

場合は手動でブロックできる。

d 主蒸気ライン差圧高

各蒸気ライン間の主蒸気ライン差圧高の“2 out of 3”信号により、主蒸気管破断による蒸気ライン圧力低を検出し、ある蒸気ラインが他の2ラインに対して圧力低になると非常用炉心冷却設備作動信号を発する。

e 原子炉格納容器圧力高

原子炉格納容器圧力高の“2 out of 3”信号により、1次冷却材喪失や原子炉格納容器内での主蒸気管破断を検出し、非常用炉心冷却設備作動信号を発する。

f 手動

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

(2) 原子炉格納容器スプレイ作動信号

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

a 原子炉格納容器圧力異常高

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

b 手動

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

(3) 主蒸気ライン隔離信号

主蒸気管の破断時に2基以上の蒸気発生器からの無制御な蒸気放

出を防止し過度の炉心の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 3”信号により、主蒸気管破断を検出して主蒸気ライン隔離信号を発する。

b 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは、1次冷却材平均温度異常低の一致

主蒸気流量高（各蒸気ラインは、流量高の“1 out of 2”信号で検出する）の“2 out of 3”信号と主蒸気ライン圧力低の“2 out of 3”信号あるいは、1次冷却材平均温度異常低の“2 out of 3”信号（P-12）の一致により主蒸気ライン隔離信号を発する。

c 手動

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

(4) 格納容器隔離信号

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

a 非常用炉心冷却設備作動信号

b 原子炉格納容器スプレイ作動信号

c 手動

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

6.7.3.2 監視装置

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

(1) 警報

工学的安全施設作動設備に必要なプロセス計装信号が警報設定値に達し、論理回路が作動した場合は、プラントが正常な運転状態から逸脱していることを示すため、中央制御室に警報する。また、多重チャンネル構成を有する工学的安全施設作動信号は、1チャンネルでも動作すれば「パーシャルトリップ警報」を出す。

(2) 表示灯

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

6.7.4 評価

(1) 単一故障

工学的安全施設作動回路を構成する論理回路には、多重性をもたせて保護動作を行う。すなわち、“2 out of 4” “2 out of 3”、あるいは、“1 out of 2”の論理回路は、連絡ケーブルをも含めて2重トレイン構成としている。これらのトレインは、電氣的、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、電氣的独立性を持たせている。すなわち、論理回路、連絡ケーブル等は供給電源を含めて独立な構成とする。

(3) 運転中試験

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

(4) 手動操作

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

- a 非常用炉心冷却設備作動信号
- b 原子炉格納容器スプレイ作動信号
- c 主蒸気ライン隔離信号
- d 格納容器隔離信号

(5) 作動状況の確認

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

6.8 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

6.8.1 概要

A T W S 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、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するための設備のうち、原子炉を未臨界とするための設備として以下の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止及びほう酸水注入）を設ける。また、1次冷却システムの過圧防止及び原子炉出力を抑制するための設備として以下の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）を設ける。

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

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉トリップスイッチ

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、制御棒クラスタ及び原子炉トリップしゃ断器があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉安全保護盤及び原子炉トリップしゃ断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、A T W S 緩和設備、主蒸気系統設備の主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁、給水設備のうち補助給水系の電動

補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、2次系補給水設備の復水タンク並びに1次冷却設備の加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。

A T W S 緩和設備は、作動によるタービントリップ及び主蒸気隔離弁の閉止により、1次系から2次系への除熱を過渡的に悪化させることで原子炉冷却材温度を上昇させ、減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力を抑制できる設計とする。また、A T W S 緩和設備は、復水タンクを水源とするタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却システム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。

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

2次系冷却設備を構成する主蒸気管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、電動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重

大事故等対処設備としての設計を行う。また、ディーゼル発電機の詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備の1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

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

中央制御室での操作により、手動で主蒸気隔離弁を閉止することで原子炉出力を抑制するとともに、復水タンクを水源とする電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを手動で起動し、補助給水を確保することで蒸気発生器水位の低下を抑制し、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却系統の過圧を防止できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

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

2次系冷却設備を構成する主蒸気管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故

等対処設備としての設計を行う。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、電動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁の電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。また、ディーゼル発電機の詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備の1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

制御棒クラスタ、原子炉トリップしゃ断器及び原子炉安全保護盤の故障等により原子炉トリップ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、緊急ほう酸水補給弁、ほう酸タンク及び充てん／高圧注入ポンプを使用する。

ほう酸タンクを水源としたほう酸ポンプは、緊急ほう酸水補給弁を介して充てん／高圧注入ポンプにより炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ほう酸ポンプ
- ・緊急ほう酸水補給弁
- ・ほう酸タンク
- ・充てん／高圧注入ポンプ

化学体積制御設備を構成するほう酸フィルタ及び再生熱交換器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸水補給弁及び充てん／高圧注入ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備を構成する蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管に

については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

ほう酸ポンプが故障により使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、ほう酸注入タンクを介して炉心に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・充てん／高圧注入ポンプ
- ・ほう酸注入タンク
- ・燃料取替用水タンク

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、充てん／高圧注入ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備を構成する蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

さらに、ほう酸注入タンクが使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、化学体積制御設備の充てん／高圧注入ポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

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

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・充てん／高圧注入ポンプ
- ・燃料取替用水タンク

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

大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、充てん／高圧注入ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備を構成する蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「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。

A T W S緩和設備を使用した自動での1次冷却システムの過圧防止及び原子炉出力抑制は、原子炉安全保護系設備と部分的に設備を共用するため、原子炉安全保護系設備から電氣的・物理的に分離することで原子炉安全保護系設備と同時に機能喪失しない設計とする。また、A T W S緩和設備は、原子炉補助建屋内の原子炉安全保護系設備と異なる区画に設置し、位置的分散を図る設計とする。

原子炉安全保護系設備からの原子炉トリップと多様性を持つ原子炉トリップスイッチを使用することで手動により原子炉トリップできる設計とする。

主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプを使用した手動での1次冷却システムの過圧防止及び原子炉出力抑制は、原子炉安全保護盤に対して多様性を持ち、原子炉補助建屋内の原子炉安全保護盤と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸水補給弁、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクを使用したほう酸水注入は、制御棒クラスタ、原子炉トリップしゃ断器及び原子炉安全保護盤に対して多様性を持つ設計とする。ほう酸タンク、ほう酸

ポンプ、緊急ほう酸水補給弁、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクは、原子炉補助建屋内の原子炉トリップしゃ断器及び原子炉安全保護盤と異なる区画に設置することで、原子炉トリップしゃ断器、原子炉安全保護盤及び原子炉格納容器内の制御棒クラスタと位置的分散を図る設計とする。

6.8.2.2 悪影響防止

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

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは、独立して信号を発信することができる設計とする。

また、制御棒クラスタ及び原子炉トリップしゃ断器は、しゃ断器操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉出力抑制に使用するATWS緩和設備は、他の設備に悪影響を及ぼさないよう系統から分離が可能な設計とする。原子炉トリップ信号が原子炉安全保護系設備より正常に発信した場合は、不必要な信号の発信を阻止できる設計とする。また、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気管、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び蒸気発生器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ほう酸水注入に使用するほう酸ポンプ、緊急ほう酸水補給弁、ほう酸タンク、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸フィルタ、再生熱交換器、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.8.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

手動による原子炉緊急停止として使用する原子炉トリップスイッチは、設計基準事故対処設備の原子炉手動停止機能と兼用しており、中央制御室での操作を可能とするため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

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

ATWS緩和設備の作動による主蒸気隔離弁の閉止に伴う1次冷却系統の過圧のピークを抑えるために使用する加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、設計基準事故対処設備の1次冷却系統の過圧防止機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の放出流量が、主蒸気隔離弁の閉止による1次冷却系統の過圧防止に必要な放出流量に対して十分であることを確認していることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

また、その後の1次冷却系統を安定させるために使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁及び蒸気発生器は、設計基準事故対処設備の蒸気発生器2次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の補助給水流量及び蒸気流量が、主蒸気隔離弁の閉止による1次冷却系統の過圧防止に必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認していることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉トリップに失敗した場合における原子炉を未臨界状態へ移行するためにほう酸水を炉心注入する設備として使用するほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てん/高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時のほう酸水を1次系に注水する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注入流量及びタ

ンク容量が、原子炉トリップ失敗の場合に原子炉を未臨界状態とするために必要な注入流量及びタンク容量に対して十分であることを確認していることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

6.8.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

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

制御棒クラスタ、加圧器安全弁、蒸気発生器及び再生熱交換器は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

原子炉トリップしゃ断器、ATWS緩和設備、主蒸気安全弁、燃料取替用水タンク、ほう酸タンク、ほう酸フィルタ及びほう酸注入タンクは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

主蒸気管は、重大事故等時における原子炉格納容器内及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

ATWS緩和設備は、ATWS緩和機能以外に、デジタル安全保護設備の共通要因故障対策の機能も有しているが、これらの回路は、それぞれハードウェアのみでシステムを構築した回路とすることにより、同一筐体内にあるが、他機能からの影響を考慮した設計とする。

主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸水補給弁及び充てん／高圧注入ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

復水タンクは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

加圧器逃がし弁は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

6.8.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉トリップスイッチを使用した手動による原子炉緊急停止は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

主蒸気隔離弁を使用した原子炉出力抑制を行う系統及び復水タンク、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を使用した1次冷却系統の過圧防止を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

ほう酸ポンプ、緊急ほう酸水補給弁及びほう酸タンクを使用したほう酸水注入を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。緊急ほう酸水補給弁及びほう酸ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクを使用したほう酸水注入を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。充てん／高圧注入ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

6.8.3 主要設備及び仕様

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要設備及び仕様は第6.8.1表のとおり。

6.8.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップスイッチは、

機能・性能の確認が可能なように、手動操作による原子炉トリップしゃ断器開放ができる設計とする。

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

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップしゃ断器は、機能・性能の確認が可能なように、試験装置を接続し動作の確認ができる設計とする。

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

原子炉出力抑制に使用する系統（主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、蒸気発生器及び主蒸気管）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能の確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

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

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

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

原子炉出力抑制に使用する系統（加圧器安全弁及び主蒸気安全弁）は、通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁は、分解が可能な設計とする。

ほう酸水注入に使用する系統（ほう酸ポンプ、緊急ほう酸水補給弁、ほう酸タンク、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸フィルタ、再生熱交換器、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンク）は、他系統と独立

した試験システムにより機能・性能確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

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

また、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸水補給弁及び充てん／高圧注入ポンプは、分解が可能な設計とする。

再生熱交換器は、機能・性能の確認ができる設計とする。また、構造については、応力腐食割れ対策、伝熱管の磨耗対策により健全性が確保でき、開放が不要な設計であることから、外観の確認が可能な設計とする。

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

6.9 圧縮空気設備

6.9.1 制御用空気設備

(1) 概要

制御用空気設備は格納容器外制御用空気系と、格納容器内制御用空気系からなり、各々独立した設備として制御用空気圧縮機、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、制御器及び計測器等に清浄で乾燥した圧縮空気を供給する。

制御用空気系統の系統構成を第6.9.1図に示す。

(2) 設計方針

- a. 格納容器外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格納容器外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. 格納容器内制御用空気設備は、後備用として格納容器外制御用空気設備からも空気を供給できるように設計する。
- d. 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ように設計する。

(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、たて置往復動圧縮型で清浄な圧縮空気を供給するため、無給油方式を採用する。制御用空気圧縮機は100%容量のものを格納容器内、外に各々2台設置する。

b. 制御用空気乾燥器

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

6.9.2 所内用空気設備（3号及び4号炉共用）

(1) 概要

所内用空気設備は、原子炉格納容器内、原子炉補助建屋内、タービン建屋内等の必要箇所に圧縮空気を供給する。所内用空気圧縮機出口には所内用空気だめを設置する。所内用空気圧縮機は、無給油式とし、所内用空気設備は、制御用空気設備の後備ができるように設計する。

(2) 主要設備の仕様

所内用空気設備の主要設備の仕様を第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（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は、集中化し、中央制御室内の中央制御盤に設置する。

また、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も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) 原子炉施設の通常運転時、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及び制御が行えるように設計する。
- (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、外部電源喪失及び外部火災に伴うばい煙や有毒ガス、降下火砕物並びに有毒ガス）を想定しても安全施設を容易に操作することが可能なように設計する。
- (3) 原子炉施設に影響を及ぼす可能性があるとして想定される自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり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

低下しないようするとともに、運転員の過度の放射線被ばくも考慮することで、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よう設計する。また、中央制御室は同一スペースを共用することにより、プラントの状況や運転員の対応状況等の情報を共有しつつ、事故処置を含む総合的な運転管理を図ることができるよう居住性にも配慮した上で、安全性が向上する設計とする。
- (6) 室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

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原子炉盤、タービン発電機盤等で構成し、原子炉施設の通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時の対応に必要な操作器、指示計、記録計及び警報装置を運転員の操作性を考慮して設置する。

また、計算機により複合情報、運転ガイダンス等を表示し、運転操作の支援をはかるためCRT(Cathode Ray Tube)を設置する。

なお、中央制御盤は盤面機器（操作器、指示計、警報表示）をシステム毎にグループ化した配列及び色分けによる識別や操作器のコード化（色、形状、大きさ等の視覚的要素での識別）等を行うことで、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時における運転員の誤操作の防止及び操作が容易

にできるものとする。

(2) 中央制御室

中央制御室は、原子炉補助建屋内に設置し、1次冷却系統に係る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り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、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（平成29年4月5日 原規技発第1704052号原子力規制委員会決定）」（以下「有毒ガス評価ガイド」という。）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並びに可動源を特定し、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、「10.13 通信連絡設備」に記載する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原子炉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に施設し、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、中央制御室遮蔽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 を下回るように遮蔽を設ける。

換気系統は他と独立して設け、事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし運転員を内部被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の環境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も活動に支障のない範囲であることを把握できるように、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

中央制御室は、原子炉施設に影響を及ぼす可能性があると思定される自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握するため遠隔操作及び暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

中央制御室は、当該操作が必要となる理由となった事象により有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失及び外部火災に伴うばい煙や有毒ガス、降下火砕物並びに有毒ガス）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することができるものとする。

また、現場操作が必要な添付書類十の設計基準事故（蒸気発生器伝熱管破損）時の操作場所である主蒸気配管室においても、環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失及び外部火災に伴うばい煙や有毒ガス、降下火砕物）を想定しても容易に操作ができるとともに、操作に必要な照明（アクセスルート上の照明を含む。）は、内蔵の蓄電池からの給電により外部電源喪失時においても点灯を継続する。さらに、その他の安全施設の操作等についても、プラントの安全上重要な機能に障害をきたすおそれのある機器や外部環境に影響を与えるおそれのある現場弁等に対して、色分けによる識別管理及び施錠管理により誤操作を防止する。

想定される環境条件及びその措置は以下のとおり。

（地震）

中央制御室及び中央制御盤は、原子炉補助建屋（耐震Sクラス）内に設置し、基準地震動による地震力に対し必要となる機能が喪失しないものとする。また、運転員机、制御盤（盤前）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できる設計とする。また、中央制御室盤内に固定式のエアロゾル消火設備を設置するとともに、火災が発生した場合には高感度煙感知設備により火災を感知し、固定式のエアロゾル消火設備により消火を行うことを規定類に定めることで速やかな消火を可能とし、

容易に操作することができる設計とする。

(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設計とする。なお、中央制御室周りの消火作業については、中央制御室に影響を与えない消火方法とすることにより、溢水による影響を与えず、中央制御室にて容易に操作することができる設計とする。

(外部電源喪失)

運転操作に必要な照明は、地震、竜巻・風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機が起動することにより操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作できるものとする。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、蓄電池内蔵の照明設備により運転操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作できるものとする。

(ばい煙等による中央制御室内環境の悪化)

中央制御室外の火災により発生するばい煙や有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作環境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できる設計とする。

(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所要の操作及び措置をとることができる設計とする。

なお、原子炉施設の外の状況を把握するため、以下の設備を設置する。

a. 監視カメラ

想定される自然現象等（地震、津波、洪水、風（台風）・竜巻通過後の設備周辺における飛散状況、降水、積雪、落雷、地滑り、降下火砕物、火災、飛来物）に加え発電所構内の状況（海側、山側）を昼夜にわたり把握するために屋外に暗視機能等を持った監視カメラを設置する。

b. 気象観測設備等

風（台風）、竜巻、津波等による発電所構内の状況の把握に有効なパラメータ（風向・風速、潮位等）を入手するために、気象観測設備、潮位観測システム（防護用）、潮位計、潮位観測システム（補助用）等を設置する。

中央制御室における津波観測について、1号及び2号炉中央制御室において1号炉海水ポンプ室及び2号炉海水ポンプ室に設置する潮位観測システム（防護用）のうち潮位計により津波監視を行い、かつ、中央制御室において海水ポンプ室に設置する潮位観測システム（防護用）のうち潮位計により津波監視を行う設計とした上で、取水路防潮ゲートの閉止判断基準に到達したことを確認して、取水路防潮ゲートの閉止操作機能を有する1号及び2号炉中央制御室において取水路防潮ゲートの開止操作を確実にできるように、潮位観測システム（防護用）のうち衛星電話（津波防護用）を用いて1号及び2号炉当直課長並びに3号及び4号炉当直課長の連携を確保する設計とする。

なお、1号及び2号炉中央制御室の監視モニタの観測潮位を、無線設備である潮位観測システム（補助用）を用いて中央制御室に伝送し、確認できる設計とする。

潮位観測システム（防護用）、潮位計及び潮位観測システム（補助用）の設備構成を第6.10.1.1図に示す。

c. FAX等

公的機関からの地震、津波、竜巻、雷雨、降雨予報、天気図、台風情報等を入手するために、中央制御室にFAX、テ

レビ等を設置する。

6.10.1.2.3 評価

中央制御室及び中央制御盤は、以下に示すように設計方針を十分満足している。

中央制御室には、中央制御盤の他、炉内計装盤、核計装盤、放射線監視盤等を設けプラントの通常運転、安全停止及び事故処理等に必要な監視、制御、操作をここから集中的に行うことができる。また、想定される事故発生に際して従事者が中央制御室に接近し、留まり、事故対策操作が可能であるよう不燃設計、しゃへい設計及び換気設計がなされる。

想定される有毒ガスの発生を考慮しても、固定源に対しては、評価条件を防液堤等の設置状況を踏まえて設定し、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り、可動源に対しては中央制御室空調装置の隔離等の対策により、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がなされている。

事故時における中央制御室への接近時の被ばく線量に中央制御室に留まって必要な操作を行う場合の被ばく線量を加えても、緊急作業に係る許容被ばく線量を下まわる。

なお、原子炉施設間の共用によって原子炉の安全性に支障を来たさない設計がなされている。

6.10.1.2.4 手順等

- (1) 手順に基づき、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、中央制御室内の酸素濃度、二酸化炭素濃度を測定する。
- (2) 手順に基づき、監視カメラ及び気象観測設備等により原子炉施設の外の状況を把握するとともに、FAX等により公的機関から必要な情報を入手する。
- (3) 監視カメラ、気象観測設備等に要求される機能を維持するた

め、適切な保守管理を実施するとともに、故障時には補修を行う。

- (4) 酸素濃度計、二酸化炭素濃度計等の保守管理及び運転に関する教育を行う。
- (5) 手順に基づき、「10.13 通信連絡設備」に記載する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。

6.10.1.3 中央制御室外原子炉停止装置

6.10.1.3.1 設計方針

- (1) 火災その他の異常な状態により、中央制御室が使用できない場合には、中央制御室外原子炉停止装置を設け、中央制御室外の適切な場所から原子炉を停止し、高温停止状態に直ちに移行し、その後、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。
- (3) 現場操作を必要とするものについては、非常用照明設備及び通信設備を設ける。

6.10.1.3.2 主要設備

(1) 中央制御室外原子炉停止盤

原子炉を高温停止状態に維持し、必要に応じて低温停止状態に導くため、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原子炉の高温停止時に、操作頻度が高いか、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少限のパラメータの監視も

行えるようにする。

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しゃ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原子炉を低温停止状態に導くことができるようにする。

なお、盤に設置する主要操作器及び監視計器を第6.10.1.1表に示す。

(2) 通信設備

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、所内通信設備を設ける。

(3) 照明設備

現場操作を行う場所には、非常用照明設備を設ける。

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は、中央制御室外の適切な場所から原子炉を停止し、高温停止状態に直ちに移行し、その後、原子炉を低温停止状態に導き維持することができる。

(2) 中央制御室外原子炉停止盤には、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を設置しており、これらは中央制御室の操作に優先している。

(3) 現場操作を必要とするものについては、非常用照明設備及び通信設備を設けている。

6.10.2 重大事故等時

6.10.2.1 概要

中央制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がと

どまるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

中央制御室（重大事故等時）概略系統図を第6.10.2.1図及び第6.10.2.2図に示す。

6.10.2.2 設計方針

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として以下の重大事故等対処設備（居住性の確保）を設ける。

重大事故等対処設備(居住性の確保)として、中央制御室遮蔽及び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、中央制御室非常用循環フィルタユニット、並びに可搬型照明（SA）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。また、代替電源として空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

重大事故等時において、中央制御室空調装置は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。中央制御室遮蔽は、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置及び中央制御室遮蔽の機能とあわせて、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を考慮しても、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。

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

とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の環境が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。照明については、可搬型照明（S A）により確保できる設計とする。中央制御室空調装置及び可搬型照明（S A）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空冷式非常用発電装置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。

- ・中央制御室遮蔽(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)
- ・中央制御室空調ファン(3号及び4号炉共用)
- ・中央制御室循環ファン(3号及び4号炉共用)
- ・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)
- ・可搬型照明（S A）(3号及び4号炉共用)
- ・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)
- ・空冷式非常用発電装置(10.2 代替電源設備)
- ・燃料油貯油そう(10.2 代替電源設備)
- ・タンクローリー(10.2 代替電源設備)

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、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ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。また、ディーゼル発電機の詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

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

た、以下の重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）を設ける。

重大事故等対処設備（汚染の持ち込み防止）として、可搬型照明（S A）、空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

照明については、可搬型照明（S A）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（S A）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空冷式非常用発電装置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（S A）（3号及び4号炉共用）
- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（10.2 代替電源設備）

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

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

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減）として、アニュラス空気浄化設備のアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット及び窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）を使用する。また、代替電源設備として空冷式非常用発電装置を使用する。

アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラスへ漏えいする放射性物質等を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化フィルタユニットを介して放射性物質を低減させたのち排出することで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空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。また、A系アニュラス空気浄化系の弁はディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置により電磁弁を開放することで制御用空気設備の窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）により開操作できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・アニュラス空気浄化ファン
- ・アニュラス空気浄化フィルタユニット
- ・窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）
- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。格納容器空調装置を構成する格納容器排気筒は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、アニュラス空気浄化ファンの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

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、多重性をもったディーゼル発電機から給電でき、系統として多重性を持つ設計とする。また、共用することにより号炉間においても多重性を持つ設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン及び可搬型照明（S A）は、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

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空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

6.10.2.2.2 悪影響防止

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

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮は、原子炉補助建屋と一体のコンクリート構造物とし、倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、ダンパ操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室の居住性の確保及び汚染の持ち込み防止に使用する可搬型照明（S A）は、他の設備から独立して単独で使用可能な

ことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用するアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット及び格納容器排気筒は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

放射性物質の濃度を低減するために使用する窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.10.2.2.3 共用の禁止

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

中央制御室及び中央制御室遮蔽は、プラントの状況に応じた運転員の相互融通等を考慮し、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ことから、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、他方の号炉のプラント監視機能が喪失しない設計とする。

中央制御室の換気空調系は、重大事故等時において中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットを電源復旧し使用するが、共用により自号炉の系統だけでなく他号炉の系統も使用することで、安全性の向上が図れるこ

とから、3号炉及び4号炉で共用する設計とする。

3号炉及び4号炉それぞれの系統は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。

6.10.2.2.4 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として使用する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、重大事故等時に運転員の内部被ばくを防止するために必要な浄化機能に対して、設計基準事故対処設備としてのフィルタユニットが持つ浄化能力を使用することにより達成できることを確認した上で、同仕様で設計する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内の居住環境の基準値の範囲を測定できるものを3号炉及び4号炉共用で1個使用する。保有数は、故障時及び保守点検のバックアップ用の2個（3号及び4号炉共用）を含めて合計3個（3号及び4号炉共用）を分散して保管する設計とする。

可搬型照明（SA）は、重大事故等時に中央制御室の制御盤での操作に必要な照度を有するものを3号炉及び4号炉共用で6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3号炉及び4号炉共用で2個使用する。保有数は、保守点検内容は目視点検等であり、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個（3号及び4号炉共用）を含めて合計9個（3号及び4号炉共用）を分散して保管する設計とする。

炉心の著しい損傷により発生した放射性物質が、原子炉格納容器外に漏えいした場合において、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する空気中の放射性物質の濃度を低減するために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。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する空気中の放射性物質の濃度を低減するために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。

窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）は、供給先のアニュラス浄化排気弁等が空気作動式であるため、弁全開に必要な圧力を設定圧力とし、配管分の加圧、弁作動回数、リークしないことを考慮した容量に対して十分な容量を有したものを3号炉及び4号炉それぞれで1セット2本使用する。保有数は、3号炉及び4号炉それぞれで1セット2本、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、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3号炉及び4号炉それぞれで2本、合わせて3号炉及び4号炉それぞれで4本の合計8本を保管する設計とする。

6.10.2.2.5 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

中央制御室遮蔽は、コンクリート構造物として原子炉補助建屋と一体であり、建屋として重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

可搬型照明（S A）は、中央制御室内及び原子炉補助建屋内に

保管及び設置するため、重大事故等時における中央制御室内及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室並びに身体サーベイ及び作業服の着替え等を行うための区画で可能な設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内で保管及び使用するため、重大事故等時における中央制御室内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

アニュラス空気浄化ファンは、重大事故等時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

アニュラス空気浄化フィルタユニットは、重大事故等時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）は、燃料取扱建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における燃料取扱建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

格納容器排気筒は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

6.10.2.2.6 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。中央制御室空調装置の運転モード切替えは、中央制御室換気空調系隔離信号による自動動作のほか、中央制御室の制御盤での手動切替操作も可能な設計とする。中央制御室非常用循環ファン、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での操作が可能な設計とする。また、中央制御室空調装置の空気作動ダンパは、一般的に使用される工具等を用いて人力で開操作が可能な構造とする。

酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び可搬型照明（S A）は、汎

用品を用いる等容易かつ確実に操作ができる設計とする。

アニュラス空気浄化ファンを使用した放射性物質の濃度低減を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）を使用したアニュラス浄化排気弁等への代替空気供給を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）の出口配管と制御用空気配管の接続は、簡便な接続方法による接続とし、確実に接続できる設計とする。また、3号炉及び4号炉で同一形状とする。窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）の接続口は、ポンペ取付継手による接続とし、3号炉及び4号炉の窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用、原子炉補機冷却水サージタンク加圧用及びアニュラス浄化排気弁等作動用）の取付継手は同一形状とする。また、窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）の接続口は、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ポンペ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は第6.10.2.1表及び第6.10.2.2表のとおり。

6.10.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮蔽は、主要部分の断面寸法が確認できる設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する系統（中央制御室（気密性）、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニット）は、通常ラインにて機能・性能確認が可能な系統設計とする。

また、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、分解が可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。

中央制御室の居住性の確保のために使用する酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、特性の確認が可能なように、標準器等による校正ができる設計とする。

中央制御室の居住性の確保及び汚染の持ち込み防止に使用する可搬型照明（SA）は、バッテリー容量の確認が可能なように、点灯状態の継続により機能・性能の確認ができる設計とする。

アニュラスからの放射性物質の濃度低減に使用する系統（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、多重性のある試験系統により独立して機能・性能確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

アニュラス空気浄化ファンは、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、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。よう素フィルタは、フィルタ取り外しができる設計、格納容器排気筒は、外観の確認が可能な設計とする。

アニュラスからの放射性物質の濃度低減に使用する窒素ポンベ（アニュラス浄化排気弁等作動用）は、アニュラス浄化排気弁等作動用空気配管へ窒素供給することにより機能・性能の確認が可能な設計とする。ポンベは規定圧力が確認できる設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

第6.3.1表 安全保護系のプロセス計装

項 目	チャンネル数	検 出 器
原 子 炉 圧 力	3	圧 力 伝 送 器
加 圧 器 水 位	3	差 圧 伝 送 器
1 次 冷 却 材 温 度	3	測 温 抵 抗 式 温 度 計
蒸 気 発 生 器 水 位	3/蒸気発生器	差 圧 伝 送 器
主 蒸 気 流 量	2/ループ	差 圧 伝 送 器
主 蒸 気 ラ イ ン 圧 力	3/ループ	圧 力 伝 送 器
主 給 水 流 量	2/ループ	差 圧 伝 送 器
タービン第1段圧力	2	圧 力 伝 送 器
1 次 冷 却 材 流 量	3/ループ	差 圧 伝 送 器
格 納 容 器 圧 力	4	圧 力 伝 送 器

第6.3.2表 事故時監視が必要なパラメータ

項 目	名 称
1 次 冷 却 系 計 装	1 次冷却材温度（広域—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
主蒸気及び給水、 補助給水系計装	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	原子炉格納容器内温度 原子炉格納容器水位（広域、狭域） 格納容器内水素ガス濃度
原子炉補機冷却系計装	原子炉補機冷却水サージタンク水位
制御用空気系計装	制御用空気圧力
非常用炉心冷却系計装	高圧注入流量 低圧注入流量
（炉内熱電対計装）	炉心出口温度

第 6.4.1 表 計装設備（常設）の設備仕様

(1) 1次冷却材高温側温度（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	3		
計	測	範	囲	0~400℃

(2) 1次冷却材低温側温度（広域）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	3		
計	測	範	囲	0~400℃

(3) 1次冷却材圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	2		
計	測	範	囲	0~20.6MPa[gage]

(4) 加圧器水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	2		
計	測	範	囲	0~100%

(5) 原子炉水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
 - ・計装設備（重大事故等対処設備）
- | | | | | |
|---|---|---|---|--------|
| 個 | 数 | 1 | | |
| 計 | 測 | 範 | 囲 | 0~100% |

(6) 高圧安全注入流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
 - ・計装設備（重大事故等対処設備）
- | | | | | |
|---|---|---|---|------------------------|
| 個 | 数 | 2 | | |
| 計 | 測 | 範 | 囲 | 0~225m ³ /h |

(7) 高圧補助安全注入流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
 - ・計装設備（重大事故等対処設備）
- | | | | | |
|---|---|---|---|------------------------|
| 個 | 数 | 2 | | |
| 計 | 測 | 範 | 囲 | 0~225m ³ /h |

(8) 余熱除去流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
 - ・計装設備（重大事故等対処設備）
- | | | | | |
|---|---|---|---|--------------------------|
| 個 | 数 | 4 | | |
| 計 | 測 | 範 | 囲 | 0~1,100m ³ /h |

(9) 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算

個	数	1
---	---	---

計測範囲 0~170m³/h (積算: 0~10,000m³)

(10) 格納容器スプレイ流量積算

個数 1

計測範囲 0~1,300m³/h (積算: 0~10,000m³)

(11) 格納容器内温度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備 (重大事故等対処設備)

個数 2

計測範囲 0~220℃

(12) 格納容器広域圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備 (重大事故等対処設備)

個数 2

計測範囲 0~345kPa[gage]

(13) 格納容器広域圧力 (AM用)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備 (重大事故等対処設備)

個数 2

計測範囲 0~1.0MPa[gage]

(14) 格納容器再循環サンプル広域水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装

- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	2
計	測	範
囲		0～100%

(15) 格納容器再循環サンプ狭域水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	2
計	測	範
囲		0～100%

(16) 原子炉格納容器水位

- | | | |
|---|---|--------|
| 個 | 数 | 1 |
| 計 | 測 | 範 |
| 囲 | | ON-OFF |

(17) 原子炉下部キャビティ水位

- | | | |
|---|---|--------|
| 個 | 数 | 1 |
| 計 | 測 | 範 |
| 囲 | | ON-OFF |

(18) 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・放射線管理設備（通常運転時）
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	2
計	測	範
囲		$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$

(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。

- ・放射線管理設備（通常運転時）

- ・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
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 2
計 測 範 囲 $10^3 \sim 10^8 \text{mSv/h}$

(20) 出力領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

- ・炉外核計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 4（上部と下部の中性子束平均）
計 測 範 囲 0～120%

(21) 中間領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

- ・炉外核計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 2
計 測 範 囲 $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{A}$

(22) 中性子源領域中性子束

兼用する設備は以下のとおり。

- ・炉外核計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 2
計 測 範 囲 $1 \sim 10^6 \text{cps}$

(23) 蒸気発生器狭域水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	6		
計	測	範	囲	0~100%

(24) 蒸気発生器広域水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	3		
計	測	範	囲	0~100%

(25) 蒸気発生器補助給水流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	3		
計	測	範	囲	0~180m ³ /h

(26) 蒸気発生器蒸気圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	6		
計	測	範	囲	0~8.3MPa[gage]

(27) 原子炉補機冷却水サージタンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個	数	2		
計	測	範	囲	0~100%

(28) 燃料取替用水タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
 - ・計装設備（重大事故等対処設備）
- | | | | | |
|---|---|---|---|--------|
| 個 | 数 | 2 | | |
| 計 | 測 | 範 | 囲 | 0~100% |

(29) ほう酸タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
 - ・計装設備（重大事故等対処設備）
- | | | | | |
|---|---|---|---|--------|
| 個 | 数 | 4 | | |
| 計 | 測 | 範 | 囲 | 0~100% |

(30) 復水タンク水位

兼用する設備は以下のとおり。

- ・プロセス計装
 - ・計装設備（重大事故等対処設備）
- | | | | | |
|---|---|---|---|--------|
| 個 | 数 | 2 | | |
| 計 | 測 | 範 | 囲 | 0~100% |

(31) 安全パラメータ表示システム（SPDS）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所
 - ・通信連絡設備
 - ・計装設備（重大事故等対処設備）
- | | | |
|---|---|----|
| 個 | 数 | 一式 |
|---|---|----|

(32) SPDS表示装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所
 - ・通信連絡設備
 - ・計装設備（重大事故等対処設備）
- 個 数 一式

第 6.4.2 表 計装設備（可搬型）の設備仕様

(1) 可搬型格納容器内水素濃度計測装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 1（予備 1）

計 測 範 囲 0～20vol%

(2) 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力

個 数 1（予備 1）

計 測 範 囲 0～1.6MPa[gage]

(3) 可搬型温度計測装置

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
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の加圧破損を防止するための設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

個 数 4^{※1}（予備1）

注 1 格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）用

(4) 可搬型計測器

個 数 40（予備 40^{※1}）

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設

第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（1/5）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材高温度側温度（広域） ^{*1}	3	0～400℃	最大値： 約 330℃	1次系最高使用温度（545℃）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次冷却材高温度側温度（広域）で炉心損傷を判断する際は、炉心出口温度に比べ1次冷却材高温度側温度（広域）がやや低めの値を示すものの、炉心損傷を判断する時点（350℃）において大きな温度差は見られないことから、1次冷却材高温度側温度（広域）により炉心損傷を判断することが可能である。	3
	1次冷却材低温度側温度（広域） ^{*1}	3	0～400℃	最大値： 約 330℃		
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却材圧力 ^{*1}	2	0～ 20.6MPa(gage)	最大値： 約 17.7MPa(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次冷却材高温度側温度（広域） ^{*2} 1次冷却材低温度側温度（広域） ^{*2}	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位 ^{*1}	2	0～100%	最大値：約 95% 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網上端近傍から下部網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次系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
	原子炉水位 ^{*1}	1	0～100%	最大値：100% 最小値：0%	加圧器の下部に位置し、加圧器の計測範囲とラップしないが、原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能。重大事故等時において、加圧器水位による監視が出来ない場合、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。	4
	1次冷却材圧力 ^{*2}	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	1次冷却材高温度側温度（広域） ^{*2} 1次冷却材低温度側温度（広域） ^{*2}	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
原子炉圧力容器への注水量	高圧安全注入流量	2	0～225m ³ /h	147 m ³ /h	充てん/高圧注入ポンプの流量（147m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	1
	高圧補助安全注入流量	2	0～225m ³ /h	147 m ³ /h	充てん/高圧注入ポンプの流量（147m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	1
	余熱除去流量 ^{*1}	4	0～1,100m ³ /h	1,090 m ³ /h	余熱除去ポンプの流量（1,090m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	1
	恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算	1	0～170 m ³ /h (0～10,000 m ³)	— (注2)	重大事故等時において、恒設代替低圧注水ポンプの流量（140m ³ /h）を監視可能。	1
	燃料取替用水タンク水位 ^{*2} 復水タンク水位 ^{*2}	水源を監視するパラメータと同じ				
	加圧器水位 ^{*2} 原子炉水位 ^{*2}	原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
	1次冷却材圧力 ^{*2}	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
	1次冷却材低温度側温度（広域） ^{*2}	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
	格納容器再循環タンク広域水位 ^{*2}	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ				

第6.4.3表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（2/5）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
原子炉格納容器への注水量	格納容器スプレイ流量積算 ^{※1}	1	0~1,500m ³ /h (0~10,000 m ³)	— (注2)	重大事故等時において、格納容器スプレイポンプの流量 (1,200m ³ /h) を監視可能。	1
	恒設代替低圧注水ポンプ出口 流量積算	原子炉圧力容器内への注水量を監視するパラメータと同じ (計測範囲は、重大事故等時において、恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器への注水流量 (140m ³ /h) を監視可能。)				
	高圧安全注入流量 高圧補助安全注入流量 余熱除去流量	原子炉圧力容器内への注水量を監視するパラメータと同じ				
	燃料取替用水タンク水位 ^{※2} 復水タンク水位 ^{※2}	水源を監視するパラメータと同じ				
	格納容器再循環サンプ広域水位 ^{※2}	原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ				
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	2	0~220℃	最大値： 約 125℃	設計基準事故時の格納容器最高使用温度 (152℃) を監視可能。 重大事故等時の格納容器温度 (200℃) を監視可能。	1
	格納容器広域圧力 ^{※2} 格納容器広域圧力 (AM用) ^{※2}	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ				
原子炉格納容器内の圧力	格納容器広域圧力 ^{※1}	2	0~545kPa[gage]	最大値： 約 240kPa[gage]	設計基準事故時の格納容器最高使用圧力 (285kPa[gage]) を監視可能。	1
	格納容器広域圧力 (AM用) ^{※1}	2	0~1.0MPa[gage]	— (注2)	設計基準事故時の格納容器最高使用圧力 (285kPa[gage]) を監視可能。 重大事故等時において格納容器最高使用圧力の2倍の圧力 (0.560MPa[gage]) を監視可能。	1
	格納容器内温度 ^{※2}	原子炉格納容器内の温度を監視するパラメータと同じ				
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ広域水位 ^{※1}	2	0~100%	100%	再循環可能水位 (87%) を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	格納容器再循環サンプ狭域水位 ^{※1}	2	0~100%	100%以上	格納容器再循環サンプ上端 (約 100%) を監視可能。狭域水位の 100% は、広域水位の約 50% に相当。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	
	原子炉格納容器水位 ^{※1}	1	ON-OFF	— (注2)	重大事故等時において、原子炉格納容器内への注水量の制限レベルに達したことを監視可能。	1
	原子炉下部キャビティ水位 ^{※1}	1	ON-OFF	— (注2)	重大事故等時において、原子炉下部キャビティに溶融炉心の冷却に必要な水量があることを監視可能。	
	燃料取替用水タンク水位 ^{※2} 復水タンク水位 ^{※2}	水源を監視するパラメータと同じ				
	格納容器スプレイ流量積算 ^{※2}	原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ				
	恒設代替低圧注水ポンプ出口 流量積算 ^{※2}	原子炉圧力容器内への注水量を監視するパラメータと同じ (計測範囲は、重大事故等時において、恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉格納容器への注水流量 (140m ³ /h) を監視可能。)				

第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（3/5）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	
原子炉格納容器内の水素濃度	可搬型格納容器内水素濃度計測装置	1	0~20vol%	— (注2)	重大事故等時において、水素濃度 15vol%を監視可能。	—	
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	2	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	10^4mSv/h 以下 (注3)	炉心損傷判断の値である 10^4mSv/h を超える放射線量率を監視可能。格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) と格納容器内高レンジエリアモニタ (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) *1	2	$10^2 \sim 10^4 \text{mSv/h}$			—	
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束 *1	4 ※5	0~120% ($5.5 \times 10^8 \sim 1.2 \times 10^{10} \text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$)	定格出力の約 115 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 *1	2	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-4} \text{A}$ ($1.5 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^{14} \text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$)			通常運転時の変動範囲 $10^{-11} \sim$ 約 10^{-4}A に対し、 $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-4} \text{A}$ を監視可能。	—
	中性子源領域中性子束 *1	2	1~ 10^6cps ($10^{-1} \sim 10^6 \text{n/cm}^2 \cdot \text{sec}$)			通常運転時の変動範囲 1~ 10^6cps に対し、1~ 10^6cps を監視可能。	—
	1次冷却材高温側温度 (広域) *2 1次冷却材低温側温度 (広域) *2	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ					
	ほう酸タンク水位 *2	水素を監視するパラメータと同じ					
アニュラス内の水素濃度	可搬型格納容器内水素濃度 *2	原子炉格納容器内の水素濃度を監視するパラメータと同じ					
	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) *2	2	原子炉格納容器内の放射線量率を監視するパラメータと同じ	— (注2)	重大事故等時の原子炉格納容器内の線量率は、 10^4mSv/h 以下であり監視可能。	—	
	アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率 *2	1	0.001mSv/h~ 99.99mSv/h を計測可能	— (注2)	重大事故等時のアニュラス空気浄化のダクトからの線量率は最大でも数 mSv/h であり監視可能。	—	

第6.4.3表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（4/5）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数	
最終ヒートシンクの確保	格納容器広域圧力 ^{※1}	原子炉格納容器内の圧力を監視するパラメータと同じ					
	蒸気発生器狭域水位 ^{※1}	6	0~100%	最大値：100% 以上（注5） 最小値：0% 以下（注6）	復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把握できる。	3	
	蒸気発生器広域水位 ^{※1}	3	0~100%	最大値：100% 以上（注5） 最小値：0% 以下（注6）	復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把握できる。（注7）		
	蒸気発生器補助給水流量 ^{※1}	3	0~180 m ³ /h	53.0m ³ /h	補助給水流量（53.0 m ³ /h）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	3	
	蒸気発生器蒸気圧力 ^{※1}	6	0~ 8.5MPa[gage]	最大値：約 7.8 MPa[gage]	2次系最高使用圧力（7.48MPa[gage]）を監視可能。重大事故等時においても監視可能。	3	
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	2	0~100%	100%	変動範囲 0~100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1	
	原子炉補機冷却水サージタンク加圧 ライン圧力 ^{※2}	1	0~ 1.6MPa[gage]	—（注2）	原子炉補機冷却水サージタンクの加圧目標 0.1MPa[gage]を監視可能。	—	
	格納容器再循環ユニット入口温度/ 出口温度（SA） ^{※1}	4 ※4	0~200℃を計 測可能（汎用温 度計）	—（注2）	設計基準事故時の格納容器最高使用温度（132℃）を監視可能。 重大事故等時の格納容器温度（200℃）を監視可能。	4	
	格納容器広域圧力（AM用） ^{※2}	原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ					
	格納容器内温度 ^{※2}	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ					
	1次冷却材高側側温度（広域） ^{※2}	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ					
	1次冷却材低側側温度（広域） ^{※2}	原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ					
	復水タンク水位 ^{※2}	水源を監視するパラメータと同じ					

第 6.4.3 表 重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（重大事故等対処設備）（5/5）

分類	重要な監視パラメータ 重要代替パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力 (計測範囲の考え方)	可搬型 計測器 個数
格納容器 バイパス の監視	蒸気発生器狭域水位 ^{※1} 蒸気発生器広域水位 ^{※2} 蒸気発生器蒸気圧力 ^{※1} 蒸気発生器補助給水流量 ^{※2}				最終ヒートシンク確保を監視するパラメータと同じ	
	1次冷却材圧力 ^{※1}				原子炉圧力容器内の圧力を監視するパラメータと同じ	
	1次冷却材高側側温度（広域） ^{※2} 1次冷却材低側側温度（広域） ^{※2}				原子炉圧力容器内の温度を監視するパラメータと同じ	
	加圧器水位 ^{※2}				原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータと同じ	
	格納容器再循環サンプ広域水位 ^{※2}				原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ	
水源の 確保	燃料取替用水タンク水位	2	0～100%	100%	変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	ほう酸タンク水位	4	0～100%	100%	変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	復水タンク水位	2	0～100%	100%	変動範囲 0～100%を監視可能。重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	1
	格納容器再循環サンプ広域水位 ^{※2}				原子炉格納容器内の水位を監視するパラメータと同じ	
	格納容器スプレイ流量積算 ^{※2}				原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータと同じ	
	高圧安全注入流量 ^{※2} 高圧補助安全注入流量 ^{※2} 余熱除去流量 ^{※2} 低設代替低圧注水ポンプ 出口流量積算 ^{※2}				原子炉圧力容器への注水量を監視するパラメータと同じ	
	蒸気発生器補助給水流量 ^{※2}				最終ヒートシンク確保を監視するパラメータと同じ	
	出力領域中性子束 ^{※2} 中間領域中性子束 ^{※2} 中性子源領域中性子束 ^{※2}				未臨界の維持又は監視をするパラメータと同じ	
	<p>※1：重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ、※2：重要代替パラメータ、※3：上部と下部の中性子束平均値、※4：入口用1個、出口用3個</p> <p>(注1) 計測範囲を一時的に超えるが、このときには1次冷却材圧力と1次冷却材温度によって、原子炉の冷却状態を監視する。</p> <p>(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10⁸mSv/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。</p> <p>(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。</p> <p>(注5) 計測範囲を一時的に超えるが、100%以上であることで冷却されていることを監視可能。</p> <p>(注6) 計測範囲を一時的に超えるのは、破断側の蒸気発生器においてであり、破断のない側の蒸気発生器の水位は監視可能。</p> <p>(注7) 蒸気発生器広域水位下端を一時的に下回る重大事故等時の事象であるが、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。</p>					

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (1/16)

分類	重要な監視パラメータ [有効な監視パラメータ]	重要代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材高温側温度 (広域)	①主要パラメータの他ループ ②1次冷却材低温側温度 (広域) ③ (炉心出口温度)	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材高温側温度 (広域) の1ループが故障した場合は、他ループの1次冷却材高温側温度 (広域) により推定する。 1次冷却材高温側温度 (広域) の計測が困難となった場合は、1次冷却材低温側温度 (広域) により推定する。また、使用可能であれば炉心出口温度 (多様性拡張設備) により、原子炉圧力容器内の温度を推定する。
	1次冷却材低温側温度 (広域)	①主要パラメータの他ループ ②1次冷却材高温側温度 (広域) ③ (炉心出口温度)	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材低温側温度 (広域) の1ループが故障した場合は、他ループの1次冷却材低温側温度 (広域) により推定する。 1次冷却材低温側温度 (広域) の計測が困難となった場合は、1次冷却材高温側温度 (広域) により推定する。また、使用可能であれば炉心出口温度 (多様性拡張設備) により、原子炉圧力容器内の温度を推定する。
	(炉心出口温度)	①主要パラメータの他検出器 ②1次冷却材高温側温度 (広域) ③1次冷却材低温側温度 (広域)	<ul style="list-style-type: none"> 炉心出口温度 (多様性拡張設備) の1つの検出器が故障した場合は、他検出器の炉心出口温度 (多様性拡張設備) により推定する。 炉心出口温度 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材高温側温度 (広域) 又は1次冷却材低温側温度 (広域) により推定する。推定は、炉心出口のより直接的なパラメータである1次冷却材高温側温度 (広域) を優先する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (2/16)

分類	重要な監視パラメータ [有効な監視パラメータ]	重要代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却材圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②〔加圧器圧力〕 ③1次冷却材高側側温度 (広域) ④1次冷却材低側側温度 (広域)	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの1次冷却材圧力により推定する。 1次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、原子炉圧力容器内が飽和状態であれば、1次冷却材高側側温度 (広域) 又は1次冷却材低側側温度 (広域) により、圧力を推定する。推定は、1次冷却材高側側温度 (広域)、1次冷却材低側側温度 (広域) の順で優先し使用する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は不確かさが生じることを考慮する。また、使用可能で計測範囲内であれば、加圧器圧力 (多様性拡張設備) にて推定する。
	〔加圧器圧力〕	①主要パラメータの他チャンネル ②1次冷却材圧力	<ul style="list-style-type: none"> 加圧器圧力 (多様性拡張設備) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの加圧器圧力 (多様性拡張設備) により推定する。 加圧器圧力の計測が困難となった場合は、測定範囲が広い1次冷却材圧力により原子炉圧力容器内の圧力を推定する。
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 ③〔サブクール度 (CRT) 〕 ④1次冷却材圧力 ⑤1次冷却材高側側温度 (広域)	<ul style="list-style-type: none"> 加圧器水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの加圧器水位により推定する。(多様性拡張設備を含む) 加圧器水位の計測が困難となった場合は、原子炉水位により、原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、原子炉圧力容器内がサブクール状態か過熱状態かを監視することで、原子炉容器内の水位が炉心上端以上で冠水状態であることを確認する。また、推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測している原子炉水位を優先するが、加圧器の下部に位置しているため、加圧器水位の測定範囲を考慮する。
	原子炉水位	①加圧器水位 ②〔サブクール度 (CRT) 〕 ③1次冷却材圧力 ④〔炉心出口温度〕 ⑤1次冷却材高側側温度 (広域) ⑥1次冷却材低側側温度 (広域)	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位の計測が困難となった場合は、加圧器水位により、原子炉圧力容器内の水位を推定する。また、サブクール度 (CRT) (多様性拡張設備)、1次冷却材圧力及び炉心出口温度 (多様性拡張設備)、1次冷却材高側側温度 (広域)、1次冷却材低側側温度 (広域) によりサブクール状態か過熱状態かを監視することで、原子炉容器内の水位が炉心上端以上で冠水状態であることを確認する。また、推定は、原子炉圧力容器内の水位を直接計測している加圧器水位を優先するが、原子炉水位の測定範囲の上部に位置しているため、原子炉水位の測定範囲を考慮する。
	〔1次冷却システム水位〕	①1次冷却材高側側温度 (広域) ①1次冷却材低側側温度 (広域) ②〔余熱除去ポンプ吐出圧力〕	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却システム水位 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材高側側温度 (広域) 又は1次冷却材低側側温度 (広域) の変化及び余熱除去ポンプ吐出圧力 (多様性拡張設備) の傾向監視により水位変化を推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (3/16)

分類	重要な監視パラメータ [有効な監視パラメータ]	重要代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧安全注入流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉水位 ⑤格納容器再循環サンプ広域水位	<ul style="list-style-type: none"> 高圧安全注入流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの高圧安全注入流量により推定する。 高圧安全注入流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。 また、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。 L O C Aが発生した場合において格納容器再循環サンプ広域水位の水位変化により注水量を推定する。
	高圧補助安全注入流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉水位 ⑤格納容器再循環サンプ広域水位	<ul style="list-style-type: none"> 高圧補助安全注入流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの高圧補助安全注入流量により推定する。 高圧補助安全注入流量の計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。 また、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。 L O C Aが発生した場合において格納容器再循環サンプ広域水位の水位変化により注水量を推定する。
	余熱除去流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③加圧器水位 ④原子炉水位 ⑤格納容器再循環サンプ広域水位	<ul style="list-style-type: none"> 余熱除去流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの余熱除去流量により推定する。 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及び加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。 また、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。 L O C Aが発生した場合において格納容器再循環サンプ広域水位の水位変化により注水量を推定する。
	仮設代替低圧注水ポンプ出口流量推算	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉水位 ④格納容器再循環サンプ広域水位	<ul style="list-style-type: none"> 仮設代替低圧注水ポンプ出口流量推算のうち必要なパラメータの計測が困難となった場合は、水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位及び加圧器水位または、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。 また、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。 可動型の仮設組立式水槽を水源とする場合及び復水タンクに淡水や海水を補給している場合は、ポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。 L O C Aが発生した場合において格納容器再循環サンプ広域水位の傾向監視により注水量を推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (4/16)

