3.3.5.4 安 定 性[10][11]

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

3.3.5.5 燃料取替えと取替炉心の安全性

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

燃料取替えは、約400EFPD（全出力換算日）ごとに行う予定である。

炉心には仕様の一部異なる燃料が混在することもあるが、その共存性については問題ないことを確認している。[34]

(1) 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ウラン235濃縮度又はプルトニウム含有率と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ウラン燃料平衡炉心の場合約68体、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心の場合約76体であり、その際の取出燃料の平均燃焼度は、ウラン燃料平衡炉心の場合約43,000MWd／t，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心の場合約39,000MWd／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。

(2)　取替炉心の安全性

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

燃料取替えの詳細は、最終的には実際の運転実績に応じて燃料取替時に決定するが、ここでは代表的なケースとしてウラン燃料炉心及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心の平衡炉心及び予定外取出炉心並びにウラン燃料平衡炉心からウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心までの移行炉心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3.3.7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5,550m^2と炉心の平均熱流束約599kW／m^2（約515,000kcal／(m^2・h)）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60.1×10^6kg／h、圧力約15.4MPa［gage］（約157kg／cm^2G)、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、ガドリニア入り二酸化ウ

ラン及びウラン・プルトニウム混合酸化物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2,600℃、燃焼度62,000MWd／tで2,400℃とし、この間は燃焼に伴って低下するものとする。

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、未照射燃料で2,530℃、燃料中心温度が最高となる燃焼度約10,000MWd／tで2,490℃とする。

ウラン・プルトニウム混合酸化物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2,510℃、燃焼度62,000MWd／tで2,310℃とする。

このため、定格出力時に次の条件を満足する設計とする。

(1) 最小ＤＮＢＲ　1.80

(2) 燃料棒最大線出力密度　43.1kW／m

3.4.3 解析方法

3.4.3.1 炉心の熱水力解析[13][32]

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。

(1) 炉心全体の解析

炉心入口流速分布及び炉心出口圧力を境界条件とし、炉心を燃料集合体ごとに分け、各燃料集合体ごとの流量、エンタルピ、圧損、温度、ボイド率並びに燃料集合体間のエネルギの収支及び流量の収支を求める。

(2)　熱水路を含む燃料集合体の解析

熱水路を含む燃料集合体を4つに分割し、入口流量条件、各軸方向高さにおける隣接燃料集合体との運動量の収支及びエネルギの収支等について炉心全体の解析で得られる値を境界条件として、(1)と同様の熱水力特性諸量を求める。

(3)　各水路ごとの解析

熱水路を含む1／4燃料集合体について各水路ごとの発熱量を入力し、(2)で得られる結果を境界条件として各水路ごとの熱水力パラメータを解析する。

ＤＮＢＲの評価には実際の熱流束に対応するものとして設計出力分布を用いるが、ＤＮＢ熱流束は冷却材の条件に応じて、3.4.5.1に述べる相関式に基づいて計算する。

3.4.3.2　燃料温度解析[1][21]

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、ガドリニア入り二酸化ウラン又はウラン・プルトニウム混合酸化物の熱伝導率、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、ウラン235濃縮度、ガドリニア濃度、プルトニウム含有率等を考慮する。

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[14][33]

3.4.5.1　ＤＮＢＲ

ＤＮＢＲの評価には、実際の熱流束に対応するものとして設計出力分布を用い、ＤＮＢ熱流束は冷却材条件に応じてＤＮＢ相関式により求める。ＤＮＢ熱流束の値に影響を与える冷却材条件は、3.4.3.1に述べた炉心の熱水力解析による結果を使用する。

(1)　ＤＮＢ相関式[12][31][35]

ＤＮＢ相関式としては、「ＭＩＲＣ－１相関式」又は「ＮＦＩ－１相関式」を使用する。

なお、炉心圧力が9.8MPa(100kg／cm^2)未満に低下する運転時の異常な過渡変化事象に対しては「Ｗ－３相関式」を使用する。

ａ．「ＭＩＲＣ－１相関式」及び「ＮＦＩ－１相関式」

ＤＮＢが起こると、燃料被覆管と１次冷却材の熱伝達特性が低下し、燃料被覆管が損傷する可能性がある。ＤＮＢは、水力的条件及び熱伝達現象の効果によって起こるもので、その場所での流量、圧力及び蒸気重量率の局所的条件のみならず、流路長さ、支持格子間隔等の上流の条件や流路の形状等の影響を受ける。

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

「ＭＩＲＣ－１相関式」、「ＮＦＩ－１相関式」に対する最小Ｄ

ＮＢＲの許容限界値は1.17とする。

b．「Ｗ－３相関式」

「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(100kg／cm^2)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)　ＤＮＢＲの評価

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

本評価には、ＤＮＢ相関式として主に3.4.5.1(1)に述べた「ＭＩＲＣ－１相関式」又は「ＮＦＩ－１相関式」を用いるが、これらの相関式に入力される炉心内局所冷却材条件は、ＴＨＩＮＣ－Ⅳコード又は改良ＣＯＢＲＡ－３Ｃコードによるサブチャンネル解析により求められる。

最小ＤＮＢＲは、入力パラメータの一部を統計量として取り扱い、ＤＮＢＲの確率分布を求めることにより計算される。ここで統計的に取り扱うパラメータは以下のものである。

a．１次冷却材流量

b．炉心バイパス流量

c．原子炉出力

d．１次冷却材平均温度

e．炉心圧力

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

ｇ．エンタルピ上昇に関する工学的熱水路係数

サブチャンネル解析において、これら統計的に取り扱うパラメータについては最確値を入力としてＤＮＢ評価を行い、得られたＤＮＢＲ値（これを「ＤＮＢＲ最確値」という。）から以下の式により最小ＤＮＢＲを求める。

$MDNBR = DNBR_{NOM} \times F_{DNBR}$

$F_{DNBR} = F^{U}_{DNBR} \times F^{M}_{DNBR}$

ここで、

ＭＤＮＢＲ　　：最小ＤＮＢＲ

$DNBR_{NOM}$　：ＤＮＢＲ最確値

F_{DNBR}　　：ＤＮＢＲ乗数

F^{U}_{DNBR}　　：ＤＮＢＲ不確定性因子

F^{M}_{DNBR}　　：余　　裕

F^{U}_{DNBR}は上記パラメータの不確定さを統計的に考慮する因子であり、F_{DNBR}としてはF^{U}_{DNBR}に更に余裕（F^{M}_{DNBR}）を考慮した安全側な値0.75を用いる。

以下に、ＤＮＢ評価における主要な入力パラメータのうち、統計的に取り扱うものについて説明する。

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。

(a)　原子炉容器上部ふた部へ向かう流れ

(b)　制御棒案内シンブルを通る流れ

(c)　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

(d)　炉心バッフルと炉心槽の間を通る流れ

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

c．原子炉出力

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

d．１次冷却材平均温度

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

e．炉心圧力

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

f．核的エンタルピ上昇熱水路係数（$F^{N}_{\Delta H}$）

炉心の出力分布は、主としてウラン235濃縮度、プルトニウム含有率、燃料集合体装荷パターン、バーナブルポイズン配置、原子

炉出力、制御棒クラスタ位置、燃焼度等によって変化する。ＤＮＢ熱流束の評価には水路に沿って出力を積分したエンタルピ上昇の水平方向分布すなわち核的エンタルピ上昇熱水路係数（$F^{N}_{\triangle H}$）が重要になる。$F^{N}_{\triangle H}$の最確値は、水平方向ピーキング係数（F^{N}_{XY}）の上限値に基づいて設定し、実炉心及び臨界実験装置での測定結果を用いた誤差評価に基づいて標準偏差を設定することにより統計的に取り扱う。

なお、部分出力時における$F^{N}_{\triangle H}$の最確値としては、定格出力時での値に係数：{1＋0.2(1－Ｐ)}（Ｐ：相対出力）を乗じたものを用いる。出力の低下に伴って$F^{N}_{\triangle H}$の値を大きくするのは、制御棒クラスタを挿入することにより、水平方向出力ピークが上昇するためであるが、「過大温度△Ｔ高」原子炉トリップ設定にこの影響を盛り込んでいるので、炉心の安全性は確保されている。

ｇ．エンタルピ上昇に関する工学的熱水路係数

ペレットの直径、密度、ウラン235濃縮度及びプルトニウム含有率、組成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。

以下に、ＤＮＢ評価における主要な入力パラメータのうち、固定値として取り扱うものについて説明する。

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もって対処できるように最大と平均の比が1.55であるコサイン分布をＤＮＢ評価に用いる。

b．熱拡散係数（ＴＤＣ）

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。

7段の混合羽根付支持格子を用いた17×17燃料集合体を模擬したＴＤＣ実験等で、ＴＤＣの平均値として約0.059以上の値を得たが、設計には十分な余裕を見込んで0.045を使用する。15×15燃料集合体を模擬した実験では、支持格子スパン長が短いほどＴＤＣが大きくなる傾向が確認されており、9段の支持格子（うち７段は混合羽根付支持格子）を用いた17×17燃料集合体の支持格子スパン長は、実験のものより短いので0.045という値は十分安全側の値である。

以上より、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1.80である。

3.4.5.2　燃料温度[(1)(21)(37)(38)]

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。

(1)　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燃料の熱伝導率は、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。

ウラン・プルトニウム混合酸化物の熱伝導率は、二酸化ウランに比して幾分低下するので、その効果を適切に考慮したモデルにより評価する。

(2) 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わすものである。

$$\int_{Ts}^{Tc} K(T)\,dT = \frac{q' \cdot f}{4\pi}$$

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・℃)）

ｑ′　　：線出力密度（Ｗ／ｍ）

Ｔｓ　　：ペレット表面温度（℃）

Ｔｃ　　：ペレット中心温度（℃）

(3) 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。

(4) 熱伝達係数

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

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

ここで、

h　　：熱伝達率　（W／(m^2・℃)）

De　　：水力的等価直径（m）

K　　：流体の熱伝導率（W／(m・℃)）

Re　　：レイノルズ数

Pr　　：プラントル数

a、b、c　：定数

熱伝達係数は上式のa、b、cを実験により適切に定めることにより表される。

核沸騰が始まった後の被覆管表面温度はThomの式で決定される。

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

ここで、

△Tsat　　：Tw－Tsat（℃）

P　　：原子炉圧力（MPa）

q″　　：局所熱流束（W／m^2）

Tw　　：被覆管表面温度（℃）

Tsat　　：飽和温度（℃）

α、β　　：定数

以上により、二酸化ウラン燃料の燃料中心最高温度を求めると、燃料中心温度が最高となるのは燃料寿命初期約1,200MWd／tであり、この場合の制限値は2,590℃となるが、定格出力運転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℃、3.4.6で述べる燃料の健全性確保のための安全保護系の二酸化ウラン燃料に対する設計上の目標値である最大線出力密度59.1kW／m時の燃料中心最高温

度は約2,270℃であり、制限値を十分下回っている。

ガドリニア入り二酸化ウラン燃料の燃料中心温度が最高となるのは燃焼度約10,000MWd／tであり、この場合の制限値は2,490℃となるが、定格出力運転時の最大線出力密度34.5kW／m時の燃料中心最高温度は約1,800℃、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39.4kW／m時の燃料中心最高温度は約1,990℃であり、制限値を十分下回っている。

ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の燃料中心温度が最高となるのは燃料寿命初期約1,200MWd／tであり、この場合の制限値は2,500℃となるが、定格出力運転時の最大線出力密度43.1kW／m時の燃料中心温度は約1,820℃、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ウラン・プルトニウム混合酸化物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2,250℃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(2)

で述べた設計出力分布に基づいて計算されているが、原子炉保護設備により、炉外核計装からの軸方向中性子束偏差が過大になると「過大温度△Ｔ高」原子炉トリップの設定点が自動的に下がる設計としているので、炉心の安全性は確保される。

したがって、3.4.2に示すＤＮＢＲ設計方針は十分に満足される。

(2)　運転時の燃料過出力防護

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

「過大出力△Ｔ高」原子炉トリップの設定は、二酸化ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物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39.4kW／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[16]

3.5.1　概　　要

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

れを解析により確認している。

3.5.2　設計方針

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

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

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

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

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

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

a．±10%ステップ状負荷変化(定格出力の15%から100%の範囲内)

b．±5%／minのランプ状負荷変化

(定格出力の15%から100%の範囲内)

c．急激な負荷減少

（タービンバイパス（約40%容量）制御系併用）

3.5.3　解析方法

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

以下に解析モデルの概要を示す。

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

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

(3)　1次冷却系は、炉心流路部、炉心出入口混合部、配管部、蒸気発生器流路部等に分割した熱水力モデルとする。

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

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

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

(7)　必要な安全保護系を模擬する。

これらは国内の加圧水型軽水炉プラントにおいてその妥当性を

確認したものである。

シミュレーションモデルの全体構成を第3.5.1図に示す。

3.5.4　過渡応答

(1)　±10%ステップ状負荷変化

第3.5.2図は定格負荷状態から10%ステップ状負荷減少時の応答を示す。

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

1次冷却材平均温度は原子炉出力の減少により初期に急速に低下するが、原子炉出力の減少が緩やかになるにつれて低下傾向も緩やかとなり、減少した負荷に対応する温度に向かって低下する。原子炉圧力は初期に加圧器への流入サージの影響により一時上昇するが、1次冷却材平均温度の低下が大きくなると、加圧器からの流出サージの影響により低下する。原子炉圧力が加圧器液相温度に対応する飽和圧力に達すると、加圧器液相部は蒸発を開始し、圧力低下は抑制される。その後加圧器ヒータの動作により定格運転圧力に回復する。

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

動的に引き抜かれるにつれて、１次冷却材平均温度は上昇し、増加した負荷に対応する温度に向かう。

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

(2)　±5%／minのランプ状負荷変化

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

第3.5.5図は5%／minで定格負荷から15%定格負荷まで負荷を減少させた場合の応答を示す。応答は第3.5.4図のほぼ逆応答となるが、原子炉圧力は温度の低下につれて低下し、その低下割合は加圧器ヒータの動作により緩和される。最終的には１次冷却材平均温度が整定した時点で定格運転圧力に回復する。

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

(3)　急激な負荷減少

10%以上50%以下のステップ状負荷減少時には、タービンバイパ

ス制御系が自動的に作動し、発電用原子炉はトリップすることなく新しい出力平衡値に達する。

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

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

3.6 参考文献

(1) 「三菱ＰＷＲ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

(2) 「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

(3) 「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

(4) 「17×17 燃料集合体の開発と試験」 MAPI－1047
三菱原子力工業 昭和 51 年

(5) 「燃料棒の彎曲(Bowing)について」 MAPI－1031 改 3
三菱原子力工業 昭和 63 年

(6) 「ＰＷＲ燃料の使用実績」 MHI-NES-1022 改 2
三菱重工業 平成 16 年

(7) 「三菱ＰＷＲの核設計計算コード」 MAPI－1005 改 4
三菱原子力工業 平成元年

(8) 「三菱ＰＷＲの核設計手法の信頼性」 MAPI－1004 改 5
三菱原子力工業 平成 6 年

(9) 「出力分布制御法(標準 3 及び 4 ループ型炉心)」 MAPI－1045 改 2
三菱原子力工業 平成 2 年

(10) 「ＰＷＲのキセノン振動制御」
原子力学会誌 Vol.19、No.1 (1977)

(11) 「ゼノンによる中性子束の振動について」 MAPI－1026 改 1
三菱原子力工業 昭和 51 年

(12) 「三菱新ＤＮＢ相関式（ＭＩＲＣ－１）について」
MAPI－1075 改 3
三菱重工業 平成 12 年

(13)「ＴＨＩＮＣ－Ⅳコードの概要」　MAPI－1044
三菱原子力工業　昭和 51 年

(14)「統計的熱設計手法について」　MAPI－1076　改 1
三菱原子力工業　昭和 63 年

(15)「Melting Point of Irradiated Uranium Dioxide」
J. A. Christensen. R. J. Allio and A. Biancheria,
WCAP-6065. 1965

(16)「三菱ＰＷＲの過渡解析と実測の比較」　MAPI－1046　改 1
三菱重工業　平成 14 年

(17)「ガドリニア入り燃料の核設計」　MAPI－1066　改 5
三菱重工業　平成 15 年

(18)「ＰＷＲ核設計手法と信頼性（ガドリニア入り燃料使用時）」
MAPI－1062　改 4
三菱原子力工業　平成 6 年

(19)「三菱ＰＷＲ燃料の機械設計」　MAPI－1082　改 1
三菱重工業　平成 12 年

(20)「原燃工ＰＷＲ燃料の機械設計」　NFK －8095　改 1
原子燃料工業　平成 12 年

(21)「燃料棒性能解析コード（ＦＰＡＣ）」　NFK －8011　改 4
原子燃料工業　昭和 63 年

(22)「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

(23)「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

(24)「17×17Ｂ型燃料集合体の開発」　NFK －8046　改 2
原子燃料工業　平成 10 年

(25)「燃料棒の曲りの評価」　NFK －8014　改 3

原子燃料工業　昭和 56 年

(26)「原燃工Ｂ型燃料の照射実績」　NFK －8049　改 12

原子燃料工業　平成 16 年

(27)「ＰＷＲの核設計手法」　NFK －8002　改 3

原子燃料工業　平成元年

(28)「ガドリニア入り燃料の核設計」　NFK －8072　改 4

原子燃料工業　平成 6 年

(29)「ＰＷＲの核設計手法の信頼性」　NFK －8006　改 7

原子燃料工業　平成 6 年

(30)「ＰＷＲ核設計手法と信頼性（ガドリニア使用時)」

NFK －8071　改 5

原子燃料工業　平成 6 年

(31)「原燃工新ＤＮＢ相関式（ＮＦＩ－１）について」

NFK －8087　改 1

原子燃料工業　平成 12 年

(32)「ＰＷＲ熱水力設計手法」　NFK －8024　改 6

原子燃料工業　平成 14 年

(33)「統計的熱設計手法について」　NFK －8088

原子燃料工業　昭和 61 年

(34)「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 型燃料)」

NFK －8126

原子燃料工業　平成 16 年

(35)「ＤＮＢ相関式について」　MAPI－1029　改 3

三菱重工業　平成 16 年

(36)「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

(37)「三菱ＰＷＲ４ループプラント装荷ＭＯＸ燃料機械設計」
MHI－NES －1030 改１
三菱重工業 平成17年
(38)「ＭＯＸ燃料の機械設計」 NFK －8125 改１
原子燃料工業 平成17年
(39)「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
(40)「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
(41)「ＰＷＲ向けＭＯＸ燃料のプルトニウム富化度について」
MHI－NES －1001 改１
三菱重工業 平成10年
(42)「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
(43)「わが国におけるＭＯＸ燃料の照射実証及び照射後試験」
原子力学会誌 Vol.39、№2 (1997)
(44)「三菱ＰＷＲのＰＨＯＥＮＩＸ－Ｐ／ＡＮＣによる核設計の信頼性」
MHI－NES －1025 改１
三菱重工業 平成16年
(45)「改良ＮＵＬＩＦシステムにおけるＰＷＲ核設計手法の信頼性」
NFK －8113 改１
原子燃料工業 平成14年

第3.1.1(2)表　発電用原子炉及び炉心の主要仕様（３号炉）

炉心熱出力	約3,411MW
１次冷却材全流量	約60.1×10^6kg／h
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℃
原子炉圧力	約15.4MPa[gage] （約157kg／cm^2G）
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89t
炉心全ウラン・プルトニウム量	約89t
冷却回路数	4

第3.2.1(2)表　燃料の主要仕様（３号炉）

(1)　ペレット

材　　料

ａ．ウラン燃料

二酸化ウラン及びガドリニア入り二酸化ウラン

ウラン235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4.1wt％～約3.4wt％ ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、ウラン235濃縮度約2.6wt％～約1.9wt％、ガドリニア濃度約6wt％

ｂ．ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料

ウラン・プルトニウム混合酸化物

プルトニウム含有率

取替燃料	集合体平均	約4.1wt％濃縮ウラン相当（＊）以下（約11wt％以下）
	ペレット最大	13wt％以下 8wt％以下（核分裂性プルトニウム富化度）
プルトニウム組成比		原子炉級 ［核分裂性プルトニウム割合 約55wt％～約82wt％］
ウラン235濃度		約0.2wt％～約0.4wt％

(*)　プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。

原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合が約68wt%、プルトニウムと混合するウラン母材のウラン235濃度が約0.2wt%の場合には、燃料集合体平均プルトニウム含有率は約9wt%となる。

初期密度	理論密度の約95%
ペレット直径	約8.19㎜又は約8.05㎜
ペレット長さ	約11.5㎜、約10㎜又は約9㎜ [二酸化ウラン燃料又はガドリニア入り二酸化ウラン燃料] 約11.5㎜ [ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料]
ペレット最高燃焼度	約62,000MWd／t
ペレット中心最高温度	
定格出力時	約1,830℃ （二酸化ウラン燃料） 約1,800℃ [ガドリニア入り二酸化ウラン燃料] 約1,820℃ [ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料]
最大線出力密度 59.1kW／m時	約2,270℃ （二酸化ウラン燃料）

[ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については39.4kW／m時]		約1,990℃ [ガドリニア入り二酸化ウラン燃料]
		約2,250℃ [ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料]
(2)	被覆管	
	材料	ジルカロイ－４
	外径	約9.50mm
	厚さ	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	ニッケル・クロム・鉄合金
	集合体当たり支持格子数	9

制御棒案内シンブル材料			ジルカロイ－４
集合体当たり制御棒案内シンブル本数			24
制御棒案内シンブル	外径	上部	約12.2mm
		下部	約10.9mm（ﾀﾞｯｼｭﾎﾟｯﾄ部）
	厚さ	上部	約0.41mm
		下部	約0.41mm（ﾀﾞｯｼｭﾎﾟｯﾄ部）
炉内計装用案内シンブル材料			ジルカロイ－４
集合体当たり炉内計装用案内シンブル本数			1
炉内計装用案内シンブル		外径	約12.2mm
		厚さ	約0.41mm

燃　焼　度

取替燃料集合体平均	約43,000MWd／t
	[3.3で述べるウラン燃料平衡炉心]
	約39,000MWd／t
	[3.3で述べるウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心]
燃料集合体最高	
ウラン燃料	48,000MWd／t
ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	45,000MWd／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本当たり）
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(2)表　核　設　計　値（３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
減速材／ウラン及びプルトニウム体積比（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
ウラン235濃縮度又はプルトニウム含有率		
ウラン燃料		
ウラン235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4.1wt％～約3.4wt％ ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については、ウラン235濃縮度約2.6wt％～約1.9wt％、ガドリニア濃度約6wt％
ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料		
プルトニウム含有率		
取替燃料	集合体平均	約4.1wt％濃縮ウラン相当〔*〕以下（約11wt％以下）
	ペレット最大	13wt％以下 8wt％以下（核分裂性プルトニウム富化度）

プルトニウム組成比	原子炉級 （核分裂性プルトニウム割合 約55wt％～約82wt％）
ウラン235濃度	約0.2wt％～約0.4wt％

(*)　プルトニウムと混合するウランの反応度寄与も含む。

原料のプルトニウムの核分裂性プルトニウム同位体割合が約68wt％、プルトニウムと混合するウラン母材のウラン235濃度が約0.2wt％の場合には、燃料集合体平均プルトニウム含有率は約9wt％となる。

平均燃焼度

取替燃料集合体（平衡炉心）	約43,000MWd／t（ウラン燃料炉心） 約39,000MWd／t（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心）

(2)　核的熱水路係数（定格出力時）

F^N_Q	
二酸化ウラン燃料及びガドリニア入り二酸化ウラン燃料	2.25以下 ［ペレット焼きしまり効果を含まない。］
ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	2.23以下 ［ペレット焼きしまり効果を含まない。］
$F^N_{\triangle H}$	1.60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	
二酸化ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	41.5kW／m ［ペレット焼きしまり効果を含まない。］
ガドリニア入り二酸化ウラン燃料	33.2kW／m ［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）

	ウラン燃料炉心	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心
燃料取替停止 （全制御棒クラスタ挿入）	0.95 （約2,000ppm）	0.95 （約2,200ppm）
低温停止 （全制御棒クラスタ引抜き）	0.99 （約2,000ppm）	0.99 （約2,300ppm）
高温停止 （全制御棒クラスタ引抜き）	0.98 （約2,100ppm）	0.98 （約2,400ppm）
高温全出力 （全制御棒クラスタ引抜き）	1.00 （約1,700ppm）	1.00 （約1,800ppm）
高温全出力 ［全制御棒クラスタ引抜き キセノン、サマリウム平衡］	1.00 （約1,400ppm）	1.00 （約1,400ppm）

（5） 反応度制御能力（取替炉心）

	ウラン燃料炉心	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心
制御棒クラスタ ［最大反応度価値を有する制御棒クラスタ1本挿入不能時］	約0.05△K／K	約0.05△K／K
ほう素濃度調整	0.21△K／K以上 （約3,100ppm）	0.17△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△K／K以下	約0.08△K／K以下

(6) 反応度係数

減速材温度係数 (+0.8 ～-9.4) $\times 10^{-4}$ (△K／K)／℃

(減速材温度係数は、高温出力運転状態では負である。)

ドプラ係数 (-1.8 ～-5.2) $\times 10^{-5}$ (△K／K)／℃

ボイド係数 (+0.7 ～-3.1) $\times 10^{-3}$ (△K／K)／%ボイド

圧力係数 (+8.2 ～-0.5) $\times 10^{-4}$ (△K／K)／(MPa)

((+8.0 ～-0.5) $\times 10^{-5}$ (△K／K)／(kg／cm^2))

減速材密度係数 (+0.51 ～0) (△K／K)／(g／cm^3)

(7) 実効遅発中性子割合と即発中性子寿命

実効遅発中性子割合 0.75～0.41 (%)

即発中性子寿命 20～7 (μsec)

第3.3.2(2)表　反応度停止余裕

（ウラン燃料炉心）（３号炉）

	平衡炉心 サイクル末期	予定外取出炉心 サイクル末期
１．所要制御反応度	約2.93%△K／K	約2.89%△K／K
出力欠損	約2.88%△K／K	約2.84%△K／K
ボイド減少	約0.05%△K／K	約0.05%△K／K
２．制御棒クラスタの反応度(注)	約5.06%△K／K	約4.99%△K／K
３．反応度停止余裕	約2.13%△K／K	約2.10%△K／K

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

第3.3.2(3)表　反応度停止余裕

（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心）（３号炉）

	平衡炉心 サイクル末期	予定外取出炉心 サイクル末期
１．所要制御反応度	約2.98%△K／K	約2.99%△K／K
出力欠損	約2.93%△K／K	約2.94%△K／K
ボイド減少	約0.05%△K／K	約0.05%△K／K
２．制御棒クラスタの反応度(注)	約4.74%△K／K	約4.84%△K／K
３．反応度停止余裕	約1.76%△K／K	約1.85%△K／K

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

第3.3.3(3)表　炉心の主要パラメータ(3)
（ウラン燃料炉心）（３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）
第（Ｍ－２）領域	A　4.1wt％(Gd入り)(注1)	17	
	B　4.1wt％	40	
第（Ｍ－１）領域	A　4.1wt％(Gd入り)(注1)	28	17
	B　4.1wt％	40	40
第　Ｍ　領　域	A　4.1wt％(Gd入り)(注1)	28	28
	B　4.1wt％	40	32
第（Ｍ＋１）領域	A　4.1wt％(Gd入り)(注1)		28
	B　4.1wt％		48
サイクル燃焼度（MWd／t）		15,400	15,400
バーナブルポイズン棒本数		0	160 〔新　160 旧(注2)　0〕
サイクル初期臨界ほう素濃度（ppm）		1,680	1,660
取出燃料集合体の平均燃焼度（MWd／t）		43,500	43,700

（注１）2.6wt％^{235}U－6wt％Gd_2O_3入りUO_2燃料棒を16本含む。
（注２）再使用バーナブルポイズン

第3.3.3(4)表　炉心の主要パラメータ(4)
（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心）（３号炉）

領域 ＼ サイクル		第(N-3)サイクル (移行第1サイクル炉心)	第(N-2)サイクル (移行第2サイクル炉心)	第(N-1)サイクル (移行第3サイクル炉心)	第Ｎサイクル (平衡炉心)	第(N+1)サイクル (予定外取出炉心)
第（Ｍ－５）領域	A　4.1wt％ウラン燃料(Gd入り (注1))	9				
	B　4.1wt％ウラン燃料	40				
第（Ｍ－４）領域	A　4.1wt％ウラン燃料(Gd入り (注1))	28	4			
	B　4.1wt％ウラン燃料	40	37			
第（Ｍ－３）領域	A　4.1wt％ウラン燃料(Gd入り (注1))	4	4	4		
	B　4.1wt％ウラン燃料	56	56	21		
	C　ｳﾗﾝ･ﾌﾟﾙﾄﾆｳﾑ混合酸化物燃料 (注2)	16	16	16		
第（Ｍ－２）領域	A　4.1wt％ウラン燃料(Gd入り (注1))		8	8	4	
	B　4.1wt％ウラン燃料		52	52	21	
	C　ｳﾗﾝ･ﾌﾟﾙﾄﾆｳﾑ混合酸化物燃料 (注2)		16	16	16	
第（Ｍ－１）領域	A　4.1wt％ウラン燃料(Gd入り (注1))			16	16	4
	B　4.1wt％ウラン燃料			44	44	25
	C　ｳﾗﾝ･ﾌﾟﾙﾄﾆｳﾑ混合酸化物燃料 (注2)			16	16	16
第　Ｍ　領　域	A　4.1wt％ウラン燃料(Gd入り (注1))				16	16
	B　4.1wt％ウラン燃料				44	36
	C　ｳﾗﾝ･ﾌﾟﾙﾄﾆｳﾑ混合酸化物燃料 (注2)				16	16
第（Ｍ＋１）領域	A　4.1wt％ウラン燃料(Gd入り (注1))					16
	B　4.1wt％ウラン燃料					48
	C　ｳﾗﾝ･ﾌﾟﾙﾄﾆｳﾑ混合酸化物燃料 (注2)					16
サイクル燃焼度（MWd／t）		15,400	15,400	15,400	15,400	15,400
バーナブルポイズン棒本数		560 新 560 旧(注3) 0	1,040 新 960 旧(注3) 80	1,200 新 960 旧(注3) 240	1,200 新 960 旧(注3) 240	1,280 新 1,040 旧(注3) 240
サイクル初期臨界ほう素濃度（ppm）		1,730	1,720	1,780	1,770	1,670
取出燃料集合体の平均燃焼度（MWd／t）		41,400	40,300	39,300	39,100	40,200

（注1）2.6wt％^{235}U－6wt％Gd_2O_3入りUO_2燃料棒を16本含む。
（注2）4.1wt％濃縮ウラン相当含有率
（注3）再使用バーナブルポイズン

第3.3.4(3)表　炉心の安全性確認項目(3)（3号炉）

項目			単位	安全解析使用値	ウラン燃料炉心		ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心				
					第Nサイクル（平衡炉心）	第(N+1)サイクル（予定外取出炉心）	第(N-3)サイクル（移行第1サイクル炉心）	第(N-2)サイクル（移行第2サイクル炉心）	第(N-1)サイクル（移行第3サイクル炉心）	第Nサイクル（平衡炉心）	第(N+1)サイクル（予定外取出炉心）
反応度停止余裕（サイクル末期）			%△K／K	≧ 1.6	2.13	2.10	2.11	1.86	1.74	1.76	1.85
最大線出力密度 (注1)			kW／m	≦41.5	36.0	36.5	36.4	35.3	34.8	34.6	34.3
燃料集合体最高燃焼度	ウラン燃料		MWd／t	≦48,000	47,200	47,500	47,400	46,100	45,500	45,500	46,600
	MOX燃料 (注2)		MWd／t	≦45,000	—	—	12,600	29,500	42,900	42,900	43,000
F^N_{XY}			—	≦1.48	1.40	1.43	1.39	1.42	1.43	1.43	1.42
減速材温度係数			10^{-5} (△K／K)／℃	-94～+8	-68～-3.2	-67～-4.5	-68～-2.0	-70～-8.2	-72～-13.2	-72～-13.4	-72～-15.7
ドプラ係数			10^{-5} (△K／K)／℃	-5.2～-1.8	-3.5～-2.4	-3.5～-2.4	-3.6～-2.5	-3.6～-2.6	-3.6～-2.6	-3.6～-2.6	-3.7～-2.6
制御棒落下時	落下制御棒価値		%△K／K	≦0.25	0.15	0.16	0.17	0.17	0.16	0.16	0.17
	$F^N_{\triangle H}$		—	≦1.87	1.66	1.69	1.61	1.65	1.67	1.66	1.64
制御棒飛出し時 F_Q	サイクル初期	HZP (注3)	—	≦15	7.7	11.1	7.5	9.6	7.8	7.9	8.3
		HFP (注4)	—	≦ 7.0	2.1	2.3	2.1	2.1	2.1	2.1	2.1
	サイクル末期	HZP	—	≦25	20.7	21.6	20.5	18.9	19.3	19.7	19.7
		HFP	—	≦ 6.8	2.2	2.4	2.2	2.1	2.2	2.2	2.2
飛出し制御棒価値	サイクル初期	HZP	%△K／K	≦0.66	0.31	0.64	0.44	0.56	0.45	0.45	0.43
		HFP	%△K／K	≦0.12	0.02	0.03	0.03	0.03	0.02	0.02	0.03
	サイクル末期	HZP	%△K／K	≦0.87	0.56	0.74	0.77	0.77	0.80	0.82	0.80
		HFP	%△K／K	≦0.18	0.03	0.04	0.04	0.04	0.03	0.03	0.04
最大反応度添加率			10^{-5} (△K／K)／s	≦75	41	42	44	42	40	40	41

（注１）ペレット焼きしまり効果を含まない。　（注２）ＭＯＸ燃料：ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料

（注３）ＨＺＰ：高温零出力時　（注４）ＨＦＰ：高温全出力時

第3.4.1(2)表　熱 水 力 設 計 値（３号炉）

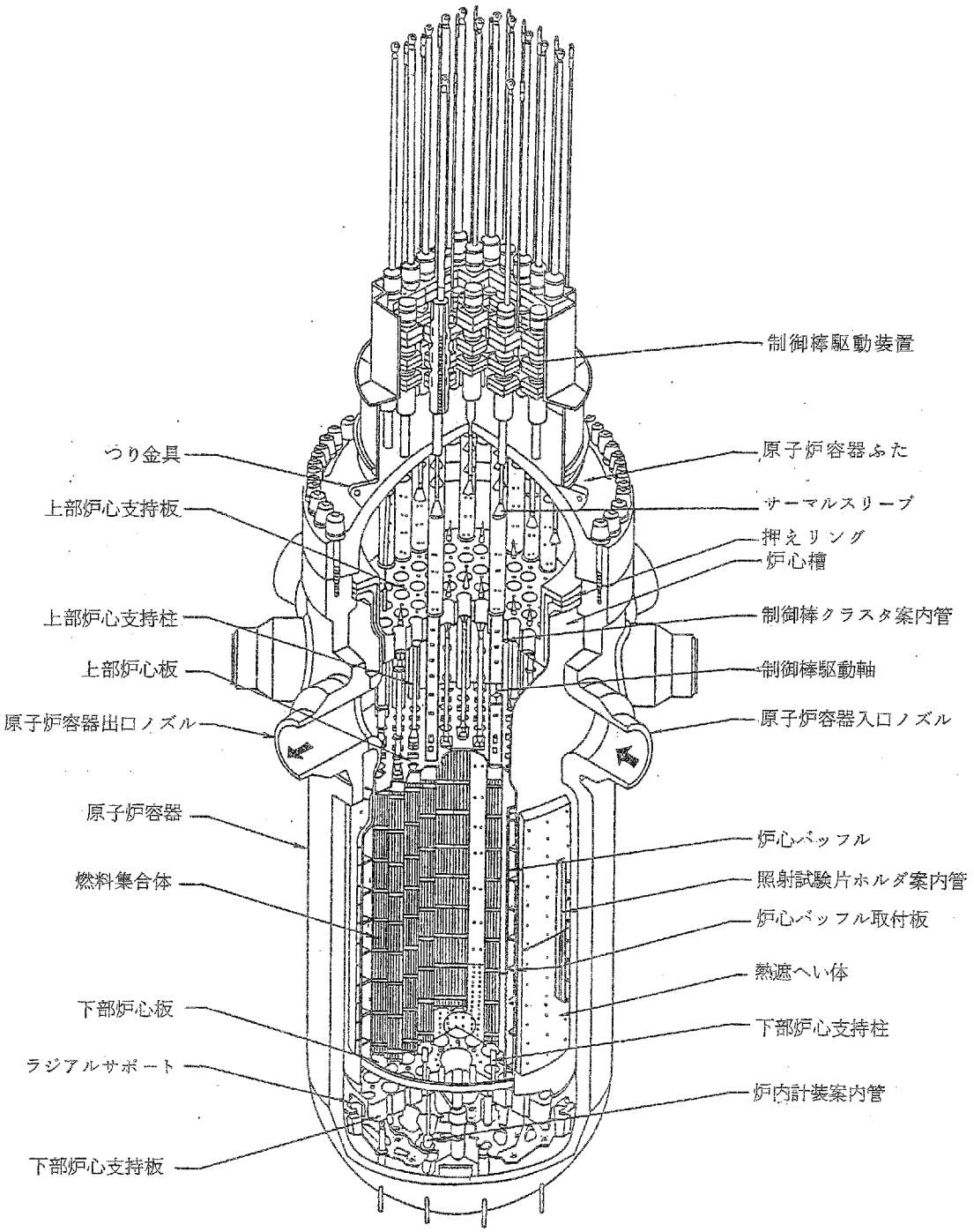
炉 心 熱 出 力	約3,411MW
燃料棒中からの熱発生割合	約97.4%
１次冷却材圧力	約15.4MPa[gage]（約157kg／cm^2G）
１次冷却材流量	約60.1×10^6 kg／h
炉心バイパス流量割合	約4.5%
実効熱伝達面積	約5,550m^2
原子炉容器入口１次冷却材温度	約289℃
原子炉容器出口１次冷却材温度	約325℃
平 均 出 力 密 度	約105kW／ℓ
熱　　流　　束	
定格出力時平均	約599kW／m^2 （約515,000kcal／(m^2・h)）
定格出力時最大	約1,443kW／m^2 （約1,241,000kcal／(m^2・h)）
線 出 力 密 度	
定格出力時平均	約17.9kW／m
定格出力時最大	43.1kW／m 34.5kW／m（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料）
熱水路係数（定格出力時）	
F_Q	2.41
$F^N_{\Delta H}$	1.60

燃料中心最高温度

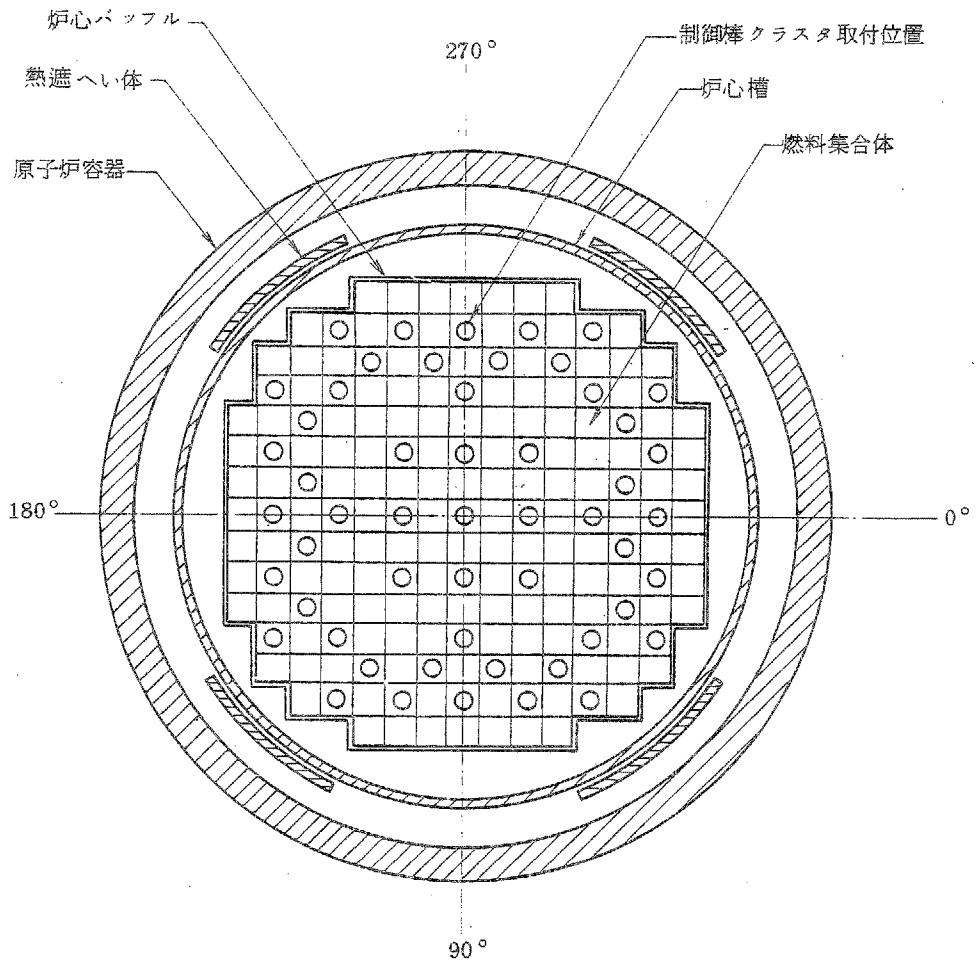
定格出力時	約1,830℃（二酸化ウラン燃料）
	約1,800℃（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料）
	約1,820℃（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）
最大線出力密度59.1kW／m時 ［ガドリニア入り二酸化ウラン燃料については39.4kW／m時］	約2,270℃（二酸化ウラン燃料）
	約1,990℃（ガドリニア入り二酸化ウラン燃料）
	約2,250℃（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）

最小ＤＮＢＲ

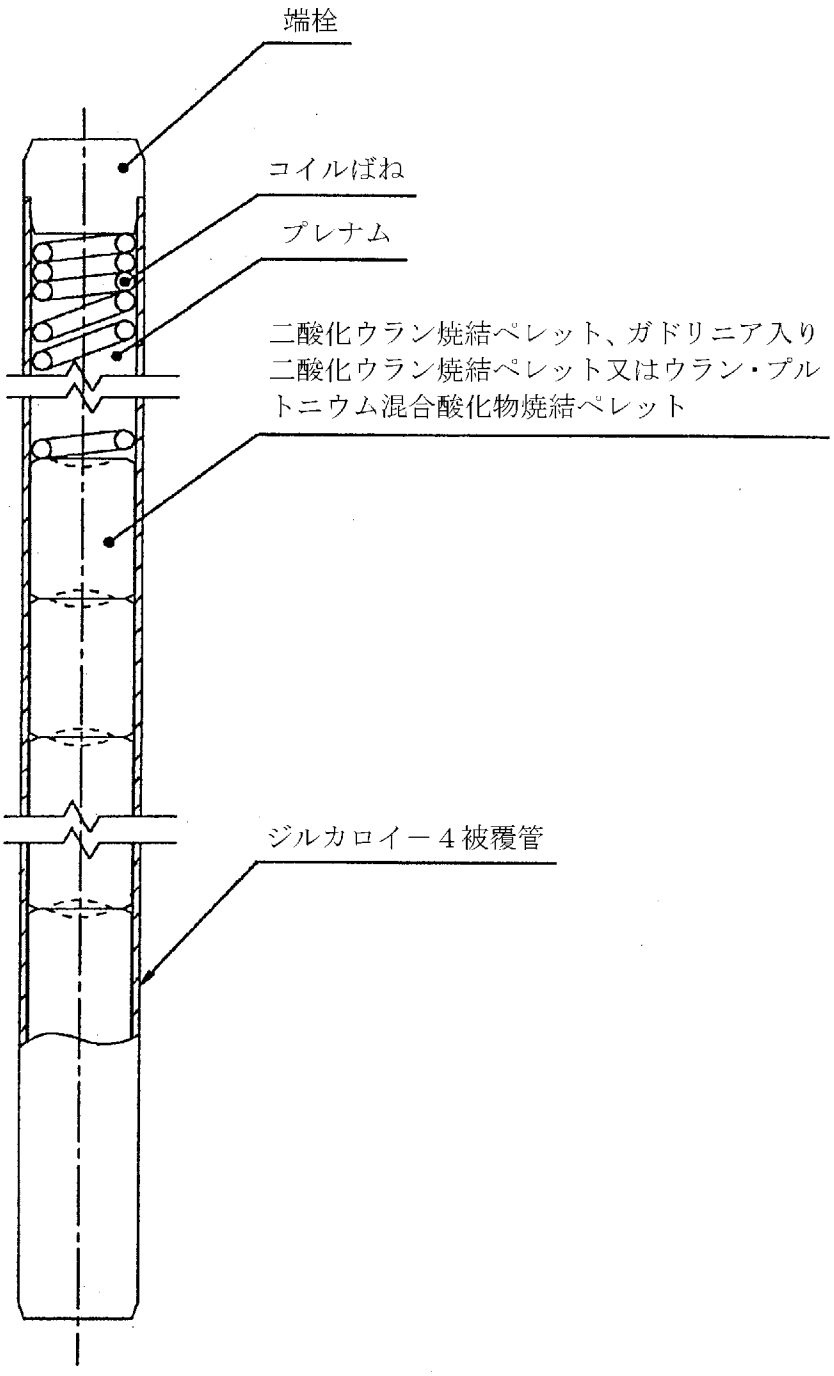
定格出力時	1.80
運転時の異常な過渡変化時	1.17以上 ［ＭＩＲＣ－１相関式，ＮＦＩ－１相関式］
	1.30以上（Ｗ－３相関式）



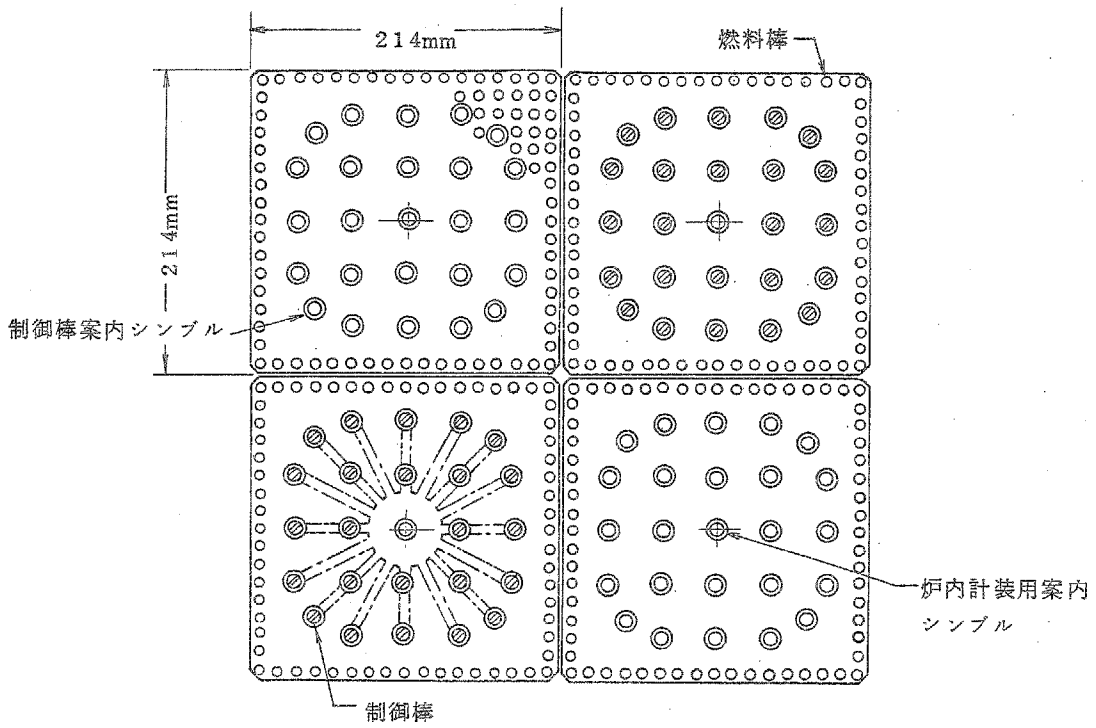
第3.1.1図　原子炉容器内構造説明図



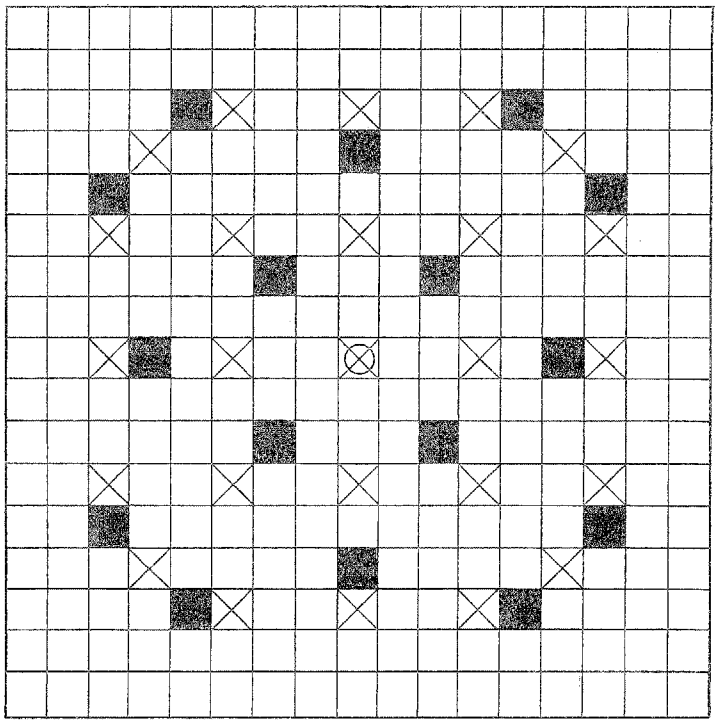
第 3.1.2 図　　炉 心 断 面 説 明 図



第3.2.1(3)図　燃料棒断面図（３号炉）



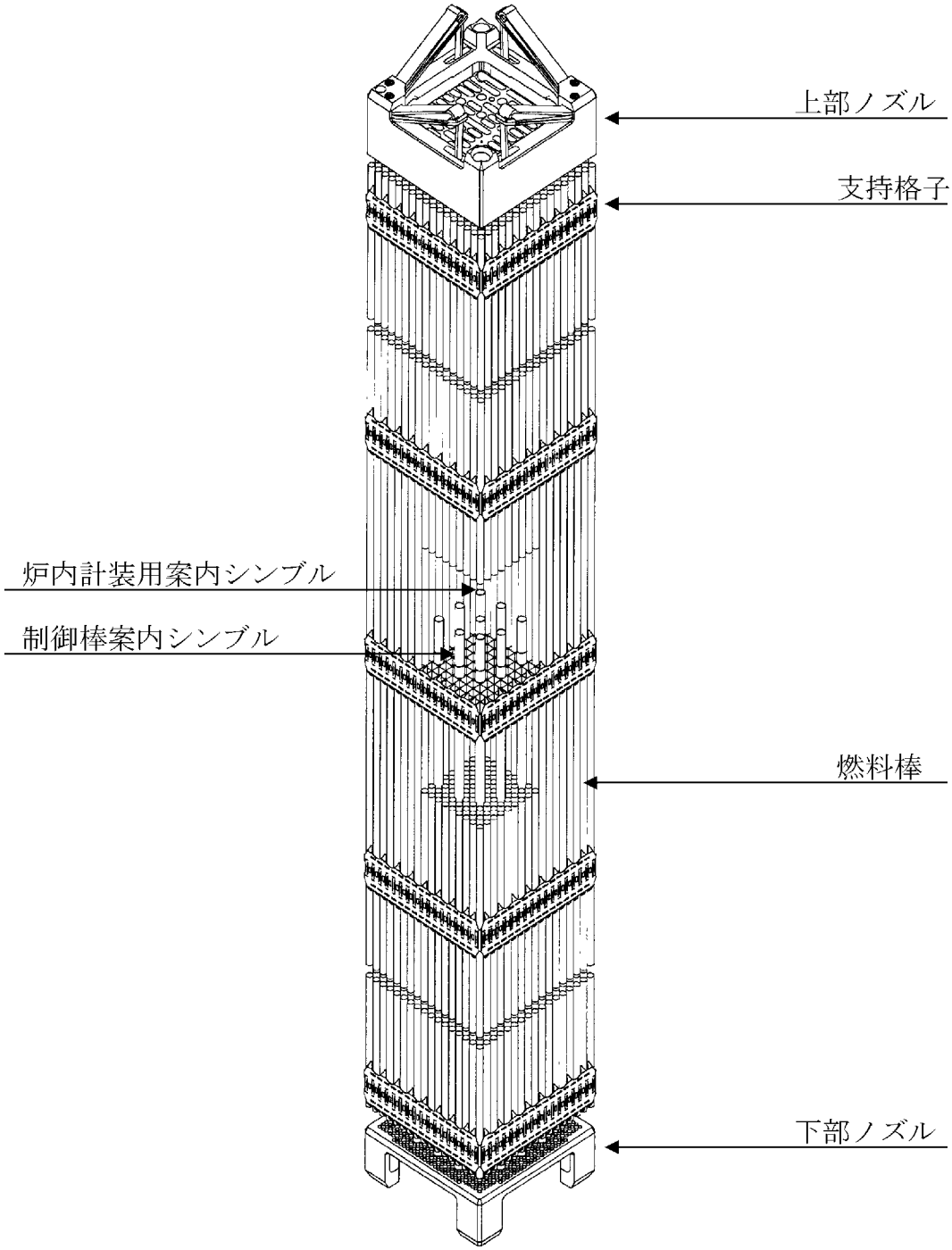
第 3.2.2 図　　燃料集合体断面説明図



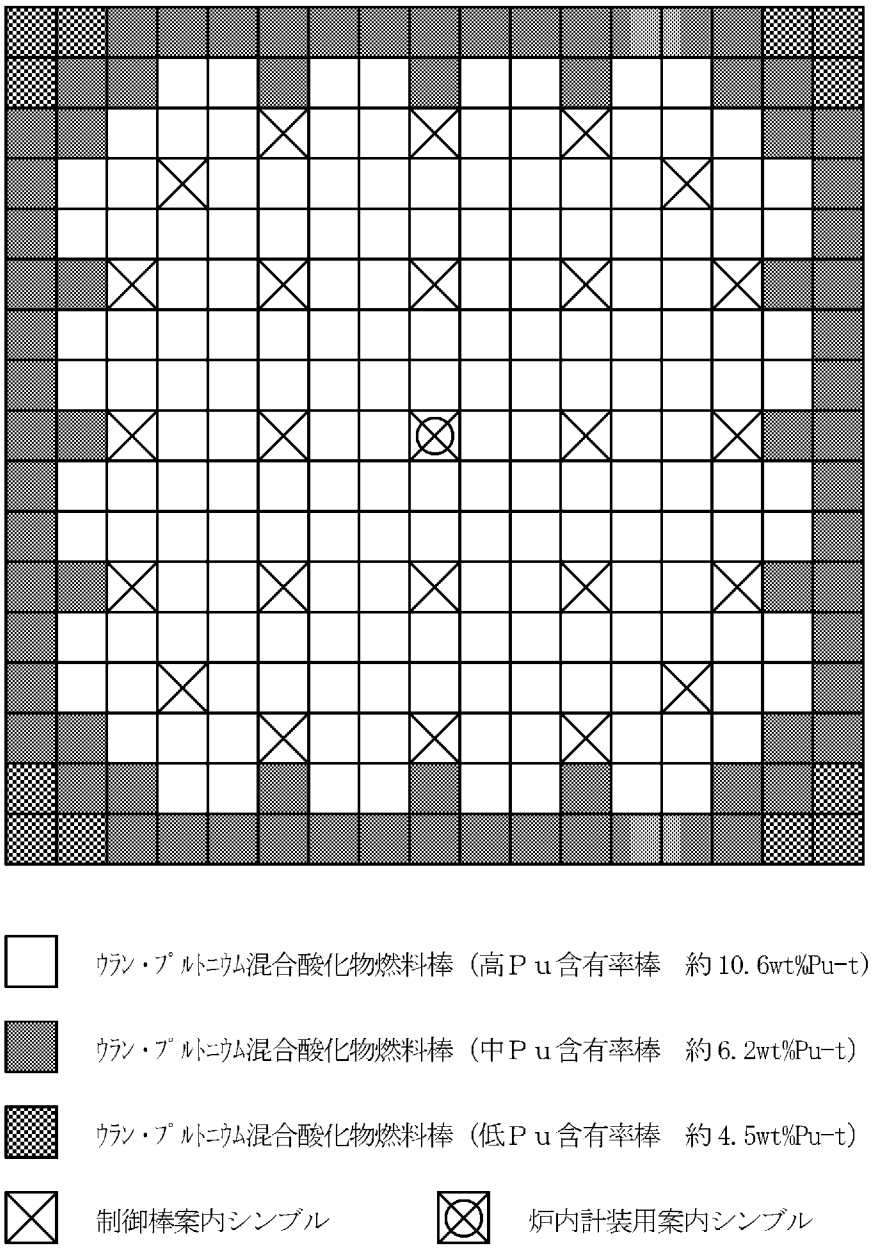
炉内計装用案内シンブル　　ガドリニア入り燃料棒

制御棒案内シンブル

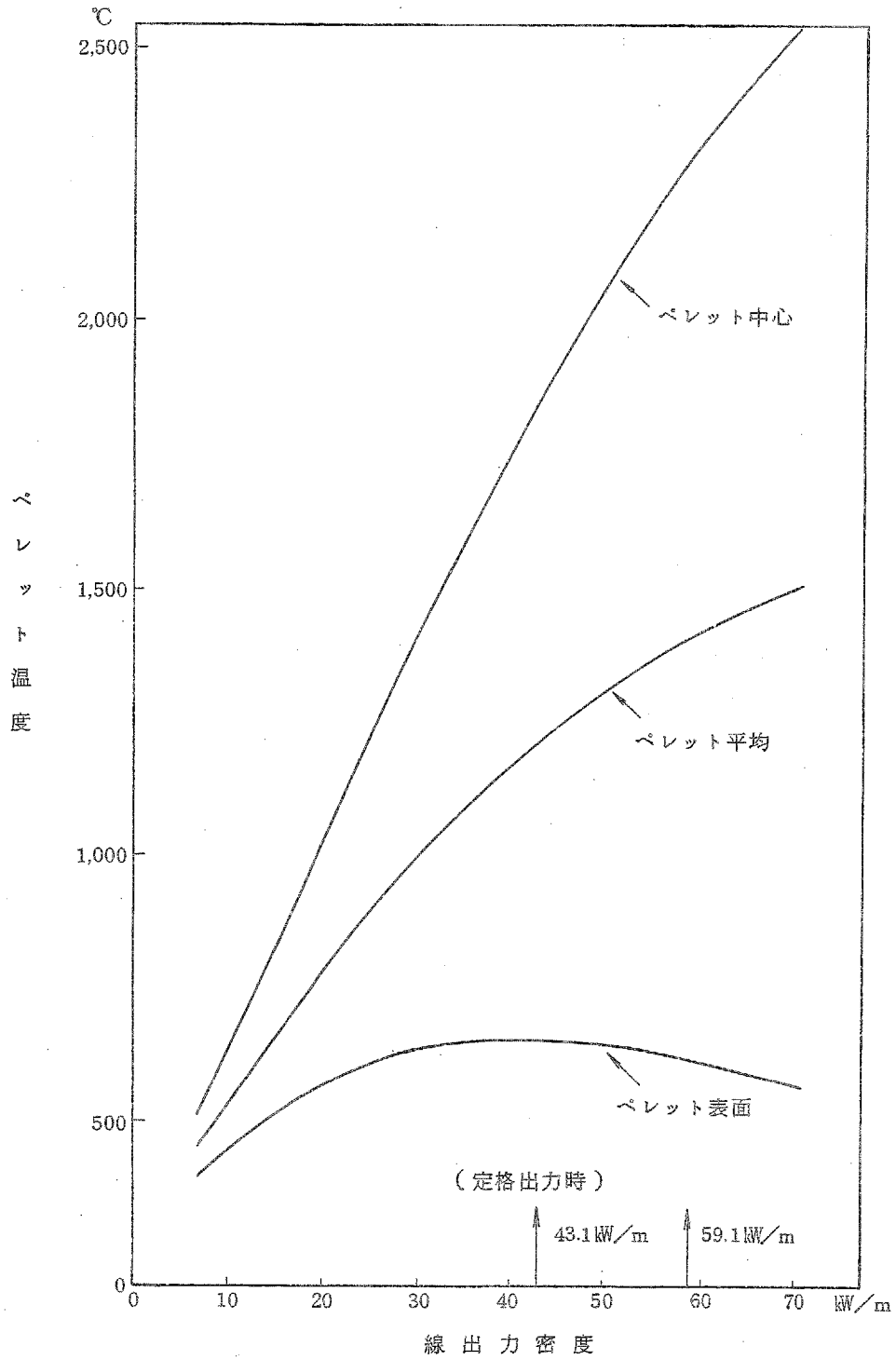
第3.2.3(3)図　集合体内ガドリニア入り燃料棒配置



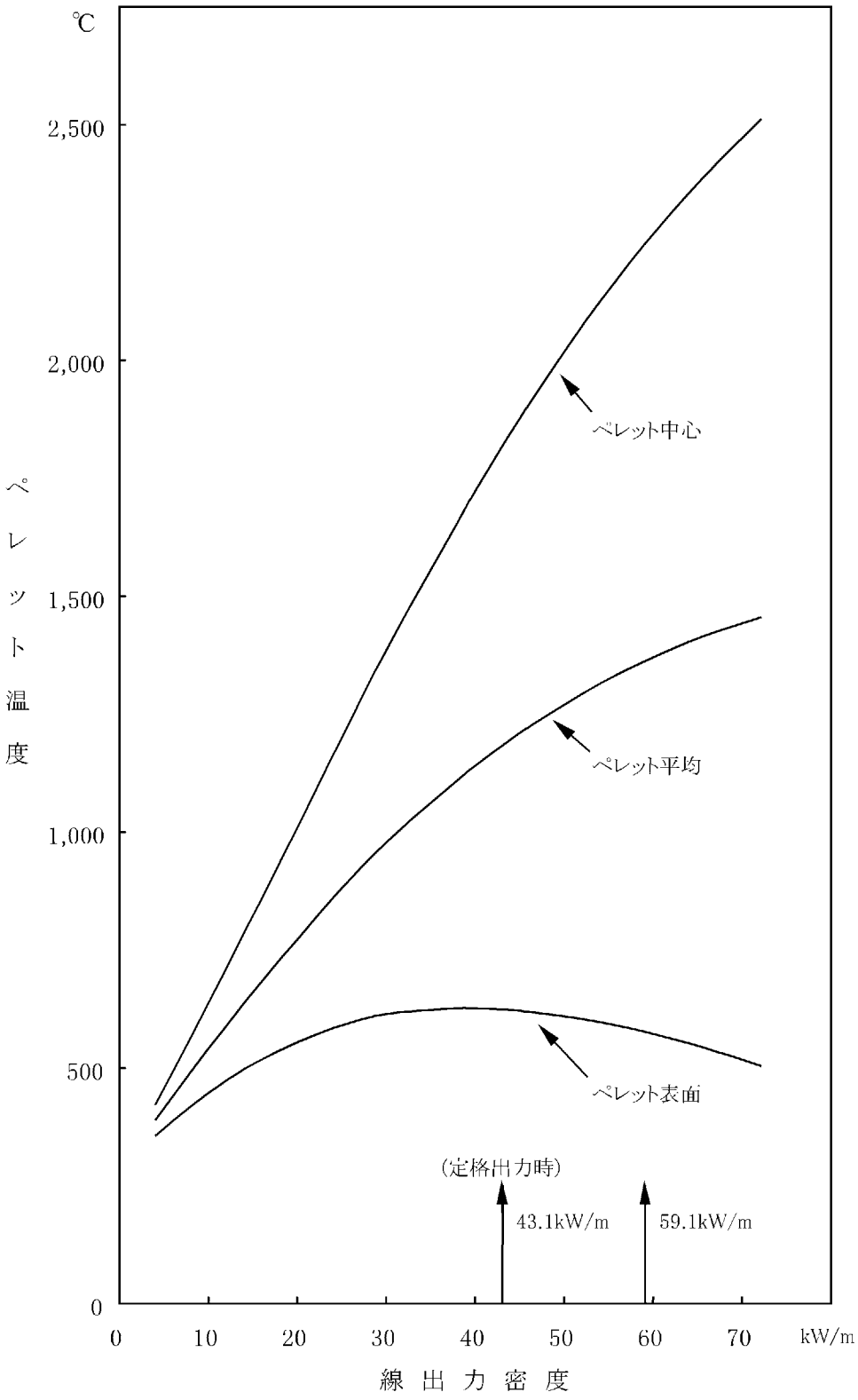
第3.2.3(4)図　燃料集合体構造概要図（3号炉）



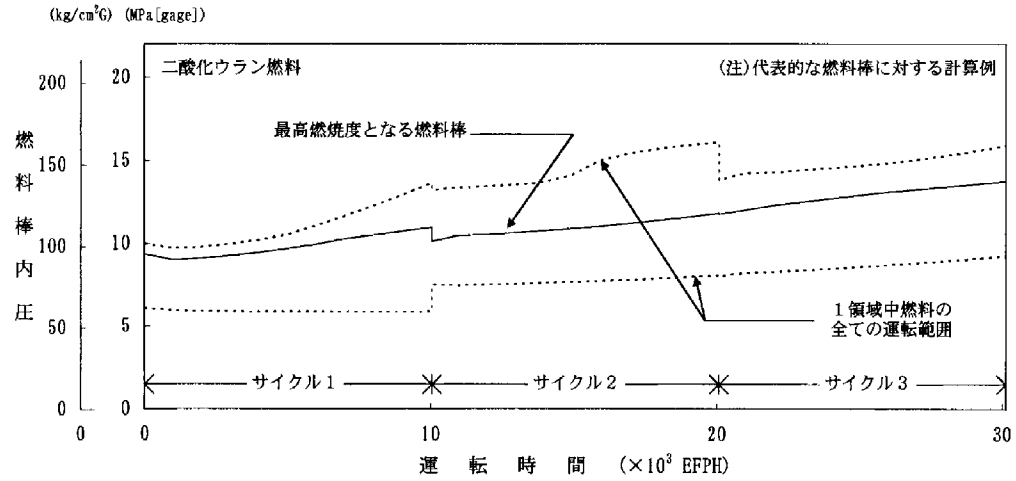
第3.2.3(5)図　ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料集合体のプルトニウム含有率分布（３号炉）
（核分裂性プルトニウム割合約68wt％、母材ウラン235濃度0.2wt％の場合）

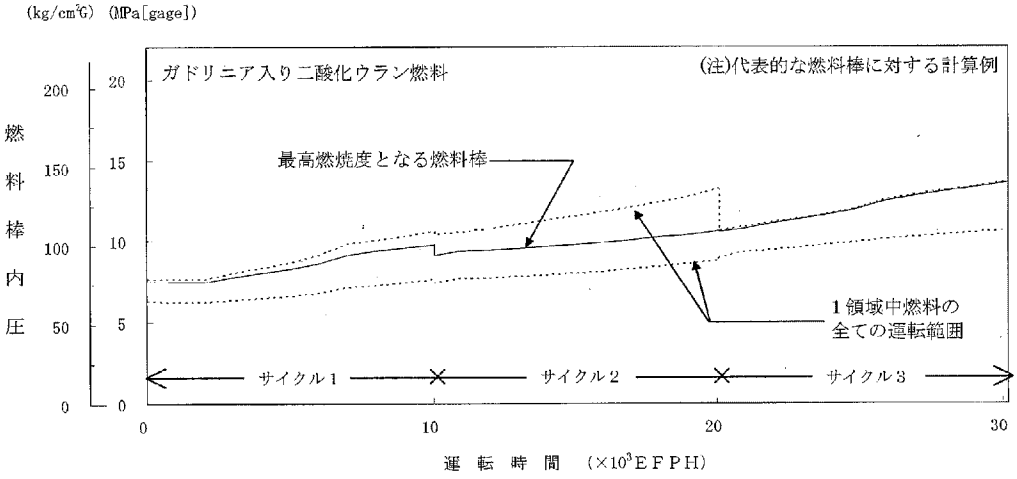


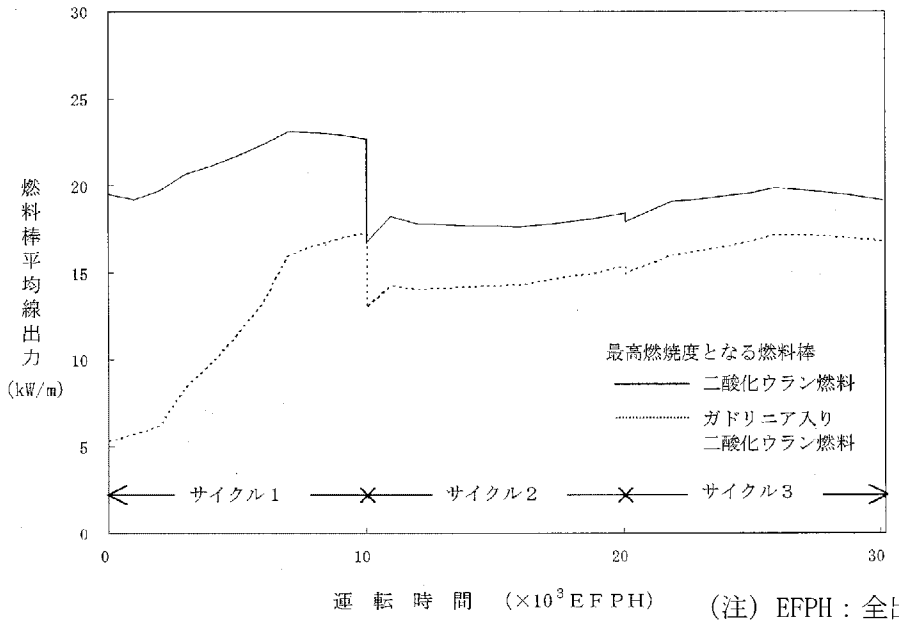
第3.2.4(1)図　二酸化ウランペレットの中心、平均及び表面温度対線出力密度
（寿命中の最高温度、文献(1)のモデルで計算）



第3.2.4(2)図　ウラン・プルトニウム混合酸化物ペレットの中心、平均及び表面温度対線出力密度（３号炉）
（寿命中の最高温度、文献(1)、(37)のモデルで計算）

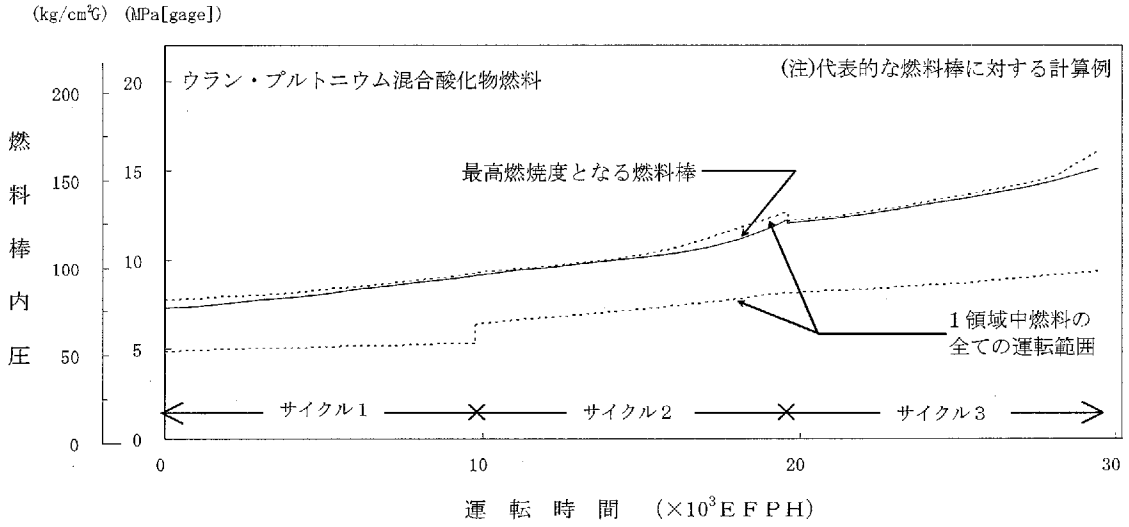


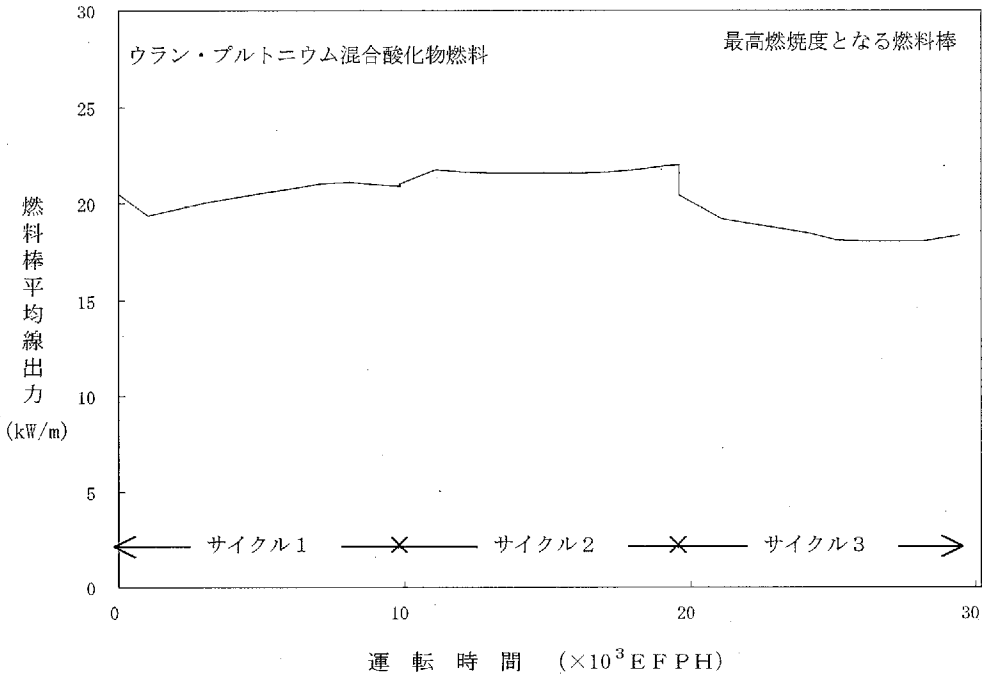




(注) EFPH：全出力換算時間

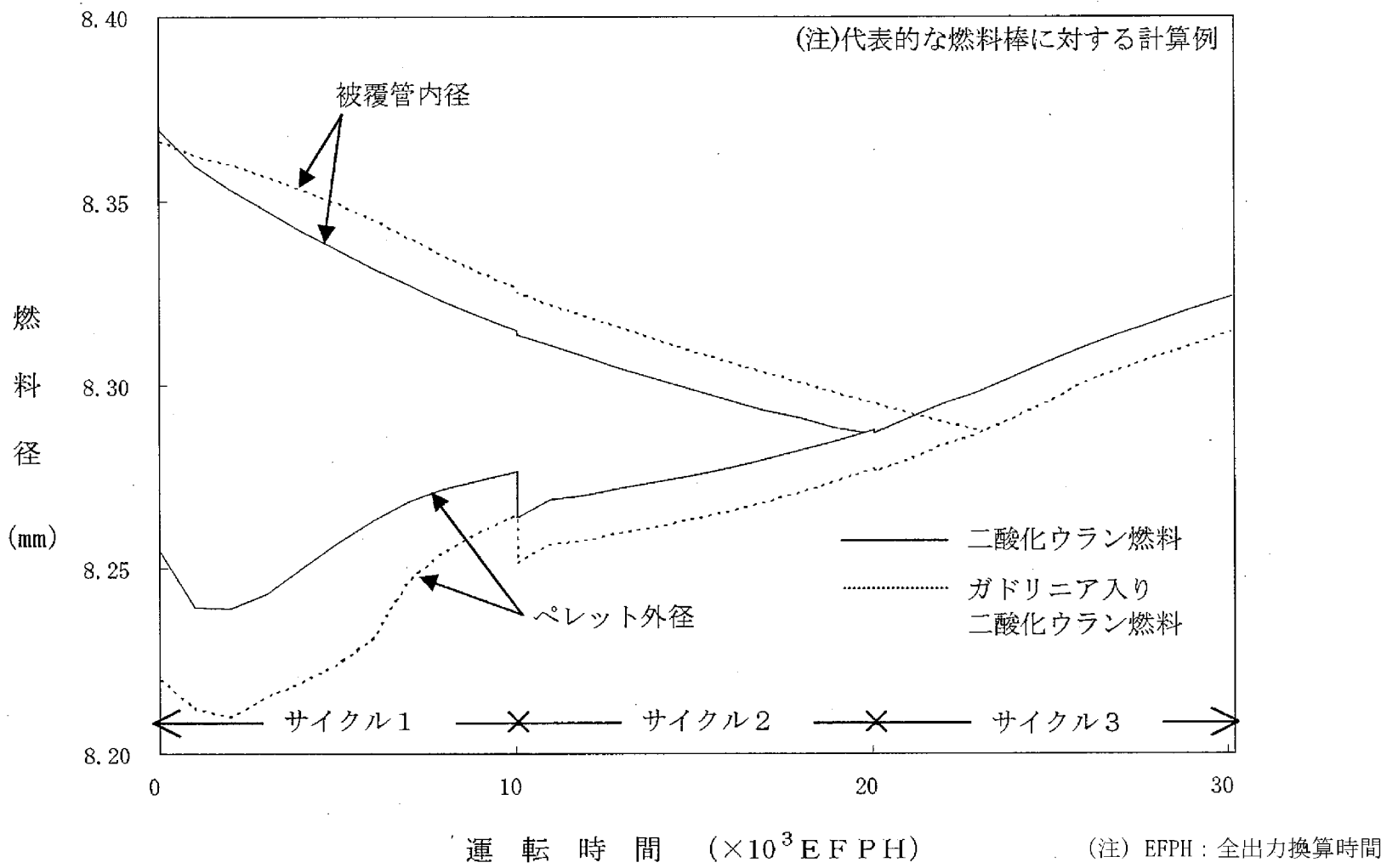
第3.2.5(3)図　燃料棒内圧の燃焼度変化(二酸化ウラン燃料、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料)(3号炉)
(文献(1)のモデルで計算)



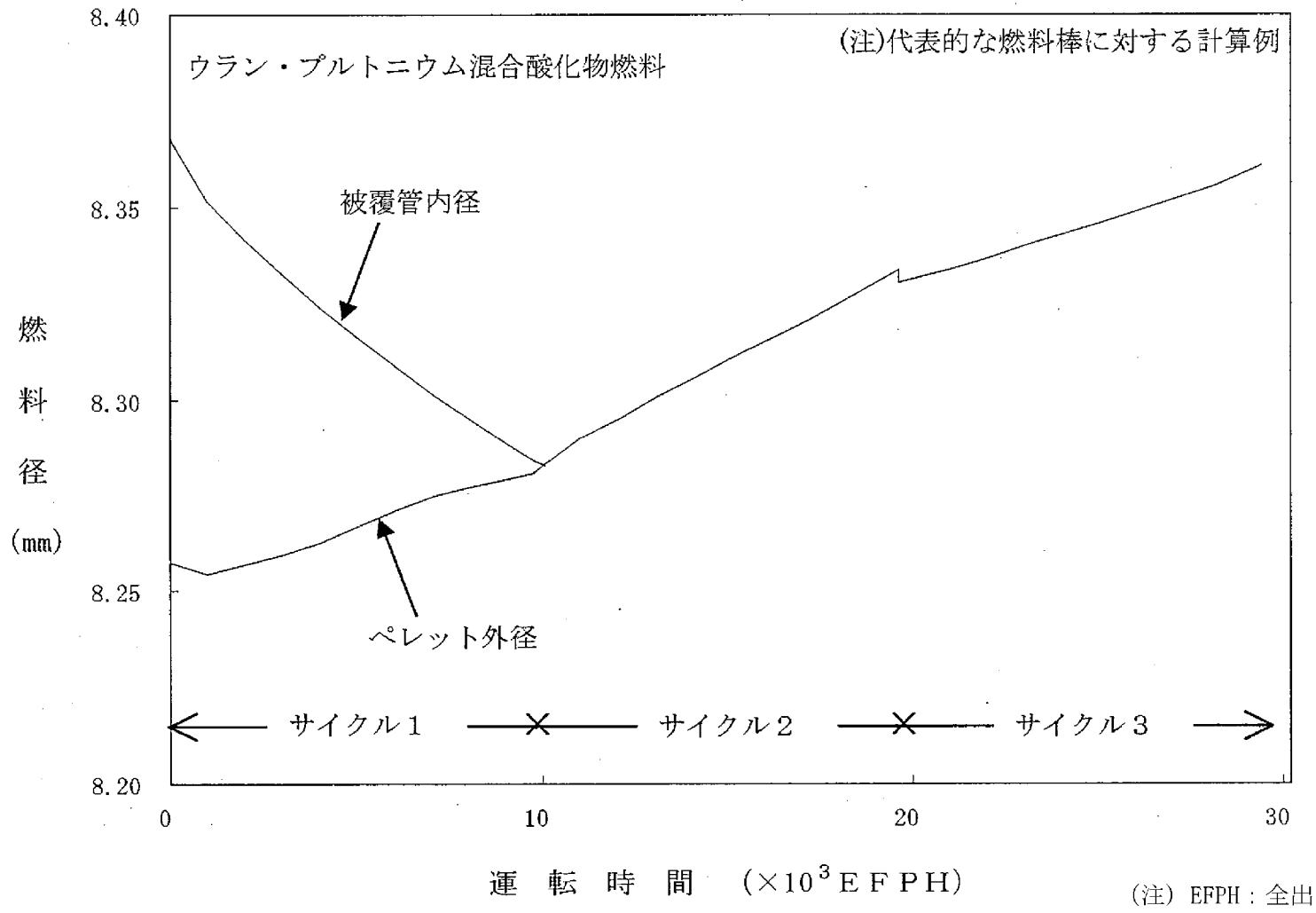


(注) EFPH：全出力換算時間

第3.2.5(4)図　燃料棒内圧の燃焼度変化（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）（３号炉）
（文献(1)、(37)のモデルで計算）

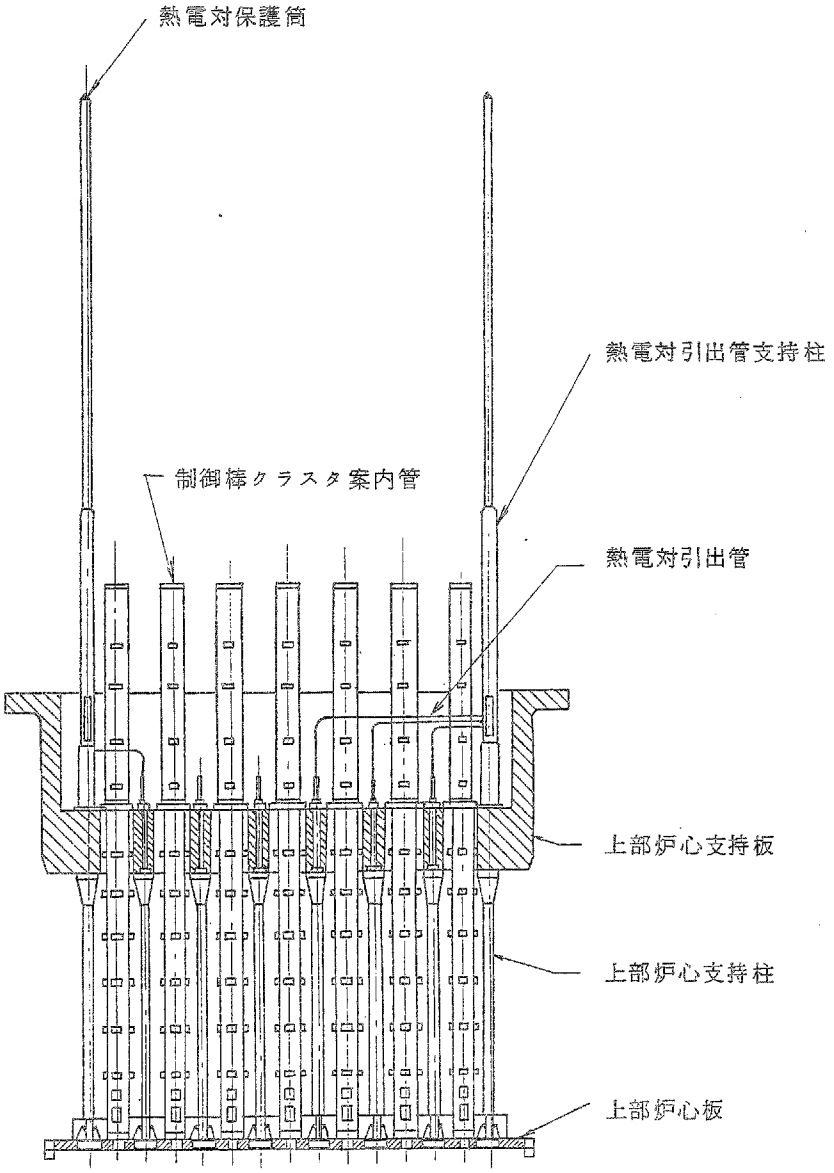


第3.2.6(3)図　燃料径の燃焼度変化（二酸化ウラン燃料、ガドリニア入り二酸化ウラン燃料）（３号炉）
（文献(1)のモデルで計算）

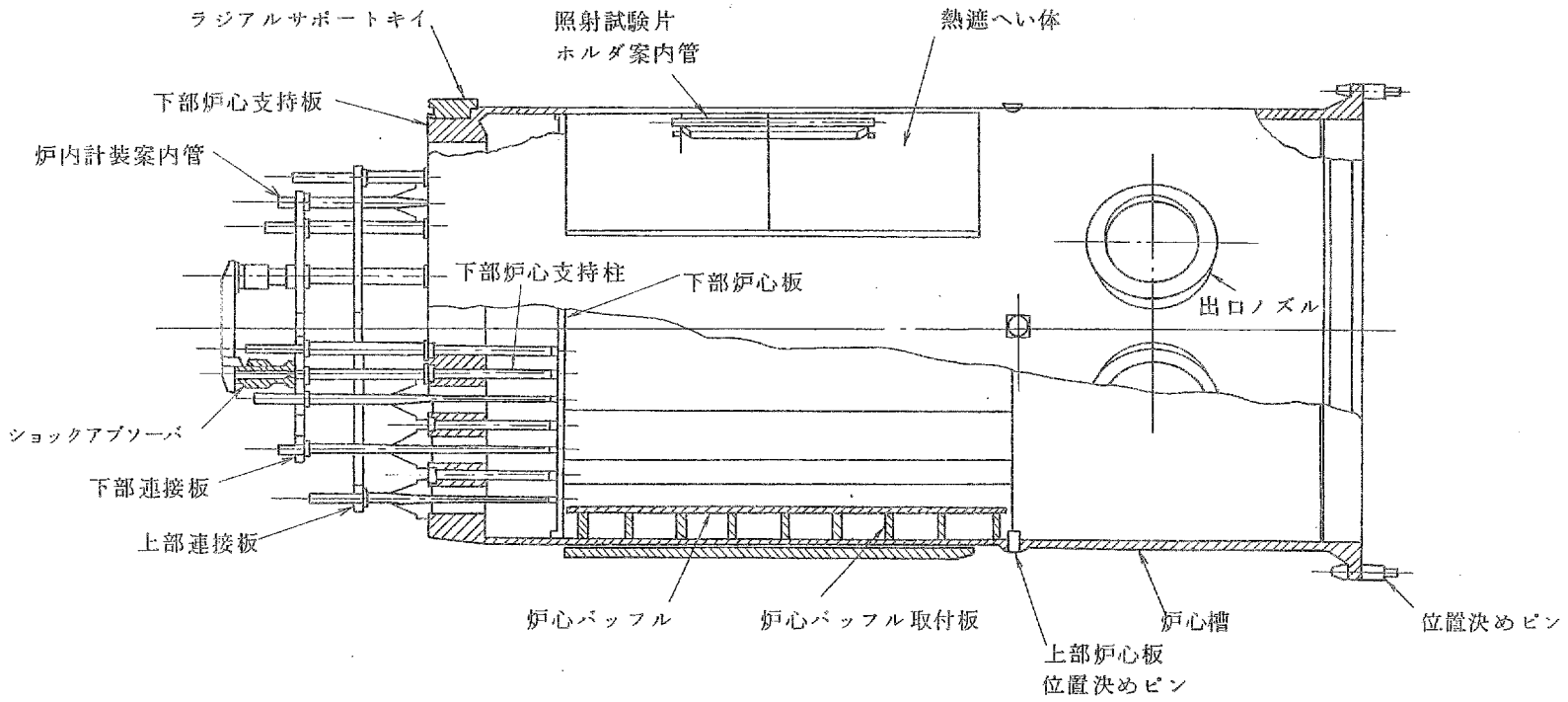


(注) EFPH：全出力換算時間

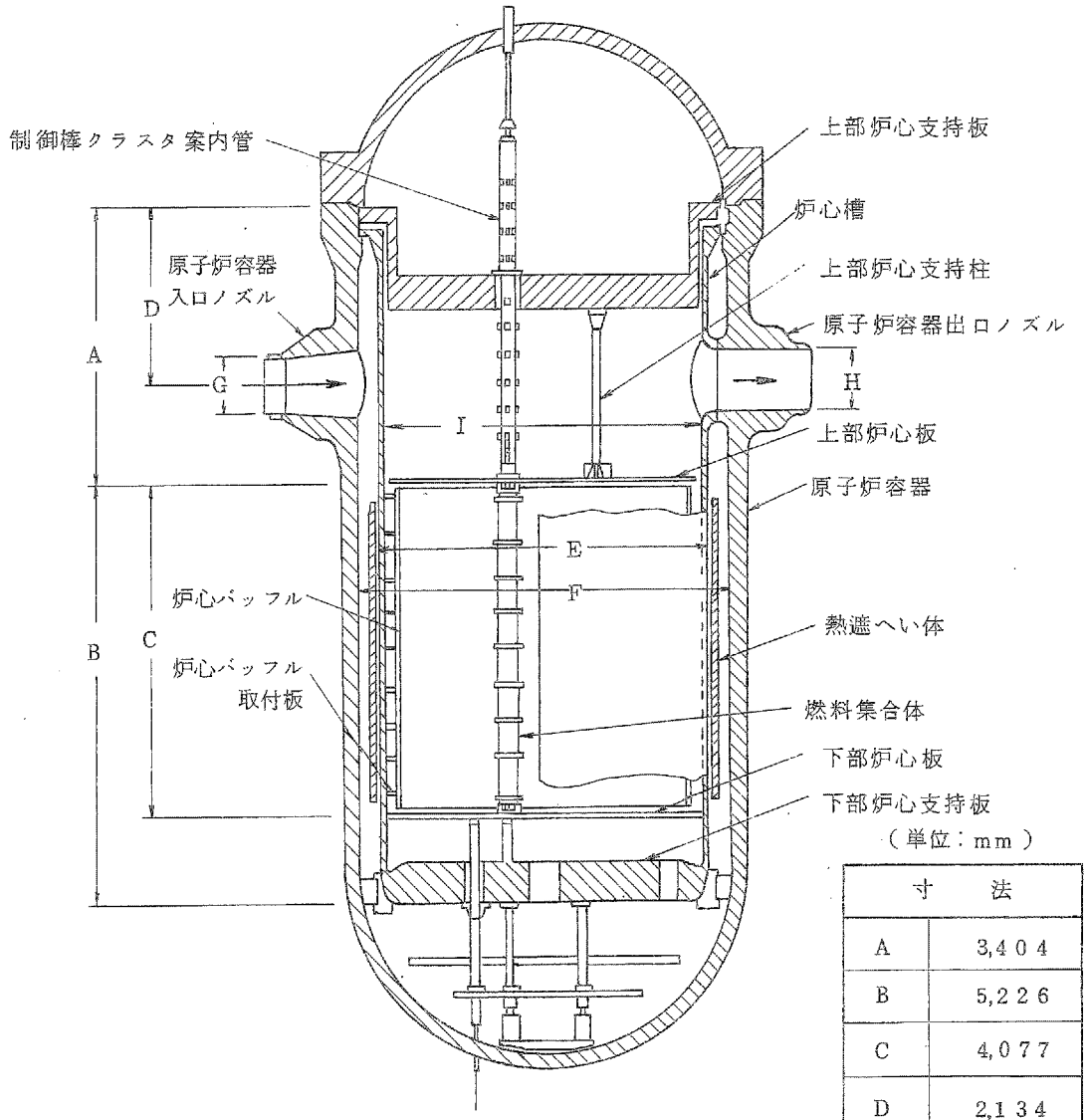
第3.2.6(4)図　燃料径の燃焼度変化（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）（３号炉）
（文献(1)、(37)のモデルで計算）



