

弁の操作ができる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・電動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ
- ・復水タンク
- ・主蒸気逃がし弁
- ・蒸気発生器
- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、電動補助給水ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。2次系冷却設備を構成する主蒸気管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

運転停止中において余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の故障等により余熱除去設備による崩壊熱除去機能が喪失した場合並びに全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（炉心注水及び代替炉心注水）として、非常用炉心冷却設備のうち蓄圧タンクを使用する。蓄圧タンクは、炉心へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・蓄圧タンク

1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

(2) 炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合における原子炉容器内の
残存溶融デブリの冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉容器に
残存溶融デブリが存在する場合、原子炉格納容器水張り（格納容器
スプレイ）により残存溶融デブリを冷却し、原子炉格納容器の破損
を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（格納容器
スプレイ及び代替格納容器スプレイ）を設ける。

重大事故等対処設備（格納容器スプレイ）として、原子炉格納容
器スプレイ設備の格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンク
を使用する。

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

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・格納容器スプレイポンプ
- ・燃料取替用水タンク

原子炉格納容器スプレイ設備を構成する格納容器スプレイ冷却器
は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、
流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。
その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、
格納容器スプレイポンプの電源として使用するディーゼル発電機が
あり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設
計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。
原子炉格納施設のうち原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納
施設 9.1.2 重大事故等時」にて記載する。

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、恒設代替
低圧注水ポンプ、原子炉格納容器スプレイ設備の燃料取替用水タン
ク、補給水設備の復水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポ
ンプ、送水車、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

燃料取替用水タンク又は燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを

使用した復水タンクを水源とする恒設代替低圧注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して、原子炉格納容器内上部にあるスプレイリングのスプレイノズルより注水できる設計とする。海を水源とする送水車は、可搬型ホースを介して復水タンクへ海水を補給できる設計とする。恒設代替低圧注水ポンプは、空冷式非常用発電装置より代替所内電気設備変圧器を経由して給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

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

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

重大事故等対処設備（代替格納容器スプレイ）として、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び仮設組立式水槽を使用する。

送水車により海水を補給した仮設組立式水槽を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプは、格納容器スプレイ系統を介して原子炉格納容器へ注水できる設計とする。電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ

用)の燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は以下のとおりとする。

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

燃料油貯油そう、タンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。原子炉格納施設のうち原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」にて記載する。非常用取水設備の海水取水トンネル及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

(3) 炉心の著しい損傷が発生した場合における熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延及び防止

原子炉の冷却機能が喪失し、炉心の著しい損傷が発生した場合に熔融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延・防止することで、原子炉格納容器の破損を防止する設備として以下の重大事故等対処設備(炉心注水及び代替炉心注水)を設ける。

重大事故等対処設備(炉心注水)として、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系の充てん/高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とする充てん/高圧注入ポンプは、安全注入システムにより炉心へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・充てん/高圧注入ポンプ
- ・燃料取替用水タンク

非常用炉心冷却設備を構成するほう酸注入タンクは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能

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

重大事故等対処設備（炉心注水）として、化学体積制御設備の充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク及び補給水設備の復水タンクを使用する。

燃料取替用水タンク、復水タンク及びほう酸ポンプを使用したほう酸タンクを水源とする充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御システムにより炉心へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

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

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

「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

重大事故等対処設備（炉心注水）として、非常用炉心冷却設備のうち低圧注入系の余熱除去ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用する。燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプは、炉心に注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・余熱除去ポンプ
- ・燃料取替用水タンク

非常用炉心冷却設備を構成する余熱除去冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、余熱除去ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

重大事故等対処設備（代替炉心注水）として、原子炉格納容器スプレイ設備のA格納容器スプレイポンプ及び非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンクを使用する。

燃料取替用水タンクを水源とするA格納容器スプレイポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間の連絡ラインを介して炉心へ注水できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・A格納容器スプレイポンプ
- ・燃料取替用水タンク

原子炉格納容器スプレイ設備を構成するA格納容器スプレイ冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。

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

重大事故等対処設備（代替炉心注水）として、恒設代替低圧注水ポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク、補給水設備の復水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを使用する。

燃料取替用水タンク又は燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを使用した復水タンクを水源とする恒設代替低圧注水ポンプは、格納容器スプレイ系統と余熱除去系統間の連絡ラインを介して炉心へ注水できる設計とする。恒設代替低圧注水ポンプは、空冷式非常用発電装置より、代替所内電気設備変圧器を經由して給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

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

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

備としての設計を行うが、詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替炉心注水）として、化学体積制御設備のB充てん／高圧注入ポンプ、非常用炉心冷却設備の燃料取替用水タンク及び補給水設備の復水タンクを使用する。

燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とするB充てん／高圧注入ポンプは、自己冷却ラインを用いることにより運転でき、炉心へ注水できる設計とする。B充てん／高圧注入ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ B充てん／高圧注入ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク
- ・ 復水タンク
- ・ 空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・ タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

化学体積制御設備を構成する再生熱交換器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。1次冷却設備の蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器、1次冷却材管及び加圧器サージ管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

5.6.2.1 多様性、位置的分散

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

A格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水は、原子炉格納容器スプレイ設備のA格納容器スプレイポンプにより炉心注水できることで、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水に対して多重性を持つ設計とする。

A格納容器スプレイポンプは原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプと異なる区画に設置し、位置的分散を図る設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプを使用した代替炉心注水は、空冷式非常用発電装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水に対して、多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプと異なる区画に設置し、復水タンクは屋外に燃料取替用水タンクは原子炉補助建屋内に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬式代替低圧注水ポンプを使用した代替炉心注水は、可搬式代替低圧注水ポンプを専用の発電機である空冷式の電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）から給電することにより、余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水並びにA格納容器スプレイポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプによる代替炉心注水に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、送水車により海水を補給する仮設組立式水槽を水源とすることで、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注水、燃料取替用水タンクを水源とするA格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水並びに燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする恒設代替低圧注水ポンプを使用した代替炉心注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

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

可搬式代替低圧注水ポンプの接続箇所は、原子炉補助建屋の異なる面の隣接しない位置に、複数箇所設置する設計とする。

A格納容器スプレイポンプ、A格納容器スプレイ冷却器及びA格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁を使用した代替再循環は、原子炉格納容器スプレイ設備のA格納容器スプレイポンプ、A格納容器スプレイ冷却器及びA格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁により再循環できることで、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び余熱除去ポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁による再循環に対して多重性を持つ設計とする。

A格納容器スプレイポンプ、A格納容器スプレイ冷却器及びA格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁は原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び余熱除去ポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁と異なる区画に設置し、位置的分散を図る設計とする。

充てん／高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した炉心注水は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とすることで、格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環並びにA格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。

復水タンクは屋外に、燃料取替用水タンクは原子炉補助建屋内に設置することで、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプと位置的分散を図る設計とする。

A格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した代替

炉心注水は、燃料取替用水タンクを水源とすることで格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ及び充てん／高圧ポンプを使用した再循環並びにA格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。

燃料取替用水タンクは原子炉補助建屋内に設置することで、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプと位置的分散を図る設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプ、燃料取替用水タンク、復水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを使用した代替炉心注水は、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とすることで、格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環並びにA格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環に対して異なる水源を持つ設計とする。

復水タンクは屋外に、燃料取替用水タンクは原子炉補助建屋内に設置することで、原子炉格納容器内の格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプと位置的分散を図る設計とする。

可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車及び仮設組立式水槽を使用した代替炉心注水は、送水車により海水を仮設組立式水槽に補給し、仮設組立式水槽を水源とすることで、格納容器再循環サンプスクリーン及び格納容器再循環サンプを水源とする余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプを使用した再循環、A格納容器スプレイポンプを使用した代替再循環、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注水、燃料取替用水タンクを水源とするA格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水及び燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする恒設代替低圧注水ポンプを使用した代替炉心注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

仮設組立式水槽及び送水車は、屋外の復水タンク及び原子炉補助建屋内の燃料取替用水タンク並びに原子炉格納容器内の格納容器再循環

サンプルスクリーン及び格納容器再循環サンプルと屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気管及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器 2 次側による炉心冷却は、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気管及び主蒸気逃がし弁は、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

充てん／高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクを使用した炉心注水は、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性を持つ設計とする。

充てん／高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

蓄圧タンクを使用した炉心注水及び代替炉心注水は、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性を持つ設計とする。

蓄圧タンクは、原子炉格納容器内に設置することで、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び原子炉補機冷却水ポンプ並びに屋外の海水ポンプと、位置的分散を図る設計とする。

また、蓄圧タンクを使用した炉心注水及び代替炉心注水は、燃料取替用水タンクを水源とする余熱除去ポンプを使用した炉心注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

A 格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した代替炉心注水は、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性を持つ設計とする。

A 格納容器スプレイポンプは原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプを使用した代替炉心注水は、空冷式非常用発電装置からの独立した電源供給ラインから給電することにより、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

可搬式代替低圧注水ポンプを使用した代替炉心注水は、可搬式代替低圧注水ポンプを専用の発電機である空冷式の電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）から給電することにより、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水、A格納容器スプレイポンプ及び恒設代替低圧注水ポンプを使用した代替炉心注水に対して多様性を持った電源により駆動できる設計とする。また、送水車より海水を補給する仮設組立式水槽を水源とすることで、燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする充てん／高圧注入ポンプを使用した炉心注水、燃料取替用水タンクを水源とするA格納容器スプレイポンプを使用した代替炉心注水並びに燃料取替用水タンク又は復水タンクを水源とする恒設代替低圧注水ポンプを使用した代替炉心注水に対して異なる水源を持つ設計とする。

可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び仮設組立式水槽は、屋外の復水タンク並びに原子炉補助建屋内の燃料取替用水タンク、余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、A格納容器スプレイポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ並びに原子炉格納容器内の蓄圧タンクと屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

A格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器を使用した代替再循環は、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器を使用した余熱除去機能に対して多重性を持つ設計とする。

A格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器は原子炉

補助建屋内の余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器と異なる区画に設置し、位置的分散を図る設計とする。

代替炉心注水時において恒設代替低圧注水ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

代替炉心注水時においてB充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電でき、自己冷却でき、かつ安全注入ラインを介さず充てんラインを用いて原子炉に注水できることで、余熱除去ポンプを使用した炉心注水に対して多様性を持つ設計とする。

B充てん／高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプと異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

また、B充てん／高圧注入ポンプの自己冷却は、B充てん／高圧注入ポンプ出口配管から分岐した自己冷却ラインによりB充てん／高圧注入ポンプを冷却できることで、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持つ設計とする。

B充てん／高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置することで、原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の海水ポンプと位置的分散を図る設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

代替炉心注水時の電源に使用する電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）は、専用の電源として可搬式代替低圧注水ポンプに給電でき、発電機を空冷式のディーゼル駆動とすることで、ディーゼル発電機及び空冷式非常用発電装置を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）は、屋外の空冷式非常用発電装置並びに原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

低圧代替再循環時においてB余熱除去ポンプは、設計基準事故対処

設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

また、大容量ポンプを使用するB余熱除去ポンプへの代替補機冷却は、大容量ポンプを水冷式のディーゼル駆動とすることで、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

大容量ポンプは、屋外の海水ポンプ及び原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

高圧代替再循環時においてB余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

B余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の余熱除去ポンプと異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

B余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプは、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置することで、原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の海水ポンプと位置的分散を図る設計とする。

また、大容量ポンプを使用するB余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプへの代替補機冷却は、大容量ポンプを水冷式のディーゼル駆動とすることで、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用する補機冷却に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

大容量ポンプは、屋外の海水ポンプ及び原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管及び設置することで、位置的分散を図る設計とする。

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

大容量ポンプの接続箇所は、異なる建屋面の隣接しない位置に、複数箇所設置する設計とする。

蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用するタービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁の駆動源は、タービン動補助給水ポンプは常設直流電源系統によりタービン動補助給水ポンプ起動弁が開弁することで蒸気を駆動源とし、電動補助給水ポンプは駆動源を空冷式非常用発電装置から給電でき、主蒸気逃がし弁は手動操作のハンドルを設けることにより、ディーゼル発電機を使用した電源に対して多様性を持つ設計とする。

タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は原子炉補助建屋内のディーゼル発電機と異なる区画に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプを使用した代替炉心注水配管及び可搬式代替低圧注水ポンプを使用した代替炉心注水配管は、水源から安全注入配管との合流点までの系統について、充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

B充てん/高圧注入ポンプを使用した代替炉心注水配管は、B充てん/高圧注入ポンプ出口の安全注入配管と充てん配管との分岐点からの充てん系統について、充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した系統に対して独立した設計とする。

これらの系統の多様性及び位置的分散によって、充てん/高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して、重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

5.6.2.2 悪影響防止

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

代替炉心注水に使用するA格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、A格納容器スプレイ冷却器、恒設代替低圧注水ポンプ、復水タンク、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ、B充てん/高圧注入

ポンプ及び再生熱交換器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、放射性物質を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には燃料取替用水タンクと復水タンク、及び化学体積制御系統と原子炉補機冷却水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

代替炉心注水に使用する可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び仮設組立式水槽は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替再循環に使用するA格納容器スプレイポンプ、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、A格納容器スプレイ冷却器、A格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁、B余熱除去ポンプ、C充てん／高圧注入ポンプ、B余熱除去冷却器、ほう酸注入タンク、A、B海水ストレーナ及びA、D原子炉補機冷却水冷却器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替再循環に使用する大容量ポンプは、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、大容量ポンプより供給される海水を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には原子炉補機冷却水系統と原子炉補機冷却海水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

可搬式代替低圧注水ポンプは、アウトリガーによって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また大容量ポンプ及び送水車は、車輪止めによって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

炉心注水に使用する充てん／高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク、

ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、ほう酸注入タンク、ほう酸フィルタ、再生熱交換器、余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器並びに炉心注水及び代替炉心注水に使用する蓄圧タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁、主蒸気管及び蒸気発生器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器スプレイに使用する格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク及び格納容器スプレイ冷却器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替格納容器スプレイに使用する恒設代替低圧注水ポンプ、燃料取替用水タンク、復水タンク、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び仮設組立式水槽は、弁操作等によって、残存熔融デブリ冷却のための代替炉心注水から代替格納容器スプレイへの切替えの際においても、他の設備に悪影響を及ぼさないよう系統構成が可能な設計とする。

5.6.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障により炉心注水機能が喪失した場合における代替炉心注水として使用するA格納容器スプレイポンプは、設計基準事故時の格納容器スプレイ注水機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のスプレイ流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系を冷却するために必要な炉心注水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処

設備と同仕様で設計する。

余熱除去設備の再循環運転による炉心冷却機能が喪失した場合における代替再循環運転として使用するA格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイ冷却器は、設計基準事故時の格納容器スプレイ再循環運転と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のスプレイ流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系を冷却するために必要な炉心注水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉格納容器水張り（格納容器スプレイ）により残存溶融デブリを冷却するために使用する格納容器スプレイポンプは、設計基準事故時の格納容器スプレイ注水機能と兼用しており、設計基準事故時に使用するスプレイ流量が、炉心が溶融した場合の残存溶融デブリを冷却するために必要な注水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉格納容器の破損を防止するための代替炉心注水として使用する格納容器スプレイポンプは、設計基準事故時の格納容器スプレイ注水機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のスプレイ流量が、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要な炉心注水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

代替炉心注水及び炉心注水として使用する燃料取替用水タンクは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のタンク容量が、崩壊熱により加熱された1次冷却系を冷却するために必要なタンク容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

格納容器スプレイ注水及び代替格納容器スプレイとして使用する燃料取替用水タンクは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備の水源と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合のタンク容量が、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要なタンク容量に対して十分であることを確認しているため、設計基準

事故対処設備と同仕様で設計する。

余熱除去ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプの故障により炉心注水機能が喪失した場合における代替炉心注水として使用する恒設代替低圧注水ポンプは、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炉心注水流量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。

残存溶融デブリを冷却するために代替格納容器スプレイとして使用する恒設代替低圧注水ポンプは、炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合に原子炉容器の残存溶融デブリを冷却するために必要な注水流量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。

原子炉格納容器の破損を防止するために代替炉心注水として使用する恒設代替低圧注水ポンプは、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要な炉心注水流量に対して十分であることを確認した容量を有する設計とする。

代替炉心注水及び代替格納容器スプレイとして使用する復水タンクは、炉心注水及び格納容器注水のための注水量に対し、可搬式代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水及び代替格納容器スプレイに切り替えるまでの間、十分な容量を有する設計とする。

蒸気発生器2次側での炉心冷却として使用する復水タンクは、蒸気発生器への注水量に対し、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。

炉心注水、代替炉心注水及び代替格納容器スプレイとして使用する燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは、恒設代替低圧注水ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水のための注水量に対し、復水タンク水を恒設代替低圧注水ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプへ供給できる十分な容量を有する設計とする。

可搬式代替低圧注水ポンプは、重大事故等時において、代替炉心注水として炉心冷却に必要な流量を確保できる容量を有するものを3号炉及び4号炉それぞれで1セット1台使用する。保有数は、3号炉及び4号炉それぞれで2セット2台、保守点検内容は目視点検等であり、

保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）の合計5台を分散して保管する設計とする。

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）は、可搬式代替低圧注水ポンプを駆動するために必要な容量を有するものを3号炉及び4号炉それぞれで1セット1台使用する。保有数は、3号炉及び4号炉それぞれで2セット2台、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）の合計5台を分散して保管する設計とする。

送水車は、重大事故等時において、仮設組立式水槽又は復水タンクへの注入量に対し、海水を補給することにより水源を確保できる容量を有するものを3号炉及び4号炉それぞれで1セット1台使用する。保有数は、3号炉及び4号炉それぞれで2セット2台、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1台（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）の合計5台を分散して保管する設計とする。

仮設組立式水槽は、重大事故等時において、炉心への注水量に対し、海水を補給することにより水源を確保できる容量を有するものを3号炉及び4号炉それぞれで1セット1基使用する。保有数は、3号炉及び4号炉それぞれで2セット2基、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として1基（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）の合計5基を分散して保管する設計とする。

代替再循環運転として使用する格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、設計基準事故時の水源として格納容器内に溜まった水を各ポンプへ供給する槽及びろ過装置としての機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の容量等の仕様が、再循

環運転時の水源として、必要な容量等の仕様に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉を冷却するための炉心注水として使用する充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故時の高圧注入系としてほう酸水を1次系に注水する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注水流量が、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ことを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉を冷却するための炉心注水として使用する充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故時の化学体積制御設備としてほう酸水を1次系に注水する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注水流量が、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ことを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉を冷却するための炉心注水及び代替炉心注水として使用する蓄圧タンクは、設計基準事故時のほう酸水を1次系に注水する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注水流量が、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ことを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合の高圧代替再循環運転として使用するC充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備として原子炉格納容器に溜まった水を1次系に注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注水流量が、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ことを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉格納容器の破損を防止するための炉心注水として使用する充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故時の高圧注入系としてほう酸水を1次系に注水する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用す

る場合の注水流量が、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉格納容器の破損を防止するための炉心注水として使用する充てん／高圧注入ポンプは、設計基準事故時の化学体積制御設備としてほう酸水を1次系に注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注水流量が、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉格納容器の破損を防止するための炉心注水として使用するほう酸タンク及びほう酸ポンプは、炉心の著しい損傷が発生した場合における溶融炉心の原子炉容器下部への落下遅延及び防止できる容量を満足できる。

全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合の低圧代替再循環運転として使用するB余熱除去ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備として原子炉格納容器に溜まった水を1次系に注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注水流量が、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ことを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

原子炉格納容器の破損を防止するための炉心注水として使用する余熱除去ポンプは、設計基準事故時の低圧注入系として1次系にほう酸水を注水する設備と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注水流量が、炉心崩壊熱により加圧された原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

大容量ポンプは、重大事故等時において代替補機冷却として使用し、3号炉及び4号炉で同時使用した場合に必要な容量を有するものを1セット1台使用する。保有数は、3号炉及び4号炉で2セット2台、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるた

め、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 台（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）の合計 3 台を分散して保管する設計とする。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却として使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の蒸気発生器 2 次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の補助給水流量及び蒸気流量が、炉心崩壊熱により加熱された 1 次冷却系を冷却するために必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

5.6.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

格納容器スプレイポンプ、余熱除去ポンプ及びほう酸ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

復水タンクは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

燃料取替用水タンク、格納容器スプレイ冷却器、ほう酸注入タンク、ほう酸タンク、ほう酸フィルタ及び余熱除去冷却器は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプ及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）及び大容量ポンプは、屋外に保管及び設置するため、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。

大容量ポンプ及び送水車は、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とする。また、海から直接取水する際の異物の流入

防止を考慮した設計とする。

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

可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車及び仮設組立式水槽は、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。

蓄圧タンク、格納容器再循環サンプ、格納容器再循環サンプスクリーン、再生熱交換器及び蒸気発生器は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

A格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

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。

充てん／高圧注入ポンプ、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時に使用する設備であるため、これらの環境影響を受けない原子炉補助建屋内の区画に設置し、操作は中央制御室から可能な設計とする。

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、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。

A、B海水ストレーナは、重大事故等時における使用条件及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

A、D原子炉補機冷却水冷却器は、重大事故等時における使用条件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

A、B海水ストレーナ及びA、D原子炉補機冷却水冷却器は、常時海水を通水するため耐腐食性材料を使用する設計とする。

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

主蒸気逃がし弁は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時に使用する設備であるため、インターフェイスシステムLOCA時の環境影響を受けない原子炉補助建屋内の区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

5.6.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

A格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した代替炉心注水を行う系統、並びにA格納容器スプレイポンプ、格納容器再循環サンプ及びA格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁を使用した代替再循環運転を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。A格納容器スプレイポンプ及びA格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

恒設代替低圧注水ポンプ、燃料取替用水タンク、復水タンク及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプを使用した代替炉心注水を行う系統、並びに恒設代替低圧注水ポンプ、燃料取替用水タンク、復水タンク、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ及び送水車を使用した残存溶融デブリを冷却するために代替格納容器スプレイを行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また、重大事故等時の代替炉心注水から代替格納容器スプレイへの切替えについても、弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。切替えに伴うディスタンスピースの取

替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。恒設代替低圧注水ポンプ及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは、現場の操作スイッチによる操作が可能な設計とする。

送水車と復水タンクとの接続については、一般的に使用される工具を用いて可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一形状とする。

可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、及び仮設組立式水槽は、車両等により運搬、移動ができる設計とするとともに、可搬式代替低圧注水ポンプは、設置場所にてアウトリガーの設置等により固定できる設計とする。送水車及び大容量ポンプは車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。

仮設組立式水槽は、一般的に使用される工具を用いて確実に組み立てられる設計とする。

可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車及び仮設組立式水槽を使用した代替炉心注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。

可搬式代替低圧注水ポンプの接続口との接続はボルト締めフランジ接続とし、一般的に使用される工具を用いて、可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一形状とするとともに同一ポンプを接続する配管は同口径のフランジ接続とする。可搬式代替低圧注水ポンプと電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）の電源ケーブルの接続は、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）及び送水車は、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

充てん／高圧注入ポンプ及び燃料取替用水タンクを使用した炉心注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。充てん／高圧注入

ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

充てん／高圧注入ポンプ、復水タンク、ほう酸ポンプ及びほう酸タンクを使用した炉心注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。充てん／高圧注入ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

蓄圧タンクを使用した炉心注水及び代替炉心注水を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。

B充てん／高圧注入ポンプの自己冷却ラインは、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。

代替補機冷却によるB余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプを使用した代替再循環運転を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。代替補機冷却への切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。

B余熱除去ポンプ及びC充てん／高圧注入ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

代替補機冷却に使用する大容量ポンプとA、B海水ストレーナーブロー配管及びA原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールとの接続口については、嵌合構造により可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一形状とする。A、B海水ストレーナーブロー配管フランジ及びA原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールフランジは、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。大容量ポンプは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器 2 次側により炉心冷却する系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。また、主蒸気逃がし弁は現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、常設の足場を用いて現場で人力により確実に操作できる設計とする。余熱除去ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

残存溶融デブリを冷却するために格納容器スプレイを行う格納容器スプレイポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

5.6.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要設備及び仕様は第 5.6.1 表及び第 5.6.2 表のとおり。

5.6.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

代替炉心注水に使用する系統（格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水タンク、格納容器スプレイ冷却器、充てん／高圧注入ポンプ及び再生熱交換器）は多重性のある試験系統により独立して機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。燃料取替用水タンクは、ほう酸濃度及び有効水量が確認できる設計とする。

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

格納容器スプレイ冷却器は、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

また、格納容器スプレイポンプ及び充てん／高圧注入ポンプは、分解が可能な設計とする。

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

代替炉心注水に使用する系統（恒設代替低圧注水ポンプ及び復水タンク、燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ）は、試験系統を用いて機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、放射性物質を含む系統と、含まない系統とを個別に通水確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、恒設代替低圧注水ポンプ及び燃料取替用水タンク補給用移送ポンプは、分解が可能な設計とする。復水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

代替炉心注水に使用する系統（可搬式代替低圧注水ポンプ、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車及び仮設組立式水槽）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えい確認が可能な設計とする。

電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）は、可搬式代替低圧注水ポンプ1台を駆動できることの確認が可能な設計とする。

また、可搬式代替低圧注水ポンプ、送水車及び電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）は、分解が可能な設計とする。さらに、電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）及び送水車は、車両として運転状態の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

仮設組立式水槽は、組立て及び水張りが可能な設計とする。

代替再循環に使用するA格納容器スプレイポンプ、A格納容器スプレイ冷却器、B余熱除去ポンプ、B余熱除去冷却器、C充てん／高圧注入ポンプ、A、D原子炉補機冷却水冷却器、A、B海水ストレーナ及びほう酸注入タンクは、格納容器再循環サンプを含まない循環ラインを用いた試験系統により機能・性能確認及び漏えい確認が可能な系統設計とする。

蓄圧タンクによる炉心注水系統は、試験系統により機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

蓄圧タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

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

ほう酸フィルタは、差圧確認が可能な設計とする。また、内部の確認が可能な系統設計とする。

ほう酸ポンプは、分解が可能な設計とする。

ほう酸水注入に使用する系統（ほう酸ポンプ、ほう酸タンク、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸フィルタ、再生熱交換器）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

余熱除去ポンプは、分解が可能な設計とする。

余熱除去冷却器は、内部の確認が可能なように、フランジを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

格納容器再循環サンプ及び格納容器再循環サンプスクリーンは、外観の確認が可能な設計とする。

A格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁は、分解が可能な設計とする。

代替再循環に使用する系統（A、B海水ストレーナ及びA、D原子炉補機冷却水冷却器）は、独立して機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、海水を含む原子炉補機冷却海水系統と、海水を含まない原子炉補機冷却水系統とを個別に通水確認及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

また、A、B海水ストレーナは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、ボンネットを取り外すことができる

設計とする。

A、D原子炉補機冷却水冷却器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

代替再循環に使用する系統（大容量ポンプ）は、試験系統により独立して機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、大容量ポンプは、分解が可能な設計とする。さらに、車両として運転状態の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する系統（電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び蒸気発生器）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な設計とする。

また、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプは、分解が可能な設計とする。

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

蒸気発生器2次側による炉心冷却に使用する系統（主蒸気逃がし弁及び主蒸気管）は、通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

5.7 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

「4.5 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」に記載する。

5.8 化学体積制御設備

5.8.1 概要

化学体積制御設備は、第5.8.1図に示すように、1次冷却材の一部を1次冷却材低温側配管から抽出し、充てんラインを経て、他の1次冷却材低温側配管に戻す各機器、配管、弁類等から構成され、1次冷却設備に対して以下の機能を持つ。

- (1) 1次冷却設備中の1次冷却材保有量を適正に調整する。
- (2) 1次冷却材の小さな漏えいがあった場合に、1次冷却材喪失事故に至ることのないよう1次冷却材を補給する。
- (3) 反応度制御のため1次冷却材中のほう素の濃度を調整する。
- (4) 1次冷却材中の核分裂生成物、腐食生成物等の不純物を除去し、1次冷却材を浄化する。
- (5) 1次冷却設備の腐食を防止するために、1次冷却材中に腐食抑制剤を添加し、その濃度を適正に保つ。
- (6) 1次冷却材ポンプの軸封水を供給する。
- (7) 本設備の一部を非常用炉心冷却設備として使用し、非常用炉心冷却設備作動信号によりほう酸水を炉心に注入する。
- (8) 1次冷却設備の水張りを行う。
- (9) 1次冷却材の水質を以下の値に保つ。

pH	4~11
導電率	1~40 μ S/cm
溶存酸素	0.1ppm以下
塩素	0.15ppm以下
溶存水素	15~50cm ³ S T P /kg-H ₂ O

5.8.2 設計方針⁽¹⁾⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾

(1) 1次冷却材の浄化

化学体積制御設備は、原子炉運転中に1次冷却材を保有する各機器、配管、弁類等に運転員が接近できること、及び、漏えいによる

発電所外への放出放射性物質量を低減するために、1次冷却材の浄化を行うことができる設計とする。

(2) 非常用炉心冷却

化学体積制御設備の充てん／高圧注入ポンプは、非常用炉心冷却設備の高圧注入系のポンプとしても使用できる設計とする。

(3) 漏えい時の補給

化学体積制御設備は、1次冷却材喪失事故に至らない原子炉冷却材圧力バウンダリからの小さな漏えい及びバウンダリに接続する小口径配管、小さな機器の破断又は損傷による1次冷却材の漏えいに対する補給を行うことができる設計とする。

なお、3/4Bまでの小口径配管の破断に対しては、充てん／高圧注入ポンプによる漏えい補給が可能となるよう、3/4B配管取出部に9.5mm内径相当のノズルを設ける。

(4) 低温停止能力

化学体積制御設備は、1次冷却設備にほう酸水を注入することにより、高温状態から低温状態までの反応度変化を制御し、低温状態で炉心を臨界未満に維持でき、かつ、キセノン濃度変化に対しても十分臨界未満に維持できる設計とする。

(5) 反応度制御

化学体積制御設備は1次冷却材中のほう素濃度を調整することにより、燃料及びバーナブルポイズンの燃焼、燃料内への核分裂生成物の蓄積及び負荷変動によるキセノン濃度の変動等に起因する反応度変化を制御できる設計とする。

(6) その他の設計方針

a 1次冷却材保有量の調整

化学体積制御設備は、低温停止からのプラント起動、全出力運転及びプラント低温停止を含む全通常運転状態に対し、1次冷却材保有量を加圧器水位の許容範囲内に保持することができる設計とする。

b 腐食抑制剤の添加

化学体積制御設備は、初起動及びその後の運転中のpH制御、起

動時の1次冷却材中の酸素除去及び炉心部での水の放射線分解による酸素生成の抑止のために腐食抑制剤の添加を行うことができる設計とする。

c 封水の供給

化学体積制御設備は、1次冷却材ポンプの軸封及び軸受の冷却を行うため、フィルタ処理した水を連続的に供給できる設計とする。

5.8.3 化学体積制御設備及び主要設備の仕様

化学体積制御設備の仕様を第5.8.1表に、主要設備の仕様を第5.8.2表に示す。

5.8.4 系統設計及び主要設備

5.8.4.1 系統設計

(1) 1次冷却材の浄化

1次冷却設備から抽出した1次冷却材を再生熱交換器及び非再生冷却器で冷却し、抽出オリフィス及び圧力調節弁で減圧して、冷却材混床式脱塩塔に送る。ここで、1次冷却材中のイオン状の核分裂生成物及び腐食生成物等の不純物を除去し、フィルタを通じて体積制御タンク頂部のスプレイノズルから体積制御タンク中に噴出する。体積制御タンクには1次冷却材中の核分裂生成ガスを除去し、1次冷却材中の放射性物質濃度を更に低減するために、必要に応じて水素ガスを連続的に注入する。1次冷却材から分離された核分裂生成ガスを含む水素ガスは気体廃棄物処理設備へ導き、処理する。

(2) 非常用炉心冷却

充てん/高圧注入ポンプは、通常運転時、1次冷却設備への充てん水と1次冷却材ポンプへの封水を供給するため、水源を体積制御タンクからとっているが、非常用炉心冷却設備作動信号により燃料取替用水タンクに水源を自動的に切替えるとともに、充てん/高圧注入ポンプと高圧注入配管を除く化学体積制御設備を隔離する。

(3) 1次冷却材保有量の調整及び漏えい補給

1次冷却設備の1次冷却材保有量は、体積制御タンクの水位制御により適正に保持する。体積制御タンクの水位が低下し自動補給水位に達すると、1次系純水とほう酸水を1次冷却材中のほう素濃度に等しくなる割合で供給し、水位が自動補給停止水位まで回復したら供給を停止する。

なお、水位が更に低下し、異常低水位に達した場合は、警報を発すると同時に燃料取替用水タンクからの非常用補給弁を開き、充てん/高圧注入ポンプ吸込ラインへほう酸水を供給する。

(4) 反応度制御及び低温停止能力

a 補給水制御

1次冷却材中のほう素濃度の制御でほう素濃度を減少させる場合には、原子炉補給水設備から1次系純水を供給する。体積制御タンクの水位が上昇して設定値に達すると、体積制御タンク入口ラインの三方弁から1次冷却材を液体廃棄物処理設備へ排出する。

ほう素濃度を増加させる場合には、ほう酸タンクから高濃度ほう酸水をほう酸混合器を通して供給するが、非常停止時には、高濃度ほう酸水を直接充てん/高圧注入ポンプ入口側へ供給することができるように、ほう酸混合器バイパスラインを設ける。

化学体積制御設備の保有ほう酸量は、最大反応度効果の制御棒クラスタ1本が全引抜位置で固着した場合でも、1次冷却材中のほう素濃度を低温停止に必要な濃度にすることができる量とする。

b ほう素熱再生による制御

ほう素熱再生系はイオン交換樹脂が低温でほう素イオンを吸着し、高温では吸着したほう素イオンを放出する性質を利用して、イオン交換樹脂を通す抽出水の温度を調整することにより、1次冷却材中のほう素濃度の制御を行うもので系統図を第5.8.2図に示す。

ほう素熱再生系による1次冷却材中のほう素濃度の制御の場合には、化学体積制御設備の非再生冷却器を経て抽出した1次冷却材をほう素熱再生系へ導く。ほう素熱再生系への分岐点及び戻り

点は、冷却材混床式脱塩塔の下流に設け、熱再生イオン交換器上流の調整弁によって熱再生イオン交換器に流れる流量を調整する。熱再生イオン交換器の入口温度を調整するために3基の熱交換器を設ける。第1段目の熱交換器（ほう素熱再生前置熱交換器）は、再生型のもので抽出水の冷却あるいは加熱を行う。第2段目の熱交換器（ほう素熱再生抽出水冷却器）では、熱再生イオン交換器のほう素貯蔵運転に必要な入口温度まで抽出水を冷却する。ほう素放出運転を行う場合には、体積制御タンクに戻る前に抽出水をこの熱交換器で冷却する。第3段目の熱交換器（ほう素熱再生再熱器）は、熱再生イオン交換器のほう素放出運転に必要な入口温度に抽出水を加熱する。ほう素貯蔵運転を行う場合には、この熱交換器には加熱流体を流さないため、抽出水の温度は変化しない。ほう素熱再生再熱器を出た抽出水は4基の陰イオン交換樹脂塔（熱再生イオン交換器）に並列に入り、抽出水中のほう素濃度の希釈又は増加を行う。

なお、高濃度ほう酸水を含む配管及びほう酸タンクは、温度制御された建屋内に設置して、ほう酸の析出を防止する。

(5) 腐食抑制剤の添加

1次冷却材の水質管理としては、水酸化リチウムを1次系薬品タンクから充てん／高圧注入ポンプ吸込側に注入するか、あるいは、冷却材陽イオン脱塩塔で水酸化リチウムを除去することにより、1次冷却材のpHを所定の範囲に調整する。また、発電所起動時等1次冷却材温度が低い場合には、ヒドラジンを1次系薬品タンクから注入し、原子炉運転中は体積制御タンクへの水素注入により、溶存酸素を除去する。

(6) 封水の供給

充てん／高圧注入ポンプを出た1次冷却材の一部を1次冷却材ポンプ軸封部に送る。封水の一部は1次冷却設備に混入させるが、残りは封水冷却器で冷却し、体積制御タンク出口に戻す。

正規の抽出水の経路を閉じた場合には、1次冷却材ポンプの軸封

を保つため、軸封部を通して1次冷却設備に流入する量に等しい水量を1次冷却設備から余剰抽出ラインで抽出し、余剰抽出冷却器及び封水冷却器で冷却し、体積制御タンク出口に戻す。

5.8.4.2 主要設備

化学体積制御設備の主要設備について説明する。

(1) 体積制御タンク

体積制御タンクは、加圧器とともに1次冷却材の体積変化を吸収できる容量とする。

体積制御タンク内の気相部は、1次冷却材中の水素濃度を25～35cm³/kg-H₂Oに制御するため、原子炉運転中は常時水素ガスで加圧する。また、体積制御タンク頂部にはスプレイノズルを設けて、冷却材フィルタを通った1次冷却材を気相部にスプレイさせ、1次冷却材に含まれている核分裂生成ガスを体積制御タンクの気相中に解放し、水素ガスとともにベントラインによって、気体廃棄物処理設備に導く。また、この体積制御タンクは、充てん/高圧注入ポンプのヘッドタンクとしての機能をもつ。

(2) 充てん/高圧注入ポンプ

充てん/高圧注入ポンプは、原子炉運転中1次冷却設備への1次冷却材充てん及び1次冷却材ポンプへの封水供給を行い、事故時にほう酸水を1次冷却材低温側配管を経て炉心に注入するための横置渦巻ポンプである。ポンプの吐出配管には、締切運転からポンプを防護するためにミニマムフローラインを設ける。

ポンプのシール部はリークオフ付とし、漏えい水を液体廃棄物処理設備に導く。

なお、ポンプの容量は、通常運転時の充てん流量、1次冷却材ポンプ封水流量及びポンプミニマムフローの合計を基にして決める。

(3) 再生熱交換器

再生熱交換器は、原子炉運転中充てん水と抽出水との間で熱交換を行うことにより充てん水を加熱し、1次冷却材回路への熱衝撃を

緩和する。

抽出水は、再生熱交換器の胴側を流れて、充てん水は管側を流れる。

(4) 非再生冷却器

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

非再生冷却器管側出口の抽出水温度は、胴側出口の原子炉補機冷却水ラインに設けた温度調節弁により自動的に調節する。

なお、非再生冷却器内でのフラッシングを防止するため、非再生冷却器出口ラインに圧力調節弁を設ける。

(5) 冷却材混床式脱塩塔

1次冷却材を浄化するために、2基の冷却材混床式脱塩塔を設ける。脱塩塔内には、アニオン樹脂及びカチオン樹脂を充てんし、核分裂生成物及び腐食生成物を除去する。脱塩塔の容量は、最大抽出流量を基にして決める。

なお、脱塩塔入口ラインには、三方弁を設け、抽出水温度が脱塩塔運転温度以上に上昇した場合、脱塩塔をバイパスして樹脂を保護する。

(6) 冷却材陽イオン脱塩塔

冷却材陽イオン脱塩塔は、カチオン樹脂を充てんした脱塩塔で、冷却材混床式脱塩塔の下流側に設置し、原子炉内での $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$ 反応によって増加するリチウム7を除去するために使用する。この冷却材陽イオン脱塩塔は、その他1次冷却材中のセシウム137濃度を減少させるためにも使用する。

(7) 熱再生イオン交換器

熱再生イオン交換器は、負荷変動に伴う1次冷却材中のほう素濃度の減少あるいは増加の必要量を貯蔵あるいは放出するために使用する。このため熱再生イオン交換器の容量は、運転上要求される負荷変動を行うことが可能となるように決める。

(8) 1次系薬品タンク

1次系薬品タンクは、1次冷却材のpH制御のための水酸化リチウム及び溶存酸素除去のためのヒドラジンを添加する時に使用する。

1次系薬品タンクに入れたこれらの薬品は、充てん／高圧注入ポンプにより1次冷却設備に注入する。

(9) 余剰抽出冷却器

余剰抽出冷却器は、起動時又は正常な抽出系（再生熱交換器－非再生冷却器の系統）が使用できなくなった時に、1次冷却材を抽出するために設置する。抽出水は管側を流れ、原子炉補機冷却水は胴側を流れる。

余剰抽出冷却器は、1次冷却材ポンプシール水のうち、1次冷却設備へ流入する量に等しい水量を抽出、冷却できる容量とする。

(10) 封水冷却器

封水冷却器は、1次冷却材ポンプシール水の戻りと、余剰抽出冷却器からの1次冷却材及び充てん／高圧注入ポンプミニマムフローを体積制御タンク運転温度まで冷却できる容量とする。

1次冷却材は、管側を流れ、原子炉補機冷却水は胴側を流れる。

(11) ほう素熱再生前置熱交換器

ほう素熱再生前置熱交換器は、ほう素熱再生系に流入及びほう素熱再生系から流出する抽出流の間の再生熱交換器として運転される。

冷却材混床式脱塩塔からの流入流体は熱交換器の管側を流れる。熱再生イオン交換器からの流出流体は、ほう素貯蔵運転中は低温で、また、ほう素放出運転中は高温で熱交換器の胴側を流れる。

(12) ほう素熱再生抽出水冷却器

ほう素貯蔵運転中、抽出流はほう素熱再生前置熱交換器の管側を出たのち、ほう素熱再生抽出水冷却器の管側に流入する。ほう素熱再生抽出水冷却器は、熱再生イオン交換器で1次冷却材からほう素を除去できるように抽出流を冷却する。所要冷却能力は冷却器の胴側を流れる冷水流量を制御することにより、調整される。

また、ほう素熱再生抽出水冷却器は、ほう素放出運転中に、熱再生イオン交換器及びほう素熱再生前置熱交換器の胴側を出た抽出流を冷却して、その温度が体積制御タンクへの通常抽出水温度を上回らないようにするためにも使用される。

(13) ほう素熱再生再熱器

ほう素熱再生再熱器は、ほう素放出運転中に抽出流を加熱するためにのみ使用される。加熱に用いる流体は、非再生冷却器の上流の抽出配管から取水し、ほう素熱再生再熱器の管側を通過して、非再生冷却器の上流の抽出配管へ戻る。

(14) フィルタ

化学体積制御設備には、次のようなフィルタを使用し、すべて取扱いが簡単なカートリッジ型フィルタとする。

- a 冷却材フィルタ
- b 冷却材脱塩塔入口フィルタ
- c 封水フィルタ
- d 封水注入フィルタ
- e ほう酸フィルタ

(15) ほう酸タンク

ほう酸タンクは、1次冷却材中のほう素濃度を調整するためのほう酸水を貯蔵する。ほう酸水は、タンク及び配管に対して特にヒートトレースの必要のない濃度である約4wt%とし、定期的に試料採取を行うことによって濃度を確認する。

容量は、次のほう酸量の合計を2基のほう酸タンクに貯蔵できるように決定する。

- a 燃料取替停止操作のために必要な量
- b 最大効果の制御棒クラスタ1本がそう入されていない状態での低温停止操作のために必要な量

(16) ほう酸ポンプ

ほう酸ポンプは、3台設置し、1台を通常のほう酸補給用に、1台をほう酸タンクの再循環用に使用し、1台予備とする。1次系補

給水設備を手動あるいは自動で運転開始することにより、1台のポンプを起動し、充てんポンプの吸込配管にほう酸水の通常の補給を行う。

(17) ほう酸補給タンク

ほう酸補給タンクは、ほう酸タンクへ移送するほう酸補給水の調製のために使用される。

本タンクからほう酸水を移送する前に、ほう酸濃度を確認するために現場試料採取点を設ける。

タンクには、調製運転中の攪拌を促進するための攪拌機とほう酸水を加熱するための蒸気ジャケットを設ける。

(18) ほう素熱再生冷却水タンク

ほう素熱再生冷却水タンクは、冷水回路内の水の熱膨張及び収縮を吸収する。また、本タンクのサージ容積は、ほう素熱再生冷却装置の熱緩衝器としての役割も有する。

(19) ほう素熱再生冷却装置

ほう素熱再生冷却装置は、ほう素貯蔵運転中は抽出水が熱再生イオン交換器設定入口温度となるように、また、ほう素放出運転中は化学体積制御設備へ戻る抽出水温度が体積制御タンク運転温度以下となるように、ほう素熱再生抽出水冷却器へ冷水を供給する。

(20) 配管

化学体積制御設備の配管の継手部は、原則として溶接接合とする。また、約4wt%のほう酸水を内蔵する配管は、温度制御された建屋内に設置して、ほう酸の析出を防止する。

(21) 弁

化学体積制御設備のうち、原子炉格納容器を貫通する配管には隔離弁を設ける。化学体積制御設備の弁類でグランド部に漏えいの可能性のあるものについては、高温部は全て、また低温部は可能な限りグランド部にベローズや金属ダイヤフラムを用いて漏えいの無い構造とし、原子炉格納容器及び原子炉補助建屋への漏え

いを実質的に零にする。

5.8.5 評価

(1) 反応度制御及び低温停止能力

化学体積制御設備内に保有し、かつ、1次冷却設備に注入可能なほう酸量は、出力運転の全期間を通じて、最大反応度効果の制御棒クラス1本が全引抜位置で固着した場合でも、低温停止を行うことができる量とする。この保有ほう酸量は、プラントの高温停止及びその後のキセノン減衰の補償に対しても十分な量である。更に、プラントの低温停止のために燃料取替用水タンクのほう酸も利用できる。

原子炉が未臨界のとき、すなわち、低温停止時、高温停止時、燃料取替停止時及び臨界操作時は、中性子源の増倍率を連続的に測定、監視する。最大ほう素希釈事故等の中性子源増倍率の増加速度は、十分遅いため、原子炉を未臨界に維持するために必要な操作を開始するまでに十分な時間的余裕がある。

1次冷却設備にほう酸水を供給するために、通常充てんライン及び1次冷却材ポンプ封水注入ラインの2つの分離、独立した流路を利用できる。

(2) 1次冷却材の浄化

化学体積制御設備は、抽出した1次冷却材中のイオン状の放射性物質の濃度を以下のように低減させる能力を持つ。

冷却材混床式脱塩塔は、セシウム、モリブデン、イットリウムを除くイオン状の放射性物質を除染係数10以上で除去する。また、冷却材陽イオン脱塩塔に通水することにより、1次冷却材中のセシウム濃度を低減することができる。

各脱塩塔は、1%の燃料破損を仮定し、かつ、1炉心サイクル運転可能な設計である。

(3) 封水の供給

1次冷却材ポンプ封水は、充てん/高圧注入ポンプにより供給される。各充てん/高圧注入ポンプは、最大充てん流量及び1次冷却材ポン

ブ封水流量を供給することができる。

5.8.6 試験検査

化学体積制御設備は、常時運転している設備であるので、中央制御盤により運転状態を監視する。また、ほう素濃度は、化学分析によりその状態を把握する。

5.9 原子炉補機冷却設備

5.9.1 原子炉補機冷却水設備

5.9.1.1 概要

原子炉補機冷却水設備は、原子炉補機に冷却水を供給する設備であり、第5.9.1.1図に示すように原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水サージタンク、配管及び弁類からなり閉回路を構成する。

原子炉補機冷却水設備は、次の機能を持つ。

- (1) プラントの各種の運転状態を通じ、プラントの運転に必要な原子炉補機を冷却する。

この設備によって冷却する主な機器は、余熱除去冷却器、非再生冷却器、格納容器スプレイ冷却器、格納容器再循環装置、サンプル冷却器、使用済燃料ピット冷却器、封水冷却器、余剰抽出冷却器、1次冷却材ポンプ等である。

- (2) 1次冷却材等の放射性流体を含む設備と原子炉補機冷却水を冷却する原子炉補機冷却海水設備との間において中間冷却設備として機能し、1次冷却材等の本設備への漏えいがあっても放射性物質を含んだ流体が発電所外へ放出されるのを防ぐ。

5.9.1.2 設計方針

- (1) 多重性を有する安全上重要な原子炉補機への原子炉補機冷却水配管は2系統の母管から分岐し、これらの2系統は、原子炉補機冷却水冷却器及びポンプを含め必要な場合には互いに分離し得る構成とする。
- (2) プラントの出力運転時、余熱除去運転時等の通常の運転時において必要な原子炉補機を冷却するに十分な冷却能力をもつとともに、外部電源喪失時等の運転時の異常な過渡変化時及び原子炉冷却材喪失事故時等の事故時においても安全上必要な原子炉補機を冷却するに十分な冷却能力をもつよう設計する。
- (3) 原子炉補機冷却水ポンプは非常用母線より給電し、かつ、非常用

電源の単一故障時においても安全上必要な原子炉補機への冷却水を確保し得るよう設計する。

- (4) 原子炉補機冷却水設備への放射性物質の漏入を監視するための放射線モニタを設置する。
- (5) 原子炉補機冷却水設備は、基準津波、溢水及び外部人為事象により安全性を損なわないよう設計する。

5.9.1.3 主要設備の仕様

原子炉補機冷却水設備の主要設備の仕様を第5.9.1.1表に示す。

5.9.1.4 主要設備

(1) 原子炉補機冷却水冷却器

原子炉補機冷却水冷却器は、原子炉補機の軸受、冷却器等の冷却水を海水で冷却するものであり、海水は冷却器の管側を流れ、冷却水は胴側を流れる。

原子炉補機冷却水冷却器は4基設置し、常時は2基使用する。1次冷却材喪失事故後の再循環冷却、外部電源喪失時の余熱除去等には最低限2基の運転により安全上必要な原子炉補機を冷却することができる。

(2) 原子炉補機冷却水ポンプ

原子炉補機冷却水ポンプは、原子炉補機冷却水冷却器を通して補機冷却水を循環し、原子炉補機を冷却する。

原子炉補機冷却水ポンプは5台設置し、常時は2台使用する。1次冷却材喪失事故後の再循環冷却、外部電源喪失時の余熱除去等には最低限2台の運転により安全上必要な補機への冷却水を確保することができる。

(3) 原子炉補機冷却水サージタンク

原子炉補機冷却水サージタンクは、補機冷却水の膨張、収縮、補給、漏えい等のサージを吸収し、原子炉補機冷却水ポンプの入口側圧力を維持する。タンクの内下部は2つに分離し、2本のサージ管

により原子炉補機冷却水設備の分離可能な2つの系統にそれぞれ接続される。本タンクへの補給水は、2次系純水タンク及び後備として1次系純水タンクより供給するが、非常用として燃料取替用水タンクからも補給可能とする。

5.9.2 原子炉補機冷却海水設備

5.9.2.1 概要

原子炉補機冷却海水設備は、第5.9.2.1図に概略を示すように海水ポンプ及び配管、弁等で構成され、原子炉補機冷却水冷却器、ディーゼル発電機、空調用冷凍機へ冷却海水を供給する機能を持っている。

5.9.2.2 設計方針

- (1) 多重性を有する安全上重要な補機への冷却海水配管は2系統の母管から分岐し、これらの2系統は、海水ポンプを含め必要な場合には互いに分離し得る構成とする。
- (2) プラントの通常運転時において必要な補機への冷却海水を供給し得るとともに、外部電源喪失時等の運転時の異常な過渡変化時及び原子炉冷却材喪失事故時等の事故時においても、安全上必要な補機への冷却海水を確保し得るよう設計する。
- (3) 海水ポンプは、非常用母線より給電し、かつ、非常用電源の単一故障時においても安全上必要な補機への冷却海水を確保し得るよう設計する。
- (4) 原子炉補機冷却海水設備は、基準津波、溢水及び外部人為事象により安全性を損なわないよう設計する。

5.9.2.3 主要設備の仕様

原子炉補機冷却海水設備の主要設備の仕様を第5.9.2.1表に示す。

5.9.2.4 主要設備

海水ポンプ

海水ポンプは、建屋外のポンプピットに3台設置し、独立した2系統の海水供給母管に接続する。海水ポンプは、常時1台使用する。1次冷却材喪失事故後の再循環冷却、外部電源喪失時の余熱除去等には最低限1台の運転により安全上必要な補機への海水供給が可能である。

5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

5.10.1 概要

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

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

5.10.2 設計方針

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するための設備として以下の重大事故防止設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）及び重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却）を設ける。

海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故防止設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）として、給水設備のうち補助給水系の電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプ、2 次系補給水設備の復水タンク並びに主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁を使用する。

復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ注水できる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場で人力による操作ができることで、蒸気発生器 2 次側での除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができる設計とする。全交流動力電源喪失時においても電動補助給水ポンプは代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・電動補助給水ポンプ
- ・タービン動補助給水ポンプ

- ・復水タンク
- ・主蒸気逃がし弁
- ・蒸気発生器
- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）