分類	重要な監視パラメータ [有効な監視パラメータ]	重要代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	[充てん水流量]	①燃料取替用水タンク水位 ②加圧器水位 ③原子炉水位	・充てん水流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、燃料取替用水タンク水位又は加圧器水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、注水先の加圧器水位の順で優先し使用する。また、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。
	[蓄圧タンク圧力]	①1次冷却材圧力 ①1次冷却材低温度側温度 (広域)	・蓄圧タンク圧力 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力及び1次冷却材低温度側温度 (広域) の傾向監視により蓄圧タンクからの注水開始を推定する。 ・使用可能であれば他チャンネルの蓄圧タンク圧力 (多様性拡張設備) により推定する。
	[蓄圧タンク広域水位]	① [蓄圧タンク狭域水位] ②1次冷却材圧力 ②1次冷却材低温度側温度 (広域)	・蓄圧タンク広域水位 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、使用可能で計測範囲内であれば、蓄圧タンク狭域水位 (多様性拡張設備) により推定する。 ・蓄圧タンク広域水位 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力及び1次冷却材低温度側温度 (広域) の傾向監視により蓄圧タンクからの注水開始を推定する。 ・使用可能であれば他チャンネルの蓄圧タンク広域水位 (多様性拡張設備) により推定する。
	[消火水注入流量積算]	①余熱除去流量 ②加圧器水位 ③原子炉水位	・消火水注入流量積算 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、余熱除去流量又は、加圧器水位、原子炉水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、原子炉圧力容器への注水量を直接計測できる余熱除去流量を優先する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (5/16)

分類	重要な監視パラメータ [有効な監視パラメータ]	重要代替パラメータ [多様性設備]	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	格納容器スプレイ流量積算	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ広域水位	・原子炉格納容器への注水量は、水源の燃料取替用水タンクの水位、復水タンク水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の横断監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位、格納容器再循環サンプ広域水位の順で優先し使用する。
	恒数代替低圧注水ポンプ出口流量積算	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ広域水位	・原子炉格納容器への注水量は、水源のタンクの水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の横断監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位、格納容器再循環サンプ広域水位の順で優先し使用する。 なお、可搬型の仮設組立式水槽を水源とする場合は、ポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量により推定する。
	高圧安全注入流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③格納容器再循環サンプ広域水位	・高圧安全注入流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの高圧安全注入流量により推定する。 ・原子炉格納容器への注水量は、水源の燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の横断監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ広域水位の順で優先し使用する。
	高圧補助安全注入流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③格納容器再循環サンプ広域水位	・高圧安全補助注入流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの高圧補助安全注入流量により推定する。 ・原子炉格納容器への注水量は、水源の燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の横断監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ広域水位の順で優先し使用する。
	余熱除去流量	①主要パラメータの他チャンネル ②燃料取替用水タンク水位 ③格納容器再循環サンプ広域水位	・余熱除去流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの余熱除去流量により推定する。 ・原子炉格納容器への注水量は、水源のタンクの水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の横断監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ広域水位の順で優先し使用する。
	(充てん水流量)	①燃料取替用水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ広域水位	・原子炉格納容器への注水量は、水源のタンクの水位及び格納容器再循環サンプ広域水位の横断監視により注水量を推定する。推定は、水源である燃料取替用水タンク水位、格納容器再循環サンプ広域水位の順で優先し使用する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (6/16)

分類	重要な監視パラメータ [有効な監視パラメータ]	重要代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器への注水量	(格納容器スプレイ流量)	①燃料取替用水タンク水位 ①復水タンク水位 ②格納容器再循環サンプ広域水位	・格納容器スプレイ流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、燃料取替用水タンク水位及び復水タンク水位又は格納容器再循環サンプ広域水位の傾向監視により注水量を推定する。 推定は、水源である燃料取替用水タンク水位又は復水タンク水位を優先する。
	(消火水注入流量積算)	①格納容器スプレイ流量積算 ① (格納容器スプレイ流量) ②復水タンク水位 ③格納容器再循環サンプ広域水位	・消火水注入流量積算 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、注水量である格納容器スプレイ流量積算及び格納容器スプレイ流量 (多様性拡張設備)、水源である復水タンク水位又は格納容器再循環サンプ広域水位の傾向監視により注水量を推定する。推定は、原子炉格納容器への注水量を直接計測できる格納容器スプレイ流量積算、格納容器スプレイ流量 (多様性拡張設備)、水源である復水タンク水位、格納容器再循環サンプ広域水位の順で優先し使用する。
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器広域圧力 ③格納容器広域圧力 (AM用)	・格納容器内温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内温度により推定する。 ・格納容器内温度の計測が困難となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器広域圧力又は格納容器広域圧力 (AM用) 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広域圧力を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしきが生じることを考慮する。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器広域圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器広域圧力 (AM用) ② (格納容器狭域圧力) ③格納容器内温度	・格納容器広域圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器広域圧力により推定する。 ・格納容器広域圧力の計測が困難となった場合は、格納容器広域圧力 (AM用)、格納容器狭域圧力 (多様性拡張設備) により圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器広域圧力 (AM用) 又は格納容器狭域圧力 (多様性拡張設備) を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしきが生じることを考慮する。
	格納容器広域圧力 (AM用)	①格納容器広域圧力 ① (格納容器狭域圧力) ②格納容器内温度	・格納容器広域圧力 (AM用) 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広域圧力、格納容器狭域圧力 (多様性拡張設備) により推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器広域圧力又は格納容器狭域圧力 (多様性拡張設備) を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしきが生じることを考慮する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (7/16)

分類	重要な監視パラメータ [有効な監視パラメータ]	重要代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ広域水位	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器再循環サンプ狭域水位 ③原子炉下部キャビティ水位 ④原子炉格納容器水位 ⑤燃料取替用水タンク水位 ⑥復水タンク水位 ⑦格納容器スプレイ流量積算 ⑧恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算	・格納容器再循環サンプ広域水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器再循環サンプ広域水位により推定する。 ・格納容器再循環サンプ広域水位の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器再循環サンプ狭域水位、原子炉下部キャビティ水位、原子炉格納容器水位及び水源である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、注水積算量である格納容器スプレイ流量積算、恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算により、原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は、測定範囲内であれば、連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ狭域水位を優先する。
	格納容器再循環サンプ狭域水位	①格納容器再循環サンプ広域水位	・格納容器再循環サンプ狭域水位の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ広域水位との相関関係により水位を推定する。
	原子炉下部キャビティ水位	①格納容器再循環サンプ広域水位 ②燃料取替用水タンク水位 ③復水タンク水位 ④格納容器スプレイ流量積算 ⑤恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算	・原子炉下部キャビティ水位の計測が困難となった場合、格納容器再循環サンプ広域水位又は注水元である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレイ流量積算及び恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算により求めた注水量により原子炉格納容器内の水位を推定する。推定は格納容器再循環サンプ広域水位を優先する。
	原子炉格納容器水位	①燃料取替用水タンク水位 ②復水タンク水位 ③格納容器スプレイ流量積算 ④恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算	・原子炉格納容器水位の計測が困難となった場合は、注水元である燃料取替用水タンク水位、復水タンク水位、格納容器スプレイ流量積算及び恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算により求めた注水量により原子炉格納容器内の水位を推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (8/16)

分類	重要な監視パラメータ [有効な監視パラメータ]	重要代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の 水素濃度	可搬型格納容器内水素濃度 計測装置	①主要パラメータの予備 ②静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 ③原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置 ④〔ガスクロマトグラフによる水素濃度〕	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型格納容器内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内水素濃度計測装置により推定する。 可搬型格納容器内水素濃度計測装置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原子炉格納容器水素燃焼装置動作特性により原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であることを確認する。 使用可能であればガスクロマトグラフ（多様性拡張設備）により水素濃度を確認し、ガスクロマトグラフの結果に基づき水素濃度を推定する。
アニュラス内の 水素濃度	〔アニュラス水素濃度〕	①可搬型格納容器内水素濃度計測装置 ①格納容器内高レンジエアモニタ（高レンジ） ①アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率 ②〔格納容器排気高レンジガスモニタ〕	<ul style="list-style-type: none"> アニュラス水素濃度（多様性拡張設備）の計測が困難となった場合は、格納容器内高レンジエアモニタ（高レンジ）及びアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率の放射線量率の比により、アニュラスへの漏えい率を求め、可搬型格納容器内水素濃度計測装置により計測した格納容器水素濃度を基に、評価した格納容器水素濃度とアニュラスへの漏えい率の関係をもとにアニュラス水素濃度を推定する。 使用可能であれば格納容器排気高レンジガスモニタ（多様性拡張設備）によりアニュラスへの漏えい率を推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (9/16)

分類	重要な監視パラメータ [有効な監視パラメータ]	重要代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) ③ (モニタポスト)	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) により推定する。 ・格納容器内高レンジエリアモニタ (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) 及びモニタポスト (多様性拡張設備) の指示の上昇を傾向監視し、急上昇 (バックグラウンド値より数倍から1桁急上昇) により、炉心損傷のおそれが生じているかを推定する。
	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) ③ (格納容器内エアロック区域エリアモニタ) ④ (炉内封袋区域エリアモニタ)	・格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) により推定する。 ・格納容器内高レンジエリアモニタ (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)、格納容器内エアロック区域エリアモニタ (多様性拡張設備) 及び炉内封袋区域エリアモニタ (多様性拡張設備) の指示の上昇を傾向監視することにより、炉心損傷のおそれが生じていない放射線量率であることを推定する。なお、格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の測定範囲より低く、格納容器内エアロック区域エリアモニタ (多様性拡張設備) 及び炉内封袋区域エリアモニタ (多様性拡張設備) の測定範囲より高い場合は、その間の放射線量率と推定する。
	(格納容器じんあいモニタ)	①格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	・格納容器じんあいモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器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。
	(格納容器ガスモニタ)	①格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	・格納容器ガスモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器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。
	(格納容器内エアロック区域エリアモニタ)	①格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	・格納容器内エアロック区域エリアモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器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。
	(炉内封袋区域エリアモニタ)	①格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	・炉内封袋区域エリアモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば格納容器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。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (10/16)

分類	重要な監視パラメータ 【有効な監視パラメータ】	重要代替パラメータ 【多様性拡張設備】	代替パラメータ推定方法
未臨界の維持又は監視	出力領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域中性子束 ③1次冷却材高濃度側温度 (広域) ④1次冷却材低濃度側温度 (広域) ⑤ほう酸タンク水位	<ul style="list-style-type: none"> 出力領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの出力領域中性子束により推定する。 出力領域中性子束の計測が困難となった場合は、中間領域中性子束、1次冷却材低濃度側温度 (広域) と1次冷却材高濃度側温度 (広域) の差により推定する。推定は出力領域中性子束の計測範囲をカバーしている中間領域中性子束を優先する。 ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。
	中間領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル ②出力領域中性子束 ③中性子領域中性子束 ④ほう酸タンク水位	<ul style="list-style-type: none"> 中間領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの中間領域中性子束により推定する。 中間領域中性子束の計測が困難となった場合は、出力領域中性子束の測定範囲であれば、出力領域中性子束による推定を行い、中性子領域中性子束の測定範囲であれば、中性子領域中性子束により推定する。なお、出力領域中性子束の測定範囲下限と中性子領域中性子束の測定範囲上限の間である場合は、互いの測定範囲外の範囲であると推定する。 ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。
	中性子領域中性子束	①主要パラメータの他チャンネル ②中間領域中性子束 ③ほう酸タンク水位	<ul style="list-style-type: none"> 中性子領域中性子束の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの中性子領域中性子束により推定する。 中性子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測定範囲であれば、中間領域中性子束により推定を行う。なお、中間領域中性子束の測定範囲下限以下の場合は、測定範囲下限より低い範囲であると推定する。 ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。
	【中間領域起動率】	①中間領域中性子束 ②中性子領域中性子束 ③【中性子領域起動率】	<ul style="list-style-type: none"> 中間領域起動率 (多様性拡張設備) 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、中性子領域中性子束の測定範囲の場合、中性子領域中性子束及び中性子領域起動率 (多様性拡張設備) により推定する。
	【中性子領域起動率】	①中性子領域中性子束 ②中間領域中性子束 ③【中間領域起動率】	<ul style="list-style-type: none"> 中性子領域起動率 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、中性子領域中性子束により起動率を推定する。なお、中間領域中性子束の測定範囲の場合、中間領域中性子束及び中間領域起動率 (多様性拡張設備) により推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (11/16)

分類	重要な監視パラメータ [有効な監視パラメータ]	重要代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
最終ヒートシンクの確保	格納容器広域圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器広域圧力 (AM用) ③格納容器内温度	・格納容器広域圧力の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの格納容器広域圧力により推定する。 ・格納容器広域圧力の計測が困難となった場合は、格納容器広域圧力 (AM用) により、圧力を推定する。また、原子炉格納容器内が飽和状態であれば、格納容器内温度により圧力を推定する。推定は、格納容器広域圧力 (AM用) を優先する。なお、原子炉格納容器内が飽和状態でない場合は不確からしきが生じることを考慮する。
	原子炉補機冷却水サージタンク水位	①主要パラメータの他チャンネル ②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 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの原子炉補機冷却水サージタンク水位により推定する。 ・原子炉補機冷却水サージタンク水位の計測が困難な場合は、格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) の傾向監視により、原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却水系統が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	(原子炉補機冷却水サージタンク圧力)	①原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力	・原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (多様性拡張設備) 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加圧ライン圧力により推定する。
	(格納容器再循環ユニット出口冷却水流量)	①格納容器内温度 ②格納容器広域圧力	・格納容器再循環ユニット出口冷却水流量 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、格納容器内温度及び格納容器広域圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA)	①主要パラメータの手備 ②格納容器内温度 ③格納容器広域圧力	・格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) が故障した場合は、手備の格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) により推定する。 ・格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) の計測が困難となった場合は、格納容器内温度及び格納容器広域圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (12/16)

分類	重要な監視パラメータ [有効な監視パラメータ]	重要代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
蒸気発生器の監視	蒸気発生器蒸気圧力	①主要パラメータの他チャンネル又は他ループ ②1次冷却材低側側温度 (広域) ③1次冷却材高側側温度 (広域)	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器蒸気圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネル又は他ループの蒸気発生器蒸気圧力により推定する。 蒸気発生器蒸気圧力の計測が困難となった場合は、1次冷却系統が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態であれば、1次冷却材低側側温度 (広域) 及び1次冷却材高側側温度 (広域) により圧力を推定する。推定は、1次冷却材低側側温度 (広域) を優先する。なお、蒸気発生器2次側が飽和状態になるまで (未飽和状態) は不確かさが生じることを考慮する。
	蒸気発生器狭域水位	①主要パラメータの他チャンネル ②蒸気発生器広域水位 ③1次冷却材低側側温度 (広域) ④1次冷却材高側側温度 (広域)	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器狭域水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気発生器狭域水位により推定する。(多様性拡張設備を含む) 蒸気発生器狭域水位の計測が困難となった場合は、蒸気発生器広域水位、1次冷却材低側側温度 (広域)、1次冷却材高側側温度 (広域) の変化を傾向監視することにより、蒸気発生器狭域水位を推定する。推定は相関関係のある蒸気発生器広域水位を優先する。
	蒸気発生器広域水位	①蒸気発生器狭域水位 ②1次冷却材低側側温度 (広域) ③1次冷却材高側側温度 (広域)	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器広域水位の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば蒸気発生器狭域水位にて推定する。また、1次冷却材低側側温度 (広域)、1次冷却材高側側温度 (広域) の変化を傾向監視により、蒸気発生器広域水位を推定する。推定は測定範囲内であれば、蒸気発生器狭域水位を優先する。なお、蒸気発生器がドライアウトした場合、1次冷却材低側側温度 (広域) 及び1次冷却材高側側温度 (広域) が上昇傾向となることで推定することができる。
	蒸気発生器補助給水流量	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	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器補助給水流量の計測が困難となった場合は、復水タンク水位、蒸気発生器広域水位及び蒸気発生器狭域水位を傾向監視することにより推定する。推定は復水タンク水位を優先する。
	[蒸気発生器主蒸気流量]	①主要パラメータの他チャンネル ②蒸気発生器蒸気圧力 ③蒸気発生器狭域水位 ④蒸気発生器広域水位 ⑤蒸気発生器補助給水流量	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器主蒸気流量の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気発生器主蒸気流量により推定する。 蒸気発生器主蒸気流量の計測が困難となった場合は、蒸気発生器蒸気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変化傾向と蒸気発生器補助給水流量を監視することにより蒸気発生器主蒸気流量を推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (13/16)

分類	重要な監視パラメータ [有効な監視パラメータ]	重要代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
蒸気発生器システムの監視	蒸気発生器狭域水位	①主要パラメータの他チャンネル ②蒸気発生器広域水位 ③蒸気発生器蒸気圧力 ④蒸気発生器補助給水流量	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器狭域水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気発生器狭域水位により推定する。 蒸気発生器狭域水位の計測が困難となった場合は、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、蒸気発生器蒸気圧力及び蒸気発生器補助給水流量により傾向監視する。
	蒸気発生器蒸気圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②蒸気発生器広域水位 ③蒸気発生器補助給水流量	<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器蒸気圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの蒸気発生器蒸気圧力により推定する。 蒸気発生器蒸気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蒸気発生器補助給水流量の減少を傾向監視することで蒸気発生器伝熱管破損を推定する。
	1次冷却材圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②(加圧器圧力) ③蒸気発生器狭域水位 ④蒸気発生器蒸気圧力 ⑤格納容器再循環サンプ広域水位 ⑥1次冷却材高側側温度(広域) ⑦1次冷却材低側側温度(広域)	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの1次冷却材圧力により推定する。 1次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、測定範囲内であれば、加圧器圧力(多様性拡張設備)により推定する。また、蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器蒸気圧力の傾向監視により蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプ広域水位の上昇がないことでインターフェイスシステムLOCAを推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態であれば、1次冷却材高側側温度(広域)又は1次冷却材低側側温度(広域)により、圧力を推定する。推定は、測定範囲内であれば、圧力を直接測定している加圧器圧力(多様性拡張設備)を優先する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (14/16)

分類	重要な監視パラメータ [有効な監視パラメータ]	重要代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
非常時監視バイパスの監視	(復水器空気抽出器ガスモニタ)	①蒸気発生器狭域水位 ①蒸気発生器蒸気圧力	・復水器空気抽出器ガスモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器蒸気圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。
	(蒸気発生器ブローダウン水モニタ)	①蒸気発生器狭域水位 ①蒸気発生器蒸気圧力	・蒸気発生器ブローダウン水モニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器蒸気圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。
	(高感度型主蒸気管モニタ)	①蒸気発生器狭域水位 ①蒸気発生器蒸気圧力	・高感度型主蒸気管モニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器蒸気圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視ができる。
	(補助建屋排気筒ガスモニタ)	①1次冷却材圧力 ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ広域水位 ①蒸気発生器狭域水位 ①蒸気発生器蒸気圧力	・補助建屋排気筒ガスモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器再循環サンプ広域水位、蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器蒸気圧力により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視ができる。
	(安全補機室排気ガスモニタ)	①1次冷却材圧力 ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ広域水位 ①蒸気発生器狭域水位 ①蒸気発生器蒸気圧力	・安全補機室排気ガスモニタ (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器再循環サンプ広域水位、蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器蒸気圧力により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視ができる。
	(補助建屋サンプタンク水位)	①1次冷却材圧力 ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ広域水位 ①蒸気発生器狭域水位 ①蒸気発生器蒸気圧力	・補助建屋サンプタンク水位 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器再循環サンプ広域水位、蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器蒸気圧力により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視ができる。
	(余熱除去ポンプ吐出圧力)	①1次冷却材圧力 ①加圧器水位 ①格納容器再循環サンプ広域水位 ①蒸気発生器狭域水位 ①蒸気発生器蒸気圧力	・余熱除去ポンプ吐出圧力 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力、加圧器水位、格納容器再循環サンプ広域水位、蒸気発生器狭域水位及び蒸気発生器蒸気圧力により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視ができる。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (15/16)

分類	重要な監視パラメータ [有効な監視パラメータ]	代替パラメータ [多様性監視設備]	代替パラメータ推定方法
格納容器システムの監視	(加圧器過剰シタンク圧力)	① 1次冷却材圧力 ①加圧器水位 ② (格納容器サンプ水位)	・加圧器過剰シタンク圧力 (多様性監視設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位 (多様性監視設備) の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視ができる。
	(加圧器過剰シタンク水位)	① 1次冷却材圧力 ①加圧器水位 ② (格納容器サンプ水位)	・加圧器過剰シタンク水位 (多様性監視設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位 (多様性監視設備) の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視ができる。
	(加圧器過剰シタンク温度)	① 1次冷却材圧力 ①加圧器水位 ② (格納容器サンプ水位)	・加圧器過剰シタンク温度 (多様性監視設備) の計測が困難となった場合は、1次冷却材圧力及び加圧器水位の低下、格納容器サンプ水位 (多様性監視設備) の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視ができる。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.4.4 表 重要代替パラメータによる重要な監視パラメータの推定 (16/16)

分類	重要な監視パラメータ [有効な監視パラメータ]	重要代替パラメータ [多様性拡張設備]	代替パラメータ推定方法
水源の確保	燃料取替用水タンク水位	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器再循環サンプ広域水位 ③格納容器スプレイ流量積算 ④〔格納容器スプレイ流量〕 ⑤高圧安全注入流量 ⑥高圧補助安全注入流量 ⑦余熱除去流量 ⑧〔充てん水流量〕 ⑨恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算	・燃料取替用水タンク水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの燃料取替用水タンク水位により推定する。 ・燃料取替用水タンク水位の計測が困難となった場合は、格納容器再循環サンプ広域水位又は格納容器スプレイ流量積算等の燃料取替用水タンクを水源とするポンプの注水量の合計により、水源の有無や使用量を推定する。推定は、格納容器再循環サンプ広域水位を優先するが、燃料取替用水タンク以外からの注水がないことを前提とする。
	復水タンク水位	①主要パラメータの他チャンネル ②蒸気発生器補助給水流量 ③格納容器スプレイ流量積算 ④恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算	・復水タンク水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの復水タンク水位により推定する。 ・復水タンク水位の計測が困難となった場合は、蒸気発生器補助給水流量等の復水タンクを水源とするポンプの注水量の合計により、使用量を推定する。
	ほう酸タンク水位	①主要パラメータの他チャンネル ②〔緊急ほう酸水補給流量〕 ③出力領域中性子束 ④中間領域中性子束 ⑤中性子源領域中性子束	・ほう酸タンク水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのほう酸タンク水位により推定する。 ・ほう酸タンク水位の計測が困難となった場合は、緊急ほう酸水補給流量(多様性拡張設備)により水位を推定する。また、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が追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増減により推定する。

重要代替パラメータの番号は優先順位を示す。

第 6.5.1 表 試料採取設備の設備仕様

(1) サンプル冷却器

個 数	3
伝熱容量	約 $5.3 \times 10^4 \text{kcal/h}$
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	3
容 量	約 $75 \text{m}\ell$
材 料	ステンレス鋼

(3) 格納容器ガス試料採取設備

a. ガスサンプリング圧縮装置

型 式	空冷 2 段式単動 (無漏洩型)
個 数	2
容 量	$2 \text{Nm}^3/\text{h}$ (1 個当たり)

b. ガスサンプル冷却器

型 式	2 重管式
個 数	2
伝熱容量	2.8kW
材 料	
内 側 管	ステンレス鋼
外 側 管	ステンレス鋼

c. 試料採取管

個	数	2
容	量	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	作動ロジック	インターロック
中性子源領域中性子束高	中性子源領域中性子束検出器	1/2	(P-6)設定値以上で手動ブロック (P-10)設定値以上で自動ブロック
中間領域中性子束高	中間領域中性子束検出器	1/2	(P-10)設定値以上で手動ブロック
出力領域中性子束高 a. 低設定 b. 高設定	出力領域中性子束検出器 出力領域中性子束検出器	2/4 2/4	(P-10)設定値以上で手動ブロック
出力領域中性子束変化率高 a. 増加率高 b. 減少率高	出力領域中性子束検出器 出力領域中性子束検出器	2/4 2/4	
非常用炉心冷却設備作動			第6.7.1表参照
過大温度 ΔT 高	1次冷却材温度検出器 加圧器圧力検出器 出力領域中性子束検出器	2/3	
過大出力 ΔT 高	1次冷却材温度検出器 出力領域中性子束検出器	2/3	
原子炉圧力高	加圧器圧力検出器	2/3	
原子炉圧力低	加圧器圧力検出器	2/3	(P-7)設定値以下で自動ブロック
1次冷却材流量低	1次冷却材流量検出器	2/3 (各グループ)	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	各母線の2/3の2/3	(P-7)設定値以下で自動ブロック
1次冷却材ポンプ電源周波数低	1次冷却材ポンプ電源周波数リレー	各母線の2/3の2/3	(P-7)設定値以下で自動ブロック
1次冷却材ポンプ遮断器開	1次冷却材ポンプ遮断器	1台開 2台以上開	(P-8)設定値以下で自動ブロック (P-7)設定値以下で自動ブロック
タービントリップ	タービン非常遮断油圧検出器 主蒸気止め弁	2/3 4台開	(P-7)設定値以下で自動ブロック
蒸気発生器給水流量低	給水流量検出器 主蒸気流量検出器 蒸気発生器水位検出器	主蒸気給水流量差大の1/2と蒸気発生器水位低の1/2の一致(各グループ)	
蒸気発生器水位異常低	蒸気発生器水位検出器	2/3(各グループ)	
加圧器水位高	加圧器水位検出器	2/3	(P-7)設定値以下で自動ブロック
地震加速度高 a. 水平方向加速度高 b. 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	2/3 2/3	
手動		1/2	

第6.6.2表 原子炉トリップ信号に関するパーミッシブ信号一覧表

パーミッシブ 信号の記号	機 能	入 力 信 号
P- 6	中性子源領域中性子束高原子炉トリップ 手動ブロック許可	中間領域中性子束高の1/2
P- 7	下記信号による原子炉トリップ許可 a 2ループ以上の1次冷却材流量低 b 2台以上の1次冷却材ポンプしゃ断器開 c 1次冷却材ポンプ電源電圧低 d 1次冷却材ポンプ電源周波数低 e タービントリップ f 原子炉圧力低 g 加圧器水位高	出力領域中性子束高の2/4 あるいはタービンの初段 圧力高の1/2
P- 8	下記信号による原子炉トリップ許可 a 1ループの1次冷却材流量低 b 1台の1次冷却材ポンプしゃ断器開	出力領域中性子束高の2/4
P- 10	下記の動作を行う。 a 中性子源領域中性子束高原子炉トリップの自動ブロック b 中間領域中性子束高原子炉トリップの手動ブロック許可 c 出力領域中性子束高（低設定）原子炉トリップの手動ブロック許可	出力領域中性子束高の2/4

(注) 設定値は詳細設計で決定

第6.7.1表 工学的安全施設作動信号一覧表

工学的安全施設作動信号		検 出 器	作動ロジック	インターロック
非 常 用 炉 心 冷 却 設 備 作 動 信 号	a 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致	加圧器圧力検出器 加圧器水位検出器	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 信号の1/3	P-11の設定値 以下で手動ブロッ ク
	b 原子炉圧力異常低	加圧器圧力検出器	2/3	P-11の設定値 以下で手動ブロッ ク
	c 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致	主蒸気流量検出器 主蒸気圧力検出器 1次冷却材温度検出器	主蒸気流量高（各ラインは1/2）の2/3と主蒸気ライン圧力低の2/3あるいは1次冷却材平均温度異常低の2/3の一致	P-12の設定値 以下で手動ブロッ ク
	d 主蒸気ライン差圧高	主蒸気圧力検出器	他の2ラインに対して圧力低（各ライン間の主蒸気ライン差圧高の2/3）	
	e 原子炉格納容器圧力高	原子炉格納容器圧力検出器	2/3	
	f 手 動		1/2	

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
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	
主蒸気ライン 隔離信号	a 原子炉格納容器圧力異常高	原子炉格納容器圧力検出器	2/3	
	b 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致	非常用炉心冷却設備作動信号cと同じ	非常用炉心冷却設備作動信号cと同じ	
	c 手 動		1/2	
原子炉格納容器 隔離信号	a 非常用炉心冷却設備作動信号	非常用炉心冷却設備作動信号と同じ	非常用炉心冷却設備作動信号と同じ	
	b 格納容器スプレイ作動信号	格納容器スプレイ作動信号と同じ	格納容器スプレイ作動信号と同じ	
	c 手 動		1/2	

(注) 設定値は詳細設計で決定

第6.7.2表 工学的安全施設作動信号に関連するパーミッシブ信号一覧表

パーミッシブ 信号の記号	機 能	入 力 信 号
P-11	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致及び 原子炉圧力異常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2/3
P-12	主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低ある いは1次冷却材平均温度異常低の一致に よる非常用炉心冷却設備作動信号の手動 ブロック許可	1次冷却材平均温度異常 低の2/3
P-6	原子炉圧力異常低による非常用炉心冷却 設備作動信号アンブロック許可	中間領域中性子束高の1/2

第 6.8.1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための
設備（常設）の設備仕様

(1) 原子炉トリップスイッチ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉保護設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

個	数	2
---	---	---

(2) 制御棒クラスタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・反応度制御設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

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

(3) 原子炉トリップしゃ断器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉保護設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

型	式	低圧気中しゃ断器
台	数	2
定格使用電圧		460V
定格電流		1600A

(4) ATWS緩和設備

個 数 1

工学的安全施設等の作動信号の種類

- a. タービントリップ信号
- b. 主蒸気隔離信号
- c. 補助給水ポンプ起動信号

(5) 主蒸気隔離弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気系統設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

型 式	スウィングディスク式
個 数	3
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
材 料	炭素鋼

(6) 電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・給水設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型 式	うず巻式
台 数	2
定 格 容 量	約 90m ³ /h (1台当たり)

定 格 揚 程	約 900m
本 体 材 料	合金鋼

(7) タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・給水設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型 式	うず巻式
台 数	1
定 格 容 量	約 210m ³ /h
定 格 揚 程	約 900m
本 体 材 料	ステンレス鋼

(8) 復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・補給水設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備

- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	たて置円筒型
基	数	1
容	量	約 800m ³
材	料	低炭素鋼
設 置 高	さ	EL+15.4m
距	離	約 43m (炉心より)

(9) 加圧器逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 1次冷却設備
- ・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 8-6-
- ・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
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	空気作動式
個	数	3
最高使用圧力		17.16MPa[gage]
最高使用温度		360℃
材	料	ステンレス鋼

(10) 加圧器安全弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 1次冷却設備
- ・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℃
吹き出し容量	約 157t/h (1個当たり)
材 料	ステンレス鋼

(11) 主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気系統設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

型 式	空気作動式
個 数	3
口 径	6B
容 量	約 183t/h (1個当たり)
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
本 体 材 料	低炭素鋼

(12) 主蒸気安全弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気系統設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

型 式	ばね式
個 数	21
口 径	5B

吹出容量	約 260t/h (1個当たり)
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
材 料	炭素鋼

(13) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 1次冷却設備 (通常運転時等)
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 1次冷却設備 (重大事故等時)

(3号炉)

型 式	たて置 U 字管式熱交換器型
基 数	3
胴側最高使用圧力	7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage]
1次冷却材流量	約 15.2×103t/h (1基当たり)
主蒸気運転圧力 (定格出力時)	約 5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度 (定格出力時)	約 269℃
蒸気発生量 (定格出力時)	約 1.74×103t/h (1基当たり)
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝 熱 面 積	
(A号機)	約 5,060 m ²
(B号機)	約 5,060 m ²
(C号機)	約 5,060 m ²

伝熱管本数		
(A号機)		3,386本
(B号機)		3,386本
(C号機)		3,386本
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3.5m
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
 (4号炉)		
型 式		たて置U字管式熱交換器型
基 数		3
胴側最高使用圧力		7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力		17.16MPa[gage]
1次冷却材流量		約15.2×10 ³ t/h(1基当たり)
主蒸気運転圧力(定格出力時)		約5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度(定格出力時)		約269℃
蒸気発生量(定格出力時)		約1.74×10 ³ t/h(1基当たり)
出口蒸気湿分		0.25wt%以下
伝熱面積		
(A号機)		約5,060 m ²
(B号機)		約5,060 m ²
(C号機)		約5,060 m ²
伝熱管本数		

(A号機)	3,386本
(B号機)	3,386本
(C号機)	3,386本
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3.5m
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

(14) 主蒸気管

兼用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気系統設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

管 内 径	約700mm
管 厚	約33mm
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
材 料	炭素鋼

(15) 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
- ・非常用制御設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

基	数	2
容	量	約 80m ³ (1 基当たり)
最高使用圧力		大気圧
最高使用温度		95℃
ほう素濃度		7,000ppm 以上
材	料	ステンレス鋼

(16) 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
- ・非常用制御設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

型	式	うず巻式		
台	数	3		
容	量	約 17m ³ /h (1 台当たり)		
最高使用圧力		0.98MPa[gage]		
最高使用温度		95℃		
本	体	材	料	ステンレス鋼

(17) 緊急ほう酸水補給弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・化学体積制御設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

型	式	電気作動式
個	数	1
最高使用圧力		1.37MPa[gage]
最高使用温度		150℃
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
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

型	式	たて置円筒型		
基	数	1		
流	量	約 17m 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

(19) 充てん／高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・化学体積制御設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・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	3
容	量	約 45m ³ /h (1 台当たり) (最大充てん時) 約 147m ³ /h (1 台当たり) (安全注入時)
最高使用圧力		18.8MPa[gage]
最高使用温度		150℃
揚	程	約 1,770m (最大充てん時) 約 732m (安全注入時)
本	体	材
料		ステンレス鋼

(20) 再生熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・化学体積制御設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	多胴横置 U 字管式
基	数	1
伝	熱	容
量		約 2.4MW
最高使用圧力		
管	側	18.8MPa[gage]
胴	側	17.16MPa[gage]
最高使用温度		

管	側	343℃
胴	側	343℃
材	料	
管	側	ステンレス鋼
胴	側	ステンレス鋼

(21) ほう酸注入タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

(3号炉)

型	式	たて置円筒型
基	数	1
容	量	約 3.4m ³
最高使用圧力		18.8MPa[gage]
最高使用温度		150℃
ほう酸濃度		21,000ppm 以上
材	料	炭素鋼(ステンレス鋼内張り)
ヒータ基数		2
ヒータ型式		電気ヒータ
ヒータ容量		約 5kW (1基当たり)

(4号炉)

型	式	たて置円筒型
---	---	--------

基 数	1
容 量	約 3.4m ³
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
ほう素濃度	20,000ppm 以上 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 が装荷されるまでのサイクル
	21,000ppm 以上 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 が装荷されたサイクル以降
材 料	炭素鋼(ステンレス鋼内張り)
ヒータ基数	2
ヒータ型式	電気ヒータ
ヒータ容量	約 5kW (1 基当たり)

(22) 燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・原子炉格納容器スプレイ設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- ・火災防護設備

(3号炉)

型 式	たて置円筒型
基 数	1
容 量	約 1,800m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	2,800ppm 以上
材 料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	EL+17.5m
距 離	約 49m (炉心より)

(4号炉)

型 式	たて置円筒型
基 数	1
容 量	約 1,800m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	2,200ppm 以上 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 が装荷されるまでのサイクル 2,800ppm 以上 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 が装荷されたサイクル以降
材 料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	EL+17.5m
距 離	約 49m (炉心より)

第6.9.1表 制御用空気設備の設備仕様

(1) 格納容器外制御用空気圧縮機

型 式	たて型往復動無給油式
個 数	2
容 量	約13Nm ³ /min/個
吐 出 圧 力	約0.7MPa[gage] (約7kg/cm ² G)

(2) 格納容器外制御用空気だめ

個 数	2
容 量	約11m ³ /個

(3) 格納容器外制御用空気乾燥器

型 式	全自動2筒切替式加熱再生型
個 数	2
容 量	約13Nm ³ /min/個

(4) 格納容器内制御用空気圧縮機

型 式	たて型往復動無給油式
個 数	2
容 量	約0.5Nm ³ /min/個
吐 出 圧 力	約0.7MPa[gage] (約7kg/cm ² G)

(5) 格納容器内制御用空気だめ

個 数	2
容 量	約0.3m ³ /個

(6) 格納容器内制御用空気乾燥器

型 式	全自動2筒切替式加熱再生型
個 数	2
容 量	約0.5Nm ³ /min/個

第6.9.2表 所内用空気設備の設備仕様

(1) 所内用空気圧縮機（3号及び4号炉共用）

型 式	たて型単気筒水冷複動1段圧縮無給油式
個 数	3
容 量	約5.5Nm ³ /min/個
吐 出 圧 力	約0.78MPa[gage]（約8.0kg/cm ² G）

(2) 所内用空気だめ（3号及び4号炉共用）

個 数	2
容 量	約4m ³ /個

第6.10.1.1表 主要な中央制御室外原子炉停止盤の設置機器

項 目	名 称
監視計器	加 圧 器 水 位 計 加 圧 器 圧 力 計 蒸 気 発 生 器 水 位 計 蒸 気 発 生 器 圧 力 計
操作器	電 動 補 助 給 水 ポ ン プ 充てん／高圧注入ポンプ ほ う 酸 ポ ン プ 加 圧 器 後 備 ヒ ー タ 抽 出 オ リ フ ィ ス 隔 離 弁 原 子 炉 補 機 冷 却 水 ポ ン プ 海 水 ポ ン プ

第 6.10.2.1 表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備仕様

- (1) 中央制御室遮蔽（3号及び4号炉共用） 一式
兼用する設備は以下のとおり。
・中央制御室（重大事故等時）
・遮蔽設備
- (2) 中央制御室非常用循環ファン（3号及び4号炉共用）
兼用する設備は以下のとおり。
・中央制御室（重大事故等時）
・換気設備
台 数 4
- (3) 中央制御室空調ファン（3号及び4号炉共用）
兼用する設備は以下のとおり。
・中央制御室（重大事故等時）
・換気設備
台 数 4
- (4) 中央制御室循環ファン（3号及び4号炉共用）
兼用する設備は以下のとおり。
・中央制御室（重大事故等時）
・換気設備
台 数 4
- (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）
兼用する設備は以下のとおり。
・中央制御室（重大事故等時）
・換気設備
型 式 粗フィルタ、微粒子フィルタ

基	数	及びよう素フィルタ内蔵型 2
---	---	-------------------

(6) 中央制御室空調ユニット（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（重大事故等時）
- ・換気設備

型	式	粗フィルタ及び冷水冷却コ イル内蔵型
基	数	4

(7) アニュラス空気浄化ファン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・アニュラス空気浄化設備
- ・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

台	数	2
容	量	約 250m ³ /min（1台あたり）

(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
- ・アニュラス空気浄化設備
- ・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

型	式	除湿フィルタ、微粒子フィル タ、よう素フィルタ及び電気加 熱コイル内蔵型
個	数	2
容	量	約 250m ³ /min（1個あたり）
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 (0.7 μ m 粒子)

(9) 格納容器排気筒

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・換気空調設備
- ・アニュラス空気浄化設備
- ・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	1
地 上 高 さ	約 80m

第 6.10.2.2 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（S A）（3号及び4号炉共用）

個	数	8（予備1）
---	---	--------

(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）

測定範囲	0～25%
------	-------

個	数	1（予備2）
---	---	--------

(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）

測定範囲	0～1%
------	------

個	数	1（予備2）
---	---	--------

(4) 窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室
- ・アニュラス空気浄化設備
- ・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

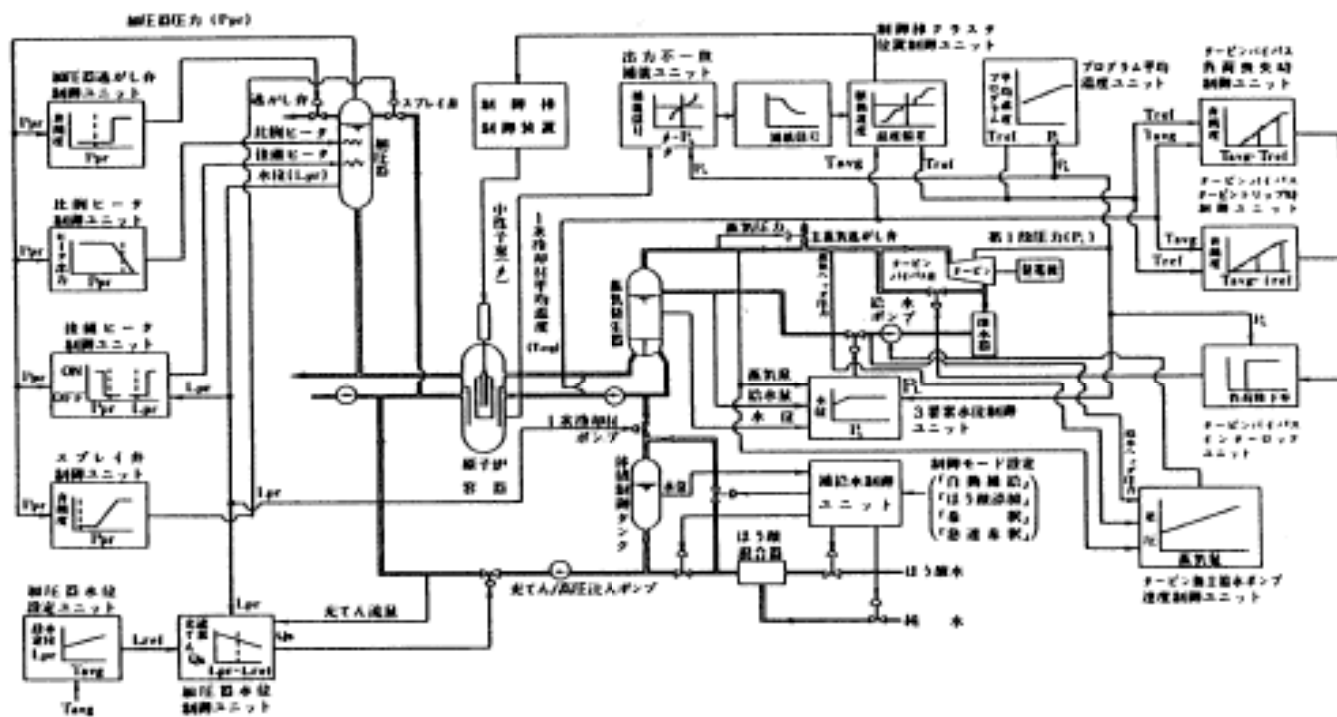
種類	鋼製容器
----	------

本数	2（予備2）
----	--------

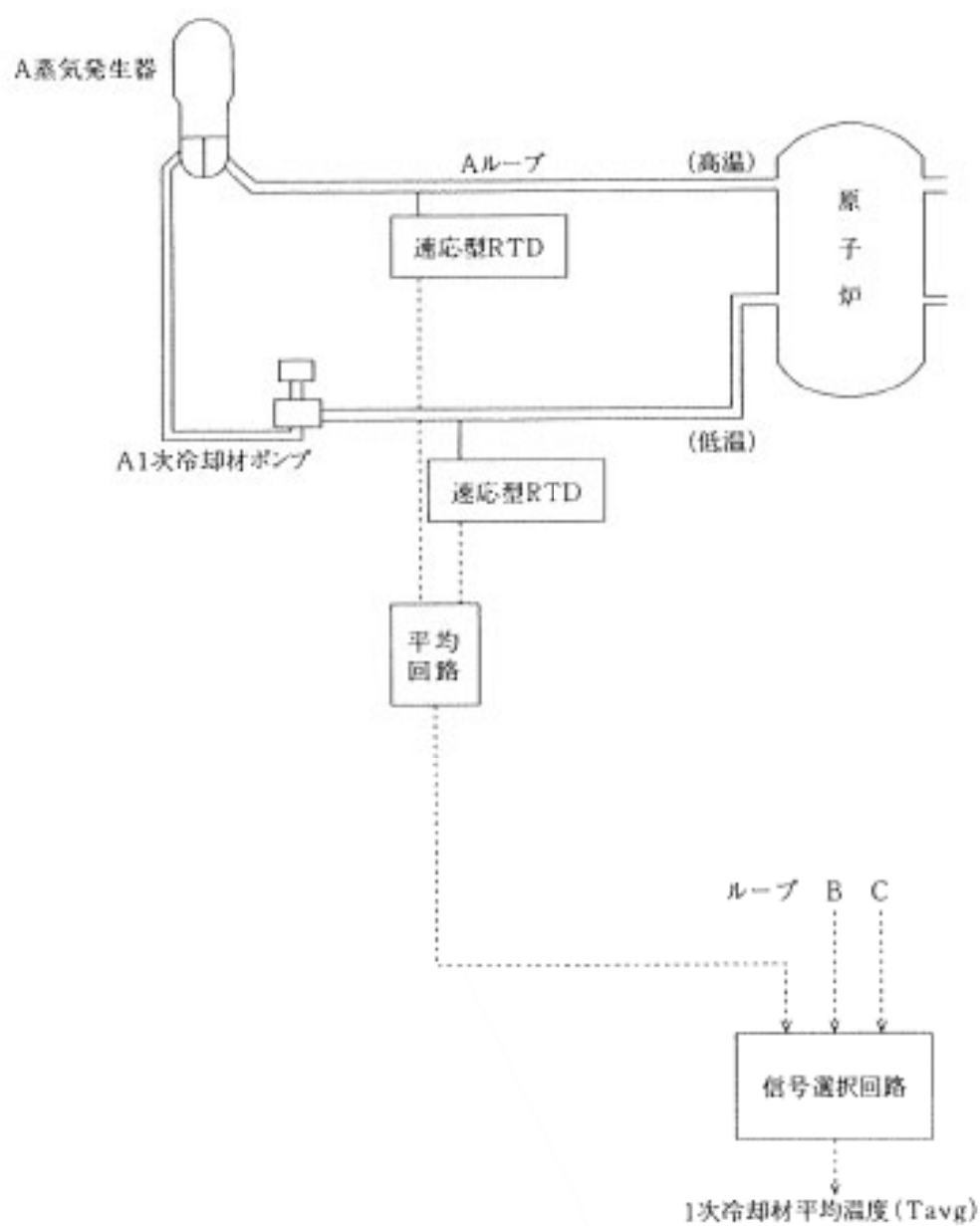
容量	約 7Nm ³ （1本当たり）
----	----------------------------

最高使用圧力	14.7MPa[gage]
--------	---------------

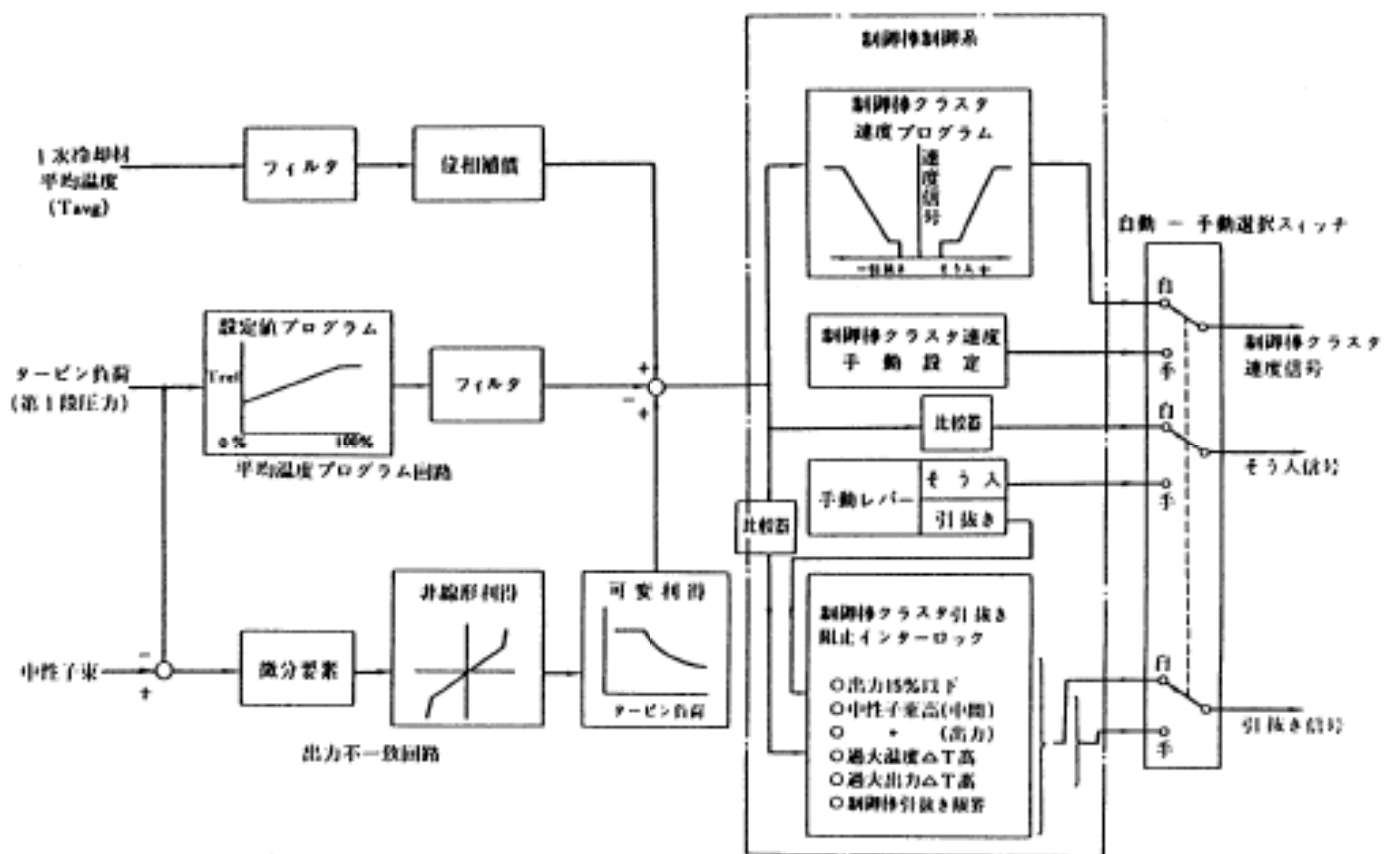
供給圧力	約 0.42MPa[gage]（供給後圧力）
------	------------------------



