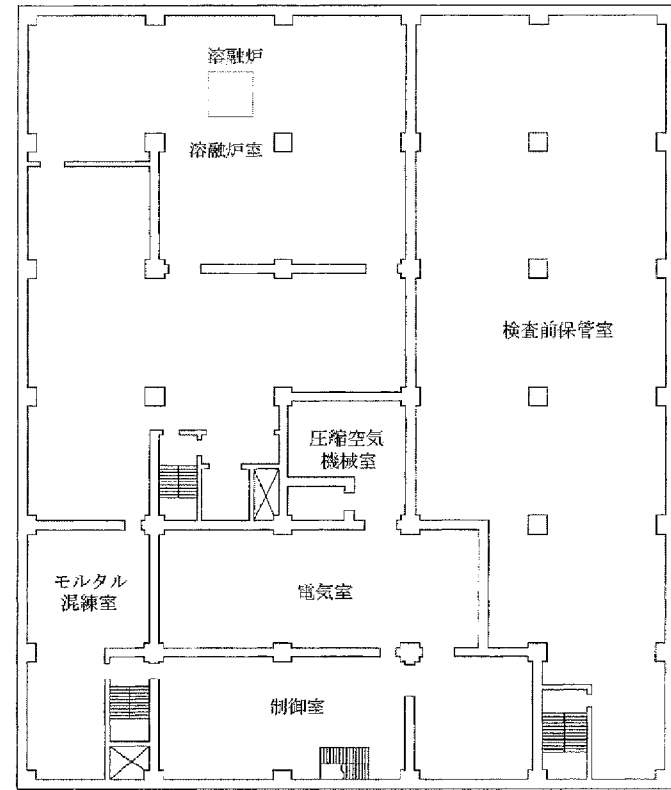
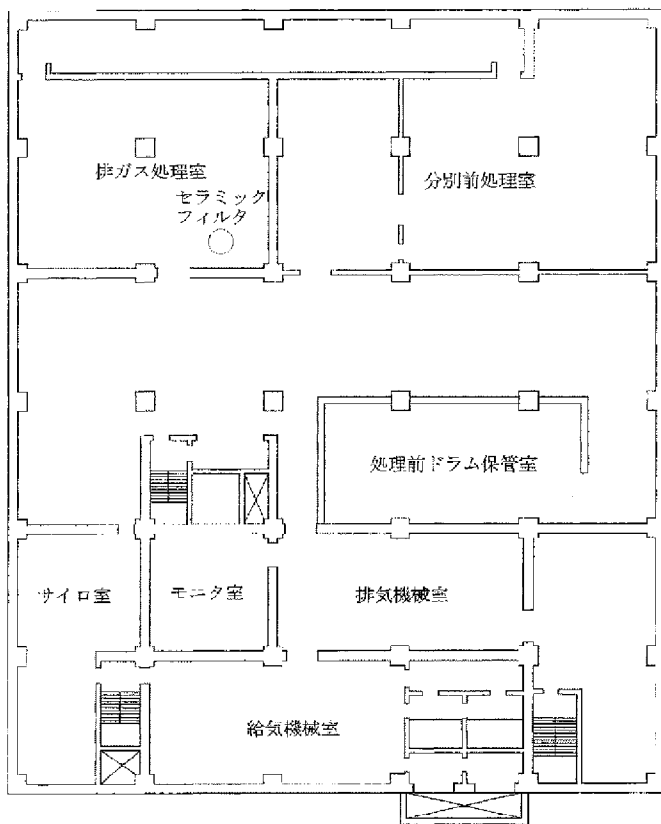


1階

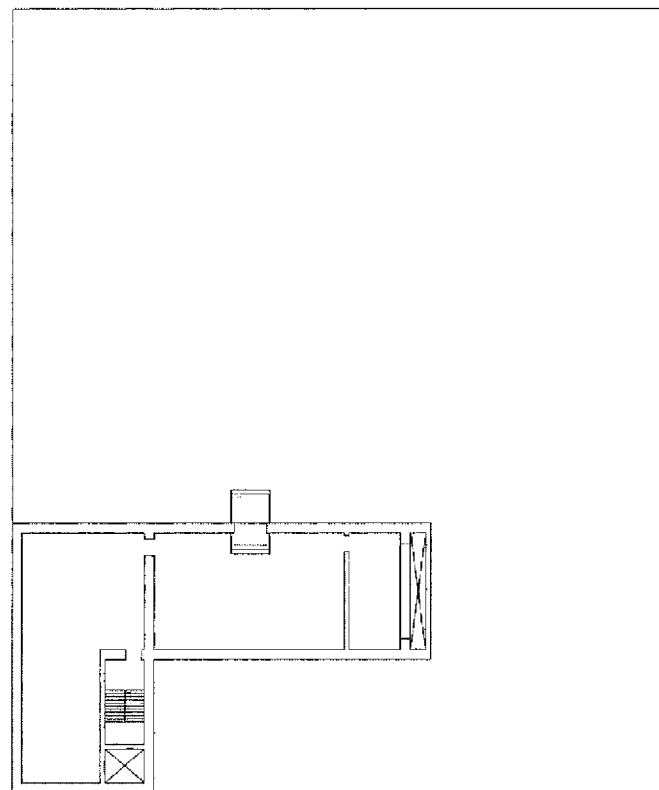


2階

第2.5.9図 雑固体溶融処理建屋平面図（1階及び2階）



3階



屋上

第2.5.10図 雑固体溶融処理建屋平面図（3階及び屋上）



□ : 防護上の観点から公開できません。

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。）

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、193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、中性子源又はプラグニングデバイスの挿入に使用する。

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ー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、熱エネルギー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、制御棒案内シンプル、炉内計装用案内シンプル、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　(2) 燃料体　(ii) 燃料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」及び「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プル、残り1本が炉内計装用案内シンプルである。制御棒案内シンプルは、制御棒クラスタ、バーナブルポイズン、中性子源又はプラグングデバイスの挿入に使用する。

(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。また、燃料集合体は設計基準事故時においても、原子炉を安全に停止し、かつ炉心の

冷却を確保し得る設計とする。

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、各構成要素が原則として A S M E 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図及び第3.2.3(1)図に示すように、17×17の正方配列を形成する燃料棒264本、制御棒案内シンプル24本、炉内計装用案内シンプル1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3.2.3(2)図及

び第 3.2.3(3)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トाइ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。

また、燃料集合体は支持格子が制御棒案内シンプルに固定された構造又は7個の中間支持格子が燃料棒に保持された構造である。原子炉内で隣り合う燃料集合体において、この構造の違い等により支持格子の位置ずれが生じるが、過大な位置ずれを起こさない構造としている。⁽²⁴⁾

制御棒は、制御棒案内シンプルとの間に十分な間隙があり、容易に挿入又は引き抜きができる。制御棒案内シンプルの下部は、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。

通常運転時、燃料集合体には上部ノズル押えばね力による反力、冷却材による水力的揚力、浮力、自重、下部炉心板からの反力による垂直方向荷重が作用する。また、スクラム時には、通常運転時の荷重に加え、制御棒クラスタが制御棒案内シンプルのダッシュポット部で減速される際の垂直方向荷重と、制御棒クラスタが上部ノズルと衝突する際の垂直方向荷重が作用する。垂直方向荷重のうち、上部ノズルからの荷重は制御棒案内シンプルより下部ノズルに伝わる。下部ノズルからの荷重は、下部ノズルと燃料棒が接触している場合は制御棒案内シンプルより上部ノズルへ伝わるとともに、一部燃料棒へも伝わる。下部ノズルと燃料棒が接触

していない場合は制御棒案内シンプルより上部ノズルへ伝わる。

また、1次冷却材喪失等の事故時においては、原子炉容器内の圧力変動と1次冷却材の流動変動に伴う荷重が作用する。

(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°C）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°C、燃焼に伴う溶融点の低下を 10,000 MWd/t 当たり 32°C とし、燃焼度 71,000MWd/t では約 2,570°C 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°C、燃焼に伴う溶融点の低下を 10,000MWd/t 当たり 32°C とし、燃焼度 71,000MWd/t では 2,350°C とする。ただし、第 1～第 20 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°C、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°C 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°C とし、燃焼に伴う溶融点の低下は 10,000MWd/t 当たり 32°C 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°C、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°C とする。ただし、第 4～第 20 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°C、燃料中心温度が最高となる燃焼度約 10,000MWd/t では 2,490°C 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 4～第 20 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 43.1kW/m 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 3.2.4 図に示すようにそれぞれ約 1,830℃及び約 2,270℃であり、制限値を十分下回っている。

また、ペレット初期密度約 97%理論密度の場合は、燃料寿命初期 0 MWd/t において、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り、この場合制限値は 2,580℃となるが、定格出力時の最大線出力密度 43.1kW/m 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、それぞれ約 1,800℃及び約 2,220℃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 33.4kW/m、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ペレット初期密度約 96%理論密度、ガドリニア濃度約 10wt% の場合の約 1,680℃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。

また、ペレット初期密度約 95%理論密度、ガドリニア濃度約

6 wt% の場合は、定格出力時の最大線出力密度 33.4kW/m 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 44.3kW/m に対する燃料中心最高温度は、それぞれ約 $1,610^{\circ}\text{C}$ 及び約 $1,960^{\circ}\text{C}$ 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 $2,440^{\circ}\text{C}$ 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 3.2.5 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3.2.6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。また、設計基準事故時においては応力及び変形を制限しているため、必要な強度及び機能を維持できる。

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グ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。また、1次冷却材の流動による燃料集合体及び燃料棒の不安定振動は、流水試験を行い発生しないことを確認していることから、問題とならない。

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トイ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プ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)}

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。

なお、1次冷却材喪失等の事故時においては、原子炉容器内の圧力変動と1次冷却材の流動変動に伴う荷重が燃料集合体に作用するが、燃料集合体の構成部品に発生する応力及び変形を制限する設計としているため、必要な強度及び機能を維持できる。

(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に加わるが、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ため、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3.2.19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进行检查し、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。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。国内における2022年3月までのジルカロイ被覆燃料及びジルコニウム基合金被覆燃料の商業炉での使用実績は、約655万本に達している。

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43.1kW/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) 1次冷却材が燃料集合体を冷却するように流路を確保する。

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、ねじれ等が生じないように設計する。
- (4) 炉内構造物は、熱遮へい体を設置して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挿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、原子炉容器外に取り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、その下面に取り付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、炉心槽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挿入するとき、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、燃料集合体の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図のように炉心槽、炉心バップル、下部炉心板、下部炉心支持板、熱遮へい体、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. 炉心槽は、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。炉心槽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。なお、炉心バッフルと炉心槽の間の流れは上向き流とし、1次冷却材の炉心バッフル板間げきから燃料集合体方向へ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、その上面に取り付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. 熱遮へい体は分割型であり、炉心槽の外側で中性子線量の大きい箇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、炉内計装筒より挿入された可動小型中性子束検出器のシングルが燃料集合体内の炉内計装用案内シングルに挿入できるように案内する。
- f. 熱遮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挿入し、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、制御棒クラスタの落下時の荷重、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槽を通して炉心槽フランジに伝わり、原子炉容器フランジ部で支持される。水平方向荷重は、炉心槽に伝わり、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、炉心槽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槽に伝わる。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等を使用する。

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お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、炉心入口で均一化される。また、バイパス流に対しては、バイパスを生じ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) 中性子遮へい

1次冷却材自身の放射線遮へい効果に加えて、原子炉容器への中性子照射を少なくするための熱遮へい体の設置により、運

転期間中、使用材料のじん性を保つことができる。

(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ため、炉内中性子束計測用シンブルを案内できる。

また、熱遮へい体に照射試験片ホルダ案内管を設置しているため、照射試験片用カプセルの挿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、安全かつ容易に分離できる構造であるため、燃料の取替は安全かつ適切にできる。また、原子炉容器外へも取り出すことができ、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、自重により炉心に挿入される。
- (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構造等の技術基準（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挿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プル内を、上下に移動する。

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

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

制御棒には、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、ほう素入り吸収材（ほうけい酸ガラ

ス管) を耐食性の被覆管に充てんし、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プルに挿入する。初装荷炉心のバーナブルポイズン棒の総数は1,830本で、第3.2.11図及び第3.2.12図に示すように24本・20本・16本・10本の4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抑制効果の分だけ、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必要がある場合又は出力分布調整が必要な場合は、引き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1,830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。

バーナブルポイズン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、被覆管の応力は A S M E Sec. III に準じた許容応力を超えないこととする。

(3) 制御棒駆動装置

制御棒クラスタは、原子炉容器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、原子炉容器ふたに取付けたふた用管台に取付ける。

b. コイルアセンブリ

第3.2.15図に示すように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、取り外しを容易にする。コイルアセンブリの運転中の発生熱を除去するため、制御棒駆動装置冷却装置を設け、常時、制御棒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、第3.2.15図に示すように圧力ハウジング内に収容するラッチ、プランジャー等から構成し、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ーの動作により、駆動軸を上下に駆動する。プランジャー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、駆動軸の溝及びラッチ先端の摩耗を最小にする。

通常運転時、駆動軸は、ステーション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。ステーション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遮断されると、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設計する。

d. 駆 動 軸

駆動軸には、ラッチとかみ合う円周状の溝を設け、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り外しは、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挿入と、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. ステーション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遮断されると、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する。
- 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プルには、制御棒クラスタ、バーナブルポイズンの他にシンプルプラグ及び中性子源を挿入する。シンプルプラグは、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 シンプルプラグ

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プルを通るバイパス流量を制限するため、シンプ

プラグを挿入する。シンプルプラグは第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。

シンプルプラグの材料は、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プルに挿入し、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次中性子源棒及び23本のバーナブルポイズン棒から構成する。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次中性子源棒及び20本のシンプルプラグから構成する。1次中性子源の材料は、約 $0.6 \times 10^{10} \text{Bq}$ 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、スプリング以外は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ることはない。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。

ドッ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 $0.016\Delta K/K$ 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 $0.010\Delta K/K$ 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 0.0012Δ

K / K 以下、高温零出力時サイクル初期で $0.0066 \Delta K / K$ 以下、サイクル末期で $0.0087 \Delta K / K$ 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、 $75 \times 10^{-5} (\Delta K / K) / s$ 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 $2.5 \times 10^{-3} \Delta K / K$ 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、ドッ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 D N B R 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、 $55,000 \text{MWd} / t$ 以下となる設計とする。ただし、第 1 ～ 第 20 領域燃料については、燃料集合体の最高燃焼度は $48,000 \text{MWd} / t$ 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、 S_A 、 S_B 、 S_C 及び S_D の4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き抜きを行う。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53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小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び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。

制御棒クラスタ引き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 $75 \times 10^{-5} (\Delta K / K) / s$ 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、 $2.5 \times 10^{-3} \Delta K / K$ を上回

ることはない。

さらに、制御棒クラスタ飛び出し時の添加反応度は、高温全出力時 $0.0012\Delta K/K$ を、高温零出力時サイクル初期で $0.0066\Delta K/K$ 、サイクル末期で $0.0087\Delta K/K$ 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 $0.010\Delta K/K$ 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 $11\text{ppm}/\text{min}$ 以下であり、正の反応度添加率は $1.1\times 10^{-3}(\Delta K/K)/\text{min}$ 以下である。一方、ほう酸ポンプ1台及び充てんポンプ1台使用時のほう素添加速度は、約 $3.2\text{ppm}/\text{min}$ 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、 $0.18\times 10^{-3}(\Delta K/K)/\text{min}$ 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、 $3,100\text{ppm}$ 以上であり、制御棒クラスタ全挿入の状態を実効増倍率を 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。

ドップラ係数は、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、ドッ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 ($F_{\Delta H}^N$)

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 $F_{X,Y}^N$ ）である。

(b) 核的熱流束熱水路係数 (F_Q^N)

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。

$$F_Q^N = \text{Max} \{ P(X, Y, Z) \} \times F_U^N$$

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_U^N : 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。

$$F_Q^N = \text{Max} \{ P(X, Y, Z) \times S(Z) \} \times F_U^N$$

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) T.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。

$$F_Q(Z) = \text{Max} \{ P(X, Y, Z) \times F_U^N \times F_Q^E \}_{X, Y}$$

$$F_Q = \text{Max} \{ F_Q(Z) \}_Z$$

ここで、

$F_Q(Z)$: 炉心高さ Z における最大線出力密度と炉心平均線出力密度の比

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

$$F_Q = \text{Max} \{ F_Q(Z) \times S(Z) \}_Z$$

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。

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

$$F_Q(Z) \leq 2.32 \times K(Z) / P \quad (P > 0.5)$$

(ペレット焼きしまり効果を含まない)

$$\leq 4.64 \times K(Z) \quad (P \leq 0.5)$$

(ペレット焼きしまり効果を含まない)

ここで、

P : 原子炉相対出力

$K(Z)$: 第 3.3.5 図に示す炉心高さ Z に依存する F_Q 制限係

数

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、水平方向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、アキシヤ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、 $F_{\text{Q}}(Z)$ を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、ドッ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、アキシヤルオフセットを適

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、水平方向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60体であり、その際の取出燃料の平均燃焼度は、約50,000MWd/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⁽³¹⁾

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3,411MWは、193体の燃料集合体による実効熱伝達面積約5,550m²と炉心の平均熱流束約599kW/m²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 60.1×10^6 kg/h、圧力約15.4MPa [gage]、原子炉容器入口温度約289℃、原子炉容器出口温度約325℃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20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 $2,600^{\circ}\text{C}$ 、燃焼に伴う溶融点の低下を考慮して燃焼度 $62,000\text{MWd}/\text{t}$ では $2,400^{\circ}\text{C}$ 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 $2,480^{\circ}\text{C}$ 、燃料中心温度が最高となる燃焼度約 $10,000\text{MWd}/\text{t}$ で $2,440^{\circ}\text{C}$ とする。ただし、第4～第20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 $2,530^{\circ}\text{C}$ 、燃料中心温度が最高となる燃焼度約 $10,000\text{MWd}/\text{t}$ では $2,490^{\circ}\text{C}$ 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 | 2.19 |
| b. 燃料棒最大線出力密度 | $43.1\text{kW}/\text{m}$ |

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ー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ー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. 各水路の解析

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

D N B R 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、D N B 熱流束は冷却材条件に応じて、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) D N B R (1) (6) (13) (14) (24) (25) (26) (27) (28) (30)

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D N B R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。

D N B R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、D N B熱流束は冷却材条件に応じてD N B相関式により求める。D N B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、D N B相関式として主に「M I R C - 1相関式」又は「N F I - 1相関式」を使用する。

D N B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。

「M I R C - 1相関式」及び「N F I - 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D N B試験結果から求めたものであり、本原子炉のD N B熱流束を適切に求めることができる。

D N B相関式に入力される炉心内局所的冷却材条件は、T H I N C - IVコード又は改良C O B R A - 3 Cコードによるサブチャン

ネル解析により求められる。

「MIR C - 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

$$DNBR_{SL} = DNBR_{DL} / F_{DNBR, Z}^M$$

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

ここで、

$DNBR_{SL}$: 最小DNBRの許容限界値

$DNBR_{DL}$: DNBR設計限界値

$F_{DNBR, Z}^M$: DNBペナルティのための余裕

$F_{DNBR, Z}^U$: 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. DNBR 相関式の不確定性

平均値を 1.0 とし、DNBR 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. 原子炉容器上部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 ($F_{\Delta H}^N$)

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 ($F_{\Delta H}^N$) が重要になる。 $F_{\Delta H}^N$ の最確値は、水平方向ピーキング係数 ($F_{X,Y}^N$) 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 $F_{\Delta H}^N$ 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 $F_{\Delta H}^N$ 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 ΔT 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 DNB R 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 DNB R 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 DNB R の許容限界値

($DNB R_{SL}$) 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 ($F_{DNBR, Z}^M$) 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 2.19 である。

なお、運転時の異常な過渡変化時において、炉心圧力が 9.8MPa 未満に低下する事象に関しては「W-3 相関式」を使用する。

「W-3 相関式」は、種々の冷却材条件下における DNB 試験の結果より求めた等価一様 DNB 熱流束に関する相関式を基本として、発熱分布の効果等を考慮した相関式であり、圧力 9.8MPa 未満においても DNB 熱流束を適切に求めることができる。

「W-3 相関式」を使用した評価では、入力パラメータとして固定値を用い、最小 $DNBR$ の許容限界値は 1.30 とする。

(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。

$$\int_{T_s}^{T_c} K(T) dT = \frac{q' \cdot f}{4\pi}$$

ここで、

$K(T)$: 均一的な密度分布を持つペレット熱伝導率
($W/(m \cdot ^\circ C)$)

q' : 線出力密度 (W/m)

T_s : ペレット表面温度 ($^\circ C$)

T_c : ペレット中心温度 ($^\circ C$)

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。

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

ここで、

h : 熱伝達率 ($W / (m^2 \cdot ^\circ C)$)

D_e : 水力的等価直径 (m)

K : 流体の熱伝導率 ($W / (m \cdot ^\circ C)$)

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。

$$\Delta T_{s a t} = \alpha \cdot \exp(-\beta \cdot P) \cdot (q'')^{0.5}$$

ここで、

$\Delta T_{s a t}$: $T_w - T_{s a t}$ ($^\circ C$)

P : 原子炉圧力 (MPa)

q'' : 局所熱流束 (W / m^2)

T_w : 被覆管表面温度 ($^\circ C$)

$T_{s a t}$: 飽和温度 ($^\circ C$)

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°Cとなるが、定格出力時の最大線出力密度43.1kW/m時の燃料中心最高温度は約1,830°C、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°Cであり、制限値を十分下回っている。

また、ペレット初期密度約97%理論密度の場合は、燃料寿命初期0 MWd/tにおいて、燃料中心温度が最高となり、この場合の制限値は2,580°Cとなるが、定格出力時の最大線出力密度43.1kW/m時の燃料中心最高温度は約1,800°C、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2,220°C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、ペレット初期密度約96%理論密度、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°Cとなるが、定格出力時の最大線出力密度33.4kW/m時の燃料中心最高温度は約1,680°C、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°Cであり、制限値を十分下回っている。

また、ペレット初期密度約95%理論密度、ガドリニア濃度約6 wt%の場合は、燃焼度約10,000MWd/tにおいて、燃料中心温度が最

高となり、この場合の制限値は $2,440^{\circ}\text{C}$ となるが、定格出力時の最大線出力密度 $33.4\text{kW}/\text{m}$ 時の燃料中心最高温度は約 $1,610^{\circ}\text{C}$ 、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 $44.3\text{kW}/\text{m}$ 時の燃料中心最高温度は約 $1,960^{\circ}\text{C}$ 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 ΔT 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 ΔT 高」原子炉トリップと同様に「過大出力 ΔT 高」原子炉トリップにより保護される。

「過大出力 ΔT 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、ドッ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) $\pm 10\%$ 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) $\pm 5\% / \text{min}$ のランプ状負荷変化

第3.5.4図は、 $5\% / \text{min}$ 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き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向かう。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と同時に定格運転圧力に回復する。

第3.5.5図は $5\% / \text{min}$ 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（信頼性向上燃料）の機械設計」
MNF-1010
三菱原子燃料 令和4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8
原子燃料工業 平成23年
- (3) 「原燃工製 PWR ステップ 2 燃料の機械設計について（玄海 4 号）」
NFK-8133 改1
原子燃料工業 平成20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11
原子燃料工業 平成21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2
三菱重工業 平成21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」
MNF-1002 改2
三菱原子燃料 令和4年
- (16) 「原燃工B型燃料の照射実績」
NFK-8049 改18
原子燃料工業 令和4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2
三菱重工業 平成18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3
原子燃料工業 平成18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
（4ループ17×17型ステップ2燃料集合体）」
NFK-8122
原子燃料工業 平成14年

- (25) 「T H I N C - I V コードの概要」
MAPI-1044
三菱原子力工業 昭和51年
- (26) 「P W R 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D N B 相関式 (M I R C - 1) について」
MAPI-1075 改4
三菱重工業 平成18年
- (28) 「原燃工新D N B 相関式 (N F I - 1) について」
NFK-8087 改2
原子燃料工業 平成19年
- (29) 「三菱P W R の過渡解析と実測の比較」
MAPI-1046 改1
三菱重工業 平成14年
- (30) 「D N B 相関式について」
MAPI-1029 改3
三菱重工業 平成16年
- (31) 「取替炉心検討会報告書」
原子炉安全専門審査会 昭和52年5月20日

第3.1.1表 発電用原子炉及び炉心の主要仕様（4号炉）

炉心熱出力	約3,411MW
1次冷却材全流量	約 60.1×10^6 kg/h
原子炉容器入口1次冷却材温度	約289°C
原子炉容器出口1次冷却材温度	約325°C
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3.37m
炉心全ウラン量	約91t
冷却回路数	4

第3.2.1表 燃料の主要仕様（4号炉）

(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2.0wt%
第2領域	約3.5wt%
第3領域	約4.1wt%
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～第20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20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9.5mm、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1,830°C
	約1,680°C (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°C
(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°C (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－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20領域	ジルカロイ－4
外 径	約9.50mm
厚 さ	約0.57mm
ただし、第4～第20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	193
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	50,952
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				
制御棒案内シンプル材料	ジルカロイ - 4				
集合体当たり制御棒案内シンプル本数	24				
制御棒案内シンプル					
外径	<table> <tr> <td>上部</td> <td>約12.2mm</td> </tr> <tr> <td>下部</td> <td>約10.9mm (ダッシュポット部)</td> </tr> </table>	上部	約12.2mm	下部	約10.9mm (ダッシュポット部)
上部	約12.2mm				
下部	約10.9mm (ダッシュポット部)				
厚さ	<table> <tr> <td>上部</td> <td>約0.41mm</td> </tr> <tr> <td>下部</td> <td>約0.41mm (ダッシュポット部)</td> </tr> </table>	上部	約0.41mm	下部	約0.41mm (ダッシュポット部)
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プル材料	ジルカロイ - 4				
集合体当たり炉内計装用案内シンプル本数	1				
炉内計装用案内シンプル					
外径	約12.2mm				
厚さ	約0.41mm				
上部ノズル及び下部ノズル材料	ステンレス鋼				
燃 焼 度					
取替燃料集合体平均	約50,000MWd/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20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
	炉心槽内径 約3.8m
	(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

クラスタの数	53
クラスタ当たり制御棒本数	24
制御棒有効長さ	約3.6m
吸収材直径	約8.7mm
吸収材材料	銀・インジウム・カドミウム (80%、15%、5%)合金
被覆管厚さ	約0.5mm
被覆管材料	ステンレス鋼

第3.2.4表 バーナブルポイズンの設備仕様

バーナブルポイズン棒本数		
	初装荷炉心	1,830本
	取替炉心	1,830本以下
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
被覆管材料		ステンレス鋼
被覆管外径		約9.7mm

第3.2.5表 制御棒駆動装置の設備仕様

駆動方式	通常運転時	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		57 (うち4本は、将来の燃料設計 変更に備えた予備)
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)		2.2s 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 0.6×10^{10} Bq (1本あたり)
本数	2
線源外径	約8.4mm
線源長さ	約38mm
被覆管材料	ステンレス鋼
被覆管外径	約9.7mm

(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8.6mm
線源長さ	約2,235mm
被覆管材料	ステンレス鋼
被覆管外径	約9.7mm

第3.3.1表 核設計値（4号炉）

(1) 炉 心

有効高さ	約3.66m
等価直径	約3.37m
減速材／ウラン体積比(低温時)	約3.4～約3.6
燃料集合体数	193
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2.0wt%
第2領域	約3.5wt%
第3領域	約4.1wt%
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～第20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 50,000MWd/t

(2) 熱水路係数（定格出力時）

$F_Q(Z)$ 2.32 × K (Z) 以下

〔ペレット焼きしまり〕
効果を含まない。〕

$F_{\Delta H}^N$ 1.64 以下

(3) 線出力密度

定格出力時平均 約 17.9kW/m

定格出力時最大 41.5kW/m 〔ペレット焼きしまり〕
効果を含まない。〕

32.2kW/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 0.95
（全制御棒クラスタ挿入）（約 2,200ppm）

低温停止 0.99
（全制御棒クラスタ引き抜き）（約 2,100ppm）

高温停止 0.98
（全制御棒クラスタ引き抜き）（約 2,200ppm）

高温全出力 1.00
（全制御棒クラスタ引き抜き）（約 1,700ppm）

高温全出力 1.00
〔全制御棒クラスタ引き抜き〕
〔キセノン、サマリウム平衡〕（約 1,300ppm）

(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 $0.05 \Delta K / K$
ほう素濃度調整	$0.18 \Delta K / K$ 以上 (約3,100ppm)
バーナブルポイズン (サイクル初期)	約 $0.08 \Delta K / K$ 以下

(6) 反応度係数

減速材温度係数	$(+0.8 \sim -9.4) \times 10^{-4} (\Delta K / K) / ^\circ C$ (減速材温度係数は、高温出力運転状態では負である。)
ドップラ係数	$(-1.8 \sim -5.2) \times 10^{-5} (\Delta K / K) / ^\circ C$
ボイド係数	$(+0.7 \sim -3.1) \times 10^{-3} (\Delta K / K) / \% \text{ボイド}$
圧力係数	$(+8.2 \sim -0.5) \times 10^{-4} (\Delta K / K) / (\text{MPa})$
減速材密度係数	$(+0.51 \sim 0) (\Delta K / K) / (\text{g} / \text{cm}^3)$

(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	0.75~0.44 (%)
即発中性子寿命	20~9 (μsec)

第3.3.2表 反応度停止余裕（4号炉）

	<u>平衡炉心 サイクル末期</u>	<u>予定外取出炉心 サイクル末期</u>
1. 所要制御反応度	約2.81% $\Delta K/K$	約2.77% $\Delta K/K$
出力欠損	約2.76% $\Delta K/K$	約2.72% $\Delta K/K$
ボイド減少	約0.05% $\Delta K/K$	約0.05% $\Delta K/K$
2. 制御棒クラスタの反応度	約4.60% $\Delta K/K$	約4.42% $\Delta K/K$
3. 反応度停止余裕	約1.79% $\Delta K/K$	約1.65% $\Delta K/K$

第3.3.3表 炉心の主要パラメータ（4号炉）

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)	32		
		B	4.8wt%	28	13	
	第(M-1)領域	A	4.8wt% (Gd入り) ^(注)	32	32	
		B	4.8wt%	28	28	
	第M領域	A	4.8wt% (Gd入り) ^(注)	32	32	
		B	4.8wt%	28	20	
	第(M+1)領域	A	4.8wt% (Gd入り) ^(注)		40	
		B	4.8wt%		28	
	サイクル燃焼度 (MWd/t)				15,500	15,500
	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)				1,650	1,560	
取出燃料集合体の平均燃焼度 (MWd/t)				50,000	50,000	

(注) 3.2wt% ²³⁵U-10wt% Gd₂O₃入り UO₂燃料棒を24本含む。

第3.3.4表 炉心の安全性確認項目（4号炉）

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)		% $\Delta K/K$	≥ 1.6	1.79	1.65
最大線出力密度 ^(注1)		kW/m	≤ 41.5	35.3	36.7
燃料集合体最高燃焼度		MWd/t	$\leq 55,000$	54,700	54,800
F_{XY}^N		—	≤ 1.52	1.43	1.43
減速材温度係数 $\frac{\delta \rho}{\delta T_m}$		$10^{-5}(\Delta K/K)/^{\circ}C$	$-94 \sim +8$ ^(注4)	$-68 \sim -6.8$	$-67 \sim -9.6$
ドップラ係数 $\frac{\delta \rho}{\delta T_f}$		$10^{-5}(\Delta K/K)/^{\circ}C$	$-5.2 \sim -1.8$	$-3.4 \sim -2.5$	$-3.4 \sim -2.5$
制 御 棒 落 下 時	落下制御棒価値	% $\Delta K/K$	≤ 0.25	0.15	0.14
	$F_{\Delta H}^N$	—	≤ 1.87	1.65	1.67
制 御 棒 飛 び 出 し 時 F_Q	サイクル 初 期	HZP ^(注2)	—	≤ 15	7.5
		HFP ^(注3)	—	≤ 5.0	2.1
	サイクル 末 期	HZP	—	≤ 25	17
		HFP	—	≤ 5.0	2.2
飛 び 出 し 制 御 棒 価 値	サイクル 初 期	HZP	% $\Delta K/K$	≤ 0.66	0.32
		HFP	% $\Delta K/K$	≤ 0.12	0.02
	サイクル 末 期	HZP	% $\Delta K/K$	≤ 0.87	0.66
		HFP	% $\Delta K/K$	≤ 0.12	0.03
最大反応度添加率		$10^{-5}(\Delta K/K)/s$	≤ 75	34	31
出力運転時ほう素濃度		ppm	$\leq 2,100$	1,701	1,613

(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

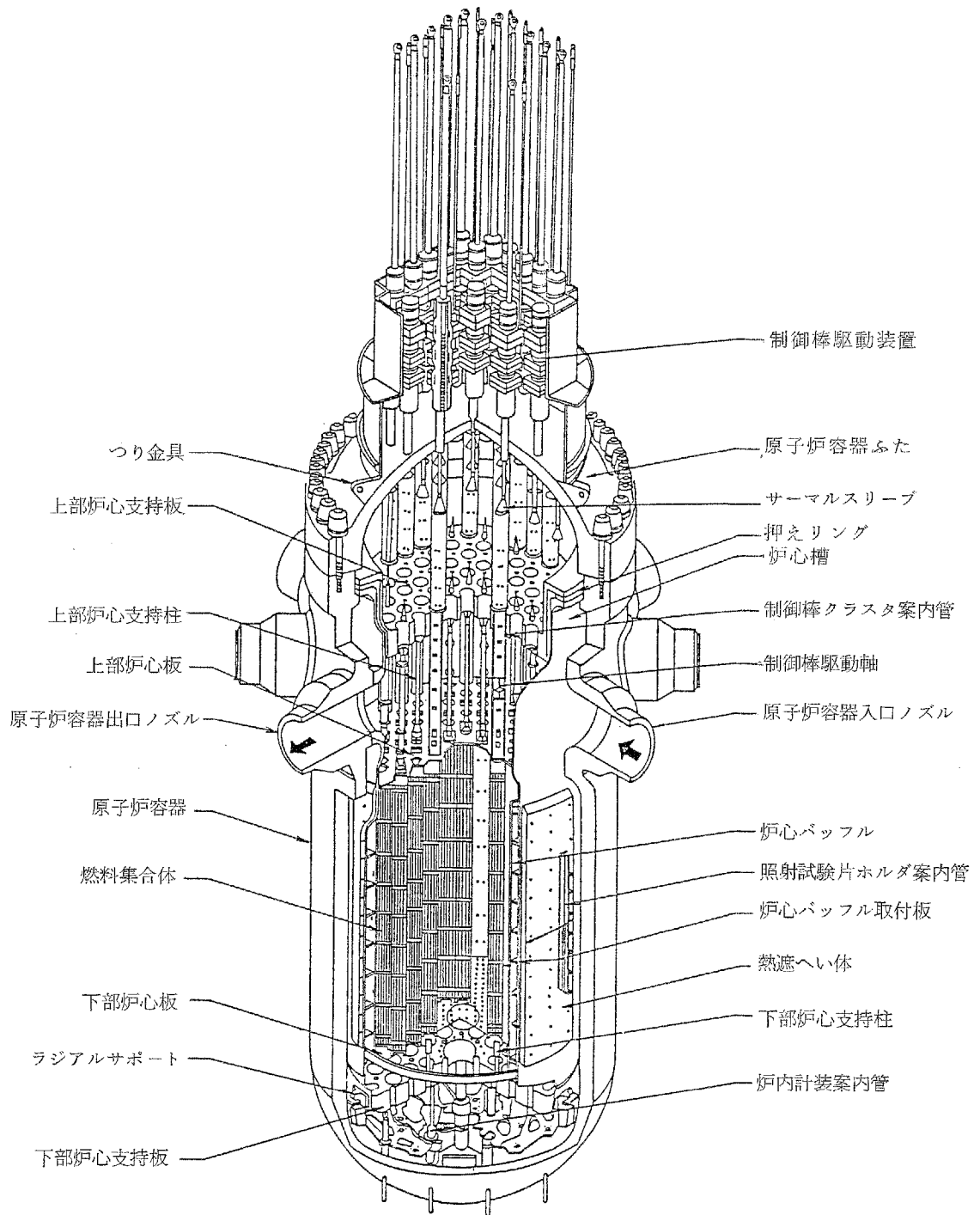
(注3) HFP：高温全出力時

(注4) 原子炉起動時に想定する事象の安全解析使用値として正の範囲の上限値を記載している。

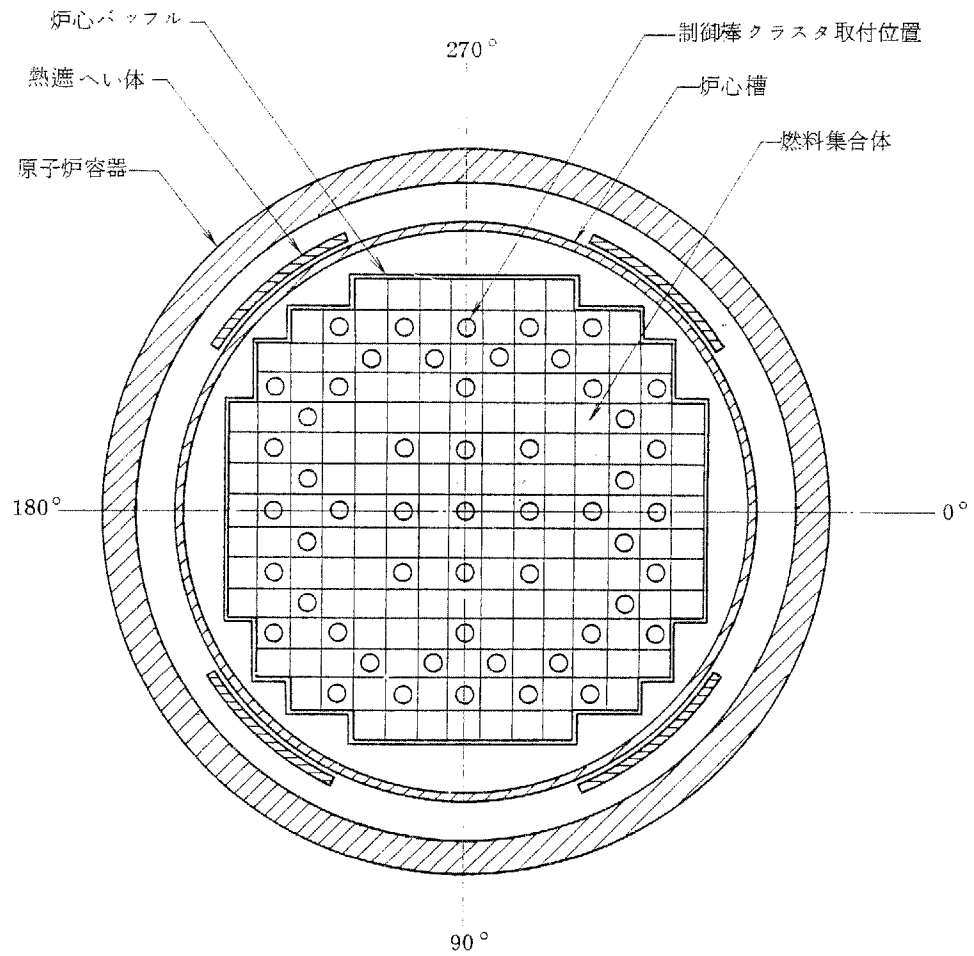
第3.4.1表 熱水力設計値（4号炉）

炉心熱出力	約3,411MW
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 60.1×10^6 kg/h
炉心バイパス流量割合	約4.5%
実効熱伝達面積	約5,550m ²
原子炉容器入口1次冷却材温度	約289℃
原子炉容器出口1次冷却材温度	約325℃
平均出力密度	約105kW/ℓ
熱流束	
定格出力時平均	約599kW/m ²
定格出力時最大	約1,443kW/m ²
線出力密度	
定格出力時平均	約17.9kW/m
定格出力時最大	43.1kW/m
	33.4kW/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
$F_{\Delta H}^N$	1.64
燃料中心最高温度	
定格出力時	約1,830℃
	約1,680℃ (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料)

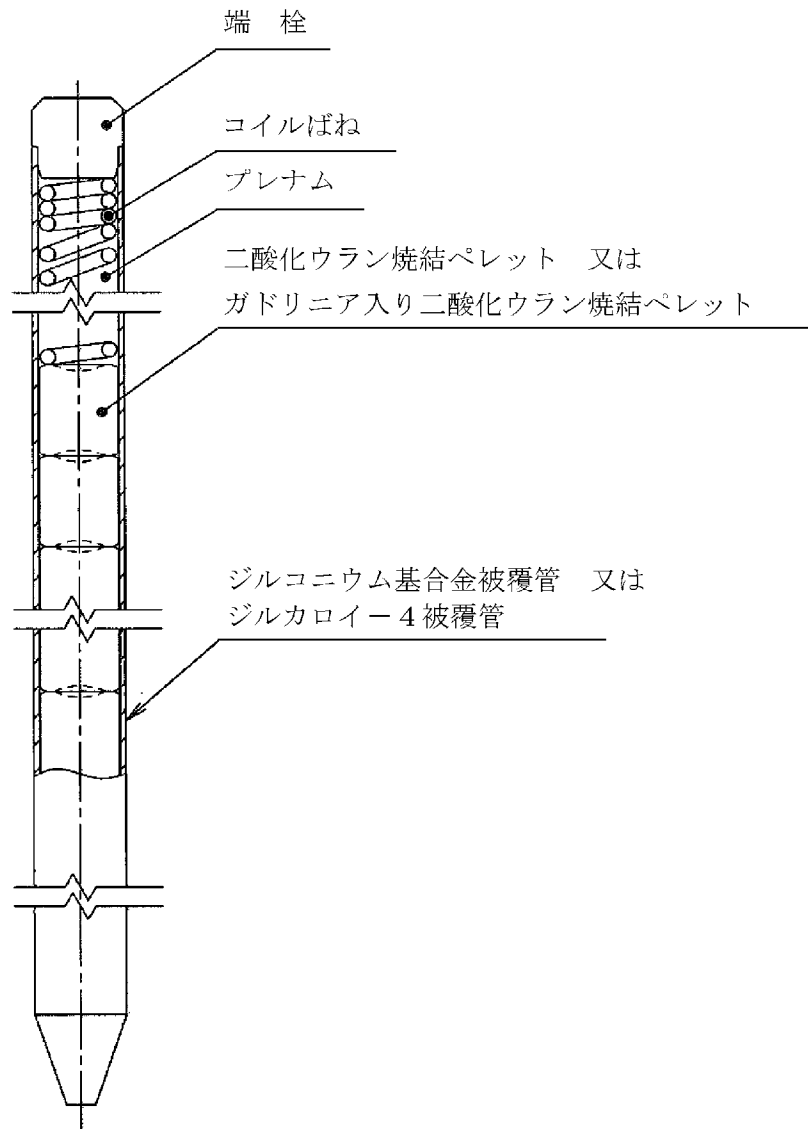
最大線出力密度 59.1kW/m時	約 2,270°C
(ガドリニア入り二酸化ウラン 燃料については 44.3kW/m時)	約 2,040°C (ガドリニア入り二酸化ウラン燃料)
最小 D N B R	
定格出力時	2.19
運転時の異常な過渡変化時	1.42以上 (M I R C - 1 相関式、 N F I - 1 相関式)
	1.30以上 (W - 3 相関式)



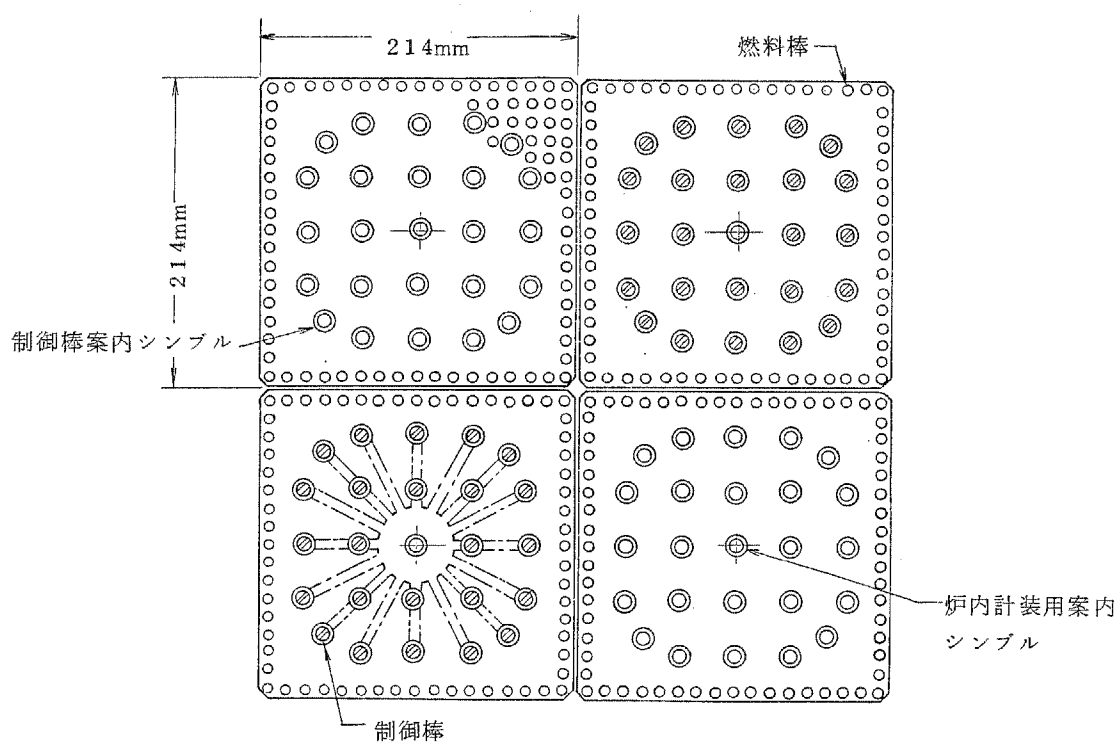
第 3. 1. 1 図 原子炉容器内構造説明図



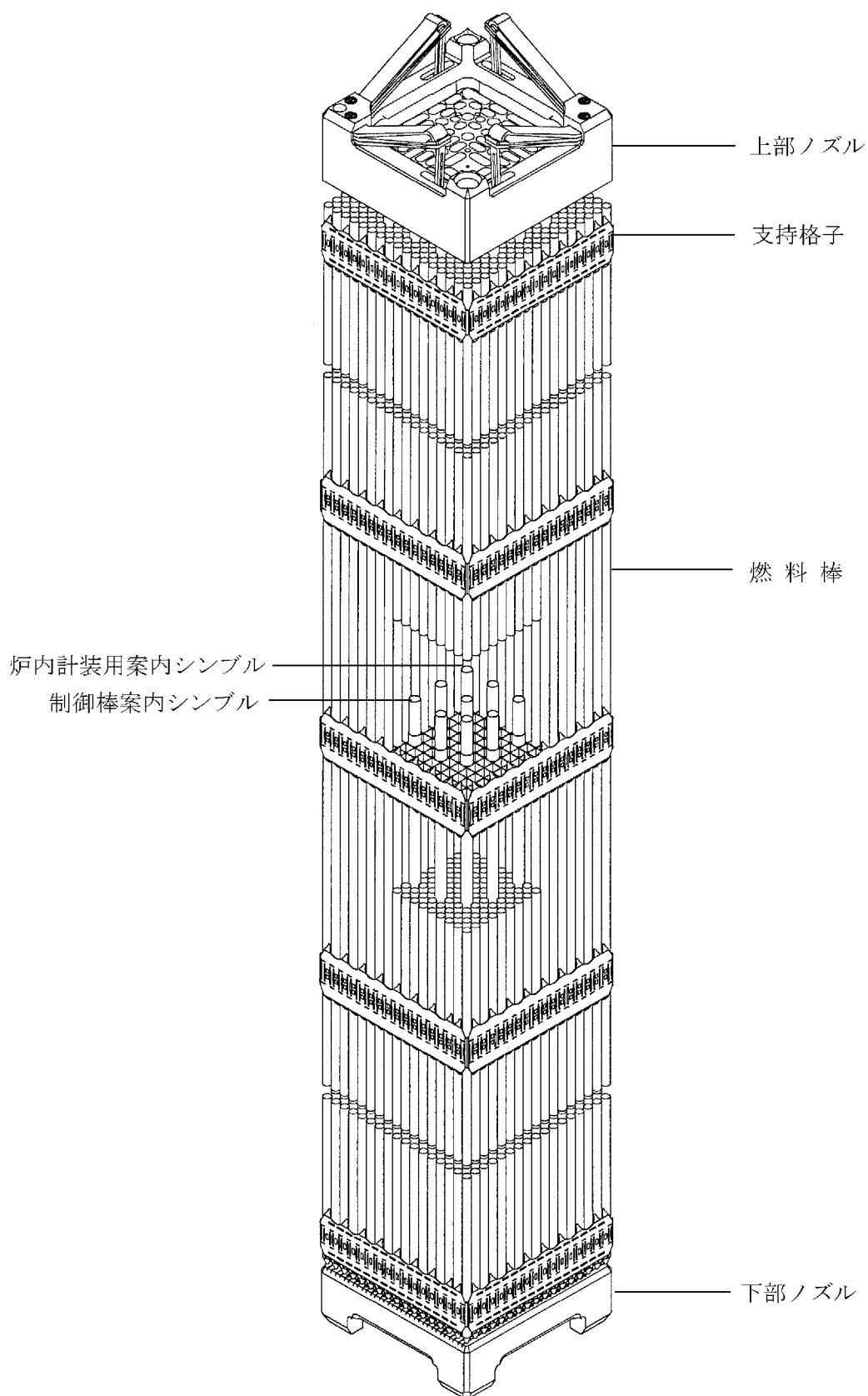
第 3. 1. 2 図 炉 心 断 面 説 明 図



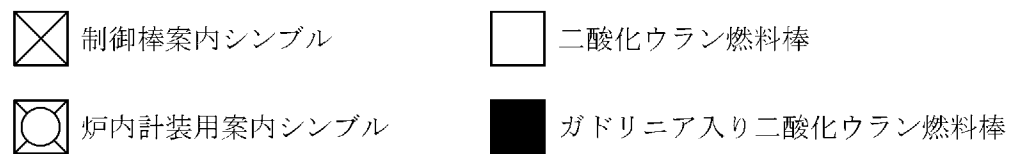
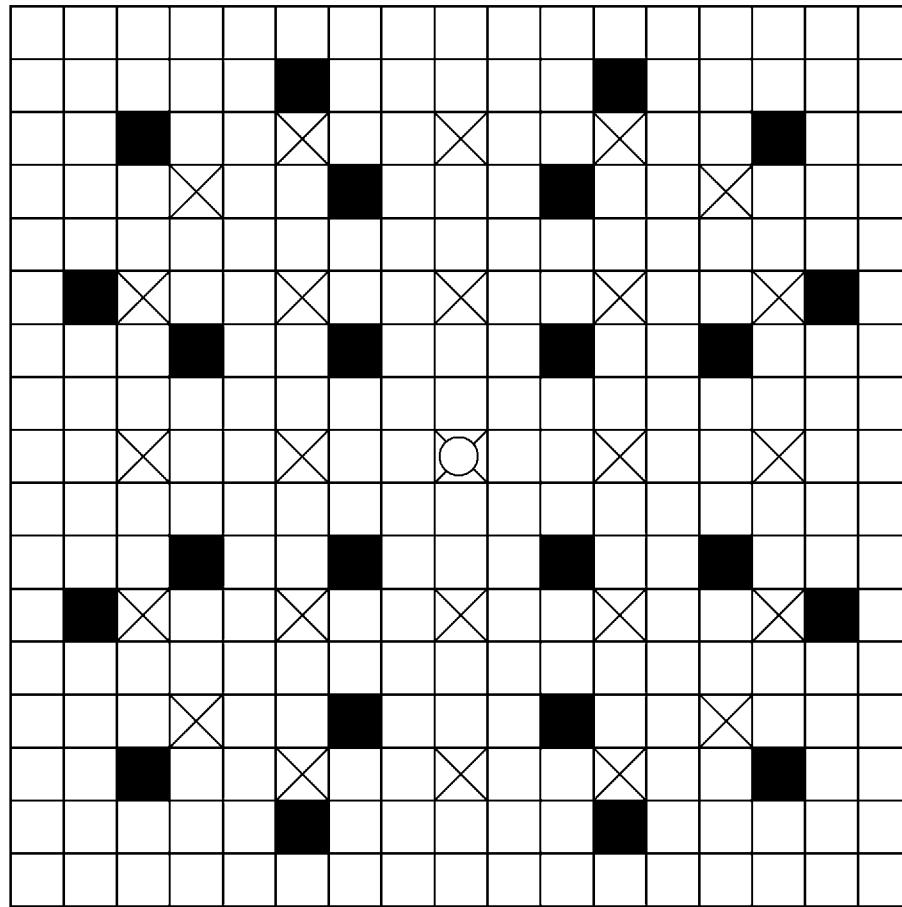
第3.2.1図 燃料棒断面図（4号炉）



第 3. 2. 2 図 燃料集合体断面説明図

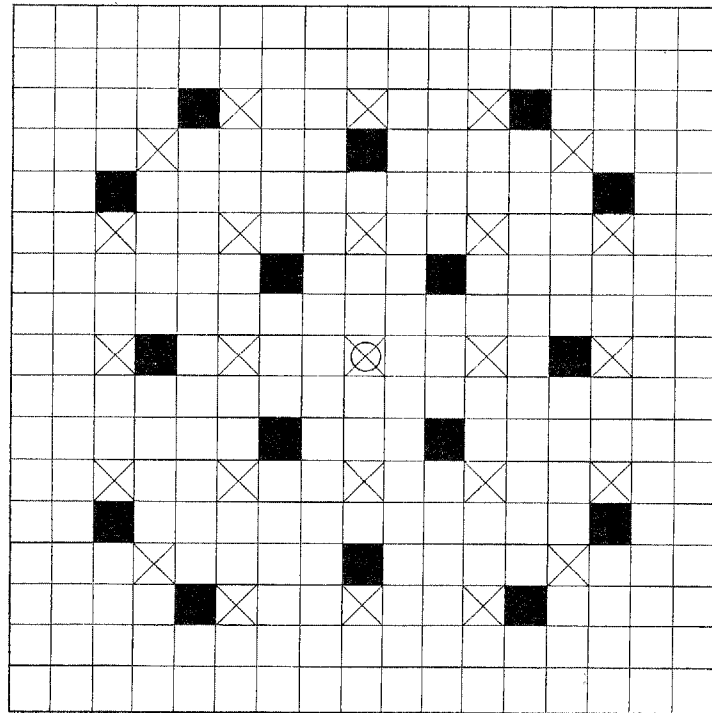


第3.2.3(1)図 燃料集合体構造概要図（4号炉）



第3.2.3(2)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)

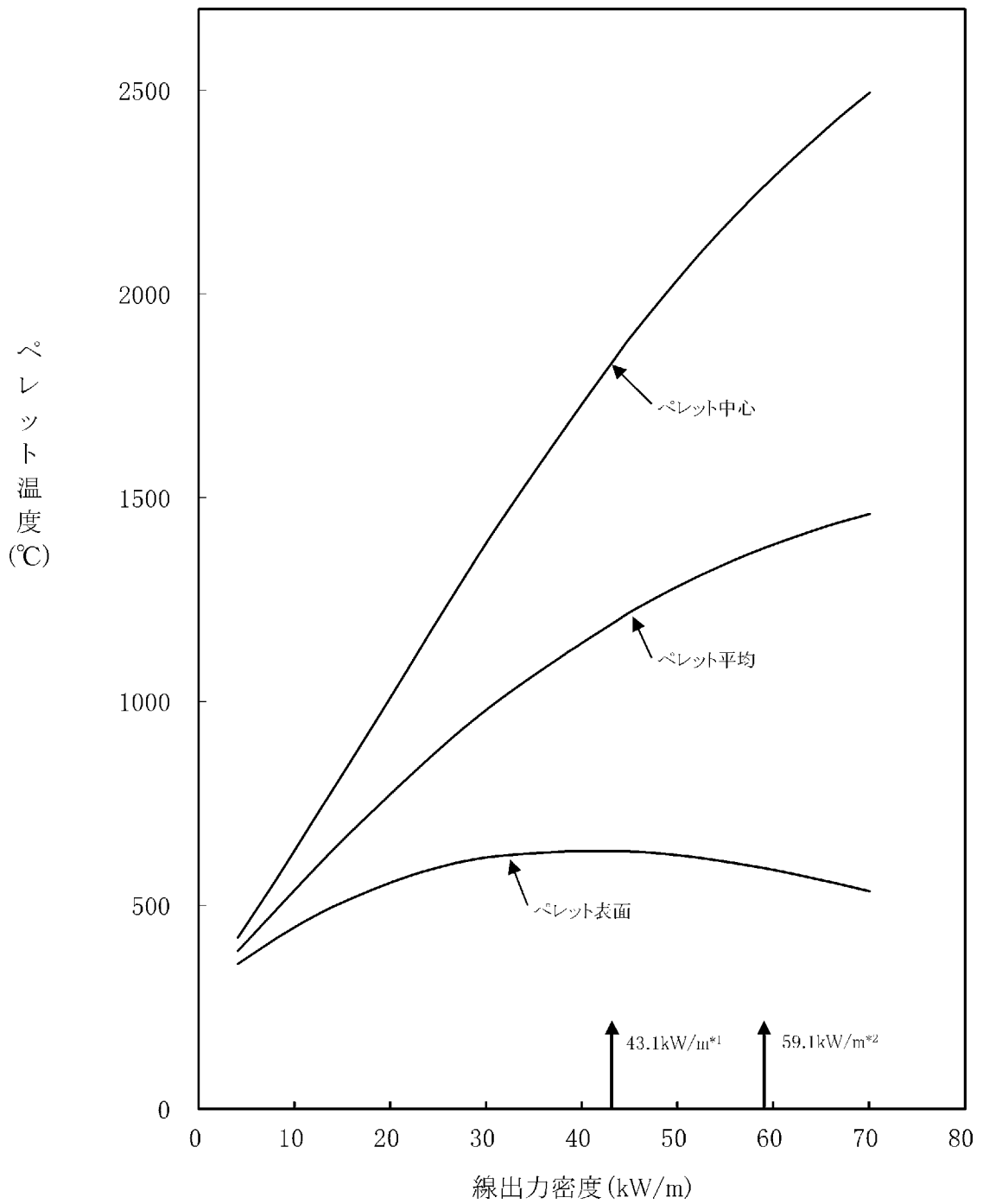
(ガドリニア入り二酸化ウラン燃料棒本数：24本)(4号炉)



