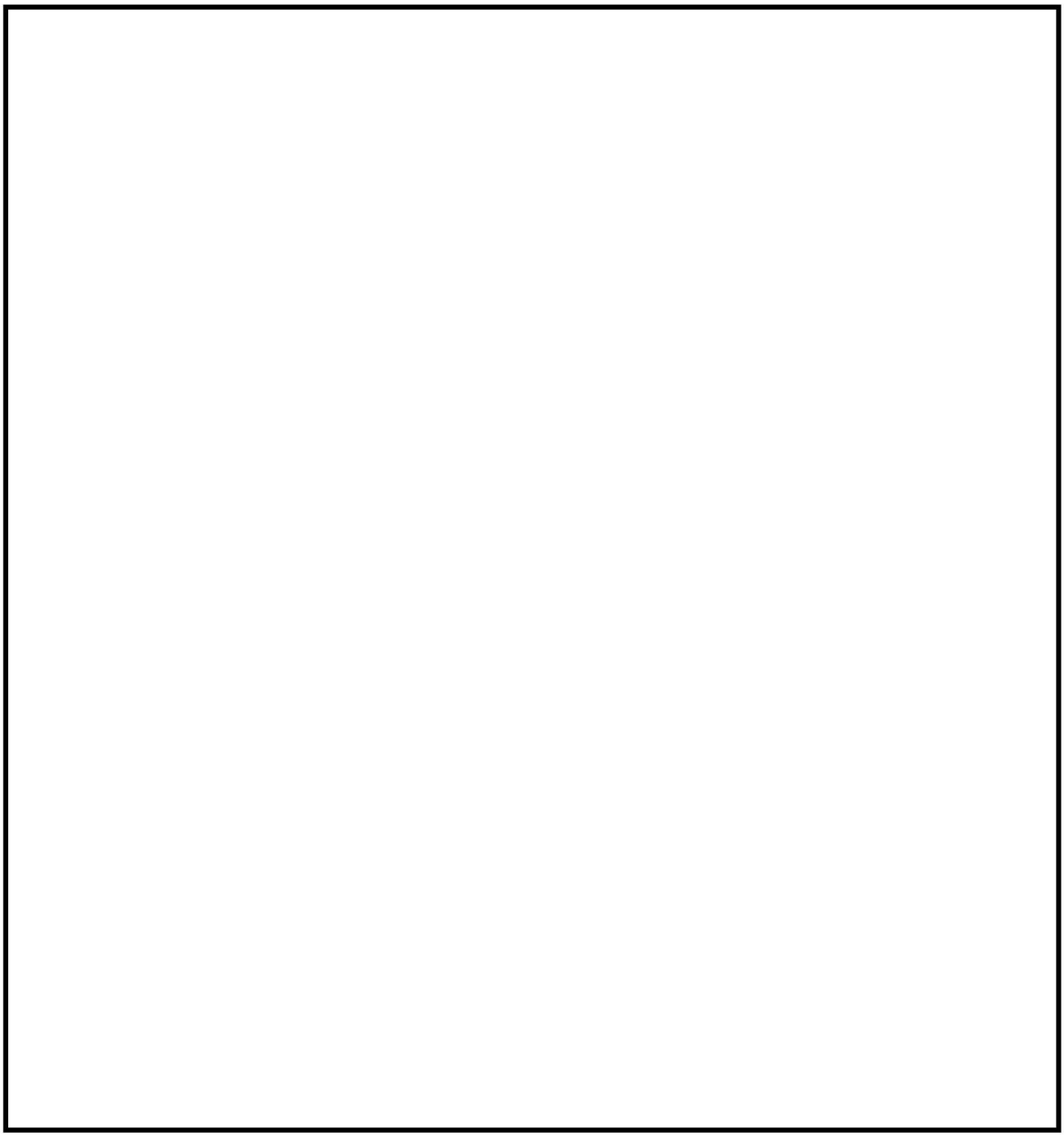
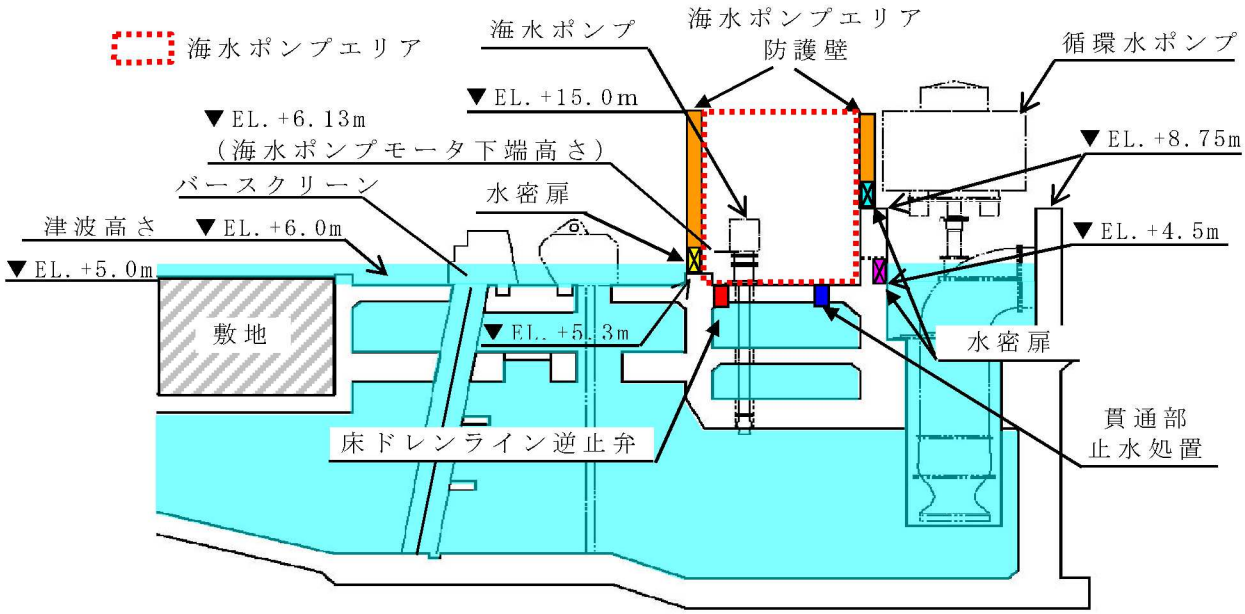
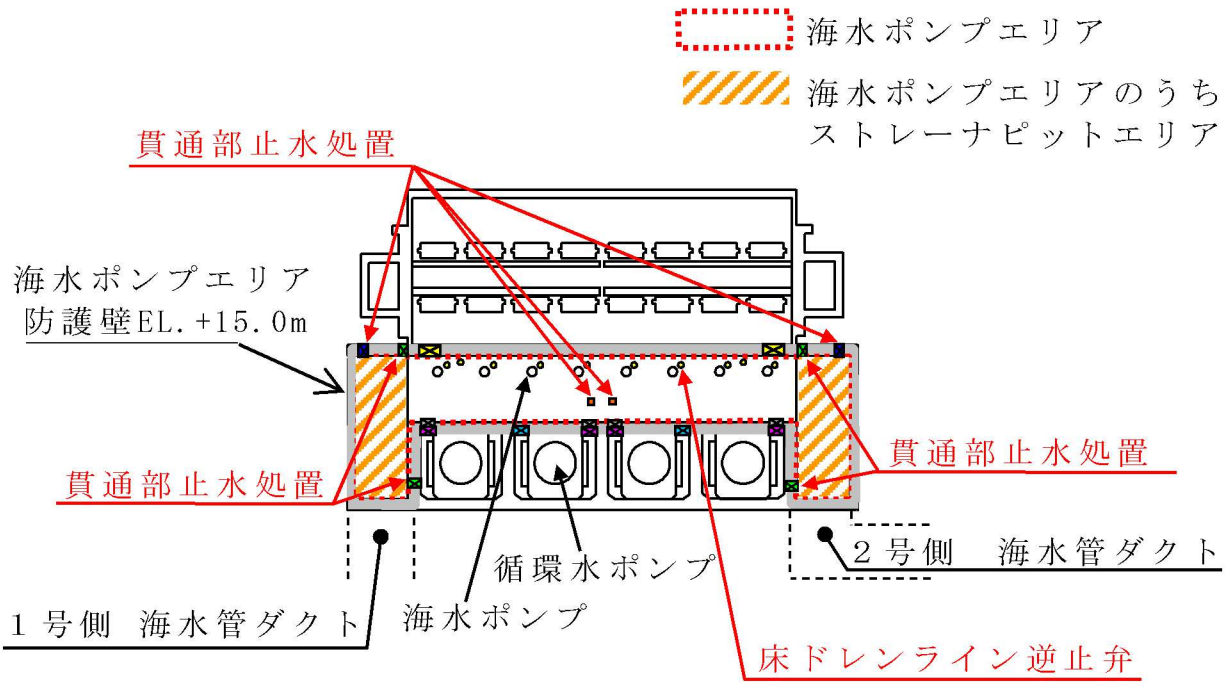


第 1.5.7 図　敷地の特性に応じた津波防護の概要

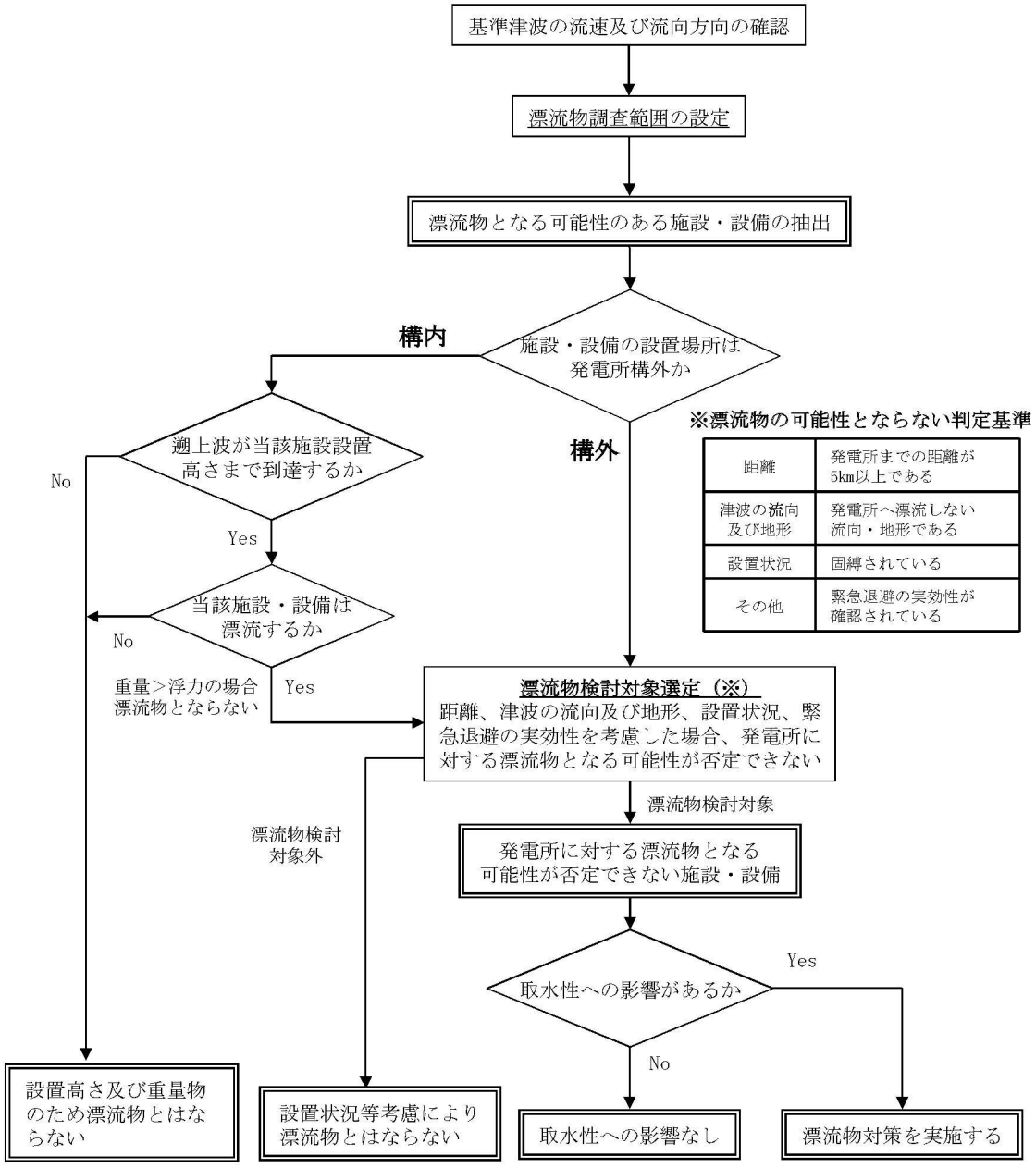
：防護上の観点から公開できません



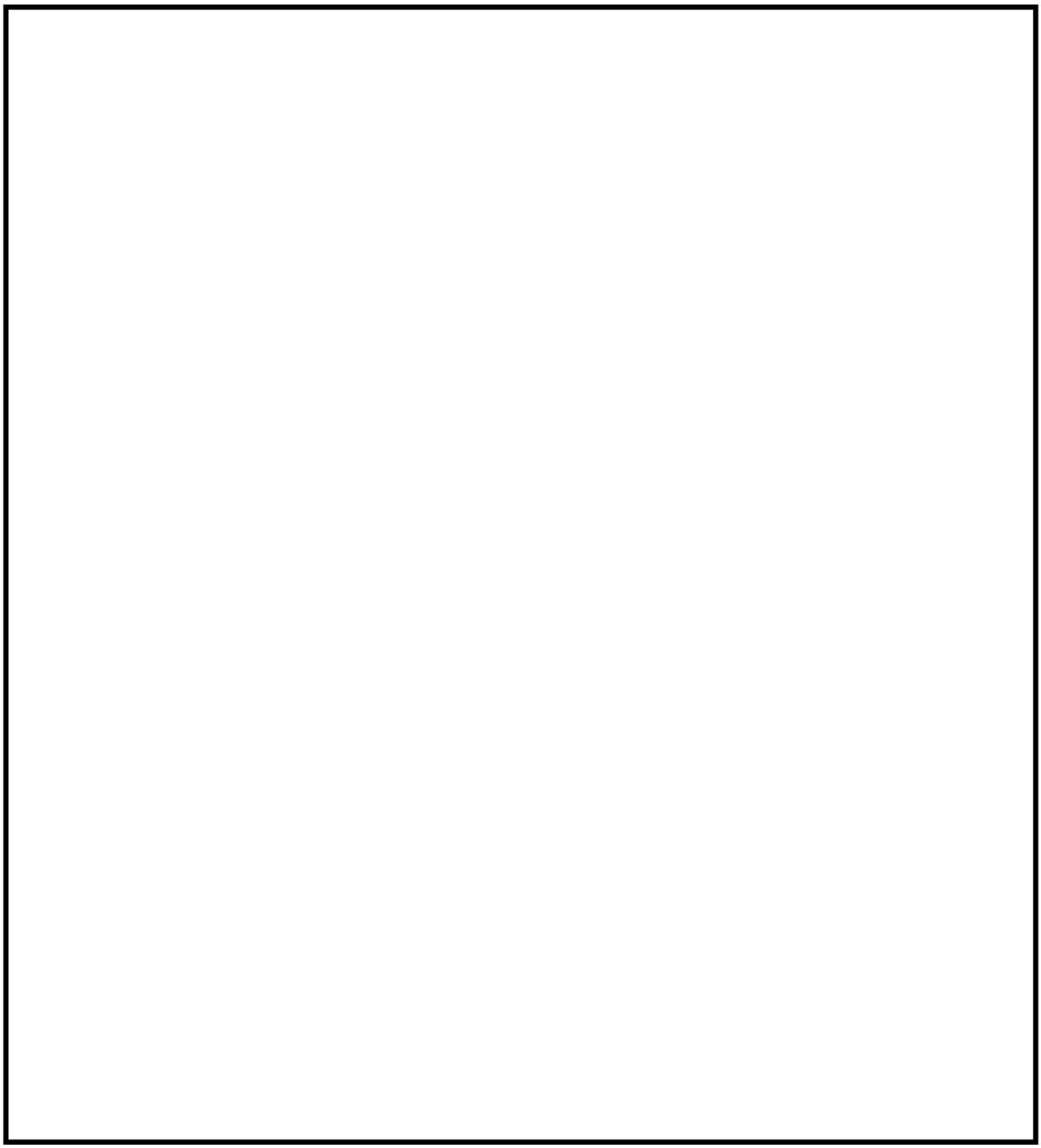
第 1.5.8 図　　海水ポンプエリアの浸水対策の概要



第 1.5.9 図　　海水ポンプエリアの浸水防止設備設置箇所の概要



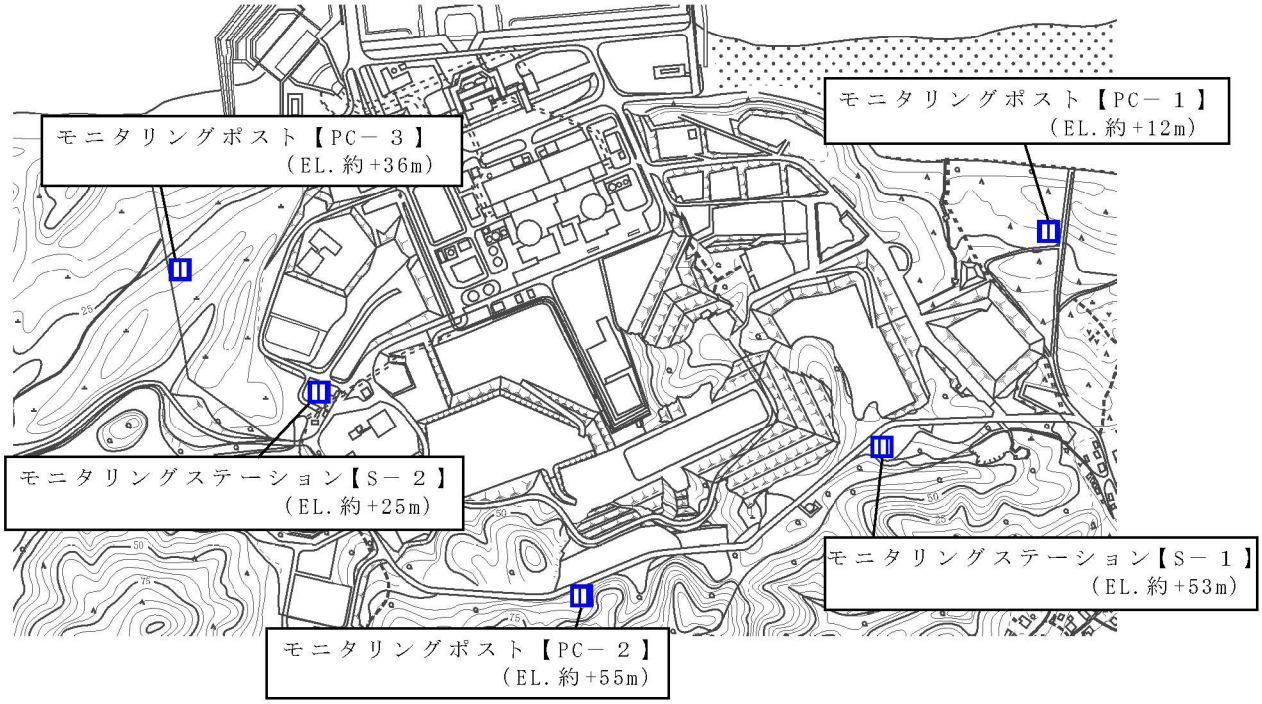
第 1.5.10 図　漂流物評価フロー



第 1.5.11 図　重大事故等対処施設の津波防護対象範囲

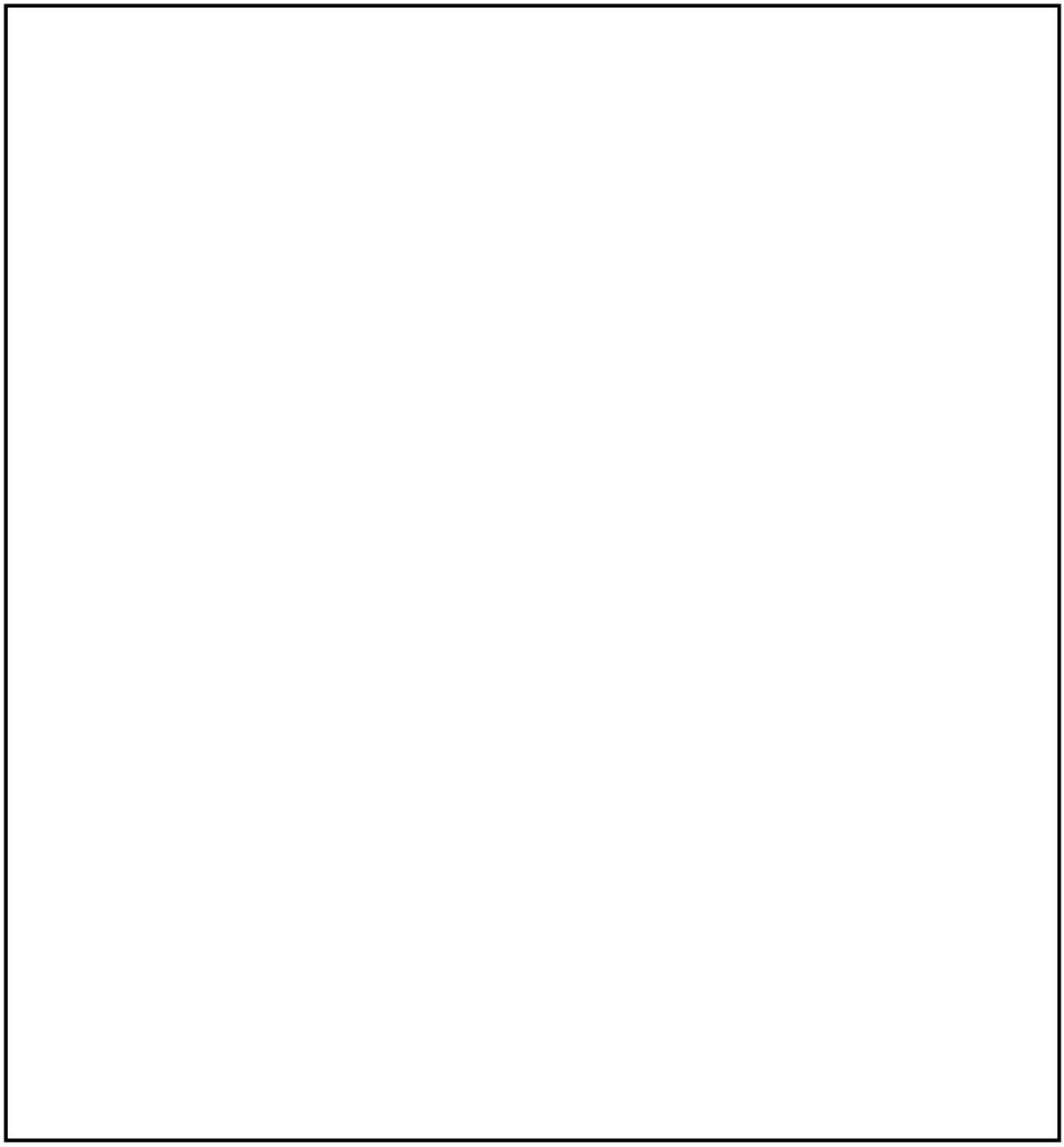
（発電所全体配置）

：防護上の観点から公開できません



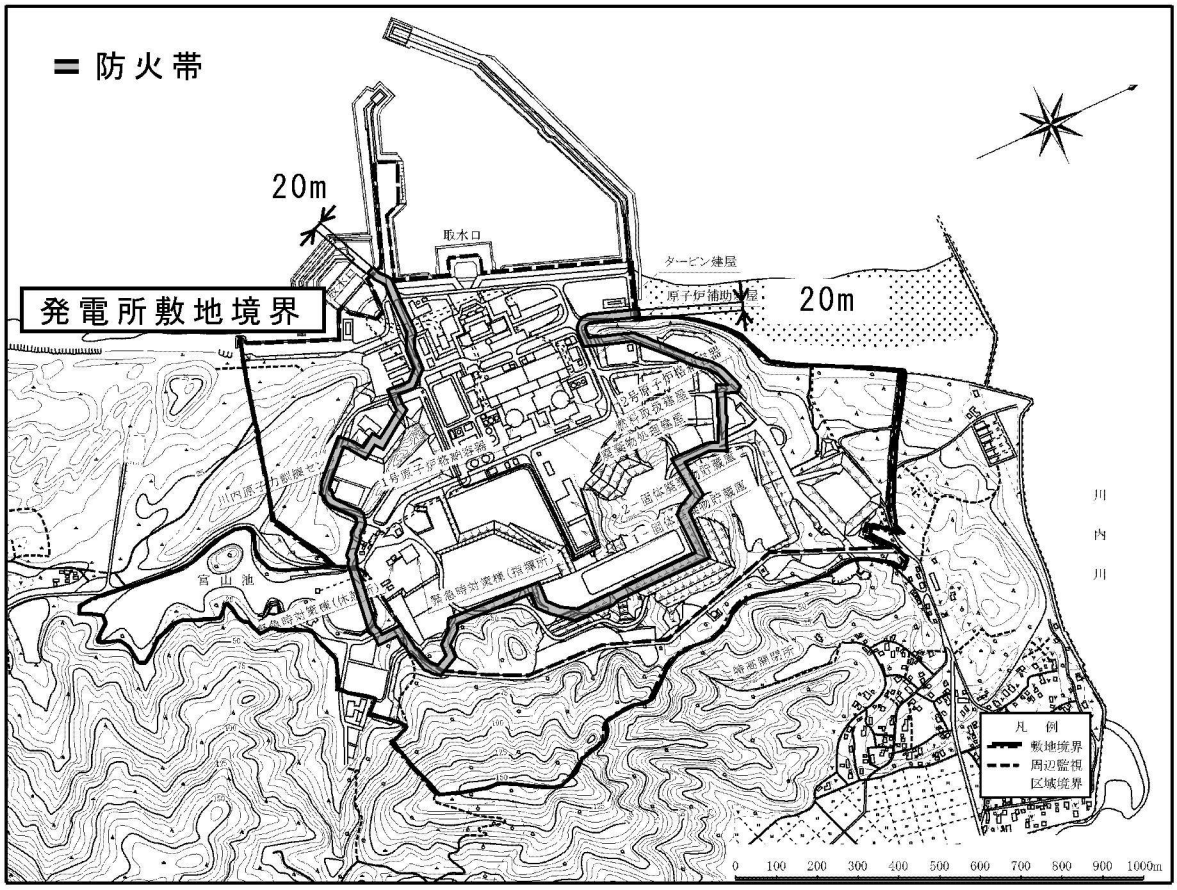
第 1.5.12 図　重大事故等対処施設の津波防護対象範囲

（発電所敷地近傍）

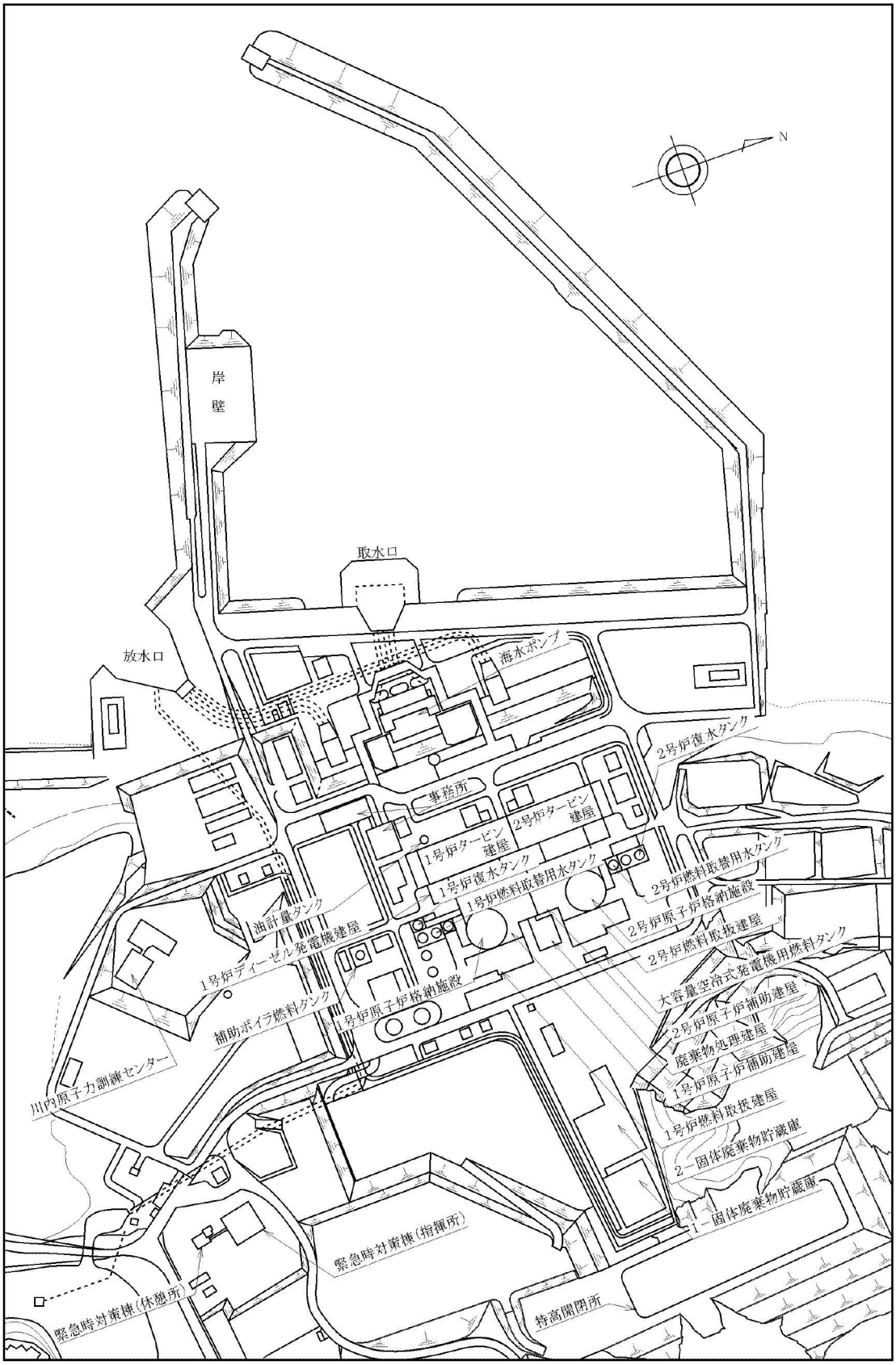


第 1.5.13 図　特定重大事故等対処施設の津波防護対象範囲

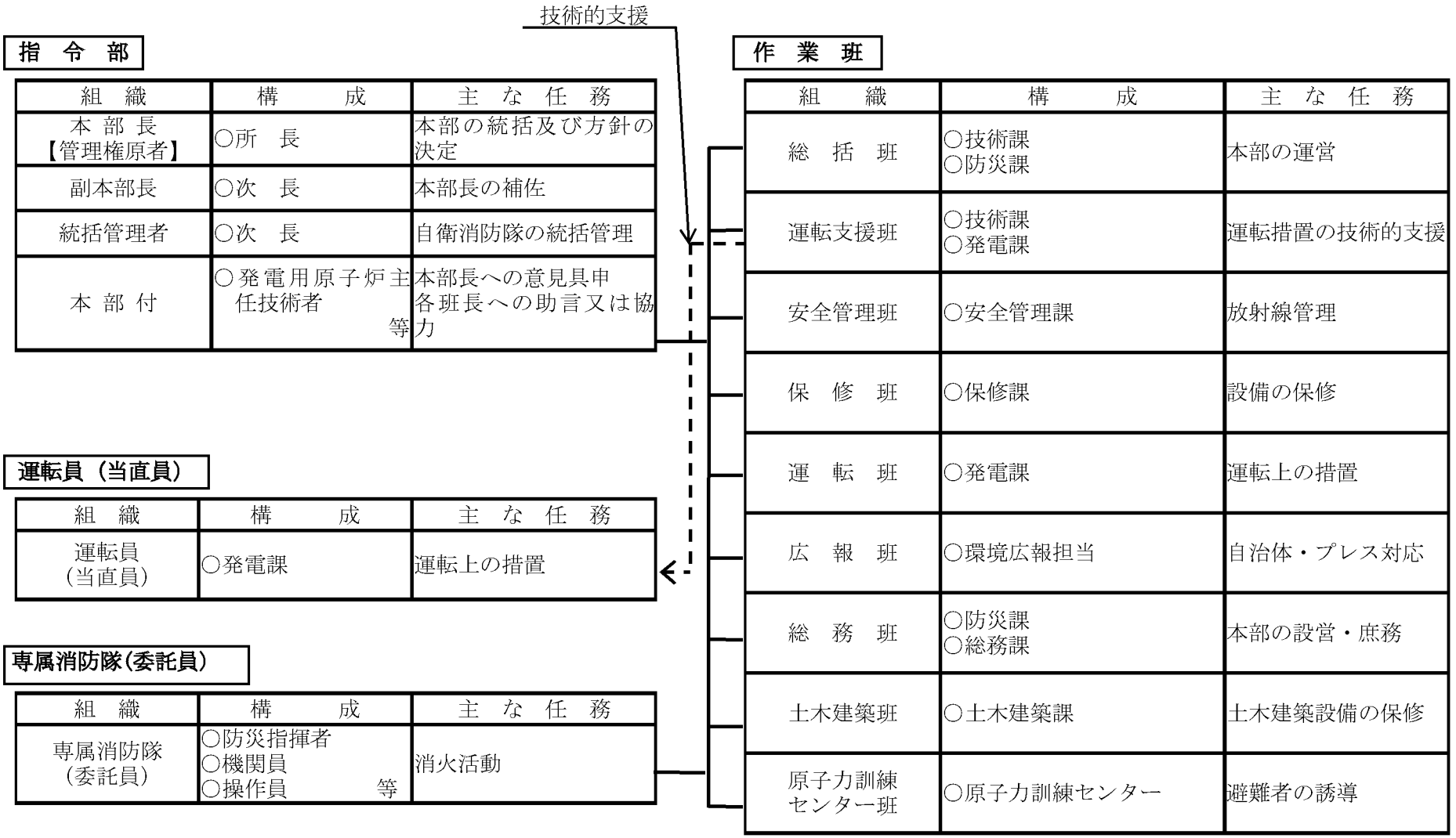
：防護上の観点から公開できません



第 1.10.1 図　防火帯設置図



第 1.10.2 図　危険物タンク配置図



第 1.10.3 図　自衛消防隊体制図

2．　プラント配置

2.1　概　　要

発電所敷地内の建屋及び構築物は、運転、保守の容易さ及び安全性の確保を十分考慮した配置とする。プラントは原子炉格納施設、原子炉補助建屋、タービン建屋等の建屋及び屋外タンク等の機器から構成される。

2.2　設計方針

(1)　発電用原子炉施設の発電所敷地内の配置は平常運転時に被ばく線量が発電用原子炉施設の設計との関連において、次を満たすように設計する。

ａ．周辺監視区域境界で被ばく線量が「原子炉等規制法」に定められている許容基準を下回るものとする。

ｂ．施設周辺の公衆の被ばく線量を「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」に適合するものとする。

(2)　重大事故及び仮想事故時における敷地境界での被ばく線量が「原子炉立地審査指針」のめやす線量を十分下回るよう敷地境界から隔離する。

(3)　敷地の特性、自然条件を考慮し、安全性の確保、プラント機能が十分発揮できる配置とする。

(4)　ほぼ周辺監視区域に沿って障壁を設け、更に主要建屋等をとり囲む障壁を設けることにより障壁を二重化し、不法な接近、侵入の防止措置を考慮する。

2.3　主要設備

（1）　原子炉格納施設

（2）　原子炉補助建屋

（3）　燃料取扱建屋

（4）　タービン建屋

（5）　特高開閉所（１号及び２号炉共用）

（6）　廃棄物処理建屋（１号及び２号炉共用）

（7）　固体廃棄物貯蔵庫

・１－固体廃棄物貯蔵庫（１号及び２号炉共用）

・２－固体廃棄物貯蔵庫（１号及び２号炉共用）

（8）　給水処理設備（１号及び２号炉共用）

（9）　補助蒸気設備（１号及び２号炉共用）

（10）　港湾施設（１号及び２号炉共用）

（11）　取水施設（一部１号及び２号炉共用）

（12）　放水施設（一部１号及び２号炉共用）

（13）　事　務　所（１号及び２号炉共用）

（14）　緊急時対策所（１号及び２号炉共用）

・緊急時対策所（指揮所）

・緊急時対策所（緊急時対策棟内）

（15）　廃棄物搬出建屋（１号及び２号炉共用）

・圧縮固化処理棟

・固体廃棄物搬出検査棟

2.4　全体配置

発電所の全体配置を第2.4.1図に示す。

敷地中央部をＥＬ＋13ｍに整地造成し、主要構造物の敷地とする。

東側から、燃料取扱建屋、原子炉格納施設、原子炉補助建屋、タービン建屋の順に設置する。

復水器冷却水は港湾内より深層取水し、放水ピットを経て港湾外へ放水する。

2.5　建屋及び構築物

2.5.1　概　　要

原子炉格納施設、原子炉補助建屋、燃料取扱建屋等の主要構造物の基礎は、堅硬な岩盤上に直接支持するか、又は岩盤上に打設したコンクリートで支持する。

また主要建屋及び構築物は機器の運転、保守を考慮した配置とする。

原子炉格納施設、原子炉補助建屋、燃料取扱建屋、タービン建屋の機器配置を第2.5.1図～第2.5.7図に示す。

建屋内には数箇所避難階段を設置し、これに通じ、かつ、単純、明確、永続性のある標識のついた避難通路を設ける。

2.5.2　原子炉格納施設

原子炉格納施設は、原子炉格納容器、内部コンクリート及び外部しゃへい建屋からなる。

原子炉格納容器は、内径約40ｍ、全高約87ｍの上部半球、下部半だ円鏡円筒形の溶接構造でＥＬ約－19ｍの堅硬な岩盤上に設置し、据付高さは器内主操作床面がＧＬ（ＥＬ＋13ｍ）に合

うようにする。

原子炉格納容器内壁コンクリートは設けず、格納容器ポーラクレーン架台を直接本体鋼板に取付ける構造とする。

原子炉容器のまわりに鉄筋コンクリート造り、ステンレス鋼板内張の原子炉キャビティを設け燃料取替作業が主操作床面から行えるようにし、燃料取替クレーン及び格納容器ポーラクレーンを装備する。

また原子炉格納容器への出入口として、通常用エアロック、非常用エアロック及び機器搬入口を設ける。

格納容器排気筒は、ステンレス鋼板製で外部しゃへい建屋に沿わせて設置し、地上高さは約61ｍである。

また、格納容器換気空調設備の排気管は、原子炉補助建屋を経由し、格納容器排気筒に接続する。

2.5.3　原子炉補助建屋

原子炉補助建屋は、原子炉格納施設に隣接して設け、化学体積制御設備、余熱除去設備、廃棄物処理設備、燃料取替用水設備、換気空調設備、試料採取設備、原子炉補機冷却水設備、中央制御室、計器室等を収容する。

主要構造は鉄筋コンクリート造りで、地上２階（地上高さ約16ｍ）、地下５階であり、岩盤上に直接支持するか、又は、岩盤上に打設したコンクリートで直接支持する。

補助建屋排気筒はステンレス鋼板製で外部しゃへい建屋に沿わせて設置し、地上高さは約61ｍである。

2.5.4　燃料取扱建屋

燃料取扱建屋は、原子炉格納施設に隣接して設け、燃料取扱設備及び貯蔵設備、使用済燃料ピット水浄化冷却設備等を収容する。

主要構造は鉄筋コンクリート及び鉄骨造りで、地上１階（地上高さ約23ｍ）、地下２階であり、岩盤上に直接支持するか、又は岩盤上に打設したコンクリートで支持する。

2.5.5　タービン建屋

タービン建屋は、建屋１階面をＧＬに合せた半地下式とし、地下を鉄筋コンクリート造り、地上を鉄骨構造とする。

タービン建屋は約42ｍ×約98ｍ、地上高さ約28ｍで、タービン発電機、復水器、給水加熱器、給水ポンプ及び補機類等を収容する。

また、主要機器の搬入、搬出を考慮し天井クレーンを装備する。

2.5.6　特高開閉所（１号及び２号炉共用）

特高開閉所は固体廃棄物貯蔵庫東側の敷地に、しゃ断器、線路開閉器、避雷器、計器用変圧器、計器用変流器等を設ける。

2.5.7　廃棄物処理建屋（２号炉で設置、共用）

廃棄物処理建屋は、原子炉補助建屋の東側、燃料取扱建屋の南側に隣接して設け、アスファルト固化装置及び雑固体焼却設備を収容する。

建屋は、地下１階、地上２階建の鉄筋コンクリート造りとする。

建屋の地下には、補助建屋との連絡部を設けて従業員の通路及び濃縮廃液等の移送配管を設置する。

2.5.8　固体廃棄物貯蔵庫（１号及び２号炉共用）

１及び２－固体廃棄物貯蔵庫は、１号炉の原子炉格納施設の東側に設置する。

2.5.9　給水処理設備（一部１号炉で設置、共用）

１号炉原子炉補助建屋の南側に給水処理設備を設置する。

2.5.10　補助蒸気設備（一部１号炉で設置、共用）

１号炉原子炉補助建屋の南側に補助ボイラ（１号炉で設置）を、２号炉タービン建屋の西側にスチームコンバータを設置する。

2.5.11　港湾施設（１号炉で設置、共用）

港湾施設は、１号炉で設置されたものを共用する。

2.5.12　取水施設（一部１号及び２号炉共用）

港湾部埋立地に取水口（１号炉で設置）を設け、ポンプピット（１号炉で設置）より取水する。ポンプピットには、循環水ポンプ、海水ポンプ等を設置し、鋼管製の循環水管をタービン建屋まで埋設配管する。

原子炉補機冷却海水管は、原子炉補助建屋まで海水管ダクト内に配管する。

2.5.13　放水施設（一部１号及び２号炉共用）

ポンプピット北側に放水ピットを設置し、復水器冷却水、原子炉補機冷却海水等を放水口（１号炉で設置）まで導き、港湾外に放出する。

2.5.14　事　務　所（１号及び２号炉共用）

１号炉タービン建屋の西側に、鉄筋コンクリート造の事務所（本館）及び地上４階の事務所（新館）を設け、その中に事務室等を設ける。

2.5.15　緊急時対策所（１号及び２号炉共用）

１号炉原子炉格納施設の南東側に設ける鉄筋コンクリート造の緊急時対策棟（指揮所）内又は緊急時対策棟内に、緊急時対策所を設ける。

代替緊急時対策所は、その機能に係る設備を含め、必要な手続きを行った後、機能を緊急時対策所（指揮所）に移行する。緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）において引き続き使用する設備を除き、本移行をもって代替緊急時対策所の機能を廃止するが、緊急時対策所（緊急時対策棟内）において緊急時対策棟（休憩所）として使用する。

緊急時対策所（指揮所）と緊急時対策棟（休憩所）を合わせた緊急時対策所（緊急時対策棟内）は、その機能に係る設備を

含め、必要な手続きを行った後、緊急時対策所としての機能を持たせる。

2.5.16　廃棄物搬出建屋（１号及び２号炉共用）

廃棄物搬出建屋は、圧縮固化処理棟及び固体廃棄物搬出検査棟からなり、１及び２－固体廃棄物貯蔵庫の南側に設置する。

2.6　特定重大事故等対処施設に関するプラント配置

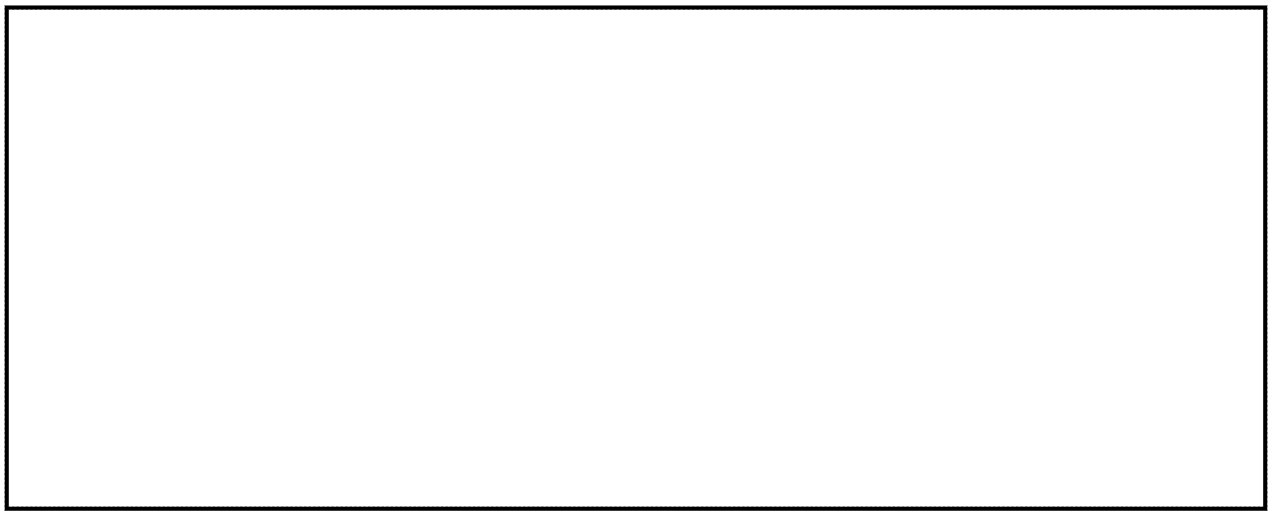
2.6.1　主要設備

2.6.2　全体配置

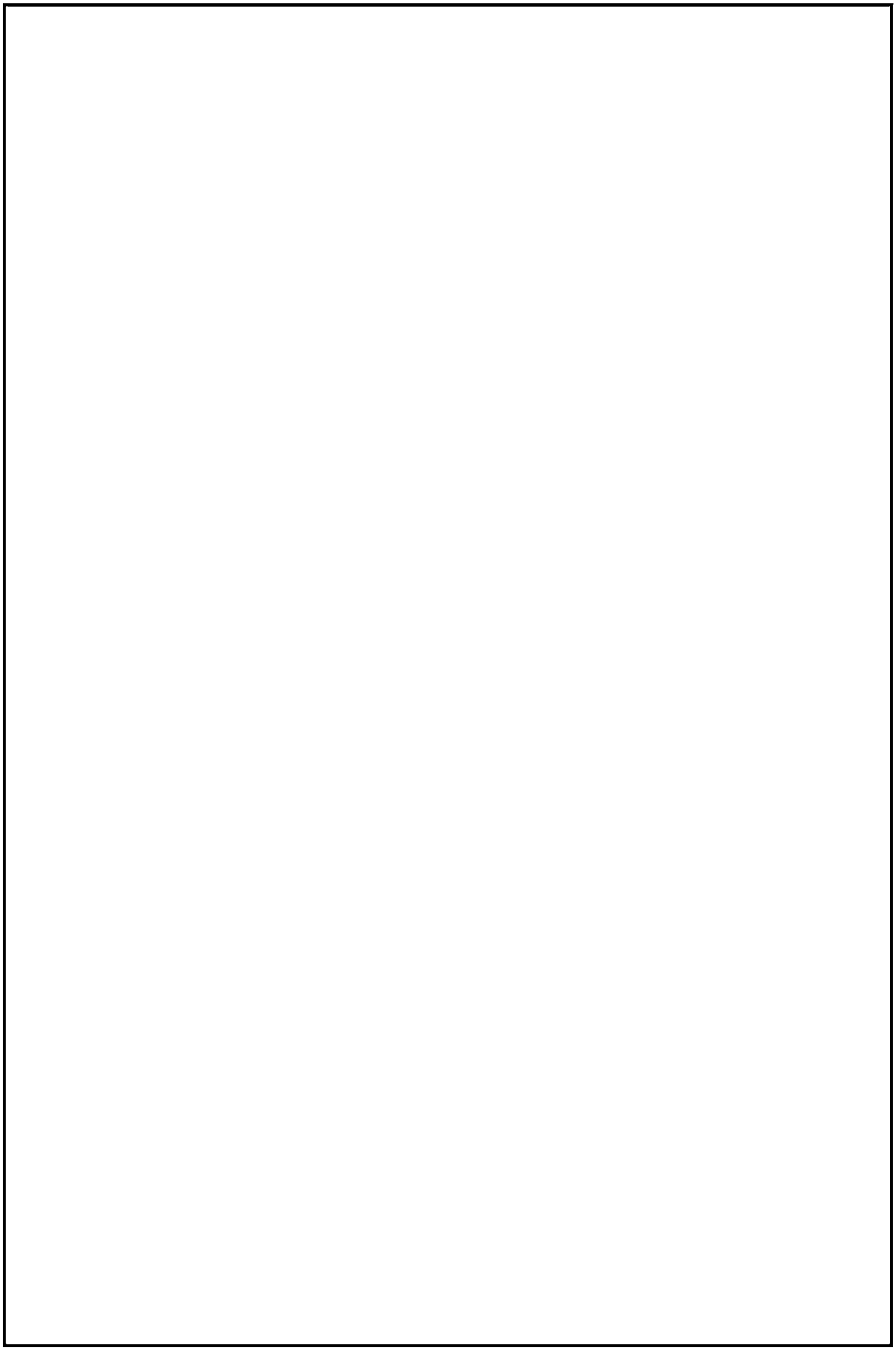
特定重大事故等対処施設を含む発電所の全体配置を第2.6.1図に示す。

2.6.3　建物及び構造物

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

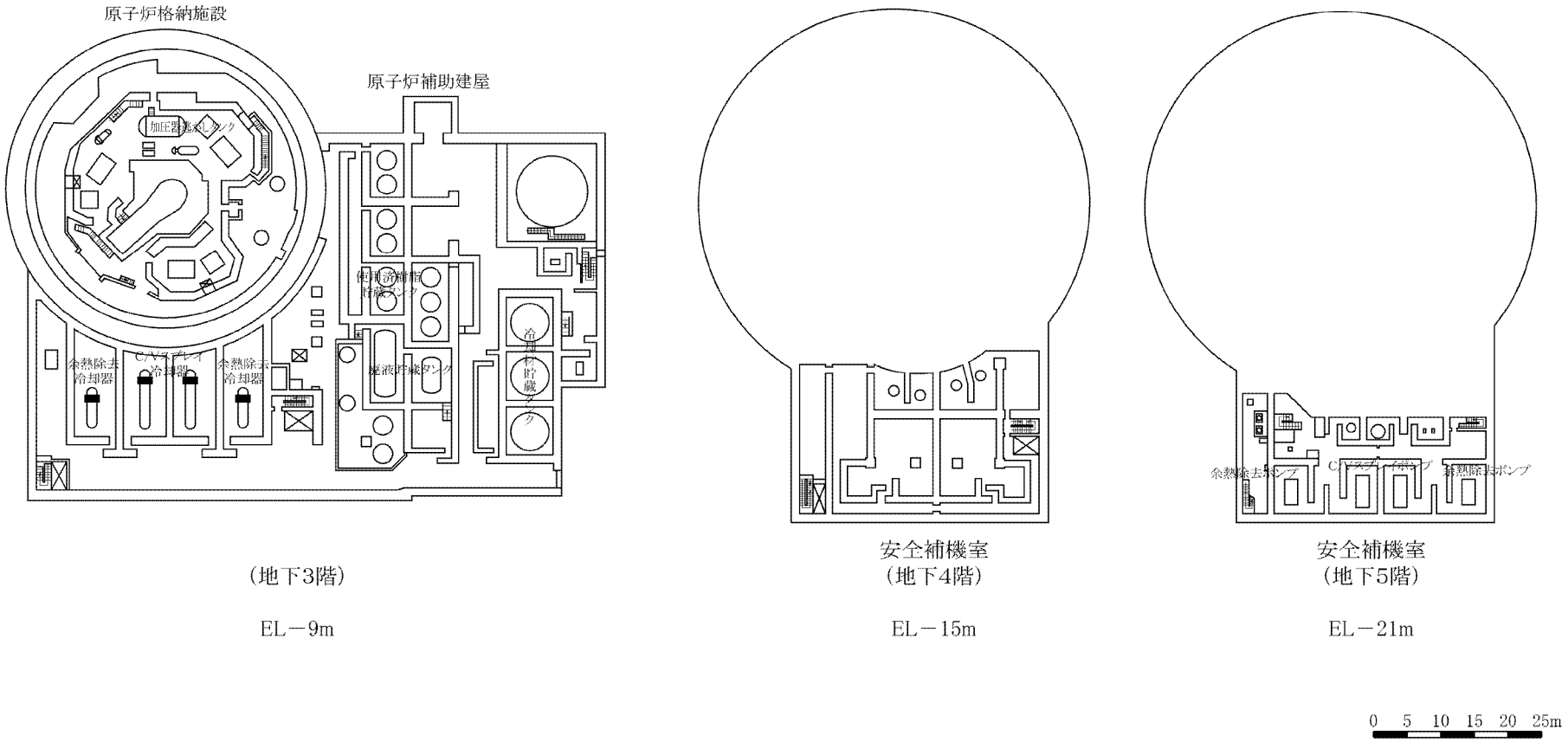


枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

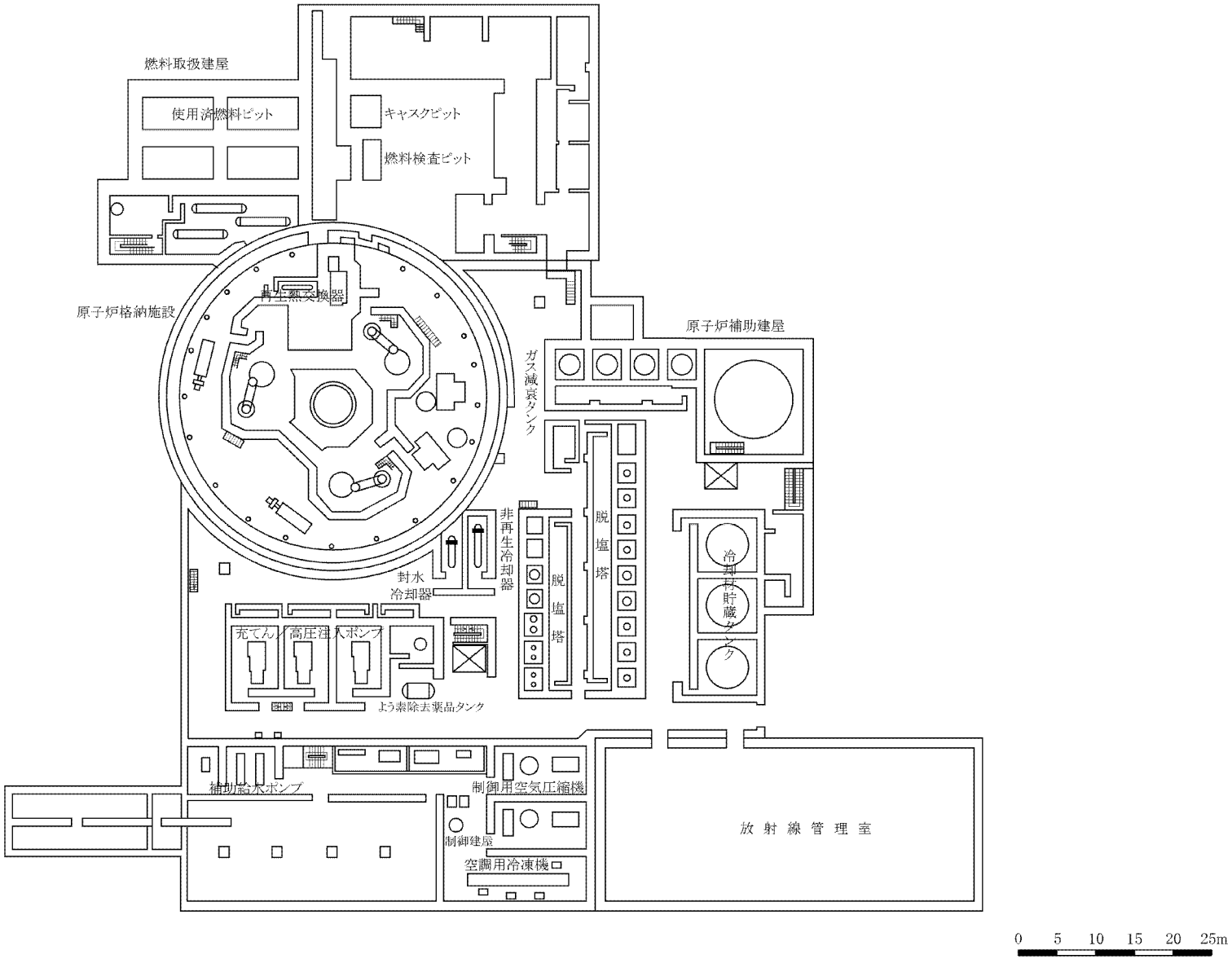


第2.4.1図　発電所全体配置図

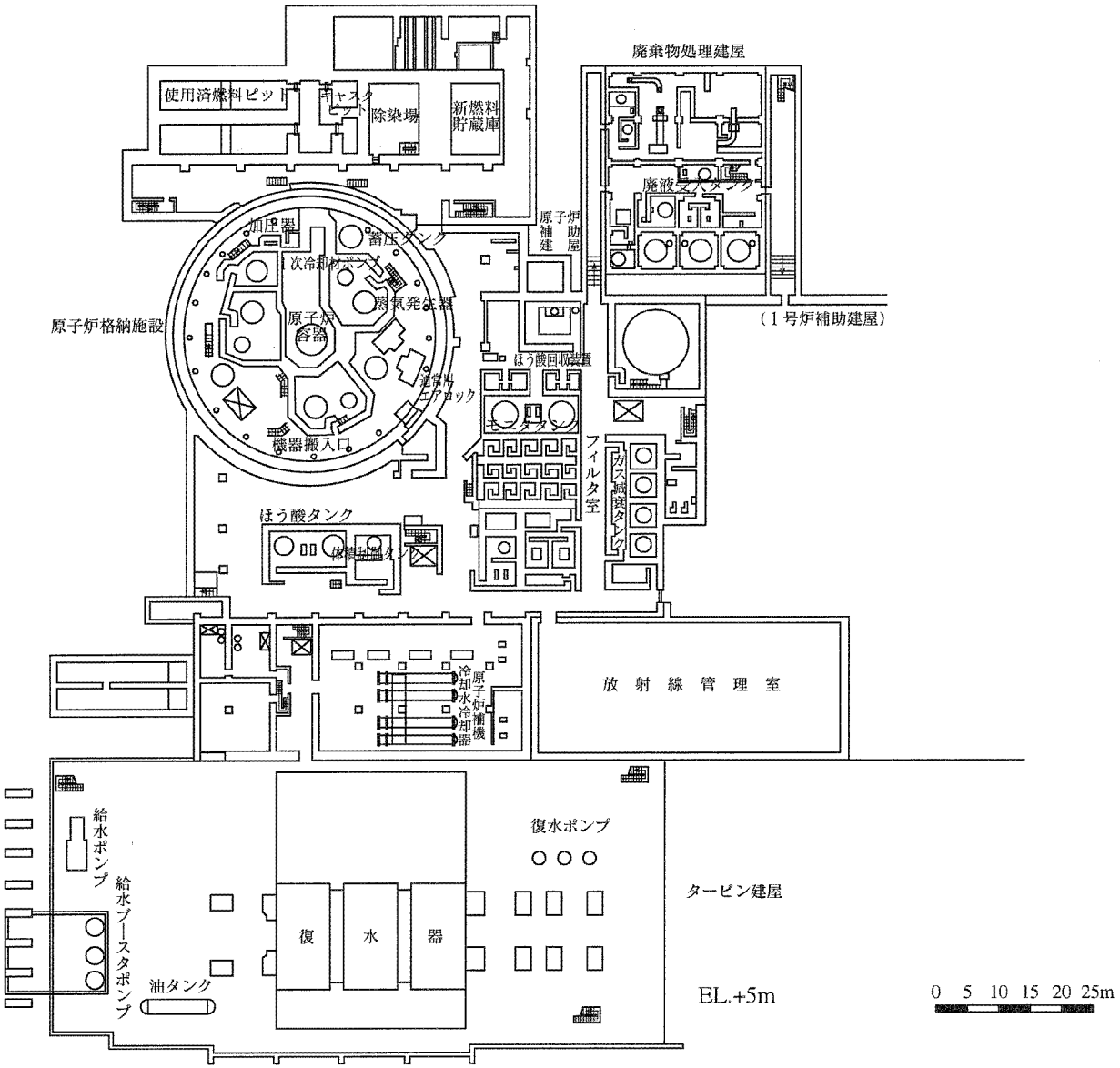
：防護上の観点から公開できません



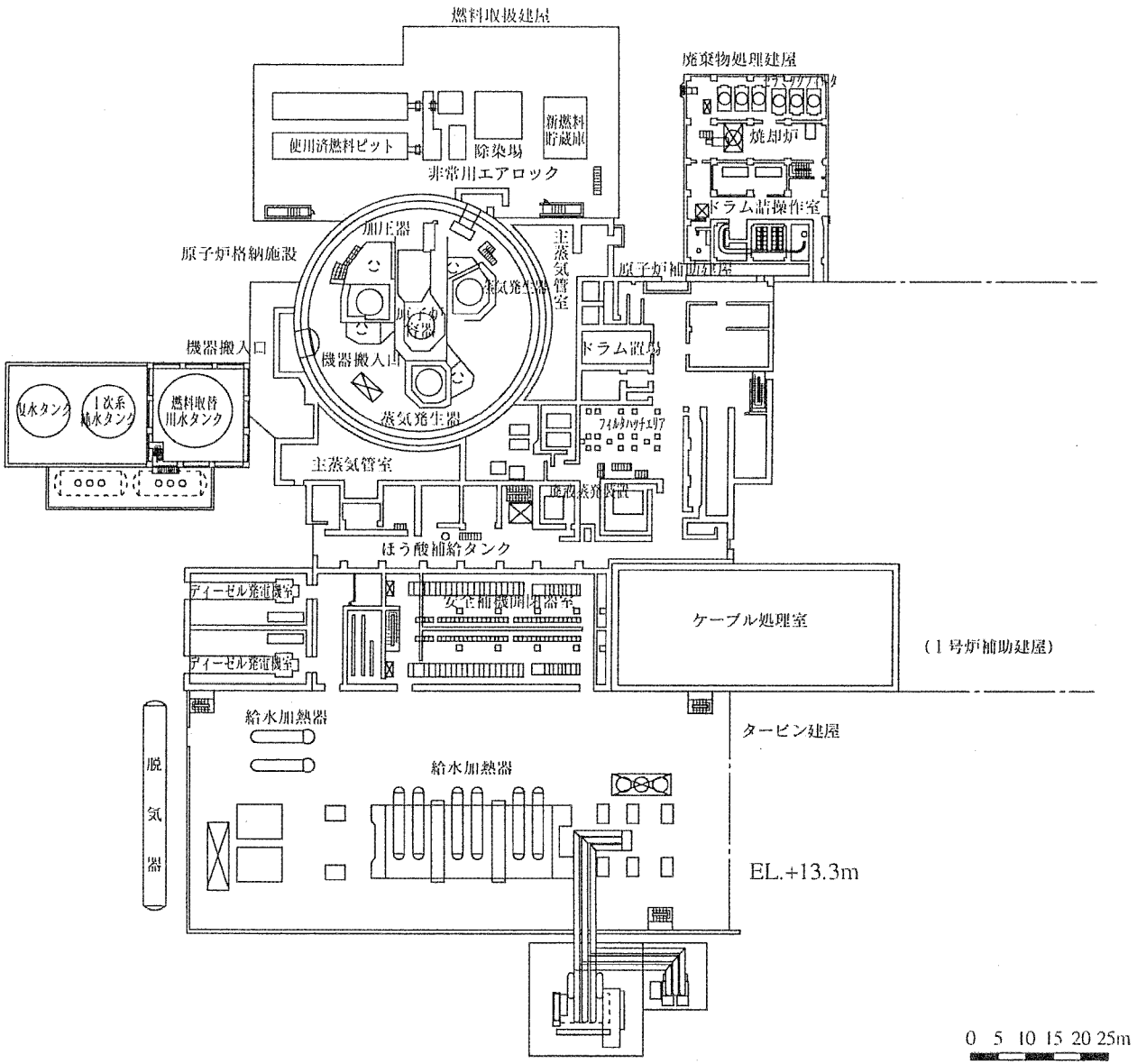
第2.5.1図　主要建屋平面図（地下３、４、５階）



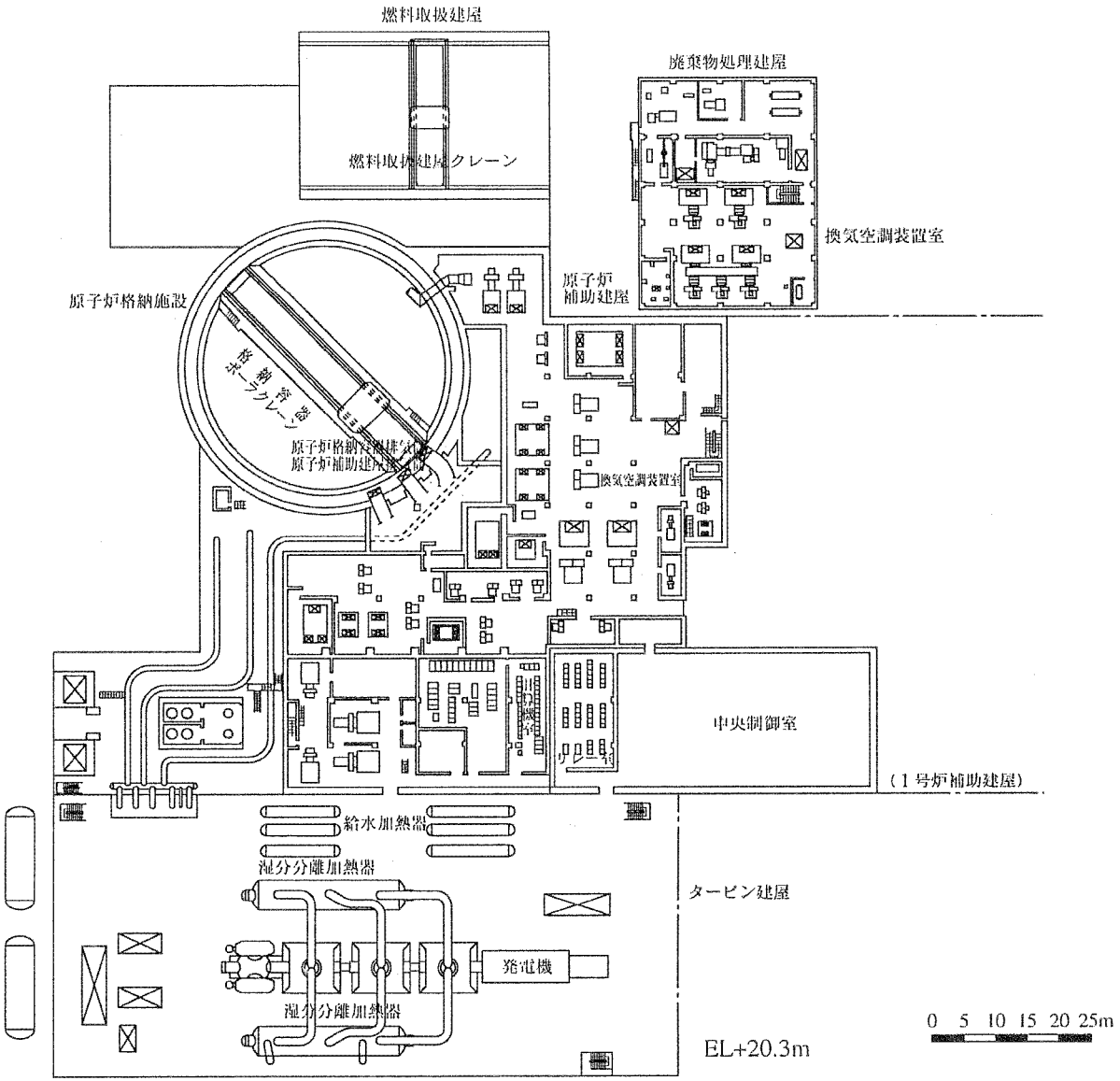
第2.5.2図　主要建屋平面図（地下２階）



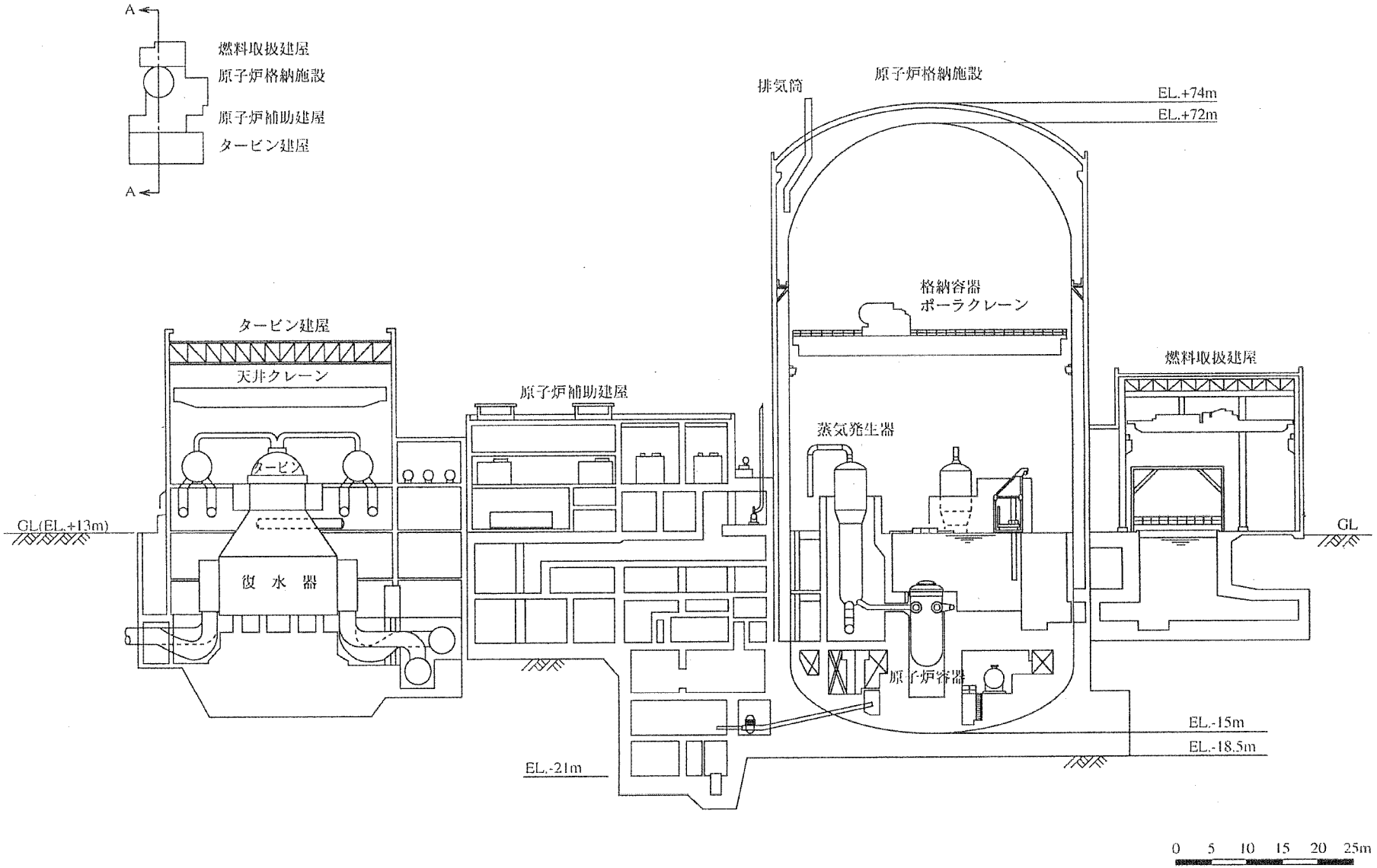
第2.5.3図　主要建屋平面図（地下1階）



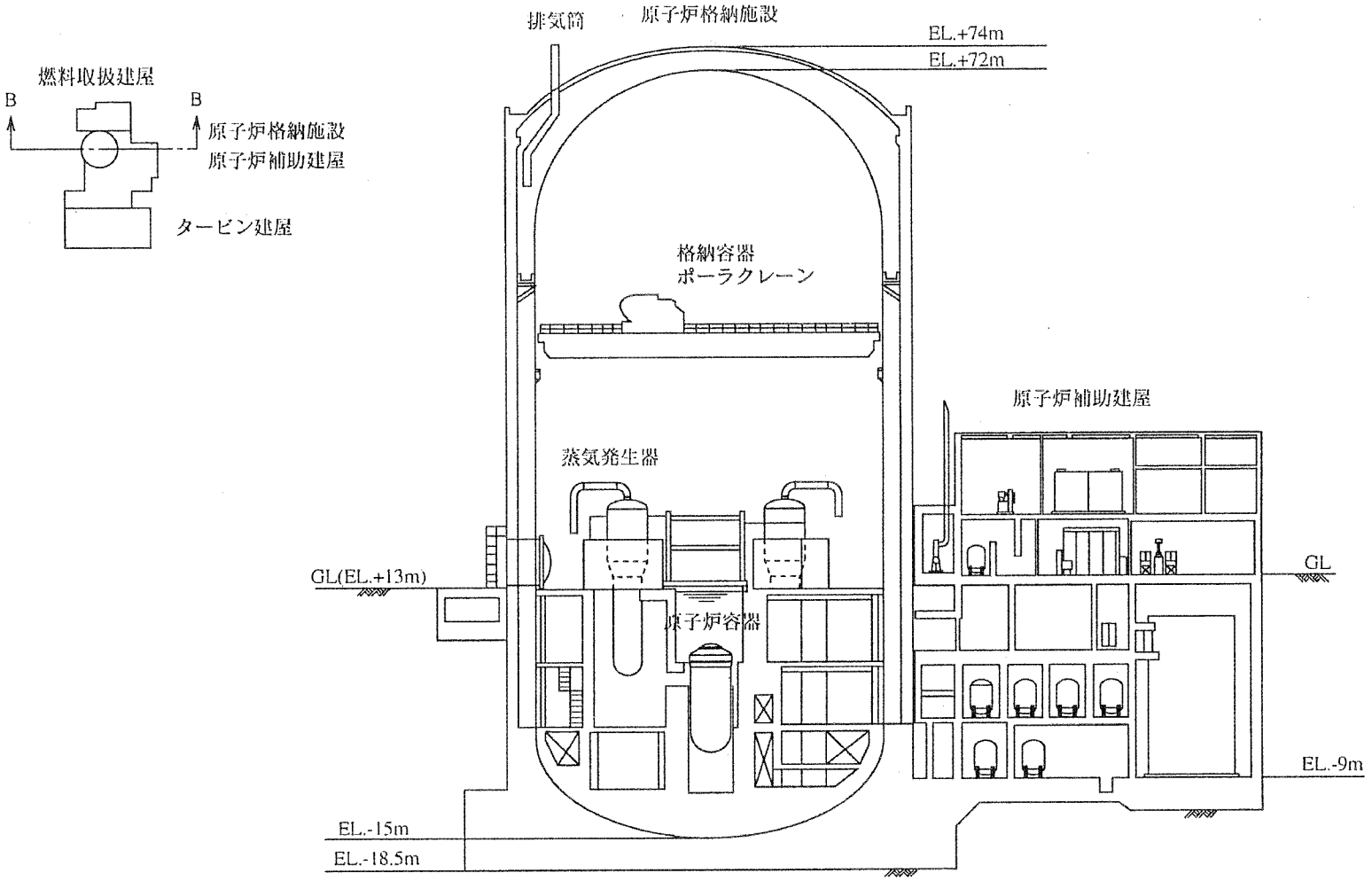
第2.5.4図　主要建屋平面図（1階）



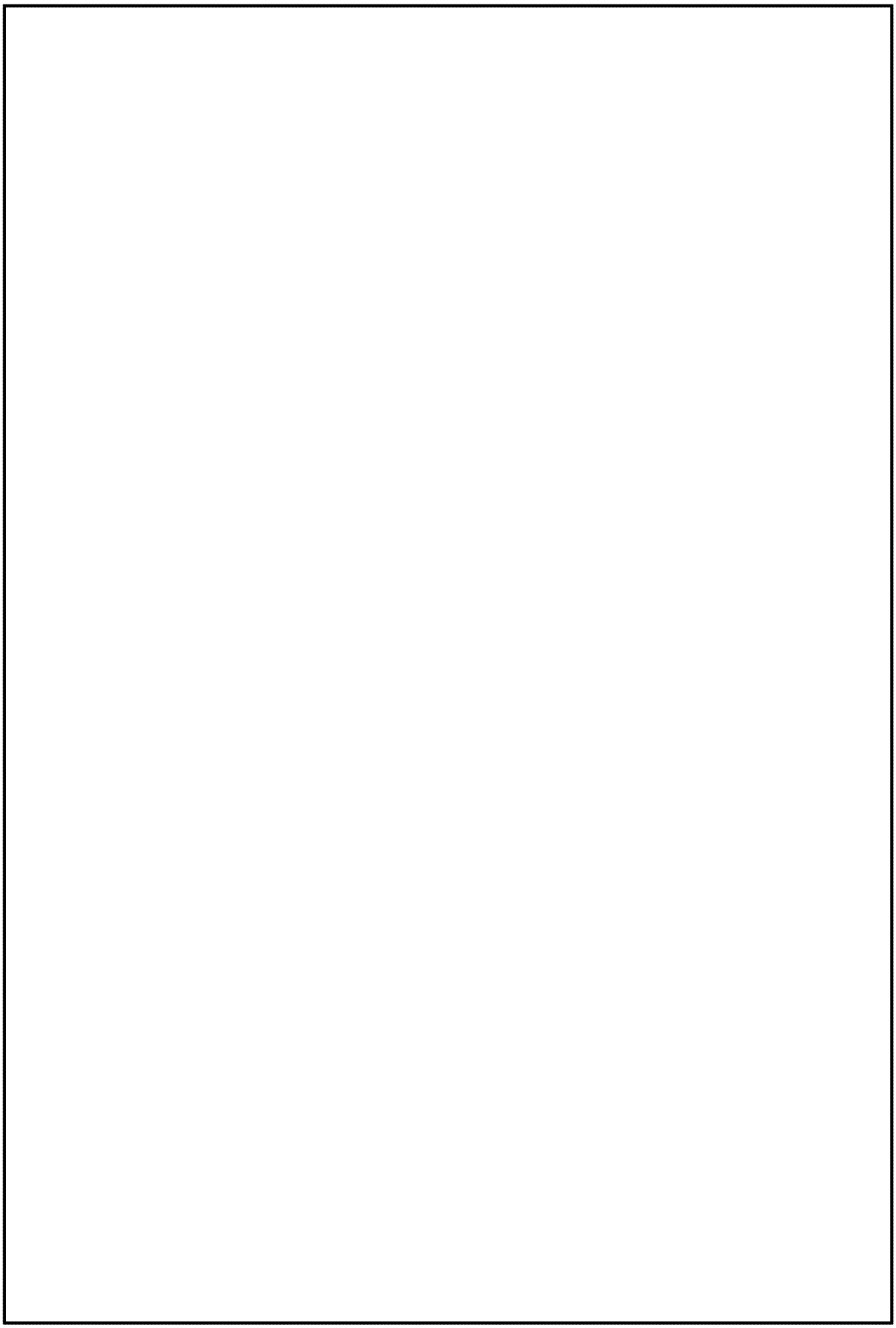
第2.5.5図　主要建屋平面図（2階）



第2.5.6図　主要建屋断面図（Ａ－Ａ断面）



第 2.5.7 図　主要建屋断面図（Ｂ－Ｂ断面）



第2.6.1図　発電所全体配置図（特定重大事故等対処施設を含む。）

：防護上の観点から公開できません

３．発電用原子炉及び炉心

3.1　概　　要

発電用原子炉を構成する要素としては、原子炉容器、燃料集合体、炉内構造物、制御棒クラスタ、制御棒クラスタ駆動装置等がある。発電用原子炉及び炉心の概要を第3.1.1図及び第3.1.2図に示す。

炉心は、157体の燃料集合体を円柱状に配列して構成し、初装荷炉心では、炉心を３領域に分け、それぞれ異なった濃縮度を採用する。

また、炉心は１次冷却設備の軽水により冷却、減速され、その減速材中には、中性子吸収材としてほう酸を入れる。

燃料集合体の燃料棒の配列は、17×17であり、そのうち264本が燃料棒、24本が制御棒案内シンブル、残り１本が炉内計装用案内シンブルである。制御棒案内シンブルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源又はシンブルプラグの挿入に使用する。

燃料集合体を支持する炉内構造物は、大別して上部炉心構造物及び下部炉心構造物で構成する。

１次冷却材は、原子炉容器入口ノズルから原子炉容器内に入り、炉心槽と原子炉容器間の円環部を下方に流れ、下部プレナム部で上向き流となり、ほぼ均一流量分布で炉心下部に入り、炉心内で発生する熱エネルギを吸収して高温となり、炉心上部プレナムで混合した後、原子炉容器出口ノズルを経て蒸気発生器に至り、熱エネルギはタービンを駆動する高温高圧の蒸気の発生に用いられる。

発電用原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタの操作及び１次冷却材中のほう素濃度調整の原理の異なる２つの方法によって行う。これらの制御方式に加えて、過剰反応度を抑制し、減速材温度係数

を高温出力運転状態で負にするため、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用する。

制御棒クラスタは、起動、停止、負荷変化等に伴う比較的急速な反応度変化を制御するのに用い、ほう素濃度調整は、燃料の燃焼に伴う反応度変化、キセノン、サマリウム等の変化に伴う反応度変化、常温から運転温度までの温度変化に伴う反応度変化等の比較的緩やかな反応度変化を制御するのに用いる。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制御棒クラスタ駆動装置により駆動する。ほう素濃度は、化学体積制御系によるフィードアンドブリード方式又はイオン交換処理方式により調整する。

核設計においては、制御棒クラスタ、燃料集合体及びバーナブルポイズンの配置、燃料の濃縮度、１次冷却材中のほう素濃度等のパラメータを決定し、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引抜位置のままで挿入できない場合でも、原子炉制御設備及び原子炉保護設備とあいまって、適切な反応度制御をできるようにする。また、出力分布振動に対し水平方向振動は固有の減衰特性を持ち、軸方向振動に対しては容易に抑制可能である設計とする。

熱水力設計においては、燃料被覆管と１次冷却材との間で適切な熱伝達が行われるように、燃料集合体の構造、出力分布、炉心流量分布等について適切な設計をするとともに、反応度制御設備、原子炉保護設備等とあいまって燃料の健全性を確保するようにする。

１次冷却材中の腐食生成物及びこれから生成する放射性物質をできるだけ少なくするため、１次冷却材に直接接触する部分には、耐食性材料を用いるか、又は表面を耐食性材料で被覆する。炉心には、耐食性とともに核特性の優れた材料を選択する。

発電用原子炉及び炉心の主要仕様を第3.1.1表に示す。

3.2　機械設計

3.2.1　燃　　料

(1)　概　　要

燃料集合体は、多数の二酸化ウラン焼結ペレット又はガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットを「ジルカロイ－４の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金」若しくは「ジルコニウム－ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金」又はジルカロイ－４で被覆した燃料棒、制御棒案内シンブル、炉内計装用案内シンブル、支持格子、上部ノズル、下部ノズル等で構成する。申請書本文における五、発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備　ハ．原子炉本体の構造及び設備　(ﾛ) 燃料体　(2)被覆材の種類に示す「ジルカロイ－４の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金」若しくは「ジルコニウム－ニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金」（以下、3.2.1では「ジルコニウム基合金」という。）の主成分は第3.2.1表のとおりである。[(1)(2)]　燃料棒の配列は、17×17であり、そのうち264本が燃料棒、24本が制御棒案内シンブル、残り１本が炉内計装用案内シンブルである。制御棒案内シンブルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源又はシンブルプラグの挿入に使用する。

(2)　設計方針[(1)(3)]

燃料の機械設計においては、燃料材料、使用温度、圧力条件及び照射効果を考慮し、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉施設の各設備とあいまって燃料の健全性を確保するため、次の設計方針を満足するようにする。

a．燃　料　棒

燃料棒は、燃料温度、燃料棒内圧、被覆管の応力、歪及び疲労を制限することにより、その健全性を確保する。このため、燃料寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、以下の方針を満足するように燃料棒の設計を行う。

設計に当たっては、ペレットの熱膨張、スエリング及び焼きしまり、核分裂生成ガスの生成及び放出、被覆管の熱膨張、クリープ、弾性変形等の原子炉運転中に生じる諸現象を考慮する。また、濃縮度、ガドリニア濃度等を考慮する。

(a)　燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満となる設計とし、それぞれのペレットと被覆管との熱膨張差によって生じる応力を抑える。

(b)　燃料棒内圧は、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えない設計とする。

(c)　被覆管応力は、被覆材の耐力以下となる設計とする。被覆材の耐力は、使用温度及び放射線照射の効果を考慮すると、約 310N／mm^2～約 590N／mm^2 となる。

(d)　被覆管に生じる円周方向引張歪の変化量は、各過渡変化に対して 1%以下となる設計とする。

(e)　累積疲労サイクルは、設計疲労寿命以下となる設計とする。

設計疲労曲線としては、Langer and O'Donnell の曲線を使用する。

b．燃料集合体

燃料集合体の健全性は、種々の荷重に基づく応力及び変形を制

限することにより確保する。

また、燃料集合体が他の構成部品の機能に影響を与えないようにする。

このため、以下の方針で燃料集合体を設計する。

(a) 原子炉内における使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加わる荷重に対して、各構成要素がＡＳＭＥ Sec.Ⅲの規格に準拠して十分な強度を有し、その機能が保持できる設計とする。

(b) 輸送及び取扱時に、燃料集合体に加わる荷重を設計上、軸方向について 6G、また、横方向についても各支持格子部固定の条件で 6G と設定し、構成部品がこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能が保持できる設計とする。

(3) 主要設備

ａ．燃 料 棒

燃料棒は、第 3.2.1 図に示すように二酸化ウラン焼結ペレット又はガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットをジルコニウム基合金被覆管又はジルカロイ－４被覆管に挿入し、輸送及び取扱時のペレットの移動を防ぐためにコイルばねを入れ、両端にジルカロイ－４端栓を溶接した密封構造のもので、ヘリウムを加圧充てんする。

二酸化ウラン焼結ペレットの初期密度は理論密度の約 97%又は約 95%、ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットの初期密度は理論密度の約 96%又は約 95%とする。

ペレットの形状は円柱状であり、その両端は凹状に成型し、ペレット中央部の軸方向膨張を吸収する。さらに、端面角部の面取

り成型を行い、ペレットと被覆管の機械的相互作用を軽減する。ペレットから放出される核分裂生成ガス、ペレットと被覆管との熱膨張差、燃焼に伴うペレット密度変化等により被覆管やシール溶接部に過大な応力が加わるのを防止するため、ペレットと被覆管に適当な間隙を設け、燃料棒にはプレナムを設ける。

被覆管の１次冷却材定格運転圧力による圧縮応力及びクリープを低減するため、燃料棒にヘリウムを加圧充てんする。このヘリウム加圧及びペレットの焼きしまりへの考慮により、燃料寿命中、被覆管にコラプスが起こることはない。(1)(3)(4)(5)

初期加圧量の設定に当たっては、燃料棒内圧が、通常運転時において、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力を超えないように考慮している。

b．燃料集合体

燃料集合体には、二酸化ウラン燃料集合体とガドリニア入り二酸化ウラン燃料集合体がある。

燃料集合体は、第 3.2.2(1)図及び第 3.2.2(2)図に示すように、17×17 の正方配列を形成する燃料棒 264 本、炉内計装用案内シンブル１本、制御棒案内シンブル 24 本、支持格子９個（最上部及び最下部は、ニッケル・クロム・鉄合金、中間部はジルカロイ－４又はニッケル・クロム・鉄合金を材料とする。）、上部ノズル及び下部ノズル各１個等で構成する。(1)(6)

二酸化ウラン燃料集合体は、すべての燃料棒が二酸化ウラン燃料棒であり、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料集合体は、燃料棒のうち 24 本又は 16 本がガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒である。ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒の配置を第 3.2.2(3)図及

び第 3.2.2(4)図に示す。

燃料集合体は、外側板のない、いわゆるキャンレスタイプで、１次冷却材の混合を良好にして熱除去効率を高める等の特徴を有する構造であり、燃料棒を各支持格子の単位格子当たり６点で支持することにより燃料棒相互の位置、すなわち水路間隔を保持している。

制御棒は、制御棒案内シンブルとの間に十分な間隙があり、容易に挿入又は引抜きができる。制御棒案内シンブルの下部は、径を小さくして内部の水によるダッシュポット効果により制御棒落下を緩衝する構造としている。

(4)　主要仕様

ａ．燃　料　棒

ペレット及び被覆管の仕様を第 3.2.1 表に示す。

ｂ．燃料集合体

燃料集合体の仕様を第 3.2.1 表に示す。

(5)　評　　価

ａ．構成材料[(1)(2)]

二酸化ウラン焼結ペレット及びガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆材（ジルコニウム基合金又はジルカロイ－４）及び充てんガス（ヘリウム及び空気、又はヘリウム）に対して化学的に不活性であり、高温水による腐食も無視し得る程度である。また、ガス状あるいは高い揮発性を有するものを含めて、核分裂生成物を保持する能力がある。

ジルコニウム基合金及びジルカロイ－４は、小さな吸収断面積

を有し中性子経済性に優れ、ペレット－被覆管の相互作用や内外圧差による変形に十分耐える高い強度を有し、１次冷却材、二酸化ウラン、ガドリニア入り二酸化ウラン、核分裂生成物等に対して高い耐食性を示し、かつ、高い信頼性を有する材料である。

また、ニッケル・クロム・鉄合金及びステンレス鋼も、使用条件下で十分な強度、耐熱性、耐食性及び耐放射線性を有する。

b．照射効果

燃料の燃焼が進むとペレット及び被覆管の材料特性が影響を受ける。すなわち、被覆管は中性子の照射を受けると材料の強度が増加し、延性が低下する。ペレットは、燃焼の初期段階においてわずかながら体積が減少する。これを焼きしまりと呼んでいる。さらに燃焼が進むと核分裂による気体状及び固体状の核分裂生成物がペレット内に蓄積すること等により、ペレット体積が増大する。これを照射スエリングと呼んでいる。

ペレットの焼結に当たっては、二酸化ウラン焼結ペレットは理論密度の約 97％又は約 95％、ガドリニア入り二酸化ウラン焼結ペレットは理論密度の約 96％又は約 95％にするとともに、照射中の焼きしまりを小さくするような方法を採用する。これにより照射中の焼きしまりは十分小さく抑えられ、その核設計及び熱水力設計への影響は小さい。[(7)(8)(9)]

燃料寿命を通じて、熱膨張及び照射スエリングにより被覆管に過大な歪が生じないように、また、燃料温度が過大にならないように、ペレットと被覆管の間隙を決定している。

ペレットと被覆管の間隙の熱伝達率は、主として間隙中のガスの熱伝導率、間隙の大きさ及びペレットと被覆管が接触する場合

はその接触圧に依存する。

燃料が燃焼するにつれ、間隙中にはペレットから放出されたキセノン、クリプトン等の核分裂生成ガス及びペレット中に含まれる揮発性不純物が蓄積してくる。これらの核分裂生成ガス及び揮発性不純物は、一般的に間隙の熱伝達率を小さくするが、本原子炉の燃料では、間隙に充てんするヘリウムの圧力を高めて、核分裂生成ガス及び揮発性不純物の影響が小さくなるように考慮している。

また、後に述べる燃料の温度計算においては、核分裂生成物が燃料の溶融点及び熱伝導率に及ぼす影響も考慮している。

核分裂生成物が蓄積すると、燃料の溶融点はわずかな割合（10,000MWd／t 当たり約 32℃）で低下する傾向にある。また、燃焼に伴いペレット熱伝導率は低下する。[(1)(2)]

燃焼により発生する核分裂生成ガスの一部はペレットから放出され、燃料棒の内部圧力は燃焼が進むにつれて上昇する。燃料性能に影響を与えるこれらの照射効果を考慮して燃料の機械設計を行っている。

c．燃 料 棒[(1)(3)]

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料棒の寿命期間中の健全性は以下のように保たれている。

なお、燃料棒の性能評価には、計算値を実験により検証して、その妥当性が確認されている燃料棒挙動解析モデルを用いる。[(10)(11)]

(a) 燃料中心最高温度

二酸化ウランの溶融点は、実験結果[(12)]を基に、未照射二酸

化ウランでは約 2,800℃、燃焼に伴う溶融点の低下を 10,000 MWd／t 当たり 32℃とし、燃焼度 71,000MWd／t では約 2,570℃とする。燃料中心最高温度の解析上の制限値は、計算モデルの不確定性及び燃料の製造公差を考慮して、未照射燃料では 2,580℃、燃焼に伴う溶融点の低下を 10,000MWd／t 当たり 32℃とし、燃焼度 71,000MWd／t では 2,350℃とする。ただし、第１～第 19 領域の二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では 2,600℃、燃焼に伴う溶融点の低下を考慮して燃焼度 62,000MWd／t では 2,400℃とする。なお、3.2.1 における燃料中心最高温度の解析上の制限値は、便宜上厳しいものを使用する。

ガドリニア入り二酸化ウランの溶融点は、二酸化ウランに比し幾分低下することを考慮して、未照射燃料では約 2,700℃とし、燃焼に伴う溶融点の低下は 10,000MWd／t 当たり 32℃とする。ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は、計算モデルの不確定性及び燃料製造公差を考慮して、未照射燃料では 2,480℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約 10,000MWd／t ではさらに溶融点の燃焼に伴う低下を考慮して 2,440℃とする。ただし、第８～第 19 領域のガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では 2,530℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約 10,000MWd／t では 2,490℃とする。なお、3.2.1 における燃料中心最高温度の解析上の制限値は、便宜上厳しいものを使用する。

このため、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒のウラン濃

縮度を同一集合体内の通常の二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度より 1.6wt%下げ、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒の線出力密度を低減させる設計としている。なお、第８～第 19 領域燃料のガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度については、同一集合体内の通常の二酸化ウラン燃料棒のウラン濃縮度より 1.5wt%下げる。

二酸化ウラン燃料の燃料中心温度の評価が最も厳しくなるのは、燃料中心温度が最高となり、かつ、燃料中心温度と制限値との差が最も小さくなるペレット初期密度約 95%理論密度の場合の燃料寿命初期約 1,200MWd／t であり、その制限値は 2,570℃となるが、定格出力時の最大線出力密度 41.1kW／m 並びに通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度 59.1kW／m に対する燃料中心最高温度は、第 3.2.3 図に示すようにそれぞれ約 1,770℃及び約 2,270℃であり、制限値を十分下回っている。

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、ウラン濃縮度を二酸化ウラン燃料よりも下げることにより、定格出力時の最大線出力密度は 31.9kW／m、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度は 44.3kW／m としているが、これらの線出力密度に対するガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度はそれぞれガドリニア濃度約 10wt%の場合の約 1,630℃及び約 2,040℃であり、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に対する解析上の制限値 2,440℃を十分下回っている。

したがって、いずれの燃料の燃料中心最高温度も、それぞ

れの溶融点より十分低い。

(b) 燃料棒内圧

燃料棒内圧は、燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積等により徐々に上昇するが、プレナムを十分大きくとっているので、最高燃焼度を有する燃料棒内圧でも、通常運転時において、第 3.2.4 図に示すように過大となることはなく、被覆管の外向きのクリープ変形によりペレットと被覆管のギャップが増加する圧力である約 18.6MPa～約 19.7MPa を超えることはない。

(c) 被覆管の応力

燃料寿命初期においては、1 次冷却材定格運転圧力と燃料棒内圧との内外圧差によって被覆管には圧縮応力が生じるが、燃料棒をヘリウムガスで加圧しているため、定常状態での圧縮応力は小さい。燃焼に伴う核分裂生成ガスの蓄積等により内外圧差は低下し、ペレットと被覆管の接触後はペレットのスエリングにより、また、その後内圧が上昇した場合は内圧によっても、被覆管には引張応力が生じるが、被覆管の外側への変形は非常に小さく、また、変形には長時間を要し、その間には被覆管のクリープによる応力緩和が起こるので、定常状態での引張応力は小さくなる。

被覆管の応力として、内外圧差による応力、ペレットの接触圧による応力、熱応力及び水力振動による応力を考えるが、これらの応力を組み合わせた場合でも被覆材の耐力を十分下回る。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、定常状態からの線出力密度の増加は過大なものとはならず、被覆

管の応力を被覆材の耐力以下に保つことができる。

(d) 被覆管の歪

燃料棒の内圧は、燃料寿命初期においては１次冷却材定格運転圧力より低いので、被覆管は内外圧差による圧縮荷重を受け、クリープにより徐々に径が減少し、ペレットとの接触に至る。ペレットと接触後は、第 3.2.5 図に示すように、ペレットのスエリングによる膨張速度、接触圧及び燃料棒内圧によるクリープ速度が釣り合った状態で、径が徐々に増加する。接触してから燃料寿命末期までの歪増加は極めて小さく問題にならない。なお、スエリングによる歪増加率は小さく、このような場合、被覆管は 10％以上の歪に至るまで定常クリープ領域にあり、不安定化は生じない。通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、定常状態からの線出力密度の増加は過大なものとはならず、被覆管の歪の増加量を 3.2.1(2)の設計方針で示した 1％以下に保つことができる。

(e) 疲労サイクル

被覆管には燃料寿命中、起動停止や負荷変化による応力サイクルがかかり、熱応力、内外圧差及び接触圧が変化する。燃料棒のヘリウム加圧は、外圧の影響を一部相殺し、被覆管のクリープ速度を減少させ、ペレットと被覆管の接触が生じる時点を遅らせるため、被覆管に生じる周期的な歪の回数及びその程度を減少させる。

このヘリウム加圧により、累積疲労サイクルは Langer and O'Donnell の曲線に基づく許容累積疲労サイクルを十分下回る。

その他の考慮事項として、被覆管には燃料寿命中、１次冷却材

との反応により酸化膜が形成され、これに伴って被覆管肉厚は減少するが、その減肉は小さく、肉厚の減少による被覆管の応力増加は問題とならない。また、被覆管の腐食により発生する水素の一部は被覆管に吸収されるが、この水素吸収を考慮しても被覆管の延性は確保されている。

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における線出力密度は、燃料棒破損の起きないことが確認されている範囲にあり、ペレット－被覆管相互作用による燃料棒破損は発生しない。

d．燃料集合体[(1)(3)]

燃料集合体には、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時並びに輸送及び取扱時に種々の荷重が加わるが、以下のようにその機能が維持されている。

燃料集合体の性能評価は、実験、有限要素法構造解析等により行う。

(a) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における健全性

支持格子のばね強度を適切に選ぶこと、又は支持格子が燃料棒の動きに追従することにより、燃料棒と制御棒案内シンブルとの相対変位による過度の応力及び燃料棒曲がりは発生しない。また、燃料集合体の全長並びに燃料棒と上部ノズル及び下部ノズル、又は燃料棒と上部ノズルとの間隙を適切に選ぶことにより、燃料集合体の照射による軸方向の伸び並びに燃料棒の照射成長及び熱膨張による軸方向の伸びを吸収できる。

1次冷却材の流動に伴って燃料集合体に生じる揚力は、上部ノズル押えばねの変位による反力で抑えられている。これ

によって燃料集合体に生じる応力は十分小さい。

燃料棒は、適切に選ばれたばね強度を有する支持格子により単位格子当たり６点で支持されるとともに、支持格子は隣接する燃料集合体の支持格子と過大な位置ずれを起こさないことから、燃料棒の水力振動の振幅は小さく、燃料棒に発生する応力による疲労は無視できる程度に小さい。同様に燃料寿命中の水力振動によるフレッティング摩耗も問題とならない。

制御棒クラスタのトリップ挿入は、燃料寿命中の回数が少ないので、上部ノズル、下部ノズル及び制御棒案内シンブルの疲労に与える影響は小さい。

９個の支持格子数は、燃料棒のわん曲軽減対策として採用されたものである。熱水力設計では、燃料棒曲がりＤＮＢ試験の結果を踏まえて燃料寿命中の燃料棒のわん曲の程度及び頻度を考慮した設計としている。[13][14]

なお、燃料集合体の構成部品は、１次冷却材に対して高い耐食性を有するとともに、燃料棒を除き非発熱体であることから、その１次冷却材による腐食は問題とならない。

(b)　輸送及び取扱時の健全性

燃料取扱時のクレーンによる荷重は、上部ノズル及び下部ノズルに加わるが、荷重の大きさは、使用されるクレーンの特性で決まり 3G～4G 程度である。

また、輸送時には上部ノズル、下部ノズル及び各支持格子に荷重が加わるが、荷重の大きさを輸送容器に装備したショック指示計又は加速度計で監視し、6G 以下であることを確認

する。

以上より、輸送及び取扱時の荷重を、軸方向について 6G、横方向についても、各支持格子部固定の条件で 6G として設計しているので、構成部品はこの荷重に対して十分な強度を有し、燃料集合体としての機能は保持される。

なお、燃料集合体に 6G を超える荷重が加わったと考えられる場合には、健全性について再評価を行う。

(6) 燃料の製造及び検査

燃料集合体の製造工程の概要を第 3.2.6 図に示す。

品質管理は、燃料製造工程のすべての段階において厳しく行い、設計仕様を満たしているか確認する。各段階での品質管理は、製造工程書類及び品質管理計画書によって定める。

ペレットについては、ペレットの密度、化学成分、外観等の検査を行う。被覆管については、寸法検査、管壁欠陥を検出するための超音波探傷試験等を行い、さらに破壊試験として、化学分析、引張試験等を行う。端栓溶接部の健全性は、X 線検査又は超音波検査によって確認する。燃料棒については、ヘリウム漏えい試験を行い、被覆管及び端栓溶接部からのヘリウムの漏れがないことを確認する。燃料集合体の組立後には、燃料棒間隙のような重要部分についての寸法検査及び目視検査を行う。

発電所到着後は、燃料集合体の変形の有無等を検査し、その健全性を確認する。

また、燃料の使用中は、運転時の 1 次冷却材中の放射性物質濃度の監視及び燃料取替時の検査によりその健全性を確認する。

(7)　燃料の使用実績[15][16]

ジルカロイ被覆燃料は 1960 年代より商業用加圧水型原子炉で本格的に使用され、今日に至るまで多数の使用実績を有しており、それらの使用経験や多数の開発試験燃料の使用経験はその後の商業用加圧水型原子炉の燃料設計、運転条件、燃料製造技術等の向上に反映されている。国内における 2004 年３月までのジルカロイ被覆燃料の商業炉での使用実績は、約 460 万本に達している。このジルカロイと成分がほとんど同じジルコニウム基合金被覆燃料についても、海外の試験炉、商業炉で照射されており、さらに国内における先行照射が 1997 年から 2002 年にかけて実施されている。

試験燃料の中には、最大線出力密度約69kW／mで照射されたものやペレット最高燃焼度が約80,000MWd／tに達したものがあり、本原子炉の定格出力時における最大線出力密度41.1kW／m、燃料集合体最高燃焼度55,000MWd／t相当を十分に上回る照射実績が得られている。

3.2.2　炉内構造物

3.2.2.1　概　　要

炉内構造物は大別して上部炉心構造物と下部炉心構造物から構成する。概略の全体構造を第3.1.1図に示す。

炉内構造物は次の機能を果たす。

(1)　全ての制御棒クラスタが必要時に動作できるように確実に位置決めする。

(2)　燃料集合体を支持し、位置決めする。

(3)　一次冷却材が燃料集合体を通って流れるように導く。

3.2.2.2　設計方針

(1)　炉内構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、地震時及び１次冷却材喪失等の事故時に、それぞれ必要な強度及び機能を保持するように設計する。

(2)　炉内構造物は、燃料集合体とともに１次冷却材の炉心内での流量分布を均一にし、バイパス流量を制限するとともに、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時においても適切な熱伝達が行えるように設計する。

(3)　炉内構造物は、応力及び変形に対して配慮し、燃料集合体を所定位置に確実に保持し、ねじれ等の生じないように設計する。

(4)　炉内構造物は、熱しゃへい体により原子炉容器への照射を少なくし、運転期間中、使用材料のじん性が保たれるように設計する。

(5)　炉内構造物は炉内中性子束計測用シンブルを案内できるように、また、原子炉容器材料の照射試験片をそう入できるように設計する。

(6)　炉内構造物は、燃料取替を安全かつ適切に行えるように設計する。また、炉内構造物は、供用期間中検査が可能なように、原子炉容器外に取出せるように設計する。

3.2.2.3　主要設備の仕様

炉内構造物の設備仕様を第3.2.2表に示す。

3.2.2.4　主要設備

原子炉容器内に取り付ける炉内構造物は、上部炉心構造物と下部炉心構造物から構成する。

(1)　上部炉心構造物

上部炉心構造物は、第3.2.7図のように、制御棒クラスタ案内管、上部炉心支持板、上部炉心支持柱、上部炉心板等から構成し、次のような構造と機能を持つ。

a．制御棒クラスタ案内管は、駆動軸及び引抜かれた制御棒クラスタを横方向水流から保護する。

制御棒クラスタ案内管は、上部を上部炉心支持板に固定され、下部を上部炉心板にピンで拘束されている。

b．上部炉心支持柱は、上部炉心支持板と上部炉心板とを結合するために、上下端をそれぞれの板に固定される。上部炉心支持柱は、２枚の板の間で機械荷重を伝達し、炉内計装用熱電対を案内する熱電対引出管を固定する。

c．上部炉心板は、その下面に取りつけた燃料ピンにより燃料集合体上端の位置決め及び整列を行う。

d．上部炉心支持板は、原子炉容器フランジ部で支持され、上部炉心板、上部炉心支持柱等に作用する荷重を原子炉容器フランジ部に伝達する。

e．上部炉心構造物は、下部炉心構造物に対して上部炉心板位置決めピンで位置決めされる。

上部炉心板位置決めピンは、炉心そうの上部炉心板が位置決めされる高さのところに90度間隔に位置しており、上部炉心構造物を下部炉心構造物内にそう入するとき、上部

炉心板に加工された溝が、上部炉心板位置決めピンで軸方向に案内される。また、上部炉心構造物が所定の位置に下降すると、上部炉心板の下面に取り付けられた燃料ピンが燃料集合体上部ノズルのピン穴に案内され、燃料集合体の位置決めを行う。

ｆ．上部炉心構造物には、自重、地震荷重、水力荷重、燃料集合体初期荷重等の垂直方向荷重と、冷却材横流れ、地震荷重等の水平方向荷重が作用する。

垂直方向荷重は、上部炉心板、上部炉心支持柱を通して上部炉心支持板に伝わり、原子炉容器フランジ部で支持される。

水平方向荷重は、上部炉心支持柱により上部炉心支持板と上部炉心板に分配され、原子炉容器フランジ部と上部炉心板位置決めピンを介して下部炉心構造物とで支持される。

(2)　下部炉心構造物

下部炉心構造物は、第3.2.8図のように炉心そう、炉心バッフル、下部炉心板、下部炉心支持板、熱しゃへい体及び下部炉心支持柱等で構成し、次のような構造と機能を持つ。

ａ．炉心そうは、上部フランジ部を原子炉容器フランジ部で支持され、下端は、原子炉容器壁に取り付けた炉心支持金物により水平方向が支持されている。炉心そうの内部には炉心バッフル、下部炉心板が取り付けられ、炉心内の１次冷却材の流路を形成している。

炉心バッフルと炉心そうの間の流れは上向き流とし、１次冷却材の横流れの低減を図ることにより、横流れが燃料

棒に与える影響を大幅に低減する。

b．下部炉心板は、その上面に取りつけた燃料ピンにより燃料集合体の位置決め及び整列を行う。

c．下部炉心支持柱は、下部炉心板と下部炉心支持板とを結合し、下部炉心支持板に炉心の重量を伝達する。

d．熱しゃへい体は分割型であり、炉心そうの外側で中性子線量の大きい個所に配置することにより、運転中原子炉容器壁に照射される中性子線量を減少させる。

e．下部炉心支持板の下部の炉内計装案内管は、炉内計装筒よりそう入された可動小型中性子束検出器のシンブルが燃料集合体内の炉内計装用案内シンブルにそう入できるように案内する。

f．熱しゃへい体の外側に照射試験片ホルダ案内管を取り付け、原子炉容器材料の照射試験片をそう入し、原子炉運転中照射する。

g．下部炉心構造物には、自重、燃料集合体の初期荷重、制御棒クラスタのスクラム荷重、地震荷重、水力荷重等の垂直方向荷重と地震荷重、冷却材の横流れ等の水平方向荷重が作用する。垂直方向荷重は、下部炉心板より下部炉心支持柱を介し下部炉心支持板に伝わる。更に、下部炉心支持板から炉心そうを通して炉心そうフランジに伝わり、原子炉容器フランジ部で支持される。水平方向荷重は、炉心そうに伝わり、原子炉容器フランジと炉心支持金物に分配される。燃料集合体に働く水平方向荷重は、炉心そうに固定された下部炉心板と上部炉心板を支持する位置決めピンに

よって炉心そうに伝わる。

炉内構造物は、原子炉容器内の熱的、化学的、圧力、放射線等の種々の厳しい条件下で、安全にその機能を果たすようにステンレス鋼を使用する。

3.2.2.5　評　　価

(1)　強度及び機能

炉内構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、地震時及び１次冷却材喪失等の事故時について応力及び変形を制限しているので、必要な強度及び機能を果たすことができる。

(2)　流量分布とバイパス流量

流量分布は、下部炉心構造物の流路形状によって、炉心入口で均一化する。また、バイパス流に対しては、バイパスを生ずる構造物間の間げき及び流路穴によって、その流量を制限できる。

(3)　燃料集合体の支持

炉心を支持する炉心支持構造物は十分剛であるので、炉心を確実に支持できる。

(4)　中性子しゃへい

１次冷却材自身の放射線しゃへい効果に加えて、原子炉容器への中性子照射を少なくするための熱しゃへい体の設置により、運転期間中、使用材料のじん性が保ちうる。

(5)　炉内計測と照射試験片用カプセルの保持

下部炉心構造物に炉内計装案内管を設置しているので、炉

内中性子束計測用シンブルを案内できる。

また、熱しゃへい体に照射試験片ホルダ案内管を設置しているので、照射試験片用カプセルのそう入及び保持ができる。

(6) 燃料取替と供用期間中検査

上部炉心構造物と下部炉心構造物は、押えリングを介してのみ接続しており、安全に、かつ容易に分離できる構造であるので、燃料の取替は安全かつ適切にできる。また、同時に原子炉容器外へも取出しでき、供用期間中検査が可能である。

3.2.3 反応度制御設備

3.2.3.1 概　　要

発電用原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタの操作及び1次冷却材中のほう素濃度調整によって行う。その他に、反応度制御設備としてバーナブルポイズンを設ける。

反応度制御設備は、次の機能を有する。

(1) 制御棒クラスタは、反応度変化を制御し、磁気ジャック式駆動装置により駆動され、原子炉トリップ時には、自重により炉心にそう入される。

(2) ほう素濃度調整により、低温から高温零出力までの1次冷却材温度変化に伴う反応度変化、キセノン、サマリウム等による反応度変化、燃料の燃焼による反応度変化等を制御する。

(3) バーナブルポイズンは、過剰増倍率を抑制し、高温出力状態で減速材温度係数を負にするため及び出力分布調整のために必要に応じて使用する。

ほう素濃度調整については、5.8化学体積制御設備におい

て、詳細説明をする。

3.2.3.2　設計方針

(1)　高温待機状態又は高温運転状態から燃料の許容設計限界を超えることなく炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる少なくとも２つの独立した系として制御棒制御系と化学体積制御設備によるほう素濃度調整設備とを設ける。

(2)　反応度制御設備は、発電用原子炉の反応度変化を以下のとおり制御する設計とする。

ａ．制御棒クラスタは、高温零出力から高温全出力にわたる出力の変化に伴う反応度変化を制御する設計とする。

ｂ．バーナブルポイズンは、過剰増倍率を抑制し、高温出力状態で減速材温度係数を負にできるように設計する。

ｃ．ほう素濃度調整により、低温から高温零出力までの１次冷却材温度変化に伴う反応度変化、キセノン、サマリウム等による反応度変化、燃料の燃焼による反応度変化等を制御する設計とする。

以上の反応度制御に対する詳細説明は、3.3核設計において行う。

(3)　制御棒駆動装置は以下のとおり設計する。

ａ．原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する耐圧部は発電用原子力設備に関する技術基準（通商産業省告示501号）に従って、設計、製作並びに検査を行う。

ｂ．原子炉トリップ時には制御棒クラスタをその自重により

炉心にそう入できる設計とする。

c．制御棒クラスタを炉心内上下に反応度制御上必要な位置へ駆動できる設計とする。

3.2.3.3　主要設備の仕様

制御棒クラスタの設備仕様を第3.2.3表に示す。

バーナブルポイズンの設備仕様を第3.2.4表に示す。

制御棒駆動装置の設備仕様を第3.2.5表に示す。

3.2.3.4　主要設備

(1)　制御棒クラスタ

制御棒クラスタは、第3.2.10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、各制御棒は、各燃料集合体内の24本の制御棒案内シンブル内を、上下に移動する。

制御棒案内シンブルの下部は、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ふくし、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。

制御棒には、中性子吸収材を全長にわたって配置する。

(2)　バーナブルポイズン

バーナブルポイズンは、ほうけい酸ガラス管をステンレス

鋼で被ふくし、クラスタ状に成形したもので、燃料集合体の制御棒案内シンブルにそう入する。初装荷炉心のバーナブルポイズン棒の総数は1,072本で、第3.2.11図及び第3.2.12図に示すように20本、16本、12本の３種類を炉心全体に分布して配置する。

バーナブルポイズンの有する反応度制御効果の分だけ、１次冷却材中のほう素濃度を小さくすることができ、高温出力運転状態で減速材温度係数を容易に負とすることができる。また、バーナブルポイズンを炉心内に適切に配置することにより、炉心水平面内の出力分布が更に平坦化する。

バーナブルポイズン中のほう素は、燃焼が進行するに伴って損耗するが、その損耗の割合は燃料の燃焼に比較して小さいので、第１サイクル全期間を通じて、１次冷却材中のほう素濃度は初期の値より小さくなり、従って減速材温度係数も、より負側の値となる。続く各サイクルでは、燃料が一部損耗していること、サマリウム等の核分裂生成物が蓄積していること等のために、１次冷却材中のほう素濃度は小さくなると予想されるが、ほう素濃度が高く、減速材温度係数を負にするため及び出力分布調整のために引続いてバーナブルポイズンを使用することもあり得る。取替炉心でバーナブルポイズンを使用する場合は、良好な水平方向出力分布が得られるように1,072本以下を炉心全体に分布して配置する。

バーナブルポイズンの構造図を、第3.2.13図に示す。

中性子吸収材であるほうけい酸ガラス以外の材料は、スプリングを除きすべて、ステンレス鋼とする。スプリングはニ

ッケル・クロム・鉄合金を使用する。

バーナブルポイズン棒はその使用期間を通じてほうけい酸ガラスの温度は軟化点を超えず、被ふく管の応力はＡＳＭＥ Sec.Ⅲに準じた許容応力を超えないこととする。

(3) 制御棒クラスタ駆動装置

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。この制御棒クラスタ駆動装置は第 3.2.14 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、駆動軸等から構成する。

原子炉容器上部ふたを取り外す場合は、全動作コイルを消磁して駆動軸とラッチを切り離し、制御棒クラスタを炉心内に放置する。次に、制御棒クラスタ動作用コイル及び位置指示用コイルの電源を切り離し、駆動軸以外の全装置を原子炉容器上部ふたとともに取り外す。

駆動軸とラッチの結合は、原子炉容器上部ふたを取り付けたのち、動作コイルを励磁することにより行う。

ａ．圧力ハウジング

制御棒クラスタ駆動装置の可動部分は、すべて圧力ハウジング内に設ける。圧力ハウジングは、原子炉容器上部ふたに溶接で取り付ける。

ｂ．コイルアセンブリ

圧力ハウジングの外側に、独立した３個のコイルからなるコイルアセンブリを設ける。コイルアセンブリの上に、外部配線と連結するターミナルを設け、取外しを容易にする。コイルアセンブリの運転中の発生熱を除去するため、制御棒ク

ラスタ駆動装置冷却装置を設け、常時制御棒クラスタ駆動装置を冷却する。

c．ラッチアセンブリ

ラッチアセンブリは、圧力ハウジング内に収容するラッチ、プランジャ等から構成し、駆動軸に付けられた円環状のみぞとかみ合うラッチと、駆動軸周りのプランジャの動作により、駆動軸を上下に駆動する。プランジャは半導体式制御装置により、所定のシーケンスで励磁される動作コイルで作動する。

ラッチの動作は、常に機械的荷重のない状態で行い、駆動軸のみぞ及びラッチ先端の摩耗を最少にする。

通常運転時、駆動軸は、ステーショナリグリッパコイル及びムーバブルグリッパコイルを励磁して保持する。ステーショナリグリッパコイル及びムーバブルグリッパコイルへの電流が原子炉トリップ信号又は電源喪失のためしゃ断されると、ラッチが外れ、制御棒クラスタは、炉心内に自重で落下する。

ラッチアセンブリは、運転中は潤滑のため1次冷却材で浸されるが、高温高圧下でも完全に作動するように設計する。

d．駆　動　軸

駆動軸には、ラッチとかみ合う円環状のみぞを設け、その下端には制御棒クラスタと連結するカップリングを設ける。カップリングの連結及び取外しは、遠隔操作で行うことができる。

3.2.3.5　評　　価

(1)　独　立　性

反応度制御設備は、制御棒制御系による制御棒クラスタそう入と、化学体積制御設備によるほう酸注入の原理の異なる2つの系を有しているので、独立性を維持できる。

(2) 反応度制御機能

反応度制御設備は、3.3核設計に詳細を述べるようにそれぞれの目的に応じて制御棒制御系及びほう素濃度調整によって必要な反応度制御機能を果たすことができる。

(3) 制御棒駆動装置

a．ステーショナリグリッパコイルへの電流が原子炉トリップ信号又は電源喪失のためしゃ断されると、駆動軸を保持しているラッチが外れ、制御棒クラスタは、炉心内に自重で落下される。

b．所定のシーケンスで励磁されるコイルアセンブリによって圧力ハウジング内のラッチアセンブリが動作するので、制御棒クラスタは、炉心内を上下に反応度制御上必要な位置へ駆動できる。

3.2.4 その他の設備

燃料集合体の制御棒案内シンブルには、制御棒クラスタ、バーナブルポイズンの他にシンブルプラグ及び中性子源をそう入する。

シンブルプラグは、炉心内のバイパス流量を小さくするために使用し、中性子源は低中性子束における中性子束監視及び原子炉起動用に使用する。

3.2.4.1　シンブルプラグ

制御棒、中性子源棒、バーナブルポイズン棒等が入らない制御棒案内シンブルを通るバイパス流量を制限するため、シンブルプラグをそう入する。シンブルプラグは第3.2.16図に示すような構造であり、バーナブルポイズン棒と組み合わせて使用する場合もある。炉心に装着する場合は、上部炉心板の底部と燃料集合体の上部ノズルにはさんで固定する。

シンブルプラグの材料は、スプリング以外はステンレス鋼を使用する。スプリングはニッケル・クロム・鉄合金を使用する。

3.2.4.2　中性子源

中性子源には、１次中性子源と２次中性子源の２種類があり、１次中性子源は最初から放射性であるが、２次中性子源は、原子炉運転中に放射化されて中性子源としての機能を持つ。

本原子炉には、１次中性子源集合体２体と２次中性子源集合体２体を第3.2.12図に示すように、炉心内の対称な位置にある燃料集合体の制御棒案内シンブルにそう入し、上部炉心板で固定する。

１次中性子源集合体は、第3.2.17図に示すように１本の１次中性子源棒、16本のバーナブルポイズン棒及び７本のシンブルプラグから構成する。また、２次中性子源集合体は、第3.2.18図に示すように４本の２次中性子源棒、20本のシンブルプラグから構成する。１次中性子源の材料は、約0.4×10^{10}Bqの線源強度をもつカリフォルニウム－252であり、２次中性子源の材料はアンチモン・ベリリウムの混合物である。その他の材料は、

１次冷却材にさらされるスプリング以外すべてステンレス鋼を用い、スプリングは、ニッケル・クロム・鉄合金を用いる。中性子源の設備仕様の概略を第3.2.6表に示す。

3.3 核 設 計

3.3.1 概　　要

発電用原子炉は、低濃縮二酸化ウランを燃料とする軽水減速の加圧水型原子炉であり、核分裂は、主として軽水で減速された熱中性子によるものである。核特性上の主要因子である減速材／ウラン体積比は約3.4～約3.6である。発電用原子炉は、起動時には高温状態まで加熱後臨界とし、停止時には高温状態で臨界未満とした後低温状態まで冷却する。

出力運転時における炉心内での蒸気ボイドの発生は無視できる。また、定格出力運転中は制御棒クラスタがほぼ全引抜状態にあり、燃料の燃焼に伴う反応度変化をほう素濃度調整により制御するため、燃料の燃焼に伴う炉心内出力分布の変化は小さい。燃料集合体の燃料棒は、約12.6mmのピッチで17×17の正方格子をなすように配列しており、そのうち25本は燃料棒が入らない水路等となるが、ピッチが小さいため局所的な出力ピーキングは大きくならない。さらに、燃料集合体を適切に配置し、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用することで出力ピーキングを適切な範囲に抑えることができる。

ドプラ係数は常に負であり、減速材温度係数は高温出力運転状態では負に保たれているため、発電用原子炉に固有の安全性を与えている。また、キセノンによる出力振動のうち、径方向振動は収束性であり、軸方向振動も炉心寿命中の大部分において収束性である。サイクル末期では軸方向振動が起こる可能性があるが、たとえ振動が生じても制御棒クラスタの操作によって容易に抑制可能である。

3.3.2　設計方針

(1)　発電用原子炉の安全上及び運転上の見地から次のことを考慮して設計する。

a．通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉施設の各設備の保護動作とあいまって燃料の健全性を確保できる炉心特性を有すること。

b．最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引抜状態であっても、常に炉心を臨界未満にすることができること。

c．原子炉制御設備により炉心を連続的に、かつ、安定に制御できること。

d．通常の運転制御を行うのに十分な負の反応度効果を有すること。

(2)　これらを基本とし、濃縮度、ガドリニア濃度等を考慮した上で、以下の方針に基づき具体的設計を行う。

a．反応度停止余裕

制御棒クラスタは、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引抜位置のまま挿入できない場合でも、高温停止状態では0.018△Ｋ／Ｋ以上の反応度停止余裕を与える設計とする。さらに、化学体積制御設備によるほう酸注入により、低温停止状態でも0.010△Ｋ／Ｋ以上の反応度停止余裕を確保できる設計とする。

b．制御棒クラスタの最大反応度価値及び最大反応度添加率

制御棒クラスタの最大反応度価値及び最大反応度添加率は、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損なわず、炉内構造物が炉心冷却の機能を果せるように制限する。

すなわち、制御棒クラスタの最大反応度価値は制御棒クラスタ１本が挿入限界位置から飛び出した場合、高温全出力時0.0015△

Ｋ／Ｋ以下、高温零出力時サイクル初期で0.0090△Ｋ／Ｋ以下、サイクル末期で0.010△Ｋ／Ｋ以下となる設計とする。また、最大反応度添加率は２つのバンクの制御棒クラスタが引抜手順上可能な最大速度で引き抜かれても、86×10^{-5}（△Ｋ／Ｋ）／ｓ以下となる設計とする。さらに、高温全出力運転中全引抜位置から制御棒クラスタ1本が落下した場合の負の最大添加反応度は2.5×10^{-3}△Ｋ／Ｋを上回らない設計とする。

ｃ．反応度係数

炉心が負の反応度フィードバック特性を有するように、ドプラ係数は常に負であり、かつ、高温出力運転状態で減速材温度係数は負となる設計とし、これらを総合した反応度出力係数が運転時の異常な過渡変化時においても出力抑制効果を有する設計とする。

ｄ．出力分布

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料中心最高温度及び最小ＤＮＢＲの制限を満足するため、通常運転時の熱水路係数が3.3.5(3)のｂ．に記載する条件を満たす設計とする。

ｅ．安　定　性

出力分布の振動が生じないように、炉心に十分な減衰特性を持たせた設計とするか、又はたとえ振動が生じてもそれを検出し、容易に抑制できる設計とする。

ｆ．燃焼度

燃料集合体の最高燃焼度は、55,000MWd／t以下となる設計とする。ただし、第１～第７領域燃料については、燃料集合体の最高燃焼度は39,000MWd／t以下、第８～第19領域燃料については、48,000MWd／t以下となる設計とする。

3.3.3　解析方法[17][18][19][20][21]

発電用原子炉の核的性能を評価するための核設計計算には、多群中性子輸送理論及び少数群中性子拡散理論を使用する。

発電用原子炉の核的性能の計算は、少数群定数計算及び炉心核計算の２種類に大別される。

(1)　少数群定数計算

本計算は、ペレット、被覆管、減速材等で構成される燃料集合体の集合体単位又は各構成要素の単位セルごとの均質化した少数群定数（高速中性子群定数及び熱中性子群定数）を求める。少数群定数は燃料集合体の各物質の多群断面積を用いて燃料集合体を対象とした中性子輸送計算又は中性子拡散計算を行い、中性子スペクトル及び中性子束空間分布を計算し、これに基づいてスペクトル加重平均を行うことにより求める。燃料集合体単位の少数群定数を求める場合は、集合体均質化に伴う誤差を除去するための中性子束不連続因子を同時に求める。

(2)　炉心核計算

本計算は、炉心の出力分布、燃焼度、制御棒価値、停止余裕、炉心寿命等を求める。

本計算においては、少数群定数計算で得られた群定数及び中性子束不連続因子を用いて、少数群中性子拡散理論に基づく３次元拡散計算を行う。さらに、ピンパワーリカバリ法あるいは詳細出力分布合成法を用いて、燃料棒単位の詳細な出力分布を求める。

(3)　実測値との比較

前述の方法による計算結果と臨界実験との比較及び国内外の加圧水型軽水炉の運転試験結果や実績との比較があり、いずれも非

常に良い一致を得ており、十分な計算の信頼性を確認している。

3.3.4　核設計値及び炉心内の配置

3.3.2の設計方針を満足させる核設計値を第3.3.1表に示す。

制御棒クラスタの配置を第3.3.1図に、さらに、取替炉心の代表的なケースとして平衡炉心の燃料集合体の配置を第3.3.3図に示す。

3.3.5　核設計の内容

(1)　反応度制御

炉心の反応度制御は、制御棒クラスタの操作及び１次冷却材中のほう素濃度調整の原理の異なる２つの方法によって行う。これらの制御方式に加えて、炉心の過剰反応度を抑制するため、必要に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用する。炉心の実効増倍率及び反応度制御能力を第3.3.1表に示し、バーナブルポイズンの初装荷炉心内配置を第3.2.12図に示す。

ａ．制御棒クラスタ

制御棒クラスタは、その機能によってＡ、Ｂ、Ｃ及びＤの４バンクからなる制御グループと、ＳＡ及びＳＢの２バンクからなる停止グループに分け、バンク単位で挿入又は引抜きを行う。制御グループは発電用原子炉の出力を制御し、停止グループは制御グループとともに原子炉トリップを行う。原子炉トリップ時には、制御棒クラスタ48本が重力で炉心に落下する。制御棒クラスタは、第3.3.1図のように炉心内に配置し、次のような反応度制御能力

を有する。

(a) 制御グループの制御棒クラスタは、原子炉出力が高温零出力から高温全出力まで変化したときの、1次冷却材温度変化、燃料温度変化、少量のボイド生成等による反応度変化を制御する。

(b) 制御グループの制御棒クラスタは、ほう素濃度、1次冷却材温度、キセノン濃度等が微少変化した時の反応度変化を制御する。

(c) 制御グループの制御棒クラスタは、タービン負荷が 5%／min のランプ状変化、10%ステップ状変化及びタービンバイパス制御系作動を伴う急激なステップ状減少をした時、発電用原子炉が安定に応答できるのに十分な反応度の微分価値を有する。

(d) 停止グループ及び制御グループの制御棒クラスタは、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本が全引抜位置のまま挿入できない場合でも、残りの制御棒クラスタのみで、発電用原子炉を高温全出力から十分速く高温停止状態とする能力を有する。

制御棒クラスタは、以上の能力を有するとともに、中性子吸収材の減損等を考慮して、十分余裕がある設計とする。原子炉運転中は、出力分布の平坦化、反応度停止余裕の確保及び制御棒クラスタ飛出し時の添加反応度を制限するため、停止グループは全引抜位置に保持し、制御グループは挿入限界以上に保持する。

上に述べたように、高温全出力から高温停止に移行する場合は、制御棒クラスタを用いて反応度制御を行うが、その際、3.3.2に

述べた設計方針の反応度停止余裕が確保される必要がある。反応度停止余裕は、制御棒クラスタの反応度と制御棒クラスタにより制御すべき所要制御反応度との差であり、これらは3.3.3に述べた核設計計算により求める。

所要制御反応度は出力欠損とボイド減少による反応度の和となる。出力欠損による反応度は、高温全出力から高温零出力までの燃料温度低下、減速材温度低下及び中性子束再分布により添加される正の反応度である。また、ボイド減少による反応度は、高温全出力でわずかに発生しているボイドが出力低下により消滅することによって添加される正の反応度である。制御棒クラスタの反応度は、制御棒クラスタのバンクＤが挿入限界まで挿入されている状態から、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引抜位置のまま挿入できないものとし、さらに、計算上の不確定性を考慮して10％の余裕をみて評価している。

所要制御反応度は、主として減速材温度係数がより負側に移行するため、サイクル末期で最大となる。

代表的なケースとして、平衡炉心及び予定外取出しのある炉心における所要制御反応度及び制御棒クラスタの反応度は第3.3.2表に示すとおりであり、所要の反応度停止余裕を十分確保している。

制御棒クラスタ引抜きによる最大反応度添加率は、制御棒クラスタ最大駆動速度及び制御棒クラスタの各バンクの反応度価値で定まる。制御棒クラスタ最大駆動速度は、約114cm／minであり、２つのバンクが同時に最大速度で引き抜かれた場合でも、最大反応度添加率は86×10^{-5}(△Ｋ／Ｋ)／ｓを十分下回っている。

また、定格出力運転中、全引抜位置から制御棒クラスタ１本が

落下した場合の負の最大添加反応度は、2.5×10^{-3}△Ｋ／Ｋを上回ることはない。

さらに、制御棒クラスタ飛出し時の添加反応度は、高温全出力時0.0015△Ｋ／Ｋを、高温零出力時サイクル初期で0.0090△Ｋ／Ｋ、サイクル末期で0.010△Ｋ／Ｋを十分下回っている。

ｂ．ほう素濃度調整

１次冷却材中のほう素濃度調整は、化学体積制御設備により行い、次のような比較的緩やかな反応度変化を制御する。

(a)　高温状態から低温状態までの１次冷却材温度変化に伴う反応度変化

(b)　キセノン、サマリウム等の濃度変化に伴う反応度変化

(c)　燃料の燃焼に伴う反応度変化

本設備によるほう酸注入により、低温停止状態でも0.010△Ｋ／Ｋ以上の反応度停止余裕を確保できる。

ほう素希釈による正の反応度添加率は、ほう素希釈速度とほう素による反応度効果で定まり、ほう素濃度が高いほど反応度添加率は大きい。

１次冷却材のほう素濃度を高めに考慮し、充てん／高圧注入ポンプ３台を最大流量で運転して純水を１次冷却系に注入した場合でも、ほう素希釈速度は約8ppm／min以下であり、正の反応度添加率は0.8×10^{-3}(△Ｋ／Ｋ)／min以下である。一方、ほう酸ポンプ１台及び充てん／高圧注入ポンプ１台使用時のほう素添加速度は、約16ppm／minであり、この場合、ほう素による反応度効果を低めに考慮しても、1.0×10^{-3}(△Ｋ／Ｋ)／min以上の負の反応度添加が可能である。

燃料取替時のほう素濃度は、2,700ppm以上であり、制御棒クラスタ全挿入の状態で実効増倍率を0.95以下に、また、制御棒クラスタなしでも炉心を臨界未満にできる。

(2) 反応度係数

反応度係数は、燃料温度、減速材温度、減速材密度、圧力、ボイド等の炉心状態量の変化に対する反応度の変化の割合を示すパラメータである。各反応度係数の値を第3.3.1表に示す。

ドプラ係数は、燃料実効温度の変化に対する反応度変化の割合であり、低濃縮二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り低濃縮二酸化ウラン燃料を使用している本原子炉では、常に負である。

減速材温度係数は、減速材温度の変化に対する反応度変化の割合であり、一般に負である。しかし、減速材中にほう素が存在する場合には、その濃度が高くなると減速材温度係数が正になることもあり得る。これは、温度上昇により減速材密度が減少すると炉心中のほう素の量が減ることになり、反応度に正の増分効果を及ぼすためであるが、バーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用することにより、減速材温度係数を高温出力運転状態において負の値とする。

減速材密度係数は、減速材密度の変化に対する反応度変化の割合であり、高温出力運転状態において減速材温度係数を負に保つ限り正である。

圧力係数及びボイド係数による反応度が炉心に与える影響は小さい。

このように、反応度変化を補償する主な2つの効果、ドプラ係数及び減速材温度係数は、高温出力運転中常に負に保たれており、

発電用原子炉に固有の安全性を与えている。

(3) 出力分布[7][8][9][22]

a．熱水路係数の定義

核設計及び熱水力設計で定義する熱水路係数は次のとおりである。

(a) 核的エンタルピ上昇熱水路係数（$F^{N}_{\triangle H}$）

核的エンタルピ上昇熱水路係数は、炉心最大燃料棒出力と炉心平均燃料棒出力の比である。

なお、定格出力時全制御棒クラスタ引抜状態における核的エンタルピ上昇熱水路係数は、水平方向出力分布に関する核設計上のパラメータ（水平方向ピーキング係数F^{N}_{XY}）である。

(b) 核的熱流束熱水路係数（F^{N}_{Q}）

核的熱流束熱水路係数は、設計仕様に基づいた炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比であり、以下の因子から成っている。

$$F^{N}_{Q} = Max\{P(X, Y, Z)\} \times F^{N}_{U}$$

ここで、

$P(X, Y, Z)$：炉心位置（X，Y，Z）における局所相対出力

F^{N}_{U}：核的不確定性因子（1.05）

また、ペレット焼きしまりの効果を含める場合の核的熱流束熱水路係数は次式で表される。

$$F^{N}_{Q} = Max\{P(X, Y, Z) \times S(Z)\} \times F^{N}_{U}$$

ここで、

Ｓ（Ｚ）：炉心高さＺにおけるペレット焼きしまりによる出力スパイク係数

(c)　工学的熱流束熱水路係数（F_Q^E）

工学的熱流束熱水路係数は、燃料製造上の公差が熱流束熱水路係数に与える影響を考慮する因子である。ペレットの直径、密度、濃縮度、被覆管直径等の製造公差を統計的に組み合わせた設計値 1.03 を使用する。

(d)　熱流束熱水路係数（F_Q）

熱流束熱水路係数は、炉心最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比であり、次式で表される。

$$F_Q = F_Q^N \times F_Q^E$$

b．通常運転時の出力分布

通常運転時の出力分布が以下を満足する設計とする。

$F_{\triangle H}^N \leqq 1.64 \times \{1 + 0.3\ (1 - P)\}$

$F_Q^N \leqq 2.25 / P$（ペレット焼きしまり効果を含まない）

ここで

Ｐ：相対出力

上記方針を満足させるため、次により出力分布を平坦化する。

(a)　初装荷炉心においては、炉心を３領域に分け、それぞれ異なった濃縮度を採用し、外周部の濃縮度を高くする。また、中央２領域は、チェッカーボード状に配置し、バーナブルポイズン配置と組み合わせて、良好な水平方向出力分布が得られるようにする。初装荷炉心の燃料集合体配置を第 3.3.2 図に示す。取替炉心の新燃料集合体及び再使用燃料集合体の装荷位置は、出力分布の平坦化等を考慮して決定するが、必要