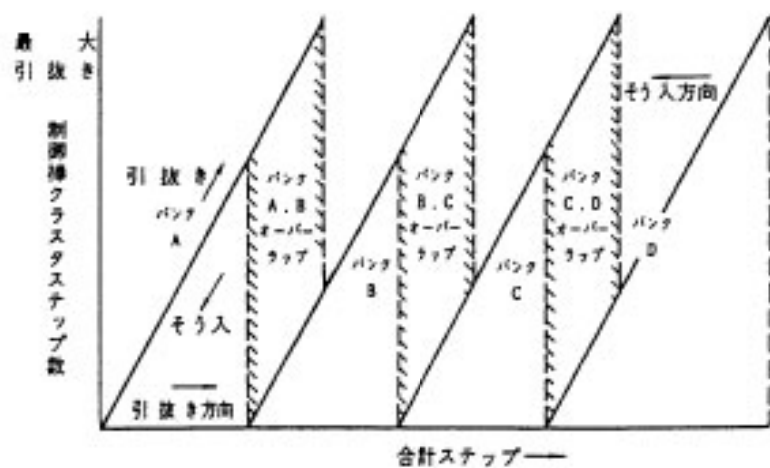
第 6.1.1 図 原子炉制御系説明図



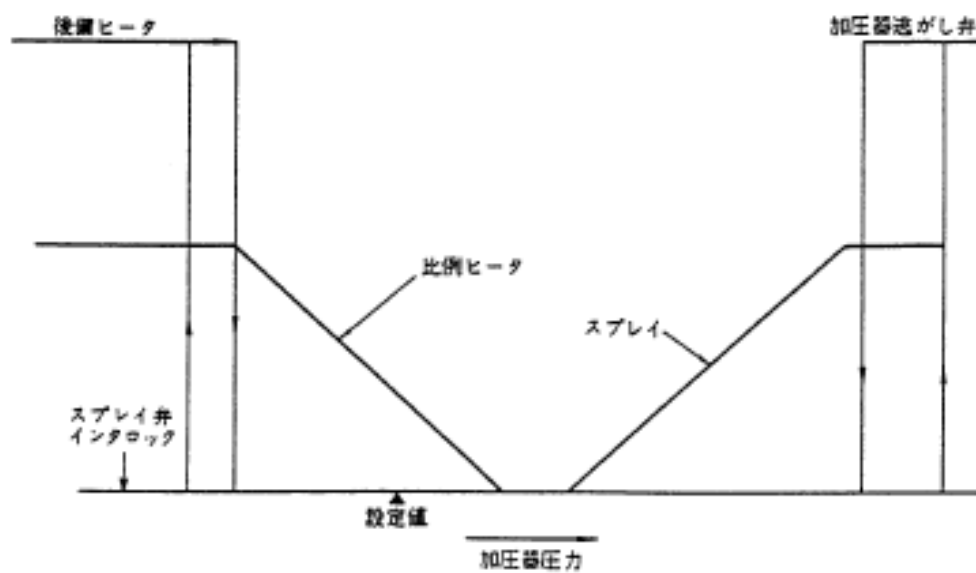
第 6.1.2 図 1 次冷却材平均温度測定図



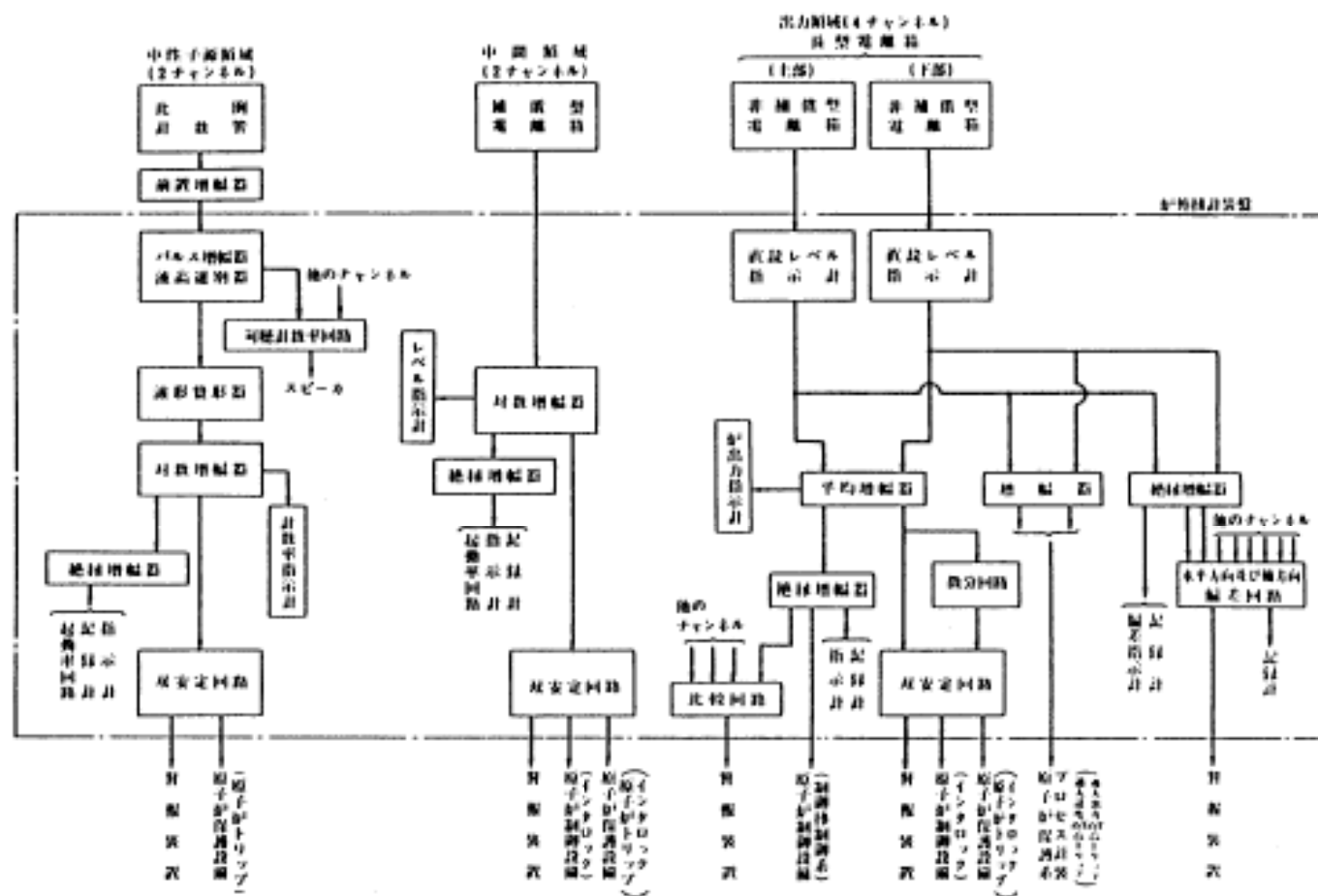
第 6.1.3 図 制御棒制御系説明図



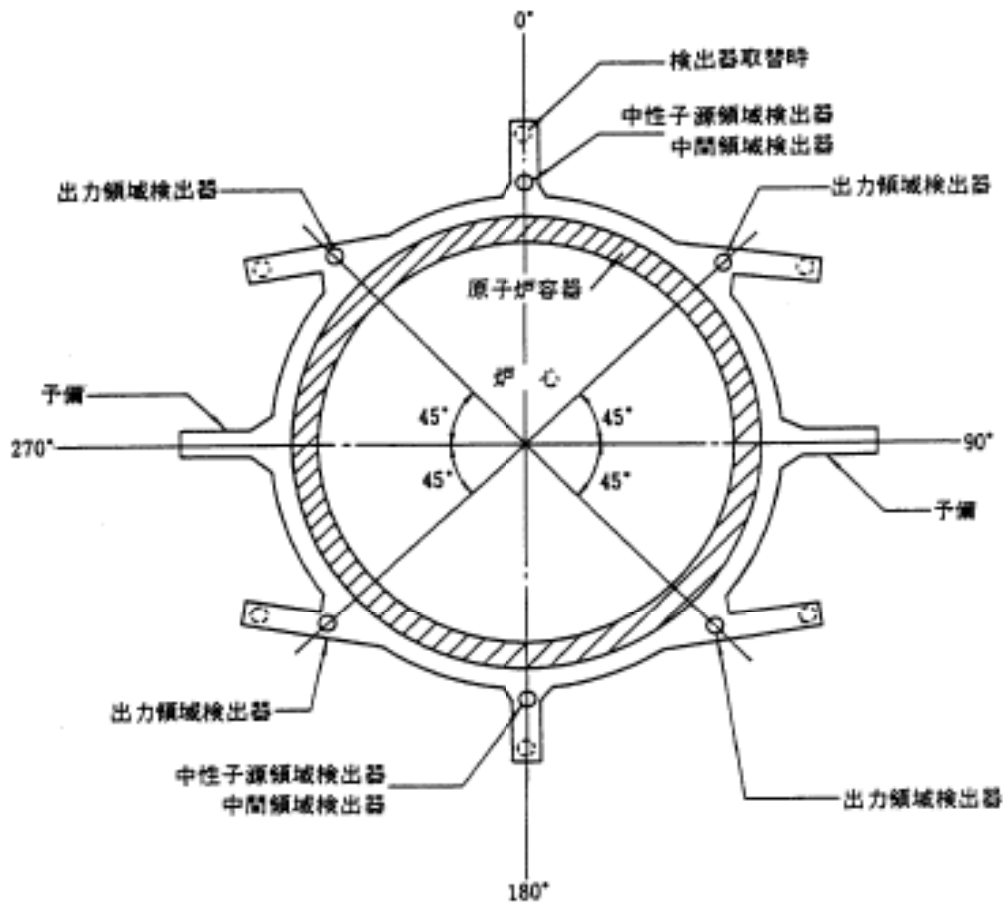
第 6.1.4 図 制御棒クラスオーバーラップ説明図



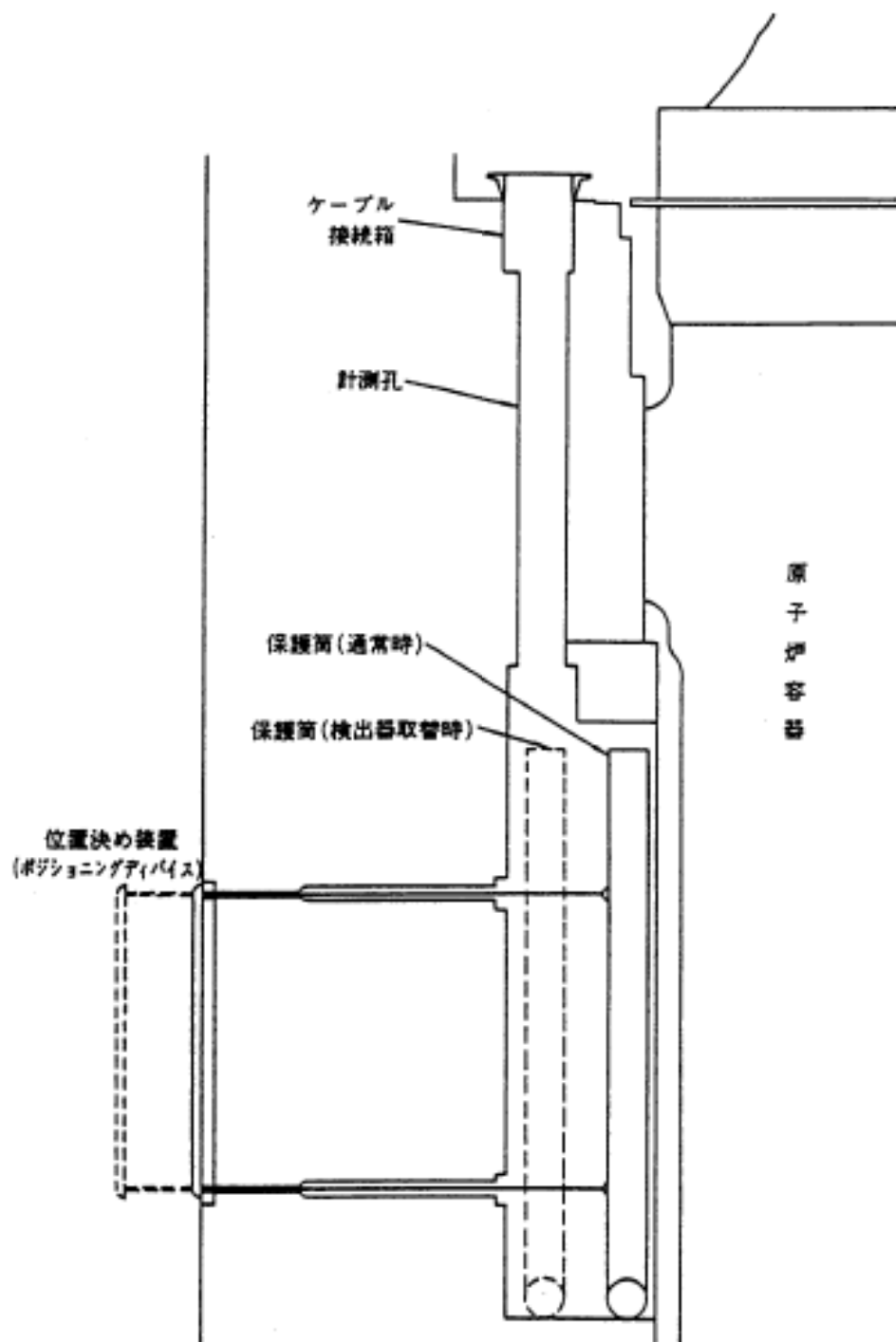
第 6.1.5 図 加圧器圧力制御説明図



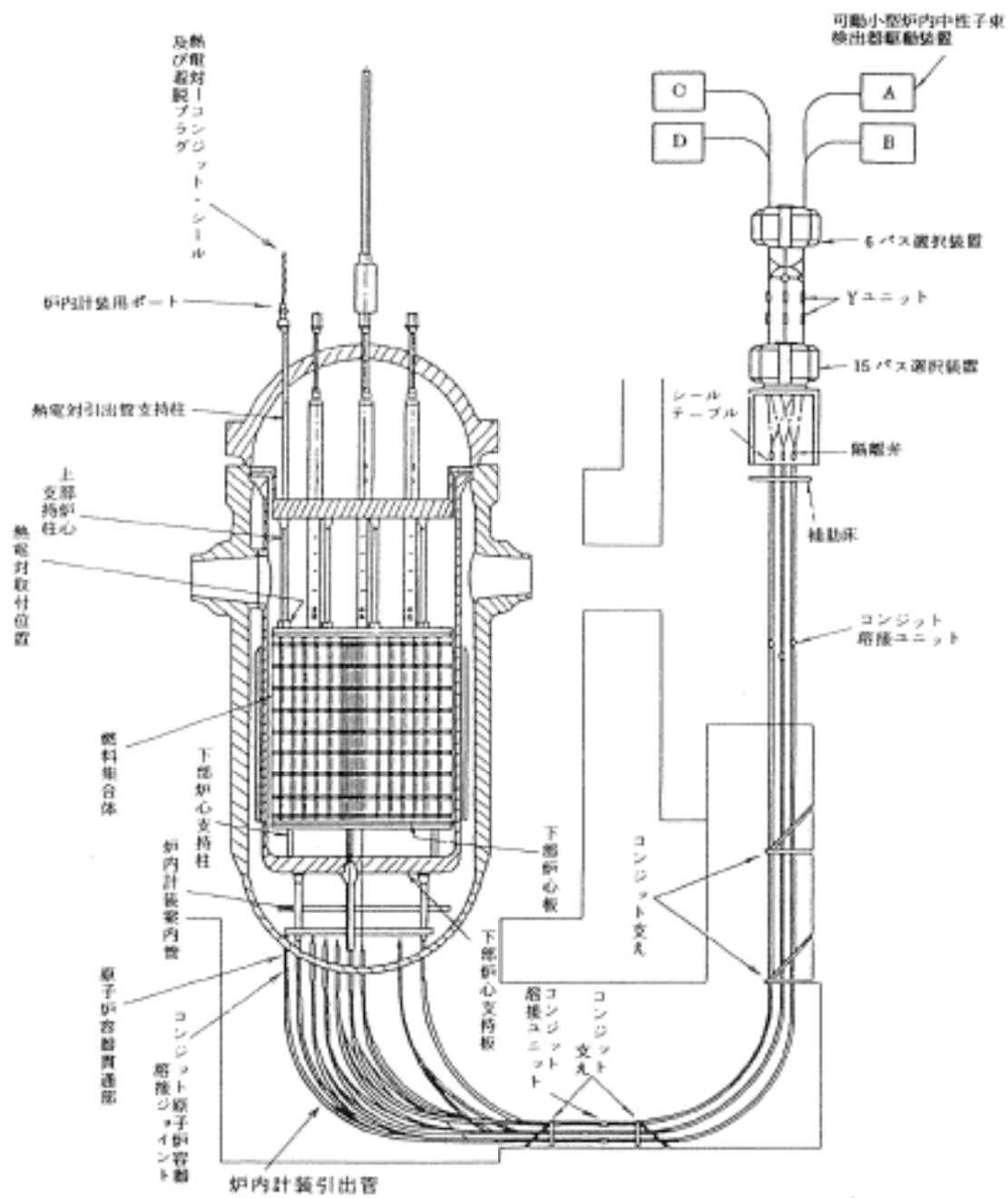
第 6.2.1 図 炉外核計装説明図



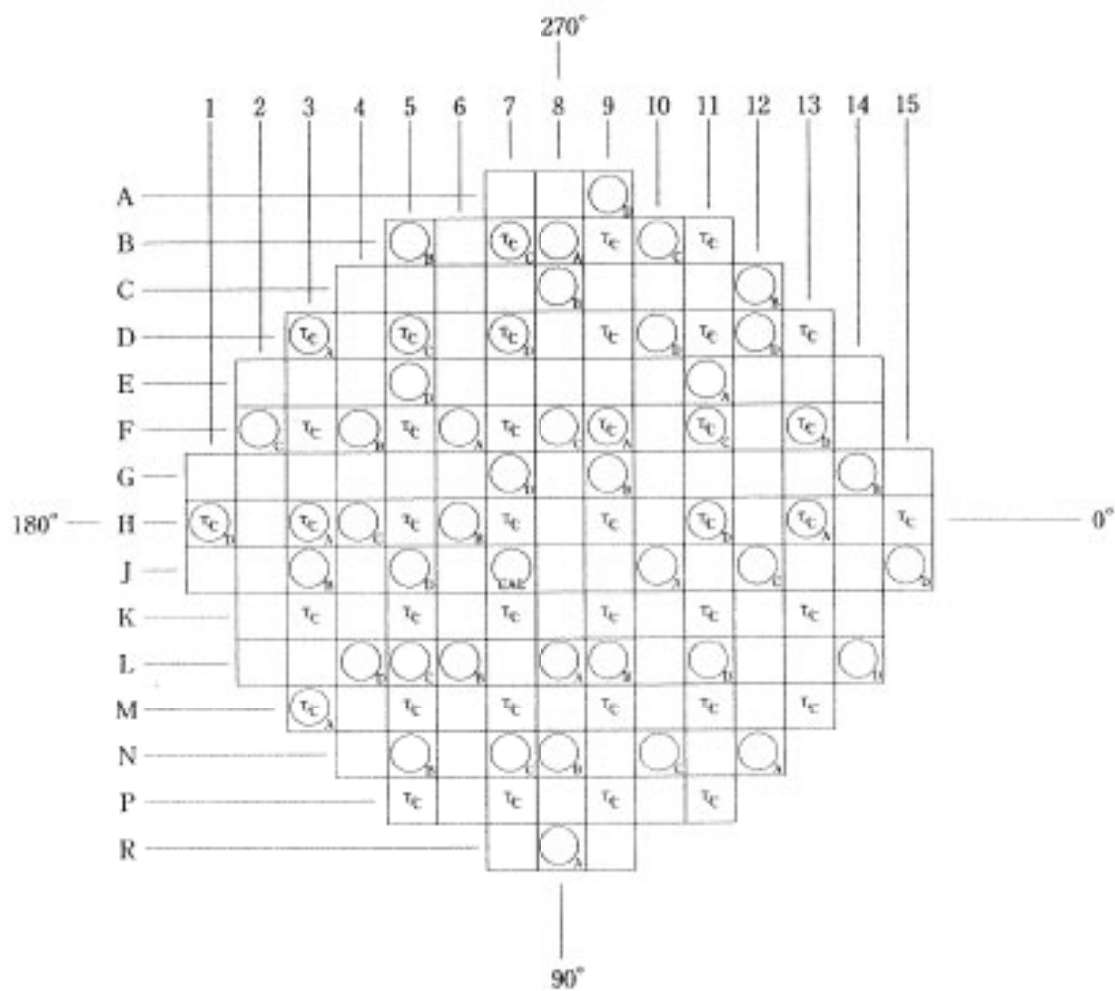
第 6.2.2 図 中性子束検出器配置説明図
(平面図)



第 6.2.3 図 中性子束検出器配置説明図
(断面図)



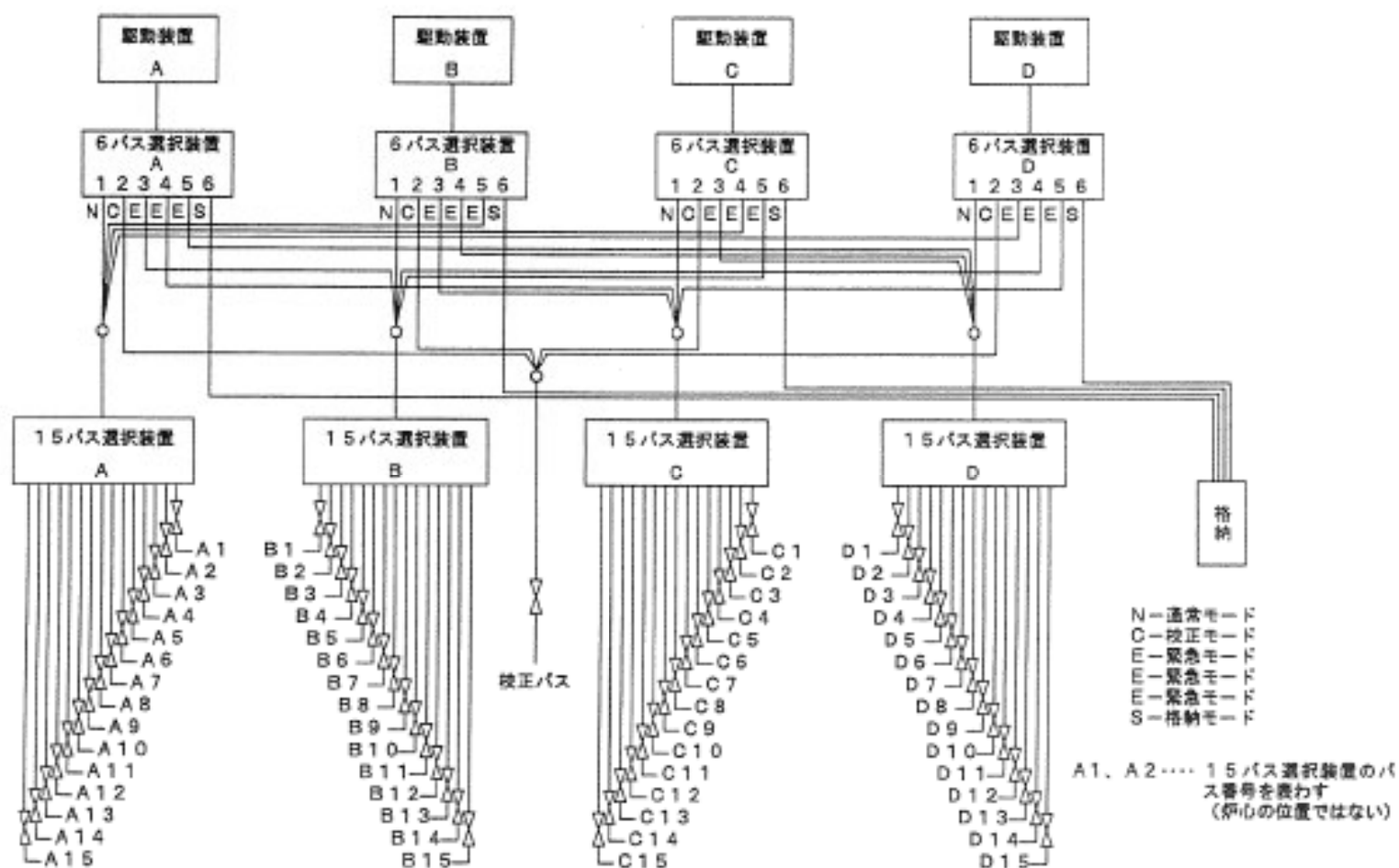
第 6.2.4 図 炉内計装図



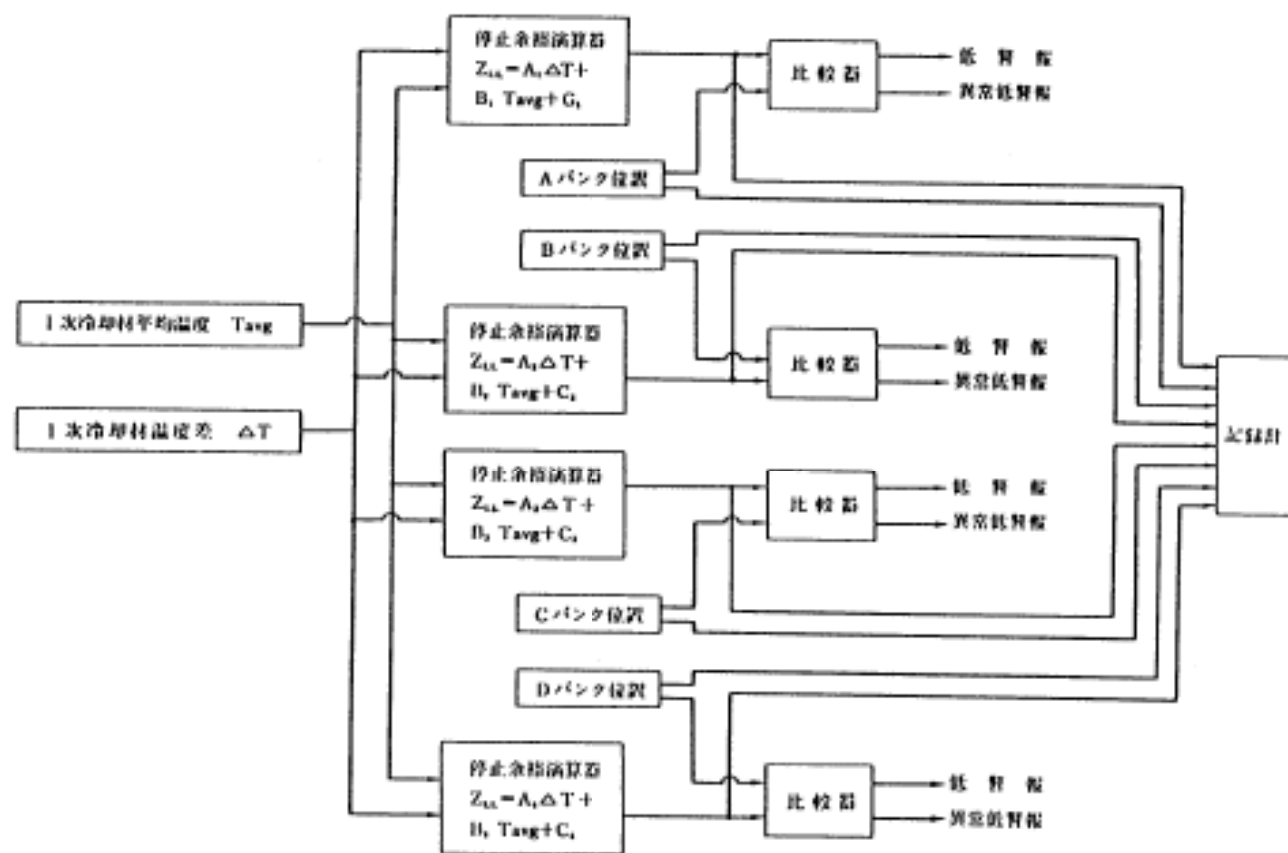
凡 例

- T / C : 炉内熱電対 3 9 点
- _{A, B, C, D} : 炉内中性子束検出器 A, B, C, D 4 9 点
- _{CAL} : 炉内中性子束検出器校正用 1 点

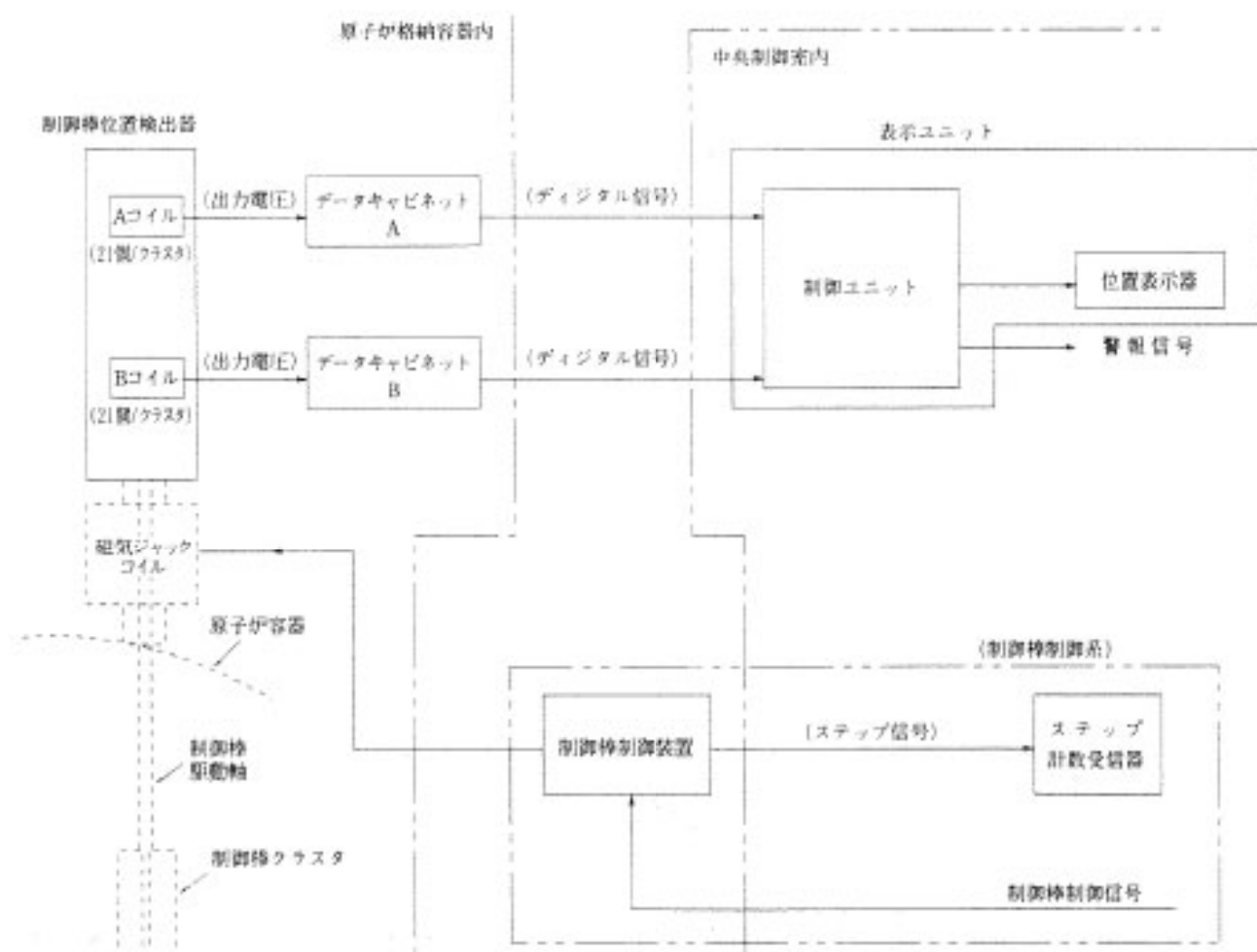
第 6.2.5 図 炉内計装検出器配置図



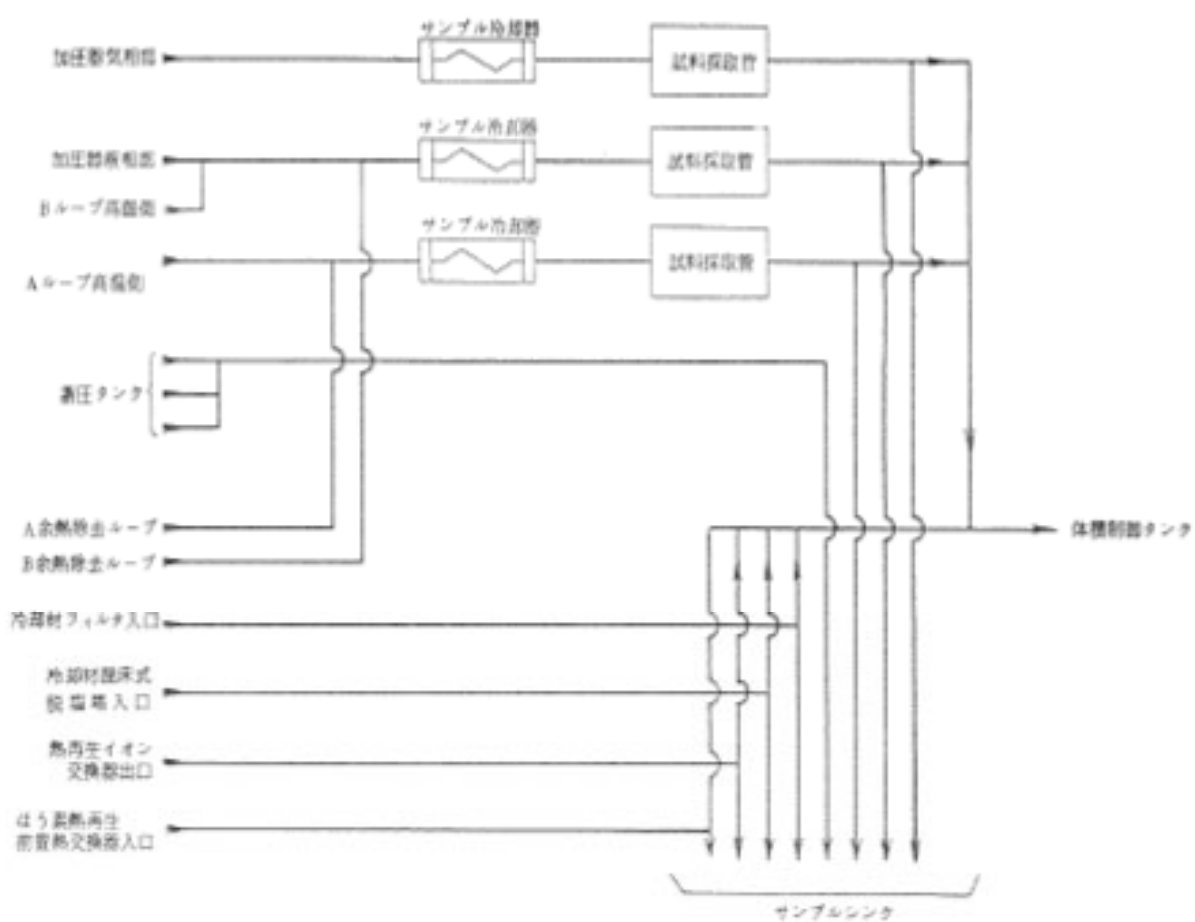
第 6.2.6 図 炉内核計装検出器駆動系統図



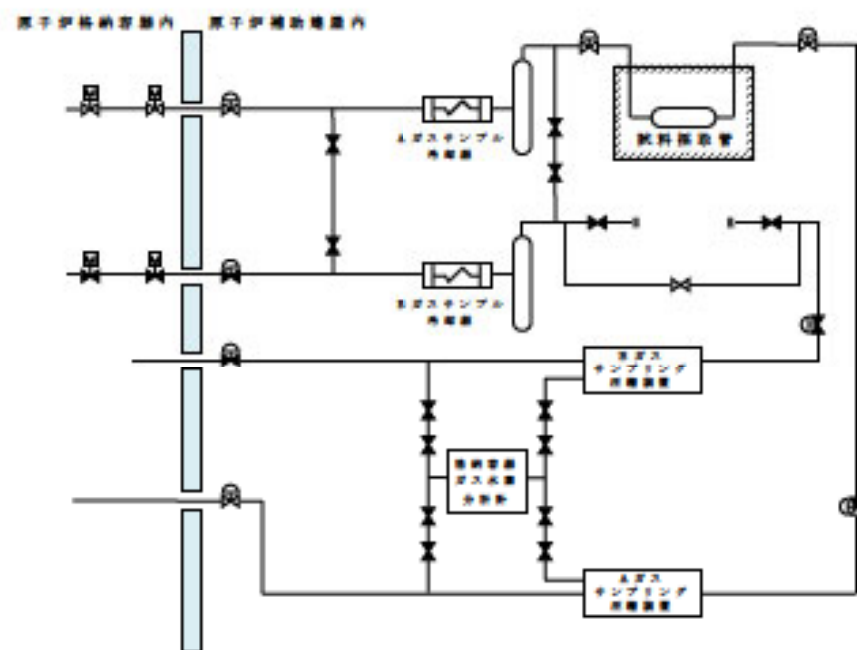
第 6.2.7 図 停止余裕監視装置説明図



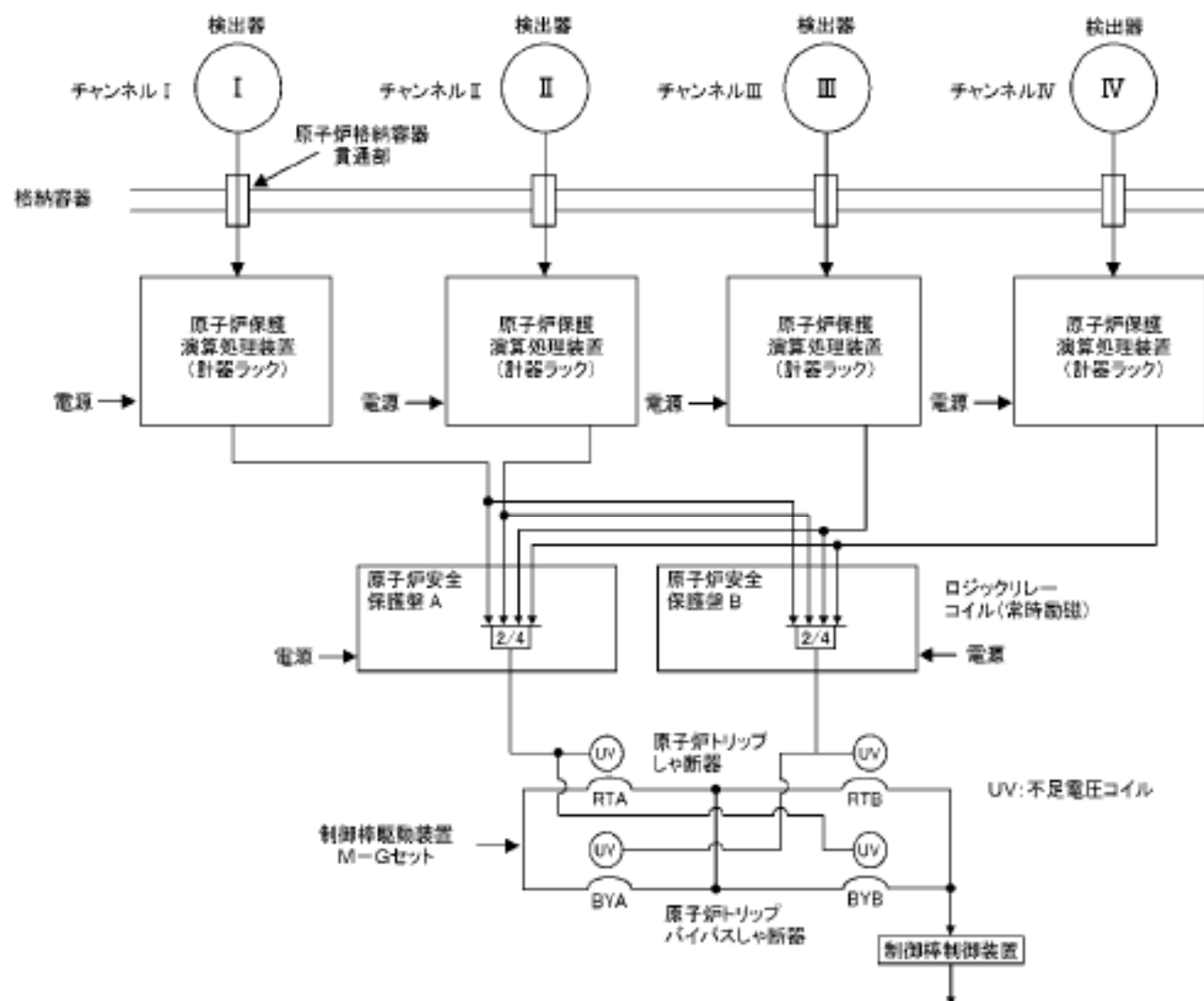
第 6.2.8 図 制御棒位置指示計装ブロック図



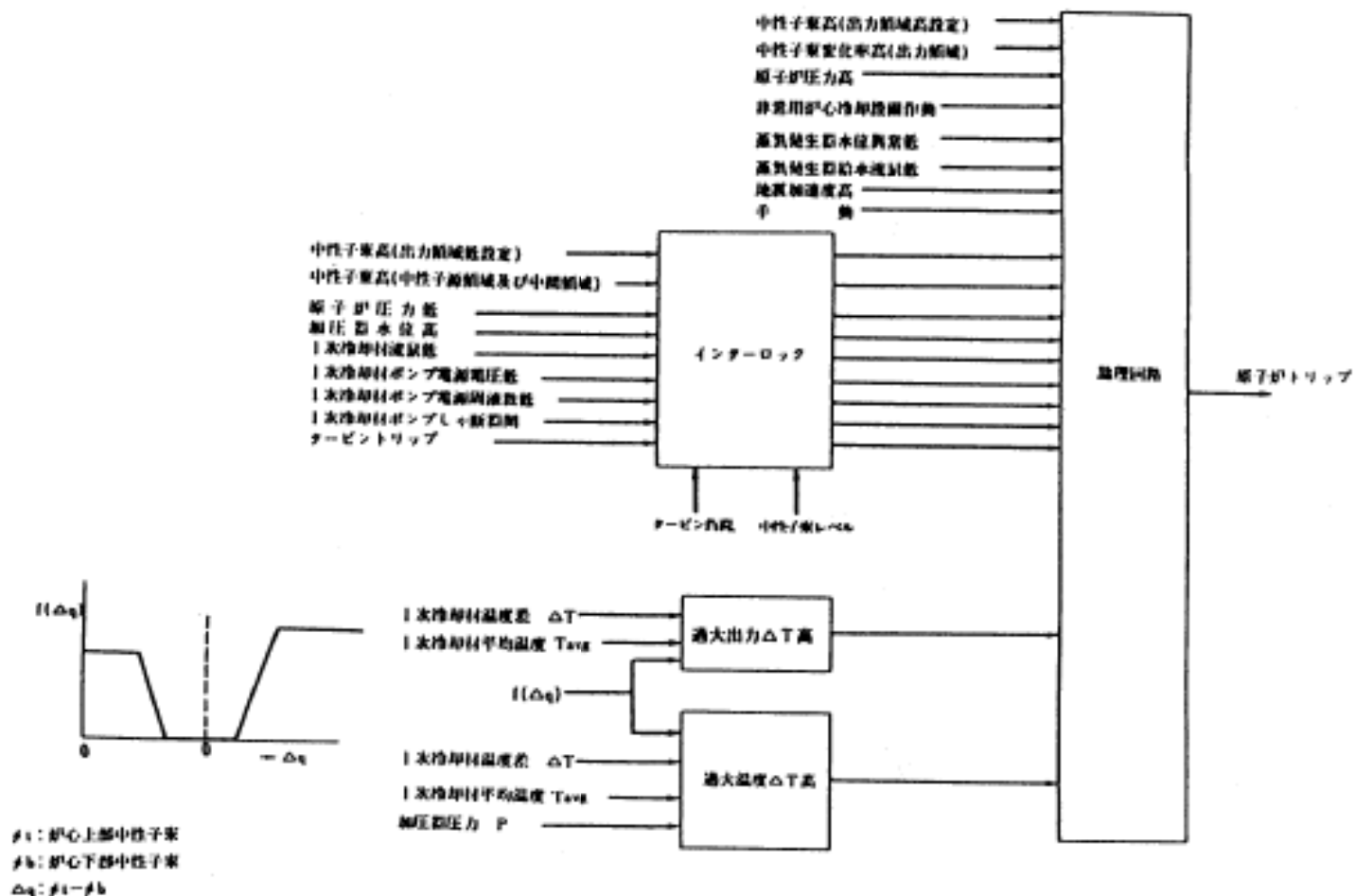
第 6.5.1 図 試料採取設備系統図



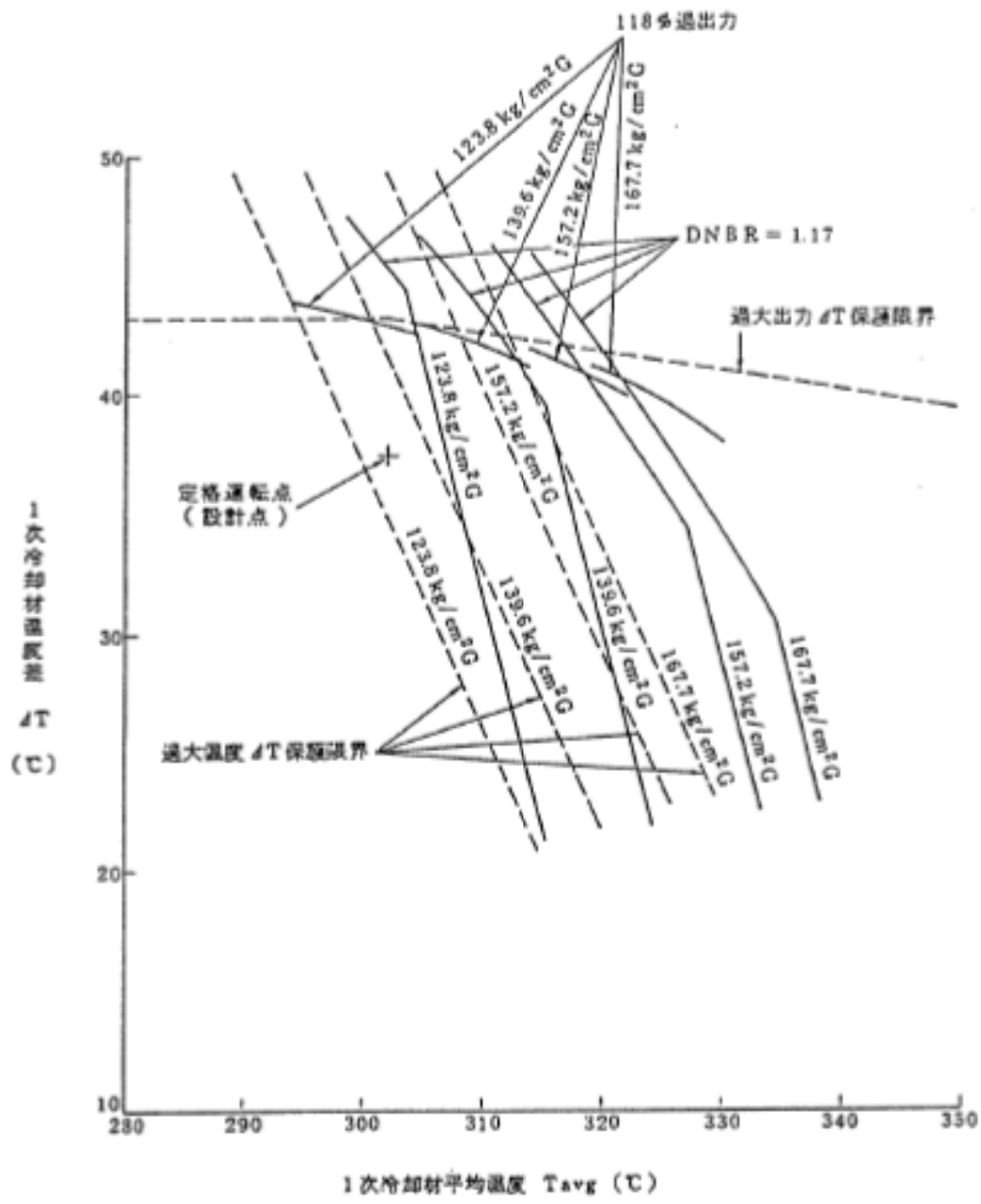
第 6.5.2 図 格納容器ガス試料採取系統設備 概略系統図



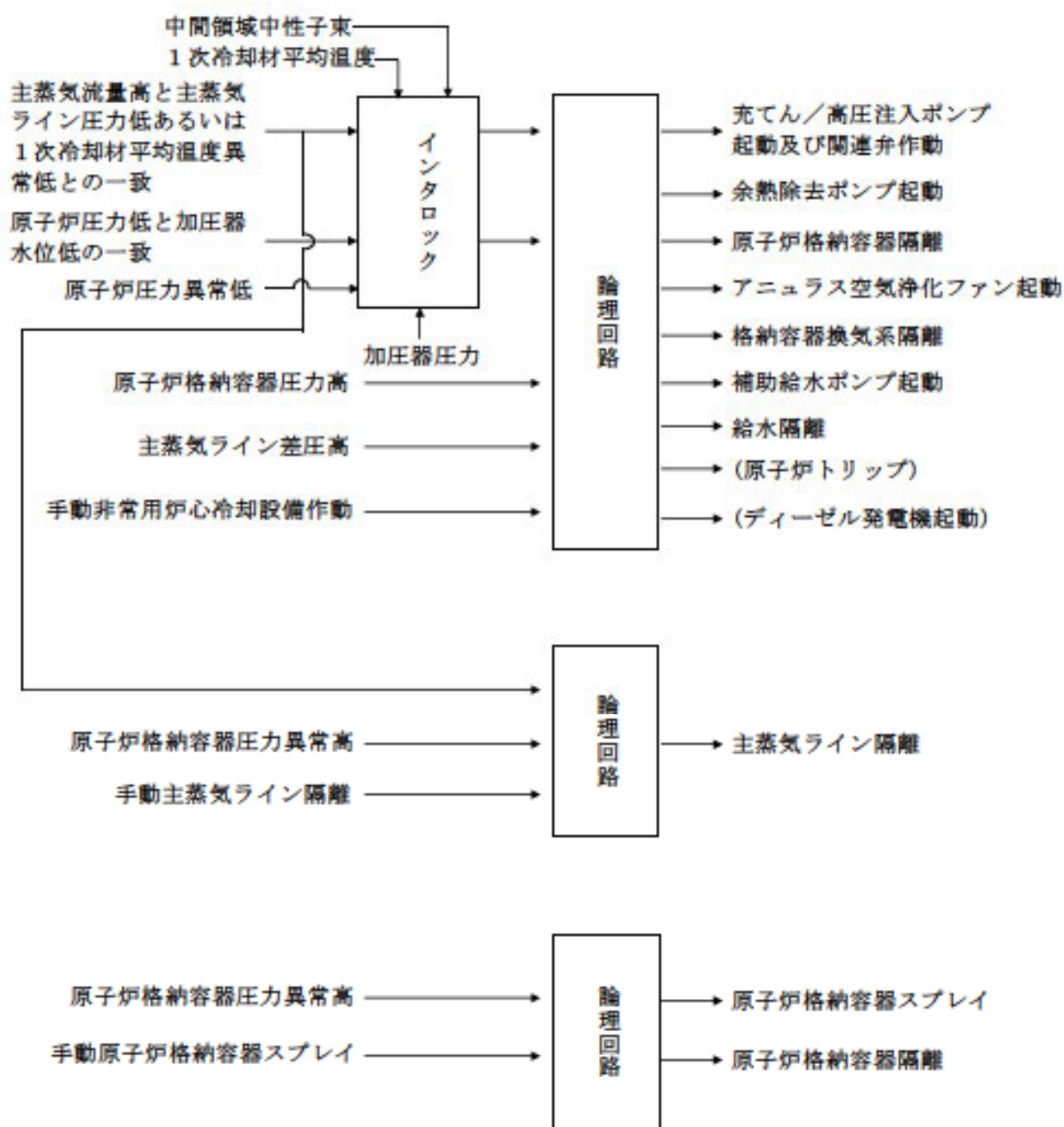
第 6.6.1 図 原子炉保護設備概念図 (2 out of 4 の場合)



