

主蒸気運転温度（定格出力時）	約 277℃
蒸気発生量（定格出力時）	約 1,600t/h（1 基当たり）
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝 熱 面 積	
（A 号機）	4,870m ²
（B 号機）	4,870m ²
（C 号機）	4,870m ²
伝 熱 管 本 数	
（A 号機）	3,382 本
（B 号機）	3,382 本
（C 号機）	3,382 本
伝 熱 管 内 径	約 20mm
伝 熱 管 厚 さ	約 1.3mm
胴部外径（上部）	約 4.5m
胴部外径（下部）	約 3.4m
全 高	約 21m
材 料	
本 体	低合金鋼
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熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型	式	たて置円筒型
基	数	1
容	量	約 700m ³
材	料	低炭素鋼
設 置 高 さ		E.L. + 5.2m
距	離	約 72m (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
- ・ 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) アキュムレータ

兼用する設備は以下のとおり。

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

型 式	たて置円筒型
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]
ほう素濃度	2,600ppm 以上
材 料	炭素鋼 (ステンレス鋼内張り)

(12) アキュムレータ出口弁

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	343℃
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。

- ・ 余熱除去設備
- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 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 台当たり) (再循環運転時) 約 681m 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) 余熱除去クーラ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 余熱除去設備
- ・ 非常用炉心冷却設備
- ・ 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	横置 U 字管式
基	数	2
伝 熱 容 量		約 7.8MW (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) 格納容器サンプ B

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	ディスク型
個	数	2
容	量	約 1,698m ³ /h (1 個当たり)
最高使用温度		122℃
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。

- ・ 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

型	式	電動式
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) 窒素ポンベ（加圧器逃がし弁作動用）

種	類	鋼製容器
本	数	10（予備2）
容	量	約7Nm ³ （1本当たり）
最高使用圧力		14.7MPa[gage]
供給圧力		約0.84MPa[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台当たり）
吐出圧		約0.84MPa[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（1号及び2号炉共用の予備1）
容	量	約780Wh（1個当たり）
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) 内部スプレポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器スプレ設備
- ・ 火災防護設備
- ・ 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熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型 式	たて置うず巻式
台 数	4（代替炉心注水時及び代替再循環運転時 C、D号機使用）
容 量	約 423m ³ /h（1 台当たり）
最高使用圧力	2.1MPa[gage]
最高使用温度	150℃
揚 程	約 124m
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設備
- ・ 火災防護設備
- ・ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
- ・ 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熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	たて置円筒型
基 数	1
容 量	約 1,720m ³
最高使用圧力	大気圧
最高使用温度	95℃
ほう素濃度	2,600ppm 以上
材 料	ステンレス鋼
設 置 高 さ	E.L.+17.4m
距 離	約 58m (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熔融炉心を冷却するための設備
- ・重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

型 式	うず巻式
台 数	1
容 量	約 120m ³ /h
揚 程	約 165m
本 体 材 料	ステンレス鋼

(4) 原子炉下部キャビティ注水ポンプ

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 120m ³ /h
揚	程	約 165m
本	体	材
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 700m ³
材	料	低炭素鋼
設 置 高 さ		E.L.+5.2m
距	離	約 72m（炉心より）

(6) 格納容器サンプル B

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ルスクリーン

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 1,698m ³ /h (1 個当たり)
最高使用温度		122℃
材	料	ステンレス鋼

(8) 内部スプレクーラ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器スプレ設備
- ・ 火災防護設備
- ・ 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熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備

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 B 号機使用)
伝 熱 容 量		約 17MW (1 基当たり)
最高使用圧力		
管	側	2.1MPa[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) C・D 内部スプレポンプ格納容器サンプ B 側入口弁

駆 動 方 式	電動作動式
---------	-------

個	数	1
最高使用圧力		2.1MPa[gage]
最高使用温度		150℃
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C号機使用、代替再循環運転時B号機使用）
容	量	約 34m 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

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
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 6kW（1 基当たり）

(12) 抽出水再生クーラ

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	多胴横置 U 字管式
基 数	1
伝 熱 容 量	約 2.6MW

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) 余熱除去クーラ

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な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 7.8MW (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。

- ・ 原子炉冷却材圧力バ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
- ・ 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 a、A b 号機使用）
最高使用圧力	1.2MPa[gage]
最高使用温度	40℃
材 料	炭素鋼

(16) 電動補助給水ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 補助給水ポンプ
- ・ 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
容 量	約 75m ³ /h（1 台当たり）
揚 程	約 950m
本 体 材 料	合金鋼

(17) 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。

- ・ 補助給水ポンプ
- ・ 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 |
| 容 | 量 | 約 148m ³ /h |
| 揚 | 程 | 約 950m |
| 本 | 体 | 材 |
| 材 | 料 | 炭素鋼 |

(18) 主蒸気大気放出弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・主蒸気系統
- ・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 170t/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
材	料	炭素鋼

(19) 蒸気発生器

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
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ 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	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 15.0×10 ³ t/h（1 基当たり）
主蒸気運転圧力（定格出力時）	約 6.03MPa[gage]
主蒸気運転温度（定格出力時）	約 277℃
蒸気発生量（定格出力時）	約 1,600t/h（1 基当たり）
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝 熱 面 積	
（A 号機）	4,870m ²
（B 号機）	4,870m ²
（C 号機）	4,870m ²
伝 熱 管 本 数	
（A 号機）	3,382 本
（B 号機）	3,382 本
（C 号機）	3,382 本
伝 熱 管 内 径	約 20mm
伝 熱 管 厚 さ	約 1.3mm
胴部外径（上部）	約 4.5m
胴部外径（下部）	約 3.4m
全 高	約 21m

材	料	
本	体	低合金鋼
伝	熱	管
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

(20) 主蒸気管

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 主蒸気系統
- ・ 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

(21) アキュムレータ

兼用する設備は以下のとおり。

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

型	式	たて置円筒型
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]
ほう素濃度		2,600ppm 以上
材	料	炭素鋼 (ステンレス鋼内張り)

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
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 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） (復水タンクへの補給時及び仮設組立式水槽への供給時)
吐 出 圧 力		約 1.0MPa[gage] (復水タンクへの補給時及び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（1号及び2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
- ・ 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 1 号炉及び 2 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 5.10.1 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。

- ・ 補助給水ポンプ
- ・ 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
容	量	約 75m ³ /h（1 台当たり）
揚	程	約 950m
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。

- ・ 補助給水ポンプ
- ・ 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

容	量	約 148m ³ /h
揚	程	約 950m
本	体	材
料		炭素鋼

(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なとなる水の供給設備

型	式	たて置円筒型
基	数	1
容	量	約 700m ³
材	料	低炭素鋼
設	置	高
さ		E.L.+5.2m
距	離	約 72m（炉心より）

(4) 主蒸気大気放出弁

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 主蒸気系統
- ・ 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 170t/h (1 個当たり)
最高使用圧力		7.48MPa[gage]
最高使用温度		291℃
本 体 材 料		炭素鋼

(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
- ・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	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 15.0×10 ³ t/h (1 基当たり)
主蒸気運転圧力 (定格出力時)		約 6.03MPa[gage]

主蒸気運転温度（定格出力時）	約 277℃
蒸気発生量（定格出力時）	約 1,600t/h（1 基当たり）
出口蒸気湿分	0.25wt%以下
伝熱面積	
（A号機）	4,870m ²
（B号機）	4,870m ²
（C号機）	4,870m ²
伝熱管本数	
（A号機）	3,382 本
（B号機）	3,382 本
（C号機）	3,382 本
伝熱管内径	約 20mm
伝熱管厚さ	約 1.3mm
胴部外径（上部）	約 4.5m
胴部外径（下部）	約 3.4m
全高	約 21m
材料	
本体	低合金鋼
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
- ・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) 格納容器循環冷暖房ユニット

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器換気及びその他の設備
- ・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

型 式	冷却コイル内蔵型
基 数	1 (格納容器内自然対流冷却時A号機使用)
伝 熱 容 量	約 14.2MW
最高使用温度	
管 側	161℃
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。

- ・原子炉冷却材圧力バ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
- ・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 a、A b 号機使用）
最高使用圧力		1.2MPa[gage]
最高使用温度		40℃
材	料	炭素鋼

(9) 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 B 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

(10) 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（1 号及び 2 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
- ・ 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備

型	式	うず巻式
台	数	2※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 1 号炉及び 2 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5.12.1表 給水処理設備の設備仕様

(1) 淡水タンク（1号及び2号炉共用）

個数	5
容量	約6,000m ³ /個

(2) 淡水ポンプ（1号及び2号炉共用）

個数	2
容量	約140m ³ /h/個

(3) 海水淡水化装置（1号、2号、3号及び4号炉共用）

個数	4（内2個は既設）
容量	約1,000m ³ /d/個

(4) 純水装置（1号及び2号炉共用）

個数	2
容量	約50m ³ /h/個

(5) 純水タンク

a. 2次系純水タンク（1号及び2号炉共用）

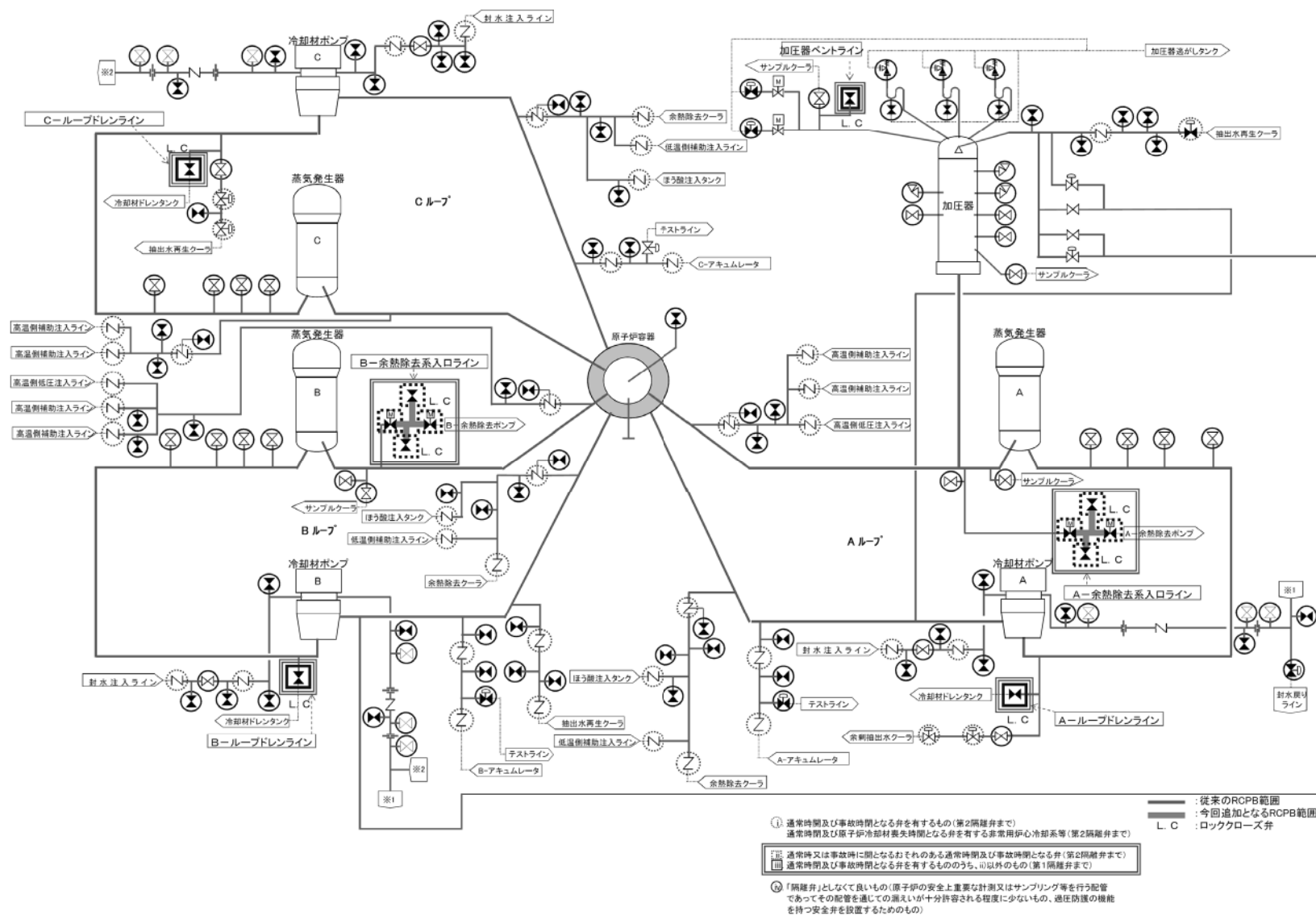
個数	2
容量	約2,700m ³ /個

b. 1次系純水タンク

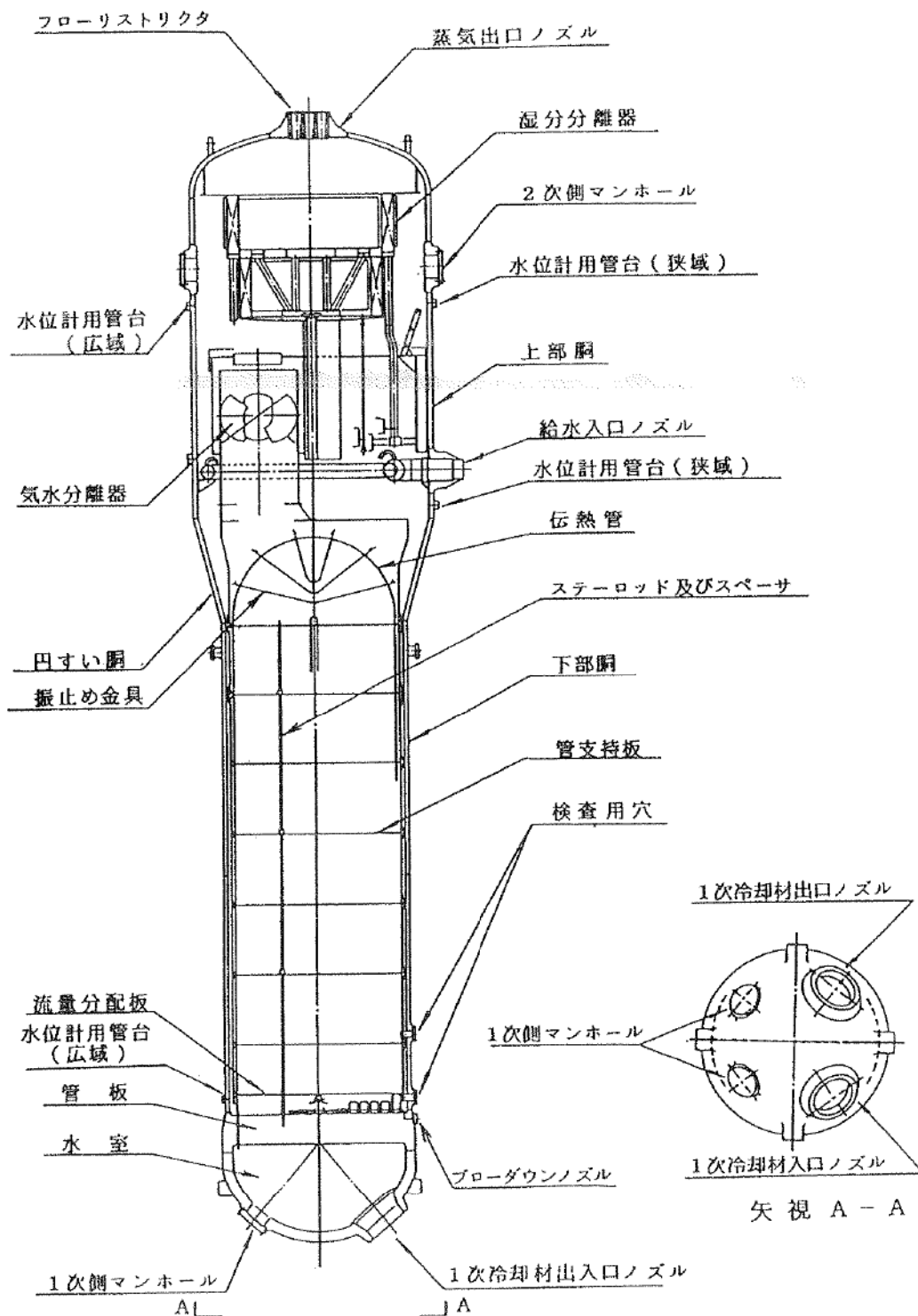
個数	1
容量	約510m ³

第5.12.2表 純水装置出口水質基準値

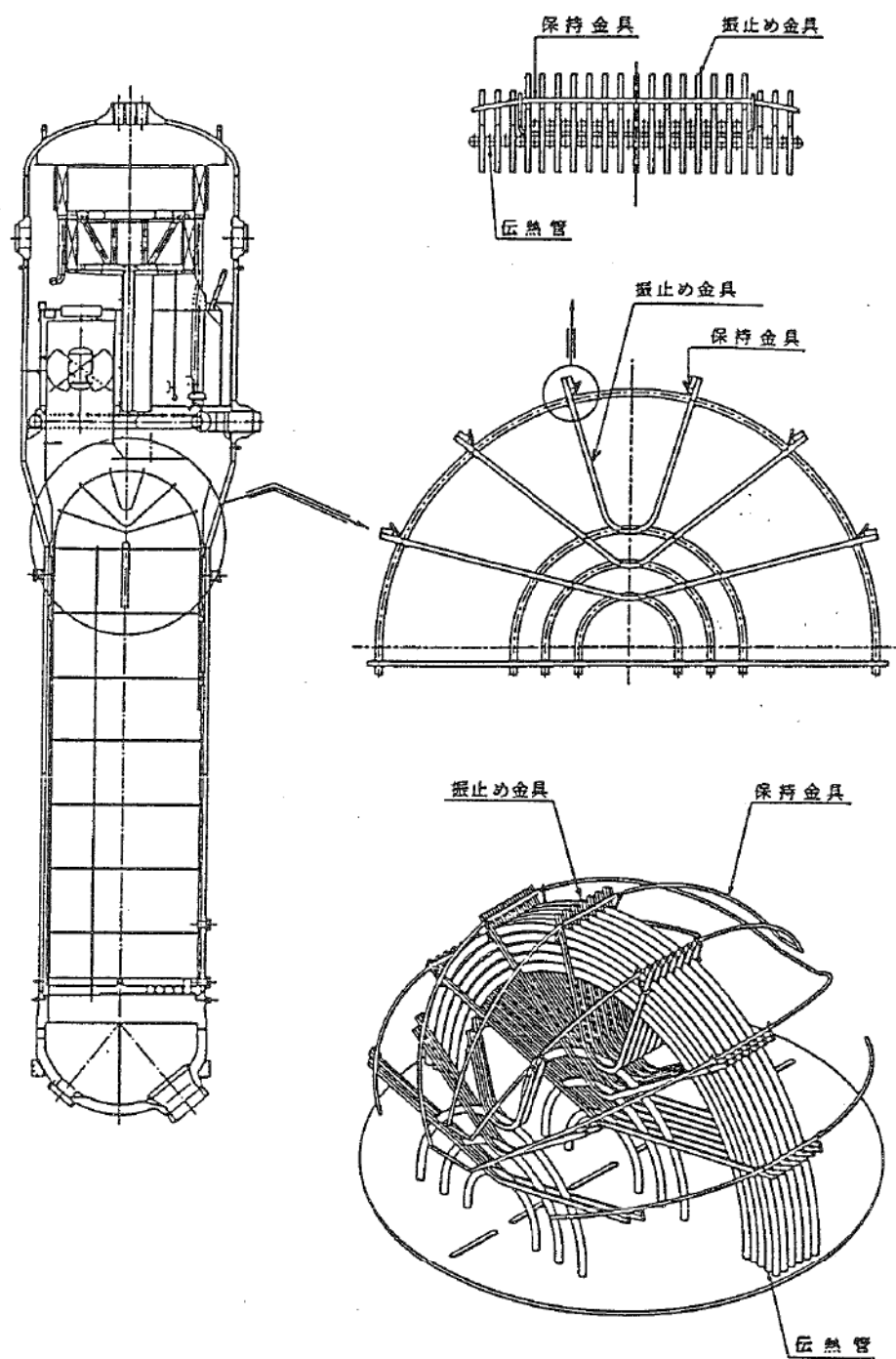
項 目	基 準 値
電導度 (25℃において)	$\leq 1.0 \mu \text{ S/cm}$



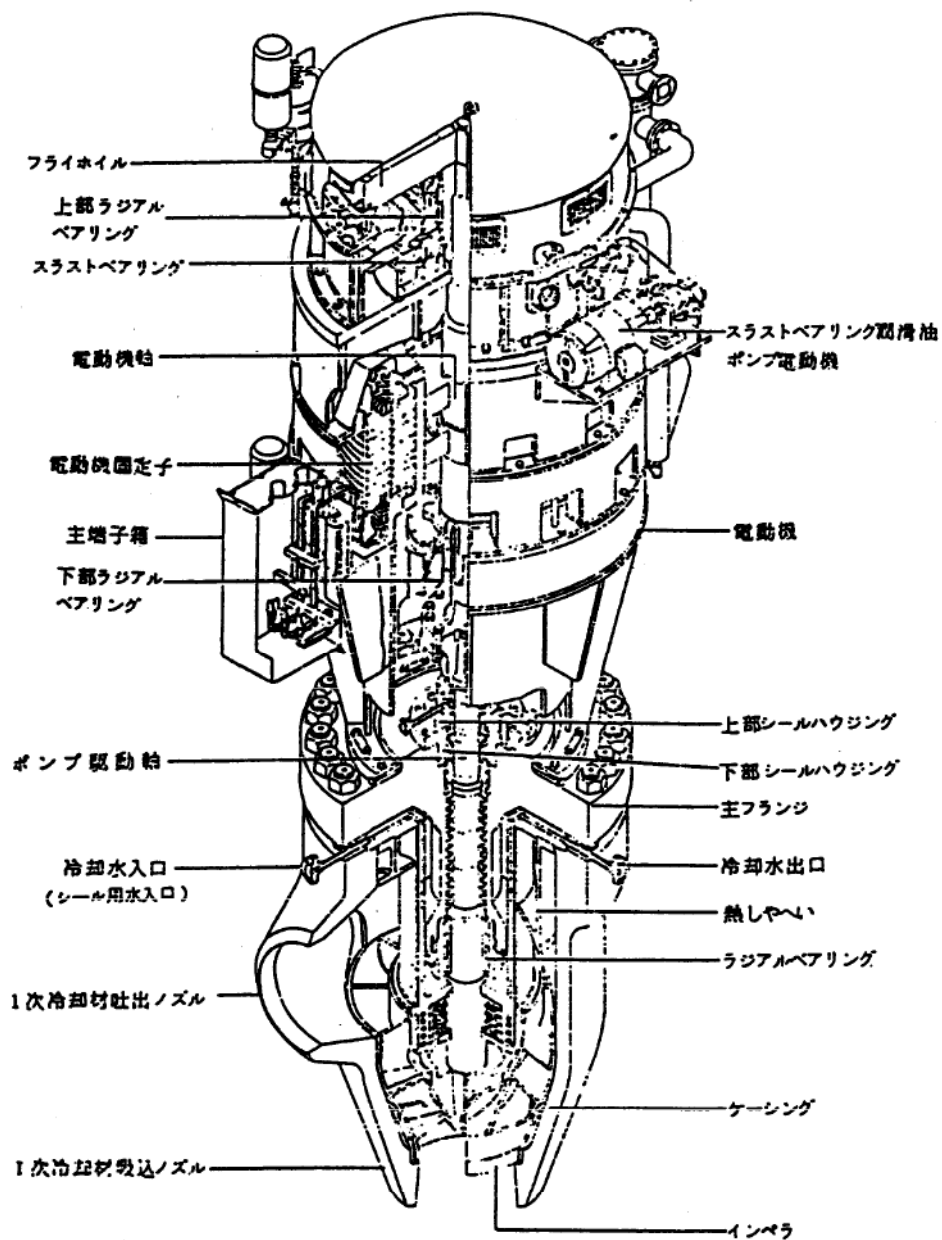
第5.1.1.2図 原子炉冷却材圧力バウンダリ図 (2号炉)