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

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

海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合における1次冷却材喪失事象時を想定した重大事故等対処設備（格納容器内自然対流冷却）として、格納容器換気空調設備のうち格納容器再循環装置のA、B格納容器再循環ユニット、大容量ポンプ、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用）、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

海を水源とする大容量ポンプは、A、B海水ストレナーナブロー配管又はA原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールと可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、A、B格納容器再循環ユニットへ海水を直接供給できる設計とする。A、B格納容器再循環ユニットは、原子炉格納容器内雰囲気温度の上昇により自動動作するダクト開放機構を有し、重大事故等時において原子炉格納容器の最高使用圧力及び最高使用温度を下回る飽和温度にて確実に開放することで格納容器内自然対流冷却ができる設計とする。また、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(S A)用）は、A、B格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に取付け、冷却水温度を監視することにより、A、B格納容器再循環ユニットを使用した格納容器内自然対流冷却の状態を確認できる設計とする。大容量ポンプの燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ A、B格納容器再循環ユニット
- ・ 大容量ポンプ（3号及び4号炉共用）
- ・ 燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・ タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・ 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(S A)用）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））

原子炉補機冷却海水設備を構成するA、B海水ストレーナ並びに原子炉補機冷却水設備を構成するA原子炉補機冷却水冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(S A)用）については、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」にて記載する。原子炉格納施設の原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」にて記載する。非常用取水設備の海水取水トンネル及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備（代替補機冷却）として、大容量ポンプ、空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。

海を水源とする大容量ポンプは、A、B海水ストレーナブロー配管

又はA原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールと可搬型ホースを接続することで、原子炉補機冷却水系統を介して、C充てん／高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプの補機冷却水系統へ海水を直接供給できる設計とする。大容量ポンプの燃料は、燃料油貯油そうよりタンクローリーを用いて補給できる設計とする。C充てん／高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプは、代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・大容量ポンプ（3号及び4号炉共用）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（3号及び4号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・C充てん／高圧注入ポンプ
- ・B余熱除去ポンプ
- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）

原子炉補機冷却海水設備を構成するA、B海水ストレーナ並びに原子炉補機冷却水設備を構成するA、D原子炉補機冷却水冷却器は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリーについては、「10.2 代替電源設備」にて記載する。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、C充てん／高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。非常用取水設備の海水取水トンネル及び海水ポンプ室については、「10.8 非常用取水設備」にて記載する。

5.10.2.1 多様性、位置的分散

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

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器 2 次側による炉心冷却は、タービン動補助給水ポンプを蒸気駆動とし、電動補助給水ポンプの電源を設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電でき、さらに主蒸気逃がし弁はハンドルを設け、手動操作とすることにより、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した最終ヒートシンクへの熱の輸送に対して、多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する補助給水系統及び主蒸気系統は、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した系統に対して多様性を持つ設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置し、復水タンクは屋外の海水ポンプと離れた位置に設置することで、位置的分散を図る設計とする。

機器の多様性及び系統の独立並びに位置的分散によって、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した設計基準事故対処設備に対して重大事故等対処設備としての独立性を持つ設計とする。

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

大容量ポンプを使用した格納容器内自然対流冷却は、大容量ポンプを水冷式のディーゼル駆動とすることで、海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプを使用した最終ヒートシンクへの熱の輸送に対して多様性を持った駆動源により駆動できる設計とする。

大容量ポンプは、屋外の海水ポンプ及び原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

大容量ポンプを使用した代替補機冷却は、大容量ポンプを水冷式のディーゼル駆動とすることで、原子炉補機冷却水ポンプを使用した最終ヒートシンクへの熱の輸送に対して多様性を持った駆動源に

より駆動できる設計とする。

大容量ポンプは、屋外の海水ポンプ及び原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと屋外の離れた位置に分散して保管することで、位置的分散を図る設計とする。

大容量ポンプの接続箇所は、異なる建屋面の隣接しない位置に複数箇所設置する設計とする。

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

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

C 充てん／高圧注入ポンプ及びB 余熱除去ポンプは、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。

C 充てん／高圧注入ポンプ及びB 余熱除去ポンプは、原子炉補助建屋内の原子炉補機冷却水ポンプと異なる区画に設置することで、原子炉補機冷却水ポンプ及び屋外の海水ポンプと位置的分散を図る設計とする。

5.10.2.2 悪影響防止

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

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、主蒸気逃がし弁、主蒸気管及び蒸気発生器は、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器内自然対流冷却に使用する A、B 格納容器再循環ユニット、A、B 海水ストレーナ及び A 原子炉補機冷却水冷却器は、弁操

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

格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却に使用する大容量ポンプは、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすること並びに車輪止めによって固定をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、大容量ポンプにより供給される海水を含む系統と含まない系統を区分するため、通常運転時には原子炉補機冷却水系統と原子炉補機冷却海水系統をディスタンスピースで分離する設計とする。

代替補機冷却に使用するA、B海水ストレーナ、A、D原子炉補機冷却水冷却器、C充てん／高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.10.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合における蒸気発生器2次側での炉心冷却として使用する電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び蒸気発生器は、設計基準事故時の蒸気発生器2次側による冷却機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の補助給水流量及び蒸気流量が、炉心崩壊熱により加熱された1次冷却系を冷却するために必要な補助給水流量及び蒸気流量に対して十分であることを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源

が喪失した場合における蒸気発生器 2 次側での炉心冷却として使用する復水タンクは、蒸気発生器への注水量に対し、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。

海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合における 1 次冷却材喪失事象時における格納容器内自然対流冷却として使用する A、B 格納容器再循環ユニットは、重大事故等時に崩壊熱による原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇に対して、格納容器再循環ユニットに海水を通水させることで、自然対流冷却の圧力損失を考慮しても原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることができる容量を有する設計とする。

海水ポンプ及び原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合並びに全交流動力電源が喪失した場合に、代替補機冷却として原子炉補機冷却系へ海水を直接供給する C 充てん／高圧注入ポンプ及び B 余熱除去ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却設備として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、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ことを確認しているため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

大容量ポンプは、重大事故等時において格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却として同時に使用し、3 号炉及び 4 号炉で同時使用した場合に必要な容量を有するものを 1 セット 1 台使用する。保有数は、3 号炉及び 4 号炉で 2 セット 2 台、保守点検内容は目視点検等であり、保守点検中でも使用可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 1 台（1 号、2 号、3 号及び 4 号炉共用、既設）の合計 3 台を分散して保管する設計とする。

5.10.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

復水タンクは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

主蒸気逃がし弁は、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

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

蒸気発生器は、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

A、B格納容器再循環ユニットは、重大事故等時における使用条件及び原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

C充てん／高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、A、B格納容器再循環ユニット、C充てん／高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプは、代替水源として淡水又は海水から選択可能であるため、海水影響を考慮した設計とする。

大容量ポンプは、屋外に保管及び設置するため、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。操作は設置場所で可能な設計とする。また、使用時に海水を通水するため、海水影響を考慮した設計とし、海から直接取水する際の異物の流入防止を考慮した設計とする。

A、B海水ストレーナは、重大事故等時における使用条件及び屋外の環境条件を考慮した設計とする。

A、D原子炉補機冷却水冷却器は、重大事故等時における使用条

件及び原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

A、B海水ストレーナ及びA、D原子炉補機冷却水冷却器は、常時海水を通水するため耐腐食性材料を使用する設計とする。

5.10.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁を使用した蒸気発生器2次側により炉心冷却する系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また、主蒸気逃がし弁は、現場操作も可能となるように手動ハンドルを設け、常設の足場を用いて、現場で人力により確実に操作できる設計とする。電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

A、B格納容器再循環ユニット及び大容量ポンプを使用した格納容器内自然対流冷却を行う系統、及び大容量ポンプを使用したC充てん/高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプへの代替補機冷却を行う系統は、重大事故等が発生した場合でも、通常時の系統から弁操作等にて速やかに切り替えられる設計とする。また、切替えに伴うディスタンスピースの取替え作業については、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。

C充てん/高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプは、中央制御室の制御盤での操作が可能な設計とする。

大容量ポンプは、車両として移動可能な設計とするとともに、車輪止めを搭載し、設置場所にて固定できる設計とする。

大容量ポンプとA、B海水ストレーナブロー配管及びA原子炉補機冷却水冷却器ハンドホールとの接続口については、嵌合構造により可搬型ホースを確実に接続できる設計とする。接続口は、3号炉及び4号炉とも同一形状とする。

A、B海水ストレーナブロー配管フランジ及びA原子炉補機冷却

水冷却器ハンドホールフランジは、一般的に使用される工具を用いて確実に取替えが可能な設計とする。大容量ポンプは、付属の操作スイッチにより現場での操作が可能な設計とする。

5.10.3 主要設備及び仕様

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要設備及び仕様を第 5.10.1 表及び第 5.10.2 表に示す。

5.10.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する系統（電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び蒸気発生器）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプは、分解が可能な設計とする。

復水タンクは、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。

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

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に使用する系統（主蒸気逃がし弁及び主蒸気管）は、通常時の系統構成により機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、主蒸気逃がし弁は、分解が可能な設計とする。

格納容器内自然対流冷却又は代替補機冷却に使用する系統（A、B 格納容器再循環ユニット、A、B 海水ストレーナ、A、D 原子炉補機冷却水冷却器、C 充てん／高圧注入ポンプ及び B 余熱除去ポンプ）は、独立して機能・性能及び漏えいの確認ができる系統設計とする。試験系統に含まれない配管については、悪影響防止のため、海水を含む原

子炉補機冷却海水系統と、海水を含まない原子炉補機冷却水系統とを個別に通水確認及び漏えいの確認ができる系統設計とする。

また、A、B格納容器再循環ユニットは、内部の確認が可能なように、点検口を設ける設計とする。また、差圧確認が可能な系統設計とする。

C充てん／高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプは、分解が可能な設計とする。

A、B海水ストレーナは、差圧確認が可能な系統設計とする。また、内部の確認が可能なように、ボンネットを取り外すことができる設計とする。

A、D原子炉補機冷却水冷却器は、内部の確認が可能なように、マンホールを設ける設計とする。また、伝熱管の非破壊検査が可能なように、試験装置を設置できる設計とする。

格納容器内自然対流冷却及び代替補機冷却に使用する系統（大容量ポンプ）は、試験系統により独立して機能・性能及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

また、大容量ポンプは、分解が可能な設計とする。さらに、車両として運転状態の確認が可能な設計とする。また、外観の確認が可能な設計とする。

5.11 蒸気タービン及び附属設備

5.11.1 概要

この設備は、第5.11.1.1図に示すように主蒸気系統、タービン、復水設備、給水設備、及びその他必要な設備で構成する。第5.11.1.2図にヒートバランスを示す。

タービン及び附属設備の機能は次のとおりである。

- (1) 蒸気発生器で発生した蒸気をタービンに供給する。
- (2) 蒸気発生器に給水する。
- (3) タービンの負荷が急減した時に、原子炉の余剰発生熱を除去する。
- (4) 原子炉の停止時、原子炉の炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去する。
- (5) 主給水系統事故時等、通常の給水系統の機能が失われた場合に、蒸気発生器に給水する。

5.11.2 設計方針

蒸気タービン及び附属設備は、蒸気タービン破損防止対策も含めて、十分な品質管理のもとに「日本工業規格」、「発電用火力設備の技術基準」、「電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令」等を満足するように、設計、製作並びに検査を行う。また、各種の保護装置及び監視制御装置によって安全な運転ができるように、次の事項を考慮して設計する。

(1) 主蒸気系統

主蒸気系統は、蒸気発生器で発生した蒸気を蒸気タービンに送るのに十分な設計とする。

(2) 給水系統

給水系統は、復水器からの復水を蒸気発生器に給水し、蒸気発生器の水位を所定の水位に保てる設計とする。

(3) タービンバイパス系

負荷急減時（定格負荷の10%以上95%以下のステップ状負荷減少時）に原子炉をトリップすることなく運転を継続できるように蒸気

を復水器へダンプするタービンバイパス系を設ける。タービンバイパス弁の容量は、定格主蒸気流量の約 70%とする。

タービンバイパス系は、原子炉停止後の初期段階から余熱除去設備の運転が開始されるまで、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去するのに十分な設計とする。

(4) 主蒸気逃がし弁

主蒸気を大気に放出することによりその流量を制御しながら原子炉を高温停止状態に維持し、さらに、所定の速度で低温停止することができるように、蒸気発生器からの各主蒸気管に 1 個の主蒸気逃がし弁を設ける。その容量は、すべての主蒸気逃がし弁で定格主蒸気流量の約 10%を放出できる容量とする。

(5) 主蒸気安全弁

主蒸気系統を過度の圧力上昇から保護するために、定格主蒸気流量を大気に放出できる容量を持つ主蒸気安全弁を設ける。

(6) 主蒸気隔離弁及び逆止弁

主蒸気管破断事故時に主蒸気系統を隔離するために、主蒸気隔離弁及び逆止弁を設ける。

なお、主蒸気隔離弁の閉止機能の信頼性向上を図るため、閉弁操作後現場で同弁を増締めし、閉止することができるようにする。

(7) 補助給水ポンプ

主給水管破断事故時等、通常の給水系統の機能が失われた場合でも、1次冷却系の余熱を除去するのに十分な冷却水を供給できるように補助給水ポンプを設ける。補助給水ポンプは、十分な耐震性及び多重性を持たせた設計とする。

(8) 蒸気タービンの振動、過速度及び防火対策

a. 振動対策

蒸気タービンは、振動を起こさないように十分考慮を払うとともに、万一振動が発生した場合にも、振動監視装置により警報を発するように設計する。

b. 過速度対策

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

c. 防火対策

タービン潤滑油は、漏えいが起こらないように、配管、軸受等に十分考慮を払った構造とする。万一潤滑油が漏えいして火災が発生した場合にも、その範囲が拡大しないように消火設備を設ける。

(9) 主蒸気管、主給水管のホィップ防護

主蒸気管、主給水管が万一破断した場合、その破断した配管のホィップにより隣接する安全上重要な機器、配管及び建築物を破損し、安全性を損なうことのないように防止対策を講じる。

(10) 蒸気タービン及び発電機の破損防止対策

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

5.11.3 主要設備

5.11.3.1 主蒸気系統設備

主蒸気系統説明図を第5.11.3.1図に、設備仕様を第5.11.3.1表に示す。主蒸気系統は、蒸気発生器出口から主蒸気止め弁までの主蒸気管及びそれに接続する機器、配管を含む。

3基の蒸気発生器からの主蒸気管には、主蒸気隔離弁、逆止弁を経て原子炉補助建屋内の主蒸気ヘッドに至り、4本の主蒸気管で主蒸気止め弁に至る。

主蒸気ヘッドからは、湿分分離加熱器、タービングランドシール、脱気器、スチームコンバータ及びタービン動主給水ポンプ用の蒸気供給配管を分岐する。

主蒸気管破断事故時に、主蒸気系統を隔離し、無制限な蒸気放出を速やかに阻止するように、各主蒸気管のヘッドの上流に、主蒸気隔離弁及び逆止弁を各々1個ずつ直列に設ける。隔離弁は、主蒸気ライン隔離信号又は手動により作動する。

蒸気発生器からの蒸気を、タービンをバイパスして直接復水器に導くため、主蒸気ヘッドより復水器へのタービンバイパス系を設ける。タービンバイパス弁は15個設ける。これは、定格運転圧力条件での定格蒸気流量の約70%を処理でき次の機能を有する。

- (1) 負荷急減に際して、1次冷却材の温度、圧力を許容範囲内に抑え、原子炉をトリップすることなく、また大気へ蒸気を放出せずに運転を継続できる。
- (2) 原子炉トリップに際しては、余熱を除去し大気へ蒸気を放出することなく、1次冷却材平均温度を無負荷温度にする。
- (3) 原子炉を高温待機又は高温停止状態に保つ。また、1次冷却系を所定の冷却速度で冷却する。

復水器の真空が喪失した場合には、主蒸気逃がし弁あるいは主蒸気安全弁の作動により、過圧を防止するとともに、1次冷却系を冷却する。

主蒸気逃がし弁は、各系統の主蒸気隔離弁の上流に各々1個設け、定格主蒸気流量の約10%を処理できる。この主蒸気逃がし弁は、各系統ごとに制御し、中央制御盤からも手動操作が可能であるが、通常は自動制御し、主蒸気圧力信号が設定値以上になると全開となる。タービンバイパス系が使用不能の場合でも、主蒸気逃がし弁の動作で原子炉を高温停止状態に維持でき、さらに、その状態から低温停止することができる。主蒸気逃がし弁に異常が生じた場合、この逃がし弁を隔離できるよう主蒸気逃がし弁元弁を設ける。

主蒸気系統を過度の圧力上昇から保護するために、各系統の主蒸気隔離弁の上流にそれぞれ7個、合計21個の主蒸気安全弁を設け、定格主蒸気流量を処理する。

2本の主蒸気管の主蒸気隔離弁の上流には、タービン動補助給水ポンプ駆動用の蒸気分岐管を接続する。2本の分岐管は、逆止弁を経て合流し、タービン動補助給水ポンプに至るので、一方の蒸気発生器の蒸気を使用できないときでも、他の一方からの蒸気が確

保できる。

5.11.3.2 蒸気タービン設備

5.11.3.2.1 概要

蒸気タービン設備は、主蒸気止め弁から復水器入口までの設備であり、蒸気タービン、湿分分離加熱器、潤滑油系統、タービン制御系統、保安装置等で構成する。設備仕様を第5.11.3.2表に、タービン断面説明図を第5.11.3.2図に示す。

5.11.3.2.2 蒸気タービン⁽¹⁾

(1) 高圧タービン

高圧タービンは、複流式であり、スラストを完全につり合わせることができる。

蒸気は、4個の蒸気加減弁から4本の入口蒸気管を通して高圧タービンの中央部に流入する。入口蒸気管のうち2本は車室上半部に、他の2本は車室下半部に、それぞれ連結させる。

ノズル室を出た蒸気は、ラトー調速段及び反動段を通過する。調速段は、ノズル締切調速を行うので、部分負荷においても優れた性能を示す。

反動段静翼を植込んだ翼環は、外部車室によりその水平面上で支持する。したがって、負荷及び運転条件が変化しても、翼環の中心は常に不変で、回転部と静止部との間隙を常に一定に保つことができる。高圧タービン排気は、車室下部からクロスアンダ管を経て湿分分離加熱器に送られる。

(2) 低圧タービン

低圧タービンは、3車室で構成され高圧タービンと同じく複流式であり、ロータ、車室共左右対称である。ロータは焼ばめディスク形で、動翼を植えた10枚のディスクを1本のシャフトに焼ばめた構造である。翼は高効率の反動翼であり、また排気端にはディフューザを設けてリーピングロスの減少をはかる。

蒸気は、湿分分離加熱器で再熱され、6系統のクロスオーバ管によって、再熱蒸気止め弁、インターセプト弁を通り、各低圧タービンの中央部に導かれる。

低圧タービン車室は、鋼板溶接製で外圧及び内部車室の重量に耐えうるようステー、リブ等を設け、十分に剛性の高い構造とする。内部車室は、第2内部車室、第1内部車室及び翼環の3部分からなる。

最終動翼を出た蒸気は、ディフューザで速度エネルギーを静圧として有効に回収し、効率の向上をはかるとともに、最終動翼の励振力を極力減少させる。

(3) 蒸気弁

蒸気弁は、主蒸気止め弁2個と蒸気加減弁2個を組み合わせて1体とし、タービン運転床面のタービン基礎上に左右おのおの1組ずつ設置する。

したがって、高圧の主蒸気は、4個の主蒸気止め弁及び4個の蒸気加減弁を経てタービンに流入する。

主蒸気止め弁は、主弁及びパイロット弁からなるダブルプラグ型で、主弁全開時には弁が弁棒ブッシュの座に密着して蒸気の漏れを防ぐ。パイロット弁により、起動から初期負荷までのタービン制御が可能である。

4個の蒸気加減弁は、タービンへの流入蒸気量を調整する。この各弁は、バランスタイプであり、油圧サーボモータで開き、スプリングにより閉鎖する。

再熱蒸気は、6個の再熱蒸気止め弁及びインターセプト弁を通して低圧タービンに流入する。再熱蒸気止め弁及びインターセプト弁は、バタフライ弁であり、タービンの非常しゃ断装置の作動により弁は閉鎖する。

インターセプト弁は、急激な負荷変化に際しタービンの過速を防ぐために閉鎖する。

(4) グランドシール装置

車室からの蒸気の漏えい及び車室への空気の流入を防止するため、タービンの車室と軸の貫通部は、ラビリンスパッキンを設ける。高圧タービン及び低圧タービンのグランド部には、主蒸気を減圧してシールを行う。また補助蒸気もシール蒸気として使用できる。

(5) ターニング装置

タービン停止及び起動時のロータ変形防止のために、ターニング装置を設ける。

ターニング装置は、第3低圧タービンの発電機側軸受台上に取り付ける。

5.11.3.2.3 湿分分離加熱器

湿分分離加熱器は、横置円筒形容器に湿分分離と加熱の両機能を有する装置を内蔵したもので、タービンの左右に各1台設置する。湿分を含む高圧タービンの排気は、湿分分離器に流入し、ステンレス鋼製シェブロンタイプの湿分分離装置を通過する間に湿分が分離される。除去された湿分は、湿分分離器ドレンタンクに送られる。

湿分を除去された蒸気は、つぎに加熱器に入り、加熱されたのち、低圧タービンに送られる。加熱器は、フィン付Uチューブ型で、高圧タービンより抽気された蒸気及び主蒸気で加熱する。

加熱蒸気ドレンは、湿分分離加熱器ドレンタンクに集められた後、第6給水加熱器に送られる。

5.11.3.2.4 潤滑油系統

潤滑油は、高圧タービン軸先端に設けた主油ポンプ吐出油によって駆動される油エゼクタ出口から、油冷却器を通過して供給される。起動時にはターニング油ポンプにより、潤滑油を供給する。保安装置油及び発電機密封油装置の後備用として補助油ポンプを設ける。

外部電源喪失時にも潤滑油を確保するために、直流の非常用油ポンプを設ける。

潤滑油系統の漏えいを避けるため、配管の継手部はすべて溶接とし、高温部近傍の配管は二重構造とする。また軸受部等から油が漏えいした場合は、回収タンク等の安全な場所に回収する。なお、万一の火災に備えて、各軸受部に固定式消火装置を設ける。潤滑油系統の概略を第5.11.3.3図に示す。

5.11.3.2.5 タービン制御系統

タービンへの流入蒸気量の調整は、電気油圧式（EH）ガバナにより行い、調速装置、負荷制限器、先行非常制御装置等による制御信号に応じて、蒸気加減弁及びインターセプト弁を開閉する。

蒸気加減弁及びインターセプト弁の開閉は、各々潤滑油系統と別に設けたEHガバナ油ポンプから供給される高圧油駆動のサーボモータにより行う。

5.11.3.2.6 保安装置

(1) 過速度トリップ

機械式と電気式の二重になっておりタービン回転数が定格回転数の111%以下で非常制御装置を作動させる。

非常制御装置が作動すると、主蒸気止め弁、蒸気加減弁、再熱蒸気止め弁、インターセプト弁及び抽気逆止弁が自動的に閉鎖する。

タービン運転中でも非常制御装置の作動試験を行えるように試験装置を設ける。

(2) 真空低下トリップ

タービン排気室真空が設定値以下に低下した場合には、非常制御装置を作動させる。

(3) 軸受油圧低下トリップ

軸受油圧が設定値以下に低下した場合には、非常制御装置を作動させる。

(4) 推力軸受トリップ

推力軸受が磨耗した場合には、非常制御装置を作動させる。

(5) 振動トリップ

タービンの振動を常時監視し、振動が警報値を超えた場合には警報を発する。更に振動が停止値まで増加した場合、低負荷時には自動的にタービンをトリップさせる。

(6) 手動トリップ

上記トリップ以外にも必要な場合は、中央制御盤及び現場でタービンをトリップできる。

5.11.3.3 復水設備

5.11.3.3.1 概要

復水設備は、復水器、復水ポンプ、循環水ポンプ、復水器真空ポンプ等で構成する。

復水設備の系統構成を第5.11.3.4図に、設備仕様を第5.11.3.3表に示す。

5.11.3.3.2 復水器

復水器は、ラジアルフロー表面冷却式単流半区分向流型でタービン軸と直角に配置する。

復水器上方から流入したタービン排気は、管渠中で凝縮し非凝縮ガスは、復水器真空ポンプにより抽出される。

復水器は、タービン排気及び各機器からのドレンを処理するとともに、タービンバイパス弁作動時には、主蒸気流量の約70%の蒸気を処理することができる。

冷却管は耐食性、耐摩耗性に優れたチタンを採用する。(2)

5.11.3.3.3 復水ポンプ

復水器ホットウェルの復水は、復水ポンプにより、グランド蒸気復水器を通り、第1段、第2段、第3段、第4段の低圧給水加熱器を経て脱気器へ送られる。

復水ポンプは、定格流量の約50%容量のものを3台設置し、1台は予備とする。

5.11.3.3.4 循環水ポンプ

循環水ポンプは、復水器及び軸受冷却水設備の冷却海水を供給するためのポンプである。

循環水ポンプは、たて置斜流型で、定格流量の約50%容量のものを2台設置する。

5.11.3.3.5 復水器真空ポンプ

復水器内の空気及び非凝縮ガスを抽出するため、機械式真空ポンプを3台設ける。

復水器真空ポンプの排気は、放射線モニタで連続的に監視し、排気管から大気中に放出する。万一、放射能レベルが設定値に達した場合は、中央制御室に警報するとともに、自動的に排気弁の切替を行い、よう素除去フィルタを通して格納容器排気筒に導く。

5.11.3.4 給水設備

5.11.3.4.1 概要

給水設備は、復水ポンプを出て蒸気発生器に至る設備で、グラウンド蒸気復水器、復水処理装置、復水ブースタポンプ、低圧・高圧給水加熱器、脱気器、給水ブースタポンプ、主給水ポンプ、補助給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ及びこれらの設備のドレン系統で構成する。蒸気発生器の給水制御は、蒸気発生器水位、主蒸気流量及び給水流量の3要素方式で行う。

給水設備の系統構成を第5.11.3.5図に、設備仕様を第5.11.3.4表に示す。

5.11.3.4.2 グラウンド蒸気復水器

グラウンド蒸気復水器は、タービングラウンドシール蒸気及び主蒸気

止め弁、蒸気加減弁、再熱蒸気止め弁、インターセプト弁のステム
グランド漏えい蒸気の凝縮を行うものであり、その復水は、復水回
収タンクに送られ、非凝縮ガスは、グランドコンデンサファンによ
って大気に放出される。

5.11.3.4.3 復水ブースタポンプ

復水ブースタポンプは、復水処理装置で処理した復水を低圧給水
加熱器を経て脱気器へ供給するためのポンプである。

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

5.11.3.4.4 給水加熱器

給水加熱器は、蒸気発生器への給水をタービンからの抽気により
加熱してプラントの熱効率を改善するものである。

給水加熱器は、すべて横置U字管式であり、管側を給水が、胴側
を抽気及び加熱蒸気ドレンがそれぞれ流れる。

5.11.3.4.5 脱気器

脱気器は、給水中の溶存酸素を除去するために設置し、脱気器タ
ンクの保有水は、負荷変動に対する追従性を良くする役目も果たし
ている。溶存酸素は、脱気器上部から給水が流下する間に高圧ター
ビンからの抽気により昇温されて除去される。通常時脱気器排気は、
大気へ放出するが、蒸気発生器伝熱管漏えい時には復水器へ回収す
る。

5.11.3.4.6 主給水ポンプ及び給水ブースタポンプ

給水は、脱気器タンクから合計3本の降水管でそれぞれの給水ブ
ースタポンプに入り、昇圧された後、主給水ポンプに入る。

主給水ポンプは約50%容量のタービン動主給水ポンプ2台と約
50%容量の電動主給水ポンプ1台を設置し、電動主給水ポンプは予

備とする。給水ブースタポンプは、各主給水ポンプ駆動機で駆動される。

5.11.3.4.7 補助給水ポンプ

補助給水ポンプは、外部電源喪失時等により通常の給水系統の機能が失われた場合に、蒸気発生器に給水する。また、原子炉の起動、停止時には主給水ポンプに代わって蒸気発生器に給水し、1次冷却系の熱除去を行う。

補助給水ポンプは、タービン駆動1台、電動2台を設ける。各ポンプとも水源は、復水タンクを使用するが、後備用として2次系純水タンクも使用することができる。

(1) タービン動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプは、主蒸気管から分岐した蒸気で駆動する。

なお、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、このポンプ及び主蒸気安全弁の動作により原子炉停止後の冷却が可能である。

(2) 電動補助給水ポンプ

電動補助給水ポンプは、タービン動補助給水ポンプの約50%容量のものを2台設ける。このポンプの電動機は非常用電源に接続し、外部電源喪失時にも電源は、ディーゼル発電機により確保する。

5.11.3.4.8 蒸気発生器水張ポンプ

発電所起動、停止時には主給水ポンプに代って蒸気発生器に給水を行うことができる。

5.11.3.5 補給水設備

補給水設備は、補給水ポンプ、復水タンク、2次系純水タンク等

で構成する。補給水設備の系統構成を第5.11.3.6図に、設備仕様を第5.11.3.5表に示す。

復水器の水位制御は、復水器が高水位の時は復水を復水タンクに戻し、低水位の時は2次系純水タンクの水を復水器に供給する。

補給水ポンプは、起動時の復水器、脱気器、スタンドパイプの水張り及び2次系純水タンクから復水タンクへの送水等のためにも使用する。

5.11.3.6 軸受冷却水設備

軸受冷却水設備は、2次系機器の冷却を行う設備であり、定格流量の約50%容量の軸受冷却水ポンプ3台（1台予備）、約50%容量の軸受冷却水冷却器3基（1基予備）、軸受冷却水スタンドパイプ等で構成する。

軸受冷却水ポンプは、軸受冷却水スタンドパイプを水源とし、軸受冷却水冷却器を経て各機器に送水する。軸受冷却水は各機器冷却後、再び軸受冷却水ポンプに戻る閉回路を構成する。

タービン油冷却器及び発電機回転子用水素冷却器は、軸受冷却水流量を自動的に調節し、一定温度を保つ。

軸受冷却水系統への補給は、通常は復水ポンプにより、起動時等の水張りの場合には補給水ポンプにより行う。

軸受冷却水系統説明図を第5.11.3.7図に、設備仕様の概略を第5.11.3.6表に示す。

5.11.3.7 軸受冷却海水設備

軸受冷却水冷却器の冷却海水は、海水ブースタポンプにより循環水ラインから供給され、軸受冷却水冷却器通過後、復水器出口循環水管に合流する。軸受冷却水冷却器の冷却海水は管側を流れる。

海水ブースタポンプは約50%容量のものを3台設置し、1台は予備とする。

軸受冷却海水系統説明図を第5.11.3.7図に、設備仕様の概略を第

5.11.3.6表に示す。

5.11.4 タービンミサイルについて

蒸気タービン及び発電機は、設計、製作、据付から運転に至るまで、適切な品質保証活動を行うことにより、信頼性の向上が図られ、また、调速装置及び蒸気弁を多重化し、かつ振動管理を行うとともに保安装置の作動試験等を行うことにより破損防止対策が十分実施される。したがって、タービンミサイルが発生するような事故は極めて起こりにくいと考えられるが、ここでは仮想的タービンミサイルの発生を想定し、本原子炉施設の健全性を評価する⁽¹³⁾。

この場合、安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、系統の多重性、配置等の関連で評価の対象となるものは原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットであり、これらについて評価する。

その結果、低圧タービン羽根（翼）及びT-Gカップリング（軸継手）については、タービン建屋を飛び出したとしても原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットに到達しない。低圧タービンディスクの破損確率は極めて小さいと考えられるが、仮に過去の事故例に基づいた破損発生率を用いても、3号炉及び4号炉の低圧タービンディスクが原子炉冷却材圧力バウンダリ及び使用済燃料ピットに到達する確率は、それぞれ3号炉及び4号炉に対し、約 8×10^{-9} /年及び約 2×10^{-8} /年となり、いずれも極めて小さい値となる。また、高圧ロータ及び発電機ロータは、仮に破損したとしても、ケーシング内にとどまりタービンミサイルとならない。

したがって、タービンミサイルによる影響は無視できると考えられる。

5.12 給水処理設備

5.12.1 概要

本発電所で使用する淡水は第5.12.1図に示すように敷地内にある海水淡水化装置の生産水並びに必要時には関屋川の地下水を使用する。

海水淡水化装置の生産水並びに関屋川の地下水は、淡水タンクを経由し、純水装置に送られる。

純水装置は、混床式ポリシャ等により高純度の純水をつくる。純水は、系統の補給水として、1次系純水タンク及び2次系純水タンクに貯留する。

給水処理設備の主要設備の仕様を第5.12.1表に示す。

5.12.2 主要設備

(1) 淡水タンク（3号及び4号炉共用）

淡水タンクは、海水淡水化装置の生産水並びに必要時には関屋川からの水を貯留するため、容量6,000m³のものを3基設置する。

(2) 海水淡水化装置（1号、2号、3号及び4号炉号炉共用、一部既設）

淡水最大使用量をもとに、容量約1,000m³/dの海水淡水化装置を4基設置する。

このうち2基は既設である。

(3) 純水装置（3号及び4号炉共用）

純水装置は、混床式ポリシャ等で構成され、容量約45m³/hの装置を2基設置する。

純水装置出口水質基準値を第5.12.2表に示す。

(4) 1次系純水タンク

1次系補給水供給用として純水を貯留するため、容量約320m³のものを1基設置する。

(5) 2次系純水タンク（3号及び4号炉共用）

2次系補給水供給用として純水を貯留するため、容量約6,000m³のものを2基設置する。

第 5.1.1 表 1 次冷却設備（重大事故等時）の設備仕様

(1) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

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

(3 号炉)

型 式	たて置 U 字管式熱交換器型
基 数	3
胴側最高使用圧力	7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage]
1 次 冷 却 材 流 量	約 15.2×10 ³ t/h（1 基当たり）
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約 5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約 269℃
蒸気発生量（定格出力時）	約 1.74×10 ³ t/h（1 基当たり）
出 口 蒸 気 湿 分	0.25wt%以下
伝 熱 面 積	
(A 号機)	約 5,060 m ²
(B 号機)	約 5,060 m ²
(C 号機)	約 5,060 m ²
伝 熱 管 本 数	
(A 号機)	3,386 本
(B 号機)	3,386 本

(C号機)	3,386本
伝熱管外径	約22.2mm
伝熱管厚さ	約1.3mm
胴部外径(上部)	約4.5m
胴部外径(下部)	約3.5m
全高	約21m
材 料	
本 体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
伝熱管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

(4号炉)

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

伝熱管外径	約 22.2mm
伝熱管厚さ	約 1.3mm
胴部外径（上部）	約 4.5m
胴部外径（下部）	約 3.5m
全高	約 21m
材 料	
本 体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

(2) 冷却材ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 1次冷却設備（通常運転時等）
- ・ 1次冷却設備（重大事故等時）

型 式	斜流式
台 数	3
容 量	約 20,100m ³ /h（1台当たり）
揚 程	約 81m
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	343℃
主 要 寸 法	
全 高	約 7.9m
ケーシング外径	約 2.0m
材 料	ステンレス鋼
電 動 機	
型 式	三相誘導電動機
電 圧	6,600V
出 力	約 4,500kW（1台当たり）
回 転 数	約 1,190rpm

(3) 原子炉容器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 1次冷却設備（通常運転時等）
- ・ 1次冷却設備（重大事故等時）

型 式	たて置円筒上下半球鏡容器型
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
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 (定格出力時)	約 284℃
原子炉容器出口 1次冷却材温度 (定格出力時)	約 321℃
主 要 寸 法	
内 径	約 4.0m
全高 (内のり)	約 12.1m
最小肉厚	約 126mm (下部鏡板)
材 料	
母 材	低合金鋼板及び低合金鍛鋼 (JIS G 3120 相当品及び JIS G 3204 相当品)
肉 盛 り	ステンレス鋼
スタッド	低合金高張力鋼
推定中性子照射量 (E > 1MeV)	原子炉容器内部から 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)
NDT 温度初期 (計画値)	-12℃以下
加熱・冷却率	55℃/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（通常運転時等）

・ 1次冷却設備（重大事故等時）

型 式	たて置円筒上下半球鏡容器
基 数	1
容 量	約 40m ³
最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	360℃
外 径	約 2.3m
全 高	約 12.6m
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（通常運転時等）

・ 1次冷却設備（重大事故等時）

最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	343℃
管 内 径	
低 温 側	約 700mm
高 温 側	約 740mm
蒸気発生器～ポンプ間	約 790mm
管 厚	
低 温 側	約 69mm
高 温 側	約 73mm
蒸気発生器～ポンプ間	約 78mm
材 料	ステンレス鋼

(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（通常運転時等）
- ・ 1次冷却設備（重大事故等時）

最高使用圧力	17.16MPa[gage]
最高使用温度	360℃
管内径	約 280mm
管厚	約 36mm
材料	ステンレス鋼

第 5.1.1.3.1 表 1 次冷却設備の機器が準拠している法令、規格、基準

機 器	準拠している法令、規格、基準
原子炉容器 蒸気発生器 加 圧 器 原 子 炉 冷却材圧力 バウンダリ 配管，弁	電気工作物の溶接に関する技術基準を定める通商産業省令 日本工業規格（J I S） 発電用原子力設備に関する技術基準を定める通商産業省令 日本建築学会各種構造設計及び計算規準 日本電気協会電気技術基準調査委員会電気技術指針 A S M E（American Society of Mechanical Engineers）規格 A N S I（American National Standard Institute）基準 A S T M（American Society for Testing & Materials）規格
1 次冷却材 ポ ン プ	発電用原子力設備に関する技術基準を定める通商産業省令 電気設備に関する技術基準を定める通商産業省令 日本工業規格（J I S） 電気学会電気規格調査会標準規格 日本電気協会電気技術基準調査委員会電気技術指針 日本建築学会各種構造設計及び計算規準 A S M E（American Society of Mechanical Engineers）規格 A N S I（American National Standard Institute）基準 A S T M（American Society for Testing & Materials）規格 I E E E（The Institute of Electrical and Electronics Engineers）基準
加 圧 器 安 全 弁 加 圧 器 逃 が し 弁	発電用原子力設備に関する技術基準を定める通商産業省令 日本工業規格（J I S） 日本電気協会電気技術基準調査委員会電気技術指針 A S M E（American Society of Mechanical Engineers）規格 A N S I（American National Standard Institute）基準 A S T M（American Society for Testing & Materials）規格

第5.1.1.4.1表 1次冷却設備の設備仕様

1次冷却材回路数	3
1次冷却材全流量	約 $46 \times 10^6 \text{kg/h}$
最高使用圧力	$175 \text{kg/cm}^2\text{G}$
最高使用温度	343°C (加圧器及びサージ管 360°C)
運 転 圧 力	約 $157 \text{kg/cm}^2\text{G}$
1次冷却材温度（定格出力時）	
原子炉容器入口	約 284°C
原子炉容器出口	約 321°C

第5.1.1.4.2表 原子炉容器の設備仕様

型 式	たて置円筒上下半球鏡容器型
最高使用圧力	17.16MPa [gage]
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 (定格出力時)	約284℃
原子炉容器出口1次冷却材温度 (定格出力時)	約321℃
主 要 寸 法	
内 径	約 4.0m
全高 (内 の り)	約12.1m
最 小 内 厚	約126mm (下部鏡板)
材 料	
母 材	低合金鋼板及び低合金鍛鋼 (J I S G3120相当品及び J I S G3204相当品)
肉 盛 り	ステンレス鋼
ス タ ッ ド	低合金高張力鋼
推定中性子照射量 (E > 1MeV)	原子炉容器内部から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)
N D T 温度初期 (計画値)	-12℃以下
加 熱 ・ 冷 却 率	55℃/h以下

第 5.1.1.4.3 表 蒸気発生器の設備仕様

(3号炉)

型 式	たて置 U 字管式熱交換器型
基 数	3
胴側最高使用圧力	7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage]
1 次冷却材流量	約 15.2×10 ³ t/h (1 基当たり)
主蒸気運転圧力 (定格出力時)	約 5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度 (定格出力時)	約 269℃
蒸気発生量 (定格出力時)	約 1.74×10 ³ t/h (1 基当たり)
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝 熱 面 積	
(A 号機)	約 5,060 m ²
(B 号機)	約 5,060 m ²
(C 号機)	約 5,060 m ²
伝 熱 管 本 数	
(A 号機)	3,386 本
(B 号機)	3,386 本
(C 号機)	3,386 本
伝 熱 管 外 径	約 22.2mm
伝 熱 管 厚 さ	約 1.3mm
胴部外径 (上部)	約 4.5m
胴部外径 (下部)	約 3.5m
全 高	約 21m
材 料	
本 体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

(4号炉)

型	式	たて置 U 字管式熱交換器型
基	数	3
胴側最高使用圧力		7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力		17.16MPa[gage]
1次冷却材流量		約 15.2×10 ³ t/h (1基当たり)
主蒸気運転圧力 (定格出力時)		約 5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度 (定格出力時)		約 269℃
蒸気発生量 (定格出力時)		約 1.74×10 ³ t/h (1基当たり)
出口蒸気湿分		0.25wt%以下
伝熱面積		
(A号機)		約 5,060 m ²
(B号機)		約 5,060 m ²
(C号機)		約 5,060 m ²
伝熱管本数		
(A号機)		3,386 本
(B号機)		3,386 本
(C号機)		3,386 本
伝熱管外径		約 22.2mm
伝熱管厚さ		約 1.3mm
胴部外径 (上部)		約 4.5m
胴部外径 (下部)		約 3.5m
全	高	約 21m
材	料	
本	体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
伝熱管		ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り		ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り		ステンレス鋼

第 5.1.1.4.4 表 1 次冷却材ポンプの設備仕様

型	式	斜流式
個	数	3
容	量	約 20,100m ³ /h/個
揚	程	約 81m
最 高 使 用 圧 力		17.16Mpa[gage](175kg/cm ² G)
最 高 使 用 温 度		343℃
主 要 寸 法		
全 高		約 7.9m
ケーシング外径		約 2.0m
材 料		ステンレス鋼
電 動 機		
型 式		三相誘導電動機
電 圧		6,600V
出 力		約 4,500kW/個
回 転 数		約 1,190rpm

第5.1.1.4.5表 加圧器及び付属設備の設備仕様

(1)	加	圧	器		
	型		式		たて置円筒上下半球鏡容器
	個		数		1
	容		量		約40m ³
	最高使用圧力				17.16Mpa[gage](175kg/cm ² G)
	最高使用温度				360℃
	外		径		約2.3m
	全		高		約12.6m
	材		料	母 材	低合金鋼
				肉盛り	ステンレス鋼
(2)	加	圧	器	ヒータ	
	型		式		液浸式
	容		量		約1,400kW
(3)	加	圧	器	逃がし	タンク
	型		式		横置円筒型
	個		数		1
	容		量		約51m ³
	最高使用圧力				0.7MPa [gage] (7kg/cm ² G)
	最高使用温度				170℃
	内		径		約2.8m
	全		長		約8.8m
	材		料		ステンレス鋼

第5.1.1.4.6表 1次冷却設備主要配管の設備仕様

(1)	1次冷却材管		
	最高使用圧力		175kg/cm ² G
	最高使用温度		343℃
	管内径	低温側	約700mm
		高温側	約740mm
		蒸気発生器～ポンプ間	約790mm
	管厚	低温側	約69mm
		高温側	約73mm
		蒸気発生器～ポンプ間	約78mm
	材料		ステンレス鋼
(2)	加圧器サージ管		
	最高使用圧力		175kg/cm ² G
	最高使用温度		360℃
	管内径		約280mm
	管厚		約36mm
	材料		ステンレス鋼
(3)	加圧器スプレイ配管		
	最高使用圧力		175kg/cm ² G
	最高使用温度		343℃
	管内径	共通管	約87mm
		分岐管	約87mm
	管厚	共通管	約14mm
		分岐管	約14mm
	材料		ステンレス鋼

第 5.1.1.4.7 表 1 次冷却設備主要弁類の設備仕様

(1)	加圧器安全弁	
	型 式	ばね式（背圧補償型）
	個 数	3
	最高使用圧力	175kg/cm ² G
	最高使用温度	360℃
	吹出容量	約157t/h
	材 料	ステンレス鋼
(2)	加圧器逃がし弁	
	型 式	空気作動式
	個 数	3
	最高使用圧力	175kg/cm ² G
	最高使用温度	360℃
	材 料	ステンレス鋼
(3)	加圧器スプレイ弁	
	型 式	空気作動式
	個 数	2
	最高使用圧力	175kg/cm ² G
	最高使用温度	343℃
	材 料	ステンレス鋼
(4)	加圧器逃がし弁元弁	
	型 式	電動式
	個 数	3
	最高使用圧力	175kg/cm ² G
	最高使用温度	360℃
	材 料	ステンレス鋼

第5.1.1.6.1表 原子炉容器の製作中の主要な非破壊試験

		RT	UT	PT	MT
鍛 鋼	フ ラ ン ジ		○		○
	ス タ ッ プ		○		○
	制御棒駆動装置ハウジング		○	○	
	計 測 用 管 台		○	○	
	ノ ズ ル		○		○
	ノズルセイフェンド		○	○	
板	上 下 鏡 、 胴		○		○
溶 接 部	主 溶 接 線	○			○
	制御棒駆動装置ハウジングと上鏡の溶接部			○	
	炉内計装用ノズルと下鏡の溶接部			○	
	ノズル溶接部	○	○		○
	ノズルセイフェンド溶接部	○		○	
	ノズル肉盛部		○	○	
	制御棒駆動装置ハウジング溶接部	○		○	
	炉内計装用ノズル溶接部	○		○	
	内 面 肉 盛 部		○	○	

		R T	U T	P T	M T
溶 接 部	シールレッジ溶接部				○
	ふた吊上げ装置溶接部				○
	ラジアルサポート取付部			○	
	水圧テスト後内面肉盛部			○	
	水圧テスト後炭素鋼溶接部				○
	水圧テスト後非炭素鋼溶接部			○	

R T (Radiographic Test)

放射線透過試験

U T (Ultrasonic Test)

超音波探傷試験

P T (Penetrant Test)

液体浸透探傷試験

M T (Magnetic Particle Test)

磁粉探傷試験

第5.1.1.6.2表 蒸気発生器の製作中の主要な非破壊試験

		RT	UT	PT	MT	ECT
管板	管板		○		○	
	1次側肉盛部		○	○		
水室	水室鏡板	○			○	
	水室内面肉盛部		○	○		
二次側胴、鏡			○		○	
伝熱管			○			○
ノズル			○		○	
溶接部	胴溶接部	○			○	
	肉盛部（水室、管板）		○	○		
	ノズルと胴又は鏡の溶接部	○			○	
	支持ブラケット取付部				○	
	伝熱管と管板の溶接部			○		
	ノズル肉盛部		○	○		
	水圧テスト後炭素鋼溶接部				○	
	水圧テスト後非炭素鋼溶接部			○		

RT 放射線透過試験
 UT 超音波探傷試験
 PT 液体浸透探傷試験
 MT 磁粉探傷試験
 ECT (Eddy Current Test) 渦電流探傷試験

第5.1.1.6.3表 1次冷却材ポンプの製作中の主要な非破壊試験

		RT	UT	PT	MT
ケーシング		○		○	
鍛 鋼	主フランジ	○		○	
	スタッド		○	○	
	フライホイール		○		
	シャフト		○	○	
溶接部		○		○	

RT 放射線透過試験

UT 超音波探傷試験

PT 液体浸透探傷試験

MT 磁粉探傷試験

第5.1.1.6.4表 加圧器の製作中の主要な非破壊試験

		RT	UT	PT	MT
上下鏡	板		○		○
	内面肉盛部		○	○	
胴	板		○		○
	内面肉盛部		○	○	
ヒータチューブ			○	○	
ノズル			○	○	
溶接部	胴溶接部	○			○
	ノズル・セイフエンド溶接部	○		○	
	ノズル肉盛部		○	○	
	計装用管台溶接部			○	
	スカート取付部				○
	水圧テスト後炭素鋼溶接部				○
	水圧テスト後非炭素鋼溶接部			○	

RT 放射線透過試験

UT 超音波探傷試験

PT 液体浸透探傷試験

MT 磁粉探傷試験

第5.1.1.6.5表 1次冷却材管の製作中の主要な非破壊試験

		R T	U T	P T	M T
鋳	鋼	○		○	
鍛	鋼		○	○	
溶 接 部	周 溶 接 部	○		○	
	管 台 取 付 部	○ (注)		○	

R T 放射線透過試験

U T 超音波探傷試験

P T 液体浸透探傷試験

M T 磁粉探傷試験

(注) 内径250mm以下のものを除く。

第5.2.1表 余熱除去設備の設備仕様

(1) 余熱除去冷却器

型 式	横置U字管式
個 数	2
伝 熱 容 量	約 7.5×10^6 kcal/h
最高使用圧力	
管 側	42kg/cm ² G
胴 側	10 kg/cm ² G
最高使用温度	
管 側	200℃
胴 側	95℃
材 料	
管 側	ステンレス鋼
胴 側	炭素鋼

(2) 余熱除去ポンプ

型 式	横置渦巻式
個 数	2
容 量	約852m ³ /h (1台運転時) 約681m ³ /h (2台運転時)
最高使用圧力	42kg/cm ² G
最高使用温度	200℃
揚 程	約73m (1台運転時) 約82m (2台運転時)
材 料	ステンレス鋼

第 5.3.1 表 非常用炉心冷却設備の設備仕様

(1) 蓄圧タンク		
型 式		たて置円筒型
個 数		3
容 量		約41m ³ /個
最高使用圧力		4.9MPa [gage] (50kg/cm ² G)
最高使用温度		150℃
加圧ガス圧力		約4.4MPa [gage] (約45kg/cm ² G)
運 転 温 度		約49℃
ほう素濃度		約2,800ppm
材 料		炭素鋼 (ステンレス鋼内張り)
(2) ほう酸注入タンク		
型 式		たて置円筒型
個 数		1
容 量		約3.4m ³
最高使用圧力		18.8MPa [gage] (192kg/cm ² G)
最高使用温度		150℃
ほう素濃度		約21,000ppm
材 料		炭素鋼 (ステンレス鋼内張り)
ヒ ー タ 数		2
ヒ ー タ 型 式		電気ヒータ
ヒ ー タ 容 量		約5kW/個
(3) ほう酸注入循環タンク		
型 式		たて置円筒型
個 数		1
容 量		約4.5m ³

最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	約21,000ppm
材 料	ステンレス鋼
ヒータ数	2
ヒータ型式	電気ヒータ
ヒータ容量	約5.0kW/個×1個及び約7.6kW/個× 1個

(4) 充てん／高圧注入ポンプ

型 式	うず巻式
個 数	3
容 量	約147m ³ /h (1台運転時)
揚 程	約732m (1台運転時)
最高使用圧力	18.8MPa [gage] (192kg/cm ² G)
最高使用温度	150℃
本体材料	ステンレス鋼

(5) 余熱除去ポンプ (低圧注入用)

型 式	うず巻式
個 数	2
容 量	約852m ³ /h (1台運転時) 約681m ³ /h (2台運転時)
揚 程	約73m (1台運転時) 約82m (2台運転時)
最高使用圧力	4.1MPa [gage] (42kg/cm ² G)
最高使用温度	200℃
本体材料	ステンレス鋼

(6) ほう酸注入循環ポンプ

型 式	うず巻式
-----	------

個 数	2
容 量	約4.5m ³ /h/個
揚 程	約31m
最高使用圧力	0.98MPa [gage] (10kg/cm ² G)
最高使用温度	95℃
本 体 材 料	ステンレス鋼
(7) 余熱除去冷却器	
型 式	横置U字管式
個 数	2
伝 熱 容 量	約8.7MW/個(約7.5×10 ⁶ kcal/h/個)
最高使用圧力	
管 側	4.1MPa [gage] (42kg/cm ² G)
胴 側	0.98MPa [gage] (10kg/cm ² G)
最高使用温度	
管 側	200℃
胴 側	95℃
材 料	
管 側	ステンレス鋼
胴 側	炭素鋼
(8) 燃料取替用水タンク	
型 式	たて置円筒型
個 数	1
容 量	約1,800m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	約2,800ppm
材 料	ステンレス鋼

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

(1) 充てん／高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 化学体積制御設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	うず巻式
台	数	3
容	量	約 147m ³ /h（1台当たり） （安全注入時及び再循環運転時）
最	高	使用圧力 18.8MPa[gage]
最	高	使用温度 150℃
揚	程	約 732m（安全注入時及び再循環運転時）
本	体	材 料 ステンレス鋼