⊗ 炉内計装用案内シンプル
 ガドリニア入り燃料棒

⊗ 制御棒案内シンプル

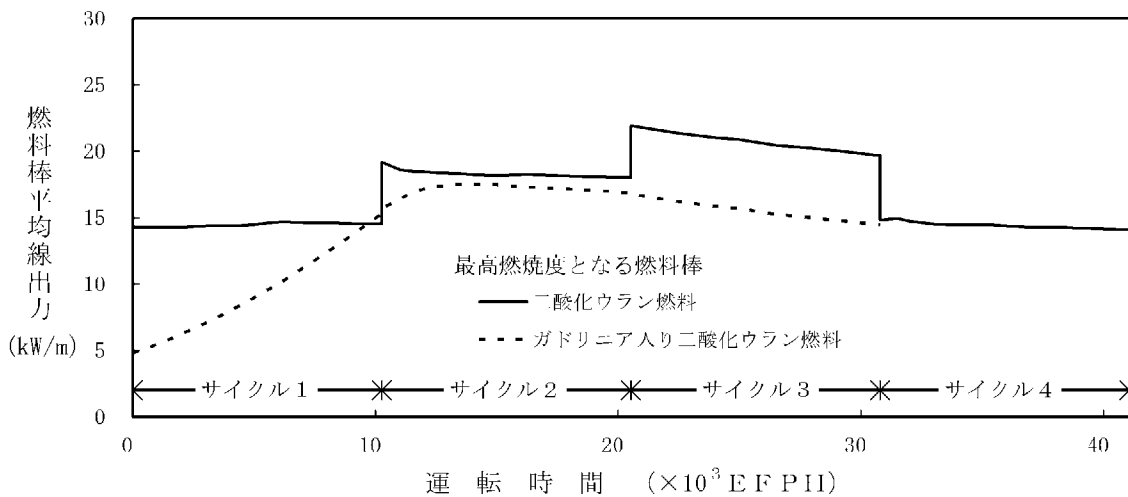
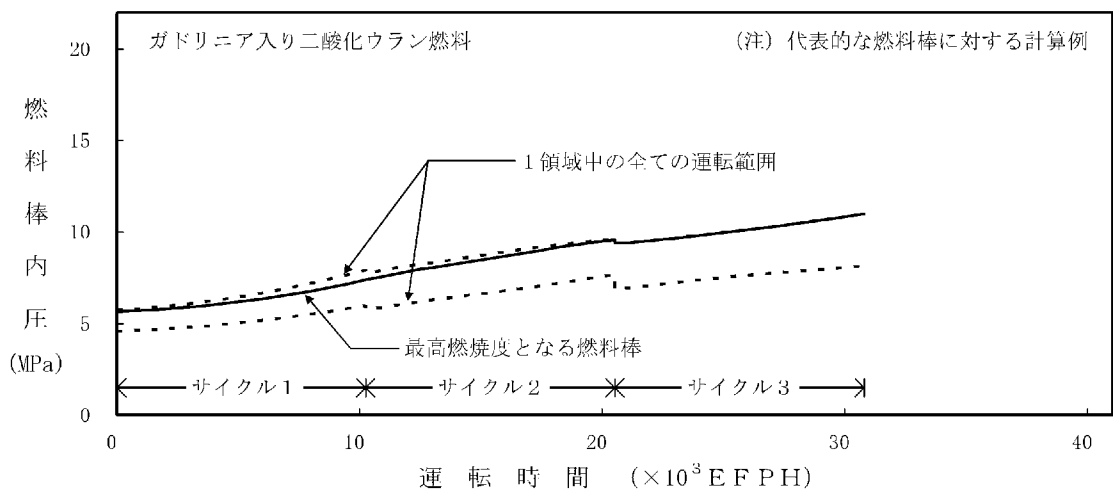
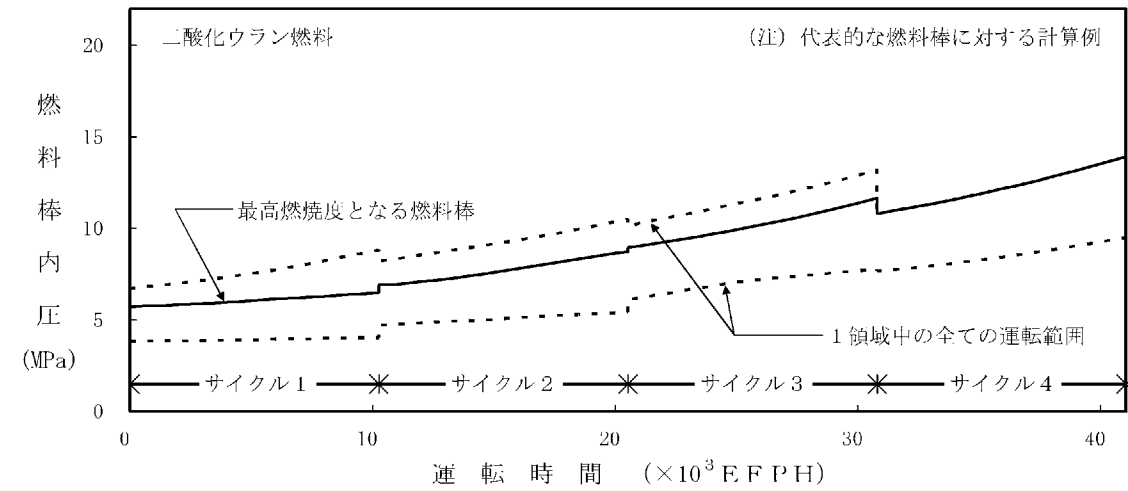
第3.2.3(3)図 集合体内ガドリニア入り燃料棒配置



*1: 定格出力時の最大線出力密度

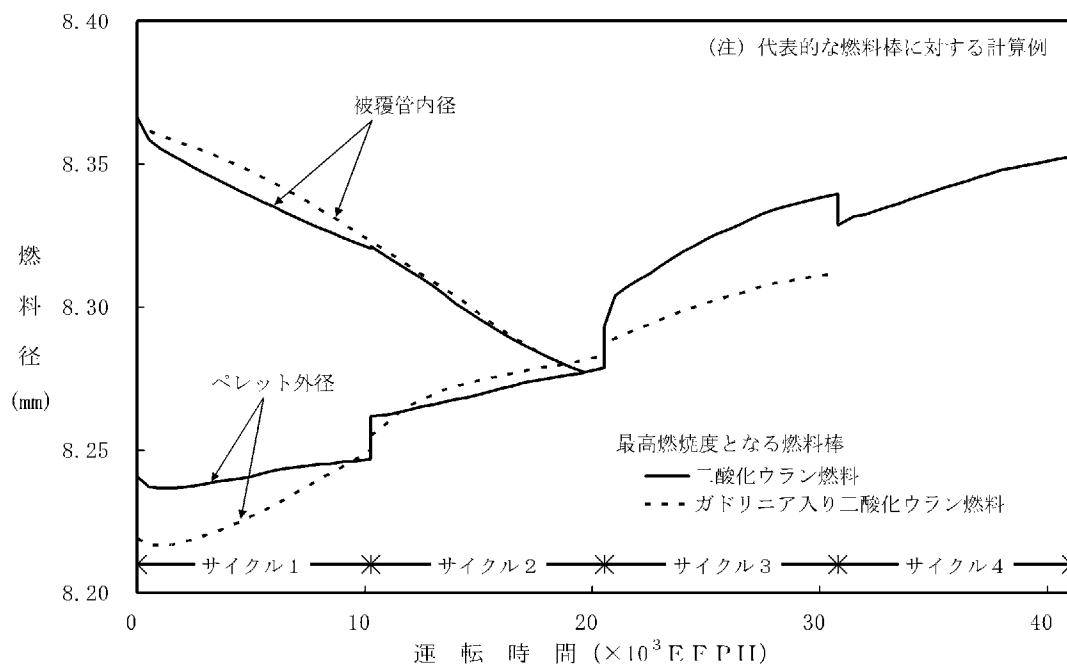
*2: 運転時の異常な過渡変化時における最大線出力密度

第3.2.4図 二酸化ウランペレットの中心、平均及び表面温度対線出力密度 (4号炉) (寿命中の最高温度、参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)



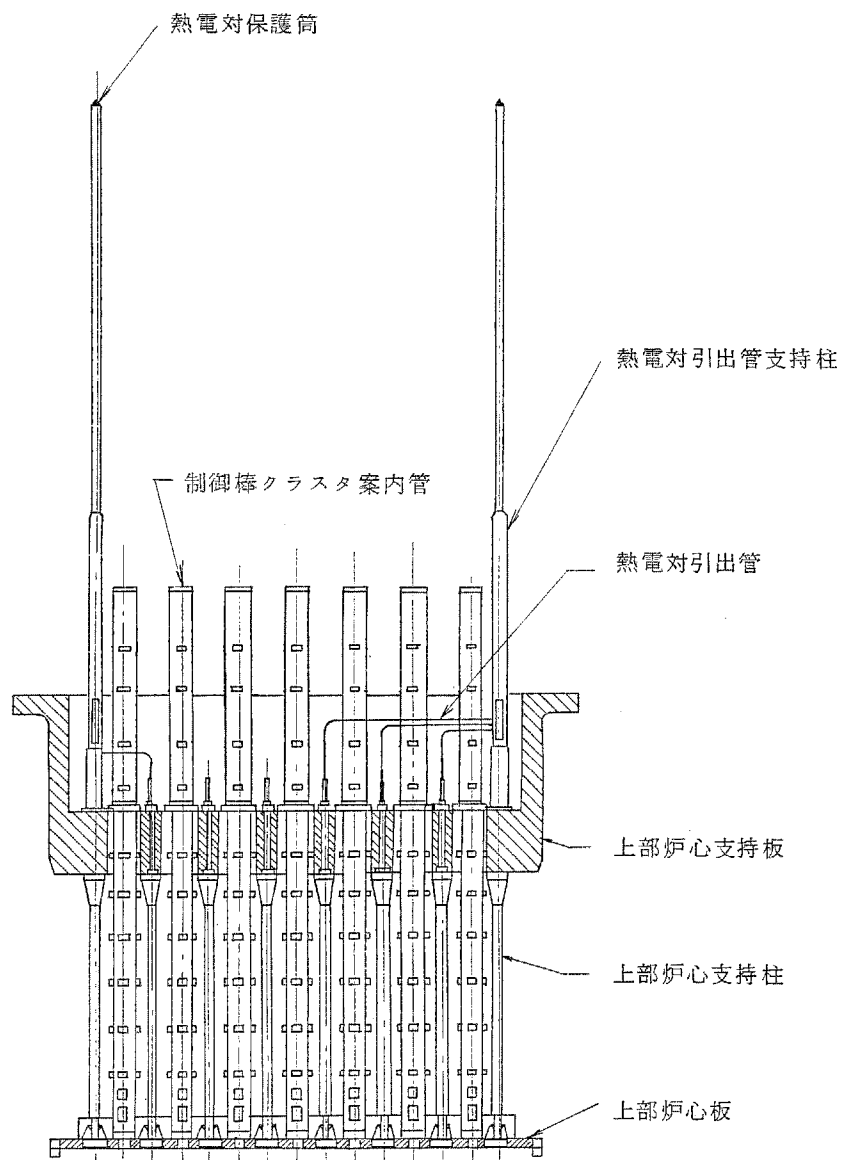
(注) EFPH : 全出力換算時間

第3.2.5図 燃料棒内圧の燃焼度変化 (4号炉)
(参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)

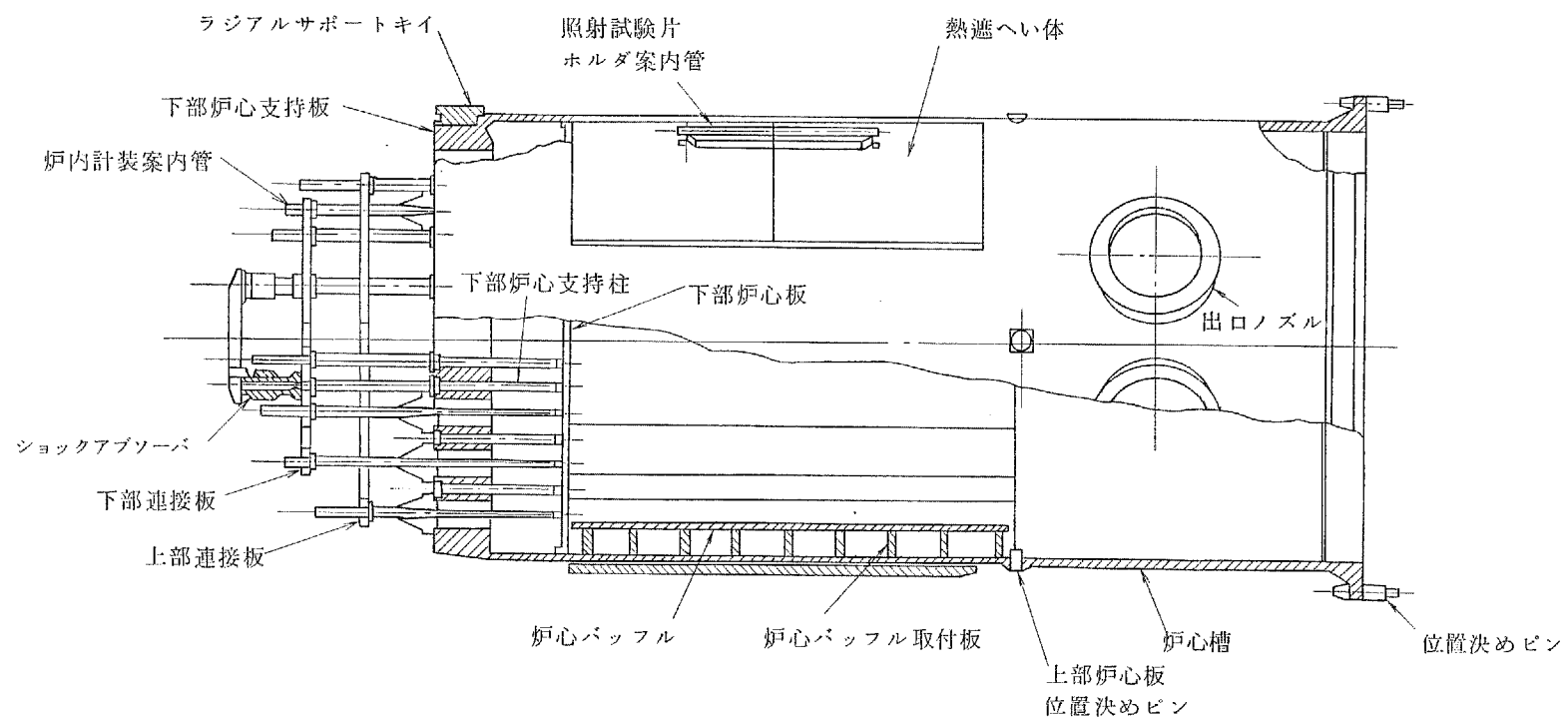


(注) EFPH : 全出力換算時間

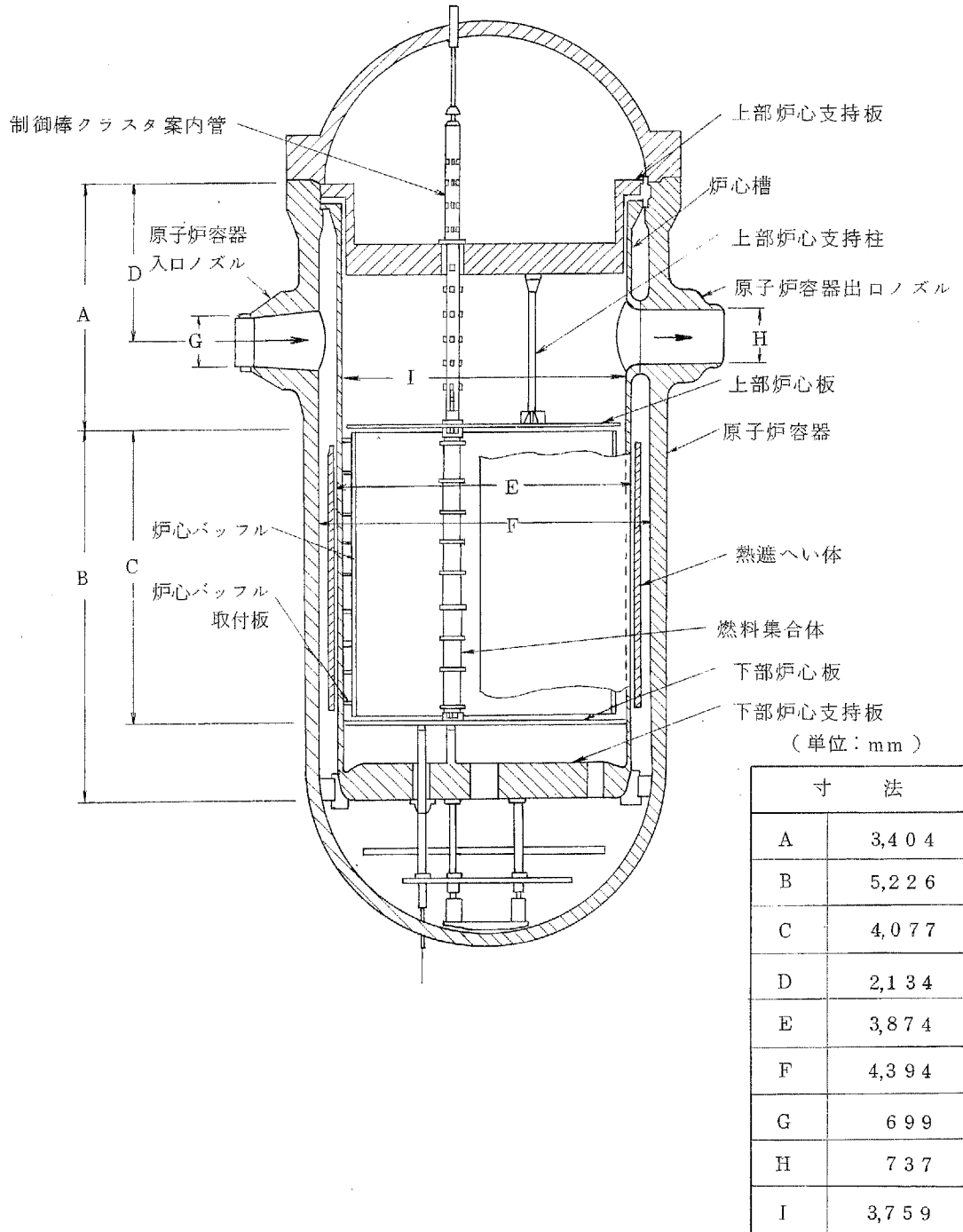
第3.2.6図 燃料径の燃焼度変化 (4号炉)
(参考文献(1)及び(10)のモデルで計算)



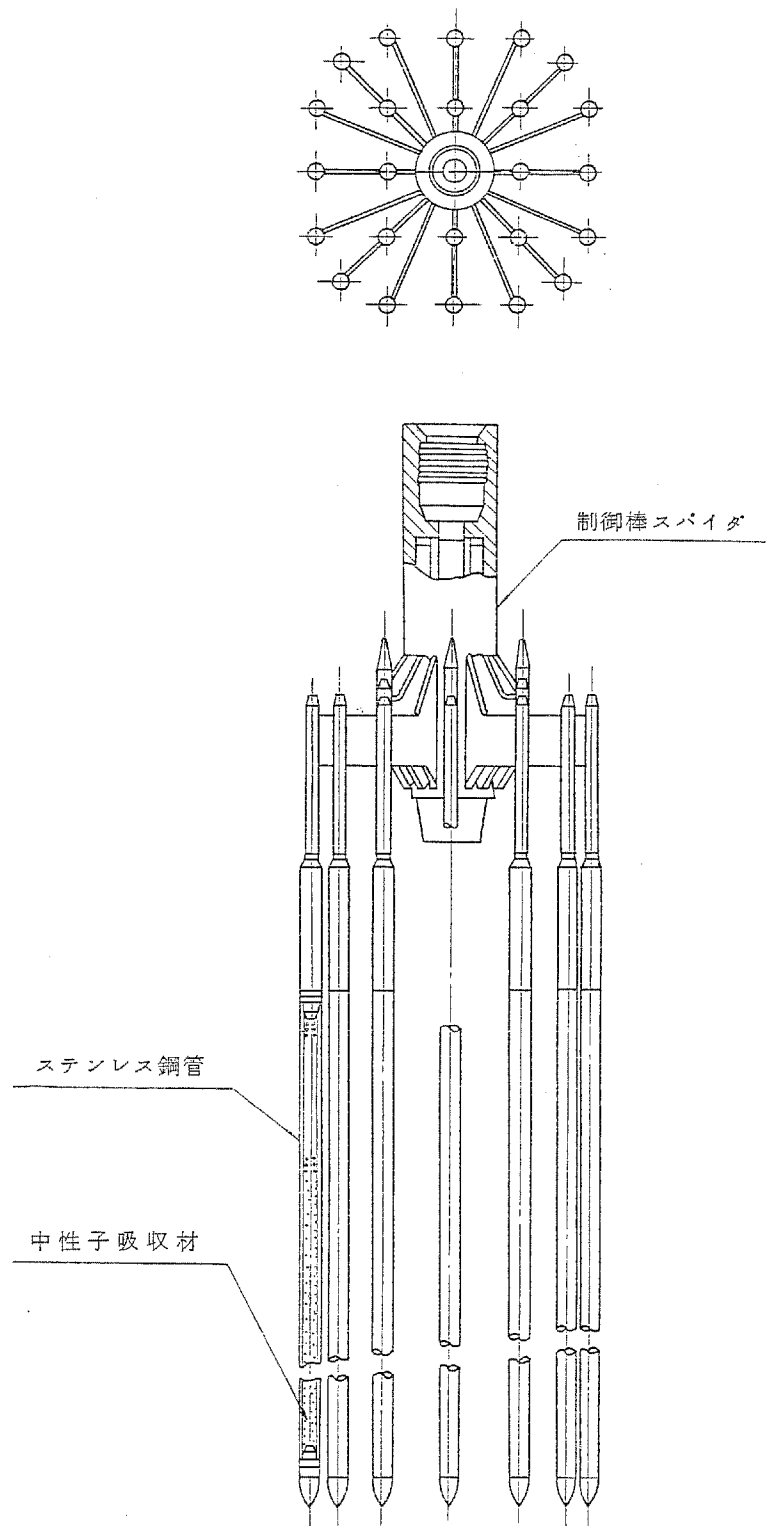
第 3. 2. 7 図 上部炉心構造物構造説明図



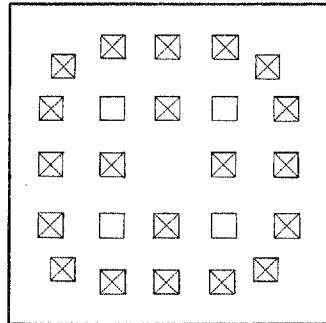
第 3. 2. 8 図 下部炉心構造物構造説明図



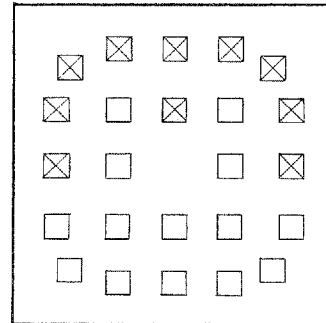
第 3. 2. 9 図 原子炉容器内主要寸法図



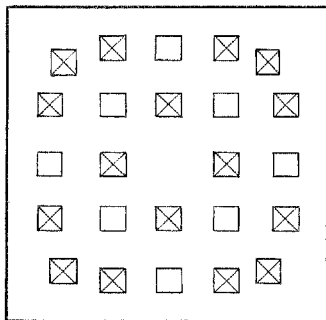
第 3. 2. 1 0 図 制御棒クラスタ構造説明図



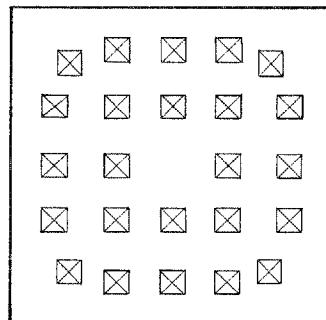
20 バーナブルポイズン棒



10 バーナブルポイズン棒



16 バーナブルポイズン棒

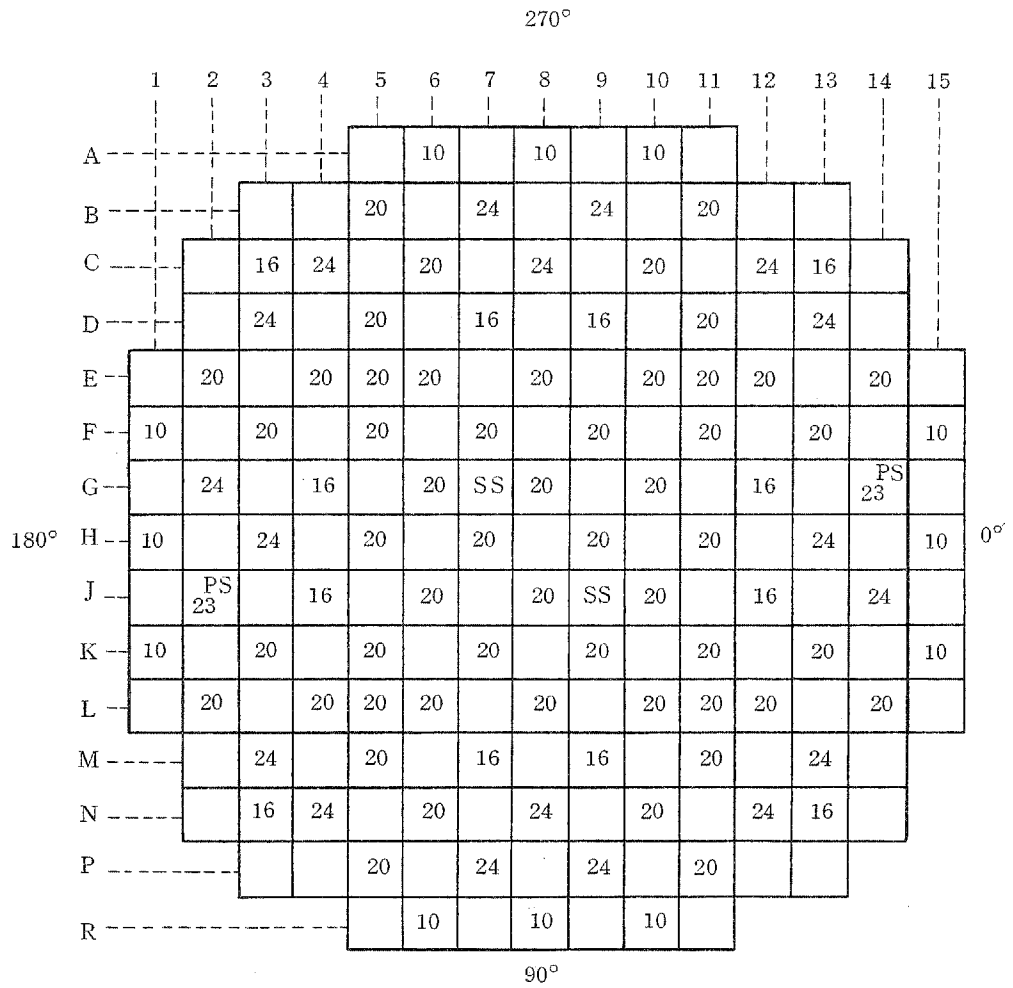


24 バーナブルポイズン棒

☒ バーナブルポイズン棒

□ シンプルプラグ

第 3.2.11 図 バーナブルポイズン棒配置説明図

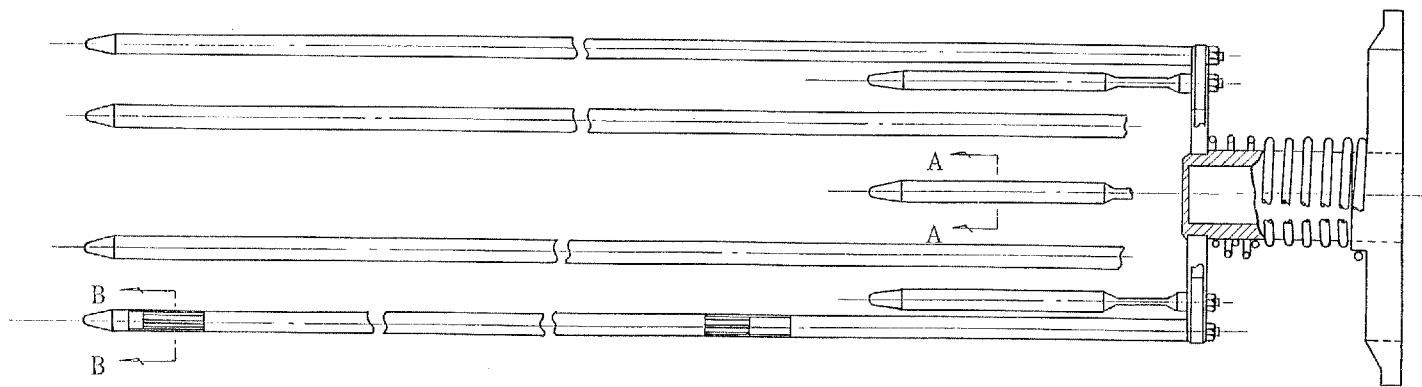
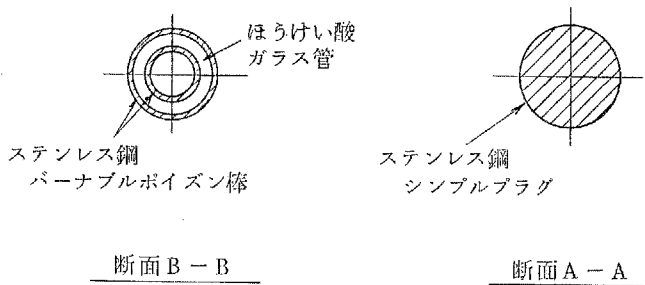


数字はバーナブルポイズン棒の本数を示す。

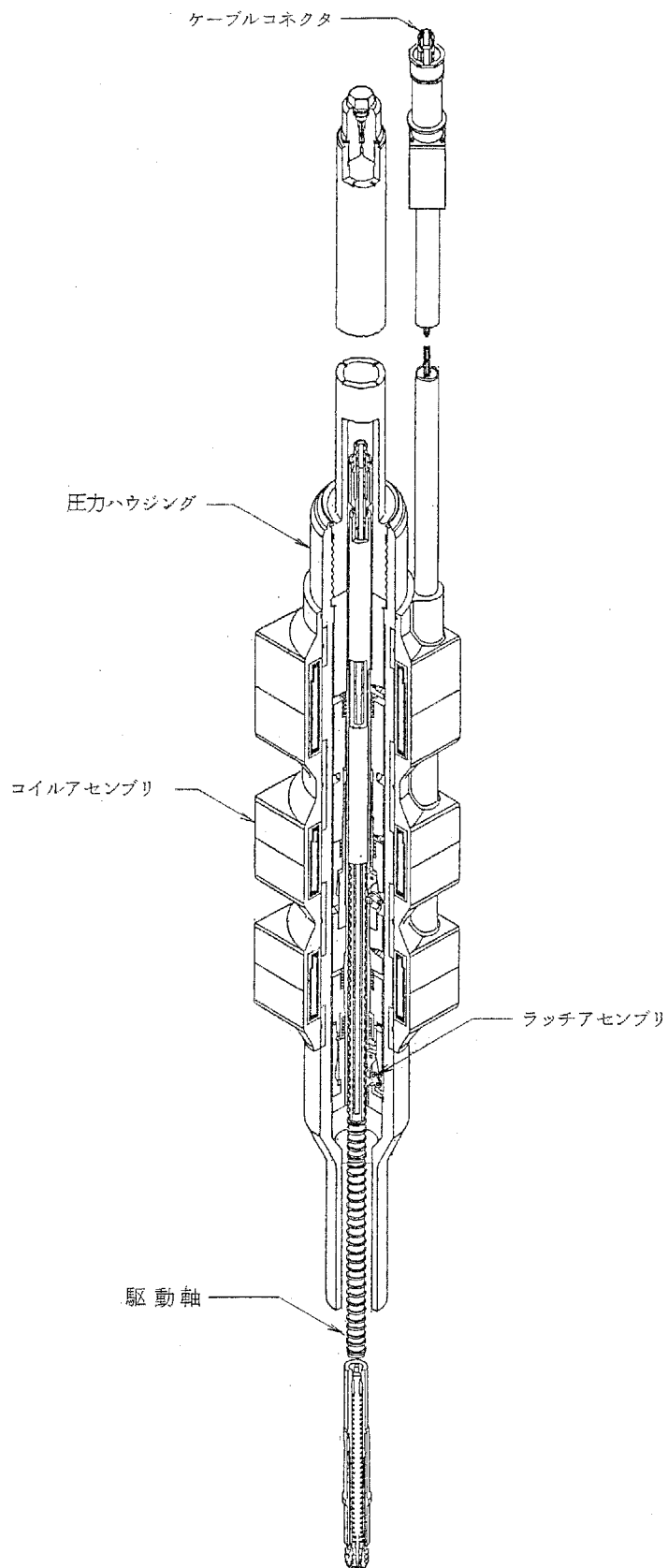
PS : 1次中性子源集合体

SS : 2次中性子源集合体

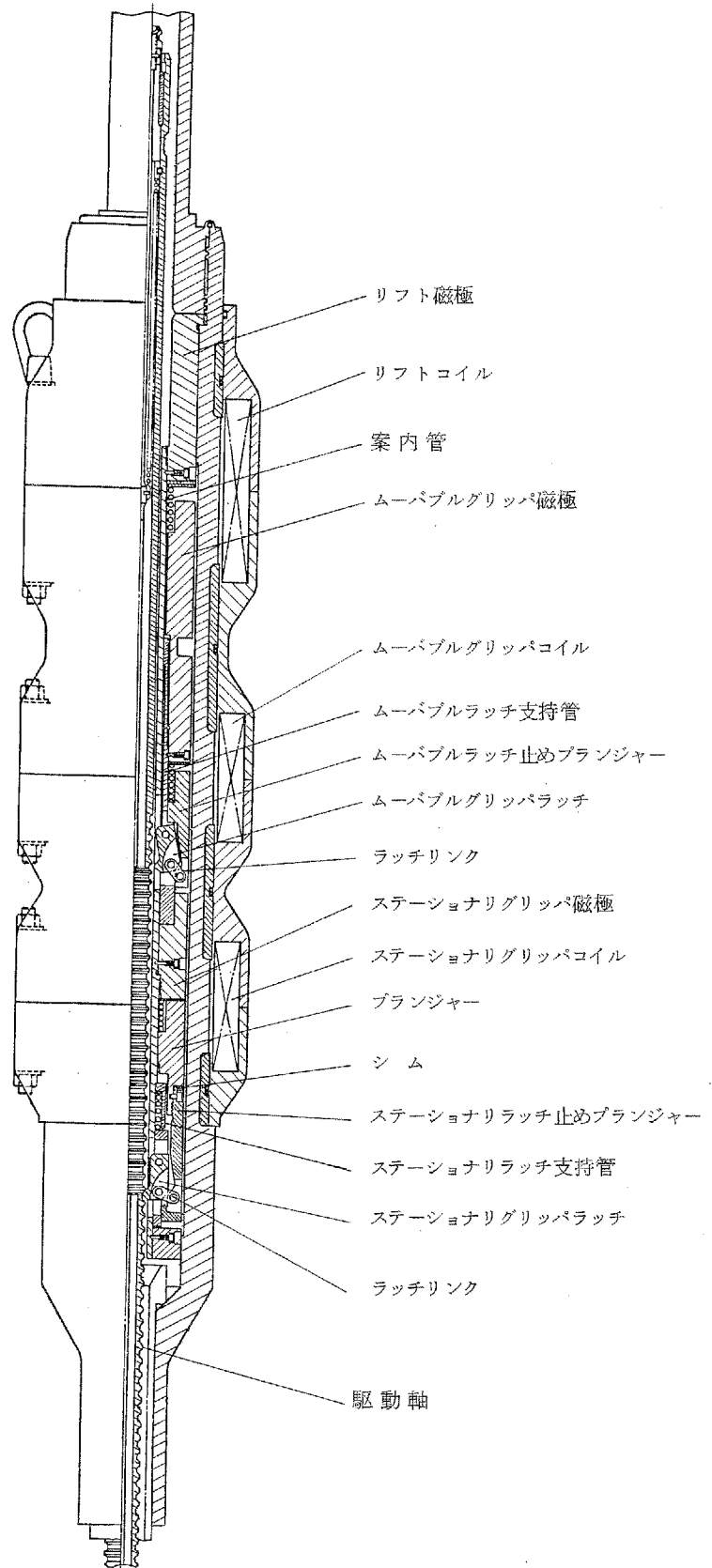
第 3.2.12 図 バーナブルポイズン棒本数及び配置説明図 (初装荷炉心)



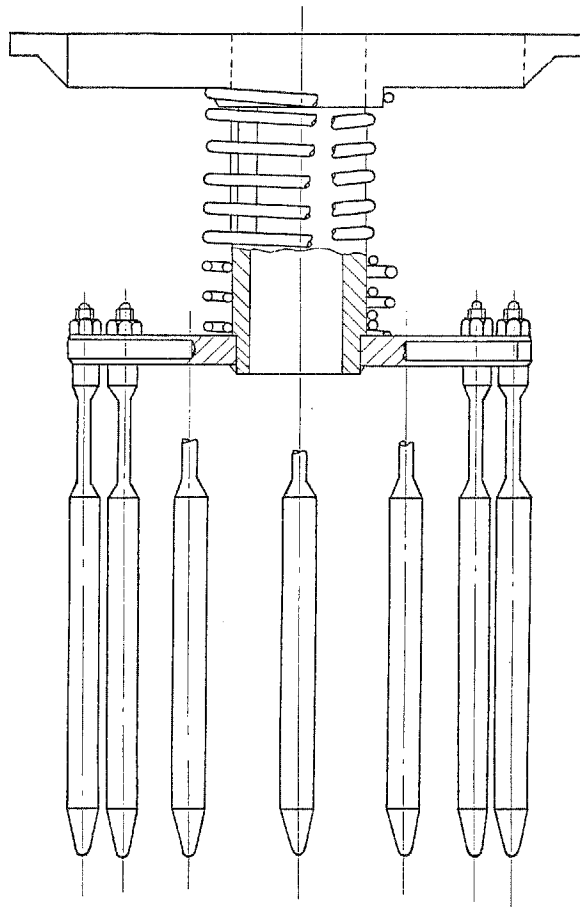
第 3.2.13 図 パーナブルポイズン構造説明図



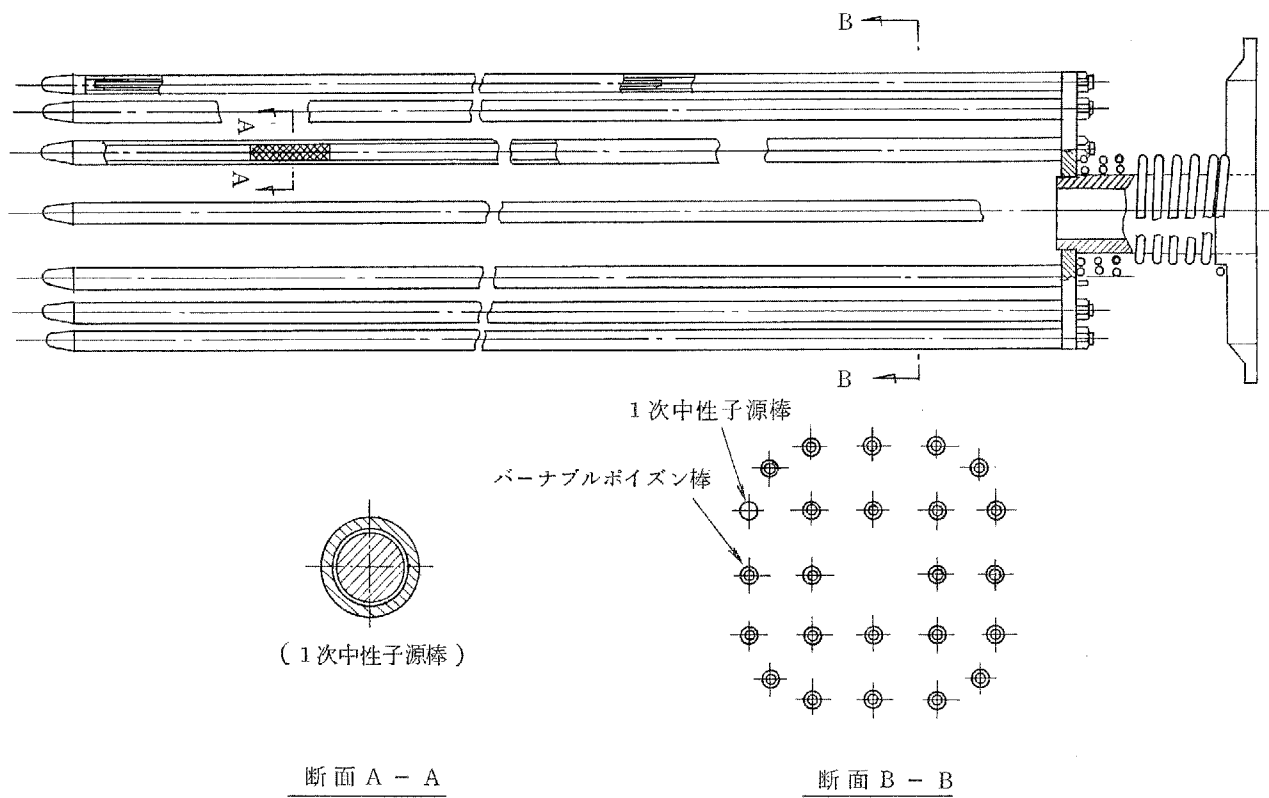
第 3.2.14 図 制御棒駆動装置説明図



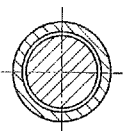
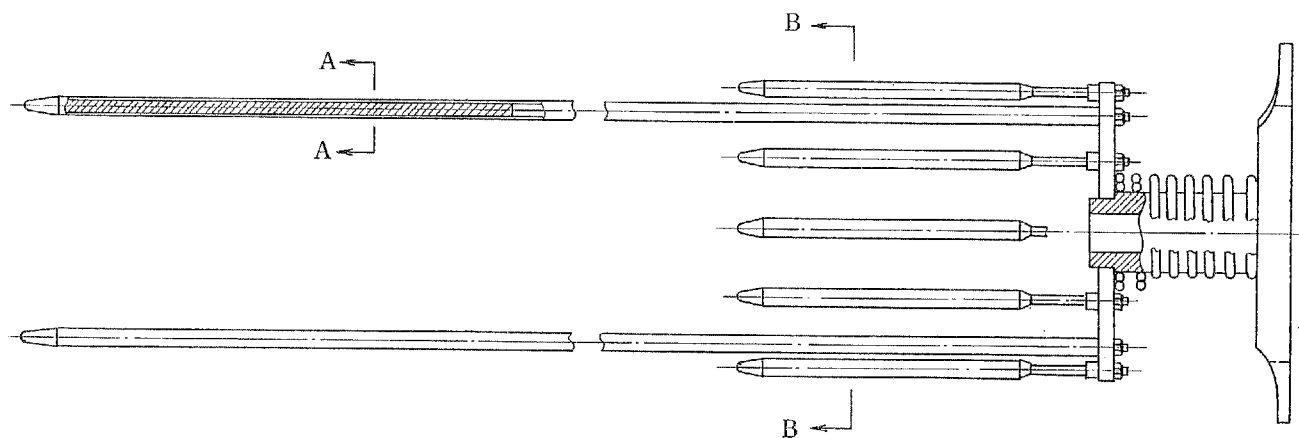
第 3.2.15 図 制御棒駆動装置断面説明図



第 3. 2. 16 図 シンプルプラグ構造説明図

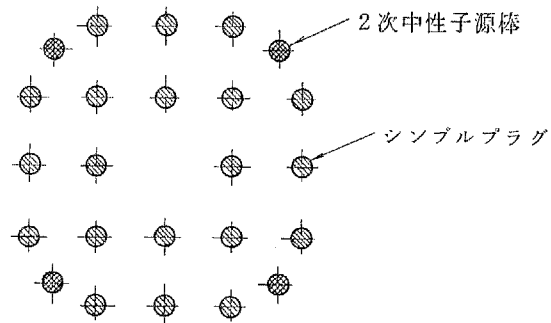


第3.2.17図 中性子源集合体構造説明図（1次中性子源）



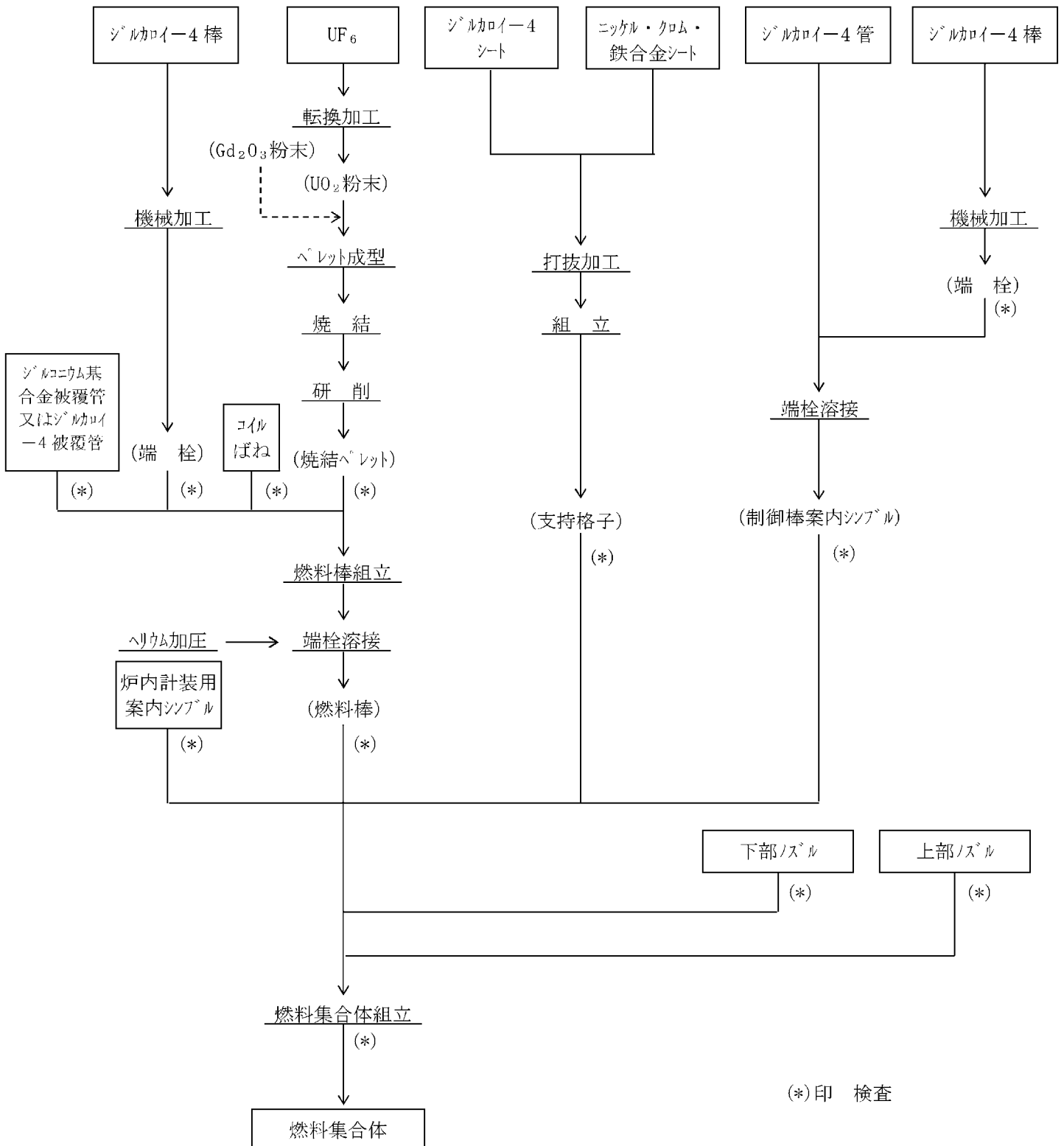
(2 次中性子源棒)

断面 A - A

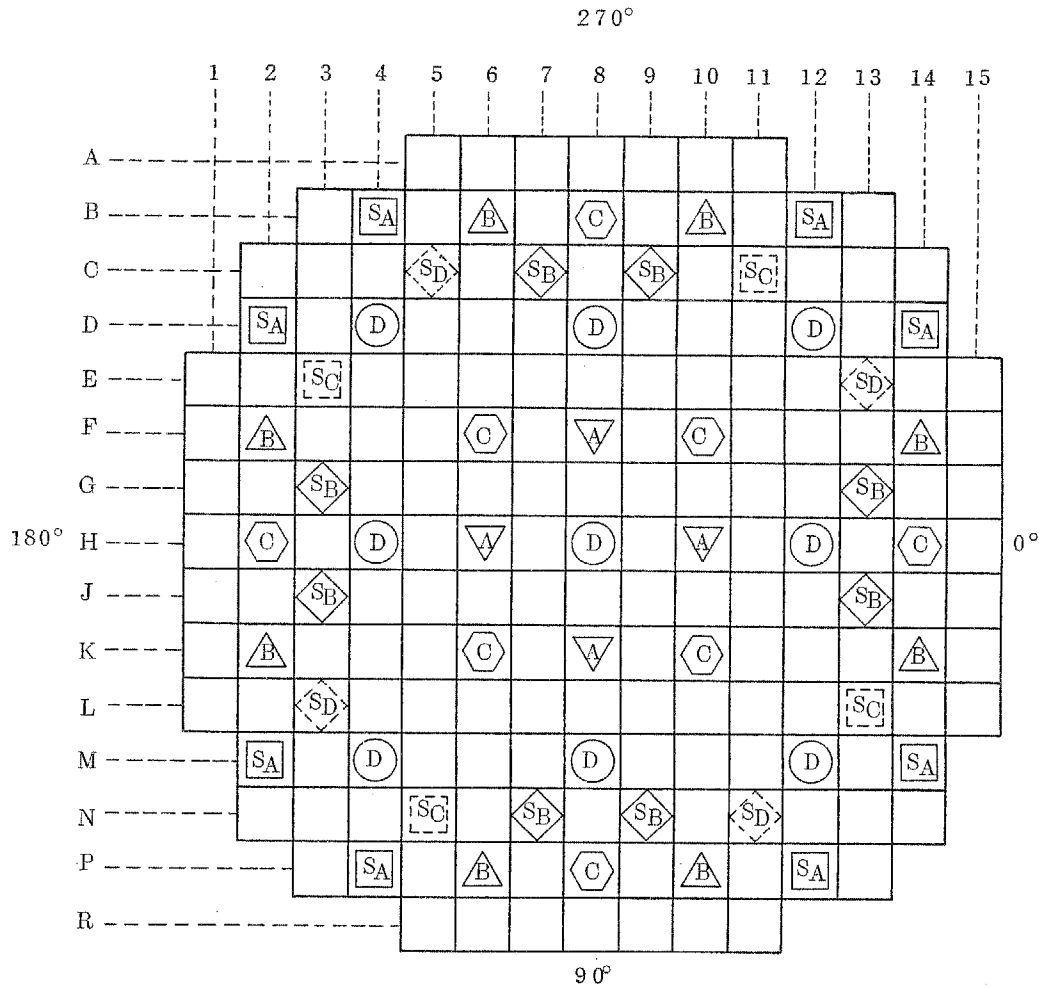


断面 B - B

第 3. 2. 18 図 中性子源集合体構造説明図 (2 次中性子源)



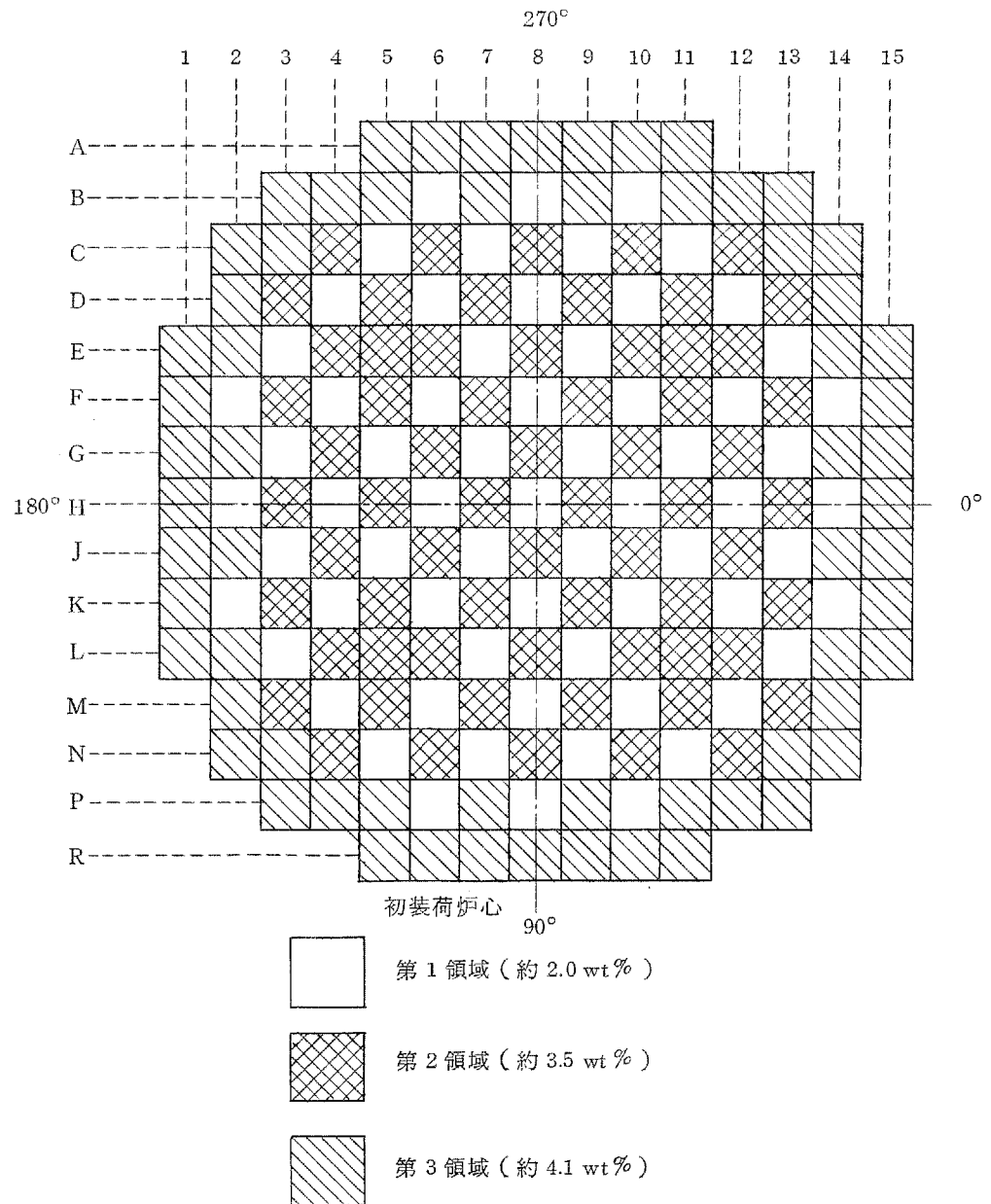
第3.2.19図 ウラン燃料の製造工程概要図 (4号炉)



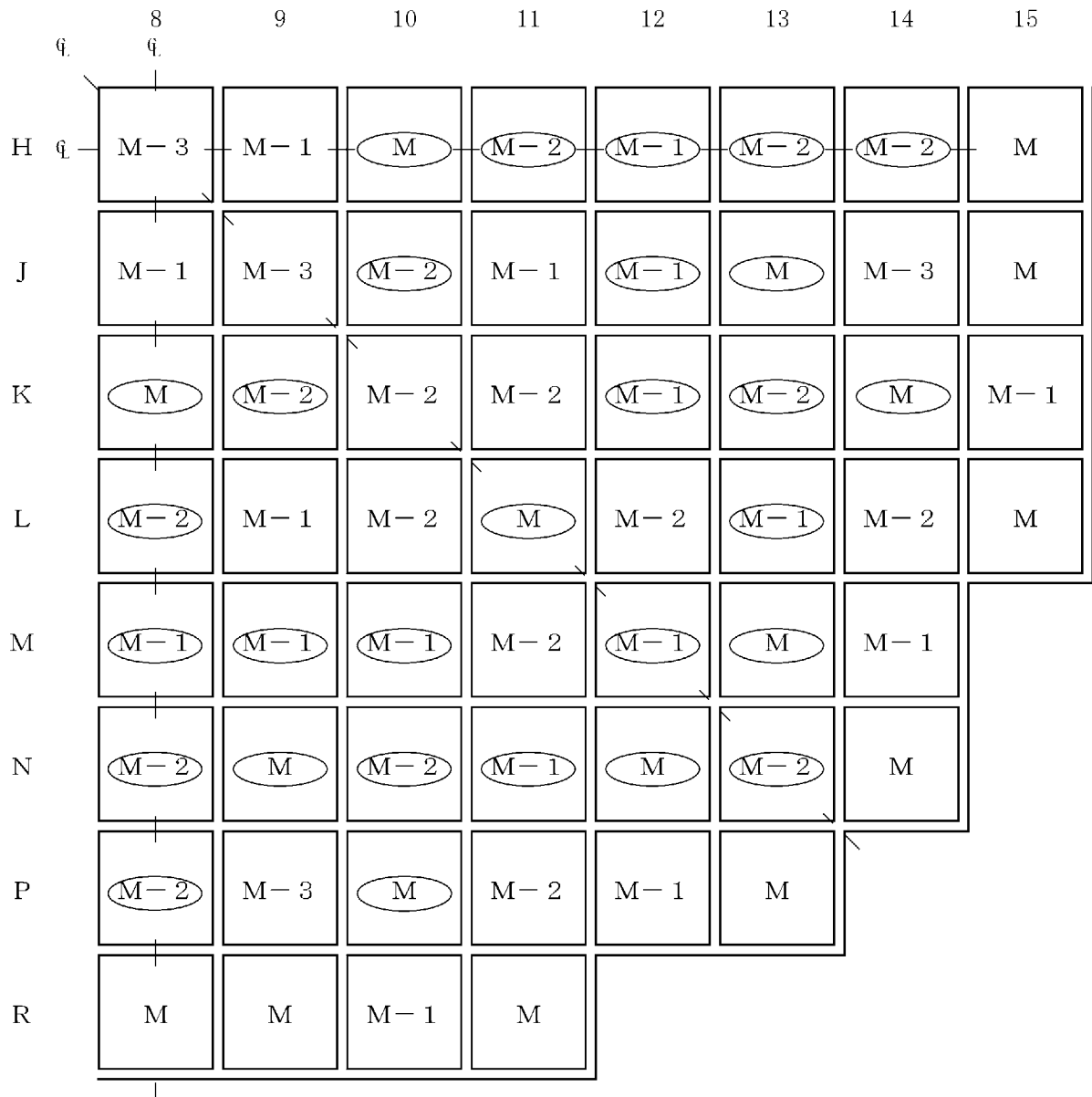
制御棒クラスタ本数

A	: 制御グループ・バンク A	4
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	9
SA	: 停止グループ・バンク SA	8
SB	: 停止グループ・バンク SB	8
SC	: 停止グループ・バンク SC	4
SD	: 停止グループ・バンク SD	4

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)

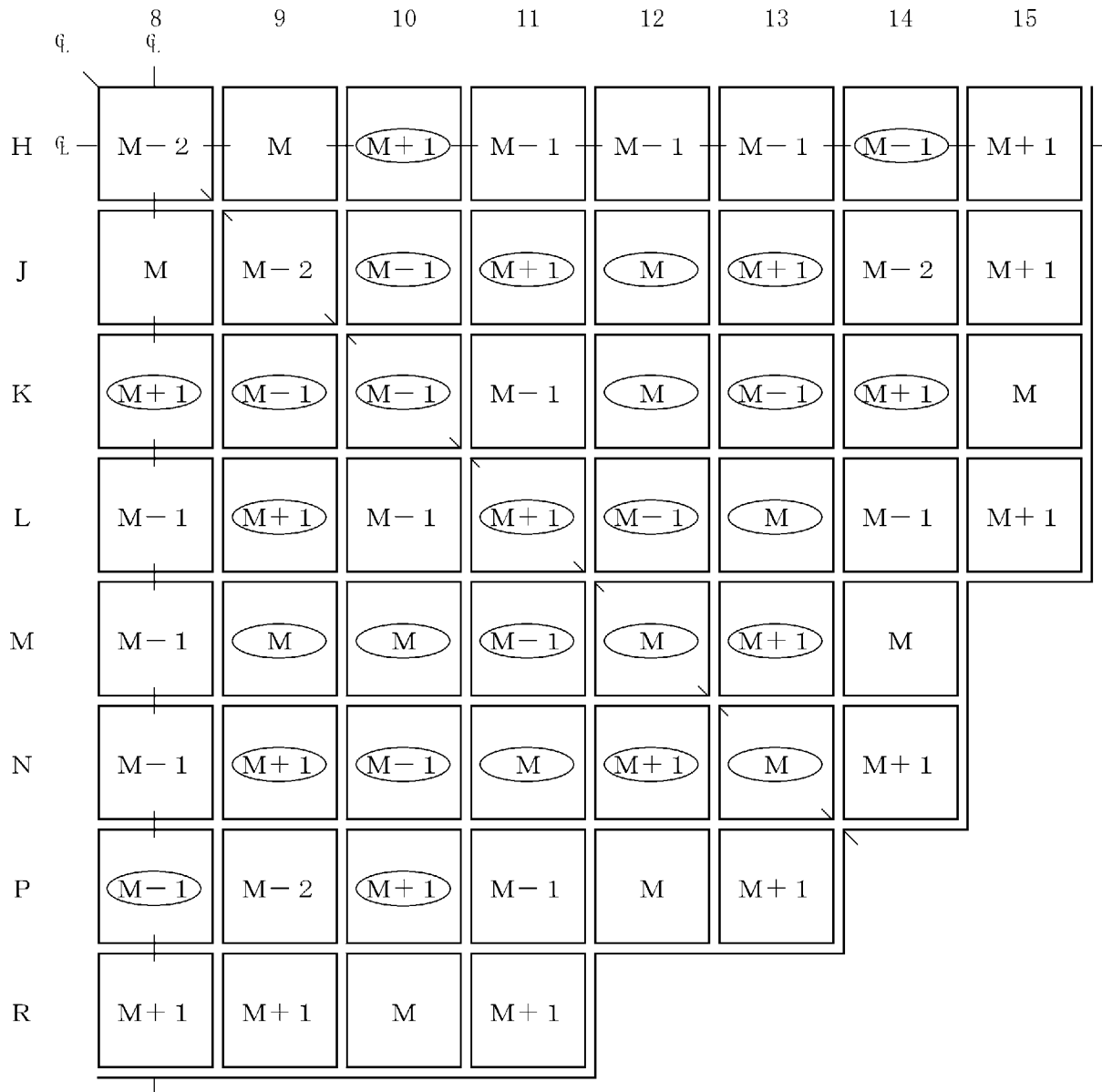


- M-3 : 第 (M-3) B領域燃料 (4.8wt% 13 体)
 M-2 : 第 (M-2) A領域燃料 (4.8wt% (Gd 入り) 32 体)*
 M-2 : 第 (M-2) B領域燃料 (4.8wt% 28 体)
 M-1 : 第 (M-1) A領域燃料 (4.8wt% (Gd 入り) 32 体)*
 M-1 : 第 (M-1) B領域燃料 (4.8wt% 28 体)
 M : 第 M A領域燃料 (4.8wt% (Gd 入り) 32 体)*
 M : 第 M B領域燃料 (4.8wt% 28 体)