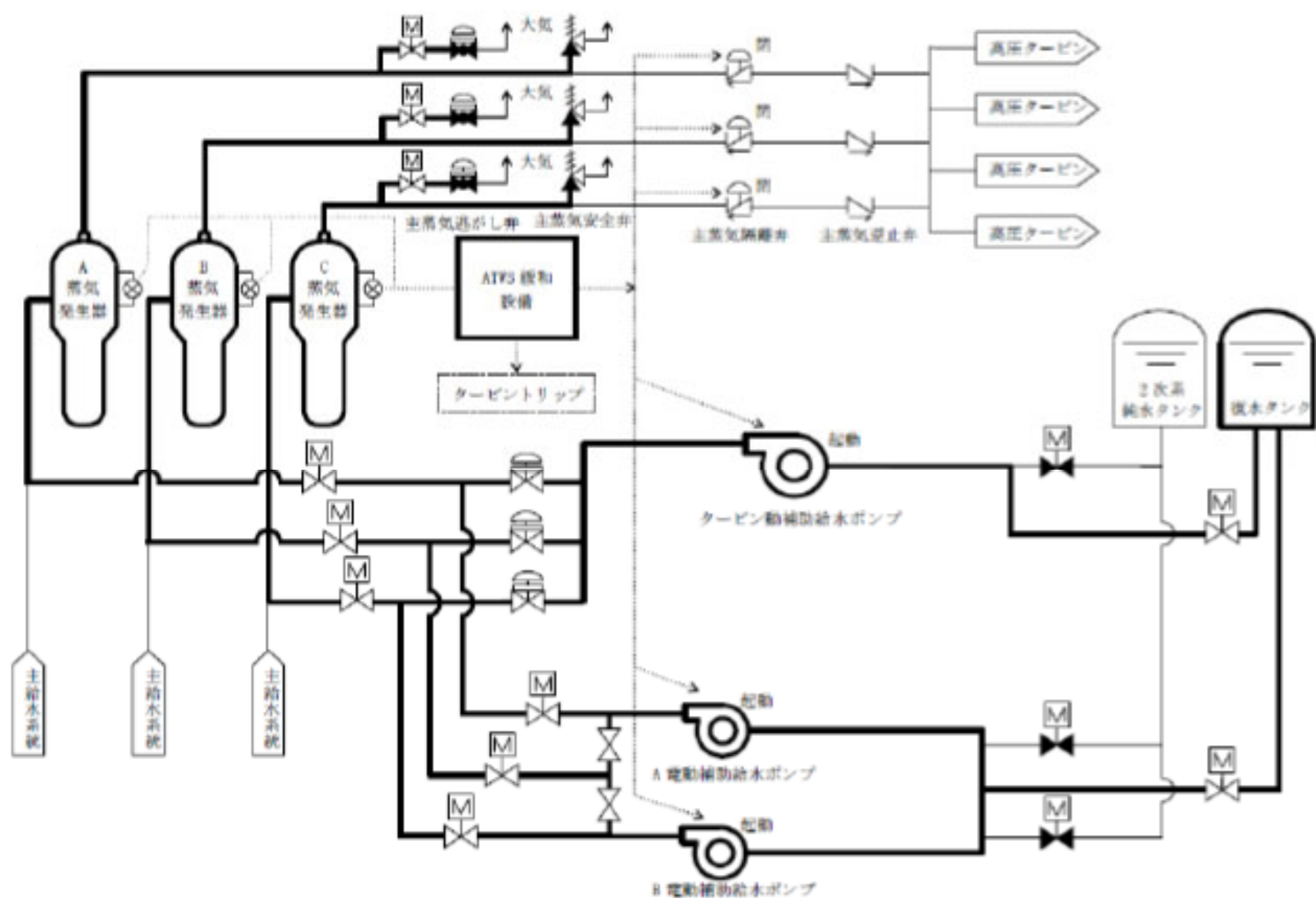
第 6.6.2 図 原子炉保護系説明図



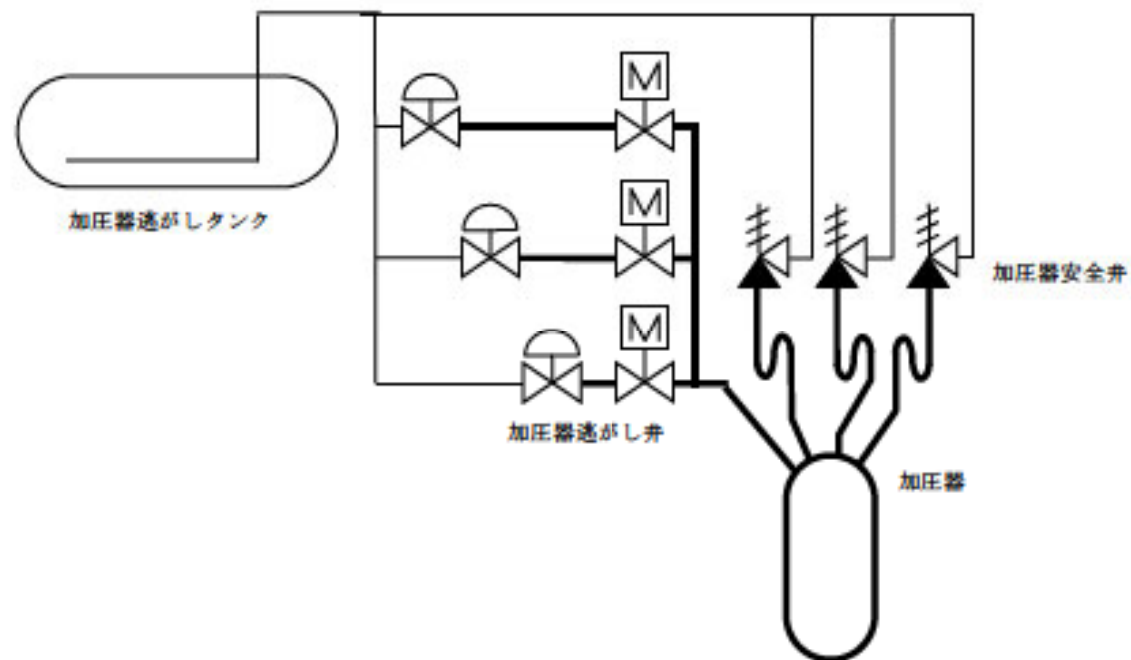
第 6.6.3 図 過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による保護限界図 (代表例)



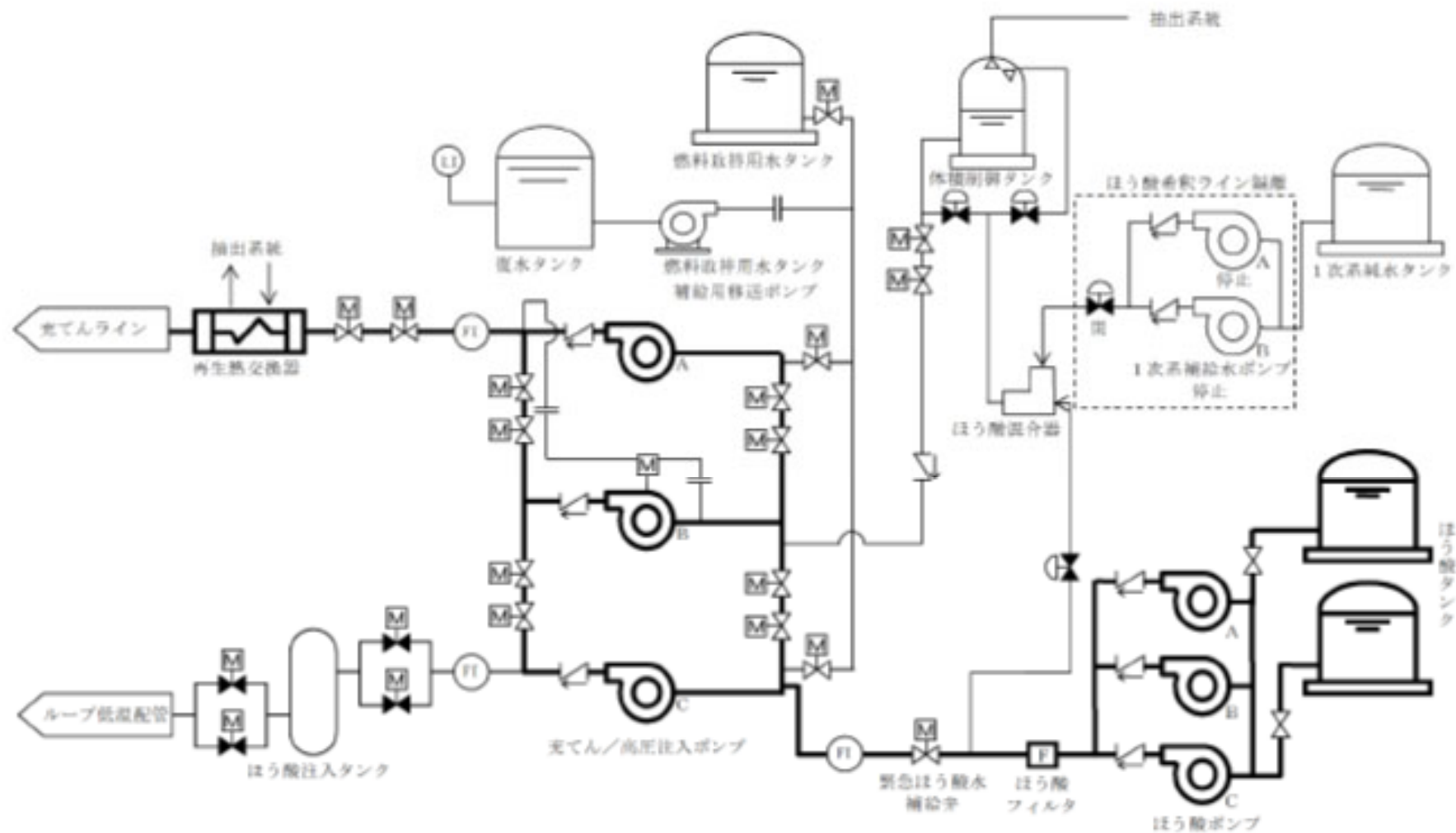
第6.7.1図 工学的的安全施設作動説明図



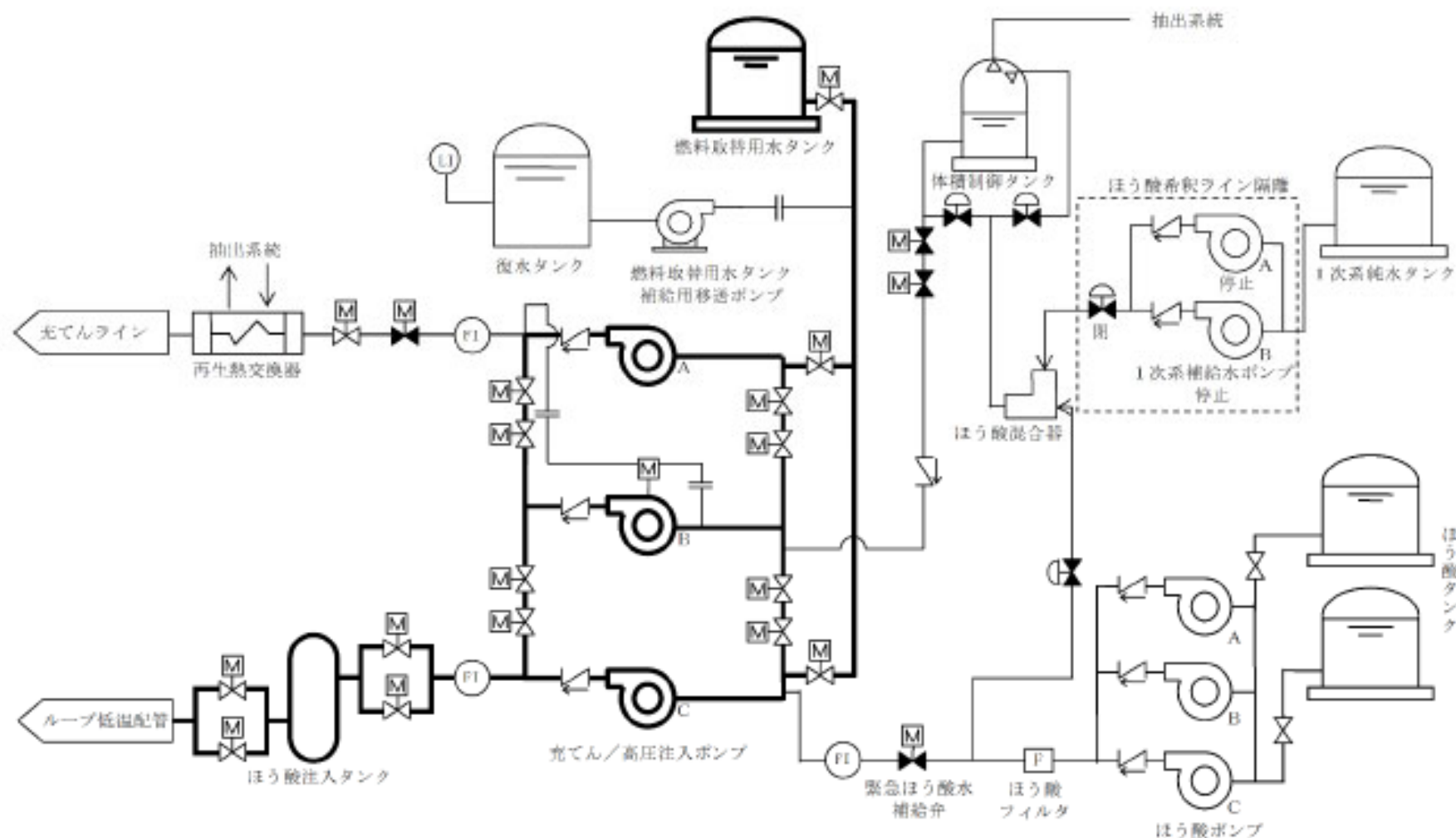
第 6.8.1 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (1)



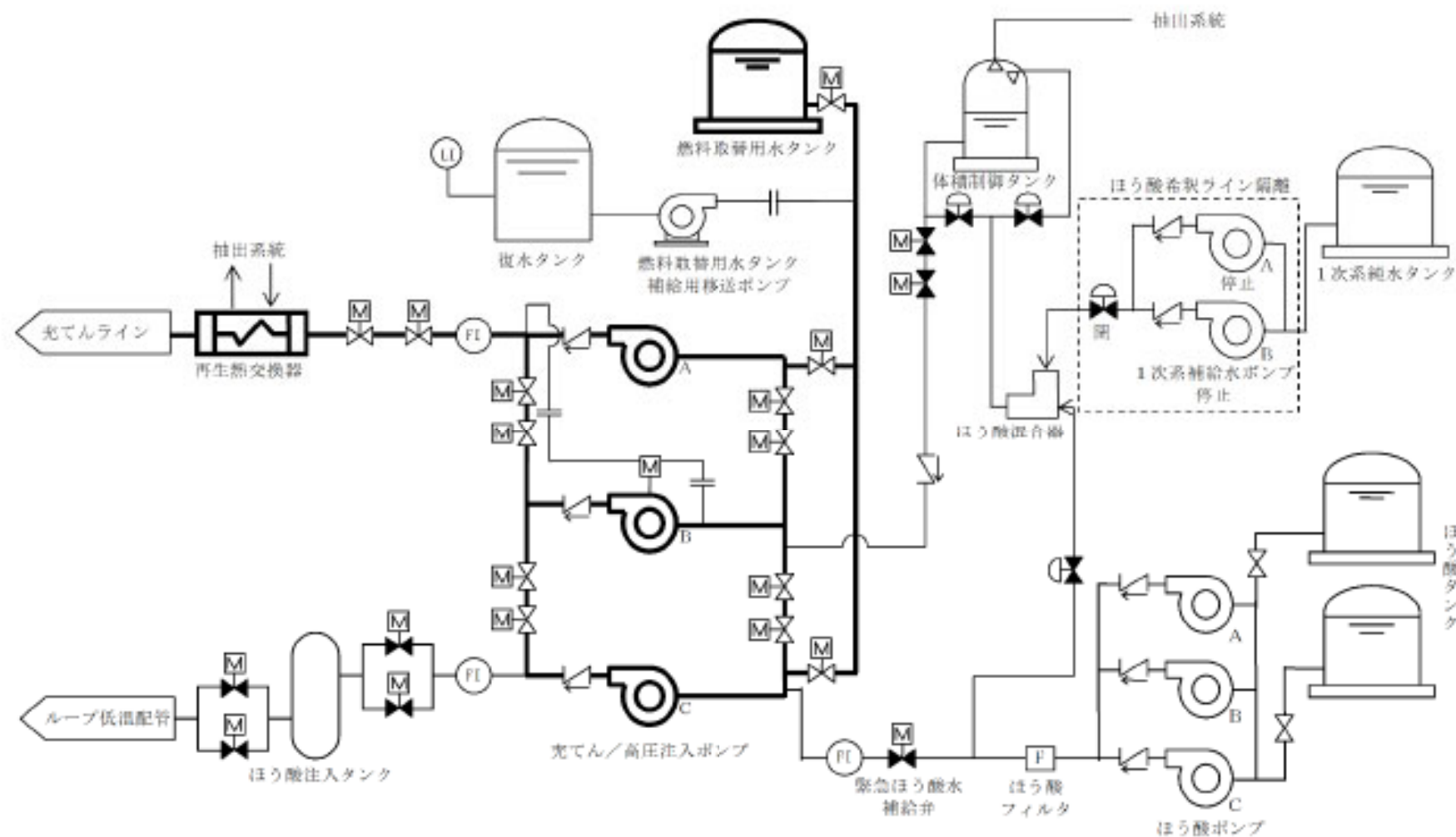
第 6.8.2 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (2)



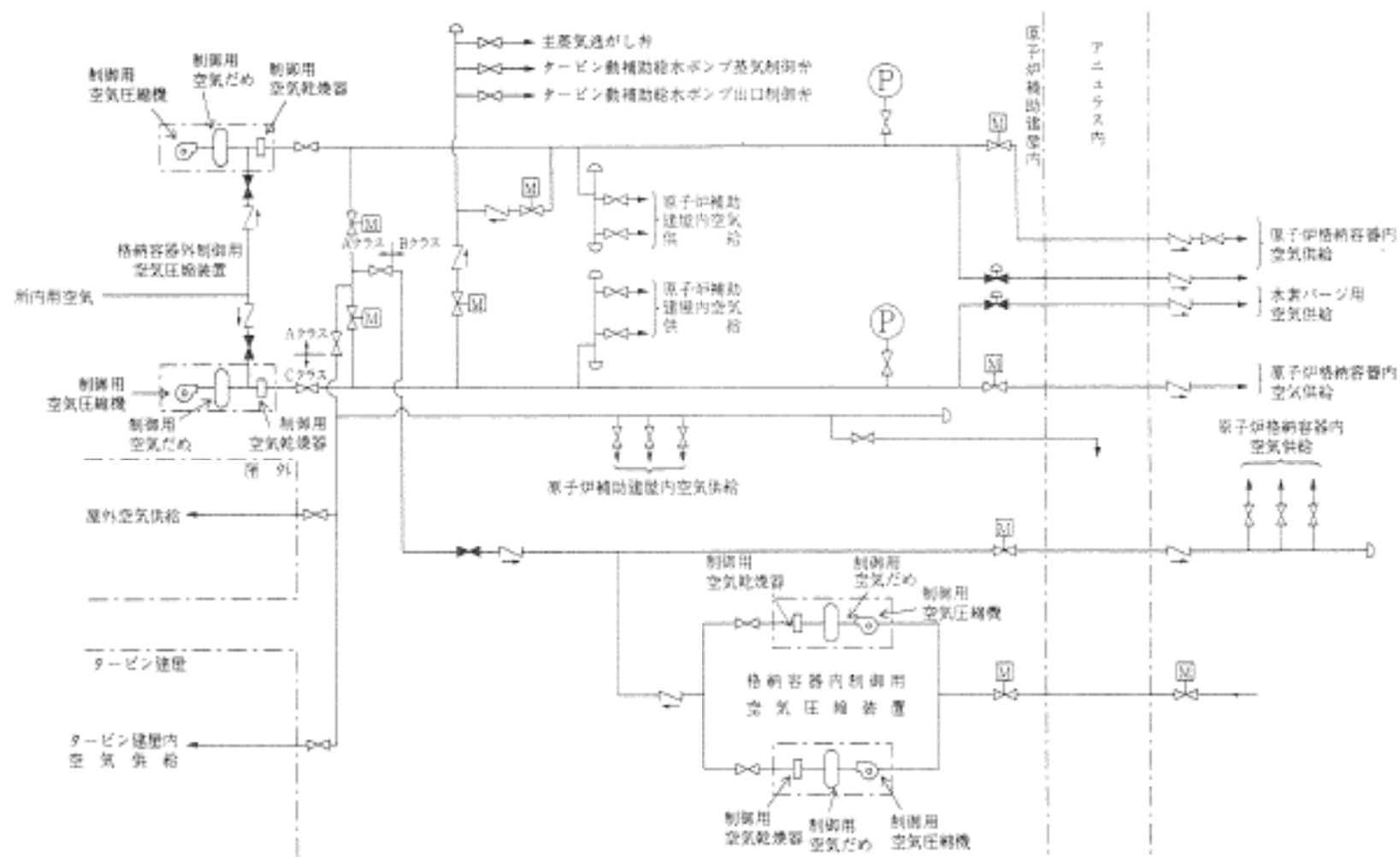
第 6.8.3 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (3)



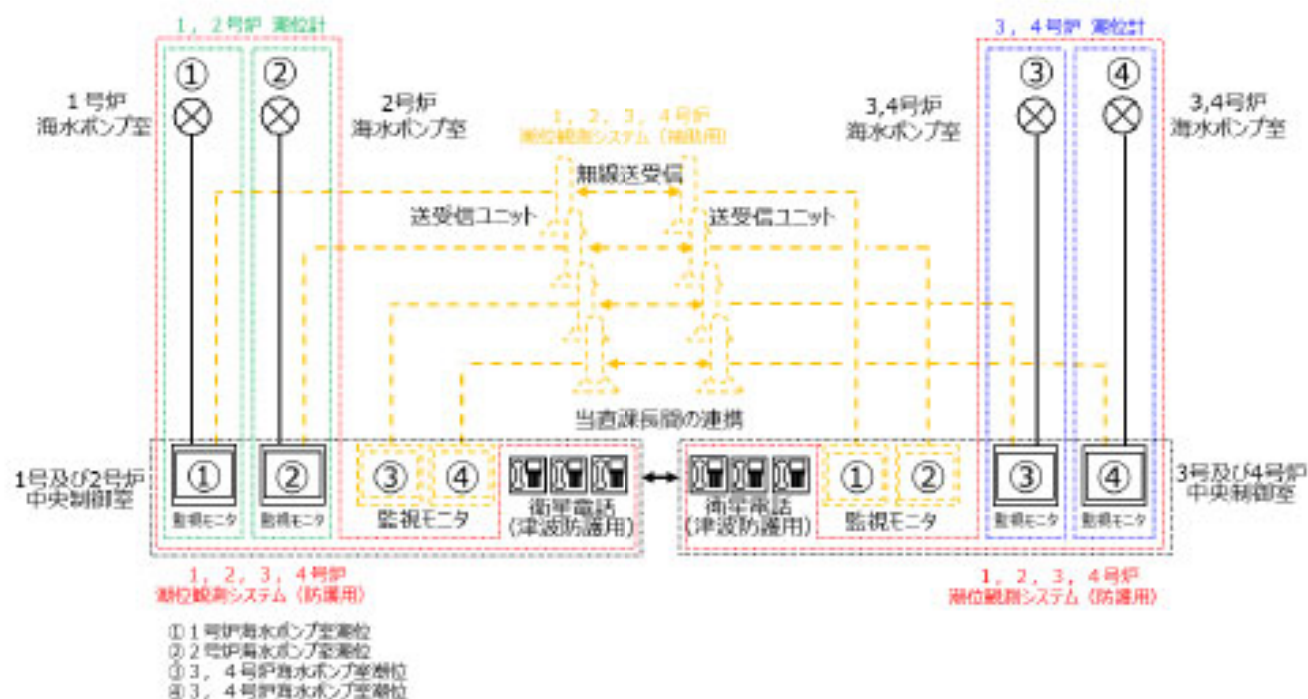
第 6.8.4 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (4)



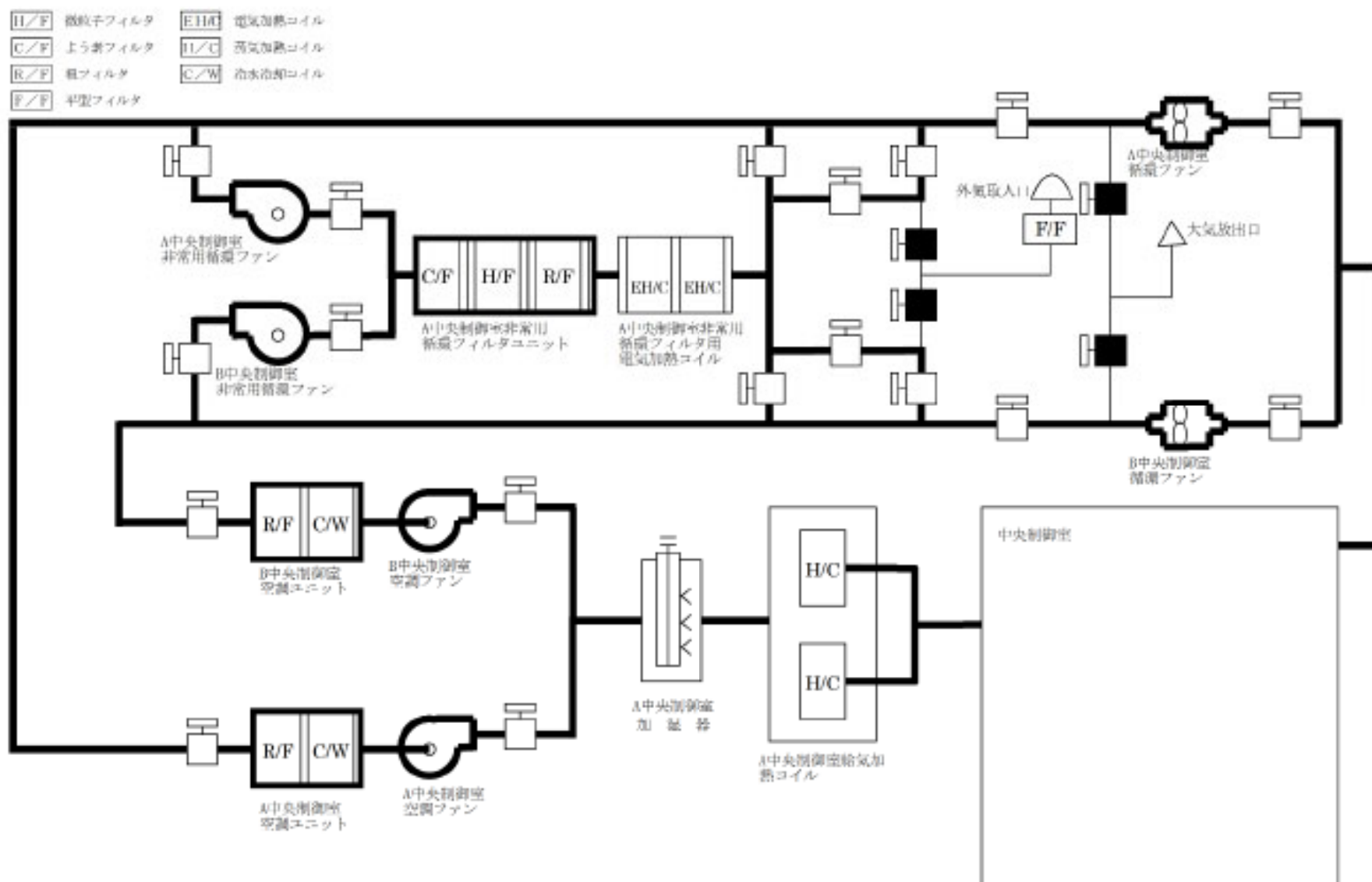
第 6.8.5 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 概略系統図 (5)



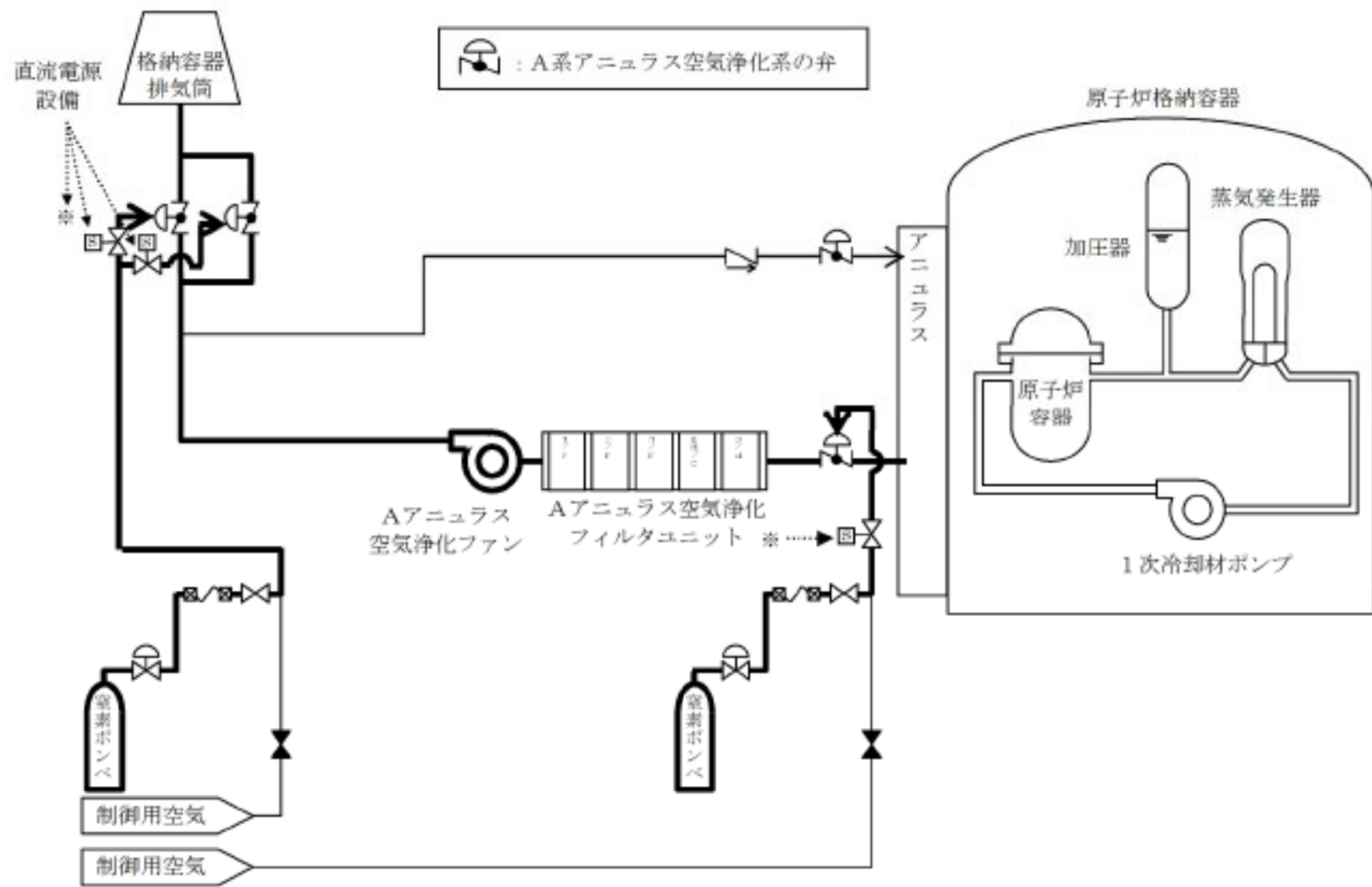
第 6.9.1 図 制御用空気設備系統図



第 6.10.1.1 図 潮位観測システム（防護用）、潮位計及び
 潮位観測システム（補助用）概念図



第 6.10.2.1 図 中央制御室(重大事故等時) 概略系統図 (1)



第 6.10.2.2 図 中央制御室(重大事故等時) 概略系統図 (2)

6.11 参考文献

- (1) 「加圧水型原子炉の核計装設備」

三菱電機技報、Vol.45, March,1971

7. 放射性廃棄物の廃棄施設

7.1 概要

放射性廃棄物廃棄施設は、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、濃度及び量を低減できるものとする。

放射性廃棄物廃棄施設は、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、概略は、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) 気体廃棄物はその性状に応じて分離回収し、ガス減衰タンク又は水素再結合ガス減衰タンクに貯留して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) 液体廃棄物はその性状に応じて分離回収し、原則として、フィルタ、蒸発器及び脱塩塔で処理した後、蒸留水は再使用するか、又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、放射性物質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後、発電所敷地内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

7.2 気体廃棄物処理設備

7.2.1 概要

気体廃棄物処理設備は、処理すべき廃ガスの性状により、ガス減衰タンク又は水素再結合ガス減衰タンクに受入れるものに大別される。これらの気体廃棄物処理設備は、下記の機能を有する。

- (1) ガス減衰タンクは、起動停止時の体積制御タンクでのガス置換に伴うペントガス等の廃ガスを貯留する。
- (2) 水素再結合ガス減衰タンクは、体積制御タンクへの水素の連続注入を行う場合に生ずるパージガス及び水素をカバーガスとする各タンクからのペントガス等の廃ガス中の水素を除去後、貯留する。

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曝線量が、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」を満足するように、次のような貯留、減衰並びに管理等を行い、濃度及び量を低減できるものとする。

なお、本設備は、3号炉、4号炉の共用設備として設計する。

- (1) 起動停止時の体積制御タンクでのガス置換に伴うペントガス等の廃ガスは、水素再結合ガス圧縮装置により加圧し、水素を除去した後、ガス減衰タンクに貯留する。ガス減衰タンク内のガスは停止時の体積制御タンクへの置換ガスとして再使用するか、又は貯留して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補助建屋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う場合に生ずるパージガス及び水素をカバーガスとする各タンクからのペントガス等の廃ガスは、水素再結合ガス圧縮装置により加圧し、水素を除去した後、水素再結合ガス減衰タンクに貯留して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補助建屋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) ガス減衰タンク

ガス減衰タンクは、起動停止時の体積制御タンクでのガス置換に伴うベントガス等の廃ガスを、その中の水素を除去した後貯留し放射能を減衰させ、再使用するか、又は放出する。ガス減衰タンクの容量は、設計上、30日以上減衰期間貯留できるように、約 $17\text{m}^3 \times 2$ 基とする。

(2) 水素再結合ガス圧縮装置

水素再結合ガス圧縮装置は、体積制御タンクからのパージガス及び各タンクからのベントガス等の廃ガスを加圧、圧縮して、水素再結合装置へ送る。水素再結合ガス圧縮装置の容量は、体積制御タンクからのパージガス量約 $2.4\text{Nm}^3/\text{h}$ （2ユニット分）及び水素をカバーガスとする各タンクからのベントガスに対して、約 $68\text{Nm}^3/\text{h} \times 2$ 台とする。

(3) 水素再結合装置

水素再結合装置は、体積制御タンクからのパージガス及び水素をカバーガスとする各タンクからのベントガス等の廃ガス中の主成分である水素を酸素と反応させることにより、流入ガス中の水素を大部分除去する。水素再結合装置の容量は水素再結合ガス圧縮装置の容量約 $68\text{Nm}^3/\text{h} \times 2$ 台に対して、約 $85\text{Nm}^3/\text{h} \times 2$ 基とする。

(4) 水素再結合ガス減衰タンク

水素再結合ガス減衰タンクは、水素再結合装置で分離した核分裂生成ガスを貯留し、放射能を減衰させる。水素再結合ガス減衰タンクの容量は、1次冷却材から抽出される核分裂生成ガス及び水素、酸素中の不純物ガス約 $33\text{Nm}^3/\text{y}$ （2ユニット分）に対して、設計上、

40日以上の減衰期間貯留できるように、約 $17\text{m}^3 \times 8$ 基とする。

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、液体廃棄物の性状により、ほう酸回収系、良水質廃液処理系、低水質廃液処理系及び洗浄排水処理系の4つの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) 良水質廃液処理系は、良水質廃液貯蔵タンクに回収、貯留される大気に接触した1次冷却材ドレンを処理する。
- (3) 低水質廃液処理系は、低水質廃液貯蔵タンクに回収、貯留される1次冷却材以外の機器ドレン、床ドレン、強酸以外の薬品ドレン、保修点検建屋ドレン等を処理する。なお、保修点検建屋ドレンは、保修点検建屋廃液モニタタンクより、補助建屋サンプタンク（3号炉及び4号炉）に運搬する。
- (4) 洗浄排水処理系は、洗浄排水タンクに集められる洗たく排水、手洗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被曝線量が、「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、次のような処理、貯留、減衰並びに管理等を行い、濃度及び量を低減できるものとする。

なお、本設備のうち、両廃液処理系の蒸発装置を含み、それ以降及び洗浄排水処理系、薬品ドレン処理系、酸液ドレン処理系は、3号炉、4号炉共用設備として設計する。

- (1) 液体廃棄物処理設備は、液体廃棄物の性状によって、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、蒸発器及び脱塩塔で処理することにより、実用可能な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、再使用又は放出管理を行い、実用可能な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。
- (4) 液体廃棄物処理設備の構成機器は、独立した区画内に設けるか、あるいは周辺に堰を設け、液体廃棄物が管理区域外へ漏出することを防止できる設計とする。さらに、主要な床ドレンには、漏洩検知器を設置することにより、漏洩の早期発見が可能な設計とする。

7.3.3 主要設備の仕様

液体廃棄物処理設備の主要設備の仕様を第7.3.1表に示す。

7.3.4 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の容量は、約 $1.3\text{m}^3 \times 1$ 基とする。なお、予想発生量は約 $1,200\text{m}^3/\text{y}$ である。

(2) 補助建屋冷却材ドレンタンク

補助建屋冷却材ドレンタンクは、原子炉補助建屋内の1次冷却材ドレンを集める。本タンク水は冷却材貯蔵タンクに送り、処理する。補助建屋冷却材ドレンタンクの容量は、約 $1.3\text{m}^3 \times 1$ 基とする。なお、予想発生量は約 $100\text{m}^3/\text{y}$ である。

(3) 冷却材貯蔵タンク

冷却材貯蔵タンクは、1次冷却材の抽出水及び1次冷却材ドレンを貯留する。本タンク水は放射能を減衰させたのち、ほう酸回収装

置に送り、処理する。冷却材貯蔵タンクの容量は、約 $135\text{m}^3 \times 3$ 基とする。なお、予想発生量は、格納容器冷却材ドレンタンク及び補助建屋冷却材ドレンタンクからの移送分も含めて、約 $4,500\text{m}^3/\text{y}$ である。

(4) ほう酸回収装置混床式脱塩塔

ほう酸回収装置混床式脱塩塔は、ほう酸回収装置で処理する水のイオン状不純物のうち、ほう酸以外のものを除去することを目的とする。ほう酸回収装置混床式脱塩塔の樹脂容量は約 $0.85\text{m}^3 \times 2$ 基とする。

(5) ほう酸回収装置

ほう酸回収装置は、冷却材貯蔵タンク水进行处理する。蒸留水及び濃縮液は、再使用するため1次系純粋タンク及びほう酸タンクにそれぞれ回収する。ほう酸回収装置の容量は、約 $3.4\text{m}^3/\text{h} \times 1$ 基とする。なお、予想処理量は約 $4,500\text{m}^3/\text{y}$ である。

(6) ほう酸蒸留水脱塩塔

ほう酸蒸留水脱塩塔は、ほう酸回収装置からの蒸留水に含まれる少量のほう酸を除去し、更に浄化を行う。ほう酸蒸留水脱塩塔の樹脂容量は、約 $0.57\text{m}^3 \times 1$ 基とする。

(7) 補助建屋機器ドレンタンク

補助建屋機器ドレンタンクは、配置上、良水質廃液貯蔵タンクに落とせない補助建屋機器ドレン及び低水質廃液貯蔵タンクに落とせない補助建屋機器ドレンを集める。本タンク水は、低水質廃液貯蔵タンクに送り、処理する。補助建屋機器ドレンタンクの容量は、約 $4.3\text{m}^3 \times 1$ 基とする。なお、予想発生量は約 $200\text{m}^3/\text{y}$ である。

(8) 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、海水を含むおそれのない床ドレン及び非放射性機器ドレンを集める。本タンク水は、試料の採取分析を行ない、放射性物質の濃度が十分低いことを確認し、放出する。放射性物質の濃度が高い場合は、低水質廃液貯蔵タンクに送り、処理する。補助建屋サンプタンクの容量は、約 $10\text{m}^3 \times 1$ 基とする。なお、予想発生量は約

200m³/yである。

(9) 格納容器サンプル

格納容器サンプルは、原子炉格納容器内で発生する床ドレンを集める。本サンプル水は、低水質廃液貯蔵タンクに送り処理する。なお、予想発生量は約30m³/yである。

(10) 良水質廃液貯蔵タンク

良水質廃液貯蔵タンクは、良水質の補助建屋機器ドレンを貯留する。本タンク水は、廃液蒸発装置に送り、処理する。良水質廃液貯蔵タンクの容量は、約30m³×1基とする。なお、予想発生量は、約250m³/yである。

(11) 低水質廃液貯蔵タンク

低水質廃液貯蔵タンクは、格納容器床ドレン、補助建屋機器ドレン、床ドレン及び薬品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。低水質廃液貯蔵タンクの容量は、約70m³×1基とする。なお、予想発生量は、650m³/yである。

(12) 廃液蒸発装置（3，4号炉共用）

廃液蒸発装置は、良水質廃液貯蔵タンク水及び低水質廃液貯蔵タンク水をそれぞれ処理する。蒸留水は脱塩塔に送り、濃縮廃液はドラム詰めする。

廃液蒸発装置の容量は、約1.7m³/h×3基とする。このうち1基を良水質廃液専用、1基を低水質廃液専用とし、残りの1基を両蒸発装置の予備機とする。

なお、予想良水質廃液処理量は約500m³/y（2ユニット分）、予想低水質廃液処理量は約1,300m³/y（2ユニット分）である。

(13) 廃液蒸留水モニタ脱塩塔（3，4号炉共用）

廃液蒸留水モニタ脱塩塔は、廃液蒸発装置で処理された良水質廃液の蒸留水を更に浄化する。脱塩塔の樹脂容量は約0.34m³×1基とする。

(14) 廃液蒸留水脱塩塔（3，4号炉共用）

廃液蒸留水脱塩塔は、廃液蒸発装置で処理された低水質廃液の蒸

留水を更に浄化する。脱塩塔の樹脂容量は約 $0.34\text{m}^3 \times 1$ 基とする。

(15) 廃液蒸留水モニタタンク（3号及び4号炉共用）

廃液蒸留水モニタタンクは、ほう酸蒸留水脱塩塔及び廃液蒸留水モニタ脱塩塔からの蒸留水を貯留する。本タンク水は、試料採取分析し、水質を確認した後、1次系純水タンクに送り、原則として再使用する。なお、放出する場合は、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、復水器冷却水等と混合希釈して放水口から放出する。廃液蒸留水モニタタンクの容量は、約 $10\text{m}^3 \times 2$ 基とする。なお、予想発生量は約 $500\text{m}^3/\text{y}$ （2ユニット分）である。

(16) 廃液蒸留水タンク（3，4号炉共用）

廃液蒸留水タンクは、廃液蒸留水脱塩塔からの蒸留水を貯留する。本タンク水は、試料の採取分析を行ない、放射性物質の濃度が十分低いことを確認して放出する。廃液蒸留水タンクの容量は、約 $15\text{m}^3 \times 2$ 基とする。なお、予想発生量は約 $1,300\text{m}^3/\text{y}$ （2ユニット分）である。

(17) 洗浄排水タンク（3，4号炉共用）

洗浄排水タンクは、洗たく排水、手洗排水及びシャワ排水を貯留する。本タンク水は、洗浄排水処理装置に送り、処理するが、放射性物質の濃度が十分低いことを確認した場合には、放出することもある。洗浄排水タンクの容量は、約 $30\text{m}^3 \times 2$ 基とする。なお、予想発生量は約 $3,000\text{m}^3/\text{y}$ （2ユニット分）である。

(18) 洗浄排水処理装置（3号及び4号炉共用）

洗浄排水処理装置は、3号炉の原子炉補助建屋内に設置し、洗浄排水タンク水を処理する。膜分離浄化槽にて処理した処理水は、洗浄排水モニタタンクに移送する。また膜分離浄化槽で分離した固形分は、汚泥脱水機にて脱水処理を行い脱水スラッジとした後、雑固体廃棄物として処理する。容量は約 $2\text{m}^3/\text{h}$ のものを1基とする。予想処理量は約 $3,000\text{m}^3/\text{y}$ （2ユニット分）である。

なお、洗浄排水処理装置の流路線図を、第7.3.1図に示す。

(19) 洗浄排水モニタタンク（3号及び4号炉共用）

洗浄排水モニタタンクは、洗浄排水処理装置の処理水を貯留する。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の容量は、約 15m^3 のものを2基とする。予想発生量は約 $3,000\text{m}^3/\text{y}$ （2ユニット分）である。

(20) 酸液ドレンタンク（3，4号炉共用）

酸液ドレンタンクは、放射化学室から出る酸液ドレンを集める。本タンク水は中和後、ドラム詰めする。酸液ドレンタンクの容量は約 $0.2\text{m}^3 \times 1$ 基とする。なお、予想発生量は約 $2\text{m}^3/\text{y}$ （2ユニット分）である。

(21) 薬品ドレンタンク（3，4号炉共用）

薬品ドレンタンクは放射化学室から出るドレンの内、強酸以外のものを集める。本タンク水は、中和後、低水質廃液貯蔵タンクに送り、処理する。薬品ドレンタンクの容量は約 $10\text{m}^3 \times 1$ 基とする。なお、予想発生量は約 $400\text{m}^3/\text{y}$ （2ユニット分）である。

(22) 保修点検建屋サンプタンク

保修点検建屋サンプタンク（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、保修点検建屋内で発生する排水を集める。本タンク水は、保修点検建屋廃液モニタタンクに送り、処理する。保修点検建屋サンプタンクの容量は約 $2.5\text{m}^3 \times 1$ 基とする。なお、予想発生量は約 $55\text{m}^3/\text{y}$ である。

(23) 保修点検建屋廃液モニタタンク

保修点検建屋廃液モニタタンク（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、保修点検建屋サンプタンク水を貯留する。本タンク水は、廃液移送容器により補助建屋サンプタンク（3号炉及び4号炉）に運搬し、処理する。保修点検建屋廃液モニタタンクの容量は約 $5\text{m}^3 \times 1$ 基とする。なお、予想発生量は約 $55\text{m}^3/\text{y}$ である。

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を行う。

- (1) 廃液蒸発装置の濃縮廃液及び酸液ドレン
- (2) 脱塩塔の使用済樹脂
- (3) ウェス、金属、機材等の雑固体廃棄物
- (4) 使用済液体用フィルタの雑固体廃棄物
- (5) 使用済換気用フィルタの雑固体廃棄物

なお、放射性廃棄物の廃棄施設の流路線図を第7.1.1図に示す。

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できるように、次のような処理、貯蔵保管等を行うことができる設計とする。

- (1) 濃縮廃液は、遮蔽装置、遠隔操作等により、アスファルト固化装置にてアスファルトと混合し、ドラム詰めできる設計とする。また、酸液ドレンは、セメント固化装置にてドラム缶内でセメントに混入し、固化できる設計とする。
- (2) 脱塩塔使用済樹脂は、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵し、廃樹脂処理装置で処理するものとするが、ドラム詰めも可能な設計とする。処理後の樹脂は雑固体廃棄物として取り扱い焼却する。処理後の濃縮廃液は廃樹脂処理装置の濃縮廃液タンクに貯蔵保管する。また、脱塩塔使用済樹脂の一部は、雑固体廃棄物として取り扱い焼却できる設計とする。

使用済樹脂の充てん、排出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ボックス内として、外部への漏えいを防止するとともに、漏えい検出器を設け漏えい監視できる設計とする。

なお、使用済樹脂移送容器の下部には、万一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できる設計とする。

- (3) 雑固体廃棄物のうち、可燃物は必要に応じて圧縮又は焼却により減容してドラム詰め等できる設計とする。また、不燃物は必要に応じて圧縮により減容してドラム詰め等を行うか、又は必要に応じて圧縮により減容し、固体廃棄物固型化処理建屋内の固型化処理エリアで固型化材（モルタル）を充てんしてドラム詰めできる設計とする。
- (4) 雑固体廃棄物のうち使用済液体用フィルタは、必要に応じて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。
- (5) 雑固体廃棄物のうち使用済換気用フィルタは、圧縮若しくは焼却により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。
- (6) 固体廃棄物処理設備は、廃棄物の圧縮、焼却、固化等の処理過程における放射性物質の散逸等の防止を考慮する設計とする。

上記の固体廃棄物は、発電所内の固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管する。

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又は使用済燃料乾式貯蔵容器に貯蔵する。

また、3号炉及び4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2基等は必要に応じて汚染拡大防止対策を講じて、発電所内の蒸気発生器保管庫（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）に貯蔵保管する。3号炉及び4号炉の蒸気発生器取替えに伴い取り外した蒸気発生器6基等は必要に応じて汚染拡大防止対策を講じて、発電所内の蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）に貯蔵保管する。3号炉及び4号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物、並びにその他雑固体廃棄物（不燃物に限る。）は、汚染拡大防止対策を講じて、発電所内の外部遮蔽壁保管庫に貯蔵保管する。

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。

7.4.3 主要設備の仕様

固体廃棄物処理設備の主要設備の仕様を第7.4.1表に示す。

7.4.4 主要設備

(1) 使用済樹脂タンク

使用済樹脂タンクは、脱塩塔使用済樹脂を収集する。本タンクから使用済樹脂貯蔵タンクに配管移送できるようにする。使用済樹脂タンクは、容量約15.6 m³のものを1基設置する。

(2) 使用済樹脂貯蔵タンク（3号及び4号炉共用）及び廃樹脂貯蔵タンク（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

使用済樹脂貯蔵タンク及び廃樹脂貯蔵タンクは、放射性物質を減衰させるため脱塩塔使用済樹脂を貯蔵する。使用済樹脂貯蔵タンクは、容量約17m³のものを5基、廃樹脂貯蔵タンクは、容量約15m³のものを8基設置する。脱塩塔使用済樹脂の予想発生量は3号及び4号炉合算で約3m³/yである。

なお、必要がある場合は増設を考慮する。

(3) ドラム詰装置（3号及び4号炉共用）

ドラム詰装置にはアスファルト固化装置及びセメント固化装置がある。

アスファルト固化装置は濃縮廃液及び使用済樹脂を遠隔操作により、アスファルトと混合加熱し、水分を蒸発してドラム詰めする。本装置は付属設備として、アスファルト供給設備、熱媒設備、復水設備、オフガス設備等を有し、他にドラム詰め及びドラム缶移送を遠隔操作で行うためのコンベア、遮へい壁、鉛ガラス等を設ける。なお、蒸発分離された水分は、復水として補助建屋機器ドレンタンクへ送り、処理する。また、復水器の排ガス及びタンク等のベントは、フィルタを通した後、補助建屋排気筒より放出する。

セメント固化装置は酸液ドレンをドラム缶内でセメントに混入し、ドラム詰めする。なお、ドラム詰めの操作は、遮へい壁、鉛ガラス等を介して遠隔操作ができるように設計する。

(4) 使用済液体用フィルタ取扱装置

使用済液体用フィルタ取扱装置は、線量当量率の高い使用済のフィルタカートリッジを遠隔操作で取り出し、鉛容器に収納した後、ドラム詰めする。

(5) ベイラ（1号、2号、3号及び4号炉共用）

ベイラは、雑固体廃棄物のうち減容可能なものを圧縮減容する。

(6) 雑固体焼却設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

雑固体焼却設備は、固体廃棄物処理建屋内に設置し、雑固体廃棄物のうち可燃物、廃油等を焼却処理し、ドラム詰めする。

本設備は、焼却炉、排ガス処理装置、焼却灰取出装置を有し、他に焼却灰のドラム詰め及びドラム移送を遠隔操作で行うための昇降機、遮へい壁、鉛ガラス等を設ける。また、本設備からの排ガスはセラミックフィルタ等を通した後、固体廃棄物処理建屋屋上に設置する焼却炉排気口から放出する。

(7) 固体廃棄物処理建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用）

固体廃棄物処理建屋は、2号炉の北西側に設置し、雑固体焼却設備を収納する。

建屋は耐震Bクラスで設計し、地下2階、地上4階建ての鉄筋コンクリート造である。

(8) 固体廃棄物固型化処理建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用）

固体廃棄物固型化処理建屋は、固体廃棄物処理建屋の北西側に隣接して設置し、雑固体廃棄物の固型化処理を行うための固型化処理エリア及び固型化処理のためのドラム缶等の仮置きエリア等を設置する。

固型化処理エリアは、雑固体廃棄物を分別しドラム缶に収納した後、固型化材を充てんする作業を行うためのエリアである。また、仮置きエリアは、分別前及び固型化材による充てん後のドラム缶等を仮置きするためのエリアである。

建屋は、主要構造が鋼板コンクリート造の地上2階建てである。

(9) 固体廃棄物貯蔵庫（1号、2号、3号及び4号炉共用）

固体廃棄物貯蔵庫は、鉄筋コンクリート造で、貯蔵庫内には、サンピット等を設ける。

固体廃棄物貯蔵庫は、200tドラム缶約50,600本相当を貯蔵保管する能力を有する。

なお、必要がある場合には増設を考慮する。

(10) 蒸気発生器保管庫（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

蒸気発生器保管庫は、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6基等、1号炉、2号炉、3号炉及び4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4基等、並びに1号炉及び2号炉の減容したパーナブルポイズンを貯蔵保管する能力を有する。

本保管庫は、所要の遮蔽設計を行い、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。

本保管庫の平面図及び断面図を第7.4.1図及び第7.4.2図に示す。

(11) 使用済樹脂計量タンク（3号及び4号炉共用）

使用済樹脂計量タンクは、使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵されている脱塩塔使用済樹脂を使用済樹脂移送容器に入れる前に一旦計量し、使用済樹脂移送容器への樹脂過剰供給を防止するためのものである。

