

で可能な設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、海水を使用するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

再循環運転（高圧注入ポンプ）の高圧注入ポンプ及びほう酸注入タンクは原子炉補助建屋内に設置し、安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁は周辺補機棟内に設置し、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧注入ポンプ、燃料取替用水ピット及びほう酸注入タンクは、インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない区画に設置する設計とする。

高圧注入ポンプ及び安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

再循環運転（高圧注入ポンプ）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、再循環運転時における保温材等のデブリの影響及び海水注水を行った場合の影響を考慮し、閉塞しない設計とする。

高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁は、海水を使用するため、海水影響を考慮した設計とする。

代替再循環（B-格納容器スプレイポンプ）のB-格納容器スプレ

イポンプ及びB-格納容器スプレイ冷却器は原子炉補助建屋内に設置し、B-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁は周辺補機棟内に設置し、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

B-格納容器スプレイポンプ及びB-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

代替再循環運転（B-格納容器スプレイポンプ）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、再循環運転時における保温材等のデブリの影響及び海水注水を行った場合の影響を考慮し、閉塞しない設計とする。

B-格納容器スプレイポンプ、B-格納容器スプレイ冷却器及びB-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁は、海水を使用するため、海水影響を考慮した設計とする。

炉心注水（高圧注入ポンプ）の高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンクは、原子炉補助建屋内に設置し、燃料取替用水ピットは、周辺補機棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧注入ポンプ、燃料取替用水ピット及びほう酸注入タンクは、インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない区画に設置する設計とする。

高圧注入ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

炉心注水（高圧注入ポンプ）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

高圧注入ポンプ、燃料取替用水ピット及びほう酸注入タンクは、海水を使用するため、海水影響を考慮した設計とする。

代替炉心注水（B-充てんポンプ（自己冷却））のB-充てんポンプは原子炉補助建屋内に設置し、燃料取替用水ピットは周辺補機棟内に設置し、再生熱交換器は原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

燃料取替用水ピットは、インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない区画に設置する設計とする。

B-充てんポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

代替炉心注水（B-充てんポンプ（自己冷却））の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

B-充てんポンプ、燃料取替用水ピット及び再生熱交換器は、海水を使用するため、海水影響を考慮した設計とする。

代替再循環運転（A-高圧注入ポンプ（代替補機冷却））のA-高圧注入ポンプ及びほう酸注入タンクは原子炉補助建屋内に設置し、A-安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁は周辺補機棟内に設置し、格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリー

ンは原子炉格納容器内に設置し，可搬型大型送水ポンプ車は屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

A－高圧注入ポンプは，インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため，これらの環境影響を受けない区画に設置する設計とする。

A－高圧注入ポンプ及びA－安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車の常設設備との接続及び操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

代替再循環運転（A－高圧注入ポンプ（代替補機冷却））の系統構成に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは，再循環運転時における保温材等のデブリの影響及び海水注水を行った場合の影響を考慮し，閉塞しない設計とする。

A－高圧注入ポンプ，ほう酸注入タンク及びA－安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁は，海水を使用するため，海水影響を考慮した設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は，海水を使用するため，海水影響を考慮した設計とし，海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

格納容器スプレイ（格納容器スプレイポンプ）の格納容器スプレイ

ポンプ及び格納容器スプレイ冷却器は原子炉補助建屋内に設置し、燃料取替用水ピットは周辺補機棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

燃料取替用水ピットは、インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない区画に設置する設計とする。

格納容器スプレイポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

格納容器スプレイ（格納容器スプレイポンプ）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット及び格納容器スプレイ冷却器は、海水を使用するため、海水影響を考慮した設計とする。

代替格納容器スプレイ（代替格納容器スプレイポンプ）の代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット及び補助給水ピットは、周辺補機棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

燃料取替用水ピット及び補助給水ピットは、インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない区画に設置する設計とする。

代替格納容器スプレイポンプの操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ（代替格納容器スプレイポンプ）の系統構成

に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット及び補助給水ピットは、海水を使用するため、海水影響を考慮した設計とする。

蒸気発生器２次側からの除熱の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び補助給水ピットは周辺補機棟内に設置し、蒸気発生器は原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び補助給水ピットは、インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない区画に設置する設計とする。

主蒸気逃がし弁は、インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため、インターフェイスシステムLOCA時の環境影響を受けない区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時の環境条件を考慮した設計とする。

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

主蒸気逃がし弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計又は防護具を装着することで、設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

蒸気発生器２次側からの除熱の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

補助給水ピット，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ及び蒸気発生器は，海水を使用するため，海水影響を考慮した設計とする。

炉心注水（余熱除去ポンプ）の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は原子炉補助建屋内に設置並びに燃料取替用水ピットは周辺補機棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

燃料取替用水ピットは，インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用する設備であるため，これらの環境影響を受けない区画に設置する設計とする。

余熱除去ポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

炉心注水（余熱除去ポンプ）の系統構成に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器は，海水を使用するため，海水影響を考慮した設計とする。

#### 5.6.2.5 操作性の確保

基本方針については，「1.1.10.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

##### (1) 操作性の確保

充てんポンプ及び燃料取替用水ピットを使用した炉心注水（充てんポンプ）は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備

として使用できる設計とする。

充てんポンプは、中央制御室の制御盤により操作が可能な設計とする。炉心注水（充てんポンプ）の系統構成に必要な弁は、想定される重大事故等時において、中央制御室の制御盤により操作が可能な設計とする。

B－格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水ピットを使用した代替炉心注水（B－格納容器スプレイポンプ）並びにB－格納容器スプレイポンプ、格納容器再循環サンプ及びB－安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁を使用した代替再循環運転（B－格納容器スプレイポンプ）は、想定される重大事故等時において、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。

B－格納容器スプレイポンプ及びB－安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁は、中央制御室の制御盤により操作が可能な設計とする。代替炉心注水（B－格納容器スプレイポンプ）及び代替再循環運転（B－格納容器スプレイポンプ）の系統構成に必要な弁は、想定される重大事故等時において、中央制御室の制御盤により操作又は設置場所で手動操作が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット及び補助給水ピットを使用した代替炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ）及び残留溶融炉心を冷却するための代替格納容器スプレイ（代替格納容器スプレイポンプ）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また、重大事故等時の代替格納容器スプレイを行う系統構成から代替炉心注水を行う系統構成への切替え並びに代替炉心注水



を行う系統構成から代替格納容器スプレイを行う系統構成への切替えについても、弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。

代替格納容器スプレイポンプは、現場の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。代替炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ）及び代替格納容器スプレイ（代替格納容器スプレイポンプ）の系統構成に必要な弁は、想定される重大事故等時において、中央制御室の制御盤により操作又は設置場所で手動操作が可能な設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車を使用した代替炉心注水（可搬型大型送水ポンプ車）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、付属の操作器等により設置場所での操作が可能な設計とする。

代替炉心注水（可搬型大型送水ポンプ車）の系統構成に必要な弁は、中央制御室の制御盤により操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し設置場所にて車輪止めによる固定等が可能な設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車を接続する接続口については、簡便な接続とし、結合金具を用いて、可搬型ホースを確実に接続することができる設計とする。また、可搬型ホースの接続については、接続方式及び接続口の口径を統一する設計とする。

高圧注入ポンプ、格納容器再循環サンプ及び安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁を使用した再循環運転（高圧注入ポンプ）並びに高圧注入ポンプ及び燃料取替用水ピットを使用した炉心注水（高圧注入ポンプ）は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用できる設計とする。

高圧注入ポンプ及び安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁は、中央制御室の制御盤により操作が可能な設計とする。炉心注水（高圧注入ポンプ）及び再循環運転（高圧注入ポンプ）の系統構成に必要な弁は、中央制御室の制御盤により操作が可能な設計とする。

B-充てんポンプ及び燃料取替用水ピットを使用した代替炉心注水（B-充てんポンプ（自己冷却））は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成から切り替えることなく、弁操作等にて重大事故等対処設備として使用できる設計とする。

B-充てんポンプの自己冷却ラインは、想定される重大事故等時において、通常の系統から弁操作等にて速やかに切替えられる設計とする。

B-充てんポンプは、中央制御室の制御盤により操作が可能な設計とする。代替炉心注水（B-充てんポンプ（自己冷却））の系統構成に必要な弁は、中央制御室の制御盤により操作又は設置場所で手動操作が可能な設計とする。

代替補機冷却によるA-高圧注入ポンプを使用した代替再循環運転（A-高圧注入ポンプ（代替補機冷却））は、想定される重

大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成から切替えることなく，弁操作等にて重大事故等対処設備として使用できる設計とする。

A－高圧注入ポンプは，中央制御室の制御盤により操作が可能な設計とする。可搬型大型送水ポンプ車は，付属の操作器等により設置場所での操作が可能な設計とする。代替再循環運転（A－高圧注入ポンプ（代替補機冷却））の系統構成に必要な弁は，中央制御室の制御盤により操作又は設置場所で手動操作が可能な設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は，車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに，車輪止めを搭載し設置場所にて車輪止めによる固定等が可能な設計とする。

代替補機冷却に使用する可搬型大型送水ポンプ車と原子炉補機冷却水配管を接続する接続口については，簡便な接続とし，結合金具を用いて，可搬型ホースを確実に接続することができる設計とする。また，可搬型ホースの接続については，接続方式及び接続口の口径を統一する設計とする。

タービン動補助給水ポンプ，電動補助給水ポンプ，補助給水ピット，主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器を使用した蒸気発生器２次側からの除熱は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用できる設計とする。

タービン動補助給水ポンプ，電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は，中央制御室の制御盤により操作が可能な設計とする。また，主蒸気逃がし弁は現場操作も可能となるように手動ハンド

ルを設け、常設の踏み台を用いることで、現場で人力により確実に操作できる設計とする。蒸気発生器 2 次側からの除熱の系統構成に必要な弁は、中央制御室の制御盤により操作又は設置場所で手動操作が可能な設計とする。

格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水ピットを使用した残留溶融炉心を冷却するために格納容器スプレイ（格納容器スプレイポンプ）は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用できる設計とする。

格納容器スプレイポンプは、中央制御室の制御盤により操作が可能な設計とする。格納容器スプレイ（格納容器スプレイポンプ）の系統構成に必要な弁は、想定される重大事故等時において、中央制御室の制御盤により操作が可能な設計とする。

余熱除去ポンプ及び燃料取替用水ピットを使用した炉心注水（余熱除去ポンプ）は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用できる設計とする。

余熱除去ポンプは、中央制御室の制御盤により操作が可能な設計とする。炉心注水（余熱除去ポンプ）の系統構成に必要な弁は、想定される重大事故等時において、中央制御室の制御盤により操作が可能な設計とする。

### 5.6.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要仕様を第5.6.1表に示す。

#### 5.6.4 試験検査

基本方針については、「1.1.10.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

炉心注水（充てんポンプ）及び代替炉心注水（B－充てんポンプ（自己冷却））は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な系統設計とする。

炉心注水（充てんポンプ）及び代替炉心注水（B－充てんポンプ（自己冷却））に使用する燃料取替用水ピットは、発電用原子炉の運転中又は停止中にほう素濃度及び有効水量の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認が可能なように、アクセスドアを設ける設計とする。

炉心注水（充てんポンプ）及び代替炉心注水（B－充てんポンプ（自己冷却））に使用する再生熱交換器は、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、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。

炉心注水（充てんポンプ）及び代替炉心注水（B－充てんポンプ（自己冷却））に使用する充てんポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

炉心注水（高圧注入ポンプ）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な系統設計とする。

炉心注水（高圧注入ポンプ）に使用する燃料取替用水ピットは、炉心注水（充てんポンプ）に同じである。

炉心注水（高圧注入ポンプ）に使用するほう酸注入タンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中にほう素濃度及び有効水量の確認が可能な設

計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に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。

炉心注水（高圧注入ポンプ）に使用する高圧注入ポンプ及び炉心注水（余熱除去ポンプ）に使用する余熱除去ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

炉心注水（余熱除去ポンプ）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な系統設計とする。

炉心注水（余熱除去ポンプ）に使用する燃料取替用水ピットは、炉心注水（充てんポンプ）に使用する燃料取替用水ピットに同じである。

炉心注水（余熱除去ポンプ）に使用する余熱除去冷却器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認が可能なように、マンホールを設けるとともに、非破壊検査が可能な設計とする。

炉心注水（余熱除去ポンプ）に使用する余熱除去ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

格納容器スプレイ（格納容器スプレイポンプ）及び代替炉心注水（B-格納容器スプレイポンプ）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な系統設計とする。

格納容器スプレイ（格納容器スプレイポンプ）及び代替炉心注水（B-格納容器スプレイポンプ）に使用する燃料取替用水ピットは、炉心注水（充てんポンプ）に使用する燃料取替用水ピットに同じである。

格納容器スプレイ（格納容器スプレイポンプ）及び代替炉心注水（B-格納容器スプレイポンプ）に使用する格納容器スプレイ冷却器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認が可能なように、フランジ

を設けるとともに、非破壊検査が可能な設計とする。

格納容器スプレイ（格納容器スプレイポンプ）及び代替炉心注水（B-格納容器スプレイポンプ）に使用する格納容器スプレイポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

代替炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ）及び代替格納容器スプレイ（代替格納容器スプレイポンプ）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な系統設計とする。

代替炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ）及び代替格納容器スプレイ（代替格納容器スプレイポンプ）に使用する燃料取替用水ピットは、炉心注水（充てんポンプ）に使用する燃料取替用水ピットに同じである。

代替炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ）及び代替格納容器スプレイ（代替格納容器スプレイポンプ）に使用する補助給水ピットは、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認が可能なように、アクセスドアを設ける設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に有効水量の確認が可能な設計とする。

代替炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ）及び代替格納容器スプレイ（代替格納容器スプレイポンプ）に使用する代替格納容器スプレイポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

代替炉心注水に使用する系統（可搬型大型送水ポンプ車）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な系統設計とする。

代替炉心注水（可搬型大型送水ポンプ車）に使用する可搬型大型送水

ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解又は取替えが可能な設計とし、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

再循環運転（高圧注入ポンプ）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な系統設計とする。

再循環運転（高圧注入ポンプ）に使用する格納容器再循環サンプル及び格納容器再循環サンプルスクリーンは、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。

再循環運転（高圧注入ポンプ）に使用するほう酸注入タンクは、再循環運転（高圧注入ポンプ）に使用するほう酸注入タンクに同じである。

再循環運転（高圧注入ポンプ）に使用する安全注入ポンプ再循環サンプル側入口C/V外側隔離弁は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

代替再循環運転（B－格納容器スプレイポンプ）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な系統設計とする。

代替再循環運転（B－格納容器スプレイポンプ）に使用する格納容器再循環サンプル及び格納容器再循環サンプルスクリーンは、再循環運転（高圧注入ポンプ）に使用する格納容器再循環サンプル及び格納容器再循環サンプルスクリーンに同じである。

代替再循環運転（B－格納容器スプレイポンプ）に使用するB－安全注入ポンプ再循環サンプル側入口C/V外側隔離弁は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

代替再循環運転（A－高圧注入ポンプ（代替補機冷却））は、発電用



原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な系統設計とする。

代替再循環運転（A－高圧注入ポンプ（代替補機冷却））に使用する格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、再循環運転（高圧注入ポンプ）に使用する格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンに同じである。

代替再循環運転（A－高圧注入ポンプ（代替補機冷却））に使用するA－安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁は、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

代替再循環運転（A－高圧注入ポンプ（代替補機冷却））に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な系統設計とする。

代替再循環運転（A－高圧注入ポンプ（代替補機冷却））に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、代替炉心注水（可搬型大型送水ポンプ車）に使用する可搬型大型送水ポンプ車に同じである。

蒸気発生器2次側からの除熱は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な系統設計とする。

蒸気発生器2次側からの除熱に使用する補助給水ピットは、代替炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ）に使用する補助給水ピットに同じである。

蒸気発生器2次側からの除熱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及び主蒸気逃がし弁は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

蒸気発生器 2 次側からの除熱に使用する蒸気発生器は，発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能なように，マンホールを設ける設計とする。また，伝熱管の非破壊検査が可能なように，試験装置を設置が可能な設計とする。

「5.7 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備」を以下のとおり追加する。

## 5.7 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備

### 5.7.1 概要

発電用原子炉施設には、想定される重大事故等に対処するための水源として必要な量の水を貯留するための重大事故等対処設備を設置する。また、海その他の水源から、想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するための重大事故等対処設備を設置及び保管する。

重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備の系統概要図を第5.7.1図から第5.7.9図に示す。

### 5.7.2 設計方針

重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備のうち、重大事故等時に必要となる水源として、補助給水ピット、燃料取替用水ピット及びほう酸タンクを設ける。これら重大事故等時に必要となる水源とは別に、代替淡水源として代替給水ピット、2次系純水タンク、ろ過水タンク及び原水槽を設ける。

重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備のうち、海その他の水源から、想定される重大事故等の収束に必要な量の水を取水し、当該重大事故等に対処するために必要な設備に供給するために必要な設備として、可搬型大型送水ポンプ車を設ける。また、海を利用するために必要な設備として、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型大容量海水送水ポンプ車を設ける。

各水源からの移送ルートを確保し、可搬型ホース及びポンプについては、複数箇所に分散して保管する。

重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備のうち、一次冷却材喪失時に原子炉格納容器に水源を切り替える必要がある場合に、原子炉格納容器を水源とする再循環設備を代替することができる設備として、格納容器再循環サンプの水を供給するための設備を設ける。

(1) 重大事故等時に必要となる水源

a. 補助給水ピットを水源とした場合に用いる設備

運転時の異常な過渡変化時において、発電用原子炉の緊急停止に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合、又は想定される重大事故等時において、原子炉容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である原子炉出力抑制、代替炉心注水及び代替格納容器スプレイ並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である蒸気発生器2次側からの除熱の水源として補助給水ピットを使用する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

・補助給水ピット

各手段の詳細については、「5.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」、「5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」、「5.11 2次冷却設備」、「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」、「9.4 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「9.5 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」

及び「9.6 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」に記載する。

b. 燃料取替用水ピットを水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、原子炉容器及び原子炉格納容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段であるほう酸水注入，1次冷却系のフィードアンドブリード，炉心注水，代替炉心注水，格納容器スプレー及び代替格納容器スプレー並びに重大事故等対処設備（設計基準拡張）である炉心注水，低圧注入系及び格納容器スプレーの水源として，燃料取替用水ピットを使用する。

主要な設備は，以下のとおりとする。

・燃料取替用水ピット

各手段の詳細については，「5.3 非常用炉心冷却設備」，「5.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」，「5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「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」，「9.2 原子炉格納容器スプレー設備」，「9.4 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「9.5 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「9.6 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」に記載する。

c. ほう酸タンクを水源とした場合に用いる設備

運転時の異常な過渡変化時において，発電用原子炉の緊急停止に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段

であるほう酸水注入の水源として、ほう酸タンクを使用する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ほう酸タンク（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）

本手段の詳細については、「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」に記載する。

#### d. 代替淡水源を水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへ水を供給するための水源であるとともに、原子炉容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である可搬型大型送水ポンプ車による代替炉心注水の水源として、また、使用済燃料ピットの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピットへのスプレイの水源として、代替淡水源である代替給水ピット、2次系純水タンク、ろ過水タンク及び原水槽を使用する。

各手段の詳細については、海を水源とする場合の手段として「4.2 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」及び「5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

#### e. 海を水源とした場合に用いる設備

想定される重大事故等時において、淡水が枯渇した場合に、補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへ水を供給するための水源であるとともに、原子炉容器への注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である可搬型大型送水ポン

プ車による代替炉心注水の水源として、また、使用済燃料ピットの冷却又は注水に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替手段である使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピットへのスプレイの水源として海を利用するための重大事故等対処設備として、可搬型大型送水ポンプ車を使用する。

可搬型大型送水ポンプ車は、海水を各系統へ供給できる設計とする。また、格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却及び原子炉格納容器内の水素濃度監視の可搬型大型送水ポンプ車並びに放水設備（大気への拡散抑制設備）及び放水設備（泡消火設備）の可搬型大容量海水送水ポンプ車の水源として海を使用する。

可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型大容量海水送水ポンプ車の燃料は、燃料補給設備であるディーゼル発電機燃料油貯油槽、燃料タンク（SA）、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・可搬型大容量海水送水ポンプ車
- ・燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、可搬型ホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の貯留堰、取水口、取水路、取水ピットスクリーン室及び取水ピットポンプ室を重大事故等対処設備として使用する。

各系統の詳細については、「4.2 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」、 「5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電

用原子炉を冷却するための設備」，「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」，「9.4 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「9.5 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」，「9.7 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」及び「9.9 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備」に記載する。

(2) 水源へ水を供給するための設備

a. 補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへ水を供給するための設備

重大事故等時に必要な水源である補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへ淡水又は海水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型大型送水ポンプ車を使用する。

可搬型大型送水ポンプ車は、代替淡水源である代替給水ピット、2次系純水タンク、ろ過水タンク、原水槽の淡水を2次冷却設備のうち補助給水設備の配管及び非常用炉心冷却設備の配管を經由して補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへ供給できる設計とする。

また、淡水が枯渇した場合に、重大事故等時に必要な水源である補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへ海水を供給するための重大事故等対処設備として、可搬型大型送水ポンプ車を使用する。

可搬型大型送水ポンプ車は、海水を2次冷却設備のうち補助給水設備の配管及び非常用炉心冷却設備の配管を經由して補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへ供給できる設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車の燃料は、燃料補給設備であるディー



ゼル発電機燃料油貯油槽，燃料タンク（SA），ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーにより補給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として，2次冷却設備のうち補助給水設備の配管及び弁，非常用炉心冷却設備の配管及び弁並びに可搬型ホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準事故対処設備である非常用取水設備の貯留堰，取水口，取水路，取水ピットスクリーン室及び取水ピットポンプ室並びに設計基準対象施設である補助給水ピット及び燃料取替用水ピットを重大事故等対処設備として使用する。

### (3) 原子炉格納容器を水源として水を供給するための設備

#### a. 格納容器再循環サンプの水を供給するための設備

想定される重大事故等時において，再循環運転に使用する設計基準事故対処設備が機能喪失した場合の代替再循環運転に使用する重大事故等対処設備として，原子炉格納容器スプレイ設備のB－格納容器スプレイポンプを，重大事故等対処設備（設計基準拡張）として，非常用炉心冷却設備のA－高圧注入ポンプを使用する。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・B－格納容器スプレイポンプ（5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）
- ・A－高圧注入ポンプ（5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧

時に発電用原子炉を冷却するための設備)

その他，設計基準事故対処設備である非常用炉心冷却設備の高圧注入ポンプ，余熱除去ポンプ及び原子炉格納容器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプを重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

各設備の詳細については，「5.3 非常用炉心冷却設備」，「5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「9.2 原子炉格納容器スプレイ設備」に記載する。

ほう酸水注入については，「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」に記載する。

燃料補給設備については，「10.2 代替電源設備」に記載する。

非常用取水設備については，「10.8 非常用取水設備」に記載する。

代替再循環運転については，「5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」に記載する。

再循環運転については，「5.3 非常用炉心冷却設備」及び「9.2 原子炉格納容器スプレイ設備」に記載する。

#### 5.7.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については，「1.1.10.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

補助給水ピットを水源とする原子炉出力抑制，代替炉心注水及び代替格納容器スプレイの多様性，位置的分散については，「5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「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」，

「9.4 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「9.5 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「9.6 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」に記載する。

燃料取替用水ピットを水源とするほう酸水注入，1次冷却系のフィードアンドブリード，炉心注水，代替炉心注水，格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイの多様性，位置的分散については，「5.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」，「5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「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」，「9.4 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「9.5 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「9.6 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」に記載する。

可搬型大型送水ポンプ車は，屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車の接続口は，共通要因によって接続できなくなることを防止するため，位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

可搬型大容量海水送水ポンプ車は，屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

#### 5.7.2.2 悪影響防止

基本方針については，「1.1.10.1 多様性，位置的分散，悪影響防

止等」に示す。

補助給水ピット及び燃料取替用水ピットは、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とするか、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、通常時は接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型大容量海水送水ポンプ車は、他の設備から独立して保管及び使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型大容量海水送水ポンプ車は、車輪止めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型大容量海水送水ポンプ車は、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

### 5.7.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.10.2 容量等」に示す。

補助給水ピットは、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としての容量が、想定される重大事故等時において、代替淡水源又は海を使用するまでの間に必要な容量を有しているため、設計基準対象施設と同仕様で設計する。

燃料取替用水ピットは、設計基準対象施設と兼用しており、設計基準対象施設としての容量が、想定される重大事故等時において、代替淡水源又は海を使用するまでの間に必要な容量を有しているため、設

計基準対象施設と同仕様で設計する。

可搬型大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、重大事故等の収束に必要なとなる十分な量の水の供給が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。また、格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却及び可搬型格納容器水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視との同時使用時には更に1セット1台使用する。注水設備及び除熱設備として1セット2台使用する可搬型大型送水ポンプ車の保有数は、2セットで4台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台の合計6台を保管する。

また、可搬型大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、可搬型大型送水ポンプ車を使用した代替炉心注水、補助給水ピットへの補給又は燃料取替用水ピットへの補給のいずれか1系統と使用済燃料ピットへの注水との同時使用を考慮して、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

可搬型大容量海水送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、放水設備（大気への拡散抑制設備）又は放水設備（泡消火設備）として必要な放水が可能な容量を有するものを1セット1台使用する。可搬型大容量海水送水ポンプ車の保有数は、1セット1台に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計2台を保管する。

代替水源からの可搬型ホースは、複数ルートを考慮してそれぞれのルートに必要なホースの長さを満足する数量の合計に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップを考慮した数量を分散して保管する。

#### 5.7.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.10.3 環境条件等」に示す。

補助給水ピットは、周辺補機棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

燃料取替用水ピットは、周辺補機棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型大容量海水送水ポンプ車は、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車の常設設備との接続及び操作並びに系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。また、可搬型大型送水ポンプ車は、淡水だけでなく海水も使用するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

可搬型大容量海水送水ポンプ車の操作等は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

可搬型大容量海水送水ポンプ車は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

#### 5.7.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.10.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

補助給水ピットを水源とする原子炉出力抑制、代替炉心注水及び代

替格納容器スプレイの操作性については、「5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「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」，「9.4 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「9.5 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「9.6 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」に記載する。

燃料取替用水ピットを水源とするほう酸水注入，1次冷却系のフィードアンドブリード，炉心注水，代替炉心注水，格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイの操作性については、「5.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」，「5.6 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」，「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」，「9.4 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」，「9.5 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「9.6 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」に記載する。

可搬型大型送水ポンプ車を用いて補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへ淡水を供給する系統並びに可搬型大型送水ポンプ車を用いて補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへ海水を供給する系統は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から接続，弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車を用いて海水を各系統に供給する系統は，想定される重大事故等時において，通常時の系統構成から接続，弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車を用いて海水を使用済燃料ピットへの注水

及び使用済燃料ピットへのスプレイとして供給する系統は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

可搬型大容量海水送水ポンプ車を用いて海水を放水設備（大気への拡散抑制設備）又は放水設備（泡消火設備）として供給する系統は、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、付属の操作器等により、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。

可搬型大容量海水送水ポンプ車は、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型大容量海水送水ポンプ車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し設置場所にて車輪止めによる固定等が可能な設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車を接続する接続口については、簡便な接続とし、結合金具を用いて、可搬型ホースを確実に接続ができる設計とする。また、可搬型ホースの接続については、接続方式及び接続口の口径を統一する設計とする。

### 5.7.3 主要設備及び仕様

重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備の主要仕様を第5.7.1表に示す。



#### 5.7.4 試験検査

基本方針については、「1.1.10.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

補助給水ピットは、発電用原子炉の運転中又は停止中に有効水量の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認が可能なように、アクセスドアを設ける設計とする。

燃料取替用水ピットは、発電用原子炉の運転中又は停止中にほう素濃度及び有効水量の確認並びに漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認が可能なように、アクセスドアを設ける設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型大容量海水送水ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。

また、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型大容量海水送水ポンプ車は、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

## 5.9 原子炉補機冷却設備

「5.9.1 通常運転時等」を以下のとおり追加する。

### 5.9.1 通常運転時等

#### 5.9.1.1 原子炉補機冷却水設備

平成 22 年 11 月 26 日付け平成 21・03・09 原第 4 号をもって設置変更許可を受けた泊発電所の原子炉設置変更許可申請書の 3 号炉に係る添付書類八「4.5 原子炉補機冷却水設備」の記載内容のとおり。

#### 5.9.1.2 原子炉補機冷却海水設備

平成 22 年 11 月 26 日付け平成 21・03・09 原第 4 号をもって設置変更許可を受けた泊発電所の原子炉設置変更許可申請書の 3 号炉に係る添付書類八「4.6 原子炉補機冷却海水設備」の記載内容のとおり。

「5.9.2 重大事故等時」を以下のとおり追加する。

## 5.9.2 重大事故等時

### 5.9.2.1 原子炉補機冷却水設備

#### 5.9.2.1.1 概要

原子炉補機冷却水設備は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。原子炉補機冷却水設備は、余熱除去設備、非常用炉心冷却設備、化学体積制御設備及び原子炉格納容器スプレイ設備に冷却水を供給する設計とする。

#### 5.9.2.1.2 設計方針

原子炉補機冷却水設備は、「1.1.10 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

##### 5.9.2.1.2.1 悪影響防止

原子炉補機冷却水設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

##### 5.9.2.1.2.2 容量等

原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水冷却器は、設計基準事故時の最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能と兼用し

ており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束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。

#### 5.9.2.1.2.3 環境条件等

原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水冷却器は，周辺補機棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。原子炉補機冷却水設備の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

原子炉補機冷却水冷却器は，使用時に常時海水を通水するため，耐食性材料を使用する設計とする。

#### 5.9.2.1.2.4 操作性の確保

原子炉補機冷却水設備は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。原子炉補機冷却水設備は，中央制御室の制御盤により操作が可能な設計とする。

#### 5.9.2.1.3 主要設備及び仕様

原子炉補機冷却水設備（重大事故等時）の主要仕様を第5.9.2.1表に示す。

#### 5.9.2.1.4 試験検査

原子炉補機冷却水設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、原子炉補機冷却水ポンプ及び原子炉補機冷却水冷却器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

## 5.9.2.2 原子炉補機冷却海水設備

### 5.9.2.2.1 概要

原子炉補機冷却海水設備は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。原子炉補機冷却海水設備は、原子炉補機冷却水設備及び非常用交流電源設備に冷却水を供給する設計とする。

### 5.9.2.2.2 設計方針

原子炉補機冷却海水設備は、「1.1.10 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

#### 5.9.2.2.2.1 悪影響防止

原子炉補機冷却海水設備は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 5.9.2.2.2.2 容量等

原子炉補機冷却海水ポンプは、設計基準事故時の最終ヒートシンクへ熱を輸送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容量が、重大事故等の収束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。

#### 5.9.2.2.2.3 環境条件等

原子炉補機冷却海水ポンプは、循環水ポンプ建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。原子炉補機冷却海水設備の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプは、使用時に常時海水を通水するため、耐食性材料を使用する設計とする。

#### 5.9.2.2.2.4 操作性の確保

原子炉補機冷却海水設備は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。原子炉補機冷却海水設備は、中央制御室の制御盤により操作が可能な設計とする。

#### 5.9.2.2.3 主要設備及び仕様

原子炉補機冷却海水設備（重大事故等時）の主要仕様を第5.9.2.2表に示す。

#### 5.9.2.2.4 試験検査

原子炉補機冷却海水設備は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，原子炉補機冷却海水ポンプは，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」を以下のとおり追加する。

## 5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

### 5.10.1 概要

設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の系統概要図を第5.10.1図から第5.10.5図に示す。

また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却設備が使用できる場合は重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

原子炉補機冷却設備については、「5.9 原子炉補機冷却設備」に記載する。

### 5.10.2 設計方針

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、蒸気発生器2次側からの除熱、格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却を設ける。

#### (1) フロントライン系故障時に用いる設備



(i) 蒸気発生器 2 次側からの除熱による発電用原子炉の冷却

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故防止設備として、蒸気発生器 2 次側からの除熱を使用する。

蒸気発生器 2 次側からの除熱は、2 次冷却設備のうち補助給水設備の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット、主蒸気設備の主蒸気逃がし弁、1 次冷却設備の蒸気発生器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプにより補助給水ピットの水を蒸気発生器へ注水するとともに、主蒸気逃がし弁を現場で人力により開操作し、蒸気発生器 2 次側からの除熱により主蒸気逃がし弁から放出することで、1 次冷却設備内の熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送ができる設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプが機能喪失した場合においても、電動補助給水ポンプは、常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とし、タービン動補助給水ポンプは、所内常設蓄電式直流電源設備から給電が可能な設計とする。また、系統構成に必要な電動弁（交流）は、常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とし、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・所内常設蓄電式直流電源設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、2次冷却設備のうち給水設備、補助給水設備及び主蒸気設備の配管及び弁を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である2次冷却設備のうち電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び補助給水ピット、1次冷却設備のうち蒸気発生器並びに非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

- (ii) 可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合における1次冷却材喪失事象時を想定した重大事故等対処設備として、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を使用する。

可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、可搬型大型送水ポンプ車、格納容器換気空調設備のうち格納容器再循環装置のC、D-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）、可搬型ホース、配管・弁類、計測装置等で構成し、原子炉補機冷却水配管に可搬型ホースを接続した可搬型大型送水ポンプ車により原子炉補機冷却設備のうち原子炉補機冷却水系を介して、C、D-格納容器再循環ユニットに海水を直接送水するとともに、想定される重大事故等時において、原

子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構が、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで、原子炉格納容器内の熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送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）は、C、D－格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取り付け、冷却水温度を監視することにより、C、D－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。可搬型大型送水ポンプ車は、自冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるディーゼル発電機燃料油貯油槽、燃料タンク（SA）、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーにより補給できる設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプが機能喪失した場合においても、格納容器内自然対流冷却の系統構成に必要な電動弁（交流）は、常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ C、D－格納容器再循環ユニット
- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、原子炉補機冷却設備のうち原子炉補機冷却水設備の配管及び弁並びに可搬型ホースを重大事故等対処設備

として使用する。

その他，設計基準事故対処設備である非常用取水設備の貯留堰，取水口，取水路，取水ピットスクリーン室及び取水ピットポンプ室並びに設計基準対象施設である原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用し，非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(iii) 代替補機冷却による発電用原子炉の冷却

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，代替補機冷却を使用する。

代替補機冷却は，可搬型大型送水ポンプ車，可搬型ホース，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，原子炉補機冷却水配管に可搬型ホースを接続し，可搬型大型送水ポンプ車により原子炉補機冷却設備のうち原子炉補機冷却水系を介して，A－高圧注入ポンプの原子炉補機冷却水設備に海水を直接送水することで，非常用炉心冷却設備の高圧注入系の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

A－高圧注入ポンプ及び系統構成に必要な電動弁（交流）は，非常用交流電源設備から給電でき，可搬型大型送水ポンプ車は，自冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は，燃料補給設備であるディーゼル発電機燃料油貯油槽，燃料タンク（SA），ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーにより補給できる設計とする。

原子炉補機冷却海水ポンプが機能喪失した場合においても，A－高圧注入ポンプ及び系統構成に必要な電動弁（交流）は，常設

代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、原子炉補機冷却設備のうち原子炉補機冷却水設備の配管及び弁並びに可搬型ホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である非常用取水設備の貯留堰、取水口、取水路、取水ピットスクリーン室及び取水ピットポンプ室を重大事故等対処設備として使用し、非常用炉心冷却設備の高圧注入系のうちA－高圧注入ポンプ及び非常用交流電源設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