に応じてバーナブルポイズン又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料を使用することにより、良好な水平方向出力分布が得られるようにする。

(b) 出力分布の状態を示すパラメータとして、アキシャルオフセットがある。アキシャルオフセットは、炉外中性子束検出器の上部信号（ϕ_t）及び下部信号（ϕ_b）を用いて次のように定義する。

$$\text{アキシャルオフセット} = \frac{\phi_t - \phi_b}{\phi_t + \phi_b}$$

通常運転時は、アキシャルオフセットを適正な範囲に保つ。このため、通常運転時はアキシャルオフセットを常時炉外核計装で監視し、必要があれば制御グループの制御棒クラスタを操作して、アキシャルオフセットを定められた範囲内に抑える。

種々の出力分布におけるアキシャルオフセットと熱流束熱水路係数（F_Q）との対応を整理した結果によると、アキシャルオフセットをある範囲内に保てば熱流束熱水路係数もある範囲に保たれる。このため、アキシャルオフセットを定められた範囲内に抑えることによって、熱流束熱水路係数を上記に示す核的熱流束熱水路係数（F_Q^N）の上限値に工学的熱流束熱水路係数（F_Q^E）を乗じることで定まる許容値以下にすることができる。

c．運転時の異常な過渡変化時における出力分布

運転時の異常な過渡変化時において、出力分布は通常運転時と

異なった分布となる。出力分布に影響を与え、かつ、燃料棒線出力密度が最も増大する運転時の異常な過渡変化としては、「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」がある。「原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈」が発生すると、制御棒クラスタが自動制御の場合、炉心熱出力は一定に保たれるが、通常運転時と異なった出力分布となる。また、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」が発生すると、炉心熱出力の上昇とともに出力分布が変化する。いずれの場合にも、出力分布の変化により、最大線出力密度は通常運転時に比べて増加する。これらの異常な出力分布状態においても、原子炉保護設備の働きにより、燃料中心最高温度及び最小ＤＮＢＲに対する制限を超えるような出力分布が起こらないようにする。

(4)　安　定　性[22][23]

キセノンによる出力分布の空間振動で問題となるのは、軸方向振動のみであり、水平方向振動は、炉心寿命中十分な減衰性を有する。軸方向振動に対しては、減速材温度係数による効果は小さいが、ドプラ係数が振動の抑制に大きな効果を有している。サイクル末期では軸方向振動が起こる可能性があるが、この軸方向振動は、制御グループの制御棒クラスタを操作して、アキシャルオフセットを適正な範囲に維持することにより、容易に避けることができるとともに、たとえ振動が生じてもそれを検出し、制御グループの制御棒クラスタの操作によって容易に抑制可能である。もし、アキシャルオフセットが運転目標値から大きく逸脱した場合には、原子炉制御設備の作動による出力低下あるいは原子炉保護設備の作動による原子炉トリップを行う。

(5) 燃料取替えと取替炉心の安全性

燃料の燃焼に伴って炉心の過剰反応度が低下すると、比較的燃焼の進んだ燃料集合体を取り出し、同数の燃料集合体を装荷する。新燃料集合体及び再使用燃料集合体の装荷位置は、出力分布の平坦化等を考慮して決定する。

燃料取替えは、約400EFPD（全出力換算日）ごとに行う予定である。

炉心には仕様の一部異なる燃料が混在することもあるが、その共存性については問題ないことを確認している。(24)

a．燃料取替え

定期的な燃料取替えにおいては、設備利用率等の運転条件を考慮のうえ、所定のサイクル寿命を与えるのに必要な取替燃料の濃縮度及び燃料取替体数を決定する。取出燃料、炉心内の燃料配置等は、燃料取替時の燃焼度実績等を考慮したうえ決定する。標準的な燃料取替方式を想定した場合、取出燃料の体数は、多少の変動はあるが代表的なケースである平衡炉心で約48体であり、その際の取出燃料の平均燃焼度は、約49,000MWd／tである。

運転上の要求、燃料損傷等により、予定した定期的燃料取替以外の時期に燃料取替えを行う必要が生じることも考えられる。このような場合、取出燃料の平均燃焼度が変わることはあり得る。

b．取替炉心の安全性

取替炉心の安全性は、各取替サイクルにおいて、核的熱水路係数等の炉心パラメータが本節に記載している安全解析使用値から逸脱しないことを実測あるいは計算により確認する。

燃料取替えの詳細は、最終的には実際の運転実績に応じて燃料取替時に決定するが、ここでは代表的なケースとして平衡炉心及

び予定外取出しのある炉心の２ケースの燃料取替方式を想定し、各サイクルの炉心特性から取替炉心の安全性について示す。

想定したケースの炉心の主要パラメータを第3.3.3表に、燃料集合体配置図を第3.3.3図及び第3.3.4図に示す。

各ケースの炉心の安全性確認項目の評価結果は第3.3.4表に示すとおりであり、安全解析使用値を満足する炉心が設計できる。

3.4　熱水力設計

3.4.1　概　　要

炉心の熱水力設計は、3.3に記載した核設計とあいまって、炉心熱出力、熱流束、熱伝達面積、１次冷却材流量、原子炉圧力、１次冷却材温度、熱水路係数、燃料中心温度、最小ＤＮＢＲ等を勘案して決定される。

定格出力時の炉心熱出力約2,652MWは、157体の燃料集合体による実効熱伝達面積約4,515m^2と炉心の平均熱流束約572kW／m^2とによって達成される。

これを冷却する１次冷却材は、全流量約45.7×10^6kg／h、圧力約15.4MPa［gage］、原子炉容器入口温度約284℃、原子炉容器出口温度約321℃である。

3.4.2　設計方針

熱水力設計は炉心寿命中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の健全性を確保するため、以下の方針の下に行う。

(1)　最小ＤＮＢＲは、許容限界値以上である設計とする。

ここで、ＤＮＢＲは、限界熱流束、すなわち沸騰熱伝達の過程において核沸騰からの離脱が起こるときの熱流束（これを「ＤＮＢ熱流束」という。）と実際の熱流束との比で定義される。

(2)　燃料中心最高温度は、二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点未満となる設計とする。

ここで、二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は、未照射燃料で2,580℃、燃焼度71,000MWd／tで2,350℃とし、

この間は燃焼に伴って低下するものとする。ただし、第１～第19領域の二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では2,600℃、燃焼に伴う溶融点の低下を考慮して燃焼度62,000MWd／tでは2,400℃とする。なお、3.4における燃料中心最高温度の解析上の制限値は、便宜上厳しいものを使用する。

また、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度の解析上の制限値は、未照射燃料で2,480℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約10,000MWd／tで2,440℃とする。ただし、第８～第19領域のガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、燃料中心最高温度の解析上の制限値を未照射燃料では2,530℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約10,000MWd／tでは2,490℃とする。なお、3.4における燃料中心最高温度の解析上の制限値は、便宜上厳しいものを使用する。

このため、定格出力時に次の条件を満足する設計とする。

ａ．最小ＤＮＢＲ　　2.36

ｂ．燃料棒最大線出力密度　　41.1kW／m

3.4.3　解析方法

(1)　炉心の熱水力解析[25][26]

炉心の熱水力解析では、軸方向流路に沿って１次冷却材の密度、流量、エンタルピ、ボイド率、静圧等の熱水力パラメータを計算する。本解析は次の３段階に分けて行う。

ａ．炉心全体の解析

炉心入口流速分布及び炉心出口圧力を境界条件とし、炉心を燃

料集合体ごとに分け、各燃料集合体ごとの流量、エンタルピ、圧損、温度、ボイド率並びに燃料集合体間のエネルギの収支及び流量の収支を求める。

b．熱水路を含む燃料集合体の解析

熱水路を含む燃料集合体を４つに分割し、入口流量条件、各軸方向高さにおける隣接燃料集合体との運動量の収支及びエネルギの収支等について炉心全体の解析で得られる値を境界条件として、a．と同様の熱水力特性諸量を求める。

c．各水路ごとの解析

熱水路を含む1／4燃料集合体について各水路ごとの発熱量を入力し、b．で得られる結果を境界条件として各水路ごとの熱水力パラメータを解析する。

ＤＮＢＲの評価には実際の熱流束に対応するものとして設計出力分布を用いるが、ＤＮＢ熱流束は冷却材の条件に応じて、3.4.5(1)に述べる相関式に基づいて計算する。

(2)　燃料温度解析[10][11]

燃料温度の解析は半径方向熱伝導モデルにより行う。

燃料温度に影響を与える因子、すなわち二酸化ウラン又はガドリニア入り二酸化ウランの熱伝導率、被覆管・１次冷却材熱伝達係数、ギャップコンダクタンスに影響を与える内部ガスの成分及び圧力、ギャップ寸法（又は接触圧）等は実験式又は半実験的モデルで適切に計算する。

この解析モデルによる温度計算値は、実験値と良い一致が得られている。

なお、燃料温度の解析においては、濃縮度、ガドリニア濃度等

を考慮する。

3.4.4　熱水力設計値

3.4.2に示す設計方針を満足する炉心の熱水力設計値は第3.4.1表のとおりである。

3.4.5　熱水力設計の内容

(1)　ＤＮＢＲ[(1)(6)(13)(14)(24)(25)(26)(27)(28)]

熱水力設計では、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最小ＤＮＢＲが許容限界値を下回ることを防ぐため、炉心運転限界を設定する。

ＤＮＢＲの評価には、実際の熱流束に対応するものとして設計出力分布を用い、ＤＮＢ熱流束は冷却材条件に応じてＤＮＢ相関式により求める。ＤＮＢ熱流束の値に影響を与える冷却材条件は、3.4.3(1)に述べた炉心の熱水力解析による結果を使用する。

本評価には、ＤＮＢ相関式として「ＭＩＲＣ－１相関式」又は「ＮＦＩ－１相関式」を使用する。

ＤＮＢは、水力的条件及び熱伝達現象の効果によって起こるもので、その場所での流量、圧力及び蒸気重量率の局所的条件のみならず、流路長さ、支持格子間隔等の上流の条件や流路の形状等の影響を受ける。

「ＭＩＲＣ－１相関式」及び「ＮＦＩ－１相関式」は、上記局所的パラメータ及びシステムパラメータの各種条件下における混合羽根付支持格子を用いた管群のＤＮＢ試験結果から求めたものであり、本原子炉のＤＮＢ熱流束を適切に求めることができる。

ＤＮＢ相関式に入力される炉心内局所的冷却材条件は、ＴＨＩＮＣ－Ⅳコード又は改良ＣＯＢＲＡ－３Ｃコードによるサブチャンネル解析により求められる。

「ＭＩＲＣ－１相関式」又は「ＮＦＩ－１相関式」を用いた最小ＤＮＢＲの評価には、改良統計的熱設計手法を使用する。改良統計的熱設計手法では、ＤＮＢ試験の結果より得られたＤＮＢ相関式の不確定性と、統計的に取り扱う入力パラメータの不確定性を一括して統計的に取り扱い、これらの不確定性は最小ＤＮＢＲの許容限界値の中で考慮する。

統計的に取り扱う入力パラメータについては、最確値を入力としてサブチャンネル解析を行い、得られた局所冷却材条件をＤＮＢ相関式に入力して求められるＤＮＢＲ最確値を最小ＤＮＢＲの評価値とする。

最小ＤＮＢＲの評価値は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、次式で与えられる最小ＤＮＢＲの許容限界値（$DNBR_{SL}$）以上である設計とする。

$$DNBR_{SL} = DNBR_{DL} \ / \ F^{M}_{DNBR,\,Z}$$

$$1.0 = DNBR_{DL} \times F^{U}_{DNBR,\,Z}$$

ここで、

$DNBR_{SL}$　：最小ＤＮＢＲの許容限界値

$DNBR_{DL}$　：ＤＮＢＲ設計限界値

$F^{M}_{DNBR,\,Z}$　：ＤＮＢペナルティのための余裕

$F^{U}_{DNBR,\,Z}$　：ＤＮＢ相関式の不確定性を表す確率分布と入力パラメータの不確定性に基づく最小ＤＮＢＲの確率分布を一括して統計的に取り扱った確率分布の不確

定性因子

本原子炉での改良統計的熱設計手法における最小ＤＮＢＲの許容限界値の設定については、以下のとおりとする。

ａ．ＤＮＢ相関式の不確定性

平均値を 1.0 とし、ＤＮＢ相関式の不確定性に基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

ｂ．統計的に取り扱う入力パラメータの不確定性

(a)　１次冷却材流量

定格流量を最確値とし、流量測定誤差に基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

なお、炉心入口流量の不均一性については、熱水路を含む燃料集合体への冷却材流量を平均より 5%減少させることにより考慮する。

(b)　炉心バイパス流量

炉心の冷却材流量には、熱除去に寄与しないバイパス流量として以下を考慮する。

ⅰ．原子炉容器ふた部へ向かう流れ

ⅱ．制御棒案内シンブルを通る流れ

ⅲ．原子炉容器と炉心槽の間隙を経て原子炉容器出口ノズルに至る流れ

ⅳ．炉心バッフルと炉心槽の間を通る流れ

これらのバイパス流路の定格寸法及び各部圧力損失に基づいて設定した最確値と、各バイパス流路の寸法公差及び各部圧力損失の不確定性による影響を考慮して設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

(c)　原子炉出力

定格値を最確値とし、熱出力校正誤差に基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

(d)　１次冷却材平均温度

定格値を最確値とし、温度測定誤差及び制御系による影響を考慮して設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

(e)　炉心圧力

炉心部分の圧力評価値に基づいて設定した最確値と、圧力測定誤差及び制御系による影響を考慮して設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

(f)　核的エンタルピ上昇熱水路係数（$F^{N}_{\triangle H}$）

炉心の出力分布は、主として濃縮度、燃料集合体装荷パターン、バーナブルポイズン配置、原子炉出力、制御棒クラスタ位置、燃焼度等によって変化する。ＤＮＢ熱流束の評価には水路に沿って出力を積分したエンタルピ上昇の水平方向分布すなわち核的エンタルピ上昇熱水路係数（$F^{N}_{\triangle H}$）が重要になる。

$F^{N}_{\triangle H}$の最確値は、水平方向ピーキング係数（F^{N}_{XY}）の上限値に基づいて設定し、実炉心及び臨界実験装置での測定結果を用いた誤差評価に基づいて標準偏差を設定することにより統計的に取り扱う。

なお、部分出力時における$F^{N}_{\triangle H}$の最確値としては、定格出力時での値に係数：{1＋0.3（1－Ｐ）}（Ｐ：相対出力）を乗じたものを用いる。出力の低下に伴って$F^{N}_{\triangle H}$の値を大きくするのは、制御棒クラスタを挿入することにより、水平方向出

力ピークが上昇するためであるが、「過大温度△Ｔ高」原子炉トリップ設定にこの影響を盛り込んでいるので、炉心の安全性は確保されている。

(g)　エンタルピ上昇に関する工学的熱水路係数

ペレットの直径、密度及び濃縮度の製造公差によるエンタルピ上昇への影響については、定格値（1.0）を最確値とし、製造公差及び燃料製造実績データに基づいて設定した標準偏差を用いることにより統計的に取り扱う。

なお、統計的に取り扱わない以下のものについては、固定値として取り扱う。

(a)　軸方向出力分布

軸方向出力分布は制御棒クラスタの動き、負荷変動、キセノン再分布等によって大幅に変化するが、運転中の出力分布変動に余裕を持って対処できるように最大と平均の比が 1.62 であるコサイン分布をＤＮＢ評価に用いる。

(b)　熱拡散係数

水路間のエンタルピの混合割合は、水路間エンタルピ差、１次冷却材の密度及び流速に比例する。この混合割合を無次元の熱拡散係数（ＴＤＣ）によって表現する。

９段の支持格子を持つ 17×17 燃料集合体を模擬したＴＤＣ実験等を行い、ＴＤＣの平均値として約 0.030 以上の値を得たが、設計には十分な余裕を見込んで 0.026 を使用する。

ｃ．最小ＤＮＢＲの許容限界値の設定

ＤＮＢ相関式の不確定性を表す確率分布と入力パラメータの不確定性に基づく最小ＤＮＢＲの確率分布を一括して統計的に取り

扱った確率分布に基づき、最小ＤＮＢＲの許容限界値（$DNBR_{SL}$）を設定する。

本原子炉における最小ＤＮＢＲの許容限界値は、上記の一括して統計的に取り扱った確率分布の 95％下限値が 1.0 となる時のＤＮＢＲ最確値、すなわちＤＮＢＲ設計限界値（$DNBR_{DL}$）に、燃料棒曲がりによるＤＮＢペナルティ及び支持格子の圧損係数の異なる燃料集合体が同一炉心に混在することにより生じ得るＤＮＢペナルティを見込んだ余裕（$F^{M}_{DNBR,\,Z}$）を考慮して 1.42 とする。

以上に述べた最小ＤＮＢＲの許容限界値に対し、定格出力時の最小ＤＮＢＲを求めると第 3.4.1 表に示すように 2.36 である。

(2)　燃料温度[(1)(3)(10)(11)]

燃料温度の解析は、3.4.3(2)で述べたように半径方向熱伝導モデルにより行うが、本解析に影響する諸因子については、以下のように取り扱う。

ａ．ペレット熱伝導率

二酸化ウランの熱伝導率は、その溶融点までの積分値が実験値と一致するように定めたモデルにより評価する。

ガドリニア入り二酸化ウランの熱伝導率は、ガドリニアの添加により若干低下するので、その効果を適切に考慮したモデルにより評価する。

また、燃焼に伴いペレット熱伝導率が低下するので、その効果を適切に考慮したモデルにより評価する。

ｂ．燃料棒内半径方向出力分布

燃料棒内半径方向出力分布は核設計コード等により計算され、

これを半径方向熱伝導モデルに適用してペレット内の温度分布を計算する。

半径方向出力係数ｆは次のように定義され、燃料棒内半径方向出力分布の形を表すものである。

$$\int_{Ts}^{Tc} K\ (t)\ dT \quad \frac{q' \cdot f}{4\pi}$$

ここで、

Ｋ（ｔ）：均一的な密度分布を持つペレット熱伝導率

（W／(m･℃)）

ｑ′　　：線出力密度（W／m）

Ｔｓ　　：ペレット表面温度（℃）

Ｔｃ　　：ペレット中心温度（℃）

ｃ．ギャップコンダクタンス

ペレット－被覆管ギャップにおける温度低下は、ギャップの寸法及びギャップ内のガスの熱伝導率の関数である。ギャップコンダクタンスの計算モデルは、ペレット熱伝導モデルと組み合わせて使用されるとき、燃料中心温度の計算値が実験値と一致するように定める。

ｄ．熱伝達係数

強制対流熱伝達係数は、よく知られたDittus-Boelterの式から得られ、レイノルズ数及びプラントル数各々の指数式として表される。

$$\frac{h \cdot De}{K} = a \cdot Re^{b} \cdot Pr^{c}$$

ここで、

ｈ　　：熱伝達率（W／(m^2・℃)）

Ｄｅ　　：水力的等価直径（m）

Ｋ　　：流体の熱伝導率（W／(m・℃)）

Ｒｅ　　：レイノルズ数

Ｐｒ　　：プラントル数

ａ、ｂ、ｃ　：定　　数

熱伝達係数は上式のａ、ｂ、ｃを実験により適切に定めることにより表される。

核沸騰が始まった後の被覆管表面温度は Thom の式で決定される。

$$\triangle Tsat = \alpha \cdot \exp(-\beta \cdot P) \cdot (q'')^{0.5}$$

ここで、

△Ｔｓａｔ　：Ｔｗ　－　Ｔｓａｔ（℃）

Ｐ　　：原子炉圧力（MPa）

ｑ″　　：局所熱流束（W／m^2）

Ｔｗ　　：被覆管表面温度（℃）

Ｔｓａｔ　：飽和温度（℃）

α、β　　：定　　数

以上により、二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度を求めると、燃料中心温度が最高となるのは、ペレット初期密度約 95％理論密度の場合の燃料寿命初期約 1,200MWd／ｔ であり、この場合の制限値は 2,570℃となるが、定格出力運転時の最大線出力密度 41.1kW／m 時の燃料中心最高温度は約 1,770℃、3.4.6 で述べる燃料の健全性確保のための安全保護系の二酸化ウラン燃料に対する設計上の目標値である最大線出力密度 59.1kW／m 時の燃料中心最高温度

は約 2,270℃であり、制限値を十分下回っている。

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心温度が最高となるのは、ガドリニア濃度約 10wt%の場合の燃焼度約 10,000MWd／t であり、この場合の制限値は 2,440℃となるが、定格出力運転時の最大線出力密度 31.9kW／m 時の燃料中心最高温度は約 1,630℃、3.4.6 で述べる燃料の健全性確保のための安全保護系のガドリニア入り二酸化ウラン燃料に対する設計上の目標値である最大線出力密度 44.3kW／m 時の燃料中心最高温度は約 2,040℃であり、制限値を十分下回っている。

3.4.6　運転時のＤＮＢ及び燃料過出力の防止

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の健全性を確保するため、ＤＮＢ及び燃料過出力の観点より次のような防護を行う。

(1)　運転時のＤＮＢ防護

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、最小ＤＮＢＲが許容限界値を下回ることを防ぐための炉心運転限界は、１次冷却材平均温度、原子炉圧力、１次冷却材温度差及び軸方向中性子束偏差の関数として定められる。この炉心運転限界は、3.4.5(1)で述べた設計出力分布に基づいて計算されているが、原子炉保護設備により、炉外核計装からの軸方向中性子束偏差が過大になると「過大温度△Ｔ高」原子炉トリップの設定点が自動的に下がる設計としているので、炉心の安全性は確保される。

したがって、3.4.2 に示すＤＮＢＲ設計方針は十分に満足される。

(2)　運転時の燃料過出力防護

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料中心最高温度が二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウランそれぞれの溶融点以上となることを防ぐための炉心運転限界は、前項で記した「過大温度△Ｔ高」原子炉トリップと同様に「過大出力△Ｔ高」原子炉トリップにより保護される。

「過大出力△Ｔ高」原子炉トリップの設定は、二酸化ウラン燃料に対しては最大線出力密度 59.1kW／m、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料に対しては最大線出力密度 44.3kW／m を目標として行われるので、3.4.2 に示す燃料温度設計方針は十分に満足される。

3.5 動 特 性[29]

3.5.1 概　　要

加圧水型原子炉は、固有の自己制御性及び原子炉制御設備により、タービン負荷に応じて原子炉出力を追従させる制御方式としている。定格出力の15%以上での設計負荷変化による外乱に対し、発電用原子炉はトリップすることなく、主要諸変数を許容される制限値内に制御し、十分な減衰性を持って安定性を維持する設計とし、これを解析により確認している。

3.5.2 設計方針

加圧水型原子炉は、通常運転時において炉心内の体沸騰を許容しない設計としているので発電用原子炉の熱水力特性は安定であり、また、ドプラ係数は常に負であり、かつ、減速材温度係数は高温出力運転状態で負になる設計としていることから、発電用原子炉は固有の自己制御性を有する。

本原子炉は、この固有の自己制御性及び原子炉制御設備により、タービン負荷に応じて原子炉出力を追従させる制御方式とし、負荷変化時の外乱に対し安定性を維持する設計としている。

定格出力の15%以上での、通常運転時における発電用原子炉及び原子炉制御設備の設計方針は、次のとおりである。

(1) 負荷変化に対して、原子炉制御設備を含めた原子炉系の応答が安定で、原子炉出力、原子炉圧力、1次冷却材平均温度等の主要諸変数が十分な減衰性を持って新たな平衡負荷に相当した設定値に制御される設計とする。

(2)　原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度等の主要諸変数は過渡時に許容される制限値内に収まり、通常運転時の偏差は適当な範囲内に制御される設計とする。

上記(1)及び(2)の設計方針を許容する負荷変化の範囲として、以下の設計負荷変化を設計条件とする。

ａ．±10％ステップ状負荷変化

（定格出力の15％から100％の範囲内）

ｂ．±5％／minのランプ状負荷変化

（定格出力の15％から100％の範囲内）

ｃ．急激な負荷減少

（タービンバイパス（約40％容量）制御系併用）

3.5.3　解析方法

応答解析は、加圧水型原子炉プラントの動特性を模擬した計算プログラムにより解析する。解析モデルは、原子炉動特性、燃料熱系、１次冷却系、蒸気発生器、加圧器、種々の制御系等を含んでいる。なお、解析は代表的なケースとして3.3で述べた平衡炉心を対象とする。

以下に解析モデルの概要を示す。

(1)　６群の遅発中性子並びに制御棒反応度、減速材温度及び燃料温度の反応度フィードバックを含む１点近似中性子動特性モデルを用いる。

(2)　燃料熱系は、ペレットを径方向に外部及び内部の２領域、被覆管を１領域として扱う。

(3)　１次冷却系は、炉心流路部、炉心出入口混合部、配管部、蒸気

発生器流路部等に分割した熱水力モデルとする。

(4) 蒸気発生器は、蒸気流量、給水流量及び1次側からの伝達熱量の影響を含めたモデルとする。

(5) 加圧器は、液相及び気相に分割した非平衡モデルとし、加圧器ヒータ、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁の制御系を模擬する。

(6) 制御系は、制御棒制御系、タービンバイパス制御系、加圧器圧力制御系、給水制御系等の主要な制御系を模擬する。

(7) 必要な安全保護系を模擬する。

これらは国内の加圧水型軽水炉プラントにおいてその妥当性を確認したものである。

シミュレーションモデルの全体構成を第3.5.1図に示す。

3.5.4 過渡応答

(1) ±10%ステップ状負荷変化

第3.5.2図は定格負荷状態から10%ステップ状負荷減少時の応答を示す。

負荷の急減により、制御棒クラスタが自動挿入され、原子炉出力は初期に急減するが、1次冷却材平均温度が低下するに従って、減少が緩やかとなり、1次冷却材平均温度が落ち着くと一定となる。

1次冷却材平均温度は原子炉出力の減少により初期に急速に低下するが、原子炉出力の減少が緩やかになるにつれて低下傾向も緩やかとなり、減少した負荷に対応する温度に向かって低下する。原子炉圧力は初期に加圧器への流入サージの影響により一時上昇するが、1次冷却材平均温度の低下が大きくなると、加圧器から

の流出サージの影響により低下する。原子炉圧力が加圧器液相温度に対応する飽和圧力に達すると、加圧器液相部は蒸発を開始し、圧力低下は抑制される。その後加圧器ヒータの動作により定格運転圧力に回復する。

第3.5.3図は90％定格負荷状態から10％ステップ状負荷増加時の応答を示す。１次冷却材平均温度は初期に低下し、これに伴って原子炉圧力も低下するが、その低下割合は加圧器圧力信号による加圧器ヒータの動作により緩和される。その後、１次冷却材平均温度の上昇に伴って原子炉圧力は上昇するが、加圧器スプレイ及び加圧器ヒータの動作により定格運転圧力に回復する。制御棒クラスタが自動的に引き抜かれるにつれて、１次冷却材平均温度は上昇し、増加した負荷に対応する温度に向かう。

以上のように原子炉出力、１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の主要パラメータは、原子炉固有の自己制御性、原子炉制御設備等により十分な減衰性を持って設定値に制御され、3.5.2に示す設計方針を満足して運転継続できることを示している。

(2)　±5％／minのランプ状負荷変化

第3.5.4図は、5％／minで15％定格負荷から定格負荷まで負荷を増加させた場合の応答を示す。１次冷却材平均温度は初期に低下するが、制御棒クラスタの自動引抜きにより原子炉出力が増加するにつれて定格負荷に対応する温度に近づく。原子炉圧力は加圧器からの流出サージ又は加圧器への流入サージ量に影響されるが、その程度は小さく１次冷却材平均温度が新たな平衡値に近づくにつれ定格運転圧力に回復する。

第3.5.5図は5％／minで定格負荷から15％定格負荷まで負荷を減

少させた場合の応答を示す。応答は第3.5.4図のほぼ逆応答となるが、原子炉圧力は温度の低下につれて低下し、その低下割合は加圧器ヒータの動作により緩和される。最終的には1次冷却材平均温度が整定した時点で定格運転圧力に回復する。

以上のように原子炉出力、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の主要パラメータは、原子炉固有の自己制御性、原子炉制御設備等により、十分な減衰性を持って設定値に制御され、3.5.2に示す設計方針を満足して運転継続できることを示している。

(3) 急激な負荷減少

10%以上50%以下のステップ状負荷減少時には、タービンバイパス制御系が自動的に作動し、発電用原子炉はトリップすることなく新しい出力平衡値に達する。

第3.5.6図は、タービンバイパス制御系作動を伴う定格負荷からの50%ステップ状負荷減少時の応答を示す。負荷の急減により、制御棒クラスタが自動挿入されるとともに、定格主蒸気流量の約40%の設計容量を持つタービンバイパス制御系が自動的に作動する。タービンバイパス制御系は1次冷却系に過渡的に蓄えられる熱を除去し、負荷減少により1次冷却系に加わる影響を系自体と制御棒クラスタ動作によって対処し得る程度に緩和し、1次冷却材平均温度ピークを許容値内にとどめる。1次冷却材平均温度が低下するに従い、タービンバイパス流量は減少し、新しい定常状態ではタービンバイパス弁は完全に閉じている。

以上のように原子炉出力、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の主要パラメータは、原子炉固有の自己制御性、原子炉制御設備等により、十分な減衰性を持って新しい平衡状態に制御され、

3.5.2に示す設計方針を満足して運転継続できることを示している。

3.6　参考文献

(1)　「三菱ＰＷＲ高燃焼度化ステップ２燃料の機械設計」
MHI-NES-1021　改7
三菱重工業　平成16年

(2)　「原燃工製ＰＷＲステップ２燃料の改良因子について」
NFK-8116　改4
原子燃料工業　平成15年

(3)　「原燃工製ＰＷＲステップ２燃料の機械設計について
（川内１、２号）」
NFK-8132
原子燃料工業　平成16年

(4)　「燃料被覆管のクリープコラプスについて」
MAPI-1030
三菱原子力工業　昭和49年

(5)　「燃料被覆管のクリープコラプスの評価」
NFK-8026　改3
原子燃料工業　昭和56年

(6)　「原燃工製ＰＷＲステップ２燃料集合体の開発」
NFK-8114　改2
原子燃料工業　平成15年

(7)　「燃料ペレットの焼しまりについて」
MAPI-1032
三菱原子力工業　昭和50年

(8)　「燃料ペレット焼きしまりの評価」
NFK-8010　改6
原子燃料工業　平成14年

(9) 「燃料ペレット焼きしまりによるパワースパイクについて」

MHI-NES-1002 改1

三菱重工業 平成14年

(10) 「三菱ＰＷＲの燃料設計計算コードの概要」

MAPI-1019 改1

三菱原子力工業 昭和63年

(11) 「燃料棒性能解析コード（ＦＰＡＣ）」

NFK-8011 改8

原子燃料工業 平成16年

(12) 「Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide」

J.A.Christensen, R.J.Allio and A.Biancheria,

WCAP-6065 1965

(13) 「改良統計的熱設計手法について」

MHI-NES-1009 改1

三菱重工業 平成12年

(14) 「改良統計的熱設計手法について」

NFK-8107 改1

原子燃料工業 平成12年

(15) 「ＰＷＲ燃料の使用実績」

MHI-NES-1022 改2

三菱重工業 平成16年

(16) 「原燃工Ｂ型燃料の照射実績」

NFK-8049 改12

原子燃料工業 平成16年

(17)「ガドリニア入り燃料の核設計」

MAPI-1066　改6

三菱重工業　平成17年

(18)「三菱ＰＷＲの新核設計手法と信頼性」

MAPI-1087　改6

三菱重工業　平成16年

(19)「三菱ＰＷＲのＰＨＯＥＮＩＸ－Ｐ／ＡＮＣによる
核設計の信頼性」

MHI-NES-1025　改1

三菱重工業　平成16年

(20)「ＰＷＲ核設計手法と信頼性（改良ＮＵＬＩＦシステム)」

NFK-8102

原子燃料工業　平成7年

(21)「改良ＮＵＬＩＦシステムにおけるＰＷＲ核設計手法の信頼性」

NFK-8113　改2

原子燃料工業　平成15年

(22)「三菱ＰＷＲにおける出力分布制御について」

MHI-NES-1027　改2

三菱重工業　平成16年

(23)「ＰＷＲのキセノン振動制御」

原子力学会誌　Vol.19 No.1（1977)

(24)「Ａ型及びＢ型燃料集合体の共存する炉心特性
（３ループ17×17型ステップ２燃料集合体)」

NFK-8112　改1

原子燃料工業　平成16年

(25)「ＴＨＩＮＣ－Ⅳコードの概要」

MAPI-1044

三菱原子力工業　昭和51年

(26)「ＰＷＲ熱水力設計手法」

NFK-8024　改6

原子燃料工業　平成14年

(27)「三菱新ＤＮＢ相関式（ＭＩＲＣ－１）について」

MAPI-1075　改3

三菱重工業　平成12年

(28)「原燃工新ＤＮＢ相関式（ＮＦＩ－１）について」

NFK-8087　改1

原子燃料工業　平成12年

(29)「三菱ＰＷＲの過渡解析と実測の比較」

MAPI-1046　改1

三菱重工業　平成14年

第3.1.1表　発電用原子炉及び炉心の主要仕様

炉心熱出力	約2,652MW
１次冷却材全流量	約45.7×10^6kg／h
原子炉容器入口１次冷却材温度	約284℃
原子炉容器出口１次冷却材温度	約321℃
原子炉圧力	約15.4MPa［gage］
炉心有効高さ	約3.66m
炉心等価直径	約3.04m
炉心全ウラン量	約74t
冷却回路数	3

第3.2.1表　燃料の主要仕様

(1)　ペレット

材　　料	二酸化ウラン （一部ガドリニアを含む。）
濃　縮　度	
初装荷燃料	
第１領域	約2.1wt％
第２領域	約2.6wt％
第３領域	約3.1wt％
取替燃料	約4.8wt％以下 ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、濃縮度約3.2wt％以下、ガドリニア濃度約10wt％以下
ただし、第４領域	約3.2wt％
第５～第７領域	約3.4wt％
第８～第19領域	約4.1wt％～約3.4wt％ ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、濃縮度約2.6wt％～約1.9wt％、ガドリニア濃度約6wt％
初期密度	理論密度の約97％ ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、理論密度の約96％
ただし、第１～第19領域	理論密度の約95％
ペレット直径	約8.19mm又は約8.05mm

ペレット長さ	約11.5mm、約10.0mm、約9.2mm又は約9.0mm
ペレット最高燃焼度	約71,000MWd／t
ペレット中心最高温度	
定格出力時	約1,770℃
	約1,630℃ （ガドリニア入り二酸化ウラン燃料）
最大線出力密度59.1kW／m時	約2,270℃
（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については44.3kW／m時）	約2,040℃ （ガドリニア入り二酸化ウラン燃料）

(2) 被 覆 管

材　　料	ジルカロイ－４の合金成分を調整しニオブ等を添加したジルコニウム基合金 ・Sn-Fe-Cr-Nb系ジルコニウム基合金 （Sn　：0.7～0.9wt％、 Fe　：0.18～0.24wt％、 Cr　：0.07～0.13wt％、 Fe+Cr：0.28～0.37wt％、 Nb　：0.45～0.55wt％、 Zr　：残り） ・Sn-Fe-Cr-Nb-Ni系ジルコニウム基合金 （Sn　：0.90～1.15wt％、 Fe　：0.24～0.30wt％、 Cr　：0.13～0.19wt％、 Nb　：0.08～0.14wt％、 Ni　：0.007～0.014wt％、 Zr　：残り）

	ジルコニウムーニオブ合金にスズ及び鉄を添加したジルコニウム基合金 ・Sn-Fe-Nb系ジルコニウム基合金 （Sn　：0.9～1.3wt％、 Fe　：0.08～0.12wt％、 Nb　：0.8～1.2wt％、 Zr　：残り）
ただし、第１～第19領域	ジルカロイ－４
外　　径	約9.50mm
厚　　さ	約0.57mm
ただし、第５～第19領域	約0.57mm又は約0.64mm
被覆管－ペレット間隙(直径)	約0.17mm
表面最高温度	
定格出力時	約349℃
最大線出力密度59.1kW／m時	約350℃

(3)　燃料集合体

集合体数	157
燃料棒配列	17×17
集合体当たり燃料棒本数	264
全燃料棒本数	41,448
燃料棒全長(端栓とも)	約3.9m
燃料棒ピッチ	約12.6mm
集合体全長	約4.1m
集合体断面寸法	約214mm×約214mm
支持格子材料	
最上下部	ニッケル・クロム・鉄合金
中間部	ジルカロイ－４又はニッケル・クロム・鉄合金

集合体当たり支持格子数		9
制御棒案内シンブル材料		ジルカロイ－４
集合体当たり制御棒案内シンブル本数		24
制御棒案内シンブル		
外径	上部	約12.2mm
	下部	約10.9mm（ダッシュポット部）
厚さ	上部	約0.41mm
	下部	約0.41mm（ダッシュポット部）
炉内計装用案内シンブル材料		ジルカロイ－４
集合体当たり炉内計装用案内シンブル本数		1
炉内計装用案内シンブル		
外径		約12.2mm
厚さ		約0.41mm

燃焼度

取替燃料集合体平均		約49,000MWd／t （3.3で述べる平衡炉心）
燃料集合体最高		55,000MWd／t
ただし、	第１～第７領域	39,000MWd／t
	第８～第19領域	48,000MWd／t

第3.2.2表　炉内構造物の設備仕様

型　　式	上・下２分割型	
	17×17型制御棒クラスタ案内管装着	
主要寸法	上部・下部炉心板間	約4.1m
	炉心そう内径	約3.4m
	（第3.2.9図参照）	
主要材料	ステンレス鋼	

第3.2.3表　制御棒クラスタの設備仕様

クラスタ当たり制御棒本数	24
被ふく管材料	ステンレス鋼
吸収材材料	銀・インジウム・カドミウム（80％、15％、５％）合金
クラスタの数	48
制御棒有効長さ	約3.6㎜
吸収材直径	約8.7㎜
被ふく管厚さ	約0.5㎜

第3.2.4表　バーナブルポイズンの設備仕様

有　効　長		約3.6m
吸収材外径		約8.5mm
吸収材材料		ほうけい酸ガラス
被ふく管材料		ステンレス鋼
被ふく管外径		約9.7mm
バーナブルポイズン棒の総数		
	初装荷炉心	1,072本
	取替炉心	1,072本以下

第3.2.5表　制御棒クラスタ駆動装置の主要仕様

駆動方式	通　常　時	ラッチ式磁気ジャック駆動
	トリップ時	重力による落下
駆動装置数		48
駆動速度（最大）		約114cm／min
挿入時間（トリップ時、全ストローク の85%挿入まで の時間）		2.2秒以下
１ステップ移動距離		約16mm
電源の種類		交流260V

第3.2.6表　中性子源の設備仕様

(1)　1次中性子源

中性子源材料	カリフォルニウム－252
線源強度	約0.4×10^{10}Bq（1本当たり）
本　　数	2
線源外径	約8.4㎜
線源長さ	約38㎜
被ふく管材料	ステンレス鋼
被ふく管外径	約9.7㎜

(2)　2次中性子源

中性子源材料	アンチモン・ベリリウム
本　　数	8
線源外径	約8.6㎜
線源長さ	約2,235㎜
被ふく管材料	ステンレス鋼
被ふく管外径	約9.7㎜

第3.3.1表　核設計値

(1)　炉　　心	
有効高さ	約3.66m
等価直径	約3.04m
減速材／ウラン体積比(低温時)	約3.4～約3.6
燃料集合体数	157
燃料集合体中の燃料棒配列	17×17
燃料集合体中の燃料棒本数	264
濃　縮　度	
初装荷燃料	
第１領域	約2.1wt％
第２領域	約2.6wt％
第３領域	約3.1wt％
取替燃料	約4.8wt％以下 ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、濃縮度約3.2wt％以下、ガドリニア濃度約10wt％以下
ただし、第４領域	約3.2wt％
第５～第７領域	約3.4wt％
第８～第19領域	約4.1wt％～約3.4wt％ ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、濃縮度約2.6wt％～約1.9wt％、ガドリニア濃度約6wt％

平均燃焼度

取替燃料集合体（平衡炉心）　約49,000MWd／t

(2)　核的熱水路係数（定格出力時）

F^{N}_{Q}　2.25以下　（ペレット焼きしまり効果を含まない。）

$F^{N}_{\triangle H}$　1.64以下

(3)　線出力密度

定格出力時平均　約17.1kW／m

定格出力時最大　39.6kW／m　（ペレット焼きしまり効果を含まない。）

30.7kW／m（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料）（ペレット焼きしまり効果を含まない。）

(4)　実効増倍率（取替炉心サイクル初期）

燃料取替停止（全制御棒クラスタ挿入）	0.95（約2,000ppm）
低温停止（全制御棒クラスタ引抜き）	0.99（約2,100ppm）
高温停止（全制御棒クラスタ引抜き）	0.98（約2,100ppm）
高温全出力（全制御棒クラスタ引抜き）	1.00（約1,600ppm）
高温全出力（全制御棒クラスタ引抜き キセノン、サマリウム平衡）	1.00（約1,200ppm）

(5)　反応度制御能力（取替炉心）

制御棒クラスタ（最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本挿入不能時）	約0.05△Ｋ／Ｋ
ほう素濃度調整	0.17△Ｋ／Ｋ以上 （約2,700ppm）
バーナブルポイズン （サイクル初期）	約0.07△Ｋ／Ｋ以下

(6)　反応度係数

減速材温度係数	$(+0.8 \sim -7.8) \times 10^{-4}$	（△Ｋ／Ｋ）／℃
（減速材温度係数は、高温出力運転状態では負である。）		
ドプラ係数	$(-1.8 \sim -5.2) \times 10^{-5}$	（△Ｋ／Ｋ）／℃
ボイド係数	$(+0.6 \sim -2.5) \times 10^{-3}$	（△Ｋ／Ｋ）／％ボイド
圧力係数	$(+7.3 \sim -0.7) \times 10^{-4}$	（△Ｋ／Ｋ）／(MPa)
減速材密度係数	(+0.43～0)	（△Ｋ／Ｋ）／(g／cm^3)

(7)　実効遅発中性子割合と即発中性子寿命

実効遅発中性子割合	0.75～0.43（％）
即発中性子寿命	21～9（μ sec）

第3.3.2表　反応度停止余裕

	平衡炉心 サイクル末期	予定外取出炉心 サイクル末期
１．所要制御反応度	約2.81%△K／K	約2.74%△K／K
出力欠損	約2.76%△K／K	約2.69%△K／K
ボイド減少	約0.05%△K／K	約0.05%△K／K
２．制御棒クラスタの反応度（注）	約5.08%△K／K	約5.29%△K／K
３．反応度停止余裕	約2.27%△K／K	約2.55%△K／K

（注）制御棒クラスタのバンクＤが挿入限界まで挿入されている状態から、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引抜位置のまま挿入できないものとし、他の制御棒クラスタを全挿入させて反応度を求め、さらに、設計裕度10%を差し引いた値。

第3.3.3表　炉心の主要パラメータ

領域＼サイクル			第Ｎサイクル（平衡炉心）	第N+1サイクル（予定外取出炉心）
燃料集合体装荷体数	第(M-3)領域	A　4.8wt％（Gd入り）(注)		
		B　4.8wt％	13	
	第(M-2)領域	A　4.8wt％（Gd入り）(注)	24	
		B　4.8wt％	24	13
	第(M-1)領域	A　4.8wt％（Gd入り）(注)	24	24
		B　4.8wt％	24	24
	第M領域	A　4.8wt％（Gd入り）(注)	24	24
		B　4.8wt％	24	16
	第(M+1)領域	A　4.8wt％（Gd入り）(注)		32
		B　4.8wt％		24
サイクル燃焼度（MWd／t）			14,800	14,800
バーナブルポイズン棒本数			0	0
サイクル初期臨界ほう素濃度（ppm）			1,590	1,510
取出燃料集合体の平均燃焼度（MWd／t）			48,600	48,200

（注）3.2wt％^{235}U－10wt％Gd_2O_3入りUO_2燃料棒を24本含む。

第3.3.4表　炉心の安全性確認項目

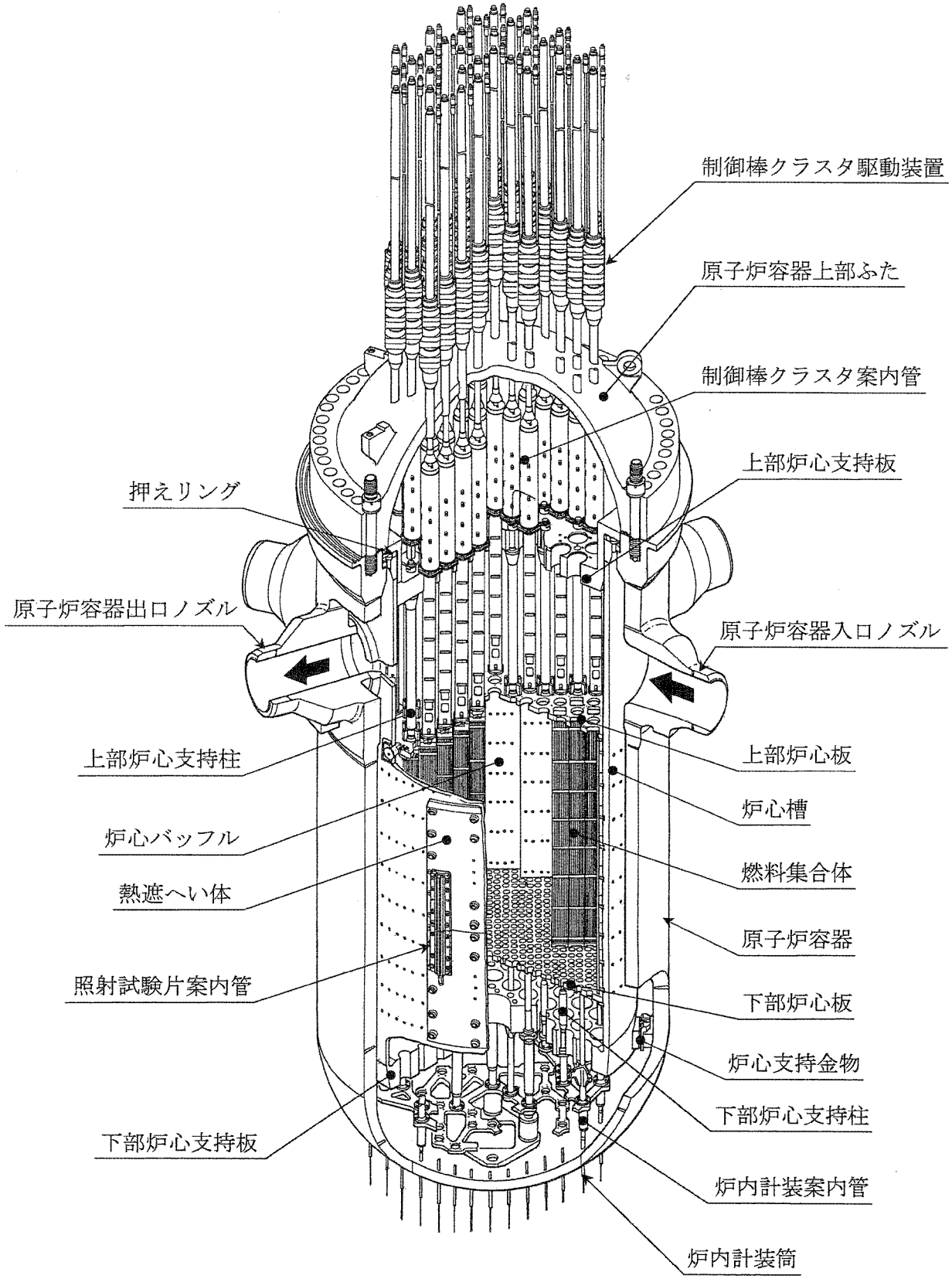
項　　目			単　　位	安全解析使用値	第Nサイクル（平衡炉心）	第N+1サイクル（予定外取出炉心）
反応度停止余裕（サイクル末期）			%△K／K	≦1.8	2.27	2.55
最大線出力密度(注1)			kW／m	≦39.6	34.5	33.9
燃料集合体最高燃焼度			MWd／t	≦55,000	54,700	53,100
F^N_{XY}			－	≦1.52	1.46	1.40
減速材温度係数 $\frac{\delta\rho}{\delta Tm}$			10^{-5}(△K/K)/℃	-78～+8	-63～-8.1	-63～-8.2
ドプラ係数 $\frac{\delta\rho}{\delta Tf}$			10^{-5}(△K/K)/℃	-5.2～-1.8	-3.5～-2.4	-3.4～-2.4
制御棒落下時	落下制御棒価値		%△K／K	≦0.25	0.17	0.17
制御棒落下時	$F^N_{\triangle H}$		－	≦1.84	1.73	1.67
制御棒飛出し時 F_Q	サイクル初期	HZP(注2)	－	≦14	10.2	5.7
制御棒飛出し時 F_Q	サイクル初期	HFP(注3)	－	≦5.0	2.2	2.1
制御棒飛出し時 F_Q	サイクル末期	HZP	－	≦26	11.5	12.8
制御棒飛出し時 F_Q	サイクル末期	HFP	－	≦5.0	2.0	2.0
飛出し制御棒価値	サイクル初期	HZP	%△K／K	≦0.90	0.62	0.31
飛出し制御棒価値	サイクル初期	HFP	%△K／K	≦0.15	0.02	0.02
飛出し制御棒価値	サイクル末期	HZP	%△K／K	≦1.0	0.42	0.53
飛出し制御棒価値	サイクル末期	HFP	%△K／K	≦0.15	0.03	0.03
最大反応度添加率			10^{-5}(△K/K)／s	≦86	50	43

(注1) ペレット焼きしまり効果を含まない。
(注2) ＨＺＰ：高温零出力時
(注3) ＨＦＰ：高温全出力時

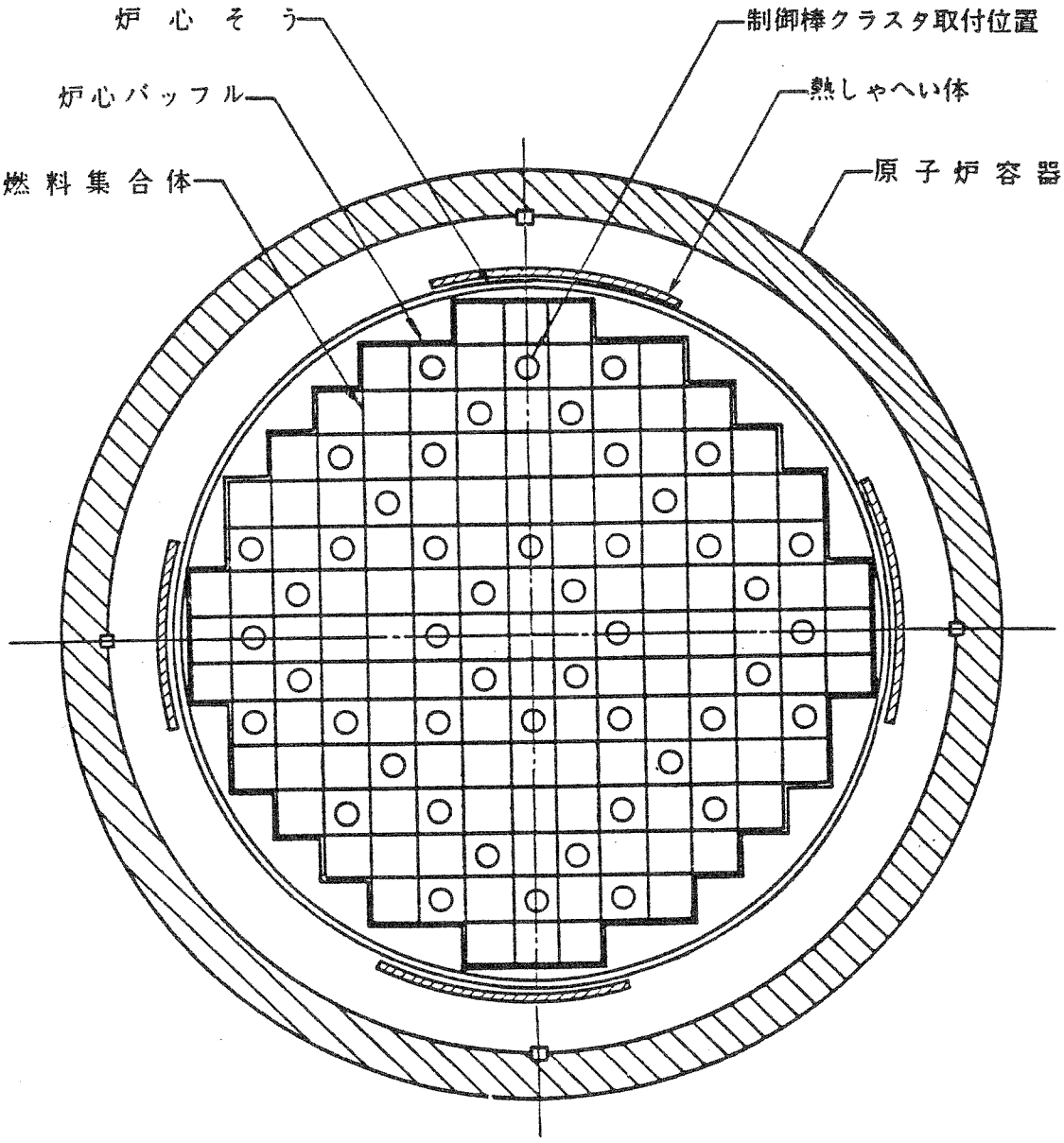
第3.4.1表　熱水力設計値

炉心熱出力	約2,652MW
燃料棒からの熱発生割合	約97.4%
１次冷却材圧力	約15.4MPa[gage]
１次冷却材流量	約45.7×10^6kg／h
炉心バイパス流量割合	約4.0%
実効熱伝達面積	約4,515m^2
原子炉容器入口１次冷却材温度	約284℃
原子炉容器出口１次冷却材温度	約321℃
平均出力密度	約100kW／ℓ
熱　流　束	
定格出力時平均	約572kW／m^2
定格出力時最大	約1,379kW／m^2
線出力密度	
定格出力時平均	約17.1kW／m
定格出力時最大	41.1kW／m
	31.9kW／m（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料）
熱水路係数（定格出力時）	
F_Q	2.41
$F^N_{\triangle H}$	1.64
燃料中心最高温度	
定格出力時	約1,770℃
	約1,630℃（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料）

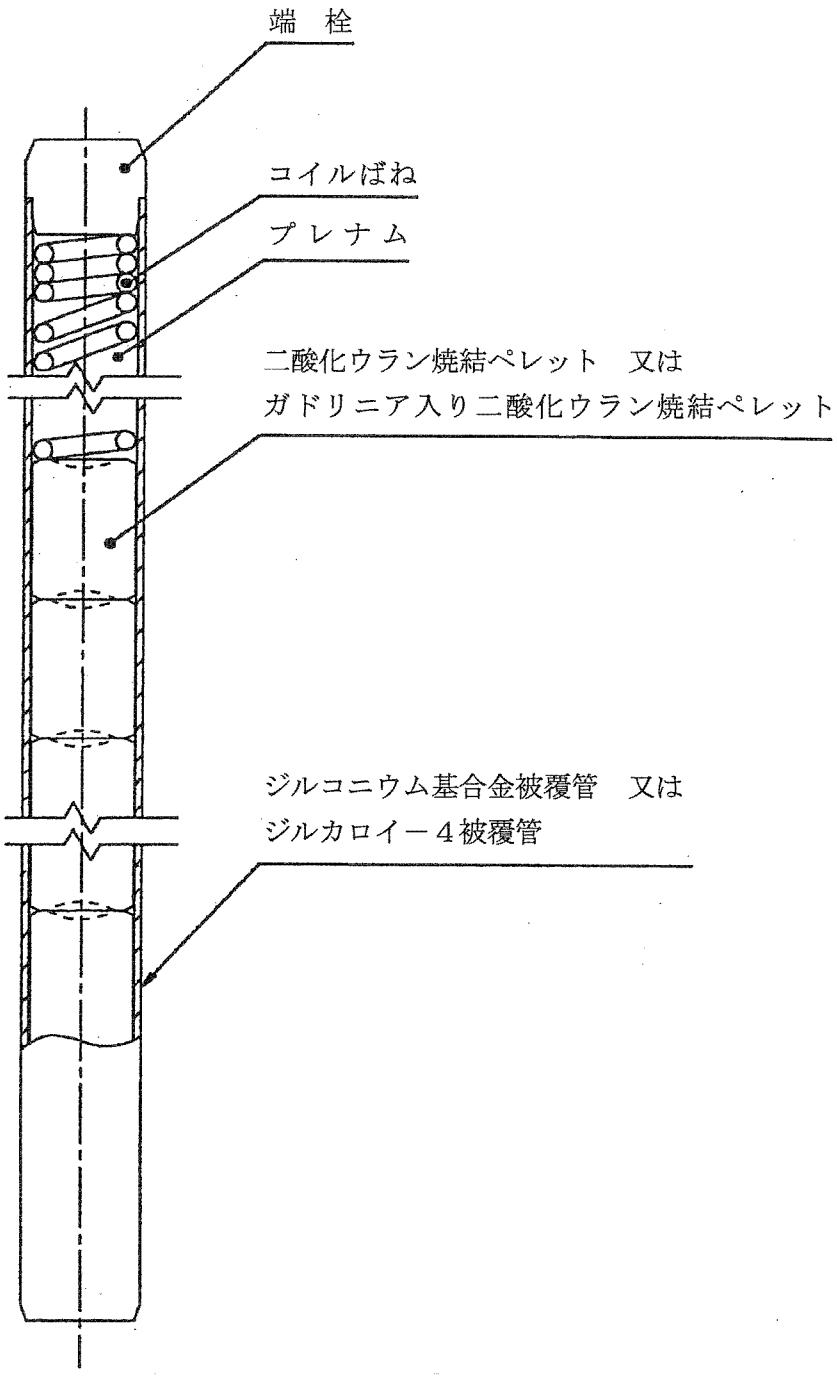
最大線出力密度59.1kW／m時	約2,270℃
（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については44.3kW／m時）	約2,040℃（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料）
最小ＤＮＢＲ	
定格出力時	2.36
運転時の異常な過渡変化時	1.42以上（ＭＩＲＣ－１相関式、ＮＦＩ－１相関式）



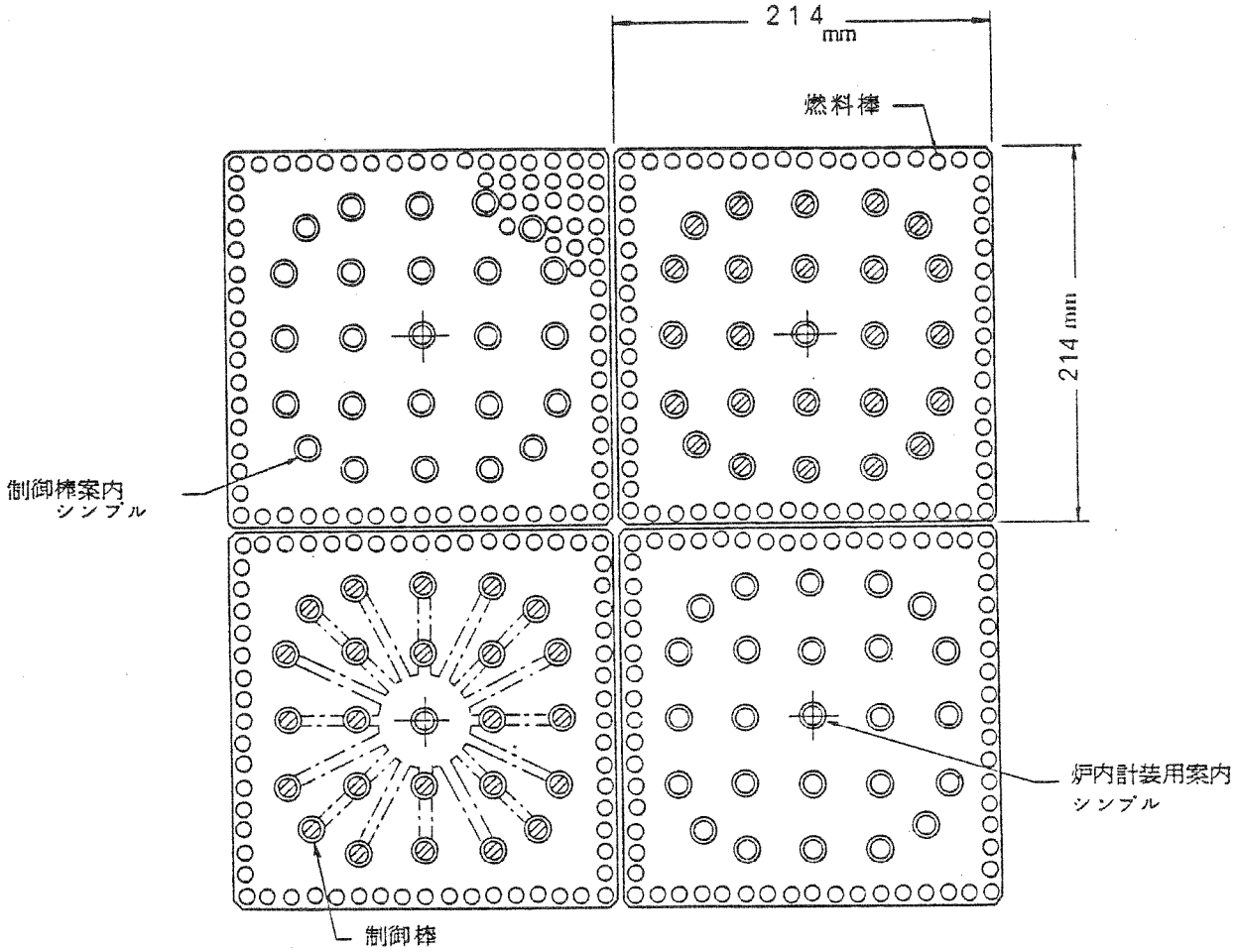
第3.1.1図　原子炉容器内構造説明図



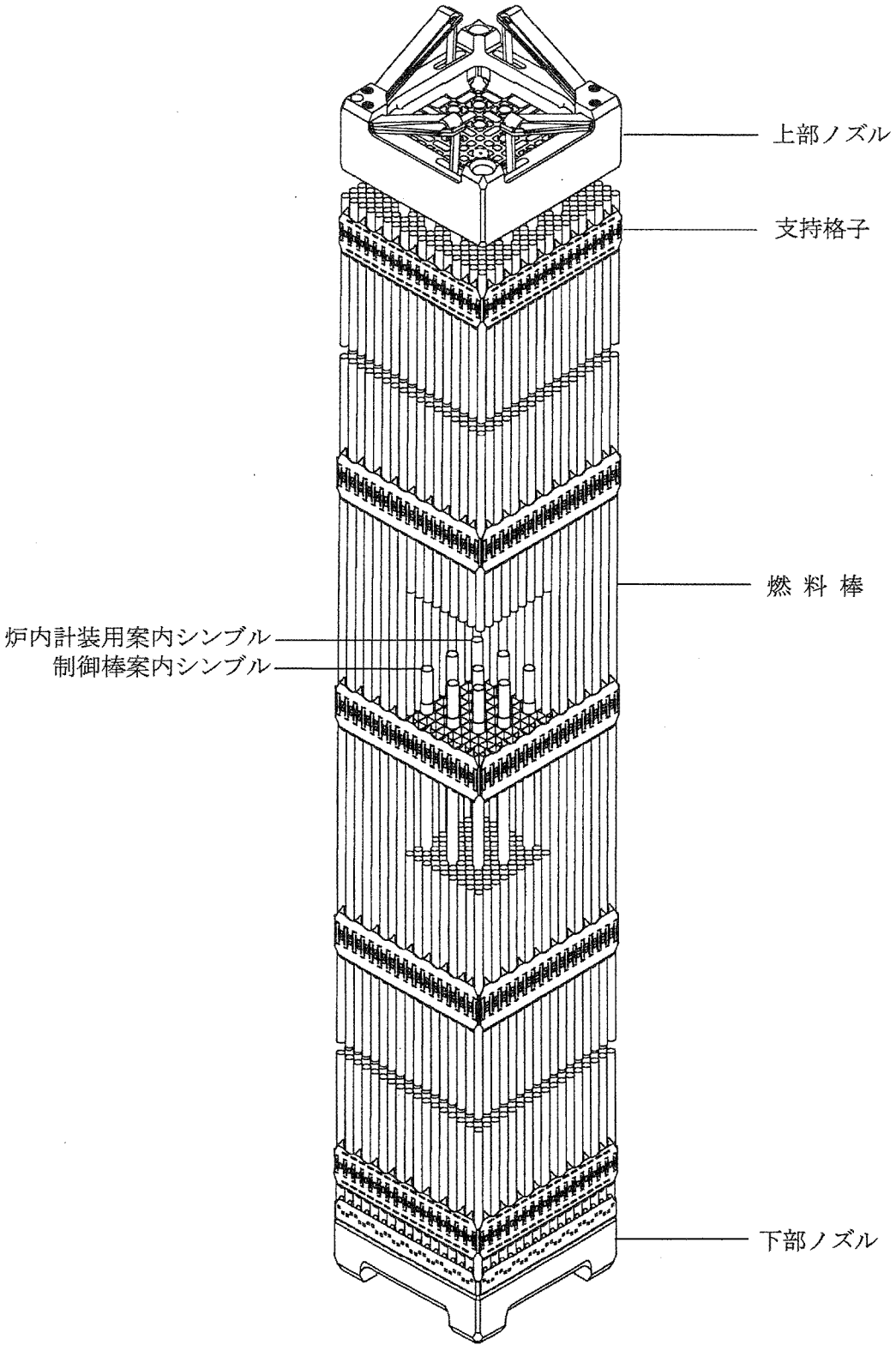
第3.1.2図　炉心断面説明図



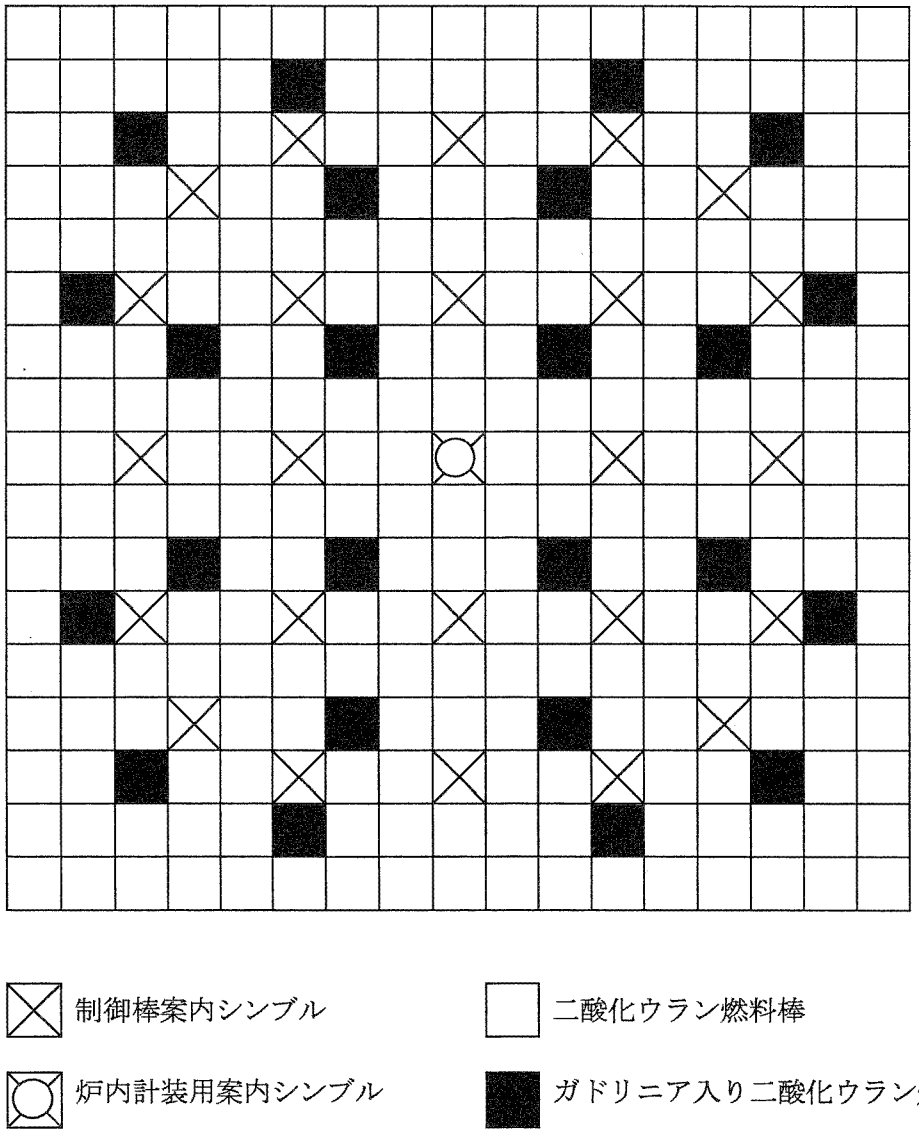
第3.2.1図　燃料棒断面図



第3.2.2(1)図　燃料集合体断面説明図

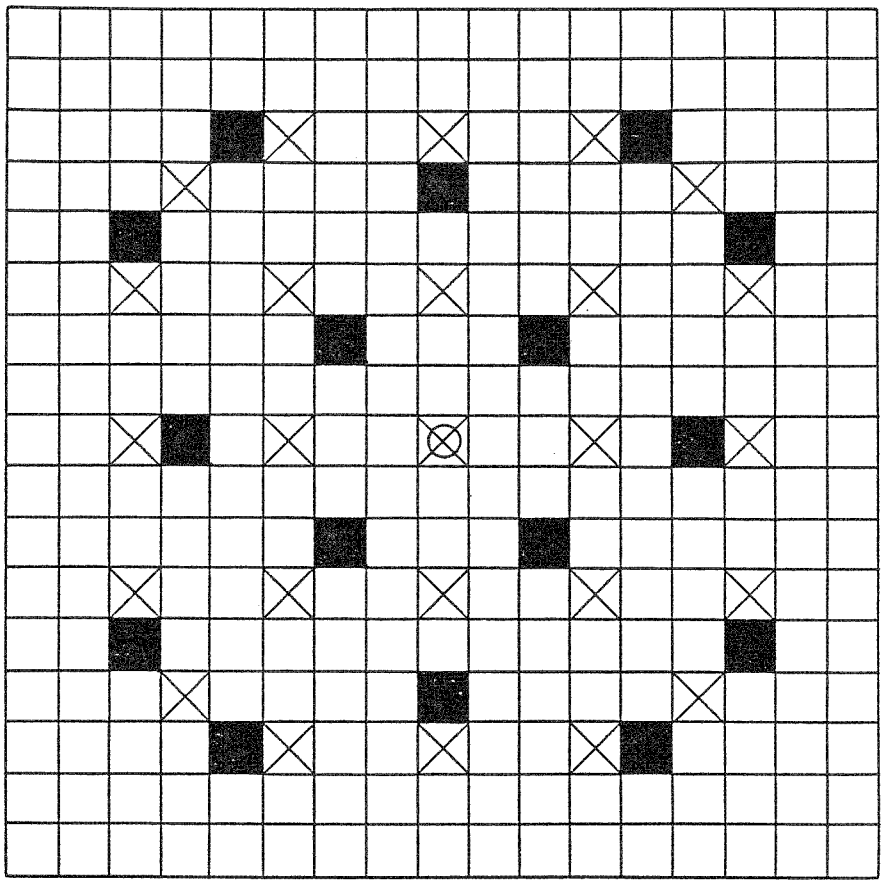


第3.2.2(2)図　燃料集合体構造概要図



第3.2.2(3)図　集合体内ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒配置図(1)

（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒本数：24本）

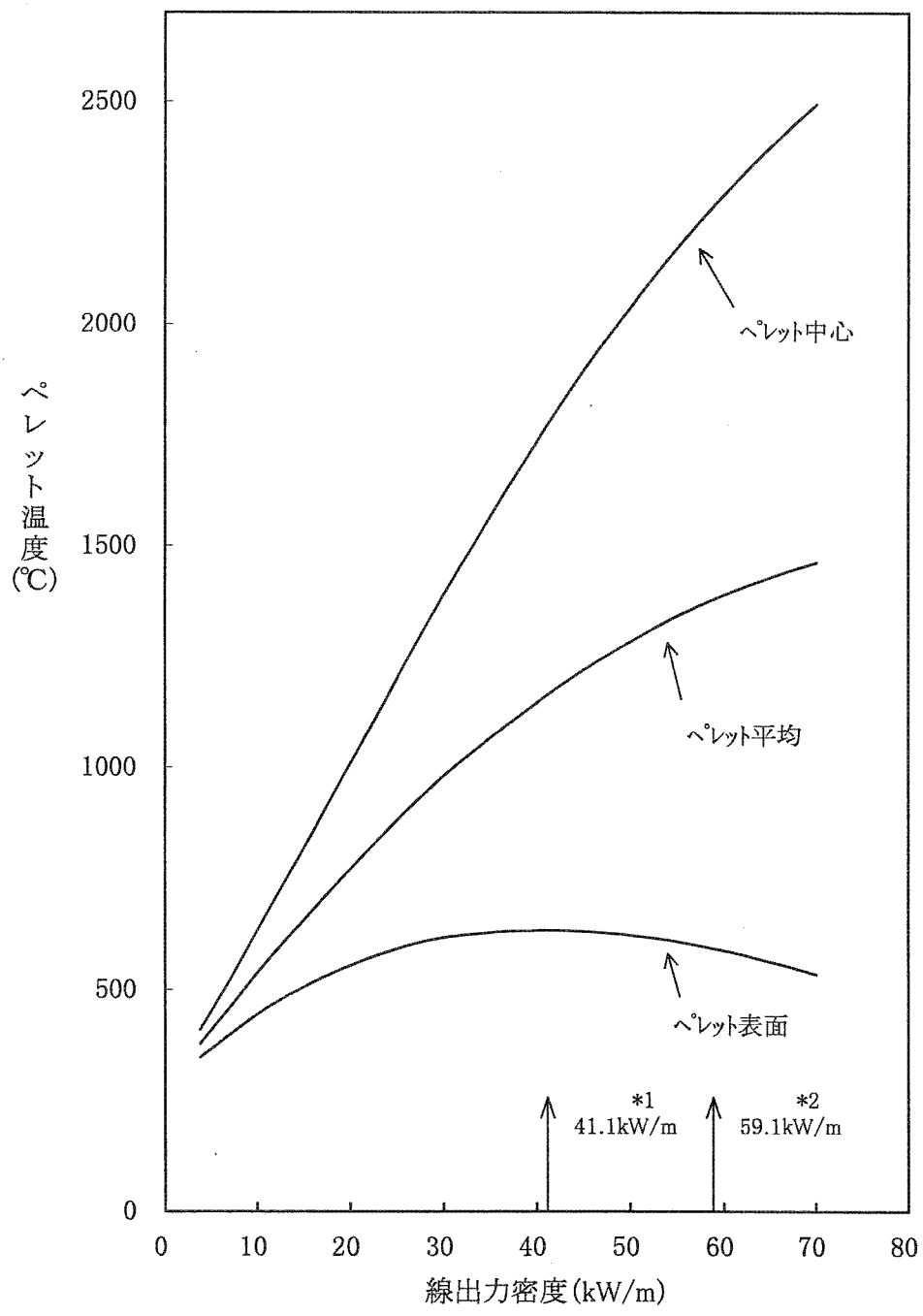


炉内計装用案内シンブル　　ガドリニア入り燃料棒

制御棒案内シンブル

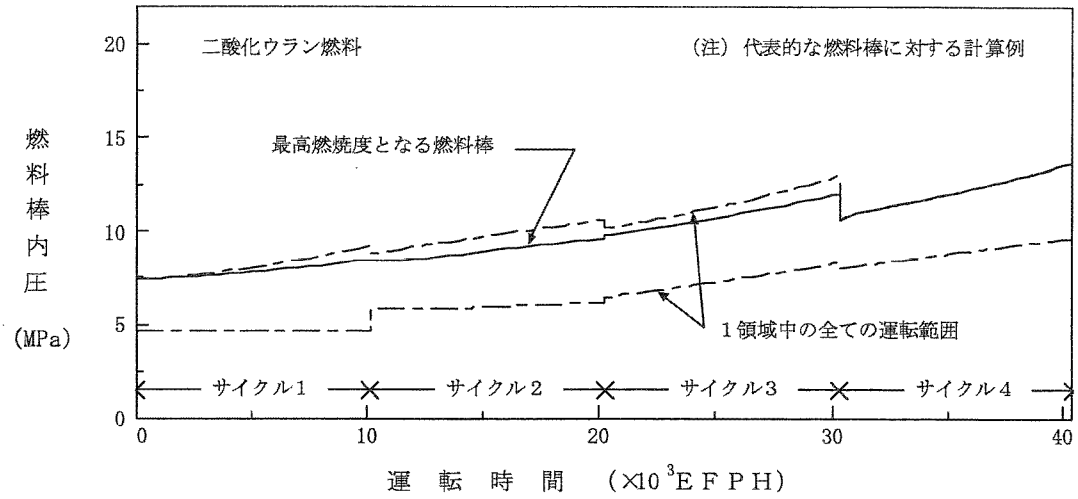
第3.2.2(4)図　集合体内ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒配置図(2)

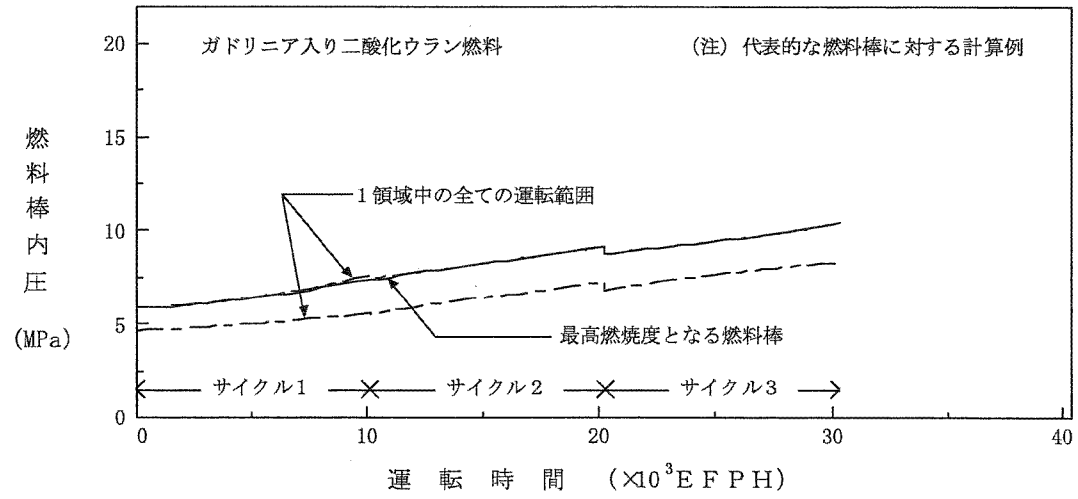
（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒本数：16本）

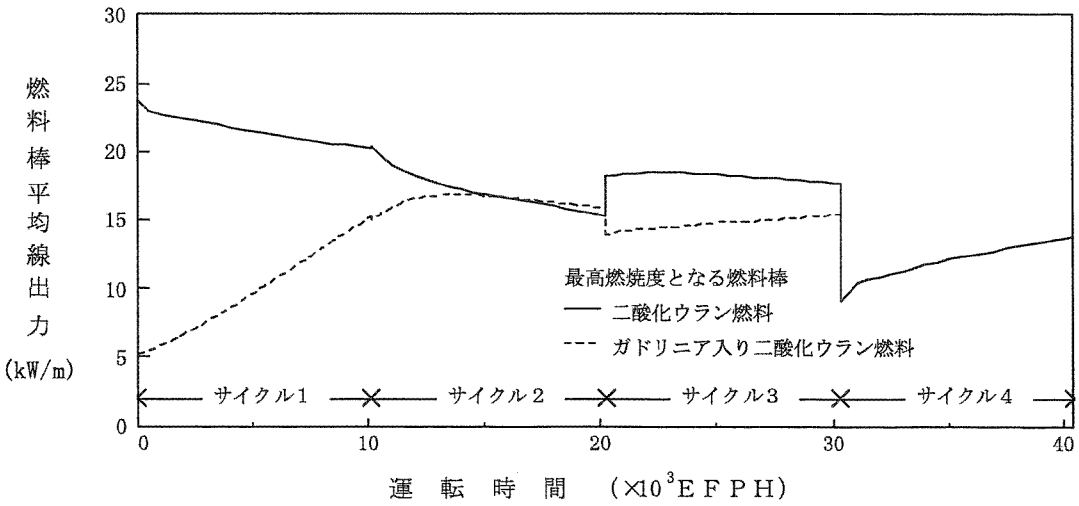


*1:定格出力時の最大線出力密度
*2:通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度

第3.2.3図　ペレットの中心、平均及び表面温度対線出力密度
（寿命中の最高温度、参考文献(1)及び(10)のモデルで計算）



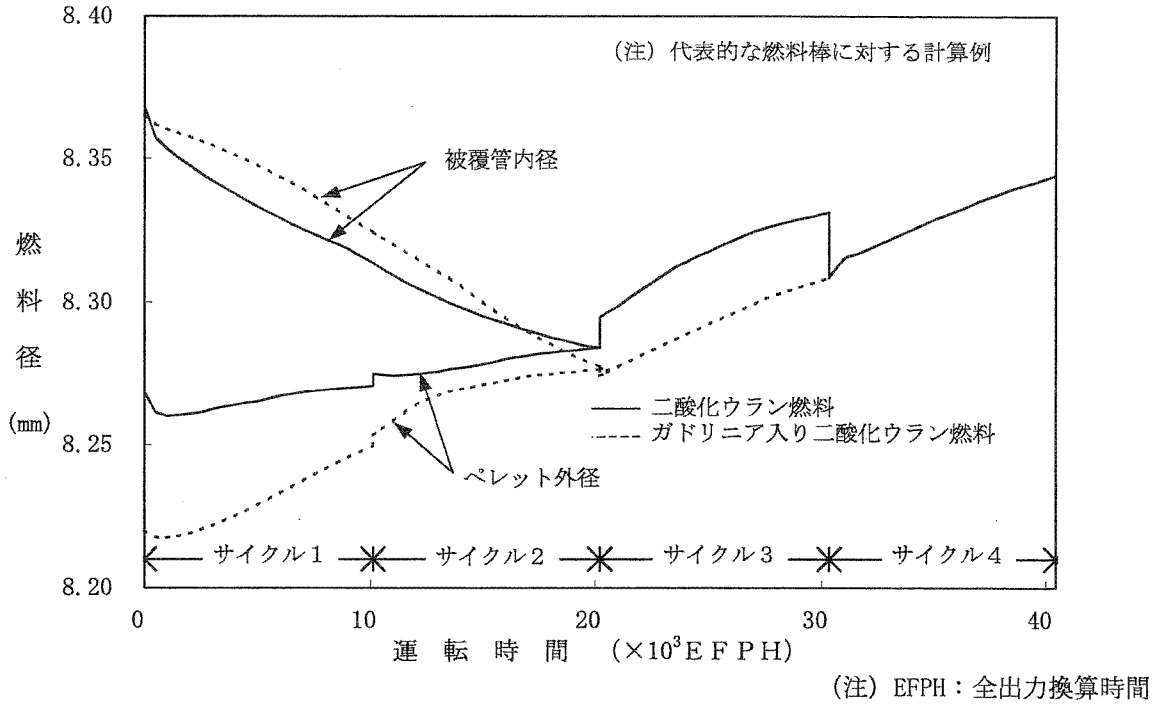




（注）EFPH：全出力換算時間

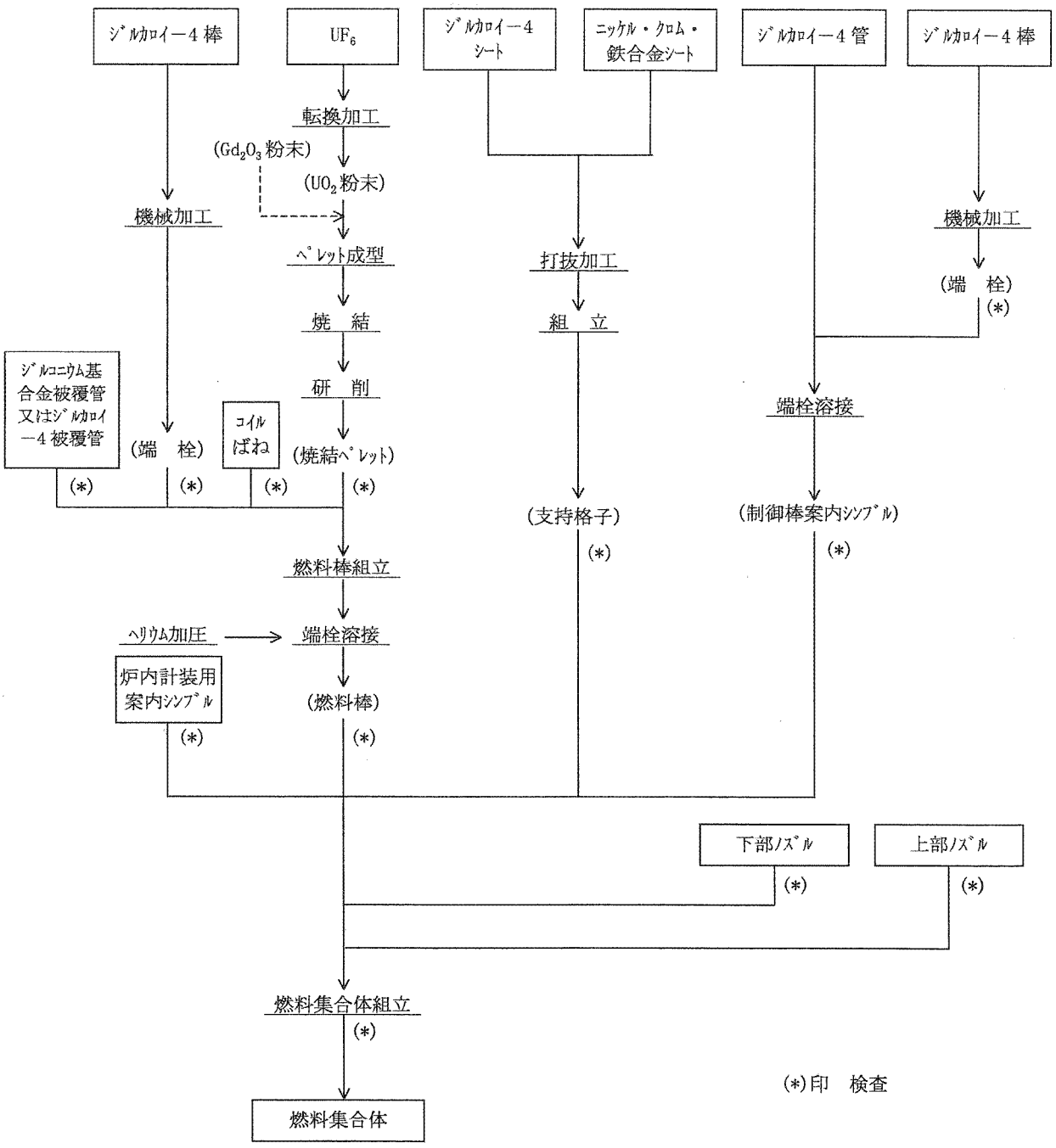
第3.2.4図　燃料棒内圧の燃焼度変化

（参考文献(1)及び(10)のモデルで計算）

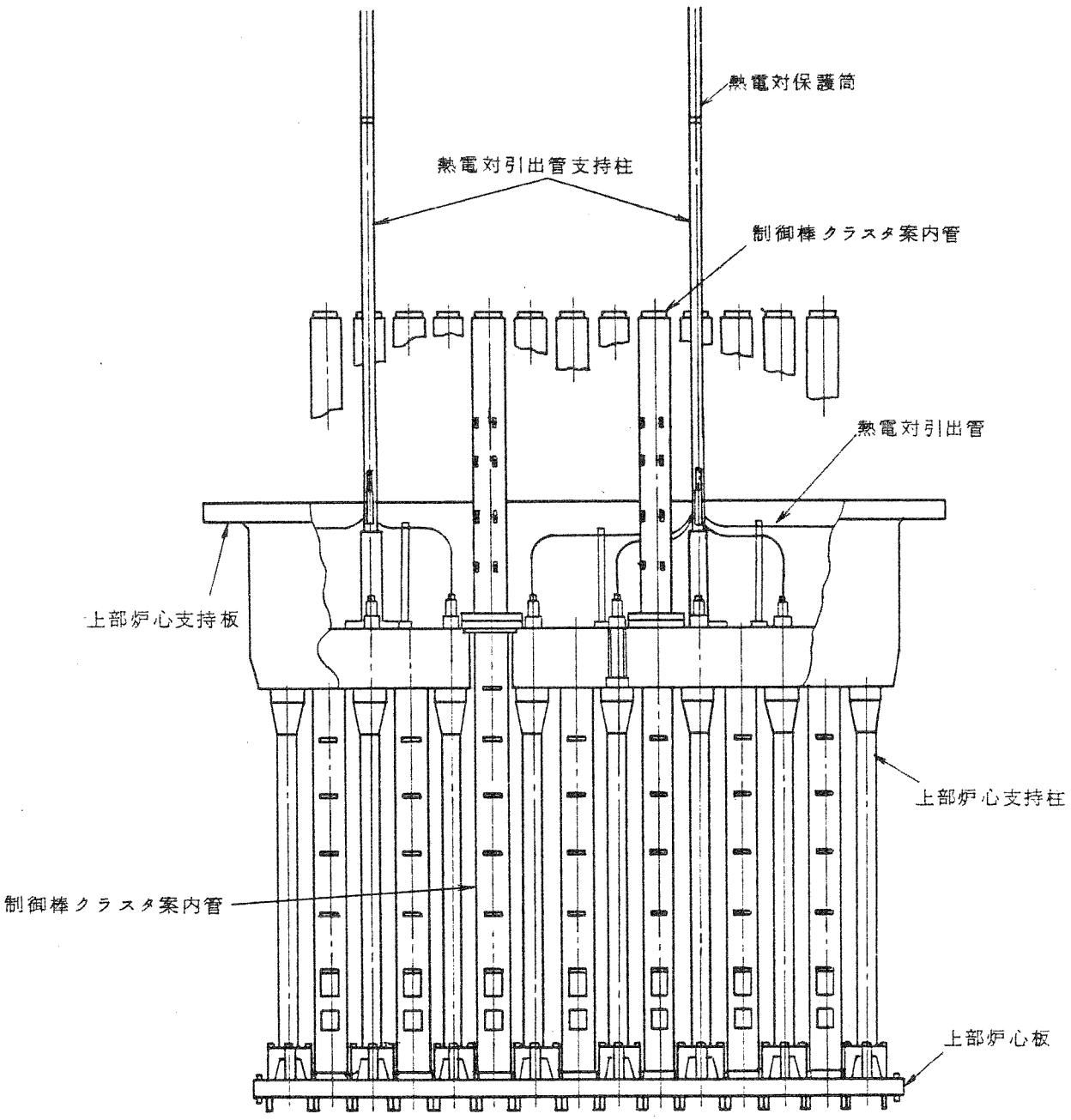


第3.2.5図　燃料径の燃焼度変化

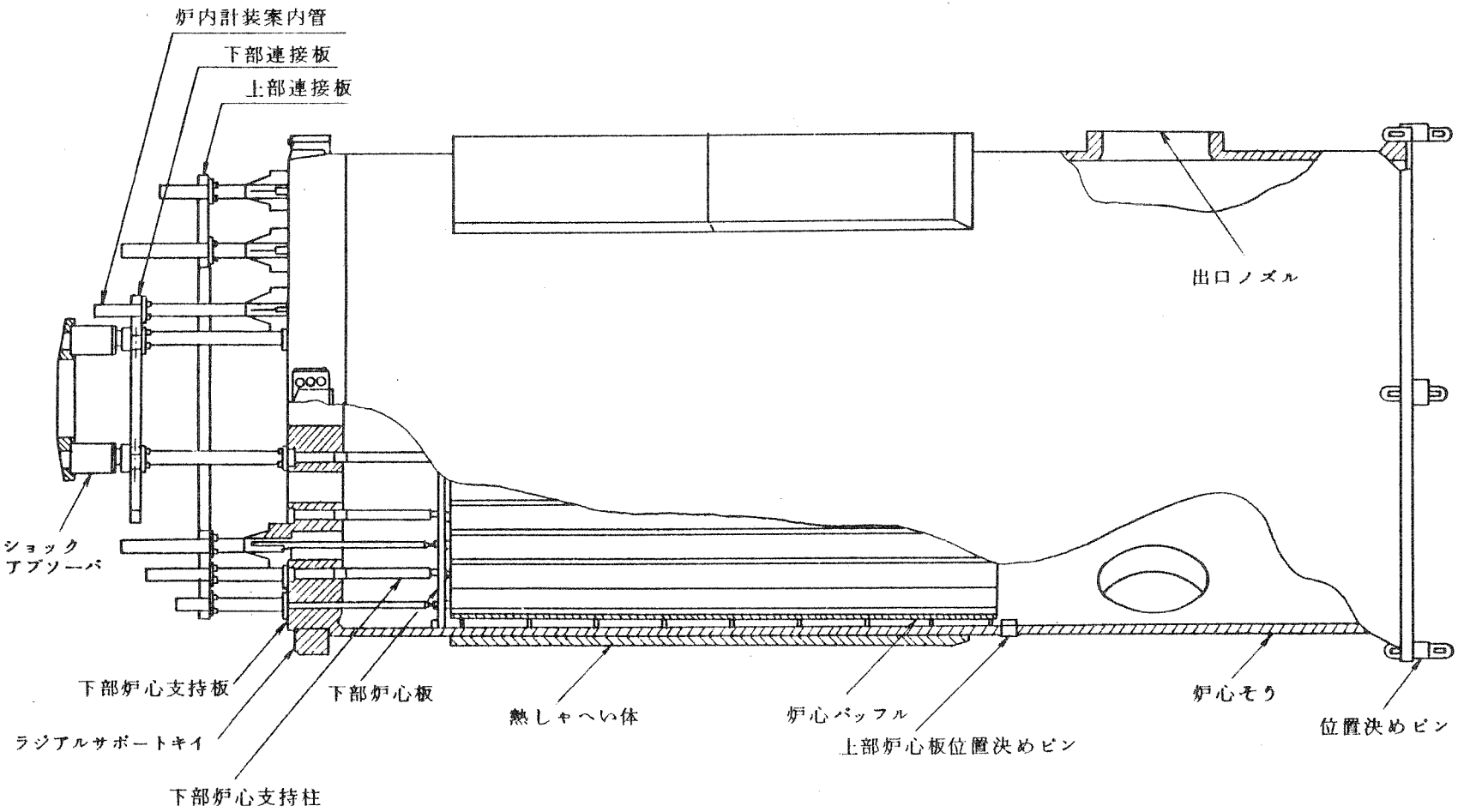
（参考文献(1)及び(10)のモデルで計算）



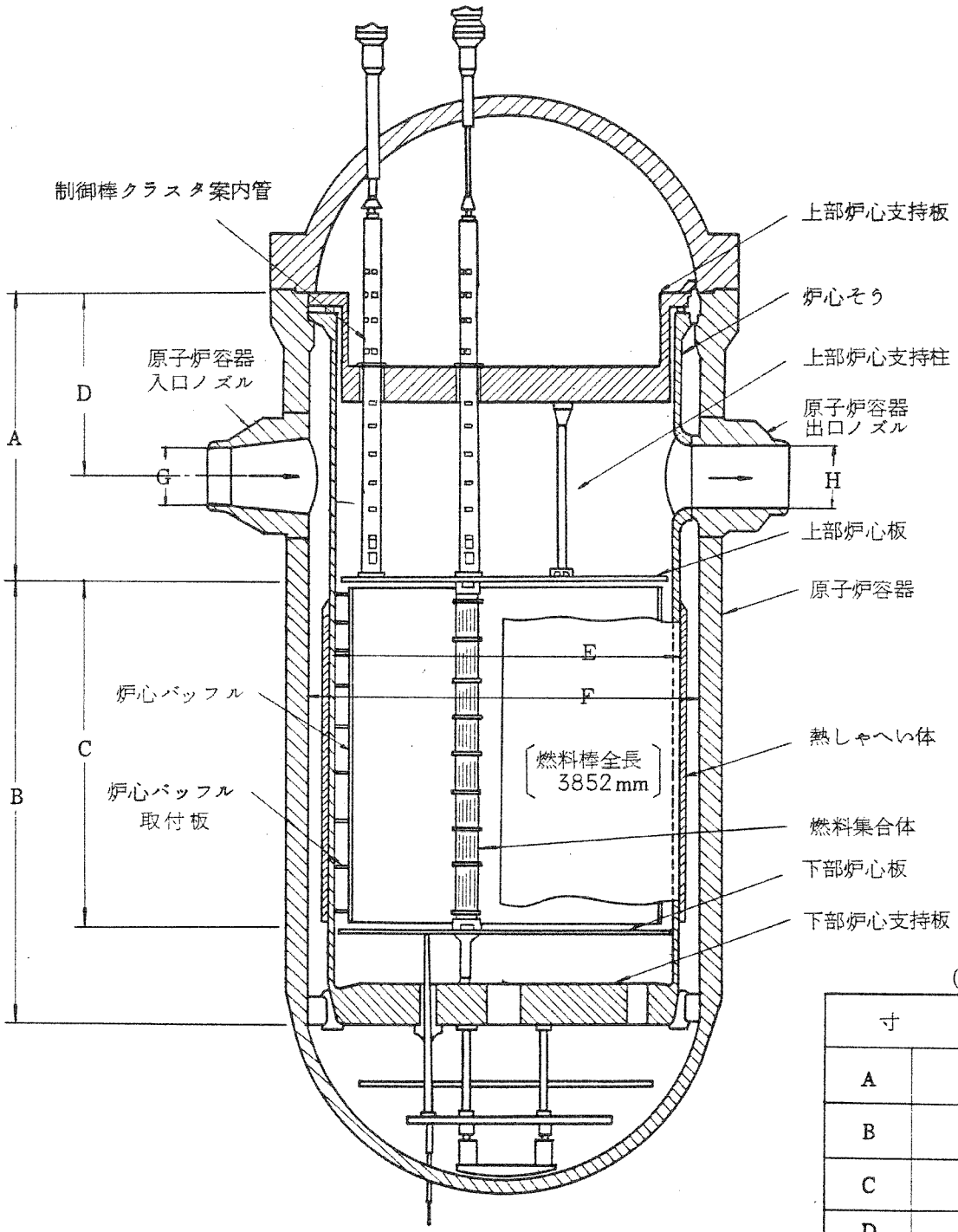
第3.2.6図　燃料の製造工程概要図



第3.2.7図　上部炉心構造物構造説明図



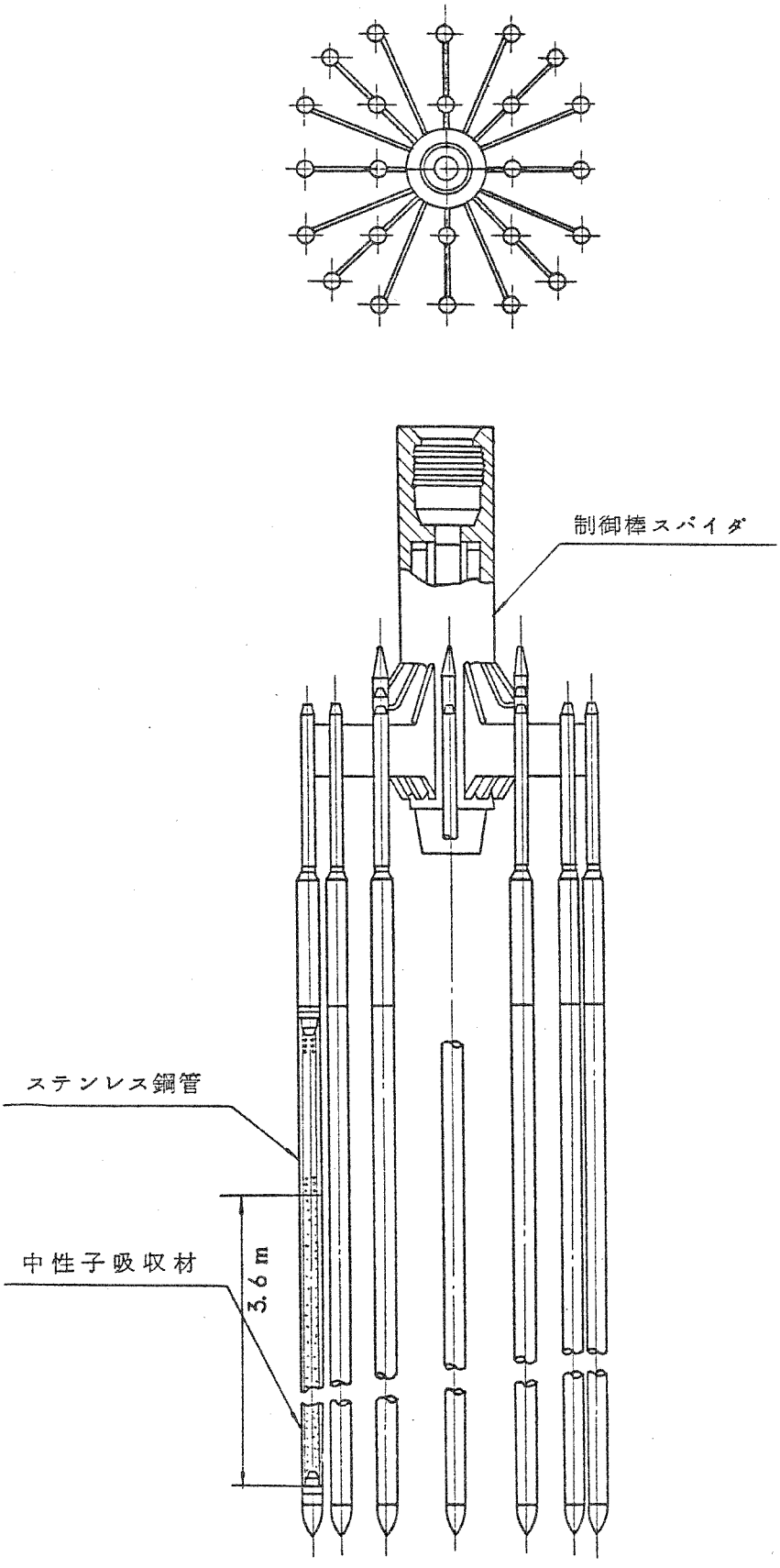
第3.2.8図　下部炉心構造物構造説明図



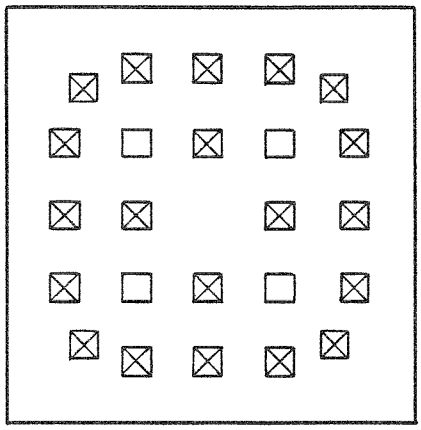
（単位：mm）

寸	法
A	3212
B	5220
C	4077
D	2094
E	3499
F	3988
G	699
H	737

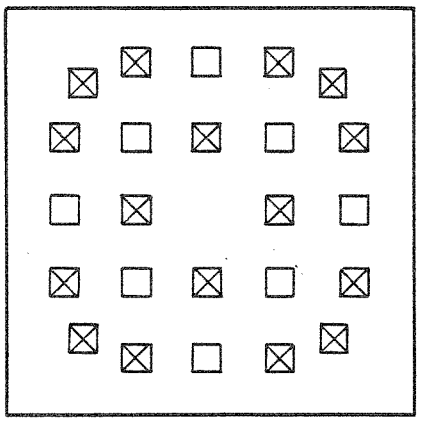
第3.2.9図　原子炉容器内主要寸法図



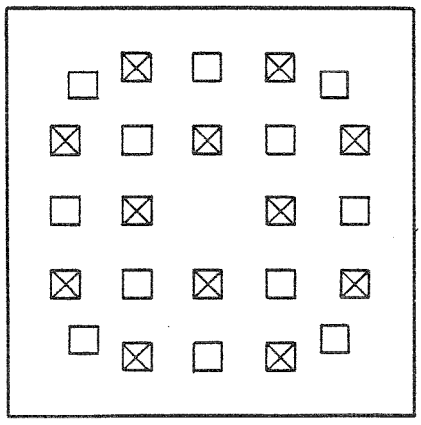
第3.2.10図　制御棒クラスタ構造説明図



20バーナブルポイズン棒



16バーナブルポイズン棒

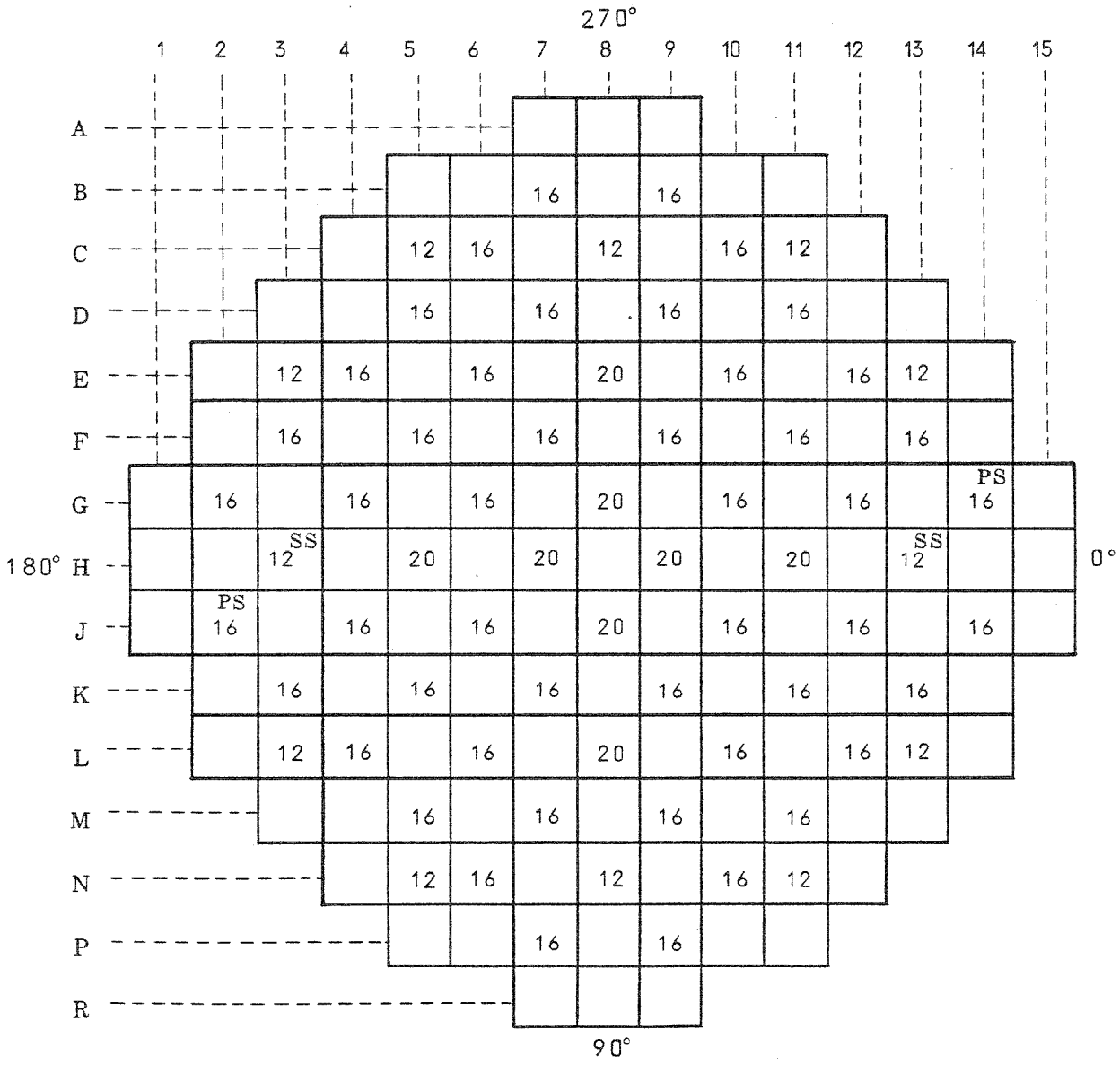


12バーナブルポイズン棒

⊠ バーナブルポイズン棒

□ シンブルプラグ

第3.2.11図　バーナブルポイズン棒配置説明図

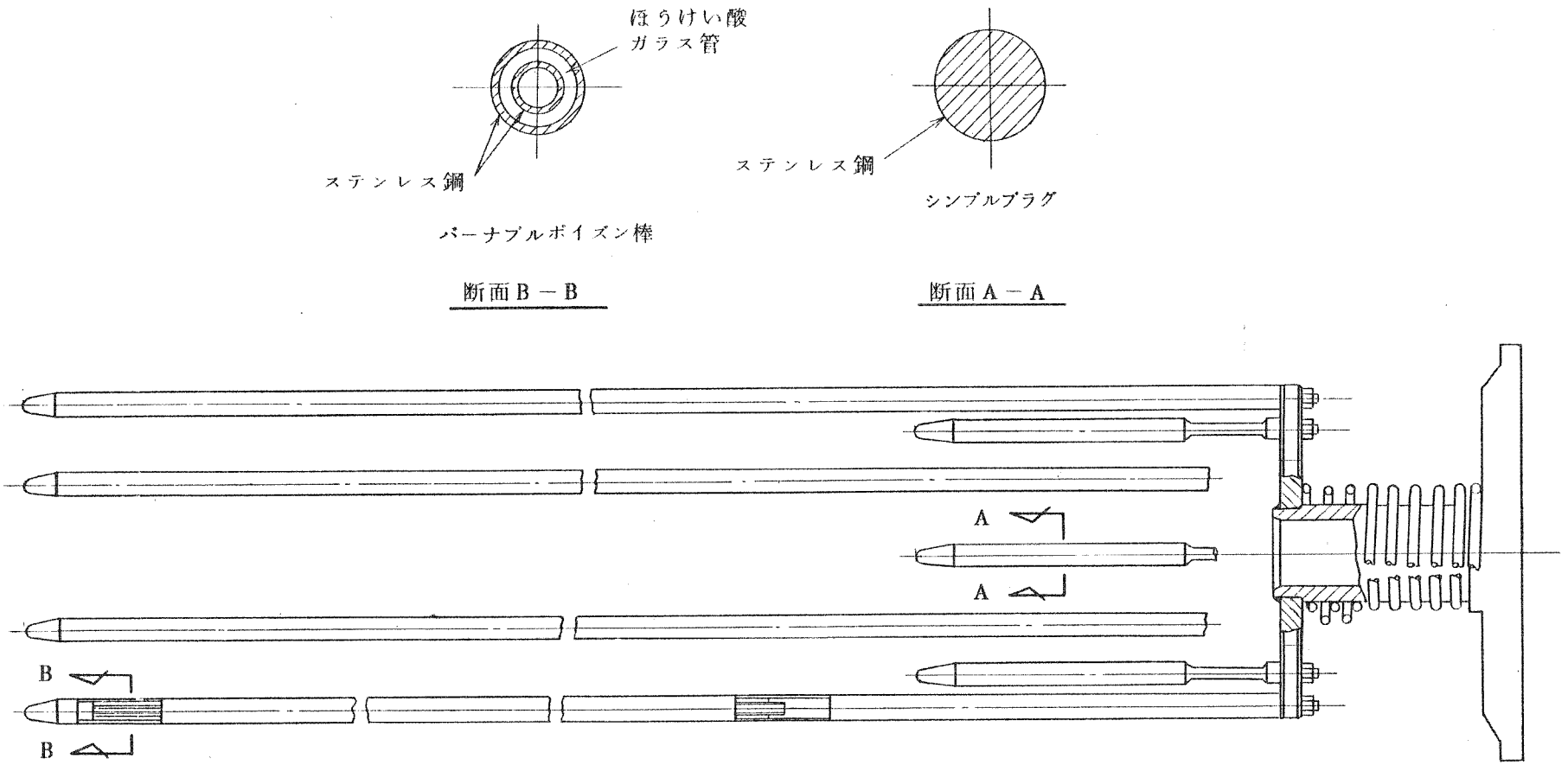


数字はバーナブルポイズン棒の本数を示す。

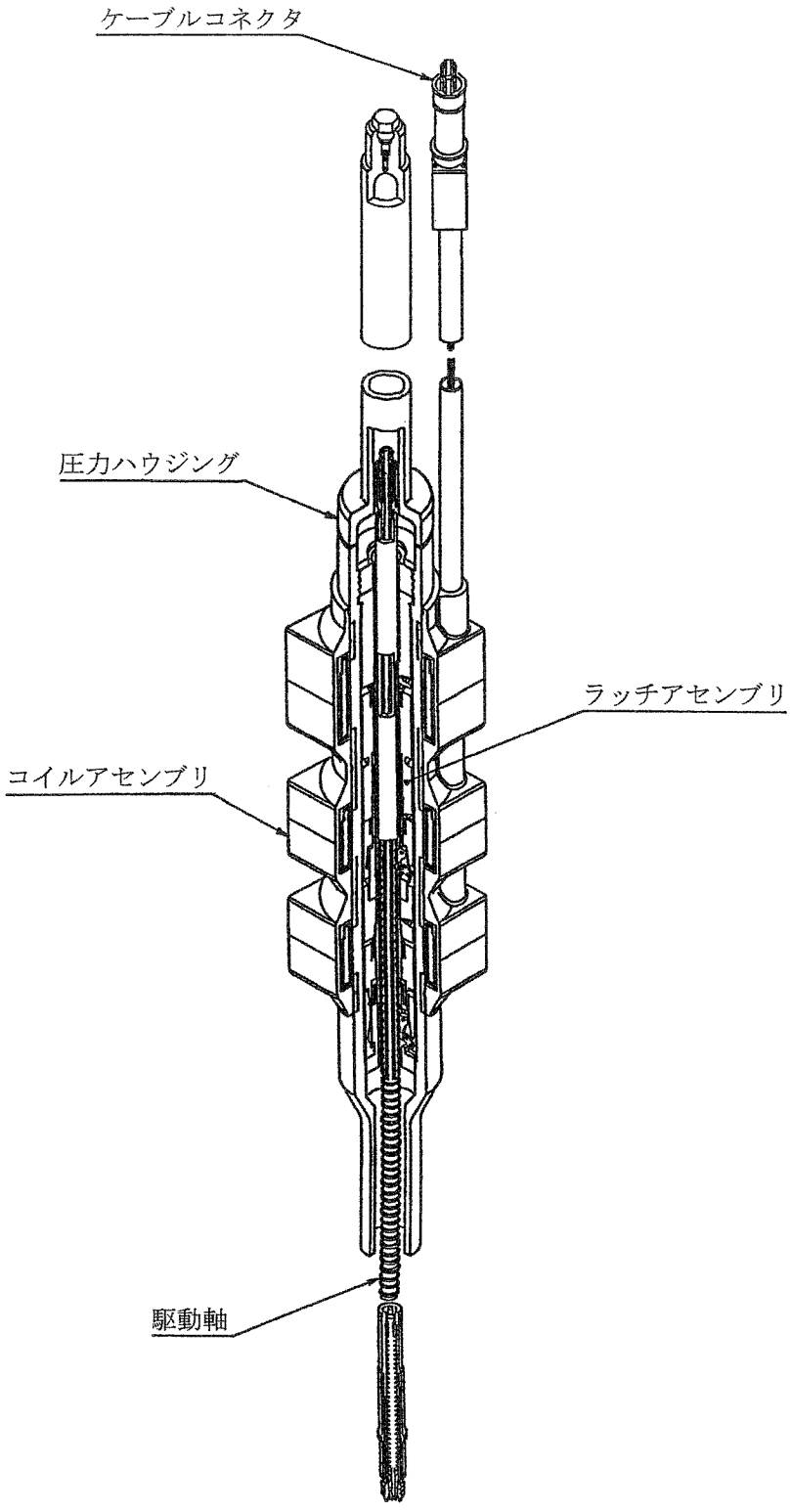
PS ： 1次中性子源集合体

SS ： 2次中性子源集合体

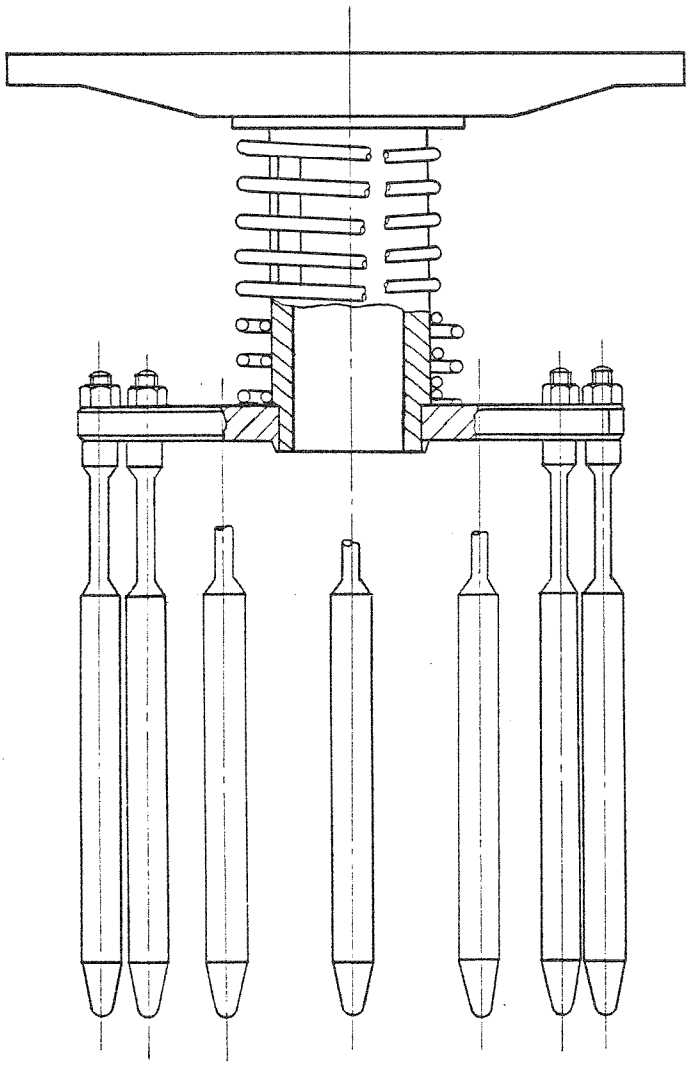
第3.2.12図　バーナブルポイズン棒本数及び配置説明図(初装荷炉心)



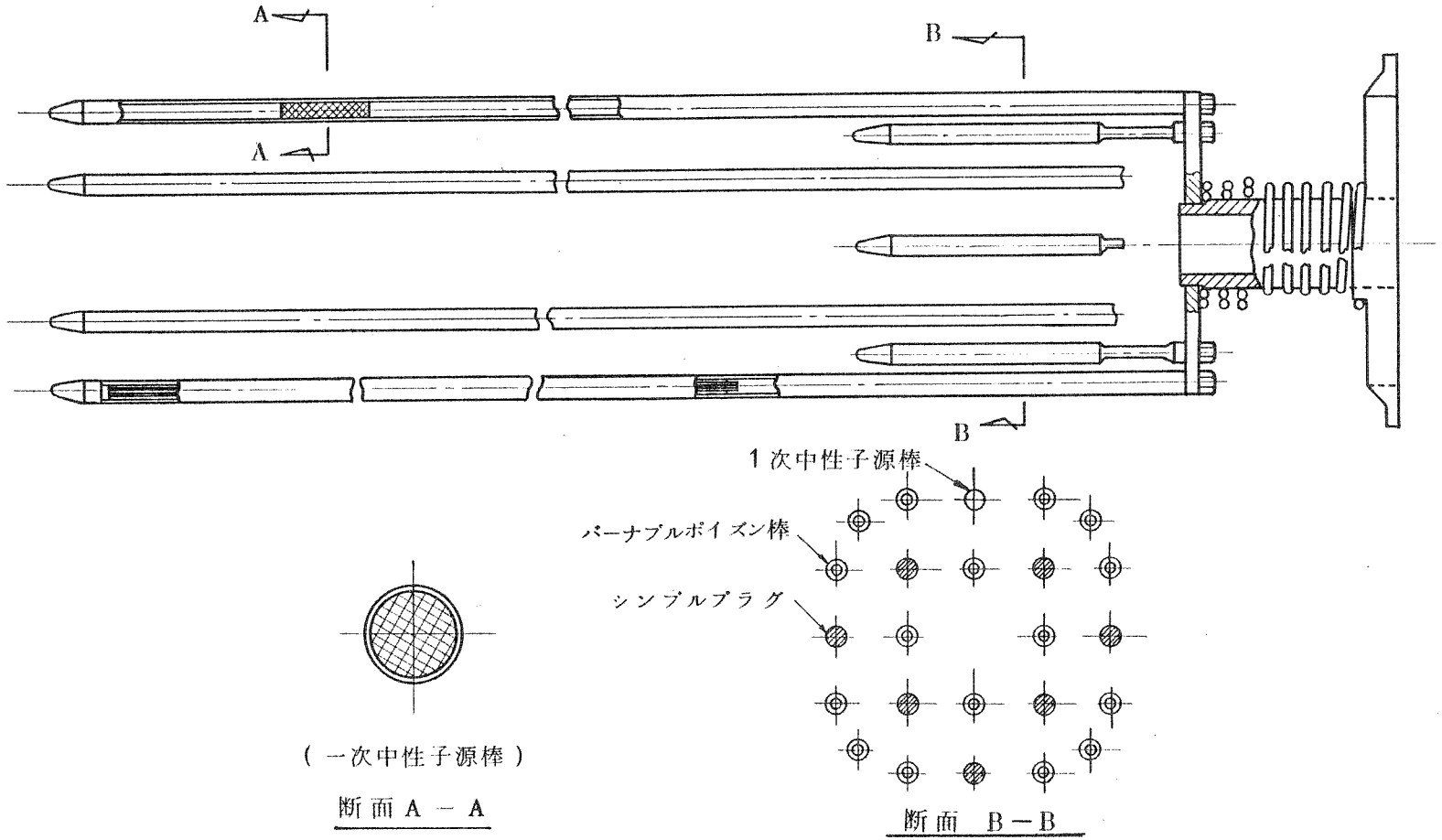
第3.2.13図　バーナブルポイズン構造説明図



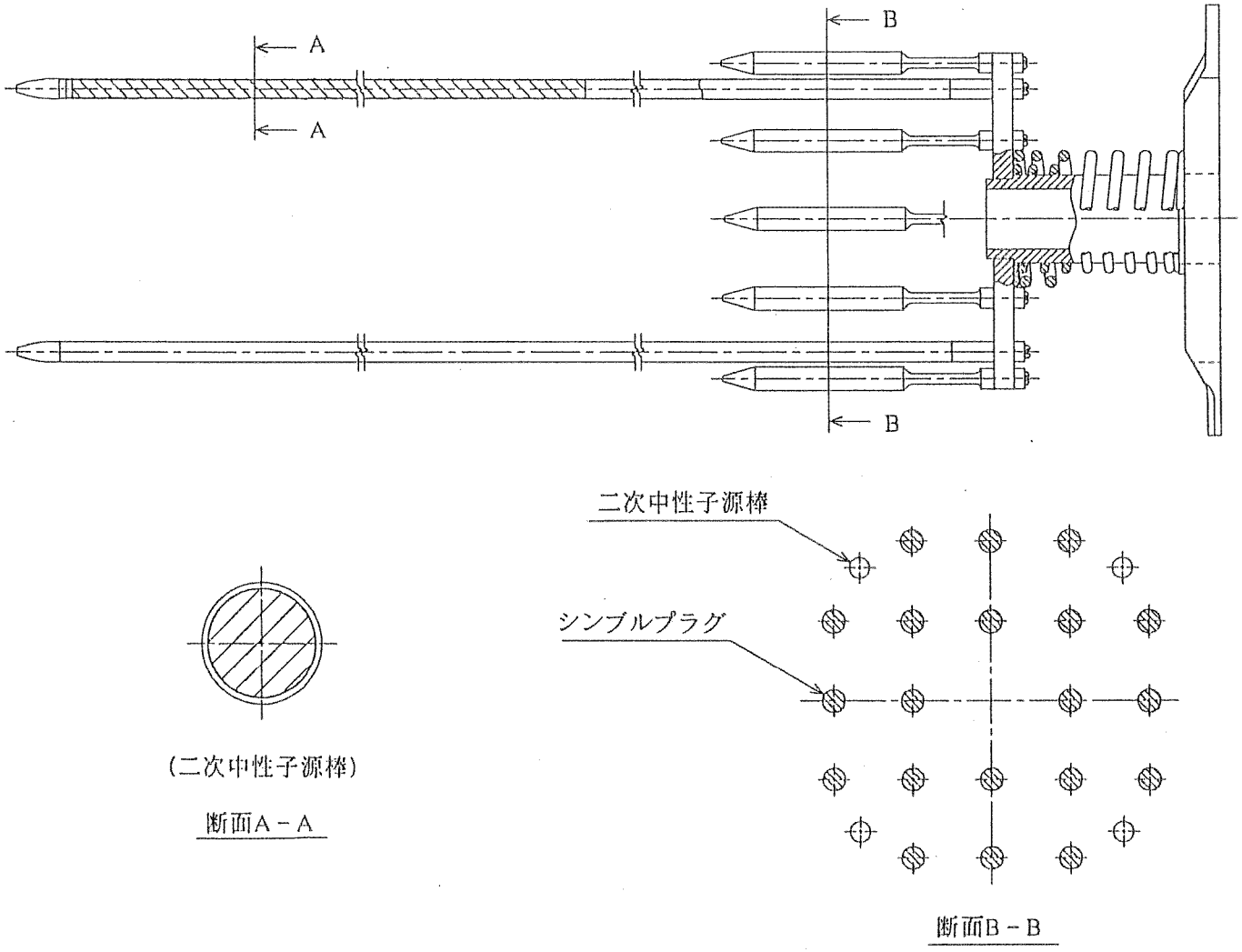
第3.2.14図　制御棒クラスタ駆動装置説明図



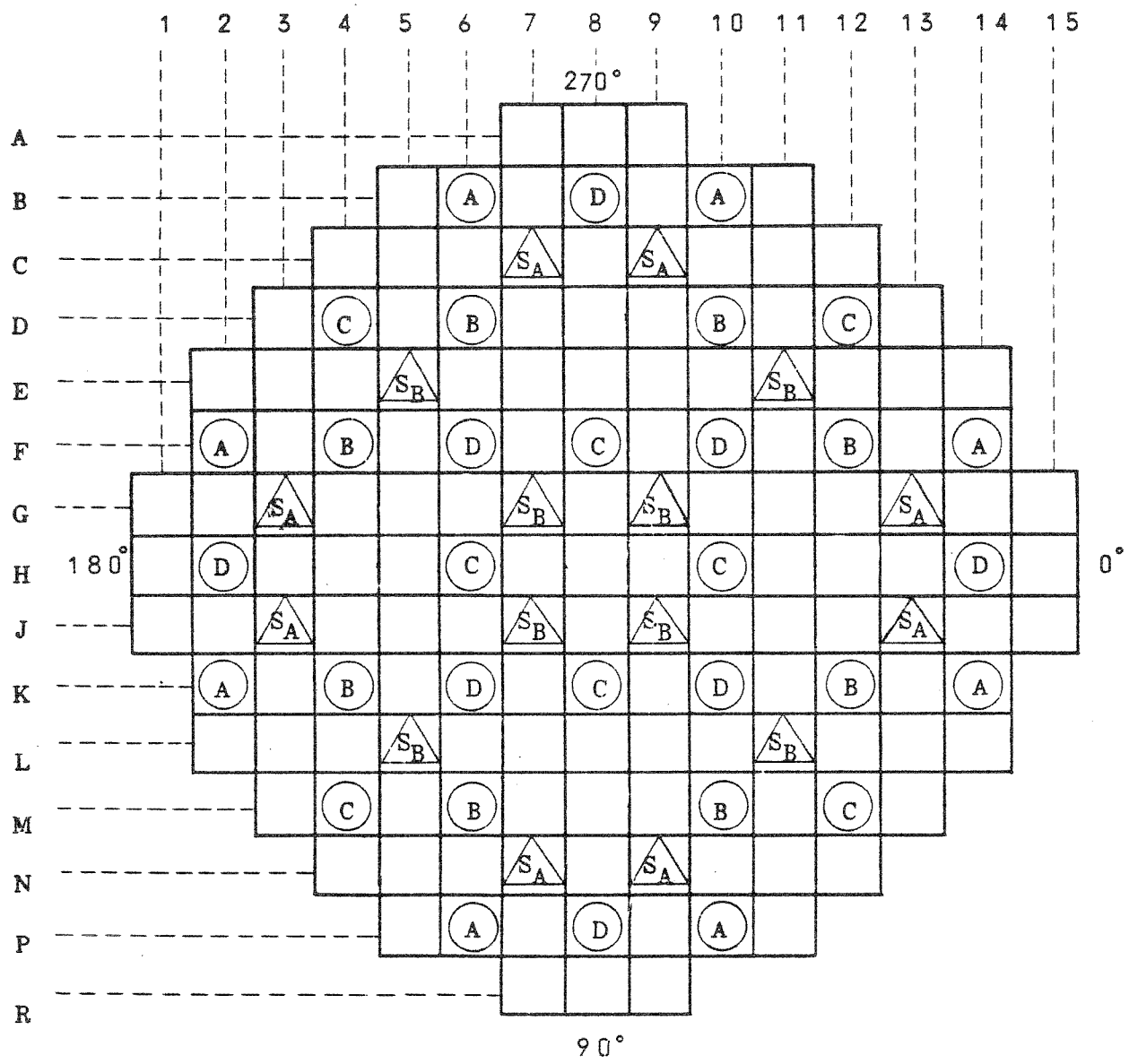
第3.2.16図　シンブルプラグ構造説明図



第3.2.17図　中性子源集合体構造説明図（一次中性子源）

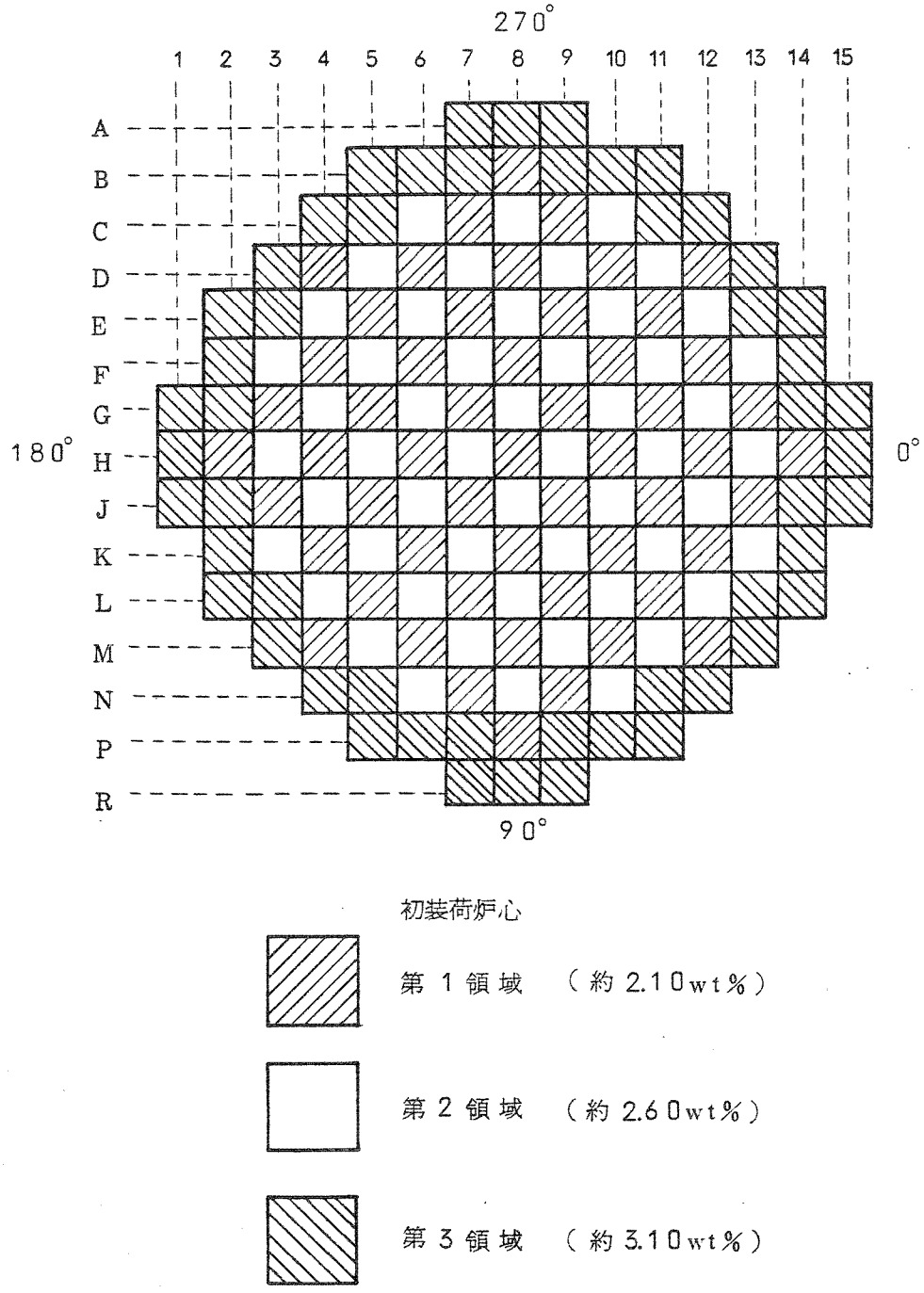


第3.2.18図　中性子源集合体構造説明図（二次中性子源）

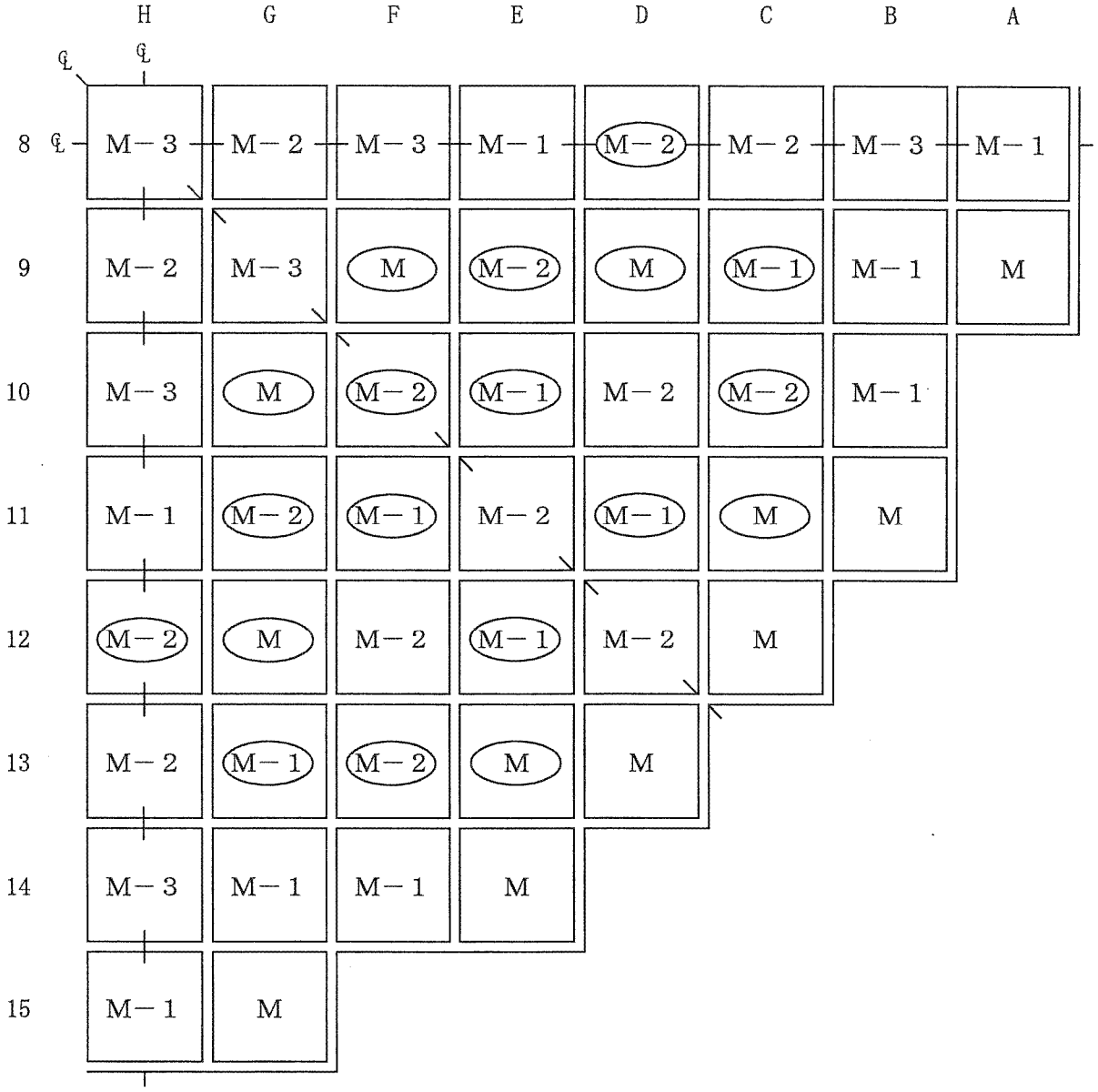


	制御棒クラスタ本数
A ：制御グループ・バンクA	8
B ：制御グループ・バンクB	8
C ：制御グループ・バンクC	8
D ：制御グループ・バンクD	8
S_A ：停止グループ・バンクS_A	8
S_B ：停止グループ・バンクS_B	8