(2) 加圧器逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 1次冷却設備

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

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

(3) 燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

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

(3号炉)

型	式	たて置円筒型
---	---	--------

基 数	1
容 量	約 1,800m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	2,800ppm 以上
材 料	ステンレス鋼
設置高さ	EL.+17.5m
距 離	約 49m (炉心より)

(4号炉)

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

(4) ほう酸注入タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備

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

(3号炉)

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

(4号炉)

型 式	たて置円筒型
基 数	1
容 量	約 3.4m ³
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
ほう素濃度	20,000ppm 以上
	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料が装荷されるまでのサイクル

	21,000ppm 以上
	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料が装荷されたサイクル以降
材 料	炭素鋼（ステンレス鋼内張り）
ヒータ基数	2
ヒータ型式	電気ヒータ
ヒータ容量	約 5kW（1 基当たり）

(5) タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

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

(6) 電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

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

型 式	うず巻式
台 数	2
定 格 容 量	約 90m ³ /h (1台あたり)
定 格 揚 程	約 900m
本 体 材 料	合金鋼

(7) 主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	空気作動式
個 数	3
口 径	6B
容 量	約 183t/h (1個あたり)
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃

本 体 材 料 低炭素鋼

(8) 復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 補給水設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

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

(9) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 1次冷却設備 (通常運転時等)
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・1次冷却設備（重大事故等時）

（3号炉）

型 式	たて置 U 字管式熱交換器型
基 数	3
胴側最高使用圧力	7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage]
1次冷却材流量	約 $15.2 \times 10^3 \text{t/h}$ （1基当たり）
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約 5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約 269℃
蒸気発生量（定格出力時）	約 $1.74 \times 10^3 \text{t/h}$ （1基当たり）
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝熱面積	
（A号機）	約 5,060 m ²
（B号機）	約 5,060 m ²
（C号機）	約 5,060 m ²
伝熱管本数	
（A号機）	3,386 本
（B号機）	3,386 本
（C号機）	3,386 本
伝熱管外径	約 22.2mm
伝熱管厚さ	約 1.3mm
胴部外径（上部）	約 4.5m

胴部外径（下部）	約 3.5m
全高	約 21m
材 料	
本 体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

（4号炉）

型 式	たて置 U 字管式熱交換器型
基 数	3
胴側最高使用圧力	7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage]
1 次冷却材流量	約 15.2×10 ³ t/h（1基当たり）
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約 5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約 269℃
蒸気発生量（定格出力時）	約 1.74×10 ³ t/h（1基当たり）
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝 熱 面 積	
（A号機）	約 5,060 m ²
（B号機）	約 5,060 m ²
（C号機）	約 5,060 m ²
伝 熱 管 本 数	
（A号機）	3,386 本
（B号機）	3,386 本
（C号機）	3,386 本
伝 熱 管 外 径	約 22.2mm
伝 熱 管 厚 さ	約 1.3mm

胴部外径（上部）	約 4.5m
胴部外径（下部）	約 3.5m
全 高	約 21m
材 料	
本 体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

(10) タービン動補助給水ポンプ起動弁

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

(11) 主蒸気管

兼用する設備は以下のとおり。

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

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

管内径	約 700mm
管厚	約 33mm
最高使用圧力	7.48MPa[gage]
最高使用温度	291℃
材料	炭素鋼

(12) 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
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

(3号炉)

型式	たて置円筒型
基数	3
容量	約 41m ³ (1基当たり)
最高使用圧力	4.9MPa[gage]
最高使用温度	150℃
加圧ガス圧力	約 4.4MPa[gage]
運転温度	約 49℃
ほう素濃度	2,800ppm 以上
材料	炭素鋼 (ステンレス鋼内張り)

(4号炉)

型 式	たて置円筒型
基 数	3
容 量	約 41m ³ (1基当たり)
最高使用圧力	4.9MPa[gage]
最高使用温度	150℃
加圧ガス圧力	約 4.4MPa[gage]
運 転 温 度	約 49℃
ほう素濃度	2,200ppm 以上 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃 料が装荷されるまでのサイクル 2,800ppm 以上 ウラン・プルトニウム混合酸化物燃 料が装荷されたサイクル以降
材 料	炭素鋼 (ステンレス鋼内張り)

(13) 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

(14) 余熱除去ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・余熱除去設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	うず巻式
台 数	2
容 量	約 852m ³ /h (1台あたり) (再循環運転時) 約 681m ³ /h (1台あたり) (余熱除去運転時)
最高使用圧力	4.1MPa[gage]
最高使用温度	200℃
揚 程	約 73m (再循環運転時) 約 82m (余熱除去運転時)
本 体 材 料	ステンレス鋼

(15) 余熱除去冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・余熱除去設備

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	横置 U 字管式
基 数	2
伝 熱 容 量	約 8.7MW (1 基当たり)
最高使用圧力	
管 側	4.1MPa[gage]
胴 側	0.98MPa[gage]
最高使用温度	
管 側	200℃
胴 側	95℃
材 料	
管 側	ステンレス鋼
胴 側	炭素鋼

(16) 格納容器再循環サンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・原子炉格納容器スプレイ設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	プール形
基	数	2
材	料	鉄筋コンクリート

(17) 格納容器再循環サンプスクリーン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	ディスク型
個	数	2
容	量	約 1,792m ³ /h (1個当たり)
最	高	使用温度
		132℃
材	料	ステンレス鋼

第 5.5.1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（常設）の設備仕様

(1) 加圧器逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

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

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

(2) 充てん／高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	うず巻式
台 数	3
容 量	約 147 m ³ /h (1 台当たり) (安全注入時及び再循環運転時)
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
揚 程	約 732m (安全注入時及び再循環運転時)
本 体 材 料	ステンレス鋼

(3) 燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

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

(3号炉)

型 式	たて置円筒型
-----	--------

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

(4号炉)

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

(4) ほう酸注入タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備

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

(3号炉)

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

(4号炉)

型 式	たて置円筒型
基 数	1
容 量	約 3.4m ³
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
ほう素濃度	20,000ppm 以上
	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料が装荷されるまでのサイクル

	21,000ppm 以上
	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料が装荷されたサイクル以降
材 料	炭素鋼（ステンレス鋼内張り）
ヒータ基数	2
ヒータ型式	電気ヒータ
ヒータ容量	約 5kW（1 基当たり）

(5) 電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	うず巻式
台 数	2
定 格 容 量	約 90m ³ /h（1 台当たり）
定 格 揚 程	約 900m
本 体 材 料	合金鋼

(6) タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

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

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

(7) 主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

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

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

本 体 材 料 低炭素鋼

(8) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

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

(3号炉)

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

(A号機)	3,386本
(B号機)	3,386本
(C号機)	3,386本
伝熱管外径	約 22.2mm
伝熱管厚さ	約 1.3mm
胴部外径 (上部)	約 4.5m
胴部外径 (下部)	約 3.5m
全高	約 21m
材 料	
本 体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼
(4号炉)	
型 式	たて置 U 字管式熱交換器型
基 数	3
胴側最高使用圧力	7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage]
1次冷却材流量	約 15.2×10 ³ t/h (1基当たり)
主蒸気運転圧力 (定格出力時)	約 5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度 (定格出力時)	約 269℃
蒸気発生量 (定格出力時)	約 1.74×10 ³ t/h (1基当たり)
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝 熱 面 積	
(A号機)	約 5,060 m ²
(B号機)	約 5,060 m ²
(C号機)	約 5,060 m ²

伝熱管本数	
(A号機)	3,386本
(B号機)	3,386本
(C号機)	3,386本
伝熱管外径	約 22.2mm
伝熱管厚さ	約 1.3mm
胴部外径 (上部)	約 4.5m
胴部外径 (下部)	約 3.5m
全高	約 21m
材料	
本体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
伝熱管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

(9) 復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 補給水設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

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

(10) 主蒸気管

兼用する設備は以下のとおり。

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

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

(11) 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
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

(3号炉)

型 式	たて置円筒型
基 数	3
容 量	約 41m ³ (1基当たり)
最高使用圧力	4.9MPa[gage]
最高使用温度	150℃
加圧ガス圧力	約 4.4MPa[gage]
運 転 温 度	約 49℃
ほう素濃度	2,800ppm 以上
材 料	炭素鋼 (ステンレス鋼内張り)

(4号炉)

型 式	たて置円筒型
基 数	3
容 量	約 41m ³ (1基当たり)
最高使用圧力	4.9MPa[gage]
最高使用温度	150℃
加圧ガス圧力	約 4.4MPa[gage]
運 転 温 度	約 49℃
ほう素濃度	2,200ppm 以上
	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料が装荷されるまでのサイクル
	2,800ppm 以上

		ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料が装荷されたサイクル以降
材	料	炭素鋼（ステンレス鋼内張り）

(12) 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

(13) 余熱除去ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 余熱除去設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	うず巻式
---	---	------

台数	2
容量	約 852 m ³ /h (1 台当たり) (再循環運転時) 約 681 m ³ /h (1 台当たり) (余熱除去運転時)
最高使用圧力	4.1MPa[gage]
最高使用温度	200℃
揚程	約 73m (再循環運転時) 約 82m (余熱除去運転時)
本体材料	ステンレス鋼

(14) 余熱除去冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 余熱除去設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 重大事故時の収束に必要なとなる水の供給設備

型式	横置 U 字管式
基数	2
伝熱容量	約 8.7MW (1 基当たり)
最高使用圧力	
管側	4.1MPa[gage]
胴側	0.98MPa[gage]
最高使用温度	

管	側	200℃
胴	側	95℃
材	料	
管	側	ステンレス鋼
胴	側	炭素鋼

(15) 格納容器再循環サンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉格納容器スプレイ設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	プール形
基	数	2
材	料	鉄筋コンクリート

(16) 格納容器再循環サンプスクリーン

兼用する設備は以下のとおり。

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

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	ディスク型
個	数	2
容	量	約 1,792m ³ /h (1個当たり)
最	高	使用温度
		132℃
材	料	ステンレス鋼

(17) タービン動補助給水ポンプ起動弁

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

(18) 余熱除去ポンプ入口弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・余熱除去設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ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	4.1MPa[gage]
最高使用温度	200℃
本体材料	ステンレス鋼

第 5.5.2 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備（可搬型）の設備仕様

(1) 窒素ポンペ（加圧器逃がし弁作動用）

種 類	鋼製容器
本 数	2（予備 2）
容 量	約 7Nm ³ （1 本あたり）
最高使用圧力	14.7MPa[gage]
供給圧力	約 0.77MPa[gage]（供給後圧力）

(2) 可搬式空気圧縮機（加圧器逃がし弁作動用）

型 式	往復式
台 数	2（予備 1）
容 量	約 14.4m ³ /h（1 台あたり）
吐 出 圧	約 0.77MPa[gage]

(3) 可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）

型 式	リチウムイオン電池
個 数	1（3号及び4号炉共用の予備 1）
容 量	約 780Wh（1 個あたり）
電 圧	約 125V

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

(1) 格納容器スプレイポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器スプレイ設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- ・火災防護設備

型 式	横置渦巻式
台 数	2（代替炉心注水時及び代替再循環時 A 号機使用）
容 量	約 940m ³ /h（1 台当たり）
最高使用圧力	2.7MPa[gage]
最高使用温度	150℃
揚 程	約 170m
本 体 材 料	ステンレス鋼

(2) 燃料取替用水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・原子炉格納容器スプレイ設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- ・火災防護設備

(3号炉)

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

(4号炉)

型 式	たて置円筒型
基 数	1
容 量	約 1,800m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	2,200ppm 以上

ウラン・プルトニウム混合酸化物
燃料が装荷されるまでのサイクル

2,800ppm 以上

ウラン・プルトニウム混合酸化物
燃料が装荷されたサイクル以降

材	料	ステンレス鋼		
設	置	高	さ	EL.+17.5m
距	離	約 49m (炉心より)		

(3) 恒設代替低圧注水ポンプ

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低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	うず巻式		
台	数	1		
容	量	約 150m ³ /h		
揚	程	約 150m		
本	体	材	料	ステンレス鋼

(4) 燃料取替用水タンク補給用移送ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備

- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	うず巻式
台 数	1
容 量	約 150m ³ /h
揚 程	約 70m
本 体 材 料	ステンレス鋼

(5) 復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 補給水設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

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

(6) 格納容器再循環サンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・原子炉格納容器スプレイ設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	プール形
基	数	2
材	料	鉄筋コンクリート

(7) 格納容器再循環サンプスクリーン

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備
- ・原子炉格納容器スプレイ設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	ディスク型
個	数	2
容	量	約 1,792m ³ /h (1個当たり)
最高使用温度		132℃

材 料 ステンレス鋼

(8) 格納容器スプレイ冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器スプレイ設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備
- ・火災防護設備

型 式	横置 U 字管式
基 数	2 (代替炉心注水時及び代替再循環運 転時 A 号機使用)
伝 熱 容 量	約 27MW (1 基当たり)
最高使用圧力	
管 側	2.7MPa[gage]
胴 側	0.98MPa[gage]
最高使用温度	
管 側	150℃
胴 側	95℃
材 料	
管 側	ステンレス鋼
胴 側	炭素鋼

(9) A 格納容器スプレイポンプ格納容器再循環サンプ側入口隔離弁

型 式 電動作動式

個 数	1
最高使用圧力	0.28MPa[gage]
最高使用温度	132℃
材 料	ステンレス鋼

(10) 充てん／高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 化学体積制御設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	うず巻式
台 数	3 (代替炉心注水時 B 号機使用、 代替再循環運転時 C 号機使用)
容 量	約 45m ³ /h (1 台あたり) (最大充てん時) 約 147m ³ /h (1 台あたり) (安全注入時及び再循環運転時)
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
揚 程	約 1,770m (最大充てん時) 約 732m (安全注入時及び再循環運転)

時)

本体材料 ステンレス鋼

(11) ほう酸注入タンク

兼用する設備は以下のとおり。

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

(3号炉)

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

(4号炉)

型 式	たて置円筒型
----------------	--------

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

(12) 再生熱交換器

兼用する設備は以下のとおり。

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

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

最高使用温度		
管	側	343℃
胴	側	343℃
材 料		
管	側	ステンレス鋼
胴	側	ステンレス鋼

(13) 余熱除去ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 余熱除去設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	うず巻式
台 数	2 (代替再循環運転時 B 号機使用)
容 量	約 852m ³ /h (1 台当たり) (安全注入時及び再循環運転時)
最高使用圧力	4.1MPa[gage]
最高使用温度	200℃
揚 程	約 73m (安全注入時及び再循環運転時)
本 体 材 料	ステンレス鋼

(14) 余熱除去冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	横置 U 字管式
基 数	2 (代替再循環時 B 号機使用)
伝 熱 容 量	約 8.7MW (1 基当たり)
最高使用圧力	
管 側	4.1MPa[gage]
胴 側	0.98MPa[gage]
最高使用温度	
管 側	200℃
胴 側	95℃
材 料	
管 側	ステンレス鋼
胴 側	炭素鋼

(15) 海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

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

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	たて置円筒型
基 数	2（代替補機冷却時A、B号機使用）
最高使用圧力	1.2MPa[gage]
最高使用温度	50℃
材 料	炭素鋼

(16) 原子炉補機冷却水冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉補機冷却水設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置直管式
基 数	2（代替補機冷却時A、D号機使用）
伝 熱 容 量	約 8.8MW（1基当たり）

最高使用温度		
管側		50℃（A,D号機）
胴側		95℃（D号機）、163℃（A号機）
最高使用圧力		
管側		0.7MPa[gage]（D号機）
		1.2MPa[gage]（A号機）
胴側		1.2MPa[gage]（A,D号機）
材 料		
管側		アルミプラス
胴側		炭素鋼

(17) 電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	うず巻式
台 数	2
定 格 容 量	約 90m ³ /h（1台当たり）
定 格 揚 程	約 900m
本 体 材 料	合金鋼

(18) タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

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

(19) 主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	空気作動式
個 数	3

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

(20) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

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

(3 号炉)

型 式	たて置 U 字管式熱交換器型
基 数	3
胴側最高使用圧力	7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage]
1 次冷却材流量	約 15.2×10^3 t/h (1 基当たり)
主蒸気運転圧力 (定格出力時)	約 5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度 (定格出力時)	約 269℃
蒸気発生量 (定格出力時)	約 1.74×10^3 t/h (1 基当たり)
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝 熱 面 積	

(A号機)	約 5,060 m ²
(B号機)	約 5,060 m ²
(C号機)	約 5,060 m ²
伝熱管本数	
(A号機)	3,386 本
(B号機)	3,386 本
(C号機)	3,386 本
伝熱管外径	約 22.2mm
伝熱管厚さ	約 1.3mm
胴部外径 (上部)	約 4.5m
胴部外径 (下部)	約 3.5m
全高	約 21m
材 料	
本 体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼
(4号炉)	
型 式	たて置 U 字管式熱交換器型
基 数	3
胴側最高使用圧力	7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage]
1次冷却材流量	約 15.2×10 ³ t/h (1基当たり)
主蒸気運転圧力 (定格出力時)	約 5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度 (定格出力時)	約 269℃
蒸気発生量 (定格出力時)	約 1.74×10 ³ t/h (1基当たり)
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝 熱 面 積	

(A号機)	約 5,060 m ²
(B号機)	約 5,060 m ²
(C号機)	約 5,060 m ²
伝熱管本数	
(A号機)	3,386 本
(B号機)	3,386 本
(C号機)	3,386 本
伝熱管外径	約 22.2mm
伝熱管厚さ	約 1.3mm
胴部外径 (上部)	約 4.5m
胴部外径 (下部)	約 3.5m
全高	約 21m
材 料	
本 体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

(21) 主蒸気管

兼用する設備は以下のとおり。

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

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

(22) 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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

(3号炉)

型 式	たて置円筒型
基 数	3
容 量	約 41 m ³ (1基当たり)
最高使用圧力	4.9MPa[gage]
最高使用温度	150℃
加圧ガス圧力	約 4.4MPa[gage]
運 転 温 度	約 49℃
ほう素濃度	2,800ppm 以上
材 料	炭素鋼 (ステンレス鋼内張り)

(4号炉)

型 式	たて置円筒型
-----	--------

基 数	3
容 量	約 41 m ³ (1 基当たり)
最高使用圧力	4.9MPa[gage]
最高使用温度	150℃
加圧ガス圧力	約 4.4MPa[gage]
運 転 温 度	約 49℃
ほう素濃度	2,200ppm 以上 ウラン・プルトニウム混合酸化物 燃料が装荷されるまでのサイクル
	2,800ppm 以上 ウラン・プルトニウム混合酸化物 燃料が装荷されたサイクル以降
材 料	炭素鋼 (ステンレス鋼内張り)

(23) ほう酸タンク

兼用する設備は以下のとおり。

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

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

(24) ほう酸ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

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

(25) ほう酸フィルタ

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	たて置円筒型
基 数	1
流 量	約 17m ³ /h
最高使用圧力	0.98MPa[gage]
最高使用温度	95℃
本 体 材 料	ステンレス鋼

第 5.6.2 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備（可搬型）の設備仕様

(1) 可搬式代替低圧注水ポンプ

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低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	うず巻式
台	数	2（予備 1※1）
容	量	約 150m ³ /h（1 台当たり）
揚	程	約 150m

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

(2) 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

台	数	2（予備 1※1）
容	量	約 610kVA（1 台当たり）

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

(3) 仮設組立式水槽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	組立式水槽
基 数	2 (予備 1※1)
容 量	約 12m ³ (1 基当たり)
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	50℃

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

(4) 送水車

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	水中ポンプ
台 数	2 (予備 1※1)
容 量	約 210m ³ /h (1 台当たり)

吐出圧力 (仮設組立式水槽への供給時)
約 1.0MPa[gage]

(仮設組立式水槽への供給時)

※1 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

(5) 大容量ポンプ (3号及び4号炉共用)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型式	うず巻式
台数	2 ^{*1} (予備 1 ^{*1,*2})
容量	約 1,800m ³ /h (1台当たり)
吐出圧力	約 1.2MPa[gage]

※1 1台で3号炉及び4号炉の同時使用が可能。

※2 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

第5.8.1表 化学体積制御設備の設備仕様

封水供給流量	約5.5m ³ /h
封水戻り流量	約2.0m ³ /h
抽出流量	
通常	約13.6m ³ /h
最大	27.2m ³ /h
充てん流量（封水を除く）	
通常	約10.2m ³ /h
最大	23.8m ³ /h
1次冷却材抽出温度	約284℃
1次冷却材充てん温度	約253℃
ほう酸回収系への流出水温度	約46℃
充てん／高圧注入ポンプミニマムフロー（ポンプ1台当り）	約13.6m ³ /h

第5.8.2表 化学体積制御設備の設備仕様

(1) 再生熱交換器

個 数	1
伝 熱 容 量	約2.4MW (約 2.1×10^6 kcal/h)
最高使用圧力	
管 側	18.8MPa [gage] (192kg/cm ² G)
胴 側	17.16MPa [gage] (175kg/cm ² G)
最高使用温度	
管 側	343℃
胴 側	343℃
材 料	
管 側	ステンレス鋼
胴 側	ステンレス鋼

(2) 非再生冷却器

個 数	1
伝 熱 容 量	約4.8MW (約 4.1×10^6 kcal/h)
最高使用圧力	
管 側	4.1MPa [gage] (42kg/cm ² G)
胴 側	0.98MPa [gage] (10kg/cm ² G)
最高使用温度	
管 側	200℃
胴 側	95℃

材	料	
管	側	ステンレス鋼
胴	側	炭素鋼
(3) 余剰抽出冷却器		
個	数	1
伝	熱	約0.97MW (約0.83×10 ⁶ kcal/h)
最高使用圧力		
管	側	17.16MPa [gage] (175kg/cm ² G)
胴	側	0.98MPa [gage] (10kg/cm ² G)
最高使用温度		
管	側	343℃
胴	側	95℃
材	料	
管	側	ステンレス鋼
胴	側	炭素鋼
(4) 封水冷却器		
個	数	1
伝	熱	約0.30MW (約0.26×10 ⁶ kcal/h)
最高使用圧力		
管	側	0.98MPa [gage] (10kg/cm ² G)
胴	側	0.98MPa [gage] (10kg/cm ² G)
最高使用温度		
管	側	95℃
胴	側	95℃

材 料	
管 側	ステンレス鋼
胴 側	炭素鋼

(5) ほう素熱再生前置熱交換器

個 数	1
伝 熱 容 量	約0.74MW (約0.64×10 ⁶ kcal/h)
最高使用圧力	
管 側	2.1MPa [gage] (21kg/cm ² G)
胴 側	2.1MPa [gage] (21kg/cm ² G)
最高使用温度	
管 側	65℃
胴 側	65℃
材 料	
管 側	ステンレス鋼
胴 側	ステンレス鋼

(6) ほう素熱再生抽出水冷却器

個 数	1
伝 熱 容 量	約0.49MW (約0.42×10 ⁶ kcal/h)
最高使用圧力	
管 側	2.1MPa [gage] (21kg/cm ² G)
胴 側	0.98MPa [gage] (10kg/cm ² G)
最高使用温度	
管 側	65℃
胴 側	65℃

材 料	
管 側	ステンレス鋼
胴 側	炭素鋼

(7) ほう素熱再生再熱器

個 数	1
伝 熱 容 量	約0.44MW (約0.38×10 ⁶ kcal/h)
最高使用圧力	
管 側	4.1MPa [gage] (42kg/cm ² G)
胴 側	2.1MPa [gage] (21kg/cm ² G)
最高使用温度	
管 側	200℃
胴 側	65℃
材 料	
管 側	ステンレス鋼
胴 側	ステンレス鋼

(8) 冷却材混床式脱塩塔

個 数	2
流 量	約27.2m ³ /h/個
最高使用圧力	2.1MPa [gage] (21kg/cm ² G)
最高使用温度	65℃
本 体 材 料	ステンレス鋼

(9) 冷却材陽イオン脱塩塔

個 数	1
流 量	約13.6m ³ /h
最高使用圧力	2.1MPa [gage] (21kg/cm ² G)
最高使用温度	65℃

本体材料	ステンレス鋼
(10) 熱再生イオン交換器	
個数	4
流量	約27.2m ³ /h/個
最高使用圧力	2.1MPa [gage] (21kg/cm ² G)
最高使用温度	65℃
本体材料	ステンレス鋼
(11) 体積制御タンク	
個数	1
容量	約8.5m ³
最高使用圧力	0.5MPa [gage] (5kg/cm ² G)
最高使用温度	95℃
運転圧力	約0.11MPa [gage] 約1.1kg/cm ² G)
運転温度	約46℃
冷却材スプレイ流量	約27m ³ /h
材料	ステンレス鋼
(12) 充てん/高圧注入ポンプ	
型式	うず巻式
個数	3
容量	約45m ³ /h/個
最高使用圧力	18.8MPa [gage] (192kg/cm ² G)
最高使用温度	150℃
本体材料	ステンレス鋼
(13) ほう酸ポンプ	
型式	うず巻式
個数	3

容 量	約17m ³ /h/個
最高使用圧力	0.98MPa [gage] (10kg/cm ² G)
最高使用温度	95℃
本 体 材 料	ステンレス鋼
(14) ほう酸タンク	
個 数	2
容 量	約80m ³ /個
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	約7,000ppm
材 料	ステンレス鋼
(15) ほう酸補給タンク	
個 数	1
容 量	約1.5m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
材 料	ステンレス鋼
(16) 1次系薬品タンク	
個 数	1
容 量	約19ℓ
最高使用圧力	0.98MPa [gage] (10kg/cm ² G)
最高使用温度	65℃
材 料	ステンレス鋼
(17) ほう素熱再生冷却水タンク	
個 数	1
容 量	約1.9m ³

最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	65℃
材 料	炭素鋼
(18) ほう素熱再生冷却水ポンプ	
型 式	うず巻式
個 数	1
容 量	約91m ³ /h
最高使用圧力	0.98MPa [gage] (10kg/cm ² G)
最高使用温度	65℃
本 体 材 料	炭素鋼
(19) ほう素熱再生冷却装置	
個 数	1
伝 熱 容 量	約0.49MW (約0.42×10 ⁶ kcal/h)
最高使用圧力	0.98MPa [gage] (10kg/cm ² G)
最高使用温度	65℃
材 料	炭素鋼
(20) 冷却材フィルタ	
個 数	1
流 量	約27.2m ³ /h
最高使用圧力	2.1MPa [gage] (21kg/cm ² G)
最高使用温度	95℃
本 体 材 料	ステンレス鋼
(21) 冷却材脱塩塔入口フィルタ	
個 数	2
流 量	約27.2m ³ /h/個
最高使用圧力	2.1MPa [gage] (21kg/cm ² G)

最高使用温度	65℃
本体材料	ステンレス鋼
(22) 封水フィルタ	
個 数	1
流 量	約6.6m ³ /h
最高使用圧力	0.98MPa [gage] (10kg/cm ² G)
最高使用温度	95℃
本体材料	ステンレス鋼
(23) 封水注入フィルタ	
個 数	2
流 量	約6.6m ³ /h/個
最高使用圧力	18.8MPa [gage] (192kg/cm ² G)
最高使用温度	95℃
本体材料	ステンレス鋼
(24) ほう酸フィルタ	
個 数	1
流 量	約17m ³ /h
最高使用圧力	0.98MPa [gage] (10kg/cm ² G)
最高使用温度	95℃
本体材料	ステンレス鋼

第5.9.1.1表 原子炉補機冷却水設備の設備仕様

(1) 原子炉補機冷却水冷却器

型 式	横置直管式
個 数	4
伝 熱 容 量	約8.8MW/個 (約 7.6×10^6 kcal/h/個)
最高使用圧力	
管 側	0.7MPa [gage] (7 kg/cm ² G)
胴 側	0.98MPa [gage] (10 kg/cm ² G)
最高使用温度	
管 側	50℃
胴 側	95℃
材 料	
管 側	アルミプラス
胴 側	炭素鋼

(2) 原子炉補機冷却水ポンプ

型 式	うず巻式
個 数	5
容 量	約1,400m ³ /h/個
本 体 材 料	炭素鋼

(3) 原子炉補機冷却水サージタンク

型 式	横置円筒型
個 数	1
容 量	約8m ³
通常水容量	約4m ³
最高使用圧力	0.34MPa [gage] (3.5kg/m ² G)
最高使用温度	95℃

材 料 炭素鋼

第5.9.2.1表 原子炉補機冷却海水設備の設備仕様

(1) 海水ポンプ

型 式	斜流式
個 数	3
容 量	約5,100m ³ /h/個
本 体 材 料	ステンレス鋼

第 5.10.1 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（常設）の
設備仕様

(1) 電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	うず巻式
台 数	2
定 格 容 量	約 90m ³ /h (1 台当たり)
定 格 揚 程	約 900m
本 体 材 料	合金鋼

(2) タービン動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

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

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

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

(3) 復水タンク

兼用する設備は以下のとおり。

- ・補給水設備
- ・緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

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

(4) 主蒸気逃がし弁

兼用する設備は以下のとおり。

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

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

(5) 蒸気発生器

兼用する設備は以下のとおり。

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

・ 1 次冷却設備（重大事故等時）

（3号炉）

型 式	たて置 U 字管式熱交換器型
基 数	3
胴側最高使用圧力	7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage]
1 次冷却材流量	約 $15.2 \times 10^3 \text{t/h}$ （1 基当たり）
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約 5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約 269℃
蒸気発生量（定格出力時）	約 $1.74 \times 10^3 \text{t/h}$ （1 基当たり）
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝 熱 面 積	
(A号機)	約 5,060 m ²
(B号機)	約 5,060 m ²
(C号機)	約 5,060 m ²
伝 熱 管 本 数	
(A号機)	3,386 本
(B号機)	3,386 本
(C号機)	3,386 本
伝 熱 管 外 径	約 22.2mm
伝 熱 管 厚 さ	約 1.3mm
胴部外径（上部）	約 4.5m
胴部外径（下部）	約 3.5m
全 高	約 21m
材 料	
本 体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金
管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金

水室肉盛り

ステンレス鋼

(4号炉)

型 式	たて置 U 字管式熱交換器型
基 数	3
胴側最高使用圧力	7.48MPa[gage]
管側最高使用圧力	17.16MPa[gage]
1 次冷却材流量	約 $15.2 \times 10^3 \text{t/h}$ (1 基当たり)
主蒸気運転圧力 (定格出力時)	約 5.34MPa[gage]
主蒸気運転温度 (定格出力時)	約 269℃
蒸気発生量 (定格出力時)	約 $1.74 \times 10^3 \text{t/h}$ (1 基当たり)
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝 熱 面 積	
(A号機)	約 5,060 m ²
(B号機)	約 5,060 m ²
(C号機)	約 5,060 m ²
伝 熱 管 本 数	
(A号機)	3,386 本
(B号機)	3,386 本
(C号機)	3,386 本
伝 熱 管 外 径	約 22.2mm
伝 熱 管 厚 さ	約 1.3mm
胴部外径 (上部)	約 4.5m
胴部外径 (下部)	約 3.5m
全 高	約 21m
材 料	
本 体	低合金鋼及び低合金鍛鋼
伝 熱 管	ニッケル・クロム・鉄合金

管板肉盛り	ニッケル・クロム・鉄合金
水室肉盛り	ステンレス鋼

(6) 主蒸気管

兼用する設備は以下のとおり。

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

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

(7) 格納容器再循環ユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器換気空調設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

型 式	原子炉補機冷却水冷却コイル内蔵型
基 数	2 (格納容器内自然対流冷却時 A, B 号機使用)

伝熱容量	約 11.7MW (1基当たり)
最高使用温度	
管側	163℃
最高使用圧力	
管側	1.2MPa[gage]

(8) 海水ストレーナ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉補機冷却海水設備
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型式	たて置円筒型
基数	2 (格納容器内自然対流冷却時及び代替補機冷却時 A, B号機使用)
最高使用圧力	1.2MPa[gage]
最高使用温度	50℃
本体材料	炭素鋼

(9) 原子炉補機冷却水冷却器

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉補機冷却水設備

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	横置直管式
基 数	2（格納容器内自然対流冷却時A号機使用及び代替補機冷却時A、D号機使用）
伝 熱 容 量	約 8.8MW（1基あたり）
最高使用温度	
管 側	50℃（A、D号機）
胴 側	95℃（D号機）、163℃（A号機）
最高使用圧力	
管 側	0.7MPa[gage]（D号機）、 1.2MPa[gage]（A号機）
胴 側	1.2MPa[gage]（A、D号機）
材 料	
管 側	アルミプラス
胴 側	炭素鋼

(10) 充てん／高圧注入ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・非常用炉心冷却設備

- ・ 化学体積制御設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	うず巻式
台 数	1 (代替補機冷却時 C 号機使用)
容 量	約 147m ³ /h (再循環運転時)
最高使用圧力	18.8MPa[gage]
最高使用温度	150℃
揚 程	約 732m (再循環運転時)
本 体 材 料	ステンレス鋼

(11) 余熱除去ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 余熱除去設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	うず巻式
台	数	1 (代替補機冷却時B号機使用)
容	量	約 852m ³ /h (再循環運転時)
最	高使用圧力	4.1MPa[gage]
最	高使用温度	200℃
揚	程	約 73m (再循環運転時)
本	体材料	ステンレス鋼

第 5.10.2 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備（可搬型）
の設備仕様

(1) 大容量ポンプ（3号及び4号炉共用）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	うず巻式
台	数	2 ^{*1} （予備 1 ^{*1,*2} ）
容	量	約 1,800m ³ /h（1台当たり）
吐	出	圧
力		約 1.2MPa[gage]

※1 1台で3号炉及び4号炉の同時使用が可能。

※2 1号、2号、3号及び4号炉共用、既設。

第5.11.3.1表 主蒸気系統設備の設備仕様

(1) 主蒸気管	
管内径	約700mm
管厚	約33mm
最高使用圧力	7.48MPa [gage] (76.3kg/cm ² G)
最高使用温度	291℃
材料	炭素鋼
(2) 主蒸気隔離弁	
型式	スウィングディスク式
個数	3
最高使用圧力	7.48MPa [gage] (76.3kg/cm ² G)
最高使用温度	291℃
本体材料	炭素鋼
(3) 主蒸気逆止弁	
型式	スウィングチェック式
個数	3
最高使用圧力	7.48MPa [gage] (76.3kg/cm ² G)
最高使用温度	291℃
本体材料	炭素鋼
(4) タービンバイパス弁	
型式	空気作動式
個数	15
口径	8B
容量	約240t/h/個
最高使用圧力	7.48MPa [gage] (76.3kg/cm ² G)
最高使用温度	291℃
本体材料	低炭素鋼
(5) 主蒸気逃がし弁	

型	式	空気作動式
個	数	3
口	径	6B
容	量	約183t/h/個
最高使用圧力		7.48MPa [gage] (76.3kg/cm ² G)
最高使用温度		291℃
本体材料		低炭素鋼

(6) 主蒸気安全弁

型	式	ばね式
個	数	21
口	径	5B
容	量	約260t/h/個
最高使用圧力		7.48MPa [gage] (76.3kg/cm ² G)
最高使用温度		291℃
本体材料		炭素鋼

第5.11.3.2表 蒸気タービン設備の設備仕様

(1) 蒸気タービン	
型 式	くし型4車室6分流排気再熱再生式
個 数	1
出 力	870,000kW (発電端)
回 転 数	1,800rpm
主蒸気止め弁前蒸気圧力	約5.11Mpa[gage](52.1kg/cm ² G)
主蒸気止め弁前蒸気温度	約266.5℃
主蒸気止め弁前蒸気湿り度	約0.4%以下
タービン流入蒸気量	約5,066t/h
排気真空度	722mmHg
タービン段落数	
高压タービン ラトー調速段	1段×2
反 動 段	6段×2
低压タービン 反 動 段	9段×6
低压タービン最終翼長	約1,016mm (40インチ)
(2) 主要蒸気弁	
a. 主蒸気止め弁	
型 式	ダブルプラグ型
個 数	4
最高使用圧力	7.48Mpa[gage](76.3kg/cm ² G)
最高使用温度	291℃
本 体 材 料	低炭素鋼
b. 主蒸気加減弁	
型 式	単座プラグ型
個 数	4
最高使用圧力	7.48Mpa[gage](76.3kg/cm ² G)
最高使用温度	291℃
本 体 材 料	炭素鋼
c. 再熱蒸気止め弁	

型 式	バタフライ弁
個 数	6
最高使用圧力	1.42MPa [gage] (14.5kg/cm ² G)
最高使用温度	270℃
本 体 材 料	炭素鋼
d. インターセプト弁	
型 式	バタフライ弁
個 数	6
最高使用圧力	1.42MPa [gage] (14.5kg/cm ² G)
最高使用温度	270℃
本 体 材 料	炭素鋼
(3) ターニング装置	
型 式	サイドマウント型 自動離脱及び電動機停止式
個 数	1
回 転 数	約1.5rpm
歯 車 材 料	合金鋼
(4) 湿分分離加熱器	
型 式	横置シェブロン式フィン付Uチューブ型
個 数	2
入 口 蒸 気	
圧 力	約1.2MPa [gage] (約12kg/cm ² G)
温 度	約190℃
湿 り 度	約10%
流 量	約4,064t/h/個
出 口 蒸 気	
圧 力	約1.1MPa [gage] (約11kg/cm ² G)
温 度	約250℃
流 量	約3,653t/h/個

材 料

}	胴	炭素鋼
	加熱管	90-10キュプロニッケル
	シェブロン	ステンレス鋼

(5) 潤滑油系統設備

a. 主油ポンプ

型 式	タービン主軸駆動渦巻式
個 数	1
吐出圧力	約1.9Mpa[gage](約19.0kg/cm ² G)
吐出量	約465m ³ /h
本体材料	炭素鋼

b. 補助油ポンプ

型 式	たて置渦巻式
個 数	1
吐出圧力	約1.1MPa [gage] (約11kg/cm ² G)
吐出量	約45m ³ /h
本体材料	鋳鉄

c. ターニング油ポンプ

型 式	たて置渦巻式
個 数	1
吐出圧力	約0.27Mpa[gage](約2.8kg/cm ² G)
吐出量	約432m ³ /h
本体材料	鋳鉄

d. 非常用油ポンプ

型 式	たて置渦巻式
個 数	1
吐出圧力	約0.25MPa[gage](約2.6kg/cm ² G)
吐出量	約372m ³ /h
本体材料	鋳鉄

e. 軸受ジャッキング油ポンプ

型 式	ペーン型
個 数	2

吐出圧力	約14MPa[gage](約140kg/cm ² G)						
吐出量	約3.3m ³ /h/個						
本体材料	炭素鋼						
f. EHガバナ油ポンプ							
型式	ペーン型						
個数	2						
吐出圧力	約15MPa [gage] (約148kg/cm ² G)						
吐出量	約3.3m ³ /h/個						
g. 油冷却器							
型式	たて置表面冷却式						
個数	2						
冷却水量	約700m ³ /h/個						
材料	<table> <tbody> <tr> <td>胴</td> <td>低炭素鋼</td> </tr> <tr> <td>水素蓋</td> <td>鋳鉄</td> </tr> <tr> <td>管</td> <td>アルミニウムプラス</td> </tr> </tbody> </table>	胴	低炭素鋼	水素蓋	鋳鉄	管	アルミニウムプラス
胴	低炭素鋼						
水素蓋	鋳鉄						
管	アルミニウムプラス						
h. 主油タンク							
型式	横置円筒型						
個数	1						
容量	約57m ³						
本体材料	低炭素鋼						

第5.11.3.3表 復水設備の設備仕様

(1) 復水器		
型	式	ラジアルフロー表面冷却式単流半区分向流型
個	数	3
復水器真空度		約96.0kPa (約722mmHg)
冷却水		海水
冷却水設計温度		22℃
冷却水量		約227,000m ³ /h (3個分)
冷却面積		約95,000m ² (3個分)
冷却管材料		チタン (T T H 3 5 W)
冷却管本数		69,768本 (3個分)
(2) 復水ポンプ		
型	式	うず巻式
個	数	3
容	量	約1,700m ³ /h/個
揚	程	約80m
本	体	炭素鋼
(3) 循環水ポンプ		
型	式	斜流式
個	数	2
容	量	約116,000m ³ /h/個
揚	程	約11m
本	体	鋳鉄
(4) 復水器真空ポンプ		
型	式	シールポンプ式
個	数	3
容	量	約49kg/h/個

〔 97.94kPa (734.6mmHg)
真空時抽出飽和空氣量 〕

本 体 材 料 鑄 鉄

第5.11.3.4表 給水設備の設備仕様

(1) グランド蒸気復水器		
型 式		横置表面冷却式
個 数		1
処 理 蒸 気 量		約4,000kg/h
排 気 フ ァ ン		約70m ³ /min×2個
(2) 復水処理装置		
復水脱塩塔個数		5
復水脱塩塔容量		600t/h/個
(3) 給水加熱器		
型 式		横置U字管式
個数 (段数×系列数)		
低圧給水加熱器		12 (4段×3系列)
高圧給水加熱器		2 (1段×2系列)
最終給水温度		約220℃
(4) 脱 気 器		
型 式		横置スプレイトレイ型
個 数		1
脱気器タンク容量		約500m ³
溶存酸素 (定格出力時)		約0.005cc/ℓ以下
(5) 復水プースタポンプ		
型 式		うず巻式
個 数		3
容 量		約1,700m ³ /h/個
揚 程		約230m
本 体 材 料		炭素鋼
(6) 主給水ポンプ		
a. タービン動主給水ポンプ		

型	式	うず巻式
個	数	2
容	量	約3,300m ³ /h/個
揚	程	約535m
本	体	材
材	料	合金鋼

b. 電動主給水ポンプ

型	式	うず巻式
個	数	1
定	格	容
容	量	約3,300m ³ /h
揚	程	約565m
本	体	材
材	料	合金鋼

(7) 給水ブースタポンプ

a. タービン動主給水ブースタポンプ

型	式	うず巻式
個	数	2
容	量	約3,300m ³ /h/個
揚	程	約175m
本	体	材
材	料	合金鋼

b. 電動主給水ブースタポンプ

型	式	うず巻式
個	数	1
容	量	約3,300m ³ /h
揚	程	約175m
本	体	材
材	料	合金鋼

(8) 補助給水ポンプ

a. タービン動補助給水ポンプ

型	式	うず巻式
個	数	1
定	格	容
容	量	約210m ³ /h
定	格	揚
揚	程	約900m

本体材料 ステンレス鋼

b. 電動補助給水ポンプ

型式 うず巻式

個数 2

定格容量 約90m³/h/個

定格揚程 約900m

本体材料 合金鋼

(9) 蒸気発生器水張ポンプ

型式 うず巻式

個数 1

定格容量 約160m³/h

定格揚程 約810m

本体材料 合金鋼

第5.11.3.5表 補給水設備の設備仕様

(1) 補給水ポンプ (3号及び4号炉共用)		
型	式	うず巻式
個	数	3
容	量	約150m ³ /h/個
本	体	材
材	料	鋳鉄
(2) 復水タンク		
型	式	たて置円筒型
個	数	1
容	量	約800m ³
材	料	低炭素鋼
(3) 2次系純水タンク (3号及び4号炉共用)		
型	式	たて置円筒型
個	数	2
容	量	約6,000m ³ /個
材	料	低炭素鋼

第5.11.3.6表 軸受冷却水設備及び軸受冷却海水設備の設備仕様

(1) 軸受冷却水冷却器

型 式	横置表面冷却式						
個 数	3						
冷 却 面 積	約850m ²						
淡水流量 (胴側)	約1,450m ³ /h						
海水流量 (管側)	約2,300m ³ /h						
材 料	<table> <tr> <td>胴</td> <td>低炭素鋼</td> </tr> <tr> <td>水室蓋</td> <td>鋳鉄</td> </tr> <tr> <td>冷却管</td> <td>アルミニウムプラス</td> </tr> </table>	胴	低炭素鋼	水室蓋	鋳鉄	冷却管	アルミニウムプラス
胴	低炭素鋼						
水室蓋	鋳鉄						
冷却管	アルミニウムプラス						

(2) 軸受冷却水ポンプ

型 式	横置渦巻式
個 数	3
容 量	約1,450m ³ /h
電 動 機	約280kW
本 体 材 料	鋳鉄

(3) 海水ブースタポンプ

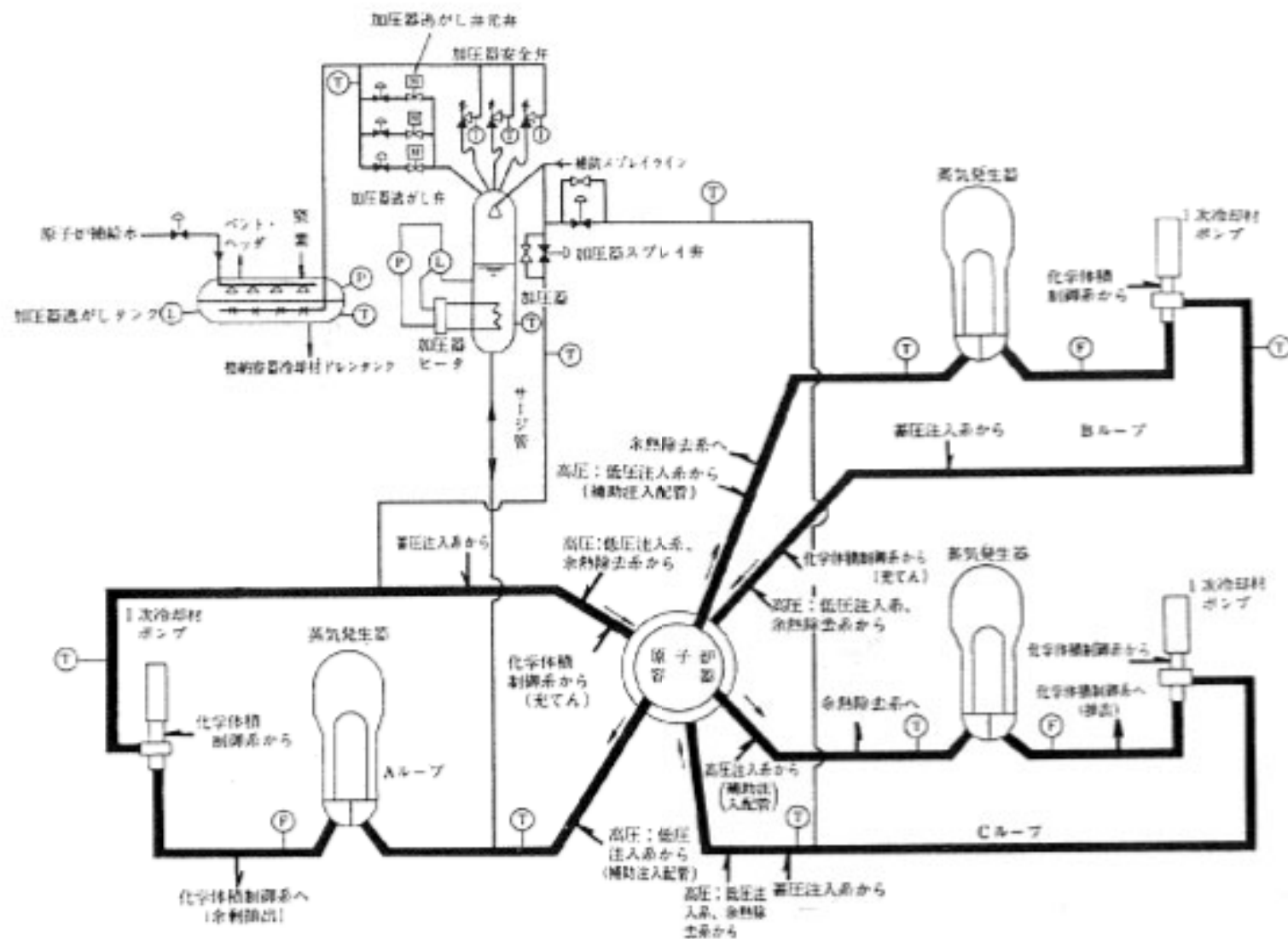
型 式	横置渦巻式
個 数	3
容 量	約2,300m ³ /h
本 体 材 料	低合金鋳鉄

第5.12.1表 給水処理設備の設備仕様

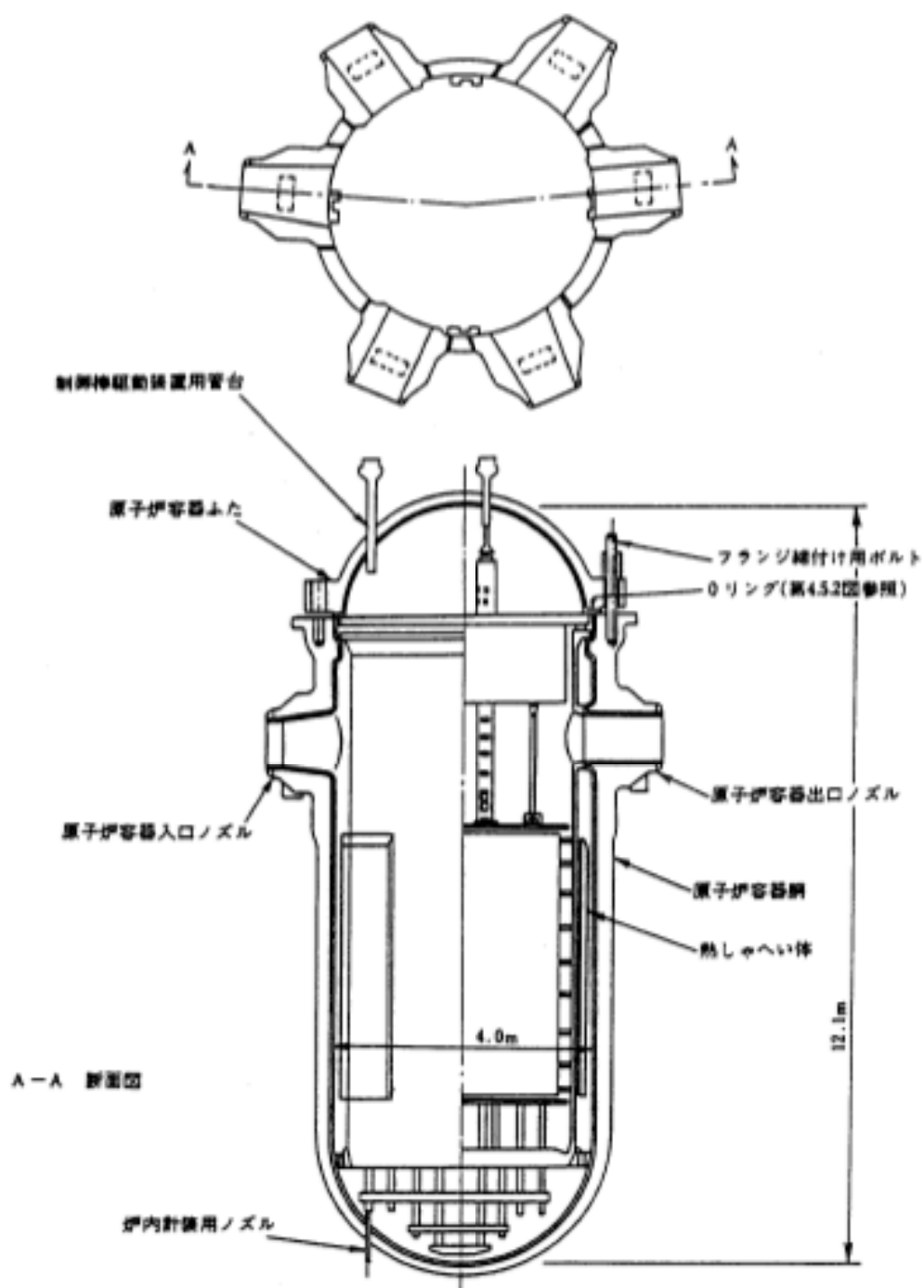
- (1) 淡水タンク（3号及び4号炉共用）
- | | |
|----|-------------------------|
| 個数 | 3 |
| 容量 | 約6,000m ³ /個 |
- (2) 淡水ポンプ（3号及び4号炉共用）
- | | |
|----|-------------------------|
| 個数 | 2 |
| 容量 | 約100m ³ /h/個 |
- (3) 海水淡水化装置（1号、2号、3号及び4号共用）
- | | |
|----|---------------------------|
| 個数 | 4（内2個は既設） |
| 容量 | 約1,000m ³ /d/個 |
- (4) 純水装置（3号及び4号炉共用）
- | | |
|----|------------------------|
| 個数 | 2 |
| 容量 | 約45m ³ /h/個 |
- (5) 純水タンク
- a. 2次系純水タンク（3号及び4号炉共用）
- | | |
|----|-------------------------|
| 型式 | たて置円筒型 |
| 個数 | 2 |
| 容量 | 約6,000m ³ /個 |
- b. 1次系純水タンク
- | | |
|----|--------------------|
| 型式 | たて置円筒型 |
| 個数 | 1 |
| 容量 | 約320m ³ |