注) M、Mは新燃料

*) 3.2wt% ²³⁵U-10wt%Gd₂O₃入り UO₂燃料棒 24 本を含む

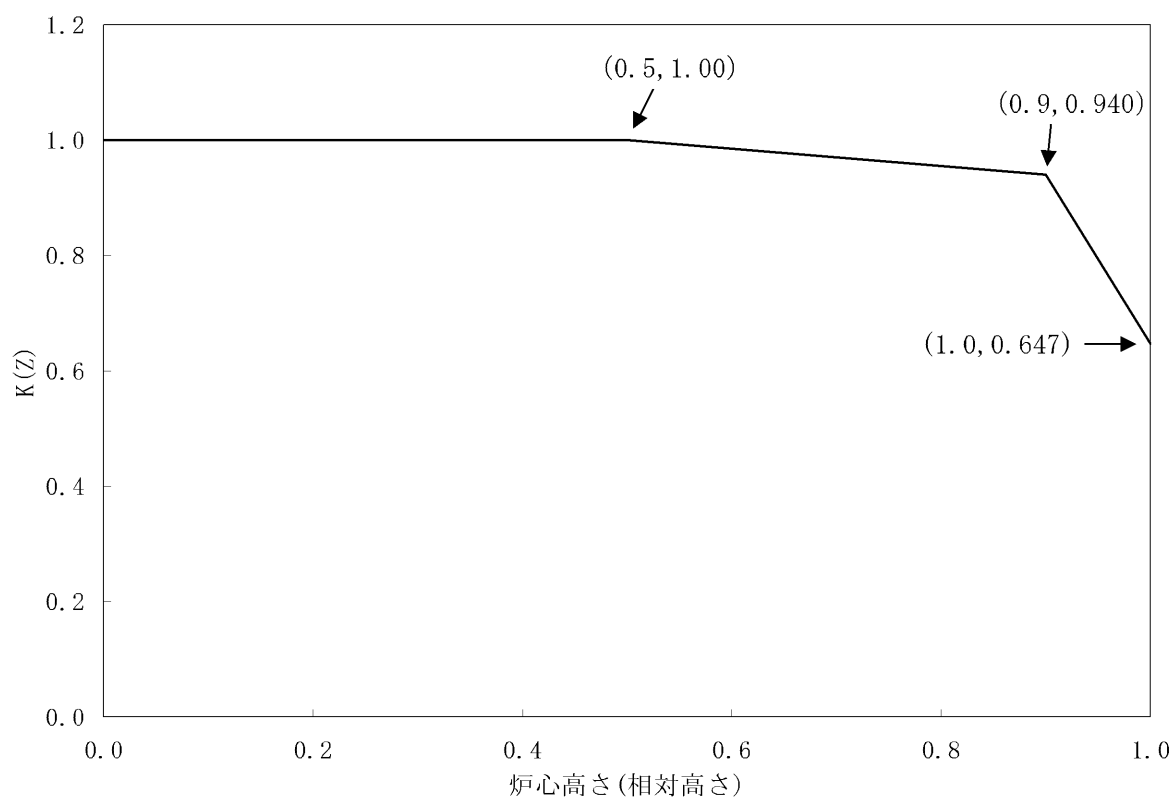
第3.3.3図 燃料集合体配置図 (第Nサイクル炉心 (平衡炉心))
[1/4炉心] (4号炉)



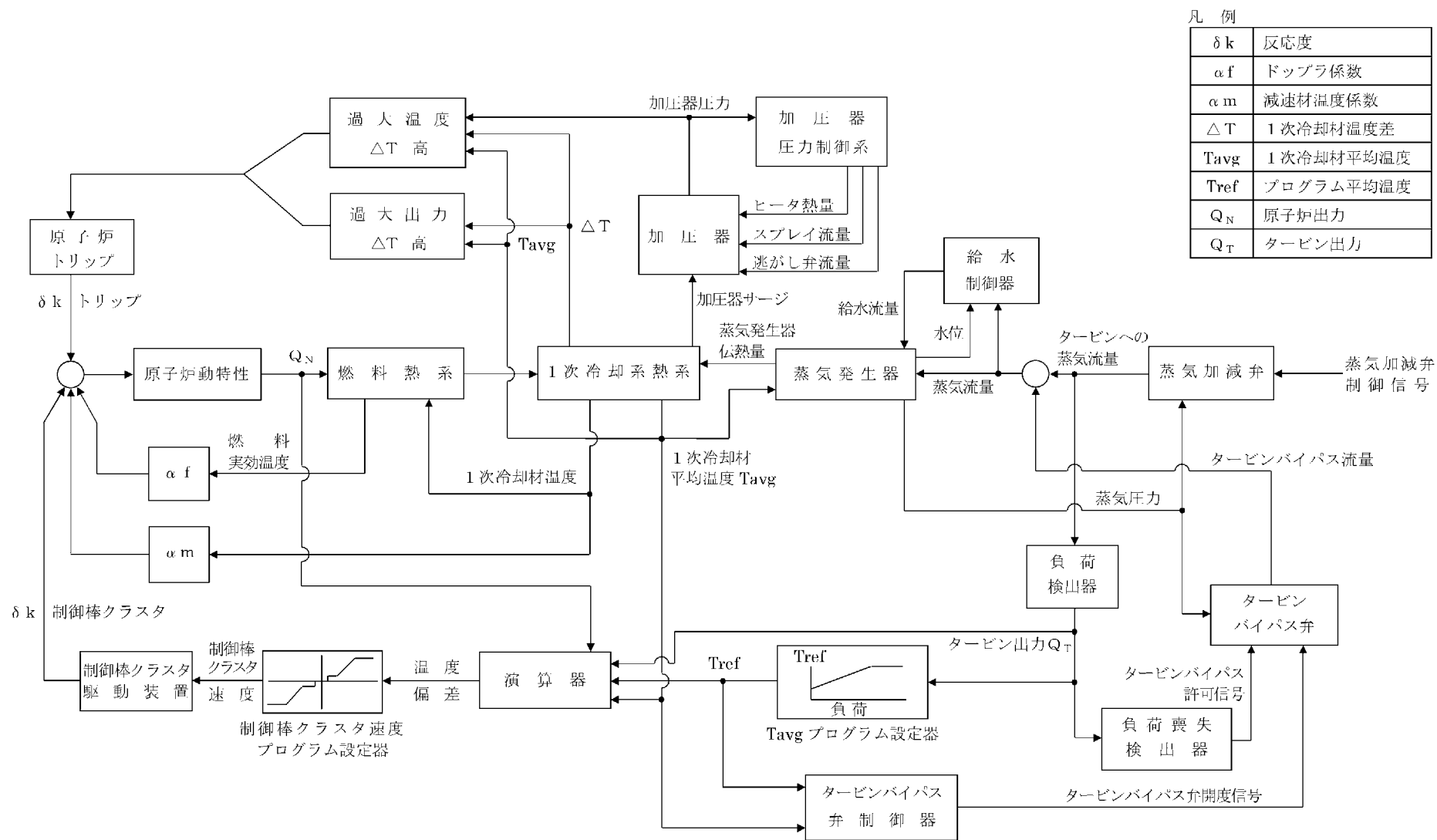
- M-2 : 第 (M-2) B領域燃料 (4.8wt% 13 体)
 M-1 : 第 (M-1) A領域燃料 (4.8wt% (Gd 入り) 32 体)*
 M-1 : 第 (M-1) B領域燃料 (4.8wt% 28 体)
 M : 第 M A領域燃料 (4.8wt% (Gd 入り) 32 体)*
 M : 第 M B領域燃料 (4.8wt% 20 体)
 M+1 : 第 (M+1) A領域燃料 (4.8wt% (Gd 入り) 40 体)*
 M+1 : 第 (M+1) B領域燃料 (4.8wt% 28 体)
 注) M+1、M+1 は新燃料

*) 3.2wt%²³⁵U-10wt%Gd₂O₃入り UO₂燃料棒 24 本を含む

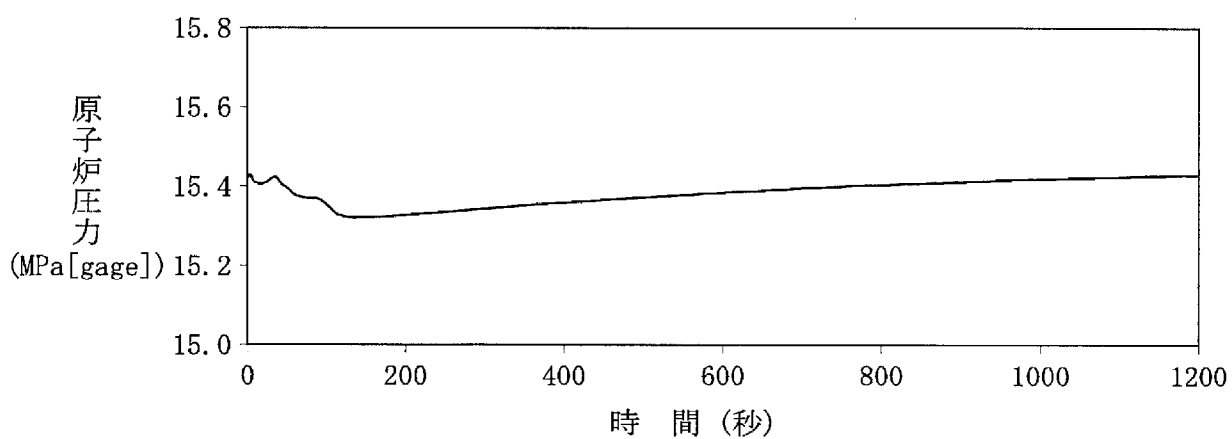
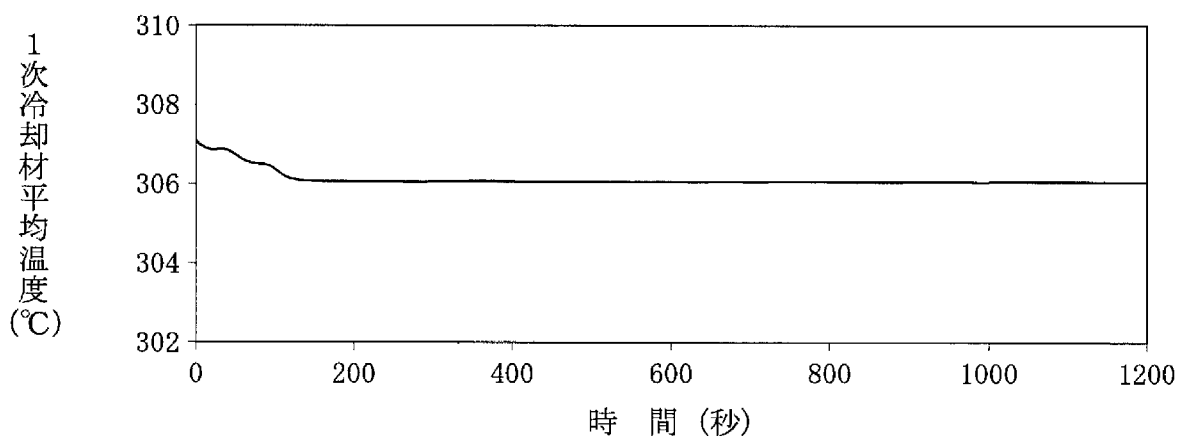
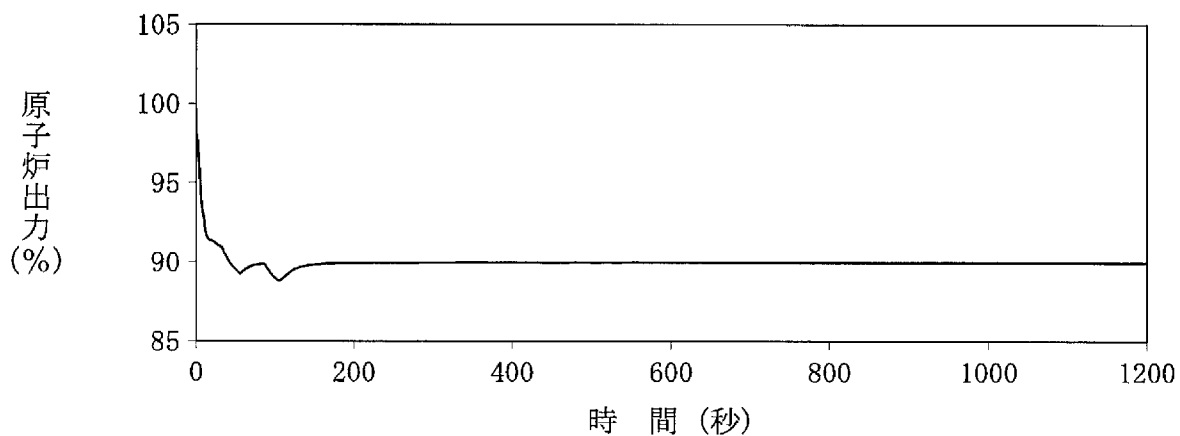
第 3.3.4 図 燃料集合体配置図 (第 N+1 サイクル炉心 (予定外取出炉心)) [1/4 炉心] (4 号炉)



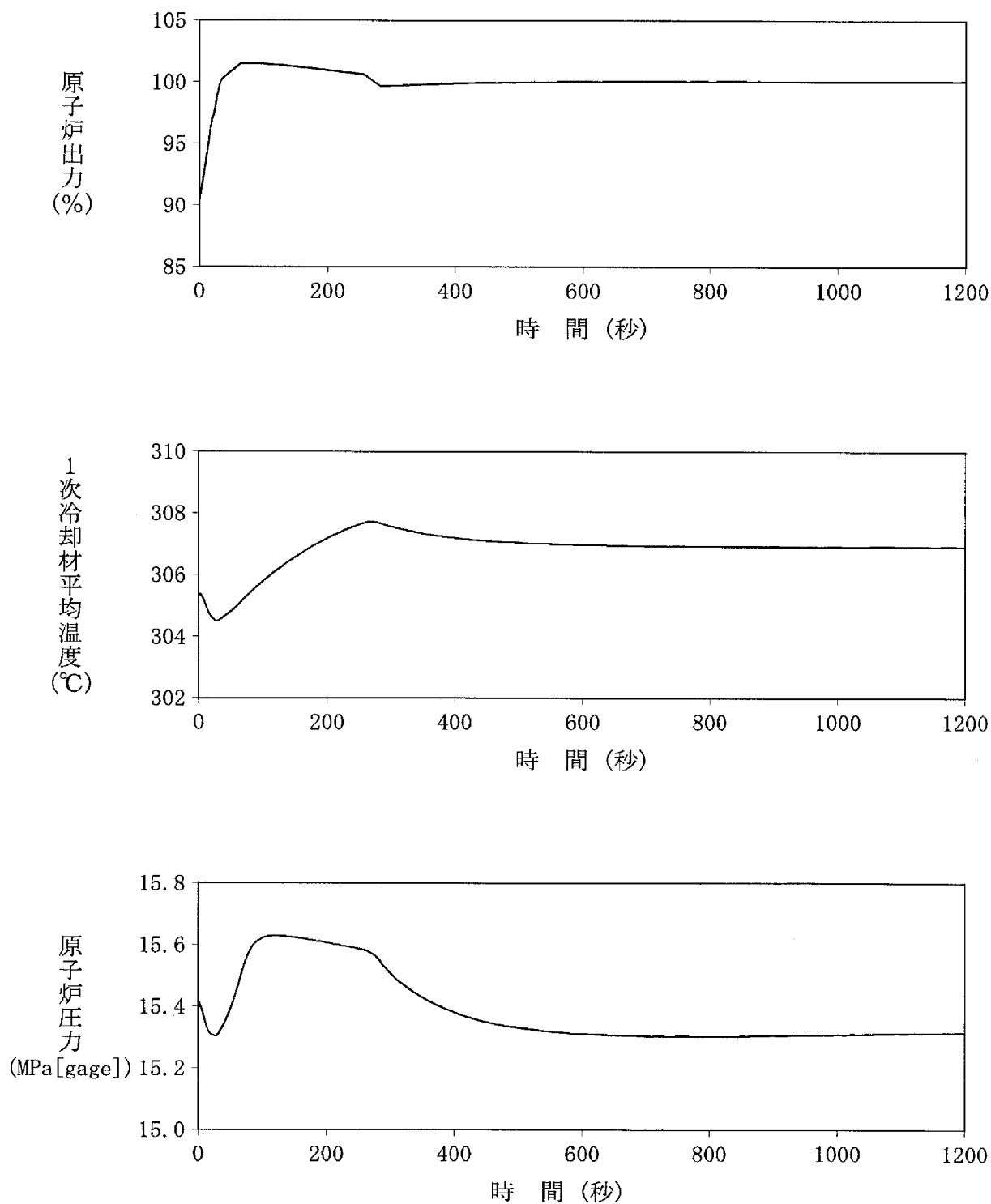
第3.3.5図 F_Q 制限係数 (4号炉)



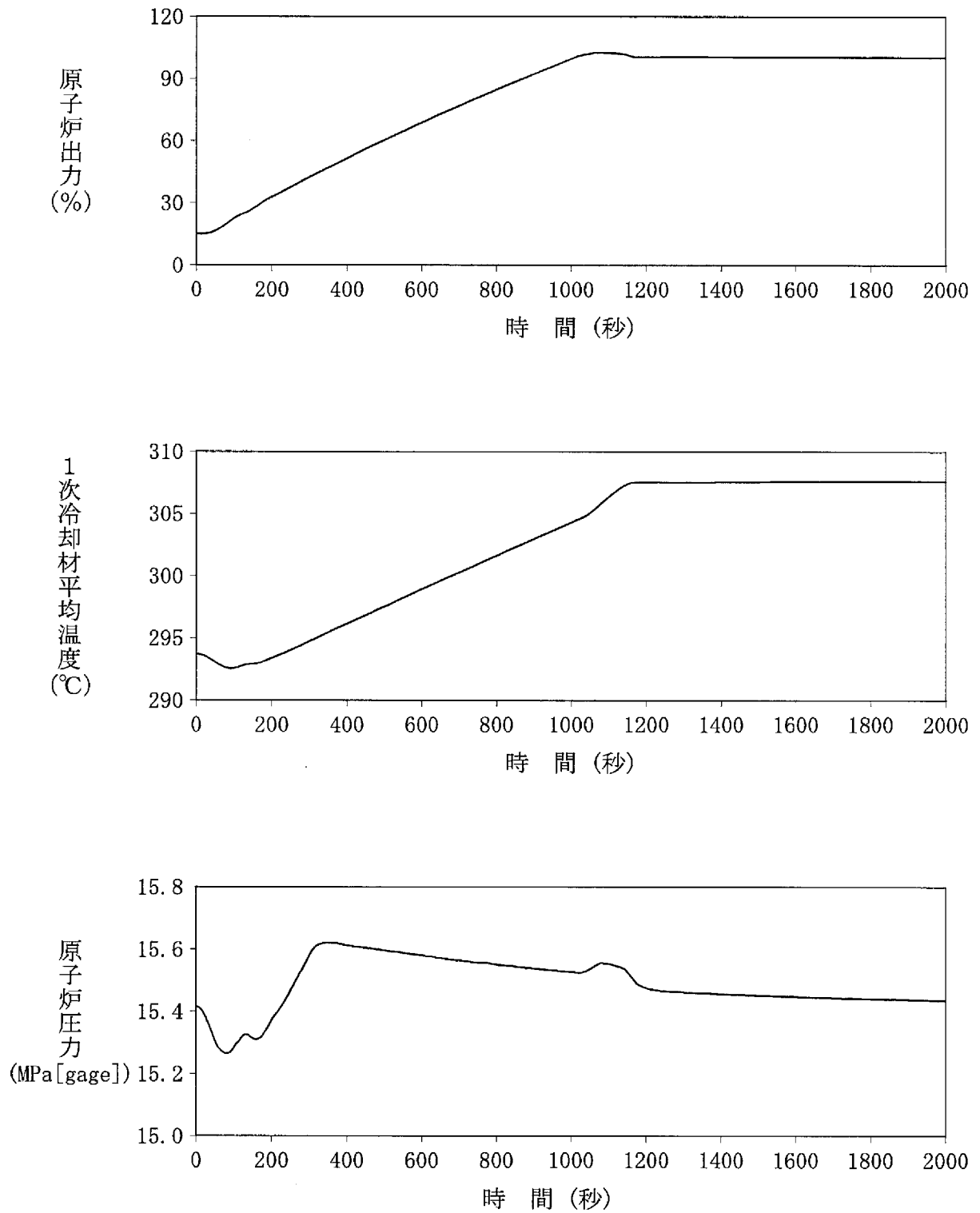
第3.5.1図 動特性シミュレーションモデル (4号炉)



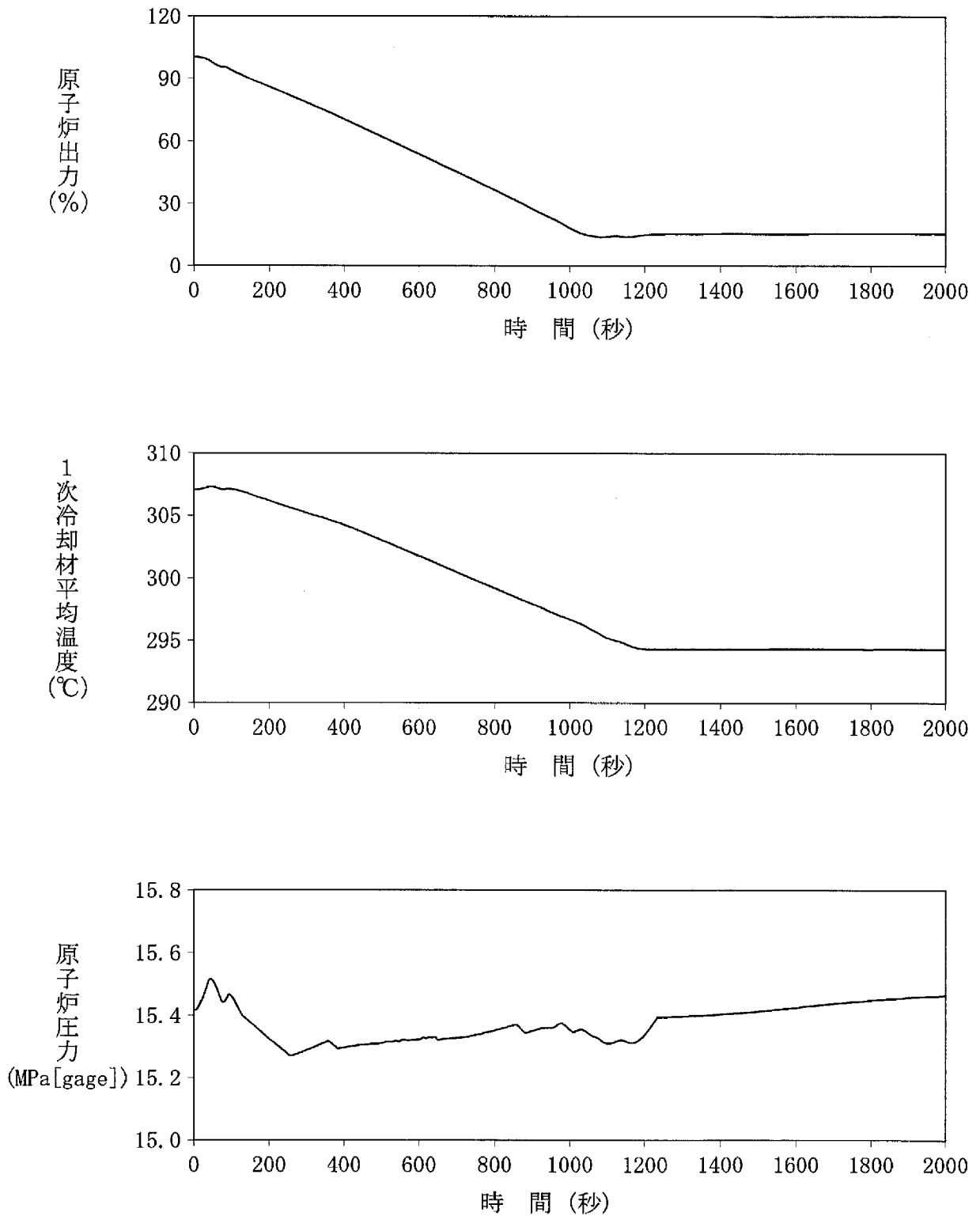
第3.5.2図 10%ステップ状負荷減少の場合(100%→90%)(4号炉)



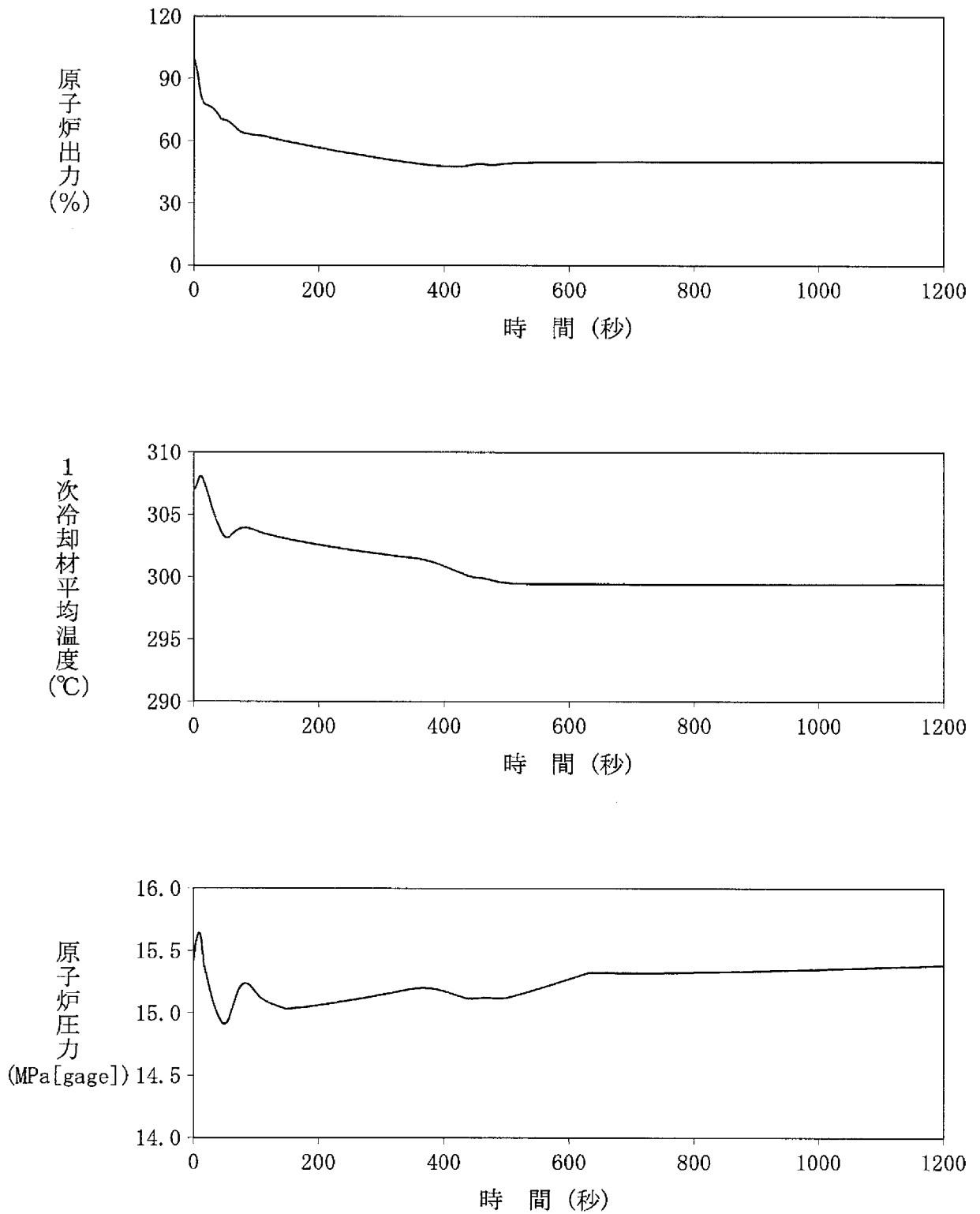
第3.5.3図 10%ステップ状負荷増加の場合(90%→100%)(4号炉)



第3.5.4図 5%/min ランプ状負荷増加の場合(15%→100%)(4号炉)



第3.5.5図 5%/min ランプ状負荷減少の場合(100%→15%)(4号炉)



第3.5.6図 50%ステップ状負荷減少の場合(100%→50%)(4号炉)

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、燃料取扱棟内の新燃料貯蔵庫又は使用済燃料ピットに貯蔵する。これらの新燃料は、再装荷燃料等とともに炉心へ装荷するが、新燃料貯蔵庫に貯蔵した新燃料は、炉心へ装荷する前に通常使用済燃料ピットに一時的に保管する。

炉心への装荷の手順は、以下に示す燃料の取出しとほぼ逆の手順によって行う。

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、燃料取替チャンネ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。

1号、2号及び4号炉の使用済燃料は、使用済燃料ピットに貯蔵するが、必要に応じて使用済燃料ピット内で別に用意した容器に入れて貯蔵する。

また、4号炉の使用済燃料（燃料集合体最高燃焼度

55,000MWd/tのものを除く。)は必要に応じて使用済燃料ピットで7年以上冷却し、使用済燃料の再処理工場への輸送に使用する使用済燃料輸送容器に入れて3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料ピットに運搬する。

1号、2号及び4号炉の使用済燃料は、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水中で使用済燃料輸送容器に入れ再処理工場へ搬出する。

使用済燃料のうち、十分に冷却(15年以上冷却)した使用済燃料は、原則として、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を維持できることを確認のうえ使用済燃料乾式貯蔵容器に収納し、ヘリウムガスを封入後、使用済燃料乾式貯蔵施設へ運搬する。使用済燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器に収納するに当たっては、臨界評価で考慮した因子についての条件又は範囲並びに遮へい機能及び除熱機能に関する評価で考慮した使用済燃料の燃焼度に応じた配置の条件又は範囲を逸脱しないことを、あらかじめ確認する。使用済燃料乾式貯蔵施設では、周辺施設である使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン及び使用済燃料乾式貯蔵容器搬送台車を使用して使用済燃料乾式貯蔵容器を貯蔵する。その後、使用済燃料乾式貯蔵容器を用いて再処理工場へ搬出する。

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は中央制御室で監視できるとともに、異常時は中央制御室に警報を発信する。

また、使用済燃料乾式貯蔵容器の一次蓋と二次蓋との間の圧

力を監視できるものとする。

燃料取扱設備は、3号炉燃料取扱棟内の燃料取扱設備のうち除染場ピット、燃料取扱棟内チャンネル、使用済燃料ピットクレーン及び燃料取扱棟クレーンを共用する。3号炉燃料取扱棟内の燃料取扱設備の概略は、3号炉添付書類八 第4.1.1図及び第4.1.2図に同じ。

さらに、貯蔵設備は3号炉燃料取扱棟内の貯蔵設備のうち使用済燃料ピット及びラックを共用する。

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、適切な格納性と換気空調設備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な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、使用済燃料乾式貯蔵容器貯蔵分も含めて、使用済燃料に加え、全炉心燃料及び1回の燃料取替えに必要な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落下防止措置を有する設計とする。

- (5) 使用済燃料の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。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、設計上想定される状態において自然冷却によって使用済燃料の崩壊熱を外部に放出し、使用済燃料の温度を、燃料被覆管のクリープ破損及び燃料被覆管の機械的特性の低下を防止する観点から制限される値以下に維持するとともに、使用済燃料乾式貯蔵容器の温度を、基本的安全機能を維持する観点から制限される値以下に維持できる設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵建屋は、使用済燃料乾式貯蔵容器の除熱機能を阻害しない設計とするとともに、使用済燃料乾式貯蔵建屋の給排気口は、積雪等により閉塞しない設計とする。また、使用済燃料乾式貯蔵容器表面温度及び使用済燃料乾式貯蔵建屋内雰囲気温度は、周辺施設である使用済燃料乾式貯蔵容器表面温度計及び使用済燃料乾式貯蔵建屋内雰囲気温度計により適切な頻度で監視する設計とする。

- (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、十分な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水位及び水温並びに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、燃料取替用水ピットからほう素濃度 3,100ppm 以上のほう酸水を補給できる設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵施設は、設計上想定される状態において、使用済燃料から放出される放射線をガンマ線遮へい材及び中性子遮へい材により十分に遮へいする設計とする。

- (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) 使用済燃料乾式貯蔵容器は、使用済燃料乾式貯蔵施設内では蓋部を開放することなく、かつ、設計上想定される状態におい

て内包する放射性物質の閉じ込めを使用済燃料乾式貯蔵容器のみで担保する設計とする。また、圧力容器として、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」のクラス3容器に適合する設計とし、閉じ込め機能を周辺施設である使用済燃料乾式貯蔵容器蓋間圧力計により適切に監視することができる設計とする。また、使用済燃料乾式貯蔵容器蓋間圧力を適切な頻度で監視する設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、設計上想定される状態において、一次蓋及び二次蓋が開放可能であり、使用済燃料の燃料ペレットが燃料被覆管から脱落せず、使用済燃料の過度な変形が生じない設計とする。また、閉じ込め機能の異常に対し、使用済燃料ピットへ移送し、燃料の取出しや詰替えを行うものとする。

- (10) 使用済燃料貯蔵設備は、ほう素濃度 3,100ppm 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も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。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、設計貯蔵期間(60年)を通じて、設計上想定される状態において容器内のバスケットにより適切な燃料集合体間隔を保持し、燃料集合体が相互に接近しないようにする。また、使用済燃料の燃焼に伴う反応度低下を考慮

せず、使用済燃料乾式貯蔵容器内の燃料位置等について想定される最も厳しい状態を仮定しても実効増倍率が0.95(解析上の不確定さを含む。)以下で十分な未臨界性を確保できる設計とする。

- (11) 1号炉、2号炉及び4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、2号炉及び4号炉の使用済燃料の健全性を損なわない設計とする。
- (12) 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、落下時のエネルギーを評価し、気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギー(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。

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

a. 燃料取扱棟

燃料取扱棟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。上層部の鉄筋コンクリート壁は、基準地震動に対して使用済燃料ピット内に落下しな

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、ホイスト支柱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転倒防止金具爪について、保守的に吊荷なしの条件で、地震時の発生応力が、転倒防止金具爪、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。

また、使用済燃料ピットクレーンは、二重ワイヤ、フック部外れ止め及び動力電源喪失時保持機能により、落下防止対策を講じた設計とする。

c. 燃料取扱棟クレーン

燃料取扱棟クレーンは、使用済燃料ピットの上部を走行できないように可動範囲を制限し、仮に脱落したとしても、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。また、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チャンネルがあるため、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。

また、3号炉燃料取扱棟内の燃料取扱設備及び使用済燃料貯蔵設備の設計方針は、3号炉添付書類八 4.1.1.2 設計方針に同じとし、耐震設計については3号炉の耐震設計方針に基づく設計とする。

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、燃料取扱棟内の独立した区画に設け、キャン型のラックにウラン新燃料を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、万一純水で満たされたとしても実効増倍率が0.95以下になるよう設計する。さらに、いかなる密度の水分雰囲気でも満たされたと仮定しても臨界未満となるよう設計する。

新燃料貯蔵庫の貯蔵容量は全炉心燃料の約67%相当分とする。

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。

(2) 使用済燃料ピット

使用済燃料ピット（1号、2号及び4号炉共用）は、燃料取扱棟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。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し、燃料取替用水ピットから、ほう素濃度3,100ppm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、ほう酸濃度3,100ppm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、純水で満たされた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。

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ト等を貯蔵するとともに、新燃料を一時的に仮置きすることもある。さらに、使用済燃料輸送容器及び使用済燃料乾式貯蔵容器を置くためにキャスクピットを設ける。

また、3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料ピット（3号及び4号炉共用、一部既設）は、3号炉添付書類八 4.1.1.4(2) 使用済燃

料ピットに同じ。

4号炉燃料取扱棟内の使用済燃料ピットの貯蔵容量は、全炉心燃料の約490%相当分並びに全炉心燃料の約290%相当分（1号、2号及び4号炉共用）とし、3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料ピットの貯蔵容量は、全炉心燃料の約870%相当分（3号及び4号炉共用、一部既設）とする。

なお、使用済燃料ピットは、通常運転中は全炉心の燃料を貯蔵できる容量を確保する。

(3) 除染場ピット

除染場ピット（1号、2号及び4号炉共用）は、キャスクピットに隣接して設け、使用済燃料輸送容器及び使用済燃料乾式貯蔵容器等の除染を行う。

また、3号炉燃料取扱棟内の除染場ピット（3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八 4.1.1.4(3) 除染場ピットに同じ。

(4) 原子炉キャビティ及び燃料取替チャンネル

原子炉キャビティは原子炉容器上方に設け、燃料取替時にほう酸水を満たすことにより燃料取扱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。

燃料取替チャンネルは、原子炉キャビティと燃料取扱棟の間で燃

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、燃料取扱棟内チャンネル（1号、2号及び4号炉共用）と原子炉格納容器内チャンネルに分かれる。

原子炉格納容器内チャンネ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、燃料取替時に原子炉キャビティとつながるプールを形成する。

また、3号炉燃料取扱棟内の燃料取扱棟内チャンネル（3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八 4.1.1.4 (4) 原子炉キャビティ及び燃料取替チャンネルのうち燃料取扱棟内チャンネルに同じ。

(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チャンネ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な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チャンネルの適当な位置に移動することができる。

グリッパチューブは二重ワイヤで保持するとともに、その下部にあるグリッパを空気作動式とし、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を行うために、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、地震時にも転倒することがないように設計し、さらに、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、2号及び4号炉共用）は、使用済燃料ピット上を移動する架台と、その上を移動する移送台車よりなるブリッジクレーンであり、使用済燃料ピット内での4号炉の燃料集合体の移動は、移送台車上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又は架台上のホイスト、4号炉燃料用取扱工具等によって行う。また、使用済燃料ピット内での1号炉及び2号炉の燃料集合体の移動は、架台上のホイスト、1号炉及び2号炉燃料用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、グリッパチューブ及びホイストのフックは二重ワイヤで保持し、各々の取扱工具は、燃料取扱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。

なお、1号炉及び2号炉燃料用取扱工具は、4号炉の燃料集合体をつかめない構造とし、グリッパチューブのグリッパ及び4号炉燃料用取扱工具は、1号炉及び2号炉の燃料集合体をつかめない構造とすることにより誤操作を防止する。

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

また、3号炉燃料取扱棟内の使用済燃料ピットクレーン（3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八 4.1.1.4 (6) 使用済燃料ピットクレーンに同じ。

(7) 燃料取扱棟クレーン

燃料取扱棟クレーン（1号、2号及び4号炉共用）は、新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器、使用済燃料乾式貯蔵容器及び新燃料等の移動を安全かつ確実にを行う天井走行形クレーンである。

燃料取扱棟クレーンは、フックを二重ワイヤで保持し新燃料輸送容器、使用済燃料輸送容器、使用済燃料乾式貯蔵容器及び新燃料等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な設計とし、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。

また、3号炉燃料取扱棟内の燃料取扱棟クレーン（3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八 4.1.1.4（7）燃料取扱棟クレーンに同じ。

(8) 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型エレベータで、燃料取扱棟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。

(9) 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、閉止ふたを閉じる。

(10) 使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位は、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信する。

(11) 使用済燃料ピット温度

使用済燃料ピット温度は、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信する。

(12) 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、燃料取扱場所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信する。

(13) 使用済燃料乾式貯蔵施設

使用済燃料乾式貯蔵施設は、使用済燃料を収納する使用済燃料乾式貯蔵容器及び周辺施設（使用済燃料乾式貯蔵建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用）、使用済燃料乾式貯蔵容器蓋間圧力計、使用済燃料乾式貯蔵容器表面温度計、使用済燃料乾式貯蔵建屋内雰囲気温度計、使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン及び使用済燃料乾式貯蔵容器搬送台車等）で構成する。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、貯蔵容器本体、蓋、バスケット等で構成され、内部にヘリウムガスを封入し、保持できる構造とし、使用済燃料乾式貯蔵容器と貯蔵架台を固定装置で固定し、貯蔵架

台を基礎ボルトで使用済燃料乾式貯蔵建屋基礎に固定する。

使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を担保する部材は、設計貯蔵期間（60年）の温度、放射線等の環境及びその環境下での腐食、クリープ、応力腐食割れ等の経年劣化に対して十分な信頼性のある材料を選定し、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を維持する設計とする。また、使用済燃料乾式貯蔵容器は、設計貯蔵期間（60年）の温度、放射線等の環境及びその環境下での腐食、クリープ、応力腐食割れ等の経年劣化に対して、使用済燃料乾式貯蔵容器に収納する使用済燃料の健全性を確保する設計とするため、使用済燃料乾式貯蔵容器内部にヘリウムガスを封入し、保持できる構造とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、「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」第六条及び十一条を満たすものとし、取扱中の作業員の誤操作を想定しても「使用済燃料貯蔵施設規格 金属キャスク構造規格」の基準を満足することで、安全機能を維持できる設計とする。密封境界部は、設計上想定される衝撃力に対して、おおむね弾性範囲内にとどまる設計とする。また、使用済燃料乾式貯蔵容器の臨界防止機能をバスケットで担保しており、設計上想定される状態において、バスケットが臨界防止上有意な変形を起こさない設計とする。

周辺施設のうち、貯蔵架台、基礎ボルト及び使用済燃料乾式貯蔵建屋基礎は、使用済燃料乾式貯蔵容器の直接支持構造物及び間接支持構造物として、基準地震動による地震力に対して使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。

周辺施設のうち、使用済燃料乾式貯蔵建屋は、自然現象等に対して損壊しない設計とする。また、基準地震動による地震力に対して、貯蔵中の使用済燃料乾式貯蔵容器への波及的影響を防止するよう損壊しない設計とする。なお、自然現象等に対して損壊しない設計とすることにより遮へい機能が著しく低下することはない。

周辺施設のうち、使用済燃料乾式貯蔵容器蓋間圧力計、使用済燃料乾式貯蔵容器表面温度計、使用済燃料乾式貯蔵建屋内雰囲気温度計、使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン及び使用済燃料乾式貯蔵容器搬送台車は、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を維持するために、一般産業施設や公衆施設と同等の設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵建屋は、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉用燃料を収納する容器と3号炉及び4号炉用燃料を収納する容器を合計40基配置できる容量とする。

a. 使用済燃料乾式貯蔵容器（タイプ1）

（1号、2号、3号及び4号炉共用）

(a) 1号炉及び2号炉用燃料収納時（ウラン燃料）

燃料集合体中の燃料棒配列 14×14 燃料

（1号及び2号炉用）

ウラン 235 濃縮度 約 4.8wt% 以下

燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t 以下

冷却年数 15 年以上

(b) 3号炉及び4号炉用燃料収納時（ウラン燃料）

燃料集合体中の燃料棒配列 17×17 燃料

（3号及び4号炉用）

ウラン 235 濃縮度 約 4.1wt% 以下

燃料集合体最高燃焼度 48,000MWd/t 以下

冷却年数 15 年以上

なお、1号炉及び2号炉用燃料と3号炉及び4号炉用燃料を同一容器に収納しない。

b. 使用済燃料乾式貯蔵容器（タイプ2）

（3号及び4号炉共用）

(a) ウラン燃料

燃料集合体中の燃料棒配列 17×17 燃料

（3号及び4号炉用）

ウラン 235 濃縮度 約 4.1wt% 以下

燃料集合体最高燃焼度 48,000MWd/t 以下

冷却年数 15 年以上

使用済燃料乾式貯蔵容器は、設計貯蔵期間において、使用済燃料の崩壊熱を適切に除去し、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を担保する各部位及び使用済燃料が、構造健全性及び性能を維持できる構造とする。また、使用済燃料乾式貯蔵建屋は、使用済燃料乾式貯蔵容器の除熱機能を阻害しない設計とするとともに、使用済燃料乾式貯蔵建屋の給排気口は、積雪等により閉塞しない設計とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、容器表面の線量当量率が 2 mSv/h 以下及び容器表面から 1 m 離れた位置における線量当量率が 100 μ Sv/h 以下となるよう、収納される使用済燃料の放射線源強度を考慮して十分に遮へいできる構造とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、貯蔵容器本体、二重の蓋及び金属

ガスケットにより漏えいを防止し、設計貯蔵期間中の貯蔵容器内部圧力を負圧に維持できる構造とする。なお、使用済燃料乾式貯蔵容器の貯蔵中については緩衝体を設置しない。

使用済燃料乾式貯蔵容器は、容器内のバスケットにより、個々の使用済燃料を使用済燃料乾式貯蔵容器内部の所定の位置に収納し、適切な燃料集合体間隔を保持することにより燃料集合体は相互に接近しない構造とする。また、使用済燃料を全容量収納し、乾式貯蔵施設内における使用済燃料貯蔵容器の配置及び相互の中性子干渉、バスケットの形状、バスケット格子内の使用済燃料の配置、中性子吸収材の製造公差及び中性子吸収に伴う原子個数密度の減少、減速材（水）の影響も含め、技術的に想定されるいかなる場合でも、実効増倍率を 0.95（解析上の不確定さを含む。）以下に保ち、使用済燃料の臨界を防止できる構造とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器（貯蔵架台を含む）は S クラスに分類したうえで、基準地震動による地震力に対して、安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。

使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは、使用済燃料乾式貯蔵建屋取扱エリアにおいて、使用済燃料乾式貯蔵容器の移動を安全かつ確実にを行う天井走行形クレーンである。使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーンは、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を維持するため、一般産業施設として、フックを二重ワイヤで保持し使用済燃料乾式貯蔵容器の落下を防止する対策を講じるとともに、浮き上がり防止機能を設け、使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン自身の落下防止対策を講じる。また、その移動範囲を重量物の落下により貯蔵中の使用済燃料乾式貯蔵容器に影響を及ぼすこ

とがないように使用済燃料乾式貯蔵建屋取扱エリアのみに限定する。

使用済燃料乾式貯蔵容器搬送台車は、使用済燃料乾式貯蔵建屋取扱エリアと使用済燃料乾式貯蔵建屋貯蔵エリアの間において、使用済燃料乾式貯蔵容器の移動を安全かつ確実にを行う搬送台車である。使用済燃料乾式貯蔵容器搬送台車は、使用済燃料乾式貯蔵容器の安全機能を維持するため、一般産業施設として緊急停止できる機構を設けるとともに、人の誤操作等で逸走した場合でも、使用済燃料乾式貯蔵容器が使用済燃料乾式貯蔵建屋の壁及び他の使用済燃料乾式貯蔵容器等へ衝突しない構造とする。

使用済燃料乾式貯蔵容器の蓋間圧力は、使用済燃料乾式貯蔵容器蓋間圧力計により監視し、使用済燃料乾式貯蔵容器の表面温度は、使用済燃料乾式貯蔵容器表面温度計により監視し、使用済燃料乾式貯蔵建屋内の雰囲気温度は、使用済燃料乾式貯蔵建屋内雰囲気温度計で監視する。

4.1.1.5 評価

- (1) 燃料取扱設備は、二重ワイヤ、インターロック等により燃料集合体の落下を防止する。
- (2) 使用済燃料ピットは、耐震設計Sクラス的设计とするとともに、ピット底部には排水口を設けないので冷却水が著しく減少することはない。
- (3) 新燃料貯蔵庫は、必要なラック中心間隔を取っていることから想定されるいかなる状態でも未臨界を確保できる。さらに、新燃料は乾燥状態で貯蔵されていること、また浸水することの

ない構造としている。

- (4) 使用済燃料ピットは、必要なラック中心間隔を取っていることから想定されるいかなる状態でも未臨界を確保できる。さらに、使用済燃料ピットは、ほう素濃度3,100ppm以上のほう酸水で満たし、また底部には排水口を設けない構造としている。

また、3号炉燃料取扱棟内の燃料取扱設備及び使用済燃料貯蔵設備の評価は、3号炉添付書類八 4.1.1.5評価に同じ。

4.1.1.6 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は定期的に分析する。

また、3号炉燃料取扱棟内の燃料取扱設備及び使用済燃料貯蔵設備の試験検査は、3号炉添付書類八 4.1.1.6試験検査に同じ。

4.1.1.7 手順等

燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設は、以下の内容を含む手順等を定める。

- (1) 使用済燃料ピットへの重量物落下防止対策
- a. 使用済燃料ピット周辺に設置する設備や取り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。
 - b. 使用済燃料ピット上で作業を行う使用済燃料ピットクレ

ーンについては、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、玉掛けは有資格者が実施する。

また、3号炉燃料取扱棟内の燃料取扱設備及び使用済燃料貯蔵設備の手順等は、3号炉添付書類八 4.1.1.7 手順等に同じ。

4.1.2 重大事故等時

4.1.2.1 概要

使用済燃料ピット（使用済燃料ラック含む）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又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保できる設計とする。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいが発生し、可搬型代替注水設備による注水操作を実施し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、スプレイや蒸気条件下でも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よって、臨界を防止することができる設計とする。

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、設計基準対象施設として使用する場合同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用すること

で、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

使用済燃料ピットは、淡水だけでなく海水も使用することから、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・検査性について」に示す。

使用済燃料ピットは、漏えいの有無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。

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、2号及び4号炉共用）は、第4.2.1(2)図に概略を示すように、1つの使用済燃料ピットに2系列の冷却系と2系列の浄化系を設け、使用済燃料ピット冷却器、使用済燃料ピットポンプ、使用済燃料ピット脱塩塔、使用済燃料ピットフィルタ、配管及び弁類からなる閉回路で構成する。

使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、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。

また、3号炉原子炉周辺建屋等内の使用済燃料ピット水浄化冷却設備（3号及び4号炉共用、既設）の概要は、3号炉添付書類八 4.2.1概要に同じ。

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、脱塩塔及びフィルタを設ける。
- (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

露出せず、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。

また、3号炉原子炉周辺建屋等内の使用済燃料ピット水浄化冷却設備（3号及び4号炉共用、既設）の設計方針は、3号炉添付書類八 4.2.2設計方針に同じ。

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。

また、3号炉原子炉周辺建屋等内の使用済燃料ピット水浄化冷却設備（3号及び4号炉共用、既設）の主要設備の仕様は、3号炉添付書類八 4.2.3主要設備の仕様に同じ。

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、2号及び4号炉共用）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容量を確保できるように2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。

3号炉原子炉周辺建屋内の使用済燃料ピットポンプ（3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八 4.2.4 (1) 使用済燃料ピットポンプに同じ。

(2) 使用済燃料ピットスキマポンプ

3号炉使用済燃料ピットスキマポンプ（3号炉原子炉周辺建屋内3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八 4.2.4

(2) 使用済燃料ピットスキマポンプに同じ。

(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、2号及び4号炉共用）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2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と1号炉及び2号炉の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、燃料取替えて発電用原子炉から全炉心燃料を取り出して貯蔵した場合に、使用済燃料ピット水平平均温度を52℃以下に保つに十分なものである。また、使用済燃料ピットポンプ1台運転でも、使用済燃料ピット水平平均温度を65℃以下に保つことができる。

3号炉原子炉周辺建屋内の使用済燃料ピット冷却器（3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八 4.2.4 (3) 使用済燃料ピット冷却器に同じ。

(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、2号及び4号炉共用）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、燃料取替用水ピット水のイオン状不純物を除去するためにも使用する。

3号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料ピット脱塩塔（3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八 4.2.4(4) 使用済燃料ピット脱塩塔に同じ。

(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、2号及び4号炉共用）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、燃料取替用水ピット水の固形状不純物を除去するためにも使用する。

3号炉原子炉補助建屋内の使用済燃料ピットフィルタ（3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八 4.2.4(5) 使用済燃料ピットフィルタに同じ。

(6) 使用済燃料ピットスキマフィルタ

3号炉使用済燃料ピットスキマフィルタ（3号炉原子炉補助建屋内3号及び4号炉共用、既設）は、3号炉添付書類八 4.2.4(6) 使用済燃料ピットスキマフィルタに同じ。

4.2.5 評 価

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の浄化ができ、使用済燃料ピットに全貯蔵容量の使用済燃料を貯蔵した場合にも使用済燃料から発生する崩壊熱を十分除去する能力があり、全ての燃料を使用済燃料として評価した場合においても、使用済燃料ピット水平均温度を、52℃以下に、また、使用済燃料ピットポンプ1台運転でも65℃以下に保つことができる。

また、3号炉原子炉周辺建屋等内の使用済燃料ピット水浄化冷却設備（3号及び4号炉共用、既設）の評価は、3号炉添付書類

八 4.2.5評価に同じ。

4.2.6 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。

また、3号炉原子炉周辺建屋等内の使用済燃料ピット水浄化冷却設備（3号及び4号炉共用、既設）の試験検査は、3号炉添付書類八 4.2.6試験検査に同じ。

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

使用済燃料ピット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の概略系統図を第4.3.1図から第4.3.4図に示す。

4.3.2 設計方針

(1) 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

a. 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

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（使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる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、遮へいに必要な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、遮へいに必要な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。

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、純水冠水状態で臨界を防止できる設計とする。

使用済燃料ピットポンプ若しくは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した場合、燃料取替用水ポンプ、燃料取替用水ピット、2次系補給水ポンプ若しくは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した場合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が発生し、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（使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる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、水中ポンプ用発電機、中間受槽、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを使用する。

中間受槽を水源とする使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより、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、水中ポンプ用発電機から給電できる設計とする。

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（3号及び4号炉共用）
 - ・水中ポンプ用発電機（3号及び4号炉共用）
 - ・中間受槽（3号及び4号炉共用）
 - ・燃料油貯蔵タンク（重大事故等時のみ3号及び4号炉共用）
- （10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリ（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準対象施設である燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットを重大事故等対処設備として使用する。

(2) 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備

a. 使用済燃料ピットへのスプレイ

使用済燃料ピットの冷却等のための設備のうち、使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故において、燃料損傷の進行を緩和するとともに、燃料損傷時には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。

また、スプレイや蒸気条件下でも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よって、臨界を防止することができる設計とする。

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、可搬型ディーゼル注入ポンプ、中間受槽、使用済燃料ピットスプレイヘッド、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを使用する。

使用済燃料ピットスプレイヘッドを可搬型ホースにより中間受槽を水源とする可搬型ディーゼル注入ポンプと接続し、使用

済燃料ピットへスプレイを行う設計とする。

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。

- ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（3号及び4号炉共用）
- ・中間受槽（3号及び4号炉共用）
- ・使用済燃料ピットスプレイヘッド（3号及び4号炉共用）
- ・燃料油貯蔵タンク（重大事故等時のみ3号及び4号炉共用）

（10.2 代替電源設備）

- ・タンクローリ（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準対象施設である燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットを重大事故等対処設備として使用する。

b. 燃料取扱棟（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水

使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に、燃料損傷の進行を緩和し、燃料損傷時に燃料取扱棟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（燃料取扱棟（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水）を設ける。

放水設備（燃料取扱棟（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水）として、移動式大容量ポンプ車、放水砲、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを使用する。

放水砲を、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し、原子炉周辺建屋のうち燃料取扱棟に大量の水を放水することによって、一部の水を使用済燃料ピットに注水できる設計とする。

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（3号及び4号炉共用）
 - ・放水砲（3号及び4号炉共用）
 - ・燃料油貯蔵タンク（重大事故等時のみ3号及び4号炉共用）
- （10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリ（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の取水口、取水管路及び取水ピットを重大事故等対処設備として使用する。

（3） 重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時に用いる設備

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計測設備（常設設備による使用済燃料ピットの状態監視及び可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視）を設ける。

a. 常設設備による使用済燃料ピットの状態監視

計測設備（常設設備による使用済燃料ピットの状態監視）として、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。

使用済燃料ピット水位（SA）及び使用済燃料ピット温度（SA）の計測装置は、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し、中央制御室にて使用済燃料ピットの水位及び水温を監視可能な設計とする。

使用済燃料ピット状態監視カメラは、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中央制御室にて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。

具体的なパラメータ及び設備は、以下のとおりとする。

- ・使用済燃料ピット水位（SA）
- ・使用済燃料ピット温度（SA）
- ・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）

その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

b. 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視

計測設備（可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視）として、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（コンプレッサ（排気ファン含む。）、エアコン、発電機）（以下「使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム」という。）含む）、使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）、燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを使用する。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。

使用済燃料ピット水位（広域）の計測装置並びに使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の計

測装置は、使用済燃料ピットの水位及び上部の空間線量率について、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し、中央制御室にて使用済燃料ピットの水位及び上部の空間線量率を監視可能な設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）の計測装置は、可搬型ホース及びエアパージセット等を可搬型とすることにより、使用済燃料ピット内の構造等に影響を受けない設計とする。

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）の測定に必要な空気は、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とともに、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（低レンジ）の計測装置等の耐環境性向上を目的として、空気を供給できる設計とする。また、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの発電機は、当該システムのコンプレッサ（排気ファン含む。）及びエアコンへ給電できる設計とする。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの発電機の燃料は、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。

使用済燃料ピット周辺線量率は、取付けを想定する複数の場所の線量率と使用済燃料ピット区域の空間線量率の相関（減衰率）をあらかじめ評価しておくことで、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。

具体的なパラメータ及び設備は、以下のとおりとする。

- ・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）
- ・使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）（3号及び4号炉共用）
- ・使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）（3号及び4号炉共用）
- ・使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）（3号及び4号炉共用）
- ・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（重大事故等時のみ3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリ（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

ディーゼル発電機は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性、位置的分散等の設計方針は適用しない。

ディーゼル発電機、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。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。非常用

取水設備の取水口、取水管路及び取水ピットについては、「10.8 非常用取水設備 10.8.2 重大事故等時」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注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの電源を専用の発電機である空冷式の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、燃料取替用水ピット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、水中ポンプ用発電機及び中間受槽は、3号炉の原子炉周辺建屋内の使用済燃料ピットポンプ及び使用済燃料ピット冷却器並びに原子炉補助建屋内の燃料取替用水ポンプ並びに燃料取替用水タンク建屋内の燃料取替用水タンク並びに4号炉の原子炉周辺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、燃料取替用水ポンプ及び燃料取替用水ピット並びに屋外の2次系補給水ポン

プ及び2次系純水タンクと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。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプの接続口は、原子炉周辺建屋面に2箇所設置する設計とする。

クラゲ等の海生生物からの影響に対し、移動式大容量ポンプ車は、複数の取水箇所を選定できる設計とする。

使用済燃料ピット水位（SA）、使用済燃料ピット水位（広域）及び使用済燃料ピット温度（SA）の計測装置並びに使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の計測装置等並びに使用済燃料ピット状態監視カメラは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機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。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる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、水中ポンプ用発電機及び中間受槽は、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の系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、

水中ポンプ用発電機及び中間受槽は、設置場所において固縛等によって固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

使用済燃料ピットへのスプレイに使用する可搬型ディーゼル注入ポンプ、中間受槽及び使用済燃料ピットスプレイヘッダは、他の設備から独立して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。また、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、設置場所においてアウトリガ等によって固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

燃料取扱棟（使用済燃料ピット内燃料体等）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。また、移動式大容量ポンプ車及び放水砲は、設置場所においてアウトリガ等によって固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。さらに、放水砲は、使用を想定する重大事故等時において必要となる屋外の他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

常設設備による使用済燃料ピットの状態監視に使用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）の計測装置並びに使用済燃料ピット状態監視カメラは、他の設備から独立して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。

可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視に使用する使用済燃料ピット水位（広域）の計測装置及び使用済燃料ピッ

ト監視装置用空気供給システム並びに使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の計測装置は、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の系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、使用済燃料ピット水位（広域）の計測装置及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム並びに使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の計測装置は、設置場所において車輪止め等によって固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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及び注水機能の喪失による水位低下を防止するため、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。したがって、出口配管高さの水位から蒸散により遮へいに必要な水位に到達するまでの時間余裕を

考慮し、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3号炉、4号炉それぞれで1セット1台使用する。保有数は、3号炉、4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（3号及び4号炉共用）を保管する。

水中ポンプ用発電機は、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3号炉、4号炉それぞれで1セット1台使用する。保有数は、3号炉、4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（3号及び4号炉共用）を保管する。

中間受槽は、使用済燃料ピットへの注水量及びスプレイ量に対し、それぞれの送水量においても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3号炉、4号炉それぞれで1セット1個使用する。保有数は、3号炉、4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（3号及び4号炉共用）を保管する。

