

5. 原子炉冷却系統施設

5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備

5.1.1 通常運転時等

5.1.1.1 概 要

原子炉冷却系の構成は、原子炉圧力容器へ冷却材を補給する原子炉給水系、冷却材を循環させる再循環系および圧力容器内で発生した蒸気をタービンへ送る主蒸気系からなっている。第 5.1-1 図に構成を示す。

給水ポンプから送られた給水は、圧力容器の給水入口ノズルを通り、炉心シュラウドの頂部とほぼ等しい高さに位置した給水スパーチャから圧力容器内へ入る。容器内へ入った給水は、気水分離器で分離された再循環水と混合し、その約 1/3 が圧力容器の再循環水出口ノズルから 2 つの再循環回路に分れて、圧力容器の外へ出る。

再循環回路を構成する機器は、再循環系ポンプおよび関連する配管、弁類、制御装置である。再循環系ポンプによって圧力容器へ送られた冷却材は、ジェットポンプ・ノズルから噴出され、環状部の再循環水を吸引合流した後、炉心下部プレナムへ入る。ここで方向を転換し、炉心を上方へ流れる。炉内で発生した蒸気は、気水分離器で水と分離した後、蒸気乾燥器で湿分を除かれ、圧力容器の 4 個の蒸気出口ノズルからタービンへ導かれる。

低負荷運転を含めて、通常運転中は再循環系ポンプ 2 台とも運転する。

発電所の出力制御は電力系統の負荷要求に従い、再循環回路の流量を調整して行う（「6. 計測制御系統施設」参照）。しかし、1 つの再循環回路を仕切弁で閉鎖しても、部分負荷で運転することができ、1 回路閉鎖の場合は、約 50% の負荷をとることができる。

なお、全ポンプが停止した状態でも、自然循環によって、定格出力の約

35%までの運転が可能である。

再循環系および主蒸気系の主要設計仕様は以下のとおりである。

定格炉心熱出力	3,293MWt
再循環回路数	2
全熱伝達量	約 $2,832 \times 10^9$ kcal/h
全冷却材流量	約 48.3×10^6 kg/h
系統最高使用圧力及び温度	
再循環系ポンプ	11.38MPa [gage] , 302℃
再循環管ポンプ吸込側	8.62 MPa [gage] , 302℃
再循環管ポンプ吐出側	
止め弁まで	11.38MPa [gage] , 302℃
止め弁から原子炉まで	10.69MPa [gage] , 302℃
再循環回路冷却材温度	
原子炉圧力容器入口	約 278.9℃
原子炉圧力容器出口	約 278.3℃
蒸気圧力（蒸気ドーム）	約 6.93MPa [gage]
蒸気温度	約 286℃
蒸気湿分（原子炉圧力容器出口）	0.1%以下
最大許容系統温度変化率	55℃/h
給水温度（原子炉圧力容器入口）	約 215.6℃
冷却材体積	約 402m ³

5.1.1.2 設計方針

(1) 炉心冷却能力

原子炉压力容器及び一次冷却材設備は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において適切な炉心冷却能力をもたせる設計とする。

(2) 過圧防護

原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の 1.1 倍以下となるように設計する。

(3) 非延性破壊の防止

原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常運転時、保守時、試験時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、脆性的挙動を示さず、かつ急速な伝播型破断を生じない設計とする。

(4) 構造強度等

a. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器及び配管は、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想定される圧力、温度等を考慮し、地震時に生じる荷重をも適切に重ね合わせ、変動時間、繰り返し回数等の過渡条件を想定し、材料疲労や腐食を考慮しても健全性を損なわない構造強度を有する設計とする。

b. 一次冷却材設備を構成する系統及び機器は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に健全性を損なわない構造強度を有する設計とすると共に、その支持構造物は、温度変化による膨張収縮に伴う変位を吸収し得る設計とする。

(5) 配管破断防護

一次冷却材設備の配管は、想定される配管破断時に安全上重要な施設の機能が損なわれることのないように、配置上の考慮を払うとともに、必要

に応じて適宜配管むち打ち防止対策等を行う。

(6) 漏えい監視設備

原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいが生じた場合に、その程度を適切かつ早期に判断し得る漏えい監視装置を設ける。

(7) 原子炉圧力容器

a. 原子炉圧力容器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時においてその健全性を確保できる設計とする。

b. 原子炉圧力容器の最低使用温度は、原子力規制委員会規則等に基づいた破壊力学等の評価により、関連温度（ $R T_{NDT}$ ）に対して十分高くする。

c. 中性子照射による関連温度（ $R T_{NDT}$ ）変化を監視するため、原子炉圧力容器内に試験片を挿入する。

(8) 主蒸気系

a. 主蒸気流出制限器

原子炉格納容器の外側で主蒸気管が破断した場合、原子炉圧力容器からの冷却材の流出を制限するようにする。

b. 主蒸気隔離弁

(a) 主蒸気管が破断した場合、冷却材及び放射性物質の放出を制限するため、できるだけ早く閉鎖するように設計するが、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力が過度に上昇しないように配慮する。

(b) 各主蒸気管の2個の主蒸気隔離弁は、それぞれ独立に閉鎖できるようにする。

(c) 通常運転中、主蒸気隔離弁の作動性を実証するための試験ができるようにする。

(d) 主蒸気隔離弁の漏えい率は、10%/d/個（原子炉圧力容器気相の

体積に対して) 以下になるようにする。

- (e) 主蒸気隔離弁は、4本の主蒸気管に直列に2個、計8個設け、窒素圧及びスプリング又は空気圧及びスプリング駆動とし、窒素又は空気圧が喪失すれば閉鎖するようにする。

c. 逃がし安全弁

- (a) 逃がし安全弁は、運転時の異常な過渡変化時に、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を最高使用圧力の1.1倍以下に保持する設計とする。また、逃がし安全弁は、設計基準事故時に原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を最高使用圧力の1.2倍以下に保持する設計とする。
- (b) 自動減圧機能を有する設計とする。
- (c) 逃がし安全弁は、開閉表示、排気管温度等により作動状態を監視できるようにする。

(9) 再循環系

- a. 再循環系は、通常運転時に炉心へ十分な流量の冷却材を再循環させ炉心からの熱除去が適切に行える設計とする。
- b. 再循環系は、炉心の冷却材流量を調整し、原子炉出力を制御できるようにする。
- c. 再循環系ポンプ全台が電源喪失した場合でも、燃料棒が十分な熱的余裕を有し、かつタービン・トリップ又は負荷遮断直後の原子炉出力を抑制できるように、再循環系は適切な慣性を有する設計とする。

(10) 試験可能性

以下の試験検査が可能なような設計とする。

- a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ供用期間中検査
- b. 原子炉構造材監視試験

- c．主蒸気隔離弁作動試験
- d．主蒸気隔離弁機能試験
- e．主蒸気隔離弁漏えい率試験
- f．逃がし安全弁設定圧確認試験

5.1.1.3 主要設備及び仕様

5.1.1.3.1 再循環系

炉心を再循環する冷却材のうち、約 2/3 は原子炉圧力容器内部のジェット・ポンプにより直接炉心に送られる。残りの約 1/3 は外部の再循環系に取出され、再循環系ポンプで昇圧された後、ジェット・ポンプの駆動流体としてのそのノズルに供給される。ジェット・ポンプについては、「3.7 ジェット・ポンプ」に示す。

5.1.1.3.1.1 概要

(1) 再循環管

主冷却管は、外径約 610mm、ステンレス鋼管で、ハンガ、防振器、緩衝器などによって支持されている。原子炉入口では、外径約 320mm の 10 本の管に分岐している。

配管の設計、製作、検査は日本の法規を満足するように行なう。(耐震設計については「1.3 耐震設計」を参照)

(2) 再循環回路止め弁

a．設置目的

この弁は、再循環系ポンプの保修時、ポンプを再循環回路から切り離すのが目的であり、再循環系ポンプ出口及び入口に設ける。

また、再循環回路は 2 回路あるので、ポンプ故障時には、この回路止

め弁でその回路を切り離して、残りの 1 回路で出力を下げて運転することもできる。

b. 構造

この弁は、仕切弁で電動機駆動である。なお、再循環回路を切離した後で、再併入する場合は、再循環冷水ループの誤起動を防止するために、流量制御弁を最小開度に保った上で、各回路止め弁を開き、徐々に他回路と温度を平衡させた後、回路を併入するようになっている。

c. 仕様

個数	4
形式	仕切弁
寸法	約 610mm
材料	本体 ステンレス鋼
	シート部 ステライト盛
最高使用圧力	入口弁 8.62MPa [gage]
	出口弁 11.38MPa [gage]
最高使用温度	302℃
駆動機器	電動機

(3) 再循環系ポンプ

a. 構造

ポンプはたて形うず巻式電動機駆動であり、ケーシング、羽根、軸ともにステンレス鋼製で、コンスタント支持ハンガによって支持されている（ポンプを含めての系の耐震上の考慮については、「1.3 耐震設計」を参照）。ポンプ修理の場合は、発電所を停止し、入口及び出口止め弁を閉止し、冷却材を抜いて行う。

軸封には、メカニカル・シールを用いる。2 個のシールが単一のカー

トリッジに収められ、各々のシールは系統圧力の約 $1/2$ を受け持っている。このシールは、どちらか一方のシールが破損した場合でも、他のシールによって自動的に全圧力を受け持ち、ポンプの運転を継続できる。

シールの状態は、シール・カートリッジ・アセンブリにおける圧力、温度を監視することによってわかる。シールからの漏えい量は、最大で $20/\text{min}$ である。このシールからの漏えいは、ドライウェル機器ドレンサンプに収められ廃棄物処理系に導かれる。