第 3.2.7 図　　上部炉心構造物構造説明図



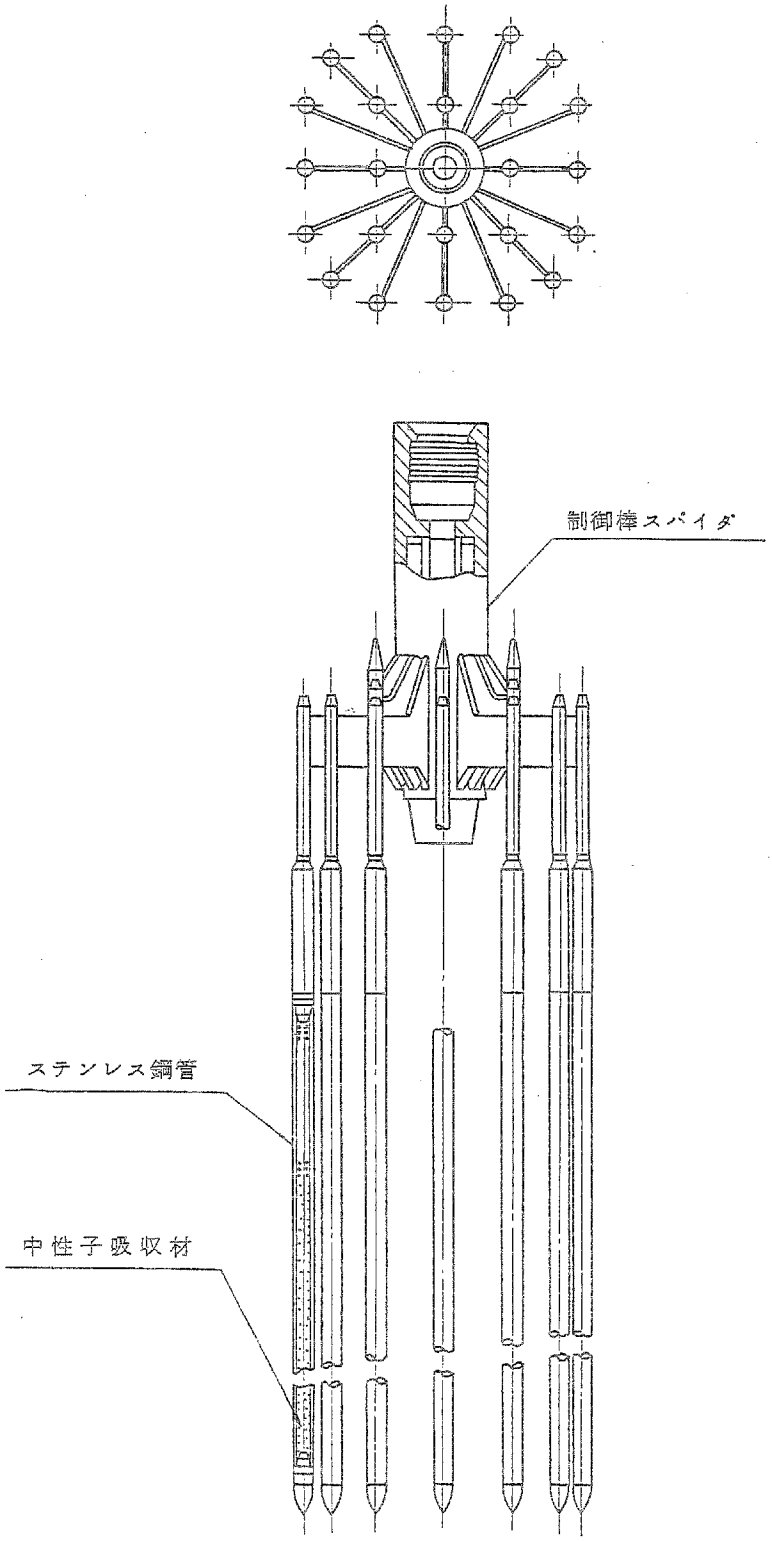
第 3.2.8 図　　下部炉心構造物構造説明図



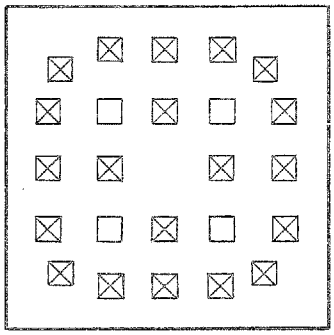
（単位：mm）

寸	法
A	3,404
B	5,226
C	4,077
D	2,134
E	3,874
F	4,394
G	699
H	737
I	3,759

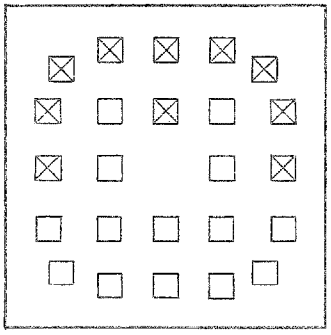
第 3.2.9 図　　原子炉容器内主要寸法図



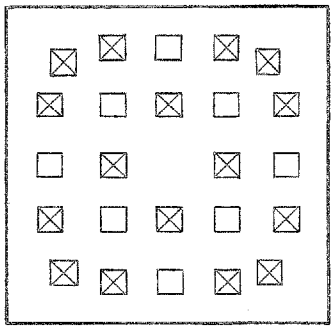
第3.2.10図　制御棒クラスタ構造説明図



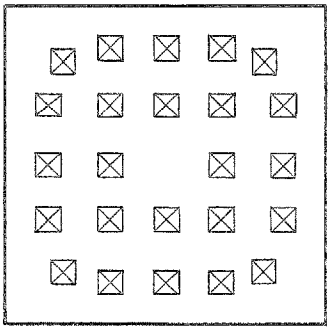
20バーナブルポイズン棒



10バーナブルポイズン棒



16バーナブルポイズン棒

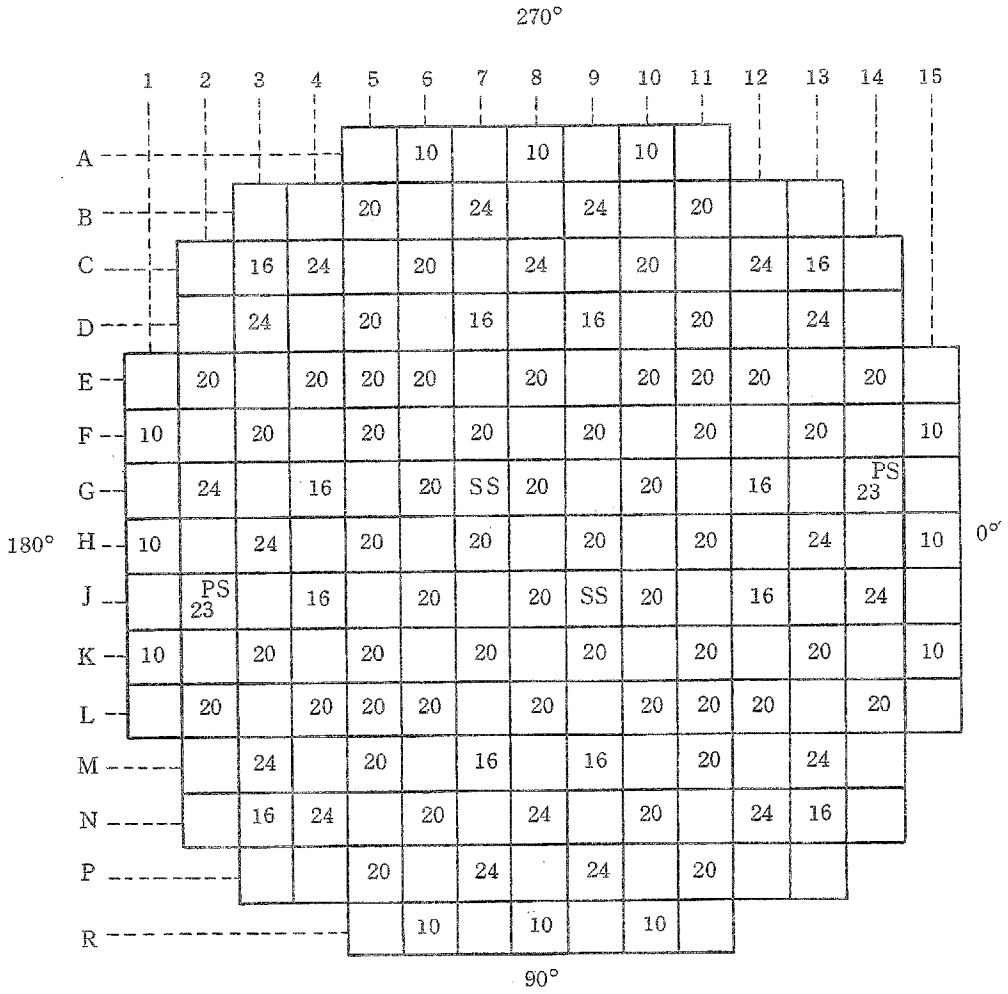


24バーナブルポイズン棒

⊠ バーナブルポイズン棒

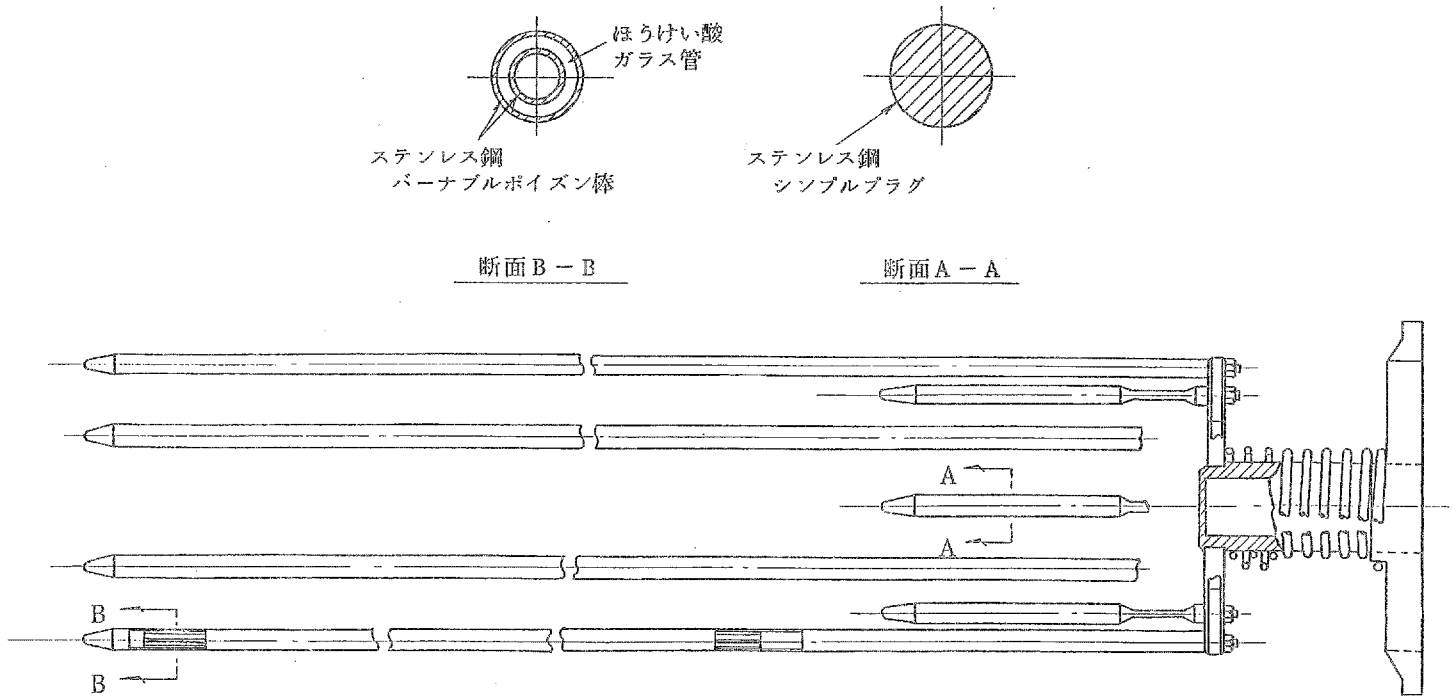
□ シンブルプラグ

第3.2.11図　バーナブルポイズン棒配置説明図

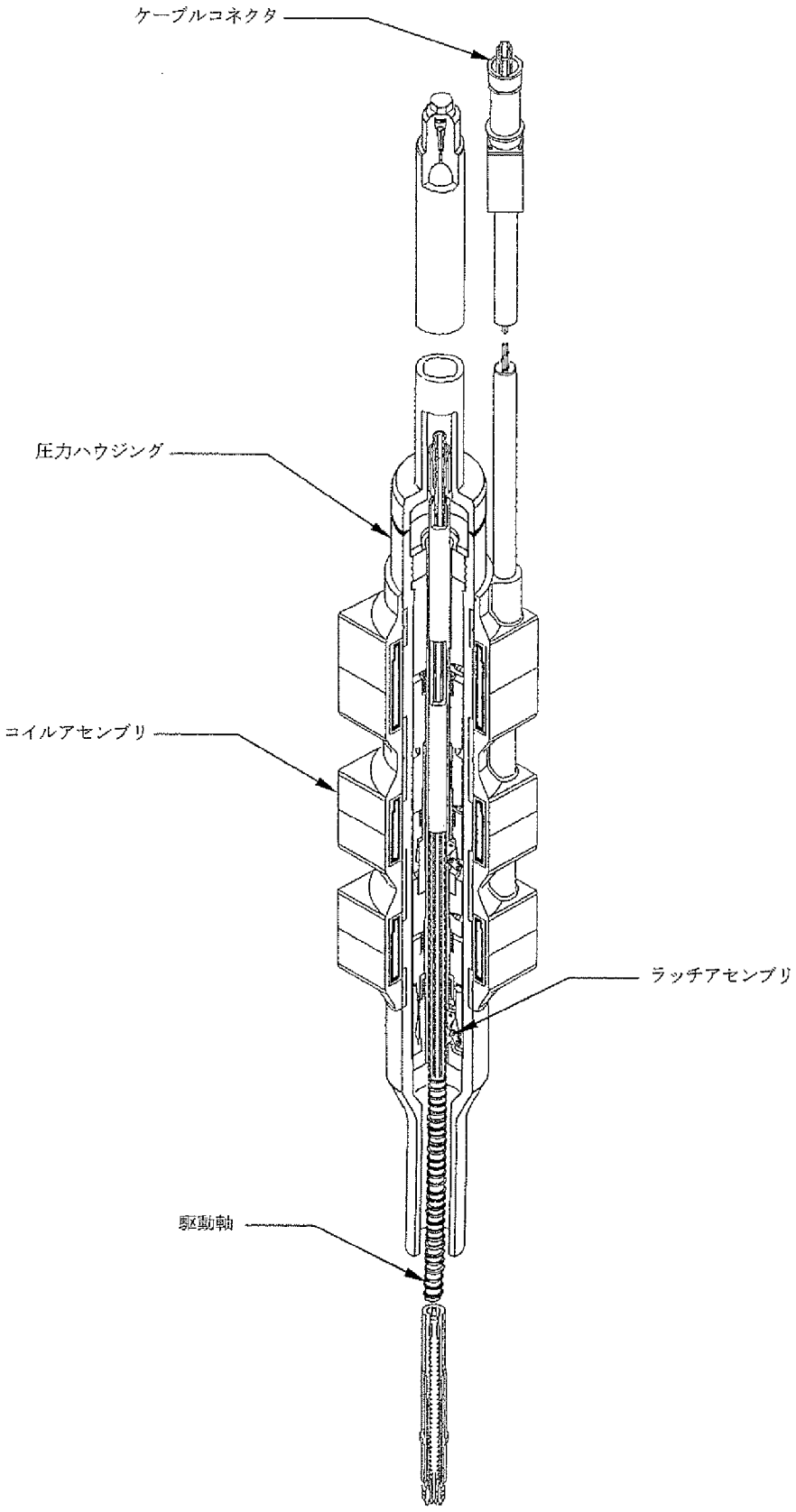


数字はバーナブルポイズン棒の本数を示す。
ＰＳ：１次中性子源集合体
ＳＳ：２次中性子源集合体

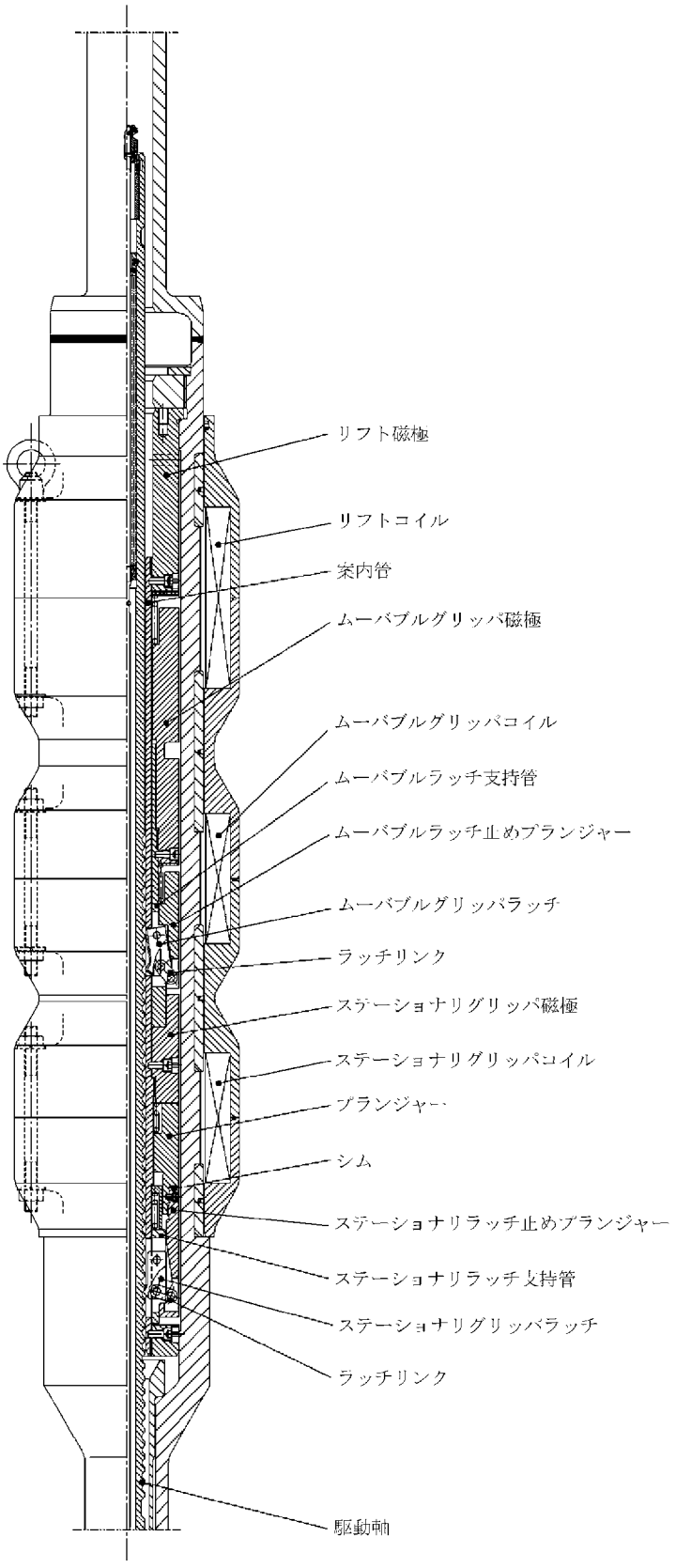
第 3.2.12 図　バーナブルポイズン棒本数及び配置説明図（初装荷炉心）



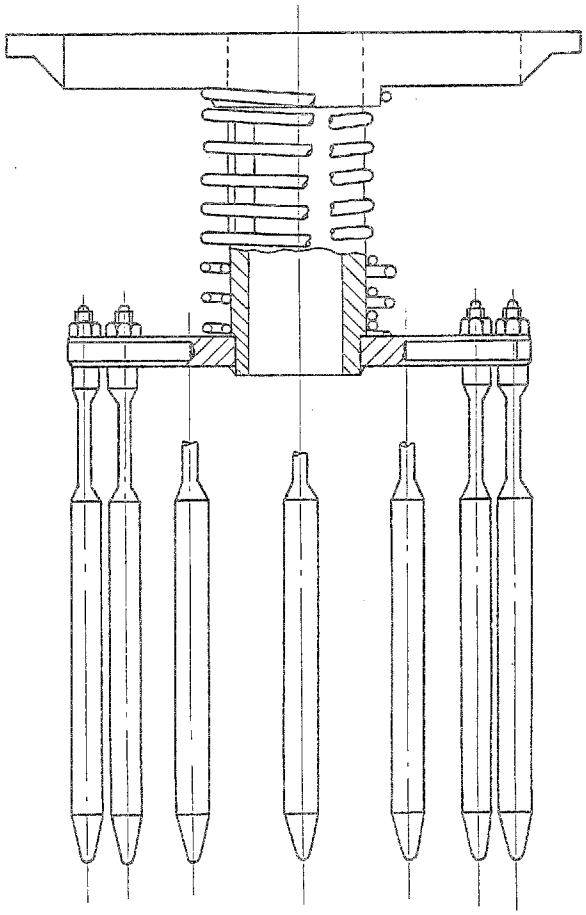
第 3.2.13 図　バーナブルポイズン構造説明図



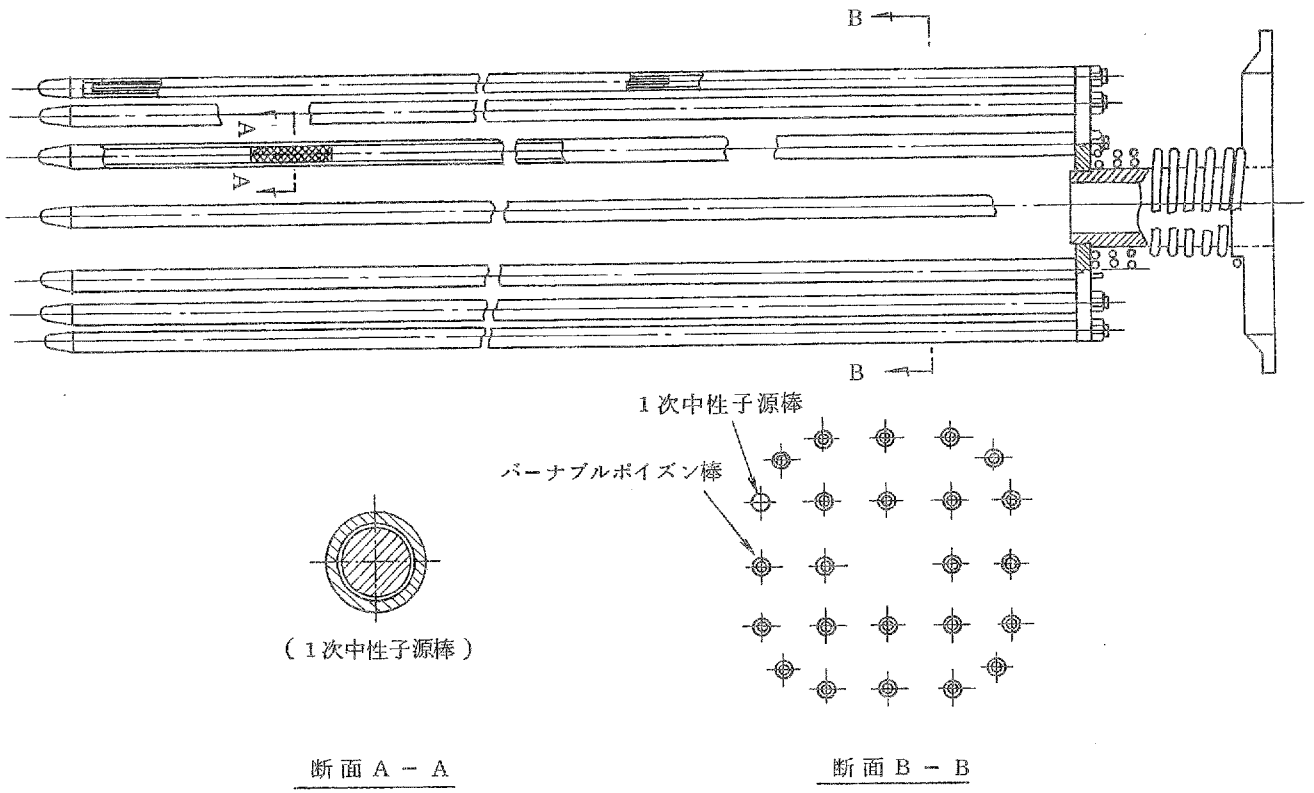
第3.2.14図　制御棒駆動装置説明図



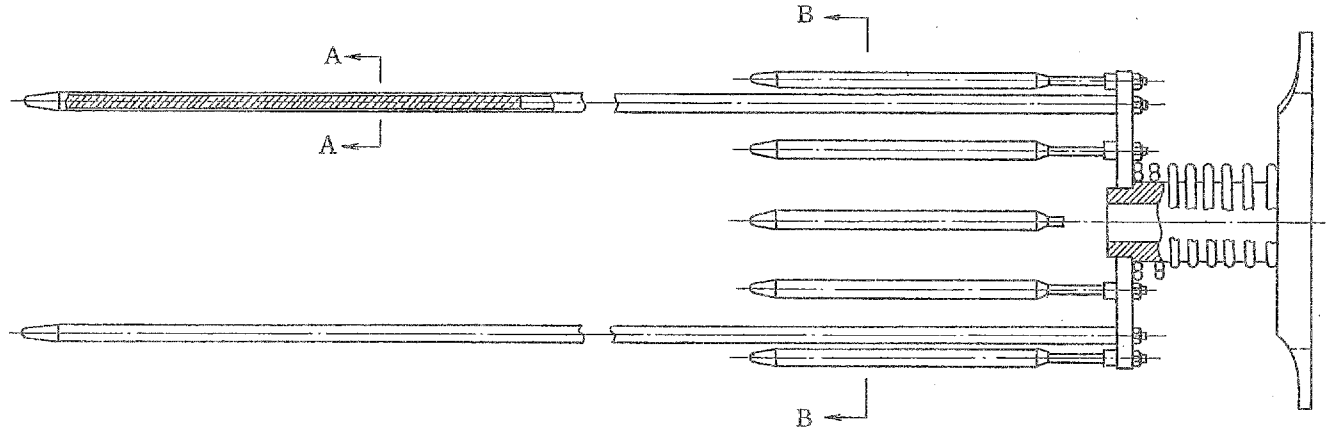
第3.2.15図　制御棒駆動装置断面説明図

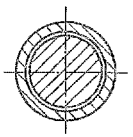


第 3.2.16 図　シンブルプラグ構造説明図



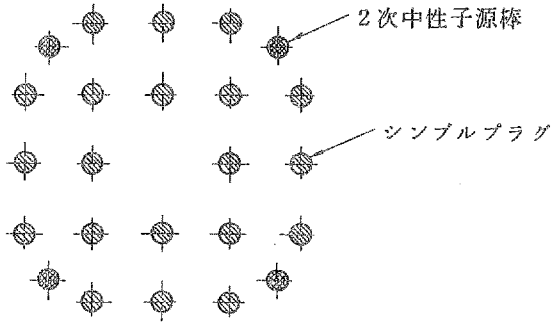
第3.2.17図　中性子源集合体構造説明図（1次中性子源）





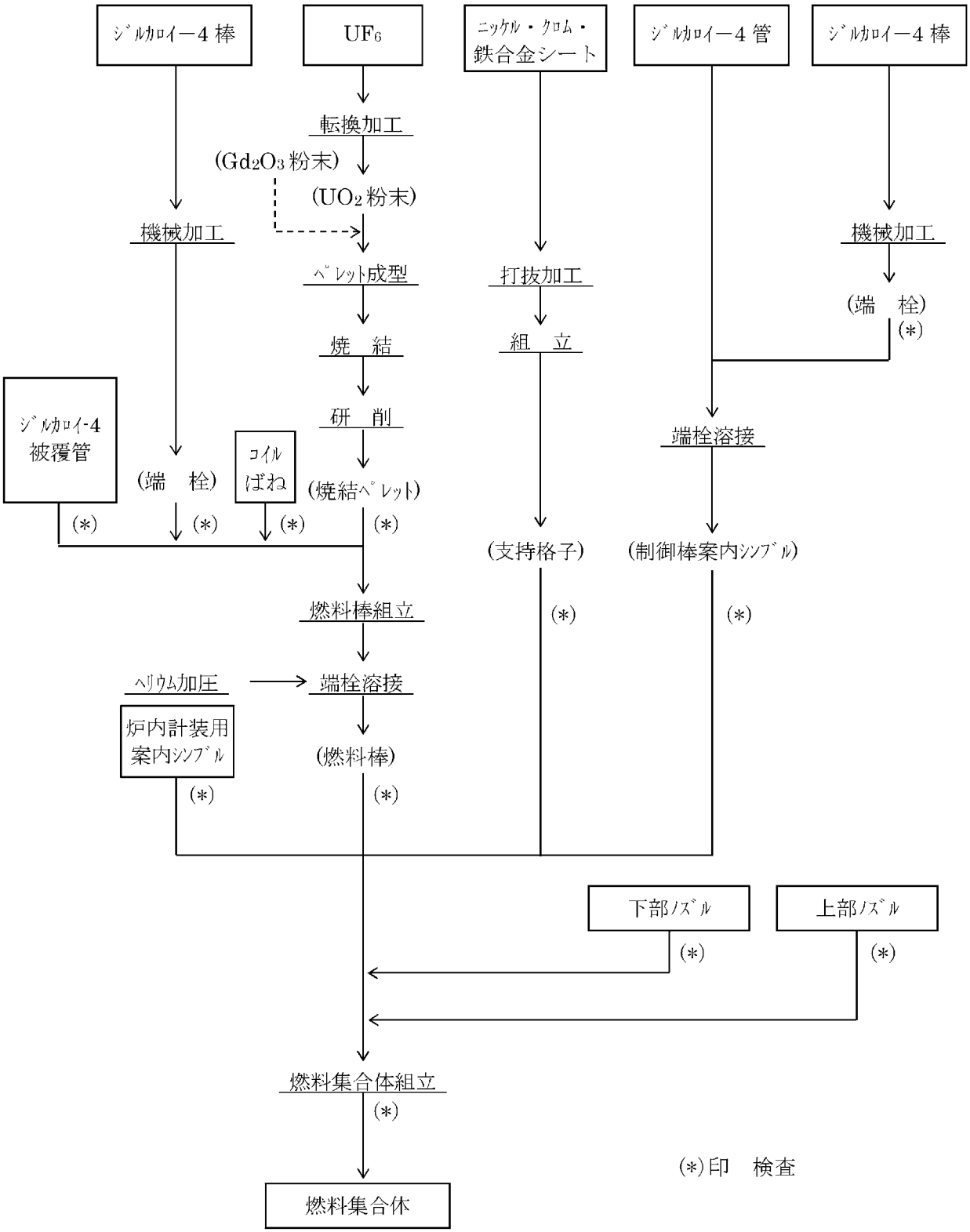
（２次中性子源棒）

断面　A－A

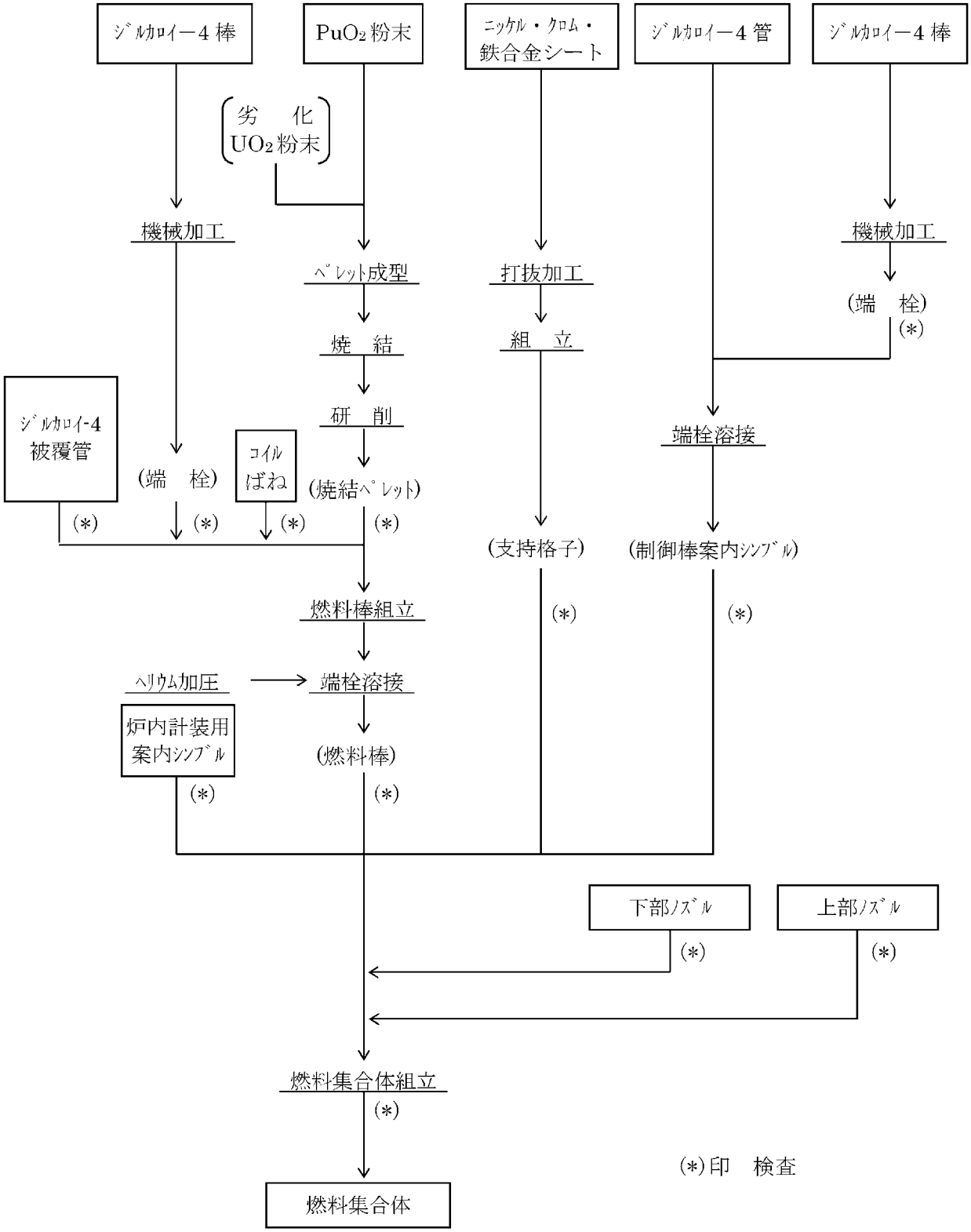


断面　B－B

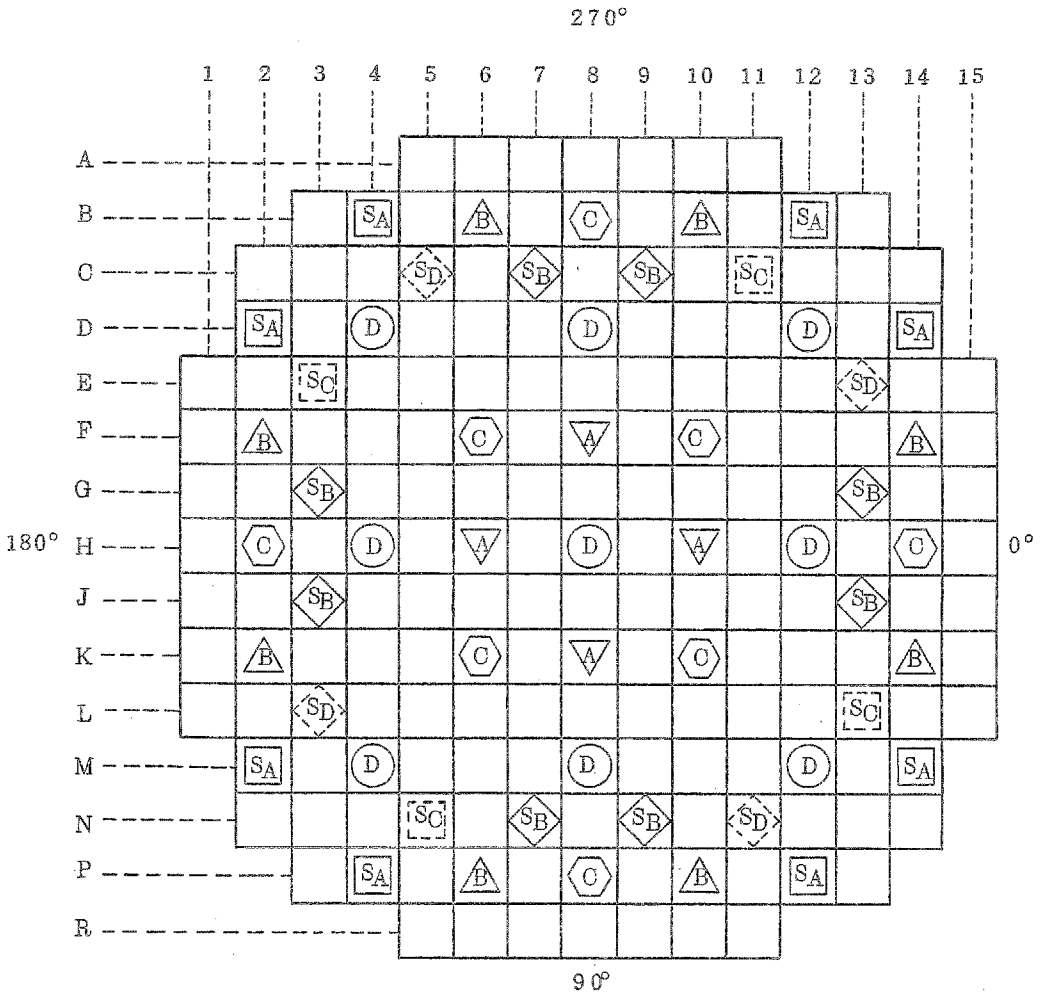
第 3.2.18図　中性子源集合体構造説明図（２次中性子源）



第3.2.19(1)図　ウラン燃料の製造工程概要図（３号炉）



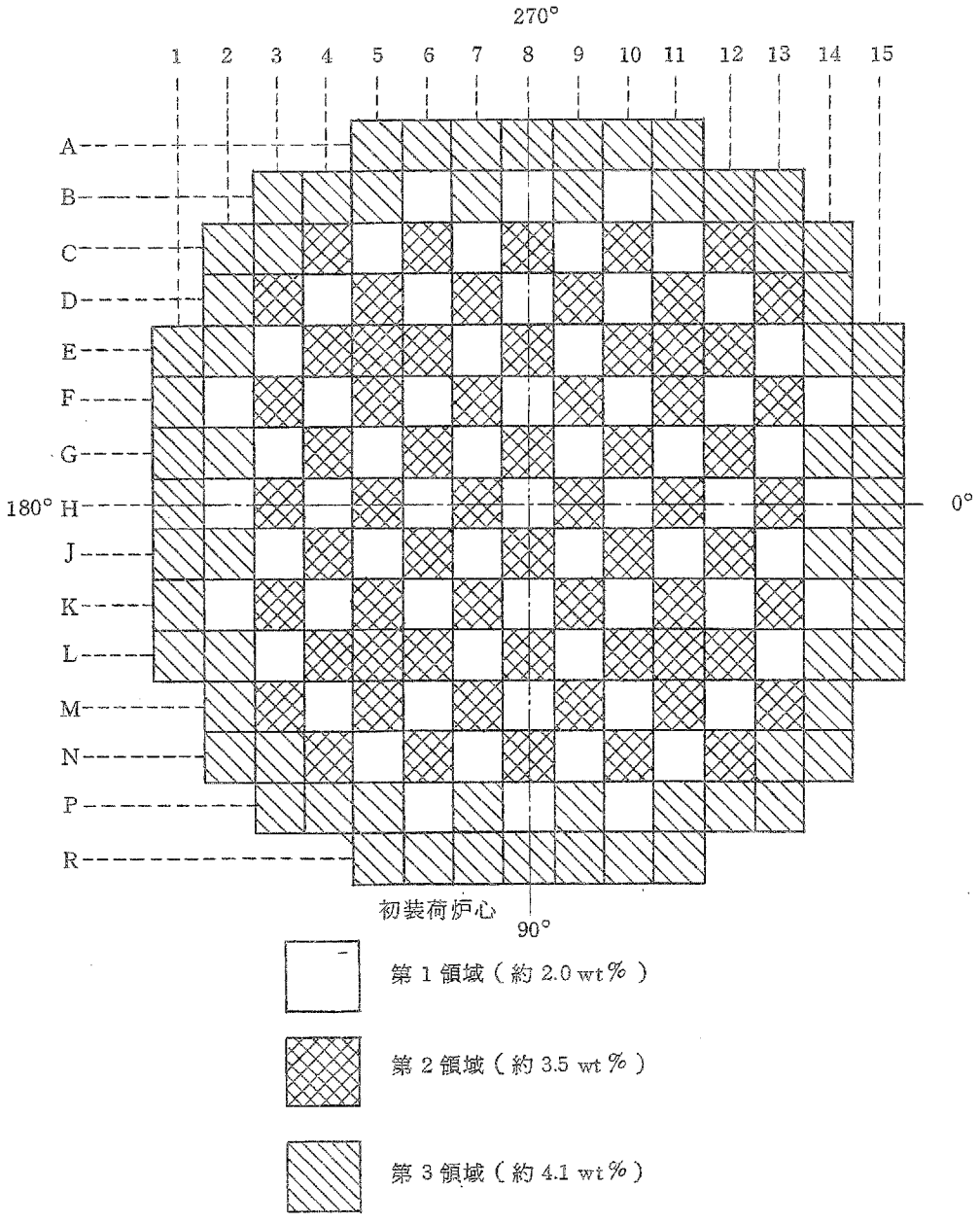
第3.2.19(2)図　ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の製造工程概要図
（３号炉）



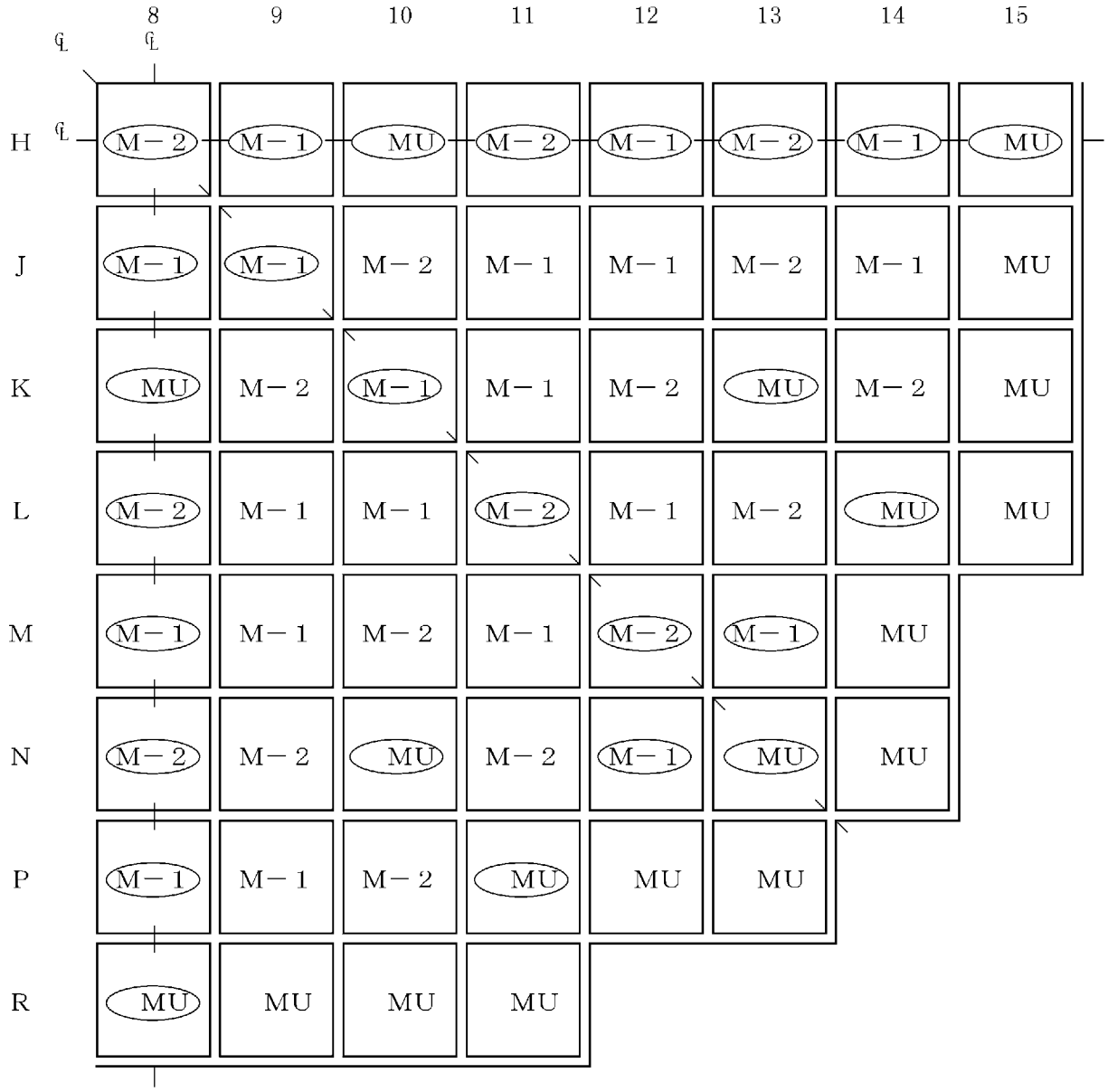
制御棒クラスタ本数

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
S_A	：停止グループ・バンクS_A	8
S_B	：停止グループ・バンクS_B	8
S_C	：停止グループ・バンクS_C	4
S_D	：停止グループ・バンクS_D	4

第3.3.1図　制御棒クラスタ配置説明図



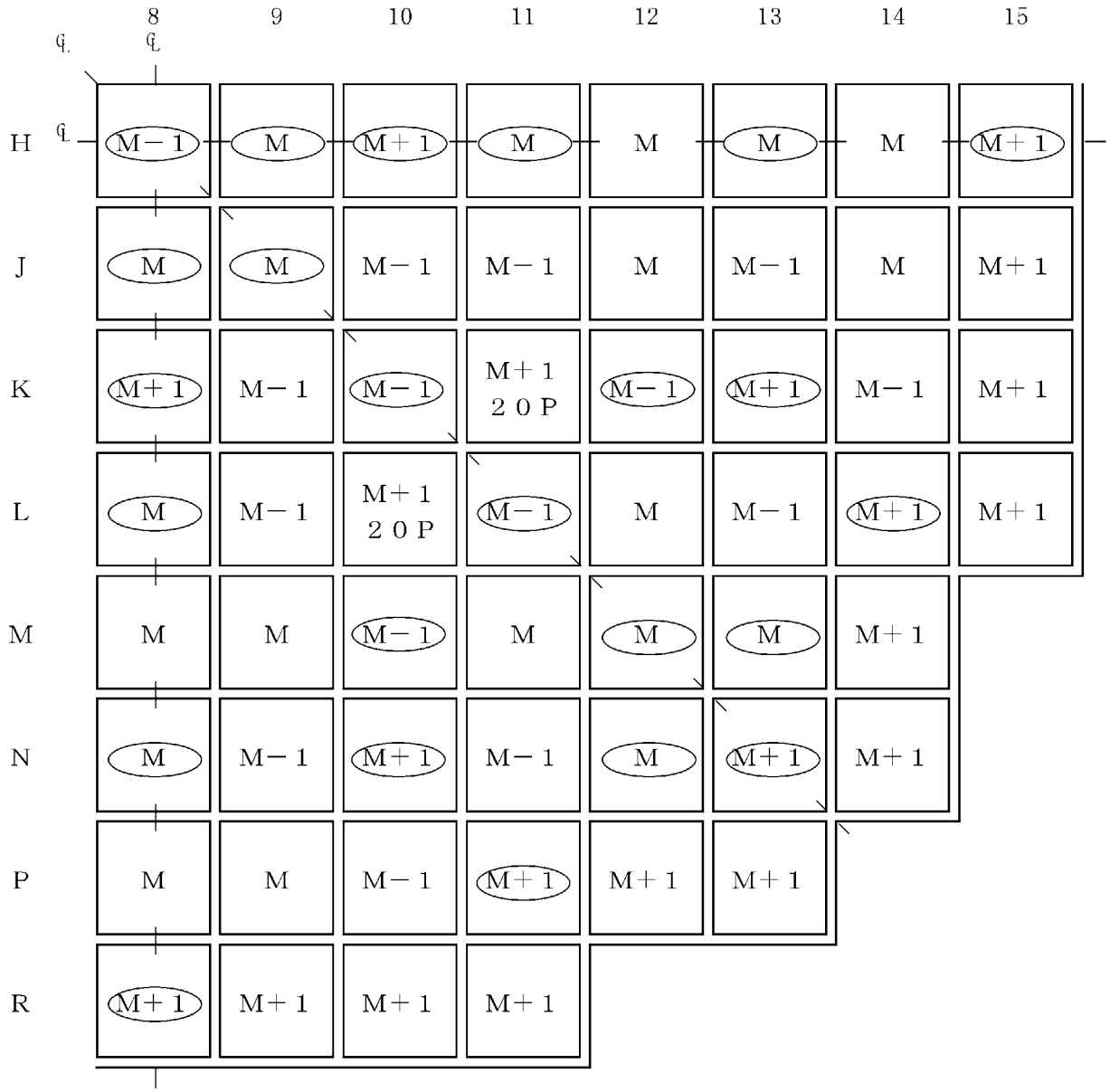
第 3.3.2 図　燃料集合体配置説明図（初装荷炉心）



(M－2)　：第（M－2）A領域燃料（4.1wt％（Gd入り）0　　17体）*
M－2　：第（M－2）B領域燃料（4.1wt％　　40体）
(M－1)　：第（M－1）A領域燃料（4.1wt％（Gd入り）0　　28体）*
M－1　：第（M－1）B領域燃料（4.1wt％　　40体）
(M)　：第　M　A領域燃料（4.1wt％（Gd入り）0　　28体）*
M　：第　M　B領域燃料（4.1wt％　　40体）

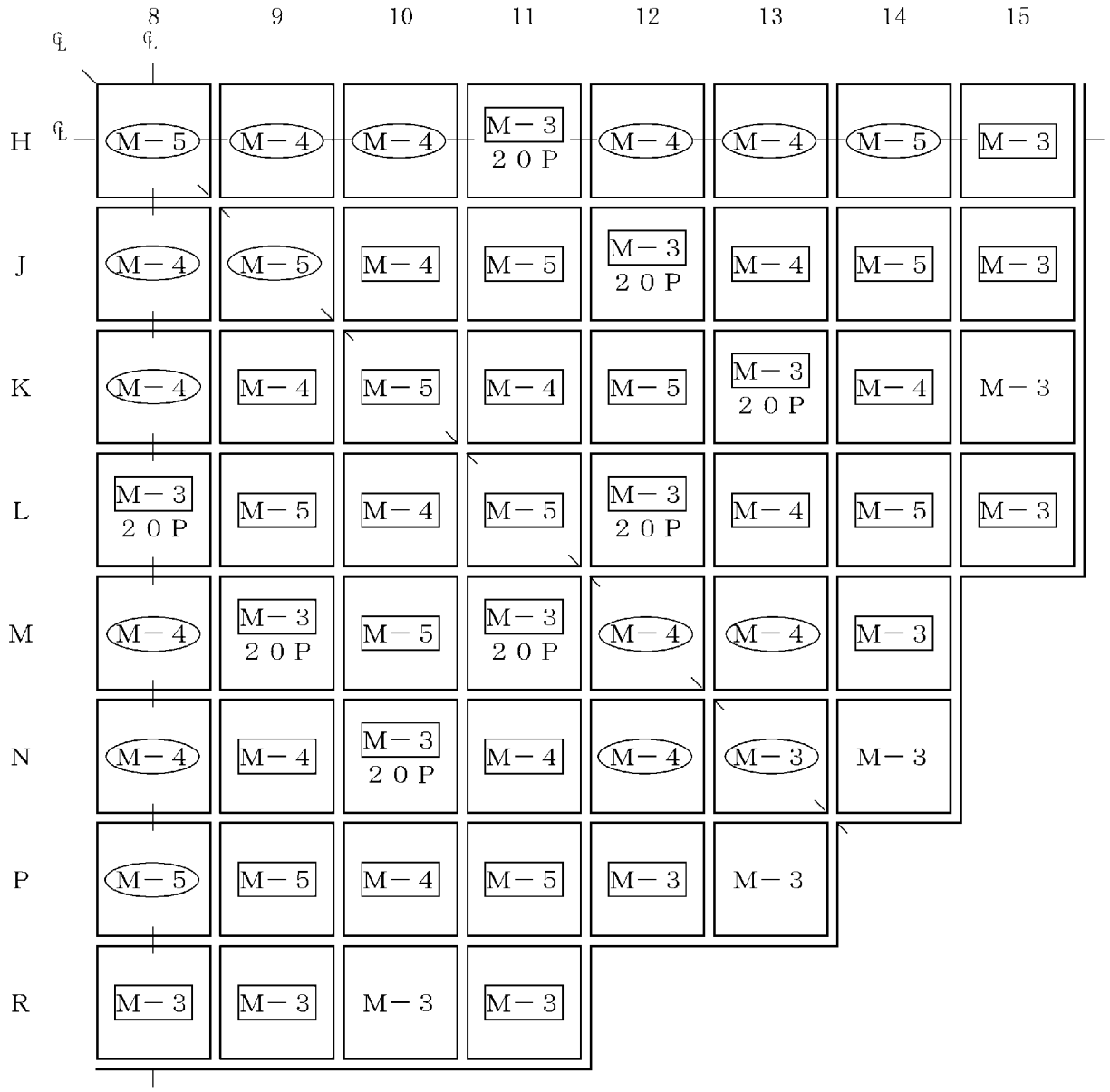
注）(M)、M、は新燃料
＊）2.6wt％^{235}U－6wt％Gd_2O_3入りUO_2燃料棒16本を含む

第3.3.7(1)図　燃料集合体配置図（第Ｎサイクル炉心）（ウラン燃料平衡炉心）〔1／4炉心〕（３号炉）



(M－1)　：第（M－1）A領域燃料（4.1wt%（Gd入り）0　17体）*
M－1　：第（M－1）B領域燃料（4.1wt%　40体）
(M)　：第　M　A領域燃料（4.1wt%（Gd入り）0　28体）*
M　：第　M　B領域燃料（4.1wt%　32体）
(M＋1)　：第（M＋1）A領域燃料（4.1wt%（Gd入り）0　28体）*
M＋1　：第（M＋1）B領域燃料（4.1wt%　48体）
注）(M＋1)、M＋1、は新燃料
２０Ｐ：新20本タイプＢＰ　（8体）
＊）2.6wt%^{235}U－6wt%Gd_2O_3入りUO_2燃料棒16本を含む

第3.3.7(2)図　燃料集合体配置図（第Ｎ＋１サイクル炉心）（ウラン燃料予定外取出炉心）〔1／4炉心〕（３号炉）



(M－5)	：第（M－５）Ａ領域燃料（4.1wt％（Gd 入り）0	9 体）	*
[M－5]	：第（M－５）Ｂ領域燃料（4.1wt％	40 体）	
(M－4)	：第（M－４）Ａ領域燃料（4.1wt％（Gd 入り）0	28 体）	*
[M－4]	：第（M－４）Ｂ領域燃料（4.1wt％	40 体）	
(M－3)	：第（M－３）Ａ領域燃料（4.1wt％（Gd 入り）0	4 体）	*
[M－3]	：第（M－３）Ｂ領域燃料（4.1wt％	56 体）	
M－3	：第（M－３）Ｃ領域燃料（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	16 体）	**

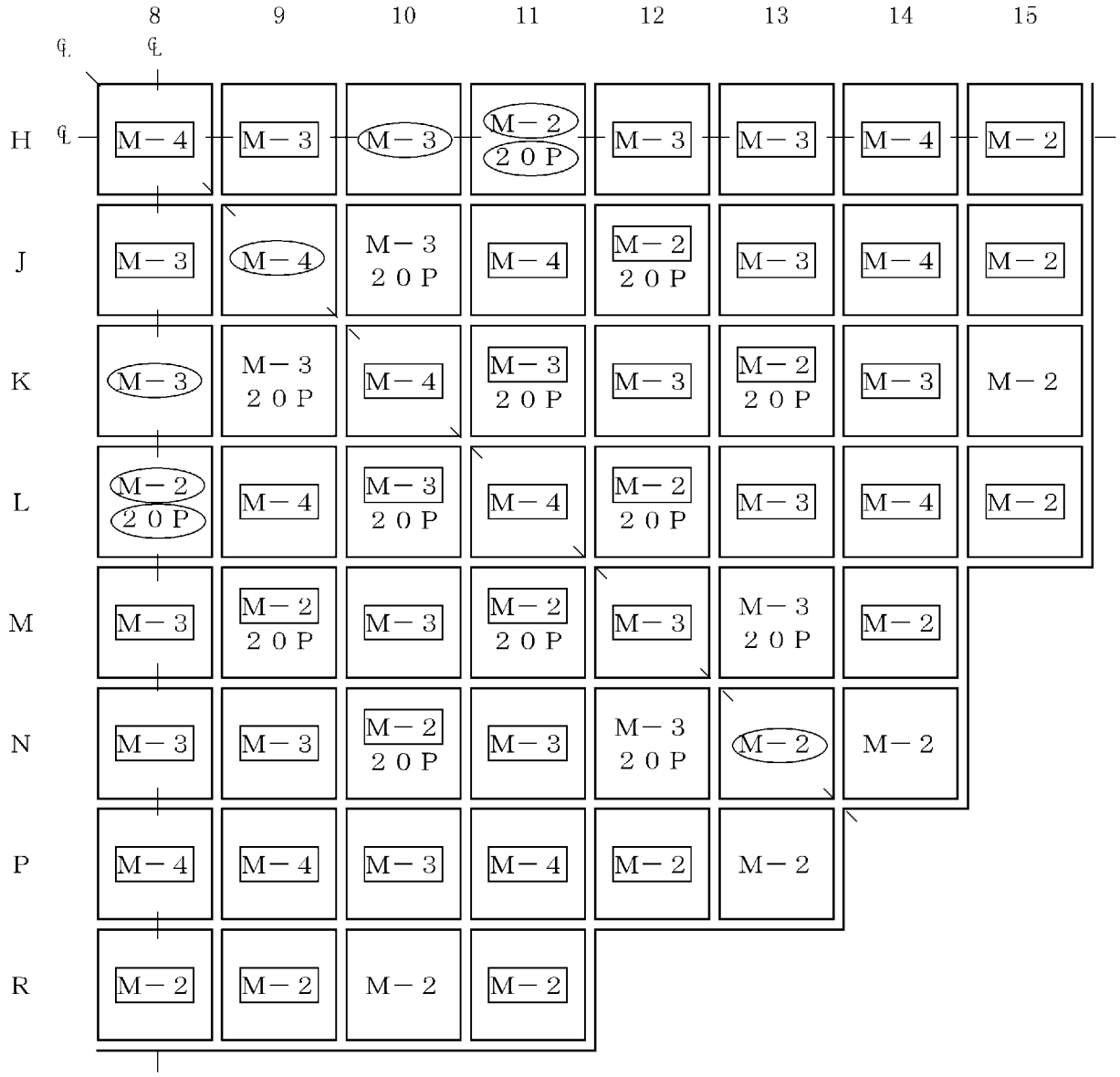
注）(M－3)、[M－3]、M－３、は新燃料

２０Ｐ：新 20 本タイプＢＰ（28 体）

＊）2.6wt％^{235}U－6wt％Gd_2O_3入り UO_2燃料棒 16 本を含む

＊＊）燃料集合体平均プルトニウム含有率 4.1wt％濃縮ウラン相当

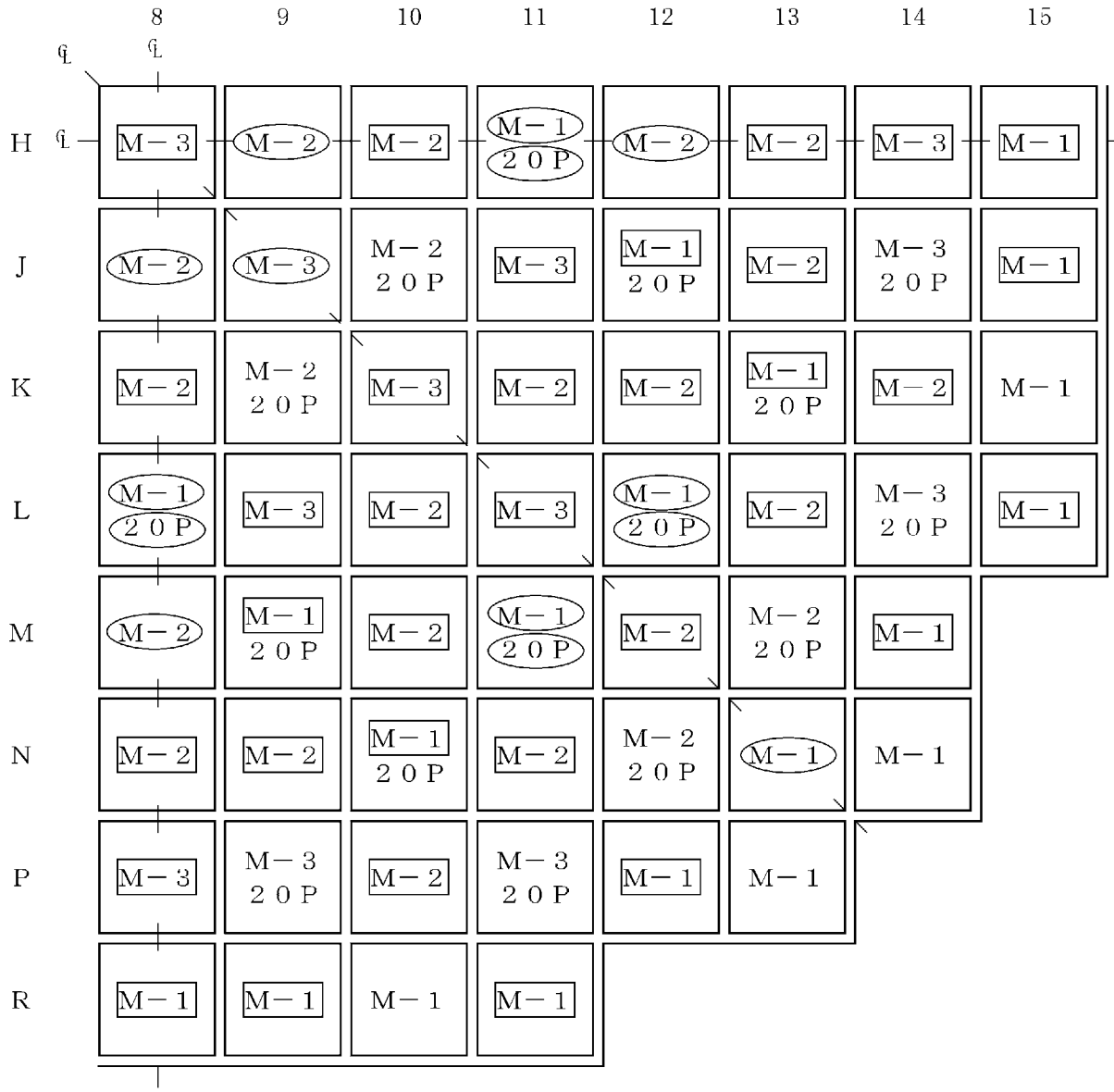
第3.3.7(3)図　燃料集合体配置図（第Ｎ－３サイクル炉心）（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料移行第１サイクル炉心）〔1／4炉心〕（３号炉）



M－4 ：第（M－4）A領域燃料（4.1wt％（Gd入り）0 4体）＊
M－4 ：第（M－4）B領域燃料（4.1wt％ 37体）
M－3 ：第（M－3）A領域燃料（4.1wt％（Gd入り）0 4体）＊
M－3 ：第（M－3）B領域燃料（4.1wt％ 56体）
M－3 ：第（M－3）C領域燃料（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 16体）＊＊
M－2 ：第（M－2）A領域燃料（4.1wt％（Gd入り）0 8体）＊
M－2 ：第（M－2）B領域燃料（4.1wt％ 52体）
M－2 ：第（M－2）C領域燃料（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 16体）＊＊
注）M－2、M－2、M－2、は新燃料
２０Ｐ：新20本タイプＢＰ（48体）
２０Ｐ：旧20本タイプＢＰ（4体）

＊）2.6wt％^{235}U－6wt％Gd_2O_3入りUO_2燃料棒16本を含む
＊＊）燃料集合体平均プルトニウム含有率4.1wt％濃縮ウラン相当

第3.3.7(4)図　燃料集合体配置図（第Ｎ－２サイクル炉心）（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料移行第２サイクル炉心）〔1／4炉心〕（３号炉）



(M－3)	：第（M－３）Ａ領域燃料（4.1wt％（Gd 入り）０	4 体）	*
[M－3]	：第（M－３）Ｂ領域燃料（4.1wt％	21 体）	
M－3	：第（M－３）Ｃ領域燃料（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	16 体）	**
(M－2)	：第（M－２）Ａ領域燃料（4.1wt％（Gd 入り）０	8 体）	*
[M－2]	：第（M－２）Ｂ領域燃料（4.1wt％	52 体）	
M－2	：第（M－２）Ｃ領域燃料（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	16 体）	**
(M－1)	：第（M－１）Ａ領域燃料（4.1wt％（Gd 入り）０	16 体）	*
[M－1]	：第（M－１）Ｂ領域燃料（4.1wt％	44 体）	
M－1	：第（M－１）Ｃ領域燃料（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	16 体）	**

注）(M－1)、[M－1]、M－１、は新燃料

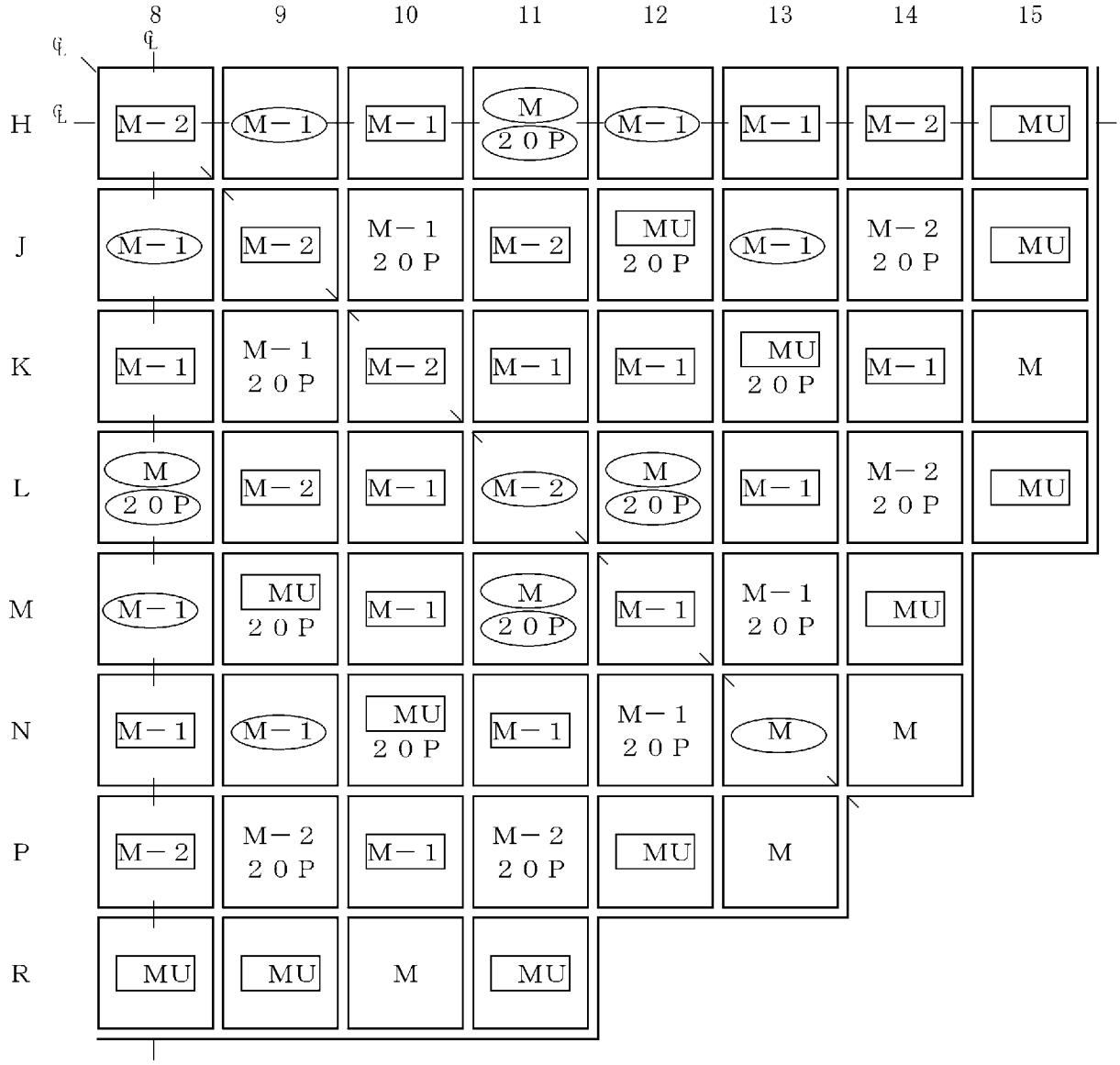
２０Ｐ：新 20 本タイプＢＰ（48 体）

(２０Ｐ)：旧 20 本タイプＢＰ（12 体）

＊）2.6wt％^{235}U－6wt％Gd_2O_3入り UO_2燃料棒 16 本を含む

＊＊）燃料集合体平均プルトニウム含有率4.1wt％濃縮ウラン相当

第3.3.7(5)図　燃料集合体配置図（第Ｎ－１サイクル炉心）（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料移行第３サイクル炉心）〔1／4炉心〕（３号炉）



(M－２)	：第（M－２）Ａ領域燃料（4.1wt％（Gd 入り）0	4 体）	*
[M－２]	：第（M－２）Ｂ領域燃料（4.1wt％	21 体）	
M－２	：第（M－２）Ｃ領域燃料（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	16 体）	**
(M－１)	：第（M－１）Ａ領域燃料（4.1wt％（Gd 入り）0	16 体）	*
[M－１]	：第（M－１）Ｂ領域燃料（4.1wt％	44 体）	
M－１	：第（M－１）Ｃ領域燃料（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	16 体）	**
(M)	：第　M　Ａ領域燃料（4.1wt％（Gd 入り）0	16 体）	*
[M]	：第　M　Ｂ領域燃料（4.1wt％	44 体）	
M	：第　M　Ｃ領域燃料（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	16 体）	**

注）(M)、[M]、M、は新燃料

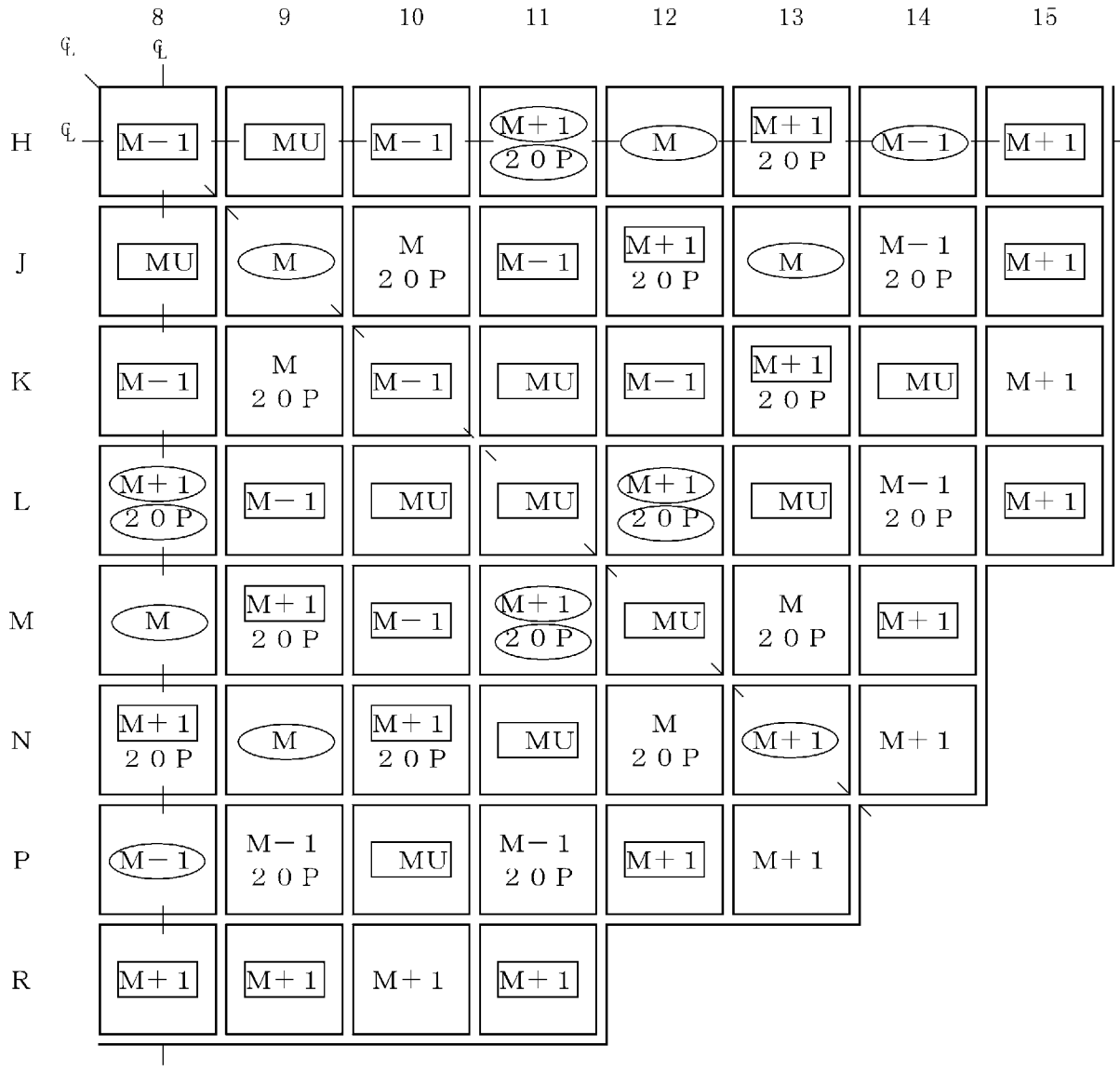
２０Ｐ：新 20 本タイプＢＰ（48 体）

(２０Ｐ)：旧 20 本タイプＢＰ（12 体）

＊）2.6wt％^{235}U－6wt％Gd_2O_3入り UO_2燃料棒 16 本を含む

＊＊）燃料集合体平均プルトニウム含有率4.1wt％濃縮ウラン相当

第3.3.7(6)図　燃料集合体配置図（第Ｎサイクル炉心）（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料平衡炉心）〔1／4炉心〕（３号炉）



(M－1)	：第（M－１）Ａ領域燃料（4.1wt％（Gd 入り）0	4 体）	*
[M－1]	：第（M－１）Ｂ領域燃料（4.1wt％	25 体）	
M－1	：第（M－１）Ｃ領域燃料（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	16 体）	**
(M)	：第（　M　）Ａ領域燃料（4.1wt％（Gd 入り）0	16 体）	*
[M]	：第（　M　）Ｂ領域燃料（4.1wt％	36 体）	
M	：第（　M　）Ｃ領域燃料（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	16 体）	**
(M＋1)	：第（M＋１）Ａ領域燃料（4.1wt％（Gd 入り）0	16 体）	*
[M＋1]	：第（M＋１）Ｂ領域燃料（4.1wt％	48 体）	
M＋1	：第（M＋１）Ｃ領域燃料（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料	16 体）	**

注）(M＋1)、[M＋1]、M＋１、は新燃料

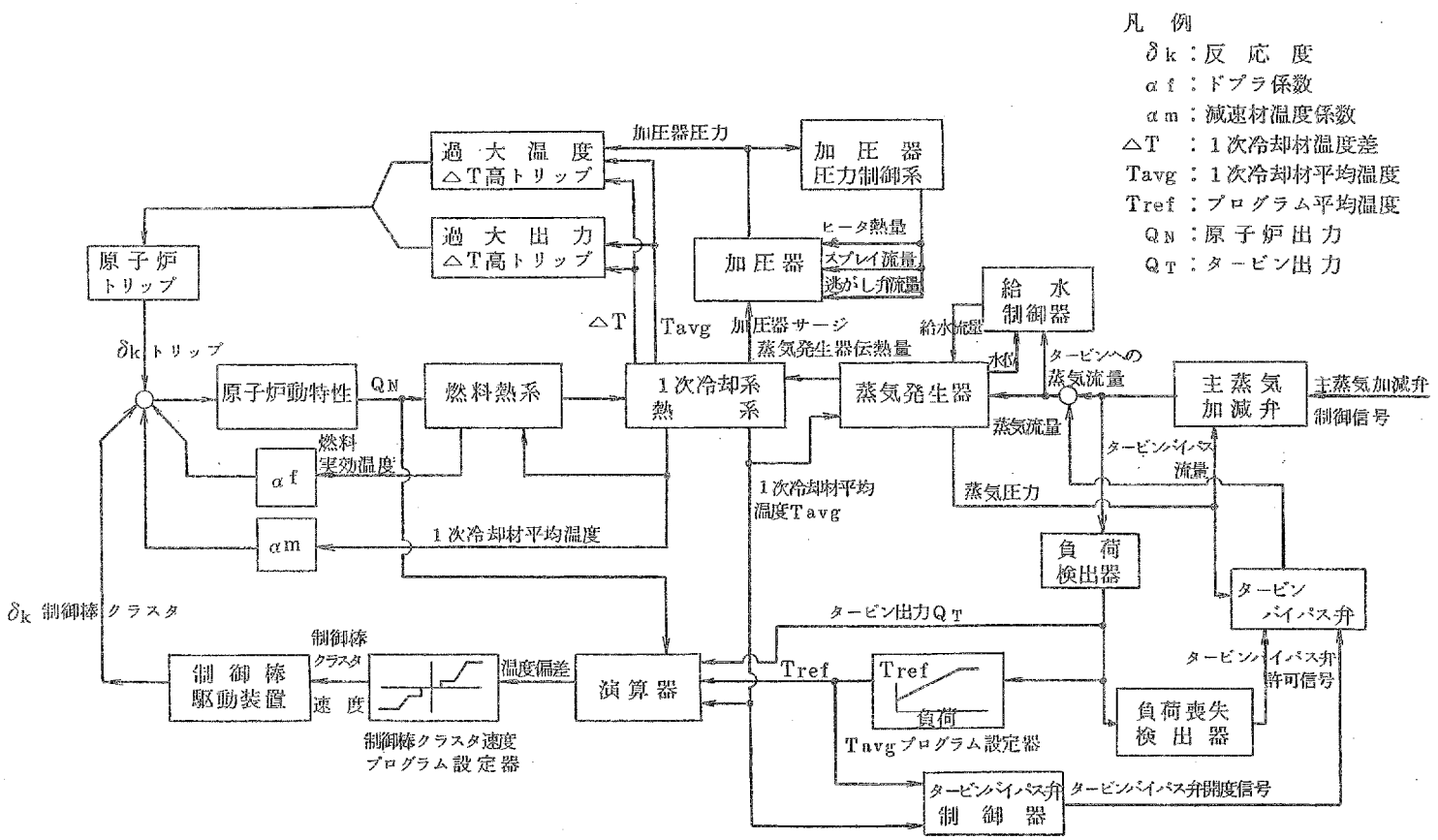
２０Ｐ：新 20 本タイプＢＰ（52 体）

(２０Ｐ)：旧 20 本タイプＢＰ（12 体）

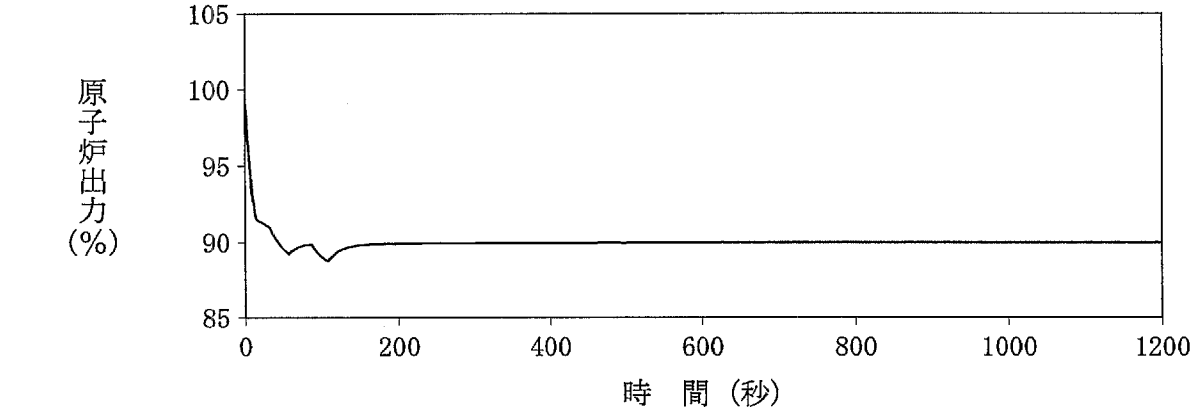
＊）2.6wt％^{235}U－6wt％Gd_2O_3 入り UO_2 燃料棒 16 本を含む

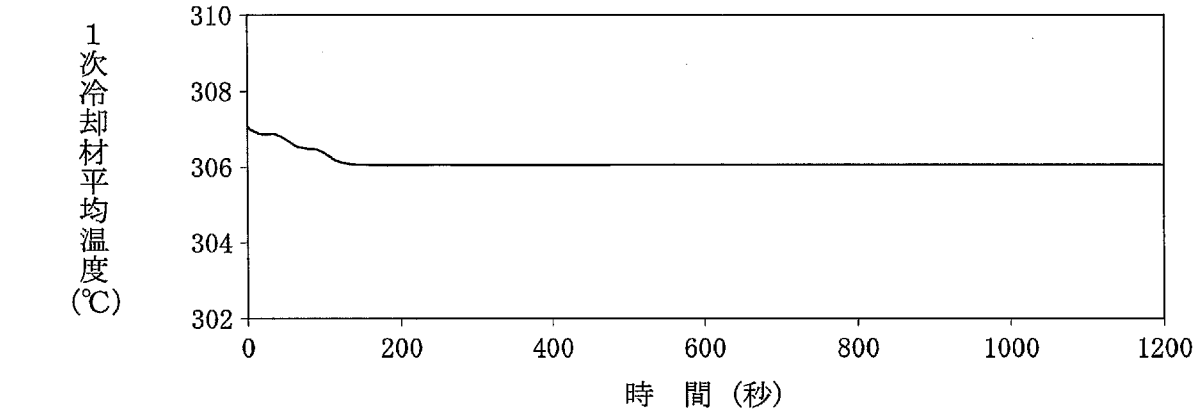
＊＊）燃料集合体平均プルトニウム含有率4.1wt％濃縮ウラン相当

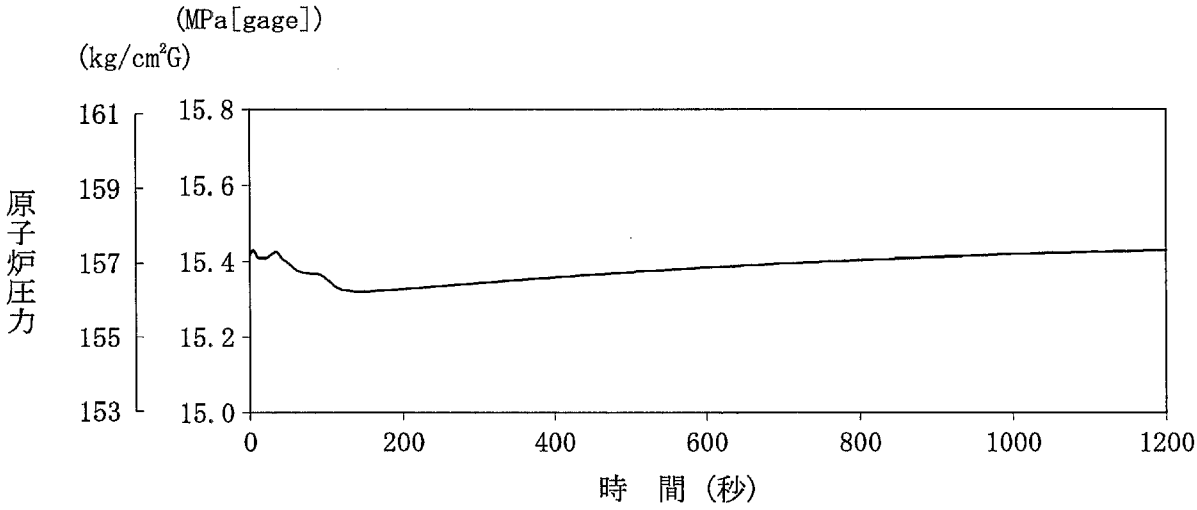
第3.3.7(7)図　燃料集合体配置図（第Ｎ＋１サイクル炉心）（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料予定外取出炉心）〔1／4炉心〕（３号炉）



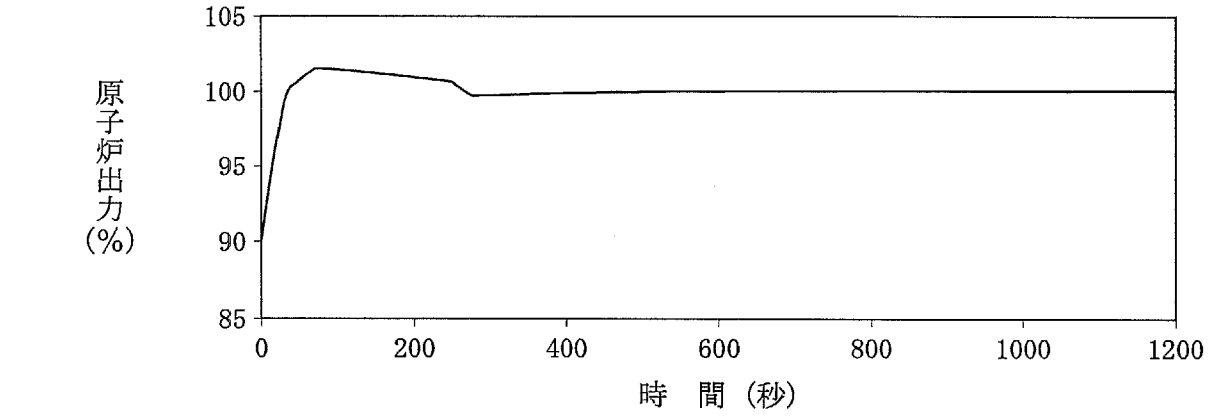
第 3.5.1 図　　動特性シミュレーションモデル概略図

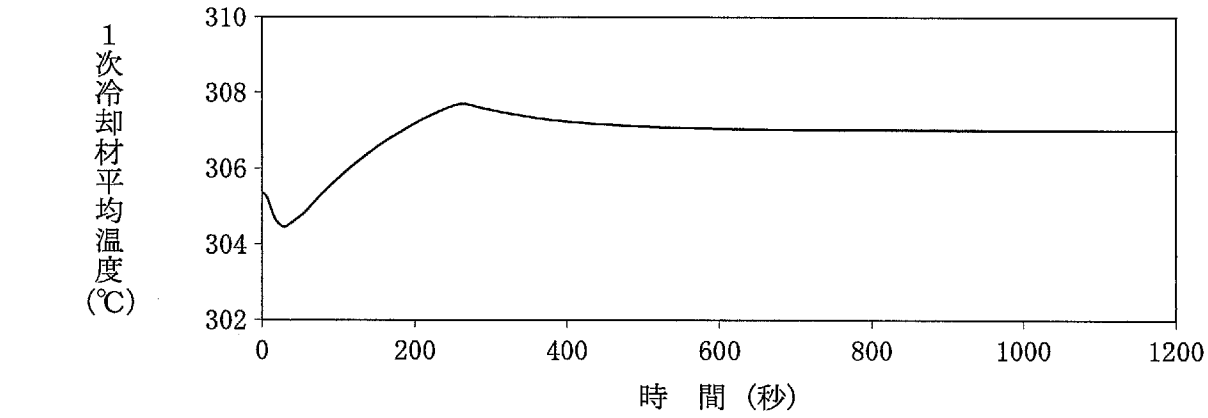


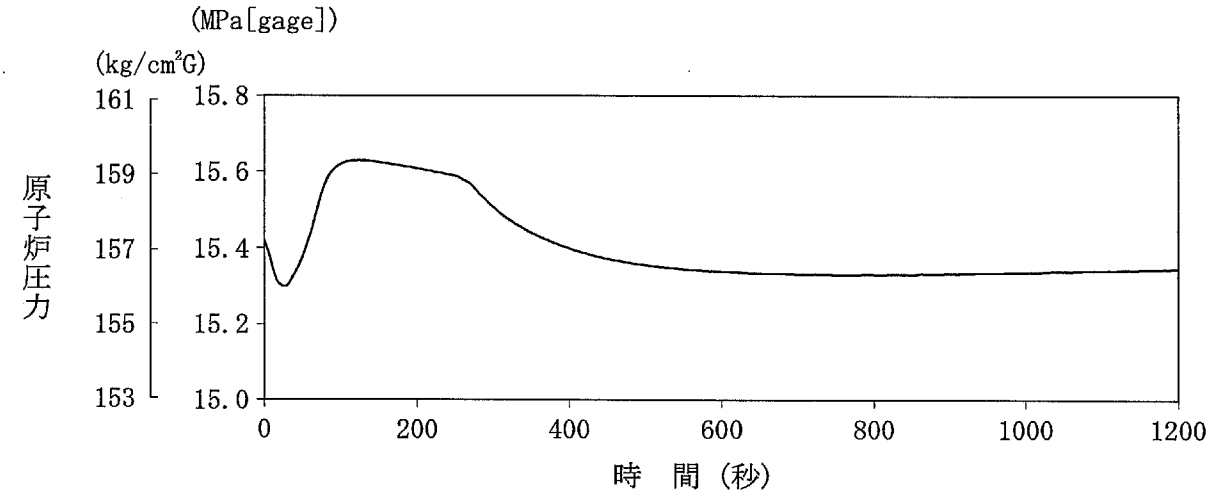




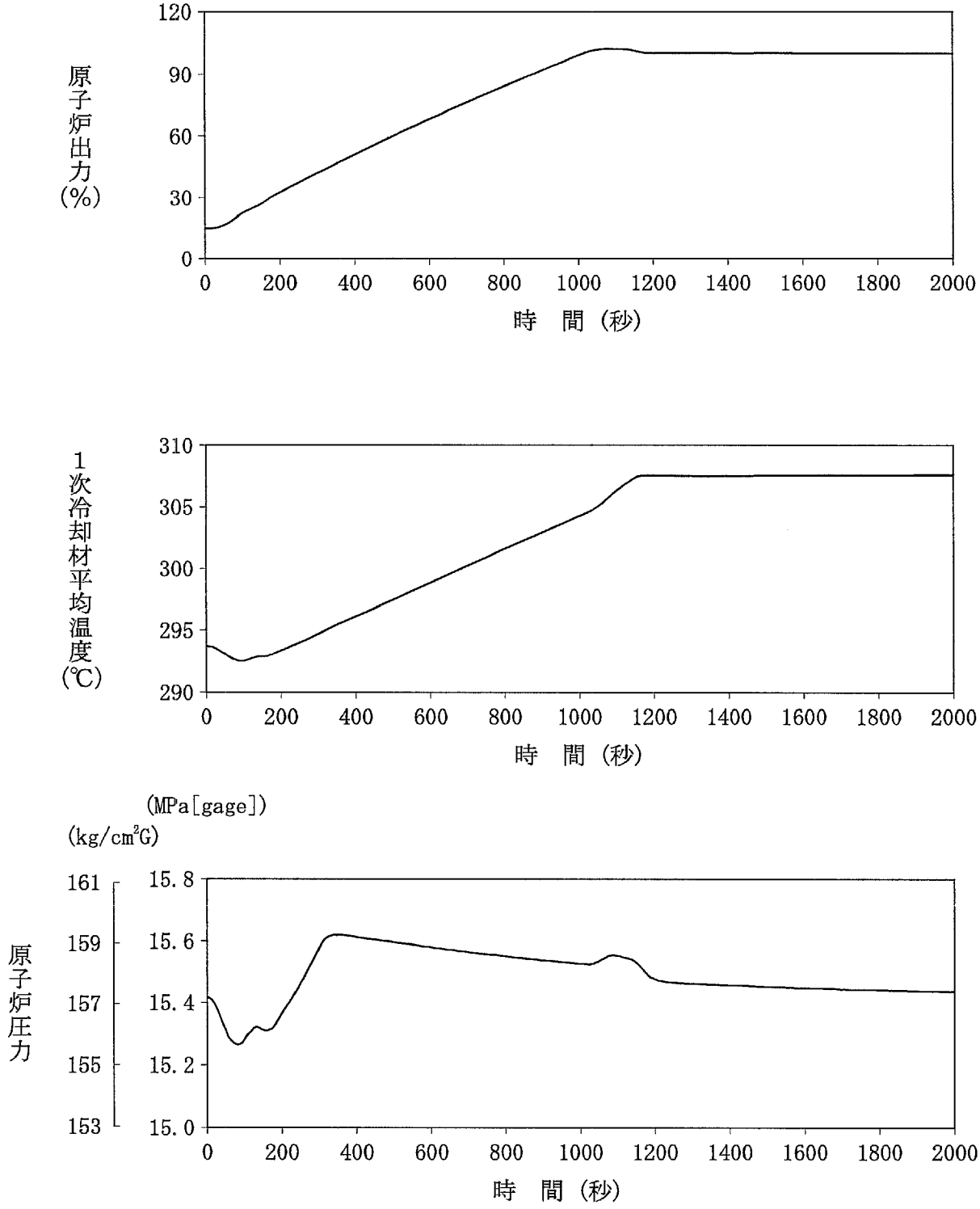
第3.5.2(2)図　10%ステップ状負荷減少の場合(100%→90%)（3号炉）



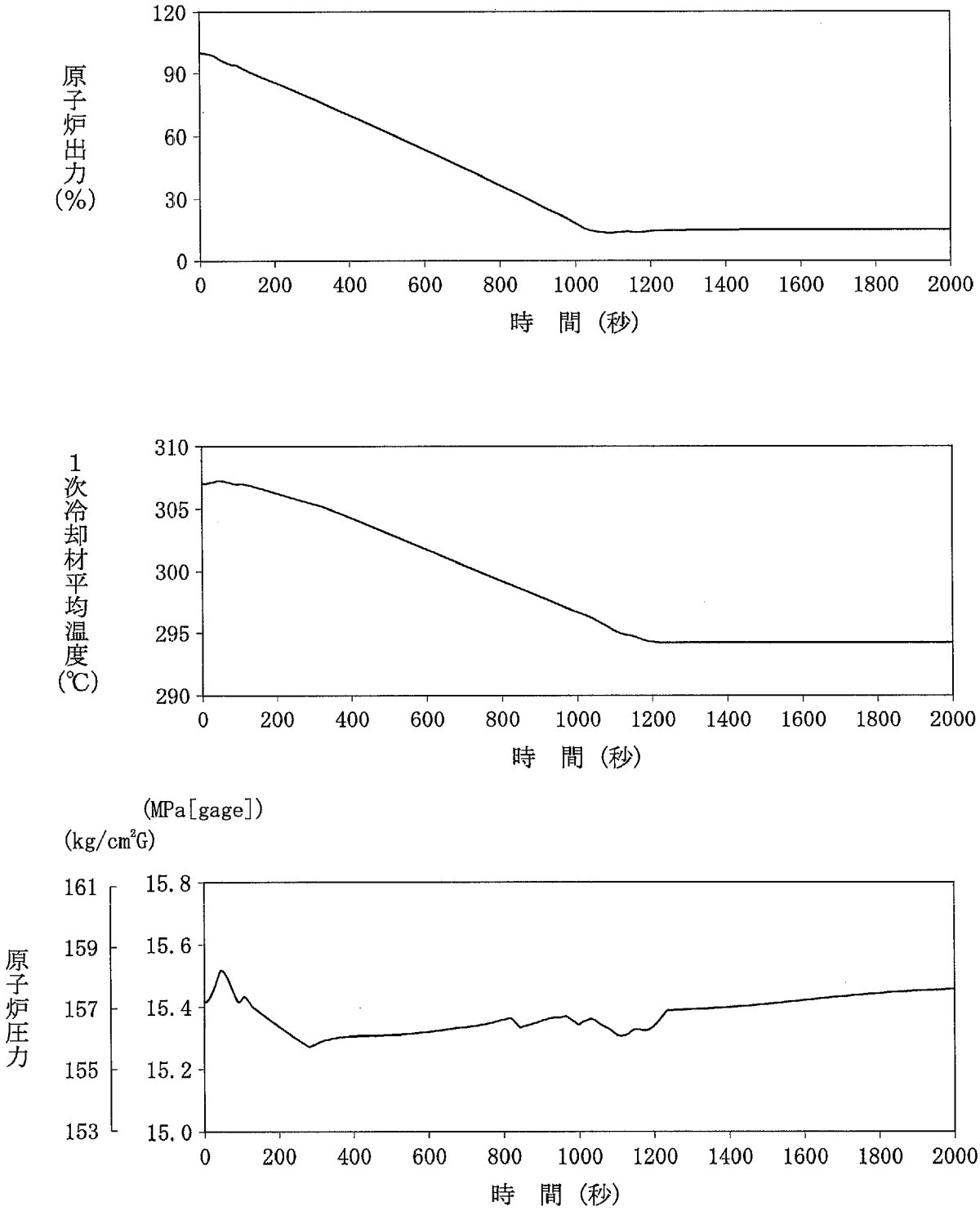




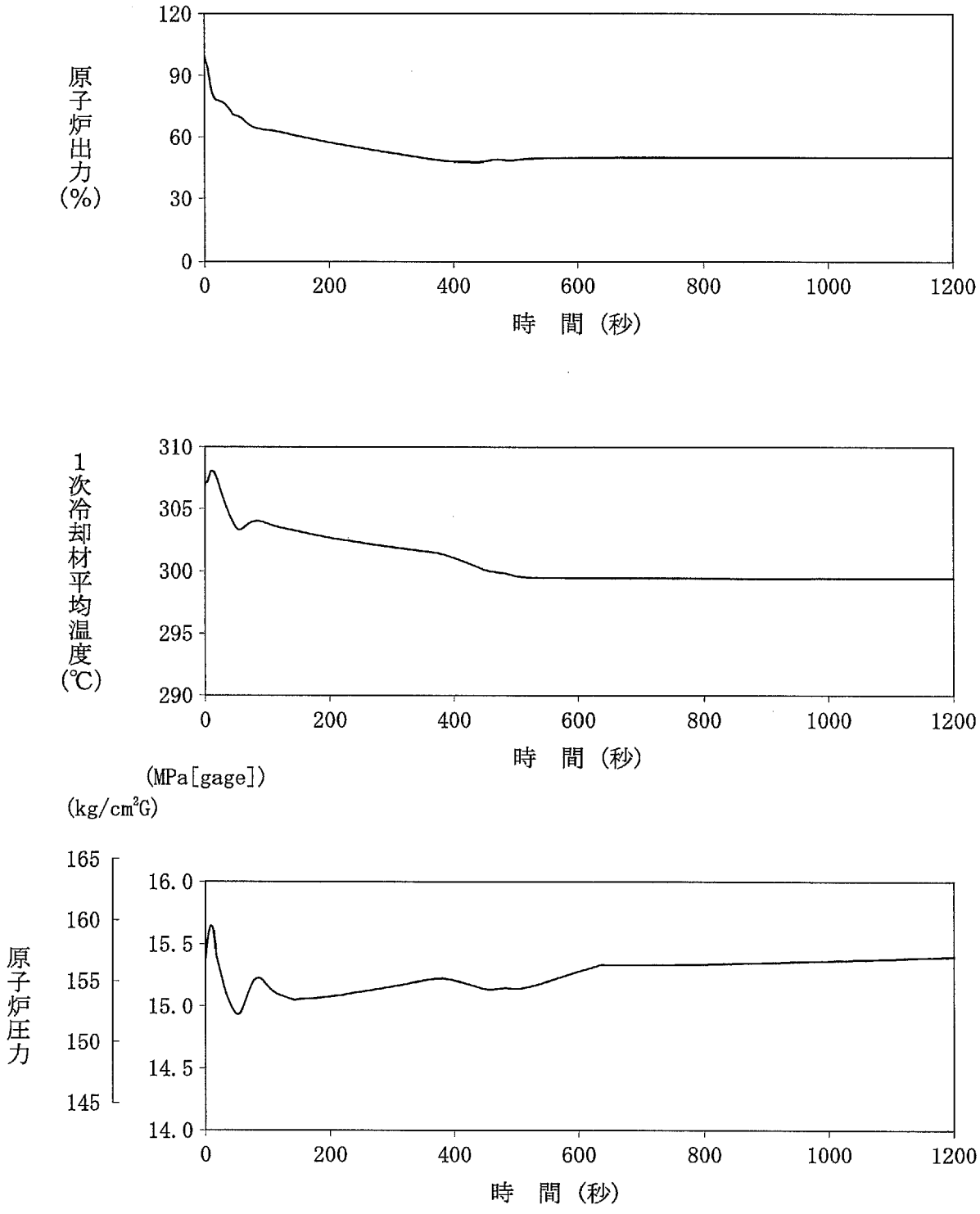
第3.5.3(2)図　10%ステップ状負荷増加の場合(90%→100%)(3号炉)



第3.5.4(2)図　5%／minランプ状負荷増加の場合(15%→100%)（３号炉）



第3.5.5(2)図　5%／minランプ状負荷減少の場合(100%→15%)（３号炉）



第3.5.6(2)図　50％ステップ状負荷減少の場合(100％→50％)（３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。

発電所に搬入したウラン新燃料は、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。これらのウラン新燃料は、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ウラン新燃料は、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。発電所に搬入したウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は、受入検査後、使用済燃料ピットに貯蔵した後、炉心へ装荷する。

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、燃料取替キャナル及び燃料移送管を通して使用済燃料ピットへ移動する。

これらの使用済燃料の移送は、遮へい及び冷却のため、すべて水中で行う。

使用済燃料は、使用済燃料ピットに貯蔵するが、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。

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。

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とする燃料集合体数並びにウラン・プルトニウム混合酸化物新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) 使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新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及びウラン・プルトニウム混合酸化物新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、燃料取替用水タンクからほう素濃度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) 3 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、3 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、落下時のエネルギを評価し、気中落下試験時の燃料集合体の落下エネルギ（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キャナルがあるため、クレーン本体及び吊荷が使用済燃料ピットへの落下物となることはない。

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100％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（３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、燃料取替用水タンクから、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及びウラン・プルトニウム混合酸化物新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。(1)

使用済燃料ピットには、バーナブルポイズン、使用済制御棒クラスタ等を貯蔵するとともに、ウラン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。

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）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（３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。

(4)　原子炉キャビティ及び燃料取替キャナル

原子炉キャビティは原子炉容器上方に設け、燃料取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。

燃料取替キャナルは、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、燃料取扱棟内キャナル（３号及び４号炉共用、既設）と原子炉格納容器内キャナルに分かれる。

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

(5)　燃料取替クレーン

燃料取替クレーンは、原子炉キャビティと原子炉格納容器内キャナルの上に設けたレール上を水平に移動する架台と、その上を移動する移送台車より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キャナルの適当な位置に移動することができる。

グリッパチューブ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(３号及び４号炉共用、既設)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３号炉及び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、３号炉及び４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。

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。

(7) 燃料取扱棟クレーン

燃料取扱棟クレーン（３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。

(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) ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料取扱装置[(2)(3)]

ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料取扱装置は、ウラ

ン・プルトニウム混合酸化物新燃料の把持及びクレーン機能を持ち、遮へい等放射線防護上の措置を講じた装置であり、燃料取扱棟クレーンに吊り下げて使用する。

本装置の吊り下げには、落下防止のため、二重ワイヤを使用する。

また、本装置のグリッパは、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料の落下防止のため、クレーン部に二重ワイヤを使用するとともに、グリッパを空気作動式とし、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料をつかんだ状態で空気が喪失しても、安全側に働いてウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料を落とすことのない構造とする。

(11) 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。

(12) 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。

(13) 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。

(14) 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２mSv/h 以下及び容器表面から１ｍ離れた位置における線量当量率が 100μSv/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クラスの設計とするとともに、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。

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。

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。

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。

燃料配置については、燃料タイプ、ウラン燃料の燃焼度及びウラン燃料の初期濃縮度の条件による貯蔵領域を設定し、その

領域で最も反応度の高い燃料体等が当該領域の全てのラックに貯蔵された状態で臨界を防止できる設計とする。

なお、燃料体等の移動に際しては、未臨界であることをあらかじめ確認している配置に基づき移動する。

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。

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（３号及び４号炉共用、既設）は、第 4.2.1(1)図に概略を示すように、２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、使用済燃料ピットスキマポンプ、使用済燃料ピット脱塩塔、使用済燃料ピットフィルタ、使用済燃料ピットスキマフィルタ、配管及び弁類から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及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から発生する崩壊熱を除去する。

(2) 使用済燃料ピット水の浄化を行う。

4.2.2　設計方針

(1) 使用済燃料ピット水浄化冷却設備は、使用済燃料ピット水を冷却し、使用済燃料ピットに貯蔵した使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新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及

びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料が露出せず、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。

4.2.3　主要設備の仕様

使用済燃料ピット水浄化冷却設備の主要設備の仕様を第 4.2.1 表に示す。

4.2.4　主要設備

(1) 使用済燃料ピットポンプ

使用済燃料ピットポンプ（３号及び４号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水を使用済燃料ピット冷却器に通して、再び使用済燃料ピットに戻す冷却系と、使用済燃料ピット脱塩塔及び使用済燃料ピットフィルタを通して、再び使用済燃料ピットに戻す浄化系に送水する。本ポンプは、１台故障の場合でも必要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及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料が露出しないように、使用済燃料ピットの上層部に設ける。

(2) 使用済燃料ピットスキマポンプ

使用済燃料ピットスキマポンプ（３号及び４号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水面に設けた使用済燃料ピットスキマから水を取り出し、使用済燃料ピットスキマフィルタを通して、使用済燃料ピット水面の浮遊物を除去した後、再び使用済燃料ピット

に戻す。

(3) 使用済燃料ピット冷却器

使用済燃料ピット冷却器（３号及び４号炉共用、既設）は、使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新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（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料含む）と４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、燃料取替えで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均温度を65℃以下に保つことができる。

(4) 使用済燃料ピット脱塩塔

使用済燃料ピット脱塩塔（３号及び４号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水のイオン状不純物を除去する。また、この脱塩塔は、燃料取替用水タンク水のイオン状不純物を除去するためにも使用する。

(5) 使用済燃料ピットフィルタ

使用済燃料ピットフィルタ（３号及び４号炉共用、既設）は、使用済燃料ピット水に含まれる固形状不純物を除去する。また、このフィルタは、燃料取替用水タンク水の固形状不純物を除去するためにも使用する。

(6) 使用済燃料ピットスキマフィルタ

使用済燃料ピットスキマフィルタ（３号及び４号炉共用、既設）は、使用済燃料ピットスキマによって吸込まれた浮遊性の固形状

不純物を除去する。

4.2.5　評　　価[2]

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及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料を貯蔵した場合にも使用済燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料から発生する崩壊熱を十分除去する能力があり、ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料は使用済燃料より崩壊熱が小さいことから、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。

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。

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、燃料取替用水タンク、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ダ、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ダ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ダ（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、燃料取替用水タンクを水源とする燃料取替用水ポンプ又は2次系純水タンクを水源とする2次系補給水ポンプを使用した使用済燃料ピットの注水機能に対して異なる水源を持つ設計とする。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、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となる水の供給設備」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の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４個、エアパージセットは、１セット５個使用する。可搬型ホースの保有数は、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１個の合計５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５個、故障時のバックアップ用として１個の合計６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。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

トスプレイヘッダ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ダは、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ダの接続は、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。

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となる水の供給設備

「9.11　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

4.6　参考文献

(1)　「軽水炉型原子力発電所　使用済燃料貯蔵設備の未臨界性評価について」　MHI-NES-1003　改３

三菱重工業株式会社　平成10年４月

(2)　「ＭＯＸ燃料の取扱い及び貯蔵について」　MHI－NES－1007改１

三菱重工業　平成10年

(3)　「ＭＯＸ燃料の機械設計」　NFK－8125　改1

原子燃料工業　平成17年

(4)　「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200体分 （全炉心燃料の約100％相当分）
	ラック材料	ステンレス鋼
(2)	使用済燃料ピット	
	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(4)
	ライニング材料	ステンレス鋼
(3)	除染場ピット（3号及び4号炉共用、既設）	
	個　　数	1
(4)	原子炉キャビティ及び燃料取替キャナル	
	個　　数	1 （燃料取替キャナルのうち燃料取扱棟内キャナルは3号及び4号炉共用、既設）
	ライニング材料	ステンレス鋼
(5)	燃料取替クレーン	
	台　　数	1

(6) 使用済燃料ピットクレーン（３号及び４号炉共用、既設）

台　　数	1

(7) 燃料取扱棟クレーン（３号及び４号炉共用、既設）

台　　数	1

(8) 新燃料エレベータ

台　　数	1

(9) 燃料移送装置

台　　数	1

(10) ウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料取扱装置

台　　数	1

(11) 使用済燃料ピット水位

個　　数	2
計測範囲	EL.+10.05～ +11.30m
種　　類	浮力式水位検出器

(12) 使用済燃料ピット温度

個　　数	2
計測範囲	0～100℃
種　　類	測温抵抗体

(13) 使用済燃料ピットエリアモニタ

個　　数	1
計測範囲	1～10^5 μSv/h
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	2
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(4)
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（３号及び４号炉共用、既設）

型　　式	横置Ｕ字管式
基　　数	２
伝 熱 容 量	約6.3MW／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（３号及び４号炉共用、既設）

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（３号及び４号炉共用、既設）

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（３号及び４号炉共用、既設）

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

(5) 使用済燃料ピットスキマポンプ（３号及び４号炉共用、既設）

型　　式	うず巻式
台　　数	１
容　　量	約46m^3／h
本体材料	ステンレス鋼

（6） 使用済燃料ピットスキマフィルタ（３号及び４号炉共用、既設）

基　　数	1
流　　量	約46m^3／h
最高使用圧力	0.98MPa〔gage〕
最高使用温度	95℃
本 体 材 料	ステンレス鋼

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	2

（2）　使用済燃料ピット温度（SA）

種　　類	測温抵抗体
計測範囲	0～100℃
個　　数	2

（3）　使用済燃料ピット状態監視カメラ

種　　類	赤外線カメラ
個　　数	2

第4.3.2表　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備（可搬型）の設備仕様

（1）　使用済燃料ピット補給用水中ポンプ（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	４＊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４個（予備１個）、エアパージセットの必要数は５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	0.1～10^4mSv／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）

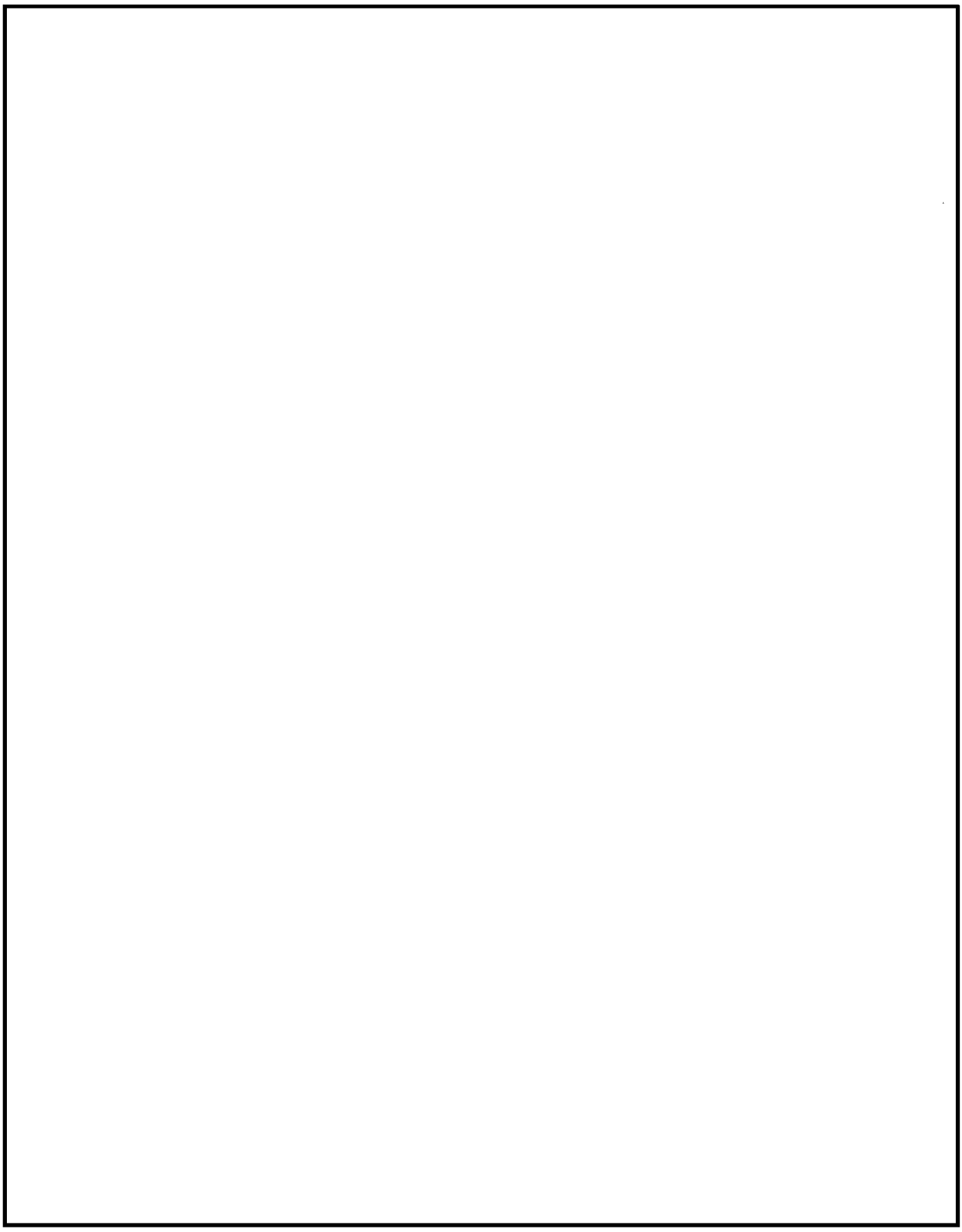
兼用する設備は以下のとおり。

・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）

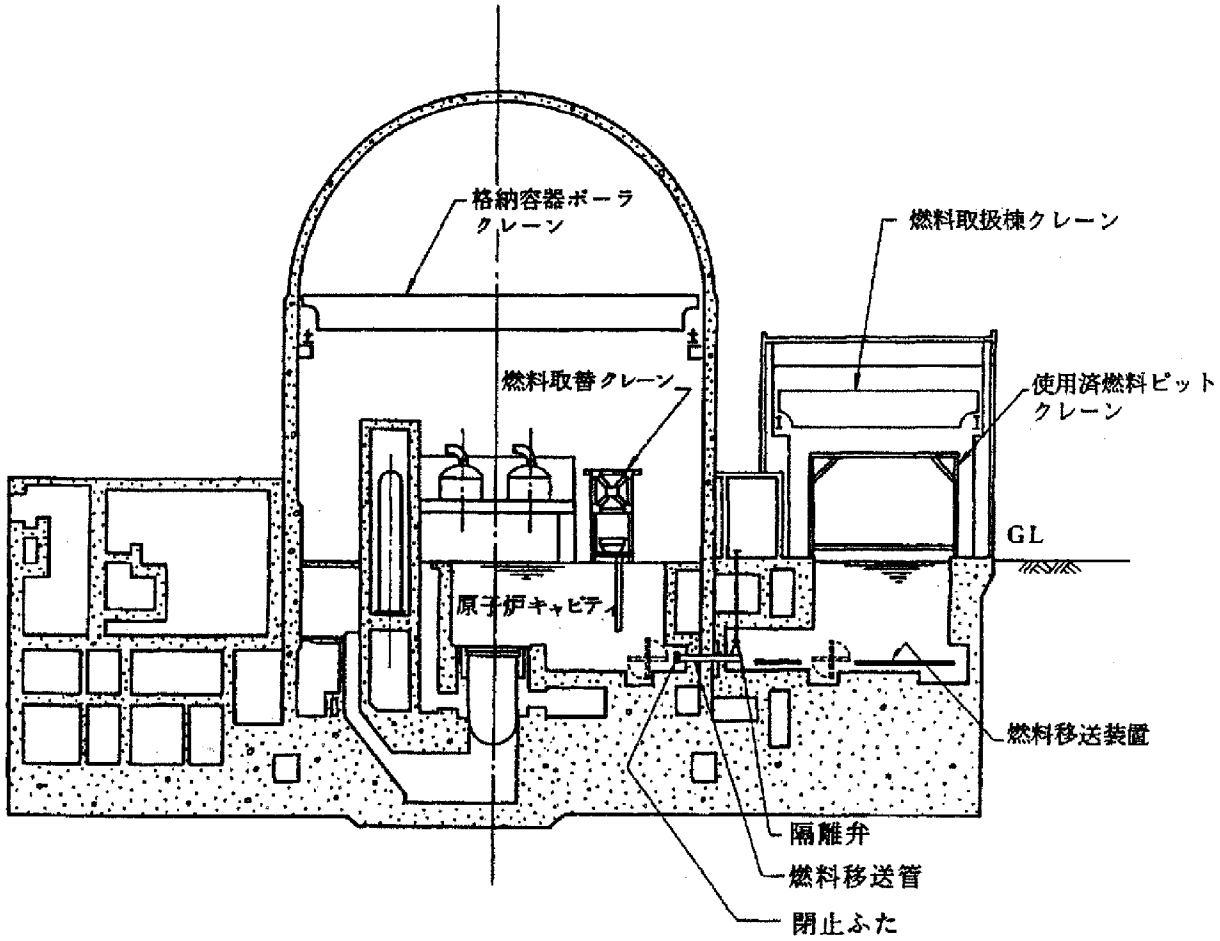
種　　類	電離箱式検出器
計測範囲	10^{3}～10^{8}mSv／h
個　　数	２（予備１）＊８

＊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。

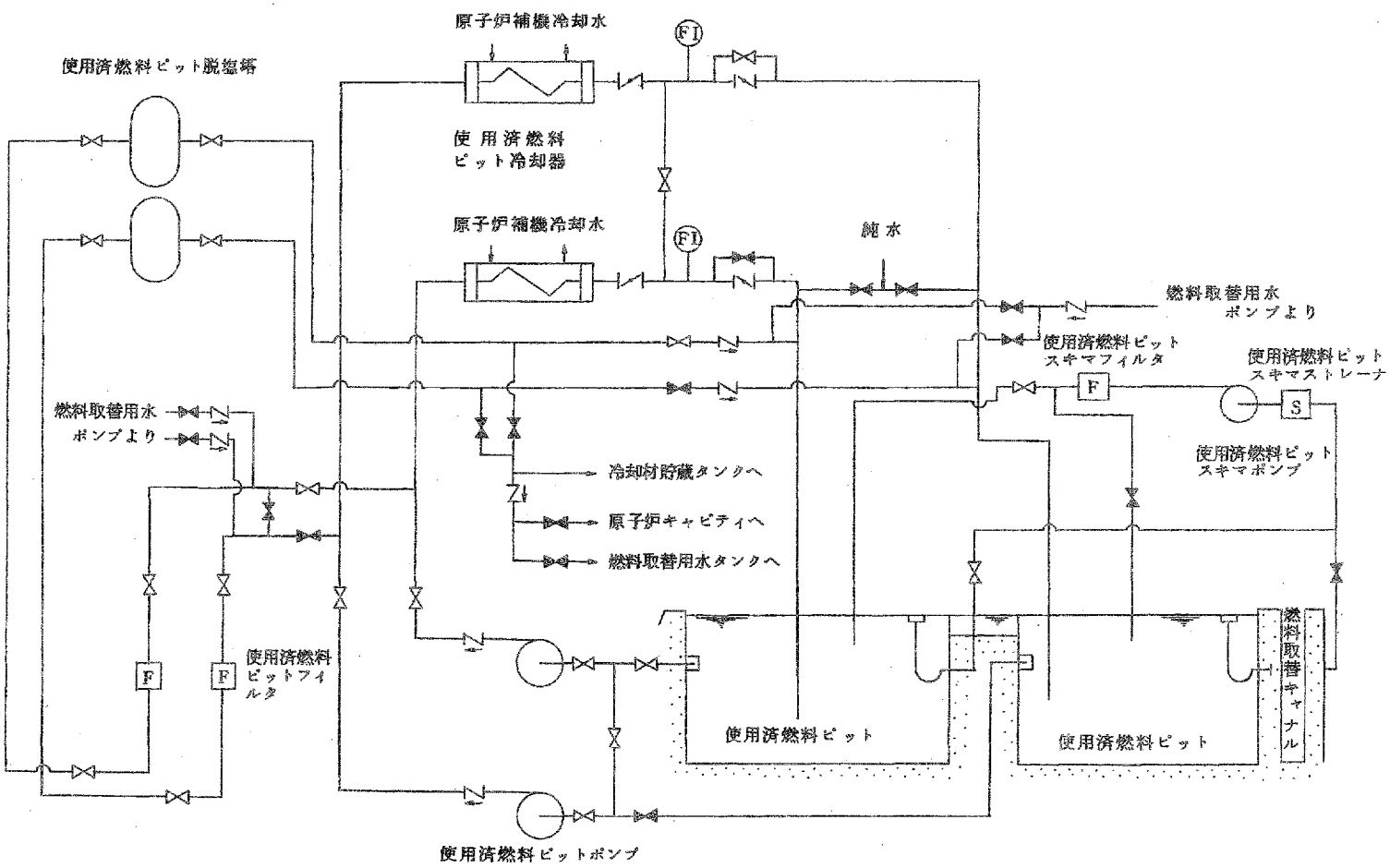


□：防護上の観点から公開できません。

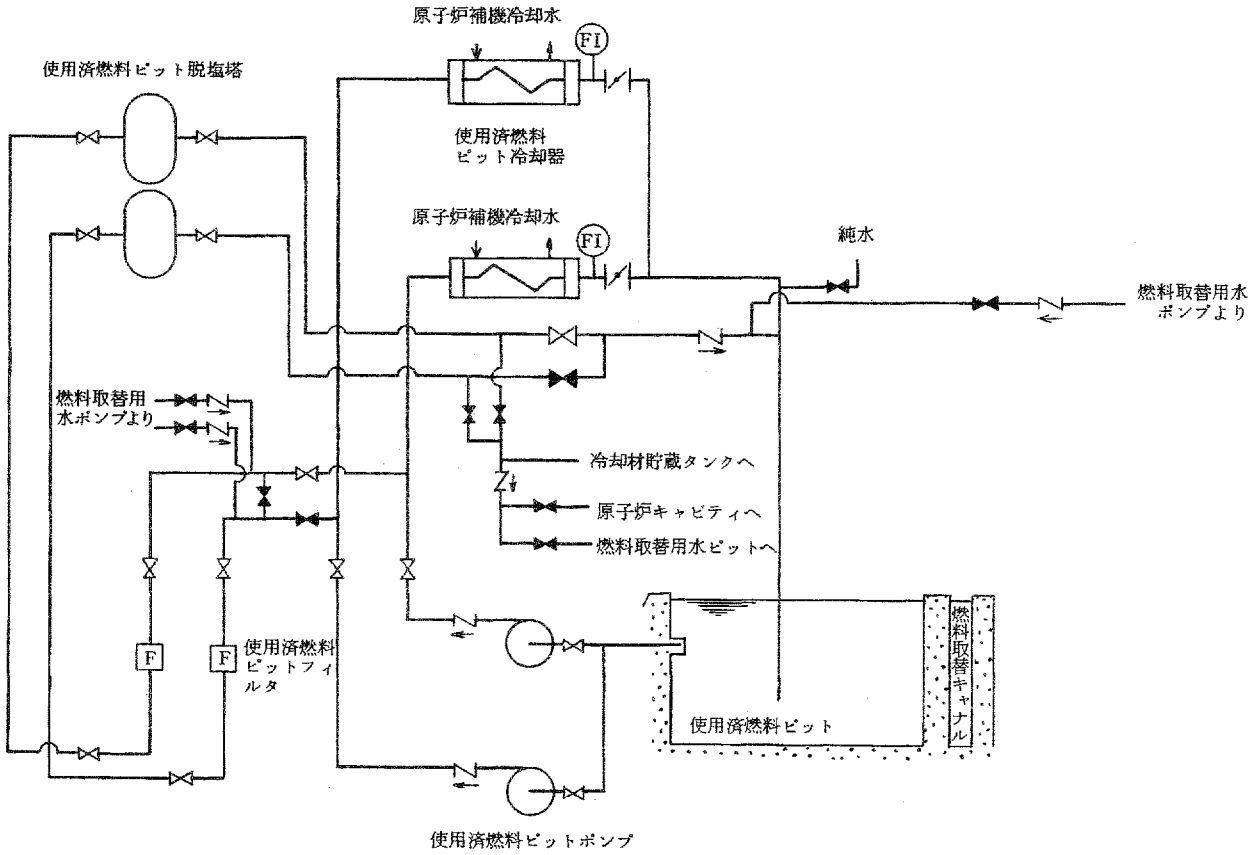
第 4.1.1 図　燃料取扱設備説明図（１）



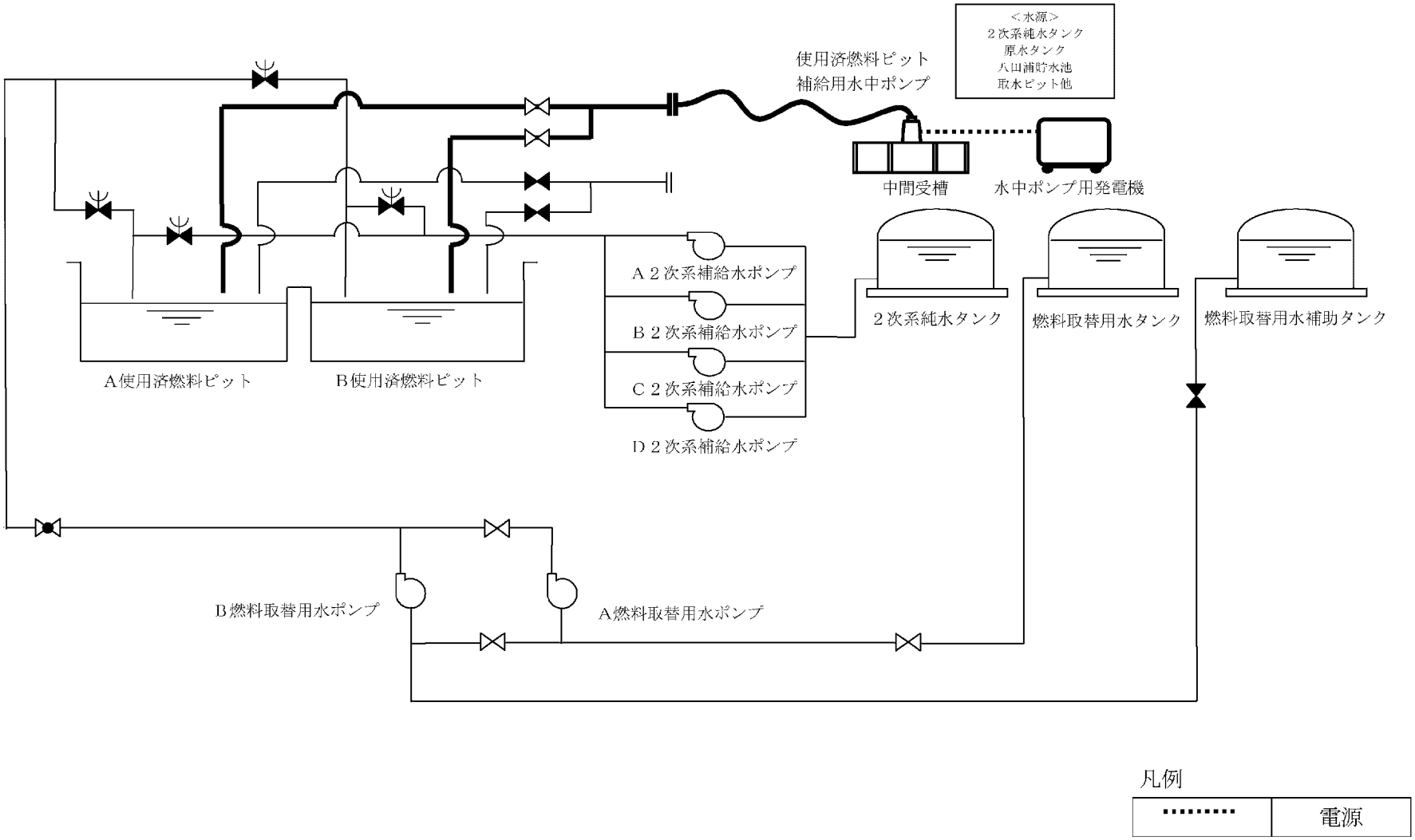
第 4.1.2 図　燃料取扱設備説明図（２）



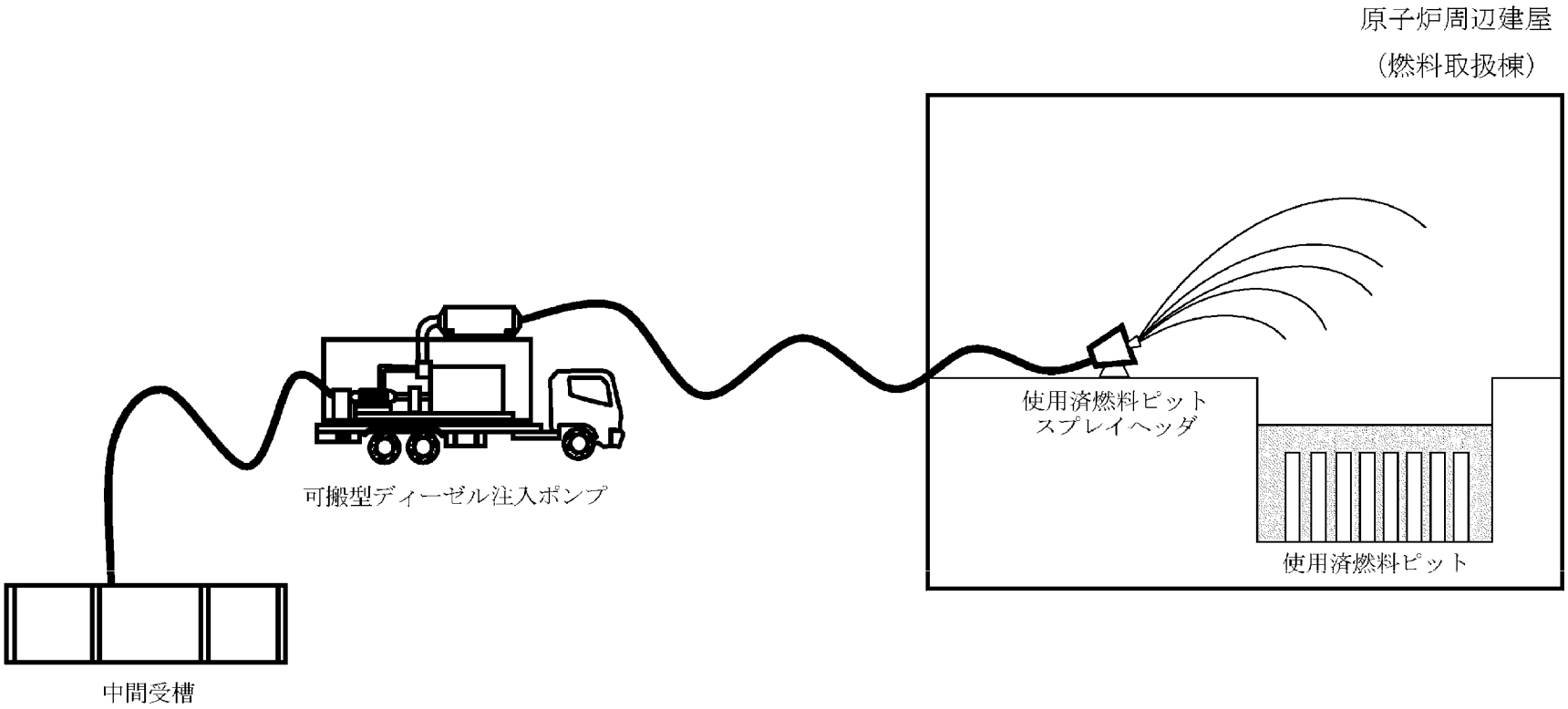
第 4.2.1(1)図　　使用済燃料ピット水浄化冷却設備系統説明図（３号炉）



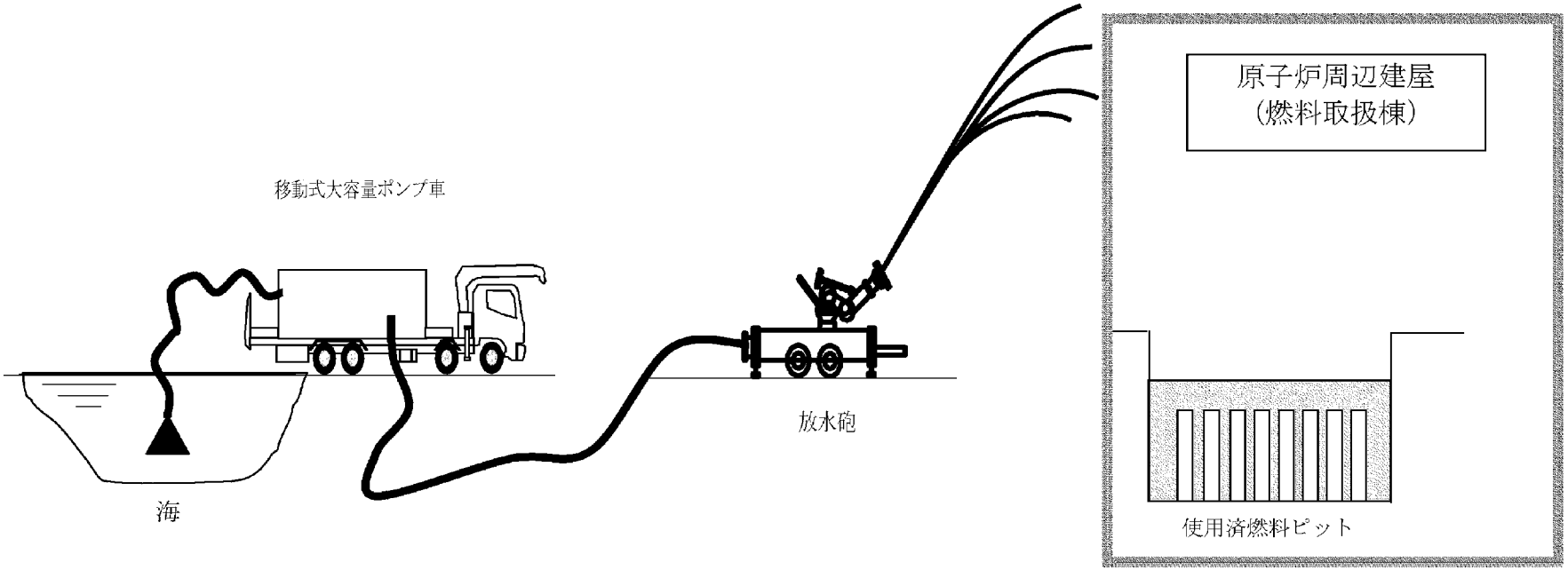
第 4.2.1(2)図　　使用済燃料ピット水浄化冷却設備系統説明図（４号炉）



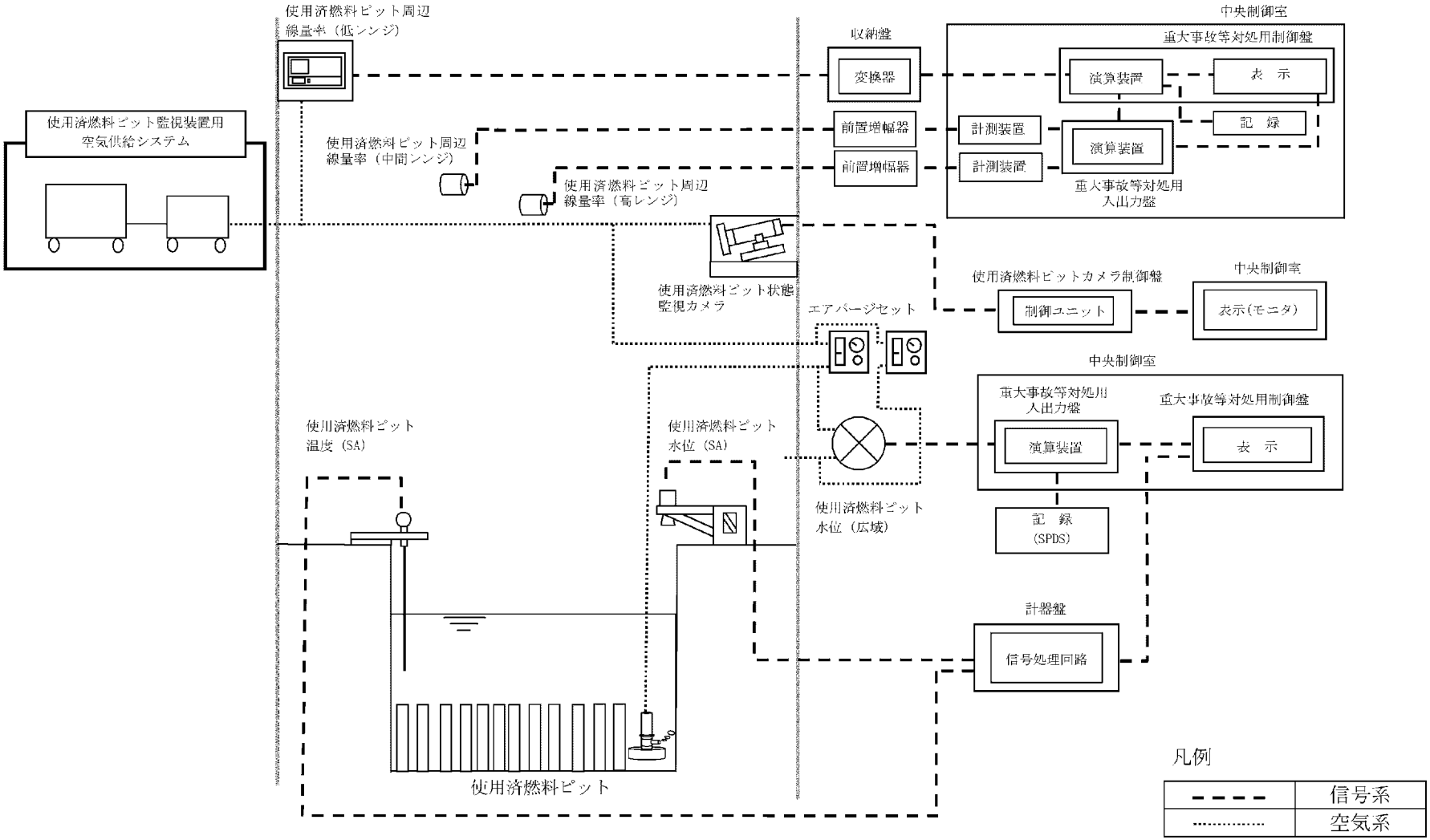
第 4.3.1 図　　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備　概略系統図（1）
（使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水）