第3.3.1図　制御棒クラスタ配置説明図



第3.3.2図　燃料集合体配置説明図（初装荷炉心）

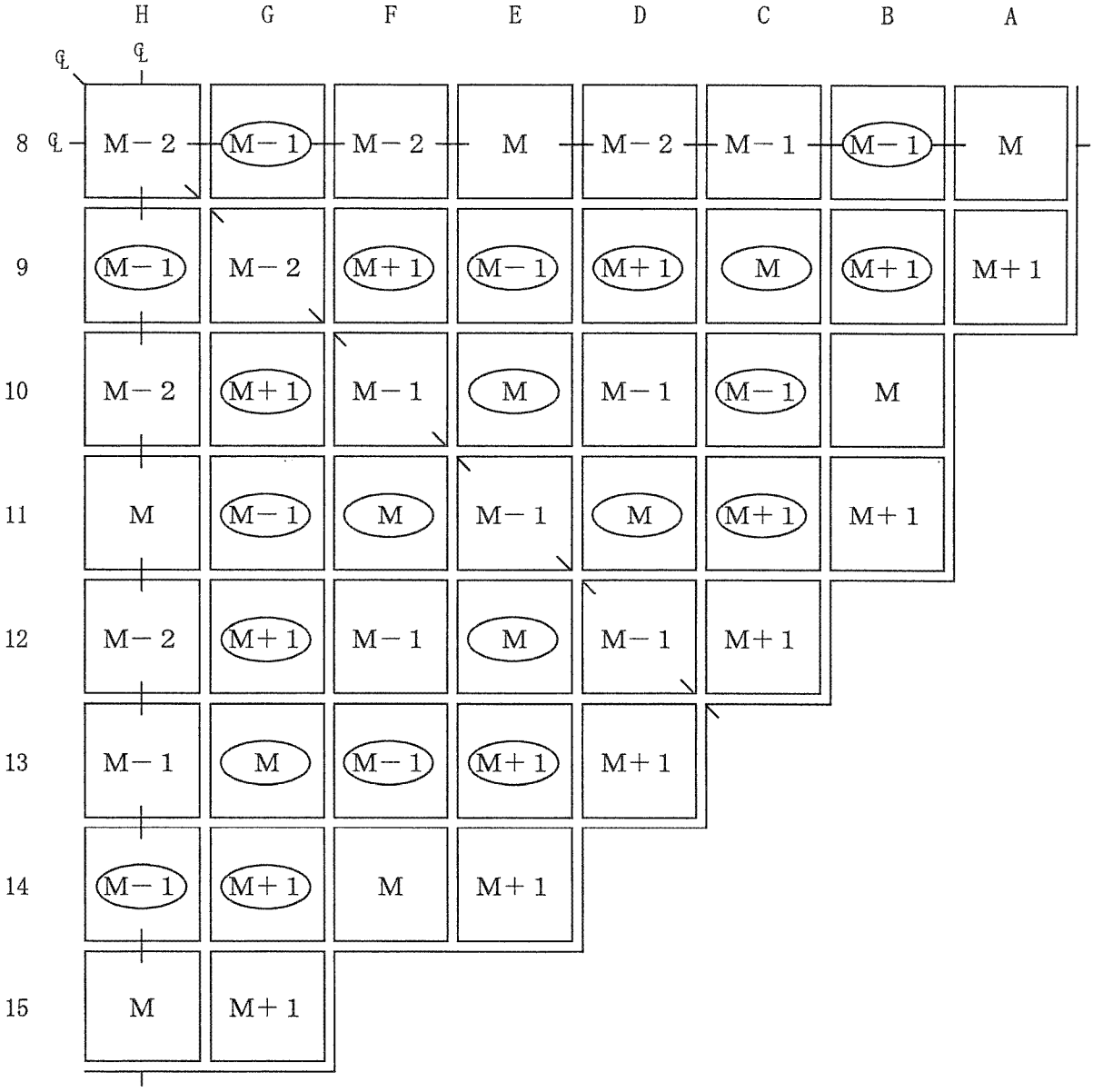


M－3　：第（M－3）B領域燃料（4.8wt%　　13体）
(M－2)　：第（M－2）A領域燃料（4.8wt%（Gd入り）　24体）＊
M－2　：第（M－2）B領域燃料（4.8wt%　　24体）
(M－1)　：第（M－1）A領域燃料（4.8wt%（Gd入り）　24体）＊
M－1　：第（M－1）B領域燃料（4.8wt%　　24体）
(M)　：第　M　A領域燃料（4.8wt%（Gd入り）　24体）＊
M　：第　M　B領域燃料（4.8wt%　　24体）

注）(M)、Mは新燃料
＊）3.2wt%^{235}U－10wt%Gd_2O_3入りUO_2燃料棒24本を含む

第3.3.3図　燃料集合体配置図（第Nサイクル炉心（平衡炉心））

〔1／4炉心〕

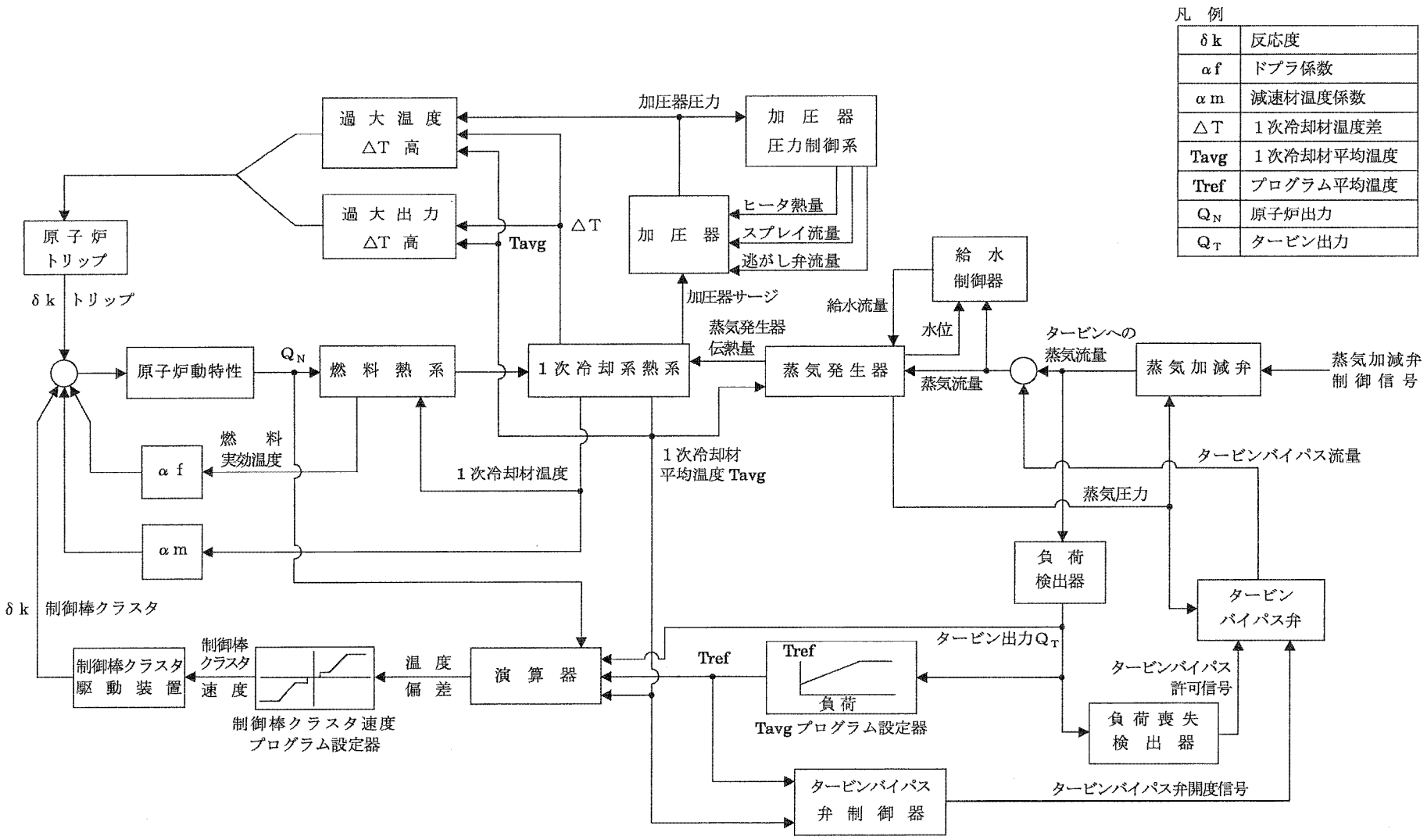


M－2	：第（M－2）	B領域燃料（4.8wt％	13体）
(M－1)	：第（M－1）	A領域燃料（4.8wt％（Gd入り）	24体）＊
M－1	：第（M－1）	B領域燃料（4.8wt％	24体）
(M)	：第　M	A領域燃料（4.8wt％（Gd入り）	24体）＊
M	：第　M	B領域燃料（4.8wt％	16体）
(M＋1)	：第（M＋1）	A領域燃料（4.8wt％（Gd入り）	32体）＊
M＋1	：第（M＋1）	B領域燃料（4.8wt％	24体）

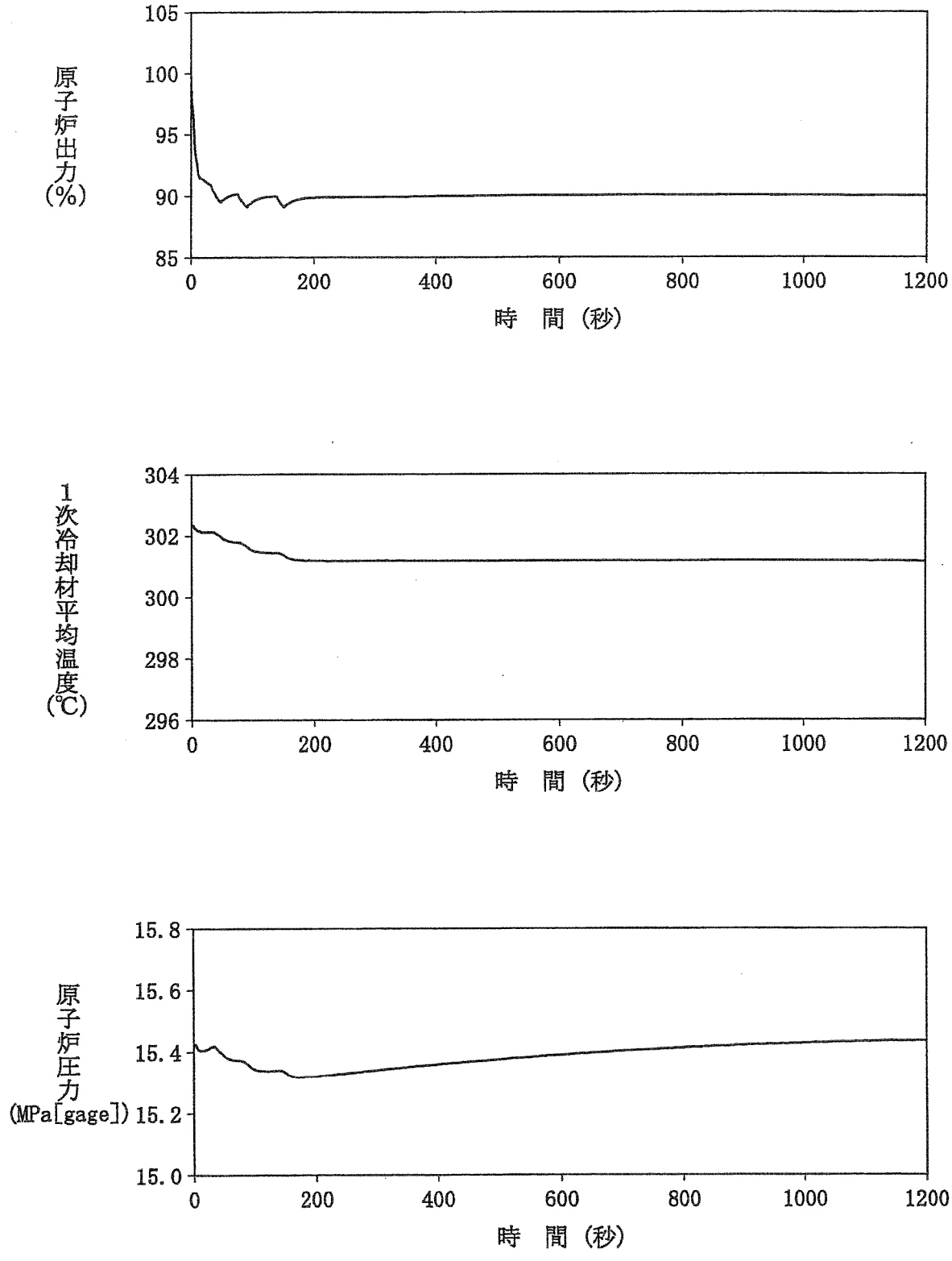
注）(M＋1)、M＋1は新燃料

＊）3.2wt％^{235}U－10wt％Gd_2O_3入りUO_2燃料棒24本を含む

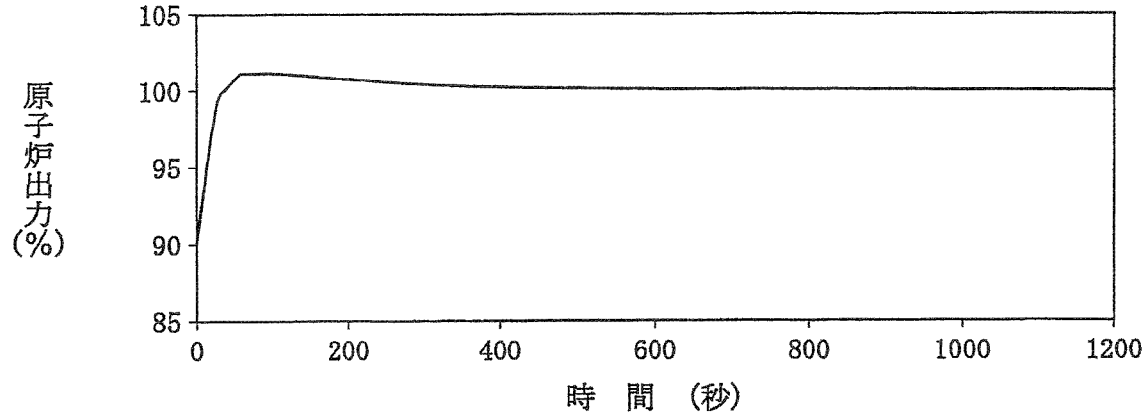
第3.3.4図　燃料集合体配置図（第Ｎ＋１サイクル炉心（予定外取出炉心））〔1／4炉心〕

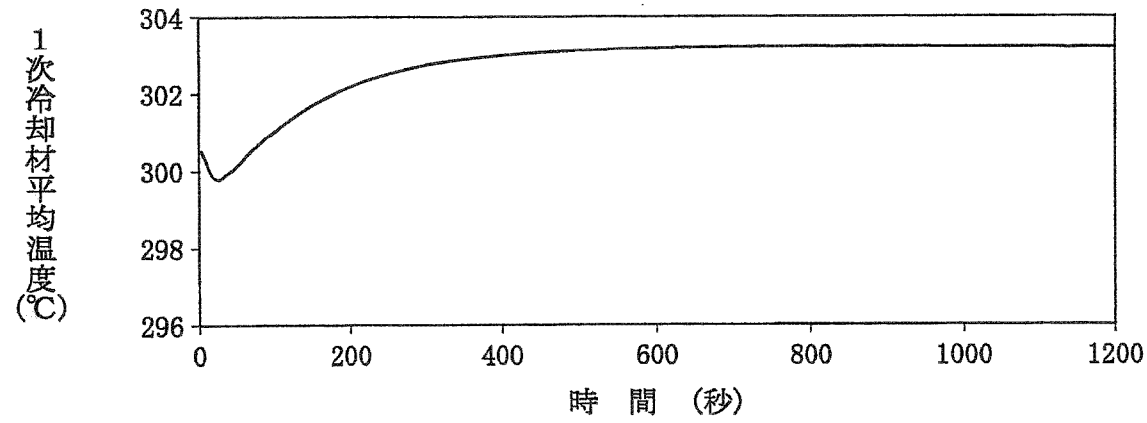


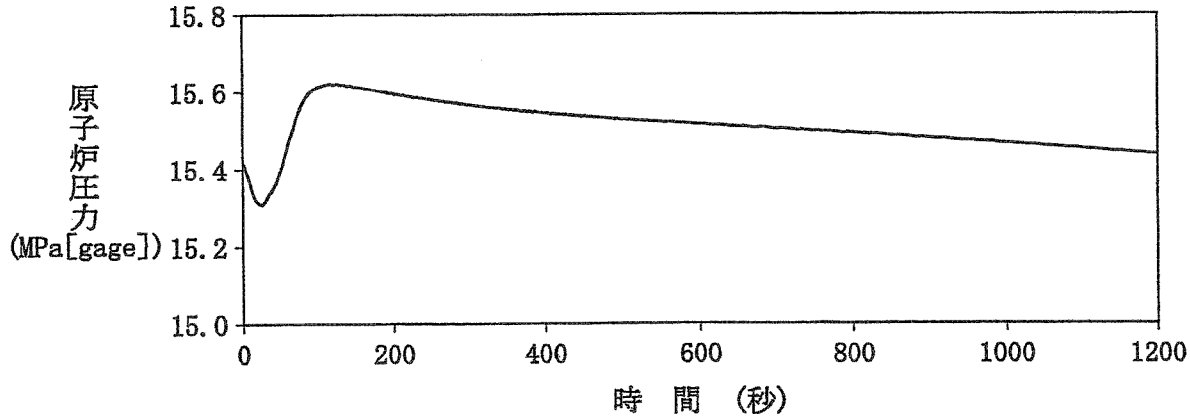
第3.5.1図　動特性シミュレーションモデル



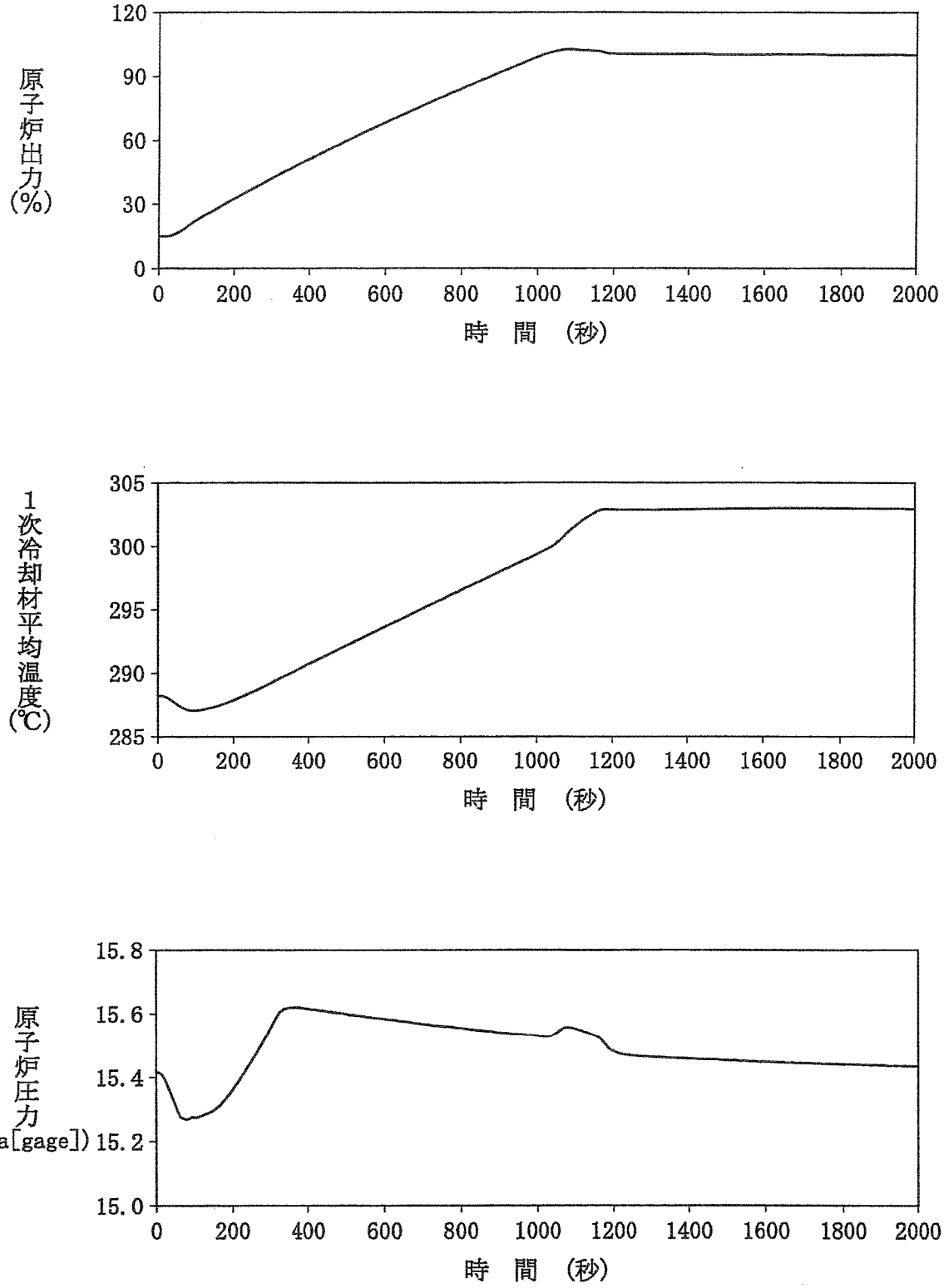
第3.5.2図　10%ステップ状負荷減少の場合（100%→90%）



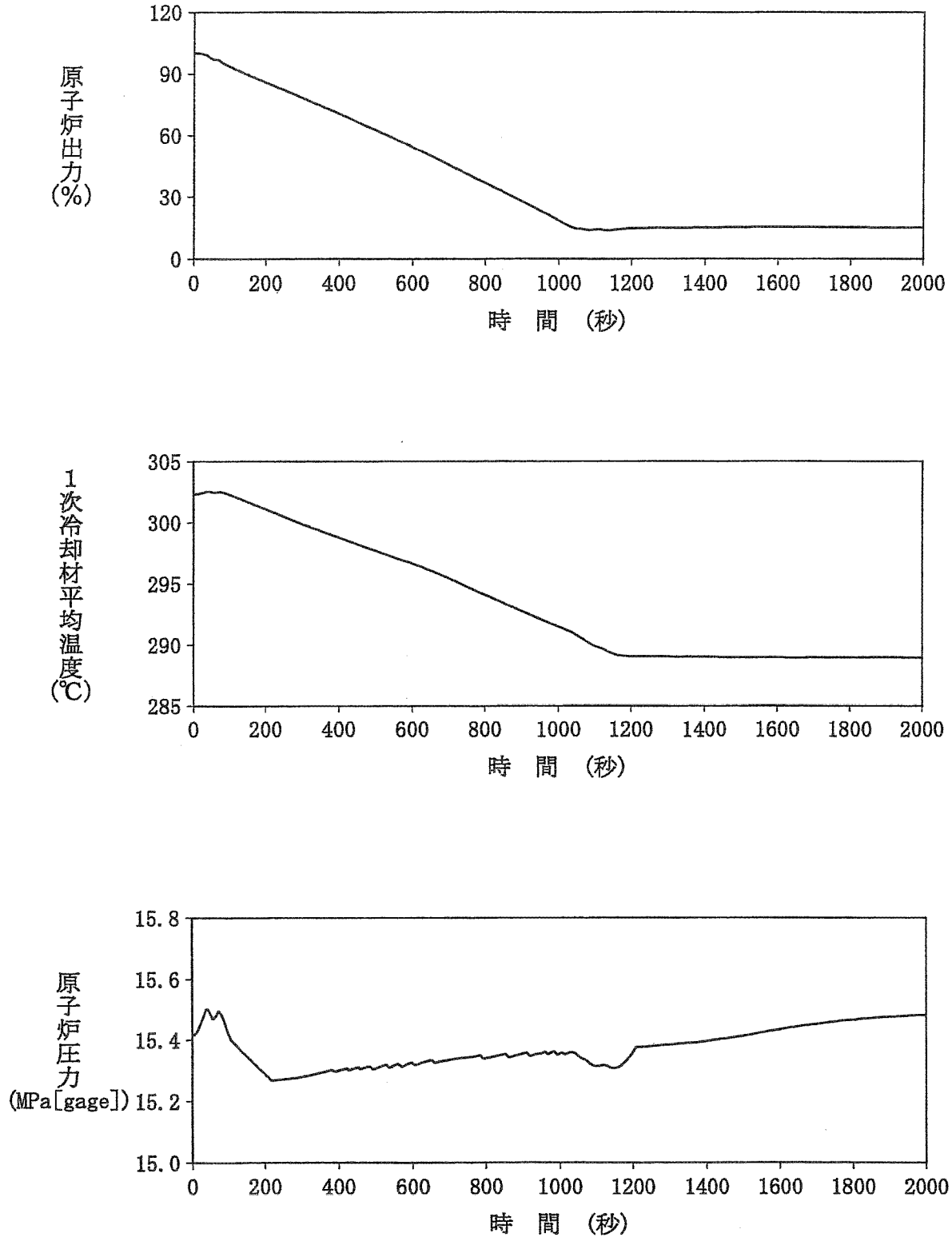




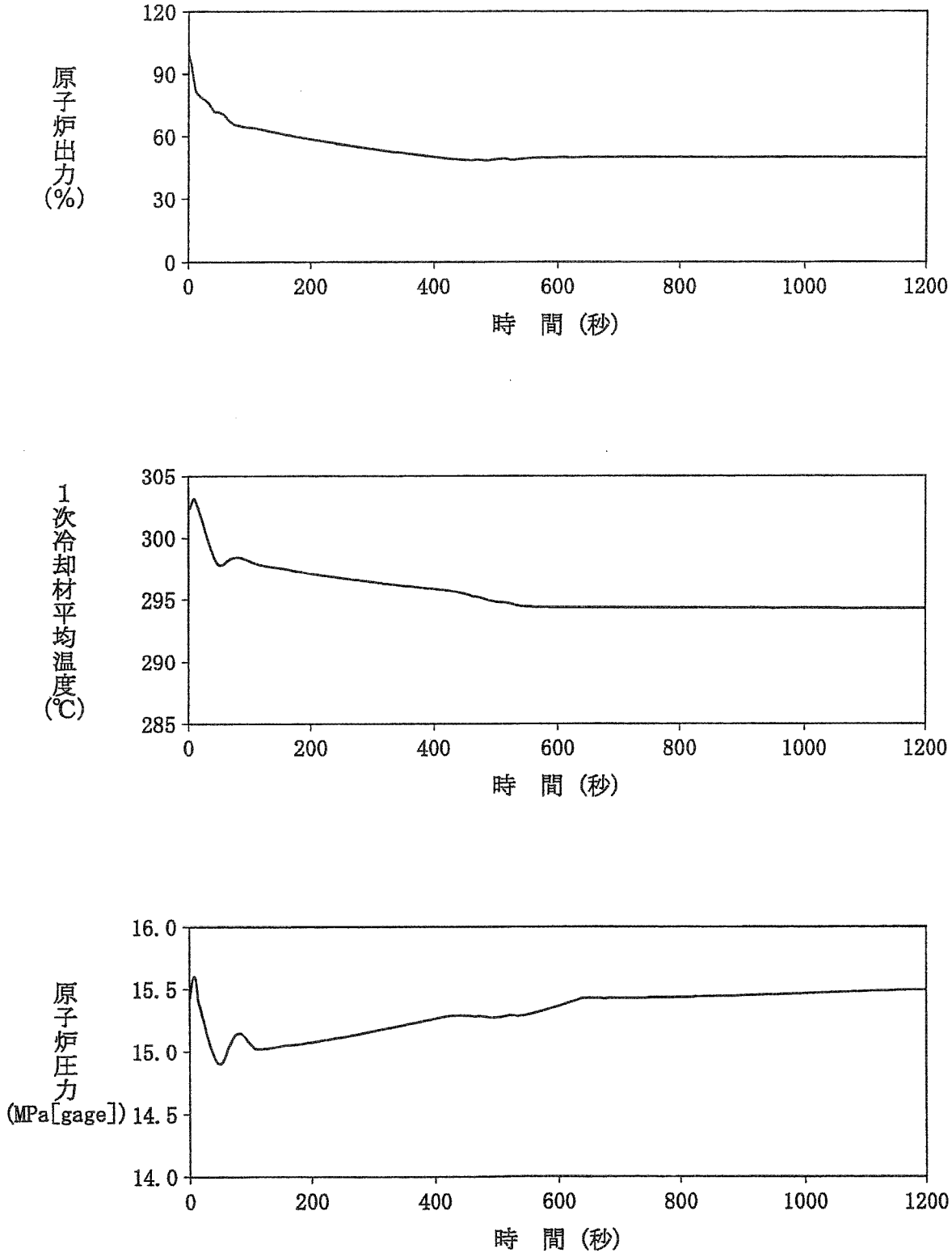
第3.5.3図　10%ステップ状負荷増加の場合（90%→100%）



第3.5.4図　5%／minランプ状負荷増加の場合（15%→100%）



第3.5.5図　5%／minランプ状負荷減少の場合（100%→15%）



第3.5.6図　50%ステップ状負荷減少の場合（100%→50%）

４．　核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

4.1　燃料取扱及び貯蔵設備

4.1.1　通常運転時等

4.1.1.1　概　　要

燃料取扱及び貯蔵設備は、新燃料を発電所内に搬入してから使用済燃料を発電所外に搬出するまでの燃料取扱い及び貯蔵を安全かつ確実に行うものである。

燃料取扱設備の配置を第 4.1.1 図及び第 4.1.2 図に示す。

発電所に搬入した新燃料は、受入検査後、燃料取扱建屋内の新燃料貯蔵庫又は使用済燃料ピットに貯蔵する。

原子炉停止後、原子炉より取り出す使用済燃料は、燃料取替クレーン、燃料移送装置、使用済燃料ピットクレーン等を使用して、ほう酸水を張った原子炉キャビティ、燃料取替キャナル及び燃料移送管を通して使用済燃料ピットへ移動する。

これらの使用済燃料の移送は、遮へい及び冷却のため、すべて水中で行う。

使用済燃料は、使用済燃料ピット内の使用済燃料ラックに貯蔵するが、破損燃料については、使用済燃料ピット内で別に用意した容器に入れて破損燃料ラックに貯蔵する。

また、使用済燃料ラックで７年以上冷却した使用済燃料は、必要に応じて、使用済燃料ピットクレーン等を使用して、ほう酸水を張った燃料取替キャナルを通して水中でキャスクピットに移動し、使用済燃料輸送容器（号炉間運搬時）に入れて１号炉燃料取扱建屋内の使用済燃料ピットに運搬する。

使用済燃料は、使用済燃料ピット内で通常１年間以上冷却し、

冷却を終えた使用済燃料は、使用済燃料ピットクレーン等を使用して、ほう酸水を張った燃料取替キャナルを通して水中でキャスクピットに移動し、使用済燃料輸送容器に入れ再処理工場へ搬出する。

使用済燃料ピットの水位及び水温並びに燃料取扱場所の放射線量を中央制御室で監視できるとともに、異常時は警報を発信する。

4.1.1.2　設計方針

燃料取扱及び貯蔵設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱い及び貯蔵を安全かつ確実に行うことができるよう以下の方針により設計する。

(1)　燃料取扱及び貯蔵設備のうち安全上重要な機器は、適切な定期的試験及び検査ができる設計とする。

(2)　貯蔵設備は、適切な格納性と空気浄化系を有する区画として設計する。

(3)　新燃料貯蔵設備は、1回の燃料取替えに必要とする燃料集合体数に十分余裕を持たせた貯蔵容量を有し、また、使用済燃料貯蔵設備は、2号炉の全炉心及び1回の燃料取替えに必要とする燃料集合体数を2号炉の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵するために十分余裕を持たせた貯蔵容量を有する設計とする。

(4)　燃料取扱設備は、移送操作中の燃料体等の落下を防止するため二重ワイヤ等の適切な保持装置を有する設計とする。

(5)　使用済燃料取扱及び貯蔵設備は、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低くする設計とする。

(6)　使用済燃料貯蔵設備は、使用済燃料ピット水浄化冷却設備を

有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を冷却して使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できるとともに、使用済燃料ピット水を適切な水質に維持できる設計とする。

(7) 使用済燃料ピットは、冷却用の使用済燃料ピット水の保有量が著しく減少することを防止するため、十分耐震性を有する設計とするとともに、使用済燃料ピットに接続する配管は、使用済燃料ピット水の減少を引き起こさない設計とする。

また、使用済燃料ピットの水位計は、水位の異常な低下及び上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、水位の異常な低下又は上昇時に警報を発信する設計とする。使用済燃料ピットの温度計は、ピット水の過熱状態を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常な温度上昇時に警報を発信する設計とする。燃料取扱場所の線量当量率計は、管理区域境界における線量当量率限度から設置区域における立入り制限値を包絡する計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常時に警報を発信する設計とする。さらに、使用済燃料ピット内張りからの漏えい検知のための装置を有する設計とする。

外部電源が利用できない場合においても、非常用所内電源からの給電により使用済燃料ピットの温度、水位及び放射線量が監視可能な設計とする。

さらに、万一漏えいが生じた場合には、燃料取替用水タンクからほう素濃度 2,700ppm 以上のほう酸水を補給できる設計とする。

(8) 使用済燃料貯蔵設備は、燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時においても著しい使用済燃料ピット水の減少を引き起こすような損傷が生じない設計とする。

(9) 使用済燃料貯蔵設備は、ほう素濃度 2,700ppm 以上のほう酸水で満たし、定期的にほう素濃度を分析する。また、設備容量分の燃料収容時に純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は 0.98 以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。

新燃料貯蔵設備は、浸水することのないようにするが、設備容量分の燃料収容時に純水で満たされた場合を想定しても実効増倍率は 0.95 以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。さらに、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても未臨界性を確保できる設計とする。

(10) 1号炉及び2号炉の使用済燃料を収納する使用済燃料ピット及びラックは、Sクラスの耐震性を有する設計とし、地震時においても、1号炉及び2号炉の使用済燃料の健全性を損なわない設計とする。

(11) 落下時に使用済燃料ピットの機能に影響を及ぼす重量物については、使用済燃料ピット周辺の状況、現場における作業実績、図面等にて確認することにより、落下時のエネルギを評価し、気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギ（約 39.3kJ）以上となる設備等を抽出する。抽出された設備等については、地震時にも落下しない設計とする。

使用済燃料ピットからの離隔を確保し、床面や壁面へ固定する重量物については、使用済燃料ピットへ落下するおそれはない。

a. 燃料取扱建屋

燃料取扱建屋の屋根を支持する鉄骨梁は、基準地震動に対する発生応力が終局耐力を超えず、使用済燃料ピット内に落下しない設計とする。また、屋根は鋼板の上に鉄筋コンクリート造の床を設け、地震による剥落のない構造とする。

また、下層部の鉄筋コンクリート壁は、基準地震動に対して健全性が確保される設計とする。上層部の壁を構成する鋼板や鋼材は、基準地震動に対して耐震性を有する主柱や間柱に溶接又はボルトで接続された一体構造とし、地震により落下しない設計とする。

b. 使用済燃料ピットクレーン

使用済燃料ピットクレーンは、基準地震動による地震荷重に対し、クレーン本体の健全性評価及び転倒落下防止評価を行い、使用済燃料ピットへの落下物とならないよう、以下を満足する設計とする。

(a) クレーン本体の健全性評価においては、保守的に吊荷ありの条件で、脚部等に発生する地震荷重が許容応力以下であること。

(b) 転倒落下防止評価においては、走行レール頭部を抱き込む構造をしたクレーンの浮上り防止爪について、保守的に吊荷なしの条件で、地震時の発生応力が、浮上り防止爪、取付けボルト等の許容応力以下であること。

(c) 走行レールの健全性評価においては、走行方向、走行直角方向及び鉛直方向について、地震時に基礎ボルトに発生する荷重が、許容応力以下であること。

c. 燃料取扱建屋クレーン

燃料取扱建屋クレーンは、使用済燃料ピットの上部に走行レールが無く、仮に脱落したとしても建屋の構造上、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットへの落下物とならない設計とする。仮に落下後の移動を想定しても、使用済燃料ピットとの間に燃料取替キャナルがあるため、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットへの落下物となることはない。

なお、新燃料取扱クレーン固縛保管中に、新燃料を取り扱う際は、燃料取扱建屋クレーンを使用することとする。

d. 新燃料取扱クレーン

新燃料取扱クレーンは、使用済燃料ピットクレーンと同じレール上を走行するため、吊荷を含め使用済燃料ピットへ落下しないように、使用済燃料ピットから離れた場所に固縛することにより、使用済燃料ピット上を走行することがない措置を講じるか、クレーンの転倒防止対策等により、地震時にも使用済燃料ピットに落下しない設計とする。

なお、新燃料取扱クレーン固縛保管中に、新燃料を取り扱う際は、燃料取扱建屋クレーンを使用することとする。

4.1.1.3 主要設備の仕様

燃料取扱及び貯蔵設備の主要設備の仕様を第4.1.1表に示す。

4.1.1.4 主要設備

(1) 新燃料貯蔵庫

新燃料貯蔵庫は、燃料取扱建屋内の独立した区画に設け、キ

ヤン型のラックに新燃料を１体ずつ挿入する構造とし、乾燥状態で貯蔵する。

新燃料貯蔵庫は浸水することのない構造とし、さらに、排水口を設ける。また、水消火設備は設けない。

新燃料貯蔵庫は、万一純水で満たされたとしても実効増倍率が 0.95 以下である。さらに、いかなる密度の水分雰囲気で満たされたと仮定しても臨界未満である。

貯蔵容量は全炉心燃料の約 82%相当分とする。

(2) 使用済燃料ピット

使用済燃料ピット（１号及び２号炉共用、既設）は、燃料取扱建屋内に設け鉄筋コンクリート造とし、耐震設計Ｓクラスの構造物で、壁は遮へいを考慮して十分厚くする。さらに、使用済燃料ピット内面は、漏水を防ぎ保守を容易にするために、ステンレス鋼板で内張りした構造とする。

使用済燃料ピット水の減少防止のために、使用済燃料ピット水浄化冷却設備の取水のための配管は使用済燃料ピット上部に取り付け、また、注水のための配管にはサイフォンブレーカを取り付ける。さらに、使用済燃料ピット底部には排水口は設けない。

使用済燃料ピットのステンレス鋼板内張りから、万一漏えいが生じた場合に漏えい水の検知ができるように、漏えい検知装置を設置するとともに、燃料取替用水タンクからほう素濃度 2,700ppm 以上のほう酸水を補給できる設計とする。また、使用済燃料ピットには水位及び温度警報装置を設けて、水位高、水位低及び温度高の警報を中央制御室に発する。

使用済燃料ピット内には、原子炉容器から取り出した使用済燃料を鉛直に保持し、ほう素濃度 2,700ppm 以上のほう酸水中に貯蔵するためのキャン型の使用済燃料ラック（１号及び２号炉共用、既設）を配置する。使用済燃料ラックは、各ラックのセルに１体ずつ燃料集合体を挿入する構造で、耐震設計Ｓクラスとし、ラック中心間隔は、たとえ設備容量分の新燃料を貯蔵し、純水で満たされる場合を想定しても、実効増倍率は 0.98 以下になるように決定する。(1)

使用済燃料ピットには、新燃料を燃料取替え時に水中に一時的に保管する。また、使用済燃料ピットにはバーナブルポイズン、使用済制御棒クラスタ等を貯蔵する。

使用済燃料は、使用済燃料ラックに貯蔵するが、使用済燃料ラックに収納できないような破損燃料が生じた場合は、使用済燃料ピット水の放射能汚染拡大を防ぐため使用済燃料ピット内で別に用意した破損燃料保管容器ラック（１号及び２号炉共用、既設）に貯蔵する。

貯蔵容量は、全炉心燃料の約 860％相当分（２号炉燃料取扱建屋内１号及び２号炉共用、既設）及び全炉心燃料の約 1,190％相当分（１号炉燃料取扱建屋内１号及び２号炉共用、既設）とする。

(3) 除染場ピット

除染場ピット（１号及び２号炉共用、既設）は、キャスクピットに隣接して設け、使用済燃料輸送容器の除染を行う。

(4) 原子炉キャビティ及び燃料取替キャナル

原子炉キャビティは原子炉容器上方に設け、燃料取扱い時に

ほう酸水を満たすことにより燃料取扱い時に必要な遮へいが得られるようにする。

原子炉容器と原子炉キャビティ底面のすきまは、水張りに先立ってシールリングによってシールする。

原子炉キャビティは、鉄筋コンクリート造で、内面はステンレス鋼板で内張りし、炉内構造物及びその他の必要な工具を置くことができる十分な広さを持たせる。

燃料取替キャナルは、原子炉キャビティと燃料取扱建屋の間で燃料集合体を移送するための水路である。この水路は原子炉格納容器を貫通する燃料移送管を介して燃料取扱建屋内キャナル（１号及び２号炉共用、既設）と原子炉格納容器内キャナルに分かれる。

原子炉格納容器内キャナルの側壁の高さ及び内張材料は原子炉キャビティと同じとし、燃料取替え時に原子炉キャビティとつながるプールを形成する。

(5) 燃料取替クレーン

燃料取替クレーンは、原子炉キャビティと原子炉格納容器内キャナルの上に設けたレール上を水平に移動する架台と、その上を移動する移送台車より成るブリッジクレーンである。

移送台車上には、運転台及び燃料集合体をつかむためのグリッパチューブを内蔵したマストチューブアセンブリがあり、燃料集合体は、マストチューブ内に入った状態で原子炉キャビティ及び原子炉格納容器内キャナルの適当な位置に移動することができる。

グリッパチューブの下部にあるグリッパは、空気作動式とし、

燃料集合体をつかんだ状態で空気が喪失しても、安全側に働いて燃料集合体を落とすことのない構造とする。

架台及び移送台車の駆動並びにグリッパチューブの昇降を安全かつ確実に行うために、各装置にはインターロックを設ける。

燃料取替クレーンは、耐震Ｂクラスで設計し、地震時にも転倒することがないように走行部はレールを抱え込む構造とする。

(6) 使用済燃料ピットクレーン

使用済燃料ピットクレーン(１号及び２号炉共用、既設)は、使用済燃料ピット上を移動するブリッジクレーンであり、使用済燃料ピット内での燃料集合体の移動は架台上のホイスト、取扱工具等によって行う。

使用済燃料ピットクレーンは、駆動源の喪失に対しフェイル・アズ・イズの設計とするとともに、フックは二重ワイヤとし、取扱工具は、燃料取扱い中に燃料集合体が外れて落下することのないような機械的インターロックを設ける。

使用済燃料ピットクレーンは、耐震Ｂクラスで設計し、地震時にも転倒することがないように走行部はレールを抱え込む構造とする。

(7) 新燃料取扱クレーン

新燃料取扱クレーンは、門形クレーンであり、新燃料貯蔵庫から新燃料エレベータまでの新燃料集合体の移動をクレーン上のホイスト、特殊工具等によって行う。

新燃料取扱クレーンは、耐震Ｃクラスで設計し、地震時にも

転倒することがないように走行部はレールを抱え込む構造とする。

(8) 燃料取扱建屋クレーン

燃料取扱建屋クレーン（1号及び2号炉共用、既設）は、新燃料輸送容器及び使用済燃料輸送容器の移動を安全かつ確実に行う天井走行形クレーンである。

燃料取扱建屋クレーンは、フックを二重ワイヤとし新燃料輸送容器及び使用済燃料輸送容器の落下を防止するとともに、地震時にも落下することがないように耐震Bクラスで設計し、さらに、その移動範囲を重量物の落下により使用済燃料ピットに影響を及ぼすことがないように限定する。

(9) 新燃料エレベータ

新燃料エレベータは、1体の燃料集合体を載せることのできる箱形エレベータで、新燃料取扱クレーンから使用済燃料ピットクレーンに新燃料を受渡しする装置である。新燃料エレベータは、駆動源の喪失に対しフェイル・アズ・イズの設計とするとともに二重ワイヤにより燃料集合体の落下を防止する構造とする。

(10) 燃料移送装置

燃料移送装置は、燃料移送管を通して燃料を移送するために、水中でレール上を走行する移送台車及び燃料移送管の両端のトラックフレームに燃料集合体の姿勢を変えるリフティング機構を設ける。

移送台車及びリフティング機構には、燃料集合体の受渡しを安全かつ確実にできるようにインターロックを設ける。

燃料取替え時以外は、移送台車を使用済燃料ピット側に納め、燃料移送管の隔離弁を閉止し、閉止ふたをする。

(11) 制御棒取替装置

制御棒取替装置は、原子炉格納容器内キャナルに設け、燃料集合体に挿入されている制御棒クラスタを取り出し、他の燃料集合体に装着する装置である。

この制御棒クラスタ取替作業は、すべて水中で行う。

(12) 使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピットの水位は、通常水位からの水位の低下及び上昇を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常を検知した場合は警報を発する。

(13) 使用済燃料ピット温度

使用済燃料ピットの温度は、ピット水の水温を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常を検知した場合は警報を発する。

(14) 使用済燃料ピットエリアモニタ

使用済燃料ピットエリアモニタは、使用済燃料ピット周辺の放射線量を監視できる計測範囲を有し、中央制御室で監視できるとともに、異常を検知した場合は警報を発する。

(15) キャスクピット

キャスクピット（１号及び２号炉共用、既設）は、使用済燃料の発電所構外への搬出時及び号炉間運搬時に使用済燃料を使用済燃料輸送容器に収納するために設ける。

(16) 使用済燃料輸送容器（号炉間運搬時）

核燃料物質取扱設備である使用済燃料輸送容器（号炉間運搬

時）（１号及び２号炉共用）は、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則」に定める技術上の基準に適合する容器を使用する。

4.1.1.5　試験検査

燃料取扱及び貯蔵設備は、機器の使用に先立って機能試験、検査を実施する。また、使用済燃料ピットのほう素濃度を定期的に分析する。

4.1.1.6　手順等

(1)　使用済燃料ピットへの重量物落下防止対策

a.　新燃料取扱クレーンについては、使用済燃料ピットに落下しない場所にて保管することとし、地震時に使用済燃料ピットへの落下物となる可能性がある場合においては固縛を実施し、保管状態を管理する。

なお、新燃料取扱クレーン固縛保管中に、新燃料を取り扱う際は、燃料取扱建屋クレーンを使用することとする。

b.　使用済燃料ピット周辺に設置する設備や取扱う吊荷については、予め定めた評価フローに基づき評価を行い、使用済燃料ピットに影響を及ぼす落下物となる可能性が考えられる場合は落下防止措置を実施する。

c.　使用済燃料ピット上において、使用済燃料ピットクレーンにおける最も重い吊荷は、燃料取扱工具を使用した使用済燃料及び新燃料を上限とし、燃料集合体取扱作業において、燃料集合体下端の吊上げの上限高さはピット底部より約 4.9m

とすることを予め手順等で整備し、的確に操作を実施する。

d. 使用済燃料ピットの健全性を維持するため、吊荷に対するワイヤ２重化や可動範囲制限等の落下防止対策について、予め手順等を整備し、的確に実施する。

e. クレーン等安全規則に基づき、定期点検及び作業開始前点検を実施するとともに、クレーンの運転、玉掛は有資格者が実施する。

f. 使用済燃料ピットの健全性を維持するため、重量物落下防止に係る設備等については、保守計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに必要に応じ補修を行う。

g. 使用済燃料ピットへの重量物落下防止に係る落下防止措置及び当該設備の保守・点検に関する教育を行う。

(2) 使用済燃料ピットの水位計、水温計及びエリアモニタに要求される機能を維持するため、保守計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

(3) 使用済燃料ピットの計測設備に係る保守・点検に関する教育を行う。

4.1.2 重大事故等時

4.1.2.1 概　　要

燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットは、使用済燃料ピットの冷却機能喪失、使用済燃料ピットの注水機能喪失、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おいて、燃料の貯蔵機能を確保する設計とする。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいにより使用

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、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置においてスプレイや蒸気条件においても臨界を防止する設計とする。

4.1.2.2　設計方針

4.1.2.2.1　悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

使用済燃料ピットは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

4.1.2.2.2　環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

使用済燃料ピットは、重大事故等時における燃料取扱建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

使用済燃料ピットは、代替水源として淡水又は海水から選択可能であるため、海水影響を考慮した設計とする。

4.1.2.3　主要設備及び仕様

燃料取扱及び貯蔵設備（重大事故等時）の主要設備及び仕様を第 4.1.2 表に示す。

4.1.2.4　試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

使用済燃料ピットは、外観の確認が可能な設計とする。また、漏えい等の確認が可能な設計とする。

4.2　使用済燃料ピット水浄化冷却設備

4.2.1　概　　要

使用済燃料ピット水浄化冷却設備（１号及び２号炉共用、既設）は、第4.2.1図に示すように、使用済燃料ピット冷却器、使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピットスキマポンプ、使用済燃料ピット脱塩塔、使用済燃料ピットフィルタ、使用済燃料ピットスキマフィルタ、配管及び弁類から成る閉回路で構成し、次の機能を持つ。

(1)　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を除去する。

(2)　使用済燃料ピット水の浄化を行う。

4.2.2　設計方針

(1)　使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を冷却し、使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料からの崩壊熱を十分除去できる能力を持つ設計とする。

(2)　使用済燃料ピット水に含まれる固形状及びイオン状不純物を除去し、浄化するためにフィルタ及び脱塩塔を設ける。

(3)　使用済燃料ピット水浄化冷却設備のうち、使用済燃料ピットポンプは多重性を考慮した設計とする。

(4)　使用済燃料ピットに接続する配管等が使用済燃料ピット外で破損して使用済燃料ピット水が流出しても、貯蔵中の使用済燃料が露出しないように、かつ、遮へい上十分な使用済燃料ピット水位が保てるように設計する。

4.2.3　主要設備の仕様

使用済燃料ピット水浄化冷却設備の主要設備の仕様を第4.2.1表に示す。

4.2.4　主要設備

(1)　使用済燃料ピットポンプ

使用済燃料ピットポンプ（１号及び２号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水を使用済燃料ピット冷却器に通して、再び使用済燃料ピットに戻す冷却系と、使用済燃料ピット脱塩塔及び使用済燃料ピットフィルタを通して、再び使用済燃料ピットに戻す浄化系に送水する。本ポンプは、１台故障の場合でも必要量を確保できるよう３台設置する。

使用済燃料ピットポンプの吸込口は、その配管等が使用済燃料ピット外で破損して使用済燃料ピット水が流出しても、貯蔵中の使用済燃料が露出しないように、使用済燃料ピットの上層部に設ける。

(2)　使用済燃料ピットスキマポンプ

使用済燃料ピットスキマポンプ（１号及び２号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水面に設けた使用済燃料ピットスキマから水を取り出し、使用済燃料ピットスキマフィルタを通して、使用済燃料ピット水面の浮遊物を除去した後、再び使用済燃料ピットに戻す。

(3)　使用済燃料ピット冷却器

使用済燃料ピット冷却器（１号及び２号炉共用、既設）は、使用済燃料から発生する崩壊熱を十分除去できる能力を持つ。

本冷却器は３基設置し、その冷却容量は過去に取り出された使用済燃料が使用済燃料ピットに貯蔵されているときに燃料取替えで発電用原子炉から全炉心を取り出して貯蔵した場合に、使用済燃料ピット水平均温度を52℃以下に保つことができる。また、この場合において、使用済燃料ピットポンプが１台故障した場合でも使用済燃料ピット水平均温度を65℃以下に保つことができる。

(4)　使用済燃料ピット脱塩塔

使用済燃料ピット脱塩塔（１号及び２号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水のイオン状不純物を除去する。また、この脱塩塔は、燃料取替用水タンク水のイオン状不純物を除去するためにも使用する。

(5)　使用済燃料ピットフィルタ

使用済燃料ピットフィルタ（１号及び２号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水に含まれる固形状不純物を除去する。また、このフィルタは、燃料取替用水タンク水の固形状不純物を除去するためにも使用する。

(6)　使用済燃料ピットスキマフィルタ

使用済燃料ピットスキマフィルタ（１号及び２号炉共用、既設）は、使用済燃料ピットスキマによって吸い込まれた浮遊性の固形状不純物を除去する。

4.2.5　試験検査

使用済燃料ピット水に含まれる固形状及びイオン状不純物を定期的に分析する。

また、使用済燃料ピットには水位及び温度警報装置を設けて、中央制御室に警報を発する。

4.3　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

4.3.1　概　　要

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体等を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。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を設置及び保管する。

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図を第 4.3.1 図から第 4.3.3 図に示す。

4.3.2　設計方針

(1)　使用済燃料ピット水位の低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の冷却、放射線の遮へい及び臨界防止

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピット内燃料集合体等を冷却し、使用済燃料ピットに接続する配管が破損しても、放射線の遮へいが維持される水位を確保するための設備として以下の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）を設ける。

使用済燃料ピットに接続する配管の破損については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えい時は、遮へい必要水位以下に水位

が低下することを防止するため、入口配管上端部にサイフォンブレーカを設ける設計とする。使用済燃料ピット出口配管からの漏えい時は、遮へい必要水位を維持できるように、それ以上の位置に取出口を設ける設計とする。

なお、冷却及び水位確保により使用済燃料ピットの機能を維持し、純水冠水状態で未臨界を維持できる設計とする。

使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器の故障等により使用済燃料ピットの冷却機能が喪失、燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水タンク、２次系補給水ポンプ及び２次系純水タンクの故障等により使用済燃料ピットの注水機能が喪失又は使用済燃料ピットに接続する配管の破損等により使用済燃料ピット水の小規模な漏えいにより使用済燃料ピットの水位が低下した場合の可搬型代替注水設備（使用済燃料ピットへの注水）として、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを使用する。

中間受槽を水源とし、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機を駆動源とする使用済燃料ピット補給用水中ポンプは、使用済燃料ピットへ注水する設計とする。使用済燃料ピット補給用水中ポンプは使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機の燃料は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・使用済燃料ピット補給用水中ポンプ（１号及び２号炉共用）

・使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機（１号及び２号炉共用）

・中間受槽（１号及び２号炉共用）

・燃料油貯蔵タンク（10.2　代替電源設備）

・タンクローリ（１号及び２号炉共用）（10.2　代替電源設備）

燃料油貯蔵タンク及びタンクローリについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットについては、「4.1 燃料取扱及び貯蔵設備 4.1.2 重大事故等時」にて記載する。

(2)　使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和、臨界防止及び放射性物質の放出低減

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、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、燃料損傷の進行を緩和し、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置において、スプレイや蒸気条件においても未臨界を維持できることにより臨界を防止し、燃料損傷時に使用済燃料ピット全面にスプレイすることによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）を設ける。

可搬型スプレイ設備（使用済燃料ピットへのスプレイ）として、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型

ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダ並びに燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを使用する。

中間受槽を水源とした可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプは、可搬型ホースにより使用済燃料ピットスプレイヘッダを介して使用済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・可搬型電動低圧注入ポンプ（１号及び２号炉共用）

・可搬型電動ポンプ用発電機（１号及び２号炉共用）

・可搬型ディーゼル注入ポンプ（１号及び２号炉共用）

・使用済燃料ピットスプレイヘッダ（１号及び２号炉共用）

・中間受槽（１号及び２号炉共用）

・燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備）

・タンクローリ（１号及び２号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯蔵タンク及びタンクローリについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットについては、「4.1 燃料取扱及び貯蔵設備 4.1.2 重大事故等時」にて記載する。

(3) 使用済燃料ピット水位の異常低下時における使用済燃料ピット内燃料集合体の損傷の進行緩和及び放射性物質の放出低減

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、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、燃料損傷の進行を緩和し、燃料損傷時に燃料取扱建屋に大量の水を放水することによりできる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備として以下の放水設備（使用済燃料ピットへの放水）を設ける。

放水設備（使用済燃料ピットへの放水）として、移動式大容量ポンプ車及び放水砲並びに燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを使用する。

放水砲は、可搬型ホースにより海を水源とする移動式大容量ポンプ車と接続することにより、燃料取扱建屋に大量の水を放水することによって、一部の水が使用済燃料ピットに注水できる設計とする。移動式大容量ポンプ車の燃料は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・移動式大容量ポンプ車（１号及び２号炉共用）

・放水砲（１号及び２号炉共用）

・燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備）

・タンクローリ（１号及び２号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯蔵タンク及びタンクローリについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。非常用取水設備の取水口、取水路及び取水ピットについては、「10.9　非常用取水設備」にて記載する。

(4)　使用済燃料ピットに係るパラメータの監視

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、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以下のパラメータを計測する計測設備（使用済燃料ピットの監視）を設ける。

使用済燃料ピット水位（SA）、使用済燃料ピット水位（広域）、

使用済燃料ピット温度（SA）及び使用済燃料ピット周辺線量率は、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可能な設計とする。

使用済燃料ピットに係る重大事故等時の使用済燃料ピットの状態を監視カメラにより監視できる設計とする。

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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）は、ピット内に設置するホース、エアパージセット及びその他のホースを可搬型とすることにより、ピット内の構造等に影響を受けない設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率は、あらかじめ複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所間での関係性を把握し、測定結果の傾向を確認することで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）の測定、使用済燃料ピット周辺線量率及び使用済燃料ピット状態監視カメラの耐環境性向上に必要な空気は使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムより供給する設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・使用済燃料ピット水位（SA）
・使用済燃料ピット水位（広域）（使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む。）
・使用済燃料ピット温度（SA）
・使用済燃料ピット周辺線量率（１号及び２号炉共用）
・使用済燃料ピット状態監視カメラ

・大容量空冷式発電機（10.2代替電源設備）

大容量空冷式発電機については、「10.2代替電源設備」にて記載する。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2代替電源設備」にて記載する。

4.3.2.1　多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使用した使用済燃料ピットへの代替注水は、専用の発電機である空冷式の使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機から給電することにより、使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器を使用した使用済燃料ピットの冷却機能並びに燃料取替用水ポンプ又は2次系補給水ポンプを使用した使用済燃料ピットの注水機能に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、海水又は淡水を補給できる中間受槽を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする燃料取替用水ポンプ又は2次系純水タンクを水源とする2次系補給水ポンプを使用した使用済燃料ピットの注水機能に対して異なる水源を持つ設計とする。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機並びに中間受槽は、屋外の燃料取替用水タンク、2次系純水タンク及び2次系補給水ポ

ンプ並びに原子炉補助建屋内の使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット冷却器及び燃料取替用水ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプの接続箇所は、燃料取扱建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する設計とする。

使用済燃料ピット水位(SA)、使用済燃料ピット水位(広域)、使用済燃料ピット温度（SA）及び使用済燃料ピット周辺線量率並びに使用済燃料ピット状態監視カメラは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。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」にて記載する。

4.3.2.2　悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

使用済燃料ピットへの注水に使用する使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機並びに中間受槽は、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をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイに使用する可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注

入ポンプ、使用済燃料ピットスプレイヘッダ及び中間受槽は、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をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットへの放水に使用する移動式大容量ポンプ車及び放水砲は、他の設備から独立して一体で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ、使用済燃料ピットスプレイヘッダ、移動式大容量ポンプ車、放水砲及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、固縛等によって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットの監視に使用する使用済燃料ピット水位（SA）、使用済燃料ピット温度（SA）及び使用済燃料ピット状態監視カメラは、電源操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットの監視に使用する使用済燃料ピット水位（広域）、使用済燃料ピット周辺線量率及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、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をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

4.3.2.3　容 量 等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプは、使用済燃料ピットの冷却機能の喪失、注水機能の喪失及び小規模の漏えいによりピット水位が低下した場合の補給設備として使用する。冷却機能の喪失及び注水機能の喪失による水位低下を防止するためには、使用済燃料ピットの蒸散量を上回る補給量を有する必要がある。また、小規模の漏えいによる水位低下については、使用済燃料ピット入口配管からの漏えいの場合は、サイフォンブレーカの効果によりサイフォンブレーカ開口部の高さで水位低下は止まり、最も水位が低下する使用済燃料ピット出口配管からの漏えいの場合は、出口配管の高さまで水位が低下することで漏えいは止まるため、出口配管の水位から遮へい基準値に相当する水位に到達するまでは余裕があることから、使用済燃料ピットの蒸散量を上回る補給量を有するものを１号炉、２号炉それぞれで１セット１台使用する。保有数は、１号炉、２号炉それぞれで２セット２台、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６台（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機は、復水タンク補給用水中ポンプ２台及び使用済燃料ピット補給用水中ポンプ１台を駆動するために必要な発電機容量を有するものを１号炉、２号炉それぞれで１セット１台使用する。保有数は、１号炉、２号炉それぞれで２セット２台、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（取

水用水中ポンプ用発電機と兼用）の合計６台（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

中間受槽は、使用済燃料ピットの冷却機能の喪失、注水機能の喪失及び小規模の漏えいによりピット水位が低下した場合において、使用済燃料ピットへの注入量に対し、淡水又は海水を補給することにより水量を確保できる容量を有するものを１号炉、２号炉それぞれで１セット１個使用する。保有数は、１号炉、２号炉それぞれで２セット２個、保守点検は目視点検であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として１個の合計５個（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

中間受槽は、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おいて、使用済燃料ピットスプレイとして使用する可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプに対し、淡水又は海水を補給することにより水量を確保できる容量を有するものを１号炉、２号炉それぞれで１セット１個使用する。保有数は、１号炉、２号炉それぞれで２セット２個、保守点検は目視点検であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として１個の合計５個（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

中間受槽の容量については、上記を含む複数の機能に必要な容量を合わせた容量とすることから「4.5 重大事故等の収束に

必要となる水の供給設備」にて記載する。

可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、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おいて、使用済燃料ピット全面にスプレイ又は大量の水を放水することにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するために必要な容量を有するものを１号炉、２号炉それぞれで１セット１台（可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプのどちらか一方）使用する。保有数は、１号炉、２号炉それぞれで２セット２台、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６台（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

可搬型電動ポンプ用発電機は、可搬型電動低圧注入ポンプを駆動するために必要な容量を有するものを１号炉、２号炉それぞれで１セット１台使用する。保有数は、可搬型電動低圧注入ポンプに合わせて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（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッダは、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おいて、使用済燃料ピット全面にスプレイすることで、できる限り環境への放射性物質の放出を低減することができるものを１号炉、２号炉それぞれで１セ

ット２基使用する。保有数は、１号炉、２号炉それぞれで１セット２基、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として１基の合計５基（１号及び２号炉共用）を保管する設計とする。

移動式大容量ポンプ車は、放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による霧状放水により広範囲において燃料取扱建屋等に放水でき、かつ、１台で１号炉と２号炉の両方に同時に放水できる容量を有するものを１号炉及び２号炉で１セット１台使用する。保有数は、１号炉及び２号炉で１セット１台（１号及び２号炉共用）を保管する設計とする。

放水砲は、放射性物質の拡散を抑制するため放水砲による霧状放水により広範囲において燃料取扱建屋等に放水できる容量を有するものを１号炉及び２号炉で１セット２台使用する。保有数は１号炉及び２号炉で１セット２台（１号及び２号炉共用）を保管する設計とする。

使用済燃料ピット水位（SA）及び使用済燃料ピット温度（SA）は、重大事故等時により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）は、重大事故等時により変動する可能性のある使用済燃料ピット上部から底部近傍までの範囲にわたり測定できる設計とする。保有数は、１号炉で２個、２号炉で４個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１セット（ピット内に設置する可搬型ホース、エアパージセット等）（１号及び２号炉共用）を保管する設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）の測定に必要な空気を供給する使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、使用済燃料ピット状態監視カメラ及び使用済燃料ピット周辺線量率の耐環境性向上にも空気を供給し、１号炉、２号炉それぞれで１セット１個使用する。保有数は１号炉、２号炉それぞれで１セット１個、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個の合計４個（１号及び２号炉共用）を保管する設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率は、重大事故等時により変動する可能性のある範囲にわたり測定できる設計とし、あらかじめ複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所間での関係性を把握し、測定結果の傾向を確認することで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とする。使用済燃料ピット周辺線量率は１号炉、２号炉それぞれで１セット２個使用する。保有数は１号炉、２号炉それぞれで１セット２個、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個の合計６個（１号及び２号炉共用）を保管する設計とする。

使用済燃料ピット状態監視カメラは、重大事故等時において赤外線の機能により使用済燃料ピットの状態及び使用済燃料ピットの水温の傾向を監視できる設計とする。

4.3.2.4　環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット及び

復水タンク補給用水中ポンプ用発電機、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車及び放水砲は、屋外に保管及び設置するため、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

中間受槽は、屋外に保管及び設置するため、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。また、操作が設置場所で可能となるように放射線量の低い場所を選定して設置する。

使用済燃料ピットスプレイヘッダは、屋外に保管し、燃料取扱建屋内に設置するため、重大事故等時における屋外及び燃料取扱建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用する設備であるため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、中間受槽、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダは、水源として淡水又は海水から選択可能であるため、海水影響を考慮した設計とする。

移動式大容量ポンプ車及び放水砲は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。

移動式大容量ポンプ車は、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

使用済燃料ピット水位（SA）及び使用済燃料ピット温度（SA）は、重大事故等時における燃料取扱建屋内の環境条件を考慮し

た設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）は、原子炉補助建屋内に保管し、燃料取扱建屋内に設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内及び燃料取扱建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率１台は、原子炉補助建屋内に保管し、燃料取扱建屋内に設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内及び燃料取扱建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境を考慮して空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率１台は、燃料取扱建屋内に保管し、原子炉補助建屋内に設置するため、重大事故等時における燃料取扱建屋内及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

使用済燃料ピット状態監視カメラは、重大事故等時における燃料取扱建屋内の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用する設備であるため、その環境を考慮して空気を供給し冷却することで耐環境

性向上を図る設計とする。

4.3.2.5　操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機及び使用済燃料ピットスプレイヘッダは、車両等により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にてアウトリガの設置又は固縛等により固定できる設計とする。可搬型ディーゼル注入ポンプは、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。

中間受槽は、一般的に使用される工具を用いて確実に組み立てられる設計とする。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使用した使用済燃料ピットへの注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。使用済燃料ピット補給用水中ポンプの接続口との接続はボルト締めフランジ接続とし、接続規格を統一することにより、常設の足場及び一般的に使用される工具を用いて確実に接続できる設計とする。接続口は、１号炉及び２号炉とも同一形状とする。使用済燃料ピット補給用水中ポンプと使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機の電源ケーブルの接続は、接続規格を統一することにより、確実に接続でき

る設計とする。使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機は、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。

使用済燃料ピットへのスプレイを行う場合に使用する、使用済燃料ピットスプレイヘッダと可搬型ディーゼル注入ポンプ又は可搬型電動低圧注入ポンプの接続は、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。使用済燃料ピットスプレイヘッダは、人力により運搬し、所定の場所に配置できる設計とする。また、可搬型電動低圧注入ポンプと可搬型電動ポンプ用発電機の電源ケーブルの接続は、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。可搬型ディーゼル注入ポンプ及び可搬型電動ポンプ用発電機は、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。

移動式大容量ポンプ車は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。放水砲は、車両等により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にてアウトリガの設置等により固定できる設計とする。

移動式大容量ポンプ車と放水砲の接続は、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。放水砲は、複数の方向から燃料取扱建屋等に向けて放水できる設計とする。移動式大容量ポンプ車は、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。

使用済燃料ピット水位（広域）のピット内に設置する可搬型ホース、エアパージセット、その他の可搬型ホース及び使用済

燃料ピット周辺線量率は、人力により運搬、移動ができる設計とする。使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、車両等により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にてアウトリガの設置又は車輪止め等により固定できる設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）のエアパージセットの取付架台への取り付けは、取付金具を用いて確実に取り付けできる設計とする。使用済燃料ピット水位（広域）の差圧式水位検出器、エアパージセット、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムのそれぞれの接続は、接続規格を統一することにより、確実に接続ができる設計とする。使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、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。

使用済燃料ピット周辺線量率の取付架台への取り付けは、あらかじめ複数の場所での線量率の相関（減衰率）関係を評価及び各場所間での関係性を把握している場所のうち設置場所としている箇所で、取付金具を用いて確実に取り付けできる設計とする。使用済燃料ピット周辺線量率の計装ケーブル及び電源ケーブルの接続はコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。使用済燃料ピット周辺線量率は、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。

4.3.3　主要設備及び仕様

使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要設備及び仕様

を第 4.3.1 表及び第 4.3.2 表に示す。

4.3.4　試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

使用済燃料ピットへの注水に使用する系統（使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機及び中間受槽）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ及び使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機は分解が可能な構造とする。

中間受槽は、組立て及び水張りが可能な設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイに使用する系統（可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機及び使用済燃料ピットスプレイヘッダ）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッダは、使用済燃料ピット全面に噴霧できることの確認が可能な設計とする。

また、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び可搬型電動ポンプ用発電機は分解が可能な構造とする。さらに、可搬型ディーゼル注入ポンプは、車両として運転状態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。

使用済燃料ピットスプレイヘッダは、外観の確認が可能な設計とする。

使用済燃料ピットへの放水に使用する系統（移動式大容量ポンプ車及び放水砲）は、試験系統により独立して機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

移動式大容量ポンプ車は分解が可能な構造とする。さらに、車両として運転状態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。

放水砲は、外観の確認が可能な設計とする。

使用済燃料ピットの監視に使用する使用済燃料ピット水位（広域）は、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの機能・性能の確認ができる系統設計とする。

使用済燃料ピット水位（SA）、使用済燃料ピット温度（SA）、使用済燃料ピット水位（広域）及び使用済燃料ピット周辺線量率は、特性の確認が可能なように、模擬入力による校正又は線源校正ができる設計とする。

使用済燃料ピット状態監視カメラは、機能・性能の確認が可能なように、模擬入力による校正ができる設計とする。

4.4　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

「9.9　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」に記載する。

4.5　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

「9.10　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

4.6　参考文献

(1)　「軽水炉型原子力発電所　使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価について」

MHI-NES-1003　改３

三菱重工業株式会社　平成10年４月

(2)　「モリブデンを含有するボロン添加ステンレス鋼の材料特性」

MHI-NES-1004　改３

三菱重工業株式会社　平成12年５月

第4.1.1表　燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様

(1)　新燃料貯蔵庫

個　　数	1
ラック容量	燃料集合体約130体分 (全炉心燃料の約82%相当分)
ラック材料	ステンレス鋼

(2)　使用済燃料ピット（1号及び2号炉共用、既設）

a. 1号炉燃料取扱建屋内

個　　数	2（1号及び2号炉共用、既設）
ラック容量	燃料集合体約1,870体分 (全炉心燃料の約1,190%相当分) （1号及び2号炉共用、既設）
ラック材料	ボロン添加(0.95～1.05wt%)ステンレス鋼 (2)
ライニング材料	ステンレス鋼

b. 2号炉燃料取扱建屋内

個　　数	2（1号及び2号炉共用、既設）
ラック容量	燃料集合体約1,360体分 (全炉心燃料の約860%相当分) （1号及び2号炉共用、既設）
ラック材料	ボロン添加(0.95～1.05wt%)ステンレス鋼 (2)
ライニング材料	ステンレス鋼

(3)　除染場ピット（1号及び2号炉共用、既設）

個　　数	1

(4)　原子炉キャビティ及び燃料取替キャナル

個　　数	1
	燃料取替キャナルのうち燃料取扱建屋内キャナルは１号及び２号炉共用、既設
ライニング材料	ステンレス鋼

(5)　燃料取替クレーン

台　　数	1

(6)　使用済燃料ピットクレーン（１号及び２号炉共用、既設）

台　　数	1

(7)　新燃料取扱クレーン

台　　数	1

(8)　燃料取扱建屋クレーン（１号及び２号炉共用、既設）

台　　数	1

(9)　新燃料エレベータ

台　　数	1

(10)　燃料移送装置

台　　数	1

(11)　制御棒取替装置

台　　数	1

(12)　使用済燃料ピット水位

個　　数	2
計測範囲	EL.＋12.60～＋13.00m
検出器	差圧式水位検出器（バブラ式）

(13)　使用済燃料ピット温度

個　　数	2
計測範囲	0～100℃
検出器	測温抵抗体

(14)　使用済燃料ピットエリアモニタ

個　　数	1
計測範囲	1～10^5 μSv／h
検出器	半導体式検出器

(15)　キャスクピット（1号及び2号炉共用、既設）

個　　数	1
ライニング材料	ステンレス鋼

(16)　使用済燃料輸送容器（号炉間運搬時）（1号及び2号炉共用）

個　　数	1

第 4.1.2 表　燃料取扱及び貯蔵設備（重大事故等時）の設備仕様

(1)　使用済燃料ピット

兼用する設備は以下のとおり。

・燃料取扱及び貯蔵設備（通常運転時等）

・燃料取扱及び貯蔵設備（重大事故等時）

個　　数	2
ラック容量	燃料集合体約 1,360 体分 （全炉心燃料の約 860％相当分） （1 号及び 2 号炉共用、既設）
ラック材料	ボロン添加(0.95～1.05wt％)ステンレス鋼(2)
ライニング材料	ステンレス鋼

第 4.2.1 表　使用済燃料ピット水浄化冷却設備の設備仕様

(1)　使用済燃料ピット冷却器（１号及び２号炉共用、既設）

型　　式	横置Ｕ字管式
基　　数	３
伝熱容量	約3.0MW／基 （約2.61×10^{6}(kcal／h)／基）
最高使用圧力	
管　　側	0.98MPa〔gage〕 （10kg／cm^{2}G）
胴　　側	0.98MPa〔gage〕 （10kg／cm^{2}G）
最高使用温度	
管　　側	95℃
胴　　側	95℃
材　　料	
管　　側	ステンレス鋼
胴　　側	炭　素　鋼

(2)　使用済燃料ピットポンプ（１号及び２号炉共用、既設）

型　　式	うず巻式
台　　数	３
容　　量	約430(m^{3}／h)／台
本体材料	ステンレス鋼

(3)　使用済燃料ピット脱塩塔（１号及び２号炉共用、既設）

基　　数	２
流　　量	約46(m^3／h)／基
最高使用圧力	0.98MPa〔gage〕 （10kg／cm^2G）
最高使用温度	95℃
本体材料	ステンレス鋼

(4)　使用済燃料ピットフィルタ（１号及び２号炉共用、既設）

基　　数	２
流　　量	約46(m^3／h)／基
最高使用圧力	0.98MPa〔gage〕 （10kg／cm^2G）
最高使用温度	95℃
本体材料	ステンレス鋼

(5)　使用済燃料ピットスキマポンプ（１号及び２号炉共用、既設）

型　　式	うず巻式
台　　数	１
容　　量	約34m^3／h
本体材料	ステンレス鋼

(6)　使用済燃料ピットスキマフィルタ（１号及び２号炉共用、既設）

基　　数	１
流　　量	約34m^3／h
最高使用圧力	0.98MPa〔gage〕 （10kg／cm^2G）
最高使用温度	95℃
本体材料	ステンレス鋼

第4.3.1表　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（常設）の設備仕様

（1）　使用済燃料ピット水位（SA）

種　　類	電波式水位検出器
計 測 範 囲	EL.＋5.46m～EL.＋13.30m
個　　数	2

（2）　使用済燃料ピット温度（SA）

種　　類	測温抵抗体
計 測 範 囲	0 ～100℃
個　　数	2

（3）　使用済燃料ピット状態監視カメラ

種　　類	赤外線カメラ
個　　数	2

第4.3.2表　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（可搬型）の設備仕様

（1）　使用済燃料ピット補給用水中ポンプ（１号及び２号炉共用）

型	式	うず巻式
台	数	４（予備２）
容	量	約30m^3／h（１台当たり）
揚	程	約28m

（2）　使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

台	数	４（予備２※1）
容	量	約100kVA（１台当たり）

※１：取水用水中ポンプ用発電機と兼用

(3)　中間受槽（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・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

・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	組立式水槽
個　　数	４（予備１）
容　　量	約50m^3（１個当たり）
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	40℃

(4)　可搬型電動低圧注入ポンプ（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・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

・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	横置うず巻式
台	数	４※２ （保有数は可搬型ディーゼル注入ポンプと合わせて１号及び２号炉共用で６台）
容	量	約150m^3／h（１台当たり）
揚	程	約150m

(5)　可搬型電動ポンプ用発電機（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・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

・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

台	数	４※２
容	量	約610kVA（１台当たり）

(6)　可搬型ディーゼル注入ポンプ（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・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

・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	横置うず巻式
台	数	２※２ （保有数は可搬型電動低圧注入ポンプと合わせて１号及び２号炉共用で６台）
容	量	約150m^3／h（１台当たり）
揚	程	約470m

※２：保有台数を示す。１号炉及び２号炉共用で可搬型電動低圧注入ポンプ（含む可搬型電動ポンプ用発電機）と可搬型ディーゼル注入ポンプを組合わせて台数は４台（予備２台）とする。

(7)　使用済燃料ピットスプレイヘッダ（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

基	数	４（予備１）

(8)　移動式大容量ポンプ車（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	横置うず巻式
台	数	１
容	量	約1,320m^3／h
揚	程	約140m

(9)　放水砲（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	移動式ノズル
台	数	２

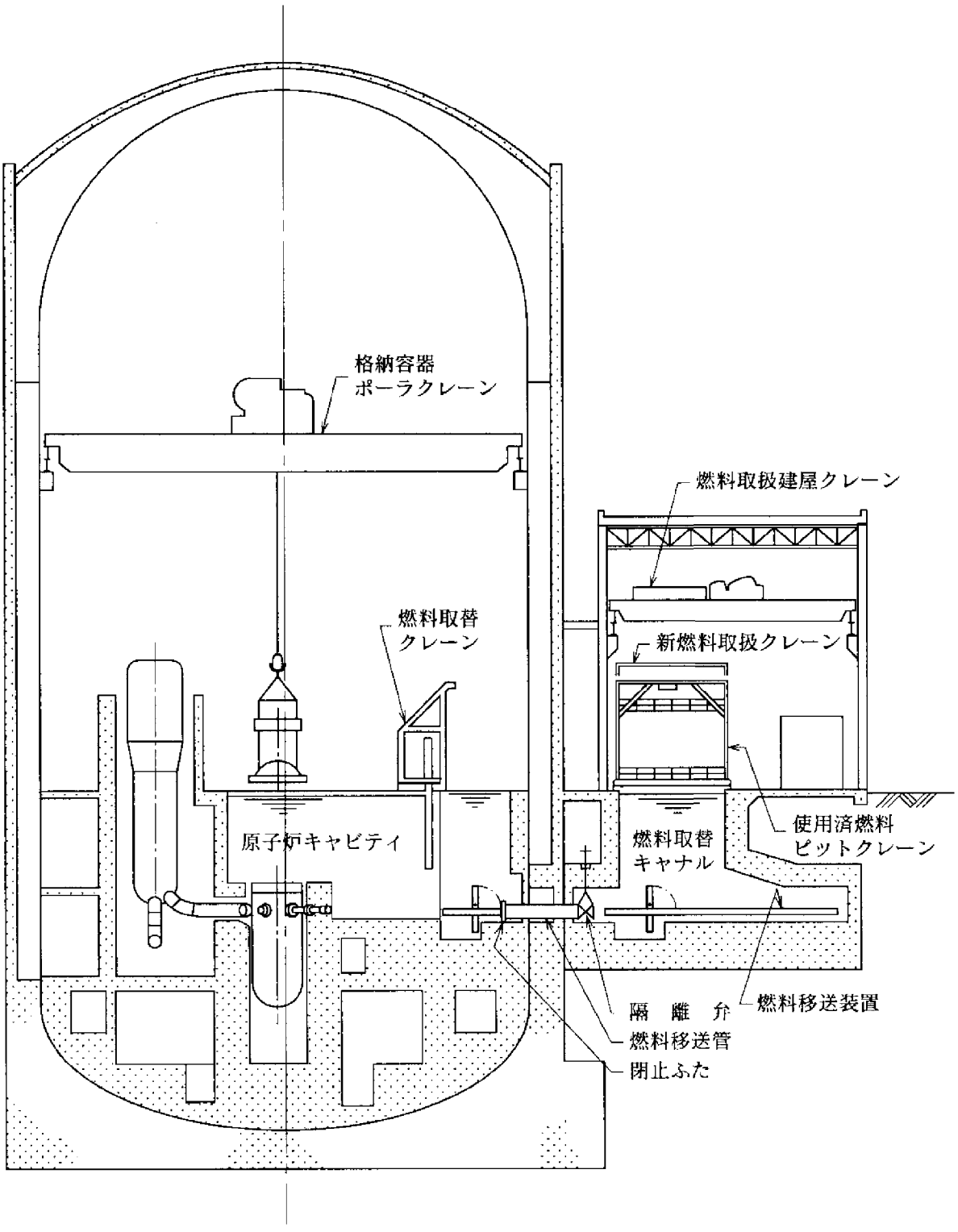
(10)　使用済燃料ピット水位（広域）※3

種　　類	差圧式水位検出器（バブラ式）
計測範囲	EL.＋1.10m～EL.＋13.30m
個　　数	4

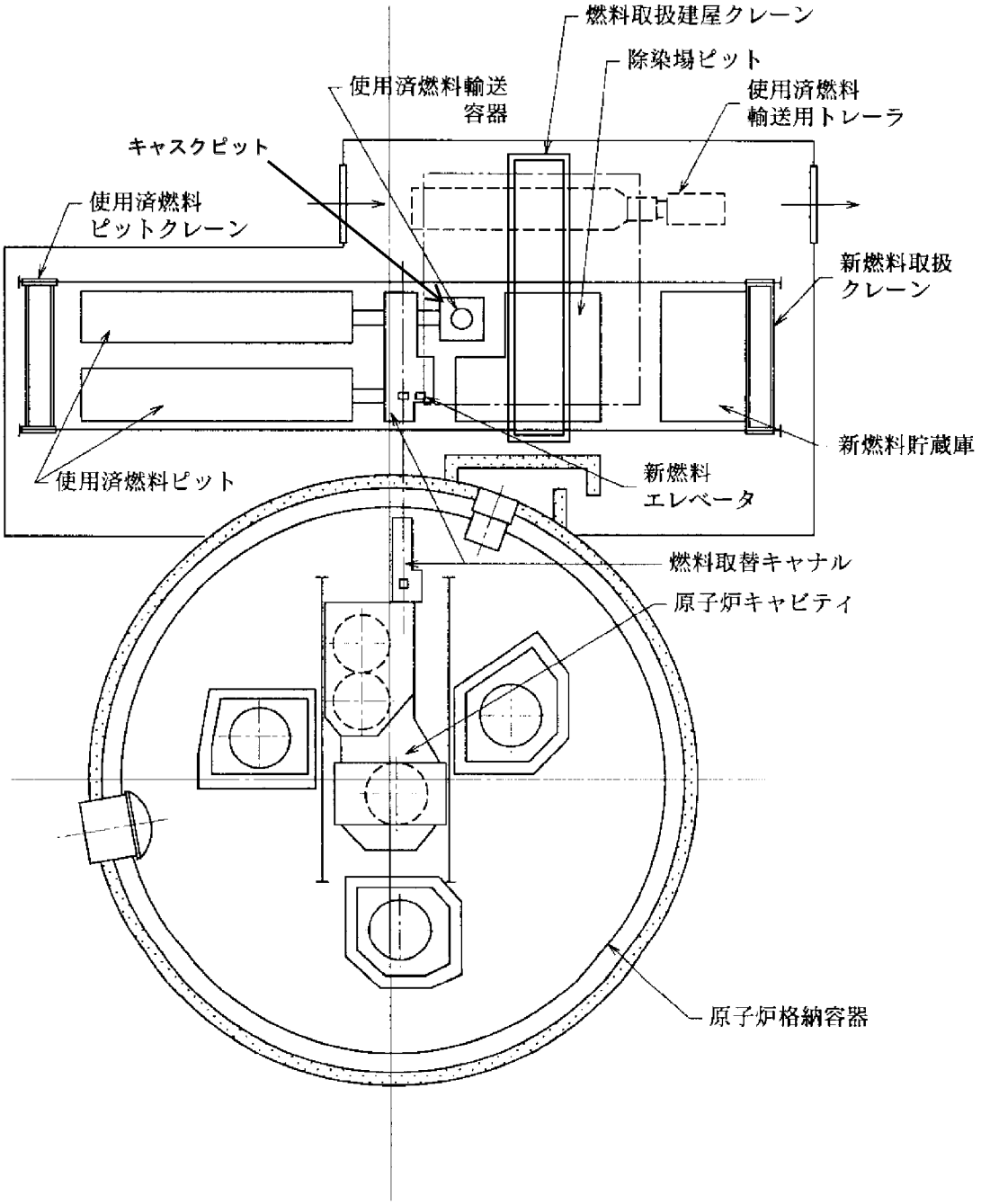
※3：計測に必要な空気は使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムより供給

(11)　使用済燃料ピット周辺線量率（1号及び2号炉共用）

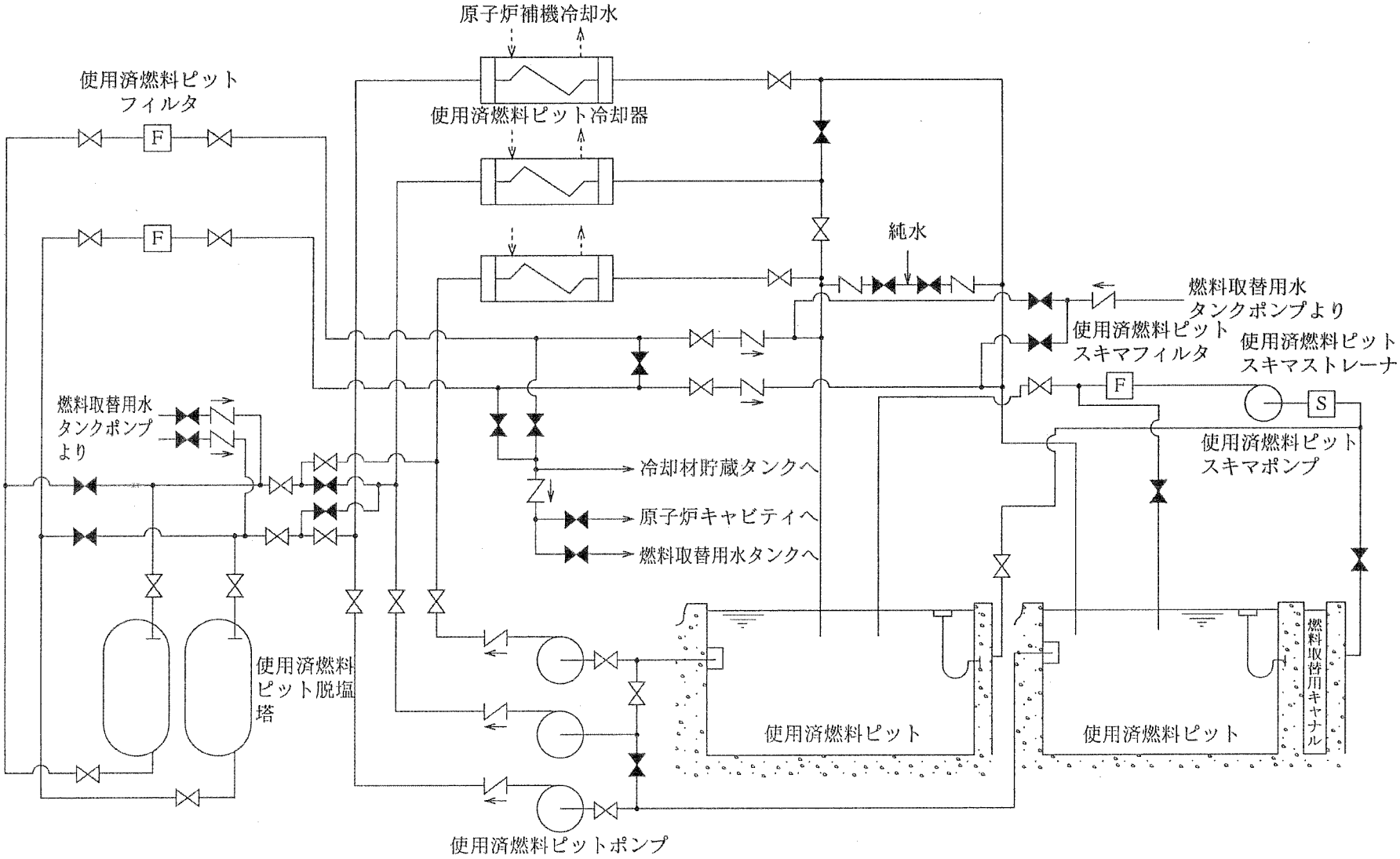
種　　類	半導体式検出器
計測範囲	0.001～99.99mSv／h
個　　数	4（予備2）



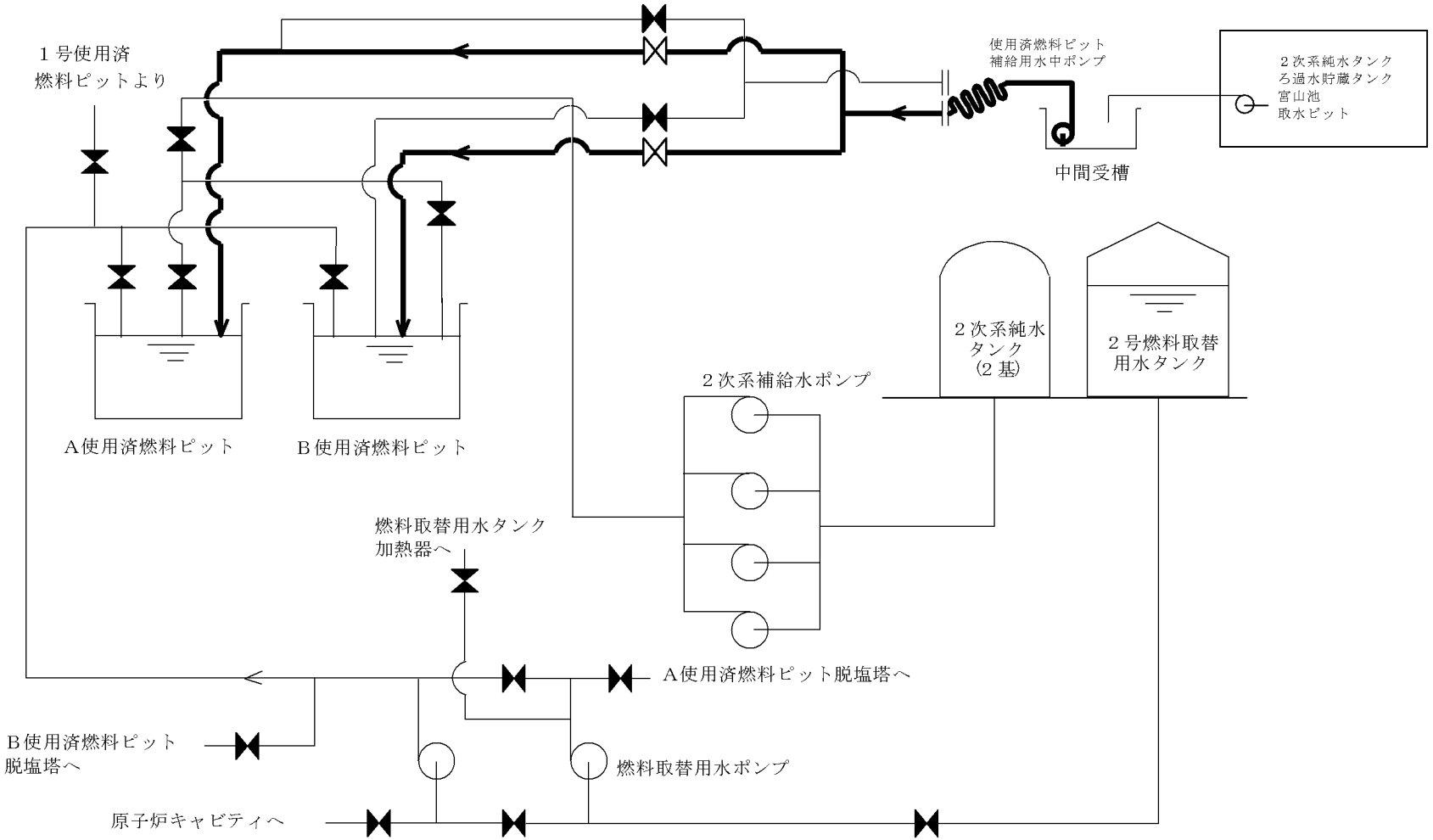
第 4.1.1 図　燃料取扱設備説明図（１）



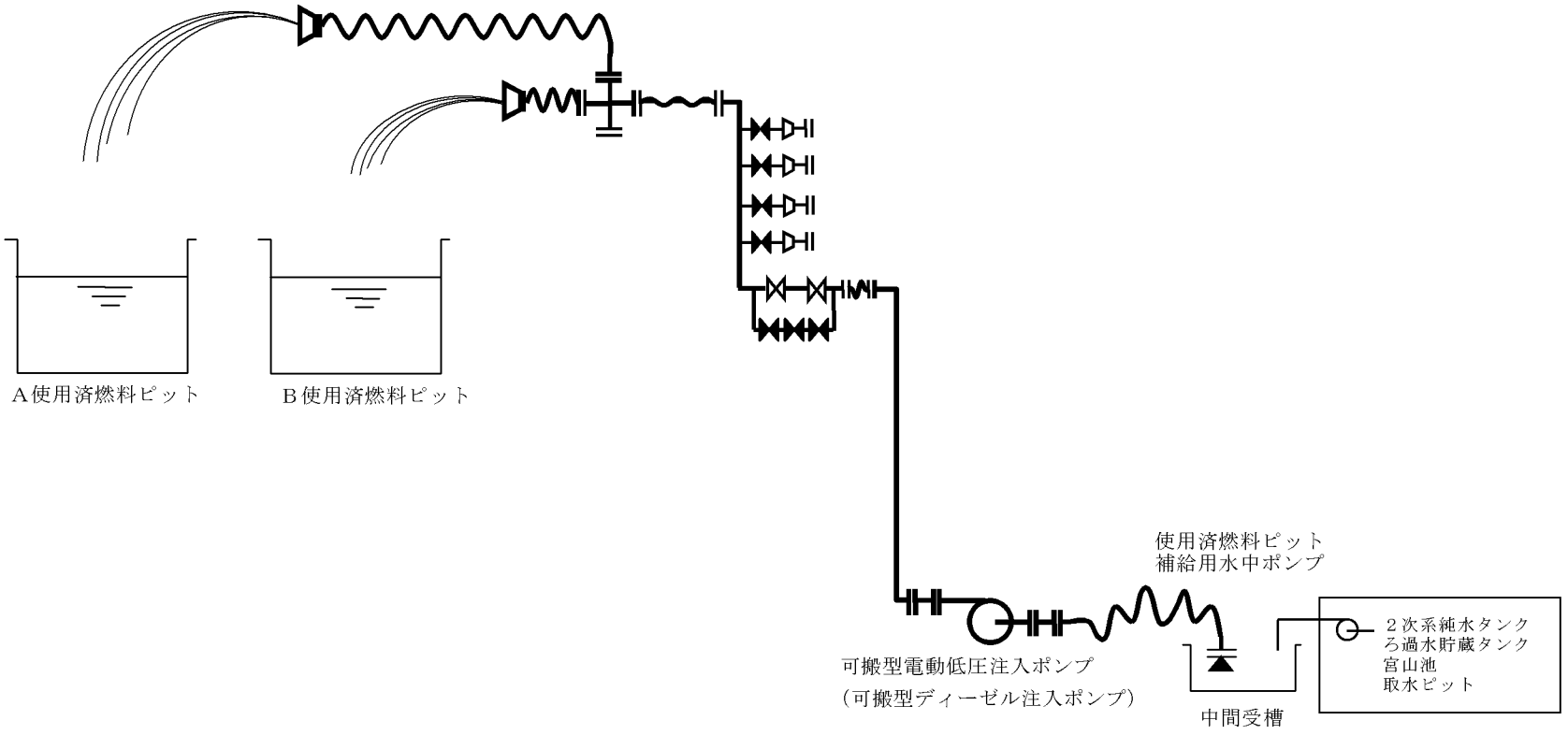
第 4.1.2 図　燃料取扱設備説明図（２）



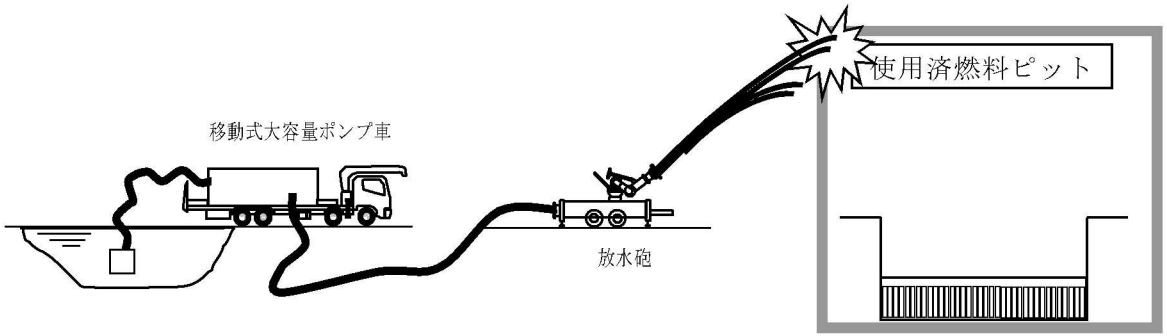
第 4.2.1 図　使用済燃料ピット水浄化冷却設備系統概要図



第 4.3.1 図　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図（１）



第 4.3.2 図　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図（２）



第 4.3.3 図　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備系統概要図（３）

５．　原子炉冷却系統施設

5.1　１次冷却設備

5.1.1　通常運転時等

5.1.1.1　概　　要

１次冷却設備は第5.1.1図に示すように原子炉容器、蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、加圧器、加圧器逃がしタンク、１次冷却材管及び弁類で構成され原子炉格納容器内に設置されている。

１次冷却設備は、関連する補助系統の配管との接続部を含めて原子炉冷却材圧力バウンダリ(1)を構成しておりその範囲は第5.1.2図に示されるとおりである。

１次冷却設備は次の機能を持っている。

(1)　炉心で加熱された１次冷却材を循環し、蒸気発生器で２次系と熱交換させ、タービンを駆動する高温、高圧の蒸気を発生させる。

(2)　原子炉運転中に、炉心損傷を起こすことのないように、十分な炉心冷却を行う。

(3)　原子炉冷却材圧力バウンダリを構成し、１次冷却材中の放射性物質が、外部に漏えいするのを防ぐ隔壁としての機能を有する。

(4)　炉心冷却のほか、減速材、反射材としての機能を果たし、更に中性子の吸収材であるほう素の溶媒の役割を果たす１次冷却材を保持する機能を有する。

(5)　加圧器により１次冷却系の圧力を一定に制御する。

5.1.1.2　設計方針[(2)(3)(4)(5)]

１次冷却設備は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成し事故の防止並びにその結果の抑制のため安全上重要な設備であるので、以下に述べる事項を十分満足するように設計、材料選定、品質管理に十分な配慮を払う。

(1)　炉心冷却能力

１次冷却設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において適切な炉心冷却能力を有する設計とする。

(2)　過圧防護

１次冷却系の圧力が、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の1.1倍以下となるように設計する。

(3)　材料選定

１次冷却材に触れる原子炉容器、蒸気発生器、加圧器、１次冷却材ポンプ、配管及び弁等は耐食性を考慮して選定する。

(4)　脆性破壊の防止

原子炉冷却材圧力バウンダリの脆性破壊を防止するように設計する。

また、原子炉容器の材料に対しては、高速中性子照射による照射脆化を監視するため、カプセルに収容した試験片を熱遮へい体と原子炉容器の間に挿入し、計画的に取り出して破壊試験ができるように計画する。

(5)　耐震設計

１次冷却設備は、支持構造物を含め、耐震Ａｓクラスの設計を行う。ただし蒸気発生器については、耐震Ｓクラスの設計とする。

(6)　配管破損防護設計

１次冷却材管の破断を想定し、その結果生じる影響により発電用原子炉の安全が損われる事のないよう支持構造物及びコンクリート構造の強度設計、配置設計を行うと共に必要に応じ適宜配管むち打ち防止レストレイントを設ける。

(7)　過渡条件に対する設計

原子炉容器、加圧器、蒸気発生器等の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器の設計条件を設定するに当たっては通常運転時、運転時の異常な過渡変化時に想定される圧力、温度等を考慮し安全側の条件を与えるとともにそれらの変動時間繰り返し回数等の過渡条件を設定し、材料疲労に対しても余裕をもって機能維持が可能なように設計する。

(8)　漏えい監視設備

原子炉冷却材圧力バウンダリの漏えい早期検知と漏えい量の推定のために漏えい監視設備を設ける。

(9)　試験検査の可能性

原子炉冷却材圧力バウンダリとなる系統及び機器は、日本電気協会電気技術規程（原子力編）ＪＥＡＣ－4205－1974「原子炉冷却材圧力バウンダリの供用期間中検査」を満足するように、計画的に供用期間中検査ができる設計とする。

5.1.1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリとなる系統機器の設計

5.1.1.3.1　系統及び機器の準拠する法令、規格、基準

原子炉冷却材圧力バウンダリとなる系統及び機器の設計製作は第5.1.1表に示す法令、規格、基準に準拠して行う。

5.1.1.3.2　強度に関する設計の基準

機器は発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（通商産業省告示501号）を満たすように設計される。すなわち、応力解析を行い機器各部に生じる応力を、一次一般膜応力、一次局部膜応力、一次曲げ応力、二次応力及びピーク応力に分類し、次に示す考え方によりそれらの応力強さ、あるいは応力強さの変動幅を制限する。

(1)　内圧、機械的荷重等、単純な負荷による破損や大きな変形を防止するため１次応力強さを制限する。

(2)　繰り返される負荷に対する変形の増加を防止するため、一次応力と二次応力を加えて求めた応力強さの変動幅を制限する。

(3)　容器の寿命中に想定される繰り返し荷重による疲労損傷を防止するため、ピーク応力強さを制限する。

これらの評価を行う場合、次に示す荷重が考慮される。

ａ．圧力荷重及びボルト締付力等の機械的荷重

ｂ．運転中想定される温度の過渡変化（設計過渡条件(6)として与えられる）により生じる不均一な温度分布により生じる熱荷重

ｃ．地震による荷重

ｄ．系統あるいは機器の熱膨脹変位の拘束による荷重

ｅ．自　　重

なお、原子炉容器については、原子炉起動、停止時の加熱、冷却率を55℃／ｈ以下に抑える。

5.1.1.3.3　ぜい性破壊の防止

原子炉冷却材圧力バウンダリのフェライト系鋼材により製作する機器（原子炉容器、蒸気発生器水室及び加圧器）については、最低使用温度を確認するとともに、適切な温度で使用し、さらに設計、製作、運転に留意することにより、ぜい性的挙動を示さず、かつ急速な伝播型破断を生じないようにする。

また、１次冷却系の加熱時、冷却時の運転に対しては、寿命期間中の高速中性子照射を考慮した加熱冷却制限曲線を設け、運転を制限する。

更に原子炉容器材料に対しては、高速中性子照射によるぜい化を監視するため、カプセルに収容した試験片を熱しゃへい体と原子炉容器の間にそう入し、計画的に取出して破壊試験が実施出来るようにする。

5.1.1.3.4　過圧防護

１次冷却設備の圧力逃がし装置として加圧器安全弁及び加圧器逃がし弁が加圧器上部に設けられている。これらの弁より放出された蒸気は加圧器逃がしタンクの水中に放出される。

加圧器は負荷変動に伴う圧力上昇あるいは低下を許容範囲内に制限する。

加圧器スプレイ弁は10％負荷減少時において加圧器逃がし弁を作動させないで、圧力変動を吸収し得る容量とする。

加圧器逃がし弁は50％負荷減少時においてタービンバイパス系の作動とあいまって１次冷却系圧力を最高運転圧力以下に制限し得る容量とする。

加圧器安全弁は、吹出し圧力を１次冷却設備の最高使用圧力に設定し、弁の総容量は100％負荷喪失時に主蒸気安全弁のみが作動した時の加圧器最大サージ流量以上の値としている。加圧器安全弁により１次冷却設備の圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に抑えることができる。

また、１次冷却系の加熱時、冷却時における誤操作等による過圧を防止するため、加圧器逃がし弁の動作により圧力上昇を許容範囲内に制限する制御系を設置する。

5.1.1.4　１次冷却設備の設備仕様

5.1.1.2の設計方針に適合する１次冷却設備の設備仕様を第5.1.2表に示す。また、構成機器の設備仕様は第5.1.3表より第5.1.8表に示す。

5.1.1.5　主要設備

5.1.1.5.1　原子炉容器

原子炉容器は、第5.1.3図に示すように上部及び底部が半球状のたて置円筒型で、原子炉容器上部ふたは、フランジで原子炉容器胴にボルト締めする。原子炉容器内には燃料、炉内構造物、制御棒クラスタ、その他炉心付属部品を収容する。

原子炉容器出入口ノズルは原子炉容器のフランジと炉心上端との中間に設け、炉心が露出しない構造とする。

原子炉容器は炉内構造物を取り出すことにより内面の検査が可能である。

原子炉容器上部ふたは胴側フランジにボルト締めで取り付け、燃料取替え及び保修の時に取外しができるようにする。原子炉容器上部ふたには制御棒クラスタ駆動装置用管台を設け制御棒クラスタ駆動装置の圧力ハウジングを正確に位置決めした後、溶接により取り付ける。原子炉容器底部には炉内計装用ノズルを設ける。

原子炉容器上部ふたのフランジ当たり面は、同心円状に二重に溝を設け、ここにニッケル・クロム・鉄合金製Ｏリングを取り付け、シールを行う。

さらに、シール部分からの漏えい検出が可能になるようにする。すなわちシール部の漏えいは各々のＯリングの外側に設けた胴側フランジのタップ孔から温度指示装置へ導き、漏えいした高温水による温度高警報によって検出する。

原子炉容器の実際の運転条件下で放射線損傷の程度を知るため日本電気協会電気技術規程（原子力編）ＪＥＡＣ4201－1970「原子炉構造材の監視試験方法」に準拠した照射試験を実施する。カプセルに収容した試験片を熱遮へい体と原子炉容器の間に挿入して照射し、計画的に取り出して破壊試験を行い、供用期間中の材質の変化を監視する。

高速中性子照射の高い部分は不連続点又は応力集中を生じない円滑な円筒型とする。

原子炉容器の材料は低合金鋼及び低合金鍛鋼とし、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、腐食を防止する。

さらに、原子炉容器の材料は、銅、リン等の不純物元素の含有量を制限する。

原子炉容器外面はほう酸溶液の酸性に耐えるステンレス鋼製の保温材でおおう。

5.1.1.5.2　蒸気発生器

各１次冷却材回路には、たて置Ｕ字管式熱交換器型蒸気発生器を１基ずつ設け、タービンを全出力運転するのに必要な蒸気流量の約１／３ずつを供給する。

蒸気発生器の構造の概略を第5.1.4図に示す。

１次冷却材は、１次冷却材入口管台から蒸気発生器下部の入口水室に入り、伝熱管（Ｕ字管）を経て出口水室に至り、１次冷却材出口管台から出る。出入口両水室は仕切板で分離する。

蒸気発生器２次側への給水は、伝熱管上端のすぐ上の位置から給水管を通じて行い、給水は、伝熱管外筒と胴の間の円環水路を再循環水と混合しながら下降した後、方向を変えて、伝熱管束の間を上昇しながら、１次冷却材との熱交換により加熱され、一部が蒸気となる。

次に、上昇する蒸気と水の混合物は、気水分離器に入り、スワールベーンを通過して蒸気と飽和水に分離され、飽和水は、再び給水とともに下方に向って循環する。蒸気は、湿分分離器により定格で湿分0.25wt％以下の蒸気となる。湿分分離器を出た蒸気は、

蒸気出口管台部に設けられた流量制限器（フローリストリクタ）を通り、タービンへ供給される。フローリストリクタは、主蒸気管破断時に蒸気流出を抑制するとともに、主蒸気流量検出のための差圧取出しの目的にも使用している。

蒸気発生器伝熱管は、全出力運転時において必要な熱伝達能力を有する設計とし、また、供用期間中の伝熱管の汚れに対しても余裕のある設計としている。

蒸気発生器伝熱管は、Ｕ字形細管であり、管板に取り付け、シール溶接する。

伝熱管の直管部は８枚の管支持板で支持し、Ｕ字部のうち振動により損傷を受けるおそれのある範囲は振止め金具で支持する。

管支持板はステンレス鋼の板であり、伝熱管貫通部での不純物の濃縮を抑制するため管穴形状は四つ葉型とする。

伝熱管の振止め金具は、伝熱管のＵ字部の流体力による振動を抑制するものである。

第5.1.5図のように伝熱管の振止め金具は、長方形の断面を持つＶ字型ステンレス鋼の棒であり、これを伝熱管の間に所定の深さまで挿入する。この振止め金具は、伝熱管との接触に際して線接触となるので、接触力が分散されて点接触のような局部的な集中力を与えない。また、接触部分は線状なので、伝熱管との間隙に蒸気が停滞することはない。

振止め金具は、保持金具に溶接し、保持金具が抜け出すことがないように、最外周列の伝熱管を抱き込む形に取り付ける。また、振止め金具及び保持金具は、伝熱管には溶接しない。

蒸気発生器本体は、低合金鋼製で、１次冷却材と接する内面は

ステンレス鋼、管板はニッケル・クロム・鉄合金で肉盛りする。伝熱管にはニッケル・クロム・鉄合金を用いる。

蒸気発生器はＳクラスとし、敷地の解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動として策定される基準地震動Ssに基づいた動的解析から求まる地震力に対して安全機能が保持できるよう設計する。

蒸気発生器２次側の水質管理を行うために、管板の真上に設けた２個のブローダウンノズルから必要に応じて連続又は間けつ的にブローダウン設備へブローする。

また、蒸気発生器２次側の水質管理は、腐食抑制のため溶存酸素、塩素等の含有量の制限及びｐＨ調整を行う。

5.1.1.5.3　１次冷却材ポンプ

１次冷却材ポンプは、漏えい制御軸封式たて置斜流型ポンプで、その概略を第5.1.6図に示す。

１次冷却材ポンプは、蒸気発生器を出た１次冷却材をポンプケーシング底部の１次冷却材吸込ノズルから吸込み、回転軸下端に取付けたインペラによって揚水し、ケーシング側部の１次冷却材吐出ノズルから吐出する。ポンプ及び電動機の駆動軸は、電動機上下端及びポンプ上部に設けた３個のベアリングで支持する。ポンプ側ベアリングは、水潤滑を行う。電動機ベアリングは油潤滑で、原子炉補機冷却水設備の冷却水により冷却する。

駆動軸部からの１次冷却材の漏えいに対するシールは、ポンプ駆動軸に取付けた漏えい制御式シールアセンブリによっ

て行う。

これは３段のシールアセンブリで構成し、化学体積制御設備の充てん／高圧注入ポンプから１次冷却材と同じ水質の封水を、インペラとシールアセンブリの間に注入する。この封水の圧力は、１次冷却系の圧力より少し高く調整してあるので、一部は下方に流れ、ラビリンスシールを経て１次冷却材中に流入する。残りは上方に流れ、ポンプベアリングの冷却及び潤滑を行ったのち、第１段シールに達し、減圧後一定流量で化学体積制御設備に戻る。

第２段シールは第１段シールのバックアップとして設けられ、この２個のシールのうち、１個が破損しても残りのシールで十分に機能を果たすことができる。更に、第３段のシールにより第２段シールからの漏えい水が、原子炉格納容器内に放出されることを防止するので、原子炉格納容器内が汚染されるおそれはほとんどない。

電動機及びポンプのインペラは、保守又は点検に際しては、ケーシングを動かさずに容易に取外しができる。なお、ポンプを駆動する電動機は、三相誘導電動機を用い、ポンプに直結している。

ポンプを駆動する電動機は常用高圧母線に接続し、「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致により電動機のしゃ断器を開放する。この際、同しゃ断器が開とならない場合は、常用高圧母線の受電しゃ断器を開放する。

１次冷却材と接触するポンプ部品には、すべて耐食性材料を用いる。

１次冷却材ポンプは、必要な炉心冷却流量を確保できる容量としている。また、１次冷却材ポンプはポンプ電源が喪失した場合でもポンプ、電動機及びフライホイールの回転慣性モーメント（3,460kg・m^2）により１次冷却材流量の急速な減少を防ぎ熱除去能力が急速に失われるのを防止できる。

なお、フライホールの限界回転数は、１次冷却材喪失事故時に予想される最大回転数に比べて十分大きく、また製作段階及び供用期間中における品質管理を十分に実施することにより、フライホイールの健全性は十分確保できる。

１次冷却材ポンプは逆転防止装置を設け、他のポンプが運転中でも停止中のポンプが逆回転しない構造とする。

5.1.1.5.4　加　圧　器

加圧器及びその付属設備は、加圧器本体、ヒータ、サージ及びスプレイ配管、安全弁及び逃がし弁、加圧器逃がしタンク等で構成する。

加圧器は上、下部鏡板が半球状のたて置き円筒型容器である。

加圧器の概略を第5.1.7図に示す。

加圧器は通常時、容積の約60%が液相で他は気相を形成しており、通常の負荷変化に伴う１次冷却材の熱膨脹及び収縮による圧力変化を許容範囲内に制限するとともに最高使用圧力を超えないよう１次冷却材圧力を規定値に保つ。

加圧器底部には、液浸式のヒータを設け、１次冷却系の圧力制御のための加熱及び加圧を行う。

加圧器上部には安全弁及び逃がし弁を設け、スプレイによる圧力制御の範囲を超える大きな圧力上昇を防止する。

加圧器逃がしタンクは、横置円筒型とし、通常時は水と窒素で満たしておく。加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁から放出された蒸気は、スパージャを通して加圧器逃がしタンクの水中に放出される。加圧器逃がしタンクの水容量は、全出力時の加圧器中の全蒸気量を放出した場合においても、加圧器逃がしタンク内圧が3.5kg／cm^{2}G以下になるように設計する。

加圧器と1次冷却材高温側配管は、サージ管で連絡し、負荷変化に伴う正及び負のサージを加圧器により吸収するように設計する。すなわち、プラント負荷減少による正のサージがあれば、1次冷却材低温側配管から分岐したスプレイ系を作動させ、加圧器内の蒸気を凝縮し、圧力を規定値に保つ。

加圧器スプレイ弁は、通常時は自動であるが、中央制御室での手動制御もできるようにし、この弁と並列に加圧器スプレイ弁バイパス弁を設け、少量のスプレイ水を運転中に連続的に注入して加圧器内水質を1次冷却材と同一に保ち、また、スプレイ配管の冷却を防ぐ。プラント負荷上昇による負のサージがある場合には、加圧器内の液相が蒸発し、また、ヒータを自動起動して1次冷却系の圧力を規定値に保つ。

加圧器は、低合金鋼製で、内面はステンレス鋼で肉盛りする。

ヒータは、ステンレス鋼で被覆したものを用い、取付部は冷却材が漏えいしないように、十分考慮して設計する。

5.1.1.5.5　配　　管

1次冷却材管は第5.1.8図及び第5.1.9図に示されるように原子炉容器、蒸気発生器及び1次冷却材ポンプ相互を連絡し循環回路を形成している。1次冷却材管の口径は、腐食の加速度的進行を防止し得る適切な流速となるように選定された口径としている。

蒸気発生器と1次冷却材ポンプ吸込み間の配管はポンプ吸込み側における整流効果を向上させるため配管口径を増している。

通常運転時に高温となる配管は、熱損失を防ぐため保温を行う。

1次冷却材管のうち加圧器サージ管、化学体積制御設備からの充てん配管等の取付部で通常運転時に1次冷却材との温度差により大きな熱応力が生じる可能性のある部分にはその熱応力を軽減するためにサーマルスリーブを設ける。

1次冷却材管はステンレス鋼を使用し接続部はすべて溶接とする。

5.1.1.5.6　弁　　類

1次冷却設備の弁類として、加圧器安全弁、加圧器逃がし弁、加圧器逃がし弁元弁、加圧器スプレイ弁、ベント弁、ドレン弁、逆止弁等を設け、このうち主要な弁については中央制御室に弁の開閉表示を行うことができる設計とする。

1次冷却設備に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系には、原子炉冷却材圧力バウンダ

リとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、1次冷却材の流出を制限するため、その配管系を通じての漏えいが、通常時の充てん／高圧注入ポンプによる充てん流量等を考慮し許容できる程度に小さいものを除いて、次のとおり隔離弁を設ける。

a.　通常時開、事故時閉の場合は2個の隔離弁

b.　通常時閉、事故時閉の場合は1個の隔離弁

c.　通常時閉、原子炉冷却材喪失時開の非常用炉心冷却系等はa.に準ずる。

なお、b.に準ずる隔離弁において、通常時又は事故時に開となるおそれのある場合は、2個の隔離弁を設ける。ここで「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。また、通常時閉、事故時閉となる手動弁のうち個別に施錠管理を行う弁は、開となるおそれがなく、上記b.に該当することから、1個の隔離弁を設けるものとする。

弁が1次冷却材に接する主要部分は、すべてステンレス鋼を使用する。

大口径の弁類は、バックシート及び第5.1.10図に示すようにステムリークオフを設け、下部グランドパッキンの漏えい水を液体廃棄物処理設備に送る。また、小口径の弁類についても、可能な限りグランド部にベローズや金属ダイヤフラムを用いて漏えいのない構造とした弁を採用し、1次冷却設備から原子炉格納容器内への漏えいを実質的に零にする。

加圧器安全弁は、ばね式で加圧器逃がしタンクからの背圧

変動が安全弁の設定圧力に影響を与えない背圧補償型を使用する。安全弁の上流側配管には、ループシールを設け、安全弁の弁座から、水素ガスや蒸気等が漏えいしない設計とする。

加圧器安全弁の吹出し圧力は、1次冷却設備の最高使用圧力に設定し、容量はプラント負荷喪失時のサージ流量以上の値とする。

加圧器安全弁により、1次冷却系の圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に抑えることができる。

加圧器逃がし弁は、負荷減少時に1次冷却系の圧力を最高運転圧力以下に制限するために設置する。万一、逃がし弁に漏えいが起こった場合にこの逃がし弁を隔離するため遠隔操作の元弁を設ける。

加圧器スプレイ弁は、加圧器スプレイ流量を自動調節して、1次冷却系の圧力が過大となるのを防止する。スプレイ管及びサージ管内の温度維持並びに加圧器内とそれ以外の1次冷却材のほう素濃度に差が生じないようにするため、加圧器スプレイ弁と並行に手動のバイパス弁を設けて、少量のスプレイ水を連続的に流す。

各配管系には、水張り及び水抜きのために、ベント弁及びドレン弁を設け、各ベントの先端にはプラグを設ける。

1次冷却設備の主要弁類の設備仕様の概略を第 5.1.8 表に示す。

5.1.1.5.7　支持構造物

前記5.1.1.2「設計方針」に基づき支持構造物は次のとおりとする。

(1) 原子炉容器

原子炉容器支持構造の概略を第5.1.11図に示す。

原子炉容器は、原子炉容器出入口ノズルに溶接した6個の鋼製の支持パッドで支持する。支持パッドは、サポートブラケットに取り付けたサポートシュー上に置き、サポートブラケットは原子炉容器まわりの鉄鋼構造物（コンクリート充てん）により支持する。

温度変化による容器の膨張収縮に伴う半径方向の動きは、シムプレートと支持パッド間の滑りにより吸収し、地震時の横荷重はサイドシムを介してサポートシューの側面で支え、容器の中心位置を常に確保する。これらの支持構造物は配管破断事故によって生じる荷重に対してもそれを十分支持し得るものである。サポートブラケットは、フィンを持った箱形の構造とし、原子炉容器の熱が、サポートブラケットを経てコンクリート支持部に伝わるのを少なくするため、原子炉容器室冷却ファンにより空冷する。

(2) 蒸気発生器

蒸気発生器支持構造の概略を第5.1.12図に示す。

蒸気発生器は、上部胴支持構造物、中間胴支持構造物、下部支持構造物及び支持脚で支持する。上部胴支持構造物は、スナバにより支持する構造物とする。中間胴支持構造物は、鉄鋼構造と一方向からのスナバの組合せとし、鉄鋼構造は吊下げ金物により蒸気発生器に吊下げ、蒸気発生器と一緒に移

動する構造とする。また、下部支持構造物は鉄鋼構造とする。上部及び下部支持構造物は、配管の熱膨脹に対して十分考慮した構造であるが、地震時には、蒸気発生器の水平方向の移動を拘束する構造とする。支持脚は鉛直方向荷重を支持し、支持コラム上部及び下部はピン結合とし、配管の熱膨脹による蒸気発生器の移動は拘束しない構造とする。

(3)　１次冷却材ポンプ

１次冷却材ポンプ支持構造の概略を第5.1.13図に示す。

１次冷却材ポンプは、上部、下部支持構造物及び支持脚で支持する。上部支持構造物はスナバにより支持する構造とし、下部支持構造物は鉄鋼構造とする。上部及び下部支持構造物は配管の熱膨張に対して十分考慮した構造であるが、地震時及び配管破断時には１次冷却材ポンプの水平方向の大きな移動を制限する構造とする。

支持脚は鉛直方向荷重を支持し、蒸気発生器と同様にパイプコラム上部及び下部をピン結合として、配管の熱膨張による１次冷却材ポンプの移動は拘束しない構造とする。

5.1.1.5.8　漏えい監視設備

原子炉冷却材圧力バウンダリより原子炉格納容器内及び２次系への漏えいに対する監視設備として、格納容器ガスモニタ、格納容器じんあいモニタ、格納容器サンプ水位上昇率測定装置、凝縮液量測定装置及び蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器排気ガスモニタ、高感度型主蒸気管モニタを設ける。

(1)　原子炉格納容器内への漏えいに対する監視設備

原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいが発生すると漏えい流体の一部は蒸気となり原子炉格納容器内に循環している空気流に分布される。格納容器ガスモニタ及びじんあいモニタは原子炉格納容器内空気の放射能を測定することにより漏えいを検知する。

凝縮液量測定装置は漏えい蒸気が格納容器再循環ユニット、制御棒駆動装置冷却ユニット及び１次冷却材ポンプ電動機冷却ユニットの冷却コイルで凝縮されることを利用してその凝縮液量を測定することにより漏えい検知を行う。

格納容器サンプ水位上昇率測定装置は漏えい流体が最終的に格納容器サンプに集まることからその水位上昇を測定することにより漏えいを検知する。

以上の漏えい監視設備により約3.8ℓ／minの漏えいであれば１時間以内に検知できる。

第5.1.14図に凝縮液量測定装置及び格納容器サンプ水位上昇率測定装置の概略を示す。

(2)　２次系への漏えいに対する監視設備

１次冷却材の蒸気発生器１次側より２次側への漏えいは、蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器排気ガスモニタ及び高感度型主蒸気管モニタで、放射能を測定することにより早期に検知する。

5.1.1.6　試験検査

5.1.1.6.1　原子炉容器

原子炉容器の製作に当たっては、素材の段階で化学的、機械的試験検査を、また、製作中には、非破壊試験、耐圧試験等を実施し、厳重な品質管理を行う。主要な非破壊試験項目を第5.1.9表に示す。

炉内構造物は、原子炉容器内面の供用期間中検査が可能なように、取出しできる設計とする。原子炉容器出入口ノズルの上部には、コンクリートしゃへいの代りに取外し可能なサンドプラグを設けるとともに、原子炉容器出入口ノズル部の保温材は、取外し可能な設計にして供用期間中検査を可能にする。

更に、原子炉容器の実際の運転条件下における放射線損傷の程度を知るために、原子炉容器構造材の監視試験計画を実施する。

この計画は、第5.1.15図のように、カプセルに収容した試験片を熱しゃへい体と原子炉容器の間にそう入して照射し、計画的に取出して破壊試験を行うことにより、使用中の材質の変化を監視する。

カプセルは６個用意し、各カプセルには原子炉容器母材、溶接部等から採取した衝撃試験片、引張試験片、ＣＴ試験片(Compact Tension Specimen；破壊じん性を試験する試験片)等を収容する。

原子炉容器を含む１次冷却設備は、最高使用圧力の1.25倍の水圧試験を実施する。制御棒駆動装置の圧力ハウジングについては、工場耐圧試験で最高使用圧力の1.25倍程度の水圧

試験を実施し、耐圧強度の確認を行う。

5.1.1.6.2　蒸気発生器

蒸気発生器は、供用期間中検査において内面の検査が可能なように、１次側、２次側ともにマンホールを設け、渦流探傷試験等により伝熱管の検査が可能な構造とする。蒸気発生器の溶接部の供用期間中検査範囲に対して、保温材は取外し可能な構造にする。

製作中及び供用期間中において、蒸気発生器本体については、超音波探傷試験等により、また伝熱管については渦流探傷試験等によりその健全性を確認する。さらに、製作中振止め金具の挿入状態についても据付検査により確認する。

5.1.1.6.3　１次冷却材ポンプ

１次冷却材ポンプの製作中の主要な非破壊試験項目を第5.1.11表に示す。

１次冷却材ポンプケーシングは、ステンレス鋳鋼製で、接合部の溶接は溶接部表面と母材とがなめらかになるように加工し、容易に検査ができるようにする。ポンプ内部構造物は、ポンプ内面の検査が可能なように分解して取外しできる構造とする。１次冷却材ポンプの溶接部の供用期間中検査範囲に対して、保温材は取外し可能な構造にする。

5.1.1.6.4　加　圧　器

加圧器の製作中の主要な非破壊試験項目を第 5.1.12 表に示す。

加圧器内面の供用期間中検査が可能なように、加圧器上部にマンホールを設ける。加圧器の溶接部の供用期間中検査範囲に対して、保温材は取外し可能な構造にする。

5.1.1.6.5　1 次冷却材管

1 次冷却材管の製作中の主要な非破壊試験項目を第 5.1.13 表に示す。

1 次冷却材配管の溶接部の供用期間中検査範囲に対して、保温材は取外し可能な構造にする。

5.1.1.7　手　順　等

(1)　RCS ループドレン弁、加圧器ベント弁及び加圧器安全弁入口ループシールドレン弁については、通常時又は事故時開となるおそれがないようにハンドルロックによる施錠管理を実施する。

(2)　原子炉冷却材圧力バウンダリ設定に係る弁等については、保守計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに必要に応じ補修を行う。

5.1.2　重大事故等時

5.1.2.1　概　　要

1 次冷却設備の蒸気発生器、1 次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、設計基準事故対処設備の一部を流路と

して使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

5.1.2.2　設計方針

5.1.2.2.1　悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

流路として使用する蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器等から構成される1次冷却設備は、重大事故等対処設備として構成される系統以外の他の系統・設備へ流入しないよう、隔離弁を設けることにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.1.2.2.2　環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器は、代替水源として淡水又は海水から選択可能であるため、海水影響を考慮した設計とする。

5.1.2.3　主要設備及び仕様

1次冷却設備（重大事故等時）の主要設備及び仕様を第5.1.14表に示す。

5.1.2.4　試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

流路として使用する系統（蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器）は、通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、蒸気発生器及び加圧器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

１次冷却材ポンプは、分解が可能な設計とする。

原子炉容器は、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。

蒸気発生器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

5.2　余熱除去設備

5.2.1　概　　要

余熱除去設備は、第5.2.1図に示すように余熱除去冷却器及び余熱除去ポンプを備え、独立２系統で構成し、次の機能を持つ。

(1)　発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去し、１次冷却系の温度を下げる。

(2)　非常用炉心冷却設備の低圧注入系としての機能を果たす。

(3)　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。

5.2.2　設計方針

(1)　発電用原子炉の残留熱除去

余熱除去設備は、蒸気発生器による原子炉停止後の初期段階の冷却に引き続き、発電用原子炉の炉心からの核分裂生成物崩壊熱と他の残留熱を除去し、発電用原子炉の冷却が可能な設計とする。

(2)　多　重　性

発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を安全に除去するため、余熱除去設備は設置エリアも含めて独立２系統とし、１系統によって発電用原子炉を冷却できる設計とする。

(3)　外部電源喪失

余熱除去ポンプは、非常用母線から給電し、かつ、非常用電源の単一故障時においても、発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を安全に除去できる設計とする。

(4)　低圧注入系

事故時に、余熱除去設備は低圧注入系としての機能を果たす設

計とする。低圧注入系に関しては、“5.3 非常用炉心冷却設備”で記述する。

(5) その他の設計方針

a．発電用原子炉の冷却時間

原子炉停止時に余熱除去設備は、海水温度20℃のときに余熱除去設備を２系統運転することにより、炉停止後約20時間で１次冷却材の温度を60℃まで下げうる能力を有するように設計する。

b．原子炉キャビティの水張り

余熱除去設備は、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し、燃料取替終了後は燃料取替用水タンクに戻す機能を果たすよう設計する。

5.2.3 主要設備の仕様

余熱除去設備の主要設備の仕様を第5.2.1表に示す。

5.2.4 系統設計及び主要設備

5.2.4.1 系統設計

余熱除去設備は、独立２系統で構成し、各系統に余熱除去冷却器及び余熱除去ポンプを１基ずつ設置し、発電用原子炉の残留熱を除去する。余熱除去ポンプ等は、非常用母線より給電し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機の単一故障を想定しても、発電用原子炉の冷却は行える。

１次冷却材は、１次冷却材高温側配管から取出し、余熱除去ポンプで余熱除去冷却器へ送って冷却し、１次冷却材低温側配

管に戻す。

１次冷却材の冷却速度は、余熱除去冷却器のバイパスラインの流量を制御することにより調節することができ、原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却速度の制限（55℃／ｈ）を超えないように抑制しうる。

１次冷却材は、余熱除去冷却器の胴側を循環する原子炉補機冷却水で冷却し、更に、原子炉補機冷却水は海水で冷却する。

余熱除去ポンプは、燃料取替時に燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉キャビティに送り、燃料取替終了後は燃料取替用水タンクに戻す。

5.2.4.2　主要設備

(1)　余熱除去冷却器

余熱除去冷却器は、余熱除去運転中に１次冷却材を冷却するものである。

余熱除去冷却器は、２基設置し、一方の余熱除去冷却器を運転中に他方の補修作業が可能なように、別々の部屋に設置する。

伝熱管はＵ字型を使用し、胴と管との間の大きな熱膨脹差が発生しても、無理が生じない構造とする。１次冷却材は管側を流れ原子炉補機冷却水は胴側を流れる。

(2)　余熱除去ポンプ

余熱除去ポンプは、２台設置し、一方のポンプの運転中他方の補修作業が可能なように、しゃへいされた別々の部屋に配置する。

余熱除去ポンプは、横置渦巻式で、１次冷却材の漏えいを防

止するために、メカニカルシールを使用する。

また、隔離等の操作はしゃへいの外から遠隔操作が可能なようにする。

(3) 配　　管

余熱除去設備は、1次冷却材高温側配管から1次冷却材を取出して余熱除去ポンプで送水し、余熱除去冷却器で冷却した後、再び1次冷却材低温側配管に戻す。

余熱除去設備の通常起動時に熱的衝撃を緩和するとともに冷却速度を調整する目的で、余熱除去冷却器のバイパス配管を設ける。

余熱除去設備は、定期的に試験運転を行うために、余熱除去冷却器出口と余熱除去ポンプ吸込側との間にミニマムフローラインを設ける。

(4) 弁

余熱除去設備は、1次冷却設備と比較して設計圧力が低いので、1次冷却設備からの過剰圧力がかからないように、余熱除去ポンプ吸込配管には直列に2個の電動弁を設けて、1個は1次冷却系の圧力がある値以下に下らないと開弁できないようにインターロックを設ける。一方、余熱除去冷却器の出口配管で1次冷却設備に接続している配管には、3個の逆止弁と1個の電動弁を直列に設ける。また、原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ吸込配管には逃がし弁を設けて、その吐出水を加圧器逃がしタンクに導き液体廃棄物処理設備に送る。

5.2.5　試験検査

余熱除去設備は、工学的安全施設として定期的に余熱除去ポンプを運転し、ミニマムフローラインの流量及び試験運転中のポンプ、冷却器、配管及び弁の状態を検査する。

5.3　非常用炉心冷却設備

5.3.1　概　　要

非常用炉心冷却設備は、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系で構成し、想定される事故に対して、ほう酸水を注入し、次に示す機能を持つ。

(1)　１次冷却材喪失事故に対して、発電用原子炉を冷却し、燃料及び燃料被ふくの重大な損傷を防止でき、かつ、燃料被ふくの金属と水との反応を十分小さな量に制限する。

(2)　主蒸気管破断事故に対して、発電用原子炉の停止に必要な負の反応度を添加する。

非常用炉心冷却設備の系統構成を第5.3.1図に示す。

蓄圧注入系は、加圧されたほう酸水を貯える蓄圧タンクを備え、１次冷却系の圧力が低下すると、自動的にほう酸水を注入する。

高圧注入系は充てん／高圧注入ポンプを、また、低圧注入系は余熱除去ポンプを備え、事故時には燃料取替用水タンクに貯蔵するほう酸水を発電用原子炉に注入する。

5.3.2　設計方針

(1)　事故の範囲

非常用炉心冷却設備は、次の事故に対して制御棒クラスタの挿入とあいまって発電用原子炉を停止し、冷却を行うように設計する。

ａ．１次冷却材配管の小口径配管破断から最大口径配管の完全両端破断までの１次冷却材喪失事故

ｂ．制御棒クラスタ飛出し事故

ｃ．主蒸気管破断事故

ｄ．蒸気発生器伝熱管破損事故

(2)　単一故障

非常用炉心冷却設備は、事故後の短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、また、事故後の長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を果たしうるように多重性を有する設計とする。

(3)　外部電源喪失

非常用炉心冷却設備は、外部電源喪失時には、前述の単一故障を想定しても、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うる設計とする。

(4)　試験検査

非常用炉心冷却設備は、その健全性あるいは能力を確認するために、その重要度に応じて定期的な試験及び検査ができる設計とする。

5.3.3　主要設備の仕様

非常用炉心冷却設備の主要設備の仕様を第5.3.1表に示す。

5.3.4　系統設計及び主要設備

5.3.4.1　系統設計

非常用炉心冷却設備は、蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系で構成し、各系統について以下に示す。