中間受槽は、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「9.11 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」にて記載する。

可搬型ディーゼル注入ポンプは、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ポンプ流量を有

するものを3号炉、4号炉それぞれで1セット1台使用する。保有数は、3号炉、4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（3号及び4号炉共用）を保管する。

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3号炉、4号炉それぞれで1セット2基使用する。保有数は、3号炉、4号炉それぞれで1セット2基、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基の合計5基（3号及び4号炉共用）を保管する。

移動式大容量ポンプ車は、環境への放射性物質の放出を低減するため放水砲による霧状放水により原子炉周辺建屋のうち燃料取扱棟に1台で3号炉と4号炉の両方に同時に放水できるポンプ流量を有するものを3号炉及び4号炉で1セット1台使用する。保有数は、3号炉及び4号炉で1セット1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2台（3号及び4号炉共用）を保管する。

放水砲は、環境への放射性物質の放出を低減するため放水砲による霧状放水により原子炉周辺建屋のうち燃料取扱棟に放水できる容量を有するものを3号炉、4号炉それぞれで1セット1台使用する。保有数は、3号炉、4号炉それぞれで1セット1台（3号及び4号炉共用）を保管する。

使用済燃料ピット水位（SA）及び使用済燃料ピット温度（SA）の計測装置は、重大事故等により変動する可能性のある範囲に

わたり測定できる設計とする。

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機能により使用済燃料ピットの水温の傾向等、状態を監視できる設計とする。

使用済燃料ピット水位（広域）の計測装置は、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。

使用済燃料ピット水位（広域）の計測装置のうち可搬型ホースは1セット2個、エアパージセットは、1セット3個使用する。可搬型ホースの保有数は、1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3個を保管する。また、エアパージセットの保有数は1セット3個、故障時のバックアップ用として1個の合計4個を保管する。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、使用済燃料ピット水位（広域）の測定に必要な空気並びに使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）の計測装置及び使用済燃料ピット状態監視カメラの機能維持に必要な容量を有するものを3号炉、4号炉それぞれで1セット1個使用する。保有数は、3号炉、4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（3号及び4号炉共用）を保管する。

使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）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、使用済燃料ピット区域の空間線量率を測定できる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の計測装置は、3号炉、4号炉それぞれで1セット1個使用する。保有数は、3号炉、4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（3号及び4号炉共用）を保管する。

また、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の検出器は、3号炉、4号炉それぞれで1セット1個使用する。保有数は、3号炉、4号炉それぞれで1セット1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3個（3号及び4号炉共用）を保管する。

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、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ディーゼル注入ポンプ、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、屋外に保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

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。

使用済燃料ピットスプレイヘッダは、屋外に保管するとともに、3号炉の重大事故等時は3号炉の原子炉周辺建屋内に設置し、4号炉の重大事故等時は4号炉の原子炉周辺建屋内に設置するため、重大事故等時における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、淡水だけでなく海水も使用することから、海水影響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）の計測装置は、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における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。

使用済燃料ピット状態監視カメラは、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における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。

使用済燃料ピット水位（広域）の計測装置は、原子炉補助建屋及び原子炉周辺建屋内に保管するとともに、原子炉周辺建屋

内に設置し、重大事故等時における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。

使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）の計測装置は、原子炉補助建屋及び4号炉の原子炉周辺建屋内に保管するとともに、3号炉の重大事故等時は3号炉の原子炉周辺建屋内に設置し、4号炉の重大事故等時は4号炉の原子炉周辺建屋内に設置するため、重大事故等時における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。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（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の計測装置は、原子炉補助建屋及び4号炉の原子炉周辺建屋内に保管するとともに、3号炉の重大事故等時は3号炉の原子炉周辺建屋内に設置し、4号炉の重大事故等時は4号炉の原子炉周辺建屋内に設置するため、重大事故等時における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。

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

について」に示す。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機及び中間受槽を使用した使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる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替えできる設計とする。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプ及び中間受槽は、車両等により運搬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。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプと可搬型ホースの接続は、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。可搬型ホースと注水配管との接続はフランジ接続とし、接続規格を統一することにより、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、3号炉及び4号炉とも同一形状の設計とする。

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。

水中ポンプ用発電機は、車両等により運搬ができる設計とするとともに、車輪止めを積載し、設置場所にて固定できる設計とする。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプと水中ポンプ用発電機の電源ケーブルの接続は、コネクタ接続とし、確実に接続できる設計とする。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。

可搬型ディーゼル注入ポンプ、中間受槽及び使用済燃料ピッ

トスプレイヘッドを使用した使用済燃料ピットへのスプレイを行う系統は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

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、車輪止めを積載し、設置場所にて固定が可能な設計とする。

使用済燃料ピットスプレイヘッドは、車両等により運搬ができる設計とするとともに、設置場所にてアウトリガにより固定が可能な設計とする。

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ドの接続は、フランジ及び簡便な接続規格による接続とし、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。可搬型ディーゼル注入ポンプは、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及び放水砲を使用した燃料取扱棟（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水を行う系統は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

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、車輪止めを積載し、設置場所にて固定が可能な設計とする。放水砲は、車両等により運搬が可能な設計とするとともに、設置場所にてアウトリガ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、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。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 (SA)、使用済燃料ピット温度 (SA)、使用済燃料ピット状態監視カメラを使用した常設設備による使用済燃料ピットの状態監視を行う系統は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

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) 及び使用済燃料ピット周辺線量率 (低レンジ) を使用した可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視を行う系統は、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替えることができる設計とする。

使用済燃料ピット水位 (広域) の計測装置のうち可搬型ホース及びエアパージセットは、人力により運搬が可能な設計とする。

使用済燃料ピット水位 (広域) の計測装置のうちエアパージセットの取付架台への取付けは、取付金具を用いて確実に取付けできる設計とする。また、計測用の空気配管とエアパージセット及び差圧式水位検出器と可搬型ホースの接続は、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。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、車両等により運搬ができる設計とするとともに、設置場所にて車輪止めにより固定できる設計とする。

使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムと使用済燃料ピット水位 (広域) の計測装置、使用済燃料ピット周辺線量率 (低レンジ) の計測装置及び使用済燃料ピット状態監視カメ

ラを接続している計測用の空気配管は、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。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一規格の設計とする。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設置場所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（低レンジ）の計測装置等は、人力により運搬が可能な設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）の計測装置等の取付架台への取付けは、取付金具を用いて確実に取付けできる設計とする。使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）の計測装置等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。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一規格の設計とする。使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）の計測装置等は、付属の操作スイッチにより設置場所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（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）を使用した可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視を行う系統は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の計測装置等は、人力により運搬が可能な設計とする。

使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料

ピット周辺線量率（高レンジ）の計測装置等の取付架台への取付けは、取付金具を用いて確実に取付けできる設計とする。使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の計測装置等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。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一規格の設計とする。使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の計測装置等は、付属の操作スイッチにより設置場所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・検査性について」に示す。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる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、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・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプ及び水中ポンプ用発電機は、分解又は取替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。

使用済燃料ピットへのスプレイに使用する可搬型ディーゼル注入ポンプ、中間受槽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・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

可搬型ディーゼル注入ポンプは、ポンプの分解又は取替が可能な設計とする。また、車両として運転状態の確認及び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。

燃料取扱棟（使用済燃料ピット内燃料体等）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、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

移動式大容量ポンプ車は、ポンプの分解又は取替が可能な設計とする。また、車両として運転状態の確認及び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。

常設設備による使用済燃料ピットの状態監視に使用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）の計測装置並びに使用済燃料ピット状態監視カメラは、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。

可搬型設備による使用済燃料ピットの状態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（低レンジ）、使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）及び使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）の計測装置は、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正ができる設計とする。

る。

可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視に使用する使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは機能・性能の確認が可能な設計とする。

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

「9.10 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なとなる水の供給設備

「9.11 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」に記載する。

4.6 参考文献

- (1) 「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67%相当分)
ラック材料		ステンレス鋼
(2) 使用済燃料ピット		
a. 3号炉燃料取扱棟内		
個 数		2 (3号及び4号炉共用、既設)
ラック容量		燃料集合体約1,670体分 〔全炉心燃料の約870%相当分 (3号及び4号炉共用、一部既設)〕
ラック材料		ボロン添加ステンレス鋼 ⁽¹⁾
ライニング材料		ステンレス鋼
b. 4号炉燃料取扱棟内		
個 数		1 (一部1号、2号及び4号炉共用)
ラック容量		燃料集合体約1,500体分 〔全炉心燃料の約490%相当分並びに 全炉心燃料の約290%相当分 (1号、2号及び4号炉共用)〕
ラック材料		ボロン添加ステンレス鋼
ライニング材料		ステンレス鋼

(3) 除染場ピット

個	数	1	$\left(\begin{array}{l} \text{3号炉燃料取扱棟内3号及び4号} \\ \text{炉共用、既設} \end{array} \right)$
		1	

(4) 原子炉キャビティ及び燃料取替チャンネル

個	数	1	$\left(\begin{array}{l} \text{燃料取替チャンネルのうち3号炉燃} \\ \text{料取扱棟内チャンネルは3号及び4} \\ \text{号炉共用、既設} \end{array} \right)$
		1	

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

台	数	1	$\left(\begin{array}{l} \text{3号炉燃料取扱棟内3号及び4} \\ \text{号炉共用、既設} \end{array} \right)$
		1	

(7) 燃料取扱棟クレーン

台	数	1	$\left(\begin{array}{l} \text{3号炉燃料取扱棟内3号及び4} \\ \text{号炉共用、既設} \end{array} \right)$
		1	

- (8) 新燃料エレベータ
 台 数 1
- (9) 燃料移送装置
 台 数 1
- (10) 使用済燃料ピット水位
 個 数 1
 計 測 範 囲 EL. +10.05 ~ +11.30m
 種 類 浮力式水位検出器
- (11) 使用済燃料ピット温度
 個 数 1
 計 測 範 囲 0 ~ 100℃
 種 類 測温抵抗体
- (12) 使用済燃料ピットエリアモニタ
 個 数 1
 計 測 範 囲 $1 \sim 10^5 \mu\text{Sv/h}$
 種 類 半導体式検出器

(14) 使用済燃料乾式貯蔵施設

個 数 1

貯 蔵 能 力 全炉心燃料の約500%相当分
(使用済燃料乾式貯蔵容器40基分)

種 類 使用済燃料乾式貯蔵容器

・タイプ 1 (1号、2号、3号及び4号炉共用)

最大収納体数 21

主要寸法 全長 約5.2m

外径 約2.6m

・タイプ 2 (3号及び4号炉共用)

最大収納体数 24

主要寸法 全長 約5.2m

外径 約2.6m

周辺施設

- ・使用済燃料乾式貯蔵建屋 (1号、2号、3号及び4号炉共用)
- ・貯蔵架台
- ・基礎ボルト
- ・使用済燃料乾式貯蔵建屋天井クレーン
- ・使用済燃料乾式貯蔵容器搬送台車
- ・使用済燃料乾式貯蔵容器蓋間圧力計
- ・使用済燃料乾式貯蔵容器表面温度計
- ・使用済燃料乾式貯蔵建屋内雰囲気温度計

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	1
ラック容量	燃料集合体約1,500体分 [全炉心燃料の約490%相当分並びに 全炉心燃料の約290%相当分（1号、 2号及び4号炉共用）]
ラック材料	ボロン添加ステンレス鋼
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、2号及び4号炉共用)

型 式	横置U字管式
基 数	2
伝 熱 容 量	約5.4MW/基
最高使用圧力	
管 側	0.98MPa [gage]
胴 側	1.4MPa [gage]
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、2号及び4号炉共用)

型 式	うず巻式
台 数	2
容 量	約690m ³ /h (1台当たり)
本 体 材 料	ステンレス鋼

(3) 使用済燃料ピット脱塩塔（1号、2号及び4号炉共用）

基 数	2
流 量	約46m ³ /h（1基当たり）
最高使用圧力	1.4MPa〔gage〕
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、2号及び4号炉共用）

基 数	2
流 量	約46m ³ /h（1基当たり）
最高使用圧力	1.4MPa〔gage〕
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. + 3.21m ~ EL. + 11.30m
個 数	1

(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	1

(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	1

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（3号及び4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) 水中ポンプ用発電機（3号及び4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なとなる水の供給設備

台 数	10* ¹
容 量	約100kVA（1台当たり）

* 1 保有台数を示す。必要台数は
4台（予備2台）とする。

(3) 中間受槽（3号及び4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
- ・ 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
- ・ 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な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) 可搬型ディーゼル注入ポンプ（3号及び4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
- ・ 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
- ・ 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

型	式	うず巻式
		ディフューザ式
台	数	2 * 2
		4 * 2
容	量	約150m ³ / h（1台当たり）
		約150m ³ / h（1台当たり）
揚	程	約470m
		約300m

* 2 保有台数を示す。組み合わせて必要台数は4台（予備2台）とする。

(5) 使用済燃料ピットスプレイヘッダ（3号及び4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

基	数	4（予備1）
---	---	--------

(6) 移動式大容量ポンプ車（3号及び4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
- ・ 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
- ・ 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なとなる水の供給設備

型	式	うず巻式
台	数	4 * 3
容	量	約1,320m ³ /h（1台当たり）
揚	程	約140m

* 3 保有台数を示す。必要台数は1台（予備1台）とする。

(7) 放水砲（3号及び4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なとなる水の供給設備

型 式	移動式ノズル
台 数	2

(8) 使用済燃料ピット水位（広域）*4

種 類	差圧式水位検出器（バブラ式）
計 測 範 囲	EL. - 0.95m ~ EL. + 11.30m
個 数	2 * 5 * 6

* 4 使用済燃料ピット監視装置用
空気供給システム含む

* 5 可搬型ホースの必要数は2個
（予備1個）、エアパージセット
の必要数は3個（予備1個）とす
る。

* 6 使用済燃料ピット監視装置用
空気供給システムの必要数は3
号炉及び4号炉共用で2個（予備
2個）とする。

(9) 使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）（3号及び4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
- ・放射線管理設備（重大事故等時）

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

(10) 使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）（3号及び4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
- ・放射線管理設備（重大事故等時）

種 類	電離箱式検出器
計測範囲	0.1～10 ⁴ mSv/h
個 数	2（予備1）*7

*7 検出器の数を示す。計測装置の必要数は2個（予備2個）とする。

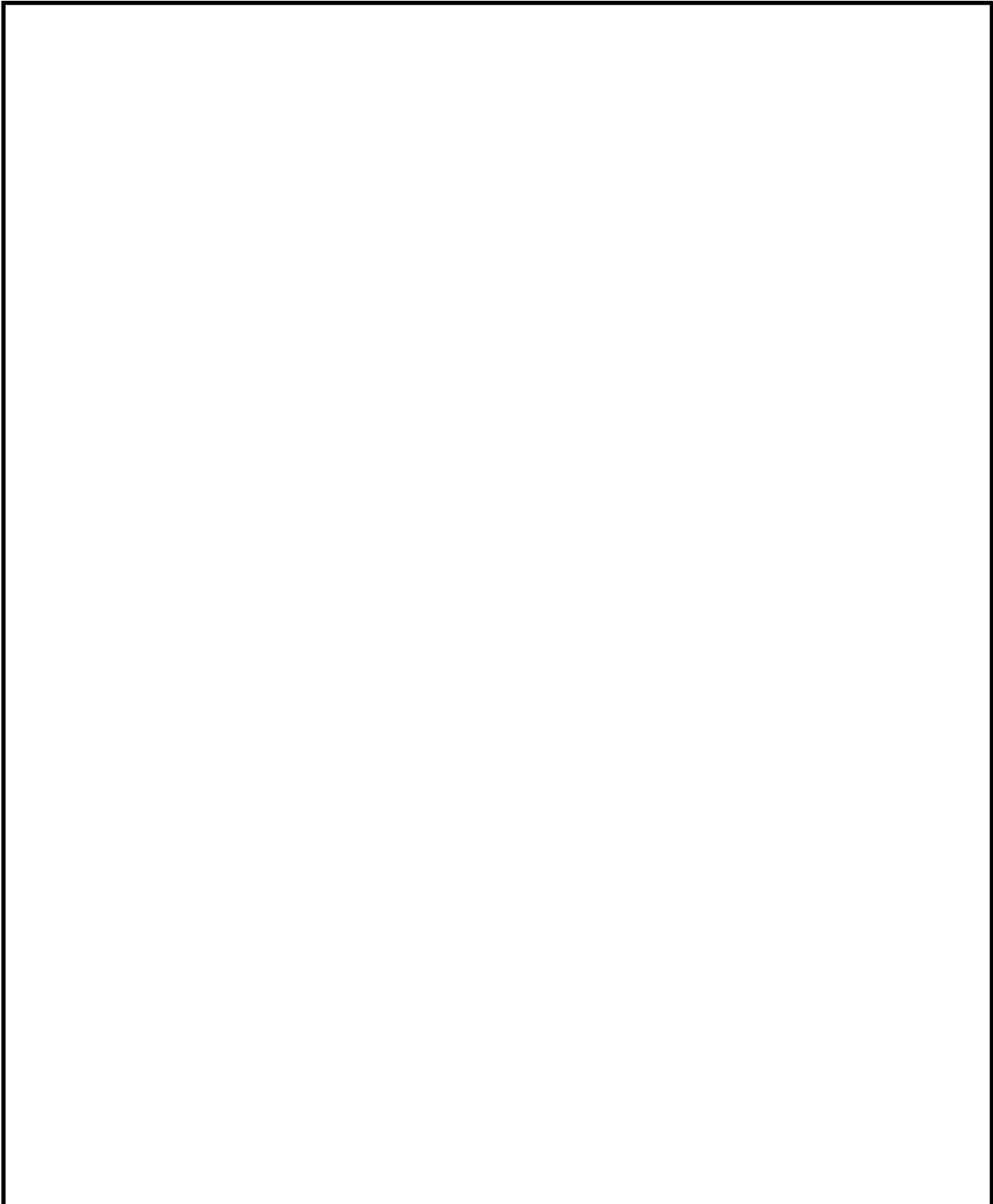
(11) 使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）（3号及び4号炉共用）


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
- ・ 放射線管理設備（重大事故等時）

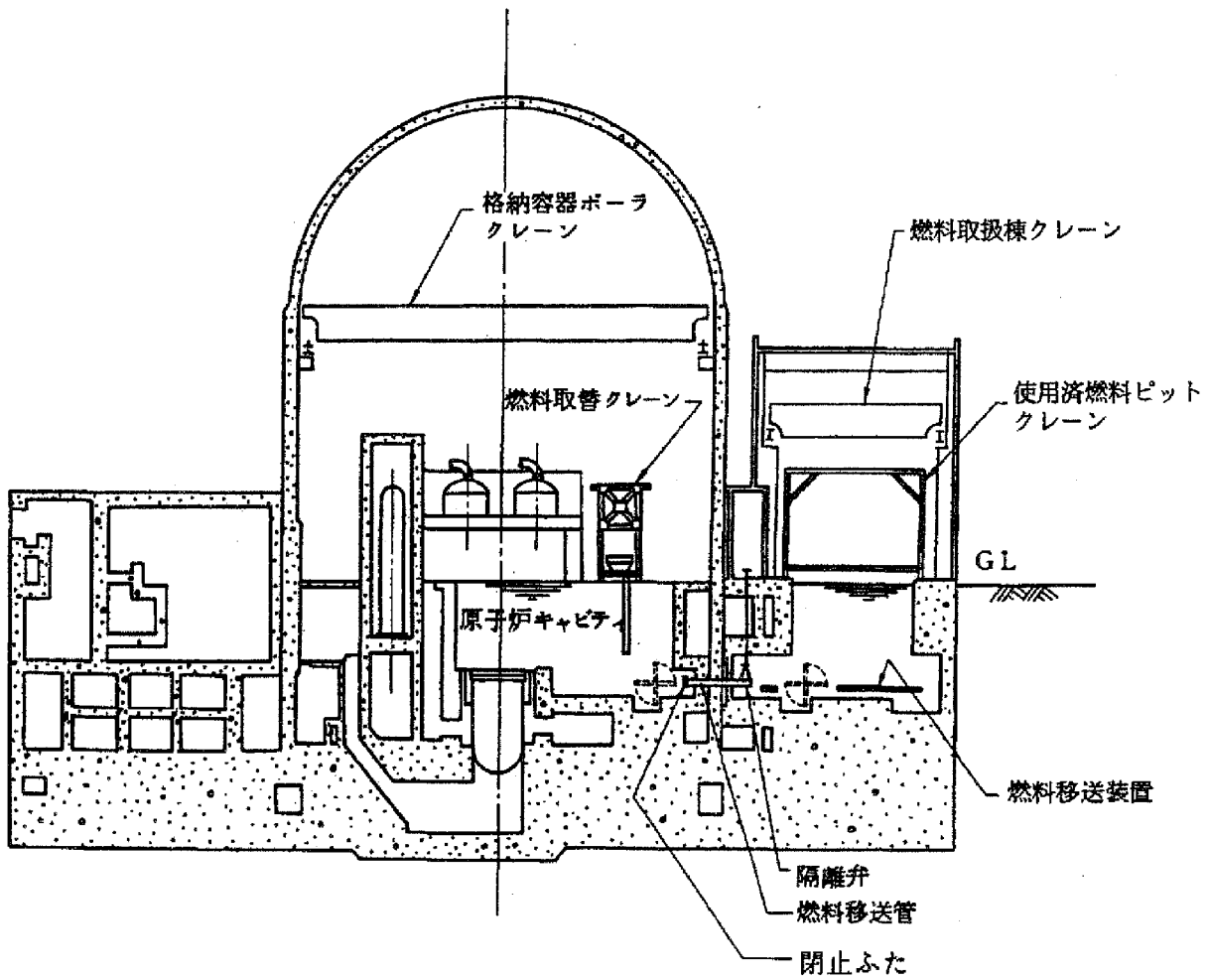
種	類	電離箱式検出器
計	測 範 囲	$10^3 \sim 10^8 \text{ mSv/h}$
個	数	2（予備1）*8

* 8 検出器の数を示す。計測装置の必要数は2個（予備2個）とする。

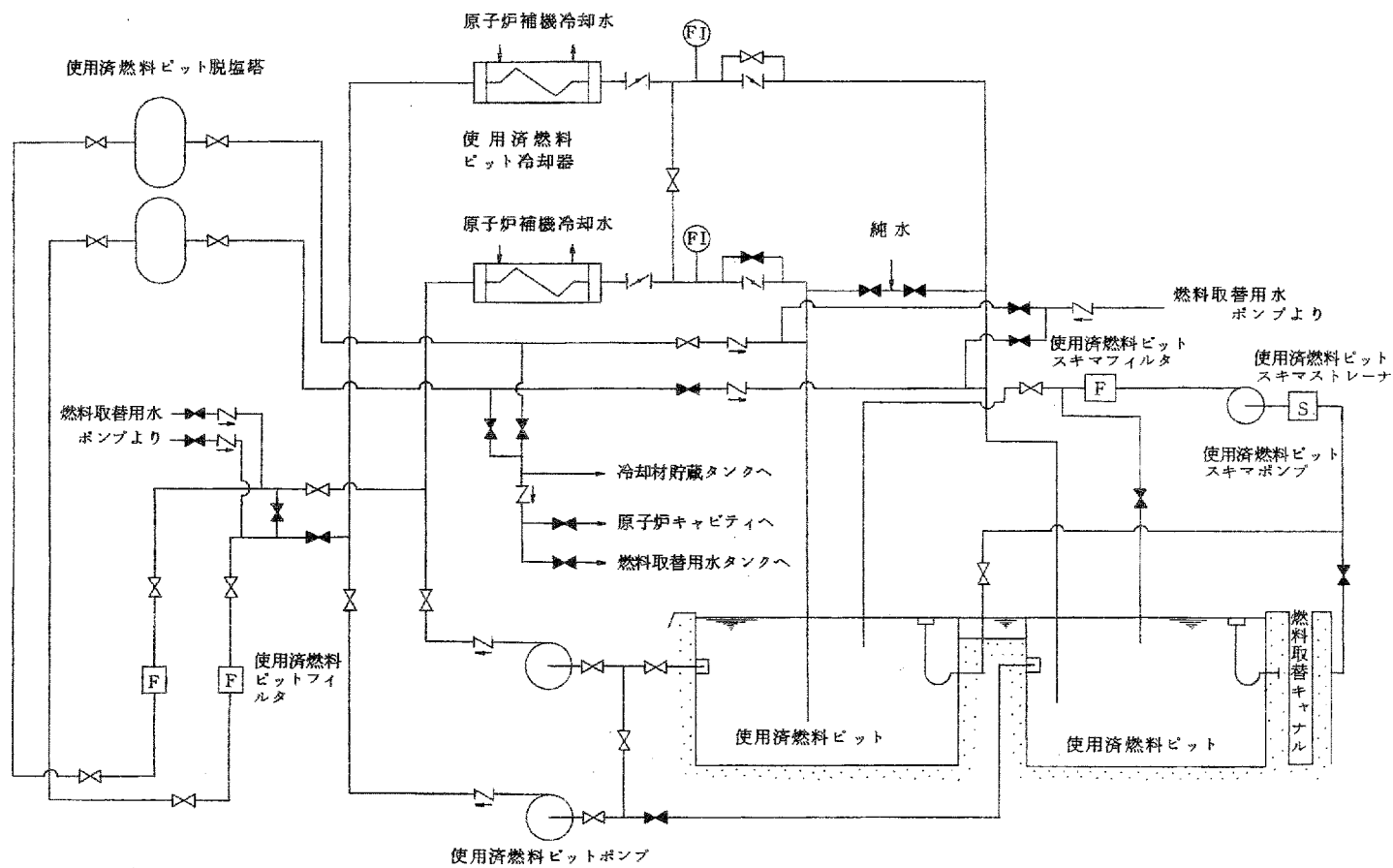


 : 防護上の観点から公開できません。

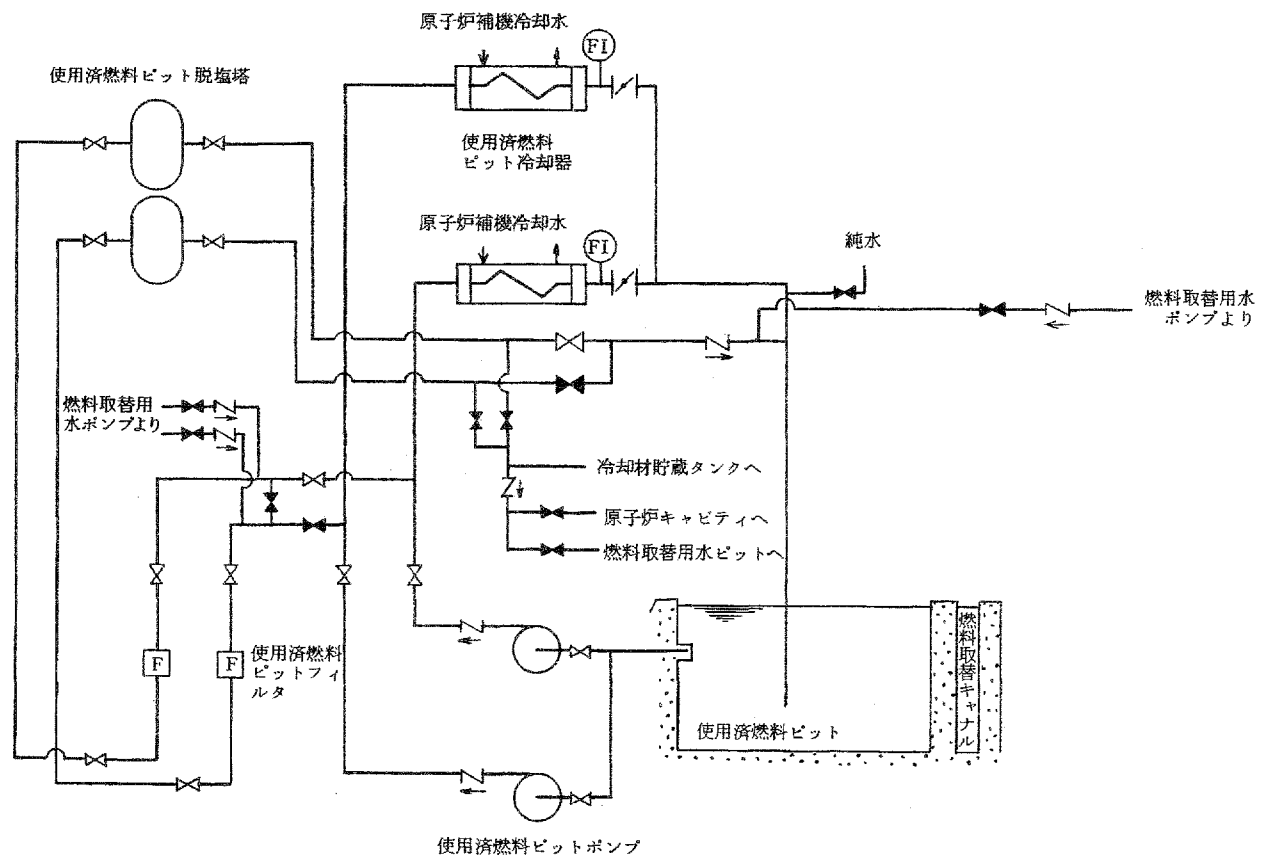
第 4.1.1 図 燃料取扱設備説明図 (1)



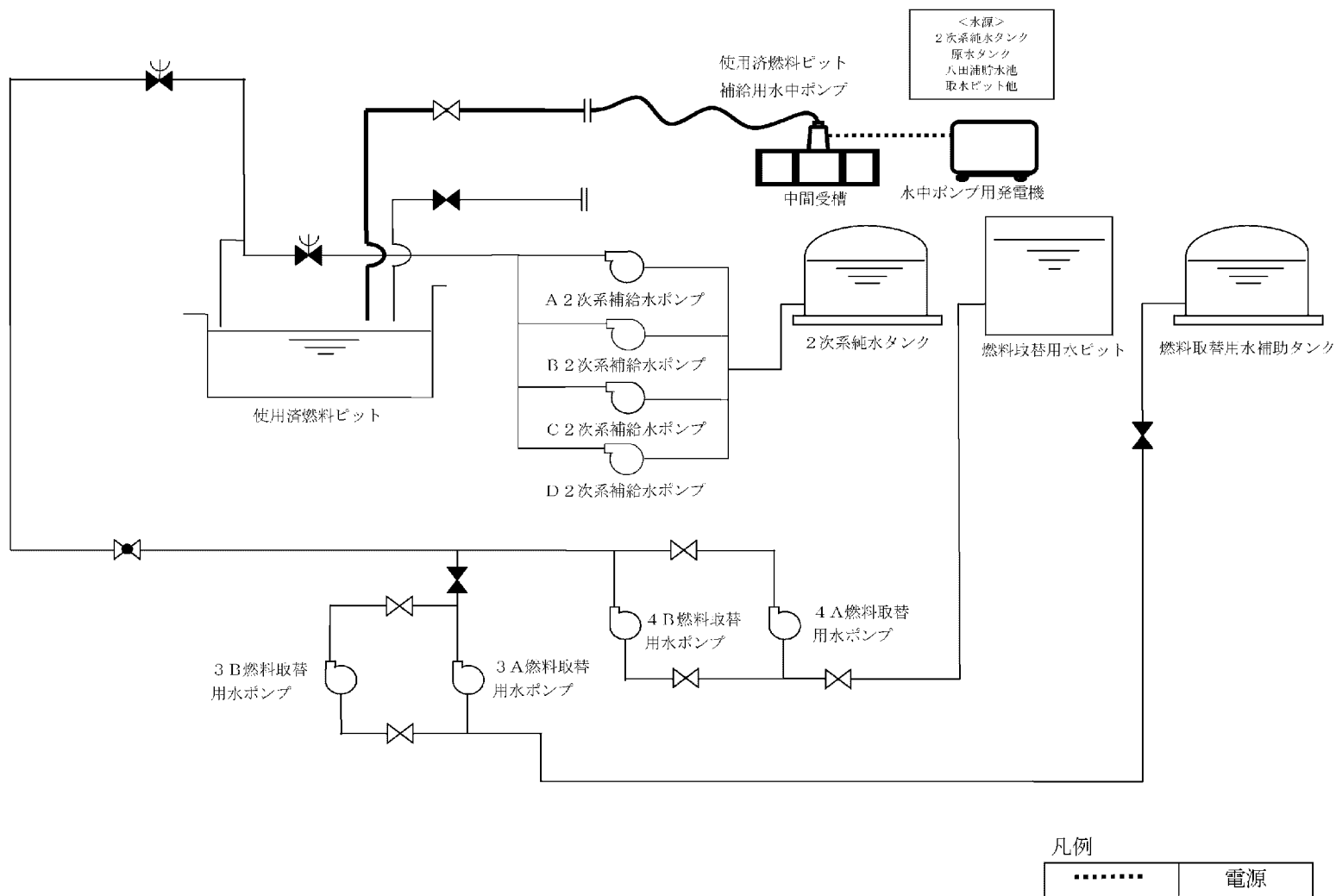
第 4.1.2 図 燃料取扱設備説明図 (2)



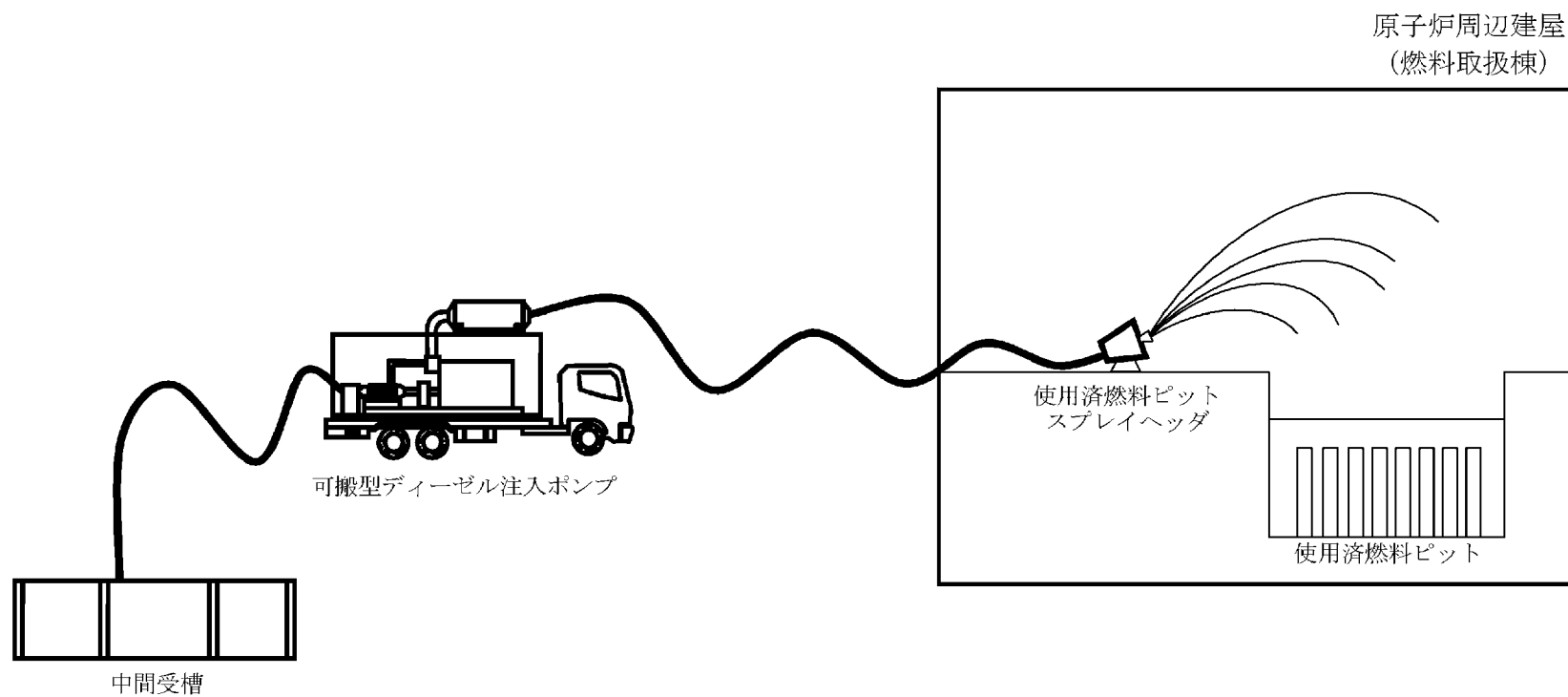
第 4.2.1 (1) 図 使用済燃料ピット水浄化冷却設備系統説明図 (3号炉)



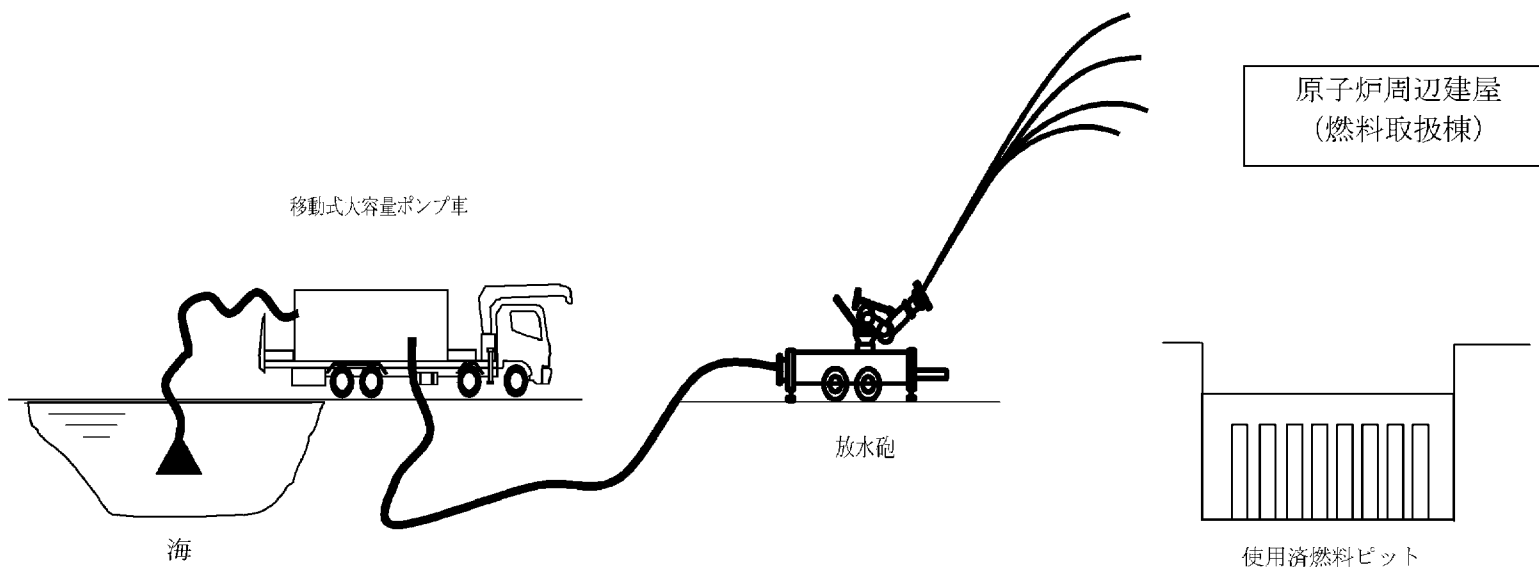
第 4.2.1 (2) 図 使用済燃料ピット水浄化冷却設備系統説明図 (4号炉)



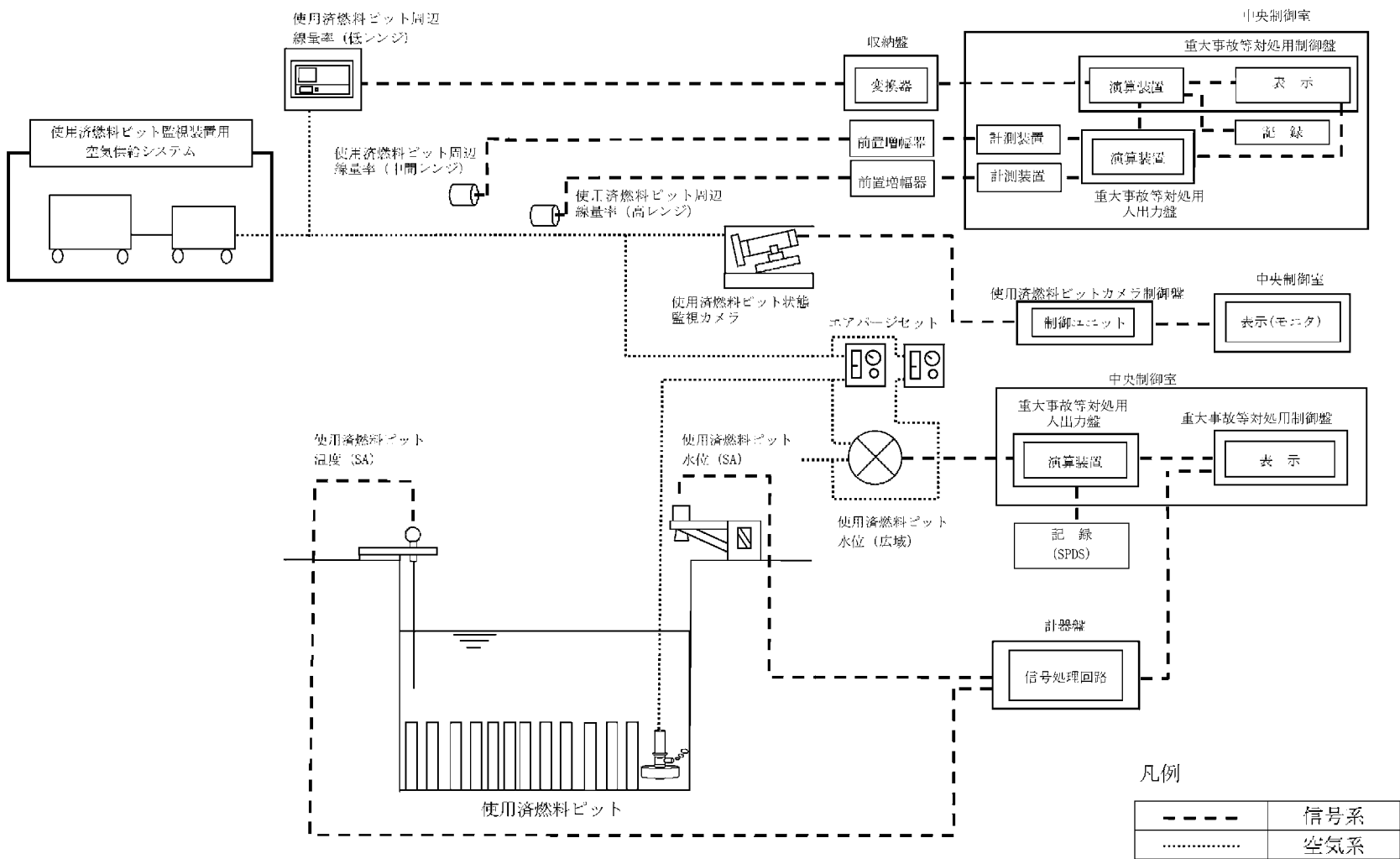
第 4.3.1 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 概略系統図 (1)
 (使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水)



第 4.3.2 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 概略系統図 (2)
(使用済燃料ピットへのスプレイ)



第 4.3.3 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 概略系統図 (3)
(燃料取扱棟 (使用済燃料ピット内燃料体等) への放水)



第 4.3.4 図 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備 概略系統図 (4)

(常設設備による使用済燃料ピットの状態監視、可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視)

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なる。
- (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

1次冷却設備は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成し、事故の防止及び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持たせた設計とする。

(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) 非延性破壊の防止

原子炉冷却材圧力バウンダリの非延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ぜい化を監視するため、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。

(6) 配管破損防護設計

原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する主要配管の破損（3号炉については破断、4号炉については破断または漏えい、以下同じ）を想定し、その結果生じる影響により安全上重要な施設の機能が損われることのないよう、支持構造物及びコンクリート構造物の強度設計、配置設計を行うとともに、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の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）J E A C 4205－1980

「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査」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（通商産業省告示第501号）」を満たすように設計する。

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、一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、次に示す荷重を考慮する。

- 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⁽²⁾）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 $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ 以下に抑える。

5.1.1.3.3 非延性破壊の防止

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、保守時、試験時及び事故時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器のうち、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）に対しては、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材料選定、設計、製作及び運転に留意する。また、使用材料に対しては破壊じん性試験を行い、ぜい性挙動を示さないことを確認する。

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実施できるようにする。

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を加圧器上部に設ける。これらの弁から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1次冷却系の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次冷却系圧力を原子炉トリップ設定値以下に制限し得る容量とする。加圧器逃がし弁は自動制御により作動し、また手動遠隔操作することもできる。

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。

5.1.1.3.5 1次冷却材水質

1次冷却材に触れる原子炉冷却材圧力バウンダリを構成

する機器は、耐食性を考慮して材料選定を行うとともに、化学体積制御設備により通常出力運転時の1次冷却材の水質を以下の値に保ち、機器の健全性を維持する。

p H	4～11
電 導 度	1～40 μ S / cm
溶 存 酸 素	0.1ppm 以下
溶 存 水 素	15～50 cm^3 / kg - H_2O
塩 素	0.15ppm 以下

5.1.1.3.6 材 料

1次冷却設備の機器使用材料は第5.1.2表に示す。

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5.1.3表に示す。

また、主要設備の設備仕様を第5.1.4表から第5.1.9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。原子炉容器入口及び出口

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、炉内構造物を取出すことにより内面の検査が可能である。

原子炉容器ふたは、胴側フランジにボルト締めで取り付け、燃料取替及び補修の時に取り外しができるようにする。原子炉容器ふたには、ふた用管台を設け、制御棒駆動装置の圧力ハウジングを取り付ける。原子炉容器底部には炉内計装筒を設ける。

原子炉容器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。

更に、シール部分からの漏えい検出が可能にようにする。すなわち、シール部の漏えいは、各々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。Oリングは、その内側に設けた小孔により容器の内圧をリング内面に受け自ら接触面圧を増す構造とする。原子炉容器のOリング取付けの概略を第5.1.4図に示す。

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、日本電気協会技術規程（原子力編）J E A C 4201-1980「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、供用期間中の材料特性の変化を監視する。

高速中性子照射の高い胴の部分は、形状の不連続による応力集中を生じない円滑な円筒型の一体鍛造で製作する。

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。

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1/4ずつを供給する。

蒸気発生器の構造の概略を第5.1.5図に示す。

1次冷却材は、1次冷却材入口ノズル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次冷却材出口ノズルから出る。出入口両水室は仕切り板で分離する。

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、スロ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かって循環する。蒸気は湿分

分離器により、通常の負荷で湿分0.25wt%以下の蒸気となる。湿分分離器を出た蒸気は主蒸気出口ノズル部に設けられたフローリストラクタを通り、タービンへ供給される。フローリストラクタは主蒸気流量検出のための差圧取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する。

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もった設計とし、また、プラント寿命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7枚の管支持板で支持し、U字部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。

伝熱管の振れ止め金具は、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5.1.6図のように、伝熱管の振れ止め金具は長方形の断面をもつV字型ステンレス鋼棒であり、これを伝熱管の間に所定の深さまで挿入する。この振れ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、点接触のような局所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げきに蒸気が停滞することはない。振れ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に抱き込む形に取り付け

る。また、振れ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及び低合金鍛鋼製で、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。伝熱管には耐食性等にすぐれているニッケル・クロム・鉄合金を用いる。

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ナトリウム、銅等の含有量の管理並びにpH調整を行う。

また、蒸気発生器2次側の水質管理を行うために、管板上部にある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歇的にブローし、ブロー水はブローダウン設備へ導く。

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5.1.7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、回転軸下端に取り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、ポンプ駆動軸に取り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、ポンプベアリングの冷却及び潤滑を行ったのち、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、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り外しができる。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(約 $3,460\text{kg}\cdot\text{m}^2$)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。

また、フライホイ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の品質管理を十分に実施することから、フライホイールの健全性は十分確保できる。

なお、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、サージ管及びスプレイ配管、加圧器安全弁及び加圧器逃がし弁、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円筒型容器である。

加圧器の概略を第5.1.8図に示す。

加圧器は通常時、容積の約40%が気相を形成しているので、通常の負荷変化に伴う1次冷却材の熱膨脹及び収縮に

よる圧力変化を緩和する。

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圧を行う。

加圧器上部には加圧器安全弁及び加圧器逃がし弁を設け、スプレー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 $3.5\text{ kg/cm}^2\text{ G}$ 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ー系を作動させ、加圧器内の蒸気を凝縮し、圧力を規定値に保つ。また、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するとともに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。

加圧器スプレー弁は、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。加圧器スプレー弁と並列に加圧器スプレー弁バイパス弁を設け、少量のスプレー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。

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。

なお、加圧器ヒータの一部、加圧器逃がし弁及び加圧器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て手動操作することができる。

5.1.1.5.5 配 管

1次冷却材管の概略を第5.1.9図及び第5.1.10図に示す。

1次冷却材管は原子炉容器、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。

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、通常時施錠管理等で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、第 5.1.11 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 0 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。加圧器安全弁の上流側配管には、ループシールを設け、加圧器安全弁の弁座から、水素ガスや蒸気等が漏えいしない構造とする。

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、安全弁の総容量は 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する。加圧器安全弁により、1 次冷却材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、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 次冷却材圧力を原子炉トリップ設定値以下に制限し得る容量とする。加圧器逃がし弁は自動制御により作動し、また手動遠隔操作することもできる。万一、加圧器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加圧器逃がし弁元弁を設ける。

また、1次冷却材の加熱時、冷却時における誤操作等による過圧を防止するため、加圧器逃がし弁の作動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。

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ず、圧力変動を吸収し得る容量とする。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次冷却材の圧力が過大となることを防止する。加圧器スプレイ管及び加圧器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加圧器スプレイ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る。

1次冷却設備の主要弁類の設備仕様の概略を第5.1.9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5.1.12図に示す。

原子炉容器は、原子炉容器入口及び出口ノズルに溶接した8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脹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の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損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、原子炉容器室冷却装置により空冷する。

(2) 蒸気発生器

蒸気発生器支持構造の概略を第5.1.13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。上部胴支持構造物及び中間胴支持構造物はスナバにより支持する構造物とし、下部支持構造物は鉄鋼構造とする。

上部胴、中間胴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、地震時及び配管破損時には、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、パイプ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5.1.14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脹に対して十分考慮した構造であるが、地震時及び配管破損時には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、配管の熱膨脹による1次冷却材ポンプの移動は拘束しない構造とする。

(4) 加 圧 器

加圧器支持構造の概略を第5.1.15図に示す。

加圧器は上部及び下部支持構造物で支持する。上部支持構造物は鉄鋼構造により支持する構造とし、下部支持構造物は胴下部に溶接したスカートにより支持する。上部支持構造物は熱膨脹による加圧器の移動は拘束しない構造とし、地震時等には水平方向の移動を拘束する構造とする。

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、格納容器サンプル水位上昇率測定装置、凝縮液量測定装置、炉内計装用シンプル配管室漏えい検出装置、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を設ける。これらの監視設備が異常を検知した場合は、中央制御室に警報を発する。

(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混合される。格納容器ガスモニタ及び格納容器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及び制御棒駆動装置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を検知する。

格納容器サンプル水位上昇率測定装置は、炉内計装用シンプル配管室以外の漏えい液体が格納容器サンプルに集まることから、その水位上昇を測定することにより漏えいを検知する。

炉内計装用シンプル配管室漏えい検出装置は、炉内計装用シンプル配管室に流入した漏えい液体が床面に設置された炉内計装用シンプル配管室サンプルに集まることから、その水位が一定の高さになると漏えいを検知する。

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

第 5.1.16 図に凝縮液量測定装置及び格納容器サンプル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 評価

(1) 原子炉冷却材圧力バウンダリの機能

原子炉冷却材圧力バウンダリは、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁による過圧防護、耐震 Λ_s クラスの設計、十分な強度を有する材料の使用等によって、異常な冷却材の漏えい、あるいは破損の発生する可能性を極めて小さくしている。

(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性

原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における応力強さ又は応力強さの変動幅を制限しており、必要な強度を有している。

(3) 非延性破壊の防止

フェライト系鋼材により製作する機器については、その材料の破壊じん性値を確認するので、非延性破壊が生じるおそれはない。

(4) 漏えい検出

原子炉冷却材圧力バウンダリから原子炉格納容器内あるいは2次系への漏えいは、監視設備により十分早期に検出が可能である。

5.1.1.7 試験検査

5.1.1.7.1 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5.1.10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、取り出しできる設計とする。原子炉容器入口及び出口ノズルの上部には、コンクリート遮へいの代りに取り外し可能なプラグを設けるとともに、原子炉容器入口及び出口ノズル部の保温材は、取り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、原子炉容器構造物の監視試験計画を実施する。この計画は、第5.1.17図のように、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、計画的に取出して破壊試験を行うことにより、使用中の材料特性の変化を監視する。

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。

5.1.1.7.2 蒸気発生器

蒸気発生器の製作中の主要な非破壊試験項目を第5.1.11表に示す。

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、渦電流探傷検査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り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、超音波探傷検査等により、また伝熱管については渦電流探傷検査等によりその健全性を確認する。さらに、振れ止め金具の挿入状態についても渦電流探傷検査等により確認する。

5.1.1.7.3 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5.1.12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ある。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り外しできる構造とする。1次冷却材ポンプと1次冷却材管との溶接部の供用期間中検査範囲に対して、保温材は取り外し可能な構造にする。

5.1.1.7.4 加圧器

加圧器の製作中の主要な非破壊試験項目を第5.1.13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

査範囲に対して、保温材は取り外し可能な構造にする。

5.1.1.7.5 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5.1.14表に示す。

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

5.1.1.8 手順等

原子炉冷却材圧力バウンダリについては、以下の内容を含む手順等を定める。

- (1) RCS ループドレン弁、加圧器ベント弁、加圧器安全弁入口ループシールドドレン弁及び余熱除去ポンプ入口ライン TC 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施錠管理によるハンドルロックを実施する。

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（炉心支持構造物を含む。）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。

炉心支持構造物は、重大事故に至るおそれのある事故時において、1次冷却材の流路として炉心形状維持が十分確保できる設計とする。

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は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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、原子炉格納容器内に設置し、重大事故等時における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、淡水だけでなく海水も使用することから、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5.1.15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・検査性について」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は、通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

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。

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。

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。

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、3号炉では燃料取替用水タンク、4号炉では燃料取替用水ピット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、海水温度が20℃の時に余熱除去設備を2系統運転することにより、原子炉停止後約20時間以内で1次冷却材の温度を60℃まで下げ得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

余熱除去設備は、燃料取替時に3号炉では燃料取替用水タンク、4号炉では燃料取替用水ピットの水を原子炉キャビティに水張し、燃料取替終了後3号炉では燃料取替用水タンク、4号炉では燃料取替用水ピット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、発電用原子炉の残留熱を除去する。余熱除去ポンプ等は、非常用母線から給電し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機の単一故障を仮定しても、1系列で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得る。

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3号炉では燃料取替用水タンク、4号炉では燃料取替用水ピット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3号炉では燃料取替用水タンク、4号炉では燃料取替用水ピットに戻す。

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、遮へいされた別々の部屋に設置する。

伝熱管はU字型を使用し、胴と管との間の熱膨張差を吸収し得る構造とする。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、他のポンプの運転中に故障したポンプの補修作業が可能なように、遮へいされた別々の部屋に設置する。

余熱除去ポンプは、横置うず巻式で、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、隔離等の操作は遮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おける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最高使用圧力が低いので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、その内1個は、1次冷却系の圧力がある値以下に下らないと開かないようにインターロックを設ける。

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

がし弁を設け過剰圧力がかからない設計としている。逃がし弁からの水は加圧器逃がしタンクに導き液体廃棄物処理設備に送る。

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、2個の逆止弁と1個の電動弁を直列に設ける。

5.2.5 試験検査

余熱除去設備は、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、燃料及び燃料被覆管の重大な損傷を防止でき、かつ、燃料被覆のジルコニウム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3号炉では燃料取替用水タンク、4号炉では燃料取替用水ピット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、前述の単一故障を仮定しても、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運転可能性を確認するために、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、配管及び弁類で構成し、各 1 次冷却回路に 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 $45\text{kg/cm}^2\text{G}$ ）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、高圧注入ポンプ、配管及び弁類で構成する。高圧注入ポンプは 100% 容量のものを 2 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
- b. 主蒸気ライン圧力低
- c. 原子炉格納容器圧力高
- d. 手 動

非常用炉心冷却設備作動信号が発せられると、高圧注入ポンプが起動し、3 号炉では燃料取替用水タンク、4 号炉では燃料取替用水ピットのほう酸水を 1 次冷却材低温側配管を経て炉心に注入する。

3 号炉では燃料取替用水タンク、4 号炉では燃料取替用水ピットの水位が低くなると、高圧注入ポンプの水源を格納容器再循環サンプに切替えて、高圧注入配管に注入する再循環モ

ードに移行する。

ポンプ電動機は、各々独立した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。

高压注入ポンプの出口には3号炉では燃料取替用水タンク、4号炉では燃料取替用水ピットに戻るミニマムフローラインをそれぞれ設けて、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、配管及び弁類で構成する。余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は100%容量のものを各々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、3号炉では燃料取替用水タンク、4号炉では燃料取替用水ピットのほう酸水を余熱除去冷却器を経て低圧注入配管を通し1次冷却材低温側配管から炉心に注入する。

3号炉では燃料取替用水タンク、4号炉では燃料取替用水ピットの水位が低くなると、余熱除去ポンプの水源を格納容器再循環サンプに切替えて、余熱除去冷却器で冷却した後、低圧注入配管から炉心に注入する再循環モードへ移行する。

ポンプ電動機は、各々独立した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、通常運転時に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から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3,100ppm以上）を満たし、残りの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]（約45kg/cm²G））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等を設ける。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安全弁を設置する。

(2) 高圧注入ポンプ

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3号炉では燃料取替用水タンク、4号炉では燃料取替用水ピットより、また、再循環モード時には格納容器再循環サンプより取水し、1次冷却系に注入する。

高圧注入ポンプは、横置の電動うず巻ポンプで、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。

高圧注入ポンプの吐出側より3号炉では燃料取替用水タンク、4号炉では燃料取替用水ピットに戻るミニマムフローラインを設け、高圧注入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。

通常運転時、高圧注入ポンプは非常用炉心冷却設備として常に待機状態にある。

(3) 余熱除去ポンプ（低圧注入用）

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3号炉では燃料取替用水タンク、4号炉では燃料取替用水ピットより、また、再循環モード時には格納容器再循環サンプより取水し、1次冷却系に注入する。

余熱除去ポンプは、横置の電動うず巻ポンプで、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側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く、安全上何ら支障はない。

(4) 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再循環サンプル水を通し、胴側を流れる原子炉補機冷却水で冷却する。

余熱除去冷却器については5.2節でも記述する。

(5) 配管及び弁

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こすことがないように、1次冷却材設備に近接して設置する。

低圧注入系の最高使用圧力は、1次冷却設備の運転圧力より低いので、低圧注入系には逃がし弁を設置する。

5.3.5 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、最高燃料被覆管温度、燃料被覆のジルコニウムと水との反応とも「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」を十分満足することを確認している。

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確認している。

(以上添付書類十、3. 設計基準事故の解析参照)

(2) 単一故障に対する能力

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すことを確認している。

(3) 外部電源喪失に対する能力

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すことを確認している。

5.3.6 試験検査

非常用炉心冷却設備は、その健全性あるいは、運転可能性を確認するためにその重要度に応じて、定期的に試験及び検査ができる設計とする。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。現地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。

非常用炉心冷却設備作動信号動作試験

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

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) 高圧注入ポンプ

高圧注入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。

(3) 余熱除去ポンプ（低圧注入用）

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、テストラインを使用して定期検査時等に行うことができる。

(4) 注 入 弁

非常用炉心冷却設備の注入弁は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の概略系統図を第5.4.1図から第5.4.4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、原子炉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次系のフィードアンドブリード、タービン動補助給水ポンプの機能回復、電動補助給水ポンプの機能回復及び主蒸気逃がし弁の機能回復並びに監視及び制御）を設ける。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 1次系のフィードアンドブリード

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、復水ピット又は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次系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高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピット並びに1次冷却設備の加圧器逃がし弁並びに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並びに余熱除去設備の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用する。

燃料取替用水ピットを水源とした高圧注入ポンプは、原子炉へのほう酸水の注入を行い、加圧器逃がし弁を開操作することでフィードアンドブリードができる設計とする。また、蓄圧タンクは、フィードアンドブリード中に1次冷却材との圧力差によりほう酸水を原子炉へ注入でき、蓄圧タンク出口弁は注水後の1次冷却システムへの窒素ガス混入防止のため、閉止できる設計とする。さらに、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、フィードアンドブリード後に原子炉を低温停止状態とできる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 高圧注入ポンプ
- ・ 加圧器逃がし弁
- ・ 燃料取替用水ピット
- ・ 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