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）ＪＥＡＣ4205－1980

「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℃／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、保修時、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。

pH	4～11
電導度	1～40μS／cm
溶存酸素	0.1ppm以下
溶存水素	15～50cm^3／kg－H_2O
塩素	0.15ppm以下

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、原子炉容器上部ふたはフランジで原子炉容器胴にボルト締めする。

原子炉容器内には燃料、炉内構造物、制御棒クラスタ、その他炉心付属部品を収容する。原子炉容器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。

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

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

さらに、シール部分からの漏えい検出が可能なようにする。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。

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）「原子炉構造材の監視試験方法」（JEAC4201）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、スワールベーンを通過して蒸気と飽和水に分離され、飽和水は再び給水とともに下方に向って循環する。蒸気は湿分分離器により、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リクタを通り、タービンへ供給される。フローリストリクタは主蒸気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、点接触のような局部的な集中力を与えない。また、接触部分は線状なので伝熱管との間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けつ的にブローし、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3,460kg・㎡)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、スプレイによる圧力制御の範囲を超える大きな圧力上昇を

防止する。

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

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

加圧器スプレイ弁は、通常時は自動であるが、中央制御室での手動制御もできる。加圧器スプレイ弁と並列に加圧器スプレイ弁バイパス弁を設け、少量のスプレイ水を運転中に連続的に注入して加圧器内水質を１次冷却材と同一に保ち、また、スプレイ配管の冷却を防ぐ。

加圧器は、低合金鋼製で、内面はステンレス鋼で肉盛りする。ヒータは、ステンレス鋼で被覆したものを用い、取付部は冷却材が漏えいしないように、十分考慮して設計する。

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、格納容器サンプ水位上昇率測定装置、凝縮液量測定装置、炉内計装用シンブ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。

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

炉内計装用シンブル配管室漏えい検出装置は、炉内計装用シンブ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ブル配管室サンプに集まることから、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Ａｓ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、原子炉容器構造材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45kg／cm^2 G）以下に低下すると、自動的にほう酸水を炉心に注入する。この蓄圧注入系の作動は、1次冷却系圧力低下による蓄圧注入配管の逆止弁の自動開放によるもので、特に外部電源等の駆動源を必要としない。

(2)　高圧注入系

高圧注入系は、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。

高圧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／cm^2G））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、復水タンク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タンク並びに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。

燃料取替用水タンク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次冷却系統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
・燃料取替用水タンク
・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。

復水タンク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タンク及び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。

復水タンク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次冷却系統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。

・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タンク及び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、機能回復のため現場において人力で操作し、２次冷却系からの除熱によって、１次冷却系統の十分な減圧及び冷却ができる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、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。

・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タンク水位を使用する。

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タンク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））
・復水タンク水位（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タンク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、燃料取替用水タンクを水源とすることで、復水タンク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。

高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内に設置し、加圧器逃がし弁は、原子炉格納容器内に設置し、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置することで、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、

復水タンク及び主蒸気逃がし弁と位置的分散を図る設計とする。

タービン動補助給水ポンプの機能回復において、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、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、燃料取替用水タンク、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、復水タンク及び蒸気発生器は、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、復水タンク及び蒸気発生器は、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タンクは、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ポンプ流量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。

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タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分なタンク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。

高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧注入ポンプの操作は中央制御室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。

燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は、原子炉補助建屋内に設置し、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。

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、復水タンク、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。

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。

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。

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。

タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、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。

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、燃料取替用水タンク、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、復水タンク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、復水タンク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、燃料取替用水タンク、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。

燃料取替用水タンク及び蓄圧タンクは、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。

燃料取替用水タンク及び蓄圧タンクは、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、復水タンク及び蒸気発生器は、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。

復水タンク及び蒸気発生器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

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

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、復水タンク及び蒸気発生器は、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、復水タンク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タンクを使用する。

加圧器逃がし弁は、開操作することにより1次冷却系統を減圧できる設計とする。また、燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは、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

・燃料取替用水タンク

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タンクを使用する。

復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで、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

・復水タンク

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ボンベ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ボンベ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. 窒素ボンベ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（窒素ボンベ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（窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復）として、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を使用する。

窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させる

ことで１次冷却系統を減圧できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）

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（加圧器逃がし弁用）を使用する。

可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、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（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タンク並びに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タンクを使用する。

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

・復水タンク

・蒸気発生器

・主蒸気逃がし弁

・高圧注入ポンプ

・燃料取替用水タンク

・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次冷却系統の減圧及び１次冷却材の漏えい量抑制）を設ける。

a.　１次冷却系統の減圧

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タンク並びに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タンクを使用する。

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

・復水タンク

・蒸気発生器

・主蒸気逃がし弁

・高圧注入ポンプ

・燃料取替用水タンク

・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次冷却系統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、燃料取替用水タンクを水源とすることで、復水タンクを水源とする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、高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内に設置し、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置することで、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、復水タンク及び主蒸気逃がし弁と位置的分散を図る設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、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次冷却系統の減圧は、加圧器逃がし弁による１次冷却系統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、復水タンク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（加圧器逃がし弁用）から給電し、駆動用空気を窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）から供給することで、制御用空気及び常設直流電源を用いた弁操作に対し、多様性を持つ設計とする。

窒素ボンベ（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（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タンクは、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タンクは、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。

窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復に使用する窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）は、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。窒素ボ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（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（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次冷却系統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、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク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、余熱除去系統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タンクは、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タンク容量が、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。

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、伝熱容量及び弁放出流量が、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）を用いた１次冷却系統の減圧機能として使用する復水タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分なタンク容量を有する設計とする。

窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）は、供給先の加圧器逃がし弁が空気作動式であるため、重大事故等時に想定される原子炉格納容器圧力と弁全開に必要な圧力の和を設定圧力とし、配管分の加圧、弁作動回数及びリークしないことを考慮したボンベ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（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、復水タンク、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、タンク容量、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、タンク容量、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タンクは、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タンク容量が、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。

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、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ボンベ（加圧器逃がし弁用）の容量の設定も含めて、重大事故等時における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。

高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内に設置し、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。操作は中央制御室で可能な設計とする。

燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置し、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設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び復水

タンクは、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設計とする。

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タンクは、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。

窒素ボンベ（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（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、原子炉補助建屋内に設置し、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タンクを使用した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タンク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。

窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）及び加圧器逃がし弁を使用した窒素ボ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できる設計とする。窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）の出口配管と制御用空気配管の接続は、簡便な接続規格による接続とし、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。窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）の取付継手は、３号炉及び４号炉の窒素ボンベ（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、必要により窒素ボンベの交換が可能な設

計とする。

可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）及び加圧器逃がし弁を使用した可搬型バッテリ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（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できる設計とする。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ボンベ（加圧器逃がし弁用）及び可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）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次冷却系統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、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び加圧器逃がし弁を使用した１次冷却系統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タンクは、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。

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タンクは、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。

蒸気発生器及び復水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

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

蒸気発生器２次側による炉心冷却（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。

窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復に使用する窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁駆動用空気配管への窒素供給により、弁の開閉試験を行うことで、機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

窒素ボンベ（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。

窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復、可搬型バッテリによる加圧器逃がし弁の機能回復及び加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧に使用する加圧器逃がし弁は、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。

可搬型バッテリ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（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（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タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプは、化学体積制御系統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

・燃料取替用水タンク

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、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タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした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

・燃料取替用水タンク

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タンク及び２次系補給水設備の復水タンクを使用する。

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設

電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイライン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
・燃料取替用水タンク
・復水タンク
・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）
・重大事故等対処用変圧器受電盤（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タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした高圧注入ポンプは、安全注入系統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

・燃料取替用水タンク

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タンク及び2次系補給水設備の復水タンクを使用する。

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間のタイライン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
・燃料取替用水タンク
・復水タンク
・大容量空冷式発電機（10.2 代替電源設備）
・重大事故等対処用変圧器受電盤（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タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とするＢ充てんポンプは、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

・燃料取替用水タンク

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。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

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タンクを使用する。

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

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・格納容器スプレイポンプ

・燃料取替用水タンク

原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、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タンク及び2次系補給水設備の復水タンクを使用する。

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする常設電

動注入ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる設計とする。常設電動注入ポンプは、ディーゼル発電機に加えて、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

・燃料取替用水タンク

・復水タンク

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

・重大事故等対処用変圧器受電盤（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タンク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タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした余熱除去ポンプは、低圧注入系統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

・燃料取替用水タンク

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タンク並びに１次冷却設備の蒸気発生器を使用する。

復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで、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

・復水タンク

・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タンク及び１次冷却設備の蒸気発生器を使用する。

復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、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

・復水タンク

・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タンク並びに１次冷却設備の蒸気発生器を使用す

る。

復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで、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

・復水タンク

・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タンク及び１次冷却設備の蒸気発生器を使用する。

復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプは、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

・復水タンク

・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タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした余熱除去ポンプは、低圧注入系統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

・燃料取替用水タンク

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タンク並びに「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。燃料取替用水タンク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。

充てんポンプは、原子炉補助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し、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置する。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。燃料取替用水タンク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、原子炉補助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、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置する。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、燃料取替用水タンク及び復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ及び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は、原子炉補助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し、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置し、復水タンクは、原子炉周辺建屋内の格納容器再循環サ

ンプ外隔離弁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、燃料取替用水タンク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タンクを水源とする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タンク及び復水タンクを水源とする常設電動注入ポンプを使用した代替炉心注入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、原子炉周辺建屋内と原子炉補助建屋内に１箇所ずつ設置し、合計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、原子炉補助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、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプと異なる区画及び余熱除去冷却器と壁で分離された部屋に設置することで、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、安全注入系統に

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、原子炉補助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。

高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した炉心注入は、燃料取替用水タンクを水源とすることで、格納容器再循環サンプ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。

高圧注入ポンプは、原子炉補助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、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置する。これにより、余熱除去ポンプ、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。

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圧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圧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充てんポンプは、原子炉補助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し、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置する。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、復水タンク、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、復水タ

ンク及び主蒸気逃がし弁は、原子炉周辺建屋内の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、ディーゼル発電機並びに原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と位置的分散を図る設計とする。

電動補助給水ポンプ、復水タンク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タンクは、原子炉周辺建屋内の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、ディーゼル発電機並びに原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と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、燃料取替用水タンクを水源とする場合は燃料取替用水タンク出口配管の分岐点から安全注入配管との合流点まで、復水タンクを水源とする場合は復水タンク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。

溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止おいて、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充てんポンプは、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置し、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置する。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も含めて、位置的分散を図る設計とする。

溶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、燃料取替用水タンク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、燃料取替用水タンク及び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、燃料取替用水タンク及び復水タンクは、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タンクと復水タンク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タンクは、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、燃料取替用水タンク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ピ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ピ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、燃料取替用水タンク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、燃料取替用水タンク及び復水タンクは、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タンクと復水タンク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、燃料取替用水タンク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、復水タンク及び蒸気発生器は、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、復水タンク及び蒸気発生器は、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タンクは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のタンク容量が、炉心崩壊熱により加熱された１次冷却系統を冷却するために必要なタンク容量に対して十分であるため、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タンクは、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タンク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。

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。

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タンクは、炉心及び原子炉格納容器への注水量に対し、復水タンク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タンク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。

充てんポンプ及び高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内に

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。

充てんポンプ及び高圧注入ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置し、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、原子炉補助建屋内に設置し、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、原子炉補助建屋内に設置し、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。

復水タンク、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ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。

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。

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、燃料取替用水タンク、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、復水タンク、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、燃料取替用水タンク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、燃料取替用水タンク及び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できる設計とする。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、燃料取替用水タンク及び復水タンク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できる設計とする。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できる設計とする。

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タンク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

取替用水タンク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できる設計とする。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できる設計とする。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、燃料取替用水タンク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、燃料取替用水タンク及び復水タンク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できる設計とする。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できる設計とする。

余熱除去ポンプ、燃料取替用水タンク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、復水タンク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、復水タンク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、燃料取替用水タンク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。

燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。また、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

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、燃料取替用水タンク及び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、燃料取替用水タンク及び復水タンクは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの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。

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タンクは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの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、燃料取替用水タンク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、燃料取替用水タンク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、燃料取替用水タンク及び復水タンクは、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの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、燃料取替用水タンク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、復水タンク及び蒸気発生器は、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、復水タンク及び蒸気発生器は、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となる水の供給設備

「9.11　重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

5.8　化学体積制御設備[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、３／４Ｂ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、３／４Ｂ配管取り出し部に9.5㎜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１本が全引抜位置で固着した場合でも１次冷却材の

ほう素濃度を低温停止に必要な濃度にすることができる量とする。

(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、軸封部を通って１次冷却設備に流入する量に等しい水量を１次冷却設備から余剰抽出ラインで抽出し、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25～35cm^3／kg－H_2Oに制御するため、原子炉運転中は常時水素ガスで加圧する。また、体積制御タンク頂部にはスプレイノズルを設けて、冷却材フィルタを通った1次冷却材を気相部にスプレイさせ、1次冷却材に含まれている核分裂生成ガスを体積制御タンクの気相中に解放し、水素ガスとともにベントラインによって、気体廃棄物処理設備に導く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通って流れ、充てん水は管側を通って流れる。

(4)　非再生冷却器

非再生冷却器は、再生熱交換器で冷却した抽出水を冷却材混床式脱塩塔の運転温度まで冷却する。抽出水は、管側を通って流れ、原子炉補機冷却水は、胴側を流れる。

非再生冷却器管側出口の抽出水温度は、胴側出口の原子炉補機冷却水ラインに設けた温度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）^{7}Ｌｉによって増加するリチウム７を除去するため、間欠的に使用する。この冷却材陽イオン脱塩塔は、その他１次冷却材中のセシウム137濃度を減少させるためにも間欠的に使用する。

(7)　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9.5㎜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あっ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、格納容器スプレイ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おいて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

水設備の復水タンク並びに１次冷却設備の蒸気発生器を使用する。

復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプ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

・復水タンク

・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、復水タンク、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、復水タンク及び主蒸気逃がし弁は、原子炉周辺建屋内の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、ディーゼル発電機並びに屋外の海水ポンプ並びに原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポ

ンプ及び原子炉補機冷却水冷却器と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、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、復水タンク及び蒸気発生器は、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タンクは、蒸気発生器への給水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分なタンク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、復水タンク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。

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、復水タンク、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原子炉補機冷却水冷却器は、原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

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、復水タンク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できる設計とする。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できる設計とする。

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、復水タンク及び蒸気発生器は、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。

復水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

蒸気発生器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

蒸気発生器２次側による炉心冷却(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はらうとともに、万一、振動が発生した場合にも振動監視装置により、警報を発し、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、調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はらった構造とする。万一、潤滑油が漏えいして火災が発生した場合にも、その範囲が拡大しないように消火装置を設ける。

(9)　主蒸気管、主給水管のホイップ防護

主蒸気管、主給水管が万一破断した場合、その破断した配管のホイップにより隣接する安全上重要な機器、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用できない時でも、他の一方からの蒸気が確保できる。

5.11.3.2　蒸気タービン設備

5.11.3.2.1　概　　要

蒸気タービン設備は、主蒸気止め弁から復水器入口までの設備であり、蒸気タービン、湿分分離加熱器、潤滑油系統、タービン制御系統、保安装置等で構成する。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って高圧タービンの中央部に流入する。入口蒸気管のうち２本は車室上半部に、他の２本は車室下半部に、それぞれ連結させる。

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

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ビ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って低圧タービンに流入する。再熱蒸気止め弁及びインターセプト弁は、バタフライ弁であり、タービンの非常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、油冷却器を通って供給される。起動時にはターニング油ポンプにより、潤滑油を供給する。保安装置油及び発電機密封油装置の後

備用として補助油ポンプを設ける。

外部電源喪失時にも潤滑油を確保するために、直流の非常用油ポンプを設ける。

潤滑油系統の漏えいを避けるため、配管の継手部はすべて溶接とし、高温部近傍の配管は二重構造とする。また、軸受部等から油が漏えいした場合は、回収タンク等の安全な場所に回収する。なお、万一の火災に備えて、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巣中で凝縮し、非凝縮ガスは復水器真空ポンプにより抽出される。

復水器は、タービン排気及び各機器からのドレンを処理するとともに、タービンバイパス弁作動時には、主蒸気流量の約40%の蒸気を処理することができる。

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、グランド蒸気復水器、復水脱塩装置、復水ブースタポンプ、低圧・高圧給水加熱器、脱気器、給水ブースタポンプ、主給水ポンプ、補助給水ポンプ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　グランド蒸気復水器

グランド蒸気復水器は、タービングランドシール蒸気及

び主蒸気止め弁、蒸気加減弁、再熱蒸気止め弁、インターセプト弁のステムグラン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、グランド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、通常の給水系統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、復水タンクを使用するが、後備用として２次系純水タンクも使用することができる。

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、フローリストリ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、調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1,000m^3／ｄ×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2,000m^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ッシャ等で構成し、３、４号炉共用

で容量約80m^3／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（ＪＩＳ） 発電用原子力設備に関する技術基準を定める通商産業省令 日本建築学会各種構造設計及び計算規準 日本電気協会電気技術基準調査委員会電気技術指針 ＡＳＭＥ(American Society of Mechanical Engineers)規格 ＡＮＳＩ(American National Standard Institute)基準 ＡＳＴＭ(American Society for Testing & Materials)規格
１次冷却材ポンプ	発電用原子力設備に関する技術基準を定める通商産業省令 電気設備に関する技術基準を定める通商産業省令 日本工業規格（ＪＩＳ） 電気学会電気規格調査会標準規格 日本電気協会電気技術基準調査委員会電気技術指針 日本建築学会各種構造設計及び計算規準 ＡＳＭＥ(American Society of Mechanical Engineers)規格 ＡＮＳＩ(American National Standard Institute)基準 ＡＳＴＭ(American Society for Testing & Materials)規格 ＩＥＥＥ(The Institute of Electrical and Electronics Engineers)基準
加圧器安全弁 加圧器逃がし弁	発電用原子力設備に関する技術基準を定める通商産業省令 日本工業規格（ＪＩＳ） 日本電気協会電気技術基準調査委員会電気技術指針 ＡＳＭＥ(American Society of Mechanical Engineers)規格 ＡＮＳＩ(American National Standard Institute)基準 ＡＳＴＭ(American Society for Testing & Materials)規格

第5.1.3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^2G）
最高使用温度	343℃
運転圧力	約15.4MPa[gage]（約157kg／cm^2G）
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	低合金鋼
	肉盛り	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		ステンレス鋳鋼
(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
鍛鋼	胴、フランジ		○		○
	スタッド		○		○
	制御棒駆動装置ハウジング		○	○	
	計装筒		○	○	
	ノズル		○		○
	ノズルセイフエンド		○	○	
板	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

検査の種類 / 対象箇所	ＲＴ	ＵＴ	ＰＴ	ＭＴ
ケーシング	○		○	
ボルティングリング		○		○
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
鋳鋼		○		○	
鍛鋼			○	○	
溶接部	周溶接部	○		○	
	管台取付部	○(注)		○	

ＲＴ　　放射線透過試験

ＵＴ　　超音波探傷試験

ＰＴ　　液体浸透探傷試験

ＭＴ　　磁粉探傷試験

（注）　　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	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

(2)　１次冷却材ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・１次冷却設備（通常運転時等）

・１次冷却設備（重大事故等時）

型　　式	漏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9.3×10^6kcal／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^2G）
最高使用温度	150℃
加圧ガス圧力	約4.4MPa[gage]（約45kg／cm^2G）
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^2G）
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^2G）
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^2G）
胴　　側	1.4MPa[gage]（14kg／cm^2G）
最高使用温度	
管　　側	200℃
胴　　側	95℃
材　　料	
管　　側	ステンレス鋼
胴　　側	炭 素 鋼

(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95ｔ／ｈ（１個当たり）
材　　料	ステンレス鋼

(3) 燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・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となる水の供給設備

・火災防護設備

型式	たて置円筒型
基数	1
容量	約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
設置高さ	EL.0.0m
距離	約70m（3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）復水タンク

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溶融炉心を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
容　　量	約1,200m^3
本体材料	炭素鋼
設置高さ	EL.＋11.3m
距　　離	約40m（３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	約650kW（1台当たり）
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	6B
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5.5.1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) 燃料取替用水タンク

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となる水の供給設備

・火災防護設備

型式	たて置円筒型
基数	1
容量	約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
設置高さ	EL.0.0m
距離	約70m（3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	約650kW（1台当たり）
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) 復水タンク

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溶融炉心を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
容　　量	約1,200m^3
本体材料	炭素鋼
設置高さ	EL.＋11.3m
距　　離	約40m（３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	6B
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)　窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）

種　　類	鋼製容器
個　　数	４（予備２）
容　　量	約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（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) 燃料取替用水タンク

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となる水の供給設備

・火災防護設備

型式	たて置円筒型
基数	1
容量	約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
設置高さ	EL.0.0m
距離	約70m（3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溶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
本体材料	ステンレス鋼

(7) 復水タンク

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溶融炉心を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
容　　量	約1,200m^3
本体材料	炭素鋼
設置高さ	EL.＋11.3m
距　　離	約40m（３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	約650kW（1台当たり）
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	6B
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　7.3m^3／h
封水戻り流量	約　2.7m^3／h
抽出流量	
通常	約17.0m^3／h
最大	約27.2m^3／h
充てん流量（封水を除く）	
通常	約12.5m^3／h
最大	約22.7m^3／h
１次冷却材抽出温度	約289℃
１次冷却材充てん温度	約263℃
ほう酸回収系への流出水温度	約　46℃
充てんポンプミニマムフロー（ポンプ１台当り）	約13.6m^3／h

第5.8.2表　化学体積制御設備構成機器の設備仕様

(1)　再生熱交換器

個　　数	1
伝熱容量	約2.7×10^6kcal／h
最高使用圧力	
管　　側	204kg／cm^2 G
胴　　側	175kg／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4.1×10^6kcal／h
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

(3)　余剰抽出冷却器

個　　数	1
伝　熱　容　量	約1.3×10^6kcal／h
最高使用圧力	
管　　側	175kg／cm^2 G
胴　　側	14kg／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0.46×10^6kcal／h
最高使用圧力	
管　　側	10kg／cm^2 G
胴　　側	14kg／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	204kg／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	14kg／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120m^3／個
最高使用圧力	0.5kg／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17m^3／h
最高使用圧力	14kg／cm^2 G
最高使用温度	95℃
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(m^3／h)／個
最高使用圧力	21kg／cm^2 G
最高使用温度	65℃
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８m^3
通常水容量	約４m^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	約650kW（1台当たり）
本体材料	合金鋼

(3) 復水タンク

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溶融炉心を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
容　　量	約1,200m^3
本体材料	炭素鋼
設置高さ	EL.＋11.3m
距　　離	約40m（３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	6B
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13.0MW（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640㎜
管　厚	約34㎜
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	83.3kg／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	6B
容量	約177(t／h)／個
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

(6) 主蒸気安全弁

型式	ばね式
個数	20
口径	6B
容量	約360(t／h)／個
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

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えい量は、全体で5 m^3／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6,700ｔ／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	83.3kg／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722㎜ 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	鋳　　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 （735㎜ Hg 真空時抽出飽和空気量）
本 体 材 料	鋳　　鉄

第5.11.4表　給水設備の設備仕様

(1)	グランド蒸気復水器	
	型　　式	横置直管式
	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2,00 0m^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

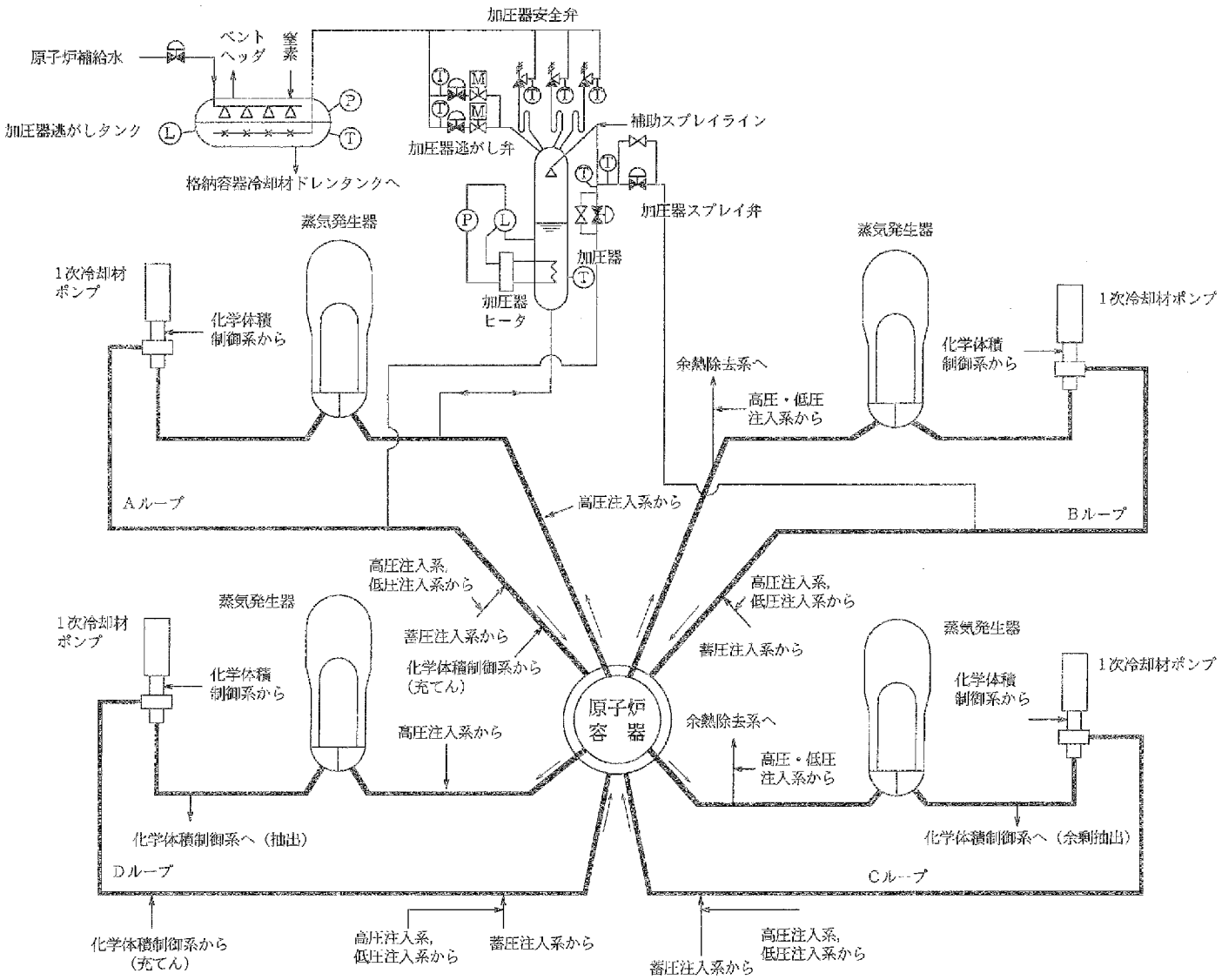
(6)　１次系純水タンク（３、４号炉共用）

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

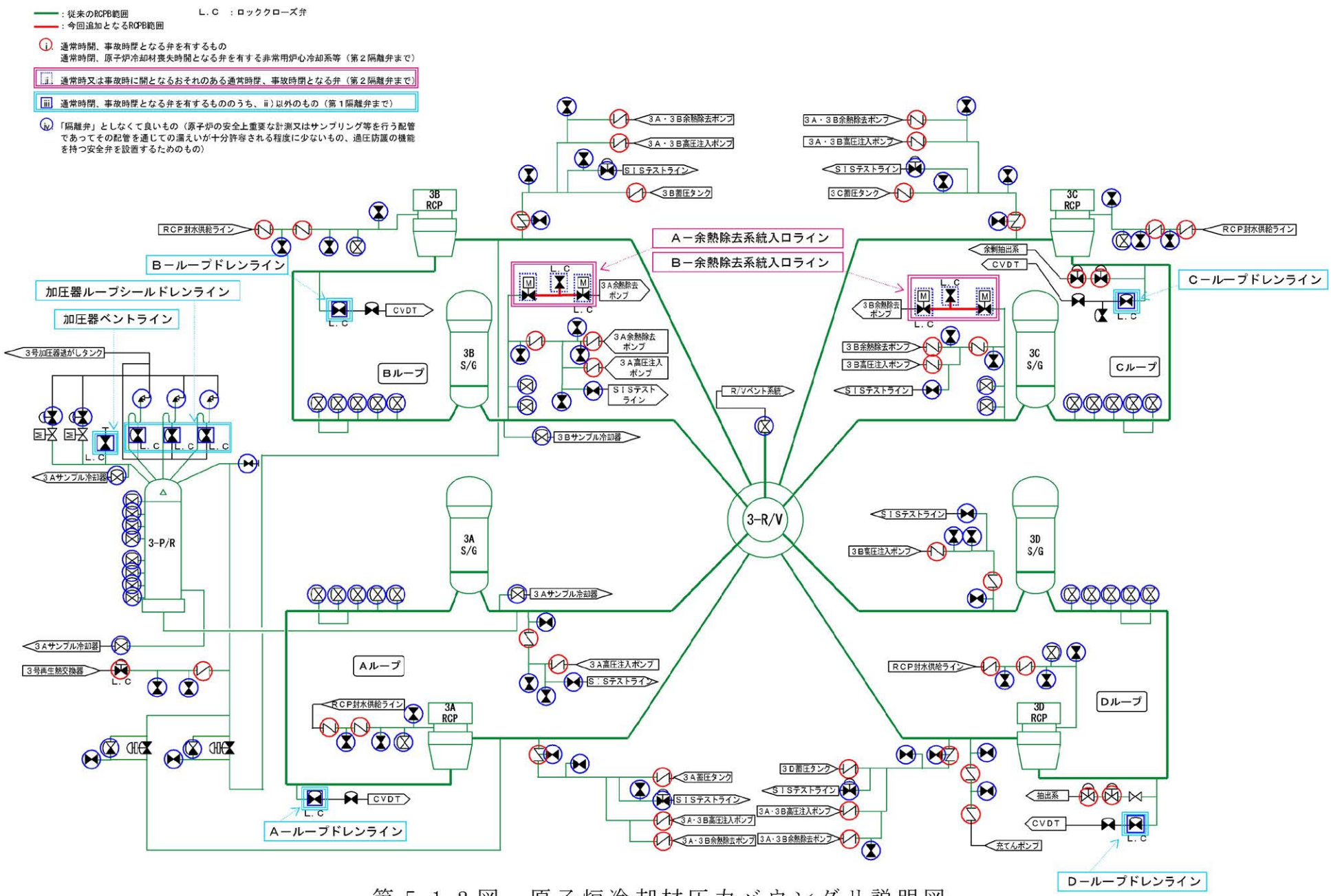
第5.12.2表　純水装置出口水質基準値

ｐＨ	（25℃において）	6～8
電　導　度	（25℃において）	≦0.5μＳ／cm
溶存酸素	（O_2）	≦0.1ppm
シリカ	（SiO_2）	≦0.02ppm
塩素	（Ｃｌ）	Ｎ・Ｄ
全鉄	（Ｆｅ）	≦0.015ppm
全銅	（Ｃｕ）	Ｎ・Ｄ
濁度		≦1ppm

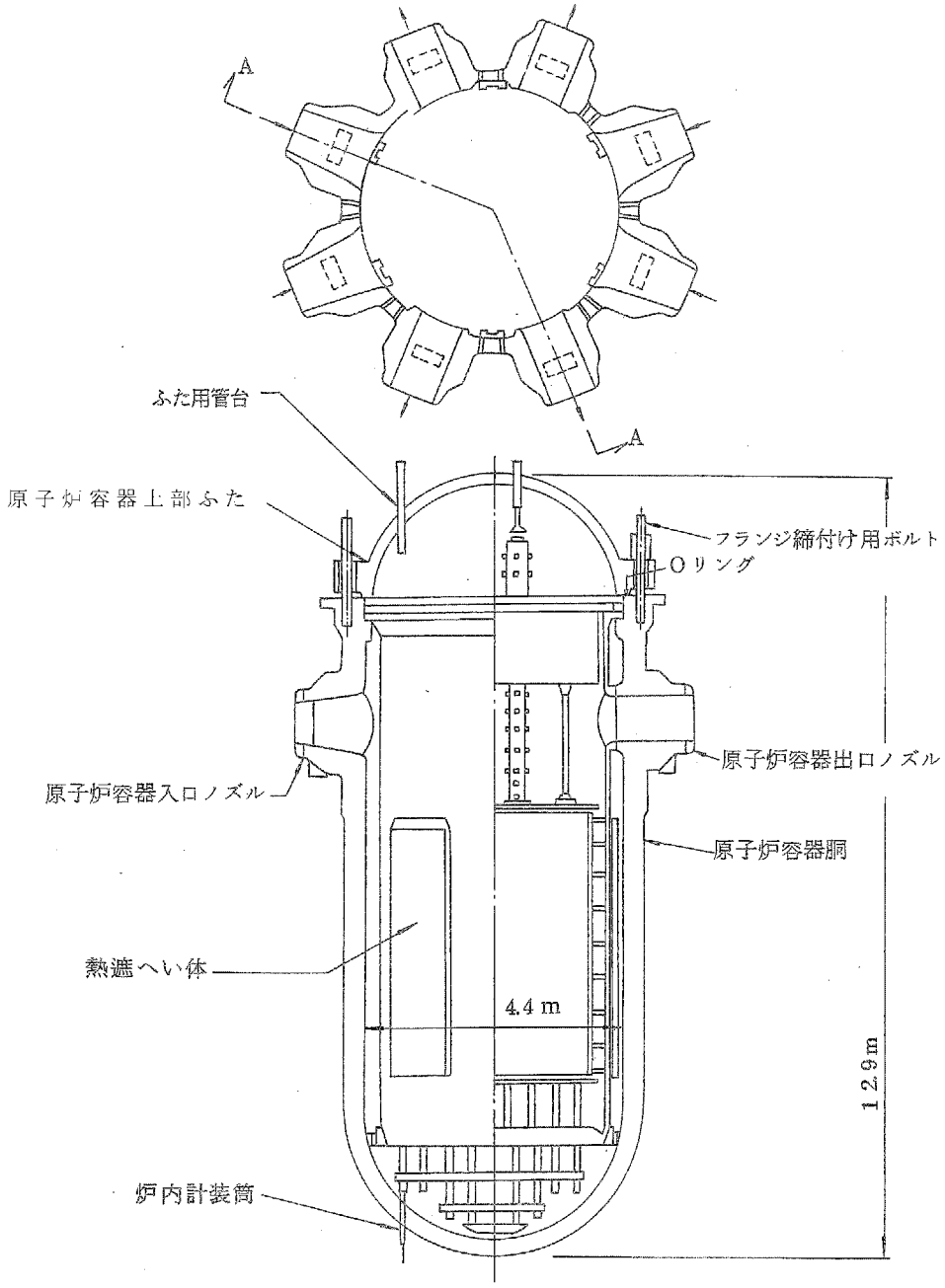
注：Ｎ・ＤとはＣｌについてはＡｇＣｌ比濁分析法、Ｃｕについてはジンコン法吸光光度法の測定感度以下を意味する。



第 5.1.1 図　1 次冷却設備系統説明図

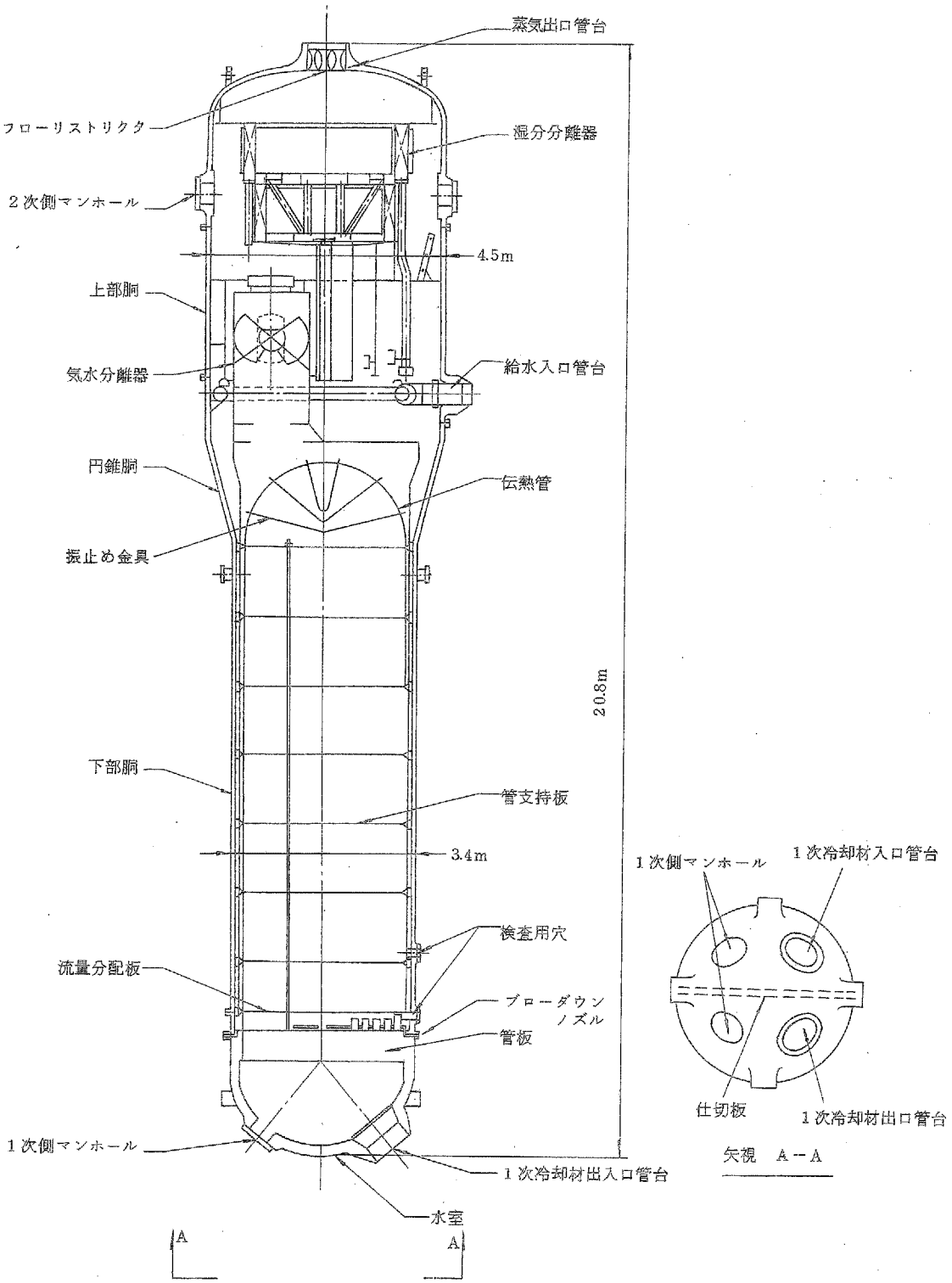


第 5.1.2 図　原子炉冷却材圧力バウンダリ説明図

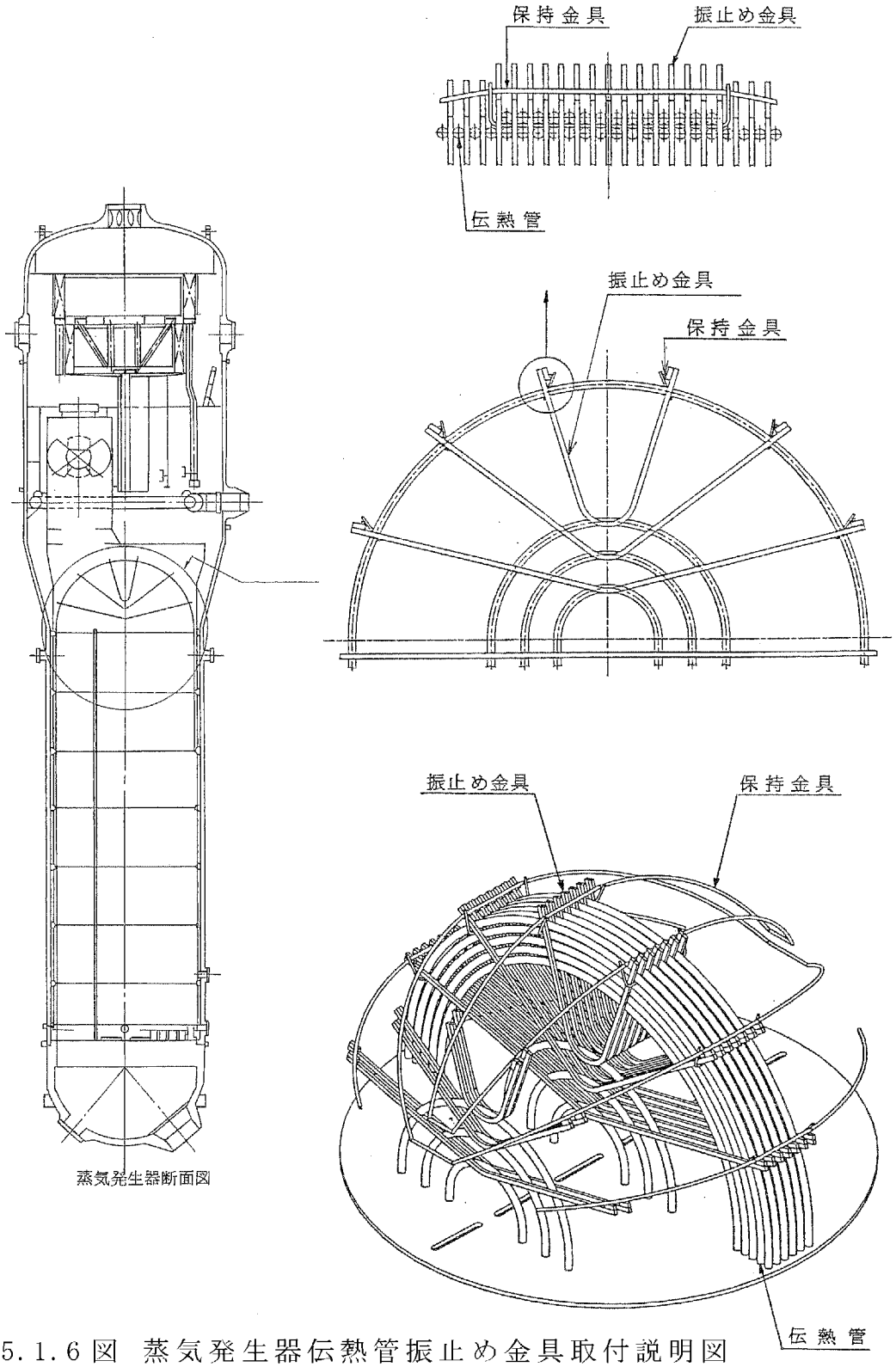


A－A断面図

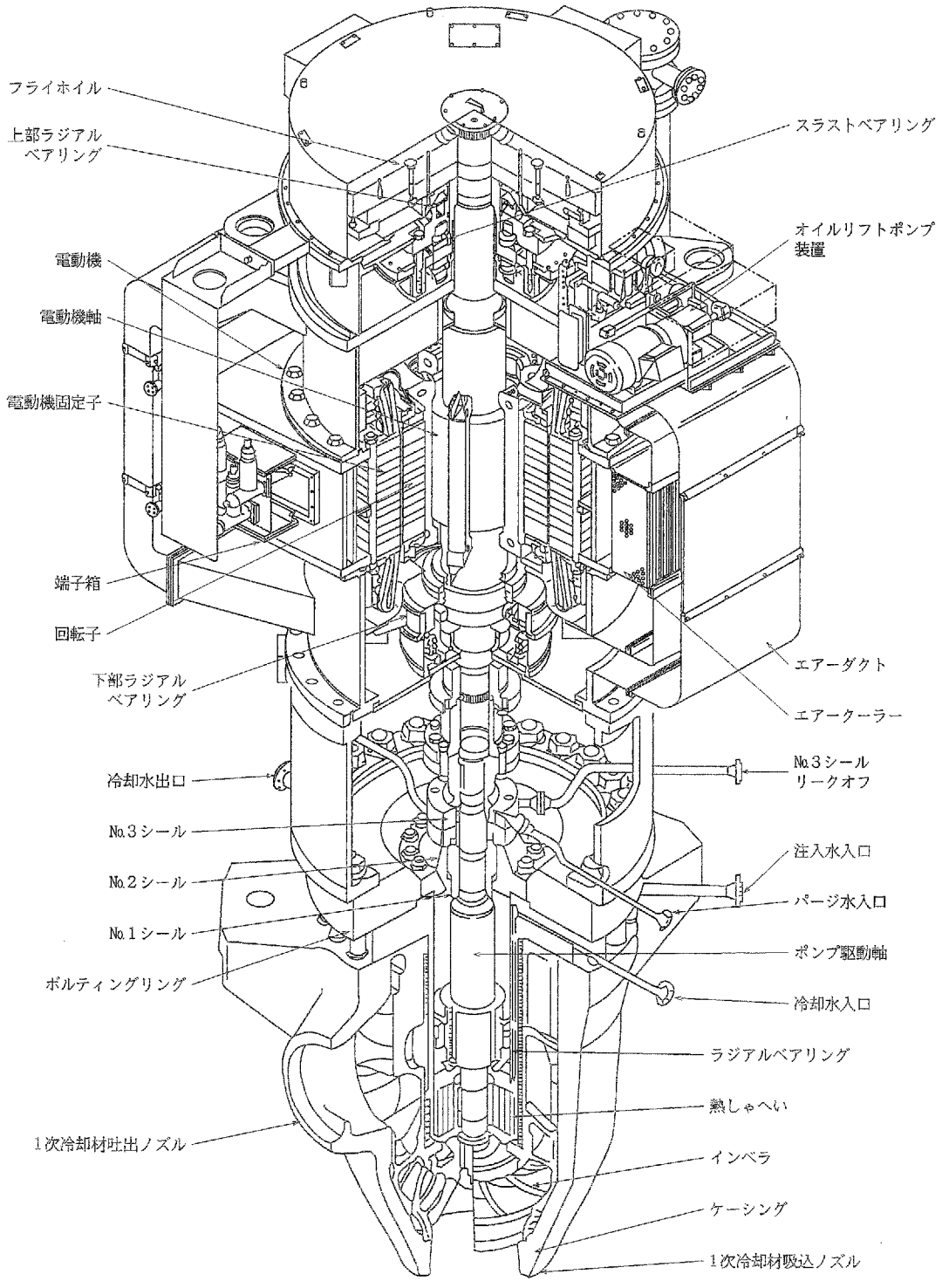
第 5.1.3 図　原子炉容器構造説明図



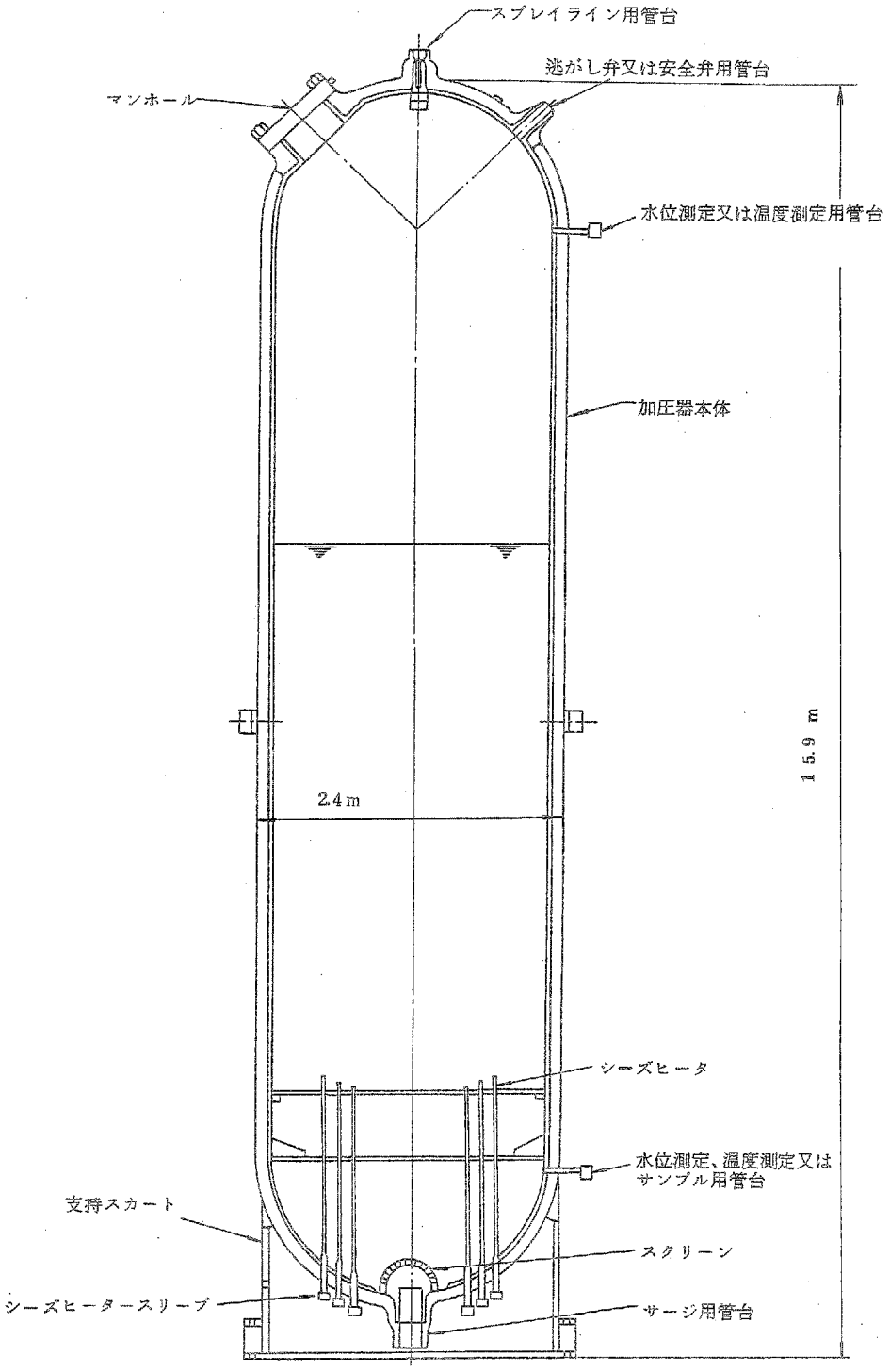
第 5.1.5 図　蒸気発生器構造説明図



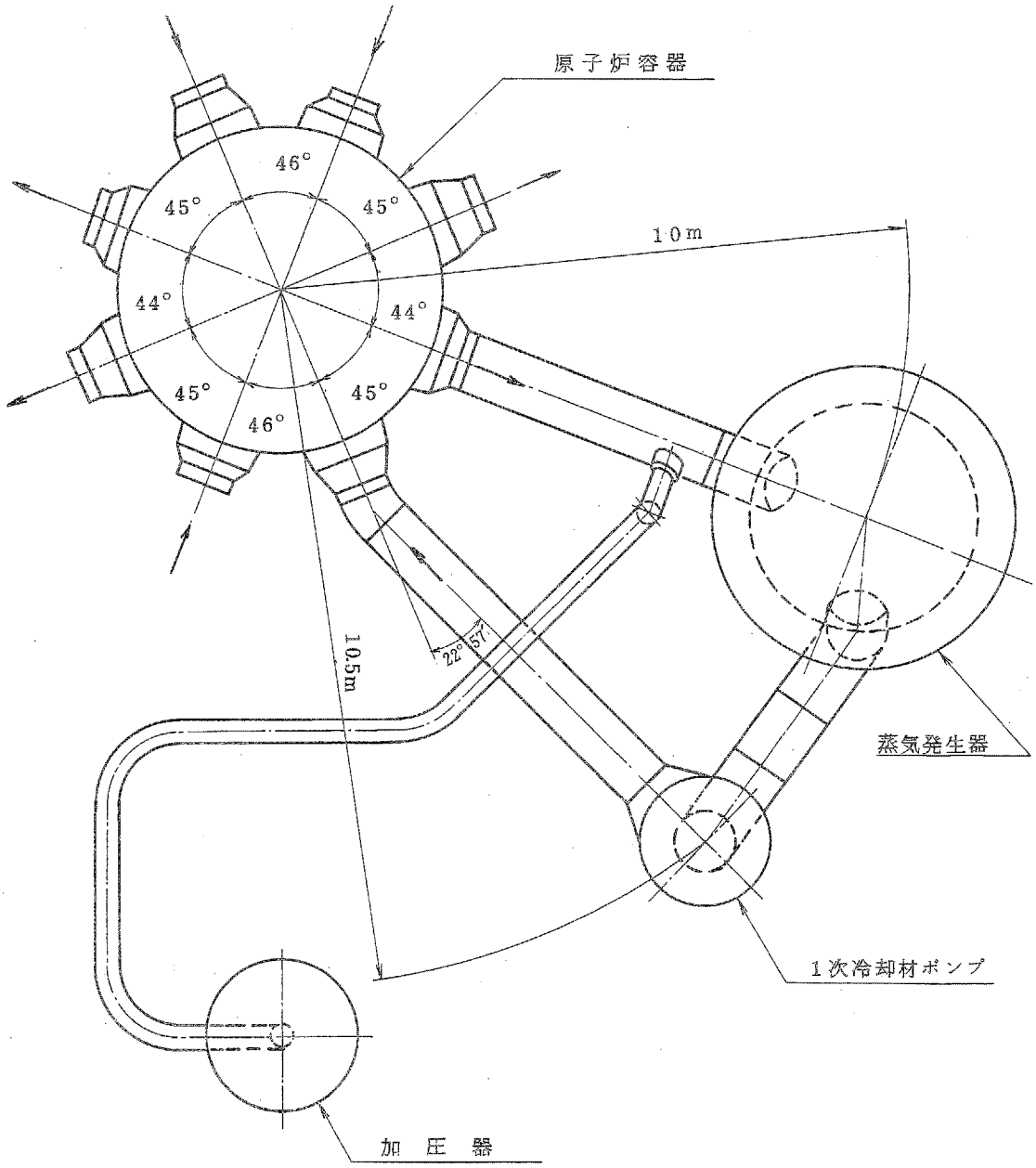
第 5.1.6 図　蒸気発生器伝熱管振止め金具取付説明図



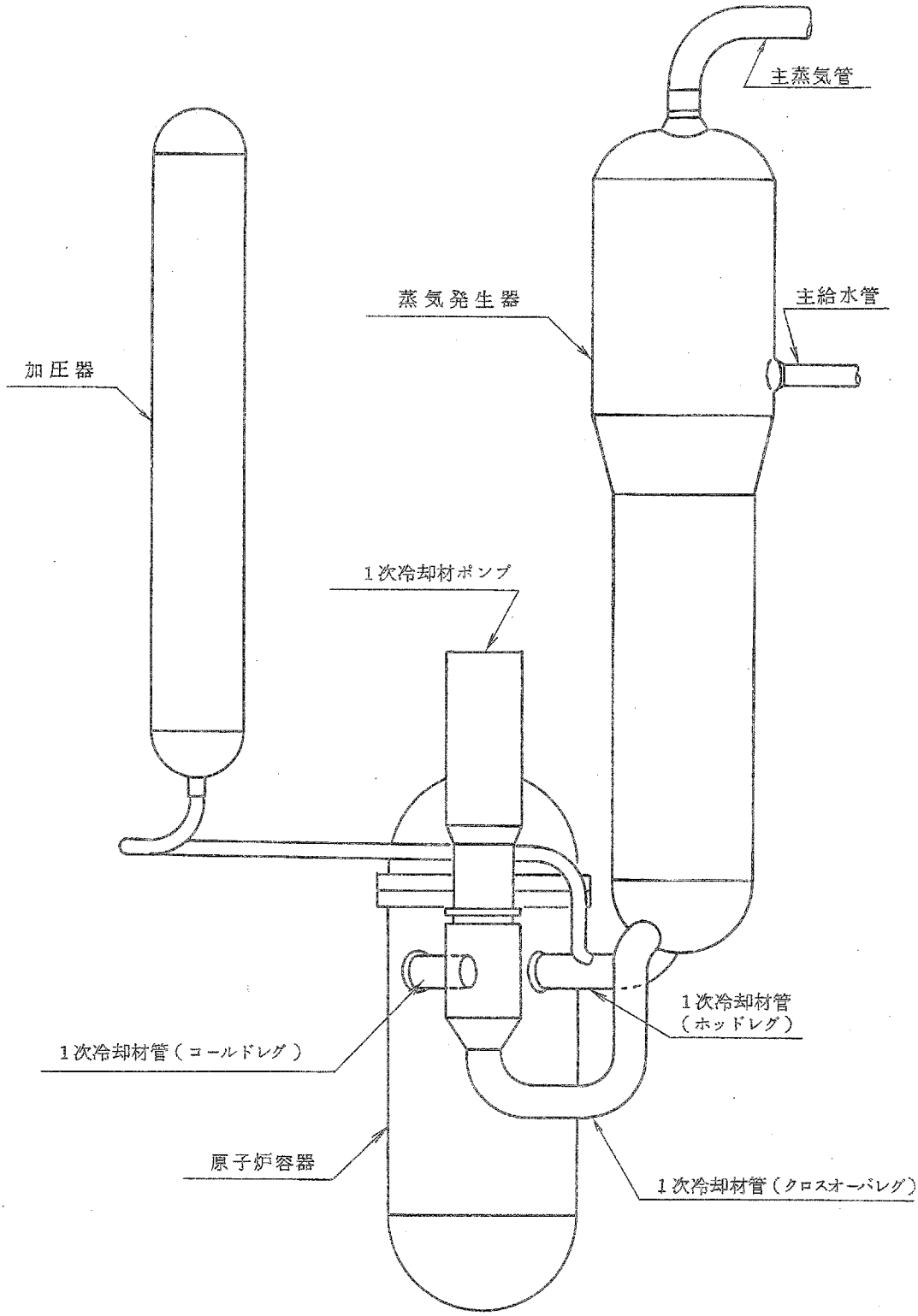
第 5.1.7 図　1 次冷却材ポンプ構造説明図



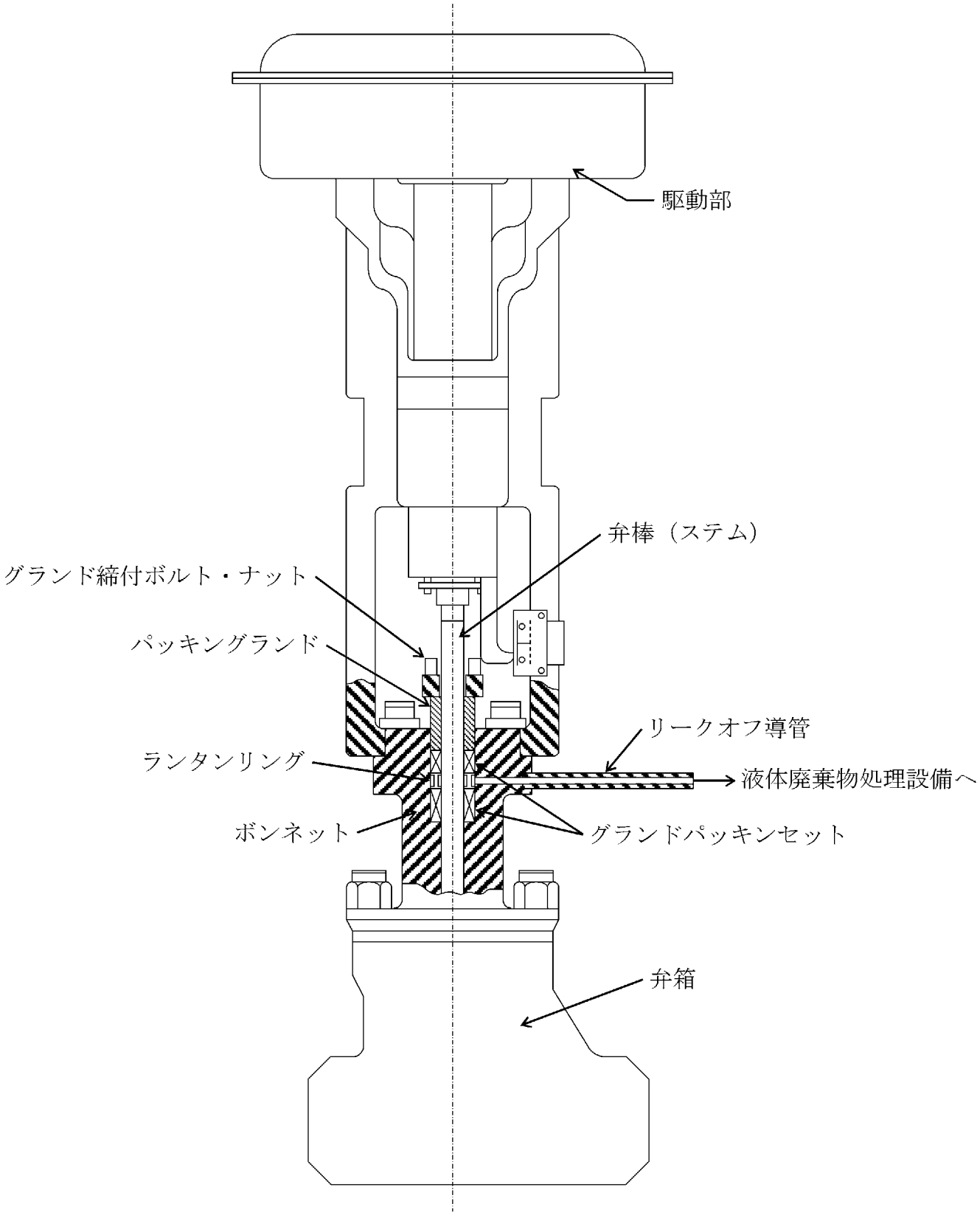
第 5.1.8 図　加圧器構造説明図



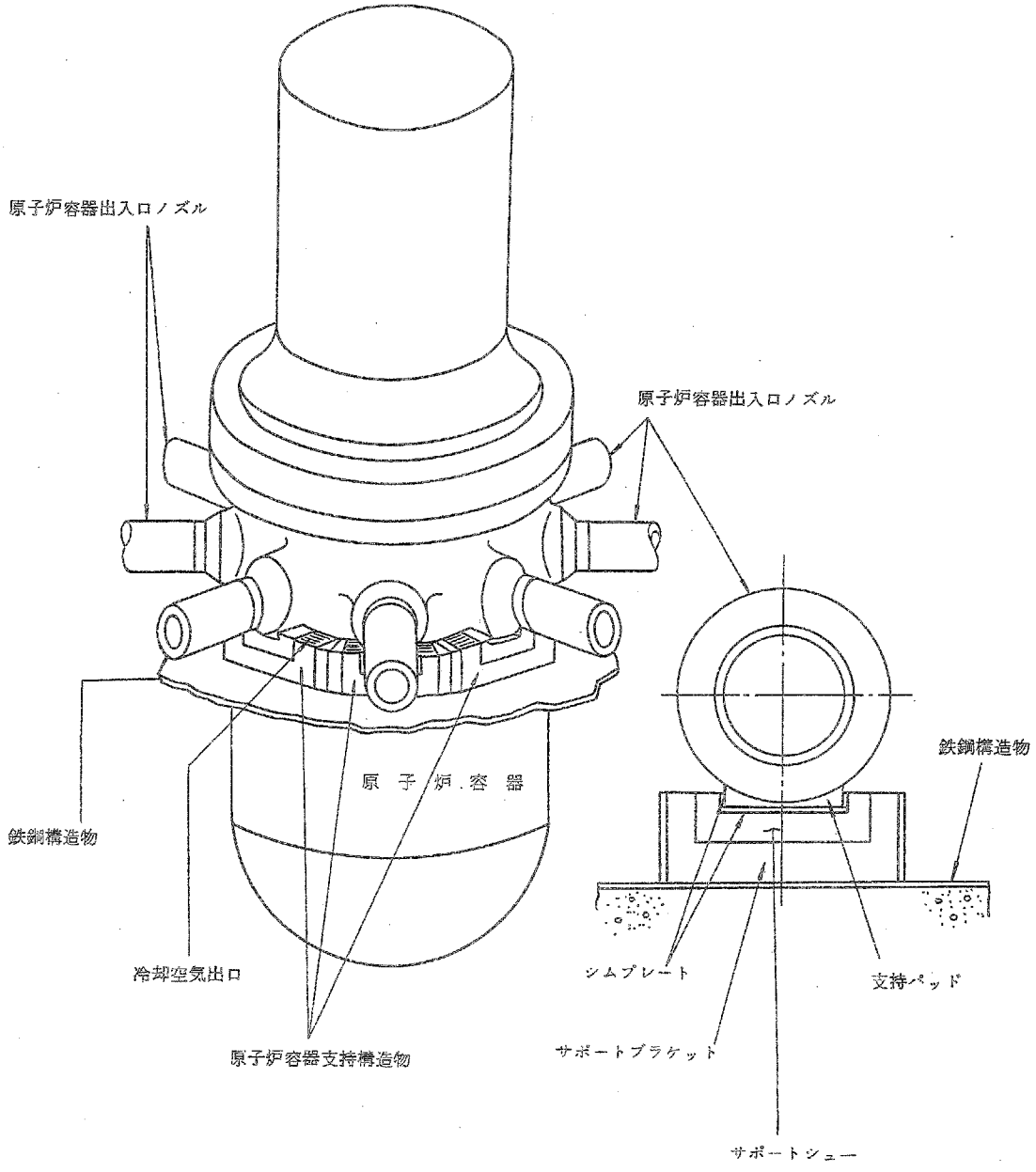
第 5.1.9 図　1 次冷却材管説明図（1）



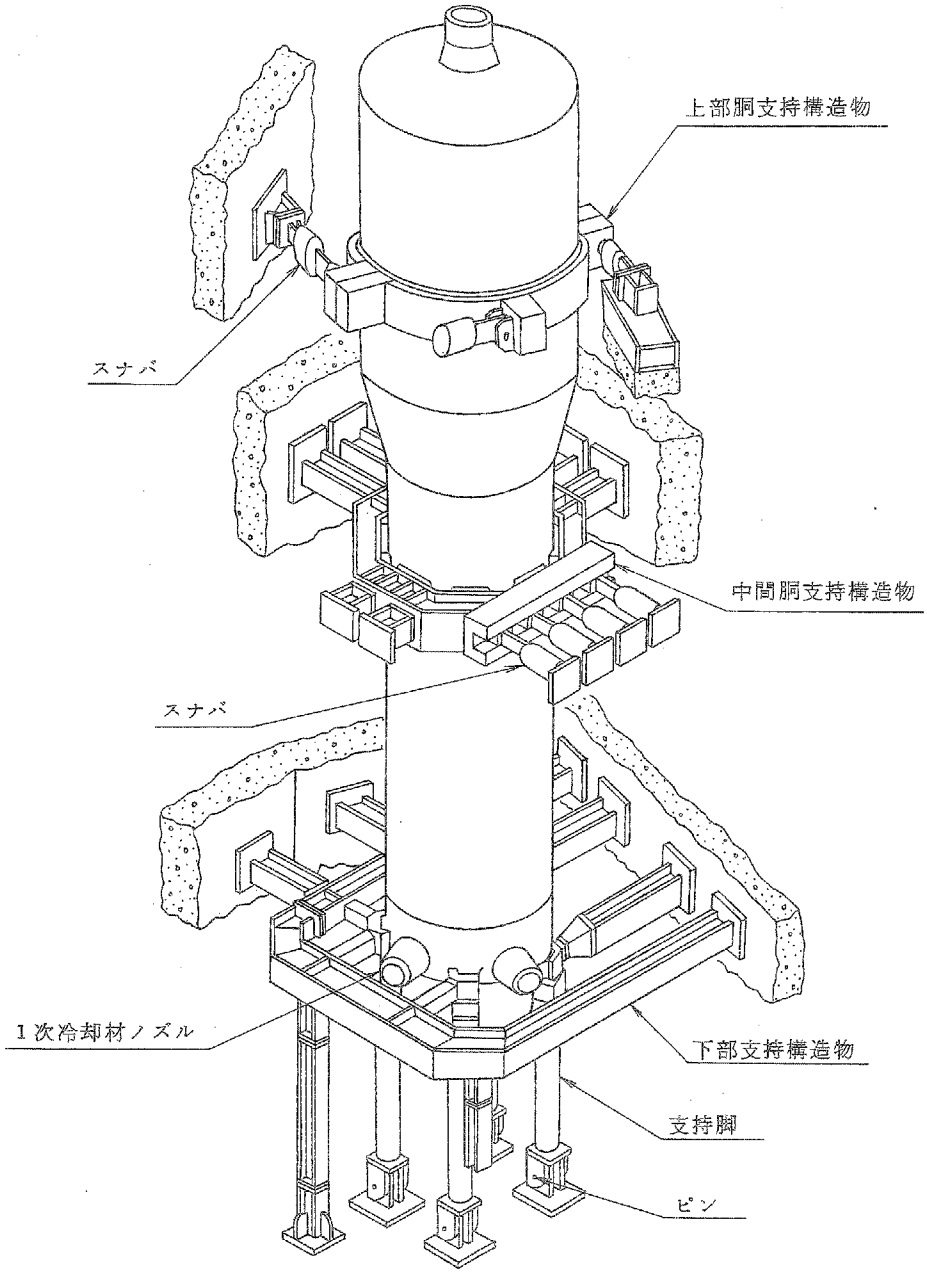
第 5.1.10 図　1 次冷却材管説明図（2）



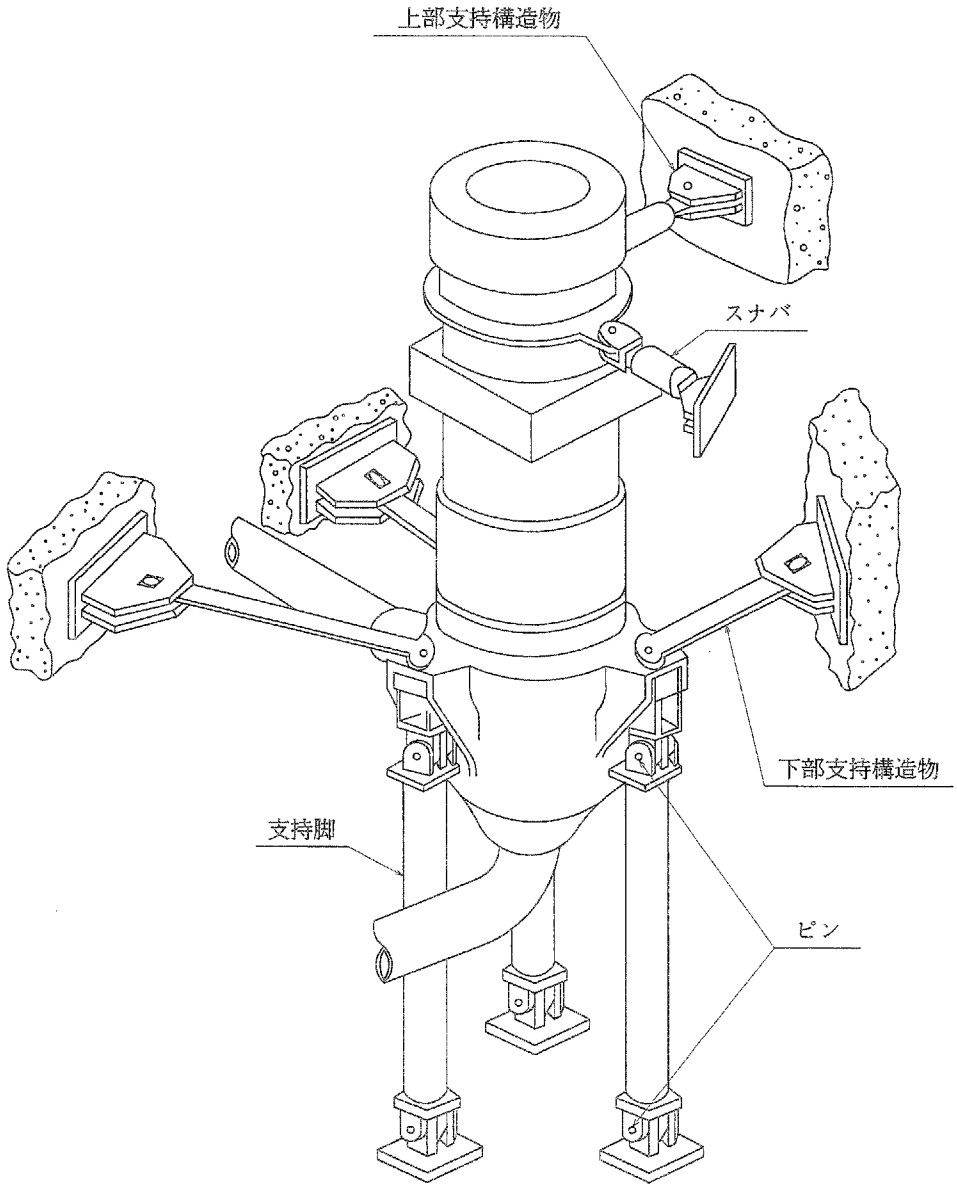
第 5.1.11 図　弁のステムリークオフ説明図



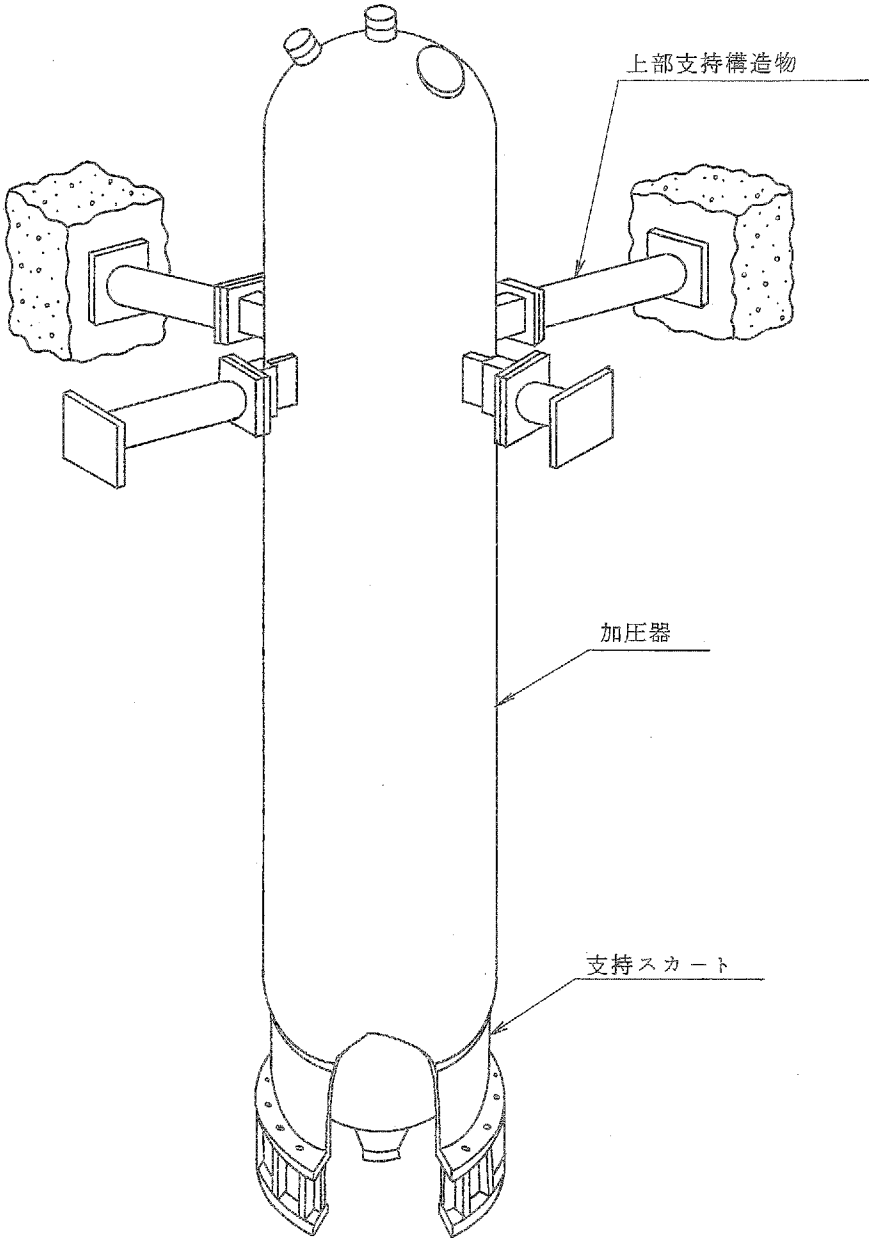
第 5.1.12 図　原子炉容器支持構造説明図



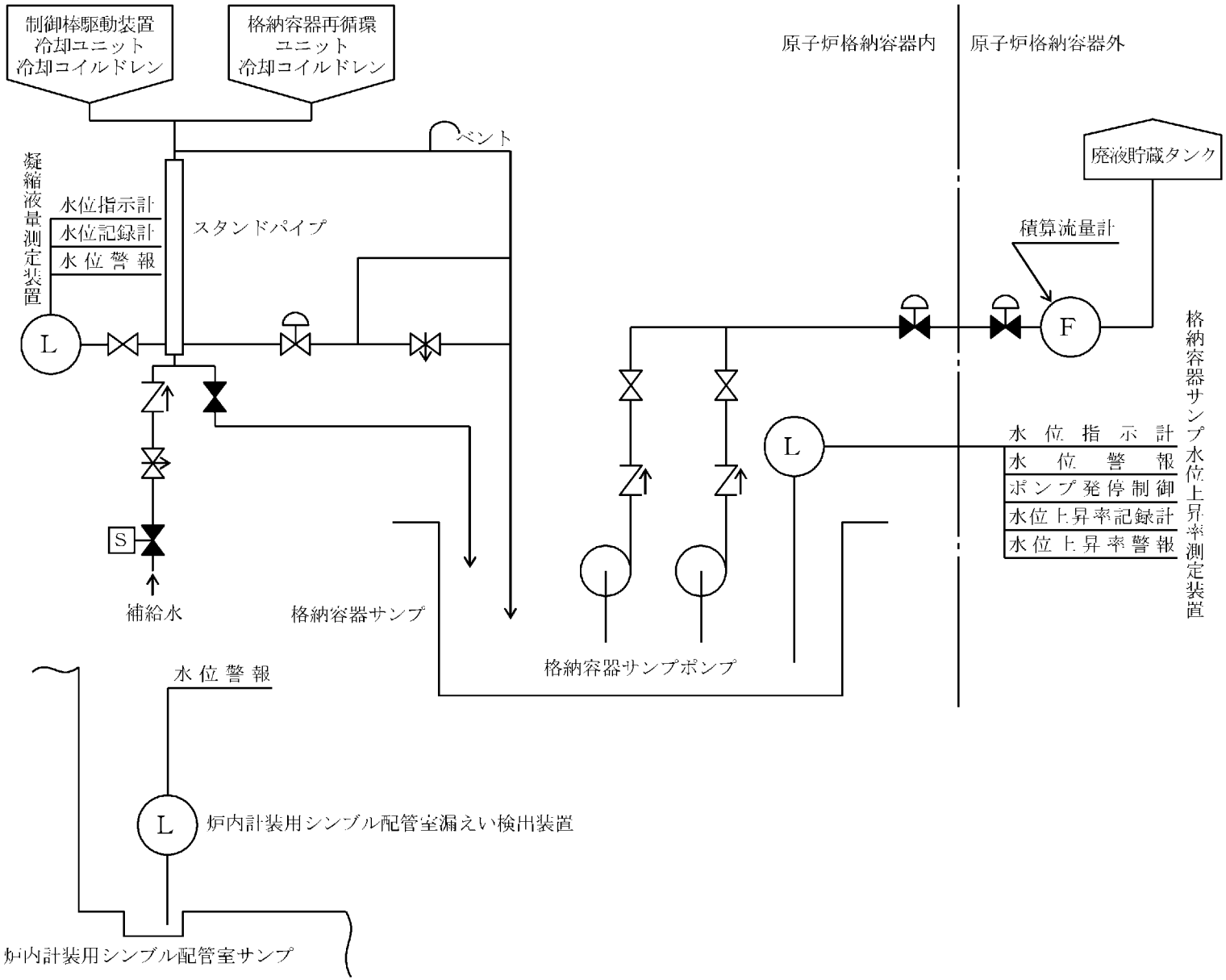
第 5.1.13 図　蒸気発生器支持構造説明図



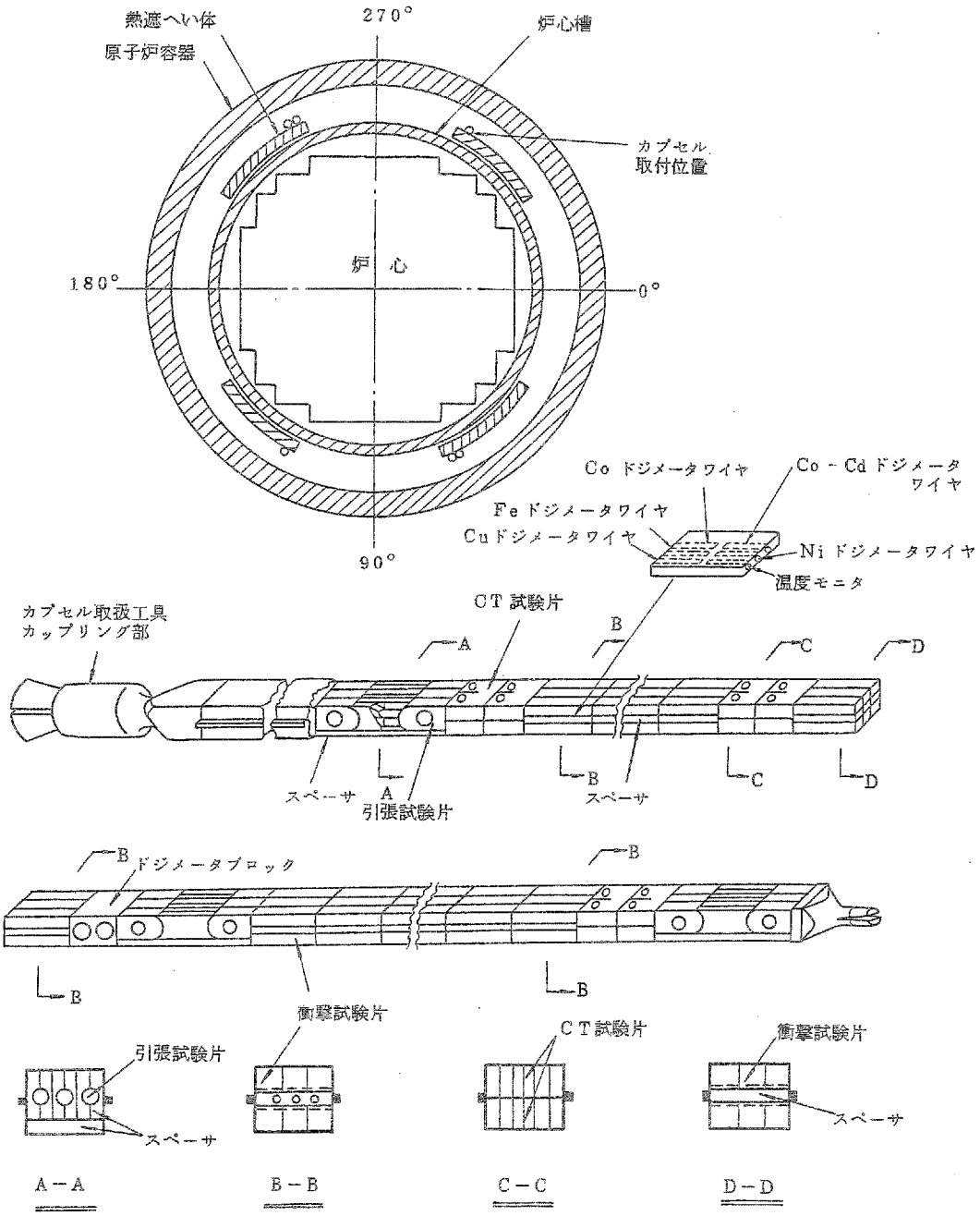
第 5.1.14 図　1 次冷却材ポンプ支持構造説明図（３号炉）



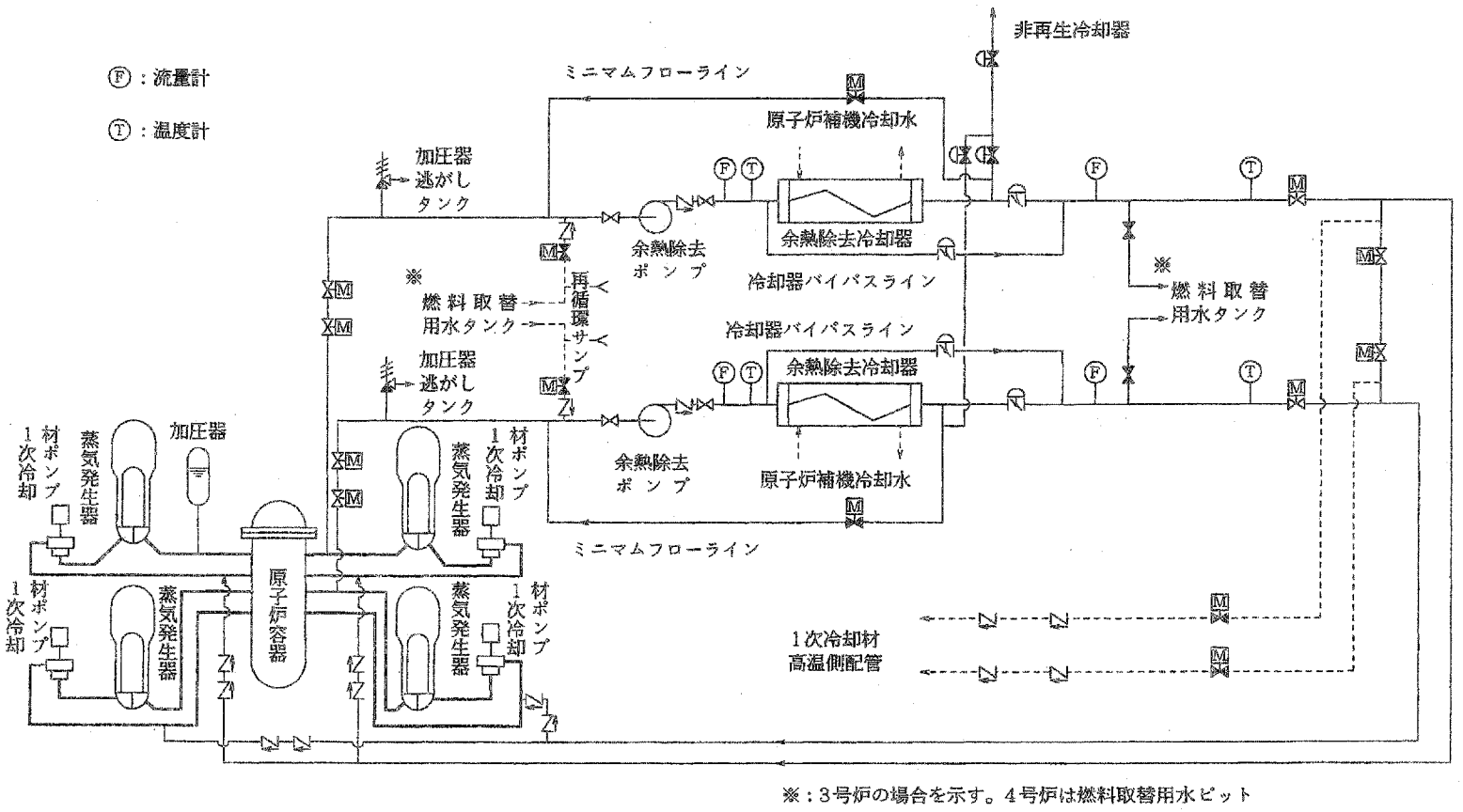
第 5.1.15 図　加圧器支持構造説明図



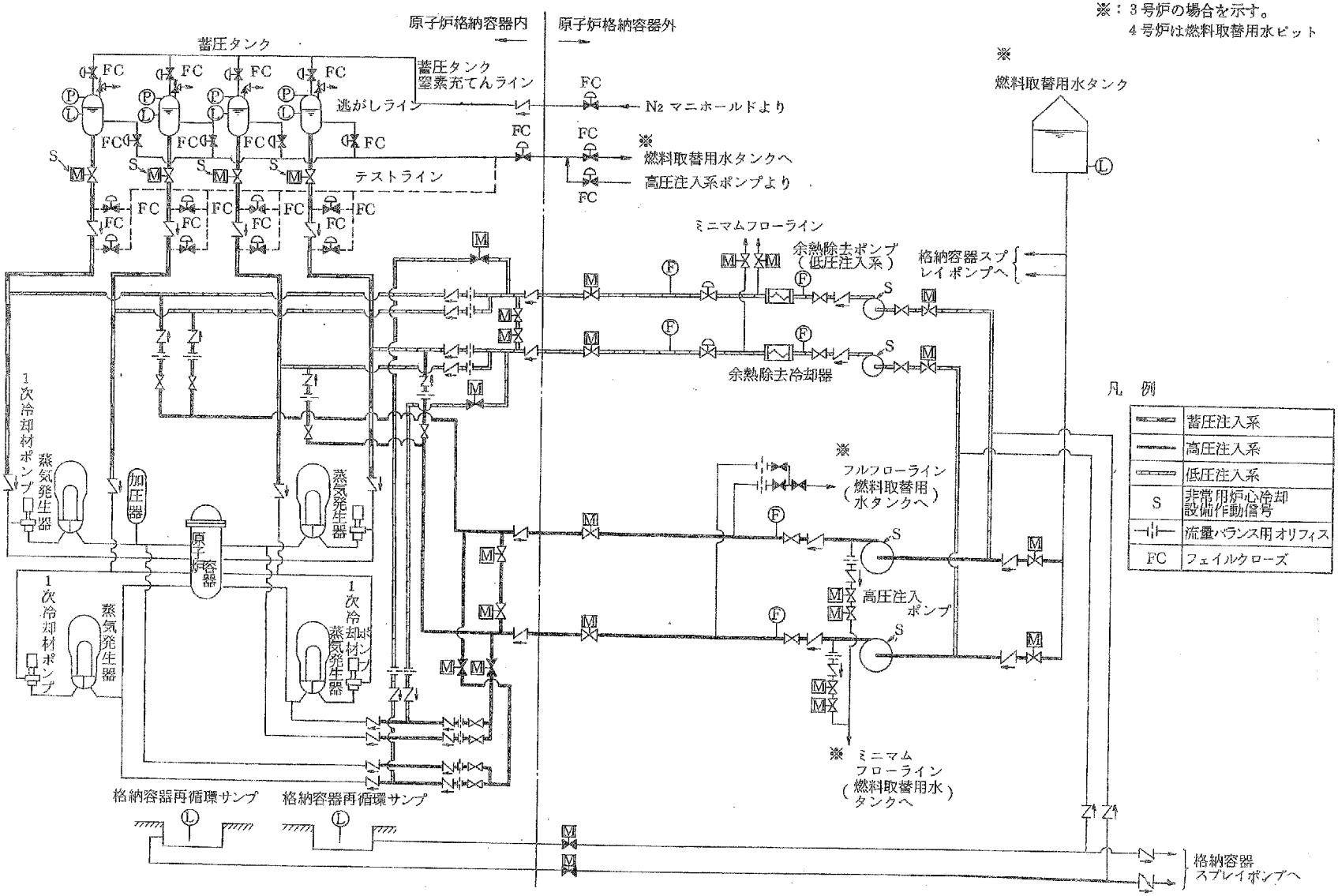
第 5.1.16 図　凝縮液量測定装置及び格納容器サンプ水位上昇率測定装置説明図



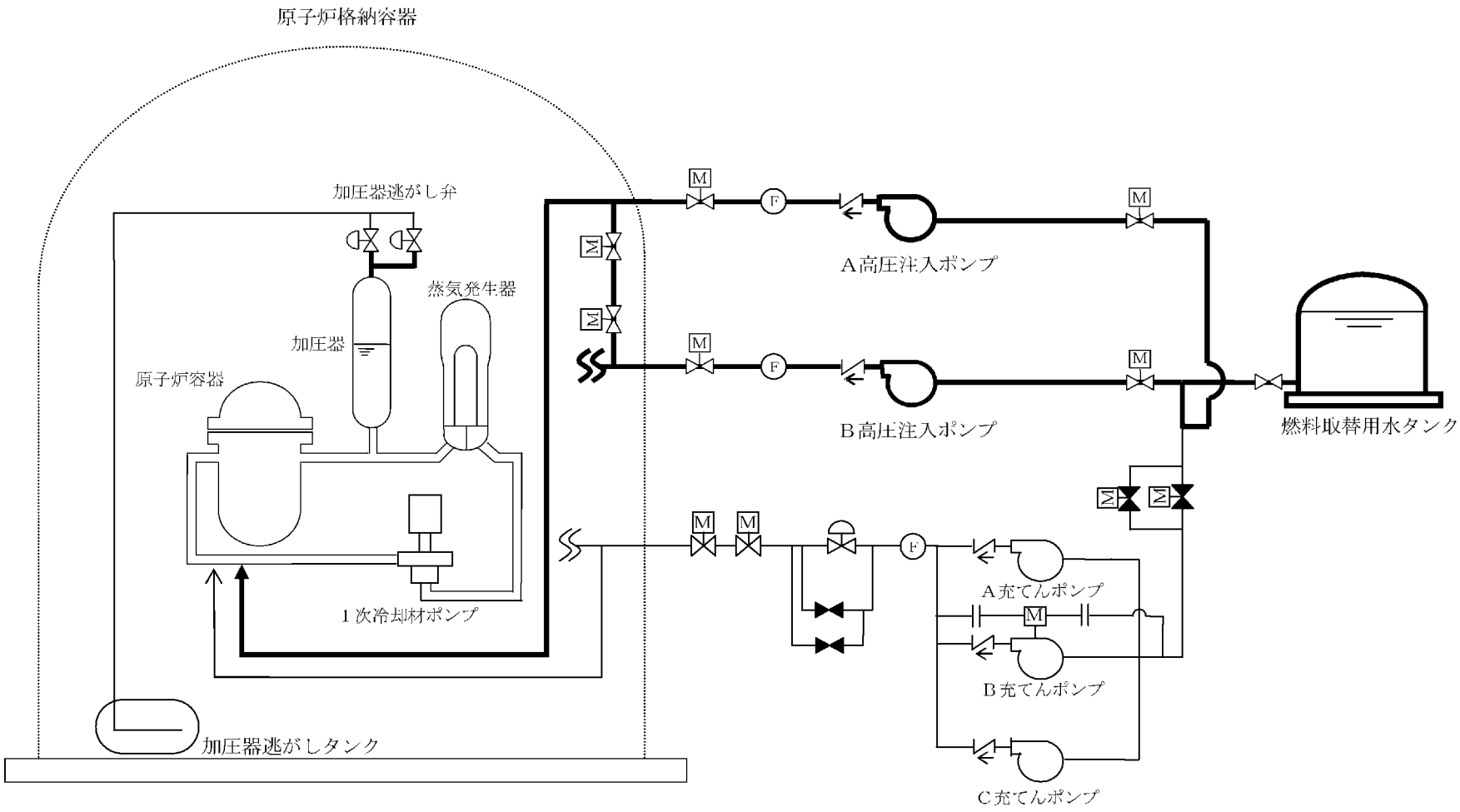
第 5.1.17 図　原子炉容器構造材監視試験片挿入位置説明図



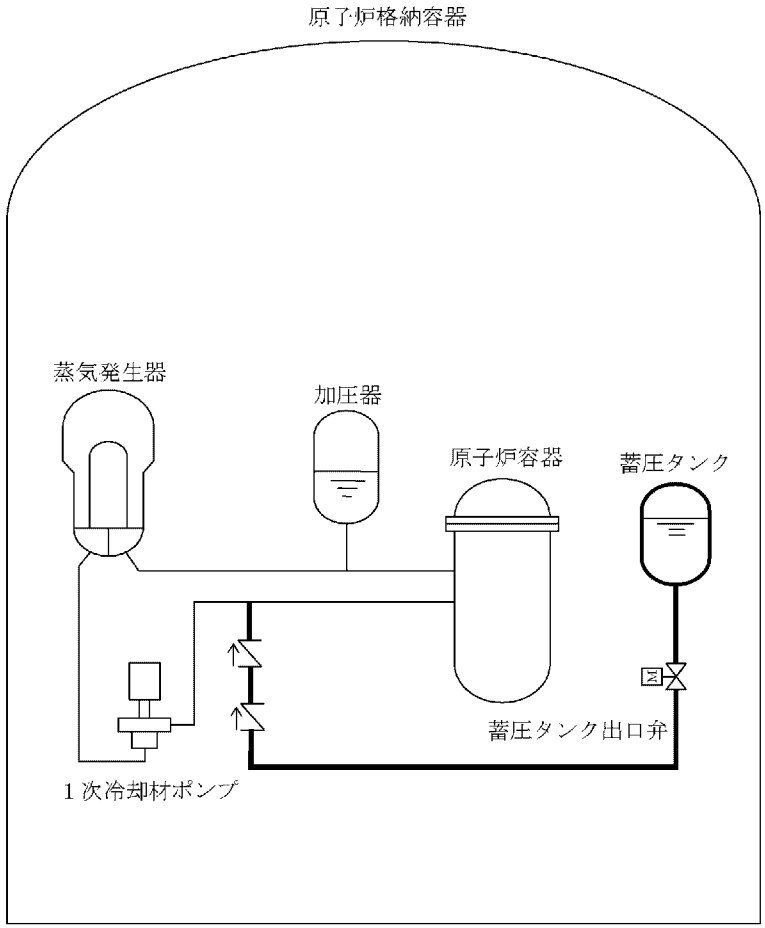
第 5.2.1 図　余熱除去設備系統説明図



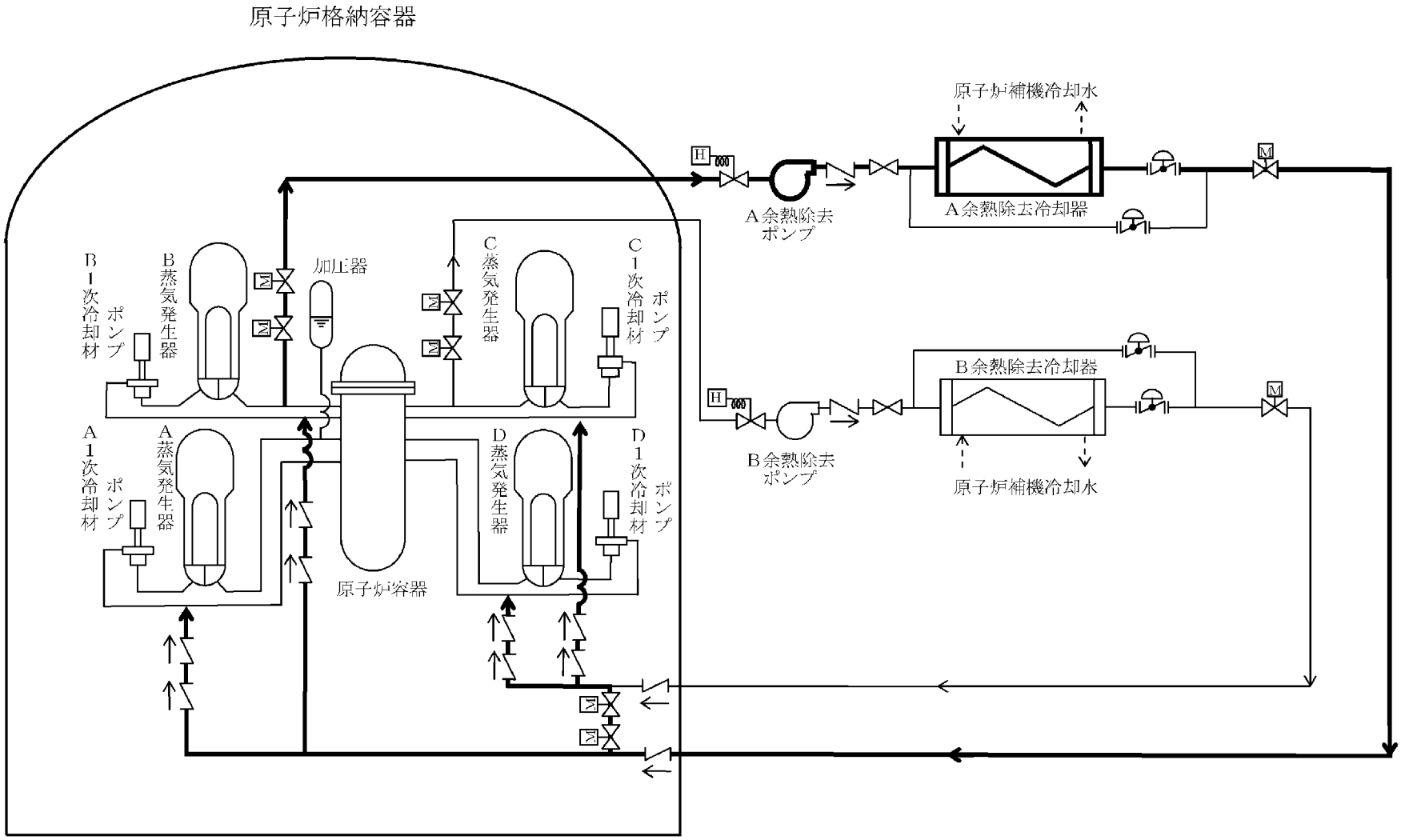
第 5.3.1 図　非常用炉心冷却設備系統説明



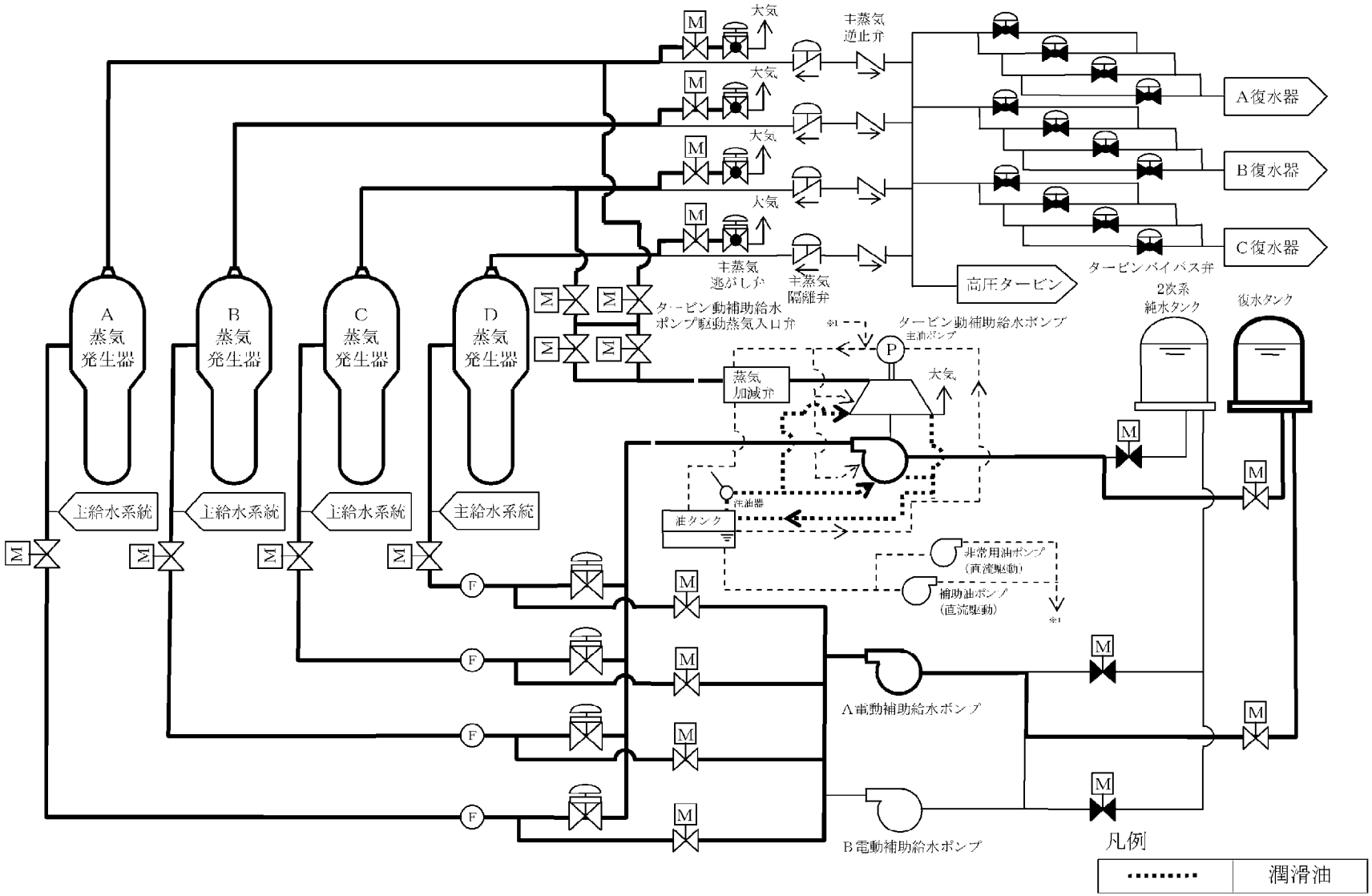
第 5.4.1 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（1）
（１次系のフィードアンドブリード）



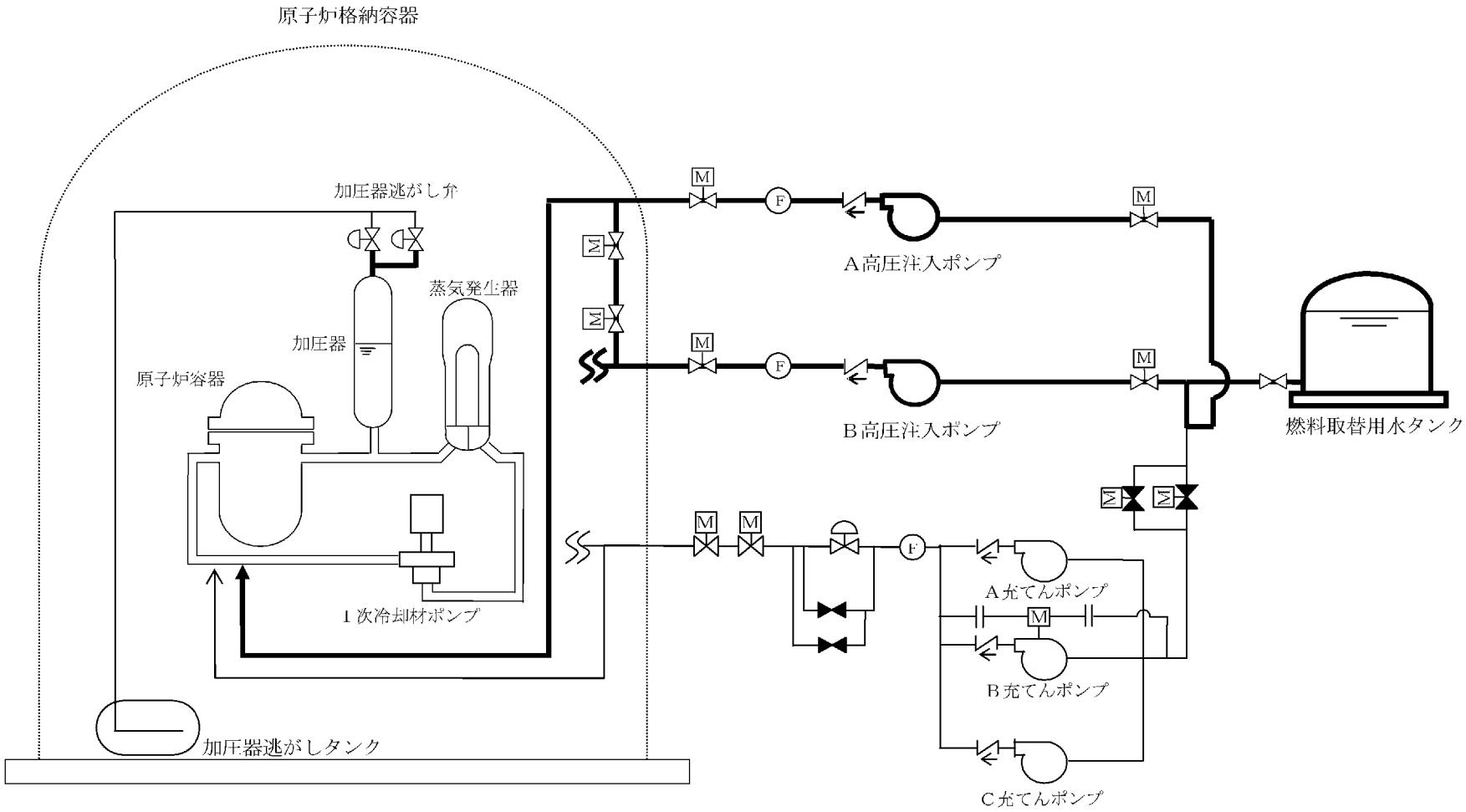
第 5.4.2 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（2）
（１次系のフィードアンドブリード）



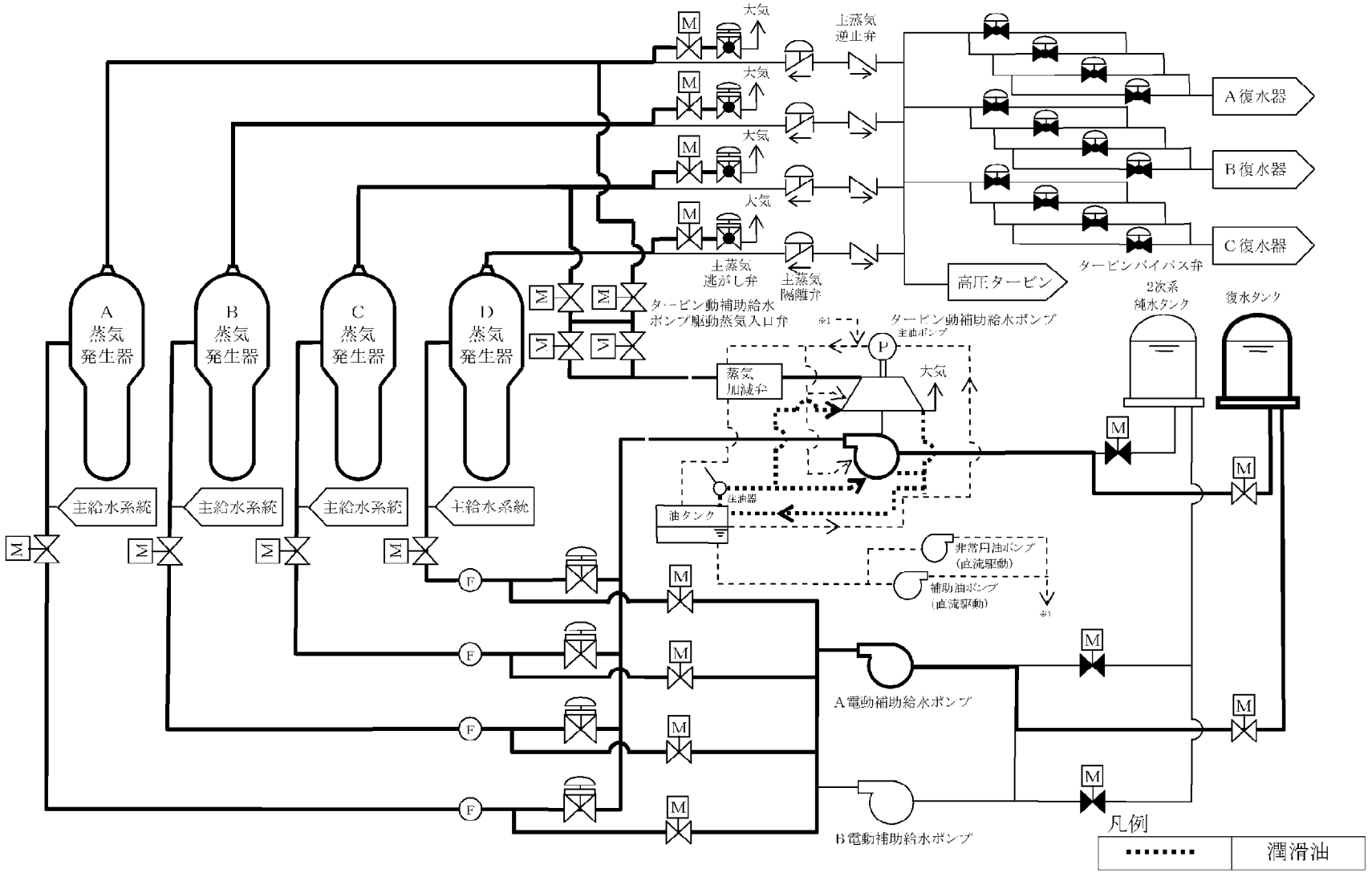
第 5.4.3 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（3）
（１次系のフィードアンドブリード）