軸受は、羽根及び熱遮蔽の上部に取付けられ、水潤滑自己調整のラジアル軸受である。この軸受の取外しは、電動機の取外し、あるいは分割フランジを外さなくても可能である。

b. ポンプ電源喪失

再循環系の慣性は、全ポンプ動力が喪失した場合、流量のコーストダウンが十分ゆるやかである。

なお、1 台又は全部のポンプ電源が喪失し、そのポンプの出入口止め弁が閉鎖しない場合でも、ポンプ、モータともに損傷することはない。ポンプ逆転防止装置は設けていない。

c. 起 動

再循環系ポンプモータは、原子炉出力が低い間は低速度用電源装置（ 600V ， 12.5Hz ）により駆動され、原子炉出力が上昇した後は所内高圧母線（ 6.9kV ， 50Hz ）電源によって駆動される。

再循環冷水ループの誤起動に対しては、流量制御弁が最小開度でなければ、起動できないようにインターロックされている。また、低速度用電源装置から所内高圧母線電源への切換えも流量制御弁が最小開度でなければできないようにインターロックされている。

再循環系ポンプの仕様は下記のとおりである。

形 式	たて形うず巻式電動機駆動
台 数	2
流 量	約 8,100m ³ /h (1 台当たり)
全 揚 程	約 245.4m
冷却材圧力 (入口)	約 6.93MPa [gage]
材 料	
ケーシング	ステンレス鋼
羽 根	ステンレス鋼
軸	ステンレス鋼
電 動 機	
出 力	約 9,000HP
回 転 数	1,485min ⁻¹

(4) 流量調整弁

a. 設置目的

この弁は、再循環回路の流量制御の目的のため、再循環系ポンプの出口に設ける。

b. 構造

この弁は、電気油圧駆動ボール弁であり、流量制御は弁の開度調整により行う。駆動速度は最大で全ストロークの 10%/秒である。

c. 仕様

個 数	2
形 式	ボール弁
寸 法	約 610mm
材 料	ステンレス鋼

最高使用圧力	11.38MPa [gage]
最高使用温度	302℃
駆動機器	油圧装置

5.1.1.3.2 主蒸気系

発電用原子炉で発生した蒸気は、主蒸気管を通り、タービンに導かれる。また、主蒸気管には逃がし安全弁が取り付けられ、また、直接復水器へ蒸気を放出するタービン・バイパス系もある。

5.1.1.3.2.1 概 要

(1) 主蒸気管

主蒸気管は外径約 660mm のもの 4 本からなり、圧力 8.62MPa [gage] で設計し、ハンガ、防振器で支持している。

配管の設計、製作、検査は日本の法規を満足するように行なう。(耐震設計については、「1.3 耐震設計」参照)

なお、主蒸気管のドライウェル貫通部上流部の管内にはベンチュリ形流量制限器が設けられ、主蒸気管破断事故時の蒸気の放出を制限している。

(2) 主蒸気隔離弁

a. 設置目的

次のような場合、主蒸気隔離弁を閉鎖する必要がある。

i) ドライウェル内で再循環回路破断のような事故があった場合

に、燃料の破損により放射性気体が主蒸気管を通して復水器空気抽出器から大気中へ放出されるのを防ぐため主蒸気回路を閉鎖する。

ii) 主蒸気管が破断した場合、原子炉冷却材が過剰に放出され、冷

却材喪失事故とならないように主蒸気回路を閉鎖する。

iii) 運転中原子炉炉心内に被覆材に欠陥を持った燃料があると、放射性核分裂生成物が主冷却材中に漏出し、タービンー復水器ー空
気抽出器を通して大気中へ放出されることになる。したがって、
欠陥を持った燃料が多くなると隔離弁を閉鎖する。

iv) 運転中圧力制御装置の誤動作により、タービン蒸気加減弁ある
いはタービン・バイパス弁が全開し、原子炉圧力が急速に低下す
るのを防ぐため、隔離弁を閉鎖する。

上記のような弁の閉鎖が必要になった場合は、次のような現象を
検出し、弁閉鎖の信号が出される。

i) の場合：原子炉水位異常低下（レベル2）

ii) の場合：主蒸気管流量大、主蒸気管トンネル温度高

iii) の場合：主蒸気管放射能高

iv) の場合：主蒸気管圧力低

b. 構造

この弁は、4本の主蒸気管に各々直列に2個、計8個あり、各弁は空
気及び窒素作動駆動である。弁は外部動力がなくなれば、閉鎖するよう
になっている。

c. 仕様

個数	8
最高使用圧力	8.62MPa [gage]
最高使用温度	302℃
駆動動力源	空気及び窒素

(3) 逃がし安全弁

逃がし安全弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を防止

するため原子炉格納容器内の主蒸気管に取付ける。吹出した蒸気は排気管によりサプレッション・プール水面下に導き凝縮するようにする。逃がし安全弁は、バネ式（アクチュエータ付）で、アクチュエータにより逃がし弁として作動させることもできるバネ式安全弁である。

すなわち、逃がし安全弁は、バネ式の安全弁に、外部から強制的に開閉を行うアクチュエータを取付けたもので、蒸気圧力がスプリングの設定圧力に達すると自動開放する他、外部信号によってアクチュエータのピストンに窒素圧力を供給して弁を強制的に開放することができる。

逃がし安全弁は、18 個からなり、次の機能を有している。

a．逃がし弁機能

弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、原子炉圧力の信号によりアクチュエータのピストンを駆動して強制的に開放する。

18 個の逃がし安全弁は、全てこの機能を有している。

b．安全弁機能

弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるため、逃がし弁機能のバックアップとして、圧力の上昇に伴いスプリングに打勝って自動開放されることにより、運転時の異常な過渡変化時に、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力を最高使用圧力の 1.1 倍以下、また、設計基準事故時に原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力を最高使用圧力の 1.2 倍以下とする。

18 個の逃がし安全弁は、全てこの機能を有している。

c．自動減圧機能

自動減圧機能は、「5.2 非常用炉心冷却系」の一部であり、原子炉水位異常低下（レベル 1）とドライウエル圧力高の同時信号により、ピス

トン駆動して逃がし安全弁を強制的に開放し、中小破断事故時に原子炉圧力をすみやかに低下させて、低圧炉心スプレイ系、低圧注水系の早期の注水を促す。18 個の逃がし安全弁のうち、7 個がこの機能を有している。

また、上記機能とは別に、原子炉停止後、熱除去源としての復水器が何らかの原因で使用不能の場合に、発電用原子炉の崩壊熱により発生した蒸気を除去するため、中央制御室からの遠隔手動操作で弁を開放し、原子炉圧力を制御することができる。

逃がし安全弁

型 式	バネ式（アクチュエータ付）
個 数	18 個

	吹出圧力	弁個数	容量／個
	(吹出圧力×1.03 において)		
(安全弁)	7.79MPa [gage]	2 個	385.2t/h
	8.10MPa [gage]	4 個	400.5t/h
	8.17MPa [gage]	〃	403.9t/h
	8.24MPa [gage]	〃	407.2t/h
	8.31MPa [gage]	〃	410.6t/h

	吹出圧力	弁個数	容量／個
	(吹出圧力において)		
(逃がし弁)	7.37MPa [gage]	2 個	354.6t/h
	7.44MPa [gage]	4 個	357.8t/h
	7.51MPa [gage]	〃	361.1t/h

7.58MPa [gage]	〃	364.3t/h
7.65MPa [gage]	〃	367.6t/h

(4) 主蒸気隔離弁漏えい抑制系

主蒸気管破断事故時，主蒸気隔離弁閉鎖後に主蒸気隔離弁からの漏えいがあると，放射性物質が漏出し，これが周辺環境に放散されることとなる。

この量をできるだけ低くおさえるため，主蒸気隔離弁漏えい抑制系を設ける。この系統は，原子炉格納容器外側の主蒸気隔離弁の下流側に主蒸気隔離弁漏えい抑制系止め弁を設け，さらに各弁間をサブプレッション・チェンバにベントする配管を設けることにより，主蒸気隔離弁から漏えいしてくる放射性物質をサブプレッション・プール水中に戻し，周辺に放射性物質が放散するのを防止するものである。

a. 設計方針

- (a) 主蒸気隔離弁漏えい抑制系止め弁以降の主蒸気管破断事故時，主蒸気隔離弁からの漏えい蒸気を抑制するように設計する。
- (b) 「軽水炉安全設計審査指針」⁽¹⁾のうち，「6.1 工学的安全施設全般」の各項目に対して要求される条件を満足するように設計する。
- (c) 原子炉格納容器外側の主蒸気隔離弁から主蒸気隔離弁漏えい抑制系止め弁を含みそこまで（ただし，分岐配管については第1弁までを含む）の耐震設計は，基準地震動 S_s による地震力に対してその機能が保持できる設計とする。

b. 系統概要

主蒸気隔離弁漏えい抑制系は，第5.1-2図に示すとおり，主蒸気隔離弁の下流側で，主蒸気管トンネル内の主蒸気管に設ける主蒸気隔離弁

漏えい抑制系止め弁と、漏えい蒸気を各主蒸気隔離弁及び主蒸気隔離弁漏えい抑制系止め弁間からサプレッション・チェンバへ導く配管系及び原子炉建屋ガス処理系へ導く配管系で構成する。