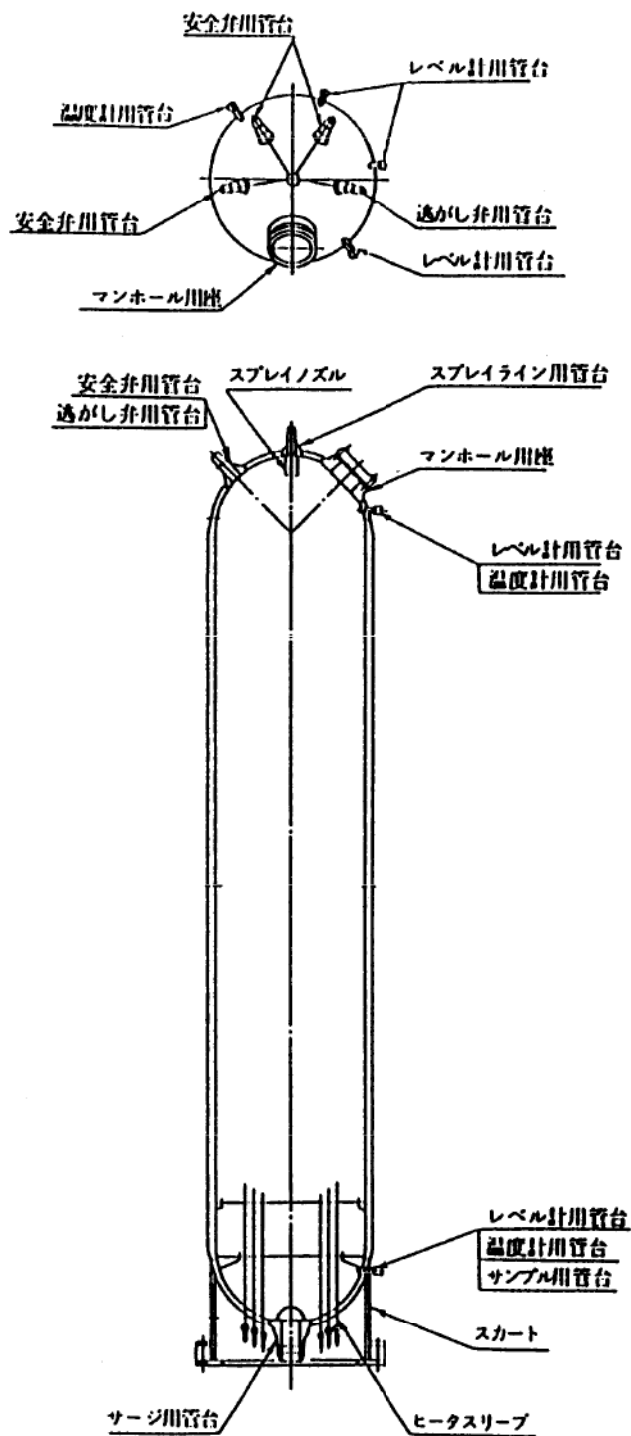
第5.1.1.3図 蒸気発生器構造説明図



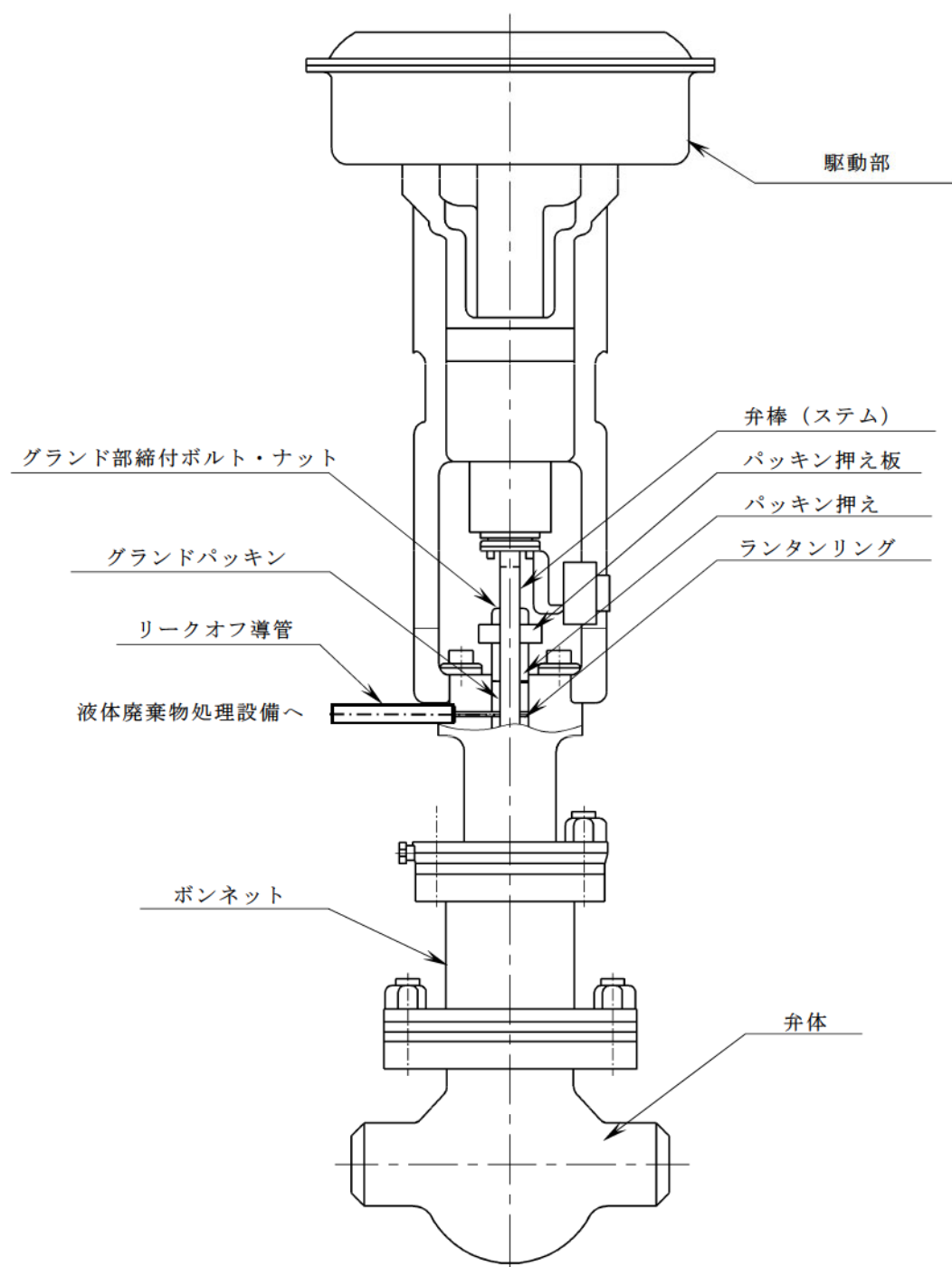
第5.1.1.4図 蒸気発生器伝熱管振止め金具取付図



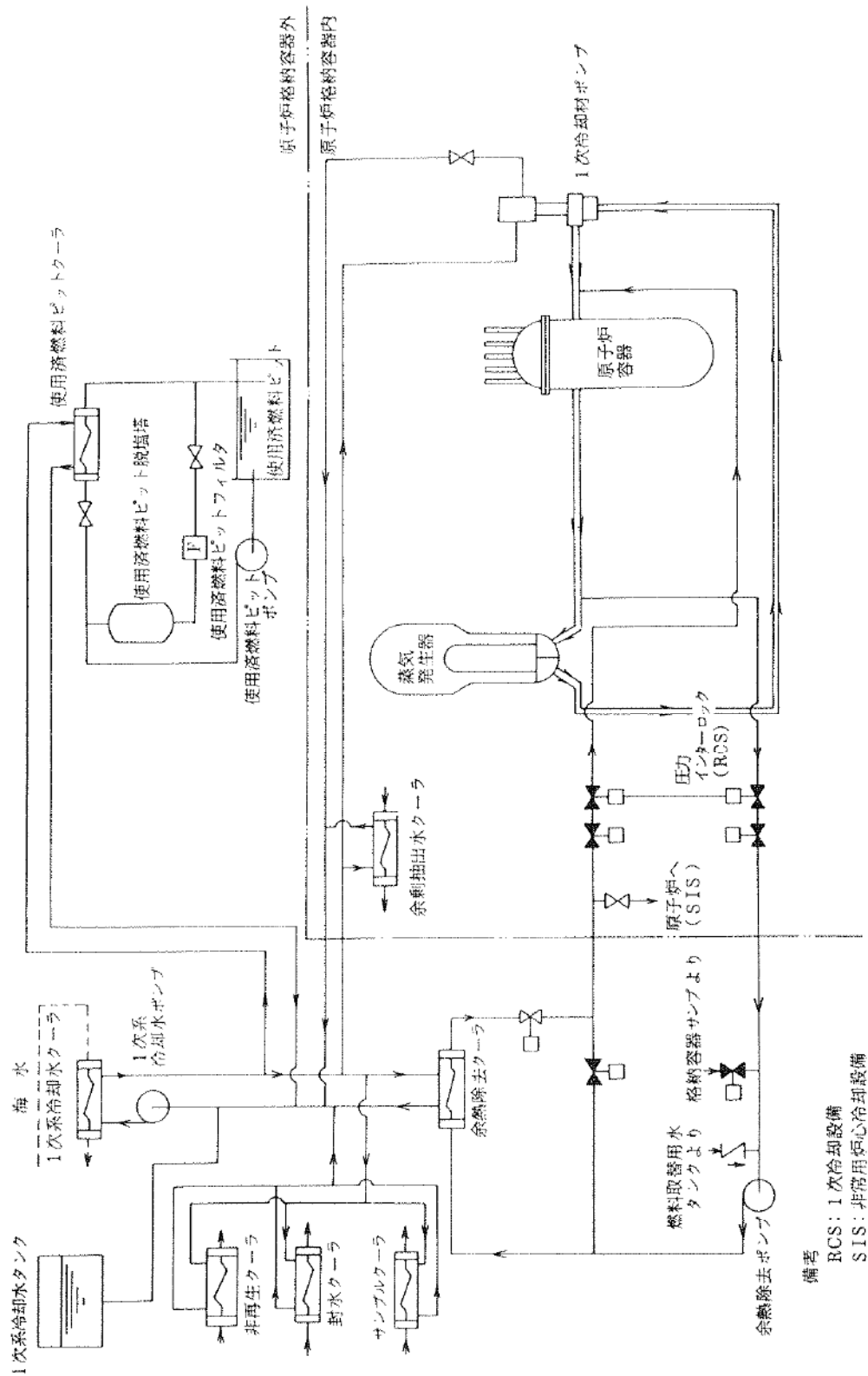
第5.1.1.5図 1次冷却材ポンプ構造説明図



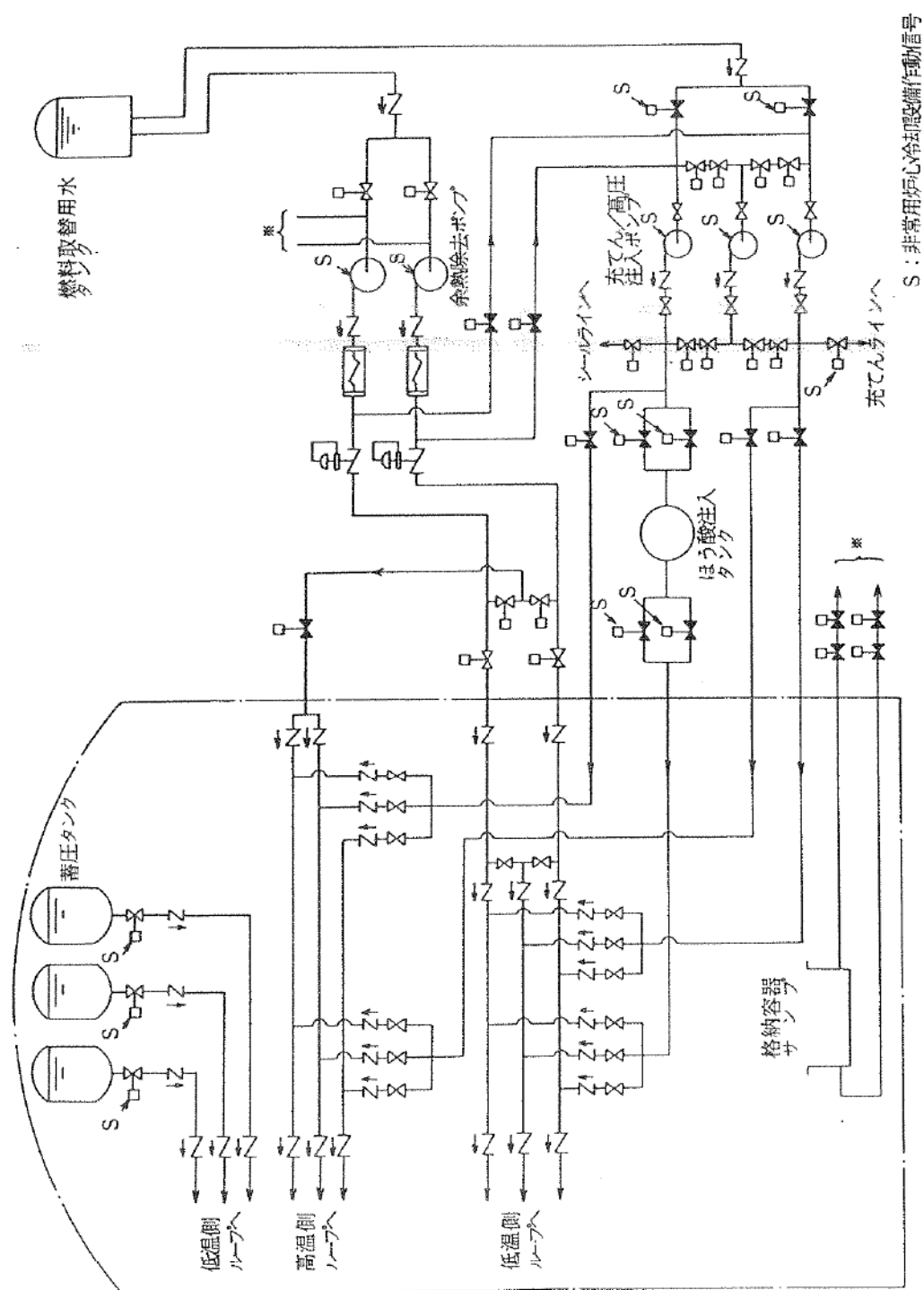
第5.1.1.6図 加圧器構造説明図



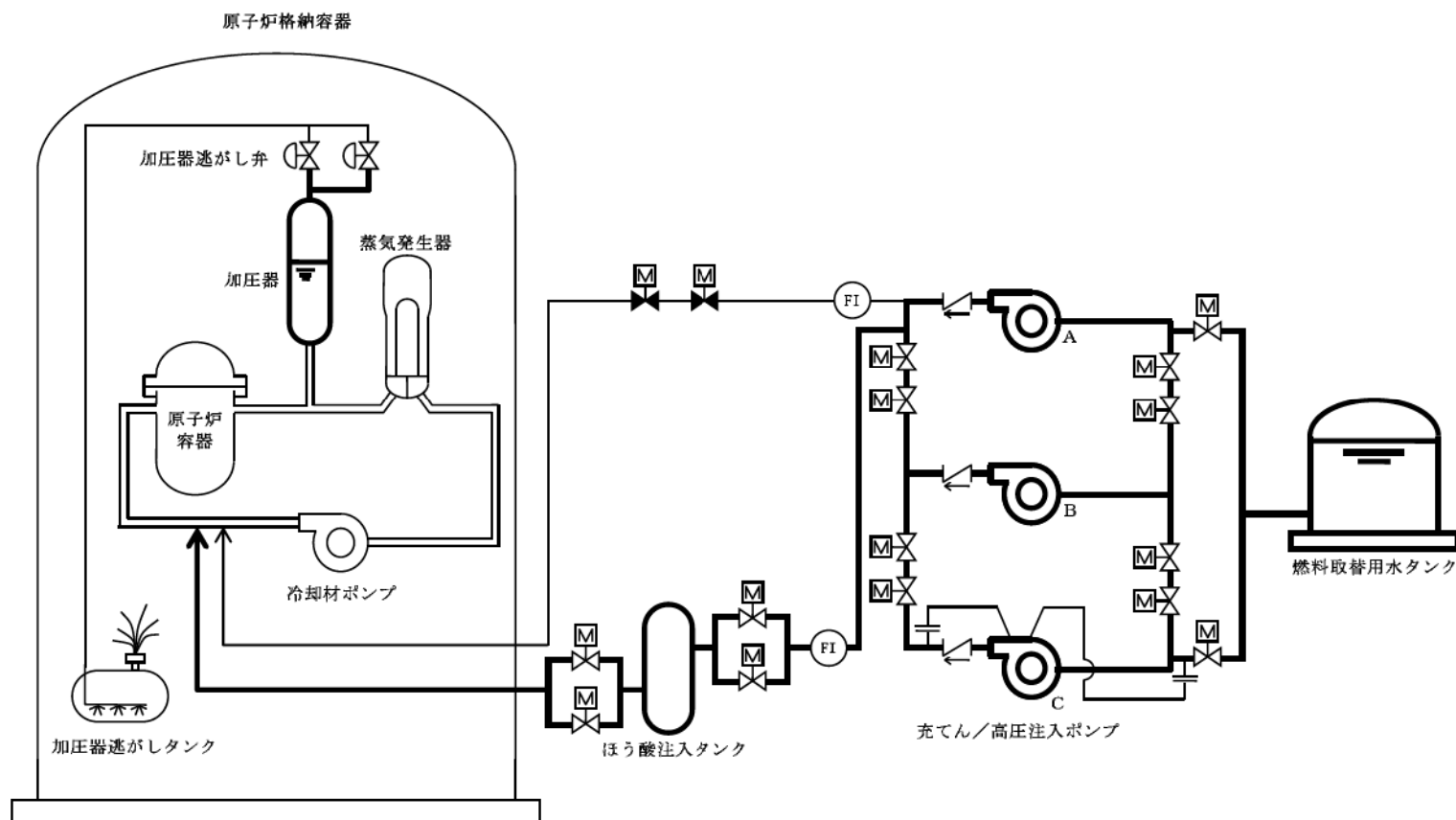
第5.1.1.7図 弁のステムリークオフ説明図



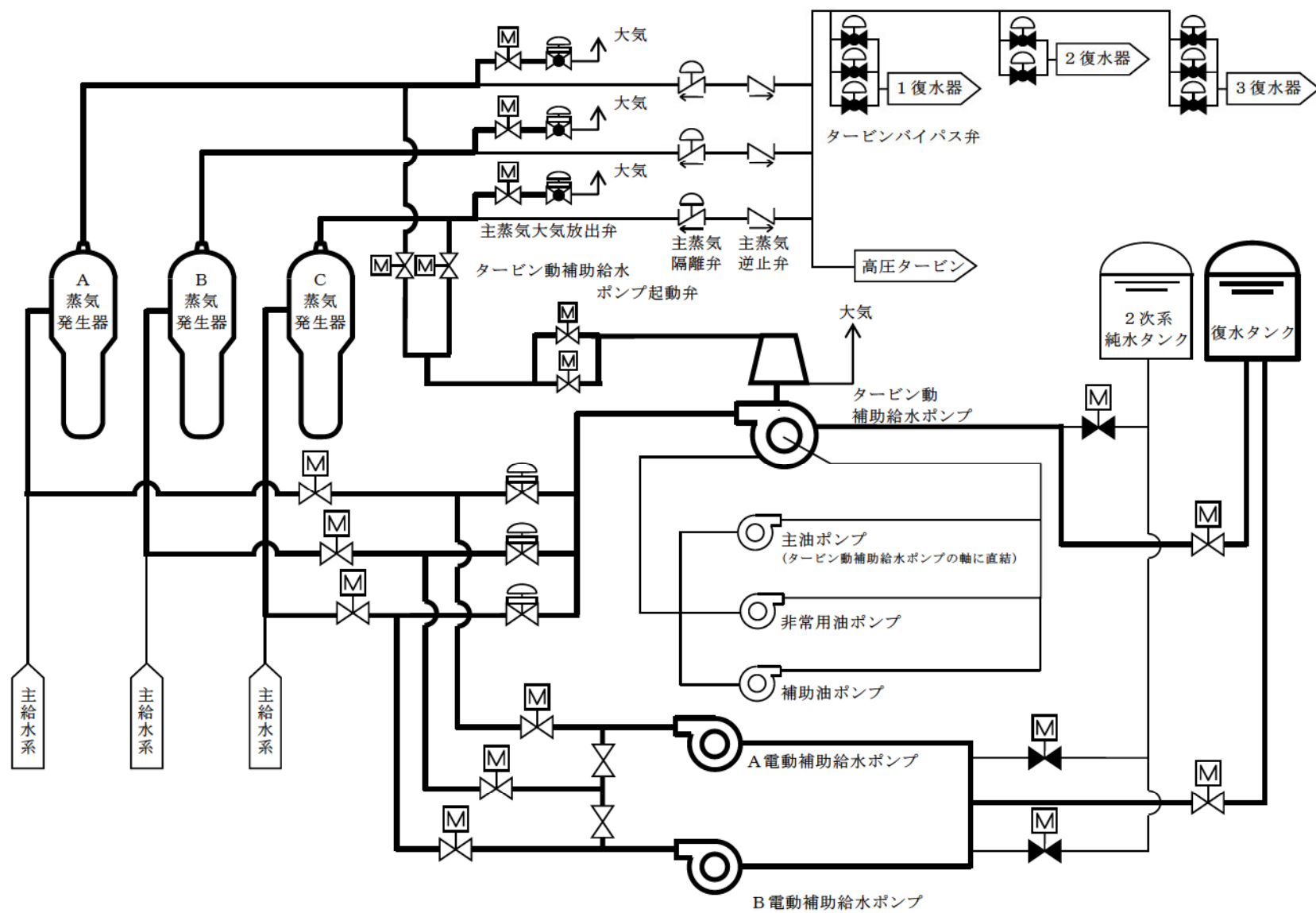
第5.2.1図 余熱除去設備及び原子炉補機冷却設備系統説明図



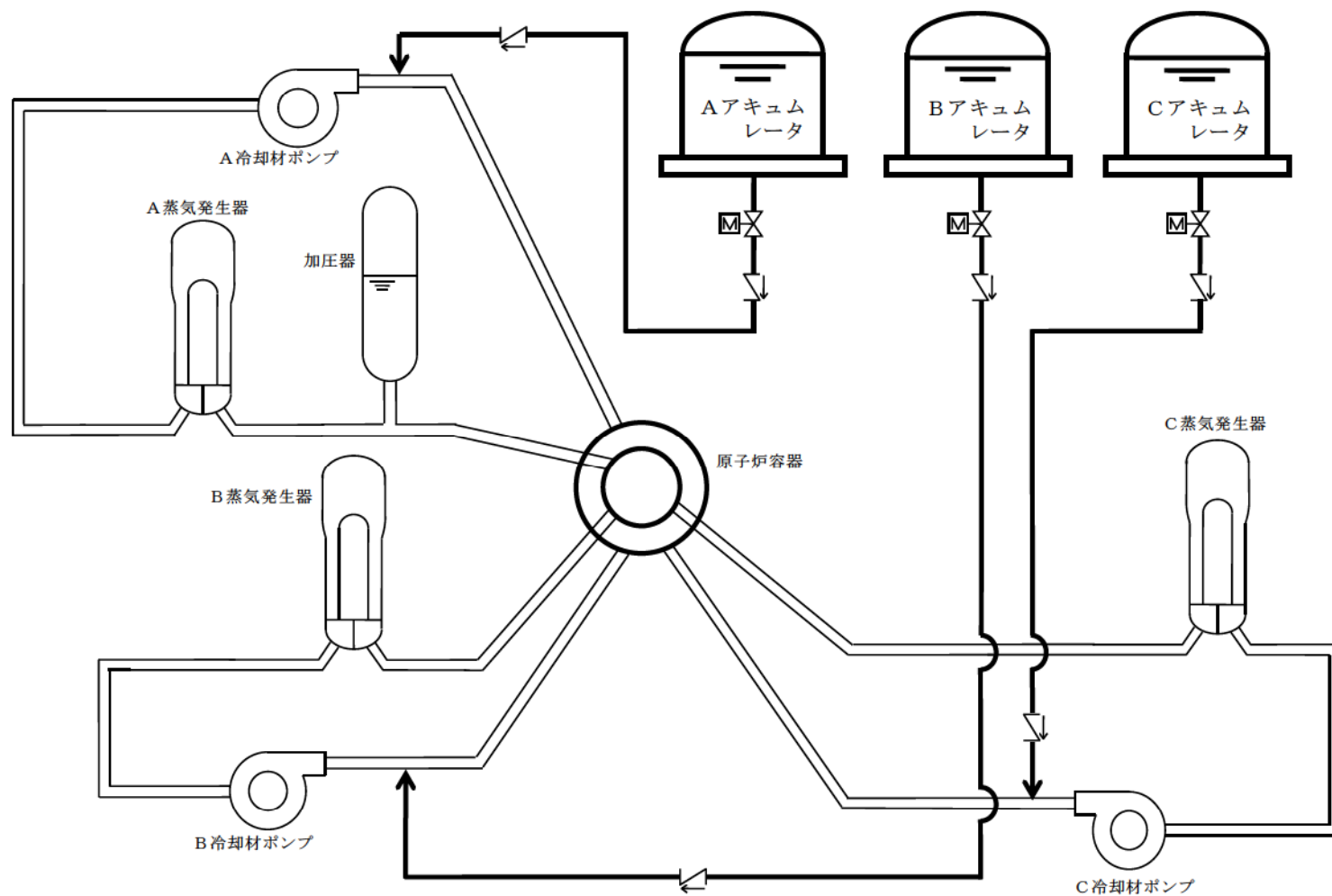
第 5.3.1 図 非常用炉心冷却設備系統説明図



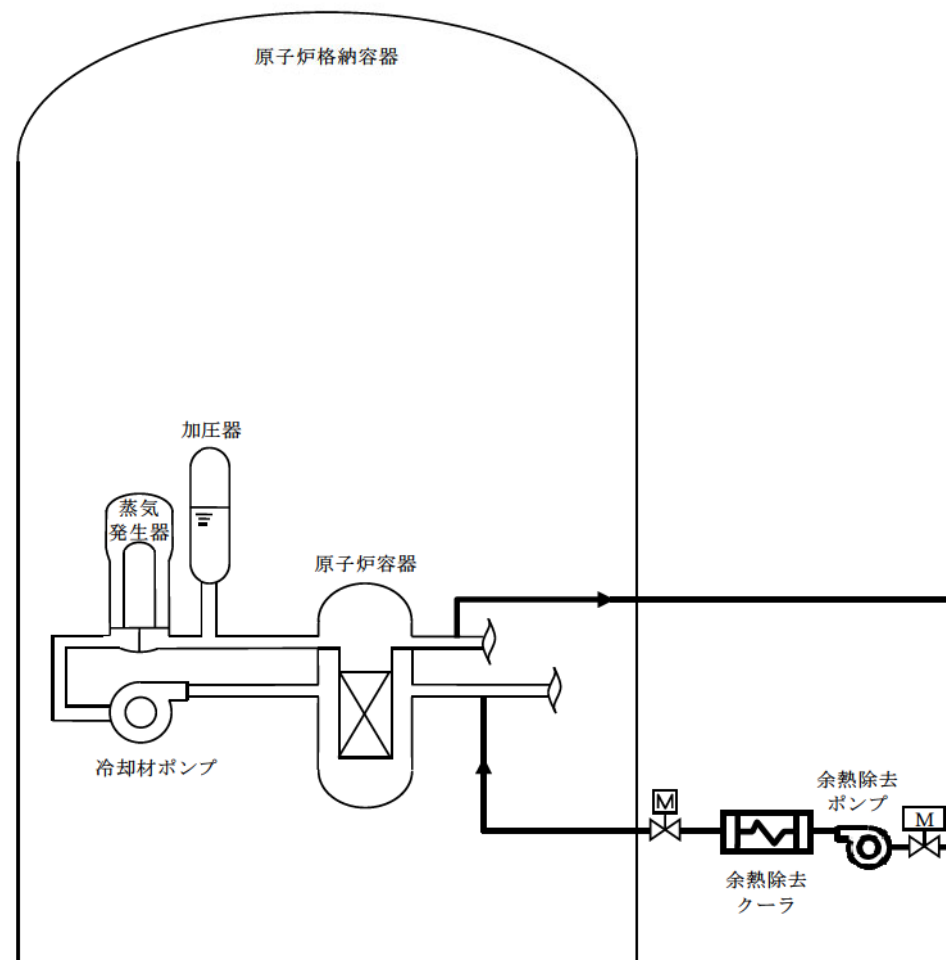