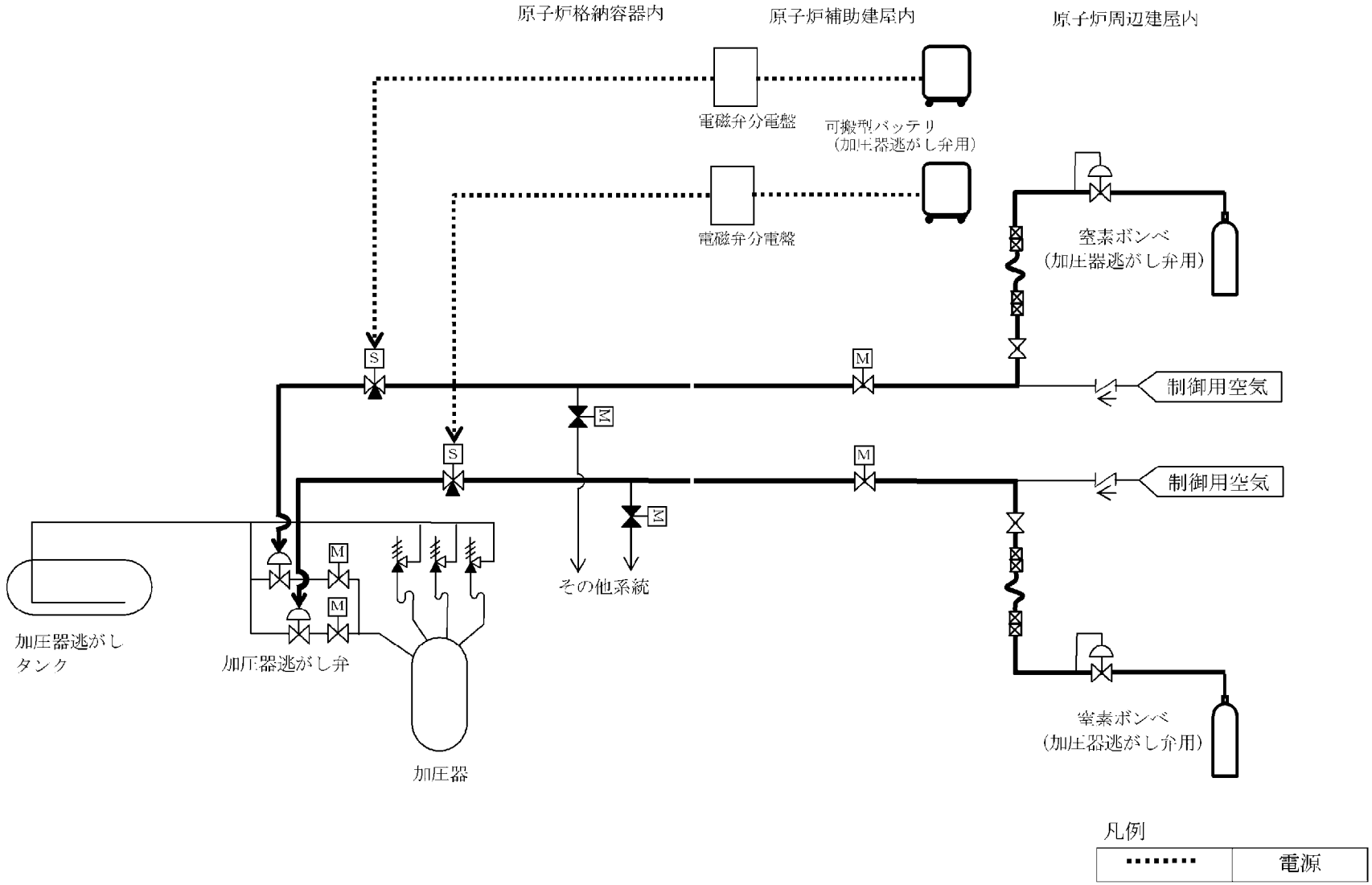
第 5.4.4 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（4）
（タービン動補助給水ポンプの機能回復、電動補助給水ポンプの機能回復、主蒸気逃がし弁の機能回復）



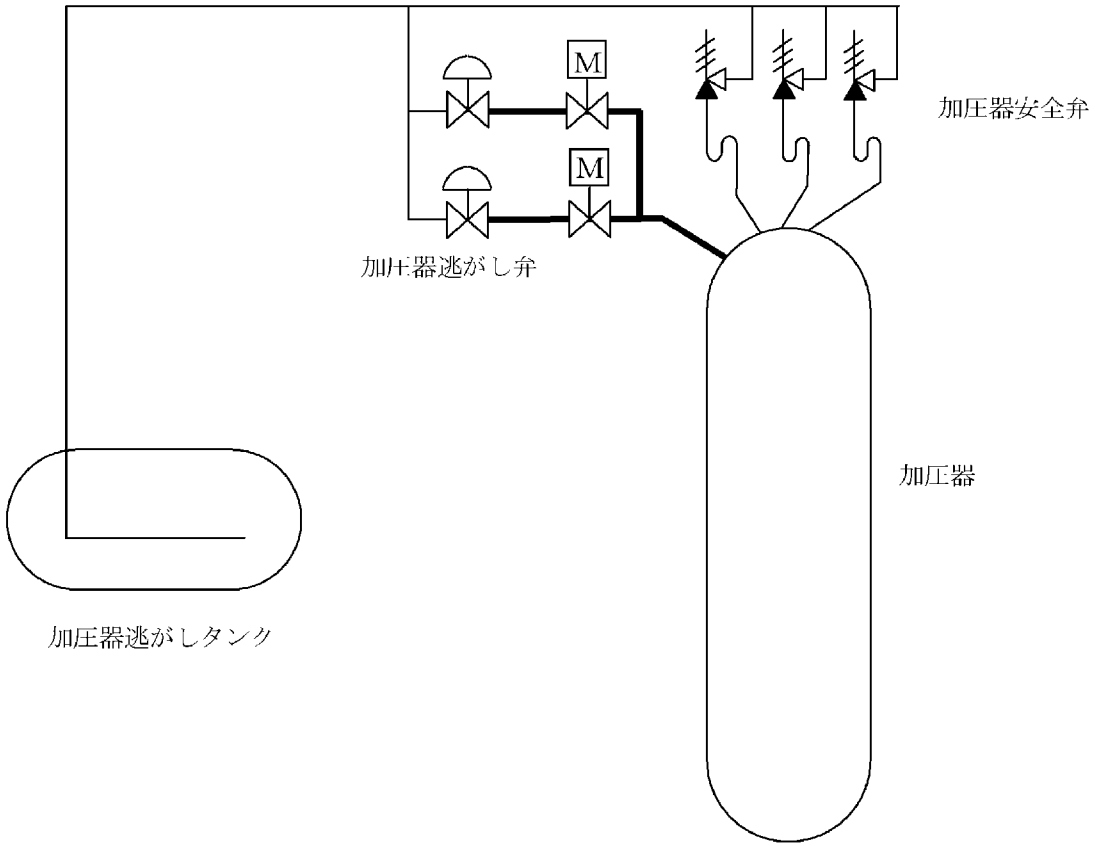
第 5.5.1 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備　概略系統図（1）
（１次系のフィードアンドブリード、１次冷却系統の減圧）



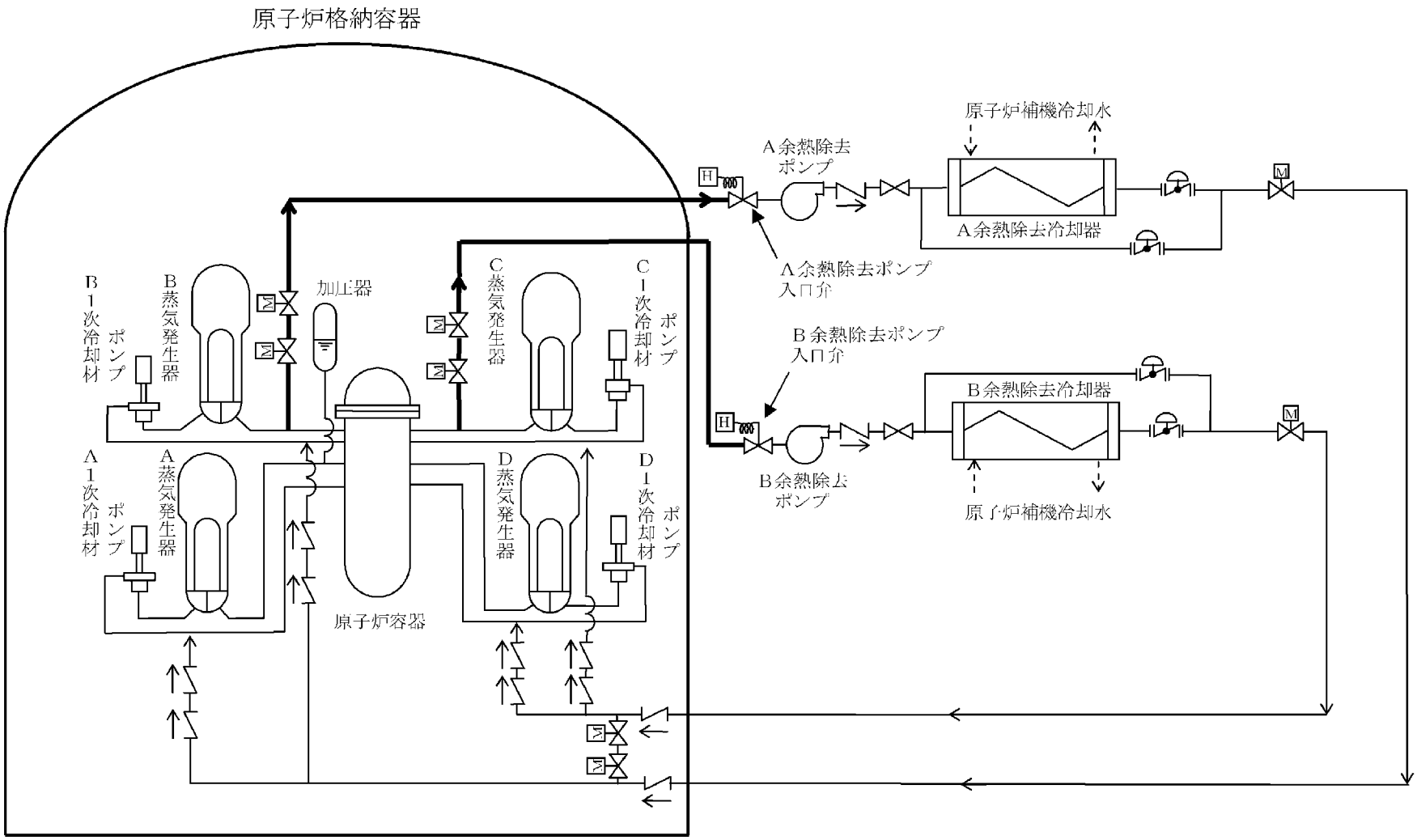
第 5.5.2 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備　概略系統図（2）
（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）、蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）、タービン動補助給水ポンプの機能回復、電動補助給水ポンプの機能回復、主蒸気逃がし弁の機能回復、１次冷却系統の減圧）



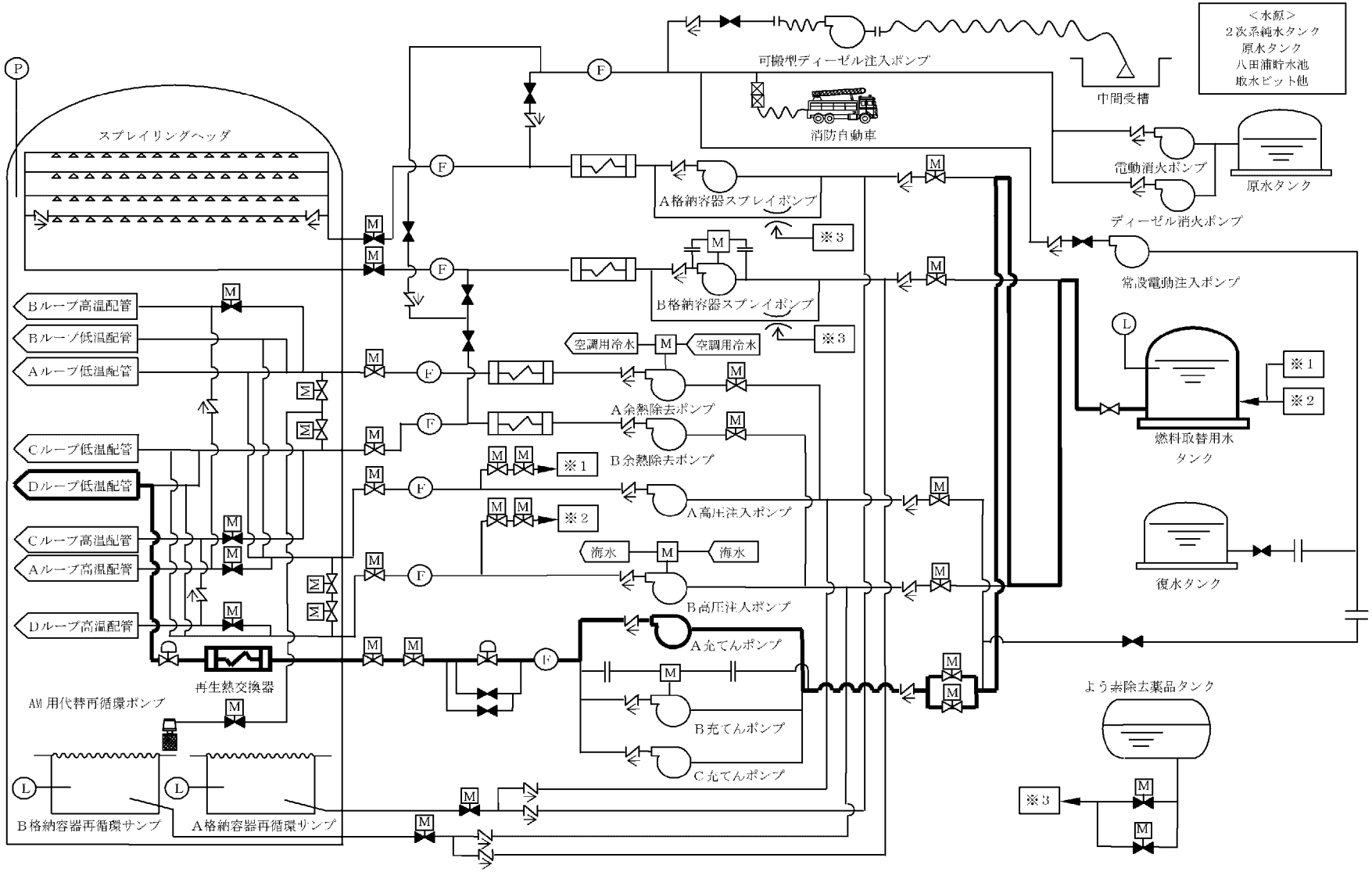
第 5.5.3 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備　概略系統図（3）
（窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復、可搬型バッテリによる加圧器逃がし弁の機能回復）



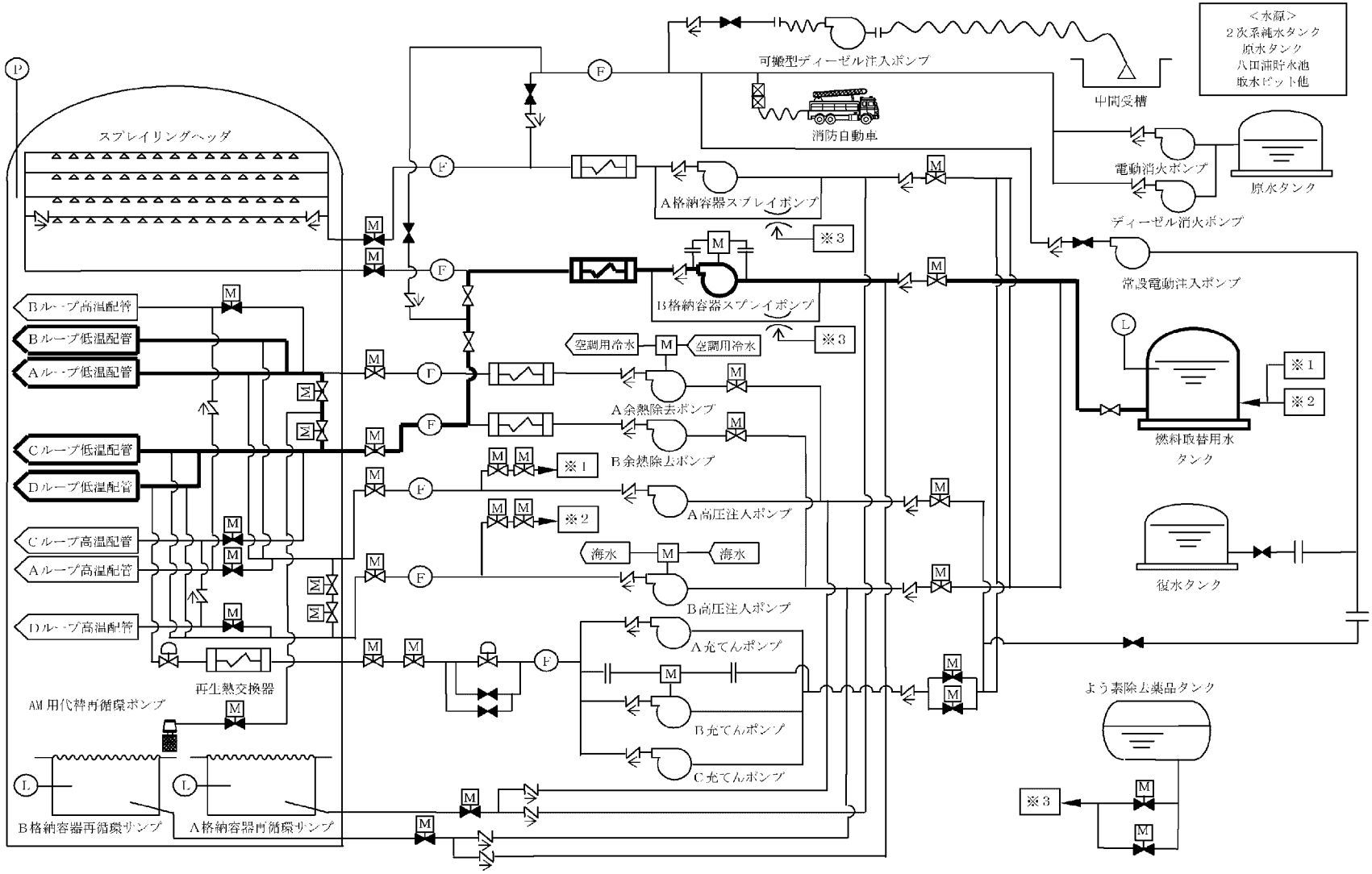
第 5.5.4 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備　概略系統図（4）
（加圧器逃がし弁による１次冷却系統の減圧）



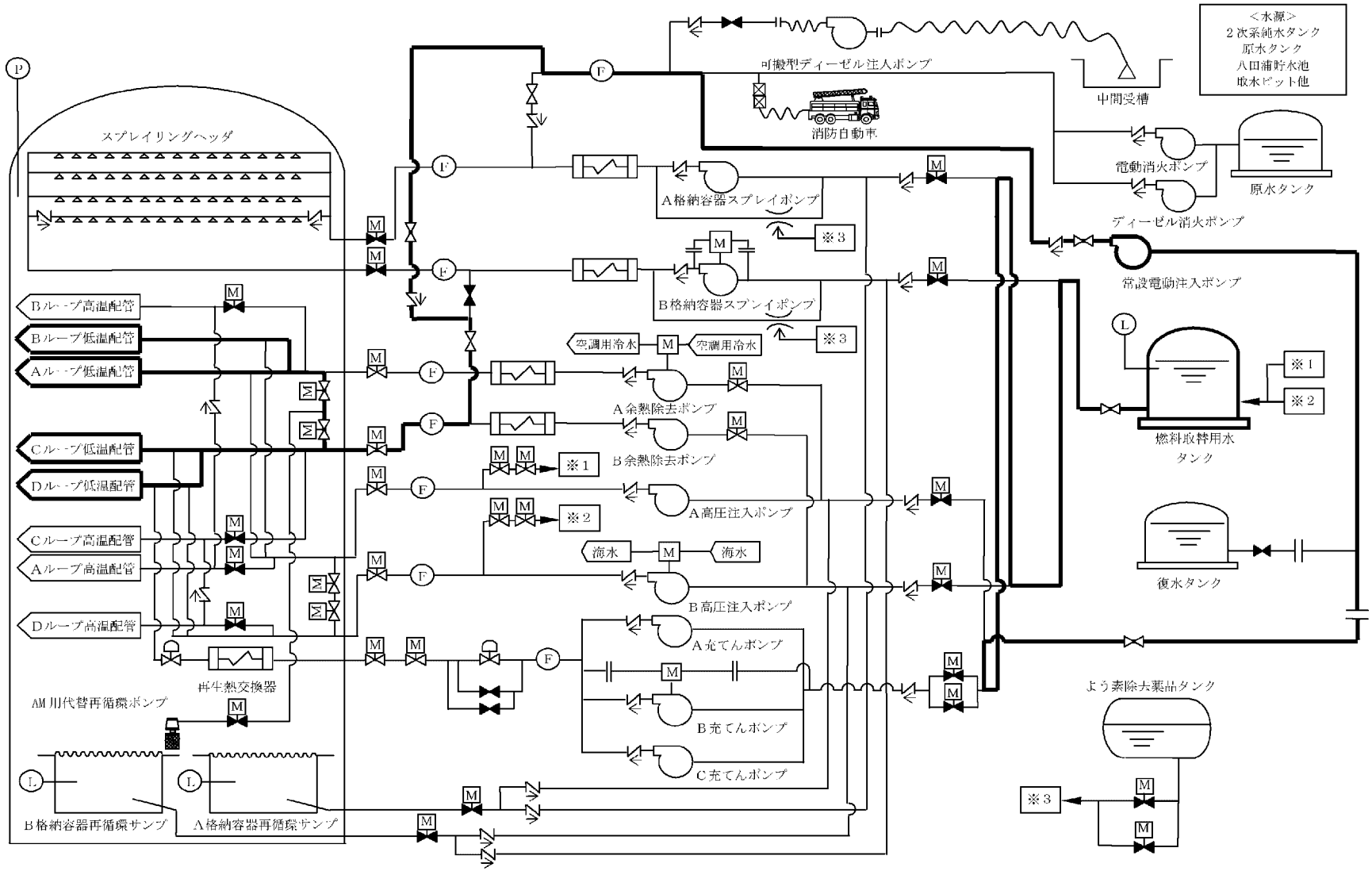
第 5.5.5 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備　概略系統図（5）
（１次冷却材の漏えい量抑制）



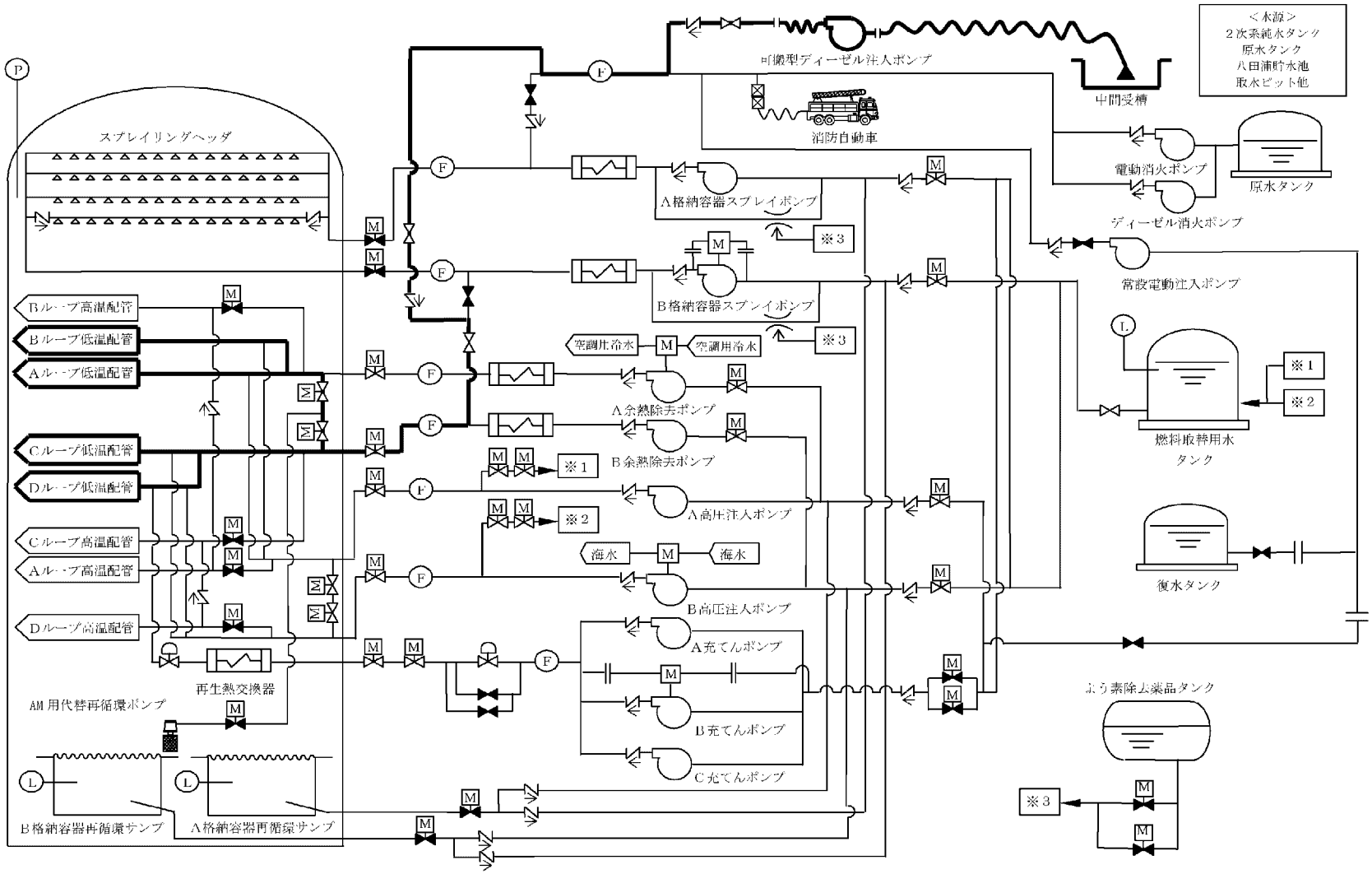
第 5.6.1 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（1）
（充てんポンプによる炉心注入）



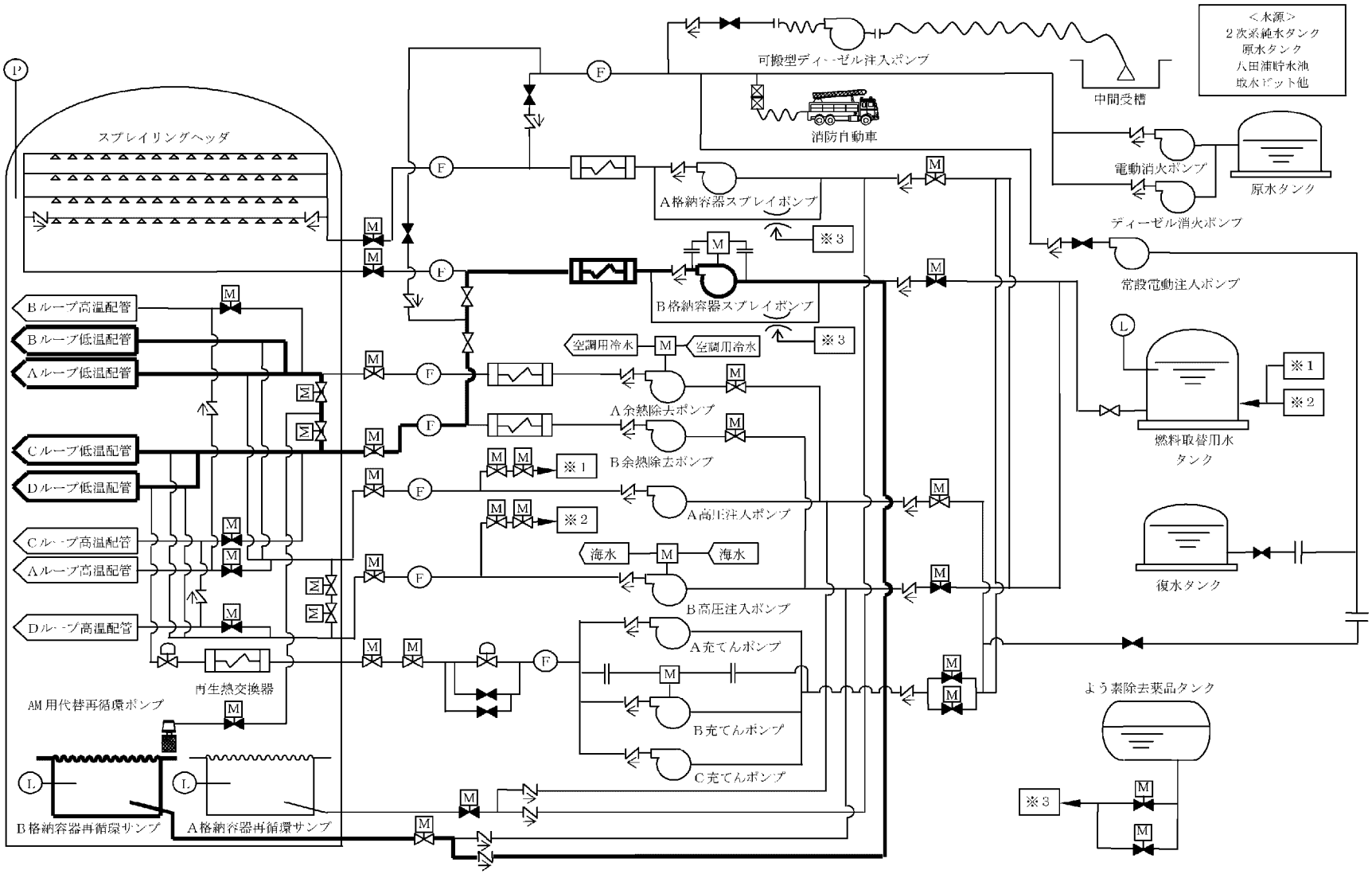
第 5.6.2 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（2）
（B格納容器スプレイポンプによる代替炉心注入）



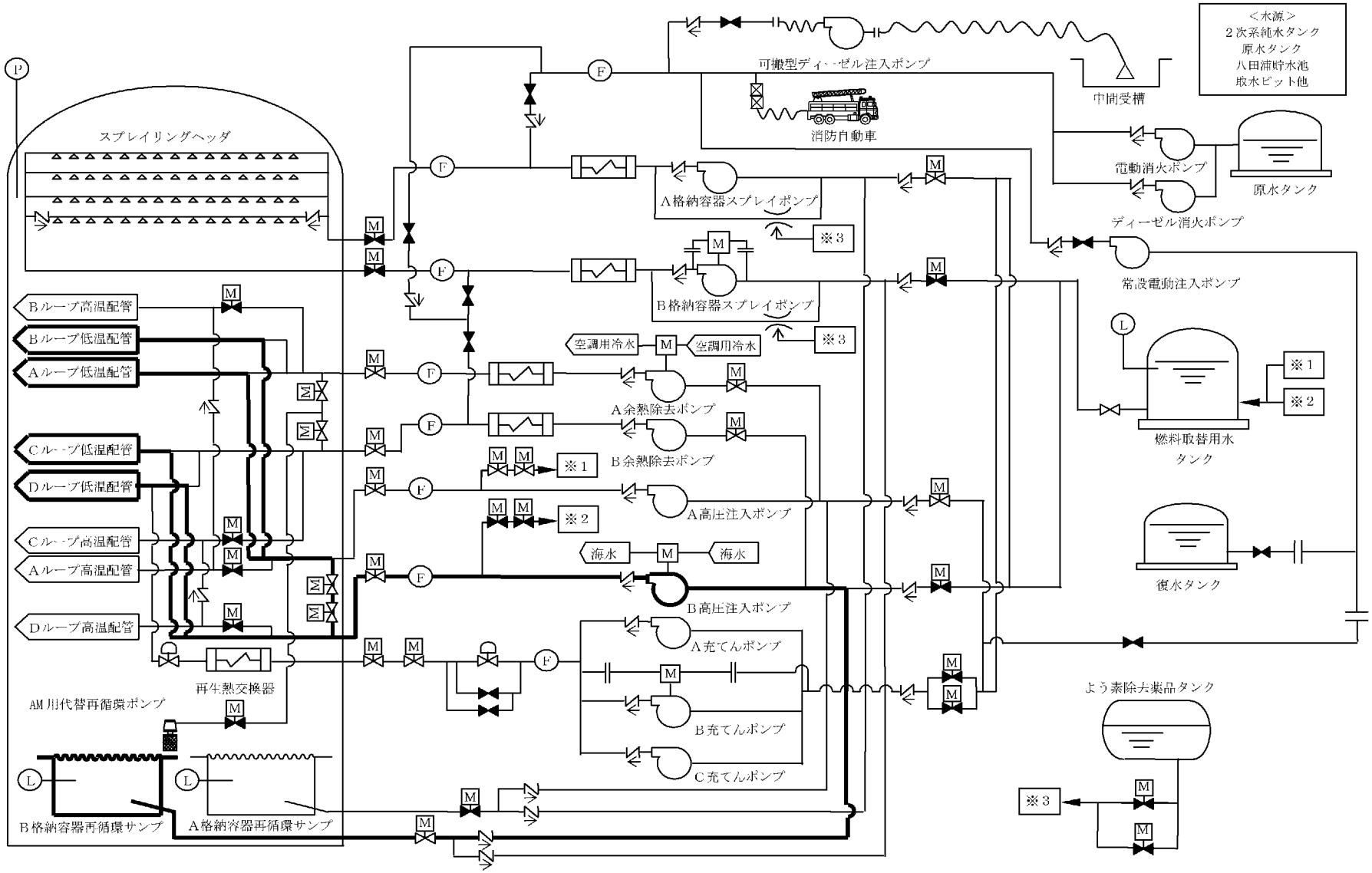
第 5.6.3 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（3）
（常設電動注入ポンプによる代替炉心注入）



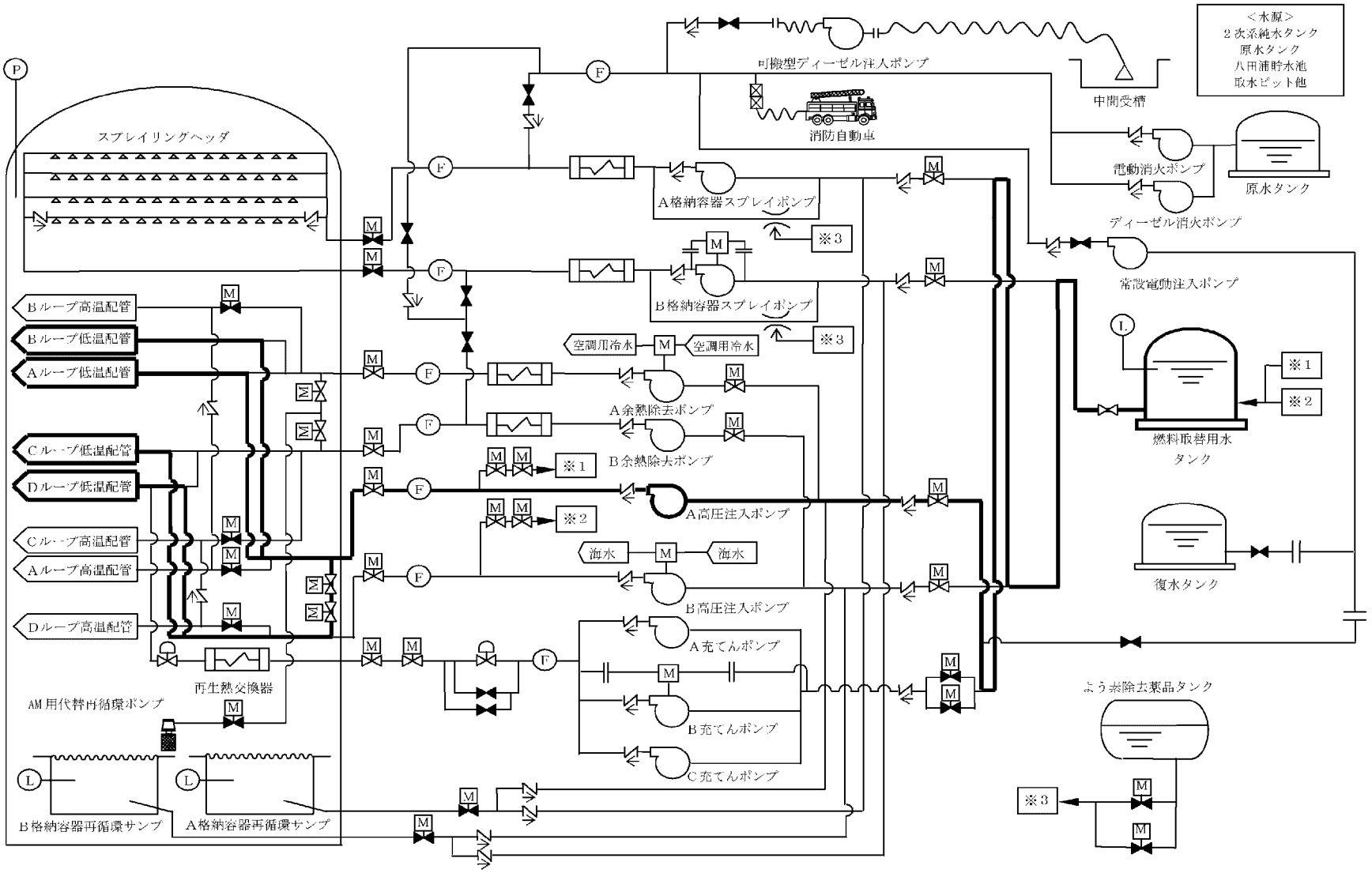
第 5.6.4 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（4）
（可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入）



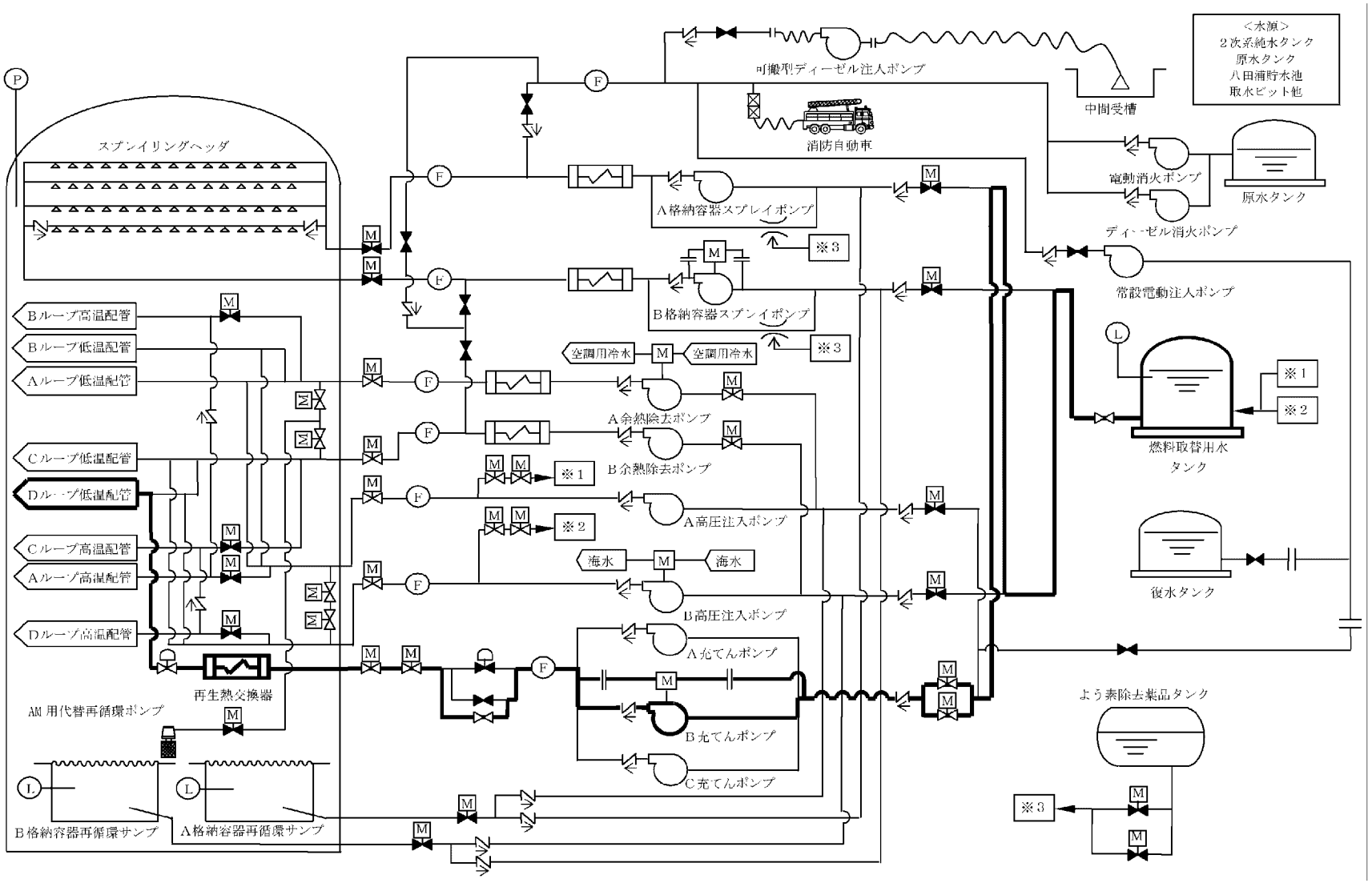
第 5.6.5 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（5）
（B格納容器スプレイポンプによる代替再循環）



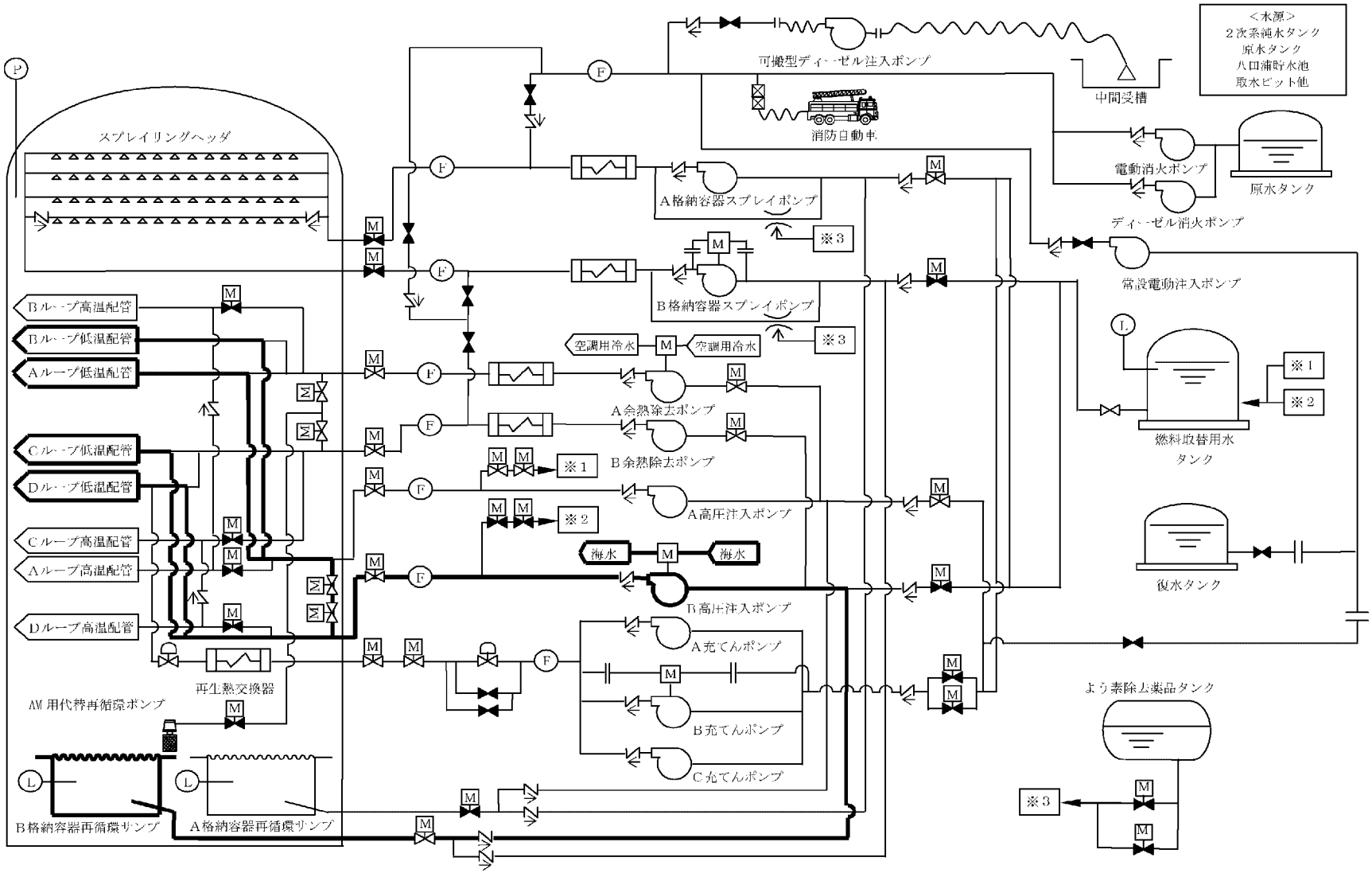
第 5.6.6 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（6）
（高圧注入ポンプによる高圧再循環）



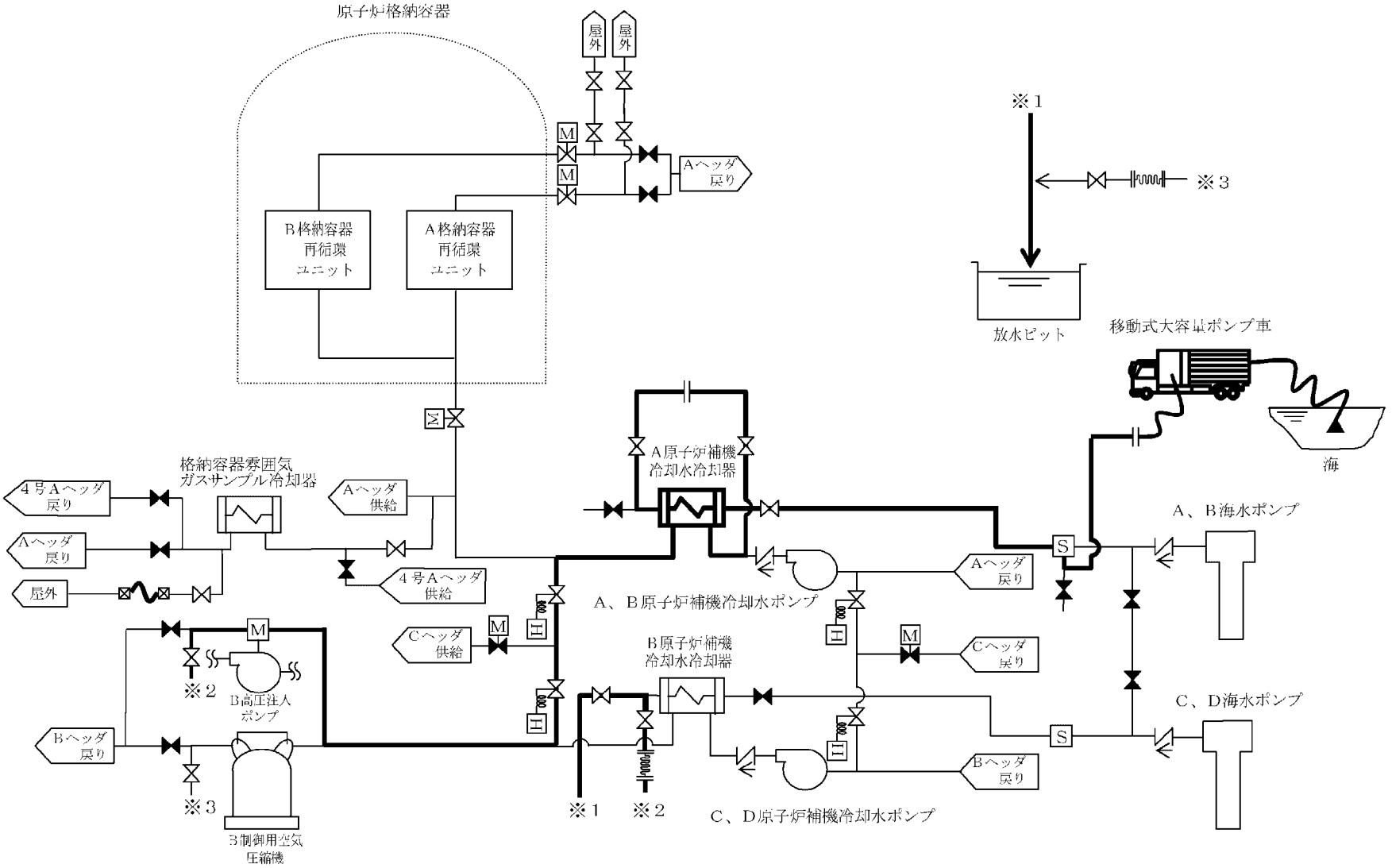
第 5.6.7 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（7）
（高圧注入ポンプによる炉心注入）



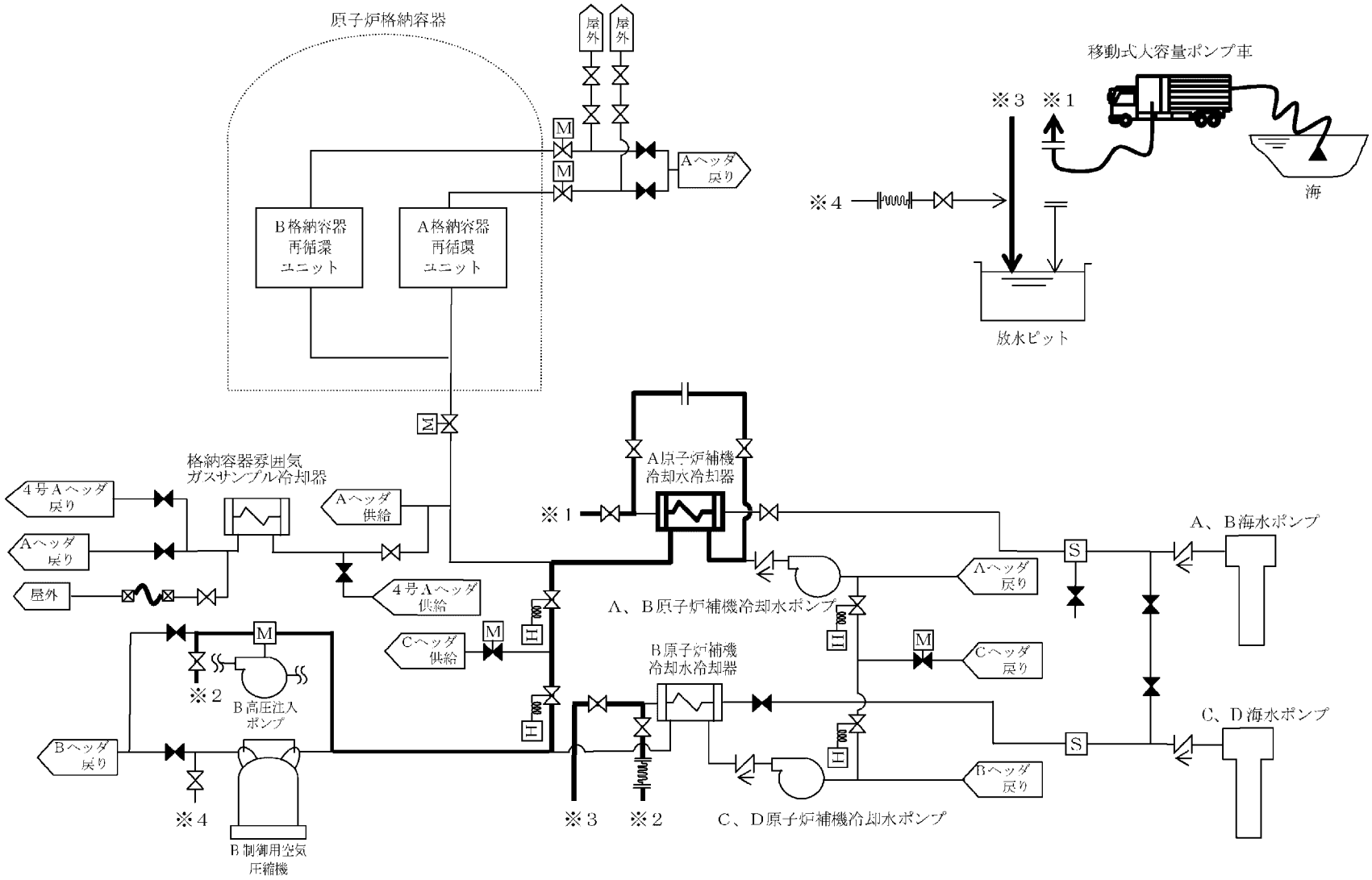
第5.6.8図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（8）
（B充てんポンプによる代替炉心注入）



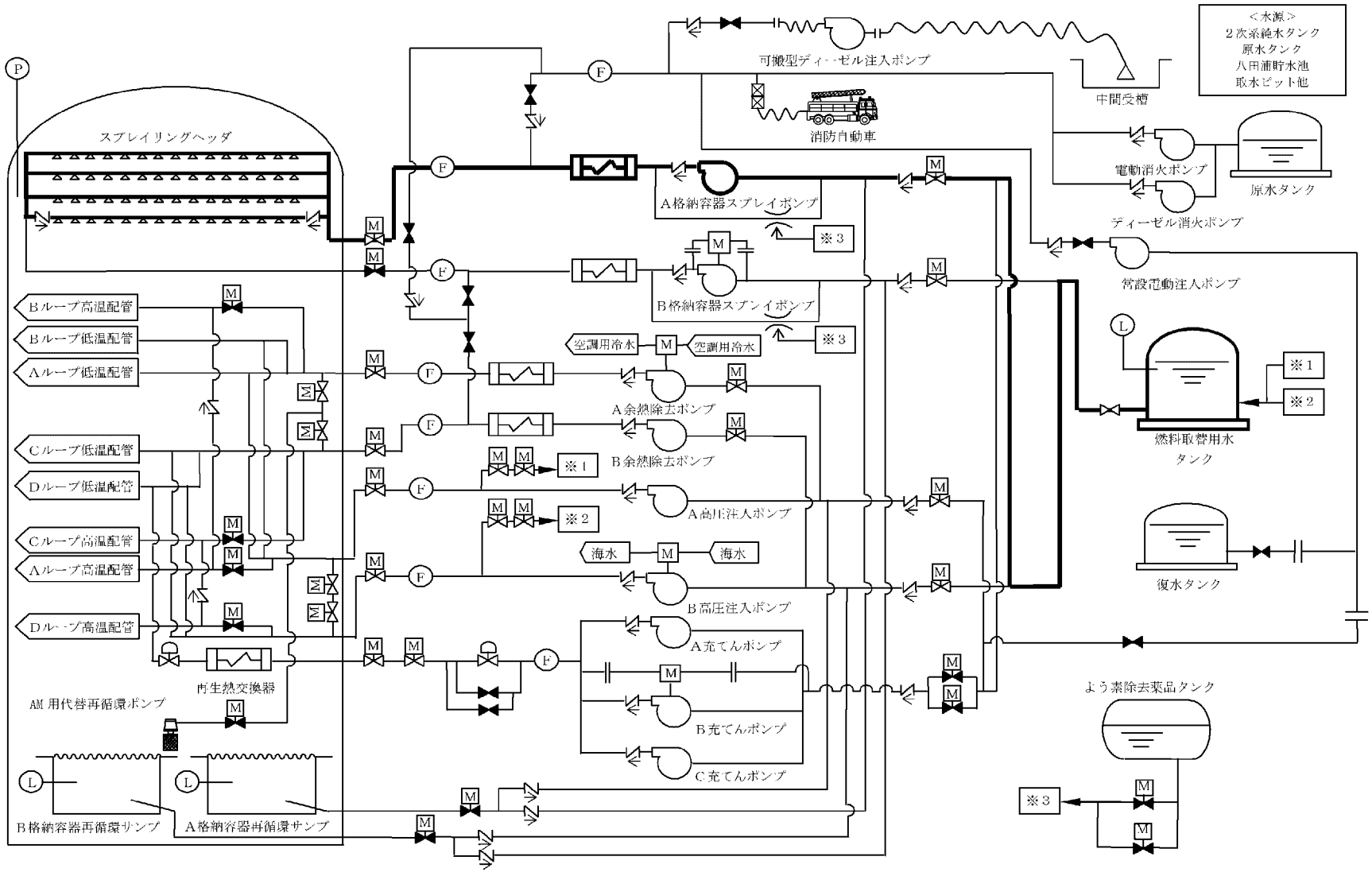
第5.6.9図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（9）
（B高圧注入ポンプによる代替再循環）



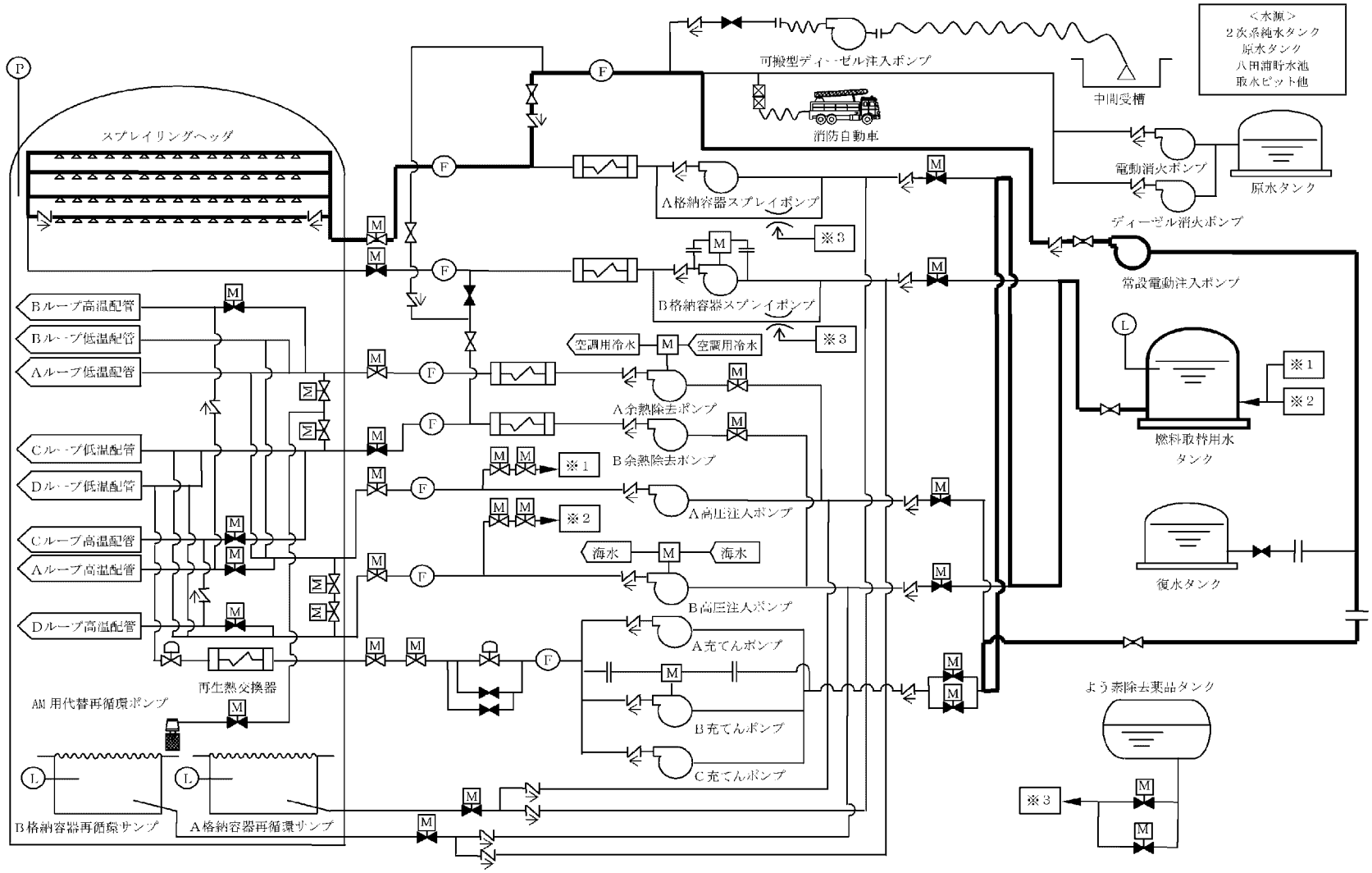
第 5.6.10 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（10）
（B高圧注入ポンプによる代替再循環）



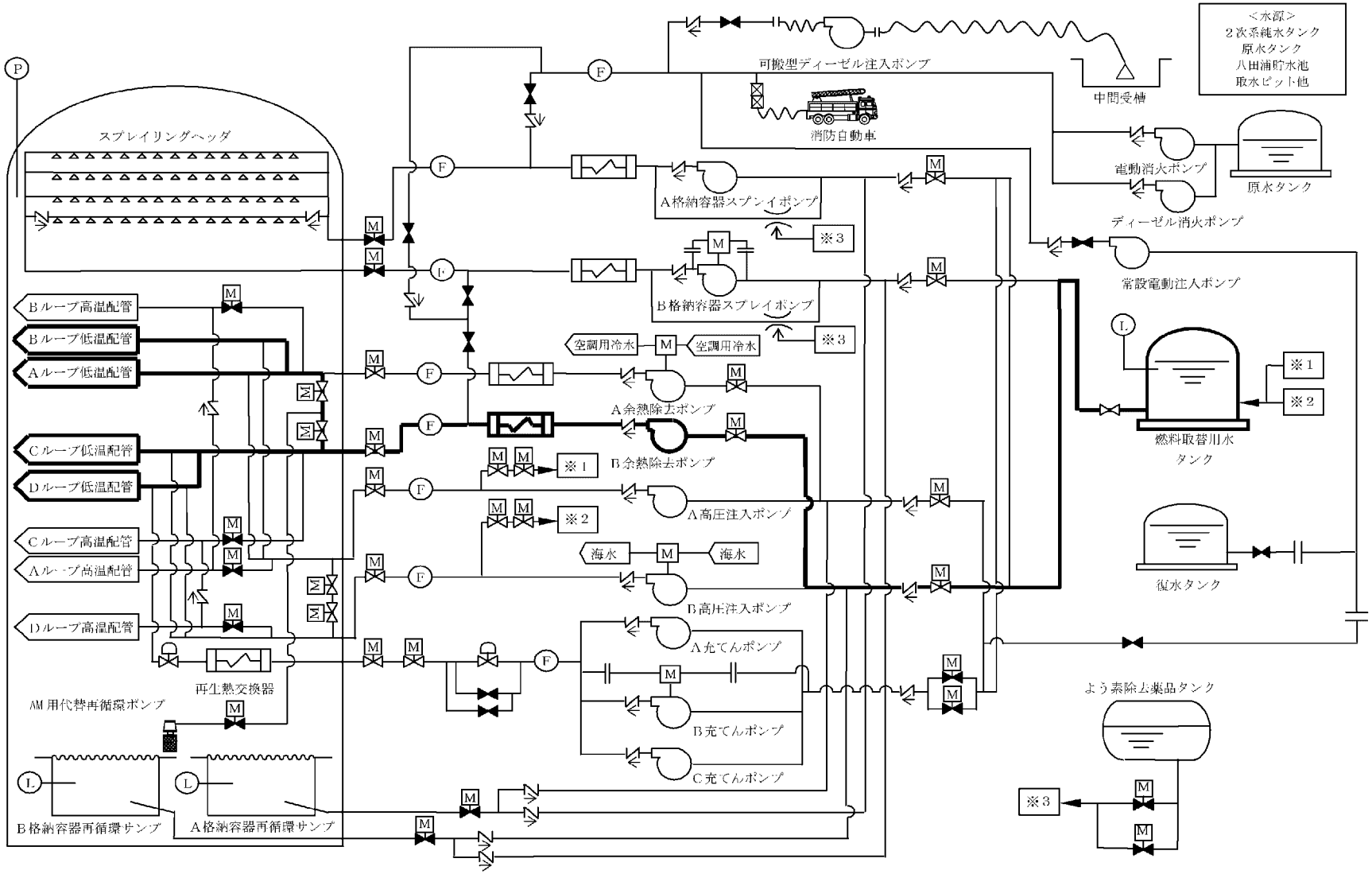
第 5.6.11 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（11）
（B高圧注入ポンプによる代替再循環）



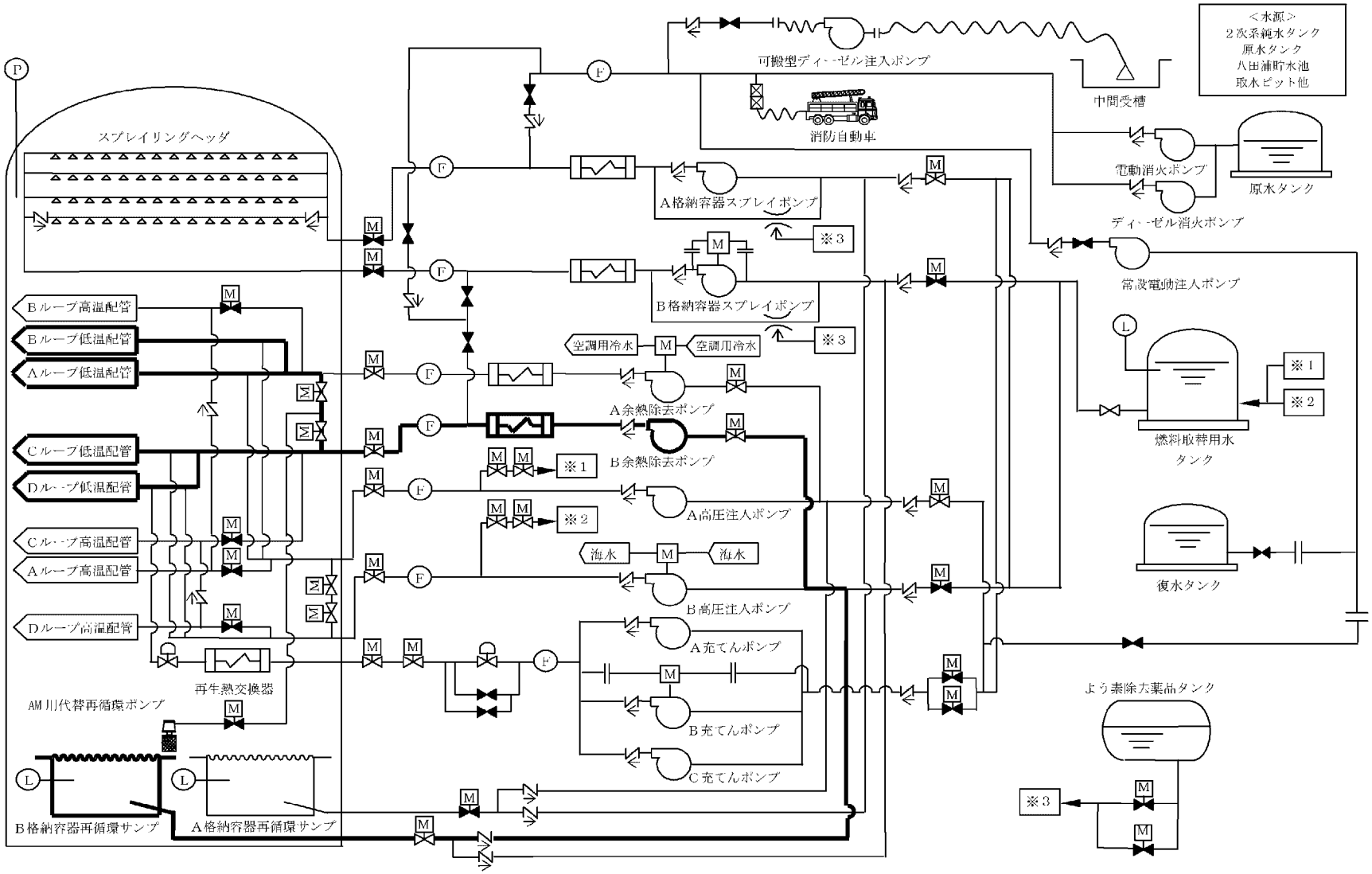
第 5.6.12 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（12）
（格納容器スプレイ）



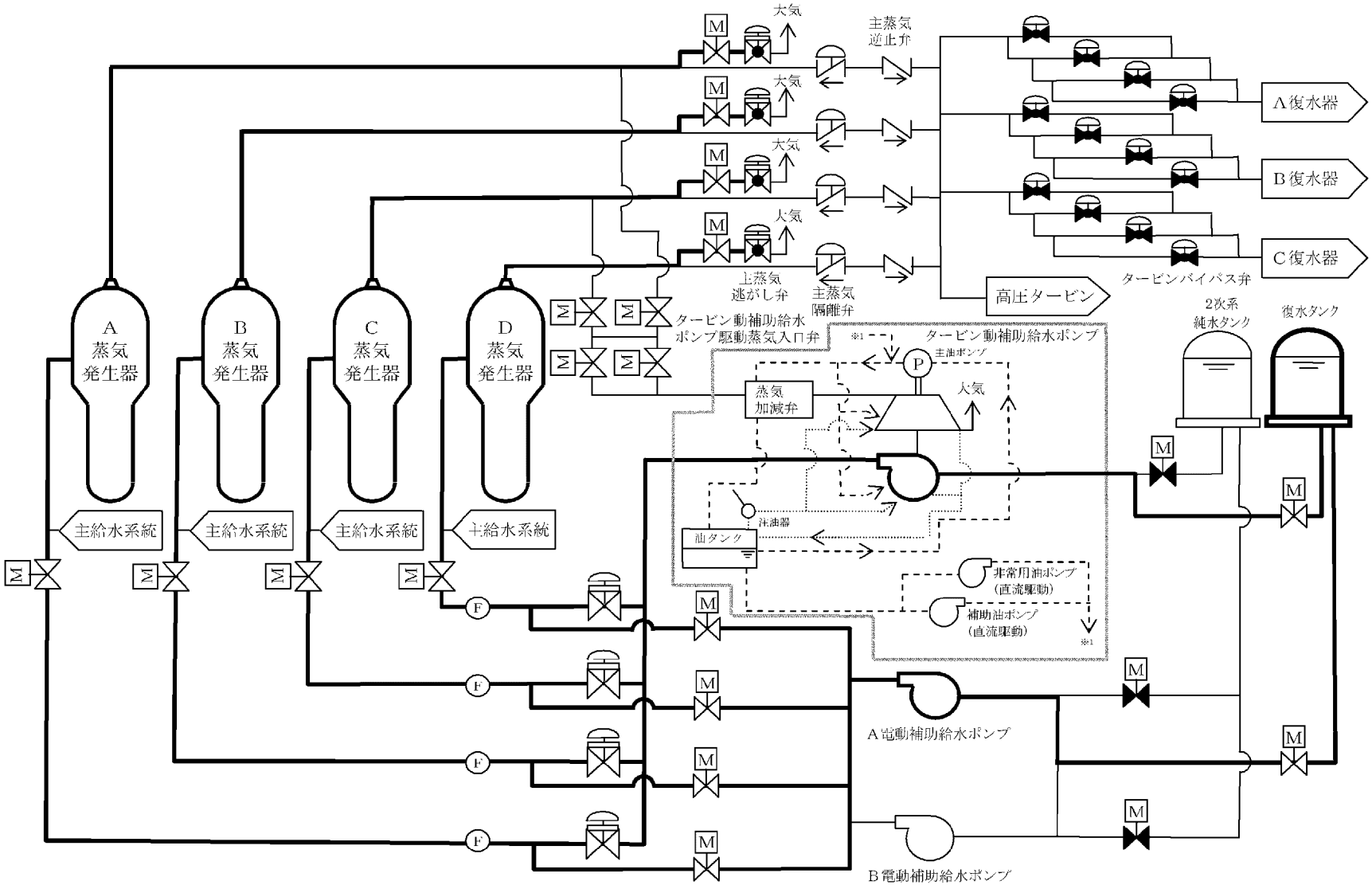
第 5.6.13 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（13）
（代替格納容器スプレイ）



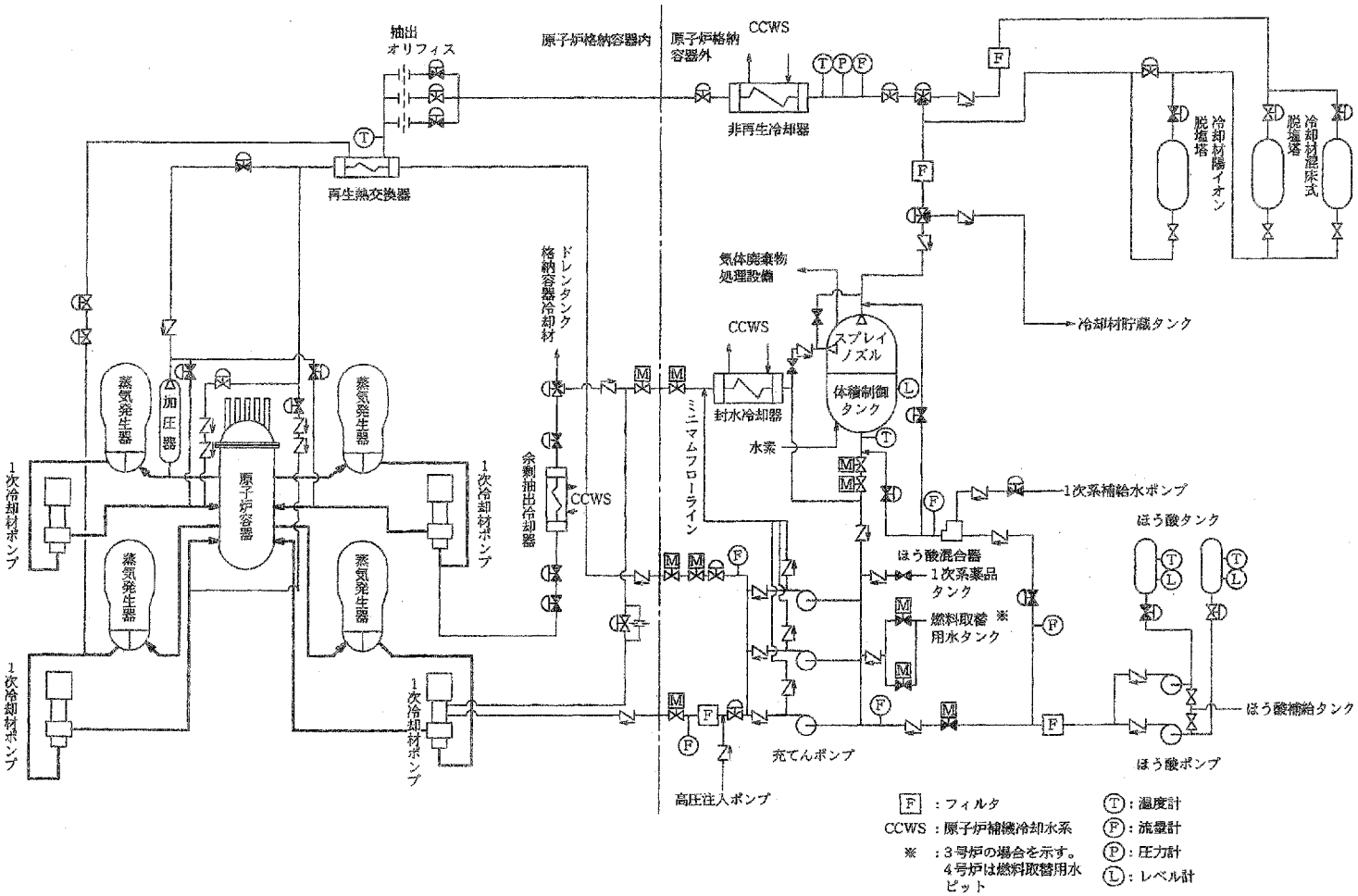
第 5.6.14 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（14）
（余熱除去ポンプによる炉心注入）



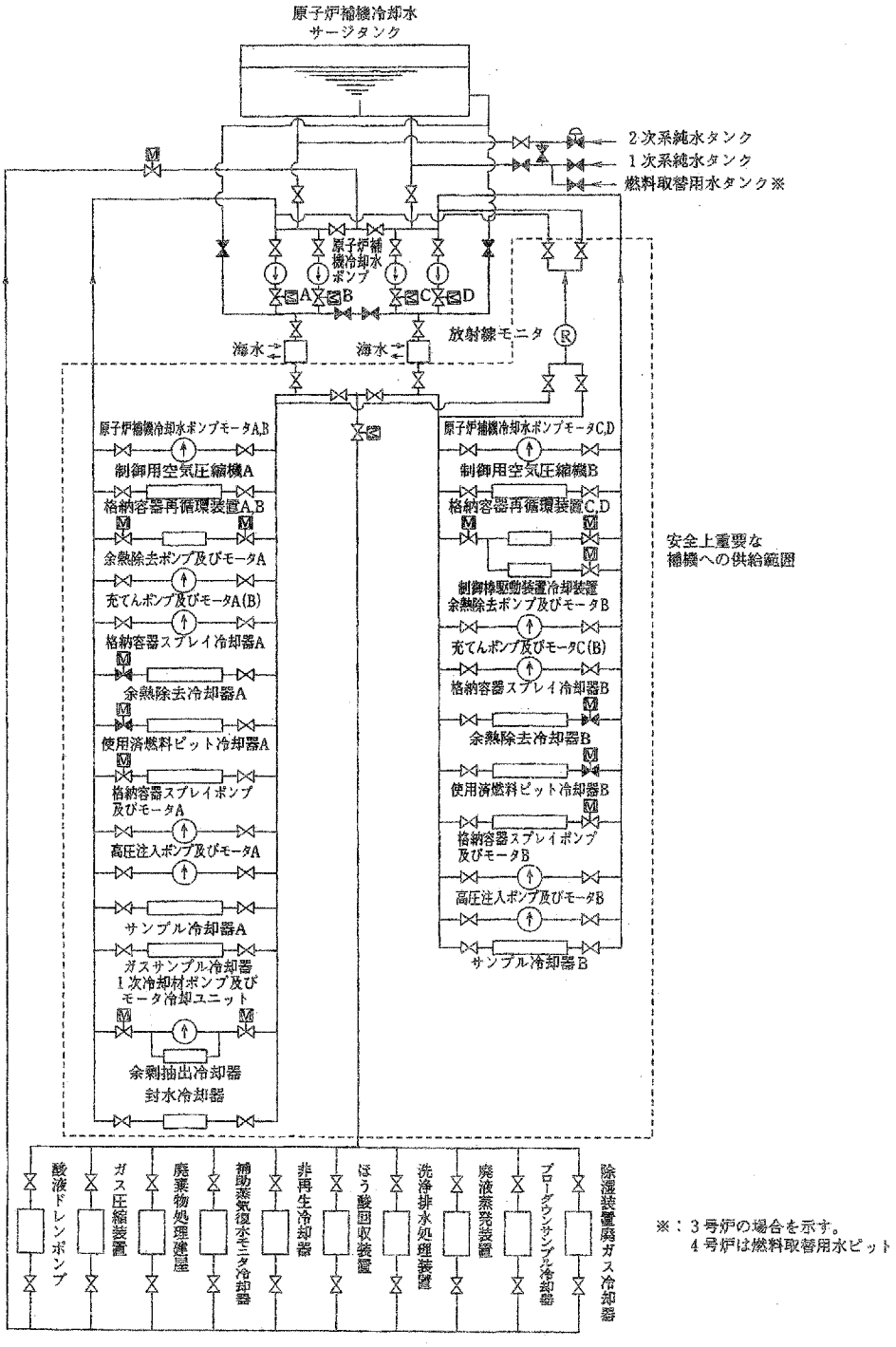
第 5.6.15 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（15）
（余熱除去ポンプによる低圧再循環）



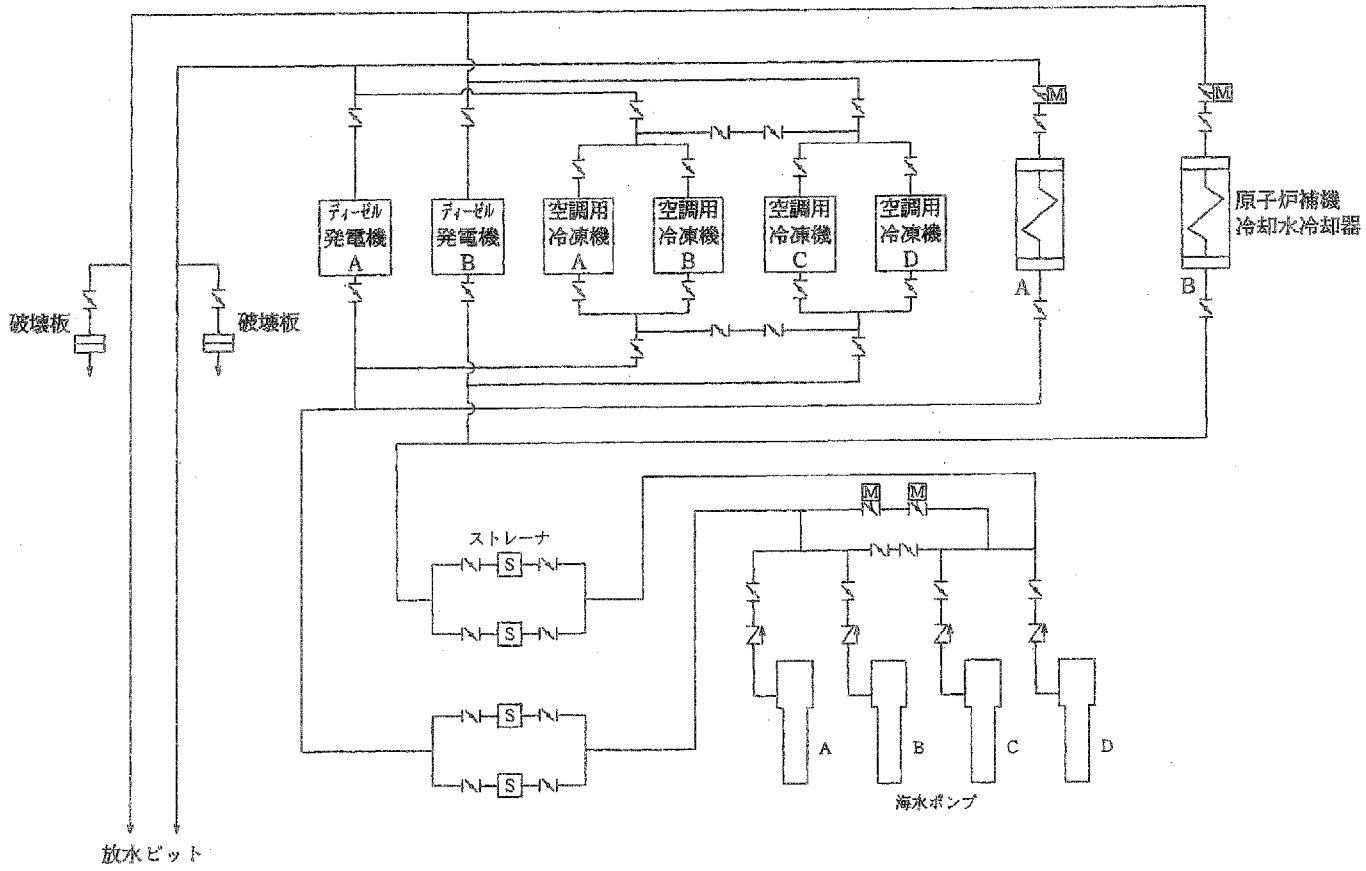
第 5.6.16 図　　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備　概略系統図（16）
（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）、蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）、蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード）



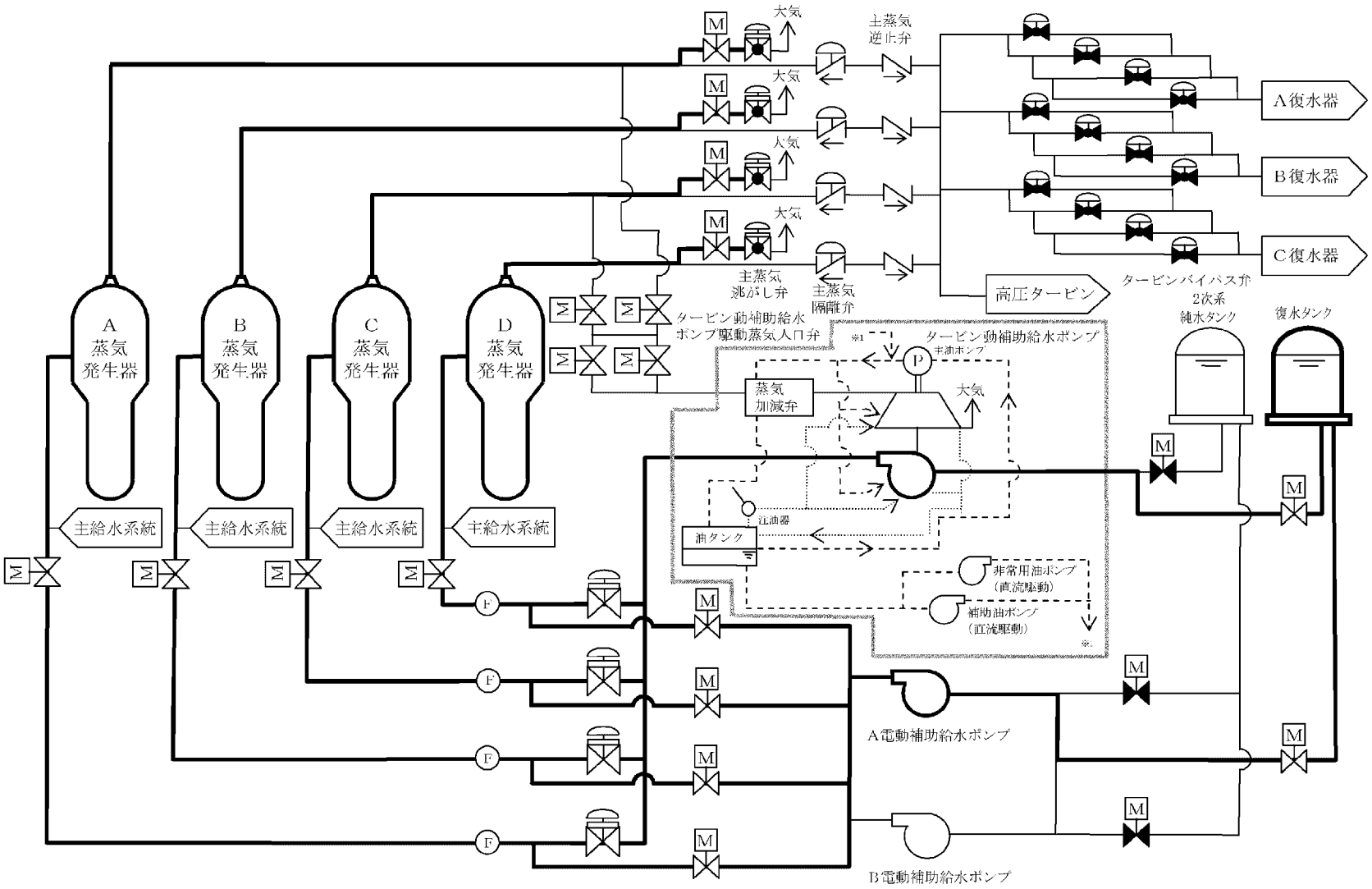
第 5.8.1 図　化学堆積制御設備系統説明図



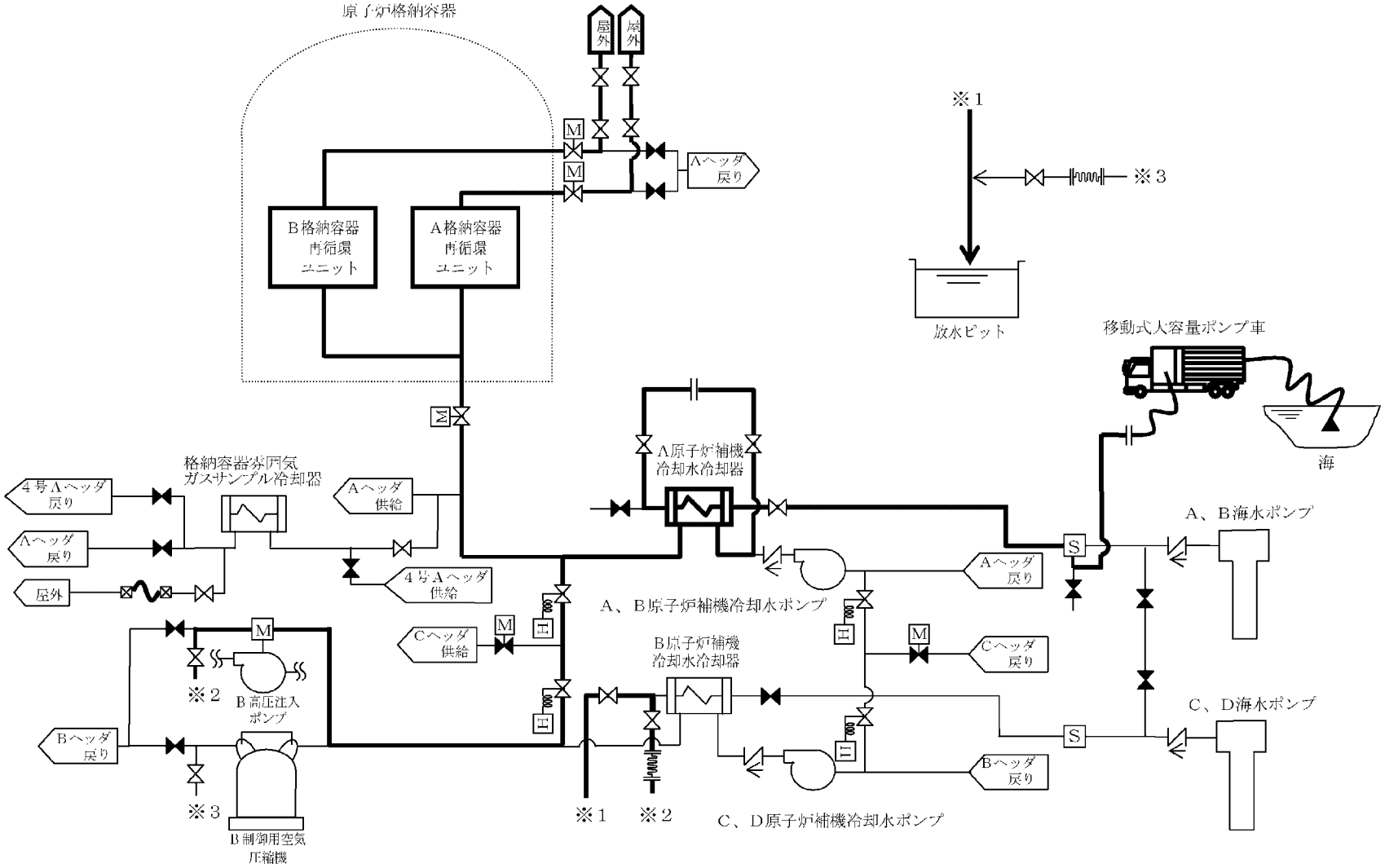
第 5.9.1 図　原子炉補機冷却水設備系統説明図



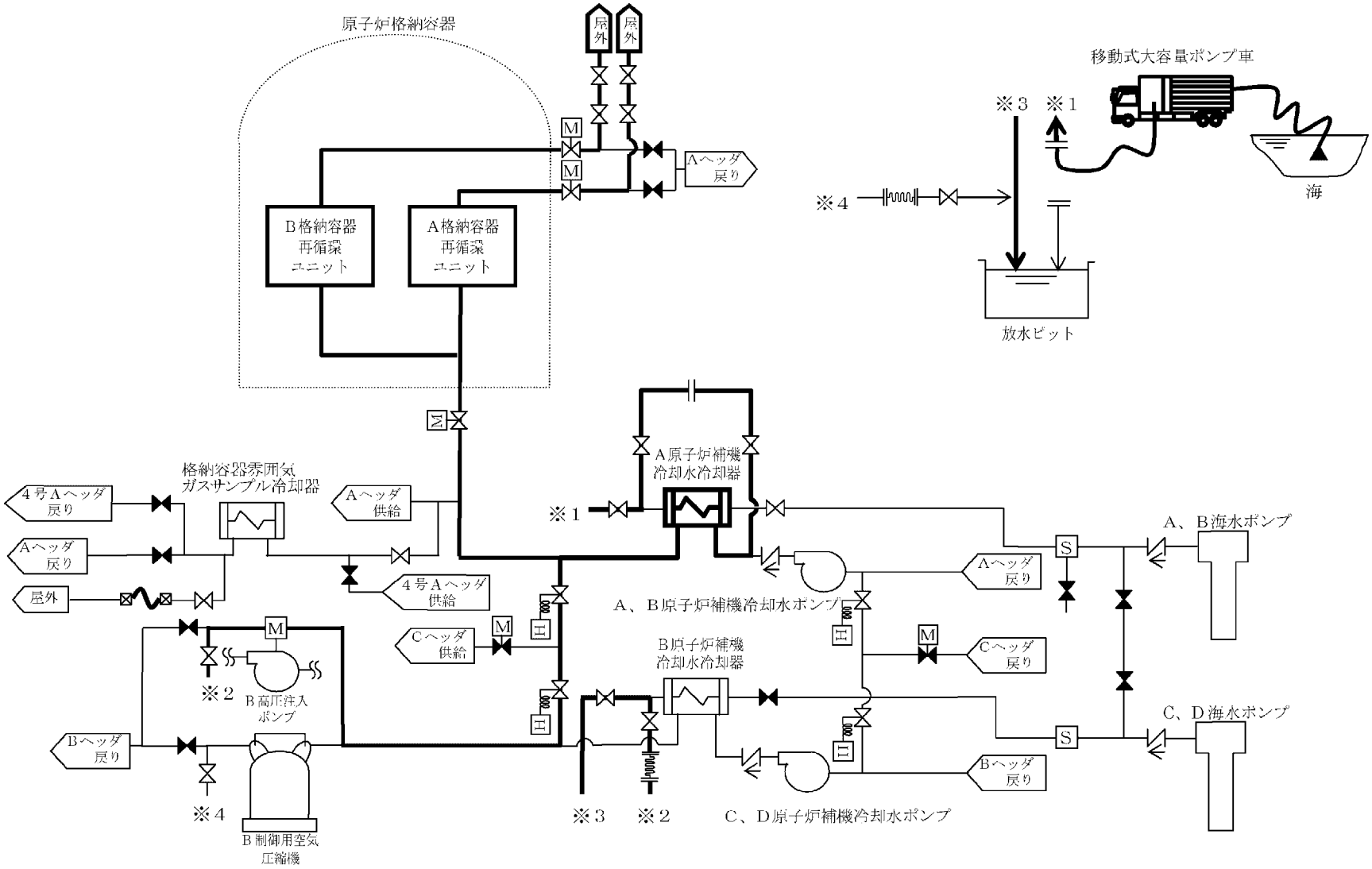
第 5.9.2 図　原子炉補機冷却海水設備系統説明図



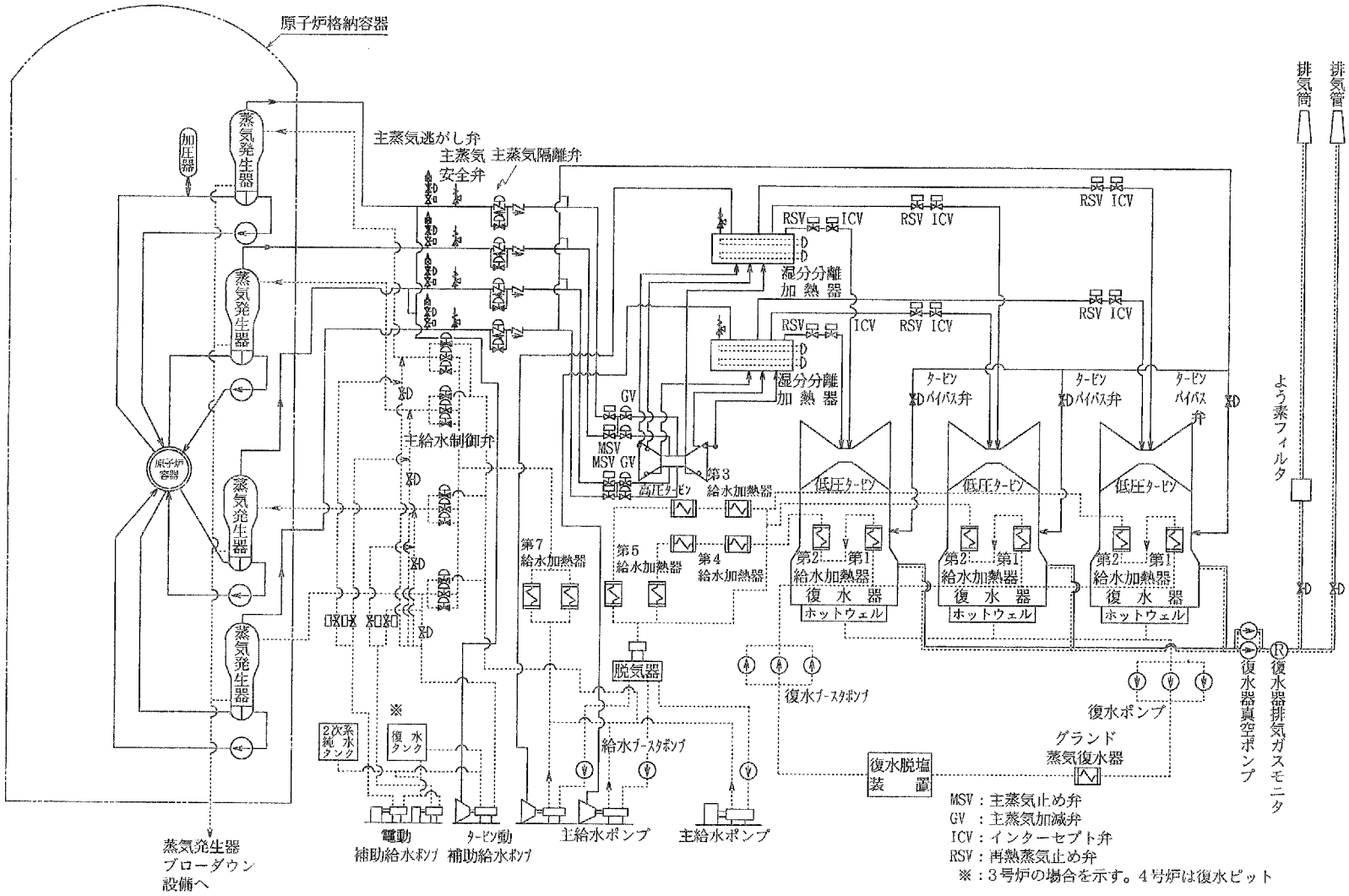
第 5.10.1 図　　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備　概略系統図（1）
（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）、蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））



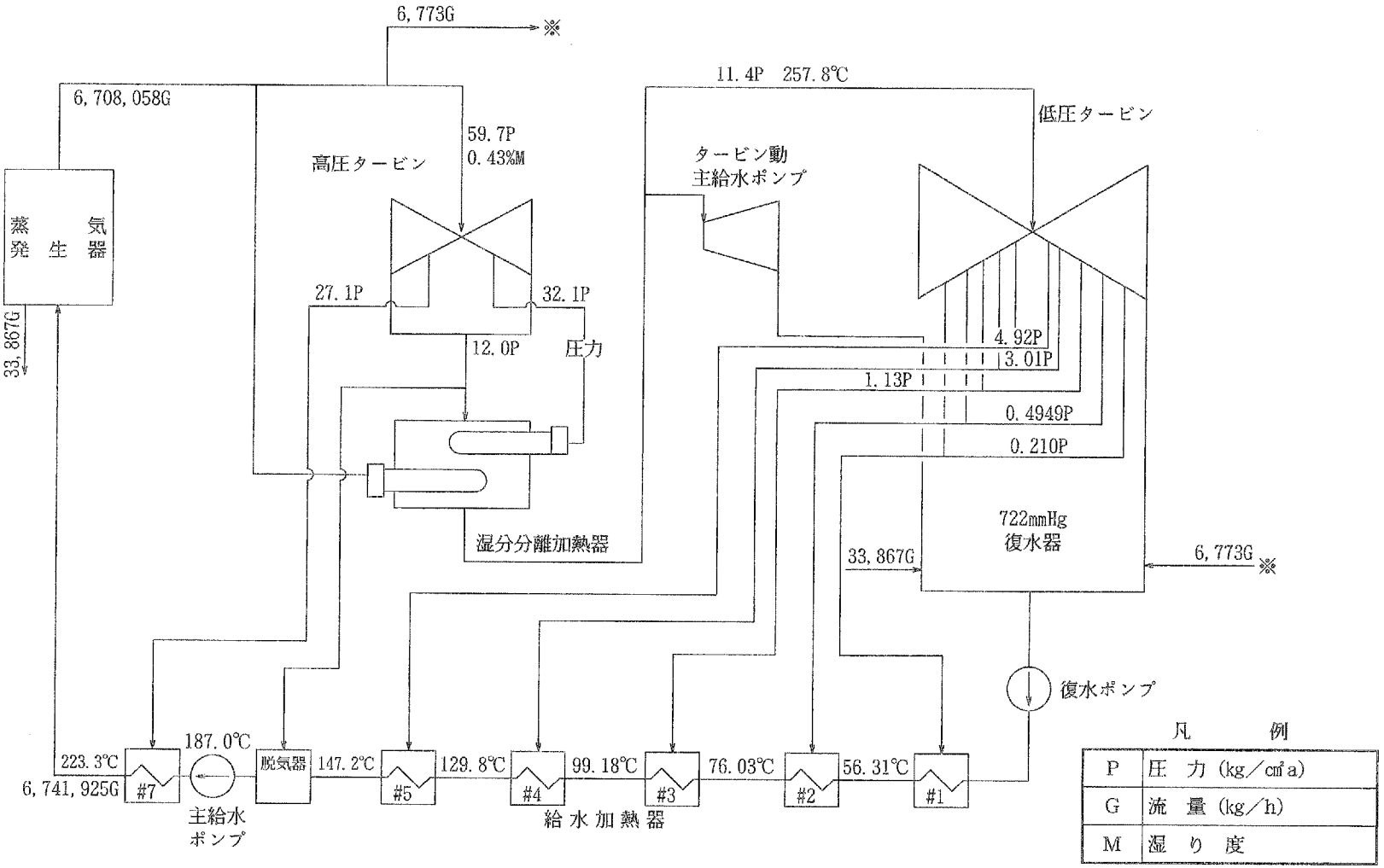
第 5.10.2 図　　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備　概略系統図（2）
（移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却）



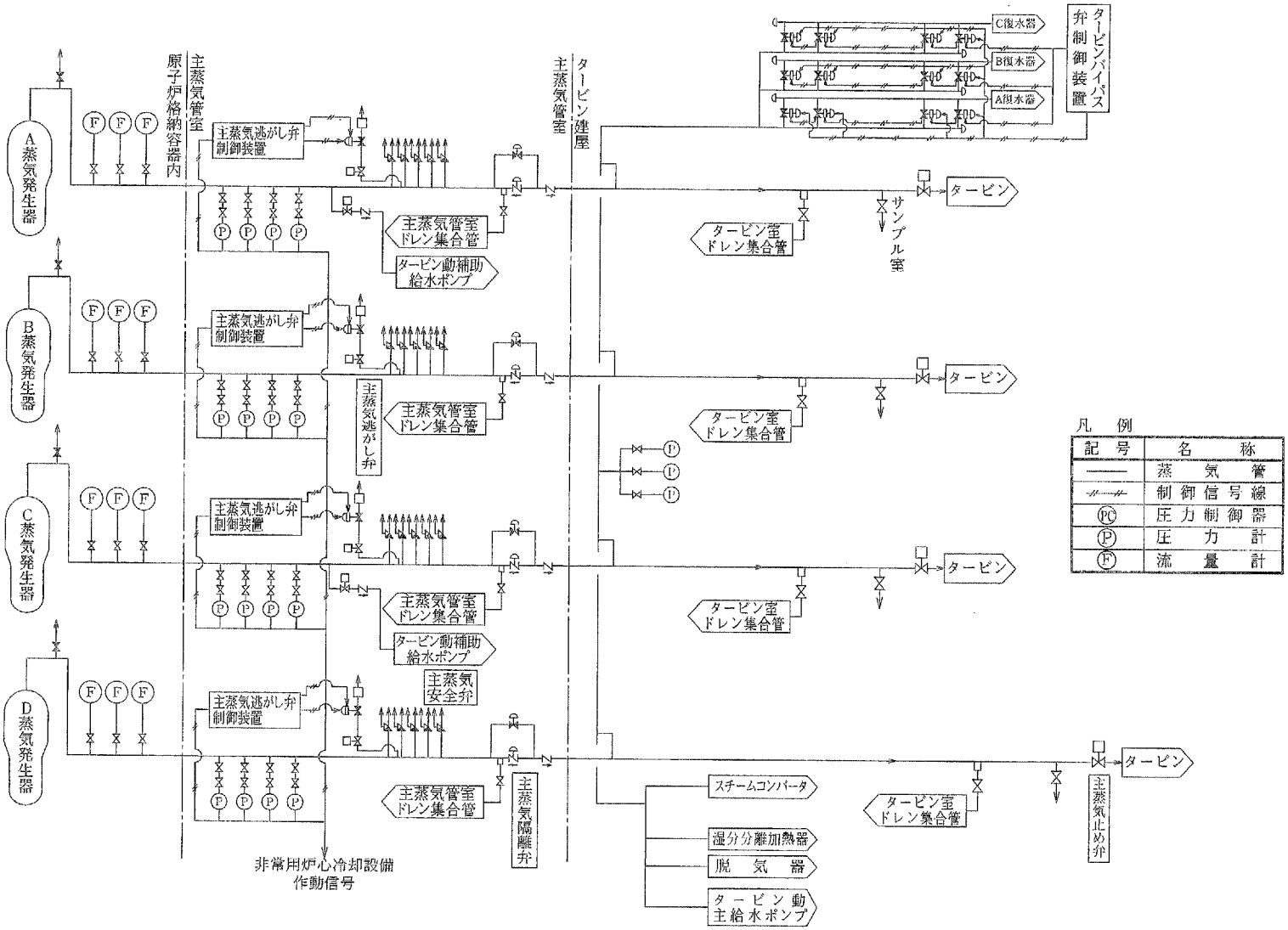
第 5.10.3 図　　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備　概略系統図（3）
（移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却）