主蒸気管破断事故時、主蒸気流量高及び主蒸気管トンネル温度高の信号による主蒸気隔離弁閉鎖等の状況を確認した後、本系統のサプレッション・チェンバへの配管系を手動にて作動させ、主蒸気隔離弁からの漏えい蒸気をサプレッション・プール水中にベントし、プール水中で凝縮させることによって、破断口への蒸気の漏えいを抑制するものである。原子炉圧力が低い場合にはこの配管系の後備設備として原子炉建屋ガス処理系への配管系が使用出来る。

本系統は主蒸気隔離弁漏えい抑制系止め弁を設けることによって、主蒸気隔離弁を含むいかなる単一動的機器の故障に対しても、その機能を維持できる。

本系統の主蒸気隔離弁漏えい抑制系止め弁の漏えい率は $10\%/d/\text{個}$ 以下になるように設計する。これによりこの主蒸気隔離弁漏えい抑制系止め弁の下流側への漏えい率は合計で主蒸気隔離弁及び主蒸気隔離弁漏えい抑制系止め弁 1 個当りの漏えい率が $40\%/d$ （隔離弁 7 個閉鎖の条件に換算して約 $120\%/d$ 、ただし、原子炉圧力容器蒸気相の体積に対し、飽和蒸気で）とした場合にも、 $10\%/d$ 以下にすることができる。

本系統に必要な電力は、外部電源喪失時にも非常用電源設備から供給することができる。

また、本系統の性能試験は定期的に実施可能である。

c. 主要設備

主蒸気隔離弁漏えい抑制系止め弁の仕様

個	数	1/本
---	---	-----

最高使用圧力	8.62MPa [gage]
最高使用温度	302℃
駆 動 源	電動機
閉鎖時間	約 2 分
漏えい率	10%/d 以下（1 個当たり）（逃がし安全弁最低設定圧力において原子炉圧力容器蒸気相の体積に対し，飽和蒸気で）

5.1.1.4 弁 類

原子炉冷却系の弁類として，主蒸気隔離弁，逃がし安全弁，給水隔離弁，ベント弁，ドレン弁，逆止弁等を設け，このうち主要な弁については，中央制御室に弁の開閉表示を行う。

原子炉圧力容器及び一次冷却材設備に接続され，その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系に関して原則として，次のとおり隔離弁を設ける。

- a．通常時開及び事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- b．通常時開及び事故時開となるおそれがある通常時閉及び事故時閉の場合は 2 個の隔離弁
- c．通常時閉及び事故時閉のうち b．以外の場合は 1 個の隔離弁
- d．通常時閉及び事故時開の非常用炉心冷却系等は a．に準ずる。

ここで「隔離弁」とは，自動隔離弁，逆止弁，通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

5.1.1.5 手 順 等

原子炉冷却材圧力バウンダリについては、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- (1) 原子炉再循環系C U W入口ドレンラインの弁については、通常時又は事故時開となるおそれがないように施錠管理によるハンドルロックを実施する。

5.1.1.6 評 価

- (1) 原子炉冷却系統施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、残留熱除去系及び非常用炉心冷却系と相まって炉心を冷却できる設計としている。
- (2) 原子炉冷却系の圧力は、逃がし安全弁の設置により通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において最高使用圧力の1.1倍以下にできる設計としている。
- (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、原子力規制委員会規則等に基づき、最低使用温度を考慮して、非延性破壊を防止できる設計としている。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器及び配管は、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想定される圧力、温度等を考慮し、地震時に生じる荷重をも適切に重ね合わせ、変動時間、繰り返し回数等の過渡条件を想定し、材料疲労や腐食を考慮しても健全性を損なわない構造強度を有する設計としている。
- (5) 原子炉冷却系を構成する系統及び機器は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に健全性を損なわない構造強度を有し、かつその支持構造物は、温度変化による膨張収縮に伴う変位を吸収し得る設計としてい

る。

- (6) 原子炉冷却系の配管は、配置上の考慮を払うとともに必要に応じて適宜配管むち打ち防止対策等を行い、想定される配管破断時に安全上重要な施設の機能が損なわれることのない設計としている。
- (7) 原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えいが生じた場合に、その程度を適切かつ早期に判断し得るよう漏えい監視装置を設ける設計としている。
- (8) 下記の試験検査を行うことができる設計としている。
 - a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ供用期間中検査
 - b. 原子炉構造材監視試験
 - c. 主蒸気隔離弁作動試験
 - d. 主蒸気隔離弁機能試験
 - e. 主蒸気隔離弁漏えい率試験
 - f. 逃がし安全弁設定圧確認試験

5.1.2 重大事故等時

5.1.2.1 概要

原子炉圧力容器（炉心支持構造物を含む。）については、重大事故に至るおそれのある事故時において、重大事故等対処設備としてその健全性を確保できる設計とする。また、炉心支持構造物については、重大事故に至るおそれのある事故時において、原子炉冷却材の流路が確保されるよう、炉心形状を維持する設計とする。

逃がし安全弁は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備として使用する。

5.1.2.2 設計方針

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。

5.1.2.2.1 悪影響防止

原子炉圧力容器及び逃がし安全弁は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.1.2.2.2 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

原子炉圧力容器及び逃がし安全弁は，原子炉格納容器内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

重大事故等対処設備による原子炉圧力容器への注水は，淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお，可能な限り淡水を優先し，海水通水を短期間とすることで，設備への影響を考慮する。

5.1.2.3 主要設備及び仕様

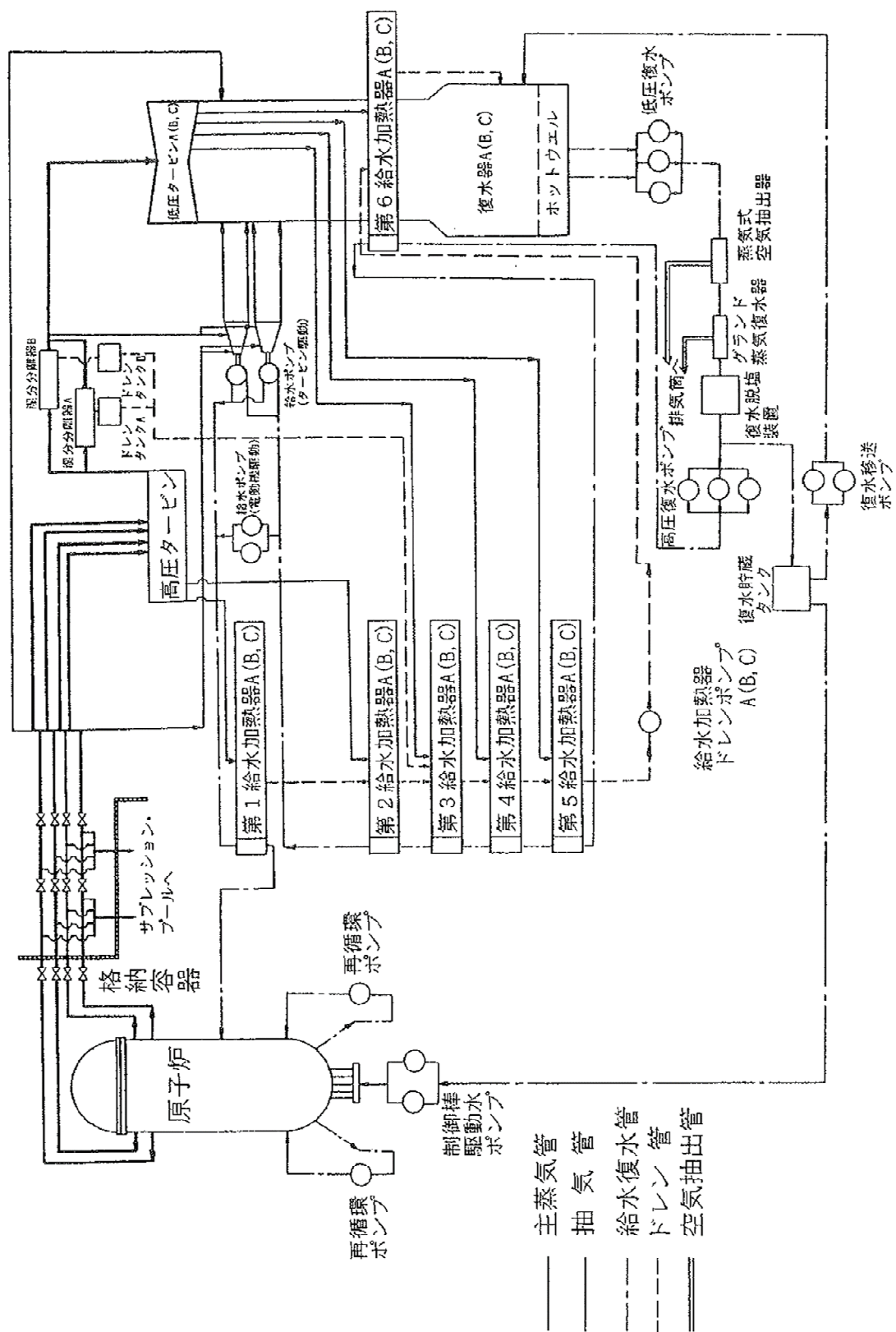
原子炉圧力容器（重大事故等時）主要仕様は，「3.4.2 圧力容器の設計」に示す。