## (2) サポート系故障時に用いる設備

### (i) 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故防止設備として、蒸気発生器2次側からの除熱を使用する。

蒸気発生器2次側からの除熱は、2次冷却設備のうち補助給水設備の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び補助給水ピット、主蒸気設備の主蒸気逃がし弁、1次冷却設備の蒸気発生器、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、補助給水ピットの水を電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ注水するとともに、主蒸気逃がし弁を現場で人力により開操作し、蒸気発生器2次側からの除熱により主蒸気逃がし

弁から放出することで、1次冷却設備内の熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送ができる設計とする。

電動補助給水ポンプは、常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とし、タービン動補助給水ポンプは、所内常設蓄電式直流電源設備から給電が可能な設計とする。また、系統構成に必要な電動弁（交流）は、常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とし、系統構成に必要な電動弁（直流）は、所内常設蓄電式直流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・所内常設蓄電式直流電源設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、2次冷却設備のうち給水設備、補助給水設備及び主蒸気設備の配管及び弁を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び補助給水ピット並びに1次冷却設備のうち蒸気発生器を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

(ii) 可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D - 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

1次冷却材喪失事象時において、全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D - 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を使用する。

可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D - 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、可搬型大型送水ポンプ車、格納容器換気空調設備のうち格納容器再循環装置のC、D - 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）、可搬型ホース、配管・弁類、計測装置等で構成し、原子炉補機冷却水配管に可搬型ホースを接続した可搬型大型送水ポンプ車により原子炉補機冷却設備のうち原子炉補機冷却水系を介して、C、D - 格納容器再循環ユニットに海水を直接送水するとともに、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動作動するダクト開放機構が、原子炉格納容器の設計基準対象施設としての最高使用温度以下にて確実に開放することで、原子炉格納容器内の熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

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）は、C、D - 格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取り付け、冷却水温度を監視することにより、C、D - 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。可搬型大型送水ポンプ車は、自冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料補給設備であるディーゼル発電機燃料油貯油槽、燃料タンク（SA）、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーにより補給できる設計とする。

格納容器内自然対流冷却の系統構成に必要な電動弁（交流）は、常設代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ C， D－格納容器再循環ユニット
- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として，原子炉補機冷却設備のうち原子炉補機冷却水設備の配管及び弁並びに可搬型ホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準事故対処設備である非常用取水設備の貯留堰，取水口，取水路，取水ピットスクリーン室及び取水ピットポンプ室並びに設計基準対象施設である原子炉格納施設の原子炉格納容器を重大事故等対処設備として使用する。

### (iii) 代替補機冷却による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源の喪失により，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として，代替補機冷却を使用する。

代替補機冷却は，可搬型大型送水ポンプ車，可搬型ホース，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，原子炉補機冷却水配管に可搬型ホースを接続し，可搬型大型送水ポンプ車により原子炉補機冷却設備のうち原子炉補機冷却水系を介して，A－高圧注入ポンプの原子炉補機冷却水設備に海水を直接送水することで，非常用炉心冷却設備の高圧注入系の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。



A－高圧注入ポンプ及び系統構成に必要な電動弁（交流）は，常設代替交流電源設備から給電でき，可搬型大型送水ポンプ車は，自冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は，燃料補給設備であるディーゼル発電機燃料油貯油槽，燃料タンク（SA），ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーにより補給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として，原子炉補機冷却設備のうち原子炉補機冷却水設備の配管及び弁並びに可搬型ホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準事故対処設備である非常用取水設備の貯留堰，取水口，取水路，取水ピットスクリーン室及び取水ピットポンプ室を重大事故等対処設備として使用し，非常用炉心冷却設備の高圧注入系のうちA－高圧注入ポンプを重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

計装設備の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）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 原子炉格納容器，外部遮へい及びアニュラス部」に記載する。

非常用交流電源設備については，「10.1 非常用電源設備」

に記載する。

常設代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備及び燃料補給設備については，「10.2 代替電源設備」に記載する。

非常用取水設備については，「10.8 非常用取水設備」に記載する。

#### 5.10.2.1 多様性及び独立性，位置的分散

基本方針については，「1.1.10.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，補助給水ピット及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側からの除熱は，原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプ等を使用した原子炉補機冷却設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，異なる除熱手段を用いて最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで，原子炉補機冷却設備に対して，多様性を有する設計とする。

また，蒸気発生器2次側からの除熱は，タービン動補助給水ポンプを蒸気駆動とし，電動補助給水ポンプの電源を常設代替交流電源設備から給電でき，さらに主蒸気逃がし弁はハンドルを設け，現場において人力による手動操作とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却設備に対して，多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，主蒸気逃がし弁及び補助給水ピットは周辺補機棟内に設置並びに蒸気発生器は原子炉格納容器内に設置し，周辺補機棟内の原子炉補機冷却水ポンプ及び原

原子炉補機冷却水冷却器並びに循環水ポンプ建屋の原子炉補機冷却海水ポンプと異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

蒸気発生器２次側からの除熱は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、原子炉補機冷却設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車を使用した格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却は、原子炉補機冷却設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型大型送水ポンプ車を自冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで、ディーゼル発電機を使用した電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却設備に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。また、蒸気発生器２次側からの除熱に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、循環水ポンプ建屋、原子炉建屋及びディーゼル発電機建屋から離れた屋外に分散して保管することで、循環水ポンプ建屋内の原子炉補機冷却海水ポンプ、原子炉建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器及び蒸気発生器２次側からの除熱に使用する設備並びにディーゼル発電機建屋内のディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用するC、D－格納容器再循環ユニットは、原子炉格納容器内に設置することで、循環水ポンプ建屋内の原

子炉補機冷却海水ポンプ，周辺補機棟内の原子炉補機冷却水ポンプ及びディーゼル発電機建屋のディーゼル発電機と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

A－高圧注入ポンプは，原子炉補機冷却設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，常設代替交流電源設備からの給電により駆動することで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する原子炉補機冷却設備に対して多様性を有する駆動源により駆動できる設計とする。

A－高圧注入ポンプは，原子炉補助建屋内に設置することで，周辺補機棟内の原子炉補機冷却水ポンプ及び循環水ポンプ建屋内の原子炉補機冷却海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう，位置的分散を図る設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車を使用した格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却は，原子炉補機冷却設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原子炉補機冷却設備のうち原子炉補機冷却海水設備に対して独立性を有するとともに，可搬型大型送水ポンプ車から原子炉補機冷却設備のうち原子炉補機冷却水設備との接続口及び原子炉補機冷却水設備との分岐点から屋外放出配管までの系統について，原子炉補機冷却水設備に対して独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって，可搬型大型送水ポンプ車を使用した格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却は，設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性及び独立性，位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

#### 5.10.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.10.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

蒸気発生器２次側からの除熱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，補助給水ピット，主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器並びに２次冷却設備のうち給水設備，補助給水設備及び主蒸気設備の配管及び弁は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用するＣ，Ｄ－格納容器再循環ユニットは，弁操作等によって，通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却に使用する可搬型大型送水ポンプ車は，通常時は可搬型大型送水ポンプ車を接続先の系統と分離して保管し，重大事故等時に接続，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また，原子炉補機冷却設備と可搬型大型送水ポンプ車を使用する格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却を同時に使用しないことにより，相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は，車輪止めによる固定等を行うことで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は，飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替補機冷却に使用するA-高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 5.10.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.10.2 容量等」に示す。

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合及び全交流動力電源が喪失した場合における蒸気発生器2次側からの除熱として使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の2次冷却設備による除熱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、想定される重大事故等時において、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系を冷却するために必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合及び全交流動力電源が喪失した場合における蒸気発生器2次側からの除熱として使用する補助給水ピットは、想定される重大事故等時において、蒸気発生器への注水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

1次冷却材喪失事象時において、原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障により最終ヒートシンクへ熱を輸送する

機能が喪失した場合及び全交流動力電源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C、D－格納容器再循環ユニットは、想定される重大事故等時において、崩壊熱による原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇に対して、格納容器再循環ユニットに海水を通水させることで、格納容器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。

原子炉補機冷却海水ポンプ又は原子炉補機冷却水ポンプの故障により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合及び全交流動力電源が喪失した場合に、代替補機冷却として原子炉補機冷却水系から海水を直接供給されるA－高圧注入ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備として原子炉格納容器に溜まった水を1次冷却系に注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注水流量が、想定される重大事故等時において、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系を冷却するために必要な注水流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却にて除熱設備として使用する可搬型大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器内に発生し蓄積した熱を除去及び非常用炉心冷却設備の高圧注入系の機器で発生した熱を除去するために格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却として同時に使用した場合に必要なポンプ容量を有するものを1セット1台使用する。また、可搬型大型送水ポンプ車は、注水設備及び水の供給設備として同時使用時にはさらに1セット1台使用する。注水設備及び除熱設備として1セット2台使用する可搬型大型送水ポンプ車の保有数は2セット4台に加えて、故障時

及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台の合計6台を保管する。

除熱設備として使用する可搬型大型送水ポンプ車は、想定される重大事故等時において、格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却に加えて、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視に同時に使用するため、各システムの必要なポンプ容量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

#### 5.10.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.10.3 環境条件等」に示す。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット及び主蒸気逃がし弁は、周辺補機棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

蒸気発生器2次側からの除熱の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

主蒸気逃がし弁の操作は、想定される重大事故等時において、防護具を装着することで、設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

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

A-高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内に設置し、想定される重



大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室で可能な設計とする。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，補助給水ピット，蒸気発生器，C，D－格納容器再循環ユニット及びA－高圧注入ポンプは，代替水源として海水を使用するため，海水影響を考慮した設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は，屋外に保管及び設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型大型送水ポンプ車の常設設備との接続及び操作は，想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却の系統構成に必要な弁の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は，使用時に海水を通水するため，海水影響を考慮した設計とし，海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

#### 5.10.2.5 操作性の確保

基本方針については，「1.1.10.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ，補助給水ピット及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側からの除熱は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

主蒸気逃がし弁は，現場操作が可能となるように手動ハンドルを設

け、常設の踏み台を用いることで、現場で人力により確実に操作できる設計とする。また、蒸気発生器 2 次側からの除熱の系統構成に必要な弁は、中央制御室の制御盤による操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、中央制御室の制御盤による操作が可能な設計とする。

C、D－格納容器再循環ユニット及び可搬型大型送水ポンプ車を使用した格納容器内自然対流冷却並びに可搬型大型送水ポンプ車を使用したA－高圧注入ポンプへの代替補機冷却は、想定される重大事故等時において、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。A－高圧注入ポンプは、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

A－高圧注入ポンプは、中央制御室の制御盤による操作が可能な設計とする。

格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、付属の操作器等により、設置場所での操作が可能な設計とする。格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却の系統構成に必要な弁は、中央制御室での制御盤による操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車は、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し設置場所にて車輪止めによる固定等が可能な設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車と原子炉補機冷却水配管を接続する接続口については、簡便な接続とし、結合金具を用いて可搬型ホースを確実に

に接続することができる設計とする。また、可搬型ホースの接続については、接続方式及び接続口の口径を統一する設計とする。

### 5.10.3 主要設備及び仕様

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要仕様を第5.10.1表に示す。

### 5.10.4 試験検査

基本方針については、「1.1.10.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

蒸気発生器2次側からの除熱に使用する系統は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

また、蒸気発生器2次側からの除熱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及び主蒸気逃がし弁は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。蒸気発生器2次側からの除熱に使用する補助給水ピットは、内部の確認が可能なように、アクセスドアを設ける設計とする。また、有効水量の確認が可能な設計とする。

蒸気発生器2次側からの除熱に使用する蒸気発生器は、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置の設置が可能な設計とする。

格納容器内自然対流冷却又は代替補機冷却に使用する系統は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な系統設計とする。

また、格納容器内自然対流冷却に使用する C、D－格納容器再循環ユニットは、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。

代替補機冷却に使用する A－高圧注入ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却に使用する可搬型大型送水ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な系統設計とする。

また、可搬型大型送水ポンプ車は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解が可能な設計とする。さらに、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

## 5.11 2次冷却設備

「5.11.1 通常運転時等」を以下のとおり追加する。

### 5.11.1 通常運転時等

#### 5.11.1.2 設計方針

「(9) 補助給水設備」を以下のとおり変更する。

#### (9) 補助給水設備

補助給水設備を設け、主給水管破断時等、通常の給水設備の機能が失われた場合でも、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱を除去できる設計とする。補助給水ポンプは、電動補助給水ポンプ2台とタービン動補助給水ポンプ1台で構成し電動補助給水ポンプは、それぞれ独立のディーゼル発電機に接続する等、構成する機器の単一故障の仮定に加え外部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できるように、多重性又は多様性及び独立性を有する設計とする。なお、タービン動補助給水ポンプは、全交流動力電源喪失時にも主蒸気安全弁の動作とあいまって、重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉停止後の冷却ができる設計とする。

#### 5.11.1.3 主要設備

##### 5.11.1.3.4 給水設備

「(6) 補助給水設備」を以下のとおり変更する。

## (6) 補助給水設備

### a. タービン動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプは、全交流動力電源喪失時、すなわち、外部電源及び非常用所内交流電源の喪失並びに制御用圧縮空気設備及び原子炉補機冷却水設備の機能が喪失した場合においても、主蒸気管から分岐した蒸気で駆動され、蒸気発生器へ給水できる。また、タービン動補助給水ポンプの運転に必要な弁等は蓄電池（非常用）を電源としており、中央制御盤から操作及び監視を行うことができる。

本発電用原子炉施設の所内動力用電源は、外部電源として電力系統に接続される275kV送電線4回線の他に、非常用所内電源としてディーゼル発電機設備を2系統設けているので、全交流動力電源喪失は極めて少ないと考えられる。仮に、全交流動力電源が喪失した場合には、1次冷却材ポンプ電源電圧低等の信号により、発電用原子炉は自動的に停止する。

また、発電用原子炉停止後の炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱は、重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間、1次冷却設備においては1次冷却材の自然循環、2次冷却設備においては主蒸気安全弁の動作及びタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への給水により除去され、発電用原子炉の冷却を確保できる。

なお、安全保護系及びタービン動補助給水ポンプの作動並びに中央制御盤における運転監視に必要な電源は、全交流動力電源喪失時にも蓄電池（非常用）から給電するので、重大事

故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間、枯渇することはない。

以上のことから、重大事故等に対処するために必要な電力の供給が常設代替交流電源設備から開始されるまでの間、全交流動力電源の喪失に対して、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却を確保できる。

タービン動補助給水ポンプは以下の場合に自動起動する。

- (a) 3基のうちいずれか2基の蒸気発生器水位低
- (b) 常用高圧3母線のいずれか2母線の電圧低

#### b. 電動補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプは、主給水喪失が発生した場合でも原子炉停止後の冷却を可能にする容量のものを2台設ける。このポンプの電動機は、各々独立した非常用母線に接続し、外部電源喪失時にはディーゼル発電機により給電される。

電動補助給水ポンプは以下の場合に自動起動する。

- (a) いずれか1基の蒸気発生器水位低
- (b) すべての主給水ポンプのトリップ
- (c) 非常用炉心冷却設備作動
- (d) 外部電源喪失

#### c. 補助給水ピット

補助給水ピットは、2次系純水タンクからの純水を貯留し、通常の給水設備の機能が失われた場合でも、原子炉停止後の炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱を蒸気発生器で除去できる容量である。

「5.11.2 重大事故等時」を以下のとおり追加する。

## 5.11.2 重大事故等時

### 5.11.2.1 概要

蒸気発生器 2 次側からの除熱に使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、補助給水ピット及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁並びに 2 次冷却設備のうち給水設備、補助給水設備及び主蒸気設備の配管及び弁は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

### 5.11.2.2 設計方針

蒸気発生器 2 次側からの除熱に使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、補助給水ピット及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁並びに 2 次冷却設備のうち給水設備、補助給水設備及び主蒸気設備の配管及び弁は、「1.1.10 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

#### 5.11.2.2.1 悪影響防止

蒸気発生器 2 次側からの除熱に使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、補助給水ピット及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁並びに 2 次冷却設備のうち給水設備、補助給水設備及び主蒸気設備の配管及び弁は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大



事故等対処設備（設計基準拡張）として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 5.11.2.2.2 容量等

蒸気発生器 2 次側からの除熱に使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は、設計基準事故時の 2 次冷却設備からの除熱機能と兼用しており、設計基準事故対処設備としての補助給水流量及び蒸気流量が、想定される重大事故等時において、炉心崩壊熱により加熱された原子炉冷却材圧力バウンダリを冷却するために必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

蒸気発生器 2 次側からの除熱に使用する補助給水ピットは、想定される重大事故等時において、蒸気発生器への注水量に対し、淡水又は海水を補給するまでの間、水源を確保できる十分な容量を有する設計とする。

#### 5.11.2.2.3 環境条件等

蒸気発生器 2 次側からの除熱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、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁、主蒸気逃がし弁及び補助給水ピットは、周辺補機棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁及び主蒸気逃がし弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設

計とする。

#### 5.11.2.2.4 操作性の確保

タービン動補助給水ポンプ，電動補助給水ポンプ，主蒸気逃がし弁及び補助給水ピットを使用した蒸気発生器 2 次側からの除熱を行う系統は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する設計とする。タービン動補助給水ポンプ，電動補助給水ポンプ，タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁及び主蒸気逃がし弁は，中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

#### 5.11.2.3 主要設備及び仕様

蒸気発生器 2 次側からの除熱に用いる設備の主要仕様を第5.11.2.1表及び第5.11.2.2表に示す。

#### 5.11.2.4 試験検査

蒸気発生器 2 次側からの除熱に使用する系統は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，タービン動補助給水ポンプ，電動補助給水ポンプ，主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁は，発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

## 5.12 給水処理設備

### 5.12.3 主要設備

「(5) 2次系純水タンク」を「(5) 2次系純水タンク（1号，2号及び3号炉共用，一部既設）」に読み替えた上で，「(2) ろ過水タンク」及び「(5) 2次系純水タンク（1号，2号及び3号炉共用，一部既設）」を以下のとおり変更する。

#### (2) ろ過水タンク

ろ過水タンクは，海水淡水化設備により造水した淡水を貯留し，純水装置等に必要な水を供給する。

ろ過水タンクは，容量約  $1,500\text{m}^3$  のものを2基，容量約  $1,500\text{m}^3$  のものを1号，2号及び3号炉共用として2基設置する。

#### (5) 2次系純水タンク（1号，2号及び3号炉共用，一部既設）

2次系純水タンクは，純水装置で製造した純水を貯留し，2次冷却設備，1次系純水タンク等へ純水を供給する。

2次系純水タンクは，容量約  $1,500\text{m}^3$  のものを2基設置する。

「第5.12.2表 給水処理設備の主要仕様」を以下のとおり変更する。

「第5.1.8表 1次冷却設備（重大事故等時）の主要仕様」，「第5.2.2表 余熱除去設備（重大事故等時）の主要仕様」，「第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様」，「第5.4.1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要仕様」，「第5.5.1表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要仕様」，「第5.6.1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要仕様」，「第5.7.1表 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備の主要仕様」，「第5.9.2.1表 原子炉補機冷却水設備（重大事故等時）の主要仕様」，「第5.9.2.2表 原子炉補機冷却海水設備（重大事故等時）の主要仕様」，「第5.10.1表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要仕様」，「第5.11.2.1表 主蒸気設備（重大事故等時）の主要仕様」及び「第5.11.2.2表 給水設備（重大事故等時）の主要仕様」を以下のとおり追加する。

第5.1.8表 1次冷却設備（重大事故等時）の主要仕様

(1) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	たて置U字管式熱交換器型（流量制限器内蔵）
基 数	3
胴側最高使用圧力	7.48MPa [gage]
胴側最高使用温度	291℃
管側最高使用圧力	17.16MPa [gage]
管側最高使用温度	343℃
1次冷却材流量	約 $15.1 \times 10^6$ kg/h（1基当たり）
主蒸気運転圧力 （定格出力時）	約5.75MPa [gage]
主蒸気運転温度 （定格出力時）	約274℃

蒸気発生量 (定格出力時)	約1,700t/h (1基当たり)
出口蒸気湿分	0.25%以下
伝熱面積	約5,100m <sup>2</sup> (1基当たり)
伝熱管	
本数	3,386本 (1基当たり)
内径	約20mm
厚さ	約1.3mm
胴部外径	
上部	約4.5m
下部	約3.5m
全高	約21m
材料	
本体	低合金鋼
伝熱管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

(2) 1次冷却材ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

・1次冷却設備

型式	たて置斜流形
台数	3
容量	約20,200m <sup>3</sup> /h (1台当たり)
揚程	約80m
最高使用圧力	17.16MPa [gage]

最高使用温度	343℃
主要寸法	
全高	約8.0m
ケーシング外径	約2.4m
材料	ステンレス鋼
電動機	
型式	三相誘導電動機
電圧	6,600V
出力	約4,600kW（1台当たり）
回転数	約1,500rpm

### (3) 原子炉容器

兼用する設備は以下のとおり。

#### ・ 1次冷却設備

型式	たて置円筒上下半球鏡容器形
最高使用圧力	17.16MPa [gage]
最高使用温度	343℃
運転圧力	約15.4MPa [gage]
原子炉容器入口1次冷却材温度	約288℃
	(定格出力時)
原子炉容器出口1次冷却材温度	約325℃
	(定格出力時)
主要寸法	
内径	約4.0m
全高(内のり)	約12m
最小肉厚	約130mm (下部半球鏡部)

材 料	
母 材	低合金鋼 (JIS G 3120相当品及びJIS G 3204相当品)
肉 盛 り	ステンレス鋼
スタッドボルト	低合金高張力鋼
推定中性子照射量 ( $E > 1\text{MeV}$ )	原子炉容器内部から1/4板厚の 位置において 約 $5 \times 10^{19}\text{n/cm}^2$ (40定格負荷相当年時点)
関 連 温 度	
初期 (計画値)	-12°C以下
加熱率及び冷却率	55°C/h以下

#### (4) 加圧器

兼用する設備は以下のとおり。

##### ・ 1次冷却設備

型 式	たて置円筒上下半球鏡容器形
基 数	1
容 量	約 $40\text{m}^3$
最高使用圧力	17.16MPa [gage]
最高使用温度	360°C
外 径	約2.4m
全 高	約13m
材 料	
母 材	低合金鋼



## 肉 盛 り ステンレス鋼

### (5) 1次冷却材管

兼用する設備は以下のとおり。

#### ・ 1次冷却設備

最高使用圧力 17.16MPa [gage]

最高使用温度 343℃

管 内 径

低 温 側 約0.70m

高 温 側 約0.74m

蒸気発生器

～1次冷却材ポンプ間 約0.79m

管 厚

低 温 側 約69mm

高 温 側 約73mm

蒸気発生器

～1次冷却材ポンプ間 約78mm

材 料 ステンレス鋼

### (6) 加圧器サージ管

兼用する設備は以下のとおり。

#### ・ 1次冷却設備

最高使用圧力 17.16MPa [gage]

最高使用温度 360℃

管 内 径 約0.28m

管 厚 約36mm

材 料                      ステンレス鋼

(7) 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

型 式	空気作動式
個 数	2
最高使用圧力	17.16MPa [gage]
最高使用温度	360℃
材 料	ステンレス鋼

第 5.2.2 表 余熱除去設備（重大事故等時）の主要仕様

(1) 余熱除去ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備
- ・ 余熱除去設備
- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

型 式	うず巻形
台 数	2
容 量	約680m <sup>3</sup> /h（1台当たり）
最高使用圧力	4.5MPa〔gage〕
最高使用温度	200℃
揚 程	約82m
本 体 材 料	ステンレス鋼

(2) 余熱除去冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 余熱除去設備
- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

型 式	横置U字管式
基 数	2
伝 熱 容 量	約 $8.6 \times 10^3$ kW (1基当たり)
最高使用圧力	
管 側	4.5MPa [gage]
胴 側	1.4MPa [gage]
最高使用温度	
管 側	200°C
胴 側	95°C
材 料	
管 側	ステンレス鋼
胴 側	炭素鋼

(3) 余熱除去ポンプ入口弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・余熱除去設備
- ・非常用炉心冷却設備
- ・非常用炉心冷却設備 (重大事故等時)
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型 式	ツインパワー式
個 数	2

最高使用圧力	4.5MPa [gage]
最高使用温度	200°C
材 料	ステンレス鋼

### 第 5.3.2 表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様

#### (1) 高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備
- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 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	うず巻形
台 数	2
容 量	約280m <sup>3</sup> /h（1台あたり）
最高使用圧力	16.7MPa [gage]
最高使用温度	150℃
揚 程	約950m
本 体 材 料	ステンレス鋼

#### (2) 燃料取替用水ピット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備
- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉格納容器スプレイ設備
- ・原子炉格納容器スプレイ設備（重大事故等時）
- ・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
- ・火災防護設備

型 式	ライニング槽（取水部掘込付き）
基 数	1
容 量	約2,000m <sup>3</sup>
ほう素濃度	3,000ppm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）  3,200ppm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）
ライニング材料	ステンレス鋼
位 置	周辺補機棟 T. P. 24. 8m

### (3) 蓄圧タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための

## 設備

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型 式	たて置円筒形
基 数	3
容 量	約41m <sup>3</sup> （1基当たり）
最高使用圧力	4.9MPa[gage]
最高使用温度	150℃
加圧ガス圧力	約4.4MPa[gage]
運 転 温 度	21～49℃
ほう素濃度	3,000ppm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）

3,200ppm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(内面ステンレス鋼溶接クラッド)

### (4) 蓄圧タンク出口弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型 式	電動式
個 数	3
最高使用圧力	17.16MPa[gage]



最高使用温度	150℃
材 料	ステンレス鋼

(5) 余熱除去ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備
- ・ 余熱除去設備
- ・ 余熱除去設備（重大事故等時）
- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 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

型 式	うず巻形
台 数	2
容 量	約850m <sup>3</sup> /h（1台当たり）
最高使用圧力	4.5MPa〔gage〕
最高使用温度	200℃
揚 程	約73m
本 体 材 料	ステンレス鋼

(6) 余熱除去冷却器

第5.2.2表 余熱除去設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(7) 余熱除去ポンプ入口弁

第5.2.2表 余熱除去設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(8) 格納容器再循環サンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・原子炉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
- ・原子炉格納容器スプレイ設備
- ・原子炉格納容器スプレイ設備（重大事故等時）

型	式	プール形
基	数	2
材	料	鉄筋コンクリート

(9) 格納容器再循環サンプスクリーン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・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
- ・原子炉格納容器スプレイ設備
- ・原子炉格納容器スプレイ設備（重大事故等時）

型	式	ディスク型
基	数	2
容	量	約2,072m <sup>3</sup> /h（1基当たり）

最高使用温度	132°C
材 料	ステンレス鋼

(10) 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
- ・ 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

型 式	たて置円筒形
基 数	1
容 量	約6.0m <sup>3</sup>
最高使用圧力	16.7MPa [gage]
最高使用温度	150°C
ほう素濃度	21,000ppm以上
本 体 材 料	ステンレス鋼

(11) 安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

型 式	電動式
個 数	2
最高使用圧力	0.4MPa [gage]
最高使用温度	132°C

材 料 ステンレス鋼

第5.4.1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要仕様

(1) 1次冷却系のフィードアンドブリード

a. 高圧注入ポンプ

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

b. 加圧器逃がし弁

第5.1.8表 1次冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

c. 燃料取替用水ピット

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

d. 蓄圧タンク

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

e. 蓄圧タンク出口弁

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

f. 余熱除去ポンプ

第5.2.2表 余熱除去設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

g. 余熱除去冷却器

第5.2.2表 余熱除去設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

h. ほう酸注入タンク

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

i. 格納容器再循環サンプ

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

j. 格納容器再循環サンプスクリーン

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(2) 蒸気発生器 2 次側からの除熱

a. タービン動補助給水ポンプ

第5.11.2.2表 給水設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

b. 電動補助給水ポンプ

第5.11.2.2表 給水設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

c. 主蒸気逃がし弁

第5.11.2.1表 主蒸気設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

d. 補助給水ピット

第5.11.2.2表 給水設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

e. タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁

第5.11.2.1表 主蒸気設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

f. 蒸気発生器

第5.1.8表 1 次冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

第5.5.1表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要仕様

(1) 1次冷却系のフィードアンドブリード

a. 加圧器逃がし弁

第5.1.8表 1次冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

b. 高圧注入ポンプ

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

c. 燃料取替用水ピット

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

d. 蓄圧タンク

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

e. 蓄圧タンク出口弁

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

f. 余熱除去ポンプ

第5.2.2表 余熱除去設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

g. 余熱除去冷却器

第5.2.2表 余熱除去設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

h. ほう酸注入タンク

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

i. 格納容器再循環サンプ

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

j. 格納容器再循環サンプスクリーン

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(2) 蒸気発生器2次側からの除熱

a. 電動補助給水ポンプ

第5.11.2.2表 給水設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

b. タービン動補助給水ポンプ

第5.11.2.2表 給水設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

c. 主蒸気逃がし弁

第5.11.2.1表 主蒸気設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

d. 補助給水ピット

第5.11.2.2表 給水設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

e. タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁

第5.11.2.1表 主蒸気設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

f. 蒸気発生器

第5.1.8表 1次冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(3) 加圧器逃がし弁の機能回復

a. 加圧器逃がし弁操作用バッテリー

型	式	リチウムイオン電池
個	数	1（予備1）
容	量	約780Wh
電	圧	125V
使	用	箇所
		原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m



b. 加圧器逃がし弁

第5.1.8表 1次冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(4) 加圧器逃がし弁による1次冷却系の減圧

a. 加圧器逃がし弁

第5.1.8表 1次冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(5) 1次冷却系の減圧

a. 主蒸気逃がし弁

第5.11.2.1表 主蒸気設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

b. 加圧器逃がし弁

第5.1.8表 1次冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(6) 余熱除去設備の隔離

a. 余熱除去ポンプ入口弁

第5.2.2表 余熱除去設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

第5.6.1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要仕様

(1) 炉心注水（充てんポンプ）

a. 充てんポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	うず巻形
台 数	3
容 量	約45m <sup>3</sup> /h（1台当たり）
最高使用圧力	20.0MPa[gage]
最高使用温度	95℃
揚 程	約1,770m
本 体 材 料	合金鋼

b. 燃料取替用水ピット

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

c. 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

型 式	横置3胴U字管式
基 数	1
伝 熱 容 量	約4.9×10 <sup>3</sup> kW

最高使用圧力

管	側	20.0MPa [gage]
胴	側	17.16MPa [gage]

最高使用温度

管	側	343°C
胴	側	343°C

材 料

管	側	ステンレス鋼
胴	側	ステンレス鋼

(2) 代替炉心注水（B-格納容器スプレイポンプ）

a. 格納容器スプレイポンプ

第9.2.2表 原子炉格納容器スプレイ設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

b. 燃料取替用水ピット

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

c. 格納容器スプレイ冷却器

第9.2.2表 原子炉格納容器スプレイ設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(3) 代替炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ）

a. 代替格納容器スプレイポンプ

第9.4.1表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要仕様に記載する。

b. 燃料取替用水ピット

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載す

る。

c. 補助給水ピット

第5.11.2.2表 給水設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(4) 代替炉心注水（可搬型大型送水ポンプ車）

a. 可搬型大型送水ポンプ車

第4.2.1表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要仕様に記載する。

(5) 再循環運転（高圧注入ポンプ）

a. 高圧注入ポンプ

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

b. 格納容器再循環サンプ

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

c. 格納容器再循環サンプスクリーン

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

d. ほう酸注入タンク

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

e. 安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(6) 代替再循環運転（B-格納容器スプレイポンプ）

a. 格納容器スプレイポンプ

第9.2.2表 原子炉格納容器スプレイ設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

b. 格納容器再循環サンプ

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

c. 格納容器再循環サンプスクリーン

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

d. 格納容器スプレイ冷却器

第9.2.2表 原子炉格納容器スプレイ設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

e. 安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(7) 炉心注水（高圧注入ポンプ）

a. 高圧注入ポンプ

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

b. 燃料取替用水ピット

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

c. ほう酸注入タンク

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(8) 代替炉心注水（B-充てんポンプ（自己冷却））

a. 充てんポンプ

第5.6.1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要仕様に記載する。

b. 燃料取替用水ピット

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

c. 再生熱交換器

第5.6.1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要仕様に記載する。

(9) 代替再循環運転（A－高圧注入ポンプ（代替補機冷却））

a. 可搬型大型送水ポンプ車

第4.2.1表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要仕様に記載する。

b. 高圧注入ポンプ

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

c. 格納容器再循環サンプ

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

d. 格納容器再循環サンプスクリーン

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

e. ほう酸注入タンク

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

f. 安全注入ポンプ再循環サンプ側入口C/V外側隔離弁

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(10) 格納容器スプレイ（格納容器スプレイポンプ）

a. 格納容器スプレイポンプ

第9.2.2表 原子炉格納容器スプレイ設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

b. 燃料取替用水ピット

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

c. 格納容器スプレイ冷却器

第9.2.2表 原子炉格納容器スプレイ設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(11) 代替格納容器スプレイ（代替格納容器スプレイポンプ）

a. 代替格納容器スプレイポンプ

第9.4.1表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要仕様に記載する。

b. 燃料取替用水ピット

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

c. 補助給水ピット

第5.11.2.2表 給水設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(12) 蒸気発生器2次側からの除熱

a. 電動補助給水ポンプ

第5.11.2.2表 給水設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

b. タービン動補助給水ポンプ

第5.11.2.2表 給水設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

c. 主蒸気逃がし弁

第5.11.2.1表 主蒸気設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

d. 補助給水ピット

第5.11.2.2表 給水設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

e. 蒸気発生器

第5.1.8表 1次冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(13) 炉心注水（余熱除去ポンプ）

a. 余熱除去ポンプ

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

b. 燃料取替用水ピット

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

c. 余熱除去冷却器

第5.2.2表 余熱除去設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。



第5.7.1表 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備の主要仕様

(1) 補助給水ピット

第5.11.2.2表 給水設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(2) 燃料取替用水ピット

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(3) ほう酸タンク

第6.8.1表 緊急停止時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仕様に記載する。

(4) 可搬型大型送水ポンプ車

第4.2.1表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要仕様に記載する。

(5) 可搬型大容量海水送水ポンプ車

第9.9.1表 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備の主要仕様に記載する。

(6) 格納容器スプレイポンプ

第9.2.2表 原子炉格納容器スプレイ設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(7) 高圧注入ポンプ

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(8) 余熱除去ポンプ

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

第5.9.2.1表 原子炉補機冷却水設備（重大事故等時）の主要仕様

(1) 原子炉補機冷却水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉補機冷却水設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

型 式	うず巻形
台 数	4
容 量	約1,400m <sup>3</sup> /h（1台当たり）
揚 程	約55m
最高使用圧力	1.4MPa[gage]
最高使用温度	95℃
本 体 材 料	炭素鋼

(2) 原子炉補機冷却水冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉補機冷却水設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

型 式	プレート式
基 数	4
伝 熱 容 量	約8.7×10 <sup>3</sup> kW（1基当たり） （海水温度26℃において）

最高使用温度

一次側（原子炉 95°C

補機冷却水側）

二次側（原子炉 50°C

補機冷却海水側）

最高使用圧力

一次側（原子炉 1.4MPa [gage]