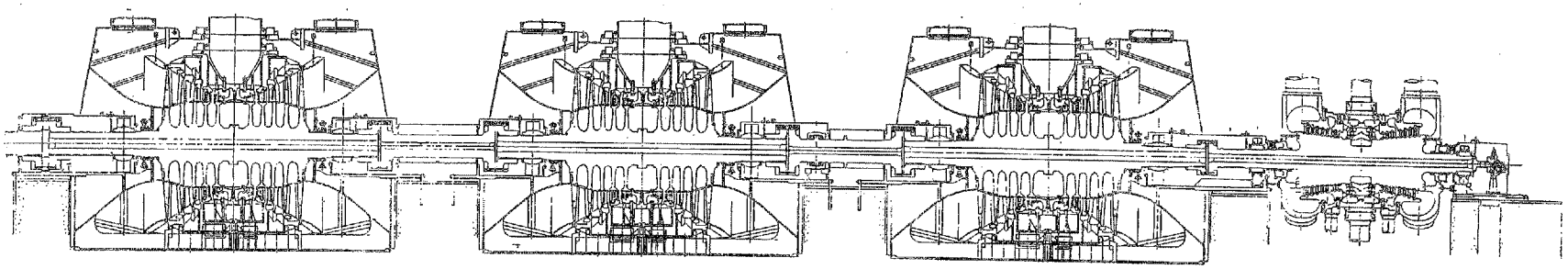
第 5.11.1 図　タービン系統説明図



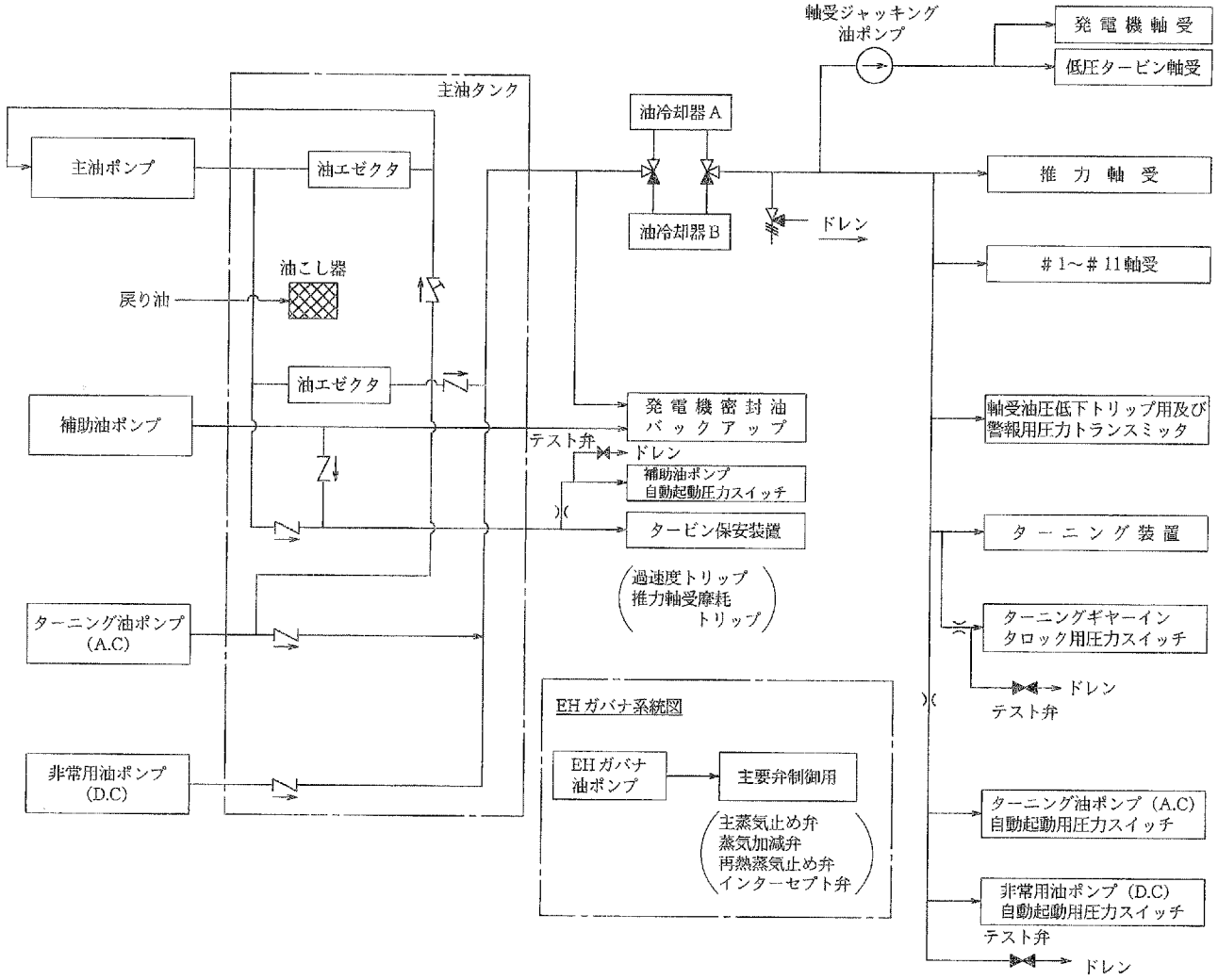
第 5.11.2 図　タービンヒートバランス図



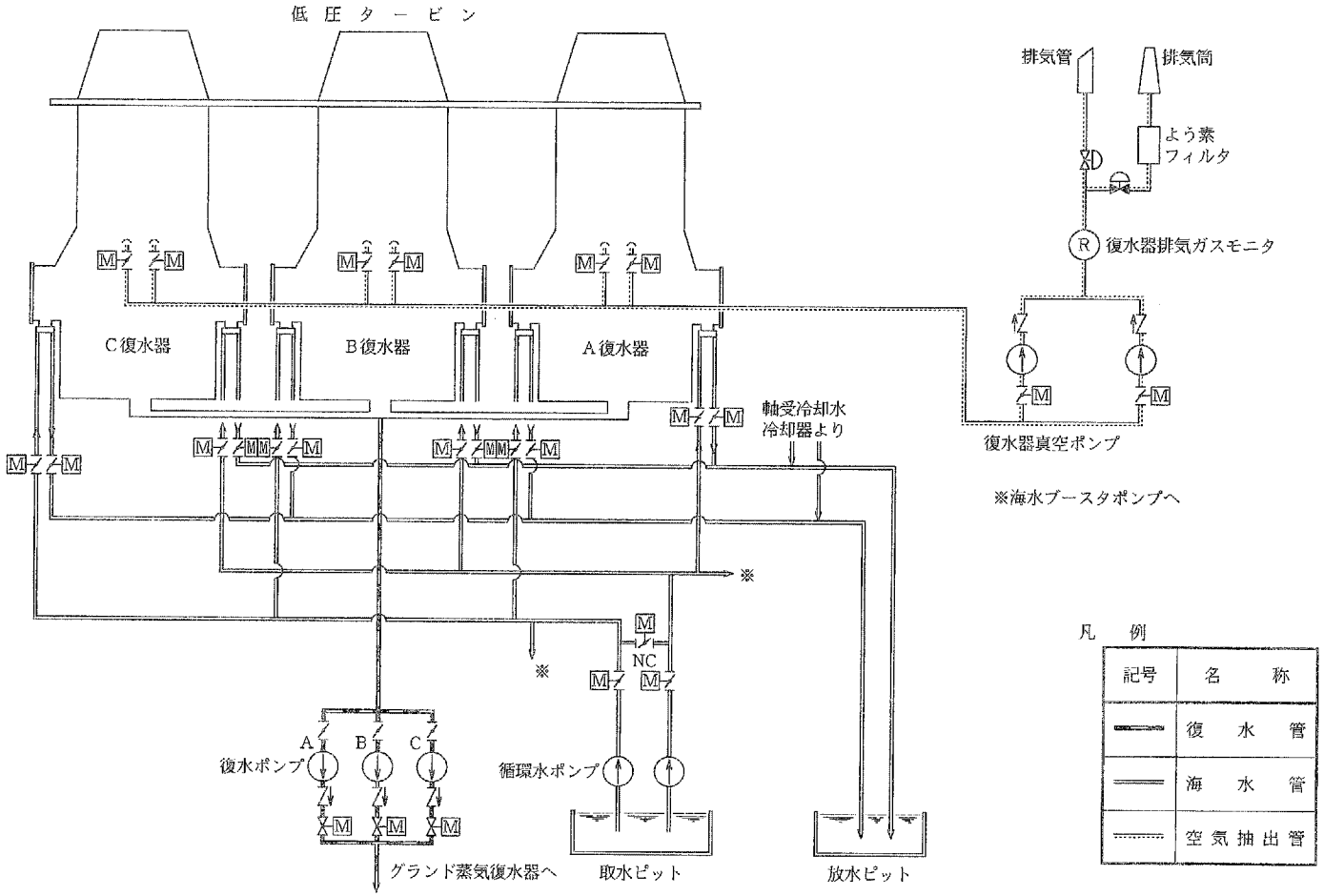
第 5.11.3 図　主蒸気系統説明図



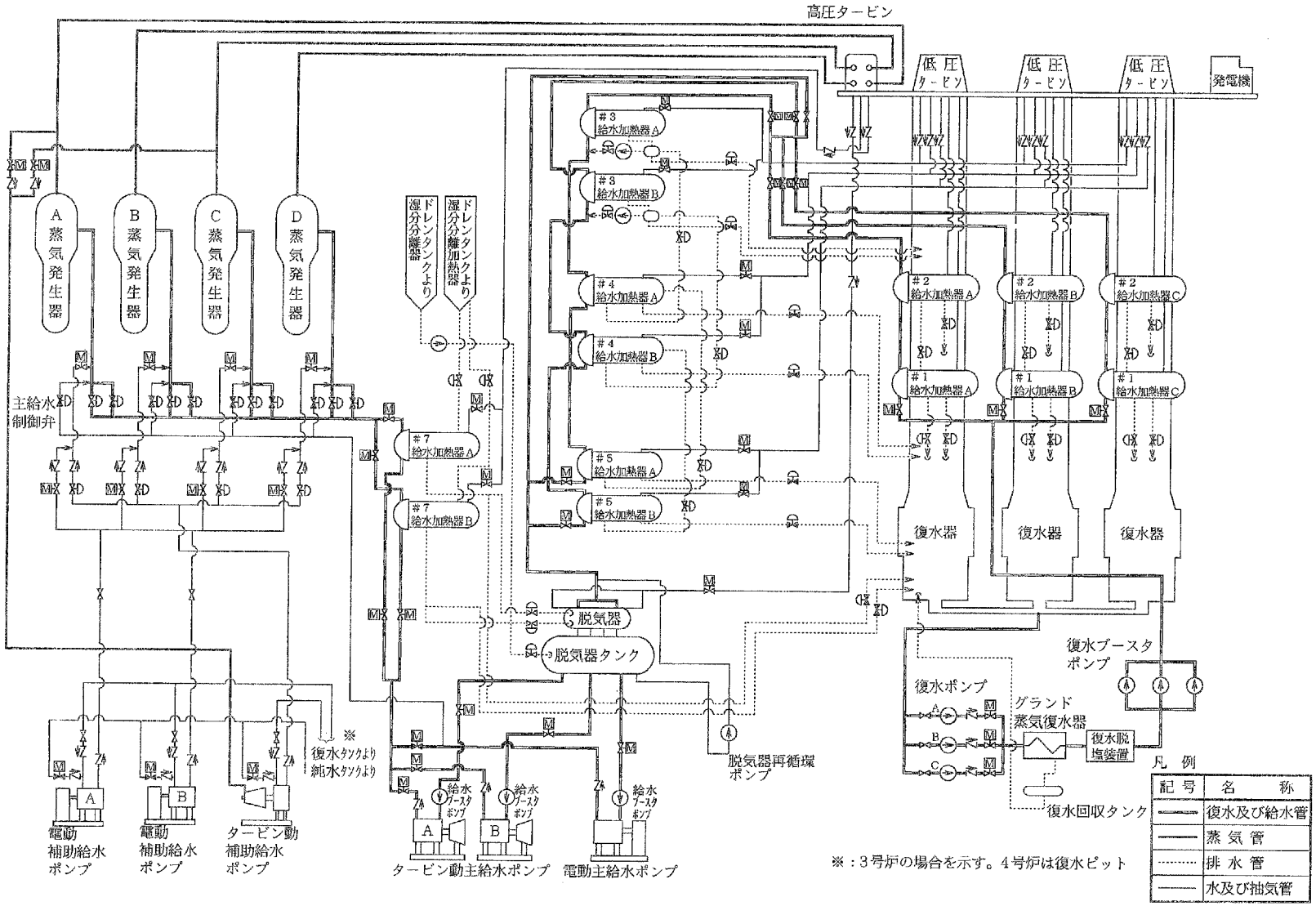
第 5.11.4 図　蒸気タービン断面説明図



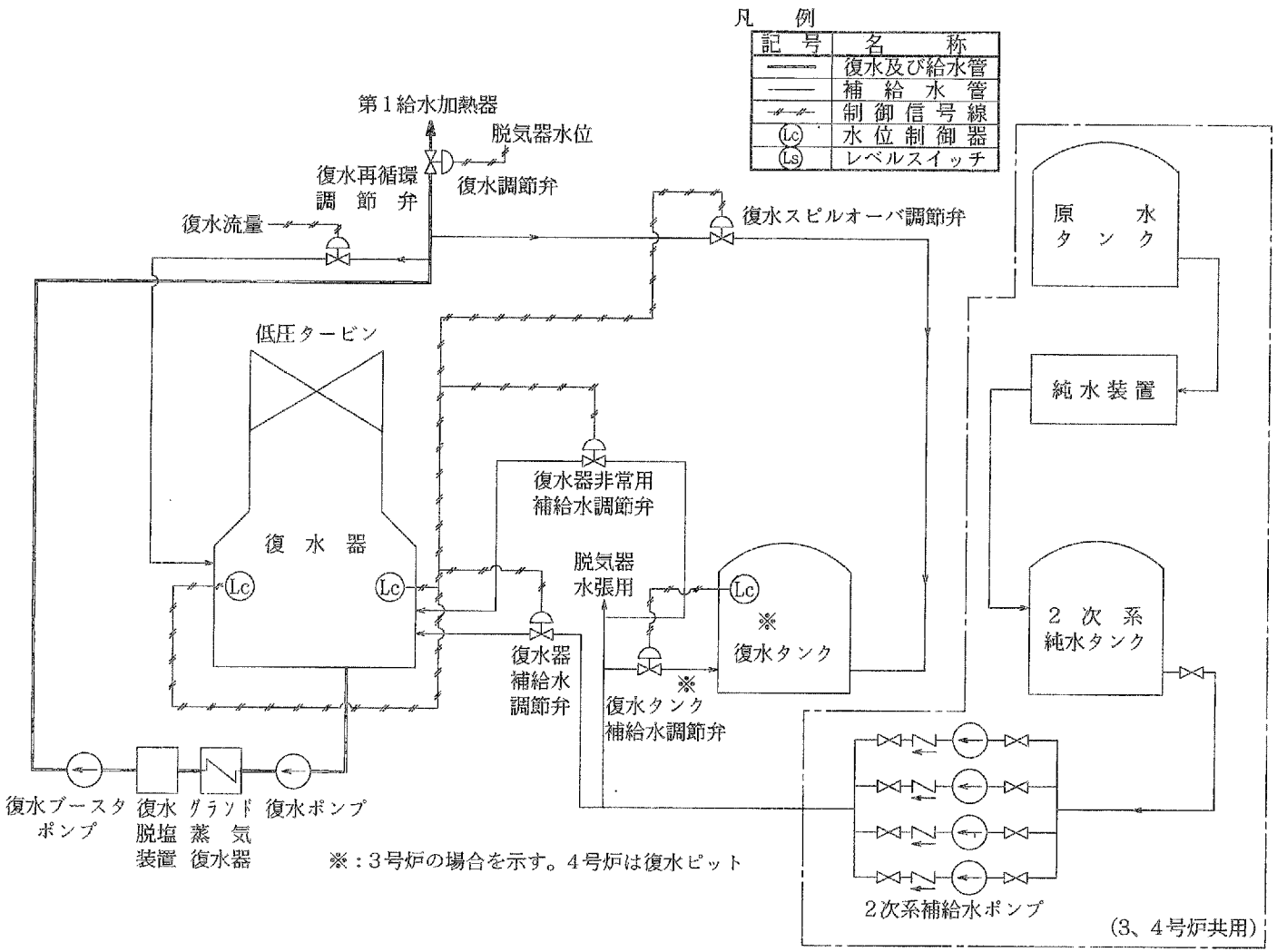
第 5.11.5 図　潤滑油系統説明図



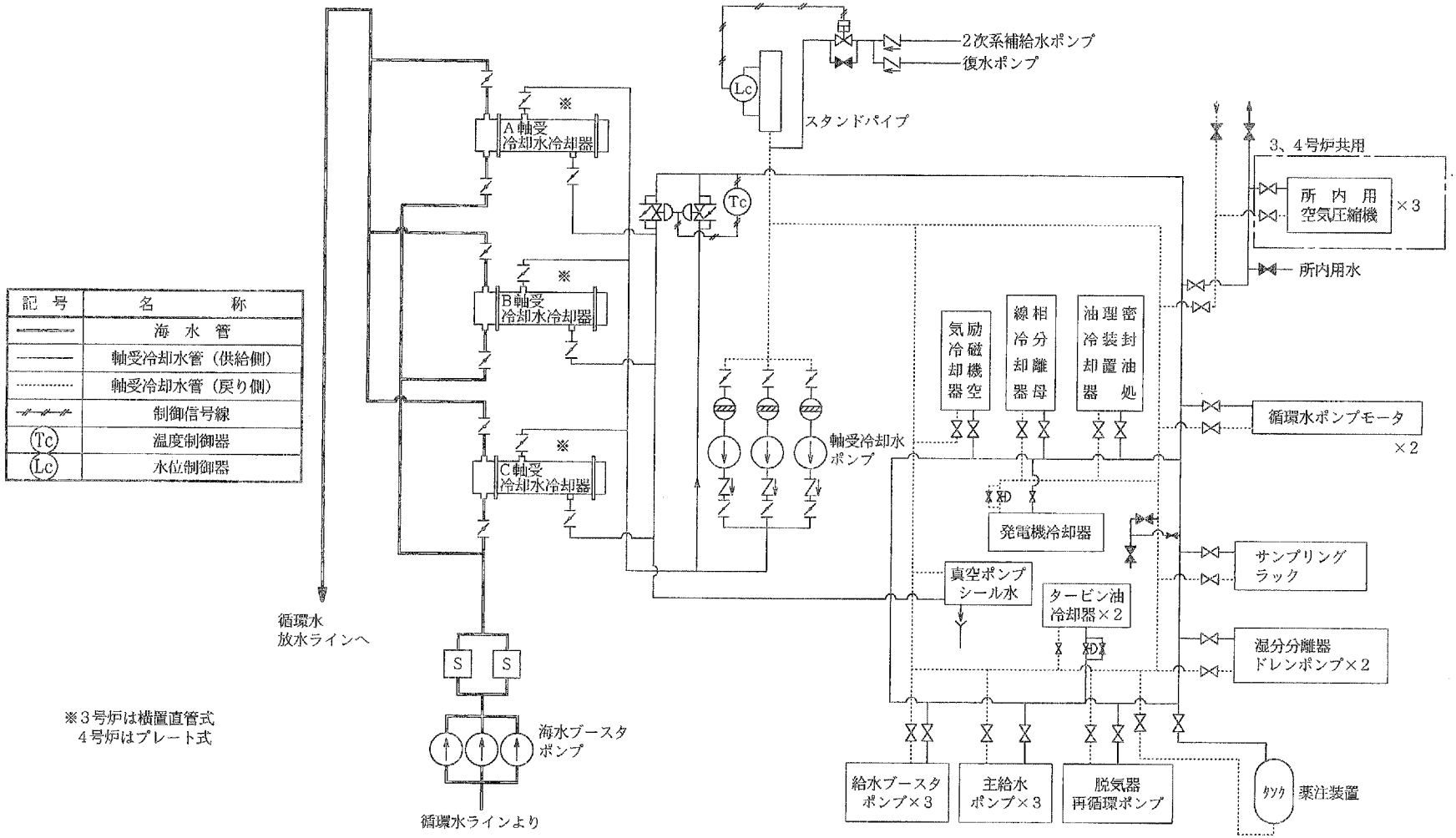
第 5.11.6 図　復水設備系統説明図



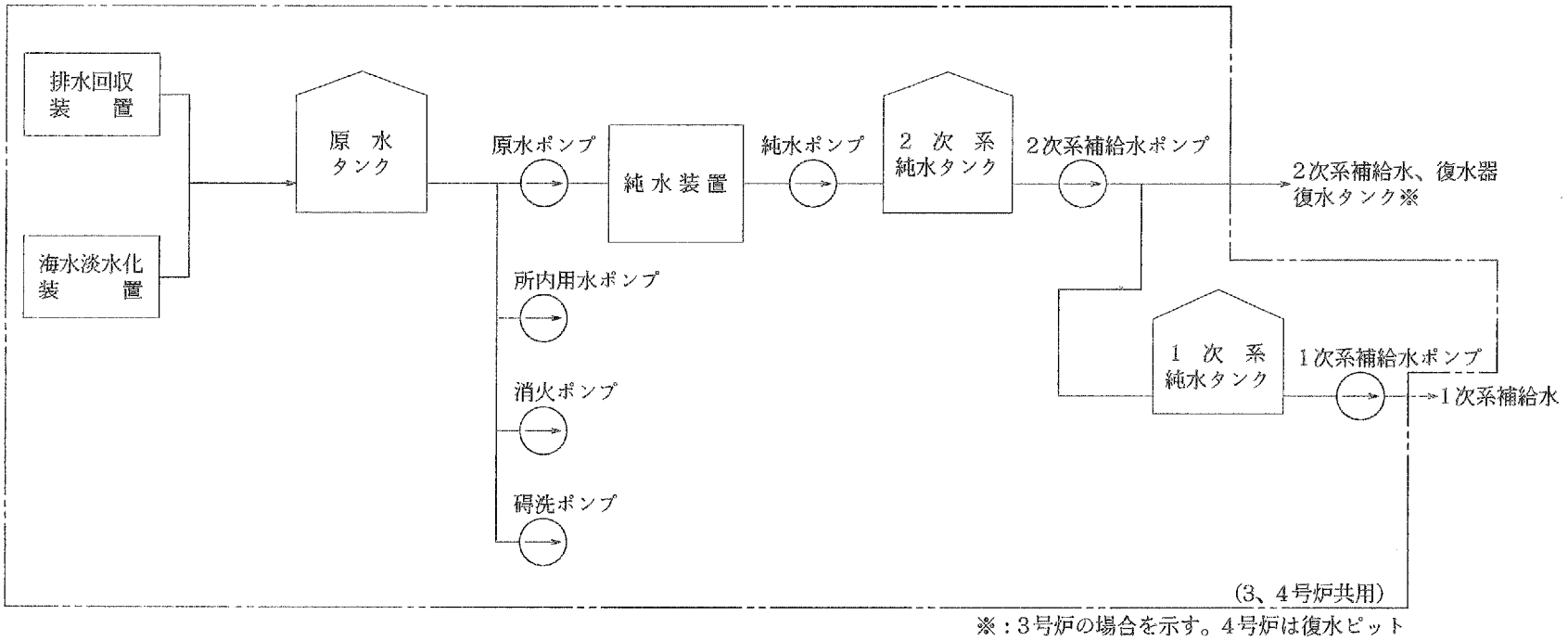
第 5.11.7 図　給水設備系統説明図



第 5.11.8 図　2 次系補給水設備系統説明図



第 5.11.9 図　軸受冷却水設備及び軸受冷却海水設備系統説明図



第 5.12.1 図　給水処理設備系統説明図

6．　計測制御系統施設

6.1　原子炉制御設備

6.1.1　概　　要

原子炉制御設備は、通常運転時に起こり得る設計負荷変化及び外乱に対して発電用原子炉の出力を制御し、また、異常の拡大を未然に防ぎかつ原子炉トリップに至る前に自動処置をとるためのインターロックを作動させる。

原子炉設備はもちろんタービン発電機設備も含めて、中央制御室からの集中制御方式とし、タービンの負荷変化に応じて発電用原子炉の出力を制御する方式を採用する。通常運転中のプラント出力制御は、タービン蒸気流量の調整及び発電用原子炉の反応度調整によって行う。

発電用原子炉の反応度制御は、制御棒クラスタの位置調整と1次冷却材中のほう素濃度調整との2方式を併用して行う。

主として前者は、出力、温度等プラントの運転条件の変化による短期の反応度変化の補償と、高温停止時の過剰反応度の吸収に使用し、後者は、燃料の燃焼、核分裂生成物の毒作用等の長期にわたる反応度変化の補償と低温停止時の過剰反応度の吸収に使用する。

制御棒クラスタによる発電用原子炉の出力制御は、定格負荷の約15%以下の範囲では手動で行い、定格負荷の約15%以上では自動とする。この自動制御の範囲内では±5%／minのランプ状負荷変化と、±10%のステップ状負荷変化に応じることができる。また、タービンバイパス制御系（約40%容量）の動作により定格負荷の50%相当までの急激な負荷減少でも原子炉トリップを起こ

すことなく対処できる。

原子炉制御設備には下記のものがあり、その概略を第6.1.1図に示す。

(1)　制御棒制御系

(2)　ほう素濃度制御系

(3)　加圧器圧力制御系

(4)　加圧器水位制御系

(5)　給水制御系

(6)　タービンバイパス制御系

(7)　主蒸気逃がし弁制御系

なお、その他主要なインターロックとして制御棒クラスタ引抜き阻止及びタービンランバックがある。

6.1.2　設計方針

(1)　通常運転時の原子炉出力を、タービン負荷に追従させるように設計する。

(2)　設計負荷変化に対して、主要な諸変数が許容される範囲内に納まり、十分な減衰性をもつ安定な応答をするように設計する。

(3)　運転員がプラント運転状態を監視でき、必要な場合にはプラントの手動制御ができるように設計する。

6.1.3　主要設備

6.1.3.1　制御棒制御系

本原子炉には、制御棒クラスタ53本を使用する。これを制御グループ４バンク、停止グループ４バンクに分け、発電用原子

炉の出力制御用と停止用に使用する。原子炉トリップ時には制御棒クラスタ53本が、その駆動装置用電源を遮断することにより、自重で炉心に挿入される。

(1)　制御グループによる制御

通常運転状態で原子炉出力を自動制御している場合には、プラントの出力変更は、蒸気加減弁を調整してタービンへの蒸気流量を加減することによって行う。原子炉側ではその出力変化による諸量の変動を検出し、これを通常運転時の偏差内に保つように、制御グループの制御棒クラスタを自動操作し、出力変化に追従させる。原子炉側における主要制御変数として１次冷却材平均温度を用いるが、この温度は第6.1.2図に示すように、１次冷却材ループに設けた測温抵抗体により測定する。各１次冷却材ループの低温側温度と高温側温度とからそれぞれ１チャンネル合計４チャンネルの平均温度を信号選択回路で選択し、１次冷却材平均温度として使用する。

この１次冷却材平均温度信号を、第6.1.3図に示すようにタービン負荷に比例するプログラム平均温度と比較して制御信号を作る。この制御信号と、タービン負荷と中性子束の差の変化率補助信号とにより、制御グループの制御棒クラスタを速度制御し、１次冷却材平均温度を所要の値に維持する。また、制御グループの各バンクは、第6.1.4図に示すような順序で駆動する。制御棒クラスタの引抜き及び挿入速度は第6.1.3図に示すように制御信号に比例し、最大約114㎝／minの速度まで駆動することができ、比較的大きい負荷変化に対しても応答する機能を有する。

(2)　停止グループによる制御

停止グループの制御棒クラスタは、制御グループの制御棒クラスタとともに、発電用原子炉を出力状態から速やかに高温停止させる。

6.1.3.2　ほう素濃度制御系

この制御系は、燃料の燃焼、キセノン、サマリウム量の変化及び1次冷却材温度の低温から高温零出力状態までの変化に伴うような比較的ゆるやかな反応度変化を制御する。

1次冷却材中のほう素濃度は、化学体積制御設備を使用して手動操作で増減する。ほう素濃度を高くする場合には、充てんポンプによって、1次冷却材中へほう酸水を注入し、逆にほう素濃度を低くする場合には純水を補給して所要の濃度に希釈する。

また、1次冷却材中のほう素濃度は、適時試料採取し測定する。

ほう素濃度制御方式を使用することによって、全出力状態では、制御棒クラスタをできるだけ引抜いた状態で運転でき、出力分布を平坦化することができる。

(1)　制御棒クラスタ位置とほう素濃度

制御棒クラスタの位置が制御棒クラスタ引抜き限界あるいは、挿入限界位置から外れそうになると、制御棒クラスタの位置を修正するために、運転員の判断によってほう素濃度を調整する。

制御棒クラスタの挿入限界位置は、炉出力の関数として制御

棒クラスタの位置の下限を決めたもので、発電用原子炉を確実に停止するに足る反応度を持つように決定する。また、制御棒クラスタ引抜き限界は、負荷追従が可能なようにその上限を決めたものである。

制御棒クラスタ挿入限界は、第6.2.7図に示す停止余裕監視装置により監視し、警報を発する。警報には「低」及び「異常低」があり、「低」警報は、運転員に通常のほう素濃度調整手順に従ってほう酸添加を行う必要のあることを警報し、「異常低」警報は、緊急ほう酸添加を行う必要のあることを警報する。

制御棒クラスタ位置が、制御棒クラスタ引抜き限界に達すると警報を発する。運転員はほう素濃度の希釈を行い制御棒クラスタを所定の位置に戻す。

(2)　ほう素濃度の調整

１次冷却材中のほう素濃度の調整は、化学体積制御設備により行う。

ほう素濃度制御には、「自動補給」、「希釈」、「急速希釈」及び「ほう酸添加」の４つのモードがあり、これらのモード選択は、中央制御盤上のモード選択スイッチにより行う。

6.1.3.3　加圧器圧力制御系

１次冷却系の圧力は、加圧器及び加圧器圧力制御装置によって制御する。この圧力制御は、１次冷却系の圧力が一定の値になるように行う。加圧器には、加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及び加圧器ヒータを設ける。

通常運転状態では、加圧器の下部は液相、上部は気相になっ

ており、加圧器圧力が設定値を超えて高くなった場合は、１次冷却系の低温側の１次冷却材を加圧器の気相にスプレイして蒸気の凝縮を行う。このスプレイ流量は加圧器圧力信号により比例制御する。また、このスプレイ作動時の熱応力の抑制及び加圧器内の１次冷却材のほう素濃度調整のため、常時少量のスプレイを行う。

加圧器ヒータは、比例ヒータと後備ヒータより構成し、前者は、加圧器の熱損失の補償と小さい圧力変動の吸収に使用し、加圧器圧力による比例制御方式をとる。後者は加圧器圧力が設定値を超えて大きく低下した場合や、加圧器の水位が設定値を超えて上昇した場合に使用し、オン・オフ制御方式をとる。

スプレイの能力範囲を超えるような大きな圧力上昇があった場合には、加圧器逃がし弁の作動によって圧力上昇を阻止する。この場合放出される蒸気は加圧器逃がしタンクに導き、凝縮させる。

加圧器圧力が設定値より大きく低下した場合は、加圧器圧力の信号により加圧器スプレイ弁を全閉し、圧力低下を阻止する。

なお、後備ヒータ、加圧器逃がし弁及び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手動操作することができる。

加圧器圧力制御系の作動の概略を第6.1.5図に示す。

6.1.3.4　加圧器水位制御系

加圧器水位プログラムは、１次冷却材平均温度に比例して設定し、出力変化に伴う実際の１次冷却材の体積変化にできるだ

け一致するようにする。この加圧器水位プログラムと加圧器水位との偏差信号に従い、化学体積制御設備の充てん流量を自動調整する。

加圧器水位が異常に低下した場合には、抽出水隔離弁を全閉し水位の低下を防止する。

6.1.3.5　給水制御系

蒸気発生器の給水制御系は、蒸気発生器ごとに個別に設置し、主給水制御弁の開度を調節することによって蒸気発生器の水位を所定の値に制御する。

この制御系は、給水流量信号、蒸気流量信号及び蒸気発生器水位信号の３つの信号をとり入れた３要素制御である。給水は、蒸気発生器の伝熱管によって１次冷却材と分離されており、蒸気発生器水位の運転範囲内の変化は、直接炉心に大きな影響を与えない。なお、蒸気発生器水位が異常に上昇した場合は、タービンへの湿分のキャリーオーバーを防ぐために、主給水制御弁及びバイパス給水制御弁を全閉する。更に、水位が上昇したときは、タービンをトリップさせるとともに、給水を完全に停止する。いずれか１基の蒸気発生器水位が異常に低下した場合は、蒸気発生器の熱除去能力を確保するために、電動補助給水ポンプを自動的に起動し、更に、蒸気発生器４基のうち２基が水位低になれば、タービン動補助給水ポンプを自動起動する。主給水ポンプは、タービン動主給水ポンプ２台と電動主給水ポンプ１台を設け、タービン動主給水ポンプの速度制御によって給水制御系の制御性を向上させる。

また、低出力の際はバイパス給水制御弁を使用し、手動あるいは、自動で水位制御する。

6.1.3.6　タービンバイパス制御系

タービンバイパス制御系は、蒸気発生器によって発生する蒸気を、タービンをバイパスして直接復水器へダンプする装置であり、定格負荷の約40%に相当する蒸気をバイパスする能力を持つ。この装置は、大きなステップ状負荷減少時に１次冷却系に過渡的に蓄えられる熱を除去し、プラントを負荷減少に対し安定に追従させるばかりでなく、全負荷からのタービントリップに際しても、２次側の主蒸気安全弁を動作させることなく、１次冷却材平均温度を無負荷温度に下げる働きを有する。更に、高温待機時には余熱の除去、プラント冷却時には冷却のための除熱を行う。

主制御信号としては、１次冷却材平均温度を用い、最終的にこの平均温度が、プラントの出力に比例した設定基準温度に近づくように、タービンバイパス弁を制御する。

高温待機状態あるいはプラント冷却時には、主蒸気連絡管圧力信号を使用するいわゆる圧力制御に切換える。

１次冷却材の温度が異常に低下した場合には、発電用原子炉の過冷却を防ぐために、タービンバイパス弁は開かないようにインターロックする。

6.1.3.7　主蒸気逃がし弁制御系

主蒸気逃がし弁制御系は、主蒸気を大気に放出する装置で、

定格負荷の約10%に相当する蒸気を放出する能力を持つ。

この装置は、急激な負荷減少等により主蒸気圧力の急激な上昇が起こった場合に、主蒸気圧力信号により、主蒸気逃がし弁を開き、主蒸気圧力の低下を図って、主蒸気安全弁の作動を極力避ける。また、タービンバイパス系が使用不可能な場合には、余剰蒸気を大気に放出し、１次冷却材平均温度を調節できる。

6.1.3.8　制御棒クラスタ引抜き阻止及びタービンランバック

異常の拡大を未然に防ぎ、かつ、原子炉トリップに至る前に自動処置をとるために、制御棒クラスタの自動及び手動引抜き阻止及びタービンランバックのインターロックを設け、下記の条件で作動させる。この設定値は、各々の原子炉トリップの設定値よりも低い値とする。

(1)　制御棒クラスタ引抜き阻止

中間領域中性子束高

出力領域中性子束高

過大温度△Ｔ高

過大出力△Ｔ高

(2)　タービンランバック

過大温度△Ｔ高

過大出力△Ｔ高

6.1.4　評　　価

発電用原子炉は、負の反応度フィードバックによる自己制御性と、原子炉制御系の機能による十分な負荷追従性を有し、負荷に

応じた安定な運転ができる。

原子炉制御設備は、自動制御の範囲内では±5%／minのランプ状負荷変化と、±10%のステップ状負荷変化とに応じることができ、更に、タービンバイパス制御系の作動により急激な負荷減少でも、対処できる。(3.5 動特性参照)

発電所の運転状態を示す主要な諸変数は、中央制御盤上の指示計又は記録計に指示記録すると同時に、設定値に達した場合には、運転員に注意を喚起するよう警報装置及びインターロックを設ける。各制御装置は、必要な場合には運転員の監視のもとに十分安全に手動制御が可能である。

6.2　原子炉計装

6.2.1　概　　要

発電用原子炉の運転制御及び保護動作に必要な炉心に関する情報を得るために、以下のような原子炉計装を設ける。

(1)　炉外核計装

原子炉容器の周囲に中性子束検出器を設置して、原子炉出力に比例した中性子束レベルを連続測定し、炉外核計装盤で適当な信号処理を行った後、発電用原子炉の運転に必要な信号は、中央制御盤に指示、記録し、また、発電用原子炉の制御保護機能に必要な信号は、原子炉制御設備及び原子炉保護設備に送る。

(2)　炉内計装

原子炉内の局所的な出力分布状態を把握するため、あらかじめ選定した燃料集合体出口の１次冷却材温度及び燃料集合体軸方向中性子束分布を、必要に応じて測定する。

(3)　停止余裕監視装置

安全保護系のプロセス計装及びその他のプロセス計装で測定している原子炉出入口の１次冷却材の平均温度 Tavg 及び温度差△Ｔの信号を利用して、常に十分な反応度停止余裕を持つように制御棒クラスタ位置の挿入下限を監視する。

(4)　制御棒位置指示計装

制御棒クラスタの位置を常に監視するため、各制御棒駆動装置ハウジングに位置検出用のコイルを設けて、各制御棒クラスタ位置を中央制御盤に指示する。

6.2.2　炉外核計装

6.2.2.1　設計方針

(1)　炉外核計装は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、予想される範囲の炉心中性子束レベルを監視するため、中性子源領域、中間領域及び出力領域の３つの計測領域を設け、更に、各領域の測定範囲に相互に重なりを持たせて、測定が不連続とならない設計とする。

(2)　炉外核計装は、炉心の軸方向及び水平方向出力分布を監視できる設計とする。

(3)　炉外核計装は、単一故障あるいは使用状態からの単一の取り外しを行っても、原子炉保護機能を喪失しないような多重性を有する設計とする。

(4)　炉外核計装は、チャンネル相互を分離し、チャンネル間の独立性を図る設計とする。

(5)　炉外核計装は、駆動源の喪失又は系の遮断に対して最終的に安全な状態に落着くような設計とする。

(6)　炉外核計装は、原子炉保護系と計測制御系を分離した設計とし、原子炉保護系の一部から計測制御系へ信号を取り出す場合には、計測制御系の故障が原子炉保護系の機能を損わない設計とする。

(7)　炉外核計装は、発電用原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できる設計とする。

6.2.2.2　主要設備

炉外核計装は、第6.2.1図に示すように、中性子源領域、中

間領域及び出力領域の各計測領域によって、原子炉停止状態から定格出力の120％までの炉心中性子束レベルを監視できる構成とする。

(1)　中性子源領域測定系

中性子源領域の測定系は、第6.2.1図に示すように独立した２チャンネルより構成する。中性子束検出器は、比例計数管を使用し、第6.2.2図及び第6.2.3図に示すように炉心の中性子源位置に対応した計測孔に設置する。中性子束検出器からのパルス信号を炉外核計装盤でパルス計数率の対数に比例した信号に変換したのち、双安定回路出力を原子炉保護設備及び警報装置へ、また、絶縁増幅器を介して指示計、記録計等へ送る。

また、中性子束検出器を保護するため、中間領域中性子束レベルがパーミッシブ信号－６（第6.6.2表にパーミッシブ信号一覧表を示す）の設定値以上となると、手動で中性子束検出器の高圧電源を遮断する。

発電用原子炉の停止時に、中性子束レベルの変化を容易に検知できるように可聴計数率計を設ける。

(2)　中間領域測定系

中間領域の測定系は、第6.2.1図に示すように独立した２チャンネルより構成する。中性子束検出器はγ線補償型電離箱を使用し、第6.2.2図及び第6.2.3図に示すように中性子源領域の中性子束検出器と同一保護筒内に収納して設置する。中性子束検出器からの電流信号を炉外核計装盤で対数増幅したのち、双安定回路出力を原子炉保護設備及び警報装置へ、また、絶縁増幅器を介して指示計、記録計等へ送る。

(3)　出力領域測定系

出力領域の測定系は、第6.2.1図に示すように独立した４チャンネルで構成する。中性子束検出器はほぼ炉心高さの２分の１の有感長を有する独立した２個のγ線非補償型電離箱で構成し、第6.2.2図及び第6.2.3図に示すように炉心の四隅に対応した計測孔に設置する。各チャンネルは、上部及び下部の中性子束検出器からの電流信号を炉外核計装盤に送り、平均増幅器により両者の平均信号にしたのち、双安定回路出力を原子炉保護設備及び警報装置へ、また、絶縁増幅器を介して指示計、記録計等へ送る。上部と下部の差信号についても原子炉保護設備へ、また、絶縁増幅器を介して指示計、記録計へ送る。更に軸方向中性子束偏差回路により上部、下部信号間の偏差を監視し、偏差が設定値以上になると警報を発する。この回路は炉内核計装の測定データを用いて定期的に校正する。

４チャンネルの各平均電流信号間、各上部電流信号間及び各下部電流信号間は、それぞれ比較回路により比較され、チャンネル相互間の偏差が設定値以上になると警報を発する。

(4)　炉外核計装盤

中性子源領域、中間領域及び出力領域測定系の増幅器、絶縁増幅器双安定回路等を収納するために、炉外核計装盤を設ける。炉外核計装盤は独立した４面のラックから構成し、チャンネル相互間の物理的な分離を図る。

炉外核計装盤への電源は、４台の無停電電源装置からそれぞれ独立に給電してチャンネル相互間の電気的な分離を図る。

炉外核計装盤は、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を

使用する。

6.2.2.3　評　　価

(1)　炉外核計装は、中性子源領域、中間領域及び出力領域の３つの計測領域によって、計測範囲に連続性を持たせて炉心中性子束レベルを監視する設計となっており、炉外核計装盤の指示計又は中央制御盤の指示計、記録計によって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において必要な情報を提供することができる。

また、出力領域チャンネルの軸方向中性子束偏差回路、比較回路及び上部、下部中性子束偏差回路により、炉心の軸方向及び水平方向中性子束分布を監視して、炉心の出力振動の抑制のための操作に必要な情報を提供することができる。

(2)　炉外核計装は、２チャンネルあるいは４チャンネルの多重化構成となっており、機器又はチャンネルの単一故障あるいは使用状態から単一の取外しを行っても原子炉保護機能を喪失することはない。

(3)　炉外核計装は、チャンネル間の分離、独立性を図る。検出器は相互に距離をへだてて設置するとともに、チャンネルごとに独立したラックに機器、装置を収納する。ラック内の配線は実用上可能な限り不燃化又は難燃化を図るほか、検出器ケーブル及び原子炉保護設備への配線はチャンネルごとに分離して布設し、ラックへの電源もチャンネルごとに独立に供給する設計となっている。

(4)　炉外核計装の信号を計測制御系に使用する場合には、絶縁増

幅器によって両者の間を絶縁し、計測制御系において、回路の短絡、地絡又は断線による故障が生じても原子炉保護系の機能に影響を与えない設計となっている。

(5)　炉外核計装は、電源喪失に対して原子炉保護動作をとる方向に作動するように設計している。

(6)　炉外核計装は、通常運転時に、内蔵の模擬信号を検出器出力回路に印加して、チャンネルの健全性を確認できる設計となっている。

検出器については、チャンネル相互の信号を比較することによって、その健全性を確認することができる。

(7)　炉外核計装の電源は無停電電源装置から給電される。したがって、短時間の全動力電源喪失に対しても機能を喪失することはない。

また、非常用所内電源系のみの運転下あるいは外部電源のみの運転下で単一故障を仮定しても原子炉保護機能を失うことはない。

6.2.3　原子炉計装

6.2.3.1　設計方針

(1)　炉心の出力分布及び熱水路係数を把握するために炉内熱電対計装及び炉内核計装を設け、あらかじめ定めた燃料集合体の出口温度及び中性子束分布　を測定できる設計とする。

(2)　両者のデータは、前もって得られている解析結果と総合して、炉心の出力分布を評価するのに有用なものとする。

(3)　炉内核計装の測定データは、炉外核計装の中性子束分布監視

機能の校正を行うのに十分なものとする。

6.2.3.2　主要設備

(1)　炉内熱電対計装

炉内熱電対計装は第6.2.4図及び第6.2.5図に示すように、燃料集合体出口の１次冷却材温度をクロメル・アルメル熱電対で測定する。炉内へ入れる案内管は原子炉容器頂部のシール部を通り、燃料集合体の出口で終端する。原子炉容器頂部のシール部は、原子炉内圧に対し完全にシールする。熱電対は、必要に応じて取替えることができるように、ステンレス鋼のシースでおおい、上記案内管の中に入れる。

熱電対の出力は、炉内計装盤に設置した指示計で読みとることができる。

(2)　炉内核計装

炉内核計装は、第6.2.4図及び第6.2.5図に示すように、可動小型中性子束検出器を炉心内に挿入し、燃料集合体軸方向中性子束分布を測定する。この可動小型中性子束検出器を８個設け、炉心内に挿入する通路の選択及び小型検出器の駆動は、炉内計装盤からの遠隔操作によって行う。

小型検出器を挿入するシンブルは、シールテーブルからコンジット内を通して炉心内の燃料集合体上端部の間に設置する。原子炉容器底部からシールテーブルまではシンブル及びコンジットにより二重管構造を形成する。この二重管は原子炉圧力と大気圧の間の圧力障壁となっており、コンジットとシンブルのシールはシールテーブル部で行う。

シンブルは、保守及び燃料取替のため引抜きできるようにする。

小型検出器駆動設備は、第6.2.6図に示すように駆動装置、５パス選択装置、及び15パス選択装置等で構成する。

駆動装置によって、先端に小型検出器のついている駆動ワイヤを炉心内に挿入する。

駆動装置は、駆動モータ、駆動輪を納めた駆動箱及び巻取装置で構成する。

５群までの選択可能なパスのうちの１つに検出器を入れるため、各駆動装置に１個の５パス選択装置を設ける。

15個までの選択可能なパスの１つに検出器を入れるため、15パス選択装置を設ける。

また、８個の検出器については、共通な１個のパスを設け、検出器間の相互感度校正のために使用する。

可動小型中性子束検出器の出力信号は、炉内核計装盤に送り、指示、記録する。

6.2.3.3　評　　価

炉内計装は炉心の出力分布及び熱水路係数を把握するのに必要な機能を有している。また、炉外核計装の中性子束分布監視機能の校正を行うためのデータを提供することができる。

6.2.4　停止余裕監視装置

6.2.4.1　設計方針

(1)　通常運転時に、必要な反応度停止余裕を確保するために、制御棒クラスタの挿入限界を監視する設計とする。

(2)　零出力から全出力までの制御棒クラスタ挿入限界を設定することにより制御棒クラスタの挿入を制限して、制御棒クラスタが飛出した場合でも過大な反応度が添加されないような設計とする。

6.2.4.2　主要設備

制御グループ制御棒クラスタのバンクＡ、Ｂ、Ｃ、Ｄに各々停止余裕監視装置を設ける。

制御棒クラスタ挿入限界は、１次冷却材平均温度及び１次冷却材温度差の線形関数として計算する。

第6.2.7図に示すように、原子炉出入口の１次冷却材温度差及び１次冷却材平均温度を演算装置の入力信号とし、演算結果の出力信号をバンク位置信号と比較して、バンク位置信号が設定値以下になった場合は警報する。

また、演算結果とバンク位置は同一の記録計に入れ常時監視できるようにする。

6.2.4.3　評　　価

本停止余裕監視装置は、以下に示すように設計方針を十分満足している。

制御棒クラスタの挿入限界を設定し、設定値に制御棒位置が達した場合に警報を出すことにより、制御棒クラスタの挿入を制限する。

6.2.5　制御棒位置指示計装

6.2.5.1　設計方針

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、予想変動範囲での制御棒位置の監視が可能な設計とする。

6.2.5.2　主要設備

制御棒位置指示計装は、制御棒駆動装置の圧力ハウジング外部に取り付けた制御棒クラスタ１本当たり42個のコイルを検出器として用い、駆動軸が上下するに従い駆動軸の最上部に近接したコイル間に生じる偏差信号を制御棒位置に比例したディジタル信号に変換し、中央制御盤上に表示する。

とくに全挿入時には、制御棒下限表示灯を点灯し警報を出す。

また、同一バンク内の各制御棒クラスタの位置に不整合が生じた場合は警報を出す。この他、制御棒制御系に属するバンク位置指示計は停止グループ及び制御グループの制御棒クラスタの駆動ステップ数を指示し、停止余裕監視装置にバンク位置信号を送る。

制御棒位置指示系統説明図を第6.2.8図に示す。

6.2.5.3　評　　価

本設備により予想変動範囲での制御棒位置の監視が可能である。

6.3　プロセス計装設備

6.3.1　概　　要

プラントの適切かつ安全な運転のために1次冷却系をはじめとし、各補助系における必要なプロセス量の測定を行い、その信号の一部は、原子炉保護設備、工学的安全施設作動設備、原子炉制御設備に用いる。

プロセス計装設備は、検出器のほかに、演算処理装置等を収納する原子炉安全保護計装盤等から構成し、主要なパラメータは、中央制御盤に指示又は記録し、必要なものは警報を発信する。

発電用原子炉の停止、炉心冷却及び放射性物質の閉じ込めの機能の状況を監視するために必要なパラメータは、設計基準事故時においても監視でき確実に記録及び保存ができる。

6.3.2　設計方針

(1)　安全保護系のプロセス計装は、以下の方針で設計する。

a.　安全保護系のプロセス計装は、単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても安全保護機能を喪失しないよう多重性を有する設計とする。

b.　安全保護系のプロセス計装は、チャンネル相互を分離し、チャンネル間の独立性を図る設計とする。

c.　安全保護系のプロセス計装は、計測制御系と分離した設計とし、安全保護系の一部から計測制御系への信号を取り出す場合には、計測制御系の故障で安全保護系の機能を失わない設計とする。

d.　安全保護系のプロセス計装は、駆動源の喪失又は系の遮断に

対して最終的に安全な状態に落ち着くような設計とする。

e. 安全保護系のプロセス計装の電源は、無停電電源より給電する設計とする。

f. 安全保護系のプロセス計装は、発電用原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できるような設計とする。

g. 安全保護系のプロセス計装は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

h. 安全確保上最も重要な原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの３つの機能の状況を監視するのに必要な炉心の中性子束、原子炉水位及び原子炉冷却材系の圧力及び温度等は、設計基準事故時においても記録されるとともに事象経過後に参照できるよう当該記録が保存できる設計とする。

i. 安全保護系のプロセス計装は、２基以上の発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続しない設計とする。

(2) 安全保護系以外の主要なプロセス計装としては、１次冷却系計装、補助給水系計装、燃料取替用水系計装等があり、これらは、以下の方針で設計する。

a. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において主要なパラメータは、予想変動範囲での監視、記録ができるよう設計する。

また、事故時において事故の状態を知り対策を講じるに必要なパラメータは監視、記録できるようにする。

b. プロセス計装の主要なパラメータは中央制御盤で監視でき

るようにする。

c. 主要なプロセス計装の電源は、無停電電源装置より給電できるようにする。

6.3.3 主要設備

6.3.3.1 安全保護系のプロセス計装

原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備に信号を供給する安全保護系のプロセス計装は、検出器のほかに演算処理装置、絶縁増幅器等を収納する原子炉安全保護計装盤から構成される。安全保護系のプロセス計装を第6.3.1表に示す。

ここにも示されるとおり、これらの計装は単一故障あるいは、使用状態からの単一の取り外しを行ってもその機能を喪失することのないよう多重化されており、それぞれのチャンネルは、独立した原子炉安全保護計装盤に収納することにより物理的に分離されている。

また、これらの計装に必要な電源は、4台の無停電電源装置からそれぞれ独立に給電するとともに、検出器と原子炉安全保護計装盤間等の関連する配線もチャンネル相互に分離し電気的にも独立性を保つようにする。

原子炉安全保護計装盤及び配線は、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する設計としている。

安全保護系のプロセス計装の信号を制御系に使用する場合には、光変換カード又は絶縁増幅器により両者の間を絶縁し、制御系に生じた短絡、地絡又は断線による故障が安全保護系に影響を与えることのないようにする。

これらの計装の機能をテストする場合には、検出器の出力信号回路に模擬入力を印加することにより、規定の設定値において必要な動作をすることを確認することができる。また、多重化された検出器は、チャンネル相互の信号を比較することにより、原子炉運転中にもその健全性を確認できる。なお、安全保護系のプロセス計装の計測信号はすべて中央制御盤上に指示又は記録し、発電用原子炉施設の適切かつ安全な運転ができるようにする。

なお、加圧器水位、主蒸気ライン圧力、原子炉格納容器圧力及び蒸気発生器水位については、事故時において監視、記録できるものとする。

6.3.3.2　安全保護系以外のプロセス計装

安全保護系以外のプロセス計装は、次の計装により監視又は記録できるようにする。

また、事故時において事故の状態を知り対策を講じるために必要なプロセス計装は第6.3.2表に示すとおりであり、これらは監視、記録できるようにする。

(1)　1次冷却系計装

1次冷却系計装では、1次冷却材の温度、圧力、サブクール度、加圧器スプレイラインの温度、加圧器逃がしラインの温度、加圧器逃がしタンクの温度、圧力、水位、1次冷却材ポンプの振動、軸受温度、冷却水温度等を連続的に指示又は記録し、必要なものについては警報を発信する。

なお、炉心冷却状態監視を補助するものとして原子炉容器水

位計を設ける。

(2)　化学体積制御系計装

化学体積制御系計装では、抽出ラインの圧力、温度、流量、体積制御タンクの圧力、水位、充てんラインの温度、流量、1次冷却材ポンプ封水ラインの温度、流量、原子炉補給水の流量、ほう酸タンクの温度、水位等を連続的に指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(3)　主蒸気及び給水、補助給水計装

主蒸気及び給水の圧力、温度、流量、補助給水流量、復水タンク水位（3号炉）、復水ピット水位（4号炉）等を連続指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(4)　燃料取替用水系計装

3号炉では燃料取替用水タンク水位等、4号炉では燃料取替用水ピット水位等を連続的に指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(5)　原子炉格納容器関連計装

スプレイ流量、原子炉格納容器内温度、水位等を連続的に指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(6)　原子炉補機冷却系計装

原子炉補機冷却水サージタンク水位等を連続的に指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(7)　制御用空気系計装

制御用空気圧力等を連続的に指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(8)　非常用炉心冷却系計装

高圧及び低圧注入流量等を連続的に指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(9) 燃料貯蔵設備計装

使用済燃料ピットの水位及び温度の異常な状態を検知し、中央制御室に警報を発信する。

また、外部電源が利用できない場合でも温度、水位その他使用済燃料ピットの状態を示す事項を監視できる設計とする。

(10) そ の 他

上記のほかに、放射性廃棄物処理系、使用済燃料ピット水浄化冷却系、試料採取系、蒸気発生器ブローダウン系、原子炉補機冷却海水系等のプロセス計装を設ける。

(11) 記録及び保存

安全保護系以外のプロセス計装で必要なものについては記録及び保存を行う。

(12) プラント計算機

中央制御盤によるプラントの状態把握を補助するものとして、所要の処理能力及び記憶容量を有するプラント計算機を設け、主にプロセス計装からの信号を入力し、圧力、温度、流量、放射線レベル等の印字及び画面表示を行う。

6.3.4 評　　価

(1) 安全保護系のプロセス計装は多重化されており、単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても安全保護機能を喪失することはない。

(2) 多重化された安全保護系のプロセス計装は、チャンネル間の相

互干渉を防止するため、検出器は相互に距離をへだてて設置し、それぞれのチャンネルは、独立した原子炉安全保護計装盤に収納している。

電源、配線についてもチャンネル毎に独立な構成としている。また、原子炉安全保護計装盤、配線は、実用上可能な限り、不燃性又は難燃性材料を使用している。

(3) 安全保護系のプロセス計装の信号を計測制御系に使用する場合には、光変換カード又は絶縁増幅器により絶縁し、制御系に生じた故障が安全保護系に影響を与えないようにしている。

(4) 安全保護系のプロセス計装は、電源の喪失、系の遮断に対して発電用原子炉の保護動作をとる方向に作動するので安全保護機能を喪失することはない。

(5) 安全保護系のプロセス計装は、原子炉運転中にも検出器の出力信号回路に模擬入力を印加し、規定の設定値において必要な動作をすることを確認できる。

また、検出器は、多重化されたチャンネル間の信号を相互比較することにより、原子炉運転中にも健全性が確認できる。

(6) 安全保護系のプロセス計装及び安全保護系以外の主要なプロセス計装の電源は、無停電電源装置から給電される。

したがって、短時間の全動力電源喪失に対しても機能を喪失することはない。また、非常用所内電源系のみの運転下あるいは外部電源のみの運転下で単一故障を仮定しても安全保護機能を失うことはない。

(7) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、加圧器水位、1次冷却系の圧力、温度及び流量、原子炉格納容器圧力等は、

予想変動範囲内での監視が可能である。

また、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるに必要なパラメータである原子炉格納容器圧力、温度等は、中央制御盤で監視できる。

特に、発電用原子炉の停止状態は中性子束の測定及び原子炉トリップ遮断器の開表示と1次冷却材のサンプリングによるほう素濃度の測定により、また、炉心の冷却状態は加圧器水位及び1次冷却材のサブクール度、圧力、温度等により監視あるいは推定できる。

(8)　プロセス計装の主要なパラメータは、中央制御盤で監視できる。

6.3.5　手　順　等

安全保護系に関して、以下の内容を含む手順等を定める。

(1)　安全保護系のデジタル計算機が収納された盤については、施錠管理方法を定める。

(2)　発電所の出入管理方法については、「1.1　安全設計の方針 1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3) 手順等」に示す。

(3)　安全保護系の保守ツールの使用については、パスワードの管理及び入力操作に関する手順等並びにソフトウェアの使用について検証及び妥当性を確認することを定め、運用する。

6.4　計装設備（重大事故等対処設備）

6.4.1　概　　要

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータを計測する設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、「添付書類十　第5.1.1表」のうち「1.15　事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、「添付書類十　第5.1.1表」のうち「1.15　事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び常用代替監視パラメータ）とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を第6.4.1表及び第6.4.2表に、設計基準最大値等を第6.4.3表に示す。

計装設備（重大事故等対処用設備）概略系統図を第6.4.1図から第6.4.4図に示す。

6.4.2　設計方針

(1)　監視機能喪失時に使用する設備

発電用原子炉施設の状態の把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定する手段を有する設計とする。

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉容器、原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、「添付書類十　第5.1.1表」のうち「1.15　事故時の計装に関する手順等」の計器故障又は計器故障が疑われる場合の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障又は計器故障が疑われる場合に、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネル又は他ループの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第6.4.4表に示す。

現場の操作時に監視が必要なパラメータ及び常設の重大事故等対処設備の代替の機能を有するパラメータは、可搬型の重大事故等対処設備により計測できる設計とする。

具体的なパラメータは、以下のとおりとする。

・格納容器水素濃度

・原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）

・格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）

(2)　計器電源喪失時に使用する設備

直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）及び可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（以下「可搬型計測器」という。）により計測できる設計とする。計測できるパラメータ最大値等を第6.4.3表に示す。

可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか１つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか１つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（３号及び４号炉共用）

・可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（３号及び４号炉共用）

全交流動力電源が喪失した場合、又は直流電源の喪失が想定

される場合において、計測設備への代替電源設備として大容量空冷式発電機、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を使用する。

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）
・蓄電池（重大事故等対処用）（10.2　代替電源設備）
・蓄電池（３系統目）（10.2　代替電源設備）
・直流電源用発電機（３号及び４号炉共用）（10.2　代替電源設備）
・可搬型直流変換器（３号及び４号炉共用）（10.2　代替電源設備）

大容量空冷式発電機、蓄電池（重大事故等対処用）、蓄電池（３系統目）、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器については、「10.2　代替電源設備」にて記載する。

(3)　パラメータ記録時に使用する設備

原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要となる重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータが計測又は監視及び記録ができる設計とする。

重大事故等の対応に必要となるパラメータは、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。重大事故等の対応に必要となる現場のパラメータについても、記録できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）（３号及び４号炉共用）

・SPDSデータ表示装置（３号及び４号炉共用）

・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）

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。

ディーゼル発電機については「10.2　代替電源設備」にて記載する。

6.4.2.1　多様性、位置的分散

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

常設及び可搬型の重大事故等対処設備のうち重要代替監視パラメータを計測する設備は、重要監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）の計測又は測定原理とすることで、重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。

重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限

り位置的分散を図る設計とする。

重要監視パラメータの計測、重要監視パラメータの他チャンネルの計測及び重要代替監視パラメータの計測における電源は、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。

6.4.2.2　悪影響防止

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

常設の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置は他の設備から独立して単独で使用可能とし、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

常設の重大事故等対処設備のうち、多重性を有するパラメータの計測装置は、チャンネル相互を物理的、電気的に分離し、チャンネル間の独立を図るとともに、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互を分離し、独立を図ることで、他の設備に悪影響を及ぼさないよう独立した設計とする。

可搬型の格納容器水素濃度及び原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）の計測装置並びに格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)の計測装置であ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）並びに可搬型計測器は、通常時は接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統を構

成することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置は、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。

6.4.2.3　共用の禁止

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

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置は、号炉の区分けなく記録することで、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な管理（事故処置を含む。）を行うことができ、安全性の向上が図れることから、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

これらの設備は、共用により悪影響を及ぼさないよう、３号炉及び４号炉に必要な容量を確保するとともに、号炉の区分けなく記録できる設計とする。

6.4.2.4　容 量 等

基本方針については「1.1.7.2　容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準事故時の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の

状態を推定できるため、設計基準事故対処設備と同仕様の設計とする。

・１次冷却材高温側温度（広域）
・１次冷却材低温側温度（広域）
・１次冷却材圧力
・加圧器水位
・原子炉容器水位
・高圧注入ポンプ流量
・余熱除去流量
・格納容器内温度
・格納容器圧力
・格納容器再循環サンプ水位（広域）
・格納容器再循環サンプ水位（狭域）
・格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
・出力領域中性子束
・中間領域中性子束
・中性子源領域中性子束
・蒸気発生器狭域水位
・蒸気発生器広域水位
・補助給水流量
・主蒸気ライン圧力
・原子炉補機冷却水サージタンク水位
・燃料取替用水タンク水位
・ほう酸タンク水位

・復水タンク水位

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

・格納容器内温度（SA）

・AM用消火水積算流量

・Ｂ格納容器スプレイ流量積算流量

・AM用格納容器圧力

・原子炉格納容器水位

・原子炉下部キャビティ水位

・アニュラス水素濃度

可搬型の重大事故等対処設備は、設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定するための計測範囲及び十分に余裕のある個数を有する設計とする。

可搬型の格納容器水素濃度の計測装置は、３号炉及び４号炉で同時に被災した場合においても、系統を切替えることにより共用して使用可能であるため、３号炉及び４号炉で１セット１個使用する。保有数は、３号炉及び４号炉で１セット１個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として２個の合計３個（３号及び４号炉共用）を保管する。

可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）の計測装置は、３号炉及び４号炉それぞれで１セット１個使用する。保有数は、３号炉及び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。

格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）の計測装置であ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）は、３号炉及び４号炉それぞれで１セット４個（測定時の故障を想定した３号炉及び４号炉それぞれ１個含む）使用する。保有数は、３号炉及び４号炉それぞれで１セット４個、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として４個の合計12個（３号及び４号炉共用）を保管する。

可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）は、３号炉及び４号炉それぞれで１セット９個（測定時の故障を想定した３号炉及び４号炉それぞれ１個含む）使用する。保有数は、３号炉及び４号炉それぞれで１セット９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９個の合計27個（３号及び４号炉共用）を保管する。

可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）は、３号炉及び４号炉それぞれで１セット32個（測定時の故障を想定した３号炉及び４号炉それぞれ１個含む）使用する。保有数は、３号炉及び４号炉それぞれで１セット32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32個の合計96個（３号及び４号炉共用）を保管する。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置は、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と必要なデータ量を伝送できる設計とする。

6.4.2.5　環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3　環境条件等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、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。

・１次冷却材高温側温度（広域）
・１次冷却材低温側温度（広域）
・１次冷却材圧力
・加圧器水位
・原子炉容器水位
・格納容器内温度
・格納容器内温度（SA）
・格納容器再循環サンプ水位（広域）
・格納容器再循環サンプ水位（狭域）
・原子炉格納容器水位
・原子炉下部キャビティ水位
・格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
・出力領域中性子束
・中間領域中性子束
・中性子源領域中性子束
・蒸気発生器狭域水位
・蒸気発生器広域水位

なお、出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束については、重大事故等時初期における原子炉格納

容器内の環境条件を考慮した設計とする。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉補助建屋内に設置し、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。

・高圧注入ポンプ流量

・余熱除去流量

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、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、その環境影響を受けない原子炉周辺建屋内の区画に設置する設計とする。

・補助給水流量

・主蒸気ライン圧力

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

・Ｂ格納容器スプレイ流量積算流量

・原子炉補機冷却水サージタンク水位

・ほう酸タンク水位

・AM用消火水積算流量

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、燃料取替用水タンク建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

・燃料取替用水タンク水位

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、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。

・格納容器圧力

・AM用格納容器圧力

・復水タンク水位

・アニュラス水素濃度

可搬型の格納容器水素濃度の計測装置は、原子炉補助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(計測場所)で可能な設計とする。

可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）の計測装置は、原子炉補助建屋内、４号炉の原子炉周辺建屋内、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所(緊急時対策棟内)内に保管し、３号炉の重大事故等時は原子炉補助建屋内に設置し、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。操作は設置場所（計測場所）で可能な設計とする。

格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）の計測装置であ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）は、原子炉補助建屋内、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に保管し、３号炉の重大事故等時は原子炉補助建屋及び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。操作は設置場所（計測場所）で可能な設計とする。

可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）は、原子炉補助建屋内、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に保管し、3号炉及び4号炉の重大事故等時は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（計測場所）で可能な設計とする。

可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）は、原子炉補助建屋内、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に保管し、3号炉及び4号炉の重大事故等時は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（計測場所）で可能な設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）は、原子炉補助建屋及び4号炉の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。

SPDSデータ表示装置は、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）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。

6.4.2.6　操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

可搬型の格納容器水素濃度の計測装置に使用する計装ケーブルの接続は、コネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、現場で確実に接続できる設計とする。格納容器水素濃度の指示値は、中央制御室にて確認できる設計とする。

格納容器水素濃度の計測装置は、台車により運搬、移動ができる設計とするとともに、一般的に使用される工具を用いて、設置場所にて固定できる設計とする。

格納容器水素濃度の計測装置を使用した原子炉格納容器内の水素濃度の監視を行う系統は、設計基準対象施設と兼用せず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。

また、切替えに伴う配管の接続作業は、簡便な接続規格とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）の計測装置の接続は、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、設計基準対象施設と兼用せず、弁操作等にて速やかに切替えできる設計とする。接続口は、３号炉及び４号炉とも同一規格の接続を行う設計とする。

格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）の計測装置であ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）は、検出器と温度計本体の接続はプラグ接続とし、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。また、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し、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。接続口は、

３号炉及び４号炉とも同一規格の接続を行う設計とする。

可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）の計装ケーブルの接続は、プラグ接続とし、現場で確実に接続できる設計とし、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。また、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。接続口は、３号炉及び４号炉とも同一規格の接続を行う設計とする。

可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）の計装ケーブルの接続はプラグ接続とし、現場で確実に接続できる設計とし、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。また、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。接続口は、３号炉及び４号炉とも同一規格の接続を行う設計とする。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置を使用したパラメータ記録を行う系統は、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。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。

SPDSデータ表示装置は、記録時においては、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。

常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測

する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。

・１次冷却材高温側温度（広域）
・１次冷却材低温側温度（広域）
・１次冷却材圧力
・加圧器水位
・原子炉容器水位
・高圧注入ポンプ流量
・余熱除去流量
・格納容器内温度
・格納容器圧力
・格納容器再循環サンプ水位（広域）
・格納容器再循環サンプ水位（狭域）
・格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
・出力領域中性子束
・中間領域中性子束
・中性子源領域中性子束
・蒸気発生器狭域水位
・蒸気発生器広域水位
・補助給水流量
・主蒸気ライン圧力
・原子炉補機冷却水サージタンク水位
・燃料取替用水タンク水位
・ほう酸タンク水位

・復水タンク水位

常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備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。

・格納容器内温度（SA）

・AM用消火水積算流量

・Ｂ格納容器スプレイ流量積算流量

・AM用格納容器圧力

・原子炉格納容器水位

・原子炉下部キャビティ水位

・アニュラス水素濃度

6.4.3　主要設備及び仕様

計装設備の主要設備及び仕様を第6.4.1表及び第6.4.2表に示す。

6.4.4　試験検査

基本方針については、「1.1.7.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備は、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。

可搬型計測器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）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。

緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置は、機能・性能の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

6.5　試料採取設備

6.5.1　概　　要

試料採取設備は、第6.5.1図に概要を示すように発電用原子炉施設の主要各所からの試料を採取するための各機器、配管、弁類等から構成され、下記の機能を有する。

１次冷却設備及び原子炉補助施設等の主要各所から化学的及び放射化学的性質の分析、評価を行うための試料を採取する。

採取試料は、次のような分析に用いられる。

ほう素濃度

核分裂生成物及び腐食生成物による放射能濃度

溶存気体濃度

ハロゲン濃度

ｐＨ及び導電率

分析結果は次の目的に使用する。

ほう素濃度の調整

燃料棒の健全性の評価

脱塩塔及びフィルタの性能評価

各設備への薬品添加の要否の確認

１次冷却設備内の水素濃度の調整

6.5.2　設計方針

(1)　試料採取設備のうち、高温、高圧の放射性物質を含む系統から試料を採取する設備は、冷却、減圧を行うとともに、試料採取中の被ばく、汚染に対して十分な防護設備を設け、試料採取中に発生するこぼれ水、洗い水は液体廃棄物処理設備に導くよ

うに設計する。

(2) １次冷却設備からの試料及び分析頻度が高い試料は、必要に応じてサンプル冷却器、減圧棒及び減圧弁を通じて冷却、減圧後、原子炉系試料採取室のサンプルフード内で集中採取できるように設計する。

集中採取する箇所は次のとおりである。

・加圧器気相部

・加圧器液相部

・１次冷却材管（ループ高温側）

・余熱除去設備（余熱除去ポンプ出口）

・化学体積制御設備（抽出系脱塩塔入口）

・化学体積制御設備（抽出系脱塩塔出口）

・体積制御タンク気相部

なお、事故時においても１次冷却材をループ高温側又は余熱除去ポンプ出口から採取し、放射性物質濃度及びほう素濃度を監視できる設計とする。

(3) 試料採取設備のうち、放射能濃度の低い試料及び分析頻度の低い試料は、現場で採取できる設計とする。

(4) 事故時、原子炉格納容器内のガスを採取して、水素ガス濃度及び放射性物質濃度を監視できる設計とする。

(5) 事故時の１次冷却材及び原子炉格納容器雰囲気のサンプリングに関しては、格納容器バウンダリの機能をサンプリングの実施によって影響が生ずるほど損なうことがない設計とする。

(6) 単一設計とする事故時に１次冷却材をサンプリングする設備については、当該設備に要求される事故時の原子炉の停止状態

の把握機能が単一故障により失われる場合であっても、格納容器再循環サンプ水位の確認により、事故時の再循環水のほう素濃度が未臨界ほう素濃度以上であることを把握でき、事故時の原子炉の停止状態の把握機能の代替が可能とする設計とする。

6.5.3　主要設備の仕様

試料採取設備の主要設備の仕様を第6.5.1表に示す。

6.5.4　主要設備

(1)　サンプルフード及びサンプルシンク

サンプルフードは、試料採取中に発生するガスを試料採取室換気空調設備に導く。

サンプルシンクは、試料採取中のこぼれ水、洗い水を集めて液体廃棄物処理設備に導く。

(2)　サンプル冷却器

サンプル冷却器は、コイル状の管内に試料を流し、周囲に原子炉補機冷却水を流すコイルドチューブ式の冷却器で、高温の試料を採取可能な温度まで冷却する。

(3)　試料採取管

試料採取管は管内に試料を流し採取する。この試料採取管を使用することにより試料を大気と接触することなく採取できる。

(4)　格納容器雰囲気ガス試料採取設備

事故時に原子炉格納容器内の雰囲気ガスサンプリングのため、格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器、格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置及び試料採取管を設ける。格納容器雰囲気ガス試

料採取設備系統概要図を第6.5.2図に示す。

6.6 原子炉保護設備

6.6.1 概　　要

原子炉保護設備は、原子炉計装あるいは、安全保護系のプロセス計装からの信号により、運転中の異常な過渡変化時あるいは、設計基準事故時に、工学的安全施設の作動とあいまって燃料の許容設計限界、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリを保護するため原子炉停止系を作動させ、発電用原子炉を自動停止させる。

原子炉保護設備は、発電用原子炉施設の種々のパラメータを監視する原子炉計装あるいは、安全保護系のプロセス計装からの信号を受信し、原子炉トリップ信号及びインターロック回路動作信号を発生する論理回路と、原子炉トリップ信号により自動的に開く原子炉トリップ遮断器とで構成する。

6.6.2 設計方針

(1) 原子炉保護設備は、単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても、安全保護機能を喪失しないような多重性を有する設計とする。

(2) 原子炉保護設備は、トレイン相互を分離し、トレイン間の独立性を有する設計とする。

(3) 原子炉保護設備は、駆動源の喪失又は系の遮断に対して最終的に安全な状態に落ち着くような設計とする。

(4) 原子炉保護設備は、発電用原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できる設計とする。

(5) 原子炉保護設備は、自動的に作動し、また、必要な場合には手

動でも作動できる設計とする。

(6) 原子炉保護設備は、作動状況が確認できる設計とする。

(7) 原子炉保護設備は、2基以上の発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続しない設計とする。

6.6.3 主要設備

6.6.3.1 原子炉トリップ遮断器

原子炉トリップ遮断器は、第6.6.1図に示すように安全保護系ロジック・トレインに合わせて4重トレイン構成とし、各トレインにそれぞれ2台ずつ設けられた計8台の遮断器の相互接続により、各ロジック・トレインからの信号に対し“2 out of 4”のロジックを形成している。

“2 out of 4”ロジックを形成する原子炉トリップ遮断器は、制御棒駆動装置用M－Gセットの3相交流電源を制御棒駆動装置に接続する。

各ロジック・トレインからのトリップ信号は対応するトレインに属する2台の原子炉トリップ遮断器を同時に開くことが出来る。

原子炉トリップは、4重トレインのうち2トレイン以上の原子炉トリップ遮断器を開くことによって達成される。2トレイン以上の原子炉トリップ遮断器が開くと制御棒駆動装置への電源が遮断され、制御棒クラスタは自重で炉心に挿入される。

各トリップ遮断器の不足電圧コイルは、プラント出力運転中励磁されており、スプリングに抗してトリップ・プランジャを保持している。

原子炉計装あるいは、安全保護系のプロセス計装によって監視している変数が設定値に達し、所要の演算処理装置等が動作するとトリップ遮断器の不足電圧コイルへの直流回路を開く。不足電圧コイルの直流電源が喪失すると、トリップ・プランジャを解放し、遮断器を開く。制御棒クラスタは、運転員がトリップ遮断器をリセットするまで引抜きはできない。トリップ遮断器は、トリップ信号が復帰しないとリセットはできない。

また、トリップ遮断器は“2 out of 4”ロジックを構成しているため、運転中における単独トレインごとのトリップ遮断器（２台）の実動作（開放）テストが可能である。

原子炉トリップ遮断器は、原子炉周辺建屋内の制御棒駆動装置電源室に設置し、必要な場合には、現場手動遮断が可能である。

6.6.3.2　原子炉トリップ信号

原子炉トリップ信号としては、下記のものがあり、これらをまとめて第6.6.1表及び第6.6.2図に示す。なお、発電用原子炉の保護機能を損うことなく出力条件によって原子炉トリップ信号のブロック等を行い運転の継続が可能なようにパーミッシブ回路を設ける。

第6.6.2表にパーミッシブ信号一覧表を示す。

(1)　中性子源領域中性子束高

原子炉停止及び起動時の保護のため、中性子源領域中性子束高の“1 out of 2”信号で発電用原子炉をトリップさせる。このトリップは、中間領域中性子束がパーミッシブ信号－６（P

－６以下同様に記す）の設定値を超えた場合には、手動ブロックできる。さらに、出力領域中性子束がＰ－10の設定値を超えると自動でブロックされる。

(2)　中間領域中性子束高

原子炉停止及び起動時の保護のため、中間領域中性子束高の“1 out of 2”信号で発電用原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束がＰ－10の設定値を超えた場合には、手動ブロックできる。

(3)　出力領域中性子束高

出力領域中性子束高には、高設定と低設定があり、通常の出力運転状態では、定格出力値以上に設定した高設定値により、起動時等の低出力運転状態では、定格出力値以下の低設定値により、両者とも出力領域中性子束高の“2 out of 4”信号で、発電用原子炉をトリップさせる。低設定トリップは、出力領域中性子束がＰ－10の設定値を超えた場合には、手動ブロックできる。

(4)　出力領域中性子束変化率高

制御棒クラスタの飛出し及び、制御棒クラスタの落下時の原子炉保護のため、出力領域中性子束増加率高の“2 out of 4”信号又は出力領域中性子束減少率高の“2 out of 4”信号によって発電用原子炉をトリップさせる。

(5)　非常用炉心冷却設備作動

非常用炉心冷却設備作動信号が発生した場合には、発電用原子炉をトリップさせる。

(6)　過大温度△Ｔ高

過大温度△Ｔ高原子炉トリップは、炉心をＤＮＢから保護する。

過大温度△Ｔ高の設定点は以下の通りで“2 out of 4”信号で発電用原子炉をトリップさせる。

$$過大温度△T設定 = K_1 - K_2 \frac{1+\tau_1 s}{1+\tau_2 s}(T - T_0) + K_3(P - P_0) - f(\triangle q)$$

ここで、ｓ　：ラプラス演算子

Ｔ　：１次冷却材平均温度

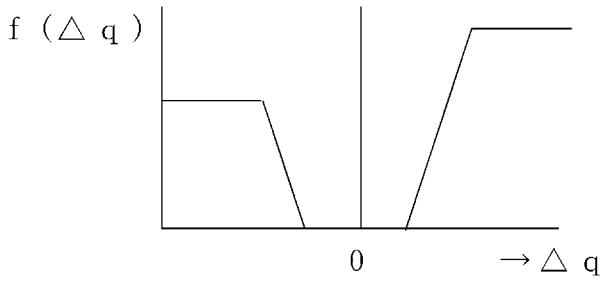
T_0：定格出力時の１次冷却材平均温度

Ｐ　：原子炉圧力

P_0：定格運転圧力

$K_1 \sim K_2$，τ_1，τ_2：定　　数

ｆ（△ｑ）：炉外中性子束検出器（出力領域用）の上半分（ϕ ｔ）と下半分（ϕ ｂ）の指示値の差の関数で、概略を下図に示す。（△ｑ＝ϕ ｔ－ϕ ｂ）



過大温度△Ｔ高による保護限界の代表例を第6.6.3図に示す。

(7)　過大出力△Ｔ高

過大出力△Ｔ高原子炉トリップは、炉心の過出力を防止する。

過大出力△Ｔ高の設定値は以下の通りで“2 out of 4”信号で発電用原子炉をトリップさせる。

$$過大出力\triangle T設定=K_4-\left[K_5\frac{\tau_3 s}{1+\tau_3 s}T\right]-\left[K_6(T-T_0)\right]-f(\triangle q)$$

ただし、〔　〕で示した項は負の値にならないように零でリミットする。

ここで、s　　：ラプラス演算子

T　　：１次冷却材平均温度

T_0　：定格出力時の１次冷却材平均温度

K_4～K_6，τ_3：定　　数

f（△ｑ）：過大温度△Ｔ高と同じ。

過大出力△Ｔ高による保護限界の代表例を第6.6.3図に示す。

(8)　原子炉圧力高

１次冷却系の過圧保護のために、加圧器圧力高の“2 out of 4”信号によって発電用原子炉をトリップさせる。

(9)　原子炉圧力低

原子炉圧力が異常に低下した場合に、炉心を保護するため、加圧器圧力低の“2 out of 4”信号によって発電用原子炉をトリップさせる。

このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷がＰ－７の設定値以下の場合には自動的にブロックされる。

(10)　１次冷却材流量低

１次冷却材流量が低下した場合に、炉心をＤＮＢから保護するため、各ループごとの１次冷却材流量低の“2 out of 4”信号で発電用原子炉をトリップさせる。ただし、出力領域中性子束あるいは、タービン負荷がＰ－７の設定値以上では、２ルー

プ以上からの流量低信号の一致で、また、出力領域中性子束がＰ－８の設定値以上では、いずれかのループからの流量低信号で、発電用原子炉をトリップさせる。

(11)　１次冷却材ポンプ電源電圧低

１次冷却材ポンプの電源電圧が低下した場合の１次冷却材流量の低下に対して、炉心を保護するため、各１次冷却材ポンプ電源の電圧低の“2 out of 4”信号で発電用原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷がＰ－７の設定値以下では自動的にブロックされる。

(12)　１次冷却材ポンプ電源周波数低

１次冷却材ポンプの電源周波数が低下した場合の１次冷却材流量の低下に対して、炉心を保護するため、各１次冷却材ポンプ電源の周波数低の“2 out of 4”信号で発電用原子炉をトリップさせる。このトリップは出力領域中性子束及びタービン負荷がＰ－７の設定値以下では、自動的にブロックされる。

(13)　タービントリップ

タービンがトリップした場合は、１次冷却系の温度、圧力の過度の上昇を避けるため、発電用原子炉をトリップさせる。

検出信号は、非常遮断油圧低の“2 out of 4”信号又は、４個の主蒸気止め弁全閉信号を使用する。

このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷がＰ－７の設定値以下では自動的にブロックされる。

(14)　蒸気発生器水位低

蒸気発生器の水位が過度に低下した場合には、蒸気発生器水位低の“2 out of 4”信号で、発電用原子炉をトリップさせる。

(15)　加圧器水位高

(8)項の後備として、加圧器水位高の“2 out of 4”信号で発電用原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷がＰ－７の設定値以下では自動的にブロックされる。

(16)　地震加速度高

水平方向加速度高の“２　out of　４”信号又は、鉛直方向加速度高の“２　out of　４”信号で発電用原子炉をトリップさせる。

(17)　手　　動

中央制御盤上の原子炉トリップスイッチ２個のうちいずれか１個を操作すれば、発電用原子炉はトリップする。

6.6.3.3　原子炉トリップ時のインターロック

発電用原子炉がトリップした場合は、タービンをトリップさせる。また、１次冷却系の過冷却を防止するため、原子炉トリップと、１次冷却材平均温度低の“2 out of 4”信号とが一致した場合は、主給水制御弁を全閉させる。

6.6.3.4　監視装置

原子炉保護設備の作動状況の確認をするため、次のような監視装置を設ける。

なお、原子炉トリップの確認は炉外核計装等で行う。

(1)　警　　報

原子炉保護設備で使用する原子炉計装あるいは安全保護系のプロセス計装からの信号が警報設定値に達し、論理回路が動作した場合にはプラントが正常な運転状態から逸脱していることを示すため、中央制御室に警報を発する。

また、多重チャンネル構成を有する原子炉トリップ信号は、１チャンネルでも動作すれば「パーシャルトリップ警報」を出す。

(2)　表　示　灯

多重チャンネル構成を有する原子炉トリップ信号は、１チャンネルでも動作すれば、中央制御盤上に設けられた表示灯にトリップ状態を表示する。

6.6.4　評　　価

(1)　単一故障

原子炉保護設備を構成する論理回路、トリップ遮断器には多重性をもたせている。すなわち、“2 out of 4”あるいは“1 out of 2”の論理回路は、連絡ケーブルをも含めて４重トレイン構成としている。これらのトレインは、電気的、物理的に分離しているので、単一のトレインの故障で保護機能を失うことはない。

(2)　独　立　性

原子炉保護設備は、相互干渉が起こらないように、物理的、電気的独立性を持たせている。すなわち、論理回路、トリップ遮断器、連絡ケーブル等は供給電源（直流２母線、無停電電源４母線）を含めて独立な構成としている。

(3)　フェイルセイフ

原子炉保護設備を構成する出力回路、原子炉トリップ遮断器の不足電圧コイル等は常時励磁状態とし、駆動電源の喪失、系の遮断などに対して原子炉保護動作をとる方向に作動するよう設計している。

(4)　運転中試験

原子炉保護設備は、プラント運転中にも論理回路及び原子炉トリップ遮断器に関し下記の試験ができる。

すなわち、テストスイッチを操作して、各チャンネルの演算処理装置の出力をトリップ状態にする等の方法により、論理回路が正常に動作したことを確認できる。

原子炉トリップ遮断器の動作テストは、“2 out of 4”ロジック構成のため各トレインごとに実動作テストを行うことが出来る。

(5)　手動操作

必要な場合、手動でも原子炉保護動作を行えるように、中央制御盤上に原子炉トリップスイッチを２個設け、いずれか１個のスイッチ操作により原子炉トリップ信号を発することができる。

(6)　作動状況の確認

原子炉保護設備の作動状況は、警報、表示灯、炉外核計装等により確認することができる。

6.6.5　手順等

安全保護系に関して、以下の内容を含む手順等を定める。

(1)　安全保護系のデジタル計算機が収納された盤については、施錠管理方法を定める。

(2)　発電所の出入管理方法については、「1.1 安全設計の方針 1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3) 手順等」に示す。

(3)　安全保護系の保守ツールの使用については、パスワードの管理及び入力操作に関する手順等並びにソフトウェアの使用について検証及び妥当性を確認することを定め、運用する。

6.7　工学的安全施設作動設備

6.7.1　概　　要

工学的安全施設作動設備は、１次冷却材喪失事故、あるいは主蒸気管破断事故等に際して、炉心の冷却を行い、格納容器バウンダリを保護し、発電所周辺の一般公衆の安全を確保するための設備を起動するものである。

工学的安全施設作動設備は、安全保護系のプロセス計装から信号を受けて、工学的安全施設を作動させる２重トレインの論理回路で構成する。

6.7.2　設計方針

(1)　工学的安全施設作動設備は、単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても、安全保護機能を喪失しないような多重性を有する設計とする。

(2)　工学的安全施設作動設備は、チャンネル相互を分離し、チャンネル間の独立性を図る設計とする。

(3)　工学的安全施設作動設備は、駆動源の喪失又は系の遮断に対して、最終的に安全な状態に落着くような設計とする。

(4)　工学的安全施設作動設備は、発電用原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できる設計とする。

(5)　工学的安全施設作動設備は、自動的に作動し、また、必要な場合には手動でも作動でき運転員の手動操作を期待するものは容易に操作可能な設計とする。

なお、手動操作に必要な指示、及び操作が正しく行われたことを示す指示が明確に表示できるようにする。

(6)　工学的安全施設作動設備は、作動状況が確認できる設計とする。

6.7.3　主要設備

6.7.3.1　作動信号

工学的安全施設作動信号としては下記のものがあり、これらをまとめて第6.7.1表及び第6.7.1図に示す。なお、関連するパーミッシブ信号を第6.7.2表にまとめて示す。

(1)　非常用炉心冷却設備作動信号

下記項目のいずれかの信号が発生した場合には、非常用炉心冷却設備作動信号を発し次の動作を行う。

高圧注入系起動、低圧注入系起動、原子炉格納容器隔離、アニュラス空気浄化ファン起動、安全補機室空気浄化ファン起動、給水隔離、ディーゼル発電機起動、補助給水ポンプ起動、原子炉トリップ等。

a．原子炉圧力低

加圧器圧力低の“2 out of 4”信号により、1次冷却材喪失あるいは主蒸気管破断を検出して、非常用炉心冷却設備作動信号を発する。この信号は、加圧器圧力がＰ－11の設定値以下の場合には、手動ブロックできる。

b．主蒸気ライン圧力低

主蒸気ライン圧力低（各主蒸気ラインでの圧力低は“2 out of 4”信号で検出する。）の“1 out of 4”信号により、主蒸気管破断を検出して、非常用炉心冷却設備作動信号を発する。

この信号は、加圧器圧力がＰ－11の設定値以下の場合には手動ブロックできる。

c．原子炉格納容器圧力高

原子炉格納容器圧力高の“2 out of 4”信号により、1次冷却材喪失あるいは原子炉格納容器内での主蒸気管破断を検出して、非常用炉心冷却設備作動信号を発する。

d．手　　動

中央制御盤上の非常用炉心冷却設備作動スイッチ2個のうち1個を操作すれば、非常用炉心冷却設備作動信号を発することができる。

(2)　原子炉格納容器スプレイ作動信号

1次冷却系の破断又は原子炉格納容器内での主蒸気管破断時に、原子炉格納容器の減圧及びよう素除去の目的で、下記の場合に原子炉格納容器スプレイ作動信号を発し、原子炉格納容器スプレイ設備の起動を行う。この信号によって原子炉格納容器隔離も行う。

a．原子炉格納容器圧力異常高

原子炉格納容器圧力異常高の“2 out of 4”信号により、1次冷却系の配管破断又は原子炉格納容器内での主蒸気管破断を検出して、原子炉格納容器スプレイ作動信号を発する。

b．手　　動

必要な場合手動にて原子炉格納容器スプレイ設備を作動させるために、中央制御盤上に操作スイッチを設ける。このスイッチは、各々2個ずつ2組設け、1組のスイッチを同時に操作すれば原子炉格納容器スプレイ作動信号を発する。

(3)　主蒸気ライン隔離信号

主蒸気管の破断時に2基以上の蒸気発生器からの無制御な

蒸気放出を防止し、炉心の過冷却を防止するため、下記の場合には主蒸気ライン隔離信号を発し主蒸気ラインの隔離弁を全閉する。

a．原子炉格納容器圧力異常高

原子炉格納容器圧力異常高の“2 out of 4”信号により、主蒸気ライン隔離信号を発する。

b．主蒸気ライン圧力低

主蒸気ライン圧力低（(1)の非常用炉心冷却設備作動信号bと同一信号）により主蒸気ライン隔離信号を発する。この信号は、加圧器圧力がＰ－11の設定値以下の場合には手動ブロックできる。

c．主蒸気ライン圧力減少率高

主蒸気ライン圧力減少率高（各主蒸気ラインでの圧力減少率高は“2 out of 4”信号で検出する。）の“1 out of 4”信号により、主蒸気ライン隔離信号を発する。この信号は加圧器圧力がＰ－11の設定値以上では自動的にブロックされる。

d．手　　動

必要な場合手動にて主蒸気ライン隔離を行うために、中央制御盤上に操作スイッチを２個設け、そのうち１個を操作すれば主蒸気ライン隔離信号を発する。

(4)　原子炉格納容器隔離信号

１次冷却材喪失事故及び原子炉格納容器内での主蒸気管破断事故後に放射性物質の放出を防止するため、原子炉格納容器の隔離弁を次の信号により閉止する。

a．非常用炉心冷却設備作動信号

b．原子炉格納容器スプレイ作動信号

c．手　　動

必要な場合手動にて原子炉格納容器隔離を行うために、中央制御盤上に操作スイッチを２個設け、そのうち１個を操作すれば原子炉格納容器隔離信号を発する。

6.7.3.2　監視装置

工学的安全施設作動設備の作動状況を確認するため、プロセス計装の他に次のような監視装置を設ける。

(1)　警　　報

工学的安全施設作動設備に必要な安全保護系のプロセス計装信号が警報設定値に達し、論理回路が作動した場合は、プラントが正常な運転状態から逸脱していることを示すため、中央制御室に警報する。

また、多重チャンネル構成を有する工学的安全施設作動信号は、１チャンネルでも動作すれば「パーシャルトリップ警報」を出す。

(2)　表　示　灯

多重チャンネル構成を有する工学的安全施設作動信号は、１チャンネルでも動作すれば中央制御盤上に設けられた表示灯にトリップ状態を表示する。

6.7.4　評　　価

(1)　単一故障

工学的安全施設作動回路を構成する論理回路には、多重性をも

たせている。すなわち、“2 out of 4”あるいは“1 out of 2”の論理回路は、2重トレイン構成としている。

これらのトレインは、電気的、物理的に分離しているので、単一のトレインの故障で機能を失うことはない。

(2) 独立性

工学的安全施設作動回路は、相互干渉が起こらないように、物理的、電気的独立性を持たせている。すなわち、論理回路、連絡ケーブル等は供給電源を含めて独立な構成としている。

(3) 運転中試験

工学的安全施設作動回路は、運転中にも論理回路の試験ができる。すなわち、テストスイッチを操作することにより論理回路が正常に動作したことを確認できる。

(4) 手動操作

必要な場合、手動でも工学的安全施設作動を行えるように、中央制御盤上に操作スイッチを設け、下記の作動信号をそれぞれ発することができる。

a. 非常用炉心冷却設備作動信号

b. 原子炉格納容器スプレイ作動信号

c. 主蒸気ライン隔離信号

d. 原子炉格納容器隔離信号

(5) 作動状況の確認

工学的安全施設の作動状況はプロセス計装、警報、表示灯によって確認することができる。

6.8 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

6.8.1 概　　要

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の概略系統図を第6.8.1図から第6.8.5図に示す。

6.8.2 設計方針

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界に移行するための設備として以下の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）及びほう酸水注入）を設ける。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 手動による原子炉緊急停止

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護計装盤の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止）として、原子炉トリップスイッチを使用する。

原子炉トリップスイッチは、手動による原子炉緊急停止ができる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・原子炉トリップスイッチ

その他、設計基準事故対処設備である反応度制御設備の制御棒クラスタ、原子炉保護設備の原子炉トリップ遮断器を重大事故等対処設備として使用する。

b. 原子炉出力抑制（自動）

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護計装盤又は原子炉トリップ遮断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（自動））として、多様化自動作動設備、主蒸気系統設備の主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、２次系補給水設備の復水タンク並びに１次冷却設備の蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。

多様化自動作動設備は、発信する作動信号によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、１次系から２次系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計とする。また、多様化自動作動設備は、復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により１次冷却系統の過圧を防止することで、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・多様化自動作動設備

・主蒸気隔離弁

・電動補助給水ポンプ

・タービン動補助給水ポンプ

・復水タンク

・蒸気発生器

・主蒸気逃がし弁

・主蒸気安全弁

・加圧器逃がし弁

・加圧器安全弁

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.　原子炉出力抑制（手動）

多様化自動作動設備から自動信号が発信した場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動作動しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制（手動））として、主蒸気系統設備の主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁、給水設備の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、２次系補給水設備の復水タンク並びに１次冷却設備の蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。

中央制御室での操作により、手動で主蒸気隔離弁を閉止することで原子炉出力を抑制するとともに、復水タンクを水源とす

る電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により1次冷却系統の過圧を防止できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・主蒸気隔離弁
・電動補助給水ポンプ
・タービン動補助給水ポンプ
・復水タンク
・蒸気発生器
・主蒸気逃がし弁
・主蒸気安全弁
・加圧器逃がし弁
・加圧器安全弁

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. ほう酸水注入

制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器又は原子炉安全保護計装盤の故障等により原子炉トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、化学体積制御設備のほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク及び充てんポンプを使用する。

ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、緊急ほう酸注入

弁を介して充てんポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・ほう酸ポンプ

・緊急ほう酸注入弁

・ほう酸タンク

・充てんポンプ

化学体積制御設備を構成するほう酸フィルタ及び再生熱交換器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、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。

ほう酸ポンプが故障により使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、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タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てんポンプは、化学体積制御系統により炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・充てんポンプ

・燃料取替用水タンク

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は、設計基準事故

対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、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。

制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断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。

ディーゼル発電機の詳細については、「10.2　代替電源設備」、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の詳細については、「5.1　１次冷却設備　5.1.2　重大事故等時」にて記載する。

6.8.2.1　多様性、位置的分散

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

原子炉トリップスイッチを使用した手動による原子炉緊急停止は、手動により原子炉トリップできることで、自動による原子炉トリップに対し多様性を持つ設計とする。

原子炉トリップスイッチは、原子炉補助建屋内の原子炉安全保護計装盤及び炉外核計装保護盤と異なる区画に設置するこ

とで、位置的分散を図る設計とする。

多様化自動作動設備を使用した原子炉出力抑制（自動）は、原子炉保護設備の作動に必要なプロセス計装と部分的に設備を共用するが、原子炉保護設備から電気的・物理的に分離することで原子炉保護設備と同時に機能喪失しない設計とする。また、原子炉出力抑制（自動）に使用する多様化自動作動設備並びに原子炉出力抑制（自動）及び原子炉出力抑制（手動）に使用する主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護計装盤及び炉外核計装保護盤とそれぞれ原理の異なる原子炉出力抑制方法を用いることで、多様性を持つ設計とする。

多様化自動作動設備は、原子炉保護設備から電気的・物理的に分離して独立した盤として、原子炉補助建屋内に設置することで位置的分散を図る設計とする。

主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁は、原子炉周辺建屋内の原子炉トリップ遮断器と異なる区画に設置し、蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、原子炉格納容器内の制御棒クラスタと壁で分離された位置に設置する。これにより、制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器並びに原子炉補助建屋内の原子炉安全保護計装盤及び炉外核計装保護盤と位置的分散を図る設計とする。

ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、充てんポ

ンプ及び燃料取替用水タンクによるほう酸水注入は、制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護計装盤及び炉外核計装保護盤とそれぞれ原理の異なる原子炉出力抑制方法を用いることで多様性を持つ設計とする。

ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク及び充てんポンプは、原子炉補助建屋内の原子炉安全保護計装盤及び炉外核計装保護盤と異なる区画に設置し、燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置する。これにより、原子炉安全保護計装盤、炉外核計装保護盤、原子炉周辺建屋内の原子炉トリップ遮断器及び原子炉格納容器内の制御棒クラスタと位置的分散を図る設計とする。

6.8.2.2　悪影響防止

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

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは、独立して信号を発信することができる設計とする。また、原子炉トリップスイッチ、制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器は、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。

原子炉出力抑制（自動）に使用する多様化自動作動設備は、原子炉トリップ信号が原子炉保護設備より正常に発信した場合は、不必要な信号の発信を阻止できることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。原子炉出力抑制（自動）に使用

する主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、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。

原子炉出力抑制（手動）に使用する主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、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。

ほう酸水注入に使用するほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、充てんポンプ、ほう酸フィルタ、再生熱交換器及び燃料取替用水タンクは、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。

6.8.2.3　容 量 等

基本方針については、「1.1.7.2　容量等」に示す。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用する多様化自動作動設備は、重大事故等時に「蒸気発生器水位低」の原子炉トリップ信号の計装誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

原子炉出力抑制（自動）及び原子炉出力抑制（手動）におい

て、主蒸気隔離弁の閉止に伴う１次冷却系統の過圧のピークを抑えるために使用する加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、設計基準事故時の１次冷却系統の過圧防止機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の弁放出流量が、主蒸気隔離弁の閉止による１次冷却系統の過圧防止に必要な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。また、その後の１次冷却系統を安定させるために使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁は、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、タンク容量、伝熱容量及び弁放出流量が、主蒸気隔離弁の閉止による１次冷却系統の過圧防止に必要なポンプ流量、タンク容量、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。

原子炉トリップに失敗した場合における原子炉を未臨界状態へ移行するためにほう酸水を炉心注入する設備として使用するほう酸ポンプ、ほう酸タンク、充てんポンプ及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時のほう酸水を１次系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タンク容量が、原子炉トリップ失敗の場合に原子炉を未臨界状態とするために必要なポンプ流量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。

6.8.2.4　環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3　環境条件等」に示す。

原子炉トリップスイッチは、中央制御室内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

制御棒クラスタ、蒸気発生器、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁及び再生熱交換器は、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。

原子炉トリップ遮断器、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁は、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。主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

多様化自動作動設備、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、充てんポンプ及びほう酸フィルタは、原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁及び充てんポンプの操作は中央制御室で可能な設計とする。

燃料取替用水タンクは、燃料取替用水タンク建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

6.8.2.5　操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

原子炉トリップスイッチ、制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器を使用した手動による原子炉緊急停止を行う系統は、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。原子炉トリップスイッチは、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。

多様化自動作動設備を使用した原子炉出力抑制（自動）を行う系統は、重大事故等時に多様化自動作動設備から自動で信号を発信する設計とする。

主蒸気隔離弁を使用した原子炉出力抑制（自動）を行う系統及び電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用した1次冷却系統の過圧防止を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、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。

主蒸気隔離弁を使用した原子炉出力抑制（手動）を行う系統及び電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用した1次冷却系統の過圧防止を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、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。主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、充てんポンプ、ほう酸フィルタ及び再生熱交換器を使用したほう酸水注入を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、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。ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁及び充てんポンプは、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。

充てんポンプ、燃料取替用水タンク及び再生熱交換器を使用したほう酸水注入を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、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。

6.8.3　主要設備及び仕様

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要設備及び仕様を第6.8.1表に示す。

6.8.4　試験検査

基本方針については、「1.1.7.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは、機能・性能の確認が可能なように、手動操作による原子炉トリップ遮断器の動作確認ができる設計とする。

手動による原子炉緊急停止に使用する制御棒クラスタは、機能・性能の確認が可能なように、動作確認ができる設計とする。

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップ遮断器

は、機能・性能の確認が可能なように、試験装置を接続し動作確認ができる設計とする。

原子炉出力抑制（自動）に使用する多様化自動作動設備は、運転中に機能・性能の確認が可能なように、模擬入力によるロジック回路動作確認が可能な設計とする。この場合、原子炉停止系及び非常用炉心冷却系統の不必要な動作が発生しない設計とする。また、特性の確認が可能なように、模擬入力による校正及び設定値確認ができる設計とする。

原子炉出力抑制（自動）に使用する主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、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。

主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、分解が可能な設計とする。

復水タンク及び蒸気発生器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

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

原子炉出力抑制（手動）に使用する主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、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。

ほう酸水注入に使用するほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、充てんポンプ、ほう酸フィルタ、再生熱交換器及び燃料取替用水タンクは、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。

ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁及び充てんポンプは、分解が可能な設計とする。

ほう酸タンク及び燃料取替用水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

ほう酸タンク及び燃料取替用水タンクは、ほう素濃度及び有効水量が確認できる設計とする。

ほう酸フィルタは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なようにフランジを設ける設計とする。

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。

6.9　圧縮空気設備

6.9.1　制御用空気設備

(1)　概　　要

制御用空気設備は、制御用空気圧縮機、制御用空気だめ、制御用空気乾燥器、制御用空気供給配管、弁及び計装等より構成し、原子炉格納容器内、原子炉周辺建屋内、原子炉補助建屋内、タービン建屋内等に設置されている空気作動弁、制御器、計測器等に清浄で乾燥した圧縮空気を供給する。

制御用空気系統の概略を第6.9.1図に示す。

(2)　設計方針

a．制御用空気圧縮機の電源は非常用母線から供給し、トレインを分離して多重性を持たせる。

b．安全上重要な系統に接続する制御用空気供給配管は、2系統の供給母管より構成し、互いに分離し得る設計とする。

c．制御用空気設備は、後備用として所内用空気設備からも空気を供給できる様に設計する。

(3)　主要設備の仕様

制御用空気設備の主要設備の仕様を第6.9.1表に示す。

以下主要なものについて説明する。

a．制御用空気圧縮機

制御用空気圧縮機は、たて置往復動圧縮機で清浄な圧縮空気を供給するため、無給油方式を採用する。制御用空気圧縮機は100%容量のものを2台設置する。

b．制御用空気乾燥器

制御用空気乾燥器は、制御用圧縮空気を乾燥するために制御用空気だめ出口に設置する。

6.9.2　所内用空気設備

(1)　概　　要

所内用空気設備は、原子炉格納容器内、原子炉周辺建屋内、原子炉補助建屋内、タービン建屋内及びその他の必要機器に所内用圧縮空気を供給する。空気圧縮機出口には空気だめを設置する。

(2)　設計方針

a．所内用空気圧縮機は、無給油式とする。

b．所内用空気設備は、制御用圧縮空気の後備ができるように設計する。

c．所内用圧縮空気が必要な場所には、ホース接続端を設ける。

(3)　主要設備の仕様

所内用空気設備の設備仕様の概略を第6.9.2表に示す。

6.10　制 御 室

6.10.1　通常運転時等

6.10.1.1　概　　要

計測制御系統施設のうち、プラント主系統（発電用原子炉及びタービン発電機）の運転に必要な監視及び操作装置を、集中化し、設置するための中央制御室（３、４号炉共用）を設け、同室内に中央制御盤等を設置する。

また、何らかの原因で中央制御室にとどまることができない場合にも発電用原子炉を安全に停止できるように中央制御室外原子炉停止装置を設ける。

6.10.1.2　中央制御室

6.10.1.2.1　設計方針

中央制御室及び中央制御盤は、以下の方針を満足するように設計する。

(1)　発電用原子炉施設の通常運転、安全停止及び事故の対応に必要な計測制御装置を、中央制御盤上で集中監視、制御及び必要な手動操作を行うことができる設計とする。

(2)　中央制御盤の配置及び操作器具の盤面配置等については人間工学的な操作性を考慮し設計する。また、中央制御室にて同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失、外部火災に伴う燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による操作雰囲気の悪化並びに有毒ガス）を想定しても安全施設を容易に操作することができる設計とする。

(3) 昼夜にわたり、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握することができる設計とする。

(4) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」を満足するように、1次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下しないようにするとともに、運転員が過度の放射線被ばくを受けないように考慮し、運転員その他従事者が支障なく中央制御室に入れるとともに、一定期間中央制御室内にとどまって所要の操作及び措置をとることができる設計とする。

(5) 中央制御室は、必要な操作盤については個別に設置し、共用により運転操作に支障をきたさない設計とするとともに、同一スペースを共用化し、プラント状況や運転員の対応状況等の情報を共用しつつ、総合的な運転管理を図ることができる設計とする。また、運転員の相互融通などを考慮して、居住性にも配慮するなど、安全性が向上する設計とする。

(6) 火災その他の異常な状態により、中央制御室が使用できない場合には、中央制御室外原子炉停止装置を設け、中央制御室外の適切な場所から発電用原子炉を安全に停止できる設計とする。

(7) 中央制御室には、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素

濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

(8) 中央制御室は、共用することにより、プラントの状況に応じた運転員の相互融通を図ることや、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有しながら、事故処置を含む総合的な運転管理を図ることなどで、安全性が向上するため、居住性に配慮した設計とする。

6.10.1.2.2 主要設備

(1) 中央制御盤

中央制御盤は、原子炉制御設備、プロセス計装設備、原子炉保護設備、工学的安全施設、タービン設備、電気設備等の計測制御装置を設けた主盤、補助盤等で構成し、プラントの通常運転時、安全停止及び事故の対応に必要な操作器、指示計、記録計、CRT表示装置及び警報装置等を運転員の操作性並びに人間工学的観点からの考慮をして設置する。

なお、中央制御盤は盤面機器（操作器、指示計、警報表示）をシステム毎にグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器（コントロールスイッチ）のコード化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）等を行うことで、通常運転、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において運転員の誤操作を防止するとともに容易に操作ができるものとする。

(2) 中央制御室

中央制御室（３号及び４号炉共用）は、原子炉補助建屋内に設置し、１次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊

又は故障が発生した場合に、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるよう、これに連絡する通路及び出入するための区域を多重化するとともに、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行うことができる設計とする。

中央制御室は、想定される有毒ガスの発生において、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下し、安全施設の安全機能が損なわれることがない設計とする。

そのために、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド」を参照し、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。

有毒ガス防護に係る影響評価に当たっては、有毒ガスが大気中に多量に放出されるかの観点から、有毒化学物質の揮発性等の性状、貯蔵量、建屋内保管、換気等の貯蔵状況等を踏まえ、敷地内及び中央制御室等から半径 10km 以内にある敷地外の固定源及び可動源を特定し、特定した有毒化学物質に対して有毒ガス防護のための判断基準値を設定する。また、固定源の有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、現場の設置状況を踏まえ、評価条件を設定する。

固定源に対しては、貯蔵容器すべてが損傷し、有毒化学物質の全量流出によって発生した有毒ガスが大気中に放出される事象を想定し、運転員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回るよう設計する。

可動源に対しては、通信連絡設備による連絡、中央制御

室空調装置の隔離、防護具の着用等の対策により運転員を防護できる設計とする。

有毒ガス防護に係る影響評価において、有毒ガス影響を軽減することを期待する防液堤等は、必要に応じて保守管理及び運用管理を適切に実施する。

中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が中央制御室に出入りするための区域は、運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後30日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回るように遮へいを設ける。換気系統は他と独立して設け、事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし運転員その他従事者を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。また、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障のない範囲であることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握するため遠隔操作及び暗視機能等を持った監視カメラを設置し、中央制御室で監視できる設計とする。

中央制御室は、当該操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び発電用原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失、外部火災に伴う燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による操作雰囲気の悪化並びに有毒ガス）を想定しても、適切な措置を講じることにより運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作ができるものとする。

中央制御室で想定される環境条件とその措置は次のとおり。

（地　　震）

中央制御室及び中央制御盤は、耐震性を有する原子炉補助建屋内に設置し、基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しないものとする。また、運転員机に手摺を設置し、地震発生時における運転員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触を防止するとともに天井照明設備には落下防止措置を講じる。

（内部火災）

中央制御室に消火器を設置するとともに、火災が発生した場合の運転員の対応を規定類に定め、運転員による速や

かな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができるものとする。

（内部溢水）

中央制御室周りには、地震時に溢水源となる機器を設けない。また、中央制御室周りの火災のための消火栓による溢水についても、運転操作に影響を与えず容易に操作ができるものとする。

（外部電源喪失）

中央制御室における運転操作に必要な照明は、地震、風（台風）、竜巻、積雪、落雷、森林火災、火山の影響に伴い外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機が起動することにより操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作ができるものとする。また、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間においても、専用の無停電電源装置から給電される照明により運転操作に必要な照明を確保し、容易に操作ができるものとする。

（ばい煙等による中央制御室内雰囲気の悪化）

中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気の悪化を想定しても、中央制御室空調装置の外気取入を手動で遮断し、閉回路循環方式に切り替えることにより、運転操作に影響を与えず容易に操作ができるものとする。

（有毒ガス）

有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能

力が著しく低下することなく、１次冷却系統に係る原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に所要の操作及び措置をとることができる設計とする。

中央制御室において発電用原子炉施設の外の状況を把握するための設備については、「1.1.1.4　外部からの衝撃」で選定した発電所敷地で想定される自然現象、発電所敷地又はその周辺において想定される発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがあって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある事象や発電所構内の状況を把握できるように、以下の設備を設置する。

a.　監視カメラ

想定される自然現象等（地震、津波、風（台風）、竜巻、降水、積雪、落雷、火山の影響、森林火災、飛来物（航空機落下等）、近隣工場等の火災、船舶の衝突）の影響について、昼夜にわたり発電所構内の状況（海側、山側）を把握することができる暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

b.　気象観測装置等の設置

風（台風）、竜巻、凍結、降水等による発電所構内の状況を把握するため、風向、風速、温度、雨量等を測定する気象観測装置等を設置する。また、津波及び高潮については、津波監視設備として取水ピット水位計を設置する。

c.　公的機関から気象情報を入手できる設備等の設置

地震、津波、竜巻、雷等の発電用原子炉施設に影響を及

ぼす可能性のある事象に関する情報を入手するために、中央制御室にファックス、テレビ、ラジオ等により公的機関から気象情報を入手できる設備を設置する。

6.10.1.2.3　評　　価

(1)　発電用原子炉施設の通常運転、安全停止及び事故の対応に必要な計測制御装置を、中央制御盤上で集中監視、制御及び必要な手動操作を行うことができる。

(2)　中央制御盤の配置及び操作器具の盤面配置等については人間工学的な操作性を考慮し設計する。また、中央制御室にて同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失、外部火災に伴う燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による操作雰囲気の悪化並びに有毒ガス）を想定しても安全施設を容易に操作することができる。

(3)　昼夜にわたり、発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握することができる。

(4)　「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」を満足するように、１次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合、有毒ガスが中央制御室の運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下しないようにするとともに、運転員が過度の放射線被ばくを受けないように考慮し、運転員その他従事者が支障なく中央制御室に入

れるとともに、一定期間中央制御室内にとどまって所要の操作及び措置をとることができる設計がなされている。

(5) 中央制御室は、必要な操作盤については個別に設置し、共用により運転操作に支障をきたさない設計がなされているとともに、同一スペースを共用化し、プラント状況や運転員の対応状況等の情報を共用しつつ、総合的な運転管理を図ることができる設計がなされている。また、運転員の相互融通などを考慮して、居住性にも配慮するなど、安全性が向上する設計がなされている。

(6) 火災その他の異常な状態により、中央制御室が使用できない場合には、中央制御室外原子炉停止装置を設け、中央制御室外の適切な場所から発電用原子炉を安全に停止できる。

(7) 中央制御室には、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管している。

(8) 中央制御室は、共用することにより、プラントの状況に応じた運転員の相互融通を図ることや、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有しながら、事故処置を含む総合的な運転管理を図ることなどで、安全性が向上するため、居住性に配慮した設計がなされている。

6.10.1.3 中央制御室外原子炉停止装置

6.10.1.3.1 設計方針

(1) 火災その他の異常な状態により、中央制御室が使用でき

ない場合において、中央制御室での操作に優先して使用できる中央制御室外原子炉停止装置を設置する。中央制御室外原子炉停止装置は、発電用原子炉を停止し、高温停止状態に直ちに移行し、その後、発電用原子炉を低温停止状態に導き維持することができる設計とする。

(2) 高温停止時に、操作が時間的に急を要する機器及び停止中に操作を行う頻度の高い機器の操作機器は、中央制御室での操作に優先する中央制御室外原子炉停止盤から操作を行うことができる設計とする。

(3) 現場操作を必要とするものについては、作業用照明及び通信連絡設備を設ける。

6.10.1.3.2 主要設備

(1) 中央制御室外原子炉停止盤

発電用原子炉を高温停止状態に直ちに移行し、その後、発電用原子炉を低温停止状態に導き維持するため、余熱除去、1次冷却系の温度制御・圧力制御・体積制御・ほう酸補給等が必要となるが、それらに必要な機器のうち発電用原子炉の高温停止時において操作頻度が高い機器又は操作が時間的に急を要する機器の操作は、中央制御室外の適切な部屋に設けた中央制御室外原子炉停止盤から、中央制御室での操作に優先して行えるようにするとともに、必要最小限のパラメータの監視も行えるようにする。

なお、原子炉トリップは、制御棒駆動装置電源室で原子炉トリップ遮断器を開くか又は現場でタービンを手動トリ

ップすることにより行うことができる。

また、その他必要な機器の操作は現場にて行えるようにし、必要があれば適当な手順を用いて発電用原子炉を低温停止状態に導くことができるようにする。

中央制御室外原子炉停止盤に設置する主要操作器及び監視計器を第6.10.1表に示す。

(2) 通信連絡設備

現場操作を行う主要箇所と、中央制御室外原子炉停止盤設置位置との連絡が可能なように、通信設備（発電所内）を設ける。

(3) 照明設備

現場操作を行う場所には、作業用照明を設ける。

6.10.1.3.3 評　　価

(1) 火災その他の異常な状態により、中央制御室が使用できない場合において、中央制御室での操作に優先して使用できる中央制御室外原子炉停止装置を設置している。中央制御室外原子炉停止装置は、発電用原子炉を停止し、高温停止状態に直ちに移行し、その後、発電用原子炉を低温停止状態に導き維持することができる。

(2) 高温停止時に、操作が時間的に急を要する機器及び停止中に操作を行う頻度の高い機器の操作機器は、中央制御室での操作に優先する中央制御室外原子炉停止盤から操作を行うことができる。

(3) 現場操作を必要とするものについては、作業用照明及び

通信連絡設備を設けている。

6.10.1.4　手順等

(1)　手順に基づき、監視カメラ及び気象観測装置等により発電用原子炉施設の外の状況を把握するとともに、公的機関から気象情報を入手できる設備等により必要な情報を入手する。

(2)　手順に基づき、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により中央制御室の居住環境確認を行う。

(3)　手順に基づき、通信連絡設備による連絡、中央制御室空調装置の隔離、防護具の着用等により、中央制御室内の運転員の対処能力を確保する。

6.10.2　重大事故等時

6.10.2.1　概　　要

中央制御室には、重大事故等が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

中央制御室（重大事故等時）の概略系統図を第6.10.1図から第6.10.3図に示す。

6.10.2.2　設計方針

(1)　居住性を確保するための設備

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として以下の重大事故等対処設備（中央制御室空調装

置による居住性の確保並びに中央制御室の照明による居住性の確保並びに中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定）を設ける。

a. 中央制御室空調装置による居住性の確保

重大事故等対処設備（中央制御室空調装置による居住性の確保）として、中央制御室遮へい並びに補助建屋換気空調設備のうち中央制御室空調装置の中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン及び中央制御室非常用循環フィルタユニットを使用する。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。

重大事故等時において、中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。中央制御室遮へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置及び中央制御室遮へいの機能と併せて、運転員の実効線量が７日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、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。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・中央制御室遮へい（３号及び４号炉共用）
・中央制御室非常用循環ファン（３号及び４号炉共用、既設）
・中央制御室空調ファン（３号及び４号炉共用、既設）
・中央制御室循環ファン（３号及び４号炉共用、既設）
・中央制御室非常用循環フィルタユニット（３号及び４号炉共用、既設）
・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補助建屋換気空調設備のうち中央制御室空調装置の中央制御室空調ユニット及び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.　中央制御室の照明による居住性の確保

重大事故等対処設備（中央制御室の照明による居住性の確保）として、可搬型照明（SA）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。

重大事故等時において、中央制御室の照明は、可搬型照

明（SA）により確保できる設計とする。可搬型照明（SA）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。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・可搬型照明（SA）（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）

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.　中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定

重大事故等対処設備（中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定）として、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。

重大事故等時において、可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・酸素濃度計（３号及び４号炉共用）

・二酸化炭素濃度計（３号及び４号炉共用）

(2)　汚染の持ち込みを防止するための設備

a.　汚染の持ち込み防止

重大事故等が発生し、中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、運転員が中央制御室の外側から室内に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため、身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画を設けるとともに、以下の重大事故等対処設備

（汚染の持ち込み防止）を設ける。

重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、可搬型照明（SA）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。

照明については、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設けることができるよう考慮する。可搬型照明（SA）は、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・可搬型照明（SA）（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）

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。

(3)　放射性物質の濃度を低減するための設備

a.　放射性物質の濃度低減

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するための設備として以下の重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）を設ける。

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）として、アニュラス空気浄化設備のアニュラス空気浄化ファン及びアニュラス空気浄化フィルタユニット並びに窒素ボンベ（アニュ

ラス空気浄化ファン弁用）を使用する。また、代替電源設備として大容量空冷式発電機を使用する。

アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいする放射性物質等を含む気体を吸引し、アニュラス空気浄化フィルタユニットにて放射性物質を低減して排出することにより、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減する設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、ディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。また、アニュラス空気浄化系弁（Ｂ系）は、窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）により代替空気を供給し、大容量空冷式発電機によりアニュラス空気浄化系弁駆動用空気配管の電磁弁を開弁することで開操作できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・アニュラス空気浄化ファン

・アニュラス空気浄化フィルタユニット

・窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）

・大容量空冷式発電機（10.2　代替電源設備）

換気空調設備を構成する排気筒は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、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、中央制御室遮へい、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中

央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニット、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。

6.10.2.2.1　多様性、位置的分散

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

中央制御室空調装置は、多重性を持ったディーゼル発電機から給電できる設計とする。また、３号炉及び４号炉で共用することにより、号炉間において多重性を持つ設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、可搬型照明（SA）及びアニュラス空気浄化ファンは、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。

6.10.2.2.2　悪影響防止

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

中央制御室空調装置による居住性の確保に使用する中央制御室遮へいは、原子炉補助建屋と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。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。中央制御室空調装置による居住性の確保のために使用する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、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。

中央制御室の照明による居住性の確保に使用する可搬型照明（SA）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、可搬型照明（SA）は、設置場所において固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定に使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、他の設備から独立して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。

汚染の持ち込み防止に使用する可搬型照明（SA）は、他の設備から独立して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、可搬型照明（SA）は、設置場所において固定することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用するアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット及び排気筒は、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。

放射性物質の濃度を低減するために使用する弁の操作に必要な窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び炉心の著しい損傷時は重大事故等対処設備として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。