5.1.2.4 試験検査

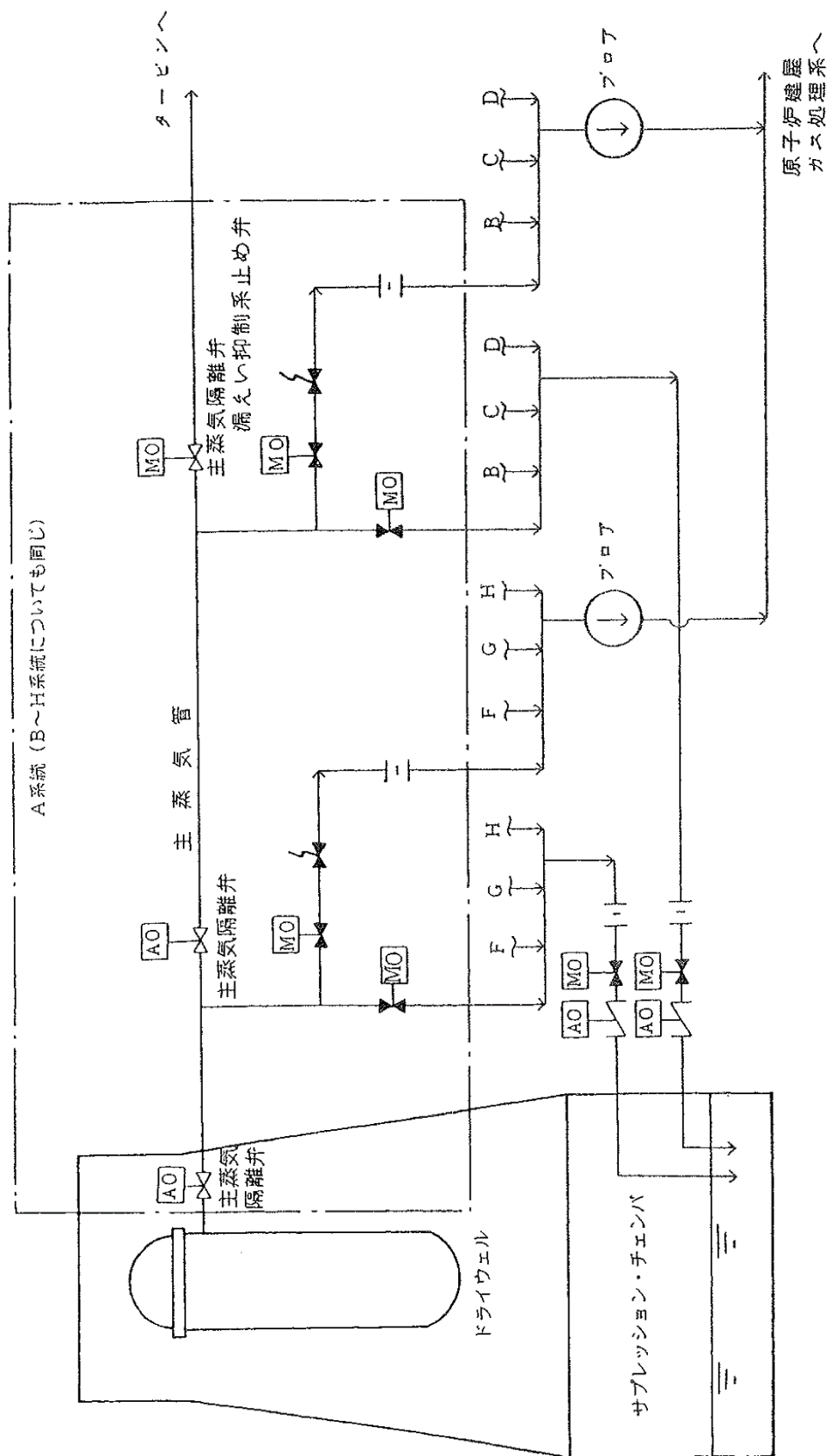
基本方針については，「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

原子炉圧力容器は，通常の系統構成により，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，発電

用原子炉の停止中に内部の確認が可能な設計とする。



第5.1-1 図 主蒸気及びタービン系統図



第 5.1-2 図 主蒸気隔離弁漏えい抑制系 系統概略図

5.2 非常用炉心冷却系

5.2.1 通常運転時等

5.2.1.1 概 要

非常用炉心冷却系は、再循環回路のような原子炉冷却材圧力バウンダリの配管が破断し、冷却材喪失事故が発生した場合に、燃料の過熱による燃料被覆材の大破損を防ぎ、さらにこれにともなうジルコニウムと水との反応を無視しうる程度におさえる。なお、非常用炉心冷却系は事故後長期に亘って炉心冷却を可能とするように設計される。

この系統は、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系からなる。

この系統は、原子炉水位異常低下信号又はドライウェル圧力高信号(ただし自動減圧系は両方の同時信号)により自動起動する。外部電源喪失時にも、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）は独立 2 系統の母線及びディーゼル発電機により（残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 2 台が、1 台のディーゼル発電機に、残り残留熱除去系（低圧注水系）ポンプ 1 台と低圧炉心スプレイ系ポンプ 1 台がもう 1 台のディーゼル発電機に接続される。）高圧炉心スプレイ系は専用の母線及びディーゼル発電機により、また、自動減圧系はバッテリーにより作動する。

次に各系統の概要を述べる。

5.2.1.2 設計方針

非常用炉心冷却系は、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針について」に基づいて冷却材喪失事故の際に燃料被覆管の重大な損傷を防止若しくは抑制するように設計する。

そのため以下のような設計方針に基づいて設計する。

(1) 自動起動

非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に早急に炉心の冷却をするため、自動起動する。なお、必要により手動停止できるようにする。

(2) 単一故障、非常用電源及び物理的分離

非常用炉心冷却系は、その起動信号、電源及び原子炉補機冷却設備も含め、動的機器の単一故障及び外部電源喪失を仮定した場合でも所要の安全機能を果たし得るように多重化を有し、かつ一つの系統の故障が他の系統の故障を誘引し安全機能を失わないよう、物理的に区分Ⅰ、区分Ⅱ、区分Ⅲと分離した設計とする。

区分Ⅰには低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水系）A系を、区分Ⅱには残留熱除去系（低圧注水系）B系及びC系を、区分Ⅲには高圧炉心スプレイ系を配置する。

各区分を構成する系統は、それぞれの区分に対応して非常用母線及び非常用ディーゼル発電機に接続する。ただし、自動減圧系は、蓄電池に接続する。

(3) 構造強度及び機能維持

非常用炉心冷却系は、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想定される荷重に地震荷重を適切に組合せた状態で健全性及び機能を損なわない構造強度を有するように設計する。

(4) 配管破断荷重からの防護

原子炉格納容器内で想定される配管破断が生じた場合、ジェット反力によるホッピングで非常用炉心冷却系の配管・弁類が損傷しないよう、配置上の考慮を払うとともに必要に応じて適宜配管むち打ち防止対策を施す。

(5) 有効吸込水頭（N P S H）

非常用炉心冷却系のポンプは、設計基準事故時に想定される最も厳しい吸込水頭を仮定した場合でも、十分性能を発揮できるように設計する。

(6) 非延性破壊の防止

非常用炉心冷却系を構成する機器は、原子力規制委員会規則等に基づき、最低使用温度を考慮して、非延性破壊を防止する設計とする。

(7) 試験可能性

非常用炉心冷却系の作動試験が行えるよう設計する。

5.2.1.3 主要設備及び仕様

(1) 低圧炉心スプレイ系

低圧炉心スプレイ系の系統構成は第 5.2-1 図に示すように 1 系統からなり、燃料被覆材の大破損及びジルコニウム-水反応を無視しうる程度におさえる容量をもっている。

この系統は、サブプレッション・チェンバ内のプール水を炉心上にとりつけられたスパージャ・ヘッダのノズルから、燃料集合体上にスプレイすることによって、炉心を冷却する。スプレイされた水は炉心の約 2/3 を再び浸す。その後ジェット・ポンプ混合室上端から溢れ出た水は、破断口から溢流しドライウェル底部にたまり、水位がベント管口に達すると、サブプレッション・チェンバにもどり、再びスプレイ水として循環する。この後の崩壊熱等の除去は、「9.1.1.4.1.4 格納容器スプレイ冷却系」に記述するように残留熱除去系の熱交換器によって行なわれる。

この系には、ポンプ吐出側からサブプレッション・チェンバへ戻す配管が設けられているので、発電所運転中でも、ポンプを運転してサブプレッション・プール水を循環することによって、系の循環試験が定期的にできる。

次に低圧炉心スプレイ系の主要な設計仕様を示す。

系 統 数	1
系 統 設 計 流 量	約 1,440m ³ ／h
系統最高使用温度	100℃
系統最高使用圧力	4.14MPa [gage]

ポンプ

形式	たて形電動うず巻式
台数	1
流量	約 1,440m ³ ／h
全揚程	約 205m

材料

ケーシング：鋳鋼

軸：ステンレス鋼

翼：ステンレス鋼

(2) 低圧注水系

残留熱除去系（低圧注水系）の系統概要を第 5.2-2 図に示す。

残留熱除去系（低圧注水系）は、残留熱除去系ポンプ 3 台、配管・弁類及び計測制御装置からなり、冷却材喪失時には、低圧炉心スプレイ系、高圧炉心スプレイ系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。本系統は、「5.4 残留熱除去系」原子炉停止時の崩壊熱除去を目的とする残留熱除去系のうち一つのモードを使用する。

本系統は、原子炉水位異常低下（レベル 1）信号又はドライウェル圧力高信号（ただし、自動減圧系は両方の同時信号）により自動起動し、サブレーション・プール水を、ポンプを介して直接原子炉圧力容器シュラウド内に注入し、炉心水位を炉心の約 2／3 の高さまで回復させ水浸けすることにより炉心を冷却する。

低圧注水系の残留熱除去系ポンプは、原子炉水位異常低下（レベル1）信号又はドライウェル圧力高信号で作動を開始し、炉心が2/3まで冠水されると、注水量はジェット・ポンプ等からの漏えいに出ていくものを補う程度でよく、このためには再循環配管破断の場合でもポンプ1台で十分である。