補機冷却水側）

二次側（原子炉 0.7MPa [gage]

補機冷却海水側）

材 料 チタン合金

(3) 原子炉補機冷却水サージタンク

兼用する設備は以下のとおり。

- 原子炉補機冷却水設備
- 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

型 式	横置円筒形
基 数	1
容 量	約 8 m <sup>3</sup>
通常水容量	約 4 m <sup>3</sup>
最高使用圧力	0.34MPa [gage]
最高使用温度	95°C
材 料	炭素鋼

第5.9.2.2表 原子炉補機冷却海水設備（重大事故等時）の主要仕様

(1) 原子炉補機冷却海水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉補機冷却海水設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

型 式	斜流形
台 数	4
容 量	約1,700m <sup>3</sup> /h（1台当たり）
揚 程	約45m
本 体 材 料	ステンレス鋼

(2) 原子炉補機冷却海水ポンプ出口ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉補機冷却海水設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

型 式	たて置円筒形
基 数	4
最高使用圧力	0.7MPa [gage]
最高使用温度	50℃
材 料	炭素鋼

(3) 原子炉補機冷却水冷却器海水入口ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉補機冷却海水設備

- 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

型 式 たて置円筒形

基 数 4

最高使用圧力 0.7MPa [gage]

最高使用温度 50℃

材 料 炭素鋼

第5.10.1表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要仕様

(1) 蒸気発生器2次側からの除熱

a. 電動補助給水ポンプ

第5.11.2.2表 給水設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

b. タービン動補助給水ポンプ

第5.11.2.2表 給水設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

c. 主蒸気逃がし弁

第5.11.2.1表 主蒸気設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

d. 補助給水ピット

第5.11.2.2表 給水設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

e. 蒸気発生器

第5.1.8表 1次冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

(2) 格納容器内自然対流冷却

a. 格納容器再循環ユニット

第9.4.1表 原子炉格納容器内の冷却等のための設備の主要仕様に記載する。

b. 可搬型大型送水ポンプ車

第4.2.1表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要仕様に記載する。

(3) 代替補機冷却

a. 可搬型大型送水ポンプ車

第4.2.1表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要仕様に記載する。

b. 高圧注入ポンプ

第5.3.2表 非常用炉心冷却設備（重大事故等時）の主要仕様に記載する。

第 5.11.2.1 表 主蒸気設備（重大事故等時）の主要仕様

(1) 主蒸気隔離弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気設備
- ・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

(2) 主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	空気作動式
個 数	3
口 径	6B
容 量	約180t/h（1個当たり）



最高使用圧力 7.48MPa [gage]

最高使用温度 291℃

(3) 主蒸気安全弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気設備
- ・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 15

口 径 6B

容 量 約360t/h (1個当たり)

最高使用圧力 7.48MPa [gage]

最高使用温度 291℃

本 体 材 料 炭素鋼

(4) タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・給水設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

型 式 電動式

個 数 2

最高使用圧力 7.48MPa [gage]

最高使用温度 291℃

材 料 炭素鋼

第 5.11.2.2 表 給水設備（重大事故等時）の主要仕様

(1) 電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

型	式	うず巻形
台	数	2
容	量	約90m <sup>3</sup> /h（1台あたり）
揚	程	約900m
本	体	材
料		ステンレス鋼

(2) タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

- ・給水設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

型 式	うず巻形
台 数	1
容 量	約115m <sup>3</sup> /h
揚 程	約900m
本 体 材 料	ステンレス鋼

### (3) 補助給水ピット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備
- ・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
- ・給水設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

型 式	ライニング槽 (取水部堀込付き)
基 数	1
容 量	約660m <sup>3</sup>
ライニング材料	ステンレス鋼

位 置 周辺補機棟 T. P. 24. 8m

第5.12.2表 給水処理設備の主要仕様

(1) 海水淡水化設備

系 列 数	2
容 量	約1,500m <sup>3</sup> /d (1系列当たり)

(2) ろ過水タンク

a. ろ過水タンク

基 数	2
容 量	約1,500m <sup>3</sup> (1基当たり)

b. ろ過水タンク (1号, 2号及び3号炉共用, 一部既設)

基 数	2
容 量	約1,500m <sup>3</sup> (1基当たり)

(3) 純水装置

系 列 数	2
容 量	約60m <sup>3</sup> /h (1系列当たり)

(4) 1次系純水タンク

基 数	1
容 量	約360m <sup>3</sup>

(5) 2次系純水タンク (1号, 2号及び3号炉共用, 一部既設)

基 数	2
容 量	約1,500m <sup>3</sup> (1基当たり)

「第5.1.2図 原子炉冷却材圧力バウンダリ図」を以下のとおり変更する。

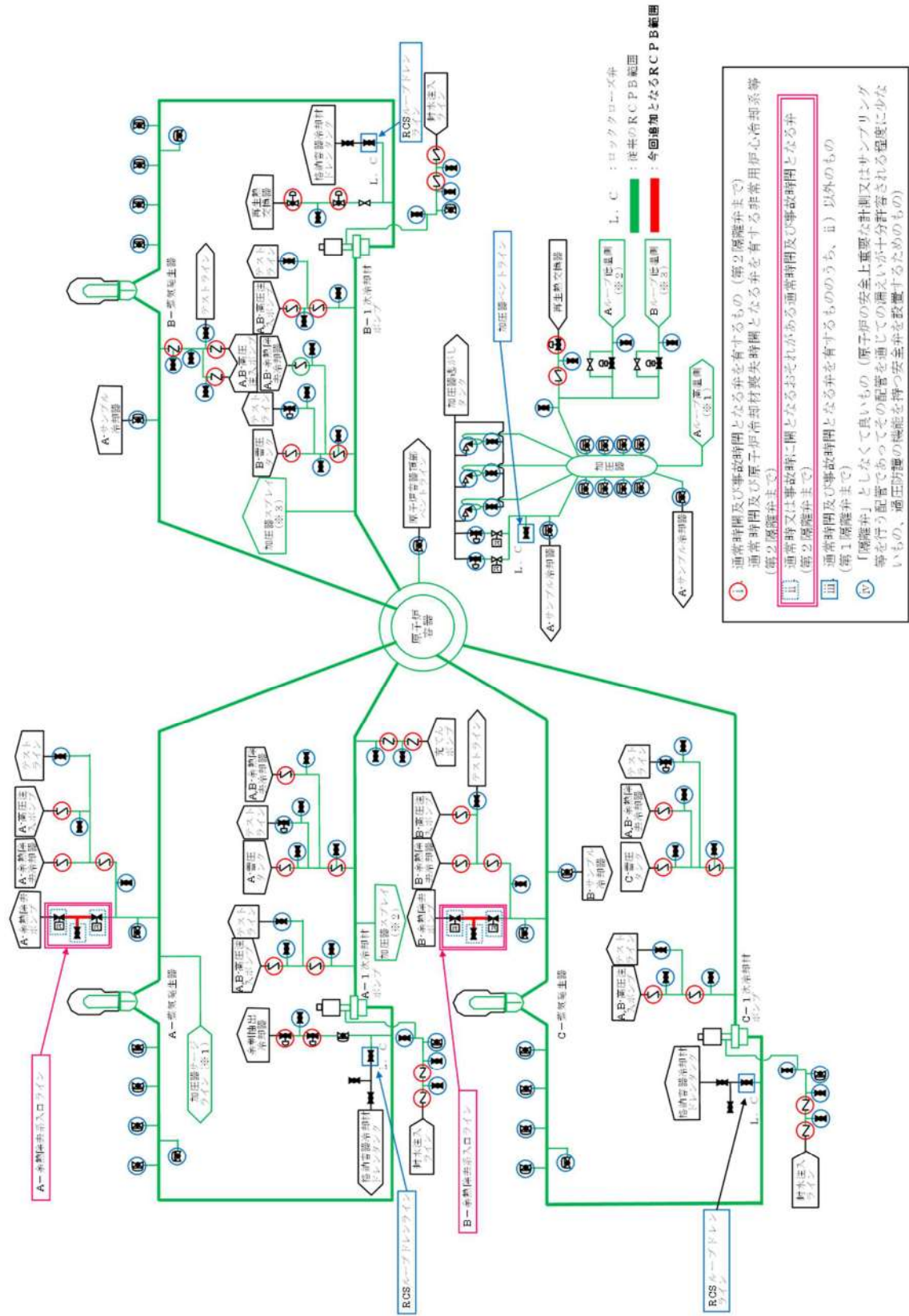
「第5.4.1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 系統概要図 (1) 1次冷却系のフィードアンドブリード (高圧注入ポンプによる注水)」, 「第5.4.2図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 系統概要図 (2) 1次冷却系のフィードアンドブリード (蓄圧注入系による注水)」, 「第5.4.3図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 系統概要図 (3) 1次冷却系のフィードアンドブリード (余熱除去設備による冷却)」, 「第5.4.4図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 系統概要図 (4) 1次冷却系のフィードアンドブリード (再循環運転 (高圧注入ポンプ)による注水)」, 「第5.4.5図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (5) 蒸気発生器2次側からの除熱 (現場手動操作によるタービン動補助給水ポンプの機能回復)」, 「第5.5.1図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 系統概要図 (1) 1次冷却系のフィードアンドブリード (高圧注入ポンプによる注水)」, 「第5.5.2図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 系統概要図 (2) 1次冷却系のフィードアンドブリード (蓄圧注入系による注水)」, 「第5.5.3図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 系統概要図 (3) 1次冷却系のフィードアンドブリード (余熱除去設備による冷却)」, 「第5.5.4図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 系統概要図 (4) 1次冷却系のフィードアンドブリード (再循環運転 (高圧注入ポンプ)による注水)」, 「第5.5.5図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 系統概要図 (5) 蒸気発生器2次側からの除熱」, 「第5.5.6図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 系統概要図 (6) 蒸気発生器2

次側からの除熱（タービン動補助給水ポンプの機能回復）」，「第5.5.7図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 系統概要図（7） 蒸気発生器2次側からの除熱（電動補助給水ポンプの機能回復）」，「第5.5.8図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 系統概要図（8） 加圧器逃がし弁の機能回復（加圧器逃がし弁操作用バッテリー）」，「第5.5.9図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 系統概要図（9） 加圧器逃がし弁による減圧」，「第5.5.10図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 系統概要図（10） 主蒸気逃がし弁による減圧」，「第5.6.1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 系統概要図（1） 炉心注水（充てんポンプ）」，「第5.6.2図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 系統概要図（2） 代替炉心注水（B-格納容器スプレイポンプ）」，「第5.6.3図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 系統概要図（3） 代替炉心注水（代替格納容器スプレイポンプ）」，「第5.6.4図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 系統概要図（4） 代替炉心注水（可搬型大型送水ポンプ車）」，「第5.6.5図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 系統概要図（5） 代替再循環運転（B-格納容器スプレイポンプ）」，「第5.6.6図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 系統概要図（6） 代替炉心注水（B-充てんポンプ（自己冷却））」，「第5.6.7図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 系統概要図（7） 代替再循環運転（A-高圧注入ポンプ（代替補機冷却））」，「第5.6.8図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 系統概要図（8） 代替補機冷却（代替再循環運転（A-高圧注入ポンプ））」，「第5.6.9図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷

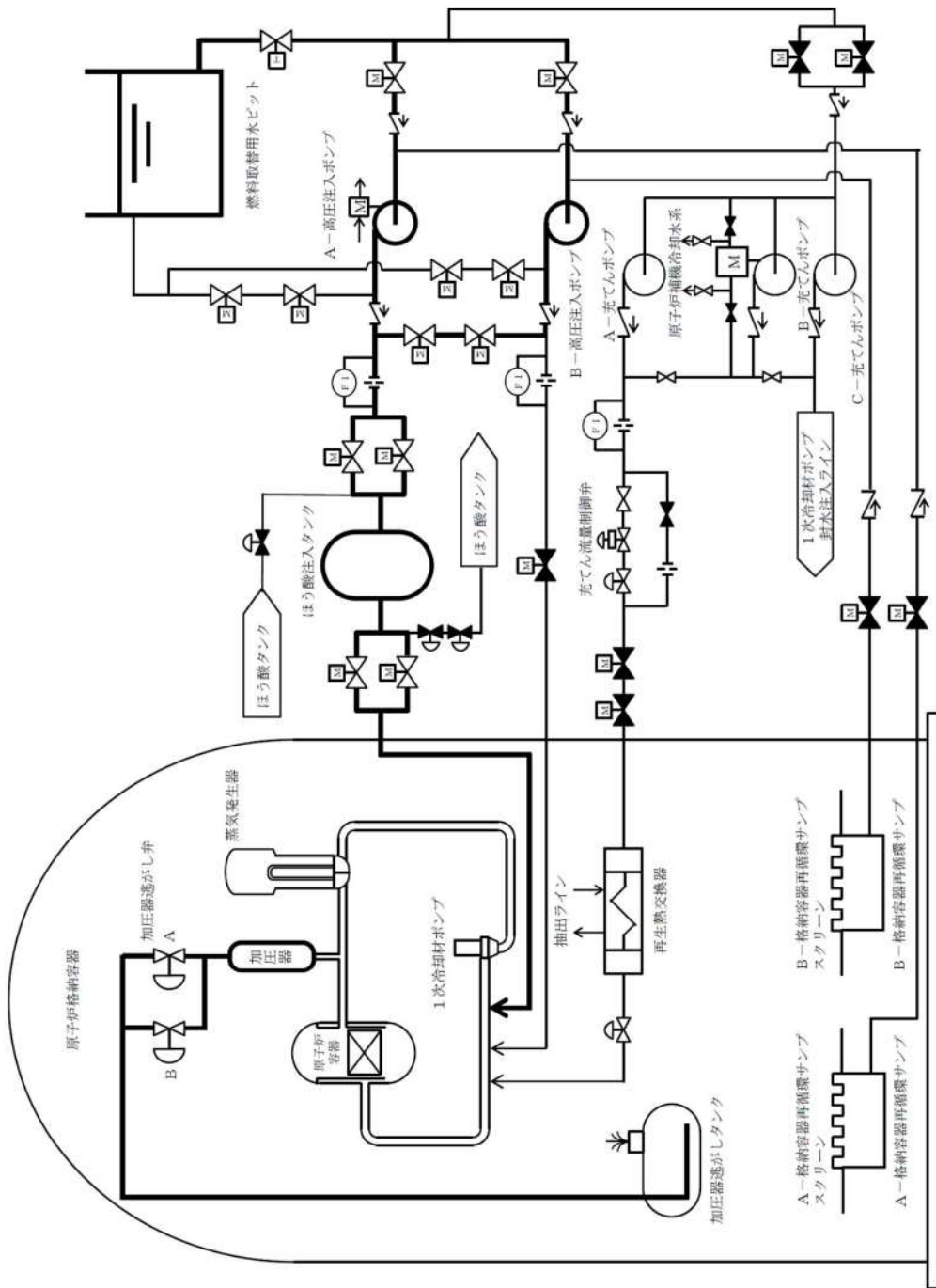
却するための設備 系統概要図 (9) 代替補機冷却 (代替再循環運転 (A-高圧注入ポンプ))」, 「第5.6.10図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 系統概要図 (10) 格納容器スプレイ」, 「第5.6.11図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 系統概要図 (11) 代替格納容器スプレイ」, 「第5.6.12図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 系統概要図 (12) 蒸気発生器2次側からの除熱」, 「第5.7.1図 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備 系統概要図 (1) (補助給水ピットを水源とした場合に用いる設備)」, 「第5.7.2図 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備 系統概要図 (2) (燃料取替用水ピットを水源とした場合に用いる設備)」, 「第5.7.3図 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備 系統概要図 (3) (ほう酸タンクを水源とした場合に用いる設備)」, 「第5.7.4図 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備 系統概要図 (4) (代替淡水源を水源とした場合に用いる設備, 海を水源とした場合に用いる設備)」, 「第5.7.5図 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備 系統概要図 (5) (海を水源とした場合に用いる設備 (格納容器内自然対流冷却, 代替補機冷却及び原子炉格納容器内の水素濃度監視))」, 「第5.7.6図 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備 系統概要図 (6) (海を水源とした場合に用いる設備 (放水設備 (大気への拡散抑制設備)))」, 「第5.7.7図 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備 系統概要図 (7) (海を水源とした場合に用いる設備 (放水設備 (泡消火設備)))」, 「第5.7.8図 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備 系統概要図 (8) (補助給水ピット及び燃料取替用水ピットへ水を供給するための設備)」, 「第5.7.9図 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備 系統概要図 (9) (格納容器再循環サンプの水を供給するための設備)」, 「第5.10.1図 最終ヒートシン



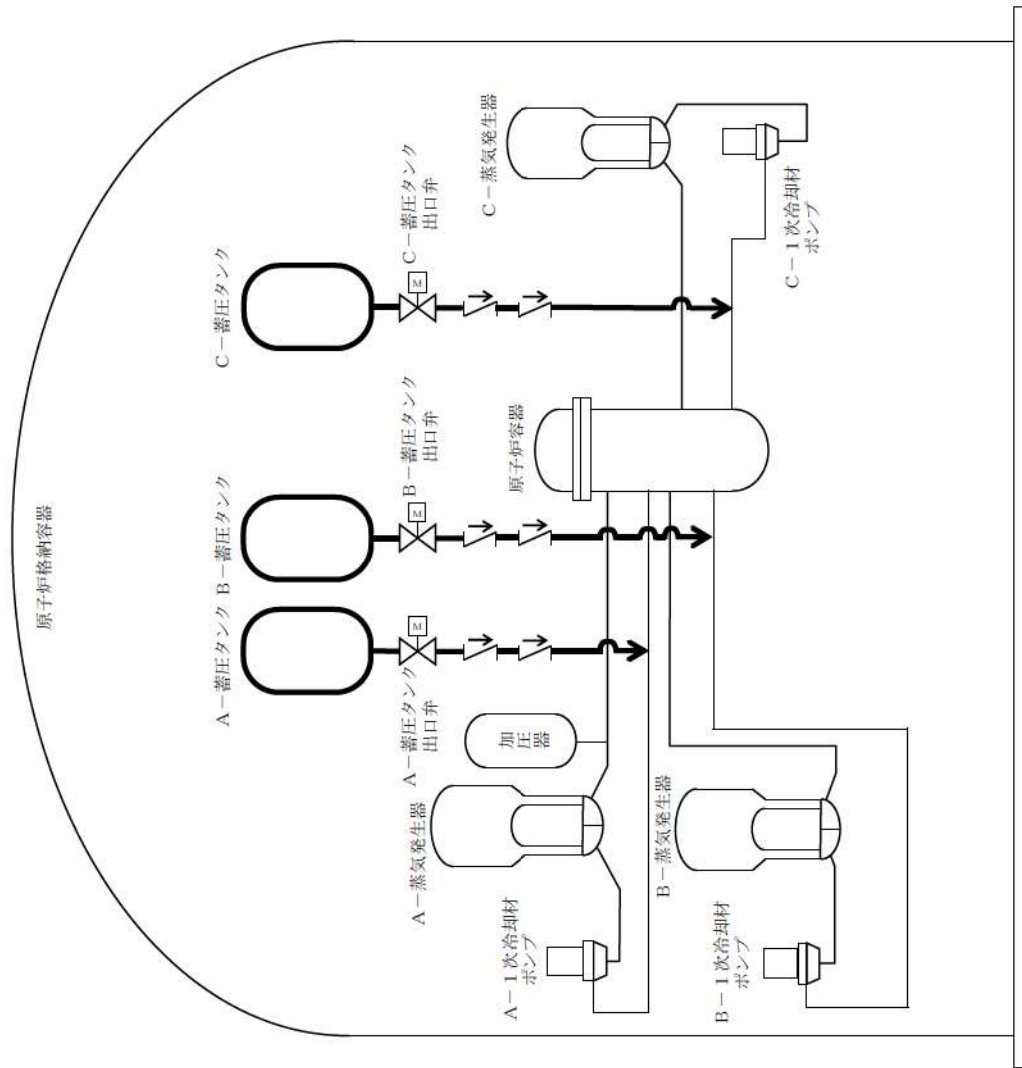
クへ熱を輸送するための設備 系統概要図 (1) 蒸気発生器 2 次側からの除熱」  
、「第5.10.2図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 系統概要図 (2)  
) 格納容器内自然対流冷却 (建屋外接続口を使用する場合)」, 「第5.10.3図  
最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 系統概要図 (3) 格納容器内自  
然対流冷却 (建屋内接続口を使用する場合)」, 「第5.10.4図 最終ヒートシ  
ンクへ熱を輸送するための設備 系統概要図 (4) 代替補機冷却 (建屋外接続  
口を使用する場合)」及び「第5.10.5図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するた  
めの設備 系統概要図 (5) 代替補機冷却 (建屋内接続口を使用する場合)」  
を以下のとおり追加する。



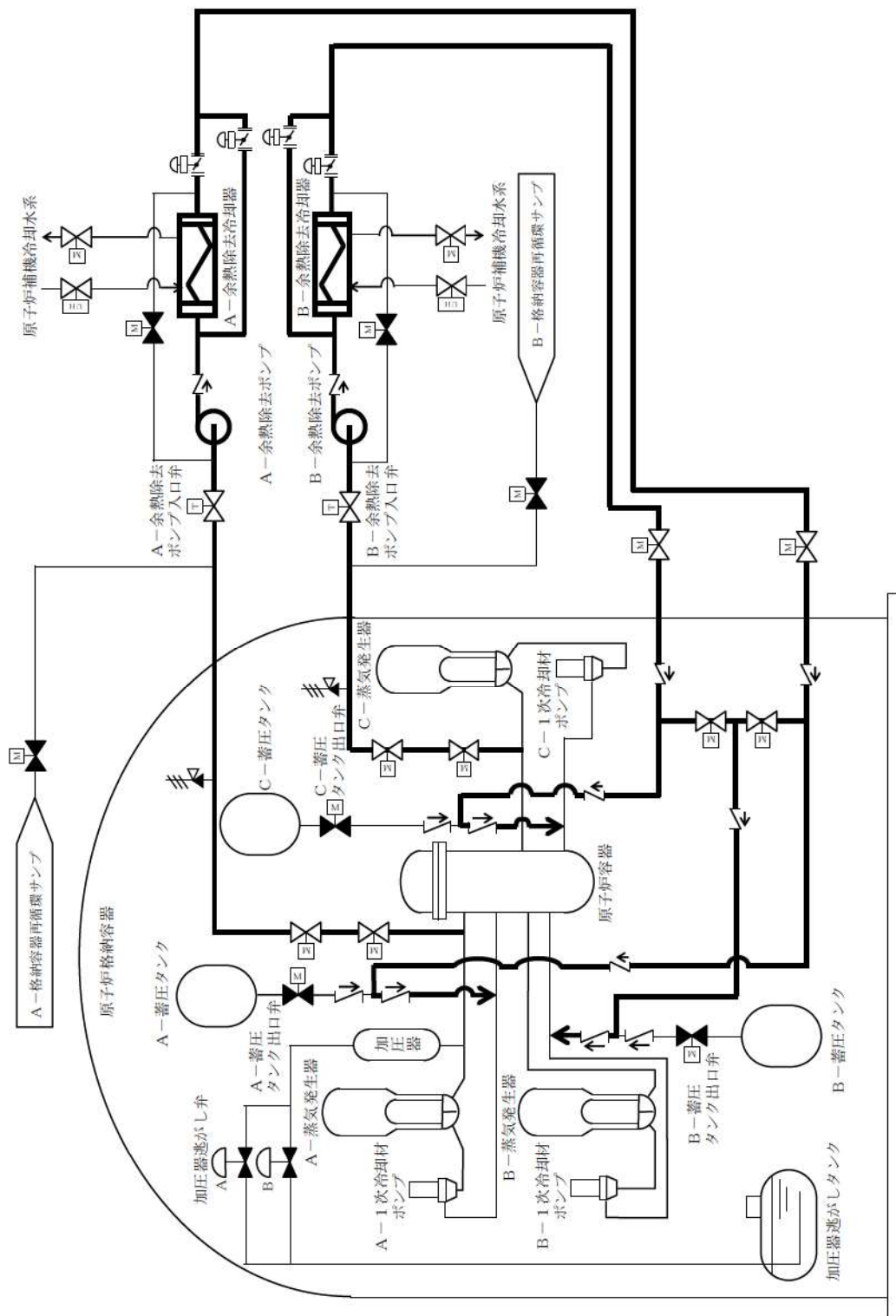
第5.1.2図 原子炉冷却材圧力バウンダリ図



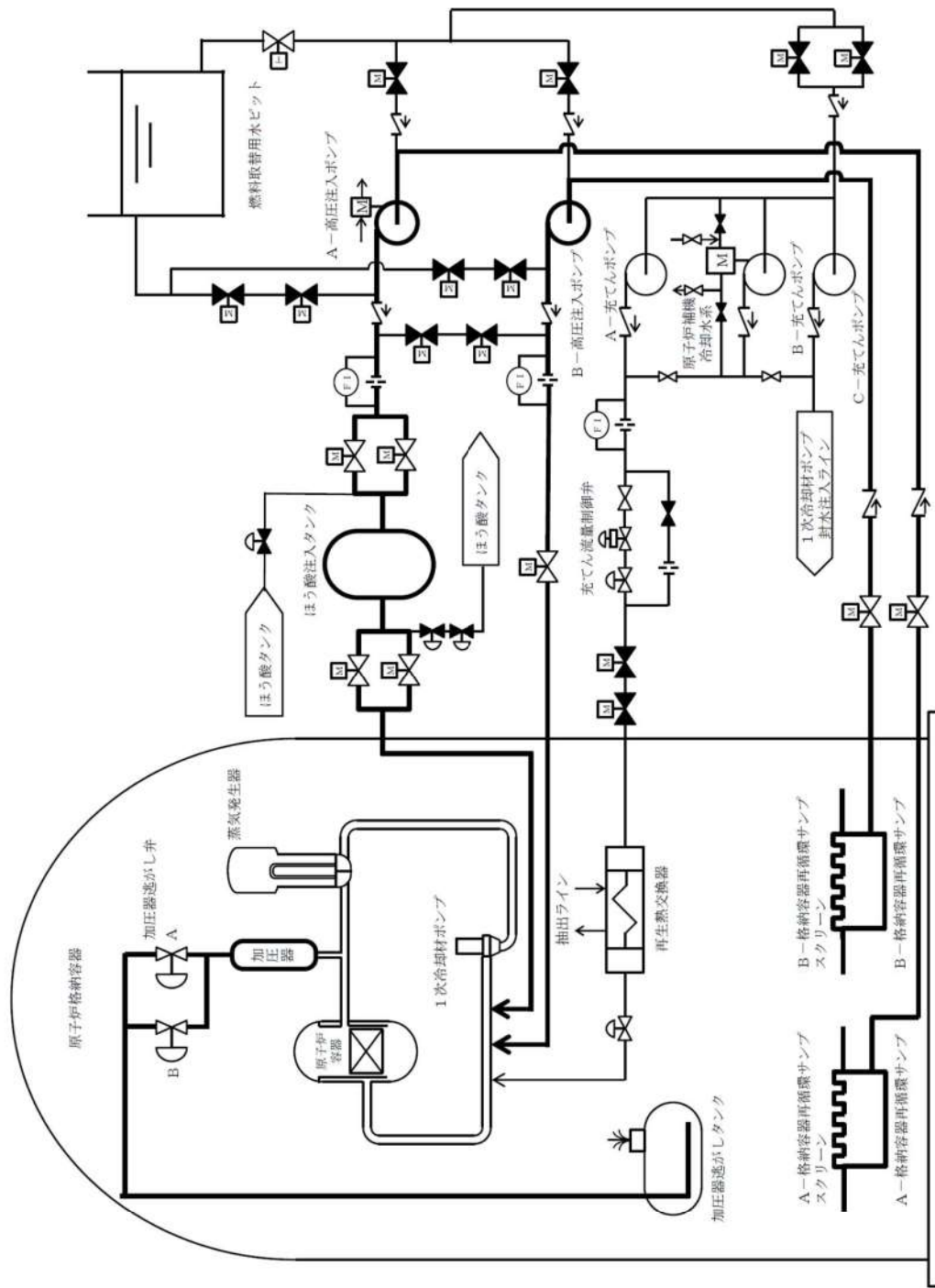
第 5.4.1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備  
 系統概要図 (1) 1 次冷却系のフイードアンドブリード (高圧注入ポンプによる注水)



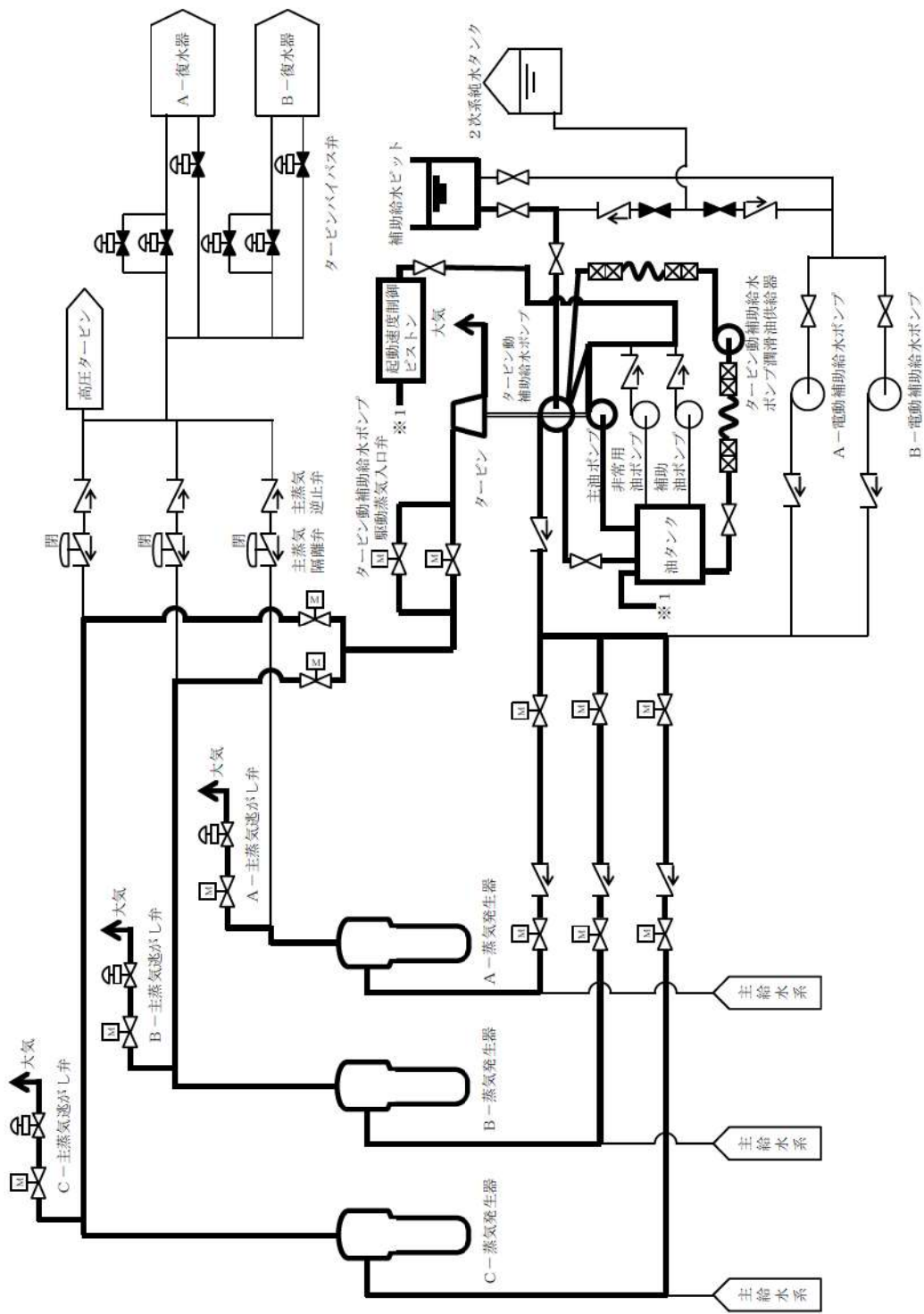
第5.4.2図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備  
 系統概要図(2) 1次冷却系のフィードアンドブリード(蓄圧注入系による注水)



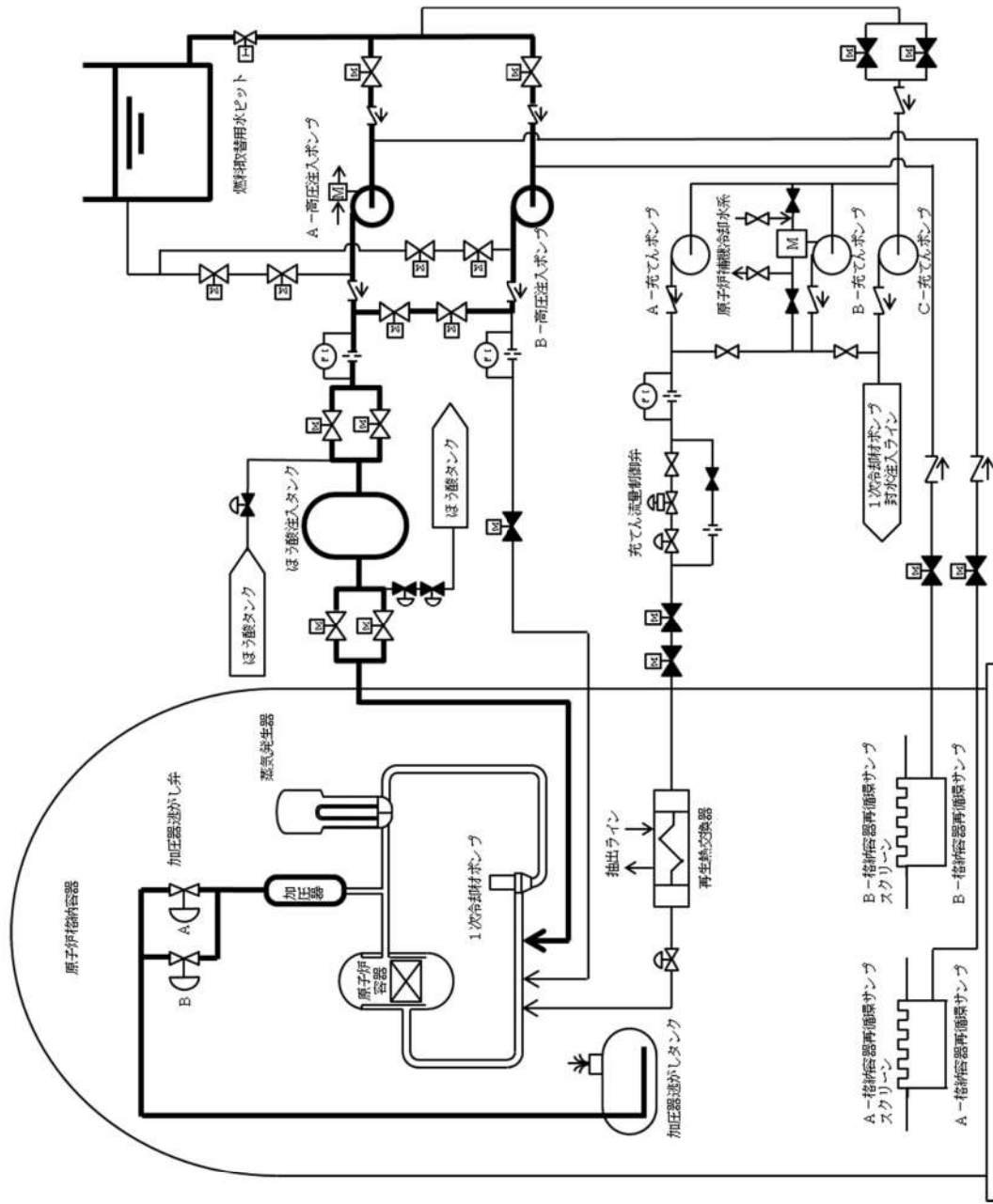
第5.4.3図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備  
 系統概要図 (3) 1次冷却系のフイードアンドブリード (余熱除去設備による冷却)