第5.4.1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図（1）



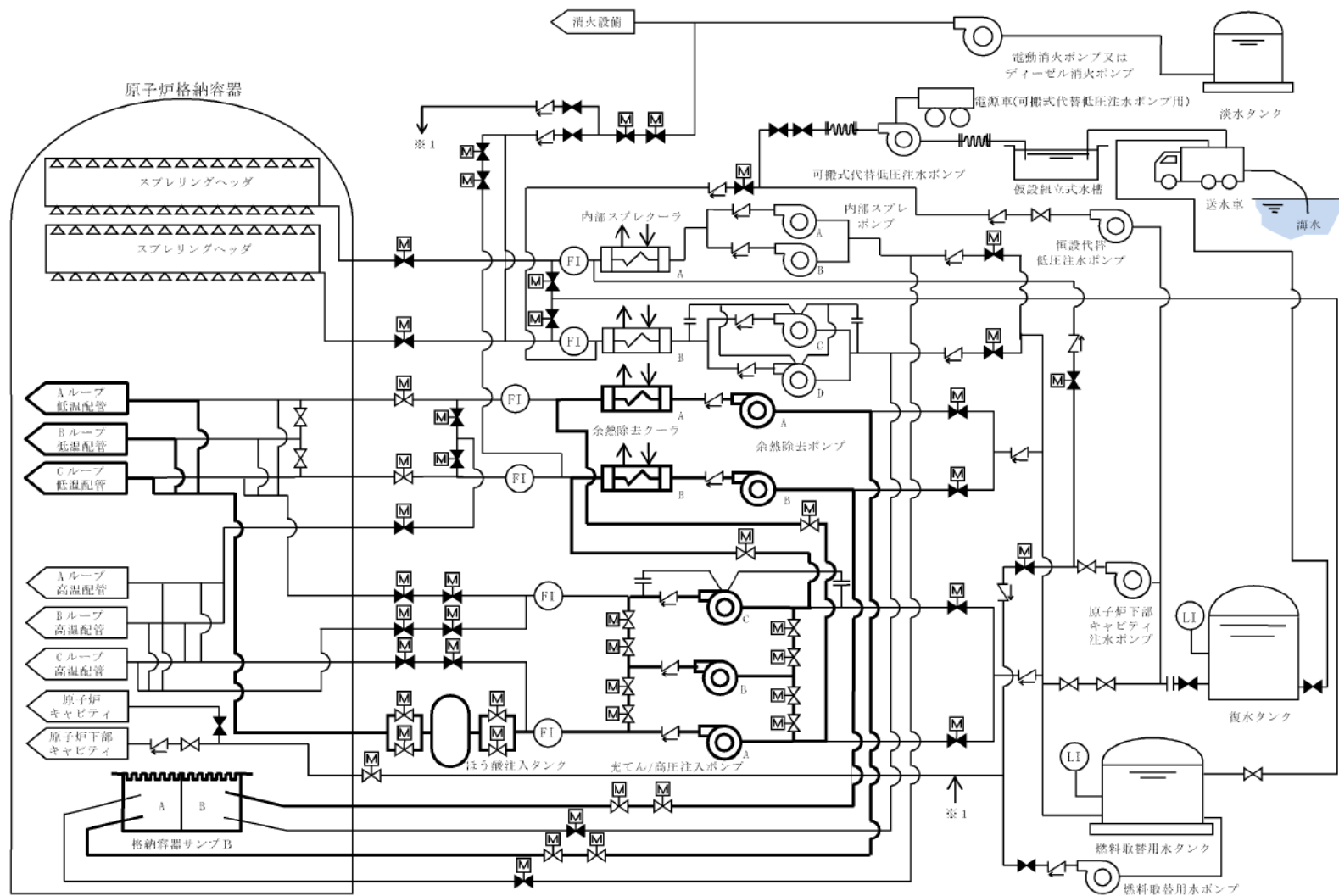
第5.4.2図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (2)



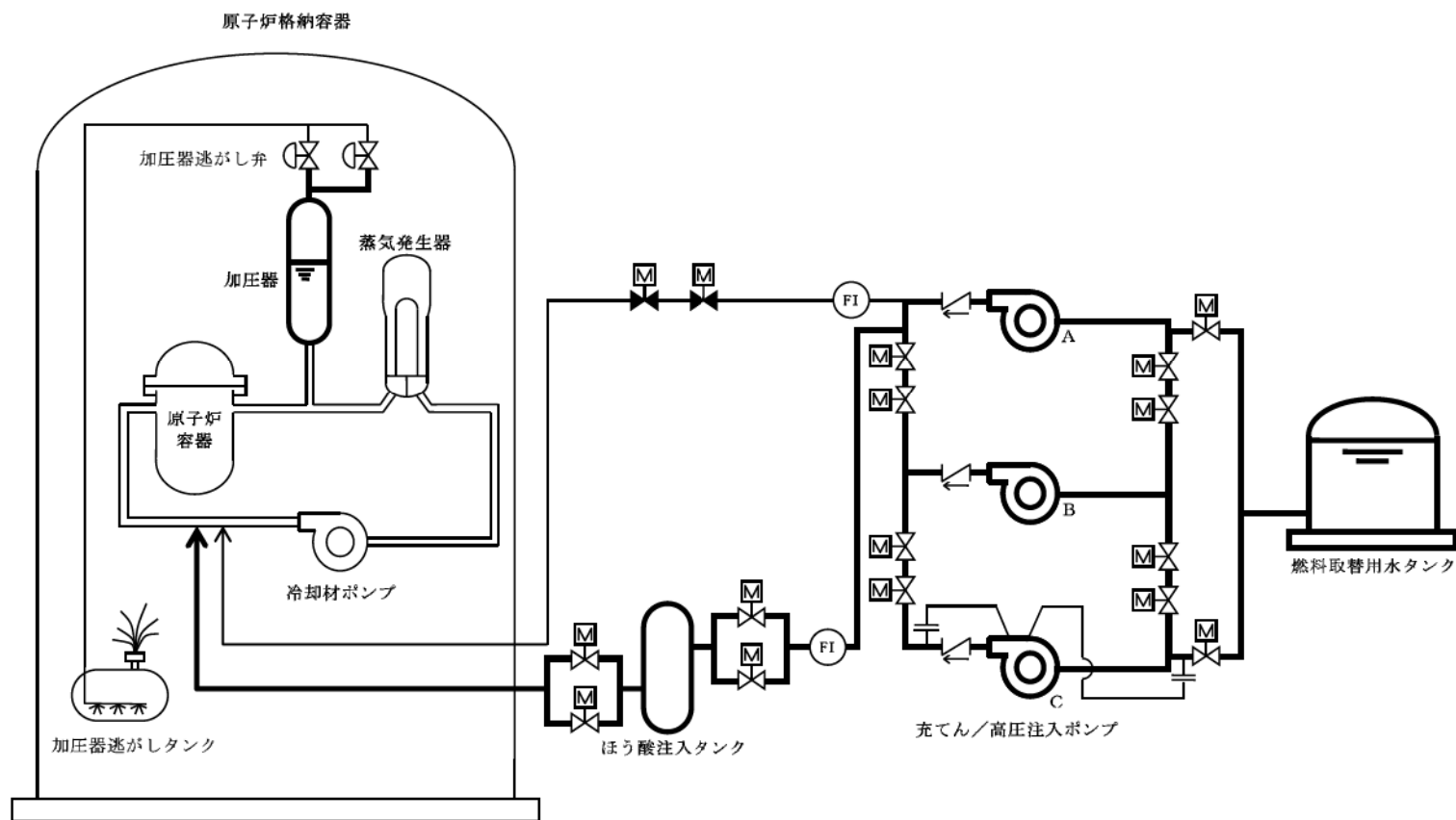
第5.4.3図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図（3）



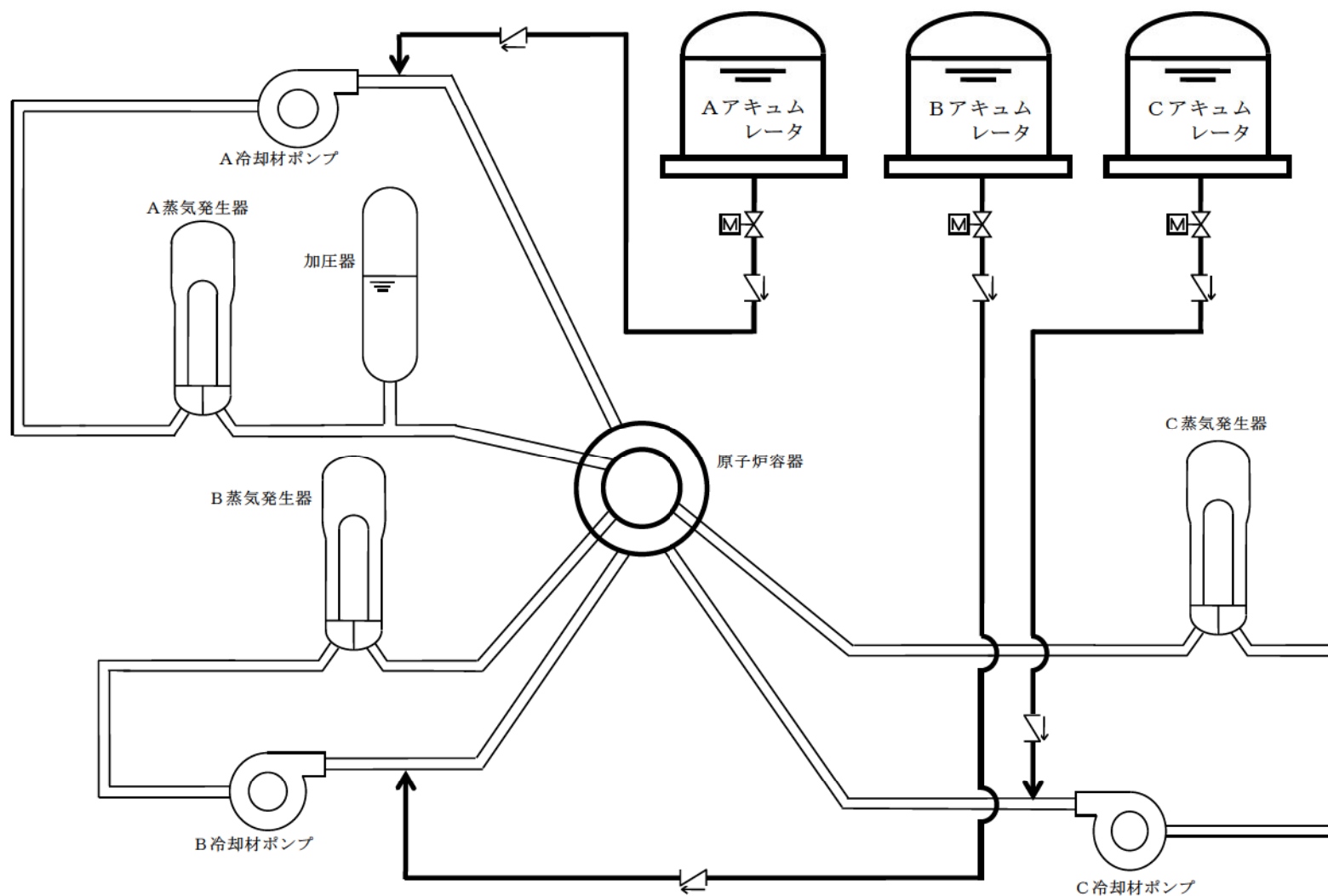
第5.4.4図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図（4）



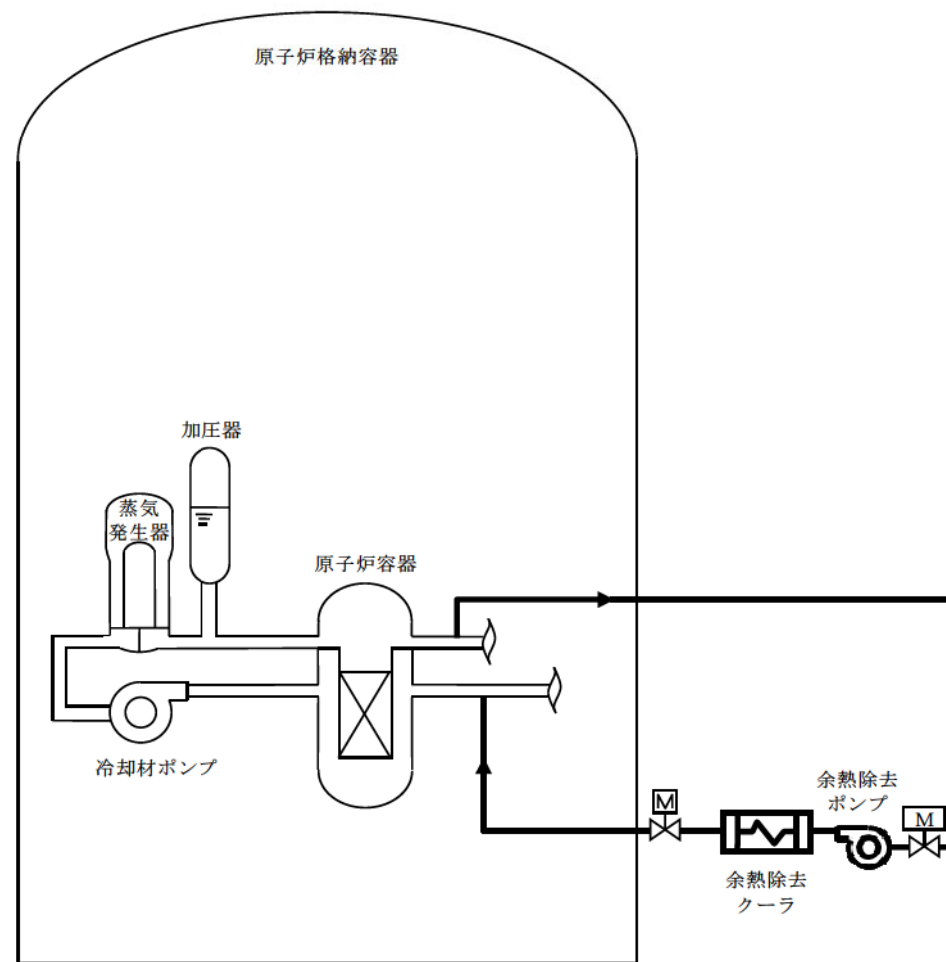
第5.4.5図 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (5)