(3) 高圧炉心スプレイ系

高圧炉心スプレイ系の系統概要を第5.2-3図に示す。

高圧炉心スプレイ系は、高圧炉心スプレイ系ポンプ1台、配管・弁類及び計測制御装置からなり、冷却材喪失時には、低圧注水系、低圧炉心スプレイ系及び自動減圧系と連携して、炉心を冷却する機能を有する。

本系統は、原子炉水位異常低下（レベル2）信号又はドライウェル圧力高信号により自動起動し、サプレッション・チェンバの水又は復水貯蔵タンクの水を炉心上に取付けられたスパージャ・ヘッドのノズルから、燃料集合体上にスプレイすることによって、炉心を冷却する。また、原子炉水位高（レベル8）信号で注水を自動的に停止する。

高圧炉心スプレイ系は、小配管破断から最大配管破断に至るまでのすべての破断面積に対して単独で被覆材の大破損およびジルコニウム-水反応を防止できる容量をもっている。すなわち中小破断に対しては、水位の確保と減圧、大破断に対してはスプレイ冷却によってその機能を果す。

水源としては、サプレッション・プール水を使用する。復水貯蔵タンクも使用することができる。

高圧炉心スプレイ系には、ポンプ吐出側から復水貯蔵タンクへ戻す配管が設けられていて、発電所運転中でもポンプを運転して水を循環させ系の試験が定期的にできる。

設備の主要仕様を以下に示す。

系 統 数	1
系 統 設 計 流 量	約 1,440m ³ /h
系統最高使用温度	100℃
系統最高使用圧力	10.69MPa [gage]

ポンプ

形式	多段たて形式
台数	1
流量	約 1,440m ³ /h
全揚程	約 257m

材料

ケーシング：鋳鋼

軸：ステンレス鋼

翼：ステンレス鋼

(4) 自動減圧系

自動減圧系は「5.1.1.3.2 主蒸気系」で述べた逃がし安全弁 7 個からなり、このうち 6 個の逃がし安全弁が作動すれば、中小破断の冷却材喪失事故時に原子炉蒸気をサブプレッション・チェンバへ逃がし原子炉圧力をすみやかに低下させて低圧炉心スプレイ系あるいは低圧注水系による注水を早期に可能とし、燃料被覆材の大破損を防止しジルコニウム－水反応を無視しうる程度に抑えることができる。この系統は原子炉水位異常低下（レベル 1）、ドライウェル圧力高の同時信号により作動する。

以下に自動減圧系の主要な設計仕様を示す。

弁個数	7（各々約 16.7%容量）
弁容量（各々）	約 360t/h（1 個当たり、約 7.76MPa [gage] において）

5.2.1.4 試験検査

非常用炉心冷却系の作動性を確認するためテスト・ラインを用いてポンプの作動試験を定期的に行う。弁については、単体で開閉試験を定期的に行う。

また、自動減圧系については、作動試験により本機能を有する主蒸気逃がし安全弁の作動試験を行う。

5.2.1.5 評価

- (1) 非常用炉心冷却系は、冷却材喪失事故時に早急に炉心を冷却できるよう、自動起動する設計としている。また、必要に応じて手動停止できる設計としている。
- (2) 非常用炉心冷却系は、その起動信号、電源及び原子炉補機冷却設備も含め、動的機器の単一故障及び外部電源喪失を仮定した場合でも所要の安全機能を果たし得るように多重性を有し、かつ一つの系統の故障が他の系統の故障を誘引し安全機能を失わないよう、物理的に区分Ⅰ、区分Ⅱ及び区分Ⅲと分離した設計としている。
- (3) 非常用炉心冷却系は通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に想定される荷重に地震荷重を適切に組合せた状態で、健全性及び機能を損なわない構造強度を有する設計としている。
- (4) 原子炉格納容器内で想定される配管破断が生じた場合、ジェット反力によるホッピングで非常用炉心冷却系の配管・弁類が損傷しないよう、必要に応じて適宜配管むち打ち対策等を考慮した設計としている。
- (5) 非常用炉心冷却系のポンプは、設計基準事故時に想定される最も厳しい吸込み水頭を仮定した場合でも、十分性能を発揮できる設計としている。

- (6) 非常用炉心冷却系を構成する機器は、原子力規制委員会規則等に基づき、最低使用温度を考慮して、非延性破壊を防止する設計としている。
- (7) 非常用炉心冷却系は、それぞれ、その運転可能性を確認するため定期的な試験ができる設計としている。

5.2.2 重大事故等時

5.2.2.1 低圧炉心スプレイ系

5.2.2.1.1 概 要

低圧炉心スプレイ系は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備として使用する。

5.2.2.1.2 設計方針

低圧炉心スプレイ系は、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

5.2.2.1.2.1 悪影響防止

低圧炉心スプレイ系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.2.2.1.2.2 容 量 等

低圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心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容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

5.2.2.1.2.3 環境条件等

低圧炉心スプレイ系及び低圧炉心スプレイ系注入弁は，原子炉建屋原子炉棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。低圧炉心スプレイ系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。また，中央制御室からの操作により低圧炉心スプレイ系注入弁を閉止できない場合において，低圧炉心スプレイ系注入弁の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

5.2.2.1.2.4 操作性の確保

低圧炉心スプレイ系は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。低圧炉心スプレイ系は，中央制御室のスイッチ操作により操作が可能な設計とする。また，低圧炉心スプレイ系注入弁は，中央制御室から操作できない場合においても，現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け，現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。

5.2.2.1.3 主要設備及び仕様

低圧炉心スプレイ系の主要仕様については，「5.2.1.3(1) 低圧炉心スプレイ系」に示す。

5.2.2.1.4 試験検査

低圧炉心スプレイ系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，低圧炉心スプレイ系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系注入弁は，発電用原子炉の停止中に分解及び外観

の確認が可能な設計とする。

5.2.2.2 低圧注水系

5.2.2.2.1 概 要

低圧注水系は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備として使用する。

本系統は、残留熱除去系のうちの一つのモードであり、「5.4 残留熱除去系」に記載する。

5.2.2.3 高圧炉心スプレイ系

5.2.2.3.1 概 要

高圧炉心スプレイ系は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備として使用する。

5.2.2.3.2 設計方針

高圧炉心スプレイ系は、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

5.2.2.3.2.1 悪影響防止

高圧炉心スプレイ系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.2.2.3.2.2 容 量 等

高圧炉心スプレイ系ポンプは、設計基準事故時の非常用炉心冷却機能と兼

用しており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

5.2.2.3.2.3 環境条件等

高圧炉心スプレイ系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系注入弁は，原子炉建屋原子炉棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。高圧炉心スプレイ系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。また，中央制御室からの操作により高圧炉心スプレイ系注入弁を閉止できない場合において，高圧炉心スプレイ系注入弁の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

5.2.2.3.2.4 操作性の確保

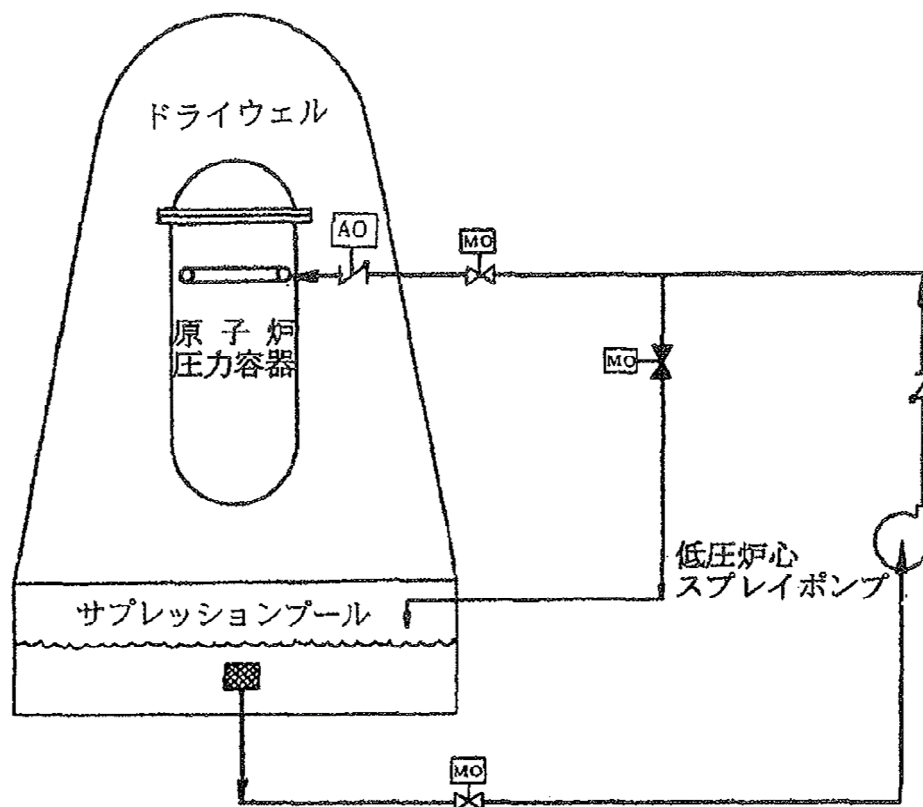
高圧炉心スプレイ系は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。高圧炉心スプレイ系は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。また，高圧炉心スプレイ系注入弁は，中央制御室から操作できない場合においても，現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け，現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。