その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに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を重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. タービン動補助給水ポンプの機能回復

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の蒸気加減弁及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁を使用する。

復水ピットを水源としたタービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いた蒸気加減弁の操作、専用の注油器による軸受油供給及び人力によるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の操作により機能を回復し、2次冷却系からの除熱によって、1次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とする。これらの人力による措置は容易に行える設計とする。また、タービン動補助給水ポンプは、1次冷却系統の減圧対策及び低圧時の冷却対策に必要な時間的余裕をとれるよう冷却を継続できる設計とする。

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（蒸気加減弁付）
- ・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁

その他、設計基準事故対処設備である2次系補給水設備の復水ピット及び1次冷却設備の蒸気発生器を重大事故等対処設備として使用する。

b. 電動補助給水ポンプの機能回復

全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（電動補助給水ポンプの機能回復）として、代替電源設備の大容量空冷式発電機を使用する。

復水ピットを水源とした電動補助給水ポンプは、大容量空冷式発電機より給電することで機能を回復し、2次冷却系からの除熱によって、1次冷却システムの十分な減圧及び冷却ができる設計とする。また、電動補助給水ポンプは、1次冷却システムの減圧対策及び低圧時の冷却対策に必要な時間的余裕をとれるよう冷却を継続できる設計とする。

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）

その他、設計基準事故対処設備である給水設備の電動補助給水ポンプ、2次系補給水設備の復水ピット及び1次冷却設備の蒸気発生器を重大事故等対処設備として使用する。

c. 主蒸気逃がし弁の機能回復

全交流動力電源又は常設直流電源システム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、主蒸気システム設備の主蒸気逃がし弁を使用する。

主蒸気逃がし弁は、機能回復のため現場において人力で操作し、2次冷却系からの除熱によって、1次冷却システムの十分な減圧及び冷却ができる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、1次冷却システムの減圧対策及び低圧時の冷却対策に必要な時間的余裕をとれるよう冷却を継続できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気逃がし弁

(3) 監視及び制御に用いる設備

a. 監視及び制御

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では原子炉を冷却

する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備（監視及び制御）として、加圧器水位、蒸気発生器広域水位、蒸気発生器狭域水位、補助給水流量及び復水ピット水位を使用する。

加圧器水位は、1次冷却材の保有水量を、蒸気発生器広域水位及び蒸気発生器狭域水位は、2次冷却材の保有水量を監視又は推定でき、蒸気発生器広域水位、蒸気発生器狭域水位、補助給水流量及び復水ピット水位は蒸気発生器へ注水するための補助給水ポンプの作動状況を確認できる設計とする。

具体的なパラメータは、以下のとおりとする。

- ・加圧器水位（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・蒸気発生器広域水位（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・蒸気発生器狭域水位（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・補助給水流量（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・復水ピット水位（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））

蓄圧タンク、蓄圧タンク出口弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及びディーゼル発電機は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重

大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性、位置的分散等の設計方針は適用しない。

ディーゼル発電機及び大容量空冷式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。加圧器水位、蒸気発生器広域水位、蒸気発生器狭域水位、補助給水流量及び復水ピット水位の詳細については、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」にて記載する。

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。

高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を使用した1次系のフィール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2次冷却系からの除熱と異なる冷却手段を用いることで、多様性を持つ設計とする。また、燃料取替用水ピットを水源とすることで、復水ピットを水源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を使用した2次冷却系からの除熱に対して異なる水源を持つ設計とする。

高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットは、原子炉周辺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、復水ピット及び主蒸気逃がし弁と異なる区画に設置し、加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置することで、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の蒸気加減弁は、専用の工具を用いて手動で操作できる設計とし、タービン動補助給水ポンプの軸受油は、専用の注油器を用いて人力で供給できる設計とする。タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、ハンドルを設け、手動操作を可能とすることで、常設直流電源を用いた弁操作に対し、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、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機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、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、空気作動に対し、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次系のフィードアンドブリードに使用する高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水ピット、蓄圧タンク、蓄圧タンク出口弁、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タービン動補助給水ポンプの機能回復に使用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駆動蒸気入口弁、復水ピット及び蒸気発生器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

電動補助給水ポンプの機能回復に使用する電動補助給水ポンプ、復水ピット及び蒸気発生器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

主蒸気逃がし弁の機能回復に使用する主蒸気逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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次系のフィードアンドブリードとして使用する高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットは、設計基準事故時のほう酸水を1次系へ注入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ポンプ流量及びピット容量が、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ポンプ流量及びピット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。

2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合における1次系

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弁放出流量が、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弁放出流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。

2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合における1次系のフィードアンドブリード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保持圧力及びタンク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。

1次系のフィードアンドブリード継続により1次系の圧力及び温度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ポンプ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ポンプ流量及び伝熱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。

2次冷却系からの除熱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、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ポンプ流量、弁放出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ポンプ流量、弁放出流量及び伝熱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。

2次冷却系からの除熱に使用する復水ピットは、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ピット容量を有する設計とする。

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。

高圧注入ポンプ、燃料取替用水ピット、タービン動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁、復水ピット、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧注入ポンプ及び電動補助給水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

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駆動蒸気入口弁の操作は設置場所で可能な設計とする。

手動ハンドルによる主蒸気逃がし弁の操作は設置場所で可能な設計とする。

加圧器逃がし弁、蓄圧タンク、蓄圧タンク出口弁及び蒸気発生器は、原子炉格納容器内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。加圧器逃がし弁及び蓄圧

タンク出口弁の操作は中央制御室で可能な設計とする。

タービン動補助給水ポンプ、復水ピット、蒸気発生器及び電動補助給水ポンプは、淡水だけでなく海水も使用することから、海水影響を考慮した設計とする。

余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、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時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故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区画に設置するか又はこれらの事象が発生した場合の環境条件の変化を考慮した設計とする。

余熱除去ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

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・検査性について」に示す。

高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水ピット、蓄圧タンク、蓄圧タンク出口弁、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した1次系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、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、蓄圧タンク出口弁及び余熱除去ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチ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、タービン動補助給水ポンプ駆

動蒸気入口弁、復水ピット及び蒸気発生器を使用したタービン動補助給水ポンプの機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

タービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いた蒸気加減弁の操作及び専用の注油器によるタービン動補助給水ポンプ軸受への油供給と、人力によるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の操作により起動が可能な設計とする。専用工具及び注油器は、作業場所近傍又はアクセスルート近傍に保管する。タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、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。

電動補助給水ポンプ、復水ピット及び蒸気発生器を使用した電動補助給水ポンプの機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。電動補助給水ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

主蒸気逃がし弁を使用した主蒸気逃がし弁の機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。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、現場で人力により確実に操作できる設計とする。

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を第5.4.1表に示す。

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・検査性について」に示す。

1次系のフィードアンドブリードに使用する高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、燃料取替用水ピット、蓄圧タンク、蓄圧タンク出口弁、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又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

高圧注入ポンプ、加圧器逃がし弁、蓄圧タンク出口弁及び余熱除去ポンプは、分解が可能な設計とする。

燃料取替用水ピットは、内部の確認が可能なように、アクセスドアを設ける設計とする。

蓄圧タンクは、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。

燃料取替用水ピット及び蓄圧タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。

余熱除去冷却器は、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。

タービン動補助給水ポンプの機能回復に使用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駆動蒸気入口弁、

復水ピット及び蒸気発生器は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

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駆動蒸気入口弁は、分解が可能な設計とする。

復水ピットは、内部の確認が可能なように、アクセスドア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。

電動補助給水ポンプの機能回復に使用する電動補助給水ポンプ、復水ピット及び蒸気発生器は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

電動補助給水ポンプは、分解が可能な設計とする。

主蒸気逃がし弁の機能回復に使用する主蒸気逃がし弁は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

主蒸気逃がし弁は、分解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の概略系統図を第5.5.1図から第5.5.5図に示す。

5.5.2 設計方針

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

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原子炉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次系のフィードアンドブリード）を設ける。また、2次冷却系からの除熱を用いた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（注水）及び蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出））を設ける。

a. 1次系のフィードアンドブリード

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、復水ピット又は主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1次系のフィードアンドブリード）として、

1 次冷却設備の加圧器逃がし弁並びに非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットを使用する。

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、燃料取替用水ピットを水源とした高圧注入ポンプは、炉心へほう酸水を注入することで 1 次冷却系統をフィードアンドブリードできる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・加圧器逃がし弁
- ・高圧注入ポンプ
- ・燃料取替用水ピット

その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに 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を重大事故等対処設備として使用する。

b. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）

加圧器逃がし弁の故障により 1 次冷却系統の減圧機能が喪失した場合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（注水））として、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ並びに 1 次冷却設備の蒸気発生器並びに 2 次系補給水設備の復水ピットを使用する。

復水ピットを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで、2 次冷却系からの除熱により 1 次冷却系統を減圧できる設計とする。

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
- ・蒸気発生器
- ・復水ピット

その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

c. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

加圧器逃がし弁の故障により 1 次冷却系統の減圧機能が喪失した場合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（蒸気放出））として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。

主蒸気逃がし弁を開操作することで、2 次冷却系からの除熱により 1 次冷却系統を減圧できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気逃がし弁

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. タービン動補助給水ポンプの機能回復

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。

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の蒸気加減弁及びタービン動補助給

水ポンプ駆動蒸気入口弁を使用する。

タービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いたタービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁の操作、専用の注油器による軸受油供給及び人力によるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の操作により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（蒸気加減弁付）
- ・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁

b. 電動補助給水ポンプの機能回復

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、電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（電動補助給水ポンプの機能回復）を設ける。

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（電動補助給水ポンプの機能回復）として、代替電源設備の大容量空冷式発電機を使用する。

電動補助給水ポンプは、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。

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）

その他、設計基準事故対処設備である給水設備の電動補助給水ポンプを重大事故等対処設備として使用する。

c. 主蒸気逃がし弁の機能回復

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可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペ等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。

全交流動力電源喪失又は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、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。

主蒸気逃がし弁は、人力操作により、現場における可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペ等の接続と同等以上の作業の迅速性を有する設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、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設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気逃がし弁

d. 窒素ポンペによる加圧器逃がし弁の機能回復

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、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（窒素ポンペによる加圧器逃がし弁の機能回復）を設ける。

全交流動力電源喪失に伴い駆動用空気が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備（窒素ポンペによる加圧器逃がし弁の機能回復）として、窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）を使用する。

窒素ポンペ（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。

- ・窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）

その他、設計基準事故対処設備である1次冷却設備の加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として使用する。

e. 可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復

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、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（可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復）を設ける。

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（可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復）として、可搬型代替直流電源設備の可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）を使用する。

可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次冷却系統を減圧できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）（3号及び4号炉共用）

その他、設計基準事故対処設備である1次冷却設備の加圧器逃がし弁を重大事故等対処設備として使用する。

(3) 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱の防止に用いる設備

a. 加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧

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、炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器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（加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧）を設ける。

重大事故等対処設備（加圧器逃がし弁による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

(4) 蒸気発生器伝熱管破損発生時に用いる設備

a. 1次冷却系統の減圧

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に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、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ並びに2次系補給水設備の復水ピット並びに1次冷却設備の蒸気発生器及び加圧器逃がし弁並びに主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁並びに非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットを使用する。

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
- ・復水ピット
- ・蒸気発生器
- ・主蒸気逃がし弁
- ・高圧注入ポンプ
- ・燃料取替用水ピット
- ・加圧器逃がし弁

(5) インターフェイスシステムLOCA発生時に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、インターフェイスシステムLOCA発生時に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の設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却システムの減圧及び1次冷却材の漏えい量抑制）を設ける。

a. 1次冷却システムの減圧

重大事故等対処設備（1次冷却システムの減圧）として、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ並びに2次系補給水設備の復水ピット並びに1次冷却設備の蒸気発生器及び加圧器逃がし弁並びに主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁並びに非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットを使用する。

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
- ・復水ピット
- ・蒸気発生器

- ・主蒸気逃がし弁
- ・高圧注入ポンプ
- ・燃料取替用水ピット
- ・加圧器逃がし弁

b. 1次冷却材の漏えい量抑制

重大事故等対処設備（1次冷却材の漏えい量抑制）として、インターフェイスシステムLOCA時において1次冷却材の漏えい量を抑制するため、余熱除去ポンプ入口弁を使用する。

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

ディーゼル発電機は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性、位置的分散等の設計方針は適用しない。

ディーゼル発電機及び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。

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。

加圧器逃がし弁及び高圧注入ポンプを使用した1次系のフィール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2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却システムの減圧と異なる手段を用いることで多様性を持つ設計とする。また、燃料取替用水ピットを水源とすることで、復水ピットを水源とする2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却システム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、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットは、原子炉周辺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、復水ピット及び主蒸気逃がし弁と異なる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、復水ピット、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁を使用した2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却システムの減圧は、加圧器逃がし弁による1次冷却システムの減圧と異なる手段を用いることで、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、復水ピット及び主蒸気逃がし弁は、原子炉周辺建屋内に設置し、蒸気発生器は、原子炉格納容器内の加圧器逃がし弁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。

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の蒸気加減弁は、専用の工具を用いて人力で操作できる設計とし、タービン動補助給水ポンプの軸受油は、専用の注油器を用いて人力で供給できる設計とする。タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、ハンドルを設け、人力操作を可能とすることで、常設直流電源を用いた弁操作に対し、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、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機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、ハンドルを設けて人力操作を可能とすることで、空気作動に対し、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ー（加圧器逃がし弁用）から給電し、駆動用空気を窒素ポンベ（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、多様性を持つ設計とする。

窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、通常時は接続せず、原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機と異なる区画に保管することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、通常時は接続せず、原子炉補助建屋内の3号炉の常設直流電源系統と異なる区画、かつ、4号炉の原子炉周辺建屋内の常設直流電源系統

と異なる区画、かつ、3号炉の原子炉周辺建屋内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次系のフィードアンドブリードに使用する加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）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、蒸気発生器及び復水ピットは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）に使用する主蒸気逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

タービン動補助給水ポンプの機能回復に使用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駆動蒸気入口弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

電動補助給水ポンプの機能回復に使用する電動補助給水ポンプは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

主蒸気逃がし弁の機能回復に使用する主蒸気逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復に使用する窒素ポンベ（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の系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復に使用する加圧器逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型バッテリーによ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ー（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の系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復に使用する加圧器逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさ

ない設計とする。また、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、設置場所において固縛によって固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

加圧器逃がし弁による1次冷却システムの減圧に使用する加圧器逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

1次冷却システムの減圧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、復水ピット、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、高圧注入ポンプ、燃料取替用水ピット及び加圧器逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

1次冷却材の漏えい量抑制としてインターフェイスシステムLOCA時において、余熱除去システムの隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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。

2次冷却系からの除熱を用いた1次冷却システムの減圧機能が喪失した場合における1次系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次冷却システム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 次系のフィードアンドブリードとして使用する高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットは、設計基準事故時にほう酸水を 1 次冷却系統に注入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ポンプ流量及びピット容量が、1 次冷却系統の保有水を確保するために必要なポンプ流量及びピット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。

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、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁は、設計基準事故時の蒸気発生器 2 次側による 1 次冷却系統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ポンプ流量、伝熱容量及び放出流量が、炉心崩壊熱により加圧された 1 次冷却系統を冷却することで減圧させるために必要なポンプ流量、伝熱容量及び放出流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。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）を用いた 1 次冷却系統の減圧機能として使用する復水ピットは、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ピット容量を有する設計とする。

窒素ポンベ（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ポンペ容量に対して十分な容量を有したものを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セット4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2個の合計6個を保管する。

可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁1個の作動時間を考慮した蓄電池容量を有するものを3号炉、4号炉それぞれで1セット2個使用する。保有数は3号炉、4号炉それぞれで1セット2個、保守点検は電圧測定であり、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2個の合計6個（3号及び4号炉共用）を保管する。

炉心溶融時における高圧溶融物放出及び格納容器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次冷却系統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弁放出流量が、炉心溶融時に1次冷却系統を減圧させるために必要な弁放出流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。

蒸気発生器伝熱管破損発生時に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発生時に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電動補助給水ポンプ、タービ

ン動補助給水ポンプ、復水ピット、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁は、設計基準事故時の蒸気発生器 2 次側による 1 次冷却システム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ポンプ流量、ピット容量、伝熱容量及び弁放出流量が、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ポンプ流量、ピット容量、伝熱容量及び弁放出流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。

蒸気発生器伝熱管破損発生時に 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 発生時に 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高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットは、設計基準事故時にほう酸水を 1 次冷却システムに注入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ポンプ流量及びピット容量が、1 次冷却システムの保有水を確保するために必要なポンプ流量及びピット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。

蒸気発生器伝熱管破損発生時に 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 発生時に 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 次冷却システム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弁放出流量が、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弁放出流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。

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。

減圧用の弁である加圧器逃がし弁は、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、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する窒素ポンベ（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。

高圧注入ポンプ、燃料取替用水ピット、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び復水ピットは、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、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時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故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区画に設置するか又はこれらの事象が発生した場合の環境条件の変化を考慮した設計とする。

高圧注入ポンプ及び電動補助給水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。タービン動補助給水ポンプの操作は中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

蒸気発生器は、原子炉格納容器内に設置し、重大事故等時における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ピットは、淡水だけでなく海水も使用すること

から、海水影響を考慮した設計とする。

減圧用の弁である主蒸気逃がし弁は、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、原子炉周辺建屋内に設置し、制御用空気が喪失した場合の人力操作も含めて、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、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時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故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周辺建屋内の区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時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。

タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、原子炉周辺建屋内に保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、3号炉の原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋及び4号炉の原子炉周辺建屋内に保管し、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、原子炉周辺建屋内に設置し、重

大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、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で専用工具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・検査性について」に示す。

加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットを使用した1次系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、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。加圧器逃がし弁及び高圧注入ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチ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、蒸気発生器及び復水ピットを使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。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の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

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（蒸気放出）を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で

重大事故等対処設備として使用する設計とする。主蒸気逃がし弁は、中央制御室の制御盤の操作スイッチ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及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁を使用したタービン動補助給水ポンプの機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

タービン動補助給水ポンプは、現場での人力による専用の工具を用いた蒸気加減弁の操作及び専用の注油器によるタービン動補助給水ポンプ軸受への油供給と、人力によるタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁の操作により起動が可能な設計とする。タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、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。専用の工具及び注油器は、作業場所近傍又はアクセスルート近傍に保管する。

電動補助給水ポンプを使用した電動補助給水ポンプの機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

主蒸気逃がし弁を使用した主蒸気逃がし弁の機能回復を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。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、現場で人力に

より確実に操作できる設計とする。

窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）及び加圧器逃がし弁を使用した窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復を行う系統は、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替える設計とする。窒素ポンベ（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、現場で確実に接続できる設計とする。また、3号炉及び4号炉で同一規格の設計とする。窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）の取付継手は、3号炉及び4号炉の窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用、事故時試料採取設備弁用及びアニュラス空気浄化ファン弁用）と同一形状とし、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、必要により窒素ポンベの交換が可能な設計とする。

可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）及び加圧器逃がし弁を使用した可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復を行う系統は、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ー（加圧器逃がし弁用）による電源供給へ現場での電源操作等により速やかに切替える設計とする。また、車輪の設置により運搬ができる設計とするとともに、設置場所にて固縛ができる設計とする。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、3号炉及び4号炉とも同一規格の設計とする。

加圧器逃がし弁は現場の窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）

及び可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）を用いて、遠隔で操作可能な設計とする。

加圧器逃がし弁を使用した加圧器逃がし弁による1次冷却システムの減圧を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

蒸気発生器伝熱管破損発生時及びインターフェイスシステムLOCA発生時に用いる電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水ピット、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、高圧注入ポンプ、燃料取替用水ピット及び加圧器逃がし弁を使用した1次冷却システムの減圧を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

余熱除去ポンプ入口弁を使用した1次冷却材の漏えい量抑制を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。余熱除去ポンプ入口弁は、現場で、専用の工具を用いて、設置場所と異なる区画から遠隔操作により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を第5.5.1表及び第5.5.2表に示す。

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・検査性について」に示す。

1次系のフィードアンドブリード及び1次冷却系統の減圧に使用する加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットは、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

加圧器逃がし弁及び高圧注入ポンプは、分解が可能な設計とする。

燃料取替用水ピットは、内部の確認が可能なように、アクセスドアを設ける設計とする。

燃料取替用水ピットは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。

蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）及び1次冷却系統の減圧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、蒸気発生器及び復水ピットは、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、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。

復水ピットは、内部の確認が可能なように、アクセスドアを設ける設計とする。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）及び 1 次冷却系統の減圧に使用する主蒸気逃がし弁は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

タービン動補助給水ポンプの機能回復に使用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駆動蒸気入口弁は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は、分解が可能な設計とする。

電動補助給水ポンプの機能回復に使用する電動補助給水ポンプは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

主蒸気逃がし弁の機能回復に使用する主蒸気逃がし弁は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復に使用する窒素ポンベ（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、弁の開閉試験を行うことで、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は規定圧力及び外観の確認が可能な設計とする。

可搬型バッテリーによ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ー（加圧器逃がし弁用）は、電磁弁への電源供給

により弁の開閉を行うことで、機能・性能の確認が可能な設計とする。

可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は電圧測定が可能な設計とする。

インターフェイスシステムLOCA時の1次冷却材の漏えい量抑制として、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専用工具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の概略系統図を第5.6.1図から第5.6.16図に示す。

5.6.2 設計方針

(1) 1次冷却材喪失事象が発生している場合に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故防止設備（充てんポンプによる炉心注入、B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入、B格納容器スプレイポンプによる代替再循環、高圧注入ポンプによる高圧再循環、高圧注入ポンプによる炉心注入及びB高圧注入ポンプによる代替再循環）及び可搬型重大事故防止設備（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）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（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入及びB充てんポンプによる代替炉心注入）を設ける。

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 炉心注入

i. 充てんポンプによる炉心注入

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高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の重大事故防止設備（充てんポンプによる炉心注入）として、化学体積制御設備の充てんポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水ピットを使用する。

燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプは、化学体積制御システムにより炉心へ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。

- ・ 充てんポンプ
- ・ 燃料取替用水ピット

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、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに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を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 代替炉心注入

i. B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入

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高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の重大事故防止設備（B格納容器スプレイ

ポンプによる代替炉心注入)として、原子炉格納容器スプレイ設備のB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ピットを使用する。

燃料取替用水ピットを水源としたB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により炉心へ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。

- ・ B格納容器スプレイポンプ
- ・ 燃料取替用水ピット

原子炉格納容器スプレイ設備を構成するB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、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに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を重大事故等対処設備として使用する。

ii. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

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高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備(常設電動注入ポンプによる代替炉心注入)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ピット及び2次系補給水設備の復水ピットを使用する。

燃料取替用水ピット又は復水ピットを水源とした常設

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により炉心へ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、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受電盤及び重大事故等対処用変圧器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
- ・ 燃料取替用水ピット
- ・ 復水ピット
- ・ 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受電盤（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）

その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに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を重大事故等対処設備として使用する。

iii. 可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

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高圧注入ポンプの故障等により炉心注水機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）として、可搬型ディーゼル注入ポンプ、中間受槽、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により炉心へ注水できる設計とする。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。

- ・可搬型ディーゼル注入ポンプ（3号及び4号炉共用）
- ・中間受槽（3号及び4号炉共用）
- ・燃料油貯蔵タンク（重大事故等時のみ3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリ（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備である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を重大事故等対処設備として使用する。

(c) 代替再循環

i. B格納容器スプレイポンプによる代替再循環

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（B格納容器スプレイポンプによる代替再循環）として、

原子炉格納容器スプレイ設備のB格納容器スプレイポンプ及びB格納容器スプレイ冷却器並びに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B格納容器スプレイポンプは、B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、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ B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
- ・ B格納容器スプレイ冷却器

その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに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を重大事故等対処設備として使用する。

(d) 再循環

i. 高圧注入ポンプによる高圧再循環

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により再循環運転による原子炉冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（高圧注入ポンプによる高圧再循環）として、非常用炉心冷却設備の高圧注入系の高圧注入ポンプ並びに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高圧注入ポンプは、安全注入系統により再循環でき、原子炉格納容器内の冷却と併せて原子炉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、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・高圧注入ポンプ
- ・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

その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに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を重大事故等対処設備として使用する。

(e) 格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合に用いる設備

i. 高圧注入ポンプによる炉心注入

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ若しくは高圧注入ポンプによる再循環運転又はB格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（高圧注入ポンプによる炉心注入）として、非常

用炉心冷却設備のうち高圧注入系の高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットを使用する。

燃料取替用水ピットを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入システムにより炉心へ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。

- ・ 高圧注入ポンプ
- ・ 燃料取替用水ピット

その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに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を重大事故等対処設備として使用する。

ii. 充てんポンプによる炉心注入

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ若しくは高圧注入ポンプによる再循環運転又はB格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（充てんポンプによる炉心注入）は、「5.6.2（1）a.（a）i. 充てんポンプによる炉心注入」と同じである。

iii. B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ若しくは高圧注入ポンプによる再循環運転又はB格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転で格納容器

再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入）は、「5.6.2（1）a.（b）i. B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入」と同じである。

iv. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ若しくは高圧注入ポンプによる再循環運転又はB格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）は、「5.6.2（1）a.（b）ii. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

v. 可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

運転中の1次冷却材喪失事象時において、余熱除去ポンプ若しくは高圧注入ポンプによる再循環運転又はB格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転で格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合又は格納容器再循環サンプ外隔離弁の故障等により再循環運転による原子炉の冷却機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）は、「5.6.2（1）a.（b）iii. 可搬型ディーゼ

ル注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 代替炉心注入

i. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

運転中の1次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）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ピット及び2次系補給水設備の復水ピットを使用する。

燃料取替用水ピット又は復水ピット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により炉心へ注水できる設計とする。常設電動注入ポンプは、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受電盤及び重大事故等対処用変圧器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
- ・ 燃料取替用水ピット
- ・ 復水ピット
- ・ 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受電盤（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）

その他、設計基準事故対処設備である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を重大事故等対処設備として使用する。

ii. B充てんポンプによる代替炉心注入

運転中の1次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（B充てんポンプによる代替炉心注入）として、化学体積制御設備のB充てんポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水ピットを使用する。

燃料取替用水ピットを水源とするB充てんポンプは、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注水できる設計とする。B充てんポンプは、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充てんポンプ
- ・ 燃料取替用水ピット
- ・ 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。その他、設計基準事故対処設備である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を重大事故等対処設備として使用する。

iii. 可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

運転中の1次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の可搬型重

大事故防止設備（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）は、「5.6.2（1）a.（b）iii. 可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(b) 代替再循環

i. B 高圧注入ポンプによる代替再循環

運転中の 1 次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（B 高圧注入ポンプによる代替再循環）として、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の B 高圧注入ポンプ並びに移動式大容量ポンプ車、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ、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 海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、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し、原子炉補機冷却水系統を介して、B 高圧注入ポンプの補機冷却水系統へ海水を直接供給することで、代替補機冷却ができる設計とする。B 高圧注入ポンプは、代替補機冷却を用いることで格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環ができ、原子炉格納容器内の冷却と併せて原子炉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、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。B 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 高圧注入ポンプ
- ・ 移動式大容量ポンプ車（3号及び4号炉共用）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（重大事故等時のみ3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・ タンクローリ（3号及び4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）

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。その他、設計基準事故対処設備である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並びに非常用取水設備の取水口、取水管路及び取水ピットを重大事故等対処設備として使用する。

c. 溶融デブリが原子炉容器に残存する場合に用いる設備

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、原子炉格納容器水張り（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却し、原

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。

(a) 格納容器スプレイ

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非常用炉心冷却設備の燃料取替用水ピットを使用する。

燃料取替用水ピット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
- ・ 燃料取替用水ピット

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、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機及び原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 代替格納容器スプレイ

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、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水ピット及び2次系補給水設備の復水ピットを使用する。

燃料取替用水ピット又は復水ピット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、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受電盤及び重大事故等対処用変圧器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
- ・ 燃料取替用水ピット
- ・ 復水ピット
- ・ 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受電盤（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）

その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機及び原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

- d. 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において発電用原子炉の冷却機能が喪失していない場合における発電用原子炉の冷却

原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（余熱除去ポンプによる炉心注入及び余熱除去ポンプによる低圧再循環）を設ける。

(a) 余熱除去ポンプによる炉心注入

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燃料取替用水ピットによる原子炉冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（余熱除去ポンプによる炉心注入）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ピットを使用する。

燃料取替用水ピットを水源とした余熱除去ポンプは、低圧注入システムにより炉心へ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。

- ・余熱除去ポンプ
- ・燃料取替用水ピット

非常用炉心冷却設備のうち低圧注入系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、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに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を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 余熱除去ポンプによる低圧再循環

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余熱除去冷却器による原子炉冷却機能が喪失していない場合の重大事故等対処設備（余熱除去ポンプによる低圧再循環）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余熱除去冷却器並びに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余熱除去ポンプは、余熱除去冷却器を介して再循環ができる設計とする。格納容器再循環サンプスクリーンは、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ及び格納容器スプレイポンプの有効吸込水頭を確保できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 余熱除去ポンプ
- ・ 余熱除去冷却器
- ・ 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

その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに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を重大事故等対処設備として使用する。

(2) 1次冷却材喪失事象が発生していない場合に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため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（注水）、蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）及び蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード）を設ける。

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

運転中において余熱除去ポンプ又は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（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水））として、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ並びに 2 次系補給水設備の復水ピット並びに 1 次冷却設備の蒸気発生器を使用する。

復水ピットを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで、2 次冷却系からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする。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
- ・ 復水ピット
- ・ 蒸気発生器

その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

運転中において余熱除去ポンプ又は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（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出））として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。

主蒸気逃がし弁を開操作することで 2 次冷却系からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気逃がし弁

(c) 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード

運転中において余熱除去ポンプ又は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（蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード）として、給水設備の電動補助給水ポンプ、2 次系補給水設備の復水ピット及び 1 次冷却設備の蒸気発生器を使用する。

復水ピットを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水することで、蒸気発生器 2 次側からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする。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
- ・復水ピット
- ・蒸気発生器

その他、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機を重大事故等対処設備として使用する。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）

運転中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水））として、給水設備のタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプ並びに 2 次系補給水設備の復水ピット並びに 1 次冷却設備の蒸気発生器を使用す

る。

復水ピットを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで、2次冷却系からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする。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。

- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・電動補助給水ポンプ
- ・復水ピット
- ・蒸気発生器
- ・大容量空冷式発電機（10.2 代替電源設備）

(b) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

運転中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出））として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。

主蒸気逃がし弁を開操作することで2次冷却系からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする。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。

- ・主蒸気逃がし弁

(c) 蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード

運転中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能

が喪失した場合の重大事故防止設備（蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード）として、給水設備の電動補助給水ポンプ、2 次系補給水設備の復水ピット及び 1 次冷却設備の蒸気発生器を使用する。

復水ピットを水源とした電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水することで、蒸気発生器 2 次側からの除熱により原子炉を冷却できる設計とする。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
- ・ 復水ピット
- ・ 蒸気発生器
- ・ 大容量空冷式発電機（10.2 代替電源設備）

(3) 運転停止中の場合に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として以下の重大事故防止設備（充てんポンプによる炉心注入、B 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入、B 格納容器スプレイポンプによる代替再循環、高圧注入ポンプによる高圧再循環、高圧注入ポンプによる炉心注入、B 高圧注入ポンプによる代替再循環、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）及び蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード）及び可搬型重大事故防止設備（可搬型ディーゼ

ル注入ポンプによる代替炉心注入) 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に、常設重大事故防止設備（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入及びB充てんポンプによる代替炉心注入) を設ける。

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 炉心注入

i. 充てんポンプによる炉心注入

運転停止中において余熱除去ポンプ又は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（充てんポンプによる炉心注入）は、「5.6.2 (1) a. (a) i. 充てんポンプによる炉心注入」と同じである。

ii. 高圧注入ポンプによる炉心注入

運転停止中において余熱除去ポンプ又は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（高圧注入ポンプによる炉心注入）は、「5.6.2 (1) a. (e) i. 高圧注入ポンプによる炉心注入」と同じである。

(b) 代替炉心注入

i. B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入

運転停止中において余熱除去ポンプ又は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（B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入）は、「5.6.2 (1) a. (b) i. B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入」と同じ

である。

ii. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

運転停止中において余熱除去ポンプ又は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常設重大事故防止設備（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）は、「5.6.2（1）a.（b）ii. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

iii. 可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

運転停止中において余熱除去ポンプ又は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可搬型重大事故防止設備（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）は、「5.6.2（1）a.（b）iii. 可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(c) 代替再循環

i. B格納容器スプレイポンプによる代替再循環

運転停止中において余熱除去ポンプ又は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（B格納容器スプレイポンプによる代替再循環）は、「5.6.2（1）a.（c）i. B格納容器スプレイポンプによる代替再循環」と同じである。

(d) 再循環

i. 高圧注入ポンプによる高圧再循環

運転停止中において余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却

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（高圧注入ポンプによる高圧再循環）は、「5.6.2 (1) a. (d) i. 高圧注入ポンプによる高圧再循環」と同じである。

(e) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）

運転停止中において余熱除去ポンプ又は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（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水））は、「5.6.2 (2) a. (a) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）」と同じである。

(f) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

運転停止中において余熱除去ポンプ又は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（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出））は、「5.6.2 (2) a. (b) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）」と同じである。

(g) 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード

運転停止中において余熱除去ポンプ又は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（蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード）は、「5.6.2 (2) a. (c) 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード」と同じである。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 代替炉心注入

i. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）は、「5.6.2（1）b.

（a）i. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

ii. B充てんポンプによる代替炉心注入

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の常設重大事故防止設備（B充てんポンプによる代替炉心注入）は、「5.6.2（1）b.（a）

ii. B充てんポンプによる代替炉心注入」と同じである。

iii. 可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の可搬型重大事故防止設備（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）は、「5.6.2（1）a.（b）iii. 可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

(b) 代替再循環

i. B高圧注入ポンプによる代替再循環

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（B高圧注入ポンプによる代替再循環）は、「5.6.2（1）b.（b）i. B高圧注入ポンプによる代替再循環」と同じである。

(c) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水））は、「5.6.2（2）b.（a）蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）」と同じである。

(d) 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出））は、「5.6.2（2）b.（b）蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）」と同じである。

(e) 蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード

運転停止中において全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故防止設備（蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード）は、「5.6.2（2）b.（c）蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリード」と同じである。

(4) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止に用いる設備

発電用原子炉の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止することで原子炉格納容器の破損を防止する設備として以下の重大事故等対処設備（高圧注入ポンプによる炉心注入、余熱除去ポンプによる炉心注入、充てんポンプによる炉心注入、B 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入及び B 充てんポンプによる代替炉心注

入) を設ける。

a. 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合に
用いる設備

(a) 炉心注入

i. 高圧注入ポンプによる炉心注入

重大事故等対処設備（高圧注入ポンプによる炉心注入）は、「5.6.2 (1) a. (e) i. 高圧注入ポンプによる炉心注入」と同じである。

ii. 余熱除去ポンプによる炉心注入

重大事故等対処設備（余熱除去ポンプによる炉心注入）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ピットを使用する。

燃料取替用水ピットを水源とした余熱除去ポンプは、低圧注入システムにより炉心へ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。

- ・ 余熱除去ポンプ
- ・ 燃料取替用水ピット

非常用炉心冷却設備のうち低圧注入系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、設計基準事故対処設備である非常用電源設備のディーゼル発電機並びに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を重大事故等対処設備として使用する。

iii. 充てんポンプによる炉心注入

重大事故等対処設備（充てんポンプによる炉心注入）は、「5.6.2 (1) a. (a) i. 充てんポンプによる炉心注入」と同じである。

(b) 代替炉心注入

i. B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入

重大事故等対処設備（B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入）は、「5.6.2 (1) a. (b) i. B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入」と同じである。

ii. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

重大事故等対処設備（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）は、「5.6.2 (1) a. (b) ii. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

b. 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に用いる設備

(a) 代替炉心注入

i. B充てんポンプによる代替炉心注入

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（B充てんポンプによる代替炉心注入）は、「5.6.2 (1) b. (a) ii. B充てんポンプによる代替炉心注入」と同じである。

ii. 常設電動注入ポンプによる代替炉心注入

全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）は、「5.6.2 (1) b. (a) i. 常設電動注入

ポンプによる代替炉心注入」と同じである。

ディーゼル発電機並びに「5.6.2 (1) d. (a) 余熱除去ポンプによる炉心注入」に使用する余熱除去ポンプ及び燃料取替用水ピット並びに「5.6.2 (1) d. (b) 余熱除去ポンプによる低圧再循環」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、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性、位置的分散等を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性、位置的分散等の設計方針は適用しない。

ディーゼル発電機、大容量空冷式発電機、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ、重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤については、「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。非常用取水設備の取水口、取水管路及び取水ピットについては、「10.8 非常用取水設備 10.8.2 重大事故等時」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。

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。

充てんポンプを使用した炉心注入は、化学体積制御設備の充てんポンプにより炉心注入できることで、余熱除去ポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注入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機能に対して多重性を持つ設計とする。燃料取替用水ピットを水源とすることで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高圧注入ポンプを使用した再循環並びにB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。

充てんポンプ及び燃料取替用水ピットは、原子炉周辺建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置する。これにより、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、余熱除去冷却器、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原子炉周辺建屋内の格納容器再循環サンプ外隔離弁と位置的分散を図る設計とする。

B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B格納容器スプレイポンプにより炉心注入できることで、余熱除去ポンプ又は高圧注入ポンプによる炉心注入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機能に対して多重性を持つ設計とする。燃料取替用水ピットを水源とすることで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高圧注入ポンプを使用した再循環並びにB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。

B格納容器スプレイポンプは、原子炉周辺建屋内の余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプと壁で分離された部屋並びに余熱除去冷却器と異なる区画に設置し、燃料取替用水ピットは、原子炉周辺建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置する。これにより、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、余熱除去冷却器、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原子炉周辺建屋内の格納容器再循環サンプ外隔離弁と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、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高圧注入ポンプによる炉心注入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、燃料取替用水ピット及び復水ピットを水源とすることで、燃料取替用水ピットを水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注入並びに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高圧注入ポンプを使用した再循環並びにB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。

常設電動注入ポンプ、燃料取替用水ピット及び復水ピットは、原子炉周辺建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ外隔離弁及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置する。これにより、余熱除去ポンプ、高圧注入ポ

ンプ、格納容器再循環サンプ外隔離弁、余熱除去冷却器及び原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーンと位置的分散を図る設計とする。

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で、余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプによる炉心注入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機能並びにB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おいて使用する電動ポンプに対して、多様性を持った駆動源により駆動でき、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。また、海水又は代替淡水源から補給できる中間受槽を水源とすることで、燃料取替用水ピットを水源とする余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプを使用した炉心注入並びに燃料取替用水ピットを水源とするB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ピット及び復水ピット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並びに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高圧注入ポンプを使用した再循環並びにB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。

可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽は、屋外に分散して保管することで、3号炉の原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、余熱除去冷却器、B格納容器スプレイポンプ及び常設電動注入ポンプ並びに燃料取替用水タン

ク建屋内の燃料取替用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並びに原子炉周辺建屋内の格納容器再循環サンプ外隔離弁、ディーゼル発電機及び復水タンク、並びに4号炉の原子炉周辺建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、燃料取替用水ピット、格納容器再循環サンプ外隔離弁、余熱除去冷却器、ディーゼル発電機、B格納容器スプレイポンプ、常設電動注入ポンプ及び復水ピット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と位置的分散を図る設計とする。

可搬型ディーゼル注入ポンプの接続口は、原子炉周辺建屋内に2箇所設置する設計とする。

B格納容器スプレイポンプ及びB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B格納容器スプレイポンプ及びB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。

B格納容器スプレイポンプは、原子炉周辺建屋内の余熱除去ポンプと壁で分離された部屋及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置し、B格納容器スプレイ冷却器は、原子炉周辺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。

高圧注入ポンプを使用した高圧再循環は、安全注入システム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。

高圧注入ポンプは、原子炉周辺建屋内の余熱除去ポンプと

壁で分離された部屋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。

高压注入ポンプ及び燃料取替用水ピットを使用した炉心注入は、燃料取替用水ピットを水源とすることで、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高压注入ポンプを使用した再循環並びにB格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環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機能に対して異なる水源を持つ設計とする。

高压注入ポンプは、原子炉周辺建屋内の格納容器再循環サンプ外隔離弁及び余熱除去冷却器と異なる区画並びに余熱除去ポンプと壁で分離された部屋に設置し、燃料取替用水ピットは、原子炉周辺建屋内の格納容器再循環サンプ外隔離弁、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。これにより、格納容器再循環サンプ外隔離弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーンと位置的分散を図る設計とする。

代替炉心注入時においてB充てんポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電することにより、余熱除去ポンプ及び高压注入ポンプを使用した炉心注入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。

代替炉心注入時においてB充てんポンプは、安全注入ラインを介さず、化学体積制御系統の充てんラインを用いて炉心に注入できることで、余熱除去ポンプ及び高压注入ポンプを使用した炉心注入に対して多重性を持つ設計とする。

また、B 充てんポンプの自己冷却は、B 充てんポンプ出口配管から分岐した自己冷却ラインにより B 充てんポンプを冷却でき、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異なる冷却手段を用いることで多様性を持つ設計とする。

B 充てんポンプ及び燃料取替用水ピットは、原子炉周辺建屋内の余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置する。これにより、余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、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。

代替再循環時において B 高圧注入ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った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を使用する B 高圧注入ポンプの代替補機冷却は、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、電動の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。また、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの電源であるディーゼル発電機に対して、多様性を持つ設計とする。

移動式大容量ポンプ車は、3号炉の原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の海水ポンプ、並びに4号炉の原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機及び原子炉補機冷却水ポンプ並びに屋外の海水ポンプと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口は、屋外に2箇所設置する設計とする。

クラゲ等の海生生物からの影響に対し移動式大容量ポンプ車は複数の取水箇所を選定できる設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水ピット、蒸気発生器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最終ヒートシンクの異なる冷却手段を用いることで多様性を有する設計とする。

蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用するタービン動補助給水ポンプは、蒸気駆動とすることにより、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主蒸気逃がし弁は、ハンドルを設けて手動操作とす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った駆動源により駆動できる設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水ピット及び主蒸気逃がし弁は、原子炉周辺建屋内の余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及びディーゼル発電機と異なる区画に設置し、蒸気発生器は、原子炉格納容器内に設置することで、

位置的分散を図る設計とする。

電動補助給水ポンプ、復水ピット及び蒸気発生器を使用した蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードは、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最終ヒートシンクの異なる冷却手段を用いることで多様性を有する設計とする。

蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードに使用する電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

電動補助給水ポンプ及び復水ピットは、原子炉周辺建屋内の余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及びディーゼル発電機と異なる区画に設置し、蒸気発生器は、原子炉格納容器内に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

常設電動注入ポンプを使用する代替炉心注入配管は、燃料取替用水ピットを水源とする場合は燃料取替用水ピット出口配管の分岐点から安全注入配管との合流点まで、復水ピットを水源とする場合は復水ピットから安全注入配管との合流点までの系統について、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。

可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する代替炉心注入配管は、中間受槽から安全注入配管との合流点までの系統について、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。

B 充てんポンプを使用する代替炉心注入配管は、B 充てんポンプから 1 次冷却設備までの系統について、高圧注入ポン

プ及び余熱除去ポンプを使用する系統に対して独立した設計とする。

これらの多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって、高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用する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。

熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止において、代替炉心注入に用いるB充てんポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。また、B充てんポンプの自己冷却は、B充てんポンプ出口配管から分岐した自己冷却ラインによりB充てんポンプを冷却でき、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異なる冷却手段を用いることで多様性を持つ設計とする。

B充てんポンプ及び燃料取替用水ピットは、原子炉周辺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。これにより、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。

熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止において、代替炉心注入に用いる常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機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。

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。

充てんポンプによる炉心注入に使用する充てんポンプ、燃料取替用水ピット及び再生熱交換器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入に使用するB格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット及びB格納容器スプレイ冷却器は、弁操作等によって、設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注入に使用する常設電動注入ポンプ、燃料取替用水ピット及び復水ピットは、弁操作等によって、設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、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、通常時に燃料取替用水ピットと復水ピットをディスタンスピースで分離する設計とする。

可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入に使用する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の系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽は、設置場所において固縛等によって固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

B格納容器スプレイポンプによる代替再循環に使用するB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及びB格納容器スプレイ冷却器は、弁操作等によって、設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

高圧注入ポンプによる高圧再循環に使用する高圧注入ポンプ、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、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

高圧注入ポンプによる炉心注入に使用する高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

B充てんポンプによる代替炉心注入に使用するB充てんポンプ、燃料取替用水ピット及び再生熱交換器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。B充てんポンプの自己冷却ラインについては、

弁操作等によって、設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、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、通常時に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スペースで分離する設計とする。

B 高圧注入ポンプによる代替再循環に使用する B 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、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。B 高圧注入ポンプによ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の系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。B 高圧注入ポンプによる代替再循環に使用する A、B 海水ストレーナ及び A 原子炉補機冷却水冷却器は、弁操作等によって、設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、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、通常時に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スペース及び可搬型ホースで分離する設計とする。さらに、移動式大容量ポンプ車は、設置場所において車輪止めによって固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器スプレイに使用する格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット及び格納容器スプレイ冷却器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替格納容器スプレイに使用する常設電動注入ポンプ、燃料取替用水ピット及び復水ピットは、弁操作等によって、設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、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、通常時に燃料取替用水ピットと復水ピットをディスタンスピースで分離する設計とする。

余熱除去ポンプによる炉心注入に使用する余熱除去ポンプ、燃料取替用水ピット及び余熱除去冷却器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

余熱除去ポンプによる低圧再循環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、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）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、復水ピット及び蒸気発生器は、設計基準対象施設として使用する場合と同

じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）に使用する主蒸気逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードに使用する電動補助給水ポンプ、復水ピット及び蒸気発生器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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。

炉心注入として使用する充てんポンプは、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、事象発生後に他の手段で冷却した後の炉心崩壊熱に見合った注入流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。

炉心注入及び代替炉心注入として使用する燃料取替用水ピットは、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ピット容量が、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ピット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。

代替炉心注入として使用するB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機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、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ポンプ流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。

代替炉心注入として使用する常設電動注入ポンプは、蒸気発生器2次側による炉心冷却と併せることにより、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ポンプ流量に対して十分な容量を有する設計とする。

代替炉心注入、蒸気発生器2次側による炉心冷却、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード及び代替格納容器スプレイとして使用する復水ピットは、炉心への注水量、蒸気発生器への給水量及び原子炉格納容器への注水量に対し、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ピット容量を有する設計とする。

可搬型ディーゼル注入ポンプは、重大事故等時において、蒸気発生器2次側による炉心冷却と併せることにより、炉心注入として原子炉冷却に必要なポンプ流量を確保できる容量を有するものを3号炉、4号炉それぞれで1セット1台使用する。保有数は3号炉、4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（3号及び4号炉共用）を保管する。

中間受槽は、重大事故等時において、炉心への注水量に対

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3号炉、4号炉それぞれで1セット1個使用する。保有数は、3号炉、4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（3号及び4号炉共用）を保管する。

中間受槽は、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「9.11 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」に記載する。

代替再循環として使用するB格納容器スプレイポンプ及びB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機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のポンプ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ポンプ流量及び伝熱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。

再循環又は代替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原子炉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が、再循環及び代替再循環時の水源として必要な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。

再循環による炉心注入として使用する高圧注入ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備として原子炉格納容器

内に溜まった水を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ポンプ流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却システムを冷却するために必要なポンプ流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。

炉心注入として使用する高圧注入ポンプは、設計基準事故時の高圧注入系としてほう酸水を1次系に注入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ポンプ流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却システムを冷却するために必要なポンプ流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。

代替炉心注入として使用するB充てんポンプは、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、蒸気発生器2次側による炉心冷却と併せることにより、炉心崩壊熱に見合った注入流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。

代替再循環による炉心注入として使用するB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原子炉格納容器内に溜まった水を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ポンプ流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却システムを冷却するために必要なポンプ流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。

移動式大容量ポンプ車は、重大事故等時において、代替補

機冷却として使用し、3号炉及び4号炉で同時使用した場合に必要なポンプ流量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、3号炉及び4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（3号及び4号炉共用）を保管する。

原子炉格納容器水張り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機能と兼用しており、設計基準事故時に使用するポンプ流量が、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ポンプ流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。

格納容器スプレイ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ピットは、炉心及び原子炉格納容器への注水量に対し、復水ピットを介して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ピット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原子炉格納容器水張り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ポンプ流量に対して十分な容量を有する設計とする。

使用可能である場合に炉心注入として使用する余熱除去ポンプは、設計基準事故時に1次系にほう酸水を注入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ポンプ流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系統を冷却する

ために必要なポンプ流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。

使用可能である場合に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、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備として原子炉格納容器内に溜まった水を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ポンプ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ポンプ流量及び伝熱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。

蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）並びに蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）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、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁は、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ポンプ流量、伝熱容量及び弁放出流量が、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ポンプ流量、伝熱容量及び弁放出流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。

蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードとして使用する電動補助給水ポンプ及び蒸気発生器は、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ポンプ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ポンプ流量及び伝熱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。

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ポンプ流量が、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ポンプ流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。

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ポンプ流量が、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ポンプ流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。

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ポンプ流量が、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ポンプ流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。

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B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機能と兼用しており、設計基準事故時に使

用する場合のポンプ流量が、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ポンプ流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。

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ポンプ流量に対して十分な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の代替炉心注入として使用するB充てんポンプは、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ポンプ流量が、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ポンプ流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。

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。

充てんポンプ、燃料取替用水ピット、復水ピット、高圧注入ポンプ、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、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、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時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故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区画に設置するか又

はこれらの事象が発生した場合の環境条件の変化を考慮した設計とする。

充てんポンプ、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の操作は中央制御室で可能な設計とする。主蒸気逃がし弁の操作は中央制御室で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。

再生熱交換器、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及び蒸気発生器は、原子炉格納容器内に設置し、重大事故等時における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、淡水だけでなく海水も使用することから海水影響を考慮した設計とするとともに、再循環時における保温材等のデブリの影響を考慮し、閉塞しない設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器は、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また、B格納容器スプレイポンプ及びB格納容器スプレイ冷却器については、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、その環境影響を受けない区画に設置する設計とする。

格納容器スプレイポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

常設電動注入ポンプ、A原子炉補機冷却水冷却器、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

常設電動注入ポンプの操作は中央制御室及び設置場所と異なる区画で可能な設計とする。余熱除去ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

可搬型ディーゼル注入ポンプ、中間受槽及び移動式大容量ポンプ車は、屋外に保管及び設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

充てんポンプ、燃料取替用水ピット、再生熱交換器、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、常設電動注入ポンプ、復水ピット、可搬型ディーゼル注入ポンプ、中間受槽、高圧注入ポンプ、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、淡水だけでなく海水も使用することから、海水の影響を考慮した設計とする。

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、屋外に設置し、重大事故等時における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。

5.6.2.5 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・検査性について」に示す。

充てんポンプ、燃料取替用水ピット及び再生熱交換器を使用した充てんポンプによる炉心注入を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。充てんポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

B格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット及びB格納容器スプレイ冷却器を使用したB格納容器スプレイポンプによる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替える設計とする。B格納容器スプレイポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

常設電動注入ポンプ、燃料取替用水ピット及び復水ピットを使用した常設電動注入ポンプによる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替える設計とする。切替えに伴うディスタンスピースの取替作業については、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の操作スイッチでの操作及び現場の操作スイッチによる操作が可能な設計とする。

可搬型ディーゼル注入ポンプ及び中間受槽を使用した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替える設計とする。

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、車輪止めを積載し、設置場所にて固定できる設計とする。

可搬型ディーゼル注入ポンプの接続口との接続はフランジ接続とし、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、3号炉及び4号炉とも同一形状の設計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。可搬型ディーゼル注入ポンプは、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。

中間受槽は、車両等により運搬ができる設計とするとともに、設置場所にて固縛により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。

B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及びB格納容器スプレイ冷却器を使用したB格納容器スプレイポンプによる代替再循環を行う系統は、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替える設計とする。

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を使用した高圧注入ポンプによる高圧再循環を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。高圧注入ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットを使用した高圧注入ポンプによる炉心注入を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

B 充てんポンプの自己冷却ライン、B 充てんポンプ、燃料取替用水ピット及び再生熱交換器を使用したB 充てんポンプによる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替える設計とする。切替えに伴うディスタンスピースの取替作業については、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 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、格納容器再循環サンプスクリーン、A、B 海水ストレーナ及びA 原子炉補機冷却水冷却器を使用したB 高圧注入ポンプによる代替再循環を行う系統は、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替える設計とする。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、車輪止めを積載し、設置場所にて固定できる設計とする。

代替補機冷却に使用する移動式大容量ポンプ車とA、B 海水ストレーナブロー配管及び海水母管戻り配管側フランジとの接続口についてはフランジ接続とし、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、3号炉及び4号炉とも同一形状の設計とする。A、B海水ストレーナブロー配管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。B高圧注入ポンプ冷却水戻り配管とB原子炉補機冷却水冷却器海水出口配管との接続口についてはフランジ接続とし、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、3号炉及び4号炉とも同一形状の設計とする。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。

格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット及び格納容器スプレイ冷却器を使用した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系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。格納容器スプレイポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

常設電動注入ポンプ、燃料取替用水ピット及び復水ピットを使用した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替える設計とする。また、重大事故等時の代替炉心注入から代替格納容器スプレイへの切替えについても、弁操作等にて速やかに切替える設計とする。

余熱除去ポンプ、燃料取替用水ピット及び余熱除去冷却器

を使用した余熱除去ポンプによる炉心注入を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。余熱除去ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

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を使用した余熱除去ポンプによる低圧再循環を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水ピット及び蒸気発生器を使用した蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。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の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

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（蒸気放出）を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。主蒸気逃がし弁は、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。また、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。

電動補助給水ポンプ、復水ピット及び蒸気発生器を使用し

た蒸気発生器 2 次側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、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

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・検査性について」に示す。

充てんポンプによる炉心注入に使用する充てんポンプ、燃料取替用水ピット及び再生熱交換器は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

充てんポンプは、分解が可能な設計とする。

燃料取替用水ピットは、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、アクセスドアを設ける設計とする。

再生熱交換器は、応力腐食割れ対策、伝熱管の摩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。

B 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入に使用する B

格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット及びB格納容器スプレイ冷却器は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

B格納容器スプレイポンプは、分解が可能な設計とする。

B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、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。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注入に使用する常設電動注入ポンプ、燃料取替用水ピット及び復水ピットは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、試験系統に含まれない系統については、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及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

常設電動注入ポンプは、分解が可能な設計とする。

復水ピットは、内部の確認が可能なように、アクセスドアを設ける設計とする。

可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入に使用する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・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

可搬型ディーゼル注入ポンプは、ポンプの分解又は取替が可能な設計とする。また、車両として運転状態の確認及び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。

B格納容器スプレイポンプによる代替再循環に使用するB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及びB格納容器スプレイ冷却器は、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含まない循環ラインを用いて他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

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。

高圧注入ポンプによる高圧再循環に使用する高圧注入ポンプ、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、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含まない循環ラインを用いて他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

高圧注入ポンプは、分解が可能な設計とする。

高圧注入ポンプによる炉心注入に使用する高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

B充てんポンプによる代替炉心注入に使用するB充てんポンプ、燃料取替用水ピット及び再生熱交換器は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

B高圧注入ポンプによる代替再循環に使用するB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、格納容器再循環サンプスクリーン、A、B海水ストレーナ及びA原子炉補機冷却水冷却器は、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含まない循環ラインを用いて他系統と

独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、試験系統に含まない系統については、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及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

移動式大容量ポンプ車は、ポンプの分解又は取替が可能な設計とする。また、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

A、B海水ストレーナは、差圧の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、ボンネットを取り外すことができる設計とする。

A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、燃料取替用水ピット及び格納容器スプレイ冷却器は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイに使用する常設電動注入ポンプ、燃料取替用水ピット及び復水ピットは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、試験系統に含まれない系統については、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及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

余熱除去ポンプによる炉心注入に使用する余熱除去ポンプ、

燃料取替用水ピット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・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

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、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。

余熱除去ポンプによる低圧再循環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、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含まない循環ラインを用いて他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無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（注水）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、復水ピット及び蒸気発生器は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、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（蒸気放出）に使用する主蒸気逃がし弁は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計と

する。

主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

蒸気発生器 2 次側のフィードアンドブリードに使用する電動補助給水ポンプ、復水ピット及び蒸気発生器は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

5.7 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

「9.11 重大事故等の収束に必要な水の供給設備」に記載する。

5.8 化学体積制御設備⁽³⁾

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) 1次冷却設備の水張りに使用する。
- (8) 1次冷却材の水質を“5.1.1.3.5 1次冷却材水質”に示す水質に維持する。

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従業員等の被ばくを低減し、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) 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、3/4 Bまでの小口径配管の破断に対しては、充てんポンプによる漏えい補給が可能となるよう、3/4 B配管取り出し部に9.5mm内径相当のノズルを設ける。

(3) 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。

(4) 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。

(5) 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、起動及びその後の運転中における pH 制御、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 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制御弁で減圧して、フィルタを通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。また、1次冷却材中の放射性物質濃度を低減するために、体積制御タンクに水素を注入して、1次冷却材中の核分裂生成ガスを

連続的に除去することができる。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) 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3号炉では燃料取替用水タンク、4号炉では燃料取替用水ピットからの非常用補給弁を開き、充てんポンプ吸込側へほう酸水を供給する。

(3) 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、原子炉補給水設備から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ポンプ吸込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ー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事ができる量とする。

(4) 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。また、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。

(5) 封水の供給

充てんポンプを出た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。

通常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、軸封部を通して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ラインで抽出し、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、加圧器とともに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 $25\sim 35\text{cm}^3/\text{kg}-\text{H}_2\text{O}$ 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ンズルを設けて、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ことができる設計とする。

また、この体積制御タンクは、充てんポンプのヘッドタンクとしての機能をもつ。

(2) 充てんポンプ

充てんポンプは、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うための横置渦巻ポンプである。ポンプの吐出配管には、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、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流れて、充てん水は管側を流れる。

(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、管側を流れて、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制御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制御弁を設ける。

(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。

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、カチオン樹脂を充てんした脱塩塔で、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) ^7Li 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) 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、充てんポンプにより1次冷却設備に注入する。

(8) 余剰抽出冷却器

余剰抽出冷却器は、起動時又は通常の抽出系（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のために、1次冷却材を抽出する目的で設置する。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次冷却材ポンプ軸封水のうち、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。

(9) 封水冷却器

封水冷却器は、1次冷却材ポンプ軸封水の戻りと、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。

(10) 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. 封水注入フィルタ
- c. ほう酸フィルタ
- d. 冷却材脱塩塔入口フィルタ

(11) 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4wt%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本が挿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。

(12) 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。

原子炉補給水設備を、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補給を行う。

(13) 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、調製運転中の攪拌を促進するための攪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。

(14) 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4wt%のほう酸水を内蔵する配管は、温度制御された建屋内に設置して、ほう酸の析出を防止する。

(15) 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、必要に応じて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、原子炉格納容器内、原子炉周辺建屋内及び原子炉補助建屋内への放射性物質の漏えいを実質的に零にする。

5.8.5 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3号炉では燃料取替用水タンク、4号炉では燃料取替用水ピット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等は、中性子束の変化を連続的に測定、監視する。ほう素の異常な希釈等による中性子束レベル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等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) 漏えい時の補給

1次冷却材の漏えいに対して化学体積制御設備は、内径9.5mm配管の破断相当の漏えいまで冷却水を補給することができる。

5.8.6 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状態を通じ、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、余剰抽出冷却器、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おいて中間冷却設備として機能し、1次冷却材等の本設備への漏えいがあったとし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お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、外部電源喪失等の運転時の異常な過渡変化並びに1次冷却材喪失事故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2基設置し、常時は1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1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、補機冷却水の膨張、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3号炉では燃料取替用水タンク、4号炉では燃料取替用水ピットからも補給可能とする。

5.9.1.5 評 価

原子炉補機冷却水設備は、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すよう、多重性及び独立性を有している。

本設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に、余熱除去冷却器、格納容器スプレー冷却器等の安全上重要な原子炉補機を冷却し、その熱負荷を原子炉補機冷却海水設備に伝達することにより、最終的な熱の逃がし場であ

る海水に熱を放出できる。

5.9.1.6 試験検査

原子炉補機冷却水設備は、常時運転しており、中央制御室等でその運転状態を監視する。また、停止中のポンプについては、定期的に作動試験を行うことができる。

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、破壊板等で構成され、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独立した2系統の母管から分岐する。
- (2) プラントの通常運転時には必要な補機への冷却海水を供給し得るとともに、外部電源喪失等の運転時の異常な過渡変化並びに1次冷却材喪失事故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