使用済樹脂計量タンクの容量は約0.64m³とする。

(12) 使用済樹脂移送容器（1号、2号、3号及び4号炉共用）

使用済樹脂移送容器は、使用済樹脂貯蔵タンクからの脱塩塔使用済樹脂を受入る。

本容器内の樹脂は、廃樹脂貯蔵タンク及び廃樹脂処理装置に受入れる。なお、構内運搬に当たっては、関係法令を遵守するものとする。

使用済樹脂移送容器の容量は約0.65m³とする。

(13) 廃樹脂処理装置（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

廃樹脂処理装置は、1号、2号、3号及び4号炉共用の廃樹脂貯蔵タンクから移送されたイオン交換器廃樹脂又は脱塩塔使用済樹脂並びに3号及び4号炉共用の使用済樹脂貯蔵タンクから構内運搬す

る脱塩塔使用済廃樹脂を処理する。処理後の樹脂は雑固体廃棄物として取扱い雑固体焼却設備で焼却処理する。処理後の濃縮廃液は廃樹脂処理装置の濃縮廃液タンクに貯蔵する。本装置の容量は、約 $6\text{m}^3/\text{y}$ のイオン交換器廃樹脂又は脱塩塔使用済樹脂を処理できるものとし、廃樹脂処理建屋内に設置する。本装置は、主要部分（廃樹脂供給タンク、溶離器、硫酸回収器、中和タンク、廃液供給ポンプ、蒸発器及び濃縮廃液タンク）を耐震Bクラスとし、剛構造となるように設計し、また、主要部分以外の部分を耐震Cクラスとして設計する。

(14) 廃樹脂処理建屋（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

廃樹脂処理建屋は、2号炉の北西側、廃樹脂貯蔵室に隣接して設置し、廃樹脂処理装置を収納する。

生体遮蔽は耐震Bクラスとし、剛構造となるように設計する。建屋は間接支持構造物として耐震Bクラスの施設に適用される地震力に対して支持機能が維持されることを確認する。建屋は地下1階、地上2階建ての鉄筋コンクリート造とする。

(15) 外部遮蔽壁保管庫（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）

外部遮蔽壁保管庫は、1号炉及び2号炉の外周コンクリート壁一部撤去、1号炉の蒸気発生器の取替え、3号炉及び4号炉の原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物等、並びにその他雑固体廃棄物（不燃物に限る。）を十分貯蔵保管する能力を有する。

本保管庫は、所要の遮蔽設計を行い、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。

本保管庫の平面図及び断面図を第7.4.3図に示す。

(16) 蒸気発生器保管庫

蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）は、3号炉及び4号炉蒸気発生器の取替えに伴い取り外した蒸気発生器6基等を貯蔵保管する能力を有する。

本保管庫は、所要の遮蔽設計を行い、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。
本保管庫の平面図及び断面図を第7.4.4図に示す。

第7.2.1表 気体廃棄物処理設備の設備仕様（3号及び4号炉共用）

(1) ガス減衰タンク		
個	数	2
容	量	約17m ³ /個
材	料	炭素鋼
(2) 水素再結合ガス圧縮装置		
個	数	2
容	量	約68Nm ³ /h/個
本	体	材
料		ステンレス鋼
(3) 水素再結合装置		
個	数	2
容	量	約85Nm ³ /h/個
本	体	材
料		ステンレス鋼
(4) 水素再結合ガス減衰タンク		
個	数	8
容	量	約17m ³ /個
材	料	炭素鋼

第 7.3.1 表 液体廃棄物処理設備の設備仕様

(1) 格納容器冷却材ドレンタンク

基 数	1
容 量	約1.3m ³
材 料	ステンレス鋼

(2) 補助建屋冷却材ドレンタンク

基 数	1
容 量	約1.3m ³
材 料	ステンレス鋼

(3) 冷却材貯蔵タンク

基 数	3
容 量	約135m ³ (1基当り)
材 料	ステンレス鋼

(4) ほう酸回収装置混床式脱塩塔

基 数	2
樹 脂 容 量	約0.85m ³ (1基当り)
本 体 材 料	ステンレス鋼

(5) ほう酸回収装置

基 数	1
容 量	約3.4m ³ /h
本 体 材 料	ステンレス鋼

(6) ほう酸蒸留水脱塩塔

基 数	1
樹 脂 容 量	約0.57m ³
本 体 材 料	ステンレス鋼

(7) 補助建屋機器ドレンタンク

基 数	1
容 量	約4.3m ³
材 料	ステンレス鋼
(8) 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
(9) 良水質廃液貯蔵タンク	
基 数	1
容 量	約30m ³
材 料	ステンレス鋼
(10) 低水質廃液貯蔵タンク	
基 数	1
容 量	約70m ³
材 料	ステンレス鋼
(11) 廃液蒸発装置（3号及び4号炉共用）	
基 数	3
容 量	約1.7m ³ /h（1基当り）
本 体 材 料	ステンレス鋼
(12) 廃液蒸留水モニタ脱塩塔（3号及び4号炉共用）	
基 数	1
樹 脂 容 量	約0.34m ³
本 体 材 料	ステンレス鋼
(13) 廃液蒸留水脱塩塔（3号及び4号炉共用）	
基 数	1
樹 脂 容 量	約0.34m ³
本 体 材 料	ステンレス鋼

(14) 廃液蒸留水モニタタンク (3号及び4号炉共用)

基 数	2
容 量	約10m ³ (1基当り)
材 料	ステンレス鋼

(15) 廃液蒸留水タンク (3号及び4号炉共用)

基 数	2
容 量	約15m ³ (1基当り)
材 料	ステンレス鋼

(16) 洗浄排水タンク (3号及び4号炉共用)

基 数	2
容 量	約30m ³ (1基当り)
材 料	ステンレス鋼

(17) 洗浄排水処理装置 (3号及び4号炉共用)

基 数	1
容 量	約2m ³ /h
本 体 材 料	ステンレス鋼

(18) 洗浄排水モニタタンク (3号及び4号炉共用)

基 数	2
容 量	約15m ³ (1基当り)
材 料	ステンレス鋼

(19) 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

(20) 薬品ドレンタンク (3号及び4号炉共用)

基 数	1
容 量	約10m ³
材 料	ステンレス鋼

(21) 保修点検建屋サンプタンク（1号、2号、3号及び4号炉共用）

基	数	1
容	量	約2.5m ³
材	料	ステンレス鋼

(22) 保修点検建屋廃液モニタタンク（1号、2号、3号及び4号炉共用）

基	数	1
容	量	約5m ³
材	料	ステンレス鋼

第7.4.1表 固体廃棄物処理設備の設備仕様

(1) 使用済樹脂タンク

基 数	1
容 量	約15.6m ³
材 料	ステンレス鋼

(2) 使用済樹脂貯蔵タンク（3号及び4号炉共用）

基 数	5
容 量	約17m ³ （1基当たり）
材 料	ステンレス鋼

(3) ドラム詰装置（3号及び4号炉共用）

基 数	アスファルト固化装置	1
	セメント固化装置	1

(4) 使用済液体用フィルタ取扱装置

基 数	1
-----	---

(5) ベイラ（1号、2号、3号及び4号炉共用）

基 数	1
-----	---

(6) 雑固体焼却設備（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）

A－廃棄物庫

面 積	約2,000m ²
容 量	約10,000本（200ℓドラム缶相当）
構 造	鉄筋コンクリート造

B－廃棄物庫

面 積	約300m ²
容 量	約600本（200ℓドラム缶相当）
構 造	鉄筋コンクリート造

C－廃棄物庫

面 積	1階 約2,000m ²
-----	-------------------------

		2階 約2,000m ²
容 量		約20,000本 (200ℓドラム缶相当)
構 造		鉄筋コンクリート造
D-廃棄物庫		
面 積		1階 約1,900m ²
		2階 約1,900m ²
容 量		約20,000本 (200ℓドラム缶相当)
構 造		鉄筋コンクリート造
(8) 蒸気発生器保管庫 (1号、2号、3号及び4号炉共用、既設)		
A 蒸気発生器保管庫		
面 積		約600m ²
型 式		地上式鉄筋コンクリート造
保管対象物		取り外した蒸気発生器3基等、取り外した原子炉容器上部ふた2基等
B 蒸気発生器保管庫		
面 積		約600m ²
型 式		地上式鉄筋コンクリート造
保管対象物		取り外した蒸気発生器3基等、取り外した原子炉容器上部ふた2基等、減容したバーナブルポイズン
(9) 廃樹脂貯蔵タンク (1号、2号、3号及び4号炉共用、既設)		
基 数		8
容 量		約15m ³ (1基当たり)
材 料		ステンレス鋼
(10) 使用済樹脂計量タンク (3号及び4号炉共用)		
基 数		1
容 量		約0.64m ³
材 料		ステンレス鋼
(11) 使用済樹脂移送容器 (1号、2号、3号及び4号炉共用)		
基 数		1

容 量	約0.65m ³
材 料	ステンレス鋼
(12) 廃樹脂処理装置 (1号、2号、3号及び4号炉共用、既設)	
基 数	1
(13) 外部遮蔽壁保管庫 (1号、2号、3号及び4号炉共用、既設)	
面 積	
1階	約2,400m ²
2階	約2,400m ²
型 式	地上式鉄筋コンクリート造
保 管 対 象 物	外周コンクリート壁一部撤去、蒸気発生器の取替え及び原子炉容器上部ふたの取替えに伴い発生したコンクリート、鉄筋及び埋め込み金物等、並びにその他雑固体廃棄物 (不燃物に限る。) の保管容器約8,300m ³
(14) 蒸気発生器保管庫 (3号及び4号炉共用)	
C蒸気発生器保管庫	
面 積	約1,600m ²
型 式	地上式鉄筋コンクリート造
保 管 対 象 物	取り外した蒸気発生器6基等

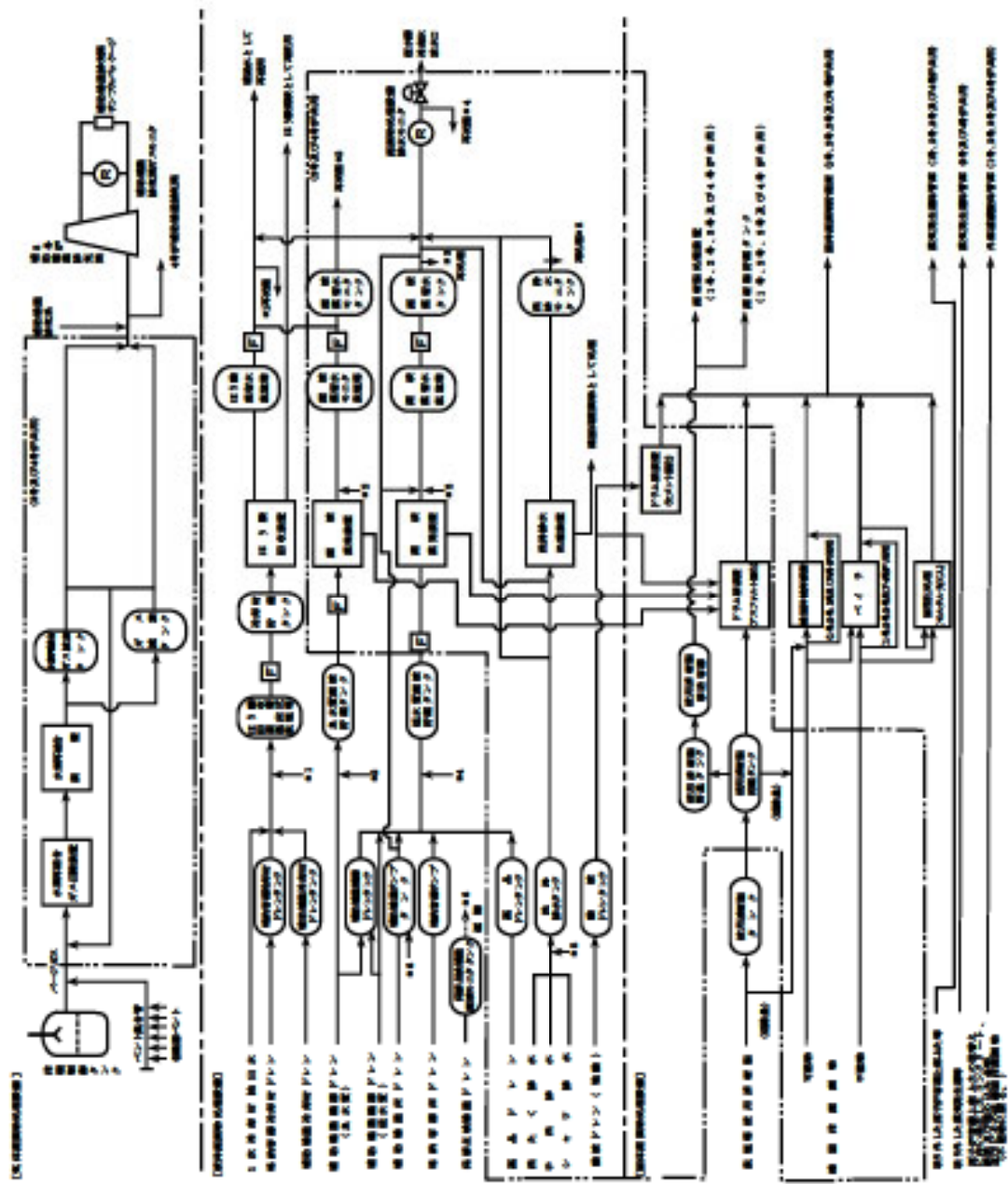


図 7.1.1 放射性廃棄物の廃棄施設の流路線図

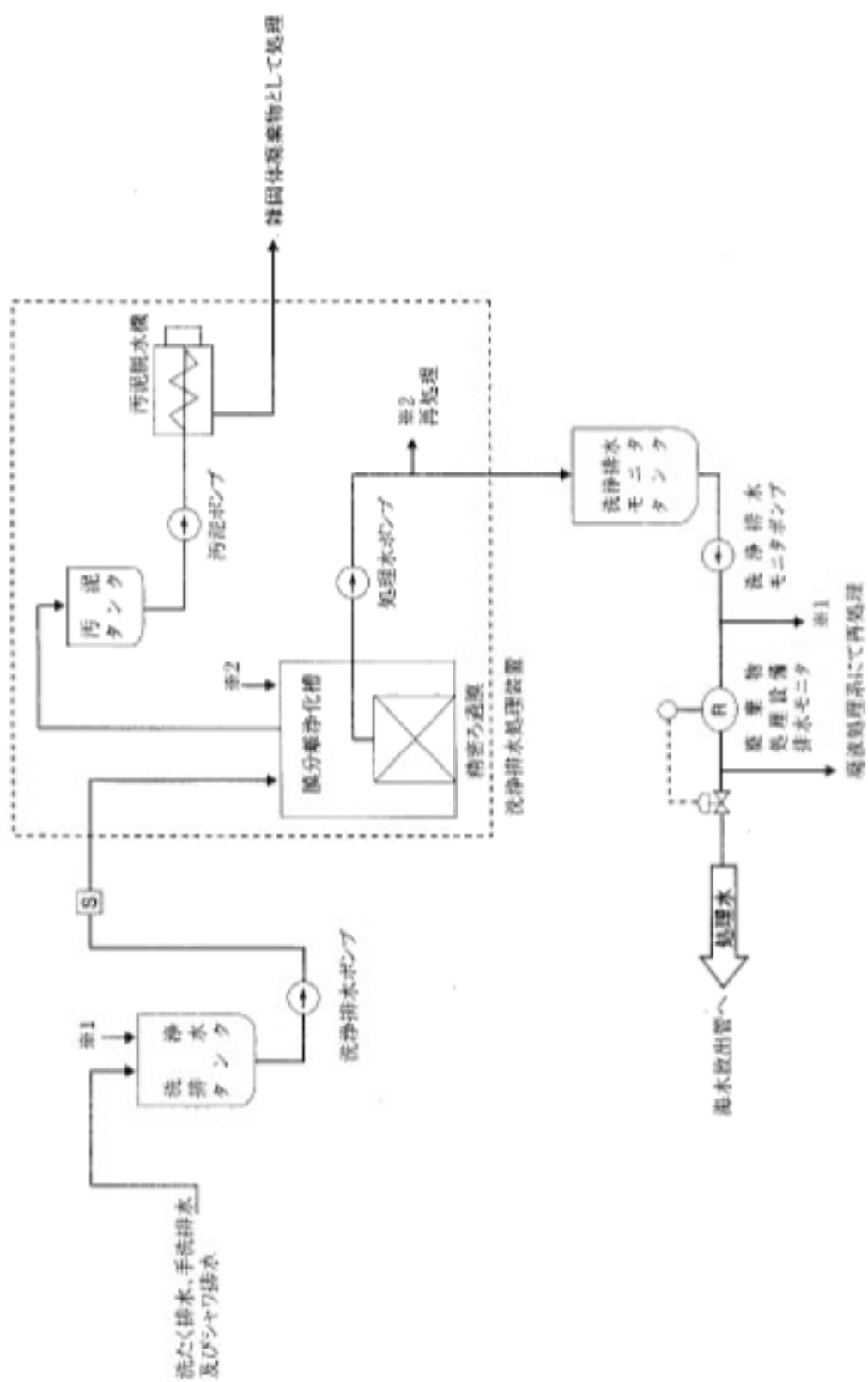


図 7.3.1 洗排水処理装置の流路線図

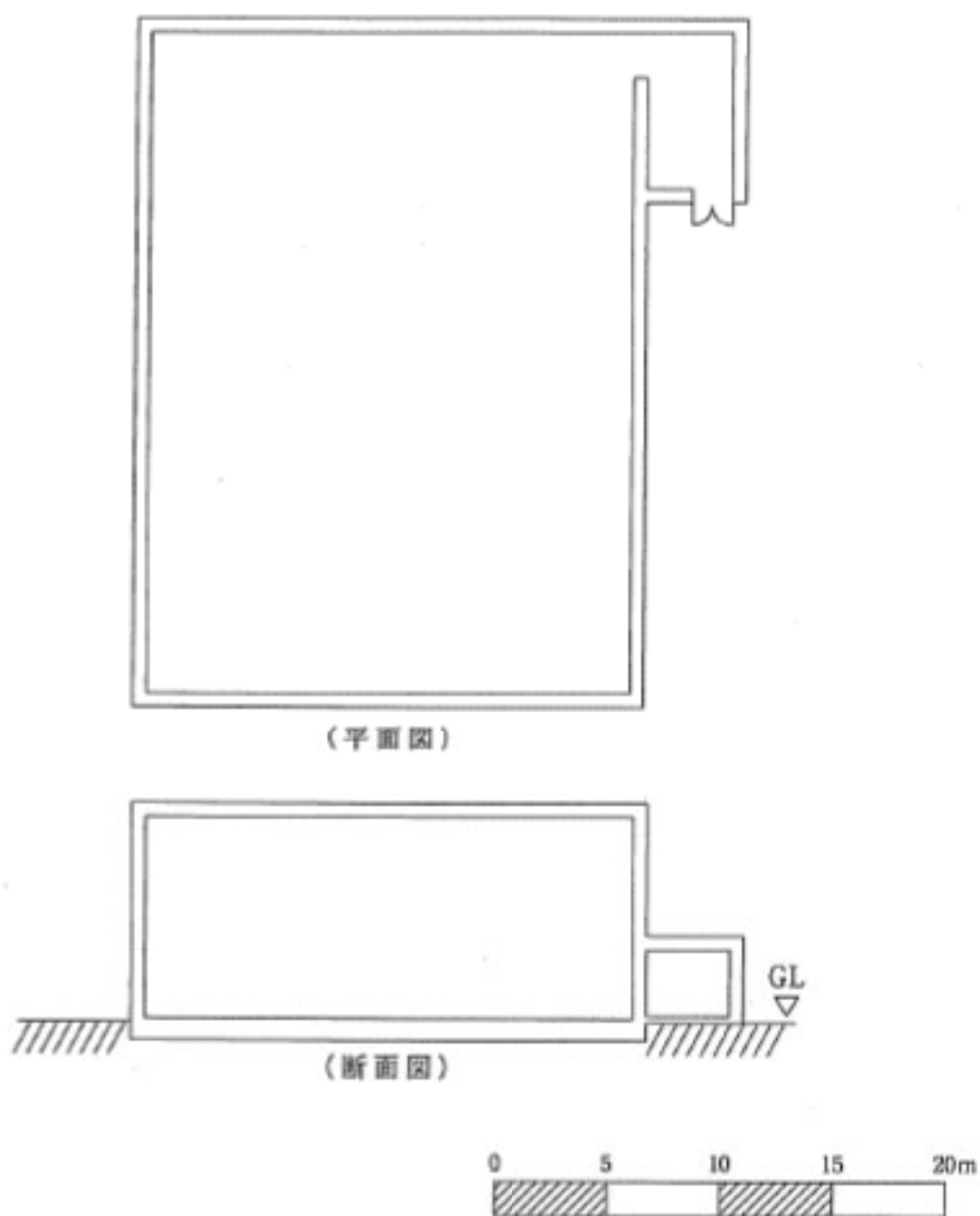


图 7.4.1 A 蒸汽発生器保管庫平面図・断面図
(1号、2号、3号及び4号炉共用)

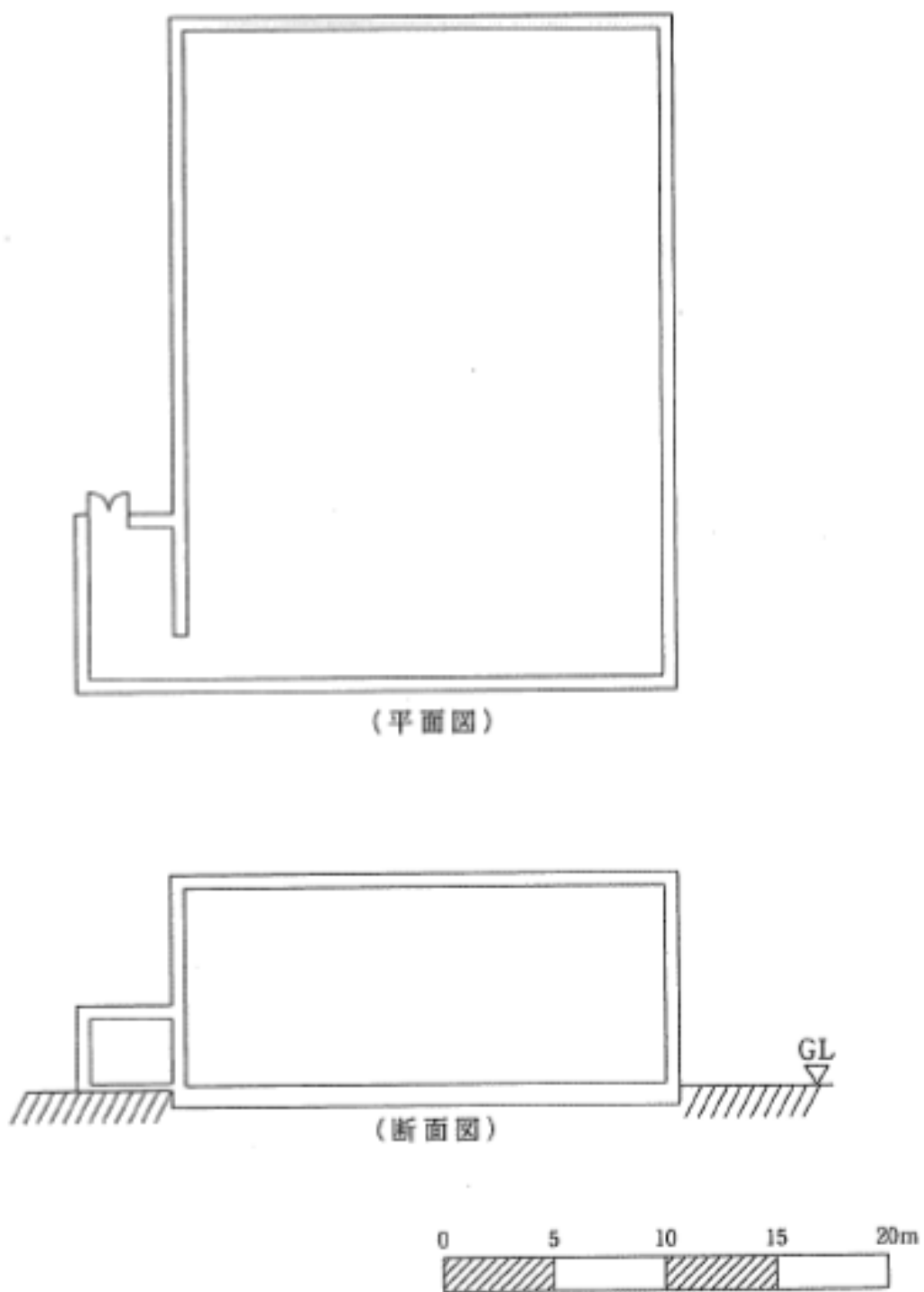


図 7.4.2 B 蒸気発生器保管庫平面図・断面図
(1号、2号、3号及び4号炉共用)

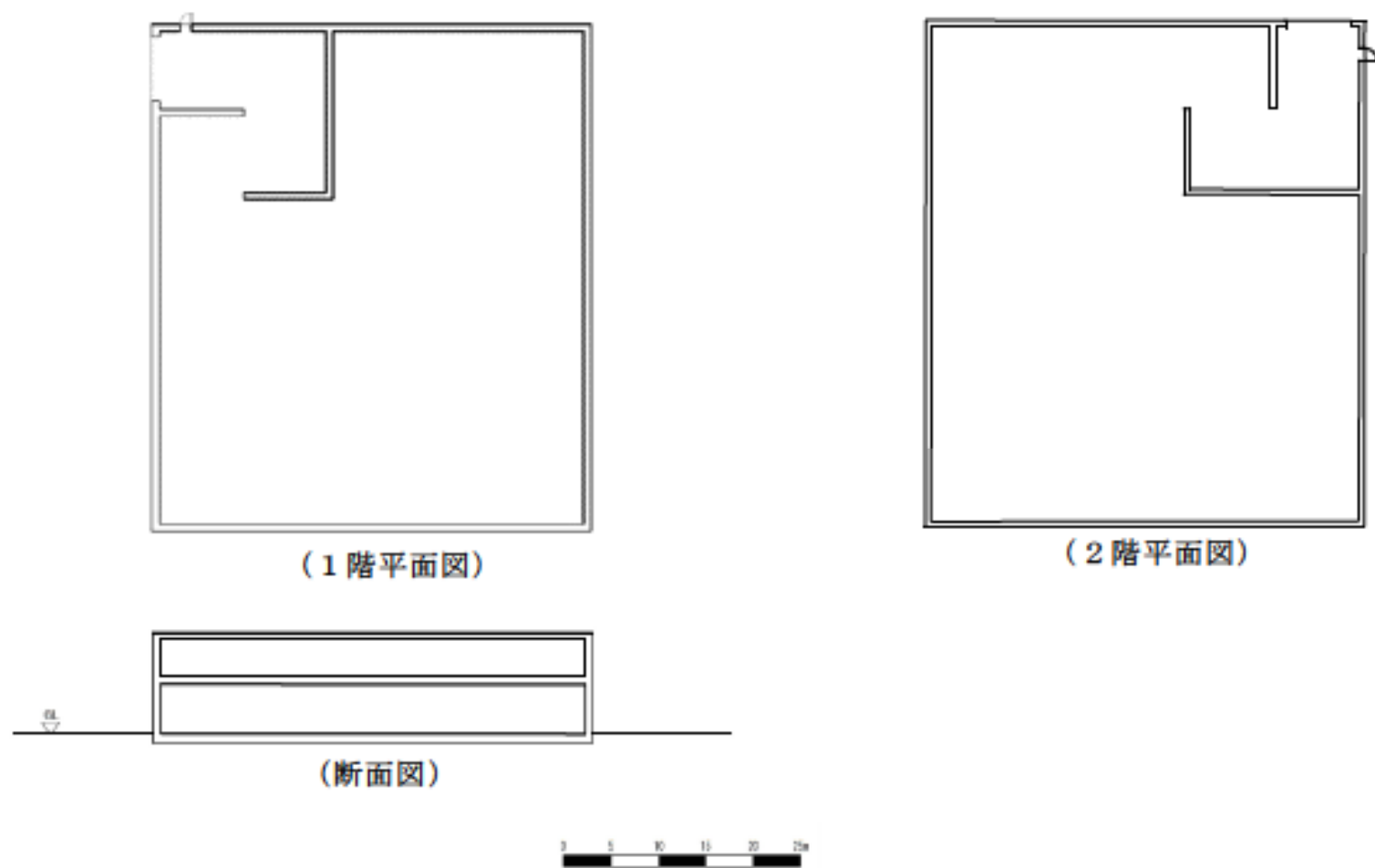
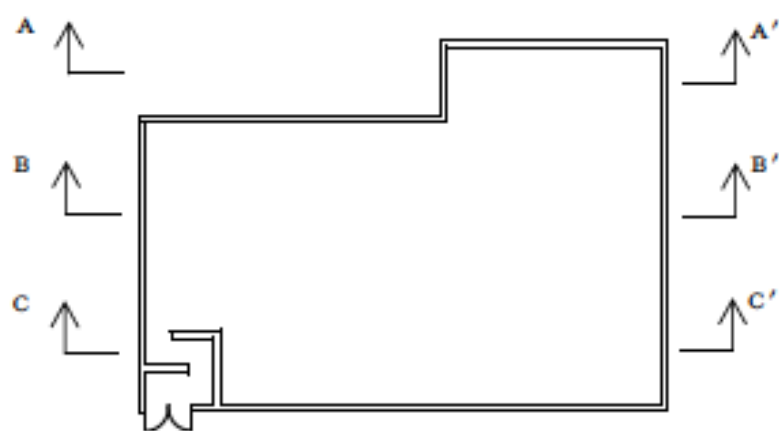
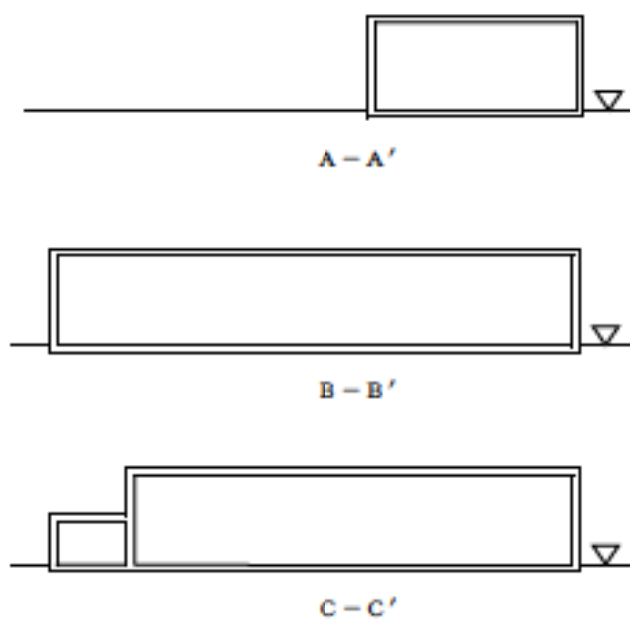


图 7.4.3 外部遮蔽壁保管庫平面図・断面図



(平面図)



(断面図)

第 7.4.4 図 C 蒸気発生器保管庫平面図・断面図
(3号及び4号炉共用)

7.5 参考文献

- (1) 「加圧水形原子力発電プラントにおける廃棄物処理設備の開発」
青木礼次郎，上田敏彦，北出浩三，大沢安雄
三菱重工技報，Vol.10 №5，昭和48年

8. 放射線管理施設

8.1 放射線管理設備⁽²⁾

8.1.1 通常運転時等

8.1.1.1 概要

放射線管理設備は、敷地周辺の一般公衆の放射線被曝が十分低く保たれている事を監視するとともに、発電所従業員を本発電所に起因する放射線被曝から防護するために従業員の放射線被曝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事故時において、敷地周辺の一般公衆及び従業員の放射線被ばくが十分低く保たれている事を監視するため、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、管理区域内に立入る者及び物品の搬出入に対して出入管理、汚染管理及び各個人の被ばく管理ができるようにする。
- (2) 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、異常な放射性物質の放出、発電所内外の空間線量、放射性物質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) 中央制御室に必要な情報及び緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）に必要な情報の通報が可能である設計とする。
- (5) 事故時に監視が必要な放射線監視設備は非常用所内電源に接続する。
- (6) 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エネルギー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。

- (7) 事故時に監視が必要な放射線監視設備は、事故時の環境条件（温度、圧力、蒸気雰囲気等）によってその機能が損なうことのないものとする。
- (8) モニタステーション及びモニタポストは、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、モニタステーション及びモニタポスト専用の無停電電源装置を有し、電源切替え時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。また、モニタステーション及びモニタポストから中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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及び緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）で監視できる設計とする。モニタステーション及びモニタポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。
- (9) 放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定及び記録できる設計とする。

8.1.1.3 主要設備

(1) 放射線管理関係設備

出入管理、汚染管理、個人管理、化学分析及び放射性物質の濃度測定等のため、次の設備を設ける。

a. 出入管理設備

原子炉格納施設及び原子炉補助建屋の管理区域への立入りは、出入管理室（3号及び4号炉共用）を通る設計とし、ここで人員及び物品等の出入管理を行う。ただし、燃料及び大型機器の搬出入に際しては、原子炉格納施設及び原子炉補助建屋の機器搬入口で出入管理を行う。

固体廃棄物処理建屋及び固体廃棄物固型化处理建屋2階の管理

区域への立入りについては、固体廃棄物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。

廃樹脂貯蔵室及び廃樹脂処理建屋の管理区域への立入りについては、廃樹脂貯蔵室の出入管理室（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）を通る設計とし、ここで出入管理を行う。

また、保修点検建屋の管理区域への立入りについては、保修点検建屋の出入管理室（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。

なお、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

原子炉格納施設及び原子炉補助建屋の管理区域への人の出入り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、退出モニタ、汚染衣類の洗たく室及び機器除染室を備える。

また、固体廃棄物処理建屋及び固体廃棄物固型化処理建屋2階の管理区域の汚染管理設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）、廃樹脂貯蔵室及び廃樹脂処理建屋の管理区域の汚染管理設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）並びに保修点検建屋の管理区域の汚染管理設備（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の一般化学分析、放射化学分析、放射能測定等を行うために次のようなものを設ける。

なお、環境試料の放射能の測定は環境モニタリングセンターが行う。

(a) サンプル室（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、次のとおりである。

サンプル冷却器、サンプル取扱設備、サンプルフード等

(b) 放射化学室（3号及び4号炉共用）

放射性試料の前処理及び放射化学分析を行うために放射化学室を設ける。

放射化学室に設ける主要器具の設備仕様の概略を第8.1.1.1表に示す。

(c) 一般化学室（3号及び4号炉共用）

2次系試料の前処理及び一般化学分析を行うために一般化学室を設ける。

一般化学室に設ける主要器具の設備仕様の概略を第8.1.1.2表に示す。

(d) ホットカウント室（3号及び4号炉共用）

各種系統及び作業環境試料中の放射性物質の濃度を測定するためにホットカウント室を設ける。

主要な放射能測定装置の設備仕様の概略を第8.1.1.3表に示す。

(e) モニタ校正室（1号、2号、3号及び4号炉共用）

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線源の保管をするためにモニタ校正室を設ける。

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、線源庫等がある。

(f) 保修点検建屋ホット化学室

作業環境試料中の放射性物質の濃度を測定するために保修点検建屋ホット化学室（1号、2号、3号及び4号炉共用）を設ける。

放射能測定は、第8.1.1.3表に示す主要装置を必要に応じて使用する。

d. 個人管理関係設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

放射線業務従事者等の外部被ばく管理のために個人線量計、体内の放射能を測定するホールボディカウンタを備える。

個人管理関係主要測定器の概略を第8.1.1.4表に示す。

(2) 放射線監視設備

放射線監視設備は、プロセスモニタリング設備、エリアモニタリング設備、周辺モニタリング設備及び放射線サーベイ設備から構成される。

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性物質の濃度を測定するプロセスモニタと連続的に試料を採取するサンプルパッケージがある。

プロセスモニタは中央制御室で指示、自動記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると、中央制御室及び放射線管理室に警報を発する。ただし、固体廃棄物処理建屋内の廃棄物処理設備の各プロセスモニタ（1号、2号、3号及び4号炉共用）は固体廃棄物処理建屋内制御室で指示、自動記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると固体廃棄物処理建屋内制御室、中央制御室（1号及び2号炉共用）及び放射線管理室（1号及び2号炉共用）に警報を発する。また、廃樹脂処理建屋内の廃棄物処理設備の各プロセスモニタ（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、廃樹脂処理建屋内制御室で指示を行い、かつ、中央制御室（1号及び2号炉共用）で指示、自動記録を行う。また、放射線レベルが設定値以上となると廃樹脂処理建屋内制御室及び中央制御室（1号及び2号炉共用）に警報を発する。

サンプルパッケージは、格納容器排気筒、補助建屋排気筒から排出される排気ガス中の放射性よう素、放射性粒子及びトリチウム濃度を測定するための採取装置である。プロセスモニタとしては次のものがあり、その説明図を第8.1.1.1図に示し、設備仕様の

概略を第8.1.1.5表に示す。

(a) 原子炉格納施設モニタ

原子炉格納施設内のガス及びじんあい中の放射性物質の濃度の監視を行うもので、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、排気筒から排出されるガス中の放射性物質の濃度の監視を行うもので、補助建屋排気筒及び格納容器排気筒にガスモニタを設ける。

なお、検出器は事故時において十分な測定範囲を有するものとする。

(c) 復水器空気抽出器ガスモニタ

復水器真空ポンプからの排気ガス中の放射性物質の濃度を監視し、1次冷却系から2次冷却系への漏えいを検知する。

(d) 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。

(e) 原子炉補機冷却水モニタ

1次冷却設備、化学体積制御設備、放射性廃棄物廃棄施設、余熱除去設備等から、原子炉補機冷却水設備への放射性物質の漏えいを検知する。

(f) 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水中の放射性物質の濃度の監視を行う。

(g) 補助蒸気復水モニタ

液体廃棄物処理設備の廃液蒸発装置等の加熱蒸気側ドレン中の放射性物質の濃度を監視して、廃液側から蒸気ドレン側への廃液の漏えいを検知する。

(h) タービンサンプ水モニタ

タービン建屋床ドレンサンプ中の放射性物質の濃度の監視を行う。

(i) ほう酸蒸留水モニタ

ほう酸回収装置蒸留水ラインの放射性物質の濃度を監視し、1次系純水タンクへ流入する放射性物質の濃度の管理を行う。

(j) 主蒸気管モニタ

蒸気発生器伝熱管破損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性物質の濃度の監視を行う。

(k) 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。

(l) 固体廃棄物処理建屋内モニタ（1号、2号、3号及び4号炉共用）

固体廃棄物処理建屋補助蒸気復水モニタ

雑固体焼却炉排ガスモニタ

雑固体焼却炉排気じんあいモニタ

固体廃棄物処理建屋排気ガスモニタ

(m) 廃樹脂貯蔵室モニタ（1号、2号、3号及び4号炉共用）

廃樹脂貯蔵室内の空気中及び同室の排気中の放射性ガス及びじんあいの監視を行うもので、廃樹脂貯蔵室ガスモニタ（1台）及び廃樹脂貯蔵室じんあいモニタ（1台）を設ける。検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

(n) 廃樹脂処理建屋排気モニタ（1号、2号、3号及び4号炉共用）

廃樹脂処理建屋の排気中の放射性ガスの監視を行うもので、ガスモニタ（1台）を設ける。ガスモニタの検出器には、シンチレーション検出器を使用する。

b. エリアモニタリング設備

建屋内、室内等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に、エリアモニタリング設備を設ける。

この設備は、中央制御室で指示、自動記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると現場、中央制御室及び放射線管理室に警報を発する。ただし、固体廃棄物処理建屋及び固体廃棄物固型化処理建屋のエリアモニタ（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、固体廃棄物処理建屋内制御室で指示、自動記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると現場、固体廃棄物処理建屋内制御室、中央制御室（1号及び2号炉共用）及び放射線管理室（1号及び2号炉共用）に警報を発する。

使用済燃料輸送容器保管建屋のエリアモニタ（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、中央制御室（1号及び2号炉共用）で指示、自動記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると現場、中央制御室（1号及び2号炉共用）及び放射線管理室（1号及び2号炉共用）に警報を発する。

また、保修点検建屋のエリアモニタ（1号、2号、3号及び4号炉共用）は、保修点検建屋内電気盤室及び中央制御室（3号及び4号炉共用）で指示、自動記録を行い、放射線レベルが設定値以上になると現場、保修点検建屋内電気盤室、中央制御室（3号及び4号炉共用）及び放射線管理室（3号及び4号炉共用）に警報を発する。

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) 固体廃棄物処理建屋制御室（1号、2号、3号及び4号炉共用）

- (j) 雑固体焼却炉作業エリア（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- (k) 雑固体分別エリア（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- (l) 使用済燃料輸送容器保管建屋保管エリア（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- (m) 廃樹脂貯蔵室（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- (n) 保修点検建屋除染・点検エリア（1号、2号、3号及び4号炉共用）

また、燃料取扱い中の原子炉格納容器内（EL. +32.8 m付近）、補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、事故時において十分な測定範囲を有する格納容器内高レンジエリアモニタ（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）を設ける。

c. 周辺モニタリング設備

発電所周辺監視区域境界付近の放射線等を監視するため、次の周辺モニタリング設備を設けている。

- (a) 固定モニタリング設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

発電所敷地内及び敷地周辺の空間放射線量率及び空気中のじんあいを連続測定するためにモニタステーションを、空間放射線量率を連続測定するためにモニタポストを設ける。また、空間積算線量を測定するためにモニタポイントを設ける。

モニタステーション及びモニタポストの電源系は、非常用所内電源、野外モニタ分電盤（1号、2号、3号及び4号炉共用）、モニタステーション及びモニタ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）から構成される。

モニタステーション及びモニタポストは、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、モニタステーション及びモニタポストは、モニタステーション及びモニタポスト専用の無停電電源装置を有し、電源切り替え時の短時間の停電時に電源を供給できる設

計とする。

また、モニタステーション及びモニタポストから中央制御室までのデータ伝送系及び緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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及び緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）で監視できる設計とする。モニタステーション及びモニタポストは、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。

主な固定モニタリング設備の仕様を第8.1.2.1表に示す。

- (b) 移動式放射能測定装置（モニタ車）（環境モニタリングセンター、1号、2号、3号及び4号炉共用）

周辺地域のモニタリングを行うために、環境モニタリングセンターに設けている移動式放射能測定装置（モニタ車）1台を共有する。

また、万一、放射性物質の異常放出があった場合敷地周辺の放射線測定を行うために、移動式放射能測定装置（モニタ車）2台を共有する。

- (c) 気象観測設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

放射性気体廃棄物の放出管理、発電所周辺の一般公衆の受ける線量評価及び一般気象データ収集のために、風向、風速、日射量、放射収支量、降水量等を観測する気象観測設備を設けている。

なお、3号及び4号炉の中央制御室でも監視できるよう設計する。

- (d) 環境放射能測定設備（環境モニタリングセンターのものを共用）

環境試料中の放射能測定のために、環境モニタリングセンターに設けている測定設備を共有する。

- d. 放射線サーベイ設備（3号及び4号炉共用）

所内外の必要箇所、特に管理区域内で放射線業務従事者等が頻

繁に立ち入る箇所及び原子炉の安全運転上必要な箇所については、外部放射線に係る線量当量率、空气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ために、放射線サーベイ設備を備える。

測定は、外部放射線に係る線量当量率については携帯用の各種サーベイメータにより、空气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。放射線サーベイ関係主要測定器の設備仕様の概略を第8.1.1.6表に示す。

(3) 放射線防護設備（3号及び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（1号、2号、3号及び4号炉共用）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用器材を備える。

8.1.1.4 評価

- (1) 運転に伴う従業員の放射線被曝を監視及び管理するため、エリアモニタリング設備、プロセスモニタリング設備、放射線サーベイ設備、個人管理関係設備（フィルムバッジ、ポケット線量計等）を備えるほか管理区域内への立入を管理するための出入管理設備を設け十分な監視及び管理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曝の監視のために、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、事故後は原子炉格納容器内の空気をサンプリングすることによって放射性物質の濃度等を知ることができる設計となっている。

また放射性物質の放出経路については下記の場所にモニタを設置するほか必要箇所はサンプリングができる設計となっている。

- a 格納容器排気筒
- b 補助建屋排気筒
- c 廃棄物処理設備排水ライン

(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システム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。

8.1.1.5 手順等

- (1) モニタステーション及びモニタポストの電源機能、警報機能及びデータ伝送系の多様性を維持するため、適切に保守管理を実施するとともに必要に応じ補修を行う。
- (2) モニタステーション及びモニタポストの電源、警報及びデータ伝送系の保守管理に関する教育を定期的実施する。

8.1.2 重大事故等時

8.1.2.1 概要

重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において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保管する。重大事故等が発生した場合に、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

監視測定設備配備概要図を第 8.1.2.1 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変動する可能性のある範囲にわたり測定するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメ

ータである原子炉格納容器内の放射線量率を計測又は監視及び記録ができる重大事故等対処設備を設置する。

緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための確実な判断ができるよう放射線量を監視、測定する緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタを保管する。

8.1.2.2 設計方針

重大事故等対処設備（放射線量の測定）として、可搬式モニタリングポストを使用する。可搬式モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、モニタステーション及びモニタポストが機能喪失した場合の代替手段として、発電所敷地境界付近において、原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とし、モニタステーション及びモニタポストを代替し得る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個数を保管する。

また、可搬式モニタリングポストは、重大事故等が発生した場合に、発電所山岳及び海岸の敷地境界方向を含む原子炉格納施設を囲む 8 方位において原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。

可搬式モニタリングポストの指示値は、無線（衛星系回線）により伝送し、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）で監視できる設計とする。可搬式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。可搬式モニタリングポストの電源は、充電電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・可搬式モニタリングポスト（1号、2号、3号及び4号炉共用）

設計基準事故対処設備であるモニタステーション及びモニタポストは、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

替交流電源設備である空冷式非常用発電装置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。

- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・空冷式非常用発電装置用給油ポンプ（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（1号及び2号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

1号炉及び2号炉の空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう、空冷式非常用発電装置用給油ポンプ及びタンクローリー（1号及び2号炉共用）については、1号炉及び2号炉「10.2 代替電源設備」にて記載する。

3号炉及び4号炉の空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリー（3号及び4号炉共用）については、3号炉及び4号炉「10.2 代替電源設備」にて記載する。

移動式放射能測定装置（モニタ車）のダスト・よう素サンプラ、GM汚染サーベイメータ又はよう素モニタが機能喪失した場合を代替する重大事故等対処設備（放射性物質の濃度の測定）として可搬型放射線計測装置を使用する。

可搬型放射線計測装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、移動式放射能測定装置（モニタ車）の測定機能を代替し得る十分な個数を保管する。可搬型放射線計測装置（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ）の電源は、乾電池を使用する設計とする。可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ）の電源は、充電電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ）（1号、2

号、3号及び4号炉共用)

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度及び放射線量の測定）として、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を測定するために、可搬型放射線計測装置、電離箱サーベイメータ及び小型船舶を使用する。

可搬型放射線計測装置及び電離箱サーベイメータは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、発電所の周辺海域においては、小型船舶を用いる設計とする。可搬型放射線計測装置（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ）、電離箱サーベイメータの電源は、乾電池を使用する設計とする。可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ）の電源は、充電電池を使用する設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

- ・可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ）（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- ・電離箱サーベイメータ（1号、2号、3号及び4号炉共用）
- ・小型船舶（1号、2号、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。

重大事故等時に発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するための設備として以下の重大事故等対処設備（風向、風速その他の気象条件の測定）を設ける。

気象観測設備が機能喪失した場合を代替する重大事故等対処設備（風向、風速その他の気象条件の測定）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、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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。

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（1号、2号、3号及び4号炉共用）

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、使用済燃料ピット区域の空間線量率について、使用済燃料ピットに係る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。可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係の評価及び各設置場所での関係を把握し、測定結果の傾向を確認することで、使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定できる設計とするとともに、代替交流電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、代替交流電源設備である空冷式非常用発電装置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。

- ・可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ

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、代替交流電源設備である空冷式非

常用発電装置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。

- ・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）

緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型エリアモニタは、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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。

緊急時対策所内可搬型エリアモニタ及び緊急時対策所外可搬型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、「10.10 緊急時対策所」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。

設計基準事故対処設備であるモニタステーション及びモニタポストは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替交流電源から給電できる設計とする。空冷式非常用発電装置の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

放射線量の測定における空冷式非常用発電装置を使用した代替交流電源は、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、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）、モニタステーション及びモニタポストに給電でき、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替交流電源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、共通要因によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、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。

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）の計測における電源車及び可搬式整流器を使用した可搬型直流電源設備は、空冷式のディーゼル発電機を使用し、原子炉補助建屋内の蓄電池（安全防護系用）に対して、電源車は原子炉補助建屋から 100m 以上の離隔距離を確保した複数箇所に分散して保管し、可搬式整流器は原子炉補助建屋内の異なる区画に分散して保管することで、多様性及び位置的分散を図る設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

可搬式モニタリングポスト、可搬型放射線計測装置及び可搬型気象観測装置は、モニタステーション、モニタポスト、移動式放射能測定装置（モニタ車）及び気象観測設備と異なる場所で、かつ耐震性を有する緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）内に保管することで、同時に機能喪失しない設計とする。

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。

可搬式モニタリングポスト、可搬型放射線計測装置、電離箱サーベイメータ、小型船舶及び可搬型気象観測装置は、他の設備から独立して単独で使用可能なことにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、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。

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、電氣的に分離し、チャンネル間の独立性を図るとともに、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、パラメータ間の独立性を図り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 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

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可搬式モニタリングポスト、可搬型放射線計測装置及び電離箱サーベイメータは、「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。

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。

可搬式モニタリングポストは、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉共用で8個（モニタステーション及びモニタポストを代替し得る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個数としての6個を含み、原子炉格納施設を囲む8方位における放射線量の測定が可能な個数）、保守点検内容は目視点検等であり、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個の合計9個（1号、2号、3号及び4号炉共用）を保管する設計とする。

可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ）は、移動式放射能測定装置（モニタ車）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1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉共用で各2個、保守点検内容は目視点検等であり、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各1個の合計各3個（1号、2号、3号及び4号炉共用）を保管する設計とする。

可搬型放射線計測装置（ZnSシンチレーションサーベイメータ、 β 線サーベイメータ）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1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉共用で各1個、保守点検内容は目視点検等であり、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各1個の合計各2個（1号、2号、3号及び4号炉共用）を保管する設計とする。

電離箱サーベイメータは、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において放射線量を測定し得る十分な個数として1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉共用で2個、保守点検内容は目視点検等であり、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個の合計3個（1号、2号、3号及び4号炉共用）を保管する設計とする。

小型船舶は、発電所の周辺海域において、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台数として1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉共用で1台、保守点検内容は目視点検等であり、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（1号、2号、3号及び4号炉共用）を保管する設計とする。また、小型船舶は、発電所の周辺海域において、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測定装置及び要員を積載できる設計とする。

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1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉共用で1個、保守点検内容は目視点検等であり、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個の合計2個（1号、2号、3号及び4号炉共用）を保管する設計とする。

可搬式モニタリングポスト、可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サ

ーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、 β 線サーベイメータ)、電離箱サーベイメータ及び可搬型気象観測装置の電源は、充電電池又は乾電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故等時の必要な期間測定できる設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、3号炉及び4号炉それぞれで1セット2個使用する。保有数は3号炉及び4号炉それぞれで1セット2個、保守点検内容は目視点検等であり、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個(3号及び4号炉共用)の合計5個を保管する設計とする。

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、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。

8.1.2.2.4 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。

可搬式モニタリングポスト及び可搬型気象観測装置は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

可搬型放射線計測装置及び電離箱サーベイメータは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。人が携行して測定が可能な設計とする。

小型船舶は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。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。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタは、原子炉補助建屋内に保管し、屋外に設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境を考慮した設計とする。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、重大事故等時の原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

8.1.2.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬式モニタリングポスト及び可搬型気象観測装置は、接続をコネクタ接続とし、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。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。

可搬型放射線計測装置及び電離箱サーベイメータは、接続がなく単体で使用し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。