第5.4.4図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備  
 系統概要図(4) 1次冷却系のフリードアンドブリード(再循環運転(高圧注入ポンプ)による注水)



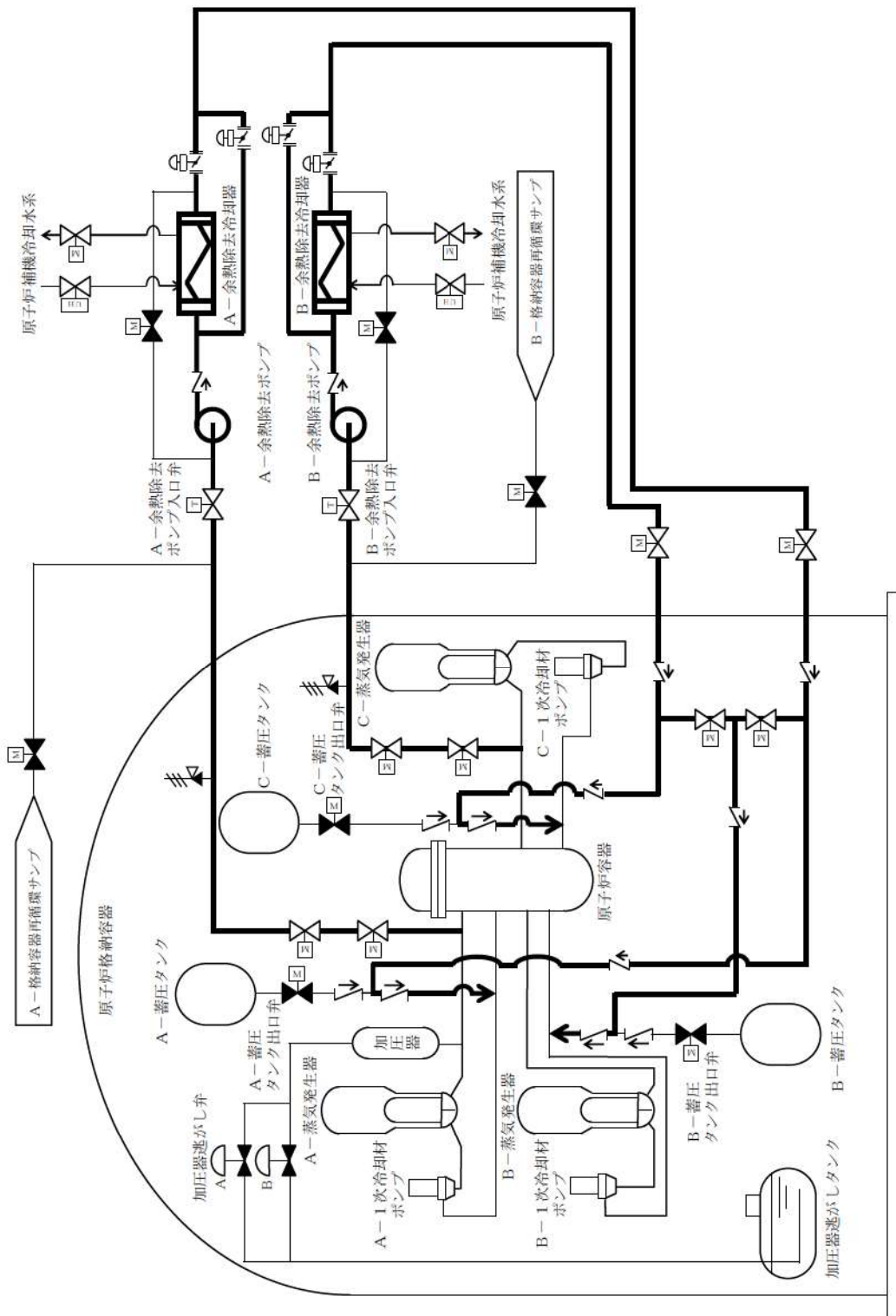
第 5.4.5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備  
 系統概要図 (5) 蒸気発生器 2 次側からの除熱 (タービン駆動補助給水ポンプの機能回復)



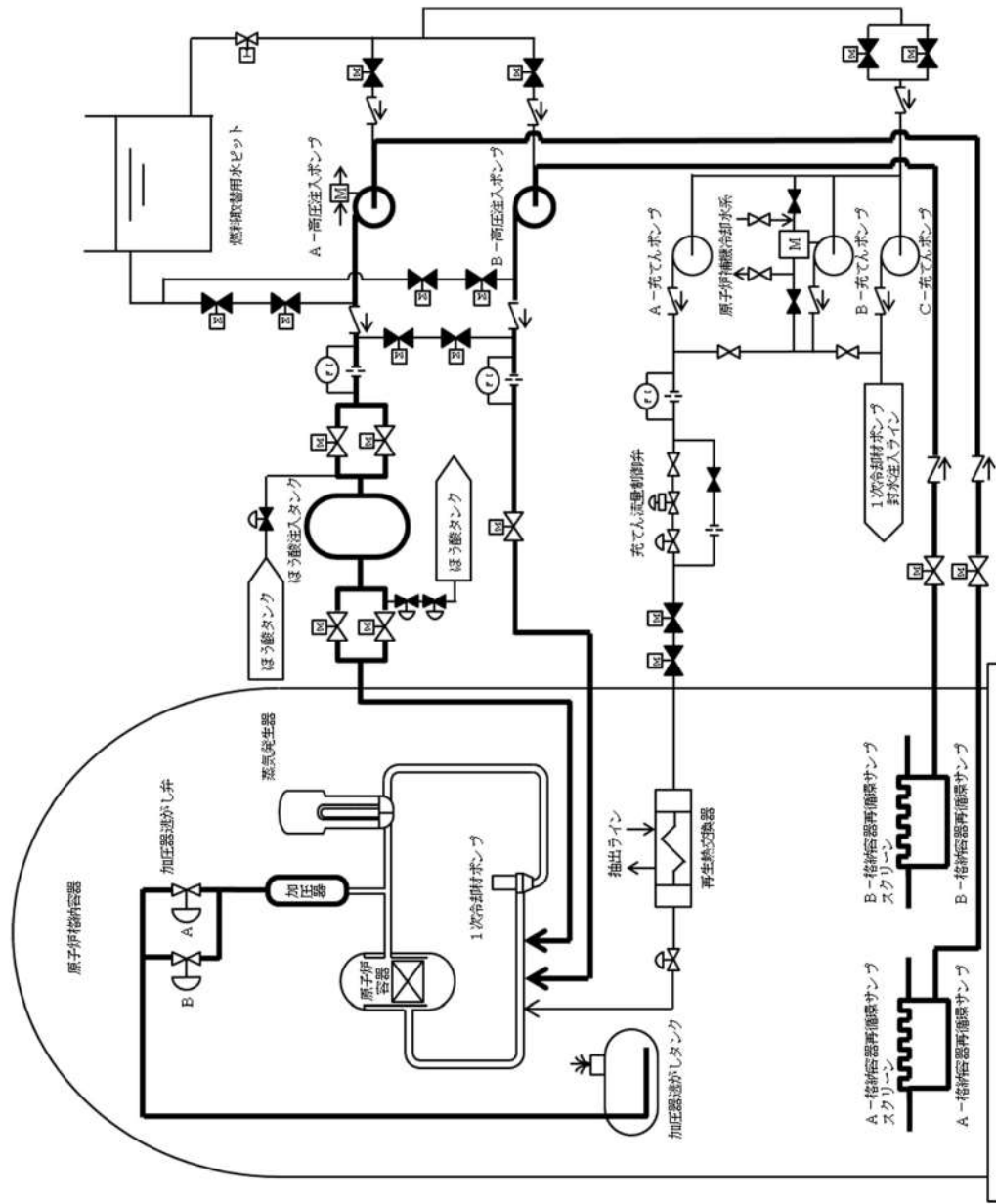
第 5.5.1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備  
 系統概要図 (1) 1 次冷却系のフリードアンドブリード (高圧注入ポンプによる注水)





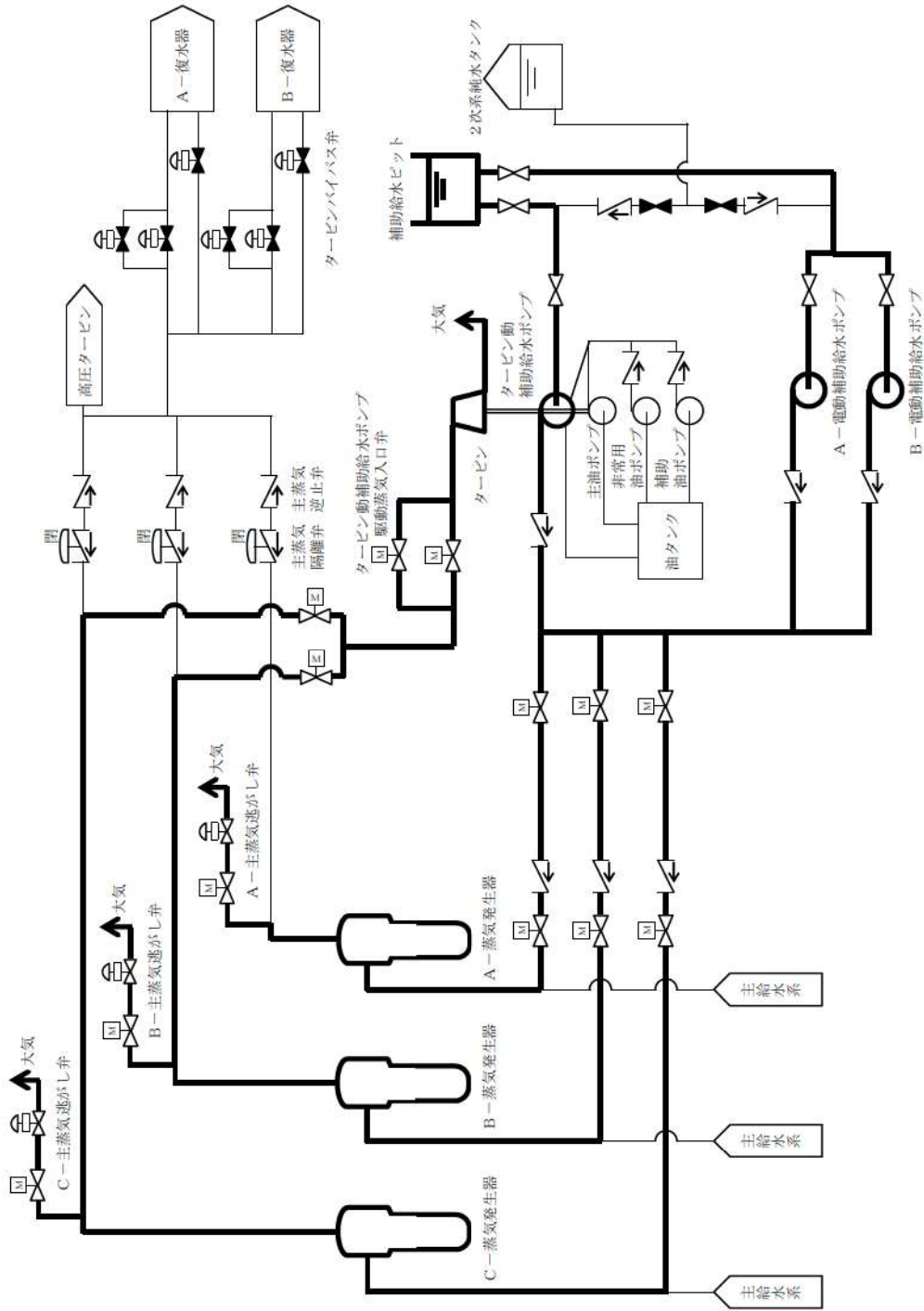


第 5.5.3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備  
 系統概要図 (3) 1 次冷却系のフリードアンドブリード (余熱除去設備による冷却)



第 5.5.4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

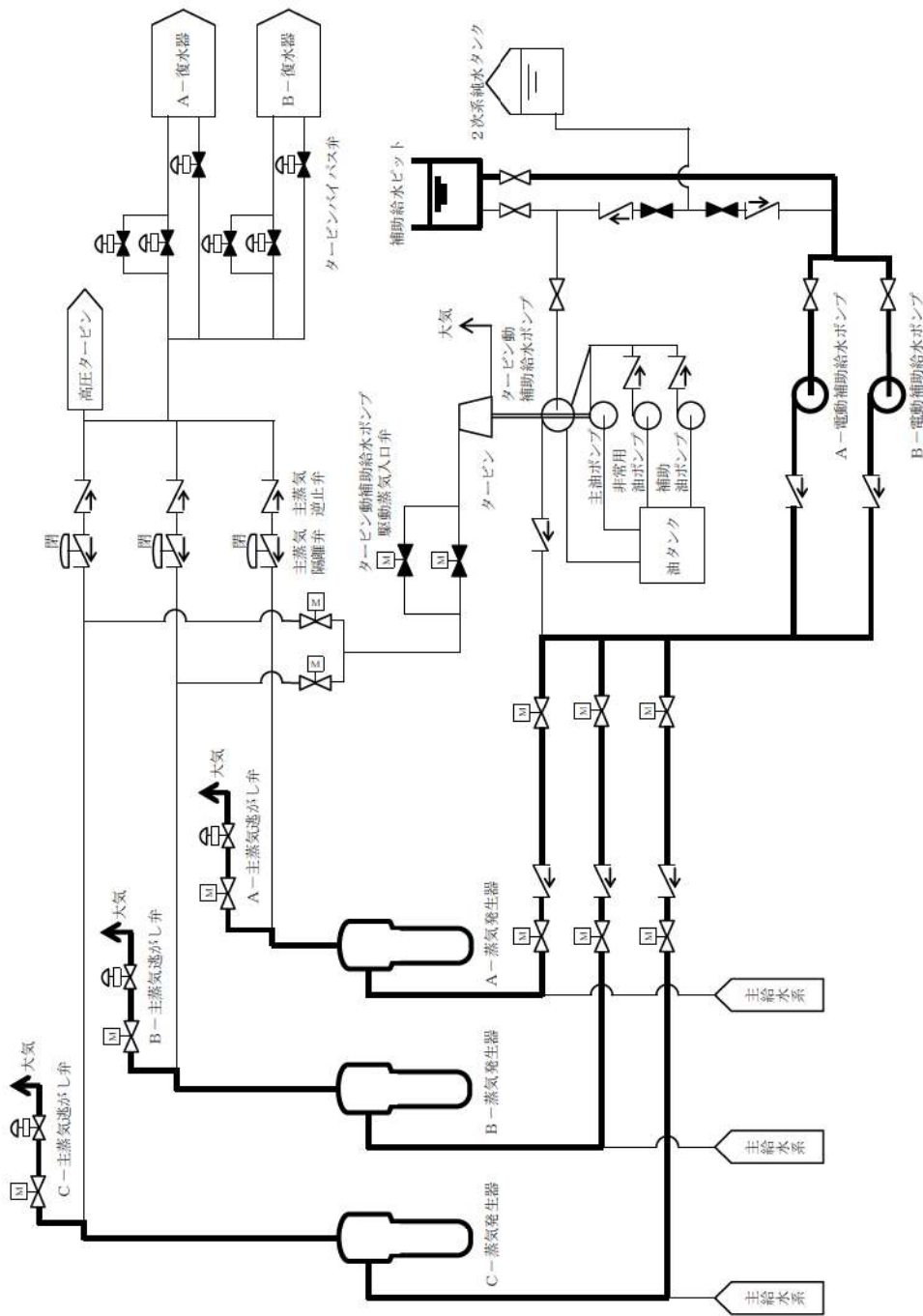
系統概要図 (4) 1 次冷却系のフィードアンドブリード (再循環運転 (高圧注入ポンプ) による注水)



第 5.5.5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

系統概要図 (5) 蒸気発生器 2 次側からの除熱

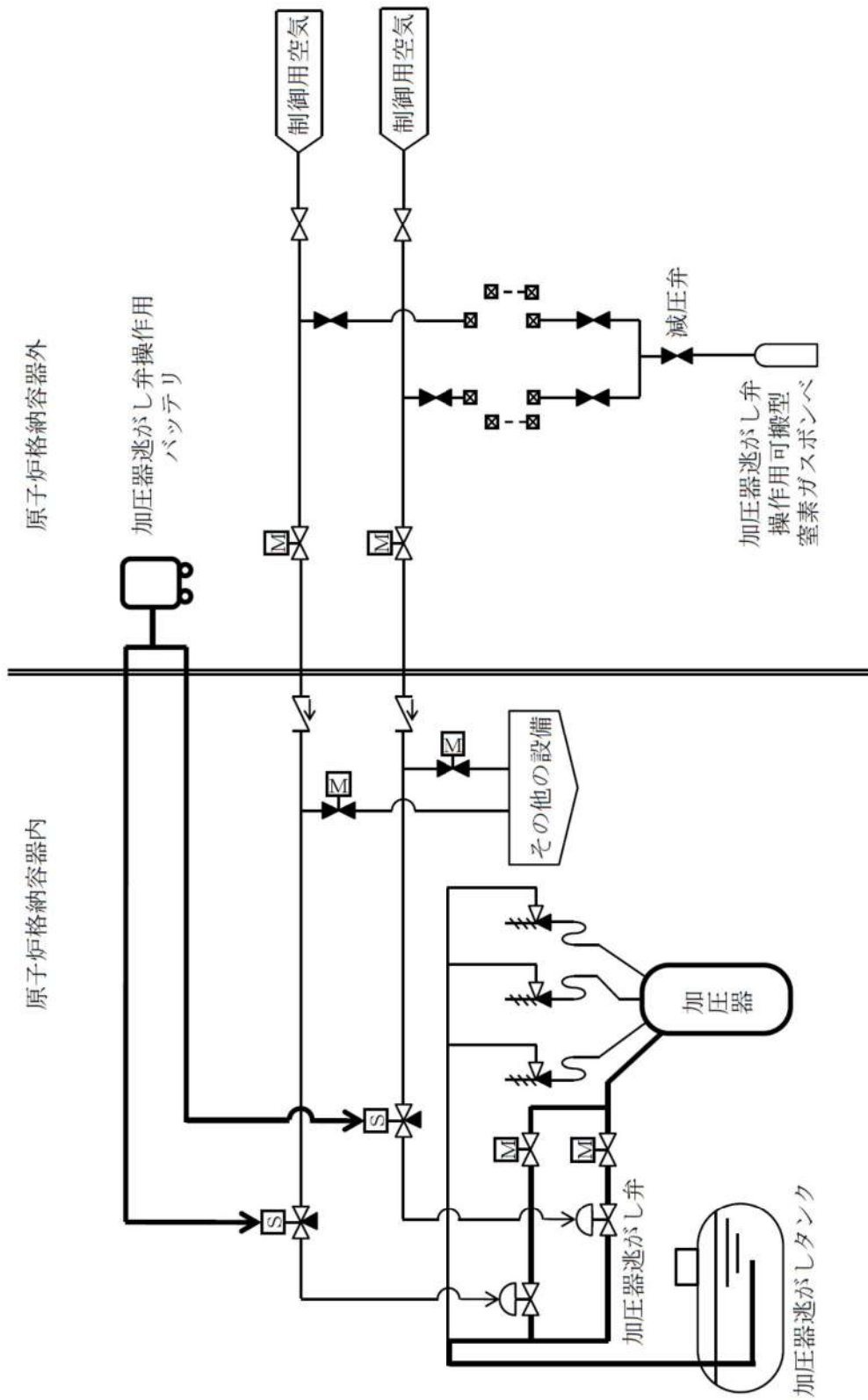




第 5.5.7 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

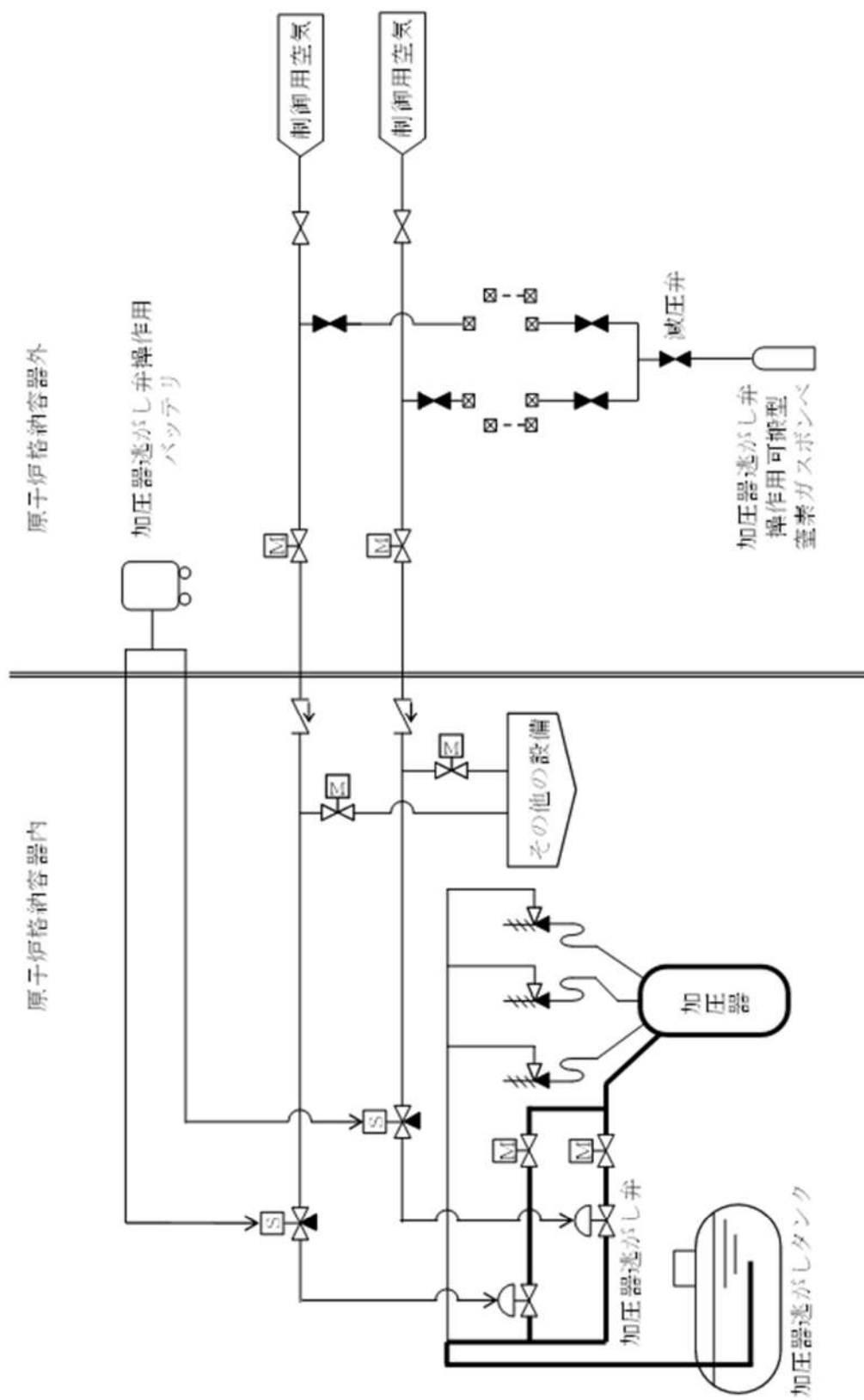
系統概要図 (7) 蒸気発生器 2 次側からの除熱

(電動補助給水ポンプの機能回復)



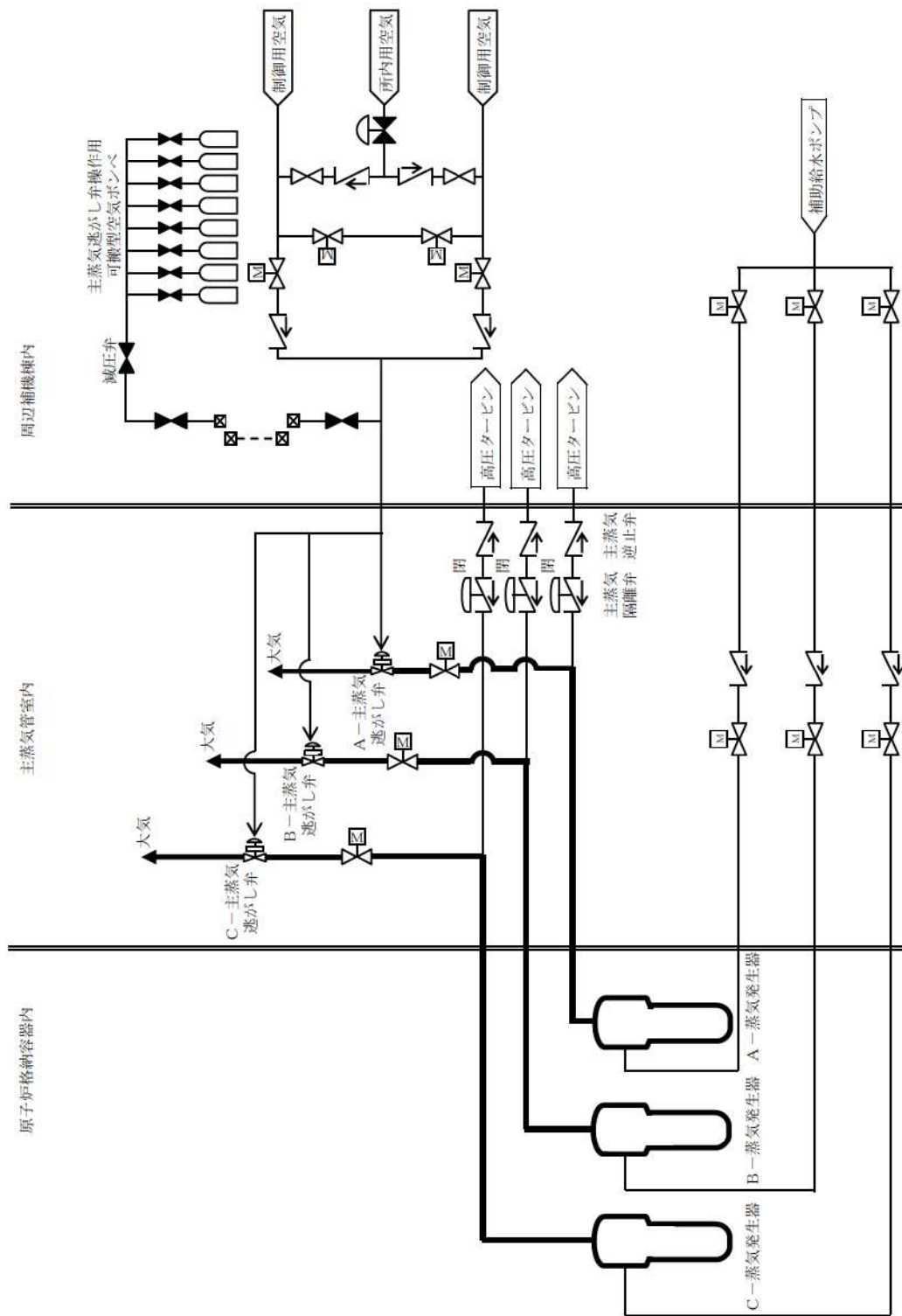
第 5.5.8 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

系統概要図 (8) 加圧器逃がし弁の機能回復 (加圧器逃がし弁操作用バッテリー)



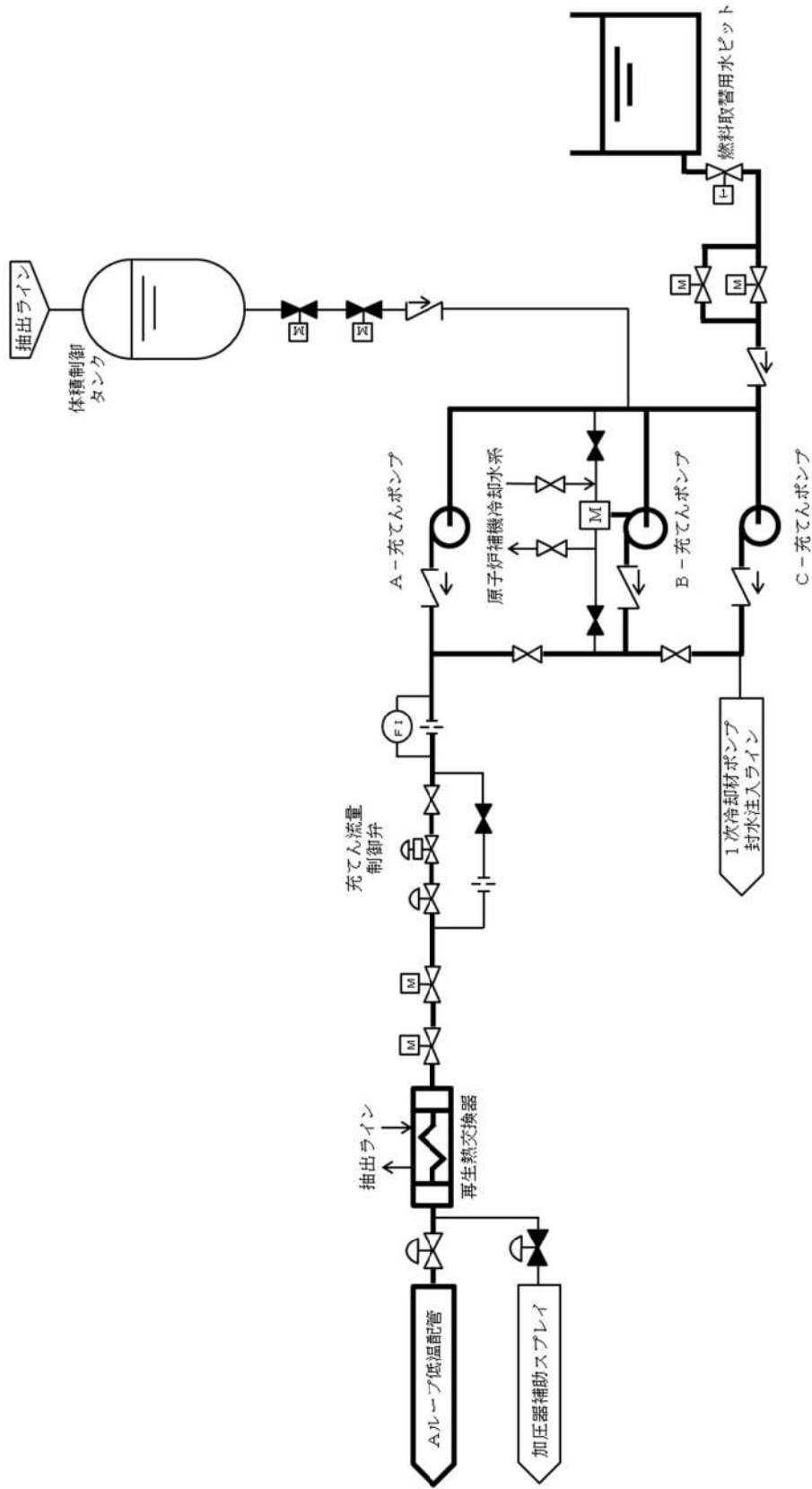
第 5.5.9 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備  
 系統概要図 (9) 加圧器逃がし弁による減圧