(1)　蓄圧注入系

蓄圧注入系は、蓄圧タンクと配管、弁類で構成し、各１次冷却材回路に１系統ずつ設置する。

蓄圧注入系は、１次冷却系の圧力が蓄圧タンクの保持圧力（約45kg／cm^{2}G）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次冷却系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。

(2)　高圧注入系

高圧注入系は、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク、配管、弁類で構成する。充てん／高圧注入ポンプは100％容量のものを３台設置する。

高圧注入系は、次に示す非常用炉心冷却設備作動信号で自動作動する。

ａ．原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

ｂ．原子炉圧力異常低

ｃ．主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは１次冷却材平均温度異常低の一致

ｄ．主蒸気ライン差圧高

ｅ．原子炉格納容器圧力高

ｆ．手　　動

非常用炉心冷却設備作動信号が発せられると、高圧注入系の弁が開いた後、充てん／高圧注入ポンプが起動し、ほう酸注入タンク及び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、充てん／高圧注入

ポンプの水源を余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を経て、格納容器サンプ(再循環)に切替えて、再循環モードに移行する。

ポンプ電動機は、おのおの独立した２系統の非常用母線に接続する。ディーゼル発電機は、非常用炉心冷却設備作動信号により自動起動し、外部電源喪失時には、これらの非常用母線に電力を供給する。

通常運転時、充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御設備の充てんポンプとしての機能を有するが、非常用炉心冷却設備作動信号が発せられると、高圧注入ポンプとして作動し、両機能が同時に要求されることはないので安全上何ら支障はない。

ポンプ出口には、体積制御タンク出口管に戻るミニマムフローラインを設けて締切運転を防止するとともに、通常運転時のポンプテストもできるようにする。

(3)　低圧注入系

低圧注入系は、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、配管、弁類で構成する。余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は100％容量のものを２台設置する。低圧注入系は、非常用炉心冷却設備作動信号により、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サンプ（再循環）に切替えて、余熱除去冷却器で冷却した後、高圧注入配管及び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。

ポンプ電動機は、おのおの独立した２系統の非常用母線に接続する。ディーゼル発電機は、非常用炉心冷却設備作動信号に

より自動起動し、外部電源喪失時には、これらの非常用母線に電力を供給する。

余熱除去ポンプは、原子炉停止時には発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去するために使用するが、通常運転時は、非常用炉心冷却設備として常に待機状態にあり、両機能が同時に要求されることはなく、安全上何ら支障はない。

余熱除去冷却器出口配管に、余熱除去ポンプ入口配管に戻るミニマムフローラインを設けてポンプの締切運転を防止するとともに、通常運転時のポンプテストもできるようにする。

5.3.4.2　主要設備

(1)　蓄圧タンク

蓄圧タンクは、1次冷却材低温側配管に逆止弁を介して各1基接続し、その内容積の約2／3にほう酸水（ほう素濃度2,700ppm以上）を満たし、残り空間は窒素ガスで加圧する。

通常時、各蓄圧タンクは、直列に設けた2個の逆止弁で1次冷却系から隔離する。1次冷却系の圧力が、蓄圧タンクの保持圧力（約4.4MPa[gage]）以下になると自動的に逆止弁が開き、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。

また、必要に応じて蓄圧タンク中のほう酸水の水位及びほう素濃度を遠隔操作によって調整できるように配管を設ける。蓄圧タンクの圧力は、窒素ガス封入によって保持し、通常運転時でも調整できる。また、蓄圧タンクの過圧防止のため逃がし弁を設ける。

(2)　ほう酸注入タンク

ほう酸注入タンクは、ほう酸水（ほう素濃度20,000ppm以上）を貯え、充てん／高圧注入ポンプの吐出側に設置する。非常用炉心冷却設備作動信号で隔離弁が開き、充てん／高圧注入ポンプが起動すると、ほう酸水は１次冷却材低温側配管に注入される。

通常運転中は、ほう酸注入タンク内のほう酸水を均一に混合するため、ほう酸ポンプを通して、ほう酸注入タンクとほう酸タンクとの間でほう酸水を循環させる。この循環流路は、非常用炉心冷却設備作動信号で自動隔離する。

(3)　充てん／高圧注入ポンプ

充てん／高圧注入ポンプは、非常用炉心冷却設備作動信号で、自動起動し、注入モード時には燃料取替用水タンクより、また、再循環モード時には余熱除去ポンプ吐出側より取水し、１次冷却系に注入する。

充てん／高圧注入ポンプは、横置の電動渦巻ポンプで、内蔵メカニカルシール冷却器を備えており、原子炉補機冷却水で冷却する。

充てん／高圧注入ポンプの締切運転を防止するため、充てん／高圧注入ポンプの吐出側より体積制御タンク出口管に戻るミニマムフローラインを設ける。このミニマムフローラインによって通常運転時のポンプテストを行うことができる。

通常運転時、充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御設備の充てんポンプとしての機能を有するが、非常用炉心冷却設備作動信号が発せられると、高圧注入ポンプとして作動し、両機能が同時に要求されることはないので安全上何ら支障はない。

(4)　余熱除去ポンプ

余熱除去ポンプは、非常用炉心冷却設備作動信号で自動起動し、注入モード時には燃料取替用水タンクより、また、再循環モード時には格納容器サンプ（再循環）より取水し、１次冷却系に注入する。

余熱除去ポンプは、横置の電動渦巻ポンプで内蔵メカニカルシール冷却器を備えており、原子炉補機冷却水で冷却する。

余熱除去ポンプの吐出配管より入口配管に戻るミニマムフローラインを設け余熱除去ポンプの締切運転を防止する。このミニマムフローラインによって通常運転時のポンプテストを行うことができる。

余熱除去ポンプは、原子炉停止時には発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去するために使用するが、通常運転時は、非常用炉心冷却設備として常に待機状態にあり、両機能が同時に要求されることはないので、安全上何ら支障はない。

(5)　余熱除去冷却器

余熱除去冷却器は、横置Ｕ字管式であり、事故後の再循環モード時には管側に格納容器サンプ（再循環）水を通し、胴側を流れる原子炉補機冷却水で冷却する。

(6)　配管及び弁

高圧注入系の注入系は電動で、非常用炉心冷却設備作動信号により開弁する。１次冷却設備から非常用炉心冷却設備を隔離している逆止弁は、非常用炉心冷却設備の配管破断により１次冷却材喪失事故をひき起すことがないように、１次冷却設備に近接して設置する。

低圧注入系には、逃がし弁を設置し１次冷却設備の設計圧力より低いこの系の設備を保護する。

5.3.4.3　評　　価

(1)　事故後の原子炉停止及び炉心冷却に対する能力

ａ．１次冷却材喪失事故

１次冷却材配管の小口径配管破断から最大口径配管の完全両端破断までの１次冷却材喪失事故を解析し、最高燃料被ふく管温度、燃料被ふくの金属と水との反応とも「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の安全評価指針」を十分満足することを添付書類十で確認している。

ｂ．制御棒クラスタ飛出し事故

制御棒クラスタ飛出し事故に対して、炉心は損傷することなく、事故後非常用炉心冷却設備により、炉心は十分未臨界に保たれることを添付書類十で確認している。

ｃ．主蒸気管破断事故

主蒸気管破断事故時にも、非常用炉心冷却設備は炉心を損傷することなく、発電用原子炉を停止することを添付書類十で確認している。

ｄ．蒸気発生器伝熱管破損事故

蒸気発生器伝熱管１本が破損した場合、非常用炉心冷却設備は、炉心を損傷することなく発電用原子炉を未臨界に保ち、また、発電用原子炉の冷却に寄与することを添付書類十で確認している。

(2)　単一故障に対処しうる能力

上記の事故に対して、事故後の短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、また、事故後の長期間では動的機器の単一故障を仮定した場合、あるいは想定される静的機器の単一故障を仮定したいずれの場合でも、所定の安全機能を果たしうる。

(3) 外部電源喪失に対処しうる能力

上記の事故に対し、外部電源喪失を仮定した場合でも、ディーゼル発電機の作動により各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うる。

5.3.5 試験検査

非常用炉心冷却設備は、運転可能性を確認するために定期的に試験検査を行うことができる。非常用炉心冷却設備の機器は、製作中において厳重な試験検査を行い、性能試験においてその性能を確認する。

現場据付後の非常用炉心冷却設備の性能を確認するため、次の試験を行う。

(1) 非常用炉心冷却設備作動信号動作試験

(2) 非常用炉心冷却設備作動信号による非常用炉心冷却設備のポンプ及び弁の作動試験

(3) 蓄圧タンク注入試験

各機器の試験検査の概要は次のとおりである。

(1) 蓄圧タンク

蓄圧タンク下流の逆止弁の漏えい試験は、電動隔離弁と上流逆止弁間及び上流逆止弁と下流逆止弁間のテストラインを用いてプラント運転中に行うことができる。この試験を行うために電動

隔離弁は閉にするが、非常用炉心冷却設備作動信号が入ると開になるので試験中でもその安全機能は損なわれることはない。

(2) 充てん／高圧注入ポンプ

充てん／高圧注入ポンプの作動は、通常運転時における1次冷却設備への充てん流量と1次冷却材ポンプへの封水流量により確認されるが、必要な場合の作動試験はプラント運転中でもミニマムフローラインを使用して行うことができる。

(3) 余熱除去ポンプ

余熱除去ポンプの作動試験は、プラント運転中でもミニマムフローラインを使用して行うことができる。低圧注入ラインの逆止弁の漏えい試験は、燃料取替停止時にテストラインを使用して行うことができる。

(4) 注 入 弁

高圧注入系及び低圧注入系の注入弁は、非常用炉心冷却設備作動信号による作動試験を定期的に行うことができる。

5.4　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

5.4.1　概　　要

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て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を設置及び保管する。

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系統概要図を第 5.4.1 図から第 5.4.6 図に示す。

5.4.2　設計方針

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うち、炉心を冷却するための設備として以下の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及び蒸気発生器２次側による炉心冷却）を設ける。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により２次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の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）として、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンク、並びに１次冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、安全注入系統により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を行う設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・充てん／高圧注入ポンプ

・加圧器逃がし弁

・燃料取替用水タンク

非常用炉心冷却設備を構成するほう酸注入タンクは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備を構成する蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　１次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

復水タンクへの補給不能により２次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却）として、原子炉補機冷却海水設備のＡ、Ｂ海水ポンプ並びに給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを使用する。

海を水源としたＡ、Ｂ海水ポンプは、補助給水系統に海水を直接供給でき、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより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蒸気発生器２次側による炉心冷却ができる設計とする。蒸気発生器２次側による炉心冷却によって、１次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とし、その期間内に１次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・Ａ、Ｂ海水ポンプ

・電動補助給水ポンプ

・タービン動補助給水ポンプ

・主蒸気逃がし弁

・蒸気発生器

原子炉補機冷却海水設備を構成するＡ、Ｂ海水ストレーナは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。非常用取水設備の取水口、取水路及び取水ピットについては、「10.9　非常用取水設備」にて記載する。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却）として、給水設備のうち補助給水系のタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプ、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁、２次系補給水設備の復水タンク並びにタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁を使用する。また、代替電源として、大容量空冷式発電機を使用する。

復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水するため、現場での人力によるタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復し、蒸気発生器２次側による炉

心冷却によって、1次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とし、その期間内に1次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。電動補助給水ポンプの電源については大容量空冷式発電機より給電することで機能を回復できる設計とする。主蒸気逃がし弁については、機能回復のため現場において人力で操作できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・タービン動補助給水ポンプ

・電動補助給水ポンプ

・主蒸気逃がし弁

・復水タンク

・蒸気発生器

・タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、非常用炉心冷却設備のうち蓄圧注入系の蓄圧タンク及び蓄圧タンク出口弁、非常用炉心冷却設備のうち低圧注入系の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の充てん／高圧注入ポンプ並びに非常用炉心冷却設備の格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンがあり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。

5.4.2.1　多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を使用した1次冷却系統のフィードアンドブリードは、タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却に対して多様性を持つ設計とする。また、燃料取替用水タンクを水源とすることで、復水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却に対して異なる水源を持つ設計とする。

加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置、充てん／高圧注入ポンプは原子炉補助建屋内のタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁と異なる区画に設置し、燃料取替用水タンクは屋外の復水タンクと壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

蒸気発生器2次側による炉心冷却は、補助給水ポンプへの給水源となる復水タンクの補給により行うが、復水タンク補給用水中ポンプを用いた復水タンクの補給は、その接続口を適切な離隔距離をもって複数個所設置することができないことから、別の機能であるA、B海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの海水の直接給水により行うため、復水タンクの補給のための接続口と復水タンクから原子炉補助建屋までの経路と、海水ポンプと海水ポンプから地中の配管ダクトまでの経路は、適切な離隔距離を確保した上で独立した経路として設計する。

海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給に使用する海水ポンプは、海水を水源とすることで、蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する復水タンクに対して系統の異なる水源として設計する。

海水ポンプは、屋外の復水タンクと離れた位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

タービン動補助給水ポンプの機能回復においてタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁はハンドルを設けることで、常設直流電源を用いた弁操作に多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプの機能回復において電動補助給水ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。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」にて記載する。

主蒸気逃がし弁の機能回復において主蒸気逃がし弁は、ハンドルを設け、空気作動に対して手動操作とすることで多様性を持つ設計とする。

5.4.2.2　悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

１次冷却系統のフィードアンドブリードに使用する充てん／高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用するＡ、Ｂ海水ポンプ、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、Ａ、Ｂ海水ストレーナ、復水タンク及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、Ａ、Ｂ海水ポンプより供給される海水を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には原子炉補機冷却海水系統と補助給水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

その他、重大事故等時に使用する蓄圧タンク、蓄圧タンク出口弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、充てん／高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.4.2.3　容 量 等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

２次冷却系からの除熱機能が喪失した場合における１次冷却系統のフィードアンドブリードとして使用する充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時のほう酸水を１次系へ注水する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注入流量及びタンク容量が、炉心崩壊熱により加熱された１次冷却系統を冷却するために必要な注入流

量及びタンク容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

２次冷却系からの除熱機能が喪失した場合における１次冷却系統のフィードアンドブリードとして使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の１次系の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の放出流量が、炉心崩壊熱により加熱された１次冷却系統を冷却するために必要な放出流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

復水タンクの破損等により２次冷却系からの除熱機能が喪失した場合における蒸気発生器２次側による炉心冷却の水源として海水を補助給水ポンプに直接供給する設備として使用する海水ポンプは、設計基準事故時の原子炉補機冷却海水系統の機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、蒸気発生器２次側による炉心冷却に必要な補助給水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器２次側による炉心冷却として使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の蒸気発生器２次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の補助給水流量及び蒸気流量が、炉心崩壊熱により加熱された１次冷却系統を冷却するために必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器２次側による炉心冷却として使用する復水タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

非常用炉心冷却設備のうち蓄圧注入系として使用する蓄圧タンクは、設計基準事故時の蓄圧注入系の機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の保持圧力及び保有水が、炉心崩壊熱により加熱された１次冷却系統を冷却するために必要な保持圧力及び保有水に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

１次冷却系統のフィードアンドブリード継続により１次系の圧力が低下し余熱除去設備が使用可能となれば余熱除去系による冷却を開始する。余熱除去系として使用する余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、設計基準事故時の余熱除去系による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の余熱除去流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加熱された１次冷却系統を冷却するために必要な余熱除去流量及び伝熱容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

再循環運転が使用可能となれば、非常用炉心冷却設備による高圧・低圧再循環運転を開始する。再循環運転として使用する充てん／高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、設計基準事故時の再循環運転による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注入流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加熱された１次冷却系統を冷却するために

必要な注入流量及び伝熱容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

5.4.2.4　環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

充てん／高圧注入ポンプ、電動補助給水ポンプ及び余熱除去ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

加圧器逃がし弁及び蓄圧タンク出口弁は重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

燃料取替用水タンク及び復水タンクは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

ほう酸注入タンク及び余熱除去冷却器は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

Ａ、Ｂ海水ポンプは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

タービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

主蒸気逃がし弁は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所での手動ハ

ンドル操作により可能な設計とする。

蒸気発生器、蓄圧タンク、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び復水タンクは、代替水源として淡水又は海水から選択可能であるため、海水影響を考慮した設計とする。

格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、再循環運転時における保温材等のデブリの影響及び海水注入を行った場合の影響を考慮し、閉塞しない設計とする。

Ａ、Ｂ海水ストレーナは、重大事故等時における使用条件及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

Ａ、Ｂ海水ポンプ及びＡ、Ｂ海水ストレーナは、常時海水を通水するため耐腐食性材料を使用する設計とする。

5.4.2.5　操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

加圧器逃がし弁、充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した１次冷却系統のフィードアンドブリードを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。加圧器逃がし弁及び充てん／高圧注入ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

Ａ、Ｂ海水ポンプ、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給

水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器２次側により炉心冷却する系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また、切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。Ａ、Ｂ海水ポンプ、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び復水タンクを使用した蒸気発生器２次側により炉心冷却する系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、常設の足場を用いて、現場で人力により確実に操作できる設計とする。

タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は、手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。

蓄圧タンク出口弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び格納容器再循環サンプを使用した高圧・低圧再循環運転並びに余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去系統による炉心冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。余熱除去ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とす

る。

5.4.3　主要設備及び仕様

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主要設備及び仕様は第5.4.1表のとおり。

5.4.4　試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

１次冷却系統のフィードアンドブリードに使用する系統（充てん／高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンク）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する系統（Ａ、Ｂ海水ポンプ及びＡ、Ｂ海水ストレーナ）は、独立して機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、海水を含む原子炉補機冷却海水系統と、海水を含まない補助給水系統とを個別に通水確認及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

また、Ａ、Ｂ海水ポンプは、分解が可能な設計とする。

Ａ、Ｂ海水ストレーナは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、ボンネットを取り外すことができる設計とする。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する系統（電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、復水タンク及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

また、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は、分解が可能な設計とする。

復水タンク及び蒸気発生器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

蒸気発生器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

その他、重大事故等時に使用する系統（蓄圧タンク及び蓄圧タンク出口弁）は、試験系統により機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

蓄圧タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

蓄圧タンク出口弁は、分解が可能な設計とする。

その他、重大事故等時に使用する系統（余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

また、余熱除去ポンプは、分解が可能な設計とする。

余熱除去冷却器は、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。

その他、重大事故等時に使用する格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、外観の確認が可能な設計とする。

5.5　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

5.5.1　概　　要

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を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図を第 5.5.1 図から第 5.5.4 図に示す。

5.5.2　設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、1次冷却系統の減圧のための設備及び1次冷却系統の減圧と併せて炉心を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧及び1次冷却系統のフィードアンドブリード）を設ける。また、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧のための設備として以下の重大事故等対処設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）を設ける。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）として、1次冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。また、これと併せて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）である、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の充てん／高圧注入ポンプ及び

燃料取替用水タンクを使用する。

加圧器逃がし弁は、開操作することにより１次冷却系統を減圧できる設計とする。また、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・加圧器逃がし弁

・充てん／高圧注入ポンプ

・燃料取替用水タンク

非常用炉心冷却設備を構成するほう酸注入タンクは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　１次冷却設備 5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

復水タンクへの補給不能により２次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却）として、原子炉補機冷却海水設備のＡ、Ｂ海水ポンプ並びに給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを使用する。

海を水源としたＡ、Ｂ海水ポンプは、補助給水系統に海水を直接供給でき、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプ

により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蒸気発生器２次側による炉心冷却ができる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・Ａ、Ｂ海水ポンプ

・電動補助給水ポンプ

・タービン動補助給水ポンプ

・主蒸気逃がし弁

・蒸気発生器

原子炉補機冷却海水設備を構成するＡ、Ｂ海水ストレーナは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。非常用取水設備の取水口、取水路及び取水ピットについては、「10.9　非常用取水設備」にて記載する。

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の重大事故等対処設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却）として、給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、２次系補給水設備の復水タンク並びに主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。

復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蒸気発生器２次側での炉心冷却による１次冷却系統の減圧を行う設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・電動補助給水ポンプ

・タービン動補助給水ポンプ

・復水タンク

・主蒸気逃がし弁

・蒸気発生器

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、タービン動補助給水ポンプの機能回復のための設備として以下の重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復）を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能回復）として、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁を使用する。

現場での人力によるタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・タービン動補助給水ポンプ

・タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし弁の機能回復のための設備で窒素ボンベ等の可搬型

重大事故防止設備と同等以上の効果を有する措置として以下の重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（主蒸気逃がし弁の機能回復）として、手動にて主蒸気逃がし弁を使用する。

主蒸気逃がし弁は、現場において可搬型コンプレッサー又は窒素ボンベ等を接続するのと同等以上の作業の迅速性、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ため、手動設備として設計する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・主蒸気逃がし弁

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した加圧器逃がし弁の機能回復のための設備として以下の可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復）を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（加圧器逃がし弁の機能回復）として、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）及び可搬型代替直流電源設備の可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）を使用する。

可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、かつ、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、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設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）

・可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）（１号及び２号炉共用）

・加圧器逃がし弁

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心溶融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するための設備として以下の重大事故等対処設備（１次冷却系統の減圧）を設ける。

重大事故等対処設備（１次冷却系統の減圧）として、１次冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・加圧器逃がし弁

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、蒸気発生器伝熱管破損発生時の１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制、インターフェイスシステム LOCA 発生時の１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制のための設備として以下の重大事故等対処設備（１次冷却系統の減圧）を設ける。

重大事故等対処設備（１次冷却系統の減圧）として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁及び１次系冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・主蒸気逃がし弁

・加圧器逃がし弁

インターフェイスシステム LOCA 時において、余熱除去系統の隔離に使用する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弁駆動機構を介して遠隔操作できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・余熱除去ポンプ入口弁

5.5.2.1　多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を使用した1次冷却系統の減圧及びフィードアンドブリードは、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧に対して多様性を持つ設計とする。また、燃料取替用水タンクを水源とすることで、復水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧に対して異なる水源を持つ設計とする。

加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置し、充てん／高圧注入ポンプは原子炉補助建屋内の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁と異なる区画に設置し、燃料取替用水タンクは屋外の復水タンクと壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

蒸気発生器2次側による炉心冷却は、補助給水ポンプへの給水源となる復水タンクの補給により行うが、復水タンク補給用水中ポンプを用いた復水タンクの補給は、その接続口を適切な

離隔距離をもって複数個所設置することができないため、別の機能であるＡ、Ｂ海水ポンプを用いた補助給水ポンプへの海水の直接給水により行い、復水タンクの補給のための接続口及び復水タンクから建屋までの経路と、海水の直接給水のためのトレンチまでの経路は、適切な離隔距離を確保した上で独立した経路として設計する。

海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給に使用する海水ポンプは、海水を水源とすることで、蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する復水タンクに対して系統の異なる水源として設計する。

海水ポンプは、屋外の復水タンクと離れた位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系統の減圧は、加圧器逃がし弁を使用した１次冷却系統の減圧に対して多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は、原子炉補助建屋内に設置し、復水タンクは屋外に設置することで、原子炉格納容器内の加圧器逃がし弁と位置的分散を図る設計とする。

タービン動補助給水ポンプの機能回復においてタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁はハンドルを設けることで、常設直流電源を用いた弁操作に対して多様性を持つ設計とする。

主蒸気逃がし弁の機能回復において主蒸気逃がし弁は、ハンドルを設け、空気作動に対して手動操作とすることで多様性を

持つ設計とする。

加圧器逃がし弁の機能回復において加圧器逃がし弁は、電磁弁の電源を可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）から給電し、駆動用空気を窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）から供給することで、制御用空気及び常設直流電源を用いた弁操作に対して可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）及び窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を用いた弁操作が多様性を持つ設計とする。

可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）及び窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）は、通常時接続せず原子炉補助建屋内の常設直流電源設備及び制御用空気圧縮機と異なる区画に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

5.5.2.2　悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

１次冷却系統の減圧に使用する加圧器逃がし弁、充てん／高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用するＡ、Ｂ海水ポンプ、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器、Ａ、Ｂ海水ストレーナ及び復水タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼ

さない設計とする。また、Ａ、Ｂ海水ポンプより供給される海水を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には原子炉補機冷却海水系統と補助給水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

タービン動補助給水ポンプは、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

加圧器逃がし弁の機能回復に使用する窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）及び可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）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をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）は、固縛によって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

インターフェイスシステム LOCA 時において、余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.5.2.3　容 量 等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系統の減圧機能が喪失した場合における１次冷却系統のフィードアンドブリードとして使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故

時の１次系の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の放出流量が、炉心崩壊熱により加圧された１次冷却系統を減圧するために必要な放出流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

炉心溶融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するために使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の１次系の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の放出流量が、炉心溶融時に１次系を減圧させるために必要な放出流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器伝熱管破損発生時の１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するため、又はインターフェイスシステム LOCA 発生時の１次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するために使用する加圧器逃がし弁は、設計基準事故時の１次系の減圧機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の放出流量が、蒸気発生器伝熱管破損発生時の１次冷却材の漏えい量を抑制するために必要な放出流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系統の減圧機能が喪失した場合における１次冷却系統のフィードアンドブリードとして使用する充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時にほう酸水を１次系に注水する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の

注入流量及びタンク容量が、炉心崩壊熱により加熱された１次冷却系統を冷却するために必要な注入流量及びタンク容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

復水タンクの破損等により２次冷却系からの除熱機能が喪失した場合における蒸気発生器２次側による炉心冷却の水源として海水を補助給水ポンプに直接供給する設備として使用する海水ポンプは、設計基準事故時の原子炉補機冷却海水系統の機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量が、蒸気発生器２次側による炉心冷却に必要な補助給水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系統の減圧機能として使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の蒸気発生器２次側による１次系の冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の補助給水流量及び蒸気流量が、炉心崩壊熱により加圧された１次冷却系統を冷却することで減圧させるために必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系統の減圧機能として使用する復水タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）は、供給先の加圧器逃がし弁が空気作動式であるため、重大事故等時に想定される原子炉格納容器圧力と弁全開に必要な圧力の和を設定圧力とし、配管分の加圧、弁作動回数及びリークしないことを考慮した容量に対して十分な容量を有したものを１号炉、２号炉それぞれで１セット４個（Ａ系統２個、Ｂ系統２個）使用する。保有数は１号炉、２号炉それぞれで１セット４個、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として１号炉、２号炉それぞれで２個を保有し、１号炉、２号炉それぞれで合計６個を保管する設計とする。

可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁１台の作動時間を考慮した容量を有するものを１号炉、２号炉それぞれで１セット２個を使用する。保有数は１号炉、２号炉それぞれで１セット２個、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個の合計６個（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

5.5.2.4　環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、減圧用の弁である加圧器逃がし弁は、制御用空気が喪失した場合に使用する窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）の容量の設定も含めて、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は、中央制御室から可能な設計とする。

充てん／高圧注入ポンプ及び電動補助給水ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステム LOCA 時及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない原子炉補助建屋内の区画に設置し、操作は中央制御室から可能な設計とする。

燃料取替用水タンク及び復水タンクは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

ほう酸注入タンクは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

Ａ、Ｂ海水ポンプは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

タービン動補助給水ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステム LOCA 時及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない原子炉補助建屋内の区画に設置し、操作は中央制御室から可能な設計及び設置場所で可能な設計とする。

想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、減圧用の弁である主蒸気逃がし弁は、制御用空気が喪失した場合の手動操作も含めて、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステム LOCA 時及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時に使用する設備であるため、インターフェイスシス

テム LOCA 時の環境影響を受けない原子炉補助建屋内の区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

蒸気発生器は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器及び復水タンクは、代替水源として淡水又は海水から選択可能であるため、海水影響を考慮した設計とする。

Ａ、Ｂ海水ストレーナは、重大事故等時における使用条件及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

Ａ、Ｂ海水ポンプ及びＡ、Ｂ海水ストレーナは、常時海水を通水するため耐腐食性材料を使用する設計とする。

タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）及び可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）は、原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

余熱除去ポンプ入口弁は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステム LOCA 時に使用する設備であるため、その環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所と異なる区画から遠隔駆動

機構を用いて可能な設計とする。

5.5.2.5　操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

加圧器逃がし弁、充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した1次冷却系統のフィードアンドブリードを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。加圧器逃がし弁及び充てん／高圧注入ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

Ａ、Ｂ海水ポンプ、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側により炉心冷却する系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また、切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。Ａ、Ｂ海水ポンプ、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側により炉心冷却する系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場操作も可能となるように手動ハン

ドルを設け、常設の足場を用いて、現場で人力により確実に操作できる設計とする。

タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は、現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作できる設計とする。

窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を使用した加圧器逃がし弁への代替空気供給を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）の出口配管と制御用空気配管の接続は、簡便な接続規格による接続とし、確実に接続できる設計とする。また、１号炉及び２号炉で同一形状とする。窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）の接続口は、ボンベ取付継手による接続とし、１号炉及び２号炉の窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用、原子炉補機冷却水サージタンク用及びアニュラス空気浄化ファン弁用）の取付継手は同一形状とする。また、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）の接続口は、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ボンベの交換が可能な設計とする。

可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）は、重大事故等が発生した場合でも、加圧器逃がし弁への給電を通常時の系統から可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）による電源供給へ電源操作等により速やかに切り替えられる設計とする。また、車輪の設置により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にて固縛等により固定できる設計とする。接続はコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計と

する。接続口は、１号炉及び２号炉とも同一規格のコネクタとする。

余熱除去ポンプ入口弁は、現場で専用の工具を用いて確実に操作できる設計とする。専用工具は、作業場所近傍又はアクセスルート近傍に保管できる設計とする。

5.5.3　主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要設備及び仕様は第 5.5.1 表及び第 5.5.2 表のとおり。

5.5.4　試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

１次冷却系統の減圧に使用する系統（加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁）は、多重性のある通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

１次冷却系統の減圧に使用する系統（充てん／高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンク）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、充てん／高圧注入ポンプは、分解が可能な設計とする。

燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、内部の確認が可能なよ

うに、マンホールを設ける設計とする。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する系統（Ａ、Ｂ海水ポンプ及びＡ、Ｂ海水ストレーナ）は、独立して機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、海水を含む原子炉補機冷却海水系統と、海水を含まない補助給水系統とを個別に通水確認及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

また、Ａ、Ｂ海水ポンプは、分解が可能な設計とする。

Ａ、Ｂ海水ストレーナは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、ボンネットを取り外すことができる設計とする。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する系統（電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器、復水タンク及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

また、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は、分解が可能な設計とする。

蒸気発生器及び復水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

蒸気発生器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する系統（主蒸気逃がし弁）は、多重性のある通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

加圧器逃がし弁の機能回復に使用する窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁駆動用空気配管への窒素供給により、弁の開閉試験が可能な設計とする。ボンベは規定圧力が確認できる設計とする。

また、外観の確認が可能な設計とする。

加圧器逃がし弁の機能回復に使用する可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）は、電磁弁を駆動可能なように、加圧器逃がし弁用電磁弁へ電源供給ができる設計とする。また、電圧測定が可能な系統設計とする。

インターフェイスシステム LOCA 時において、余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、手動による開閉確認及び可搬型弁開閉機で規定トルクによる開閉確認が可能な設計とする。また、分解が可能な設計とする。

5.6　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

5.6.1　概　　要

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置及び保管する。

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系統概要図を第5.6.1図から第5.6.15図に示す。

5.6.2　設計方針

（1）　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時における発電用原子炉の冷却

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、炉心を冷却し、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の設備として以下の重大事故防止設備（代替炉心注入、代替再循環、炉心注入及び蒸気発生器２次側による炉心冷却）及び可搬型重大事故防止設備（代替炉心注入）を設ける。また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備（代替炉心注入）を設ける。

運転中の１次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失した場合、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる

再循環又はＡ格納容器スプレイポンプによる代替再循環で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替炉心注入）として、原子炉格納容器スプレイ設備のＡ格納容器スプレイポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源としたＡ格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・Ａ格納容器スプレイポンプ

・燃料取替用水タンク

原子炉格納容器スプレイ設備を構成するＡ格納容器スプレイ冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　１次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

運転中の１次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心注入機能が喪失し

た場合、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる再循環又はＡ格納容器スプレイポンプによる代替再循環で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合、運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した常設重大事故防止設備（代替炉心注入）として、常設電動注入ポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク又は２次系補給水設備の復水タンクを使用する。

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注入できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても代替電源設備である大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・常設電動注入ポンプ

・燃料取替用水タンク

・復水タンク

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

・重大事故等対処用変圧器盤（10.2　代替電源設備）

・重大事故等対処用変圧器受電盤（10.2　代替電源設備）

大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器盤及び重大事

故等対処用変圧器受電盤については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　１次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

運転中の１次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により炉心注入機能が喪失した場合、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる再循環又はＡ格納容器スプレイポンプによる代替再循環で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合、運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（代替炉心注入）として、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを使用する。

中間受槽を水源とした可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注入できる設計とする。全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても

可搬型電動低圧注入ポンプは駆動源を可搬型電動ポンプ用発電機から給電でき、可搬型ディーゼル注入ポンプはディーゼルエンジンにて駆動できる設計とする。可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・可搬型電動低圧注入ポンプ（１号及び２号炉共用）

・可搬型電動ポンプ用発電機（１号及び２号炉共用）

・可搬型ディーゼル注入ポンプ（１号及び２号炉共用）

・燃料油貯蔵タンク（10.2　代替電源設備）

・タンクローリ（１号及び２号炉共用）（10.2　代替電源設備）

・中間受槽（１号及び２号炉共用）

燃料油貯蔵タンク及びタンクローリについては、「10.2　代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　１次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

運転中の１次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び余熱除去系統－格納容器再循環弁（外隔離弁）の故障等により余熱除去設備の再循環による炉心冷却機能が喪失した場合並びに運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（代替再循環）として、原子炉格納容器スプレイ設備のＡ格納容器スプレイポンプ及びＡ格納容器スプレイ冷却器、並びに非常用炉心冷却設備の格納容

器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用する。

格納容器再循環サンプを水源としたＡ格納容器スプレイポンプは、Ａ格納容器スプレイ冷却器を介して代替再循環できる設計とする。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設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・Ａ格納容器スプレイポンプ

・格納容器再循環サンプ

・格納容器再循環サンプスクリーン

・Ａ格納容器スプレイ冷却器

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　１次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

運転中の１次冷却材喪失事象時において余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる再循環又はＡ格納容器スプレイポンプによる代替再循環で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の兆候が見られた場合、運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事

故防止設備（炉心注入）として、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へ注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・充てん／高圧注入ポンプ

・燃料取替用水タンク

非常用炉心冷却設備を構成するほう酸注入タンクは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　１次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

運転中の１次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合並びに運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した常設重大事故防止設備（代替炉心注入）として、化学体積制御設備のＢ充てん／高圧注入ポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とするＢ充てん／高圧注入ポンプは、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注入

できる設計とする。Ｂ充てん／高圧注入ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・Ｂ充てん／高圧注入ポンプ

・燃料取替用水タンク

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　１次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

運転中の１次冷却材喪失事象時において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（代替再循環）として、非常用炉心冷却設備のＢ余熱除去ポンプ、Ｃ充てん／高圧注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンを使用する。

海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで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設計とする。格納容器再循環サンプを水源としたＢ余熱除去ポンプ及びＣ充てん／高圧注入ポンプは、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設計とする。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設計とする。Ｂ余熱除去ポンプ及びＣ充てん／高圧注入ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。移動式大容量ポンプ車の燃料は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・Ｂ余熱除去ポンプ
・Ｃ充てん／高圧注入ポンプ
・移動式大容量ポンプ車（１号及び２号炉共用）
・燃料油貯蔵タンク（10.2　代替電源設備）
・タンクローリ（１号及び２号炉共用）（10.2　代替電源設備）
・格納容器再循環サンプ
・格納容器再循環サンプスクリーン
・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

非常用炉心冷却設備を構成するＢ余熱除去冷却器及びほう酸注入タンク、原子炉補機冷却海水設備を構成するＡ、Ｂ海水ストレーナ並びに原子炉補機冷却水設備を構成するＡ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。大容量空冷式発電機、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリについては、「10.2　代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原

子炉容器及び加圧器については、「5.1　1次冷却設備　5.1.2 重大事故等時」にて記載する。非常用取水設備の取水口、取水路及び取水ピットについては、「10.9　非常用取水設備」にて記載する。

運転中及び運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに運転中及び運転停止中において全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却）として、給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、2次系補給水設備の復水タンク並びに主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。

復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蒸気発生器2次側による炉心冷却ができる設計とする。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おいても代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場での人力による弁の操作ができる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・電動補助給水ポンプ

・タービン動補助給水ポンプ

・復水タンク

・主蒸気逃がし弁

・蒸気発生器

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。

運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合の重大事故防止設備（炉心注入）として、化学体積制御設備の充てん／高圧注入ポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御系統により炉心へ注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・充てん／高圧注入ポンプ

・燃料取替用水タンク

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　１次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

運転停止中において全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（代替再循環）として、非常用炉心冷却設備のＢ余熱除去ポンプ、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーン、移動式大容量ポンプ車、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを使用する。

海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで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設計とする。格納容器再循環サンプを水源としたＢ余熱除去ポンプは、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設計とする。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設計とする。Ｂ余熱除去ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。移動式大容量ポンプ車の燃料は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・Ｂ余熱除去ポンプ
・移動式大容量ポンプ車（１号及び２号炉共用）
・燃料油貯蔵タンク（10.2　代替電源設備）
・タンクローリ（１号及び２号炉共用）（10.2　代替電源設備）
・格納容器再循環サンプ
・格納容器再循環サンプスクリーン

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

非常用炉心冷却設備を構成するＢ余熱除去冷却器、原子炉補機冷却海水設備を構成するＡ、Ｂ海水ストレーナ及び原子炉補機冷却水設備を構成するＡ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。大容量空冷式発電機、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリについては、「10.2　代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　１次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。非常用取水設備の取水口、取水路及び取水ピットについては、「10.9　非常用取水設備」にて記載する。

(2)　炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合における原子炉容器内の残存溶融デブリの冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉容器に残存溶融デブリが存在する場合、格納容器水張り（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の設備として以下の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。

重大事故等対処設備（格納容器スプレイ）として、原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした格納容器スプレイポンプは、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

より注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・格納容器スプレイポンプ

・燃料取替用水タンク

原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。原子炉格納施設のうち原子炉格納容器については、「9.1　原子炉格納施設 9.1.2　重大事故等時」にて記載する。

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、常設電動注入ポンプ、原子炉格納容器スプレイ設備の燃料取替用水タンク及び２次系補給水設備の復水タンクを使用する。

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプは、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注水できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・常設電動注入ポンプ

・燃料取替用水タンク

・復水タンク

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

・重大事故等対処用変圧器盤（10.2　代替電源設備）

・重大事故等対処用変圧器受電盤（10.2　代替電源設備）

大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器盤、重大事故等対処用変圧器受電盤については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1　原子炉格納施設　9.1.2 重大事故等時」にて記載する。

(3)　炉心の著しい損傷が発生した場合における溶融炉心の原子炉容器下部への落下遅延及び防止

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設備として以下の重大事故等対処設備（炉心注入及び代替炉心注入）を設ける。

重大事故等対処設備（炉心注入）として、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へ注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・充てん／高圧注入ポンプ

・燃料取替用水タンク

非常用炉心冷却設備を構成するほう酸注入タンクは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　1次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

重大事故等対処設備（炉心注入）として、化学体積制御設備の充てん／高圧注入ポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御系統により炉心へ注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・充てん／高圧注入ポンプ

・燃料取替用水タンク

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替

電源設備」にて記載する。１次冷却設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　１次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

重大事故等対処設備（炉心注入）として、非常用炉心冷却設備のうち低圧注入系の余熱除去ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした余熱除去ポンプは、炉心に注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・余熱除去ポンプ

・燃料取替用水タンク

非常用炉心冷却設備を構成する余熱除去冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　１次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

重大事故等対処設備（代替炉心注入）として、原子炉格納容器スプレイ設備のＡ格納容器スプレイポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源としたＡ格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介

して炉心へ注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・Ａ格納容器スプレイポンプ

・燃料取替用水タンク

原子炉格納容器スプレイ設備を構成するＡ格納容器スプレイ冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　１次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

重大事故等対処設備（代替炉心注入）として、常設電動注入ポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク及び２次系補給水設備の復水タンクを使用する。

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイラインを介して炉心へ注入できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においても大容量空冷式発電機より重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤を経由して給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・常設電動注入ポンプ

・燃料取替用水タンク

・復水タンク

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

・重大事故等対処用変圧器盤（10.2　代替電源設備）

・重大事故等対処用変圧器受電盤（10.2　代替電源設備）

大容量空冷式発電機、重大事故等対処用変圧器盤及び重大事故等対処用変圧器受電盤については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　１次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替炉心注入）として、化学体積制御設備のＢ充てん／高圧注入ポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とするＢ充てん／高圧注入ポンプは、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注入できる設計とする。Ｂ充てん／高圧注入ポンプは、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・Ｂ充てん／高圧注入ポンプ

・燃料取替用水タンク

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　１次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、非常用炉心冷却設備のうち低圧注入系の余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンがあり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。

5.6.2.1　多様性及び独立性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

Ａ格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注入は、格納容器スプレイ設備のＡ格納容器スプレイポンプにより炉心注入できることで、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入に対して多重性を持つ設計とする。

Ａ格納容器スプレイポンプは原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプと異なる区画に設置し、位置的分散を図る設計とする。

常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入は、空冷式の大容量空冷式発電機からの独立した電源供給ラインから給電することにより、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注入に対して異なる水源を持つ設計とする。

常設電動注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプと異なる区画に設置し、屋外の復水タンクと燃料取替用水タンクは壁で分離された位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプを使用した代替炉心注入は、可搬型電動低圧注入ポンプを専用の発電機である空冷式の可搬型電動ポンプ用発電機から給電し、可搬型ディーゼル注入ポンプを空冷式のディーゼル駆動とすることにより、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入並びにＡ格納容器スプレイポンプ及び常設電動注入ポンプによる代替炉心注入に対して多様性を持った電源及び駆動源により駆動できる設計とする。また、海水又は淡水を補給できる中間受槽を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注入、燃料取替用水タンクを水源とするＡ格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注入並びに燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とする常設電動注入ポ

ンプを使用した代替炉心注入に対して異なる水源を持つ設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽は、屋外の燃料取替用水タンク及び復水タンク並びに原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、A格納容器スプレイポンプ並びに常設電動注入ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

代替炉心注入としての水源である燃料取替用水タンク及び復水タンクは、壁により分離された位置に設置することで位置的分散を図っているが、原子炉補助建屋までの経路を含めて十分な離隔距離を確保できないことから、別手段として可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行うため、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプの接続箇所は、復水タンク及び燃料取替用水タンクと十分な離隔距離を確保するとともに、原子炉補助建屋の異なる面の隣接しない位置に、適切な離隔距離をもって複数箇所設置する設計とする。

A格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器を使用した代替再循環は、格納容器スプレイ設備のA格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器により再循環できることで、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器による再循環に対して多重性を持つ設計とする。

A格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器は原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と

異なる区画に設置し、位置的分散を図る設計とする。

充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した炉心注入は、燃料取替用水タンクを水源とすることで、格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環並びにＡ格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。

燃料取替用水タンクは屋外に設置することで、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプと位置的分散を図る設計とする。

Ａ格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した代替炉心注入は、燃料取替用水タンクを水源とすることで格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環並びにＡ格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。

燃料取替用水タンクは屋外に設置することで、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプと位置的分散を図る設計とする。

常設電動注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した代替炉心注入は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とすることで、格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環並びにＡ格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設

計とする。

燃料取替用水タンク及び復水タンクは屋外に設置することで、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプと位置的分散を図る設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽を使用した代替炉心注入は、中間受槽を水源とすることで、格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環並びにＡ格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環、燃料取替用水タンクを水源とする充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注入、燃料取替用水タンクを水源とするＡ格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注入並びに燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入に対して異なる水源を持つ設計とする。

中間受槽は、屋外の燃料取替用水タンク及び復水タンク並びに原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプと屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器２次側による炉心冷却は、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去

冷却器と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した炉心注入は、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性を持つ設計とする。

充てん／高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

Ａ格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した代替炉心注入は、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性を持つ設計とする。

Ａ格納容器スプレイポンプは原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

常設電動注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した代替炉心注入は、大容量空冷式発電機からの独立した電源供給ラインから給電することにより、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。

常設電動注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプを使用した代替炉心注入は、可搬型電動低圧注入ポンプを専用の発電機である空冷式の可搬型電動ポンプ用発電機から給

電し、可搬型ディーゼル注入ポンプを空冷式のディーゼル駆動とすることにより、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入、Ａ格納容器スプレイポンプ及び常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入に対して多様性を持った電源及び駆動源により駆動できる設計とする。また、海水又は淡水を補給できる中間受槽を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注入、燃料取替用水タンクを水源とするＡ格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注入並びに燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入に対して異なる水源を持つ設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽は、屋外の燃料取替用水タンク及び復水タンク並びに原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、Ａ格納容器スプレイポンプ並びに常設電動注入ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

Ａ格納容器スプレイポンプ及びＡ格納容器スプレイ冷却器を使用した代替再循環は、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多重性を持つ設計とする。

Ａ格納容器スプレイポンプ及びＡ格納容器スプレイ冷却器は原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置し、位置的分散を図る設計とする。

代替炉心注入時において常設電動注入ポンプは、設計基準事

故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。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」にて記載する。

代替炉心注入時においてＢ充てん／高圧注入ポンプは設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電でき、自己冷却でき、かつ安全注入ラインを介さず充てんラインを用いて原子炉に注入できることで、余熱除去ポンプを使用した炉心注入に対して多様性を持つ設計とする。

Ｂ充てん／高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプと異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

また、Ｂ充てん／高圧注入ポンプの自己冷却は、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ出口配管から分岐した自己冷却ラインによりＢ充てん／高圧注入ポンプを冷却できることで、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持つ設計とする。

Ｂ充てん／高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置することで、原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の海水ポンプと位置的分散を図る設計とする。

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」にて記載する。

代替炉心注入時の電源に使用する可搬型電動ポンプ用発電機は、専用の電源として可搬型電動低圧注入ポンプに給電でき、発電機を空冷式のディーゼル駆動とすることで、ディーゼル発

電機及び大容量空冷式発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。

可搬型電動ポンプ用発電機は屋外の大容量空冷式発電機並びに原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

代替炉心注入時に使用する可搬型ディーゼル注入ポンプの駆動源は、空冷式のディーゼル駆動とすることで、ディーゼル発電機及び大容量空冷式発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。

可搬型ディーゼル注入ポンプは、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

代替再循環時においてＢ余熱除去ポンプ及びＣ充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

また、移動式大容量ポンプ車を使用するＢ余熱除去ポンプ及びＣ充てん／高圧注入ポンプへの代替補機冷却は、移動式大容量ポンプ車を空冷式のディーゼル駆動とすることで、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

移動式大容量ポンプ車は、屋外の海水ポンプ及び原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

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」にて記載する。

移動式大容量ポンプ車の接続箇所は、接続口から地中の配管ダクトまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置に、複数箇所設置する設計とする。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁の駆動源は、タービン動補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁が開弁することで蒸気を駆動源とし、電動補助給水ポンプは駆動源を大容量空冷式発電機から給電でき、主蒸気逃がし弁は手動操作用のハンドルを設けることにより、ディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。

タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

代替再循環時においてＢ余熱除去ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

また、移動式大容量ポンプ車を使用するＢ余熱除去ポンプへの代替補機冷却は、移動式大容量ポンプ車を空冷式のディーゼル駆動とすることで、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

移動式大容量ポンプ車は、屋外の海水ポンプ及び原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

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」にて記載する。

常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入配管及び可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプを使用した代替炉心注入配管は、水源から安全注入配管との合流点までの系統について、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

Ｂ充てん／高圧注入ポンプを使用した代替炉心注入配管は、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ出口の安全注入配管と充てん配管との分岐点からの充てん系統について、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

これらの系統の多様性及び位置的分散によって、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して、重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

5.6.2.2　悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

代替炉心注入に使用するＡ格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、Ａ格納容器スプレイ冷却器、常設電動注入ポンプ、復水タンク、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ及び再生熱交換器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼ

さない設計とする。また、放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には燃料取替用水タンクと復水タンク、及び化学体積制御系統と原子炉補機冷却水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

代替炉心注入に使用する可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽は、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をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替再循環に使用するＡ格納容器スプレイポンプ、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、Ａ格納容器スプレイ冷却器、Ｂ余熱除去ポンプ、Ｃ充てん／高圧注入ポンプ、Ｂ余熱除去冷却器、ほう酸注入タンク、Ａ、Ｂ海水ストレーナ及びＡ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替再循環に使用する移動式大容量ポンプ車は、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をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、移動式大容量ポンプ車より供給される海水を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には原子炉補機冷却水系統と原子炉補機冷却海水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車は、アウトリガ等によって固定を

することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

炉心注入に使用する充てん／高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、ほう酸注入タンク、再生熱交換器、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器スプレイに使用する格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替格納容器スプレイに使用する常設電動注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクは、弁操作等によって、残存溶融デブリ冷却のための代替炉心注入から代替格納容器スプレイへの切替えの際においても、他の設備に悪影響を及ぼさないよう系統構成が可能な設計とする。

その他、重大事故等時に使用する余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備

に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.6.2.3　容 量 等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障により炉心注入機能が喪失した場合における代替炉心注入として使用するＡ格納容器スプレイポンプは、設計基準事故時の格納容器スプレイ注水機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のスプレイ流量が、炉心崩壊熱により加熱された１次冷却系統を冷却するために必要な炉心注入流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

余熱除去設備の再循環による炉心冷却機能が喪失した場合における代替再循環として使用するＡ格納容器スプレイポンプ及びＡ格納容器スプレイ冷却器は、設計基準事故時の格納容器スプレイ再循環と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のスプレイ流量が、炉心崩壊熱により加熱された１次冷却系統を冷却するために必要な炉心注入流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

格納容器水張り（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却するために使用する格納容器スプレイポンプは、設計基準事故時の格納容器スプレイ注水機能と兼用しており、設計基準事故時に使用するスプレイ流量が、炉心が溶融した場合の残存溶融デブリを冷却するために必要な注水流量に対して十分

であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉格納容器の破損を防止するための代替炉心注入として使用する格納容器スプレイポンプは、設計基準事故時の格納容器スプレイ注水機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のスプレイ流量が、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要な炉心注入流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

代替炉心注入及び炉心注入として使用する燃料取替用水タンクは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のタンク容量が、崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却するために必要なタンク容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

格納容器スプレイ注水及び代替格納容器スプレイとして使用する燃料取替用水タンクは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のタンク容量が、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要なタンク容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障により炉心注入機能が喪失した場合における代替炉心注入として使用する常設電動注入ポンプは、炉心崩壊熱により加熱された

１次冷却系統を冷却するために必要な炉心注入流量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。

残存溶融デブリを冷却するために代替格納容器スプレイとして使用する常設電動注入ポンプは、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に原子炉容器の残存溶融デブリを冷却するために必要な注水流量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。

原子炉格納容器の破損を防止するために代替炉心注入として使用する常設電動注入ポンプは、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要な炉心注入流量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。

代替炉心注入、蒸気発生器２次側での炉心冷却及び代替格納容器スプレイとして使用する復水タンクは、炉心注入のための注水量及び蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、重大事故等時において、代替炉心注入として炉心冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを１号炉、２号炉それぞれで１セット１台（可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプのどちらか一方）使用する。保有数は、１号炉、２号炉それぞれで２セット２台、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６台（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計と

する。

可搬型電動ポンプ用発電機は、可搬型電動低圧注入ポンプを駆動するために必要な容量を有するものを１号炉、２号炉それぞれで１セット１台使用する。保有数は、可搬型電動低圧注入ポンプに合わせて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（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

中間受槽は、重大事故等時において、炉心への注入量に対し、淡水又は海水を補給することにより水源を確保できる容量を有するものを１号炉、２号炉それぞれで１セット１個使用する。保有数は、１号炉、２号炉それぞれで２セット２個、保守点検は目視点検であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として１個の合計５個（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

代替再循環及び低圧再循環として使用する格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、設計基準事故時の水源として格納容器内に溜まった水を各ポンプへ供給する槽及びろ過装置としての機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量等の仕様が、再循環運転時の水源として必要な容量等の仕様に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉を冷却するための炉心注入として使用する充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故時の高圧注入系としてほう酸水を１次系に注水する機能と兼用しており、設計基準事故

時に使用する場合の注入流量が、炉心崩壊熱により加熱された１次冷却系統を冷却するために必要な注入流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合の代替再循環として使用するＣ充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備として格納容器に溜まった水を１次系に注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注入流量が、炉心崩壊熱により加熱された１次冷却系統を冷却するために必要な注入流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉格納容器の破損を防止するための炉心注入として使用する充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故時の高圧注入系としてほう酸水を１次系に注水する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注入流量が、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注入流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉格納容器の破損を防止するための炉心注入として使用する充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故時の化学体積制御設備としてほう酸水を１次系に注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注入流量が、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注入流量に対して十分であることを確認している

ため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合の代替再循環として使用するＢ余熱除去ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備として格納容器に溜まった水を１次系に注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注入流量が、炉心崩壊熱により加熱された１次冷却系統を冷却するために必要な注入流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉格納容器の破損を防止するための炉心注入として使用する余熱除去ポンプは、設計基準事故時の低圧注入系として１次系にほう酸水を注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注入流量が、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注入流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

低圧再循環として使用する余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、設計基準事故時の低圧再循環として原子炉格納容器に溜まった水を炉心冷却として１次系に注水する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注入流量及び伝熱容量が、炉心崩壊熱により加熱された１次冷却系統を冷却するために必要な注入流量及び伝熱容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

移動式大容量ポンプ車は、代替補機冷却として使用し、１

号炉及び２号炉で同時使用した場合に必要な容量を有するものを１セット１台使用する。保有数は、１号炉及び２号炉で２セット２台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１台の合計３台（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

蒸気発生器２次側による炉心冷却として使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の蒸気発生器２次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の補助給水流量及び蒸気流量が、炉心崩壊熱により加熱された１次冷却系統を冷却するために必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

5.6.2.4　環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

格納容器スプレイポンプ及び余熱除去ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

燃料取替用水タンク及び復水タンクは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

格納容器スプレイ冷却器、ほう酸注入タンク及び余熱除去冷却器は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

常設電動注入ポンプは、重大事故等時における原子炉補助

建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計及び設置場所と異なる区画から可能な設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車は、屋外に保管及び設置するため、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

移動式大容量ポンプ車は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。また、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

中間受槽は、屋外に保管及び設置するため、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。また、操作が設置場所で可能となるように放射線量の低い場所を選定して設置する。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽は、水源として淡水又は海水から選択可能であるため、海水影響を考慮した設計とする。

格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、再生熱交換器及び蒸気発生器は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、再循環運転時における保温材等のデブリの影響及び海水注入を行った場合の影響を考慮し、閉塞しない設計とする。

充てん／高圧注入ポンプ、電動補助給水ポンプ及びタービ

ン動補助給水ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない原子炉補助建屋内の区画に設置し、操作は中央制御室から可能な設計とする。

格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器スプレイ冷却器、常設電動注入ポンプ、復水タンク、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク、再生熱交換器、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び蒸気発生器は、代替水源として淡水又は海水から選択可能であるため、海水影響を考慮した設計とする。

Ａ、Ｂ海水ストレーナは、重大事故等時における使用条件及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器は、重大事故等時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

Ａ、Ｂ海水ストレーナ及びＡ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器は、常時海水を通水するため耐腐食性材料を使用する設計とする。

主蒸気逃がし弁は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時に使用する設備であるため、インターフェイスシステ

ムLOCA時の環境影響を受けない原子炉補助建屋内の区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

5.6.2.5　操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

Ａ格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した代替炉心注入を行う系統、並びにＡ格納容器スプレイポンプ及び格納容器再循環サンプを使用した代替再循環運転を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。Ａ格納容器スプレイポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

常設電動注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した代替炉心注入を行う系統、及び残存溶融デブリを冷却するために代替格納容器スプレイを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また、重大事故時の代替炉心注入から代替格納容器スプレイへの切り替えについても、弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。

常設電動注入ポンプは、中央制御室の制御盤での操作又は現場の操作スイッチによる操作が可能な設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、及び中間受槽は、車両等により運搬、移動ができる設計とするとともに、可搬型電動低圧注入ポンプは、設置場所にてアウトリガの設置等により固定できる設計とする。可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。中間受槽は、一般的に使用される工具を用いて確実に組み立てられる設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽を使用した代替炉心注入を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。

可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプの接続口との接続はボルト締めフランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。接続口は、１号炉及び２号炉とも同一形状とするとともに同一ポンプを接続する配管は同口径のフランジ接続とする。可搬型電動低圧注入ポンプと可搬型電動ポンプ用発電機の電源ケーブルの接続は、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。可搬型ディーゼル注入ポンプ及び可搬型電動ポンプ用発電機は、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。

充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用し

た炉心注入を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。充てん／高圧注入ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

Ｂ充てん／高圧注入ポンプの自己冷却ラインは、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。

代替補機冷却によるＢ余熱除去ポンプ及びＣ充てん／高圧注入ポンプを使用した代替再循環運転を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。代替補機冷却への切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。Ｂ余熱除去ポンプ及びＣ充てん／高圧注入ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

代替補機冷却に使用する移動式大容量ポンプ車とＡ、Ｂ海水ストレーナ蓋及び海水母管戻り配管との接続口については、嵌合構造により可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。接続口は、１号炉及び２号炉とも同一形状とする。

Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋及び海水母管戻り配管側フランジは、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。移動式大容量ポンプ車は、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。

タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器２次側により炉心冷却する系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、常設の足場を用いて、現場で人力により確実に操作できる設計とする。

余熱除去ポンプ及び格納容器再循環サンプを使用した再循環運転を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。余熱除去ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

残存溶融デブリを冷却するために格納容器スプレイを行う格納容器スプレイポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

5.6.3　主要設備及び仕様

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主要設備及び仕様を第 5.6.1 表及び第 5.6.2 表に示す。

5.6.4　試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に

示す。

代替炉心注入に使用する系統（格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器スプレイ冷却器、充てん／高圧注入ポンプ及び再生熱交換器）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、燃料取替用水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。格納容器スプレイ冷却器は、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。

また、格納容器スプレイポンプ及び充てん／高圧注入ポンプは、分解が可能な設計とする。

再生熱交換器は、機能・性能の確認ができる設計とする。また、構造については応力腐食割れ対策、伝熱管の磨耗対策により健全性が確保でき、開放が不要な設計であることから、外観の確認が可能な設計とする。

代替炉心注入に使用する系統（常設電動注入ポンプ及び復水タンク）は、運転中に試験系統を用いて独立して機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、放射性物質を含む系統と、含まない系統とを個別に通水確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、常設電動注入ポンプは、分解が可能な設計とする。

復水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

代替炉心注入に使用する系統（可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

可搬型電動ポンプ用発電機は、可搬型電動低圧注入ポンプ１台を駆動できることの確認が可能な設計とする。

また、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、分解が可能な設計とする。さらに、可搬型ディーゼル注入ポンプは、車両として運転状態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。

中間受槽は、組立て及び水張りが可能な設計とする。

代替再循環に使用する系統（余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及びほう酸注入タンク）は、格納容器再循環サンプを含まない循環ラインを用いた試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

ほう酸注入タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

また、余熱除去ポンプは、分解が可能な設計とする。

余熱除去冷却器は、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。

格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、外観の確認が可能な設計とする。

代替再循環に使用する系統（Ａ、Ｂ海水ストレーナ及びＡ、

Ｂ原子炉補機冷却水冷却器）は、独立して機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、海水を含む原子炉補機冷却海水系統と、海水を含まない原子炉補機冷却水系統とを個別に通水確認及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

また、Ａ、Ｂ海水ストレーナは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、ボンネットを取り外すことができる設計とする。

Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

代替再循環に使用する系統（移動式大容量ポンプ車）は、試験系統により独立して機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、移動式大容量ポンプ車は、分解が可能な設計とする。さらに、車両として運転状態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。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する系統（電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び蒸気発生器）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、分解が可能な設計とする。

蒸気発生器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、

試験装置を設置できる設計とする。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する系統（主蒸気逃がし弁）は、通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

5.7　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

「9.10　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

5.8　化学体積制御設備[7][8][9][10]

5.8.1　概　　要

化学体積制御設備は、第5.8.1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、他の１次冷却材低温側配管に戻す各機器、配管、弁類等から構成され、１次冷却設備に対して、下記の機能を有する。

(1)　１次冷却設備中の１次冷却材保有量を適正に調整する。

(2)　１次冷却材喪失事故に至らない１次冷却材の小さな漏えいがあった場合に１次冷却材を補給する。

(3)　反応度制御のため、１次冷却材中のほう素の濃度を調整する。

(4)　１次冷却材中の核分裂生成物、腐食生成物等の不純物を除去し、１次冷却材を浄化する。

(5)　１次冷却設備の腐食を防止するために、１次冷却材中に腐食抑制剤を添加し、その濃度を適正に保つ。

(6)　１次冷却材ポンプの軸封水を供給する。

(7)　本設備の一部を非常用炉心冷却設備として使用し、非常用炉心冷却設備作動信号により、ほう酸水を炉心に注入する。

(8)　１次冷却設備の水張りに使用する。

(9)　１次冷却設備の健全性を確保するため水質管理を行う。

(10)　１次冷却材の水質を以下の値に保つ。

ｐＨ	４～11
電導度	１～40μ℧／cm
溶存酸素	0.1ppm以下
塩　　素	0.15ppm以下
溶存水素	25～35cm^3／kg－H_2O

5.8.2　設計方針

(1)　１次冷却材の浄化

化学体積制御設備は、原子炉運転中に１次冷却材を保有する各機器からの運転員の被ばくを低減し、漏えいによる発電所外への放出放射性物質量を低減するために、１次冷却材の浄化を行うことができる設計とする。

(2)　非常用炉心冷却

化学体積制御設備の充てん／高圧注入ポンプは、非常用炉心冷却設備の高圧注入ポンプとしても使用できる設計とする。

(3)　漏えい時の補給

化学体積制御設備は、１次冷却材喪失事故に至らない原子炉冷却材圧力バウンダリからの小さな漏えい及びバウンダリに接続する小口径配管、小さな機器の破断又は損傷による１次冷却材の漏えいに対する補給を行うことができる設計とする。

なお、３／４Ｂまでの小口径配管の破断に対しては、充てん／高圧注入ポンプによる漏えい補給が可能となるよう、３／４Ｂ配管取り出し部に9.5㎜内径相当のノズルを設ける。

(4)　低温停止能力

化学体積制御設備は、１次冷却設備にほう酸水を注入することにより、高温状態から低温状態までの反応度変化を制御し、低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつキセノン濃度変化に対しても十分臨界未満に維持できる設計とする。

(5)　反応度制御

化学体積制御設備は、１次冷却材中のほう素濃度を調整する

ことにより、燃料及びバーナブルポイズンの燃焼、燃料内への核分裂生成物の蓄積及び負荷変動によるキセノン濃度の変動等に起因する反応度変化を制御できる設計とする。

(6) その他の設計方針

a．１次冷却材保有量の調整

化学体積制御設備は、低温停止からのプラント起動、全出力運転及びプラント低温停止を含む全通常運転状態に対し、１次冷却材保有量を加圧器水位の許容範囲内に保持することができる設計とする。

b．腐食抑制剤の添加

化学体積制御設備は、初起動及びその後の運転中のｐＨ制御、起動時の１次冷却材中の酸素除去及び炉心部での水の放射線分解による酸素生成の抑止のために腐食抑制剤の添加を行うことができる設計とする。

c．封水の供給

化学体積制御設備は、１次冷却材ポンプの軸封及び軸受の冷却を行うため、フィルタ処理した水を連続的に供給できる設計とする。

5.8.3 化学体積制御設備及び主要設備の仕様

化学体積制御設備の設備仕様は、第5.8.1表に、構成機器の設備仕様を第5.8.2表に示す。

5.8.4　系統設計及び主要設備

5.8.4.1　系統設計

(1)　１次冷却材の浄化

１次冷却設備から抽出した１次冷却材を、再生熱交換器及び非再生冷却器で冷却し、抽出オリフィス及び圧力調節弁で減圧して、冷却材混床式脱塩塔に送る。ここで、１次冷却材中のイオン状の核分裂生成物及び腐食生成物等の不純物を除去し、フィルタを通して体積制御タンク頂部のスプレイノズルから体積制御タンク中に噴出する。１次冷却材から分離された核分裂生成ガスを含む水素ガスは気体廃棄物処理設備へ導き、処理する。

(2)　非常用炉心冷却

充てん／高圧注入ポンプは、通常運転時、１次冷却設備への充てん水と１次冷却材ポンプへの封水を供給するため、水源を体積制御タンクからとっているが、非常用炉心冷却設備作動信号により燃料取替用水タンクに水源を自動的に切換えると共に、充てん／高圧注入ポンプと高圧注入配管を除く化学体積制御設備を隔離する。

(3)　１次冷却材保有量の調整及び漏えい補給

１次冷却設備の１次冷却材保有量は、体積制御タンクの水位制御により適正に保持する。体積制御タンクの水位が低下し自動補給水位に達すると、１次系純水とほう酸水を１次冷却材中のほう素濃度に等しくなる割合で供給し、水位が自動補給停止水位まで回復したら供給を停止する。

なお、水位が更に低下し、異常低水位に達した場合は、警

報を発すると同時に燃料取替用水タンクからの非常用補給水弁を開き、充てん／高圧注入ポンプ吸込ラインへほう酸水を供給する。

(4)　反応度制御及び低温停止能力

１次冷却材中のほう素濃度の制御で、ほう素濃度を減少させる場合には、１次系補給水設備から１次系純水を供給する。体積制御タンクの水位が上昇して設定値に達すると、体積制御タンク入口ラインの三方弁から１次冷却材を液体廃棄物処理設備へ排出する。

ほう素濃度を増加させる場合には、ほう酸タンクから高濃度ほう酸水をほう酸混合器を通して供給するが、非常停止時には高濃度ほう酸水を直接充てん／高圧注入ポンプ入口側へ供給することができるように、ほう酸混合器バイパスラインを設ける。

化学体積制御設備の保有ほう酸量は、最大反応度効果の制御棒クラスタ１本が全引抜位置で固着した場合でも１次冷却材のほう素濃度を低温停止に必要な濃度にすることができる量とする。

(5)　腐食抑制剤の添加

１次冷却材の水質管理としては、水酸化リチウムを１次系薬品タンクから充てん／高圧注入ポンプ吸込側に注入するか、あるいは冷却材陽イオン脱塩塔で水酸化リチウムを除去することにより、１次冷却材のｐＨを所定の範囲に調整する。又、発電所起動時など１次冷却材温度が低い場合にはヒドラジンを１次系薬品タンクから注入し、原子炉運転中は体積制御タ

ンクへの水素注入により、溶存酸素を除去する。

(6) 封水の供給

充てん／高圧注入ポンプを出た1次冷却材の一部を、1次冷却材ポンプ軸封部に送る。封水の一部は1次冷却設備に混入させるが、残りは封水冷却器で冷却し、体積制御タンク出口に戻す。

正規の抽出水の経路を閉じた場合には、1次冷却材ポンプの軸封を保つため、軸封部を通って1次冷却設備に流入する量に等しい水量を1次冷却設備から余剰抽出冷却器及び封水冷却器で冷却し、体積制御タンク出口に戻す。

5.8.4.2 主要設備

(1) 体積制御タンク

体積制御タンクは、加圧器と共に1次冷却材の体積変化を吸収できる容量とする。

体積制御タンク内の気相部は、1次冷却材中の溶存水素濃度を25～35cm^3／kg－H_2Oに制御するため、原子炉運転中は常時水素ガスで加圧する。また、体積制御タンク頂部にはスプレイノズルを設けて、冷却材フィルタを通った1次冷却材を気相部にスプレイさせ、1次冷却材に含まれている核分裂生成ガスを体積制御タンクの気相中に解放し、水素ガスとともにベントラインによって、気体廃棄物処理設備に導く。

また、この体積制御タンクは、充てん／高圧注入ポンプのヘッドタンクとしての機能をもつ。

(2) 充てん／高圧注入ポンプ

充てん／高圧注入ポンプは、原子炉運転中１次冷却設備への１次冷却材充てん及び１次冷却材ポンプへの封水供給を行い、事故時にほう酸水を１次冷却材低温側配管を経て炉心に注入するための横置渦巻ポンプである。ポンプの吐出管には、締切運転からポンプを防護するためにミニマムフローラインを設ける。

ポンプのシール部はリークオフ付とし、漏えい水を液体廃棄物処理設備に導く。

なお、ポンプの容量は、通常運転時の充てん流量、１次冷却材ポンプ封水流量及びポンプミニマムフローの合計を基にして決める。

(3)　再生熱交換器

再生熱交換器は、原子炉運転中充てん水と抽出水との間で熱交換を行うことにより充てん水を加熱し、１次冷却材回路への熱衝撃を緩和する。

抽出水は、再生熱交換器の胴側を通って流れ、充てん水は管側を通って流れる。

(4)　非再生冷却器

非再生冷却器は、再生熱交換器で冷却した抽出水を冷却材混床式脱塩塔の運転温度まで冷却する。抽出水は、管側を通って流れ、原子炉補機冷却水は胴側を流れる。

非再生冷却器管側出口の抽出水温度は、胴側出口の原子炉補機冷却水ラインに設けた温度調節弁により自動的に調節する。

なお、非再生冷却器内でのフラッシングを防止するため、

非再生冷却器出口ラインに圧力調節弁を設ける。

(5)　冷却材混床式脱塩塔

１次冷却材を浄化するために、２基の冷却材混床式脱塩塔を設ける。脱塩塔内には、アニオン樹脂及びカチオン樹脂を充てんし、核分裂生成物及び腐食生成物を除去する。脱塩塔の容量は、最大抽出流量を基にして決める。

なお、脱塩塔入口ラインには、三方弁を設け、抽出水温度が脱塩塔運転温度以上に上昇した場合、脱塩塔をバイパスして樹脂を保護する。

(6)　冷却材陽イオン脱塩塔

冷却材陽イオン脱塩塔は、カチオン樹脂床の脱塩塔で、冷却材混床式脱塩塔の下流側に設置し、原子炉内での^{10}Ｂ（ｎ、α）^{7}Ｌｉによって増加するリチウム７を除去するため、間欠的に使用する。この冷却材陽イオン脱塩塔は、その他１次冷却材中のセシウム137濃度を減少させるためにも間欠的に使用する。

(7)　ほう酸除去脱塩塔

ほう酸除去脱塩塔には、アニオン樹脂を充てんし、１次冷却材に含まれているほう素を除去する。ほう酸除去脱塩塔は、冷却材混床式脱塩塔の下流側に設置し、炉心寿命末期に、燃料の燃焼にしたがって、１次冷却材中のほう素濃度を減少させる時に使用する。

(8)　１次系薬品タンク

１次系薬品タンクは、１次冷却材のｐＨ制御のための水酸化リチウム及び溶存酸素除去のためのヒドラジンを添加する

時に使用する。

１次系薬品タンクに入れたこれらの薬品は、充てん／高圧注入ポンプにより１次冷却設備に注入する。

(9)　余剰抽出冷却器

余剰抽出冷却器は、起動時又は正常な抽出系（再生熱交換器－非再生冷却器の系統）が使用できなくなった時に、１次冷却材を抽出するために設置する。抽出水は管側を流れ、原子炉補機冷却水は胴側を流れる。

余剰抽出冷却器は、１次冷却材ポンプシール水のうち、１次冷却設備へ流入する量に等しい水量を抽出、冷却できる容量とする。

(10)　封水冷却器

封水冷却器は、１次冷却材ポンプシール水の戻りと、余剰抽出冷却器からの１次冷却材及び充てん／高圧注入ポンプミニマムフローを体積制御タンク運転温度まで冷却できる容量とする。

１次冷却材は、管側を流れ、原子炉補機冷却水は胴側を流れる。

(11)　フィルタ

化学体積制御設備には、次のようなフィルタを使用し、すべて取扱いが簡単なカートリッジ型フィルタとする。

ａ．冷却材フィルタ

ｂ．封水フィルタ

ｃ．封水注入フィルタ

ｄ．ほう酸フィルタ

(12)　ほう酸タンク

ほう酸タンクは、１次冷却材中のほう素濃度を調整するためのほう酸水を貯蔵する。ほう酸水の濃度は、約12wt％とし、定期的に試料採取を行うことによって確認する。

容量は次のほう酸量の合計を２基のほう酸タンクに貯蔵できるように決定する。

ａ．燃料取替停止操作のために必要な量

ｂ．最大効果の制御棒クラスタ１本がそう入されていない状態での低温停止操作のために必要な量。

(13)　ほう酸ポンプ

ほう酸ポンプは２台設置し、１台を通常のほう酸補給用として使用し、１台は予備である。

１次系補給水設備を、手動あるいは自動で運転開始することにより、１台のポンプを起動し、充てんポンプの吸入配管にほう酸水の通常の補給を行う。

(14)　ほう酸補給タンク

ほう酸補給タンクは、ほう酸タンクへ移送するほう酸補給水の調製のために使用される。

本タンクから、ほう酸水を移送する前に、ほう素濃度を確認するために現場試料採取点を設ける。

タンクには、調製運転中の撹拌を促進するための撹拌機とほう酸水を加熱するための蒸気ジャケットとを設ける。

(15)　配　　管

化学体積制御設備の配管の継手部は、原則として溶接接合とする。また、約12wt％のほう酸水を内蔵する配管には、ヒ

ートトレーシングを設けて、ほう酸の析出を防止する。

(16) 弁

化学体積制御設備のうち、原子炉格納容器を貫通する配管には隔離弁を設ける。また、化学体積制御設備の弁類は、可能な限りグランド部にベローズや金属ダイヤフラムを用いて漏えいの無い構造とし、原子炉格納容器及び原子炉補助建屋への漏えいを実質的に零にする。

5.8.4.3 評　　価

(1) 反応度制御及び低温停止能力

化学体積制御設備内に保有し、かつ１次冷却設備に注入可能なほう酸量は、出力運転の全期間を通じて、最大反応度効果の制御棒クラスタ１本が全引抜位置で固着した場合でも、低温停止を行うことができる量とする。この保有ほう酸量は、プラントの高温停止及びその後のキセノン減衰の補償に対しても十分な量である。

更に、プラントの低温停止のために燃料取替用水タンクのほう酸も利用できる。

発電用原子炉が未臨界のとき、すなわち、低温停止時、高温停止時、燃料取替停止時及び臨界操作時は、中性子源の増倍率を連続的に測定、監視する。最大ほう素希釈事故等の中性子源増倍率の増加速度は十分遅いため、発電用原子炉を未臨界に維持するために必要な操作を開始するまでに十分な時間的余裕がある。

１次冷却設備にほう酸水を供給するために、通常充てんラ

イン及び１次冷却材ポンプ封水注入ラインの２つの分離、独立した流路を利用できる。

(2)　１次冷却材の浄化

化学体積制御設備は、抽出した１次冷却材中のイオン状の放射性物質の濃度を以下のように低減させる能力を持つ。

冷却材混床式脱塩塔は、セシウム、モリブデン、イットリウムを除くイオン状の放射性物質を除染係数10以上で除去する。また、冷却材陽イオン脱塩塔に間欠的に通水することにより、１次冷却材中のセシウム濃度を低減することができる。

各脱塩塔は、１％の燃料破損を仮定し、かつ１炉心サイクル運転可能な設計である。

(3)　封水の供給

１次冷却材ポンプ封水流量は、充てん／高圧注入ポンプにより確保できる。各充てん／高圧注入ポンプは、通常時の充てん流量及び１次冷却材ポンプ封水流量を供給することができる。

5.8.5　試験検査

化学体積制御設備は、常時運転している設備であるので、中央制御盤により運転状態を監視する。また、ほう素濃度は、化学分析によりその状態を把握する。

5.9　原子炉補機冷却設備

5.9.1　原子炉補機冷却水設備

5.9.1.1　概　　要

原子炉補機冷却水設備は、原子炉補機に冷却水を供給する設備であり、第5.9.1図に概略を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、配管及び弁類からなり閉回路を構成する。

原子炉補機冷却水設備は、次の機能を持っている。

(1)　プラントの各種の運転時期を通じ、プラントの運転に必要な原子炉補機を冷却する。

この設備によって冷却する主な機器は、余熱除去冷却器、非再生冷却器、格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環装置、サンプル冷却器、使用済燃料ピット冷却器、封水冷却器、余剰軸出冷却器、１次冷却材ポンプ等である。

(2)　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間にあって中間冷却設備として機能し、１次冷却材等の漏えいがあっても放射性物質を含んだ流体がプラントの外部に放出されるのを防ぐ。

5.9.1.2　設計方針

(1)　多重性を有する安全上重要な補機への原子炉補機冷却水配管は２系統の母管から分岐し、これらの２系統は、原子炉補機冷却水冷却器及びポンプを含め必要な場合には互いに分離し得る構成とする。

(2)　プラントの出力運転時、余熱除去運転時等の通常の運転時

において必要な原子炉補機を冷却するに十分な冷却能力をもつとともに、外部電源喪失時等の運転時の異常な過渡変化時並びに１次冷却材喪失事故時等の事故時においても安全上必要な原子炉補機を冷却するに十分な冷却能力をもつよう設計する。

(3)　原子炉補機冷却水ポンプは非常用母線より給電し、かつ、非常用電源の単一故障時においても安全上必要な原子炉補機への冷却水を確保し得るよう設計する。

(4)　原子炉補機冷却水設備への放射性物質の漏入を監視するための放射線モニタを設置する。

5.9.1.3　主要設備の仕様

原子炉補機冷却水設備の主要設備の仕様を第5.9.1表に示す。

5.9.1.4　主要設備

(1)　原子炉補機冷却水冷却器

原子炉補機冷却水冷却器は、原子炉補機の軸受、冷却器等の冷却水を海水で冷却するものであり、海水は冷却器の管側を流れ、冷却水は胴側を流れる。

原子炉補機冷却水冷却器は４基設置し、常時は２基使用する。

１次冷却材喪失事故後の再循環冷却、外部電源喪失時の余熱除去等には最低限２基の運転により安全上必要な補機冷却を行うことができる。

(2)　原子炉補機冷却水ポンプ

原子炉補機冷却水ポンプは、原子炉補機冷却水冷却器を通して補機冷却水を循環し、原子炉補機を冷却する。

原子炉補機冷却水ポンプは４台設置し、常時は２台使用する。

１次冷却材喪失事故後の再循環冷却、外部電源喪失時の余熱除去等には最低限２台の運転により安全上必要な補機への冷却水を確保することができる。

(3)　原子炉補機冷却水サージタンク

原子炉補機冷却水サージタンクは、補機冷却水の膨脹、収縮、補給、漏えい等のサージを吸収し、原子炉補機冷却水ポンプの吸込側圧力を維持する。タンクの内下部は２つに分離し、２本のサージ管により原子炉補機冷却水設備の分離可能な２つの系統にそれぞれ接続される。本タンクへの補給水は、２次系純水タンク及び後備として１次系純水タンクより供給するが、非常用として燃料取替用水タンクからも補給可能とする。

5.9.2　原子炉補機冷却海水設備

5.9.2.1　概　　要

原子炉補機冷却海水設備は、第5.9.2図に概略を示すように海水ポンプ及び配管、弁等で構成され、原子炉補機冷却水冷却器、ディーゼル発電機、空調用冷凍機へ冷却海水を供給する機能を持っている。

5.9.2.2　設計方針

(1)　多重性を有する安全上重要な補機への冷却海水配管は２系統の母管から分岐し、これらの２系統は、海水ポンプを含め必要な場合には互いに分離し得る構成とする。

(2)　プラントの通常運転時において必要な補機への冷却海水を供給し得るとともに、外部電源喪失時等の運転時の異常な過渡変化時並びに１次冷却材喪失事故時等の事故時においても、安全上必要な補機への冷却海水を確保し得るよう設計する。

(3)　海水ポンプは、非常用母線より給電し、かつ、非常用電源の単一故障時においても安全上必要な補機への冷却海水を確保し得るよう設計する。

5.9.2.3　主要設備の仕様

原子炉補機冷却海水設備の主要設備の仕様を第5.9.2表に示す。

5.9.2.4　主要設備

海水ポンプ

海水ポンプは、建屋外のポンプピットに４台設置し、独立した２系統の海水供給母管に接続する。海水ポンプは、常時２台使用する。１次冷却材喪失事故後の再循環冷却、外部電源喪失時の余熱除去等には最低限２台の運転により安全上必要な補機への海水供給が可能である。

5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

5.10.1 概　　要

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を設置及び保管する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図を第5.10.1図から第5.10.3図に示す。

5.10.2 設計方針

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として以下の重大事故防止設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却）及び重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却）を設ける。

海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器２次側による炉心冷却）として、給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、２次系補給水設備の復水タンク並びに主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。

復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水できる設計とする。また、

主蒸気逃がし弁は、現場で人力による操作ができることで、蒸気発生器２次側での除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設計とする。全交流動力電源喪失時においても電動補助給水ポンプは代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・電動補助給水ポンプ

・タービン動補助給水ポンプ

・復水タンク

・主蒸気逃がし弁

・蒸気発生器

・大容量空冷式発電機（10.2代替電源設備）

大容量空冷式発電機については、「10.2代替電源設備」にて記載する。

海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合における１次冷却材喪失事象時を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、原子炉格納施設換気設備のうち格納容器再循環装置のＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット、移動式大容量ポンプ車、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを使用する。

海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、Ａ、Ｂ格納容器

再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットは、格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作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最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度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設計とする。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）は、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。移動式大容量ポンプ車の燃料は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット
・移動式大容量ポンプ車（１号及び２号炉共用）
・燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備）
・タンクローリ（１号及び２号炉共用）（10.2 代替電源設備）
・可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））

原子炉補機冷却海水設備を構成するＡ、Ｂ海水ストレーナ並びに原子炉補機冷却水設備を構成するＡ原子炉補機冷却水冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。燃料油貯蔵タンク及びタンクローリについては、

「10.2 代替電源設備」にて記載する。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）については、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」にて記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」にて記載する。非常用取水設備の取水口、取水路及び取水ピットについては、「10.9 非常用取水設備」にて記載する。

原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替補機冷却）として、移動式大容量ポンプ車、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを使用する。

海を水源とする移動式大容量ポンプ車は、Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋又は海水母管戻り配管を取り外して可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、Ｃ充てん／高圧注入ポンプ及びＢ余熱除去ポンプの補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。移動式大容量ポンプ車の燃料は、燃料油貯蔵タンクよりタンクローリを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・移動式大容量ポンプ車（１号及び２号炉共用）

・燃料油貯蔵タンク（10.2 代替電源設備）

・タンクローリ（１号及び２号炉共用）（10.2 代替電源設備）

原子炉補機冷却海水設備を構成するＡ、Ｂ海水ストレーナ並びに原子炉補機冷却水設備を構成するＡ、Ｂ原子炉補機冷却水

冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。燃料油貯蔵タンク及びタンクローリについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。非常用取水設備の取水口、取水路及び取水ピットについては、「10.9 非常用取水設備」にて記載する。

5.10.2.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1　多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器２次側による炉心冷却は、タービン動補助給水ポンプを蒸気駆動とし、電動補助給水ポンプの電源を設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電でき、さらに主蒸気逃がし弁はハンドルを設け、手動操作とすることにより、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した最終ヒートシンクへの熱の輸送に対して、多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する補助給水系統及び主蒸気系統は、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した系統に対して多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置し、復水タンクは屋外の海水ポンプと離れ

た位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

機器の多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

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」にて記載する。

移動式大容量ポンプ車を使用した格納容器内自然対流冷却は、移動式大容量ポンプ車を空冷式のディーゼル駆動とすることで、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した最終ヒートシンクへの熱の輸送に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

移動式大容量ポンプ車は、屋外の海水ポンプ及び原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

移動式大容量ポンプ車を使用した代替補機冷却は、移動式大容量ポンプ車を空冷式のディーゼル駆動とすることで、原子炉補機冷却水ポンプを使用した最終ヒートシンクへの熱の輸送に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

移動式大容量ポンプ車は、屋外の海水ポンプ及び原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

移動式大容量ポンプ車の接続箇所は、接続口から地中の配管ダクトまでの経路について十分な離隔距離を確保した位置

に、複数箇所設置する設計とする。

格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却に使用する移動式大容量ポンプ車の駆動源は、空冷式のディーゼル駆動とすることで、ディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。

移動式大容量ポンプ車及び可搬型ホース等は、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

5.10.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1　多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用するＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット、Ａ、Ｂ海水ストレーナ及びＡ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却に使用する移動式大容量ポンプ車は、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

系統構成をすること並びに車輪止めによって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、移動式大容量ポンプ車より供給される海水を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には原子炉補機冷却水系統と原子炉補機冷却海水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

代替補機冷却に使用するＡ、Ｂ海水ストレーナ及びＡ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.10.2.3 容 量 等

基本方針については、「1.1.7.2　容量等」に示す。

海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合における蒸気発生器２次側での炉心冷却として使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の蒸気発生器２次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の補助給水流量及び蒸気流量が、炉心崩壊熱により加熱された１次冷却系統を冷却するために必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合における蒸

気発生器２次側での炉心冷却として使用する復水タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合における格納容器内自然対流冷却として使用するＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットは、重大事故等時に崩壊熱による原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇に対して、格納容器再循環ユニットに海水を通水させることで、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても原子炉格納容器内の温度及び圧力を低下させることができる容量を有する設計とする。

移動式大容量ポンプ車は、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却として同時に使用し、１号炉及び２号炉で同時使用した場合に必要な容量を有するものを１セット１台使用する。保有数は、１号炉及び２号炉で２セット２台、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１台の合計３台（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

5.10.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3　環境条件等」に示す。

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

復水タンクは、重大事故等時における屋外の環境条件を考

慮した設計とする。

主蒸気逃がし弁は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

蒸気発生器は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットは、重大事故等時における使用条件及び原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器及びＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットは、代替水源として淡水又は海水から選択可能であるため、海水影響を考慮した設計とする。

移動式大容量ポンプ車は、屋外に保管及び設置するため、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。また、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

Ａ、Ｂ海水ストレーナは、重大事故等時における使用条件及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器は、重大事故等時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

Ａ、Ｂ海水ストレーナ及びＡ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器は、常時海水を通水するため耐腐食性材料を使用する設計と

する。

5.10.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器２次側により炉心冷却する系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、常設の足場を用いて、現場で人力により確実に操作できる設計とする。電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット及び移動式大容量ポンプ車を使用した格納容器内自然対流冷却を行う系統、及び移動式大容量ポンプ車を使用した代替補機冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また、切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。

移動式大容量ポンプ車は、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。

移動式大容量ポンプ車とＡ、Ｂ海水ストレーナ蓋及び海水

母管戻り配管との接続口については、嵌合構造により可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。接続口は、１号炉及び２号炉とも同一形状とする。

Ａ、Ｂ海水ストレーナ蓋及び海水母管戻り配管側フランジは、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。移動式大容量ポンプ車は、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。

5.10.3 主要設備及び仕様

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要設備及び仕様を第5.10.1表及び第5.10.2表に示す。

5.10.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4　操作性及び試験・検査性」に示す。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する系統（電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び蒸気発生器）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、分解が可能な設計とする。

復水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

蒸気発生器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、

試験装置を設置できる設計とする。

蒸気発生器２次側による炉心冷却に使用する系統（主蒸気逃がし弁）は、通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する系統（Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット、Ａ、Ｂ海水ストレーナ及びＡ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器）は、独立して機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、海水を含む原子炉補機冷却海水系統と、海水を含まない原子炉補機冷却水系統とを個別に通水確認及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

また、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットは、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。また、差圧確認が可能な系統設計とする。

Ａ、Ｂ海水ストレーナは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、ボンネットを取り外すことができる設計とする。

Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却に使用する系統（移動式大容量ポンプ車）は、試験系統により独立して機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、移動式大容量ポンプ車は、分解が可能な設計とする。

さらに、車両として運転状態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。

5.11　蒸気タービン及び附属設備

5.11.1　概　　要

この設備は、第5.11.1図に示すように主蒸気系統、タービン、復水設備、給水設備、及びその他必要な設備で構成する。第5.11.2図にヒートバランスを示す。

タービン及び付属設備の機能は次のとおりである。

(1)　蒸気発生器で発生した蒸気をタービンに導き電気出力を得る。

(2)　蒸気発生器に給水する。

(3)　タービンの負荷が急減した時に、発電用原子炉の余剰発生熱を除去する。

(4)　発電用原子炉の停止時、発電用原子炉の炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去する。

(5)　外部電源喪失時等、通常の給水系統の機能が失われた場合に、蒸気発生器に給水する。

5.11.2　設計方針

タービン及び付属設備は、タービン破損事故対策も含めて、十分な品質管理のもとに「日本工業規格」、「発電用火力設備の技術基準」、「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める通商産業省令」等を満足するように、設計、製作並びに検査を行う。また各種の保護装置及び監視制御装置によって安全な運転ができるように、次の事項を考慮して設計する。

(1)　主蒸気系統は、原子力蒸気発生設備で発生した蒸気をタービンに送るのに十分な設計とする。

(2)　給水系統は、復水器からの復水を蒸気発生器に給水し、蒸気

発生器の水位を所定の水位に保てる設計とする。

(3) タービンバイパス系

負荷急減時（定格負荷の10％以上50％までの急減時）に発電用原子炉をトリップすることなく、また大気へ蒸気を放出せずに復水器に導いて運転を継続できるように、必要蒸気量をバイパスするタービンバイパス系を設ける。タービンバイパス弁の容量は、主蒸気定格容量の約40％とする。

原子炉停止後の初期段階より余熱除去設備の運転が開始される１次冷却系の圧力、温度が所定の値以下になるまで炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去するのに十分な設計とする。

(4) 主蒸気逃がし弁

タービンバイパス系の後備用として、主蒸気の流量を制御しながら大気に放出することにより、プラントを高温停止状態に維持し、更に所定の速度で低温停止することができるように、各蒸気発生器に１個の主蒸気逃がし弁を設ける。その容量は、すべての主蒸気逃がし弁で主蒸気定格流量の約10％を放出できるものとする。

(5) 主蒸気安全弁

タービンバイパス系及び主蒸気逃がし弁の後備用として、主蒸気系統を過度の圧力上昇から保護するために、定格主蒸気流量を大気に放出できる容量を持つ主蒸気安全弁を設ける。

(6) 主蒸気隔離弁及び逆止弁

主蒸気管破断時に主蒸気系統を隔離するために、主蒸気隔離弁及び逆止弁を設ける。

主蒸気隔離弁は、閉止機能の向上を図るため、閉弁操作後現場で同弁を増締めし閉止することができるようにする。

(7) 補助給水ポンプ

外部電源喪失時等、通常の給水系統が使用不能の場合でも、1次系の余熱を除去するのに十分な冷却水を供給できるように補助給水ポンプを設ける。補助給水ポンプは十分な耐震性及び多重性を持たせた設計とする。

(8) タービンの振動及び防火対策

a．振動対策

タービンは、振動を起こさないように十分考慮をはらうとともに、万一、振動が発生した場合にも振動監視装置により、警報を発するように設計する。

b．防火対策

タービン潤滑油は、漏えいが起こらないように、配管、軸受等に十分考慮をはらった構造とする。万一、潤滑油が漏えいして火災が発生した場合にも、その範囲が拡大しないように消火装置を設ける。

(9) 主蒸気管、主給水管のホイップ防護

主蒸気管、主給水管が万一破断した場合、その破断した配管のホイップにより隣接する主要な機器、配管、構築物を破損し、安全性を阻害することのないように防止対策を講じる。

5.11.3 主要設備

5.11.3.1 主蒸気系統設備

主蒸気系統説明図を第5.11.3図に、設備仕様の概略を第

5.11.1表に示す。主蒸気系は、蒸気発生器出口から主蒸気止め弁までの主蒸気管及びそれに接続する機器、配管を含む。

３基の蒸気発生器からの主蒸気管は、主蒸気隔離弁、逆止弁を経て原子炉補助建屋内の主蒸気ヘッダに至り、４本の主蒸気管で主蒸気止め弁に至る。

主蒸気ヘッダからは、湿分分離加熱器、タービングランドシール、脱気器、スチームコンバータ及びタービン動主給水ポンプ用の蒸気供給配管を分岐する。

蒸気発生器内部に、フローレストリクターを設ける。これは、主蒸気流量検出のための差圧取り出しを目的とするが、更に主蒸気管破断事故時には、蒸気流出を抑制して流量制限器として働く。

主蒸気管破断時に、主蒸気ループを隔離し、無制限な蒸気放出を速やかに阻止するように、各主蒸気管のヘッダの上流に、主蒸気隔離弁を各々１個ずつ直列に設ける。隔離弁は、主蒸気ライン隔離信号又は手動により作動する。

蒸気発生器からの蒸気を、タービンをバイパスして直接復水器に導くため、主蒸気ヘッダより復水器へのタービンバイパスラインを設ける。タービンバイパス弁は８個設ける。これは、定格運転圧力条件での定格蒸気流量の約40％を処理でき次の機能を有する。

(1)　定格負荷の10％以上50％までの負荷急減に際して、１次冷却系温度、圧力を許容範囲内に押さえ、発電用原子炉をトリップすることなく、また大気へ蒸気を放出せずに運転を継続できる。

(2)　原子炉トリップに際しては余熱を除去し、大気へ蒸気を放出することなく、１次冷却材温度を無負荷温度にする。

(3)　プラントを高温待機又は高温停止状態に保つ。また１次冷却系の温度を所定の冷却速度で冷却する。

復水器の真空が喪失した場合には、主蒸気逃がし弁あるいは主蒸気安全弁の作動により、過圧を防止するとともに１次冷却系を冷却する。

主蒸気逃がし弁は、各系統の主蒸気隔離弁の上流に、各々１個設け、定格主蒸気流量の約10％を処理できる。この主蒸気逃がし弁は、各系統ごとに制御し、中央制御盤からも手動操作が可能であるが、通常は自動制御し、主蒸気圧力信号が設定点以上になると全開となる。タービンバイパス系が使用不能の場合でも、主蒸気逃がし弁の作動でプラントを高温停止状態に維持でき、更にその状態から低温停止することができる。

タービンバイパス系及び主蒸気逃がし弁の後備用として主蒸気系統を過度の圧力上昇から保護するために、各系統の主蒸気隔離弁の上流にそれぞれ７個、合計21個の主蒸気安全弁を設け、定格主蒸気流量を処理できる。

２本の主蒸気管の主蒸気隔離弁の上流には、タービン動補助給水ポンプ駆動用の蒸気分岐管を接続する。２本の分岐管は、逆止弁を経て共通ヘッダに入り、タービン動補助給水ポンプに至るので、一方の蒸気発生器の蒸気が使用できない時でも、他の一方からの蒸気が確保できる。

5.11.3.2　蒸気タービン設備

5.11.3.2.1　概　　要

蒸気タービン設備は、主蒸気止め弁から復水器入口までの設備であり、蒸気タービン、湿分分離加熱器、潤滑油系統、タービン制御系統、保安装置等で構成する。設備仕様の概略を第5.11.2表に、タービン断面説明図を第5.11.4図に示す。

5.11.3.2.2　蒸気タービン[11]

(1)　高圧タービン

高圧タービンは、複流式であり、スラストを完全につり合わせることができる。

蒸気は、４個の蒸気加減弁から４本の入口蒸気管を通って高圧タービンの中央部に流入する。入口蒸気管のうち２本は車室上半部に、他の２本は車室下半部に、それぞれ連結する。

車室に流入した蒸気は、車室の中央で２つに分かれ、反動段静翼を通過する。

反動段静翼を植え込んだ内部車室、翼環は、外部車室によりその水平面上で支持する。したがって、負荷及び運転条件が変化しても、翼環の中心は常に不変で、回転部と静止部との間隙を常に一定に保つことができる。高圧タービン排気は、車室下部からクロスアンダ管を経て湿分分離加熱器に送られる。

(2)　低圧タービン

低圧タービンは、３車室で構成され高圧タービンと同じく複流式であり、ロータ、車室共左右対称である。

翼は高効率の反動翼であり、また、排気端にはディフューザを設けてリービング・ロスの減少をはかる。

蒸気は、湿分分離加熱器で再熱され、６系統のクロスオーバ管によって、再熱蒸気止め弁、インターセプト弁を通り、各低圧タービンの中央部に導かれる。

低圧タービン車室は、鋼板溶接製で外圧及び内部車室の重量に耐えうるようステー、リブ等を設け、十分に剛性の高い構造とする。内部車室は、内部車室及び翼環の２部分からなる。

最終動翼を出た蒸気は、ディフューザで速度エネルギを静圧として有効に回収し、効率の向上をはかるとともに、最終動翼の励振力を極力減少させる。

(3)　蒸　気　弁

蒸気弁は、主蒸気止め弁２個と蒸気加減弁２個を組み合せて１体とし、タービン運転床面のタービン基礎上に左右各々１組ずつ設置する。

したがって、高圧の主蒸気は、４個の主蒸気止め弁及び４個の蒸気加減弁を経てタービンに流入する。

主蒸気止め弁は、主弁及びパイロット弁からなるダブルプラグ型で、主弁全開時には弁が弁棒ブッシュの座に密着して蒸気の漏れを防ぐ。パイロット弁により、起動から初期負荷までのタービン制御が可能である。

４個の蒸気加減弁は、タービンへの流入蒸気量を調整す

る。この各弁は、バランスタイプであり、油圧サーボモータで開き、スプリングにより閉鎖する。

再熱蒸気は、６個の再熱蒸気止め弁及びインターセプト弁を通って低圧タービンに流入する。再熱蒸気止め弁及びインターセプト弁は、バタフライ弁であり、タービンの非常しゃ断装置の作動により弁は閉鎖する。

インターセプト弁は、急激な負荷変化に際しタービンの過速を防ぐために閉鎖する。

(4)　グランドシール装置

車室からの蒸気の漏えい及び車室への空気の流入を防止するため、タービンの車室と軸の貫通部は、ラビリンスパッキンを設ける。高圧タービン及び低圧タービンのグランド部には、主蒸気を減圧してシールを行う。また補助ボイラの蒸気もシール蒸気として使用できる。

(5)　ターニング装置

タービン停止及び起動時のロータ変形防止のために、ターニング装置を設ける。

ターニング装置は、第３低圧タービンの発電機側軸受台上に取り付ける。

5.11.3.2.3　湿分分離加熱器

湿分分離加熱器は、横置円筒形容器に湿分分離と加熱の両機能を有する装置を内蔵したもので、タービンの左右に各１台設置する。湿分を含む高圧タービンの排気は、湿分分離器に流入し、ステンレス鋼製シェブロンタイプの湿分

分離装置を通過する間に湿分が分離される。除去された湿分は、湿分分離器ドレンタンクに送られる。

湿分を除去された蒸気は、つぎに加熱器に入り、加熱されたのち、低圧タービンに送られる。加熱器は、フィン付Uチューブ型で、高圧タービンより抽気された蒸気及び主蒸気で加熱する。

加熱蒸気ドレンは、湿分分離加熱器ドレンタンクに集められた後、第6給水加熱器に送られる。

5.11.3.2.4　潤滑油系統

潤滑油は、高圧タービン軸先端に設けた主油ポンプ吐出油によって駆動される油エゼクタ出口から、油冷却器を通って供給される。起動時にはターニング油ポンプにより、潤滑油を供給する。

保安装置油及び発電機密封油装置の後備用として補助油ポンプを設ける。

外部電源喪失時にも潤滑油を確保するために、直流の非常用油ポンプを設ける。

潤滑油系統の漏えいを避けるため、配管の継手部はすべて溶接とし、高温部近傍の配管は二重構造とする。また軸受部等から油が漏えいした場合は、回収タンク等の安全な場所に回収する。なお、万一の火災に備えて、各軸受部に固定式消火装置を設ける。

潤滑油系統の概略を第5.11.5図に示す。

5.11.3.2.5　タービン制御系統

タービンへの流入蒸気量の調整は、電気油圧式ガバナにより行い、調速装置、負荷制限器等による制御信号に応じて、蒸気加減弁及びインターセプト弁を開閉する。

蒸気加減弁及びインターセプト弁の開閉は、各々潤滑油系統とは別に設けたＥＨガバナ油ポンプから供給される高圧油駆動のサーボモータにより行う。

5.11.3.2.6　保安装置

(1)　過速度トリップ

機械式と電気式の二重になっておりタービン回転数が定格回転数の111％以下で非常制御装置を作動させる。

非常制御装置が作動すると、主蒸気止め弁、蒸気加減弁、再熱蒸気止め弁、インターセプト弁及び抽気逆止弁が自動的に閉鎖する。

タービン運転中でも非常制御装置の作動試験を行えるように試験装置を設ける。

(2)　真空低下トリップ

タービン排気室真空が設定値以下に低下した場合には、非常制御装置を作動させる。

(3)　軸受油圧低下トリップ

軸受油圧が設定値以下に低下した場合には、非常制御装置を作動させる。

(4)　推力軸受トリップ

推力軸受が摩耗した場合には、非常制御装置を作動させ

る。

(5)　振動トリップ

タービンの振動を常時監視し、振動が警報値を超えた場合には警報を発する。さらに振動が停止値まで増加した場合、自動的にタービンをトリップさせる。

(6)　手動トリップ

上記トリップ以外にも必要な場合は、中央制御盤及び現場でタービンをトリップできる。

5.11.3.3　復水設備

5.11.3.3.1　概　　要

復水設備は、復水器、復水ポンプ、循環水ポンプ及び復水器真空ポンプ等で構成する。

復水系統説明図を第5.11.6図に、設備仕様の概略を第5.11.3表に示す。

5.11.3.3.2　復　水　器

復水器は、ラジアルフロー表面冷却式単流半区分向流型でタービン軸と直角に配置する。

復水器上方から流入したタービン排気は管巣中で凝縮し、非凝縮ガスは復水器真空ポンプにより抽出される。

復水器は、タービン排気及び各機器からのドレンを処理するとともに、タービンバイパス弁作動時には、主蒸気流量の約40%の蒸気を処理することができる。

5.11.3.3.3　復水ポンプ及び復水ブースタポンプ

復水器ホットウェルの復水は、復水ポンプにより、グランド蒸気復水器、復水脱塩装置を通り更に復水ブースタポンプにより加圧され、第１段、第２段、第３段、第４段の低圧給水加熱器を経て脱気器へ送られる。

復水ポンプ及び復水ブースタポンプは、定格流量の約50％容量のものをそれぞれ３台設置し、各１台は予備とする。

5.11.3.3.4　循環水ポンプ

循環水ポンプは、復水器及び軸受冷却水設備の冷却海水を供給するためのポンプである。

循環水ポンプは、たて置斜流型で、定格流量の約50％容量のものを２台設置する。

5.11.3.3.5　復水器真空ポンプ

復水器内の空気及び非凝縮ガスを抽出するため、機械式真空ポンプを３台設ける。

復水器真空ポンプの排気は、放射線モニタで連続的に監視し、排気管から大気中に放出する。万一、放射能レベルが設定値に達した場合は、中央制御室に警報するとともに、自動的に排気弁の切替を行い、よう素フィルタを通して補助建屋排気筒に導く。

5.11.3.4　給水設備

5.11.3.4.1　概　　要

給水設備は、復水ポンプを出て蒸気発生器に至る設備で、グランド蒸気復水器、復水脱塩装置、復水ブースタポンプ、低圧、高圧給水加熱器、脱気器、給水ブースタポンプ、主給水ポンプ、補助給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ及びこれらの設備のドレン系統で構成する。蒸気発生器の給水制御は、蒸気発生器水位、主蒸気流量及び給水流量の三要素方式で行う。

なお、補助給水ポンプ出口に中央制御室から操作可能な出口弁を設ける。

給水系統説明図を第5.11.7図に、設備仕様の概略を第5.11.4表に示す。

5.11.3.4.2　グランド蒸気復水器

グランド蒸気復水器は、タービングランドシール蒸気及び主蒸気止め弁、蒸気加減弁、再熱蒸気止め弁、インターセプト弁のステムグランド漏えい蒸気の凝縮を行うものであり、その復水は、復水回収タンクに送られ、非凝縮ガスは、グランドコンデンサファンによって大気に放出される。

5.11.3.4.3　給水加熱器

給水加熱器は、蒸気発生器への給水をタービンからの抽気により加熱してプラントの熱効率を改善するものである。

給水加熱器は、すべて横置シェルUチューブ式であり、

管側を給水が、胴側を抽気及び加熱ドレンがそれぞれ流れる。

5.11.3.4.4　脱　気　器

脱気器は、給水中の溶存酸素を除去するために設置し、脱気器タンクの保有水量は、負荷変動に対する追従性を良くする役目も果たしている。溶存酸素は、脱気器上部から給水が流下する間に高圧タービン第５抽気により昇温されて除去される。通常時脱気器排気は、大気へ放出するが、蒸気発生器漏えい時には復水器へ回収する。

5.11.3.4.5　主給水ポンプ及び給水ブースタポンプ

給水は、脱気器タンクから合計３本の降水管でそれぞれの給水ブースタポンプに入り、昇圧された後、主給水ポンプに入る。

給水ブースタポンプは定格流量の約50％容量のものを３台設置する。

主給水ポンプは約50％容量のタービン動主給水ポンプ２台と50％容量の電動主給水ポンプ１台を設置し、電動主給水ポンプは予備とする。

5.11.3.4.6　補助給水ポンプ

補助給水ポンプは、外部電源喪失時等により通常の給水系統の機能が失われた場合に、蒸気発生器に給水する。また、発電用原子炉の起動、停止時には主給水ポンプに代わ

って蒸気発生器に給水し、１次冷却系の熱除去を行う。

補助給水ポンプは、タービン駆動１台、電動２台を設ける。各ポンプとも水源は、復水タンクを使用するが、後備用として２次系純水タンクも使用することができる。

(1)　タービン動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプは、主蒸気管から分岐した蒸気で駆動する。

なお、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交流動力電源設備から開始されるまでの間、このポンプ及び主蒸気安全弁の動作により原子炉停止後の冷却が可能である。

(2)　電動補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプは、タービン動補助給水ポンプの約50％容量のものを２台設ける。このポンプは電動機を非常用電源に接続し、外部電源喪失時にも電源は、ディーゼル発電機により確保する。

5.11.3.4.7　蒸気発生器水張ポンプ

発電所起動、停止時には主給水ポンプに代って蒸気発生器に給水を行うことができる。

5.11.3.5　２次系補給水設備

２次系補給水設備は、２次系補給水ポンプ、復水タンク、２次系純水タンク等で構成する。補給水系統説明図を第5.11.8図に、設備仕様の概略を第5.11.5表に示す。

復水器の水位制御は、復水器が高水位の時は復水を復水タンクに戻し、低水位の時は、２次系補給水ポンプにより２次系純水タンクの水を復水器に供給する。

２次系純水タンクへの補給水は、純水装置を経て供給する。

２次系補給水ポンプは、起動時の復水器、脱気器、軸受冷却水スタンドパイプの水張り及び２次系純水タンクから復水タンクへの送水等のためにも使用する。

5.11.3.6　軸受冷却水設備

軸受冷却水設備は、２次系機器の冷却を行う設備であり、定格流量の約 50％容量の軸受冷却水ポンプ３台（１台予備）、50％容量の軸受冷却水冷却器３基（１基予備）及び軸受冷却水スタンドパイプ等で構成する。

軸受冷却水ポンプは、軸受冷却水スタンドパイプから水源をとり、軸受冷却水冷却器を経て各機器に送水する。軸受冷却水は各機器冷却後、再び軸受冷却水ポンプに戻る閉回路を構成する。

タービン油冷却器及び発電機水素冷却器は、軸受冷却水流量を自動的に調節し一定温度を保つ。

軸受冷却水系統への補給は、通常は復水ポンプにより、起動時等の水張りの場合には２次系補給水ポンプにより行う。

軸受冷却水冷却器出口冷却水温度は約 35℃になるように制御する。軸受冷却水系統説明図を第 5.11.9 図に、設備仕様の概略を第 5.11.6 表に示す。

5.11.3.7　軸受冷却海水設備

軸受冷却水冷却器の冷却海水は海水ブースタポンプにより循環水ラインから供給され、軸受冷却水冷却器通過後、復水器出口循環水管に合流する。軸受冷却水冷却器の冷却海水は、管側を流れる。

海水ブースタポンプは約 50%容量のものを３台設置（１台予備）する。

軸受冷却海水系統説明図を第 5.11.9 図に、設備仕様の概略を第 5.11.6 表に示す。

5.11.4　タービンミサイルについて

蒸気タービン及び発電機は、設計、製作、据付から運転に至るまで、適切な品質保証活動を行うことにより、信頼性の向上が図られ、また、調速装置及び蒸気弁を多重化し、かつ振動管理を行うとともに保安装置の作動試験等を行うことにより破損防止対策が十分実施される。したがって、タービンミサイルが発生するような事故は極めて起こりにくいと考えられるが、ここでは仮想的タービンミサイルの発生を想定し、本発電用原子炉施設の健全性を評価する。[12]

この場合、安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、系統の多重性、配置等の関連で評価の対象となるものは原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットであり、これらについて評価する。

その結果、低圧タービン羽根（翼）のミサイルについては、タービン建屋を飛び出したとしても原子炉冷却材圧力バウンダ

リに到達することはなく、使用済燃料ピットに到達する確率は、２号炉に対し約 4×10^{-9}／年となり、判定基準 10^{-7}／年と比べ極めて小さい値となる。Ｔ－Ｇカップリング（軸継手）は、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットに到達しない。また、低圧タービンディスク（円板）、高圧ロータ（車軸）及び発電機ロータ（車軸）は、仮に破損したとしても、ケーシング（車室）内にとどまりタービンミサイルとならない。

なお、参考として中央制御室についての同様の評価を行った結果、いずれのタービンミサイルも中央制御室には到達しない。

したがって、タービンミサイルによる影響は無視できると考えられる。

本節の記述については、更に追補２「５．原子炉冷却系統施設」の追補がある。

5.12　給水処理設備

5.12.1　概　　要

本発電所で使用する原水は第5.12.1図に示すように敷地内にある宮山池の水及び轟川から取水された水を使用する。轟川から取水された水は宮山池に貯水し、この宮山池から原水タンクを経由して、給水処理設備へ送水する。

純水装置は、１次系及び２次系に供給する純水を製造するものでカチオン塔、アニオン塔及び混床式ポリシャにより高純度の純水をつくる。純水は、系統の補給水として、１次系純水タンク及び２次系純水タンクに貯水する。

給水処理設備の設備仕様は第5.12.1表に示すとおりである。

5.12.2　主要設備

(1)　原水タンク

宮山池からの水は原水タンクに貯水され除濁ろ過装置等へ送水する。

(2)　ろ過水貯蔵タンク

除濁ろ過装置からの水はろ過水貯蔵タンクに貯水され、純水装置等へ送水する。

(3)　純水装置

純水装置はカチオン塔、アニオン塔及び混床式ポリシャで構成し、１、２号炉共用で容量約100m^3／ｈ×２基の装置を設置する。純水装置出口の水質は第5.12.2表に示すとおりである。

(4)　１次系純水タンク及び２次系純水タンク

１次系及び２次系補給水供給用として純水を貯水するため容量約1,300m^{3}の２次系純水タンク２基（１号炉で設置、共用）及び約510m^{3}の１次系純水タンク１基の２種類を設ける。

5.13 参考文献

(1) 「原子炉冷却材圧力バウンダリ、格納容器バウンダリの定義」
ＪＥＡＧ4602－1972
日本電気協会　電気技術基準調査委員会
電気技術指針　原子力編

(2) 「Criteria for Crack Extension in Cylindrical Pressure Vessels」
G.T.Hahn, M.Sarrete and A.R.Rosenfield
International Journal of Fracture Mechanics,
187-210, May,1969

(3) 「Effect of Residual Stress on Brittle Fracture」
Welding Journal, Vol.38, April,1959

(4) 「Propagation from Brittle Fracture in Steel」
Journal of Iron and Steel Institute,1953

(5) 「Design of Piping Systems, 2nd Ed.」
M.W.Kellog Co.
John Wiley & Sons, 1956

(6) 「第１種容器の設計過渡説明書」ＭＡＰＩ－1051
三菱原子力工業、昭和52年

(7) 「Water Coolant Technology of Power Reactors」
Paul Cohen
Gordon and Breach Sci.Pub.Inc., New York, 1969

(8) 「Water Coolant Technology」
P.Cohen and G.R.Taylor
Westinghouse Nuclear Power Seminor,Paper 65-2,1965

(9)　「Corrosion and Wear Handbook for Water Cooled Reactors」

D.J.De Paul

Mc Graw-Hill book Co.Inc., New York, 1957

(10)　「超臨界圧発電所の化学管理(1)、(2)、(3)」

東　泰正、川辺允志

火力発電、Vol.19 №11、1968

火力発電、Vol.19 №12、1968

火力発電、Vol.20 №. 2、1969

(11)　「原子力タービン」

大久保　敦生

三菱電機技報、Vol.45、No.3、1971

(12)　「タービンミサイル評価について」

原子力委員会　原子炉安全専門審査会

タービンミサイル検討会、昭和52年７月20日

第5.1.1表　１次冷却設備の機器が準拠している法令、規格、基準

機　　器	準拠している法令、規格、基準
原子炉容器 蒸気発生器 加圧器 原子炉冷却材圧力バウンダリ配管、弁	電気工作物の溶接に関する技術基準を定める通商産業省令 日本工業規格（ＪＩＳ） 発電用原子力設備に関する技術基準を定める通商産業省令 日本建築学会各種構造設計及び計算規準 日本電気協会電気技術基準調査委員会電気技術指針 ＡＳＭＥ(American Society of Mechanical Engineers)規格 ＡＮＳＩ(American National Standard Institute)規準 ＡＳＴＭ(American Society for Testing & Materials)規格
１次冷却材ポンプ	発電用原子力設備に関する技術基準を定める通商産業省令 電気設備に関する技術基準を定める通商産業省令 日本工業規格（ＪＩＳ） 電気学会電気規格調査会標準規格 日本電気協会電気技術基準調査委員会電気技術指針 日本建築学会各種構造設計及び計算規準 ＡＳＭＥ(American Society of Mechanical Engineers)規格 ＡＮＳＩ(American National Standard Institute)基準 ＡＳＴＭ(American Society for Testing & Materials)規格 ＩＥＥＥ(The Institute of Electrical and Electronics Engineers)基準
加圧器安全弁 加圧器逃がし弁	発電用原子力設備に関する技術基準を定める通商産業省令 日本工業規格（ＪＩＳ） 日本電気協会電気技術基準調査委員会電気技術指針 ＡＳＭＥ(American Society of Mechanical Engineers)規格 ＡＮＳＩ(American National Standard Institute)基準 ＡＳＴＭ(American Society for Testing & Materials)規格

第5.1.2表　１次冷却設備の設備仕様

１次冷却材回路数	３
１次冷却材全流量	約46,000t／ｈ
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	343℃
（加圧器及びサージ管　360℃）	
運転圧力	約15.41MPa[gage]
１次冷却材温度（定格出力時）	
原子炉容器入口	約284℃
原子炉容器出口	約321℃
１次冷却材保有量（加圧器気相部除く）	約270m^3

第5.1.3表　原子炉容器の設備仕様

型　　式	たて置円筒上下半球鏡容器
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	343℃
主　要　寸　法	
内　径	約4.0m
全　高（内のり）	約12.1m
最小肉圧	約126mm（下部半球鏡部）
材　　料	
母　材	低合金鋼 （JIS G 3120相当品及び JIS G 3204相当品）
肉　盛　り	ステンレス鋼
スタッドボルト	低合金鋼
推定中性子照射量（E>1MeV）	原子炉容器内面から1／4板厚の位置において 約4×10^{19}n／cm^2 （40定格負荷相当年時点）
脆性遷移温度初期（設計値）	-12℃
加熱・冷却速度	55℃／h以下

第5.1.4表　蒸気発生器の設備仕様

型　　式	たて置Ｕ字管式熱交換器型
基　　数	３
胴側最高使用圧力	7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage]
１次冷却材流量	約15,200ｔ／ｈ（１基当たり）
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約269℃
蒸気発生量（定格出力時）	約1,750ｔ／ｈ（１基当たり）
出口蒸気湿分	0.25wt％以下
伝熱面積	約5,060m^2（１基当たり）
伝熱管	
本　　数	3,386（１基当たり）
内　　径	約20mm
厚　　さ	約1.3mm
胴部外径	
上　　部	約4.5m
下　　部	約3.5m
全　　高	約21m
材　　料	
本　　体	低合金鋼
伝熱管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

第5.1.5表　1次冷却材ポンプの設備仕様

型　　式		漏えい制御軸封式たて置斜流型
個　　数		3
容　　量		約20,100（m^3／h）／個
揚　　程		約80m
最高使用圧力		175kg／cm^2 G
最高使用温度		343℃
主要寸法	全　　高	約8.3m
	ケーシング外径	約1.8m
材　　料		ステンレス鋼
電動機	型　　式	三相誘導電動機
	電　　圧	6,600V
	出　　力	約4,500kW／個
	回転数	約1,190rpm

第5.1.6表　加圧器及び付属設備の設備仕様

(1)　加　圧　器

型　　式		たて置円筒上下半球鏡容器
個　　数		1
容　　量		約40m^3
外　　径		約2.4m
全　　高		約12.9m
最高使用圧力		175kg／cm^{2}G
最高使用温度		360℃
材　　料	本　　体	低合金鋼
	肉　盛　り	ステンレス鋼

(2)　加圧器ヒータ

型　　式	液浸式
容　　量	約1,400kW

(3)　加圧器逃がしタンク

型　　式	横置円筒型
個　　数	1
容　　量	約37m^3
外　　径	約2.8m
全　　長	約6.5m
最高使用圧力	7 kg／cm^{2}G
最高使用温度	170℃
材　　料	ステンレス鋼

第5.1.7表　１次冷却設備主要配管の設備仕様

(1)	１次冷却材管		
	最高使用圧力		175kg／cm^{2}G
	最高使用温度		343℃
	管内径	低温側	約700mm
		高温側	約740mm
		蒸気発生器～ポンプ間	約790mm
	管厚	低温側	約69mm
		高温側	約73mm
		蒸気発生器～ポンプ間	約78mm
	材料		ステンレス鋼
(2)	加圧器サージ管		
	最高使用圧力		175kg／cm^{2}G
	最高使用温度		360℃
	管内径		約280mm
	管厚		約36mm
	材料		ステンレス鋼
(3)	加圧器スプレイ配管		
	最高使用圧力		175kg／cm^{2}G
	最高使用温度		343℃
	管内径	共通管	約90mm
		分岐管	約90mm
	管厚	共通管	約14mm
		分岐管	約14mm
	材料		ステンレス鋼

第5.1.8表　1次冷却設備主要弁類の設備仕様

(1)　加圧器安全弁

型　　式	ばね式（背圧補償型）
個　　数	3
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	360℃
吹出容量	約157(t／h)／個
材　　料	ステンレス鋼

(2)　加圧器逃がし弁

型　　式	空気作動式
個　　数	2
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	360℃
材　　料	ステンレス鋼

(3)　加圧器スプレイ弁

型　　式	空気作動式
個　　数	2
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	343℃
材　　料	ステンレス鋼

(4) 加圧器逃がし弁元弁

型　　式	電 動 式
個　　数	2
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	343℃
材　　料	ステンレス鋼

第5.1.9表　原子炉容器の製作中の主要な非破壊試験

		RT	UT	PT	MT
鍛鋼	フランジ		○		○
	スタッド		○		○
	制御棒駆動装置ハウジング		○	○	
	計測用管台		○	○	
	ノズル		○		○
	ノズルセイフエンド		○	○	
板	上下鏡、胴		○		○
溶接部	主溶接線	○			○
	制御棒駆動装置ハウジングと上鏡の溶接部			○	
	炉内計装用ノズルと下鏡の溶接部			○	
	ノズル溶接部	○	○		○
	ノズル・セイフエンド溶接部	○		○	
	ノズル肉盛部		○	○	
	制御棒駆動装置ハウジング溶接部	○		○	
	炉内計装用ノズル溶接部	○		○	
	内面肉盛部		○	○	
	シールレッジ溶接部				○
	上部ふたつり上げ装置溶接部				○

		ＲＴ	ＵＴ	ＰＴ	ＭＴ
溶接部	ラジアルサポート取付部			○	
	水圧テスト後 内面肉盛部			○	
	水圧テスト後 炭素鋼溶接部				○
	水圧テスト後 非炭素鋼溶接部			○	

ＲＴ（Radiographic Test）　放射線透過試験

ＵＴ（Ultrasonic Test）　超音波探傷試験

ＰＴ（Penetrant Test）　液体浸透探傷試験

ＭＴ（Magnetic Particle Test）　磁粉探傷試験

第5.1.11表　１次冷却材ポンプの製作中の主要な非破壊試験

		ＲＴ	ＵＴ	ＰＴ	ＭＴ
ケーシング		○		○	
鍛鋼	主フランジ	○		○	
	スタッド		○	○	
	フライホイール		○		
	シャフト		○	○	
溶接部				○	

ＲＴ　放射線透過試験

ＵＴ　超音波探傷試験

ＰＴ　液体浸透探傷試験

ＭＴ　磁粉探傷試験

第5.1.12表　加圧器の製作中の主要な非破壊試験

		ＲＴ	ＵＴ	ＰＴ	ＭＴ
上下鏡	板		○		○
	内面肉盛部		○	○	
胴	板		○		○
	内面肉盛部		○	○	
ヒータチューブ			○	○	
ノズル			○	○	
溶接部	胴溶接部	○			○
	ノズル・セイフエンド溶接部	○		○	
	ノズル肉盛部		○	○	
	計装用管台溶接部			○	
	スカート取付部				○
	水圧テスト後炭素鋼溶接部				○
	水圧テスト後非炭素鋼溶接部			○	

ＲＴ　放射線透過試験

ＵＴ　超音波探傷試験

ＰＴ　液体浸透探傷試験

ＭＴ　磁粉探傷試験

第5.1.13表　1次冷却材配管の製作中の主要な非破壊試験

		RT	UT	PT	MT
鋳鋼		○		○	
鍛鋼			○	○	
溶接部	周溶接部	○		○	
	管台取付部	○(注)		○	

RT　放射線透過試験

UT　超音波探傷試験

PT　液体浸透探傷試験

MT　磁粉探傷試験

（注）　内径250㎜以下のものを除く。

第 5.1.14 表　１次冷却設備（重大事故等時）の設備仕様

(1)　蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

・１次冷却設備（通常運転時等）

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・１次冷却設備（重大事故等時）

型　　式	たて置Ｕ字管式熱交換器型
基　　数	３
胴側最高使用圧力	7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage]
材　　料	
本　　体	低合金鋼
伝　熱　管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

(2)　1次冷却材ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・1次冷却設備（通常運転時等）

・1次冷却設備（重大事故等時）

型　　式	漏洩制御軸封式たて置斜流型
台　　数	3
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	343℃
材　　料	ステンレス鋼

(3)　原子炉容器

兼用する設備は以下のとおり。

・1次冷却設備（通常運転時等）

・1次冷却設備（重大事故等時）

型　　式	たて置円筒上下半球鏡容器
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	343℃
材　　料	
母　　材	低合金鋼 （JIS G 3120相当品及び JIS G 3204相当品）
肉　盛　り	ステンレス鋼
スタッドボルト	低合金鋼

(4)　加圧器

兼用する設備は以下のとおり。

・１次冷却設備（通常運転時等）

・１次冷却設備（重大事故等時）

型　　式	たて置円筒上下半球鏡容器
基　　数	1
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	360℃
材　　料	
本　　体	低合金鋼
肉　盛　り	ステンレス鋼

第5.2.1表　余熱除去設備の設備仕様

(1)　余熱除去冷却器

型　　式	横置Ｕ字管式
個　　数	２
伝熱容量	約7.5×10^6（kcal／ｈ）／個
最高使用圧力	管側　42kg／cm^2 G
	胴側　10kg／cm^2 G
最高使用温度	管側　200℃
	胴側　 95℃
材　　料	管側　ステンレス鋼
	胴側　炭　素　鋼

(2)　余熱除去ポンプ

型　　式	横置渦巻式
個　　数	２
容　　量	約852（m^3／ｈ）／個　（１台運転時）
	約681（m^3／ｈ）／個　（２台運転時）
最高使用圧力	42kg／cm^2 G
最高使用温度	200℃
揚　　程	約73ｍ　（１台運転時）
	約82ｍ　（２台運転時）
材　　料	ステンレス鋼

第5.3.1表　非常用炉心冷却設備の設備仕様

(1)　蓄圧タンク

型　　式	たて置円筒型
基　　数	3
容　　量	約41m^3（1基当たり）
最高使用圧力	4.9MPa[gage]
最高使用温度	150℃
保持圧力	約4.4MPa[gage]
運転温度	約49℃
ほう素濃度	2,700ppm以上
材　　料	炭素鋼（ステンレス内張り）

(2)　ほう酸注入タンク

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
容　　量	約3.4m^3
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
ほう素濃度	20,000ppm以上
材　　料	炭素鋼（ステンレス内張り）
ヒータ基数	2
ヒータ型式	外部電気ヒータ
ヒータ容量	約5kW（1基当たり）

(3) 充てん／高圧注入ポンプ

型　　式	横置うず巻式
台　　数	3
容　　量	約147m^3／h（1台当たり）
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
揚　　程	約732m
本体材料	ステンレス鋼

(4) 余熱除去ポンプ

型　　式	横置うず巻式
台　　数	2
容　　量	約681m^3／h（1台当たり）
最高使用圧力	4.1MPa[gage]
最高使用温度	200℃
揚　　程	約82m
本体材料	ステンレス鋼

(5) 余熱除去冷却器

型　　式	横置Ｕ字管式
基　　数	2
伝熱容量	約8.7MW（1基当たり）
最高使用圧力	管　側　4.1MPa[gage]
	胴　側　0.98MPa[gage]

最高使用温度	管　側	200℃
	胴　側	95℃
材　　料	管	ステンレス鋼
	胴	炭素鋼

(6)　燃料取替用水タンク

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
容　　量	約1,800m^3
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	2,700ppm以上
材　　料	ステンレス鋼

第 5.4.1 表　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（常設）の設備仕様

(1)　充てん／高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備
・化学体積制御設備
・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
・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を減圧するための設備
・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
・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	横置うず巻式
台　　数	3
容　　量	約 147m^3／h（1台当たり） （安全注入時）
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
揚　　程	約 732m（安全注入時）
本体材料	ステンレス鋼

(2)　加圧器逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

・１次冷却設備（通常運転時等）

・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

・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を減圧するための設備

型　　式	空気作動式
個　　数	２
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	360℃
材　　料	ステンレス鋼

(3) 燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・原子炉格納容器スプレイ設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

・火災防護設備

型式	たて置円筒型
基数	1
容量	約 1,800m^3
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	2,700ppm以上
材料	ステンレス鋼
設置高さ	EL.＋11.0m
距離	約 45m（２号炉心より）

(4)　ほう酸注入タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
材　　料	炭素鋼（ステンレス内張り）

(5)　海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉補機冷却海水設備

・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を減圧するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置斜流型
台　　数	２（蒸気発生器２次側による炉心冷却時Ａ、Ｂ号機使用）
容　　量	約 2,200m^3／h（１台当たり）
揚　　程	約 36m
本体材料	ステンレス鋼

(6)　電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・給水設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型　　式	横置多段うず巻式
台　　数	2
容　　量	約 90m^3／h（1台当たり）
揚　　程	約 900m
電　動　機	約 400kW
本体材料	合金鋼

(7)　タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・給水設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型　　式	横置多段タービン式（蒸気加減弁付）
台　　数	1
容　　量	約 210m^3／h
揚　　程	約 900m
材　　料	
胴	ステンレス鋼
インペラ主軸	ステンレス鋼

(8)　主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

・主蒸気系統設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型　　式	空気作動玉形弁
個　　数	3
容　　量	約 183t／h（1個当たり）
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
本体材料	低炭素鋼

(9) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

・１次冷却設備（通常運転時等）

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・１次冷却設備（重大事故等時）

型　　式	たて置Ｕ字管式熱交換器型
基　　数	３
胴側最高使用圧力	7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage]
１次冷却材流量	約 15,200t／h（１基当たり）
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約 5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約 269℃
蒸気発生量（定格出力時）	約 1,750t／h（１基当たり）
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝熱面積	約 5,060m^2（１基当たり）
伝　熱　管	
本　　数	3,386（１基当たり）
内　　径	約 20mm
厚　　さ	約 1.3mm

胴部外径	
上部	約 4.5m
下部	約 3.5m
全高	約 21m
材料	
本体	低合金鋼
伝熱管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

（10）海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉補機冷却海水設備

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・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

・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

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	２（蒸気発生器２次側による炉心冷却時Ａ、Ｂ号機使用）
最高使用圧力	1.1MPa[gage]
最高使用温度	50℃
本体材料	炭素鋼

（11）復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・２次系補給水設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
容　　量	約 800m^3
本体材料	低炭素鋼
設置高さ	EL.＋11.0m
距　　離	約 70m（２号炉心より）

（12）タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁

兼用する設備は以下のとおり。

・給水設備

・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を減圧するための設備

型　　式	電気直流作動式
個　　数	2
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
本体材料	低炭素鋼

(13) 蓄圧タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・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

型　　式	たて置円筒型
基　　数	3
容　　量	約 41m^3（1基当たり）
最高使用圧力	4.9MPa[gage]
最高使用温度	150℃
保持圧力	約 4.4MPa[gage]
運転温度	約 49℃
ほう素濃度	2,700ppm以上
材　　料	炭素鋼（ステンレス内張り）

(14) 蓄圧タンク出口弁

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・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

型　　式	電気交流作動式
個　　数	3
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	150℃
材　　料	ステンレス鋼

(15) 余熱除去ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・余熱除去設備

・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低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	横置うず巻式
台　　数	2
容　　量	約 681m^3／h（1台当たり） （余熱除去運転時） 約 852m^3／h（1台当たり） （安全注入時及び再循環運転時）
最高使用圧力	4.1MPa[gage]
最高使用温度	200℃
揚　　程	約 82m（余熱除去運転時） 約 73m （安全注入時及び再循環運転時）
本体材料	ステンレス鋼

（16）余熱除去冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・余熱除去設備

・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低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	横置Ｕ字管式
基　　数	２
伝熱容量	約 8.7 MW（１基当たり）
最高使用圧力	
管　　側	4.1MPa[gage]
胴　　側	0.98MPa[gage]
最高使用温度	
管　　側	200℃
胴　　側	95℃
材　　料	
管	ステンレス鋼
胴	炭素鋼

(17) 格納容器再循環サンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・原子炉格納容器スプレイ設備

・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低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	プール形
材	料	鉄筋コンクリート
基	数	2

（18）格納容器再循環サンプスクリーン

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・原子炉格納容器スプレイ設備

・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低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	ディスク型
容　　量	約 1,792m^3／h（1基当たり）
最高使用温度	127℃
材　　料	ステンレス鋼
基　　数	2

第 5.5.1 表　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（常設）の設備仕様

(1)　加圧器逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

・１次冷却設備（通常運転時等）

・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

・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を減圧するための設備

型　　式	空気作動式
個　　数	２
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	360℃
材　　料	ステンレス鋼

(2)　充てん／高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・化学体積制御設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	横置うず巻式
台　　数	3
容　　量	約 147m^3／h（1台当たり） （安全注入時）
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
揚　　程	約 732m（安全注入時）
本体材料	ステンレス鋼

(3) 燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・原子炉格納容器スプレイ設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

・火災防護設備

型式	たて置円筒型
基数	1
容量	約 1,800m^3
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	2,700ppm 以上
材料	ステンレス鋼
設置高さ	EL.＋11.0m
距離	約 45m（２号炉心より）

(4)　ほう酸注入タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
材　　料	炭素鋼（ステンレス内張り）

(5)　海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉補機冷却海水設備

・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を減圧するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置斜流型
台　　数	２（蒸気発生器２次側による炉心冷却時Ａ、Ｂ号機使用）
容　　量	約 2,200m^3／h（１台当たり）
揚　　程	約 36m
本体材料	ステンレス鋼

(6)　電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・給水設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型　　式	横置多段うず巻式
台　　数	2
容　　量	約 90m^3／h（1台当たり）
揚　　程	約 900m
電　動　機	約 400kW
本体材料	合金鋼

(7)　タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・給水設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型	式	横置多段タービン式（蒸気加減弁付）
台	数	1
容	量	約 210m^3／h
揚	程	約 900m
材	料	
胴		ステンレス鋼
インペラ主軸		ステンレス鋼

(8)　主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

・主蒸気系統設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型　　式	空気作動玉形弁
個　　数	3
容　　量	約 183t／h（1個当たり）
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
本体材料	低炭素鋼

(9) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

・１次冷却設備（通常運転時等）

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・１次冷却設備（重大事故等時）

型　　式	たて置Ｕ字管式熱交換器型
基　　数	３
胴側最高使用圧力	7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage]
１次冷却材流量	約 15,200t／h（１基当たり）
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約 5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約 269℃
蒸気発生量（定格出力時）	約 1,750t／h（１基当たり）
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝熱面積	約 5,060m^2（１基当たり）
伝熱管	
本　　数	3,386（１基当たり）
内　　径	約 20mm
厚　　さ	約 1.3mm

胴部外径	
上　　部	約 4.5m
下　　部	約 3.5m
全　　高	約 21m
材　　料	
本　　体	低合金鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

（10）海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉補機冷却海水設備

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・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

・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

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	２（蒸気発生器２次側による炉心冷却時Ａ、Ｂ号機使用）
最高使用圧力	1.1MPa[gage]
最高使用温度	50℃
本体材料	炭素鋼

（11）復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・２次系補給水設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
容　　量	約 800m^3
本体材料	低炭素鋼
設置高さ	EL.＋11.0m
距　　離	約 70m（２号炉心より）

(12) タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁

兼用する設備は以下のとおり。

・給水設備

・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を減圧するための設備

型　　式	電気直流作動式
個　　数	2
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
本体材料	低炭素鋼

(13) 余熱除去ポンプ入口弁

兼用する設備は以下の通り。

・非常用炉心冷却設備

・余熱除去設備

・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型　　式	手動式 (専用の工具で遠隔操作可能)
個　　数	2
最高使用圧力	4.1MPa[gage]
最高使用温度	200℃
本体材料	ステンレス鋼

第 5.5.2 表　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（可搬型）の設備仕様

（1）窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）

種　　類	鋼製容器
個　　数	４（予備２）
容　　量	約 47ℓ （１個当たり）
最高使用圧力	14.7MPa[gage]
供 給 圧 力	0.78MPa[gage]（減圧後圧力）

（2）可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）（１号及び２号炉共用）

型　　式	鉛蓄電池
個　　数	４（予備２）
容　　量	約 7.2A･h（１個当たり）
電　　圧	132V

第 5.6.1 表　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（常設）の設備仕様

(1)　格納容器スプレイポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉格納容器スプレイ設備
・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
・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備
・火災防護設備

型　　式	横置うず巻式
台　　数	２（代替炉心注入及び代替再循環時はＡ号機のみ使用）
容　　量	約 940m^3／h（１台当たり）
最高使用圧力	2.7MPa[gage]
最高使用温度	150℃
揚　　程	約 170m
本体材料	ステンレス鋼

(2) 燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・原子炉格納容器スプレイ設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

・火災防護設備

型式	たて置円筒型
基数	1
容量	約 1,800m^3
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	2,700ppm 以上
材料	ステンレス鋼
設置高さ	EL.＋11.0m
距離	約 45m（２号炉心より）

(3)　格納容器スプレイ冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉格納容器スプレイ設備

・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

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

・火災防護設備

型　　式	横置Ｕ字管式
基　　数	２（代替炉心注入及び代替再循環時はＡ号機のみ使用）
伝熱容量	約 27 MW（１基当たり）
最高使用圧力	
管　　側	2.7MPa[gage]
胴　　側	0.98MPa[gage]
最高使用温度	
管　　側	150℃
胴　　側	95℃
材　　料	
管	ステンレス鋼
胴	炭素鋼

(4)　常設電動注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・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

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

型　　式	横置うず巻式
台　　数	1
容　　量	約 150m^3／h
揚　　程	約 150m
本体材料	ステンレス鋼

(5)　復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・２次系補給水設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
容　　量	約 800m^3
本体材料	低炭素鋼
設置高さ	EL.＋11.0m
距　　離	約 70m（２号炉心より）

（6）　格納容器再循環サンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・原子炉格納容器スプレイ設備

・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低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式		プール形
材　　料		鉄筋コンクリート
基　　数		2