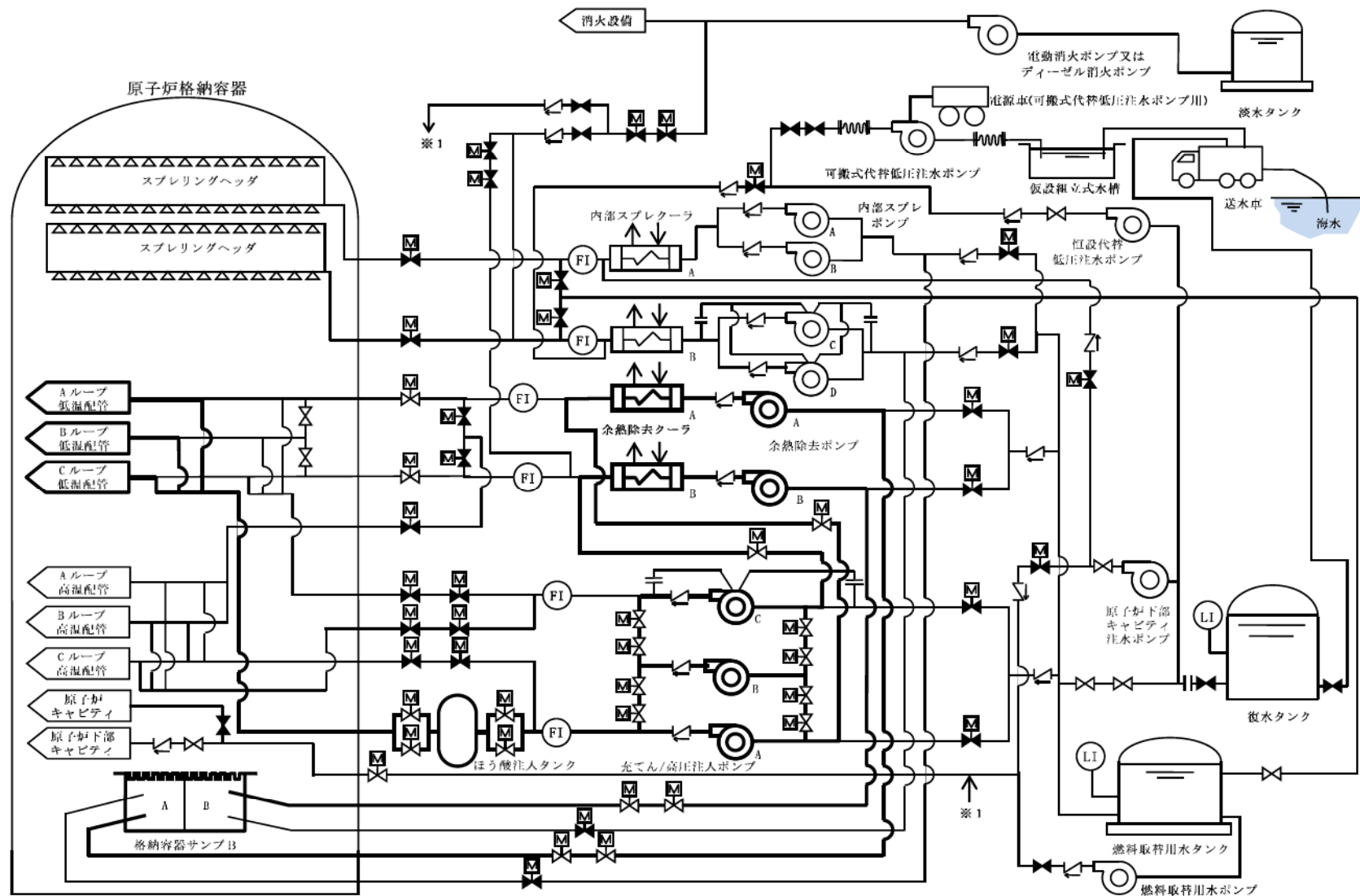
第5.5.1図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図（1）



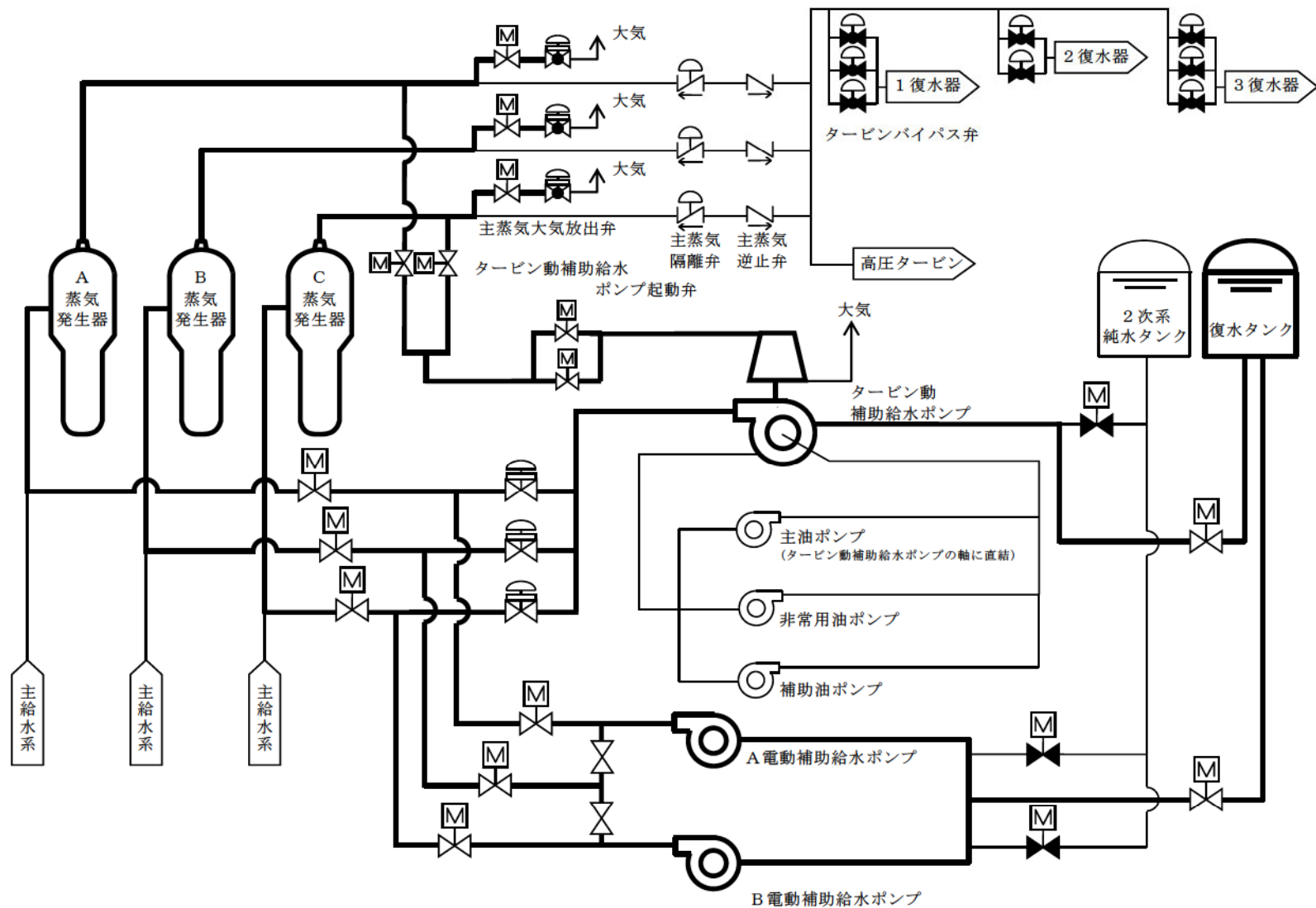
第5.5.2図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (2)



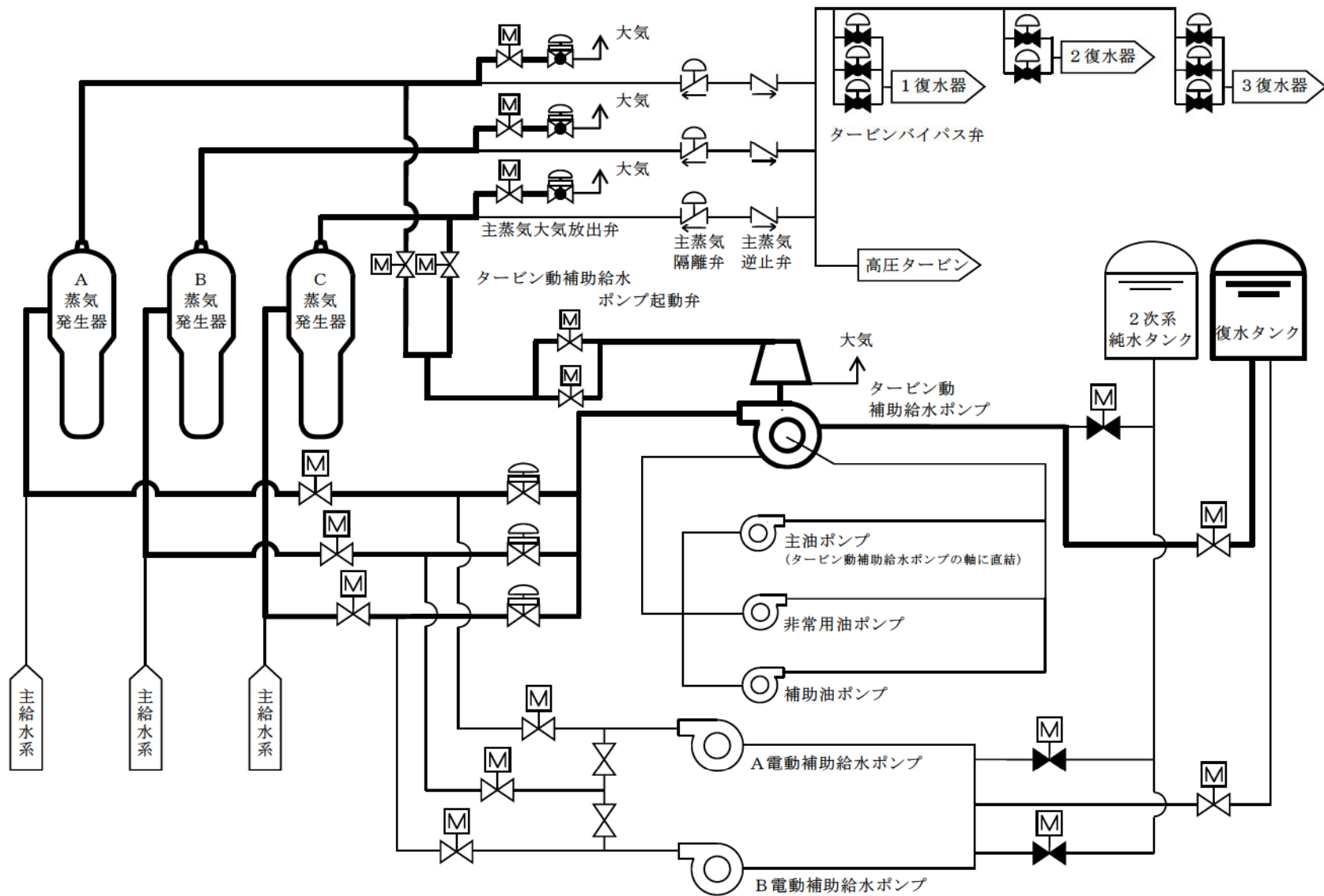
第5.5.3図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図（3）



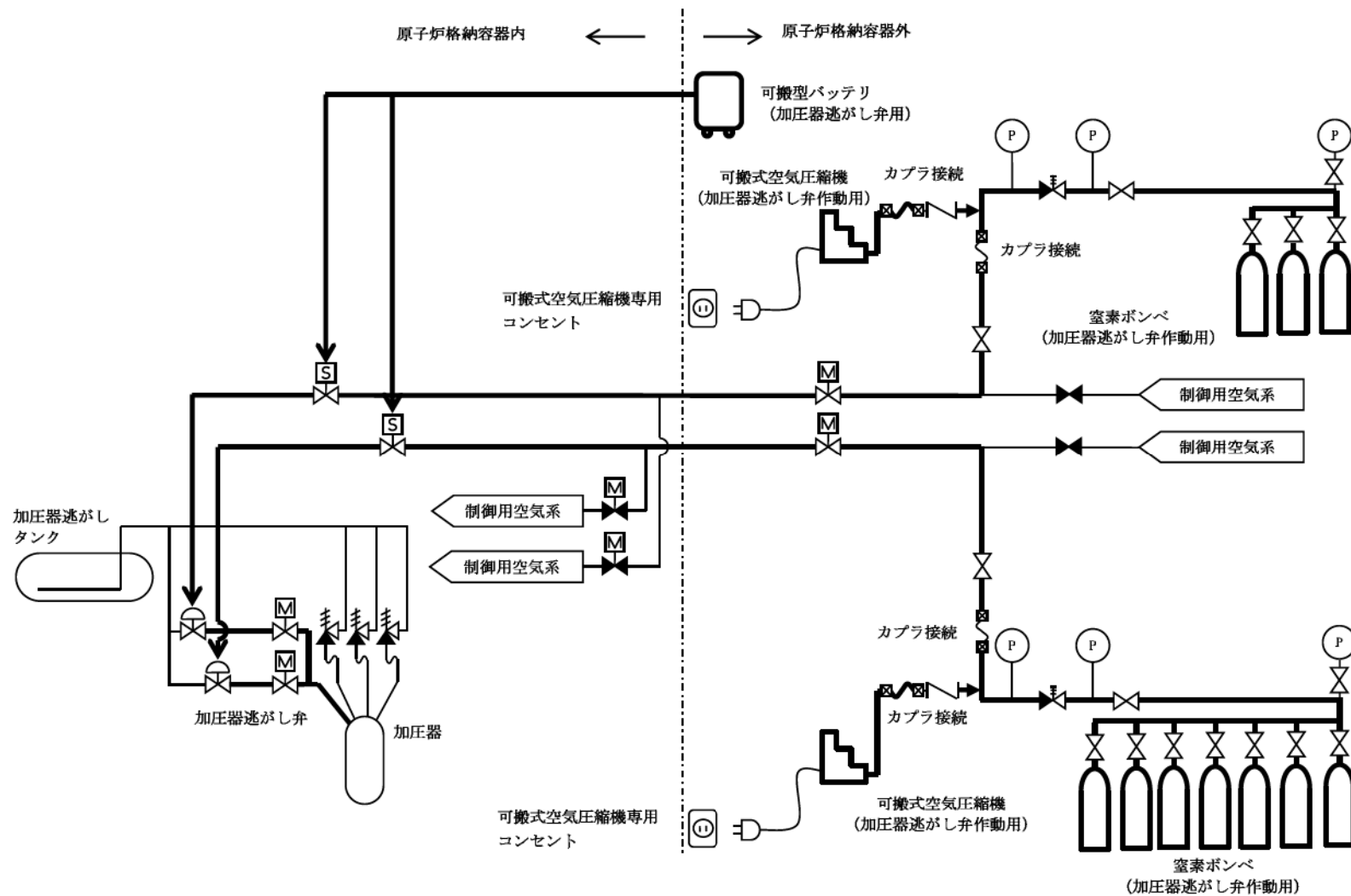
第5.5.4図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図 (4)



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)

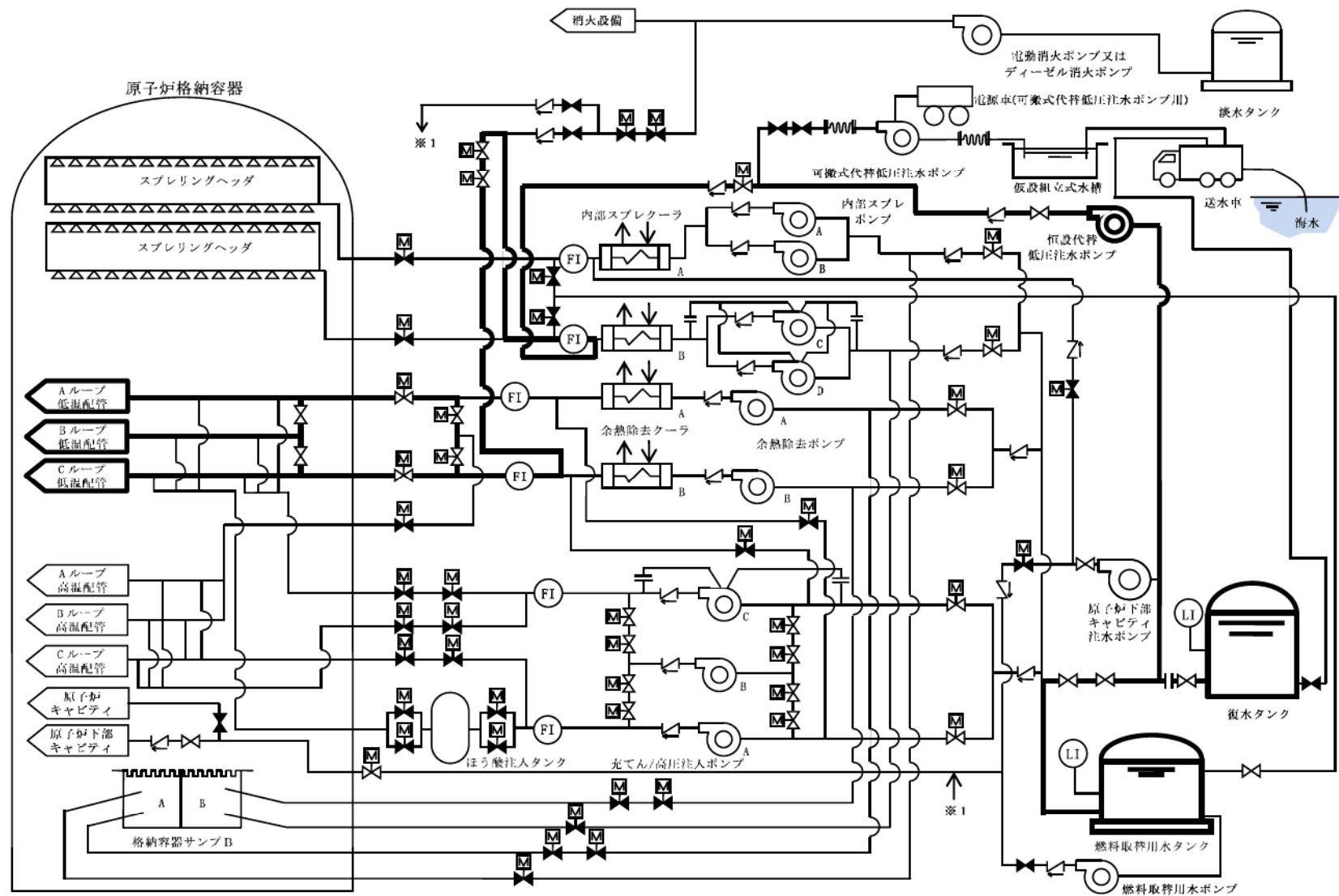


第5.5.6図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 概略系統図（6）



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）

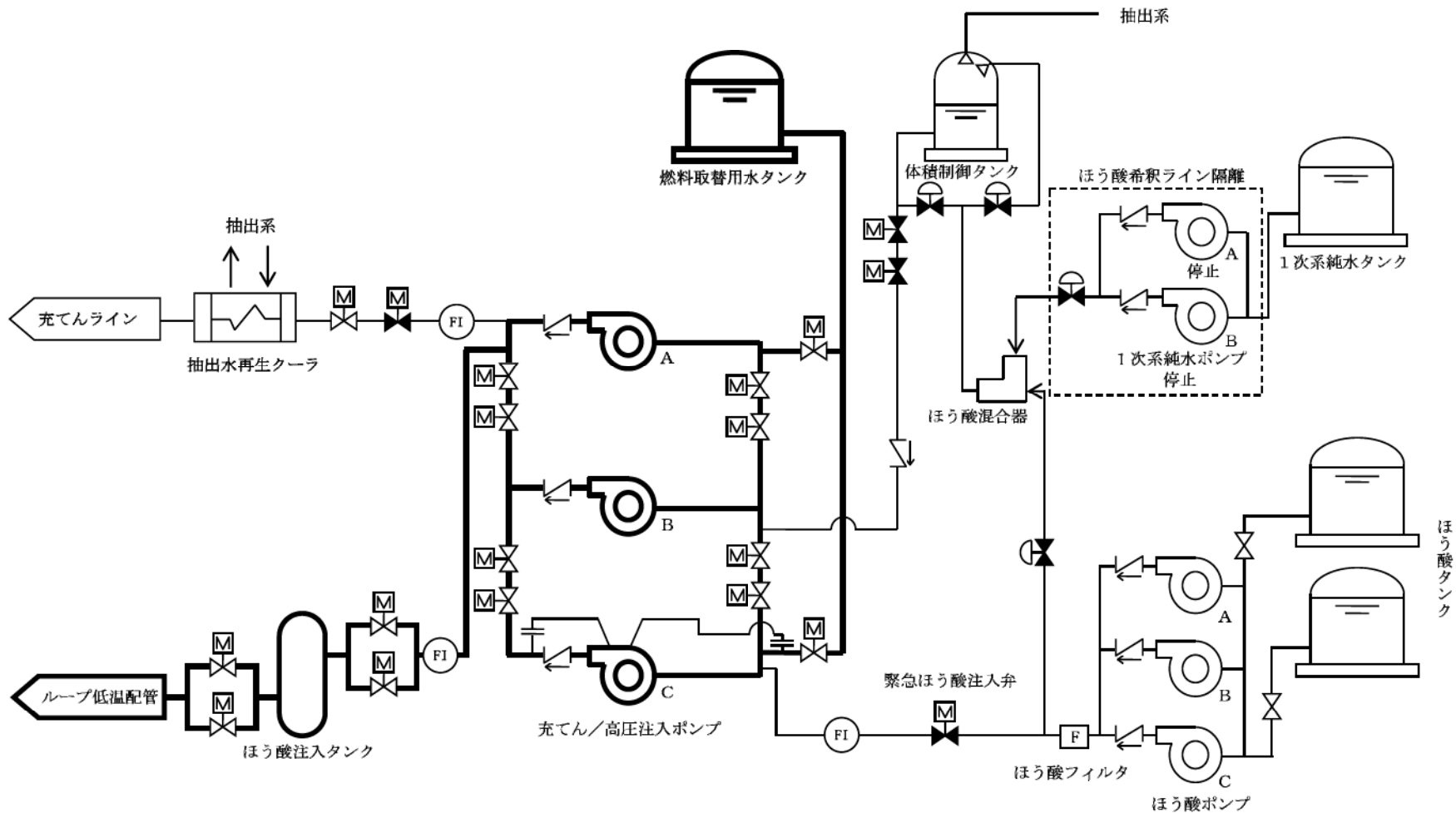
第5.6.1図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図（１）