第5.12.2表 純水装置出口水質基準値

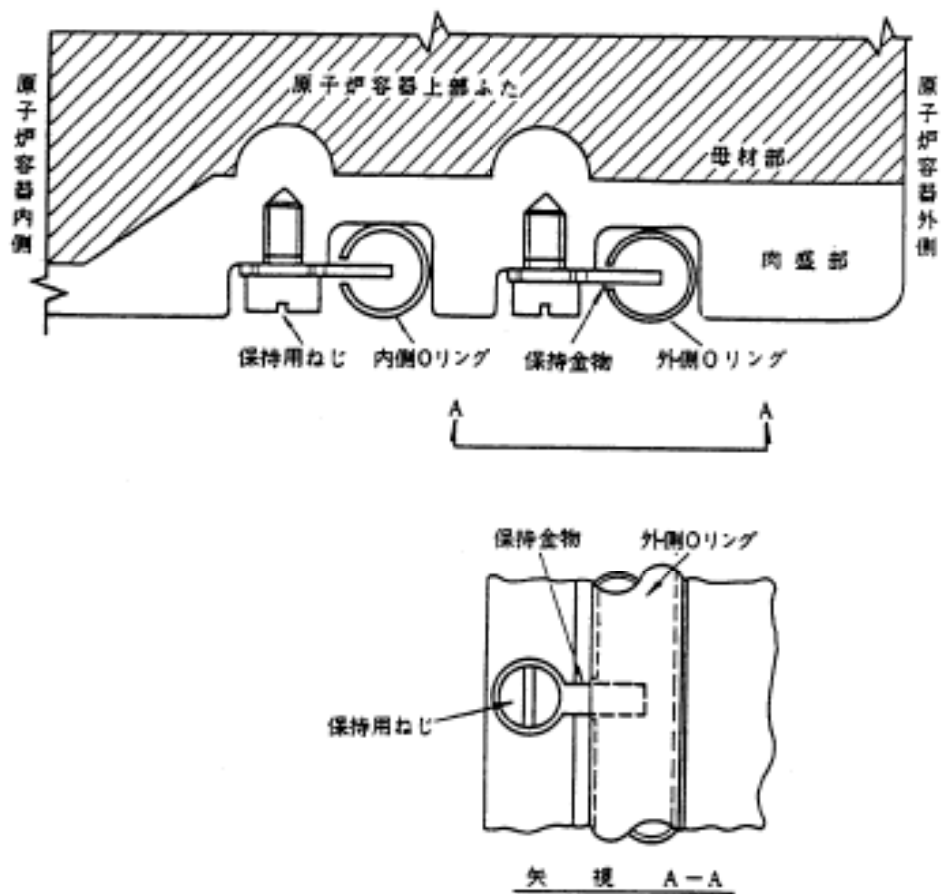
項 目	基 準 値
電導度 (25℃において)	$\leq 1.0 \mu S/cm$



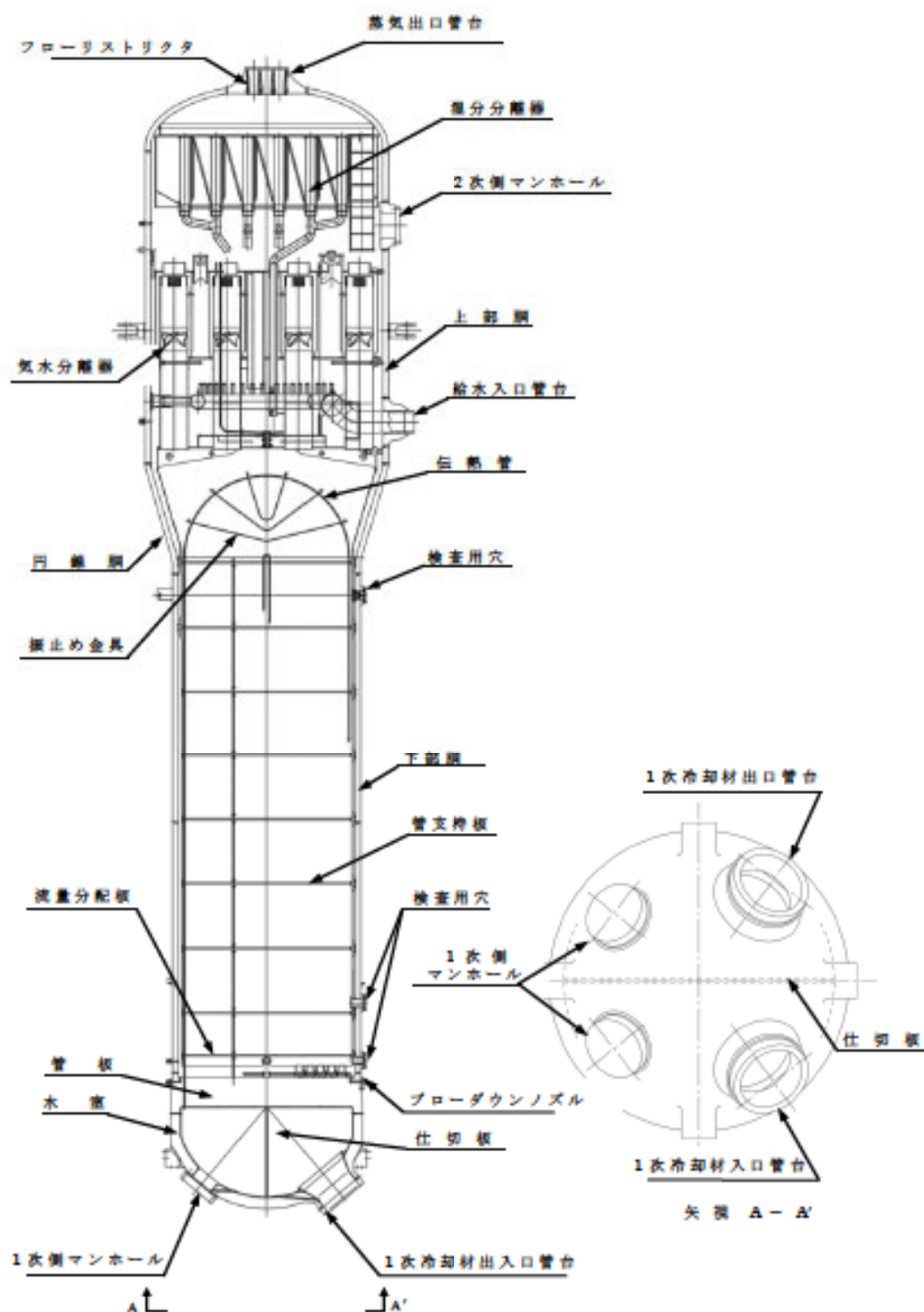
第 5.1.1.1.1 図 1 次冷却設備系統説明図



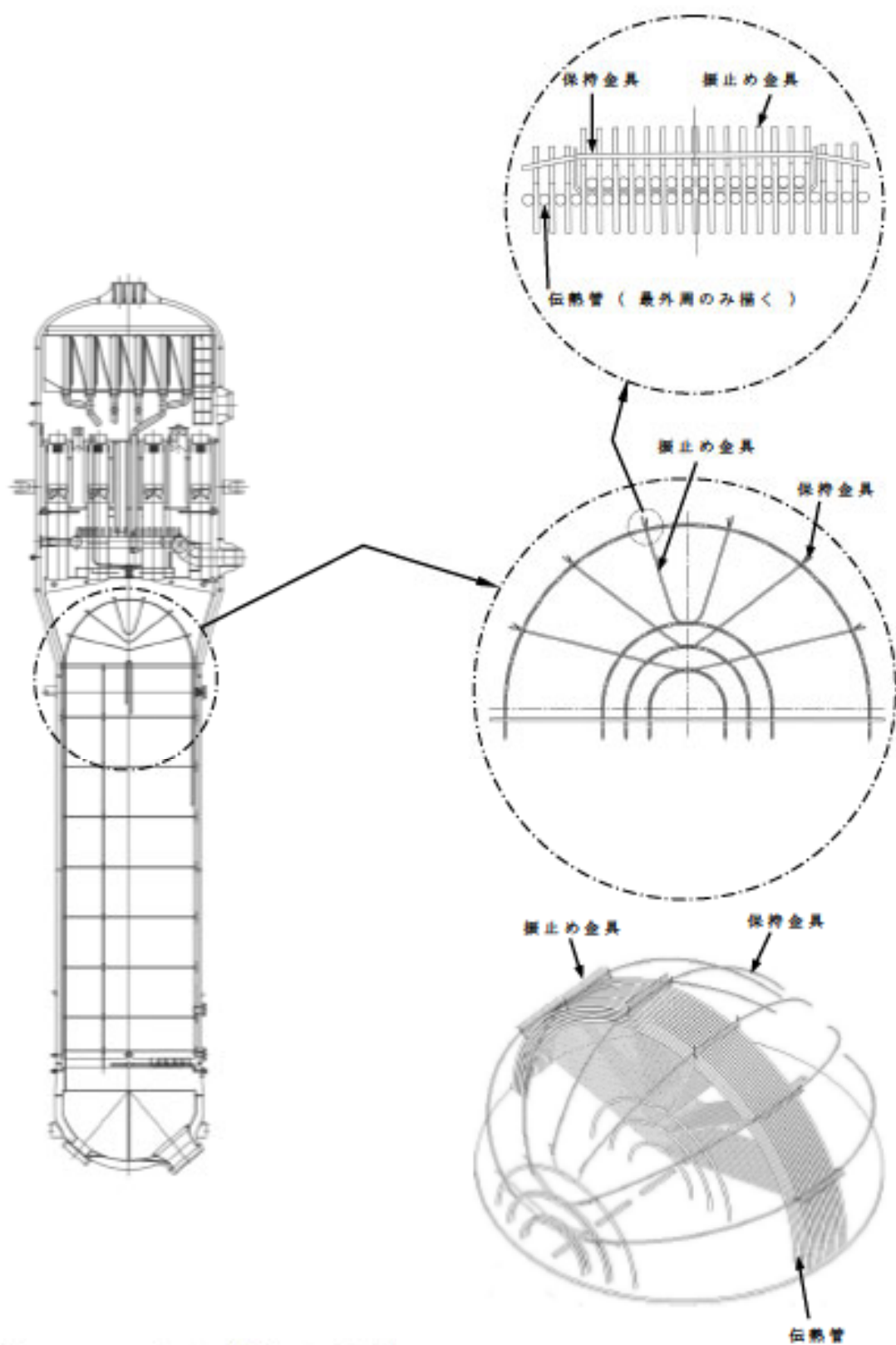
第5.1.1.5.1図 原子炉容器構造説明図



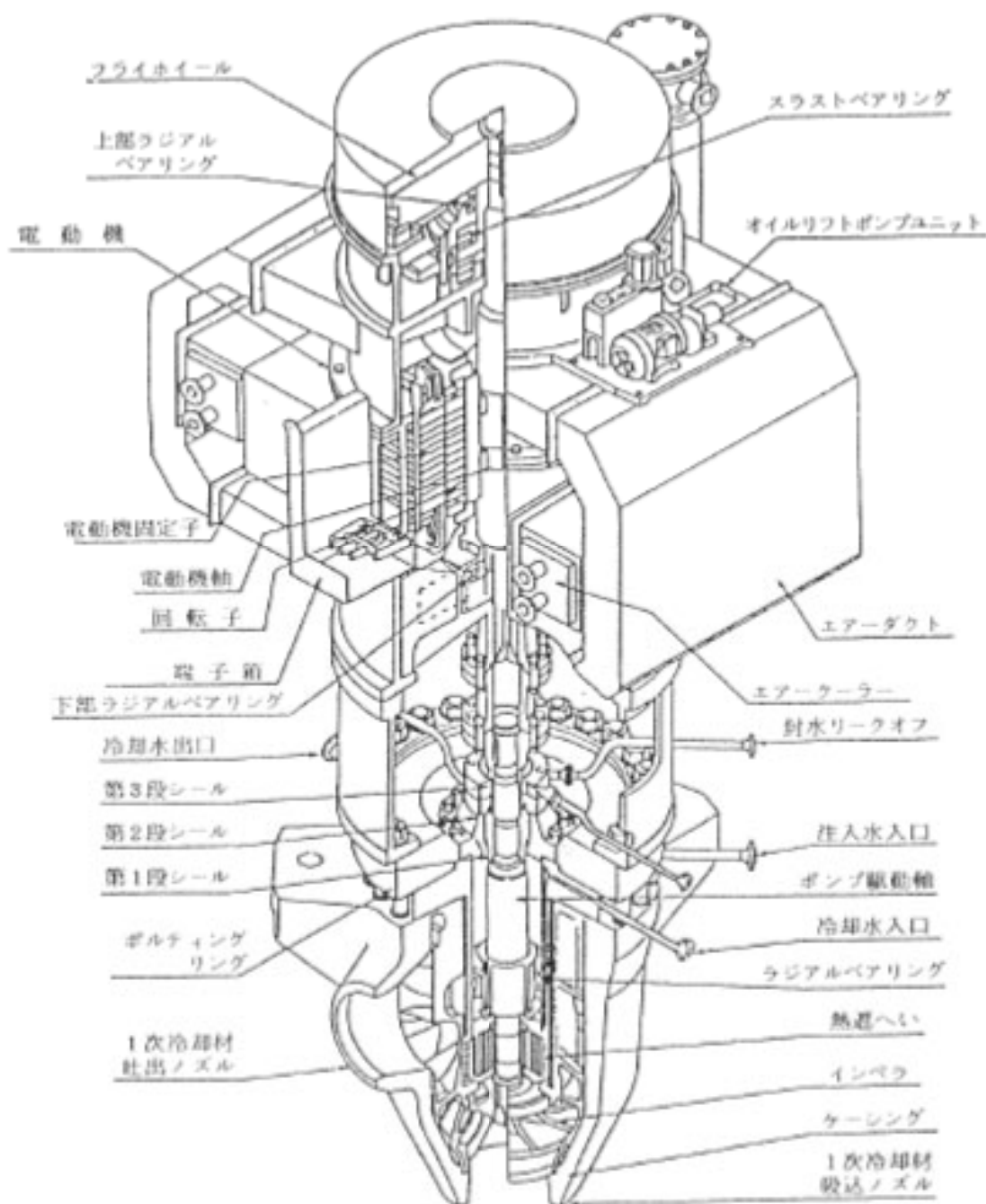
第 5.1.1.5.2 図 原子炉容器Oリング取付説明図



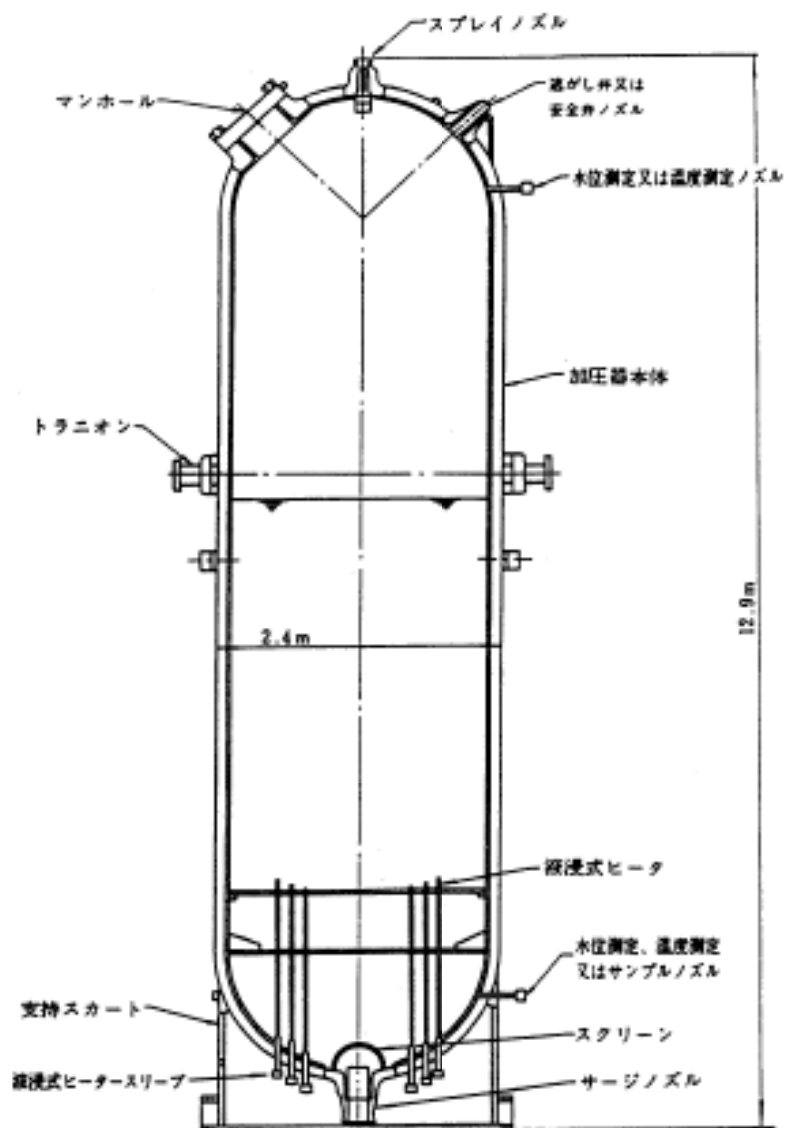
第 5.1.1.5.3 図 蒸気発生器構造図



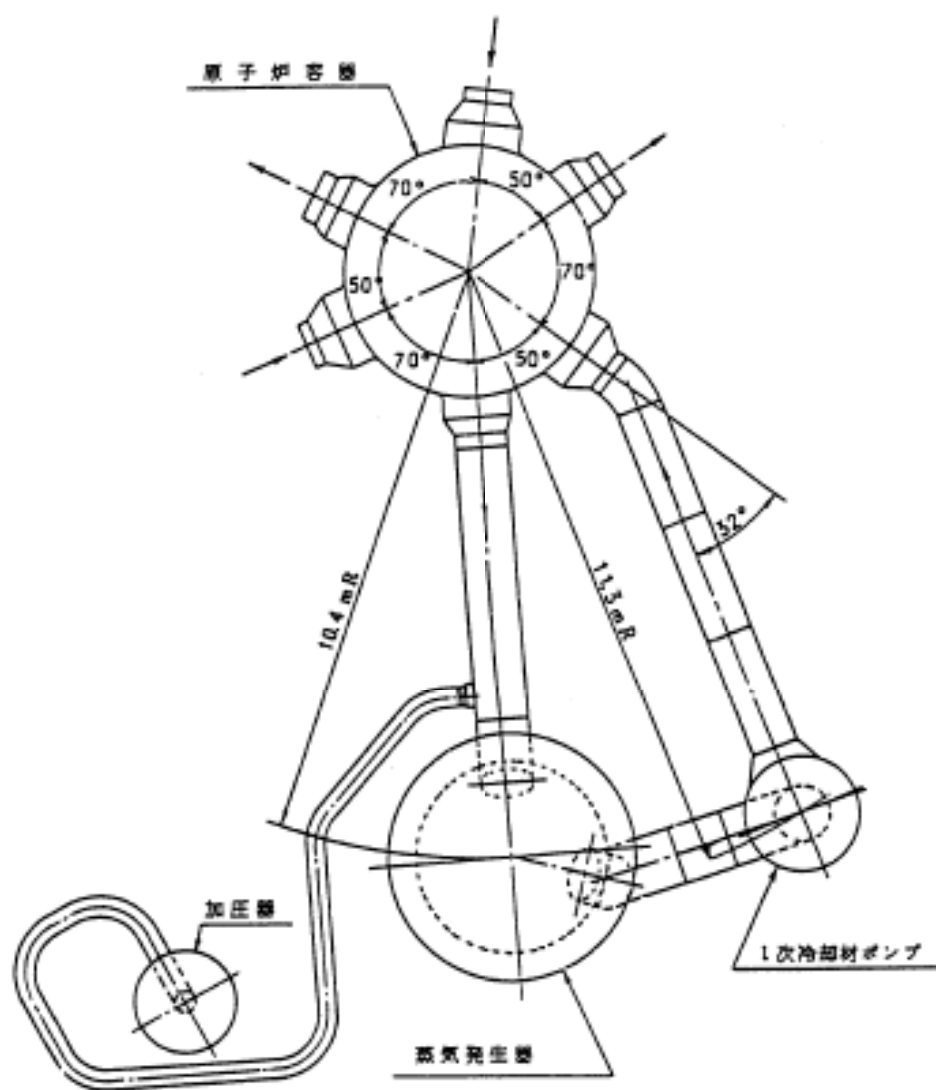
第 5.1.1.5.4 図 蒸気発生器伝熱管振止め金具取付説明図



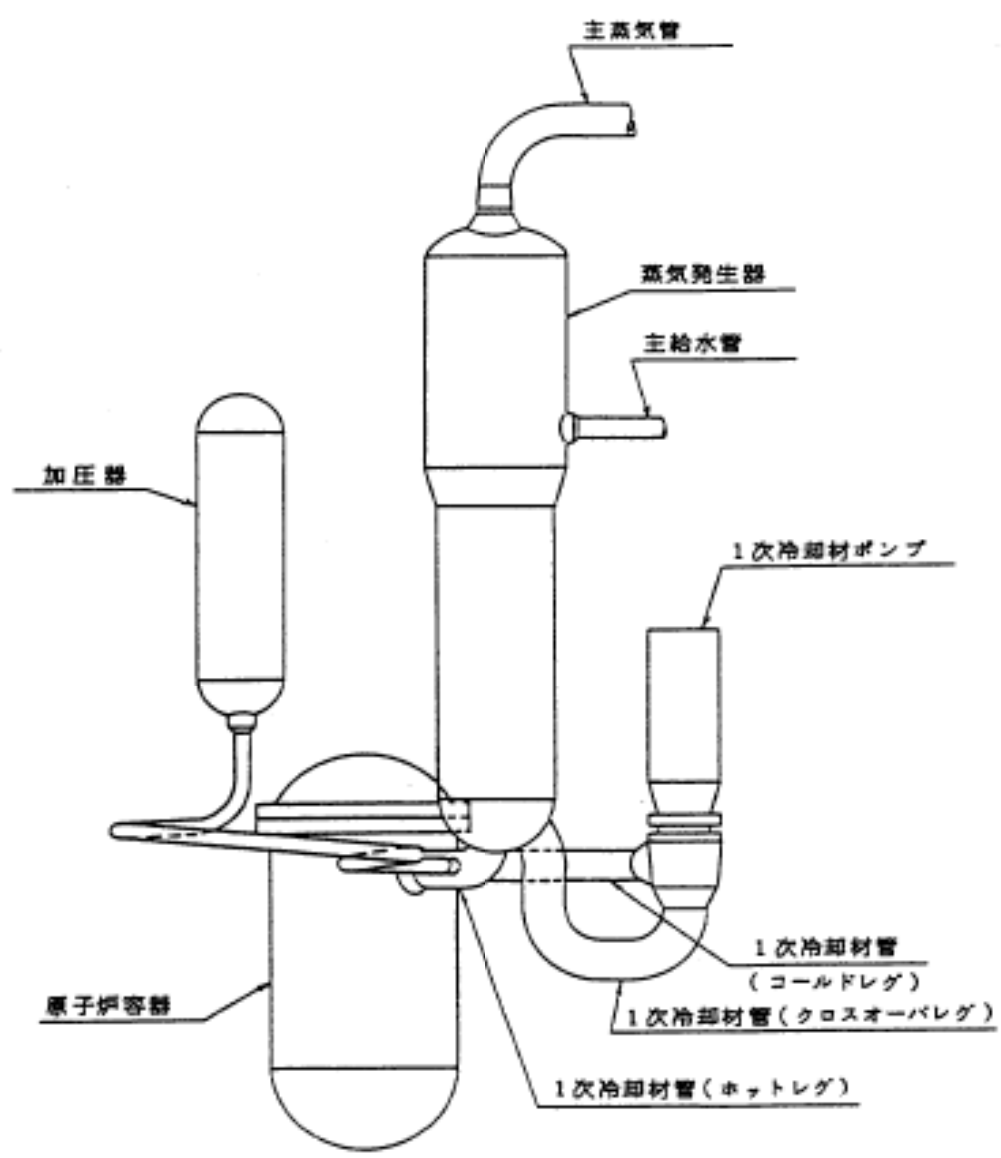
第 5.1.1.5.5 図 1 次冷却材ポンプ構造図



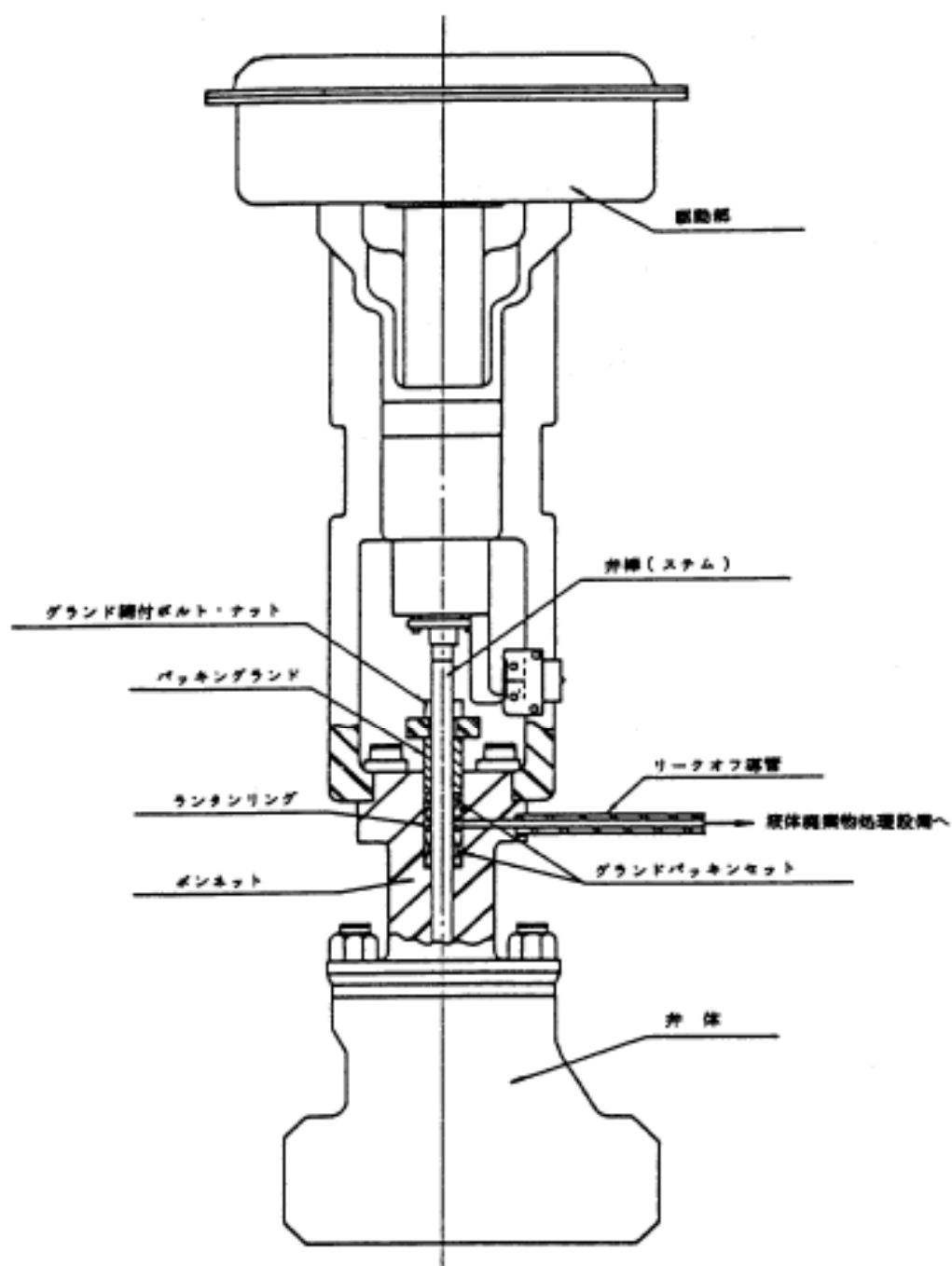
第5.1.1.5.6図 加圧器構造説明図



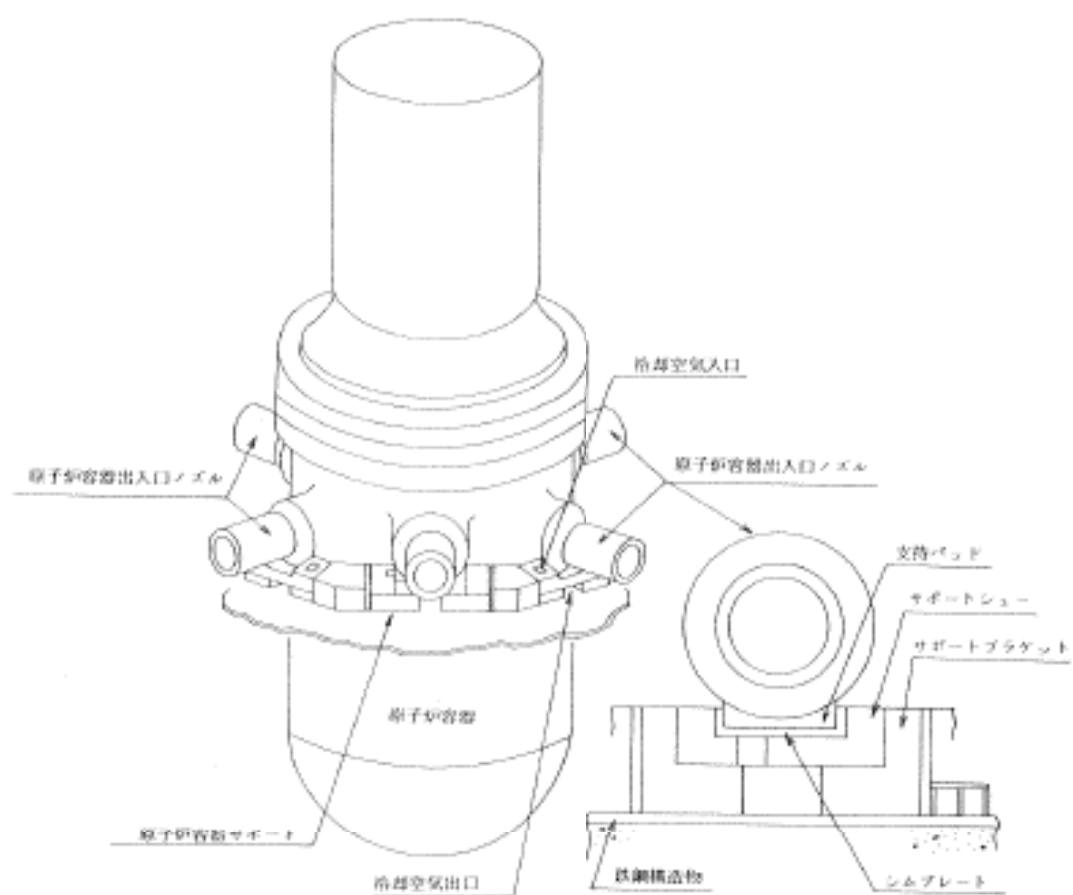
第 5.1.1.5.7 図 1 次冷却材管説明図 (その 1)



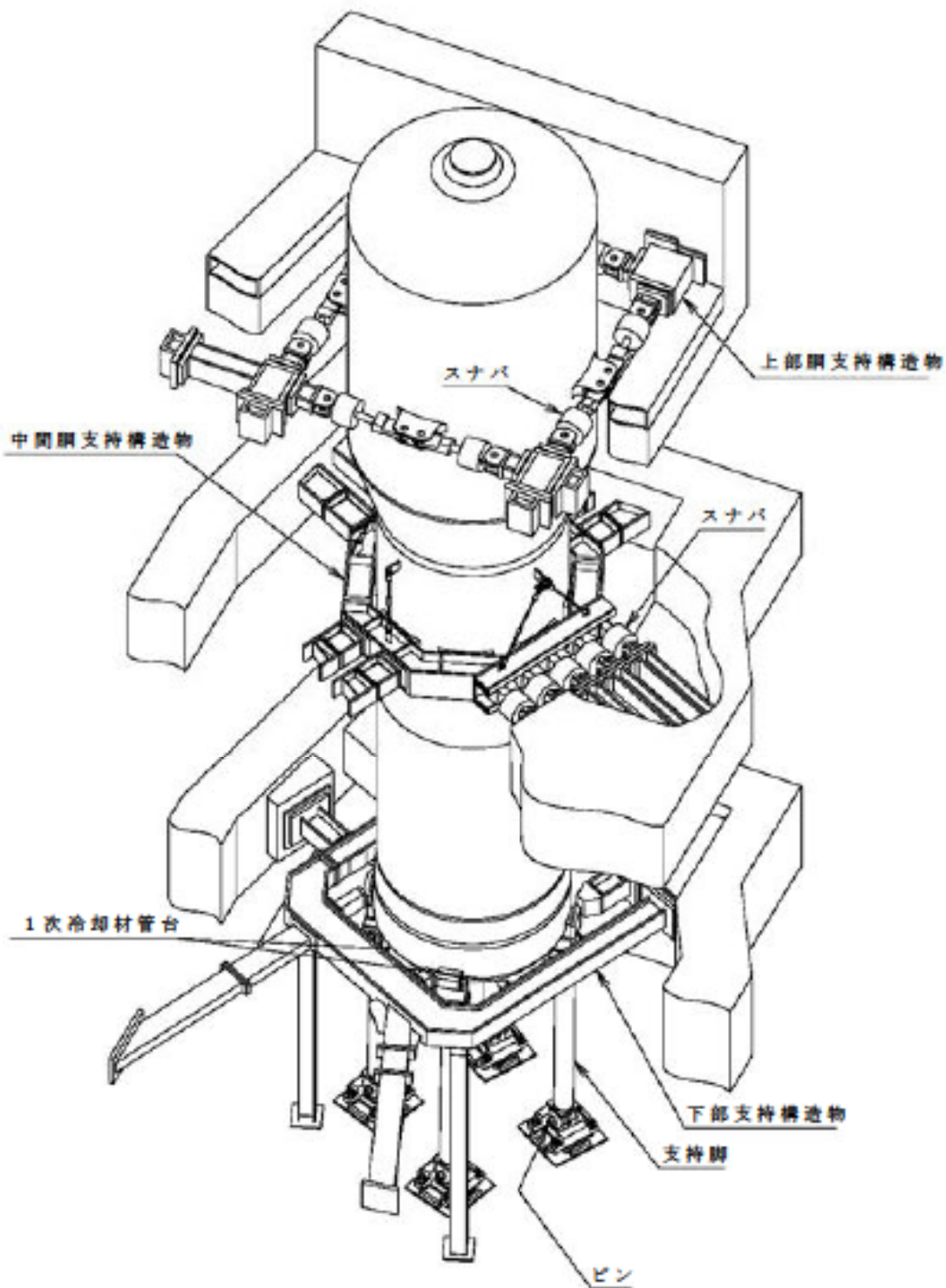
第 5.1.1.5.8 図 1 次冷却材管説明図 (その 2)



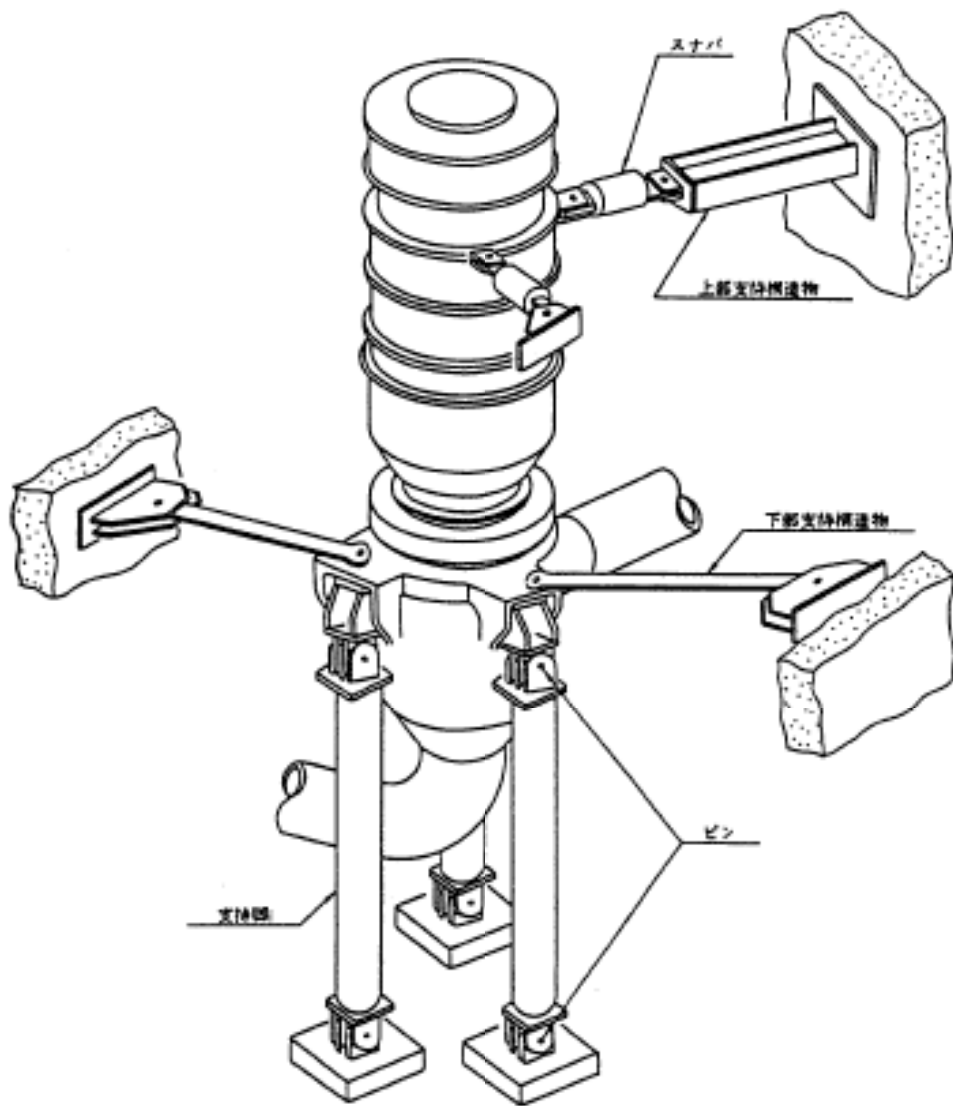
第 5.1.1.5.9 図 弁のステムリークオフ説明図



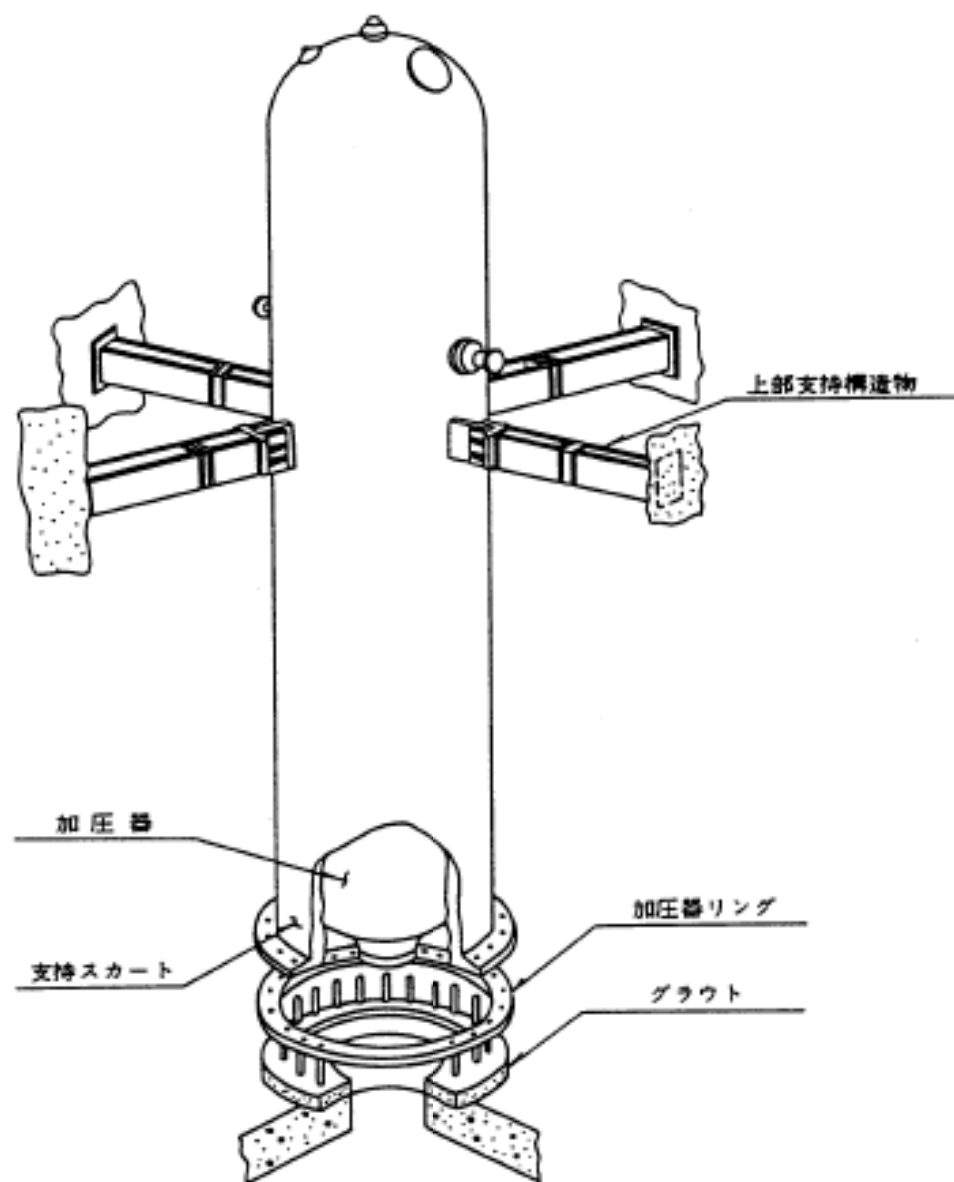
第5.1.1.5.10図 原子炉容器支持構造図



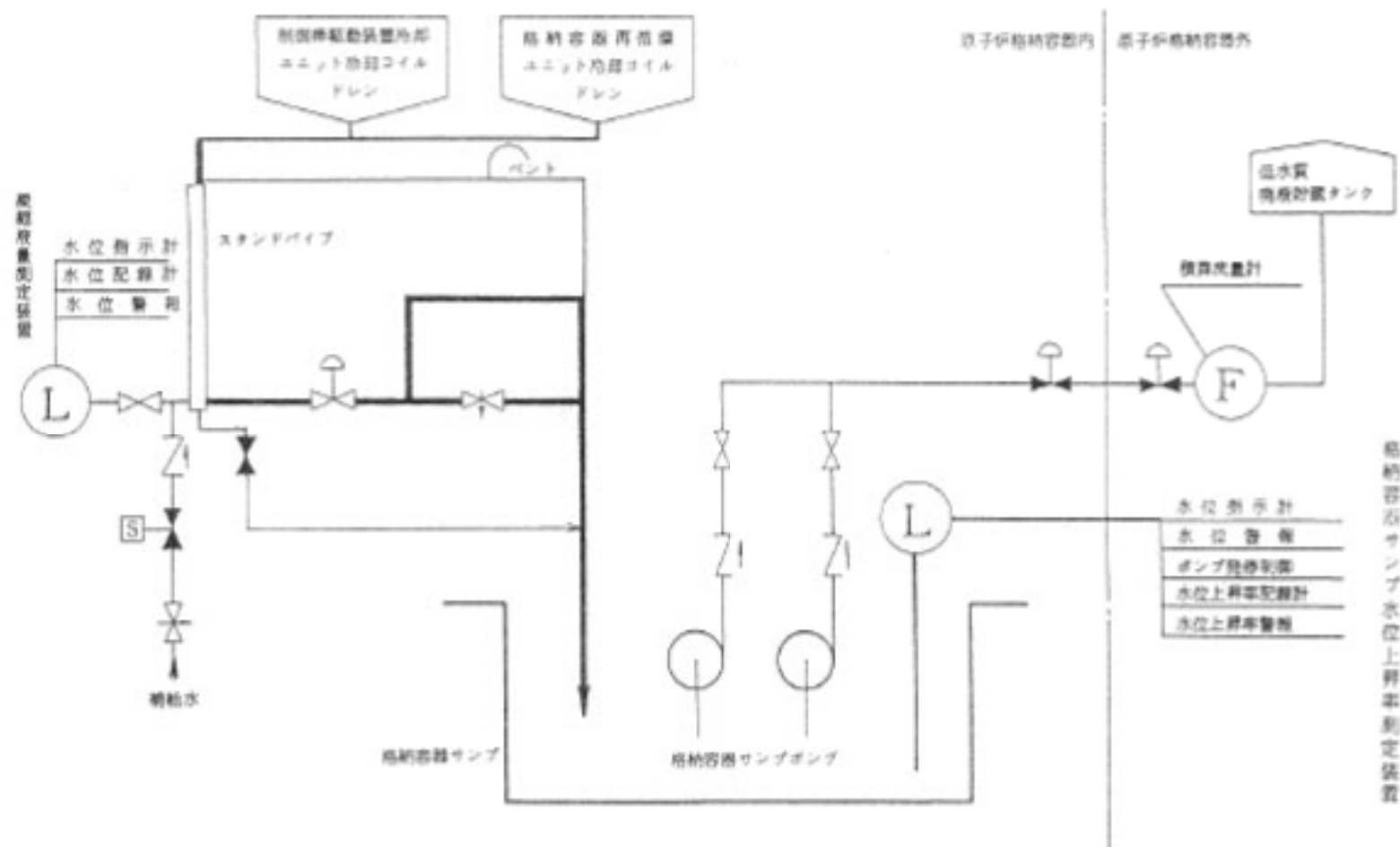
第 5.1.1.5.11 図 蒸気発生器支持構造図



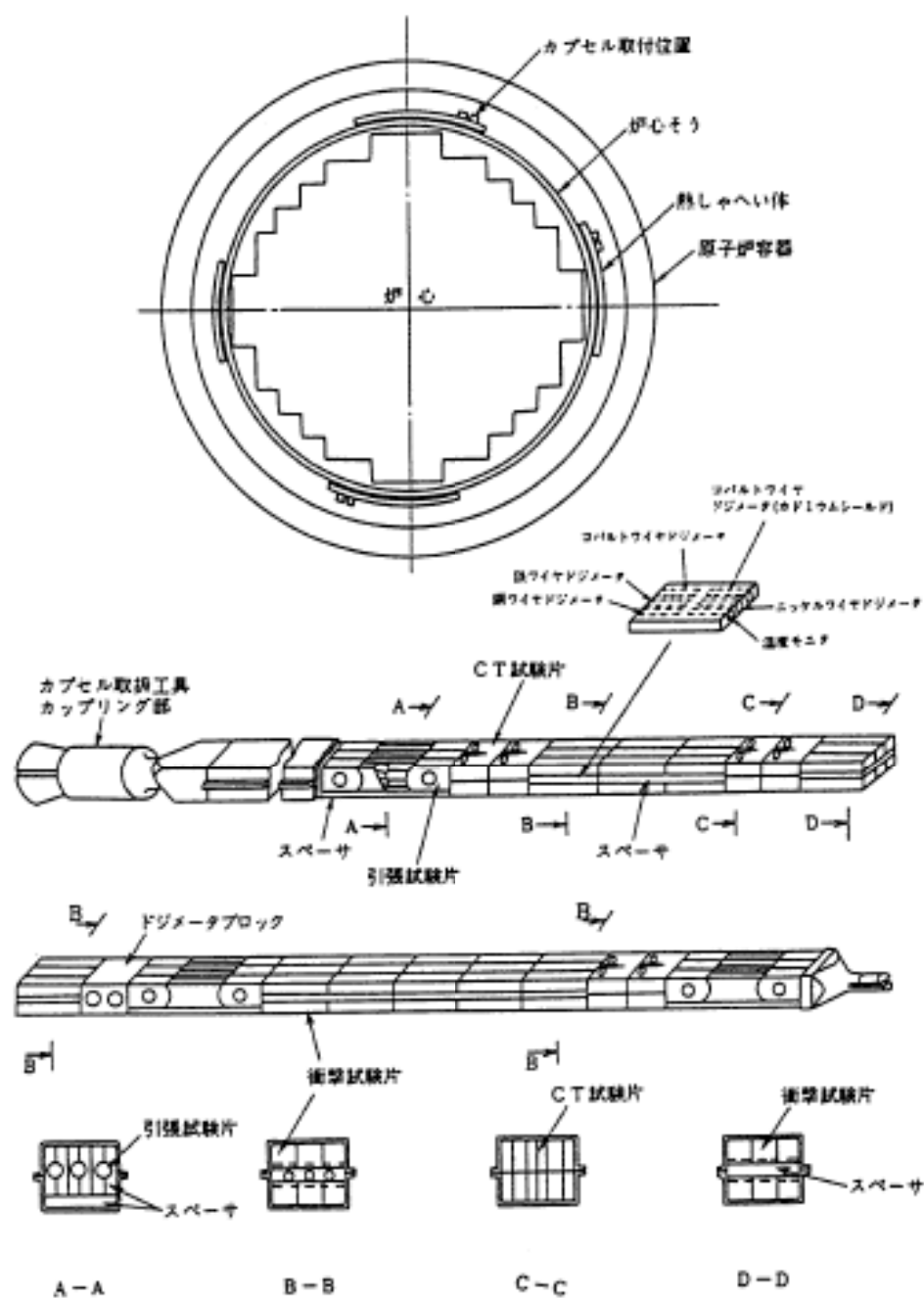
第5.1.1.5.12図 1次冷却材ポンプ支持構造説明図



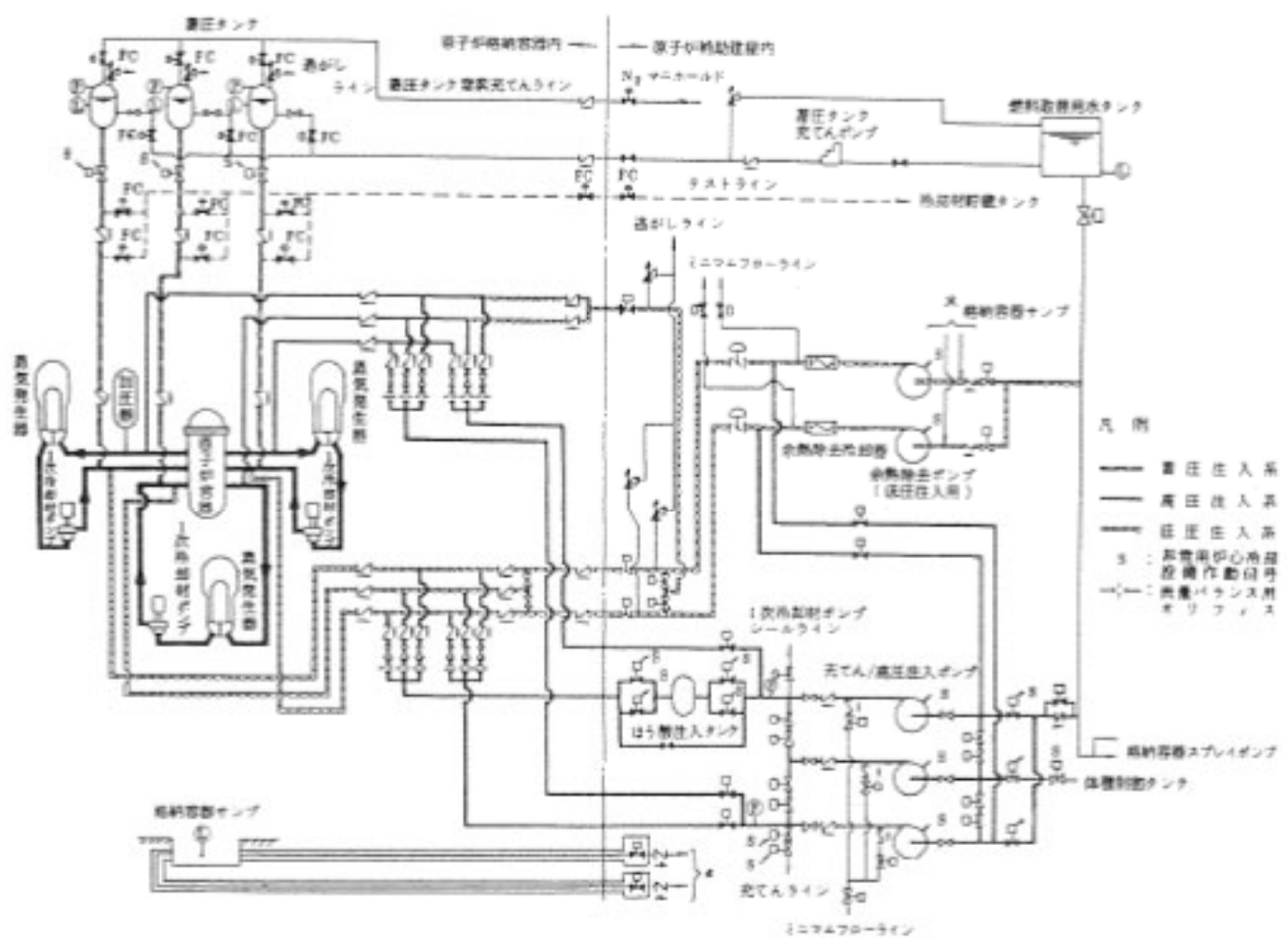
第5.1.1.5.13図 加圧器支持構造説明図



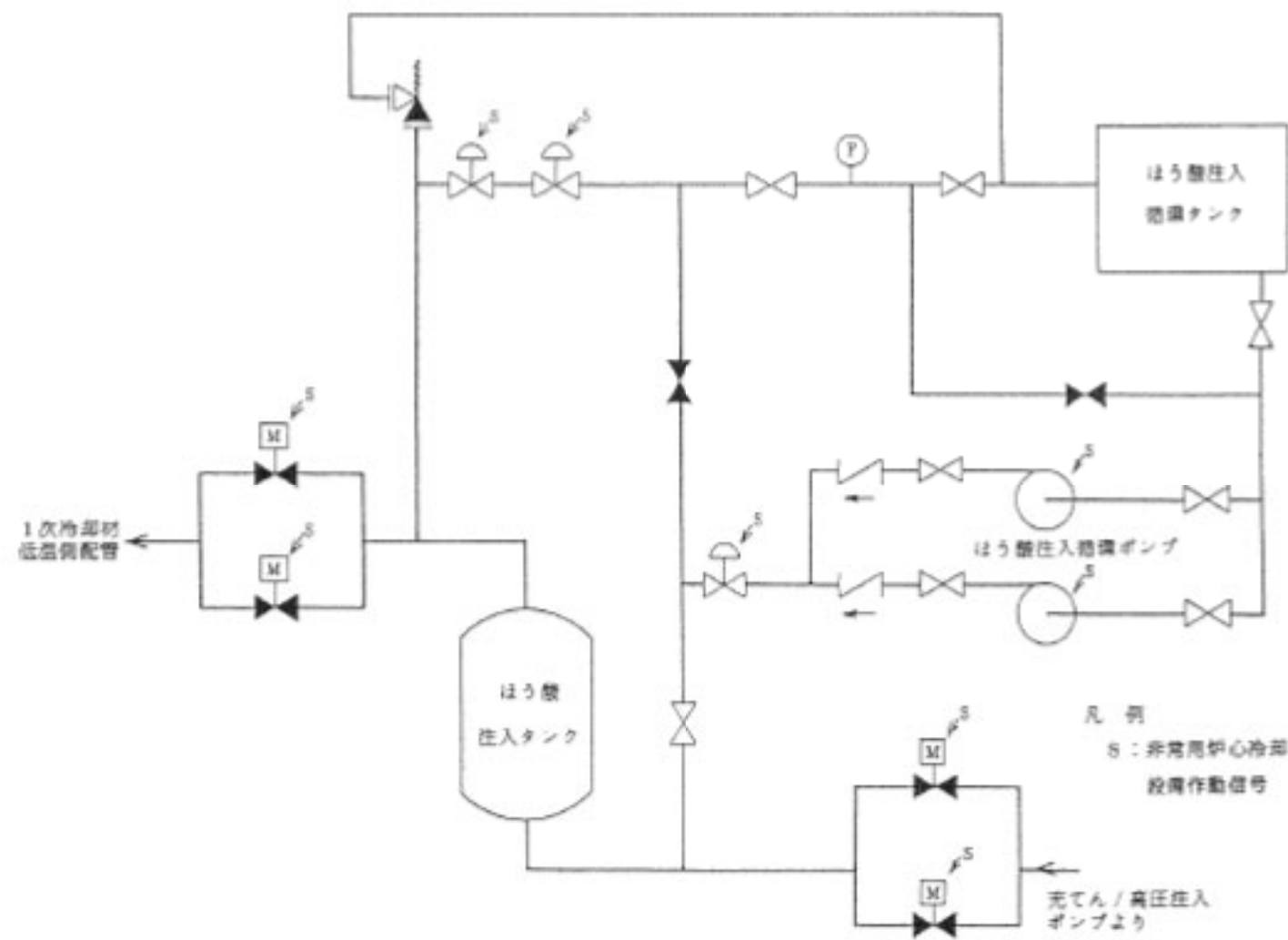
第 5.1.1.5.14 図 凝縮液量測定装置及び格納容器サンプ水位上昇率測定装置系統図