(1) 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も最低限2台の運転により安全上必要な補機の海水供給が可能である。

(2) 配管

屋外の原子炉補機冷却海水供給配管は1系統毎に海水管ダクト内に設置する。

5.9.2.5 評価

原子炉補機冷却海水設備は、機器の単一故障を仮定しても、安全上重要な機器の熱負荷を最終的な熱の逃がし場である海水に伝達する能力がある。

5.9.2.6 試験検査

原子炉補機冷却海水設備は、常時運転しており、中央制御室等でその運転状態を監視できる。また、停止中のポンプについては、定期的に作動試験を行うことができる。

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の概略系統図を第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（注水）及び蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出））及び重大事故等対処設備（移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却）を設ける。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ又は原子炉補機冷却水冷却器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（注水））として、給水設備のタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプ並びに2次系補給

水設備の復水ピット並びに1次冷却設備の蒸気発生器を使用する。

復水ピットを水源としたタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで、2次冷却系からの除熱により、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。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。

- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・電動補助給水ポンプ
- ・復水ピット
- ・蒸気発生器
- ・大容量空冷式発電機（10.2 代替電源設備）

b. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ又は原子炉補機冷却水冷却器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（蒸気放出））として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。

主蒸気逃がし弁は、現場での人力による操作ができることで、2次冷却系からの除熱により、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。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気逃がし弁

- c. 移動式大容量ポンプ車を用いた A、B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

海水ポンプ又は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（移動式大容量ポンプ車を用いた A、B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却）として、格納容器換気空調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並びに移動式大容量ポンプ車、燃料油貯蔵タンク、タンクローリ及び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）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 海水ストレーナーブロー配管に可搬型ホースを接続、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し、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り付けられた検出器に接続し、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（3号及び4号炉共用）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（重大事故等時のみ3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・ タンクローリ（3号及び4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）（3号及び4号炉共用）（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海水ストレーナ及び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。その他、設計基準事故対処設備である原子炉格納施設の原子炉格納容器並びに非常用取水設備の取水口、取水管路及び取水ピットを重大事故等対処設備として使用する。

d. 代替補機冷却

海水ポンプ又は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海水ストレーナブロー配管に可搬型ホースを接続、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、B 高圧注入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（3号及び4号炉共用）
- ・ 燃料油貯蔵タンク（重大事故等時のみ3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・ タンクローリ（3号及び4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海水ストレーナ及び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。その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の取水口、取水管路及び取水ピットを重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）

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（注水））は、「5.10.2

(1) a. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）」と同じである。

b. 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）

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（蒸気放出））は、
「5.10.2 (1) b. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）」と同じである。

- c. 移動式大容量ポンプ車を用いた A、B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

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（移動式大容量ポンプ車を用いた A、B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却）は、「5.10.2 (1) c. 移動式大容量ポンプ車を用いた A、B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却」と同じである。

- d. 代替補機冷却

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）は、「5.10.2 (1) d. 代替補機冷却」と同じである。

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。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、取水管路及び取水ピットについては、「10.8 非常用取水設備 10.8.2 重大事故等時」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。

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、復水ピット、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁は、最終ヒートシンクへの熱の輸送で使用する海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水冷却器に対して、多様性を持つ設計とする。

タービン動補助給水ポンプは、蒸気駆動とすることにより、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機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。

電動補助給水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った大容量空冷式発電機から給電できる設計とすることにより、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機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。

主蒸気逃がし弁は、ハンドルを設けて人力操作とすることにより、海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機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。

タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水ピット及び主蒸気逃がし弁は、原子炉周辺建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器及びディーゼル発電機と異なる区画に設置し、蒸気発生器は、原子炉格納容器内に設置する。これにより、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉

補機冷却水冷却器、ディーゼル発電機及び屋外の海水ポンプを含めて、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に使用する重大事故防止設備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、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器及びディーゼル発電機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。

移動式大容量ポンプ車を用いた A、B 格納容器再循環ユニットによ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、駆動源を空冷式のディーゼル駆動とすることで、最終ヒートシンクへの熱の輸送に使用する電動の海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプに対して、多様性を持つ設計とする。また、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの電源であるディーゼル発電機に対して、多様性を持つ設計とする。

A、B 格納容器再循環ユニットは、原子炉格納容器内に設置することで、屋外の海水ポンプ並びに原子炉周辺建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機と位置的分散を図る設計とする。

移動式大容量ポンプ車は、3 号炉の屋外の海水ポンプ、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉周辺建屋内のディーゼル発電機並びに 4 号炉の屋外の海水ポンプ及び原子炉周辺建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機と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口は、屋外に2箇所設置する設計とする。

クラゲ等の海生生物からの影響に対し移動式大容量ポンプ車は、複数の取水箇所を選定できる設計とする。

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。

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（注水）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、復水ピット及び蒸気発生器は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）に使用する主蒸気逃がし弁は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによ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原子炉補機冷却水冷却器は、弁操作等によって、設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

移動式大容量ポンプ車を用いた A、B 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流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の系統構成とすることで、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、通常時に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。さらに、移動式大容量ポンプ車は、設置場所において車輪止めによって固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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の系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。代替補機冷却に使用する A、B 海水ストレーナ及び A 原子炉補機冷却水冷却器は、弁操作等によって、設計基準対象施設として使用する系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、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、通常時に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。

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。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）及び蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（蒸気放出）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、蒸気発生器及び主蒸気逃がし弁は、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ポンプ流量、伝熱容量及び弁放出流量が、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ポンプ流量、伝熱容量及び弁放出流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。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却（注水）として使用する復水ピットは、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ピット容量を有する設計とする。

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、格納容器再循環ユニットで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伝熱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、3 号炉及び 4 号炉で同時使用した場合に必要なポンプ流量を有するものを 1 セット 1 台使用する。保有数は 3 号炉及び 4 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（3号及び4号炉共用）を保管する。

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。

タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水ピット、主蒸気逃がし弁及び Δ 原子炉補機冷却水冷却器は、原子炉周辺建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。主蒸気逃がし弁の操作は設置場所で手動ハンドル操作により可能な設計とする。

蒸気発生器及びA、B格納容器再循環ユニットは、原子炉格納容器内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水ピット、蒸気発生器及びA、B格納容器再循環ユニットは、淡水だけでなく海水も使用することから、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し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。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、屋外に設置し、重大事故等時における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・検査性について」に示す。

タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水ピット及び蒸気発生器を使用した蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

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（蒸気放出）を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場操作が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。

A、B格納容器再循環ユニット、移動式大容量ポンプ車、A、B海水ストレーナ及びA原子炉補機冷却水冷却器を使用した、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う系統は、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替える設計とする。切替えに伴うディスタンスピースの取替作業については、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、車輪止めを積載し、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 海水ストレーナブロー配管及び海水母管戻り配管側フランジとの接続口についてはフランジ接続とし、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、3号炉及び4号炉とも同一形状の設計とする。A、B 海水ストレーナブロー配管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。

移動式大容量ポンプ車、A、B 海水ストレーナ及び A 原子炉補機冷却水冷却器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替える設計とする。

B 高圧注入ポンプ冷却水戻り配管と B 原子炉補機冷却水冷却器海水出口配管との接続口についてはフランジ接続とし、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、3号炉及び4号炉とも同一形状の設計とする。

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・検査性について」に示す。

蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)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、復水ピット及び蒸気発生器は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

タービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプは、分解が可能な設計とする。

復水ピットは、内部の確認が可能なように、アクセスドア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(蒸気放出)に使用する主蒸気逃がし弁は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによ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、移動式大容量ポンプ車、A、B海水ストレーナ及びA原子炉補機冷却水冷却器は、他系統と独立した試験系統又は通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、試験系統に含まれない系統については、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及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

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。

移動式大容量ポンプ車は、ポンプの分解又は取替が可能な設計とする。また、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

A、B海水ストレーナは、差圧の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、ボンネットを取り外すことができる設計とする。

A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。

代替補機冷却に使用する移動式大容量ポンプ車、A、B海水ストレーナ及びA原子炉補機冷却水冷却器は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、試験系統に含まれない系統については、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及び漏えいの有無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) 主給水系統事故時等、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

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

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、蒸気を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、主蒸気定格流量の約40%とする。

原子炉停止後の初期段階から余熱除去設備の運転が開始される1次冷却系の圧力及び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

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、各蒸気発生器からの主蒸気管に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定格主蒸気流量の約10%を放出できるものとする。

(5) 主蒸気安全弁

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

主蒸気管破断時等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

主給水系統事故時等、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、過速度及び防火対策

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ばらうとともに、万一、振動が発生した場合にも振動監視装置により、警報を発し、更に振動が増加した場合、自動的にタービンを停止するように設計する。

b. 過速度対策

タービンは、過度の速度上昇を起こさないように、蒸気弁、调速機構等は多重性を持たせた設計とする。

c. 防火対策

タービン潤滑油は、漏えいが起らないように、配管、軸受等に十分考慮をばらった構造とする。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安全上重要な機器、配管、構築物を破損し、安全性を損なうことのないように防止対策を講じる。

(10) タービン及び発電機の破損防止対策

タービンミサイルの発生を防止するため、タービン及び発電機の破損防止対策を講じる。

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、主要設備の仕様を第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。

4基の蒸気発生器からの主蒸気管には主蒸気隔離弁、逆止弁を設け、逆止弁の下流には主蒸気連絡管を設ける。

主蒸気連絡管からは、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、タービン動主給水ポンプ等の蒸気供給配管を分岐する。

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主蒸気連絡管の上流の各主蒸気管には、主蒸気隔離弁及び逆止弁を各々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、主蒸気連絡管より復水器へのタービンバイパス配管を設ける。タービンバイパス弁は12個設ける。これは、定格運転圧力条件で定格主蒸気流量の約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次冷却系の温度及び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、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。主蒸気逃がし弁に異常が生じた場合、この逃がし弁を隔離できるよう主蒸気逃がし弁元弁を設ける。

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5個、合計20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、逆止弁を経て合流し、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えない時でも、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。主要設備の仕様を第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

(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過し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、それぞれ連結させる。

ノズル室を出た蒸気は、ラトー調速段及び反動段を通過する。調速段は、ノズル締切調速を行うので、部分負荷に

においても優れた性能を示す。

反動段静翼を植込んだ翼環は、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げきを常に一定に保つことができる。高圧タービン排気は、車室上部及び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ピングロスの減少を図る。

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ー管によって、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、第2内部車室、第1内部車室及び翼環の3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ーを静圧として有効に回収し、効率の向上を図るとともに、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個を組み合わせて1体とし、タービン運転床面のタービン基礎上に左右

おのおの 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高圧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し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、タービンの非常遮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。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。高圧タービンのグランド部には低負荷時は主蒸気を減圧してシールを行い、高負荷時はタービン内部からの漏えい蒸気によりシールを行う。また補助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7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、油冷却器を通過して供給される。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、軸受部近傍に車載式大型消火器を設ける。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（EH）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

タービン保安装置は、下記のトリップ信号により作動し、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を閉鎖し、タービンへの蒸気の流入を遮断し、タービンを自動的にトリップさせる。

(1) 過速度トリップ

タービン回転数が過速度設定値（定格回転数の111%以下

に設定する) に達した場合には二重の非常調速装置 (電気式及び機械式) によりタービン保安装置を作動させ自動的にタービンをトリップさせる。

タービン運転中でも非常調速装置の作動試験を行えるように試験装置を設ける。

(2) 復水器真空低下トリップ

復水器の真空度が設定値以下に低下した場合には、自動的にタービンをトリップさせる。

(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、自動的にタービンをトリップさせる。

(4) 推力軸受摩耗トリップ

推力軸受が摩耗した場合には、自動的にタービンをトリップさせる。

(5) 軸振動大トリップ

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。更に、振動がトリップ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、復水

器真空ポンプ等で構成する。

復水設備系統説明図を第5.11.6図に、主要設備の仕様を第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巢中で凝縮し、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。

冷却管は耐食性に優れたチタンを採用する。

5.11.3.3.3 復水ポンプ

復水器ホットウエルの復水は、復水ポンプにより、グラウンド蒸気復水器、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、第5段の低圧給水加熱器を経て脱気器へ送られる。

復水ポンプは、定格流量の約50%容量のものを3台設置し、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、斜流式で、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、復水器真空ポンプを2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、グラント蒸気復水器、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。

給水系統説明図を第5.11.7図に、主要設備の仕様を第5.11.4表に示す。

5.11.3.4.2 グラント蒸気復水器

グラント蒸気復水器は、タービングラントシール蒸気及

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ト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、グラント蒸気復水器排気ファンによって大気に放出される。

5.11.3.4.3 復水ブースタポンプ

復水ブースタポンプは、復水脱塩装置を通ってきた復水を低圧給水加熱器へ供給するためのポンプである。

復水ブースタポンプは、定格流量の約50%容量のものを3台設置し、1台は予備とする。

5.11.3.4.4 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U字管式であり、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。

5.11.3.4.5 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6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、蒸気発生器伝熱管漏えい時には復水器へ回収できるように

する。

5.11.3.4.6 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、タービン動主給水ポンプ用として約50%容量のものを2台設置し、電動主給水ポンプ用として約40%容量のものを1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台と約40%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。

5.11.3.4.7 補助給水ポンプ

補助給水ポンプは、主給水管破断事故時等、通常の給水システムの機能が失われた場合に蒸気発生器に給水する。

補助給水ポンプは、タービン動1台、電動2台を設ける。各ポンプとも水源は、復水ピットを使用するが、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。

補助給水ポンプ出口配管に中央制御室から流量調整可能な弁を設ける。

(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。

タービン動補助給水ポンプは、次に示す信号で自動起動する。

- a. 4基のうち2基の蒸気発生器水位低
- b. 4系統のうち2系統の常用高圧母線電圧低

(2) 電動補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプは、主給水喪失が発生した場合でも原子炉停止後の冷却を可能にする容量のものを2台設ける。このポンプの電動機は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。

5.11.3.5 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（3、4号炉共用）、復水タンク（3号炉）、復水ピット（4号炉）、2次系純水タンク（3、4号炉共用）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3号炉では復水タンク、4号炉では復水ピットに戻し、低水位の時は、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（3号炉）、復水ピット（4号炉）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）、約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回転子水素冷却器は、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℃以下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。

3号炉の軸受冷却水冷却器は横置直管式、4号炉の軸受冷却水冷却器はプレート式とする。

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図に示す。

5.11.4 評 価

- (1) 主蒸気隔離弁は、フローリストラクタとあいまって主蒸気管破断事故時に流出する蒸気量を抑制する。
- (2) 補助給水ポンプは、通常の給水系統の機能が失われた場合に原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性を損うことなく、発電用原子炉の崩壊熱及びその他の残留熱を除去できる。

なお、短時間の全動力電源喪失が生じた場合、タービン動補助給水ポンプにより、蒸気発生器に給水し1次冷却系の冷却ができる。

- (3) タービン及び発電機は、调速機構等の作動により過速を防止でき安全に停止できるため、ミサイルとなる可能性は極めて少ない。

ミサイル源としては、低圧タービン羽根、T-Gカップリング、低圧タービンディスク、タービンロータ及び発電機ロータが想定されるが、まずタービンロータ及び発電機ロータは万一破損してもケーシング内にとどまりミサイルとならない。また、低圧タービン羽根、T-Gカップリングのミサイルは3号及び4号炉の防護対象物に到達することはない。

なお、低圧タービンディスクについては、その破損の確率は極めて小さいと考えられるが、仮に過去の事故例に基づいた破損発生率を用いて3号及び4号炉の防護対象物へ到達する確率を計算すれば以下の様になる。

1、2、3及び4号炉の低圧タービンディスクはプレストレストコンクリート製格納容器を貫通せず原子炉冷却材圧力バウンダリに到達することはない。同ディスクが使用済燃料

ピットへ到達する確率は、3号炉に対し約 7×10^{-8} /年、また4号炉に対してはそれ以下となり、いずれも極めて小さい。

したがって、1、2、3及び4号炉のミサイルによる3号及び4号炉への影響は無視できる。

なお、3号及び4号炉ミサイルの2号炉原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットへの到達確率は、各々約 3×10^{-8} /年、約 1×10^{-8} /年、1号炉についてはそれ以下となり、その影響は無視できる。

5.11.5 試験検査

- (1) 主蒸気隔離弁はその健全性を確認するため、定期的に作動試験ができる。
- (2) タービン動及び電動補助給水ポンプは、プラント運転中においてもミニマムフローラインを使用して作動試験を行うことができる。

5.12 給水処理設備

5.12.1 概要

本発電所で使用する淡水は第5.12.1図に示すように敷地内にある海水淡水化装置及び排水回収装置の生産水を使用する。純水装置等へは、この海水淡水化装置及び排水回収装置から原水タンクを経由して送水する。

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混床式脱塩塔等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。

給水処理設備の系統の概略を第5.12.1図に、設備仕様を第5.12.1表に示す。

5.12.2 主要設備

(1) 海水淡水化装置（3、4号炉共用）

淡水最大使用量をもとに海水淡水化装置の容量は3、4号炉共用で約 $1,000\text{m}^3/\text{d} \times 2$ 基とする。

(2) 排水回収装置（3、4号炉共用）

純水装置、復水脱塩装置等からの排水を1日で約 $2,000\text{m}^3$ 処理できる。

(3) 原水タンク（3、4号炉共用）

海水淡水化装置及び排水回収装置からの水は原水タンクに貯水され純水装置等へ送水する。

(4) 純水装置（3、4号炉共用）

純水装置は混床式ポリリッシャ等で構成し、3、4号炉共用

で容量約 $80\text{m}^3/\text{h}$ の装置を3系統設置する。

純水装置出口の水質は第5.12.2表に示す。

(5) 1次系純水タンク（3、4号炉共用）

1次系補給水供給用として純水を貯水するため、容量約 400m^3 の1次系純水タンク2基を設ける。

5.13 参考文献

- (1) 電気技術指針（原子力編）「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) 「第1種機器の設計過渡説明書」 MAPI-1051 改1
三菱原子力工業 昭和57年
- (3) 「Water Coolant Technology of Power Reactors」
Paul Cohen
Gordon and Breach Sci. Pub. Inc., New York, 1969

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（J I S） 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 A S M E (American Society of Mechanical Engineers)規格 A N S I (American National Standard Institute)基準 A S T M (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（J I S） 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 A S M E (American Society of Mechanical Engineers)規格 A N S I (American National Standard Institute)基準 A S T M (American Society for Testing & Materials)規格 I E E E (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（J I S） 日本電気協会電気技術基準調査委員会電気技術指針 A S M E (American Society of Mechanical Engineers)規格 A N S I (American National Standard Institute)基準 A S T M (American Society for Testing & Materials)規格

第5.1.2表 1次冷却設備の使用材料一覧表

機 器 名		材 料	仕 様
原 子 炉 容 器	上 ・ 下 鏡	低 合 金 鋼	S Q V 2 A
	フランジ、ノズル、胴、 トランジションリング	低 合 金 鍛 鋼	S F V Q 1 A
	肉 盛 り	ス テ ン レ ス 鋼	S U S 304相当
	制 御 棒 駆 動 装 置 ハウジング管台	ニッケル・クロム・ 鉄 合 金	N C F 600 T P (3 号 炉) 690合金 (4 号 炉)
	スタッドボルト・ナット	低合金高張力鋼	S N B 24-3
	計 装 筒	ニッケル・クロム・ 鉄 合 金	N C F 600 (3 号 炉) 690合金 (4 号 炉)
蒸 気 発 生 器	胴 、 上 部 鏡	低 合 金 鋼	S Q V 2 B
	管 板	低 合 金 鍛 鋼	S F V Q 1 A
	伝 熱 管	ニッケル・クロム・ 鉄 合 金	690合金
	管 板 肉 盛 り	ニッケル・クロム・ 鉄 合 金	ニッケル・クロム・鉄合金
	水 室 鏡	低 合 金 鋼	S Q V 2 A
1 次 冷 却 材 管	シ ャ フ ト	ス テ ン レ ス 鋼	S U S F 347
	インペラ・ケーシング	ス テ ン レ ス 鋳 鋼	S C S 13A
加 圧 器	胴 、 上 ・ 下 鏡	低 合 金 鋼	S Q V 1 A
	肉 盛 り	ス テ ン レ ス 鋼	S U S 304相当
	ヒ ー タ ス リ ー ブ	ス テ ン レ ス 鋼	S U S F 316
1 次 冷 却 材 管	低 温 側	ス テ ン レ ス 鋳 鋼	S C S 14A
	高 温 側	ス テ ン レ ス 鋳 鋼	S C S 14A
	蒸気発生器ーポンプ間	ス テ ン レ ス 鋳 鋼	S C S 14A

第5.1.3表 1次冷却設備の設備仕様

1次冷却材回路数	4
1次冷却材全流量	約 60.1×10^6 kg / h
最高使用圧力	175kg / cm ² G
最高使用温度	343℃
(加圧器及びサージ管 360℃)	
運 転 圧 力	約157kg / cm ² G
1次冷却材温度 (定格出力時)	
原子炉容器入口	約289℃
原子炉容器出口	約325℃
1次冷却材保有量 (定格出力時)	約351m ³

第5.1.4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型
最高使用圧力	17.16MPa[gage] (175kg/cm ² G)
最高使用温度	343℃
運転圧力	約15.4MPa[gage] (約157kg/cm ² G)
原子炉容器入口冷却材温度	約289℃ (定格出力時)
原子炉容器出口冷却材温度	約325℃ (定格出力時)
主要寸法	
内 径	約4.39m
全 高	約12.9m
最小肉厚	約135mm (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	低合金高張力鋼
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 2×10^{19} n/cm ² (40定格負荷相当年時点)
関連温度初期 (計画値)	-12℃以下
加熱・冷却率	55℃/h以下

第5.1.5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
個 数	4
胴側最高使用圧力	83.3kg/cm ² G
管側最高使用圧力	175kg/cm ² G
1次冷却材流量	約15.0×10 ³ (t/h)/個
主蒸気運転圧力(定格出力時)	約61.5kg/cm ² G
主蒸気運転温度(定格出力時)	約277℃
蒸気発生量(定格出力時)	約1.69×10 ³ (t/h)/個
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝熱面積	約4,870m ² /個
伝熱管本数	3,382本/個
伝熱管外径	約22.2mm
伝熱管厚さ	約1.3mm
胴部外径(上部)	約4.5m
胴部外径(下部)	約3.4m
全 高	約21m
材 料	
本 体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
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5.1.6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	4
容	量	約20,100(m ³ / h) / 個
揚	程	約84m
最	高使用圧力	175kg / cm ² G
最	高使用温度	343℃
主	要 寸 法	
	全 高	約7.9m
	ケーシング外径	約1.8m
材	料	ステンレス鋳鋼
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5.1.7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型
個 数	1
容 量	約51m ³
外 径	約2.4m
全 高	約15.9m
最高使用圧力	175kg / cm ² G
最高使用温度	360℃
材 料	本 体 肉盛り
	低合金鋼 ステンレス鋼

(2) 加圧器ヒータ

型 式	シーズ電熱式
容 量	約1,800kW

(3) 加圧器逃がしタンク

型 式	横置円筒型
個 数	1
容 量	約51m ³
内 径	約2.8m
全 長	約8.8m
最高使用圧力	7kg / cm ² G
最高使用温度	170℃
材 料	ステンレス鋼

第5.1.8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87mm
	分岐管		約87mm
管厚	共通管		約14mm
	分岐管		約14mm
材料			ステンレス鋼

第5.1.9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190t/h（1個当たり）
	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℃
	吹 出 容 量	約95t/h（1個当たり）
	材 料	ステンレス鋼
(3)	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	360℃
	材 料	ステンレス鋼
(4)	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

第5.1.10表 原子炉容器の製作中の主要な非破壊試験

対象箇所		検査の種類	RT	UT	PT	MT
鍛	胴	フランジ		○		○
	スタ	ッド		○		○
鋼	制御棒駆動装置ハウジング			○	○	
	計	装筒		○	○	
	ノズル			○		○
板	ノズルセイフエンド			○	○	
	上	下鏡		○		○
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				○	
	炉内計装用管台と下鏡の溶接部				○	
	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		○		○	
	炉内計装用管台溶接部		○		○	
	内面肉盛部			○	○	
	シールレッジ溶接部					○
	原子炉容器ふた吊上げ装置溶接部					○
	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 蒸気発生器の製作中の主要な非破壊試験

対象箇所		検査の種類		RT	UT	PT	MT	ECT
管板	管板				○		○	
	1次側肉盛部				○	○		
水室	水室鏡板	○					○	
	水室内面肉盛部				○	○		
	2次側胴、鏡				○		○	
	伝熱管				○	○		○
	ノズル				○		○	
溶接部	胴溶接部	○					○	
	ノズルと胴又は鏡の溶接部	○					○	
	支持ブラケット取付部						○	
	伝熱管と管板の溶接部					○		
	トラニオン取付部						○	
	ノズル肉盛部				○	○		
	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 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

ECT (Eddy Current Test) 渦電流探傷試験

第5.1.12表 1次冷却材ポンプの製作中の主要な非破壊試験

対象箇所 \ 検査の種類	RT	UT	PT	MT
ケーシング	○		○	
ボルテイングリング		○		○
スタッド		○	○	
フライホイール		○		
シャフト		○	○	

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 加圧器の製作中の主要な非破壊試験

対象箇所		検査の種類	RT	UT	PT	MT
上下鏡	板			○		○
	内面肉盛部			○	○	
胴	板			○		○
	内面肉盛部			○	○	
ヒータスリーブアダプタ				○	○	
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					○
	水圧テスト炭素鋼溶接部					○
	水圧テスト非炭素鋼溶接部				○	

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5.1.14表 1次冷却材配管の製作中の主要な非破壊試験

対象箇所		検査の種類			
		RT	UT	PT	MT
鑄 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) 通商産業省令で要求される範囲のもの

第5.1.15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）
- ・ 1次冷却設備（重大事故等時）
- ・ 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
- ・ 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	たて置U字管式熱交換器型
基 数	4
胴側最高使用圧力	8.17MPa [gage] 約8.8MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）
管側最高使用圧力	17.16MPa [gage] 約18.9MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）

材	料	
本	体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
伝	熱	管
管	板	肉盛り
ニッケル・クロム・鉄合金		
ニッケル・クロム・鉄合金		
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	漏えい制御軸封式たて置斜流型
台	数	4
最高使用圧力		17.16MPa [gage] 約18.9MPa [gage]（重大事故等 時における使用時の値）
最高使用温度		343℃ 約362℃（重大事故等時における 使用時の値）
材	料	ステンレス鋳鋼

(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型
最高使用圧力	17.16MPa [gage] 約18.9MPa [gage]（重大事故等 時における使用時の値）
最高使用温度	343℃ 約362℃（重大事故等時における 使用時の値）
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	低合金高張力鋼

(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型
基	数	1
最高使用圧力		17.16MPa [gage] 約18.9MPa [gage]（重大事故等 時における使用時の値）
最高使用温度		360℃ 約362℃（重大事故等時における 使用時の値）
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 9.3×10^6 kcal / h) / 個
	最高使用圧力	
	管 側	46kg / cm ² G
	胴 側	14kg / 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	うず巻式
	個 数	2
	容 量	約681 (m ³ / h) / 個
	最高使用圧力	46kg / cm ² G
	最高使用温度	200℃
	揚 程	約107m
	本 体 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
個 数	4
容 量	約38m ³ (1基当たり)
最高使用圧力	4.9MPa[gage] (50kg/cm ² G)
最高使用温度	150℃
加圧ガス圧力	約4.4MPa[gage] (約45kg/cm ² G)
運転温度	約49℃
ほう素濃度	3,100ppm 以上
材 料	炭素鋼 (ステンレス内張り)

(2) 高圧注入ポンプ

型 式	うず巻式
個 数	2
容 量	約320m ³ /h (1台当たり)
揚 程	約960m
最高使用圧力	16.7MPa[gage] (170kg/cm ² G)
最高使用温度	150℃
接液部材料	ステンレス鋼

(3) 余熱除去ポンプ

型 式	うず巻式
個 数	2
容 量	約1,020m ³ /h (1台当たり)
揚 程	約91m
最高使用圧力	4.5MPa [gage] (46kg/cm ² G)
最高使用温度	200℃
本体材料	ステンレス鋼

(4) 余熱除去冷却器

型 式	横置U字管式
個 数	2
伝熱容量	約10.8MW (1基当たり)
最高使用圧力	
管 側	4.5MPa [gage] (46kg/cm ² G)
胴 側	1.4MPa [gage] (14kg/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

(5) 燃料取替用水タンク (3号炉)

型 式	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約2,100m ³
最高使用圧力	大 気 圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	3,100ppm 以上
材 料	ステンレス鋼

(6) 燃料取替用水ピット (4号炉)

個 数	1
容 量	約2,100m ³
最高使用圧力	大 気 圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	3,100ppm 以上
ライニング材料	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) 高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入系
- ・ 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なとなる水の供給設備

型 式	うず巻式
台 数	2
容 量	約320m ³ /h（1台当たり）
最高使用圧力	16.7MPa [gage]
最高使用温度	150℃
揚 程	約960m
接液部材料	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）
- ・ 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
- ・ 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	空気作動式
個 数	2
最高使用圧力	17.16MPa [gage] 約18.9MPa [gage]（重大事故等 時における使用時の値）
最高使用温度	360℃ 約362℃（重大事故等時における 使用時の値）
吹 出 容 量	約95 t / h（1個当たり）
材 料	ステンレス鋼

(3) 燃料取替用水ピット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入系
- ・ 低圧注入系
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- ・ 火災防護設備

基 数	1
容 量	約2,100m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	3,100ppm以上
ライニング材料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	EL. - 0.8m
距 離	約50m (4号炉心より)

(4) 蓄圧タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・蓄圧注入系
- ・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	4
容 量	約38m ³ (1基当たり)
最高使用圧力	4.9MPa [gage]
最高使用温度	150℃
加圧ガス圧力	約4.4MPa [gage]
運 転 温 度	約49℃
ほう素濃度	3,100ppm以上
材 料	炭素鋼 (ステンレス内張り)

(5) 蓄圧タンク出口弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・蓄圧注入系
- ・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	4
最高使用圧力	17.16MPa [gage]
最高使用温度	150℃
材 料	ステンレス鋼

(6) 余熱除去ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 余熱除去設備
- ・ 低圧注入系
- ・ 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なとなる水の供給設備

型 式	うず巻式
台 数	2
容 量	約680m ³ /h (1台当たり) (余熱除去運転時)
	約1,020m ³ /h (1台当たり) (安全注入時及び再循環時)
最高使用圧力	4.5MPa [gage]
最高使用温度	200℃
揚 程	約107m (余熱除去運転時) 約91m (安全注入時及び再循環時)
本 体 材 料	ステンレス鋼

(7) 余熱除去冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 余熱除去設備
- ・ 低圧注入系
- ・ 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な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10.8MW（1基当たり）
最高使用圧力	
管 側	4.5MPa [gage]
胴 側	1.4MPa [gage]
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

(8) 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。

- ・ 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
- ・ 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

型	式	うず巻式（蒸気加減弁付）
台	数	1
容	量	約250m ³ ／h
揚	程	約950m
本	体	材
料		合金鋼

(9) タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁

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
- ・ 給水設備

型 式	電気直流作動式
個 数	2
最高使用圧力	8.17MPa [gage] 約8.8MPa [gage] (重大事故等時における使用時の値)
最高使用温度	298℃ 約346℃ (重大事故等時における使用時の値)
本 体 材 料	炭素鋼

(10) 復水ピット

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
- ・ 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熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

基 数	1
容 量	約1,200m ³
ライニング材料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	EL. + 10.8m
距 離	約40m (4号炉心より)

(11) 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）
- ・ 1次冷却設備（重大事故等時）
- ・ 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
- ・ 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	たて置U字管式熱交換器型
基 数	4
胴側最高使用圧力	8.17MPa [gage] 約8.8MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）
管側最高使用圧力	17.16MPa [gage] 約18.9MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）
1次冷却材流量	約15,000t/h（1基当たり）
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約6.03MPa [gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約277℃
蒸気発生量（定格出力時）	約1,690t/h（1基当たり）
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝 熱 面 積	約4,870m ² （1基当たり）

伝熱管	
本数	3,382 (1基当たり)
外径	約22.2mm
厚さ	約1.3mm
胴部外形	
上部	約4.5m
下部	約3.4m
全高	約21m
材料	
本体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
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

(12) 電動補助給水ポンプ

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
- ・ 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

型	式	うず巻式
台	数	2
容	量	約140m ³ /h (1台当たり)
揚	程	約950m
電	動	機
電	機	約650kW (1台当たり)
本	体	材
本	体	材
料		合金鋼

(13) 主蒸気逃がし弁

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
- ・ 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	空気作動式
個	数	4
口	径	6 B
容	量	約177t/h（1個当たり）
最高使用圧力		8.17MPa [gage] 約8.8MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度		298℃ 約346℃（重大事故等時における使用時の値）
本	体	材
材	料	炭素鋼

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）
- ・ 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
- ・ 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	空気作動式
個 数	2
最高使用圧力	17.16MPa [gage] 約18.9MPa [gage]（重大事故等 時における使用時の値）
最高使用温度	360℃ 約362℃（重大事故等時における 使用時の値）
吹 出 容 量	約95t/h（1個当たり）
材 料	ステンレス鋼

(2) 高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入系
- ・ 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なとなる水の供給設備

型 式	うず巻式
台 数	2
容 量	約320m ³ /h (1台当たり)
最高使用圧力	16.7MPa [gage]
最高使用温度	150℃
揚 程	約960m
接液部材料	ステンレス鋼

(3) 燃料取替用水ピット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入系
- ・ 低圧注入系
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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なとなる水の供給設備
- ・ 火災防護設備

基 数	1
容 量	約2,100m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	3,100ppm以上
ライニング材料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	EL. - 0.8m
距 離	約50m (4号炉心より)

(4) 電動補助給水ポンプ

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
- ・ 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

型	式	うず巻式
台	数	2
容	量	約140m ³ /h (1台当たり)
揚	程	約950m
電	動	機
電	機	約650kW (1台当たり)
本	体	材
本	体	材
料		合金鋼

(5) 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。

- ・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
- ・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

型	式	うず巻式（蒸気加減弁付）
台	数	1
容	量	約250m ³ ／h
揚	程	約950m
本	体	材
料		合金鋼

(6) 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）
- ・ 1次冷却設備（重大事故等時）
- ・ 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
- ・ 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	たて置U字管式熱交換器型
基 数	4
胴側最高使用圧力	8.17MPa [gage] 約8.8MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）
管側最高使用圧力	17.16MPa [gage] 約18.9MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）
1次冷却材流量	約15,000t/h（1基当たり）
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約6.03MPa [gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約277℃
蒸気発生量（定格出力時）	約1,690t/h（1基当たり）
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝 熱 面 積	約4,870m ² （1基当たり）

伝熱管	
本数	3,382 (1基当たり)
外径	約22.2mm
厚さ	約1.3mm
胴部外径	
上部	約4.5m
下部	約3.4m
全高	約21m
材料	
本体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
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

(7) 復水ピット

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
- ・ 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熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

基 数	1
容 量	約1,200m ³
ライニング材料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	EL. + 10.8m
距 離	約40m (4号炉心より)

(8) 主蒸気逃がし弁

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
- ・ 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	空気作動式
個 数	4
口 径	6 B
容 量	約177t/h（1個当たり）
最高使用圧力	8.17MPa [gage] 約8.8MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	298℃ 約346℃（重大事故等時における使用時の値）
本 体 材 料	炭素鋼

(9) タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁

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
- ・ 給水設備

型 式	電気直流作動式
個 数	2
最高使用圧力	8.17MPa [gage] 約8.8MPa [gage] (重大事故等時における使用時の値)
最高使用温度	298℃ 約346℃ (重大事故等時における使用時の値)
本 体 材 料	炭素鋼

(10) 余熱除去ポンプ入口弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 余熱除去設備
- ・ 低圧注入系
- ・ 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	4.5MPa [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) 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）

種 類	鋼製容器
個 数	4（予備2）
容 量	約46.7ℓ（1個当たり）
最高使用圧力	14.7MPa [gage]
供給圧力	0.91MPa [gage]（減圧後圧力）

(2) 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）（3号及び4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) 充てんポンプ

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
- ・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	うず巻式
台 数	3（代替炉心注入時はB号機のみ使用）
容 量	約45m ³ /h（1台当たり）
最高使用圧力	20.0MPa [gage]
最高使用温度	95℃
揚 程	約1,770m
運 転 温 度	約54℃
接液部材料	ステンレス鋼

(2) 燃料取替用水ピット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入系
- ・ 低圧注入系
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- ・ 火災防護設備

基 数	1
容 量	約2,100m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	3,100ppm以上
ライニング材料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	EL. - 0.8m
距 離	約50m (4号炉心より)

(3) 再生熱交換器

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
- ・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 3 胴 U 字管式
基 数	1
伝 熱 容 量	約 3.14MW
最高使用圧力	
管 側	20.0MPa [gage]
胴 側	17.16MPa [gage]
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

(4) 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
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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なとなる水の供給設備
- ・ 火災防護設備

型 式	うず巻式
台 数	2（代替炉心注入及び代替再循環時はB号機のみ使用）
容 量	約1,200m 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175m
本 体 材 料	ステンレス鋼

(5) 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
- ・原子炉格納容器スプレイ設備
- ・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な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B号機のみ使用）
伝 熱 容 量	約23.6MW（1基当たり）
最高使用圧力	
管 側	2.7MPa [gage]
胴 側	1.4MPa [gage]
最高使用温度	
管 側	150℃
胴 側	95℃
材 料	
管 側	ステンレス鋼
胴 側	炭素鋼

(6) 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熔融炉心を冷却するための設備

型	式	うず巻式
台	数	1
容	量	約150m ³ /h
揚	程	約150m
本	体	材
材	料	ステンレス鋼

(7) 復水ピット

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
- ・ 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熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

基 数	1
容 量	約1,200m ³
ライニング材料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	EL. + 10.8m
距 離	約40m (4号炉心より)

(8) 格納容器再循環サンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入系
- ・ 低圧注入系
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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な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

(9) 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。

- ・ 高圧注入系
- ・ 低圧注入系
- ・ 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
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 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なとなる水の供給設備

型 式	ディスク型
容 量	約2,540m ³ /h (1基当たり)
最高使用温度	144℃
材 料	ステンレス鋼
基 数	2

(10) 高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 高圧注入系
- ・ 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	うず巻式
台 数	2（代替再循環時はB号機のみ使用）
容 量	約320m ³ /h（1台当たり）
最高使用圧力	16.7MPa [gage]
最高使用温度	150℃
揚 程	約960m
接液部材料	ステンレス鋼

(11) 海水ストレーナ

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
- ・原子炉補機冷却海水設備
- ・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
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	たて置円筒型
基 数	2（代替補機冷却時はA、B号機のみ使用）
最高使用圧力	0.7MPa [gage] 約1.25MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度	50℃
本 体 材 料	炭素鋼

(12) 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
- ・ 原子炉補機冷却水設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置直管式
基 数	1（代替補機冷却時はA号機のみ使用）
伝 熱 容 量	約19.2MW
最 高 使 用 温 度	
管 側	50℃
胴 側	95℃
	約175℃（重大事故等時における使用時の値）
最 高 使 用 圧 力	
管 側	0.7MPa [gage]
	約1.25MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）
胴 側	1.4MPa [gage]

材	料	
管	側	アルミブラス
胴	側	炭素鋼

(13) 余熱除去ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 余熱除去設備
- ・ 低圧注入系
- ・ 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なとなる水の供給設備

型	式	うず巻式
台	数	2
容	量	約680m ³ /h(1台当たり) (余熱除去運転時) 約1,020m ³ /h(1台当たり)(安全注入時及び再循環時)
最	高使用圧力	4.5MPa [gage]
最	高使用温度	200℃
揚	程	約107m(余熱除去運転時) 約91m(安全注入時及び再循環時)
本	体材料	ステンレス鋼

(14) 余熱除去冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 余熱除去設備
- ・ 低圧注入系
- ・ 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な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10.8MW (1基当たり)
最高使用圧力	
管 側	4.5MPa [gage]
胴 側	1.4MPa [gage]
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

(15) 電動補助給水ポンプ

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
- ・ 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

型	式	うず巻式
台	数	2
容	量	約140m ³ /h (1台当たり)
揚	程	約950m
電	動	機
電	機	約650kW (1台当たり)
本	体	材
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。

- ・ 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
- ・ 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

型	式	うず巻式（蒸気加減弁付）
台	数	1
容	量	約250m ³ ／h
揚	程	約950m
本	体	材
料		合金鋼

(17) 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）
- ・ 1次冷却設備（重大事故等時）
- ・ 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
- ・ 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	たて置U字管式熱交換器型
基 数	4
胴側最高使用圧力	8.17MPa [gage] 約8.8MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）
管側最高使用圧力	17.16MPa [gage] 約18.9MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）
1次冷却材流量	約15,000t/h（1基当たり）
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約6.03MPa [gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約277℃
蒸気発生量（定格出力時）	約1,690t/h（1基当たり）
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝熱面積	約4,870m ² （1基当たり）

伝熱管	
本数	3,382 (1基当たり)
外径	約22.2mm
厚さ	約1.3mm
胴部外径	
上部	約4.5m
下部	約3.4m
全高	約21m
材料	
本体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
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

(18) 主蒸気逃がし弁

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
- ・ 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	空気作動式
個	数	4
口	径	6 B
容	量	約177t/h (1個当たり)
最高使用圧力		8.17MPa [gage] 約8.8MPa [gage] (重大事故等時における使用時の値)
最高使用温度		298℃ 約346℃ (重大事故等時における使用時の値)
本	体	材
料		炭素鋼

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) 可搬型ディーゼル注入ポンプ（3号及び4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
- ・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
- ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

型	式	うず巻式 ディフューザ式
台	数	2 ^{*1} 4 ^{*1}
容	量	約150m ³ /h（1台当たり） 約150m ³ /h（1台当たり）
揚	程	約470m 約300m

* 1 保有台数を示す。組み合わせ
わせて必要台数は4台（予
備2台）とする。

(2) 中間受槽（3号及び4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
- ・ 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
- ・ 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な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℃

(3) 移動式大容量ポンプ車（3号及び4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
- ・ 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
- ・ 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なとなる水の供給設備

型	式	うず巻式
台	数	4 * 2
容	量	約1,320m ³ /h（1台当たり）
揚	程	約140m

* 2 保有台数を示す。必要台数は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 7.3 m ³ / h
封水戻り流量	約 2.7 m ³ / h
抽出流量	
通常	約 17.0 m ³ / h
最大	約 27.2 m ³ / h
充てん流量 (封水を除く)	
通常	約 12.5 m ³ / h
最大	約 22.7 m ³ / h
1次冷却材抽出温度	約 289°C
1次冷却材充てん温度	約 263°C
ほう酸回収系への流出水温度	約 46°C
充てんポンプミニマムフロー (ポンプ1台当たり)	約 13.6 m 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 2.7×10^6 kcal/h
	最高使用圧力	
	管側	204 kg/cm ² G
	胴側	175 kg/cm ² G
	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 4.1×10^6 kcal/h
	最高使用圧力	
	管側	46 kg/cm ² G
	胴側	14 kg/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

(3) 余剰抽出冷却器

個 数	1
伝 熱 容 量	約 1.3×10^6 kcal / h
最高使用圧力	
管 側	175 kg / cm^2 G
胴 側	14 kg / cm^2 G
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 0.46×10^6 kcal / h
最高使用圧力	
管 側	10 kg / cm^2 G
胴 側	14 kg / 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

(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	21kg / cm ² G
	容器最高使用温度	65℃
	本 体 材 料	ステンレス鋼
(6)	冷却材陽イオン脱塩塔	
	個 数	1
	流 量	約17.0m ³ / h
	容器最高使用圧力	21kg / cm ² G
	容器最高使用温度	65℃
	本 体 材 料	ステンレス鋼
(7)	体積制御タンク	
	個 数	1
	容 量	約11.3m ³
	最高使用圧力	5kg / 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27.2m ³ / h
	本 体 材 料	ステンレス鋼

(8) 充てんポンプ

型 式	うず巻式
個 数	3
容 量	約45 (m ³ / h) / 個
最高使用圧力	204 kg / cm ² G
最高使用温度	95℃
揚 程	約1,770m
運 転 温 度	約54℃
接液部材料	ステンレス鋼

(9) ほう酸ポンプ

型 式	うず巻式
個 数	2
容 量	約17 (m ³ / h) / 個
最高使用圧力	14 kg / cm ² G
最高使用温度	95℃
本 体 材 料	ステンレス鋼

(10) ほう酸タンク

個 数	2
容 量	約120 m ³ / 個
最高使用圧力	0.5 kg / cm ² G
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	約7,000ppm
本 体 材 料	ステンレス鋼

(11)	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℃	
	本 体 材 料	ステンレス鋼	
(12)	1次系薬品タンク		
	個 数	1	
	容 量	約19ℓ	
	最高使用圧力	14kg / cm ² G	
	最高使用温度	65℃	
	本 体 材 料	ステンレス鋼	
(13)	冷却材フィルタ		
	個 数	1	
	設 計 流 量	約27.2m ³ / h	
	最高使用圧力	21kg / cm ² G	
	最高使用温度	95℃	
	本 体 材 料	ステンレス鋼	
(14)	封水注入フィルタ		
	個 数	2	
	設 計 流 量	約8.4(m ³ / h) / 個	
	最高使用圧力	204kg / cm ² G	
	最高使用温度	150℃	
	本 体 材 料	ステンレス鋼	

(15) ほう酸フィルタ

個 数	1
設 計 流 量	約 $17\text{ m}^3 / \text{h}$
最高使用圧力	$14\text{ kg} / \text{cm}^2 \text{ G}$
最高使用温度	95°C
本 体 材 料	ステンレス鋼

(16) 冷却材脱塩塔入口フィルタ

個 数	2
設 計 流 量	約 $27.2(\text{m}^3 / \text{h}) / \text{個}$
最高使用圧力	$21\text{ kg} / \text{cm}^2 \text{ G}$
最高使用温度	65°C
本 体 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
基 数	2
伝 熱 容 量	約19.2MW (1基当たり)
最高使用圧力	
管 側	0.7MPa [gage]
胴 側	1.4MPa [gage]
最高使用温度	
管 側	50℃
胴 側	95℃
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	うず巻式
台 数	4
容 量	約1,700m ³ /h (1台当たり)
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	横置円筒型
基 数	1
容 量	約 8 m ³
通常水容量	約 4 m ³
最高使用圧力	0.34MPa [gage]
最高使用温度	95℃
本体材料	炭素鋼

第5.9.2表 原子炉補機冷却海水設備の設備仕様

(1) 海水ポンプ

型	式	斜 流 式		
台	数	4		
容	量	約2,600m ³ /h (1台当たり)		
揚	程	約49m		
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) 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。

- ・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
- ・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

型 式	うず巻式（蒸気加減弁付）
台 数	1
容 量	約250m ³ /h
揚 程	約950m
本 体 材 料	合金鋼

(2) 電動補助給水ポンプ

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
- ・ 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

型	式	うず巻式
台	数	2
容	量	約140m ³ /h (1台当たり)
揚	程	約950m
電	動	機
電	機	約650kW (1台当たり)
本	体	材
本	体	材
料		合金鋼

(3) 復水ピット

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
- ・ 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熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

基 数	1
容 量	約1,200m ³
ライニング材料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	EL. + 10.8m
距 離	約40m (4号炉心より)

(4) 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）
- ・ 1次冷却設備（重大事故等時）
- ・ 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
- ・ 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	たて置U字管式熱交換器型
基 数	4
胴側最高使用圧力	8.17MPa [gage] 約8.8MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）
管側最高使用圧力	17.16MPa [gage] 約18.9MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）
1次冷却材流量	約15,000t/h（1基当たり）
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約6.03MPa [gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約277℃
蒸気発生量（定格出力時）	約1,690t/h（1基当たり）
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝熱面積	約4,870m ² （1基当たり）

伝熱管	
本数	3,382 (1基当たり)
外径	約22.2mm
厚さ	約1.3mm
胴部外径	
上部	約4.5m
下部	約3.4m
全高	約21m
材料	
本体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
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

(5) 主蒸気逃がし弁

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
- ・ 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	空気作動式
個	数	4
口	径	6 B
容	量	約177t/h（1個当たり）
最高使用圧力		8.17MPa [gage] 約8.8MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）
最高使用温度		298℃ 約346℃（重大事故等時における使用時の値）
本	体	材
料		炭素鋼

(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。

- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 格納容器換気空調設備
- ・ 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	原子炉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はA、B号機のみ使用）
伝熱容量		約12.3MW（1基当たり）
最高使用温度		
管	側	約175℃
最高使用圧力		
管	側	1.4MPa [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
- ・ 原子炉補機冷却海水設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要な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はA、B号機のみ使用）
最高使用圧力		0.7MPa [gage] 約1.25MPa [gage]（重大事故等時における使用時の値）
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
- ・ 原子炉補機冷却水設備
- ・ 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
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置直管式
基 数	1 (格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却時はA号機のみ使用)
伝 熱 容 量	約19.2MW
最高使用温度	
管 側	50℃
胴 側	95℃
	約175℃ (重大事故等時における使用時の値)
最高使用圧力	
管 側	0.7MPa [gage]
	約1.25MPa [gage] (重大事故等時における使用時の値)
胴 側	1.4MPa [gage]

材	料	
管	側	アルミブラス
胴	側	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（3号及び4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
- ・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
- ・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なとなる水の供給設備

型	式	うず巻式
台	数	4 * 1
容	量	約1,320m ³ /h（1台当たり）
揚	程	約140m

* 1 保有台数を示す。必要台数は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640mm
	管厚	約34mm
	最高使用圧力	83.3kg / cm ² G
	最高使用温度	298℃
	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	4
	最高使用圧力	83.3kg / cm ² G
	最高使用温度	298℃
	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	4
	最高使用圧力	83.3kg / cm ² G
	最高使用温度	298℃
	本 体 材 料	炭 素 鋼
(4)	タービン・バイパス弁	
	型 式	空気作動式
	個 数	12
	口 径	8B
	容 量	約225(t / h) / 個

最高使用圧力	83.3 kg / cm ² G
最高使用温度	298℃
本体材料	炭素鋼
(5) 主蒸気逃がし弁	
型式	空気作動式
個数	4
口径	6 B
容量	約177 (t / h) / 個
最高使用圧力	83.3 kg / cm ² G
最高使用温度	298℃
本体材料	炭素鋼
(6) 主蒸気安全弁	
型式	ばね式
個数	20
口径	6 B
容量	約360 (t / h) / 個
最高使用圧力	83.3 kg / cm ² G
最高使用温度	298℃
本体材料	炭素鋼

ただし、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動後における漏れ量は、全体で 5 m³ / d 以下（蒸気発生器 1 基当たり、設定圧力相当飽和蒸気において）とする。

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	くし型4車室6分流排気再熱再生式	
個	数	1	
出	力	約1,180,000kW（発電端）	
回	転	数	約1,800rpm
主蒸気止め弁前蒸気圧力		約58.7kg/cm ² G	
	温度	約273.9℃	
	湿り度	約0.4%以下	
タービン流入蒸気量		約6,700 t/h	
排気真空度		約722mm Hg	
タービン段落数			
高圧タービン	ラトー調速段	1段×2	
	反動段	7段×2	
低圧タービン	反動段	8段×6	
低圧タービン最終翼		約1,118mm（44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		83.3kg/cm ² G
最高使用温度		298℃
本体材料		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		83.3 kg / cm ² G
最 高 使 用 温 度		298℃
本 体 材 料		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
復水器真空度	約722mm Hg
冷 却 水	海 水
冷却水設計温度	21℃
冷 却 水 量	約282,000m ³ /h (3個分)
冷 却 面 積	約98,500m ² (3個分)
冷却管材料	チタン
冷却管本数	約66,000本 (3個分)

(2) 復水ポンプ

型 式	うず巻式
個 数	3
容 量	約2,300(m ³ /h)/個
揚 程	約85m
電 動 機	約670kW/個
本 体 材 料	炭 素 鋼

(3) 循環水ポンプ

型 式	斜 流 式
個 数	2
容 量	約144,000(m ³ /h)/個
揚 程	約13m
電 動 機	約6,200kW/個
本 体 材 料	鑄 鉄

(4) 復水器真空ポンプ

型 式	回 転 式
個 数	2
容 量	約40 (m ³ / h) / 個 (735mm Hg 真空時抽出飽和空気量)
本 体 材 料	鑄 鉄

第5.11.4表 給水設備の設備仕様

(1)	グラント蒸気復水器	
	型 式	横置直管式
	個 数	1
	処 理 蒸 気 量	約4,300kg/h
	排 気 フ ァ ン	約100m ³ /min×2個
(2)	復水脱塩装置	
	容 量	約4,000m ³ /h (6系列分)
	個 数	6系列
(3)	給水加熱器	
	型 式	横置U字管式
	個数 (段数×系列数)	
	低圧給水加熱器	12 (2段×3系列+3段×2系列)
	高圧給水加熱器	2 (1段×2系列)
	最終給水温度	約223℃
(4)	脱 気 器	
	型 式	横置スプレイトレイ式
	個 数	1
	脱気器タンク容量	約600m ³
	溶存酸素(定格出力時)	約0.005cc/l以下
(5)	復水ブースタポンプ	
	型 式	うず巻式
	個 数	3
	容 量	約2,300(m ³ /h)/個

揚程	約225m
電動機	約1,900kW／個
本体材料	合金鋼

(6) 主給水ポンプ

a. タービン動主給水ポンプ

型式	うず巻式
個数	2
容量	約4,280(m ³ /h)／個
揚程	約580m
本体材料	合金鋼

b. 電動主給水ポンプ

型式	うず巻式
個数	1
容量	約3,310m ³ /h
揚程	約620m
電動機	約6,400kW
本体材料	合金鋼

(7) 給水ブースタポンプ

a. タービン動主給水ポンプ用給水ブースタポンプ

型式	うず巻式
個数	2
容量	約4,280(m ³ /h)／個
揚程	約200m
電動機	約2,700kW／個
本体材料	炭素鋼

b. 電動主給水ポンプ用給水ブースタポンプ

型	式	うず巻式
個	数	1
容	量	約3,310m ³ /h
揚	程	約160m
電	動	機
		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	うず巻式
個	数	1
容	量	約250m ³ /h
揚	程	約950m
本	体	材
		料
		合金鋼

b. 電動補助給水ポンプ

型	式	うず巻式
個	数	2
容	量	約140(m ³ /h)/個
揚	程	約950m
電	動	機
		約650kW/個
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（3、4号炉共用）

型 式	うず巻式
個 数	4
容 量	約235(m ³ /h)／個
本 体 材 料	鋳 鉄

(2) 復水タンク（3号炉）

型 式	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約1,200m ³
本 体 材 料	炭 素 鋼

(3) 復水ピット（4号炉）

個 数	1
容 量	約1,200m ³
ライニング材料	ステンレス鋼

(4) 2次系純水タンク（3、4号炉共用）

型 式	たて置円筒型
個 数	2
容 量	約2,000m ³ ／個
本 体 材 料	炭 素 鋼

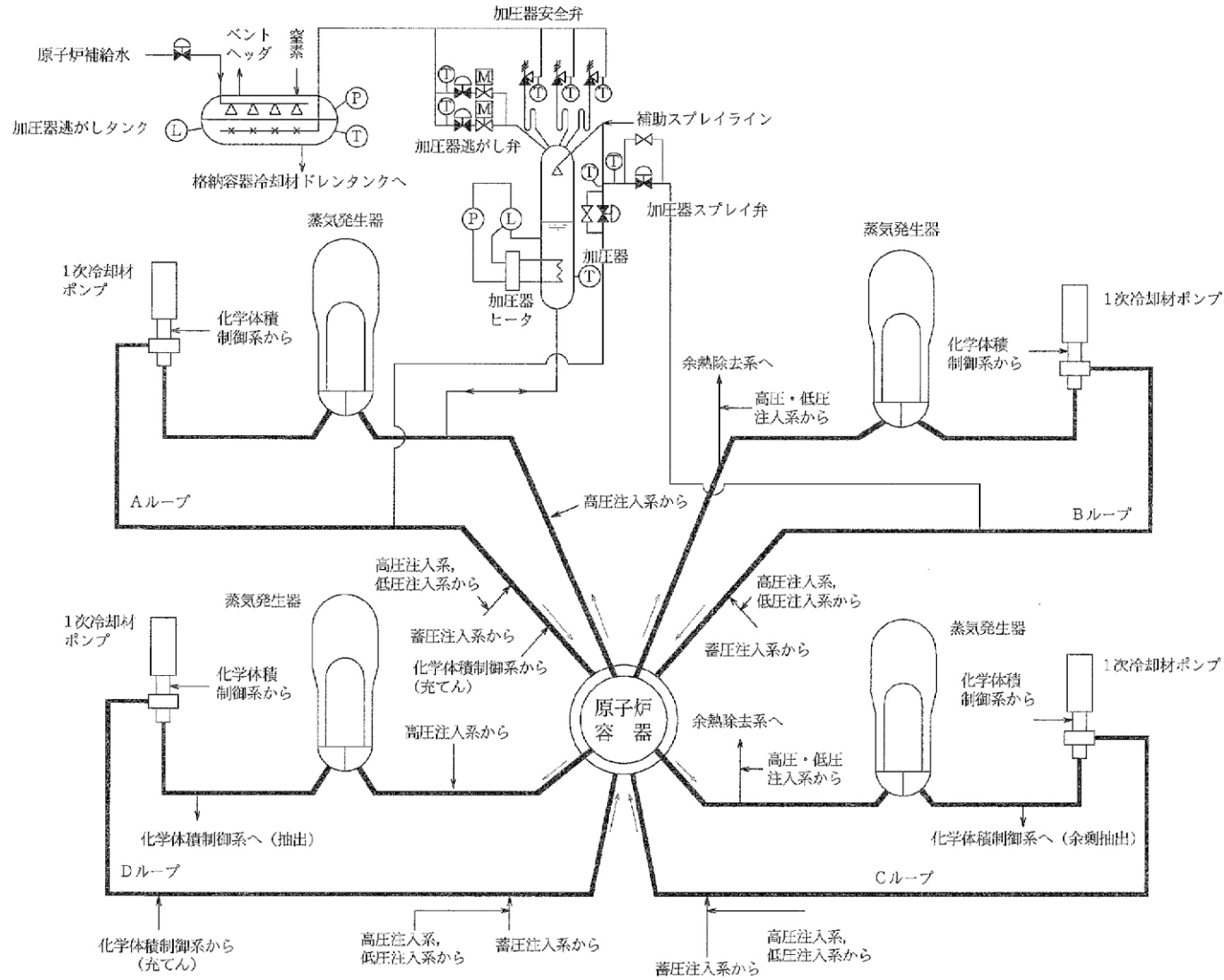
第5.12.1表 給水処理設備の設備仕様

(1)	原水タンク (3、4号炉共用)		
	個	数	2
	容	量	約10,000m ³ /個
(2)	原水ポンプ (3、4号炉共用)		
	個	数	3
	容	量	約80(m ³ /h)/個
(3)	海水淡水化装置 (3、4号炉共用)		
	個	数	2
	容	量	約1,000(m ³ /d)/個
(4)	排水回収装置 (3、4号炉共用)		
	個	数	1
	容	量	約2,000m ³ /d
(5)	純水装置 (3、4号炉共用)		
	個	数	3
	容	量	約80(m ³ /h)/個
(6)	1次系純水タンク (3、4号炉共用)		
	型	式	たて置円筒型
	個	数	2 (1個は3号炉設置、1個は4号炉設置)
	容	量	約400m ³ /個