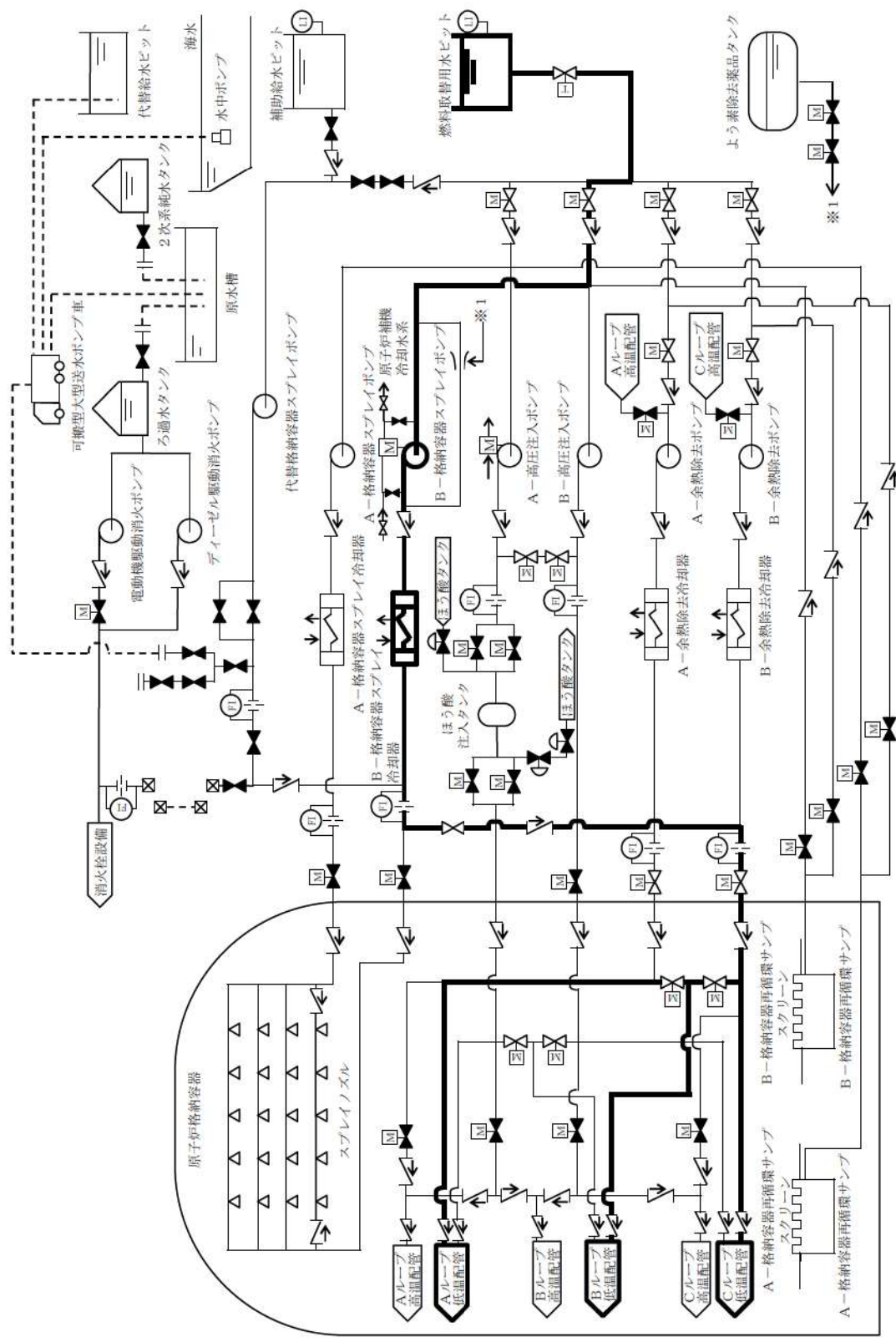


第 5.5.10 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

系統概要図 (10) 主蒸気逃がし弁による減圧

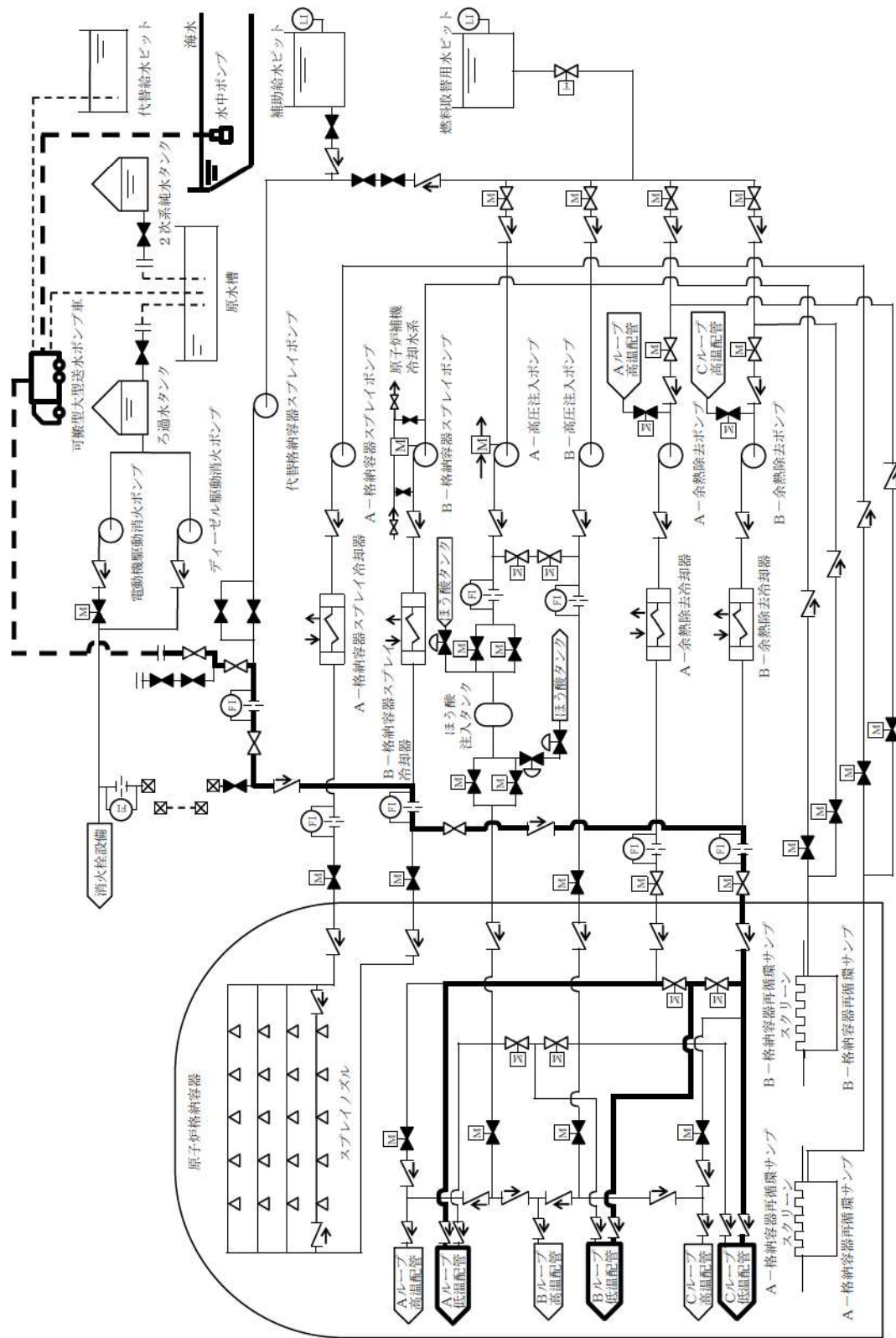


第5.6.1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備  
 系統概要図 (1) 炉心注水 (充てんポンプ)

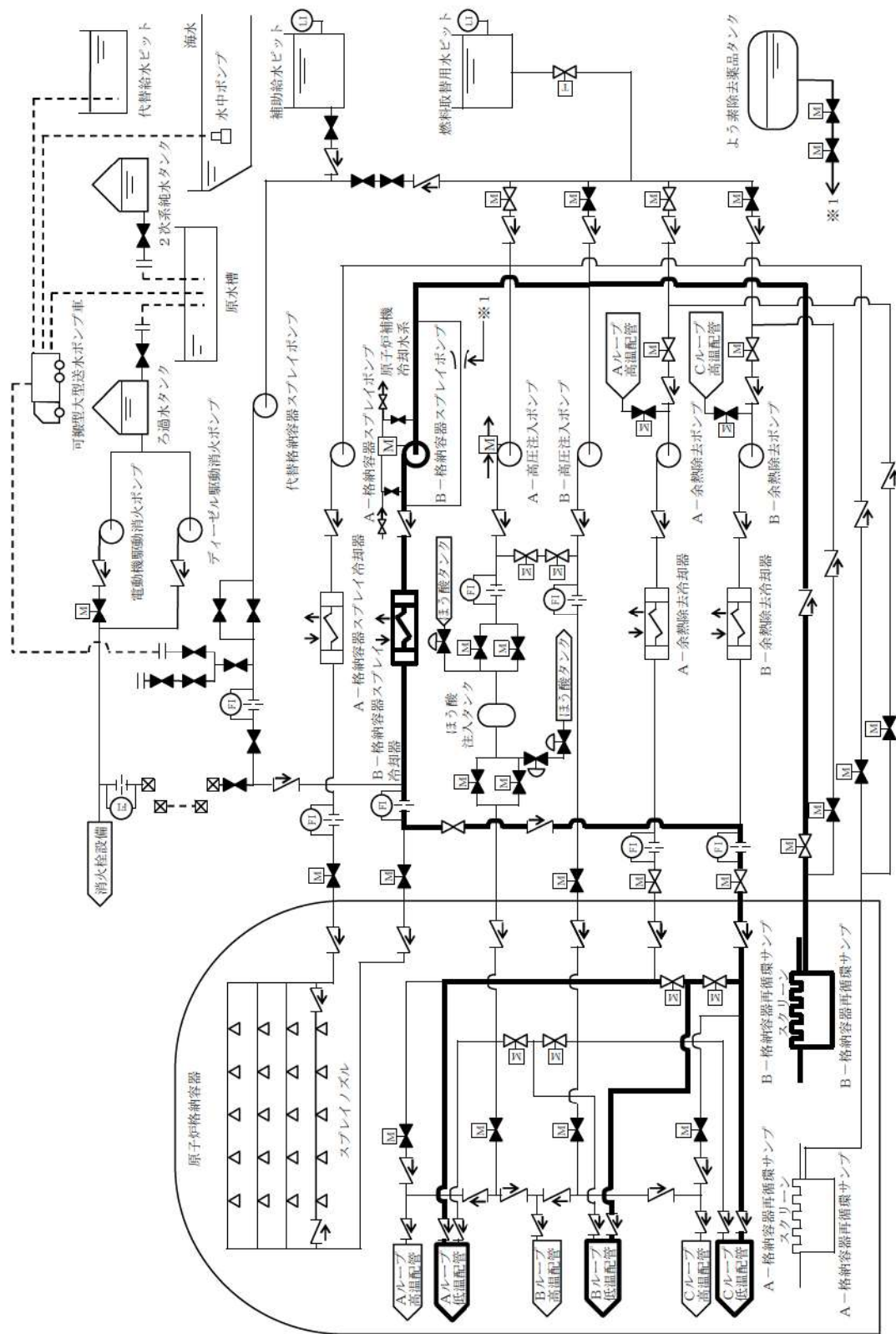


第 5.6.2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備  
 系統概要図 (2) 代替炉心注水 (B-格納容器スプレイポンプ)

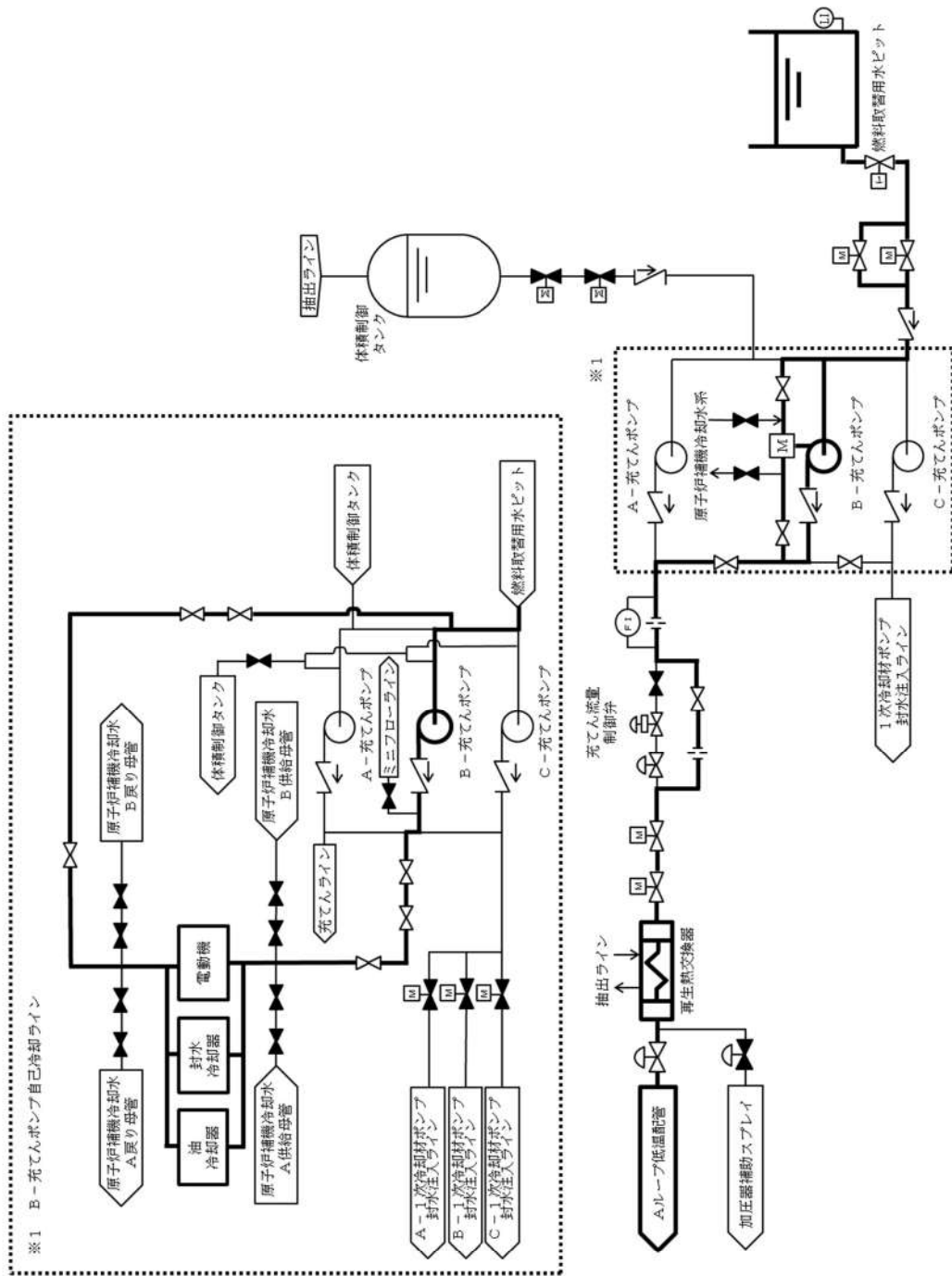




第5.6.4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備  
 系統概要図 (4) 代替炉心注水 (可搬型大型送水ポンプ車)

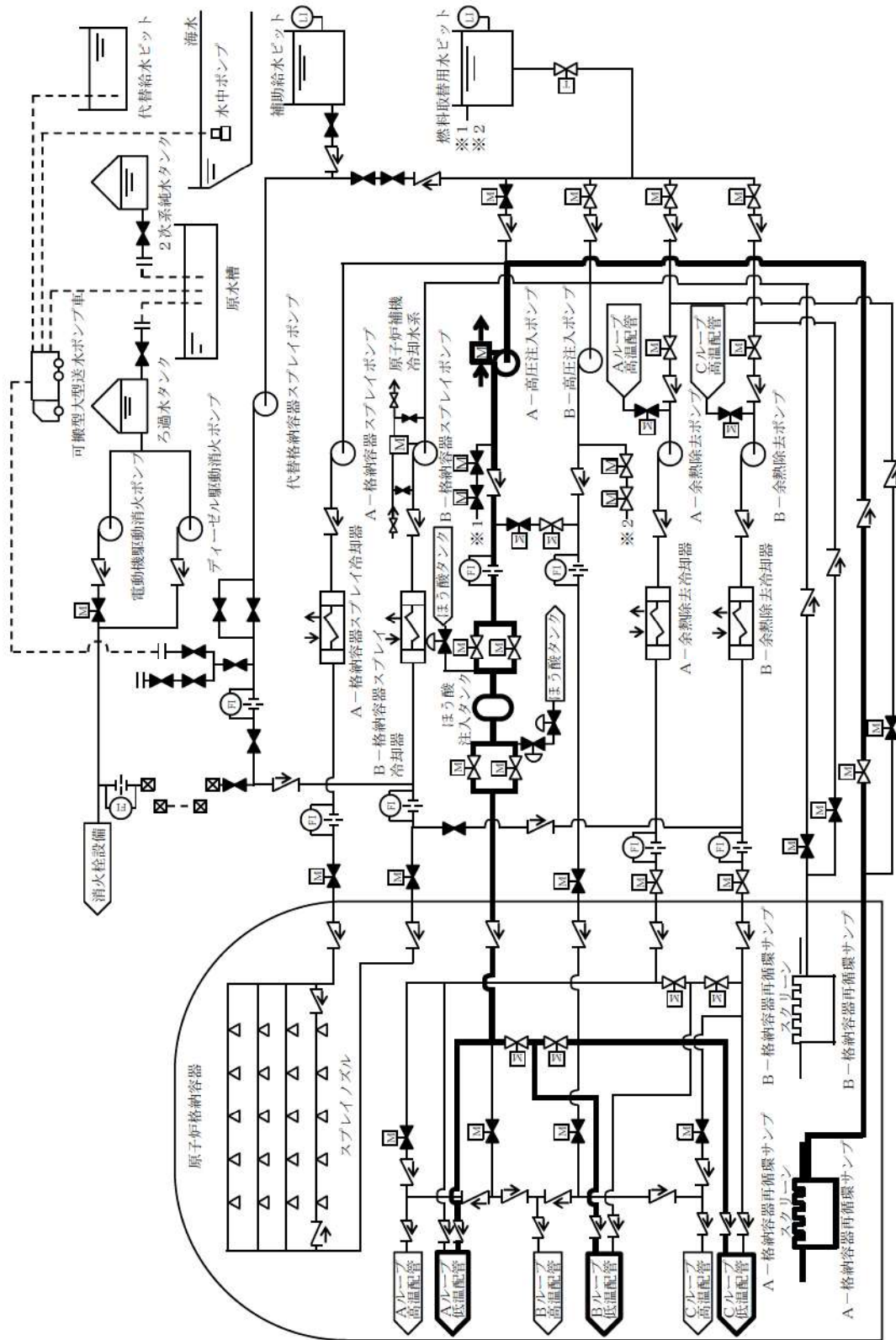


第 5.6.5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備  
 系統概要図 (5) 代替再循環運転 (B-格納容器スプレイポンプ)



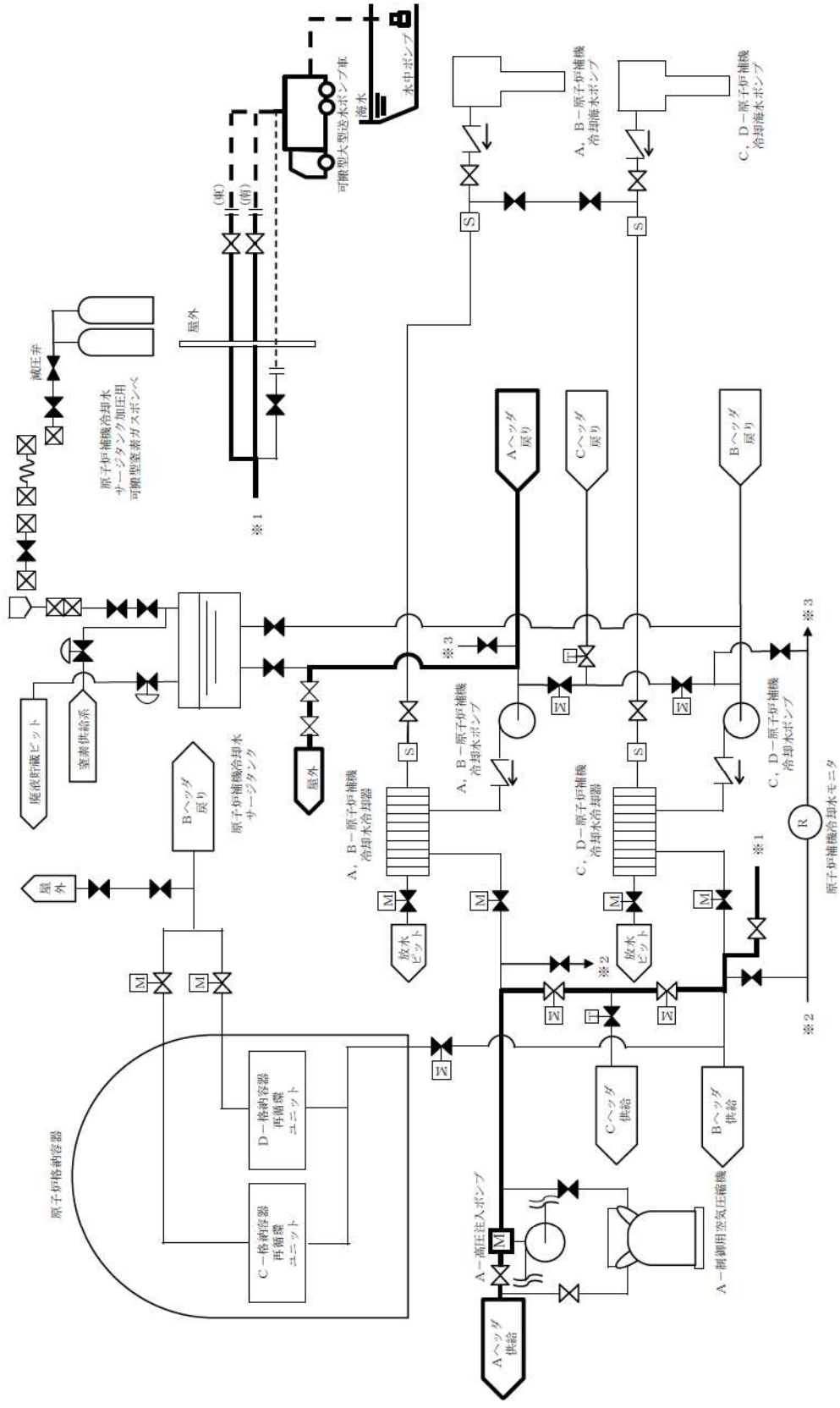
第 5.6.6 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

系統概要図 (6) 代替炉心注水 (B-充てんポンプ (自己冷却))

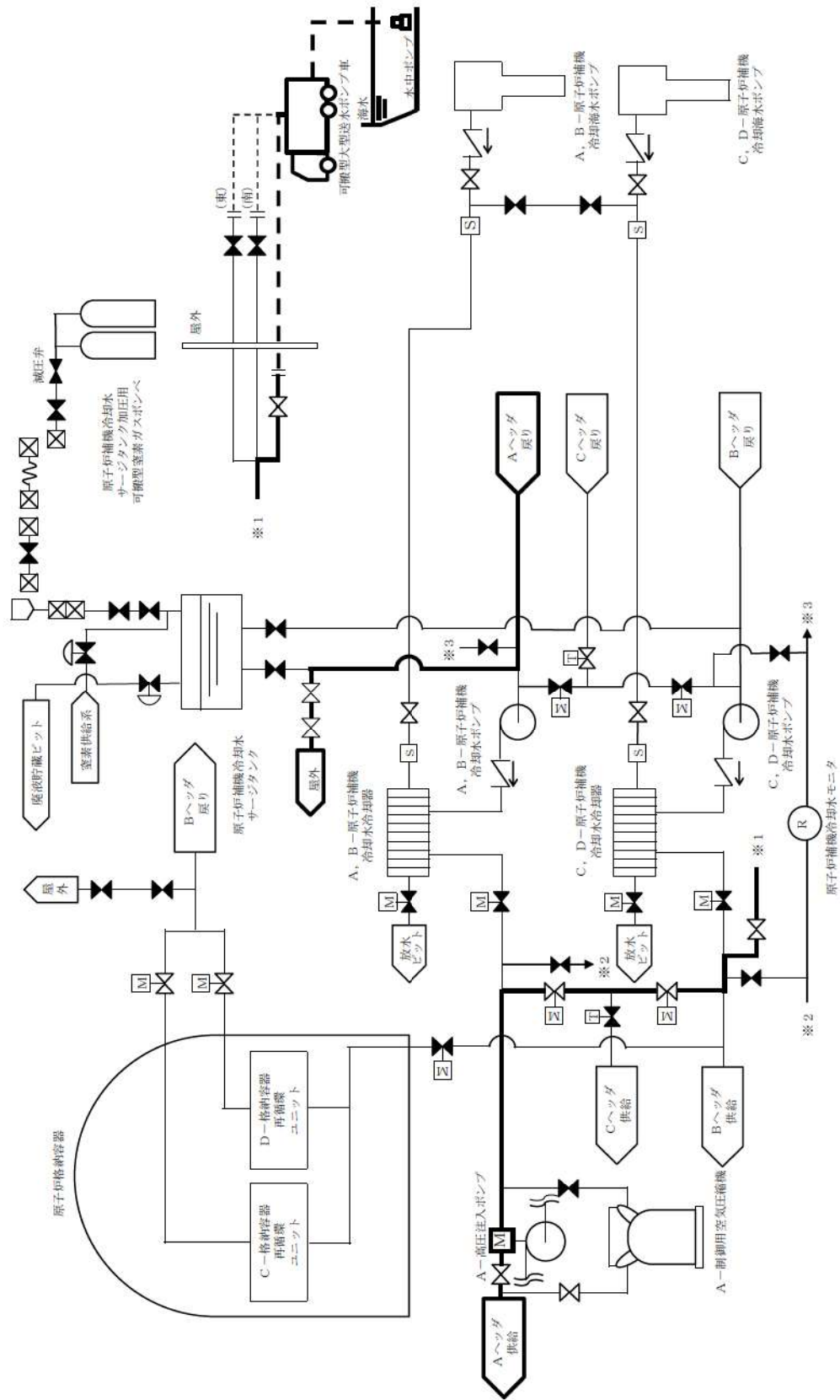


第 5.6.7 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備  
 系統概要図 (7) 代替再循環運転 (A-高圧注入ポンプ (代替補機冷却))

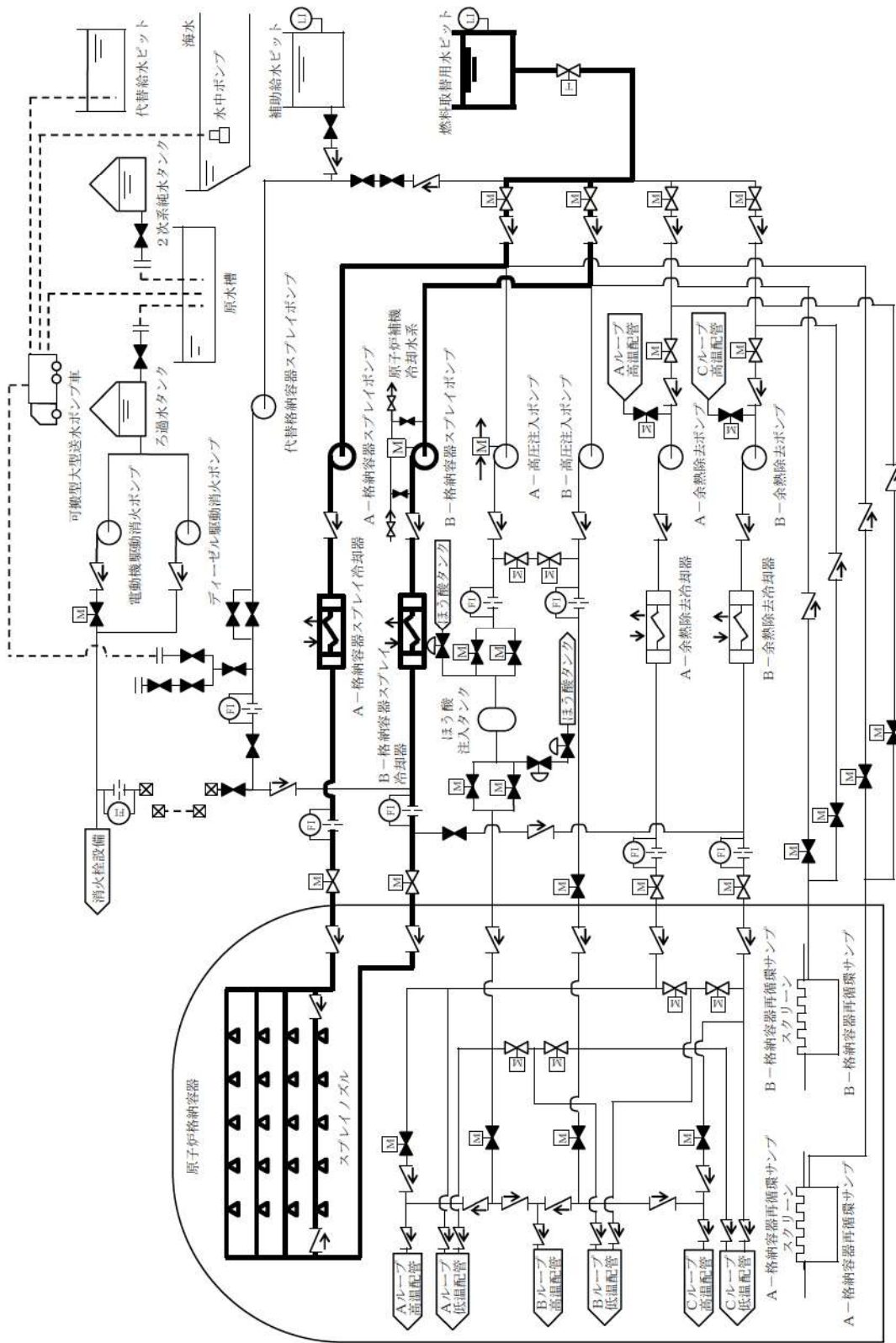




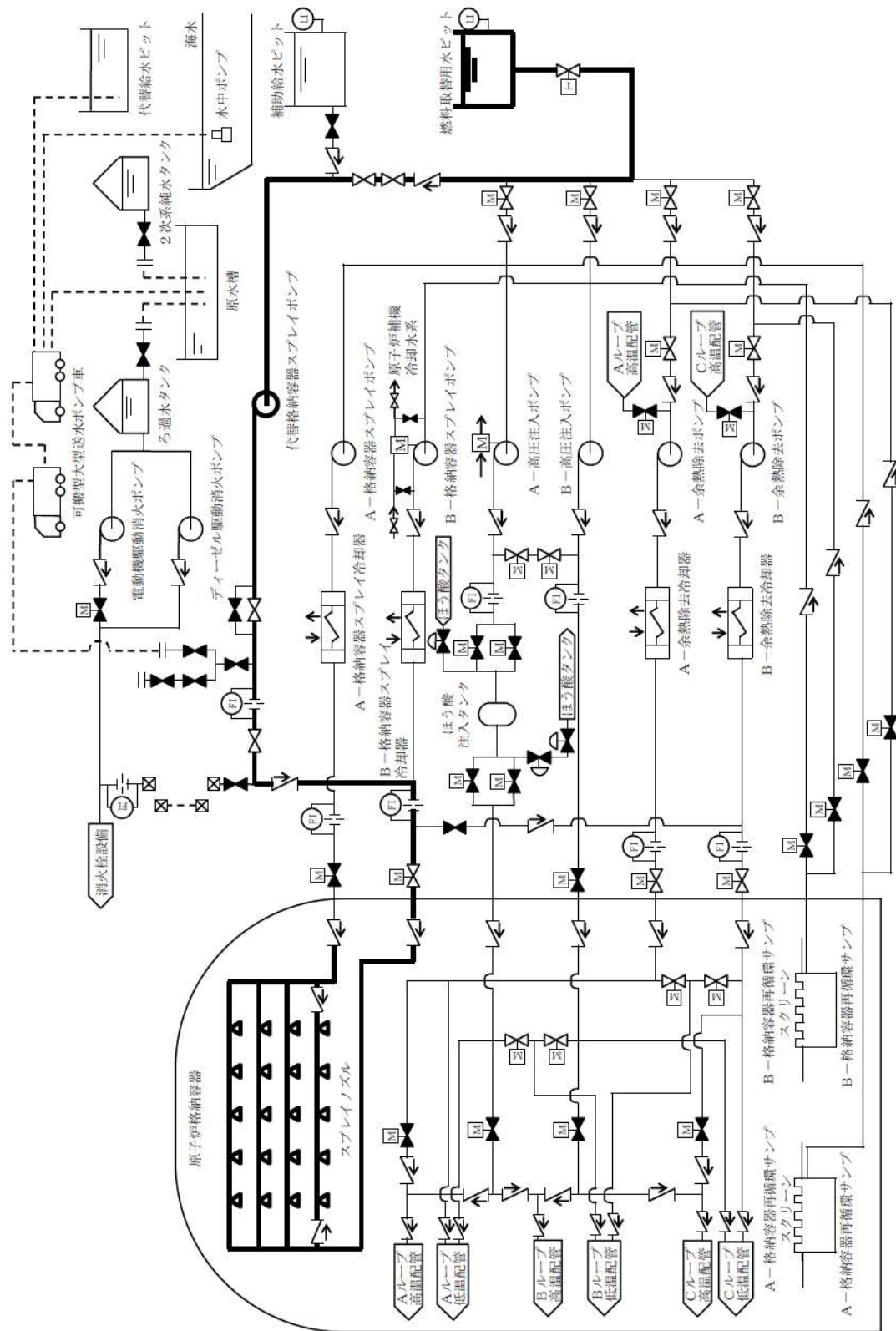
第5.6.8図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備  
 系統概要図(8) 代替補機冷却(代替再循環運転(A-高圧注入ポンプ))



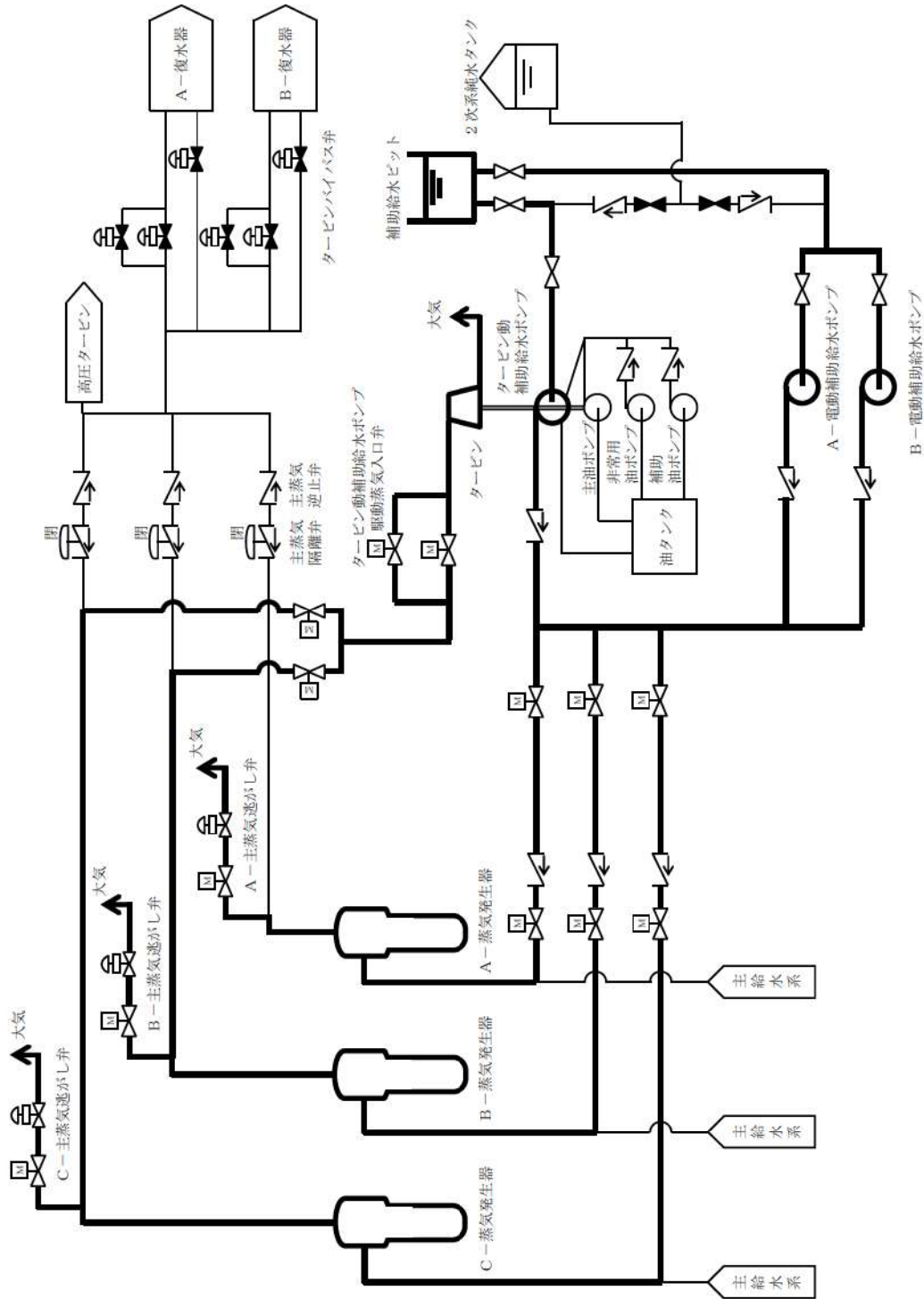
第5.6.9 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備  
 系統概要図 (9) 代替補機冷却 (代替再循環運転 (A-高压注入ポンプ))