(7)　格納容器再循環サンプスクリーン

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・原子炉格納容器スプレイ設備

・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低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	ディスク型
容　　量	約 1,792m^3／h（１基当たり）
最高使用温度	127℃
材　　料	ステンレス鋼
基　　数	２

(8)　充てん／高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・化学体積制御設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	横置うず巻式
台　　数	3 （代替炉心注入時はB号機のみ使用 代替再循環時はC号機のみ使用）
容　　量	約 34m^3／h（1台当たり） （充てん使用時） 約 45m^3／h（1台当たり） （最大充てん時） 約 147m^3／h（1台当たり） （安全注入時）
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
揚　　程	約 1,770m（充てん使用時） 約 732m（安全注入時）

本 体 材 料	ステンレス鋼

(9)　ほう酸注入タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
材　　料	炭素鋼（ステンレス内張り）

(10) 再生熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

・化学体積制御設備

・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

・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

型　　式	多胴横置U字管式
基　　数	1
最高使用圧力	
管　　側	18.8MPa[gage]
胴　　側	17.16MPa[gage]
最高使用温度	
管　　側	343℃
胴　　側	343℃
材　　料	
管	ステンレス鋼
胴	ステンレス鋼

（11）余熱除去ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・余熱除去設備

・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低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	横置うず巻式
台　　数	２（代替再循環時はＢ号機のみ使用）
容　　量	約 852m^3／h（１台当たり）（安全注入時及び再循環運転時）
最高使用圧力	4.1MPa[gage]
最高使用温度	200℃
揚　　程	約 73m（安全注入時及び再循環運転時）
本体材料	ステンレス鋼

(12) 余熱除去冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・余熱除去設備

・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低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	横置U字管式
基　　数	2（代替再循環時はB号機のみ使用）
伝熱容量	約8.7 MW（1基当たり）
最高使用圧力	
管　　側	4.1MPa[gage]
胴　　側	0.98MPa[gage]
最高使用温度	
管　　側	200℃
胴　　側	95℃
材　　料	
管	ステンレス鋼
胴	炭素鋼

(13) 海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉補機冷却海水設備

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・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

・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

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	2（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却時A、B号機使用）
最高使用圧力	1.1MPa[gage]
最高使用温度	50℃
本体材料	炭素鋼

(14) 原子炉補機冷却水冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉補機冷却水設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・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

・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

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	横置直管式
基　　数	2（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却時A、B号機使用）
最高使用温度	
管　　側	50℃
胴　　側	160℃
最高使用圧力	
管　　側	1.1MPa[gage]
胴　　側	0.98MPa[gage]
材　　料	
管	アルミブラス
胴	炭素鋼

(15) 電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・給水設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型　　式	横置多段うず巻式
台　　数	2
容　　量	約 90m^3／h（1台当たり）
揚　　程	約 900m
電　動　機	約 400kW
本体材料	合金鋼

（16）タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・給水設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型式	横置多段タービン式（蒸気加減弁付）
台数	1
容量	約 210m^3／h
揚程	約 900m
材料	
胴	ステンレス鋼
インペラ主軸	ステンレス鋼

(17) 主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

・主蒸気系統設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型　　式	空気作動玉形弁
個　　数	3
容　　量	約 183t／h（1個当たり）
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
本体材料	低炭素鋼

（18）蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

・１次冷却設備（通常運転時等）

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・１次冷却設備（重大事故等時）

型　　式	たて置Ｕ字管式熱交換器型
基　　数	３
胴側最高使用圧力	7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage]
１次冷却材流量	約 15,200t／h（１基当たり）
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約 5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約 269℃
蒸気発生量（定格出力時）	約 1,750t／h（１基当たり）
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝熱面積	約 5,060m^2（１基当たり）
伝熱管	
本　　数	3,386（１基当たり）
内　　径	約 20mm
厚　　さ	約 1.3mm

胴部外径	
上部	約 4.5m
下部	約 3.5m
全高	約 21m
材料	
本体	低合金鋼
伝熱管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

第 5.6.2 表　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（可搬型）の設備仕様

（1）　可搬型電動低圧注入ポンプ（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・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

・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	横置うず巻式
台	数	４＊１ （保有数は可搬型ディーゼル注入ポンプと合わせて１号及び２号炉共用で６台）
容	量	約 150m^3／h（１台当たり）
揚	程	約 150m

(2)　可搬型電動ポンプ用発電機（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・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

・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

台	数	４＊1
容	量	約 610kVA（１台当たり）

(3)　可搬型ディーゼル注入ポンプ（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・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

・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	横置うず巻式
台　　数	２＊１ （保有数は可搬型電動低圧注入ポンプと合わせて１号及び２号炉共用で６台）
容　　量	約 150m^3／h（１台当たり）
揚　　程	約 470m

＊１　保有台数を示す。１号炉及び２号炉共用で可搬型電動低圧注入ポンプ(含む可搬型電動ポンプ用発電機)と可搬型ディーゼル注入ポンプを組合わせて台数は４台(予備２台）とする。

(4)　中間受槽（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・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

・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	組立式水槽
個　　数	４（予備１）
容　　量	約 50m^3（１個当たり）
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	40℃

(5)　移動式大容量ポンプ車（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・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

・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

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	横置うず巻式
台　　数	２＊２
	１＊２
容　　量	約 840m^3／h（１台当たり）
	約 1,320m^3／h（１台当たり）
揚　　程	約 140m

＊２　１台で１号炉及び２号炉の同時使用が可能。組み合わせて台数は２台（予備１台）とする。

第5.8.1表　化学体積制御設備の設備仕様

封水供給流量	約5.5m^3／h
封水戻り流量	約2.0m^3／h
抽出流量	
通　　常	約13.5m^3／h
最　　大	約27.2m^3／h
充てん流量（封水を除く）	
通　　常	約10.2m^3／h
最　　大	約23.8m^3／h
１次冷却材抽出温度	約284℃
１次冷却材充てん温度	約253℃
ほう酸回収系への流出水温度	約　46℃
充てん／高圧注入ポンプミニマムフロー（ポンプ１台当り）	約13.6m^3／h

第5.8.2表　化学体積制御設備構成機器の設備仕様

(1)　再生熱交換器

個　　数	1
伝熱容量	約2.1×10^6kcal／h
最高使用圧力	
管　　側	192kg／cm^2G
胴　　側	175kg／cm^2G
最高使用温度	
管　　側	343℃
胴　　側	343℃
材　　料	
管　　側	ステンレス鋼
胴　　側	ステンレス鋼

(2)　非再生冷却器

個　　数	1
伝熱容量	約4.1×10^6kcal／h
最高使用圧力	
管　　側	42kg／cm^2G
胴　　側	10kg／cm^2G
最高使用温度	
管　　側	200℃
胴　　側	95℃
材　　料	
管　　側	ステンレス鋼
胴　　側	炭　素　鋼

(3) 余剰抽出冷却器

個　　数	1
伝熱容量	約8.3×10^5kcal／h
最高使用圧力	
管　　側	175kg／cm^2G
胴　　側	10kg／cm^2G
最高使用温度	
管　　側	343℃
胴　　側	95℃
材　　料	
管　　側	ステンレス鋼
胴　　側	炭　素　鋼

(4) 封水冷却器

個　　数	1
伝熱容量	約2.6×10^5kcal／h
最高使用圧力	
管　　側	10kg／cm^2G
胴　　側	10kg／cm^2G
最高使用温度	
管　　側	95℃
胴　　側	95℃
材　　料	
管　　側	ステンレス鋼
胴　　側	炭　素　鋼

(5)　冷却材混床式脱塩塔

個　　数	2
流　　量	約27.2(m^3／h)／個
容器最高使用圧力	14kg／cm^2 G
容器最高使用温度	65℃
本体材料	ステンレス鋼

(6)　ほう酸除去脱塩塔

個　　数	2
流　　量	約27.2(m^3／h)／個
容器最高使用圧力	14kg／cm^2 G
容器最高使用温度	65℃
本体材料	ステンレス鋼

(7)　冷却材陽イオン脱塩塔

個　　数	1
流　　量	約13.6m^3／h
容器最高使用圧力	14kg／cm^2 G
容器最高使用温度	65℃
本体材料	ステンレス鋼

(8)　体積制御タンク

個　　数	1
容　　量	約8.5m^3
最高使用圧力	5 kg／cm^2 G
最高使用温度	95℃
運転圧力	約1.1kg／cm^2 G
運転温度	約46℃

冷却材スプレイ流量	約27m^3／h
材　　料	ステンレス鋼

(9)　充てん／高圧注入ポンプ

型　　式	横置渦巻式
個　　数	3
容　　量	約34(m^3／h)／個(通常充てん時)
	約45(m^3／h)／個(最大充てん時)
最高使用圧力	192kg／cm^{2}G
最高使用温度	150℃
揚　　程	約1,770m
運転温度	約53℃
本体材料	ステンレス鋼

(10)　ほう酸ポンプ

型　　式	横置渦巻式
個　　数	2
容　　量	約17(m^3／h)／個
最高使用圧力	10kg／cm^{2}G
最高使用温度	95℃
本体材料	ステンレス鋼

(11)　ほう酸タンク

個　　数	2
容　　量	約30m^3／個
最高使用圧力	大　気　圧
最高使用温度	95℃
電　熱　器	ストリップ型　8.1kW×2(タンク1個あたり)

ほう素濃度	約21,000ppm
材　　料	ステンレス鋼

(12)　ほう酸補給タンク

個　　数	1
容　　量	約1.5m^3
最高使用圧力	大　気　圧
最高使用温度	95℃
材　　料	ステンレス鋼

(13)　１次系薬品タンク

基　　数	1
容　　量	約19ℓ
最高使用圧力	10kg／cm^{2}G
最高使用温度	65℃
材　　料	ステンレス鋼

(14)　冷却材フィルタ

型　　式	カートリッジ型
個　　数	1
設計流量	約27m^3／h
最高使用圧力	14kg／cm^{2}G
最高使用温度	95℃
圧力損失(初期)	約0.35kg／cm^2
25μm粒子除去率	約98%
容器材料	ステンレス鋼

(15)　封水フィルタ

型　　式	カートリッジ型

個　　数	1
設計流量	約７ｍ^3／ｈ
最高使用圧力	10kg／cm^2 G
最高使用温度	95℃
圧力損失(初期)	約0.35kg／cm^2
25μｍ粒子除去率	約98％
容器材料	ステンレス鋼

(16)　封水注入フィルタ

型　　式	カートリッジ型
個　　数	２
設計流量	約７(ｍ^3／ｈ)／個
最高使用圧力	192kg／cm^2 G
最高使用温度	95℃
圧力損失(初期)	約0.5kg／cm^2
５μｍ粒子除去率	約98％
容器材料	ステンレス鋼

(17)　ほう酸フィルタ

型　　式	カートリッジ型
個　　数	1
設計流量	約17ｍ^3／ｈ
最高使用圧力	10kg／cm^2 G
最高使用温度	95℃
圧力損失(初期)	約0.35kg／cm^2
25μｍ粒子除去率	約98％
容器材料	ステンレス鋼

第5.9.1表　原子炉補機冷却水設備の設備仕様

(1)　原子炉補機冷却水冷却器

型　　式	横置直管式
個　　数	4
伝熱容量	約6.8×10^6(kcal／h)／個
最高使用温度	
管　　側	50℃
胴　　側	95℃
最高使用圧力	
管　　側	7 kg／cm^2 G
胴　　側	10kg／cm^2 G
材　　料	
管　　側	アルミブラス
胴　　側	炭　素　鋼

(2)　原子炉補機冷却水ポンプ

型　　式	横置渦巻式
個　　数	4
容　　量	約1,300(m^3／h)／個
揚　　程	約55m
本体材料	炭　素　鋼

(3)　原子炉補機冷却水サージタンク

型　　式	横円筒型
個　　数	1

容　　量	約８ｍ^3
通常水容量	約４ｍ^3
最高使用圧力	3.5kg／cm^2 G
最高使用温度	95℃
材　　料	炭　素　鋼

第 5.9.2 表　原子炉補機冷却海水設備の設備仕様

海水ポンプ

型　　式	たて置斜流型
台　　数	4
容　　量	約 2,200m^3／h（1 台当たり）
揚　　程	約 36m
本体材料	ステンレス鋼

第 5.10.1 表　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（常設）の設備仕様

(1)　電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・給水設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型　　式	横置多段うず巻式
台　　数	2
容　　量	約 90m^3／h（1台当たり）
揚　　程	約 900m
電 動 機	約 400kW
本体材料	合 金 鋼

(2)　タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・給水設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型　　式	横置多段タービン式（蒸気加減弁付）
台　　数	1
容　　量	約 210m^3／h
揚　　程	約 900m
材　　料	
胴	ステンレス鋼
インペラ主軸	ステンレス鋼

(3) 復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・２次系補給水設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
容　　量	約 800m^3
本体材料	低炭素鋼
設置高さ	EL.＋11.0m
距　　離	約 70m（２号炉心より）

(4)　主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

・主蒸気系統設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型　　式	空気作動玉形弁
個　　数	3
容　　量	約 183t／h（1個当たり）
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
本体材料	低炭素鋼

(5) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

・１次冷却設備（通常運転時等）

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・１次冷却設備（重大事故等時）

型　　式	たて置Ｕ字管式熱交換器型
基　　数	３
胴側最高使用圧力	7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage]
１次冷却材流量	約 15,200t／h（１基当たり）
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約 5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約 269℃
蒸気発生量（定格出力時）	約 1,750t／h（１基当たり）
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝熱面積	約 5,060m^2（１基当たり）
伝熱管	
本　　数	3,386（１基当たり）
内　　径	約 20mm
厚　　さ	約 1.3mm

胴部外径	
上　　部	約 4.5m
下　　部	約 3.5m
全　　高	約 21m
材　　料	
本　　体	低合金鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

（6） 格納容器再循環ユニット

兼用する設備は以下のとおり。

・換気設備

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

型　　式	補機冷却水冷却コイル内蔵型
基　　数	２（格納容器内自然対流冷却時Ａ、Ｂ号機使用）
伝熱容量	約 8.3MW（１基当たり）
最高使用温度	
管　　側	160℃
最高使用圧力	
管　　側	1.1MPa[gage]

(7)　海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉補機冷却海水設備

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の加圧破損を防止するための設備

・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

・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

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	２（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却時Ａ、Ｂ号機使用）
最高使用圧力	1.1MPa[gage]
最高使用温度	50℃
本体材料	炭素鋼

(8)　原子炉補機冷却水冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉補機冷却水設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・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

・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

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	横置直管式
基　　数	２（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却時Ａ、Ｂ号機使用）
最高使用温度	
管　　側	50℃
胴　　側	160℃
最高使用圧力	
管　　側	1.1MPa[gage]
胴　　側	0.98MPa[gage]
材　　料	
管	アルミブラス
胴	炭素鋼

第5.10.2表　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備(可搬型)の設備仕様

(1)　移動式大容量ポンプ車（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・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
・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
・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
・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
・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	横置うず巻式
台　　数	２＊１
	１＊１
容　　量	約840m^3／h（１台当たり）
	約1,320m^3／h（１台当たり）
揚　　程	約140m

＊１　１台で１号炉及び２号炉の同時使用が可能。組み合わせて台数は２台（予備１台）とする。

第 5.11.1 表　主蒸気系統設備の設備仕様

(1)	主蒸気管	
	管内径	約 700 ㎜
	管厚	約 33 ㎜
	最高使用圧力	7.48MPa[gage]
	最高使用温度	291℃
	材料	炭素鋼
(2)	主蒸気隔離弁	
	型式	スウィング・ディスク式
	個数	3
	最高使用圧力	7.48MPa[gage]
	最高使用温度	291℃
	本体材料	炭素鋼
(3)	主蒸気逆止弁	
	型式	スウィング・チェック式
	個数	3
	最高使用圧力	7.48MPa[gage]
	最高使用温度	291℃
	本体材料	炭素鋼

(4)　タービン・バイパス弁

型　　式	空気作動玉形弁
個　　数	8
口　　径	8B
容　　量	約 260t／h（1個当たり）
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
本体材料	低炭素鋼

(5)　主蒸気逃がし弁

型　　式	空気作動玉形弁
個　　数	3
口　　径	6B
容　　量	約 183t／h（1個当たり）
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
本体材料	炭素鋼

(6)　主蒸気安全弁

型　　式	スプリング式
個　　数	21
口　　径	5B
容　　量	約 260t／h（1個当たり）
本体材料	炭素鋼

第 5.11.2 表　蒸気タービン設備の設備仕様

(1)　蒸気タービン

型　　式	串型４車室６分流排気再熱再生式
台　　数	1
出　　力	約 890,000kW（発電端）
回　転　数	約 1,800rpm
主蒸気止め弁前蒸気圧力	約 5.07MPa[gage]
〃　温度	約 266.0℃
〃　湿り度	約 0.4％以下
タービン流入蒸気量	約 5,203t／h
	約 5,470t／h（主蒸気加減弁全開時）
排気真空度	約－96.3kPa
タービン段落数	
高圧タービン	反 動 段　10 段×２
低圧タービン	反 動 段　９段×６
低圧タービン最終翼	約 1,156.9 ㎜（45.5 インチ）

(2)　主要蒸気弁

主蒸気止め弁

型　　式	ダブルプラグ型
個　　数	４
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
本 体 材 料	低炭素鋼

主蒸気加減弁

型　　式	バランスタイプ式
個　　数	4
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
本体材料	炭素鋼

再熱蒸気止め弁

型　　式	バタフライ弁
個　　数	6
最高使用圧力	1.42MPa[gage]
最高使用温度	270℃
本体材料	炭素鋼

インターセプト弁

型　　式	バタフライ弁
個　　数	6
最高使用圧力	1.42MPa[gage]
最高使用温度	270℃
本体材料	炭素鋼

(3)　ターニング装置

型　　式	サイドマウント型　自動離脱及び電動機停止式
台　　数	1
回転数	約 1.5rpm
歯車材料	合金鋼

(4) 湿分分離加熱器

型式	横置シェブロン式フィン付Uチューブ型
基数	2
入口蒸気	
圧力	約 1.18MPa[gage]
温度	約 190℃
湿り度	約 10%
流量	約 4,160t／h
出口蒸気	
圧力	約 1.08MPa[gage]
温度	約 250℃
流量	約 3,740t／h
材料	
胴	炭素鋼
加熱管	90－10キュプロニッケル
シェブロン	ステンレス鋼

(5) 潤滑油系統設備

a. 主油ポンプ

型式	タービン主軸駆動渦巻式
台数	1
吐出圧力	約 2.00MPa[gage]
吐出量	約 700m^3／h
本体材料	炭素鋼

b. 補助油ポンプ

型　　式	たて置渦巻式
台　　数	1
吐出圧力	約 1.08MPa[gage]
吐　出　量	約 45 cm^3／h
本体材料	鋳　　鉄

c．ターニング油ポンプ

型　　式	たて置渦巻式
台　　数	1
吐出圧力	約 0.33MPa[gage]
吐　出　量	約 490 cm^3／h
本体材料	鋳　　鉄

d．非常用油ポンプ

型　　式	たて置渦巻式
台　　数	1
吐出圧力	約 0.30MPa[gage]
吐　出　量	約 450m^3／h
本体材料	鋳　　鉄

e．ジャッキング油ポンプ

型　　式	ベーン型
台　　数	3
吐出圧力	約 13.7MPa[gage]
吐出流量	約 3.3m^3／h（1台当たり）
本体材料	炭素鋳鋼

f．ＥＨガバナ油ポンプ

型　　式	ベーン型
台　　数	２
吐出圧力	約 14.5MPa[gage]
吐　　出　　量	約 6.0m^3／h（１台当たり）

g．油冷却器

型　　式	たて置表面冷却式
基　　数	２
冷却水量	約 900m^3／h（１基当たり）
材　　料	
胴	低炭素鋼
水室蓋	鋳　　鉄
管	アルミニウムブラス

h．主油タンク

型　　式	横置円筒型
基　　数	１
容　　量	約 70m^3
本体材料	低炭素鋼

第5.11.3表　復水設備の設備仕様

(1)　復　水　器

型　　式	ラジアルフロー表面冷却式単流半区分向流型
個　　数	3
復水器上部真空度	約722mmHg
冷　却　水	海　　水
冷却水設計温度	22℃
冷却水量	約223,700m^3／h（3基分）
冷却面積	約106,500m^2（3基分）
冷却管材料	チ　タ　ン
冷却管本数	約78,570本（3基分）

(2)　復水ポンプ

型　　式	たて置多段ピット式
個　　数	3
容　　量	約1,700(m^3／h)／個
揚　　程	約90m
電　動　機	約550kW／個
本体材料	炭　素　鋼

(3)　循環水ポンプ

型　　式	可動翼たて置落し込み型
個　　数	2
容　　量	約114,500(m^3／h)／個

揚　　程	約13ｍ
電 動 機	約6,900kW／個
本体材料	鋳　　鉄

(4)　復水器真空ポンプ

型　　式	シールポンプ式
個　　数	3
容　　量	約40(ｍ^3／ｈ)／個 (735㎜Hg真空時抽出飽和空気量)
本体材料	鋳　　鉄

第5.11.4表　給水設備の設備仕様

(1)　グランド蒸気復水器

型　　式	横置表面冷却式
個　　数	1
処理蒸気量	約4,000kg／h
排気ファン	約70m^3／min×2個
材　　料	
胴	低炭素鋼
冷却管	アルミニウムブラス

(2)　復水脱塩装置

容　　量	3,300t／h
個　　数	5系列

(3)　給水加熱器

型　　式	横置Uチューブ型
個数（段数×系列数）	
低圧給水加熱器	12（4段×3系列）
高圧給水加熱器	2（1段×2系列）
最終給水温度	約220℃

(4)　脱気器

型　　式	横置スプレイトレイ型
個　　数	1
脱気器タンク容量	約400m^3
溶存酸素（定格出力時）	約0.005cc／ℓ以下

材　　料	
胴	炭 素 鋼
トレイ	ステンレス鋼

(5)　復水ブースタポンプ

型　　式	横置遠心式
個　　数	3
容　　量	約1,700(t／h)／個
揚　　程	約210m
電 動 機	約1,350kW

(6)　主給水ポンプ

a．タービン動主給水ポンプ

型　　式	横置単車室ダブルボリュート渦巻式
個　　数	2
容　　量	約3,300(m^3／h)／個
揚　　程	約510m
本体材料	合 金 鋼

b．電動主給水ポンプ

型　　式	横置単車室ダブルボリュート渦巻式
個　　数	1
容　　量	約3,300m^3／h
揚　　程	約545m
電 動 機	約5,800kW
本体材料	合 金 鋼

(7)　給水ブースタポンプ

型　　式	たて置ピット型

個　　数	3
容　　量	約3,300（m^3／h）／個
電 動 機	
タービン動主給水ポンプ用	約1,700kW/個×2
電動主給水ポンプ用	約1,700kW
本体材料	炭 素 鋼

(8)　補助給水ポンプ

a．タービン動補助給水ポンプ

型　　式	横置多段タービン式（蒸気加減弁付）
台　　数	1
容　　量	約210m^3／h
揚　　程	約900m
材　　料	
胴	ステンレス鋼
インペラ主軸	ステンレス鋼

b．電動補助給水ポンプ

型　　式	横置多段渦巻式
個　　数	2
容　　量	約90（m^3／h）／個
揚　　程	約900m
電 動 機	約400kW
本体材料	合 金 鋼

(9)　蒸気発生器水張ポンプ

型　　式	横置多段渦巻式
個　　数	1

容　　量	約150ｍ^3／ｈ
揚　　程	約800ｍ
電 動 機	約500kW
本体材料	合　金　鋼

第5.11.5表　２次系補給水設備の設備仕様

(1)　２次系補給水ポンプ（２号炉で増設、共用）

型　　式	横置渦巻式
個　　数	４（３個は１号炉で設置）
容　　量	約120ｍ^3／ｈ
本体材料	鋳　　鉄

(2)　復水タンク

型　　式	たて置円筒型
個　　数	１
容　　量	約800ｍ^3
本体材料	低炭素鋼

(3)　２次系純水タンク（１号炉で設置、共用）

型　　式	たて置円筒ダイヤフラムシール型
個　　数	２
容　　量	約1,300ｍ^3／個
本体材料	低炭素鋼

第5.11.6表　軸受冷却水設備及び軸受冷却海水設備の設備仕様

(1)　軸受冷却水冷却器

型　　式	横置表面冷却式
個　　数	3
冷却面積	約1,290㎡／個
淡水流量(胴側)	約1,550(m^3／h)／個
海水流量(管側)	約2,500(m^3／h)／個
材　　料	
胴	低炭素鋼
水室蓋	鋳　　鉄
冷却管	アルミニウムブラス

(2)　軸受冷却水ポンプ

型　　式	横置渦巻式
個　　数	3
容　　量	約1,550(m^3／h)／個
電動機	約220kW
本体材料	鋳　　鉄

(3)　海水ブースタポンプ

型　　式	横置渦巻式
個　　数	3
容　　量	約2,500(m^3／h)／個
本体材料	低合金鋳鉄

第5.12.1表　給水処理設備の設備仕様

(1)　原水タンク（１号炉で設置、共用）

個　　数	1
容　　量	約200m^3

(2)　原水ポンプ（２号炉で増設、共用）

個　　数	３（２個は１号炉で設置）
容　　量	約85(m^3／h)／個

(3)　ろ過水貯蔵タンク（１号炉で設置、共用）

個　　数	2
容　　量	約3,000m^3／個

(4)　純水装置（１号炉で設置、共用）

カチオン塔

個　　数	2
容　　量	約100(m^3／h)／個

アニオン塔

個　　数	2
容　　量	約100(m^3／h)／個

混床式ポリシャ

個　　数	2
容　　量	約100(m^3／h)／個

脱炭酸塔

型　　式	鋼板製円筒型
個　　数	2

真空式脱気器

型　　式	鋼板製円筒型
個　　数	2

(5)　純水タンク

ａ．２次系純水タンク（１号炉で設置、共用）

型　　式	たて置円筒形
個　　数	2
容　　量	約1,300ｍ^3／個

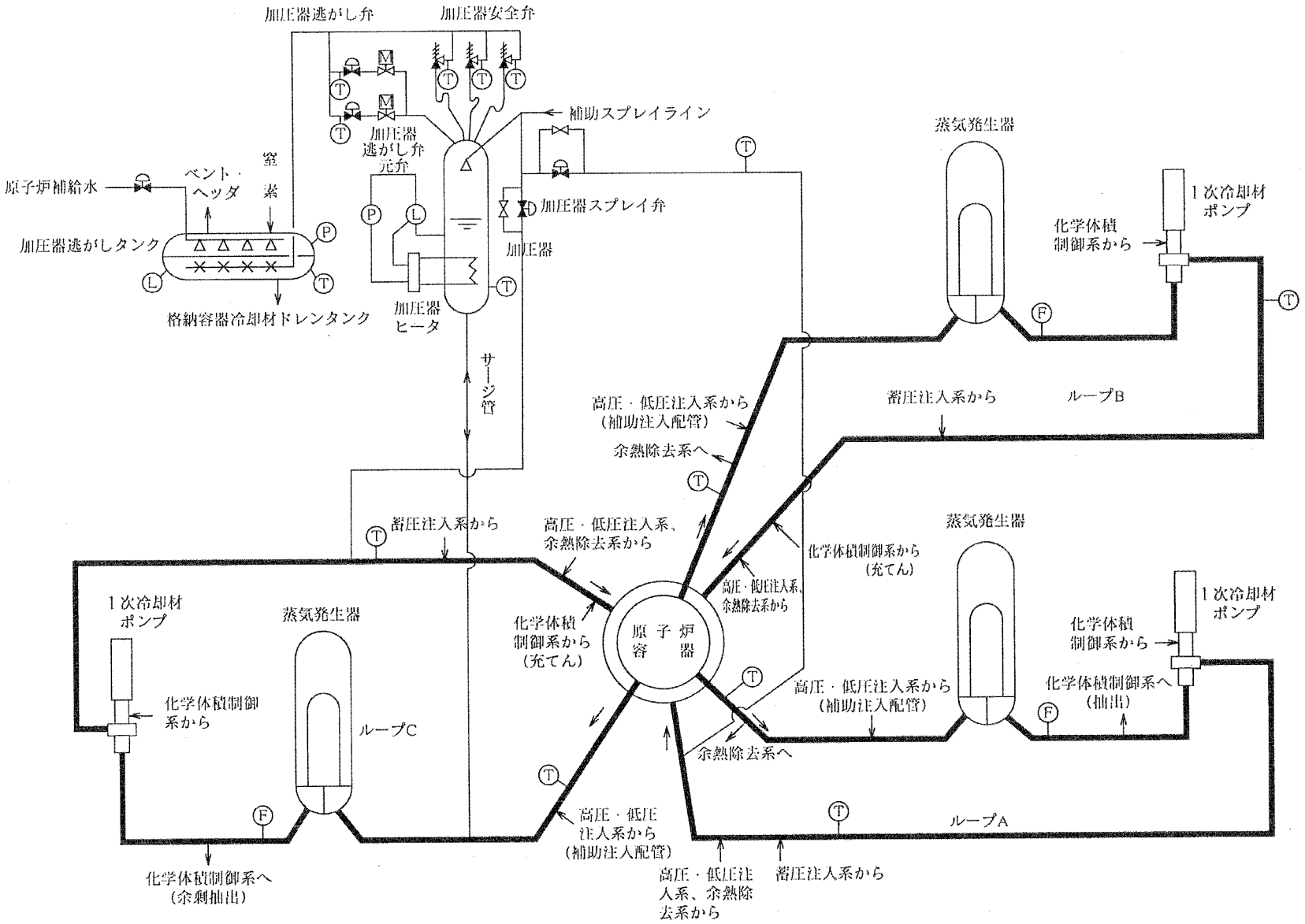
ｂ．１次系純水タンク

型　　式	たて置円筒形
個　　数	1
容　　量	約510ｍ^3

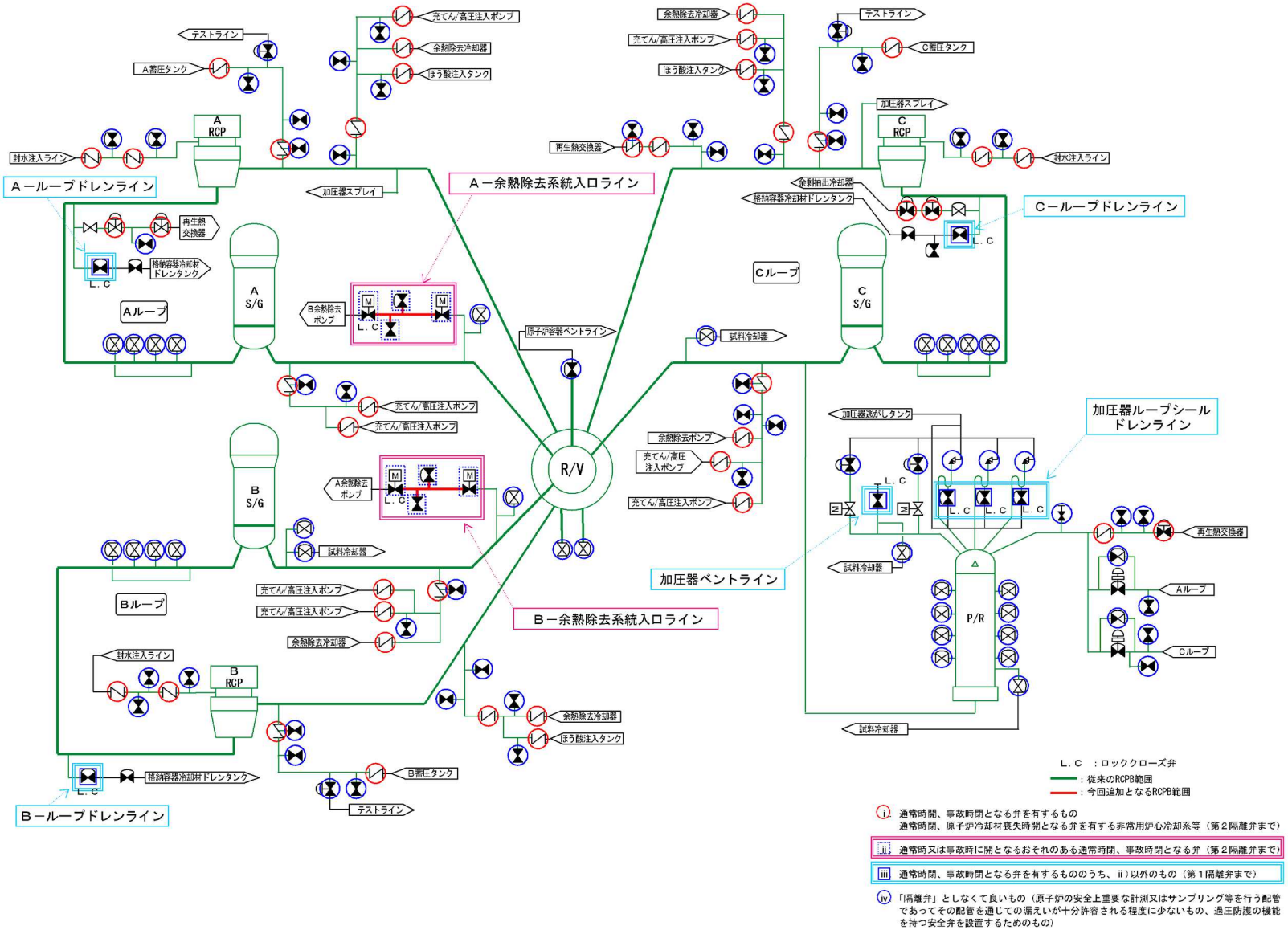
第5.12.2表　純水装置出口水質基準値

ｐＨ　（25℃において）	６～８
電導度（25℃において）	≦0.5μ℧／cm
溶存酸素（O_2）	≦0.1ppm
シリカ（SiO_2）	≦0.02ppm
塩　素（Ｃｌ）	Ｎ・Ｄ
全　鉄（Ｆｅ）	≦0.015ppm
全　銅（Ｃｕ）	Ｎ・Ｄ
濁　度	≦１ppm

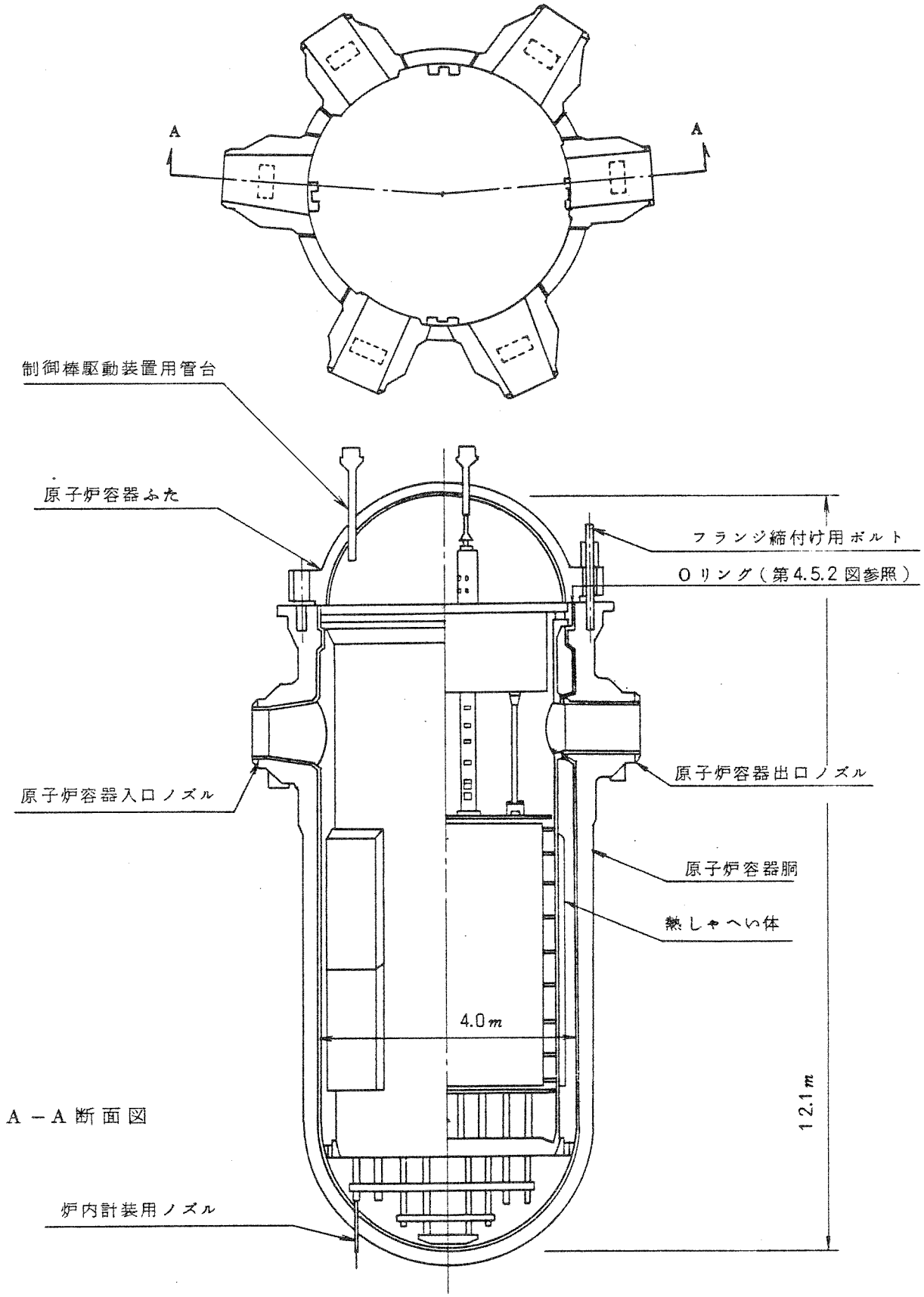
注：Ｎ・ＤとはＣｌについてはＡｇＣｌ比濁分析法、Ｃｕについてはジンコン法吸光光度法の測定感度以下を意味する。



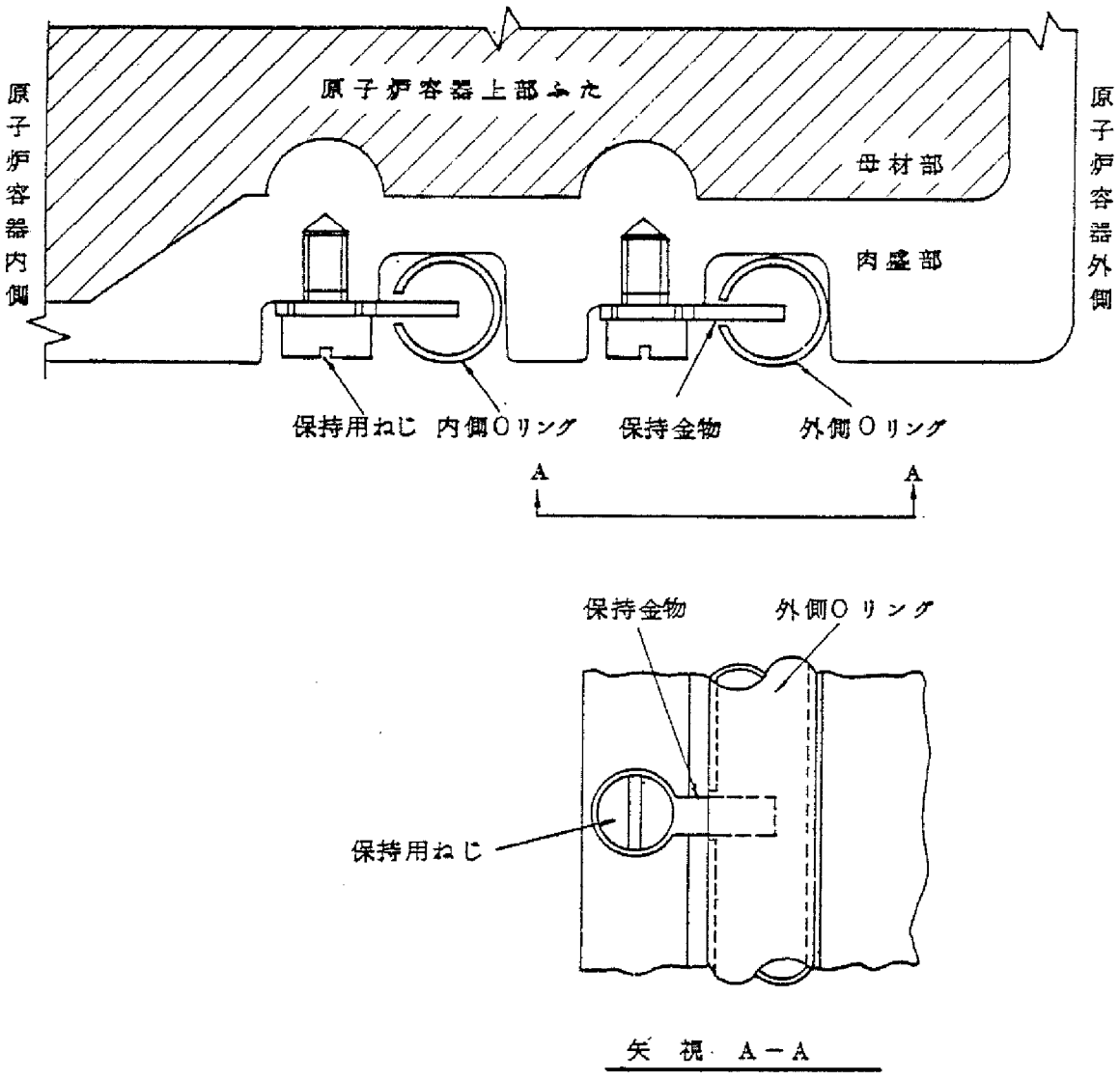
第 5.1.1 図　1 次冷却設備系統説明図



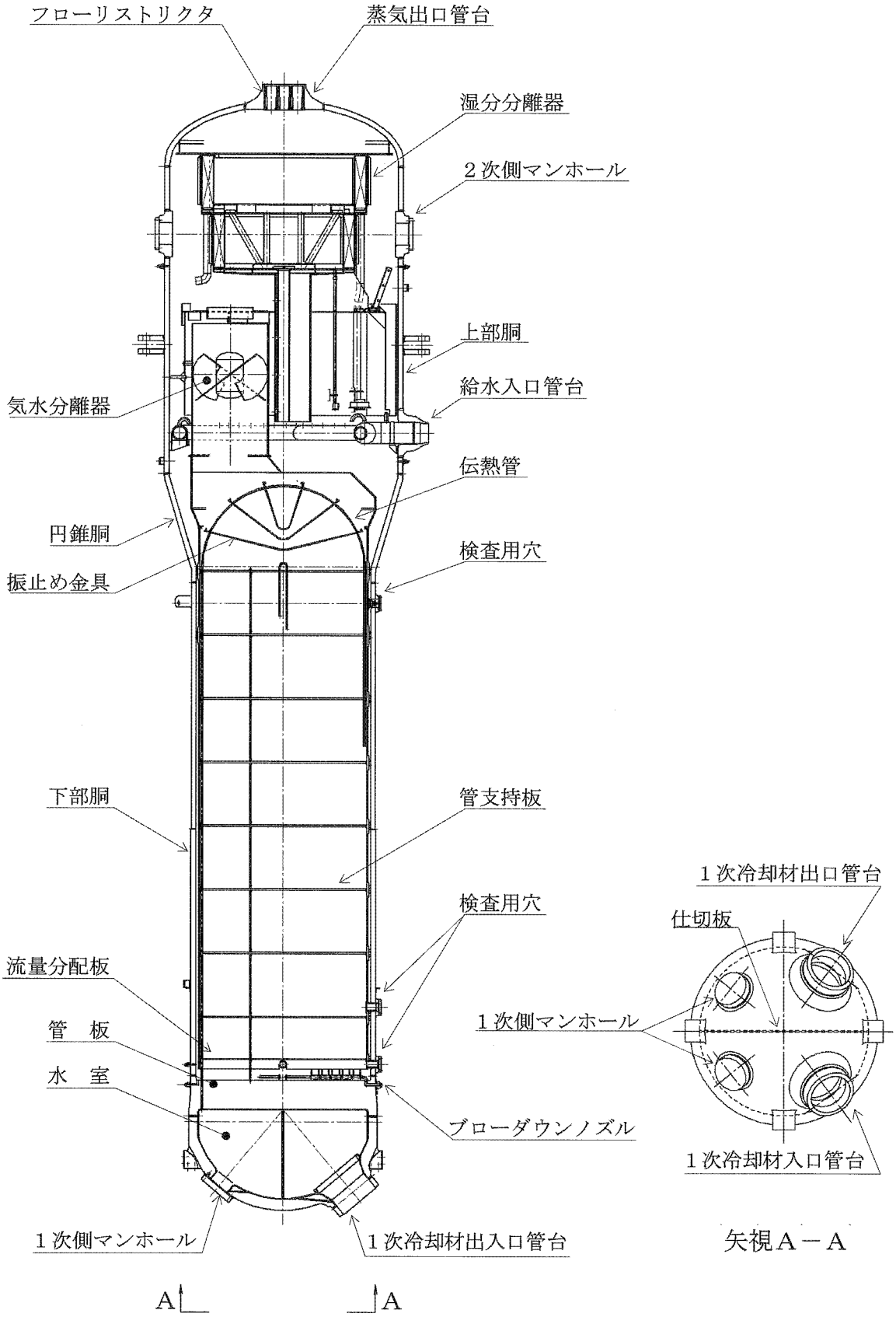
第 5.1.2 図　原子炉冷却材圧力バウンダリ説明図



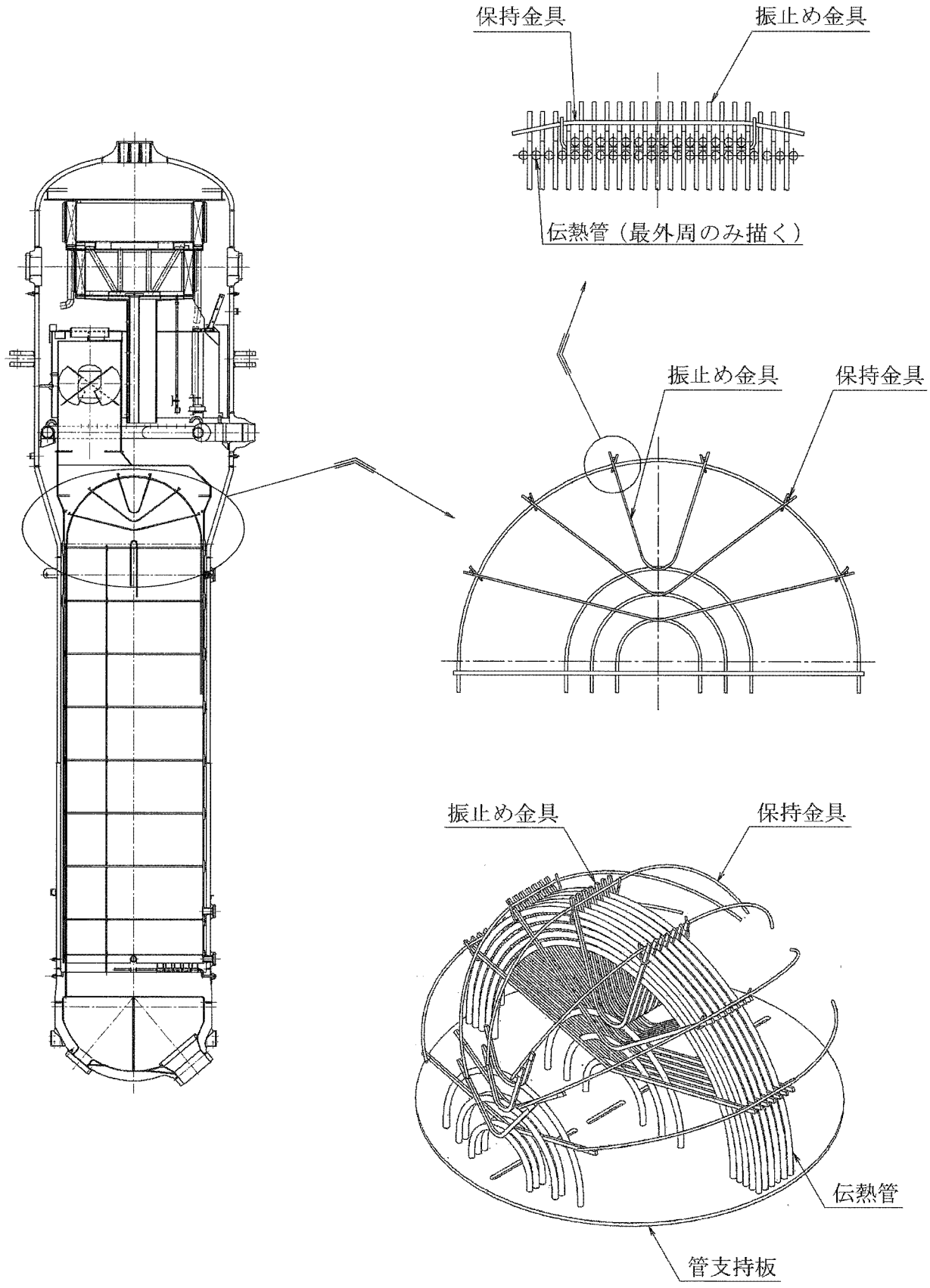
第 5.1.3 図　原子炉容器構造説明図



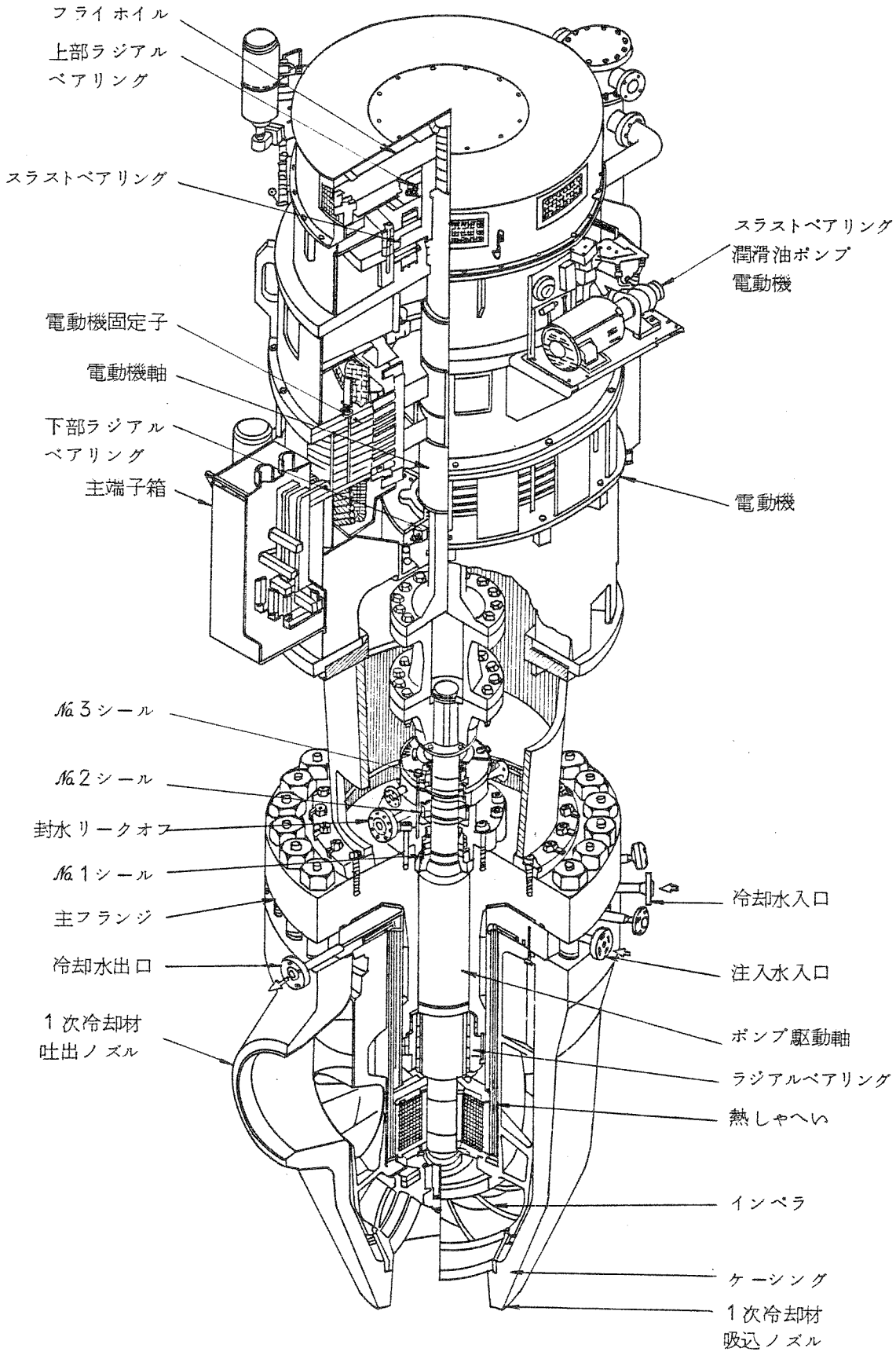
第 5.1.3(1)図　原子炉容器Oリング取付説明図



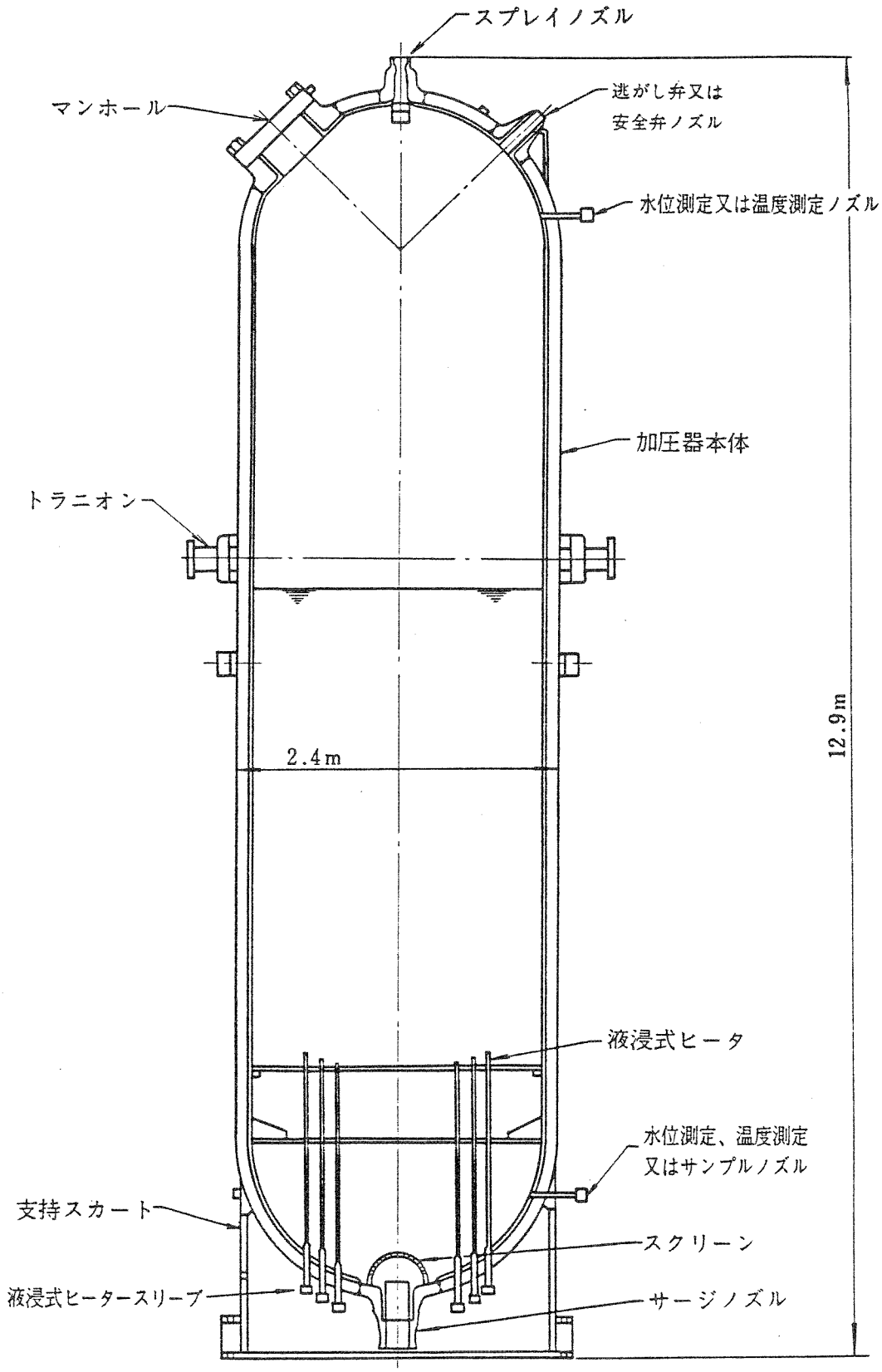
第 5.1.4 図　蒸気発生器構造説明図



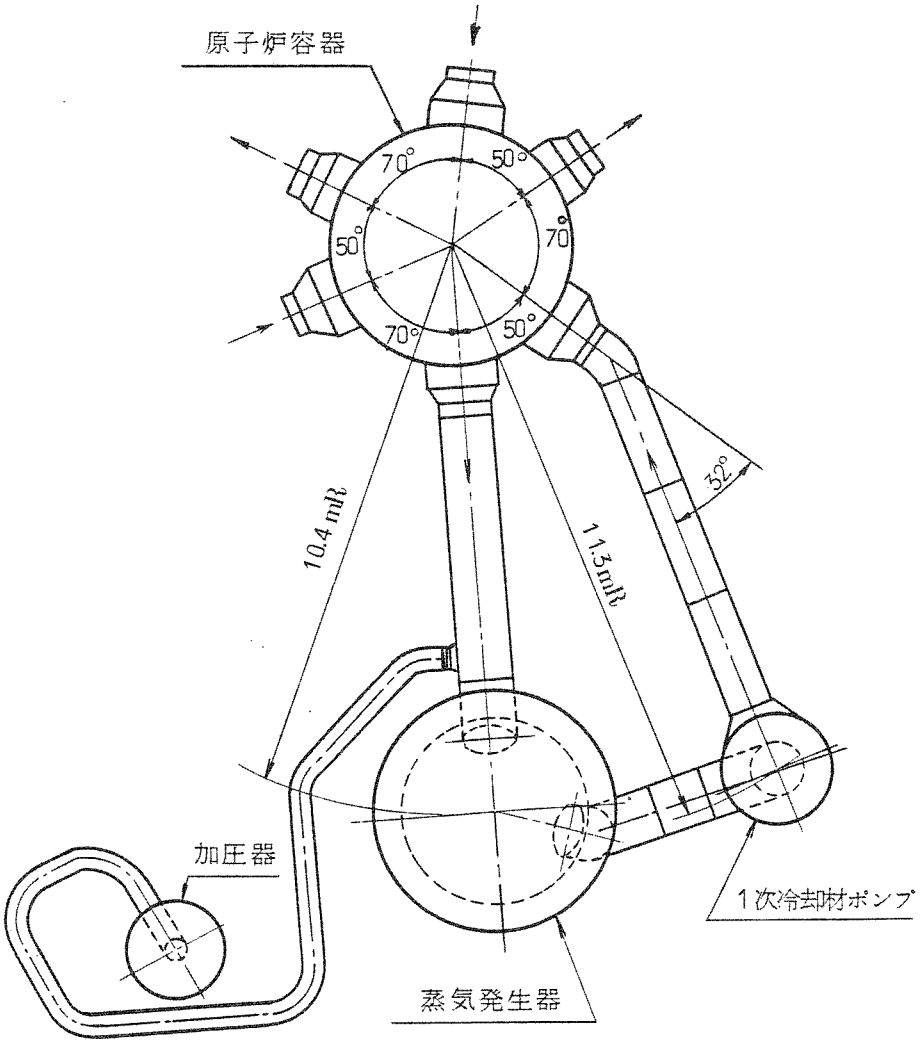
第 5.1.5 図　蒸気発生器伝熱管振止め金具取付説明図



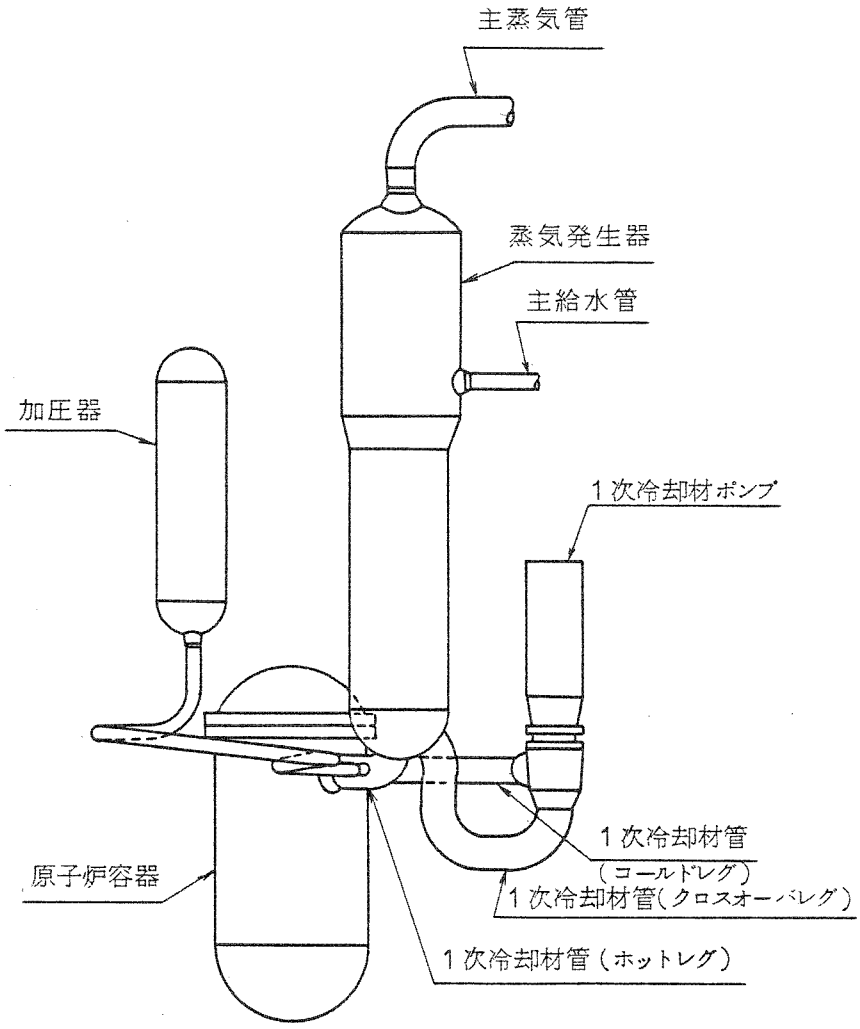
第 5.1.6 図　1 次冷却材ポンプ構造説明図



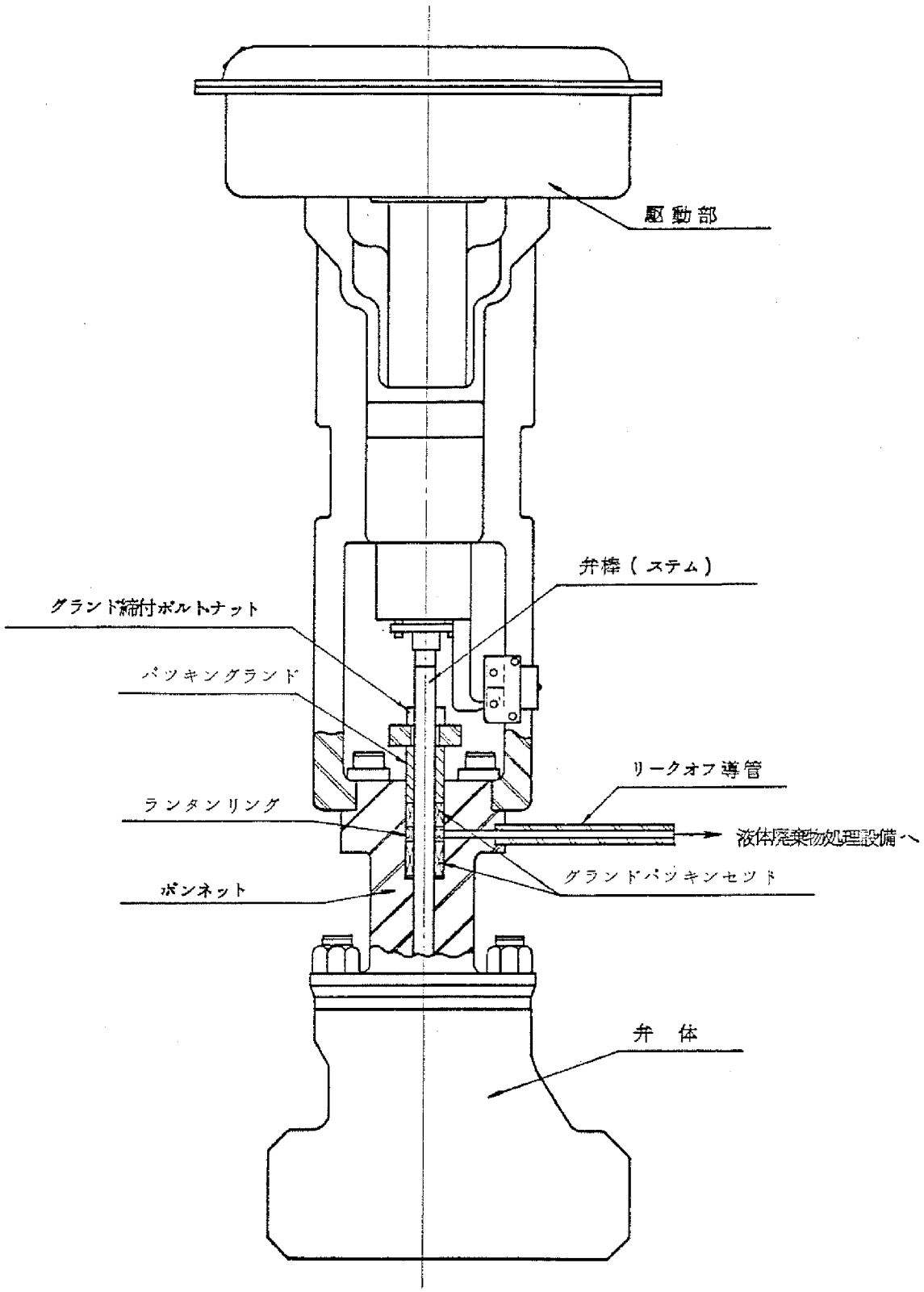
第 5.1.7 図　加圧器構造説明図



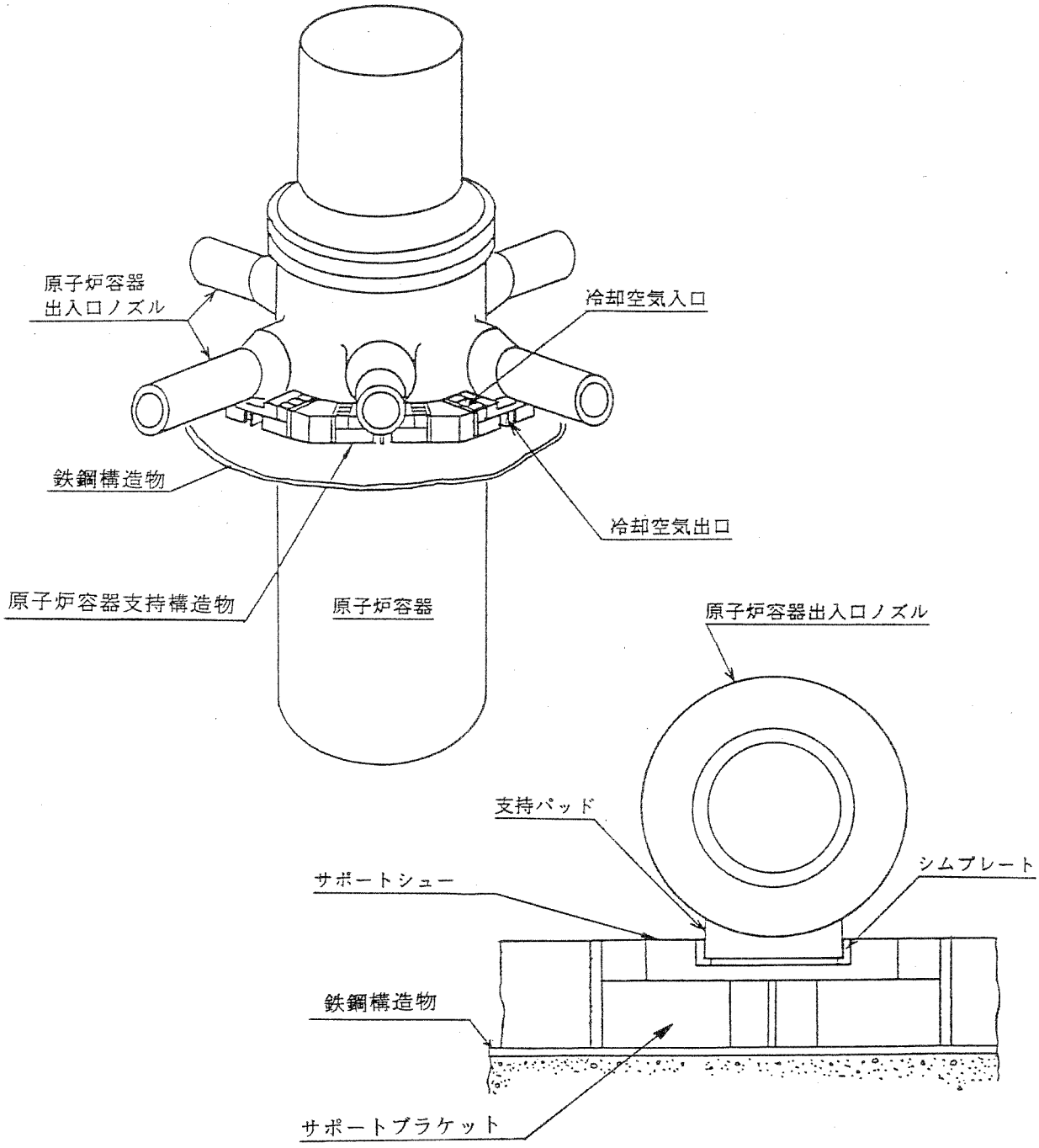
第 5.1.8 図　1 次冷却材管説明図（その 1）



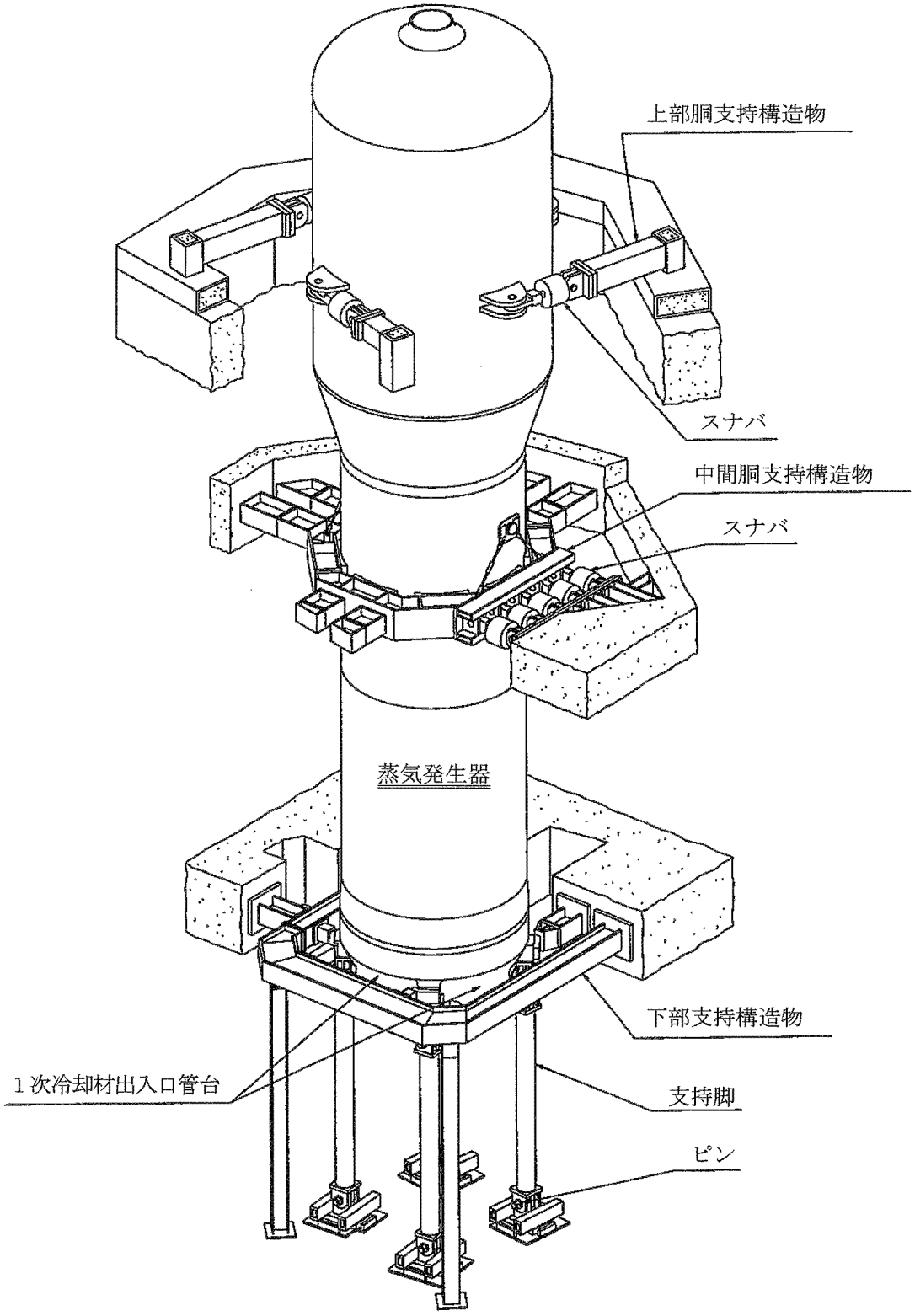
第 5.1.9 図　1 次冷却材管説明図（その 2）



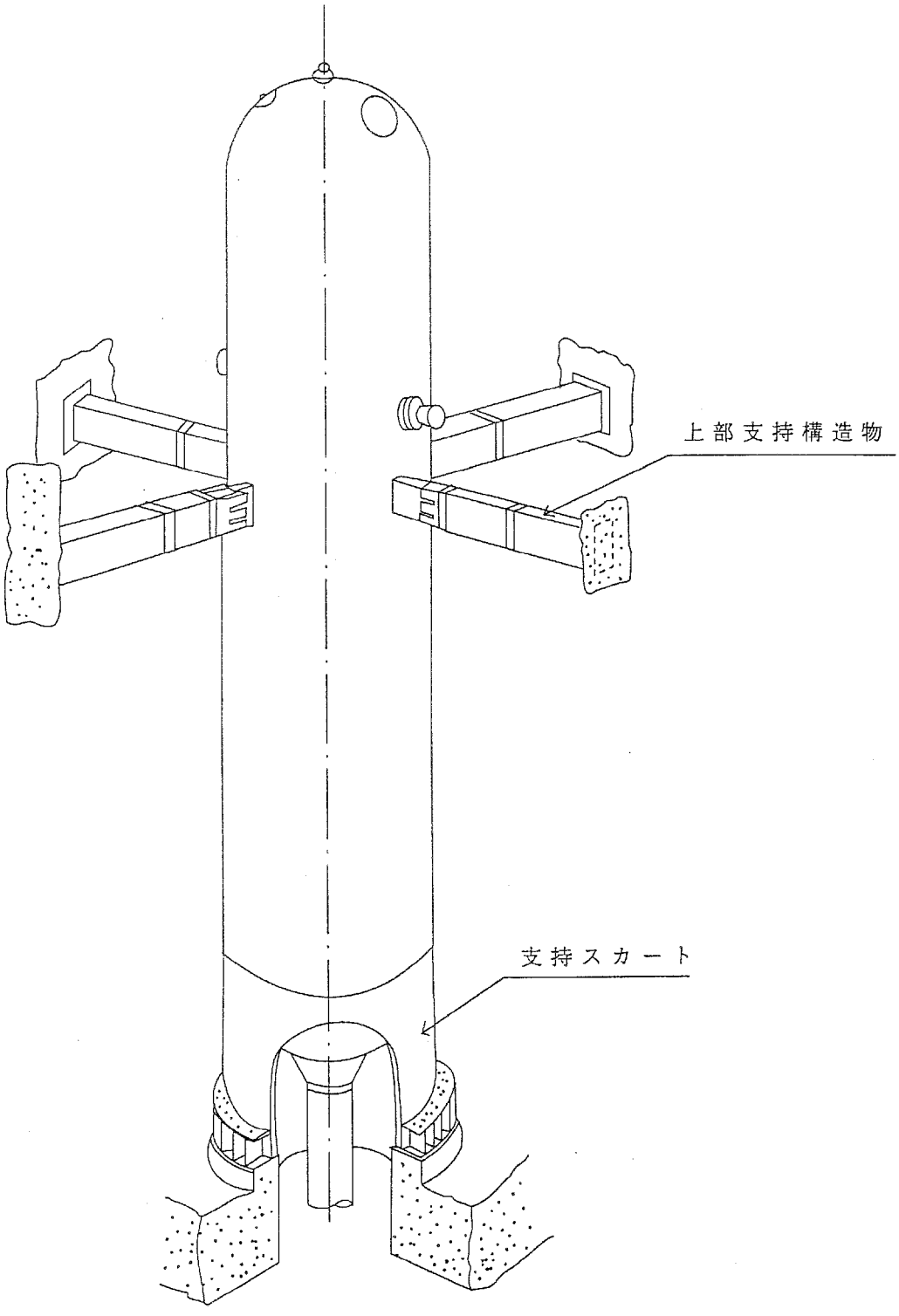
第 5.1.10 図　弁のステムリークオフ説明図



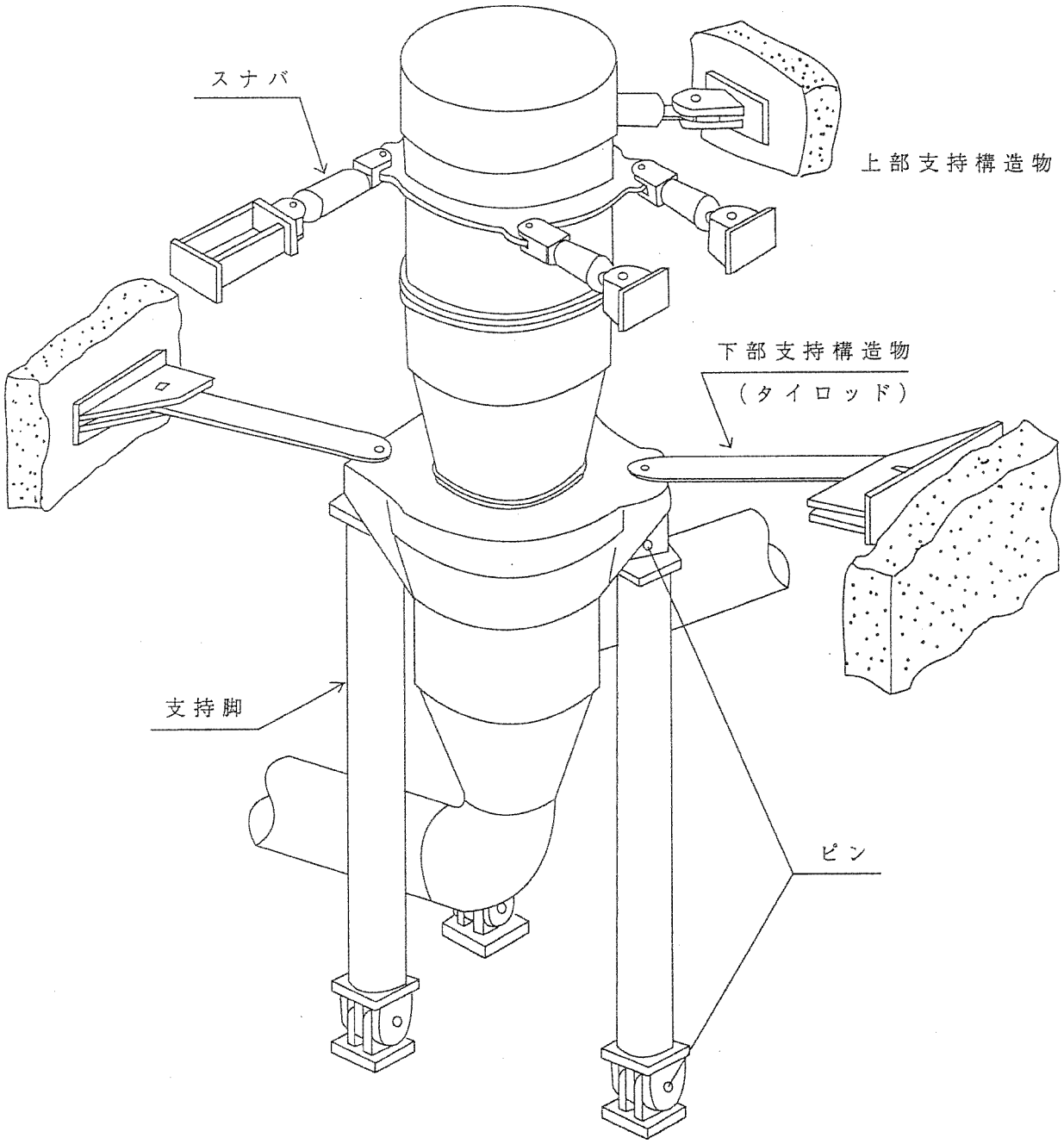
第 5.1.11 図　原子炉容器支持構造説明図



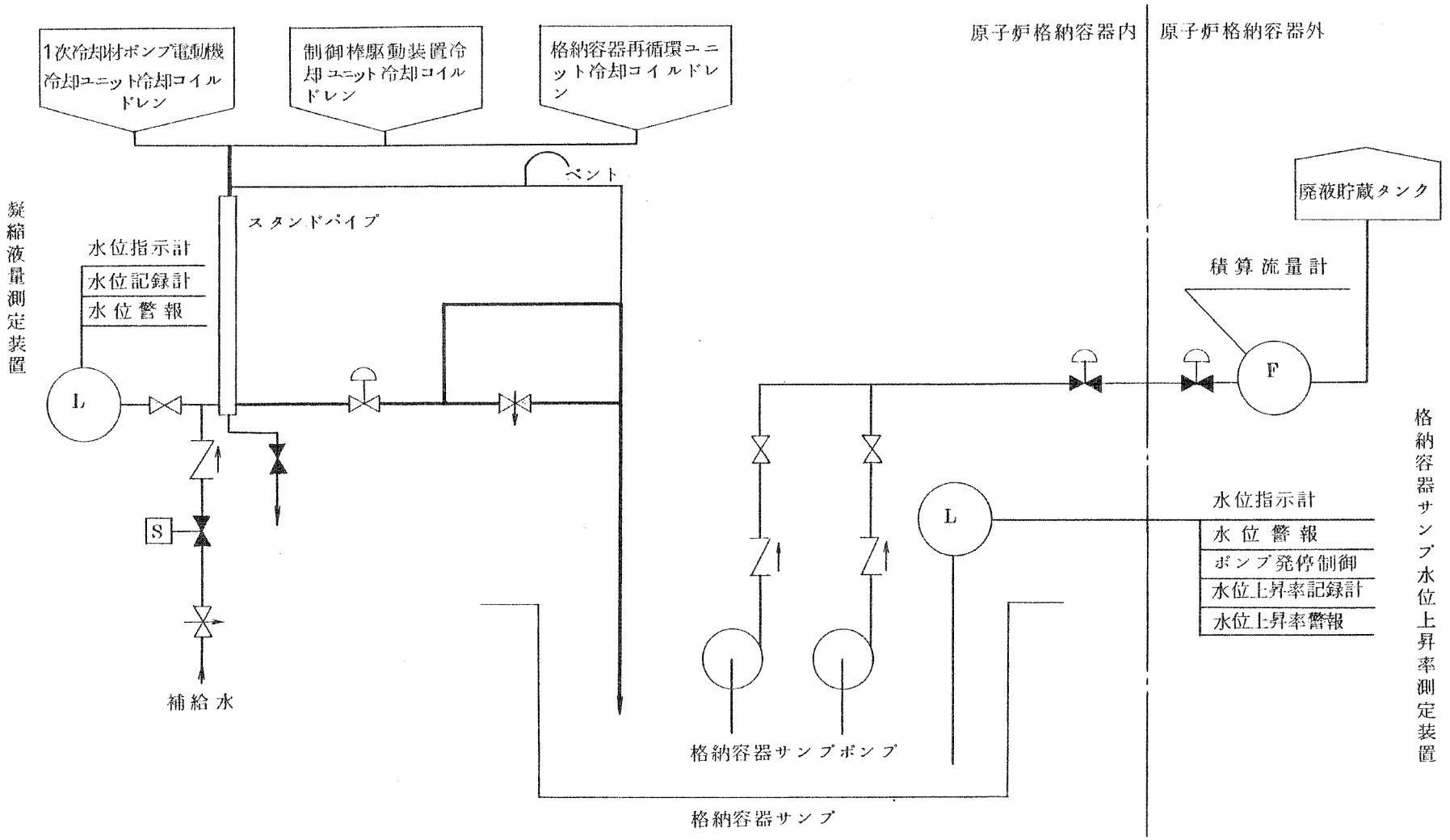
第 5.1.12 図　蒸気発生器支持構造説明図



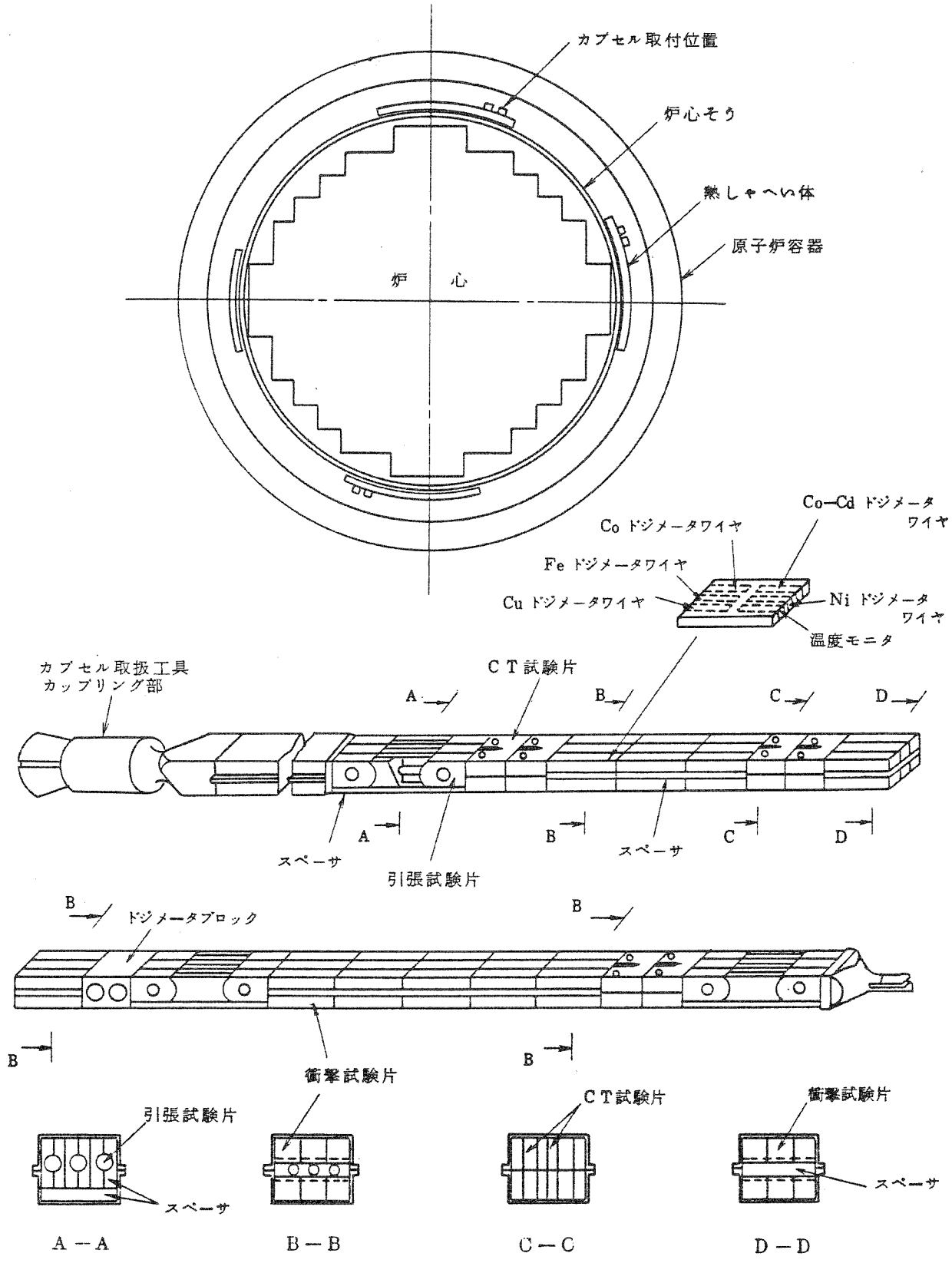
第 5.1.12(1)図　加圧器支持構造説明図



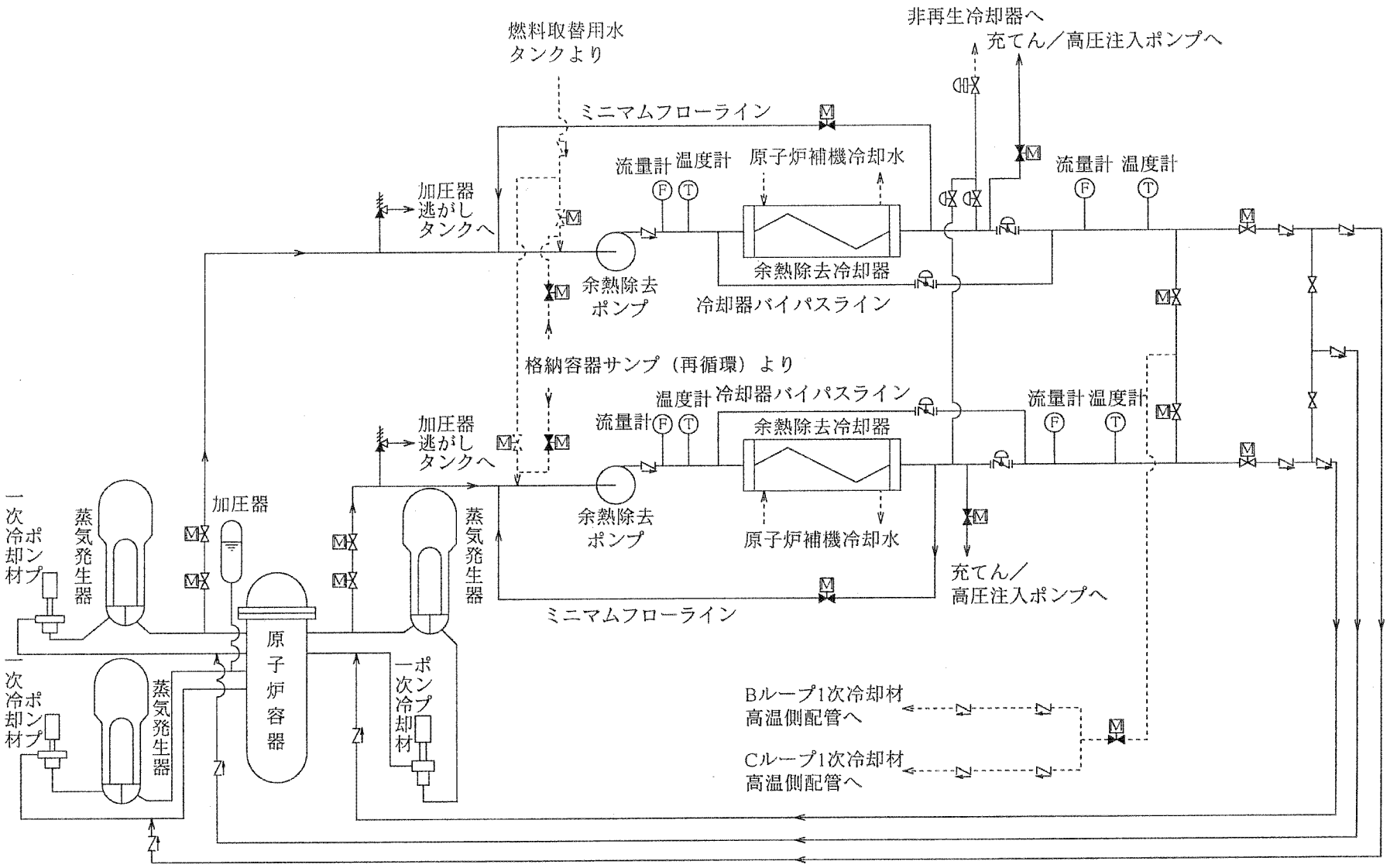
第 5.1.13 図　1 次冷却材ポンプ支持構造説明図



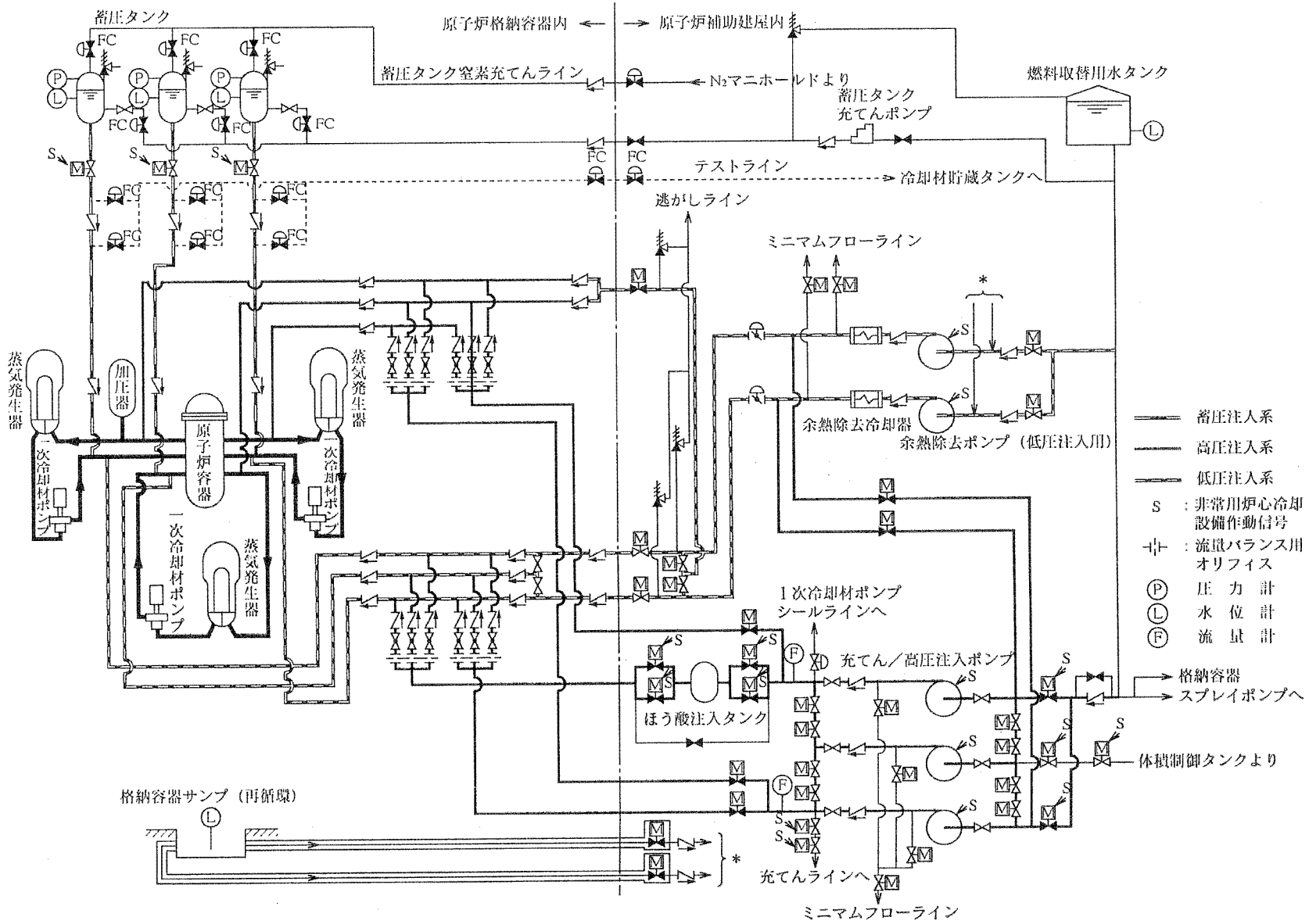
第 5.1.14 図　凝縮液量測定装置及び格納容器サンプ水位上昇率測定装置説明図



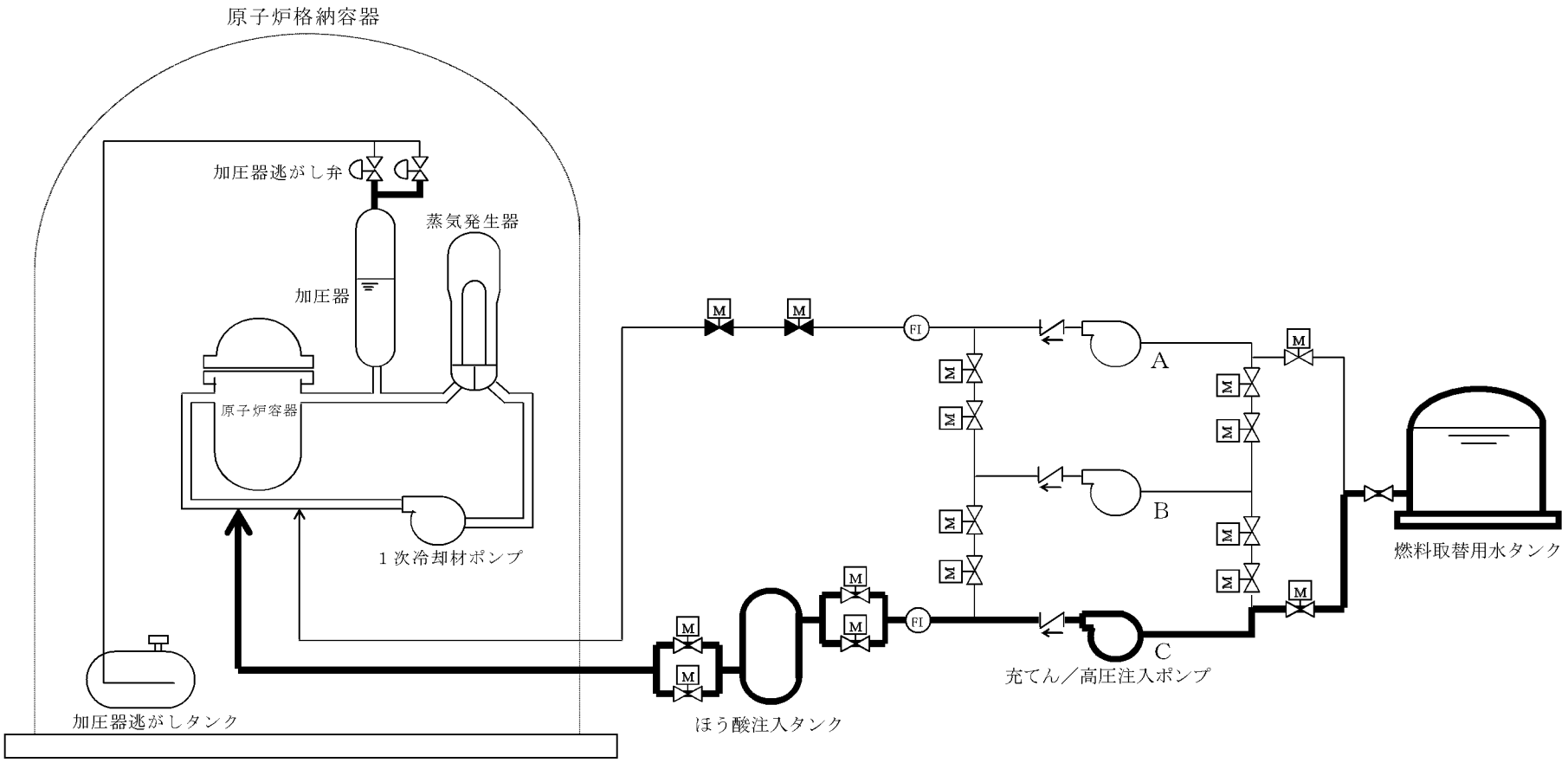
第 5.1.15 図　原子炉容器構造材監視試験片そう入位置説明図



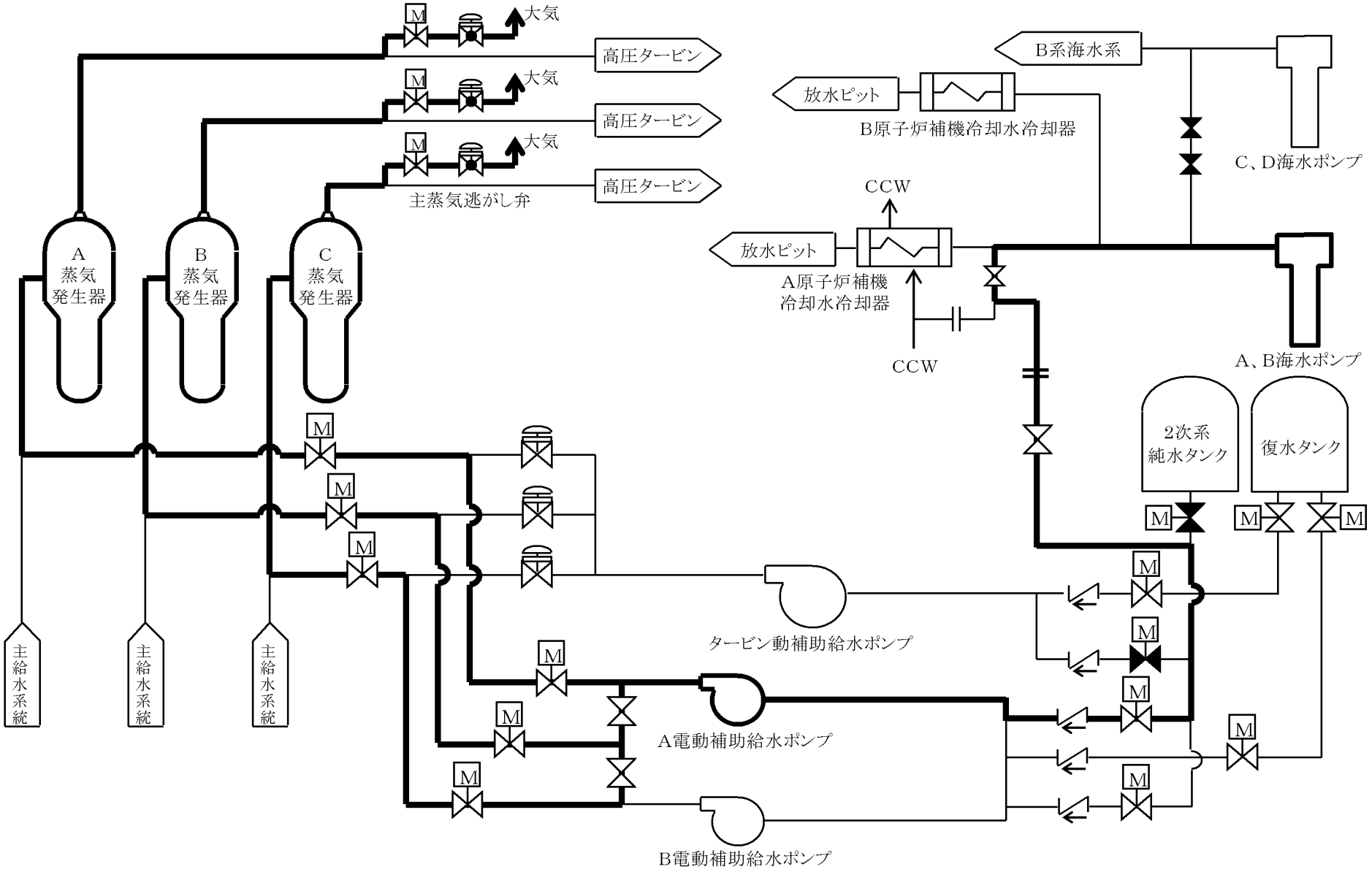
第 5.2.1 図　余熱除去設備系統説明図



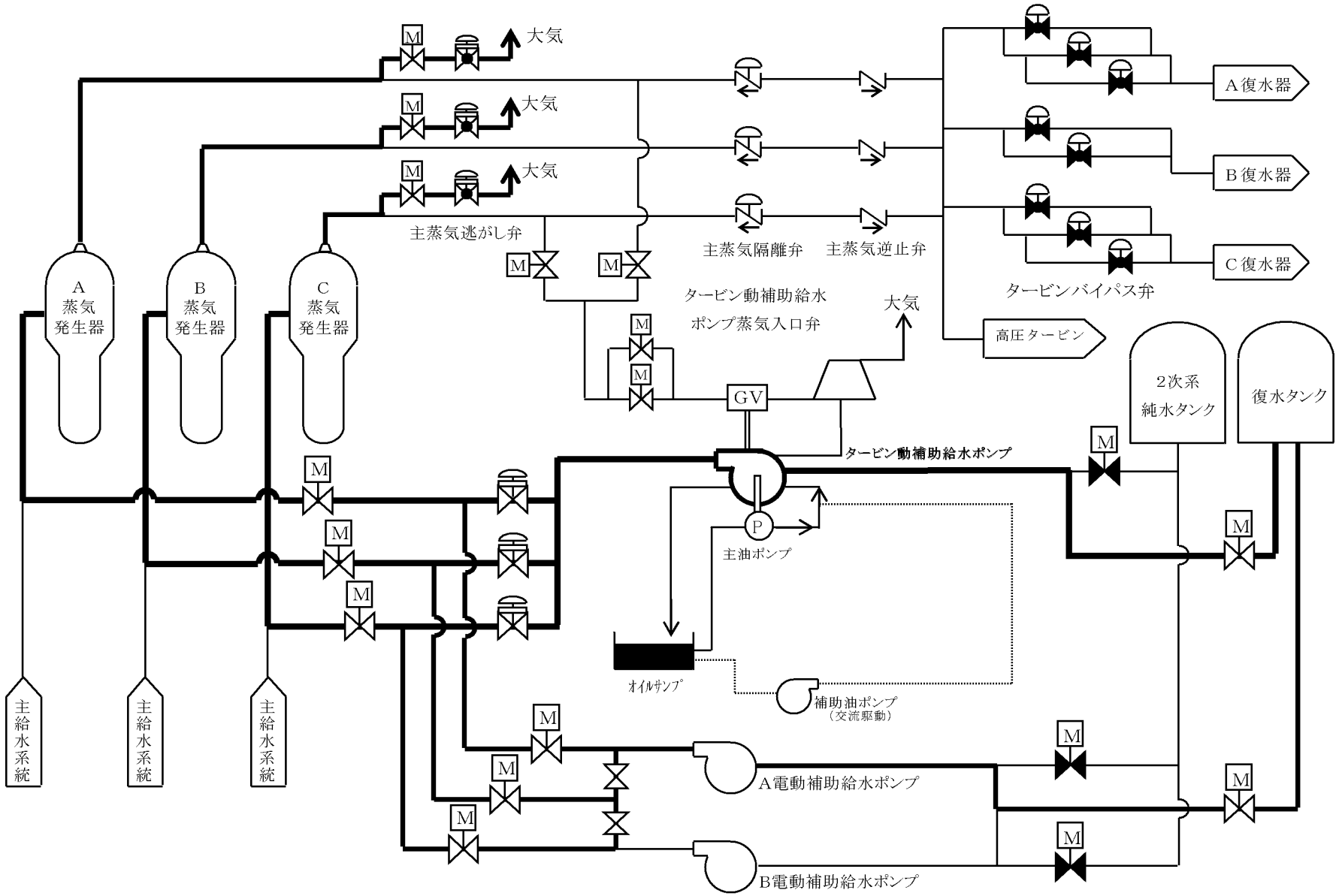
第 5.3.1 図　非常用炉心冷却設備系統説明図



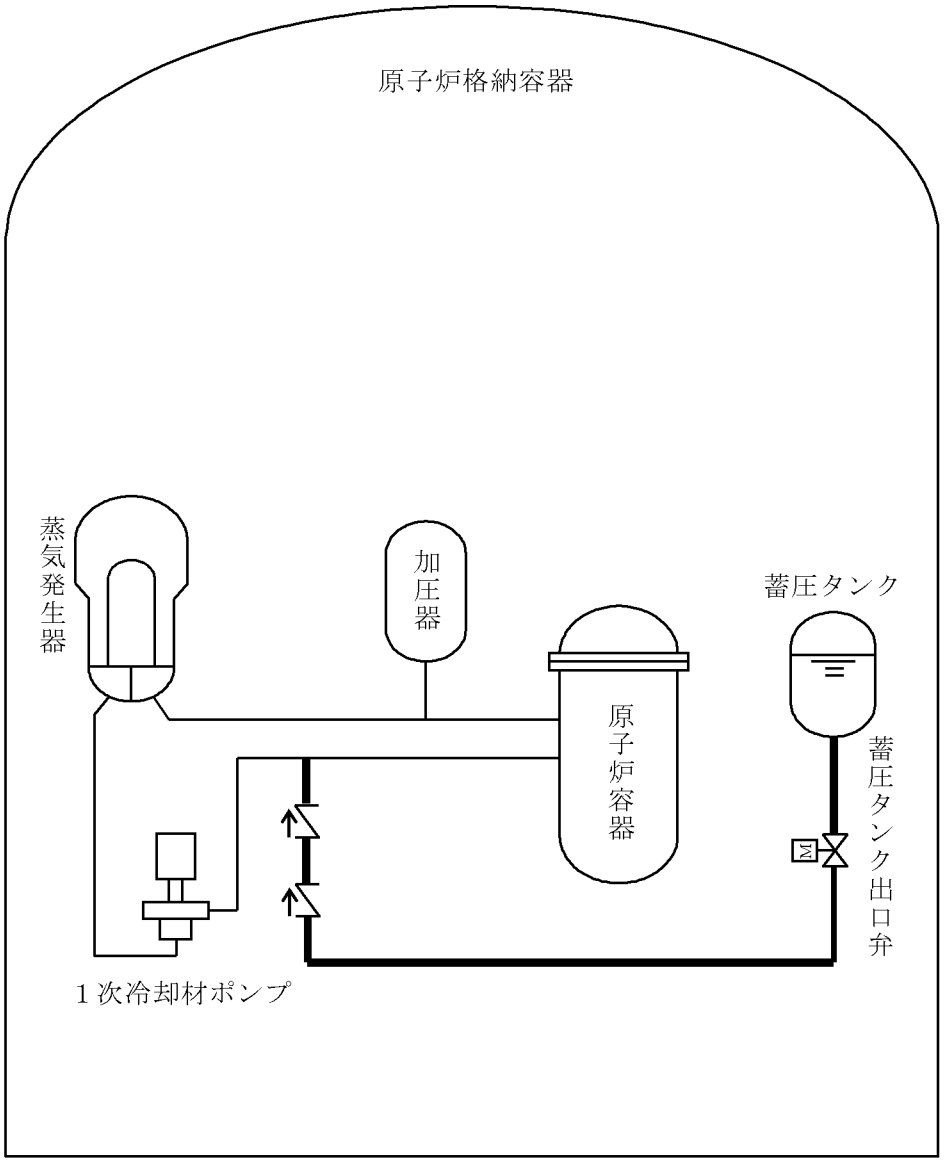
第 5.4.1 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（１）



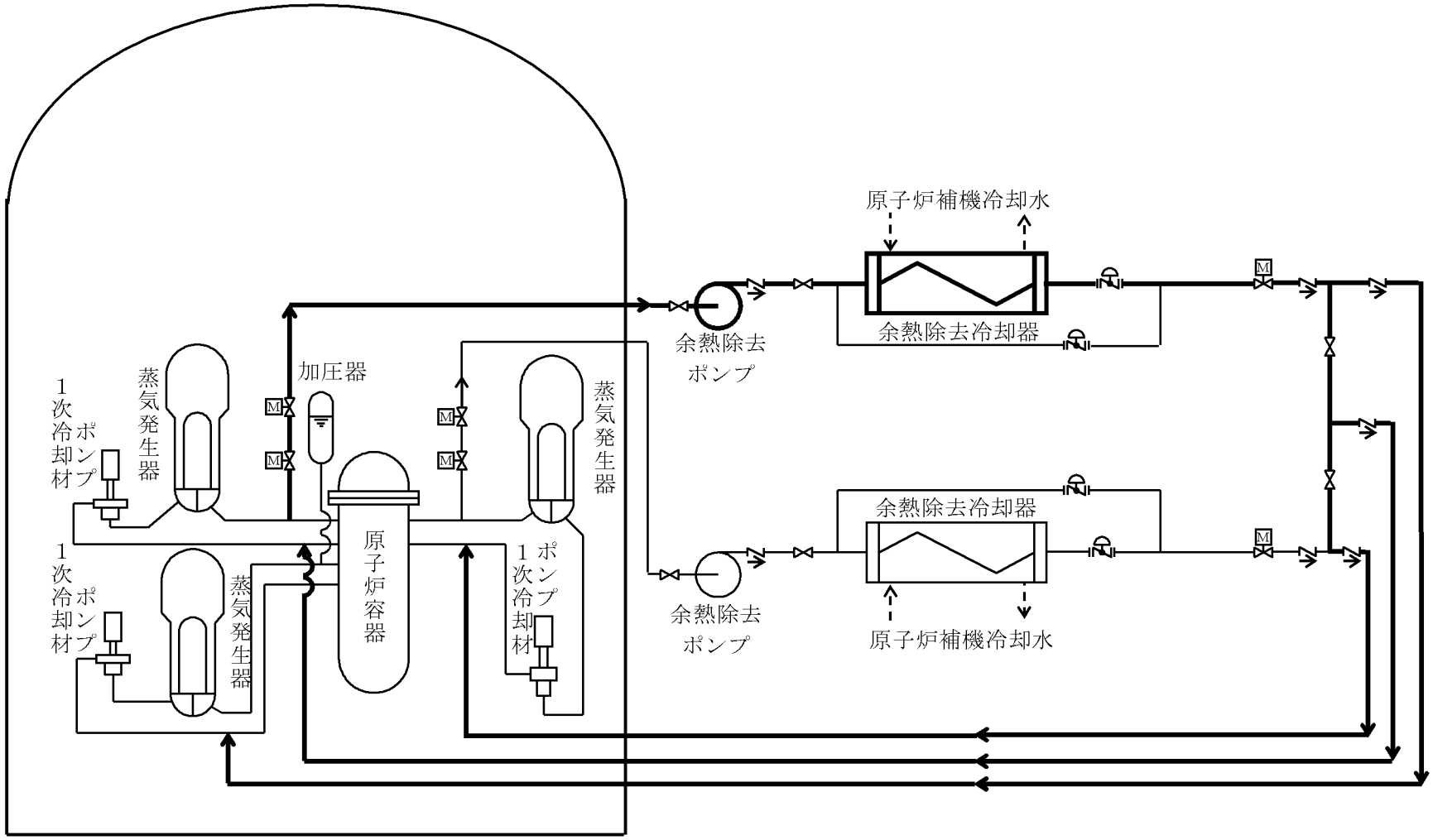
第 5.4.2 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（２）



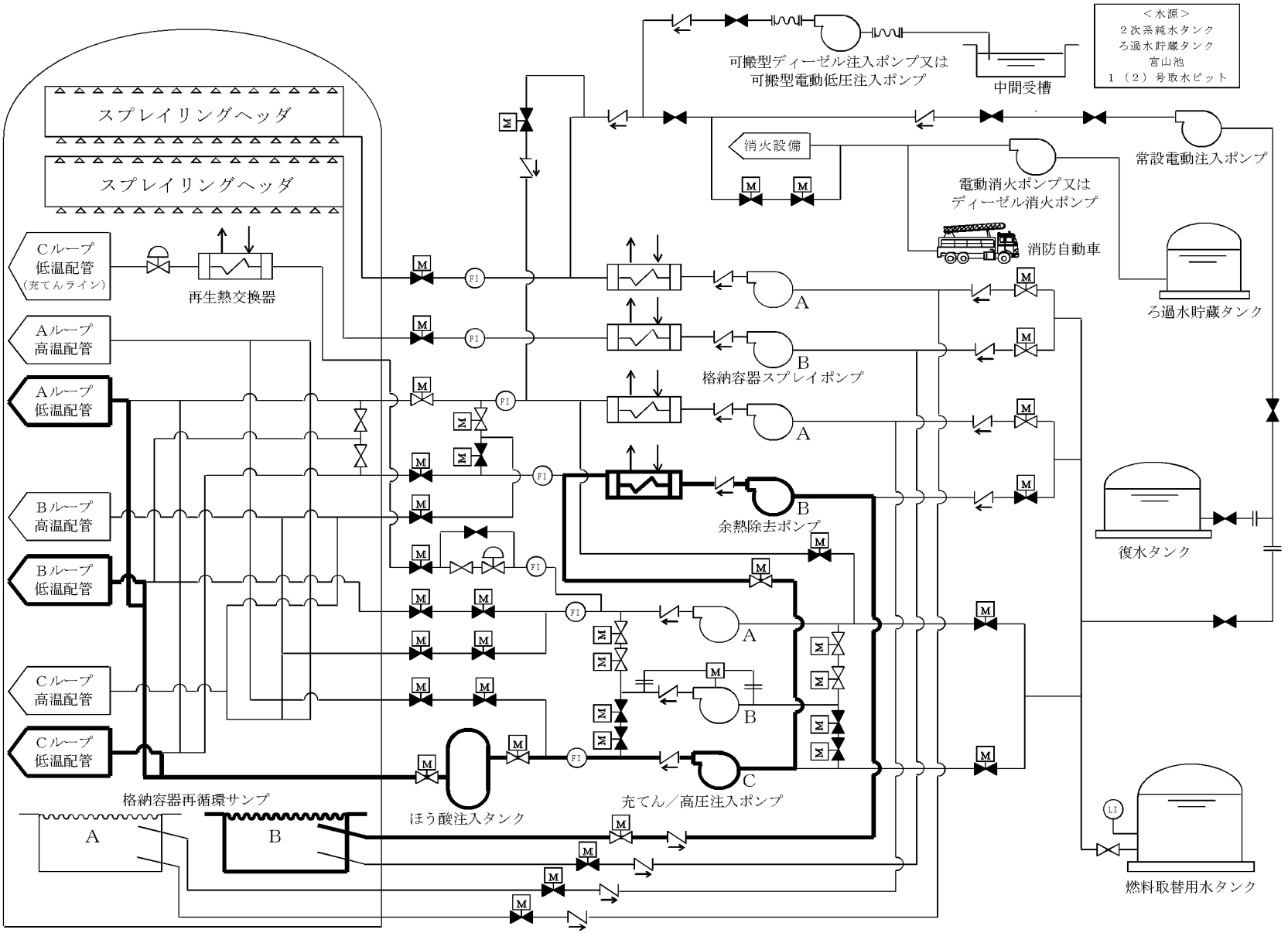
第 5.4.3 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（３）



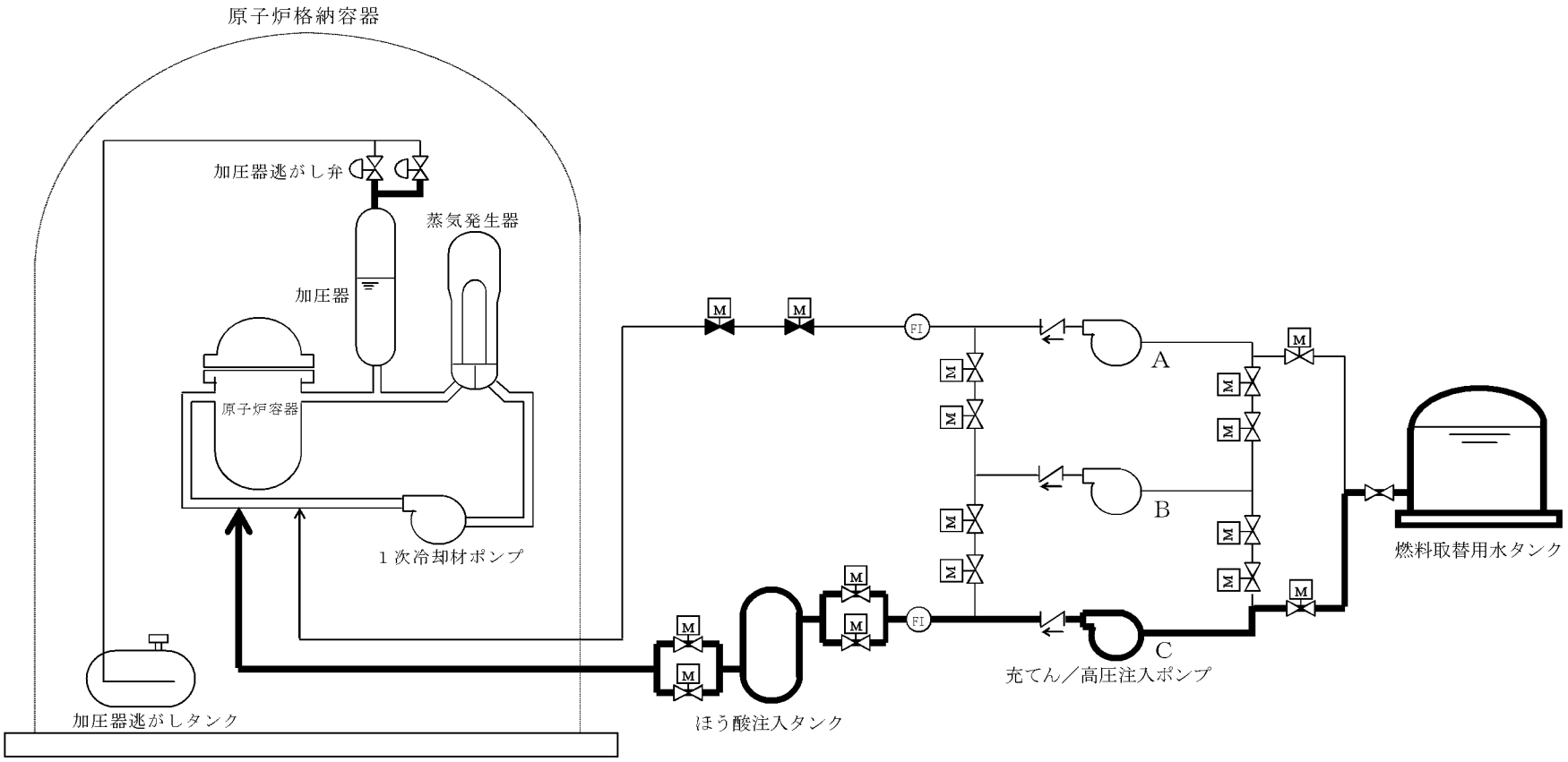
第 5.4.4 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（４）



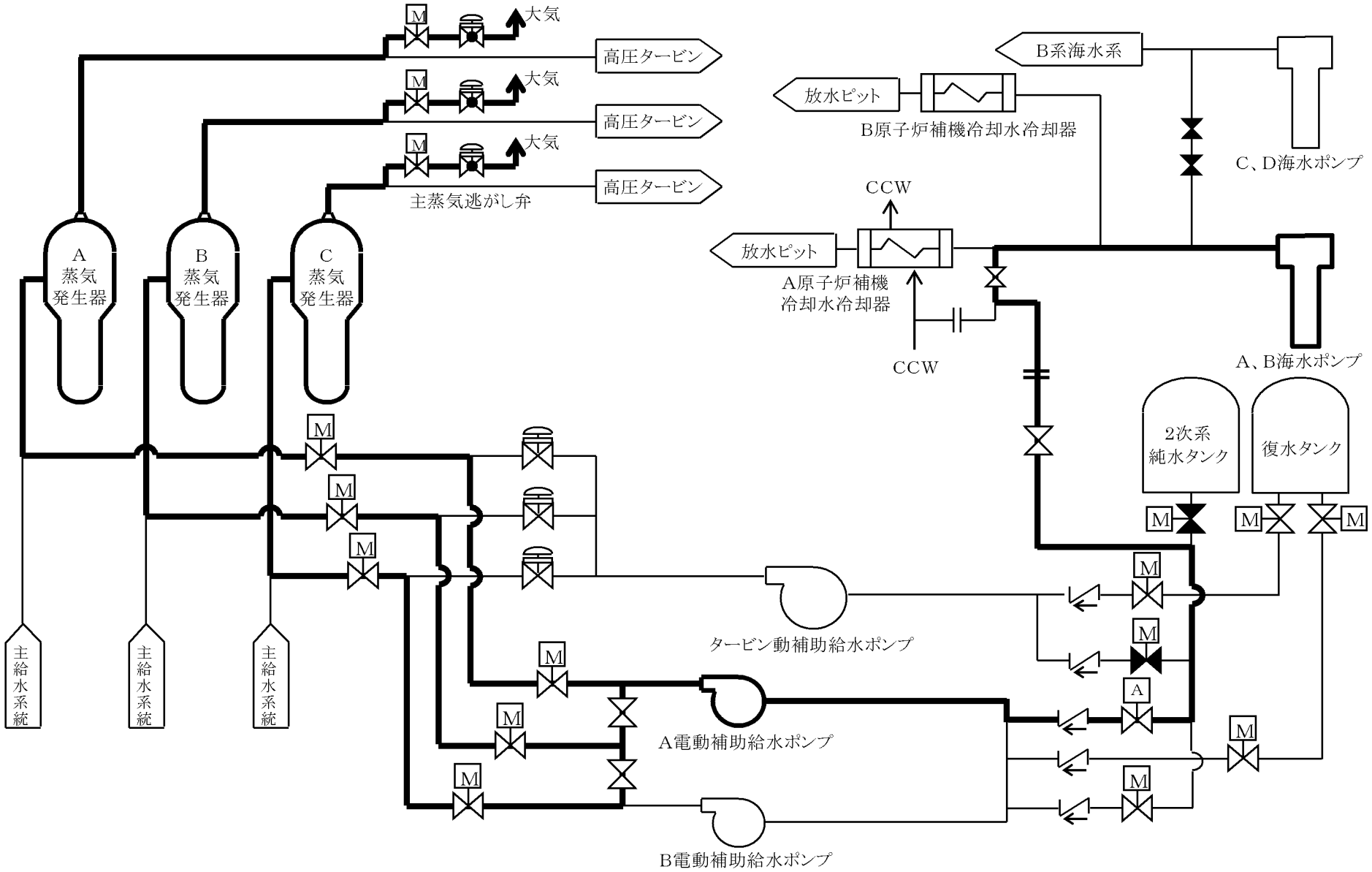
第 5.4.5 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（５）



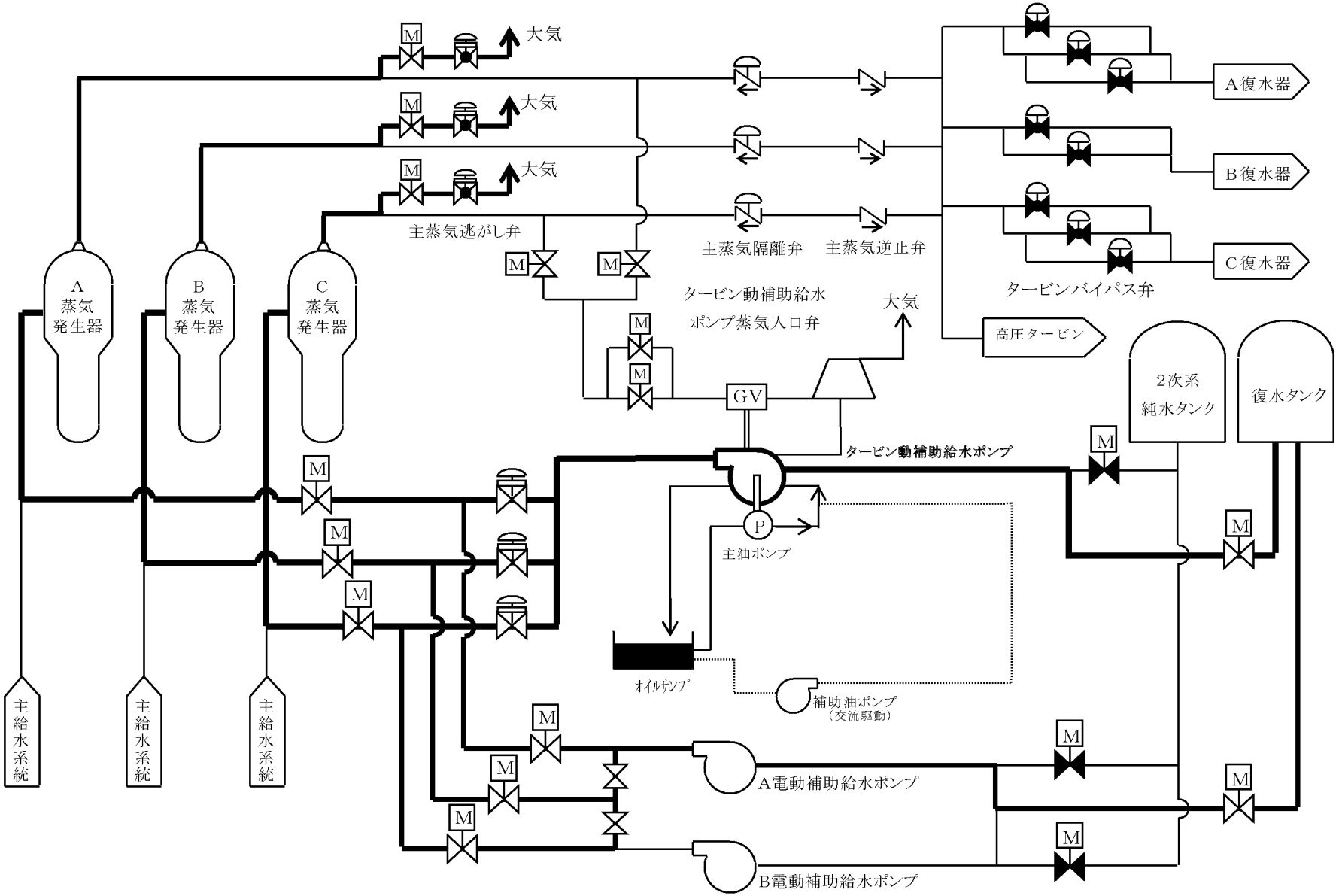
第 5.4.6 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（６）



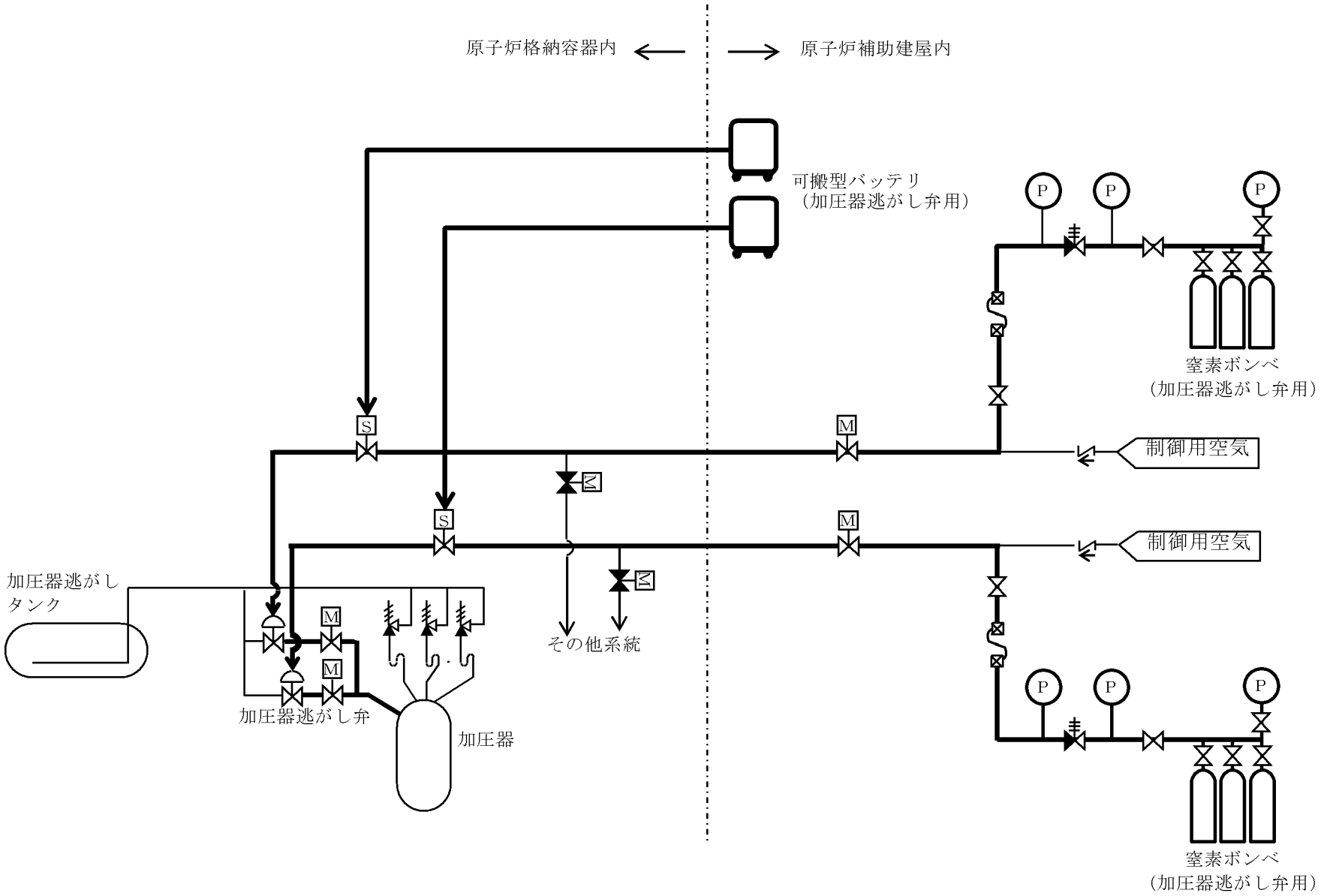
第 5.5.1 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（１）