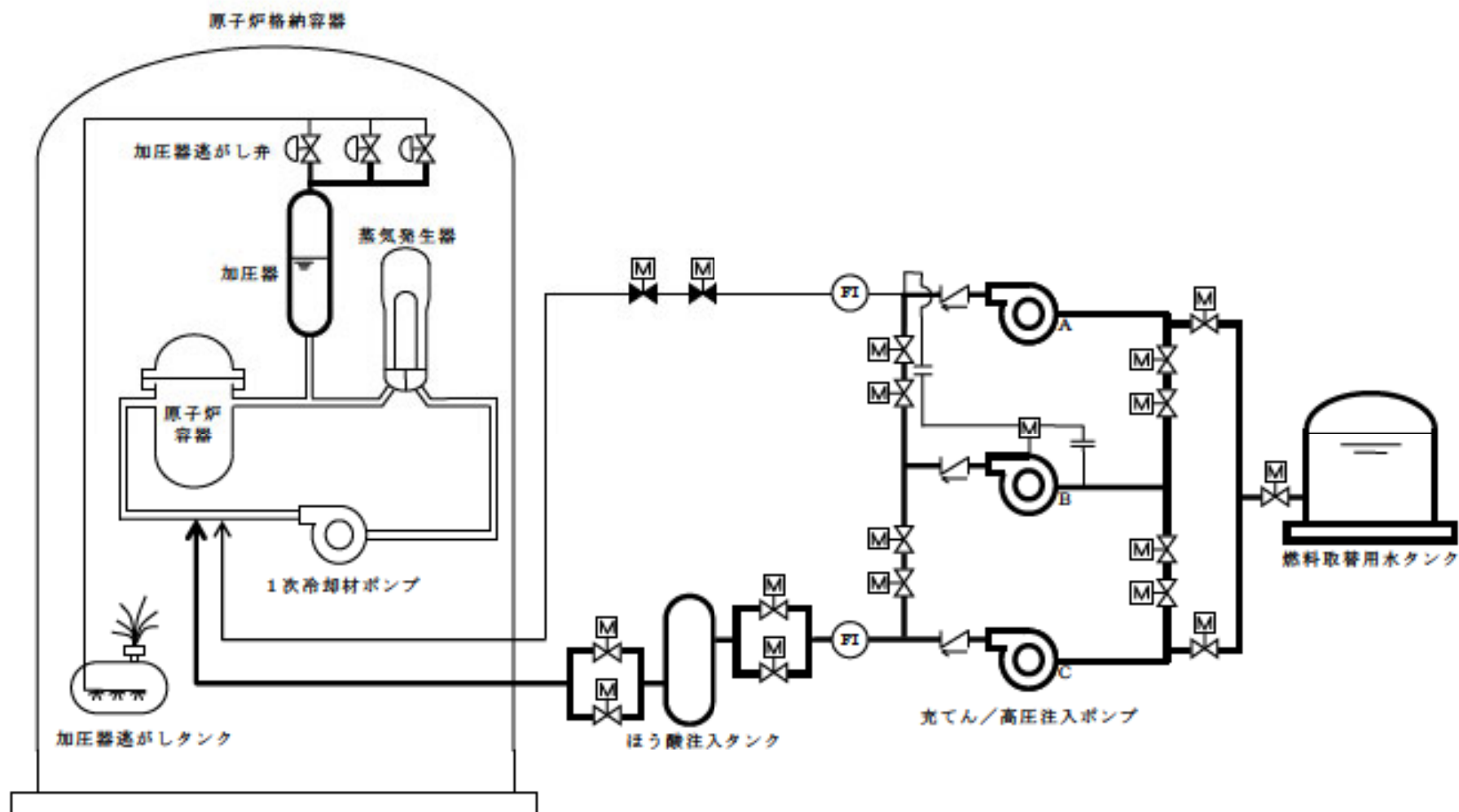
第 5.1.1.6.1 図 原子炉容器構造材監視試験片そう入位置説明図



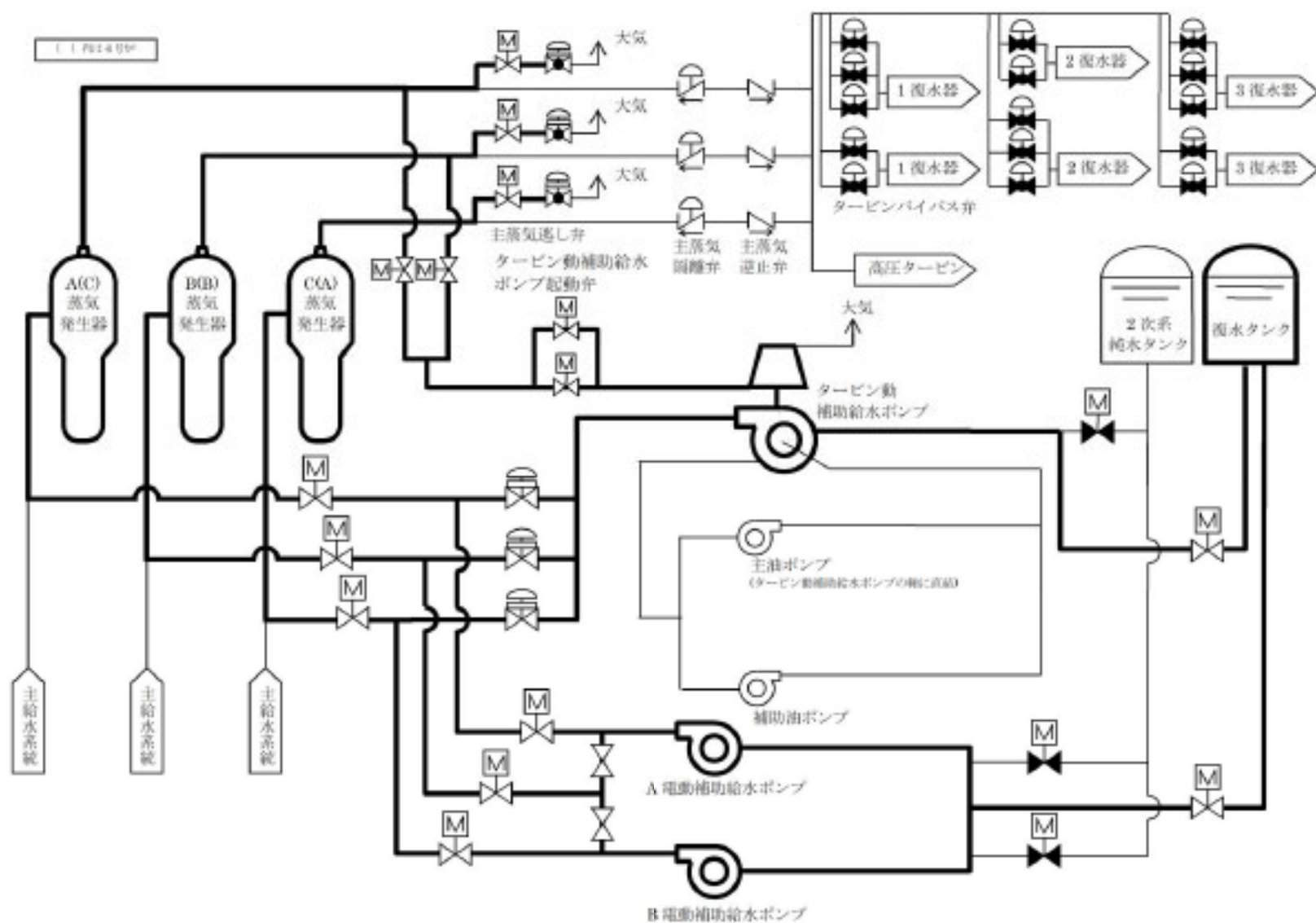
第 5.3.1 図 非常用炉心冷却設備系統図



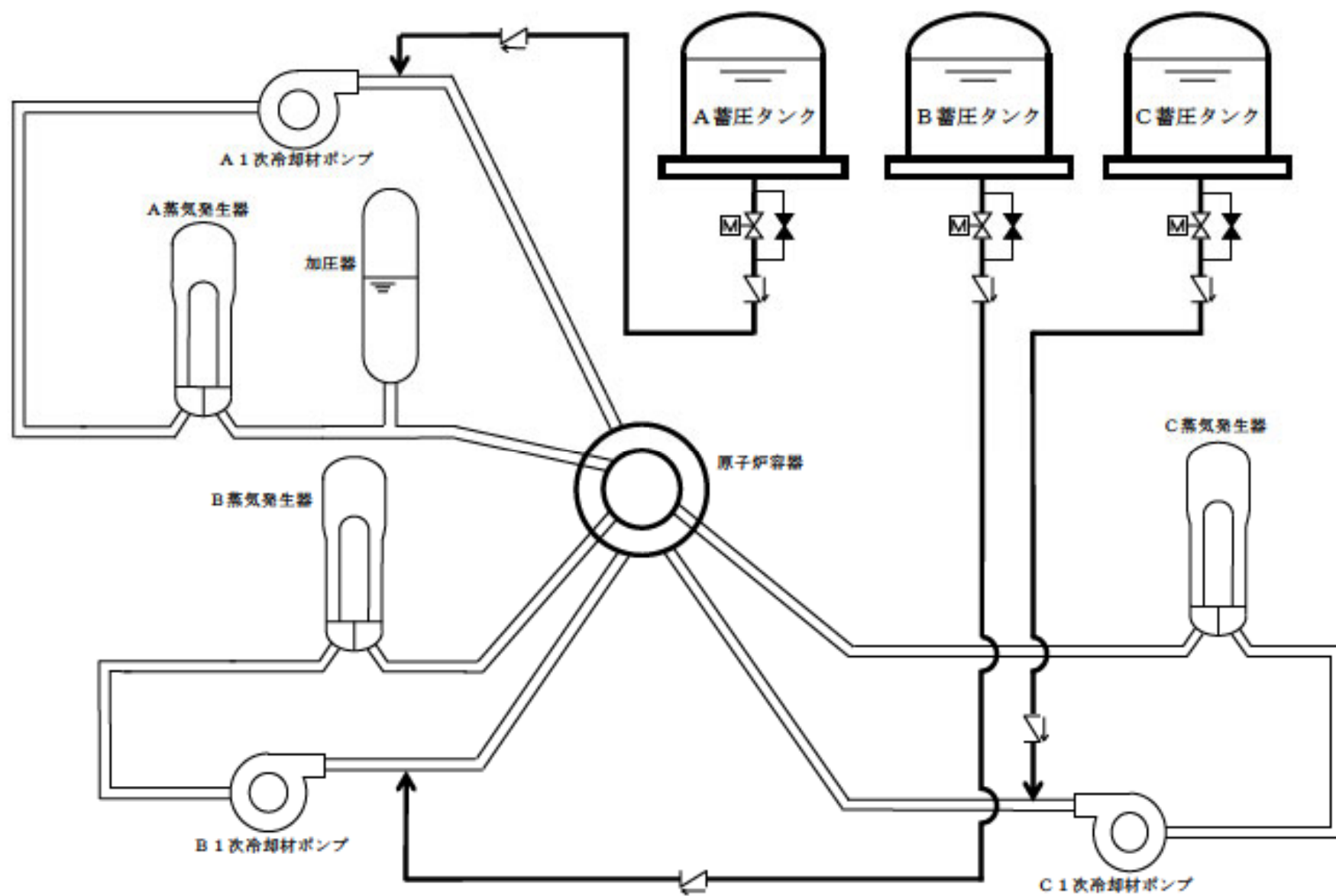
第 5.3.2 図 ほう酸注入タンク水循環系統図



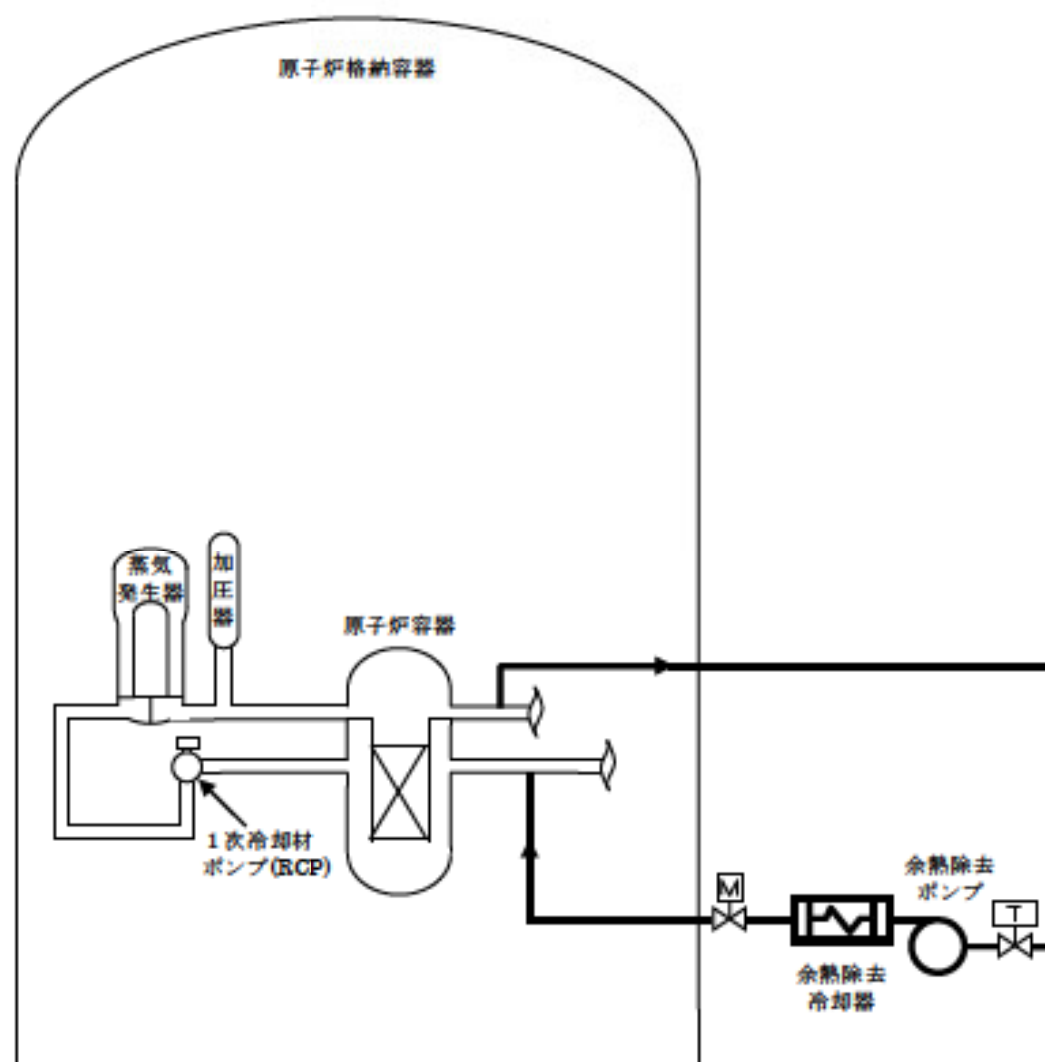
第 5.4.1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (1)



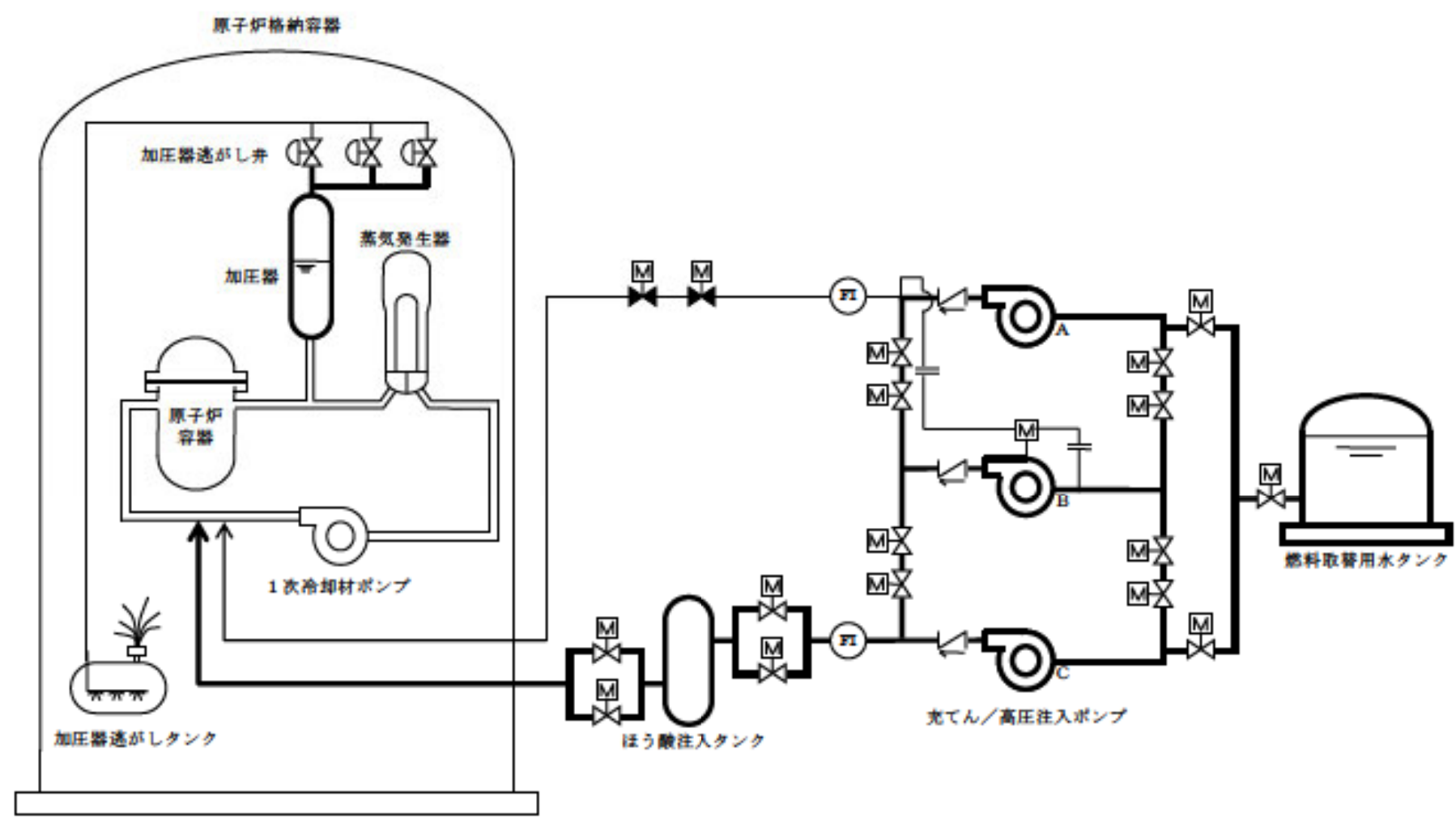
第 5.4.2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (2)



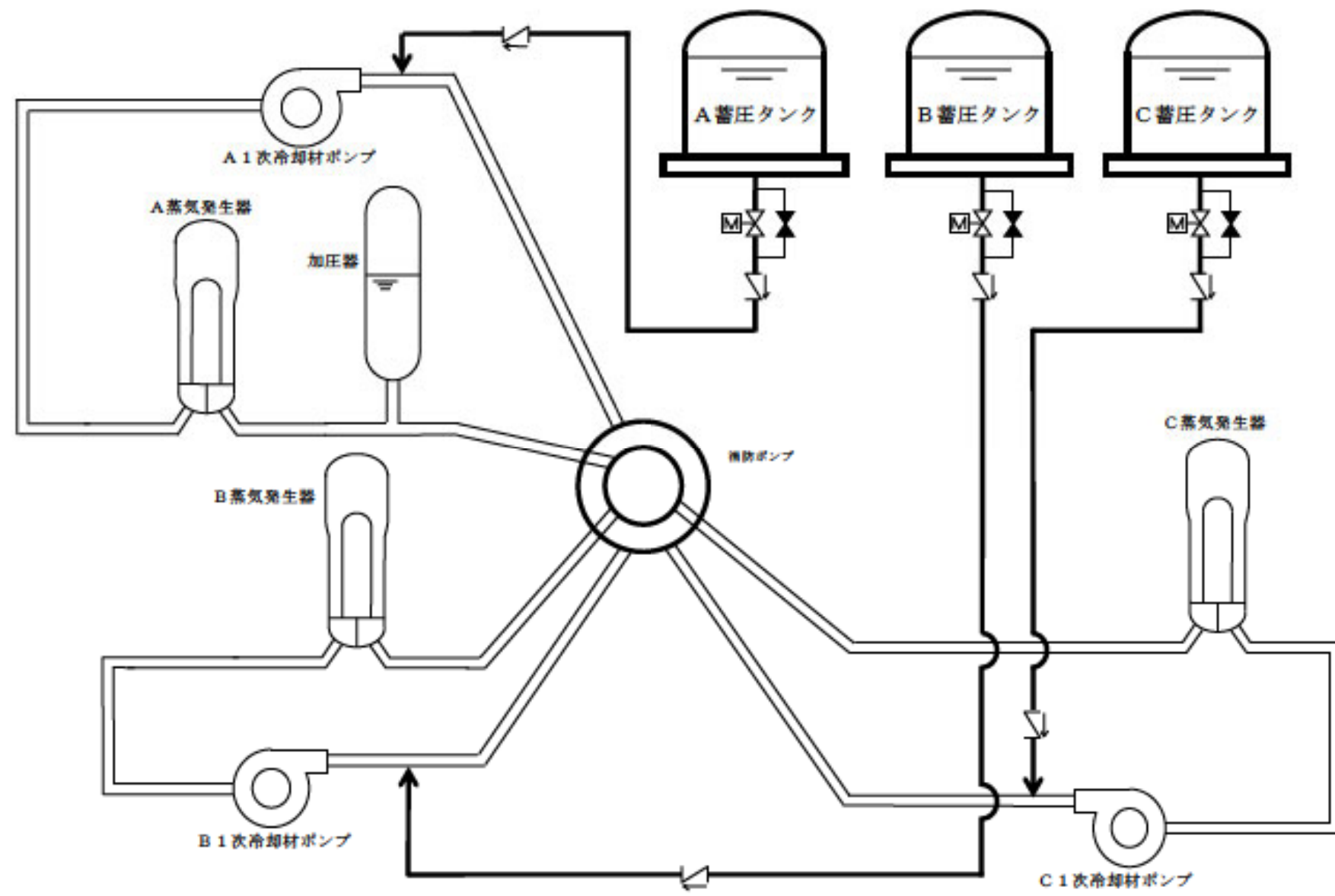
第 5.4.3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (3)



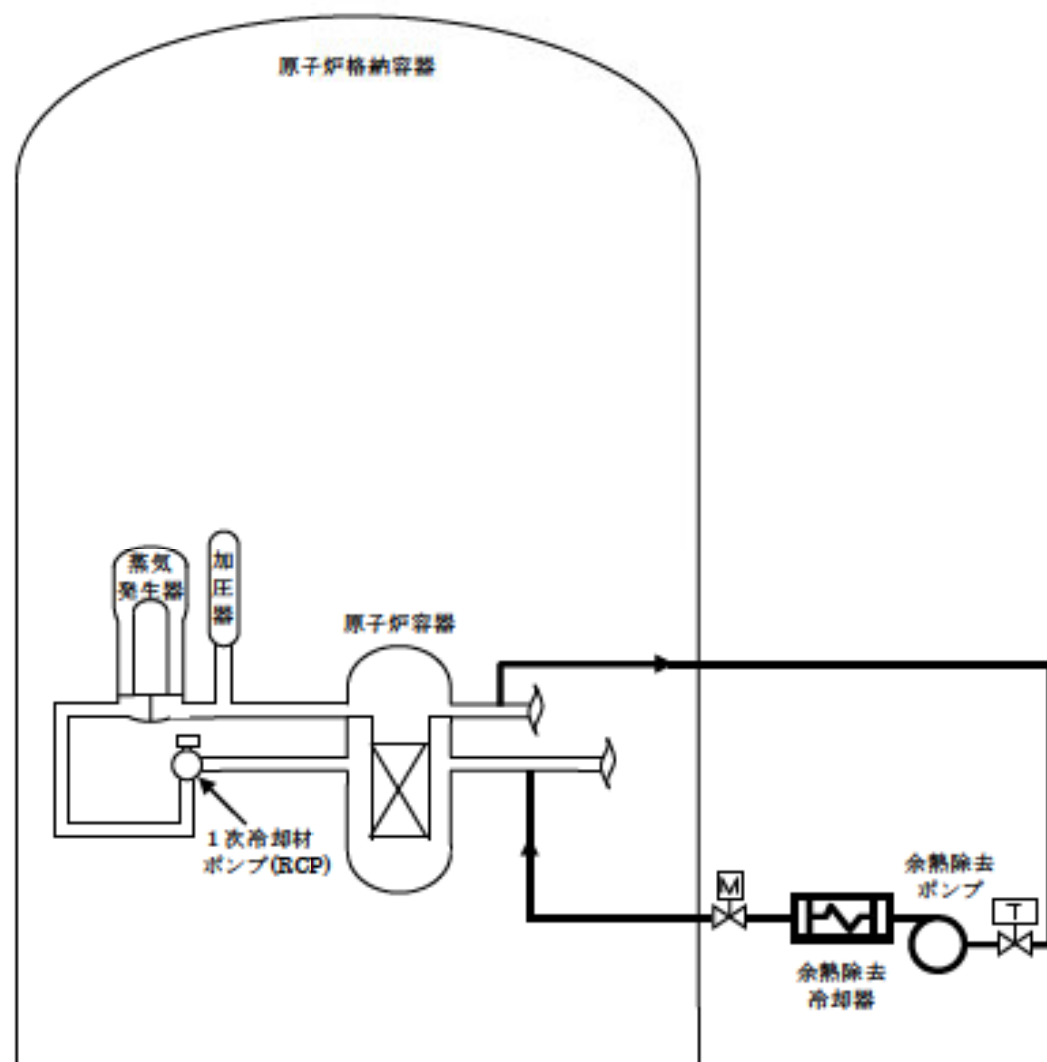
第 5.4.4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (4)



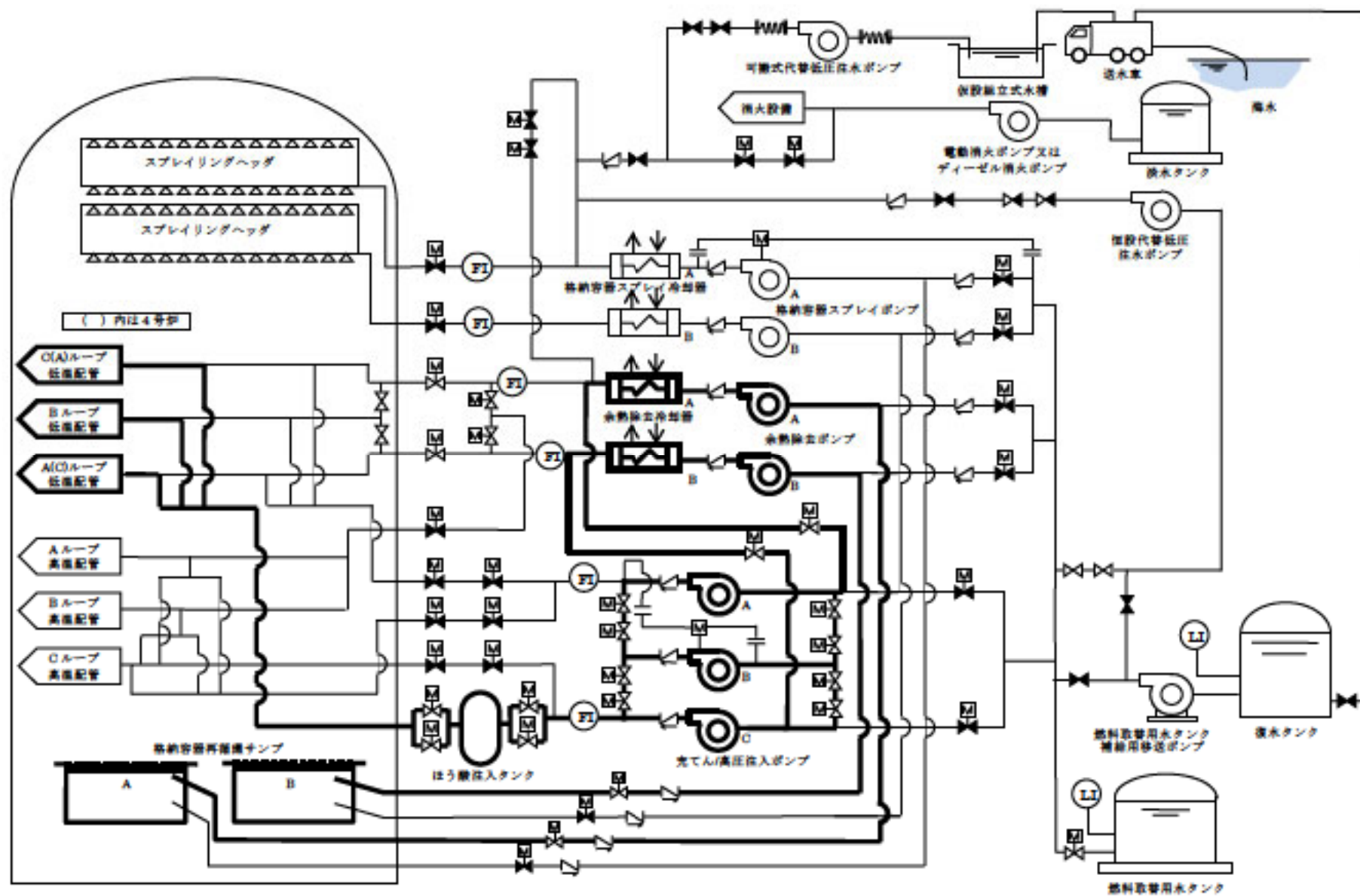
第 5.5.1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (1)



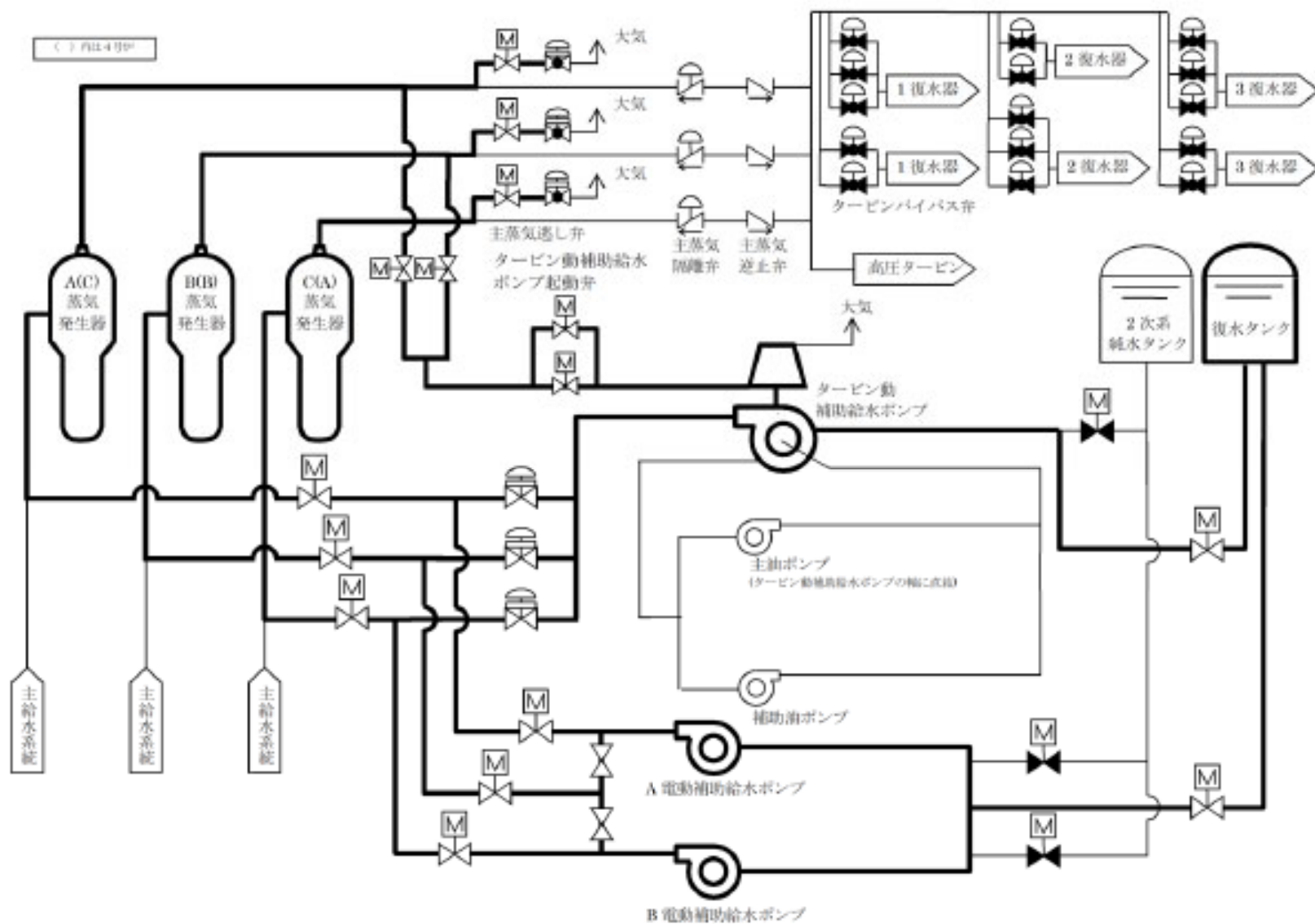
第 5.5.2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (2)



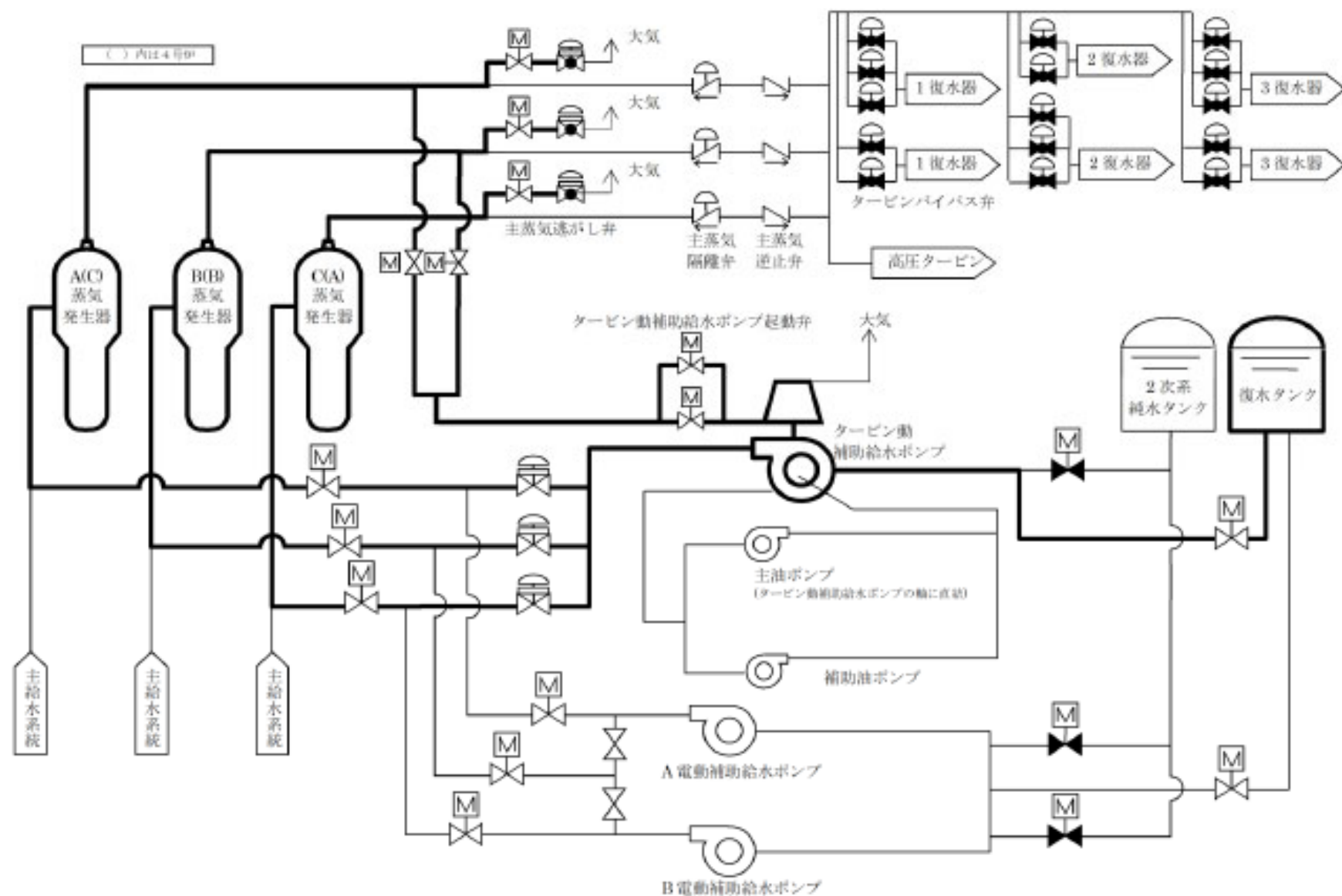
第 5.5.3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (3)



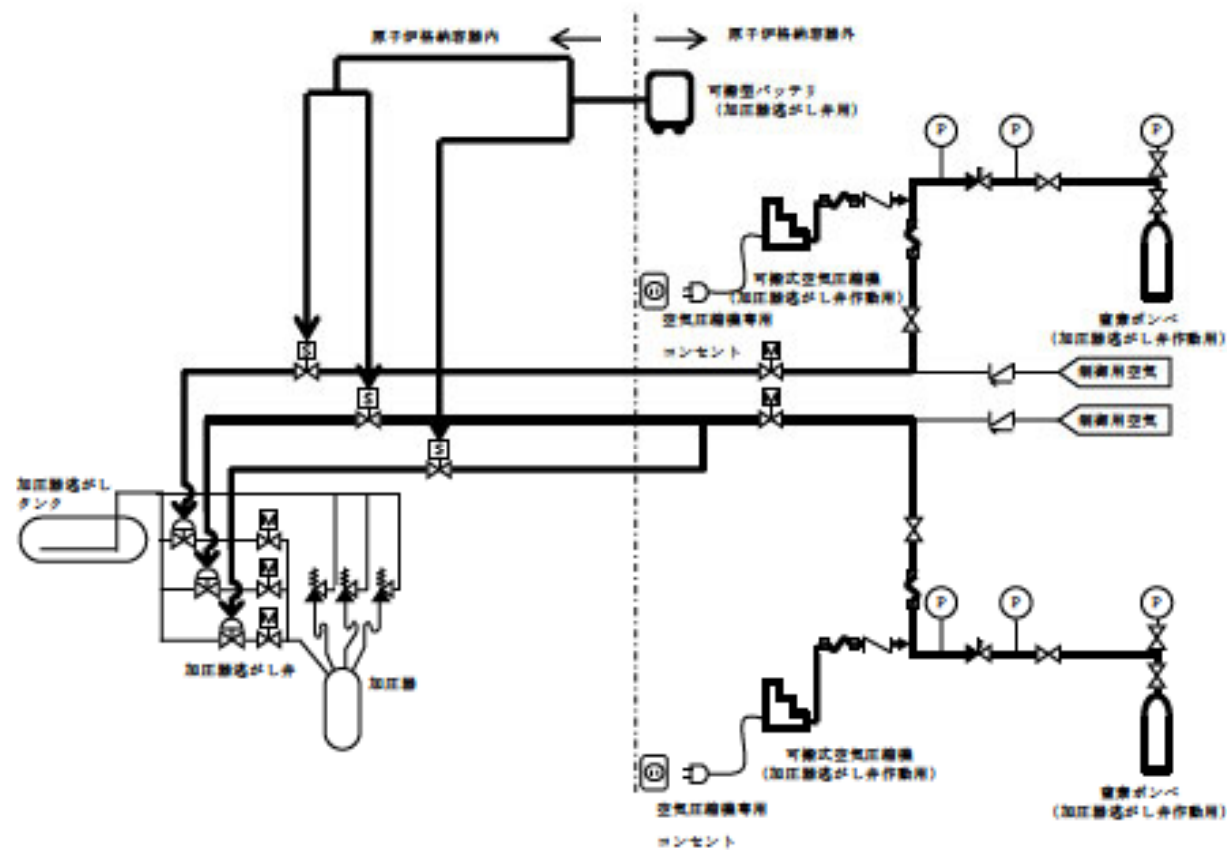
第 5.5.4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (4)



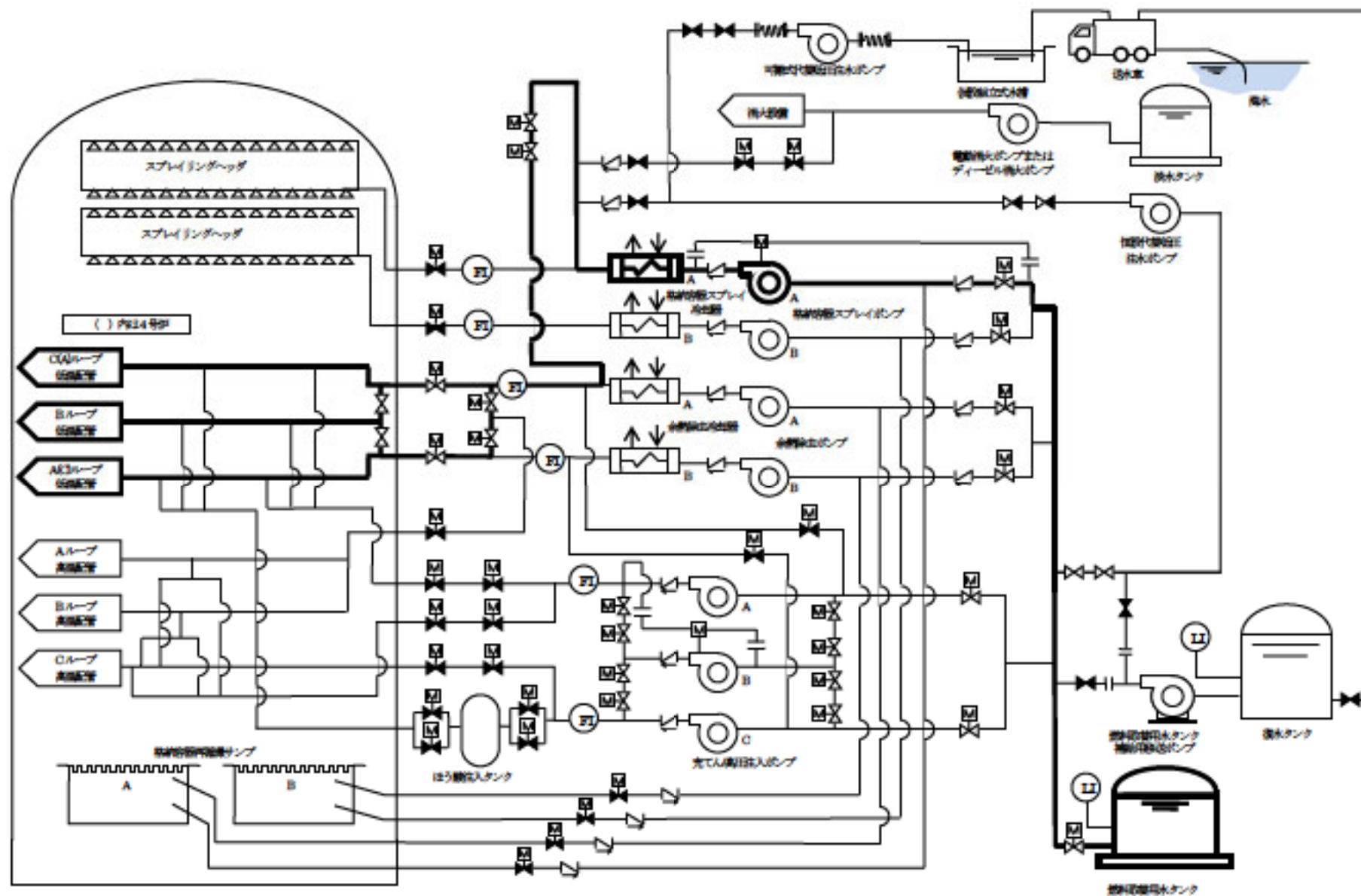
第 5.5.5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (5)



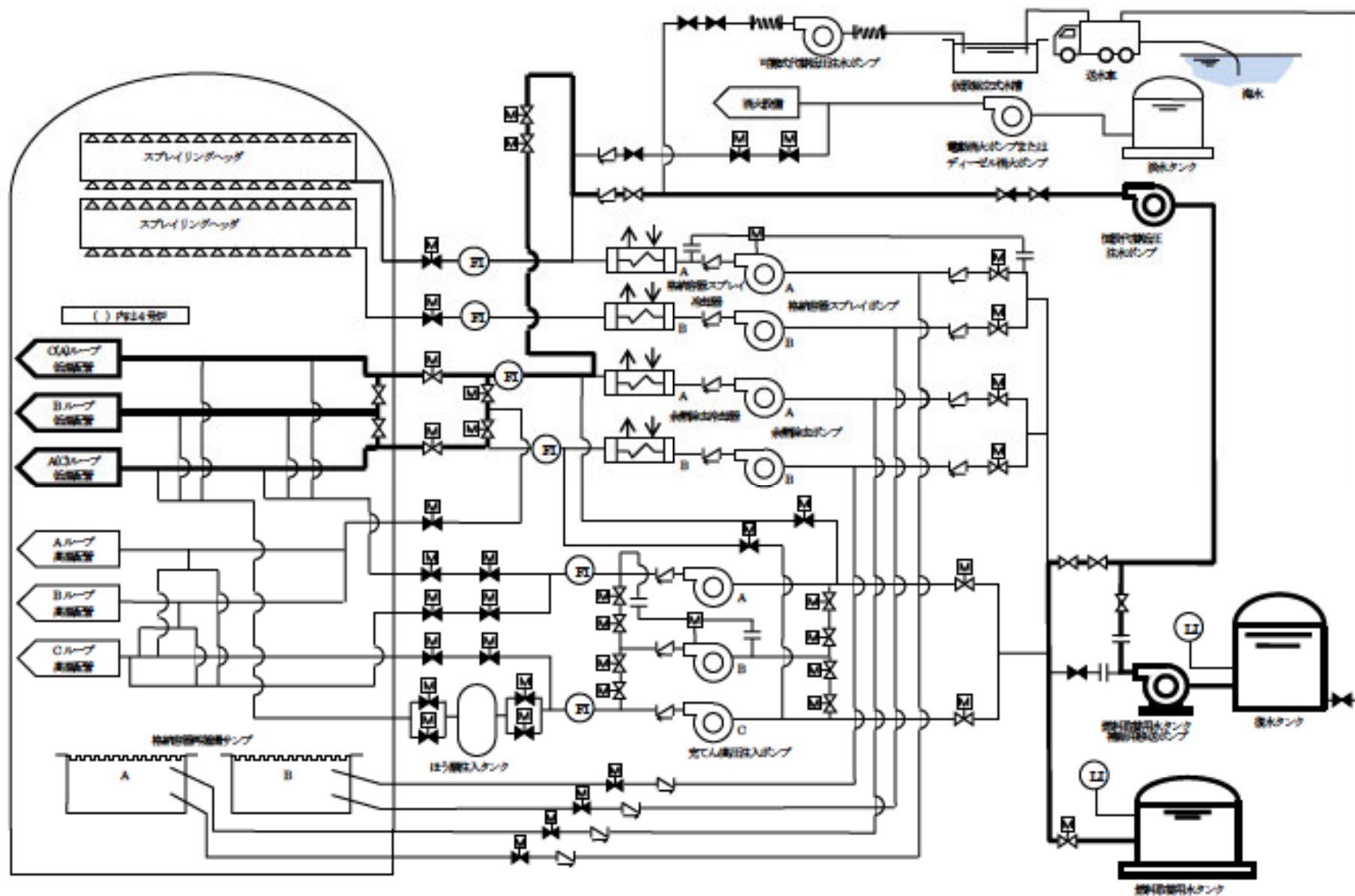
第 5.5.6 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (6)