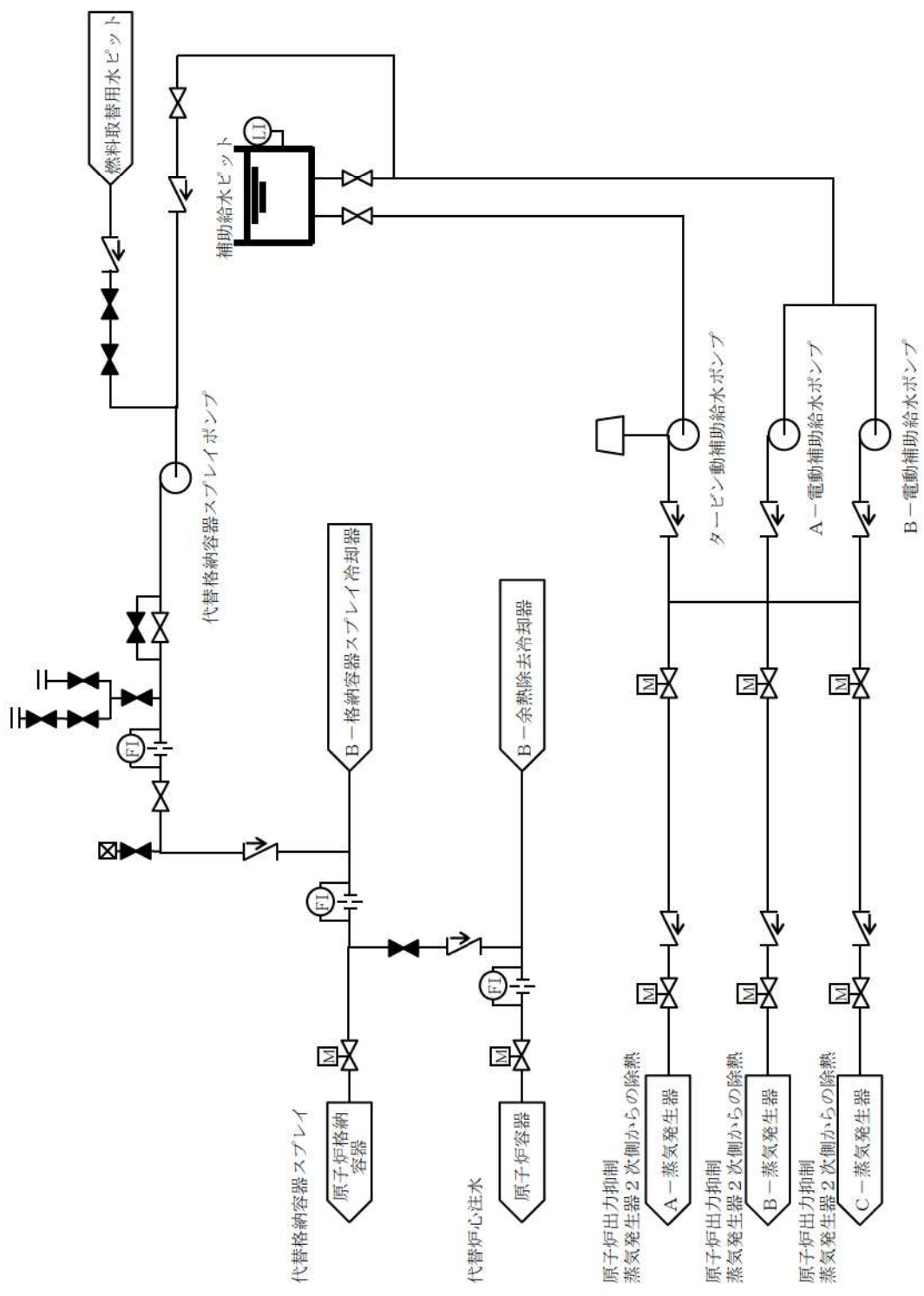
第 5.6.10 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低下時に発電用原子炉を冷却するための設備  
 系統概要図 (10) 格納容器スプレイ



第 5.6.11 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備  
 系統概要図 (11) 代替格納容器スプレイ

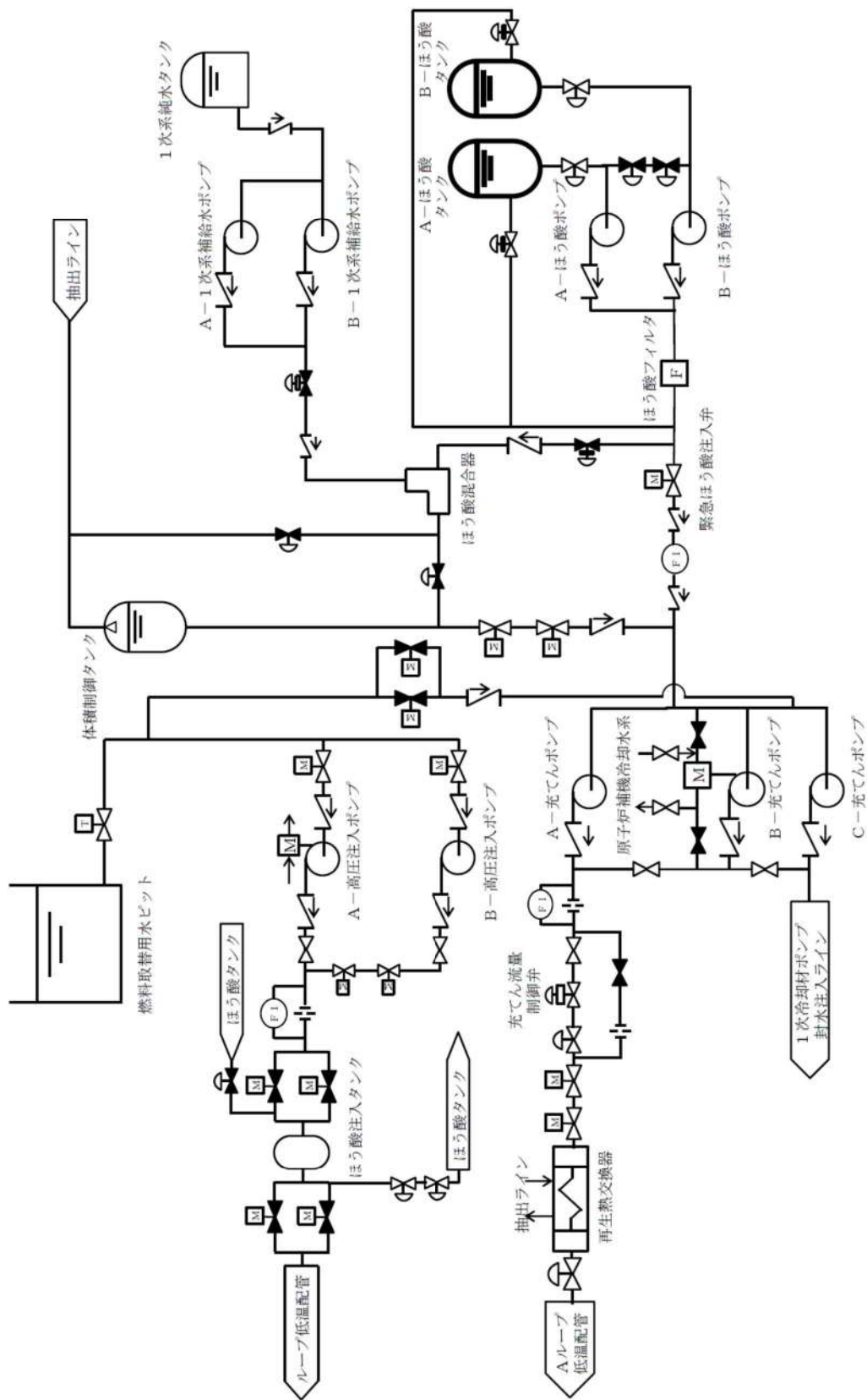


第 5.6.12 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備  
 系統概要図 (12) 蒸気発生器 2 次側からの除熱



第 5.7.1 図 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備 系統概要図 (1)  
(補助給水ピットを水源とした場合に用いる設備)



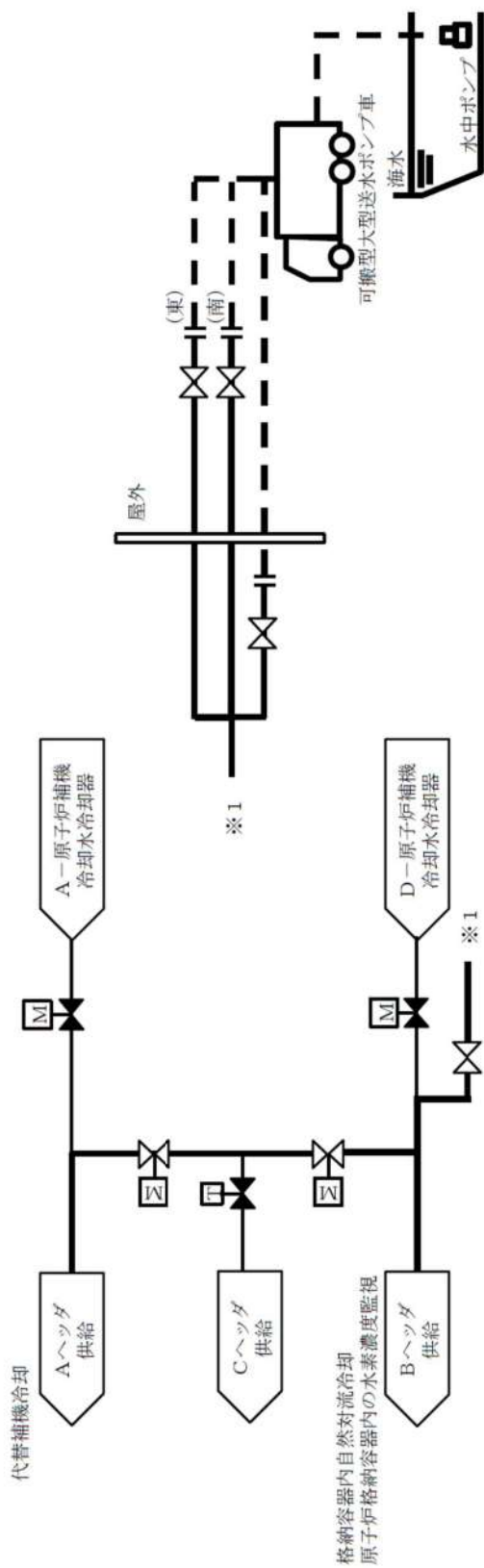


第 5.7.3 図 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備 系統概要図 (3)

(ほう酸タンクを水源とした場合に用いる設備)



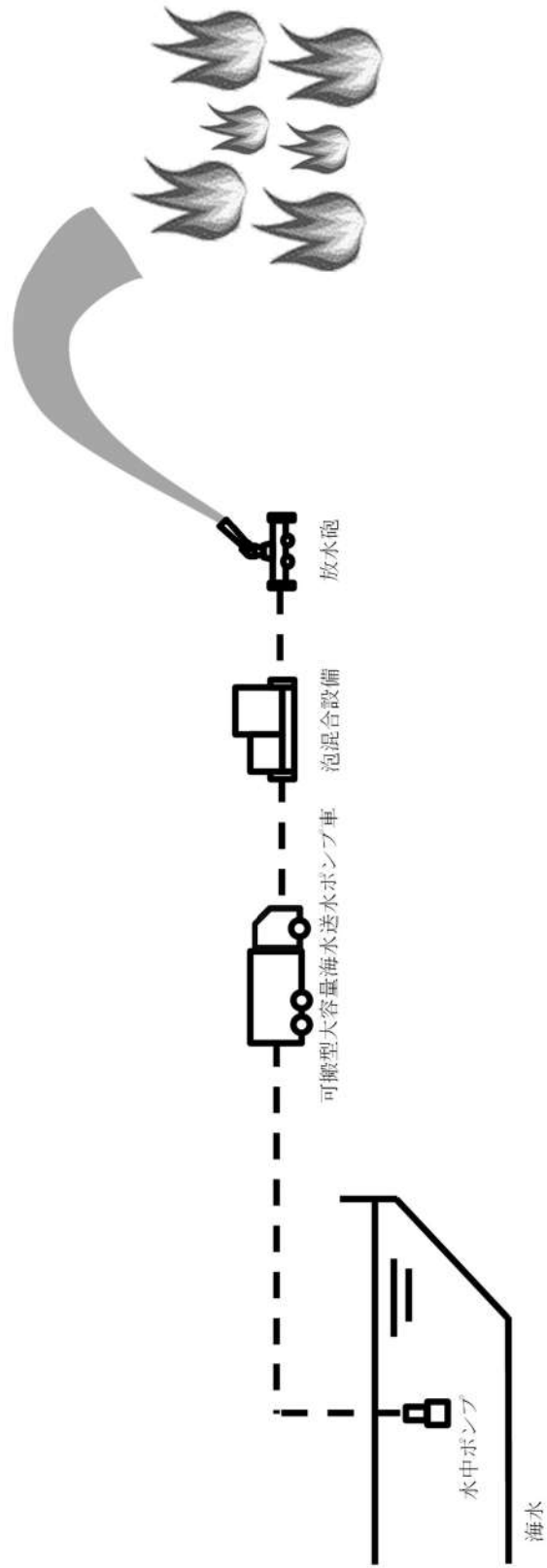




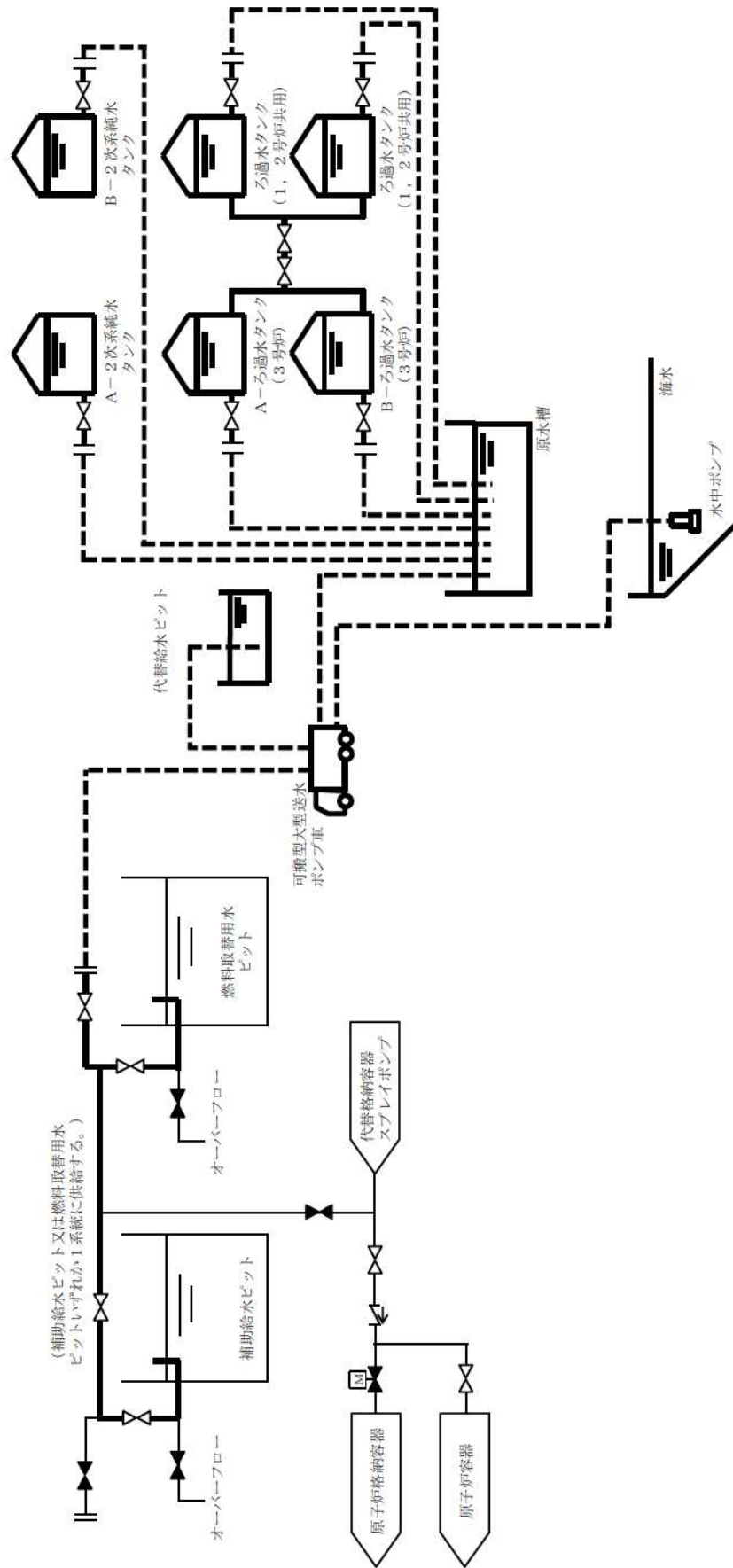
第 5.7.5 図 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備 系統概要図 (5)

(海を水源とした場合に用いる設備 (格納容器内自然対流冷却, 代替補機冷却及び原子炉格納容器内の水素濃度監視))



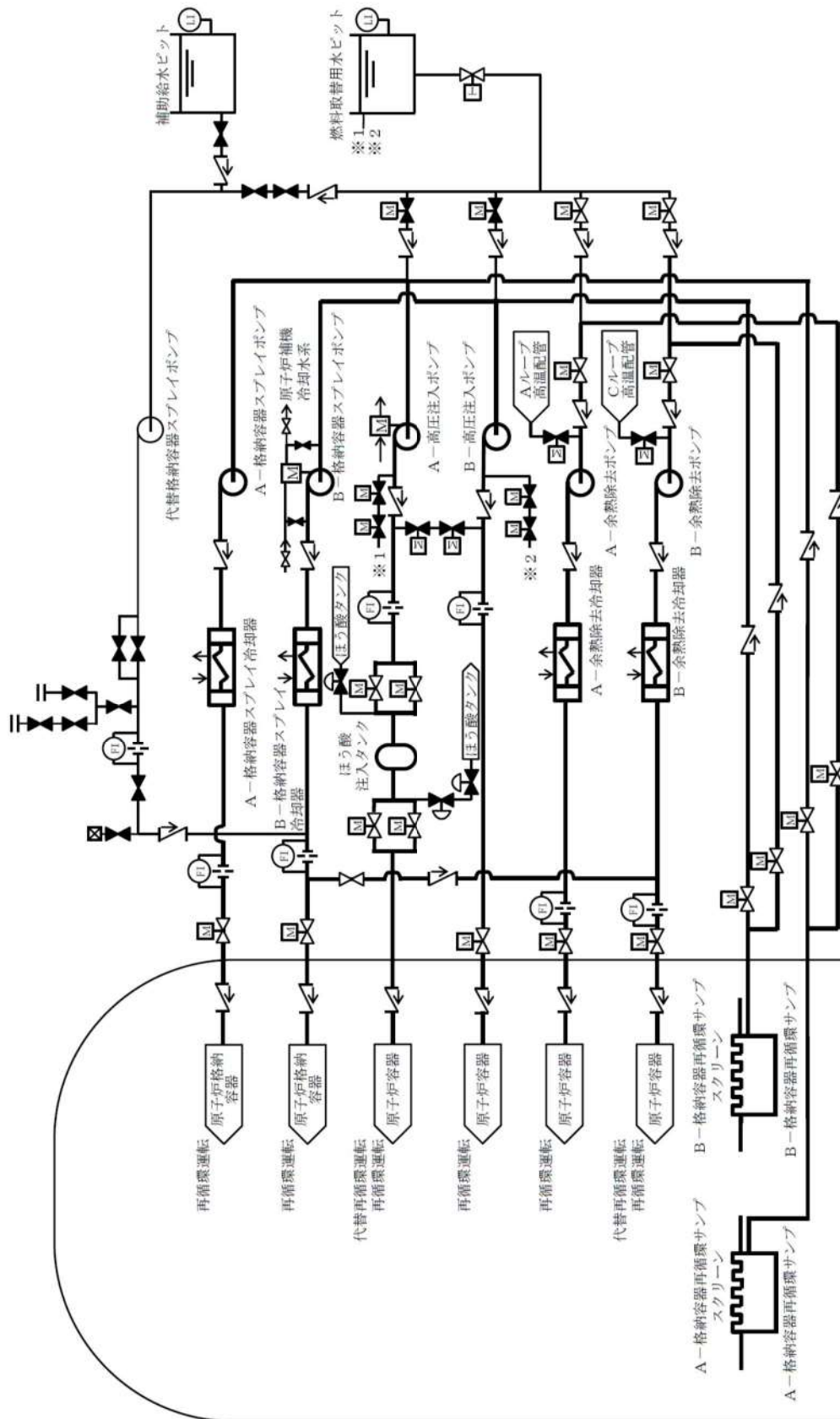


第5.7.7図 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備 系統概要図 (7)  
 (海を水源とした場合に用いる設備 (放水設備 (泡消火設備)))

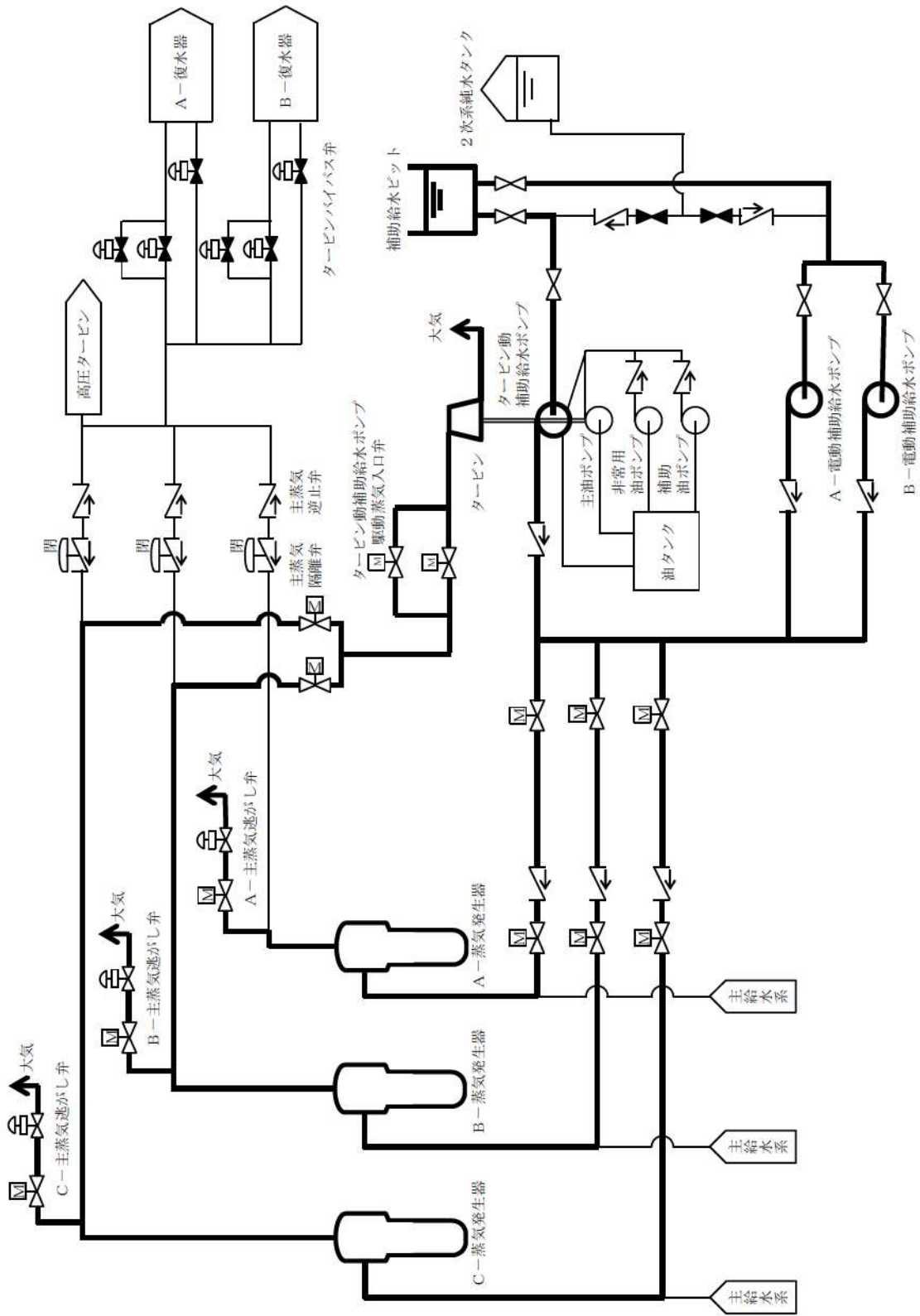


第5.7.8図 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備 系統概要図 (8)

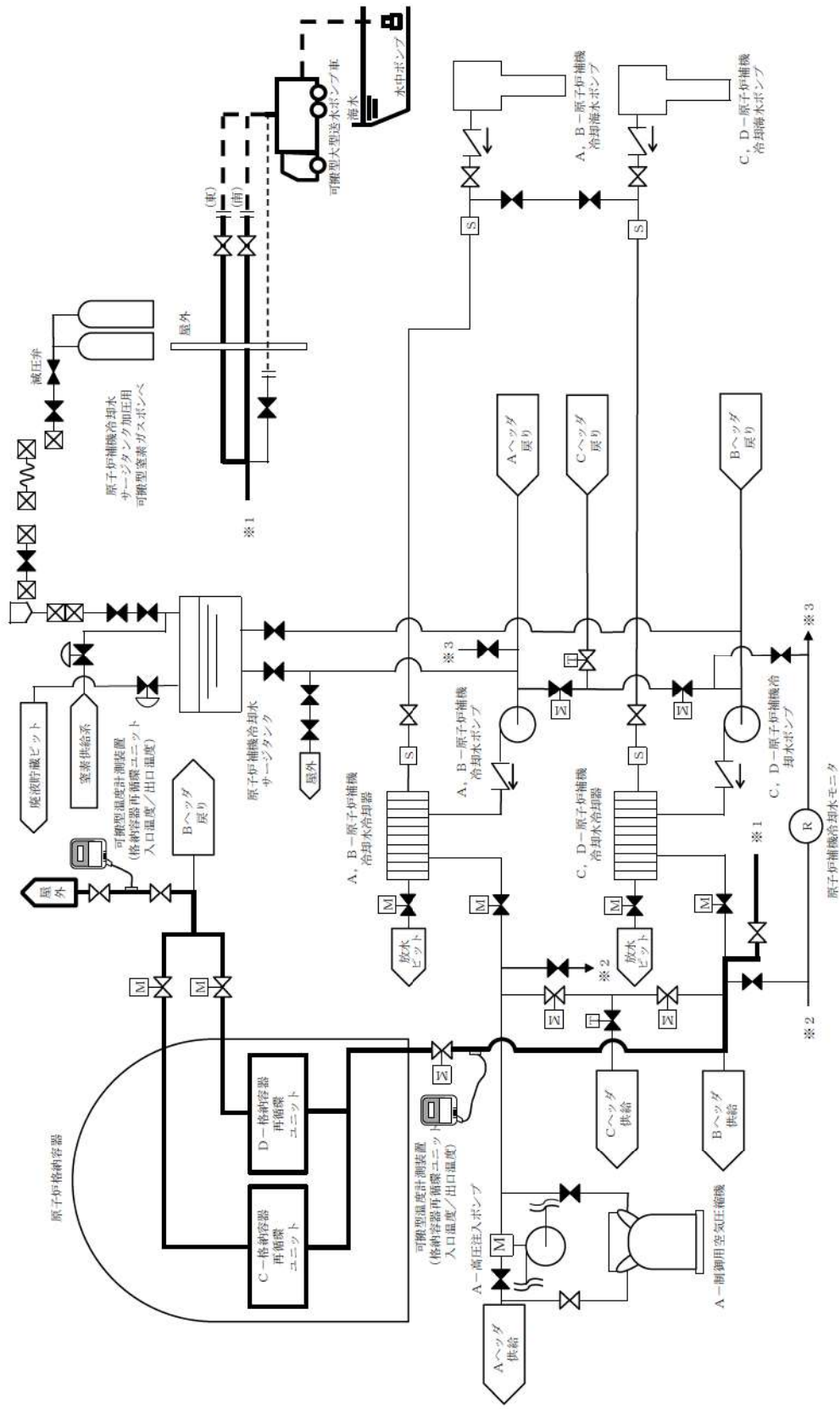
(補助給水ピット及び燃料取替水ピットへ水を供給するための設備)



第5.7.9 図 重大事故等時に必要となる水源及び水の供給設備 系統概要図 (9)  
 (格納容器再循環サンプリングの水を供給するための設備)



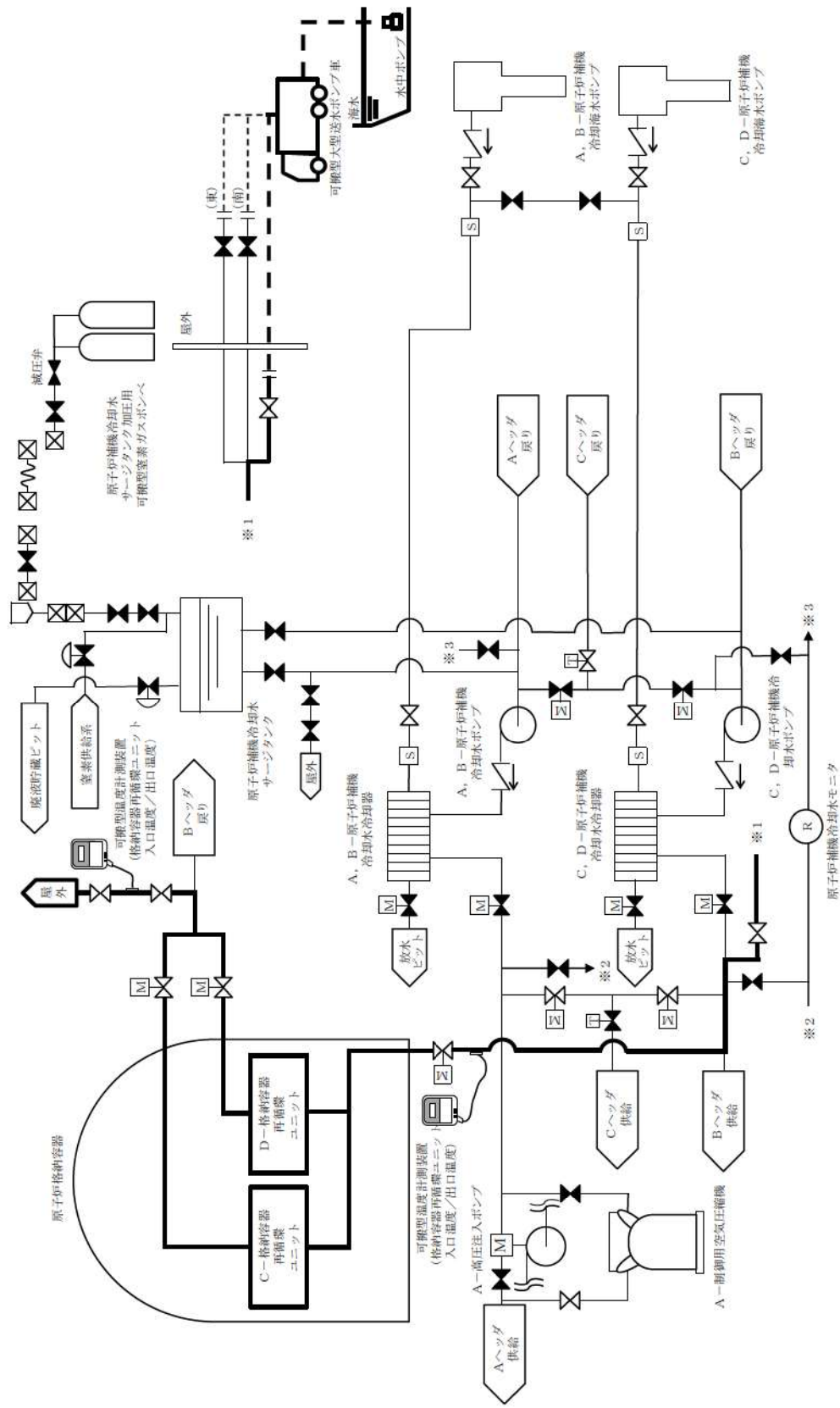
第5.10.1図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 系統概要図(1) 蒸気発生器2次側からの除熱



第5.10.2図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 系統概要図(2)

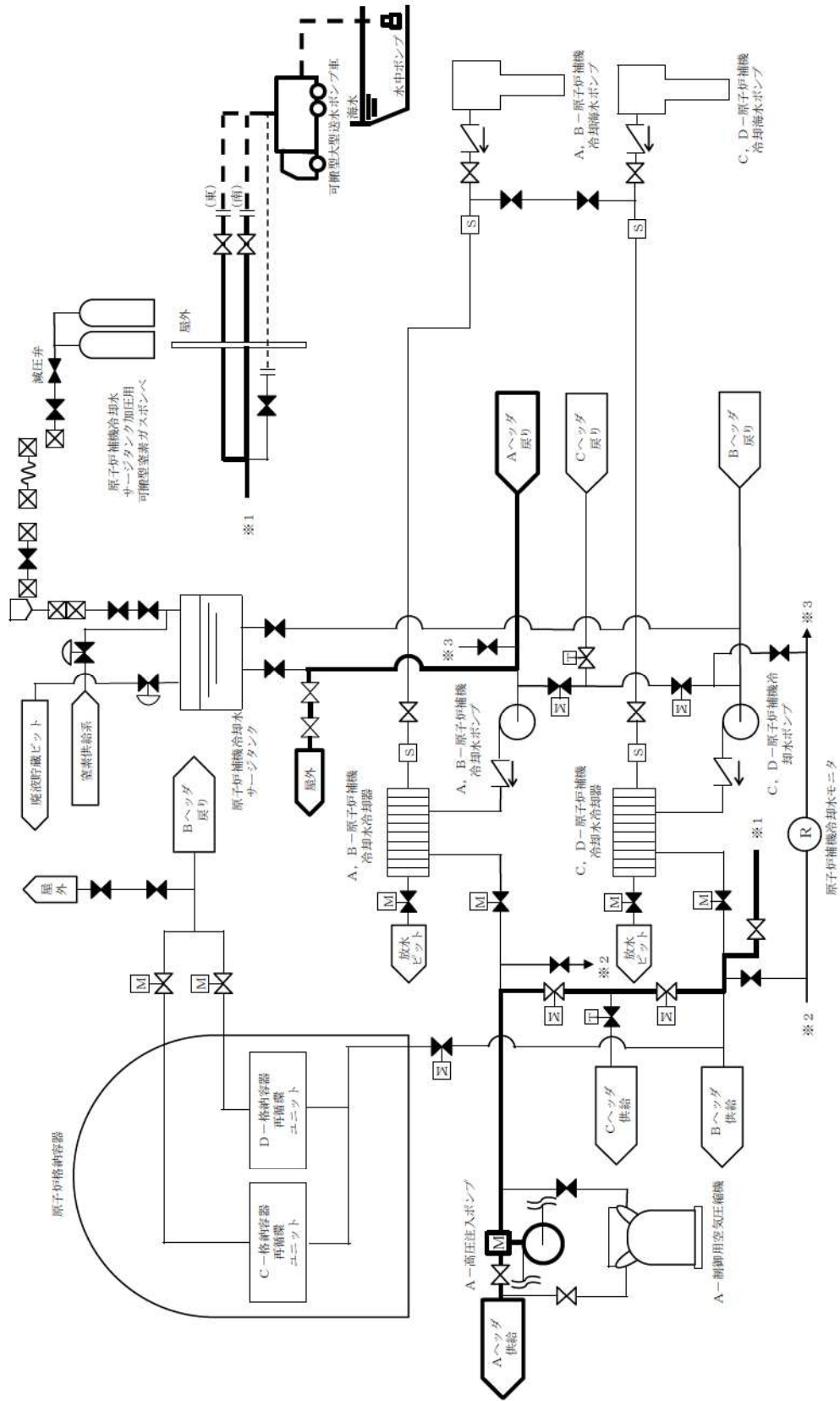
格納容器内自然対流冷却(建屋外接続口を使用する場合)