6.10.2.2.3　共用の禁止

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

中央制御室（中央制御室遮へい含む）は、プラントの状況に応じた運転員の相互融通などを考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとしている。スペースの共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで安全性の向上が図れるため、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

各号炉の監視・操作盤は、共用によって悪影響を及ぼさ

ないよう、一部の共通設備を除いて独立して設置することで、一方の号炉の監視・操作中に、他号炉のプラント監視機能が喪失しない設計とする。

中央制御室空調装置は、重大事故等時において中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットの共用により自号炉の系統だけでなく他号炉の系統も使用することで安全性の向上が図れることから、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

３号炉及び４号炉それぞれの中央制御室空調装置は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。

6.10.2.2.4　容 量 等

基本方針については、「1.1.7.2　容量等」に示す。

中央制御室遮へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置及び中央制御室遮へいの機能と併せて、運転員の実効線量が７日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するた

めの設備として使用する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン及び中央制御室空調ユニットは、設計基準事故対処設備の中央制御室空調装置と兼用しており、重大事故等時に運転員を過度の放射線被ばくから防護するために中央制御室内の換気に必要なファン容量及びフィルタ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。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として使用する中央制御室非常用循環フィルタユニットは、設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が重大事故等時に運転員を過度の放射線被ばくから防護するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力に対して、十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

可搬型照明（SA）は、重大事故等時に中央制御室の制御盤での操作に必要な照度を有するものを３号炉、４号炉それぞれで３個、重大事故等時に身体サーベイ及び作業服の着替え等に必要な照度を有するものを２個使用する。保有数は、３号炉、４号炉の中央制御室用としてそれぞれで１セット３個、重大事故等時に身体サーベイ及び作業服の着替え等を行う区画用として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２個の合計 10 個（３号及び４号炉共用）を保管する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内の居

住環境の基準値を上回る範囲を測定できるものを、それぞれ１個を１セットとし、３号炉及び４号炉で１セット使用する。保有数は、３号炉及び４号炉で１セット、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セットの合計３セット（３号及び４号炉共用）を保管する。

炉心の著しい損傷が発生した場合において放射性物質の濃度を低減するための設備として使用するアニュラス空気浄化ファンは、設計基準事故対処設備のアニュラス空気浄化設備と兼用しており、原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するために必要なファン容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

炉心の著しい損傷が発生した場合において放射性物質の濃度を低減するための設備として使用するアニュラス空気浄化フィルタユニットは、設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が原子炉格納容器から漏えいした空気中の放射性物質の濃度を低減するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）は、弁全開に必要な圧力を設定圧力とし、配管容積分の加圧及び弁作動回数を考慮したボンベ容量に対して十分な容量を有したものを１セット１個使用する。保有数は、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２個を保管する。

6.10.2.2.5　環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3　環境条件等」に示す。

中央制御室遮へいは、コンクリート構造物として原子炉補助建屋と一体であり、建屋として重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

駆動源（空気）が喪失した場合、又は直流電源が喪失した場合には、空気作動ダンパの操作は、原子炉補助建屋内の設置場所で可能な設計とする。

可搬型照明（SA）は、原子炉補助建屋内に保管するとともに、中央制御室及び原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。中央制御室並びに身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画で操作可能な設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内で保管及び使用し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室（計測場所）で可能な設計と

する。

アニュラス空気浄化ファン及びアニュラス空気浄化フィルタユニットは、原子炉周辺建屋内に設置し、炉心の著しい損傷時における環境条件を考慮した設計とする。

アニュラス空気浄化ファンの操作は中央制御室で可能な設計とする。

窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）は、原子炉周辺建屋内に保管及び設置し、炉心の著しい損傷時における環境条件を考慮した設計とする。

窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）の操作は設置場所で可能な設計とする。

排気筒は、屋外に設置し、炉心の著しい損傷時における環境条件を考慮した設計とする。

6.10.2.2.6　操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットを使用した中央制御室空調装置による居住性の確保を行う系統は、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。運転モード切替は、中央制御室換気系隔離信号による自動作動のほか、中央制御室での操作スイッチによる

手動切替操作も可能な設計とする。また、運転モード切替に使用する空気作動ダンパは、駆動源（空気）が喪失した場合、又は直流電源が喪失した場合にも一般的に使用される工具を用いて現場にて人力で開操作が可能な構造とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、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。

可搬型照明（SA）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、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。また、汎用品を用いる等、付属の操作スイッチにより容易かつ確実に設置場所で操作ができる設計とする。

可搬型照明（SA）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、人力により運搬ができる設計とする。

可搬型照明（SA）は、設置場所において固定できる設計とする。

可搬型照明（SA）の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。

アニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット、窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）及び排気筒を使用した放射性物質の濃度を低減するために使用する系統は、炉心の著しい損傷が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切替えできる設計

とする。アニュラス空気浄化ファンは、中央制御室の制御盤の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）の出口配管と制御用空気配管の接続は、簡便な接続規格による接続とし、確実に接続できる設計とする。また、３号炉及び４号炉で同一規格の設計とする。窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）の取付継手は、３号炉及び４号炉の窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用、原子炉補機冷却水サージタンク用及び事故時試料採取設備弁用）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、必要により窒素ボンベの交換が可能な設計とする。

6.10.2.3　主要設備及び仕様

中央制御室の主要設備及び仕様を第 6.10.2 表及び第 6.10.3 表に示す。

6.10.2.4　試験検査

基本方針については、「1.1.7.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

中央制御室空調装置による居住性の確保に使用する中央制御室遮へいは、主要部分の断面寸法が確認できる設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

中央制御室空調装置による居住性の確保に使用する中央制御室（気密性）、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フ

ィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、非常用ラインにて機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、分解が可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニットは、性能の確認が可能なようフィルタを取り出すことができる設計とする。

中央制御室の照明による居住性の確保及び汚染の持ち込み防止に使用する可搬型照明（SA）は、点灯させることにより機能・性能の確認ができる設計とする。

中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定に使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、機能・性能の確認（特性の確認）が可能なように、標準器等による校正ができる設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用するアニュラス空気浄化ファン及びアニュラス空気浄化フィルタユニットは、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。

アニュラス空気浄化ファンは、分解が可能な設計とする。

アニュラス空気浄化フィルタユニットは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とし、性能の確認が可能なようフィルタを取り出

すことができる設計とする。

排気筒は、外観の確認が可能な設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用する窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）は、アニュラス空気浄化系弁駆動用空気配管への窒素の供給により、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。

窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）は、規定圧力及び外観の確認が可能な設計とする。

第6.3.1表　安全保護系のプロセス計装

項　　目	チャンネル数	検 出 器
原　子　炉　圧　力	4	圧力伝送器
加　圧　器　水　位	4	差圧伝送器
1 次 冷 却 材 温 度	4	測温抵抗式温度計
蒸 気 発 生 器 水 位	4／蒸気発生器	差圧伝送器
主蒸気ライン圧力	4／ループ	圧力伝送器
タービン第1段圧力	4	圧力伝送器
1 次 冷 却 材 流 量	4／ループ	差圧伝送器
原子炉格納容器圧力	4	圧力伝送器

第6.3.2表　事故時監視が必要なプロセス計装

項　　目	名　　称
1 次 冷 却 系 計 装	1次冷却材温度（高温側、低温側） 1次冷却材圧力（広域）
化 学 体 積 制 御 系 計 装	ほう酸タンク水位
主蒸気、給水及び 補助給水計装	補助給水流量、蒸気発生器水位（広域） 復水タンク水位
燃 料 取 替 用 水 系 計 装	燃料取替用水タンク水位
原子炉格納容器関連計装	格納容器内温度 格納容器水位（広域、狭域）
原 子 炉 補 機 冷 却 系 計 装	原子炉補機冷却水サージタンク水位
制 御 用 空 気 系 計 装	制御用空気圧力
非常用炉心冷却系計装	高圧注入流量 低圧注入流量

第6.4.1表　計装設備（常設）の設備仕様

（1）　1次冷却材高温側温度（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装設備

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	4
計測範囲	0～400℃

（2）　1次冷却材低温側温度（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装設備

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	4
計測範囲	0～400℃

（3）　1次冷却材圧力

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装設備

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0～21.0MPa［gage］

(4)　加圧器水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装設備

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0 ～100%

(5)　原子炉容器水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装設備

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	1
計測範囲	0 ～100%

(6)　高圧注入ポンプ流量

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装設備

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0 ～400m^3／h

(7) 余熱除去流量

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装設備

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0 ～1,300m^3／h

(8) AM用消火水積算流量

個　　数	1
計測範囲	0 ～200m^3／h（積算 : 0 ～10,000m^3）

(9) B格納容器スプレイ流量積算流量

個　　数	1
計測範囲	0 ～1,700m^3／h（積算 : 0 ～10,000m^3）

(10) 格納容器内温度

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装設備

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	1
計測範囲	0 ～220℃

(11) 格納容器内温度（SA）

個　　数	1
計測範囲	0 ～220℃

(12) 格納容器圧力

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装設備

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	－50～450kPa［gage］

(13) AM用格納容器圧力

個　　数	1
計測範囲	0～1.5MPa［gage］

(14) 格納容器再循環サンプ水位（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装設備

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0～100％

(15) 格納容器再循環サンプ水位（狭域）

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装設備

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0～100％

(16) 原子炉格納容器水位

個　　数　　1

計測範囲　　ON-OFF

(17) 原子炉下部キャビティ水位

個　　数　　1

計測範囲　　ON-OFF

(18) 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

・計装設備（重大事故等対処設備）

・放射線管理設備（通常運転時等）

・放射線管理設備（重大事故等時）

個　　数　　2

計測範囲　　10^{2}～10^{7} μSv／h

(19) 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

・計装設備（重大事故等対処設備）

・放射線管理設備（通常運転時等）

・放射線管理設備（重大事故等時）

個　　数　　2

計測範囲　　10^{3}～10^{8} mSv／h

(20) 出力領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	4（上部と下部の中性子束平均値）
計測範囲	0～120%

(21) 中間領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	10^{-11}～5×10^{-3}A

(22) 中性子源領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉計装

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	1～10^{6}cps

(23) 蒸気発生器狭域水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装設備

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	8
計測範囲	0 ～100%

(24) 蒸気発生器広域水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装設備

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	4
計測範囲	0 ～100%

(25) 補助給水流量

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装設備

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	4
計測範囲	0 ～210m^3／h

(26) 主蒸気ライン圧力

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装設備

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	8
計測範囲	0～9.5MPa［gage］

(27) 原子炉補機冷却水サージタンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装設備

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0～100%

(28) 燃料取替用水タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装設備

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0～100%

（29）ほう酸タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装設備

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0～100%

（30）復水タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

・プロセス計装設備

・計装設備（重大事故等対処設備）

個　　数	2
計測範囲	0～100%

（31）アニュラス水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

・計装設備（重大事故等対処設備）

・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

個　　数	2
計測範囲	0～20vol%

(32) 緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）（３号及び４号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・計装設備（重大事故等対処設備）

・緊急時対策所（通常運転時等）

・緊急時対策所（重大事故等時）

・通信連絡設備（通常運転時等）

・通信連絡設備（重大事故等時）

個　　数　　一式

(33) SPDSデータ表示装置（３号及び４号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・計装設備（重大事故等対処設備）

・緊急時対策所（通常運転時等）

・緊急時対策所（重大事故等時）

・通信連絡設備（通常運転時等）

・通信連絡設備（重大事故等時）

個　　数　　一式

第6.4.2表　計装設備（可搬型）の設備仕様

(1)　格納容器水素濃度（３号及び４号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・計装設備（重大事故等対処設備）

・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

個　　数	１（予備２）
計測範囲	０～20vol％

(2)　原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）（３号及び４号炉共用）

個　　数	２（予備２）
計測範囲	０～１MPa［gage］

(3)　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）

個　　数	一式＊１

＊１　可搬型温度計測装置のうち可搬型の温度計本体は８個（予備４個）、３号炉の検出器は３個とする。

(4)　可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（３号及び４号炉共用）

個　　数	18（予備９）

(5) 可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）計測用）（３号及び４号炉共用）

個　　数　　64（予備32）

第6.4.3表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（１／４）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
原子炉容器内の温度	1次冷却材高温側温度（広域）	4	0 ～ 400℃	最大値：約 344℃	1次系最高使用温度（343℃）及び炉心損傷の判断基準である350℃を超える温度を監視可能。 なお、1次冷却材高温側温度（広域）で炉心損傷を判断する際は、炉心出口温度に比べ1次冷却材高温側温度（広域）が低い値を示す傾向にあるものの、1次冷却材高温側温度（広域）が350℃以上であれば炉心出口温度は350℃以上と推定できるため、炉心損傷を判断することが可能である。	4
	1次冷却材低温側温度（広域）	4				
原子炉容器内の圧力	1次冷却材圧力	2	0 ～ 21.0MPa［gage］	最大値：約 17.9MPa［gage］	1次系最高使用圧力（17.16MPa［gage］）の1.2倍（事故時の判断基準）である 20.59MPa［gage］を監視可能。	1
	1次冷却材高温側温度（広域）※2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様				
	1次冷却材低温側温度（広域）※2					
原子炉容器内の水位	加圧器水位	2	0 ～ 100％	最大値：約 91％ 最小値：0％以下（注1）	原子炉容器上部に位置する加圧器上部胴上端近傍から下部胴下端近傍までの水位を監視可能。通常運転時及び事故時の1次冷却材保有水を制御し、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	原子炉容器水位	1	0 ～ 100％	最大値：100％ 最小値：0％	加圧器の下部に位置し、加圧器水位の計測範囲とラップしないが、原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能。 加圧器水位による監視ができない場合、原子炉容器内の水位及び保有水が監視可能であり、事故対応が可能。	1 ・ 3 補正用
	1次冷却材高温側温度（広域）※2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様				
	1次冷却材低温側温度（広域）※2					
	1次冷却材圧力※2	原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同様				
原子炉容器への注水量	高圧注入ポンプ流量※1	2	0 ～ 400m³/h	320m³/h	高圧注入ポンプの最大流量（320m³/h）を監視可能。 重大事故等時においても監視可能。	2
	余熱除去流量A系のみ※1	2	0 ～ 1,300m³/h	1,250m³/h	余熱除去ポンプの最大流量（1,250m³/h）を監視可能。 重大事故等時においても監視可能。	2
	AM用消火水積算流量（積算値）※1	1	0 ～ 200m³/h （0 ～ 10,000m³）	－（注2）	重大事故等時において、常設電動注入ポンプによる原子炉容器への注入流量（30m³/h）を監視可能。	1
	1次冷却材高温側温度（広域）※2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様				
	1次冷却材低温側温度（広域）※2					
	1次冷却材圧力※2	原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同様				
	加圧器水位※2	原子炉容器内の水位を監視するパラメータと同様				
	原子炉容器水位※2					
	格納容器再循環サンプ水位（広域）※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同様				
	燃料取替用水タンク水位※2	水源の確保を監視するパラメータと同様				
	復水タンク水位※2					

※1：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。　※2：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

第6.4.3表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（２／４）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
原子炉格納容器への注水量	B格納容器スプレイ流量積算流量（積算値）※1	1	0～1,700m³/h （0～10,000m³）	－（注※）	重大事故等時において、格納容器スプレイポンプの最大流量（1,640m³/h）を監視可能。	1
	AM用消火水積算流量（積算値）※1	原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同様（計測範囲の考え方は、重大事故時における常設電動注入ポンプによる原子炉格納容器への注水流量（140m³/h）を監視可能。）				
	高圧注入ポンプ流量※1	原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同様				
	余熱除去流量※1					
	格納容器内温度※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同様				
	格納容器内温度（SA）※2					
	格納容器圧力※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同様				
	格納容器再循環サンプ水位（広域）※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同様				
	燃料取替用水タンク水位※2	水源の確保を監視するパラメータと同様				
	復水タンク水位※2					
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度※1	1	0～220℃	最大値：約133℃	格納容器最高使用温度（144℃）及び重大事故等時の格納容器最高温度（144℃）を超える温度を監視可能。	1
	格納容器内温度（SA）	1		－（注※）		
	格納容器圧力※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同様				
	AM用格納容器圧力※2					
原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力	2	－50～450kPa［gage］	最大値：約320kPa［gage］	設計基準事故時の格納容器最高使用圧力（392kPa［gage］）を監視可能。重大事故等時の格納容器最高圧力（444kPa［gage］）を監視可能。	1
	AM用格納容器圧力	1	0～1.5MPa［gage］	－（注※）	重大事故等時の格納容器最高使用圧力（0.784MPa［gage］以下）を監視可能。	1
	格納容器内温度※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同様				
	格納容器内温度（SA）※2					
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ水位（広域）	2	0～100%	100%	再循環可能水位（65%）を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2
	格納容器再循環サンプ水位（狭域）	2	0～100%	100%以上	格納容器再循環サンプ上端（約100%）を監視可能。狭域水位の100%は、広域水位の約60%に相当。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	
	原子炉格納容器水位	1	ON-OFF	－（注※）	重大事故等時において、格納容器内への注入量の制限レベルに達したことを監視可能。	1
	原子炉下部キャビティ水位	1	ON-OFF	－（注※）	重大事故等時において、原子炉下部キャビティに溶融炉心の冷却に必要な水量があることを監視可能。	
	高圧注入ポンプ流量※2	原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同様				
	余熱除去流量※2					
	AM用消火水積算流量（積算値）※2					
	B格納容器スプレイ流量積算流量（積算値）※2	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同様				
	燃料取替用水タンク水位※2	水源の確保を監視するパラメータと同様				
	復水タンク水位※2					

※１：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。　※２：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

第 6.4.3 表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（３／４）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度※1	1	0～20vol%	－（注７）	重大事故等時において、変動範囲（0～13vol%）を監視可能。	－
	格納容器圧力※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同様				
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）	2	10^{2}～10^{7}μSv/h	10^{5}mSv/h 以下（注３）	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）は、炉心損傷判断の値である 10^{5}mSv/h を超える放射線量率を監視可能。低レンジと高レンジの計測範囲はオーバーラップするように設定。	－
	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	2	10^{3}～10^{8}mSv/h			－
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束	4（注５）	0～120% (3.3×10^{-5}～1.2×10^{-3} cm^{-2}・s^{-1})	定格出力の約 41 倍 設計基準事故 「制御棒飛び出し」（注４）	設計基準事故時、事象初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され急峻に低下するため、現状の計測範囲でも、同計測範囲により事故対応が可能。また、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。 通常運転時の変動範囲0～100%に対し、0～120%を監視可能。 「中間領域中性子束」及び「中性子源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能。	－
	中間領域中性子束	2	10^{-11}～5×10^{-3}A (1.3×10^{2}～6.6×10^{-2}cm^{-2}・s^{-1})		通常運転時の変動範囲 10^{-11}～約 10^{-3}A に対し、10^{-11}～5×10^{-3}A を監視可能。	－
	中性子源領域中性子束	2	1～10^{6}cps (10^{-1}～10^{5} cm^{-2}・s^{-1})		通常運転時の変動範囲 1～10^{5} cps に対し、1～10^{5} cps を監視可能。	－
	1次冷却材高温側温度（広域）※2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様				
	1次冷却材低温側温度（広域）※2					
	ほう酸タンク水位※2	水源の確保を監視するパラメータと同様				
最終ヒートシンクの確保	蒸気発生器狭域水位	8	0 ～ 100%	最大値：100%以上（注６） 最小値：0%以下（注７）	湿分分離器下端から伝熱管上端まで監視可能。「蒸気発生器広域水位」と相まって、重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。	4
	蒸気発生器広域水位	4	0 ～ 100%	最大値：100%以上（注６） 最小値：0%以下（注７）	湿分分離器下端から管板付近まで監視可能。重大事故等時における蒸気発生器水位の変動を包絡できる。（注８）	
	補助給水流量	4	0 ～ 210m^{3}/h	46.7m^{3}/h	補助給水流量（46.7m^{3}/h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	4
	主蒸気ライン圧力	8	0～9.5MPa［gage］	最大値：約 8.5MPa［gage］	2次系最高使用圧力（8.17MPa［gage］）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	4
	原子炉補機冷却水サージタンク水位※1	2	0 ～ 100%	100%	変動範囲0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	原子炉補機冷却水サージタンク圧力(SA) ※2	1	0～1MPa［gage］	－（注２）	原子炉補機冷却水サージタンクの加圧目標 0.34MPa［gage］を監視可能。	－
	格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）	3（注９）	0 ～ 200℃	－（注２）	格納容器最高使用温度（144℃）及び重大事故等時の格納容器最高温度（144℃）を超える温度を監視可能。	3
	1次冷却材高温側温度（広域）※2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様				
	1次冷却材低温側温度（広域）※2					
	格納容器内温度※2	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同様				
	格納容器内温度（SA）※2					
	格納容器圧力※2	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同様				
	復水タンク水位※2	水源の確保を監視するパラメータと同様				

※１：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。　※２：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

第6.4.3表　重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（４／４）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 （計測範囲の考え方）	可搬型計測器個数
格納容器バイパスの監視	１次冷却材圧力	原子炉容器内の圧力を監視するパラメータと同様				
	蒸気発生器狭域水位	最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同様				
	蒸気発生器広域水位					
	主蒸気ライン圧力					
	１次冷却材高温側温度（広域）※2	原子炉容器内の温度を監視するパラメータと同様				
	１次冷却材低温側温度（広域）※2					
	加圧器水位※2	原子炉容器内の水位を監視するパラメータと同様				
	格納容器再循環サンプ水位（広域）※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同様				
	補助給水流量※2	最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同様				
水源の確保	燃料取替用水タンク水位※1	2	０～１００％	１００％	変動範囲０～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	ほう酸タンク水位※1	2	０～１００％	１００％	変動範囲０～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	2
	復水タンク水位※1	2	０～１００％	１００％	変動範囲０～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	高圧注入ポンプ流量※2	原子炉容器への注水量を監視するパラメータと同様				
	余熱除去流量※2					
	AM用消火水積算流量（積算値）※2					
	Ｂ格納容器スプレイ流量積算流量（積算値）※2	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同様				
	格納容器再循環サンプ水位（広域）※2	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同様				
	出力領域中性子束※2	未臨界の維持又は監視を監視するパラメータと同様				
	中間領域中性子束※2					
	中性子源領域中性子束※2					
	補助給水流量※2	最終ヒートシンクの確保を監視するパラメータと同様				
アニュラス部の水素濃度	アニュラス水素濃度	2（注10）	０～２０ｖｏｌ％	－（注２）	重大事故等時において、変動範囲（０～１vol%）を監視可能。	－
	格納容器水素濃度※2	原子炉格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同様				
	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）※2	原子炉格納容器内の放射線量率を監視するパラメータと同様				

※１：分類のうち、重要監視パラメータとしてのみ使用する。※２：分類のうち、重要代替監視パラメータとしてのみ使用する。

（注１）計測範囲を一時的に超えるが、この場合は原子炉容器水位により水位を監視する。また、１次冷却材圧力と１次冷却材高温側温度（広域）によって原子炉の冷却状態を監視する。

（注２）重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。

（注３）炉心損傷判断の値は10^5mSv／hであり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

（注４）120%定格出力を超えるのは短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため運転監視上影響はない。

（注５）上部と下部の中性子束平均値。

（注６）計測範囲を一時的に超えるが、100%以上であることで冷却されていることを監視可能。

（注７）計測範囲を一時的に超えるのは、破断側の蒸気発生器においてであり、破断のない側の蒸気発生器の水位は監視可能。

（注８）蒸気発生器広域水位下端を一時的に下回る重大事故等時の事象があるが、下回っていることで蒸気発生器がドライアウトしている又はその恐れがあることを監視可能。

（注９）入口用１個、出口用２個。

（注10）重要監視パラメータ１個、重要代替監視パラメータ１個。

第 6.4.4 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（1／13）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉容器内の温度	1 次冷却材高温側温度（広域）	①1 次冷却材低温側温度（広域） ②【炉心出口温度】※1	・1 次冷却材高温側温度（広域）の計測が困難となった場合は、1 次冷却材低温側温度（広域）により推定する。この推定方法では、重大事故等時において約10℃程度の温度差が生じる可能性があることを考慮する。また、使用可能であれば【炉心出口温度】により、温度を推定する。
	1 次冷却材低温側温度（広域）	①1 次冷却材高温側温度（広域） ②【炉心出口温度】※1	・1 次冷却材低温側温度（広域）の計測が困難となった場合は、1 次冷却材高温側温度（広域）により推定する。この推定方法では、重大事故等時において約10℃程度の温度差が生じる可能性があることを考慮する。また、使用可能であれば【炉心出口温度】により、温度を推定する。
	【炉心出口温度】※1	①1 次冷却材高温側温度（広域） ②1 次冷却材低温側温度（広域）	・【炉心出口温度】の計測が困難となった場合は、1 次冷却材高温側温度（広域）又は1 次冷却材低温側温度（広域）により、温度を推定する。推定は、【炉心出口温度】により近い値を示す1 次冷却材高温側温度（広域）を優先する。1 次冷却材高温側温度（広域）と【炉心出口温度】の関係は、炉心冠水状態から炉心損傷を判断する時点（350℃）において1 次冷却材高温側温度（広域）の方がやや低めの値を示すものの、大きな温度差は見られないことから、1 次冷却材高温側温度（広域）により炉心損傷を判断することが可能である。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ　／　※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
【　】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（2／13）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉容器内の圧力	1 次冷却材圧力	①【加圧器圧力】※1 ①【蓄圧タンク圧力】※2	・1 次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、原子炉容器内が飽和状態であれば、1 次冷却材高温側温度（広域）又は 1 次冷却材低温側温度（広域）により、圧力を推定する。推定は、1 次冷却材高温側温度（広域）を優先する。原子炉容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。また、使用可能で計測範囲内であれば、【加圧器圧力】にて推定する。なお、蓄圧タンク注入中は【蓄圧タンク圧力】により推定する。
		②1 次冷却材高温側温度（広域） ③1 次冷却材低温側温度（広域）	
	【加圧器圧力】※1	①1 次冷却材圧力	・【加圧器圧力】の計測が困難となった場合は、計測範囲が広い 1 次冷却材圧力により圧力を推定する。
原子炉容器内の水位	加圧器水位	①原子炉容器水位	・加圧器水位の計測が困難となった場合は、原子炉容器水位により、水位を推定する。また、1 次冷却材圧力及び 1 次冷却材高温側温度（広域）により、原子炉容器内がサブクール状態か過熱状態かを監視することで、原子炉容器内の水位が炉心上端以上で冠水状態であるか否かを推定する。また、推定は、原子炉容器内の水位を直接計測している原子炉容器水位を優先するが、加圧器の下部に位置しているため、加圧器水位の計測範囲を考慮する。
		②1 次冷却材圧力 ②1 次冷却材高温側温度（広域）	
	【燃料取替用 RCS 水位】※2	①1 次冷却材高温側温度（広域） ①1 次冷却材低温側温度（広域）	・運転停止中におけるミッドループ運転時において、【燃料取替用 RCS 水位】の計測が困難となった場合は、1 次冷却材高温側温度（広域）及び 1 次冷却材低温側温度（広域）の傾向監視、又は【余熱除去ポンプ出口圧力】の傾向監視により、水位変化を推定する。
		②【余熱除去ポンプ出口圧力】※2	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ　／　※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
【　】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（3／13）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉容器への注水量	高圧注入ポンプ流量	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位（広域）	・高圧注入ポンプ流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。 ・LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	余熱除去流量	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位（広域）	・余熱除去流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。 ・LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	AM用消火水積算流量	①Ｂ余熱除去流量 ②燃料取替用水タンク水位 ②復水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉容器水位 ⑤格納容器再循環サンプ水位（広域）	・AM用消火水積算流量の計測が困難となった場合は、計測範囲内であればＢ余熱除去流量を優先し推定する。また、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位、注水先の加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。水位変化による推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位を優先する。 ・可搬型の中間受槽を水源とする場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。 ・LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	【充てん水流量】※2	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉容器水位 ④格納容器再循環サンプ水位（広域）	・【充てん水流量】の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の加圧器水位及び原子炉容器水位の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。 ・LOCAが発生した場合において格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。
	【蓄圧タンク圧力】※2 【蓄圧タンク水位】※2	①１次冷却材圧力 ①１次冷却材低温側温度（広域） ①１次冷却材高温側温度（広域）	・【蓄圧タンク圧力】及び【蓄圧タンク水位】の計測が困難となった場合は、１次冷却材圧力、１次冷却材低温側温度（広域）及び１次冷却材高温側温度（広域）の傾向監視により蓄圧タンクからの注水開始を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※１：耐震性、耐環境性が低いパラメータ　／　※２：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
【　】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（4／13）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	B 格納容器スプレイ流量積算流量	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	・B 格納容器スプレイ流量積算流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。
	AM用消火水積算流量	①【A 格納容器スプレイ流量】※2 ②燃料取替用水タンク水位 ②復水タンク水位 ③格納容器再循環サンプ水位（広域）	・AM用消火水積算流量の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば【A 格納容器スプレイ流量】を優先し推定する。また、水源である燃料取替用水タンク及び復水タンク水位、注水先の格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。水位変化による推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位を優先する。 ・可搬型の中間受槽を水源とする場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。
	高圧注入ポンプ流量	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	・高圧注入ポンプ流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。
	余熱除去流量	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	・余熱除去流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。
	【格納容器スプレイ流量】※2	格納容器スプレイの場合 ①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	・【格納容器スプレイ流量】の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。
		再循環運転の場合 ①格納容器圧力 ②格納容器内温度 ②格納容器内温度（SA）	・格納容器スプレイ系統の再循環運転時に、【格納容器スプレイ流量】の計測が困難となった場合は、格納容器圧力、格納容器内温度及び格納容器内温度（SA）の低下傾向により、格納容器スプレイが確保されているか否かを推定する。
	【充てん水流量】※2	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	・【充てん水流量】の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化により注水量を推定する。推定は、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水タンク水位を優先する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ　/　※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
【　】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（5／13）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	①格納容器内温度（SA）	・格納容器内温度の計測が困難となった場合は、同じ原子炉格納容器内の温度を計測している格納容器内温度（SA）を優先し推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器圧力又はAM用格納容器圧力により、温度を推定する。推定は、詳細な値を把握できる格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。
		②格納容器圧力 ③AM用格納容器圧力	
	格納容器内温度（SA）	①格納容器内温度	・格納容器内温度（SA）の計測が困難となった場合は、同じ原子炉格納容器内の温度を計測している格納容器内温度を優先し推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器圧力又はAM用格納容器圧力により、温度を推定する。推定は、詳細な値を把握できる格納容器圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。
		②格納容器圧力 ③AM用格納容器圧力	
原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力	①AM用格納容器圧力	・格納容器圧力の計測が困難となった場合は、同じ原子炉格納容器内の圧力を計測しているAM用格納容器圧力を優先し推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度及び格納容器内温度（SA）により、圧力を推定する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。
		②格納容器内温度 ②格納容器内温度（SA）	
	AM用格納容器圧力	①格納容器圧力	・AM用格納容器圧力の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば同じ原子炉格納容器内の圧力を計測している格納容器圧力を優先し推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度及び格納容器内温度（SA）により、圧力を推定する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。
		②格納容器内温度 ②格納容器内温度（SA）	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ　／　※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
【　】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（6／13）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ水位（広域）	①格納容器再循環サンプ水位（狭域） ②原子炉下部キャビティ水位 ②原子炉格納容器水位 ③Ｂ格納容器スプレイ流量積算流量 ③【格納容器スプレイ流量】※2 ③高圧注入ポンプ流量 ③余熱除去流量 ③【充てん水流量】※2 ③AM用消火水積算流量 ④燃料取替用水タンク水位 ④復水タンク水位	・格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器再循環サンプ水位（狭域）、原子炉下部キャビティ水位、原子炉格納容器水位、注水量のＢ格納容器スプレイ流量積算流量等の積算値、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位の水位変化により、原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は、計測範囲内であれば、相関関係があり連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位（狭域）を優先する。なお、溶融炉心の冷却に必要な水位を確認する場合は、原子炉格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位により確認する。また、注水量による原子炉格納容器内の水位の推定は、炉心注入及び格納容器スプレイでの注水量の積算値と格納容器内水位の相関関係により推定する。
	格納容器再循環サンプ水位（狭域）	①格納容器再循環サンプ水位（広域）	・格納容器再循環サンプ水位（狭域）の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）との相関関係により、水位を推定する。
	原子炉格納容器水位	①Ｂ格納容器スプレイ流量積算流量 ①【格納容器スプレイ流量】※2 ①高圧注入ポンプ流量 ①余熱除去流量 ①【充てん水流量】※2 ①AM用消火水積算流量 ②燃料取替用水タンク水位 ②復水タンク水位	・原子炉格納容器水位の計測が困難となった場合は、注水量のＢ格納容器スプレイ流量積算流量等の積算値、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位の水位変化により、原子炉格納容器内の水位を推定する。なお、注水量による原子炉格納容器内の水位の推定は、炉心注入及び格納容器スプレイでの注水量の積算値と格納容器内水位の相関関係により推定する。
	原子炉下部キャビティ水位	①格納容器再循環サンプ水位（広域） ②Ｂ格納容器スプレイ流量積算流量 ②【格納容器スプレイ流量】※2 ②高圧注入ポンプ流量 ②余熱除去流量 ②【充てん水流量】※2 ②AM用消火水積算流量 ③燃料取替用水タンク水位 ③復水タンク水位	・原子炉下部キャビティ水位の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）、注水量のＢ格納容器スプレイ流量積算流量等の積算値、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位の水位変化により、原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は格納容器再循環サンプ水位（広域）を優先する。なお、注水量による原子炉格納容器内の水位の推定は、炉心注入及び格納容器スプレイでの注水量の積算値と格納容器内水位の相関関係により推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※１：耐震性、耐環境性が低いパラメータ　／　※２：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
【　】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（7／13）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水素濃度	①主要パラメータの予備	・可搬型格納容器水素濃度計測装置が故障した場合は、予備の可搬型格納容器水素濃度計測装置により、格納容器水素濃度を推定する。
		②静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 ②電気式水素燃焼装置動作監視装置	・格納容器水素濃度の計測が困難となった場合は、静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置の作動状況を静的触媒式水素再結合装置動作監視装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇により確認し、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを確認する。具体的には、全ての静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度が格納容器内温度と同程度であれば、格納容器水素濃度は低いと推定する。なお、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置及び電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇による原子炉格納容器内の水素濃度の推定は、知見が少なく信頼性が低いと考えられるため、単独での推定はせず、他の複数の情報と合わせて推定する。
		②格納容器圧力	・格納容器水素濃度の計測が困難となった場合は、格納容器圧力により、あらかじめ評価した原子炉格納容器内の水素濃度と圧力の関係から原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。具体的には、格納容器圧力が最高使用圧力近傍である場合は、格納容器水素濃度は低いと推定する。なお、原子炉格納容器内の水素濃度をあらかじめ評価したパラメータの相関関係を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため不確かさが生じることを考慮する。
		③【ガス分析計による水素濃度】※1	・使用可能であれば多様性拡張設備であるガス分析計により【ガス分析計による水素濃度】を確認し、水素濃度を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ　／　※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
【　】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（8／13）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）	①格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） ②【格納容器入口エリアモニタ】※2 ②【炉内計装区域エリアモニタ】※2	・格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）、【格納容器入口エリアモニタ】及び【炉内計装区域エリアモニタ】の指示上昇を傾向監視することにより、炉心損傷のおそれが生じていない放射線量率であることを推定する。なお、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測範囲より低く、【格納容器入口エリアモニタ】及び【炉内計装区域エリアモニタ】の計測範囲より高い場合は、その間の放射線量率であると推定する。
	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） ①【モニタリングポスト】※2 ②【可搬型エリアモニタ】※1	・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）が上限値を超えることにより、炉心損傷のおそれが生じているか否かを推定する。 ・【モニタリングポスト】又は【可搬型エリアモニタ】が数倍から1桁上昇している場合は、炉心損傷が生じていると推定する。但し、【モニタリングポスト】又は【可搬型エリアモニタ】が数倍から1桁上昇していないことをもって炉心が健全であるとの推定はせず、事象の進展状況や他のパラメータを確認し安全側の判断を行う。
	【格納容器入口エリアモニタ】※2 【炉内計装区域エリアモニタ】※2 【格納容器じんあいモニタ】※2 【格納容器ガスモニタ】※2	①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）	・【格納容器入口エリアモニタ】、【炉内計装区域エリアモニタ】、【格納容器じんあいモニタ】及び【格納容器ガスモニタ】の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ　／　※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
【　】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（9／13）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束	①中間領域中性子束 ②１次冷却材高温側温度（広域） ②１次冷却材低温側温度（広域） ③ほう酸タンク水位	・出力領域中性子束の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束、１次冷却材高温側温度（広域）と１次冷却材低温側温度（広域）の温度差により推定する。推定は、出力領域中性子束の計測範囲をカバーしている中間領域中性子束を優先する。また、１次冷却材ポンプが運転中である場合、１次冷却材高温側温度（広域）と１次冷却材低温側温度（広域）の温度差から推定する。 ・ほう酸タンク水位の水位変化から原子炉へのほう酸水注入量を算出し、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。 ・以上のパラメータによりプラント挙動を総合的に判断することで、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。
	中間領域中性子束	①出力領域中性子束 ①中性子源領域中性子束 ②ほう酸タンク水位	・中間領域中性子束の計測が困難となった場合は、出力領域中性子束の計測範囲内であれば、出力領域中性子束により推定し、中性子源領域中性子束の計測範囲内であれば、中性子源領域中性子束により推定する。なお、出力領域中性子束の計測範囲下限と中性子源領域中性子束の計測範囲上限の間である場合は、その間に中性子束指示があると推定する。 ・ほう酸タンク水位の水位変化から原子炉へのほう酸水注入量を算出し、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。 ・以上のパラメータによりプラント挙動を総合的に判断することで、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。
	中性子源領域中性子束	①中間領域中性子束 ②ほう酸タンク水位	・中性子源領域中性子束の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束の計測範囲内であれば、中間領域中性子束により推定する。なお、中間領域中性子束の計測範囲下限以下の場合は、計測範囲下限より低い範囲に中性子束指示があると推定する。 ・ほう酸タンク水位の水位変化から原子炉へのほう酸水注入量を算出し、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。 ・以上のパラメータによりプラント挙動を総合的に判断することで、炉心が未臨界状態であるか否かを推定する。
	【中間領域起動率】※２	①中間領域中性子束 ②中性子源領域中性子束 ②【中性子源領域起動率】※２	・【中間領域起動率】の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束により、起動率を推定する。なお、中性子源領域中性子束の計測範囲内の場合、中性子源領域中性子束及び【中性子源領域起動率】により推定する。
	【中性子源領域起動率】※２	①中性子源領域中性子束 ②中間領域中性子束 ②【中間領域起動率】※２	・【中性子源領域起動率】の計測が困難となった場合は、中性子源領域中性子束により、起動率を推定する。なお、中間領域中性子束の計測範囲内の場合、中間領域中性子束及び【中間領域起動率】により推定する。
	【ほう酸急速注入ライン流量】※２	①ほう酸タンク水位	・【ほう酸急速注入ライン流量】の計測が困難となった場合は、水源であるほう酸タンク水位の水位変化により、注水量を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※１：耐震性、耐環境性が低いパラメータ　／　※２：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
【　】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（10／13）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	蒸気発生器狭域水位	①蒸気発生器広域水位 ②１次冷却材低温側温度（広域） ②１次冷却材高温側温度（広域）	・蒸気発生器狭域水位の計測が困難となった場合は、蒸気発生器広域水位との相関関係により蒸気発生器狭域水位を推定する。また、１次冷却材低温側温度（広域）及び１次冷却材高温側温度（広域）の傾向監視により、蒸気発生器２次側の保有水の有無を推定する。推定は蒸気発生器広域水位を優先する。
	蒸気発生器広域水位	①蒸気発生器狭域水位 ②１次冷却材低温側温度（広域） ②１次冷却材高温側温度（広域）	・蒸気発生器広域水位の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば蒸気発生器狭域水位との相関関係により蒸気発生器広域水位を推定する。また、１次冷却材低温側温度（広域）及び１次冷却材高温側温度（広域）の傾向監視により、蒸気発生器２次側の保有水の有無を推定する。推定は、計測範囲内であれば、蒸気発生器狭域水位を優先する。なお、蒸気発生器がドライアウトした場合は、蒸気発生器２次側の保有水の減少に伴う除熱能力の低下により、１次冷却材低温側温度（広域）及び１次冷却材高温側温度（広域）が上昇傾向となることで推定することができる。
	補助給水流量	①復水タンク水位 ②蒸気発生器広域水位 ③蒸気発生器狭域水位	・補助給水流量の計測が困難となった場合は、水源である復水タンク水位、注水先の蒸気発生器広域水位及び蒸気発生器狭域水位の水位変化により、流量を推定する。推定は水源である復水タンク水位を優先する。
	主蒸気ライン圧力	①１次冷却材低温側温度（広域） ②１次冷却材高温側温度（広域）	・主蒸気ライン圧力の計測が困難となった場合は、１次冷却系が満水状態で蒸気発生器２次側が飽和状態であれば、１次冷却材低温側温度（広域）及び１次冷却材高温側温度（広域）により、圧力を推定する。推定は、１次冷却材低温側温度（広域）と蒸気発生器２次側の器内温度はほぼ等しくなるため、１次冷却材低温側温度（広域）を優先する。なお、蒸気発生器２次側が飽和状態になるまでの間（未飽和状態）は不確かさが生じることを考慮する。
	【主蒸気流量】※２	①主蒸気ライン圧力 ②蒸気発生器狭域水位 ②蒸気発生器広域水位 ②補助給水流量	・【主蒸気流量】の計測が困難となった場合は、主蒸気ライン圧力の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器２次側による除熱状況を監視する。また、蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器広域水位の水位変化と補助給水流量を監視することにより、主蒸気流量を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※１：耐震性、耐環境性が低いパラメータ　／　※２：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
【　】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（11／13）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水サージタンク水位	①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（SA）	・原子炉補機冷却水サージタンク水位の計測が困難な場合は、格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（SA）の傾向監視により、原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却水系統が健全かつ最終ヒートシンクが確保されているか否かを推定する。この場合は、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）を接続し推定する。
	【AM 用原子炉補機冷却水サージタンク圧力】※1	①原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）	・【AM用原子炉補機冷却水サージタンク圧力】の計測が困難となった場合は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）により計測する。この場合は、可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）の計測装置を接続し計測する。
	【A、B格納容器再循環ユニット冷却水流量】※1	①格納容器内温度 ①格納容器内温度（SA） ①格納容器圧力	・【A、B格納容器再循環ユニット冷却水流量】、【A、B格納容器再循環ユニット出口海水排出ライン圧力】及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（SA）の計測が困難となった場合は、格納容器内温度、格納容器内温度（SA）及び格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されているか否かを推定する。
	【A、B格納容器再循環ユニット出口海水排出ライン圧力】※1	①格納容器内温度 ①格納容器内温度（SA） ①格納容器圧力	
	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（SA）	①格納容器内温度 ①格納容器内温度（SA） ①格納容器圧力	

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ　／　※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
【　】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（12／13）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	1次冷却材圧力	①【加圧器圧力】※1	・1次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば、【加圧器圧力】により推定する。また、蒸気発生器狭域水位及び主蒸気ライン圧力の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定し、さらに蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプ水位（広域）の上昇がないことでインターフェイスシステムLOCAの発生を推定する。原子炉容器内が飽和状態であれば、1次冷却材高温側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）により、圧力を推定する。この推定は、原子炉容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。なお、計測範囲内であれば、原子炉容器内の圧力を直接計測している【加圧器圧力】を優先する。
		②蒸気発生器狭域水位 ②主蒸気ライン圧力 ②格納容器再循環サンプ水位（広域）	
		③1次冷却材高温側温度（広域） ③1次冷却材低温側温度（広域）	
	蒸気発生器狭域水位	①蒸気発生器広域水位	・蒸気発生器狭域水位の計測が困難となった場合は、蒸気発生器広域水位の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、主蒸気ライン圧力の上昇及び補助給水流量の低下を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。
		②主蒸気ライン圧力 ②補助給水流量	
	蒸気発生器広域水位	①蒸気発生器狭域水位	・蒸気発生器広域水位の計測が困難となった場合は、計測範囲内であれば、蒸気発生器狭域水位の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、主蒸気ライン圧力の上昇及び補助給水流量の低下を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。
		②主蒸気ライン圧力 ②補助給水流量	
	主蒸気ライン圧力	①蒸気発生器広域水位 ①補助給水流量 ①加圧器水位	・主蒸気ライン圧力の計測が困難となった場合は、蒸気発生器広域水位の上昇及び補助給水流量の低下を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。また、蒸気発生器広域水位及び加圧器水位の低下を傾向監視することにより、蒸気発生器伝熱管破損時に破損蒸気発生器の減圧が継続していることを推定する。
	【復水器排気ガスモニタ】※2 【蒸気発生器ブローダウン水モニタ】※2 【高感度型主蒸気管モニタ】※2	①蒸気発生器狭域水位 ①主蒸気ライン圧力	・【復水器排気ガスモニタ】、【蒸気発生器ブローダウン水モニタ】及び【高感度型主蒸気管モニタ】の計測が困難となった場合は、蒸気発生器狭域水位及び主蒸気ライン圧力の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定する。
	【排気筒ガスモニタ】※1 【安全補機室排気ガスモニタ】※2 【補助建屋サンプタンク水位】※2 【余熱除去ポンプ出口圧力】※2	①1次冷却材圧力 ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ水位（広域） ①蒸気発生器狭域水位 ①主蒸気ライン圧力	・【排気筒ガスモニタ】、【安全補機室排気ガスモニタ】、【補助建屋サンプタンク水位】及び【余熱除去ポンプ出口圧力】の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、格納容器再循環サンプ水位（広域）の上昇がないこと、蒸気発生器狭域水位及び主蒸気ライン圧力の上昇がないことにより、インターフェイスシステムLOCAの発生を推定する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ　／　※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
【　】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.4.4 表　代替パラメータによる主要パラメータの推定（13／13）

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	代替パラメータ推定方法
水源の確保	燃料取替用水タンク水位	①格納容器再循環サンプ水位（広域） ②Ｂ格納容器スプレイ流量積算流量 ②【格納容器スプレイ流量】※2 ②高圧注入ポンプ流量 ②余熱除去流量 ②【充てん水流量】※2 ②AM用消火水積算流量	・燃料取替用水タンク水位の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）の水位変化又はＢ格納容器スプレイ流量積算流量等の燃料取替用水タンクを水源とするポンプの注水量の積算値から、水位を推定する。推定は、格納容器再循環サンプ水位（広域）を優先するが、燃料取替用水タンク以外からの注水がないことを前提とする。
	ほう酸タンク水位	①【ほう酸急速注入ライン流量】※2 ②出力領域中性子束 ②中間領域中性子束 ②中性子源領域中性子束	・ほう酸タンク水位の計測が困難となった場合は、【ほう酸急速注入ライン流量】により、水位を推定する。また、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が添加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束の指示低下により確認し、ほう酸水の使用量を推定する。
	復水タンク水位	①補助給水流量 ①AM用消火水積算流量	・復水タンク水位の計測が困難となった場合は、補助給水流量等の復水タンクを水源とするポンプの注水量の積算値から、水位を推定する。 ・復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能及び運転時間により算出した注水量を考慮する。
アニュラス部の水素濃度	アニュラス水素濃度	①主要パラメータの予備 ②格納容器水素濃度 ②格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) ②【排気筒高レンジガスモニタ】※1	・アニュラス水素濃度計測装置が故障した場合は、予備のアニュラス水素濃度計測装置により、アニュラス水素濃度を推定する。 ・アニュラス水素濃度の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）及び【排気筒高レンジガスモニタ】の放射線量率の比により、アニュラスへの漏えい率を求め、可搬型格納容器水素濃度計測装置により計測した格納容器水素濃度をもとに、あらかじめ評価した格納容器水素濃度とアニュラスへの漏えい率の関係からアニュラス水素濃度を推定する。 ・アニュラス部の水素濃度を推定する場合は、パラメータの相関関係を用いて間接的な情報により推定するため不確かさが生じることを考慮する。

番号：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※1：耐震性、耐環境性が低いパラメータ　／　※2：耐震性、耐環境性が低く、常用電源のパラメータ
【　】：有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 6.5.1 表　試料採取設備の設備仕様

(1)　サンプル冷却器

個　　数	2
伝 熱 容 量	約5.3×10４(kcal／ｈ)／個
材　　料	
内 側 管	ステンレス鋼
外 側 管	ステンレス鋼

(2)　試料採取管

個　　数	2
容　　量	約75ml／個
材　　料	ステンレス鋼

(3)　格納容器雰囲気ガス試料採取設備（３号及び４号炉共用）

a.　格納容器雰囲気ガスサンプル冷却器

個　　数	1
伝 熱 容 量	約7.5×10^{6}J／h
材　　料	
内 側 管	ステンレス鋼
外 側 管	ステンレス鋼

b.　格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置

型　　式	往復動型無給油式
個　　数	1
容　　量	約２Nm^{3}／h

c. 試料採取管

個	数	1
容	量	約10ml
材	料	ステンレス鋼

第6.6.1表　原子炉トリップ信号一覧表

原子炉トリップ信号	検　出　器	作動ﾛｼﾞｯｸ	インターロック
中性子源領域中性子束高	中性子源領域中性子束検出器	1/2	(P-6) 設定値以上で手動ブロック (P-10)設定値以上で自動ブロック
中間領域中性子束高	中間領域中性子束検出器	1/2	(P-10)設定値以上で手動ブロック
出力領域中性子束高 a．低 設 定 b．高 設 定	 出力領域中性子束検出器 出力領域中性子束検出器	 2/4 2/4	低設定については(P-10)設定値以上で手動ブロック
出力領域中性子束変化率高 a．増加率高 b．減少率高	 出力領域中性子束検出器 出力領域中性子束検出器	 2/4 2/4	
非常用炉心冷却設備作動			第6.7.1表参照
過大温度△T高	1次冷却材温度検出器 加圧器圧力検出器 出力領域中性子束検出器	2/4	
過大出力△T高	1次冷却材温度検出器 出力領域中性子束検出器	2/4	
原子炉圧力高	加圧器圧力検出器	2/4	
原子炉圧力低	加圧器圧力検出器	2/4	(P-7)設定値以下で自動ブロック
1次冷却材流量低	1次冷却材流量検出器	各ﾙｰﾌﾟ 2/4	1ループは(P-8)設定値以下で自動ブロック 2ループ以上は(P-7)設定値以下で自動ブロック
1次冷却材ポンプ電源電圧低	1次冷却材ポンプ電源低電圧リレー	2/4	(P-7)設定値以下で自動ブロック
1次冷却材ポンプ電源周波数低	1次冷却材ポンプ電源周波数リレー	2/4	(P-7)設定値以下で自動ブロック
タービントリップ	非常遮断油圧検出器 主蒸気止め弁	2/4 4台 閉	(P-7)設定値以下で自動ブロック
蒸気発生器水位低	蒸気発生器水位検出器	各蒸気発生器 2/4	
加圧器水位高	加圧器水位検出器	2/4	(P-7)設定値以下で自動ブロック
地震加速度高 a．水平方向加速度高 b．鉛直方向加速度高	 水平方向加速度検出器 鉛直方向加速度検出器	 2/4 2/4	
手　　動		1/2	

（注）トリップ設定値は詳細設計で決定

第6.6.2表　原子炉トリップ信号に関するパーミッシブ信号一覧表

パーミッシブ信号の記号	機　　能	入　力　信　号
P－6	中性子源領域中性子束高原子炉トリップ手動ブロック許可	中間領域中性子束高の1/2
P－7	下記信号による原子炉トリップ許可 a．２ループ以上の１次冷却材流量低 b．１次冷却材ポンプ電源電圧低 c．１次冷却材ポンプ電源周波数低 d．タービントリップ e．原子炉圧力低 f．加圧器水位高	出力領域中性子束高の2/4あるいはタービン第１段圧力高の2/4
P－8	１ループの１次冷却材流量低信号による原子炉トリップ許可	出力領域中性子束高の2/4
P－10	下記の動作を行う a．中性子源領域中性子束高原子炉トリップの自動ブロック b．中間領域中性子束高原子炉トリップの手動ブロック許可 c．出力領域中性子束高（低設定）原子炉トリップの手動ブロック許可	出力領域中性子束高の2/4

（注）設定値は詳細設計で決定

第6.7.1表　工学的安全施設作動信号一覧表

工学的安全施設作動信号		検　出　器	作動ロジック	インターロック
非常用炉心冷却設備作動信号	a．原子炉圧力低	加圧器圧力検出器	加圧器圧力低の2/4	(P-11)設定値以下で手動ブロック
	b．主蒸気ライン圧力低	主蒸気圧力検出器	主蒸気ライン圧力低(各ﾗｲﾝは2/4)の1/4	(P-11)設定値以下で手動ブロック
	c．原子炉格納容器圧力高	原子炉格納容器圧力検出器	2/4	
	d．手　　動		1/2	
主蒸気ライン隔離信号	a．原子炉格納容器圧力異常高	原子炉格納容器圧力検出器	2/4	
	b．主蒸気ライン圧力低	非常用炉心冷却設備作動信号bと同じ	非常用炉心冷却設備作動信号bと同じ	非常用炉心冷却設備作動信号bと同じ
	c．主蒸気ライン圧力減少率高	主蒸気圧力検出器	主蒸気ライン圧力減少率高(各ﾗｲﾝは2/4)の1/4	(P-11)設定値以上で自動ブロック
	d．手　　動		1/2	
原子炉格納容器スプレイ作動信号	a．原子炉格納容器圧力異常高	原子炉格納容器圧力検出器	2/4	
	b．手　　動		(2/2)×1/2	
原子炉格納容器隔離信号	a．非常用炉心冷却設備作動信号	非常用炉心冷却設備作動信号と同じ	非常用炉心冷却設備作動信号と同じ	
	b．原子炉格納容器スプレイ作動信号	原子炉格納容器スプレイ作動信号と同じ	原子炉格納容器スプレイ作動信号と同じ	
	c．手　　動		1/2	

(注) 設定値は詳細設計で決定

第6.7.2表　工学的安全施設作動信号に関連する
パーミッシブ信号一覧表

パーミッシブ信号の記号	機　　能	入　力　信　号
Ｐ－１１	ａ．原子炉圧力低及び主蒸気ライン圧力低による非常用炉心冷却設備作動信号の手動ブロック許可	加圧器圧力低の３／４
	ｂ．主蒸気ライン圧力低による主蒸気ライン隔離信号の手動ブロック許可	加圧器圧力低の３／４
	ｃ．主蒸気ライン圧力減少率高による主蒸気ライン隔離信号の自動ブロック	加圧器圧力高の２／４

（注）設定値は詳細設計で決定

第6.8.1表　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備（常設）の設備仕様

(1)　原子炉トリップスイッチ

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉保護設備

・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

個　　数	2

(2)　制御棒クラスタ

兼用する設備は以下のとおり。

・反応度制御設備

・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

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

(3)　原子炉トリップ遮断器

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉保護設備

・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

型　　式	低圧気中遮断器
台　　数	8
定格使用電圧	460V
定　格　電　流	1,600A

(4)　多様化自動作動設備

個　　数	1

工学的安全施設等の作動信号の種類

a.　タービントリップ信号

b.　主蒸気ライン隔離信号

c.　補助給水ポンプ起動信号

(5)　主蒸気隔離弁

兼用する設備は以下のとおり。

・主蒸気系統設備

・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

型　　式	スウィングディスク式
個　　数	4
最高使用圧力	8.17MPa[gage]
最高使用温度	298℃
本　体　材　料	炭素鋼

(6) 電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・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	約650kW（1台当たり）
本体材料	合金鋼

(7)　タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・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

(8)　復水タンク

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溶融炉心を冷却するための設備

・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型　　式	たて置円筒型
基　　数	1
容　　量	約1,200m^3
本体材料	炭素鋼
設置高さ	EL.＋11.3m
距　　離	約40m（３号炉心より）

(9)　蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

・１次冷却設備（通常運転時等）

・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

（10）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	６Ｂ
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

(11) 主蒸気安全弁

兼用する設備は以下のとおり。

・主蒸気系統設備

・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

型　　式	ばね式
個　　数	20
口　　径	６Ｂ
容　　量	約360t／h（１個当たり）
最高使用圧力	8.17MPa[gage]
最高使用温度	298℃
本体材料	炭素鋼

(12) 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

(13) 加圧器安全弁

兼用する設備は以下のとおり。

・１次冷却設備（通常運転時等）

・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

型　　式	ばね式（背圧補償型）
個　　数	3
最高使用圧力	17.16MPa［gage］
最高使用温度	360℃
吹出容量	約190t／h（１個当たり）
材　　料	ステンレス鋼

(14) ほう酸ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・化学体積制御設備

・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

型　　式	うず巻式
台　　数	2
容　　量	約17m^3／h（１台当たり）
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

(15) 緊急ほう酸注入弁

兼用する設備は以下のとおり。

・化学体積制御設備

・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

型　　式	電気交流作動式
個　　数	1
最高使用圧力	1.4MPa [gage]
最高使用温度	95℃
本体材料	ステンレス鋼

(16) ほう酸タンク

兼用する設備は以下のとおり。

・化学体積制御設備

・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

基　　数	2
容　　量	約120m^3（1基当たり）
最高使用圧力	0.05MPa [gage]
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

(17) 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
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

(18) ほう酸フィルタ

兼用する設備は以下のとおり。

・化学体積制御設備

・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

基　　数	1
設計流量	約17m^3／h
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

(19) 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

(20) 燃料取替用水タンク

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となる水の供給設備

・火災防護設備

型式	たて置円筒型
基数	1
容量	約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
設置高さ	EL.0.0m
距離	約70m（3号炉心より）

第6.9.1表　制御用空気設備の設備仕様

(1)	制御用空気圧縮機	
	型　　式	往復動無給油式
	個　　数	2
	容　　量	約21(N m^3／min)／個
	吐 出 圧 力	約7kg／cm^2 G
(2)	制御用空気だめ	
	個　　数	2
	容　　量	約11m^3／個
(3)	制御用空気乾燥器	
	型　　式	吸着除湿両筒交互連続式
	個　　数	2
	容　　量	約21(N m^3／min)／個

第6.9.2表　所内用空気設備の設備仕様（３、４号炉共用）

(1)　所内用空気圧縮機

型　　式	回転無給油式
個　　数	3
容　　量	約10(Ｎm^3／min)／個
吐 出 圧 力	約7kg／cm^2 Ｇ

(2)　所内用空気だめ

個　　数	2
容　　量	約2.5m^3／個

第6.10.1表　中央制御室外原子炉停止盤の主要な設置機器

項　　目	名　　称
監　視　計　器	加圧器水位計 加圧器圧力計 蒸気発生器水位計 主蒸気ライン圧力計
操　　作　　器	電動補助給水ポンプ 充てんポンプ ほう酸ポンプ 加圧器後備ヒータ 抽出オリフィス隔離弁 原子炉補機冷却水ポンプ 海水ポンプ

第6.10.2表　中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備仕様

(1) 中央制御室遮へい（３号及び４号炉共用）　　１式

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

・遮へい設備

(2) 中央制御室非常用循環ファン（３号及び４号炉共用、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

・中央制御室空調装置（通常運転時等）

・中央制御室空調装置（重大事故等時）

台　　数　　4

容　　量　　約110m^3／min（１台当たり）

(3) 中央制御室空調ファン（３号及び４号炉共用、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

・中央制御室空調装置（通常運転時等）

・中央制御室空調装置（重大事故等時）

台　　数　　4

容　　量　　約500m^3／min（１台当たり）

(4) 中央制御室循環ファン（３号及び４号炉共用、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

・中央制御室空調装置（通常運転時等）

・中央制御室空調装置（重大事故等時）

台　　数	4
容　　量	約500m^3／min（１台当たり）

(5) 中央制御室非常用循環フィルタユニット（３号及び４号炉共用、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

・中央制御室空調装置（通常運転時等）

・中央制御室空調装置（重大事故等時）

型　　式	電気加熱コイル、微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型
基　　数	２
容　　量	約110m^3／min（１基当たり）
よう素除去効率	95％以上
粒子除去効率	99％以上（0.7μｍ粒子）

(6) 中央制御室空調ユニット（３号及び４号炉共用、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

・中央制御室空調装置（通常運転時等）

・中央制御室空調装置（重大事故等時）

型	式	粗フィルタ及び冷水冷却コイル内蔵型
基	数	４
容	量	約500m^3／min（１基当たり）

(7) アニュラス空気浄化ファン

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（重大事故等時）

・アニュラス空気浄化設備（設計基準事故時）

・アニュラス空気浄化設備（重大事故等時）

・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

台	数	２
容	量	約100m^3／min（１台当たり）

(8) アニュラス空気浄化フィルタユニット

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（重大事故等時）

・アニュラス空気浄化設備（設計基準事故時）

・アニュラス空気浄化設備（重大事故等時）

・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

型　　式	電気加熱コイル、微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型
基　　数	2
容　　量	約100m^3／min（1基当たり）
チャコール層厚さ	約50mm
よう素除去効率	95%以上
粒子除去効率	99%以上（0.7μm粒子）

(9) 排気筒

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（重大事故等時）

・格納容器換気空調設備

・アニュラス空気浄化設備（重大事故等時）

・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

個　　数	1
寸　　法	約2.8m×約2.8m（角形）
	約3.2m（丸形）
地上高さ	約55m
標　　高	約66m

第6.10.3表　中央制御室（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様

(1) 可搬型照明（SA）（３号及び４号炉共用）

個　　数	８（予備２）

(2) 酸素濃度計（３号及び４号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

個　　数	１（予備２）
測定範囲	０～100％

(3) 二酸化炭素濃度計（３号及び４号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

個　　数	１（予備２）
測定範囲	０～２％

(4)　窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）

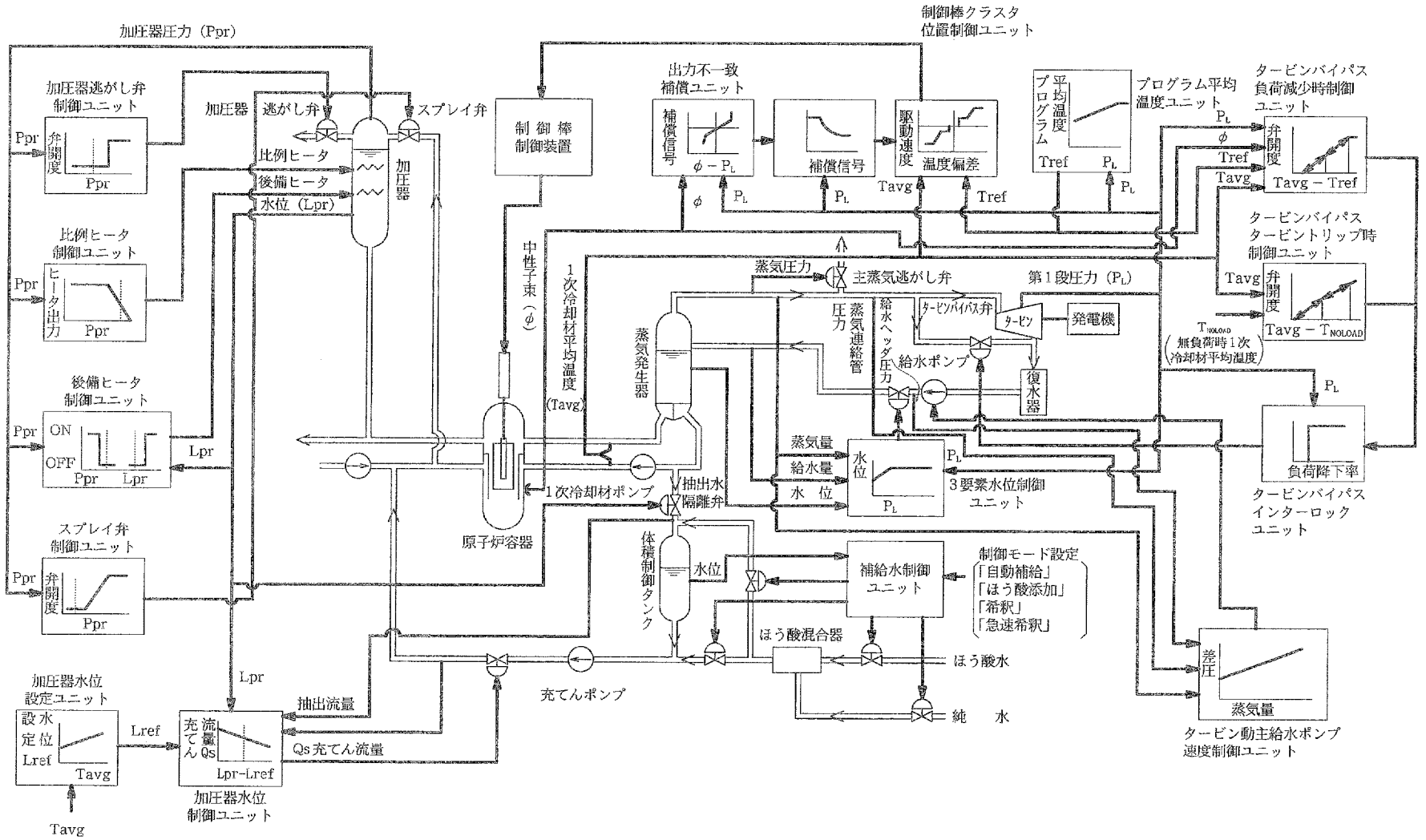
兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（重大事故等時）

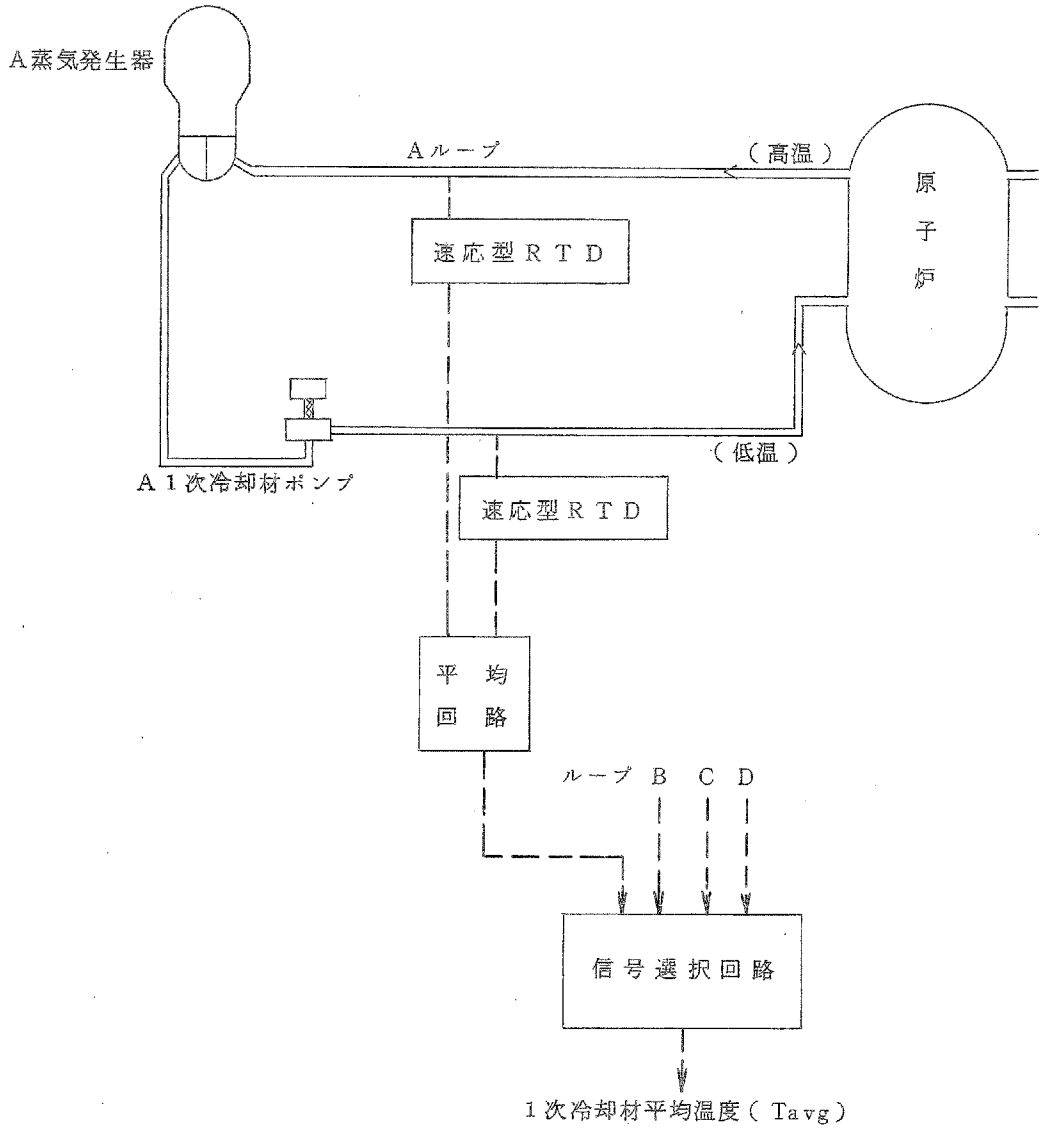
・放射性物質の濃度を低減するための設備

・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

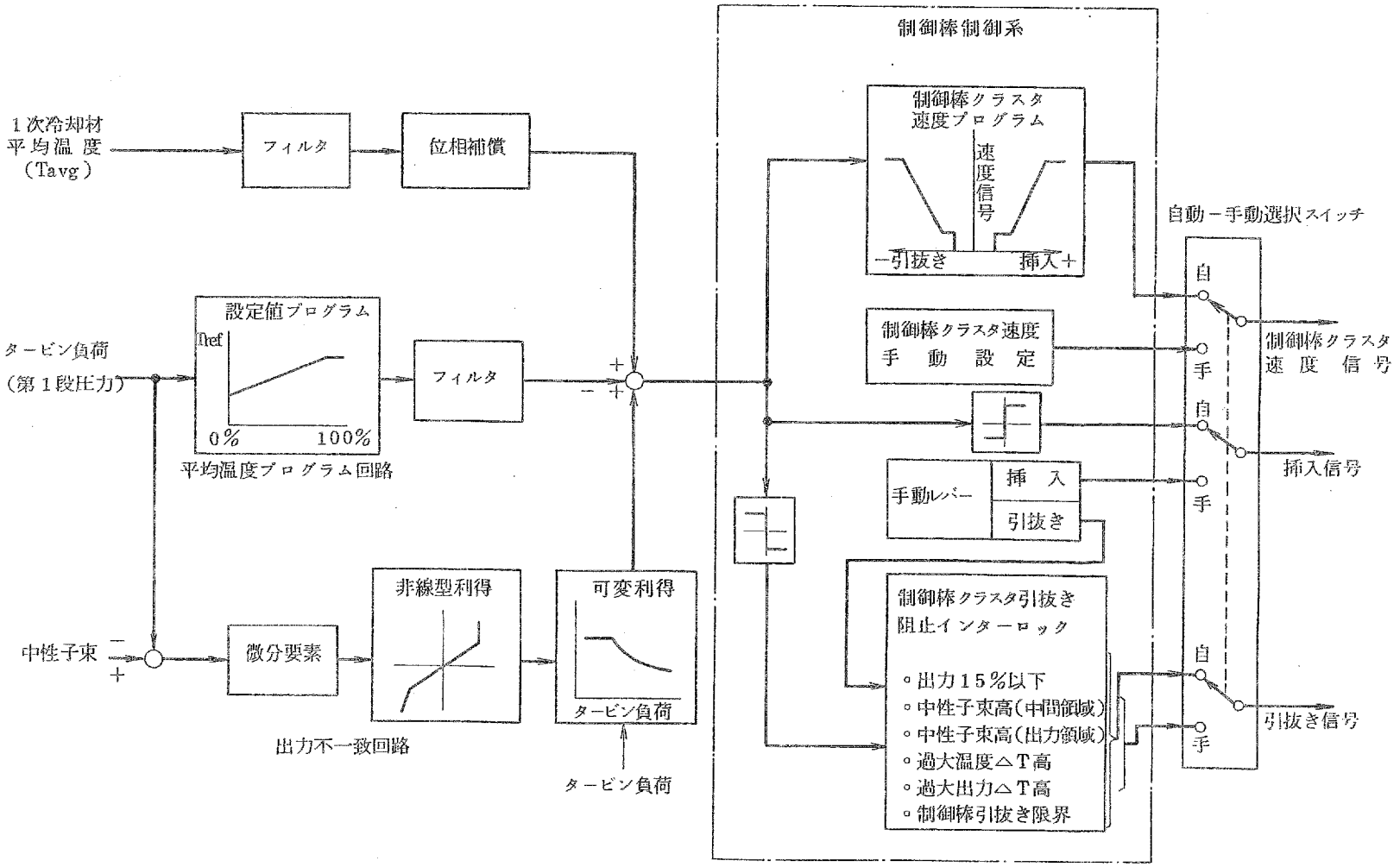
種　　類	鋼製容器
個　　数	1（予備1）
容　　量	約46.7ℓ（1個当たり）
最高使用圧力	14.7MPa［gage］
供給圧力	0.54MPa［gage］（減圧後圧力）



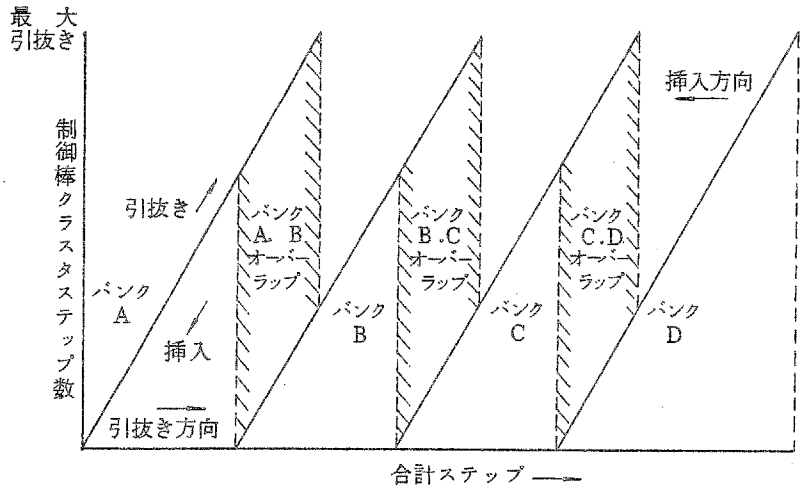
第 6.1.1 図　原子炉制御系統説明図



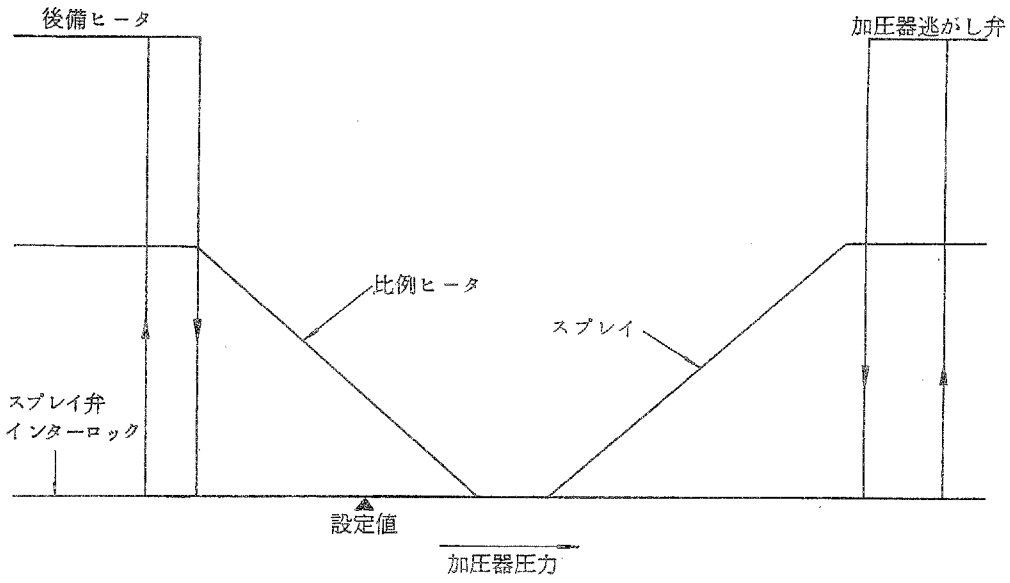
第 6.1.2 図　１次冷却材平均温度測定説明図



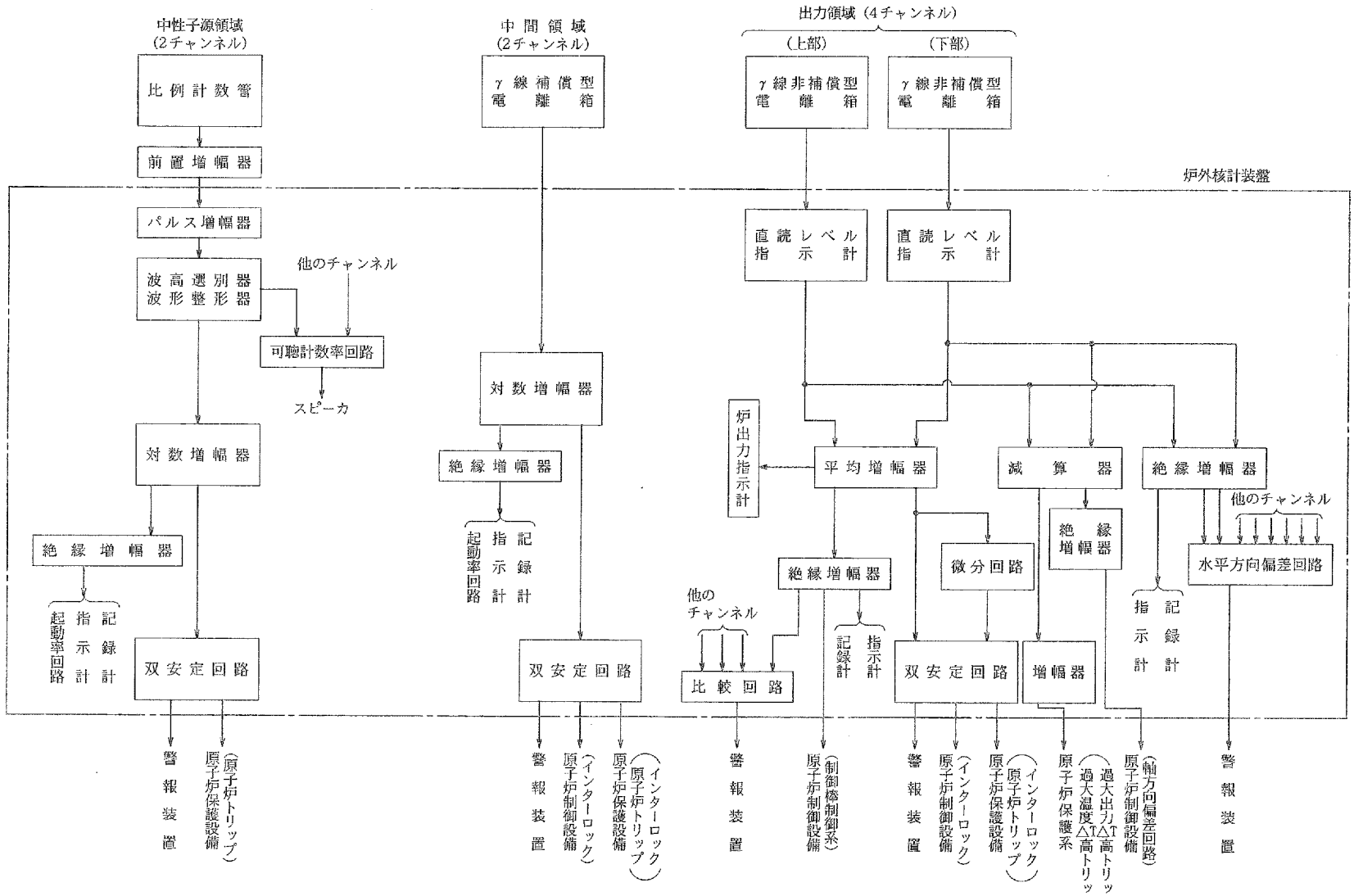
第 6.1.3 図　制御棒制御系説明図



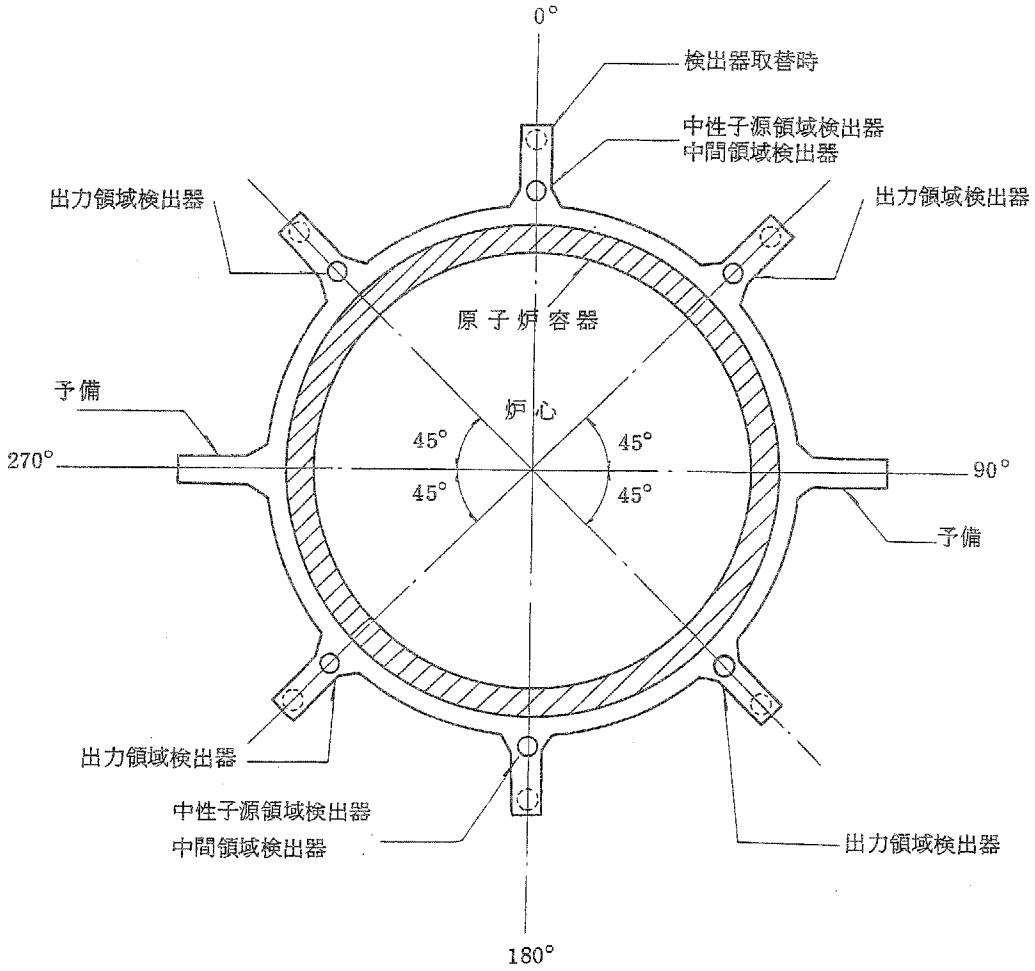
第 6.1.4 図　制御棒クラスタオーバーラップ説明図



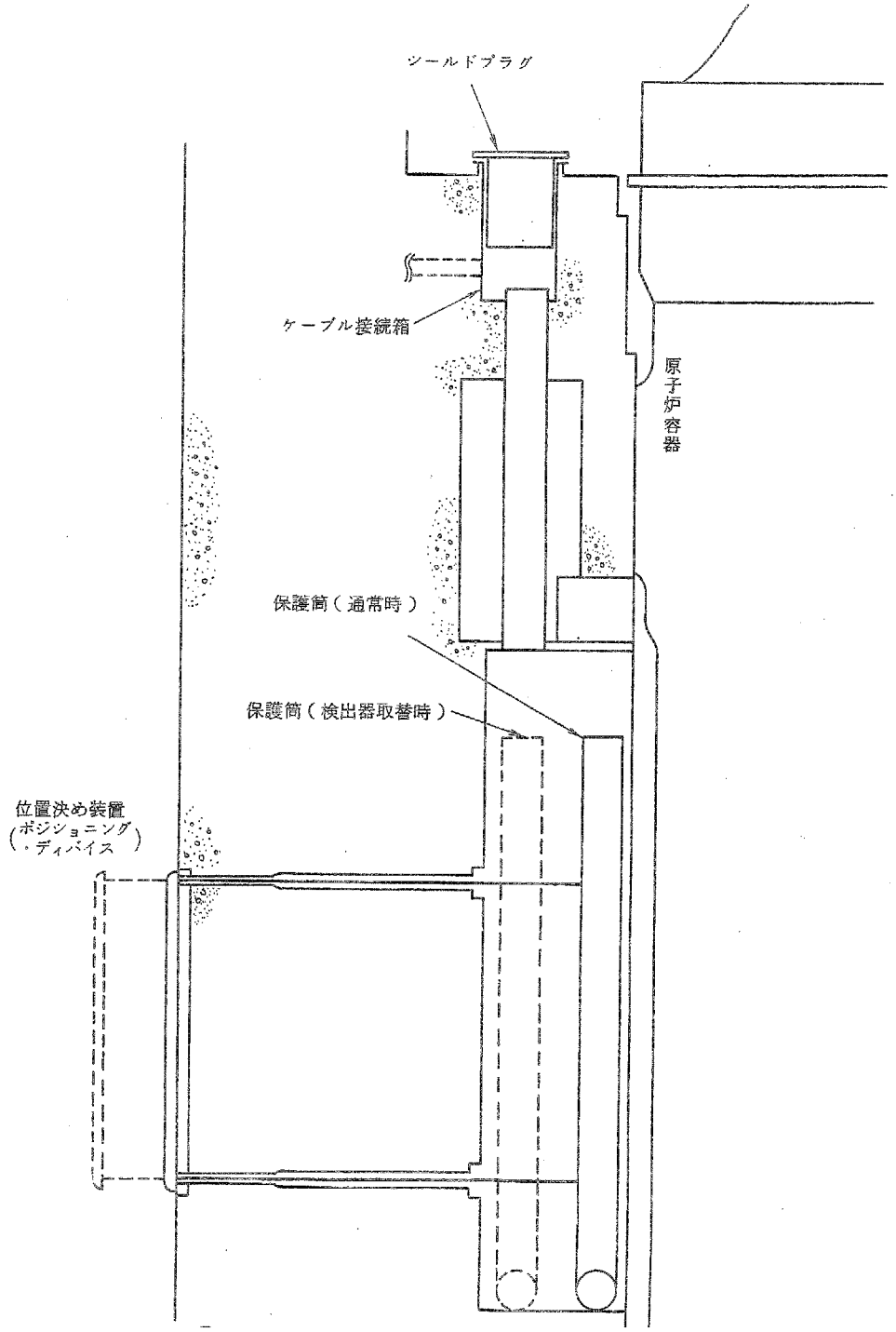
第 6.1.5 図　加圧器圧力制御説明図



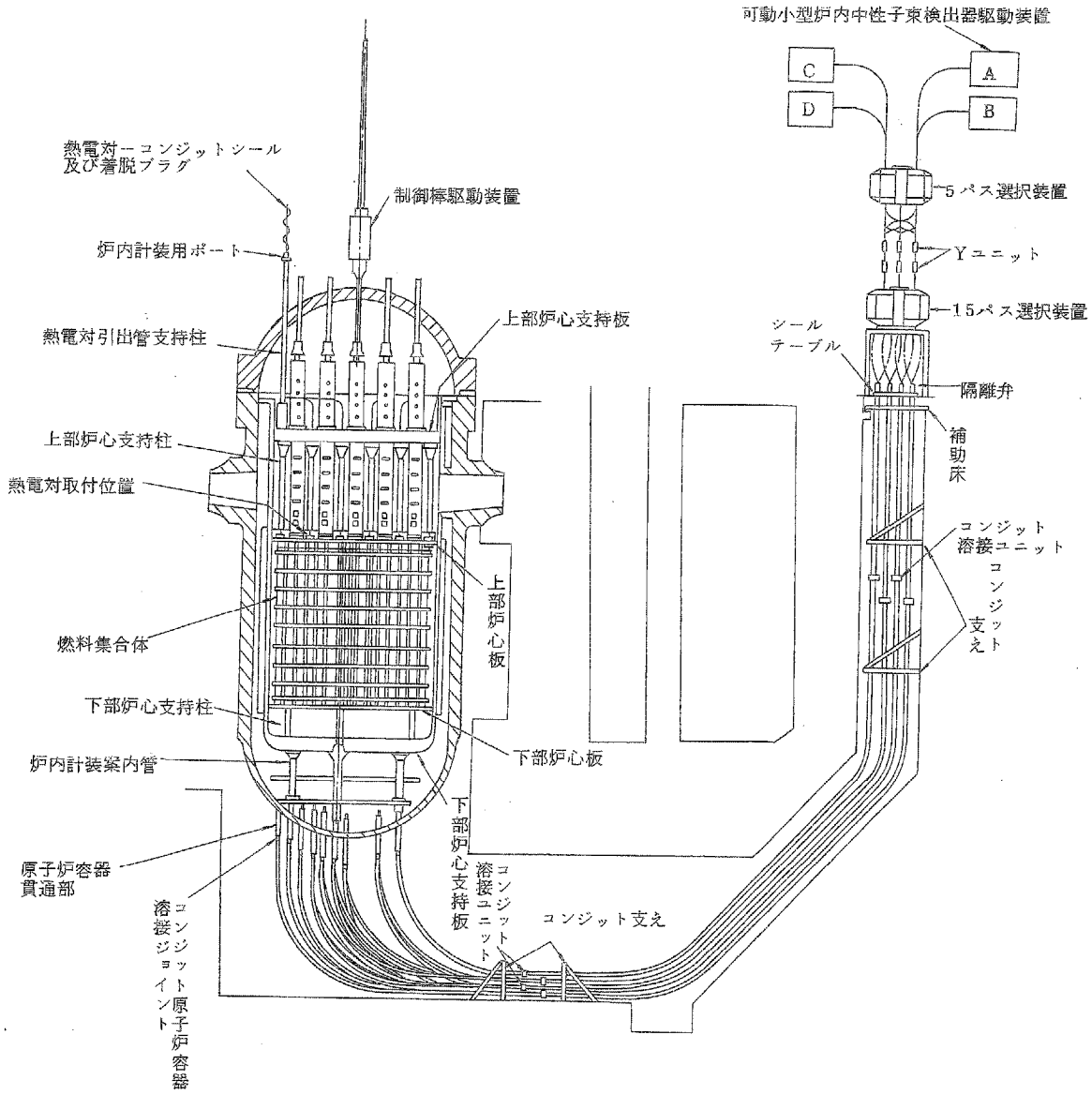
第 6.2.1 図　炉外核計装説明図



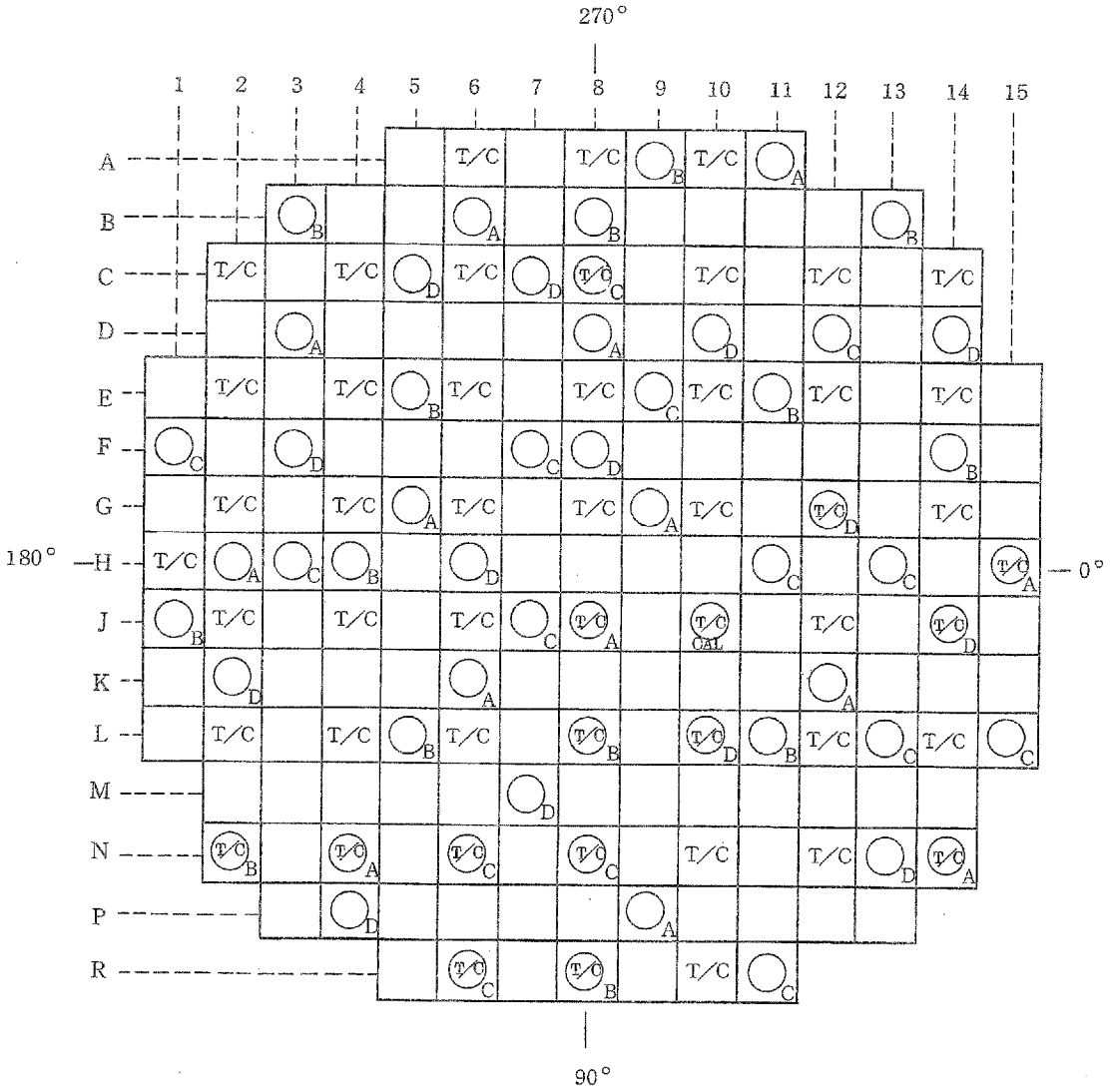
第 6.2.2 図　中性子束検出器配置説明図（平面図）



第 6.2.3 図　中性子束検出器配置説明図（断面図）

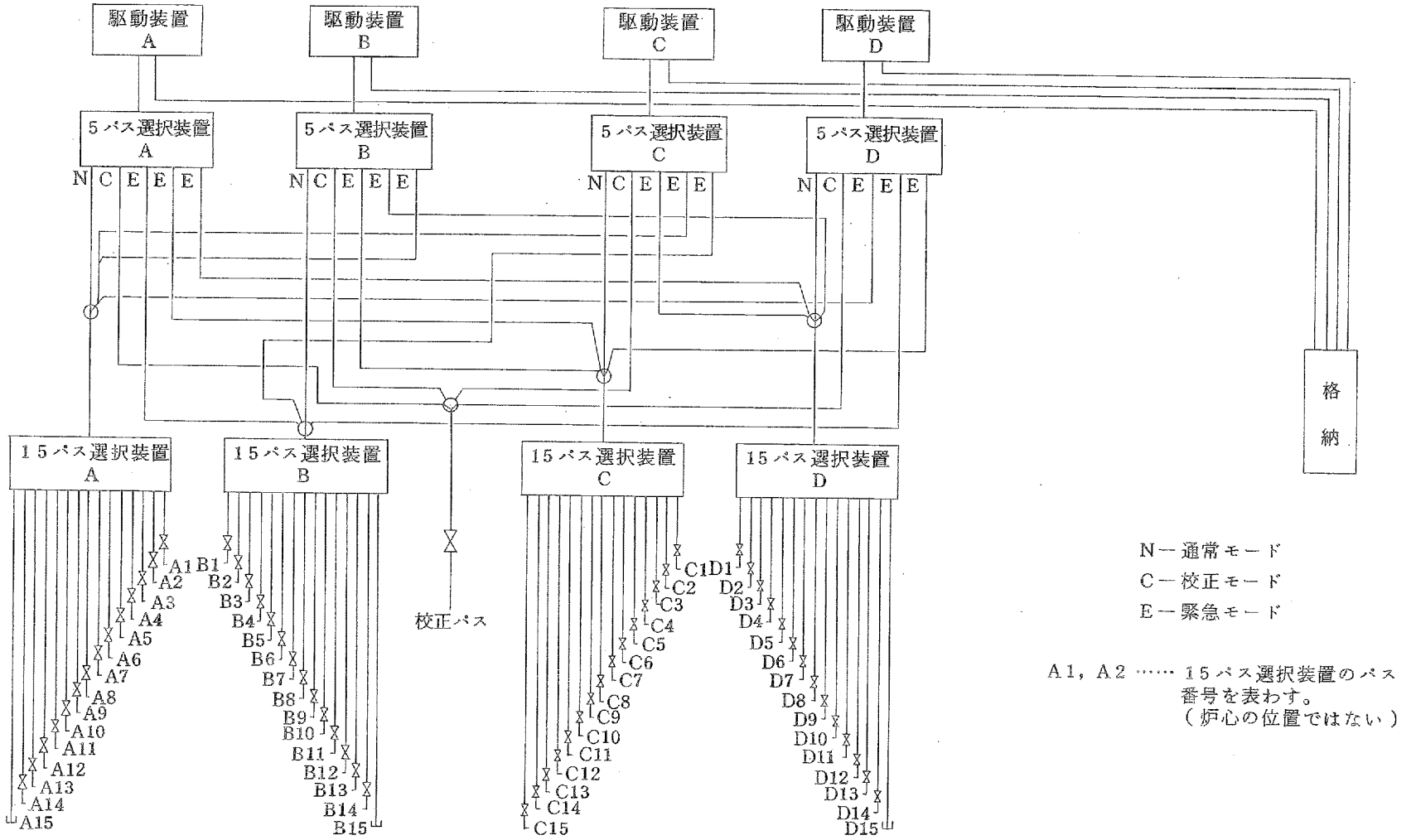


第 6.2.4 図　炉内計装説明図

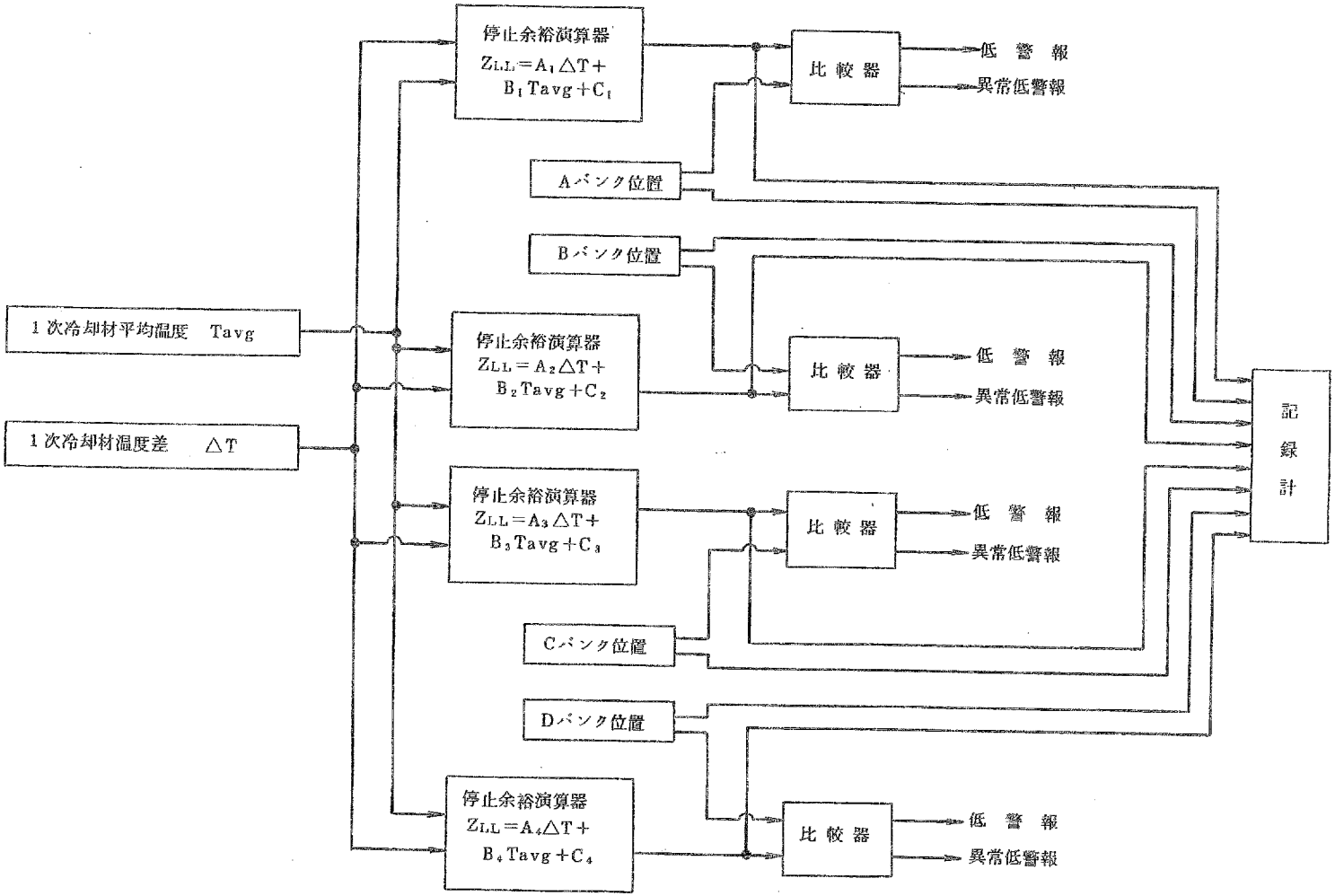


T/C	：炉内熱電対	50 点
◯ A, B, C, D	：炉内中性子束検出器A、B、C、D	57 点
◯ CAL	：炉内中性子束検出器校正用	1 点

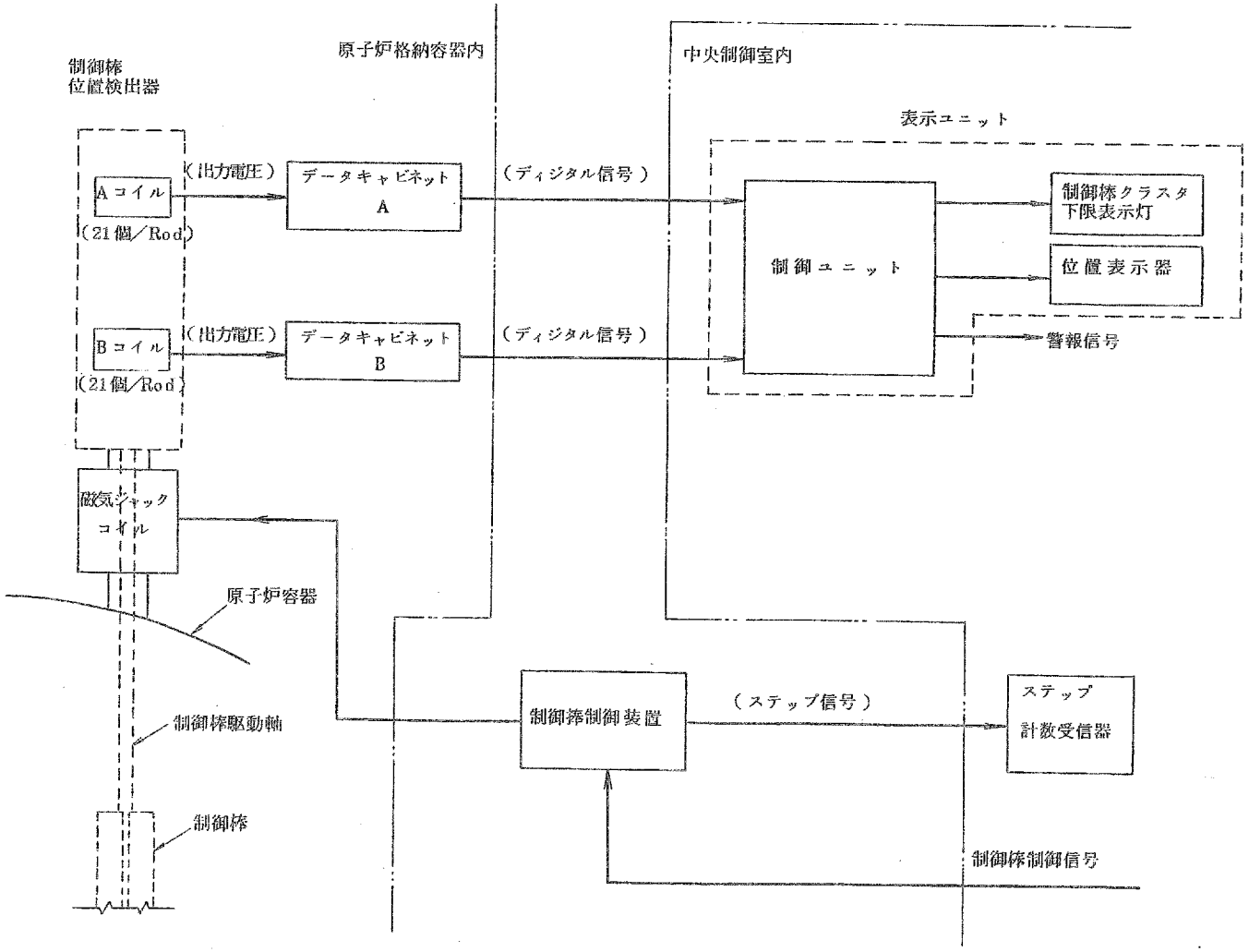
第 6.2.5 図　炉内計装配置説明図



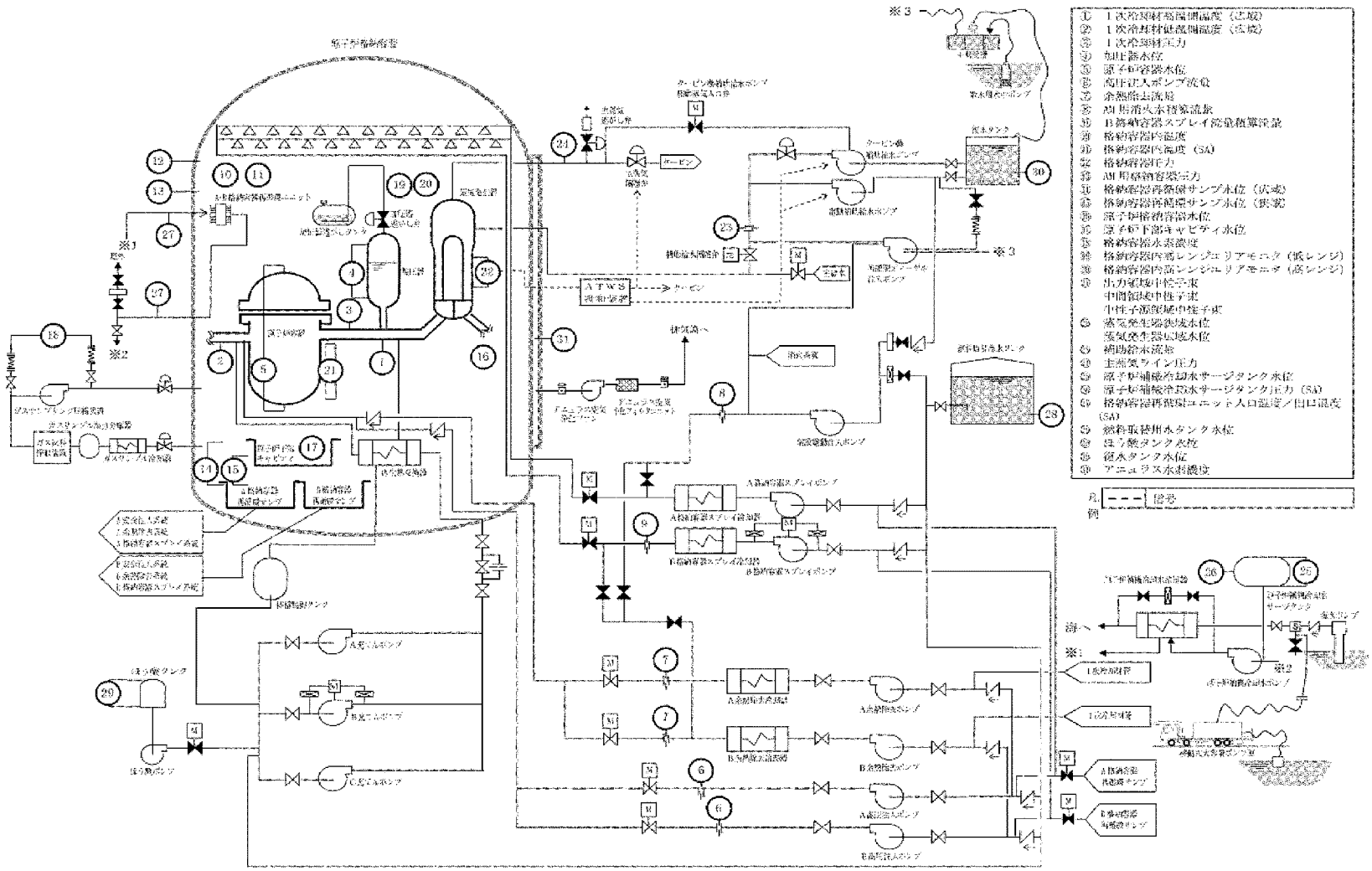
第 6.2.6 図　炉内核計装検出器駆動系統説明図

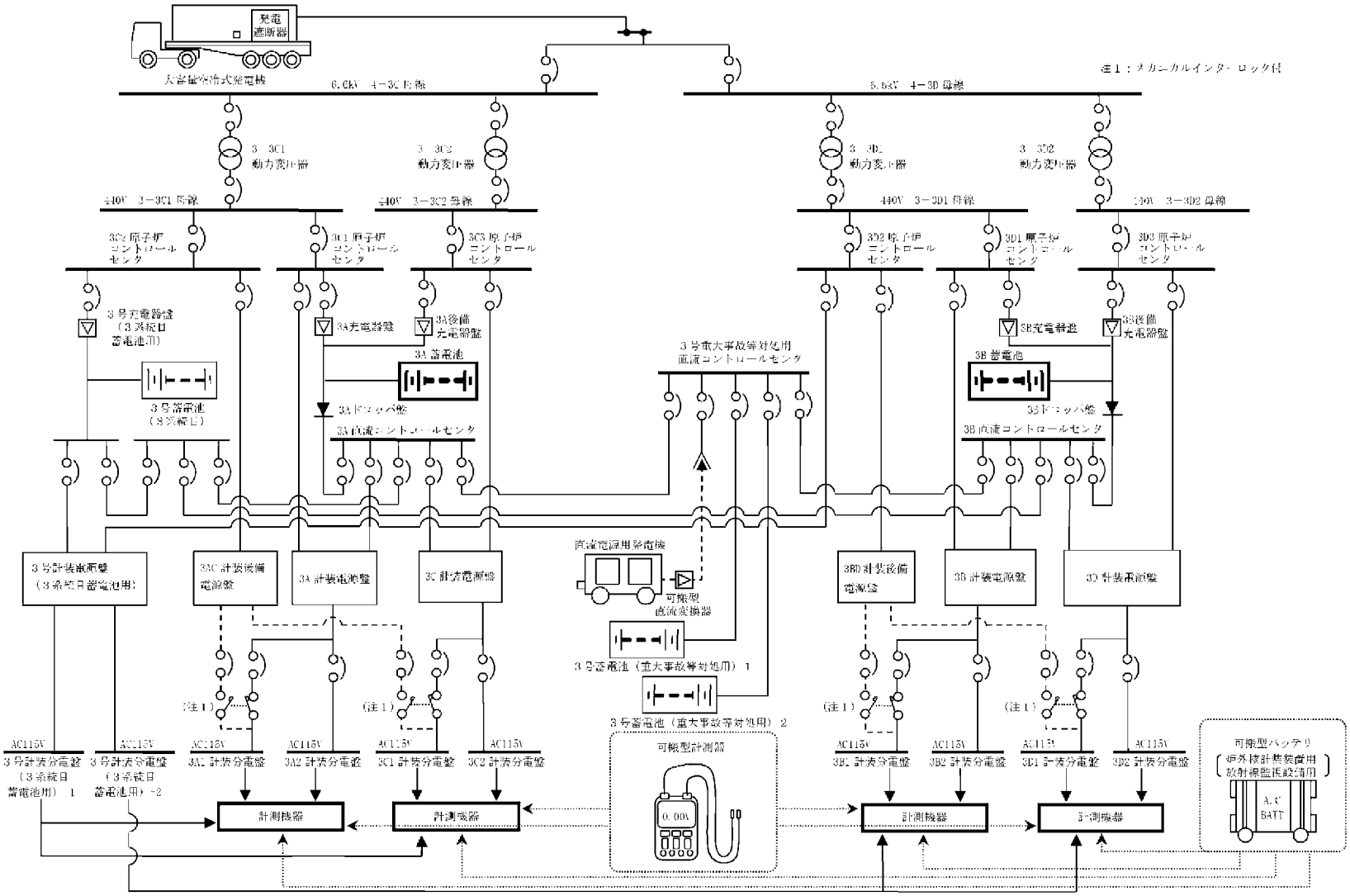


第 6.2.7 図　停止余裕監視装置説明図

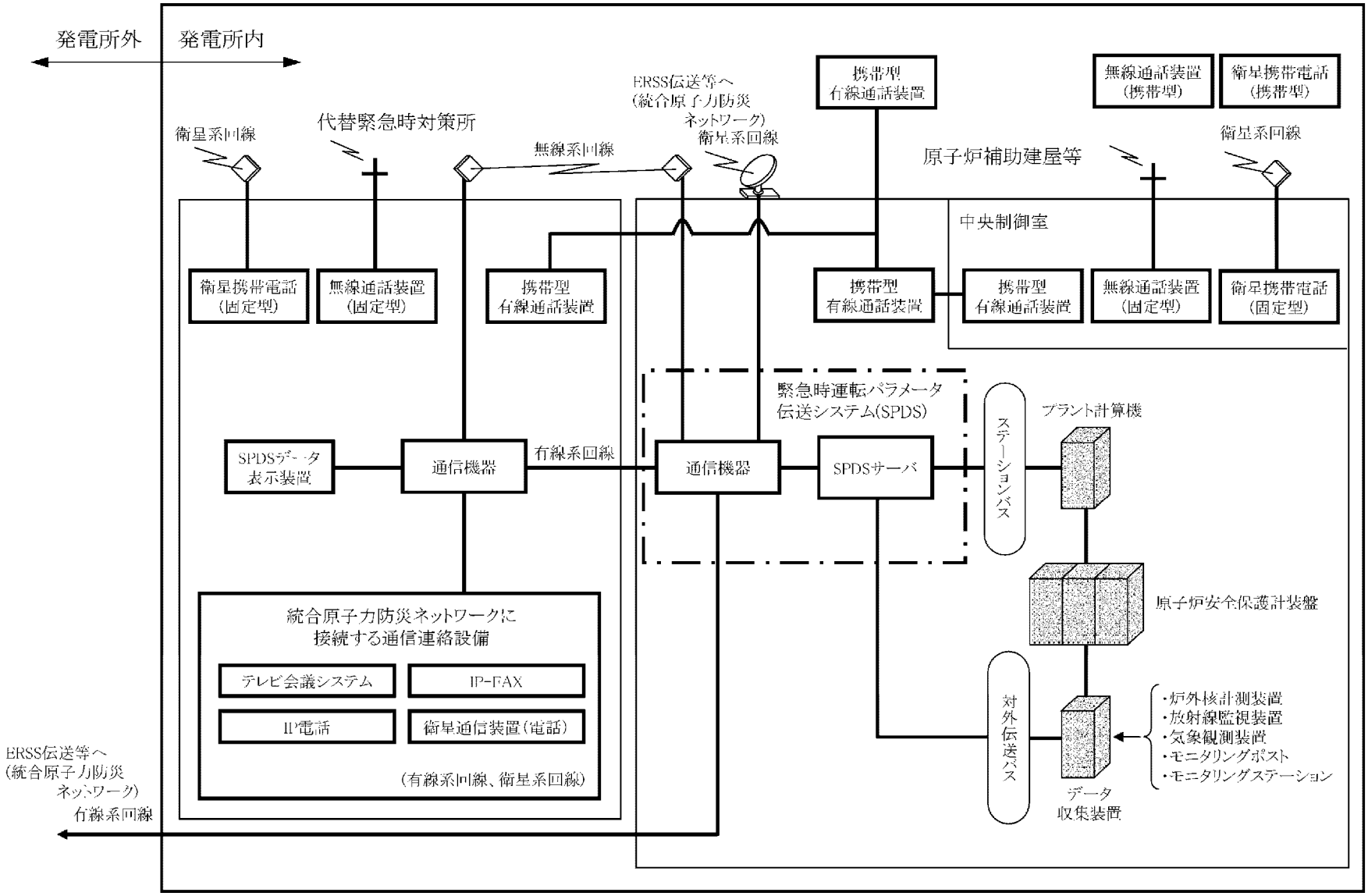


第 6.2.8 図　制御棒位置指示系統説明図

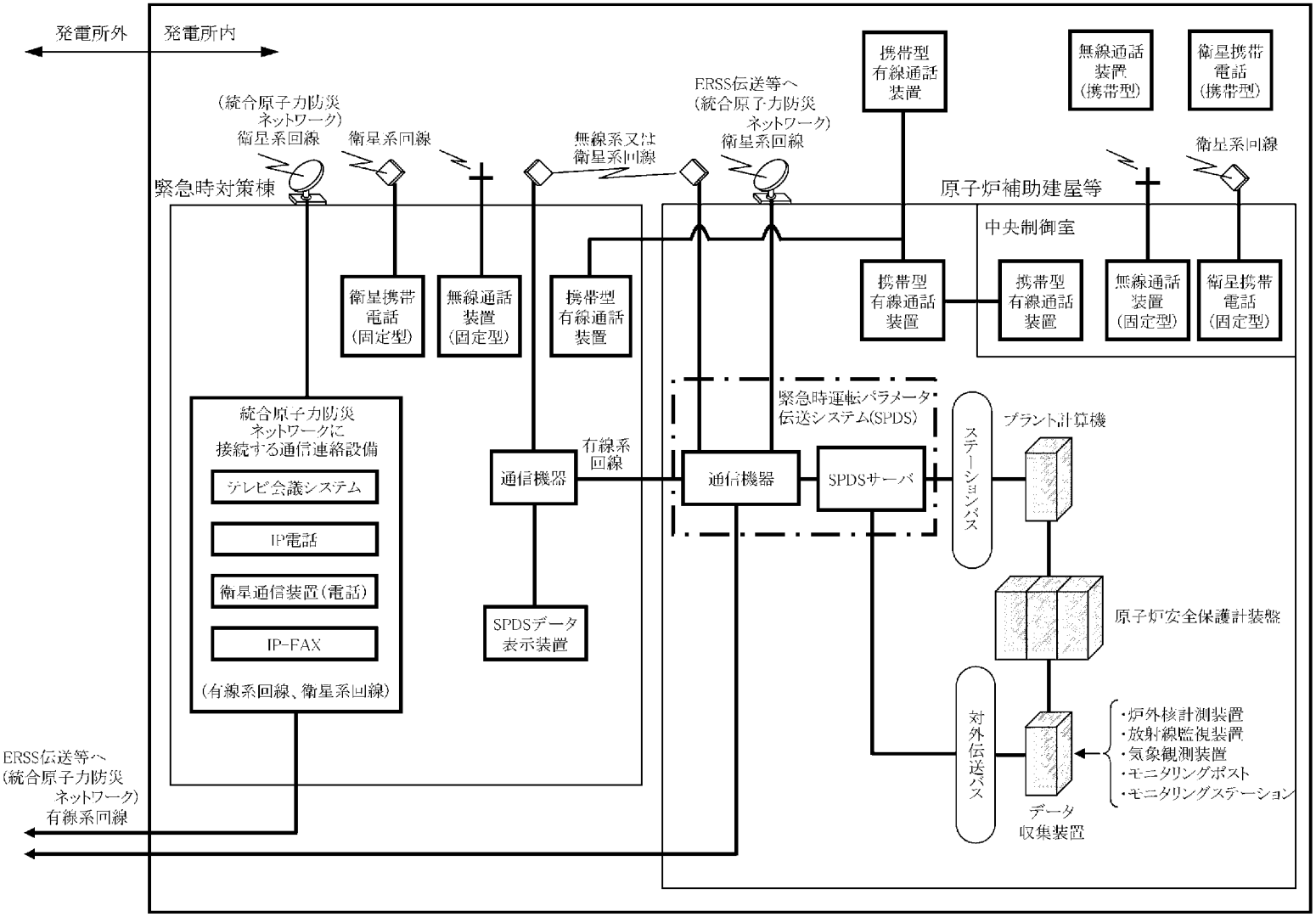

① 1次冷却材高温側温度（広域）
② 1次冷却材低温側温度（広域）
③ 1次冷却材圧力
④ 加圧器水位
⑤ 原子炉容器水位
⑥ 高圧注入ポンプ流量
⑦ 余熱除去流量
⑧ AM用消火水積算流量
⑨ B格納容器スプレイ流量積算流量
⑩ 格納容器内温度
⑪ 格納容器内温度（SA）
⑫ 格納容器圧力
⑬ AM用格納容器圧力
⑭ 格納容器再循環サンプ水位（広域）
⑮ 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
⑯ 原子炉格納容器水位
⑰ 原子炉下部キャビティ水位
⑱ 格納容器水素濃度
⑲ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
⑳ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
㉑ 出力領域中性子束
中間領域中性子束
中性子源領域中性子束
㉒ 蒸気発生器狭域水位
蒸気発生器広域水位
㉓ 補助給水流量
㉔ 主蒸気ライン圧力
㉕ 原子炉補機冷却水サージタンク水位
㉖ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（SA）
㉗ 格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）
㉘ 燃料取替用水タンク水位
㉙ ほう酸タンク水位
㉚ 復水タンク水位
㉛ アニュラス水素濃度
凡例
信号
※1
※2
※3
ATWS緩和設備
格納容器再循環ユニット
格納容器スプレイ冷却器
格納容器スプレイポンプ
高圧注入ポンプ
充てんポンプ
余熱除去ポンプ
余熱除去冷却器
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
原子炉補機冷却水冷却器
原子炉補機冷却海水ポンプ
ほう酸ポンプ
ほう酸タンク
燃料取替用水タンク
復水タンク
ディーゼル機関
ディーゼル機関燃料油貯蔵タンク
ディーゼル機関燃料油移送ポンプ
ディーゼル機関燃料油貯蔵タンク
ディーゼル機関燃料油移送ポンプ