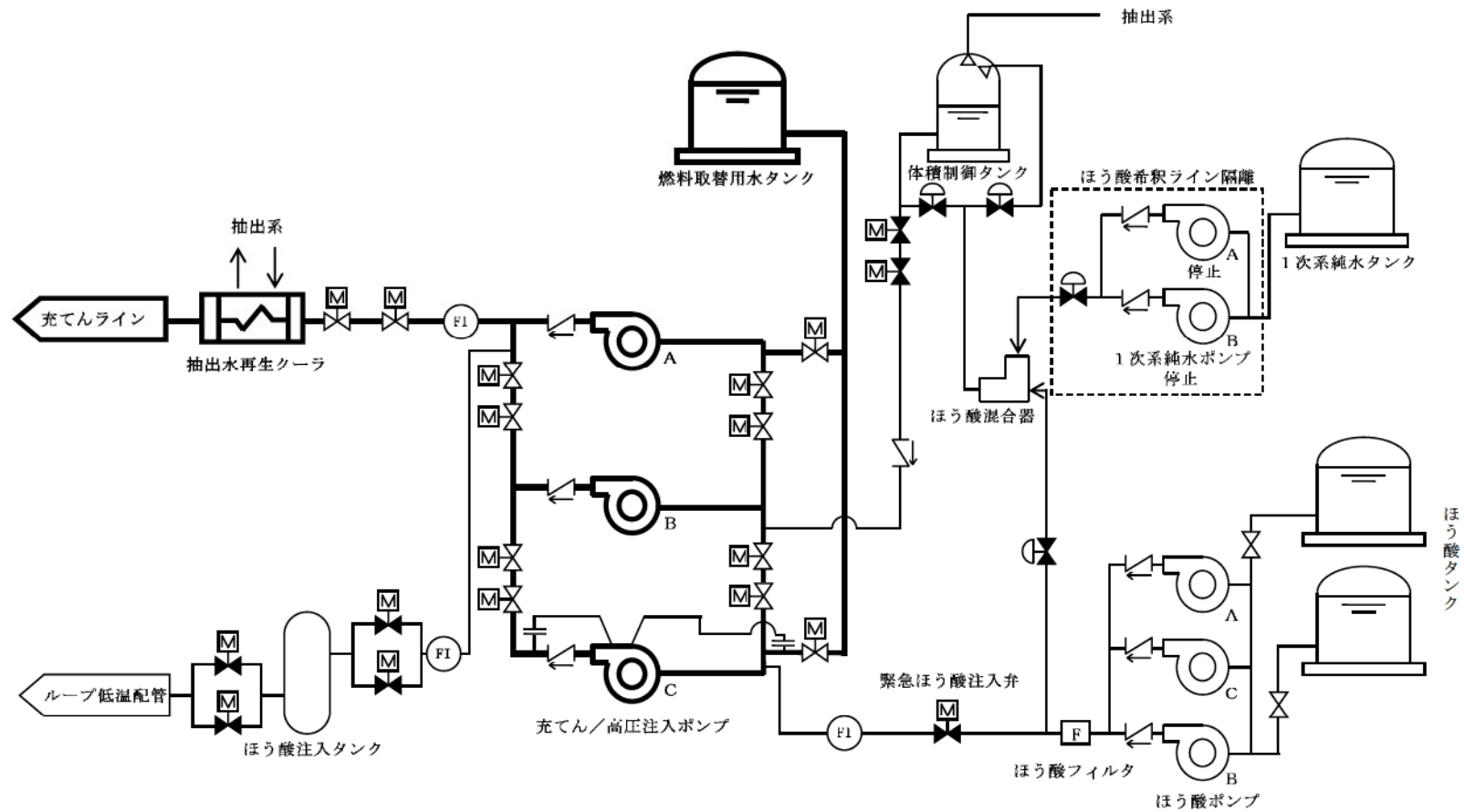
第5.6.2図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図（2）

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）

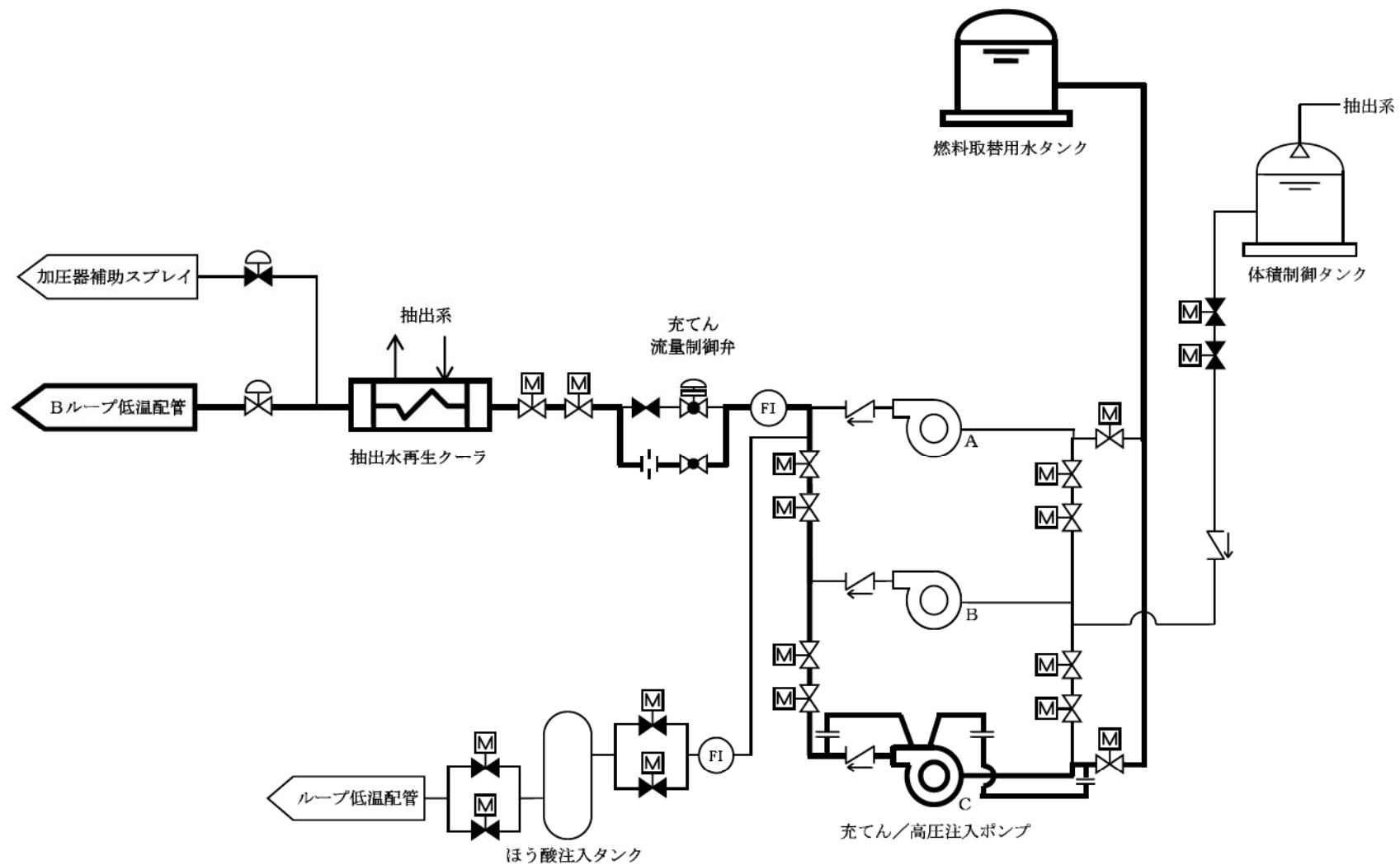
第5.6.4図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図（４）



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）

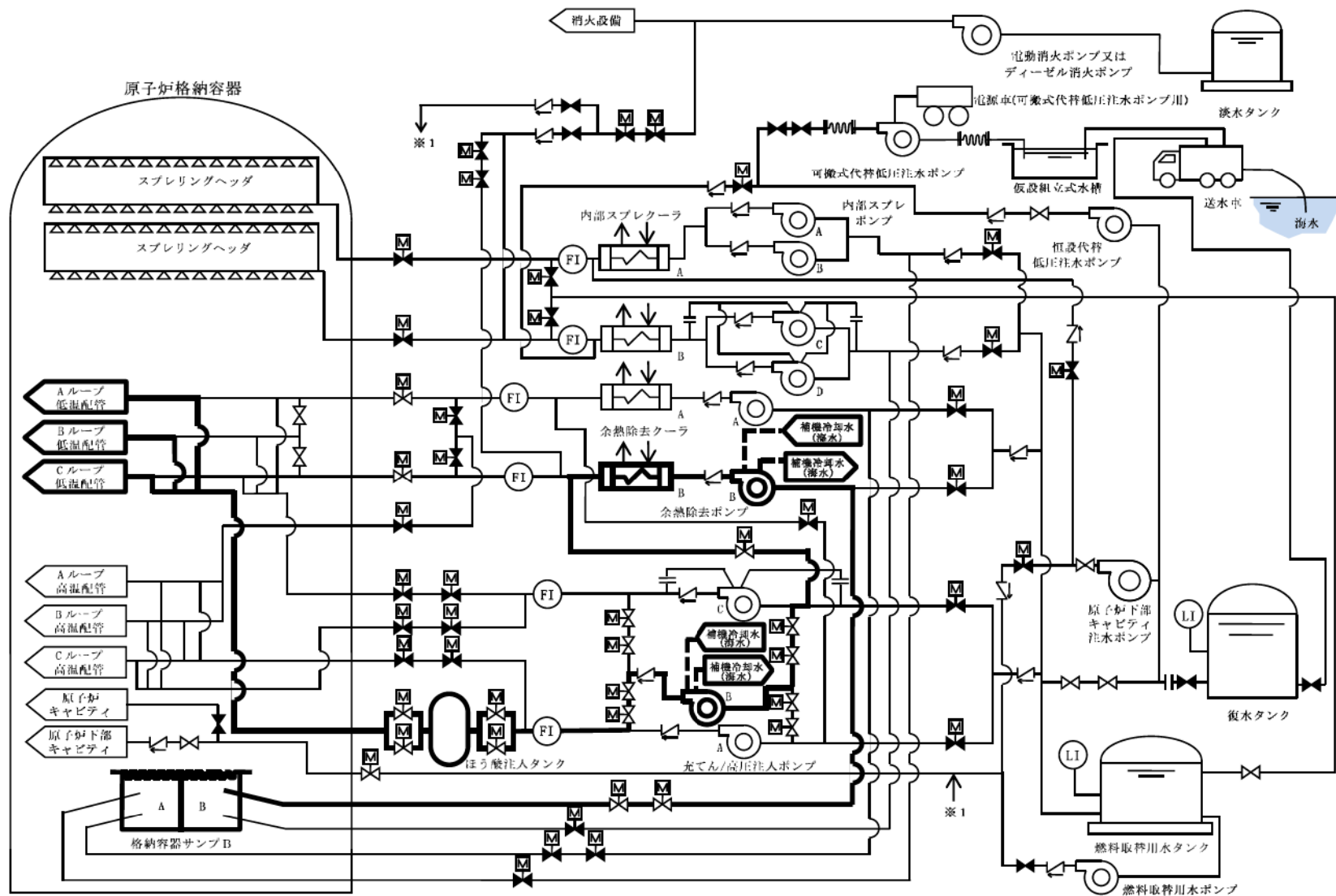


第5.6.6図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図（6）



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)

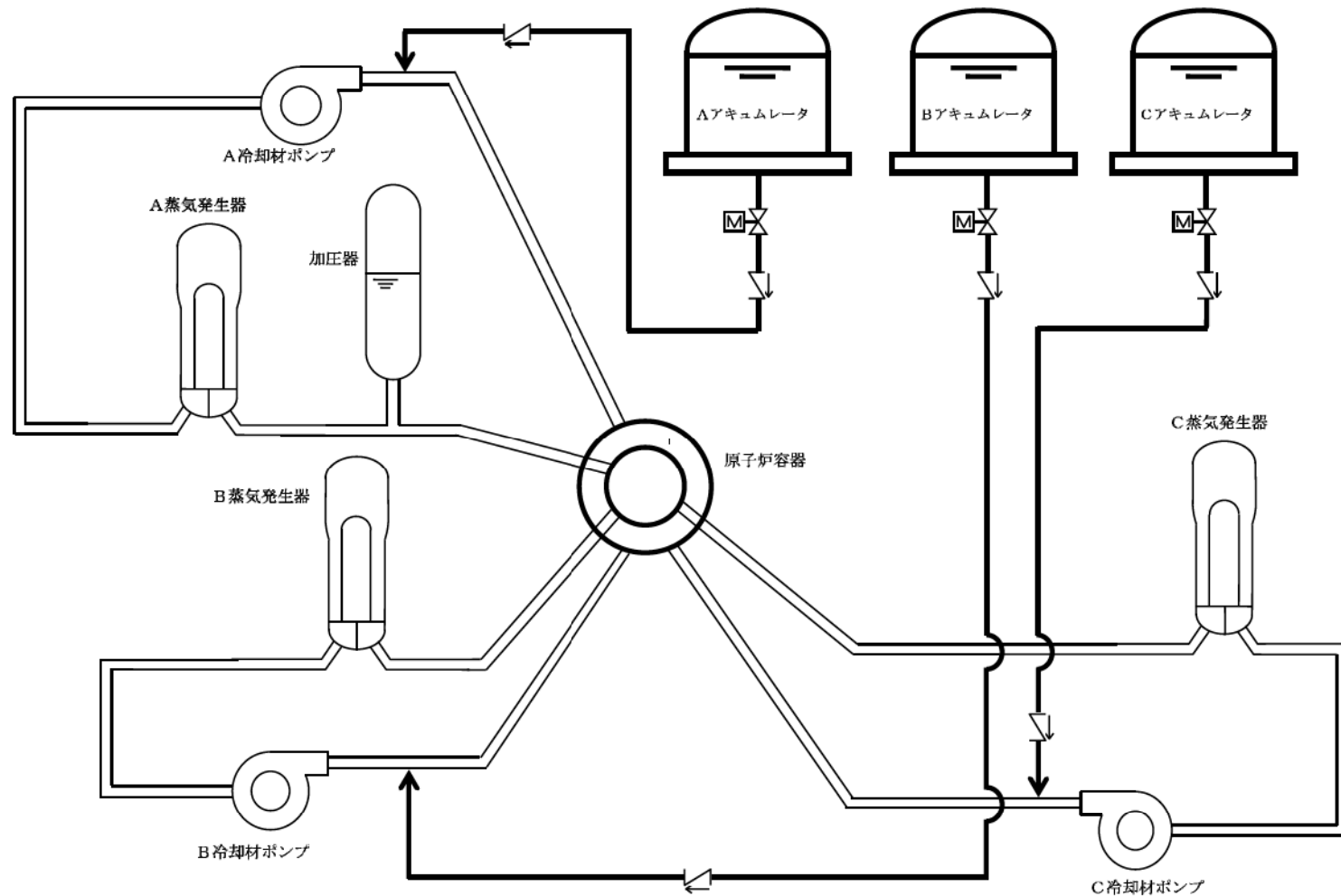
第5.6.8図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図（8）



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)

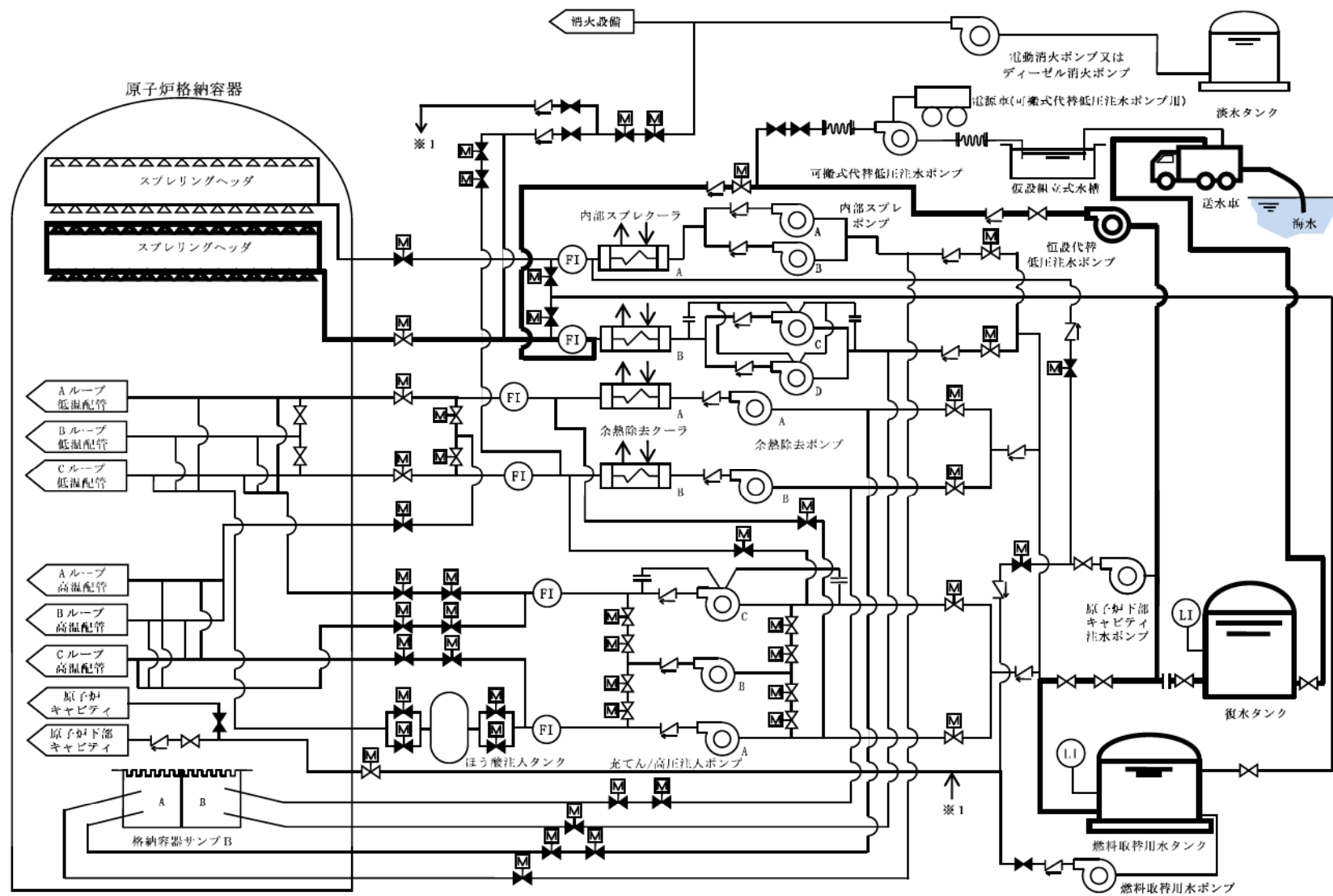
第5.6.10図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図 (10)

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)



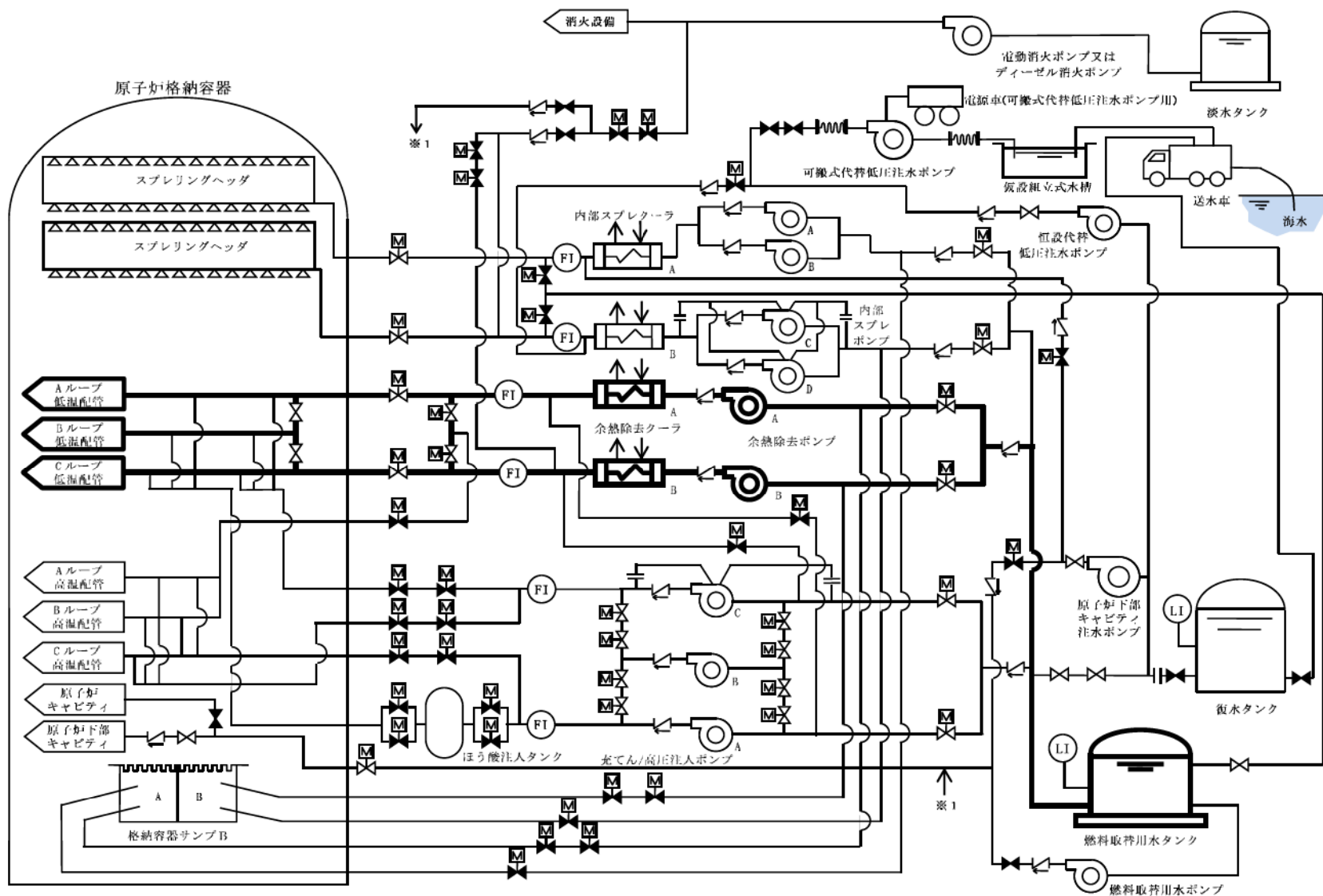
第5.6.12図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図（1 2）

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)