5.2.2.3.3 主要設備及び仕様

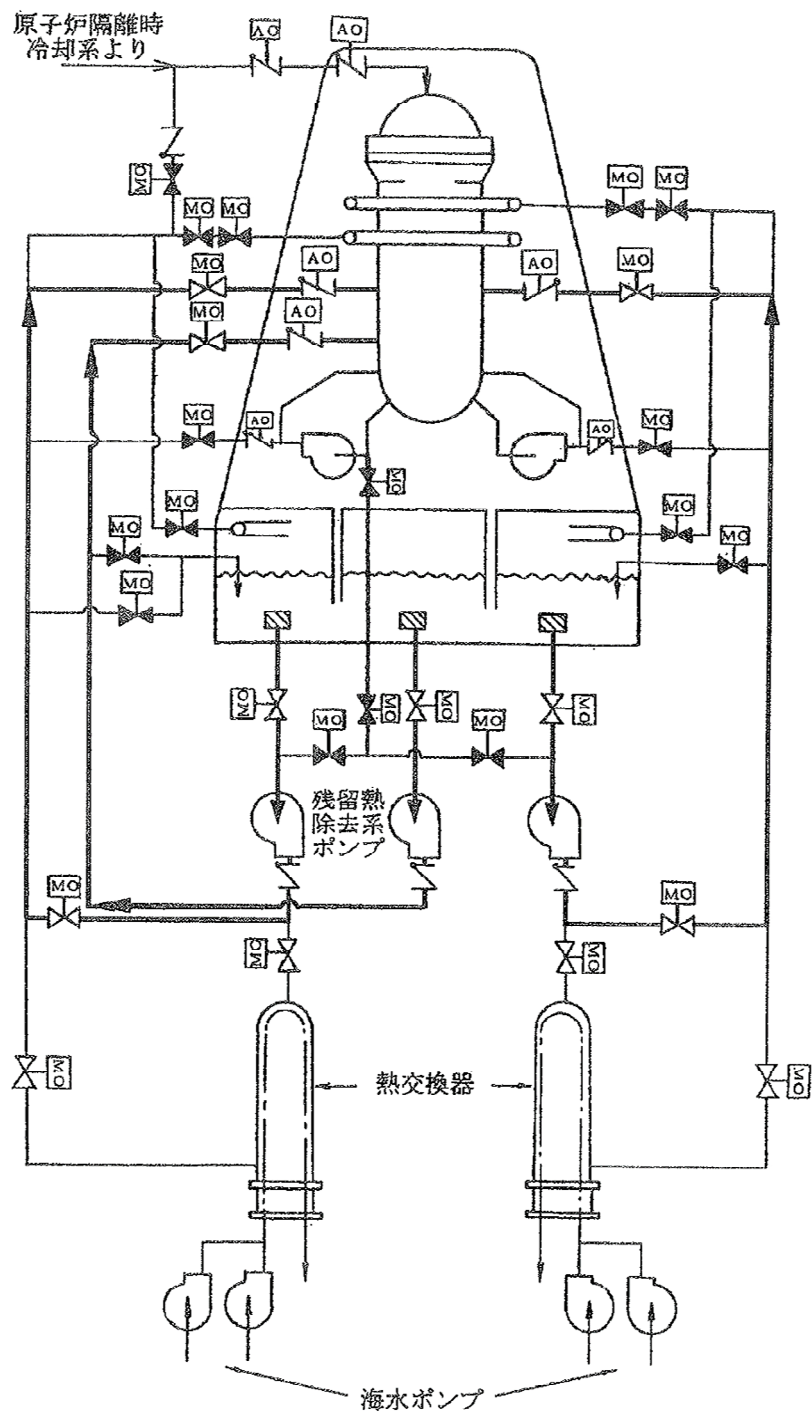
高圧炉心スプレイ系の主要仕様については，「5.2.1.3(3) 高圧炉心スプレイ系」に示す。

5.2.2.3.4 試験検査

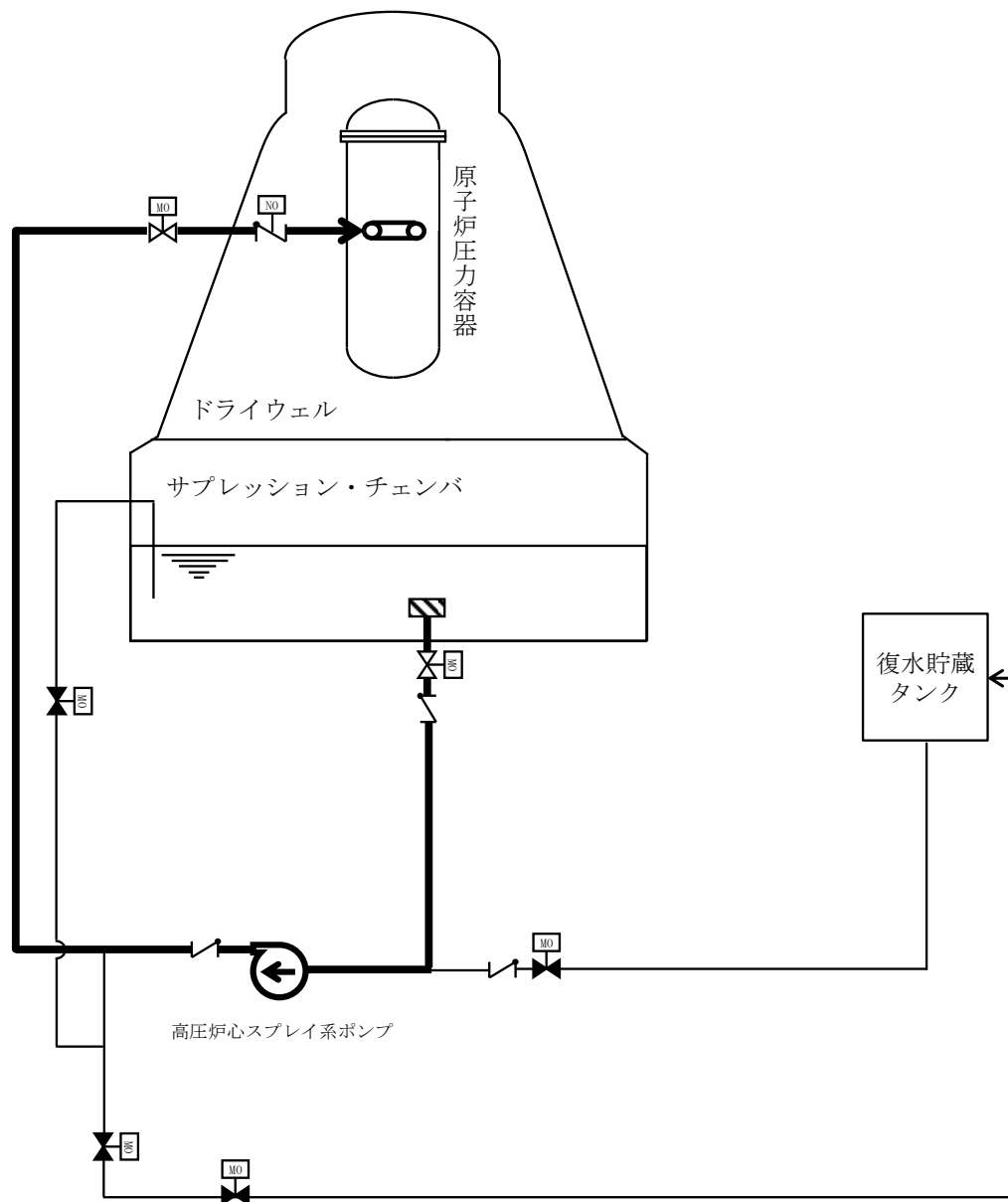
高圧炉心スプレイ系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，高圧炉心スプレイ系ポンプ及び高圧炉心スプレイ系注入弁は，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。



第 5.2-1 図 低圧炉心スプレイ系



第 5.2-2 図 残留熱除去系（低圧注水系）



第 5.2-3 図 高圧炉心スプレイ系

5.3 原子炉隔離時冷却系

5.3.1 通常運転時等

5.3.1.1 概 要

原子炉隔離時冷却系の系統構成は、第 5.3-1 図に示すように、ポンプ、蒸気駆動タービン、配管、弁類からなり、ドライウェル内側の主蒸気隔離弁の上流から抽出した蒸気によってタービンを駆動する。

5.3.1.2 設備の機能

原子炉隔離時冷却系は、原子炉停止後、何らかの原因で復水・給水が停止した場合等に、主蒸気を用いたタービン駆動ポンプにより、サプレッション・チェンバの水又は復水貯蔵タンクの水を原子炉圧力容器に補給し水位を維持する。

本系統の水源としては、サプレッション・チェンバの水を使用する。復水貯蔵タンクの水も使用することができる。原子炉隔離時冷却系は中央制御室からの手動操作あるいは原子炉水位異常低下信号によって起動する。

また、この系の定格流量は、原子炉停止 15 分後の崩壊熱による発生蒸気流量以上にとってある。したがって、一時的にはサプレッション・チェンバへの蒸気放出量が補給水量より多く、炉心上部の約 20%の冷却水がこの間に失われることになる。これ以降は、蒸気放出量に比較して、補給水量の方が多くなり、次第に水位を回復するので炉心が露出することはない。

5.3.1.3 設計方針

(1) 冷却材補給

原子炉隔離時冷却系は、復水・給水系からの給水喪失時に原子炉水位の異常低下を防止し、水位を維持するようにする。

また、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原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する小口径配管の破断又は小さな機器の損傷による冷却材の漏えいに対し、補給する能力を有するように設計する。

(2) 構造強度

原子炉隔離時冷却系は、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想定される荷重に地震荷重を適切に組合せた状態で健全性及び機能を損なわない構造強度を有するように設計する。