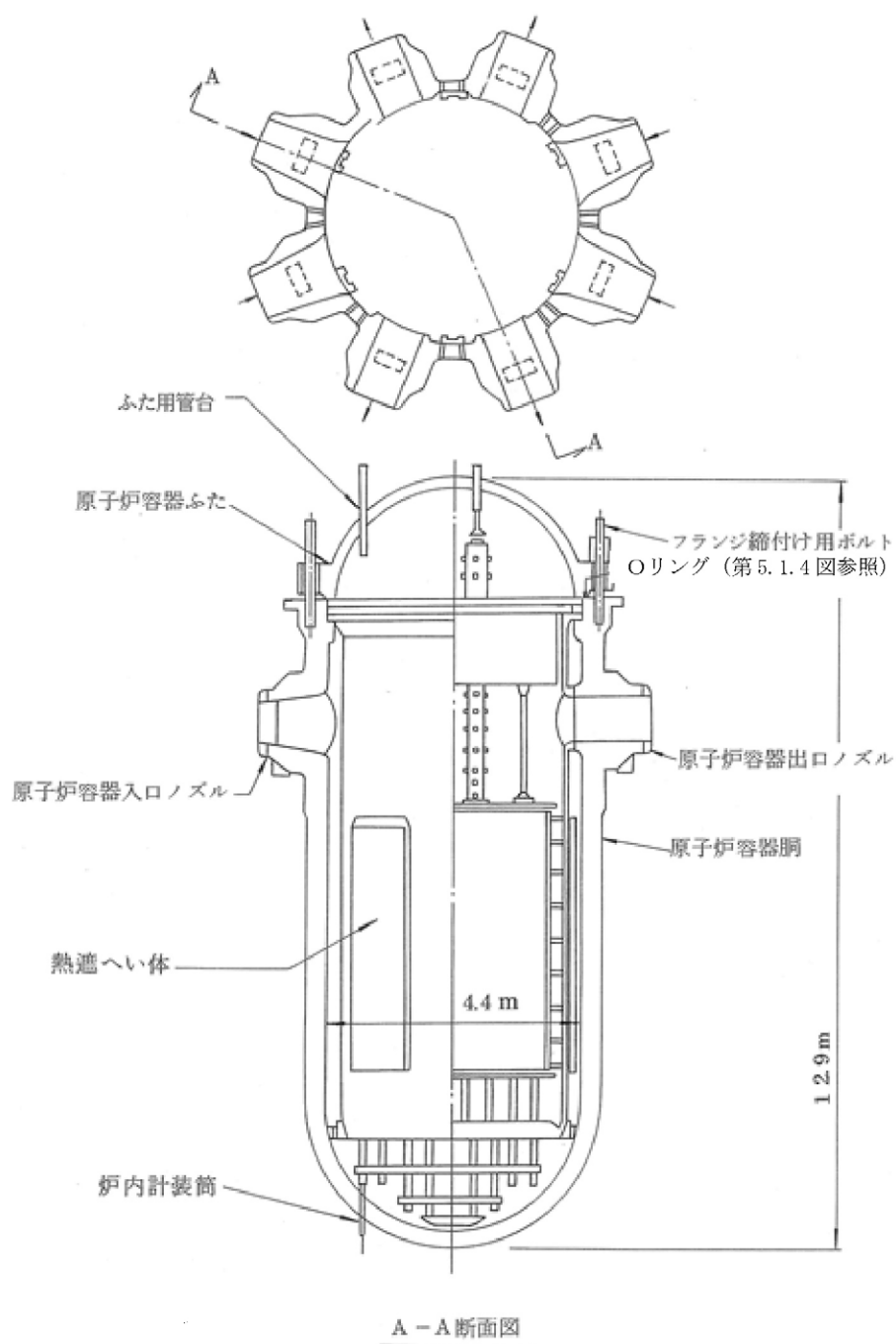
第5.12.2表 純水装置出口水質基準値

p H	(25°Cにおいて)	6～8
電 導 度	(25°Cにおいて)	$\leq 0.5 \mu S/cm$
溶 存 酸 素	(O_2)	$\leq 0.1 ppm$
シ リ カ	(SiO_2)	$\leq 0.02 ppm$
塩 素	(Cl)	N・D
全 鉄	(Fe)	$\leq 0.015 ppm$
全 銅	(Cu)	N・D
濁 度		$\leq 1 ppm$

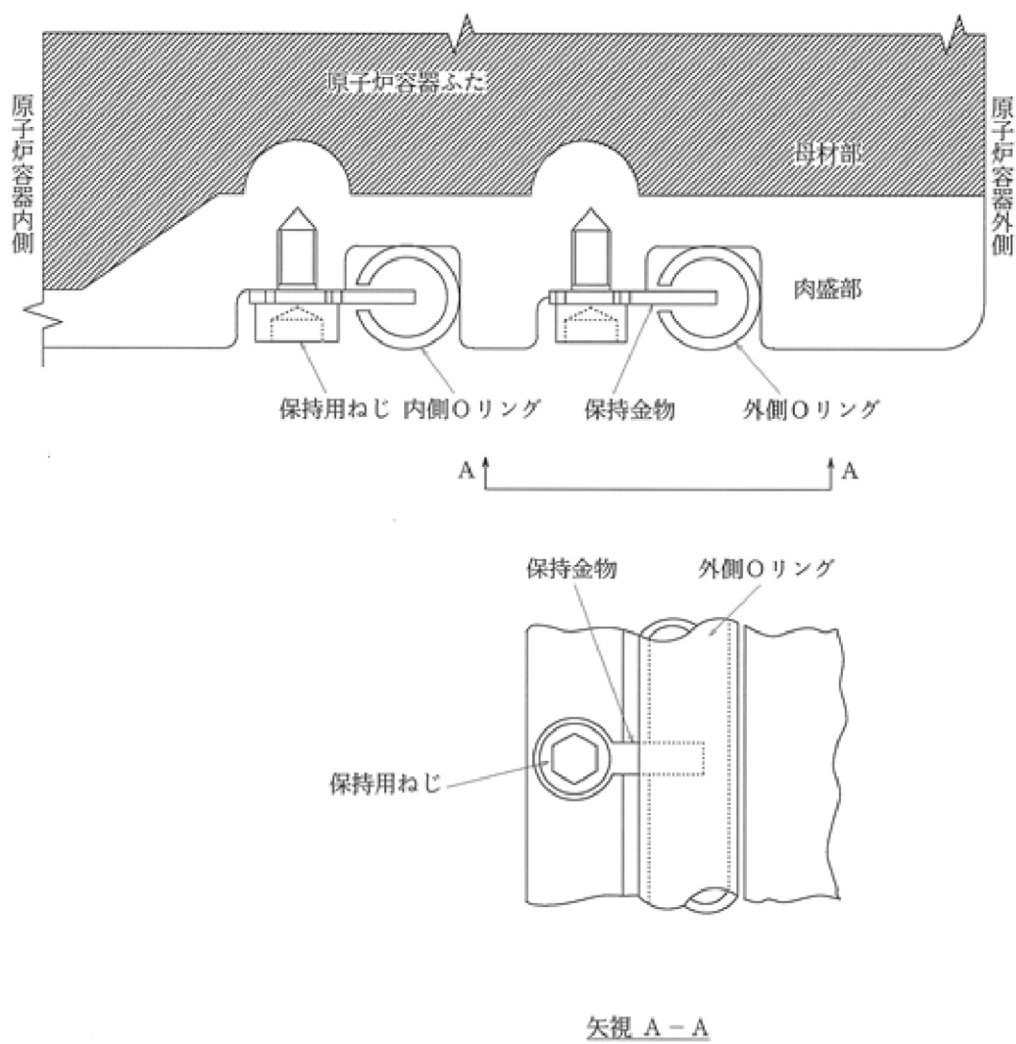
注：N・DとはClについてはAgCl比濁分析法、Cuについてはジンコン法吸光光度法の測定感度以下を意味する。



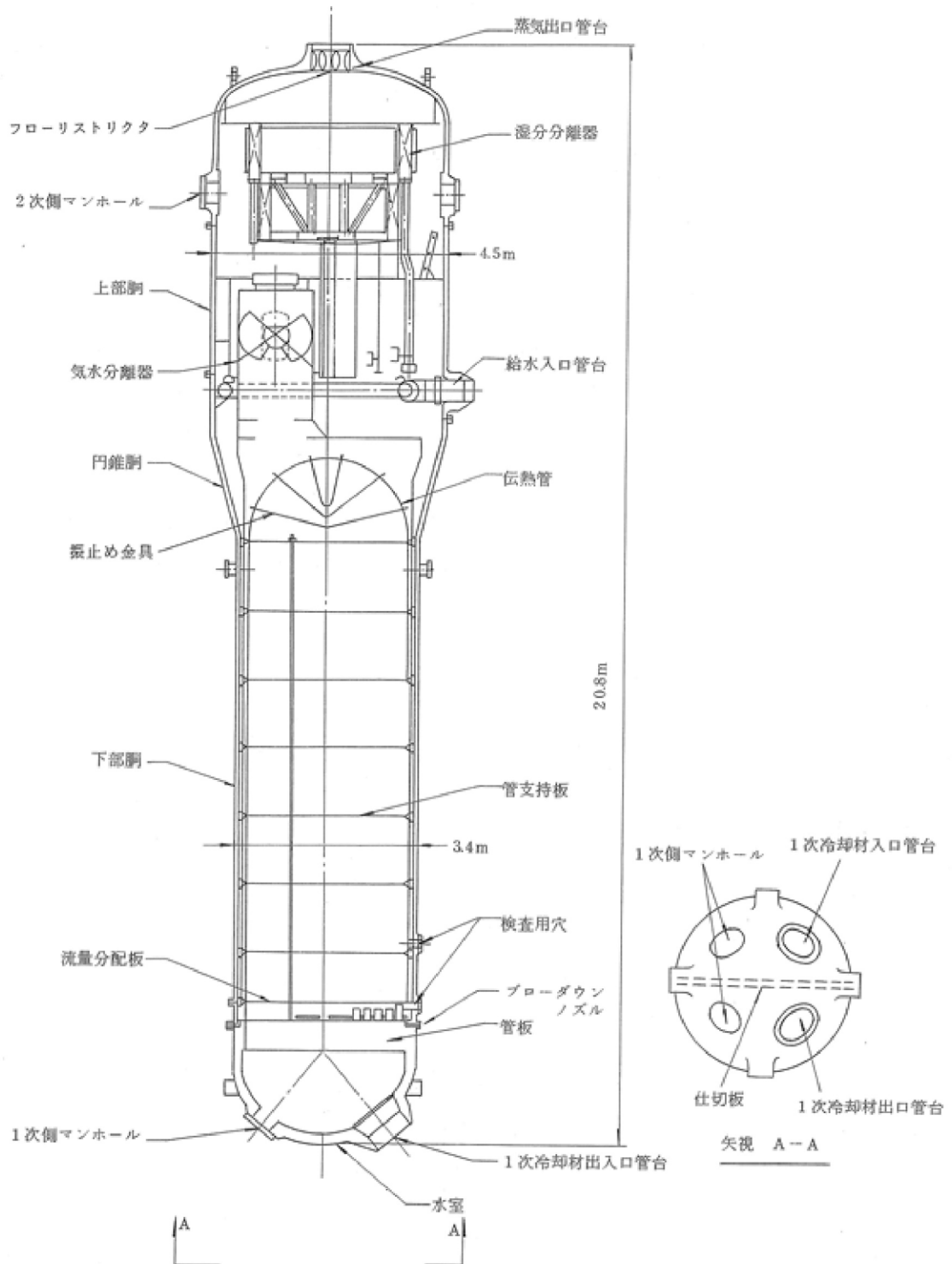
第 5.1.1 図 1 次冷却設備系統説明図



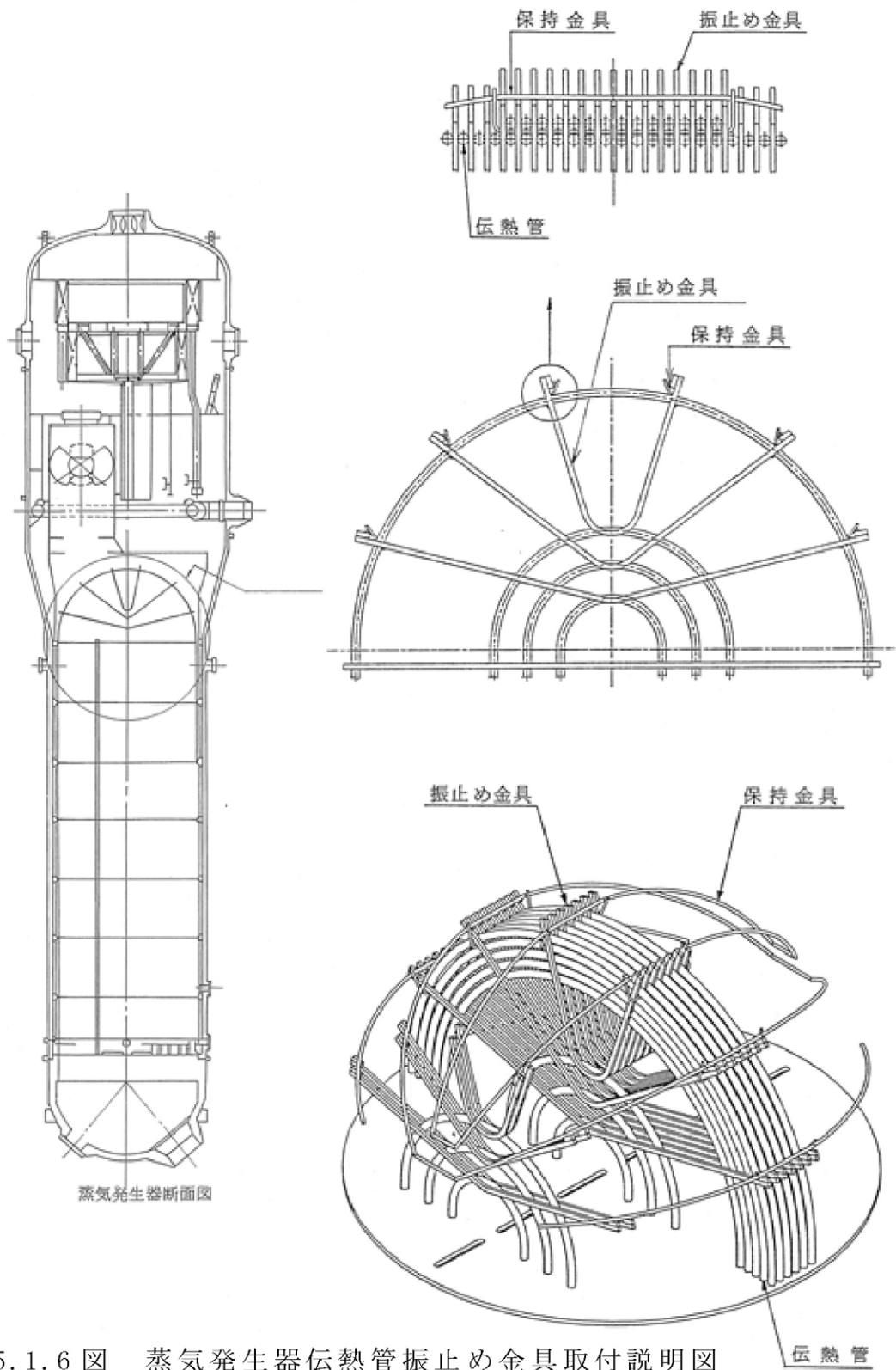
第 5.1.3 図 原子炉容器構造説明図



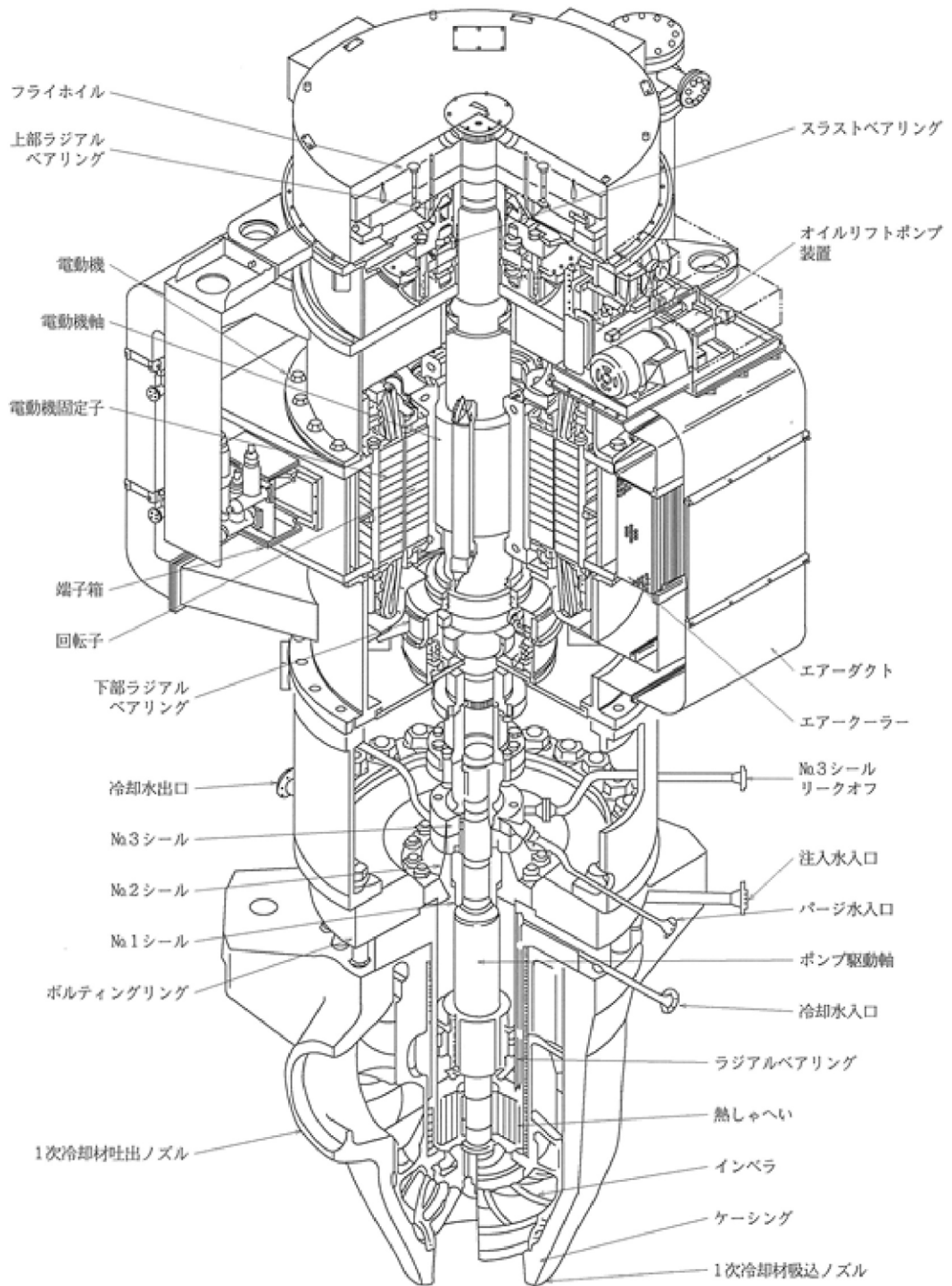
第 5.1.4 図 原子炉容器 Oリング説明図



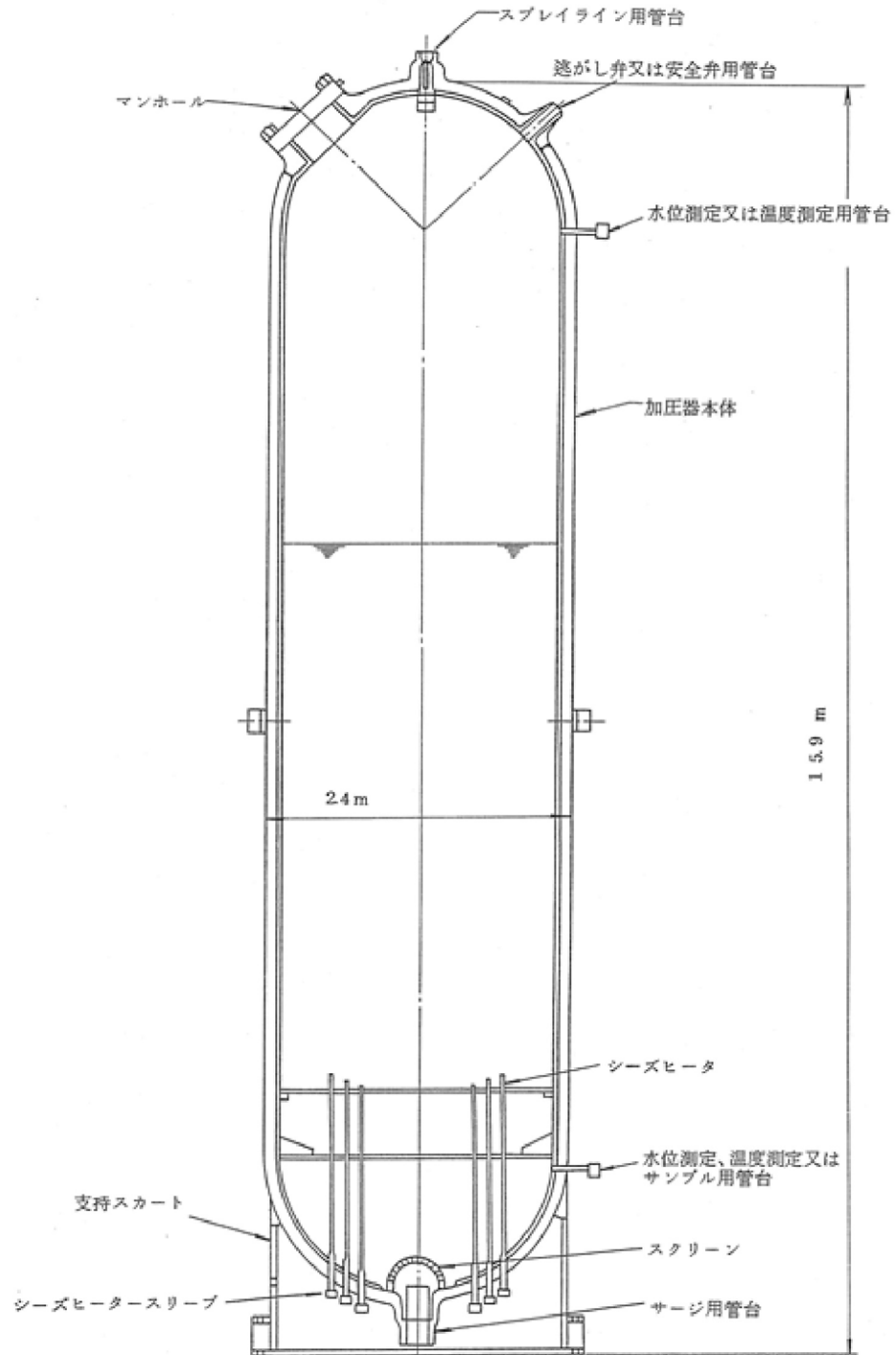
第 5.1.5 図 蒸気発生器構造説明図



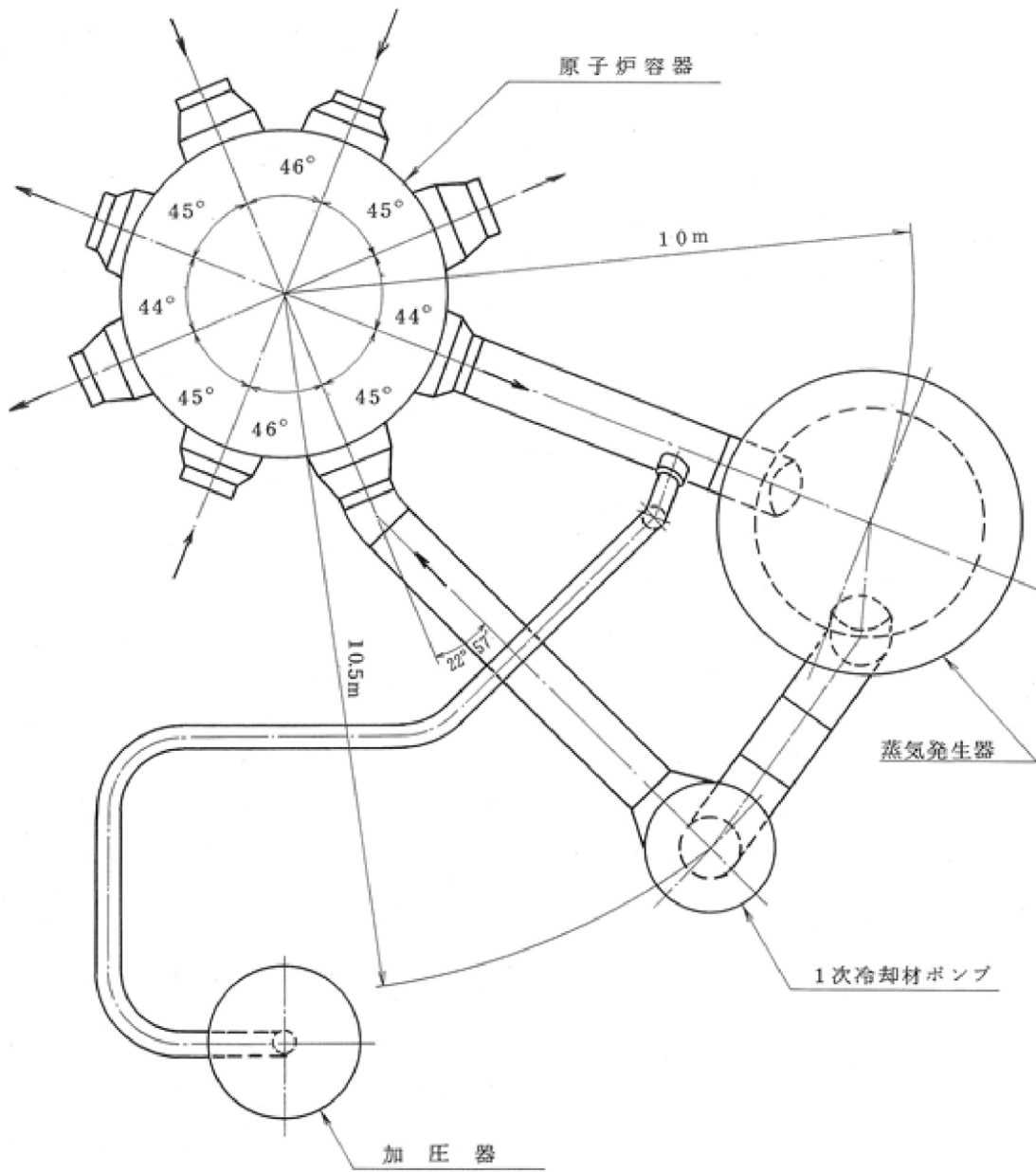
第 5.1.6 図 蒸気発生器伝熱管振止め金具取付説明図



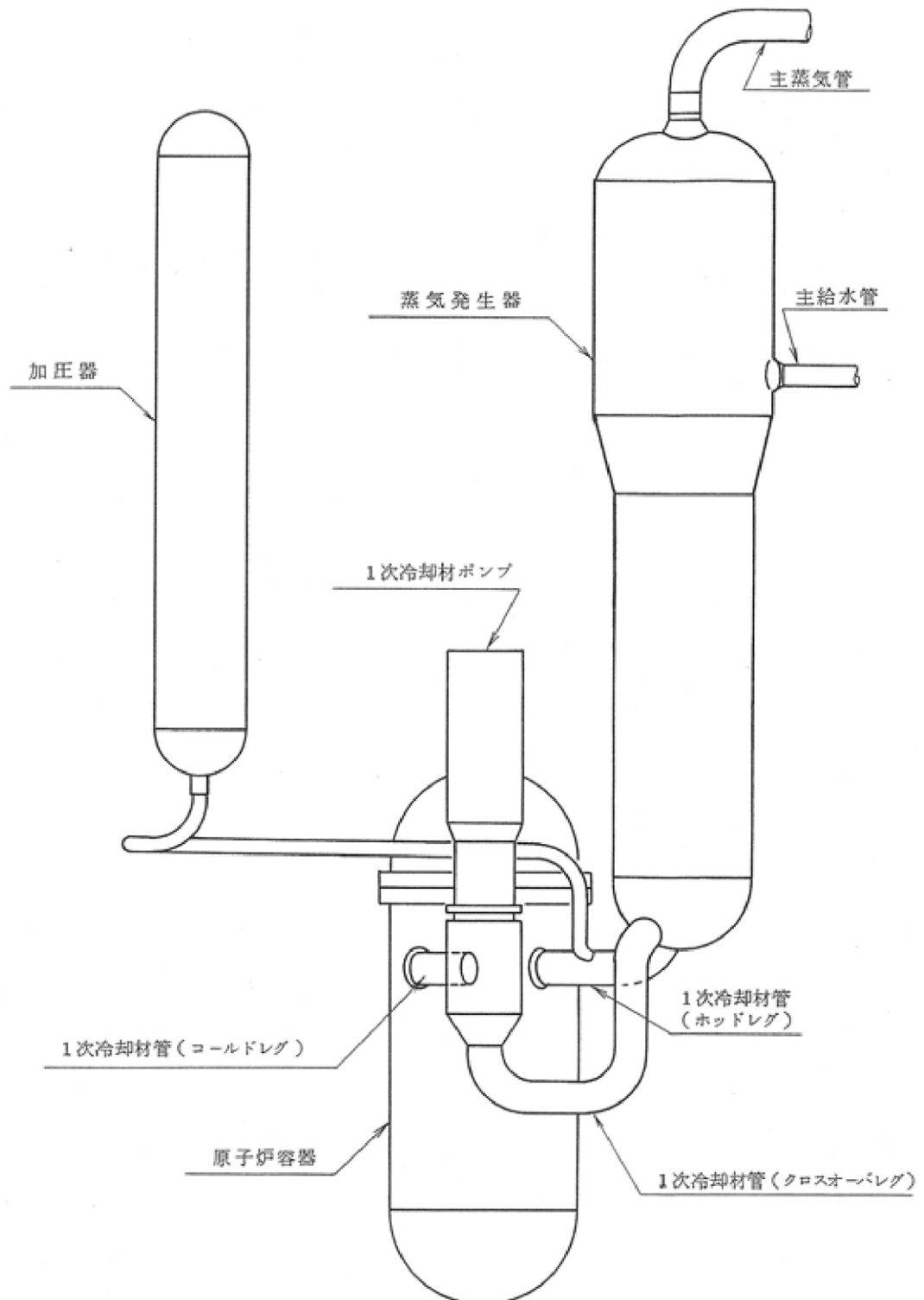
第 5.1.7 図 1 次冷却材ポンプ構造説明図



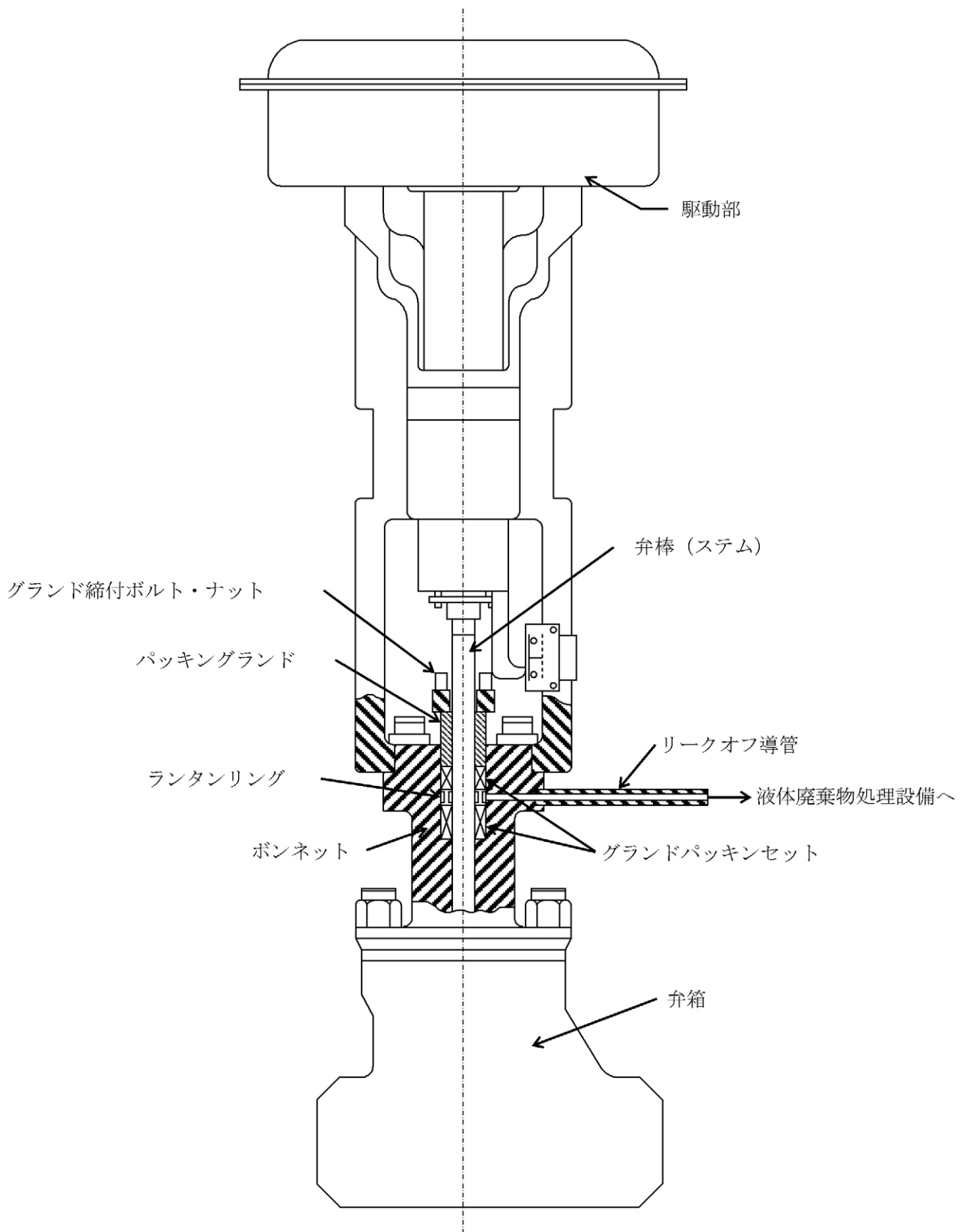
第 5.1.8 図 加圧器構造説明図



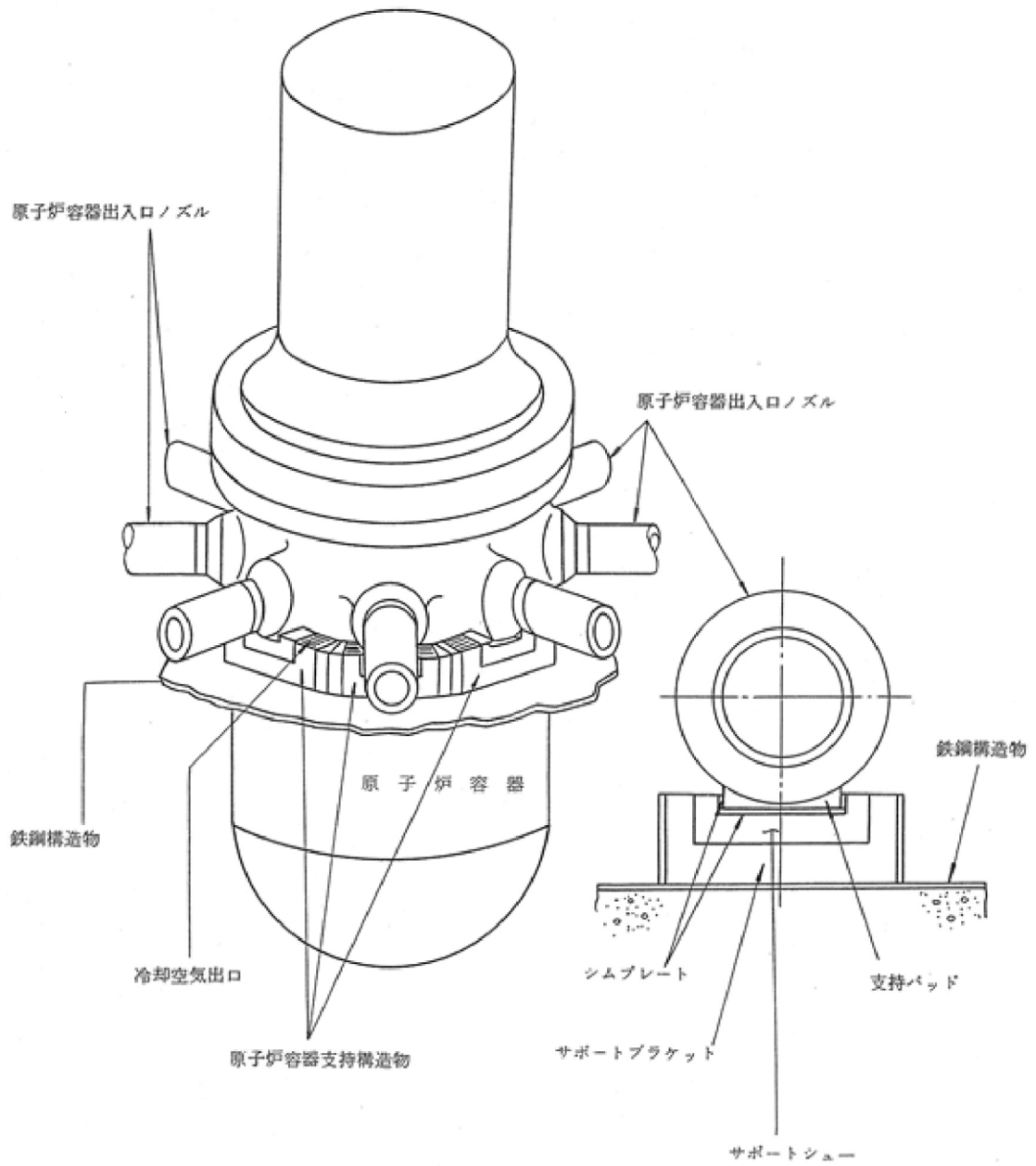
第 5.1.9 図 1 次冷却材管説明図 (1)



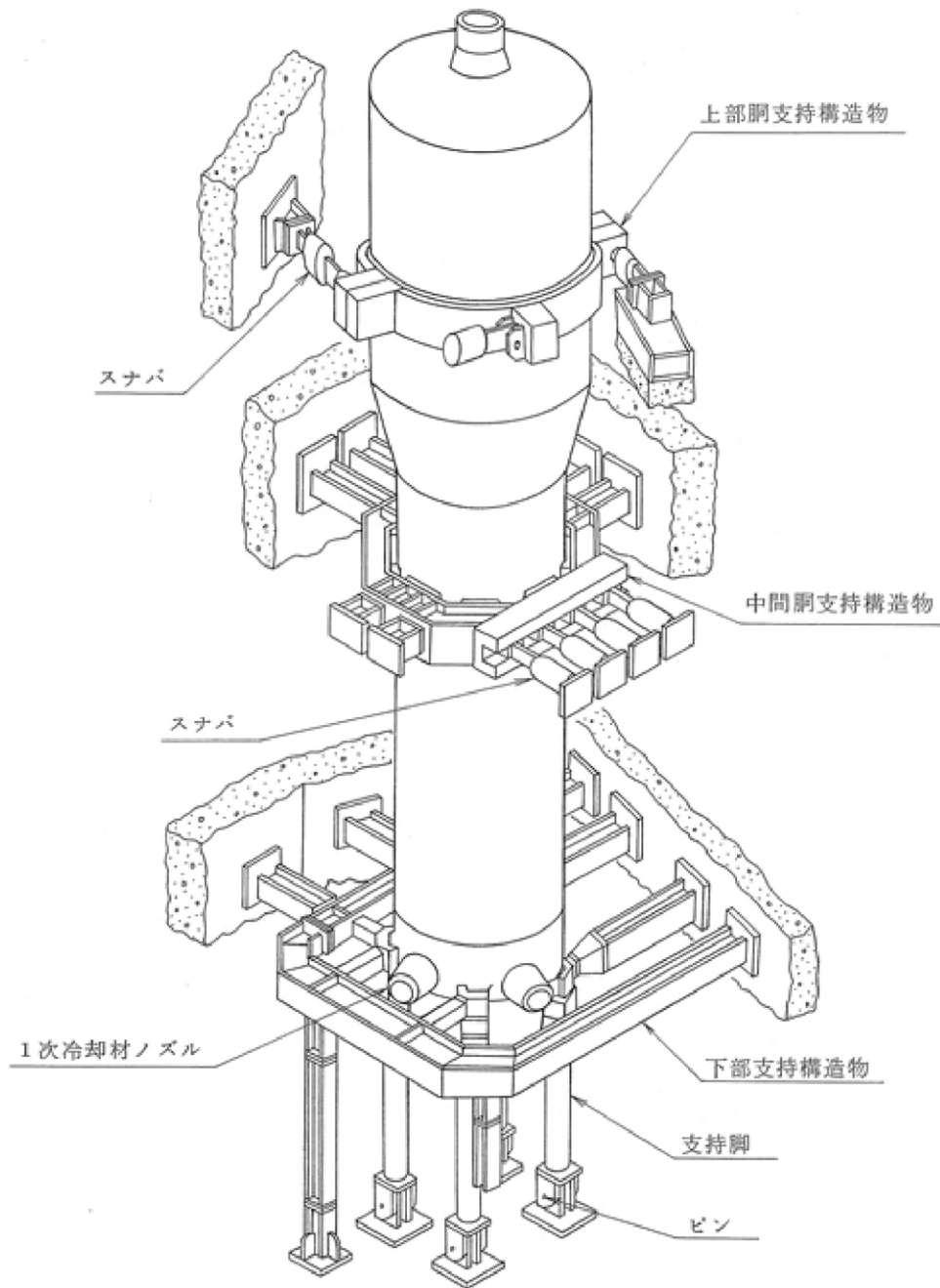
第 5.1.10 図 1 次冷却材管説明図 (2)



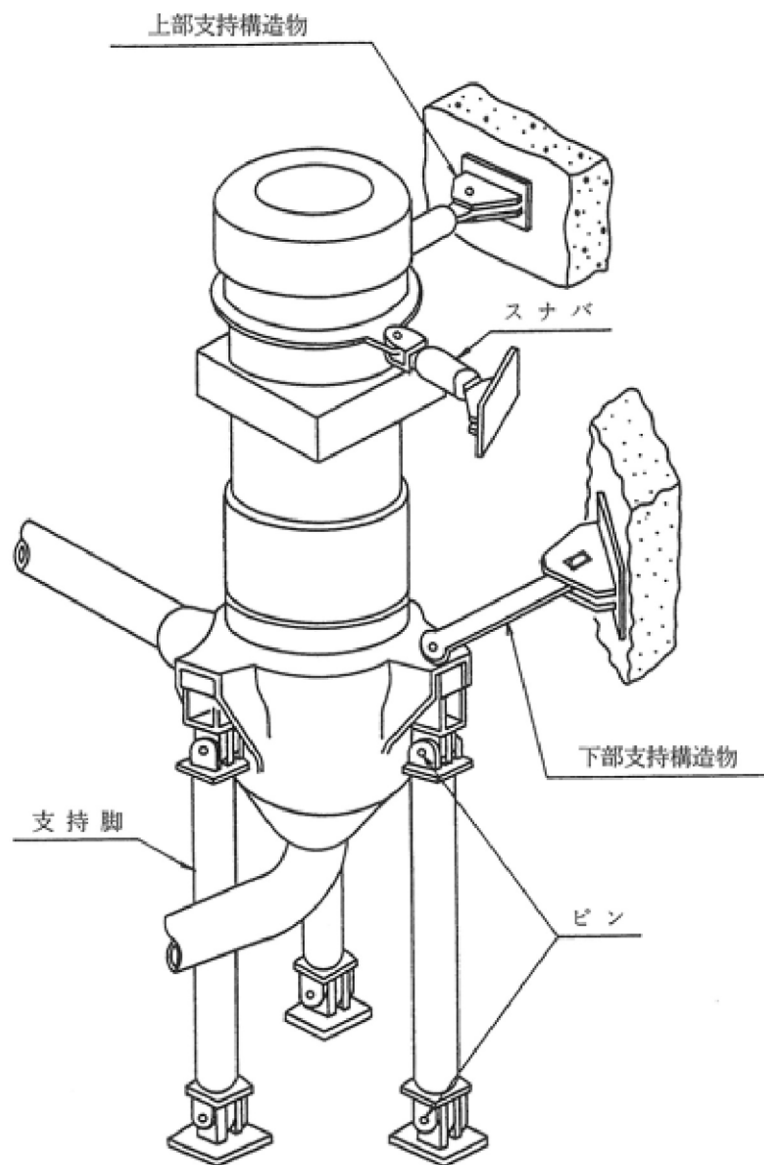
第 5.1.11 図 弁のステムリークオフ説明図



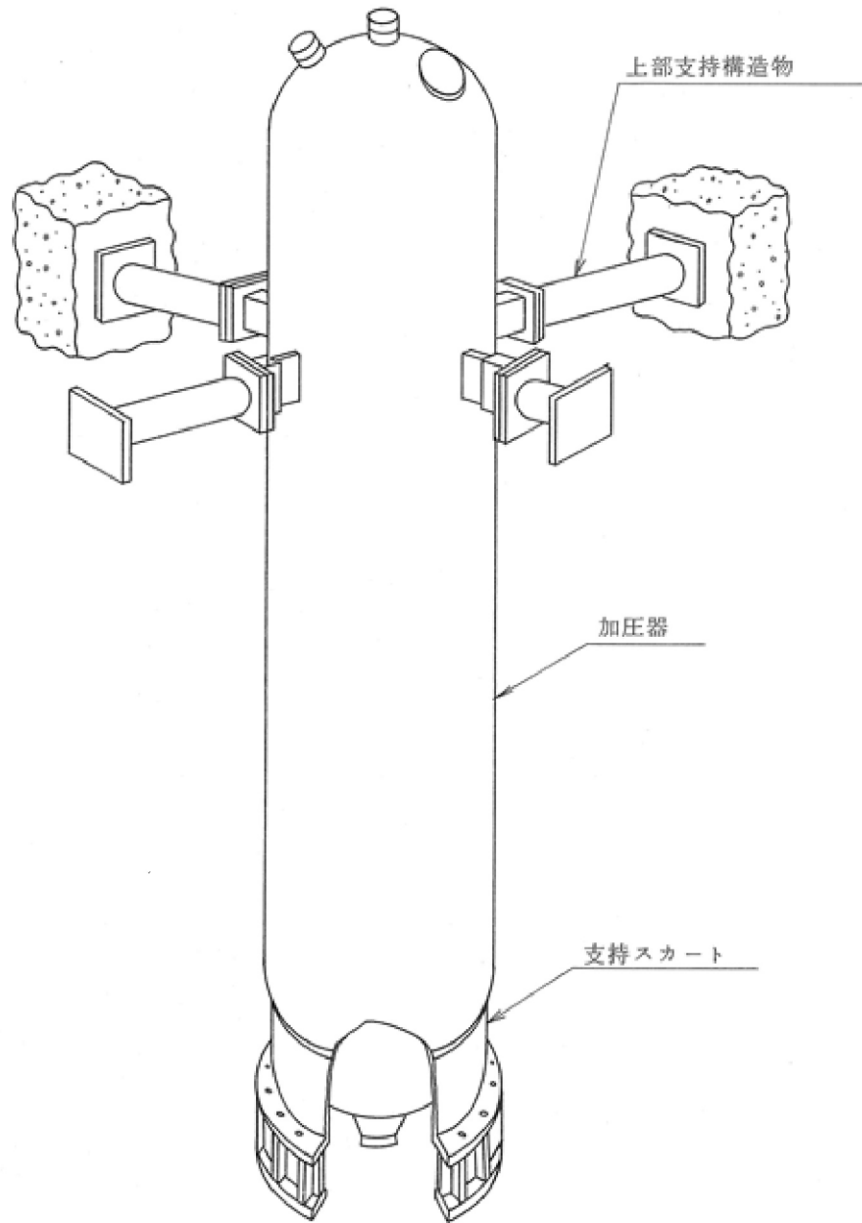
第 5.1.12 図 原子炉容器支持構造説明図



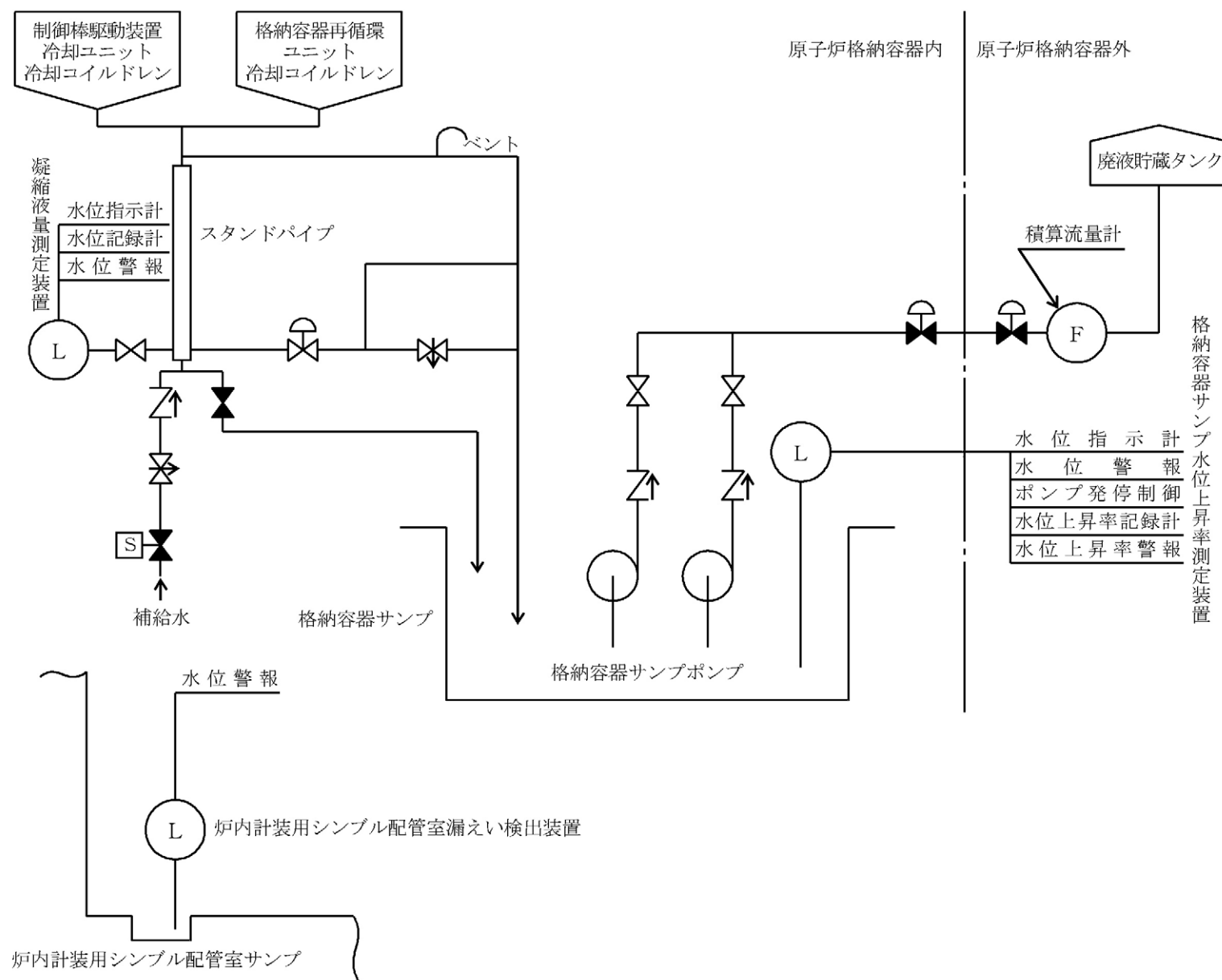
第 5.1.13 図 蒸気発生器支持構造説明図



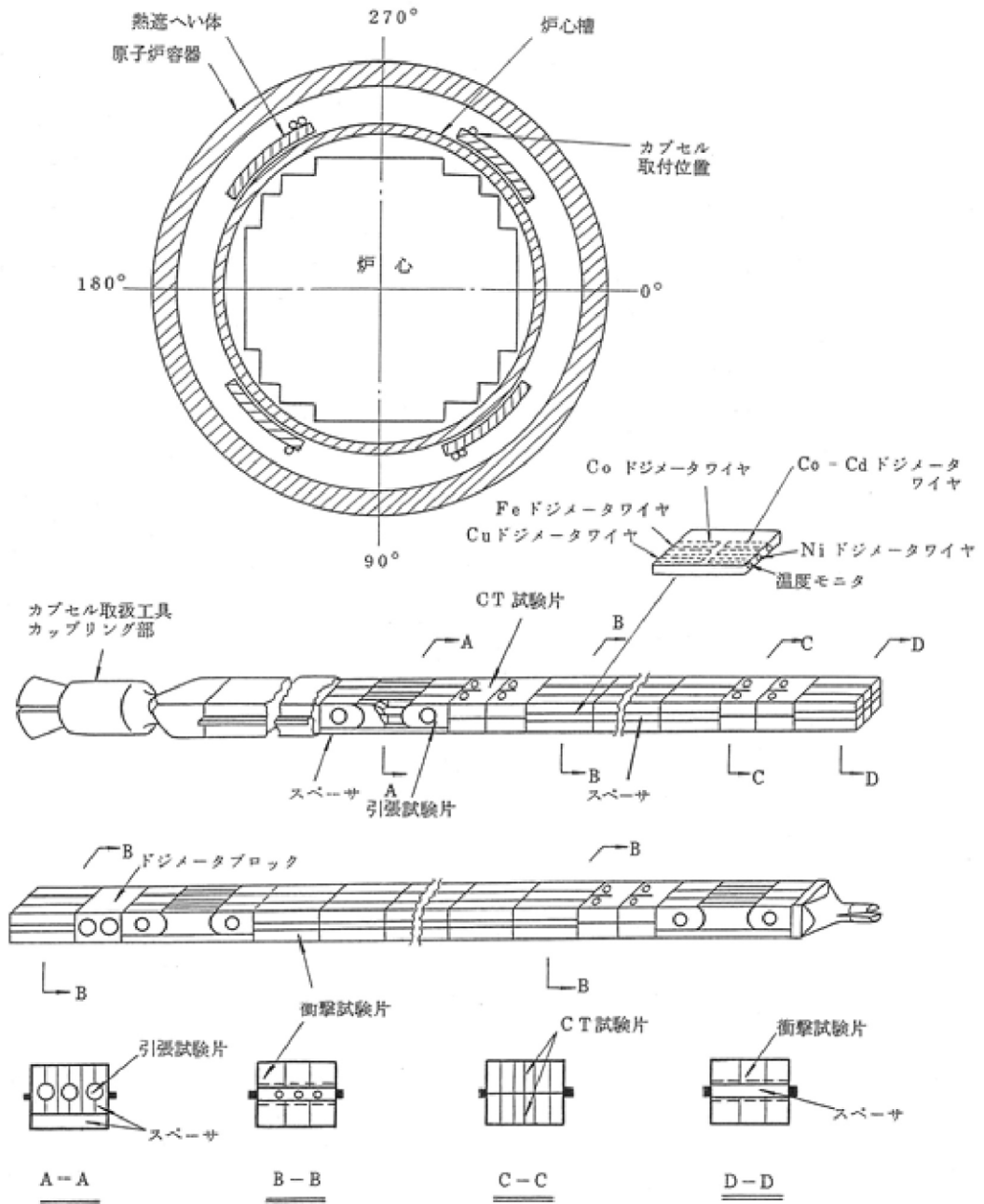
第 5.1.14 (2) 図 1 次冷却材ポンプ支持構造説明図 (4 号炉)



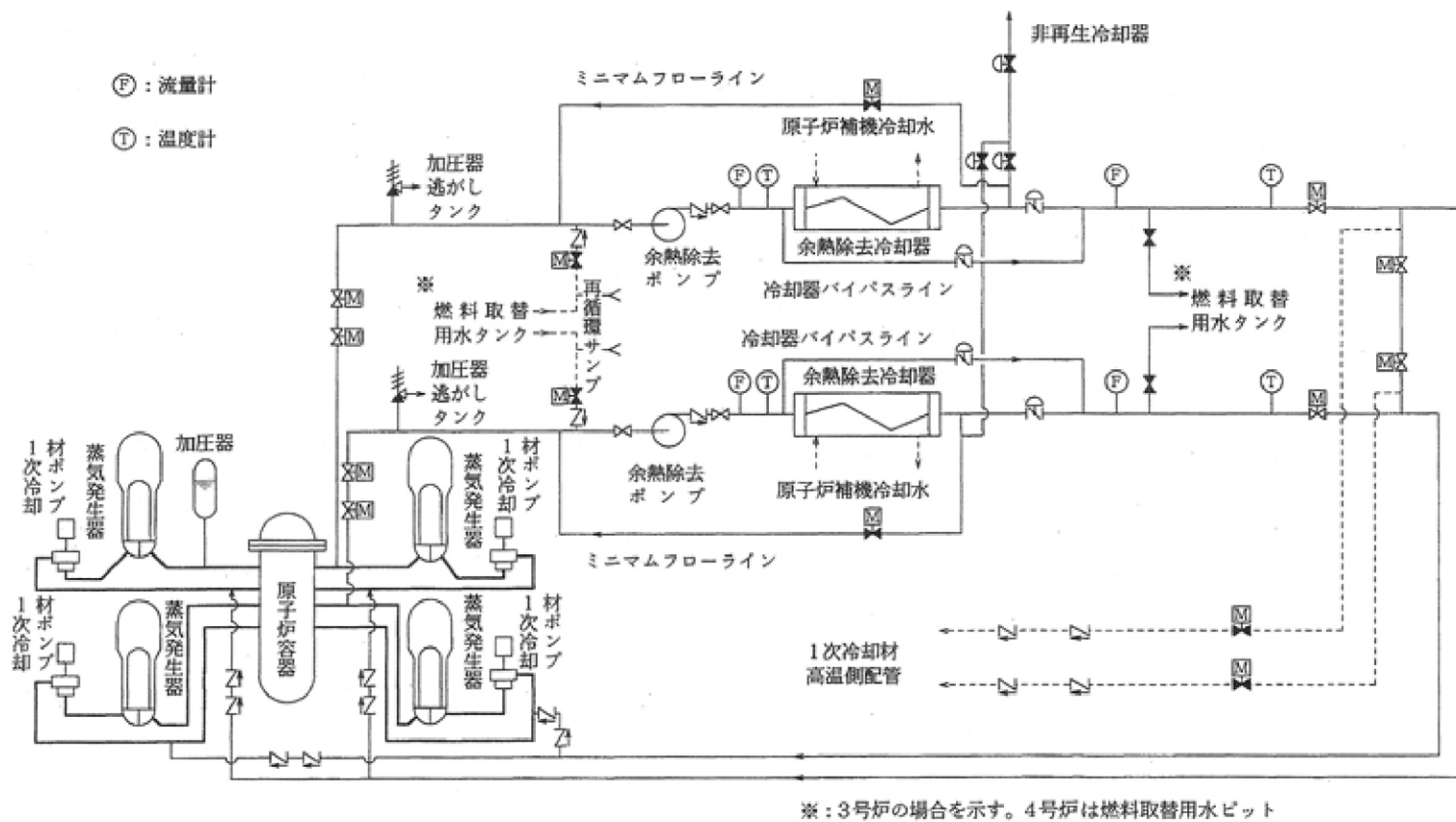
第 5.1.15 図 加压器支持構造説明図



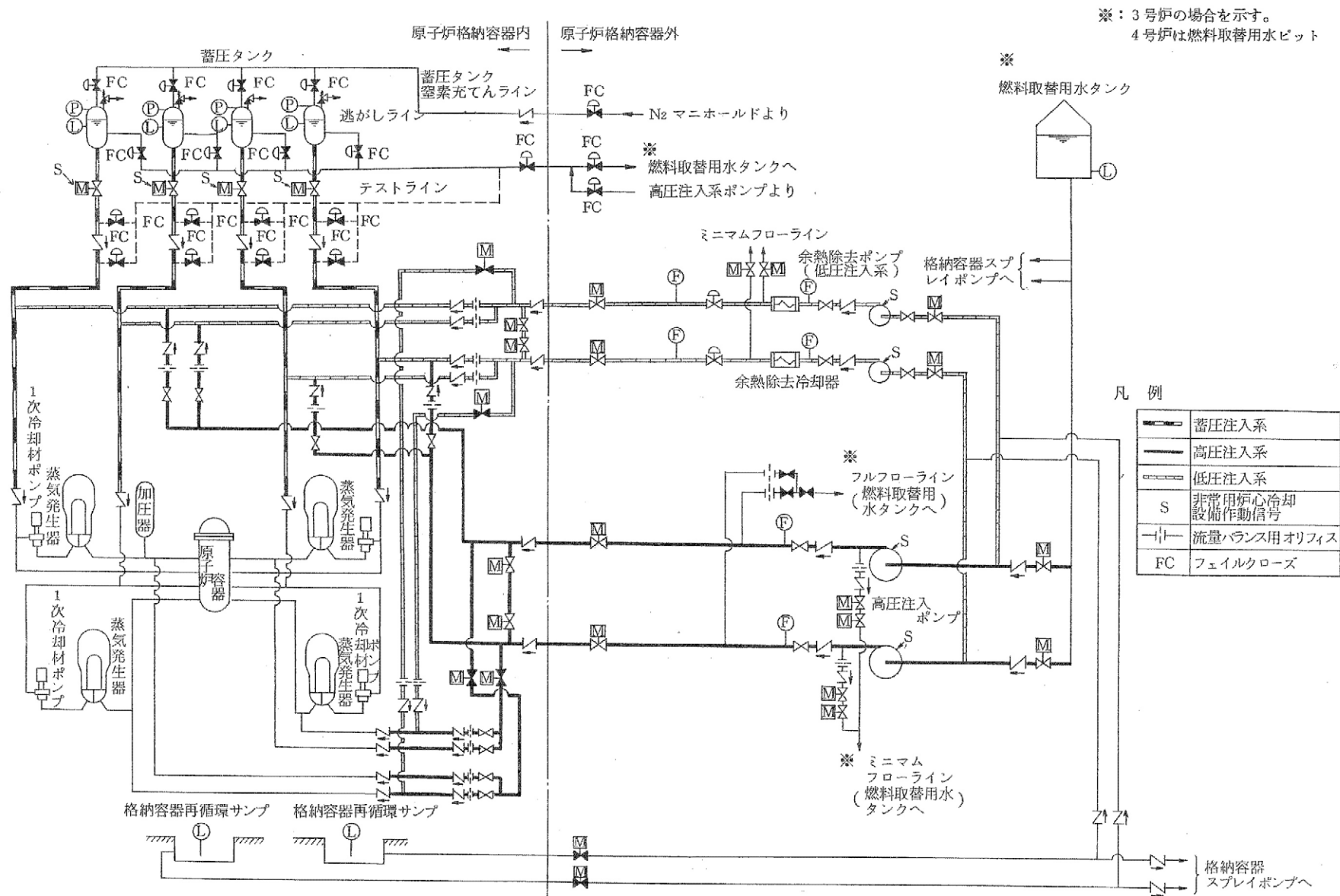
第 5.1.16 図 凝縮液量測定装置及び格納容器サンプ水位上昇率測定装置説明図