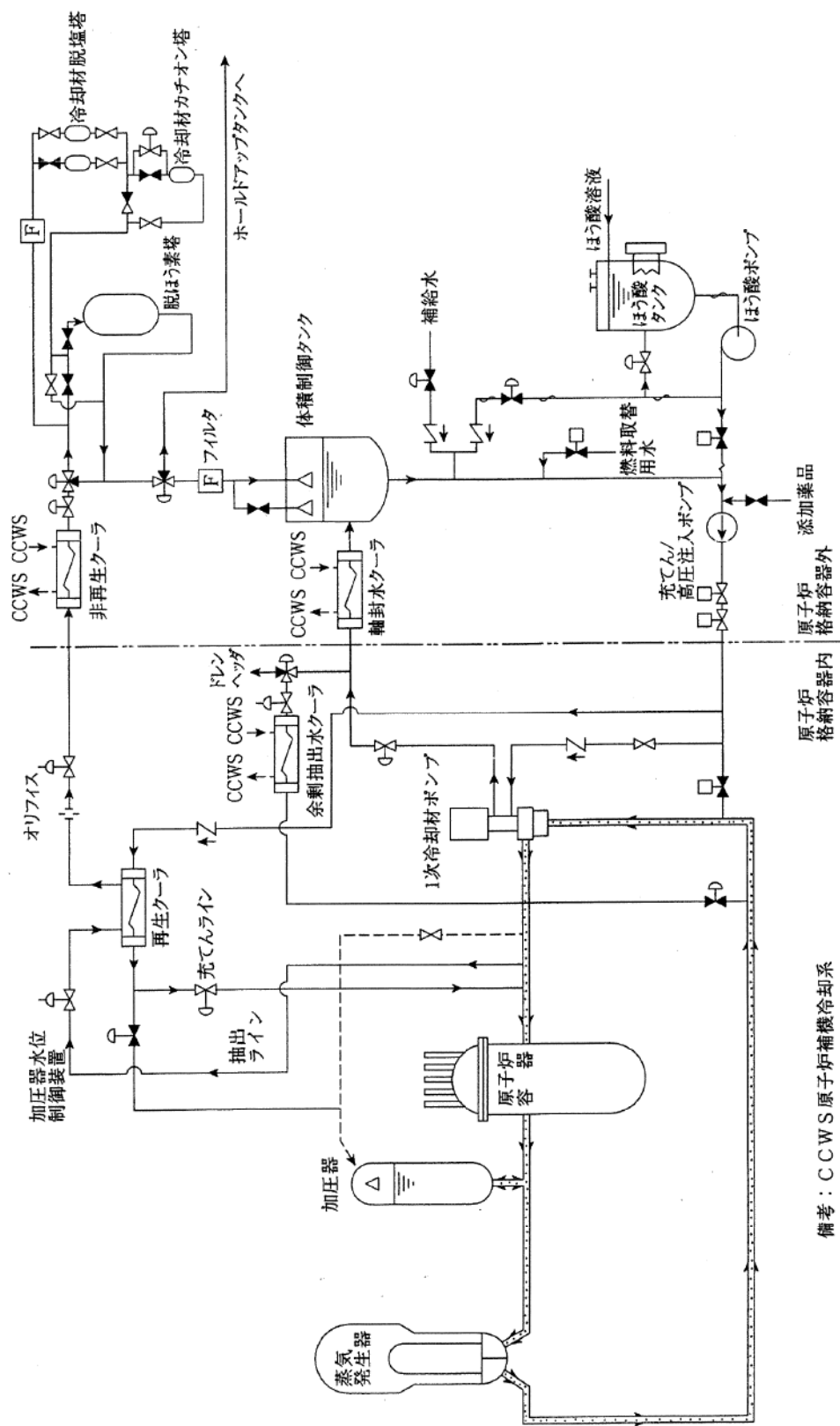


第5.6.14図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図（14）

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

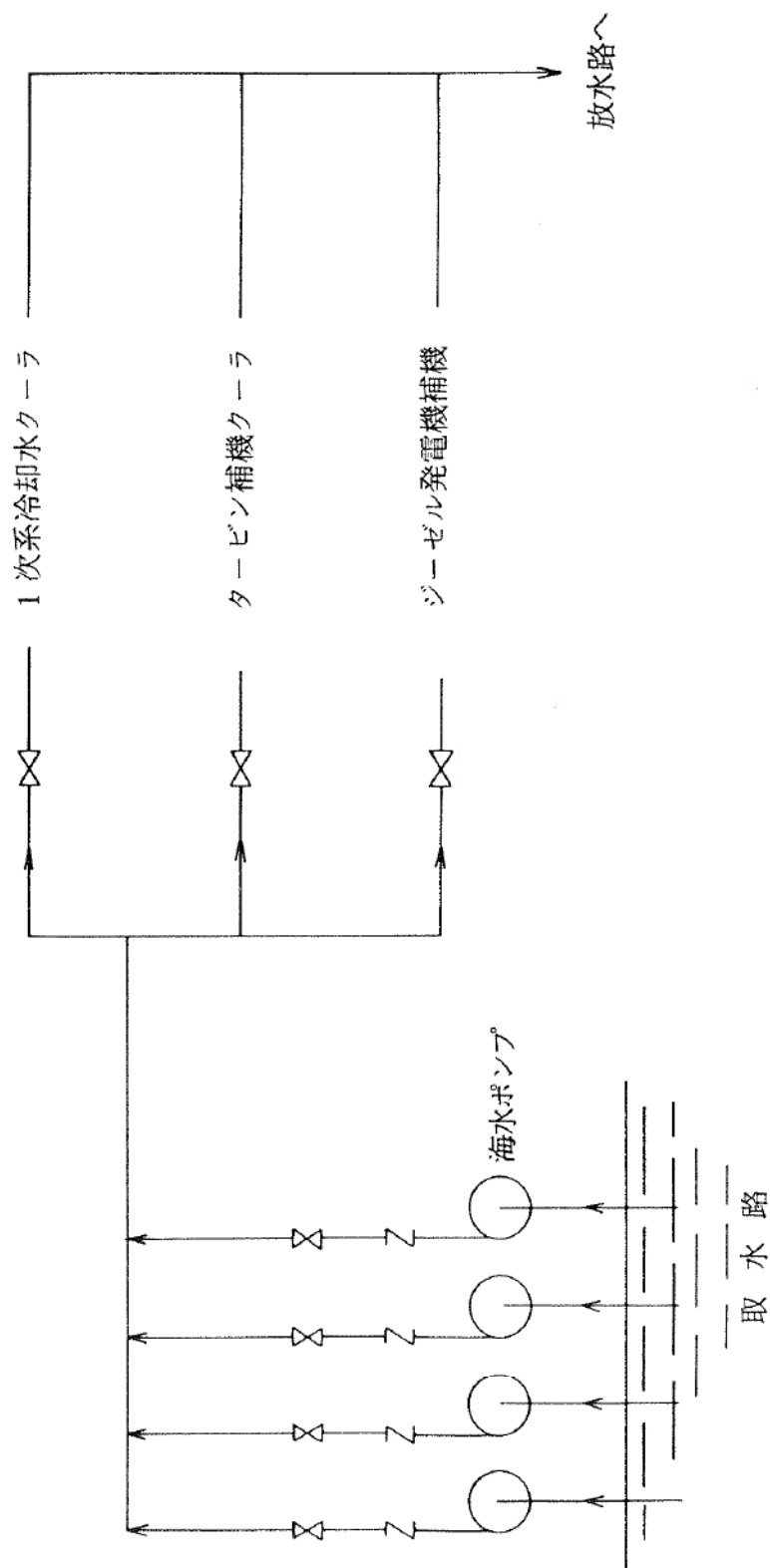


第5.6.16図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備 概略系統図（16）

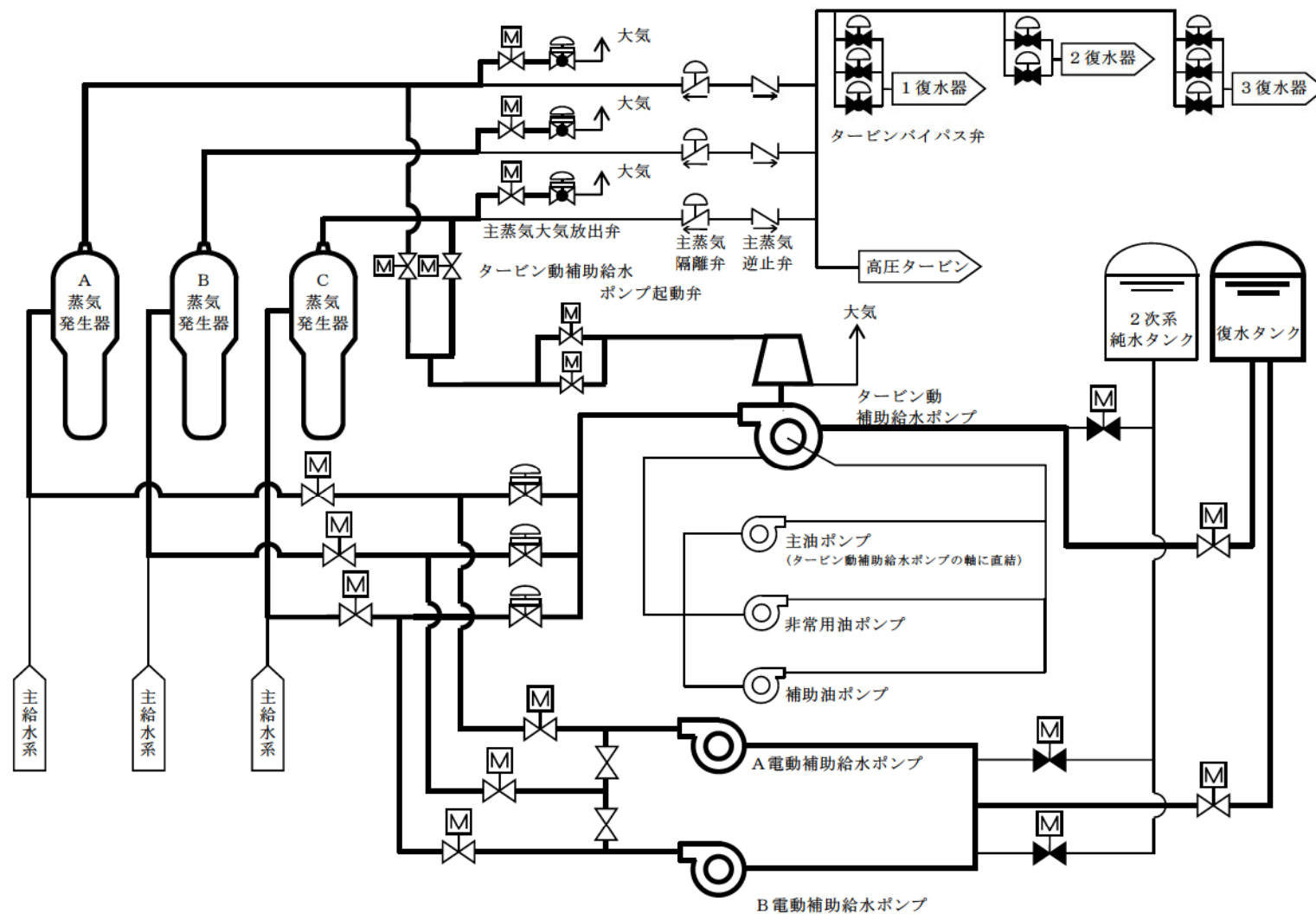


備考：CCWS 原子炉補機冷却系

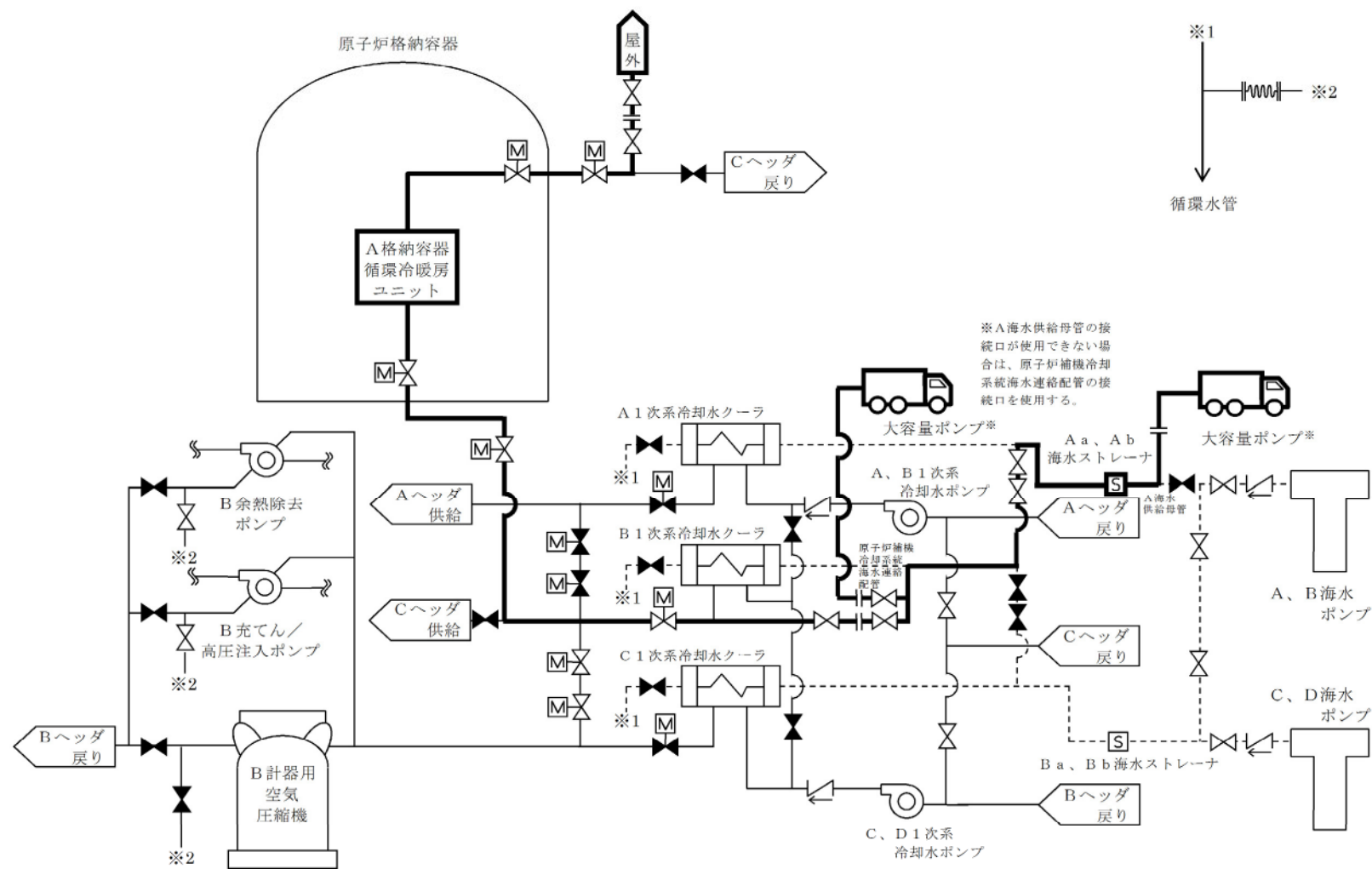
第5.8.1図 化学・体積制御設備系統説明図



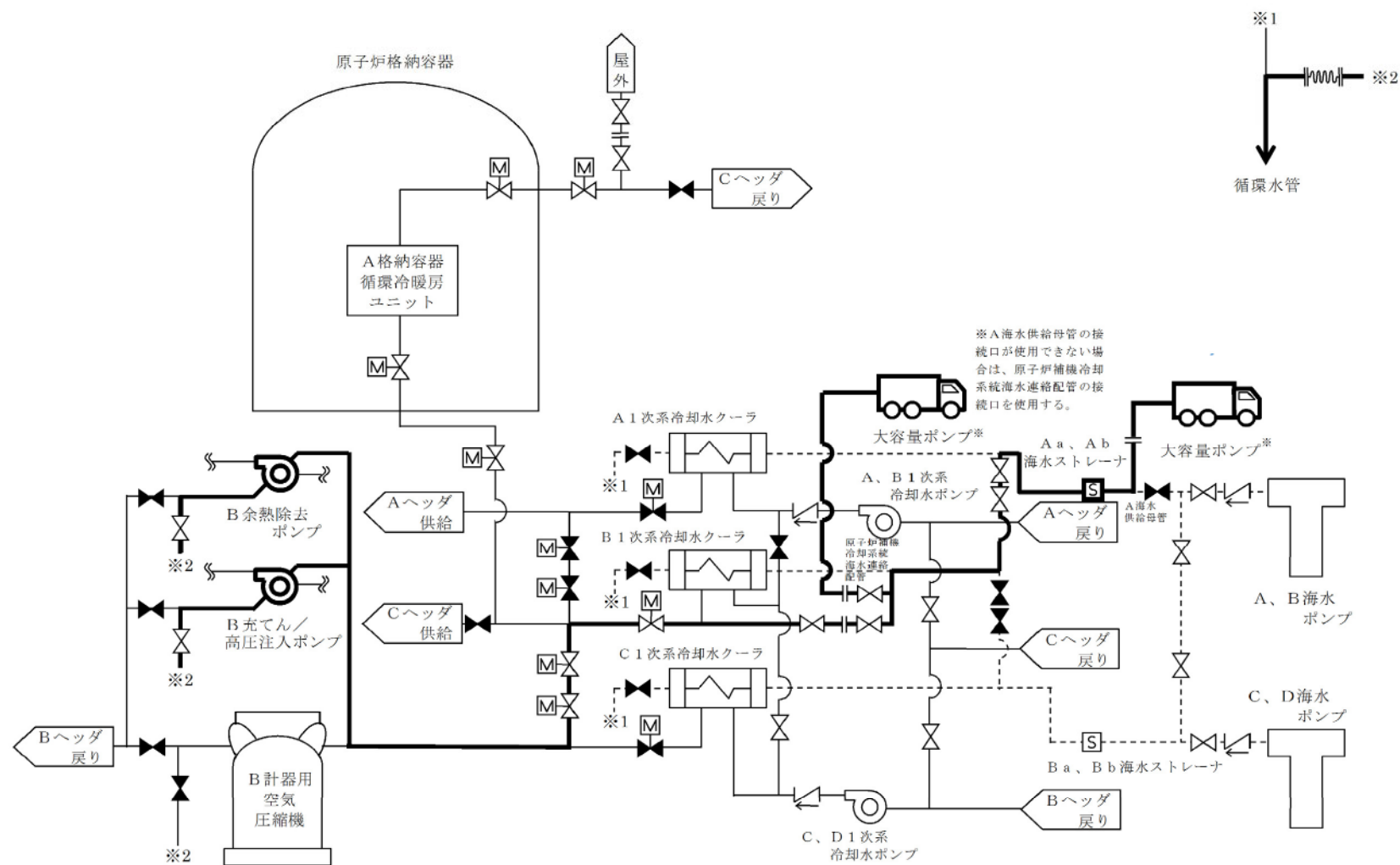
第5.9.1図 補機冷却海水設備系統説明図



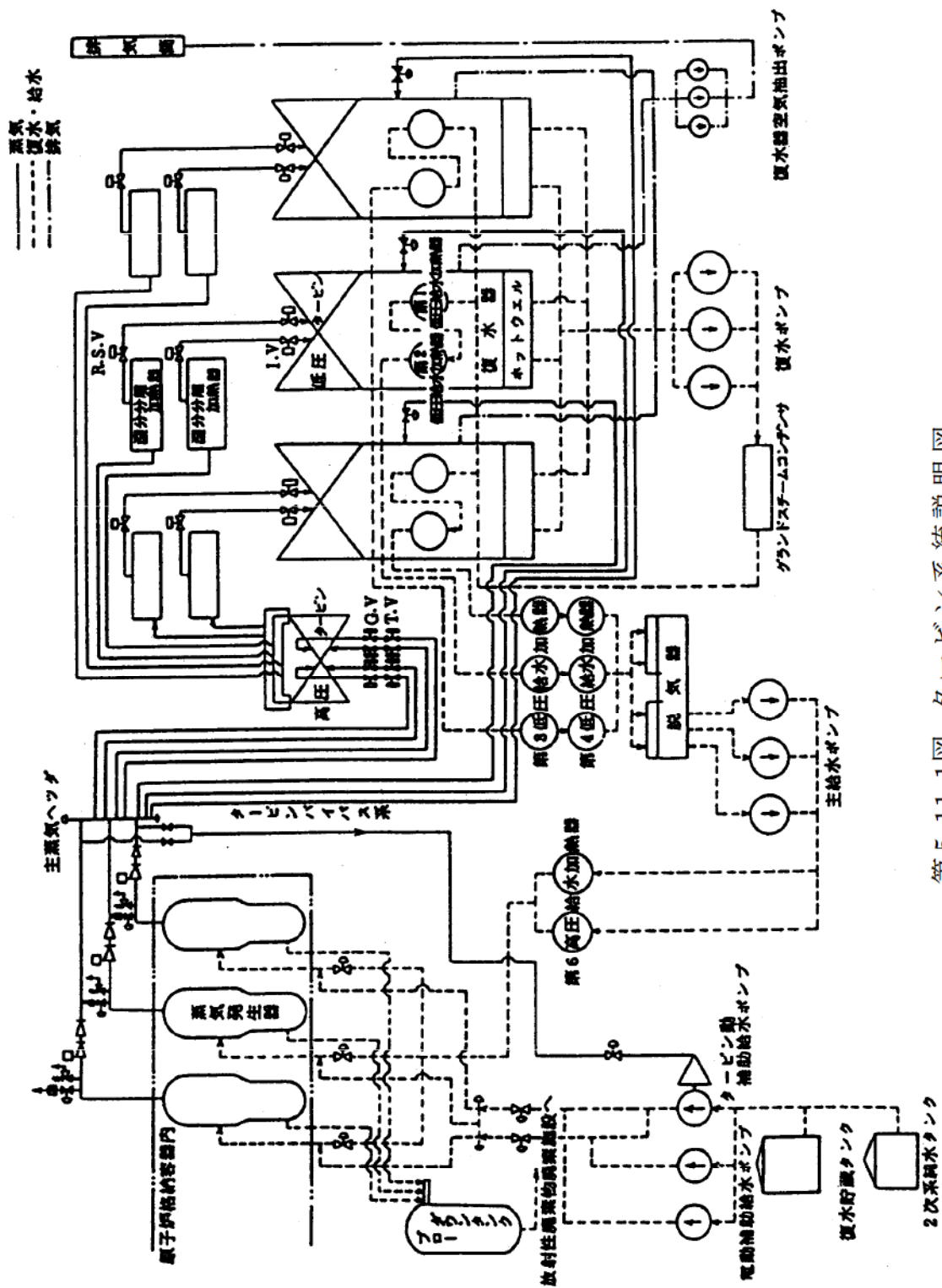
第5.10.1図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 概略系統図 (1)