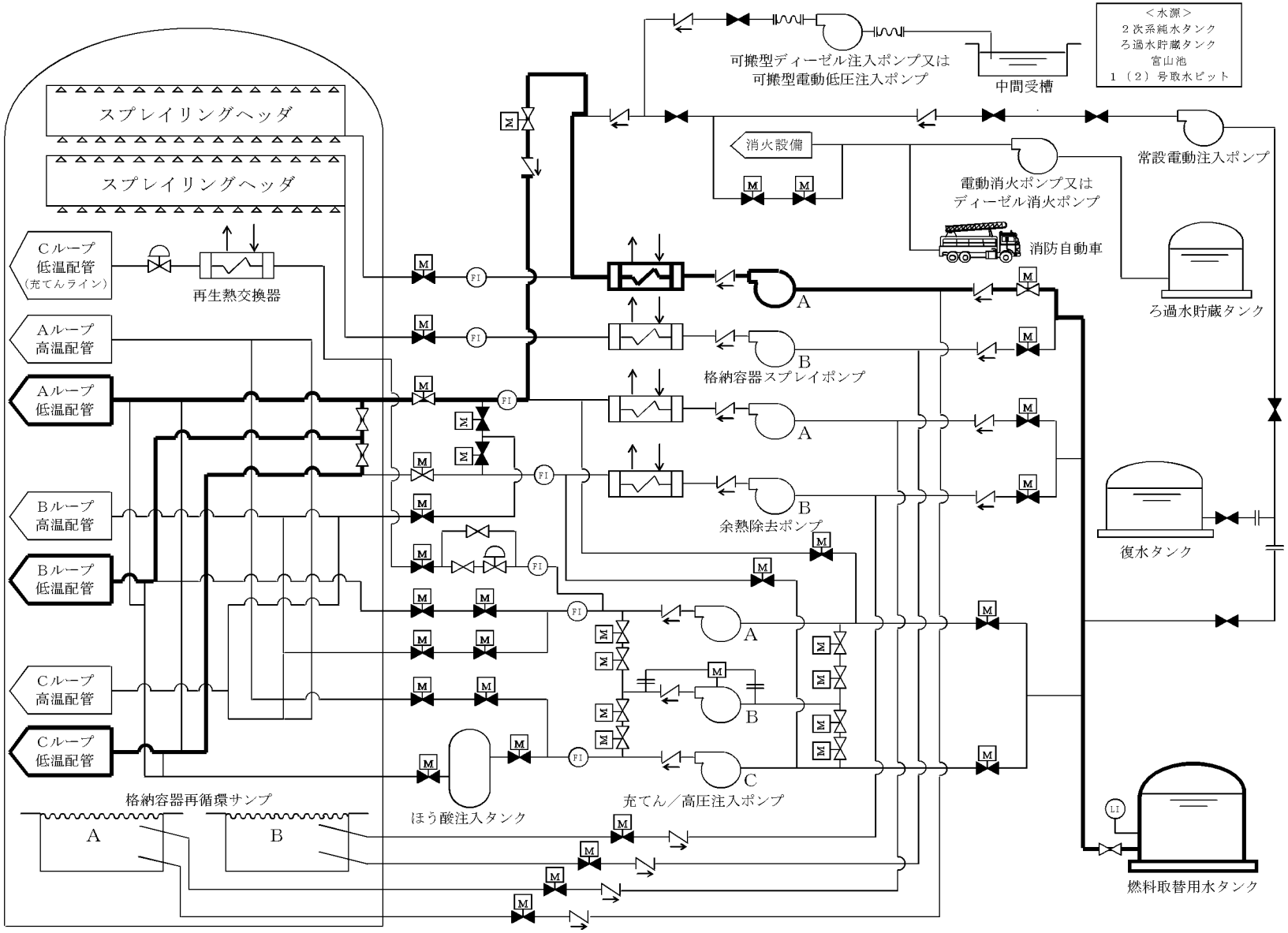
第 5.5.2 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（２）



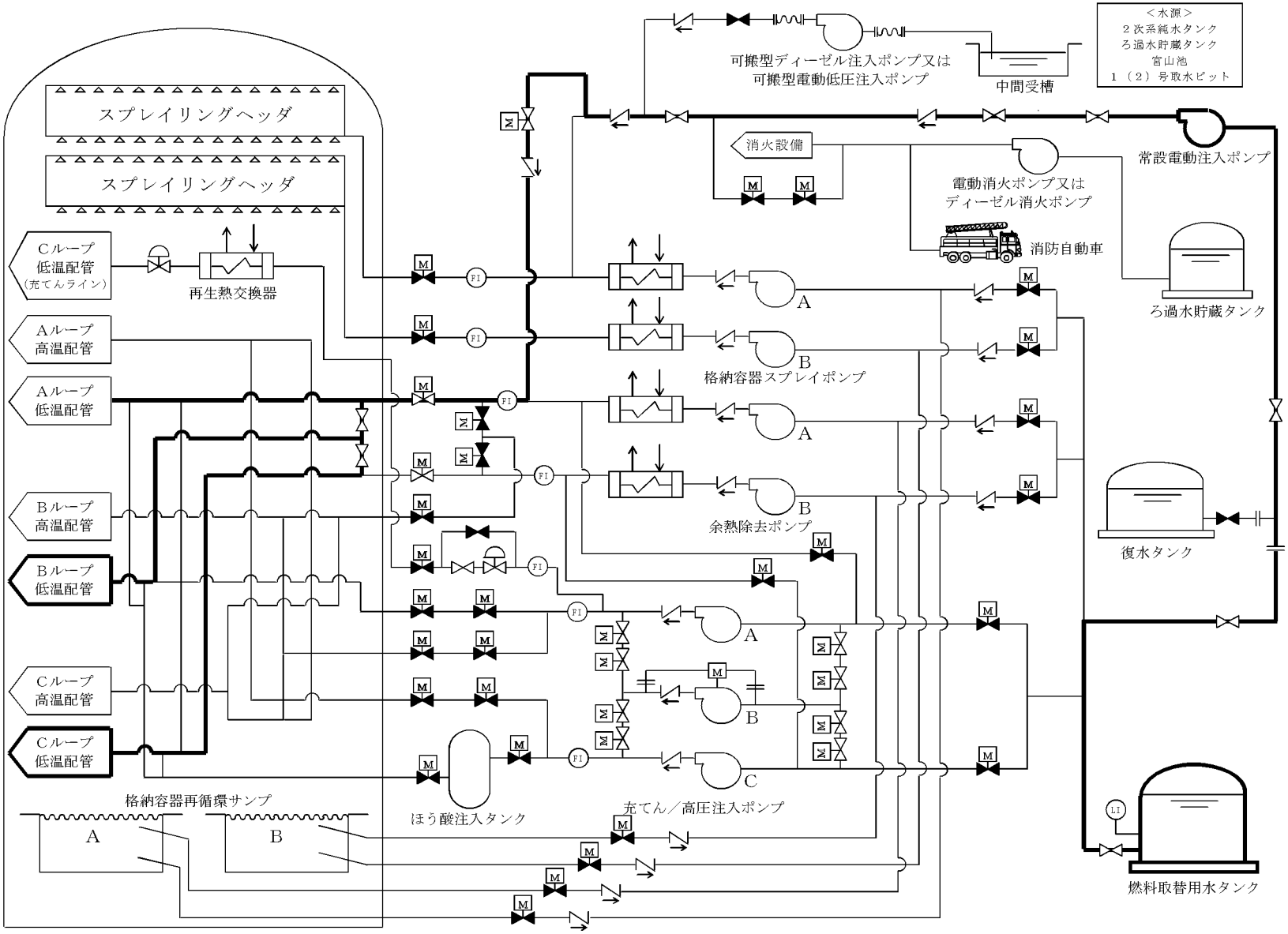
第 5.5.3 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（３）



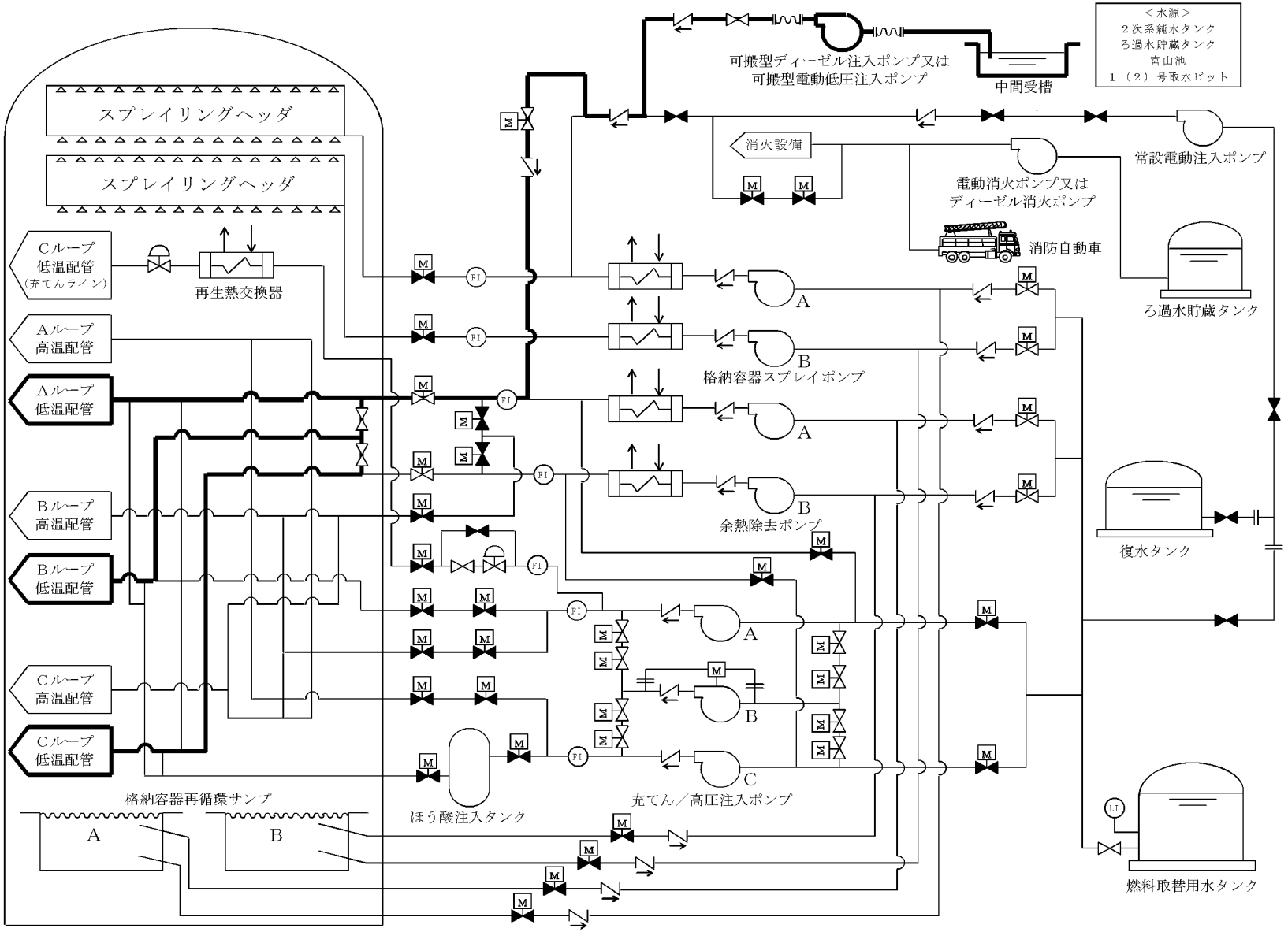
第 5.5.4 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（４）



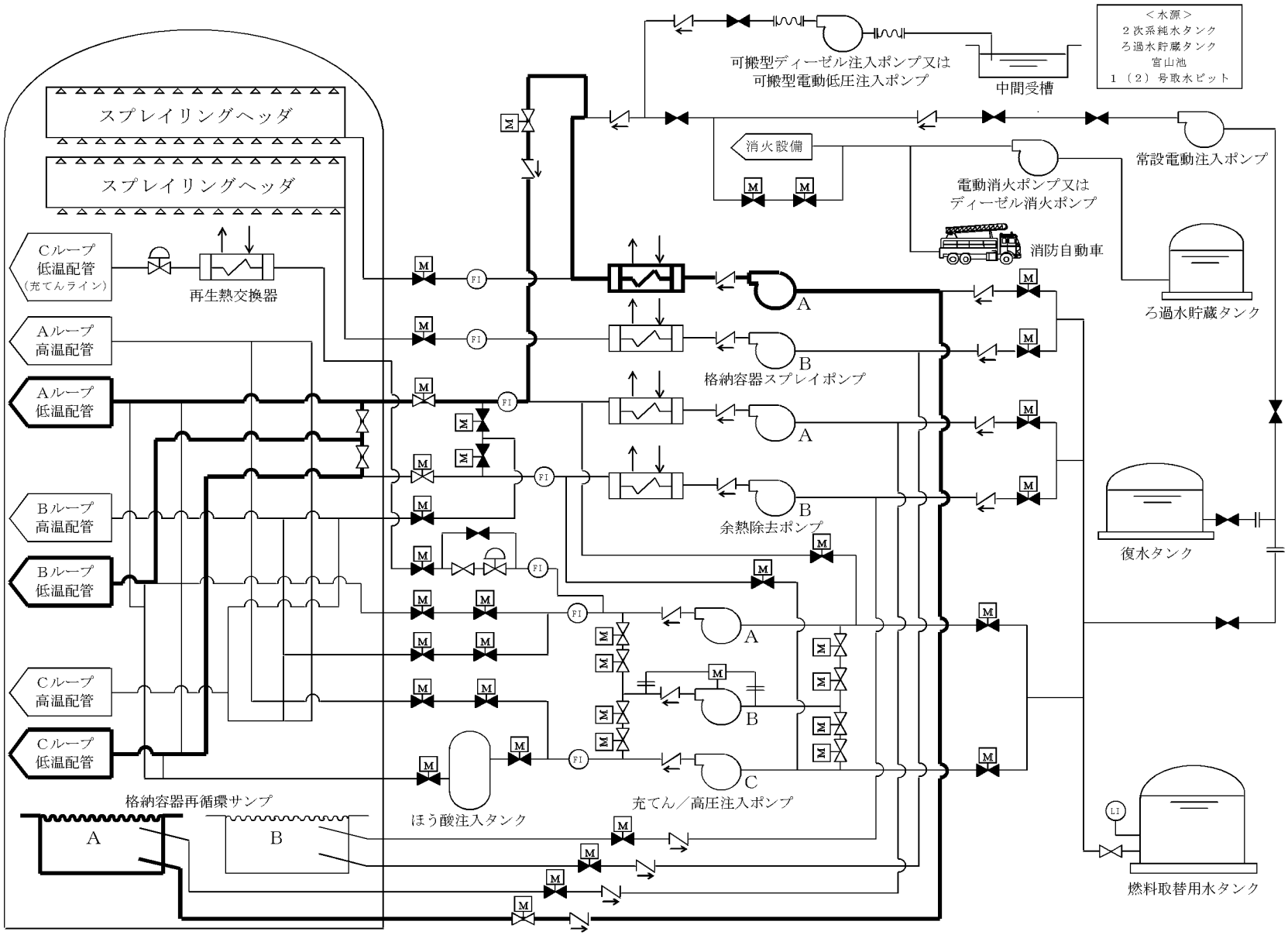
第 5.6.1 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（１）



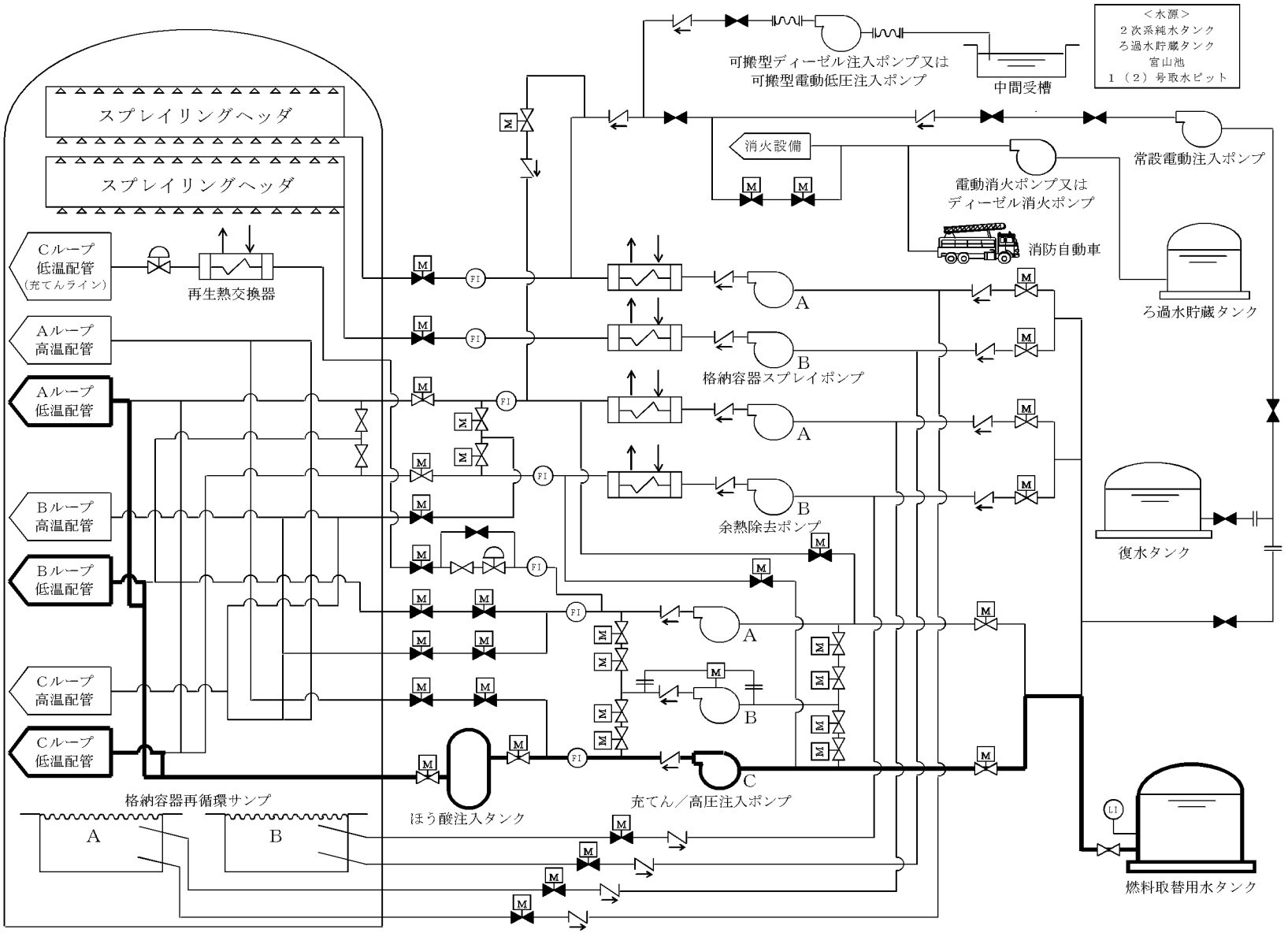
第 5.6.2 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（２）



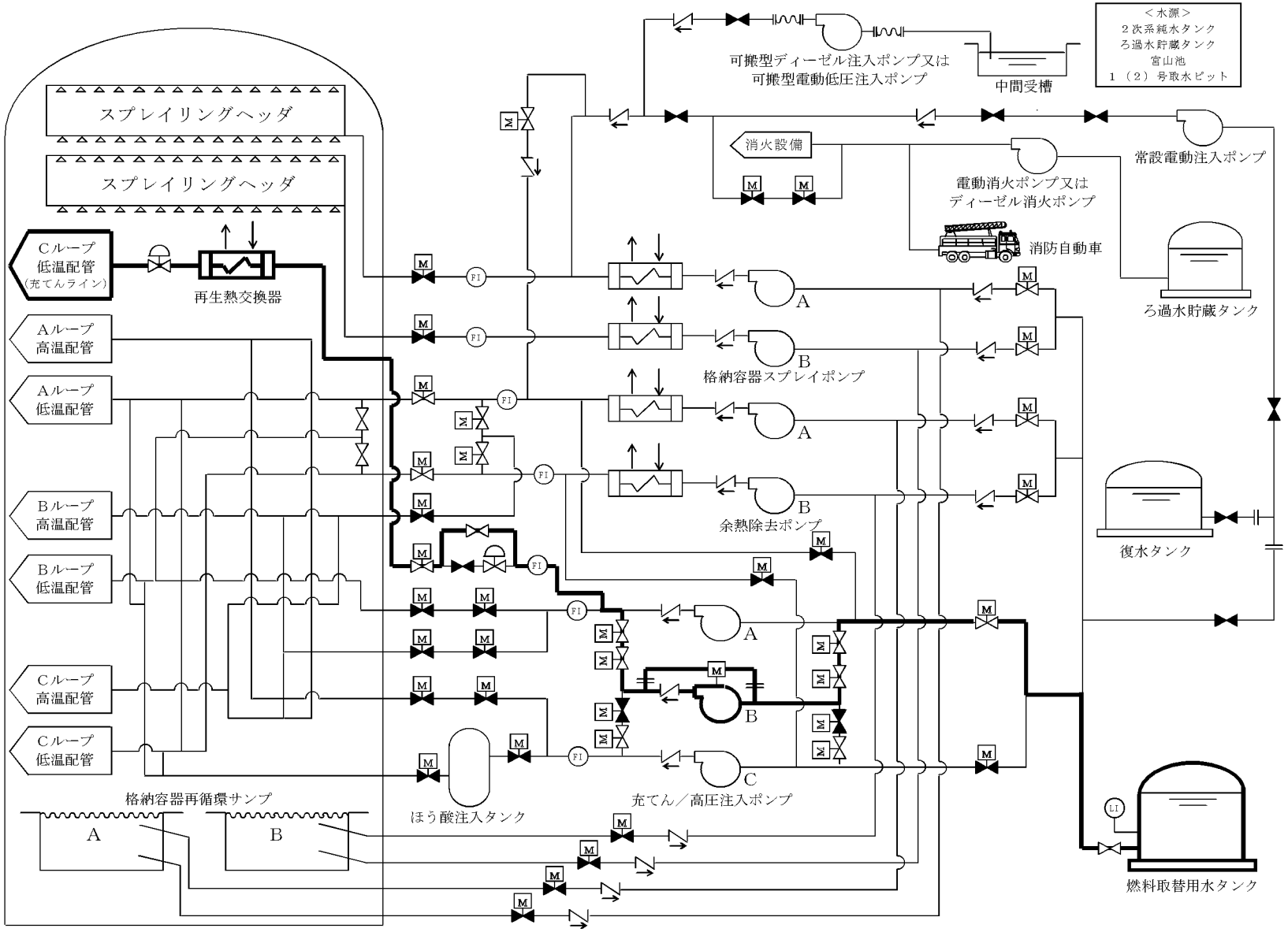
第 5.6.3 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（３）



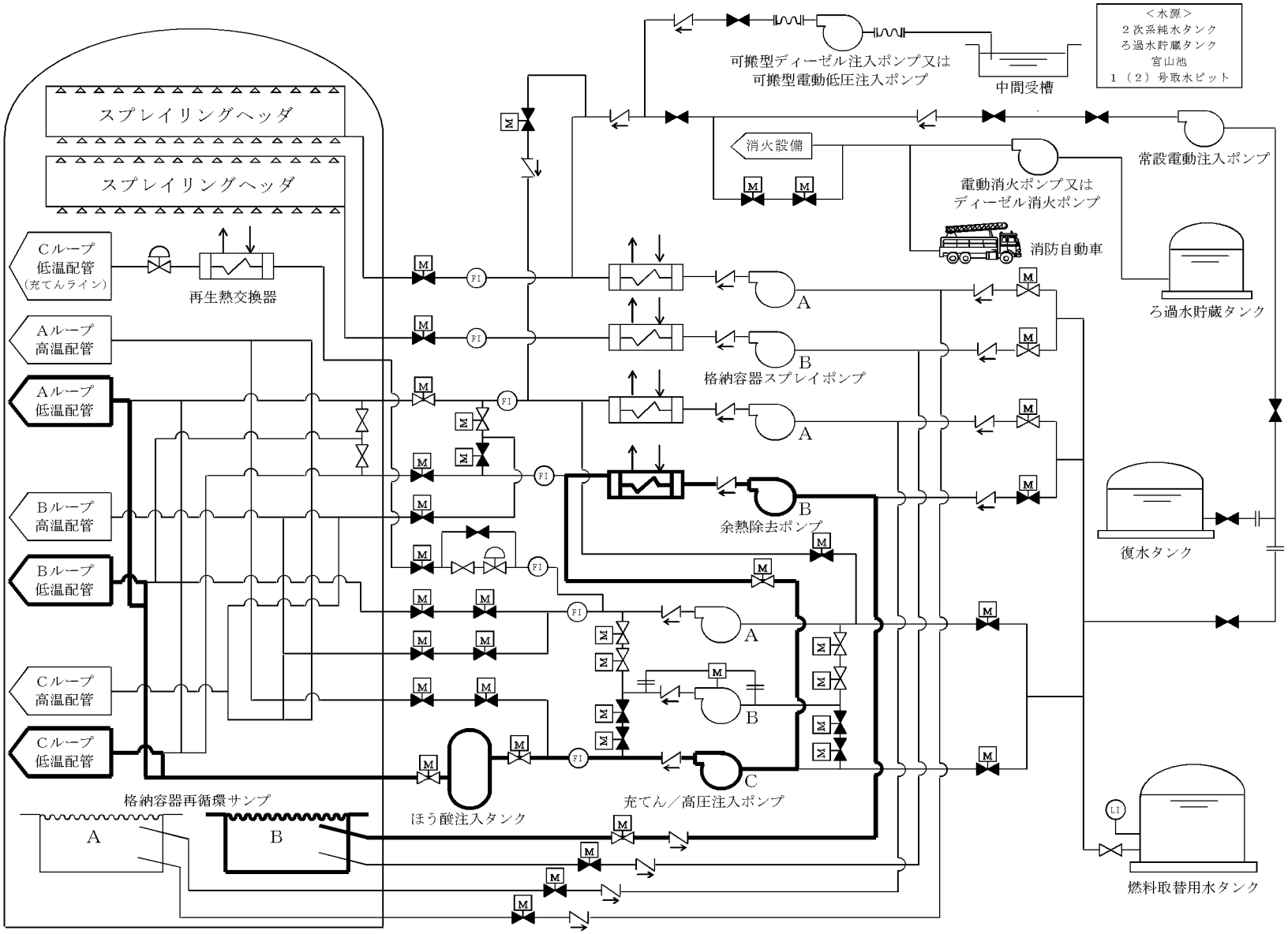
第 5.6.4 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（４）



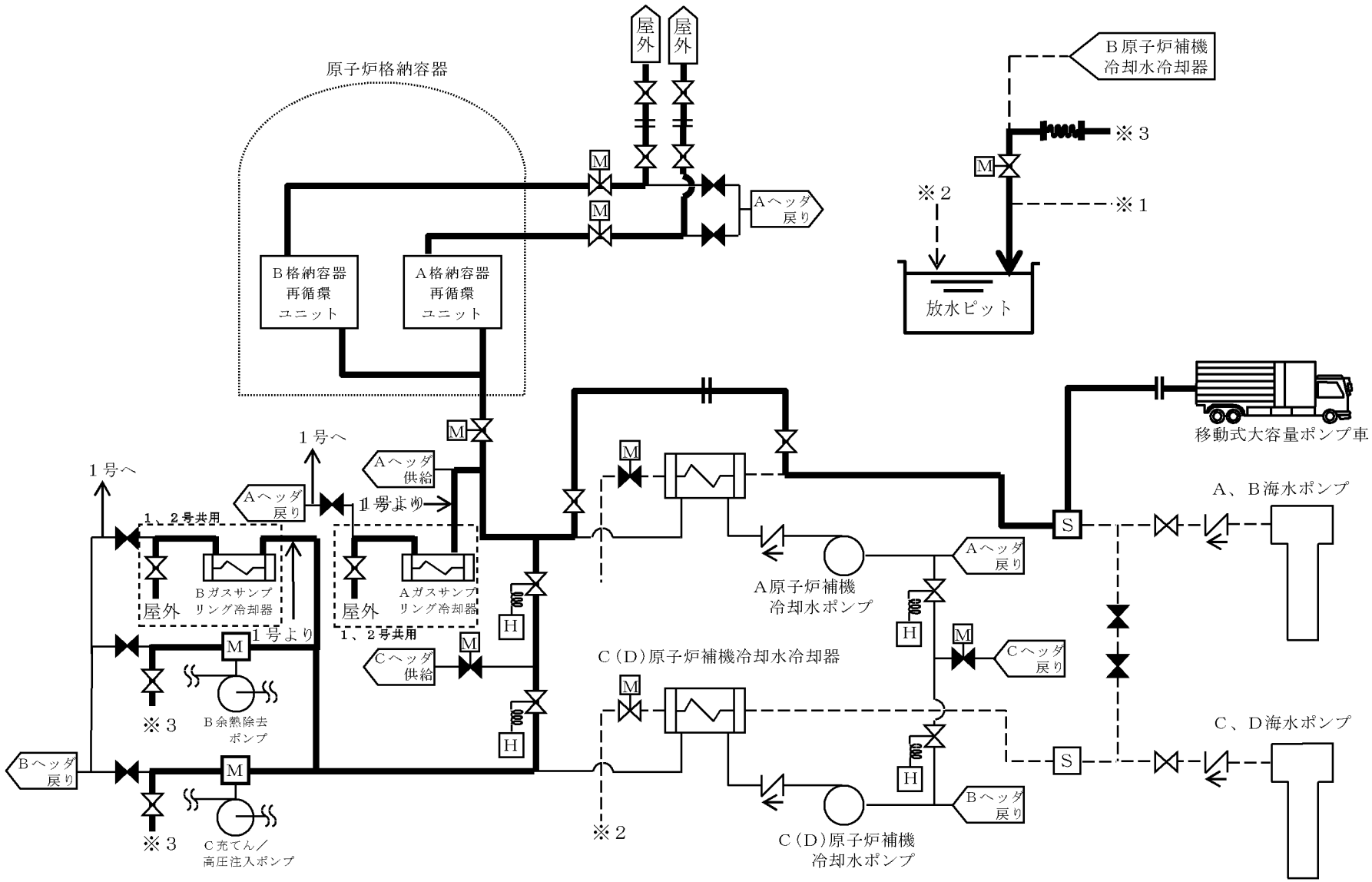
第 5.6.5 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（５）



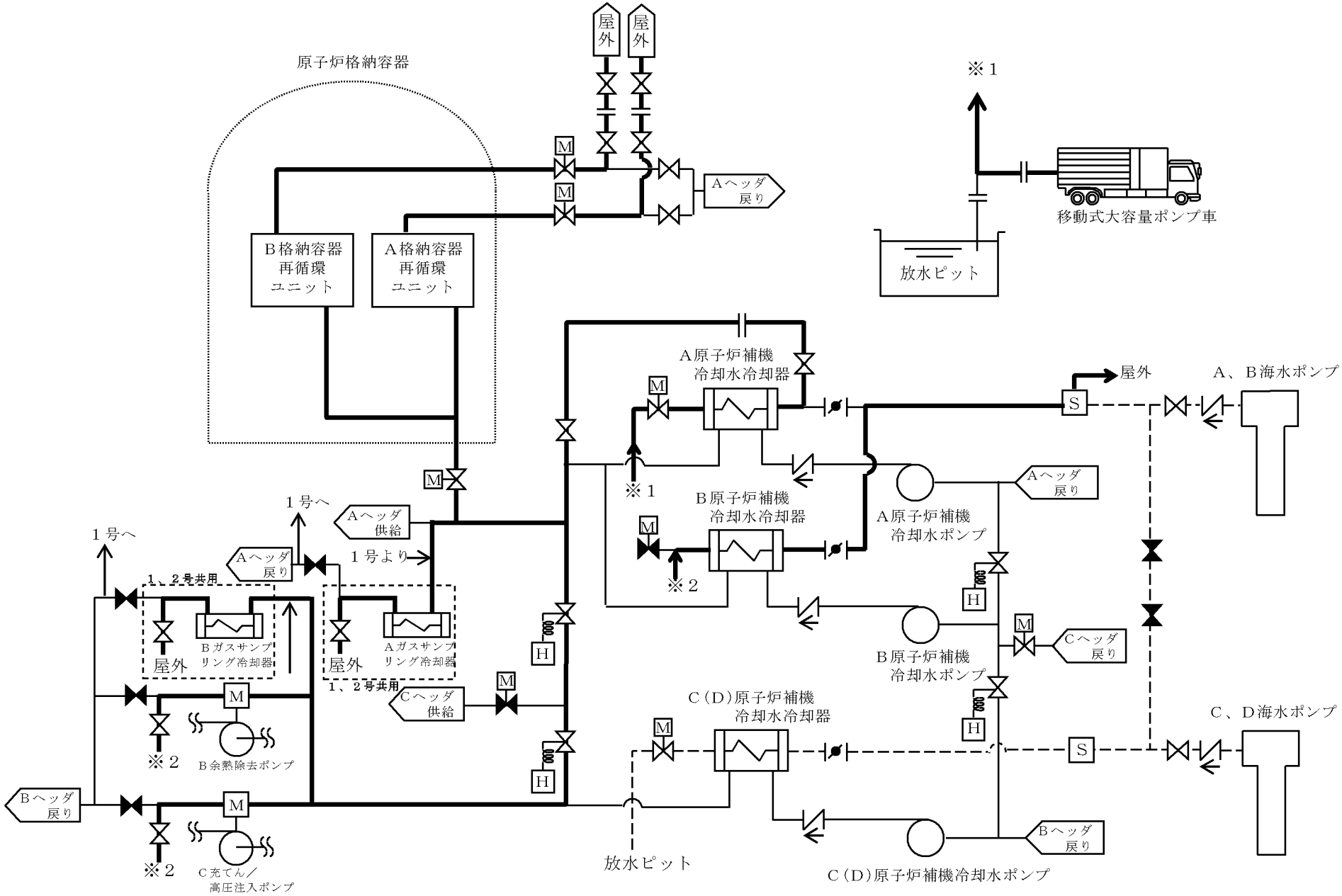
第 5.6.6 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（６）



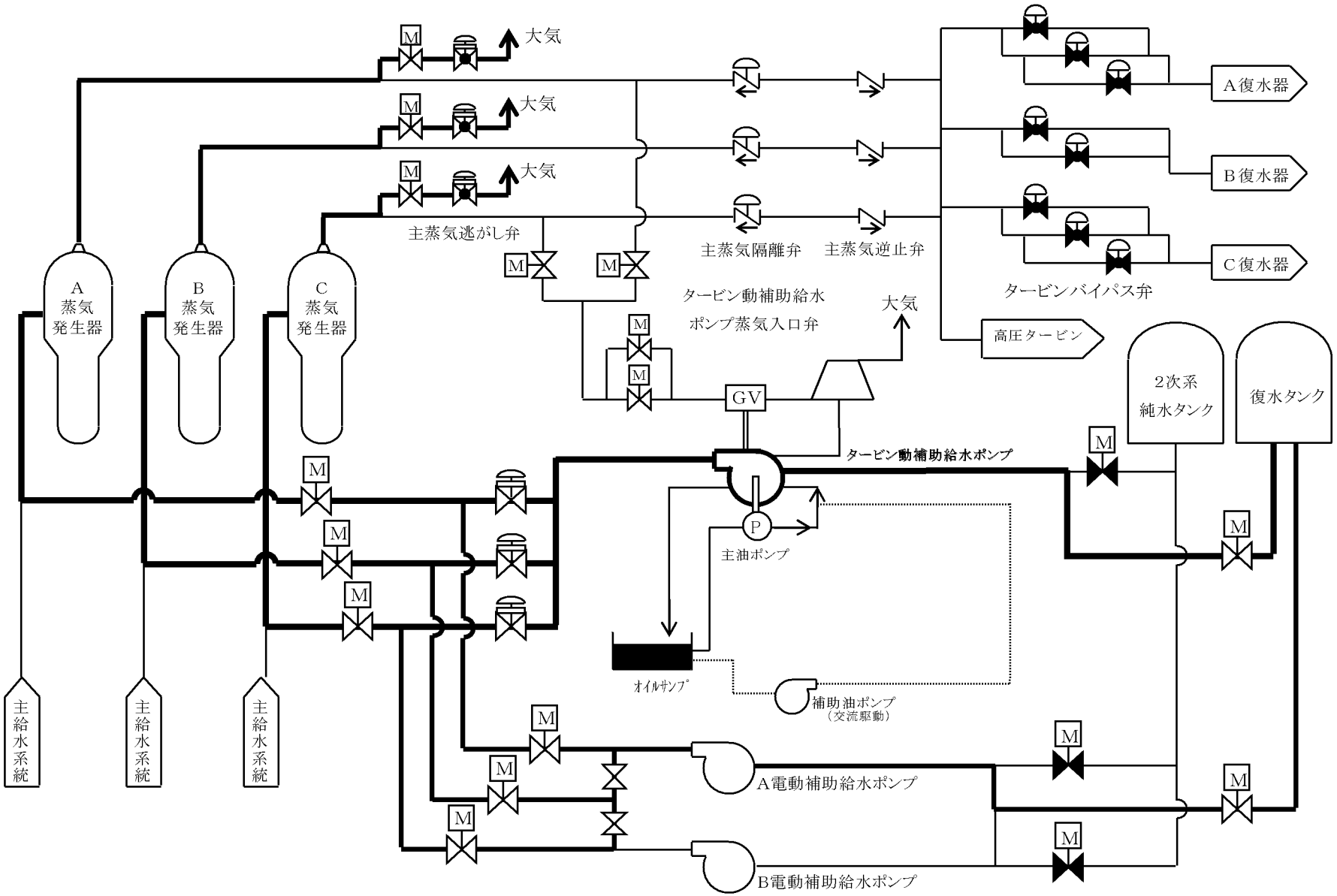
第 5.6.7 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（７）



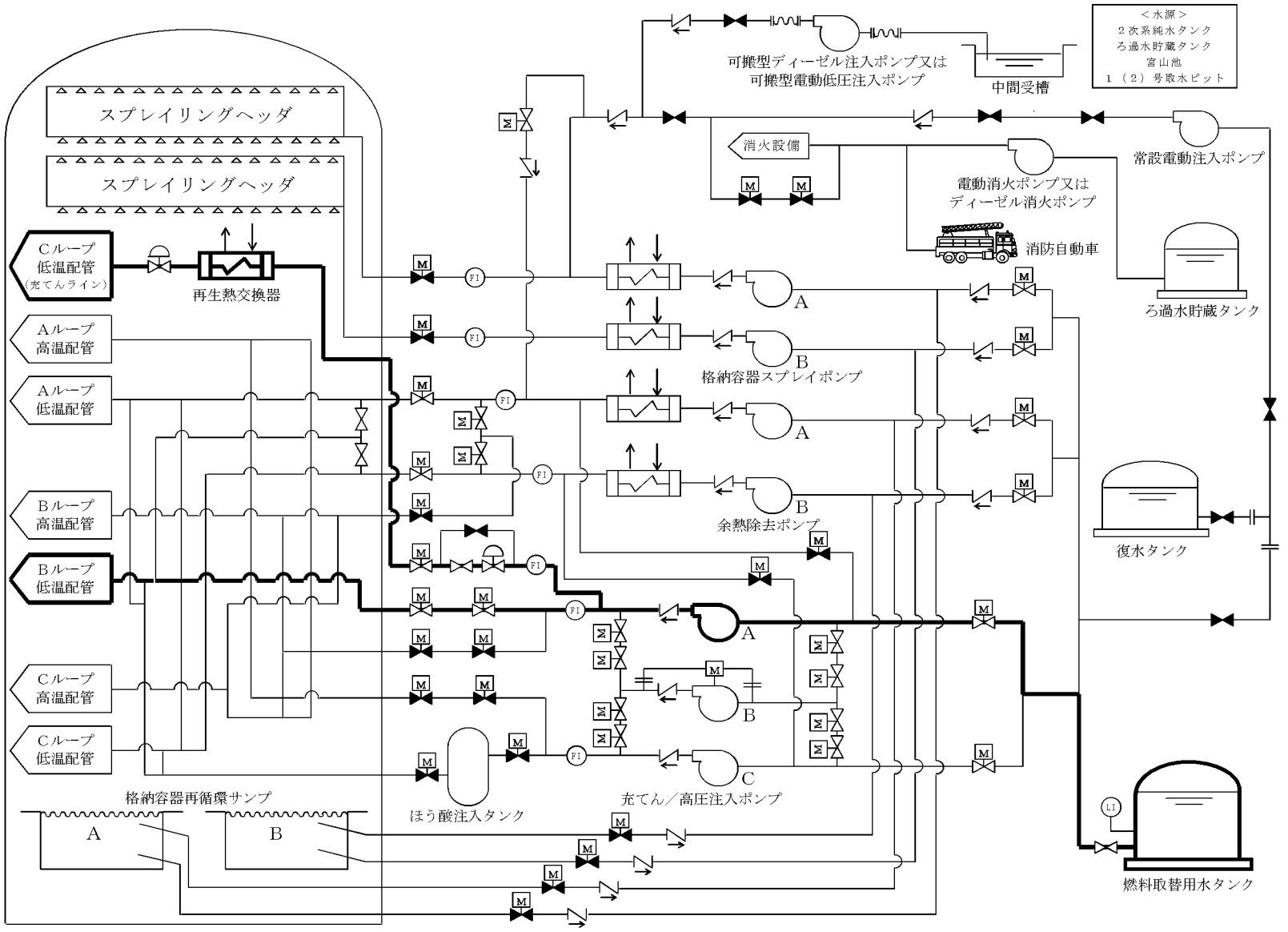
第5.6.8図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（8）



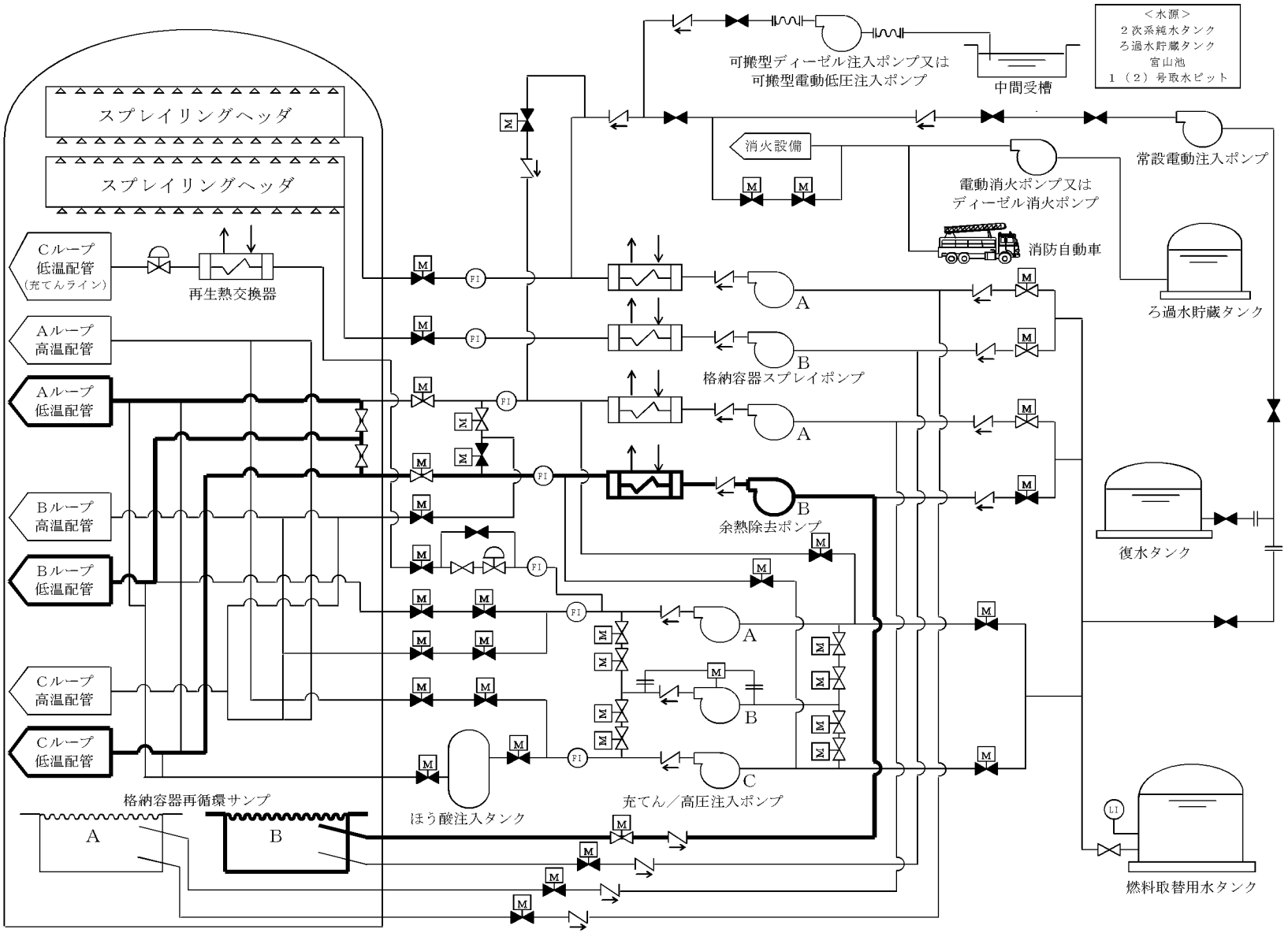
第 5.6.9 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（９）



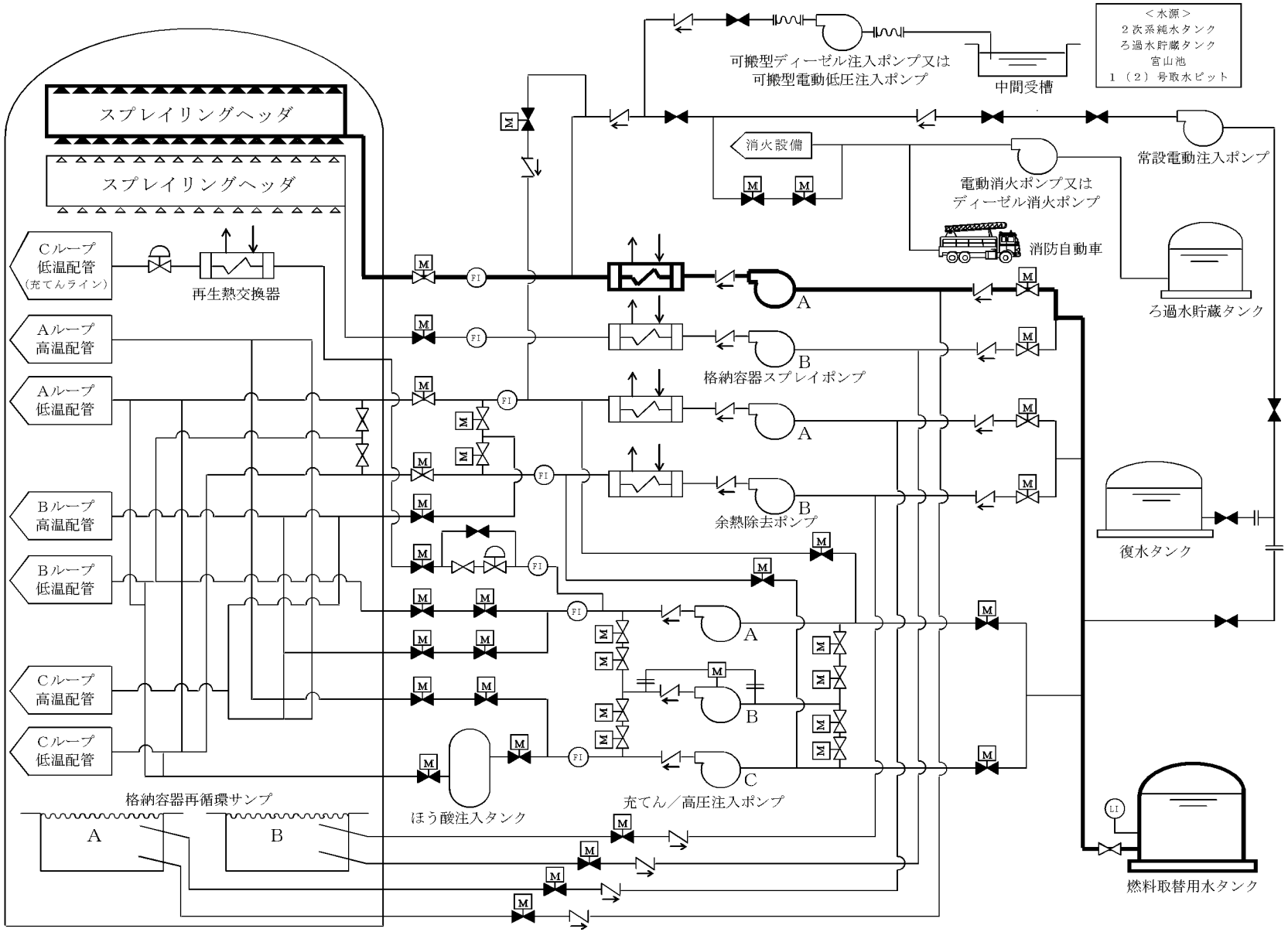
第 5.6.10 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（１０）



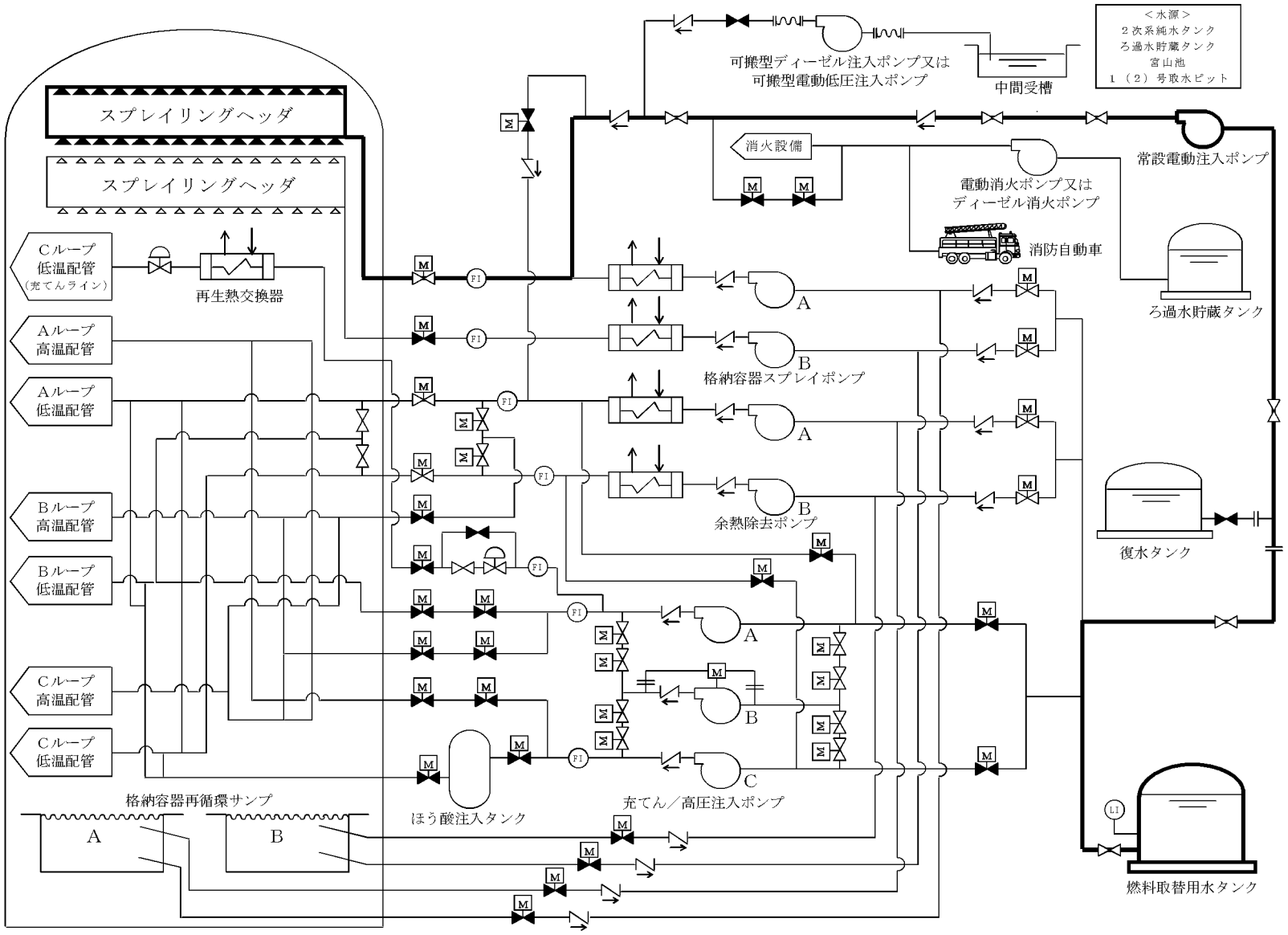
第 5.6.11 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（１１）



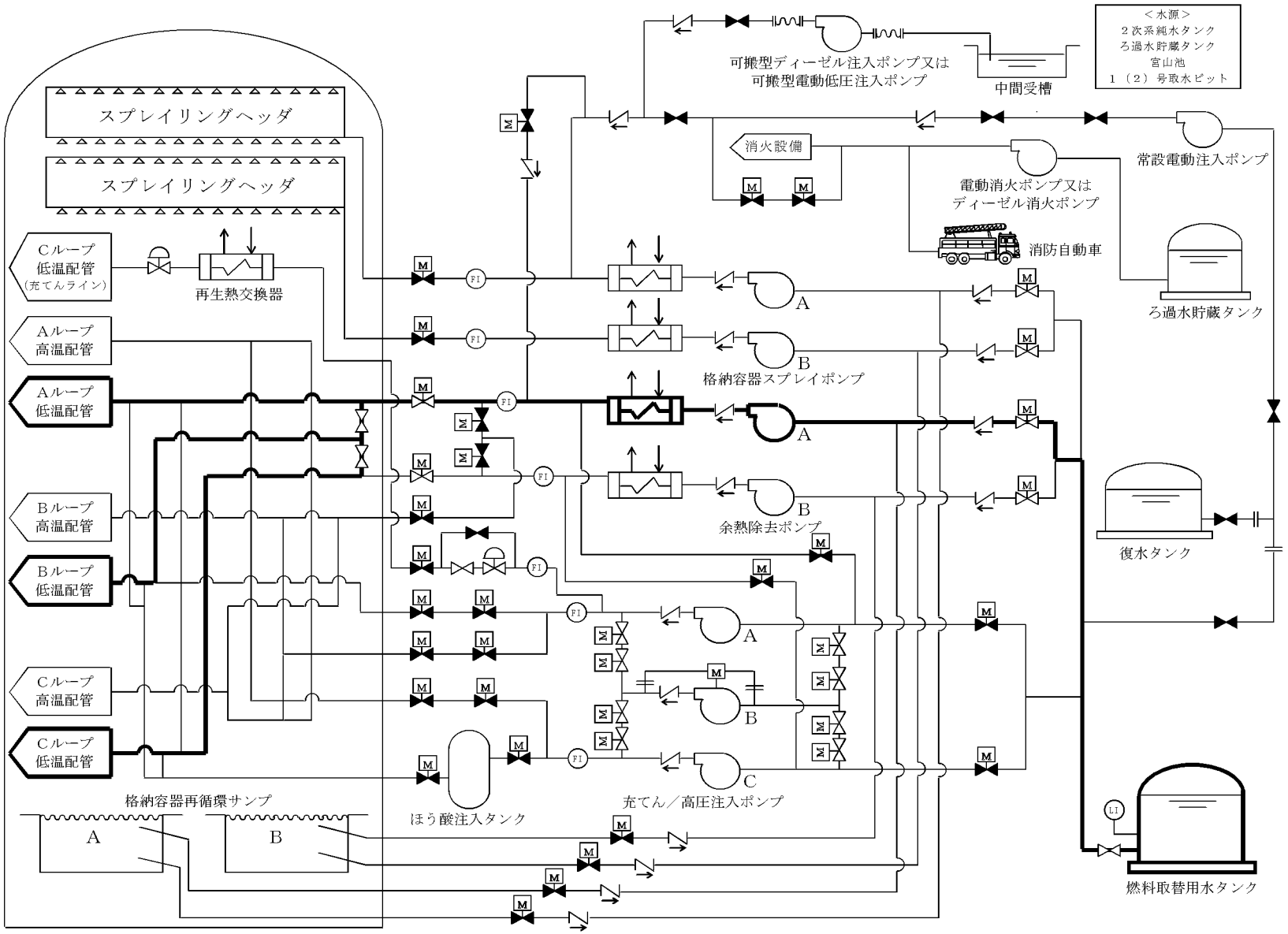
第 5.6.12 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（１２）



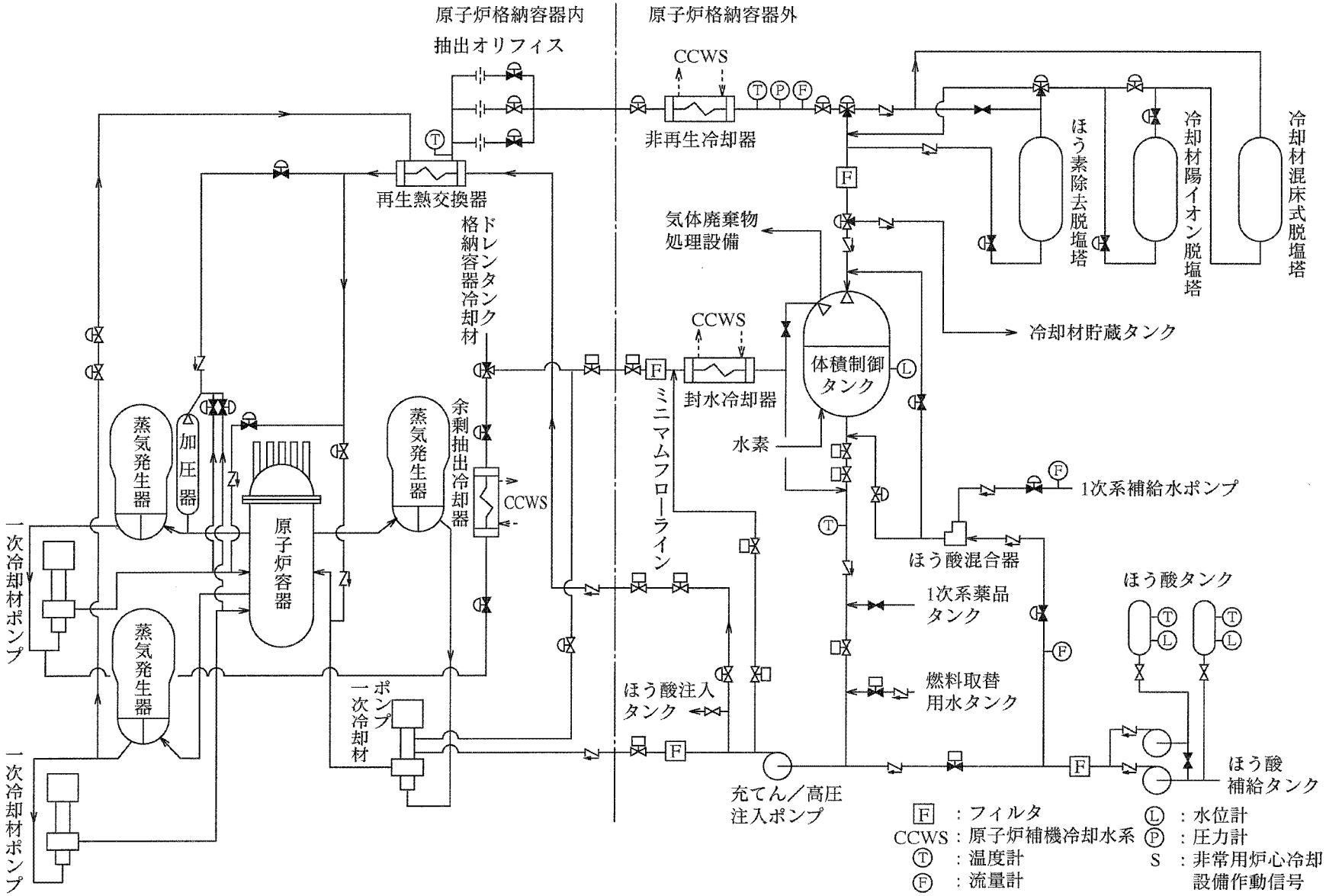
第 5.6.13 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（１３）



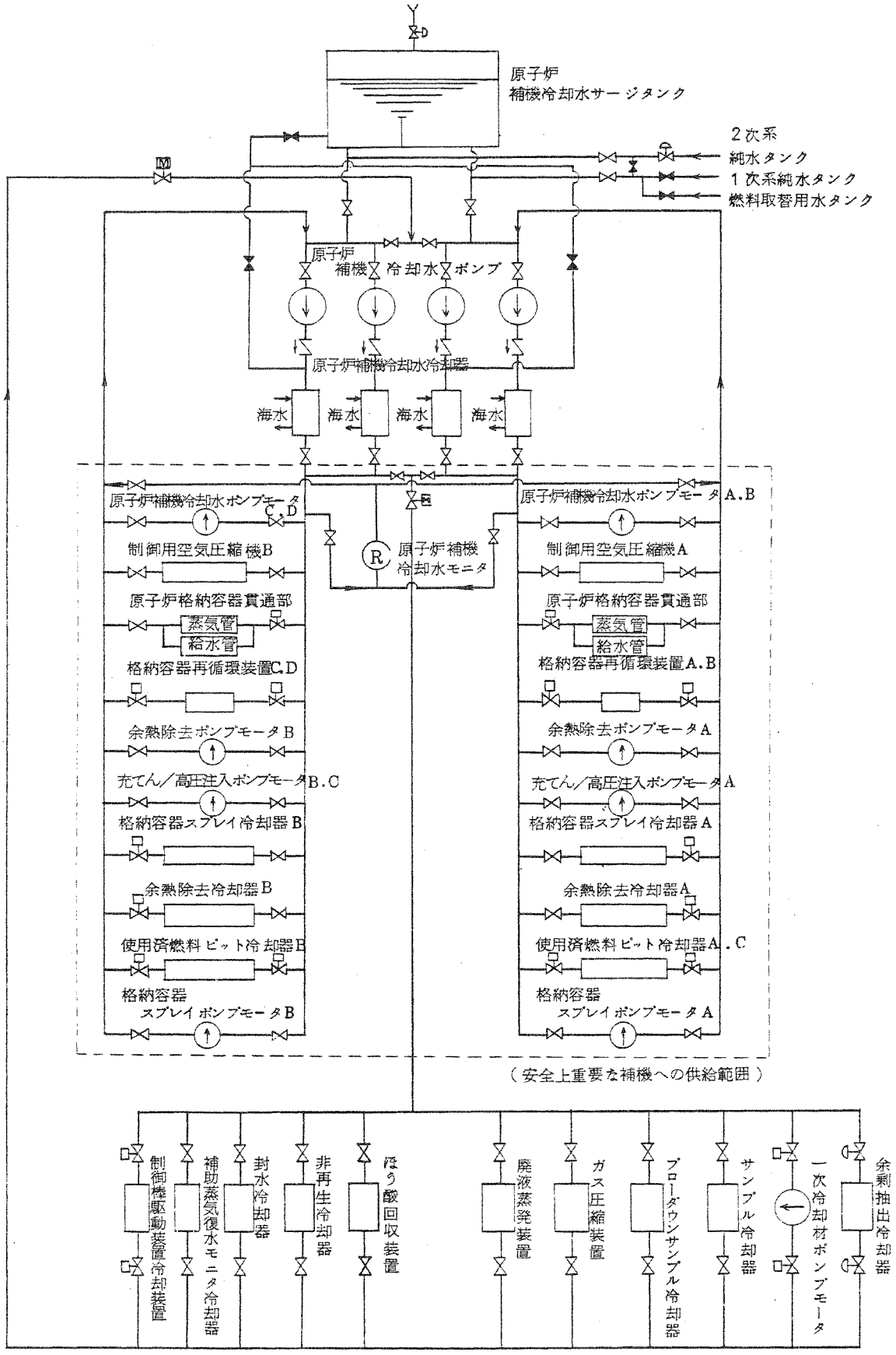
第 5.6.14 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（１４）



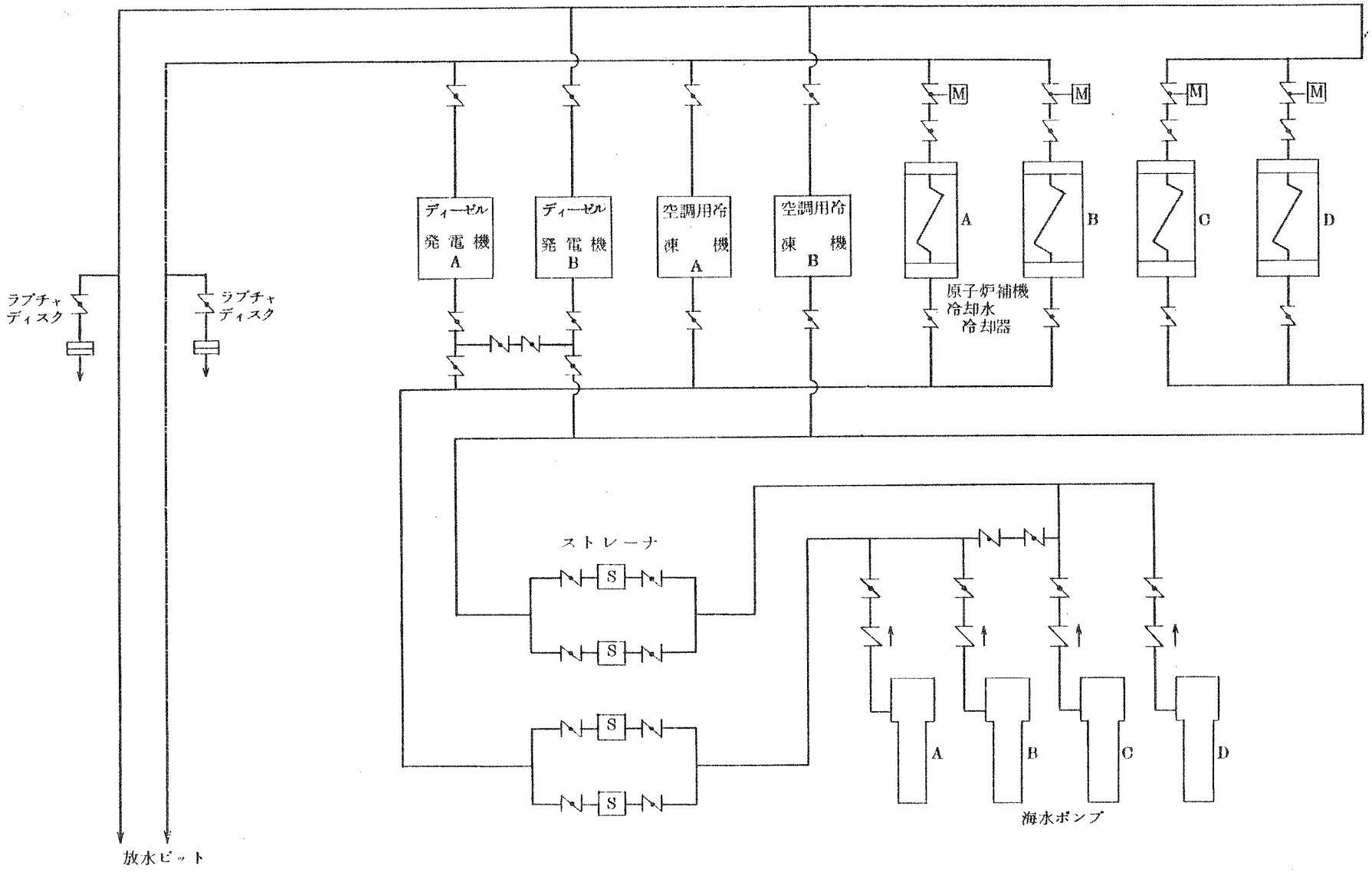
第 5.6.15 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図（１５）



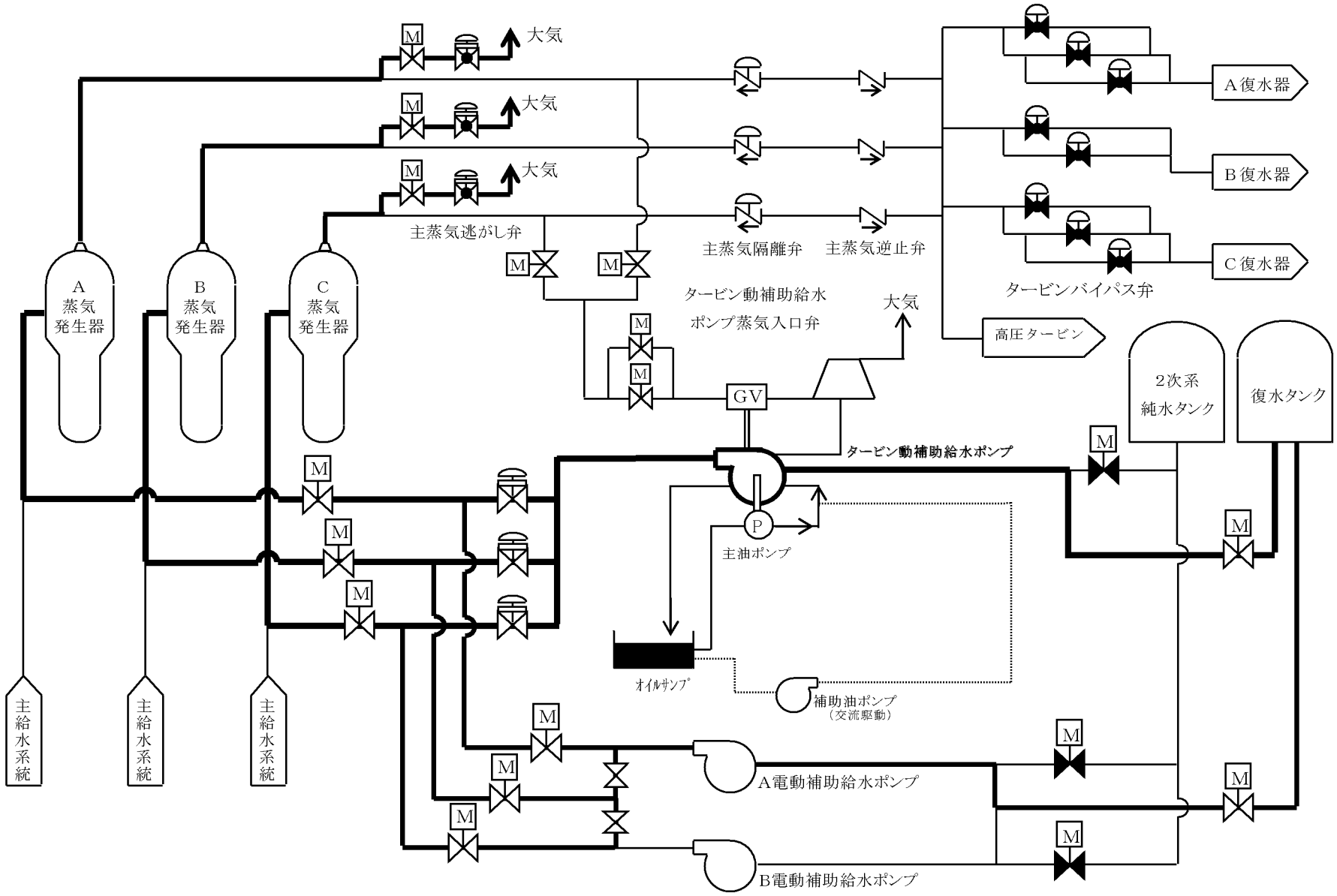
第 5.8.1 図　　化学体積制御設備系統説明図



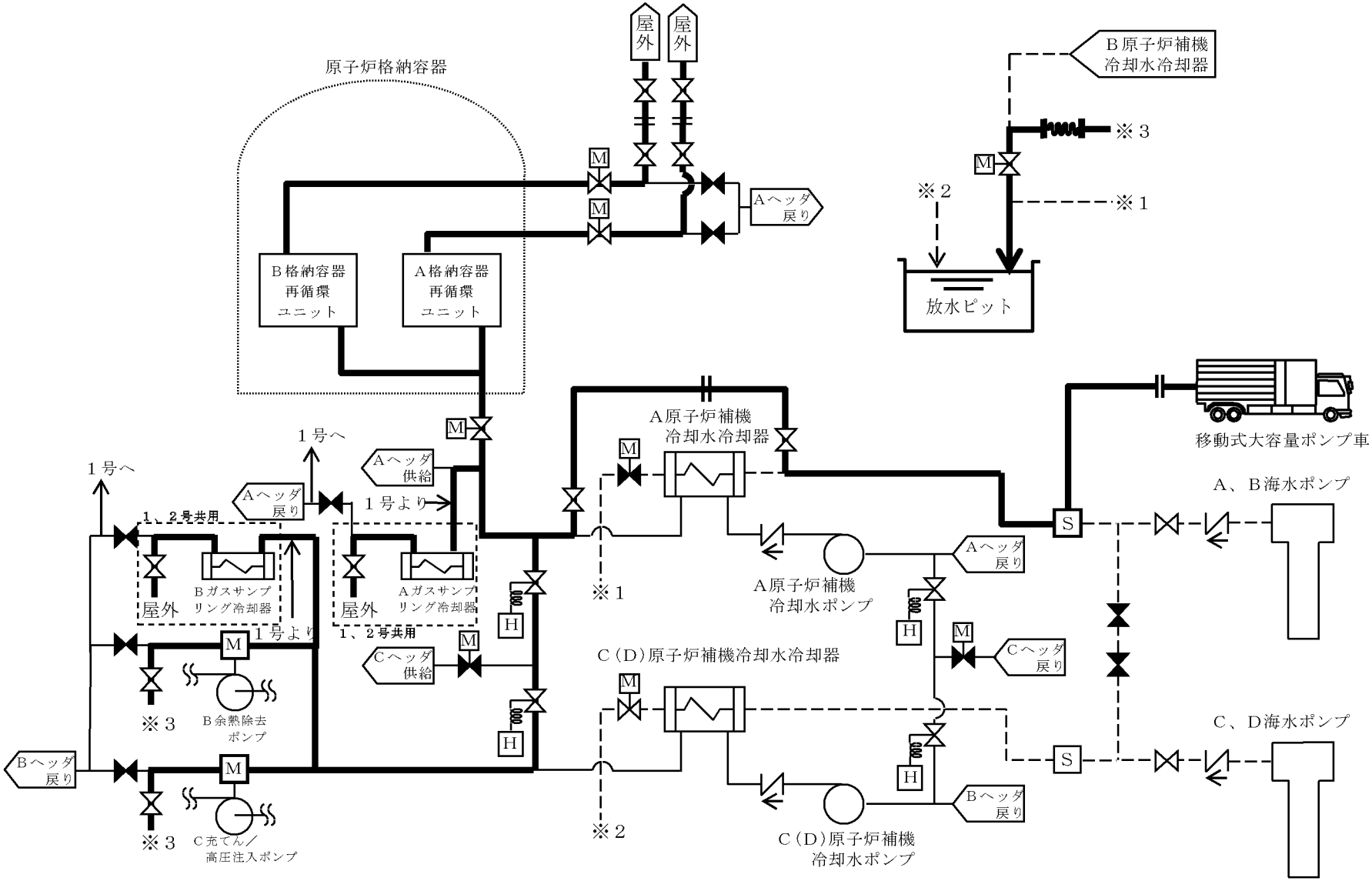
第 5.9.1 図　　原子炉補機冷却水設備系統説明図



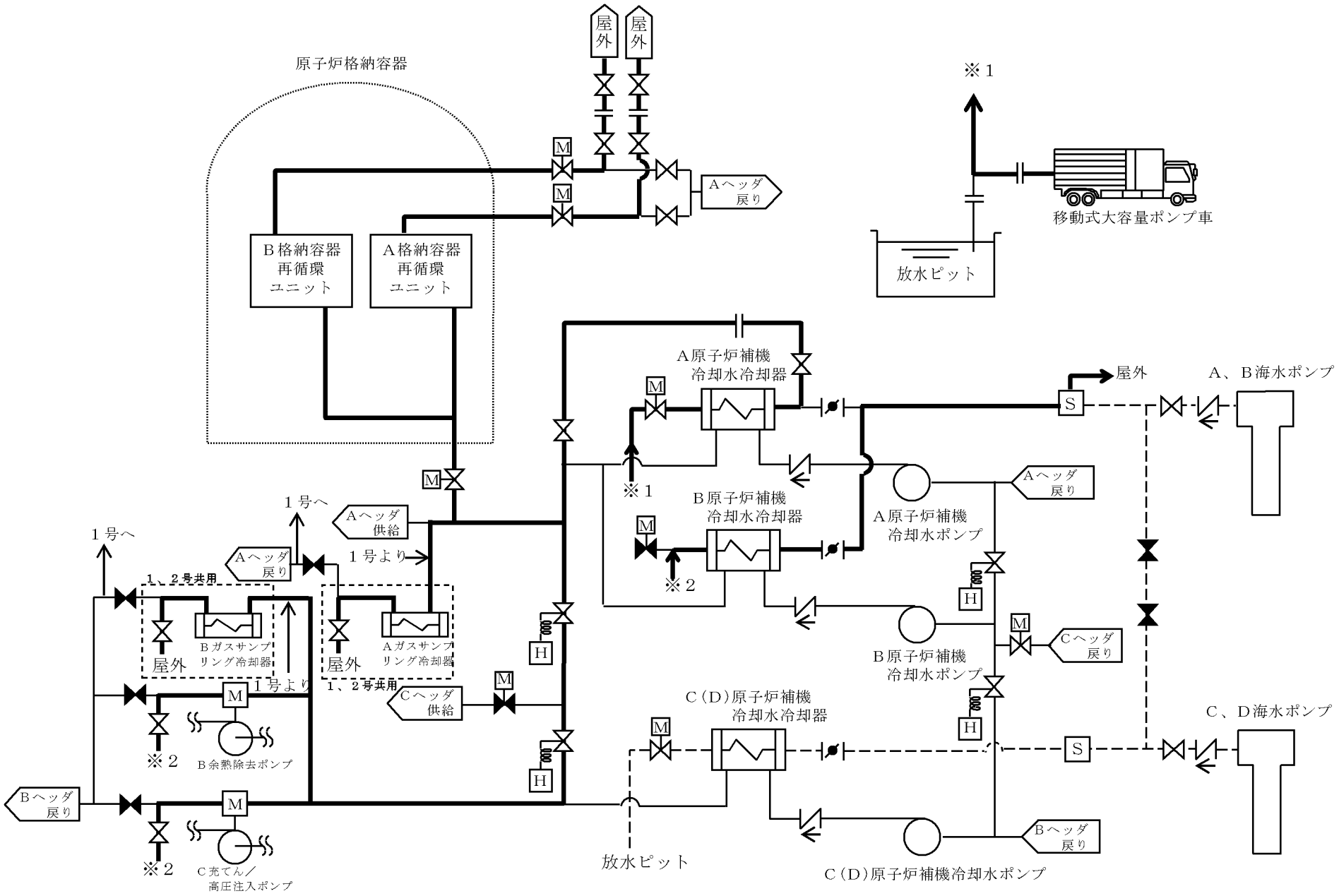
第 5.9.2 図　　原子炉補機冷却海水設備系統説明図



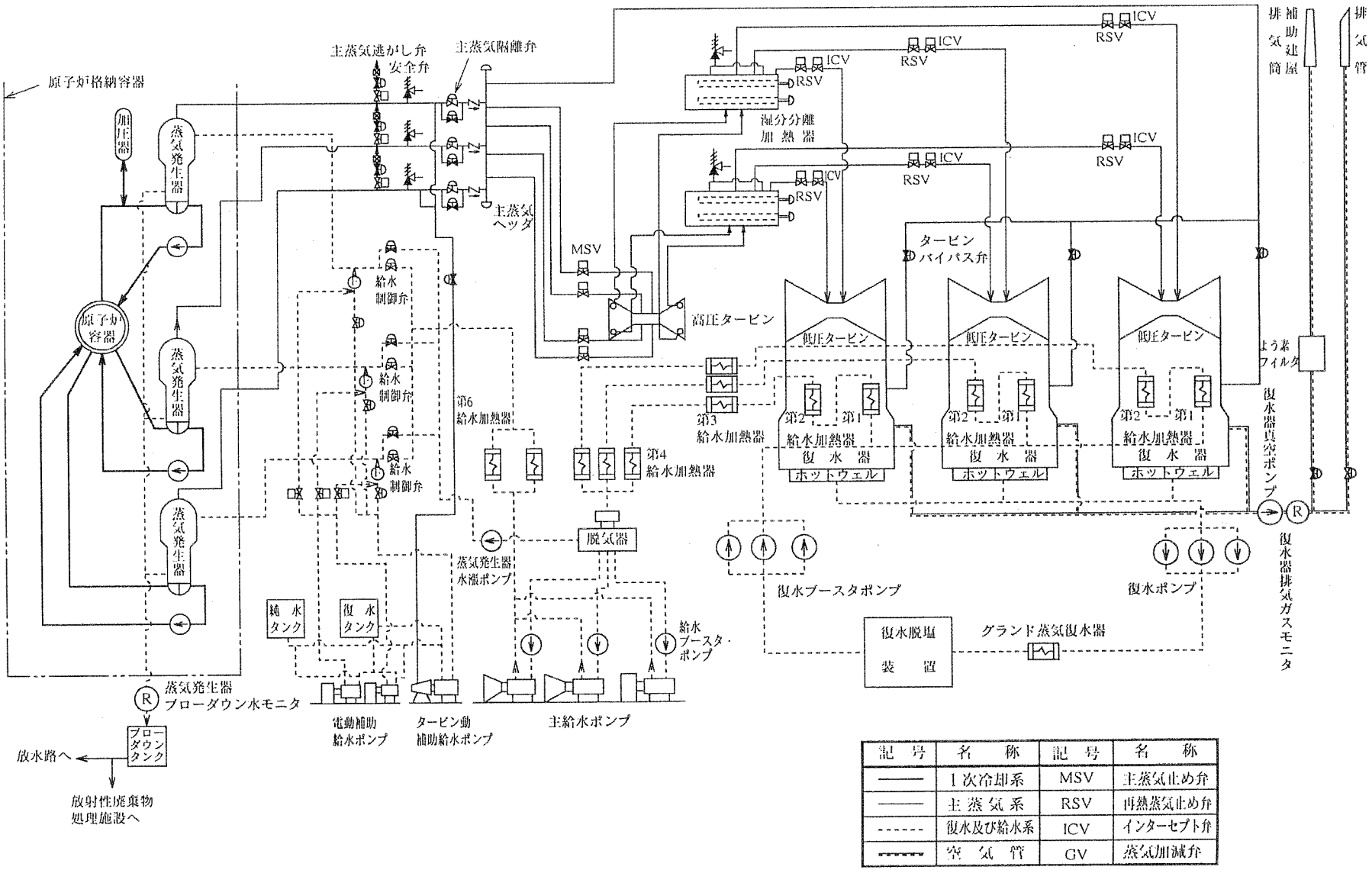
第 5.10.1 図　　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（１）



第 5.10.2 図　　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（２）

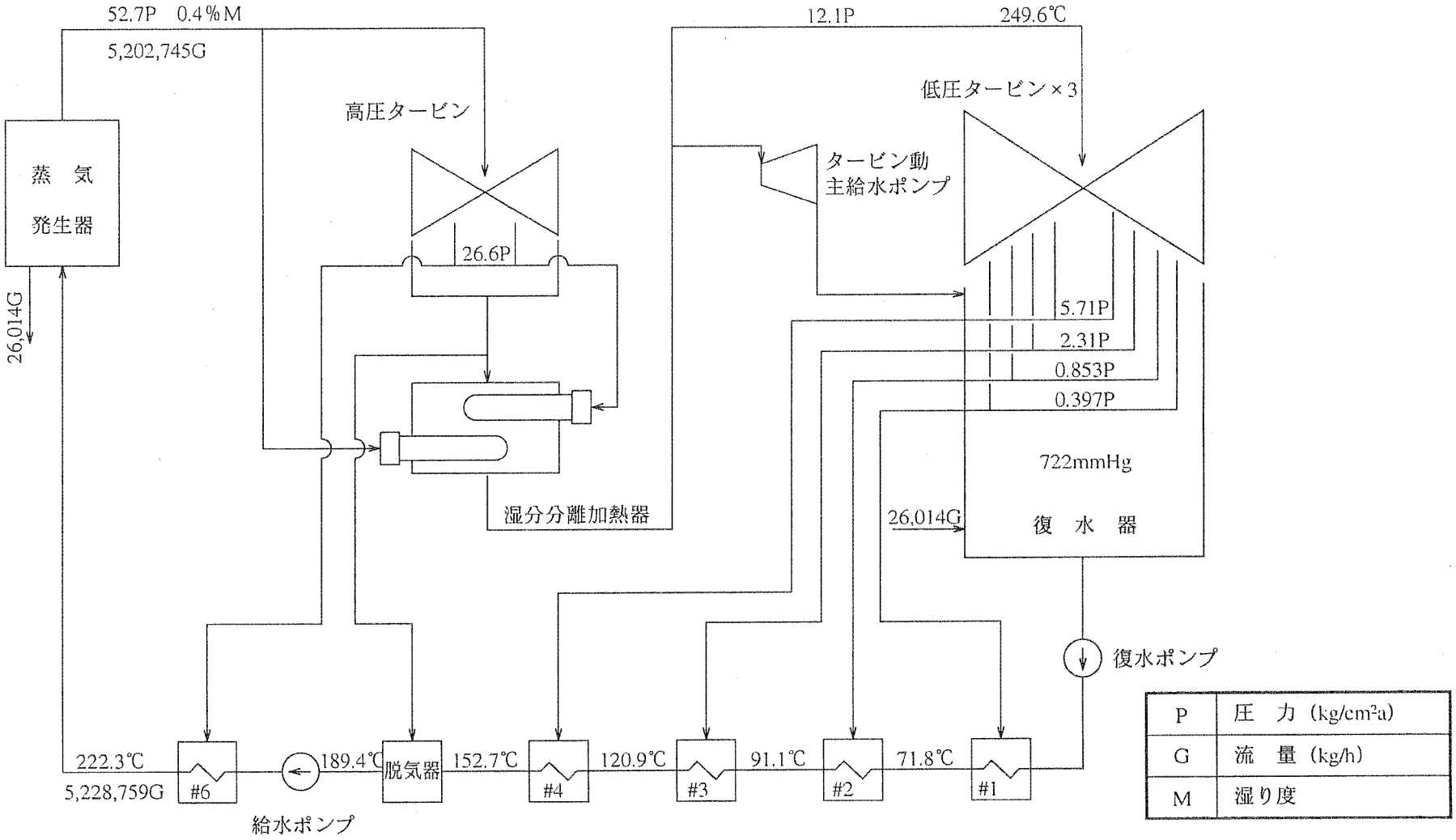


第 5.10.3 図　　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（３）

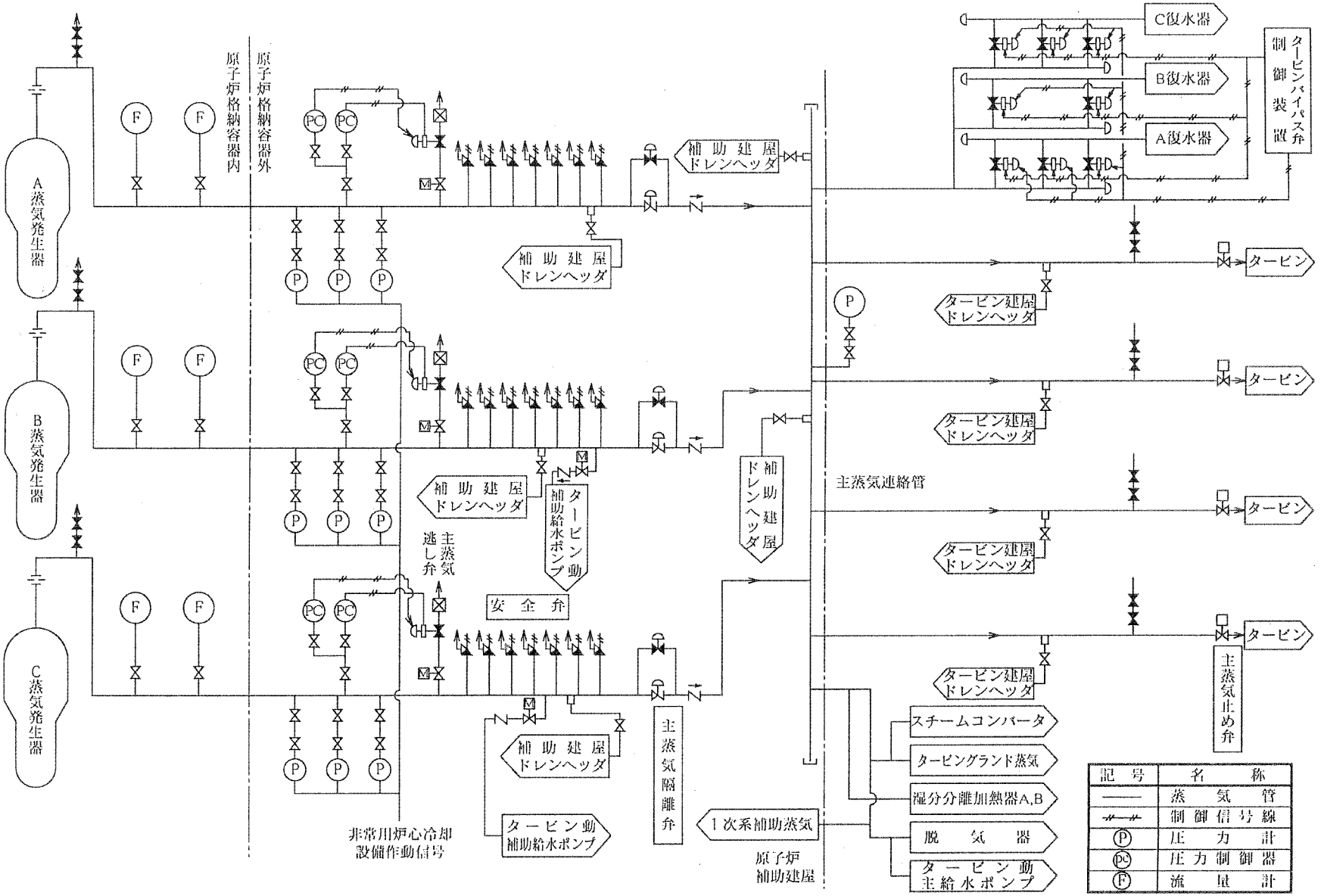


記号	名称	記号	名称
———	1次冷却系	MSV	主蒸気止め弁
———	主蒸気系	RSV	再熱蒸気止め弁
- - - - - -	復水及び給水系	ICV	インターセプト弁
———	空気管	GV	蒸気加減弁

第 5.11.1 図　　タービン系統説明図

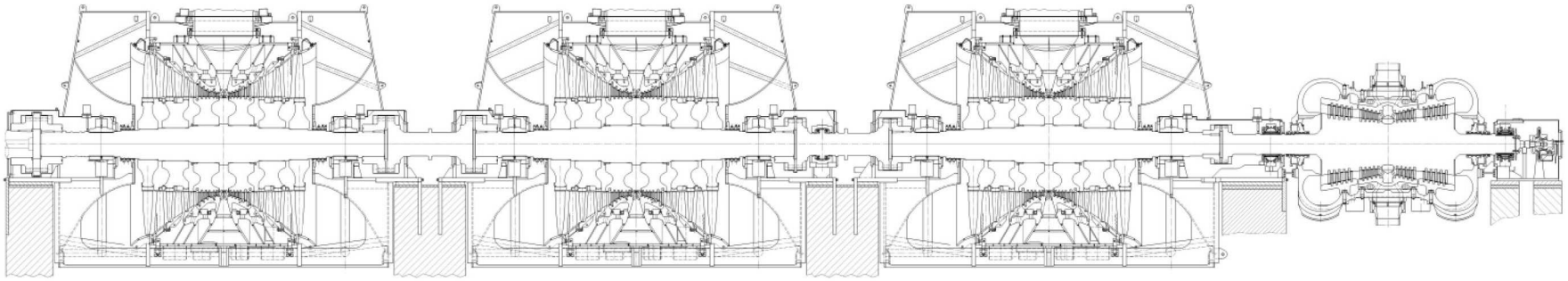


第 5.11.2 図　　タービンヒートバランス図

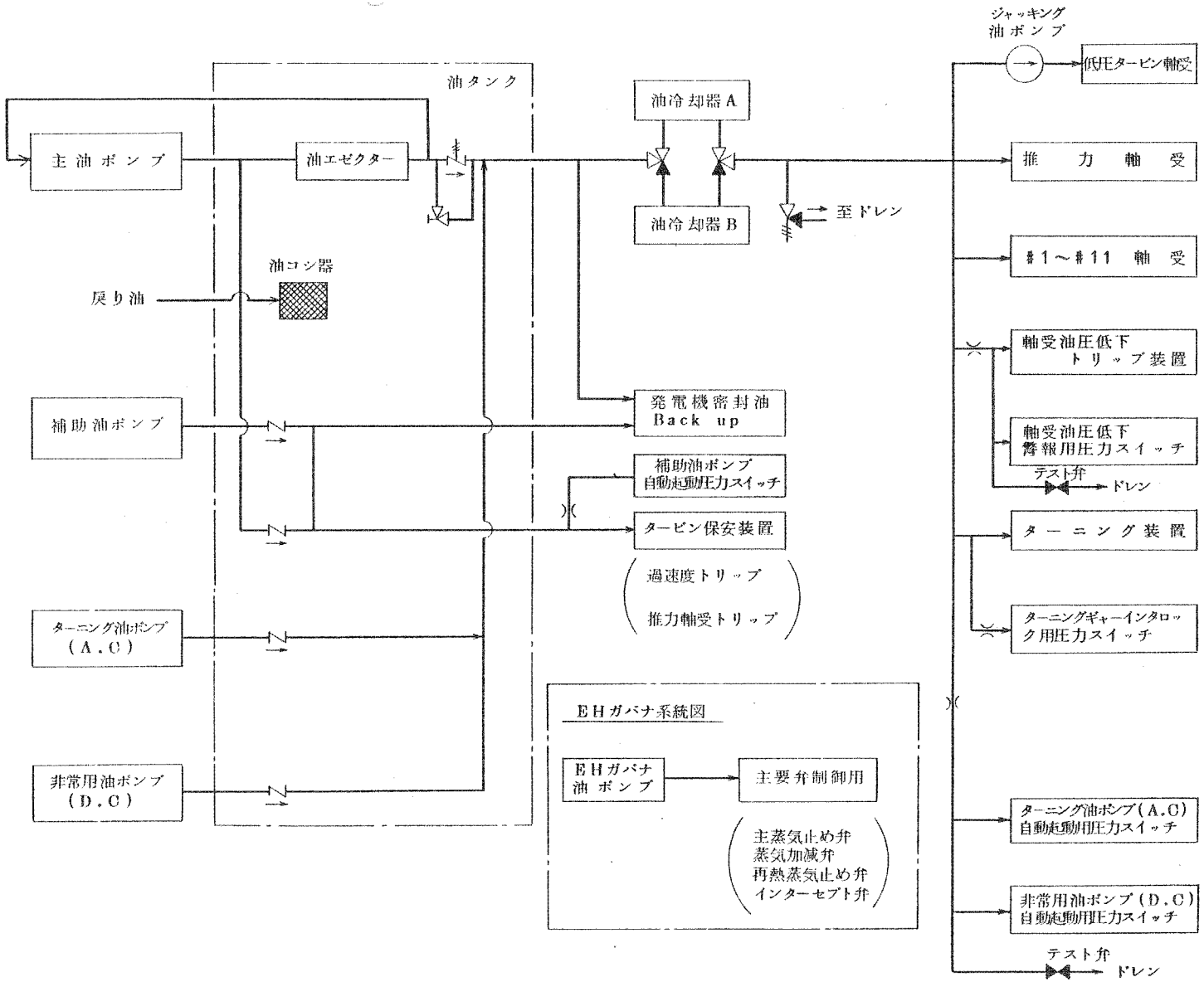


第 5.11.3 図　　主蒸気系統説明図

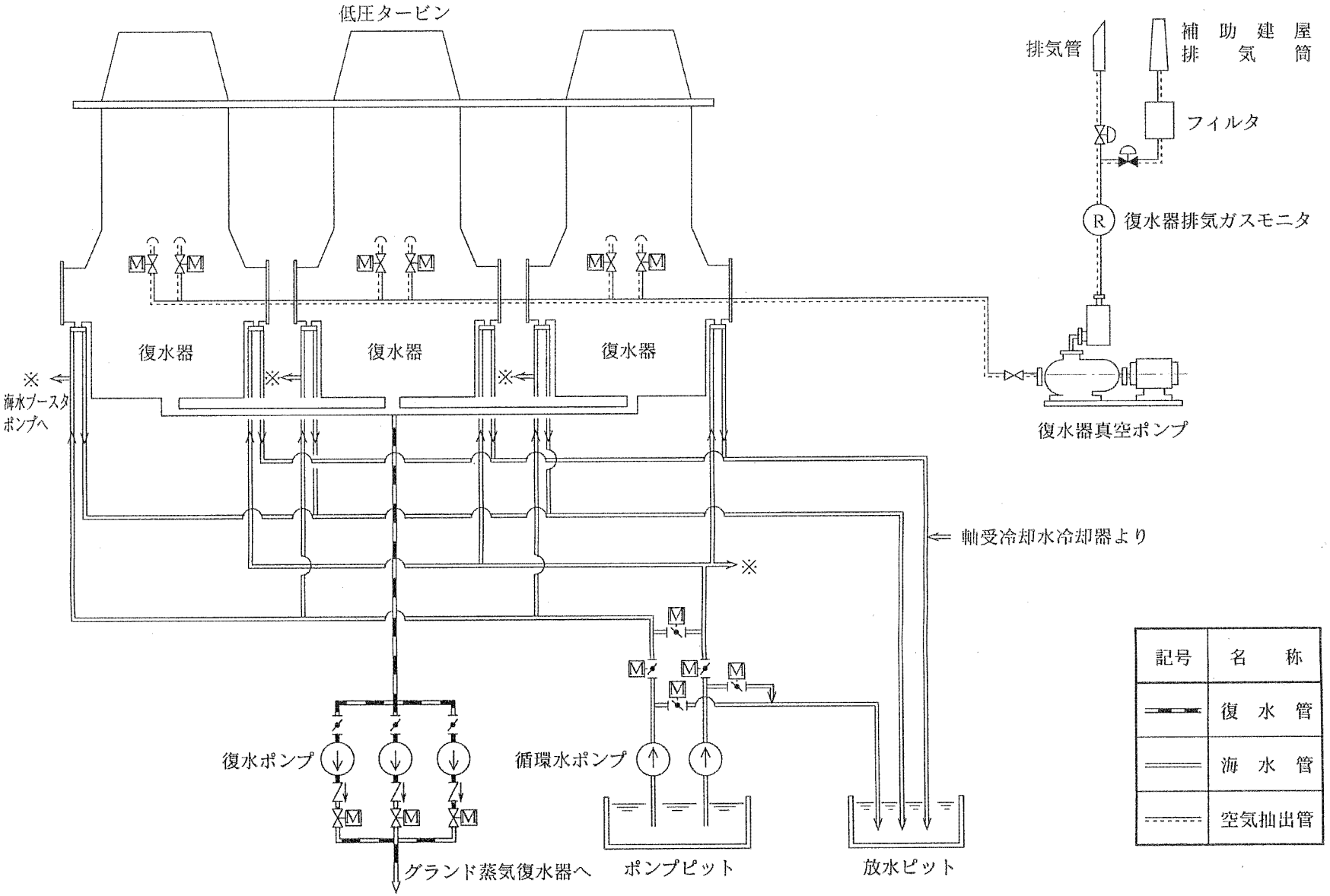
串型４車室６分流排気再熱再生式
定格出力　　約８９０，０００ｋW
回 転 数　　約１，８００rpm
蒸気圧力（主蒸気止め弁前にて）　　約５．０７ＭＰａ［gage］
蒸気温度（主蒸気止め弁前にて）　　約２６６．０℃
真 空 度　　約－９６．３ｋＰａ



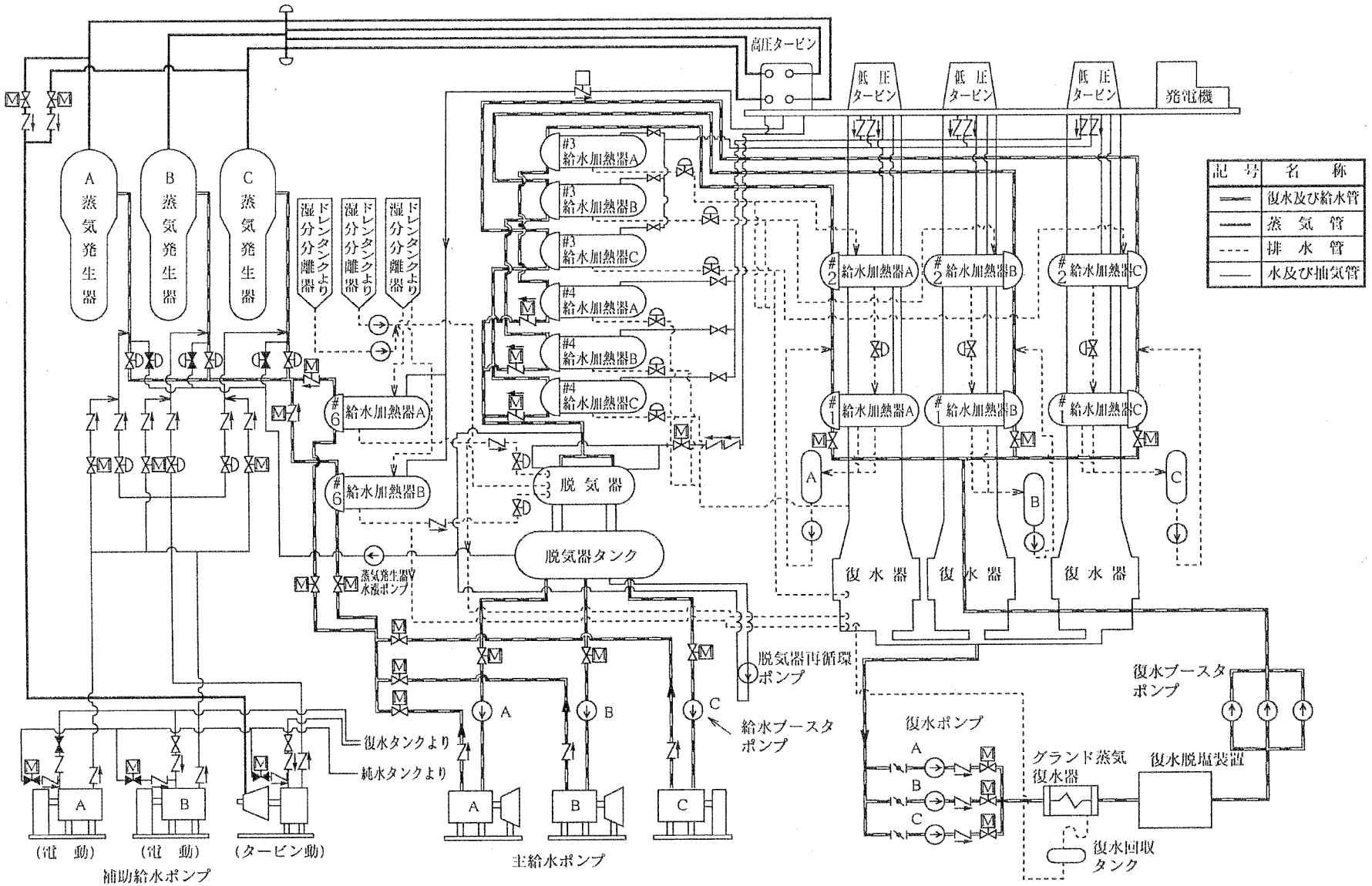
第 5.11.4 図　　蒸気タービン断面説明図



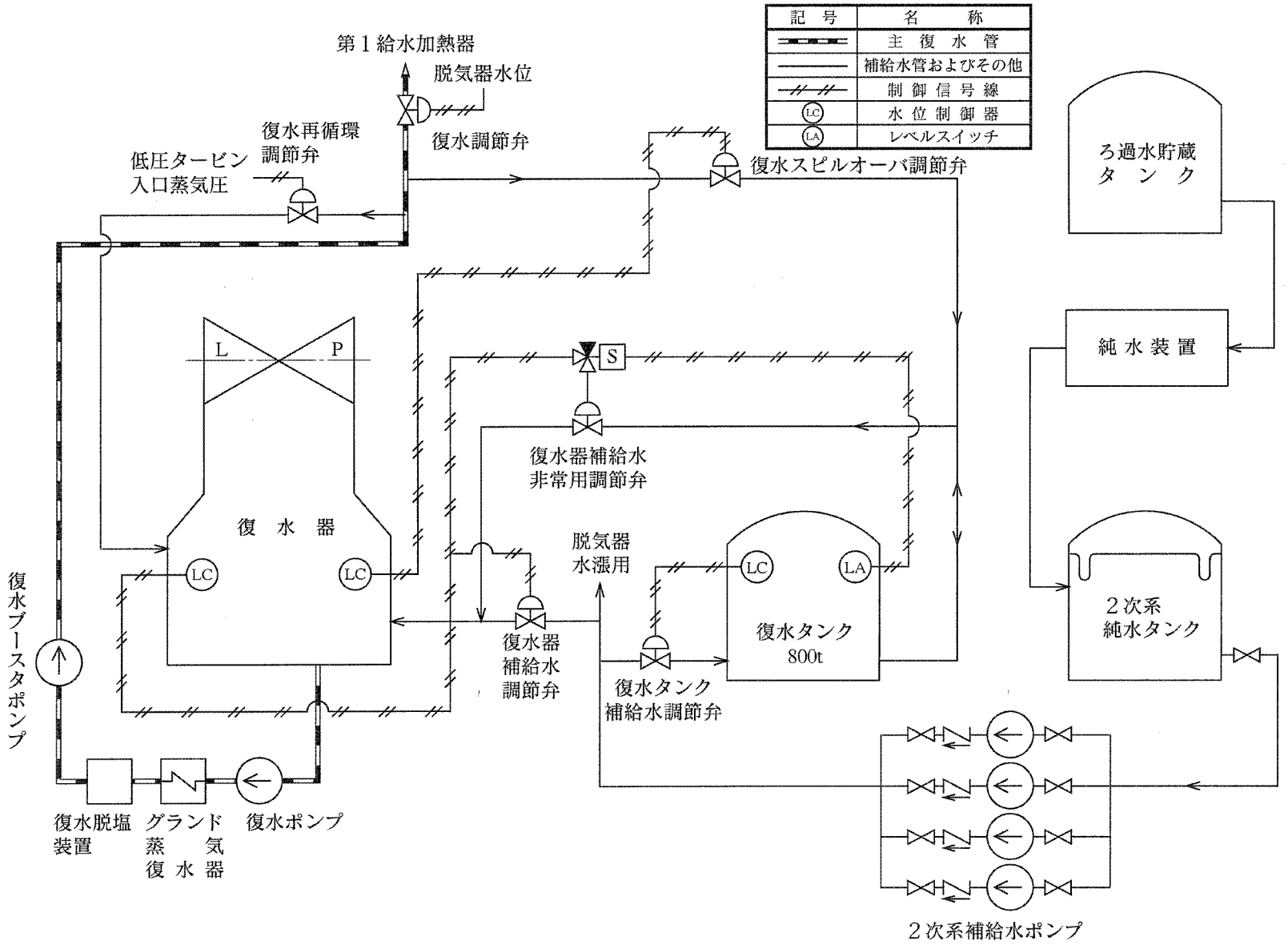
第 5.11.5 図　　潤滑油系統説明図



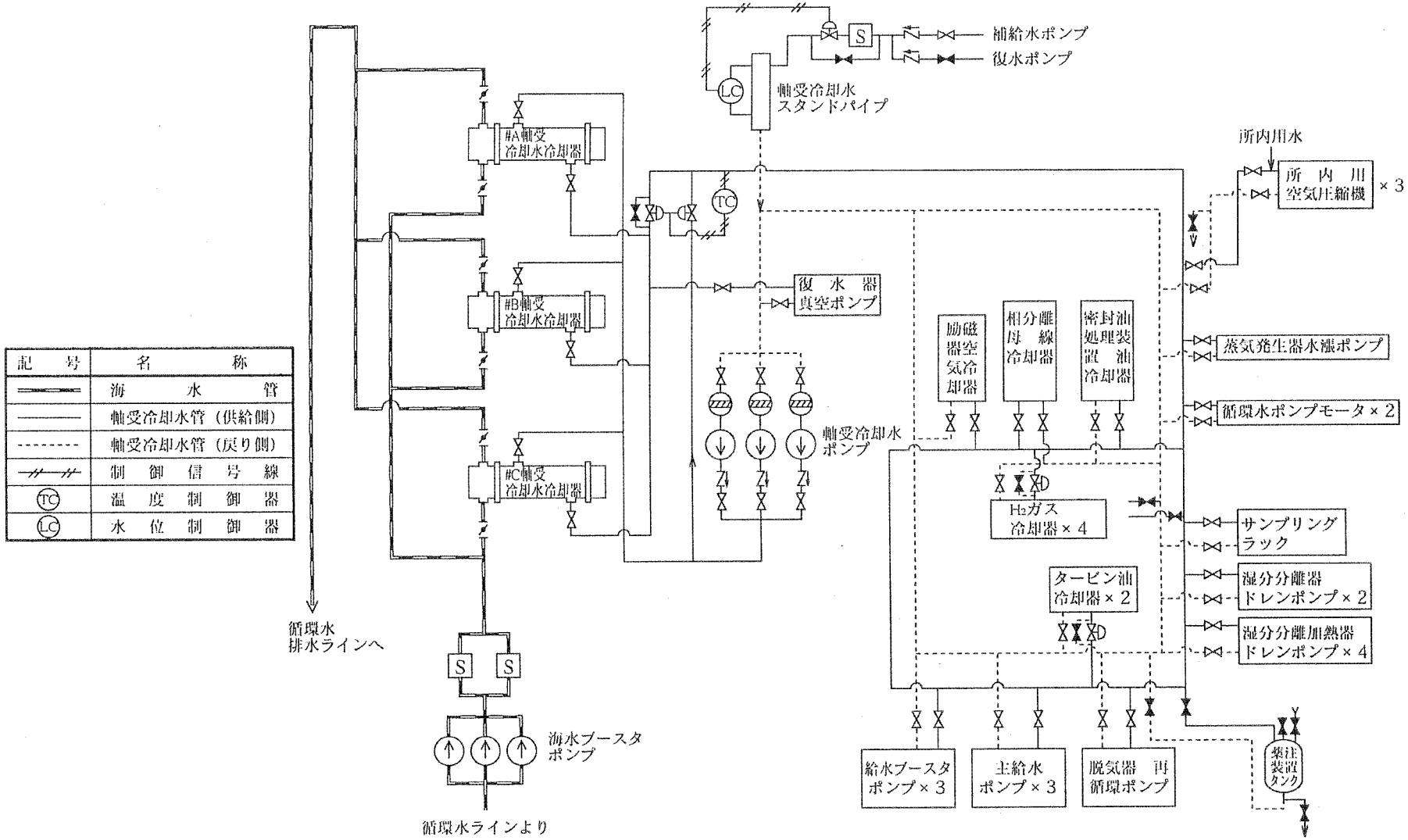
第 5.11.6 図　　復水設備系統説明図



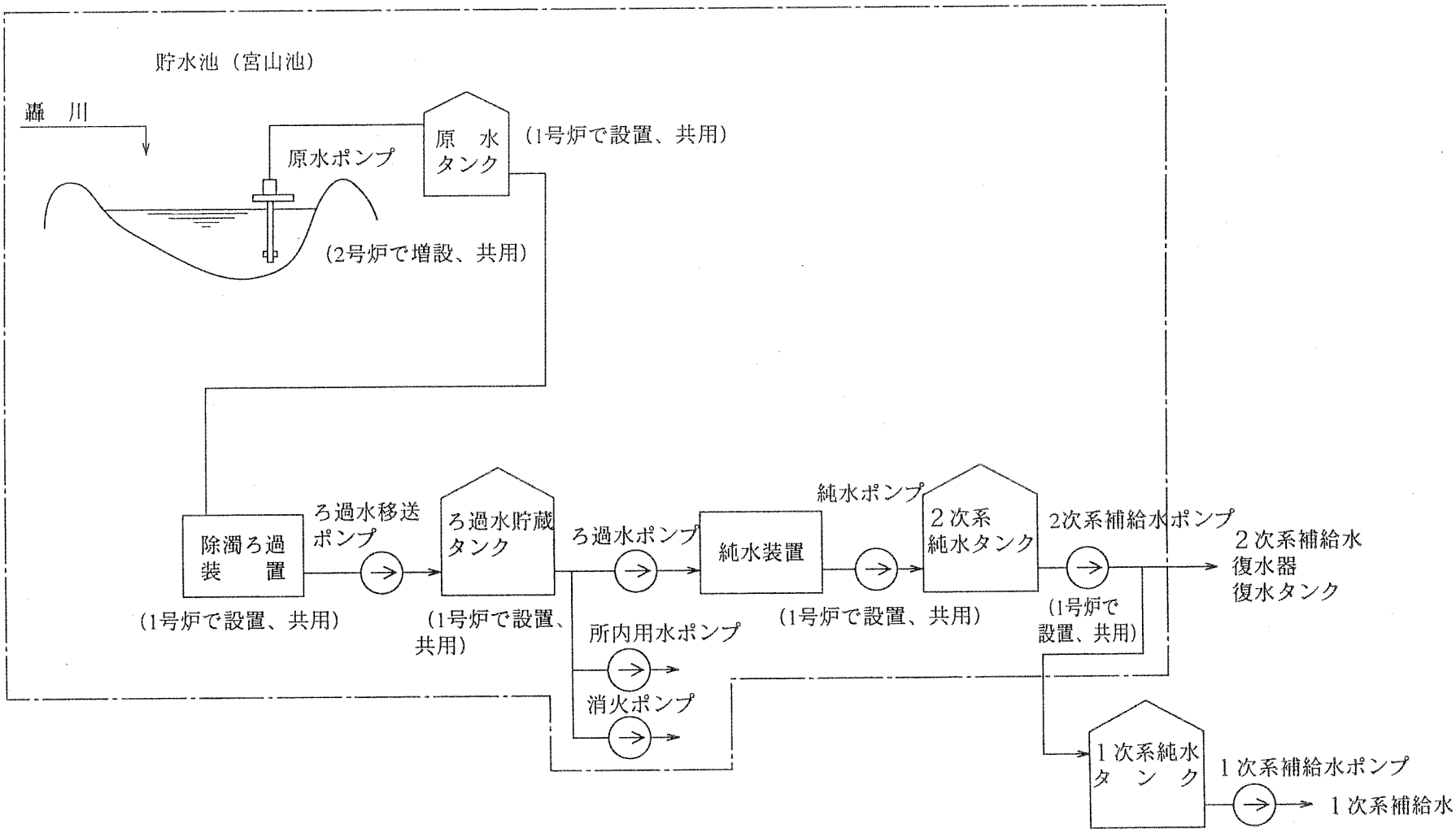
第 5.11.7 図　　給水設備系統説明図



第 5.11.8 図　　2 次系補給水設備系統説明図



第 5.11.9 図　　軸受冷却水設備及び軸受冷却海水設備系統説明図



第 5.12.1 図　　給水処理設備系統説明図

６．　計測制御系統施設

6.1　原子炉制御設備

6.1.1　概　　要

原子炉制御設備は、通常運転時に起こり得る設計負荷変化及び外乱に対して発電用原子炉の出力を制御し、また、異常の拡大を未然に防ぎかつ原子炉トリップに至る前に自動処置をとるためのインターロック動作を行う。

原子炉設備はもちろんタービン発電機設備も含めて、中央制御室からの集中制御方式とし、タービンの負荷変化に応じて発電用原子炉の出力を制御する方式を採用する。通常運転中のプラント出力制御は、タービン蒸気流量の調整及び発電用原子炉の反応度調整によって行う。

発電用原子炉の反応度制御は、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との２方式を併用して行う。

主として前者は、出力、温度等プラントの運転条件の変化による短期の反応度変化の補償と、高温停止時の過剰反応度の吸収に使用し、後者は、燃料の燃焼、核分裂生成物の毒作用等の長期にわたる反応度変化の補償と低温停止時の過剰反応度の吸収に使用する。

制御棒クラスタによる発電用原子炉の出力制御は、定格負荷の約15％以下の範囲では手動で行い、定格負荷の約15％以上では自動とする。この自動制御の範囲内では、±５％／minのランプ状負荷変化と、±10％のステップ状負荷変化に応じることができる。また、タービンバイパス制御系（40％容量）の動作により定格負荷の50％相当までの急激な負荷減少でも原子炉トリップを起こす

ことなく対処できる。

原子炉制御設備には下記のものがあり、その概略を第6.1.1図に示す。

(1) 制御棒制御系

(2) ほう素濃度制御系

(3) 加圧器圧力制御系

(4) 加圧器水位制御系

(5) 給水制御系

(6) タービンバイパス制御系

(7) 主蒸気逃がし弁制御系

(8) 制御棒クラスタ引抜き阻止及びタービンランバック

6.1.2 設計方針

(1) 通常運転時の原子炉出力を、タービン負荷に追従させるように設計する。

(2) 設計負荷変化に対して、主要な諸変数が許容される範囲内に納まり、十分な減衰性をもつ安定な応答をするように設計する。

(3) 運転員がプラント運転状態を監視でき、必要な場合にはプラントの手動制御ができるように設計する。

6.1.3 主要設備

6.1.3.1 制御棒制御系

本原子炉には、制御棒クラスタ48本を制御グループ4バンク、停止グループ2バンクに分け、発電用原子炉の出力制御用と停止用に使用する。原子炉トリップ時には制御棒クラスタ48本が、

その駆動装置用電源をしゃ断することにより自重で炉心にそう入される。

(1) 制御グループによる制御

通常運転状態で原子炉出力を自動制御している場合には、プラントの出力変更は、蒸気加減弁を調整してタービンへの蒸気流量を加減することによって行う。原子炉側ではその出力変化による諸量の変動を検出し、これを通常運転時の偏差内に保つように、制御グループの制御棒クラスタを自動操作し、出力変化に追従させる。原子炉側における主要制御変数として１次冷却材平均温度を用いるが、この温度は第6.1.2図に示すように、１次冷却材ループに設けた側温抵抗体により測定する。各１次冷却材ループの低温側温度と高温側温度とからそれぞれ１チャンネル合計３チャンネルの平均温度を得て、このうちで２番目に大きい信号を信号選択回路で選択して１次冷却材平均温度として使用する。

この１次冷却材平均温度信号を、第6.1.3図に示すようにタービン負荷に比例するプログラム平均温度と比較して制御信号を作る。この制御信号と、タービン負荷と中性子束の差の変化率補助信号とにより、制御グループの制御棒クラスタを速度制御し、１次冷却材平均温度を所要の値に維持する。また、制御グループの各バンクは、第6.1.4図に示すような順序で駆動する。制御棒クラスタの引抜き及び挿入速度は第6.1.3図に示すように制御信号に比例し、最大約114cm／minの速度まで駆動することができ、比較的大きい負荷変化に対しても応答する機能を有する。

(2)　停止グループによる制御

停止グループの制御棒クラスタは、制御グループの制御棒クラスタとともに、発電用原子炉を出力状態から速やかに高温停止させる。

6.1.3.2　ほう素濃度制御系

この制御系は、燃料の燃焼、キセノン、サマリウム量の変化及び１次冷却材温度の低温から高温零出力状態までの変化に伴うような比較的ゆるやかな反応度変化を制御する。

１次冷却材中のほう素濃度は、化学体積制御設備を使用して手動操作で増減する。ほう素濃度を高くする場合には、充てん／高圧注入ポンプによって、１次冷却材中へほう酸水を注入し、逆にほう素濃度を低くする場合には純水を補給して所要の濃度に希釈する。

また、１次冷却材中のほう素濃度は、適時試料採取し測定する。

ほう素濃度制御方式を使用することによって、全出力状態では、制御棒クラスタをできるだけ引抜いた状態で運転でき、出力分布を平坦化することができる。

(1)　制御棒クラスタ位置とほう素濃度

制御棒クラスタの位置が制御棒クラスタ引抜き限界あるいは、そう入限界位置から外れそうになると、制御棒クラスタの位置を修正するために、運転員の判断によってほう素濃度を調整する。

制御棒クラスタのそう入限界位置は、炉出力の関数として

制御棒クラスタの位置の下限を決めたもので、発電用原子炉を確実に停止するに足る反応度を持つように決定する。また、制御棒クラスタ引抜き限界は、負荷追従が可能なように、その上限を決めたものである。

下限は、第6.2.7図に示す停止余裕監視装置により監視し、警報を発する。警報には「低」及び「異常低」があり、「低」警報は、運転員に通常のほう素濃度調整手順に従ってほう酸添加を行う必要のあることを警報し、「異常低」警報は、緊急ほう酸添加を行う必要のあることを警報する。

上限については、制御棒クラスタ位置は、制御棒クラスタ引抜き限界位置からずれれば警報を発する。運転員はほう素濃度の希釈を行い制御棒クラスタを所定の位置に戻す。

(2) ほう素濃度の調整

１次冷却材中のほう素濃度の調整は、化学体積制御設備により行う。

ほう素濃度制御には、「自動補給」、「希釈」、「急速希釈」及び「ほう酸添加」の４つのモードがあり、これらのモード選択は、中央制御盤上のモード選択スイッチにより行う。

6.1.3.3 加圧器圧力制御系

過渡時の１次冷却系の圧力変化は、加圧器及び加圧器圧力制御装置によって制御する。この圧力制御は、１次冷却系の圧力が一定の値になるように行う。加圧器には、スプレイ弁、逃がし弁及びヒータを設ける。

通常運転状態では、加圧器の下部は液相、上部は気相になっ

ており、加圧器圧力が設定値を超えて高くなった場合は、１次冷却系の低温側の１次冷却材を加圧器の気相にスプレイして蒸気の凝縮を行う。このスプレイ流量は、加圧器圧力信号により比例制御する。また、このスプレイ作動時の熱応力の抑制及び加圧器内の１次冷却材のほう素濃度調整のため、常時少量のスプレイを行う。

加圧器ヒータは、比例ヒータと後備ヒータに分け、前者は、加圧器の熱損失の補償と小さい圧力変動の吸収に使用し、加圧器圧力による比例制御方式をとる。後者は、加圧器圧力が設定値を超えて大きく低下した場合や、加圧器の水位が設定値を超えて上昇した場合に使用し、オン・オフ制御方式をとる。

スプレイの能力範囲を超えるような大きな圧力上昇があった場合には、逃がし弁の作動によって圧力上昇を阻止する。この場合放出される蒸気は加圧器逃がしタンクに導き、凝縮させる。

加圧器圧力が設定値より大きく低下した場合は、加圧器圧力信号によりスプレイ弁を全閉し圧力低下を阻止する。

なお、後備ヒータ、加圧器逃がし弁及び逃がし弁元弁は非常用電源に接続し、外部電源が喪失した場合でも必要に応じ手動操作することができる。

加圧器圧力制御系の作動の概略を第6.1.5図に示す。

6.1.3.4　加圧器水位制御系

加圧器水位プログラムは、１次冷却材平均温度に比例して設定し、出力変化に伴う実際の１次冷却材の体積変化にできるだけ一致するようにする。この加圧器水位プログラムと加圧器水

位との偏差信号に従い、化学体積制御設備の充てん流量を自動調整する。

加圧器水位が異常に低下した場合には、抽出ライン制御弁を全閉し水位の低下を防止する。

6.1.3.5　給水制御系

蒸気発生器の給水制御系は、各蒸気発生器に個別に設置し、主給水制御弁の開度を調節することによって蒸気発生器の水位を所定の値に制御する。

この制御系は、給水流量信号、蒸気流量信号及び蒸気発生器水位信号の３つの信号をとり入れた３要素制御である。給水は、蒸気発生器の伝熱管によって１次冷却材と分離されており、蒸気発生器水位の運転範囲内の変化は、直接炉心に大きな影響を与えない。なお、蒸気発生器水位が異常に上昇した場合は、タービンへの湿分のキャリーオーバーを防ぐために、主給水制御弁及びバイパス給水制御弁を全閉する。更に水位が上昇したときは、タービンをトリップするとともに、給水を完全に停止する。蒸気発生器水位が異常に低下した場合は、蒸気発生器の熱除去能力を確保するために、電動補助給水ポンプを自動的に起動し、更に、蒸気発生器３基のうち２基が水位低になれば、タービン動補助給水ポンプを自動起動する。主給水ポンプは、タービン動主給水ポンプ２台と電動主給水ポンプ１台を設けタービン動給水ポンプの速度制御によって給水制御系の制御性を向上させる。

また、低出力の際は、バイパス給水制御弁を使用し、手動あ

るいは、自動で、水位制御する。

6.1.3.6　タービンバイパス制御系

タービンバイパス制御系は、蒸気発生器によって発生する蒸気をタービンをバイパスして直接復水器へダンプする装置であり、定格負荷の約40%に相当する蒸気をバイパスする能力を持つ。この装置は、大きなステップ状負荷減少時に、１次冷却系に過渡的に蓄えられる熱を除去し、プラントを負荷減少に対し安定に追従させるばかりでなく、全負荷からのタービントリップに際しても、２次側の主蒸気安全弁を動作させることなく、１次冷却材平均温度を無負荷温度に下げる働きを有する。更に、高温待機時には余熱の除去、プラント冷却時には冷却のための除熱を行う。

制御信号としては、１次冷却材平均温度を用い、最終的にこの平均温度が、プラントの出力に比例した設定基準温度に近づくように、タービンバイパス弁を制御する。

高温待機状態あるいはプラント冷却時には、主蒸気ヘッダ圧力信号を使用するいわゆる圧力制御に切換える。

１次冷却材の温度が異常に低下した場合には、発電用原子炉の過冷却を防ぐために、タービンバイパス弁は開かないようにインターロックする。

6.1.3.7　主蒸気逃がし弁制御系

主蒸気逃がし弁制御系は、主蒸気を大気に放出する装置で、定格負荷の約10%に相当する蒸気を放出する能力を持つ。

この装置は、急激な負荷減少等により、主蒸気圧力の急激な上昇が起こった場合に、主蒸気圧力信号により、主蒸気逃がし弁を開き、主蒸気圧力の低下を図って、主蒸気安全弁の作動を極力避ける。また、タービンバイパス系が使用不可能な場合には、余剰蒸気を大気に放出し、１次冷却材平均温度を調節できる。

6.1.3.8　制御棒クラスタ引抜き阻止及びタービンランバック

異常の拡大を未然に防ぎ、かつ原子炉トリップに至る前に自動処置をとるために、制御棒クラスタの自動及び手動引抜き阻止及びタービンランバックのインターロックを設け、下記の条件で作動させる。この設定値は、おのおのの原子炉トリップの設定値よりも低い値とする。

(1)　制御棒クラスタ引抜き阻止

中間領域中性子束高

出力領域中性子束高

過大温度△Ｔ高

過大出力△Ｔ高

(2)　タービンランバック

過大温度△Ｔ高

過大出力△Ｔ高

6.1.4　評　　価

発電用原子炉は、負の反応度フィードバックによる自己制御性と、原子炉制御系の機能による十分な負荷追従性を有し、負荷に

応じた安定な運転ができる。

原子炉制御設備は、自動制御の範囲内では±５％／minのランプ状負荷変化と、±10％のステップ状負荷変化とに応じることができ、更に、タービンバイパス制御系の作動により定格負荷の50％相当までの急激な負荷減少でも、原子炉トリップすることなく対処できる。（3.5 動特性参照）

発電所の運転状態を示す主要な諸変数は、中央制御盤上の指示計及び記録計に指示記録すると同時に、設定値に達した場合には、運転員に注意を喚起するよう警報装置及びインターロックを設ける。

各制御装置は、必要な場合には運転員の監視のもとに十分安全に手動制御が可能である。

6.2　原子炉計装[1]

6.2.1　概　　要

発電用原子炉の運転制御及び保護動作に必要な炉心に関する情報を得るために、以下のような原子炉計装を設ける。

(1)　炉外核計装

原子炉容器の周囲に中性子束検出器を設置して、原子炉出力に比例した中性子束レベルを連続測定し、中央制御室の炉外核計装盤で適当な信号処理を行った後、発電用原子炉の運転に必要な信号は、中央制御盤に指示、記録し、また、発電用原子炉の制御保護機能に必要な信号は、原子炉制御設備及び原子炉保護設備に送る。

(2)　炉内計装

原子炉内の局所的な出力分布状態をは握するため、あらかじめ選定した燃料集合体出口の１次冷却材温度及び燃料集合体軸方向中性子束分布を、必要に応じて測定する。

(3)　停止余裕監視装置

安全保護系のプロセス計装及びその他のプロセス計装で測定している原子炉出入口の１次冷却材の平均温度Ｔavg及び温度差△Ｔの信号を利用して、常に十分な反応度停止余裕を持つように制御棒クラスタ位置のそう入下限を監視する。

(4)　制御棒位置指示計装

制御棒クラスタの位置を常に監視するため、各制御棒駆動装置ハウジングに位置検出用のコイルを設けて、各制御棒クラスタ位置を中央制御盤に指示する。

6.2.2　炉外核計装

6.2.2.1　設計方針

(1)　炉外核計装は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において予想される範囲の炉心中性子束レベルを監視するため、中性子源領域、中間領域及び出力領域の３つの計測領域を設け、更に各領域の測定範囲に相互に重なりを持たせて、測定が不連続とならない設計とする。

(2)　炉外核計装は、炉心の軸方向及び水平方向出力分布を監視できる設計とする。

(3)　炉外核計装は、単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても、安全保護機能を喪失しないような多重性を有する設計とする。

(4)　炉外核計装は、チャンネル相互を分離し、チャンネル間の独立性を図る設計とする。

(5)　炉外核計装は、駆動源の喪失又は系のしゃ断に対して最終的に安全な状態に落着くような設計とする。

(6)　炉外核計装は、安全保護系と計測制御系を分離した設計とし、安全保護系の一部から計測制御系へ信号を取出す場合には、計測制御系の故障が安全保護系の機能を損わない設計とする。

(7)　炉外核計装は、発電用原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能喪失していないことを確認できるような設計とする。

6.2.2.2　主要設備

炉外核計装は、第6.2.1図に示すように、中性子源領域、中間

領域及び出力領域の各計測領域によって、原子炉停止状態から定格出力の120％までの炉心中性子束レベルを監視できる構成とする。

(1)　中性子源領域測定系

中性子源領域の測定系は、第6.2.1図に示すように独立した２チャンネルより構成する。中性子束検出器は、比例計数管を使用し、第6.2.2図及び第6.2.3図に示すように炉心の中性子源位置に対応した計測孔に設置する。中性子束検出器からのパルス信号を中央制御室の炉外核計装盤でパルス計数率の対数に比例した信号に変換したのち、双安定回路出力を原子炉保護設備及び警報装置へ、また、絶縁増幅器を介して指示計、記録計等へ送る。

また、中性子束検出器を保護するため、中間領域中性子束レベルがパーミッシブ信号－６（第6.6.2表にパーミッシブ信号一覧表を示す）の設定値以上となると、中性子束検出器の高圧電源をしゃ断する。

発電用原子炉の停止時に、中性子束レベルの変化を容易に検知できるように可聴計数率計を設ける。

(2)　中間領域測定系

中間領域の測定系は、第6.2.1図に示すように独立した２チャンネルより構成する。中性子束検出器は補償型電離箱を使用し、第6.2.2図及び第6.2.3図に示すように中性子源領域の中性子束検出器と同一保護筒内に収納して設置する。中性子束検出器からの電流信号を中央制御室の炉外核計装盤で対数増幅したのち、双安定回路出力を原子炉保護設備及び警報装

置へ、また、絶縁増幅器を介して指示計、記録計等へ送る。

(3) 出力領域測定系

出力領域の測定系は、第6.2.1図に示すように独立した４チャンネルで構成する。中性子束検出器はほぼ炉心高さの２分の１の有感長を有する独立した２個の非補償型電離箱で構成し、第6.2.2図及び第6.2.3図に示すように炉心の四隅に対応した計測孔に設置する。各チャンネルは、上部及び下部の中性子束検出器からの電流信号を中央制御室の炉外核計装盤に送り、平均増幅器により両者の平均信号にしたのち、双安定回路出力を原子炉保護設備及び警報装置へ、また、絶縁増幅器を介して指示計、記録計等へ送る。上部及び下部個別信号についても直読レベル計を通したのち安全保護系のプロセス計装設備へ、また、絶縁増幅器を介して指示計、記録計へ送る。更に軸方向中性子束偏差回路により上部、下部信号間の偏差を監視し、偏差が設定値以上になると警報を発する。この回路は炉内核計装の測定データを用いて定期的に校正する。

４チャンネルの各平均電流信号間、各上部電流信号間及び各下部電流信号間は、それぞれ比較回路により比較され、チャンネル相互間の偏差が設定値以上になると警報を発する。

(4) 炉外核計装盤

中性子源領域、中間領域及び出力領域測定系の増幅器、絶縁増幅器、双安定回路等を収納するために、炉外核計装盤を設ける。

炉外核計装盤は独立した４面のラックから構成し、チャンネル相互間の物理的な分離を図る。

炉外核計装盤への電源は、４台の計測制御用電源からそれぞれ独立に給電してチャンネル相互間の電気的な分離を図る。

盤内配線にはテフロン電線を用いるなど、炉外核計装盤はできるだけ不燃化、あるいは難燃化を考慮した設計とする。

6.2.2.3　評　　価

(1)　炉外核計装は、中性子源領域、中間領域及び出力領域の３つの計測領域によって、計測範囲に連続性を持たせて炉心中性子束レベルを監視する設計となっており、炉外核計装盤の指示計又は中央制御盤の指示計、記録計によって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において必要な情報を提供することができる。

また、出力領域チャンネルの軸方向中性子束偏差回路、比較回路及び上部、下部中性子束偏差回路により、炉心の軸方向及び水平方向中性子分布を監視して、炉心の出力振動の抑制のための操作に必要な情報を提供することができる。

(2)　炉外核外装は４チャンネルの多重化構成となっており、機器又はチャンネルの単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても原子炉保護機能を喪失することはない。

(3)　炉外核計装は、チャンネル間の相互干渉を防止するため、検出器に相互に距離をへだてて設置すると共に、チャンネル毎に独立したラックに機器、装置を収納する。ラック内の配線にはテフロン電線を使用するなど、実用可能な限り不燃化あるいは難燃化が計られるほか、検出器ケーブル及び原子炉保護設備への配線はチャンネル毎に分離して布設され、ラッ

クへの電源もチャンネル毎に独立に供給される設計となっている。

(4) 炉外核計装の信号を計測制御系に使用する場合には、絶縁増幅器によって両者の間を絶縁し、計測制御系において、回路の短絡、地絡又は断線による故障が生じても、安全保護系の機能に影響を与えない設計となっている。

(5) 炉外核計装は、電源喪失に対して原子炉保護動作をとる方向に作動するように設計されている。

(6) 炉外核計装は、通常運転時に内蔵の模擬信号を検出器出力回路に印加して、チャンネルの健全性を確認できる設計となっている。

検出器については、チャンネル相互の信号を比較することによって、その健全性を確認することができる。

(7) 炉外核計装の電源は無停電電源装置から給電される。したがって短時間の全動力電源喪失に対しても機能を喪失することはない。

また、非常用所内電源系のみの運転下あるいは外部電源のみの運転下で単一故障を仮定しても安全機能を失うことない。

6.2.3 炉内計装

6.2.3.1 設計方針

(1) 炉心の出力分布及び熱水路係数をは握するために炉内熱電対計装及び炉内核計装を設け、あらかじめ定めた燃料集合体の出口温度及び中性子束分布を測定できる設計とする。

(2) 両者のデータは、前もって得られている解析結果と総合し

て、炉心の出力分布を評価するのに有用なものとする。

(3) 炉内核計装の測定データは、炉外核計装の中性子束分布監視機能の校正を行うのに十分なものとする。

6.2.3.2 主要設備

(1) 炉内熱電対計装

炉内熱電対計装は第6.2.4図及び第6.2.5図に示すように燃料集合体出口の1次冷却材温度をクロメル・アルメル熱電対で測定する。炉内へ入れる案内管は原子炉容器頂部のシール部を通り、燃料集合体の出口で終端する。原子炉容器頂部のシール部は、原子炉内圧に対し完全にシールする。熱電対は、必要に応じて取替えることができるように、ステンレス鋼のシールでおおい、上記案内管の中に入れる。

熱電対の出力は、中央制御室の炉内計装盤に設置した指示計で読みとることができる。

(2) 炉内核計装

炉内核計装は、第6.2.4図及び第6.2.5図に示すように可動小型中性子束検出器を炉心内にそう入し、燃料集合体軸方向中性子束分布を測定する。この可動小型中性子束検出器を5個設け、炉心内にそう入する通路の選択及び小型検出器の駆動は、中央制御室の炉内計装盤からの遠隔操作によって行う。

小型検出器をそう入するシンブルは、シールテーブルからコンジット内を通して炉心内の燃料集合体上端部の間に設置する。コンジットは、原子炉容器底部とシールテーブルの間に設置する。原子炉容器底部からシールテーブルまではシン