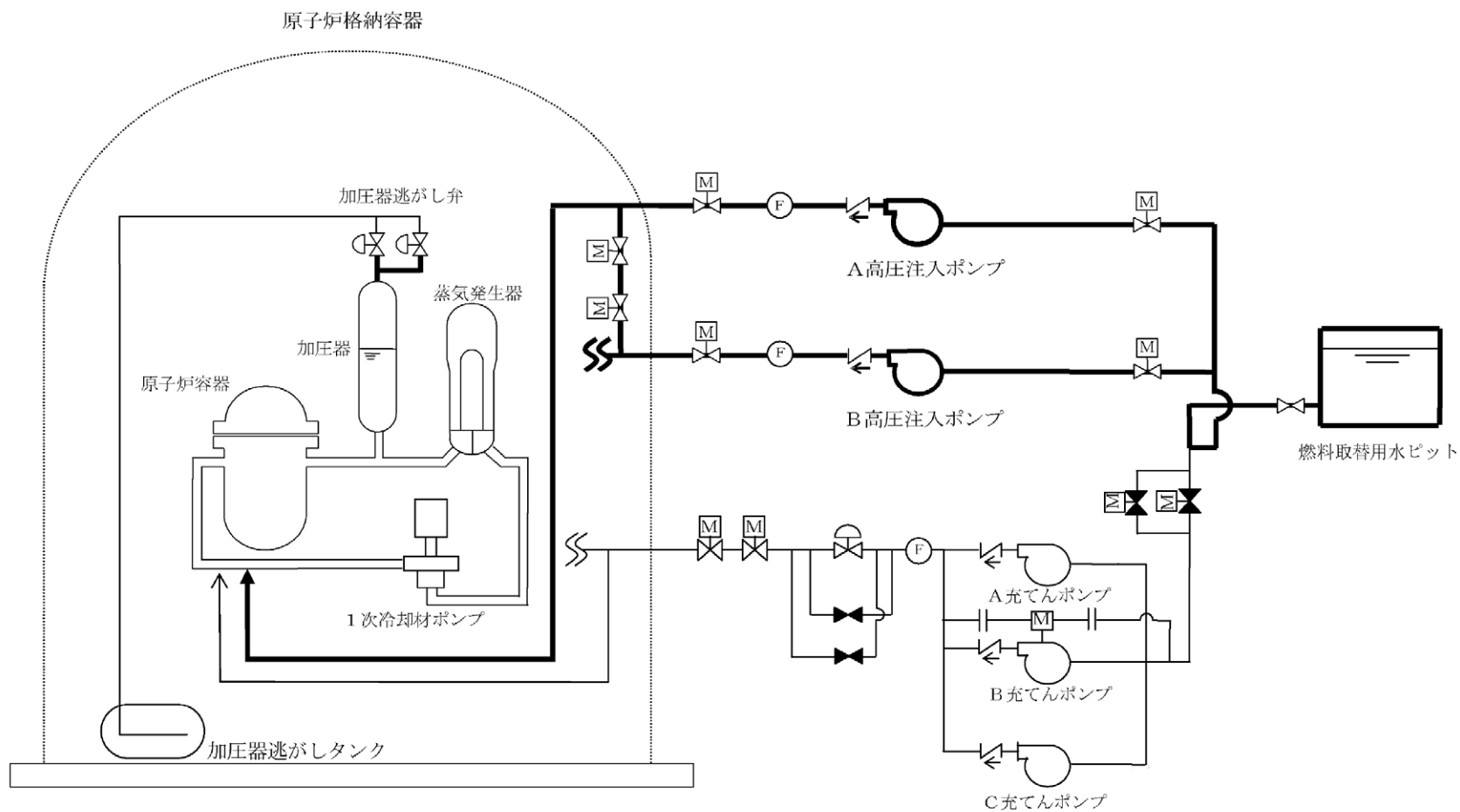
第 5.1.17 図 原子炉容器構造材監視試験片挿入位置説明図



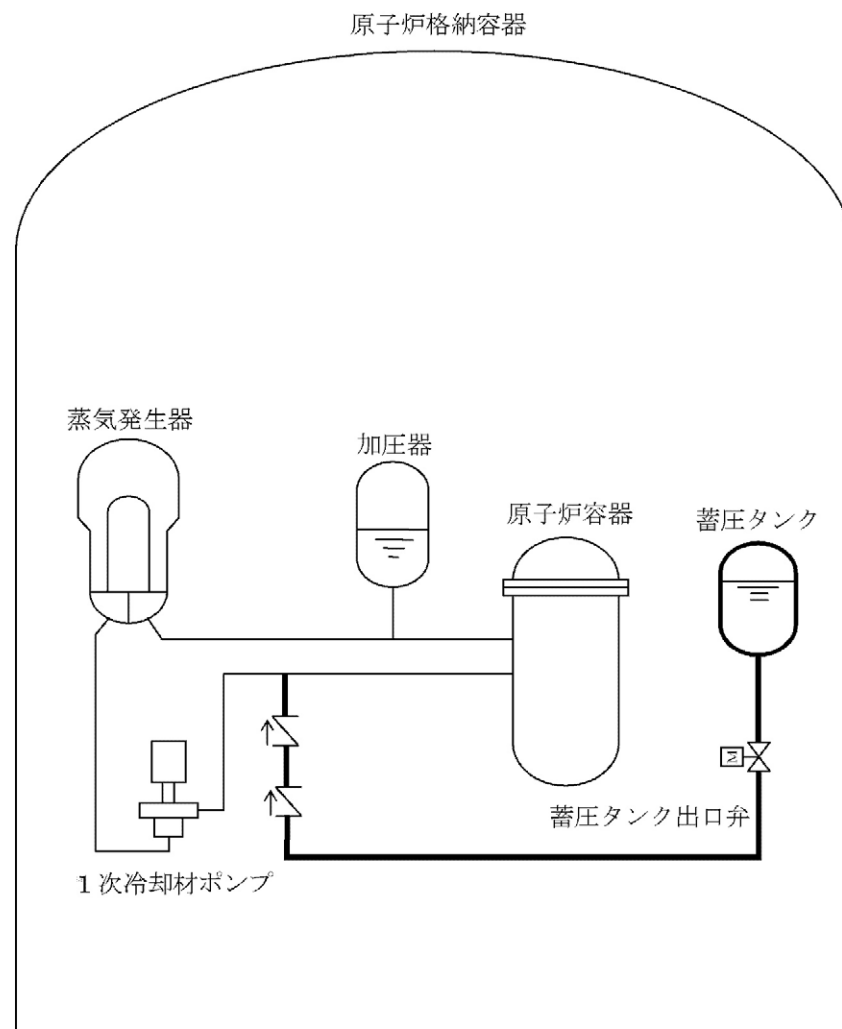
第 5.2.1 図 余熱除去設備系統説明図



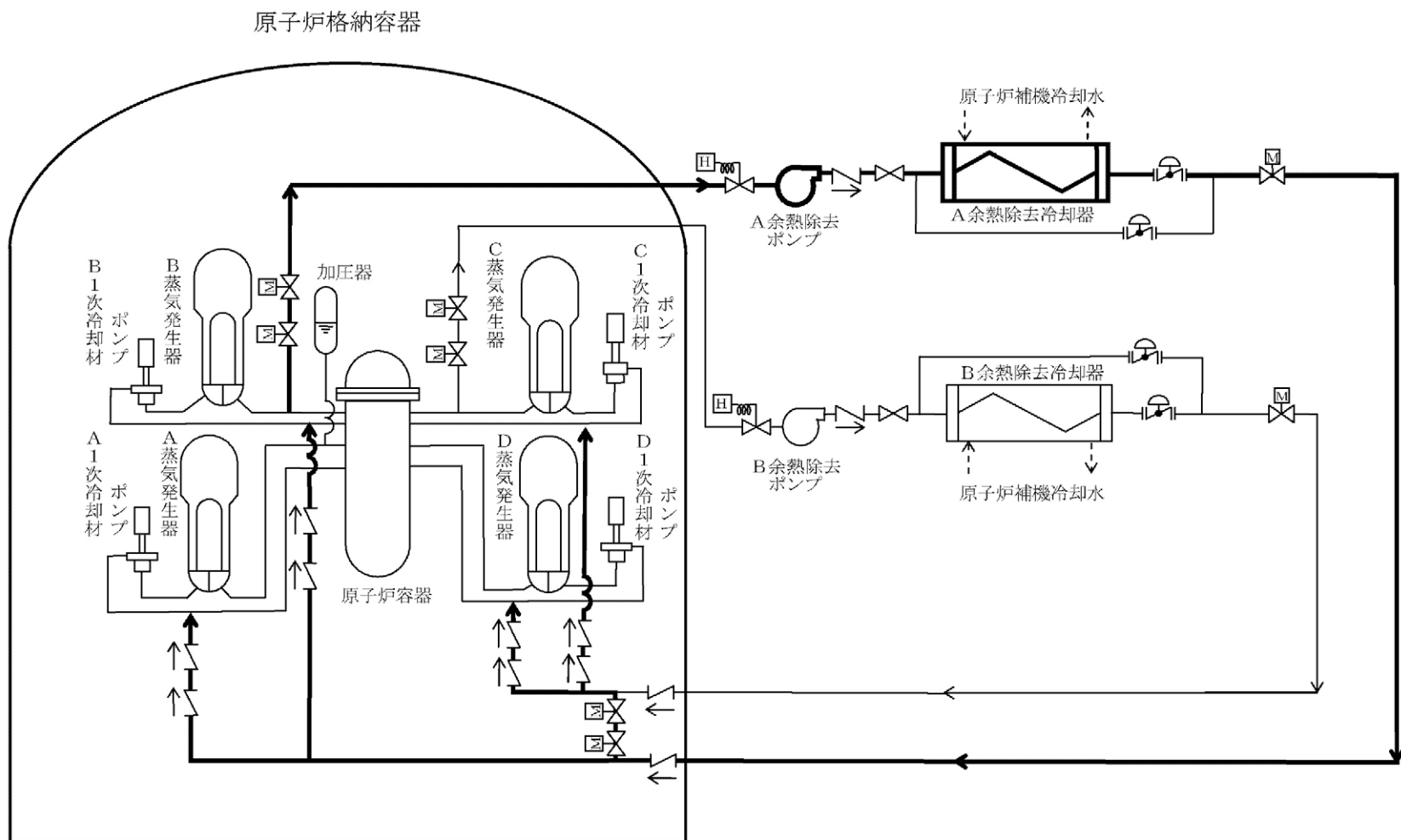
第 5.3.1 図 非常用炉心冷却設備系統説明図



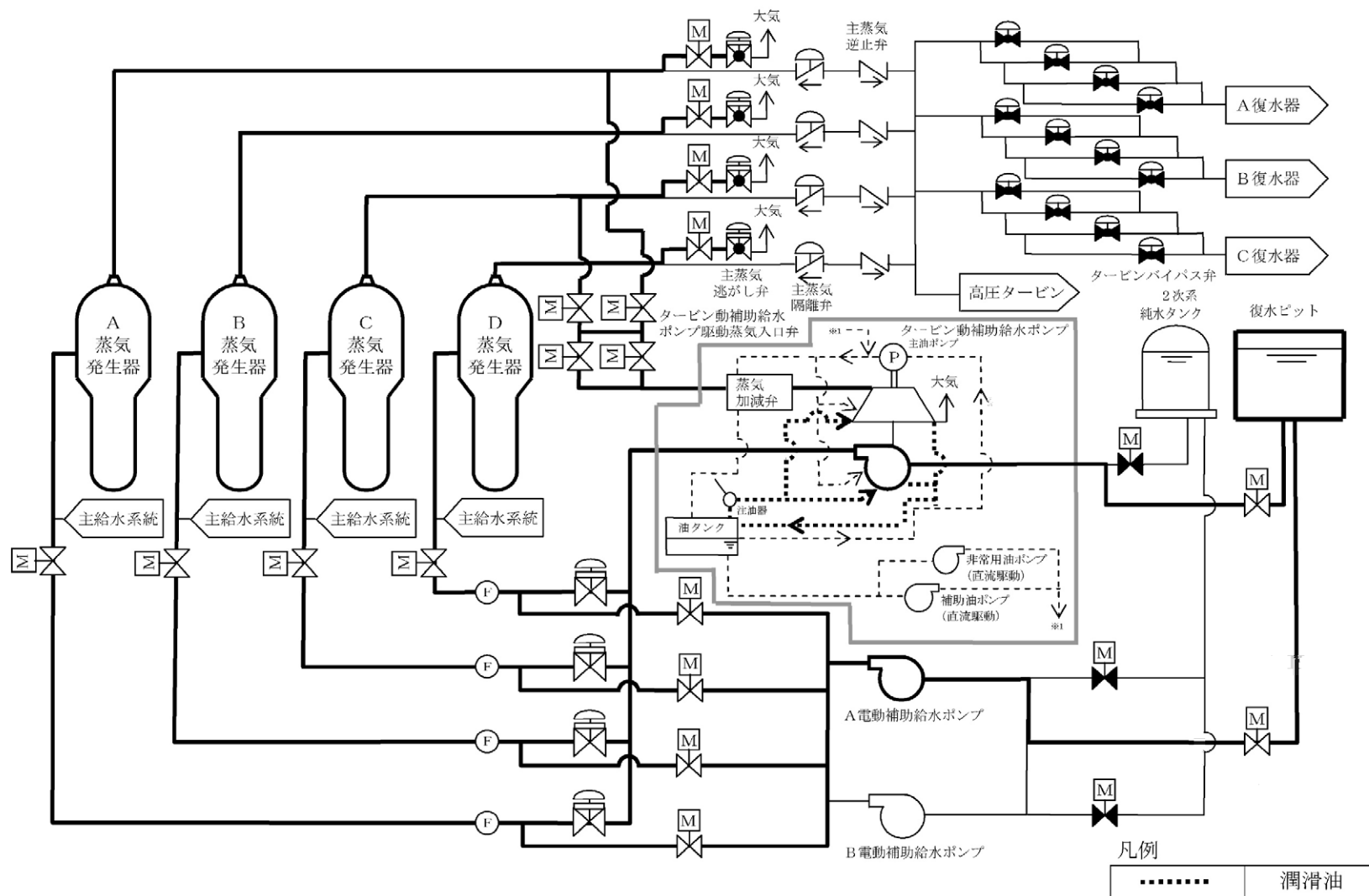
第 5.4.1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (1)
(1次系のフィードアンドブリード)



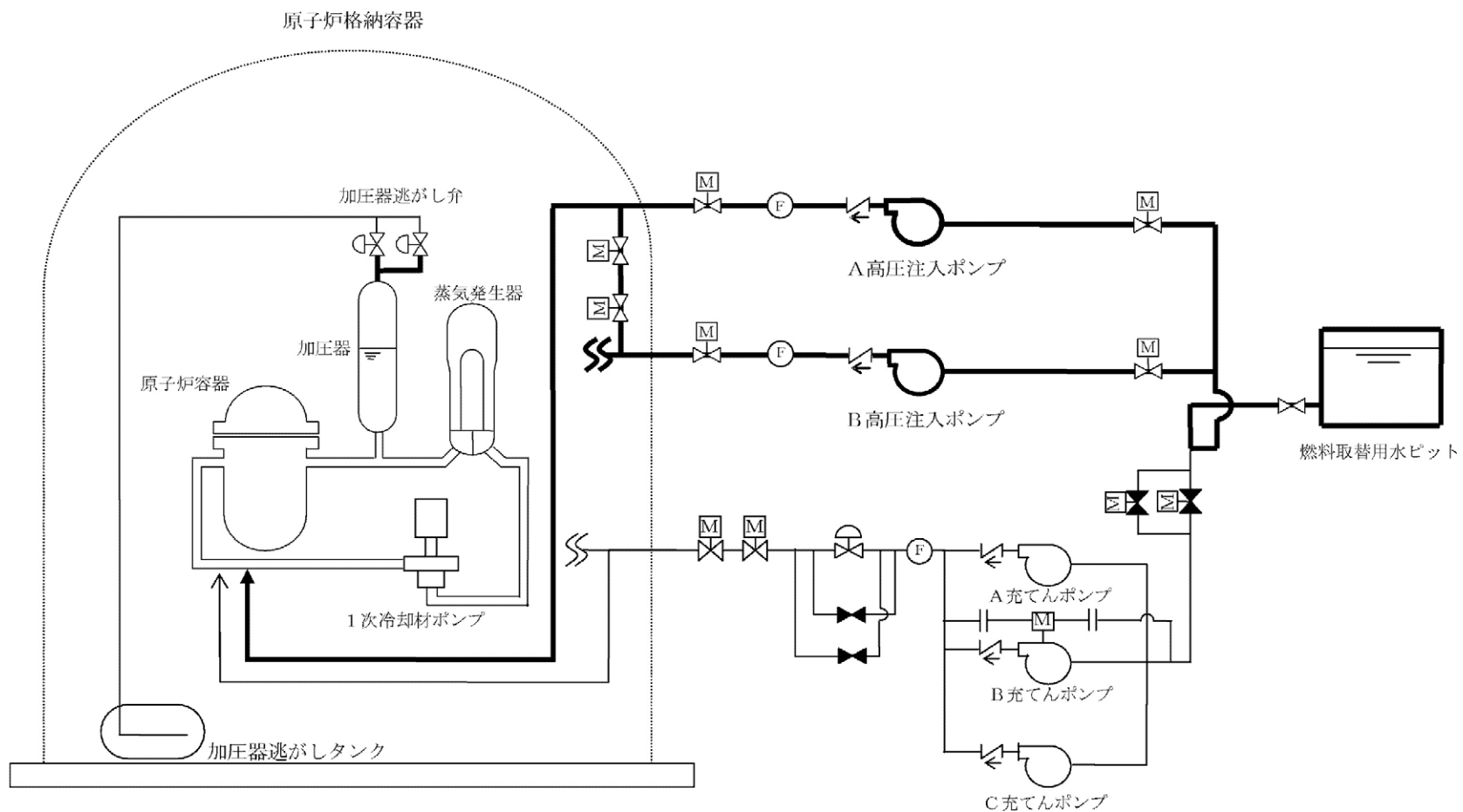
第 5.4.2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (2)
(1次系のフィードアンドブリード)



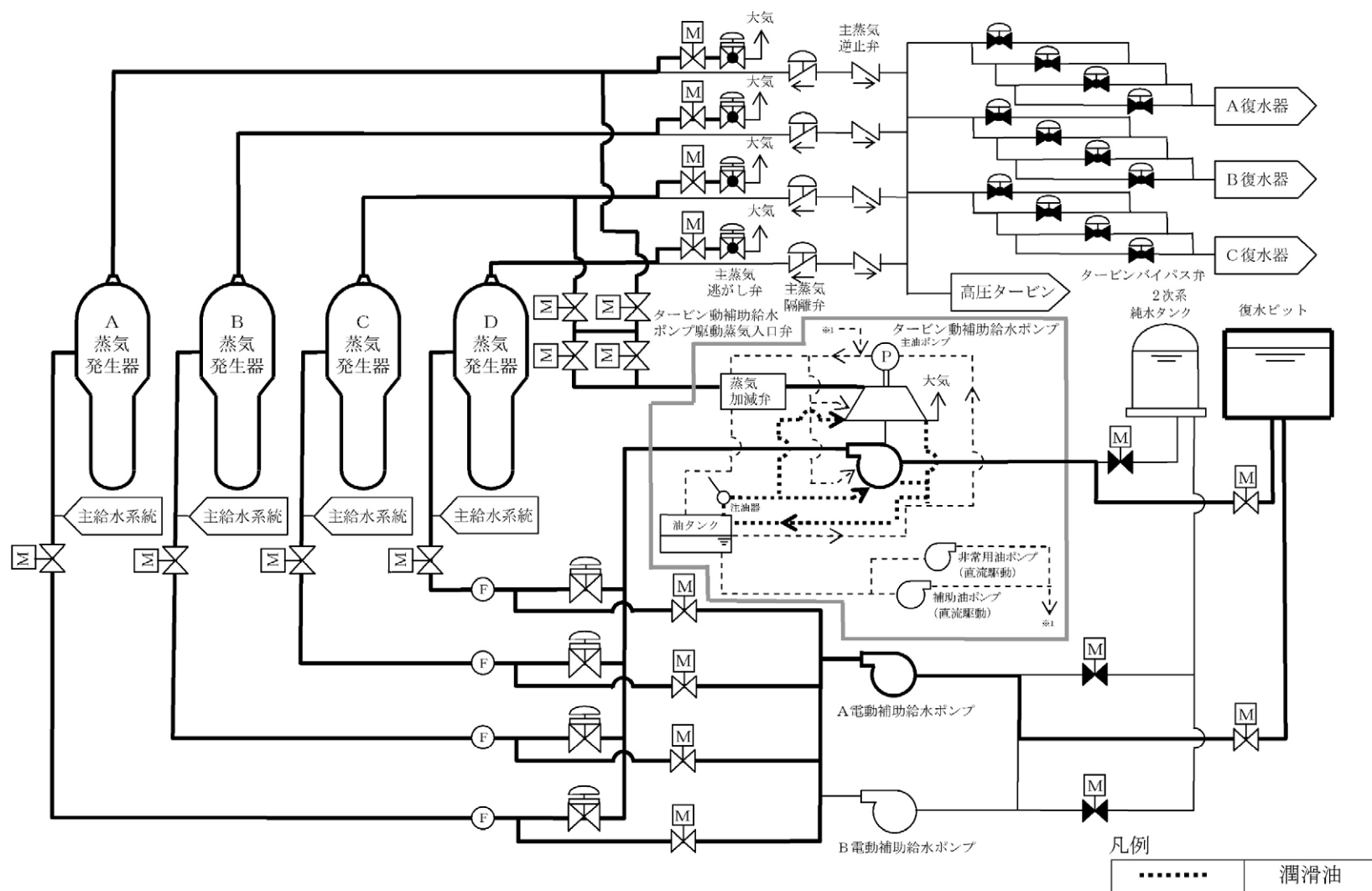
第 5.4.3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (3)
(1次系のフィードアンドブリード)



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 概略系統図 (4)
 (タービン動補助給水ポンプの機能回復、電動補助給水ポンプの機能回復、主蒸気逃がし弁の機能回復)

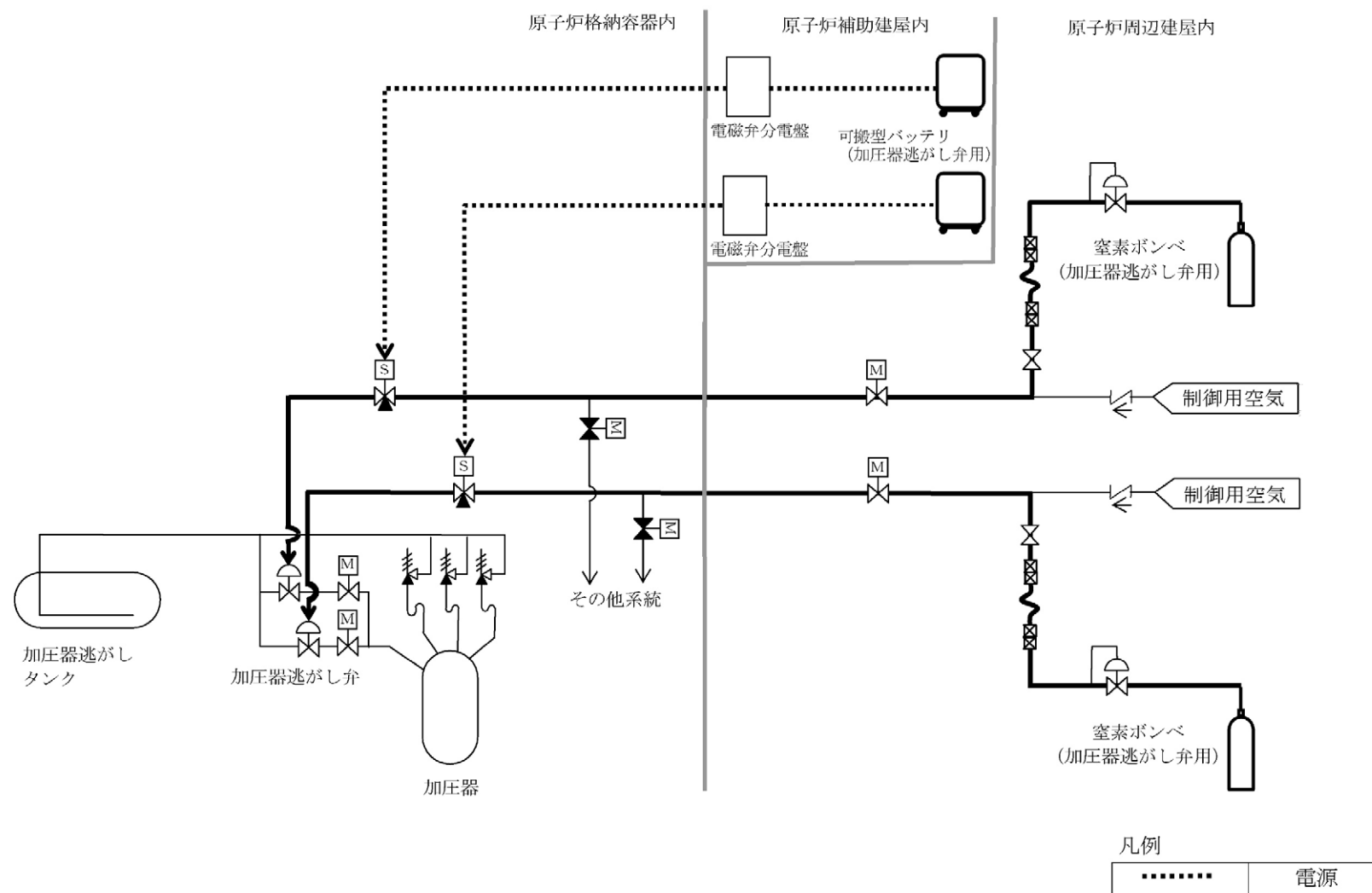


第 5.5.1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (1)
 (1次系のフィードアンドブリード、1次冷却系統の減圧)

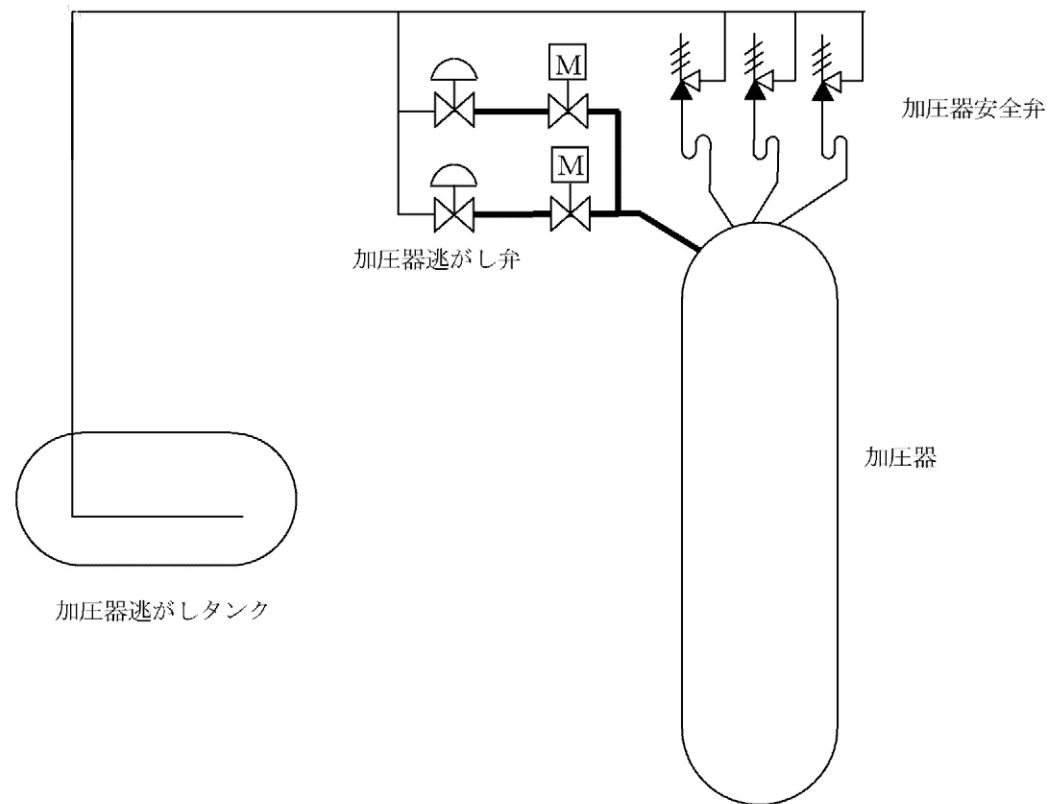


第 5.5.2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (2)

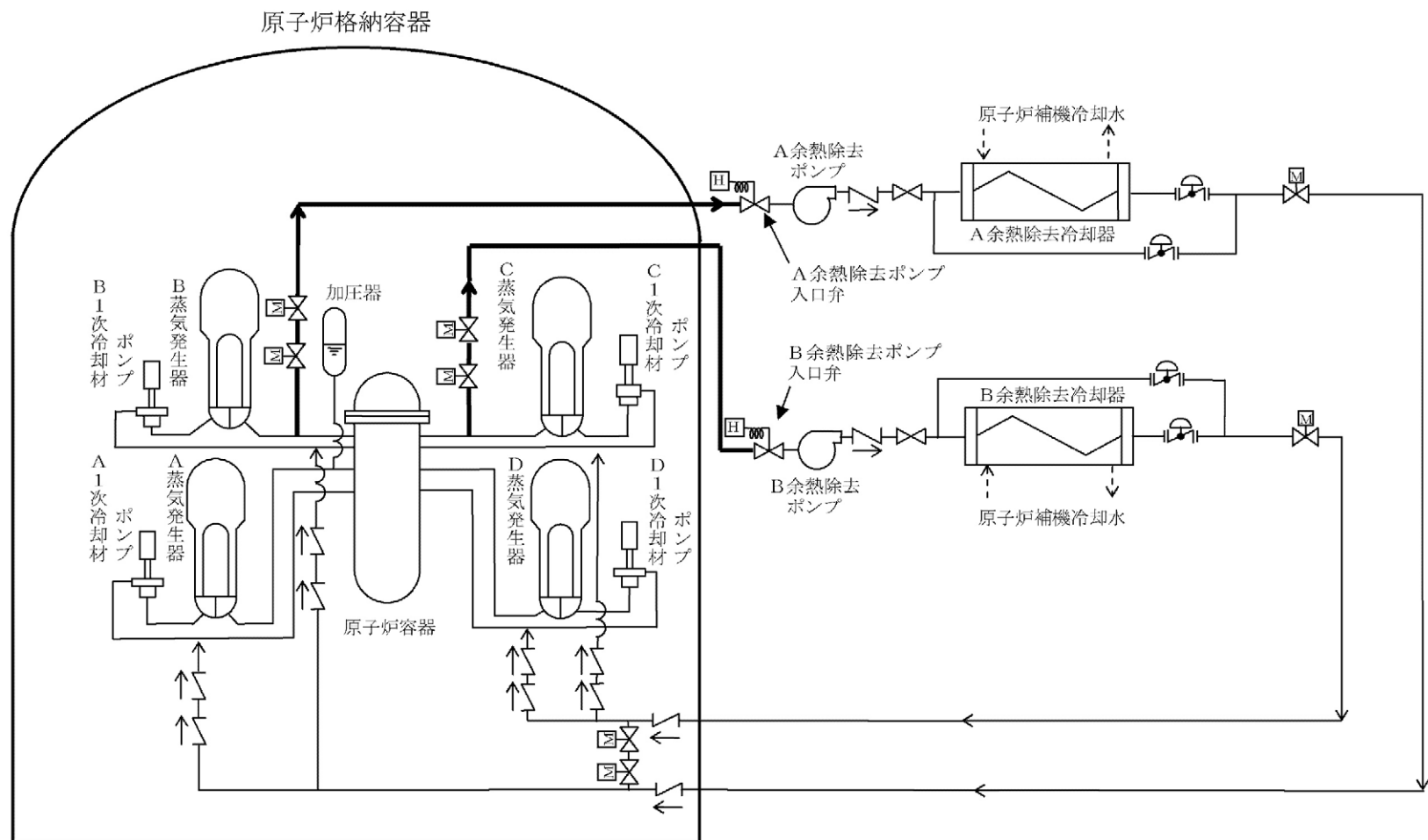
(蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (注水)、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却 (蒸気放出)、タービン動補助給水ポンプの機能回復、電動補助給水ポンプの機能回復、主蒸気逃がし弁の機能回復、1 次冷却系統の減圧)



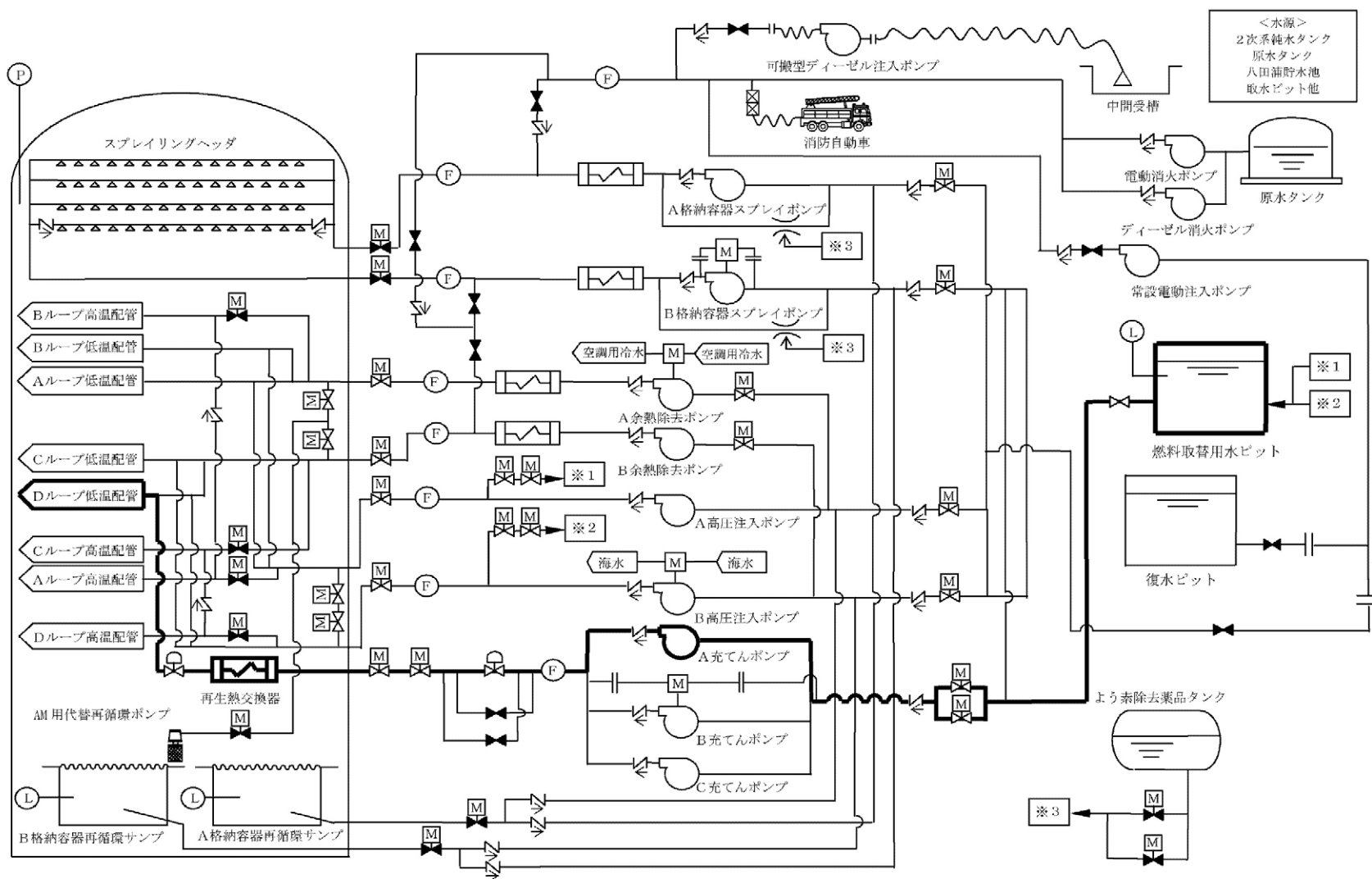
第 5.5.3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (3)
(窒素ポンベによる加圧器逃がし弁の機能回復、可搬型バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復)



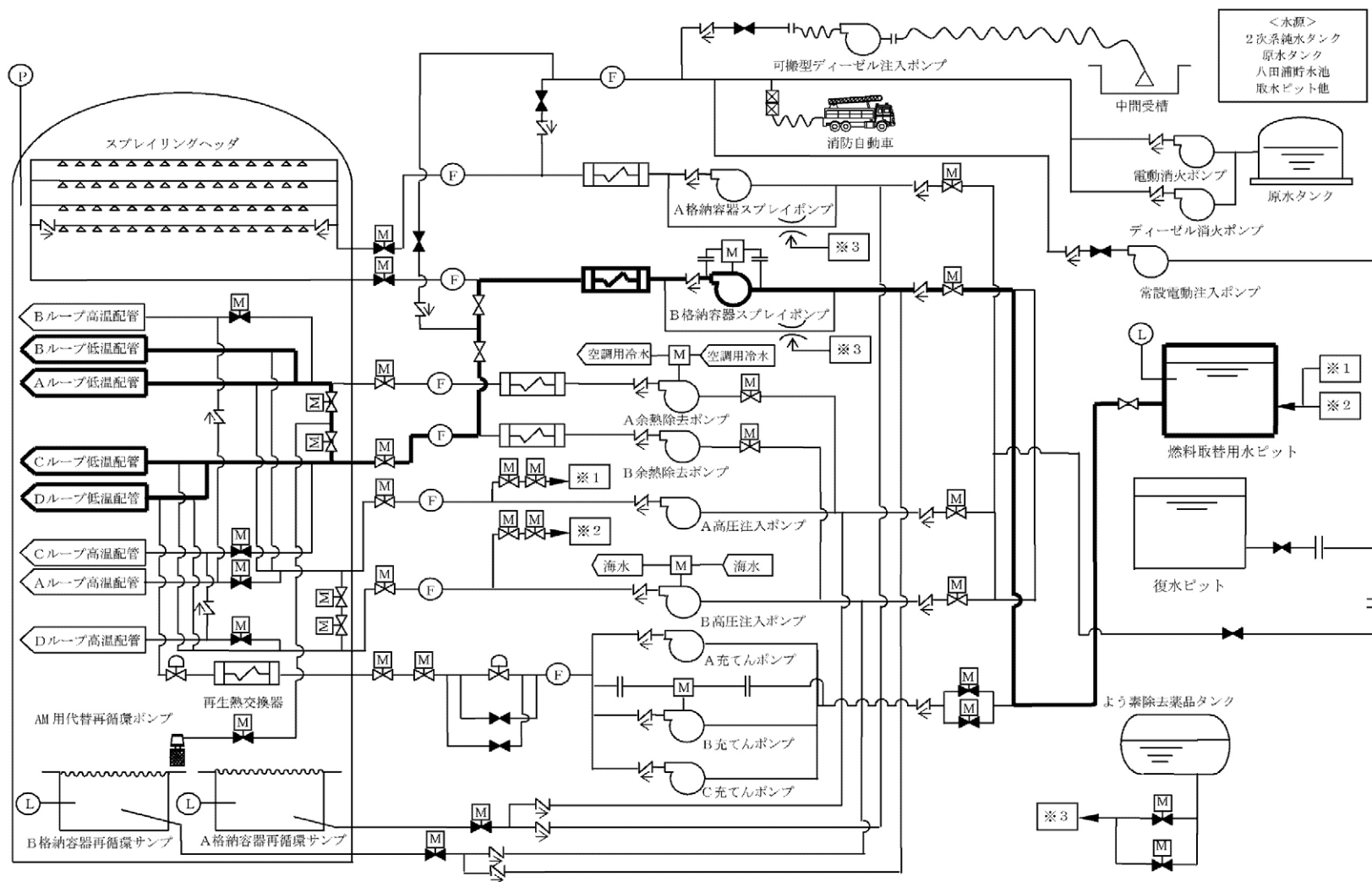
第 5.5.4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (4)
(加圧器逃がし弁による 1 次冷却系統の減圧)



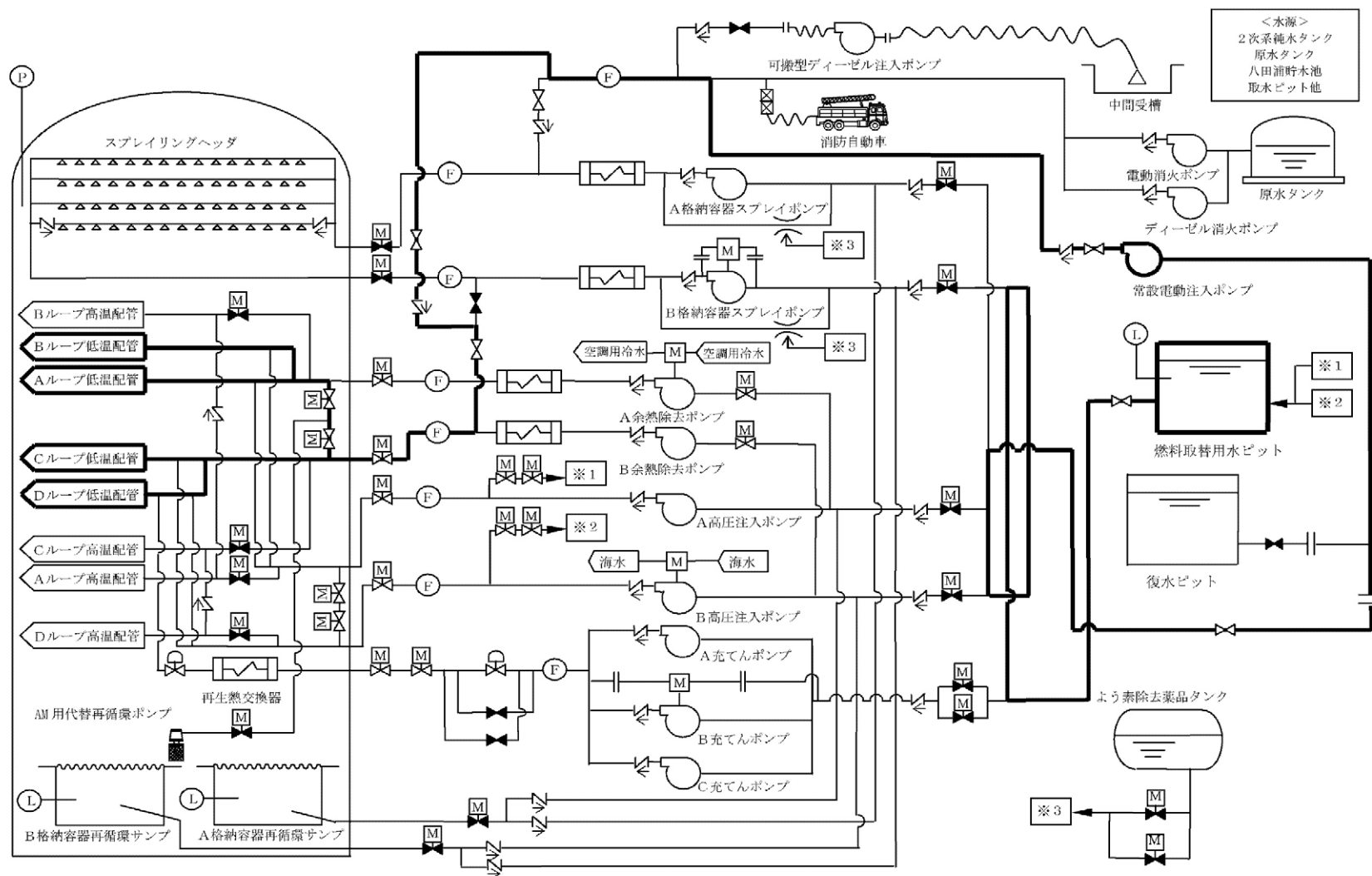
第 5.5.5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (5)
(1次冷却材の漏えい量抑制)



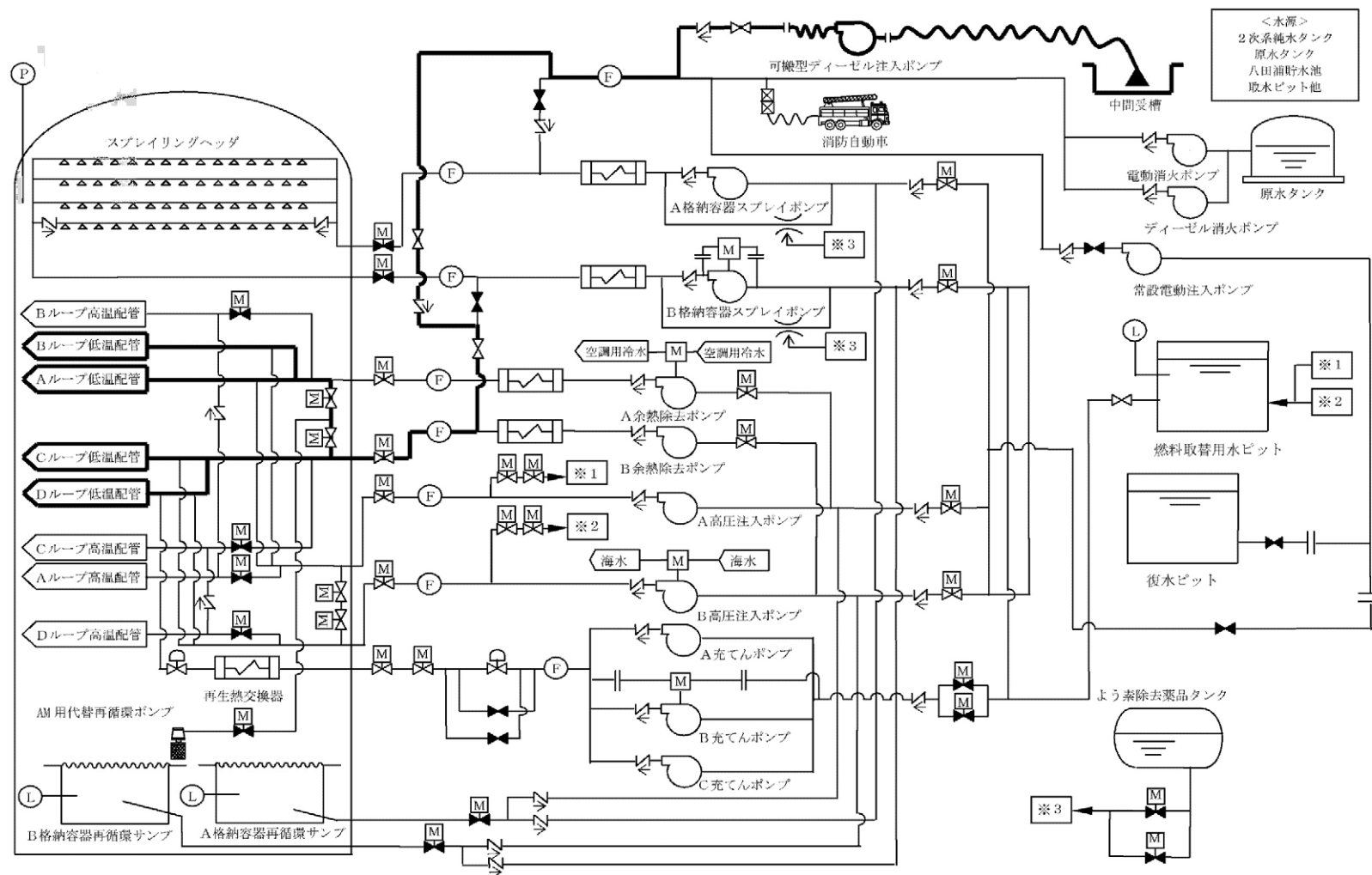
第 5.6.1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (1)
(充てんポンプによる炉心注入)



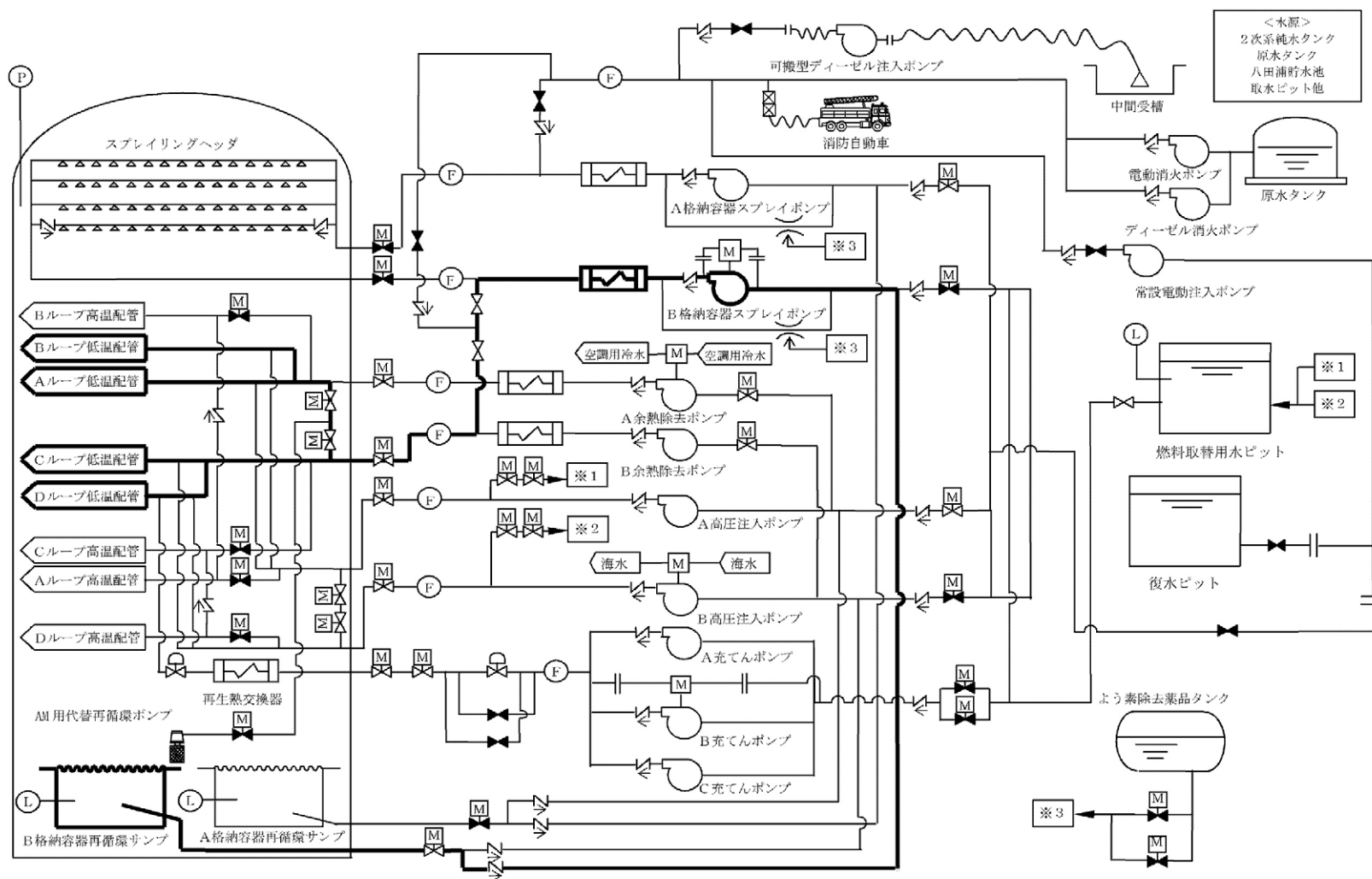
第 5.6.2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (2)
(B 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入)



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 概略系統図 (3)
(常設電動注入ポンプによる代替炉心注入)

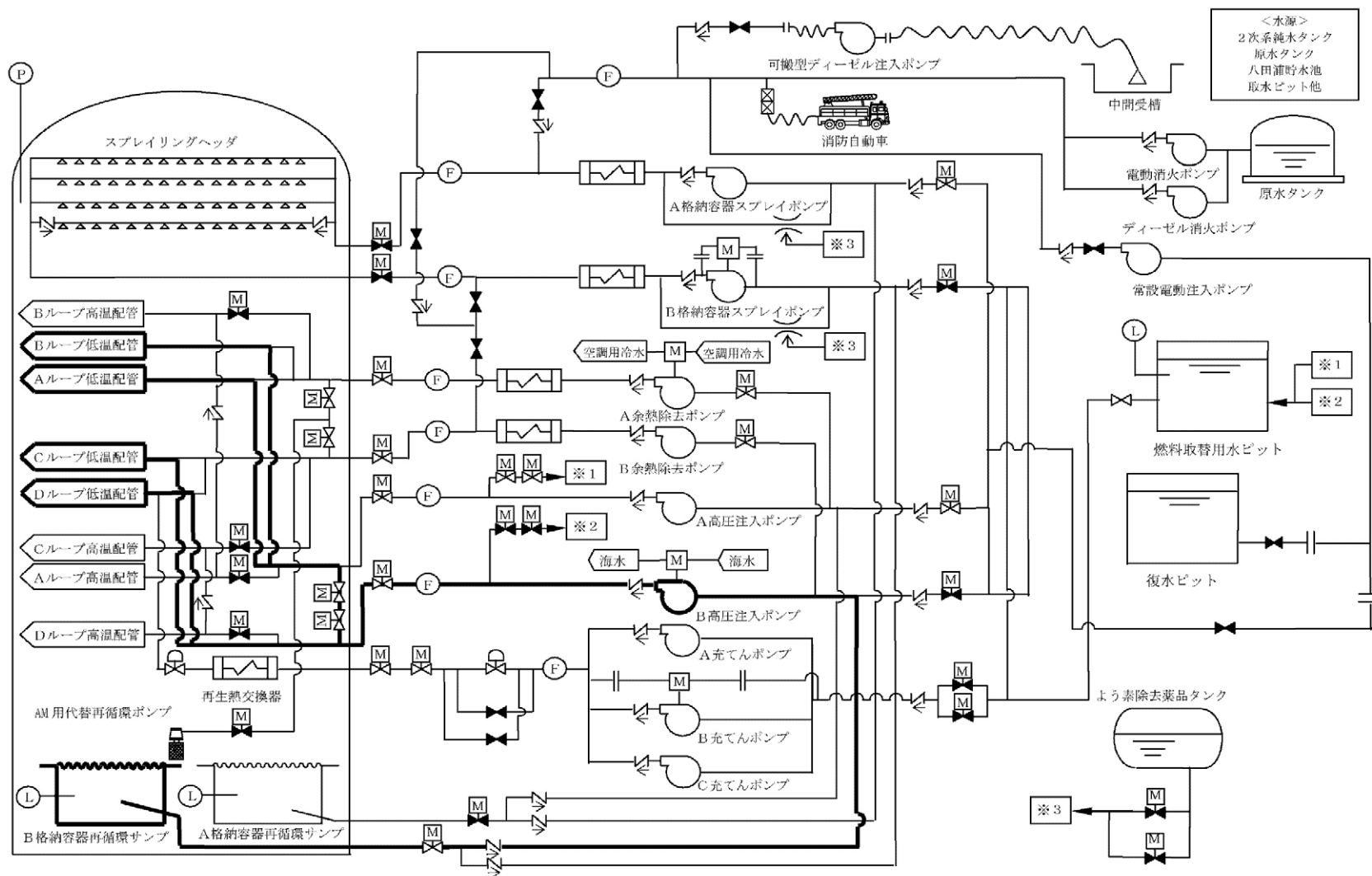


第 5.6.4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (4)
(可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入)

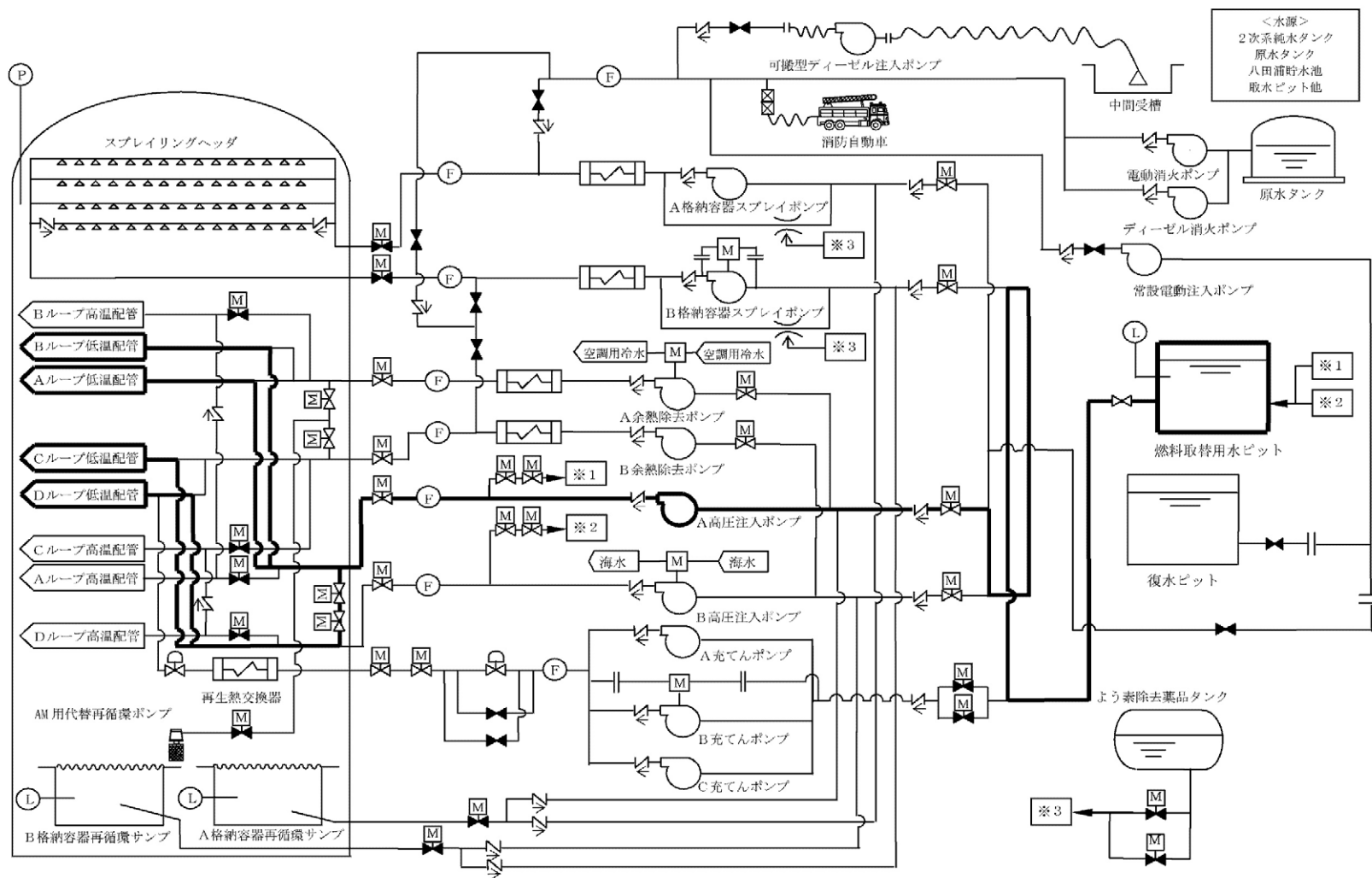


第 5.6.5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (5)

(B 格納容器スプレイポンプによる代替再循環)



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 概略系統図 (6)
(高圧注入ポンプによる高圧再循環)



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 概略系統図 (7)
(高圧注入ポンプによる炉心注入)