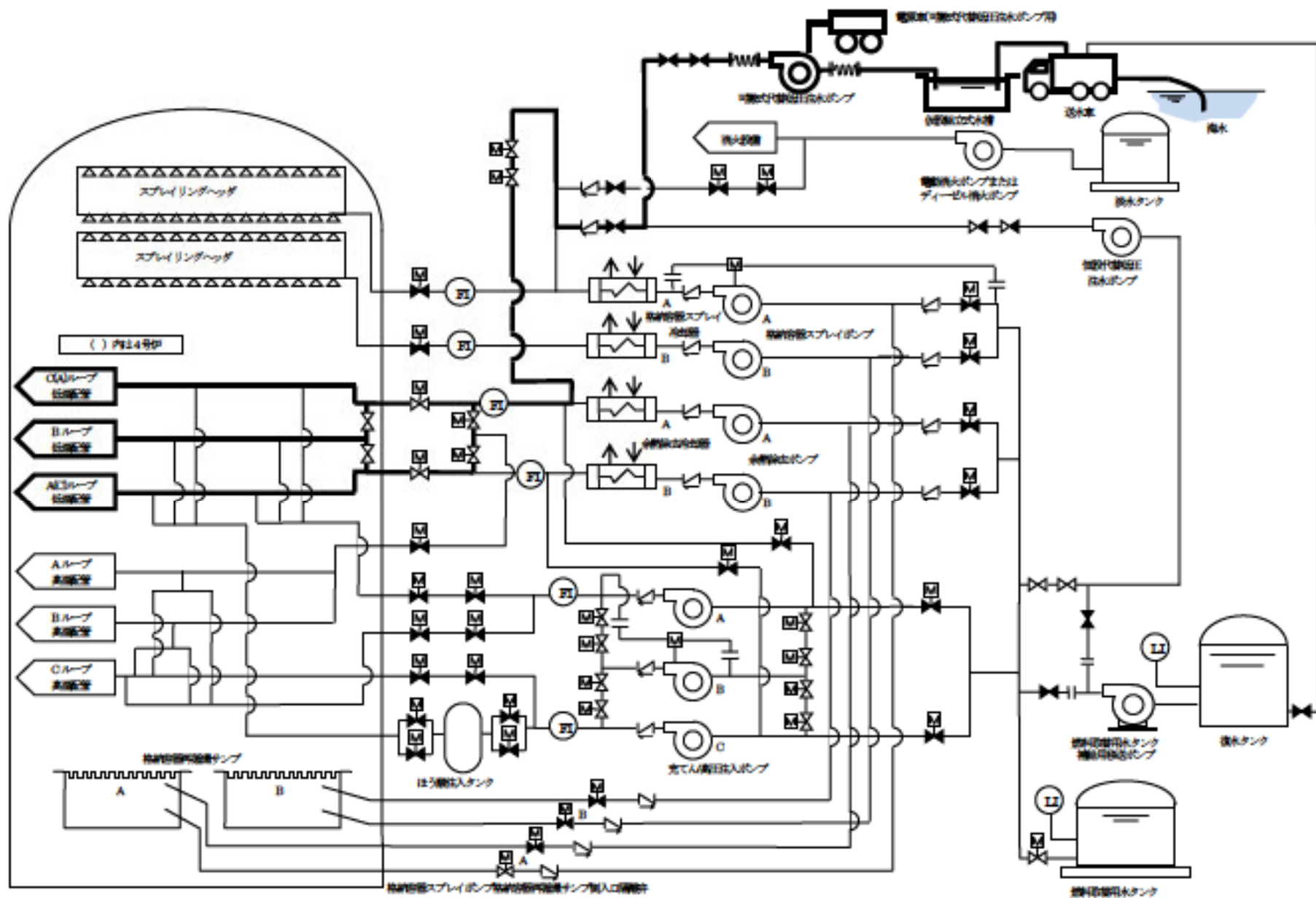
第 5.5.7 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (7)



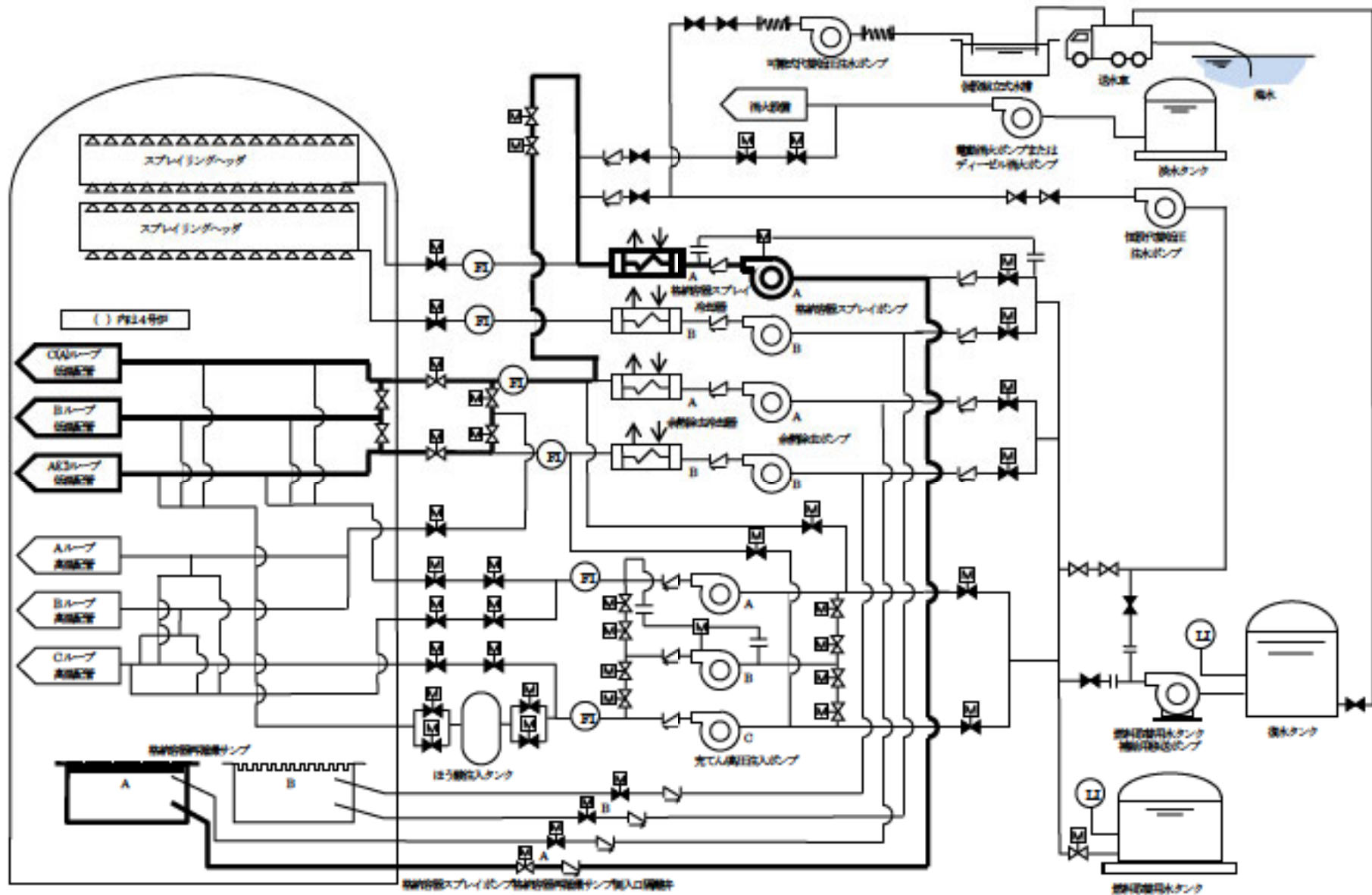
第 5.6.1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (1)



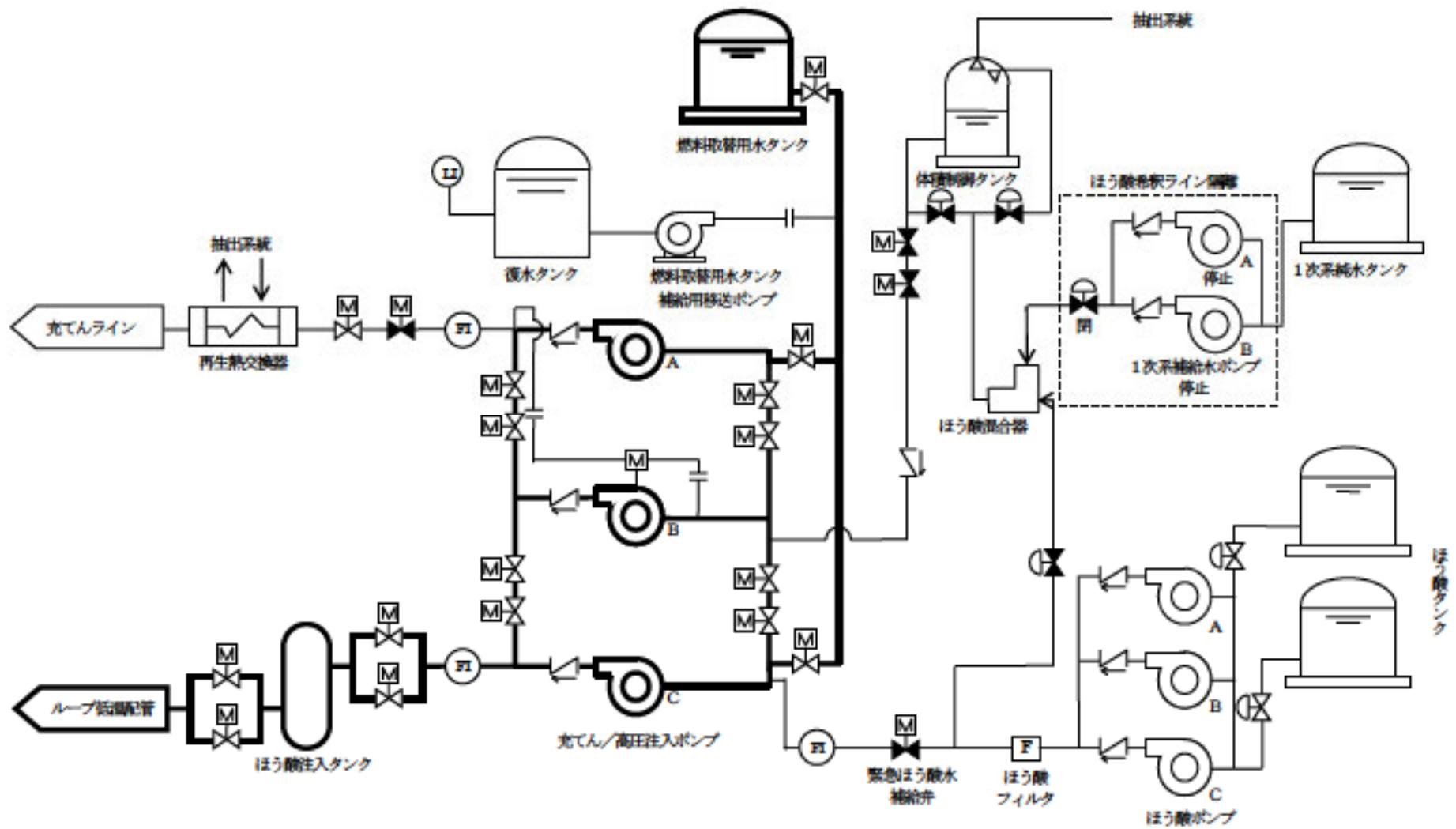
第 5.6.2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (2)



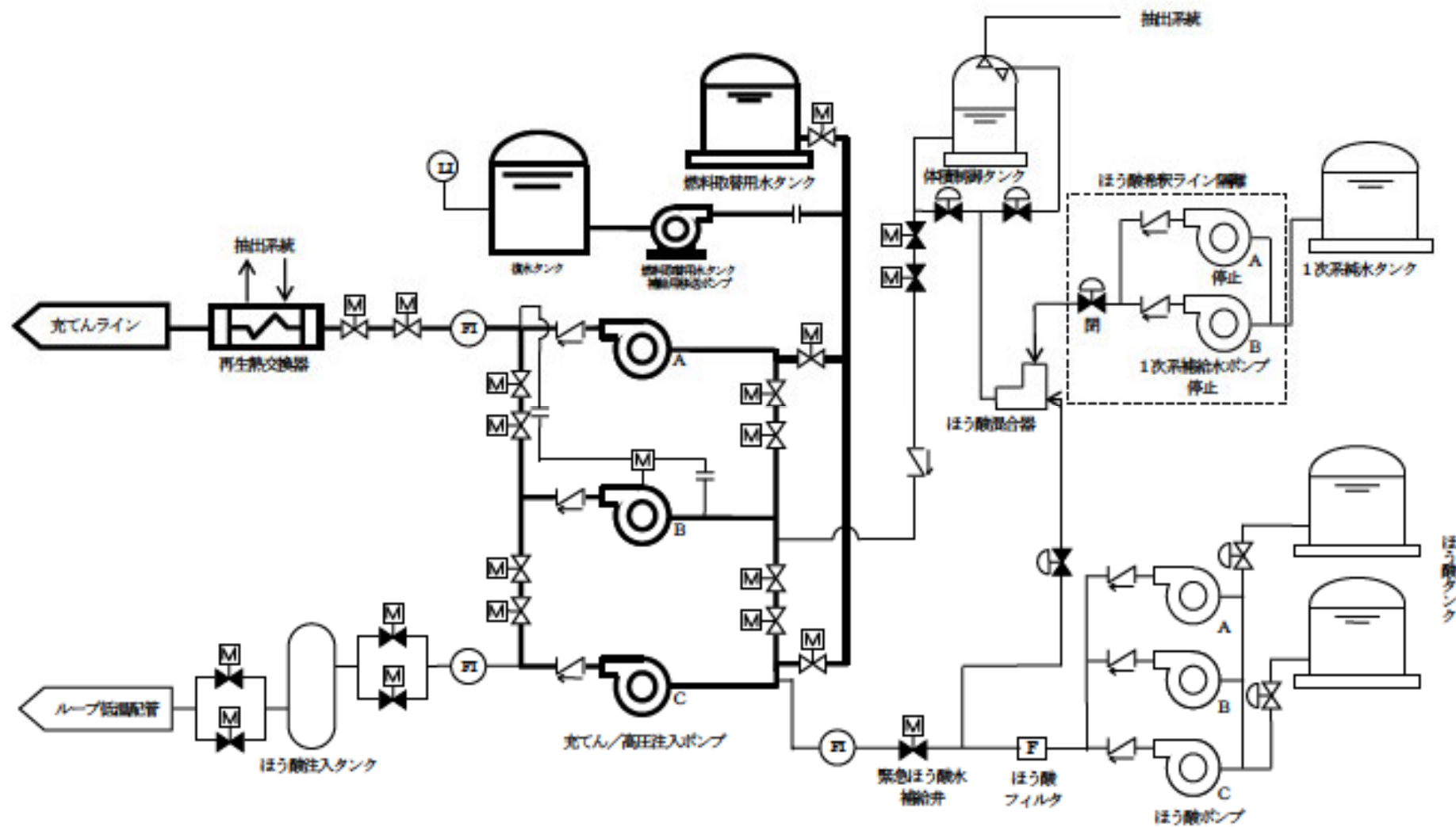
第 5.6.3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (3)



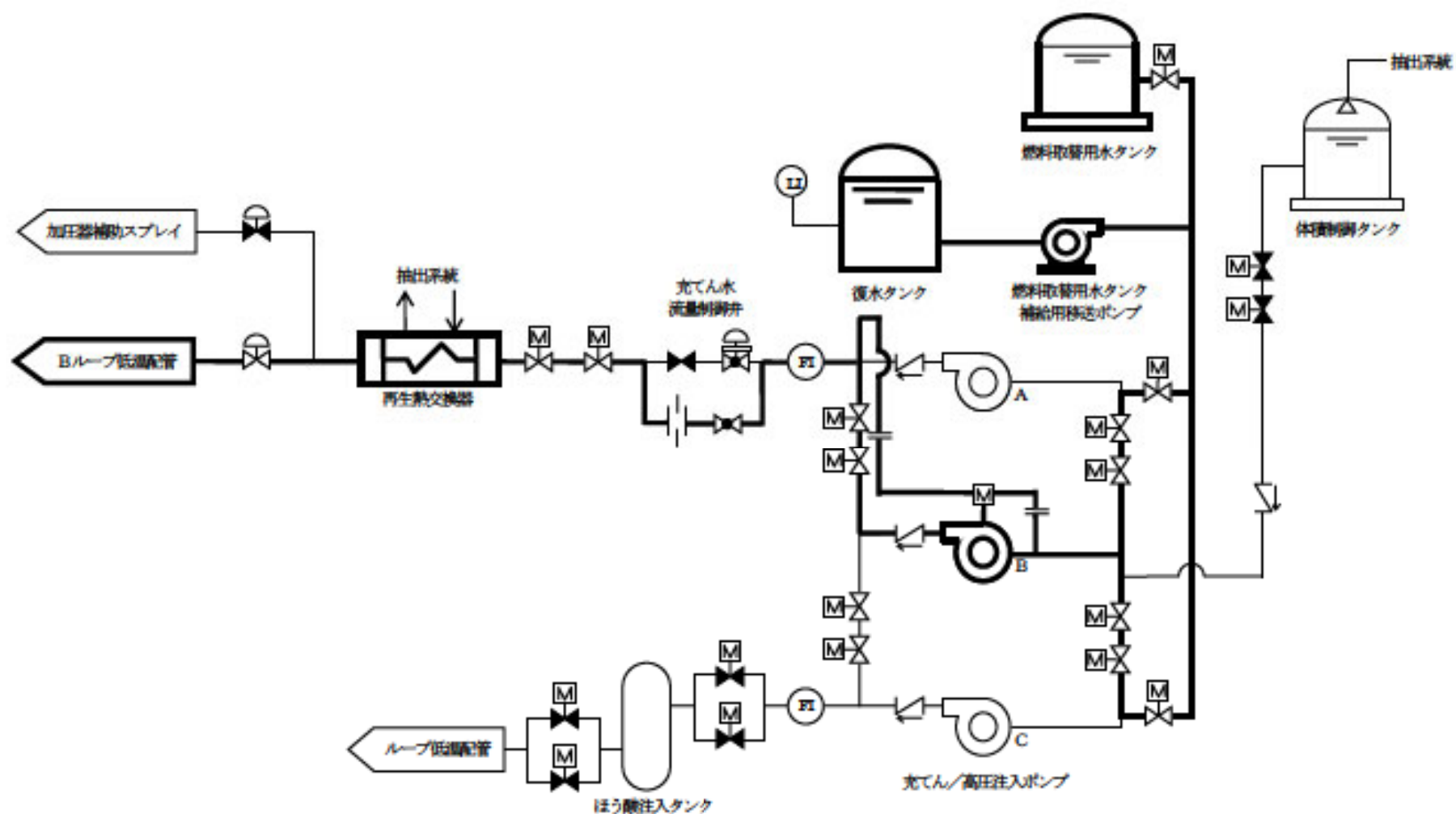
第 5.6.4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (4)



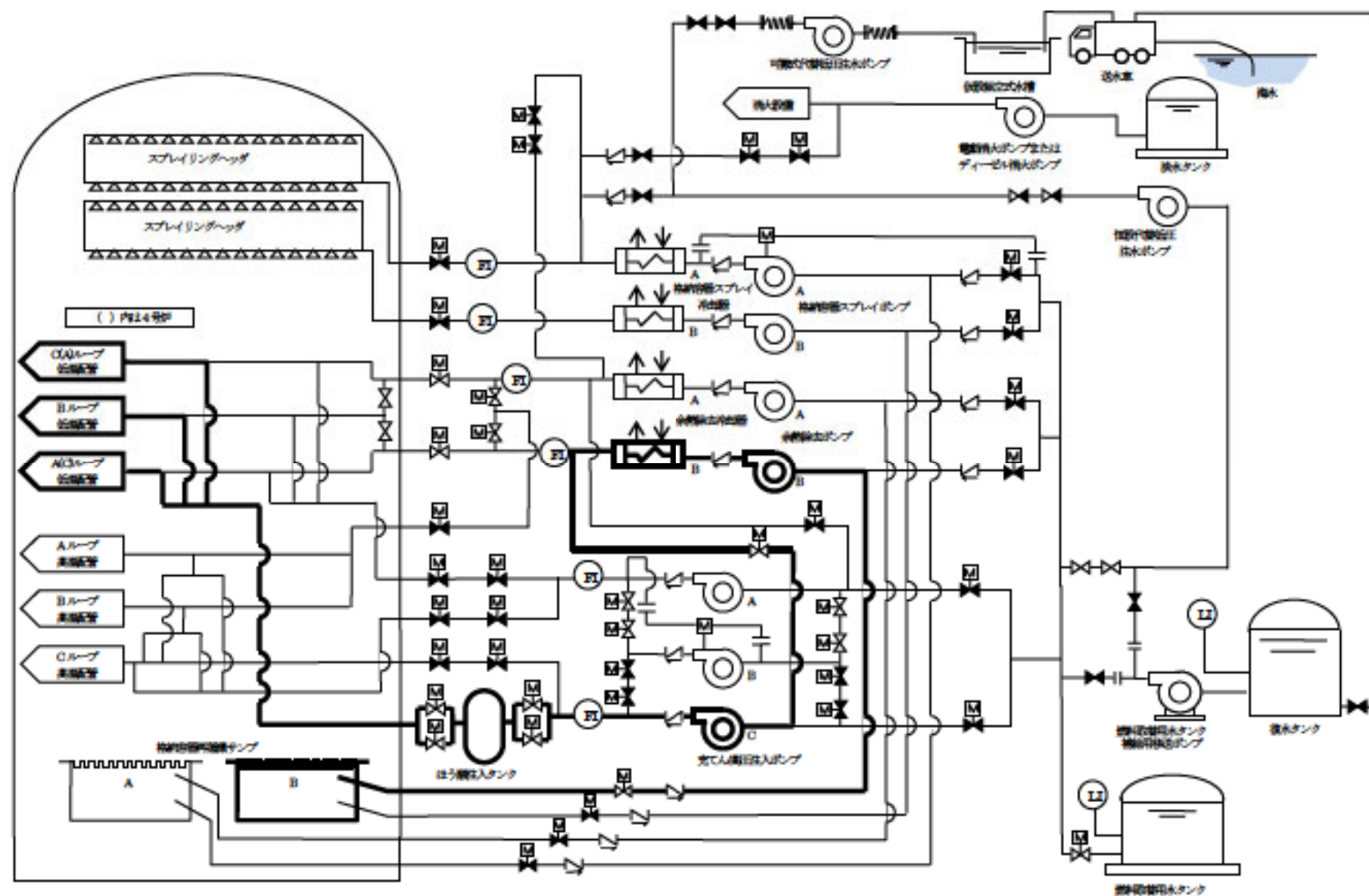
第 5.6.5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (5)



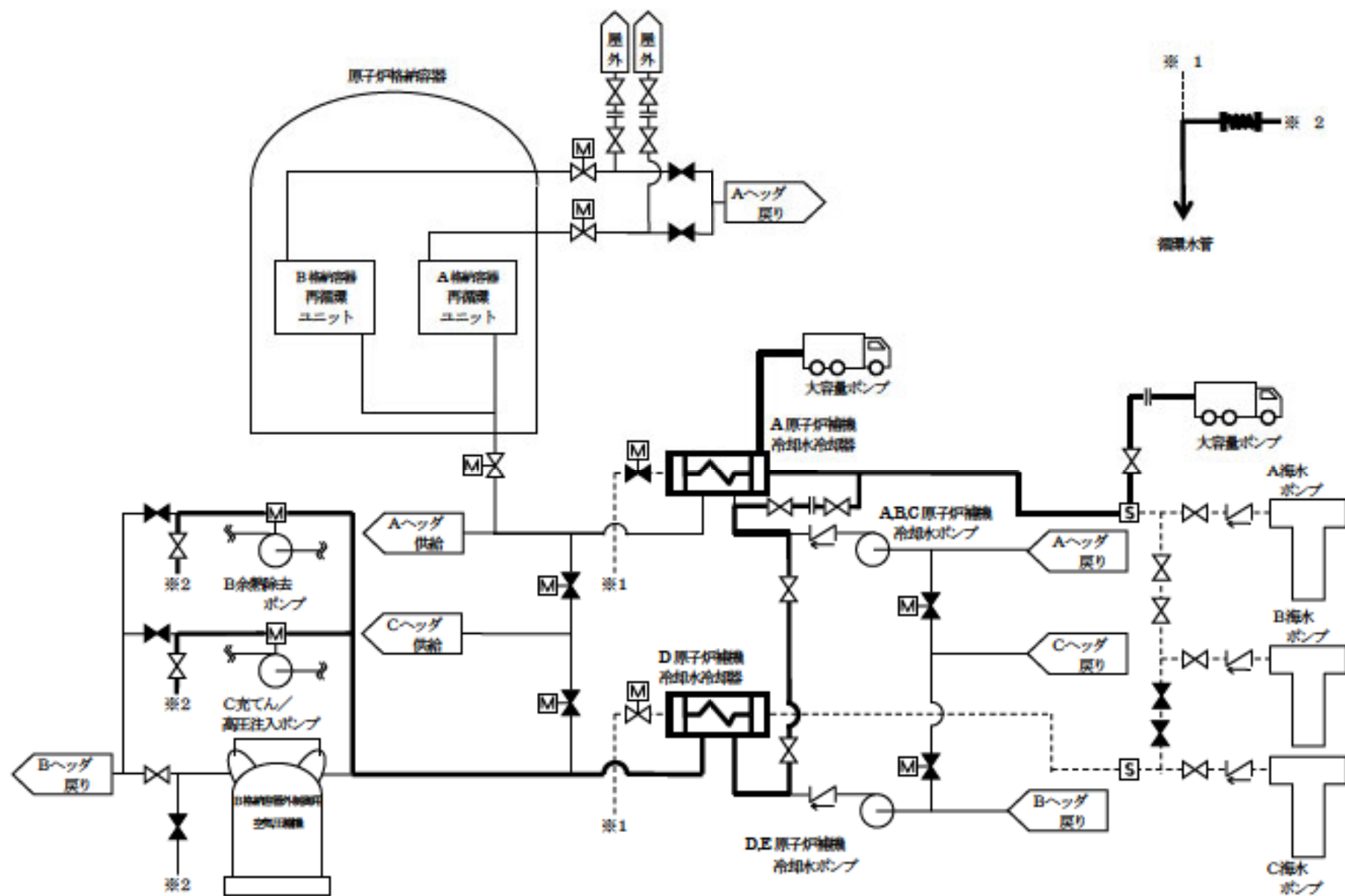
第 5.6.6 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (6)



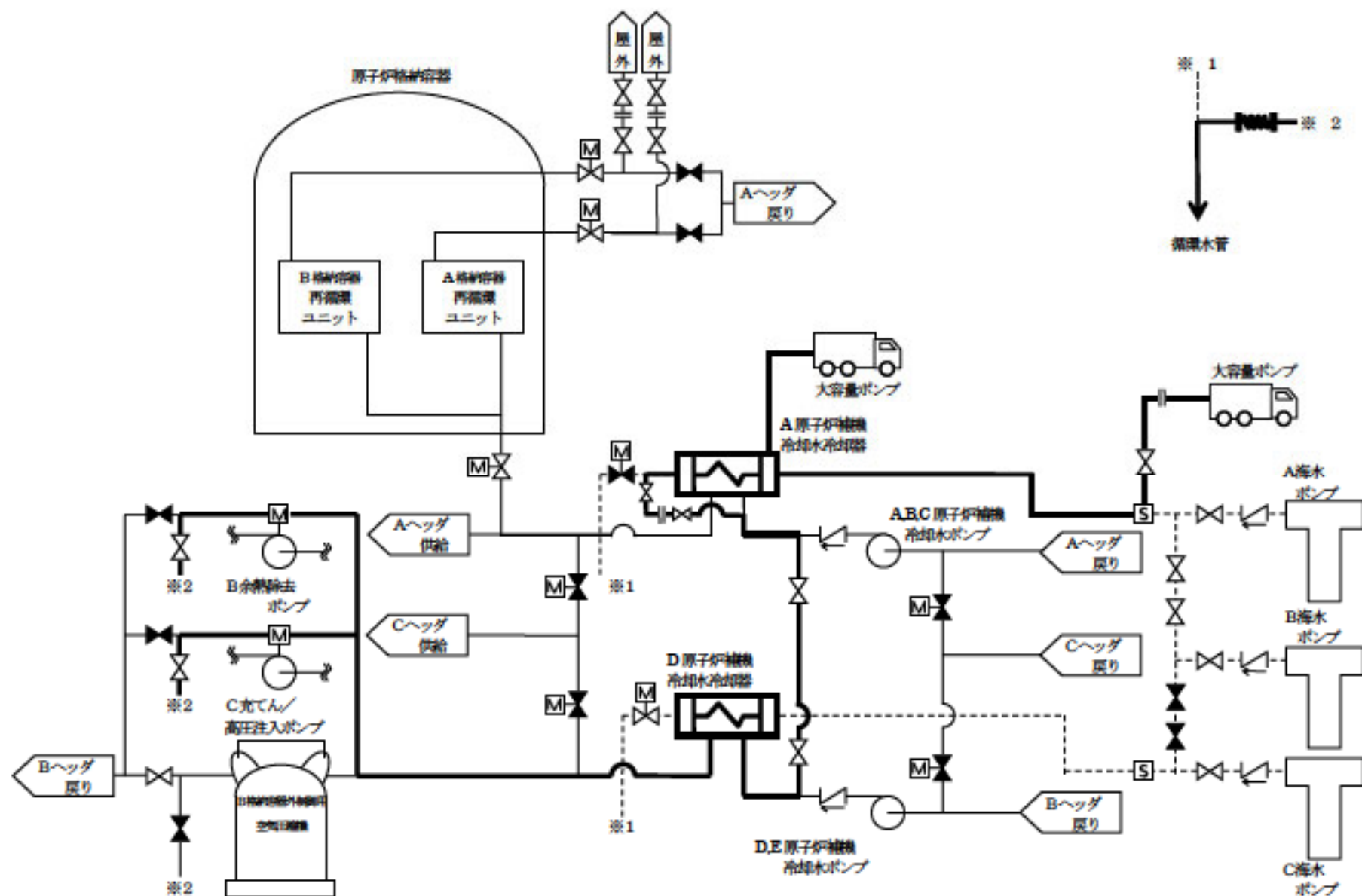
第 5.6.7 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (7)



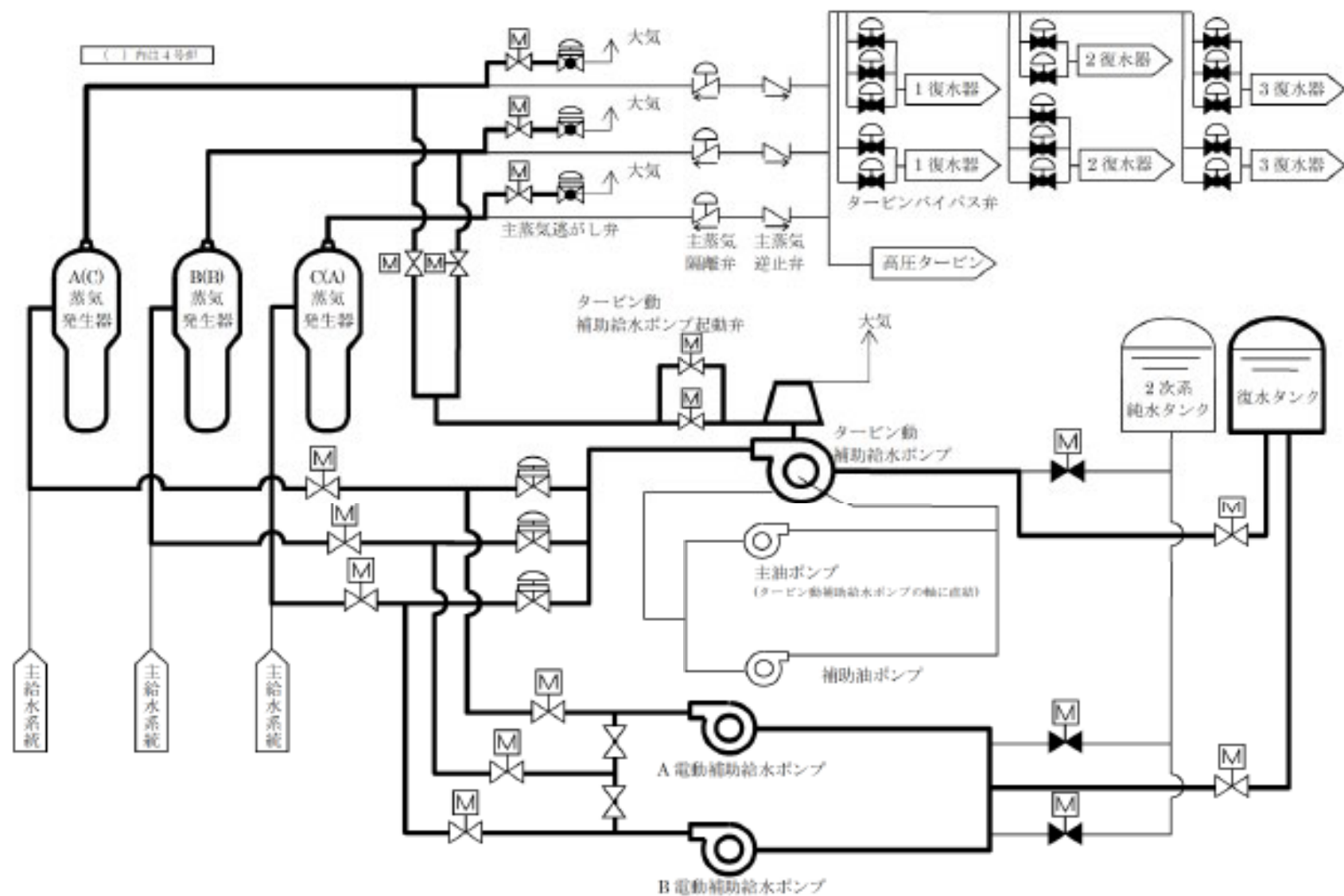
第 5.6.9 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (9)



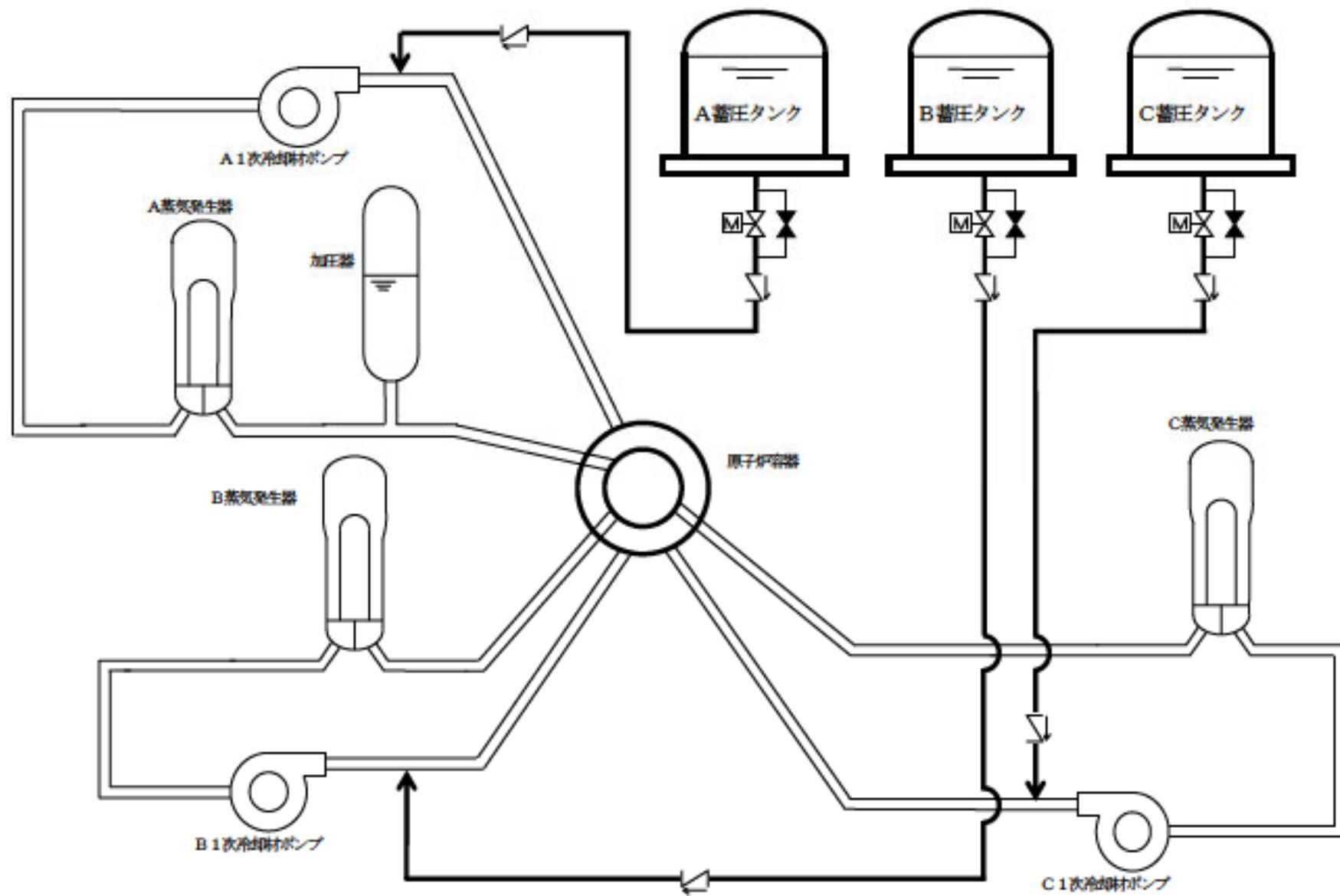
第5.6.10 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図(10)(3号炉)



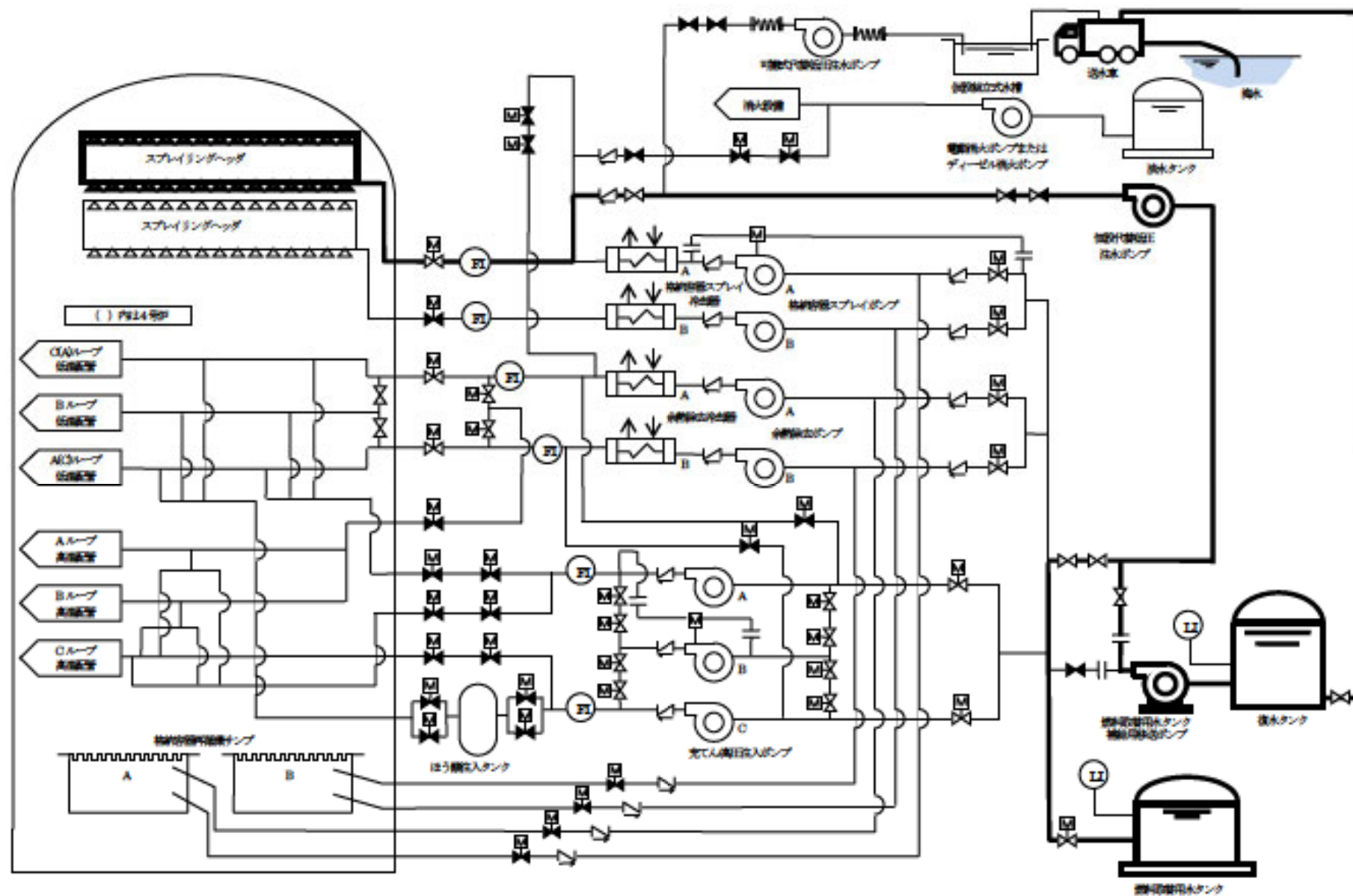
第 5.6.11 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (11) (4号炉)



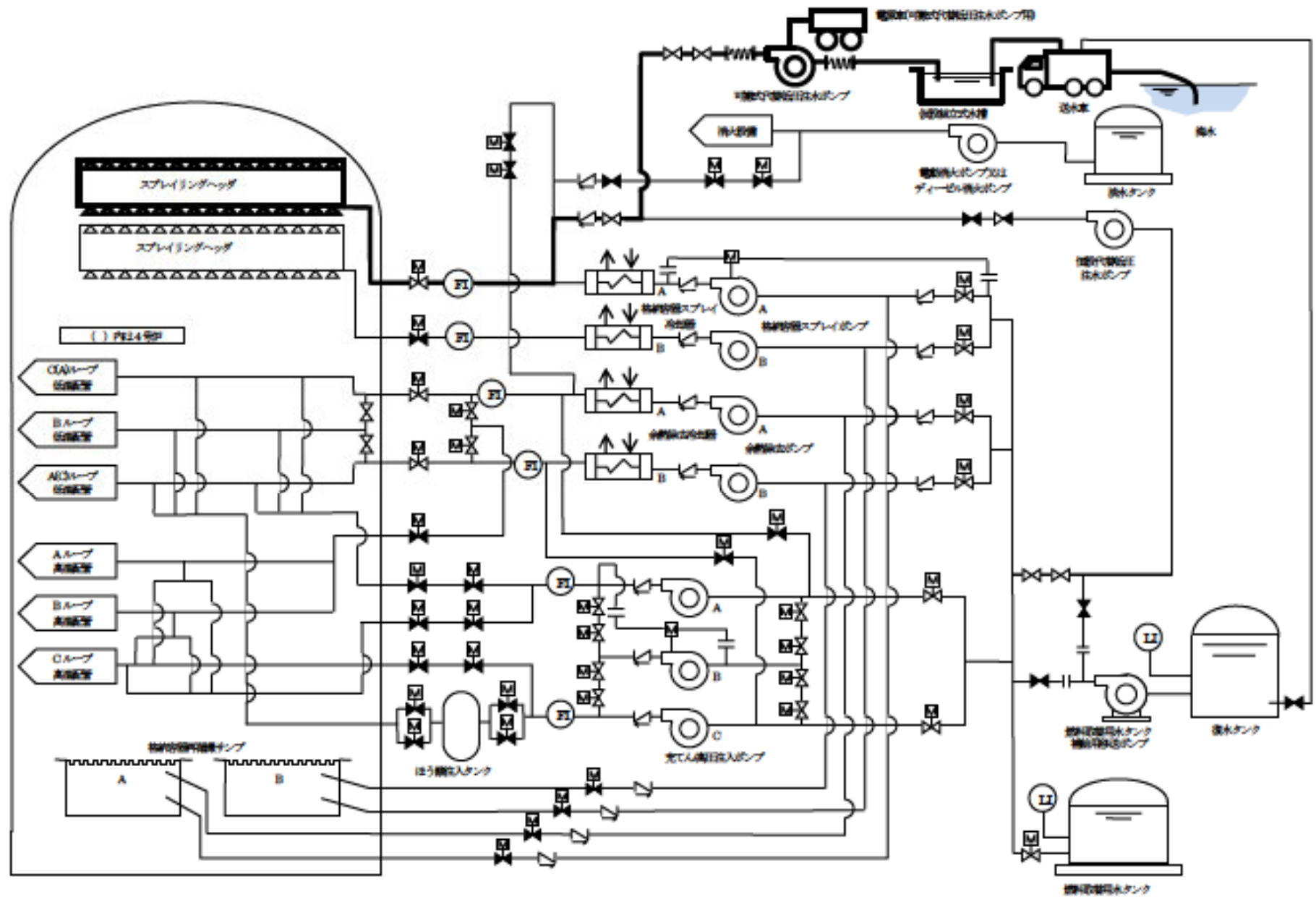
第 5.6.12 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (1 2)



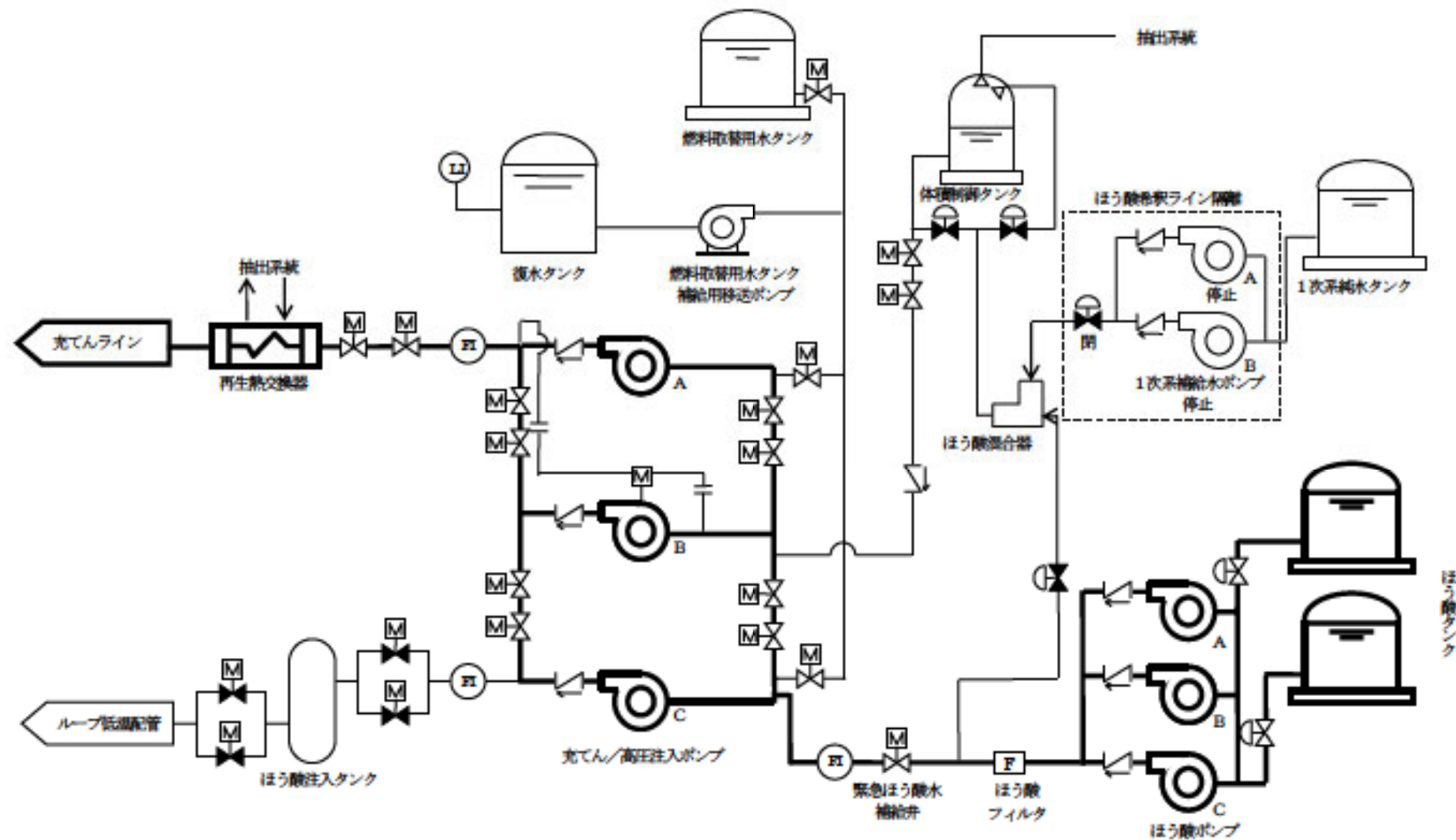
第 5.6.13 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (13)



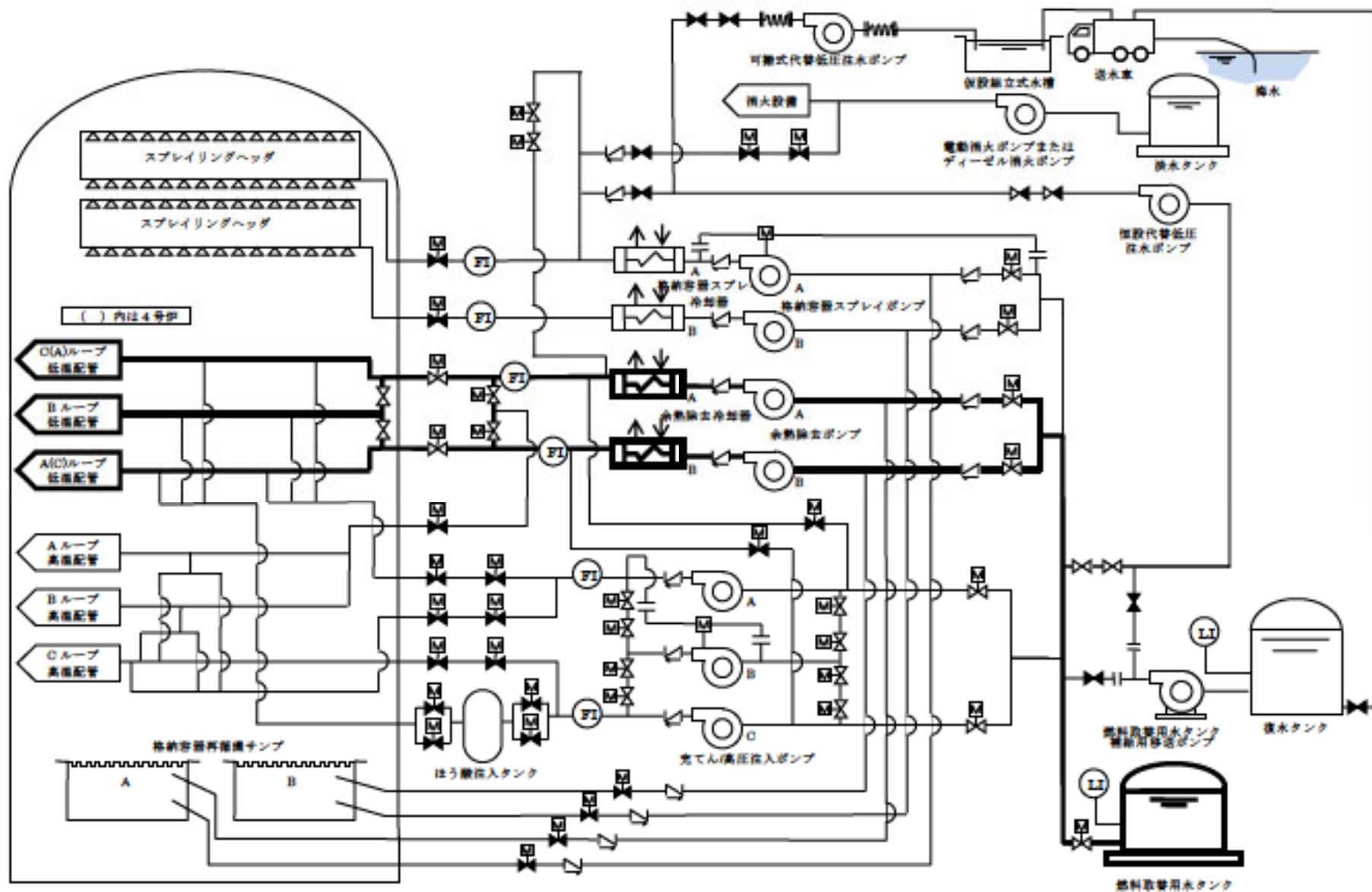
第 5.6.15 図 原子炉格納容器圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (15)