可搬式モニタリングポスト、可搬型放射線計測装置、電離箱サーベイメータ及び可搬型気象観測装置は、人力による運搬、移動ができる設計とする。

小型船舶は、容易に操縦ができ、車両等により運搬、移動ができる設計とする。

可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタの取付架台への取り付けは、複数の場所での線量率の相関（減衰率）関係を評価及び各設置場所間での関係性を把握している場所のうち設置場所としている箇所で、取付金具を用いて確実に取り付けできる設計とする。可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタのケーブル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。

8.1.2.3 主要設備及び仕様

重大事故等対処設備の主要設備及び仕様を第 8.1.2.2 表～第 8.1.2.3 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」に示す。

放射線量の測定に使用する可搬式モニタリングポスト、電離箱サーベイメータ、放射性物質の濃度の測定に使用する可搬型放射線計測装置（NaIシンチレーションサーベイメータ、GM汚染サーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ）は、校正用線源による特性の確認ができる設計とする。

試料採取に使用する可搬型放射線計測装置（可搬式ダストサンプラ）は、外観点検及び機能・性能確認ができる設計とする。

海上モニタリング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、特性の確認が可能な設計とする。

可搬式モニタリングポスト及び可搬型気象観測装置は、データ伝送機能確認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、通常運転時及び事故時に発電所従業員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及び緊急時対策所換気設備等で構成する。

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、「9.3 アニュラス空気浄化設備」及び「8.2.2 安全補機室空気浄化設備」で述べているので、ここでは省略する。

8.2.1.2 設計方針

- (1) 換気空調設備は、管理区域内と管理区域外を別系統とする。
- (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、換気量は、原子炉格納容器は 1.5 回/h 以上、原子炉補助建屋は 2 回/h 以上の換気回数とする。

- (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。

また、よう素フィルタには、温度感知設備を設ける。

- (5) 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運転方式とし、運転員等を内部被ばくから防護する設計とする。
- (6) 重要度が特に高い安全機能を有する換気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。

8.2.1.3 主要設備の仕様

換気空調設備の主要設備の仕様を第 8.2.1.1 表及び第 8.2.1.2 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及び原子炉容器室冷却装置で構成する。系統構成を第 8.2.1.1 図に、主要設備の仕様を第 8.2.1.1 表に示す。

a. 格納容器空調装置

原子炉停止中、放射線業務従事者等が原子炉格納容器内に立ち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、格納容器排気系統及び格納容器排気筒で構成する。

(a) 格納容器給気系統

原子炉格納容器内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、放射性物質濃度を排気筒モニタで連続監視しながら格納容器排気筒から大気に放出する。

(c) 格納容器排気筒

格納容器排気筒は、原子炉格納容器上部に設置し、格納容器排気系統、アニュラス空気浄化設備、安全補機室空気浄化設備、燃料取扱室排気系統及び放射線管理室排気系統（3号炉のみ）からの排気を地上高さ約80mの排気口から大気に放出する。

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50℃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。

c. 格納容器空気浄化装置

原子炉運転中、放射線業務従事者等が原子炉格納容器内に立ち入る場合、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除去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、原子炉容器から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、炉外核計測装置も冷却する。

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。

(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、燃料取扱室空調装置、中央制御室空調装置及び放射線管理室空調装置等で構成する。

補助建屋換気空調設備の系統構成を第8.2.1.2図～第8.2.1.10図に、主要設備の仕様を第8.2.1.2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排気筒で構成する。

(a) 補助建屋給気系統

原子炉補助建屋内補機室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

原子炉補助建屋内（管理区域）の一般補機室及び安全補機室からの排気を集合して、放射性物質濃度を排気筒モニタで連続監視しながら、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。

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切替える。

(c) 補助建屋排気筒

補助建屋排気筒は、原子炉格納容器上部に設置し、補助建屋排気系統からの排気及びガス減衰タンクの放出ガスを地上高さ約80mの排気口から大気に放出する。

b. 燃料取扱室空調装置

燃料取扱室空調装置は、燃料取扱室給気系統及び燃料取扱室排気系統で構成する。

(a) 燃料取扱室給気系統

燃料取扱室の換気のために、また、使用済燃料ピット水面に外気を供給し使用済燃料ピット水面から上昇する気体が室内に拡散するのを低減するために、燃料取扱室給気ユニット及び燃料取扱室給気ファンを設ける。

燃料取扱室給気ユニットは、冬季に室内の温度を10℃以上に保つための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) 燃料取扱室排気系統

燃料取扱室及び使用済燃料ピットからの排気は、燃料取扱室排気ファンにより格納容器排気筒へ排出する。

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室排気フィルタユニットを設け、排気中の微粒子を除去できるようにする。

燃料中の放射能が十分減衰するまでの間に想定される燃料集合体の落下の場合には、燃料取扱室空調装置を停止し、燃料取扱室からの排気をアニュラス空気浄化フィルタユニットにより浄化したのち、アニュラス空気浄化ファンにより格納容器排気筒に排気する。

燃料取扱室排気ファン及びアニュラス空気浄化ファンから出た排気は、放射性物質濃度を排気筒モニタで連続監視する。

c. 中央制御室空調装置

(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ことができる設計とする。

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、事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の環境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により発生する有毒ガス等に対し、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蔽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。

(b) 重大事故等時

(b-1) 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、運転員を内部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、中央制御室遮蔽の機能とあわせて、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を考慮しても、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、室内の環境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。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、中央制御室空調装置の中央制御室空調ユニットがあり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。

中央制御室空調装置は、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空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

空冷式非常用発電装置については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

(b-1-1) 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、多重性をもったディーゼル発電機から給電でき、系統として多重性を持つ設計とする。また、共用することにより号炉間においても多重性を持つ設計とする。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

(b-1-2) 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。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、

中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、ダンパ操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成及び系統隔離ができることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

(b-1-3) 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。

中央制御室の換気空調系は、重大事故等時において、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットを電源復旧し使用するが、共用により自号炉の系統だけでなく他号炉の系統も使用することで、安全性の向上が図れることから、3号炉及び4号炉で共用する設計とする。

3号炉及び4号炉それぞれの系統は、共用により悪影響を及ぼさないよう独立して設置する設計とする。

(b-1-4) 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

重大事故等時において中央制御室の居住性を確保するための設備として使用する中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、重大事故等時に運転員の内部被ばくを防止するために必要な浄化機能に対して、設計基準事故対処設備としてのフィルタユニットが持つ浄化能力を使用することにより達成できることを確認した上で、同仕様で設計する。

(b-1-5) 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。

中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及

び中央制御室循環ファンは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニットは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

(b-1-6) 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室空調装置の運転モードの切替えは、中央制御室換気空調系隔離信号による自動動作のほか、中央制御室の制御盤での手動切替操作も可能な設計とする。中央制御室非常用循環ファン、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での操作が可能な設計とする。また、中央制御室空調装置の空気作動ダンパは、一般的に使用される工具等を用いて人力で開操作が可能な構造とする。

(b-2) 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 8.2.1.3 表に示す。

(b-3) 試験・検査

中央制御室の居住性の確保のために使用する系統（中央制御室（気密性）、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン、中央制御室循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室空調ユニット）は、通常ラインにて機能・性能確認が可能な系統設計とする。

また、中央制御室非常用循環ファン、中央制御室空調ファン及び中央制御室循環ファンは、分解が可能な設計とする。

中央制御室非常用循環フィルタユニット及び中央制御室

空調ユニットは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。

d. 放射線管理室空調装置（3号及び4号炉共用）

放射線管理室空調装置は、放射線管理室給気系統及び放射線管理室排気系統で構成する。

(a) 放射線管理室給気系統

放射線管理室、試料採取室等の換気及び冷暖房のために、冷却コイルを内蔵した放射線管理室給気ユニット、放射線管理室給気ファン及び加熱コイルを設ける。

(b) 放射線管理室排気系統

放射線管理室、試料採取室等からの排気を排気筒に導くために放射線管理室排気ファンを設ける。

排気系統には、放射線管理室からの排気中の微粒子又は放射性物質を除去低減するために、微粒子フィルタ及びよう素除去フィルタを内蔵した放射線管理室排気フィルタユニットを設ける。

e. 安全補機開閉器室空調装置

安全補機開閉器室空調装置は、安全補機開閉器室、継電器室、計算法室等の換気及び冷暖房のために設け、放射線管理室給気系統に排気する。

f. 原子炉格納容器減圧設備

原子炉格納容器減圧設備は、配管及び弁で構成し、原子炉格納容器圧力が一定圧に上昇した際に開弁し、安全補機室空気浄化設備を通して外気に放出することにより、原子炉格納容器圧力を減圧する。

また、本設備は、原子炉冷却材喪失後、原子炉格納容器内に蓄積された水素を安全補機室空気浄化設備を通して排出するために使用される。

g. 空調用冷水設備

中央制御室空調ユニット、放射線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。

h. 固体廃棄物処理建屋換気設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

固体廃棄物処理建屋換気設備は、送気設備及び排気設備で構成する。

(a) 固体廃棄物処理建屋送気設備

固体廃棄物処理建屋に外気を供給するために、固体廃棄物処理建屋送気ファン及び固体廃棄物処理建屋送気冷暖房ユニットを設ける。固体廃棄物処理建屋送気冷暖房ユニットは、粗フィルタ、加熱コイル及び冷却コイルで構成し、取り入れた空気のろ過及び温度調節を行う。

(b) 固体廃棄物処理建屋排気設備

固体廃棄物処理建屋の排気は、粗フィルタ及び微粒子フィルタからなる排気フィルタユニットを経て、排気ファンにより建屋屋上の排気口から排出する。

i. 固体廃棄物固型化处理建屋換気設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

固体廃棄物固型化处理建屋換気設備は、送気設備及び排気設備で構成する。

(a) 固体廃棄物固型化处理建屋送気設備

固体廃棄物固型化处理建屋に外気を供給するために、固体廃棄物固型化处理建屋送気ファン及び固体廃棄物固型化处理建屋送気暖房ユニットを設ける。固体廃棄物固型化处理建屋送気暖房ユニットは、粗フィルタ及び加熱コイルで構成し、取り入れた空気のろ過及び温度調節を行う。

(b) 固体廃棄物固型化处理建屋排気設備

固体廃棄物固型化处理建屋の排気は、粗フィルタ及び微粒子フィルタからなる排気フィルタユニットを経て、排気ファンにより固体廃棄物処理建屋屋上の排気口から排出する。

j. 廃樹脂貯蔵室換気設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

廃樹脂貯蔵室換気系は送気ファン、送気暖房ユニット、排気フィルタユニット（エアフィルタ及び高効率エアフィルタ内蔵）、排気ファン等により構成する。

廃樹脂貯蔵室の換気空気は換気フィルタユニットでろ過した後、排気口より排気する。なお、建屋内で空気汚染が生じた場合、施設外への不要な放射性物質の放出をできるだけ少なくするため建屋内での再循環運転が可能なようにする。

廃樹脂貯蔵室換気系統説明図を第8.2.1.8 図に示す。

k. 廃樹脂処理建屋換気設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

廃樹脂処理建屋換気系は給気ファン、給気ユニット、排気フィルタユニット（エアフィルタ及び高効率エアフィルタ内蔵）、排気ファン等により構成する。

廃樹脂処理建屋の換気空気は排気フィルタユニットでろ過した後、廃樹脂処理建屋の排気口より排気する。

廃樹脂処理換気系統説明図を第8.2.1.9図に示す。

l. 保修点検建屋換気設備

保修点検建屋換気系は給気ファン、給気ユニット、排気フィルタユニット（粗フィルタ及び微粒子フィルタ内蔵）、排気ファン等により構成する。保修点検建屋の換気空気は排気フィルタユニットでろ過した後、保修点検建屋の排気口より排気する。保修点検建屋換気系統説明図を第8.2.1.10図に示す。

(3) 緊急時対策所換気設備

a. 重大事故等時

(a) 設計方針

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、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）の気密性及び緊急時対策

所遮蔽の性能とあいまって、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を考慮しても、居住性に係る判断基準である緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）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、緊急時対策所（緊急時対策所建屋内）外の火災により発生する有毒ガス等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として、緊急時対策所非常用空気浄化ファン、緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット及び空気供給装置を保管する設計とする。

緊急時対策所換気設備の多様性、位置的分散、悪影響防止、共用の禁止、容量等、環境条件等、操作性の確保及び試験検査については「10.10 緊急時対策所」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の主要設備及び仕様は、第 8.2.7 表に示す。

8.2.2 安全補機室空気浄化設備

8.2.2.1 概要

安全補機室空気浄化設備は、安全補機室空気浄化ファンと安全補機室空気浄化フィルタユニットで構成し、1次冷却材喪失事故時には、安全補機室（格納容器スプレイポンプ室、余熱除去ポンプ室等）の空気を浄化し、環境に放出される核分裂生成物の濃度を減少させる。設備の系統構成を第 8.2.2.1 図に示す。

8.2.2.2 設計方針

- (1) 1次冷却材喪失事故後の短期間では動的機器の単一故障及び外部電源喪失を仮定した場合でも本設備の機能を保つように設計する。

また、事故後 24 時間以上経過した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故障を仮定しても、当該設備に要求される格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能を達成できる設計とする。

なお、単一設計とするフィルタユニット及びダクトの一部については、劣化モードに対する適切な保守管理を実施し、故障の発生を低く抑えるとともに、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

(2) 安全補機室空気浄化フィルタによるよう素除去効率は、95%以上となる設計とする。

(3) 安全補機室の負圧を 10 分以内に達成できる設計とする。

8.2.2.3 主要設備の仕様

安全補機室空気浄化設備の主要設備の仕様を、第8.2.2.1表に示す。

8.2.2.4 主要設備

(1) 安全補機室空気浄化ファン

安全補機室空気浄化ファンは、電動機直結型とし、また、運転中にファンから大気中に漏れいするのを防ぐ構造とする。

(2) 安全補機室空気浄化フィルタユニット

安全補機室空気浄化フィルタユニットは、よう素除去用としてのよう素除去フィルタ、じんあい・湿分除去用としての除湿フィルタ及びじんあい除去用としての微粒子フィルタを内蔵しており、事故時に排気中のよう素及びじんあいを除去する。

8.2.2.5 評価

安全補機室空気浄化設備は、1次冷却材喪失事故時に動的機器の単一故障及び外部電源喪失を想定した場合でも所定の安全機能を果しうる。

また、安全補機室空気浄化設備のよう素除去フィルタのよう素除去

率は、95%以上で安全評価に使用する90%及び95%を下回っていないことを実験により確認している。⁽⁹⁾

8.2.2.6 試験検査

安全補機室空気浄化設備は、プラント運転中でも中央制御室から1系統ずつの起動試験及び性能チェックが可能である。

また、よう素除去フィルタのサンプルを取出し、実験室規模でよう素を使用して吸着試験を行う。なお、フィルタ差圧については測定表示し目詰りを監視する。

8.3 遮蔽設備

8.3.1 概要

遮蔽設備は、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発電所従業員の受ける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 次遮蔽
- (2) 原子炉 2 次遮蔽
- (3) 外部遮蔽
- (4) 補助遮蔽
- (5) 燃料移送遮蔽
- (6) 中央制御室遮蔽
- (7) 一時的遮蔽
- (8) 緊急時対策所遮蔽

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」（以下「線量限度等を定める告示」という。）に定められた周辺監視区域外の値より十分小さくなるようにする。また人の居住の可能性のある敷地境界外において、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 50 マイクロシーベルトを超えないような遮蔽設計とする。
- (2) 燃料取替時、補修時等の通常運転時において、放射線業務従事者等が受ける線量が、「線量限度等を定める告示」に定められた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蔽とする。
- (3) 重大事故及び仮想事故時においても、発電所周辺の一般公衆の受ける線量が、「原子炉立地審査指針」のめやす線量を十分下回る遮蔽とする。

事故時及び重大事故等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に設計する。

重大事故等の発生時に緊急時対策所内の対策要員に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、事故対応に必要な措置を行うことができる遮蔽設計とする。

- (4) 遮蔽設計に当たり、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受ける線量が十分安全に管理できるように、下記の遮蔽設計基準(1)を満足するように設計する。

なお、固体廃棄物固型化処理建屋、使用済燃料輸送容器保管建屋、蒸気発生器保管庫（3号及び4号炉共用）、保修点検建屋及び使用済燃料乾式貯蔵施設については、下記の遮蔽設計基準(2)を満足するように設計する。

遮蔽設計基準(1)

区 分		設計基準	代表箇所
管理区域外	第Ⅰ区分	≤ 0.00625 mSv/h	非管理区域
管理区域内	第Ⅱ区分	≤ 0.01 mSv/h	一般通路等
	第Ⅲ区分	≤ 0.15 mSv/h	操作用通路等
	第Ⅳ区分	> 0.15 mSv/h	機器室等

遮蔽設計基準(2)

区 分		設計基準	代表箇所
管理区域外	第Ⅰ区分	≤ 0.0026 mSv/h	非管理区域
管理区域内	第Ⅱ区分	≤ 0.01 mSv/h	一般通路等
	第Ⅲ区分	≤ 0.15 mSv/h	操作用通路等
	第Ⅳ区分	> 0.15 mSv/h	機器室等

通常運転時の区分概略を、第 8.3.1 図～第 8.3.12 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、原子炉容器を直接取り囲む構造物で、通常運転時の原子炉からの放射線を減衰させるとともに、原子炉停止時に原子炉冷却系統設備の補修が可能な程度（第Ⅲ区分）に、原子炉からの放射線を減衰させる。

原子炉1次遮へいは、最小厚さ約2.8mの鉄筋コンクリート壁で、支持構造物を介して原子炉容器を支持する。

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、原子炉容器室冷却ファン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原子炉冷却系機器配管を取り囲む構造物で、内部コンクリート壁、原子炉格納容器等で構成する。

原子炉冷却系機器を取り囲む構造物のうち、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と円筒部厚さ約45mm、ドーム部厚さ約23mmの原子炉格納容器鋼板である。

(3) 外部遮へい

外部遮へいは、円筒部厚さ約1.0m～約1.3m、ドーム部厚さ約0.9m～約0.5m（頂部）の鉄筋コンクリート構造で、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施設外側での外部放射線に係る線量率を第Ⅰ区分に減衰させる。また、重大事故及び仮想事故時においても発電所周辺の一般公衆が受ける線量は、「添付書類十 4.重大事故及び仮想事故の解析」に示すように、「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下回っている。

(4) 補助遮蔽

補助遮蔽は、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、廃樹脂貯蔵室、廃樹脂処理建屋、固体廃棄物処理建屋、固体廃棄物固型化処理建屋内の放射性廃棄物廃棄施設、及び保守点検建屋等の放射性物質を内蔵する機器及び配管等を取り囲む構造物である。

補助遮蔽は、原子炉補助建屋内の通路を第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外部放射線に係る線量率を第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機器室からの外部放射線に係る線量率を1 mSv/h以下になる遮蔽とする。

(5) 燃料移送遮へい

燃料移送遮へいは、燃料取替時に原子炉キャビティに張る水、チャンネル壁、使用済燃料ピットに張る水等からなり、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10m、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。さらに、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) 中央制御室遮蔽

a. 通常運転時等

中央制御室遮蔽は、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、中央制御室遮蔽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

を下回る遮蔽とする。

b. 重大事故等時

(a) 設計方針

中央制御室遮蔽は、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置の機能とあわせて、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を考慮しても、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないよう設計する。

(a-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。

中央制御室遮蔽は、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。

(a-2) 共用の禁止

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

中央制御室及び中央制御室遮蔽は、プラントの状況に応じた運転員の相互融通等を考慮し、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ことから、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、他方の号炉のプラント監視機能が喪

失しない設計とする。

(a-3) 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件」に示す。

中央制御室遮蔽は、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。

(b) 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室遮蔽は、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、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) 緊急時対策所遮蔽

緊急時対策所遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所（緊急時対策所内）の機密性及び緊急時対策所換気設備の性能とあいまって、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を考慮しても、居住性に係る判断基準である緊急時対策所（緊急時対策所内）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。

緊急時対策所遮蔽の多様性、位置的分散、試験検査については、「10.10 緊急時対策所」にて記載する。

8.3.4 評価

原子力発電所内の遮蔽として、原子炉1次遮蔽、原子炉2次遮蔽、外部遮蔽、補助遮蔽、燃料移送遮蔽、一時的遮蔽、緊急時対策所遮蔽を設置することにより、運転に伴う従業員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の受ける線量が十分安全に管理できる設計となっている。また敷地境界外では年間 $50\mu\text{Gy}$ 以下となるように原子炉施設を設計し、管理することとなっている。また重大事故及び仮想事故時においても発電所周辺の一般公衆の受ける線量が「原子炉立地審査指針」のめやす線量を十分下回った遮蔽設計となっている。

中央制御室遮蔽は、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、中央制御室遮蔽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 を下回る遮蔽設計となっている。

中央制御室遮蔽は、重大事故等時に中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室空調装置の機能と併せて、運転員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない遮蔽設計となっている。

緊急時対策所遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所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緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が事故後 7 日間で 100mSv を超えない遮蔽設計となっている。

第8.1.1.1表 放射化学室主要設置器具の設備仕様（3，4号炉共用）

(1)	分光光度計	
	個	数
		1
(2)	原子吸光分光分析計	
	個	数
		1
(3)	ガスクロマトグラフ	
	個	数
		1
(4)	電気伝導度計	
	個	数
		1
(5)	pH計	
	個	数
		1
(6)	濁度計	
	個	数
		1

第8.1.1.2表 一般化学室主要設置器具の設備仕様（3，4号炉共用）

(1)	分光光度計		
	個	数	1
(2)	原子吸光分光分析計		
	個	数	1
(3)	電気伝導度計		
	個	数	1
(4)	pH計		
	個	数	1
(5)	濁度計		
	個	数	1

第8.1.1.3表 主要放射能測定装置の設備仕様

(1)	γ線多重波高分析装置	
	個数	1
	検出器	Ge(Li)半導体
(2)	液体シンチレーション計数装置	
	個数	1
	検出器	液体シンチレータ
(3)	GM計数装置	
	個数	1
	検出器	GM管
(4)	ガス放射能測定装置	
	個数	1
	検出器	電離箱
(5)	2πガスフロー型比例計数装置	
	個数	1
	検出器	比例計数管

第 8.1.1.4 表 個人管理関係主要測定器（1号、2号、3号及び4号炉共用）

(1) 個人線量計	一式
(2) ホールボディカウンタ	一式

第8.1.1.5表 プロセスモニタリング設備及びエリア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	電離箱検出器

(2) 格納容器じんあいモニタ

個数	1
検出器	シンチレーション検出器

(3) 補助建屋排気筒ガスモニタ

個数	1 (低レンジ) 2 (高レンジ)
検出器	シンチレーション検出器

(4) 格納容器排気筒ガスモニタ

個数	1 (低レンジ) 2 (高レンジ)
検出器	シンチレーション検出器 (低レンジ) GM管検出器 (高レンジ)

(5) 復水器空気抽出器ガスモニタ

個数	1
検出器	シンチレーション検出器

(6) 蒸気発生器ブローダウン水モニタ

個数	1
----	---

検 出 器 シンチレーション検出器

(7) 原子炉補機冷却水モニタ

個 数 1

検 出 器 シンチレーション検出器

(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 シンチレーション検出器

(9) 補助蒸気復水モニタ

個 数 1

検 出 器 シンチレーション検出器

(10) タービンサンプ水モニタ

個 数 1

検 出 器 シンチレーション検出器

(11) ほう酸蒸留水モニタ

個 数 1

検 出 器 シンチレーション検出器

(12) 主蒸気管モニタ

個 数 3

検 出 器 電離箱検出器

(13) 高感度型主蒸気管モニタ

個 数 3

検 出 器 シンチレーション検出器

(14) 固体廃棄物処理建屋内モニタ（1号、2号、3号及び4号炉共用）

個 数 4

検 出 器 シンチレーション検出器

(15) 廃樹脂貯蔵室モニタ（1号、2号、3号及び4号炉共用）

個 数 2

検 出 器 シンチレーション検出器

(16) 廃樹脂処理建屋排気モニタ（1号、2号、3号及び4号炉共用）

個 数 1

検 出 器 シンチレーション検出器

(17) エリアモニタ

個 数 14

検 出 器 半導体式検出器

(18) 格納容器エリアモニタ（高レンジ）

個 数 4

検 出 器 電離箱検出器

第8.1.1.6表 放射線サーベイ関係主要測定器の設備仕様（3，4号炉共用）

(1) 線量率測定用サーベイメータ		
個	数	20
検	出 器	GM管、電離箱
(2) 汚染サーベイメータ		
個	数	6
検	出 器	GM管
(3) 中性子線サーベイメータ		
個	数	1
検	出 器	BF ₃ 比例計数管
(4) 可搬型ダストモニタ		
個	数	2
検	出 器	GM管
(5) 可搬型ガスモニタ		
個	数	2
検	出 器	電離箱

第 8.1.2.1 表 主な固定モニタリング設備の設備仕様

- (1) モニタステーション及びモニタポスト（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	$1.0 \times 10^1 \sim 1.0 \times 10^8 \text{ nGy/h}$
台 数	6
伝 送 方 法	有線及び無線

- (2) モニタステーション及びモニタ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×5（1台当たり）
電 源	鉛蓄電池
電 圧	100V
台 数	6

- (3) 移動式放射能測定装置（モニタ車）（環境モニタリングセンター、1号、2号、3号及び4号炉共用）

台 数	1（環境モニタリングセンター）
台 数	2（1号、2号、3号及び4号炉共用）

- (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 8.1.2.2 表 放射線管理設備（重大事故等時）（常設）の設備仕様

(1) 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）

個 数	2
計 測 範 囲	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$

(2) 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）

個 数	2
計 測 範 囲	$10^3 \sim 10^8 \text{ mSv/h}$

第 8.1.2.3 表 放射線管理設備（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様

(1) 可搬式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、 半導体式検出器
計 測 範 囲	B.G.～100mGy/h
個 数	8（予備 1）
伝 送 方 法	無線（衛星系回線）

(2) 可搬型放射線計測装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）

a. 可搬式ダストサンプラ

個 数	2（予備 1）
-----	---------

b. 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	B.G.～30 μ Gy/h
個 数	2（予備 1）

c. GM汚染サーベイメータ

種 類	GM管式検出器
計 測 範 囲	0～99.9kmin ⁻¹
個 数	2（予備 1）

d. 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	0～99.9kmin ⁻¹
個 数	1（予備 1）

e. β 線サーベイメータ

種 類	プラスチックシンチレーション式検出器
計 測 範 囲	0～300kmin ⁻¹
個 数	1（予備 1）

(3) 電離箱サーベイメータ（1号、2号、3号及び4号炉共用）

種 類	電離箱式検出器
計 測 範 囲	1.0 μ Sv/h \sim 300mSv/h
個 数	2（予備1）

(4) 小型船舶（1号、2号、3号及び4号炉共用）

台 数	1（予備1）
-----	--------

(5) 可搬型気象観測装置（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
個 数	1（予備1）
伝 送 方 法	無線

(6) 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ

種 類	半導体式検出器
計 測 範 囲	0.01 \sim 100mSv/h
個 数	2（3号及び4号炉共用の予備1）

(7) 緊急時対策所内可搬型エリアモニタ（1号、2号、3号及び4号炉共用）

種 類	半導体式検出器
計 測 範 囲	0.001 \sim 99.99mSv/h
個 数	1（予備1）

(8) 緊急時対策所外可搬型エリアモニタ（1号、2号、3号及び4号炉共用）

種 類	半導体式検出器
計 測 範 囲	0.001 \sim 99.99mSv/h
個 数	1（予備1）

第8.2.1.1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
個 数	2
容 量	約930m ³ /min/個

(b) 格納容器給気ファン

個 数	2
容 量	約930m ³ /min/個

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
個 数	2
容 量	約930m ³ /min/個
粒子除去効率	99%以上 (0.7 μ m粒子)

(b) 格納容器排気ファン

個 数	2
容 量	約930m ³ /min/個

c. 格納容器排気筒

個 数	1
地 上 高 さ	約80 m

(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
個 数	4

容 量 約2,800m³/min/個

b. 格納容器再循環ファン

個 数 4

容 量 約2,800m³/min/個

(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除去
フィルタ内蔵型

個 数 2

容 量 約350m³/min/個

よう素除去効率 95%以上（相対湿度約80%、温度約50℃において）

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

個 数 2

容 量 約350m³/min/個

(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

個 数 1

容 量 約1,250m³/min

b. 制御棒駆動装置冷却ファン

個 数 3

容 量 約620m³/min/個

(5) 原子炉容器室冷却装置

原子炉容器室冷却ファン

個 数 2

容 量 約900m³/min/個

第 8.2.1.2 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
個 数	2
容 量	約1,800 m ³ /min/個 (3号炉) 約1,880 m ³ /min/個 (4号炉)

(b) 補助建屋給気ファン

個 数	2
容 量	約1,800 m ³ /min/個 (3号炉) 約1,880 m ³ /min/個 (4号炉)

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
個 数	2
容 量	約2,000 m ³ /min/個 (3号炉) 約2,070 m ³ /min/個 (4号炉)
粒子除去効率	99%以上 (0.7 μm粒子)

(b) 補助建屋排気ファン

個 数	3
容 量	約2,000 m ³ /min/個 (3号炉) 約2,070 m ³ /min/個 (4号炉)

c. 補助建屋排気筒

個 数	1
-----	---

地上高さ 約80m

(2) 燃料取扱室空調装置

a. 燃料取扱室給気系統

(a) 燃料取扱室給気ユニット

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

個数 1

容量 約1,260 m³/min

(b) 燃料取扱室給気ファン

個数 2

容量 約1,260 m³/min/個

b. 燃料取扱室排気系統

(a) 燃料取扱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

個数 1

容量 約1,400 m³/min

(b) 燃料取扱室排気ファン

個数 2

容量 約1,400 m³/min/個

(3) 中央制御室空調装置(3号及び4号炉共用)

a. 中央制御室空調系統

(a) 中央制御室空調ユニット

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 500m³/min (1基当たり)

(b) 中央制御室空調ファン

台数	4
容量	約 500m ³ /min (1 台当たり)

b. 中央制御室循環系統

中央制御室循環ファン

台数	4
容量	約 500m 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

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	2
容量	約 200m 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 (0.7 μ m 粒子)

(b) 中央制御室非常用循環ファン

台数	4
容量	約 200m ³ /min (1 台当たり)

(4) 放射線管理室空調装置 (3号及び4号炉共用)

a. 放射線管理室給気系統

(a) 放射線管理室給気ユニット

型式	粗フィルタ及び冷水冷却コイル内蔵型
個数	1
容量	約 800 m ³ /min

(b) 放射線管理室給気ファン

個数	2
容量	約 800 m ³ /min/個

b. 放射線管理室排気系統

(a) 放射線管理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除去 フィルタ内蔵型
個 数	2
容 量	約400 m ³ /min/個
よう素除去効率	95%以上（相対湿度約80%、温度約50℃にお いて）
粒子除去効率	99%以上（0.7 μm粒子）

(b) 放射線管理室排気ファン

個 数	2
容 量	約800 m ³ /min/個

(5) 空調用冷水設備

a. 空調用冷凍機

型 式	ターボ冷凍機
個 数	2

b. 空調用冷水ポンプ

型 式	横置渦巻式
個 数	2

(6) 固体廃棄物処理建屋換気設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

a. 固体廃棄物処理建屋送気設備

(a) 固体廃棄物処理建屋送気冷暖房ユニット

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
個 数	1
容 量	約110,000 m ³ /h

(b) 固体廃棄物処理建屋送気ファン

個	数	2
容	量	約91,000 m ³ /h/個

b. 固体廃棄物処理建屋排気設備

(a) 固体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
個	数	2
容	量	約110,000 m ³ /h/個

(b) 固体廃棄物処理建屋排気ファン

個	数	2
容	量	約110,000 m ³ /h/個

(7) 固体廃棄物固型化処理建屋換気設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

a. 固体廃棄物固型化処理建屋送気設備

(a) 固体廃棄物固型化処理建屋送気暖房ユニット

型	式	粗フィルタ及び蒸気加熱コイル内蔵型
個	数	1
容	量	約720 m ³ /min

(b) 固体廃棄物固型化処理建屋送気ファン

個	数	2
容	量	約360 m ³ /min/個

b. 固体廃棄物固型化処理建屋排気設備

(a) 固体廃棄物固型化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
個	数	1
容	量	約720 m ³ /min

(b) 固体廃棄物固型化処理建屋排気ファン

個	数	2
容	量	約360 m ³ /min/個

(8) 廃樹脂貯蔵室換気設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

a. 廃樹脂貯蔵室送気設備

(a) 廃樹脂貯蔵室送気暖房ユニット

台 数 1
容 量 約110m³/min/台

(b) 廃樹脂貯蔵室送気ファン

台 数 1
容 量 約110m³/min/台

b. 廃樹脂貯蔵室排気設備

(a) 廃樹脂貯蔵室排気フィルタユニット

台 数 1
容 量 約110m³/min/台

(b) 廃樹脂貯蔵室排気ファン

台 数 1
容 量 約110m³/min/台

(9) 廃樹脂処理建屋換気設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

a. 廃樹脂処理建屋給気設備

(a) 廃樹脂処理建屋給気ユニット

台 数 1
容 量 約440m³/min/台

(b) 廃樹脂処理建屋給気ファン

台 数 2
容 量 約440m³/min/台

b. 廃樹脂処理建屋排気設備

(a) 廃樹脂処理建屋排気フィルタユニット

台 数 1

容 量 約440m³/min/台

(b) 廃樹脂処理建屋排気ファン

台 数 2

容 量 約440m³/min/台

(10) 保修点検建屋換気設備（1号、2号、3号及び4号炉共用）

a. 保修点検建屋給気設備

(a) 保修点検建屋給気ユニット

台 数 1

容 量 約760m³/min/台

(b) 保修点検建屋給気ファン

台 数 2

容 量 約380m³/min/台

b. 保修点検建屋排気設備

(a) 保修点検建屋排気フィルタユニット

台 数 1

容 量 約800m³/min/台

(b) 保修点検建屋排気ファン

台 数 2

容 量 約400m³/min/台

第 8.2.1.3 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）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（重大事故等時）
- ・換気設備

台 数 4

(2) 中央制御室空調ファン（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（重大事故等時）
- ・換気設備

台 数 4

(3) 中央制御室循環ファン（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（重大事故等時）
- ・換気設備

台 数 4

(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）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（重大事故等時）
- ・換気設備

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 2

(5) 中央制御室空調ユニット（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（重大事故等時）
- ・換気設備

基 数 4

第8.2.2.1表 安全補機室空気浄化設備の設備仕様

(1) 安全補機室空気浄化フィルタユニット

型 式	除湿フィルタ、微粒子フィルタ、よう素フィルタ及び電気加熱コイル内蔵型
基 数	1
容 量	約56m 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)

(2) 安全補機室空気浄化ファン

台 数	2
容 量	約56m ³ /min (1台当たり)

第 8.2.7 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) 緊急時対策所非常用空気浄化ファン（1号、2号、3号及び4号炉共用）

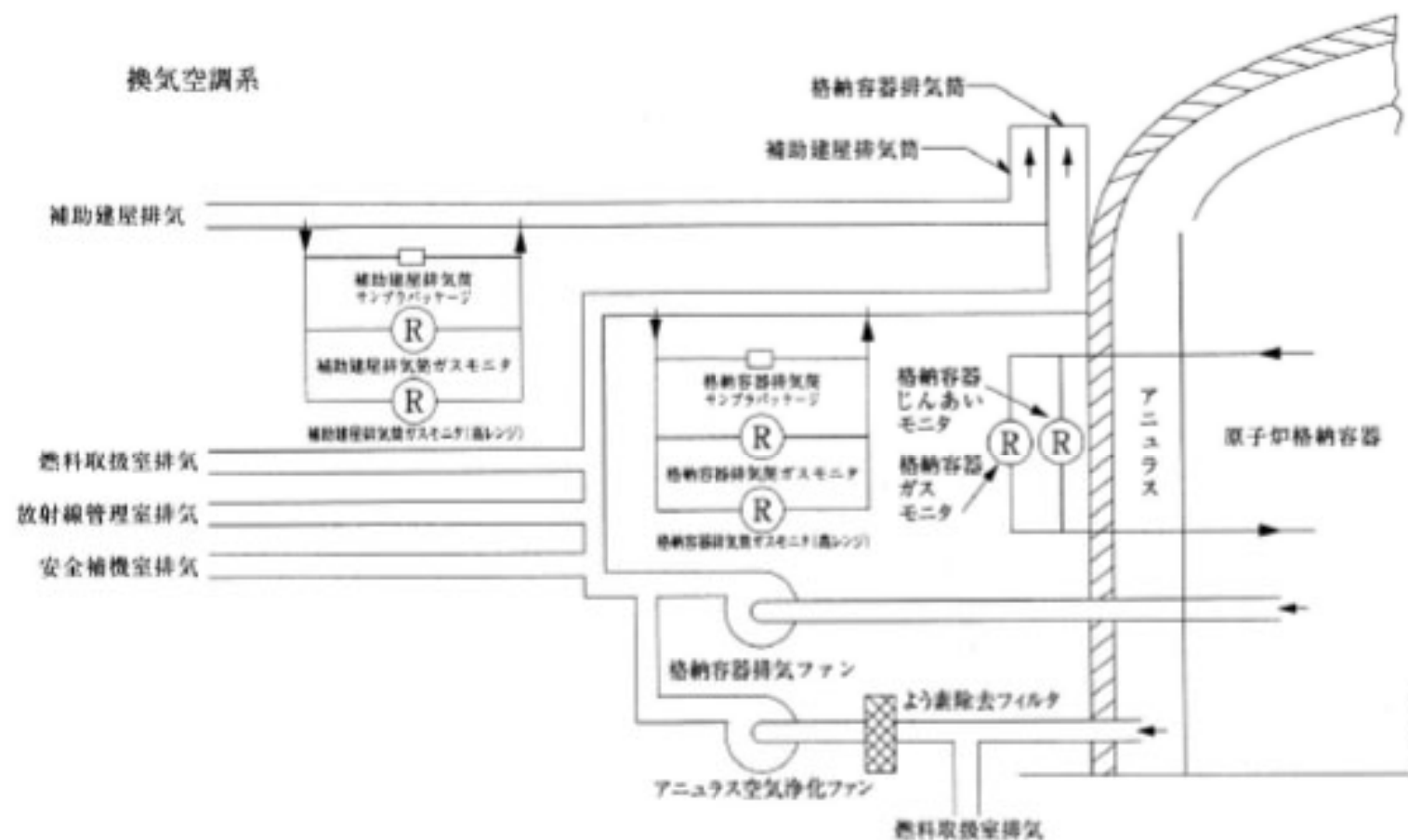
台数	1（予備 2）
容量	約 40m ³ /min（1 台当たり）

(2) 緊急時対策所非常用空気浄化フィルタユニット（1号、2号、3号及び4号炉共用）

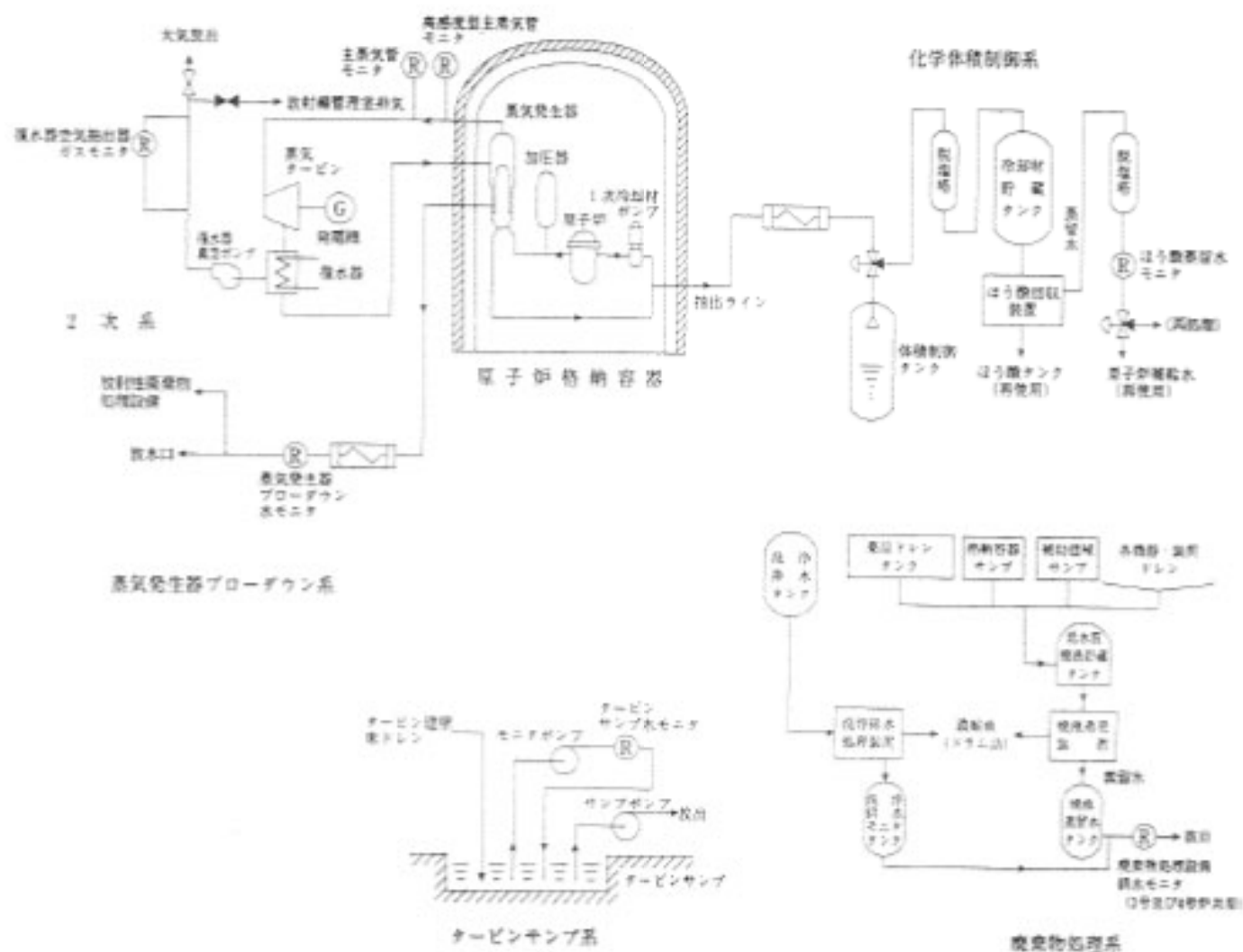
型式	微粒子フィルタ／よう素フィルタ
基数	1（予備 2）
容量	約 40m ³ /min（1 基当たり）
効率	
単体除去効率	99.97%以上（0.15 μm 粒子）／95%以上
総合除去効率	99.99%以上（0.7 μm 粒子）／99.75% 以上

(3) 空気供給装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）

型式	空気ポンプ
本数	720 本以上（予備 1）



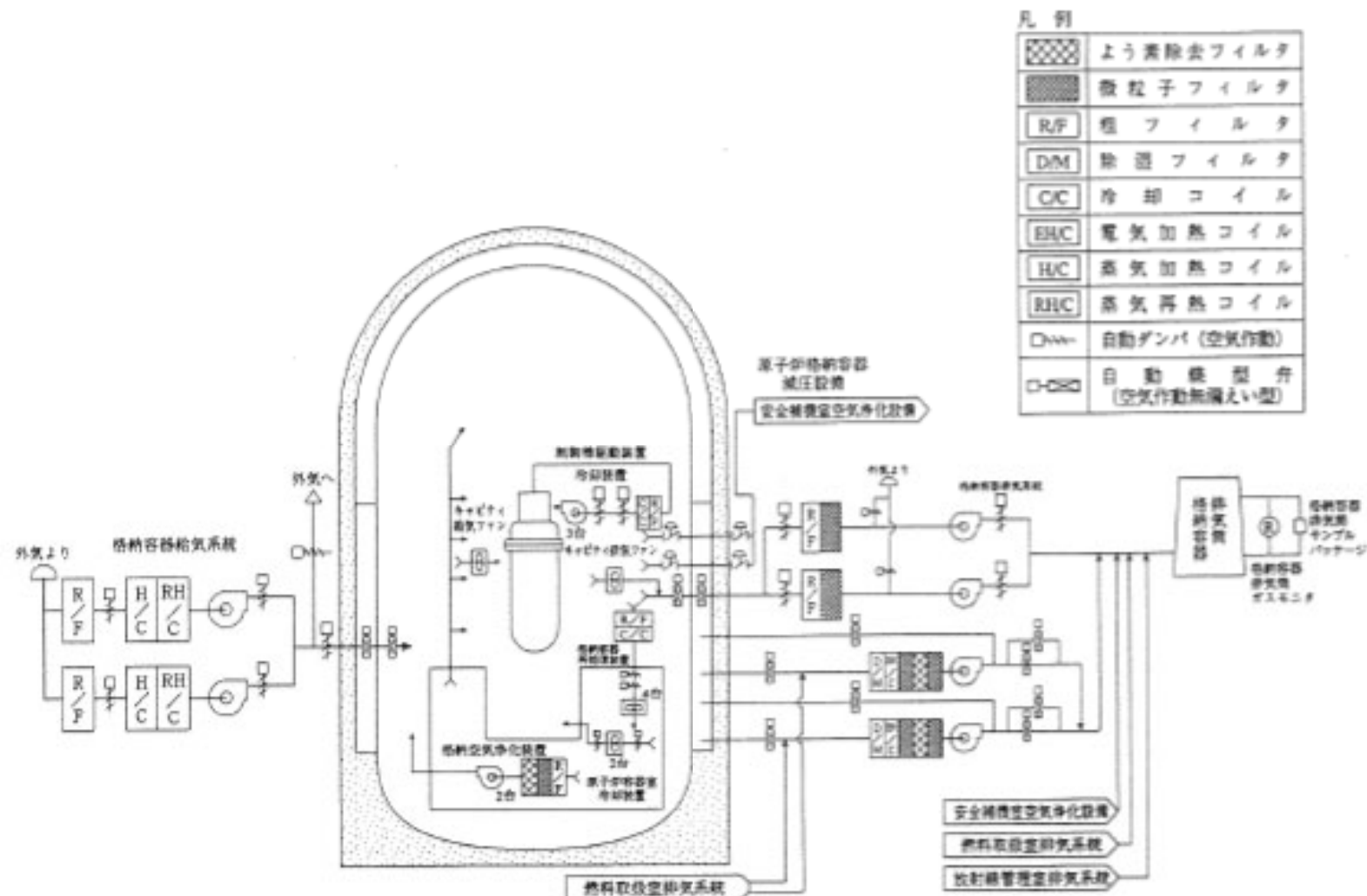
第 8.1.1.1 図 プロセスモニタ説明図 (その 1)



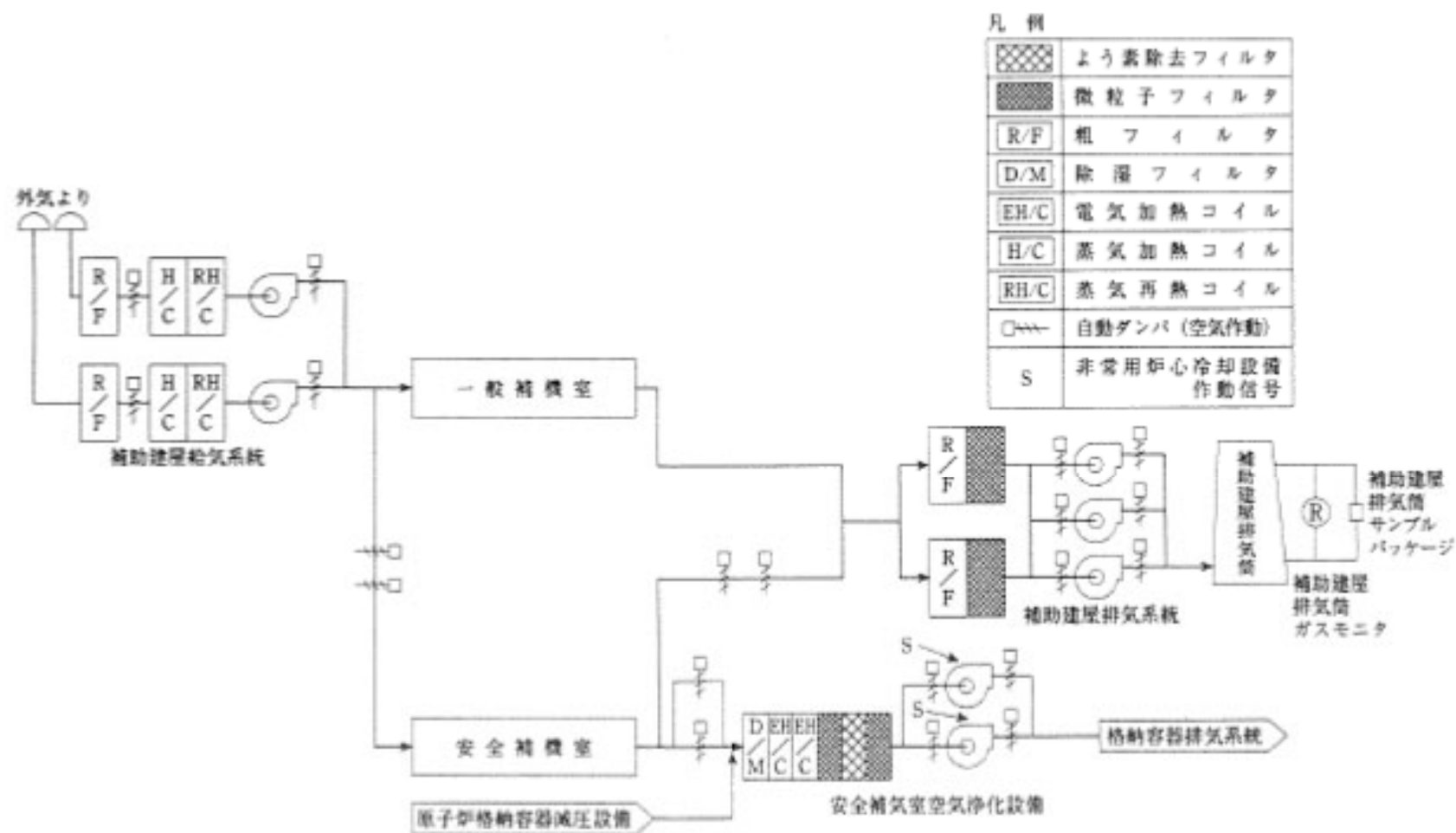
第 8.1.1.1 図 プロセスモニタ説明図 (その 2)