(3) 交流電源喪失時運転

原子炉隔離時冷却系は、外部電源喪失時及び非常用交流電源喪失時でも逃がし安全弁とあいまって一定時間は系統の機能を発揮できるように設計する。

5.3.1.4 主要設備及び仕様

次に原子炉隔離時冷却系の主要な設計仕様を示す。

蒸気タービン

形式	背圧式
台数	1
原子炉圧力	約 7.86MPa [gage] ～約 1.04MPa [gage]
出力	約 541kW～約 97kW
回転数	約 4,500rpm～約 2,200rpm

ポンプ

形式	多段、水平遠心式
台数	1
原子炉圧力	約 7.86MPa [gage] ～約 1.04MPa [gage]

流量	142m ³ /h 以上
全揚程	約 869m～約 186m
材料	
ケーシング	炭素鋼
軸	ステンレス鋼
翼	ステンレス鋼

5.3.1.5 試験検査

本系統は、その運転可能性を確認するために定期的に試験を行う。

5.3.1.6 評価

- (1) 原子炉隔離時冷却系は、復水・給水系からの給水喪失時に原子炉水位低の信号による自動起動又は中央制御室からの手動操作により起動し、サプレッション・チェンバの水又は復水貯蔵タンクの水を炉内に注入することにより原子炉水位の異常低下を防止し、水位を維持することができる設計としている。また、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する25mm（1 インチ）径相当の小口径配管、小さな機器の破断又は損傷による冷却材の漏えいに対し、燃料の許容設計限界を超えることなく、十分に給水できる設計としている。
- (2) 原子炉隔離時冷却系は、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適切な地震荷重を組合せても健全性を損なわない構造強度を有する設計としている。
- (3) 原子炉隔離時冷却系は、外部電源喪失時及び非常用交流電源喪失時でも、逃がし安全弁とあいまって一定時間は系統の機能を発揮することができる設計としている。

5.3.2 重大事故等時

5.3.2.1 概 要

原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備として使用する。

5.3.2.2 設計方針

原子炉隔離時冷却系は、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

5.3.2.2.1 悪影響防止

原子炉隔離時冷却系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.3.2.2.2 容 量 等

原子炉隔離時冷却系ポンプは、設計基準事故対処設備として使用する場合は容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

5.3.2.2.3 環境条件等

原子炉隔離時冷却系及び原子炉隔離時冷却系注入弁は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。原子炉隔離時冷却系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。また、中央制御室からの操作により原子炉隔離時冷却系注入弁を閉止できない場合において、原子炉隔離時冷却系注入弁

の操作は，想定される重大事故等時において，設置場所で可能な設計とする。

5.3.2.2.4 操作性の確保

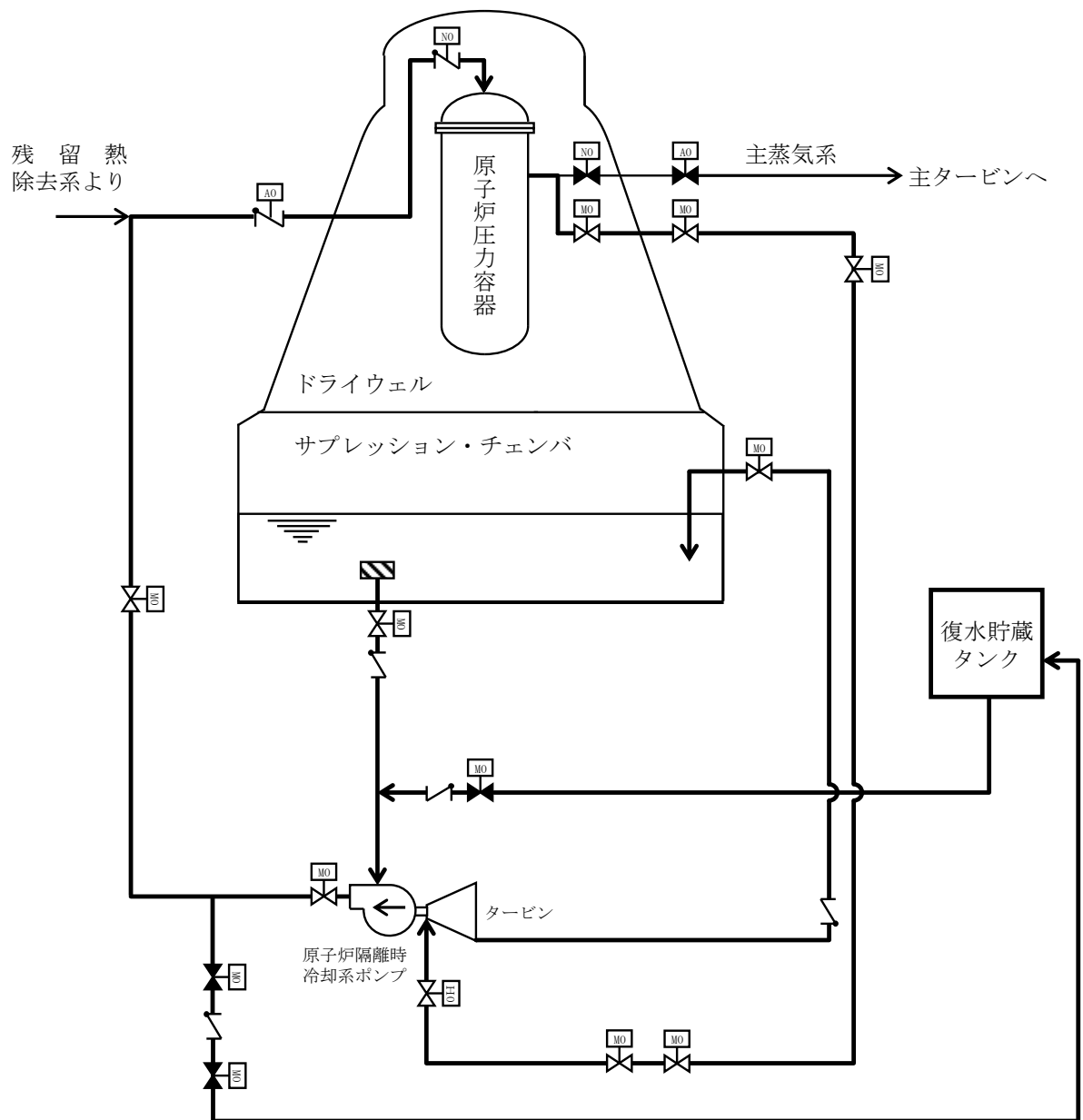
原子炉隔離時冷却系は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。原子炉隔離時冷却系は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。また，原子炉隔離時冷却系注入弁は，中央制御室から操作できない場合においても，現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け，現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。

5.3.2.3 主要設備及び仕様

原子炉隔離時冷却系の主要仕様については，「5.3.1.4 主要設備及び仕様」に示す。

5.3.2.4 試験検査

原子炉隔離時冷却系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，原子炉隔離時冷却系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系注入弁は，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。



第 5.3-1 図 原子炉隔離時冷却系

5.4 残留熱除去系

5.4.1 通常運転時等

5.4.1.1 概要

(1) 設備の構成

残留熱除去系は、平常時の原子炉停止時及び原子炉冷却材喪失事故時の残留熱の除去を目的とする系である。この系統は3系統の独立したループに分かれており、2台の熱交換器、3台のポンプ及び4台の海水ポンプ等から構成する。

(2) 設備の機能

残留熱除去系は、通常の原子炉停止時の炉心崩壊熱及び残留熱の除去、原子炉冷却材喪失時の炉心冷却等を目的とし、弁の切替操作によって以下の4モードと一つの補助機能を有す。

- a. 原子炉停止時冷却系（2ループ）
- b. 低圧注水系（3ループ）
- c. 格納容器スプレイ冷却系（2ループ）
- d. サプレッション・プール冷却系（2ループ）
- e. 使用済燃料プール水の冷却及び補給（2ループ）

5.4.1.2 設計方針

(1) 原子炉停止時冷却系

原子炉停止時冷却系は、原子炉冷却材を約52℃以下に冷却できるように設計する。また、冷却速度は、原子炉冷却材圧力バウンダリの冷却速度の制限（55℃/h）を超えないように制御し得る設計とする。

残留熱除去系は、動的機器の単一故障を仮定した場合でも原子炉冷却材を低温まで冷却可能なように設計とする。

(2) 低圧注水系（炉心冷却）

残留熱除去系は、冷却材喪失事故時に「5.2 非常用炉心冷却系」に記載する非常用炉心冷却系の低圧注水系に要求される機能を発揮できるように設計する。

(3) 格納容器スプレイ冷却系

残留熱除去系は、冷却材喪失事故時に「9.1.1.4.1.4 格納容器スプレイ冷却系」に記載する格納容器スプレイ冷却系に要求される機能を発揮できるように設計する。

(4) サプレッション・プール冷却系

残留熱除去系は、サプレッション・プール水温度を所定の温度以下に冷却できるように設計する。

(5) 構造強度

残留熱除去系は、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適切な地震荷重の組合せを考慮しても健全性を損なわない構造強度を有する設計とする。

(6) 最終熱除去

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燃料の崩壊熱等を最終的に海に逃がし得るように設計する。

(7) 使用済燃料プール水の冷却及び補給

全炉心燃料を使用済燃料プールに取り出した場合や何らかの原因で燃料プール冷却浄化系での使用済燃料プール水の冷却ができないような場合に燃料プール冷却浄化系との接続ラインを用いて燃料からの崩壊熱を冷却除去することができるようにする。