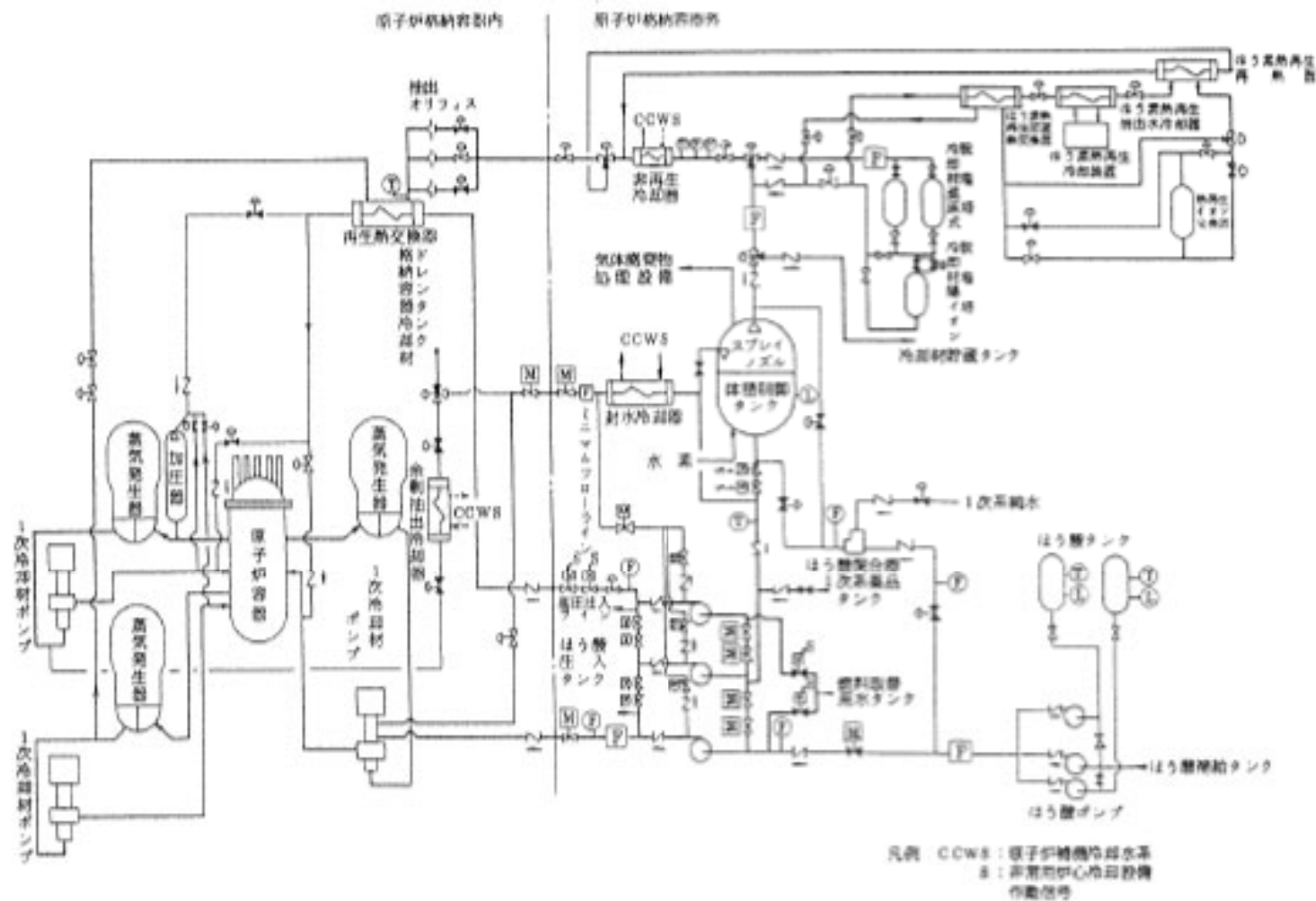
第 5.6.16 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (16)



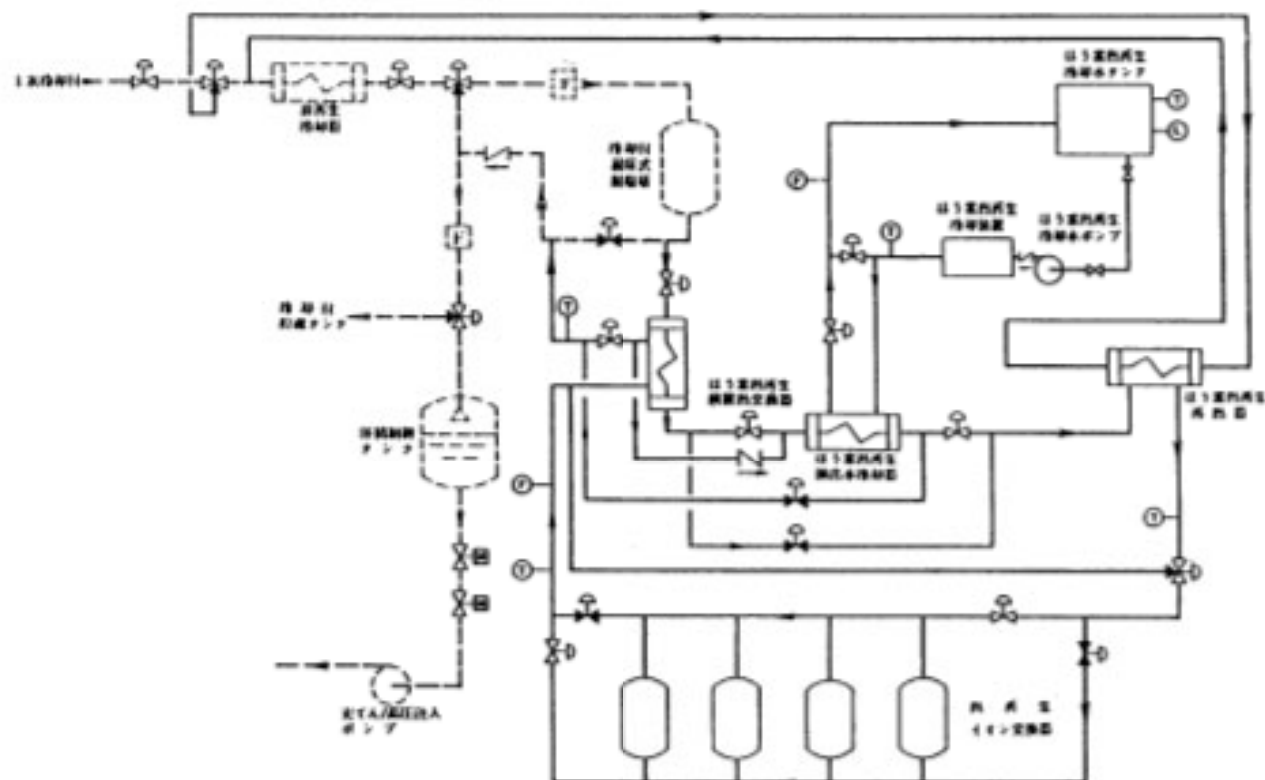
第 5.6.17 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (17)



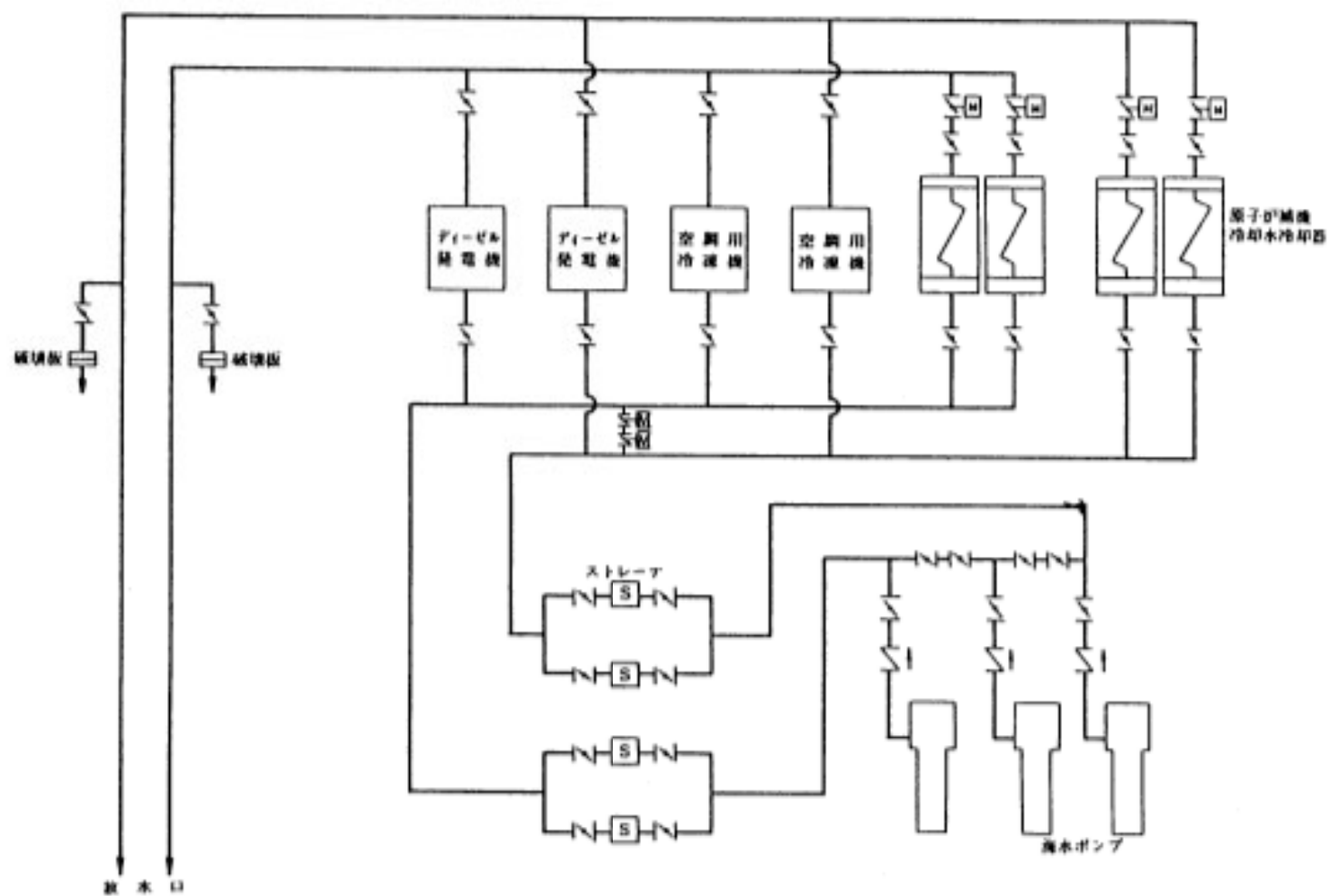
第 5.6.18 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (18)



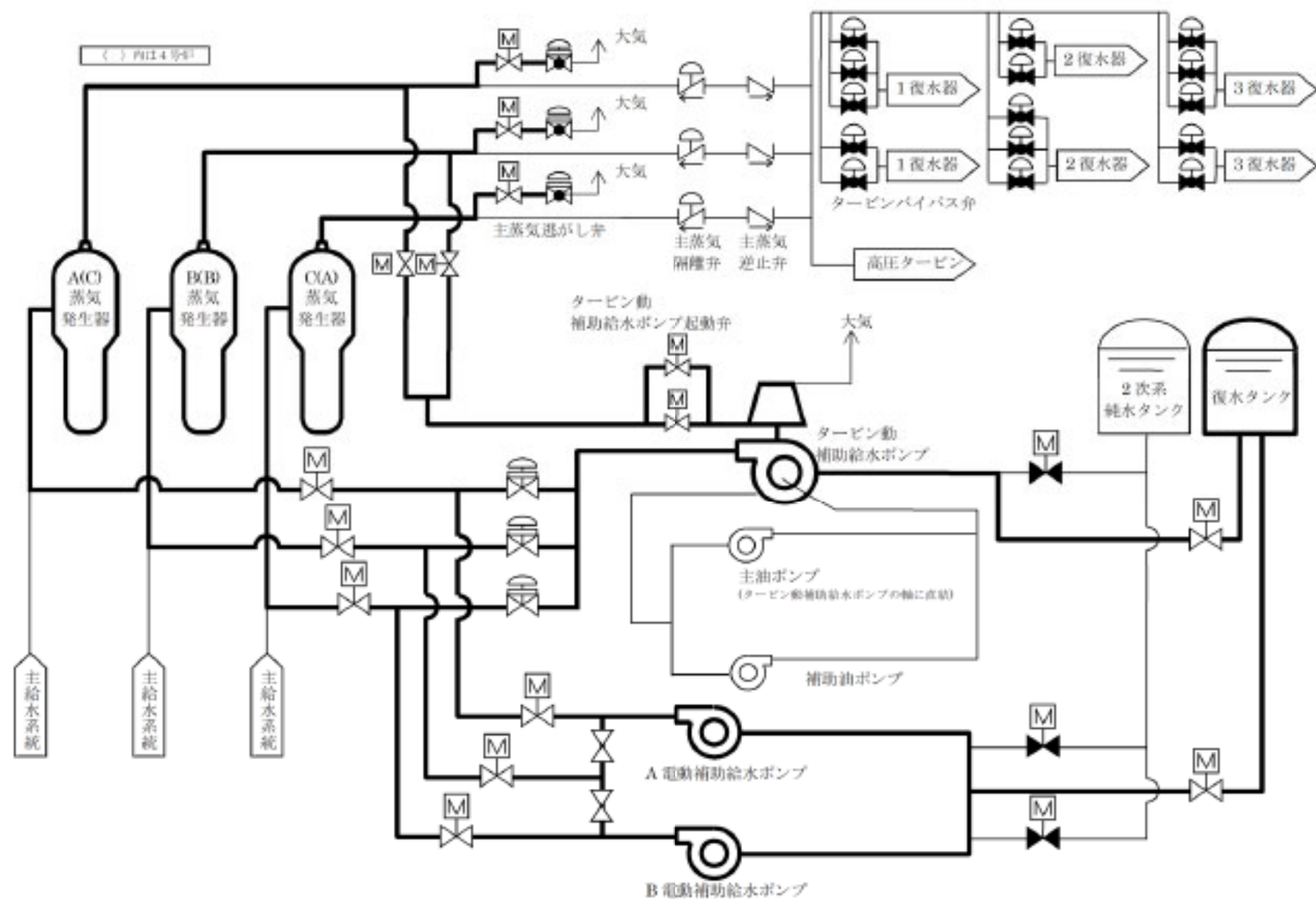
第 5.8.1 図 化学体積制御設備系統図



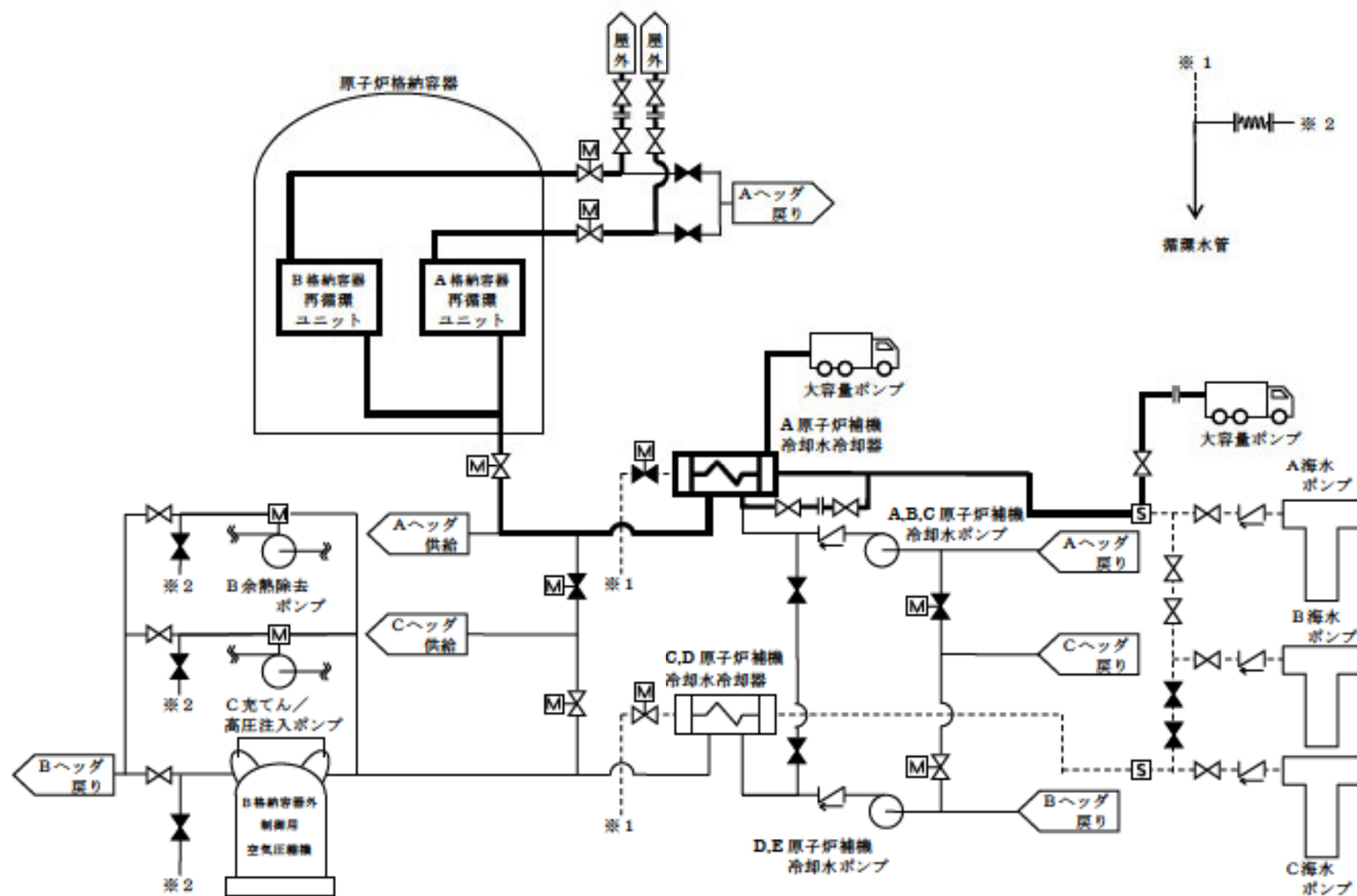
第 5.8.2 図 ほう素熱再生系系統説明図



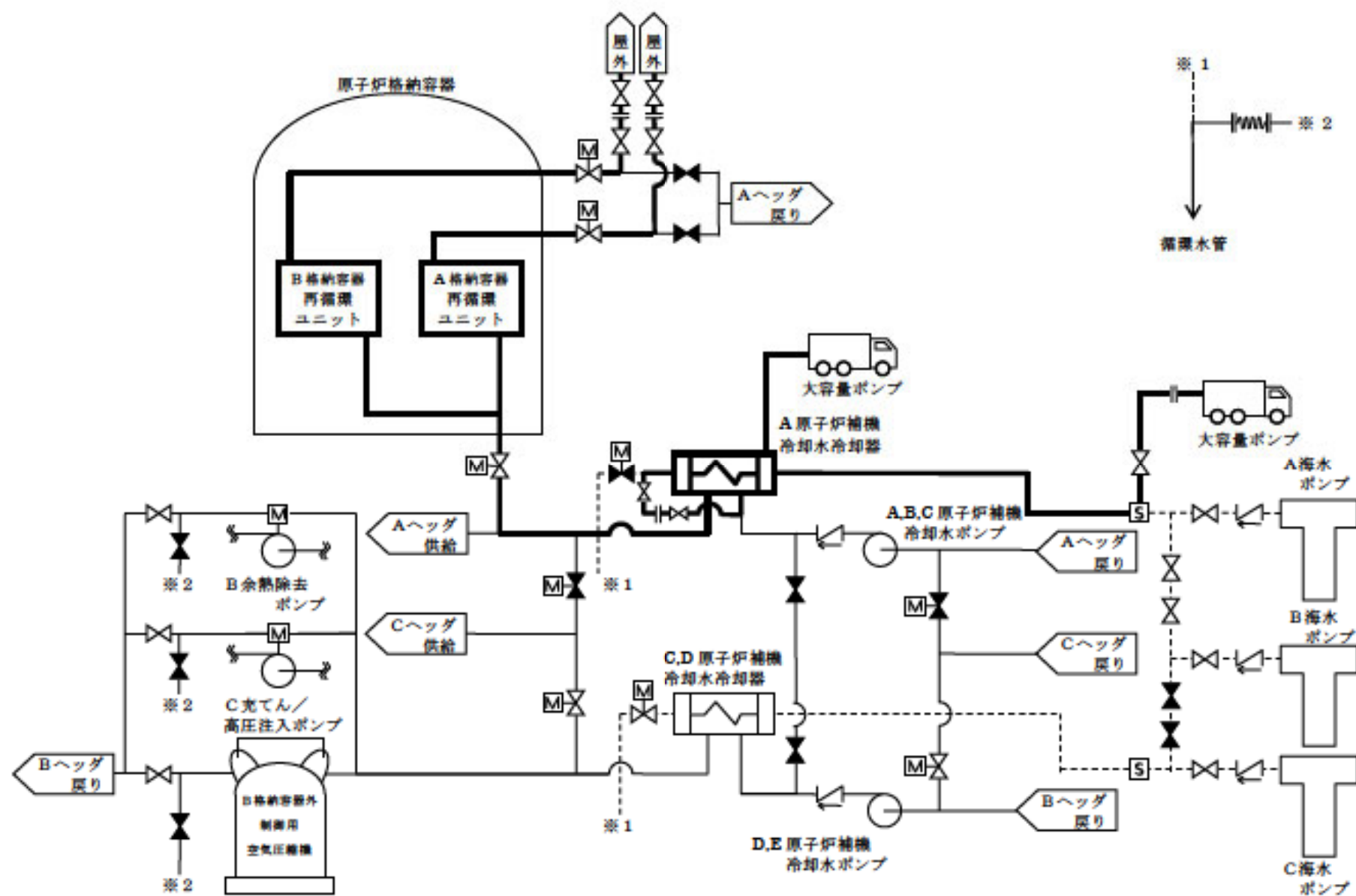
第 5.9.2.1 図 原子炉補機冷却海水設備系統説明図



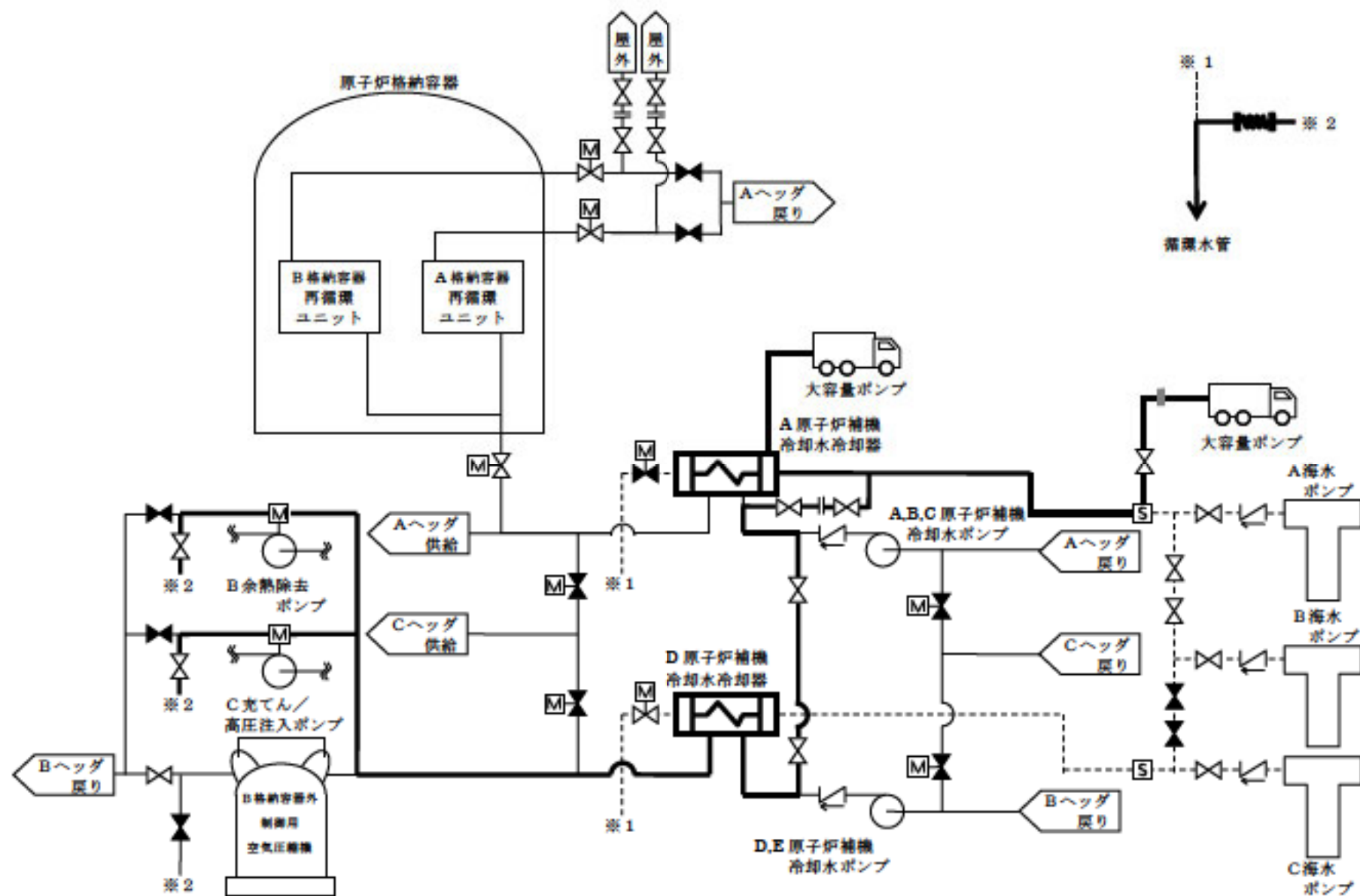
第 5.10.1 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 概略系統図（1）



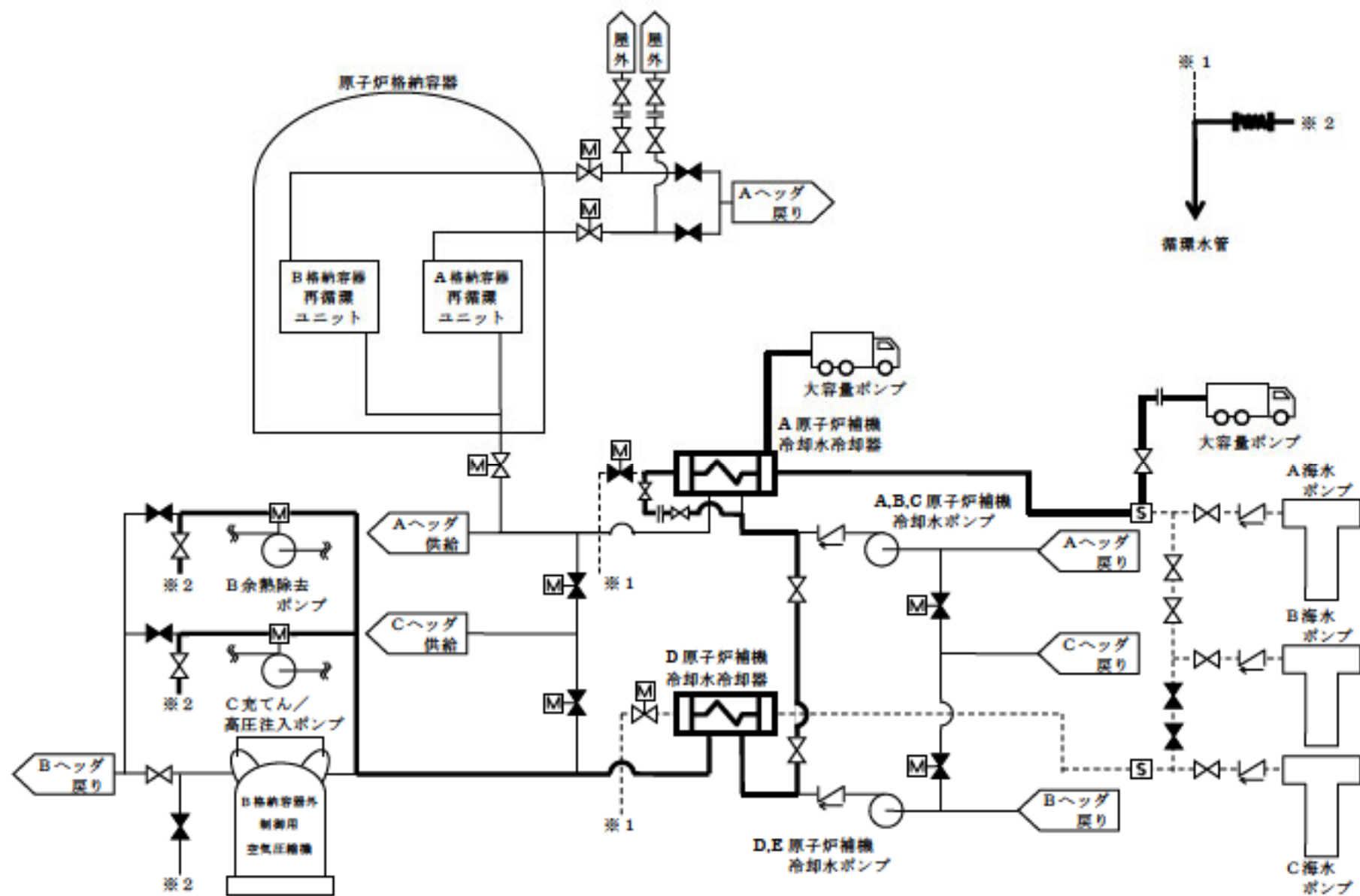
第5.10.2図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 概略系統図(2)(3号炉)



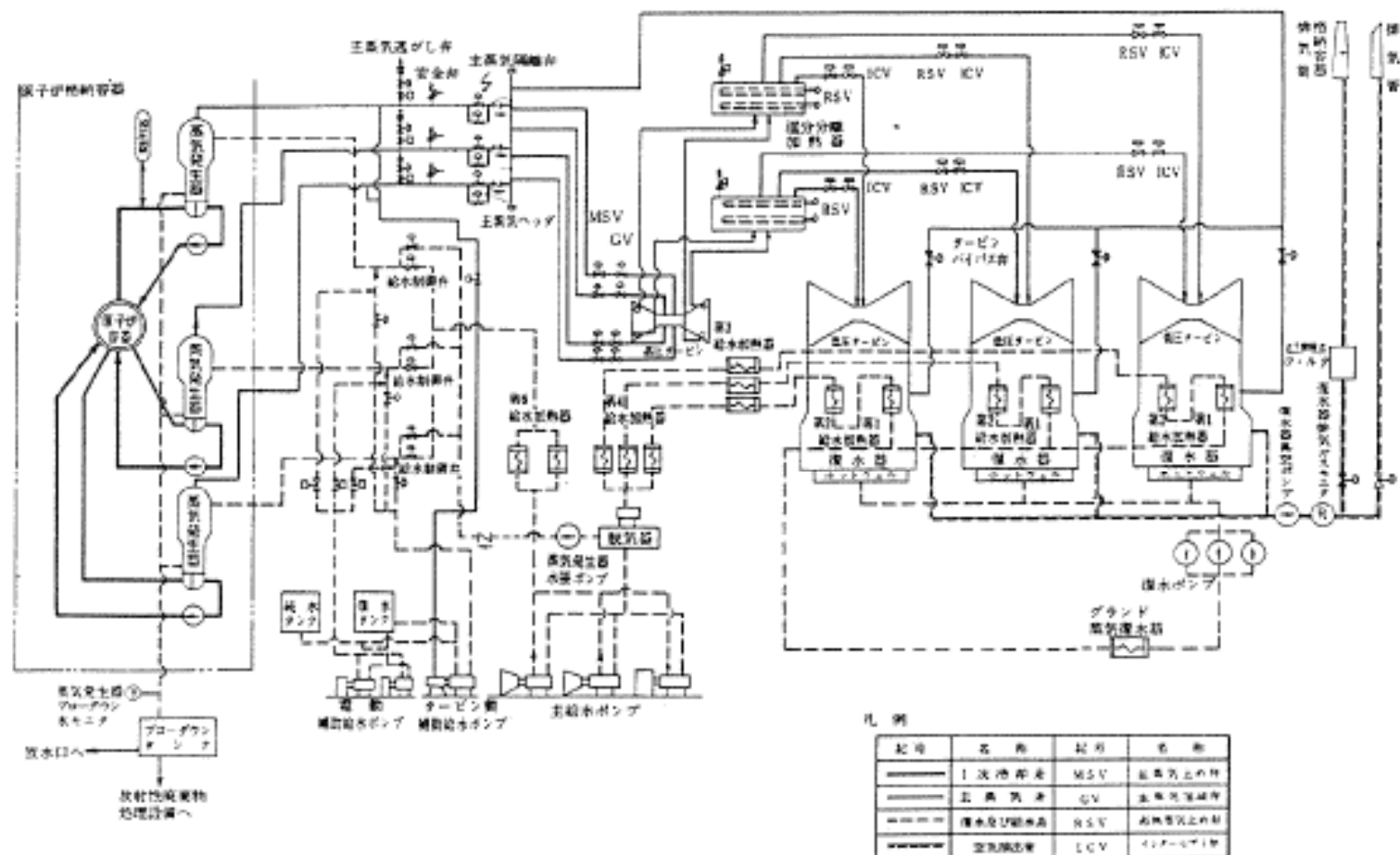
第 5.10.3 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 概略系統図 (3) (4号炉)



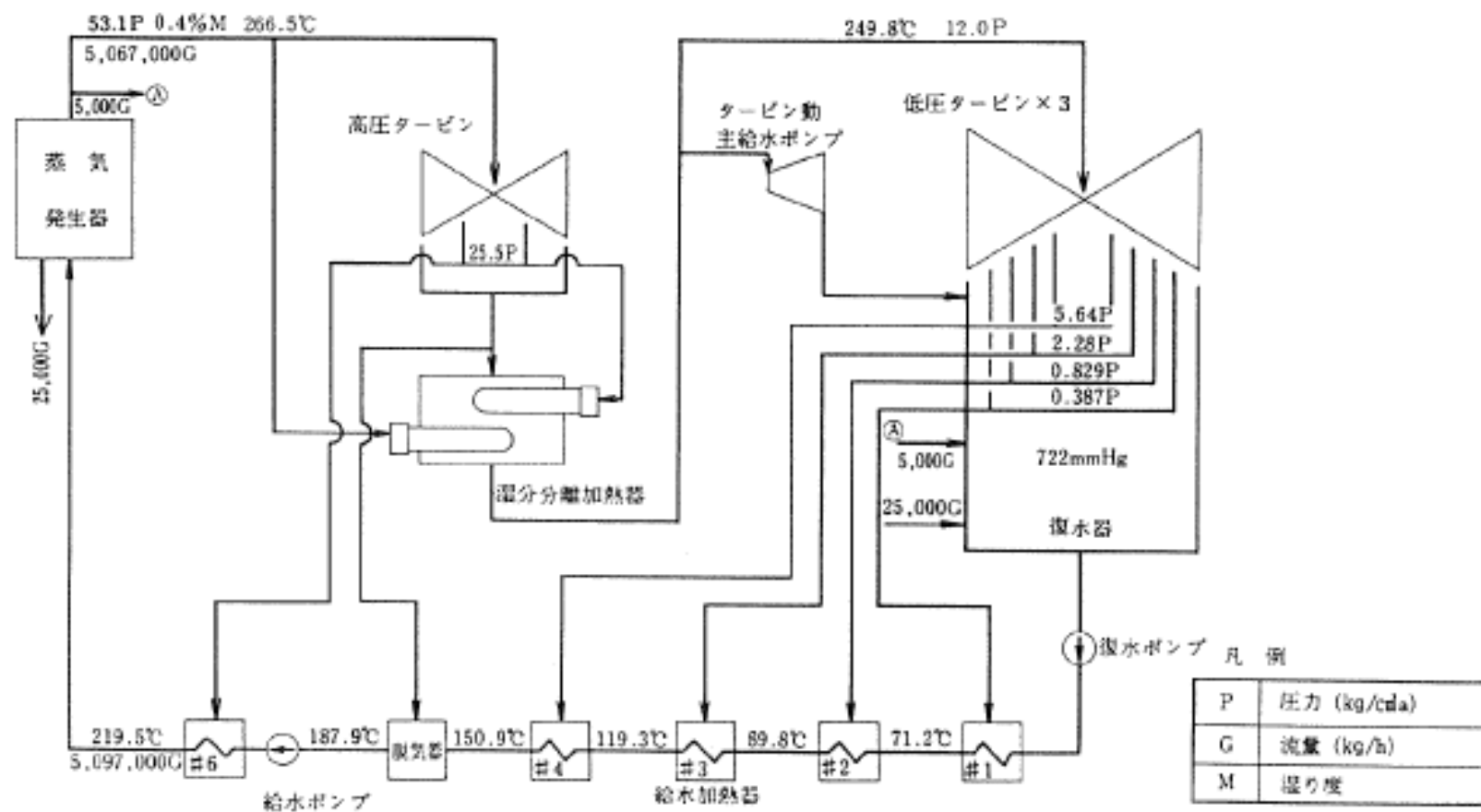
第 5.10.4 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 概略系統図 (4) (3号炉)



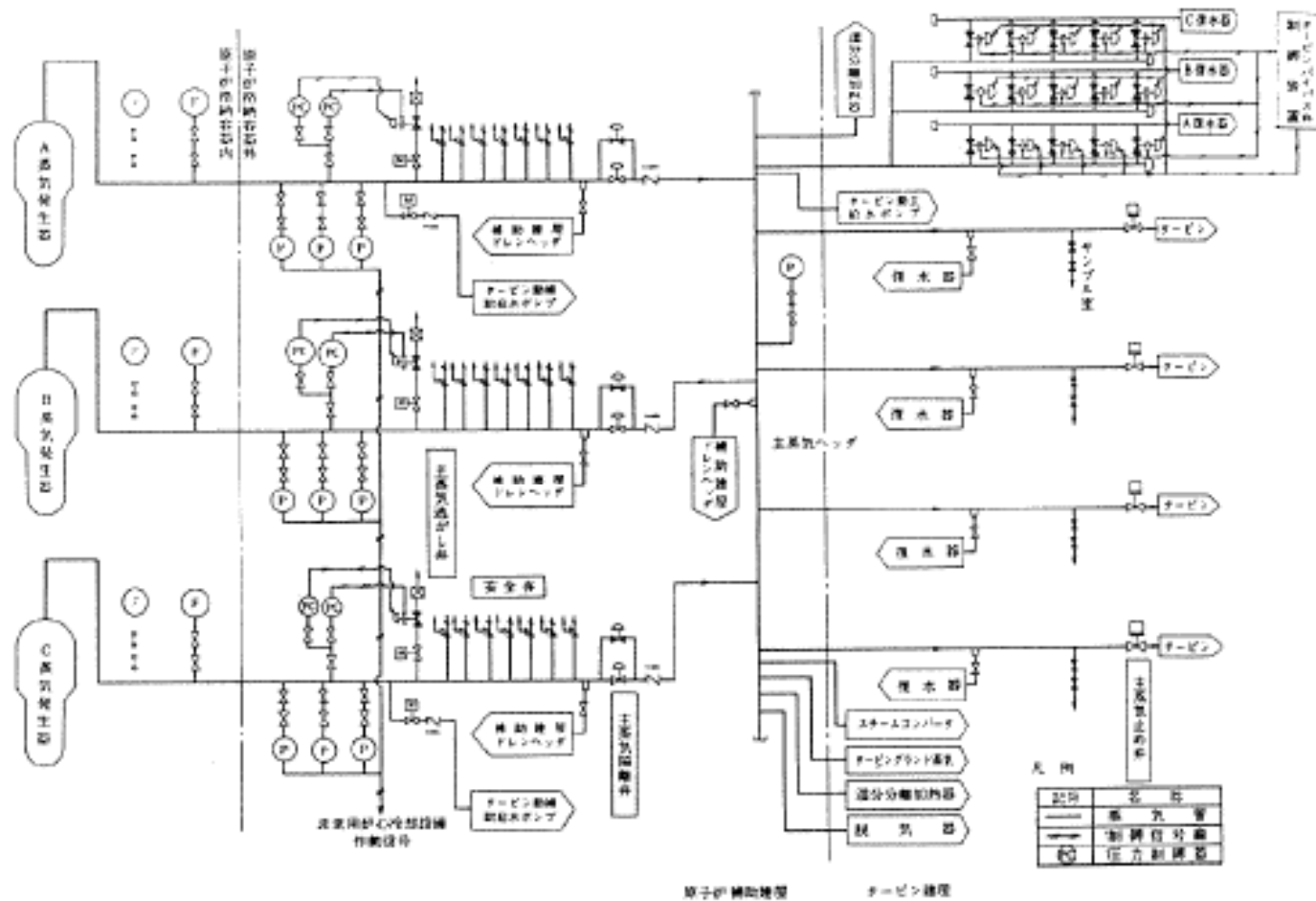
第 5.10.5 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 概略系統図 (5) (4号炉)