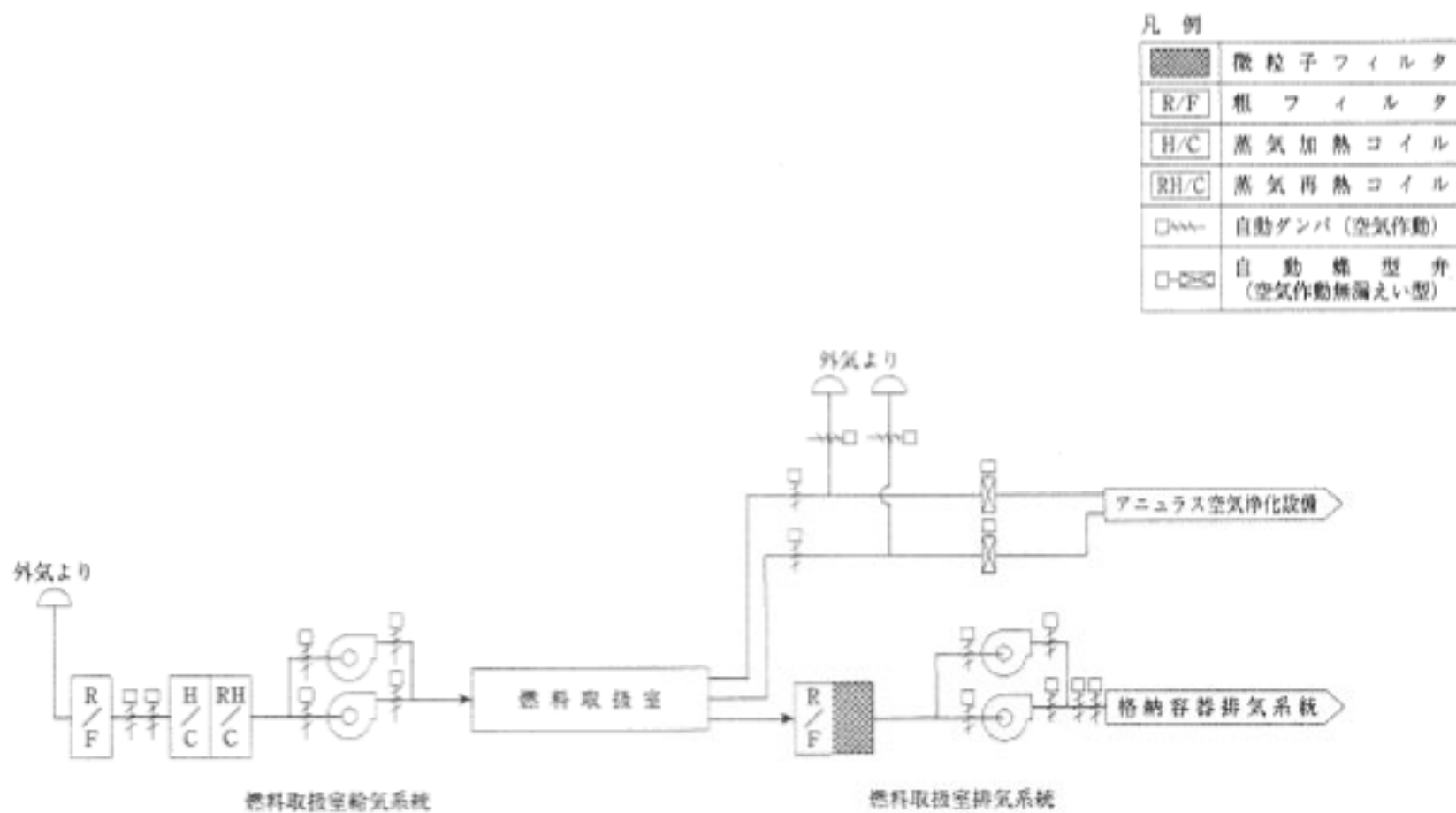
第 8.1.2.1 図 監視測定設備配備概要図



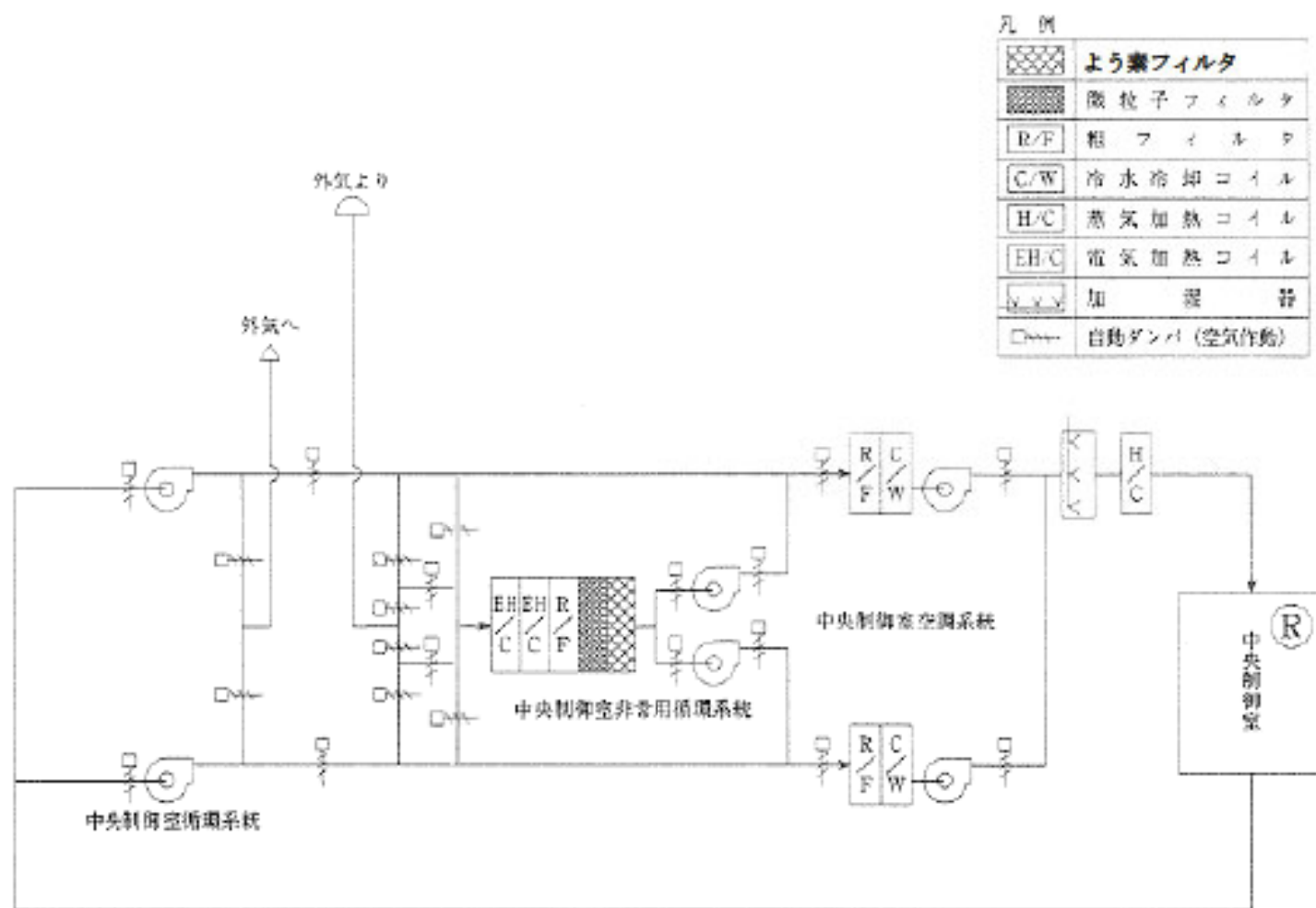
第 8.2.1.1 図 格納容器換気空調設備系統図



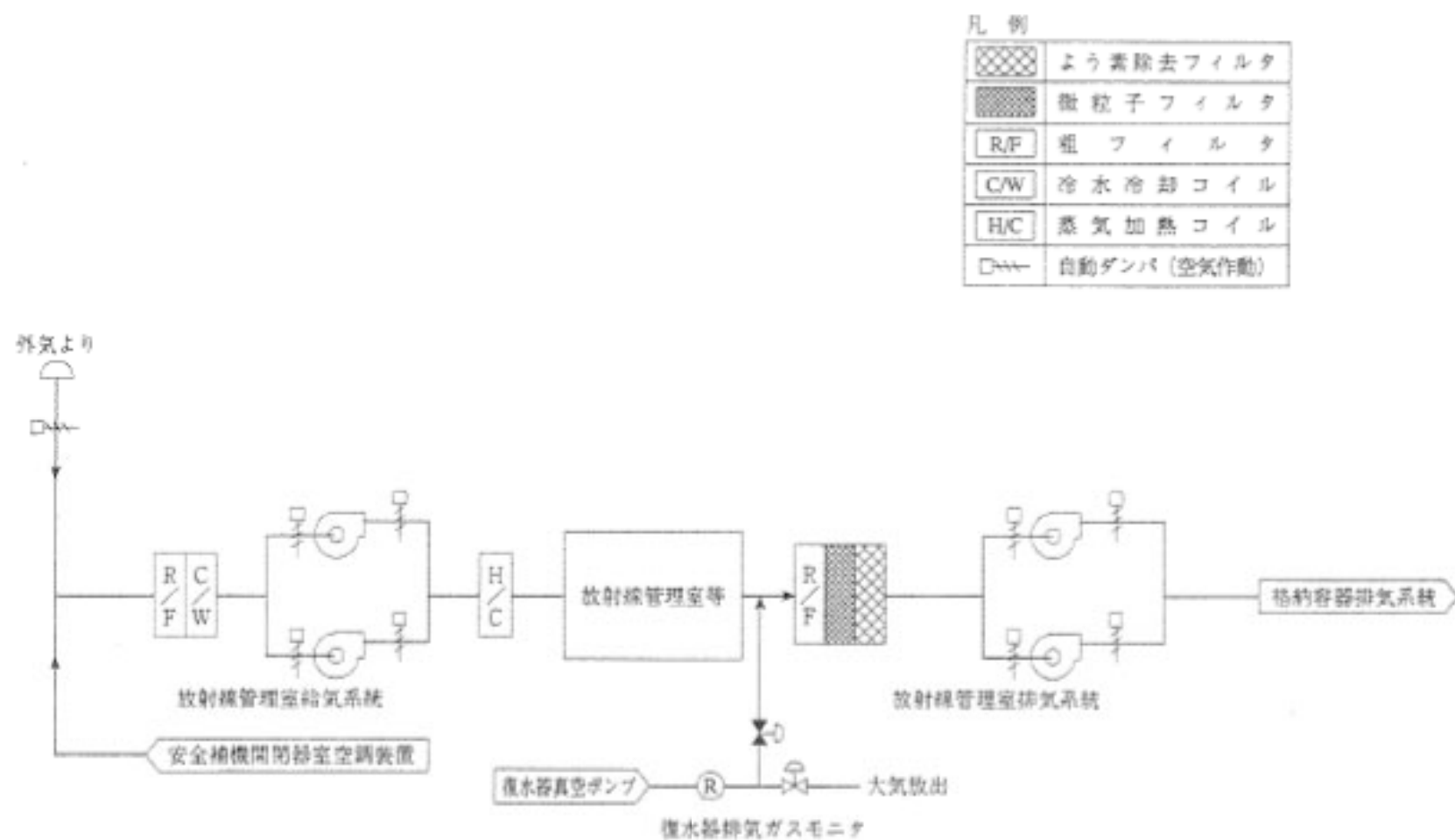
第 8.2.1.2 図 補助建屋換気空調設備系統図 (一般補機室及び安全補機室)



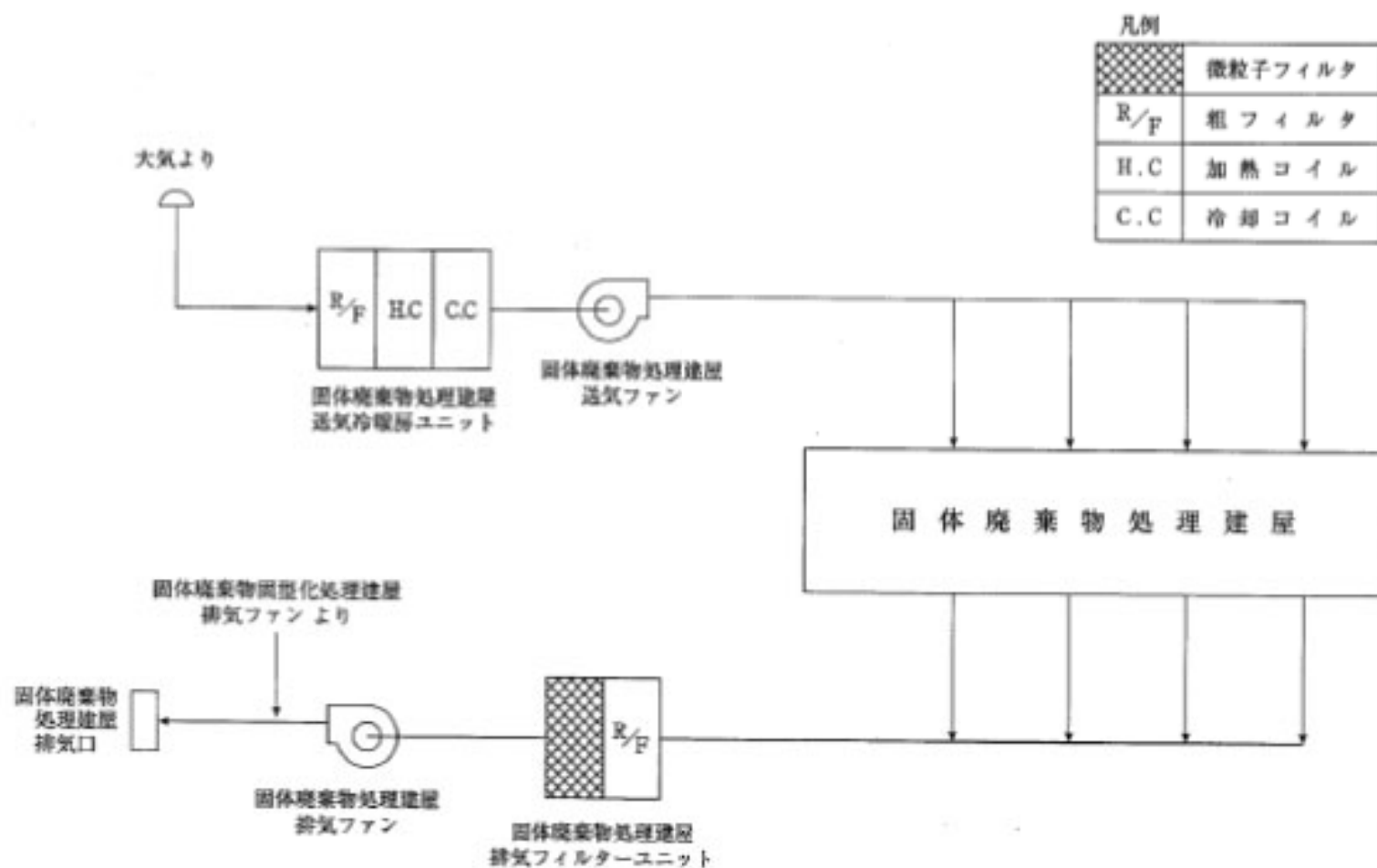
第 8.2.1.3 図 補助建屋換気空調設備系統図 (燃料取扱室)



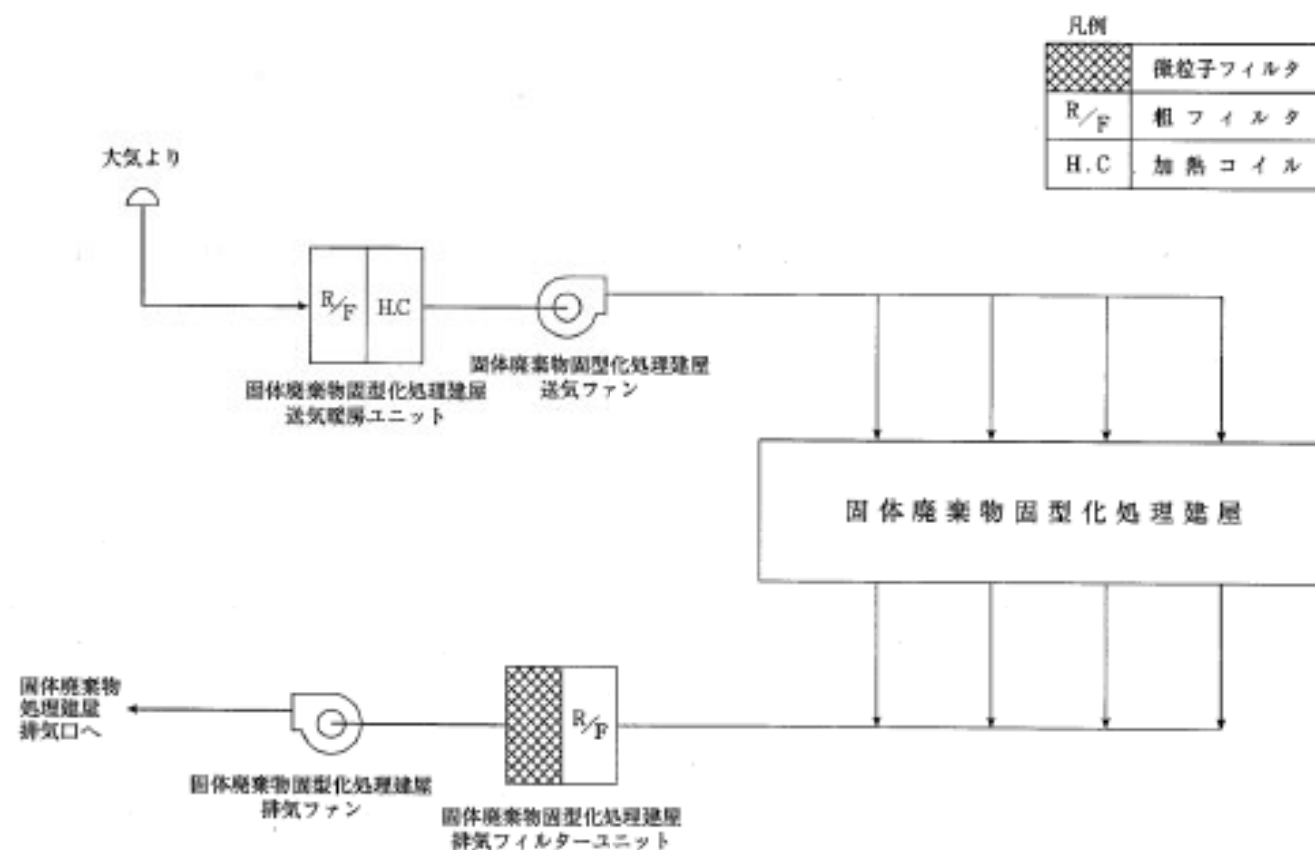
第 8.2.1.4 図 補助建屋換気空調設備系統図 (中央制御室)



第 8.2.1.5 図 補助建屋換気空調設備系統説明図 (放射線管理室)

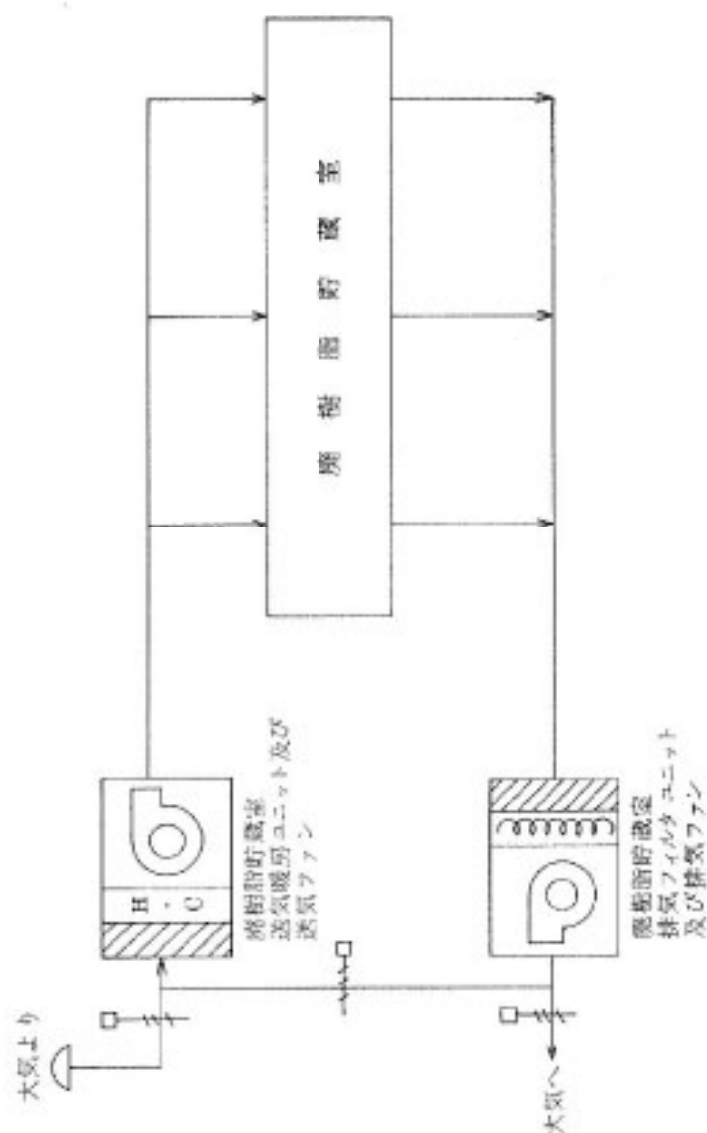


第 8.2.1.6 図 固体廃棄物処理建屋換気系統説明図 (1号、2号、3号及び4号炉共用)



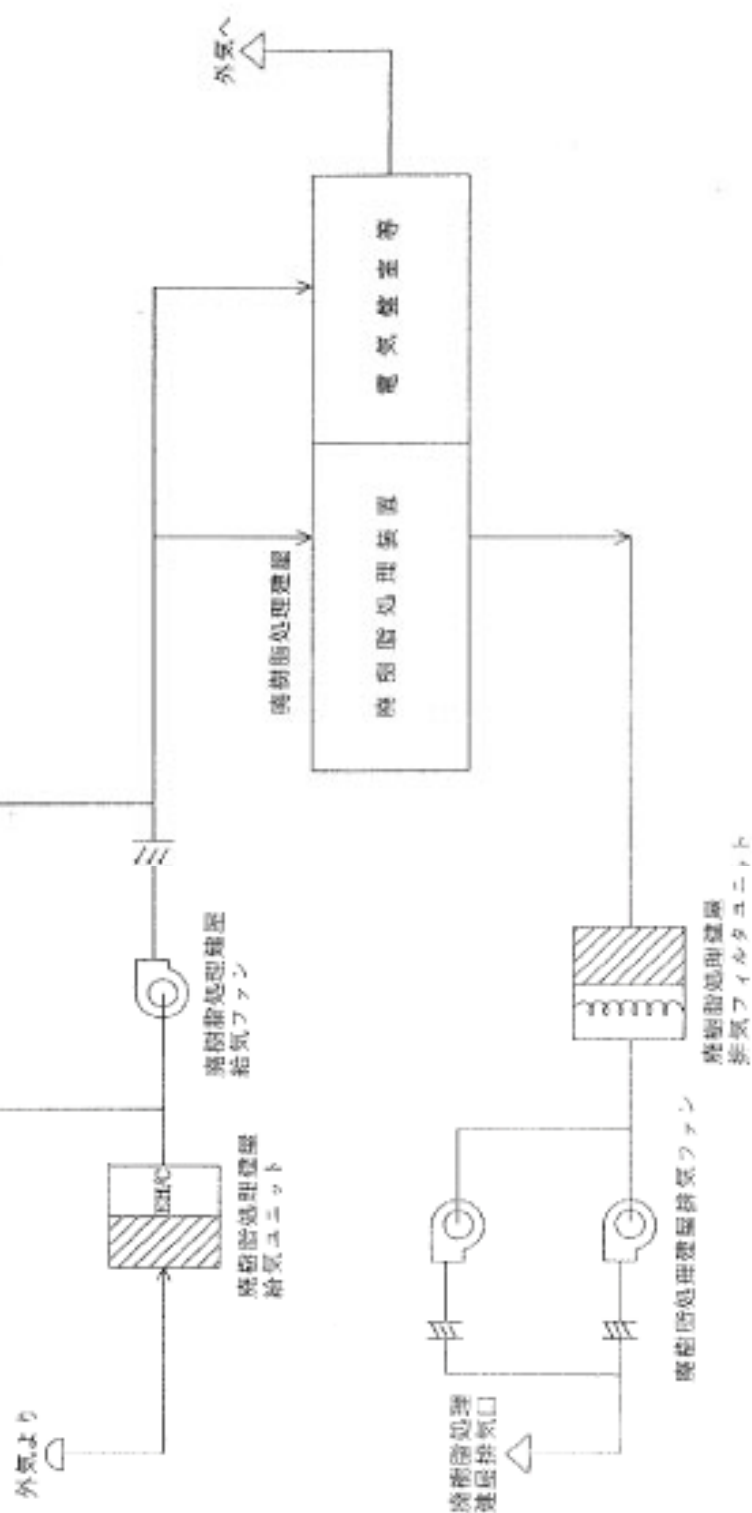
第 8.2.1.7 図 固体廃棄物固型化处理建屋換気系統説明図 (1号、2号、3号及び4号炉共用)

〰〰〰〰	高効率エアフィルタ
〰〰〰〰	エアフィルタ
H C	加熱コイル
□	空気作動ダンパ



第 8.2.1.8 図 鹿嶋貯蔵室換気系統説明図（1号、2号、3号及び4号が共用）

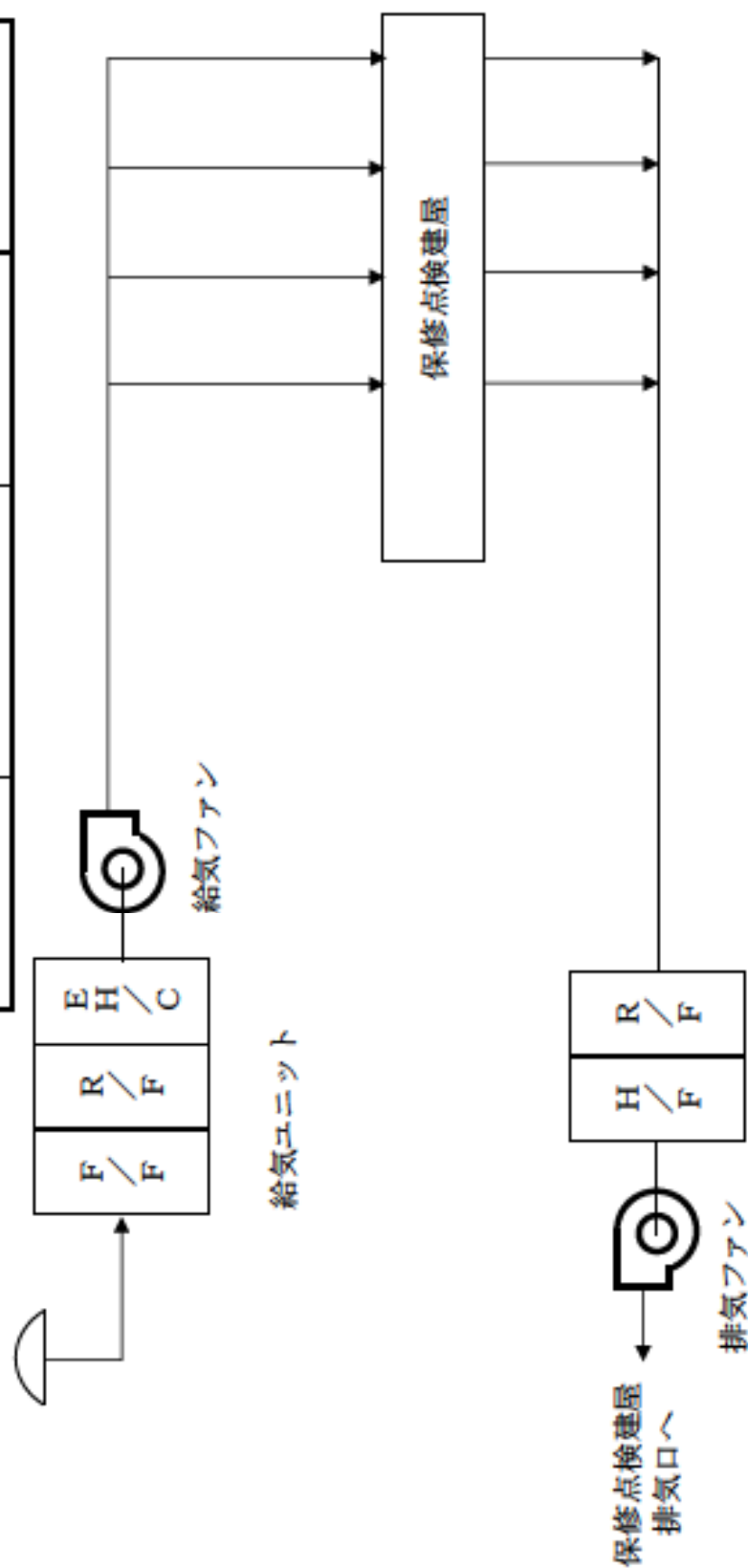
	高効率エアフィルタ
////	エアフィルタ
EH/C	電気加熱コイル
— — —	逆止ダンパ



第 8.2.1.9 図 塵埃防処理建屋換気系統説明図 (1号、2号、3号及び4号が共用)

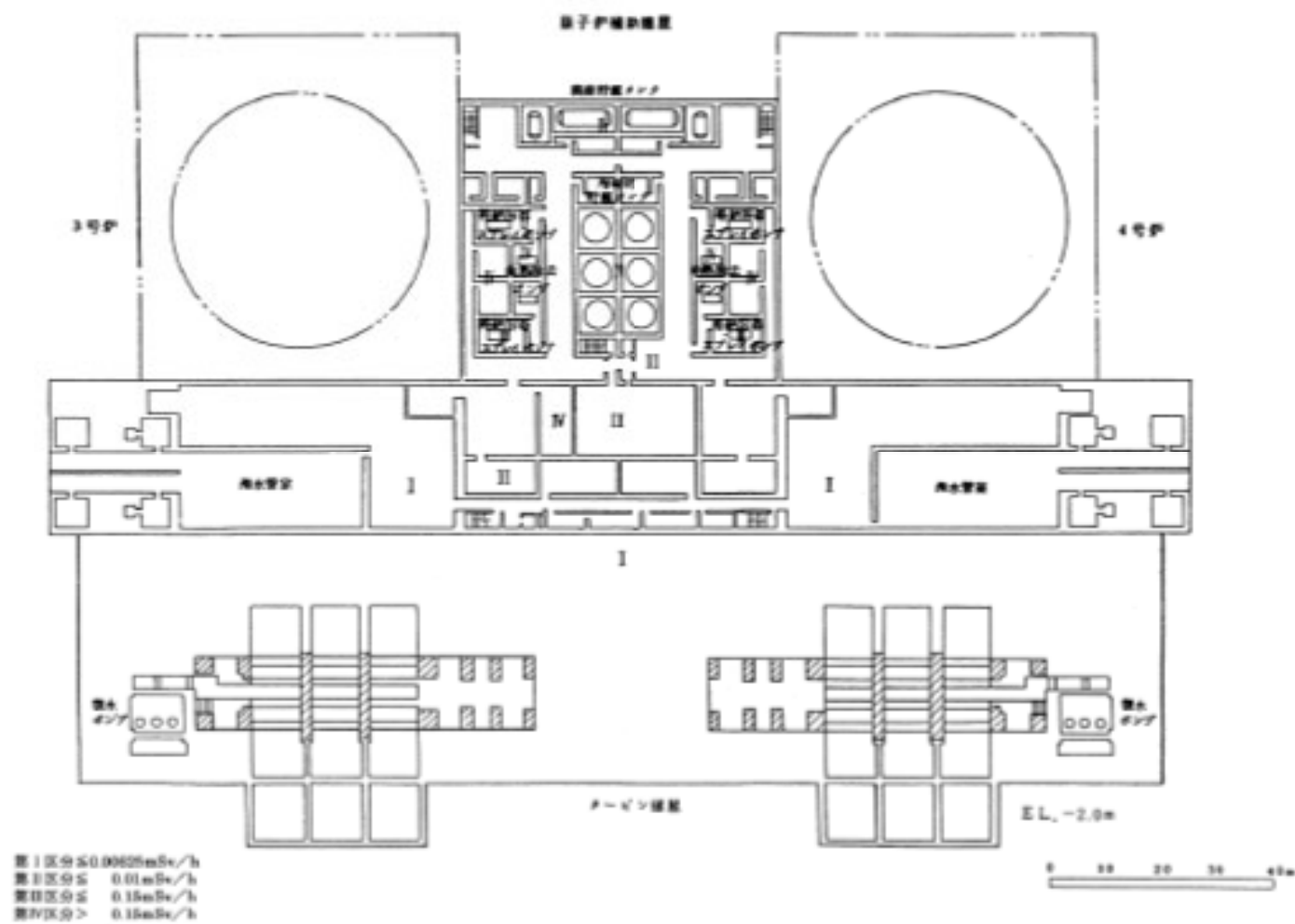
凡例

EH/C	H/F	R/F	F/F
電気ヒータ	微粒子フィルタ	粗フィルタ	平型フィルタ

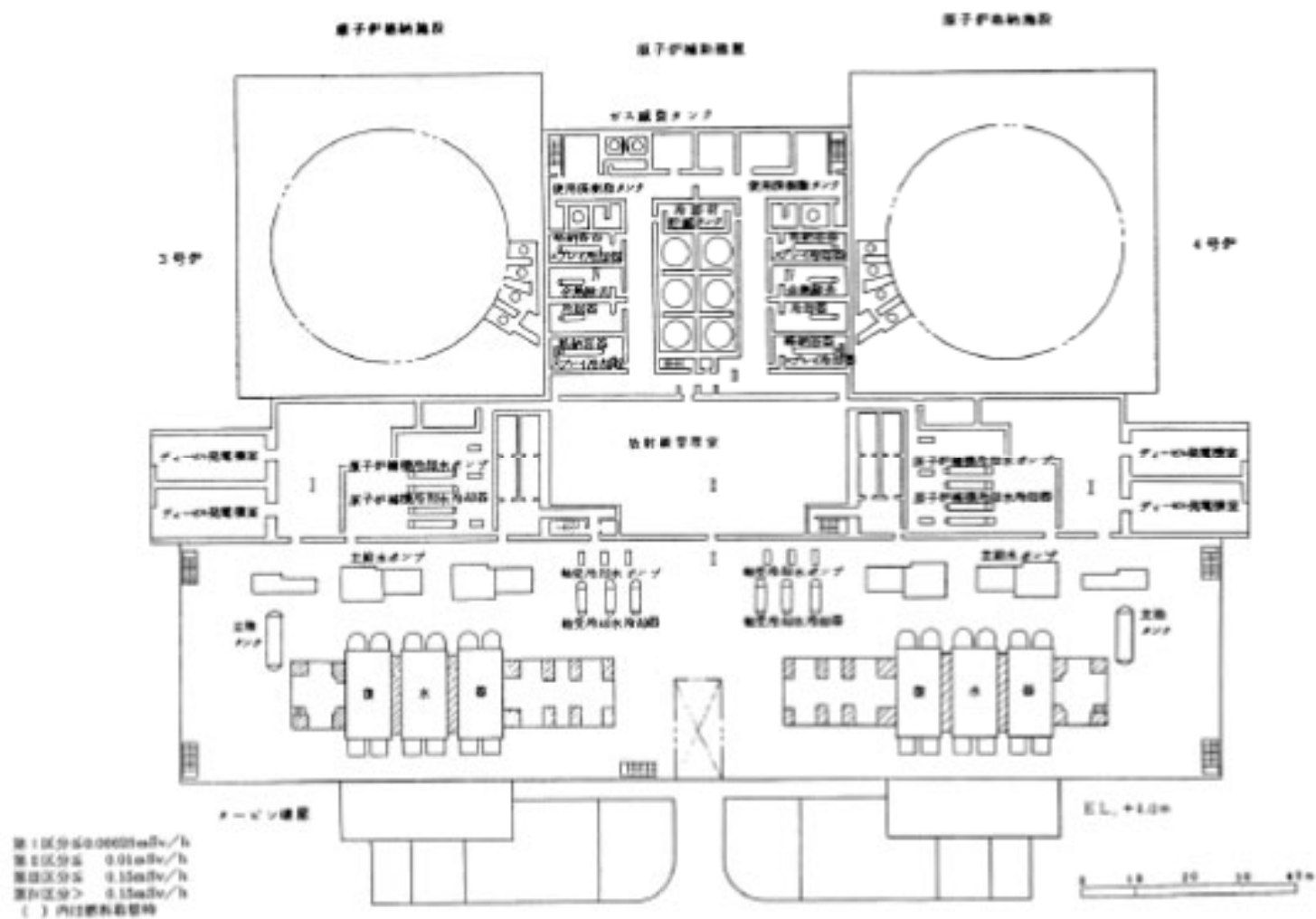


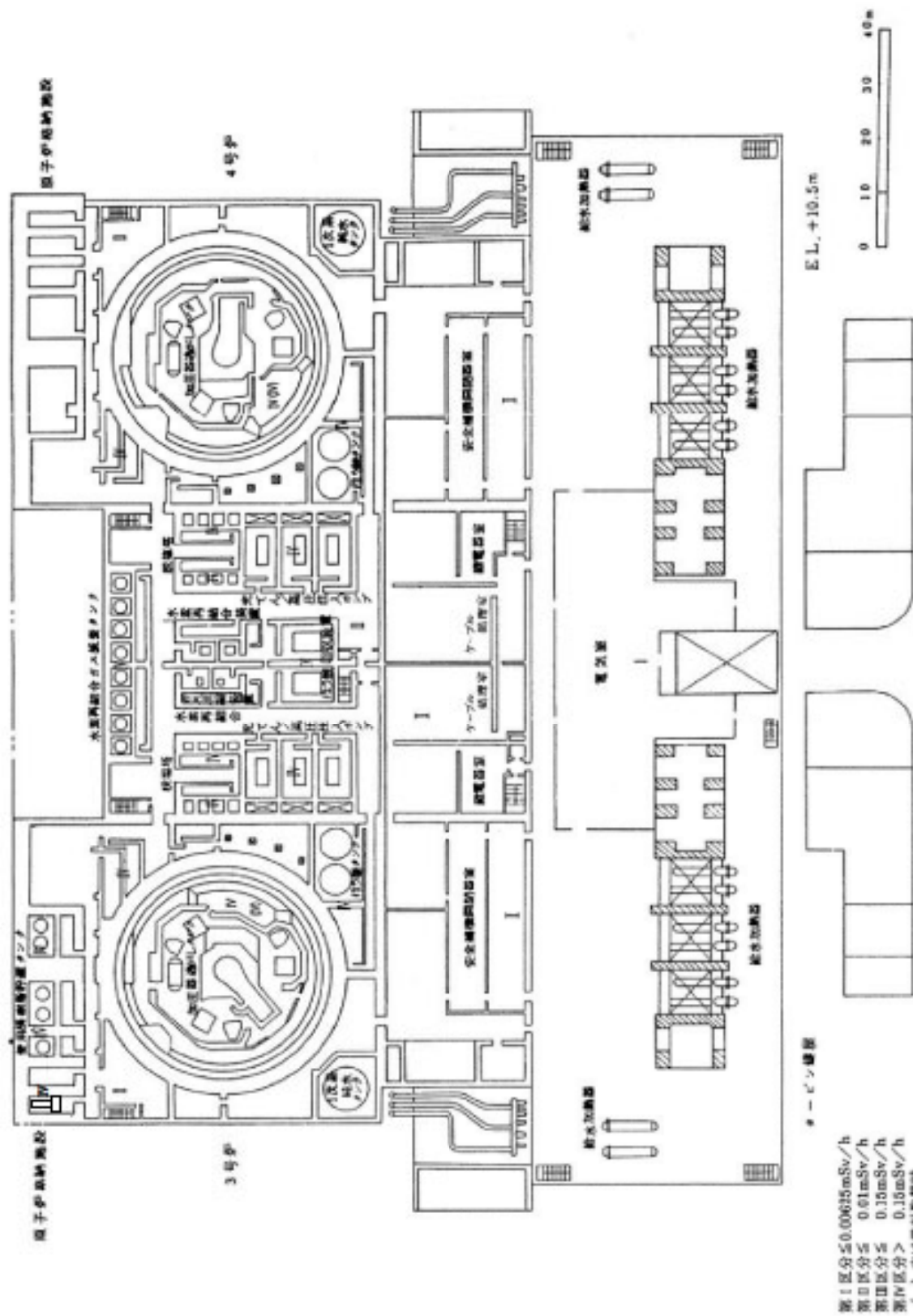
排気ユニット

第 8.2.1.10 図 保修点検建屋換気系統説明図 (1号、2号、3号及びび4号炉共用)

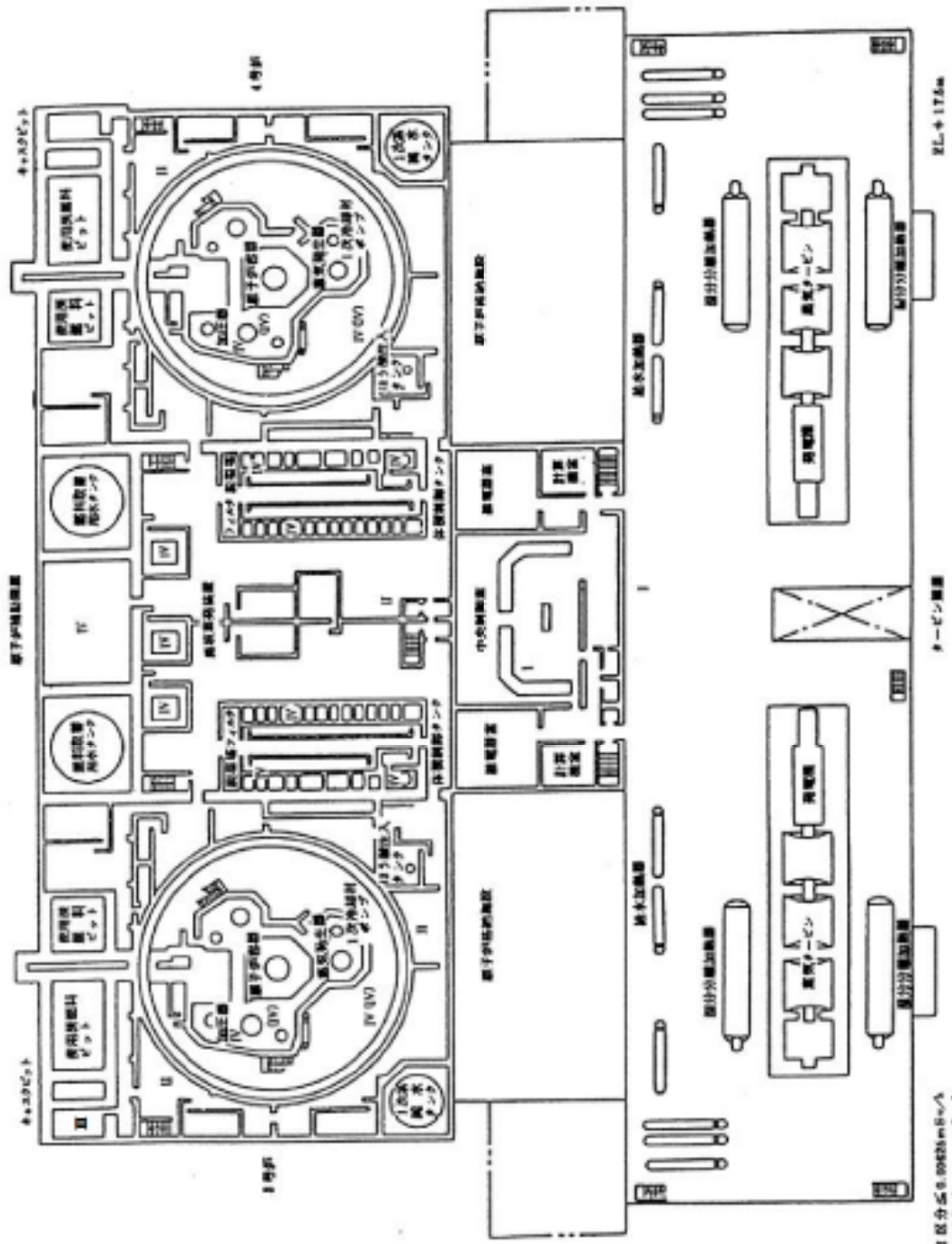


第 8.3.1 図 遮へい設計区分概略図 (地下 1 階)



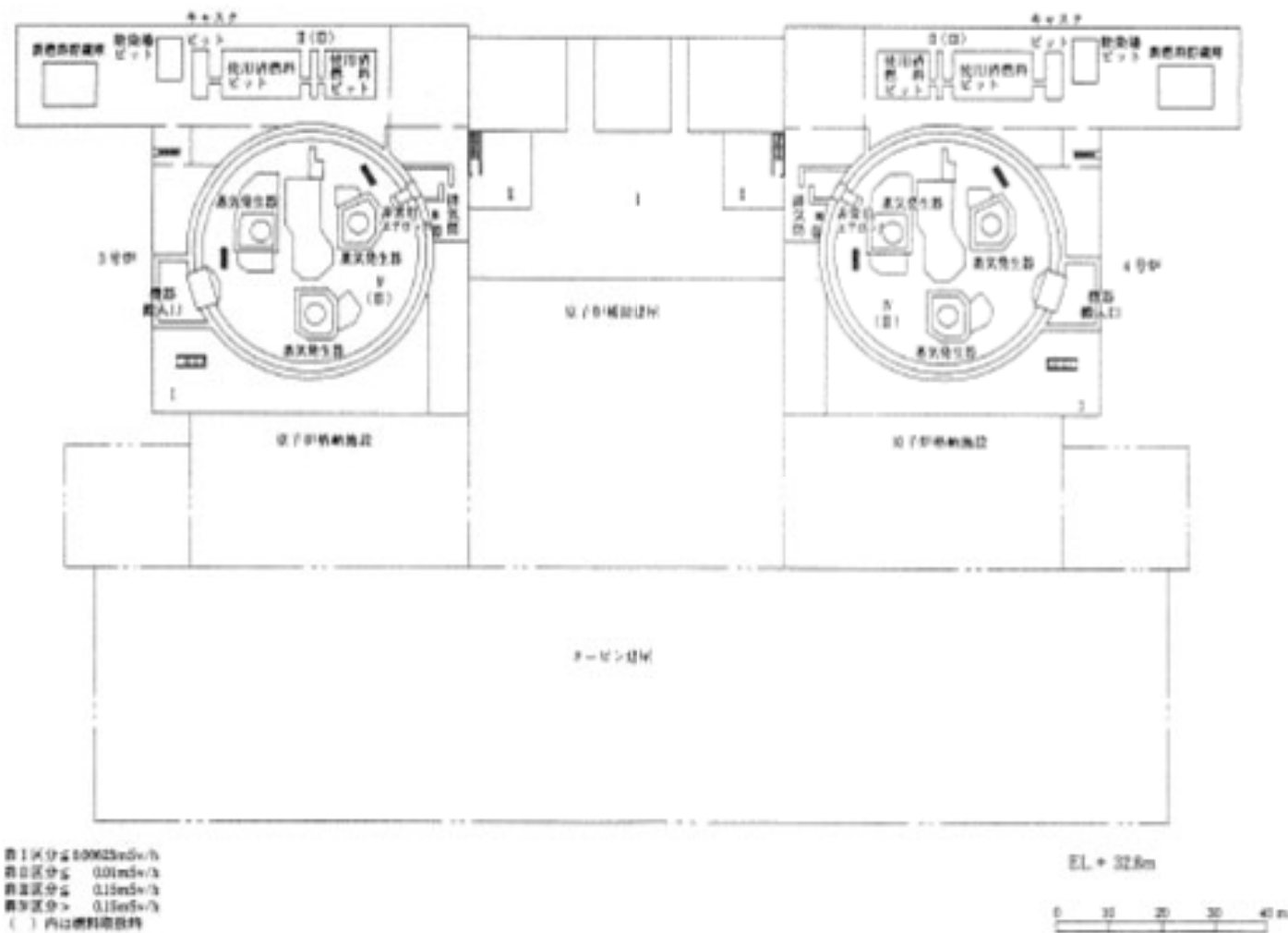


第 8.3.3 図 遮蔽設計区分概略図 (2階)

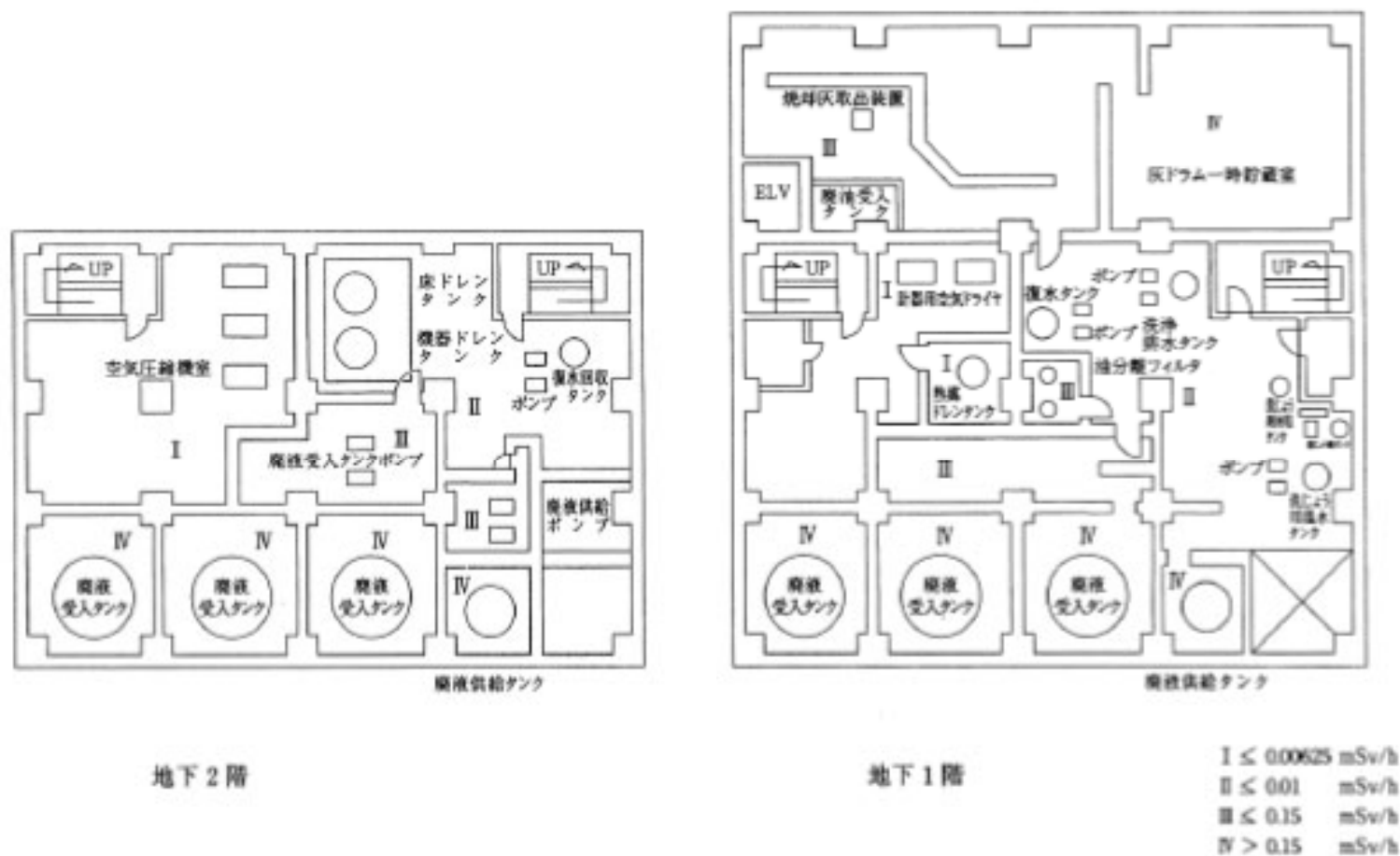


第1区分 5,000㎡
 第2区分 5,000㎡
 第3区分 5,000㎡
 第4区分 > 5,000㎡
 ()内は面積数値

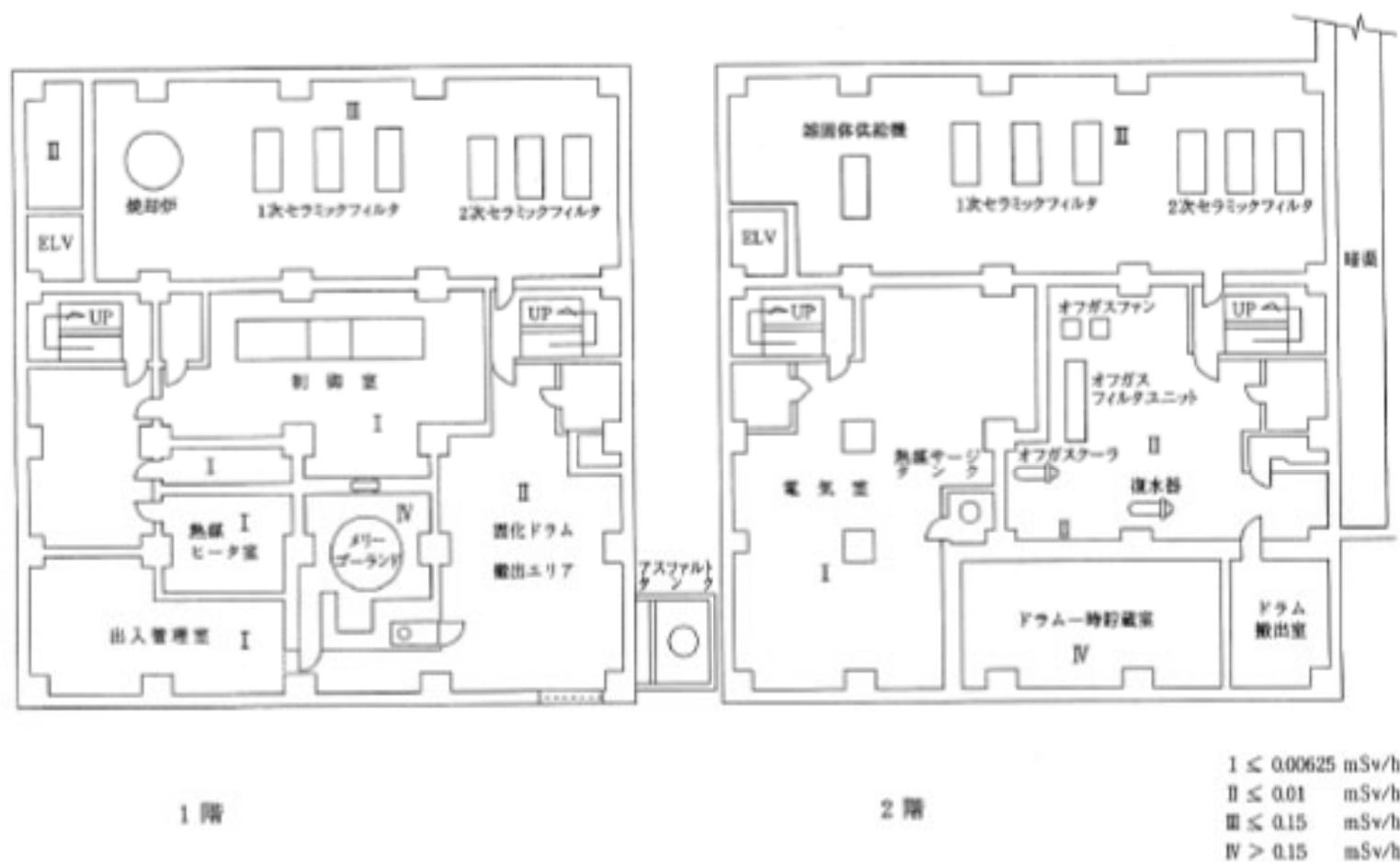
第 8.3.4 図 遮蔽設計区分概略図 (3階)