ブル及びコンジットにより二重管構造を形成する。この二重管は原子炉圧力と大気圧の間の圧力障壁となっており、コンジットとシンブルのシールはシールテーブル部で行う。

シンブルは、保守及び燃料取替のため引抜きできるようにする。

小型検出器駆動設備は、第6.2.6図に示すように駆動装置、５パス選択装置及び10パス選択装置で構成する。

駆動装置によって、先端に小型検出器のついている駆動ワイヤを炉心内にそう入する。

駆動装置は、駆動モータ、駆動輪を納めた駆動箱及び巻取装置で構成する。

５群までの選択可能なパスのうちの１つに検出器を入れるため、各駆動装置に１個の５パス選択装置を設ける。

10個までの選択可能なパスの１つに検出器を入れるため、10パス選択装置を設ける。

また、５個の検出器については、共通な１個のパスを設け、検出器間の相互感度校正のために使用する。

可動小型中性子束検出器の出力信号は、中央制御室の炉内計装盤に送り、指示、記録する。

6.2.3.3　評　　価

炉内計装は炉心の出力分布及び熱水路係数をは握するのに必要な機能を有している。また、炉外核計装の中性子束分布監視機能の校正を行うためのデータを提供することができる。

6.2.4　停止余裕監視装置

6.2.4.1　設計方針

(1)　通常運転時に、必要な反応度停止余裕を確保するために、制御棒クラスタのそう入限界を監視する設計とする。

(2)　零出力から全出力までの制御棒クラスタそう入限界を設定することにより制御棒クラスタのそう入を制限して、制御棒クラスタが飛出した場合でも過大な反応度が添加されないような設計とする。

6.2.4.2　主要設備

制御グループ制御棒クラスタのバンクＡ、Ｂ、Ｃ、Ｄにおのおの停止余裕監視装置を設ける。

制御棒クラスタそう入限界は、１次冷却材平均温度及び１次冷却材温度差の線形関数として計算する。

第6.2.7図に示すように、原子炉出入口の１次冷却材温度差及び１次冷却材平均温度を演算装置の入力信号とし、演算結果の出力信号をバンク位置信号と比較して、バンク位置信号が設定値以下になった場合は警報する。

また、演算結果とバンク位置は同一の記録計に入れ常時監視できるようにする。

6.2.4.3　評　　価

本停止余裕監視装置は、以下に示すように設計方針を十分満足している。

制御棒クラスタのそう入限界を設定し、設定値に制御棒位置

が達した場合に警報を出すことにより、制御棒クラスタのそう入を制限する。

6.2.5 制御棒位置指示計装

6.2.5.1 設計方針

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において予想変動範囲での制御棒位置の監視が可能な設計とする。

6.2.5.2 主要設備

制御棒位置指示計装は、制御棒駆動装置の圧力ハウジング外部に取付けた制御棒クラスタ1本当り42個のコイルを検出器として用い、駆動軸が上下するに従い駆動軸の最上部に近接したコイル間に生じる偏差信号を、制御棒位置に比例したディジタル信号に変換し、中央制御盤上にランプ表示する。とくに全そう入時には、制御棒下限表示灯を点灯し、警報を出す。

また、同一バンク内の各制御棒クラスタの位置に不整合が生じた場合は警報を出す。この他、制御棒制御系に属するバンク位置指示計は停止グループ及び制御グループの制御棒クラスタの駆動ステップ数を指示し、停止余裕監視装置にバンク位置信号を送る。

制御棒位置指示系統説明図を第6.2.8図に示す。

6.2.5.3 評　　価

本設備により予想変動範囲での制御棒位置の監視が可能である。

6.3　プロセス計装

6.3.1　概　　要

プラントの適切かつ安全な運転のために１次冷却系をはじめとし、各補助系における必要なプロセス量の測定を行い、その信号の一部は、原子炉保護設備、工学的安全施設作動設備、原子炉制御設備に用いる。

プロセス計装設備は、検出器のほかに、演算処理装置を収納する計器ラックから構成し、主要なパラメータは、中央制御盤に指示、記録及び警報を発する。

発電用原子炉の停止及び炉心冷却並びに放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても監視でき確実に記録及び保存ができる。

6.3.2　設計方針

(1)　安全保護回路のプロセス計装は、以下の方針で設計する。

a.　安全保護回路のプロセス計装は、運転時の異常な過渡変化が生じた場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び必要な工学的安全施設と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできる設計とする。

b.　安全保護回路のプロセス計装は、設計基準事故時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び必要な工学的安全施設を含む適切な系統を自動で作動する設計とする。

c.　安全保護回路のプロセス計装は、単一故障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、安全保護機能を喪失しないよう多重性を確保する設計とする。

d. 安全保護回路のプロセス計装は、チャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間において独立性を確保する設計とする。

e. 安全保護回路のプロセス計装は、駆動源の喪失、系統の遮断その他考慮すべき不利な状況に対して最終的に安全な状態に落ち着くような設計とする。

f. 安全保護回路のプロセス計装は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

g. 安全保護回路のプロセス計装は、計測制御系と分離した設計とし、安全保護回路の一部を計測制御系と共用する場合には、計測制御系の故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取外しが波及し、その安全保護機能を失わないように、機能的に分離する設計とする。

h. 安全確保上最も重要な原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの３つの機能の状況を監視するのに必要な炉心の中性子束、原子炉水位及び原子炉冷却材系の圧力及び温度等は、設計基準事故時においても記録されるとともに事象経過後に参照できるよう当該記録が保存できる設計とする。

i. 安全保護回路のプロセス計装は、２基以上の発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続しない設計とする。

j. 安全保護回路のプロセス計装は、発電用原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できるような設計とする。

(2) 安全保護回路以外の主要なプロセス計装としては、１次冷却系

計装、補助給水系計装、燃料取替用水系計装等があり、これらは、以下の方針で設計する。

a. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において主要なパラメータは、予想変動範囲での監視、記録ができるよう設計する。

また、事故時において事故の状態を知り対策を講じるに必要なパラメータは監視、記録できるようにする。

b. プロセス計装の主要なパラメータは中央制御盤で監視できるようにする。

c. 主要なプロセス計装の電源は、無停電電源装置より給電する。

6.3.3 主要設備

6.3.3.1 安全保護回路のプロセス計装

原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備に信号を供給する安全保護回路のプロセス計装は、検出器のほかに演算処理装置を収納する計器ラックから構成される。安全保護回路のプロセス計装を第 6.3.1 表に示す。

ここにも示すとおり、これらの計装は単一故障又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を喪失しないよう多重化しており、それぞれのチャンネルは、独立した計器ラックに収納することにより物理的に分離している。

また、これらの計装に必要な電源は、４台の無停電電源装置からそれぞれ独立に給電すると共に、検出器と計器ラック間等の関連する配線もチャンネル相互に分離し電気的にも独立性

を保つようにする。

さらに、安全保護回路のプロセス計装の信号を制御系に使用する場合には、絶縁増幅器により両者の間を絶縁し、制御系に生じた短絡、地絡又は断線による故障が安全保護回路に影響を与えることのないようにする。

これらの計装の機能をテストする場合には、検出器の出力信号回路に模擬入力を印加することにより、規定の設定値において、必要な動作をすることを確認することができる。また、多重化した検出器は、チャンネル相互の信号を比較することにより、原子炉運転中にもその健全性を確認できる。なお、安全保護回路のプロセス計装の計測信号はすべて中央制御盤上に指示、又は記録し、プラントの適切かつ安全な運転ができるようにする。

なお、加圧器水位、蒸気ライン圧力、原子炉格納容器内圧力、蒸気発生器水位については、事故時において監視、記録できるものとする。

6.3.3.2　安全保護回路以外のプロセス計装

安全保護系以外のプロセス計装は次の計装により監視又は記録できるようにする。

また、事故時において事故の状態を知り対策を講じるに必要なパラメータとしては第6.3.2表に示すとおりであり、これらは監視、記録できるようにする。

(1)　1次冷却系計装

1次冷却系計装では、ループの温度、圧力、流量、サブクー

ル度、加圧器スプレイラインの温度、加圧器逃がしラインの温度、加圧器逃がしタンクの温度、圧力、水位、１次冷却材ポンプの振動、軸受温度、冷却水温度等を連続的に指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

なお、炉心冷却状態監視を補助するものとして原子炉容器水位計を設ける。

(2)　化学体積制御系計装

化学体積制御系計装では抽出ラインの圧力、温度、流量、体積制御タンクの圧力、水位、充てんラインの温度、流量、１次冷却材ポンプ封水ラインの温度、流量、原子炉補給水の流量、ほう酸タンクの温度、水位等を連続的に指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(3)　主蒸気及び給水、補助給水計装

主蒸気及び給水の圧力、温度、補助給水流量、復水タンク水位等を連続指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(4)　燃料取替用水系計装

燃料取替用水タンク水位等を連続的に指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(5)　原子炉格納容器関連計装

スプレイ流量、原子炉格納容器内温度、水位、水素ガス濃度等を連続的に指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(6)　原子炉補機冷却水系計装

原子炉補機冷却水サージタンク水位等を連続的に指示又は

記録し、必要なものについては警報を発する。

(7) 制御用空気系計装

制御用空気圧力等を連続的に指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(8) 安全注入系計装

高圧及び低圧安全注入流量等を連続的に指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(9) 燃料貯蔵設備計装

使用済燃料ピットの水位及び温度の異常な状態を検知し、中央制御室に警報を発する。

また、外部電源が利用できない場合でも温度、水位その他使用済燃料ピットの状態を示す事項を監視できる設計とする。

(10) その他

上記の他に、放射性廃棄物処理系、使用済燃料ピット水浄化冷却系、試料採取系、蒸気発生器ブローダウン系、原子炉補機冷却海水系等のプロセス計装を設ける。

(11) 記録及び保存

安全保護回路以外のプロセス計装で必要なものについては記録及び保存を行う。

(12) プラント計算機

中央制御盤によるプラントの状態把握を補助するものとして、所要の処理能力及び記憶容量を有するプラント計算機を設け、主にプロセス計装からの信号を入力し、圧力、温度、流量、放射線レベル等の印字及び画面表示を行う。

6.3.4　評　　価

(1)　安全保護系のプロセス計装は多重化されており、単一故障あるいは使用状態からの単一の取り外しを行っても安全機能を喪失することはない。

(2)　多重化された安全保護系のプロセス計装は、チャンネル間の相互干渉を防止するため、検出器は相互に距離をへだてて設置し、それぞれのチャンネルは、独立した計器ラックに収納している。

電源、配線についてもチャンネル毎に独立な構成としている。

また、計器ラック、配線は、実用上可能な限り難燃性、あるいは不燃性材料を使用する設計としている。

(3)　安全保護系のプロセス計装の信号を計測制御系に使用する場合には、絶縁増幅器により絶縁し、制御系に生じた故障が安全保護系に影響を与えないようにしている。

(4)　安全保護系のプロセス計装は、電源の喪失、系のしゃ断に対して原子炉の保護動作をとる方向に作動するように設計している。

(5)　安全保護系のプロセス計装は、原子炉運転中にも検出器の出力信号回路に模擬入力を印加し、規定の設定値において必要な動作をすることが確認できる。

また、検出器は、多重化されたチャンネル間の信号を相互比較することにより、原子炉運転中にも健全性が確認できる。

(6)　安全保護系のプロセス計装及び安全保護系以外の主要なプロセス計装の電源は、無停電電源装置から給電される。

したがって短時間の全動力電源喪失に対しても機能を喪失す

ることはない。また、非常用所内電源系のみの運転下あるいは外部電源のみの運転下で単一故障を仮定しても安全機能を失うことはない。

(7) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において加圧器水位、原子炉冷却系の圧力、温度及び流量、格納容器圧力等は、予想変動範囲内での監視が可能である。

また、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるに必要なパラメータである格納容器圧力、温度等は、監視できる設計としている。

(8) プロセス計装の主要なパラメータは、中央制御盤で監視できる。

6.4　計装設備（重大事故等対処設備）

6.4.1　概　　要

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該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おいて、当該パラメータを推定するために必要なパラメータにより、検討した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するための設備を設置又は保管する。

当該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は、「添付書類十　第5.1.1表」のうち「1.15　事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータは、「添付書類十　第5.1.1表」のうち「1.15　事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータとする。

重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータは、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を第 6.4.1 表及び第 6.4.2 表に、設計基準最大値等を第 6.4.3 表に示す。

6.4.2　設計方針

発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要な監視パラメータ又は有効な監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の推定は、「添付書類十　第5.1.1表」のうち「1.15　事故時の計装に関する手順等」の計器故障時のパラメータ推定又は計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測するとともに、重要代替パラメータが複数ある場合は、推定する重要な監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第 6.4.4 表に示す。

現場の操作時に監視が必要なパラメータ及び常設の重大事故等対処設備の代替の機能を有するパラメータは、可搬型の重大事故等対処設備により計測できる設計とする。

具体的なパラメータは、以下のとおりとする。

・格納容器水素濃度

・原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）

・格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）

・アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率

直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。計測できるパラメータ最大値等を第6.4.3表に示す。

可搬型計測器による測定においては、測定対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか１つの適切なパラメータを選定し測定又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか１つの適切なパラメータを選定し測定又は監視するものとする。

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。

重大事故等の対応に必要となるパラメータは、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。重大事故等の対応に必要となる現場のパラメータについても、記録できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）

・SPDSデータ表示装置

・可搬型温度計測装置

重大事故等対処設備は非常用母線に接続され、代替電源である大容量空冷式発電機、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）及び直流電源用発電機及び可搬型直流変換器から給電可能な設計とする。また、全交流動力電源喪失時においても、大容量空冷式発電機からの給電までは十分な容量を有した蓄電池（安全防護系用）から給電可能な設計とする。

全交流動力電源が喪失した場合において、計測設備へ交流電源を給電するため、大容量空冷式発電機、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを使用する。大容量空冷式発電機は、計測設備へ交流電源を給電できる設計とする。また、常設直流電源系統が喪失した場合においても、直流電源を給電するため、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を使用する。蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）又は直流電源用発電機及び可搬型直流変換器は、計測設備へ直流電源を給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）
・燃料油貯蔵タンク（10.2　代替電源設備）
・タンクローリ（10.2　代替電源設備）
・蓄電池（重大事故等対処用）（10.2　代替電源設備）
・蓄電池（３系統目）（10.2　代替電源設備）
・直流電源用発電機（10.2　代替電源設備）
・可搬型直流変換器（10.2　代替電源設備）

大容量空冷式発電機、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）、直流電源用発電

機及び可搬型直流変換器については、「10.2　代替電源設備」に記載する。

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おいても可搬型の格納容器水素濃度は、電源を大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

6.4.2.1　多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1　多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち重要代替パラメータ（当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器を除く。）による推定は、重要な監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とすることで、重要な監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替パラメータは重要な監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

重要な監視パラメータの計測、重要代替パラメータの他チャンネルの計測及び重要代替パラメータの計測における電源は、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。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」にて記載する。

6.4.2.2　悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1　多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち、多重性を有するパラメータはチャンネル相互を物理的、電気的に分離し、チャンネル間の独立性を図るとともに、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ間においてもパラメータ相互を分離し、パラメータ間の独立性を図ることで、他の設備に悪影響を及ぼさないよう独立した設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置は、電源操作によって、通常の系統構成から重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型の格納容器水素濃度、原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）、アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率及び格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）並びに可搬型計測器は、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をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.4.2.3　容 量 等

基本方針については「1.1.7.2 容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備は、必要な計測範囲を有する計器により計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

可搬型の重大事故等対処設備は、設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定するための計測範囲及び、十分に余裕のある個数を有する設計とする。

可搬型の格納容器水素濃度は、１号炉及び２号炉で同時に被災した場合においても、系統を切替えることにより共用して使用可能であるため、１号炉及び２号炉で１セット１個使用する。保有数は、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個の合計３個（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率は、１号炉、２号炉でそれぞれ１セット１個使用する。保有数は、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個の合計４個（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）は、１号炉、２号炉それぞれ１セット１個使用する。保有数は、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個の合計４個（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用として１号炉、２号炉それぞれ１セット34個（測定時の故障を想定した予備として、１号炉、２号炉それぞれ２個含む）使用する。保有数は、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34個の合計102個（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

また、格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）計測用として１号炉、２号炉それぞれ１セット４個（測定時の故障を想定した予備として、１号炉、２号炉それぞれ１個含む）

を使用する。保有数は、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個の合計12個（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

6.4.2.4　環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

・１次冷却材高温側温度（広域）
・１次冷却材低温側温度（広域）
・１次冷却材圧力
・加圧器水位
・原子炉容器水位
・格納容器内温度
・格納容器再循環サンプ広域水位
・格納容器再循環サンプ狭域水位
・原子炉格納容器水位
・原子炉下部キャビティ水位
・格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ）
・格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）
・出力領域中性子束
・中間領域中性子束
・中性子源領域中性子束
・蒸気発生器狭域水位

・蒸気発生器広域水位

なお、出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束については、重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステムLOCA時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。

・ほう酸注入ライン流量

・補助注入ライン流量

・補助給水流量

・蒸気ライン圧力

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

・余熱除去ループ流量

・SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量

・Ａ格納容器スプレイ冷却器出口積算流量

・格納容器圧力

・AM用格納容器圧力

・原子炉補機冷却水サージタンク水位

・ほう酸タンク水位

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

・燃料取替用水タンク水位

・復水タンク水位

可搬型の格納容器水素濃度、原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）及びアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率、格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）並びに可搬型温度計測装置及び可搬型計測器は、原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。作業は計測場所で可能な設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)及び SPDS データ表示装置は、重大事故等時における中央制御室、原子炉補助建屋、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）のそれぞれの環境条件を考慮した設計とする。

6.4.2.5　操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型の格納容器水素濃度の計装ケーブルの接続は、コネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率は、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。

可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）の接続はコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

可搬型の格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）

の検出器と温度計本体の接続はコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

6.4.3　主要設備及び仕様

計装設備の主要設備及び仕様を第6.4.1表及び第6.4.2表に示す。

6.4.4　試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器は、特性の確認が可能なように、模擬入力による校正、標準器による校正又は線源校正ができる設計とする。また、警報動作を有するパラメータについては、特性の確認が可能なように、模擬入力による設定値確認ができる設計とする。

6.5　試料採取設備

6.5.1　概　　要

試料採取設備は、発電用原子炉施設の主要各所からの試料を採取するための各機器、配管、弁類等から構成され、下記の機能を有する。

１次冷却設備及び原子炉補助施設等の主要各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。

採取試料は、次のような分析に用いられる。

ほう素濃度

核分裂生成物及び腐食生成物による放射能濃度

溶存気体濃度

ハロゲン濃度

ｐＨ及び導電率

分析結果は次の目的に使用する。

ほう素濃度の調整

燃料棒の健全性の評価

脱塩塔及びフィルタの性能評価

各設備への薬品添加の要否の確認

１次冷却設備内の水素濃度の調整

6.5.2　設計方針

(1)　試料採取設備のうち、高圧、高温の放射性物質を含む系統から試料を採取する設備は、冷却、減圧はもとより、試料採取中の被ばく、汚染に対して十分な防護設備を設け、試料採取中に発生するこぼれ水、洗い水は、液体廃棄物処理設備に導くように設計す

る。

(2)　１次冷却設備からの試料及び分析ひん度が高い試料は、必要に応じてディレイコイル、サンプル冷却器、減圧棒及び減圧弁を通じて冷却、減圧後、原子炉系試料採取室のサンプルフード内で集中採取できる設計とし、第6.5.1図に概略を示す。

集中採取する箇所は次のとおりである。

加圧器気相部

加圧器液相部

１次冷却材管（ループ高温側）

余熱除去設備（余熱除去ポンプ出口）

化学体積制御設備（抽出系脱塩塔入口）

化学体積制御設備（抽出系脱塩塔出口）

蓄圧タンク

なお、１次冷却材サンプルは事故時においても採取でき、放射性物質濃度及びほう素濃度を測定、監視できる設計とする。

(3)　試料採取設備のうち、放射能濃度の低い試料及び分析ひん度の低い試料は、現場で採取できる設計とする。

(4)　事故時、格納容器内のガスを採取して、水素ガス濃度、放射性物質濃度を監視できる設計とする。

(5)　事故時の１次冷却材及び格納容器雰囲気のサンプリングに関しては、格納容器バウンダリの機能を、サンプリングの実施によって、影響を生ずるほど損うことのない設計とする。

6.5.3　主要設備の仕様

試料採取設備の主要設備の仕様を第6.5.1表に示す。

6.5.4　主要設備

(1)　サンプルフード及びサンプルシンク

サンプルフードは、試料採取中に発生するガスを補助建屋換気空調設備に導く。

サンプルシンクは、試料採取中のこぼれ水、洗い水を集めて液体廃棄物処理設備に導く。

(2)　サンプル冷却器

サンプル冷却器は、コイル状の管内に試料を流し、周囲に原子炉補機冷却水を流すコイルドチューブ式の冷却器で、高温の試料を採取可能な温度まで冷却する。

(3)　試料採取管

試料採取管は、試料の流路に組込み、管内に試料を流し採取する。この試料採取管を使用することにより試料を大気と接触することなく採取できる。

(4)　事故後サンプリング設備

事故時に原子炉格納容器内の雰囲気ガスサンプリングのため、ガスサンプリング冷却器、ガスサンプリング圧縮機及び試料採取管を設ける。第6.5.2図に概略を示す。

6.6 原子炉保護設備

6.6.1 概　　要

原子炉保護設備は、原子炉計装あるいは、安全保護系のプロセス計装からの信号により、運転中の異常な過渡変化時あるいは、事故時に際し工学的安全施設の作動とあいまって燃料の許容設計限界、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリを保護するため原子炉停止系を作動させ、原子炉を自動停止させる。

原子炉保護設備は、原子炉プラントの種々のパラメータを監視する原子炉計装あるいは、安全保護系のプロセス計装からの信号を受信し、原子炉トリップ信号及びインターロック回路動作信号を発生する２重トレンの論理回路と原子炉トリップ信号により自動的に開く原子炉トリップしゃ断器とで構成する。

6.6.2 設計方針

(1) 原子炉保護設備は、運転時の異常な過渡変化が生じた場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統を含む適切な設備と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えることがない設計とする。

(2) 原子炉保護設備は、設計基準事故時にその異常な状態を検知し、原子炉停止系統を自動的に作動させ、また、必要な場合には手動でも作動できる設計とする。

(3) 原子炉保護設備は、単一故障又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を喪失しないよう多重性を確保する設計とする。

(4)　原子炉保護設備は、チャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間において独立性を確保する設計とする。

(5)　原子炉保護設備は、駆動源の喪失、系統の遮断その他考慮すべき不利な状況に対して最終的に安全な状態に落着くような設計とする。

(6)　原子炉保護設備のデジタル計算機は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

(7)　原子炉保護設備は、２基以上の発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続しない設計とする。

(8)　原子炉保護設備は、発電用原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できる設計とする。

(9)　原子炉保護設備は、作動状況が確認できる設計とする。

6.6.3　主要設備

6.6.3.1　原子炉トリップ遮断器

原子炉トリップ遮断器は、第6.6.1図に示すように、直列に２台設け、制御棒クラスタ駆動装置電動発電機の３相交流電源を制御棒クラスタ駆動装置に接続する。各ロジックトレンは、独立の原子炉トリップ遮断器をそれぞれ開くことができる。

発電用原子炉をトリップさせるには、２台中、１台の原子炉トリップ遮断器を開けばよく、いずれかの原子炉トリップ遮断器が開くと、制御棒駆動装置への電源は遮断され、制御棒クラスタは、自重で炉心に挿入される。各原子炉トリップ遮断器の不足電圧コイルは、プラント出力運転中励磁して、スプリング

に抗してトリッププランジャを保持している。

原子炉計装あるいは安全保護回路のプロセス計装によって監視している変数が設定値に達し、所要の演算処理装置等が動作すると、原子炉トリップ遮断器の不足電圧コイルへの直流回路を開く。不足電圧コイルの直流電源が喪失すると、トリッププランジャを解放し、遮断器を開く。

制御棒クラスタは運転員が原子炉トリップ遮断器をリセットするまで引き抜きはできない。また、原子炉トリップ遮断器はトリップ信号が復帰しないと、リセットはできない。

また、運転中に原子炉トリップ遮断器のテストができるようにバイパス遮断器を設ける。

原子炉トリップ遮断器は、原子炉補助建屋内の制御棒駆動装置電源室に設置し、必要な場合には、現場手動遮断が可能である。

6.6.3.2　原子炉トリップ信号

原子炉トリップ信号としては、下記のものがあり、これらをまとめて第6.6.1表及び第6.6.2図に示す。なお、発電用原子炉の保護機能を損うことなく出力条件によって原子炉トリップ信号のブロック等を行い運転の継続が可能なように、パーミッシブ回路を設ける。

第6.6.2表にパーミッシブ信号一覧表を示す。

(1)　中性子源領域中性子束高

原子炉停止及び起動時の保護のため、中性子源領域中性子束高の“1 out of 2”信号で発電用原子炉をトリップさせる。こ

のトリップは、中間領域中性子束がパーミッシブ信号－６（Ｐ－６、以下同様に記す）の設定値を超えた場合には、手動でブロックできる。

更に、出力領域中性子束がＰ－10の設定値を超えると自動ブロックされる。

(2)　中間領域中性子束高

原子炉停止及び起動時の保護のため、中間領域中性子束高の“1 out of 2”信号で発電用原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束がＰ－10の設定値を超えた場合には、手動でブロックできる。

(3)　出力領域中性子束高

出力領域中性子束高には、高設定と低設定があり、通常の出力運転状態では、定格出力値以上に設定した高設定値により、起動時等の低出力運転状態では、定格出力値以下の低設定値により両者とも、出力領域中性子束高の“2 out of 4”信号で、発電用原子炉をトリップさせる。低設定トリップは、出力領域中性子束がＰ－10の設定値を超えた場合には、手動でブロックできる。

(4)　出力領域中性子束変化率高

制御棒クラスタの飛び出し及び、制御棒クラスタの落下時の原子炉保護のため、出力領域中性子束増加率高の“2 out of 4”信号又は、出力領域中性子束減少率高の“2 out of 4”信号によって発電用原子炉をトリップさせる。

(5)　非常用炉心冷却設備作動

非常用炉心冷却設備作動信号が発生した場合には、発電用原

子炉をトリップさせる。

(6) 過大温度△Ｔ高

過大温度△Ｔ高トリップは、炉心をＤＮＢから保護する。

過大温度△Ｔ高の設定点は以下の通りで“2 out of 3”信号で発電用原子炉をトリップさせる。

過大温度△Ｔ設定＝

$$K_1 - K_2 \frac{1+\tau_1 S}{1+\tau_2 S}\ (T - T_0) + K_3 (P - P_0) - f(\triangle q)$$

ここで、Ｓ　：ラプラス演算子

Ｔ　：１次冷却材平均温度

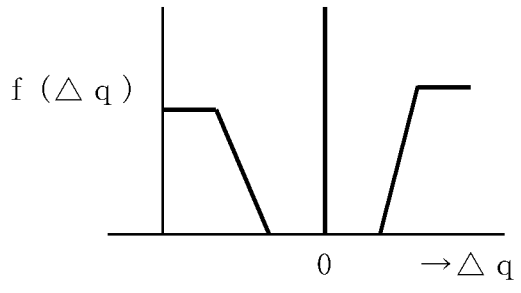
T_0：定格出力時の１次冷却材平均温度

Ｐ　：原子炉圧力

P_0：定格運転圧力

$K_1 \sim K_3$、τ_1、τ_2：定数

ｆ（△ｑ）：炉外中性子束検出器の上半分（ϕ ｔ）と下半分（ϕ ｂ）の指示値の差の関数で、概略を下図に示す。（△ｑ＝ϕ ｔ－ϕ ｂ）



過大温度△Ｔ高による保護限界の代表例を第6.6.3図に示す。

(7) 過大出力△Ｔ高

過大出力△Ｔ高トリップは、炉心の過出力を防止する。

過大出力△Ｔ高の設定値は以下の通りで“2 out of 3”信号で発電用原子炉をトリップさせる。

$$過大出力\triangle T設定 = K_4 - \left[K_5 \frac{\tau_3 S}{1+\tau_3 S} T\right] - \left[K_6 (T - T_0)\right] - f(\triangle q)$$

ただし、〔　〕で示した項は、負の値にならないように零でリミットする。

ここで、Ｓ　：ラプラス演算子

Ｔ　：１次冷却材平均温度

T_0：定格出力時の１次冷却材平均温度

K_4～K_6、τ_3：定数

ｆ（△ｑ）：過大温度△Ｔ高と同じ。

過大出力△Ｔ高による保護限界の代表例を第6.6.3図に示す。

(8)　原子炉圧力高

１次冷却系の過圧保護のために、加圧器圧力高の“2 out of 3”信号によって発電用原子炉をトリップさせる。

(9)　原子炉圧力低

原子炉圧力が異常に低下した場合に、炉心を保護するため、加圧器圧力低の“2 out of 3”信号によって発電用原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷がＰ－７の設定値以下の場合には自動でブロックされる。

(10)　１次冷却材流量低

１次冷却材流量が低下した場合に、炉心をＤＮＢから保護するため、各ループごとの１次冷却材流量低の“2 out of 3”信号で発電用原子炉をトリップさせる。ただし、出力領域中

性子束あるいはタービン負荷がＰ－７の設定値以上では、２ループ以上からの流量低信号の一致で、また、出力領域中性子束がＰ－８の設定値以上では、いずれかのループからの流量低信号で、発電用原子炉をトリップさせる。

(11)　１次冷却材ポンプ電源電圧低

１次冷却材ポンプの電源電圧が低下した場合の１次冷却材流量の低下に対して、炉心を保護するため、各１次冷却材ポンプ電源の電圧低の“2 out of 3”信号で発電用原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及び、タービン負荷がＰ―７の設定値以下では自動的にブロックされる。

(12)　１次冷却材ポンプ電源周波数低

１次冷却材ポンプの電源周波数が低下した場合の１次冷却材流量の低下に対して、炉心を保護するため、各１次冷却材ポンプ電源の周波数低の“2 out of 3”信号で発電用原子炉をトリップさせる。

このトリップは出力領域中性子束及び、タービン負荷がＰ－７の設定値以下では、自動的にブロックされる。

(13)　１次冷却材ポンプしゃ断器開

(10)、(11)、(12)の後備として、出力領域中性子束あるいは、タービン負荷がＰ－７の設定値以上の出力では、２台以上のポンプしゃ断器開一致信号で、また出力領域中性子束がＰ－８の設定値以上では、いずれかのポンプしゃ断器開信号で、発電用原子炉をトリップさせる。

(14)　タービントリップ

タービンがトリップした場合は、１次冷却系の温度、圧力の過度の上昇を避けるため、発電用原子炉をトリップさせる。

検出信号は、タービンオートストップ油圧低の“2 out of 3”信号又は、４個の主蒸気止め弁全閉信号を使用する。

このトリップは、出力領域中性子束及び、タービン負荷がＰ－７の設定値以下では自動的にブロックされる。

(15)　蒸気発生器給水流量低

給水流量の喪失による１次冷却系の過圧を防止するため、主蒸気流量と給水流量差大の“1 out of 2”信号と蒸気発生器水位低の“1 out of 2”信号との一致で発電用原子炉をトリップさせる。

(16)　蒸気発生器水位異常低

(15)項の後備として、蒸気発生器の水位が過度に低下した場合には、蒸気発生器水位異常低の“2 out of 3”信号で、発電用原子炉をトリップさせる。

(17)　加圧器水位高

(8)項の後備として、加圧器水位高の“2 out of 3”信号で発電用原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束あるいは、タービン負荷がＰ－７の設定値以下では自動的にブロックされる。

(18)　地震加速度高

水平方向加速度高の“2 out of 3”信号又は、垂直方向加速度高の“2 out of 3”信号で発電用原子炉をトリップさせる。

(19) 手　　動

中央制御盤上の原子炉トリップスイッチ２個のうちいずれか１個を操作すれば、発電用原子炉はトリップする。

6.6.3.3 原子炉トリップ時のインターロック

発電用原子炉がトリップした場合は、タービンをトリップさせる。また、１次冷却系の過冷却を防止するため、原子炉トリップと、１次冷却材平均温度低の“2 out of 3”信号とが一致した場合は、主給水制御弁を全閉させる。

6.6.3.4 監視装置

原子炉保護設備の作動状況の確認をするため、次のような監視装置を設ける。

なお、原子炉トリップの確認は炉外核計装等で行う。

(1) 警　　報

原子炉保護設備で使用する原子炉計装あるいは、安全保護系のプロセス計装からの信号が警報設定値に達し、論理回路が動作した場合にはプラントが正常な運転状態から逸脱していることを示すため、中央制御室に警報する。

また、多重チャンネル構成を有する原子炉トリップ信号は、１チャンネルでも動作すれば「パーシャルトリップ警報」を出す。

(2) 表 示 灯

多重チャンネル構成を有する原子炉トリップ信号は、１チャンネルでも動作すればトリップ状態を表示する表示灯を中

央制御盤上に設ける。

6.6.4　手順等

(1)　安全保護系のデジタル計算機が収納された盤については、施錠管理方法を定め運用する。

(2)　発電所への出入については、出入管理方法を定め運用する。

(3)　安全保護系の保守ツールの使用については、パスワードの管理及び入力操作に関する手順等並びにソフトウェアの使用について検証及び妥当性を確認することを定め運用する。

(4)　保守計画に基づき、適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

(5)　保守・点検や盤の施錠管理、出入り管理、パスワード管理などの管理手順に関する教育を実施する。

6.7　工学的安全施設作動設備

6.7.1　概　　要

工学的安全施設作動設備は、1次冷却材喪失事故あるいは主蒸気管破断事故等に際して、炉心の冷却を行い、原子炉格納容器バウンダリを保護するための設備を起動するものである。また、2次系の異常な減圧のような運転時の異常な過渡変化時にも、非常用炉心冷却設備を作動し制御棒クラスタの挿入に加えて炉心へのほう酸注入により炉心を臨界未満にでき、かつ維持できる。

工学的安全施設作動設備として、非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器隔離弁、補助給水ポンプ、アニュラス空気浄化設備、格納容器スプレイ設備及びそれらの関連機器を作動させる回路を設ける。これらの回路は、プラントの諸変数を監視する多重計測回路と、それから信号を受けて工学的安全施設を作動させる多重の論理回路とで構成する。

工学的安全施設作動設備の設計方針は、原子炉保護設備の設計方針と同様に、高い信頼性と十分な安全機能が得られるようにする。

工学的安全施設作動説明図を第6.7.1図に、工学的安全施設作動信号一覧表を第6.7.1表に示す。

6.7.2　設計方針

(1)　工学的安全施設作動設備は、単一故障あるいは使用状態からの単一の取り外しを行っても、安全保護機能を喪失しないような多重性を有する設計とする。

(2)　工学的安全施設作動設備は、チャンネル相互を分離し、チャン

ネル間の独立性を図る設計とする。

(3) 工学的安全施設作動設備は、駆動源の喪失又は系のしゃ断に対して、最終的に安全な状態に落着くような設計とする。

(4) 工学的安全施設作動設備は、発電用原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できる設計とする。

(5) 工学的安全施設作動設備は、自動的に作動し、また必要な場合には手動でも作動できる設計とする。

なお、運転員の手動操作を期待するものは、容易に操作可能で、操作に必要な指示及び操作が正しく行われたことを示す指示が明確に表示されるものとする。

(6) 工学的安全施設作動設備は、作動状況が確認できる設計とする。

6.7.3 主要設備

6.7.3.1 作動信号

工学的安全施設作動信号としては下記のものがあり、これらをまとめて第6.7.1表及び第6.7.1図に示す。なお、関連するパーミッシブ信号を第6.7.2表にまとめて示す。

(1) 非常用炉心冷却設備作動信号

下記項目のいずれかの信号が発生した場合には、非常用炉心冷却設備作動信号を発し次の動作を行う。

高圧注入系起動、低圧注入系起動、原子炉格納容器隔離、アニュラス空気浄化ファン起動、給水隔離、ディーゼル発電機起動、補助給水ポンプ起動、原子炉トリップ等

ａ．原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

原子炉圧力低と加圧器水位低との一致の“1 out of 3”信号

により、１次冷却材喪失あるいは、主蒸気管破断を検出して非常用炉心冷却設備作動信号を発する。この信号は、原子炉圧力がＰ－11の設定値以下の場合には、手動ブロックできる。

ｂ．原子炉圧力異常低

原子炉圧力異常低の“2 out of 3”信号により１次冷却材喪失を検出して非常用炉心冷却設備作動信号を発する。この信号は原子炉圧力がＰ－11の設定値以下の場合には手動ブロックできる。

なお、中間領域中性子束がＰ－６の設定値以下では、原子炉圧力がＰ－11の設定値以上になった場合でも、この信号の自動アンブロックは阻止される。

ｃ．主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは、１次冷却材平均温度異常低の一致

主蒸気流量高（各蒸気ラインは流量高の“1 out of 2”信号で検出する。）の“2 out of 3”信号と主蒸気ライン圧力低の“2 out of 3”信号あるいは、１次冷却材平均温度異常低の“2 out of 3”信号との一致により、主蒸気管破断を検出して、非常用炉心冷却設備作動信号を発する。

この信号は、１次冷却材平均温度がＰ－12の設定値以下の場合は手動でブロックできる。

ｄ．主蒸気ライン差圧高

各蒸気ライン間の主蒸気ライン差圧高の“2 out of 3”信号により、主蒸気管破断による蒸気ライン圧力低を検出し、ある蒸気ラインが他の２ラインに対して圧力低になると非常用炉心冷却設備作動信号を発する。

e．原子炉格納容器圧力高

原子炉格納容器圧力高の“2 out of 3”信号により、1次冷却材喪失や原子炉格納容器内での主蒸気管破断を検出し、非常用炉心冷却設備作動信号を発する。

f．手　　動

中央制御盤上の非常用炉心冷却設備作動スイッチ2個のうち1個を操作すれば非常用炉心冷却設備作動信号を発信することができる。

(2)　原子炉格納容器スプレイ作動信号

1次冷却系の破断又は、原子炉格納容器内での主蒸気管破断時には、原子炉格納容器の減圧及びよう素除去の目的で、下記の場合に原子炉格納容器スプレイ作動信号を発し、原子炉格納容器圧力低減を行う。この信号によって原子炉格納容器隔離も行う。

a．原子炉格納容器圧力異常高

原子炉格納容器圧力異常高の“2 out of 4”信号により1次冷却系の配管破断又は、原子炉格納容器内での主蒸気管破断を検出して原子炉格納容器スプレイ作動信号を発する。

b．手　　動

必要な場合手動にて原子炉格納容器スプレイ設備を作動させるために中央制御盤上に操作スイッチを設ける。このスイッチは、各々2個ずつ2組設け、1組のスイッチを同時に操作すれば原子炉格納容器スプレイ作動信号を発する。

(3)　主蒸気ライン隔離信号

主蒸気管の破断時に2基以上の蒸気発生器からの無制御な

蒸気放出を防止し過度の炉心の冷却を防止するため、下記の場合には、主蒸気ライン隔離信号を発し主蒸気ラインの隔離弁を全閉する。

a．原子炉格納容器圧力異常高

原子炉格納容器圧力異常高の“2 out of 3”信号により、主蒸気管破断を検出して主蒸気ライン隔離信号を発する。

b．主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは、1次冷却材平均温度異常低の一致

主蒸気流量高（各蒸気ラインは、流量高の“1 out of 2”信号で検出する）の“2 out of 3”信号と主蒸気ライン圧力低の“2 out of 3”信号あるいは、1次冷却材平均温度異常低の“2 out of 3”信号（Ｐ－12）の一致により主蒸気ライン隔離信号を発する。

c．手　　動

必要な場合、手動にて主蒸気ライン隔離を行うために、中央制御盤上に操作スイッチを2個設け、そのうち1個を操作すれば主蒸気ライン隔離信号を発する。

(4)　格納容器隔離信号

1次冷却材喪失事故及び格納容器内での主蒸気管破断事故後に放射性物質の放出を防止するため格納容器の隔離弁を次の信号により閉止する。

a．非常用炉心冷却設備作動信号

b．原子炉格納容器スプレイ作動信号

c．手　　動

必要な場合、手動にて格納容器隔離を行うために中央制御盤

上に操作スイッチを２個設け、そのうち１個を操作すれば格納容器隔離信号を発する。

6.7.3.2　監視装置

工学的安全施設作動設備の作動状況を確認するため、プロセス計装の他に次のような監視装置を設ける。

(1)　警　　報

工学的安全施設作動設備に必要な安全保護系のプロセス計装信号が警報設定値に達し、論理回路が作動した場合は、プラントが正常な運転状態から逸脱していることを示すため、中央制御室に警報する。また、多重チャンネル構成を有する工学的安全施設作動信号は、１チャンネルでも動作すれば「パーシャルトリップ警報」を出す。

(2)　表　示　灯

多重チャンネル構成を有する工学的安全施設作動信号は、１チャンネルでも動作すればトリップ状態を表示する表示灯を中央制御盤上に設ける。

6.7.4　評　　価

(1)　単一故障

工学的安全施設作動回路を構成する論理回路には、多重性をもたせて保護動作を行う。すなわち、“2 out of 4”“2 out of 3”、あるいは“1 out of 2”の論理回路は、連絡ケーブルをも含めて２重トレイン構成としている。これらのトレインは、電気的、物理的に分離しているので、単一のトレインの故障で機能を失うこ

とはない。

(2)　独　立　性

工学的安全施設作動回路は、相互干渉が起こらないように、物理的、電気的独立性を持たせている。すなわち、論理回路、連絡ケーブル等は供給電源を含めて独立な構成とする。

(3)　運転中試験

工学的安全施設作動回路は、運転中にも論理回路の試験ができる。

すなわち、テストスイッチを操作することにより論理回路が正常に動作したことを確認できる。

(4)　手動操作

必要な場合、手動でも工学的安全施設作動を行えるように、中央制御盤上に手動スイッチを設け、下記の作動信号をそれぞれ発することができる。

ａ．非常用炉心冷却設備作動信号

ｂ．原子炉格納容器スプレイ作動信号

ｃ．主蒸気ライン隔離信号

ｄ．格納容器隔離信号

(5)　作動状況の確認

工学的安全施設の作動状況はプロセス計装、警報、表示灯によって確認することができる。

6.8　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

6.8.1　概　　要

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。）が発生するおそれがある場合又は当該事象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を設置する。

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系統概要図を第 6.8.1 図から第 6.8.5 図に示す。

6.8.2　設計方針

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うち、原子炉を未臨界とするための設備として以下の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止及びほう酸水注入）を設ける。また、１次冷却系統の過圧防止及び原子炉出力を抑制するための設備として以下の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）を設ける。

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護盤の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止）として、原子炉トリップスイッチを使用する。

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設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・原子炉トリップスイッチ

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護盤及び原子炉トリップ遮断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）、主蒸気系統設備の主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁、給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、２次系補給水設備の復水タンク並びに１次冷却設備の加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。

多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）は、作動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、１次系から２次系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計とする。また、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）は、復水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプ及び電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、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により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設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）

・主蒸気隔離弁

・電動補助給水ポンプ

・タービン動補助給水ポンプ

・復水タンク

・加圧器逃がし弁

・加圧器安全弁

・主蒸気逃がし弁

・主蒸気安全弁

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、１次冷却設備の蒸気発生器及びディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。また、ディーゼル発電機の詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　１次冷却設備 5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）から自動信号が発信した場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動動作しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、主蒸気系統設備の主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁、給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、２次系補給水設備の復水タンク並びに１次冷却設備の加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。

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、復水タンクを水源とする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、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により１次冷却系統の過圧を防止できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・主蒸気隔離弁

・電動補助給水ポンプ

・タービン動補助給水ポンプ

・復水タンク

・加圧器逃がし弁

・加圧器安全弁

・主蒸気逃がし弁

・主蒸気安全弁

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、１次冷却設備の蒸気発生器及びディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。また、ディーゼル発電機の詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備の蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　１次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器及び原子炉安全保護盤の故障等により原子炉トリップ失敗した場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、化学体積制御設備のほう酸ポンプ、

急速ほう酸補給弁、ほう酸タンク及び充てん／高圧注入ポンプを使用する。

ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、急速ほう酸補給弁を介して充てん／高圧注入ポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・ほう酸ポンプ

・急速ほう酸補給弁

・ほう酸タンク

・充てん／高圧注入ポンプ

化学体積制御設備を構成するほう酸フィルタ及び再生熱交換器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備を構成する蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　１次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

ほう酸ポンプが故障により使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、ほう酸注入タンクを介して炉心に十分な量のほう酸水を注入で

きる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・充てん／高圧注入ポンプ

・ほう酸注入タンク

・燃料取替用水タンク

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。１次冷却設備を構成する蒸気発生器、１次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1 １次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

さらに、ほう酸注入タンクが使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、化学体積制御設備の充てん／高圧注入ポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、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設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・充てん／高圧注入ポンプ

・燃料取替用水タンク

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発

電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備を構成する蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器及び加圧器については、「5.1　1次冷却設備 5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

6.8.2.1　多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）を使用した自動での1次冷却系統の過圧防止及び原子炉出力抑制は、原子炉安全保護系設備と部分的に設備を共用するため、原子炉安全保護系設備から電気的・物理的に分離することで原子炉安全保護系設備と同時に機能喪失しない設計とする。また、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）は、原子炉補助建屋内の原子炉安全保護系設備と異なる区画に設置し、位置的分散を図る設計とする。

原子炉安全保護系設備からの原子炉トリップと多様性を持つ原子炉トリップスイッチを使用することで手動により原子炉トリップできる設計とする。

主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを使用した手動での1次冷却系統の過圧防止及び原子炉出力抑制は、原子炉安全保護盤に対して多様性を持ち、原子炉補助建屋内の原子炉安全保護盤と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁、充てん／

高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクを使用したほう酸水注入は、制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器及び原子炉安全保護盤に対して多様性を持つ設計とする。

ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁、充てん／高圧注入ポンプ及びほう酸注入タンクは、原子炉補助建屋内の原子炉トリップ遮断器及び原子炉安全保護盤と異なる区画に設置し、燃料取替用水タンクは屋外に設置することで、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤及び原子炉格納容器内の制御棒クラスタと位置的分散を図る設計とする。

6.8.2.2　悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは、独立して信号を発信することができる設計とする。

また、制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器は、遮断器操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉出力抑制に使用する多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）は、他の設備に悪影響を及ぼさないよう系統から分離が可能な設計とする。原子炉トリップ信号が原子炉安全保護系設備より正常に発信した場合は、不必要な信号の発信を阻止できる設計とする。また、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、加圧器逃がし弁、加圧器

安全弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び蒸気発生器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ほう酸水注入に使用するほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁、ほう酸タンク、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸フィルタ、再生熱交換器、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.8.2.3　容 量 等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

手動による原子炉緊急停止として使用する原子炉トリップスイッチは、設計基準事故対処設備の原子炉手動停止機能と兼用しており、中央制御室での操作を可能とするため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

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として使用する多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）は、重大事故等時に「蒸気発生器水位異常低」の原子炉トリップ信号の計装誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）の作動による主蒸気隔離弁の閉止に伴う１次冷却系統の過圧のピークを抑えるために使用する加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、設計基準事故対処設備の１次冷却系統の過圧防止機能と兼用しており、設計

基準事故時に使用する場合の放出流量が、主蒸気隔離弁の閉止による１次冷却系統の過圧防止に必要な放出流量に対して十分であることを確認していることから、設計基準事故対処設備として同仕様で設計する。

また、その後の１次冷却系統を安定させるために使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び蒸気発生器は、設計基準事故対処設備の蒸気発生器２次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の補助給水流量及び蒸気流量が、主蒸気隔離弁の閉止による１次冷却系統の過圧防止に必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認していることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉トリップに失敗した場合における原子炉を未臨界状態へ移行するためにほう酸水を炉心注入する設備として使用するほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時のほう酸水を１次系に注水する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注入流量及びタンク容量が、原子炉トリップ失敗の場合に原子炉を未臨界状態とするために必要な注入流量及びタンク容量に対して十分であることを確認していることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

6.8.2.4　環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

原子炉トリップスイッチは、重大事故等時における中央制御室内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

制御棒クラスタ、加圧器安全弁、蒸気発生器及び再生熱交換器は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

原子炉トリップ遮断器、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)、主蒸気安全弁、ほう酸タンク、ほう酸フィルタ及びほう酸注入タンクは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

多様化自動作動設備は、ATWS緩和機能以外に、デジタル安全保護設備の共通要因故障対策の機能も有しているが、これらの回路は、それぞれハードウェアのみでシステムを構築した回路とすることにより、同一筐体内にあるが、他機能からの影響を考慮した設計とする。

主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、ほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁及び充てん／高圧注入ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

復水タンク及び燃料取替用水タンクは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

加圧器逃がし弁は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

6.8.2.5　操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉トリップスイッチを使用した手動による原子炉緊急停止は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

主蒸気隔離弁を使用した原子炉出力抑制を行う系統及び復水タンク、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を使用した１次冷却系統の過圧防止を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

ほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁及びほう酸タンクを使用したほう酸水注入を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。急速ほう酸補給弁及びほう酸ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクを使用したほう酸水注入を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。充てん／高圧注入ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

6.8.3　主要設備及び仕様

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主要設備及び仕様は第 6.8.1 表のとおり。

6.8.4　試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは、機能・性能の確認が可能なように、手動操作による原子炉トリップ遮断器開放ができる設計とする。

手動による原子炉緊急停止に使用する制御棒クラスタは、機能・性能の確認が可能なように、動作確認ができる設計とする。

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップ遮断器は、機能・性能の確認が可能なように、試験装置を接続し動作の確認ができる設計とする。

原子炉出力抑制に使用する多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）は、運転中に機能・性能の確認が可能なように、模擬入力によるロジック回路動作確認が可能な設計とする。この場合、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系統の不必要な動作が発生しない設計とする。また、特性の確認が可能なように、模擬入力による校正及び設定値確認ができる設計とする。

原子炉出力抑制に使用する系統（主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計

とする。

また、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

復水タンク及び蒸気発生器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

蒸気発生器は、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

原子炉出力抑制に使用する系統（加圧器安全弁及び主蒸気安全弁）は、通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁は、分解が可能な設計とする。

ほう酸水注入に使用する系統（ほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁、ほう酸タンク、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸フィルタ、再生熱交換器、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンク）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

ほう酸フィルタは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。

また、ほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁及び充てん／高圧注入ポンプは、分解が可能な設計とする。

再生熱交換器は、機能・性能の確認ができる設計とする。また、構造については応力腐食割れ対策、伝熱管の磨耗対策により健全性が確保でき、開放が不要な設計であることから、外観の確認が

可能な設計とする。

ほう酸タンク、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

6.9 圧縮空気設備

6.9.1 制御用圧縮空気設備

(1) 概　　要

制御用圧縮空気設備は制御用空気圧縮機、制御用空気だめ、制御用空気乾燥器、制御用空気供給配管、弁及び計装等より構成されており、原子炉補助建屋、原子炉格納容器及びタービン建屋等内に設置されている空気作動弁、制御器及び計測器に清浄で乾燥した圧縮空気を供給する。

制御用圧縮空気系統の概略を第6.9.1図に示す。

(2) 設計方針

a．制御用空気圧縮機の電源は非常用母線から供給しトレインを分離して多重性を持たせる。

b．安全上重要な系統に接続する制御用空気供給配管は2系統の供給母管より構成し、互に分離し得る設計とする。

(3) 主要設備の仕様

制御用圧縮空気設備の設計仕様の概略を第6.9.1表に示す。

以下主要なものについて説明する。

a．制御用空気圧縮機

制御用空気圧縮機は、たて型往復動圧縮型で清浄な圧縮空気を供給するため、無給油方式を採用する。制御用空気圧縮機は、制御用圧縮機空気使用量に対して100%容量のものを2台設置する。

b．制御用空気乾燥器

制御用空気乾燥器は、制御用圧縮空気を乾燥するために制御用空気圧縮機出口側に設置する。

6.9.2　所内用圧縮空気設備

(1)　概　　要

所内用圧縮空気設備は、原子炉補助建屋、原子炉格納容器、タービン建屋及びその他の必要機器に所内用圧縮空気を供給する。

空気圧縮機出口には空気だめを設置する。

所内用空気圧縮機は、無給油式とし、所内用圧縮空気設備は、制御用圧縮空気の後備ができるように設計する。

(2)　主要設備の仕様

所内用圧縮空気設備の設備仕様の概略を第6.9.2表に示す。

6.10　制 御 室

6.10.1　通常運転時等

6.10.1.1　概　　要

計測制御系統施設のうち、プラント主系統（発電用原子炉及びタービン発電機）の運転に必要な監視及び操作装置を集中化し設置するため、中央制御室（１号炉で設置、共用）を設け、同室内に中央制御盤を設置する。

また、何らかの原因で中央制御室に接近できない場合にも発電用原子炉を安全に停止できるように中央制御室外原子炉停止装置を設ける。

6.10.1.2　中央制御室

6.10.1.2.1　設計方針

(1)　発電用原子炉施設の通常運転、安全停止及び事故の対応に必要な計測制御装置を、中央制御盤上で集中監視、制御及び必要な手動操作が行うことができる設計とする。

(2)　中央制御盤の配置及び操作器具の盤面配置等については人間工学的な操作性を考慮し設計する。また、中央制御室にて同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失、外部火災に伴うばい煙や燃焼ガス又は有毒ガス、降下火砕物による操作雰囲気の悪化並びに有毒ガス）を想定しても安全施設を容易に操作することができる設計とする。

(3)　昼夜にわたり、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性があると想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握

することができる設計とする。

(4)　「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」を満足するように、１次冷却材系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障等が生じた場合、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下しないようにするとともに、運転員が過度の放射線被ばくを受けないように考慮し、従事者が支障なく中央制御室に入れるとともに、一定期間従事者が中央制御室内にとどまって所要の操作及び措置をとることができる設計とする。

(5)　中央制御室は、必要な操作盤については個別に設置し、共用により運転操作に支障をきたさない設計とするとともに、同一スペースを共用化し、プラント状況や運転員の対応状況等の情報を共用しつつ、総合的な運転管理を図ることができる設計とする。また、運転員の相互融通などを考慮して、居住性にも配慮するなど、安全性が向上する設計とする。

(6)　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ように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

(7)　中央制御室は、共用することにより、プラントの状況に応じた運転員の相互融通を図ることができ、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有しながら、事故処置を含む総合的な運転管理を図ることができるなど、安全性が向上するため、居住性に配慮した共有する設計と

する。

6.10.1.2.2　主要設備

(1)　中央制御盤

中央制御盤は、主制御盤、核計装盤、放射線監視盤及び補助制御盤で構成し、プラントの通常運転、安全停止及び事故の対応に必要な操作器、指示計、記録計及び警報装置を設置する。

なお、中央制御盤は盤面機器（操作器、指示計、警報表示）をシステム毎にグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器（コントロールスイッチ）のコード化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）等を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができるものとする。

(2)　中央制御室（１号及び２号炉共用）

中央制御室は、原子炉補助建屋内に設置し、１次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障が発生した場合に、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるよう、これに連絡する通路及び出入するための区域を多重化するとともに、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行うことができる設計とする。

中央制御室は、想定される有毒ガスの発生において、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがな

い設計とする。

そのために、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」を参照し、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建屋内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室等から半径10km以内にある敷地外の固定源及び可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する。また、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

固定源に対しては、貯蔵容器すべてが損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回るように設計する。

可動源に対しては、通信連絡設備による連絡、中央制御室空調装置の隔離、防護具の着用等の対策により運転員を防護できる設計とする。

有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、必要に応じて保守管理及び運用管理を適切に実施する。

中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、運転員

が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置等の機能とあいまって、「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」及び「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」に示される100mSvを下回るように遮へいを設ける。換気系統は他と独立して設け、事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし運転員を内部被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。また、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障のない範囲であることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

中央制御室は、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性があると想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握するため遠隔操作及び暗視機能等を持った監視カメラを設置する。中央制御室は、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失、

外部火災に伴うばい煙や燃焼ガス又は有毒ガス、降下火砕物による操作雰囲気の悪化並びに有毒ガス）を想定しても、適切な措置を講じることにより運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作ができるものとする。

また、現場操作が必要な添付書類十の設計基準事故（蒸気発生器伝熱管破断）時の操作場所である主蒸気配管室における環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失及び外部火災に伴うばい煙や燃焼ガス又は有毒ガス、降下火砕物による操作雰囲気の悪化）を想定しても容易に操作ができるとともに、操作に必要な照明（アクセスルート上の照明含む）は、内蔵電池からの給電により外部電源喪失時においても点灯を継続する。さらに、その他の安全施設の操作などについても、プラントの安全上重要な機能に障害をきたすおそれがある機器・弁や外部環境に影響を与えるおそれのある現場弁等に対して、色分けによる識別管理を行い、操作を容易にするとともに、施錠管理により誤操作を防止する。

想定される環境条件とその措置は次のとおり。

（地　震）

中央制御室及び中央制御盤は、原子炉補助建屋（耐震Ｓクラス）内に設置し、基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しないものとする。また、運転員席に手摺を設置し、地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触を防止するとともに天井照明設

備には落下防止措置を講じる。

（内部火災）

中央制御室に消火器を設置するとともに、火災が発生した場合の運転員の対応を規定類に定め、運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができるものとする。

（内部溢水）

中央制御室周りには、地震時に溢水源となる機器を設けない。また、中央制御室周りの火災のための消火栓による溢水についても、運転操作に影響を与えず容易に操作ができるものとする。

（外部電源喪失）

運転操作に必要な照明は、地震、風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機が起動することにより操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作ができるものとする。また、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交流動力電源設備から開始されるまでの間においても、専用の無停電電源装置により運転操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作ができるものとする。

（ばい煙等による中央制御室内雰囲気の悪化）

中央制御室外の火災により発生するばい煙や燃焼ガス又は有毒ガス並びに降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気の悪化を想定しても、中央制御室換気設備の外気取入を手動で遮断し、閉回路循環方式に切り換えることにより、

運転操作に影響を与えず容易に操作ができるものとする。

（有毒ガス）

有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下することなく、１次冷却系統に係る原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に所要の操作及び措置をとることができる設計とする。

なお、発電用原子炉施設の外の状況を把握するために以下の設備を設置する。

a. 監視カメラ

想定される自然現象等（地震、津波、洪水、風（台風）・竜巻通過後の設備周辺における飛散状況、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、降下火砕物、火災、飛来物）に加え昼夜にわたり発電所構内の周辺状況（海側、山側）を把握するために屋外に暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

b. 気象観測装置等の設置

津波、風（台風）、竜巻等による発電所構内の状況の把握に有効なパラメータ（取水口水位、取水ピット水位、風向・風速等）を入手するために、気象観測装置等を設置する。

c. FAX等の設置

公的機関からの地震、津波、竜巻、雷雨、降雨予報、天気図、台風情報等を入手するために、中央制御室にFAX、テレビ、ラジオ等を設置する。

6.10.1.2.3 評　　価

中央制御室及び中央制御盤は、以下に示すように設計方

針を十分満足している。

中央制御室には、中央制御盤の他、炉内計装盤、核計装盤、放射線監視盤等を設けプラントの通常運転、安全停止及び事故処理等に必要な監視、制御、操作をここから集中的に行うことができる。また、想定される事故発生に際して従事者が中央制御室に接近し、留まり、事故対策操作が可能であるよう不燃設計、しゃへい設計及び換気設計がなされる。

事故時における中央制御室への接近時の被ばく線量に中央制御室に留まって必要な操作を行う場合の被ばく線量を加えても、緊急作業に係る許容被ばく線量を下まわる。

なお、発電用原子炉施設間の共用によって発電用原子炉の安全性に支障を来たさない設計がなされている。

6.10.1.3　中央制御室外原子炉停止装置

6.10.1.3.1　設計方針

(1)　火災その他の異常な状態により、中央制御室が使用できない場合には、中央制御室外原子炉停止装置を設け、中央制御室外の適切な場所から発電用原子炉を停止し、高温停止状態に直ちに移行し、その後、発電用原子炉を低温停止状態に導き維持することができる設計とする。

(2)　高温停止時に、操作が時間的に急を要する機器及び停止中に操作を行う頻度の高い機器の操作機器は、中央制御室での操作に優先する中央制御室外原子炉停止盤から操作を行うことができる設計とする。

(3) 現場操作を必要とするものについては、非常用照明設備及び通信設備を設ける。

6.10.1.3.2 主要設備

(1) 中央制御室外原子炉停止盤

(2) 通信設備

(3) 照明設備

6.10.1.4 手順等

(1) 手順に基づき、監視カメラ及び気象観測装置等により発電用原子炉施設の外の状況を把握するとともに、FAX等により公的機関から必要な情報を入手する。

(2) 手順に基づき、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中央制御室の居住環境確認を行う。

(3) 監視カメラ、気象観測装置等に要求される機能を維持するため、保守計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに、必要に応じ補修を行う。

また、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計についても同様に保守管理、点検及び補修を行う。

(4) 保守・点検・運転に関する教育を行う。

(5) 手順に基づき、通信連絡設備による連絡、中央制御室空調装置の隔離、防護具の着用等により、中央制御室内の運転員の対処能力を確保する。

6.10.2　重大事故等時

6.10.2.1　概　　要

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を設置及び保管する。

中央制御室の設備系統概要図を第 6.10.1 図から第 6.10.2 図に示す。

6.10.2.2　設計方針

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、中央制御室遮へい及び制御建屋換気空調設備のうち中央制御室空調装置の中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに可搬型照明（SA）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。

また、代替電源として大容量空冷式発電機を使用する。

重大事故等時において、中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環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、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。中央制御室遮

へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に全面マスク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、中央制御室空調装置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設計とする。可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、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設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。照明については、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。中央制御室空調装置及び可搬型照明（SA）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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・中央制御室遮へい（１号及び２号炉共用）
・中央制御室非常用循環ファン（１号及び２号炉共用）
・中央制御室空調ファン（１号及び２号炉共用）
・中央制御室循環ファン（１号及び２号炉共用）
・中央制御室非常用循環フィルタユニット（１号及び２号炉共用）
・可搬型照明（SA）（１号及び２号炉共用）

・酸素濃度計（１号及び２号炉共用）

・二酸化炭素濃度計（１号及び２号炉共用）

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、制御建屋換気空調設備のうち中央制御室空調装置の中央制御室空調ユニット及びディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。また、ディーゼル発電機の詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

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、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設計とする。また、以下の重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）を設ける。

重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、可搬型照明（SA）及び大容量空冷式発電機を使用する。

照明については、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設けることができるよう考慮する。

可搬型照明（SA）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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・可搬型照明（SA）（１号及び２号炉共用）

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するための設備として以下の重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）を設ける。

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）として、アニュラス空気浄化設備のアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット並びに窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）を使用する。また、代替電源設備として大容量空冷式発電機を使用する。

アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラスへ漏えいする放射性物質等を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットを介して放射性物質を低減させたのち排出することにより、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。また、アニュラス空気浄化系弁（Ｂ系）は代替直流電源系統（大容量空冷式発電機、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）並びに直流電源用発電機及び可搬型直流変換器）により制御用圧縮空気

設備からの電磁弁を開弁することで窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）により開操作できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・アニュラス空気浄化ファン

・アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット

・アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット

・窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

大容量空冷式発電機、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）、直流電源用発電機及び可搬型直流変換

器については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。格納容器空調設備を構成する格納容器排気筒は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2　代替電源設備」にて記載する。大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

6.10.2.2.1　多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室空調装置は、多重性を持ったディーゼル発電

機から給電でき、系統として多重性を持つ設計とする。また、共用することにより号炉間においても多重性を持つ設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、可搬型照明（SA）及びアニュラス空気浄化ファンは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。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」にて記載する。

6.10.2.2.2　悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮へいは、原子炉補助建屋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。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、ダンパ操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する酸素濃度計

及び二酸化炭素濃度計は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室の居住性の確保及び汚染の持ち込み防止に使用する可搬型照明（SA）は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用するアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット、アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット及び格納容器排気筒は、ダンパ操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用する窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）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炉心の著しい損傷時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.10.2.2.3　共用の禁止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

中央制御室及び中央制御室遮へいはプラントの状況に応じた運転員の相互融通などを考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとしている。スペースの共用により、必要

な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで安全性の向上が図れるため、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

各号炉の監視・操作盤は、共用によって悪影響を及ぼさないよう、一部の共通設備を除いて独立して設置することで、一方の号炉の監視・操作中に、他方の号炉のプラント監視機能が喪失しない設計とする。

中央制御室の換気空調系は、重大事故等時において中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットを電源復旧し使用するが、共用により自号炉の系統だけでなく他号炉の系統も使用することで安全性の向上が図れることから、１号炉及び２号炉で共用する設計とする。

１号炉及び２号炉それぞれの系統は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。

6.10.2.2.4　容 量 等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として使用する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、重大事故等時に運転員の内部被ばくを防止するために

必要な浄化機能に対して、設計基準事故対処設備としてのフィルタユニットが持つ浄化能力を使用することにより達成できることを確認した上で、同仕様で設計する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内の居住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを１号炉及び２号炉共用で１セット１個使用する。保有数は、１号炉及び２号炉共用で１セット１個、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個の合計３個（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

可搬型照明（SA）は、重大事故等時に中央制御室の制御盤での操作に必要な照度を有するものを１号炉、２号炉それぞれで３個、重大事故等時に身体サーベイ及び作業服の着替え等に必要な照度を有するものを１号炉、２号炉それぞれで２個使用し、１セット５個とする。保有数は、１号炉、２号炉それぞれで１セット５個、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として２個の合計 12 個（１号及び２号炉共用）を分散して保管する設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合において放射性物質の濃度を低減するための設備として使用するアニュラス空気浄化ファンは、設計基準事故対処設備のアニュラス空気浄化設備と兼用しており、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するために必要なファン容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

炉心の著しい損傷が発生した場合において放射性物質の濃度を低減するための設備として使用するアニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットは、設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）は、供給先のアニュラス空気浄化ファン弁は空気作動式であるため、弁全開に必要な圧力を設定圧力とし、配管分の加圧、弁作動回数、リークしないことを考慮した容量に対して十分な容量を有したものを１号炉、２号炉それぞれで１セット３個を使用する。保有数は、１号炉、２号炉それぞれで１セット３個、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として１号炉、２号炉それぞれで３個、１号炉、２号炉それぞれで合計６個を保管する設計とする。

6.10.2.2.5　環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

中央制御室遮へいは、コンクリート構造物として原子炉補助建屋と一体であり、建屋として重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及

び中央制御室循環ファンは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

可搬型照明（SA）は、中央制御室内及び原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における中央制御室内及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室並びに身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画で可能な設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内で保管及び使用するため、重大事故等時における中央制御室内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

アニュラス空気浄化ファンは、炉心の著しい損傷時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットは、重大事故等時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）は、原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、炉心の著しい損傷時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計と

する。操作は設置場所で可能な設計とする。

格納容器排気筒は、炉心の著しい損傷時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

6.10.2.2.6　操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室換気空調設備の運転モード切替えは、中央制御室換気空調系隔離信号による自動動作のほか、中央制御室の制御盤での手動切替操作も可能な設計とする。中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン及び中央制御室非常用循環ファンは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。また、中央制御室換気空調設備の空気作動ダンパは、一般的に使用される工具を用いて人力で開操作が可能な構造とする。

酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型照明（SA）は、汎用品を用いる等容易かつ確実に操作ができる設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用する系統は、炉心の著しい損傷が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）を使用したアニュラス空気浄化ファン弁への代替空気供給を行う系統は、炉心の著しい損傷が発生した場合でも、通常時の

系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）の出口配管と制御用空気配管の接続は、簡便な接続規格による接続とし、確実に接続できる設計とする。また、１号炉及び２号炉で同一形状とする。窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）の接続口は、ボンベ取付継手による接続とし、１号炉及び２号炉の窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用、原子炉補機冷却水サージタンク用及びアニュラス空気浄化ファン弁用）の取付継手は同一形状とする。また、窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）の接続口は、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ボンベの交換が可能な設計とする。

6.10.2.3　主要設備及び仕様

中央制御室の主要設備及び仕様を第 6.10.2 表、第 6.10.3 表に示す。

6.10.2.4　試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮へいは、主要部分の断面寸法が確認できる設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する系統（中央制御室（気密性）、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空

調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニット）は、通常ラインにて機能・性能確認が可能な系統設計とする。

また、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、分解が可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、特性の確認が可能なように、標準器等による校正ができる設計とする。

中央制御室の居住性の確保及び汚染の持ち込み防止に使用する可搬型照明（SA）は、バッテリ容量の確認が可能なように、点灯状態の継続により機能・性能の確認ができる設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用するアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット及びアニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットは、多重性のある試験系統により独立して機能・性能確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットはフィルタ取り出しができる設計、格納容器排気筒は、外観の確認が可能な設計とする。

アニュラス空気浄化ファンは、分解が可能な設計とする。

アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット及びアニ

ュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用する窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）は、アニュラス空気浄化ファン弁駆動用空気配管へ窒素供給することにより機能・性能の確認が可能な設計とする。ボンベは規定圧力が確認できる設計とする。

また、外観の確認が可能な設計とする。

6.11　参考文献

(1)　「加圧水型原子炉の核計装設備」

三菱電機技報、Vol.45、March、1971

第6.3.1表　安全保護系のプロセス計装

項　　目	チャンネル数	検　出　器
原子炉圧力	3	圧力伝送器
加圧器水位	3	差圧伝送器
1次冷却材温度	3	測温抵抗式温度計
蒸気発生器水位	3／蒸気発生器	差圧伝送器
主蒸気流量	2／ループ	差圧伝送器
主蒸気ライン圧力	3／ループ	圧力伝送器
主給水流量	2／ループ	差圧伝送器
タービン第1段圧力	2	圧力伝送器
1次冷却材流量	3／ループ	差圧伝送器
格納容器圧力	4	圧力伝送器

第6.3.2表　事故時必要なパラメータ

項　　目	名　　称
１次冷却系計装	１次冷却材温度（高温側、低温側） １次冷却材圧力
化学体積制御系計装	ほう酸タンク水位
主蒸気及び給水、 補助給水計装	補助給水流量 復水タンク水位
燃料取替用水系計装	燃料取替用水タンク水位
原子炉格納容器関連計装	格納容器内温度 格納容器水位（広域、狭域） 格納容器内水素ガス濃度
原子炉補機冷却系計装	原子炉補機冷却水サージタンク水位
制御用空気系計装	制御用空気圧力
安全注入系計装	高圧安全注入流量 低圧安全注入流量
（炉内熱電対計装）	炉心出口温度

第 6.4.1 表　計装設備（常設）の設備仕様

（1）　1 次冷却材高温側温度（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	3
計測範囲	0 ～400℃

（2）　1 次冷却材低温側温度（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	3
計測範囲	0 ～400℃

（3）　1 次冷却材圧力

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0 ～21.0Mpa[gage]

(4)　加圧器水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0 ～100%

(5)　原子炉容器水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	1
計測範囲	0 ～100%

(6)　ほう酸注入ライン流量

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0 ～225m^3／h

(7) 補助注入ライン流量

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0 ～225m^3／h

(8) 余熱除去ループ流量

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	4
計測範囲	0 ～1,100m^3／h

(9) SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量

個　　数	1
計測範囲	0 ～160m^3／h（積算：0 ～10,000m^3）

(10) A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量

個　　数	1
計測範囲	0 ～1,300m^3／h（積算：0 ～10,000m^3）

(11) 格納容器内温度

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0 ～220℃

(12) 格納容器圧力

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0 ～350kPa[gage]

(13) AM用格納容器圧力

個　　数	1
計測範囲	0 ～ 1 MPa[gage]

（14）格納容器再循環サンプ広域水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0 ～100%

（15）格納容器再循環サンプ狭域水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0 ～100%

（16）原子炉格納容器水位

個　　数	1
計測範囲	ON-OFF

（17）原子炉下部キャビティ水位

個　　数	1
計測範囲	ON-OFF

(18) 格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

・放射線管理設備（通常運転時）

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数　　2

計測範囲　　10^{2}～10^{7} μSv／h

(19) 格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

・放射線管理設備（通常運転時）

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数　　2

計測範囲　　10^{3}～10^{8} mSv／h

(20) 出力領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

・炉外核計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数　　4（上部と下部の中性子束平均値）

計測範囲　　0～120％

(21) 中間領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

・炉外核計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数　　2

計測範囲　　10^{-11}～5×10^{-3}A

(22) 中性子源領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

・炉外核計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数　　2

計測範囲　　1～10^{6}cps

(23) 蒸気発生器狭域水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数　　6

計測範囲　　0～100%

(24) 蒸気発生器広域水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	3
計測範囲	0～100%

(25) 補助給水流量

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	3
計測範囲	0～180m^3／h

(26) 蒸気ライン圧力

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	6
計測範囲	0～8.5MPa[gage]

(27) 原子炉補機冷却水サージタンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0～100%

(28) 燃料取替用水タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0～100%

(29) ほう酸タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	4
計測範囲	0～100%

（30）復水タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数　　2

計測範囲　　0～100%

（31）緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）（1号及び2号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所（通常運転時）

・通信連絡設備（通常運転時）

・計装設備（重大事故等対処設備）

・緊急時対策所（重大事故等時）

・通信連絡設備（重大事故等時）

個　　数　　1式

（32）SPDSデータ表示装置（1号及び2号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所（通常運転時）

・通信連絡設備（通常運転時）

・計装設備（重大事故等対処設備）

・緊急時対策所（重大事故等時）

・通信連絡設備（重大事故等時）

個　　数　　1式

第 6.4.2 表　計装設備（可搬型）の設備仕様

(1)　格納容器水素濃度（１号及び２号炉共用）

個　　数　　１（予備２）

計測範囲　　０～20vol％

(2)　アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率（１号及び２号炉共用）

個　　数　　２（予備２）

計測範囲　　0.001～99.99 mSv／h

(3)　原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）（１号及び２号炉共用）

個　　数　　２（予備２）

計測範囲　　０～1MPa[gage]

(4)　格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）（１号及び２号炉共用）

個　　数　　８（予備４）

(5) 可搬型温度計測装置（１号及び２号炉共用）

個　　数　　１式[注1]

注１　格納容器再循環ユニット
入口温度／出口温度（SA）用

(6)　可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（１号及び２号炉共用）

個　　数　　16（予備８）

(7)　可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（１号及び２炉共用）

個　　数　　52（予備 26）

第6.4.3表　重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（１／４）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材高温側温度（広域）※1	3	0 ～400℃	最大値：約 337 ℃	1次系最高使用温度（343℃）及び炉心損傷の判断基準である350℃を超える温度を監視可能。なお、1次冷却材高温側温度（広域）で炉心損傷を判断する際は、炉心出口温度に比べ1次冷却材高温側温度（広域）がやや低めの値を示すものの、炉心損傷を判断する時点（350℃）において大きな温度差は見られないことから、1次冷却材高温側温度（広域）により炉心損傷を判断することが可能である。	3
	1次冷却材低温側温度（広域）※1	3	0 ～400℃	最大値：約 336 ℃		
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却材圧力※1	2	0 ～21.0MPa［gage］	最大値：約 17.7 MPa［gage］	1次系最高使用圧力（17.16MPa［gage］）の1.2倍（事故時の判断基準）である20.59MPa［gage］を監視可能。	1
	1次冷却材高温側温度（広域）※2 1次冷却材低温側温度（広域）※2	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位	2	0 ～100％	最大値：約 89％ 最小値：0 ％以下（注１）	原子炉容器上部に位置する加圧器上部胴上端近傍から下部胴下端近傍までの水位を監視可能。通常運転時及び事故時の1次冷却材保有水を制御し、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	原子炉容器水位※2	1	0 ～100％	最大値：100％ 最小値：0 ％	加圧器の下部に位置し、加圧器の計測範囲とラップしないが、原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能。重大事故等時において、加圧器水位による監視ができない場合、原子炉容器内の水位及び保有水が監視可能であり、事故対応が可能。	1
	1次冷却材圧力※2	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	1次冷却材高温側温度（広域）※2 1次冷却材低温側温度（広域）※2	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
原子炉圧力容器への注水量	ほう酸注入ライン流量	2	0 ～225m^3/h	147 m^3/h	充てん/高圧注入ポンプの流量（147 m^3/h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	1
	補助注入ライン流量	2	0 ～225m^3/h	147 m^3/h	充てん/高圧注入ポンプの流量（147 m^3/h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	1
	余熱除去ループ流量	4	0～1,100m^3/h	1,090 m^3/h	余熱除去ポンプの流量（1,090 m^3/h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	1
	SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量	1	0～160 m^3/h （0～10,000m^3）	－（注２）	重大事故等時において、常設電動注入ポンプの流量（30 m^3/h）を監視可能。	1
	燃料取替用水タンク水位※2 復水タンク水位※2	水源を監視するパラメータと同じ				
	加圧器水位※2 原子炉容器水位※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
	1次冷却材圧力※2	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	1次冷却材低温側温度（広域）※2	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
	格納容器再循環サンプ広域水位※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ				

第6.4.3表　重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（２／４）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	可搬型 計測器 個数
原子炉格納容器への注水量	A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量	1	0～1,300m³/h （0～10,000m³）	－（注２）	重大事故等時において、格納容器スプレイポンプの流量（1,075 m³/h）を監視可能。	1
	SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ （計測範囲は、重大事故等時において、常設電動注入ポンプによる原子炉格納容器への注水流量（140 m³/h）を監視可能。）				
	ほう酸注入ライン流量 補助注入ラインライン流量 余熱除去ループ流量	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ				
	燃料取替用水タンク水位※２ 復水タンク水位※２	水源を監視するパラメータと同じ				
	格納容器再循環サンプ広域水位※２	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	2	0～220℃	最大値:約119℃	格納容器最高使用温度（127℃）及び重大事故等時の格納容器最高温度（138℃）を超える温度を監視可能	1
	格納容器圧力※２ AM用格納容器圧力※２	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力※１	2	0～350kPa［gage］	最大値:約211 kPa［gage］	設計基準事故時の格納容器最高使用圧力（245kPa［gage］）を監視可能。重大事故等時の格納容器最高圧力（350kPa［gage］）を監視可能。	1
	AM用格納容器圧力※１	1	0～1MPa［gage］	－（注２）	重大事故等時の格納容器最高使用圧力（0.490MPa［gage］以下）を監視可能	1
	格納容器内温度※２	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ広域水位※１	2	0～100%	100%	再循環可能水位（67%）を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能	1
	格納容器再循環サンプ狭域水位※１	2	0～100%	100%以上	格納容器再循環サンプ上端（約100%）を監視可能。狭域水位の100%は、広域水位の約40%に相当。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	
	原子炉格納容器水位※１	1	ON-OFF	－（注２）	重大事故等時において、格納容器内への注入量の制限レベルに達したことを監視可能	1
	原子炉下部キャビティ水位※１	1	ON-OFF	－（注２）	重大事故等時において、原子炉下部キャビティに溶融炉心の冷却に必要な水量があることを監視可能。	
	燃料取替用水タンク水位※２ 復水タンク水位※２	水源を監視するパラメータと同じ				
	A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量※２	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ				
	SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量※２	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ （計測範囲は、重大事故等時において、常設電動注入ポンプによる原子炉格納容器への注水流量（140 m³/h）を監視可能。）				
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度	1	0～20vol%	－（注２）	重大事故等時において、水素濃度13vol%を監視可能	－

第6.4.3表　重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（３／４）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタA（低レンジ）※1	2	10^{2}～10^{7}μSv/h	10^{5}mSv/h以下（注３）	炉心損傷判断の値である10^{5}mSv/hを超える放射線量率を監視可能。A（低レンジ）とB（高レンジ）の計測範囲はオーバーラップするように設定。	－
	格納容器内高レンジエリアモニタB（高レンジ）※1	2	10^{3}～10^{8}mSv/h			－
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束※1	4 ※3	0～120% （3.3×10^{5}～1.2×10^{10} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）	設計基準事故「制御棒飛び出し」定格出力の約88倍（注４）	設計基準事故時、事象初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され急峻に低下するため、現状の計測範囲でも、同計測範囲により事故対応が可能。また、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。 通常運転時の変動範囲0～100%に対し、0～120%を監視可能。 「中間領域中性子束」及び「中性子源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能。	－
	中間領域中性子束※1	2	10^{-11}～5×10^{-3}A （1.3×10^{2}～6.6×10^{10} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）		通常運転時の変動範囲10^{-11}～約10^{-3}Aに対し、10^{-11}～5×10^{-3}Aを監視可能	－
	中性子源領域中性子束※1	2	1～10^{6}cps （10^{-1}～10^{5} $cm^{-2}\cdot s^{-1}$）		通常運転時の変動範囲1～10^{5}cpsに対し、1～10^{6}cpsを監視可能	－
	1次冷却材高温側温度（広域）※2 1次冷却材低温側温度（広域）※2	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
	ほう酸タンク水位※2	水源を監視するパラメータと同じ				
最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力※1	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	蒸気発生器狭域水位※1	6	0～100%	最大値:100%以上（注５） 最小値:0%以下（注６）	湿分分離器下端から伝熱管上端まで監視可能。「蒸気発生器広域水位」と相まって、重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。	3
	蒸気発生器広域水位※1	3	0～100%	最大値:100%以上（注５） 最小値:0%以下（注６）	湿分分離器下端から管板付近まで監視可能。重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。（注7）	
	補助給水流量※1	3	0～180m^{3}/h	53m^{3}/h	補助給水流量（53m^{3}/h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	3
	蒸気ライン圧力※1	6	0～8.5MPa［gage］	最大値:約7.8MPa［gage］	２次系最高使用圧力（7.48MPa［gage］）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	3
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	2	0～100%	100%	変動範囲0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	原子炉補機冷却水サージタンク圧力(SA)※2	1	0～1MPa［gage］	－（注２）	原子炉補機冷却水サージタンクの加圧目標0.255MPa［gage］を監視可能。	－
	格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA) ※1	3 ※4	0～200℃を計測可能 （汎用温度計）	－（注２）	格納容器最高使用温度（127℃）及び重大事故等時の格納容器最高温度（138℃）を超える温度を監視可能	3
	AM用格納容器圧力※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	格納容器内温度※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
	1次冷却材高温側温度（広域）※2 1次冷却材低温側温度（広域）※2	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
	復水タンク水位※2	水源を監視するパラメータと同じ				

第6.4.3表　重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（４／４）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
格納容器バイパスの監視	蒸気発生器狭域水位※1 蒸気発生器広域水位※2 蒸気ライン圧力※1 補助給水流量※2	最終ヒートシンク確保を監視するパラメータと同じ				
	１次冷却材圧力※1	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	１次冷却材高温側温度（広域）※2 １次冷却材低温側温度（広域）※2	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
	加圧器水位※2	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
	格納容器再循環サンプ広域水位※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
水源の確保	燃料取替用水タンク水位	2	０～100%	100%	変動範囲０～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	ほう酸タンク水位	4	０～100%	100%	変動範囲０～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	復水タンク水位	2	０～100%	100%	変動範囲０～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	格納容器再循環サンプ広域水位※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
	A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量※2	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ				
	ほう酸注入ライン流量※2 補助注入ライン流量※2 余熱除去ループ流量※2 SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量※2	原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ				
	補助給水流量※2	最終ヒートシンク確保を監視するパラメータと同じ				
	出力領域中性子束※2 中間領域中性子束※2 中性子源領域中性子束※2	未臨界の維持又は監視をするパラメータと同じ				
アニュラス内の水素濃度	格納容器水素濃度※2	原子炉格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ				
	格納容器内高レンジエリアモニタB（高レンジ）※2	2	原子炉格納容器内の放射線量率を監視するパラメータと同じ		重大事故等時の原子炉格納容器内の線量率は、10^{8}mSv/h以下であり監視可能	－
	アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率※2	1	0.001mSv/h ～ 99.99mSv/h	－（注２）	重大事故等時のアニュラス空気浄化のダクトからの線量率は最大でも数mSv/hであり監視可能。	－

※１：重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ、※２：重要代替パラメータ、※３：上部と下部の中性子束平均値、※４：入口用１個

（注１）計測範囲を一時的に超えるが、このときには１次冷却材圧力と１次冷却材温度によって原子炉の冷却状態を監視する。

（注２）重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

（注３）炉心損傷判断の値は10^{5}mSv/hであり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

（注４）120%定格出力を超えるのは短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため運転監視上影響はない。

（注５）計測範囲を一時的に超えるが、100%以上であることで冷却されていることを監視可能。

（注６）計測範囲を一時的に超えるのは、破断側の蒸気発生器においてであり、破断のない側の蒸気発生器の水位は監視可能。

（注７）蒸気発生器広域水位下端を一時的に下回る重大事故等時の事象があるが、下回っていることでSGがドライアウトしている又はその恐れがあることを監視可能。

第 6.4.4 表　重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（１／９）

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	１次冷却材高温側温度（広域）	①主要パラメータの他ループ ②１次冷却材低温側温度（広域） ③〔炉心出口温度〕	・１次冷却材高温側温度（広域）の１ループが故障した場合は、他ループの１次冷却材高温側温度（広域）により推定する。 ・１次冷却材高温側温度（広域）の計測が困難となった場合は、１次冷却材低温側温度（広域）により推定する。また、使用可能であれば炉心出口温度（多様性拡張設備）により、原子炉圧力容器内の温度を推定する。
	１次冷却材低温側温度（広域）	①主要パラメータの他ループ ②１次冷却材高温側温度（広域） ③〔炉心出口温度〕	・１次冷却材低温側温度（広域）の１ループが故障した場合は、他ループの１次冷却材低温側温度（広域）により推定する。 ・１次冷却材低温側温度（広域）の計測が困難となった場合は、１次冷却材高温側温度（広域）により推定する。また、使用可能であれば炉心出口温度（多様性拡張設備）により、原子炉圧力容器内の温度を推定する。
	〔炉心出口温度〕	①主要パラメータの他検出器 ②１次冷却材高温側温度（広域） ③１次冷却材低温側温度（広域）	・炉心出口温度（多様性拡張設備）の１つの検出器が故障した場合は、他検出器の炉心出口温度により推定する。 ・炉心出口温度（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、１次冷却材高温側温度（広域）又は１次冷却材低温側温度（広域）により推定する。推定は、炉心出口のより直接的なパラメータである１次冷却材高温側温度（広域）を優先する。
原子炉圧力容器内の圧力	１次冷却材圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②〔加圧器圧力〕	・１次冷却材圧力の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの１次冷却材圧力により推定する。 ・１次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、原子炉圧力容器内が飽和状態であれば、１次冷却材高温側温度（広域）又は１次冷却材低温側温度（広域）により、圧力を推定する。推定は、１次冷却材高温側温度（広域）、１次冷却材低温側温度（広域）の順で優先し使用する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。また、使用可能で計測範囲内であれば、加圧器圧力（多様性拡張設備）にて推定する。
		③１次冷却材高温側温度（広域） ④１次冷却材低温側温度（広域）	
	〔加圧器圧力〕	①主要パラメータの他チャンネル ②１次冷却材圧力	・加圧器圧力の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの加圧器圧力（多様性拡張設備）により推定する。 ・加圧器圧力の計測が困難となった場合は、測定範囲が広い１次冷却材圧力により圧力を推定する。
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉容器水位	・加圧器水位の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの加圧器水位により推定する。（多様性拡張設備を含む） ・加圧器水位の計測が困難となった場合は、原子炉容器水位により、原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、原子炉圧力容器内がサブクール状態か過熱状態かを監視することで、原子炉容器内の水位が炉心上端以上で冠水状態であることを確認する。 また、推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測している原子炉容器水位を優先するが、加圧器の下部に位置しているため、加圧器水位の測定範囲を考慮する。
		③１次冷却材圧力 ③１次冷却材高温側温度（広域）	
	〔燃料取替時用 RCS 水位〕	①１次冷却材高温側温度（広域） ①１次冷却材低温側温度（広域）	・燃料取替時用RCS水位の計測が困難となった場合は、１次冷却材高温側温度（広域）又は１次冷却材低温側温度（広域）の変化及び余熱除去ポンプ出口圧力の傾向監視により水位変化を推定する。
		②〔余熱除去ポンプ出口圧力〕	

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表　重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（２／９）

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	ほう酸注入ライン流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉容器水位 ⑤格納容器再循環サンプ広域水位	・ほう酸注入ライン流量の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのほう酸注入ライン流量により推定する。 ・ほう酸注入ライン流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。また、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ・LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ広域水位の水位変化により注水量を推定する。
	補助注入ライン流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉容器水位 ⑤格納容器再循環サンプ広域水位	・補助注入ライン流量の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの補助注入ライン流量により推定する。 ・補助注入ライン流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。また、原子炉容器水位の傾向監視により推定する。 ・LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ広域水位の水位変化により注水量を推定する。
	余熱除去ループ流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉容器水位 ⑤格納容器再循環サンプ広域水位	・余熱除去ループ流量の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの余熱除去ループ流量により推定する。 ・余熱除去ループ流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。また、原子炉容器水位の傾向監視により推定する。 ・LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ広域水位の水位変化により注水量を推定する。
	SA 用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ広域水位	・SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量のうち必要なパラメータの計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。また、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。 ・可搬型の中間受槽を水源とする場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、ポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。 ・LOCA が発生した場合において格納容器再循環サンプ広域水位の傾向監視により注水量を推定する。
	〔充てんライン流量〕	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位	・充てん流量の計測が困難となった場合は、燃料取替用水タンク水位又は加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の加圧器水位の順で優先し使用する。また、原子炉容器水位の傾向監視により注水量を推定する。
	〔蓄圧タンク圧力〕 〔蓄圧タンク水位〕	①１次冷却材圧力 ①１次冷却材低温側温度（広域）	・蓄圧タンク圧力及び蓄圧タンク水位の計測が困難となった場合は、１次冷却材圧力及び１次冷却材低温側温度（広域）の傾向監視により蓄圧タンクからの注水開始を推定する。 ・使用可能であれば他チャンネルの蓄圧タンク圧力及び蓄圧タンク水位（多様性拡張設備）により推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表　重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（３／９）

分類	重要な監視パラメータ〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	Ａ格納容器スプレイ冷却器出口積算流量	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ広域水位	・原子炉格納容器への注水量は、水源の燃料取替用水タンクの水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ広域水位の順で優先し使用する。
	SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ広域水位	・原子炉格納容器への注水量は、水源のタンクの水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位、格納容器再循環サンプ広域水位の順で優先し使用する。 なお、可搬型の中間受槽を水源とする場合は、ポンプ運転時間による推定を行う。
	ほう酸注入ライン流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③格納容器再循環サンプ広域水位	・ほう酸注入ライン流量の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのほう酸注入ライン流量により推定する。 ・原子炉格納容器への注水量は、水源の燃料取替用水タンクの水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ広域水位の順で優先し使用する。
	補助注入ライン流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③格納容器再循環サンプ広域水位	・補助注入ライン流量の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの補助注入ライン流量により推定する。 ・原子炉格納容器への注水量は、水源のタンクの水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ広域水位の順で優先し使用する。
	余熱除去ループ流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③格納容器再循環サンプ広域水位	・余熱除去ループ流量の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの余熱除去ループ流量により推定する。 ・原子炉格納容器への注水量は、水源のタンクの水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ広域水位の順で優先し使用する。
	〔格納容器スプレイ冷却器出口流量〕	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ広域水位	・格納容器スプレイ冷却器出口流量の計測が困難となった場合は、燃料取替用水タンク水位又は格納容器再循環サンプ広域水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器圧力 ③AM用格納容器圧力	・格納容器内温度の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内温度により推定する。 ・格納容器内温度の計測が困難となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器圧力又はAM用格納容器圧力により、温度を推定する。推定は、詳細な値を把握できる格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表　重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（４／９）

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②AM用格納容器圧力 ③格納容器内温度	・格納容器圧力の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器圧力により推定する。 ・格納容器圧力の計測が困難となった場合は、AM用格納容器圧力により圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、AM用格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。
	AM用格納容器圧力	①格納容器圧力 ②格納容器内温度	・AM用格納容器圧力の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器圧力により推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ広域水位	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器再循環サンプ狭域水位 ③原子炉下部キャビティ水位 ③原子炉格納容器水位 ④燃料取替用水タンク水位 ④復水タンク水位 ④ A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 ④SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量	・格納容器再循環サンプ広域水位の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器再循環サンプ広域水位により推定する。 ・格納容器再循環サンプ広域水位の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器再循環サンプ狭域水位、原子炉下部キャビティ水位、原子炉格納容器水位及び水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、注水積算量であるA格納容器スプレイ冷却器出口積算流量、SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は、測定範囲内であれば、連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ狭域水位を優先する。
	格納容器再循環サンプ狭域水位	①格納容器再循環サンプ広域水位	・格納容器再循環サンプ狭域水位の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ広域水位との相関関係により水位を推定する。
	原子炉下部キャビティ水位	①格納容器再循環サンプ広域水位 ②燃料取替用水タンク水位 ②復水タンク水位 ② A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 ②SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量	・原子炉下部キャビティ水位の計測が困難となった場合、格納容器再循環サンプ広域水位又は注水元である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量及びSA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量により求めた注水量により原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は格納容器再循環サンプ広域水位を優先する。
	原子炉格納容器水位	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ① A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 ①SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量	・原子炉格納容器水位の計測が困難となった場合は、注水元である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量及びSA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量により求めた注水量により原子炉格納容器内の水位を推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表　重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（５／９）

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度	①主要パラメータの予備 ②静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 ②電気式水素燃焼装置動作監視装置 ③〔ガス分析計による水素濃度〕	・格納容器水素濃度計測装置が故障した場合は、予備の格納容器水素濃度計測装置により推定する。 ・格納容器内水素濃度の計測が困難となった場合は、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置動作特性により原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であることを確認する。 使用可能であればガス分析計(多様性拡張設備)により水素濃度を確認し、ガス分析計の結果に基づき水素濃度を推定する。
アニュラス内の水素濃度	〔アニュラス水素濃度〕	①可搬型格納容器水素濃度計測装置 ①格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ） ①アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率 ②〔格納容器排気筒高レンジガスモニタ〕	・アニュラス水素濃度の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）及びアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率の放射線量率の比により、アニュラスへの漏えい率を求め、可搬型格納容器水素濃度計測装置により計測した格納容器水素濃度を基に、あらかじめ評価した格納容器水素濃度とアニュラスへの漏えい率の関係をもとにアニュラス水素濃度を推定する。 使用可能であれば格納容器排気筒高レンジガスモニタ（多様性拡張設備）によりアニュラスへの漏えい率を推定する。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタＢ(高レンジ)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ） ②〔モニタリングポスト〕	・格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内高レンジエリアモニタＢ(高レンジ)により推定する。 ・格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ）及びモニタリングポストの指示の上昇を傾向監視し、急上昇（バックグランド値より数倍から１桁急上昇）により、炉心損傷のおそれが生じているかを推定する。
	格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内高レンジエリアモニタＢ(高レンジ) ③〔格納容器入口エリアモニタ〕 ③〔炉内計装区域エリアモニタ〕	・格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ）の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内高レンジエリアモニタＡ(低レンジ)により推定する。 ・格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ）の計測が困難になった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）、格納容器入口エリアモニタ及び炉内計装区域エリアモニタの指示の上昇を傾向監視することにより、炉心損傷のおそれが生じていない放射線量率であることを推定する。なお、格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）の測定範囲より低く、格納容器入口エリアモニタ及び炉内計装区域エリアモニタ測定範囲より高い場合は、その間の放射線量率と推定する。
	〔格納容器入口エリアモニタ〕 〔炉内計装区域エリアモニタ〕 〔格納容器じんあいモニタ〕 〔格納容器ガスモニタ〕	①格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ）	・格納容器入口エリアモニタ、炉内計装区域エリアモニタ、格納容器じんあいモニタ及び格納容器ガスモニタの計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器高レンジエリアモニタＡ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表　重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（６／９）

分類	重要な監視パラメータ〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域中性子束	・出力領域中性子束の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの出力領域中性子束により推定する。 ・出力領域中性子束の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束、１次冷却材低温側温度（広域）と１次冷却材高温側温度（広域）の差により推定する。推定は出力領域中性子束の計測範囲をカバーしている中間領域中性子束を優先する。 ・ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。
		③１次冷却材高温側温度（広域） ③１次冷却材低温側温度（広域）	
		④ほう酸タンク水位	
	中間領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル ②出力領域中性子束 ②中性子源領域中性子束	・中間領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの中間領域中性子束により推定する。 ・中間領域中性子束の計測が困難になった場合は、出力領域中性子束の測定範囲であれば、出力領域中性子束による推定を行い、中性子源領域中性子束の測定範囲であれば、中性子源領域中性子束により推定する。なお、出力領域中性子束の測定範囲下限と中性子源領域中性子束の測定範囲上限の間である場合は、互いの測定範囲外の範囲であると推定する。 ・ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。
		③ほう酸タンク水位	
	中性子源領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域中性子束	・中性子源領域中性子束の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの中性子源領域中性子束により推定する。 ・中性子源領域中性子束の計測が困難になった場合は、中間領域中性子束の測定範囲であれば、中間領域中性子束により推定を行う。なお、中間領域中性子束の測定範囲下限以下の場合は、測定範囲下限より低い範囲であると推定する。 ・ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。
		③ほう酸タンク水位	
	〔中間領域中性子束起動率〕	①中間領域中性子束 ②中性子源領域中性子束 ②〔中性子源領域中性子束起動率〕	・中間領域中性子束起動率の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束により起動率を推定する。なお、中性子源領域中性子束の測定範囲の場合、中性子源領域中性子束及び中性子源領域中性子束起動率により推定する。
	〔中性子源領域中性子束起動率〕	①中性子源領域中性子束 ②中間領域中性子束 ②〔中間領域中性子束起動率〕	・中性子源領域中性子束起動率の計測が困難となった場合は、中性子源領域中性子束により起動率を推定する。なお、中間領域中性子束の測定範囲の場合、中間領域中性子束及び中間領域中性子束起動率により推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表　重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（７／９）

分類	重要な監視パラメータ〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	格納容器圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②AM用格納容器圧力	・格納容器圧力の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器圧力により推定する。 ・格納容器圧力の計測が困難となった場合は、AM用格納容器圧力により、圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、AM用格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしさが生じることを考慮する。
		③格納容器内温度	
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	①主要パラメータの他チャンネル	・原子炉補機冷却水サージタンク水位の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの原子炉補機冷却水サージタンク水位により推定する。 ・原子炉補機冷却水サージタンク水位の計測が困難な場合は、格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)の傾向監視により、原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却水系統が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
		②格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)	
	［AM 用原子炉補機冷却水サージタンク圧力］	①原子炉補機冷却水サージタンク圧力(SA)	・AM用原子炉補機冷却水サージタンク圧力の計測が困難となった場合は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力(SA)により推定する。
	〔Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット出口冷却水流量〕	①格納容器内温度 ①格納容器圧力	・Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット出口冷却水流量及び格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)の計測が困難となった場合は、格納容器内温度及び格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)	①格納容器内温度 ①格納容器圧力	
	蒸気ライン圧力	①主要パラメータの他チャンネル又は他ループ	・蒸気ライン圧力の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネル又は他ループの蒸気ライン圧力により推定する。 ・　蒸気ライン圧力の計測が困難となった場合は、１次冷却系が満水状態で蒸気発生器２次側が飽和状態であれば、１次冷却材低温側温度（広域）及び１次冷却材高温側温度（広域）により圧力を推定する。推定は、１次冷却材低温側温度（広域）を優先する。なお、蒸気発生器２次側が飽和状態になるまで（未飽和状態）は不確かさが生じることを考慮する。
		②１次冷却材低温側温度（広域） ③１次冷却材高温側温度（広域）	
	蒸気発生器狭域水位	①主要パラメータの他チャンネル ②蒸気発生器広域水位	・蒸気発生器狭域水位の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気発生器狭域水位により推定する。（多様性拡張設備を含む） ・蒸気発生器狭域水位の計測が困難となった場合は、蒸気発生器広域水位、１次冷却材低温側温度（広域）、１次冷却材高温側温度（広域）の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器狭域水位を推定する。推定は相関関係のある蒸気発生器広域水位を優先する。
		③１次冷却材低温側温度（広域） ③１次冷却材高温側温度（広域）	
	蒸気発生器広域水位	①蒸気発生器狭域水位	・蒸気発生器広域水位の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば蒸気発生器狭域水位にて推定する。また、１次冷却材低温側温度（広域）、１次冷却材高温側温度（広域）の変化を傾向監視により、蒸気発生器広域水位を推定する。推定は測定範囲内であれば、蒸気発生器狭域水位を優先する。なお、蒸気発生器がドライアウトした場合、１次冷却材低温側温度（広域）及び１次冷却材高温側温度（広域）が上昇傾向となることで推定することができる。
		②１次冷却材低温側温度（広域） ②１次冷却材高温側温度（広域）	
	補助給水流量	①復水タンク水位 ②蒸気発生器広域水位 ③蒸気発生器狭域水位	・補助給水流量の計測が困難となった場合は、復水タンク水位、蒸気発生器広域水位及び蒸気発生器狭域水位を傾向監視することにより推定する。推定は復水タンク水位を優先する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表　重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（８／９）

分類	重要な監視パラメータ 〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ 〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	〔主蒸気流量〕	①主要パラメータの他チャンネル ②蒸気ライン圧力 ③蒸気発生器狭域水位 ③蒸気発生器広域水位 ③補助給水流量	・主蒸気流量の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの主蒸気流量により推定する。 ・主蒸気流量の計測が困難となった場合は、蒸気ライン圧力の変化を傾向監視するとにより、蒸気発生器２次側による除熱状況を監視する。また、蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器広域水位の変化傾向と補助給水流量を監視することにより主蒸気流量を推定する。
格納容器バイパスの監視	蒸気発生器狭域水位	①主要パラメータの他チャンネル ②蒸気発生器広域水位 ③蒸気ライン圧力 ③補助給水流量	・蒸気発生器狭域水位の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気発生器狭域水位により推定する。 ・蒸気発生器狭域水位の計測が困難となった場合、蒸気発生器広域水位の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、蒸気ライン圧力及び補助給水流量により傾向監視する。
	蒸気ライン圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②蒸気発生器広域水位 ②補助給水流量	・蒸気ライン圧力の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気ライン圧力により推定する。 ・蒸気ライン圧力の計測が困難となった場合は、蒸気発生器広域水位の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することで蒸気発生器伝熱管破損を推定する。
	１次冷却材圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②〔加圧器圧力〕 ③蒸気発生器狭域水位 ③蒸気ライン圧力 ③格納容器再循環サンプ広域水位 ④１次冷却材高温側温度（広域） ④１次冷却材低温側温度（広域）	・１次冷却材圧力の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの１次冷却材圧力により推定する。 ・１次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば、加圧器圧力により推定する。また、蒸気発生器狭域水位及び蒸気ライン圧力の傾向監視により蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプ広域水位の上昇がないことでインターフェイスシステムLOCAを推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態であれば、１次冷却材高温側温度（広域）又は１次冷却材低温側温度（広域）により、圧力を推定する。推定は、測定範囲内であれば、圧力を直接測定している加圧器圧力を優先する。
	〔復水器排気ガスモニタ〕 〔蒸気発生器ブローダウン水モニタ〕 〔高感度型主蒸気管モニタ〕	①蒸気発生器狭域水位 ①蒸気ライン圧力	・復水器排気ガスモニタ、蒸気発生器ブローダウン水モニタ及び高感度型主蒸気管モニタの計測が困難となった場合は、蒸気発生器狭域水位及び蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。
	〔補助建屋排気筒ガスモニタ〕 〔安全補機室排気ガスモニタ〕 〔補助建屋サンプタンク水位〕 〔余熱除去ポンプ出口圧力〕	①１次冷却材圧力 ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ広域水位 ①蒸気発生器狭域水位 ①蒸気ライン圧力	・補助建屋排気筒ガスモニタ、安全補機室排気ガスモニタ、補助建屋サンプタンク水位及び余熱除去ポンプ出口圧力の計測が困難となった場合は、１次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器再循環サンプ広域水位、蒸気発生器狭域水位及び蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視ができる。
	〔加圧器逃がしタンク圧力〕 〔加圧器逃がしタンク水位〕 〔加圧器逃がしタンク温度〕	①１次冷却材圧力 ①加圧器水位 ②〔格納容器サンプ水位〕	・加圧器逃がしタンク圧力、加圧器逃がしタンク水位及び加圧器逃がしタンク温度の計測が困難となった場合は、１次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視ができる。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表　重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定（９／９）

分類	重要な監視パラメータ〔有効な監視パラメータ〕	重要代替パラメータ〔多様性拡張設備〕	代替パラメータ推定方法
水源の確保	燃料取替用水タンク水位	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器再循環サンプ広域水位 ③A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 ③〔格納容器スプレイ冷却器出口流量〕 ③ほう酸注入ライン流量 ③補助注入ライン流量 ③余熱除去ループ流量 ③〔充てんライン流量〕 ③SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量	・燃料取替用水タンク水位の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの燃料取替用水タンク水位により推定する。 ・燃料取替用水タンク水位の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ広域水位又はA格納容器スプレイ冷却器出口積算流量等の燃料取替用水タンクを水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定する。推定は、格納容器再循環サンプ広域水位を優先するが、燃料取替用水タンク以外からの注水がないことを前提とする。
	復水タンク水位	①主要パラメータの他チャンネル ②補助給水流量 ③A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 ③SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量	・復水タンク水位の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの復水タンク水位により推定する。 ・復水タンク水位の計測が困難となった場合は、補助給水流量等の復水タンクを水源とするポンプの注水量の合計により、使用量を推定する。
	ほう酸タンク水位	①主要パラメータの他チャンネル ②〔ほう酸急速注入ライン流量〕 ③出力領域中性子束 ③中間領域中性子束 ③中性子源領域中性子束	・ほう酸タンク水位の１チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのほう酸タンク水位により推定する。 ・ほう酸タンク水位の計測が困難となった場合は、ほう酸急速注入ライン流量（多様性拡張設備）により水位を推定する。また、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束の指示低下により推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第6.5.1表　試料採取設備の設備仕様

(1)　サンプル冷却器

個　　数	3
伝熱容量	約5.3×10^4(kcal／h)／個
材　　料	
内 側 管	ステンレス鋼
外 側 管	ステンレス鋼

(2)　試料採取管

個　　数	4
容　　量	約75ml／個
材　　料	ステンレス鋼

(3)　事故後サンプリング設備（1号及び2号炉共用）

a．　ガスサンプリング圧縮装置

型　　式	空冷2段式往復動方無給油式
個　　数	2
容　　量	2 Nm^3／h（1個当たり）

b．　ガスサンプリング冷却器

型　　式	2重管式
個　　数	2
伝熱容量	約3.0×10^7J／h（1個当たり）
材　　料	
内 側 管	ステンレス鋼

外 側 管　　ステンレス鋼

c．　試料採取管

個　　数　　2

容　　量　　約10ml（１個当たり）

材　　料　　ステンレス鋼

第6.6.1表　原子炉トリップ信号一覧表

原子炉トリップ信号	検　出　器	作　動 ロジック	インターロック
中性子源領域中性子束高	中性子源領域中性子束検出器	1/2	(P-6) 設定値以上で手動ブロック (P-10)設定値以上で自動ブロック
中間領域中性子束高	中間領域中性子束検出器	1/2	(P-10)設定値以上で手動ブロック
出力領域中性子束高 ａ．低 設 定 ｂ．高 設 定	 出力領域中性子束検出器 出力領域中性子束検出器	 2/4 2/4	(P-10)設定値以上で手動ブロック
出力領域中性子束変化率高 ａ．増加率高 ｂ．減少率高	 出力領域中性子束検出器 出力領域中性子束検出器	 2/4 2/4	
非常用炉心冷却設備作動			第6.7.1表参照
過大温度△Ｔ高	〈１次冷却材温度検出器 加圧器圧力検出器 出力領域中性子束検出器〉	2/3	
過大出力△Ｔ高	〈１次冷却材温度検出器 出力領域中性子束検出器〉	2/3	
原子炉圧力高	加圧器圧力検出器	2/3	
原子炉圧力低	加圧器圧力検出器	2/3	(P-7)設定値以下で自動ブロック
１次冷却材流量低	１次冷却材流量検出器	各ループ 2/3	１ループは(P-8)設定値以下で自動ブロック ２ループ以上は(P-7)設定値以下で自動ブロック
１次冷却材ポンプ電源電圧低	１次冷却材ポンプ電源低電圧リレー	2/3	(P-7)設定値以下で自動ブロック
１次冷却材ポンプ電源周波数低	１次冷却材ポンプ電源周波数リレー	2/3	(P-7)設定値以下で自動ブロック
１次冷却材ポンプしゃ断器開	１次冷却材ポンプしゃ断器	１　台　開 ２台以上開	(P-8)設定値以下で自動ブロック (P-7)設定値以下で自動ブロック
タービントリップ	タービンオートストップ油圧検出器主蒸気止め弁	2/3 ４　台　閉	(P-7)設定値以下で自動ブロック
蒸気発生器給水流量低	〈給水流量検出器 主蒸気流量検出器 蒸気発生器水位検出器〉	主蒸気給水流量差大の1/2と蒸気発生器水位低の1/2の一致	
蒸気発生器水位異常低	蒸気発生器水位検出器	2/3	
加圧器水位高	加圧器水位検出器	2/3	(P-7)設定値以下で自動ブロック
地震加速度高 ａ．水平方向加速度高 ｂ．垂直方向加速度高	 水平方向加速度検出器 垂直方向加速度検出器	 2/3 2/3	
手　　動		1/2	

(注) トリップ設定値は詳細設計で決定

第6.6.2表　原子炉トリップ信号に関するパーミッシブ信号一覧表

パーミッシブ信号の記号	機　　能	入　力　信　号
Ｐ－６	中性子源領域中性子束高原子炉トリップ手動ブロック許可	中間領域中性子束高の1/2
Ｐ－７	下記信号による原子炉トリップ許可 ａ．２ループ以上の１次冷却材流量低 ｂ．２台以上の１次冷却材ポンプしゃ断器開 ｃ．１次冷却材ポンプ電源電圧低 ｄ．１次冷却材ポンプ電源周波数低 ｅ．タービントリップ ｆ．原子炉圧力低 ｇ．加圧器水位高	出力領域中性子束高の2/4あるいはタービン初段圧力高の1/2
Ｐ－８	下記信号による原子炉トリップ許可 ａ．１ループの１次冷却材流量低 ｂ．１台の１次冷却材ポンプしゃ断器開	出力領域中性子束高の2/4
Ｐ－10	下記の動作を行う。 ａ．中性子源領域中性子束高原子炉トリップの自動ブロック ｂ．中間領域中性子束高原子炉トリップの手動ブロック許可 ｃ．出力領域中性子束高（低設定）原子炉トリップの手動ブロック許可	出力領域中性子束高の2/4

（注）設定値は詳細設計で決定

第6.7.1表　工学的安全施設作動信号一覧表

工学的安全施設作動信号		検　出　器	作動ロジック	インターロック
非常用炉心冷却設備作動信号	a．原子炉圧力低と加圧器水位低の一致	加圧器圧力検出器 加圧器水位検出器	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致信号の1/3	P-11の設定値以下で手動ブロック
	b．原子炉圧力異常低	加圧器圧力検出器	2/3	P-11の設定値以下で手動ブロック
	c．主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致	主蒸気流量検出器 主蒸気圧力検出器 1次冷却材温度検出器	主蒸気流量高（各ラインは1/2）の2/3と主蒸気ライン圧力低の2/3あるいは1次冷却材平均温度異常低の2/3の一致	P-12の設定値以下で手動ブロック
	d．主蒸気ライン差圧高	主蒸気圧力検出器	他の2ラインに対して圧力低（各ライン間の主蒸気ライン差圧高の2/3）	
	e．原子炉格納容器圧力高	原子炉格納容器圧力検出器	2/3	
	f．手　　動		1/2	
主蒸気ライン隔離信号	a．原子炉格納容器圧力異常高	原子炉格納容器圧力検出器	2/3	
	b．主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致	非常用炉心冷却設備作動信号cと同じ	非常用炉心冷却設備作動信号cと同じ	
	c．手　　動		1/2	
原子炉格納容器スプレイ作動信号	a．原子炉格納容器圧力異常高	原子炉格納容器圧力検出器	2/4	
	b．手　　動		(2/2)×1/2	
原子炉格納容器隔離信号	a．非常用炉心冷却設備作動信号	非常用炉心冷却設備作動信号と同じ	非常用炉心冷却設備作動信号と同じ	
	b．格納容器スプレイ作動信号	格納容器スプレイ作動信号と同じ	格納容器スプレイ作動信号と同じ	
	c．手　　動		1/2	

（注）設定値は詳細設計で決定

第6.7.2表　工学的安全施設作動信号に関連するパーミッシブ信号一覧表

パーミッシブ信号の記号	機　　能	入　力　信　号
Ｐ－11	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致による非常用炉心冷却設備作動信号の手動ブロック許可	加圧器圧力低の2/3
Ｐ－12	主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは１次冷却材平均温度異常低の一致による非常用炉心冷却設備作動信号の手動ブロック許可	１次冷却材平均温度異常低の2/3
Ｐ－６	原子炉圧力異常低による非常用炉心冷却設備作動信号アンブロック許可	中間領域中性子束高の1/2

第6.8.1表　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（常設）の設備仕様

（1）　原子炉トリップスイッチ

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉保護設備

・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

個　　数	2

（2）　制御棒クラスタ

兼用する設備は以下のとおり。

・反応度制御設備

・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

制御棒本数	24（クラスタ当たり）
被ふく管材料	ステンレス鋼
吸収材材料	銀・インジウム・カドミウム（80％、15％、5％）合金
個　　数	48

制御棒クラスタ

制御棒有効長さ	約 3.6m
吸収材直径	約 8.7mm
被ふく管厚さ	約 0.5mm

(3)　原子炉トリップ遮断器

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉保護設備

・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

型　　式	低圧気中しゃ断器
台　　数	2
定格使用電圧	460V
定　格　電　流	1,600A

(4)　多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）

個　　数	1

工学的安全施設等の作動信号の種類

a.　タービントリップ信号

b.　主蒸気ライン隔離信号

c.　補助給水ポンプ起動信号

(5)　主蒸気隔離弁

兼用する設備は以下のとおり。

・主蒸気系統設備

・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

型　　式	スウィング・ディスク式
個　　数	3
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
本　体　材　料	炭素鋼

（6） 電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・給水設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型　　式	横置多段うず巻式
台　　数	２
容　　量	約90m^3／h（１台当たり）
揚　　程	約900m
電　動　機	約400kW
本体材料	合金鋼

(7)　タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・給水設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型　　式	横置多段タービン式（蒸気加減弁付）
台　　数	1
容　　量	約210m^3／h
揚　　程	約900m
材　　料	
胴	ステンレス鋼
インペラ主軸	ステンレス鋼

（8） 復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・２次系補給水設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
容　　量	約800m^3
本体材料	低炭素鋼
設置高さ	EL.＋11.0m
距　　離	約70m（２号炉心より）

(9)　加圧器逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

・１次冷却設備（通常運転時等）

・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

・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を減圧するための設備

型　　式	空気作動式
個　　数	２
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	360℃
材　　料	ステンレス鋼

(10) 加圧器安全弁

兼用する設備は以下のとおり。

・１次冷却設備（通常運転時等）

・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

型　　式	ばね式（背圧補償型）
個　　数	３
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	360℃
吹出容量	約157t／h（１個当たり）
材　　料	ステンレス鋼

(11) 主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

・主蒸気系統設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型　　式	空気作動玉形弁
個　　数	3
容　　量	約183t／h（1個当たり）
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
本体材料	低炭素鋼

(12) 主蒸気安全弁

兼用する設備は以下のとおり。

・主蒸気系統設備

・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

型　　式	スプリング式
個　　数	21
容　　量	約260t／h（1個当たり）
本体材料	低炭素鋼

（13）蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

・１次冷却設備（通常運転時等）

・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

・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を減圧するための設備

・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

・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

・１次冷却設備（重大事故等時）

型　　式	たて置Ｕ字管式熱交換器型
基　　数	３
胴側最高使用圧力	7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage]
１次冷却材流量	約15,200t／h（１基当たり）
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約269℃
蒸気発生量（定格出力時）	約1,750t／h（１基当たり）
出口蒸気湿分	0.25wt％以下
伝熱面積	約5,060m^2（１基当たり）

伝　熱　管	
本　数	3,386（１基当たり）
内　径	約20mm
厚　さ	約1.3mm
胴部外径	
上　部	約4.5m
下　部	約3.5m
全　高	約21m
材　料	
本　体	低合金鋼
伝　熱　管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

(14) ほう酸ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・化学体積制御設備

・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

型　　式	横置うず巻式
台　　数	2
容　　量	約17m^3／h（1台当たり）
最高使用圧力	0.98MPa[gage]
最高使用温度	95℃
本体材料	ステンレス鋼

(15) 急速ほう酸補給弁

兼用する設備は以下のとおり。

・化学体積制御設備

・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

型　　式	電気交流作動式
個　　数	1
最高使用圧力	1.4MPa[gage]
最高使用温度	150℃
本体材料	ステンレス鋼

（16）ほう酸タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・化学体積制御設備

・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

基数	2
容量	約30m^3（１基当たり）
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
電熱器	ストリップ型　8.1kW×２ （１基当たり）
ほう素濃度	約21,000ppm
材料	ステンレス鋼

（17）充てん／高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・化学体積制御設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	横置うず巻式
台　　数	3
容　　量	約34m^3／h（1台当たり） （充てん使用時） 約 45m^3／h（1台当たり） （最大充てん時） 約147m^3／h（1台当たり） （安全注入時）
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
揚　　程	約1,770m（充てん使用時） 約732m（安全注入時）
本体材料	ステンレス鋼

（18）ほう酸フィルタ

兼用する設備は以下のとおり。

・化学体積制御設備

・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

型　　式	カートリッジ型
基　　数	1
最高使用圧力	0.98MPa[gage]
最高使用温度	95℃
容器材料	ステンレス鋼

（19）再生熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

・化学体積制御設備

・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

・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

型　　式	多胴横置Ｕ字管式
基　　数	1
最高使用圧力	
管　　側	18.8MPa[gage]
胴　　側	17.16MPa[gage]
最高使用温度	
管　　側	343℃
胴　　側	343℃
材　　料	
管	ステンレス鋼
胴	ステンレス鋼

（20）ほう酸注入タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
容　　量	約3.4m^3
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
ほう素濃度	20,000ppm以上
材　　料	炭素鋼（ステンレス内張り）
ヒータ基数	2
ヒータ型式	外部電気ヒータ式
ヒータ容量	約５kW（１基当たり）

（21）燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・非常用炉心冷却設備

・原子炉格納容器スプレイ設備

・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

・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を減圧するための設備

・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

・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

・火災防護設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
容　　量	約1,800m^3
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	2,700ppm以上
材　　料	ステンレス鋼
設置高さ	EL.＋11.0m
距　　離	約 45m（２号炉心より）

第6.9.1表　制御用圧縮空気設備の設備仕様

(1)　制御用空気圧縮機

型　　式	たて型往復動無給油式
個　　数	2
容　　量	約18(Nm^3／min)／個
吐出圧力	約７kg／cm^2 G

(2)　制御用空気だめ

個　　数	2
容　　量	約11m^3／個

(3)　制御用空気乾燥器

型　　式	吸着除湿両筒交互連続式
個　　数	2
容　　量	約18(Nm^3／min)／個

第6.9.2表　所内用圧縮空気設備の設備仕様

(1)　所内用空気圧縮機（１号炉で設置、共用）

型　　式	たて型往復動無給油式
個　　数	３
容　　量	約９(Nm^3／min)／個
吐出圧力	約７kg／cm^2 G

(2)　所内用空気だめ（１号炉で設置、共用）

個　　数	２
容　　量	約2.5m^3／個

第6.10.1表　中央制御室外原子炉停止盤の主要な設置機器

項　　目	名　　称
監　視　計　器	加圧器水位計 加圧器圧力計 蒸気発生器水位計 蒸気発生器圧力計
操　　作　　器	電動補助給水ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ ほう酸ポンプ 加圧器後備ヒータ 抽出オリフィス隔離弁 原子炉補機冷却水ポンプ 海水ポンプ

第 6.10.2 表　中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備仕様

（1）　中央制御室遮へい（１号及び２号炉共用）　　１式

兼用する設備は以下のとおり。

・遮へい設備

・中央制御室（重大事故等時）

（2）　中央制御室非常用循環ファン（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・換気設備

・中央制御室（重大事故等時）

台　　数　　4

（3）　中央制御室空調ファン（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・換気設備

・中央制御室（重大事故等時）

台　　数　　4

(4)　中央制御室循環ファン（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・換気設備

・中央制御室（重大事故等時）

台　　数　　4

(5)　中央制御室非常用循環フィルタユニット（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・換気設備

・中央制御室（重大事故等時）

型　　式　　微粒子フィルタ及び
よう素フィルタ内蔵型

基　　数　　2

(6)　中央制御室空調ユニット（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・換気設備

・中央制御室（重大事故等時）

型　　式　　粗フィルタ、冷水冷却コイル内蔵型

基　　数　　4

(7)　アニュラス空気浄化ファン

兼用する設備は以下のとおり。

・アニュラス空気浄化設備（設計基準事故時）

・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

・中央制御室（重大事故等時）

・アニュラス空気浄化設備（重大事故等時）

台	数	2
容	量	約226m^3／min（1台当たり）

(8)　アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

・アニュラス空気浄化設備（設計基準事故時）

・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

・中央制御室（重大事故等時）

・アニュラス空気浄化設備（重大事故等時）

型	式	粗フィルタ、微粒子フィルタ及び電気加熱コイル内蔵型
基	数	2
容	量	約226m^3／min（1基当たり）
粒子除去効率		99％以上（0.7μm粒子）

(9)　アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

・アニュラス空気浄化設備（設計基準事故時）

・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

・中央制御室（重大事故等時）

・アニュラス空気浄化設備（重大事故等時）

型　　式	よう素用フィルタ 及び微粒子フィルタ内蔵型
基　　数	2
容　　量	約226m^3／min（1基当たり）
チャコール層厚さ	約50mm
よう素除去効率	95%以上（相対湿度約80%、 温度約100℃において）
粒子除去効率	99%以上（0.7μm粒子）

(10) 格納容器排気筒

兼用する設備は以下のとおり。

・換気設備

・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

・中央制御室（重大事故等時）

・アニュラス空気浄化設備（重大事故等時）

個　　数	1
寸　　法	約1.8m×約1.0m
地上高さ	約61m

第 6.10.3 表　中央制御室（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様

（1）　可搬型照明（SA）（１号及び２号炉共用）

個　　数　　10（予備２）

（2）　酸素濃度計（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

測 定 範 囲　　０～100％

個　　数　　１（予備２）

（3）　二酸化炭素濃度計（１号及び２号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

測 定 範 囲　　０～１％

個　　数　　１（予備２）

(4) 窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）

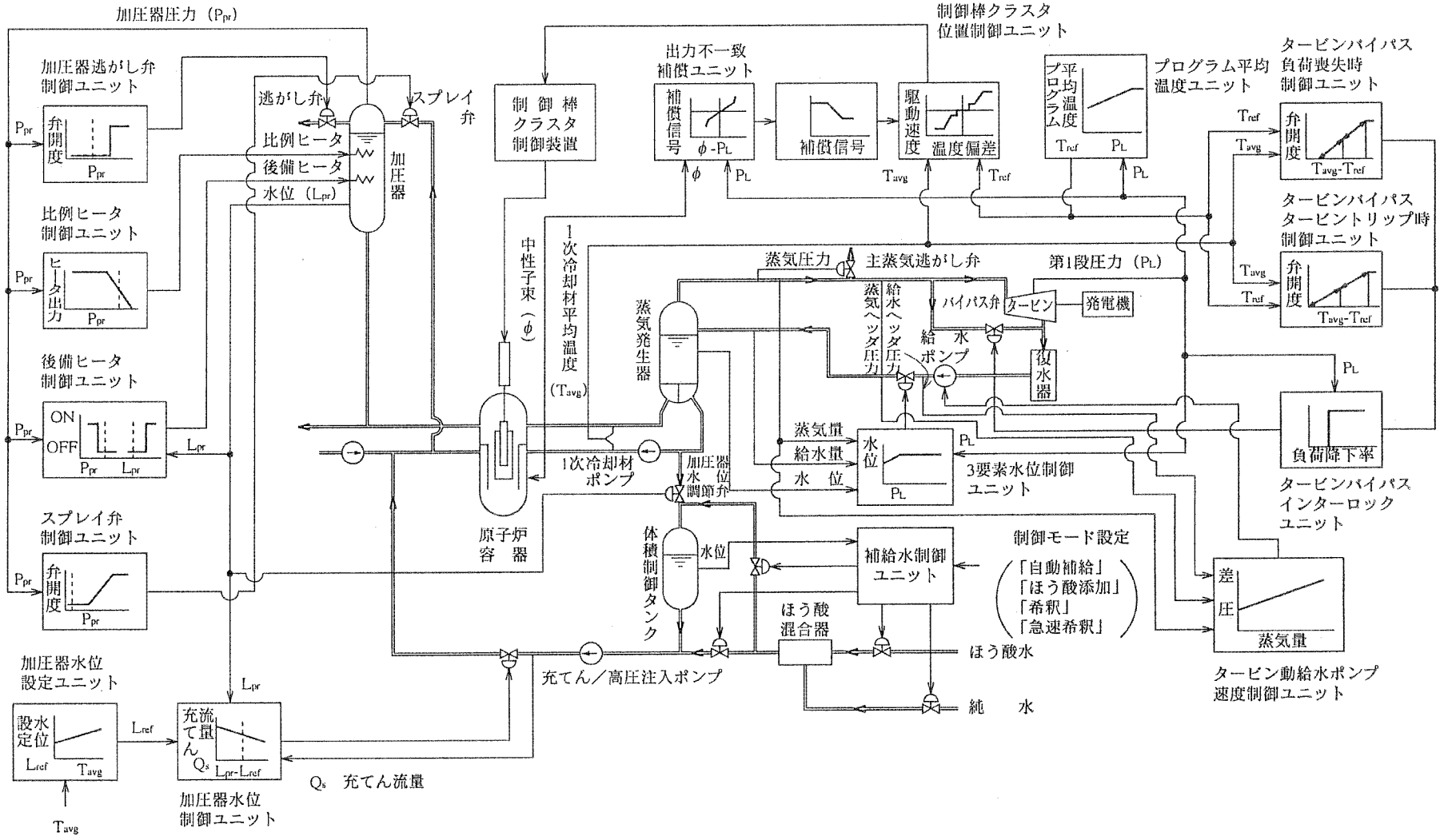
兼用する設備は以下のとおり。

・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

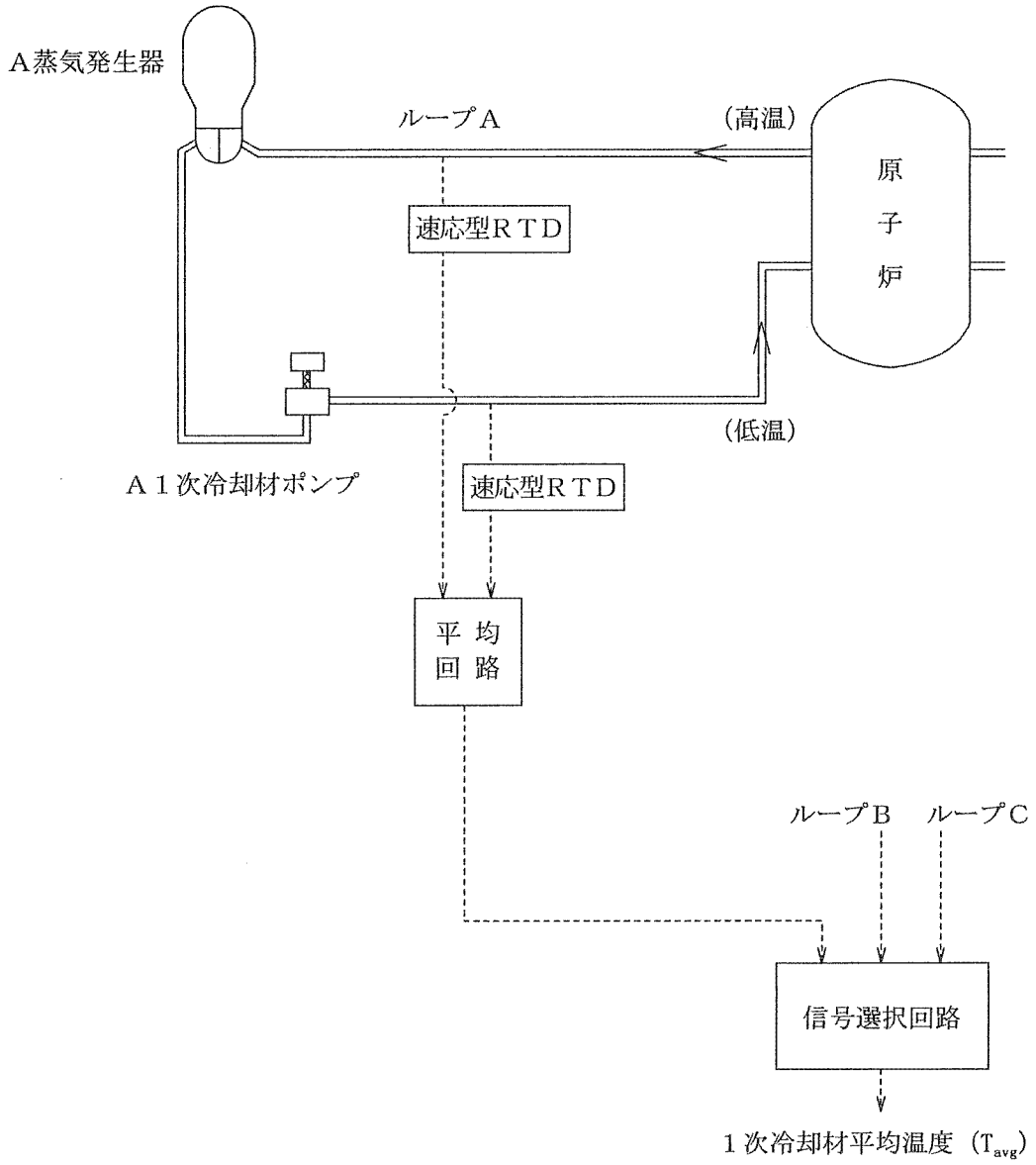
・中央制御室（重大事故等時）

・アニュラス空気浄化設備（重大事故等時）

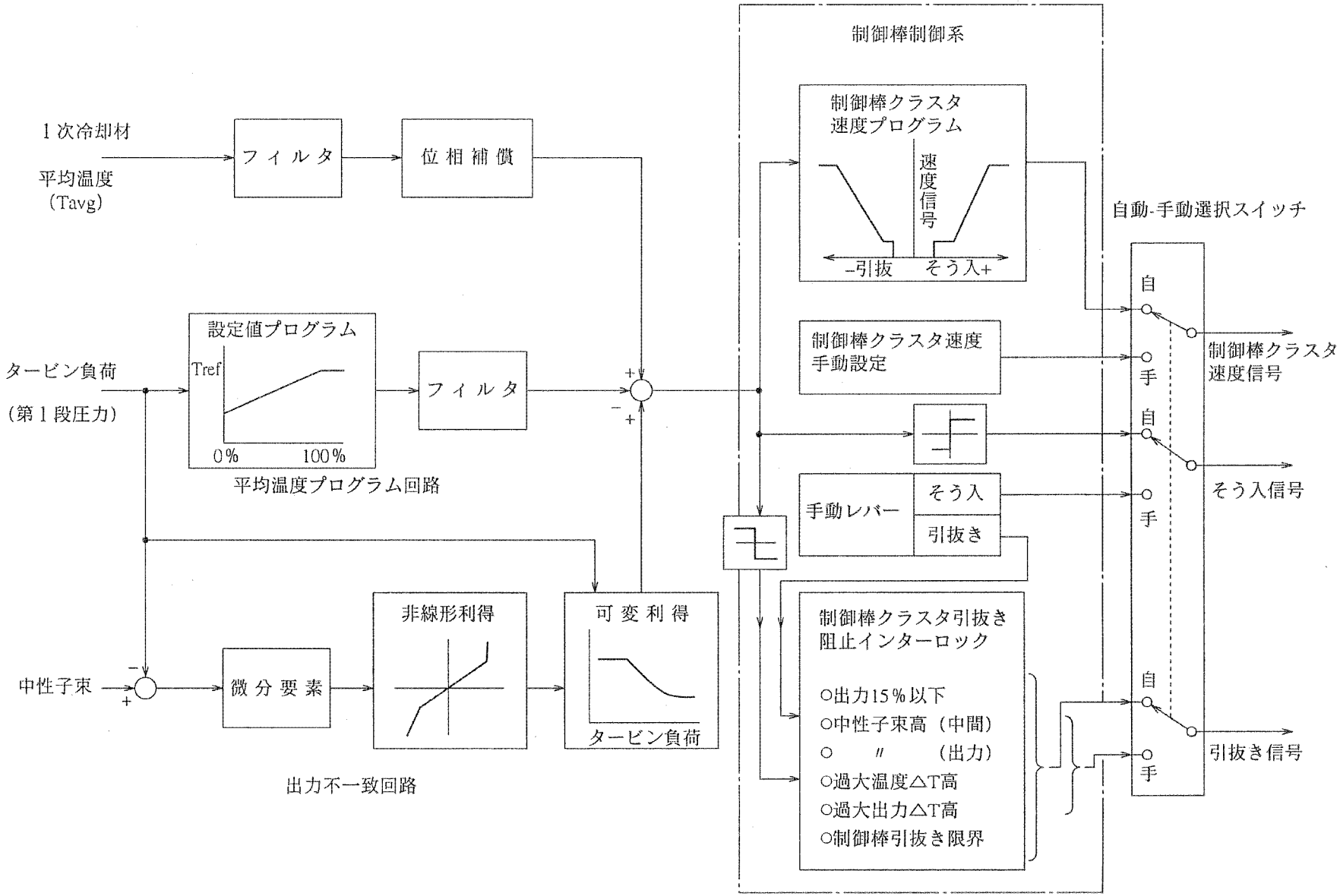
種　　類	鋼製容器
個　　数	３（予備３）
容　　量	約47ℓ（１個当たり）
最高使用圧力	14.7MPa[gage]
供 給 圧 力	0.7MPa[gage]（減圧後圧力）