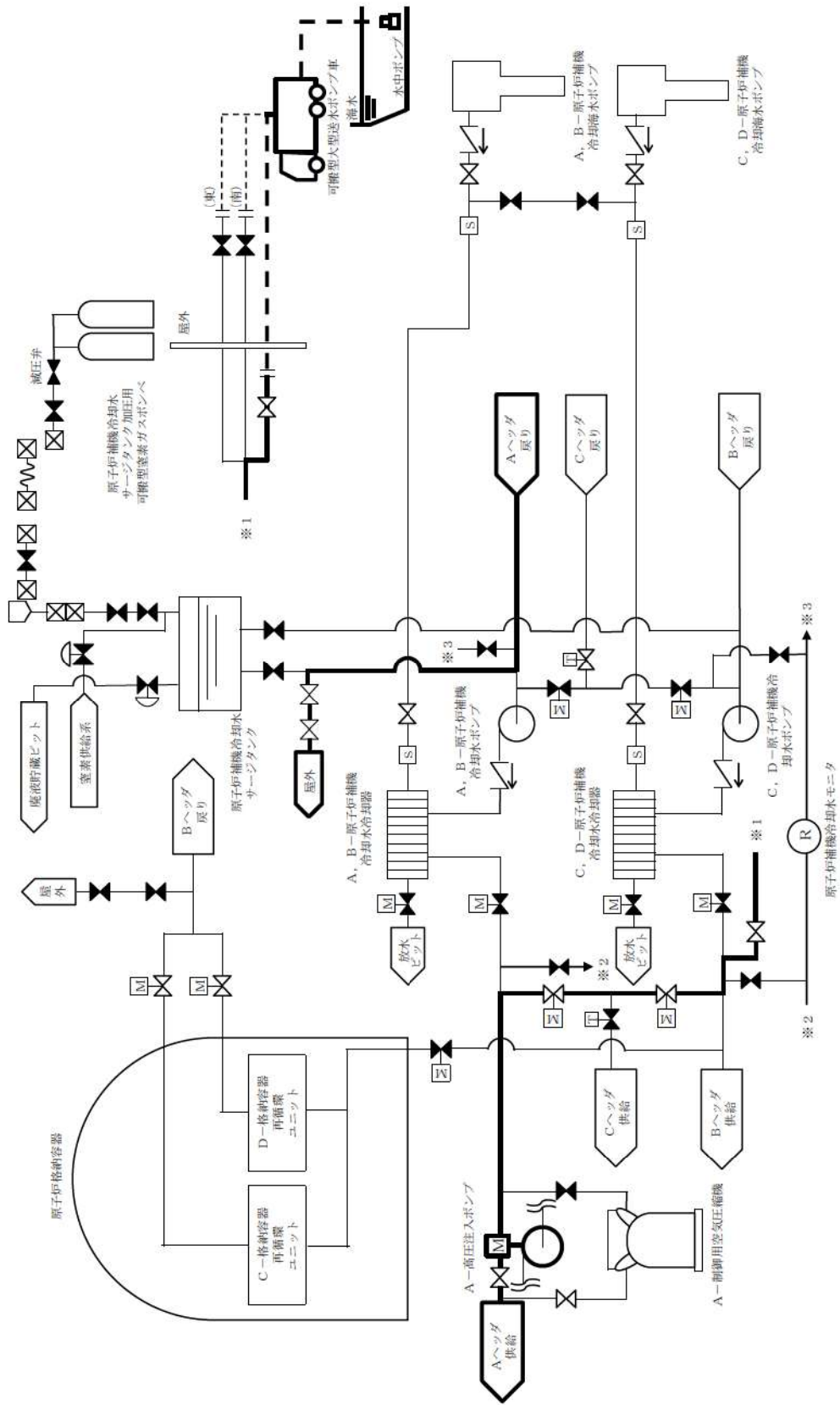
第5.10.3 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 系統概要図 (3)

格納容器内自然対流冷却 (建屋内接続口を使用する場合)



第5.10.4図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 系統概要図 (4)

代替補機冷却 (建屋外接続口を使用する場合)



第 5.10.5 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 系統概要図 (5)

代替補機冷却 (建屋内接続口を使用する場合)

## 6. 計測制御系統施設

「6. 計測制御系統施設」の冒頭の記述を以下のとおり変更する。

計測制御系統施設は、通常運転時等及び重大事故等時において、プラントの監視及び制御を行えるように設計する。

計測制御系統施設は、以下の各設備で構成する。

- (1) 原子炉の運転制御及び安全保護動作に必要な情報を得るために設ける原子炉計装及びプロセス計装。
- (2) 原子炉出力をタービン負荷に追従させたり、原子炉及び主要な関連設備の運転に必要なパラメータを適切な運転範囲に維持制御し、かつ、安定な応答をするように制御し、また、誤操作を防止したり異常が拡大するのを防止するためのインターロックを作動させる原子炉制御設備。
- (3) 運転時の異常な過渡変化状態あるいは事故状態を検知し、異常及び故障の程度によっては原子炉トリップ信号を発信し、制御棒クラスタを炉心に挿入させることにより原子炉を自動停止させる原子炉保護設備。
- (4) 原子炉冷却材喪失あるいは主蒸気管破断等に際して、事故の拡大を防止あるいは環境への放射性物質の放出を抑制するための設備を作動させる工学的安全施設作動設備。

さらに、これらの各設備から出される情報を基に原子炉及び主要な関連設備の運転状況並びに主要なパラメータの監視及びこれらの機器の操作を集中管理するために中央制御室を設ける。

「6.3. プロセス計装」を以下のとおり変更する。

## 6.3 プロセス計装

### 6.3.1 概要

プロセス計装は、発電用原子炉施設の適切かつ安全な運転のために必要なプロセス量の測定を行い、その信号の一部は、原子炉保護設備、工学的安全施設作動設備及び原子炉制御設備に用いる。

プロセス計装は、温度、圧力、流量、水位等の測定を行い、主要なパラメータは、中央制御盤で監視でき、必要なものは警報を発信する。

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

### 6.3.2 設計方針

(1) 安全保護回路のプロセス計装は、以下の方針で設計する。

#### a. 多重性

安全保護回路のプロセス計装は、その系統を構成するチャンネルに単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、その安全保護機能を失わないように、多重性を備えた設計とする。

#### b. 独立性

安全保護回路のプロセス計装は、通常運転時、保守時、試験時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、その安全保護機能を失わないように、その系統を構成するチャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間の独立性を確保した設計と

する。

c. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の機能

安全保護回路のプロセス計装は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれらに関連する設備の健全性を確保するために必要なパラメータについて、必要な対策が講じ得るように予想変動範囲内で監視できる設計とする。

さらに、運転時の異常な過渡変化時において、その異常な状態を検知し、原子炉をトリップさせ、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。

d. 設計基準事故時の機能

安全保護回路のプロセス計装は、設計基準事故時において、その異常な状態を検知し、原子炉トリップ及び必要な工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。

e. 故障時の機能

安全保護回路のプロセス計装は、駆動源の喪失、系統の遮断等が生じた場合においても、最終的に発電用原子炉施設が安全な状態に落ち着く設計とする。

f. 不正アクセス防止

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

g. 計測制御系との分離

安全保護回路のプロセス計装は、計測制御系とは機能的に分離

した設計とする。安全保護回路から計測制御系へ信号を取り出す場合には、計測制御系に故障が生じて、安全保護系に影響を与えない設計とする。

h. 試験可能性

安全保護回路のプロセス計装は、原子炉の運転中に定期的に試験及び検査ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各チャンネルの試験及び検査ができる設計とする。

i. 電源喪失に対する考慮

安全保護回路のプロセス計装の電源は、無停電の計装用交流母線から給電し、一定時間の全交流動力電源喪失時にも機能を喪失しない設計とする。

j. 記録及び保存

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

k. 共用禁止

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

(2) 安全保護回路以外のプロセス計装は、以下の方針で設計する。

a. 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時の監視

安全保護回路以外のプロセス計装は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、

原子炉格納容器バウンダリ及びそれらに関連する設備の健全性を確保するために必要なパラメータについて、必要な対策が講じ得るように予想変動範囲内で監視，記録ができる設計とする。

b. 事故時の監視

安全保護回路以外のプロセス計装は，事故時において，事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを適切な方法で十分な範囲にわたり監視でき，必要なものは記録できる設計とする。

c. 試験可能性

安全保護回路以外のプロセス計装は，試験及び検査ができる設計とする。

d. 電源喪失に対する考慮

安全保護回路以外の主要なプロセス計装の電源は，無停電の計装用交流母線から給電し，一定時間の全交流動力電源喪失時にも機能を喪失しない設計とする。

e. 中央制御盤での監視

プロセス計装の主要なパラメータは中央制御盤で監視できるようにする。

### 6.3.3 主要設備

(1) 安全保護回路のプロセス計装

安全保護回路のプロセス計装は，検出器，デジタル演算処理装置等で構成する。安全保護回路のプロセス計装を第6.3.1表に示す。

これらの計装は単一故障あるいは使用状態からの単一の取り外しを行ってもその安全保護機能を失わないように多重化されている。

デジタル演算処理装置はチャンネルごとに独立したラックに収納す



るとともに、検出器とラック間等の関連する配線も専用のケーブルトレイ等を設け、チャンネル相互間を物理的に分離する。

安全保護回路のプロセス計装の電源は、無停電の計装用交流母線からそれぞれ独立に給電することにより、チャンネル相互間を電氣的に分離する。

ラック及び配線は、実用上可能な限り不燃性又は難燃性材料を使用する。

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

これらの計装の機能をテストする場合には、検出器の出力信号回路に模擬入力を印加することにより、規定の設定値において、必要な動作をすることを確認することができる。また、多重化した検出器は、チャンネル相互の信号を比較することにより、原子炉運転中にもその健全性を確認できる。

安全保護回路のプロセス計装のパラメータは中央制御盤で監視でき、発電用原子炉施設の適切かつ安全な運転ができる。

また、加圧器水位、主蒸気ライン圧力、原子炉格納容器圧力及び蒸気発生器水位については、事故時においても中央制御盤で監視できる。

## (2) 安全保護回路以外のプロセス計装

安全保護回路以外のプロセス計装は、以下の計装により中央制御盤で監視できる。

また、事故時において事故の状態を知り対策を講じるのに必要なプロセス計装を第6.3.2表に示す。

a. 1次冷却設備計装

1次冷却設備計装は、1次冷却材の温度・圧力・サブクール度、加圧器スプレイラインの温度、加圧器逃がしラインの温度、加圧器逃がしタンクの温度・圧力・水位、1次冷却材ポンプの振動・軸受温度、原子炉容器水位等を監視し、必要なものについては警報を発信する。

b. 化学体積制御設備計装

化学体積制御設備計装は、抽出ラインの圧力・温度・流量、体積制御タンクの圧力・水位、充てんラインの温度・流量、1次冷却材ポンプ封水ラインの温度・流量、1次系純水補給ラインの流量、ほう酸補給ラインの流量、ほう酸タンクの温度・水位等を監視し、必要なものについては警報を発信する。

c. 主蒸気及び給水設備計装

主蒸気及び給水設備計装は、蒸気発生器水位（広域）、主蒸気及び主給水の圧力・温度・流量、補助給水流量、補助給水ピット水位等を監視し、必要なものについては警報を発信する。

d. 原子炉格納施設計装

原子炉格納施設計装は、格納容器スプレイ流量、格納容器内温度、格納容器再循環サンプル水位等を監視し、必要なものについては警報を発信する。

e. 原子炉補機冷却水設備計装

原子炉補機冷却水設備計装は、原子炉補機冷却水サージタンク水位等を監視し、必要なものについては警報を発信する。

f. 原子炉補機冷却海水設備計装

原子炉補機冷却海水設備計装は、原子炉補機冷却海水母管圧力

等を監視し，必要なものについては警報を発信する。

g. 制御用圧縮空気設備計装

制御用圧縮空気設備計装は，制御用空気圧力等を監視し，必要なものについては警報を発信する。

h. 非常用炉心冷却設備計装

非常用炉心冷却設備計装は，蓄圧タンク圧力・水位，高圧及び低圧注入流量，燃料取替用水ピット水位等を監視し，必要なものについては警報を発信する。

i. 燃料貯蔵設備計装

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

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

j. その他

上記のほかに，放射性廃棄物廃棄設備，使用済燃料ピット水浄化冷却設備，試料採取設備等のプロセス計装を設ける。

k. 記録及び保存

安全保護回路以外のプロセス計装で必要なものについては記録及び保存を行う。

l. プラント計算機

中央制御盤による発電用原子炉施設の状態把握を補助するものとしてプラント計算機を設け，プラント性能計算，データの収集，記録等を行う。

#### 6.3.4 主要仕様

安全保護回路のプロセス計装を第6.3.1表，事故時監視が必要なプロセス計装を第6.3.2表に示す。

#### 6.3.5 試験検査

プロセス計装は，その機能の健全性を確認するため，定期的に試験及び検査を行う。

- (1) 安全保護回路のプロセス計装は原則として4チャンネルで構成し，1つの測定パラメータに対して4チャンネルの検出器からの信号を入力する。これらの信号を使用し，“2 out of 4”の論理回路を構成しているため，原子炉運転中でも，任意の1チャンネルについて模擬入力を印加し，健全性を確認することができる。

この場合，残りのチャンネルの信号により，安全保護機能（原子炉トリップ，非常用炉心冷却設備作動等）を維持することができる。

- (2) 多重化された安全保護回路のプロセス計装は，チャンネル相互の信号を比較することにより，原子炉運転中にもその健全性を確認することができる。

#### 6.3.6 評価

- (1) 安全保護回路のプロセス計装は多重化されており，単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても安全保護機能を喪失することはない。
- (2) 多重化された安全保護回路のプロセス計装は，チャンネル間の分離，独立性を図るため，検出器は相互に距離を隔てて設置するとともに，チャンネルごとに独立した計器ラックに機器を収納している。電源及

び配線についてもチャンネルごとに独立な構成としている。

また、計器ラック及び配線は、実用上可能な限り、難燃性又は不燃性材料を使用する設計としている。

- (3) 安全保護回路のプロセス計装の信号を計測制御系に使用する場合には、光変換カード又は絶縁増幅器により絶縁し、計測制御系に生じた故障が安全保護系に影響を与えないようにしている。
- (4) 安全保護回路のプロセス計装は、電源の喪失又は系の遮断に対して原子炉の保護動作をとる方向に作動するように設計している。
- (5) 安全保護回路のプロセス計装は、原子炉運転中にも検出器の出力信号回路に模擬入力を印加し、規定の設定値において必要な動作がおこなわれることを確認できる。

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

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

したがって、一定時間の全動力電源喪失に対しても機能を喪失することはない。

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

- (7) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、加圧器水位、1次冷却材の圧力、温度及び流量、原子炉格納容器圧力等は、予想変動範囲内での監視が可能である。

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

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

(8) プロセス計装の主要なパラメータは、中央制御盤で監視できる。

「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」を以下のとおり追加する。

## 6.4 計装設備（重大事故等対処設備）

### 6.4.1 概要

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

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、添付書類十の「第5.1.1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、添付書類十の「第5.1.1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

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

計装設備（重大事故等対処設備）の系統概要図を第6.4.1図から第

6.4.4図に示す。

また、電源設備の受電状態、重大事故等対処設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。なお、補助パラメータのうち、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いるパラメータについては、重大事故等対処設備とする。重大事故等対処設備の補助パラメータの対象を第6.4.4表に示す。

#### 6.4.2 設計方針

##### (1) 監視機能喪失時に使用する設備

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

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合は、添付書類十の「第5.1.1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時に、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた計測される値の確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第



6.4.3表に示す。

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

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット
- ・原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）
- ・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）
- ・可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット
- ・使用済燃料ピット水位（可搬型）
- ・使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ

(2) 計器電源喪失時に使用する設備

非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計装設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備を使用する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・所内常設蓄電式直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び代替所内電気設備につい

では、「10.2 代替電源設備」に記載する。

また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。

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

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型計測器

### (3) パラメータ記録時に使用する設備

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

重大事故等の対応に必要なパラメータは、電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないとともに、帳票が出力できる設計とする。

また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・データ伝送設備（発電所内）

（データ収集計算機及びデータ表示端末）

- ・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)

#### 6.4.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については，「1.1.10.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

重要代替監視パラメータを計測する設備は，重要監視パラメータを計測する設備と異なる物理量の計測又は測定原理とすることで，重要監視パラメータを計測する設備に対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。

重要代替監視パラメータは重要監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

補助パラメータを計測する設備は，代替する機能を有する設計基準事故対処設備と可能な限り多様性及び独立性を有し，位置的分散を図る設計とする。なお，補助パラメータを計測する設備のうち，想定される重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する重大事故等対処設備は，「1.1.10 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち，多様性，位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

重要監視パラメータを計測する設備及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備の電源は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

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

#### 6.4.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.10.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち，多重性を有するパラメータの計測装置は，チャンネル相互を物理的，電氣的に分離し，チャンネル間の独立を図る設計とする。また，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においてもパラメータ相互をヒューズ，アイソレータ等により電氣的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

重大事故等対処設備の補助パラメータの計測装置は，電氣的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

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

使用済燃料ピット水位（可搬型），使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ，使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置，可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット，原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型），可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット，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）及び可搬型計測器は，通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 6.4.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.10.2 容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータを計測する設備は、設計基準対象施設の計測機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の計測範囲が、計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において発電用原子炉施設の状態を推定できるため、設計基準対象施設と同仕様の設計とする。

- ・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
- ・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
- ・ 1次冷却材圧力（広域）
- ・ 加圧器水位
- ・ 原子炉容器水位
- ・ 高圧注入流量
- ・ 低圧注入流量
- ・ 格納容器内温度
- ・ 原子炉格納容器圧力
- ・ 格納容器再循環サンプ水位（広域）
- ・ 格納容器再循環サンプ水位（狭域）
- ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
- ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
- ・ 出力領域中性子束
- ・ 中間領域中性子束
- ・ 中性子源領域中性子束
- ・ 蒸気発生器水位（狭域）
- ・ 蒸気発生器水位（広域）
- ・ 補助給水流量
- ・ 主蒸気ライン圧力

- ・原子炉補機冷却水サージタンク水位
- ・補助給水ピット水位
- ・燃料取替用水ピット水位
- ・ほう酸タンク水位

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

- ・代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量
- ・B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）
- ・格納容器圧力（AM用）
- ・格納容器水位
- ・原子炉下部キャビティ水位
- ・原子炉格納容器内水素処理装置温度
- ・格納容器水素イグナイタ温度
- ・使用済燃料ピット水位（AM用）
- ・使用済燃料ピット温度（AM用）
- ・使用済燃料ピット監視カメラ

重大事故等対処設備の補助パラメータは、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断ができ、システムの目的に応じて必要となる計測範囲を有する設計とする。

データ伝送設備（発電所内）は、想定される重大事故等時に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

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

ある個数を有する設計とする。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは1セット1個使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を含めて合計2個を分散して保管する設計とする。

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは1セット1個使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を含めて合計2個を分散して保管する設計とする。

原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）は1セット1個使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を含めて合計2個を分散して保管する設計とする。

使用済燃料ピット水位（可搬型）は1セット2個使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を含めて合計3個を分散して保管する設計とする。

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタは1セット1個使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を含めて合計2個を分散して保管する設計とする。

使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置は1セット1個使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を含めて合計2個を分散して保管する設計とする。

可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）の計測用として1セット38個（測定時の故障を想定した予備1個含む）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として38個を含めて合計76個を分散して保管する。

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)は、1セット3個使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1個を含めて合計4個を分散して保管する。

設備仕様については、第6.4.1表に示す。

#### 6.4.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.10.3 環境条件等」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 1次冷却材温度 (広域－高温側)
- ・ 1次冷却材温度 (広域－低温側)
- ・ 1次冷却材圧力 (広域)
- ・ 加圧器水位
- ・ 原子炉容器水位
- ・ 格納容器内温度
- ・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)
- ・ 格納容器再循環サンプル水位 (狭域)
- ・ 格納容器水位
- ・ 原子炉下部キャビティ水位
- ・ 原子炉格納容器内水素処理装置温度
- ・ 格納容器水素イグナイタ温度
- ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)
- ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)
- ・ 出力領域中性子束



- ・ 中間領域中性子束
- ・ 中性子源領域中性子束
- ・ 蒸気発生器水位（狭域）
- ・ 蒸気発生器水位（広域）

なお、出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束については、想定される重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、周辺補機棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 原子炉格納容器圧力
- ・ 格納容器圧力（AM用）
- ・ 補助給水流量
- ・ 主蒸気ライン圧力
- ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位
- ・ 燃料取替用水ピット水位
- ・ 補助給水ピット水位
- ・ 原子炉補機冷却水供給母管流量（AM用）
- ・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量（AM用）

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉補助建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステムLOCA時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 高圧注入流量
- ・ 低圧注入流量

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、原子炉補助建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量
- ・ B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）
- ・ ほう酸タンク水位
- ・ 6－A，B母線電圧
- ・ A，B－直流コントロールセンタ母線電圧
- ・ A－高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量（AM用）
- ・ A－高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量（AM用）

使用済燃料ピット水位（AM用）及び使用済燃料ピット温度（AM用）は、燃料取扱棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは、周辺補機棟内に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）は、周辺補機棟内及び緊急時対策所待機所内に保管し、周辺補機棟内に設置するため、想

定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

使用済燃料ピット水位（可搬型）は、燃料取扱棟内及び周辺補機棟内に保管し、燃料取扱棟内に設置するため、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピット水位（可搬型）の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタは、周辺補機棟内及び原子炉補助建屋内に保管し、周辺補機棟内、原子炉補助建屋内又は屋外に設置するため、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

使用済燃料ピット監視カメラは、燃料取扱棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用する設備であるため、その環境を考慮して空気を供給し冷却することで耐環境性向上を図る設計とする。

使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置は、周辺補機棟内及び原子炉補助建屋内に保管し、原子炉補助建屋内に設置するため、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。使用済燃料ピットの水位が異常に低下する事故時に使用するため、その環境条件を

考慮した設計とする。使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置と使用済燃料ピット監視カメラの接続及び使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

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）は、原子炉補助建屋内及び緊急時対策所待機所内に保管し、周辺補機棟内に設置するため、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

データ伝送設備（発電所内）のうちデータ収集計算機は、原子炉補助建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ収集計算機は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

データ伝送設備（発電所内）のうちデータ表示端末は、緊急時対策所指揮所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送設備（発電所内）のうちデータ表示端末の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

可搬型計測器は、原子炉補助建屋内及び緊急時対策所待機所内に保管し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型計測器の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

#### 6.4.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.10.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設として使用する場合と同じ構成で使用できる設計とする。

- ・ 1次冷却材温度（広域－高温側）
- ・ 1次冷却材温度（広域－低温側）
- ・ 1次冷却材圧力（広域）
- ・ 加圧器水位
- ・ 原子炉容器水位
- ・ 高圧注入流量
- ・ 低圧注入流量
- ・ 格納容器内温度
- ・ 原子炉格納容器圧力
- ・ 格納容器再循環サンプル水位（広域）
- ・ 格納容器再循環サンプル水位（狭域）
- ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
- ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
- ・ 出力領域中性子束
- ・ 中間領域中性子束
- ・ 中性子源領域中性子束
- ・ 蒸気発生器水位（狭域）
- ・ 蒸気発生器水位（広域）
- ・ 補助給水流量

- ・主蒸気ライン圧力
- ・原子炉補機冷却水サージタンク水位
- ・燃料取替用水ピット水位
- ・ほう酸タンク水位
- ・補助給水ピット水位
- ・6-A, B母線電圧
- ・A, B-直流コントロールセンタ母線電圧

常設の重大事故等対処設備のうち、以下のパラメータを計測する設備は設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

- ・代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量
- ・B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)
- ・格納容器圧力 (AM用)
- ・格納容器水位
- ・原子炉下部キャビティ水位
- ・原子炉格納容器内水素処理装置温度
- ・格納容器水素イグナイタ温度
- ・使用済燃料ピット水位 (AM用)
- ・使用済燃料ピット温度 (AM用)
- ・A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量 (AM用)
- ・A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量 (AM用)
- ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 (AM用)
- ・原子炉補機冷却水供給母管流量 (AM用)

データ伝送設備 (発電所内) は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対

処設備として使用する設計とする。データ伝送設備（発電所内）のうちデータ収集計算機は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。データ伝送設備（発電所内）のうちデータ表示端末は、付属の操作スイッチにより緊急時対策所指揮所内で操作が可能な設計とする。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットに使用する計装ケーブルの接続は、コネクタ接続とし、接続方式を統一することにより、設置場所で確実に接続できる設計とする。可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットの指示値は、中央制御室にて確認できる設計とする。可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットは、台車により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にて固定できる設計とする。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットを使用した原子炉格納容器内の水素濃度の監視を行う系統は、設計基準対象施設と兼用せず、想定される重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また、切替に伴う配管の接続は、簡便な接続方式による接続とし、確実に接続できる設計とする。

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットに使用する計装ケーブルの接続は、コネクタ接続とし、接続方式を統一することにより、設置場所で確実に接続できる設計とする。可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの指示値は、中央制御室にて確認できる設計とする。可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは、台車により運搬、移動ができる設計とするとともに、設置場所にて固定できる設計とする。

可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットを使用したアニュラス部の水素濃度の監視を行う系統は、設計基準対象施設と兼用せず、想定される重大事故等時が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等に

て速やかに切り替えられる設計とする。また、切替に伴う配管の接続は、簡便な接続方式による接続とし、確実に接続できる設計とする。

原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）の接続はコネクタ接続とし、接続方式を統一することにより、設置場所で確実に接続できる設計とする。また、設計基準対象施設と兼用せず、弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。

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）の検出器と温度計本体の接続はコネクタ接続とし、接続方式を統一することにより、設置場所で確実に接続できる設計とする。また、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。

使用済燃料ピット水位（可搬型）、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ、使用済燃料ピット監視カメラ及び使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置は、設計基準対象施設と兼用せず、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

使用済燃料ピット水位（可搬型）の吊込装置（フロート、シンカーを含む）、ワイヤ等、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置は、人力により運搬、移動ができる設計とする。使用済燃料ピット水位（可搬型）の吊込装置等の取り付けは、取付金具を用いて確実に取り付けできる設計とする。使用済燃料ピット水位（可搬型）の変換器及びワイヤの接続は、確実に接続できる設計とする。使用済燃料ピット水位（可搬型）の計装ケーブル接続はコネクタ接続とし、接続方式を統一することにより、確実に接続できる設計とする。使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置は、使用済



燃料ピット監視カメラに確実に接続できるとともに、設置場所で操作が可能な設計とする。

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタは、複数の場所の放射線量率と使用済燃料ピット区域の放射線量率の相関（減衰率）をあらかじめ評価している場所のうち設置場所としている箇所で、車輪止めによる固定等ができる設計とする。使用済燃料ピット可搬型エリアモニタのケーブル接続はコネクタ接続とし、接続方式を統一することにより、ケーブルを確実に接続できる設計とする。使用済燃料ピット可搬型エリアモニタは、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。

可搬型計測器は、設計基準対象施設とは兼用しないため、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、プラグ接続とし、接続方式を統一することにより、確実に接続できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットは、台車により運搬、移動し、屋内のアクセスルートを通行できる設計とする。

使用済燃料ピット水位（可搬型）及び使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置は、人力により運搬、移動し、屋内のアクセスルートを通行できる設計とする。

使用済燃料ピット可搬型エリアモニタは、人力により運搬、移動し、屋内及び屋外のアクセスルートを通行できる設計とする。

原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）、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）及び可搬型計測器

は、運転員等が携行して屋内のアクセスルートを通行できる設計とする。

#### 6.4.3 主要設備及び仕様

計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第6.4.1表及び第6.4.2表に、代替パラメータによる主要パラメータの推定を第6.4.3表に示す。また、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータを第6.4.4表に示す。

#### 6.4.4 試験検査

基本方針については、「1.1.10.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ並びに重大事故等対処設備の補助パラメータを計測する設備は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による機能・性能の確認（特性の確認）及び校正が可能な設計とする。

データ伝送設備（発電所内）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

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）及び可搬型計測器は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、模擬入力による性能の確認が可能な設計とする。

## 6.5 試料採取設備

### 6.5.2 設計方針

「(6) 多重性，多様性及び独立性」を以下のとおり追加する。

#### (6) 多重性，多様性及び独立性

単一設計とする事故時に1次冷却材をサンプリングする設備については，当該設備に要求される事故時の原子炉の停止状態の把握機能が単一故障によって喪失しても，他の系統を用いてその機能を代替できる設計とし，当該設備に対する多重性の要求は適用しない。設計に当たっては，原子炉冷却材喪失後24時間が経過した時点で燃料取替用水ピットからのほう酸水が炉心に注入されているため，格納容器再循環サンプ水位の確認により，注入されるほう酸量を把握し炉水中のほう素濃度が未臨界維持に必要なほう素濃度以上であることを確認でき，原子炉が停止状態にあることを把握できる設計とする。

「6.6 原子炉保護設備」を以下のとおり変更する。

## 6.6 原子炉保護設備

### 6.6.1 概要

原子炉保護設備は、原子炉の安全性を損なうおそれのある運転時の異常な過渡変化あるいは設計基準事故が発生した場合、又は発生が予想される場合に、それを抑制あるいは防止するため、異常を検知し原子炉を自動的にトリップさせる。

原子炉保護設備は、原子炉プラントの種々のパラメータを監視する原子炉計装あるいは、安全保護回路のプロセス計装からの信号を受信し、原子炉トリップ信号及びインターロック回路動作信号を発生する4チャンネルの論理回路と原子炉トリップ信号により自動的に開く原子炉トリップ遮断器とで構成する。

### 6.6.2 設計方針

#### (1) 多重性

原子炉保護設備は、その系統を構成する機器若しくはチャンネルに単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、その安全保護機能を失わないように、多重性を備えた設計とする。

#### (2) 独立性

原子炉保護設備は、通常運転時、保守時、試験時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、その安全保護機能を失わないように、その系統を構成するチャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間において独立性を確保する設計とする。

(3) 過渡時の機能

- a. 原子炉保護設備は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系を含む適切な系統を自動的に作動させ、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。
- b. 原子炉保護設備は、制御棒クラスタの偶発的な連続引き抜きのような反応度制御設備のいかなる単一の誤動作に起因する急激な反応度投入が生じた場合でも、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。

(4) 設計基準事故時の機能

原子炉保護設備は、設計基準事故時に、その異常な状態を検知し、原子炉をトリップさせる設計とする。

(5) 故障時の機能

原子炉保護設備は、駆動源の喪失、系統の遮断等が生じた場合においても、最終的に発電用原子炉施設が安全な状態に落ち着く設計とする。

(6) 計測制御系との分離

原子炉保護設備は、計測制御系とは機能的に分離した設計とする。安全保護系から計測制御系へ信号を取り出す場合には、計測制御系に故障が生じても、安全保護系へ影響を与えない設計とする。

(7) 試験可能性

原子炉保護設備は、原子炉の運転中に定期的に試験及び検査ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各チャンネルの試験及び検査ができる設計とする。

(8) 電源喪失に対する考慮

原子炉保護設備の電源は、無停電の計装用交流母線から給電し、一

定時間の全交流動力電源喪失時にも機能を喪失しない設計とする。

(9) 作動状況の確認

原子炉保護設備は、監視機能を設け作動状況が確認できる設計とする。

(10) 手動操作

原子炉保護設備は、自動的に作動し、また、必要な場合には手動でも作動させることができる設計とする。

(11) 不正アクセス防止

原子炉保護設備のデジタル計算機は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

(12) 共用禁止

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

### 6.6.3 主要設備

(1) 構成

原子炉保護設備は第6.6.1図に示すように、原子炉トリップ演算処理装置、トリップチャンネル、原子炉トリップ遮断器等で構成し、“2 out of 4”方式とする。また、原子炉トリップ演算処理装置及びトリップチャンネルは、多重化された4つのチャンネルで構成し、各チャンネルには自己診断機能を有するマイクロプロセッサを用いる。

原子炉トリップ演算処理装置は、安全保護回路のプロセス計装あるいは炉外核計装からの信号を入力し、原子炉トリップ演算を行い、信号が設定値に達した場合には、チャンネルトリップ信号を発信する。

トリップチャンネルは、各々4つの原子炉トリップ演算処理装置からの信号を入力し、2つ以上の原子炉トリップ演算処理装置がチャンネルトリップ信号を発信した場合には、原子炉トリップ信号を発信する。

原子炉トリップ遮断器は、トリップチャンネルごとにそれぞれ2台ずつ設けられ相互に接続された計8台構成とする。各原子炉トリップ遮断器の不足電圧コイルは、原子炉運転中常に対応するトリップチャンネルから直流電源が供給され励磁しているため、原子炉トリップ遮断器は投入状態となっている。各トリップチャンネルからの原子炉トリップ信号は、原子炉トリップ遮断器を投入している不足電圧コイルへの直流電源を遮断し、対応する原子炉トリップ遮断器2台を同時に開放する。すなわち、2つ以上のトリップチャンネルが原子炉トリップ信号を発信することにより各原子炉トリップ遮断器が開放し、制御棒制御装置への電源が遮断され、制御棒クラスタが重力で炉心に落下し、原子炉がトリップする。

原子炉保護設備の原子炉トリップ演算処理装置、トリップチャンネル及び原子炉トリップ遮断器の駆動源には、電力を使用する。これらは、駆動源の喪失、系統の遮断等が生じた場合においてもフェイル・セーフとなり、最終的に発電用原子炉施設が安全な状態に落ち着く。

また、原子炉トリップ演算処理装置及びトリップチャンネルは、マイクロプロセッサの故障に対してトリップ信号を発信する。

なお、原子炉保護設備は、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることが保証されたソフトウェアを使用する。

## (2) 原子炉トリップ信号

原子炉トリップ信号は以下のものがあり、第6.6.1表及び第6.6.2図

に示す。また、第6.6.2表にパーミッシブ信号一覧表を示す。パーミッシブ信号は、原子炉停止時及び起動時において安全保護動作に適切なインターロックをかけるための信号である。

a. 中性子源領域中性子束高

原子炉停止時及び起動時の異常な原子炉出力上昇に対する原子炉保護のため、中性子源領域中性子束高の“1 out of 2”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、中間領域中性子束がP-6の設定値以上では手動でブロックできる。

さらに、出力領域中性子束がP-10の設定値以上では自動的にブロックされる。

b. 中間領域中性子束高

原子炉停止時及び起動時の異常な原子炉出力上昇に対する原子炉保護のため、中間領域中性子束高の“1 out of 2”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束がP-10の設定値以上では手動でブロックできる。

c. 出力領域中性子束高

通常の出力行転時の過大出力に対する原子炉保護のため、出力領域中性子束高（高設定）の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

また、起動時等の低出力運転時の異常な原子炉出力上昇に対する原子炉保護のため、出力領域中性子束高（低設定）の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束がP-10の設定値以上では手動でブロックできる。

d. 出力領域中性子束変化率高

制御棒クラスタの飛出し時の原子炉保護のため、出力領域中性



子束増加率高の“2 out of 4”信号によって原子炉をトリップさせる。

また、制御棒クラスタ落下時の原子炉保護のため、出力領域中性子束減少率高の“2 out of 4”信号によって原子炉をトリップさせる。

e. 非常用炉心冷却設備作動

非常用炉心冷却設備作動信号が発信する場合には、原子炉をトリップさせる。

f. 過大温度 Δ T 高

過大温度 Δ T 高原子炉トリップには、過大温度 Δ T 高（DNB防止）と過大温度 Δ T 高（高温側配管沸騰防止）があり、前者は炉心をDNBから保護し、後者は高温側配管での1次冷却材の沸騰を防止する。