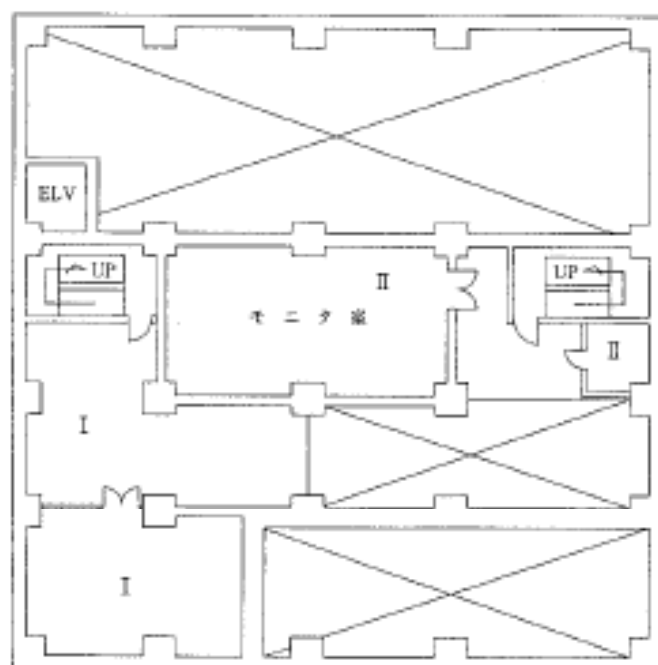
第 8.3.6 図 遮へい設計区分概略図 (5階)



第 8.3.7 図 遮へい設計区分概略図（固体廃棄物処理建屋）（その 1）



第 8.3.7 図 遮へい設計区分概略図（固体廃棄物処理建屋）（その 2）



中3階



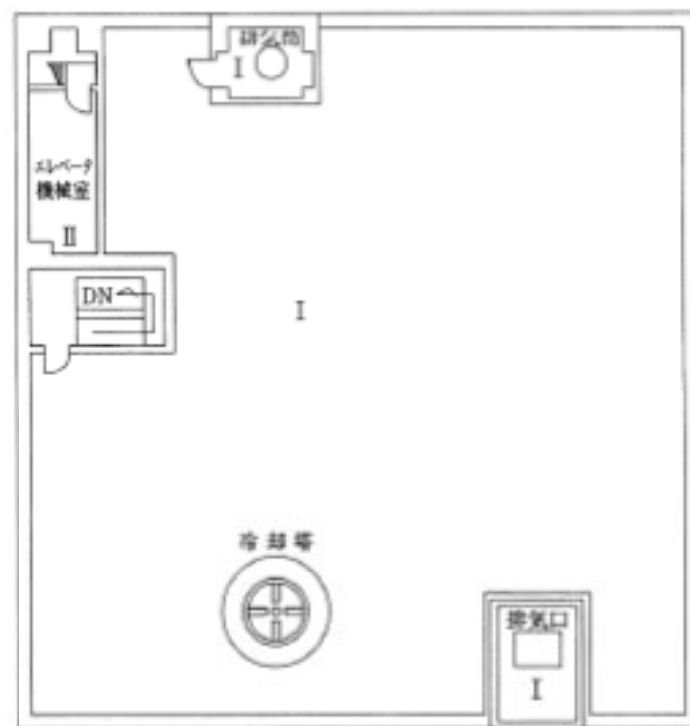
3階

I	≦ 0.00625	mSv/h
II	≦ 0.01	mSv/h
III	≦ 0.15	mSv/h
IV	> 0.15	mSv/h

第 8.3.7 図 遮へい設計区分概略図（固体廃棄物処理建屋）（その 3）



4階



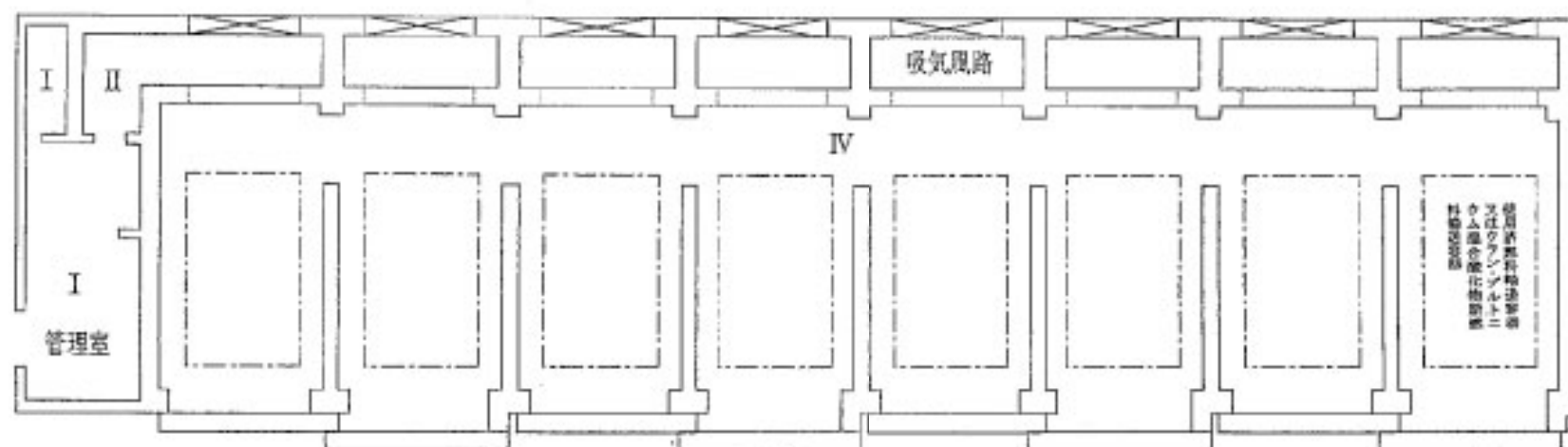
屋上

I ≤ 0.00625 mSv/h
 II ≤ 0.01 mSv/h
 III ≤ 0.15 mSv/h
 IV > 0.15 mSv/h

第 8.3.7 図 遮へい設計区分概略図 (固体廃棄物処理建屋) (その 4)



第 8.3.8 図 遮へい設計区分概略図 (固体廃棄物固型化处理建屋)



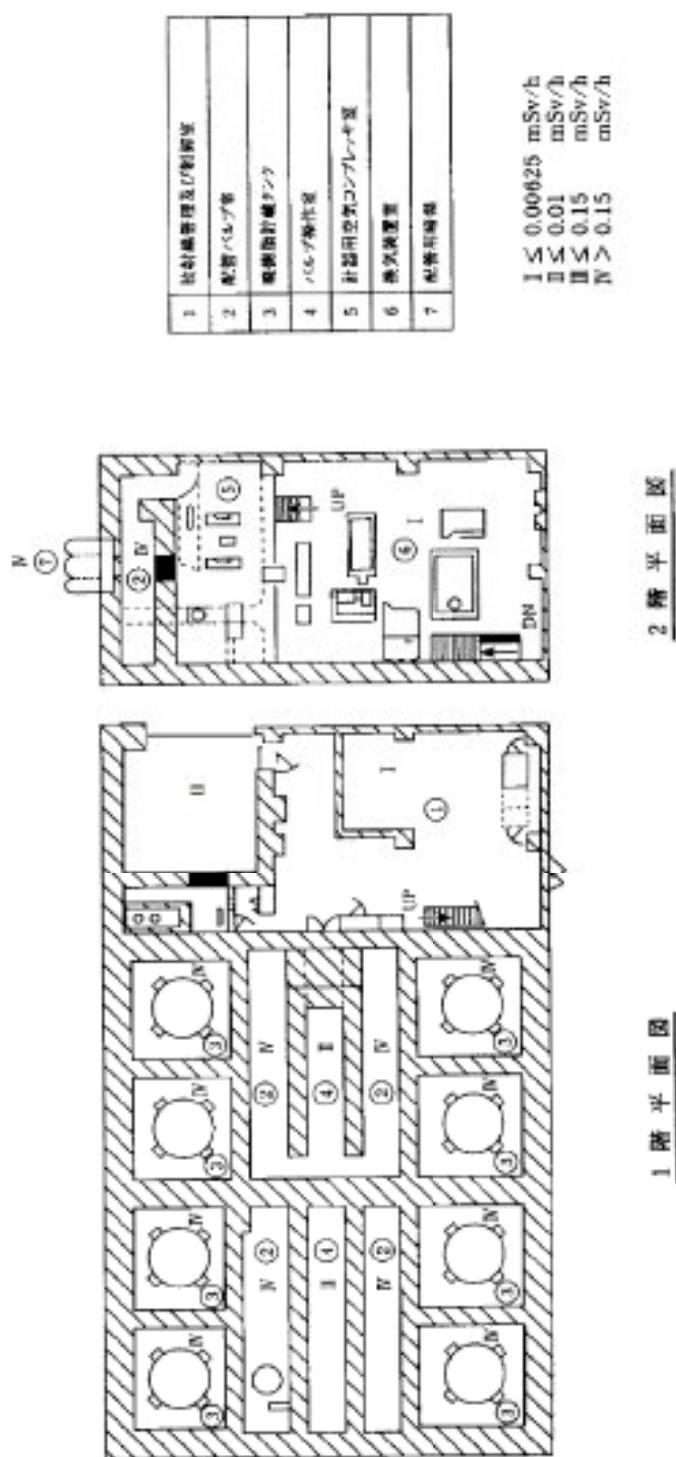
I $\leq 0.0026\text{mSv/h}$

II $\leq 0.01\text{mSv/h}$

III $\leq 0.15\text{mSv/h}$

IV $> 0.15\text{mSv/h}$

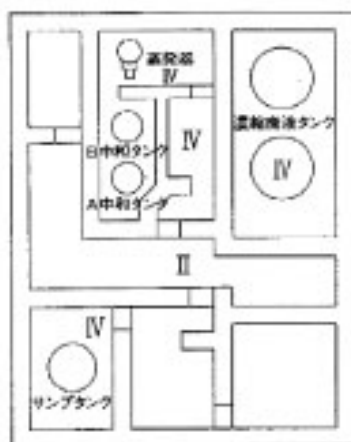
第 8.3.9 図 遮へい設計区分概略図 (使用済燃料輸送容器保管建屋)



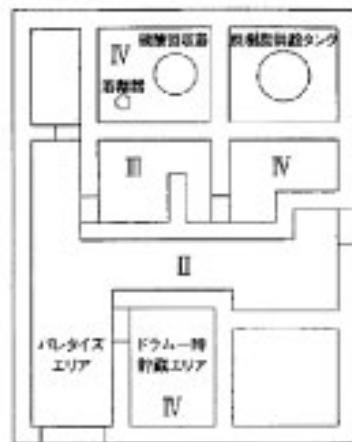
2 階 平 面 図

1 階 平 面 図

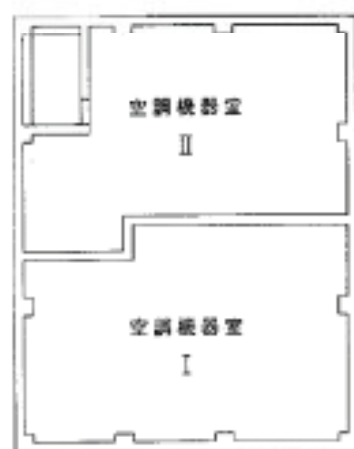
第 8.3.10 図 遮蔽設計区分脚略図 (成樹鉛行蔵室)



地下1階



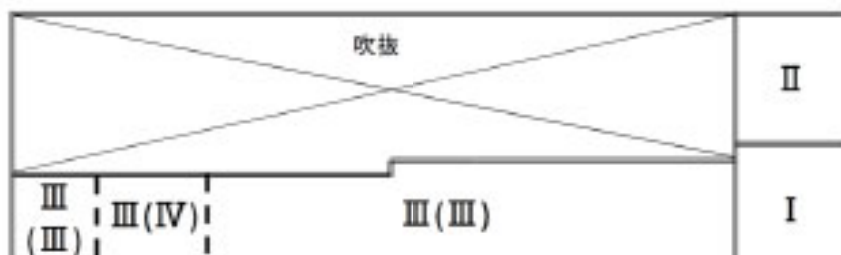
1階



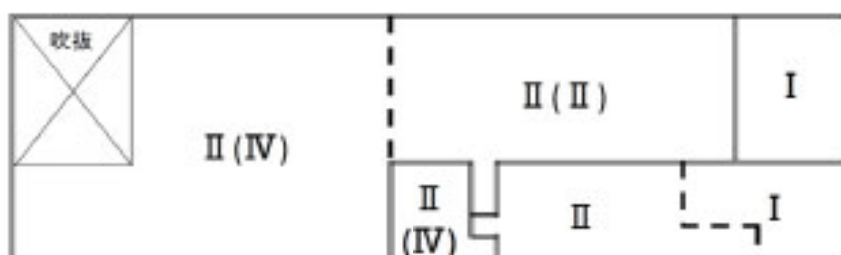
2階

- I ≤ 0.00625 mSv/h
- II ≤ 0.01 mSv/h
- III ≤ 0.15 mSv/h
- IV > 0.15 mSv/h

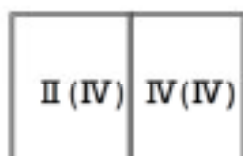
第 8.3.11 図 遮蔽設計区分概略図 (廃樹脂処理建屋)



2階平面図



1階平面図



地階平面図

() 内は作業時

第 8.3.12 図 遮蔽設計区分概略図 (保 修 点 検 建 屋)

8.4 参考文献

- (1) 「原子炉工学講座 2 放射線防護」
石森富太郎，培風館
- (2) 「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
国際放射線防護委員会専門委員会 4 の報告
日本放射性同位元素協会、仁科記念財団
- (3) 「チャコール・フィルタのよう素除去効果」 MAPI-1010 改1
三菱原子力工業，昭和52年

9. 原子炉格納施設

9.1 原子炉格納施設

9.1.1 通常運転時等

9.1.1.1 概要

原子炉格納施設は、原子炉格納容器、外部しゃへい建屋及びその付属設備で構成し、1次冷却材喪失事故時等においても放射性物質の外部への放散を防止し、発電所周辺の一般公衆及び発電所従業員の安全を確保するためのものである。

この施設は、第9.1.1.1図に示すように鋼板製の原子炉格納容器の外側を外部しゃへい建屋で囲み、原子炉格納容器と外部しゃへい建屋の間は空間構造とし、その円筒部にアニュラスシールを設け、アニュラスシールの下に密閉された空間（アニュラス部）を形成し、二重格納の機能を持たせる。

原子炉格納容器を貫通する配管、電線等の大部分は、このアニュラス部を貫通するようにする。

1次冷却材喪失事故時等に圧力障壁となり、かつ、放射性物質の放散に対する最終の障壁（原子炉格納容器バウンダリ）を形成するため、原子炉格納容器を貫通する配管で事故時に閉鎖が要求されるものには隔離弁等を設け、事故後直ちに閉鎖が要求されない配管については、隔離弁を設置したと同等の隔離機能を持たせるか、原子炉格納容器の外又は内に弁を設け長期にわたってこれを閉鎖できるようにする。

原子炉格納容器への出入は通常用エアロックを通して行い、補修等における機器の搬出入は機器搬入口によって行う。また、緊急時の出入用として非常用エアロックを設ける。

9.1.1.2 設計方針

- (1) 原子炉及び1次冷却系統設備を格納する。
- (2) 設計圧力及び温度は、1次冷却材喪失事故時に生ずる最高内圧及び温度を考慮して決定する。

- (3) 原子炉格納容器バウンダリが脆性的挙動を示さず、かつ急速な伝播型破断を生じないようにフェライト系鋼材で製作する部分に対しては、最低使用温度より17℃以上低い温度で衝撃試験又は落重試験を行い規定値を満足する材料を使用し、設計、製作及び運転に留意するものとする。
- (4) 配管、電線等のすべての格納容器貫通部は、漏えいが十分小さい構造とする。原子炉格納容器は、常温空気、設計圧力において原子炉格納容器内空気重量の0.1%/d以下の漏えい率となるように設計する。
- (5) 原子炉格納容器を貫通する配管で事故時に閉鎖が要求されるものには、隔離弁又は盲ふたを設けて原子炉格納容器内部と外気との間に隔壁を構成し、事故時に原子炉格納施設の機能を保持できる構造とする。
- (6) 原子炉格納容器は、事故時の圧力において設計地震に耐え、その機能を保持できるように設計する。
- (7) 原子炉格納容器の格納性を高めるため、必要な工学的安全施設を設ける。
- (8) 発電所の寿命の全期間にわたって必要な時に原子炉格納容器の漏えい率試験を行えるように設計する。また、ペローズを用いてシールする配管、電線、エアロック等の原子炉格納容器貫通部も、個々にあるいは小群にまとめて漏えい試験を行えるように設計する。
- (9) 1次冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内部の事故状態の監視及び事故後の処置、操作を行うのに必要な機器、計測器は水没しない位置に設置するものとする。

なお、1次冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の水素濃度の制御は原子炉格納容器減圧設備で行うが、水素再結合器の設置も可能なように設計上考慮する。

9.1.1.3 主要設備の仕様

原子炉格納容器及び外部遮へい建屋の設備仕様を第9.1.1.1表に示す。

9.1.1.4 主要設備

9.1.1.4.1 原子炉格納容器及び外部遮へい建屋

原子炉格納容器は上部半球下部さら形鏡円筒型の炭素鋼板製とし、胴板及び下部さら形鏡板の厚さは約45mm、上部半球鏡板は約23mmとする。

原子炉格納容器は、鉄筋コンクリート造の外部遮へい建屋とともに、岩盤に直接打設した鉄筋コンクリート基礎で直接支持し、基礎の設計施工に際しては基礎と岩盤との間にすきまができないようにする。

原子炉格納容器と外部遮へい建屋との接続部には弾性充てん材を用い、事故時における内圧、熱膨張による変位拘束で生じる不連続部応力の緩和を図る。

原子炉格納容器は、常温空気、最高使用圧力の0.9倍において、原子炉格納容器内空気重量の0.1%/d以下の漏えい率となるようにする。原子炉格納容器バウンダリの脆性破壊を防止するため、原子炉格納容器本体及び貫通部には、敷地付近での気象条件を基に決定した最低使用温度（-11℃）より17℃以上低い温度で衝撃試験又は落重試験を行い規定値を有する材料を使用する。

なお、原子炉格納容器本体に使用する板厚約45mmの炭素鋼については、原子炉格納容器材料確認試験⁽¹⁰⁾の結果に基づき決められた仕様を満足させるようにする。

外部遮へい建屋は、原子炉格納容器より約4m大きい内径をもつ円筒上部ドーム型で、円筒部の厚さ約1m、ドーム部厚さ約0.9～約0.5m（頂部）の鉄筋コンクリート構造である。外部遮へい建屋円筒部と原子炉格納容器との間にアニュラスシールを設け、アニュラスシールより下部に密閉された空間（アニュラス部）をつくり二重

格納設備を構成する。この外部遮へい建屋は、建築基準法に定める風圧及び原子炉格納容器と同じ設計地震力に耐えるよう設計する。

原子炉格納容器を貫通する配管、電線及びダクトの大部分は、アニュラス部を貫通させる。

9.1.1.4.2 原子炉格納容器付属設備

(1) 配管、電線及びダクト貫通部

配管及び電線の原子炉格納容器貫通部は、原子炉格納容器に溶接したスリーブ中に配管及び電線を通し、また、ダクト及び一部の配管は直接原子炉格納容器に溶接し、原子炉格納容器パウダリとしての機能を十分満足できる構造とする。なお、電線及びベローズを用いてシールする配管の貫通部は、個々にあるいは小群に分けて原子炉格納容器の最高使用圧力の0.9倍の圧力における漏えい又は漏えい率試験を行うことができるようにする。

原子炉格納容器貫通部の設計に際しては、内圧、熱膨張及び地震による相対変位を考慮する。

外部遮へい建屋の貫通部は、アニュラスの気密性を保ち、原子炉格納容器と外部遮へい建屋間で地震時及び事故時の相対変位を吸収できる構造とする。

燃料取替用チャンネルと使用済燃料ピット間の燃料移送管貫通部は、原子炉格納容器に溶接した大口径円筒の内部にステンレス鋼製の配管を設けた構造とし、相対変位を吸収するためにベローズを設ける。燃料移送管の原子炉格納容器側には閉止ふたを使用済燃料ピット側には隔離弁を設けて2重に隔離する。

(2) エアロック及び機器搬入口

原子炉格納容器への出入口として、通常用エアロック、非常用エアロック及び機器搬入口の3つを設ける。通常用エアロックは、原子炉格納容器内機器の点検及び保守作業の際に使用し、非常用エアロックは緊急時の出入を容易にするためのもので、

通常用エアロックから離れた位置に設ける。

通常用エアロック及び非常用エアロックの扉は、2重構造になっており手動で開閉でき、原子炉格納容器の最高使用圧力の0.9倍の圧力に対して気密性を保つ。内外の両扉は原子炉格納容器の内側に開くようにし、内圧が扉を閉じる方向に働くようにする。エアロックにはプラント運転中の扉の開閉を管理するために警報器を設け、また、両方の扉が同時に開かないようにインターロックを設ける。

機器搬入口のふたは、ボルト締めとしシール部は2重ガスケットによる気密構造とする。機器搬入口は原子炉格納容器内の補修点検における機器の搬出入に使用する。

(3) 隔離弁

原子炉格納容器を貫通する配管には、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」の第32条3項に従って、以下に示す方針で隔離弁を設け、原子炉格納容器バウンダリを構成する。

- a. 隔離弁は、閉鎖隔離弁（ロック装置が施させているもの）又は自動隔離弁とする。ただし、逆止弁のうち隔離機能のないものは原子炉格納容器外側の隔離弁として使用しない。
- b. 事故時に閉鎖が要求される配管には、原子炉格納容器に近接しその内側及び外側に隔離弁を各1個設ける。

ただし、事故時直ちに閉鎖が要求されない次の配管は、隔離弁を設置したと同等の隔離機能を果たすか又は原子炉格納容器の外側あるいは内側に弁を設け必要に応じてこれを閉鎖できるものとする。

- (a) 1次冷却系統に係る施設及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、1次冷却系統に係る施設の損傷の際に損壊するおそれがない配管
- (b) 非常用炉心冷却設備に係る配管
- (c) 原子炉格納施設の安全設備に係る配管

- c. 上記の自動隔離弁の駆動動力源は、その多重性について十分考慮し、駆動動力源の単一故障によって上記の自動隔離弁が同時に隔離機能を喪失することのない設計とする。

第9.1.1.2図に原子炉格納容器バウンダリの説明図を示す。

自動隔離弁への信号は、(1)原子炉圧力低と加圧器水位低の一致、(2)原子炉圧力異常低、(3)主蒸気流量高と、主蒸気ライン圧力低あるいは1次冷却材平均温度異常低の一致、(4)主蒸気ライン差圧高、(5)原子炉格納容器圧力異常高、(6)手動の6種とする。隔離弁、検出器、制御回路等は、定期的にその機能を試験できる構造とする。

(4) 真空逃がし装置

通常運転時に万一原子炉格納容器スプレイ設備が誤動作すると、原子炉格納容器内圧が急激に低下し、負圧によって原子炉格納容器を破損するおそれがあるので、これを防止するため真空逃がし装置を設置する。

真空逃がし装置は、原子炉格納容器が負圧になった際に、逆止弁を介して格納容器外の空気を導入する。

9.1.1.5 評価

原子炉格納容器は、工学的安全施設の動的機器の単一故障及び外部電源喪失を仮定した場合でも、1次冷却材喪失事故の際に生じる最高内圧及び温度に耐えることを確認している。(添付書類十、3事故解析参照)

また、定期的あるいは計画的に原子炉格納容器漏えい率試験を行うことにより、原子炉格納容器の漏えい率が0.1%/dを十分下回ることを確認する。

原子炉格納容器バウンダリで、フェライト系鋼材で製作する部分に対しては、最低使用温度より17℃以上低い温度で衝撃試験又は落重試験を行い規定値を満足する材料を使用し、更に、設計、製作、運転に留意するので、原子炉格納容器バウンダリは脆性的挙動を示

さず、かつ、急速な伝播形破断を生ずるおそれはない。

9.1.1.6 試験検査

(1) 原子炉格納容器漏えい率試験

原子炉格納容器は、必要なときにいつでもその漏えい率を測定することができるようにする。この試験方法としては、日本電気協会電気技術規程（原子力編）J E A C 4203-1994「原子炉格納容器の漏えい試験規程」に従い絶対圧力法により行う。⁽²⁾

(2) 原子炉格納容器貫通部漏えい率試験

エアロックは個々に、また、電線、ペローズにてシールする配管の格納容器貫通部は個々にあるいは小群にまとめて、漏えい率試験を行うことができる。

(3) 原子炉格納容器隔離弁試験

現地据付後及び使用開始後定期的に、原子炉格納容器バウンダリの健全性を確認するため、原子炉格納容器隔離信号による隔離弁作動試験を行うことができる。

9.1.2 重大事故等時

9.1.2.1 概要

原子炉格納容器は、重大事故等時において設計圧力、設計温度を超えることが想定されるが、その機能が損なわれることのないよう、原子炉格納容器限界圧力、限界温度までに至らない設計とする。

9.1.2.2 設計方針

9.1.2.2.1 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。

原子炉格納容器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.1.2.2.2 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。

原子炉格納容器は、重大事故等時の環境条件を考慮した設計とする。

原子炉格納容器は、代替水源として淡水又は海水から選択可能であるため、海水影響を考慮した設計とする。

9.1.2.3 主要設備及び仕様

原子炉格納施設（重大事故等時）の主要設備及び仕様は第9.1.2.1表のとおり。

9.1.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉格納容器は、外観の確認が可能な設計とする。また、漏えいの確認が可能な設計とする。

9.2 原子炉格納容器スプレイ設備

9.2.1 概要

原子炉格納容器スプレイ設備は、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、よう素除去薬品タンク、配管及び弁類で構成し、1次冷却材喪失事故時にはか性ソーダを含むほう酸水を原子炉格納容器内にスプレイする。系統構成を第9.2.1図に示す。

原子炉格納容器スプレイ設備は、1次冷却材喪失事故時に次に示す機能を果たす。

- (1) 原子炉格納容器の内圧ピークを最高使用圧力以下に保ち、再び大気圧程度に減圧する。
- (2) 原子炉格納容器内の放射性よう素を除去する。

9.2.2 設計方針

(1) 原子炉格納容器の減圧

想定される配管破断による1次冷却材喪失事故に際して、事故後の想定される最大エネルギー放出によって生じる格納容器内の圧力及び温度を低下させるために十分な機能を有する設計とする。

(2) よう素除去

か性ソーダを含むほう酸水をスプレイすることにより、想定される1次冷却材喪失事故に対して、原子炉格納容器内に放出された放射性無機よう素を等価半減期50秒以下で除去する設計とする。

(3) 単一故障

原子炉格納容器スプレイ設備は、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。

(4) 外部電源喪失

外部電源喪失時には、前述の単一故障を想定しても、ディーゼル発電機の作動により所定の安全機能を果たしうる設計とする。

(5) 試験検査

原子炉格納容器スプレイ設備は、その健全性あるいは能力を確認するために、その重要度に応じて定期的な試験及び検査ができる設計とする。

9.2.3 主要設備の仕様

原子炉格納容器スプレイ設備の主要設備の仕様を第9.2.1表に示す。

9.2.4 系統設計及び主要設備

9.2.4.1 系統設計

原子炉格納容器スプレイ設備は、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器、よう素除去薬品タンク、配管、弁類で構成する。格納容器スプレイポンプは100%容量のものを2台、格納容器スプレイ冷却器は100%容量のものを2基、また、よう素除去薬品タンクは100%容量のものを1基設置する。

この設備は次に示す原子炉格納容器スプレイ作動信号により自動作動する。

(1) 原子炉格納容器圧力異常高

(2) 手動

原子炉格納容器スプレイ作動信号が発せられると、格納容器スプレイ冷却器出口弁が開き格納容器スプレイポンプが起動し、よう素除去薬注弁が開く。格納容器スプレイポンプの電源はディーゼル発電機に接続しており、外部電源喪失時にも作動する。格納容器スプレイポンプの吸込みは、燃料取替用水タンクから取り、吸込側の止め弁は原子炉運転中でも常時開にしておく。

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

よう素除去薬品注入設備は、1次冷却材喪失事故時に原子炉格納容器内に放出される放射性よう素のスプレイ水による吸収を促進するとともに、格納容器サンプ水からの放射性よう素の放散を低減す

るための設備で、よう素除去薬品タンク、スプレイエダクタ、配管、弁類で構成する。

原子炉格納容器スプレイ作動信号が発せられると、よう素除去薬注弁が開き、格納容器スプレイポンプ吐出側から分岐して格納容器スプレイポンプ吸込側に戻るラインに設けたスプレイエダクタにより、燃料取替用水タンクからの水にか性ソーダ溶液を混入する。

9.2.4.2 主要設備

(1) 格納容器スプレイポンプ

格納容器スプレイポンプは、横置の電動渦巻式で2系列に各々1台を設置する。格納容器スプレイポンプは、原子炉格納容器スプレイ作動信号により自動起動し、燃料取替用水タンクより取水するが、このタンクの水位が低くなると格納容器サンプに切替える。

格納容器スプレイポンプの吐出配管より燃料取替用水タンクに戻るテストラインを設けて、通常運転時のポンプテストを行うことができるようにする。

(2) 格納容器スプレイ冷却器

格納容器スプレイ冷却器は、横置のU字管式でポンプ1台につき1基接続しており、再循環時のスプレイ水の冷却を行う。スプレイ水は管側を流れ、原子炉補機冷却水は胴側を流れる。

(3) よう素除去薬品タンク

よう素除去薬品タンクには、か性ソーダ溶液（か性ソーダ濃度約30wt%）を窒素ガスで加圧して貯蔵する。原子炉格納容器スプレイ作動信号が発せられると、スプレイエダクタにより燃料取替用水タンクからの水にか性ソーダ溶液を混入する。

(4) スプレイヘッド及びスプレイノズル

スプレイヘッドは、原子炉格納容器内に高さをかえて同心円状に各系統4本ずつ、計8本設置する。スプレイノズルはホローコーン型で角度をかえてスプレイヘッドに取付ける。

9.2.5 評価

(1) 原子炉格納容器の減圧に対する能力

想定される1次冷却材喪失事故に際して、原子炉格納容器が最高内圧を超えることなく、事故後再び大気圧程度に減圧することを確認している。

(2) よう素除去に対する能力

スプレイによる放射性無機よう素の除去効率等は等価半減期50秒以下で安全評価に使用する等価半減期50秒及び100秒を上回っていないことを実験に基づき確認している。⁽³⁾

(3) 単一故障に対する能力

想定される事故に対して、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しうる。

(4) 外部電源喪失に対する能力

想定される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所定の安全機能を果たしうる。

9.2.6 試験検査

原子炉格納容器スプレイ設備の作動を確認するため、スプレイノズルの空気試験、原子炉格納容器スプレイ作動信号による系統試験を実施する。

プラント運転中には、燃料取替用水タンクに戻る試験用配管を使用して、定期的に格納容器スプレイポンプの作動試験を行うことができる。

9.3 アニュラス空気浄化設備(4)(5)(6)(7)(8)

9.3.1 設計基準事故時

9.3.1.1 概要

アニュラス空気浄化設備はアニュラス空気浄化ファンとアニュラス空気浄化フィルタユニットで構成し、100%容量のものを2系統設置する。設備の概略を第9.3.1図に示す。本設備の機能は次のとおりである。

- (1) 1次冷却材喪失事故時、アニュラス部を負圧に保ち、また、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした空気を浄化再循環し、環境に放出される核分裂生成物の濃度を減少させる。
- (2) 燃料中の放射能が十分減衰するまでの間に想定される燃料取扱事故時、燃料取扱室からの排気を浄化し、環境に放出される核分裂生成物の濃度を減少させる。
- (3) 平常時のアニュラス内立入時、必要に応じてアニュラス内の換気を行う。

アニュラス空気浄化設備は、非常用炉心冷却設備作動信号が発せられるとアニュラス空気浄化ファンが起動し、同時にアニュラス排気弁及び全量放出弁が開となり、アニュラスの負圧達成をはかる。負圧達成後はアニュラス内圧を設定負圧に維持するように、アニュラス戻り弁の開度を自動調整して循環運転を行う。また、全量放出弁を閉じ少量放出弁から放出する。

燃料取扱事故信号が発せられると、アニュラス空気浄化ファンが起動し、全量放出弁が開となり燃料取扱室の排気を放出する。

9.3.1.2 設計方針

- (1) 1次冷却材喪失事故後の短期間では動的機器の単一故障及び外部電源喪失を仮定した場合でも、アニュラス部の負圧を10分以内に達成できる設計とする。

また、事故後24時間以上経過した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故障を仮定しても、当該設備に要求

される格納容器内又は放射性物質が格納容器内から漏れ出た場所の雰囲気中の放射性物質の濃度低減機能を達成できる設計とする。

なお、単一設計とする格納容器排気筒手前のダクトの一部については、劣化モードに対する適切な保守管理を実施し、故障の発生を低く抑えるとともに、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

- (2) アニュラス空気浄化フィルタユニットによるよう素除去効率は、95%以上となる設計とする。

9.3.1.3 主要設備の仕様

アニュラス空気浄化設備の主要設備の仕様を第 9.3.1 表に示す。

9.3.1.4 主要設備

- (1) アニュラス空気浄化ファン

アニュラス空気浄化ファンは、電動機直結型とし、また、運転中にファンから大気中に漏えいするのを防ぐ構造とする。

- (2) アニュラス空気浄化フィルタユニット

アニュラス空気浄化フィルタユニットは、よう素除去用としてのよう素除去フィルタ、じんあい・湿分除去用としての除湿フィルタ及びじんあい除去用としての微粒子フィルタを内蔵しており、事故時に排気中のよう素及びじんあいを除去して、アニュラス内空気中のよう素及びじんあい濃度を低減する。

9.3.1.5 評価

アニュラス空気浄化設備は、1次冷却材喪失事故時に動的機器の単一故障及び外部電源喪失を想定した場合でも、アニュラス部の負圧を約 8 分で達成できるが、安全評価ではこれをきびしく評価して 10 分としている。

また、アニュラス空気浄化設備のよう素除去フィルタのよう素除

去効率は、95%以上で安全評価に使用する 90%及び 95%を下回っていないことを実験により確認している。(9)

アニュラス空気浄化設備に対して、1次冷却材喪失事故時及び燃料取扱事故時に、それぞれ要求される機能は同時に要求となることはないので安全上何ら支障はない。

9.3.1.6 試験検査

アニュラス空気浄化設備は、プラント運転に先立ち非常用炉心冷却設備作動信号による系統試験を行い、アニュラス部の負圧達成能力、負圧維持能力を確認する。

アニュラス空気浄化設備は、プラント運転中でも中央制御室から1系統ずつの起動試験及び性能チェックが可能である。

また、よう素除去フィルタのサンプルを取り出し、実験室規模でよう素を使用して吸着試験を行う。なお、フィルタ差圧については測定表示し目詰りを監視する。

9.3.2 重大事故等時

9.3.2.1 設計方針

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及び原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設の水素爆発による損傷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（放射性物質の濃度低減及び水素の排出）を設ける。

重大事故等対処設備（放射性物質の濃度低減及び水素の排出）として、アニュラス空気浄化設備のアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化フィルタユニット及び窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）を使用する。また、代替電源設備として空冷式非常用発電装置を使用する。

アニュラス空気浄化ファンは、原子炉格納容器からアニュラスへ

漏えいする放射性物質及び水素等を含む空気を吸入し、アニュラス空気浄化フィルタユニットを介して放射性物質を低減させたのち排出することで、放射性物質の濃度を低減するとともに水素を排出する設計とする。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空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。また、A系アニュラス空気浄化系の弁はディーゼル発電機に加えて、代替電源設備である空冷式非常用発電装置により電磁弁を開放することで制御用空気設備の窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）により開操作できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・アニュラス空気浄化ファン
- ・アニュラス空気浄化フィルタユニット
- ・窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）
- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。格納容器空調装置を構成する格納容器排気筒は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、アニュラス空気浄化ファンの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

9.3.2.2.1 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。

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

を持った空冷式非常用発電装置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。

9.3.2.2.2 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。

放射性物質の濃度低減及び水素の排出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格納容器排気筒は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

放射性物質の濃度低減及び水素の排出に使用する窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.3.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

炉心の著しい損傷により発生した放射性物質及び水素が、原子炉格納容器外に漏えいした場合において、放射性物質の濃度低減及び水素の排出に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する空気中の放射性物質の濃度を低減するために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。また、原子炉格納容器外に漏えいした可燃限界濃度未満の水素を含む空気を排出させる機能に対して、設計基準事故対処設備としてのアニュラスの負圧達成能力及び負圧維持能力を使用することにより、アニュラス内の水素を屋外に排出することができるため、同仕様で設計するが、格納容器内自然対流冷却、格納容器スプ

レイ及び代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の温度・圧力低下機能と、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置による原子炉格納容器内の水素濃度低減機能とあいまって、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する容量を有する設計とする。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する空気中の放射性物質の濃度を低減するために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。

窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）は、供給先のアニュラス浄化排気弁等が空気作動式であるため、弁全開に必要な圧力を設定圧力とし、配管分の加圧、弁作動回数、リークしないことを考慮した容量に対して十分な容量を有したものを3号炉及び4号炉それぞれで1セット2本使用する。保有数は、3号炉及び4号炉それぞれで1セット2本、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、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3号炉及び4号炉それぞれで2本、合わせて3号炉及び4号炉それぞれで4本の合計8本を保管する設計とする。

9.3.2.2.4 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。

アニュラス空気浄化ファンは、重大事故等時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

アニュラス空気浄化フィルタユニットは、重大事故等時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）は、燃料取扱建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における燃料取扱建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

格納容器排気筒は、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮

した設計とする。

9.3.2.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

アニュラス空気浄化ファンを使用した放射性物質の濃度低減及び水素の排出を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。アニュラス空気浄化ファンは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

窒素ポンベ（アニュラス浄化排気弁等作動用）を使用したアニュラス浄化排気弁等への代替空気供給を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。窒素ポンベ（アニュラス浄化排気弁等作動用）の出口配管と制御用空気配管の接続は、簡便な接続方法による接続とし、確実に接続できる設計とする。また、3号炉及び4号炉で同一形状とする。窒素ポンベ（アニュラス浄化排気弁等作動用）の接続口は、ポンベ取付継手による接続とし、3号炉及び4号炉の窒素ポンベ（加压器逃がし弁作動用、原子炉補機冷却水サージタンク加圧用及びアニュラス浄化排気弁等作動用）の取付継手は同一形状とする。また、窒素ポンベ（アニュラス浄化排気弁等作動用）の接続口は、一般的に使用される工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により窒素ポンベの交換が可能な設計とする。

9.3.2.2.6 主要設備及び仕様

アニュラス空気浄化設備の主要設備及び仕様は第9.3.2.1表及び第9.3.2.2表に示す。

9.3.2.2.7 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示

す。

アニュラスからの放射性物質の濃度低減及び水素の排出に使用する系統（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、多重性のある試験系統により独立して機能・性能確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

アニュラス空気浄化ファンは、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、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。よう素フィルタは、フィルタ取り外しができる設計、格納容器排気筒は、外観の確認が可能な設計とする。

アニュラスからの放射性物質の濃度低減及び水素の排出に使用する窒素ポンペ（アニュラス浄化排気弁等作動用）は、アニュラス浄化排気弁等作動用空気配管へ窒素供給することにより機能・性能の確認が可能な設計とする。ポンペは規定圧力が確認できる設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

9.4 原子炉格納容器内の冷却等のための設備

9.4.1 概要

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

原子炉格納容器内の冷却等のための設備概略系統図を第 9.4.1 図から第 9.4.5 図に示す。

9.4.2 設計方針

(1) 原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度低下

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

1次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器及び格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁の故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（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、原子炉補機冷却水設備のA、B、C原子炉補機冷却水ポンプ、A、B原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び窒素ポンプ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）、原子炉補機冷却海水設備の海水ポンプ並びに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。

海水ポンプを用いてA、B原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ポンペ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）を接続して窒素加圧し、A、B、C原子炉補機冷却水ポンプによりA、B格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

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
- ・ A、B、C原子炉補機冷却水ポンプ
- ・ A、B原子炉補機冷却水冷却器
- ・ 原子炉補機冷却水サージタンク
- ・ 窒素ポンペ(原子炉補機冷却水サージタンク加圧用)
- ・ 海水ポンプ
- ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））

原子炉補機冷却海水設備を構成する海水ストレーナは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、A、B、C原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」

にて記載する。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。非常用取水設備の海水取水トンネル及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

1次冷却材喪失事象時において、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉格納容器スプレイ設備の燃料取替用水タンク、補給水設備の復水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを使用する。

燃料取替用水タンク又は燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを使用した復水タンクを水源とする恒設代替低圧注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイできる設計とする。恒設代替低圧注水ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置より代替所内電気設備変圧器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。

- ・ 恒設代替低圧注水ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備変圧器（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・ タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電装置、代替所内電気設備変圧器、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記

載する。その他重大事故等に使用する設計基準事故対処設備としては、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」にて記載する。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉格納容器スプレイ設備の燃料取替用水タンク、補給水設備の復水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを使用する。

燃料取替用水タンク又は燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを使用した復水タンクを水源とする恒設代替低圧注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイできる設計とする。恒設代替低圧注水ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置より代替所内電気設備変圧器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。

- ・ 恒設代替低圧注水ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備変圧器（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・ タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電装置、代替所内電気設備変圧器、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。その他重大事故等に使用する設計基準事故対処設備として

は、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」にて記載する。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、大容量ポンプ、燃料油貯油そう、タンクローリー、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。

海を水源とする大容量ポンプは、A、B海水ストレナブロー配管又はA原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールと可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、A、B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。

また、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。大容量ポンプの燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリー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。

- ・大容量ポンプ（3号及び4号炉共用）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・A、B格納容器再循環ユニット

- ・可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））

原子炉補機冷却海水設備を構成するA、B海水ストレーナ並びに原子炉補機冷却水設備を構成するA原子炉補機冷却水冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「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。非常用取水設備の海水取水トンネル及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

- (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合における原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質濃度の低下

原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

1次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（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、原子炉補機冷却水設備のA、B、C原子炉補機冷却水ポンプ、A、B原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）、原子炉補機冷却海水設備の海水ポンプ並びに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。

海水ポンプを用いてA、B原子炉補機冷却水冷却器へ海水を通水するとともに、原子炉補機冷却水の沸騰防止のため、原子炉補機冷却水サージタンクに窒素ポンペ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）を接続して窒素加圧し、A、B、C原子炉補機冷却水ポンプによりA、B格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、格納容器内自然対流冷却と併せて代替格納容器スプレイを行うことにより放射性物質濃度を低下できる設計とする。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）は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。

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
- ・ A、B、C原子炉補機冷却水ポンプ
- ・ A、B原子炉補機冷却水冷却器
- ・ 原子炉補機冷却水サージタンク
- ・ 窒素ポンペ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）
- ・ 海水ポンプ
- ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））

原子炉補機冷却海水設備を構成する海水ストレーナは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、A、B、C原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプの電源として使

用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。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。非常用取水設備の海水取水トンネル及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

1次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉格納容器スプレイ設備の燃料取替用水タンク、補給水設備の復水タンク、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ、送水車、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

燃料取替用水タンク又は燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを使用した復水タンクを水源とする恒設代替低圧注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイできる設計とする。海を水源とする送水車は、可搬型ホースを介して復水タンクへ海水を補給できる設計とする。恒設代替低圧注水ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置より代替所内電気設備変圧器を経由して給電できる設計とする。送水車の燃料は、燃料油貯油そうからタンクローリー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。

- ・ 恒設代替低圧注水ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）

- ・代替所内電気設備変圧器（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・送水車

空冷式非常用発電装置、代替所内電気設備変圧器、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。その他重大事故等に使用する設計基準事故対処設備としては、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」にて記載する。

1次冷却材喪失事象時に格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクの故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合の重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び仮設組立式水槽を使用する。送水車により海水を補給した仮設組立式水槽を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイできる設計とする。可搬式代替低圧注水ポンプは電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）から給電できる設計とする。電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）及び送水車の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリー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。

- ・可搬式代替低圧注水ポンプ
- ・電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）
- ・送水車
- ・仮設組立式水槽
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）

・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」にて記載する。非常用取水設備の海水取水トンネル及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合を想定した重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、恒設代替低圧注水ポンプ、原子炉格納容器スプレイ設備の燃料取替用水タンク、補給水設備の復水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ、送水車、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

燃料取替用水タンク又は燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを使用した復水タンクを水源とする恒設代替低圧注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイできる設計とする。海を水源とする送水車は、可搬型ホースを介して復水タンクへ海水を補給できる設計とする。恒設代替低圧注水ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置より代替所内電気設備変圧器を経由して給電できる設計とする。送水車の燃料は、燃料油貯油そうからタンクローリー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。

- ・ 恒設代替低圧注水ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ
- ・ 空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備変圧器（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）

- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・送水車

空冷式非常用発電装置、代替所内電気設備変圧器、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。その他重大事故等に使用する設計基準事故対処設備としては、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」にて記載する。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合を想定した重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び仮設組立水槽を使用する。送水車により海水を補給した仮設組立式水槽を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプには、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより原子炉格納容器内にスプレイできる設計とする。可搬式代替低圧注水ポンプは電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）から給電できる設計とする。電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）及び送水車の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリー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。

- ・可搬式代替低圧注水ポンプ
- ・電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）
- ・送水車
- ・仮設組立式水槽
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

燃料油貯油そう、タンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」にて記載する。非常用取水設備の海水取水トンネル及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、大容量ポンプ、燃料油貯油そう、タンクローリー、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。

海を水源とする大容量ポンプは、A、B海水ストレナーナブロー配管又はA原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールと可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、A、B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。

また、格納容器内自然対流冷却と併せて代替格納容器スプレイを行うことにより放射性物質濃度を低下できる設計とする。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）は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。大容量ポンプの燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリー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。

- ・大容量ポンプ（3号及び4号炉共用）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

- ・ A、B 格納容器再循環ユニット
- ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））

原子炉補機冷却海水設備を構成する A、B 海水ストレーナ並びに原子炉補機冷却水設備を構成する A 原子炉補機冷却水冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「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。非常用取水設備の海水取水トンネル及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイは、炉心損傷防止目的と原子炉格納容器破損防止目的を兼用する設計とする。

9.4.2.1 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。

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は、格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器及び格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁並びに格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクを用いた格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の冷却に対して多様性を持った設計とする。

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し、A、B、C 原子炉補機冷却水ポンプ、A、B 原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び窒素ポンペ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）は原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポン

プ、格納容器スプレイ冷却器及び格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁と異なる区画に設置し、海水ポンプは原子炉補助建屋内の燃料取替用水タンクと屋外の離れた位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプを使用した代替格納容器スプレイは、空冷式非常用発電装置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、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ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又は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格納容器スプレイポンプを使用した格納容器スプレイに対して異なる水源を持つ設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプは原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと異なる区画に設置し、復水タンクは屋外に、燃料取替用水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは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。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。

炉心の著しい損傷が発生した場合の代替格納容器スプレイ時において恒設代替低圧注水ポンプは、ディーゼル発電機に対して多様性を持った空冷式非常用発電装置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。

可搬式代替低圧注水ポンプ、仮設組立式水槽及び送水車を使用した代替格納容器スプレイは、仮設組立式水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格納容器スプレイポンプを使用した格納容器スプレイ並びに燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする恒設代替低圧注水ポンプを使用した代替格納容器スプレイに対して異なる水源を持つ設計とする。

可搬式代替低圧注水ポンプは、専用の電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）から給電することにより、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ及び恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納

容器スプレイ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。

可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、仮設組立式水槽及び送水車は、屋外の復水タンク並びに原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ及び燃料取替用水タンクと、屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する大容量ポンプの駆動源は、水冷式のディーゼル駆動とすることで、ディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。

大容量ポンプは、原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

代替格納容器スプレイに使用する送水車の駆動源は、車両のエンジンを利用したディーゼル駆動とすることにより、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ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。

送水車は、原子炉補助建屋内の格納容器スプレイポンプと屋外の離れた位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

大容量ポンプの接続箇所は、異なる建屋面の隣接しない位置に、複数箇所設置する設計とする。

可搬式代替低圧注水ポンプの接続箇所は、原子炉補助建屋の異なる面の隣接しない位置に、複数箇所設置する設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプを使用した代替格納容器スプレイ配管は、水源から格納容器スプレイ配管との合流点までの系統について、格納容器スプレイポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

格納容器内自然対流冷却において使用する原子炉補機冷却水系統は、格納容器スプレイポンプを使用した系統に対して独立した設計

とする。

これらのシステムの独立性及び位置的分散によって、格納容器スプレイポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

9.4.2.2 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。

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、C原子炉補機冷却水ポンプ、A、B原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、海水ポンプ及び海水ストレーナは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する窒素ポンペ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する大容量ポンプは、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすること並びに車輪止めによって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、大容量ポンプより供給される海水を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には原子炉補機冷却水系統と原子炉補機冷却海水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

代替格納容器スプレイに使用する恒設代替低圧注水ポンプ、燃料取替用水タンク、復水タンク、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ及び送水車は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、放射性物質を含む系統と含まない系

統を区分するため、通常運転時には燃料取替用水タンクと復水タンクをディスタンスピースで分離する設計とする。

代替格納容器スプレイに使用する可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、仮設組立式水槽及び送水車は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

9.4.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器及び格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁の故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合における格納容器内自然対流冷却として使用するA、B格納容器再循環ユニットは、重大事故等時に崩壊熱による原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇に対して、格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水又は海水を通水させることで、格納容器内自然対流冷却の圧力損失を考慮しても原子炉格納容器内の温度及び圧力を低下させることができる容量を有する設計とする。

格納容器スプレイポンプ、格納容器スプレイ冷却器及び格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁の故障等により原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合における格納容器内自然対流冷却として使用するA、B、C原子炉補機冷却水ポンプ、A、B原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク及び海水ポンプは、設計基準事故時の原子炉補機冷却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原子炉補機冷却水流量が、炉心崩壊熱により加圧及び加熱された原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な原子炉補機冷却水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。