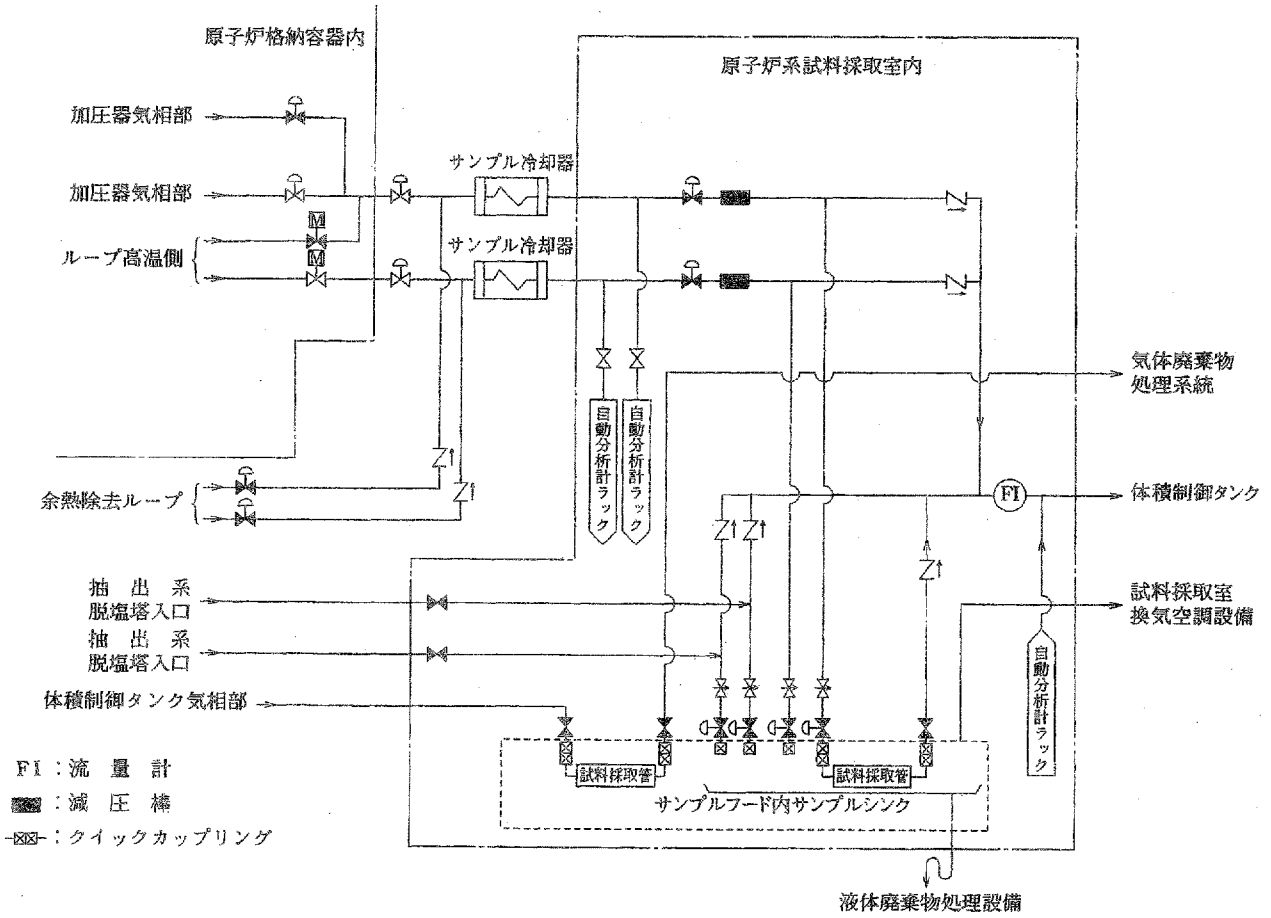
第 6.4.2 図　　計装設備（重大事故等対処用設備）　概略系統図（2）
（計器電源喪失時に使用する設備）



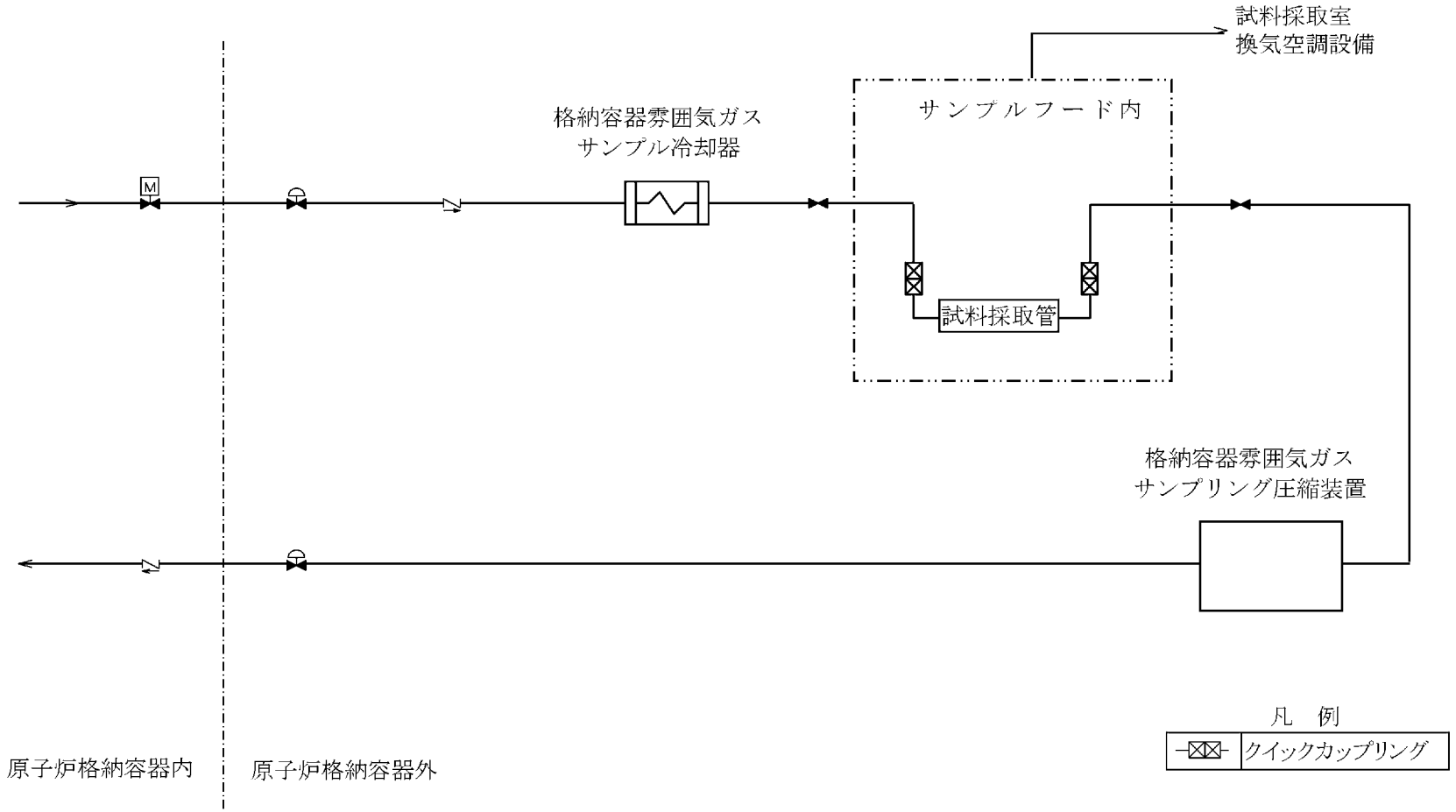
第 6.4.3 図　　計装設備（重大事故等対処用設備）　概略系統図（3）
（パラメータ記録時に使用する設備）



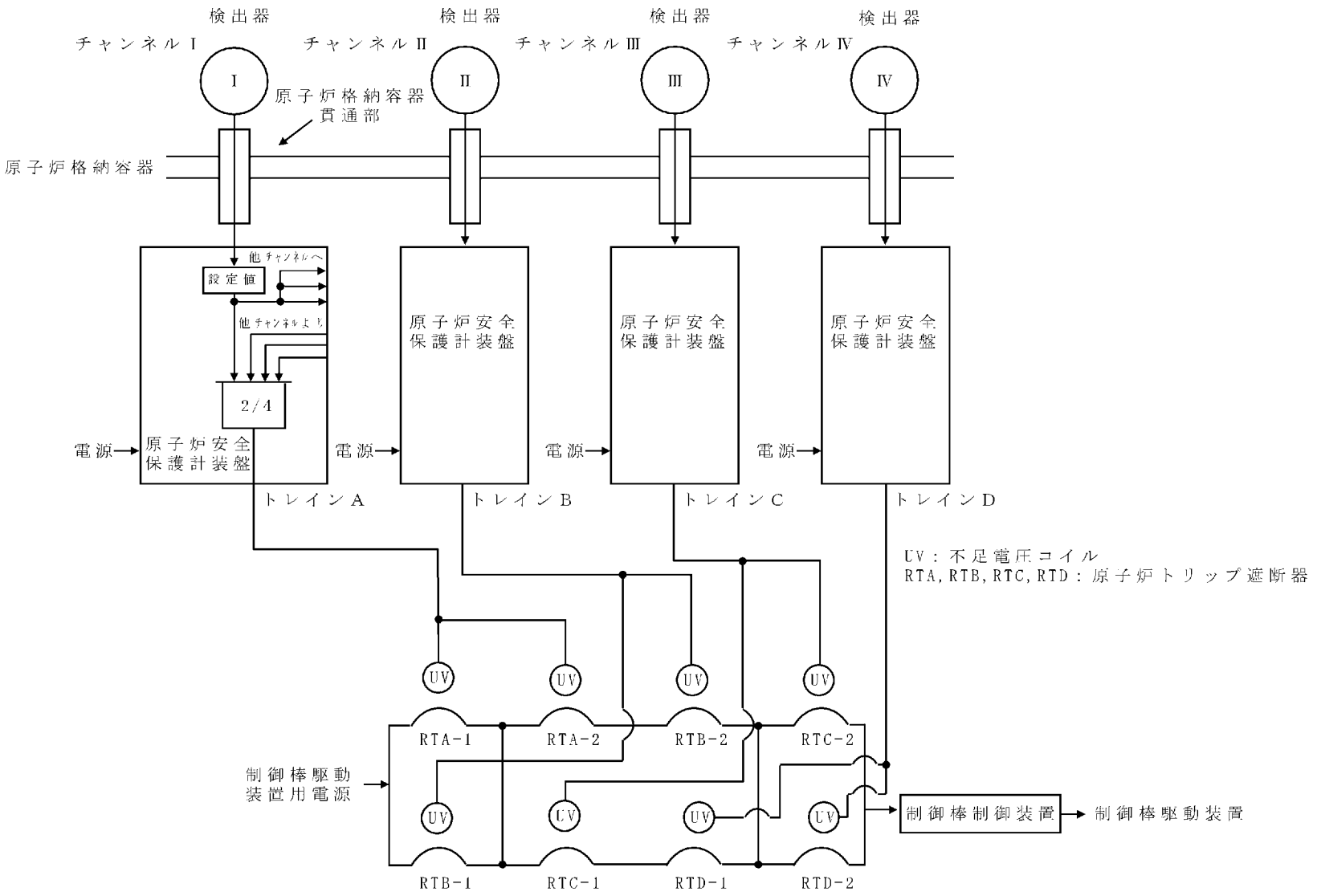
第 6.4.4 図　　計装設備（重大事故等対処用設備）　概略系統図（4）
（パラメータ記録時に使用する設備）



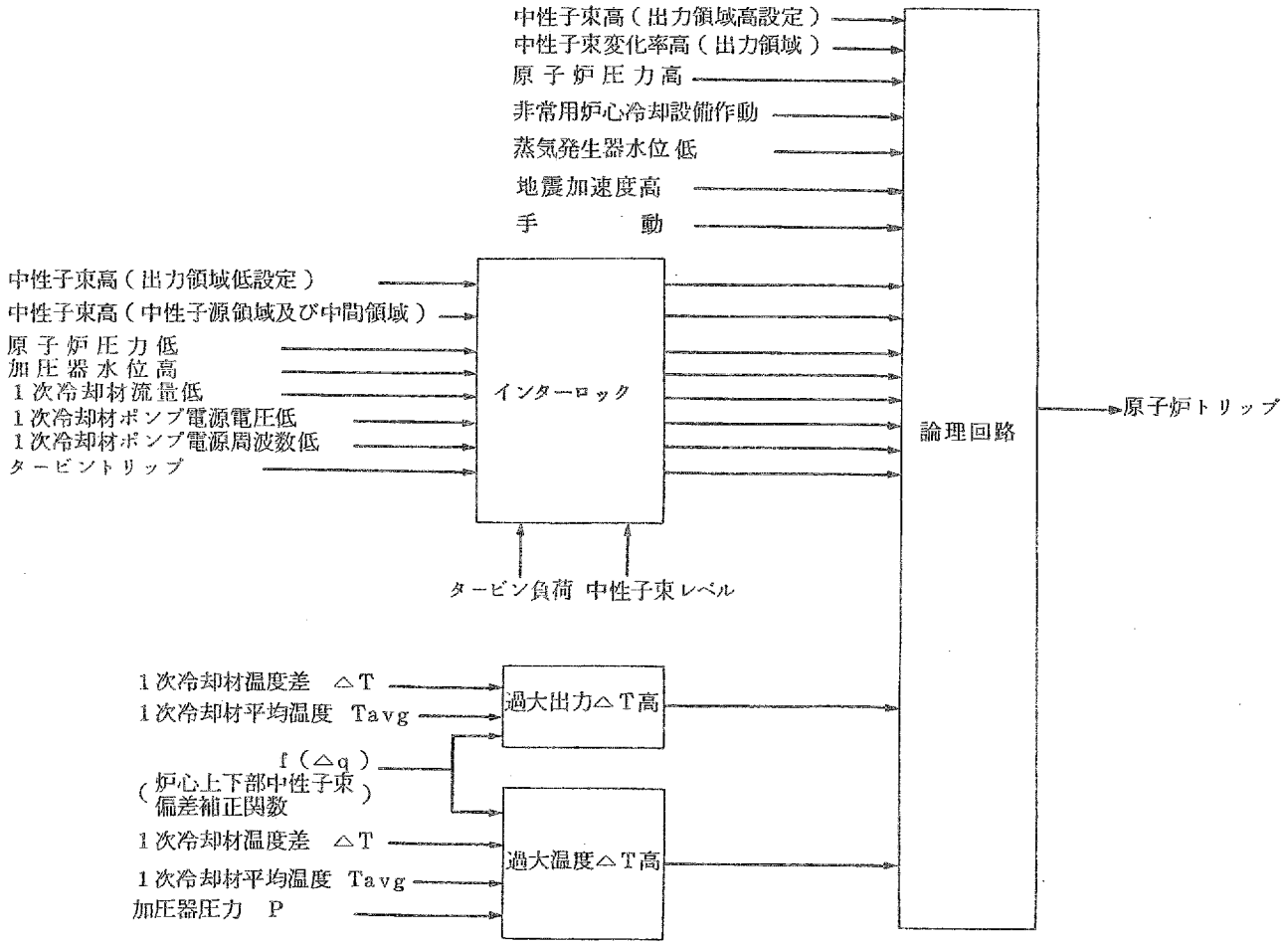
第 6.5.1 図　試料採取設備系統説明図



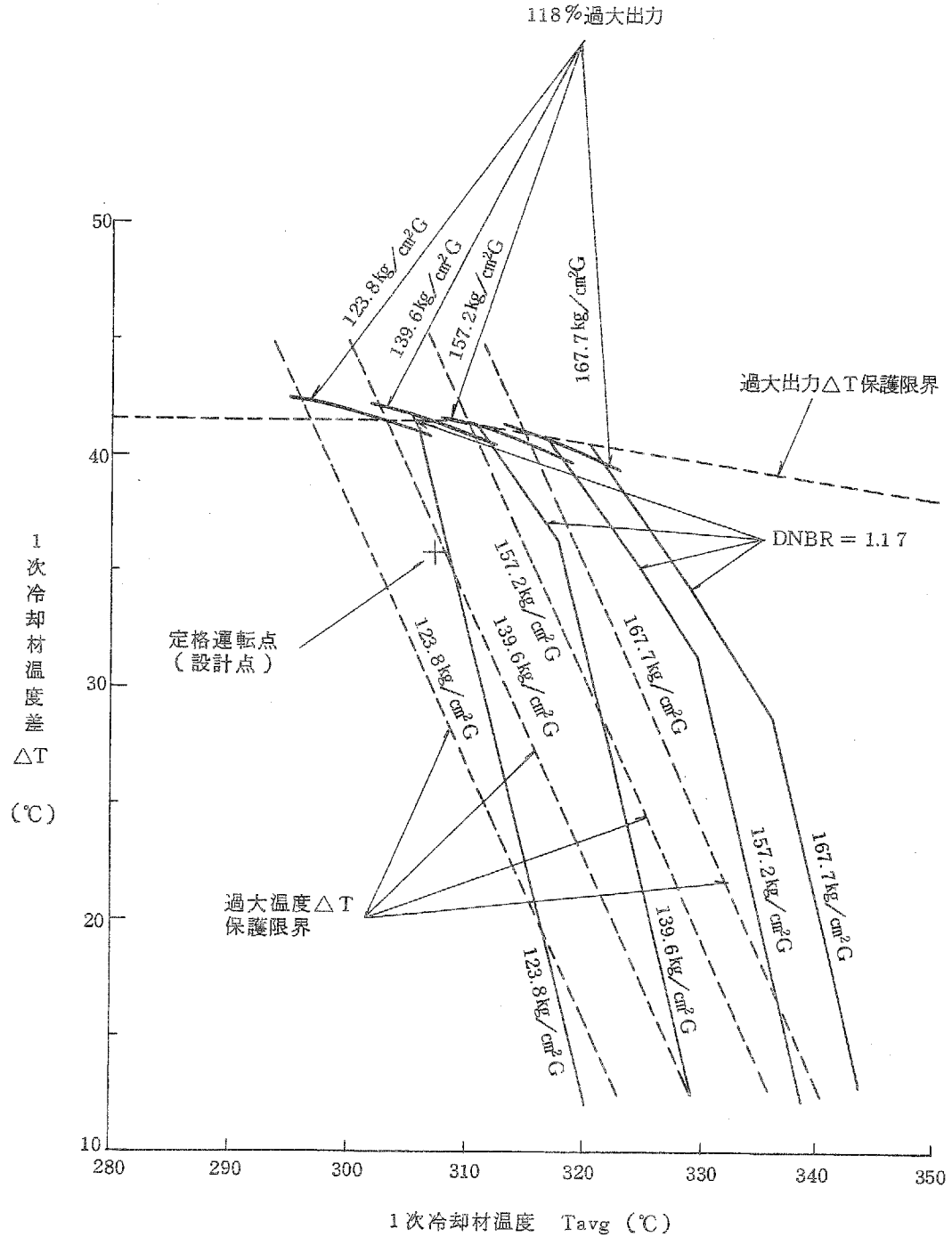
第 6.5.2 図　格納容器雰囲気ガス試料採取設備系統概要図



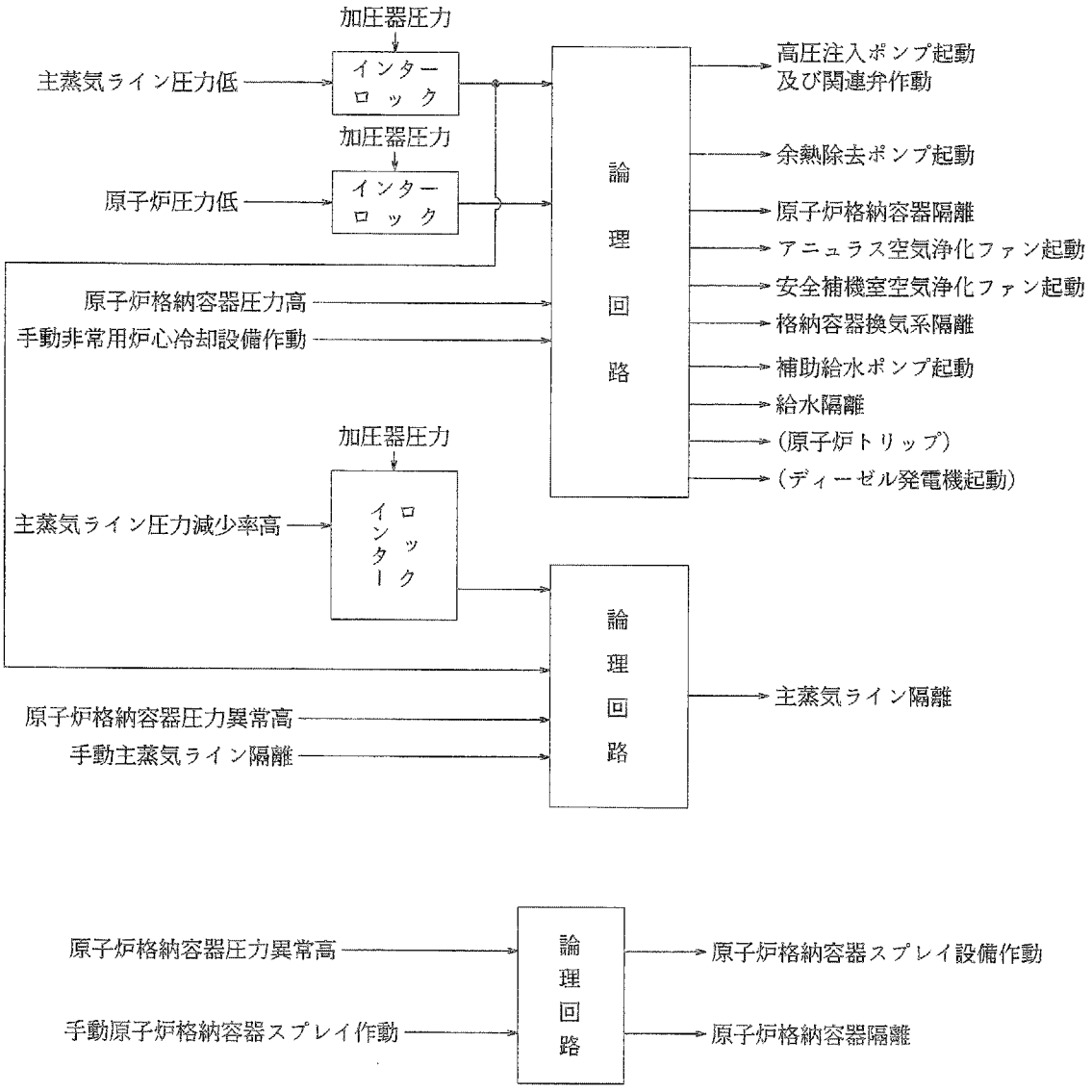
第 6.6.1 図　原子炉保護設備説明図（2 out of 4 の場合）



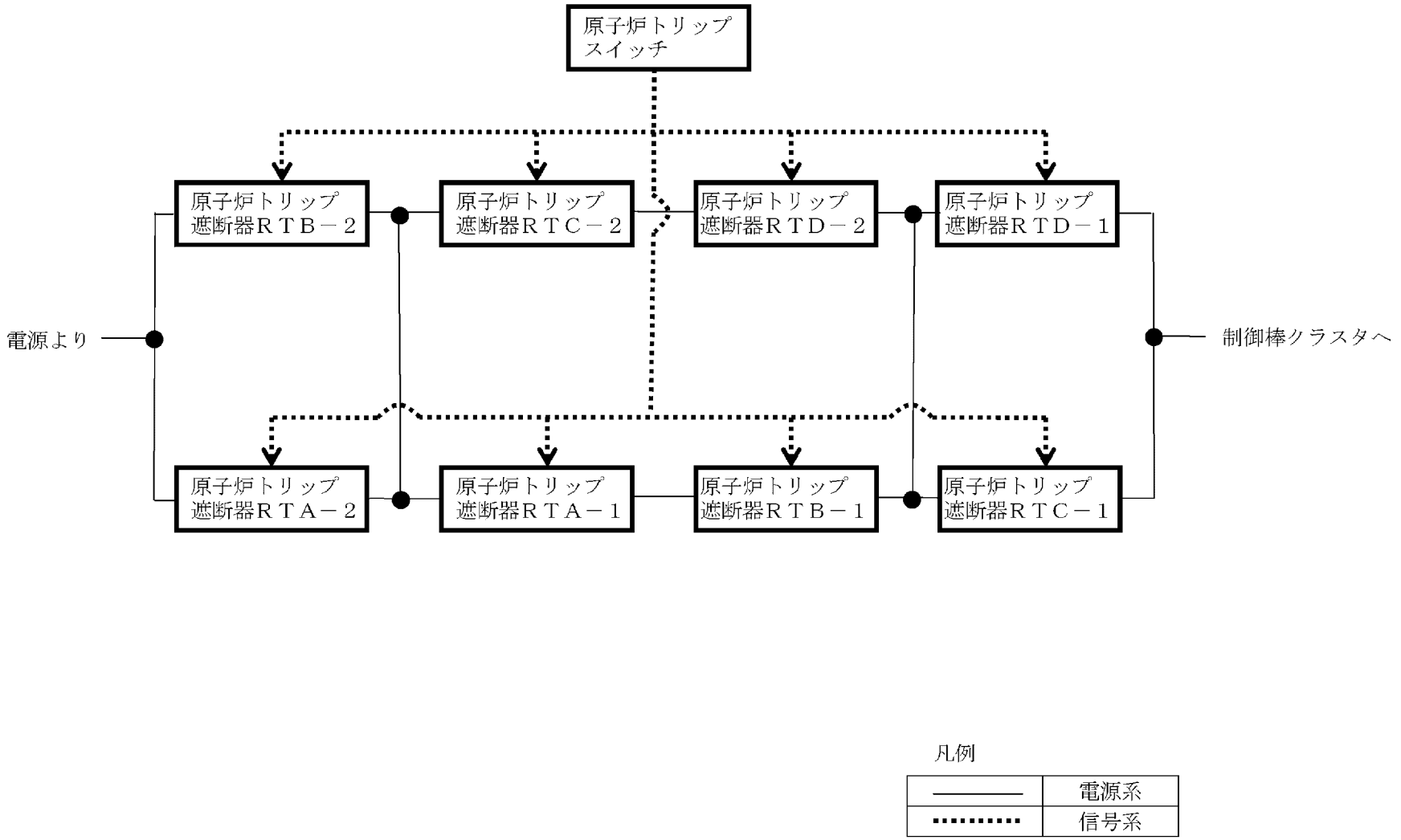
第 6.6.2 図　原子炉保護系説明図



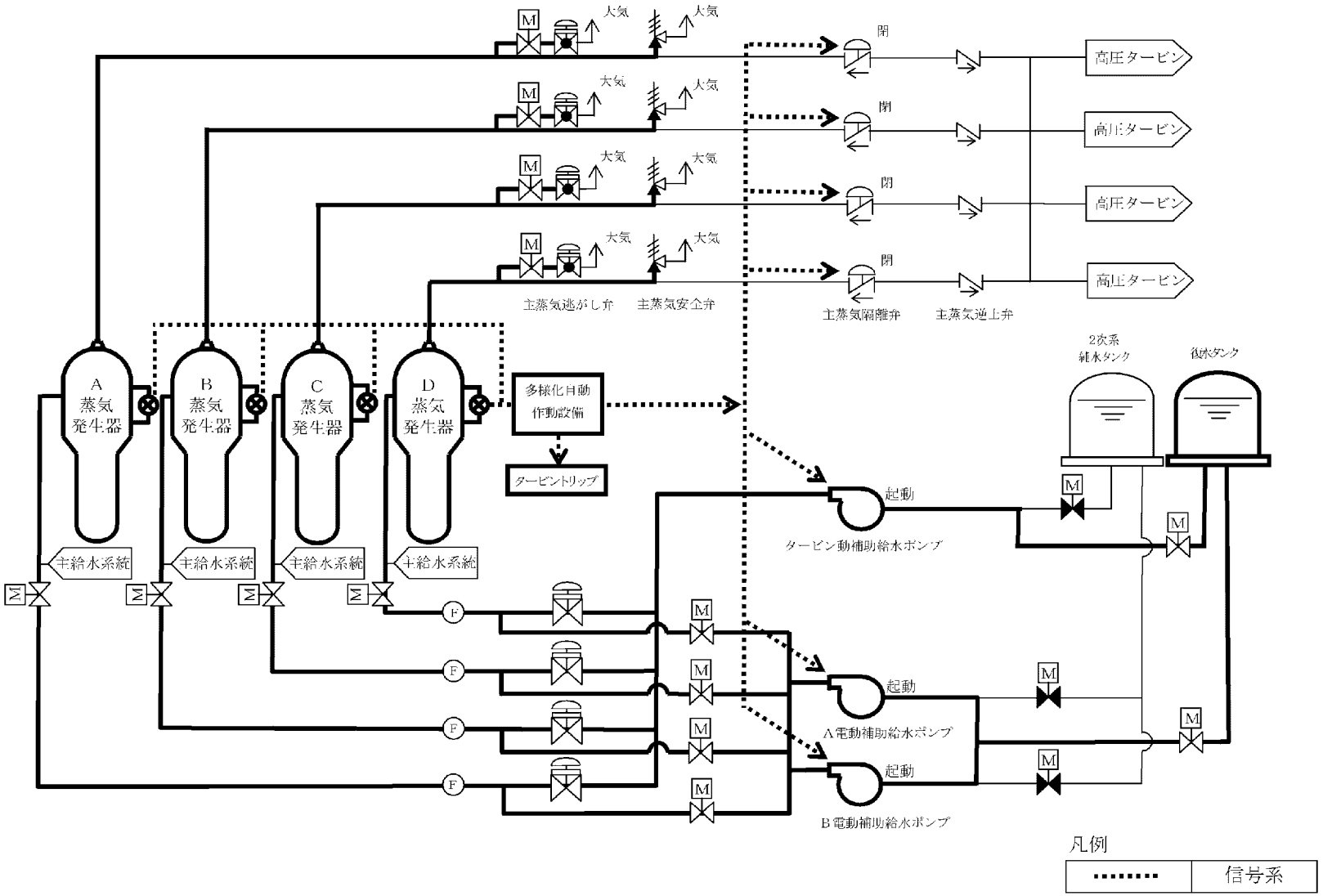
第 6.6.3 図　過大出力△T高及び過大温度△T高による保護限界（代表例）



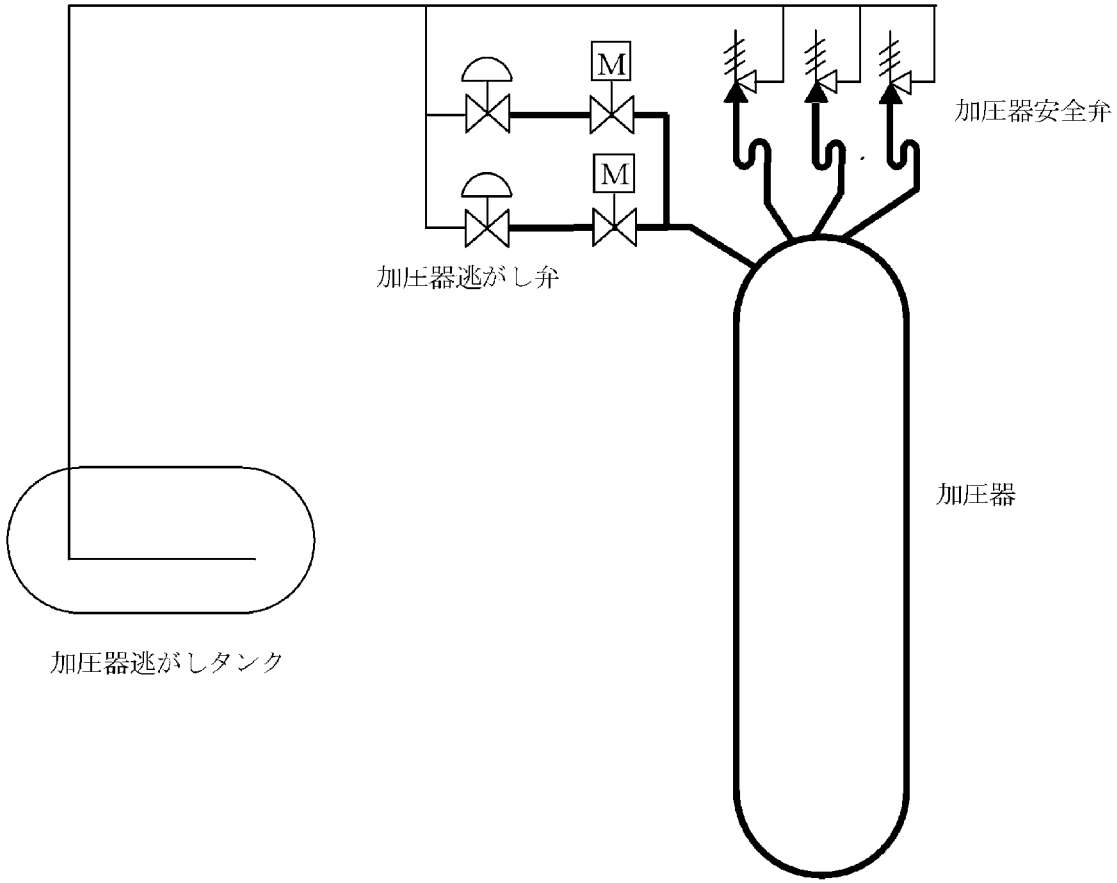
第 6.7.1 図　工学的安全施設作動設備説明図



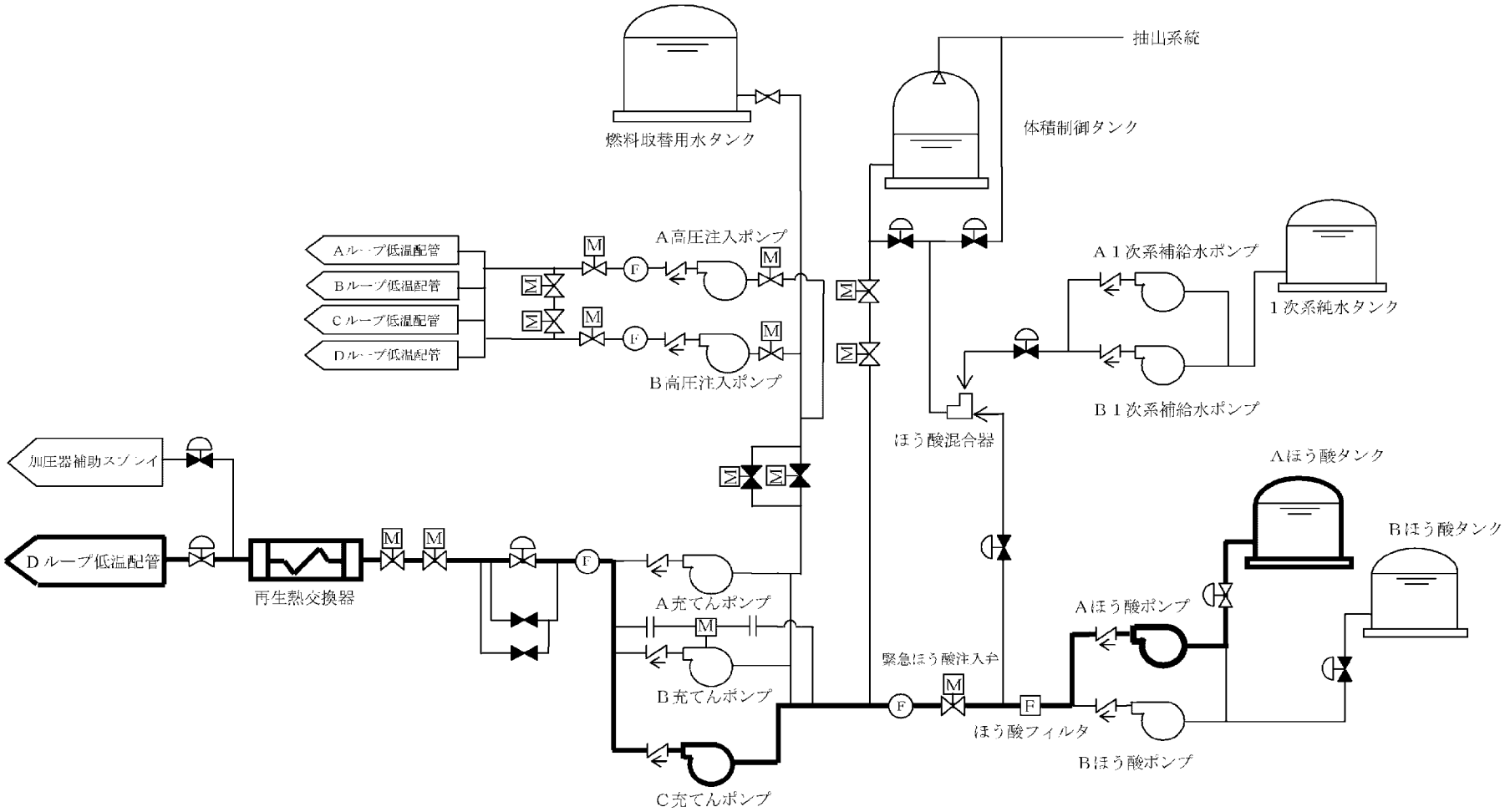
第 6.8.1 図　　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備　概略系統図（1）
（手動による原子炉緊急停止）



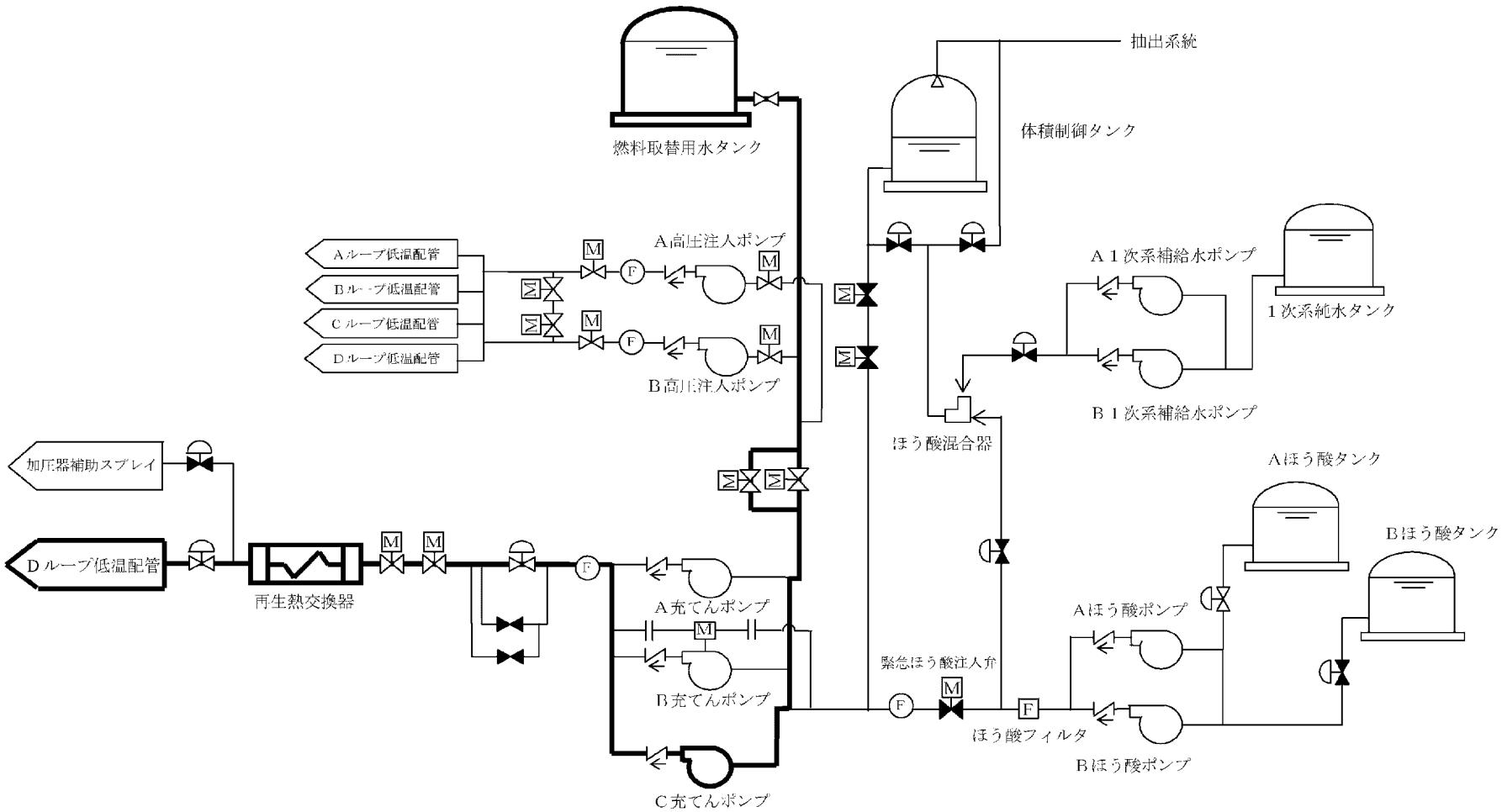
第 6.8.2 図　　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備　概略系統図（2）
（原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動））



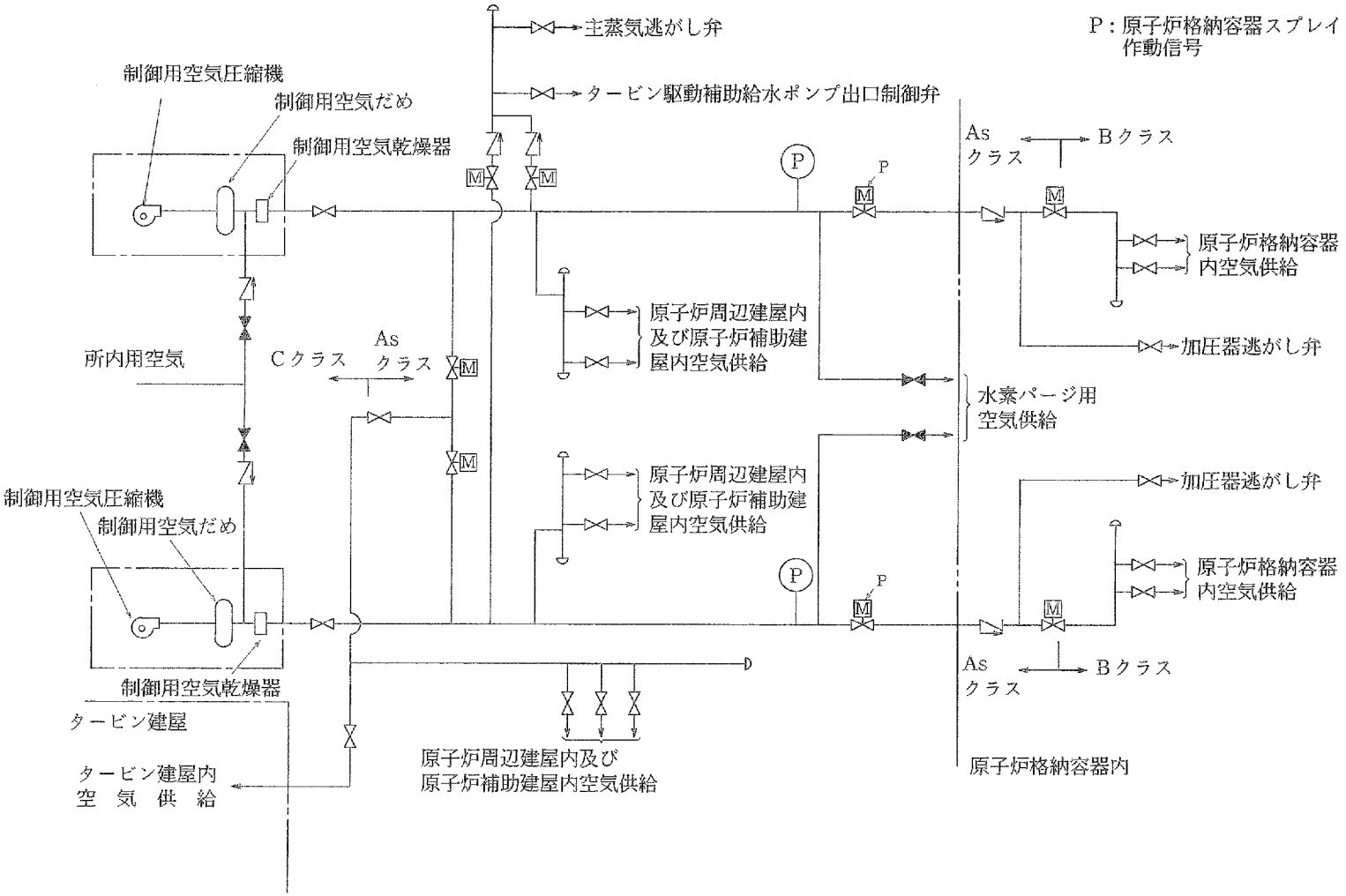
第 6.8.3 図　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備　概略系統図（3）
（原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動））



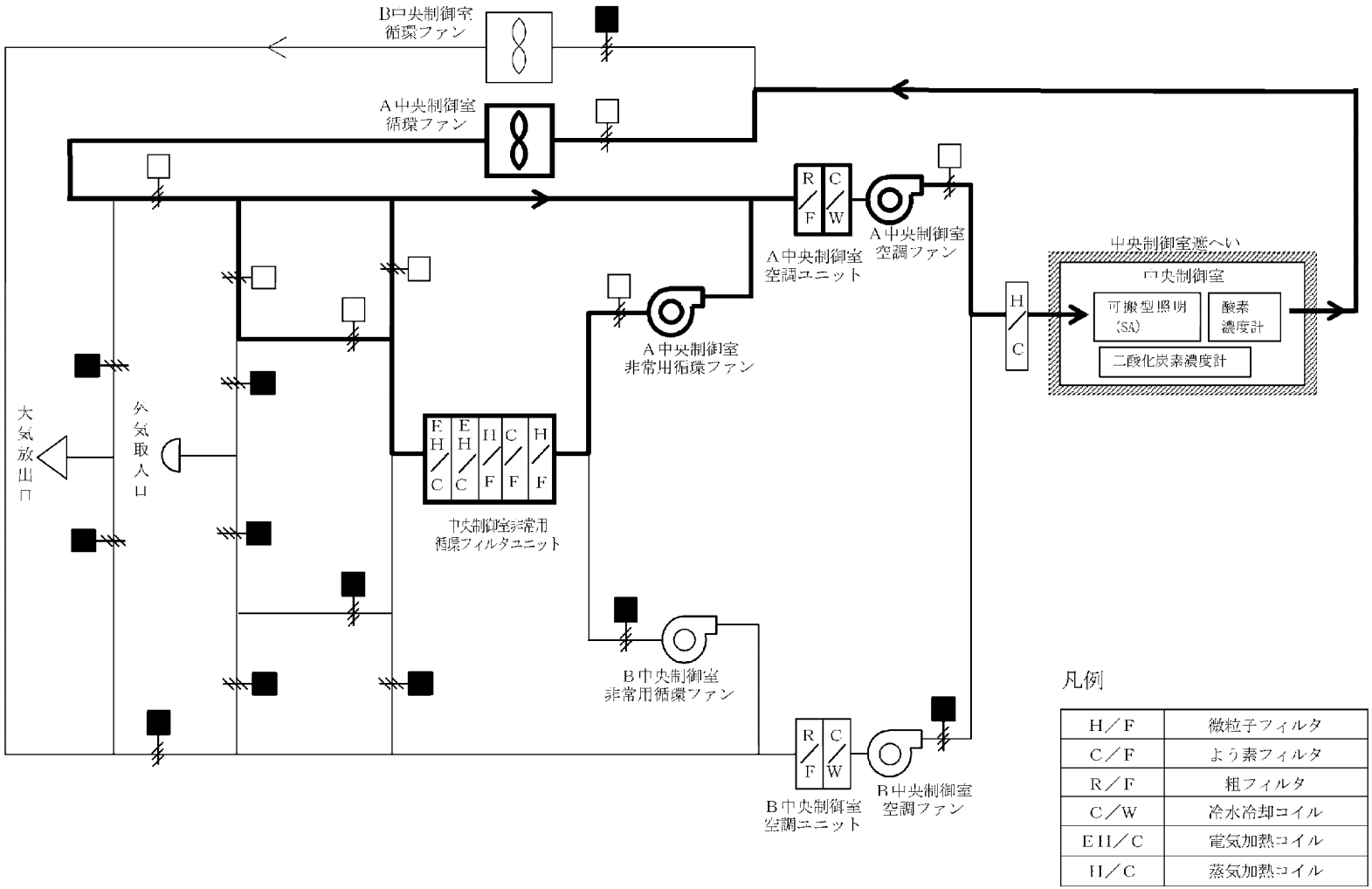
第 6.8.4 図　　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備　概略系統図（4）
（ほう酸水注入）



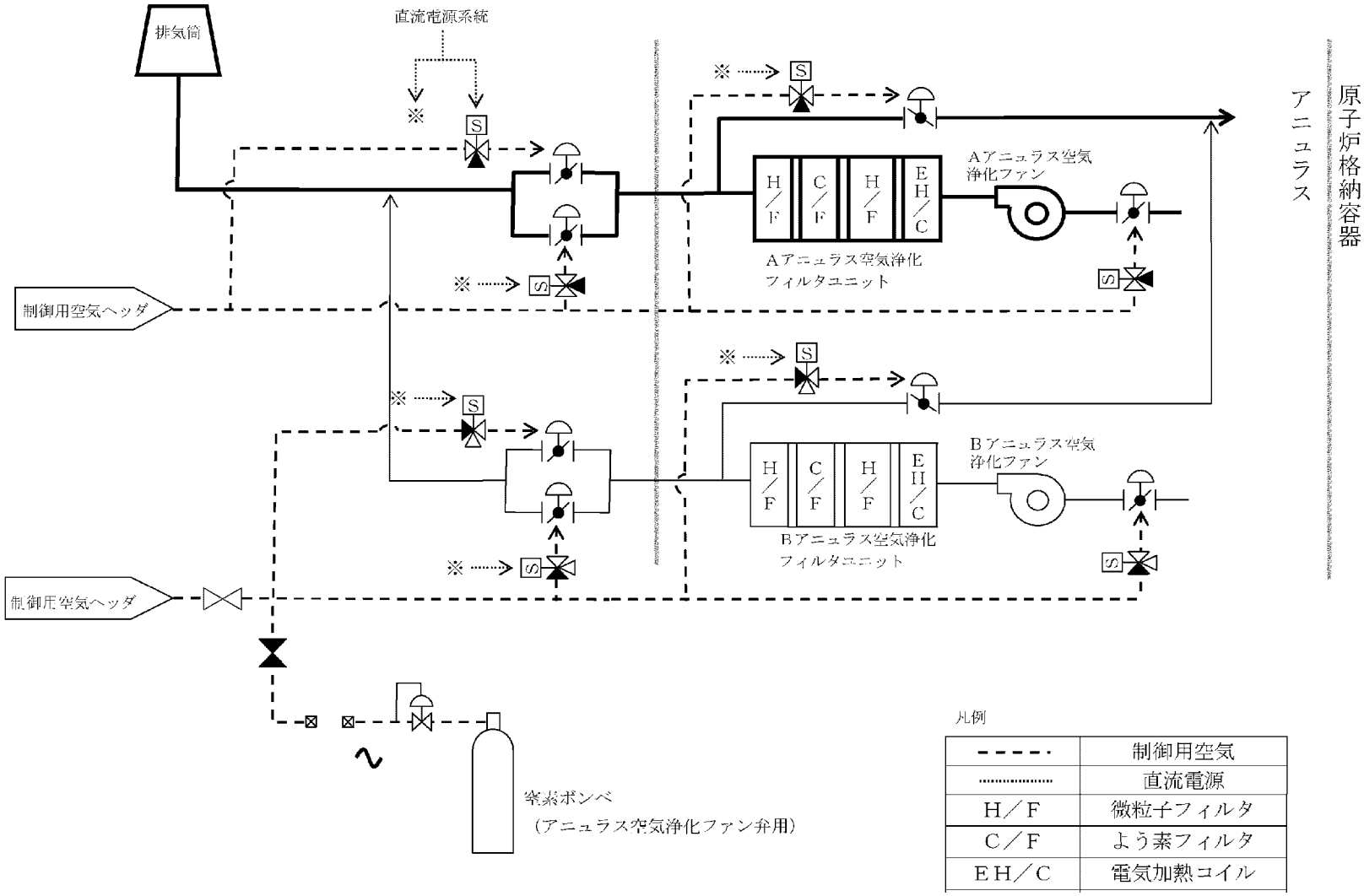
第 6.8.5 図　　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備　概略系統図（5）
（ほう酸水注入）



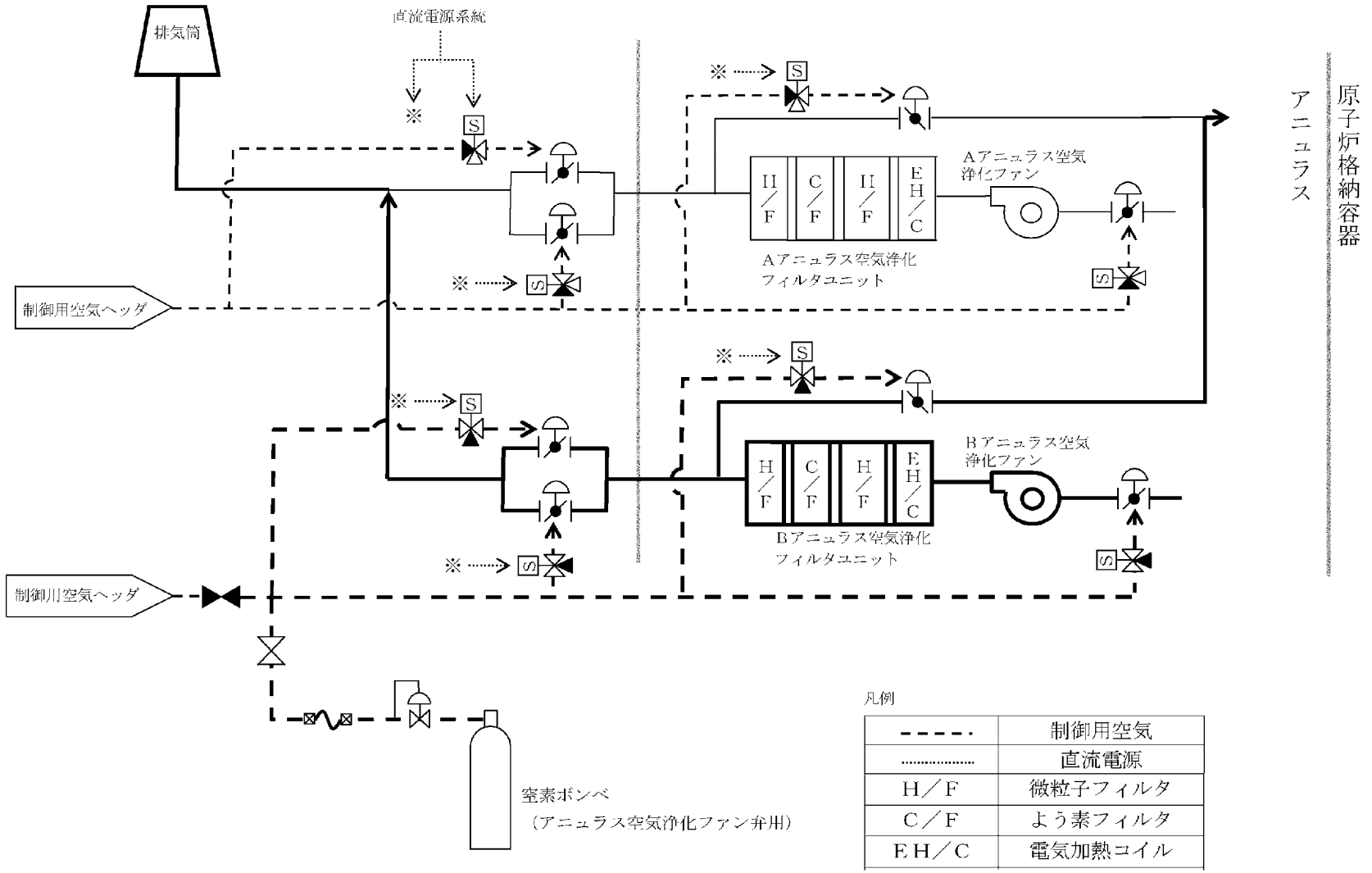
第 6.9.1 図　制御用空気設備系統説明図



第 6.10.1 図　　中央制御室（重大事故等時）　概略系統図（1）
（中央制御室空調装置による居住性の確保、中央制御室の照明による居住性の確保、中央制御室内の酸素及び二酸化炭素濃度の測定、汚染の持ち込み防止）



第 6.10.2 図　　中央制御室（重大事故等時）　概略系統図（2）
（放射性物質の濃度低減（交流動力電源及び直流電源が健全である場合））



第 6.10.3 図　　中央制御室（重大事故等時）　概略系統図（3）
（放射性物質の濃度低減（全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合））

7．　放射性廃棄物の廃棄施設

7.1　概　　要

放射性廃棄物の廃棄施設は、原子力発電所の運転に伴い発生する放射性廃棄物を集めて処理し、周辺環境に放出する放射性廃棄物による発電所周辺の一般公衆の受ける線量当量が、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を満足するように、放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計とする。

放射性廃棄物の廃棄施設は、気体廃棄物処理設備、液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理設備に大別され、系統説明図は、第7.1.1図に示すとおりである。

これらの廃棄物処理設備は、下記の機能を有する。

(1)　気体廃棄物を活性炭式希ガスホールドアップ装置で放射能を減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら放出する。

(2)　液体廃棄物は、原則として、フィルタ、蒸発装置及び脱塩塔で処理することにより合理的に達成できる限り放射性物質の濃度を低減する。なお、蒸留水はその性状に応じ原則として再使用するが、放出する場合は試料採取分析を行い、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、その濃度を監視しながら放出する。

(3)　固体廃棄物は、その種類によりタンク内に長期貯蔵するか、あるいはドラム詰め等の後、発電所敷地内の固体廃棄物貯蔵庫等に貯蔵保管する。

7.2 気体廃棄物処理設備

7.2.1 概　　要

気体廃棄物処理設備[1]は、ガス圧縮装置、ガスサージタンク、活性炭式希ガスホールドアップ装置等で構成され下記の機能を有する。

(1) 窒素をカバーガスとする各タンクからのベントガス等の窒素廃ガスの処理。

(2) 体積制御タンクからのパージされる水素廃ガスの処理。

7.2.2 設計方針

気体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する気体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の被ばく線量が、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を満足するように、次のような放出ガスの貯留、再使用、減衰並びに放出管理等を行い、濃度及び量を低減できるものとする。なお、本設備は、３、４号炉共用設備として設計する。

(1) 窒素をカバーガスとする各タンクからのベントガス及び各機器からのベントガス等の窒素廃ガスは、ガス圧縮装置により加圧、圧縮し、ガスサージタンクに一時貯留して冷却材貯蔵タンクのカバーガスとして再使用するとともに、一定の流量で活性炭式希ガスホールドアップ装置へ送り、十分に放射能を減衰させた後、放射性物質の濃度を監視しながら換気空調設備のフィルタを通して排気筒から放出できる設計とする。

(2) 体積制御タンクへの水素の連続注入を行った場合パージされ

る核分裂生成ガスを含む水素廃ガスは、活性炭式希ガスホールドアップ装置で十分に放射能を減衰させた後、放射性物質濃度を監視しながら換気空調設備のフィルタを通して排気筒から放出できる設計とする。

(3) 気体廃棄物処理設備の水素廃ガスを処理する系統は、無漏えい構造とし、構成機器を設置する各室は、補助建屋換気空調設備により常時換気を行い、十分な雰囲気管理を行う。

7.2.3 主要設備の仕様

気体廃棄物処理設備の主要設備の仕様を第7.2.1表に示す。

7.2.4 主要設備（３、４号炉共用）

(1) ガス圧縮装置

ガス圧縮装置は、ガスサージタンクに窒素廃ガスを一時貯留するために設置する。ガス圧縮装置の容量は、最大廃ガス量約55Ｎm^3／ｈ（２ユニット分）に対して、約68Ｎm^3／ｈのものを２台設置する。

なお、ガス圧縮装置の吐出圧力はガスサージタンクの最高使用圧力を下回るように設計する。

(2) ガスサージタンク

ガスサージタンクは、約30m^3の容量のものを４基設置する。

(3) 活性炭式希ガスホールドアップ装置

活性炭式希ガスホールドアップ装置は、前置塔１基、ホールドアップ塔４基からなる。

前置塔は、活性炭充てん量約0.17ｔの容量のものを設置する。

ホールドアップ塔は、設計流量２Ｎm^3／ｈの廃ガス中の希ガスをキセノンで少なくとも45日間、クリプトンで少なくとも61時間保持し減衰させるものとして活性炭充てん量１基当たり約1.1ｔの容量の計4.4ｔのものを設置する。

なお、前置塔の入口には、除湿装置を設け、湿分による活性炭の性能劣化を防止する。

7.3　液体廃棄物処理設備

7.3.1　概　　要

液体廃棄物処理設備は、廃棄物の性状に応じて処理するため、ほう酸回収系、廃液処理系及び洗浄排水処理系の３つの主要な処理系に大別される。

これらの液体廃棄物処理設備は、下記の機能を有する。

(1)　ほう酸回収系は、冷却材貯蔵タンクに回収、貯留される１次冷却設備からの抽出１次冷却材、原子炉格納容器内１次冷却材ドレン及び原子炉補助建屋内１次冷却材ドレンを処理する。

(2)　廃液処理系は、廃液貯蔵タンクに回収、貯留される機器ドレン、床ドレン及び強酸等以外の薬品ドレンを処理する。

(3)　洗浄排水処理系は、洗浄排水タンクに集められる洗たく排水、手洗い排水及びシャワ排水を処理する。

以上の主要な処理系の他に、酸液ドレン処理系があり、薬品ドレンのうち強酸等のみを処理する。

7.3.2　設計方針

液体廃棄物処理設備の設計に際しては、原子力発電所の運転に伴い周辺環境に放出する液体廃棄物による発電所周辺の一般公衆の受ける線量当量が、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を満足するように、次のような貯留、処理、再使用、減衰、放出管理等を行い、放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計とする。なお、本設備のうち、ほう酸回収系の冷却材貯蔵タンク及び廃液処理系の廃液貯蔵タンクを含みそれ以降及び酸液ドレン処理系は、３号及び４号炉

共用設備として設計する。

また、洗浄排水処理系の洗浄排水タンクを含みそれ以降の処理系は、洗たく作業の総合運用を考慮して、１号、２号、３号及び４号炉共用として設計する。

(1) 液体廃棄物処理設備は、廃棄物の性状に応じてそれぞれ専用の処理系で処理できる設計とする。

(2) 液体廃棄物は、原則として、フィルタ、蒸発装置及び脱塩塔で処理することにより、合理的に達成できる限り放射性物質の濃度を低減できる設計とする。

(3) 液体廃棄物は、処理後、必要期間貯留し、蒸留水はその性状に応じ原則として再使用を行い、合理的に達成できる限り環境への放射性物質の放出量を低減できる設計とする。また、放出する場合は試料採取分析を行い、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した後、その濃度を監視しながら放出する設計とする。

(4) 液体廃棄物処理設備及びこれに関連する施設（7.4 固体廃棄物処理設備に記載したもののうち液体状の放射性廃棄物を取扱う設備を含む。）は、これらの施設から液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出を防止するため、次の各項を考慮した設計とする。

a．処理設備には適切な材料を使用するとともに、タンク水位の検出器、インターロック回路等の適切な計測制御設備を設けることにより、漏えいの発生を防止できる設計とする。

b．タンクの水位、漏えい検知等の警報を設け、タンク等から漏えいが生じた場合、漏えいを早期に検出し、中央制御室等に警報を発することができる設計とする。

また、処理設備を設ける建屋の床及び壁面は漏えいし難い構造とするとともに、処理設備は独立した区画内に設けるか周辺にせき等を設け、漏えいの拡大防止対策を講じることにより、放射性液体廃棄物が万一漏えいした場合に、適切に措置できる設計とする。

c．建屋外に通じる出入口等にはせき等を設け、建屋外への漏えいを防止するとともに、床及び壁面は建屋外へ漏えいし難い構造とする。

d．処理設備を設ける建屋内部には敷地外に管理されずに排出される排水が流れる排水路に通じる開口部を設けない設計とする。また、処理設備を設ける建屋の床面下には、敷地外に管理されずに排出される排水が流れる排水路を施設しない設計とする。

e．洗浄排水濃縮廃液移送容器の設計に当たっては、関係法令を遵守するものとする。また、濃縮廃液の受入れ、抜き出しは、管理区域内において配管接続により行い、その接続部は専用のフードで覆い外部への漏えいを防止するとともに、フード内に漏えい検出器を設け漏えいを監視できるものとする。

なお、洗浄排水濃縮廃液移送容器の下部には、万一の廃液の漏えいに備えてトレイを設置し、かつ漏えい検出器を設け監視する。

7.3.3　主要設備

(1)　格納容器冷却材ドレンタンク

格納容器冷却材ドレンタンクは、原子炉格納容器内の１次冷却材ドレンを集める。本タンク水は、冷却材貯蔵タンクに送り処理する。格納容器冷却材ドレンタンクは、容量約1.3m^3のものを１基設置する。なお、予想発生量は約1,600m^3／ｙである。

(2)　冷却材貯蔵タンク

冷却材貯蔵タンク（３号及び４号炉共用）は、１次冷却材の抽出水及び１次冷却材ドレンを貯留する。本タンク水は、ほう酸回収装置に送り処理する。冷却材貯蔵タンクは、容量約390m^3のものを３基設置する。なお、予想発生量は、格納容器冷却材ドレンタンクからの移送分も含めて、約9,000m^3／ｙ（２ユニット分）である。

(3)　ほう酸回収装置脱塩塔

ほう酸回収装置脱塩塔（３号及び４号炉共用）は、ほう酸回収装置で処理する水のイオン状不純物のうち、ほう酸以外のものを除去する。ほう酸回収装置脱塩塔は、樹脂容量約2.0m^3のものを２基設置する。

(4)　ほう酸回収装置

ほう酸回収装置（３号及び４号炉共用）は、冷却材貯蔵タンク水を処理する。蒸留水及び濃縮液は、再使用するため１次系純水タンク及びほう酸タンクにそれぞれ回収する。ほう酸回収装置は、容量約6.8m^3／ｈのものを２基設置する。

なお、予想処理量は約9,000m^3／ｙ(２ユニット分)である。

(5)　補助建屋サンプタンク

補助建屋サンプタンクは、原子炉補助建屋内で発生する床ドレンのうち、海水を含む恐れのない床ドレン及び配置上、廃液貯蔵タンクに落とせない補助建屋機器ドレン等を集める。

本タンク水は、廃液貯蔵タンクに送り処理する。補助建屋サンプタンクは、容量約10m^3のものを１基設置する。なお、予想発生量は３号炉で約600m^3／ｙ、４号炉で約310m^3／ｙである。

(6)　格納容器サンプ

格納容器サンプは、原子炉格納容器内で発生する床ドレンを集める。本サンプ水は、廃液貯蔵タンクに送り処理する。なお、予想発生量は約20m^3／ｙである。

(7)　廃液貯蔵タンク

廃液貯蔵タンク（３号及び４号炉共用）は、原子炉格納容器床ドレン、補助建屋機器ドレン及び床ドレン等を貯留する。本タンク水は、廃液蒸発装置に送り処理する。廃液貯蔵タンクは、容量約100m^3のものを２基設置する。なお、予想発生量は約1,900m^3／ｙ（２ユニット分）である。

(8)　廃液蒸発装置

廃液蒸発装置（３号及び４号炉共用）は、廃液貯蔵タンク水を処理する。蒸留水は脱塩塔に送り、濃縮廃液はドラム詰する。廃液蒸発装置は、容量約1.7m^3／ｈのものを２基設置する。なお、予想処理量は約1,900m^3／ｙ（２ユニット分）である。

(9)　廃液蒸留水脱塩塔

廃液蒸留水脱塩塔（３号及び４号炉共用）は、廃液蒸発装置で処理された廃液の蒸留水を更に浄化する。廃液蒸留水脱塩塔は、

樹脂容量約0.57m^{3}のものを２基設置し、このうち１基は予備とする。

(10)　廃液蒸留水タンク

廃液蒸留水タンク（３号及び４号炉共用）は、廃液蒸留水脱塩塔からの蒸留水を貯留する。本タンク水は、試料採取分析し、放射性物質の濃度が十分低いことを確認して放出する。廃液蒸留水タンクは、容量約210m^{3}のものを２基設置する。なお、予想発生量は約10,900m^3／ｙ（２ユニット分）である。

(11)　洗浄排水タンク

洗浄排水タンク（１号、２号、３号及び４号炉共用、既設）は、洗たく排水、手洗い排水及びシャワ排水を貯留する。本タンク水は、原則として洗浄排水処理装置に送り処理する。洗浄排水タンクは、容量約30m^{3}のものを２基設置する。なお、予想発生量は約6,000m^3／ｙ（４ユニット分）である。

(12)　酸液ドレンタンク

酸液ドレンタンク（３号及び４号炉共用）は、放射化学室から出る薬品ドレン（強酸等）を集める。本タンク水は、中和後ドラム詰する。酸液ドレンタンクは、容量約0.2m^{3}のものを１基設置する。なお、予想発生量は約２m^3／ｙ（２ユニット分）である。

(13)　洗浄排水処理装置

洗浄排水処理装置（１号、２号、３号及び４号炉共用）は、洗浄排水タンク水を処理する。蒸留水はタンクに送り、濃縮廃液は焼却処理する。洗浄排水処理装置は、容量約1.7m^3／ｈのものを１基設置する。なお、予想処理量は約6,000m^3／ｙ（４ユニット分）である。

(14)　洗浄排水モニタタンク

洗浄排水モニタタンク（１号、２号、３号及び４号炉共用）は、洗浄排水処理装置からの蒸留水を貯留する。本タンク水は、試料採取分析し、放射性物質の濃度が十分低いことを確認して放出する。洗浄排水モニタタンクは、容量約26m^3のものを２基設置する。なお、予想発生量は約6,000m^3／ｙ（４ユニット分）である。

(15)　洗浄排水濃縮液タンク

洗浄排水濃縮液タンク（１号、２号、３号及び４号炉共用）は、洗浄排水処理装置からの濃縮廃液を貯留する。本タンク水は、洗浄排水濃縮廃液移送容器で、２号炉の雑固体焼却設備まで移送する。洗浄排水濃縮液タンクは、容量約６m^3のものを１基設置する。なお、予想発生量は約24m^3／ｙ（４ユニット分）である。

(16)　洗浄排水濃縮廃液移送容器

洗浄排水濃縮廃液移送容器（１号、２号、３号及び４号炉共用）は、洗浄排水濃縮液タンクからの濃縮廃液を受入れ、２号炉の雑固体焼却設備まで移送する。本容器水は、２号炉の雑固体焼却設備の廃液受入タンクに受入れ後、雑固体廃棄物とともに焼却処理する。

なお、移送に当たっては、関係法令を遵守するものとする。

洗浄排水濃縮廃液移送容器は、容量約１m^3のものを１基設置する。なお、予想移送量は約24m^3／ｙ（４ユニット分）である。

7.3.4　主要仕様

液体廃棄物処理設備の主要仕様を第7.3.1表に示す。

7.3.5　試験検査

液体廃棄物処理設備は、常時使用している設備であるので、中央制御室等でその状態の監視を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

7.4　固体廃棄物処理設備

7.4.1　概　　要

固体廃棄物処理設備は、固体廃棄物の種類により、次のように分類し、それぞれに応じた処理又は貯蔵保管を行う。

(1)　廃液蒸発装置の濃縮廃液及び薬品ドレン（強酸等）

(2)　洗浄排水処理装置の濃縮廃液

(3)　脱塩塔の使用済樹脂

(4)　使用済フィルタ、布、紙、小器等の雑固体廃棄物

(5)　１号炉及び２号炉の取り外した蒸気発生器４基等、１号炉、２号炉及び３号炉の取り外した原子炉容器上部ふた３基等並びに１号炉及び２号炉の取り外した炉内構造物２基等

また、使用済制御棒等の放射化された機器は放射能の減衰を図るため、使用済燃料ピットに貯蔵する。

なお、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。

7.4.2　設計方針

固体廃棄物処理設備の設計に際しては、放射線業務従事者の受ける線量を合理的に達成できる限り低減するように、次のような処理又は貯蔵保管を行うことができる設計とする。

(1)　濃縮廃液及び薬品ドレン（強酸等）は、遮へい装置、遠隔操作等により、固化材（セメント）とともにドラム詰めできる設計とする。

(2)　洗浄排水濃縮廃液は、雑固体廃棄物とともに焼却処理し、焼却灰はドラム詰めできる設計とする。

(3)　使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵する設計とするが、固化材（セメント）とともにドラム詰めも可能な設計とする。

(4)　雑固体廃棄物は、必要に応じて圧縮減容、焼却処理又は溶融処理後、ドラム詰め等ができるか、固化材（セメント）とともにドラム詰めができるか又は固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めができる設計とする。

(5)　雑固体廃棄物のうち使用済液体用フィルタは、コンクリート等で内張りしたドラム缶に遠隔操作により詰めることができる設計とする。

(6)　雑固体廃棄物のうち使用済換気用フィルタは、圧縮減容してドラム詰めするか又は放射性物質が飛散しないようにこん包する。

(7)　固体廃棄物処理設備は、固体廃棄物の圧縮、焼却、溶融、固化等の処理過程における放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計とする。

ドラム詰め、こん包等の措置を講じた固体廃棄物は固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

１号炉及び２号炉の蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器４基等、１号炉、２号炉及び３号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた３基等並びに１号炉及び２号炉の炉内構造物の取替えに伴い取り外した炉内構造物２基等は、汚染拡大防止対策を講じるとともに、１号炉及び２号炉の炉内構造物の取替えに伴い取り外した炉内構造物２基は、遮へい機能を有する鋼製の保管容器に収納し、発電所内の蒸気発生器保管庫に貯蔵保管する。

7.4.3　主要設備

(1)　使用済樹脂貯蔵タンク

使用済樹脂貯蔵タンク（１号、２号、３号及び４号炉共用、一部既設）は、脱塩塔使用済樹脂を貯蔵する。使用済樹脂は放射性物質を減衰させるため、本タンクに貯蔵するが、固化材（セメント）とともにドラム詰めも可能なようにする。使用済樹脂貯蔵タンクは、容量約77m^3のものを３基設置する。なお、予想発生量は約14m^3／y（4ユニット分）であり、必要に応じて増設を考慮する。

(2)　セメント固化装置[(2)]

セメント固化装置（１号、２号、３号及び４号炉共用）は、濃縮廃液を遠隔操作で前処理することにより濃縮廃液からほう酸を沈殿分離し、上澄水の濃縮を行い、上澄水の濃縮液と沈殿物を固化材（セメント）とともにドラム詰する。

本装置は、セメント供給設備、復水設備、オフガス設備等を有し、他にドラム詰及びドラム移送を遠隔操作で行うためのコンベア、遮へい壁、鉛ガラス等を設ける。

本装置では、濃縮廃液のほかに薬品ドレン（強酸等）及び雑固体焼却設備で発生する焼却灰も固化材（セメント）とともにドラム詰を行うほか、使用済樹脂も固化材（セメント）とともにドラム詰も可能な設計とする。

(3)　使用済液体用フィルタ取扱装置

使用済液体用フィルタ取扱装置は、線量当量率の高い場合に使用済のカートリッジフィルタを遠隔操作で取出し、鉛容器に収納する。

なお、鉛容器に収納したフィルタはドラム詰室に移送しドラム

詰する。

(4) ベ イ ラ

ベイラ（１号、２号、３号及び４号炉共用）は、放射性物質で汚染された低レベルの圧縮可能な雑固体廃棄物を圧縮減容する。

(5) 雑固体焼却設備

雑固体焼却設備（１号、２号、３号及び４号炉共用）は、２号炉の焼却炉建屋内に設置し、雑固体廃棄物のうち、可燃性雑固体、廃油及び洗浄排水濃縮廃液を焼却処理し、減容する設備である。

本設備は焼却炉、排ガス処理装置、焼却灰処理装置等を有する。

なお、本設備からの排ガスはセラミックフィルタ等の排ガス処理装置を通した後、焼却炉排気筒から放出する。

(6) 燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備[(2)]

燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備（１号、２号、３号及び４号炉共用）は、廃棄物処理建屋内に設置し、雑固体廃棄物を燃焼減容処理し燃焼残渣を水冷してグラニュールとする。

本設備は排ガス処理設備、燃焼用油供給設備等を有し、他にドラム詰及びドラム移送を遠隔操作で行うためのコンベア、遮へい壁、鉛ガラス（一部セメント固化装置と共用）等を設ける。

なお、本設備からの排ガスはセラミックフィルタ等の排ガス処理設備を通した後、燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備排気口から放出する。

(7) 固体廃棄物貯蔵庫

固体廃棄物貯蔵庫（１号、２号、３号及び４号炉共用）は、鉄筋コンクリート造で、貯蔵庫内には、フォークリフト除染場、サンプピット等を設ける。

なお、固体廃棄物貯蔵庫は、200ℓドラム缶約49,000本相当を貯蔵保管する能力がある。

(8) 雑固体溶融処理設備

雑固体溶融処理設備（１号、２号、３号及び４号炉共用）は、雑固体溶融処理建屋（１号、２号、３号及び４号炉共用）内に設置し、雑固体廃棄物を溶融処理し、減容する設備である。本設備は、溶融炉、排ガス処理装置等を有する。また、本設備からの排気ガスはセラミックフィルタ等の排ガス処理装置を通した後、雑固体溶融処理建屋排気口から放出する。

(9) 蒸気発生器保管庫

蒸気発生器保管庫（１号、２号及び３号炉共用、既設）は、１号炉及び２号炉の蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器４基等、１号炉、２号炉及び３号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い取り外した原子炉容器上部ふた３基等並びに１号炉及び２号炉の炉内構造物の取替えに伴い取り外した炉内構造物２基等を貯蔵保管する能力がある。

本保管庫は、所要の遮へい設計を行い、耐震Ｃクラスとして設計するとともに、準拠する法令、規格、基準を満足するよう設計する。

7.4.4　主要仕様

固体廃棄物処理設備の主要仕様を、第7.4.1表に示す。

7.4.5　試験検査

固体廃棄物処理設備は、常時使用している設備であるので、中央制御室等でその状態の監視を行うことにより、その機能の健全性を確認する。

7.5 参考文献

(1) 「活性炭式希ガスホールドアップ装置について」MAPI－1068
三菱原子力工業、昭和58年

(2) 「日揮原子力技報」第３号 ISSN 0285-6360
日揮株式会社、昭和62年（昭和63年3月改訂）

第7.2.1表　気体廃棄物処理設備の設備仕様（３、４号炉共用）

(1)	ガス圧縮装置	
	個数	2
	容量	約68（Nm^3／h）／個
	本体材料	ステンレス鋼
(2)	ガスサージタンク	
	個数	4
	容量	約30m^3／個
	本体材料	炭素鋼
(3)	活性炭式希ガスホールドアップ装置	
a	前置塔	
	個数	1
	活性炭充てん量	約0.17ｔ
b	ホールドアップ塔	
	個数	4
	活性炭充てん量	約4.4ｔ（1基当たり約1.1ｔ）
	動的吸着係数	キセノンに対して約500Nm^3／ｔ（40℃において） クリプトンに対して約30Nm^3／ｔ（40℃において）
c	処理能力	
	保持時間	キセノンに対して45日間以上 クリプトンに対して61時間以上

第7.3.1表　液体廃棄物処理設備の主要仕様

(1)　格納容器冷却材ドレンタンク

基数	1
容量	約1.3m^3
材料	ステンレス鋼

(2)　冷却材貯蔵タンク（3号及び4号炉共用）

基数	3
容量	約390m^3／基
材料	ステンレス鋼

(3)　ほう酸回収装置脱塩塔（3号及び4号炉共用）

基数	2
容量	約2.0m^3／基
本体材料	ステンレス鋼

(4)　ほう酸回収装置（3号及び4号炉共用）

基数	2
容量	約6.8（m^3／h）／基
本体材料	ステンレス鋼

(5)　補助建屋サンプタンク

基数	1
容量	約10m^3
材料	ステンレス鋼

(6)　廃液貯蔵タンク（3号及び4号炉共用）

基数	2
容量	約100m^3／基
材料	ステンレス鋼

(7)　廃液蒸発装置（３号及び４号炉共用）

基　　数	2
容　　量	約1.7（m^3／ｈ）／基
本体材料	ステンレス鋼

(8)　廃液蒸留水脱塩塔（３号及び４号炉共用）

基　　数	2
容　　量	約0.57m^3／基
本体材料	ステンレス鋼

(9)　廃液蒸留水タンク（３号及び４号炉共用）

基　　数	2
容　　量	約210m^3／基
材　　料	ステンレス鋼

(10)　洗浄排水タンク（１号、２号、３号及び４号炉共用、既設）

基　　数	2
容　　量	約30m^3／基
材　　料	ステンレス鋼

(11)　酸液ドレンタンク（３号及び４号炉共用）

基　　数	1
容　　量	約0.2m^3
材　　料	ステンレス鋼

(12)　洗浄排水処理装置（１号、２号、３号及び４号炉共用）

基　　数	1
容　　量	約1.7m^3／ｈ
本体材料	耐食耐熱合金鋼

(13)　洗浄排水モニタタンク（１号、２号、３号及び４号炉共用）

基　　数	2
容　　量	約26m^3／基
材　　料	ステンレス鋼

(14)　洗浄排水濃縮液タンク（１号、２号、３号及び４号炉共用）

基　　数	1
容　　量	約6m^3
材　　料	ステンレス鋼

(15)　洗浄排水濃縮廃液移送容器（１号、２号、３号及び４号炉共用）

基　　数	1
容　　量	約1m^3
本 体 材 料	ステンレス鋼

第7.4.1表　固体廃棄物処理設備の主要仕様

(1)　使用済樹脂貯蔵タンク（１号、２号、３号及び４号炉共用）

基　　数	3
容　　量	約77m^3（1基当たり）
材　　料	ステンレス鋼

(2)　セメント固化装置（１号、２号、３号及び４号炉共用）

基　　数	1

(3)　使用済液体用フィルタ取扱装置

基　　数	1

(4)　ベ　イ　ラ（１号、２号、３号及び４号炉共用）

基　　数	1

(5)　雑固体焼却設備（１号、２号、３号及び４号炉共用）

基　　数	1

(6)　燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備（１号、２号、３号及び４号炉共用）

基　　数	1

(7)　固体廃棄物貯蔵庫（１号、２号、３号及び４号炉共用）

１－固体廃棄物貯蔵庫

面　　積	約 2,000m^2
容　　量	約11,000本（200ℓドラム缶相当）

２－固体廃棄物貯蔵庫

面　　積	約 1,600m^2
容　　量	約 8,000本（200ℓドラム缶相当）

３－固体廃棄物貯蔵庫

面　　積	約 2,000m^2
容　　量	約10,000本（200ℓドラム缶相当）

４－固体廃棄物貯蔵庫

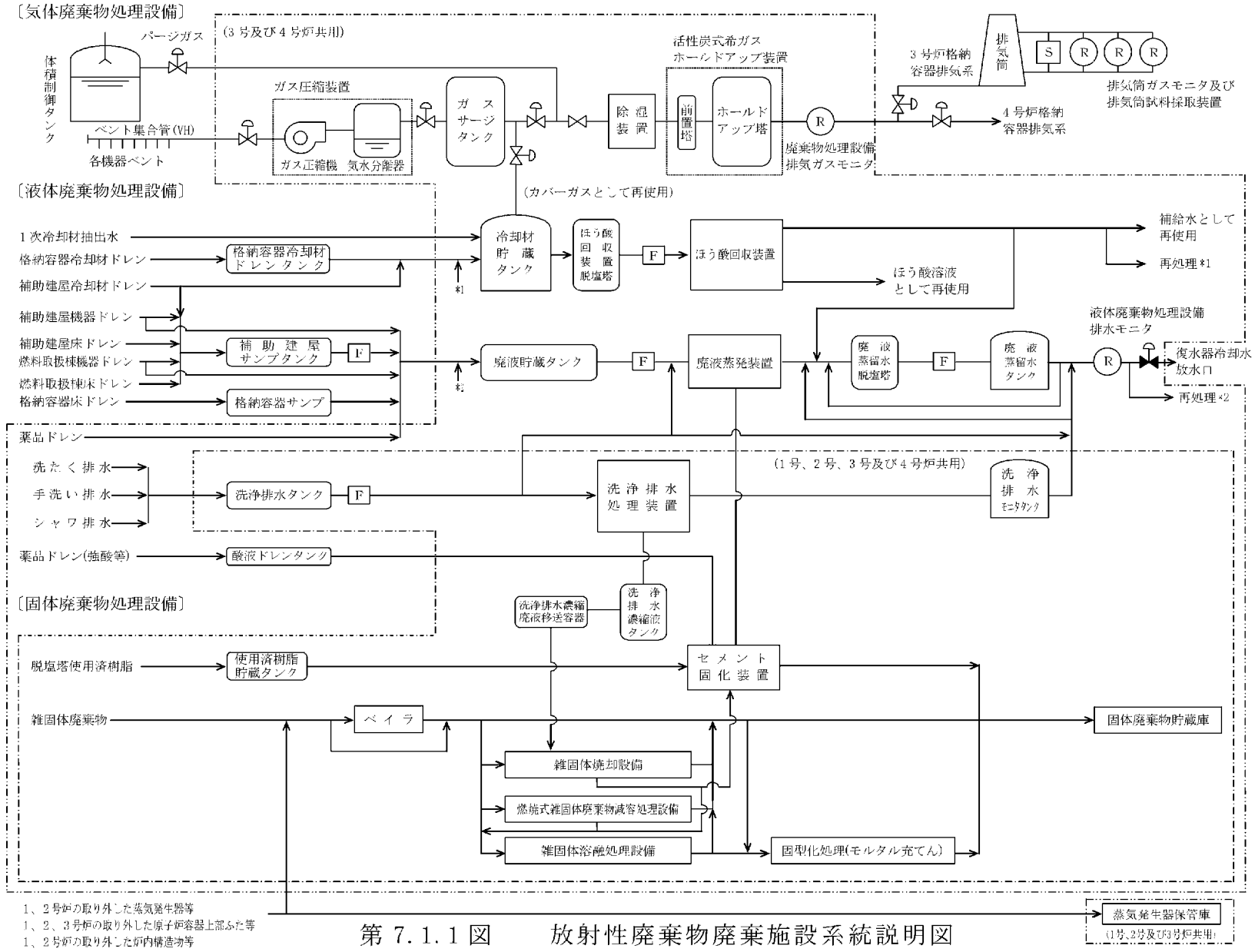
面　　積	約 5,900m^2
容　　量	約20,000本（200ℓドラム缶相当）

(8)　雑固体溶融処理設備（１号、２号、３号及び４号炉共用）

基　　数	1

(9)　蒸気発生器保管庫（１号、２号及び３号炉共用、既設）

面　　積	約 1,200m^2
構　　造	地上式鉄筋コンクリート造
保管対象物	蒸気発生器４基、配管等、 原子炉容器上部ふた３基等、 炉内構造物２基等



第 7.1.1 図　　放射性廃棄物廃棄施設系統説明図

８．　放射線管理施設

8.1　放射線管理設備[1]

8.1.1　通常運転時等

8.1.1.1　概　　要

放射線管理設備は、敷地周辺の一般公衆の放射線被ばくが十分低く保たれていることを監視するとともに、発電所従業員等を本発電所に起因する放射線被ばくから防護するために従業員等の放射線被ばくを十分に監視及び管理するためのもので、放射線管理関係設備、放射線監視設備、放射線計測器の校正設備及び放射線防護設備よりなる。

8.1.1.2　設計方針

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の放射線被ばくが十分低く保たれていることを監視するため、次の設計方針に基づき、放射線管理設備を設ける。

(1)　放射線業務従事者等、管理区域内に立入る者及び物品の搬出入に対して、出入管理、汚染管理及び各個人の被ばく管理ができる設計とする。

(2)　通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、異常な放射性物質の放出、発電所内外の外部放射線量率、放射性物質の濃度等を測定及び監視できる設計とする。

(3)　万一の事故に備えて、必要な放射線計測器及び防護作業器材を備える。

(4)　中央制御室及び代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）に必要な情報の通報が可能である設計とする。

(5)　放射線監視設備は、測定対象核種、測定下限濃度、測定頻度、試料採取方法等を適切に定め管理すること等で、通常運転時、発電所外へ放出される放射性物質の放射能量を監視できる設計とする。

なお、放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に適合する設計とする。

(6)　設計基準事故時に監視が必要な放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に適合する設計とする。

(7)　モニタリングステーション及びモニタリングポストは、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、専用の無停電電源装置を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、モニタリングステーション及びモニタリングポストから中央制御室までのデータ伝送系及び代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）までのデータ伝送系は、有線及び無線により、多様性を有し、指示値は中央制御室で監視及び、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

(8) 放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定及び記録できる設計とする。

8.1.1.3 主要設備

(1) 放射線管理関係設備

出入管理、汚染管理、化学分析、放射性物質の濃度の測定等のため、次の設備を設ける。

a. 出入管理設備

管理区域内への立入りは、出入管理室（3号及び4号炉共用）を通る設計とし、ここで人員の出入管理を行う。また、物品の搬出入についても出入管理室を通る設計とする。ただし、燃料及び大型機器の搬出入に際しては、原子炉周辺建屋、原子炉補助建屋、廃棄物処理建屋等の機器搬入口に臨時の出入管理設備を設けて出入管理を行う。

雑固体溶融処理建屋の管理区域への立入りについては、雑固体溶融処理建屋の出入管理室（1号、2号、3号及び4号炉共用）を通る設計とし、ここで出入管理を行う。

また、放射線管理に必要な各種サーベイメータ等を備える。

b. 汚染管理設備

人の退出及び物品の搬出に伴う汚染の管理を行うために汚染管理設備（3号及び4号炉共用）を設ける。これには更衣室、シャワ室、手洗い場、退出モニタ、汚染衣類の洗

たく室及び機器除染室がある。

また、雑固体溶融処理建屋の汚染管理設備（１号、２号、３号及び４号炉共用）には、更衣室、シャワ室及び退出モニタを備える。

c. 試料分析関係設備

１次冷却設備、放射性廃棄物廃棄施設、その他各設備からの試料及び環境試料の一般化学分析及び放射化学分析並びに放射能測定を行うために次のようなものを設ける。

(a) 原子炉系試料採取室（３号及び４号炉共用）

各種系統からの試料をこの室で採取する。試料採取設備の詳細については、6.5 試料採取設備に述べるが、当室内にある主な設備は、サンプル冷却器、サンプル取扱設備、サンプルフード等である。

(b) 放射化学室

管理区域内の液体及び気体試料の分析を行うため放射化学室（３号及び４号炉共用）を設ける。

(c) 放射能測定室

各種系統及び作業環境の放射性物質濃度等を測定するために放射能測定室（３号及び４号炉共用）を設ける。

また、雑固体溶融処理建屋に専用の測定室（１号、２号、３号及び４号炉共用）を設け、放射性試料の放射能を測定する。

(d) 環境放射能測定室

海水、海洋生物、土壌、陸上生物等の環境試料中の放射性物質の濃度を測定するため、環境放射能測定室（１

号、２号、３号及び４号炉共用）を設ける。

当室内にある主な設備は、試料放射能測定装置、化学分析装置等である。

(e)　校正線源室

サーベイメータ、エリアモニタ等の放射線測定器の校正及び校正用密封線源の保管をするために校正線源室（１号、２号、３号及び４号炉共用）を設ける。

当室内にある主な設備としては、サーベイメータ校正台、個人被ばく測定器照射台、標準照射線量計、校正用密封線源、線源貯蔵庫、パルス発生器、シンクロスコープ等がある。

d.　個人管理関係設備（３号及び４号炉共用）

発電所従業員等の被ばく管理のために警報付きポケット線量計、蛍光ガラス線量計、ホールボディカウンタ等を備える。

(2)　放射線監視設備

a.　プロセスモニタリング設備

発電所外へ放出する放射性物質の濃度及び各系統の放射性物質の濃度を監視するため主要な系統にプロセスモニタリング設備を設ける。この設備には、連続的に放射能を測定するプロセスモニタと連続的に試料を採取する試料採取装置がある。プロセスモニタは中央制御室内で自動記録、指示を行い、放射能レベルが設定値を超えたときは、中央制御室に警報を発する。

試料採取装置は、排気筒から放出される排気ガス中のよ

う素、トリチウム、粒子状物質の放射性物質の濃度を測定する。プロセスモニタとしては次のものがあり、その説明図を第8.1.1図～第8.1.4図に示し、設備仕様の概略を第8.1.1表に示す。

(a) 原子炉格納容器モニタ

原子炉格納容器内のガス及びじんあいの放射能監視を行うもので、格納容器ガスモニタ及び格納容器じんあいモニタを設ける。

(b) 排気筒ガスモニタ

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時において排気筒から放出される排気ガス中の放射能監視を行うもので、排気筒ガスモニタを設ける。なお、事故時において十分な測定範囲を有する検出器を設ける。

(c) 復水器排気ガスモニタ

復水器真空ポンプからの排気ガス中の放射能を監視し、1次冷却系から2次冷却系への漏えいを検知する。

(d) 廃棄物処理設備排ガスモニタ（3号及び4号炉共用）

気体廃棄物処理設備の活性炭式希ガスホールドアップ装置の健全性を確認するため排ガス中の放射能の監視を行う。

(e) 蒸気発生器ブローダウン水モニタ

蒸気発生器2次側ブローダウン水の放射能を監視し、1次冷却系から2次冷却系への漏えいを検知する。

(f) 原子炉補機冷却水モニタ

1次冷却設備、化学体積制御設備、放射性廃棄物廃棄

施設、余熱除去設備等から、原子炉補機冷却水側への放射能の漏えいを検知する。

(g) 廃棄物処理設備排水モニタ（３号及び４号炉共用）

液体廃棄物処理設備の排出液中の放射能監視を行う。

(h) 補助蒸気復水モニタ（３号及び４号炉共用）

液体廃棄物処理設備の廃液蒸発器等の加熱蒸気側ドレン中の放射能を監視し、蒸気ドレン側への放射能の漏えいを検知する。

(i) 使用済燃料ピット排気ガスモニタ

使用済燃料ピット周りからの排気ガス中の放射能を監視するモニタを設ける。

(j) 一般補機室排気ガスモニタ(内2個については３号及び４号炉共用)

活性炭式希ガスホールドアップ装置等を含む区域の空気中の放射性物質の濃度を把握するため、これらの区域からの排気ガス中の放射能を監視するモニタを設ける。

(k) 安全補機室排気ガスモニタ

安全補機室等の空気中の放射性物質の濃度を把握するため、排気ガス中の放射能を監視するモニタを設ける。

(l) 主蒸気管モニタ

蒸気発生器伝熱管破損事故時に主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁から放出される蒸気中の放射能の監視を行う。

(m) 高感度型主蒸気管モニタ

主蒸気管中の放射性物質の濃度を監視し、１次冷却系から２次冷却系への漏えいを検知する。

(n)　セメント固化装置オフガスモニタ（3号及び4号炉共用）

セメント固化装置における復水器の排気ガス及びタンク等のベントガス中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。

(o)　廃棄物処理建屋排気ガスモニタ（3号及び4号炉共用）

廃棄物処理建屋の排気中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。

(p)　燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備排気ガスモニタ（3号及び4号炉共用）

燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備の排気ガス中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。

(q)　雑固体溶融処理建屋排気ガスモニタ（3号及び4号炉共用）

雑固体溶融処理設備及び雑固体溶融処理建屋の排気ガス中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。

(r)　溶融炉排気ガスモニタ（3号及び4号炉共用）

雑固体溶融処理設備における溶融炉等の排気ガス中の放射性物質の濃度を監視するモニタを設ける。

b.　エリアモニタリング設備

中央制御室及び管理区域内の主要箇所の外部放射線に係る線量当量率を連続的に測定するため、エリアモニタを設ける。

この設備は、中央制御室で記録、指示するとともに設定

値を超えた時は、現場及び中央制御室に警報を発する。検出器には、半導体又は電離箱を使用する。

エリアモニタを設ける区域は、次のとおりである。

(a) 中央制御室（３号及び４号炉共用）

(b) ドラム詰室（３号及び４号炉共用）

(c) 放射化学室（３号及び４号炉共用）

(d) 充てんポンプ室

(e) 使用済燃料ピット付近

(f) 原子炉系試料採取室（３号及び４号炉共用）

(g) 原子炉格納容器内（エアロック付近）

(h) 原子炉格納容器内（炉内核計装付近）

(i) 廃棄物処理建屋内（３号及び４号炉共用）

(j) 雑固体溶融処理建屋内（３号及び４号炉共用）

なお、燃料取扱い中の原子炉格納容器内（運転操作床面付近）及び保修中の機器室の付近には可搬式エリアモニタ装置を必要に応じて設ける。

さらに、設計基準事故時において十分な測定範囲を有する格納容器エリアモニタを設ける。

c. 周辺モニタリング設備

(a) 固定モニタリング設備（１号、２号、３号及び４号炉共用）

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に発電所敷地境界付近の空間放射線量率を連続的に監視するために、モニタリングステーション及びモニタリングポストを設けるほか、発電所敷地境界付近及び

その周辺に空間積算線量を測定するため、モニタリングポイントを設ける。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、非常用所内電源に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、専用の無停電電源装置を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、モニタリングステーション及びモニタリングポストから中央制御室までのデータ伝送系及び代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）までのデータの伝送系は、有線及び無線により、多様性を有し、指示値は中央制御室で監視及び代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。モニタリングステーション及びモニタリングポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

主な周辺モニタリング設備仕様の概略を第8.1.2表に示す。

(b) 移動式放射能測定装置（１、２、３、４号炉共用、既設）

万一、放射性物質の異常放出があった場合など、発電所敷地周辺の外部放射線量率及び空気中の放射性物質濃度を敏速に測定するために設けている線量率サーベイメータ、ダストサンプラ、よう素サンプラ等をとう載した無線通話装置付の移動式放射能測定装置（モニタ車）を

共用する。

（c） 気象観測設備（１、２、３、４号炉共用、既設）

放射性気体廃棄物の放出管理、発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価及び一般気象データ収集のために設けている気温、風向、風速、降雨量、大気安定度の判定に必要な日射量、放射収支量等を観測する気象観測設備を共用する。

d. 放射線サーベイ設備（３、４号炉共用）

所内外の必要箇所、とくに管理区域内で従業員が頻繁に立入る箇所及び原子炉安全運転上必要な箇所については、外部放射線量率、空気中及び水中の放射性物質の濃度並びに表面汚染密度のうち、必要なものを定期的に測定監視する。

測定は、外部放射線量率については携帯用の各種サーベイメータにより、空気中及び水中の放射性物質濃度についてはサンプリングによる放射能測定により、また、表面汚染密度についてはサーベイメータ又はスミヤ法による放射能測定によって行う。

(3) 放射線防護設備（３、４号炉共用）

放射線防護並びに救助活動に必要な資材として、防護衣、呼吸器、防護マスク、無線機等の防護用機器を備える。また、鉛遮へいブロック等の遮へい用器材及び汚染除去器材を備える。

8.1.1.4　評　　価

(1)　運転に伴う従業員等の被ばく線量を管理するため、出入管理設備、汚染管理設備及び個人管理関係設備を設けるほか、発電所内の放射線の監視のため、エリアモニタリング設備及び放射線サーベイ設備を設け、十分な管理及び監視が可能な設計となっている。

(2)　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一般公衆の放射線被ばくの監視のために、プロセスモニタリング設備及び周辺モニタリング設備を設置し、必要箇所をサンプリングすることにより、発電所周辺の放射線を十分監視できる設計となっている。

(3)　通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時には格納容器じんあいモニタ及び格納容器ガスモニタによって連続的に、事故後は格納容器内放射線量率を格納容器エリアモニタによって連続的に、また放射性物質濃度を原子炉格納容器内の空気及び1次冷却材のサンプリングによって知ることができる設計となっている。

また、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の放射性物質の放出経路となる排気筒、復水器排気ライン及び廃棄物処理設備排水ライン等の排水放出ライン、並びに事故時の放出経路となる排気筒及び主蒸気管にはモニタを設置するとともに、必要箇所はサンプリングができる設計となっている。

(4)　エリアモニタリング設備は中央制御室及び管理区域内の主要箇所の外部放射線量率を、また、プロセスモニタリング設備は主要系統の放射能レベルを連続監視し、異常時には中央

制御室及びその他必要な箇所に警報を発する設計となっている。

8.1.2　重大事故等時

8.1.2.1　概　　要

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

放射線管理設備（重大事故等時）の設置及び保管場所概要図を第8.1.5図から第8.1.8図に示す。

使用済燃料ピットに係る重大事故等により、使用済燃料ピット区域の空間線量率が変動する可能性のある範囲にわたり測定するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータである原子炉格納容器内の放射線量率を計測又は監視及び記録ができる重大事故等対処設備を設置する。

代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定する代替緊急

時対策所エリアモニタ又は緊急時対策所エリアモニタを保管する。

なお、代替緊急時対策所エリアモニタは、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。

8.1.2.2　設計方針

(1)　放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するための設備として、以下の常設モニタリング設備（モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定）、可搬型代替モニタリング設備（可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定）、モニタリング設備（可搬型エリアモニタによる放射線量の測定、可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定、可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定及び海上モニタリング測定）を設ける。

a.　モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定

常設モニタリング設備（モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定）として、モニタリングステーション及びモニタリングポストを使

用する。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近の放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるとともに、原子力災害対策特別措置法第10条及び第15条に定められた事象の判断に必要な十分な台数を設置する設計とする。

モニタリングステーション及びモニタリングポストについては、重大事故等対処設備としての地盤の変形及び変位又は地震等による機能喪失を考慮し、可搬型代替モニタリング設備を有する設計とする。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

・モニタリングステーション及びモニタリングポスト
（重大事故等時のみ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）

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.　可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定

モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合にその機能を代替する可搬型代替モニ

タリング設備（可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定）として、可搬型モニタリングポストを使用する。

可搬型モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所敷地境界付近において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるとともに、モニタリングステーション及びモニタリングポストを代替し得る十分な個数を保管する設計とする。可搬型モニタリングポストの指示値は、無線により伝送し、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。可搬型モニタリングポストで測定した放射線量は、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。可搬型モニタリングポストの電源は、充電池を使用する設計とする。充電池は、予備の充電池と交換することにより、継続して測定ができ、使用後の充電池は、代替緊急時対策所等の電源から充電すること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。

・可搬型モニタリングポスト（３号及び４号炉共用）

c. 可搬型エリアモニタによる放射線量の測定

モニタリング設備（可搬型エリアモニタによる放射線量の測定）として、可搬型エリアモニタを使用する。

可搬型エリアモニタは、重大事故等が発生した場合に、

発電用原子炉施設から放出される放射線量を、原子炉格納容器を囲む８方位において、監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるとともに、測定が可能な個数を保管する設計とする。可搬型エリアモニタの指示値は、無線により伝送し、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。可搬型エリアモニタで測定した放射線量は、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。可搬型エリアモニタの電源は、乾電池を使用する設計とする。乾電池は、予備の乾電池と交換することにより、継続して測定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。

・可搬型エリアモニタ（３号及び４号炉共用）

d.　放射性物質の濃度の代替測定

（a）　可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

モニタリングカーのダスト・よう素サンプラ又はダスト・よう素測定装置が機能喪失した場合にその機能を代替するモニタリング設備（可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定）として、可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラを使用する。

可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺に

おいて、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示するとともに、モニタリングカーの測定機能を代替し得る十分な個数を保管する設計とする。可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ）の電源は、乾電池を使用する設計とし、可搬型ダストサンプラの電源は、充電池を使用する設計とする。乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、継続して測定ができる設計とする。また、充電池を用いるものについては、予備の充電池と交換することにより、継続して測定ができ、使用後の充電池は、代替緊急時対策所等の電源から充電すること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。

・可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ）（３号及び４号炉共用）

・可搬型ダストサンプラ（３号及び４号炉共用）

e. 可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定

(a) 可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定及び海上モニタリング測定

モニタリング設備（可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定及び海上モニタリング測定）として、可搬型放射線計測器、可搬型ダストサンプラ及び小型船舶を使用する。

可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示するとともに、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）における放射性物質の濃度及び放射線量の測定が可能な個数を保管する設計とする。周辺海域においては、小型船舶を用いる設計とする。可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ）の電源は、乾電池を使用する設計とし、可搬型ダストサンプラの電源は、充電池を使用する設計とする。乾電池を用いるものについては、予備の乾電池と交換することにより、継続して測定ができる設計とする。また、充電池を用いるものについては、予備の充電池と交換することにより、継続して測定ができ、使用後の充電池は、代替緊急時対

策所等の電源から充電すること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。

・可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ）（３号及び４号炉共用）

・可搬型ダストサンプラ（３号及び４号炉共用）

・小型船舶（３号及び４号炉共用）

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

(2)　風向、風速その他の気象条件の測定に用いる設備

重大事故等時に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備として、以下の重大事故等対処設備（可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定）を設ける。

a.　可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定

気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備（可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定）として、可搬型気象観測装置を使用する。

可搬型気象観測装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録できるとともに、気象観測設備を代替し得る十分な個数を保管する設計とする。可搬型気象

観測装置の指示値は、無線により伝送し、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）で監視できる設計とする。可搬型気象観測装置で測定した風向、風速その他の気象条件は、原則、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われない設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。可搬型気象観測装置の電源は、充電池を使用する設計とする。充電池は、予備の充電池と交換することにより、継続して測定ができ、使用後の充電池は、代替緊急時対策所等の電源から充電すること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。

・可搬型気象観測装置（３号及び４号炉共用）

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。

(3)　使用済燃料ピットの状態監視に用いる設備

a.　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）による使用済燃料ピット区域

の空間線量率の測定

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、使用済燃料ピット区域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可能な設計とする。

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。

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、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は、以下のとおりとする。

・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）

(4)　原子炉格納容器内の状態監視に用いる設備

a.　格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）による原子

炉格納容器内の放射線量率の測定

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）は、原子炉格納容器内の放射線量率を想定される重大事故等に計測又は監視及び記録ができる設計とする。

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）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。