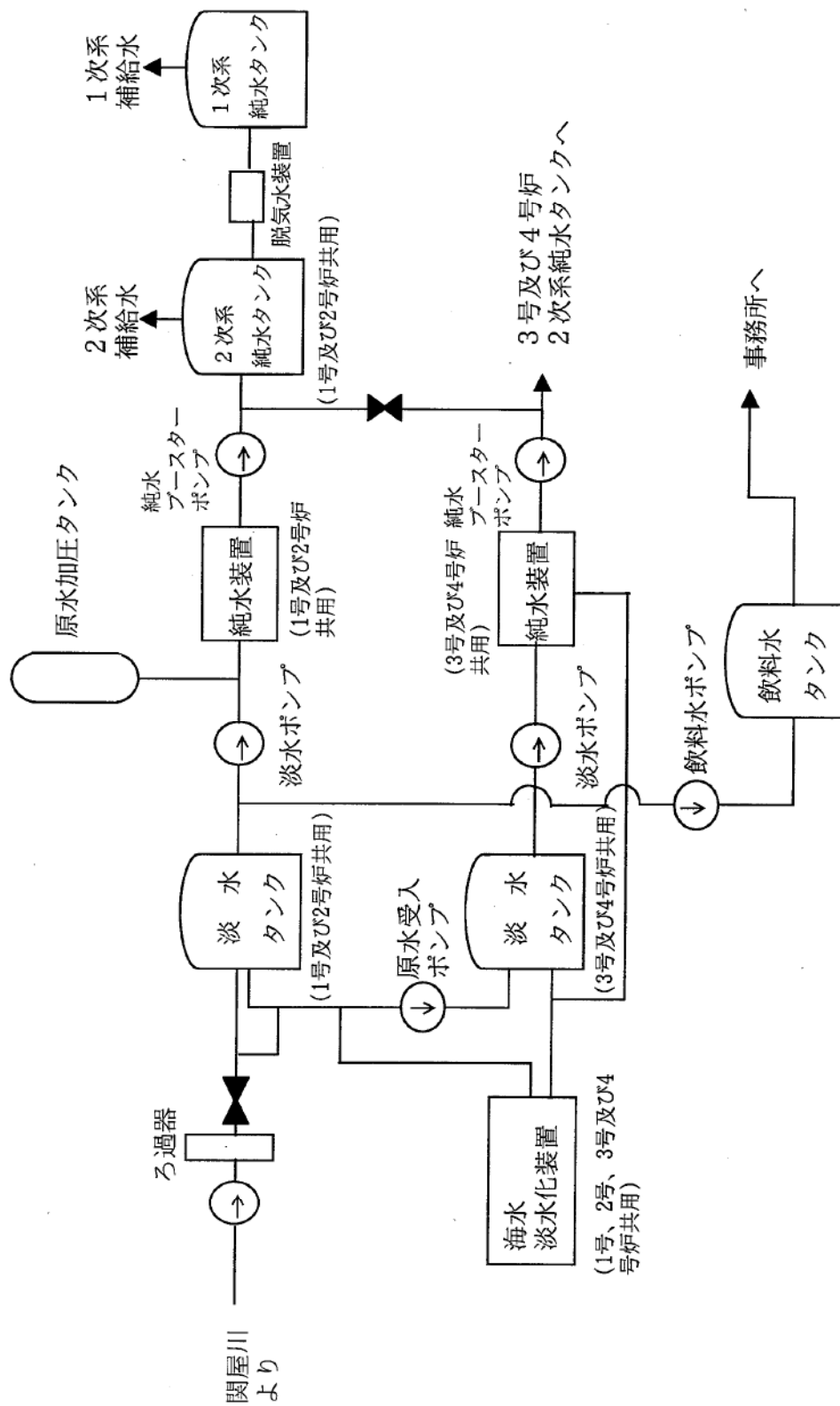
第5.10.2図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 概略系統図 (2)



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)



第5.11.1図 タービン系統説明図



第5.12.1図 給水処理設備系統図

6. 計測制御系統施設

6.1 原子炉制御設備

本発電所では、原子炉設備はもちろんタービン発電機設備も含めて集中制御方式を採用し、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る。通常の運転中の出力の制御は、(1)タービン蒸気流量の調整、(2)原子炉の負の反応度係数による自己調整、(3)制御棒クラスタの位置調整によって行う。発電所全体の制御系統図を第6.1.1図に示す。

原子炉の反応度制御には、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の2方式を併用して、適切な反応度制御を行う。主として、前者は、出力、温度など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余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などの長期にわたる反応度変化の補償と冷態停止時に使用する。

原子炉制御系には、制御グループ及び停止グループの制御棒クラスタによる反応度制御系とタービンバイパス制御系があり、そのシーケンスの概略は、第6.1.2図のブロック線図に示すとおりである。

原子炉の出力制御は、定格出力の約15%以下の範囲では手動で行い、定格出力の約15%以上では自動とする。この自動制御の範囲内では、±5%/分のランプ状負荷変化と、±10%のステップ状負荷変化に応ずることができ、更に、タービンバイパス制御系の併用により定格出力の50%相当までの急激な負荷減少でも原子炉トリップを起こすことなく対処できる。

原子炉圧力（1次冷却材圧力）は加圧器により自動制御し、また、1次冷却系の体積制御は化学・体積制御設備で行う。

6.1.1 制御棒による制御系

本原子炉施設に用いる制御棒はクラスタ方式で、原子炉容器上蓋に取付ける磁気ジャック式駆動装置により自動又は手動操作する。原子炉トリップは重力によって行う。

(1) 制御グループによる制御（1次冷却材平均温度制御）

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、プラント出力の変更は、タービン側で蒸気流量を加減することによって行う。自動制御装置は、原子炉側でその出力変化による諸量の変動を検出し、これを許容値内に保つように制御棒クラスタを操作して出力変化に追随する。原子炉側における主要制御変数としては1次冷却材平均温度をとり、中性子束レベルを補助信号として使用することもできる。

1次冷却材平均温度は、各1次冷却回路に設ける2組の抵抗温度計によって測定する。低温側の温度検出素子を対応する高温側の素子と直列になるよう接続して平均温度に相当する信号を得る。

信号選択回路は、1次冷却回路からの1次冷却材平均温度を選択して制御装置に送出する。

制御装置は、この平均温度信号をタービン発電機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。この信号により制御グループの制御棒クラスタを自動的に駆動して、1次冷却材平均温度を所定の値に維持する。

この場合、制御棒クラスタは比例速度制御を行うように動作する。また、個々の制御棒クラスタの動作順序を定めるためにプログラムを設け、制御グループの制御棒クラスタの中のサブグループ（数個の制御棒クラスタで編成する）をプログラムからの信号で駆動する。この際、一つのグループに属する各サブグループは、1ステップ（移動距離は約16mm）の差以内に維持され、引き抜きと挿入シーケンスが可逆的になるようにする。また、引抜き、挿入速度は、制御装置からの要求信号に比例させるので、これによって制御棒クラスタを最大114cm/分の速度まで安全に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能力を有する。すなわち、原子炉出力の制御系は、毎分全出力の約5%までのランプ状出力増加（又は減少）に追随することができる。

また、この自動制御範囲は定格出力の約15%以上である。

(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し、さらに、十分な停止余裕を与えるために使用する。

冷態停止にはほう素濃度の調整による制御を併用する。

また、冷態からの起動には、まず停止グループの制御棒クラスタを引き上げて、温態停止状態となった後にほう素濃度の調整と制御グループの制御棒クラスタを併用して臨界にする。

このグループはすべて手動によって操作するが、原子炉トリップ時にはその駆動装置用電源をしゃ断することにより、制御棒クラスタの自重により挿入する。制御棒クラスタの制御の概要を第6.1.2図に示す。

6.1.2 ほう素濃度による制御

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

1次冷却材中のほう素濃度は、化学・体積制御設備を利用して手動操作で増減する。ほう素濃度を高くする場合には、充てん／高圧注入ポンプによって1次冷却回路へほう酸溶液を注入し、逆に濃度を低くする場合には、純水を補給して所要の濃度に希釈する。いずれの場合にも抽出した余分の冷却材は廃棄物処理系へ排出する。

この1次冷却材中のほう素濃度は、適時試料採取し測定する。

6.1.3 タービンバイパス制御系

タービンバイパス制御系は、1次冷却材平均温度制御系の正常な動作範囲を越えるステップ状負荷変動を吸収するために設けるもので、これにより定格出力の10%以上の負荷の急激な減少に対処できる。

蒸気発生器2次側の蒸気系統には、定格負荷の約40%に相当する蒸気量を復水器へバイパスする制御弁を設ける。1次冷却設備は、定格出力の約10%相当のステップ状負荷変化に対する追従能力を有するか

ら、発電所負荷が約50%減少した場合でも原子炉をスクラムすることなしに運転を継続することができる。

この制御弁は、前述の1次冷却材平均温度制御系の温度負荷制御器からの制御信号で作動する。また、蒸気発生器の蒸気圧力を直接制御信号として使用することもできるし、手動でも制御できる。

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

加圧器ヒータは、比例ヒータと後備ヒータに分け、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。

スプレイの能力範囲を超えるような大きな圧力上昇があった場合には、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には、加圧器圧力信号によりスプレイ弁を全閉し、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6.1.3図に示す。

6.2 原子炉計装

原子炉計装には炉外計装、炉内計装、制御棒クラスタ位置指示計装および停止余裕監視装置などを設ける。炉外計装としては中性子束検出器を使用し、中性子束を連続的に監視して原子炉の運転、保護のために必要な信号を原子炉制御系および原子炉保護系に送る。

また炉内計装は炉内に配置する熱電対と可動小型中性子束検出器とを使用し、炉心内の燃料要素出口温度および中性子束分布を必要に応じて測定し、炉心出力分布の決定等運転に必要な資料を得る。

6.2.1 炉外計装

(1) 概要

炉外計装系は、中性子源領域から中間領域をへて定格出力の120%までの原子炉出力を監視する機能を有する。原子炉出力の監視は、原子炉容器に隣接する1次しゃへいコンクリートの計測孔にそう入する熱中性子束検出器により行う。

核計装系は、中性子源領域、中間領域、出力領域の3領域に分けるが、各領域の測定範囲に相互に重なりがあるようにし、一つの領域から他の領域に移る際にも連続的な出力の読みを得ることができるようにする。

炉外計装系の概略を第6.2.1図に示す。

(2) 検出器

この系統には、4個の検出器と4個の検出器集合体とを使用する。このうち、2個の検出器は中性子源領域に使用する比例計数管で、他の2個の検出器は、中間領域に使用するガンマ線補償型電離箱であり、これらは炉心の二つの「平たん側面」に近接する垂直計測孔にそう入する。また4個の検出器集合体は、炉心高さとはほぼ同じ長さの長型ガンマ線非補償型電離箱で、内部を二等分し、炉心高さのほぼ半分の高さの8個の独立した検出器に相当し、出力領域用として使用する。この4つの長型電離箱を、炉心の四つの「角部」に近接した垂直計測孔にそう入する。

(3) 中性子源領域

中性子源領域チャンネルは、中性子源領域における中性子束レベルを指示し、また中性子束レベルが設定値をこえる場合に警報信号およびスクラム信号を原子炉制御系および保護系に送る。起動の初期には、信号の検知を容易にするため可聴計数率信号を用いる。

(4) 中間領域

中間領域は2チャンネルの計装系とし、ガンマ線補償型電離箱に生じる中性子束レベルに応じる直流電流を中央制御室に指示記録する。

中性子束レベルが設定値をこえる場合には、警報信号及び制御棒クラスタ引き抜き阻止信号を出し、さらに中性子束レベルが大きくなり続ける場合には、原子炉スクラム信号を出す。また、中性子束レベルが中間領域に入ると、中性子源領域原子炉スクラム信号ブロック許可信号を発信する。

(5) 出力領域

出力領域は4チャンネルの計装系とし、各チャンネル毎に次の3種の信号レベルの監視を行う。

- a) 下部電離箱からの4回路の電流
- b) 上部電離箱からの4回路の電流
- c) 上記a)及びb)の加算電流

a)及びb)の電流は直読レベル指示計に、c)の加算電流はレベル増幅器にて%炉出力に換算された後双安定回路に送られる。レベル増幅器には利得調整回路を設け、実際の直流電流を定格出力に対応して調整できるようにする。

4個のレベル増幅器からは、それぞれ増幅された電流を中央制御盤に送り指示するとともに、原子炉制御信号としても使用する。また、このレベル増幅器の出力信号に対しては、比較回路により相互間の偏差を検出し、この偏差が設定値以上になると警報を発する。

双安定回路の出力は、“2 out of 4”一致方式によって原子炉スクラム信号を出す。

各チャンネルのメータリレーは低レベル信号及び高レベル信号を

出す。低レベル信号は、そのチャンネルの誤動作を示すものとして警報し、高レベル信号は、過大出力への接近を示すものとして制御棒クラスタ引き抜きを阻止する。各チャンネルの双安定回路は、運転出力に応じて中性子束高の原子炉スクラム信号を出す。

また、中性子束レベルが出力領域に入ると中性子源領域中性子束高原子炉スクラムの自動ブロック、中間領域中性子束高及び出力領域中性子束（低設定）原子炉スクラムをバイパスする手動ブロック許可信号を発信する。

6.2.2 炉内計装

(1) 概要

炉内計装によって、炉心内の中性子束分布及び燃料集合体出口温度を測定する。測定した情報により、炉心出力分布及び熱水路係数を監視できる。

炉内計装系は、あらかじめ選択された場所における燃料要素出口温度測定用のクロメル・アルメル熱電対と、燃料要素の全長を通る中性子束分布測定用の中性子束検出器とで構成する。その概略を第6.2.2図に示す。

炉内温度及び中性子束分布計装系により得る測定データは、既に得られている解析結果と組合せて炉心寿命のいかなる時点においても炉心出力分布を決定できる。この方法によると、計算技術のみによる場合に比べてより正確な結果を得ることができる。

炉内計装によるデータは、冷却材エンタルピ分布、燃料燃焼度分布、冷却材流量分布等の計算に用いる。

(2) 熱電対

クロメル・アルメル熱電対を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、燃料集合体の上部で終端する。

原子炉頂部のシール部は、原子炉内圧に対し完全にシールできるものとする。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スでおおい、上記案内管の中に入れる。熱電

対の出力は、中央制御室に指示する。

(3) 可動小型中性子束検出器及び中性子束検出器案内管

5個の可動小型中性子束検出器を備え、炉心内での測定位置は遠隔操作によって決定できる。

小型検出器をそう入する案内管は、原子炉容器の底部からコンクリートしゃへい壁等を貫通して案内管シールテーブルに達するコンジットを通して炉心にそう入する。案内管は、引き抜き可能な構造とする。

案内管の先端は閉じ、原子炉内圧と大気圧の間の圧力障壁とする。案内管とコンジットの間の機械的シールは、シールテーブルの所で行う。

案内管は、通常運転時は定位置に静止しており、保守及び燃料取替え時には引き抜く。

小型検出器駆動系は、各5個の駆動装置、通路選択装置及び回転式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中空のラセン状駆動ワイヤを炉心内に押し込む。検出器に接続する小径の同軸ケーブルは、駆動ワイヤの中空部を通して駆動ワイヤの終端部まで引き出す。

各駆動装置は、ギアモータ、駆動輪をおさめた駆動箱及び全駆動ワイヤを収容できるリールを備える貯蔵装置で構成する。ギアモータは、どの通路にも駆動ワイヤ及び検出器を押し込むに十分な出力を持つものとし、駆動輪は、ラセン状の駆動ワイヤと結合してギアモータにより駆動する。

各駆動装置には通路選択装置を設け、検出器を入れる通路を選択する。

回転式選択装置は、10個まで選択可能な通路の一つに検出器を入れる回転式移動装置と、検出器を引抜いたのち案内管を手動で閉鎖するためそれぞれの通路に対応する10個の隔離弁とからなる。これらの隔離弁が開いている時は、検出器及び駆動ワイヤを自由に通すことができ、また、閉じている時は、たとえ案内管が破損しても炉

心からの冷却材漏えいを防止できる。

6.2.3 制御棒クラスタ位置指示計装

制御棒クラスタ位置指示系には、制御棒クラスタ駆動軸と位置指示コイルとの磁気結合を利用するアナログ方式のものと、駆動ステップ数を計数するデジタル方式のものを設ける。

アナログ方式の指示系統は、制御棒クラスタ駆動機構の圧力ハウジング外部に取り付ける電気コイルを検出器として用いる。底部にそう入された位置にある場合には、1次及び2次コイル間の磁気結合度は小さく、したがって、2次側には比較的小さい誘起電圧しか発生しない。制御棒クラスタが磁気ジャック駆動装置により引き抜かれるに従い、駆動軸の相対的に高い誘磁率のために磁気結合度が増加し、誘起電圧も上昇する。この電圧測定により位置を指示、記録し、とくに全そう入時には制御棒下限指示燈を点灯し、警報を発信する。

デジタル方式の指示系統は、停止グループ及び制御サブグループの制御棒クラスタが磁気ジャックによって駆動されたステップ数を指示するもので、プログラムのサイクル機構及び磁気ジャック接点に連結するパルス伝送器により磁気ジャックが励磁される回数を計数する。各制御棒グループのステップに対して、計数読取の装置は1個のパルスを受け、それ以前に指示されていた信号に加算又は減算を行う。

これらの指示系統を、第6.2.3図に示す。

6.2.4 停止余裕監視装置

原子炉運転中は、常に制御棒クラスタの位置を適当な位置に保って、急速停止時に必要な停止余裕値を確保しなければならない。

この目的のために停止余裕監視装置を設けて、制御棒クラスタのそう入限界値（下限）を計算させ、もし制御棒クラスタの位置がこの限界値に近づいたときは、この装置から警報を発する。

そう入限界値の計算にはアナログ計算機を使用し、その入力計算要素として、1次冷却材蒸気発生器出入口点における温度差及びその平

均値を用いる。この装置は、計算して得た限界値と、制御棒クラスタ位置指示計装からの測定値を比較するものである。

6.2.5 中性子源

中性子源には、1次中性子源と2次中性子源の2種類を使用し、1次中性子源は、初装荷炉心での初期における起動に際して使用する。2次中性子源は、原子炉運転中に放射化され、比較的後期における原子炉起動に際して使用できるものとする。1次中性子源の材料は、プルトニウムーベリリウム又はカリホルニウムの混合物で、2次中性子源の材料は、アンチモンーベリリウムの混合物とする。

1次及び2次中性子源は、両方共燃料集合体中の使用されないクラスタ案内シンブルに入れ、しっかりと固定する。

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、設計基準事故時においても監視でき確実に記録及び保存ができる。

6.3.2 設計方針

(1) 安全保護回路のプロセス計装は、以下の方針で設計する。

- a. 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あわ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動作させる設計とする。
- 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1次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ともに、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 安全保護回路以外のプロセス計装

(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、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・体積制御系では、抽出水管路の圧力、温度、流量、体積制御タンクの圧力、水位、充てん管路および1次冷却材ポンプ封水充てん管路の圧力、温度、流量、ほう酸補給管路の圧力、流量、ほう酸タンクの温度、水位等を連続的に測定し、指示記録する。また、これらの信号の一部は制御信号として使用する。

抽出水管路および封水充てん管路の温度高、抽出水管路の圧力高および充てん管路の圧力低、体積制御タンクおよびほう酸タンクの低および高水位等の信号により、警報を発する。

(3) 給水及び蒸気系計装

給水および蒸気系計装では、給水および蒸気の流量、温度、圧力、蒸気発生器の水位、2次系プロセス計測量（例えばタービン、発電機、復水器、復水および給水ポンプ、その他のプロセス計測量）等を連続的に測定し、指示記録する。

蒸気発生器水位は、通常の3要素制御方式（蒸気流量、給水流量、水位の3要素）により制御する。

(4) 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。

(5) 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。

(6) 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。

(7) ユニット総合管理計算機

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ユニット総合管理計算機を設け、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。

6.4 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（原子炉压力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉压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
- ・ 1 次系冷却水タンク加圧ライン圧力
- ・ 格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）
- ・ 可搬型アニュラス内水素濃度計測装置（9.9 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）

可搬型アニュラス内水素濃度計測装置については、「9.9 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空冷式非常用発電装置用給油ポンプ又は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、可搬式整流器及び計器用電源（無停電電源装置）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、可搬式整流器及び計器用電源（無停電電源装置）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）
- ・空冷式非常用発電装置用給油ポンプ（10.2 代替電源設備）
- ・タンクローリー（1号及び2号炉共用）（10.2 代替電源設備）
- ・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）
- ・計器用電源（無停電電源装置）（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、空冷式非常用発電装置用給油ポンプ、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及び計器用電源（無停電電源装置）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、「1.1.8.1 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、「1.1.8.1 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。また、設計基準対象施設と兼用する重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータの信号取出し回路並びに給電回路は、電氣的及び物理的に分離して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、1次系冷却水タンク加圧ライン圧力及び格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（SA）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、「1.1.8.2 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、1個使用する。保有数は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1個の合計2個を分散して保管する設計とする。

可搬型の1次系冷却水タンク加圧ライン圧力は、1個使用する。保有数は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1個の合計2個を分散して保管する設計とする。

可搬型計測器は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）計測用として 40 個使用する。保有数は 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 80 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、格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）計測用として 3 個使用する。保有数は 3 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 1 個の合計 4 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、「1.1.8.3 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
- ・ 格納容器サンプ B 広域水位
- ・ 格納容器サンプ B 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。

- ・ 高温側安全注入流量
- ・ 低温側安全注入流量
- ・ 補助給水流量
- ・ 主蒸気ライン圧力

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、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。

- ・ 余熱除去クーラ出口流量
- ・ 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算
- ・ 原子炉下部キャビティ注水ポンプ出口流量積算
- ・ 内部スプレ流量積算
- ・ 格納容器圧力
- ・ 格納容器広域圧力
- ・ 1 次系冷却水タンク水位
- ・ ほう酸タンク水位

常設の重大事故等対処設備のうち以下のパラメータは、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
- ・ 燃料取替用水タンク水位

可搬型格納容器内水素濃度計測装置、1 次系冷却水タンク加圧ライン圧力及び格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／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（SPDS）及びSPDS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、「1.1.8.4 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1次系冷却水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。

可搬型の格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（SA）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、「1.1.8.4 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

この設備は、1次冷却材の化学的及び放射化学的性質を分析、評価するため、1次冷却設備の各所から冷却材試料を採取する。分析の主要項目は、1次冷却材中のほう素濃度、核分裂生成物による放射能濃度、溶存気体の量及び腐食生成物濃度である。系統構成は、第6.5.1図に示すとおりである。

1次冷却設備からの試料は、短寿命の放射能を減衰させるディレイ・コイル、サンプルクーラ及び減圧棒を通して冷却、減圧し、試料採取室のサンプルシンクで採取する。気体試料は、試料採取管路のサンプル容器を使用して採取する。

試料採取点の主なものは、1次冷却系統、加圧器、体積制御タンク、1次冷却材浄化イオン交換器出入口及び余熱除去設備である。

また、事故時に原子炉格納容器内の雰囲気ガスサンプリングのため、格納容器雰囲気ガスサンプリング圧縮装置、格納容器雰囲気ガスサンプリング冷却機及び試料採取管を設ける。第6.5.2図に概要を示す。

事故時に1次冷却材をサンプリングする設備については、当該設備に要求される事故時の原子炉の停止状態の把握機能が単一故障によって喪失しても、他の系統を用いてその機能を代替できる設計とし、当該設備に対する多重性の要求は適用しない。設計に当たっては、格納容器サブB水位の確認により、事故時の再循環水のほう素濃度が未臨界ほう素濃度以上であることを確認でき、原子炉が停止状態にあることを把握できる設計とする。

6.6 原子炉保護設備

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動作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系統を動作させ、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作動信号を発生する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、原子炉停止系統を含む適切な設備とあわ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、原子炉停止系統を自動的に動作させ、また、必要な場合には手動でも動作できる設計とする。
- (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、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。