第 5.11.1.1 図 タービン系統説明図



第 5.11.1.2 図 タービンヒートバランス図



第 5.11.3.1 図 主蒸気系統説明図

中型4車室6分流排気再熱再生式

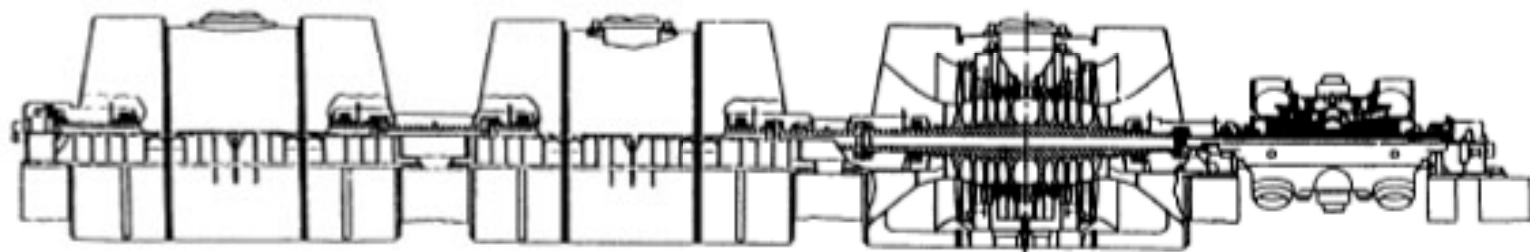
定格出力 870,000 kW

回転数 1,800 rpm

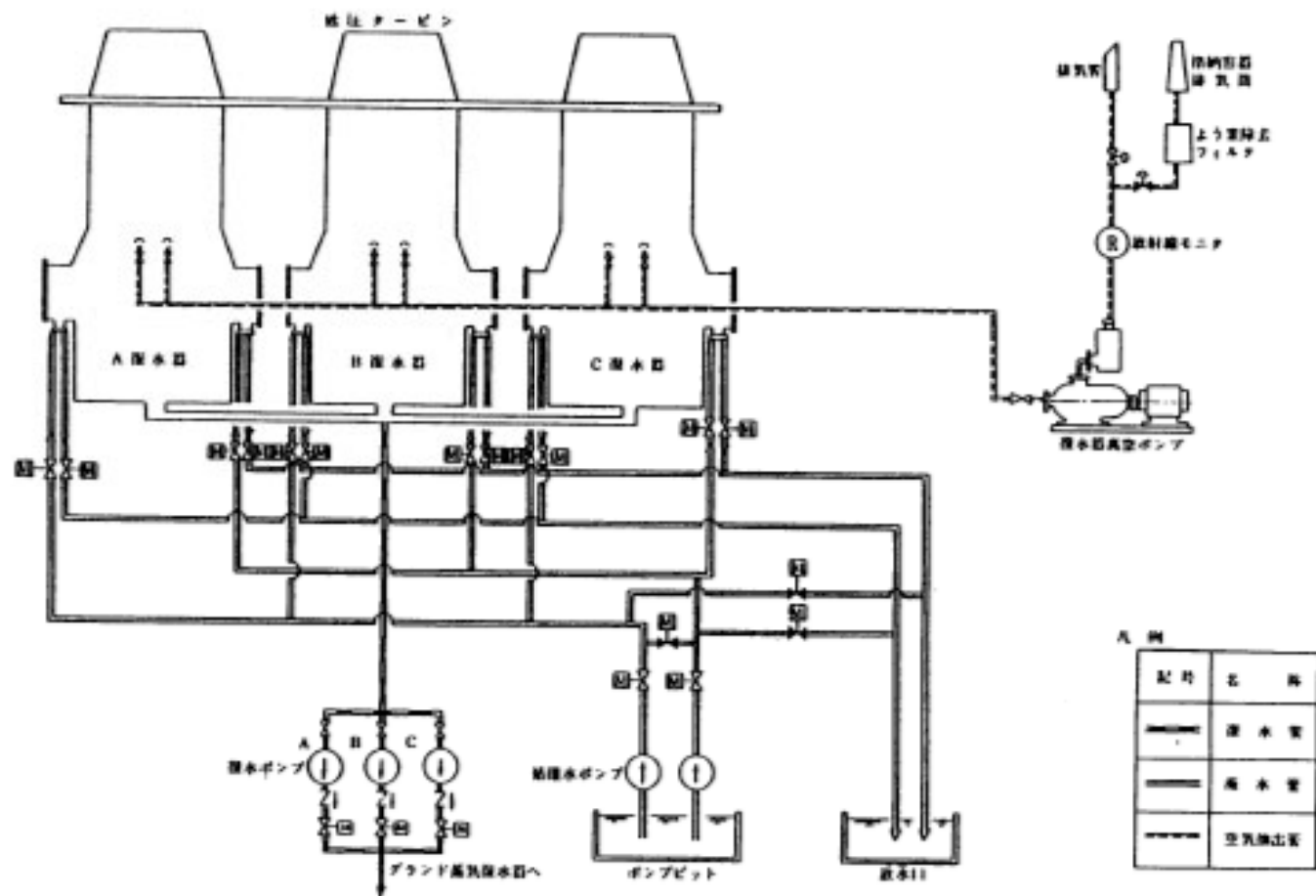
蒸気圧力(主蒸気止め弁前にて) 5.31 kg/cm²a

蒸気温度(主蒸気止め弁前にて) 266.5℃

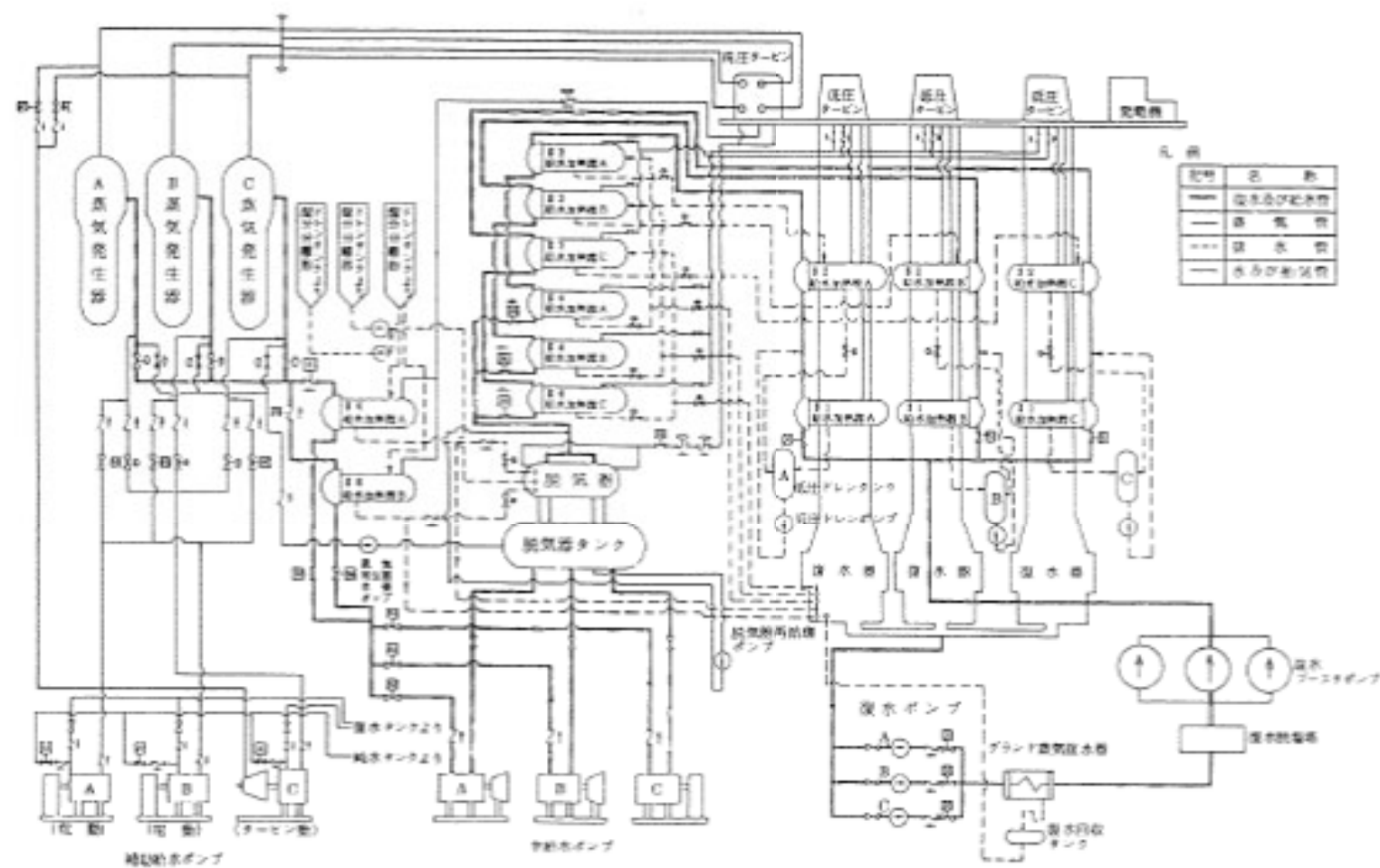
真空度(大気圧760mmHgの場合) 722 mmHg



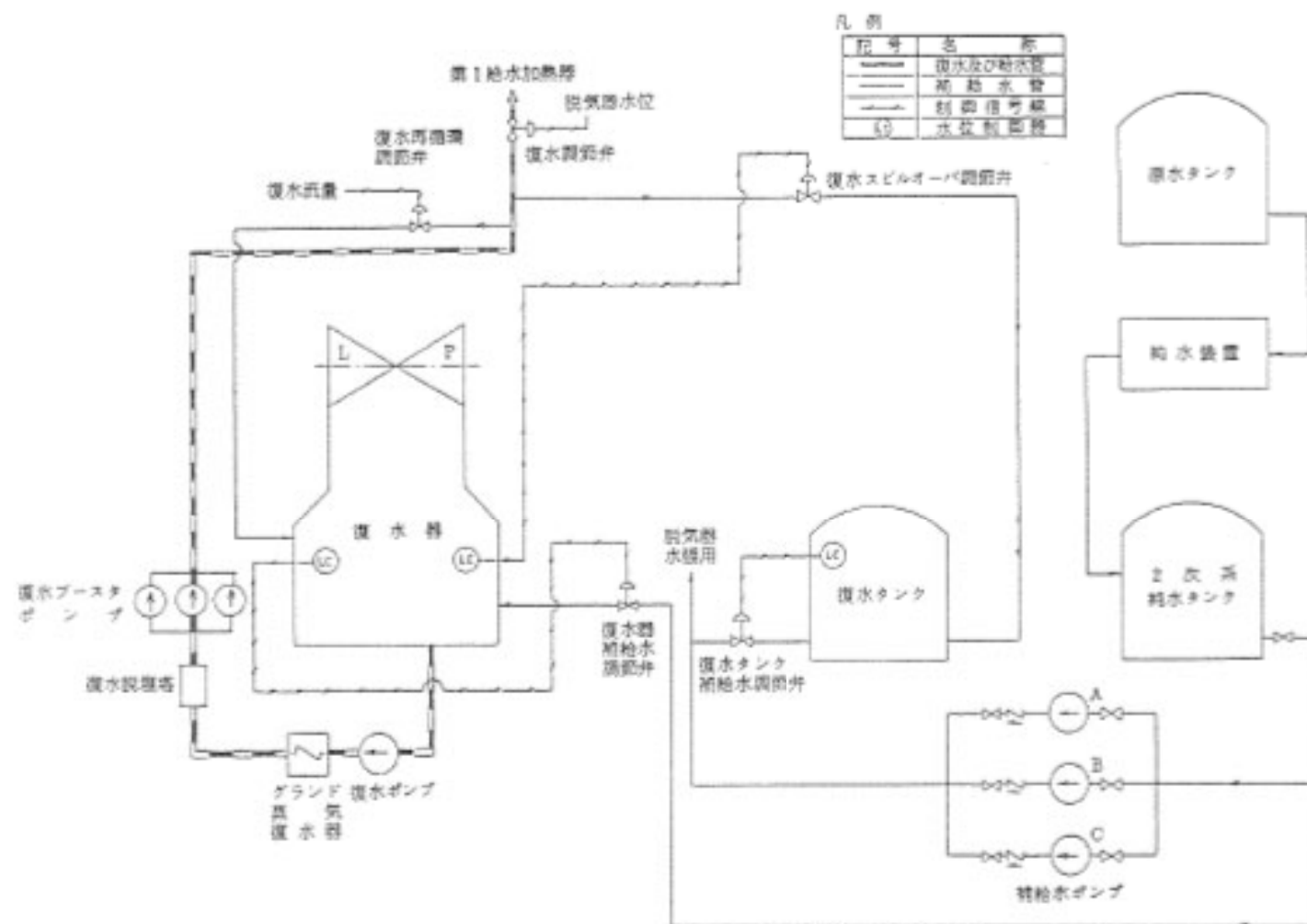
第 5.11.3.2 図 蒸気タービン断面説明図



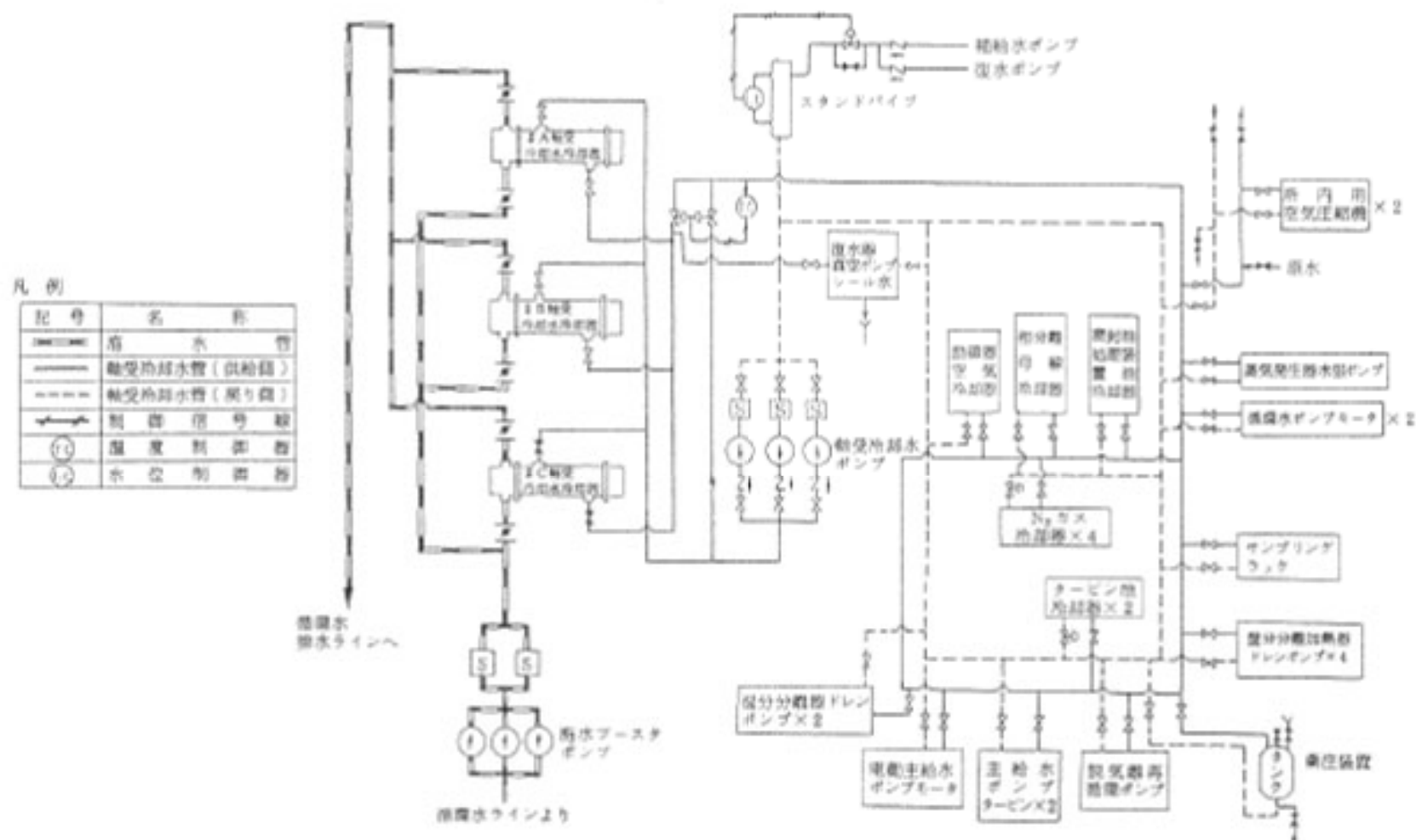
第 5.11.3.4 図 復水設備系統説明図



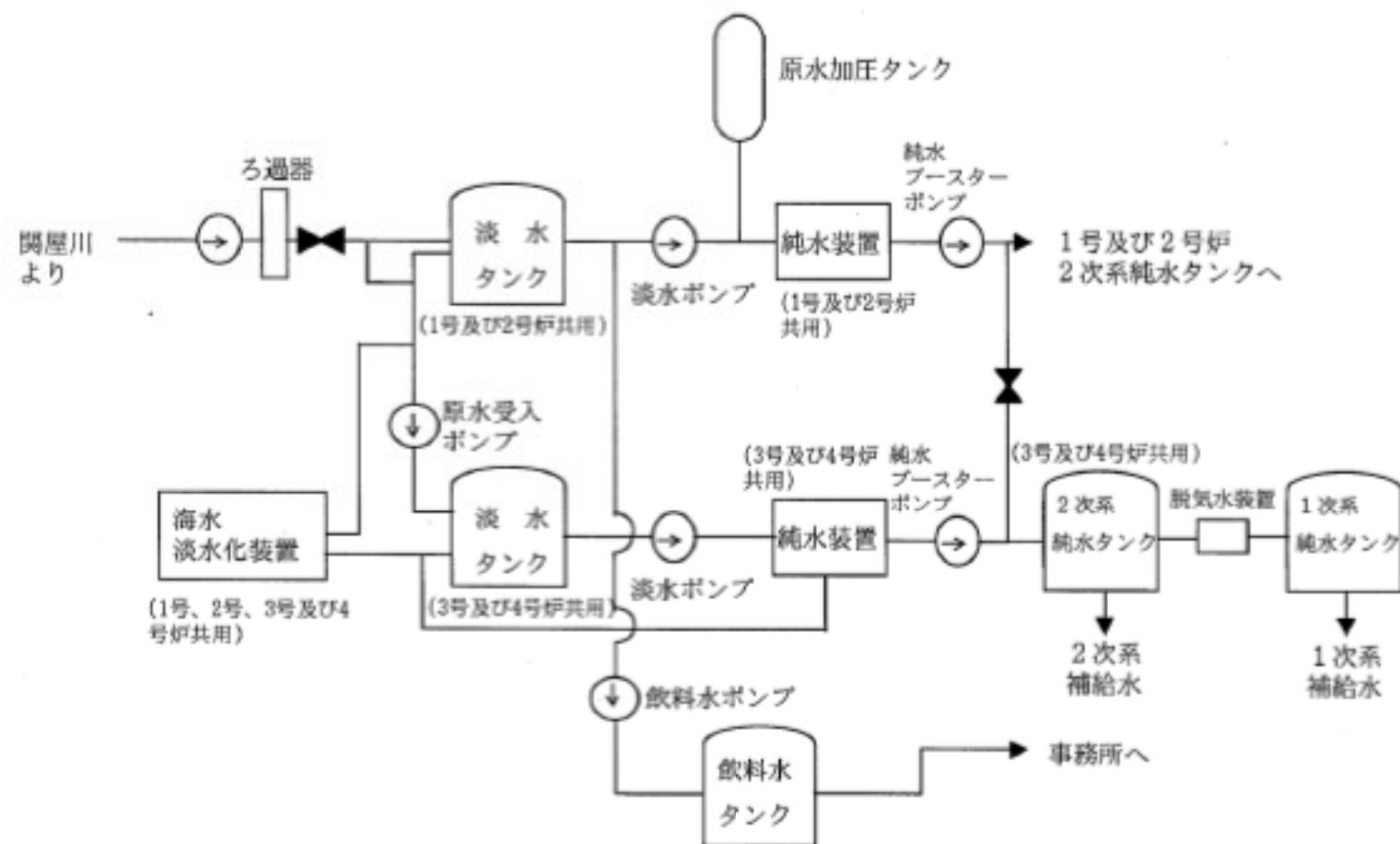
第 5.11.3.5 図 給水設備系統図



第 5.11.3.6 図 補給水設備系統図



第 5.11.3.7 図 軸受冷却水設備及び軸受冷却海水設備系統図



第 5.12.1 図 給水処理設備系統図

5.13 参考文献

- (1) 電気技術指針（原子力編）「原子炉冷却材圧力バウンダリ、格納容器バウンダリの定義」 J E A G 4602-1972
日本電気協会 電気技術基準調査委員会
- (2) 「Criteria for Crack Extension in Cylindrical Pressure Vessels」
G.T.Hahn,M.Sarrete and A.R.Rosenfield
International Journal of Fracture Mechanics,187-210,May,1969
- (3) Effect of Residual Stress on Brittle Fracture」
Welding Journal,Vol.38,April,1959
- (4) 「Propagation from Brittle Fracture in Steel」
Journal of Iron and Steel Institute,1953
- (5) 「Design of Piping Systems,2nd Ed.」
M.W.Kellog Co.
John Wiley & Sons,1956
- (6) 「第1種容器の設計過渡説明書」 MAPI-1051
三菱原子力工業,昭和52年
- (7) 「Water Coolant Technology of Power Reactors」
Paul Cohen
Gordon and Breach Sci.Pub.Inc.,New York,1969
- (8) 「Water Coolant Technology」
P.Cohen and G.R.Taylor
Westinghouse Nuclear Power Seminar,Paper 65-2,1965
- (9) 「Corrosion and Wear Handbook for Water Cooled Reactors」
D.J.De Paul
Mc Graw-Hill book Co.Inc.,New York,1957
- (10) 「超臨界圧発電所の化学管理 (1)、(2)、(3)」
東 泰正、川辺充志
火力発電、Vol.19 No.11、昭和43年
火力発電、Vol.19 No.12、昭和43年
火力発電、Vol.20 No.2、昭和44年

- (11) 「原子力タービン」
大久保 教生, 三菱電機技報 Vol.45 No.3, 昭和46年
- (12) 「火力発電とチタン」
伊藤 英男、金属、昭和51年7月
- (13) 「タービンミサイル評価について」
原子力委員会 原子炉安全専門審査会 タービンミサイル検討会、
昭和52年7月20日

6. 計測制御系統施設

6.1 原子炉制御設備

6.1.1 概要

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

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

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

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

制御棒クラスタによる原子炉の出力制御は、定格負荷の約15%以下の範囲では手動で行い、定格負荷の約15%以上では自動とする。この自動制御の範囲内では、 $\pm 5\%/min$ のランプ状負荷変化と、 $\pm 10\%$ のステップ状負荷変化に応じることができる。また、タービンバイパス制御系（70%容量）の動作により急激な負荷減少に対処できる。

原子炉制御設備には下記のものがあり、その概略を第6.1.1図に示す。

- (1) 制御棒制御系
- (2) ほう素濃度制御系
- (3) 加圧器圧力制御系
- (4) 加圧器水位制御系
- (5) 給水制御系
- (6) タービンバイパス制御系
- (7) 主蒸気逃がし弁制御系

(8) 制御棒クラスタ引抜き阻止及びタービンランバック

6.1.2 設計方針

- (1) 通常運転時の原子炉出力を、タービン負荷に追従させるように設計する。
- (2) 設計負荷変化で、主要な諸変数が許容される範囲内に納まり、十分な減衰性をもつ安定な応答をするように設計する。
- (3) 運転員がプラント運転状態を監視でき、必要な場合にはプラントの手動制御ができるように設計する。

6.1.3 主要設備

6.1.3.1 制御棒制御系

制御棒クラスタは48本とし、これを制御グループ4バンク、停止グループ2バンクに分け、原子炉の出力制御用と停止用に使用する。原子炉トリップ時には制御棒クラスタ48本は、その駆動装置用電源を遮断することにより、自重で炉心に落下する。

(1) 制御グループによる制御

通常運転状態で原子炉出力を自動制御している場合には、プラントの出力変更は、蒸気加減弁を調整してタービンへの蒸気流量を加減することによって行う。原子炉側ではその出力変化による諸量の変動を検出し、これを通常運転時の偏差内に保つように、制御グループの制御棒クラスタを自動操作し、出力変化に追従させる。原子炉側における主要制御変数として1次冷却材平均温度を用いるが、この温度は第6.1.2図に示すように、1次冷却材ループに設けた測温抵抗体により測定する。各1次冷却材ループの低温側温度と高温側温度とから合計3チャンネルの平均温度を信号選択回路で選択し、1次冷却材平均温度として使用する。

この1次冷却材平均温度信号を、第6.1.3図に示すようにタービン負荷に比例するプログラム平均温度と比較して制御信号を作る。この制御信号と、タービン負荷と中性子束の差の変化率補助信号

とにより、制御グループの制御棒クラスタを速度制御し、1次冷却材平均温度を所要の値に維持する。また、制御グループの各バンクは、第6.1.4図に示すような順序で駆動する。制御棒クラスタの引抜き及び挿入速度は第6.1.3図に示すように制御信号に比例し、最大約114cm/minの速度まで駆動することができ、比較的大きい負荷変化に対しても応答する機能を有する。

(2) 停止グループによる制御

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

6.1.3.2 ほう素濃度制御系

この制御系は、ほう素熱再生方式及びフィードアンドブリード方式を持つ。両方式を使用してほう素濃度を制御することにより比較的ゆるやかな反応度変化を制御するが、フィードアンドブリード方式は燃料の燃焼、キセノン、サマリウム量の変化に伴うほう素濃度を制御し、ほう素熱再生方式は主としてプラントの負荷変動に伴い必要となる1次冷却材中のほう素濃度を制御するためにフィードアンドブリード方式とともに用いられる。

1次冷却材中のほう素濃度は、これら化学体積制御設備を使用して手動操作で増減する。

また、1次冷却材中のほう素濃度は、適時試料採取し測定する。

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

(1) 制御棒クラスタ位置とほう素濃度

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

制御棒クラスタのそう入限界位置は、炉出力の関数として制御棒クラスタの位置の下限を決めたもので、原子炉を確実に停止す

るに足る反応度を持つように決定する。また、制御棒クラスタ引抜き限界は、負荷追従が可能なように、その上限を決めたものである。

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

上限については、制御棒クラスタ位置が、制御棒クラスタ引抜き限界位置からずれば警報を発する。運転員はほう素濃度の希釈を行い制御棒クラスタを所定の位置に戻す。

(2) ほう素濃度の調整

1次冷却材中のほう素濃度の調整は、化学体積制御設備により行う。

ほう素濃度制御のうち、フィードアンドブリード方式の場合には、「自動補給」、「希釈」、「急速希釈」及び「ほう酸添加」の4つのモードがあり、これらのモード選択は、中央制御盤上のモード選択スイッチにより行う。

また、ほう素熱再生方式の場合には、「ほう素添加」、「ほう素希釈」の2つのモードがあり、このモード選択は、中央制御盤上のモード選択スイッチにより行う。

6.1.3.3 加圧器圧力制御系

過渡時の原子炉冷却系の圧力変化は、加圧器及び加圧器圧力制御装置によって制御する。この圧力制御は、原子炉冷却系の圧力が一定の値になるように行う。加圧器には、スプレイ弁、逃がし弁、安全弁及びヒータを設ける。

通常運転状態では、加圧器の下部は液相、上部は気相になっており、加圧器圧力が設定値を超えて高くなった場合は、原子炉冷却系の低温側の1次冷却材を加圧器の気相にスプレイして蒸気の凝縮を

行う。このスプレー流量は、加圧器圧力信号により比例制御する。また、このスプレー作動時の熱応力の抑制及び加圧器内の1次冷却材のほう素濃度調整のため、常時少量のスプレーを行う。

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

後備ヒータ、加圧器逃がし弁及び加圧器逃がし弁元弁は非常用電源に接続し、外部電源が喪失した場合でも必要に応じ手動操作することができる。

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

加圧器圧力が設定値より大きく低下した場合は、加圧器圧力信号によりスプレー弁を全閉し圧力低下を阻止する。

加圧器圧力制御系の作動の概略を第6.1.5図に示す。

6.1.3.4 加圧器水位制御系

加圧器水位プログラムは、1次冷却材平均温度に比例して設定し、出力変化に伴う実際の1次冷却材の体積変化にできるだけ一致するようにする。この加圧器水位プログラムと加圧器水位との偏差信号に従い、化学体積制御設備の充てん流量を自動調整する。

加圧器水位が異常に低下した場合には、抽出ライン制御弁を全閉し水位の低下を防止する。

6.1.3.5 給水制御系

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

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

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

6.1.3.6 タービンバイパス制御系

タービンバイパス制御系は、蒸気発生器によって発生する蒸気をタービンをバイパスして直接復水器へダンプする装置であり、定格負荷の約70%に相当する蒸気をバイパスする能力を持つ。この装置は、大きなステップ状負荷減少時に、1次冷却系に過渡的に蓄えられる熱を除去し、プラントを負荷減少に対し安定に追従させるばかりでなく、全負荷からのタービントリップに際しても、2次側の主蒸気安全弁を動作させることなく、1次冷却材平均温度を無負荷温度に下げる働きを有する。更に、高温待機時には余熱の除去、プラント冷却時には冷却のための除熱を行う。

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

高温待機状態あるいはプラント冷却時には、主蒸気ヘッド圧力信

号を使用するいわゆる圧力制御に切替える。

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

6.1.3.7 主蒸気逃がし弁制御系

主蒸気逃がし弁制御系は、主蒸気を大気に放出する装置で、定格負荷の約10%に相当する蒸気を放出する能力を持つ。

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

6.1.3.8 制御棒クラスタ引抜き阻止及びタービンランバック

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

(1) 制御棒クラスタ引抜き阻止

中間領域中性子束高

出力領域中性子束高

過大温度 ΔT 高

過大出力 ΔT 高

(2) タービンランバック

過大温度 ΔT 高

過大出力 ΔT 高

6.1.4 評価

原子炉は、負の反応度フィードバックによる自己制御性と、原子炉制御系の機能による十分な負荷追従性を有し、負荷に応じた安定な運転ができる。

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

(3.5 動特性参照)

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

6.2 原子炉計装⁽¹⁾

6.2.1 概要

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

(1) 炉外核計装

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

(2) 炉内計装

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

(3) 停止余裕監視装置

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

(4) 制御棒位置指示計装

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

6.2.2 炉外核計装

6.2.2.1 設計方針

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

- らない設計とする。
- (2) 炉外核計装は、炉心の軸方向及び水平方向出力分布を監視できる設計とする。
 - (3) 炉外核計装は、単一故障あるいは使用状態からの単一の取外しを行っても、原子炉保護機能を喪失しないような多重性を有する設計とする。
 - (4) 炉外核計装は、チャンネル相互を分離し、チャンネル間の独立性を図る設計とする。
 - (5) 炉外核計装は、駆動源の喪失又は系のしゃ断に対して最終的に安全な状態に落ち着くような設計とする。
 - (6) 炉外核計装は、安全保護系と計測制御系を分離した設計とし、安全保護系の一部から計測制御系へ信号を取出す場合には、計測制御系の故障が安全保護系の機能を損わない設計とする。
 - (7) 炉外核計装は、原子炉の運転中、定期的に試験を行い、機能喪失していないことを確認できるような設計とする。

6.2.2.2 主要設備

炉外核計装は、第6.2.1図に示すように、中性子源領域、中間領域及び出力領域の各計測領域によって、原子炉停止状態から定格出力の120%までの炉心中性子束レベルを監視できる構成とする。

(1) 中性子源領域測定系

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

また、中性子束検出器を保護するため、中間領域中性子束レベルがパーミッシブ信号-6（第6.6.2表にパーミッシブ信号一覧表

を示す)の設定値以上となると、中性子束検出器の高圧電源をしゃ断する。

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

(2) 中間領域測定系

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

(3) 出力領域測定系

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

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

(4) 炉外核計装盤

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

炉外核計装への電源は、4台の計測制御用電源からそれぞれ独立に給電してチャンネル相互間の電氣的な分離を図る。

盤内配線にはテフロン電線を用いるなど、炉外核計装盤はできるだけ不燃化、あるいは難燃化を考慮した設計である。

6.2.2.3 評価

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

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

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

(3) 炉外核計装は、チャンネル間の相互干渉を防止するため、検出器は相互に距離をへだてて設置すると共に、チャンネル毎に独立したラックに機器、装置を取納する。ラック内の配線にはテフロン電線を使用するなど、実用可能な限り不燃化あるいは難燃化が計られるほか、検出器ケーブル及び原子炉保護設備への配線はチャンネル毎に分離して布設され、ラックへの電源もチャンネル毎に独立に供給される設計となっている。

(4) 炉外核計装の信号を計測制御系に使用する場合には、絶縁増幅

器によって両者の間を絶縁し、計測制御系において、回路の開放、短絡等の故障が生じて、安全保護系の機能に影響を与えない設計となっている。

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

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

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

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

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

6.2.3 炉内計装

6.2.3.1 設計方針

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

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

(3) 炉内核計装の測定データは、炉外核計装の中性子束分布監視機能の校正を行うのに十分なものとする。

6.2.3.2 主要設備

(1) 炉内熱電対計装

炉内熱電対計装は第6.2.4図及び第6.2.5図に示すように、燃料集合体出口の1次冷却材温度をクロメル・アルメル熱電対で測定する。炉内へ入れる案内管は原子炉容器頂部のシール部を通り、燃

料集合体の出口で終端する。原子炉容器頂部のシール部は、原子炉内圧に対して完全にシールする。熱電対は、必要に応じて取り替えることができるように、ステンレス鋼のシールで覆い、上記案内管の中に入れる。

熱電対の出力は、炉内計装盤に設置した指示計で読み取ることができる。

(2) 炉内核計装

炉内核計装は、第6.2.4図及び第6.2.5図に示すように、核分裂電離箱方式の可動小型中性子束検出器を炉心内に挿入し、燃料集合体軸方向中性子束分布を測定する。この可動小型中性子束検出器を4個設け、炉心内に挿入する通路の選択及び小型検出器の駆動は、炉内計装盤からの遠隔操作によって行う。

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

シンプルは、保守及び燃料取替えのため引抜きできるようにする。

小型検出器駆動設備は、第6.2.6図に示すように駆動装置、6パス選択装置及び15パス選択装置で構成する。

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

駆動装置は、駆動モータ、駆動輪を納めた駆動箱及び巻取装置で構成する。

6群までの選択可能なパスのうちの1つに検出器を入れるため、各駆動装置に1個の6パス選択装置を設ける。

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

また、4個の検出器については、共通な1個のバスを設け、検出器間の相互感度校正のために使用する。

可動小型中性子束検出器の出力信号は、炉内計装盤に送り、指示、記録する。

6.2.3.3 評価

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

6.2.4 停止余裕監視装置

6.2.4.1 設計方針

- (1) 通常運転時に、必要な反応度停止余裕を確保するために、制御棒クラスタのそう入限界を監視する設計とする。
- (2) 零出力から全出力までの制御棒クラスタそう入限界を設定することにより制御棒クラスタのそう入を制限して、制御棒クラスタが飛出した場合でも過大な反応度が添加されないような設計とする。

6.2.4.2 主要設備

制御グループ、制御棒クラスタのバンク A, B, C, D におおの停止余裕監視装置を設ける。

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

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

また、演算結果とバンク位置は同一の記録計に入れ監視できるようにする。

6.2.4.3 評価

本停止余裕監視装置は、以下に示すように設計方針を十分満足している。

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

6.2.5 制御棒位置指示計装

6.2.5.1 設計方針

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

6.2.5.2 主要設備

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

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

制御棒位置指示計装ブロック図を第6.2.8図に示す。

6.2.5.3 評価

本設備により予想変動範囲での制御棒位置の監視が可能である。

6.3 プロセス計装

6.3.1 概要

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

プロセス計装設備は、検出器のほかに、演算処理装置を収納する計器ラックから構成し、主要なパラメータは、中央制御盤に指示、記録及び警報の発信を行う。

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

6.3.2 設計方針

(1) 安全保護回路のプロセス計装は、以下の方針で設計する。

- a. 安全保護回路のプロセス計装は、運転時の異常な過渡変化が生じた場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び必要な工学的安全施設と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできる設計とする。
- b. 安全保護回路のプロセス計装は、設計基準事故時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系統及び必要な工学的安全施設を含む適切な系統を自動で作動する設計とする。
- c. 安全保護回路のプロセス計装は、単一故障又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を喪失しないよう多重性を確保する設計とする。
- d. 安全保護回路のプロセス計装は、チャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間において独立性を確保する設計とする。
- e. 安全保護回路のプロセス計装は、駆動源の喪失、系統の遮断その他考慮すべき不利な状況に対して最終的に安全な状態に落ち着くような設計とする。
- f. 安全保護回路のプロセス計装は、不正アクセス行為その他の電

子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。

g. 安全保護回路のプロセス計装は、計測制御系と分離した設計とし、安全保護回路の一部を計測制御系と共用する場合には、計測制御系の故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが波及し、その安全保護機能を失わないように、機能的に分離する設計とする。

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

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

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

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

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

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

b. プロセス計装の主要なパラメータは中央制御盤で監視できるようにする。

c. 主要なプロセス計装の電源は、無停電電源装置より給電する。

6.3.3 主要設備

6.3.3.1 安全保護回路のプロセス計装

原子炉保護設備及び工学的安全施設作動設備に信号を供給する安全保護回路のプロセス計装は、検出器のほかに演算処理装置を収納する計器ラックから構成される。安全保護回路のプロセス計装を第6.3.1表に示す。

ここにも示すとおり、これらの計装は単一故障又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を喪失しないよう多重化しており、それぞれのチャンネルは、独立した計器ラックに収納することにより物理的に分離している。

また、これらの計装に必要な電源は、4台の無停電電源装置からそれぞれ独立に給電すると共に、検出器と計器ラック間等の関連する配線もチャンネル相互に分離し電氣的にも独立性を保つようにする。

さらに、安全保護回路のプロセス計装の信号を制御系に使用する場合には、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回路に影響を与えることのないようにする。

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

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

6.3.3.2 安全保護系以外のプロセス計装

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

また、事故時において事故の状態を知り対策を講じるに必要なブ

プロセス計装は第6.3.2表に示すとおりであり、これらは監視、記録できるようにする。

(1) 1次冷却系計装

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

なお、炉心冷却状態監視を補助するものとして原子炉水位計を設ける。

(2) 化学体積制御系計装

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

(3) 主蒸気及び給水、補助給水系計装

主蒸気及び給水の圧力、温度、補助給水流量、復水タンク水位等を指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(4) 燃料取替用水系計装

燃料取替用水タンク水位等を指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(5) 原子炉格納容器関連計装

スプレイ流量、原子炉格納容器内温度、水位、水素ガス濃度等を指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(6) 原子炉補機冷却系計装

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

(7) 制御用空気系計装

制御用空気圧力等を指示または記録し、必要なものについては

警報を発する。

(8) 非常用炉心冷却系計装

高圧及び低圧注入流量等を指示又は記録し、必要なものについては警報を発する。

(9) 燃料貯蔵設備計装

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

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

(10) その他

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

(11) 記録及び保存

安全保護回路以外のプロセス計装で必要なものについては記録及び保存を行う。

(12) プラント計算機

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

6.3.4 評価

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

(2) 多重化された安全保護系のプロセス計装は、チャンネル間の相互干渉を防止するため、検出器は相互に距離をへだてて設置し、それぞれのチャンネルは、独立した計器ラックに収納している。

電源、配線についてもチャンネル毎に独立な構成としている。ま

た、計器ラック、配線は、実用上可能な限り、難燃性、あるいは不燃性材料を使用する設計としている。

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

(4) 安全保護系のプロセス計装は、電源の喪失、系のしゃ断に対して原子炉の保護動作をとる方向に作動するように設計している。

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

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

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

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

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

また、事故時において、事故の状態を知り対策を講じるに必要なパラメータである格納容器圧力、温度等は、監視できる設計としている。

(8) プロセス計装の主要なパラメータは、中央制御盤で監視できる。

6.4 計装設備（重大事故等対処設備）

6.4.1 概要

重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために必要なパラメータにより、検討した炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な原子炉施設の状態を把握するための設備を設置又は保管する。

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータは、「添付書類十 第5.1.1表」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び有効な監視パラメータとする。

炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な原子炉施設の状態を把握するためのパラメータは、「添付書類十 第5.1.1表」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータとする。

重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータは、設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を第6.4.1表及び第6.4.2表に、設計基準最大値等を第6.4.3表に示す。

6.4.2 設計方針

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

重要な監視パラメータ又は有効な監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）の計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の推定は、「添付書類十 第5.1.1表」のうち「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時のパラメータ推定又は計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

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

具体的なパラメータは、以下のとおりとする。

- ・可搬型格納容器内水素濃度計測装置
- ・原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力
- ・格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）
- ・アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率（9.8 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）

アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率については、「9.8水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」に記載する。

直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。計測できるパラメータ最大値等を第6.4.3表に示す。

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

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

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

る。重大事故等の対応に必要な現場のパラメータについても、記録できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）
- ・SPDS表示装置
- ・可搬型温度計測装置

重大事故等対処設備は非常用母線に接続され、代替電源である空冷式非常用発電装置、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（3系統目）及び電源車から給電可能な設計とする。また、全交流動力電源喪失時においても、空冷式非常用発電装置からの給電までは十分な容量を有した蓄電池（安全防護系用）から給電可能な設計とする。全交流動力電源が喪失した場合において、計測設備へ交流電源を給電するため、空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう及びタンクローリーを使用する。空冷式非常用発電装置は、計測設備へ交流電源を給電できる設計とする。また、常設直流電源系統が喪失した場合においても、直流電源を給電するため、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（3系統目）、電源車及び可搬式整流器を使用する。蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（3系統目）又は電源車及び可搬式整流器は、計測設備へ直流電源を給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・空冷式非常用発電装置（10.2 代替電源設備）
- ・燃料油貯油そう（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（10.2 代替電源設備）
- ・蓄電池（安全防護系用）（10.2 代替電源設備）
- ・蓄電池（3系統目）（10.2 代替電源設備）
- ・電源車（10.2 代替電源設備）
- ・可搬式整流器（10.2 代替電源設備）

空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう、タンクローリー、蓄電池（安全防護系用）、蓄電池（3系統目）、電源車及び可搬式整流器については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合においても可搬型格納容器内水素濃度計測装置は、電源を空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

6.4.2.1 多様性、位置的分散

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

常設の重大事故等対処設備のうち重要代替パラメータ（当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器を除く。）による推定は、重要な監視パラメータと異なる物理量（水位、注水量等）又は測定原理とすることで、重要な監視パラメータに対して可能な限り多様性を持った計測方法により計測できる設計とする。重要代替パラメータは重要な監視パラメータと可能な限り位置的分散を図る設計とする。

重要な監視パラメータの計測、重要代替パラメータの他チャンネルの計測及び重要代替パラメータの計測における電源は、設計基準事故対処設備としての電源に対して多様性を持った代替電源から給電できる設計とする。電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」にて記載する。

6.4.2.2 悪影響防止

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

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

安全パラメータ表示システム（SPDS）及びSPDS表示装置は、電源操作によって、通常の系統構成から重大事故等対処設備と

して系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。可搬型格納容器内水素濃度計測装置、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力及び格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）並びに可搬型計測器は、通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.4.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

常設の重大事故等対処設備は、必要な計測範囲を有する計器により計器の不確かさを考慮しても設計基準を超える状態において原子炉施設の状態を推定できる設計とする。

可搬型の重大事故等対処設備は、設計基準を超える状態において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装置は、3号炉及び4号炉それぞれで1個使用する。保有数は3号炉及び4号炉それぞれで1個、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として3号炉及び4号炉それぞれで1個の合計4個を分散して保管する設計とする。

可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力は、3号炉及び4号炉それぞれで1個使用する。保有数は3号炉及び4号炉それぞれで1個、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として3号炉及び4号炉それぞれで1個の合計4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）計測用として3号炉及び4号炉それぞれで40個使用する。保有数は3号炉及び4号炉それぞれで40個、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、保守点検用は考慮

せずに、故障時のバックアップ用として 40 個（1号、2号、3号及び4号炉共用、既設）の合計 120 個を分散して保管する設計とする。

可搬型温度計測装置は、格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）計測用として 3号炉及び4号炉それぞれで 4個使用する。保有数は 3号炉及び4号炉それぞれで 4個、機能要求の無い時期に保守点検可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として 3号炉及び4号炉それぞれで 1個の合計 10 個を分散して保管する設計とする。

6.4.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時の原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

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

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

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステム L O C A 時に使用するため、その環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 高圧安全注入流量
- ・ 高圧補助安全注入流量
- ・ 蒸気発生器補助給水流量
- ・ 蒸気発生器蒸気圧力

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 余熱除去流量
- ・ 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算
- ・ 格納容器スプレイ流量積算
- ・ 格納容器広域圧力
- ・ 格納容器広域圧力（AM用）
- ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位
- ・ ほう酸タンク水位
- ・ 燃料取替用水タンク水位

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、重大事故等時における屋外の環境条件を考慮した設計とする。

- ・ 復水タンク水位

可搬型格納容器内水素濃度計測装置、原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力及び格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）並びに可搬型計測器は、原子炉補助建屋内に保管及び設置するため、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。作業は計測場所で可能な設計とする。安全パラメータ表示システム（S P D S）及びS P D S 表示装置は、重大

事故等時における中央制御室、原子炉補助建屋、緊急時対策所のそれぞれの環境条件を考慮した設計とする。

6.4.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型格納容器内水素濃度計測装置の計装ケーブルの接続は、コネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

可搬型の原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の接続はコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

可搬型の格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（S A）の検出器と温度計本体の接続はコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、接続規格を統一することにより、確実に接続できる設計とする。

6.4.3 主要設備及び仕様

計装設備の主要設備及び仕様は第6.4.1表及び第6.4.2表に示す。

6.4.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器は、特性の確認が可能なように、模擬入力による校正、標準器による校正又は線源校正ができる設計とする。また、警報動作を有するパラメータについては、特性の確認が可能なように、模擬入力による設定値確認ができる設計とする。

6.5 試料採取設備

6.5.1 概要

試料採取設備は、原子炉施設の主要各所からの試料を採取するための各機器、配管、弁類等から構成され、下記の機能を有する。

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

採取試料は、次のような分析に用いられる。

ほう素濃度

核分裂生成物及び腐食生成物による放射能濃度

溶存気体濃度

ハロゲン濃度

pH及び導電率

分析結果は次の目的に使用する。

ほう素濃度の調整

燃料棒の健全性の評価

脱塩塔及びフィルタの性能評価

各設備への薬品添加の要否の確認

1次冷却設備内の水素濃度の調整

6.5.2 設計方針

- (1) 設備のうち、高温、高圧の放射性物質を含む系統から試料を採取する設備は、冷却、減圧を行うとともに、試料採取中の被ばく、汚染に対して、十分な防護設備を設け、試料採取中に発生するこぼれ水、洗い水は、液体廃棄物処理設備に導くように設計する。
- (2) 1次冷却設備からの試料及び分析頻度が高い試料は、必要に応じてサンプル冷却器、減圧棒及び減圧弁を通じて冷却、減圧後、原子炉系試料採取室のサンプルフード内で集中採取できる設計とし、第6.5.1図に系統構成を示す。

集中採取する箇所は次のとおりである。

加圧器気相部

加圧器液相部

1次冷却材管（ループ高温側）

余熱除去設備（余熱除去ポンプ出口）

化学体積制御設備（抽出系脱塩塔入口）

化学体積制御設備（抽出系脱塩塔出口）

化学体積制御設備（ほう素熱再生前置熱交換器入口、
熱再生イオン交換器出口）

蓄圧タンク

また、事故時においても1次冷却材をループ高温側又は余熱除去ポンプ出口から採取し、放射性物質の濃度等を測定、監視できる設計とする。

- (3) 試料採取設備のうち、放射能濃度の低い試料及び分析頻度の低い試料は、現場で採取できる設計とする。
- (4) 事故時、原子炉格納容器内のガスを採取して、水素ガス濃度及び放射性物質の濃度を監視できる設計とする。
- (5) 事故時の1次冷却材及び格納容器内雰囲気のスAMPLINGに関しては、格納容器バウンダリの機能をスAMPLINGの実施によって、影響を生じるほど損なうことのない設計とする。

6.5.3 主要設備の仕様

試料採取設備の主要設備の仕様を第6.5.1表に示す。

6.5.4 主要設備

(1) サンプルフード及びサンプルシンク

サンプルフードは、試料採取中に発生するガスを補助建屋換気空調設備に導く。

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

(2) サンプル冷却器

サンプル冷却器は、コイル状の管内に試料を流し、周囲に原子炉

補機冷却水を流すコイルドチューブ式の冷却器で、高温の試料を採取可能な温度まで冷却する。

(3) 試料採取管

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

(4) 格納容器ガス試料採取系統設備

事故時に原子炉格納容器内の雰囲気ガスサンプリングのため、ガスサンプリング圧縮装置、ガスサンプル冷却器、試料採取管を設ける。第6.5.2図に概要を示す。

6.6 原子炉保護設備

6.6.1 概要

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

原子炉保護設備は、原子炉プラントの種々のパラメータを監視する原子炉計装あるいは、安全保護系のプロセス計装からの信号を受信し、原子炉トリップ信号及びインターロック回路動作信号を発生する2重トレインの論理回路と原子炉トリップ信号により自動的に開く原子炉トリップしゃ断器とで構成する。

6.6.2 設計方針

原子炉保護設備は、以下の方針で設計する。

- (1) 原子炉保護設備は、運転時の異常な過渡変化が生じた場合において、その異常な状態を検知し、原子炉停止システムを含む適切な設備と併せて機能することにより燃料要素の許容損傷限界を超えることがない設計とする。
- (2) 原子炉保護設備は、設計基準事故時にその異常な状態を検知し、原子炉停止システムを自動的に作動させ、また、必要な場合には手動でも作動できる設計とする。
- (3) 原子炉保護設備は、単一故障又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を喪失しないよう多重性を確保する設計とする。
- (4) 原子炉保護設備は、チャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間において独立性を確保する設計とする。
- (5) 原子炉保護設備は、駆動源の喪失、システムの遮断その他考慮すべき不利な状況に対して最終的に安全な状態に落ち着くような設計とする。

- (6) 原子炉保護設備のデジタル計算機は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止する設計とする。
- (7) 原子炉保護設備は、2基以上の原子炉施設間で共用又は相互に接続しない設計とする。
- (8) 原子炉保護設備は、原子炉の運転中に定期的に試験を行い、機能が喪失していないことを確認できる設計とする。
- (9) 原子炉保護設備は、作動状況が確認できる設計とする。

6.6.3 主要設備

6.6.3.1 原子炉トリップしゃ断器

原子炉トリップしゃ断器は、第6.6.1図に示すように、直列に2台設け、制御棒駆動装置M-Gセットの3相交流電源を制御棒駆動装置に接続する。各ロジックトレインは、独立の原子炉トリップしゃ断器を、それぞれ開くことができる。

原子炉をトリップさせるには、2台中、1台の原子炉トリップしゃ断器を開けばよく、いずれかの原子炉トリップしゃ断器が開くと、制御棒駆動装置への電源は遮断され、制御棒クラスタは、自重で炉心に挿入される。各原子炉トリップしゃ断器の不足電圧コイルは、プラント出力運転中励磁して、スプリングに抗してトリッププランジャを保持している。

原子炉計装あるいは安全保護系のプロセス計装によって監視している変数が設定値に達し、所要の演算処理装置等が動作すると、原子炉トリップしゃ断器の不足電圧コイルへの直流回路を開く。不足電圧コイルの直流電源が喪失すると、トリッププランジャを解放し、原子炉トリップしゃ断器を開く。

制御棒クラスタは運転員が原子炉トリップしゃ断器をリセットするまで引き抜きはできない。また、原子炉トリップしゃ断器はトリップ信号が復帰しないと、リセットはできない。

また、運転中にトリップしゃ断器のテストができるようにパイパ

スしゃ断器を設ける。

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

6.6.3.2 原子炉トリップ信号

原子炉トリップ信号としては、次のものがあり、これらをまとめて第6.6.1表及び第6.6.2図に示す。なお、出力条件により原子炉トリップ信号のブロック等を行うパーミッシブ回路を設けている。これらをまとめて第6.6.2表に示す。

(1) 中性子源領域中性子束高

原子炉停止及び起動時の炉心保護のため、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パーミッシブ信号-6 (P-6、以下同様に記す) の設定値を超えた場合には、手動でブロックできる。

さらに、出力領域中性子束がP-10の設定値を超えると自動でブロックされる。

(2) 中間領域中性子束高

原子炉停止及び起動時の炉心保護のため、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の設定値を超えた場合には手動でブロックできる。

(3) 出力領域中性子束高

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

(4) 出力領域中性子束変化率高

制御棒クラスタの飛び出し時或いは制御棒クラスタの落下時の

保護のため、出力領域中性子束増加率高の“2 out of 4”又は、出力領域中性子束減少率高の“2 out of 4”信号で原子炉をトリップさせる。

(5) 非常用炉心冷却設備作動

非常用炉心冷却設備作動信号が発生した場合には、原子炉をトリップさせる。

(6) 過大温度 ΔT高

過大温度 ΔT高の設定値は以下のとおりで、このトリップは、炉心を保護するため“2 out of 3”信号で原子炉をトリップさせる。

過大温度 ΔT高設定値

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

ここで、s : ラプラス演算子

T : 1次冷却材平均温度

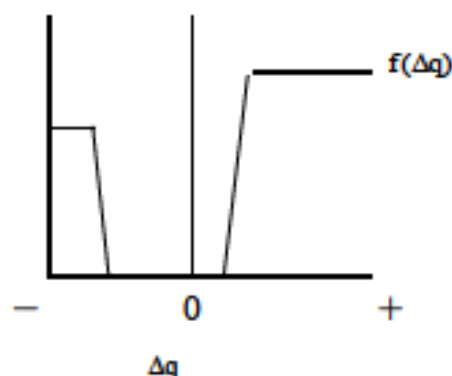
T₀ : 定格出力時の1次冷却材平均温度

P : 加圧器圧力

P₀ : 定格運転圧力

K₁~K₃、τ₁、τ₂ : 定数

f(Δq) : 炉外中性子束検出器（出力領域用）の上半分(φ₁)と下半分(φ_b)の指示値の差の関数で、概略を下図に示す。(Δq = φ₁ - φ_b)



過大温度 ΔT高による保護限界の代表例を第6.6.3図に示す。

(7) 過大出力 ΔT高

過大出力 ΔT高トリップは、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 3”信号で原子炉をトリップさせる。

過大出力 ΔT高設定値

$$-K_4 \left(K_5 \frac{\tau_3 s}{1 + \tau_3 s} T \right) - (K_6(T - T_0)) - f(\Delta q)$$

ここで、s : ラプラス演算子

T : 1次冷却材平均温度

T₀ : 定格出力時の1次冷却材平均温度

K₄~K₆, τ₃ : 定数

f(Δq) : 過大温度 ΔT高と同じ。

過大出力 ΔT高による保護限界の代表例を第6.6.3図に示す。

(8) 原子炉圧力高

1次冷却系の過圧保護のために、加圧器圧力高の“2 out of 3”信号で原子炉をトリップさせる。

(9) 原子炉圧力低

1次冷却系の圧力が異常に低下した場合に、炉心を保護するため、加圧器圧力低の“2 out of 3”信号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の設定値以下の場合には自動でブロックされる。

$$\text{加圧器圧力進相/遅相補償信号} = \frac{1 + \tau_4 s}{1 + \tau_5 s} \cdot p$$

ここで、s : ラプラス演算子

p : 加圧器圧力

τ₄, τ₅ : 定数

(10) 1次冷却材流量低

1次冷却材流量が低下した場合に、炉心を保護するため、ループごとの1次冷却材流量低の“2 out of 3”信号で原子炉をトリップさせる。

ただし、出力領域中性子束或いはタービン負荷がP-7の設定値以上では、2ループ以上からの流量低信号の一致で、また、出力領域中性子束がP-8の設定値以上では、いずれかのループからの流量低信号で原子炉をトリップさせる。

(11) 1次冷却材ポンプ電源電圧低

1次冷却材ポンプの電源電圧が低下した場合の1次冷却材流量の低下に対して、炉心を保護するため、ループごとの1次冷却材ポンプ電源電圧低の“2 out of 3”信号の2ループ以上の一致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。

(12) 1次冷却材ポンプ電源周波数低

1次冷却材ポンプの電源周波数が低下した場合の1次冷却材流量の低下に対して、炉心を保護するため、ループごとの1次冷却材ポンプ電源周波数低の“2 out of 3”信号の2ループ以上の一致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。

(13) 1次冷却材ポンプ遮断器開

(10)、(11)、(12)項のバックアップとして、出力領域中性子束或いは、タービン負荷がP-7の設定値以上の出力では、2台以上の1次冷却材ポンプ遮断器開一致信号で、また、出力領域中性子束がP-8の設定値以上では、いずれかの1次冷却材ポンプ遮断器開信号で、原子炉をトリップさせる。

(14) タービントリップ

タービンがトリップした場合は、1次冷却系の温度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 3”信号又は、主蒸気止め弁全閉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。

(15) 蒸気発生器給水流量低

給水流量の喪失による1次冷却系の過圧を防止するため、主蒸気流量と給水流量差大の“1 out of 2”信号と蒸気発生器水位低の“1 out of 2”信号との一致で原子炉をトリップさせる。

(16) 蒸気発生器水位異常低

(15)項のバックアップとして、蒸気発生器の水位が過度に低下した場合には、蒸気発生器水位異常低の“2 out of 3”信号で原子炉をトリップさせる。

(17) 加圧器水位高

(8)項のバックアップとして加圧器水位高の“2 out of 3”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。

(18) 地震加速度高

水平方向加速度高の“2 out of 3”信号又は、鉛直方向加速度高の“2 out of 3”信号で原子炉をトリップさせる。

(19) 手動

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

6.6.3.3 原子炉トリップ時のインターロック

原子炉がトリップした場合は、タービンをトリップさせる。また、1次冷却系の過冷却を防止するため、原子炉トリップと、1次冷却材平均温度低の“2 out of 3”信号とが一致した場合は、主給水制御弁を全閉させる。

6.6.3.4 監視装置

原子炉保護設備の作動状況の確認をするため、次のような監視装置を設ける。

なお、原子炉トリップの確認は炉外核計装等で行う。

(1) 警報

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

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

(2) 表示灯

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

6.6.4 評価

(1) 単一故障

原子炉保護設備を構成する論理回路、トリップしゃ断器には多重性をもたせて保護動作を行う。すなわち“2 out of 4” “2 out of 3”あるいは、“1 out of 2”の論理回路は、連絡ケーブルをも含めて2重トレイン構成としている。これらのトレインは、電氣的、物理的に分離しているので、単一のトレインの故障で保護機能を失うことはない。

(2) 独立性

原子炉保護設備は、相互干渉が起こらないように、物理的、電氣的独立性を持たせている。すなわち、論理回路、トリップしゃ断器、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する。

(3) フェイルセーフ

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

(4) 運転中試験

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

すなわち、テストスイッチを操作して、各チャンネルの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、論理回路が正常に動作した事を確認できる。

原子炉トリップしゃ断器の動作テストは、あらかじめ、それと並列のバイパスしゃ断器を投入して行う。

(5) 手動操作

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

(6) 作動状況の確認

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

6.6.5 手順等

- (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。
- (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) 適切な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。

6.7 工学的安全施設作動設備

6.7.1 概要

工学的安全施設作動設備は、1次冷却材喪失事故あるいは主蒸気管破断事故等に際して、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリを保護するための設備を起動するものである。

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

6.7.2 設計方針

- (1) 工学的安全施設作動設備は、単一故障あるいは使用状態からの単一の取り外しを行っても、安全保護機能を喪失しないような多重性を有する設計とする。
- (2) 工学的安全施設作動設備は、チャンネル相互を分離し、チャンネル間の独立性を図る設計とする。
- (3) 工学的安全施設作動設備は、駆動源の喪失又は系の遮断に対して、最終的に安全な状態に落ち着くような設計とする。
- (4) 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を行い、機能が喪失していないことを確認できる設計とする。
- (5) 工学的安全施設作動設備は、自動的に作動し、また必要な場合には手動でも作動できる設計とする。

なお、運転員の手動操作を期待するものは、容易に操作可能で、操作に必要な状態表示があり、操作が正しく行われたことが表示される設計とする。

- (6) 工学的安全施設作動設備は、作動状況が確認できる設計とする。
- (7) システムの導入段階、更新段階、試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止し、システムへのアクセス管理ができる設計とすることで、承認されていない動作や変更を防ぐ設計とする。

6.7.3 主要設備

6.7.3.1 作動信号

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

(1) 非常用炉心冷却設備作動信号

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

高压注入系起動、低压注入系起動、原子炉格納容器隔離、アニュラス空気浄化ファン起動、給水隔離、ディーゼル発電機起動、補助給水ポンプ起動、原子炉トリップ等

a 原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

原子炉圧力低と加圧器水位低との一致の“1 out of 3”信号により、1次冷却材喪失あるいは、主蒸気管破断を検出して非常用炉心冷却設備作動信号を発する。この信号は、原子炉圧力がP-11の設定値以下の場合には、手動ブロックできる。

b 原子炉圧力異常低

原子炉圧力異常低の“2 out of 3”信号により1次冷却材喪失を検出して非常用炉心冷却設備作動信号を発する。この信号は原子炉圧力がP-11の設定値以下の場合には手動ブロックできる。

なお、中間領域中性子束がP-6の設定値以下では、原子炉圧力がP-11の設定値以上になった場合でも、この信号の自動アンブロックは阻止される。

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

主蒸気流量高（各蒸気ラインは流量高の“1 out of 2”信号で検出する。）の“2 out of 3”信号と主蒸気ライン圧力低の“2 out of 3”信号あるいは、1次冷却材平均温度異常低の“2 out of 3”信号との一致により、主蒸気管破断を検出して、非常用炉心冷却設備作動信号を発する。

この信号は、1次冷却材平均温度がP-12の設定値以下の