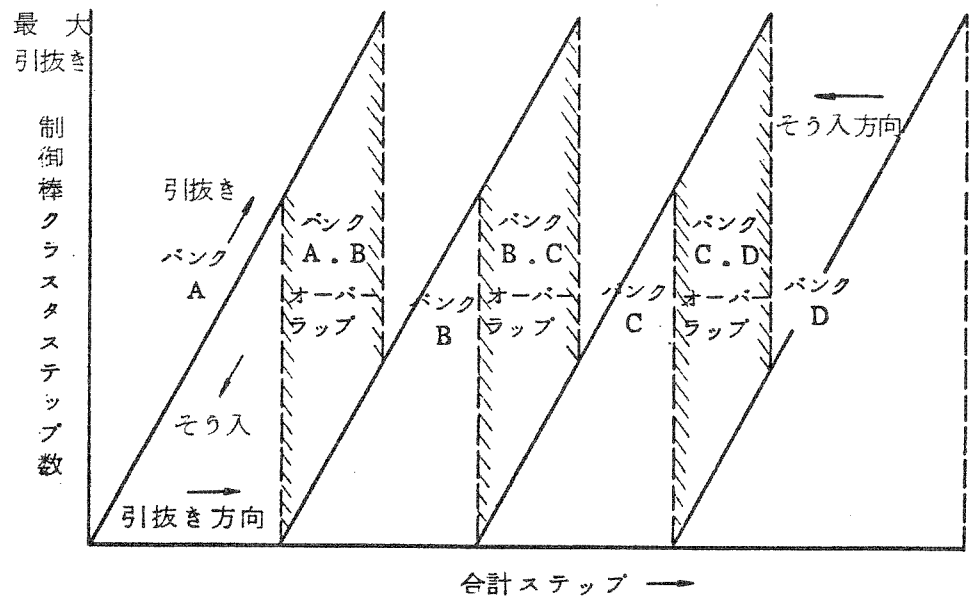
第 6.1.1 図　　原子炉制御系説明図



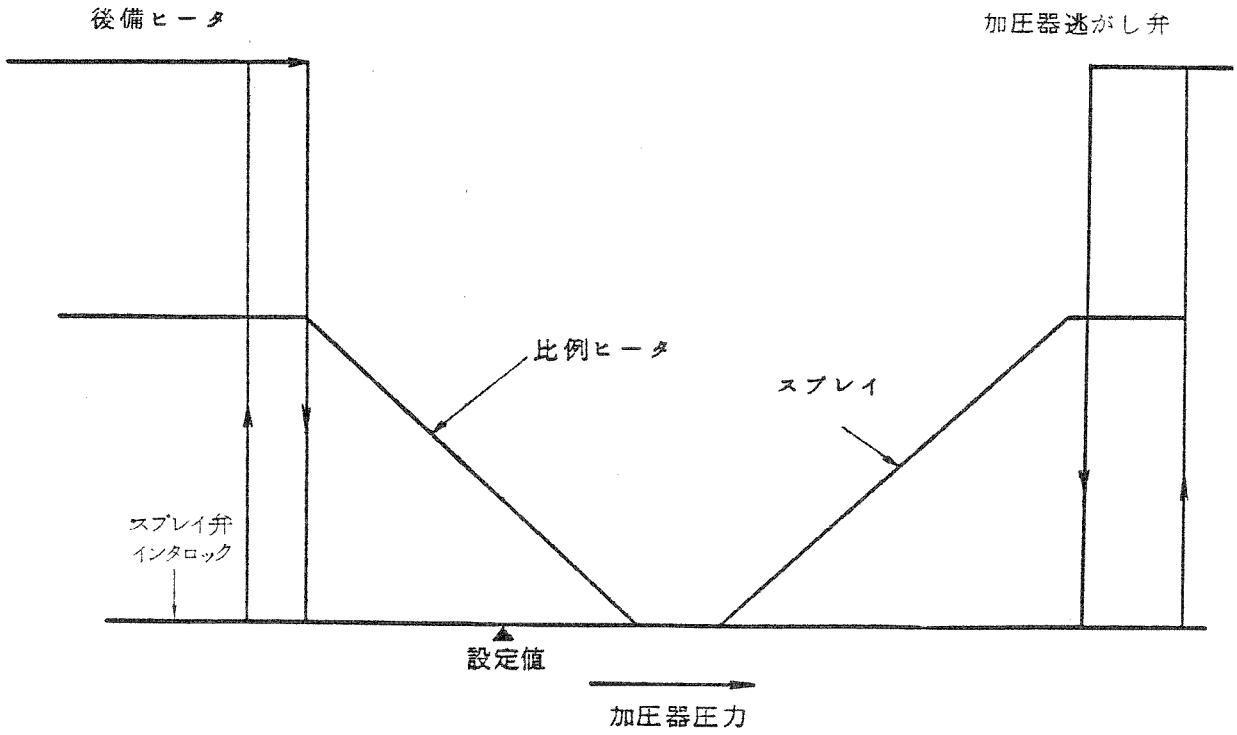
第 6.1.2 図　　1 次冷却材平均温度測定説明図



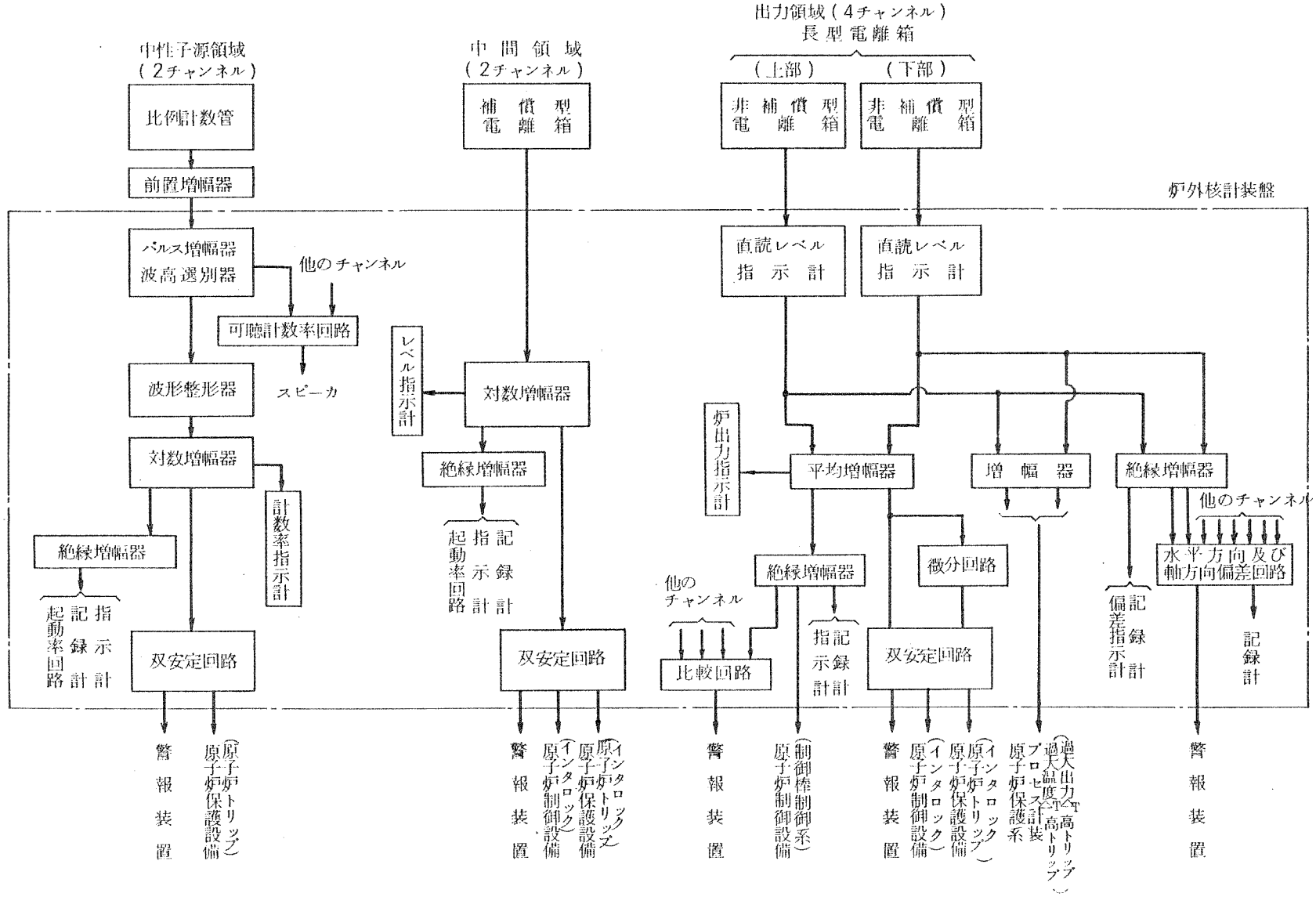
第 6.1.3 図　　制御棒クラスタ制御系説明図



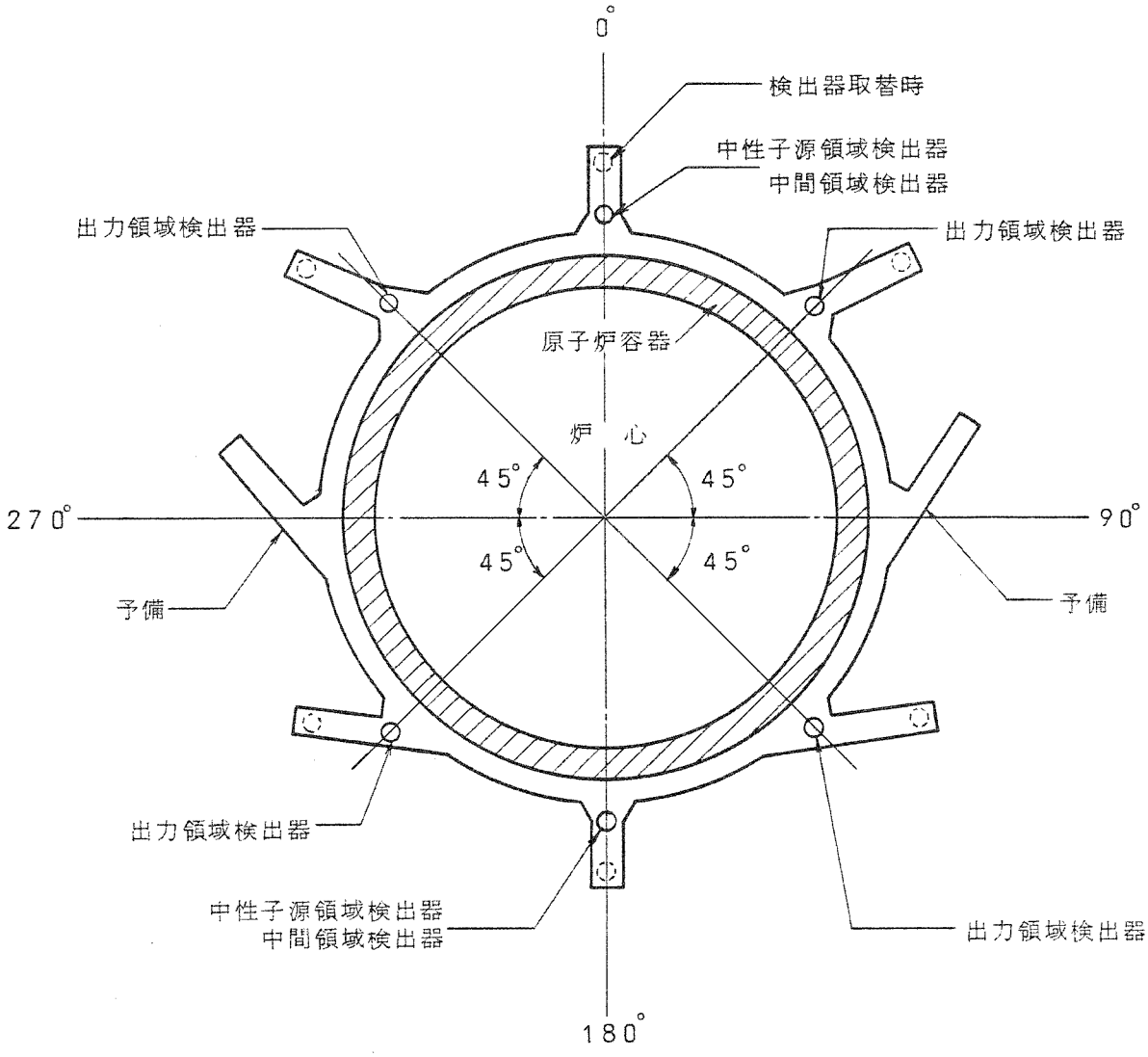
第 6.1.4 図　制御棒クラスタオーバーラップ説明図



第 6.1.5 図　　加圧器圧力制御説明図

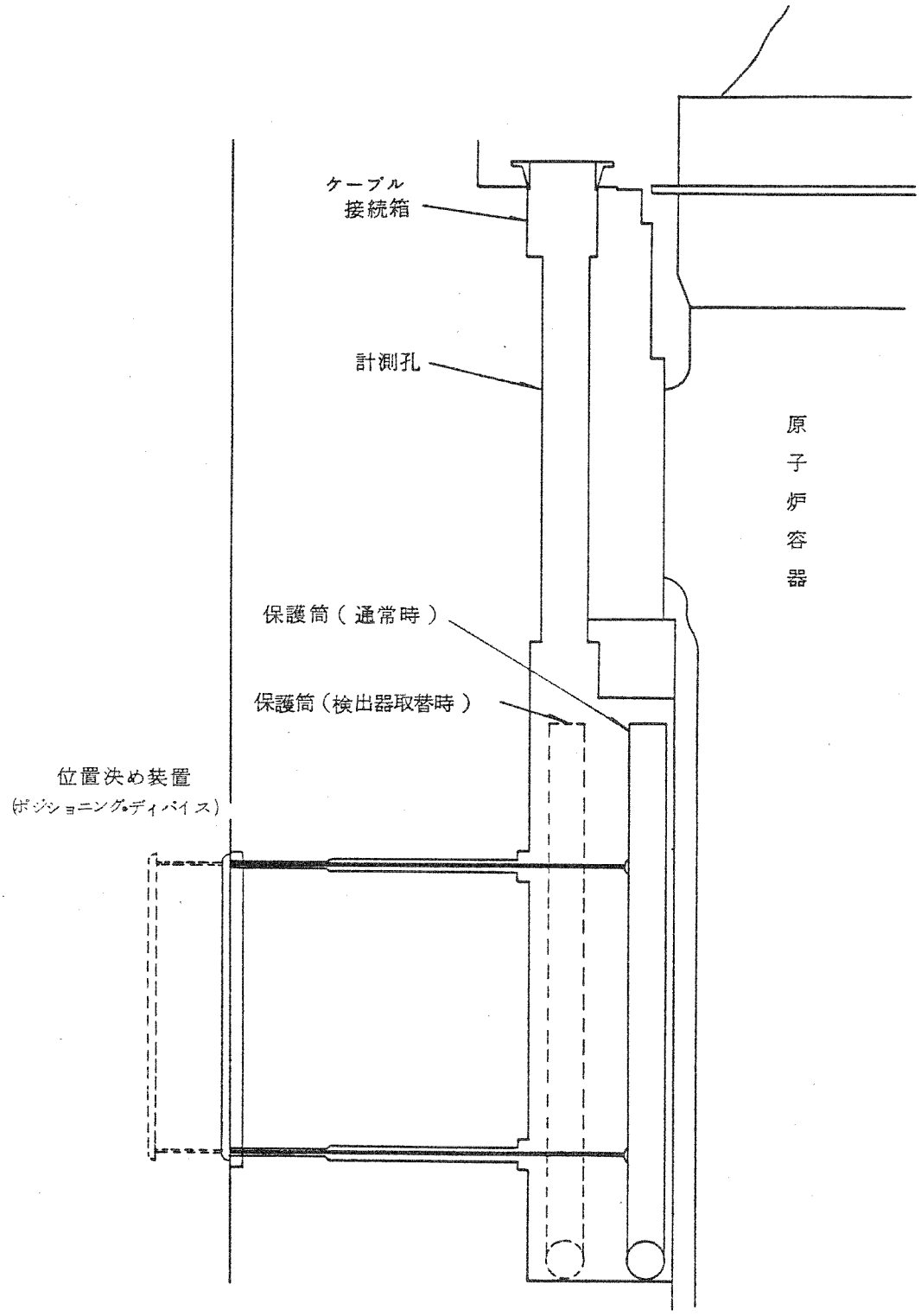


第 6.2.1 図　　炉外核計装説明図



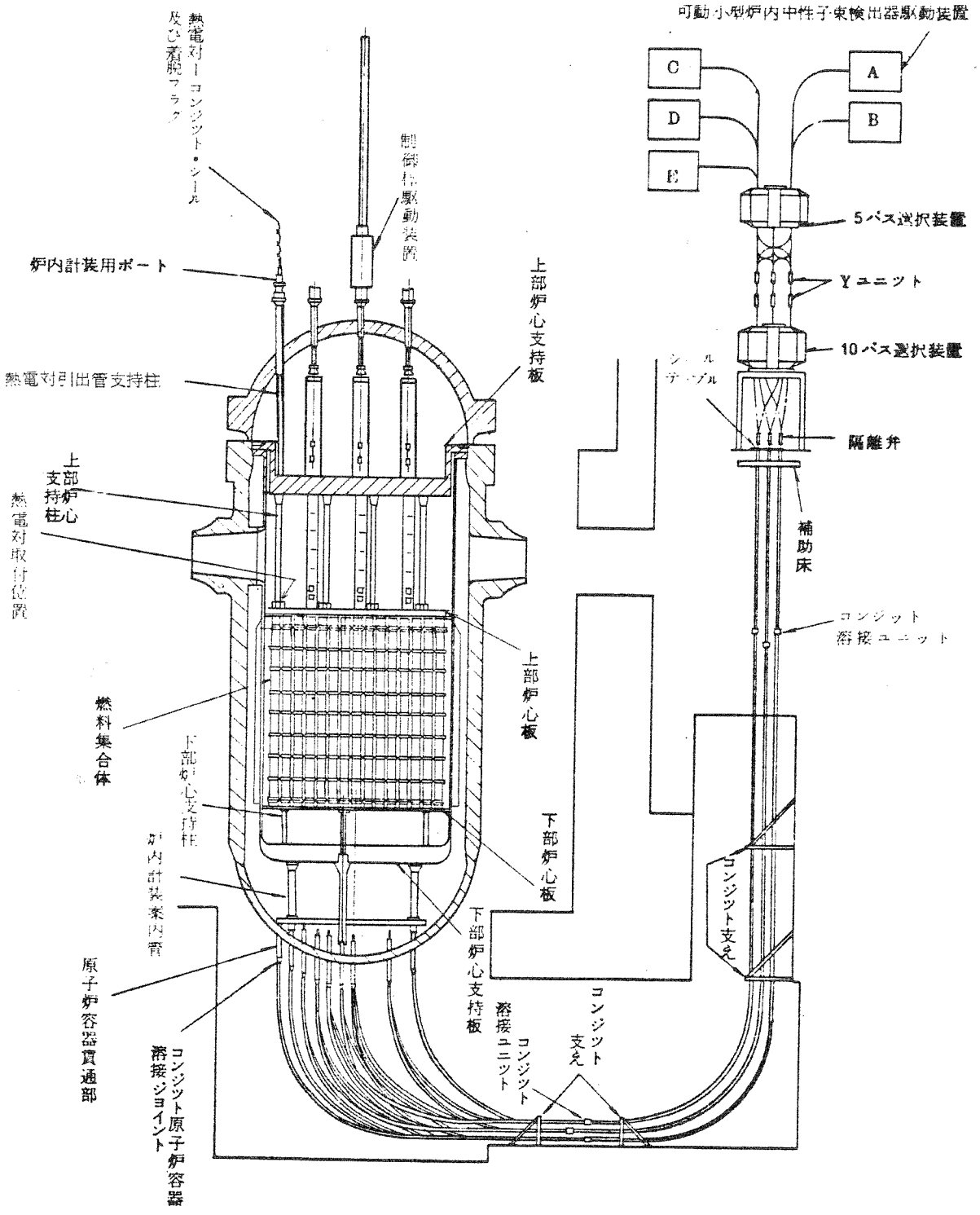
第 6.2.2 図　　中性子束検出器配置説明図

（平面図）

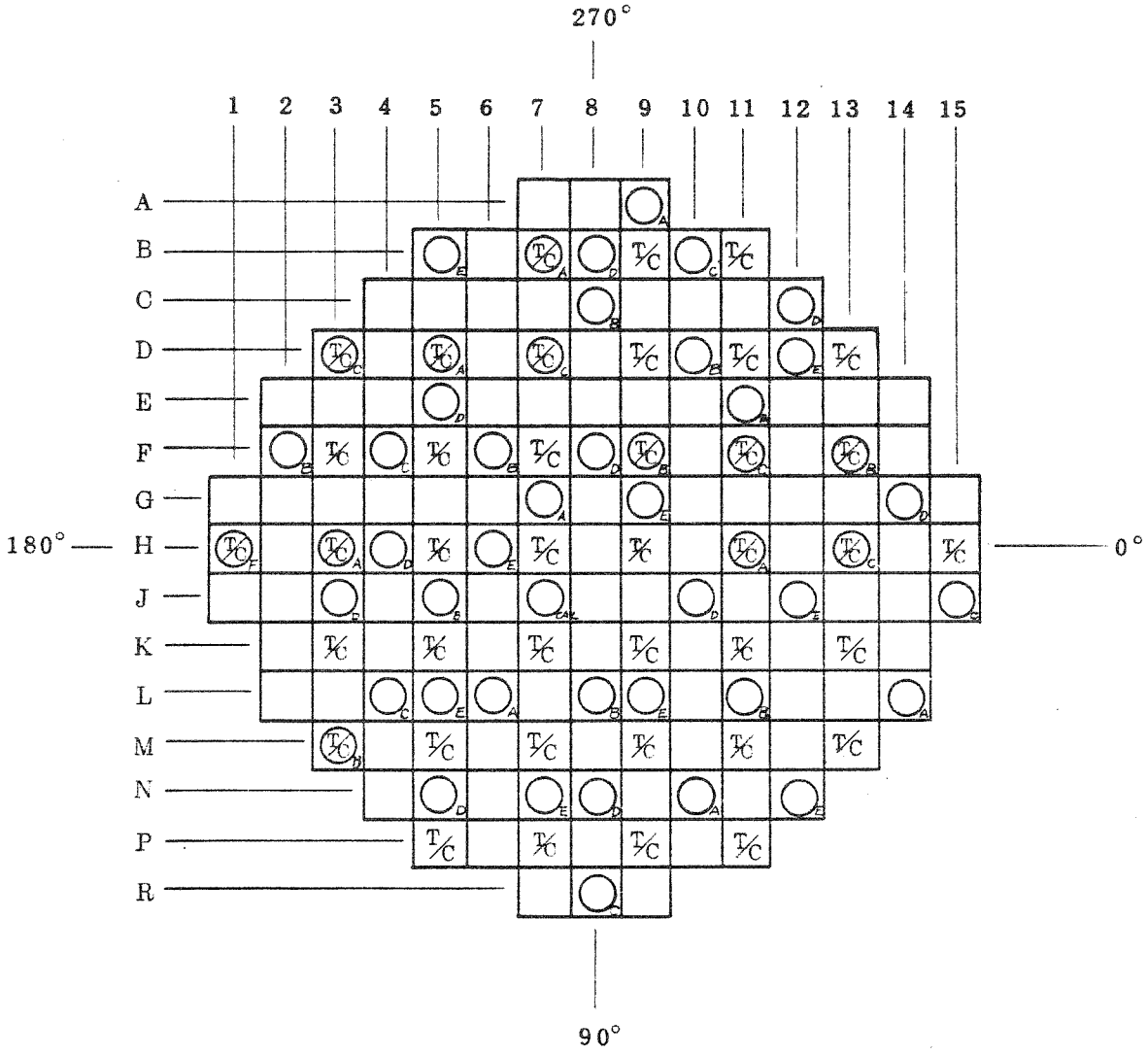


第 6.2.3 図　　中性子束検出器配置説明図

（断面図）



第 6.2.4 図　　炉内計装説明図



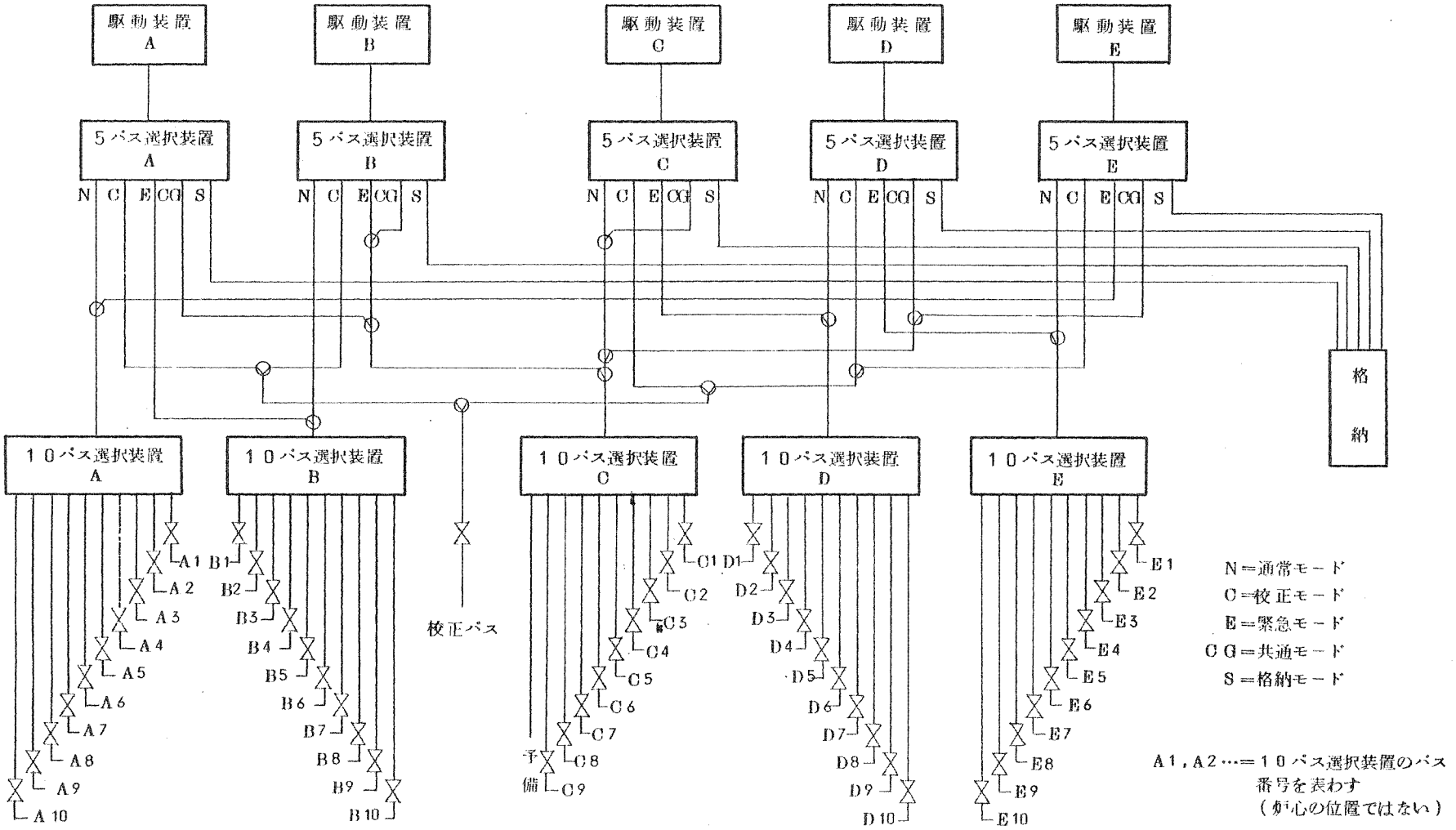
凡　例

T/C：炉内熱電対　39点

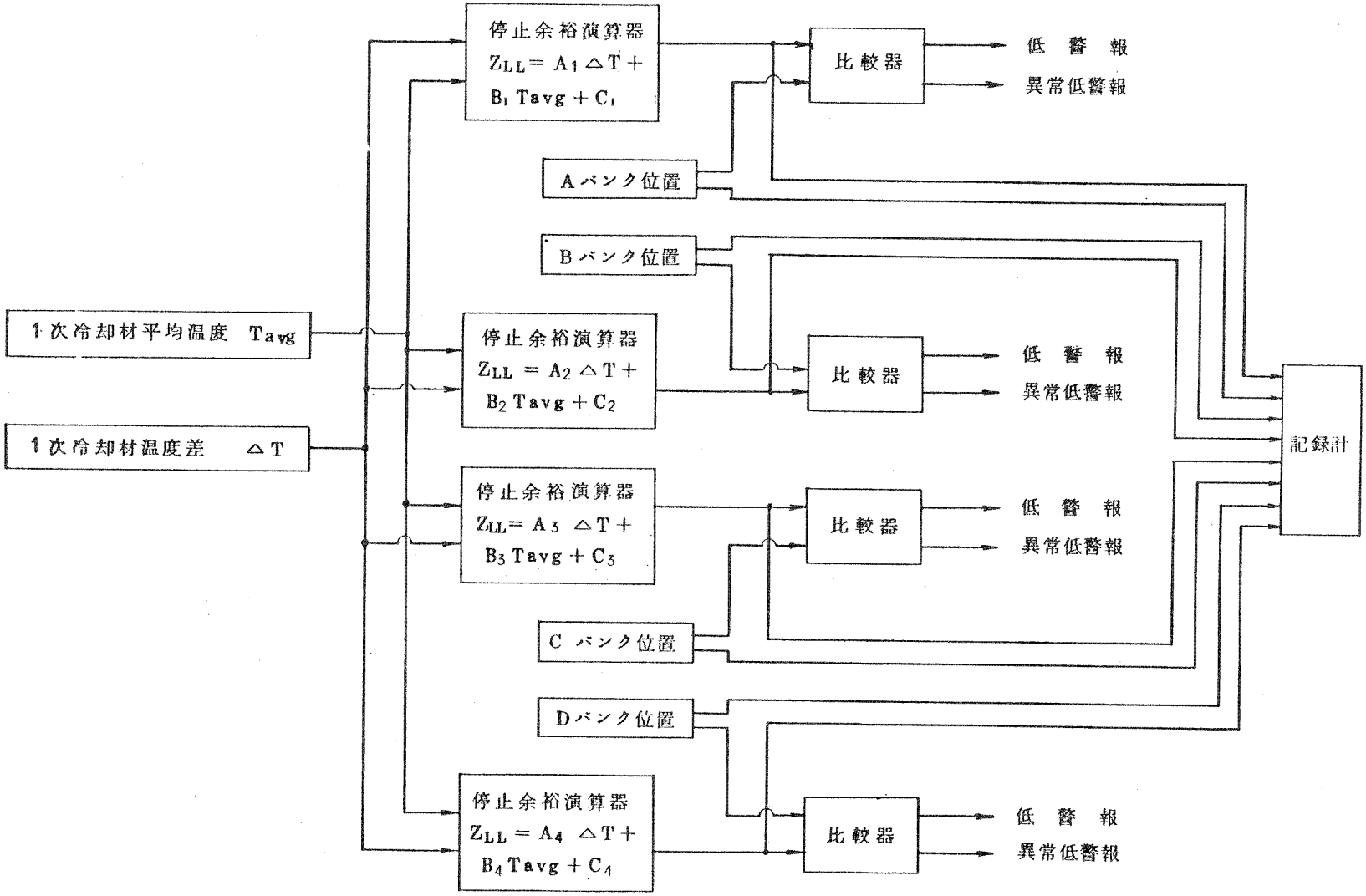
○ A,B,C,D,E　：炉内中性子束検出器A,B,C,D,E，49点

○ CAL　：炉内中性子束検出器校正用　1点

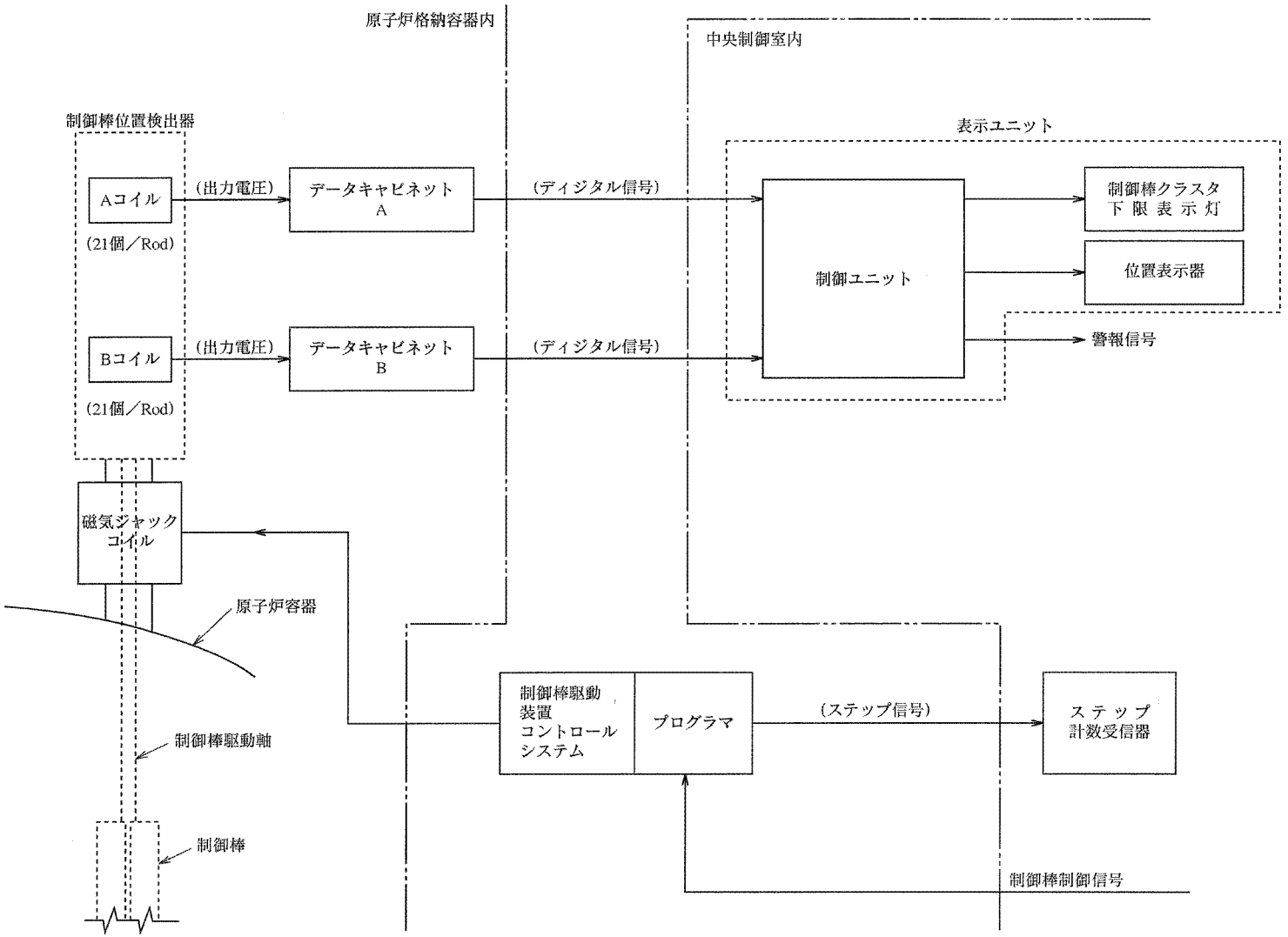
第 6.2.5 図　　炉内計装配置説明図



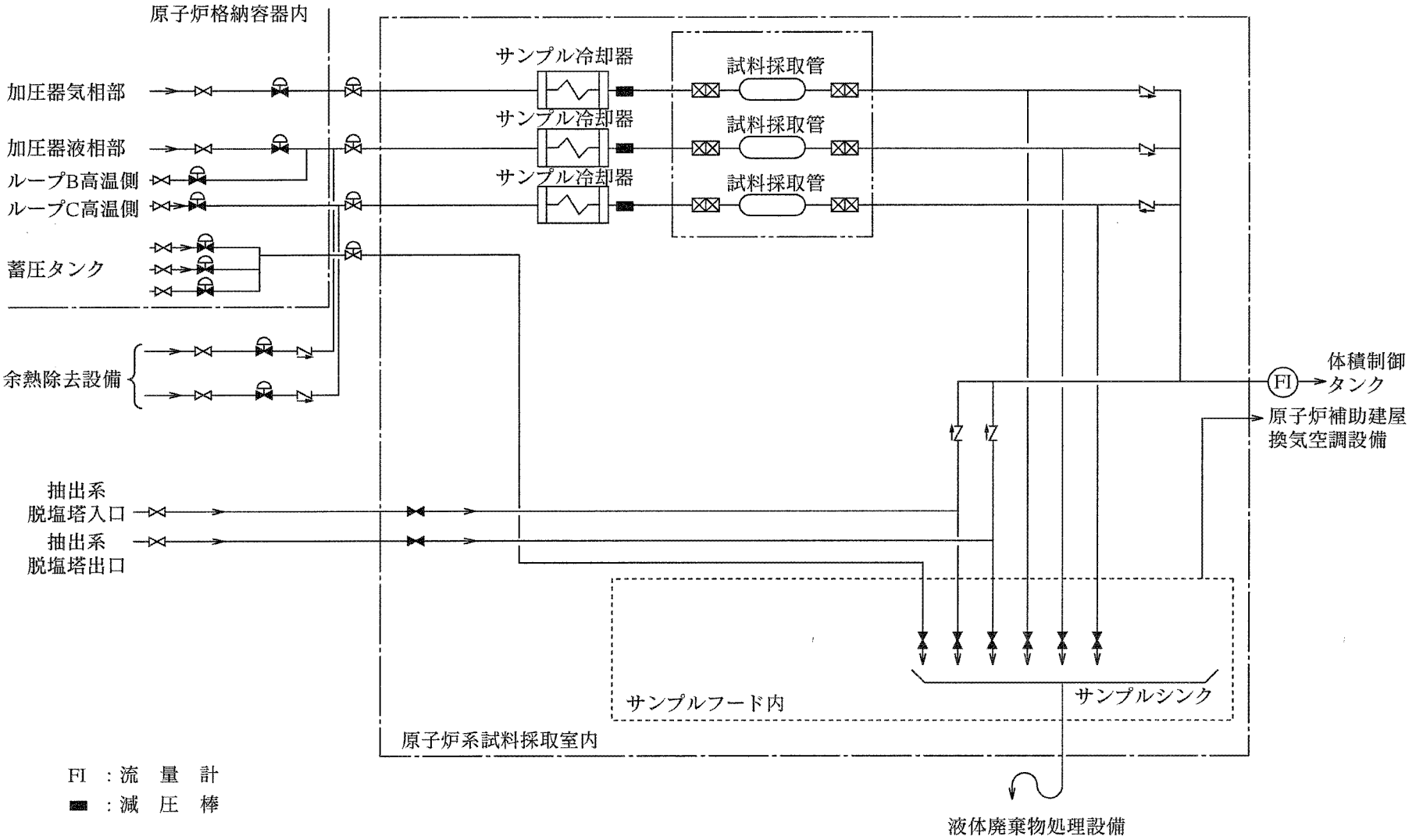
第 6.2.6 図　　炉内核計装検出器駆動系統説明図



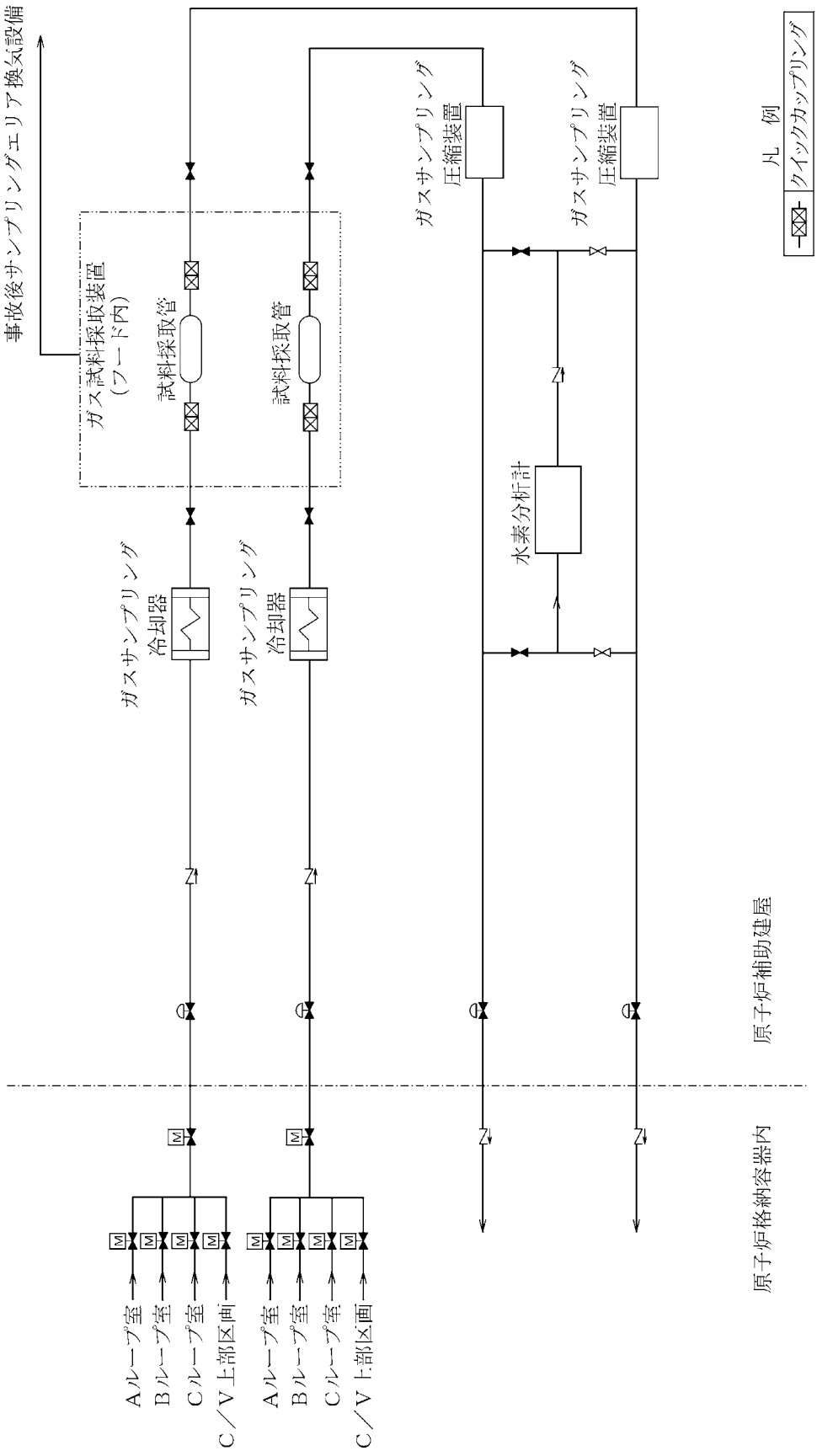
第 6.2.7 図　　停止余裕監視装置説明図



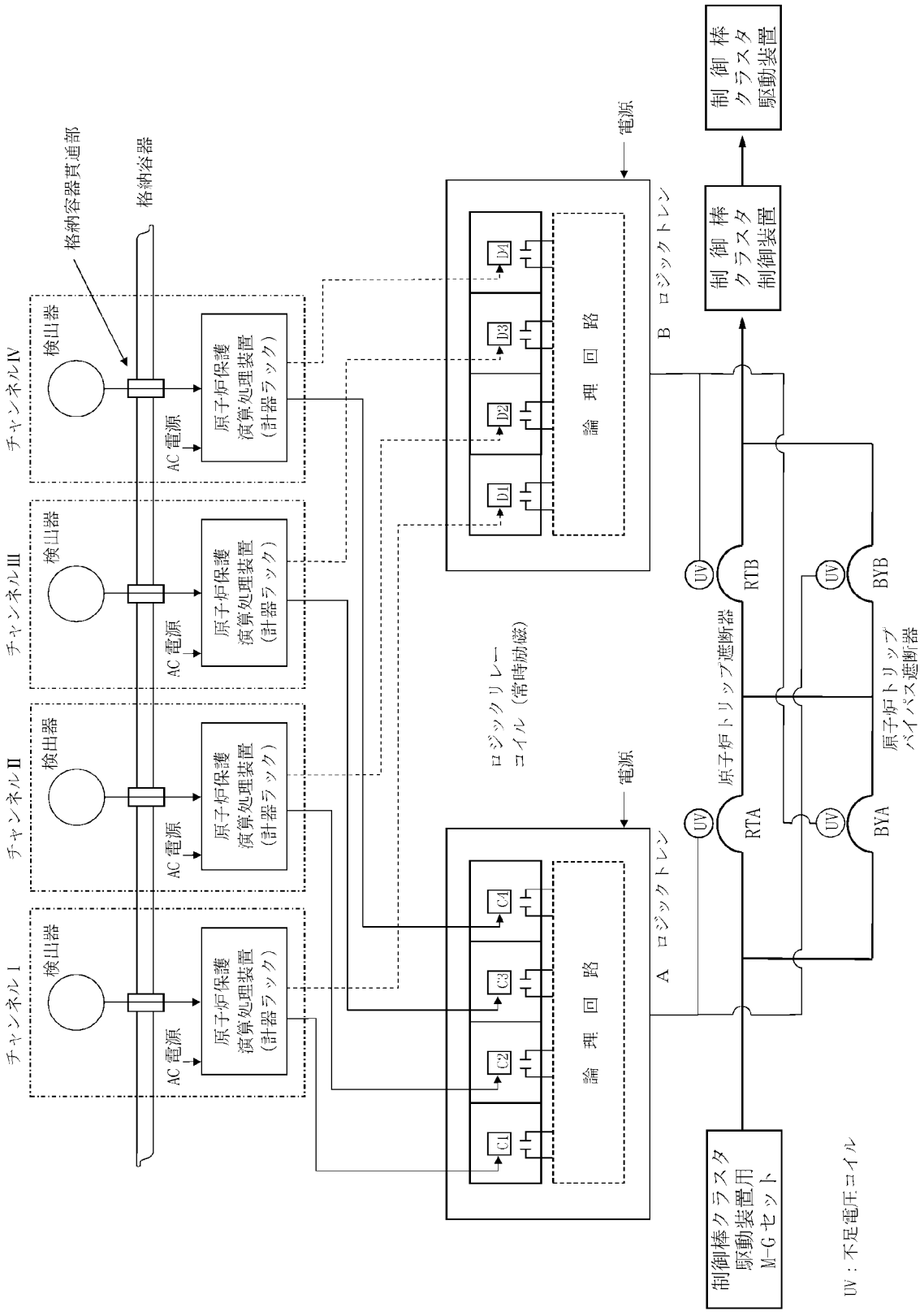
第 6.2.8 図　　制御棒位置指示系統説明図



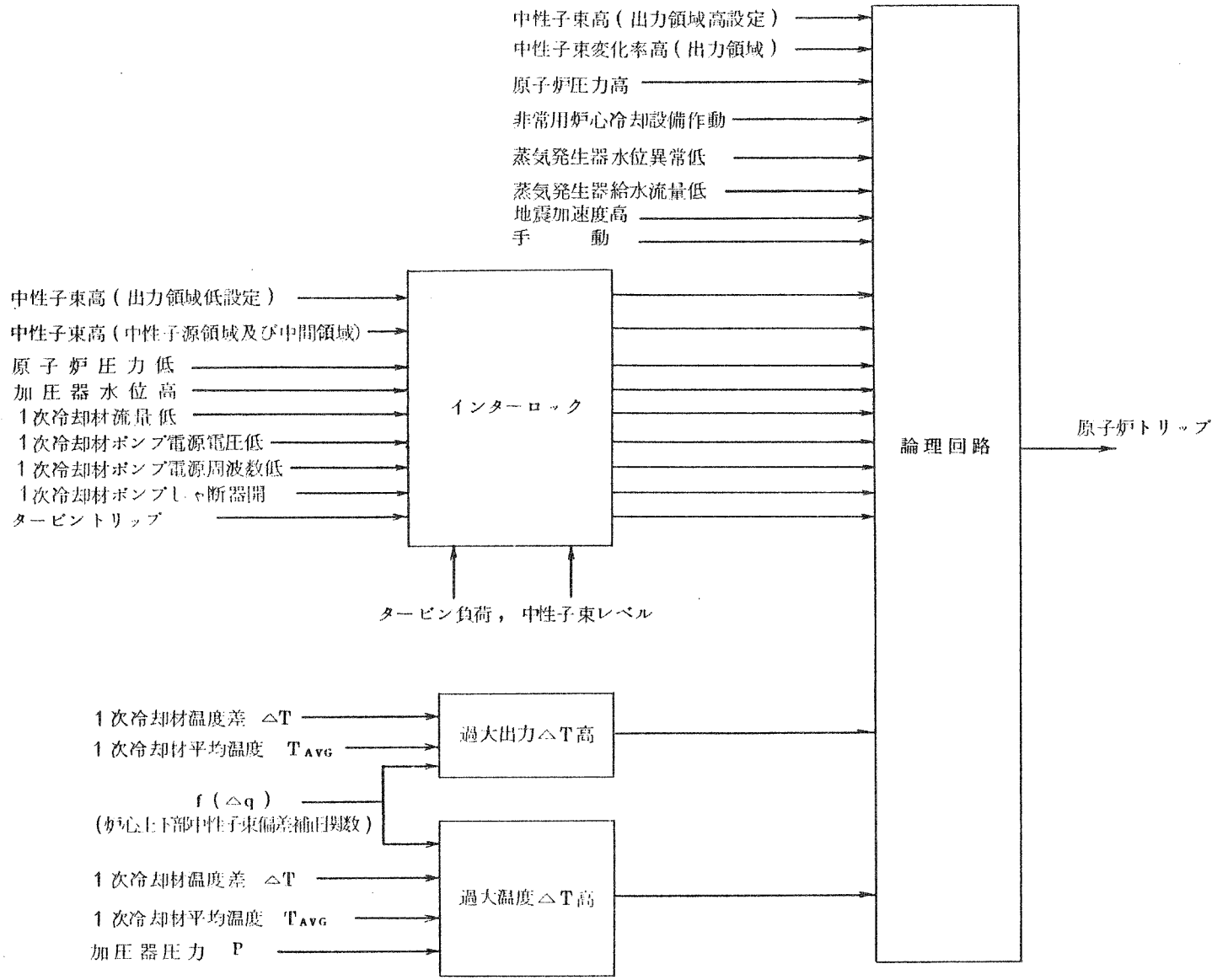
第 6.5.1 図　　試料採取設備系統説明図



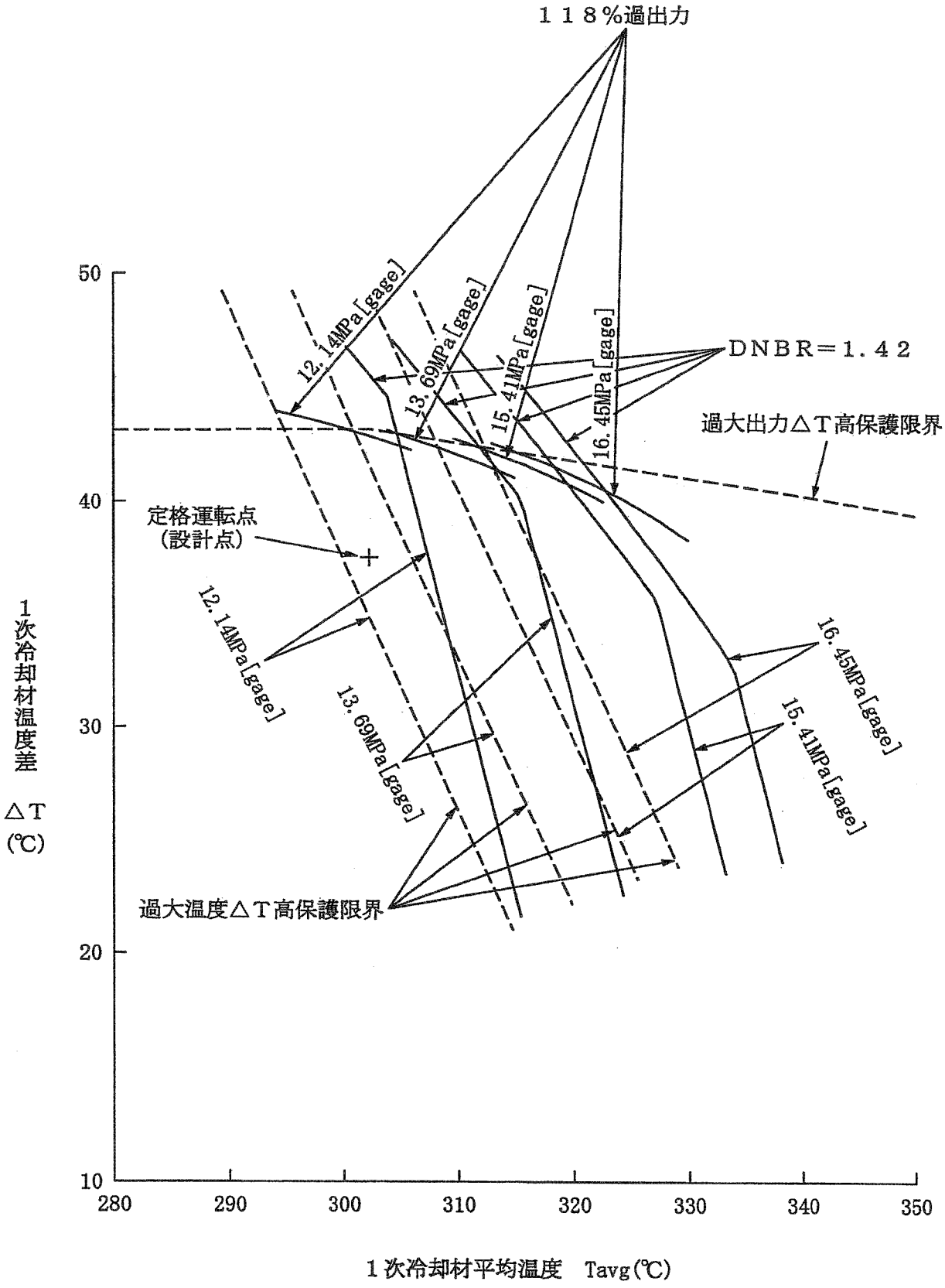
第 6.5.2 図　事故後サンプリング設備系統説明図



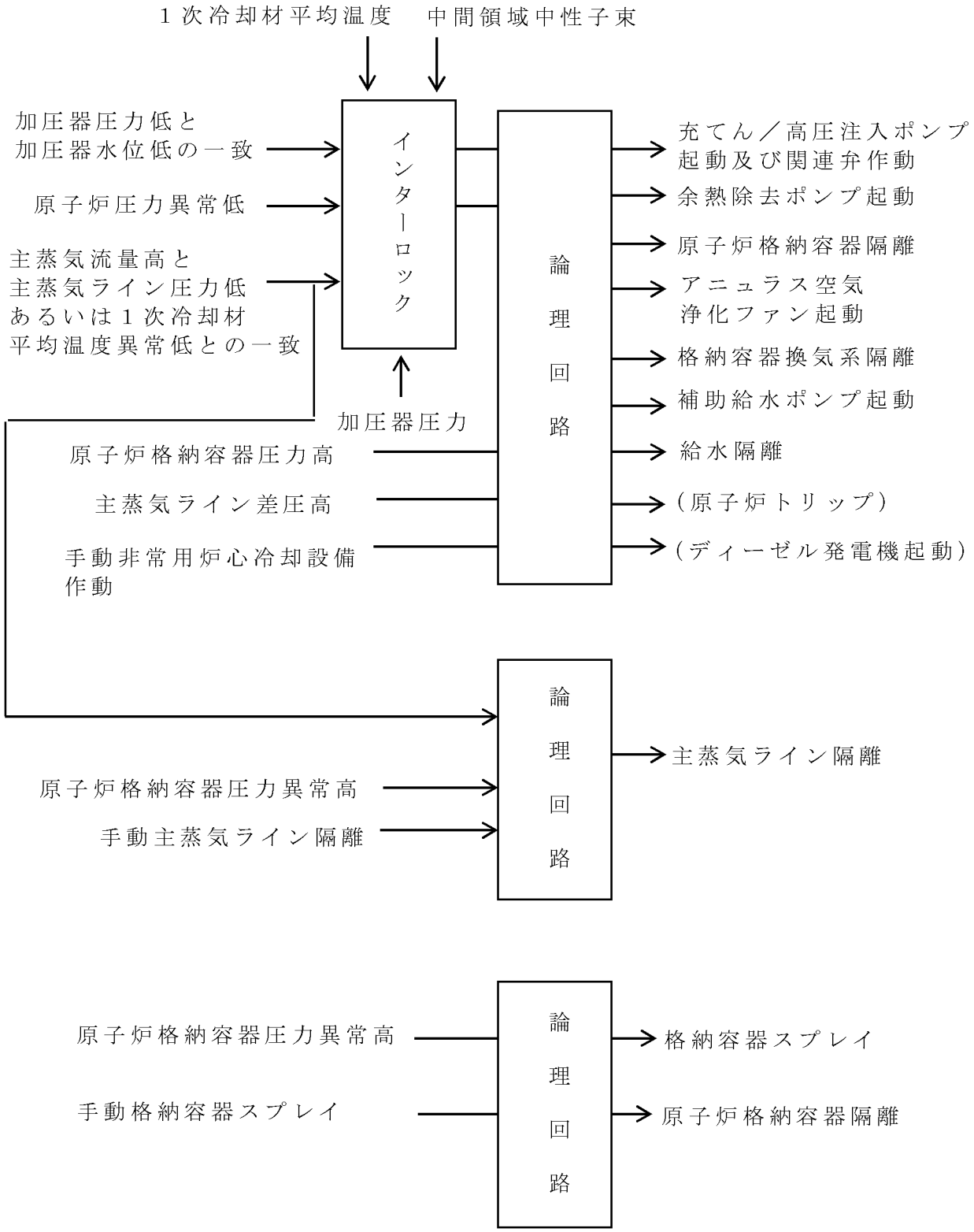
第 6.6.1 図　原子炉保護設備概念図（2 out of 4 の場合）



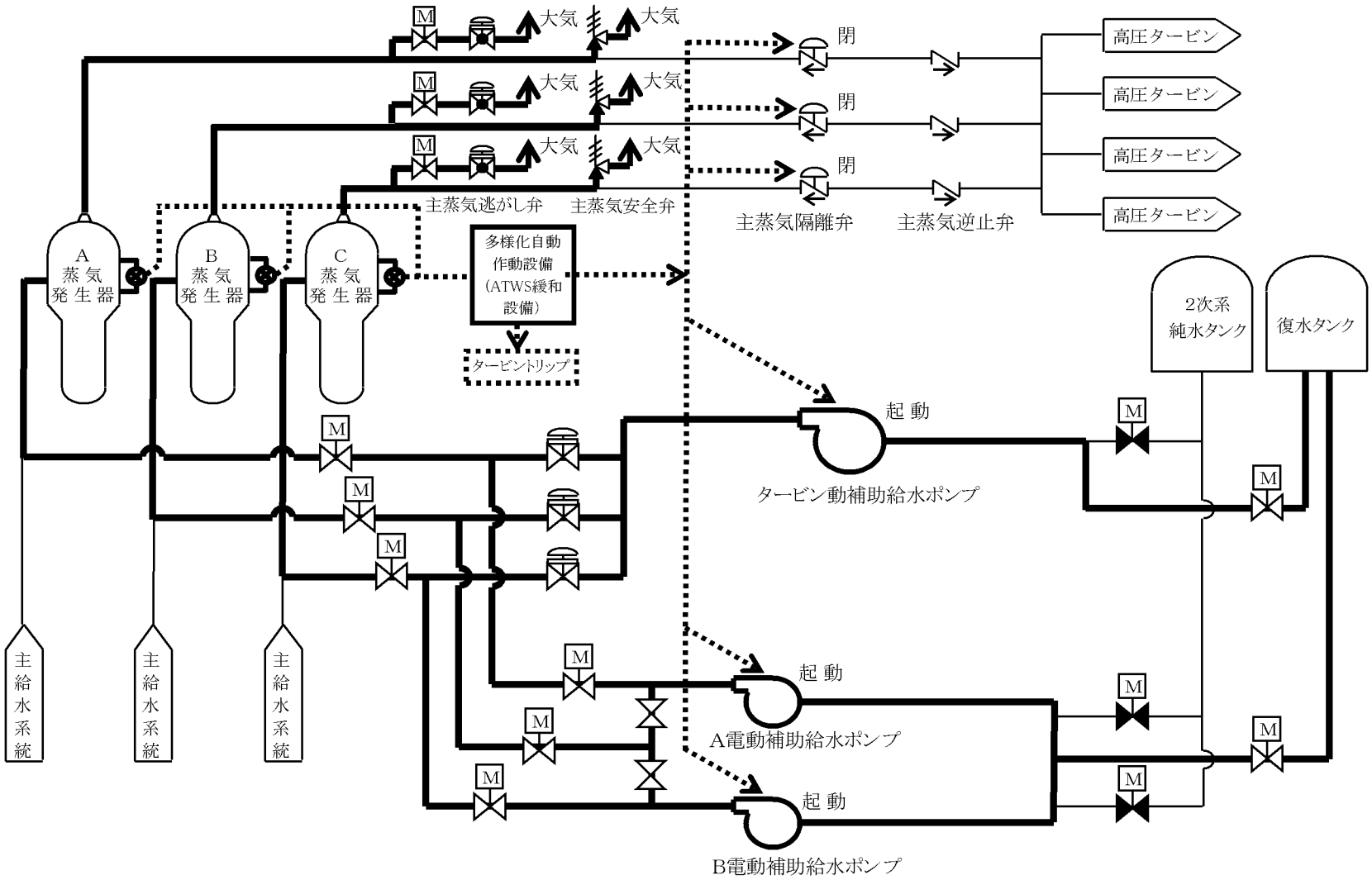
第 6.6.2 図　　原子炉保護系説明図



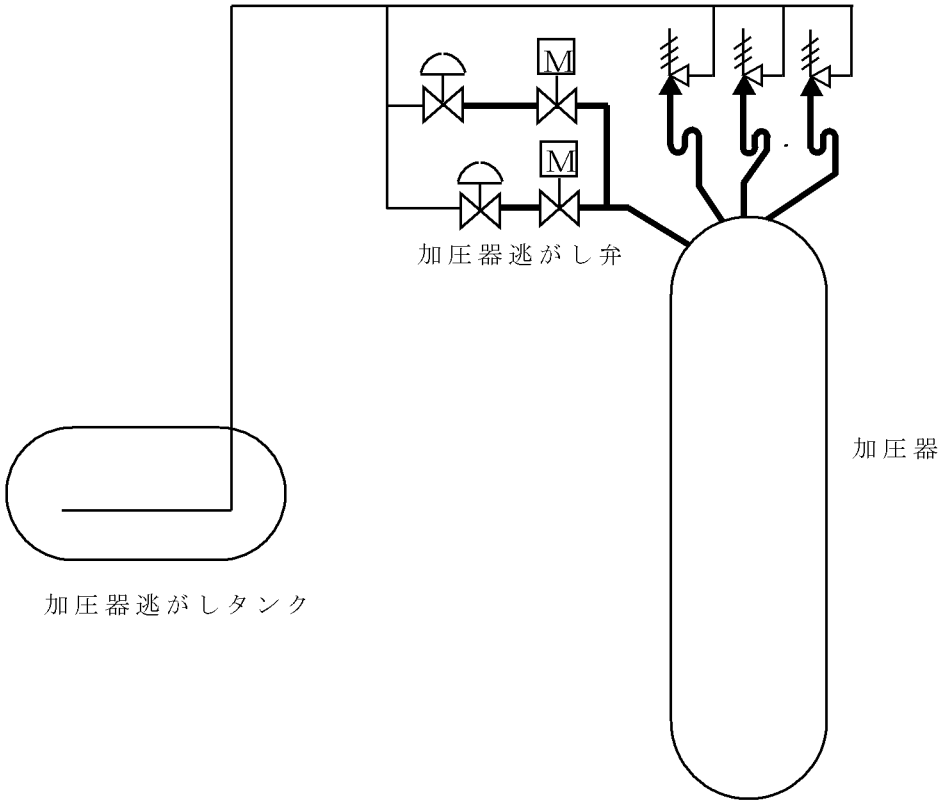
第 6.6.3 図　　過大出力ΔT高及び過大温度ΔT高による保護限界図
（代表例）



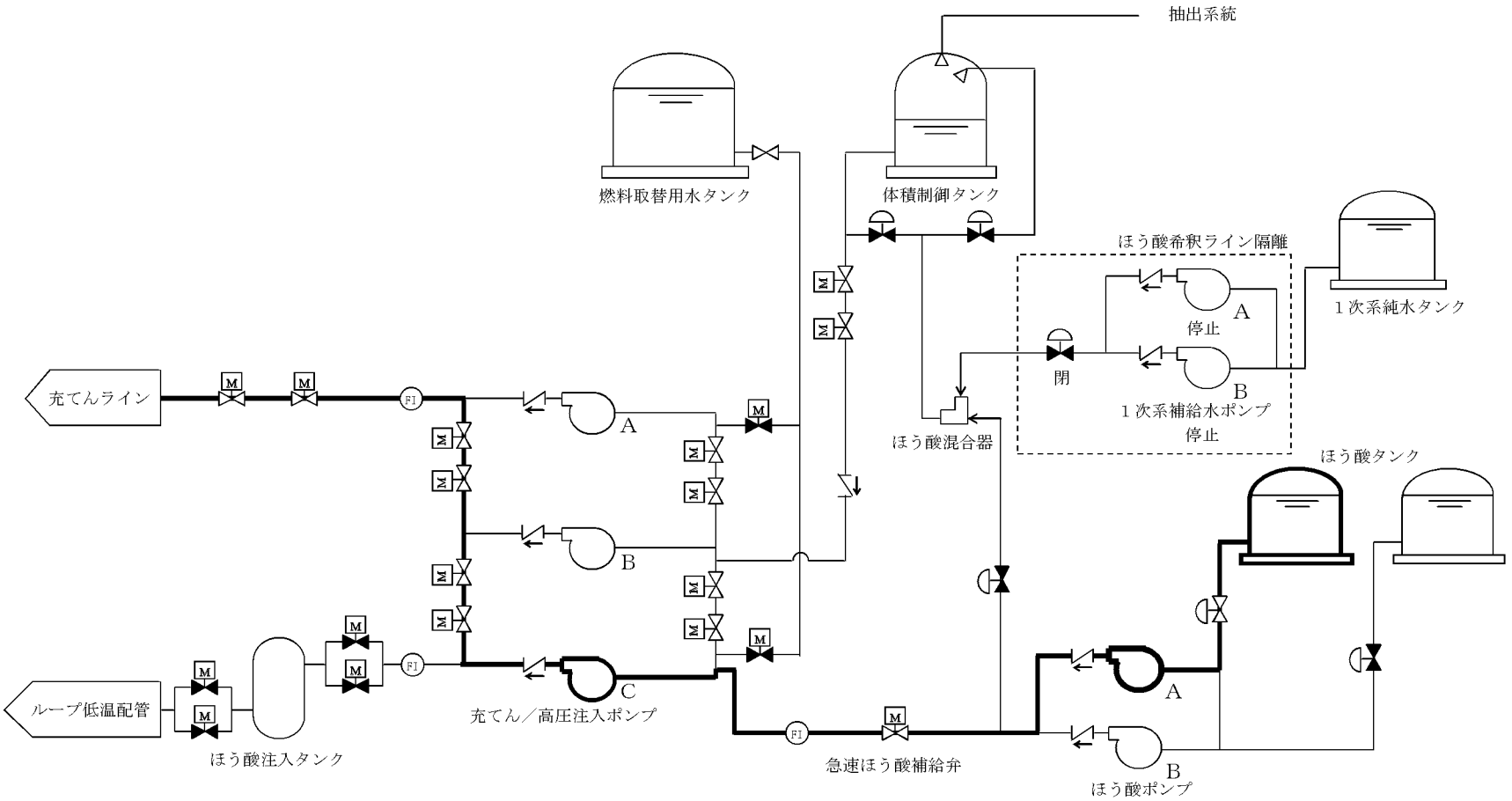
第 6.7.1 図　　工学的安全施設作動説明図



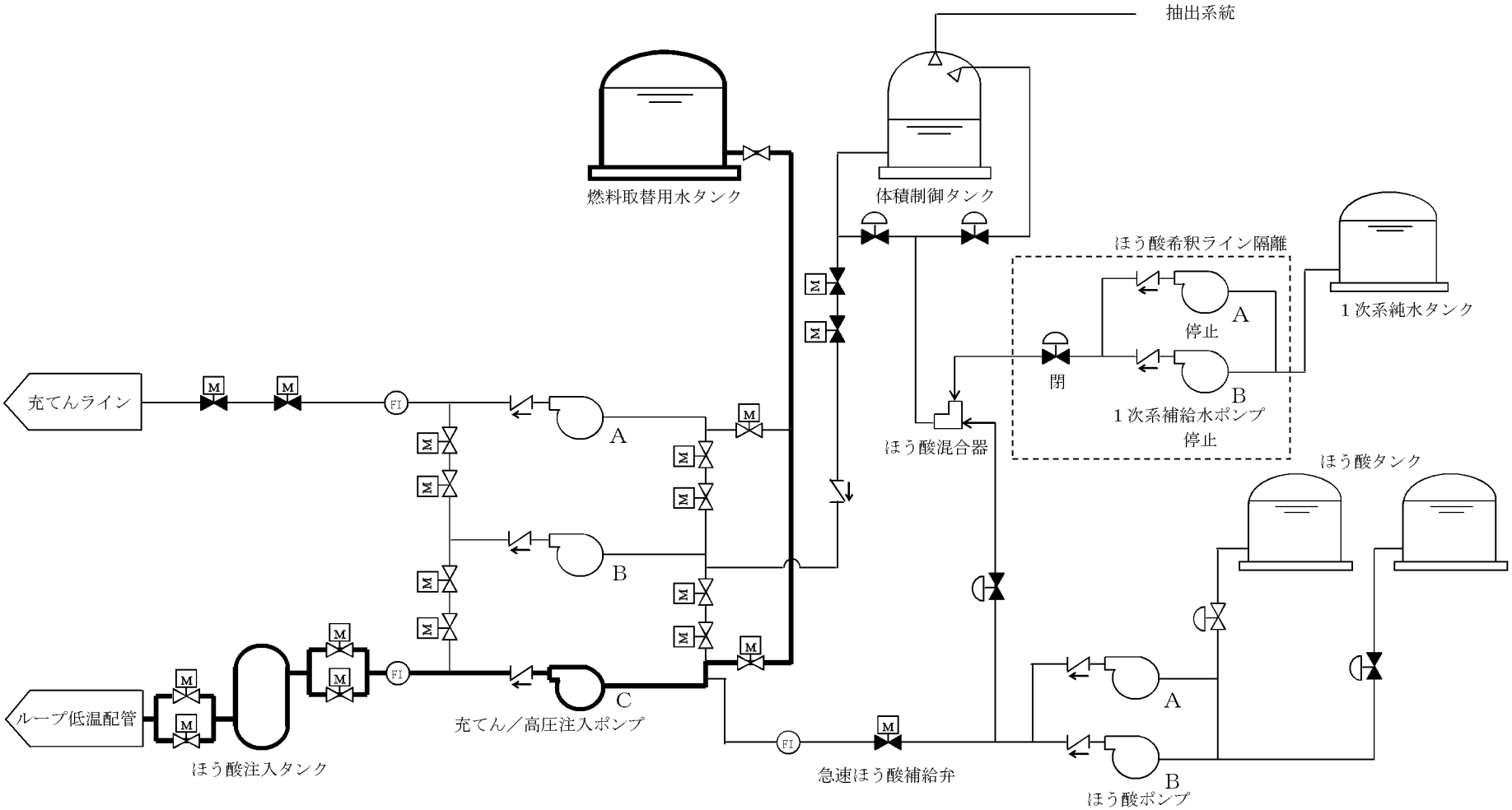
第 6.8.1 図　　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（１）



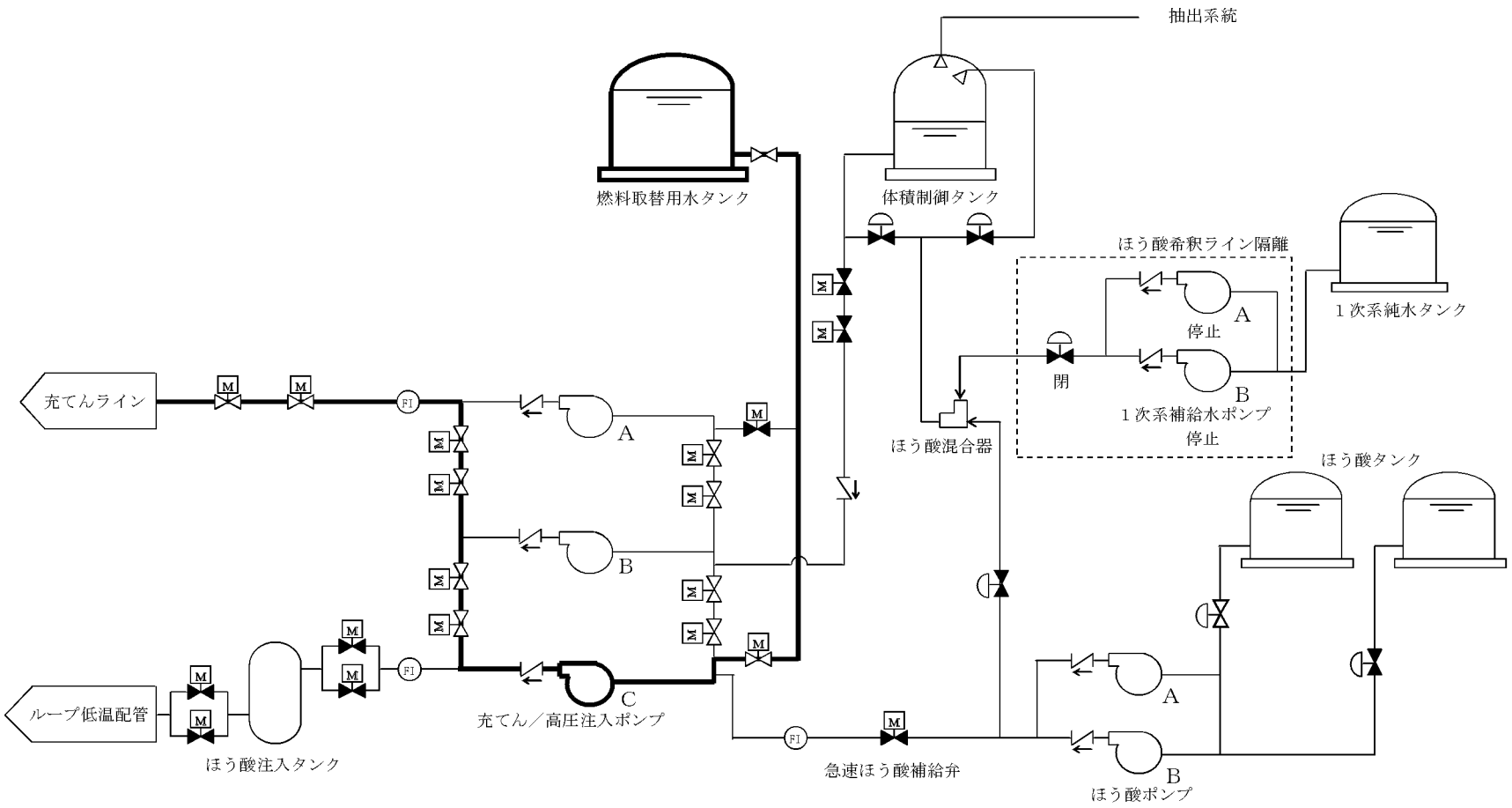
第 6.8.2 図　　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（２）



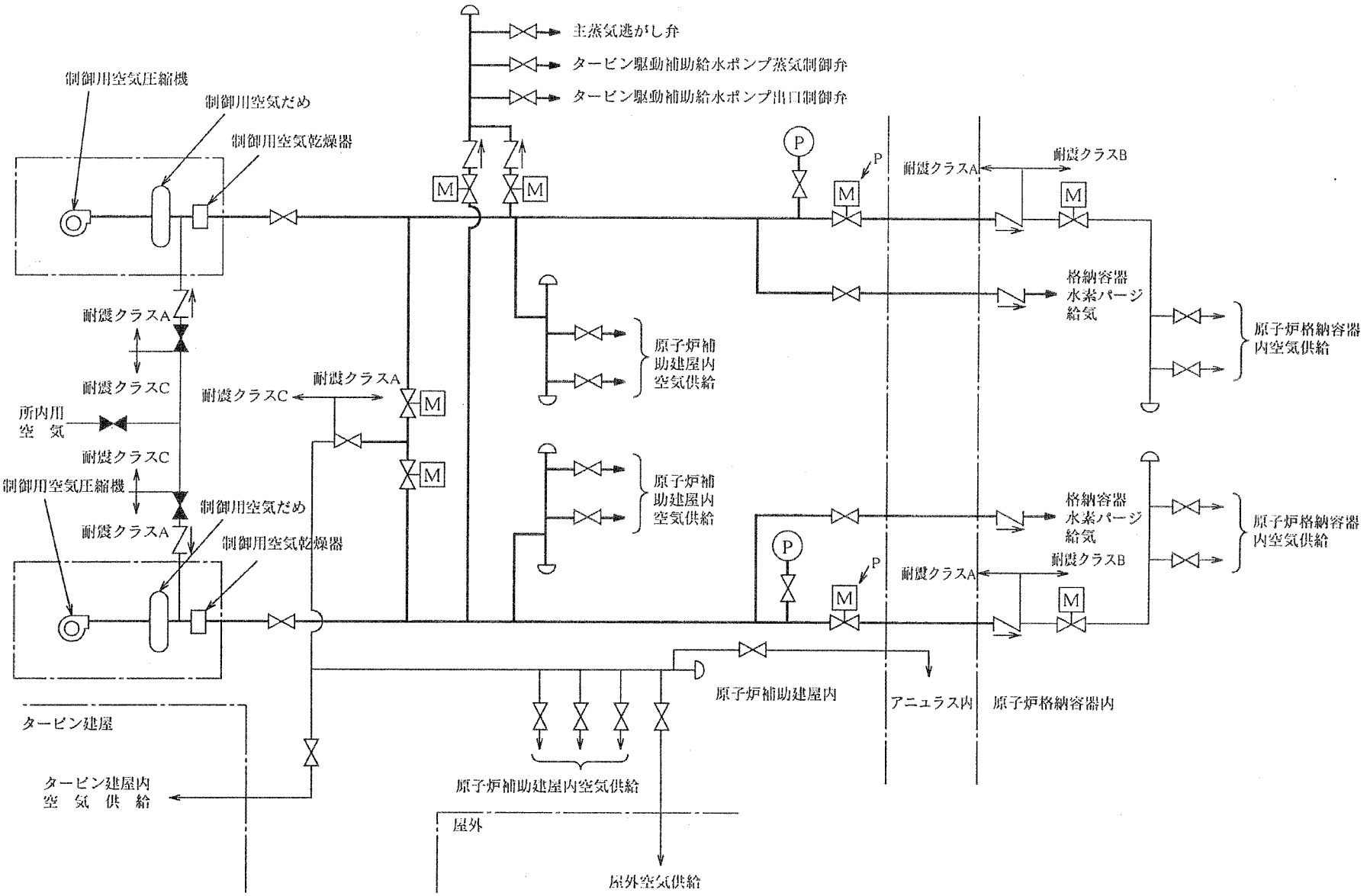
第 6.8.3 図　　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（３）



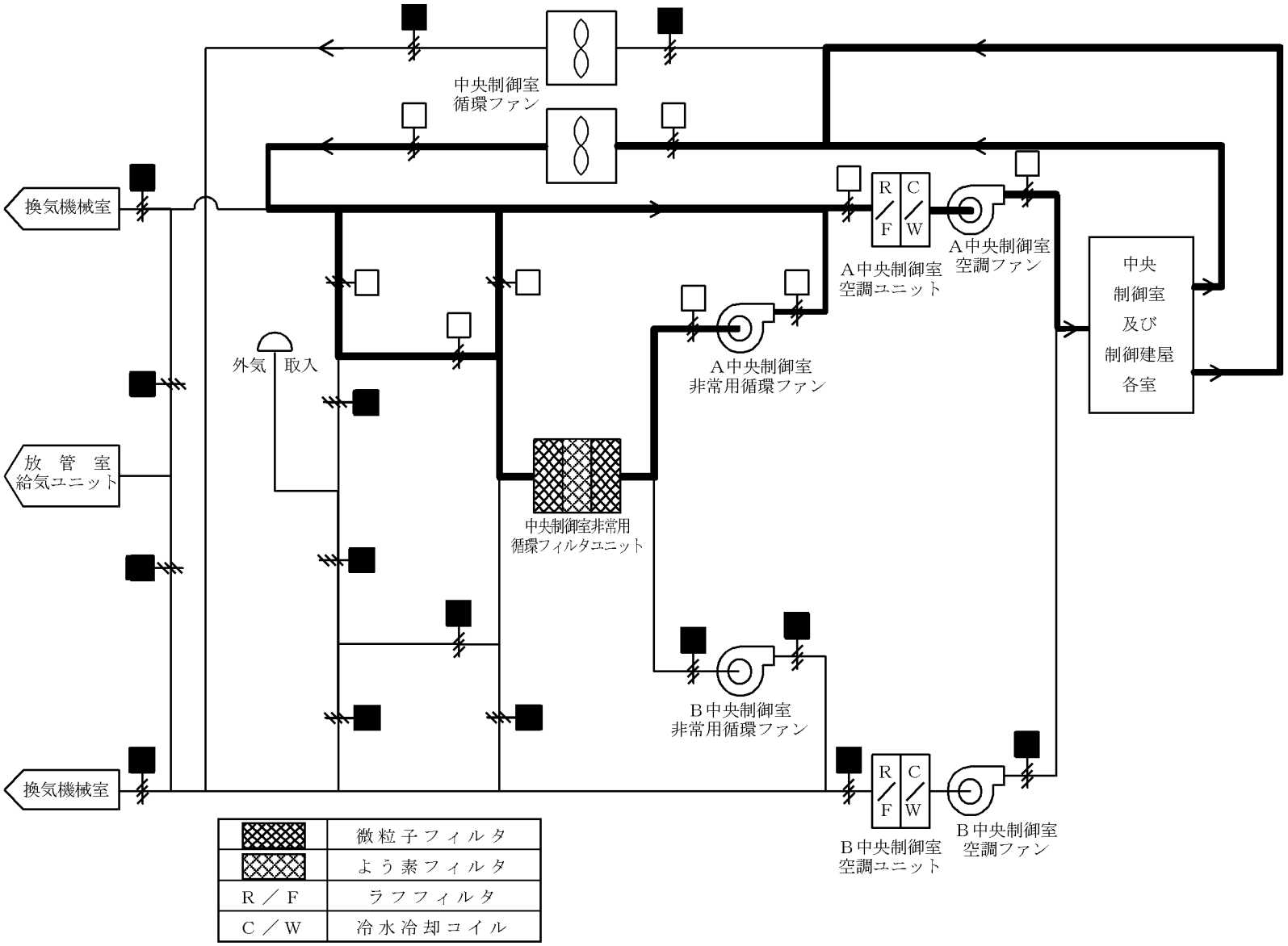
第 6.8.4 図　　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（４）



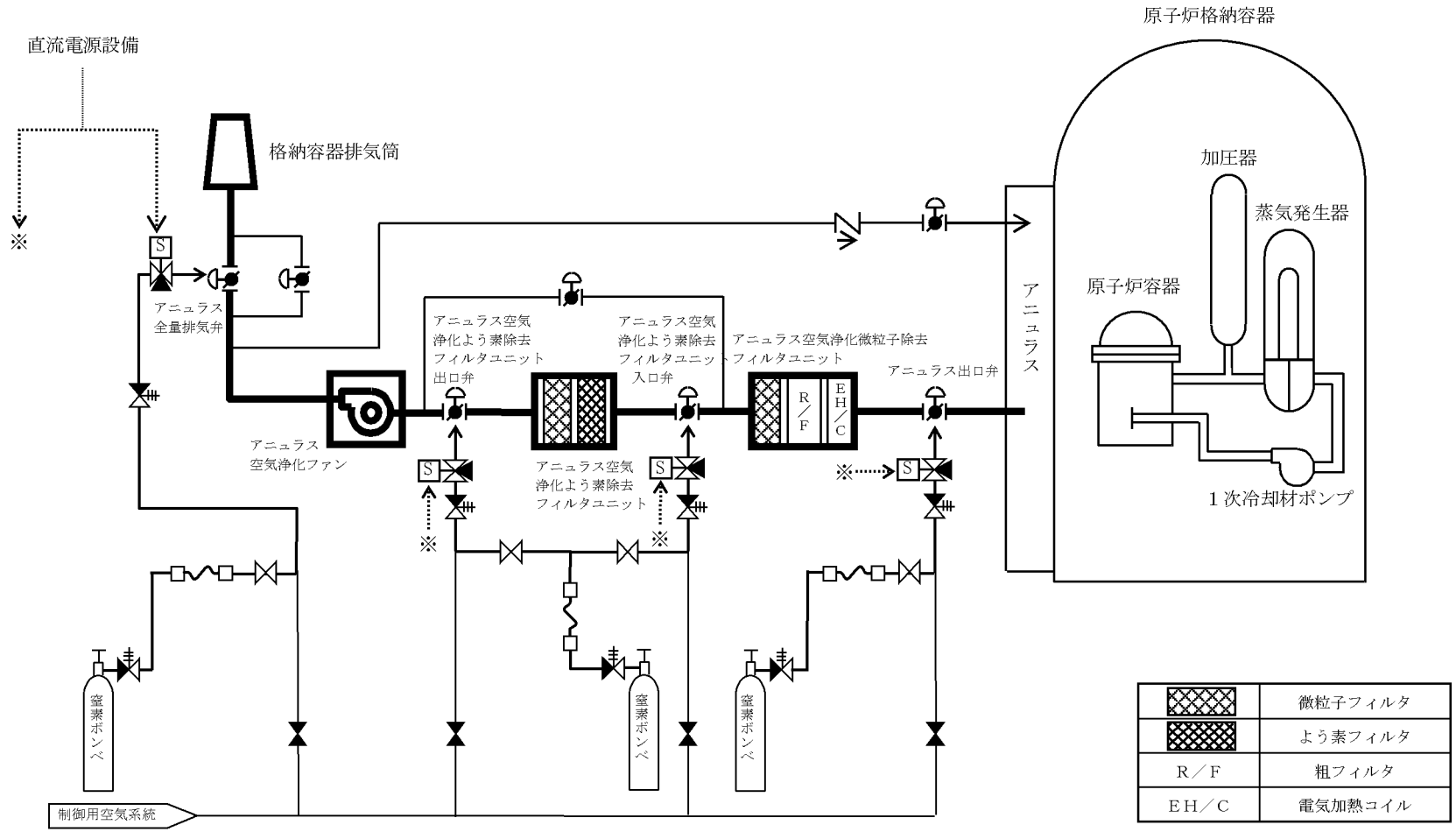
第 6.8.5 図　　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備系統概要図（５）



第 6.9.1 図　　制御用圧縮空気設備系統説明図



第 6.10.1 図　　中央制御室の設備系統概要図（１）



第 6.10.2 図　　中央制御室の設備系統概要図（２）

7. 放射性廃棄物廃棄施設[1]

7.1 概　　要

放射性廃棄物廃棄施設は、原子力発電所の運転に伴い発生する放射性廃棄物を集めて処理し、周辺環境に放出する放射性廃棄物による発電所周辺の一般公衆の受ける線量が、「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」を満足するように、放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計とする。

放射性廃棄物の廃棄施設は、気体廃棄物処理設備、液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理設備に大別され、系統説明図は、第7.1.1図に示すとおりである。

これらの廃棄物処理設備は、下記の機能を有する。

(1)　気体廃棄物をガス減衰タンクに一定期間貯留して、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放出する。

(2)　液体廃棄物をその性状に応じ、原則としてフィルタ、蒸発装置及び脱塩塔で処理することにより合理的に達成できる限り放射性物質の濃度を低減する。なお、蒸留水はその性状に応じ原則として再使用するが、放出する場合は試料採取分析を行い、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、その濃度を監視しながら放出する。

(3)　固体廃棄物をその種類によりタンク内で長期貯蔵するか、あるいはドラム詰め後、発電所敷地内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

7.2 気体廃棄物処理設備

7.2.1 概　　要

気体廃棄物処理設備は、ガス圧縮装置、ガス減衰タンク等で構成され下記の機能を有する。

(1) 窒素をカバーガスとする各タンクからのベントガス等の窒素廃ガスの処理。

(2) 体積制御タンクからのパージされる水素廃ガスの処理。

7.2.2 設計方針

気体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する気体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の受ける線量が、「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」を満足するように、次のような放出ガスの貯留、再使用、減衰並びに放出管理等を行い、濃度及び量を低減できるものとする。

(1) 窒素廃ガス及び水素廃ガスは、ガス圧縮装置により加圧、圧縮し、ガス減衰タンクに貯留して、冷却材貯蔵タンクのカバーガスとして再使用するが、気体量が余剰となれば、十分に放射能を減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出できる設計とする。

(2) 気体廃棄物処理設備を設置する各室は、補助建屋換気空調設備により常時換気を行い、十分な雰囲気管理を行う。

7.2.3　主要設備

(1)　ガス圧縮装置

ガス圧縮装置は、ガス減衰タンクに窒素廃ガス及び水素廃ガスを圧縮貯留するために設置する。

ガス圧縮装置の容量は、最大廃ガス量約53m^3／h[normal]に対して、約68m^3／h[normal]のものを２台設置する。

なお、ガス圧縮装置の吐出圧力はガス減衰タンクの最高使用圧力を下回るように設計する。

(2)　ガス減衰タンク

ガス減衰タンクは、ガス圧縮装置によって加圧された放射性気体廃棄物を貯留し、放射能を減衰させる。ガス減衰タンクの容量は、通常運転時に発生する気体廃棄物を約45日間貯留できるように、約17m^3×８基とし、約0.7MPa[gage]に加圧して貯留する。

7.2.4　主要仕様

気体廃棄物処理設備の主要仕様を第7.2.1表に示す。

7.3 液体廃棄物処理設備

7.3.1 概　　要

液体廃棄物処理設備は、液体廃棄物の性状に応じて処理するため、ほう酸回収系、A廃液処理系、B廃液処理系及び洗浄排水処理系の4つの主要な処理系に大別される。

これらの液体廃棄物処理設備は、下記の機能を有する。

(1) ほう酸回収系は、冷却材貯蔵タンクに回収、貯留される1次冷却設備からの抽出1次冷却材、原子炉格納容器内1次冷却材ドレン及び原子炉補助建屋内1次冷却材ドレンを処理する。

(2) A廃液処理系は、A廃液貯蔵タンクに回収、貯留される大気に接触した1次冷却材ドレンなどの良水質廃液を処理する。

(3) B廃液処理系は、B廃液貯蔵タンクに回収、貯留される1次冷却材以外の機器ドレン及び床ドレンなどの低水質廃液を処理する。

なお、薬品ドレンタンクに集められる強酸等以外の薬品ドレンは、1号炉のB廃液処理系で処理する。

(4) 洗浄排水処理系は、洗浄排水タンクに集められる洗たく排水、手洗い排水及びシャワ排水を処理する。

以上の主要な処理系の他に、酸液ドレン処理系があり、薬品ドレンのうち強酸等のみを処理する。

7.3.2 設計方針

液体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する液体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の受ける線量が、「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」を満足するように、次のような貯留、処理、再使用、減衰、放出管理等を行い、放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計とする。

なお、本設備のうち薬品ドレンタンク、洗浄排水処理系及び酸液ドレン処理系は、１号炉及び２号炉共用として設計し、１号炉の原子炉補助建屋内に設置する。

(1) 液体廃棄物処理設備は、廃棄物の性状に応じて、それぞれ専用の処理系で処理できる設計とする。

(2) 液体廃棄物は、原則として、フィルタ、蒸発装置及び脱塩塔で処理することにより、合理的に達成できる限り放射性物質の濃度を低減できる設計とする。

(3) 液体廃棄物は、処理後、必要期間貯留し、蒸留水はその性状に応じ原則として再使用を行い、合理的に達成できる限り環境への放射性物質の放出量を低減できる設計とする。また、放出する場合は試料採取分析を行い、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、その濃度を監視しながら放出する設計とする。

(4) 液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設（「7.4 固体廃棄物処理設備」に記載したもののうち液体状の放射性廃棄物を取扱う設備を含む。）は、これらの施設から液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出を防止するため、次の各項を考慮した設計とする。

ａ．液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設には適切な材料を使用するとともに、タンク水位の検出器、インターロック等の適切な計測制御設備を設けることにより、漏えいの発生を防

止できる設計とする。

b．タンクの水位、漏えい検知等の警報を設け、タンク等からの漏えいが生じた場合、漏えいを早期に検出し、中央制御室等に警報を発することができる設計とする。

また、液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設を設ける建屋の床及び壁面は漏えいし難い構造とするとともに、液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設は独立した区画内に設けるか周辺にせき等を設け、漏えいの拡大防止対策を講じることにより、放射性液体廃棄物が万一漏えいした場合に、適切に措置できる設計とする。

c．建屋外に通じる出入口等にはせき等を設け、建屋外への漏えいを防止するとともに、床及び壁面は建屋外へ漏えいし難い構造とする。

d．液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設を設ける建屋内部には敷地外に管理されずに排出される排水が流れる排水路に通じる開口部を設けない設計とする。また、液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設を設ける建屋の床面下には、敷地外に管理されずに排出される排水が流れる排水路を施設しない設計とする。

7.3.3　主要設備

(1)　格納容器冷却材ドレンタンク

格納容器冷却材ドレンタンクは、原子炉格納容器内の１次冷却材ドレンを集める。本タンク水は、冷却材貯蔵タンクに送り処理する。格納容器冷却材ドレンタンクは、容量約1.3m^{3}のも

のを１基設置する。なお、予想発生量は約1,100ｍ^3／ｙである。

(2)　補助建屋冷却材ドレンタンク

補助建屋冷却材ドレンタンクは、原子炉補助建屋内の１次冷却材ドレンを集める。本タンク水は、冷却材貯蔵タンクに送り処理する。補助建屋冷却材ドレンタンクは、容量約1.3ｍ^{3}のものを１基設置する。なお、予想発生量は約100ｍ^3／ｙである。

(3)　冷却材貯蔵タンク

冷却材貯蔵タンクは、１次冷却材の抽出水及び１次冷却材ドレンを貯留する。本タンク水は、ほう酸回収装置に送り処理する。冷却材貯蔵タンクは、容量約220m^{3}のものを３基設置する。なお、予想発生量は、格納容器冷却材ドレンタンク及び補助建屋冷却材ドレンタンクからの移送分も含めて、約3,000m^3／ｙである。

(4)　ほう酸回収装置脱塩塔

ほう酸回収装置脱塩塔は、ほう酸回収装置で処理する水のイオン状不純物のうち、ほう酸以外のものを除去する。ほう酸回収装置脱塩塔は、樹脂容量約0.76ｍ^{3}のものを２基及び約0.57ｍ^{3}のものを１基設置する。

(5)　ほう酸回収装置

ほう酸回収装置は、冷却材貯蔵タンク水を処理する。蒸留水及び濃縮液は、再使用するため１次系純水タンク及びほう酸タンクにそれぞれ回収する。ほう酸回収装置は、容量約3.4m^3／ｈのものを１基設置する。なお、予想処理量は約3,000m^3／ｙである。

(6)　ほう酸蒸留水脱塩塔

ほう酸蒸留水脱塩塔は、ほう酸回収装置で処理された１次冷

却材ドレンの蒸留水を更に浄化する。ほう酸蒸留水脱塩塔は、樹脂容量約0.57m^{3}のものを２基設置し、このうち１基は予備とする。

(7)　モニタタンク

モニタタンクは、ほう酸蒸留水脱塩塔からの蒸留水を貯留する。本タンク水は、試料採取分析し、水質を確認した後、１次系純水タンクに送り、原則として再使用する。モニタタンクは、容量約41m^{3}のものを２基設置する。　なお、予想発生量は約3,000m^3／yである。

(8)　ほう酸濃縮液タンク

ほう酸濃縮液タンクは、ほう酸回収装置からのほう酸濃縮液を貯留する。本タンク水は、ほう酸タンクに送り、原則として再使用する。ほう酸濃縮液タンクの容量は、ほう酸回収装置からの１回分の濃縮液約2.8m^{3}に対して約４m^{3}のものを１基設置する。

(9)　補助建屋機器ドレンタンク

補助建屋機器ドレンタンクは、配置上、Ａ廃液貯蔵タンクに落とせない良水質の補助建屋機器ドレンを集める。本タンク水は、Ａ廃液貯蔵タンクに送り処理する。補助建屋機器ドレンタンクは、容量約4.3m^{3}のものを１基設置する。なお、予想発生量は約170m^3／ｙである。

(10)　補助建屋サンプタンク

補助建屋サンプタンクは、原子炉補助建屋内で発生する床ドレンのうち、海水を含む恐れのない床ドレン及び配置上、Ｂ廃液貯蔵タンクに落とせない低水質の補助建屋機器ドレンを集め

る。本タンク水は、Ｂ廃液貯蔵タンクに送り処理する。補助建屋サンプタンクは、容量約10ｍ^{3}のものを１基設置する。なお、予想発生量は約200ｍ^3／ｙである。

(11)　格納容器サンプ

格納容器サンプは、原子炉格納容器内で発生する床ドレンを集める。本サンプ水は、Ｂ廃液貯蔵タンクに送り処理する。なお、予想発生量は約10ｍ^3／ｙである。

(12)　燃料取扱建屋サンプタンク

燃料取扱建屋サンプタンクは、燃料取扱建屋内で発生する機器ドレン及び床ドレンを集める。本タンク水は、Ｂ廃液貯蔵タンクに送り処理する。燃料取扱建屋サンプタンクは、容量約4.3ｍ^{3}のものを１基設置する。なお、予想発生量は約40ｍ^3／ｙである。

(13)　Ａ廃液貯蔵タンク

Ａ廃液貯蔵タンクは、良水質の補助建屋機器ドレンを貯留する。

本タンク水は、Ａ廃液蒸発装置に送り処理する。Ａ廃液貯蔵タンクは、容量約30ｍ^{3}のものを１基設置する。なお、予想発生量は約300ｍ^3／ｙである。

(14)　Ｂ廃液貯蔵タンク

Ｂ廃液貯蔵タンクは、原子炉格納容器床ドレン、低水質の補助建屋機器ドレン及び床ドレン並びに燃料取扱建屋機器ドレン及び床ドレンを貯留する。本タンク水は、Ｂ廃液蒸発装置に送り処理する。Ｂ廃液貯蔵タンクは、容量約70ｍ^{3}のものを１基設置する。

なお、予想発生量は約250m^3／yである。

(15)　A廃液蒸発装置

A廃液蒸発装置は、A廃液貯蔵タンク水を処理する。蒸留水は脱塩塔に送り、濃縮廃液はAドラム詰バッチタンクに送る。A廃液蒸発装置は、容量約0.45m^3／hのものを1基設置する。なお、予想処理量は約300m^3／yである。

(16)　B廃液蒸発装置

B廃液蒸発装置は、B廃液貯蔵タンク水を処理する。蒸留水は脱塩塔に送り、濃縮廃液はBドラム詰バッチタンクに送る。B廃液蒸発装置は、容量約0.45m^3／hのものを1基設置する。なお、予想処理量は約250m^3／yである。

(17)　廃液蒸留水モニタ脱塩塔

廃液蒸留水モニタ脱塩塔は、A廃液蒸発装置で処理された良水質廃液の蒸留水を更に浄化する。廃液蒸留水モニタ脱塩塔は、樹脂容量約0.34m^{3}のものを2基設置し、このうち1基は予備とする。

(18)　廃液蒸留水脱塩塔

廃液蒸留水脱塩塔は、B廃液蒸発装置で処理された低水質廃液の蒸留水を更に浄化する。廃液蒸留水脱塩塔は、樹脂容量約0.34m^{3}のものを2基設置し、このうち1基は予備とする。

(19)　廃液蒸留水モニタタンク

廃液蒸留水モニタタンクは、廃液蒸留水モニタ脱塩塔からの蒸留水を貯留する。本タンク水は、試料採取分析し、放射性物質の濃度が十分低いことを確認し、再使用のため1次系純水タンクに送るか、あるいは放出する。廃液蒸留水モニタタンクは、

容量約10m^{3}のものを２基設置する。なお、予想発生量は約300m^3／ｙである。

(20)　廃液蒸留水タンク

廃液蒸留水タンクは、廃液蒸留水脱塩塔からの蒸留水を貯留する。本タンク水は、試料採取分析し、放射性物質の濃度が十分低いことを確認して放出する。廃液蒸留水タンクは、容量約10m^{3}のものを２基設置する。なお、予想発生量は約250m^3／ｙである。

(21)　Ａドラム詰バッチタンク

Ａドラム詰バッチタンクは、Ａ廃液蒸発装置で処理された良水質廃液の濃縮廃液を貯留する。本タンク水は、アスファルト固化装置又はセメント固化装置に送りドラム詰する。Ａドラム詰バッチタンクの容量は、Ａ廃液蒸発装置からの１回分の濃縮液約２m^{3}に対して約４m^{3}のものを１基設置する。

(22)　Ｂドラム詰バッチタンク

Ｂドラム詰バッチタンクは、Ｂ廃液蒸発装置で処理された低水質廃液の濃縮廃液を貯留する。本タンク水は、アスファルト固化装置又はセメント固化装置に送りドラム詰する。Ｂドラム詰バッチタンクの容量は、Ｂ廃液蒸発装置からの１回分の濃縮液約１m^{3}に対して約４m^{3}のものを１基設置する。

(23)　洗浄排水タンク

洗浄排水タンク（１号及び２号炉共用）は、洗たく排水、手洗い排水及びシャワ排水を貯留する。本タンク水は、原則として洗浄排水処理装置に送り処理する。洗浄排水タンクは、容量約30m^{3}のものを３基設置する。なお、予想発生量は約3,000m^3

／ｙ（２ユニット分）である。

(24)　洗浄排水処理装置

洗浄排水処理装置（１号及び２号炉共用）は、洗浄排水タンク水を処理する。蒸留水は脱塩塔に送り、濃縮廃液は原則として洗浄排水高濃縮装置に送る。洗浄排水処理装置は、容量約1.7ｍ^3／ｈのものを１基設置する。なお、予想処理量は約3,000ｍ^3／ｙ（２ユニット分）である。

(25)　洗浄排水蒸留水脱塩塔

洗浄排水蒸留水脱塩塔（１号及び２号炉共用）は、洗浄排水処理装置で処理された洗浄排水の蒸留水を更に浄化する。洗浄排水蒸留水脱塩塔は、樹脂容量約0.34ｍ^{3}のものを２基設置し、このうち１基は予備とする。

(26)　洗浄排水モニタタンク

洗浄排水モニタタンク（１号及び２号炉共用）は、洗浄排水蒸留水脱塩塔からの蒸留水を貯留する。本タンク水は、試料採取分析し、放射性物質の濃度が十分低いことを確認して放出する。洗浄排水モニタタンクは、容量約15ｍ^{3}のものを２基設置する。なお、予想発生量は約3,000ｍ^3／ｙ（２ユニット分）である。

(27)　洗浄排水濃縮液タンク

洗浄排水濃縮液タンク（１号及び２号炉共用）は、洗浄排水処理装置で処理された洗浄排水の濃縮廃液を貯留する。本タンク水は、原則として洗浄排水高濃縮装置に送り処理する。洗浄排水濃縮液タンクの容量は、洗浄排水処理装置からの１回分の濃縮液約２ｍ^{3}に対して約４ｍ^{3}のものを１基設置する。

(28)　洗浄排水高濃縮装置

洗浄排水高濃縮装置（１号及び２号炉共用）は、洗浄排水処理装置で処理された濃縮廃液を処理する。蒸留水は洗浄排水タンクに送り、濃縮廃液は雑固体廃棄物とともに焼却処理する。洗浄排水高濃縮装置は、容量約60ℓ／ｈのものを１基設置する。なお、予想処理量は約120ｍ^3／ｙ（２ユニット分）である。

(29)　酸液ドレンタンク

酸液ドレンタンク（１号及び２号炉共用）は、放射化学室から出る薬品ドレン（強酸等）を集める。本タンク水は中和後、ドラム詰する。酸液ドレンタンクは、容量約0.2ｍ^{3}のものを１基設置する。なお、予想発生量は約２ｍ^3／ｙ（２ユニット分）である。

(30)　薬品ドレンタンク

薬品ドレンタンク（１号及び２号炉共用）は、放射化学室から出るドレンのうち、強酸等以外のものを集める。本タンク水は中和後、１号炉のＢ廃液蒸発装置に送り処理する。薬品ドレンタンクは、容量約10ｍ^{3}のものを１基設置する。

なお、予想発生量は約400ｍ^3／ｙ（２ユニット分）である。

7.3.4　主要仕様

液体廃棄物処理設備の主要仕様を第7.3.1表に示す。

7.3.5　試験検査

液体廃棄物処理設備は、常時使用している設備であるので、中央制御室等でその状態の監視を行うことにより、その機能の健全

性を確認する。

7.4 固体廃棄物処理設備

7.4.1 概　　要

固体廃棄物処理設備は、固体廃棄物の種類により、次のように分類し、それぞれに応じた処理又は貯蔵保管を行う。

(1) 廃液蒸発装置、洗浄排水処理装置の濃縮廃液及び薬品ドレン（強酸等）

(2) 洗浄排水高濃縮装置の濃縮廃液

(3) 脱塩塔の使用済樹脂

(4) 使用済フィルタ、布、紙、小器等の雑固体廃棄物

(5) 蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器６基等及び原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた２基等

また、使用済制御棒等の放射化された機器は放射能の減衰を図るため、使用済燃料ピットに貯蔵する。

なお、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。

7.4.2 設計方針

固体廃棄物処理設備の設計に際しては、放射線業務従事者の受ける線量を合理的に達成できる限り低減するように、次のような処理又は貯蔵保管を行うことができる設計とする。

(1) 廃液蒸発装置、洗浄排水処理装置の濃縮廃液及び薬品ドレン（強酸等）は、遮へい装置、遠隔操作等により、固化材（アスファルト又はセメント）とともに、ドラム詰めできる設計とする。

(2)　洗浄排水高濃縮装置の濃縮廃液は、雑固体廃棄物とともに焼却処理し、焼却灰はドラム詰めできる設計とする。

(3)　使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵して放射能の減衰を図るものとするが、固化材（セメント）とともにドラム詰めも可能な設計とする。

(4)　雑固体廃棄物は、必要に応じて圧縮減容又は焼却処理後、ドラム詰め等ができるか、固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めができる設計とする。

(5)　雑固体廃棄物のうち使用済液体用フィルタは、コンクリートで内張りしたドラム缶に遠隔操作により詰めることができる設計とする。

(6)　雑固体廃棄物のうち使用済換気用フィルタは、圧縮減容してドラム詰めするか又は放射性物質が飛散しないようにこん包する。

(7)　固体廃棄物処理設備は、固体廃棄物の圧縮、焼却、固化等の処理過程における放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計とする。

ドラム詰め、こん包等の措置を講じた固体廃棄物は固体廃棄物貯蔵庫又は固体廃棄物搬出検査棟に貯蔵保管する。

蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器６基等及び原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた２基等は、必要に応じて汚染拡大防止対策を講じて、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

7.4.3　主要設備

(1)　使用済樹脂貯蔵タンク

使用済樹脂貯蔵タンクは、脱塩塔使用済樹脂を貯蔵する。使用済樹脂は放射性物質を減衰させるため、本タンクに貯蔵するが、固化材（セメント）とともにドラム詰めも可能なようにする。使用済樹脂貯蔵タンクの容量は約21m^3のものを９基設置する。なお、予想発生量は約13m^3／yである。

(2)　アスファルト固化装置

アスファルト固化装置（１号及び２号炉共用）は廃棄物処理建屋内に設置し、濃縮廃液を遠隔操作によって固化材（アスファルト）と混合加熱し、水分を蒸発してドラム詰する。

本装置は付属設備として、アスファルト供給設備、熱媒設備、復水設備、オフガス設備等を有し、他にドラム詰及びドラム缶移送を遠隔操作で行うためのコンベア、遮へい壁、鉛ガラス等を設ける。なお、蒸発分離された水分は、復水として１号炉補助建屋サンプタンクへ送り処理する。また、復水器の排ガス及びタンク等のベントは、フィルタを通した後、１号炉補助建屋排気筒より放出する。

(3)　セメント固化装置

セメント固化装置（１号及び２号炉共用）は、薬品ドレン（強酸等）を固化材(セメント)とともにドラム詰する。また、アスファルト固化装置の点検や保修時のバックアップとして使用する。

(4)　使用済液体用フィルタ取扱装置

使用済液体用フィルタ取扱装置は、線量当量率の高い場合に使用済のカートリッジフィルタを遠隔操作で取出し、鉛容器に

収納する。なお、鉛容器に収納したフィルタはドラム詰室に移送しドラム詰する。

(5) ベ イ ラ

ベイラ（１号及び２号炉共用）は、放射性物質で汚染された低レベルの、圧縮可能な雑固体廃棄物を圧縮減容する。

(6) 雑固体焼却設備

雑固体焼却設備（１号及び２号炉共用）は廃棄物処理建屋内に設置し、雑固体廃棄物のうち可燃性雑固体及び廃油、洗浄排水高濃縮装置の濃縮廃液を焼却処理し、減容する設備である。

本設備は焼却炉、焼却排ガス処理装置、焼却灰処理装置等を有し、他に焼却灰のドラム詰及びドラム缶移送を遠隔操作で行うための昇降機、遮へい壁、鉛ガラス等を設ける。

なお、焼却排ガスはセラミックフィルタを通した後、廃棄物処理建屋屋上に設置する焼却炉排気口（地上高さ約23ｍ）より放出する。

(7) 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫（１号及び２号炉共用）は、鉄筋コンクリート造で、貯蔵庫内には、フォークリフト除染場、サンプピット等を設ける。

なお、固体廃棄物貯蔵庫は、200ℓドラム缶約37,000本相当を貯蔵保管する能力がある。

また、２－固体廃棄物貯蔵庫は、蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器６基等及び原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた２基等を貯蔵保管する能力がある。

(8) 廃棄物搬出設備

廃棄物搬出設備（１号及び２号炉共用）のうち廃棄物搬出建屋は鉄筋コンクリート造で、圧縮固化処理棟にはベイラ等を収容する。

また、固体廃棄物搬出検査棟は、200ℓ ドラム缶約4,500本相当を貯蔵保管する能力がある。

7.4.4 主要仕様

固体廃棄物処理設備の主要仕様を、第7.4.1表に示す。

7.4.5 試験検査

固体廃棄物処理設備は、常時使用している設備であるので、中央制御室等でその状態の監視を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

7.5 その他の設備

7.5.1 自動ガス分析器

自動ガス分析器は、体積制御タンク、加圧器逃がしタンク、冷却材貯蔵タンク、ほう酸回収装置、ガス減衰タンク、格納容器冷却材ドレンタンク、使用済樹脂貯蔵タンク、ドラム詰バッチタンク、洗浄排水濃縮液タンク及び補助建屋冷却材ドレンタンク内の酸素及び水素濃度を分析、記録するとともに、必要な場合「酸素濃度高」の警報を出す。

7.5.2 水素、窒素マニホールド（１号炉で設置、共用）

水素マニホールドは、体積制御タンクへ水質管理としての水素を供給する。窒素マニホールドは、使用済樹脂貯蔵タンク、格納容器冷却材ドレンタンク、加圧器逃がしタンク、体積制御タンク、ほう酸回収装置、よう素除去薬品タンク、補助建屋冷却材ドレンタンク、ドラム詰バッチタンク、洗浄排水濃縮液タンク、Ａ、Ｂ廃液蒸発装置、洗浄排水処理装置、ガス減衰タンク、冷却材貯蔵タンク、蓄圧タンク等へカバーガス、攪拌及び加圧用として窒素を供給する。

なお、水素マニホールドは、換気を考慮した場所に設置する。

7.6 参考文献

(1) 「加圧水形原子力発電プラントにおける廃棄物処理設備の開発」

青木礼次郎、上田敏彦、北出浩三、大沢安雄

三菱重工技報、Vol.10 No.５、昭和48年

第7.2.1表　気体廃棄物処理設備の主要仕様

(1)　ガス圧縮装置

台　　数	2
容　　量	約68m^3／h[normal]（1台当たり）
本体材料	青　　銅

(2)　ガス減衰タンク

基　　数	8
容　　量	約17m^3（1基当たり）
材　　料	炭 素 鋼

第7.3.1表　液体廃棄物処理設備の主要仕様

(1)　格納容器冷却材ドレンタンク

基　　数	1
容　　量	約1.3m^3
材　　料	ステンレス鋼

(2)　補助建屋冷却材ドレンタンク

基　　数	1
容　　量	約1.3m^3
材　　料	ステンレス鋼

(3)　冷却材貯蔵タンク

基　　数	3
容　　量	約220m^3／基
材　　料	ステンレス鋼

(4)　ほう酸回収装置混床式脱塩塔

基　　数	2
樹脂容量	約0.76m^3／基
本体材料	ステンレス鋼

(5)　ほう酸回収装置陽イオン脱塩塔

基　　数	1
樹脂容量	約0.57m^3
本体材料	ステンレス鋼

(6)　ほう酸回収装置

基　　数	1
容　　量	約3.4m^3／h
本体材料	ステンレス鋼

(7)　ほう酸蒸留水脱塩塔

基　　数	2
樹脂容量	約0.57m^3／基
本体材料	ステンレス鋼

(8)　モニタタンク

基　　数	2
容　　量	約41m^3／基
材　　料	ステンレス鋼

(9)　ほう酸濃縮液タンク

基　　数	1
容　　量	約４m^3
材　　料	ステンレス鋼

(10)　補助建屋機器ドレンタンク

基　　数	1
容　　量	約4.3m^3
材　　料	ステンレス鋼

(11)　補助建屋サンプタンク

基　　数	1
容　　量	約10m^3
材　　料	ステンレス鋼

(12)　燃料取扱建屋サンプタンク

基　　数	1
容　　量	約4.3m^3
材　　料	ステンレス鋼

(13)　A廃液貯蔵タンク

基　　数	1
容　　量	約30m^3
材　　料	ステンレス鋼

(14)　B廃液貯蔵タンク

基　　数	1
容　　量	約70m^3
材　　料	ステンレス鋼

(15)　A廃液蒸発装置

基　　数	1
容　　量	約0.45m^3／h
本体材料	ステンレス鋼

(16)　B廃液蒸発装置

基　　数	1
容　　量	約0.45m^3／h
本体材料	ステンレス鋼

(17)　廃液蒸留水モニタ脱塩塔

基　　数	2
樹脂容量	約0.34m^3／基
本体材料	ステンレス鋼

(18)　廃液蒸留水脱塩塔

基　　数	2
樹脂容量	約0.34m^3／基
本体材料	ステンレス鋼

(19)　廃液蒸留水モニタタンク

基　　数	2
容　　量	約10m^3／基
材　　料	ステンレス鋼

(20)　廃液蒸留水タンク

基　　数	2
容　　量	約10m^3／基
材　　料	ステンレス鋼

(21)　洗浄排水タンク（１号及び２号炉共用）

基　　数	3
容　　量	約30m^3／基
材　　料	ステンレス鋼

(22)　洗浄排水処理装置（１号及び２号炉共用）

基　　数	1
容　　量	約1.7m^3／h
本体材料	ステンレス鋼

(23)　洗浄排水蒸留水脱塩塔（１号及び２号炉共用）

基　　数	2
樹脂容量	約0.34m^3／基
本体材料	ステンレス鋼

(24)　洗浄排水モニタタンク（１号及び２号炉共用）

基　　数	2
容　　量	約15m^3／基
材　　料	ステンレス鋼

(25)　洗浄排水高濃縮装置（１号及び２号炉共用）

基　　数	1
容　　量	約60ℓ／ｈ
本体材料	耐食耐熱合金鋼

(26)　酸液ドレンタンク（１号及び２号炉共用）

基　　数	1
容　　量	約0.2m^3
材　　料	ステンレス鋼

(27)　薬品ドレンタンク（１号及び２号炉共用）

基　　数	1
容　　量	約10m^3
材　　料	ステンレス鋼

(28)　Ａドラム詰バッチタンク

基　　数	1
容　　量	約４m^3
材　　料	ステンレス鋼

(29)　Ｂドラム詰バッチタンク

基　　数	1
容　　量	約４m^3
材　　料	ステンレス鋼

(30)　洗浄排水濃縮液タンク（１号及び２号炉共用）

基　　数	1
容　　量	約４ｍ^3
材　　料	ステンレス鋼

第7.4.1表　固体廃棄物処理設備の主要仕様

(1)　使用済樹脂貯蔵タンク

基　　数	9
容　　量	約21m^3（１基当たり）
材　　料	ステンレス鋼

(2)　アスファルト固化装置（１号及び２号炉共用）

基　　数	1

(3)　セメント固化装置（１号及び２号炉共用）

基　　数	1

(4)　使用済液体用フィルタ取扱装置

基　　数	1

(5)　ベ　イ　ラ（１号及び２号炉共用）

基　　数	2

(6)　雑固体焼却設備（１号及び２号炉共用）

基　　数	1

(7)　固体廃棄物貯蔵庫（１号及び２号炉共用）

１－固体廃棄物貯蔵庫

面　　積	約3,000m^2
容　　量	約17,000本（200ℓドラム缶相当）

２－固体廃棄物貯蔵庫

面　　積	約8,230m^2
容　　量	約20,000本（200ℓドラム缶相当） 蒸気発生器６基、配管等、 原子炉容器上部ふた２基等

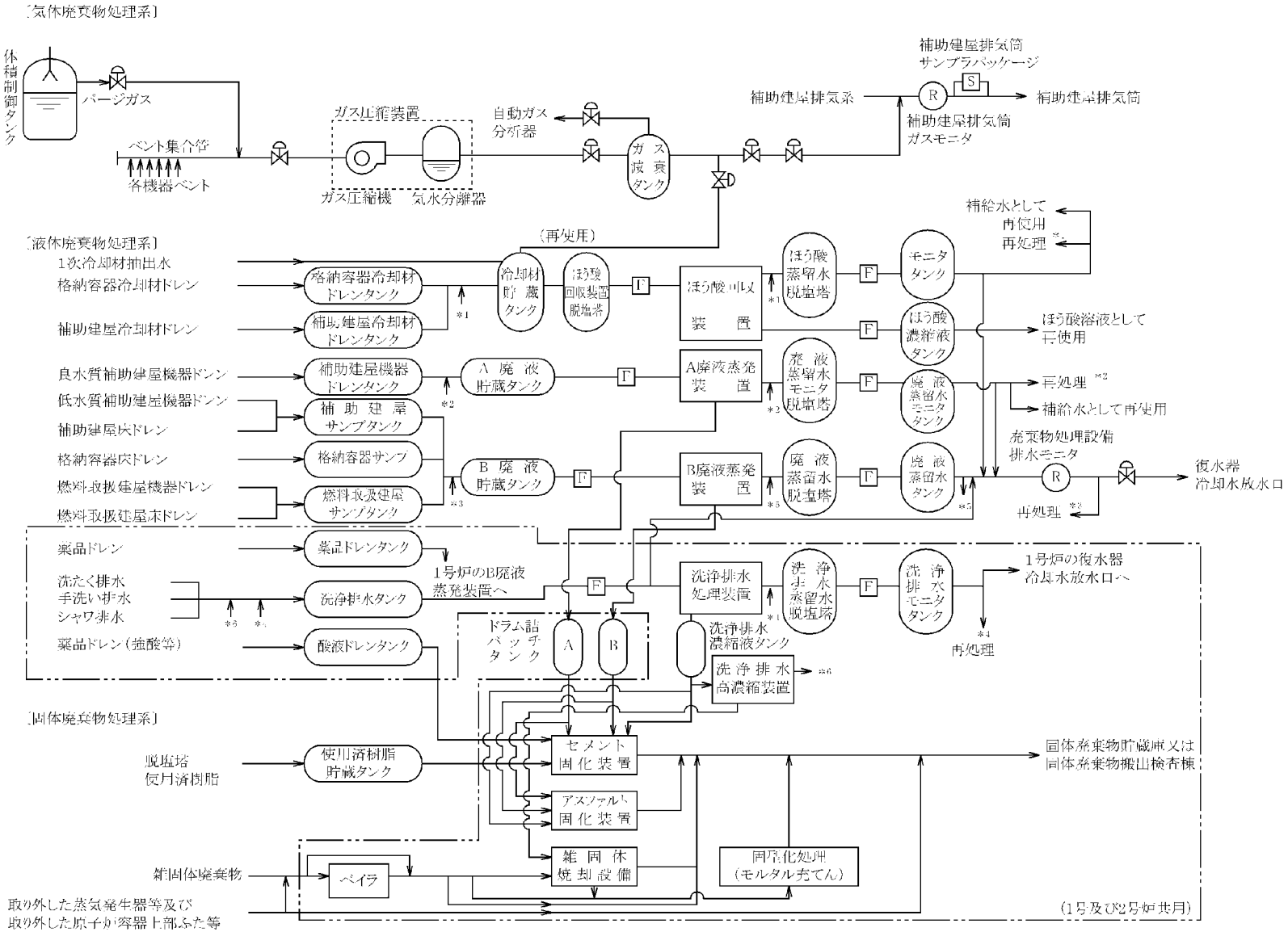
(8)　廃棄物搬出設備（１号及び２号炉共用）

・固体廃棄物搬出検査棟

面　　積	約2,760m^2
容　　量	約4,500本（200ℓ ドラム缶相当）

・ベイラ

基　　数	1



第 7.1.1 図　放射性廃棄物廃棄施設系統説明図

８．　放射線管理施設(1)

8.1　放射線管理設備(2)

8.1.1　通常運転時等

8.1.1.1　概　　要

放射線管理設備は、敷地周辺の一般公衆の放射線被ばくが十分低く保たれている事を監視するとともに、発電所従業員を、本発電所に起因する放射線被ばくから防護するために従業員の放射線被ばくを十分に監視及び管理するためのもので、放射線管理関係設備、放射線監視設備、放射線計測器の校正設備及び放射線防護設備からなる。

8.1.1.2　設計方針

放射線被ばくは、実用可能な限り低くすることとし、次の設計方針に基づき、放射線管理設備を設ける。

(1)　放射線業務従事者等、管理区域内に立入る者及び物品の搬出入に対して、出入管理、汚染管理及び各個人の被ばく管理ができるようにする。

(2)　発電所内外の空間放射線量率、放射性物質の濃度等を測定及び監視できる設計とする。

(3)　通常運転時及び万一の事故に備えて、必要な放射線計測器及び防護作業器材を備える。

(4)　中央制御室に必要な情報及び緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に必要な情報の通報が可能である設計とする。

(5)　事故時に監視が必要な放射線監視設備は、事故時の環境条件

（温度、圧力、蒸気雰囲気等）によってその機能が損なわれることのないものとする。

(6) 事故時に監視が必要な放射線監視設備は、非常用電源に接続する。

(7) 放射線監視設備は、測定対象核種、測定下限濃度、計測頻度、試料採取方法等を適切に定め管理すること等で、通常運転時、発電所外へ放出される放射性物質の放射能量を監視できる設計とする。

なお、放射線監視設備は「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に適合する設計とする。

(8) モニタリングステーション及びモニタリングポストは、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置を有し、電源切り替え時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、モニタリングステーション及びモニタリングポストから中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）までのデータ伝送系は、有線及び無線（一部衛星回線を含む。）により、多様性を有し、指示値は中央制御室で監視及び緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

(9) 放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評

価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定及び記録できる設計とする。

8.1.1.3　主要設備

8.1.1.3.1　放射線管理関係設備

出入管理、汚染管理、化学分析、放射性物質の濃度の測定等のため、次の設備を設ける。

(1)　出入管理設備

管理区域への立入りは、出入管理室（１号及び２号炉共用）を通る設計とし、ここで人員及び物品の出入管理を行う。ただし、燃料及び大型機器の搬出入に際しては、燃料取扱建屋、原子炉補助建屋、原子炉格納施設及び廃棄物処理建屋の機器搬入口に臨時の出入管理設備を設けて出入管理を行う。

廃棄物搬出建屋の管理区域への立入りについては、圧縮固化処理棟の出入管理室（１号及び２号炉共用）を通る設計とし、ここで出入管理を行う。

また、放射線管理に必要な各種サーベイメータ等を備える。

(2)　汚染管理設備

人の退出及び物品の搬出に伴う汚染の管理を行うために汚染管理設備（１号及び２号炉共用）を設ける。これには更衣室、シャワ室、手洗い場、退出モニタ、汚染衣類の洗たく室及び機器除染室がある。また、圧縮固化処理棟の汚染管理設備（１号及び２号炉共用）には、更衣室及び退出モニタを備える。

(3)　試料分析関係設備

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及び環境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、次のようなものを設ける。

ａ．原子炉系試料採取室

各種系統からの試料を採取するため、原子炉系試料採取室（１号及び２号炉共用）を設ける。

ｂ．放射化学室

管理区域内の液体及び気体試料の分析を行うため、放射化学室（１号及び２号炉共用）を設ける。

ｃ．一般化学室

管理区域外の液体及び気体試料の分析を行うため、一般化学室（１号及び２号炉共用）を設ける。

ｄ．放射能測定室

各種系統及び作業環境試料中の放射性物質濃度等を測定するため、放射能測定室（１号及び２号炉共用）を設ける。

また、圧縮固化処理棟に専用の放射能測定室（１号及び２号炉共用）を設ける。

ｅ．環境放射能測定室

海水、海洋生物、土壌、陸上生物等の環境試料中の放射性物質の濃度を測定するため、環境放射能測定室（１号及び２号炉共用）を設ける。

ｆ．校正線源室

サーベイメータ、エリアモニタ等の放射線測定器の校正及び校正用密封線源の保管をするために校正線源室（１号及び

２号炉共用）を設ける。

(4)　個人管理関係設備（１号及び２号炉共用）

発電所従業員等の被ばく管理のために蛍光ガラス線量計、警報付きポケット線量計、ホールボディカウンタ等を備える。

8.1.1.3.2　放射線監視設備

放射線監視設備は、プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備、周辺モニタリング設備及び放射線サーベイ設備からなり次の機能を有する。

ａ．各系統及び各エリアにおける放射能異常を早期に検出し、警報する。

ｂ．発電所外へ放出する放射性物質の濃度を常時監視する。

(1)　プロセスモニタリング設備

発電所外へ放出する放射性物質の濃度及び各系統の放射性物質の濃度を監視するため、主要な系統にプロセスモニタリング設備を設ける。この設備には、連続的に放射性物質の濃度を測定するプロセスモニタと連続的に試料を採取するよう素サンプラ及びサンプラパッケージがある。プロセスモニタは中央制御室内で自動記録、指示を行い、放射能レベルが設定値を超えた時は、中央制御室に警報を発する。よう素サンプラは、復水器真空ポンプから排出される排気ガス中の放射性よう素の濃度を、サンプラパッケージは、格納容器排気筒、補助建屋排気筒、焼却炉排気口、廃棄物処理建屋排気口及び圧縮固化処理棟排気口から放出される排気ガス中の放射性よう素、放射性粒子及びトリチウムの濃度を測定する

ための試料採取装置である。プロセスモニタとしては次のものがあり、その説明図を第8.1.1図に示し、設備仕様の概略を第8.1.5表に示す。

a．原子炉格納施設モニタ

原子炉格納施設内のガス中の放射能レベルを把握するため、原子炉格納施設内のガス中の放射性物質の濃度を監視する格納容器ガスモニタ及び格納容器じんあいモニタを設ける。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

b．排気筒ガスモニタ

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において、排気筒から放出されるガス中の放射性物質の量を把握するため、排気筒から放出されるガス中の放射性物質の濃度を監視するもので、補助建屋排気筒及び格納容器排気筒にガスモニタを設ける。検出器には、シンチレーション検出器及びＧＭ管検出器を使用する。

なお、検出器は事故時において十分な測定範囲を有するものとする。

c．復水器排気ガスモニタ

１次冷却系から２次冷却系への漏えいを検知するため、復水器真空ポンプからの排気ガス中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

d．蒸気発生器ブローダウン水モニタ

１次冷却系から２次冷却系への漏えいを検知するため、蒸気発生器２次側ブローダウン水中の放射性物質の濃度を監

視するモニタを設ける。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

e．原子炉補機冷却水モニタ

1次冷却設備、化学体積制御設備、放射性廃棄物廃棄施設、余熱除去設備等から、原子炉補機冷却水側への1次冷却材の漏えいを検知するため、原子炉補機冷却水中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

f．廃棄物処理設備排水モニタ

液体廃棄物処理設備から排出される排水中の放射性物質の量を確認するため排水中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

g．補助蒸気復水モニタ

液体廃棄物処理設備の廃液蒸発装置等の廃液側から蒸気ドレン側への廃液の漏えいを検知するため、加熱蒸気側ドレン中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

h．使用済燃料ピット排気ガスモニタ

使用済燃料の異常等を検知するため、使用済燃料ピット周りからの排気ガス中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

i．一般補機室排気ガスモニタ

ガス圧縮装置室等の空気中の放射性物質の濃度を把握するため、これらの区域からの排気ガス中の放射性物質の濃度

を監視するモニタを設ける。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

ｊ．安全補機室排気ガスモニタ

安全補機室等の空気中の放射性物質の濃度を把握するため、排気ガス中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

ｋ．アスファルト固化装置オフガスモニタ（１号及び２号炉共用）

アスファルト固化装置における復水器の排ガス及びタンク等のベントガス中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。検出器にはシンチレーション検出器を使用する。

ｌ．廃棄物処理建屋排気じんあいモニタ（１号及び２号炉共用）

廃棄物処理建屋の排気中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。検出器にはシンチレーション検出器を使用する。

ｍ．焼却炉排気じんあいモニタ（１号及び２号炉共用）

焼却炉の排ガス中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。検出器にはシンチレーション検出器を使用する。

ｎ．主蒸気管モニタ

蒸気発生器伝熱管破損事故時に主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁から放出される蒸気中の放射能監視を行う。検出器には電離箱を使用する。

ｏ．高感度型主蒸気管モニタ

主蒸気管中の放射性物質の濃度を監視し、１次冷却系から２次冷却系への漏えいを検知する。検出器にはシンチレーション検出器を使用する。

(2)　エリアモニタリング設備

作業環境の管理等のため管理区域内の主要箇所及び中央制御室に線量当量率を連続的に監視するエリアモニタリング設備を設ける。このモニタは、中央制御室で自動記録、指示するとともに放射線レベルが設定値を超えた時は、現場及び中央制御室に警報を発する。検出器には半導体又は電離箱を使用する。

エリアモニタを設ける区域は、次のとおりである。

a. 中央制御室（１号及び２号炉共用）

b. ドラム詰操作室（１号及び２号炉共用）

c. 使用済液体用フィルタドラム詰室

d. 放射化学室（１号及び２号炉共用）

e. 充てん／高圧注入ポンプ室

f. 使用済燃料ピット付近

g. 原子炉系試料採取室（１号及び２号炉共用）

h. 原子炉格納容器内（エアロック付近）

i. 原子炉格納容器内（炉内核計装付近）

j. 廃棄物処理建屋内（１号及び２号炉共用）

k. 圧縮固化処理棟内（１号及び２号炉共用）

さらに、事故時において、十分な測定範囲を有する格納容器内高レンジエリアモニタＡ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）を設ける。

(3) 野外管理用モニタリング設備（１号及び２号炉共用）

発電所外の空間線量及び空気、水、食物、土壌等環境試料中の放射性物質の濃度を監視する設備並びに測定器として次

のものを設ける。

a. 固定モニタリング設備

発電所敷地境界付近の空間放射線量率を連続的に測定するため、シンチレーション検出器等を備えたモニタリングステーション及びモニタリングポストを設けるほか、発電所敷地境界付近及びその周辺に空間積算線量を測定するため、蛍光ガラス線量計を備えたモニタリングポイントを設ける。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置を有し、電源切り替え時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、モニタリングステーション及びモニタリングポストから中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）までのデータ伝送系は、有線及び無線（一部衛星回線を含む。）により、多様性を有し、指示値は中央制御室で監視及び緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

主な野外管理用モニタリング設備仕様の概略を第 8.1.8 表に示す。

b.　環境試料の測定器

発電所敷地境界付近に空気中の放射性粒子を連続的にサンプリングするダストサンプラを設けるとともに発電所周辺の水、食物、土壌等環境試料中の放射性物質の濃度を測定するため、8.1.1.3.1（3）.e 環境放射能測定室に述べた測定器を備える。

c.　移動式放射能測定装置（モニタ車）

通常運転時に発電所敷地周辺のサーベイ、環境試料採取等に使用するため、移動式放射能測定装置（モニタ車）を備える。また事故時などに発電所敷地周辺の空間線量率、空気中の放射性物質の濃度を迅速に測定するため、緊急時用の移動式放射能測定装置（モニタ車）を備える。移動式放射能測定装置（モニタ車）には空間線量率測定器、空気中の放射性粒子及び放射性よう素の濃度を測定するサンプラと測定器、無線機等を搭載する。

d.　気象観測設備（１号炉で設置、共用）

放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のために発電所敷地内で気温、気温差、風向、風速、降雨量、日射量、放射収支量等を連続測定する気象観測設備を設ける。この設備は、中央制御室で自動記録を行う。

(4)　放射線サーベイ設備（１号及び２号炉共用）

所内外の必要箇所、特に管理区域内で運転員が頻繁に立入る箇所及び発電用原子炉の安全運転上必要な箇所については、空間線量率、空気中及び水中の放射性物質の濃度並びに表面

汚染密度のうち必要なものを定期的に測定監視する。

空間線量率については携帯用の各種サーベイメータにより、空気中及び水中の放射性物質の濃度についてはサンプリングによる放射能測定により、また、表面汚染密度についてはサーベイメータ又はスミヤ法による放射能測定によって行う。

8.1.1.3.3　放射線計測器の校正設備（１号炉で設置、共用）

放射線監視設備及びその他の放射線計測器を定期的に点検校正し、計測器の性能を維持、管理するための校正設備として、8.1.1.3.1.(3).ｆ校正線源室に述べた線源、機器を備える。

なお、校正ひん度は年１回以上とする。

8.1.1.3.4　放射線防護設備（１号炉で設置、共用）

放射線防護及び救助活動に必要な資材として、防護衣、空気呼吸器、防護マスク、無線機等の防護用機器を備える。また、鉛しゃへいブロック等のしゃへい用器材及び汚染除去用器材を備える。

8.1.1.4　手順等

(1)　モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源機能、警報機能及びデータ伝送系の多様性を維持するため、保守計画に基づき適切に保守管理、点検を実施するとともに必要に応じ補修を行う。

(2)　モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源、

警報及びデータ伝送系の保守・点検に関する教育を定期的に実施する。

8.1.2　重大事故等時

8.1.2.1　概　　要

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を設置及び保管する。重大事故等が発生した場合に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を保管する。

監視測定設備配備概要図を第 8.1.2 図に示す。

使用済燃料ピットに係る重大事故等により、使用済燃料ピット区域の空間線量率が変動する可能性のある範囲にわたり測定するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該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である原子炉格納容器内の放射線量率を計測又は監視及び記録ができる重大事故等対処設備を設置する。

緊急時対策所（指揮所）内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）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、測定する緊急時対策所エリアモニタを保管する。

8.1.2.2　設計方針

重大事故等対処設備（放射線量の測定）として、モニタリングステーション及びモニタリングポストを使用する。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近の放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、原子力災害対策特別措置法第10条及び第15条に定められた事象の判断に必要な十分な台数を設置する。

モニタリングステーション及びモニタリングポストについては、重大事故等対処設備としての地盤の変形及び変位又は地震等による機能喪失を考慮し、代替測定装置を有する設計とする。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、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大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

・モニタリングステーション及びモニタリングポスト（１号及び２号炉共用）

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

大容量空冷式発電機については、「10.2　代替電源設備」に記載する。

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を代替する重大事故等対処設備（放射線量の測定）として、可搬型モニタリングポストを使用する。

可搬型モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、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設計とし、モニタリングステーション及びモニタリングポストを代替し得る十分な個数を保管する。可搬型モニタリングポストの指示値は、無線（携帯電話回線及び衛星回線を含む。）により伝送し、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。可搬型モニタリングポストで測定した放射線量は、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。可搬型モニタリングポストの電源は、充電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

・可搬型モニタリングポスト（１号及び２号炉共用）

重大事故等対処設備（放射線量の測定）として、重大事故等が発生した場合に、発電用原子炉施設から放射性物質が放出される場合の放射線量を監視するために、可搬型エリアモニタを使用する。

可搬型エリアモニタは、重大事故等が発生した場合に、発電所海側や緊急時対策所側等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設計とする。可搬型エリアモニタの指示値は、無線により伝送し、緊急時対策所（指揮所）又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。可搬型エリアモニタで測定した放射線量は、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により

保存した記録が失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。可搬型エリアモニタの電源は、乾電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

・可搬型エリアモニタ（１号及び２号炉共用）

モニタリングカーのダスト・よう素サンプラ又はダスト・よう素測定装置が機能喪失した場合を代替する重大事故等対処設備（放射性物質の濃度の測定）として、放射能測定装置を使用する。

放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、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（空気中）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する設計とし、モニタリングカーの測定機能を代替し得る十分な個数を保管する。放射能測定装置（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ）の電源は、乾電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

・放射能測定装置（可搬型よう素サンプラ、可搬型ダストサンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ）（１号及び２号炉共用）

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度の測定及び放射線量の測定）として、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（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（空気中、水中、土壌中）及び放射線量を測定するために、放射能測定装置、電離箱サーベイメー

タ及び小型船舶を使用する。

放射能測定装置及び電離箱サーベイメータは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（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（空気中、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する設計とし、周辺海域においては、小型船舶を用いる設計とする。放射能測定装置（NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ）、電離箱サーベイメータの電源は、乾電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

・放射能測定装置（可搬型よう素サンプラ、可搬型ダストサンプラ、NaI シンチレーションサーベイメータ、GM 汚染サーベイメータ、ZnS シンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ）（１号及び２号炉共用）

・電離箱サーベイメータ（１号及び２号炉共用）

・小型船舶（１号及び２号炉共用）

これらの設備は、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設計とする。

重大事故等時に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の設備として以下の重大事故等対処設備（風向、風速その他の気象条件を測定）を設ける。