- (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バイパ

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制御室に設置し、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、通常の出力行状態では、定格出力値以上に設定した高設定値により、起動時等の低出力運行状態では、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あるいは制御棒クラスタの落下時

の炉心保護のため、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”信号によって原子炉をトリップさせる。

(5) 非常用炉心冷却系作動

非常用炉心冷却系作動信号が発生した場合には、原子炉をトリップさせる。

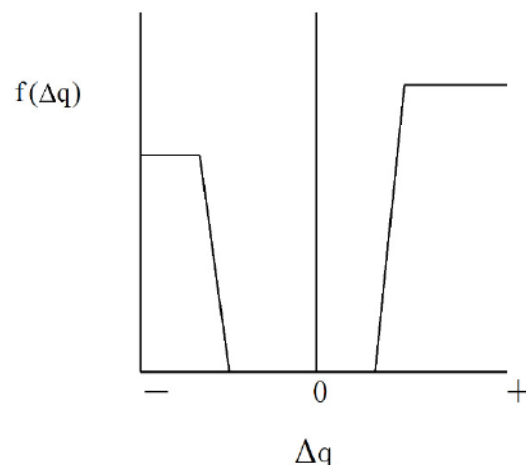
(6) 過大温度 ΔT 高

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 4”信号で原子炉をトリップさせる。

過大温度 ΔT 高設定値

$$=K_1-K_2\frac{1+\tau_1s}{1+\tau_2s}(T-T_0)+K_3(P-P_0)-f(\Delta q)$$

ここで、 s : ラプラス演算子
 T : 1次冷却材平均温度
 T_0 : 定格出力時の1次冷却材平均温度
 P : 加圧器圧力
 P_0 : 定格運転圧力
 $K_1 \sim K_3, \tau_1, \tau_2$: 定数
 $f(\Delta q)$: 炉外中性子束検出器（出力領域用）の上半分（ ϕ_u ）と下半分（ ϕ_b ）の指示値の差の関数で、概略を下図に示す。（ $\Delta q = \phi_u - \phi_b$ ）



(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 4”信号で原子炉をトリップさせる。

過大出力 ΔT 高設定値

$$=K_4-\left(K_5\frac{\tau_3s}{1+\tau_3s}T\right)-(K_6(T-T_0))-f(\Delta q)$$

ここで、 s : ラプラス演算子

T : 1次冷却材平均温度

T_0 : 定格出力時の1次冷却材平均温度

$K_4 \sim K_6, \tau_3$: 定数

$f(\Delta q)$: 過大温度 ΔT 高と同じ

(8) 加圧器圧力高

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

(9) 加圧器圧力低

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 4”信号によって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。

$$\text{加圧器圧力進相／遅相補償信号} = \frac{1+\tau_4s}{1+\tau_5s} \cdot P$$

ここで、 s : ラプラス演算子

P : 加圧器圧力

τ_4, τ_5 : 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 4”信号で原子炉をトリップさせる。

ただし、出力領域中性子束あるいはタービン負荷が P-7 の設定値以上では、2 ループ以上からの流量低信号の一致で、また、出力領域中性子束が P-8 の設定値以上ではいずれかのループからの流量低信号で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

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

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、出力領域中性子束あるいは、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

蒸気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 “2 out of 4” 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 4” 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 4” 信号で原子炉をトリップさせる。このトリップは、出力領域中性子束及びタービン負荷が P-7 の設定値以下では、自動的にブロックされる。

(18) 地震大

水平地震大の “2 out of 3” 信号又は、鉛直地震大の “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。

6.6.4 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。これらをまとめて第 6.7.1 図に示す。

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 トレインの理論回路で構成する。

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ィ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 その他の主要な安全保護回路

(1) 非常用炉心冷却系作動回路

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

高圧注入系起動、低圧注入系起動、原子炉格納容器隔離、アニュラス循環排気ファン起動、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. 加圧器圧力低と加圧器水位低の一致

加圧器圧力低と加圧器水位低との一致の“2 out of 4”信号により、1次冷却材喪失あるいは、主蒸気管破断を検出して非常用炉心冷却系作動信号を発する。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. 加圧器圧力異常低

加圧器圧力異常低の“2 out of 4”信号により1次冷却材喪失を検出して非常用炉心冷却系作動信号を発する。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（各蒸気ラインは圧力低の“2 out of 4”信号で検出する。）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 4”信号との一致により、主蒸気管破断を検出して、非常用炉心冷却系作動信号を発する。

この信号は、1次冷却材平均温度が P-12 の設定値以下の場合には手動ブロックできる。

d. 主蒸気ライン差圧高

各蒸気ライン間の主蒸気ライン差圧高の“2 out of 4”信号により、主蒸気管破断による蒸気ライン圧力低を検出し、ある蒸気ラインが他の 2 ラインに対して圧力低になると非常用炉心冷却系作動信号を発する。

e. 原子炉格納容器圧力高

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

f. 手動

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

(2) 中性子束高に対する補助保護回路

中間領域あるいは出力領域中性子束高信号により制御棒クラスタの自動及び手動引き抜きを阻止する。

(3) 1 次冷却材可変温度高に対する補助保護回路

1 次冷却材可変温度高信号により、制御棒クラスタの自動及び手動引き抜きを阻止し、またタービン発電機の負荷を自動的にカットバックする。

(4) 警報回路

警報回路は、次の状態に対してプラントが正常な運転状態から逸脱していることを運転員に通報するものである。

- a. 中性子束及び温度、圧力、流量等のプロセス変数が異常値に達した場合
- b. 原子炉格納容器排気、復水器エゼクタ排気等の放射線が異常値に達した場合
- c. 制御棒クラスタが落下した場合
- d. その他原子炉安全性に関連する設備が動作した場合

6.8 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

6.8.1 概要

A T W S が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、原子炉を未臨界に移行するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

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

6.8.2 設計方針

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備のうち、原子炉を未臨界とするための設備として以下の重大事故等対処設備（手動による原子炉緊急停止及びほう酸水注入）を設ける。また、1 次冷却系の過圧防止及び原子炉出力を抑制するための設備として以下の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）を設ける。

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

原子炉トリップスイッチは、手動による原子炉緊急停止ができる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉トリップスイッチ

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

原子炉緊急停止が必要な原子炉トリップ設定値に到達した場合において、原子炉保護系リレーラック及び原子炉トリップしゃ断器の故障等により原子炉自動トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、A T W S 緩和設備、主蒸気隔離弁、主蒸

気大気放出弁及び主蒸気安全弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。

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

具体的な設備は、以下のとおりとする。

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

主蒸気管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、電動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁及び主蒸気大気放出弁の電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。また、ディーゼル発電

機の詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器及び主冷却材管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

A T W S 緩和設備から自動信号が発信した場合において、原子炉の出力を抑制するために必要な機器等が自動動作しなかった場合の重大事故等対処設備（原子炉出力抑制）として、主蒸気隔離弁、主蒸気大気放出弁、主蒸気安全弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用する。

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

具体的な設備は、以下のとおりとする。

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

主蒸気管は、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、電動補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁及び主蒸気大気放出弁の電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行う。また、ディーゼル発電

機の詳細については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器及び主冷却材管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

制御棒クラスタ、原子炉トリップしゃ断器及び原子炉保護系リレーラックの故障等により原子炉トリップに失敗した場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク及び充てん／高圧注入ポンプを使用する。

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

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ほう酸ポンプ
- ・緊急ほう酸注入弁
- ・ほう酸タンク
- ・充てん／高圧注入ポンプ

ほう酸フィルタ及び抽出水再生クーラは、設計基準事故対処設備の一部を流路として使用することから、流路に係る機能について重大事故等対処設備としての設計を行う。その他、重大事故等時に使用する設計基準事故対処設備としては、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁及び充てん／高圧注入ポンプの電源として使用するディーゼル発電機があり、多様性、位置的分散等以外の重大事故等対処設備としての設計を行うが、詳細については「10.2 代替電源設備」にて記載する。蒸気発生器、冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器及び主冷却材管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

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

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

具体的な設備は、以下のとおりとする。

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

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

さらに、ほう酸注入タンクが使用できない場合の重大事故等対処設備（ほう酸水注入）として、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した充てん／高圧注入ポンプは、化学体積制御系により原子炉に十分な量のほう酸水を注入できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 充てん／高圧注入ポンプ
- ・ 燃料取替用水タンク

抽出水再生クーラは、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。蒸気発生器、冷却材ポンプ、原子炉容器、加圧器及び主冷却材管については、「5.1 1次冷却設備 5.1.2 重大事故等時」にて記載する。

6.8.2.1 多様性、位置的分散

基本方針については、「1.1.8.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

A T W S 緩和設備を使用した自動での 1 次冷却系の過圧防止及び原子炉出力抑制は、原子炉安全保護系設備と部分的に設備を共用するため、原子炉安全保護系設備から電氣的・物理的に分離することで原子炉安全保護系設備と同時に機能喪失しない設計とする。

また、A T W S 緩和設備、主蒸気隔離弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気大気放出弁、主蒸気安全弁、復水タンク、蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁は、原子炉トリップしゃ断器及び原子炉保護系リレーラックと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、それぞれ原理の異なる原子炉出力抑制方法を用いることで多様性を持つ設計とする。

A T W S 緩和設備は原子炉安全保護系設備と共通要因によって同時に機能を損なわれないよう、原子炉安全保護系設備から電氣的・物理的に分離し独立した盤として設置することで位置的分散を図る設計とする。

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

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

主蒸気隔離弁、主蒸気大気放出弁、主蒸気安全弁、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク、蒸気発生器、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を使用した手動での 1 次冷却系の過圧防止及び原子炉出力抑制は、原子炉補助建屋内の原子炉保護系リレーラックと共通要因によって同時に機能を損なわれないように位置的分散を図る設計とする。

ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、充てん／高压

注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクを使用したほう酸水注入は、制御棒クラスタ、原子炉トリップしゃ断器及び原子炉保護系リレーラックと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、それぞれ原理の異なる原子炉出力抑制方法を用いることで多様性を持つ設計とする。

ほう酸タンク、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクは、原子炉補助建屋内の原子炉トリップしゃ断器及び原子炉保護系リレーラック及び原子炉格納容器内の制御棒クラスタと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

6.8.2.2 悪影響防止

基本方針については、「1.1.8.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に示す。

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

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

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

ほう酸水注入に使用するほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸フィルタ、抽出水再生ク

ーラ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクは、弁操作等によって、通常時の系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成をすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.8.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.8.2 容量等」に示す。

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

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

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

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

原子炉トリップに失敗した場合における原子炉を未臨界状態へ移行

するためにほう酸水を炉心注入する設備として使用するほう酸タンク、ほう酸ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンクは、設計基準事故時のほう酸水を1次冷却系に注入する機能と兼用しており、設計基準事故時に使用する場合の注入流量及びタンク容量が、原子炉トリップ失敗の場合に原子炉を未臨界状態とするために必要な注入流量及びタンク容量に対して十分であることを確認していることから、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

6.8.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.8.3 環境条件等」に示す。

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

制御棒クラスタ、加圧器安全弁、蒸気発生器及び抽出水再生クーラは、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

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

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

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

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

復水タンク及び燃料取替用水タンクは重大事故等時における屋外

の環境条件を考慮した設計とする。

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

6.8.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.8.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

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

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

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

6.8.3 主要設備及び仕様

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

6.8.4 試験検査

基本方針については、「1.1.8.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

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

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

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

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

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

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

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

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

な設計とする。

ほう酸水注入に使用する系統（ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁、ほう酸タンク、充てん／高圧注入ポンプ、ほう酸フィルタ、抽出水再生クーラ、ほう酸注入タンク及び燃料取替用水タンク）は、他系統と独立した試験系統により機能・性能確認及び漏えいの確認が可能な系統設計とする。

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

また、ほう酸ポンプ、緊急ほう酸注入弁及び充てん／高圧注入ポンプは、分解可能な設計とする。

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

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

6.9 圧縮空気設備

圧縮空気設備として計器用空気設備及び雑用空気圧縮機3台（1，2号炉共用）を設置する。

固体廃棄物処理建屋内に計器用及び雑用空気圧縮機として3台（1，2号炉共用）を設置する。

6.9.1 計器用空気設備

(1) 概要

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

計器用空気系統の系統構成を第6.9.1図に示す。

(2) 設計方針

- a 計器用空気圧縮機の電源は非常用母線から供給し、トレインを分離して多重性を持たせる。
- b 安全上重要な系統に接続する計器用空気供給配管は、2系統の供給母管より構成し、互いに分離し得る設計とする。
- c 計器用空気設備は、後備用として雑用空気設備からも空気を供給できるように設計する。

(3) 主要設備の仕様

計器用空気圧縮機

型 式	たて型1気筒復動1段圧縮無給油式
個 数	2
容 量	約8.2Nm ³ /min/個
吐出圧力	約7.0kg/cm ² G

計器用空気だめ

個 数	2
-----	---

容 量	約2.5m ³ /個
計器用空気乾燥器	
型 式	全自動2筒切替式加熱再生型
個 数	2
容 量	約8.2Nm ³ /min/個

(4) 主要設備

計器用空気圧縮機は、清浄な圧縮空気を供給するために、無給油方式を採用する。計器用空気圧縮機は100%容量のものを2台設置する。

(5) 評価

- a 計器用空気圧縮機の電源はトレイン分離された2つの非常用母線から供給される。
- b 安全上重要な系統への計器用空気は、分離された2系統の母管から供給される。

(6) 試験検査

計器用空気設備は、常時運転している設備であるので中央制御室等でその運転状態を監視できる。また、停止中の計器用空気圧縮機については、定期的に作動試験を行うことができる。

6.10 制御室

6.10.1 通常運転時等

6.10.1.1 概要

計測制御系統施設のうち、プラント主系統（原子炉及びタービン発電機）の運転に必要な監視及び操作装置は、集中化し、中央制御室内の中央制御盤に設置する。

また、火災その他の異常な状態により、中央制御室が使用できない場合においても原子炉を安全に停止できるよう、中央制御室外原子炉停止装置を設ける。

6.10.1.2 中央制御室

6.10.1.2.1 設計方針

中央制御室及び中央制御盤は、以下の方針を満足するように設計する。

- (1) 原子炉施設の通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時の対応に必要な計測制御装置を、中央制御盤上で集中監視及び制御が行えるように設計する。
- (2) 中央制御盤の配置及び操作器具の盤面配置等については人間工学的な操作性を考慮し設計する。また、中央制御室にて同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失及び外部火災に伴うばい煙や有毒ガス、降下火砕物並びに有毒ガス）を想定しても安全施設を容易に操作することが可能なように設計する。
- (3) 原子炉施設に影響を及ぼす可能性があると思定される自然現象等や発電所構内の状況を昼夜にわたり把握することができる設計とする。
- (4) 「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」を満足するように、1次冷却系統に係る原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合、有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく

低下しないようするとともに、運転員の過度の放射線被ばくも考慮することで、従事者が支障なく中央制御室に入れるとともに、一定期間中央制御室内にとどまって所要の操作及び措置をとることができる設計とする。

- (5) 中央制御室は、必要な運転コンソールについては個別に設置し、共用により運転操作に支障をきたさないよう設計する。また、中央制御室は同一スペースを共用することにより、プラントの状況や運転員の対応状況等の情報を共有しつつ、事故処置を含む総合的な運転管理を図ることができるよう居住性にも配慮した上で、安全性が向上する設計とする。
- (6) 室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

6.10.1.2.2 主要設備

(1) 中央制御盤

中央制御盤は、原子炉制御設備、プロセス計装設備、原子炉保護設備、工学的安全施設、タービン設備、電気設備等の計測制御装置を設けた運転コンソール（安全系 VDU、監視操作 VDU、警報 VDU 及びハードスイッチ）等で構成し、原子炉施設の通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時の対応に必要な盤面機器及び盤面表示（操作器、指示計、警報）を運転員の操作性を考慮して設置する。

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

(2) 中央制御室

中央制御室は、原子炉補助建屋内に設置し、1 次冷却系統に係る原子炉施設の損壊又は故障が発生した場合に、従事者が支障なく中央制御室に入ることができるよう、これに連絡する通路及び出入りするための区域を多重化するとともに、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行うことができる設計とする。

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

そのために、「有毒ガス防護に係る影響評価ガイド（平成 29 年 4 月 5 日 原規技発第 1704052 号原子力規制委員会決定）」（以下「有毒ガス評価ガイド」という。）を参照し、有毒ガス防護に係る影響評価を実施する。

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

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

可動源に対しては、「10.13 通信連絡設備」に記載する通信連絡設備による連絡、中央制御室換気設備の隔離、防護具の着用等により運転員を防護できる設計とする。

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

用管理を適切に実施する。

中央制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域は、運転員が過度の被ばくを受けないように施設し、運転員の勤務形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量、中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が、中央制御室換気設備等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される 100mSv を下回るように遮蔽を設ける。

換気系は他と独立して設け、事故時には外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし運転員を内部被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の環境が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。また、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度も活動に支障のない範囲であることを把握できるように、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する設計とする。

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

中央制御室は、当該操作が必要となる理由となった事象により有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び原子炉施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件（地震、内部火災、内部溢水、外部電源喪失及び外部火災に伴うばい煙や有毒ガス、降下火砕物並びに有毒ガス）を想定しても、適切な措置を講じることにより運転員が運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対応するための設備を容易に操作す

ることができるものとする。

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

想定される環境条件及びその措置は以下のとおり。

（地震）

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

（内部火災）

中央制御室に消火器を設置するとともに、火災が発生した場合の運転員の対応を規定類に定め、運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とする。また、安全系 VDU 盤内で火災が発生した場合には、盤内の煙感知器により火災を感知し、常駐する運転員が消火器による消火を行うことを規定類に定めることで速やかな消火を可能とし、容易に操作することができる設計とする。なお、念のため、安全系 VDU 盤に隣接する盤についても、火災を早期に

感知するため、煙感知器を設置する。

(内部溢水)

中央制御室周りには、地震時に溢水源となる機器を設けない設計とする。なお、中央制御室周りの消火作業については、中央制御室に影響を与えない消火方法とすることにより、溢水による影響を与えず、中央制御室にて容易に操作することができる設計とする。

(外部電源喪失)

運転操作に必要な照明は、地震、竜巻・風（台風）、積雪、落雷、外部火災、降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機が起動することにより操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作できるものとする。また、全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間においても、蓄電池内蔵の照明設備により運転操作に必要な照明用電源を確保し、容易に操作できるものとする。

(ばい煙等による中央制御室内環境の悪化)

中央制御室外の火災により発生するばい煙や有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作環境の悪化を想定しても、中央制御室換気設備の外気取入を手動で遮断し、閉回路循環方式に切り替えることにより、運転操作に影響を与えず容易に操作できる設計とする。

(有毒ガス)

有毒ガスが運転員に及ぼす影響により、運転員の対処能力が著しく低下することなく、1次冷却系統に係る原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合所要の操作及び措置をとることができる設計とする。

なお、原子炉施設の外の状況を把握するため、以下の設備を設置する。

a. 監視カメラ

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

b. 気象観測設備等

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

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

なお、3号及び4号炉中央制御室の監視モニタの観測潮位を、無線設備である潮位観測システム（補助用）を用いて中央制御室に伝送し、確認できる設計とする。

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

c. F A X等

公的機関からの地震、津波、竜巻、雷雨、降雨予報、天気図、台風情報等を入手するために、中央制御室にF A X、テレビ等を設置する。

6.10.1.2.3 手順等

- (1) 手順に基づき、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計により、中央制御室内の酸素濃度、二酸化炭素濃度を測定する。
- (2) 手順に基づき、監視カメラ及び気象観測設備等により原子炉施設の外の状況を把握するとともに、FAX等により公的機関から必要な情報を入手する。
- (3) 監視カメラ、気象観測設備等に要求される機能を維持するため、適切な保守管理を実施するとともに、故障時には補修を行う。
- (4) 酸素濃度計、二酸化炭素濃度計等の保守管理及び運転に関する教育を行う。
- (5) 手順に基づき、「10.13 通信連絡設備」に記載する通信連絡設備による連絡、中央制御室換気設備の隔離、防護具の着用等により、中央制御室内の運転員の対処能力を確保する。

6.10.1.3 中央制御室外原子炉停止装置

6.10.1.3.1 設計方針

- (1) 火災その他の異常な状態により、中央制御室が使用できない場合には、中央制御室外原子炉停止装置を設け、中央制御室外の適切な場所から原子炉を停止し、高温停止状態に直ちに移行し、その後、原子炉を低温停止状態に導き維持することができる設計とする。
- (2) 高温停止時に、操作が時間的に急を要する機器及び停止中に操作を行う頻度の高い機器の操作機器は、中央制御室での操作に優先する中央制御室外原子炉停止盤から操作を行う。
- (3) 現場操作を必要とするものについては、非常用照明設備及び通信設備を設ける。

6.10.2 重大事故等時

6.10.2.1 概要

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

中央制御室（重大事故等時）概略系統図を第 6.10.2.1 図から第 6.10.2.3 図に示す。

6.10.2.2 設計方針

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

重大事故等対処設備（居住性の確保）として、中央制御室遮蔽及び原子炉補助建屋の換気設備のうち中央制御室換気設備の中央制御室非常用循環ファン、制御建屋送気ファン、制御建屋循環ファン、中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに可搬型照明（S A）、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。また、代替電源として空冷式非常用発電装置、燃料油貯油そう、タンクローリー及び空冷式非常用発電装置用給油ポンプを使用する。

重大事故等時において、中央制御室換気設備は、微粒子フィルタ及びよう素フィルタを内蔵した中央制御室非常用循環フィルタユニット並びに中央制御室非常用循環ファンからなる非常用ラインを設け、外気との連絡口を遮断し、中央制御室非常用循環フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員を内部被ばくから防護する設計とする。中央制御室遮蔽は、重大事故等時に、中央制御室にとどまり必要な操作を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる重大事故等時に、全面マスクの着用及び運転員の交代要員体制を考慮し、その実施のための体制を整備することで、中央制御室換気設備及び中央制御室遮蔽の機能とあわせて、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉の同時被災を考慮しても、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないようにすることにより、中央制御室の居住性を確保できる設計とする。可搬型の酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、室内の酸素及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できる設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の環境が悪くなった場合には、外気を中央制御室非常用循環フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。照明については、可搬型照明（SA）により確保できる設計とする。中央制御室換気設備及び可搬型照明（SA）は、ディーゼル発電機に加えて、全交流動力電源喪失時においても代替電源設備である空冷式非常用発電装置から給電できる設計とする。

具体的な設備は、以下のとおりとする。

- ・中央制御室遮蔽（1号及び2号炉共用）
- ・中央制御室非常用循環ファン（1号及び2号炉共用）
- ・制御建屋送気ファン（1号及び2号炉共用）
- ・制御建屋循環ファン（1号及び2号炉共用）
- ・中央制御室非常用循環フィルタユニット（1号及び2号炉共用）
- ・可搬型照明（SA）（1号及び2号炉共用）