(5) 代替緊急時対策所又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）の放射線量の測定に用いる設備

a. 代替緊急時対策所エリアモニタ又は緊急時対策所エリアモニタによる代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内の放射線量の測定

代替緊急時対策所エリアモニタ又は緊急時対策所エリアモニタは、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定できる設計とする。

代替緊急時対策所エリアモニタ又は緊急時対策所エリアモニタの多様性、位置的分散、悪影響防止、共用の禁止、容量等、環境条件等、操作性の確保、試験検査については、「10.9 緊急時対策所 10.9.2 重大事故等時」にて記載する。

8.1.2.2.1　多様性、位置的分散

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

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、ディーゼル発電機に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。

可搬型モニタリングポストは、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に保管することで、屋外のモニタリングステーション及びモニタリングポストと位置的分散を図る設計とする。

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）の計測装置並びに格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）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。

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）は、主要パラメータ及び代替パラメータに対して可能な限り多様性を考慮した設計とする。

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。

8.1.2.2.2　悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1　多様性、位置的分散、

悪影響防止等」に示す。

モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定に使用するモニタリングステーション及びモニタリングポストは、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。

可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定に使用する可搬型モニタリングポストは、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、可搬型モニタリングポストは、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。

可搬型エリアモニタによる放射線量の測定に使用する可搬型エリアモニタは、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、可搬型エリアモニタは、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。

可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の代替測定に使用する可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラ、並びに可搬型放射線計測器等による空気中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による水中の放射性物質の濃度の測定、可搬型放射線計測器による土壌中の放射性物質の濃度の測定及び海上モニタリン

グ測定に使用する可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ）、可搬型ダストサンプラ及び小型船舶は、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。

可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定に使用する可搬型気象観測装置は、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、可搬型気象観測装置は、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。

使用済燃料ピット区域の空間線量率の測定に使用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、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉格納容器内の放射線量率の測定に使用する格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）は、チャンネル相互を物理的、電気的に分離し、チャンネル間の独立を図るとともに、主要パラメータ及び代替パラメータ間においてもパラメータ相互を分離し、独立を図ることで、他の設備に悪影

響を及ぼさないよう独立した設計とする。

8.1.2.2.3　共用の禁止

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

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、重大事故等時の放射線量の状況について、一元的な管理をすることで、総合的な判断に資することができ、安全性の向上が図れることから、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

これらの設備は、共用することで悪影響を及ぼさないよう、号炉の区分けなく放射線量を測定する設計とする。

なお、モニタリングステーション及びモニタリングポストは、重大事故等時の放射線量を測定する場合のみ３号炉及び４号炉共用とする。

8.1.2.2.4　容量等

基本方針については、「1.1.7.2　容量等」に示す。

発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定するモニタリングステーション及びモニタリングポスト、可搬型モニタリングポスト、可搬型エリアモニタ、可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラは、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、設計基準事故時の監視設備と兼用しており、原子力災害対策特別措置法第10条及び第15条に定められた事象の判断に必要な十分な台数として３号炉及び４号炉で３台（重大事故等時のみ３号及び４号炉共用）を設置する設計とする。

可搬型モニタリングポストは、モニタリングステーション及びモニタリングポストが機能喪失しても代替し得る十分な個数として３号炉及び４号炉で１セット３個使用する。保有数は、３号炉及び４号炉で１セット３個、保守点検は模擬入力による特性確認等であり、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４個（３号及び４号炉共用）を保管する。

可搬型エリアモニタは、原子炉格納容器を囲む８方位における放射線量の測定及び緊急時対策所の加圧判断が可能な個数として３号炉及び４号炉で１セット８個使用する。保有数は、３号炉及び４号炉で１セット８個、保守点検は模擬入力による特性確認等であり、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９個（３号及び４号炉共用）を保管する。

可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、電離箱サーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラは、モニタリングカーの代替測定並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）にお

いて発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を測定し得る十分な個数として３号炉及び４号炉で１セット各２個使用する。保有数は、３号炉及び４号炉で１セット各２個、保守点検は模擬入力による特性確認等であり、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各１個の合計各３個（３号及び４号炉共用）を保管する。

可搬型放射線計測器（ZnSシンチレーションサーベイメータ）は、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な個数として３号炉及び４号炉で１セット１個使用する。保有数は、３号炉及び４号炉で１セット１個、保守点検は模擬入力による特性確認等であり、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２個（３号及び４号炉共用）を保管する。

小型船舶は、発電所の周辺海域において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な可搬型放射線計測器、可搬型ダストサンプラ及び要員を積載できるものを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、保守点検は外観点検等であり、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台の合計２台（３号及び４号炉共用）を保管する。

可搬型気象観測装置は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める通常観測の観測項目を測定できる設計とする。

可搬型気象観測装置は、気象観測設備が機能喪失しても代替し得る個数として３号炉及び４号炉で１セット１個使用する。保有数は、３号炉及び４号炉で１セット１個、保守点検は特性の確認等であり、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２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。

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）は、設計基準を超える状態において原子炉施設の状態を推定するための計測範囲を有する設計とする。

8.1.2.2.5　環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3　環境条件等」に示す。

モニタリングステーション及びモニタリングポストは、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。

可搬型モニタリングポスト及び可搬型エリアモニタは、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に保管するとともに、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。操作は設置場所で可能な設計とする。

可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、電離箱サーベイメータ）及び可搬型ダストサンプラは、代替緊急時対策所内又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に保管するとともに、屋外で使用し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。人が携行して

測定が可能な設計とし、操作は設置場所（使用場所）で可能な設計とする。

小型船舶は、屋外で保管及び使用し、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、海で使用するため、耐腐食性材料を使用する設計とする。操作は使用場所で可能な設計とする。可搬型気象観測装置は、屋外又は緊急時対策所（緊急時対策棟内）内に保管するとともに、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。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。

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）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。

8.1.2.2.6　操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4　操作性及び試験・検査性について」に示す。

モニタリングステーション及びモニタリングポストを使用した、モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定を行う系統は、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。

可搬型モニタリングポストを使用した、可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定を行う系統は、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。可搬型モニタリングポストは、人力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。また、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

可搬型エリアモニタを使用した、可搬型エリアモニタによる放射線量の測定を行う系統は、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。可搬型エリアモニタは、人力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。また、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

可搬型放射線計測器、可搬型ダストサンプラ及び小型船舶は、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。可搬型放射線計測器及び可搬型ダストサンプラは、人力により運搬できる設計とする。また、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

小型船舶は、容易に操縦ができ、車両等により運搬ができる設計とする。

可搬型気象観測装置を使用した、可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定を行う系統は、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。可搬型気象観測装置は、人力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。また、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

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）の計測装置等の取付架台への取り付けは、取付金具を用いて確実に取り付けできる設計とする。使用済燃料ピット周辺線量率（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）の計測装置等は、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。

8.1.2.3　主要設備及び仕様

放射線管理設備の主要設備及び仕様を第8.1.3表及び第8.1.4表に示す。

8.1.2.4　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。

放射線量の測定に使用するモニタリングステーション及びモニタリングポストは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。

放射線量の測定に使用する可搬型モニタリングポスト、可搬型エリアモニタ、可搬型放射線計測器（電離箱サーベイメータ）及び放射性物質の濃度の測定に使用する可搬型放射線計測器（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ）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。

放射性物質の濃度の測定に使用する可搬型ダストサンプラは、機能・性能の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

放射性物質の濃度及び放射線量の測定に使用する小型船舶は、機能・性能の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

風向、風速その他の気象条件の測定に使用する可搬型気象観測装置は、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。

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、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。

格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）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。

8.2　換気空調設備

8.2.1　換気設備

8.2.1.1　概　　要

換気空調設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時に発電所従業員等に新鮮な空気を送るとともに、空気中の放射性物質を除去低減するもので、格納容器換気空調設備、補助建屋換気空調設備等で構成する。アニュラス空気浄化設備及び安全補機室空気浄化設備は、工学的安全施設の一部として、9.3 アニュラス空気浄化設備及び9.4 安全補機室空気浄化設備の節に述べているので、ここでは省略する。

8.2.1.2　設計方針

(1)　換気空調設備は、管理区域内、管理区域外の別により、また、それぞれの区域内でも機能の別により系統を分ける。

(2)　換気は清浄区域に新鮮な空気を供給して、放射能レベルの高い区域に向って流れるようにし、排気は適切なフィルタを通して行う。

(3)　各換気系統は、その容量が区域及び部屋の必要な換気並びに除熱を十分に行えるようにする。なお、換気回数は、原子炉格納容器は1.5回／ｈ、原子炉補助建屋等は２回／ｈ以上とする。

(4)　各換気空調設備のフィルタは、点検及び交換ができるように設計する。

(5)　よう素フィルタには、温度感知設備を設ける。

(6) 中央制御室空調装置は、事故時には外気との連絡口を遮断し、よう素フィルタを通る閉回路循環方式とし、運転員等を過度の放射線被ばくから防護するように設計する。

(7) 重要度が特に高い安全機能を有する換気空調設備においては、単一故障を仮定してもその安全機能を失うことのないよう原則として多重性を備える設計とする。

(8) 火災の延焼防止が必要な換気ダクトには防火ダンパを設置する。

8.2.1.3 主要設備の仕様

主要設備の仕様を第8.2.1表から第8.2.8表に示す。

8.2.1.4 主要設備

(1) 格納容器換気空調設備

格納容器換気空調設備は、格納容器空調装置、格納容器再循環装置、格納容器空気浄化装置、制御棒駆動装置冷却装置、原子炉容器室冷却装置、蒸気発生器室冷却装置、加圧器室冷却装置、格納容器減圧装置等で構成する。系統の概略を第8.2.1図に、主要設備の仕様を第8.2.1表に示す。

a. 格納容器空調装置

原子炉停止中、従業員等が原子炉格納容器内に立入る場合の換気を行うために、格納容器空調装置を設ける。

格納容器空調装置は、格納容器給気系統及び格納容器排気系統で構成する。

なお、格納容器空調装置は、アニュラス部の通常換気に

も使用する。

(a)　格納容器給気系統

原子炉格納容器内及びアニュラス部に新鮮な外気を供給するために、格納容器給気ユニット及び格納容器給気ファンを設ける。

格納容器給気ユニットには、冬季の原子炉停止時に原子炉格納容器内の平均温度を10℃以上に保つために、給気を暖める蒸気加熱コイルを内蔵し、補助蒸気で加熱する。

空気供給ダクトの格納容器貫通部には、無漏えい型のバタフライ弁（隔離弁）を直列に２個設ける。原子炉運転中、この弁は全閉して原子炉格納容器内空気の外部への漏出を防ぐ。

(b)　格納容器排気系統

原子炉格納容器内及びアニュラス部の空気の排出のために、格納容器排気ファンと微粒子フィルタを内蔵した格納容器排気フィルタユニットを設ける。

排気ダクトの格納容器貫通部には、無漏えい型のバタフライ弁（隔離弁）を直列に２個設ける。原子炉運転中、この弁は全閉して、原子炉格納容器内空気の外部への漏出を防ぐ。

格納容器排気ファンを出た排気は、排気筒へ導く。

ｂ．格納容器再循環装置

原子炉運転中、原子炉格納容器内の機器及び配管類からの放散熱を除去し、原子炉格納容器内の平均温度を49℃以下に保つための装置であり、粗フィルタ及び冷却コイルを

内蔵した格納容器再循環ユニットと格納容器再循環ファンを設ける。また、原子炉格納容器ドーム部の空気を混合し冷却するために、格納容器再循環装置を通過した冷却空気を供給するドーム部給気ファンを設ける。

c．格納容器空気浄化装置

原子炉運転中、従業員等が原子炉格納容器内に立入る場合、原子炉格納容器内の空気を浄化し、放射性物質を除去低減させる設備であり微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した格納容器空気浄化フィルタユニットと格納容器空気浄化ファンを設ける。

d．制御棒駆動装置冷却装置

制御棒駆動装置から発生する熱を除去するために、制御棒駆動装置冷却ユニット及び制御棒駆動装置冷却ファンを設ける。吸引した空気は粗フィルタを通し冷却コイルで冷却する。

e．原子炉容器室冷却装置

原子炉容器室冷却装置は、原子炉容器の放散熱を除去するとともに、原子炉容器支持構造物を冷却して原子炉容器の熱がコンクリート部に伝わるのを制限する。また、炉外核計装装置も冷却する。

原子炉容器室冷却ファンは、格納容器再循環装置を通過した冷却空気を原子炉容器下部に給気する。

f．蒸気発生器室冷却装置及び加圧器室冷却装置

蒸気発生器室冷却装置は、蒸気発生器、１次冷却材ポンプ及び１次冷却材管の放散熱を、加圧器室冷却装置は、加

圧器の放散熱を除去するとともに、それぞれの支持構造物を冷却して機器及び配管の熱がコンクリート部に伝わるのを制限する。

蒸気発生器室給気ファン及び加圧器室給気ファンは、格納容器再循環装置を通過した冷却空気を蒸気発生器室、加圧器室にそれぞれ給気する。

g．格納容器減圧装置

格納容器減圧装置は、配管、弁及び排気フィルタユニットで構成し、原子炉格納容器圧力が一定圧に上昇した際に開弁し、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを通して排気筒に導くことにより、原子炉格納容器圧力を下げる。また、本装置は1次冷却材喪失事故後の原子炉格納容器内の水素濃度の制御に使用する。

(2) 補助建屋換気空調設備

補助建屋換気空調設備は、補助建屋空調装置、燃料取扱棟空調装置、試料採取室空調装置、出入管理室空調装置、中央制御室空調装置等で構成する。

補助建屋換気空調設備系統の概略を第8.2.2(1)図から第8.2.6図に主要設備の仕様を第8.2.2表に示す。

a．補助建屋空調装置

補助建屋空調装置は、補助建屋給気系統、補助建屋排気系統及び補助建屋非管理区域排気系統で構成する。

(a) 補助建屋給気系統

3号炉補助建屋給気系統には、原子炉補助建屋及び原子炉周辺棟内等に外気を供給するために、補助建屋給気

ユニット及び補助建屋給気ファンを設ける。また、４号炉補助建屋給気系統には、原子炉補助建屋、原子炉補助棟、原子炉周辺棟及び燃料取扱棟内等に外気を供給するために、補助建屋給気ユニット及び補助建屋給気ファンを設ける。

補助建屋給気ユニットは、冬季に原子炉補助建屋内等の平均温度を10℃以上に保つために、給気を暖める蒸気加熱コイルを内蔵し、補助蒸気で加熱する。

(b)　補助建屋排気系統

３号炉補助建屋排気系統には、非管理区域を除く、一般補機室、安全補機室等からの排気を集合して、排気筒へ導くため補助建屋排気ファンを設ける。また、４号炉補助建屋排気系統には、非管理区域を除く一般補機室、安全補機室、燃料取扱棟等からの排気を集合して排気筒へ導くため、補助建屋排気ファンを設ける。排気系統には微粒子フィルタを内蔵した補助建屋排気フィルタユニットを設け、排気中の微粒子を除去する。

なお、安全補機室の排気系統は、事故時に安全補機室空気浄化設備に自動的に切替える。

(c)　非管理区域排気系統

非管理区域からの排気を大気へ放出するために非管理区域排気ファンを設ける。

b．燃料取扱棟空調装置（３号炉のみ設置）

燃料取扱棟空調装置は、燃料取扱棟給気系統及び燃料取扱棟排気系統で構成する。

(a)　燃料取扱棟給気系統

燃料取扱棟に新鮮な外気を供給するために、燃料取扱棟給気ユニット及び燃料取扱棟給気ファンを設ける。

燃料取扱棟給気ユニットは、冬季に室内の平均温度を10℃以上に保つために、給気を暖める蒸気加熱コイルを内蔵し、補助蒸気で加熱する。

(b)　燃料取扱棟排気系統

燃料取扱棟からの排気を排気筒に導くため、燃料取扱棟排気ファンを設ける。

排気系統には、粗フィルタ及び微粒子フィルタを内蔵した燃料取扱棟排気フィルタユニットを設け、排気中の微粒子を除去する。

c．試料採取室空調装置（３、４号炉共用）

試料採取室空調装置は試料採取室給気系統及び試料採取室排気系統で構成する。

(a)　試料採取室給気系統

試料採取室の換気及び冷暖房のために、冷却コイル及び蒸気加熱コイルを内蔵した試料採取室給気ユニット、試料採取室給気ファン及び試料採取室加熱コイルを設ける。

(b)　試料採取室排気系統

試料採取室排気中の放射性物質を除去するために、粗フィルタ、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した試料採取室排気フィルタユニット及び試料採取室排気ファンを設ける。また、復水器真空ポンプの排気の放射

能レベルが設定値に達した場合、試料採取室排気系に導くように設計する。

d．出入管理室空調装置（３、４号炉共用）

出入管理室空調装置は出入管理室給気系統及び出入管理室排気系統で構成する。

(a)　出入管理室給気系統

出入管理室の換気及び冷暖房のために、冷却コイル及び蒸気加熱コイルを内蔵した出入管理室給気ユニット、出入管理室給気ファン及び出入管理室加熱コイルを設ける。

(b)　出入管理室排気系統

出入管理室からの排気を排気筒に導くため、出入管理室排気ファンを設ける。

排気系統には粗フィルタ及び微粒子フィルタを内蔵した出入管理室排気フィルタユニットを設け、排気中の微粒子を除去する。

e.　中央制御室空調装置（３号及び４号炉共用、既設）

(a)　通常運転時等

中央制御室等の換気及び冷暖房は、冷却コイルを内蔵した中央制御室空調ユニット、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット、中央制御室非常用循環ファン等から構成する中央制御室空調装置により行う。

中央制御室空調装置には、通常のラインの他、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常

用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、事故時には外部との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室外の火災等により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物に対し、中央制御室空調装置の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環方式に切り替えることが可能な設計とする。

中央制御室空調装置は、各号炉独立に設置し、片系列単独で中央制御室遮へいとあいまって中央制御室の居住性を維持できる設計とする。また、共用により更なる多重性を持ち、単一設計とする中央制御室非常用循環フィルタユニットを含め、安全性が向上する設計とする。

中央制御室空調装置の系統の概略を第 8.2.6 図に、また、設備仕様の概略を第 8.2.2 表に示す。

(b) 重大事故等時

i. 設計方針

重大事故等時において、中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を

遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。

運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室遮へいの機能と併せて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、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。

その他、設計基準事故対処設備である補助建屋換気空調設備のうち中央制御室空調装置の中央制御室空調ユニット及び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、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、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。

（ⅰ）　多様性、位置的分散

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

中央制御室空調装置は、多重性を持ったディーゼル発電機から給電できる設計とする。また、3号炉及び4号炉で共用することにより、号炉間において多重性を持つ設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、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。

（ⅱ）　悪影響防止

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

中央制御室空調装置による居住性の確保のために使用

する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、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。

（iii） 共用の禁止

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

中央制御室空調装置は、重大事故等時において中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットの共用により自号炉の系統だけでなく他号炉の系統も使用することで安全性の向上が図れることから、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

３号炉及び４号炉それぞれの中央制御室空調装置は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。

（iv） 容 量 等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として使用する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン及び中央制御室空調ユニットは、設計基準事故対処設備の中央制

御室空調装置と兼用しており、重大事故等時に運転員を過度の放射線被ばくから防護するために中央制御室内の換気に必要なファン容量及びフィルタ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。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として使用する中央制御室非常用循環フィルタユニットは、設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が重大事故等時に運転員を過度の放射線被ばくから防護するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力に対して、十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

（ⅴ） 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3　環境条件等」に示す。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、原子炉補助建屋内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

駆動源（空気）が喪失した場合、又は直流電源が喪失した場合には、空気作動ダンパの操作は、原子炉補助建屋内の設置場所で可能な設計とする。

（ⅵ） 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。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットを使用した中央制御室空調装置による居住性の確保を行う系統は、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。運転モード切替は、中央制御室換気系隔離信号による自動作動のほか、中央制御室での操作スイッチによる手動切替操作も可能な設計とする。また、運転モード切替に使用する空気作動ダンパは、駆動源(空気)が喪失した場合、又は直流電源が喪失した場合にも一般的に使用される工具を用いて現場にて人力で開操作が可能な構造とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、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。

ⅱ．主要設備及び仕様

中央制御室空調装置の主要設備及び仕様を第8.2.6表に示す。

ⅲ．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。

中央制御室空調装置による居住性の確保に使用する中央制御室（気密性)、中央制御室非常用循環ファン、中央制御

室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、非常用ラインにて機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、分解が可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニットは、性能の確認が可能なようフィルタを取り出すことができる設計とする。

ｆ．空調用冷水設備

中央制御室空調ユニット、試料採取室給気ユニット、出入管理室給気ユニット等の冷却コイルに冷水を供給するために空調用冷凍機、空調用冷水ポンプ等を設ける。

(3)　緊急時対策所換気設備

a.　重大事故等時

(a)　設計方針

代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の緊急時対策所換気設備は、重大事故等が発生した場合において、代替緊急時対策所内及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するため適切な換気設計を行い、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の気密性並びに緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）及び

緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまる要員の実効線量が事故後７日間で100mSvを超えない設計とする。

なお、換気設計に当たっては、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の建物の気密性に対して十分な余裕を考慮した設計とする。また、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）外の火災により発生する燃焼ガス又は有毒ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける設計とする。

緊急時対策所換気設備の多重性、多様性、独立性、位置的分散、悪影響防止、共用の禁止、容量等、環境条件等、操作性の確保、試験検査については、「10.9 緊急時対策所　10.9.2 重大事故等時」にて記載する。

(b)　主要設備及び仕様

緊急時対策所換気設備（重大事故等時）の主要設備及び仕様を第8.2.7表及び第8.2.8表に示す。

(4)　その他の換気空調設備

a．廃棄物処理建屋空調装置（３号及び４号炉共用）

廃棄物処理建屋空調装置は、廃棄物処理建屋給気系統及び廃棄物処理建屋排気系統で構成する。

系統の概略を第8.2.7図に、設備仕様の概略を第8.2.3表に示す。

(a)　廃棄物処理建屋給気系統

廃棄物処理建屋の換気及び暖房のため、廃棄物処理建屋給気ユニット及び廃棄物処理建屋給気ファンを設ける。

(b)　廃棄物処理建屋排気系統

廃棄物処理建屋内の排気を集合して、廃棄物処理建屋排気ファンにより、廃棄物処理建屋屋上の排気口から放出する。

排気系統には、微粒子フィルタを内蔵した廃棄物処理建屋排気フィルタユニットを設け、排気中の微粒子を除去する。

b．雑固体溶融処理建屋空調装置（３号及び４号炉共用）

雑固体溶融処理建屋空調装置は、雑固体溶融処理建屋給気系統及び雑固体溶融処理建屋排気系統で構成する。

系統の概略を第8.2.8図に、設備仕様の概略を第8.2.4表に示す。

(a)　雑固体溶融処理建屋給気系統

雑固体溶融処理建屋の換気及び空調のため、雑固体溶融処理建屋給気ユニット及び雑固体溶融処理建屋給気ファンを設ける。

(b)　雑固体溶融処理建屋排気系統

雑固体溶融処理建屋からの排気を排気口に導くため、雑固体溶融処理建屋排気ファンを設ける。

排気系統には、微粒子フィルタを内蔵した雑固体溶融処理建屋排気フィルタユニットを設け、排気中の微粒子を除去する。

(5)　排気筒

3号炉排気筒は、原子炉格納容器外壁に沿わせて設け、格納容器排気系統、アニュラス空気浄化設備、補助建屋排気系統、安全補機室空気浄化設備、燃料取扱棟排気系統、試料採取室排気系統、出入管理室排気系統及び格納容器減圧装置からの排気を地上高さ約 55m の排気口から大気に放出する。4号炉排気筒は原子炉格納容器外壁に沿わせて設け、格納容器排気系統、アニュラス空気浄化設備、補助建屋排気系統、安全補機室空気浄化設備及び格納容器減圧装置からの排気を地上高さ約 55m の排気口から大気に放出する。廃棄物処理建屋排気系統からの排気は、廃棄物処理建屋屋上の排気口から大気に放出する。また、雑固体溶融処理建屋排気系統からの排気は、雑固体溶融処理建屋屋上の排気口から大気に放出する。排気中の放射能レベルは、排気筒ガスモニタ、廃棄物処理建屋排気ガスモニタ及び雑固体溶融処理建屋排気ガスモニタで連続監視する。

排気筒の設備仕様の概略を第 8.2.5 表に示す。

8.3　遮へい設備

8.3.1　概　　要

遮へい設備は、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、発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の被ばく線量を低減するもので、次のものから構成される。

(1)　原子炉１次遮へい

(2)　原子炉２次遮へい

(3)　外部遮へい

(4)　補助遮へい

(5)　燃料取扱遮へい

(6)　中央制御室遮へい

(7)　一時的遮へい

(8)　緊急時対策所遮へい

8.3.2　設計方針

(1)　発電所周辺の一般公衆が受ける線量については、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた周辺監視区域外の線量限度より十分小さくなるようにするとともに、直接線量及びスカイシャイン線量については、人の居住の可能性のある区域において、発電所内の使用済燃料乾式貯蔵施設を除く他の施設からのガンマ線と使用済燃料乾式貯蔵施設からの中性子及びガンマ線とを合算し、実効線量で年間 50μSv を超えないような遮へい設計とする。

(2)　通常運転時、燃料取替時等において、放射線業務従事者等

が受ける線量が、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた線量限度を超えないようにするのはもちろん、不必要な放射線被ばくを防止するような遮へいとする。

(3) 発電所周辺の一般公衆の受ける線量が、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「原子炉立地審査指針」を十分満足する遮へいとする。

また、事故時に中央制御室内の運転員等に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、運転員等が中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるような遮へいとする。

(4) 遮へい設計に際しては、放射線業務従事者等が立入場所において不必要な放射線被ばくを受けないように、関係各場所への立入頻度、滞在時間等を考慮した上で、放射線業務従事者等の放射線被ばくが十分安全に管理できるように、外部放射線に係る線量率が下記の遮へい設計基準（1）を満足するように設計する。

なお、雑固体溶融処理建屋、４－固体廃棄物貯蔵庫及び使用済燃料乾式貯蔵建屋については、下記の遮へい設計基準（2）を満足するように設計する。

遮へい設計基準（1）

区分		外部放射線に係る設計基準	代表箇所
管理区域外	第Ⅰ区分	≦0.00625mSv／h	非管理区域
管理区域内*1	第Ⅱ区分	≦0.01mSv／h	一般通路等
	第Ⅲ区分	≦0.15mSv／h	操作用通路等
	第Ⅳ区分	＞0.15mSv／h	機器室等

*1：「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に基づき、1.3mSv／3 月を超えるか又は超えるおそれのある区域を管理区域に設定する。

遮へい設計基準（2）

区分		外部放射線に係る設計基準	代表箇所
管理区域外	第Ⅰ区分	≦1.3mSv／3 月	非管理区域
管理区域内	第Ⅱ区分	≦0.01mSv／h	一般通路等
	第Ⅲ区分	≦0.15mSv／h	操作用通路等
	第Ⅳ区分	＞0.15mSv／h	機器室等

通常運転時の区分概略を、第 8.3.1 図～第 8.3.9 図に示す。

8.3.3　主要設備

(1)　原子炉１次遮へい

原子炉１次遮へいは、原子炉容器を直接とり囲む最小厚さ約2.8ｍの鉄筋コンクリートの構造物で、通常運転時の発電用原子炉からの放射線を減衰させるとともに、原子炉停止時に１次冷却設備の補修が可能な程度に、発電用原子炉からの放射線を減衰させる。

原子炉１次遮へいは、原子炉容器からの熱伝達及びコンクリート内部で吸収される放射線による過熱脱水を防止するため、原子炉容器室冷却設備により空気で冷却する。

(2)　原子炉２次遮へい

原子炉２次遮へいは、原子炉格納容器内の１次冷却系機器配管をとり囲む内部コンクリート壁であり、主要なものは厚さ約1.1ｍの鉄筋コンクリート構造の蒸気発生器側壁である。

原子炉２次遮へいは、原子炉１次遮へいと外部遮へいとの組合せにより、通常運転時に原子炉格納容器外側での放射線量率を第Ｉ区分に減衰させる。

(3)　外部遮へい

外部遮へいは、円筒部厚さ約1.3ｍ、ドーム部厚さ約1.1ｍのプレストレストコンクリート造原子炉格納容器で、原子炉１次遮へいと原子炉２次遮へいとの組合せにより、通常運転時に原子炉格納容器外側での放射線量率を第Ｉ区分に減衰させる。また、発電所周辺の一般公衆が受ける被ばく線量が、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「原子炉立地審査指針」を十分満足する厚さである。

(4)　補助遮へい

補助遮へいは、原子炉周辺建屋及び原子炉補助建屋内の放射性廃棄物廃棄施設、化学体積制御設備、試料採取設備、廃棄物処理建屋及び雑固体溶融処理建屋内の放射性廃棄物廃棄施設等の放射性物質を内蔵する機器及び配管、並びに使用済燃料乾式貯蔵建屋に貯蔵する使用済燃料乾式貯蔵容器を取り囲む構造物で、建屋内の通路を第Ⅱ区分にするとともに、原則として隣接した機器室からの放射線量率を第Ⅲ区分にし、隣接設備の停止あるいは除染を行わずに、各機器室における補修を可能にする。ただし、バルブエリアにおいては、隣接した機器室からの放射線量率が１mSv／h 以下になるように遮へいする。

(5)　燃料取扱遮へい

燃料取扱遮へいは、燃料取替時に原子炉キャビティに張る水及びキャナル壁、使用済燃料ピットに張る水等からなり、３号炉では燃料取替時、燃料移送時、使用済燃料貯蔵時及びウラン・プルトニウム混合酸化物新燃料貯蔵時、４号炉では燃料取替時、燃料移送時及び使用済燃料貯蔵時に放射線業務従事者等が安全に作業できるようにする。燃料取替時の原子炉キャビティに張る水は、ほう酸水で、燃料集合体の頂部までの水深は約12m、また、使用済燃料ピットに張る水もほう酸水で、燃料集合体の頂部までの水深は約8m である。更に、原子炉キャビティ又は使用済燃料ピットにおいて燃料集合体を取り扱う場合でも、燃料集合体頂部までの水深を3m 以上確保する。

(6)　中央制御室遮へい

a.　通常運転時等

中央制御室遮へい（3号及び4号炉共用）は、原子炉補助建屋内に設置し、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の放射線被ばくを受けないよう施設する。また、運転員の勤務形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮へいを透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室空調装置等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSvを下回る遮へいとする。

b.　重大事故等時

(a)　設計方針

中央制御室遮へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置の機能と併せて、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

ⅰ．　悪影響防止

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

中央制御室空調装置による居住性の確保に使用する中央制御室遮へいは、原子炉補助建屋と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。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。

ⅱ．　共用の禁止

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

中央制御室（中央制御室遮へい含む）は、プラントの状況に応じた運転員の相互融通などを考慮し、居住性にも配慮した共通のスペースとしている。スペースの共用により、必要な情報（相互のプラント状況、運転員の対応状況等）を共有・考慮しながら、総合的な運転管理（事故処置を含む。）をすることで安全性の向上が図れるため、３号炉及び４号炉で共用する設計とする。

ⅲ．　容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

中央制御室遮へいは、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員を過度の放射線被ばくから防護する設計とする。運転員の被ばくの観点

から結果が最も厳しくなる重大事故等時に全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置及び中央制御室遮へいの機能と併せて、運転員の実効線量が７日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

ⅳ．　環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3　環境条件等」に示す。

中央制御室遮へいは、コンクリート構造物として原子炉補助建屋と一体であり、建屋として重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

ⅴ．　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。

中央制御室空調装置による居住性の確保に使用する中央制御室遮へいは、主要部分の断面寸法が確認できる設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

(7)　一時的遮へい

一時的遮へいは、放射性物質を内蔵する機器及び設備の補修時あるいは事故時の保守等のために一時的に使用するもので、コンクリートブロック、鉛、鉄板等でできた可搬式遮へい構造物であり、必要に応じて設置する。

(8)　緊急時対策所遮へい（３号及び４号炉共用）

a.　重大事故等時

(a)　設計方針

緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）及び緊急時対策所遮へい（緊急時対策棟内）は、重大事故等が発生した場合において、代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の気密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、居住性に係る判断基準である代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）にとどまる要員の実効線量が事故後７日間で100mSvを超えない設計とする。

なお、緊急時対策所遮へい（代替緊急時対策所）は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。

緊急時対策所遮へいの多重性、多様性、独立性、位置的分散、悪影響防止、共用の禁止、容量等、環境条件等、操作性の確保、試験検査については、「10.9 緊急時対策所　10.9.2 重大事故等時」にて記載する。

8.3.4　評　　価

発電所内の遮へいとして、原子炉１次遮へい、原子炉２次遮へい、外部遮へい、補助遮へい、燃料取扱遮へい及び一時的遮へいを設置することにより、運転に伴う従業員等が立入場所において不必要な放射線被ばくを受けないよう、立入頻度、立入時間等を考慮し従業員等の放射線被ばくが十分安全に管理でき

る設計となっている。また、直接線量及びスカイシャイン線量については、人の居住の可能性のある敷地等境界外で年間５mR以下となるよう発電用原子炉施設を設計する方針としており、気体及び液体廃棄物の放出による一般公衆の被ばく線量と合算しても周辺監視区域境界外における被ばく線量が法令に定める許容被ばく線量（年間0.5rem）を十分下回るよう設計管理する。なお、発電所周辺の一般公衆の被ばく線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「原子炉立地審査指針」のめやす線量を十分満足する遮へい設計となっている。

中央制御室遮へいは、１次冷却材喪失事故時に中央制御室に運転員等が事故後30日間とどまっても、運転員等の被ばく線量が重大事故時の評価で48mremを下まわった設計となっている。

8.4　参考文献

(1)　「作業者の放射線防護のためのモニタリングの一般原則」

ＩＣＲＰ　Publication 12

日本放射性同位元素協会、仁科記念財団

第8.1.1表　　プロセスモニタリング設備の設備仕様

(1)	格納容器ガスモニタ	
	個　　数	1
	検 出 器	シンチレータ
(2)	格納容器じんあいモニタ	
	個　　数	1
	検 出 器	シンチレータ
(3)	排気筒ガスモニタ	
	個　　数	2（低レンジ）
		2（高レンジ）
	検 出 器	シンチレータ
(4)	復水器排気ガスモニタ	
	個　　数	1
	検 出 器	シンチレータ
(5)	廃棄物処理設備排ガスモニタ（３号及び４号炉共用）	
	個　　数	1
	検 出 器	シンチレータ
(6)	蒸気発生器ブローダウン水モニタ	
	個　　数	1
	検 出 器	シンチレータ
(7)	原子炉補機冷却水モニタ	
	個　　数	1
	検 出 器	シンチレータ

(8)　廃棄物処理設備排水モニタ（３号及び４号炉共用）

個　　数	1
検 出 器	シンチレータ

(9)　補助蒸気復水モニタ（３号及び４号炉共用）

個　　数	1
検 出 器	シンチレータ

(10)　使用済燃料ピット排気ガスモニタ

個　　数	1
検 出 器	シンチレータ

(11)　一般補機室排気ガスモニタ（内2個については３号及び４号炉共用）

個　　数	3
検 出 器	シンチレータ

(12)　安全補機室排気ガスモニタ

個　　数	1
検 出 器	シンチレータ

(13)　主蒸気管モニタ

個　　数	4
検 出 器	電 離 箱

(14)　高感度型主蒸気管モニタ

個　　数	4
検 出 器	シンチレータ

(15)　セメント固化装置オフガスモニタ（３号及び４号炉共用）

個　　数	1
検 出 器	シンチレータ

(16)　廃棄物処理建屋排気ガスモニタ（３号及び４号炉共用）

個　　数	1
検 出 器	シンチレータ

(17)　燃焼式雑固体廃棄物減容処理設備排気ガスモニタ（３号及び４号炉共用）

個　　数	1
検 出 器	シンチレータ

(18)　雑固体溶融処理建屋排気ガスモニタ（３号及び４号炉共用）

個　　数	1
検 出 器	シンチレータ

(19)　溶融炉排気ガスモニタ（３号及び４号炉共用）

個　　数	1
検 出 器	シンチレータ

第 8.1.2 表　主な周辺モニタリング設備仕様

(1)　モニタリングステーション及びモニタリングポスト（１号、２号、３号及び４号炉共用）

種　　類	NaI（Tl）シンチレーション式検出器、電離箱式検出器
計測範囲	10^{1}～10^{8}nGy／h
台　　数	3
伝送方法	有線及び無線

(2)　モニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置（１号、２号、３号及び４号炉共用）

容　　量	約３kVA（１台当たり）
電　　源	鉛蓄電池
電　　圧	100V
台　　数	3

(3)　モニタリングカー（１号、２号、３号及び４号炉共用）

台　　数	1

(4)　気象観測設備（１号、２号、３号及び４号炉共用）

観測項目	風向、風速、日射量、放射収支量、雨量
台　　数	1
伝送方法	有線

第8.1.3表　放射線管理設備（重大事故等時）（常設）の設備仕様

(1)　モニタリングステーション及びモニタリングポスト（重大事故等時のみ３号及び４号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・放射線管理設備（通常運転時等）

・放射線管理設備（重大事故等時）

種　　類	NaI（Tl）シンチレーション式検出器、電離箱式検出器
計測範囲	10^{1}～10^{8}nGy／h
台　　数	３
伝送方法	有線及び無線

(2)　格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

・計装設備（重大事故等対処設備）

・放射線管理設備（通常運転時等）

・放射線管理設備（重大事故等時）

個　　数	２
計測範囲	10^{2}～10^{7}μSv／h

(3)　格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

・計装設備（重大事故等対処設備）

・放射線管理設備（通常運転時等）

・放射線管理設備（重大事故等時）

個　　数	2
計測範囲	10^{3}～10^{8}mSv／h

第8.1.4表　放射線管理設備（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様

(1)　可搬型モニタリングポスト（３号及び４号炉共用）

種　　類	NaI（Tl）シンチレーション式検出器、 半導体式検出器
計測範囲	０～100mGy／h
個　　数	３（予備１）
伝送方法	無線

(2)　可搬型エリアモニタ（３号及び４号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・放射線管理設備（重大事故等時）

・緊急時対策所（重大事故等時）

種　　類	半導体式検出器
計測範囲	0.001～300mSv／h
個　　数	８（予備１）
伝送方法	無線

(3)　可搬型放射線計測器（３号及び４号炉共用）

a.　NaIシンチレーションサーベイメータ

種　　類	NaI（Tl）シンチレーション式検出器
計測範囲	０～30ks^{-1}
個　　数	２（予備１）

b. GM汚染サーベイメータ

種　　類	GM管式検出器
計測範囲	0～100kmin^{-1}
個　　数	2（予備1）

c. ZnSシンチレーションサーベイメータ

種　　類	ZnS（Ag）シンチレーション式検出器
計測範囲	0～100kmin^{-1}
個　　数	1（予備1）

d. 電離箱サーベイメータ

種　　類	電離箱式検出器
計測範囲	1μSv／h～300mSv／h
個　　数	2（予備1）

(4) 可搬型ダストサンプラ（3号及び4号炉共用）

個　　数	2（予備1）

(5) 小型船舶（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・放射線管理設備（重大事故等時）

・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備

台　　数	1（予備1）

(6)　可搬型気象観測装置（３号及び４号炉共用）

観測項目	風向、風速、日射量、放射収支量、雨量
個数	１（予備１）
伝送方法	無線

(7)　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）

(8)　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	0.1～10^4mSv／h
個数	２（予備１）＊１

＊１　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。

(9) 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}～10^{8}mSv／h
個　　数	２（予備１）＊２

＊２　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。

(10)　代替緊急時対策所エリアモニタ（３号及び４号炉共用）

代替緊急時対策所エリアモニタは緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。

兼用する設備は以下のとおり。

・放射線管理設備（重大事故等時）

・緊急時対策所（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	１（予備１）

（11）　緊急時対策所エリアモニタ（３号及び４号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・放射線管理設備（重大事故等時）

・緊急時対策所（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	１（予備１）

第 8.2.1 表　格納容器換気空調設備の設備仕様

(1)　格納容器空調装置

a.　格納容器給気系統

(a)　格納容器給気ユニット

型　　式	粗フィルタ、蒸気加熱コイル及び蒸気再熱コイル内蔵型
基　　数	2
容　　量	約 1,250 m^3／min（1 基当たり）

(b)　格納容器給気ファン

台　　数	2
容　　量	約 1,250 m^3／min（1 台当たり）

b.　格納容器排気系統

(a)　格納容器排気フィルタユニット

型　　式	粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型
基　　数	2
容　　量	約 1,250 m^3／min（1 基当たり）
粒子除去効率	99％以上(0.7μm 粒子)

(b)　格納容器排気ファン

台　　数	2
容　　量	約 1,250 m^3／min（1 台当たり）

(2) 格納容器再循環装置

a. 格納容器再循環ユニット

型　　式	粗フィルタ、原子炉補機冷却水冷却コイル内蔵型
基　　数	4（うち、2基は粗フィルタなし。）
容　　量	
3号炉	約3,500 m^3／min（1基当たり）
4号炉	約3,400 m^3／min（1基当たり）

b. 格納容器再循環ファン

台　　数	4
容　　量	
3号炉	約3,500 m^3／min（1台当たり）
4号炉	約3,400 m^3／min（1台当たり）

c. ドーム部給気ファン

台　　数	2
容　　量	約440 m^3／min（1台当たり）

(3) 格納容器空気浄化装置

a. 格納容器空気浄化フィルタユニット

型　　式	粗フィルタ、微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型
基　　数	1
容　　量	約680 m^3／min
よう素除去効率	95%以上
粒子除去効率	99%以上（0.7μm粒子）

b. 格納容器空気浄化ファン

台　　数	2
容　　量	約 340 m^3／min（1台当たり）

(4) 制御棒駆動装置冷却装置

a. 制御棒駆動装置冷却ユニット

型　　式	粗フィルタ及び原子炉補機冷却水冷却コイル内蔵型
基　　数	1
容　　量	約 1,700 m^3／min

b. 制御棒駆動装置冷却ファン

台　　数	2
容　　量	約 1,700 m^3／min（1台当たり）

(5) 原子炉容器室冷却装置

a. 原子炉容器室冷却ファン

台　　数	2
容　　量	約 1,100 m^3／min（1台当たり）

(6) 蒸気発生器室冷却装置及び加圧器室冷却装置

a. 蒸気発生器室給気ファン

台　　数	8
容　　量	約 1,300 m^3／min（1台当たり）

b. 加圧器室給気ファン

台　　数	2
容　　量	約 850 m^3／min（1台当たり）

(7) 格納容器減圧装置

a. 格納容器減圧排気フィルタユニット

型　　式	除湿フィルタ、電気加熱コイル、微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型
基　　数	1
容　　量	約 28 m^3／min
よう素除去効率	95%以上
粒子除去効率	99%以上（0.7μm粒子）

第 8.2.2 表　補助建屋換気空調設備の設備仕様

(1)　補助建屋空調装置

a.　補助建屋給気系統

(a)　補助建屋給気ユニット

型　　式	粗フィルタ、蒸気加熱コイル及び蒸気再熱コイル内蔵型
基　　数	2
容　　量	
3 号 炉	約 2,200 m^3／min（1 基当たり）
4 号 炉	約 2,300 m^3／min（1 基当たり）

(b)　補助建屋給気ファン

台　　数	3
容　　量	
3 号 炉	約 2,200 m^3／min（1 台当たり）
4 号 炉	約 2,300 m^3／min（1 台当たり）

b.　補助建屋排気系統

(a)　補助建屋排気フィルタユニット

型　　式	粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型
基　　数	2
容　　量	
3 号 炉	約 2,000 m^3／min（1 基当たり）
4 号 炉	約 2,200 m^3／min（1 基当たり）
粒子除去効率	99％以上（0.7μm 粒子）

(b) 補助建屋排気ファン

台　　数	3
容　　量	
3 号 炉	約 2,000 m^3／min（1 台当たり）
4 号 炉	約 2,200 m^3／min（1 台当たり）

(2) 燃料取扱棟空調装置（3 号炉のみ設置）

a. 燃料取扱棟給気系統

(a) 燃料取扱棟給気ユニット

型　　式	粗フィルタ、蒸気加熱コイル及び蒸気再熱コイル内蔵型
基　　数	1
容　　量	約 1,300 m^3／min

(b) 燃料取扱棟給気ファン

台　　数	2
容　　量	約 1,300 m^3／min（1 台当たり）

b. 燃料取扱棟排気系統

(a) 燃料取扱棟排気フィルタユニット

型　　式	粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型
基　　数	1
容　　量	約 1,350 m^3／min
粒子除去効率	99％以上（0.7μm 粒子）

(b) 燃料取扱棟排気ファン

台　　数	2
容　　量	約 1,350 m^3／min（1 台当たり）

(3) 試料採取室空調装置（3号及び4号炉共用）

a. 試料採取室給気系統

(a) 試料採取室給気ユニット

型　　式	粗フィルタ、蒸気加熱コイル及び冷水冷却コイル内蔵型
基　　数	1
容　　量	約 320 m^3／min

(b) 試料採取室給気ファン

台　　数	2
容　　量	約 320 m^3／min（1台当たり）

b. 試料採取室排気系統

(a) 試料採取室排気フィルタユニット

型　　式	粗フィルタ、微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型
基　　数	1
容　　量	約 340 m^3／min
よう素除去効率	95%以上
粒子除去効率	99%以上（0.7μm粒子）

(b) 試料採取室排気ファン

台　　数	2
容　　量	約 340 m^3／min（1台当たり）

(4)　出入管理室空調装置（３号及び４号炉共用）

a.　出入管理室給気系統

(a)　出入管理室給気ユニット

型　　式	粗フィルタ、蒸気加熱コイル及び冷水冷却コイル内蔵型
基　　数	1
容　　量	約 1,300 m^3／min

(b)　出入管理室給気ファン

台　　数	2
容　　量	約 1,300 m^3／min（１台当たり）

b.　出入管理室排気系統

(a)　出入管理室排気フィルタユニット

型　　式	粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型
基　　数	1
容　　量	約 1,350 m^3／min
粒子除去効率	99％以上（0.7μm粒子）

(b)　出入管理室排気ファン

台　　数	2
容　　量	約 1,350 m^3／min（１台当たり）

(5)　中央制御室空調装置

a.　中央制御室給気系統

(a)　中央制御室空調ユニット（３号及び４号炉共用、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

・中央制御室空調装置（通常運転時等）

・中央制御室空調装置（重大事故等時）

型　　式	粗フィルタ及び冷水冷却コイル内蔵型
基　　数	4
容　　量	約500 m^3／min（1基当たり）

(b)　中央制御室空調ファン（3号及び4号炉共用、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

・中央制御室空調装置（通常運転時等）

・中央制御室空調装置（重大事故等時）

台　　数	4
容　　量	約500 m^3／min（1台当たり）

b.　中央制御室循環系統

(a)　中央制御室循環ファン（3号及び4号炉共用、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

・中央制御室空調装置（通常運転時等）

・中央制御室空調装置（重大事故等時）

台　　数	4
容　　量	約500 m^3／min（1台当たり）

c. 中央制御室非常用循環系統

(a) 中央制御室非常用循環フィルタユニット（３号及び４号炉共用、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

・中央制御室空調装置（通常運転時等）

・中央制御室空調装置（重大事故等時）

型　　式	電気加熱コイル、微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型
基　　数	2
容　　量	約110 m^3／min（１基当たり）
チャコール層厚さ	約50㎜
よう素除去効率	95％以上
粒子除去効率	99％以上（0.7μm粒子）

(b) 中央制御室非常用循環ファン（３号及び４号炉共用、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

・中央制御室空調装置（通常運転時等）

・中央制御室空調装置（重大事故等時）

台　　数	4
容　　量	約110 m^3／min（１台当たり）

(6)　空調用冷水設備

a.　空調用冷凍機

型　　式	ターボ冷凍機
台　　数	4

b.　空調用冷水ポンプ

型　　式	うず巻式
台　　数	4

第8.2.3表　廃棄物処理建屋空調装置の設備仕様（３号及び４号炉共用）

（1）　廃棄物処理建屋給気系統

a.　廃棄物処理建屋給気ユニット

型　　式	粗フィルタ及び蒸気加熱コイル内蔵型
基　　数	1

b.　廃棄物処理建屋給気ファン

台　　数	2

（2）　廃棄物処理建屋排気系統

a.　廃棄物処理建屋排気フィルタユニット

型　　式	粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型
基　　数	2
粒子除去効率	99％以上（0.7μｍ粒子）

b.　廃棄物処理建屋排気ファン

台　　数	3

第8.2.4表　雑固体溶融処理建屋空調装置の設備仕様

(1)　雑固体溶融処理建屋給気系統（３号及び４号炉共用）

a.　雑固体溶融処理建屋給気ユニット

型　　式	粗フィルタ及び加熱冷却コイル内蔵型
基　　数	2

b.　雑固体溶融処理建屋給気ファン

台　　数	2

(2)　雑固体溶融処理建屋排気系統（３号及び４号炉共用）

a.　雑固体溶融処理建屋排気フィルタユニット

型　　式	粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵型
基　　数	2
粒子除去効率	99％以上（0.7μｍ粒子）

b.　雑固体溶融処理建屋排気ファン

台　　数	3

第8.2.5表　排気筒の設備仕様

基　　数	1
地上高さ	約 55m
標　　高	約 66m

第8.2.6表　中央制御室空調装置（重大事故等時）（常設）の設備仕様

(1)　中央制御室非常用循環ファン（３号及び４号炉共用、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

・中央制御室空調装置（通常運転時等）

・中央制御室空調装置（重大事故等時）

台　　数　　4

容　　量　　約110m^3／min（１台当たり）

(2)　中央制御室空調ファン（３号及び４号炉共用、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

・中央制御室空調装置（通常運転時等）

・中央制御室空調装置（重大事故等時）

台　　数　　4

容　　量　　約500m^3／min（１台当たり）

(3)　中央制御室循環ファン（３号及び４号炉共用、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

・中央制御室空調装置（通常運転時等）

・中央制御室空調装置（重大事故等時）

台　　数　　4

容　　量　　約500m^3／min（１台当たり）

(4) 中央制御室非常用循環フィルタユニット（３号及び４号炉共用、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

・中央制御室空調装置（通常運転時等）

・中央制御室空調装置（重大事故等時）

型　　式	電気加熱コイル、微粒子フィルタ及びよう素フィルタ内蔵型
基　　数	２
容　　量	約110m^3／min（１基当たり）
よう素除去効率	95％以上
粒子除去効率	99％以上（0.7μｍ粒子）

(5) 中央制御室空調ユニット（３号及び４号炉共用、既設）

兼用する設備は以下のとおり。

・中央制御室（通常運転時等）

・中央制御室（重大事故等時）

・中央制御室空調装置（通常運転時等）

・中央制御室空調装置（重大事故等時）

型　　式	粗フィルタ及び冷水冷却コイル内蔵型
基　　数	４
容　　量	約500m^3／min（１基当たり）

第 8.2.7 表　緊急時対策所換気設備（重大事故等時）（常設）の設備仕様

(1)　緊急時対策所（緊急時対策棟内）

a.　緊急時対策所非常用空気浄化ファン（３号及び４号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所換気設備（重大事故等時）

・緊急時対策所（重大事故等時）

台　　数　　２

容　　量　　約 100m^3／min（１台当たり）

b.　緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット（３号及び４号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所換気設備（重大事故等時）

・緊急時対策所（重大事故等時）

型　　式　　微粒子フィルタ／よう素フィルタ

基　　数　　２

容　　量　　約 100m^3／min（１基当たり）

効　　率

単体除去効率　　99.97％以上（0.15μm 粒子）／95％以上（有機よう素）、99％以上（無機よう素）

総合除去効率　　99.99％以上（0.7μm 粒子）／99.75％以上（有機よう素）、99.99％以上（無機よう素）

第 8.2.8 表　緊急時対策所換気設備（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様

(1)　代替緊急時対策所

以下の設備は、緊急時対策所（緊急時対策棟内）の設置をもって廃止する。

a.　代替緊急時対策所空気浄化ファン（３号及び４号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所換気設備（重大事故等時）

・緊急時対策所（重大事故等時）

台　　数　　１（予備２）

容　　量　　約 25m^3／min（１台当たり）

b.　代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニット（３号及び４号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所換気設備（重大事故等時）

・緊急時対策所（重大事故等時）

型　　式　　微粒子フィルタ／よう素フィルタ

基　　数　　１（予備２）

容　　量　　約 25m^3／min（１基当たり）

効　　率

単体除去効率　　99.97％以上（0.15μm 粒子）／95％以上（有機よう素）、99％以上（無機よう素）

総合除去効率　　99.99％以上（0.7μm 粒子）／99.75％以上（有機よう素）、99.99％以上（無機よう素）

c. 代替緊急時対策所加圧設備（３号及び４号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

・緊急時対策所換気設備（重大事故等時）

・緊急時対策所（重大事故等時）

型	式	空気ボンベ
個	数	一式

(2) 緊急時対策所（緊急時対策棟内）

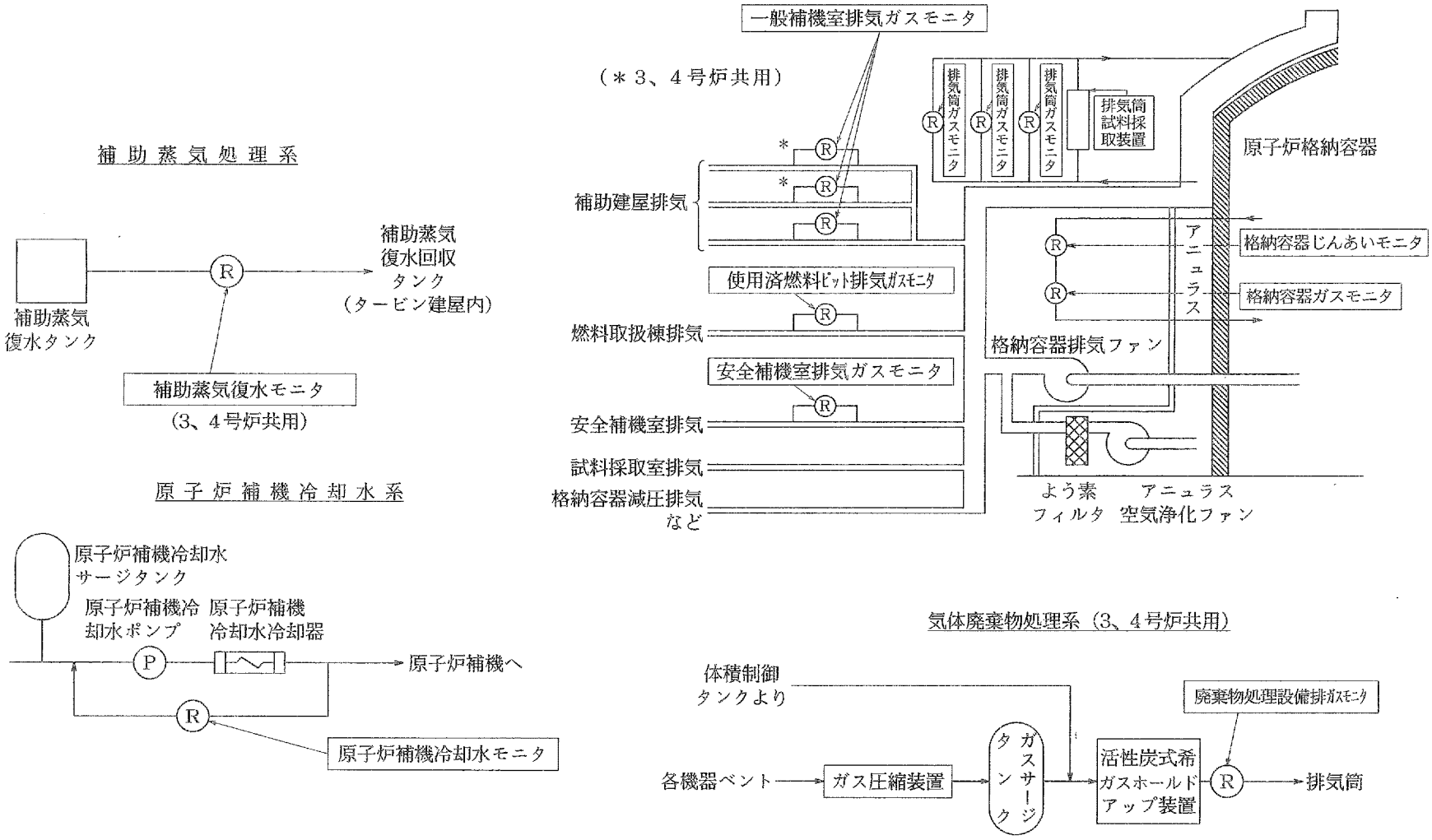
a. 緊急時対策所加圧設備（３号及び４号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

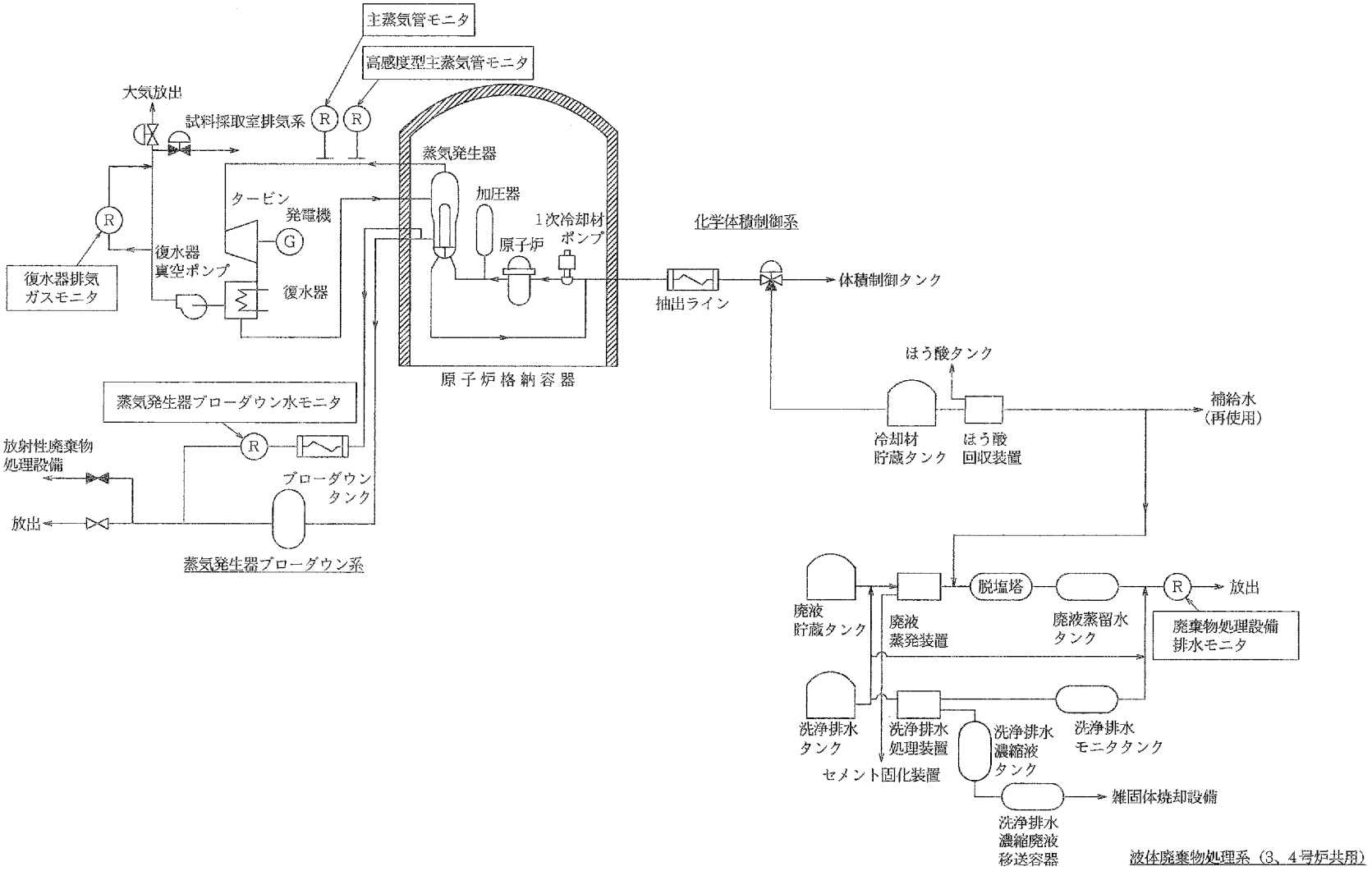
・緊急時対策所換気設備（重大事故等時）

・緊急時対策所（重大事故等時）

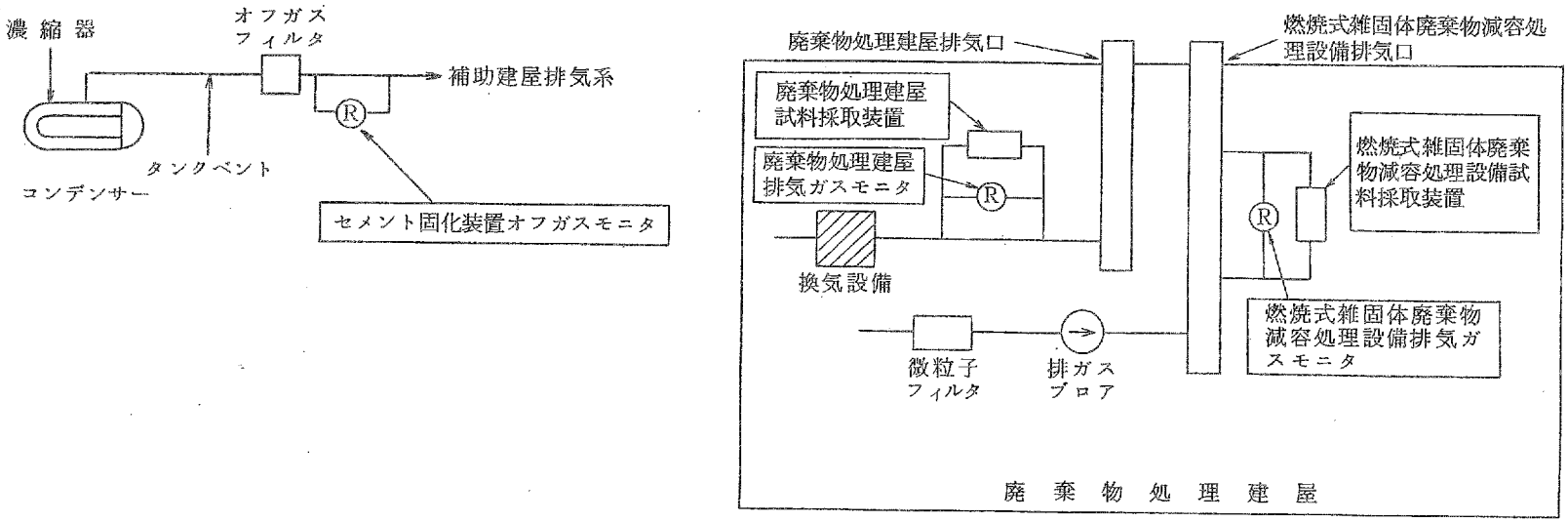
型	式	空気ボンベ
個	数	一式



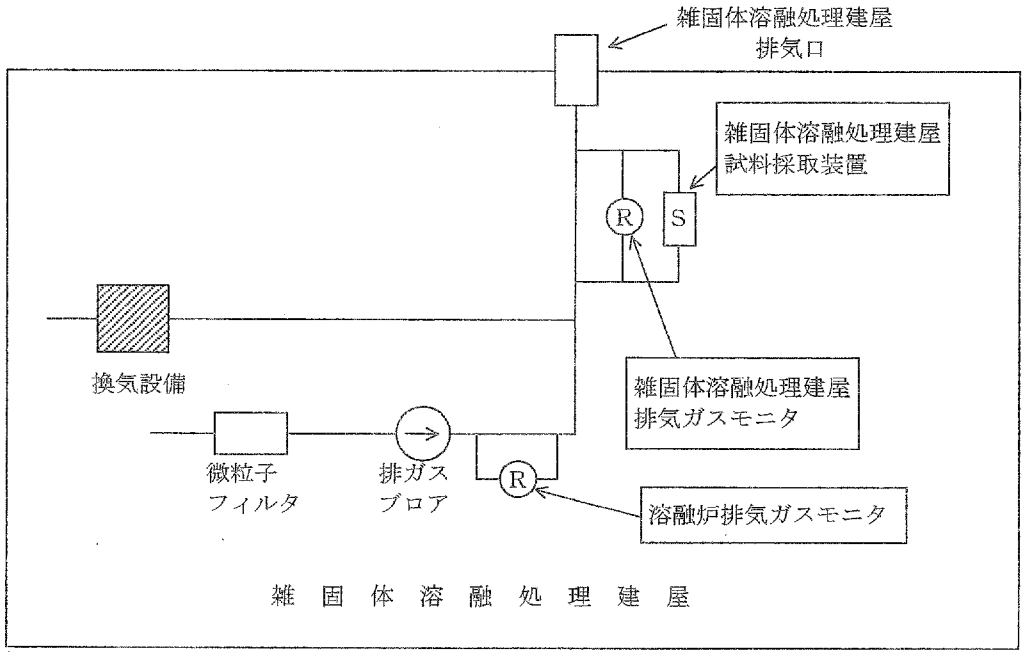
第 8.1.1 図　プロセスモニタ説明図（1）



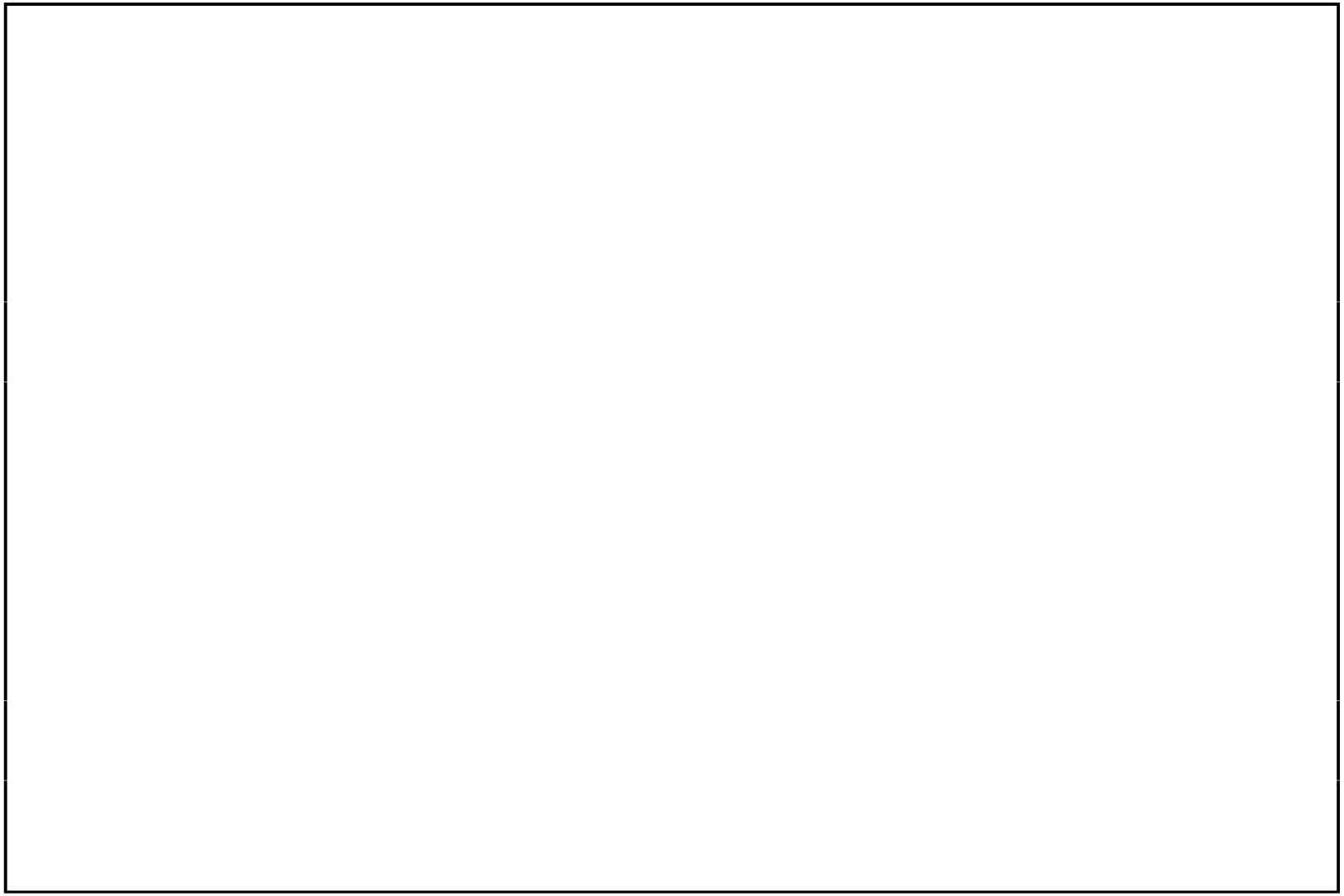
第 8.1.2 図　プロセスモニタ説明図（2）



第 8.1.3 図　プロセスモニタ説明図（3）



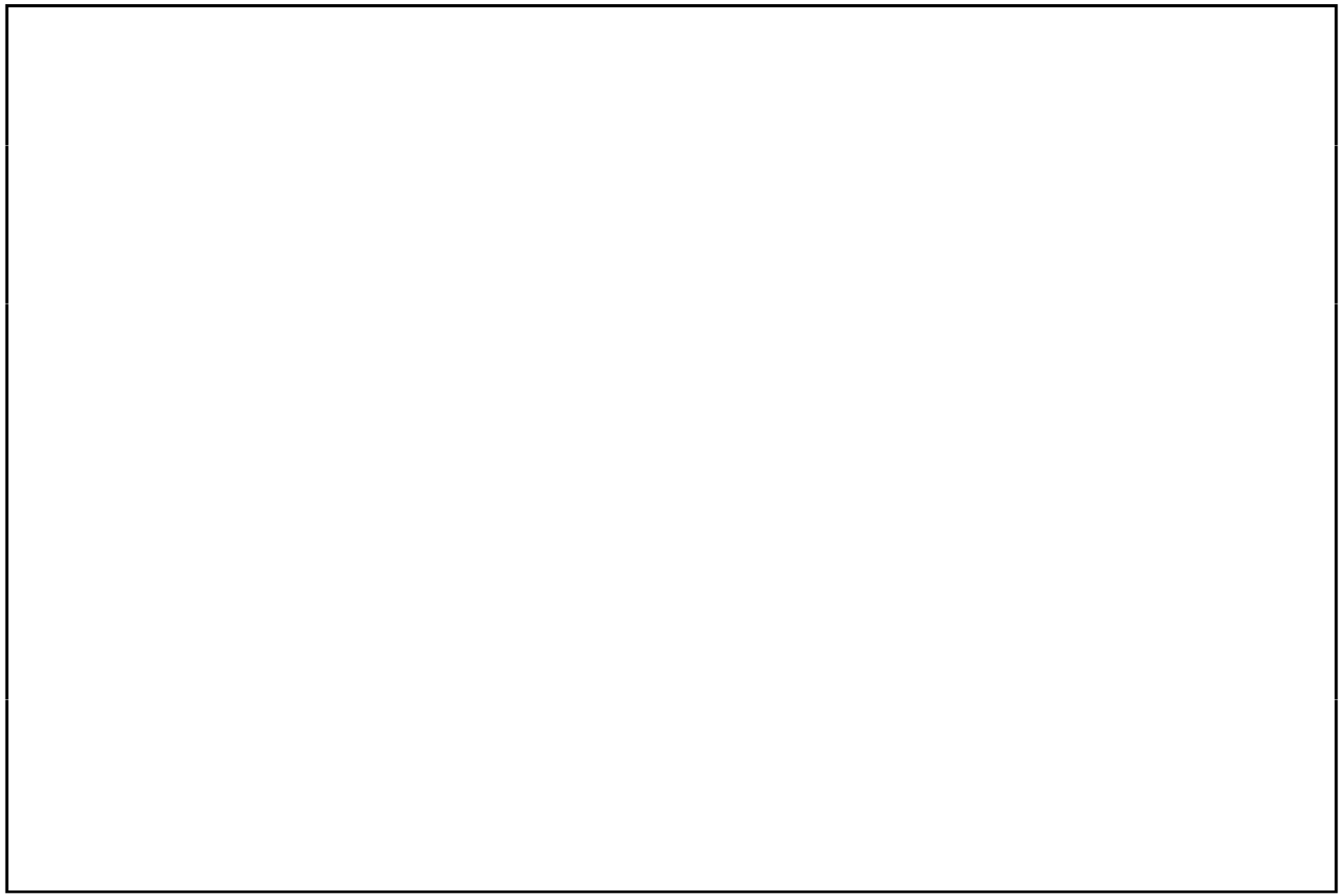
第 8.1.4 図　プロセスモニタ説明図（4）



□内は、防護上の観点から公開できません。

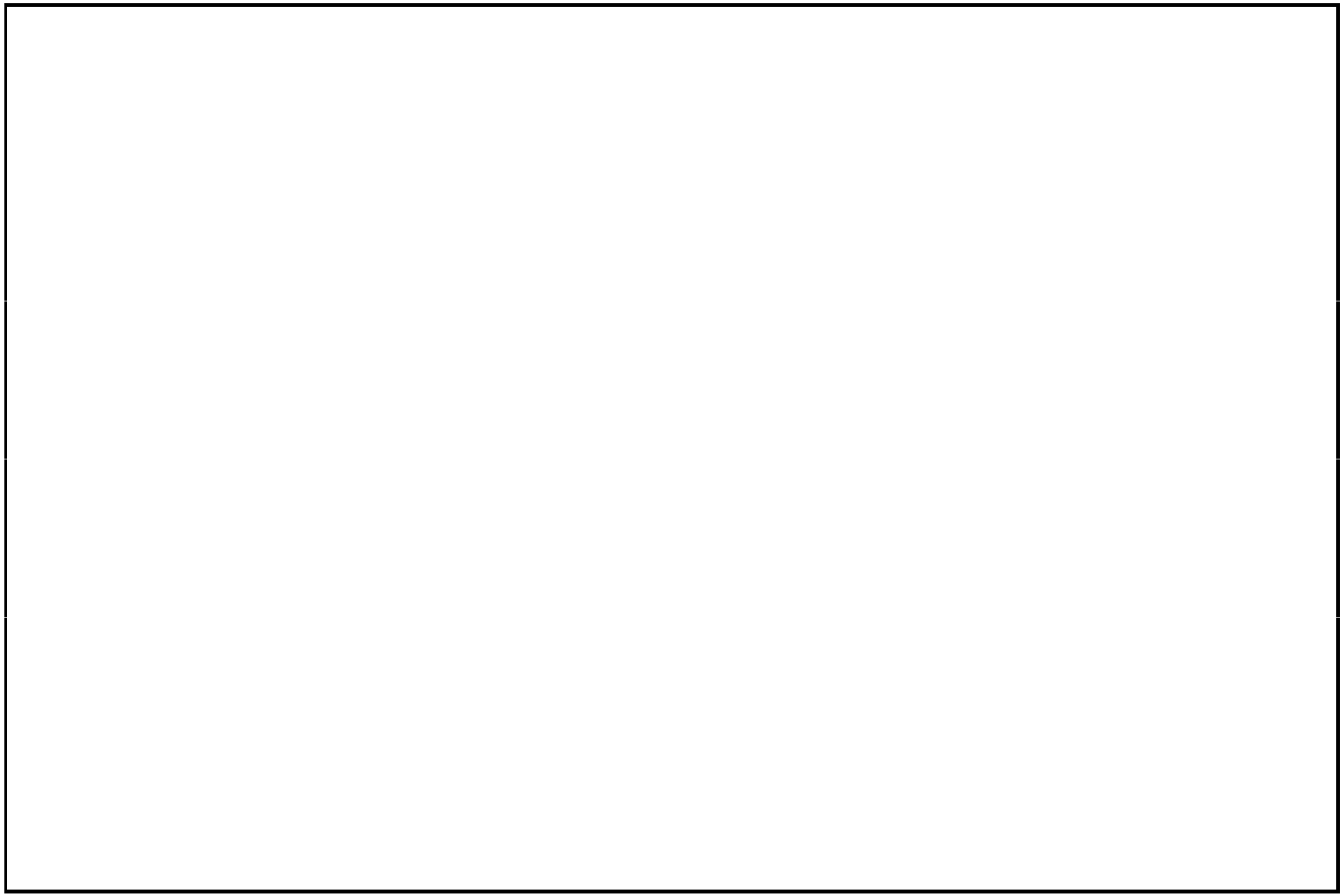
第8.1.5図　　放射線管理設備　概要図（1）

（モニタリングステーション及びモニタリングポストによる放射線量の測定、可搬型モニタリングポストによる放射線量の代替測定）



内は、防護上の観点から公開できません。

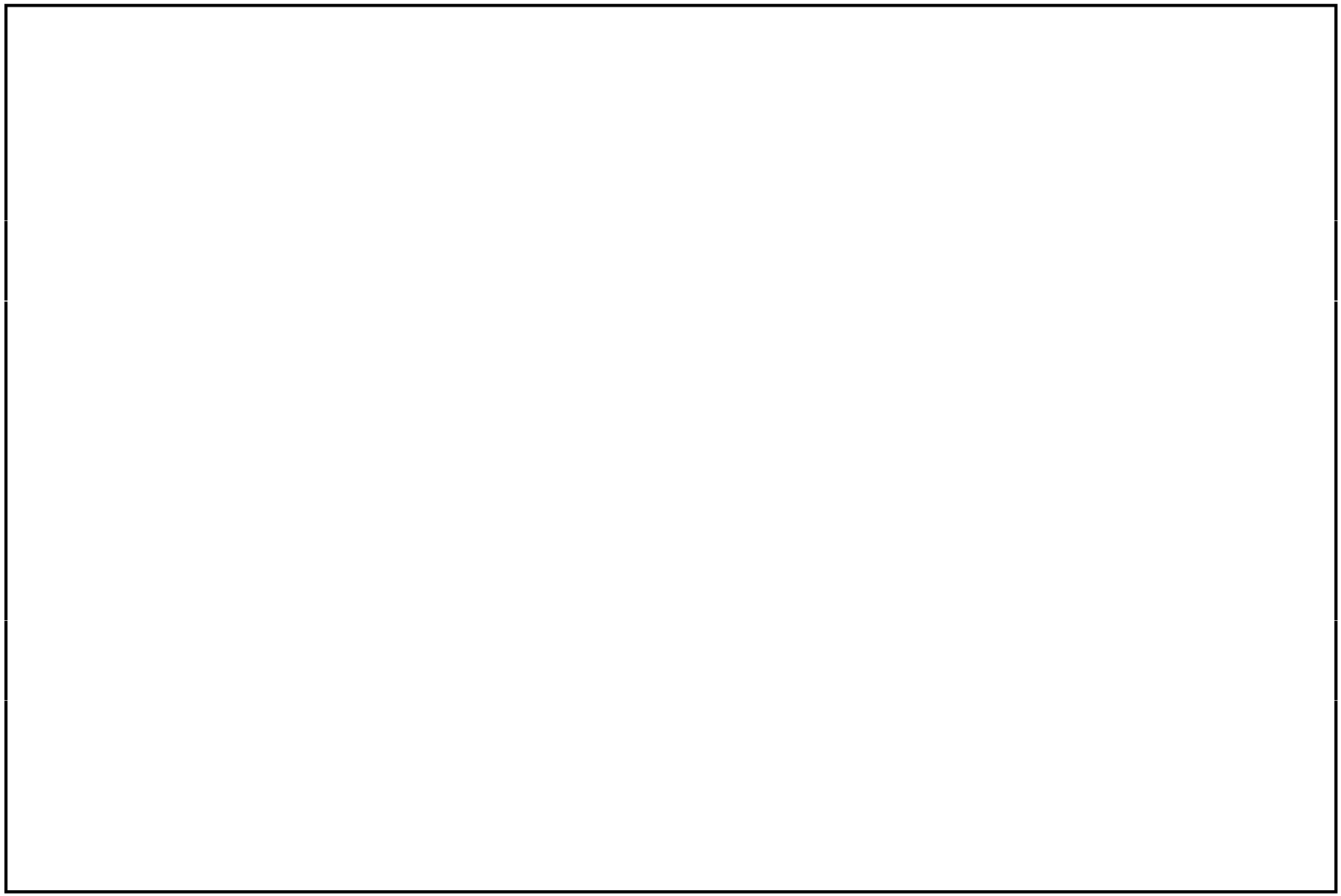
第8.1.6図　　放射線管理設備　概要図（2）
（可搬型エリアモニタによる放射線量の測定）



内は、防護上の観点から公開できません。

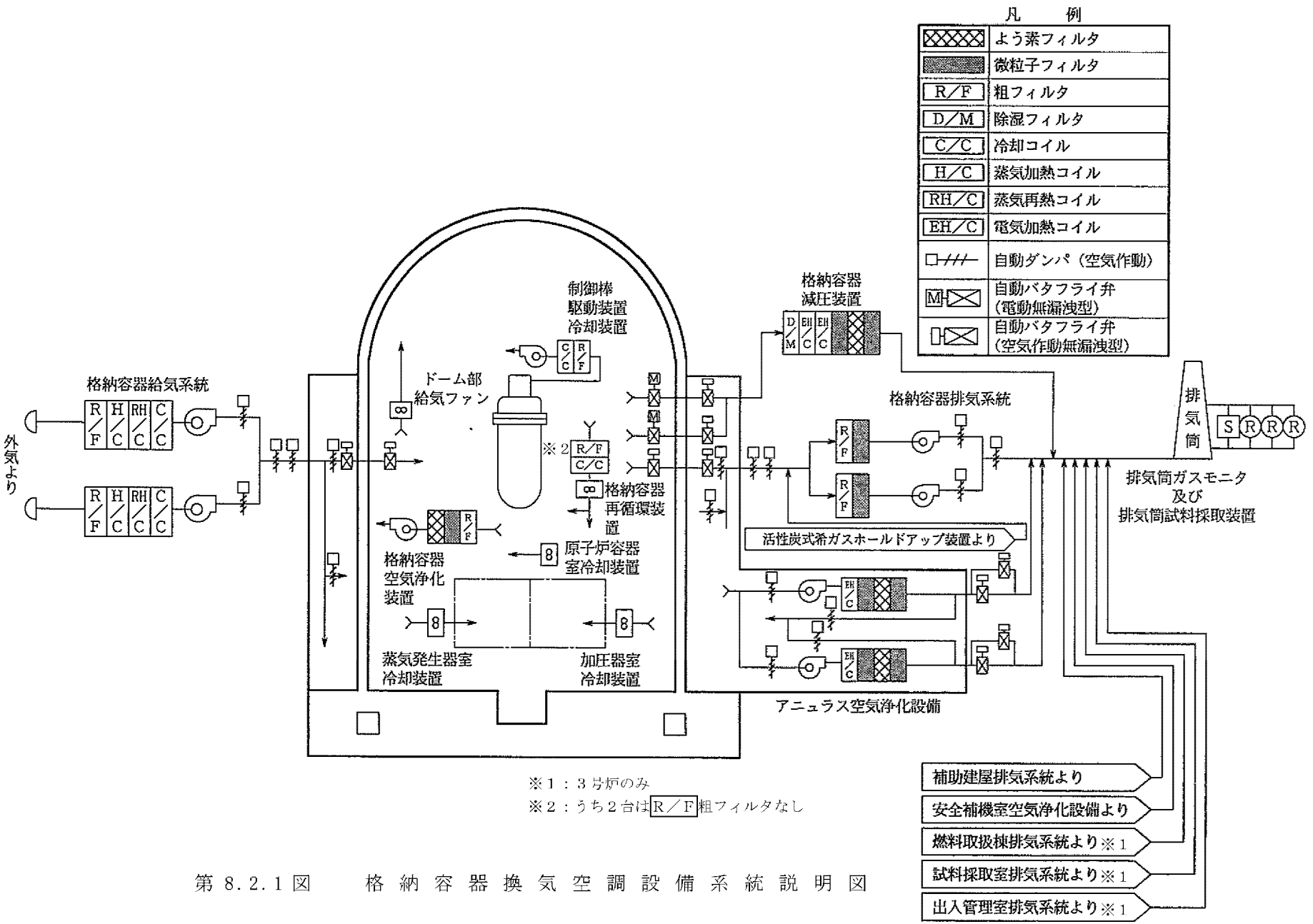
第 8.1.7 図　　放射線管理設備　概要図（3）

（可搬型放射線計測器等による放射性物質の濃度及び放射線量の測定）

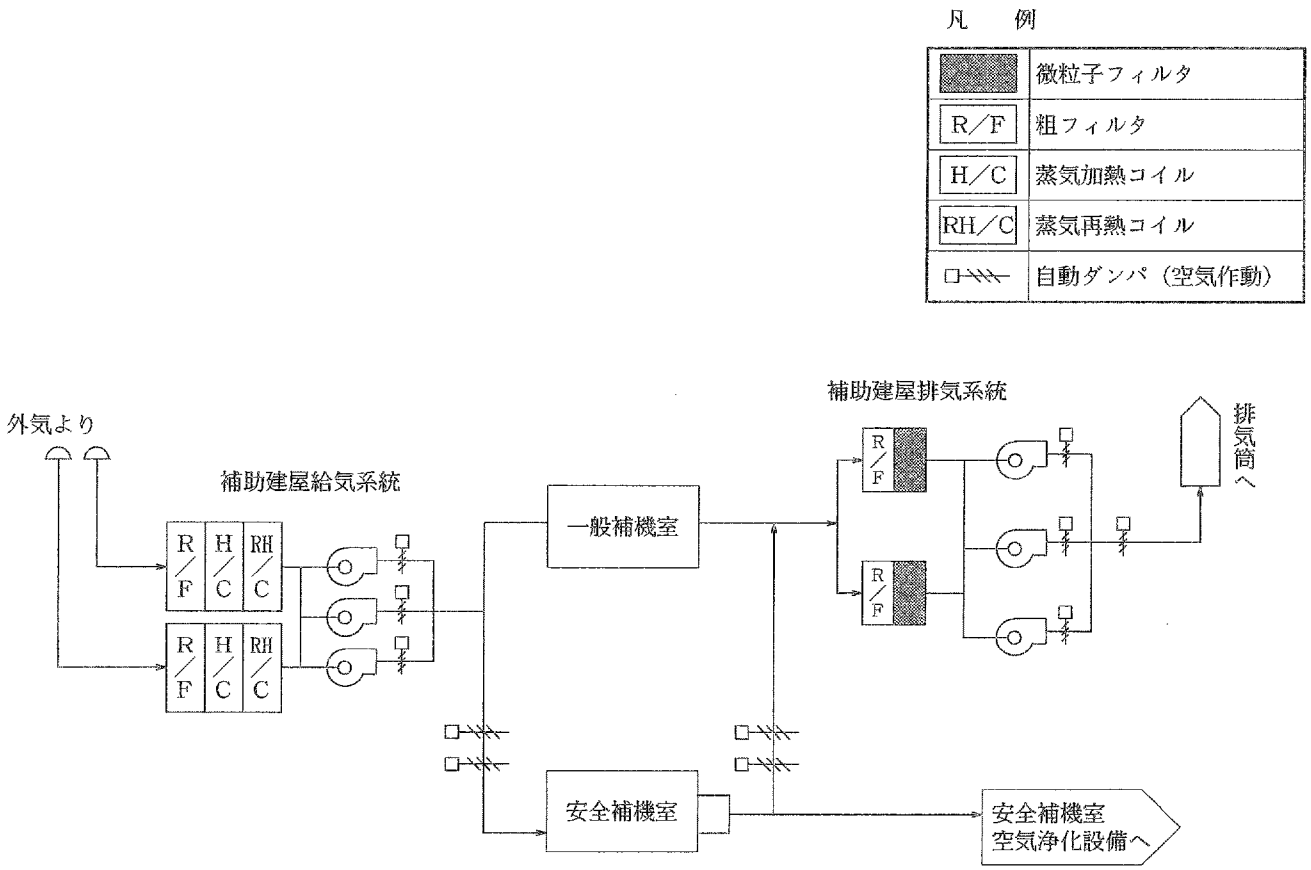


内は、防護上の観点から公開できません。

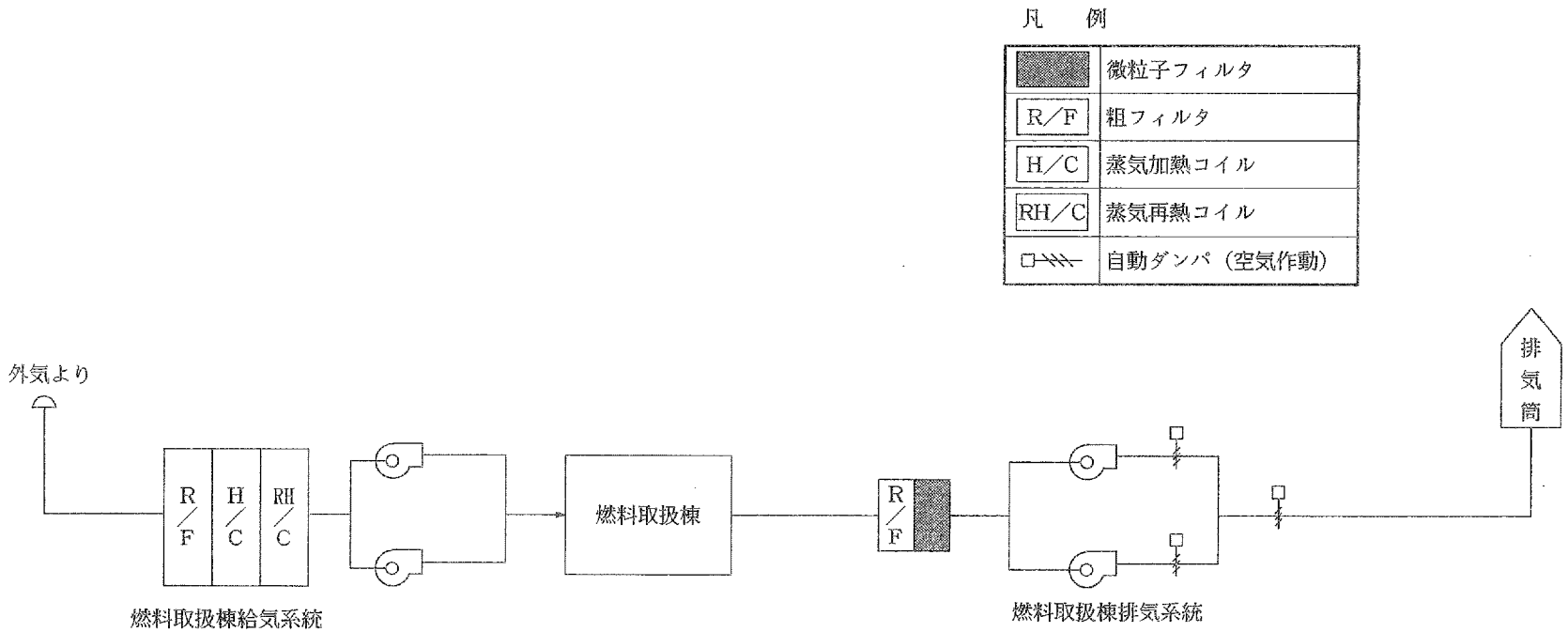
第 8.1.8 図　　放射線管理設備　概要図（4）
（可搬型気象観測装置による気象観測項目の代替測定）



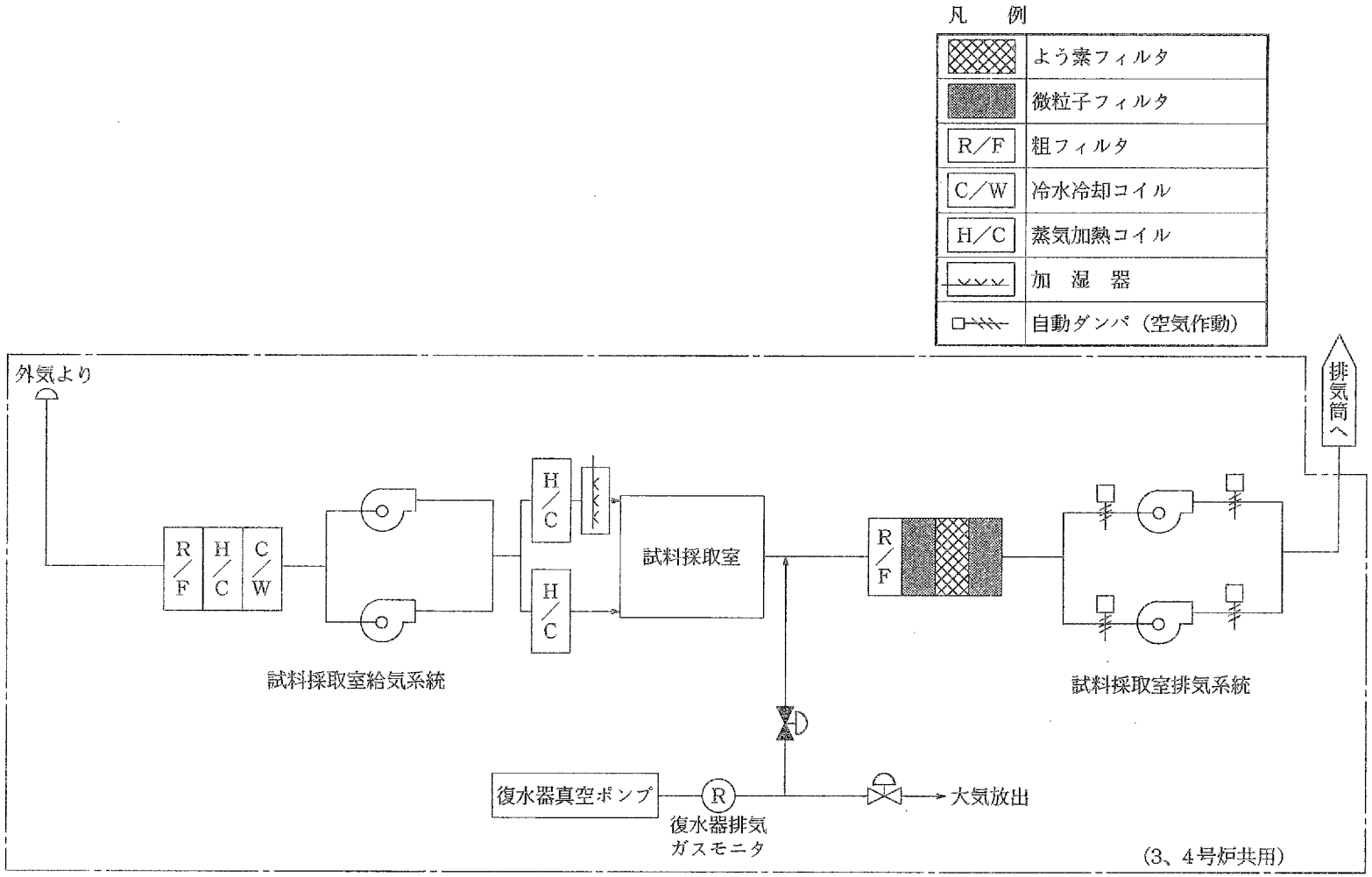
第 8.2.1 図　　格 納 容 器 換 気 空 調 設 備 系 統 説 明 図



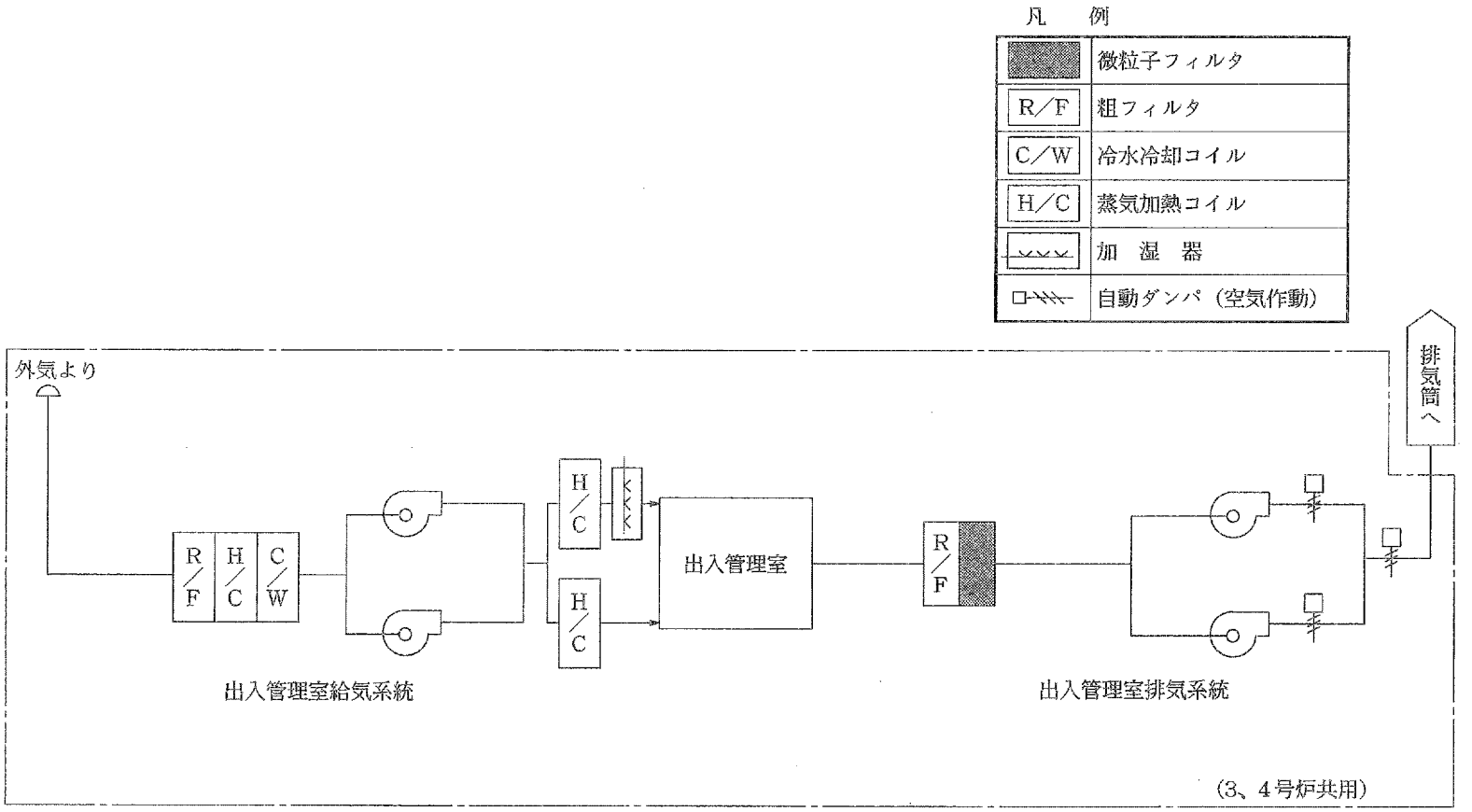
第 8.2.2（1）図　補助建屋換気空調設備系統説明図
（一般補機室及び安全補機室）（３号炉）



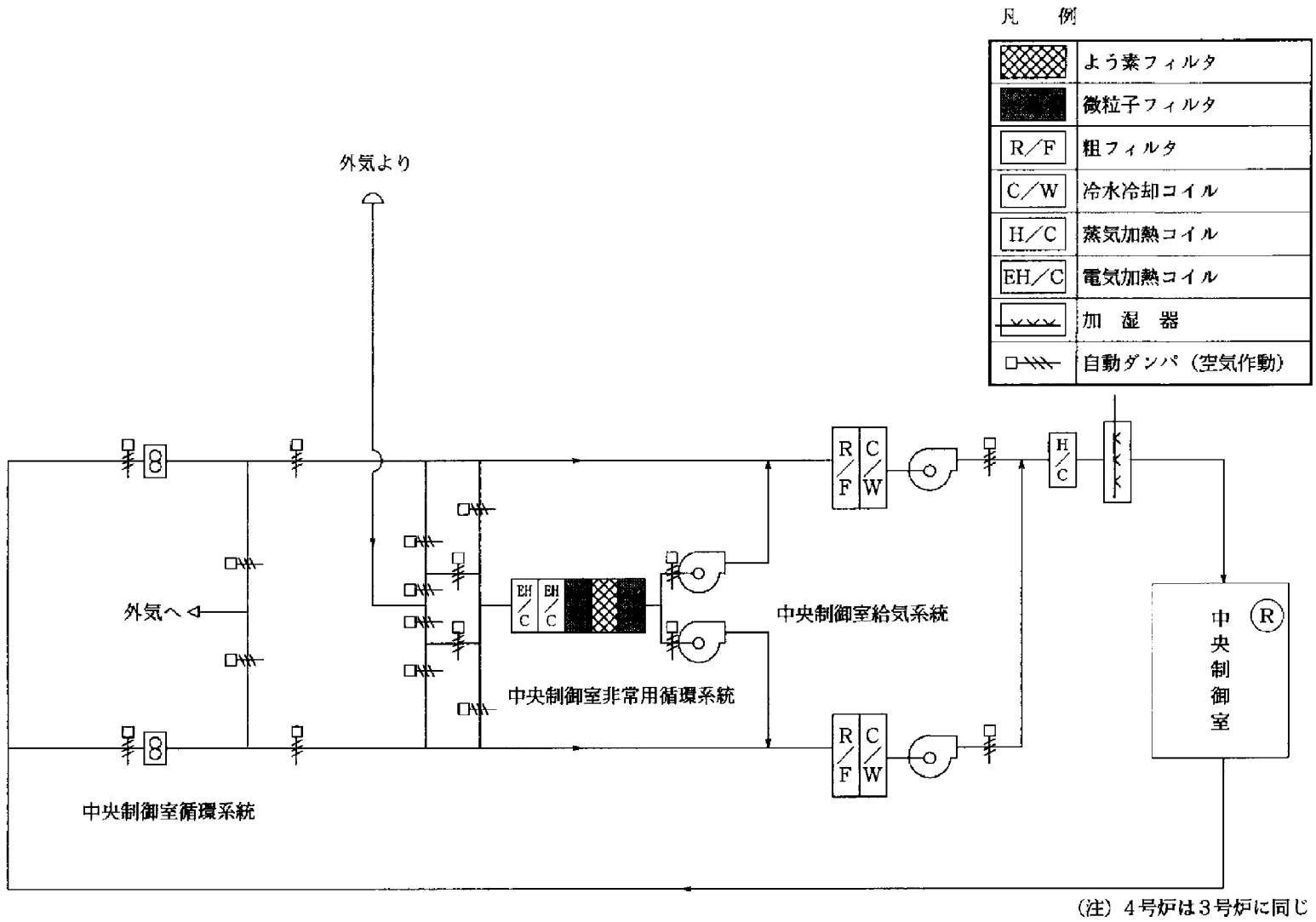
第 8.2.3 図　補助建屋換気空調設備系統説明図（燃料取扱棟）（3 号炉のみ設置）



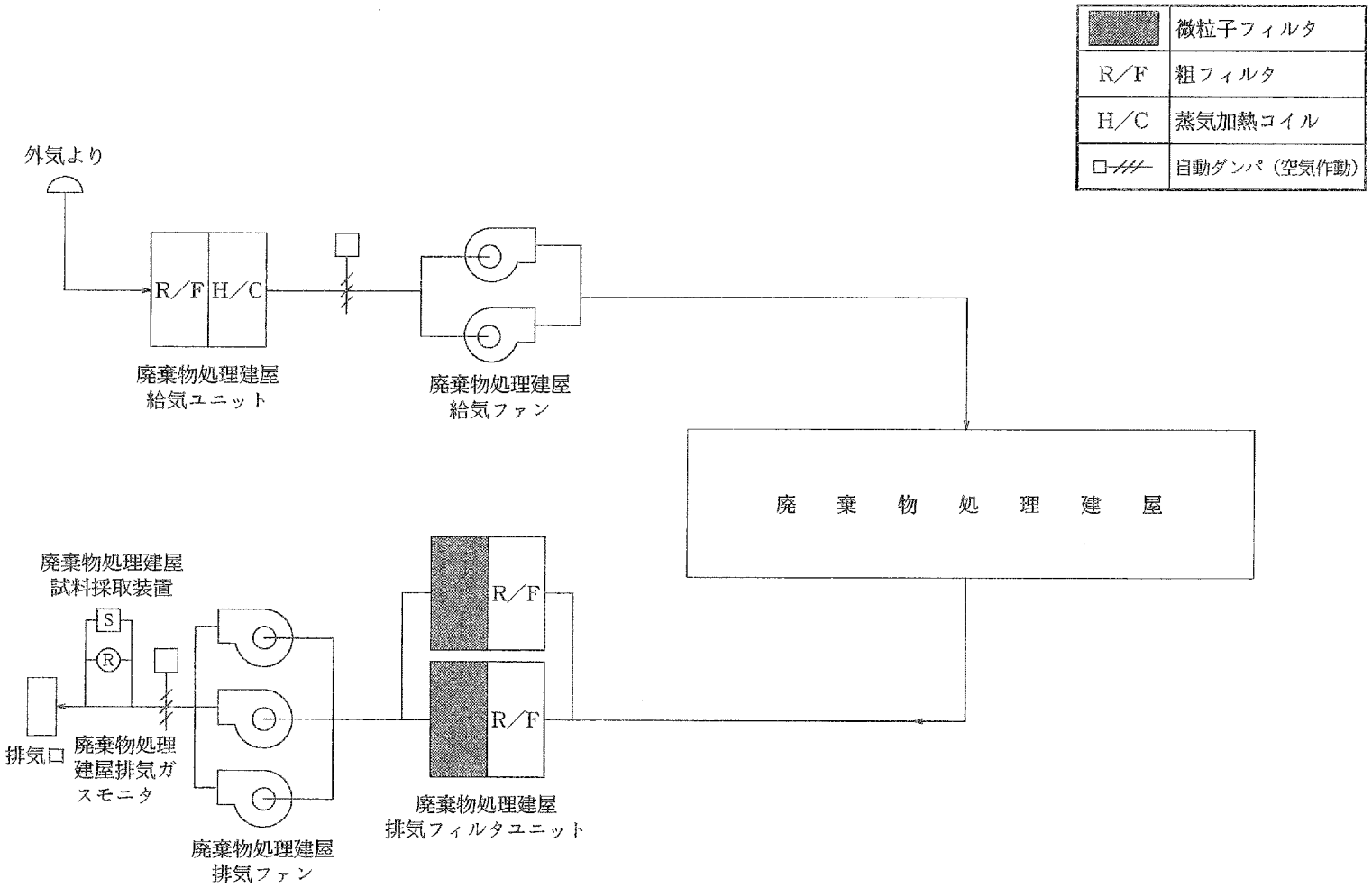
第 8.2.4 図　補助建屋換気空調設備系統説明図（試料採取室）



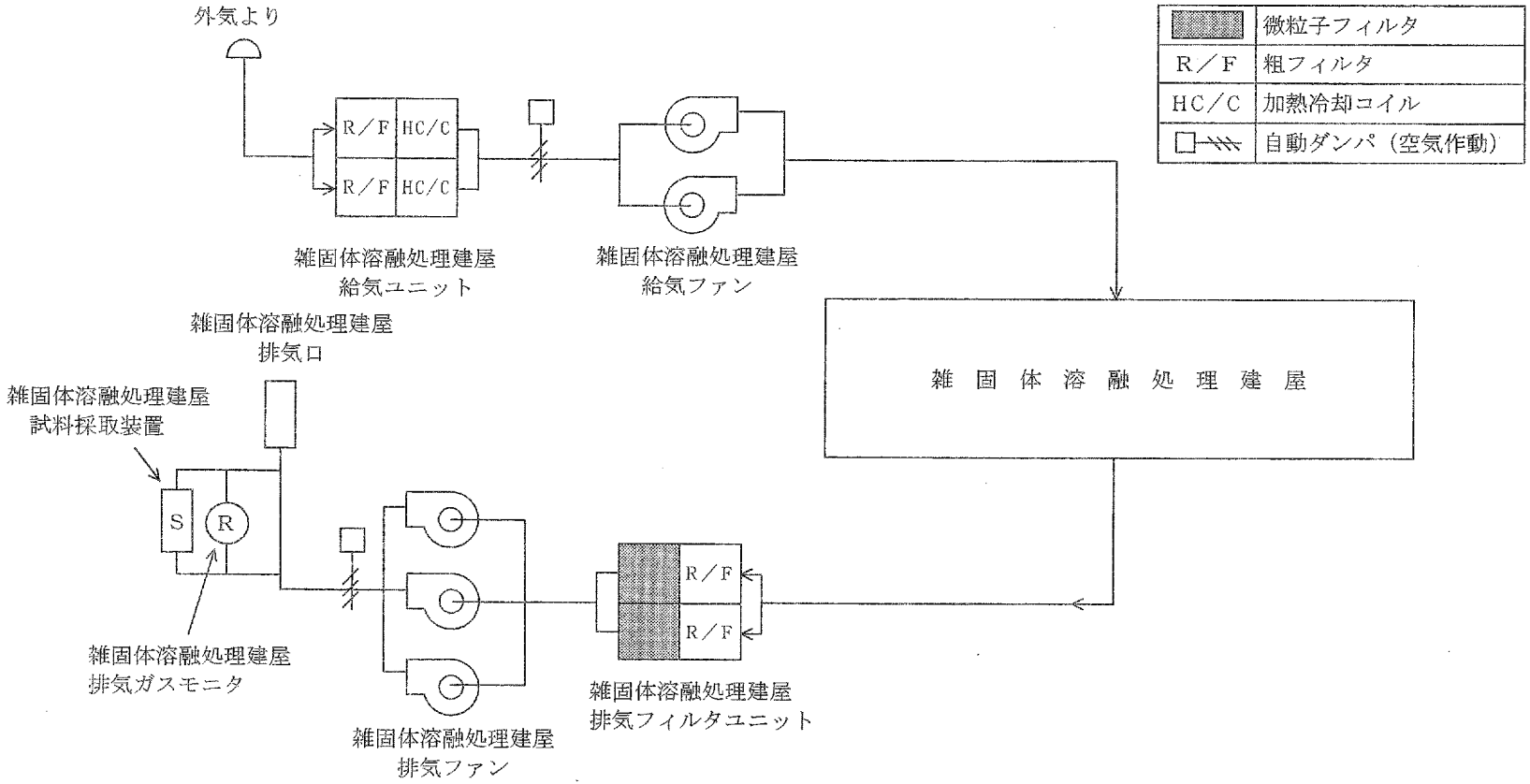
第 8.2.5 図　補助建屋換気空調設備系統説明図（出入管理室）



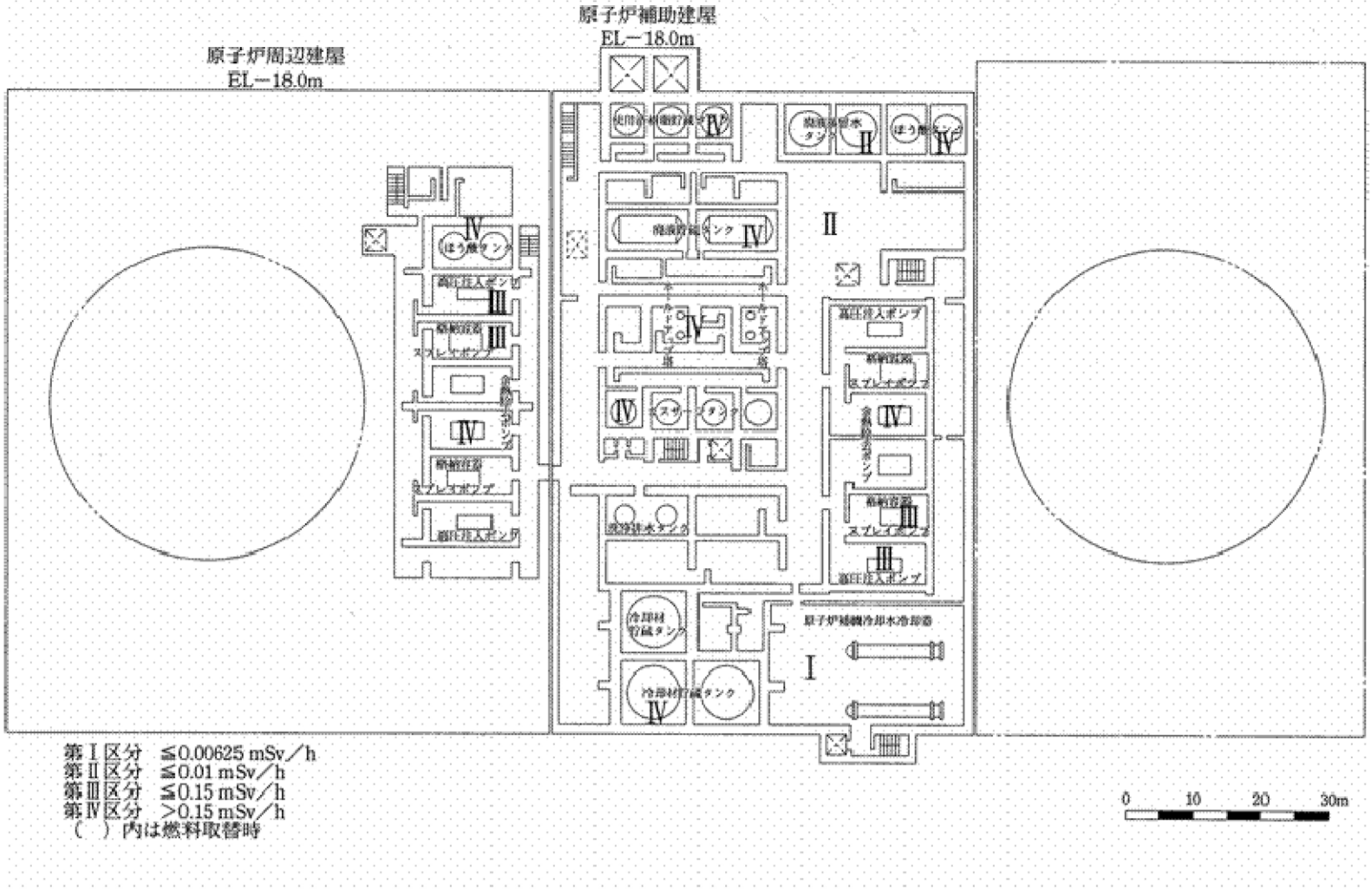
第 8.2.6 図　補助建屋換気空調設備系統説明図（中央制御室）



第 8.2.7 図　廃棄物処理建屋空調装置説明図（３、４号炉共用）



第 8.2.8 図　雑固体溶融処理建屋空調装置説明図



第 8.3.1 図　遮へい設計区分概略図（地下４階）