過大温度 Δ T 高（DNB防止）及び過大温度 Δ T 高（高温側配管沸騰防止）の設定値は以下のとおりで“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

過大温度 Δ T 高（DNB防止）設定

$$= K_1 - K_2 \frac{1 + \tau_1 s}{1 + \tau_2 s} (T - T_0) + K_3 (P - P_0) - f (\Delta q)$$

過大温度 Δ T 高（高温側配管沸騰防止）設定

$$= K_4 - K_5 \frac{1 + \tau_3 s}{1 + \tau_4 s} (T - T_0) + K_6 (P - P_0)$$

ここで、s：ラプラス演算子

T：1次冷却材平均温度

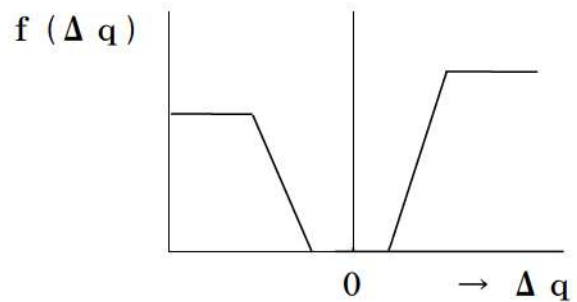
T<sub>0</sub>：定格出力運転時の1次冷却材平均温度

P：加圧器圧力

P<sub>0</sub>：原子炉運転圧力

K<sub>1</sub>～K<sub>6</sub>， τ<sub>1</sub>～τ<sub>4</sub>：定数

f(Δq)：炉外中性子束検出器（出力領域用）信号の上半分(φ<sub>t</sub>)と下半分(φ<sub>b</sub>)の差の関数で、概略を下図に示す。(Δq = φ<sub>t</sub> - φ<sub>b</sub>)



過大温度 ΔT 高（DNB 防止）及び過大温度 ΔT 高（高温側配管沸騰防止）による保護限界の代表例を第6.6.3図に示す。

#### g. 過大出力 ΔT 高

過大出力 ΔT 高原子炉トリップは、炉心の過大出力を防止する。

過大出力 ΔT 高の設定値は以下のとおりで“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

過大出力 ΔT 高設定

$$= K_7 - \left[ K_8 \frac{\tau_5 s}{1 + \tau_5 s} T \right] - [K_9 (T - T_0)] - f(\Delta q)$$

ただし、[ ] で示した項は負の値にならないように零でリミットする。

ここで、s：ラプラス演算子

T：1次冷却材平均温度

T<sub>0</sub>：定格出力運転時の1次冷却材平均温度

$K_7 \sim K_9, \tau_5$  : 定数

$f(\Delta q)$  : 過大温度  $\Delta T$  高と同じ

過大出力  $\Delta T$  高による保護限界の代表例を第6.6.3図に示す。

h. 原子炉圧力高

1次冷却設備の過圧防止のために、加圧器圧力高の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

i. 原子炉圧力低

原子炉圧力が異常に低下した場合に、炉心での過度な沸騰を防止するため、加圧器圧力低の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷がP-7の設定値以下では自動的にブロックされる。

j. 1次冷却材流量低

1次冷却材流量が低下した場合に、炉心をDNBから保護するため、各ループの1次冷却材流量低の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷がP-7の設定値以下では2ループ以上の1次冷却材流量低による原子炉トリップが自動的にブロックされる。また、出力領域中性子束がP-8の設定値以下では1ループのみの1次冷却材流量低による原子炉トリップが自動的にブロックされる。

k. 1次冷却材ポンプ電源電圧低

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

#### l. 1次冷却材ポンプ電源周波数低

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

#### m. タービントリップ

タービントリップ時の1次冷却材の温度及び圧力の過度の上昇を避けるため、タービン非常遮断油圧低の“2 out of 4”信号又は4個の主蒸気止め弁閉で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷がP-7の設定値以下では自動的にブロックされる。

#### n. 蒸気発生器水位低

蒸気発生器の水位が異常に低下した場合には、1次冷却設備から2次冷却設備への除熱能力の喪失に対する保護のため、各蒸気発生器の水位低の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

#### o. 加圧器水位高

加圧器の満水を防止するため、あるいは原子炉圧力高原子炉トリップの後備として、加圧器水位高の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷がP-7の設定値以下では自動的にブロックされる。

#### p. 地震加速度大

地震に対する保護のため、水平方向加速度大の“2 out of 4”信号又は鉛直方向加速度大の“2 out of 4”信号で原子炉をトリ

ップさせる。

q. 手動

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

(3) 原子炉トリップ時のインターロック

原子炉がトリップした場合には、蒸気タービン及び発電機をトリップさせる。発電機のトリップは、1次冷却材流量確保のため一定時間後とする。

また、1次冷却設備の過冷却を防止するため、原子炉トリップと1次冷却材平均温度低の一致により、主給水制御弁及び主給水バイパス制御弁を全閉させる。

(4) 監視機能

原子炉保護設備の作動状況の確認をするため、以下のような監視機能を設ける。

また、原子炉トリップの確認は炉外核計装等で行う。

a. 警報

原子炉保護設備で使用する安全保護回路のプロセス計装あるいは炉外核計装からの信号が警報設定値に達し、論理回路が作動した場合には、発電用原子炉施設が通常の運転状態から逸脱していることを示すため、中央制御盤に警報を発信する。

また、多重チャンネル構成を有するチャンネルトリップ信号は、1チャンネルでも動作すればパーシャルトリップ警報を発信する。

b. 状態表示

多重チャンネル構成を有するチャンネルトリップ信号は、各チャンネルごとに中央制御盤に作動状態を表示できる。

#### 6.6.4 主要仕様

原子炉保護設備の主要仕様を第6.6.1表及び第6.6.1図に示す。

#### 6.6.5 試験検査

原子炉保護設備は、その機能の健全性を確認するため、定期的に緊急遮断のための性能検査及び緊急遮断検査を行う。

- (1) 原子炉トリップ演算処理装置及びトリップチャンネルは4チャンネルで構成しているため、原子炉運転中でも、中性子源領域中性子束高及び中間領域中性子束高を除く任意の1チャンネルについて、模擬入力による原子炉トリップ演算処理装置の設定値確認及びトリップチャンネルの論理回路の作動確認を行うことができる。

この場合、残りの原子炉トリップ演算処理装置及びトリップチャンネルにより、安全保護機能（原子炉トリップ）を維持することができる。

- (2) 原子炉トリップ遮断器は4つのトリップチャンネルごとに設け、原子炉運転中でも、任意の1つのトリップチャンネルについて、テストスイッチ操作により原子炉トリップ遮断器が開放することを確認することができる。

この場合、残りの原子炉トリップ遮断器により、安全保護機能（原子炉トリップ）を維持することができる。

#### 6.6.6 手順等

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

- (2) 発電所への出入りについては、出入管理方法を定め運用する。詳細は、「1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3)手順等」に示す。
- (3) 安全保護系の保守ツールの使用については、パスワードの管理及び入力操作に関する手順等並びにソフトウェアの使用について検証及び妥当性を確認することを定め運用する。
- (4) 適切に保守管理を行うとともに、故障時には補修を行う。
- (5) 保守管理や盤の施錠管理、出入管理、パスワード管理等の管理手順に関する教育を実施する。

#### 6.6.7 評価

##### (1) 単一故障

原子炉保護設備を構成する論理回路及び原子炉トリップ遮断器には多重性を持たせている。すなわち、原則として“2 out of 4”で構成される論理回路は、連絡ケーブルをも含めて4チャンネル構成としている。

これらのチャンネルは、電氣的、物理的に分離しているので、単一のチャンネルの故障で保護機能を失うことはない。

##### (2) 独立性

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

##### (3) フェイル・セイフ

原子炉保護設備を構成するリレー、原子炉トリップ遮断器の不足電圧コイルは常時励磁状態とし、駆動電源の喪失、系の遮断に対して原

原子炉保護動作をとる方向に作動するよう設計している。

#### (4) 運転中試験

原子炉保護設備は、論理回路及び原子炉トリップ遮断器に関し、プラント運転中にも試験ができる設計としている。

論理回路は、テストスイッチを操作して、各チャンネルの双安定回路のリレーをトリップ状態にする等の方法により、正常に動作したことを確認できる。

なお、原子炉トリップ遮断器の動作テストは、“2 out of 4”ロジック構成のため、チャンネルごとに実動作テストを行うことができる。

#### (5) 手動操作

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

#### (6) 作動状況の確認

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

#### (7) 不正アクセス防止

原子炉保護設備のデジタル計算機は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計としている



## 6.7 工学的安全施設作動設備

「6.7.2 設計方針」を以下のとおり変更する。

### 6.7.2 設計方針

#### (1) 多重性

工学的安全施設作動設備は、その系統を構成する機器若しくはチャンネルに単一故障が起きた場合、又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、その安全保護機能を失わないように、多重性を備えた設計とする。

#### (2) 独立性

工学的安全施設作動設備は、通常運転時、保修時、試験時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、その安全保護機能を失わないように、その系統を構成するチャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間において独立性を確保する設計とする。

#### (3) 過渡時の機能

工学的安全施設作動設備は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系を含む適切な系統を自動的に作動させ、燃料要素の許容損傷限界を超えない設計とする。

#### (4) 設計基準事故時の機能

工学的安全施設作動設備は、設計基準事故時に、その異常な状態を検知し、原子炉トリップ及び必要な工学的安全施設を自動的に作動させる設計とする。

#### (5) 故障時の機能

工学的安全施設作動設備は、駆動源の喪失、系統の遮断等が生じた場合においても、最終的に発電用原子炉施設が安全な状態に落ち着く

設計とする。

(6) 計測制御系との分離

工学的安全施設作動設備は、計測制御系とは機能的に分離した設計とする。安全保護系から計測制御系へ信号を取り出す場合には、計測制御系に故障が生じて、安全保護系へ影響を与えない設計とする。

(7) 試験可能性

工学的安全施設作動設備は、原子炉の運転中に定期的に試験及び検査ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各チャンネルの試験及び検査ができる設計とする。

(8) 電源喪失に対する考慮

工学的安全施設作動設備は、無停電の計装用交流母線から給電し、一定時間の全交流動力電源喪失時にも機能を喪失しない設計とする。

(9) 作動状況の確認

工学的安全施設作動設備は、監視機能を設け作動状況が確認できる設計とする。

(10) 手動操作

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

また、手動操作に必要な情報及びその操作が正しく行われたことを示す情報が、明確に表示できる設計とする。

(11) 不正アクセス防止

工学的安全施設作動設備のデジタル計算機は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計と

する。

### 6.7.3 主要設備

「(1) 構成」の記述を以下のとおり変更する。

#### (1) 構成

工学的安全施設作動設備は第6.7.1図に示すように、工学的安全施設作動演算処理装置、工学的安全施設作動装置等で構成する。工学的安全施設作動演算処理装置は多重化された4つのチャンネル及び工学的安全施設作動装置は2系統化された工学的安全施設に各々対応した作動装置で構成し、自己診断機能を有するマイクロプロセッサを用いる。

工学的安全施設作動演算処理装置は、安全保護回路のプロセス計装からの信号を入力し、工学的安全施設作動演算を行い、信号が設定値に達した場合には、チャンネルトリップ信号を発信する。

工学的安全施設作動装置は、各々4つの工学的安全施設作動演算処理装置からの信号を入力し、2つ以上の工学的安全施設作動演算処理装置がチャンネルトリップ信号を発信した場合には、工学的安全施設作動信号を発信する“2 out of 4”方式とする。

工学的安全施設作動設備の工学的安全施設作動演算処理装置及び工学的安全施設作動装置の駆動源には、電力を使用する。これらは駆動源の喪失、系統の遮断等が生じた場合においても、フェイル・セーフとなるか、又は故障と同時に現状維持（フェイル・アズ・イズ）になり、この現状維持の場合でも、多重化された他の装置によって安全保護動作を行うことができる。

なお、工学的安全施設作動設備は、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることが保証されたソフトウェアを使用する。

「6.7.6 手順等」を以下のとおり追加する。

#### 6.7.6 手順等

安全保護系の手順については、「6.6.6 手順等」に示す。

「6.7.7 評価」を以下のとおり追加する。

#### 6.7.7 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、多重性を持たせている。すなわち、原則として“2 out of 4”で構成される論理回路は、2系統化している。これらの系統は、電氣的、物理的に分離しているため、単一の系統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、相互干渉が起これないように、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している。

##### (3) 運転中試験

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

##### (4) 手動操作

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

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

##### (5) 作動状況の確認

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

(6) 不正アクセス防止

工学的安全施設作動設備のデジタル計算機は，不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず，又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計としている。

「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」を以下のとおり追加する。

## 6.8 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

### 6.8.1 概要

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

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の説明図及び系統概要図を第6.8.1図から第6.8.6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、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行し、炉心の著しい損傷を防止するための設備として、手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）及びほう酸水注入を設ける。

#### (1) フロントライン系故障時に用いる設備

##### a. 手動による原子炉緊急停止

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処



設備として、手動による原子炉緊急停止を使用する。

手動による原子炉緊急停止は、原子炉トリップスイッチ、原子炉トリップ遮断器等で構成し、中央制御室の原子炉トリップスイッチを手動で操作することにより、全制御棒クラスタを全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉トリップスイッチ
- ・制御棒クラスタ
- ・原子炉トリップ遮断器

#### b. 原子炉出力抑制（自動）

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、原子炉出力抑制（自動）を使用する。

原子炉出力抑制（自動）は、検出器（加圧器圧力及び蒸気発生器水位）及び論理回路の機能を担う共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）、2次冷却設備のうち主蒸気設備の主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁、補助給水設備の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び補助給水ピット、1次冷却設備の蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、蒸気発生器水位低の信号によるタービントリップの作動及び主蒸気隔離弁の閉止により、1次冷却系から2次冷却系への除熱を過渡的に悪化させることで1次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て原子炉出力を抑制できる設計とする。

また、原子炉出力抑制（自動）は、補助給水ピットを水源とするタービン動補助給水ポンプ及び電動補助給水ポンプを自動起動させ、蒸気発生器水位の低下を抑制するとともに、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却系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。

電動補助給水ポンプ及び系統構成に必要な電動弁（交流）は、非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、主蒸気隔離弁、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

本システムに使用する冷却水は、原子炉補機冷却設備から供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）
- ・ 主蒸気隔離弁
- ・ 電動補助給水ポンプ
- ・ タービン動補助給水ポンプ
- ・ 補助給水ピット
- ・ 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
- ・ 所内常設蓄電式直流電源設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、2次冷却設備のうち主蒸気設備、給水設

備及び補助給水設備の配管及び弁並びに1次冷却設備を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備、非常用取水設備の貯留堰、取水口、取水路、取水ピットスクリーン室及び取水ピットポンプ室並びに原子炉補機冷却設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

c. 原子炉出力抑制（手動）

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、原子炉出力抑制（手動）を使用する。

原子炉出力抑制（手動）は、2次冷却設備のうち主蒸気設備の主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁、補助給水設備の電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び補助給水ピット、1次冷却設備の蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、中央制御室での操作により手動でタービントリップの作動及び主蒸気隔離弁を閉操作することで、1次冷却系から2次冷却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、中央制御室での操作により補助給水ピット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するとともに、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却系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。

電動補助給水ポンプ及び系統構成に必要な電動弁（交流）は、非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、主蒸気隔離弁、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

本系統に使用する冷却水は、原子炉補機冷却設備から供給できる設計とする。

主要な設備は、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
- ・補助給水ピット
- ・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
- ・所内常設蓄電式直流電源設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、2次冷却設備のうち主蒸気設備、給水設備及び補助給水設備の配管及び弁並びに1次冷却設備を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備、非常用取水設備の貯留堰、取水口、取水路、取水ピットスクリーン室及び取水ピットポンプ室並びに原子炉補機冷却設備を重大事故

等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

#### d. ほう酸水注入

制御棒クラスタ，原子炉トリップ遮断器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として，ほう酸水注入を使用する。

ほう酸水注入は，化学体積制御設備のほう酸ポンプ，緊急ほう酸注入弁，ほう酸タンク及び充てんポンプ，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，ほう酸ポンプ及び充てんポンプにより，緊急ほう酸注入弁を介してほう酸タンクのほう酸水を原子炉容器へ注入することで，発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

ほう酸ポンプ，緊急ほう酸注入弁，充てんポンプ及び系統構成に必要な電動弁（交流）は，非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また，系統構成に必要な空気作動弁は，所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

本システムに使用する冷却水は，原子炉補機冷却設備から供給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・ほう酸ポンプ
- ・緊急ほう酸注入弁
- ・ほう酸タンク
- ・充てんポンプ
- ・所内常設蓄電式直流電源設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として，化学体積制御設備のほう酸フィルタ，再生熱交換器，配管及び弁，非常用炉心冷却設備の弁並びに1次冷却設備を重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である原子炉容器を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備，非常用取水設備の貯留堰，取水口，取水路，取水ピットスクリーン室及び取水ピットポンプ室並びに原子炉補機冷却設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

ほう酸ポンプが故障により使用できない場合の重大事故等対処設備として，非常用炉心冷却設備の燃料取替用水ピットを水源としたほう酸水注入を使用する。

燃料取替用水ピットを水源としたほう酸水注入は，化学体積制御設備の充てんポンプ，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，充てんポンプにより燃料取替用水ピットのほう酸水を原子炉容器へ注入することで，発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

充てんポンプ及び系統構成に必要な電動弁（交流）は，非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

本系統に使用する冷却水は，原子炉補機冷却設備から供給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 充てんポンプ
- ・ 燃料取替用水ピット

本系統の流路として，化学体積制御設備の再生熱交換器，配管及び弁，非常用炉心冷却設備の配管及び弁並びに1次冷却設備を重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である原子炉容器を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備，非常用取水設備の貯留堰，取水口，取水路，取水ピットス

クリーン室及び取水ピットポンプ室並びに原子炉補機冷却設備を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

1次冷却設備については、「5.1 1次冷却設備」に記載する。

原子炉補機冷却設備については、「5.9 原子炉補機冷却設備」に記載する。

2次冷却設備については、「5.11 2次冷却設備」に記載する。

非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。所内常設蓄電式直流電源設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

非常用取水設備については、「10.8 非常用取水設備」に記載する。

#### 6.8.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については、「1.1.10.1 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は，電源が不要であることで，非常用交流電源設備から給電する原子炉保護設備の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。

手動による原子炉緊急停止は，原子炉保護設備の検出器から論理回路までに対して独立した構成とすることで，自動による原子炉トリップと共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

また，手動による原子炉緊急停止は，自動による原子炉トリップの電源と電氣的に分離することで，共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

原子炉出力抑制（自動）は，原子炉保護設備の論理回路に対して独

立した構成とすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

原子炉出力抑制（自動）は、原子炉保護設備の作動に必要なプロセス計装と部分的に設備を共用するが、原子炉保護設備から電氣的・物理的に分離することで、原子炉保護設備と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

また、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、補助給水ピット、蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、原子炉トリップ遮断器及び原子炉安全保護盤と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、それぞれ原理の異なる原子炉出力抑制方法を用いることで多様性を有する設計とする。

共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）は、原子炉保護設備と共通要因によって同時に機能を損なわれないよう、原子炉保護設備から電氣的・物理的に分離して独立した盤として設置することで位置的分散を図る設計とする。

原子炉出力抑制（手動）は、検出器から原子炉保護設備の論理回路まで原子炉保護設備に対して独立した構成とすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

主蒸気隔離弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット、蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用した原子炉出力抑制（手動）は、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、原子炉安全保護盤と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。



ほう酸水注入は、制御棒クラスタ、原子炉トリップ遮断器及び原子炉安全保護盤と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、それぞれ原理の異なる原子炉出力抑制方法を用いることで多様性を有する設計とする。

ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、充てんポンプ及び燃料取替用水ピットは、周辺補機棟内の原子炉トリップ遮断器、原子炉補助建屋内の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異なる区画に設置することで、原子炉トリップ遮断器、原子炉安全保護盤及び制御棒クラスタと共通要因によって同時に機能を損なわないよう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、「1.1.10.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

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

また、原子炉トリップスイッチ、制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉出力抑制（自動）は、原子炉保護設備の論理回路に対して独立した構成とすることで、原子炉保護設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

また、原子炉出力抑制（自動）は、原子炉保護設備の作動に必要なプロセス計装と部分的に設備を共用するが、原子炉保護設備から電気

的・物理的に分離することで、原子炉保護設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉出力抑制（自動）に使用する共通要因故障対策盤（自動制御盤）（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保護設備より正常に発信した場合は、不必要な信号の発信を阻止できることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉出力抑制（自動）及び原子炉出力抑制（手動）に使用する主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、補助給水ピット、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並びに配管及び弁は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ほう酸水注入に使用するほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、充てんポンプ、ほう酸フィルタ、再生熱交換器及び燃料取替用水ピット並びに配管及び弁は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

### 6.8.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.10.2 容量等」に示す。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用する共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）は、想定される重大事故等時において、蒸気発生器水位低の原子炉トリップ信

号の計装誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

共通要因故障対策盤（自動制御盤）（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次冷却系の過圧防止機能と兼用しており、設計基準事故対処設備としての弁吹出量が、想定される重大事故等時において、主蒸気隔離弁の閉止による1次冷却系の過圧防止に必要な弁吹出量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

また、その後の1次冷却系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、補助給水ピット、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2次冷却設備からの除熱による冷却機能と兼用しており、設計基準事故対処設備としての補助給水流量及び蒸気流量が、想定される重大事故等時において、主蒸気隔離弁の閉止による1次冷却系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、充てんポンプ及び燃料取替用水ピットは、設計基準事故対処設備のほう酸水を1次冷却系に注水する機能と兼用しており、設計基準事故対処設備としての注入流量、タンク容量及びピット容量が、想定される重大事故等時において、発電用原子炉を未臨界にするために必要な注入流量、タンク容量及びピット容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

#### 6.8.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.10.3 環境条件等」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、中央制御室内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

原子炉トリップスイッチの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

原子炉トリップスイッチの操作により動作する原子炉トリップ遮断器は周辺補機棟内に設置及び制御棒クラスタは原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

原子炉出力抑制（自動）に使用する共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）は、原子炉補助建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）は、ATWS緩和機能以外に、安全保護回路のデジタル計算機の共通要因故障対策の機能を有しているが、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。

原子炉出力抑制（手動）に使用する主蒸気逃がし弁、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及び加圧器逃がし弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

原子炉出力抑制（自動）及び原子炉出力抑制（手動）にて使用する加圧器逃がし弁、加圧器安全弁及び蒸気発生器は、原子炉格納容器内

に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

主蒸気隔離弁，電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ，補助給水ピット，主蒸気逃がし弁並びに主蒸気安全弁は，周辺補機棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

ほう酸ポンプ，緊急ほう酸注入弁，充てんポンプ，ほう酸タンク及びほう酸フィルタは，原子炉補助建屋内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

燃料取替用水ピットは，周辺補機棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

再生熱交換器は，原子炉格納容器内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

ほう酸ポンプ，緊急ほう酸注入弁及び充てんポンプの操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

#### 6.8.2.5 操作性の確保

基本方針については，「1.1.10.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉トリップスイッチ，制御棒クラスタ及び原子炉トリップ遮断器を使用した手動による原子炉緊急停止を行う系統は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

また，原子炉トリップスイッチは，中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

原子炉トリップスイッチにより動作する原子炉トリップ遮断器及び制御棒クラスタは、操作不要な設計とする。

主蒸気隔離弁を使用した原子炉出力抑制（自動）及び原子炉出力抑制（手動）を行う系統並びに補助給水ピット、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、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を使用した1次冷却系の過圧防止を行う系統は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）は、蒸気発生器水位低の論理回路1チャンネルで構成し、論理回路は、想定される重大事故等時において、蒸気発生器水位低の「2 out of 3」論理で自動的に作動する設計とする。

また、原子炉出力抑制（手動）は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、ほう酸フィルタ及び再生熱交換器を使用したほう酸水注入を行う系統は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

緊急ほう酸注入弁の操作、ほう酸ポンプの起動及びほう酸注入系統の構成は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

充てんポンプ、燃料取替用水ピット及び再生熱交換器を使用したほう酸水注入を行う系統は、想定される重大事故等時において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

充てんポンプは、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仕様を第6.8.1表に示す。

### 6.8.4 試験検査

基本方針については、「1.1.10.4 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、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、手動操作による原子炉トリップ遮断器の動作確認が可能な設計とする。

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、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認として、動作確認が可能な設計とする。

手動による原子炉緊急停止に使用する原子炉トリップ遮断器は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、試験装置を接続し動作の確認が可能な設計とする。

原子炉出力抑制（自動）に使用する共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。

発電用原子炉の運転中に機能・性能の確認を行う場合、原子炉停止系及び非常用炉心冷却設備の不必要な動作が発生しない設計とする。

原子炉出力抑制（自動）及び原子炉出力抑制（手動）に使用する系統は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁は、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

主蒸気隔離弁、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

補助給水ピットは、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の運転中又は停止中に有効水量の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

蒸気発生器は、発電用原子炉の停止中に内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

また、発電用原子炉の停止中に伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置可能な設計とする。

ほう酸水注入に使用する系統は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能の確認及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁及び充てんポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

ほう酸タンク及び燃料取替用水ピットは、発電用原子炉の運転中又は



停止中にほう素濃度及び有効水量の確認並びに外観の確認が可能な設計とする。

ほう酸タンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

燃料取替用水ピットは、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。

ほう酸フィルタは、発電用原子炉の運転中又は停止中に差圧確認が可能な設計とする。また、発電用原子炉の運転中又は停止中に内部の確認及び外観の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。

再生熱交換器は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。

また、構造については、応力腐食割れ対策、伝熱管の摩耗対策により健全性が確保でき、開放が不要な設計であることから、発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。

「6.9 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」を以下のとおり追加する。

## 6.9 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

### 6.9.1 概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の系統概要図を第6.9.1図から第6.9.2図に示す。

### 6.9.2 設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、加圧器逃がし弁の機能回復及びインターフェイスシステムLOCA発生時に用いる設備を設ける。

#### (1) サポート系故障時に用いる設備

##### (i) 加圧器逃がし弁の機能回復による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、加圧器逃がし弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、加圧器逃がし弁の機能回復を使用する。

加圧器逃がし弁の機能回復は、常設代替交流電源設備、加圧器

逃がし弁操作用バッテリー，加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンペ，ホース，配管及び弁で構成し，全交流動力電源又は常設直流電源系統が喪失した場合においても，常設代替交流電源設備又は加圧器逃がし弁操作用バッテリーにより常設直流電源系統に給電し，加圧器逃がし弁の電磁弁の作動に必要な直流電源を供給できる設計とするとともに，加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンペは，加圧器逃がし弁の作動に必要な窒素を供給できる設計とする。

なお，加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンペの圧力が低下した場合は，現場で加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンペの切替え及び取替えが可能な設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンペ
- ・加圧器逃がし弁操作用バッテリー（5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として，制御用圧縮空気設備の配管及び弁並びにホース及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準事故対処設備である1次冷却設備の加圧器逃がし弁，配管及び弁を重大事故等対処設備（設計基準拡張）として使用する。

## (2) インターフェイスシステムLOCA発生時に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち，インターフェイスシステムLOCA発生時の1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制するための重大事故等対処設備として，1次冷却系の

減圧及び余熱除去ポンプ入口弁を使用する。

1次冷却系の減圧は、主蒸気設備の主蒸気逃がし弁及び1次冷却設備の加圧器逃がし弁で構成し、中央制御室からの遠隔手動操作によって主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。

余熱除去ポンプ入口弁は、遠隔操作に必要な所内用圧縮空気設備が喪失した場合においても、余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ポンベから弁駆動機構の作動に必要な圧縮空気を供給し、離れた場所から弁駆動機構を介して遠隔操作することにより、1次冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。

なお、余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ポンベの圧力が低下した場合は、現場で余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ポンベの切替え及び取替えが可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・主蒸気逃がし弁（5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）
- ・加圧器逃がし弁（5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）
- ・余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ポンベ

本システムの流路として、1次冷却設備及び2次冷却設備のうち主蒸気設備の配管及び弁、所内用圧縮空気設備の配管及び弁並びにホース及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である余熱除去設備の余熱除去ポンプ入口弁を重大事故等対処設備として使用する。

加圧器逃がし弁操作用バッテリー，加圧器逃がし弁，主蒸気逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口弁については，「5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。

常設代替交流電源設備については，「10.2 代替電源設備」に記載する。

#### 6.9.2.1 多様性，位置的分散

基本方針については，「1.1.10.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

加圧器逃がし弁の機能回復において加圧器逃がし弁は，駆動用空気を加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベからの供給により作動することで，制御用圧縮空気による作動に対して多様性を有する設計とする。

加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベは，予備のポンベも含めて，通常時接続せず，周辺補機棟内に保管及び設置し，周辺補機棟内の制御用空気圧縮機と異なる区画に保管することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

加圧器逃がし弁の機能回復のうち加圧器逃がし弁操作用バッテリーの多様性，位置的分散については，「5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。

インターフェイスシステムLOCA発生時において余熱除去ポンプ入口弁は，駆動用空気を余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ポンベからの供給により作動することで，所内用圧縮空気による作動に対して多様性を有する設計とする。

余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ポンベは，予備のポンベも

含めて、通常時接続せず、原子炉補助建屋内に保管及び設置し、タービン建屋内の所内用空気圧縮機と異なる建屋に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

#### 6.9.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.10.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベは、通常時は加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベを接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ポンベは、通常時は余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ポンベを接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベ及び余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ポンベは、固縛によって固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

#### 6.9.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.10.2 容量等」に示す。

加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、供給先の空気作動式である加圧器逃がし弁を作動させ、原

子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるために必要となる容量として、原子炉格納容器圧力と弁全開に必要な圧力の和を設定圧力とし、配管分の加圧、弁動作回数及びリークしないことを考慮した容量に対して十分な容量を有するものを1セット1個使用する。

保有数は、1セット1個に加えて、故障時及び保守点検時のバックアップ用として1個の合計で2個を保管する。

余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ポンベは、想定される重大事故等時において、余熱除去ポンプ入口弁を弁駆動機構を介して遠隔操作するために必要な圧力を設定圧力とし、配管分の加圧、弁作動回数及びリークしないことを考慮した容量に対して十分な容量を有するものを1セット2個使用する。保有数は1セット2個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2個の合計4個を保管する。

#### 6.9.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.10.3 環境条件等」に示す。

加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベは、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が最高使用圧力以下の場合に加圧器逃がし弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。

加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベは、周辺補機棟内に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ポンベは、原子炉補助建屋内に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考

慮した設計とする。

加圧器逃がし弁操作作用可搬型窒素ガスボンベ及び余熱除去ポンプ入口弁操作作用可搬型空気ポンベの予備との取替え、常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

#### 6.9.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.10.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

加圧器逃がし弁操作作用可搬型窒素ガスボンベを使用した加圧器逃がし弁への代替空気供給を行う系統は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室の制御盤での操作又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

加圧器逃がし弁操作作用可搬型窒素ガスボンベは、人力による運搬が可能な設計とし、屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて治具による固縛等による固定等が可能な設計とする。

加圧器逃がし弁操作作用可搬型窒素ガスボンベの出口配管と制御用圧縮空気配管の接続については、簡便な接続方法による接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続できる設計とする。

加圧器逃がし弁操作作用可搬型窒素ガスボンベの取付継手は、他の窒素ボンベ(原子炉補機冷却水サージタンク加圧用、格納容器空気サンプルライン隔離弁操作作用及びアニュラス全量排気弁等操作作用)と同一形状とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続できるとも



に、必要により窒素ポンベの交換が可能な設計とする。

余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ポンベを使用した余熱除去ポンプ入口弁への代替空気供給を行う系統は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに切り替えられる設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。

余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ポンベは、人力による運搬が可能な設計とし、屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて治具による固縛等による固定等が可能な設計とする。

余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ポンベの出口配管と所内用圧縮空気配管の接続については、簡便な接続方法による接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続できる設計とする。

余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ポンベの取付継手は、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続できるとともに、必要により空気ポンベの交換が可能な設計とする。

### 6.9.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要仕様を第6.9.1表に示す。

### 6.9.4 試験検査

基本方針については、「1.1.10.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

加圧器逃がし弁の機能回復に使用する加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、加圧器逃がし弁

駆動用空気供給配管への窒素供給により，弁の開閉試験を行うことで機能・性能及び漏えいの有無の確認及び外観の確認が可能な設計とする。加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベは規定圧力及び外観の確認が可能な設計とする。

余熱除去ポンプ入口弁の閉止操作に使用する余熱除去ポンプ入口弁操作用可搬型空気ポンベは，発電用原子炉の運転中又は停止中に，余熱除去ポンプ入口弁操作用空気供給配管への空気供給により，弁の開閉試験を行うことで機能・性能及び漏えいの有無の確認及び外観の確認が可能な設計とする。加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスポンベは規定圧力及び外観の確認が可能な設計とする。

「6.10 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」を以下のとおり追加する。

## 6.10 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

### 6.10.1 概要

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内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

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の系統概要図を第6.10.1図に示す。

### 6.10.2 設計方針

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、原子炉格納容器内の水素濃度を監視する設備として、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視を設ける。

#### (1) 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視を使用する。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視は、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置、可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポン

プ、格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンベ及び可搬型大型送水ポンプ車で構成し、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を格納容器雰囲気ガス試料採取設備に接続することで、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置にて供給された原子炉格納容器内の雰囲気ガスの水素濃度を可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットで測定し、炉心の著しい損傷が発生した場合に、水素濃度が変動する可能性のある範囲の水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合においては、可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプを原子炉補機冷却水系に接続することで、サンプリングガスを冷却するための原子炉補機冷却水を供給できる設計とする。格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンベは、格納容器空気サンプルライン隔離弁に窒素を供給できる設計とする。

なお、格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンベの圧力が低下した場合は、現場で格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンベの切替え及び取替えが可能な設計とする。

また、24時間経過した後のサンプリングガスの冷却として、海を水源とする可搬型大型送水ポンプ車は、原子炉補機冷却水配管に可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却設備のうち原子炉補機冷却水設備へ海水を直接供給できる設計とする。

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置及び可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプは、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源

設備又は代替所内電気設備から給電が可能な設計とする。

可搬型大型送水ポンプ車の燃料は、燃料補給設備であるディーゼル発電機燃料油貯油槽、燃料タンク（SA）、ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ及び可搬型タンクローリーを用いて補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット（9.7 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）
- ・可搬型ガスサンプル冷却器用冷却ポンプ（9.7 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）
- ・可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置（9.7 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）
- ・格納容器空気サンプルライン隔離弁操作用可搬型窒素ガスポンプ
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型大型送水ポンプ車（9.7 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）
- ・燃料補給設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、非常用取水設備の貯留堰、取水口、取水路、取水ピットスクリーン室及び取水ピットポンプ室並びに圧縮空気設備のうち制御用圧縮空気設備の配管及び弁並びにホース及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、重大事故等時には格納容器雰囲気ガス試料採取設備を使用する。