また、常用の補給機能が喪失した場合に、サプレッション・チェンバの水を水源として、燃料プール冷却浄化系との接続ラインを用いて使用済燃

料プール水の補給ができるようにする。

- (8) 本系統は、非常用電源に接続し、外部電源喪失でも運転が可能なようにする。

5.4.1.3 主要設備及び仕様

(1) 原子炉停止時冷却系

原子炉停止時冷却系は、原子炉停止後、炉心崩壊熱及び原子炉容器、配管、冷却材中の保有熱を除去して、発電用原子炉を冷却するためのものである。

炉心は原子炉停止直後には主復水器で冷却され、原子炉温度が十分低下した後、原子炉停止時冷却系によって冷却される。

原子炉停止時冷却系は、原子炉温度を約 52℃に下げこの温度に維持することができるよう設計されている。52℃の温度は燃料装荷、取替え、あるいは原子炉 1 次系機器の保守が行われるための最高温度である。

原子炉停止時冷却系の系統概要は第 5.4-1 図のようになっており、原子炉水は再循環回路再循環系ポンプ入口側から残留熱除去系のポンプ及び熱交換器を経て再循環回路再循環系ポンプ出口側に戻される。熱交換器は残留熱除去系海水系ポンプによって冷却される。原子炉圧力容器頂部冷却系が原子炉停止時冷却系から分岐され原子炉圧力容器の頂部を冷却する。

(2) 低圧注水系

低圧注水系は低圧炉心スプレイ系と独立して、再循環回路破断のような原子炉冷却材喪失事故時に燃料被覆材の大破損を防止しジルコニウムと水の反応を無視し得る程度に抑えるために設けられる。

低圧注水系の系統概要は第 5.2-2 図に示すとおりである。また、詳細は、「5.2.1.3(2) 低圧注水系」に示す。

(3) 格納容器スプレイ冷却系

格納容器スプレイ冷却系は、原子炉冷却材喪失事故時、サブプレッション・チェンバの水をドライウェル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることによって、原子炉格納容器内の温度、圧力を低減し、原子炉格納容器内に浮遊している放射性物質が漏えいするのを抑えるものである。

格納容器スプレイ冷却系の系統概要は第 5.4-2 図に示すとおりである。

(4) サプレッション・プール冷却系

サブプレッション・プール冷却系の系統概要は第 5.4-3 図に示すとおりである。

(5) 使用済燃料プール水の冷却及び補給

燃料プール冷却浄化系との接続ライン及び残留熱除去系のポンプ、熱交換器を用いて、燃料からの崩壊熱を冷却除去することができる。

また、燃料プール冷却浄化系との接続ライン及び残留熱除去系ポンプを用いて、使用済燃料プール水を補給することができる。

以下に残留熱除去系の設備の主要仕様を示す。

ポンプ

形 式	たて形電動うず巻式
台 数	3
流 量	約 1,690m ³ /h (1 台当たり)
全 揚 程	約 85m
材 料	

ケーシング：鋳鋼

軸：ステンレス鋼

翼 : ステンレス鋼

海水ポンプ

形 式 たて形うず巻式

台 数 4

流 量 約 $886\text{m}^3/\text{h}$ (1 台当たり)

全 揚 程 約 184m

材 料

ケーシング : 鋳鋼

軸 : ステンレス鋼

翼 : ステンレス鋼

熱交換器

形 式 たて置Uチューブ式

基 数 2

伝 熱 容 量 約 $19.4 \times 10^3 \text{kW}$ (1 基当たり)

(原子炉停止時冷却系)

材 料

管 : 白銅管

胴 : 炭素鋼

管 板 : 炭素鋼 (モネル・クラッド)

5.4.1.4 試験検査

本系統は、その運転可能性を確認するために定期的に試験を行う。

5.4.1.5 評 価

(1) 残留熱除去系は、動的機器の単一故障を仮定した場合でも冷却材を低

温まで冷却することができる設計としている。

- (2) 残留熱除去系は、冷却材喪失事故時には非常用炉心冷却系の低圧注水系に要求される機能を発揮できる設計としている。
- (3) 残留熱除去系は、原子炉格納施設の格納容器スプレイ冷却系に要求される機能を発揮できる設計としている。
- (4) 残留熱除去系は、サプレッション・プール水温度を所定の温度以下に冷却できる設計としている。
- (5) 残留熱除去系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に想定される荷重に地震荷重を適切に組合せた状態で健全性を損なわない構造強度を有する設計としている。
- (6) 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に燃料の崩壊熱等を最終的に海に逃がすことができる設計としている。
- (7) 本系統にて 52℃以下に冷却できる設計としている。

また、冷却速度は、原子炉冷却材圧力バウンダリの加熱・冷却速度の制限(55℃/h)を超えないように制御することができる設計としている。

- (8) 燃料プール冷却浄化系との接続ラインを用いて使用済燃料プール水温度を所定の温度以下に冷却することができる設計としている。また、燃料プール冷却浄化系との接続ラインを用いて、燃料プール水量を所定の水量に維持することができる設計としている。
- (9) 本系統は、外部電源喪失にも非常用電源に接続可能な設計としている。

5.4.2 重大事故等時

5.4.2.1 概要

残留熱除去系の低圧注水系、原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却

系及びサプレッション・プール冷却系は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備として使用する。

5.4.2.2 設計方針

残留熱除去系は、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

5.4.2.2.1 悪影響防止

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

残留熱除去系の各モードは、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.4.2.2.2 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、設計基準事故時の非常用炉心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容量が、重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

5.4.2.2.3 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。

残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とす

る。残留熱除去系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

5.4.2.2.4 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。

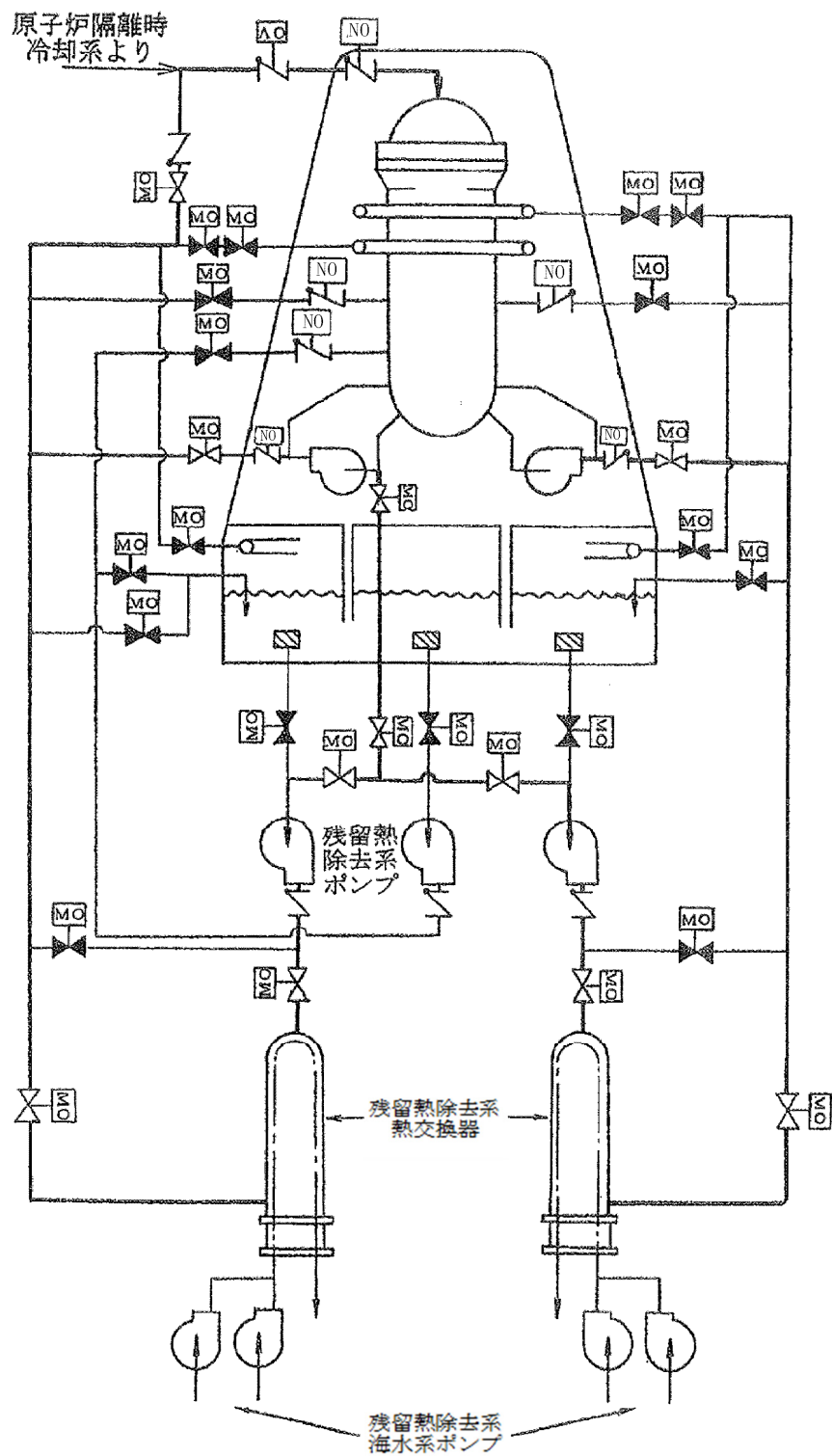
残留熱除去系は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。残留熱除去系は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。また，残留熱除去系注入弁は，中央制御室から操作できない場合においても，現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け，現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。

5.4.2.3 主要設備及び仕様

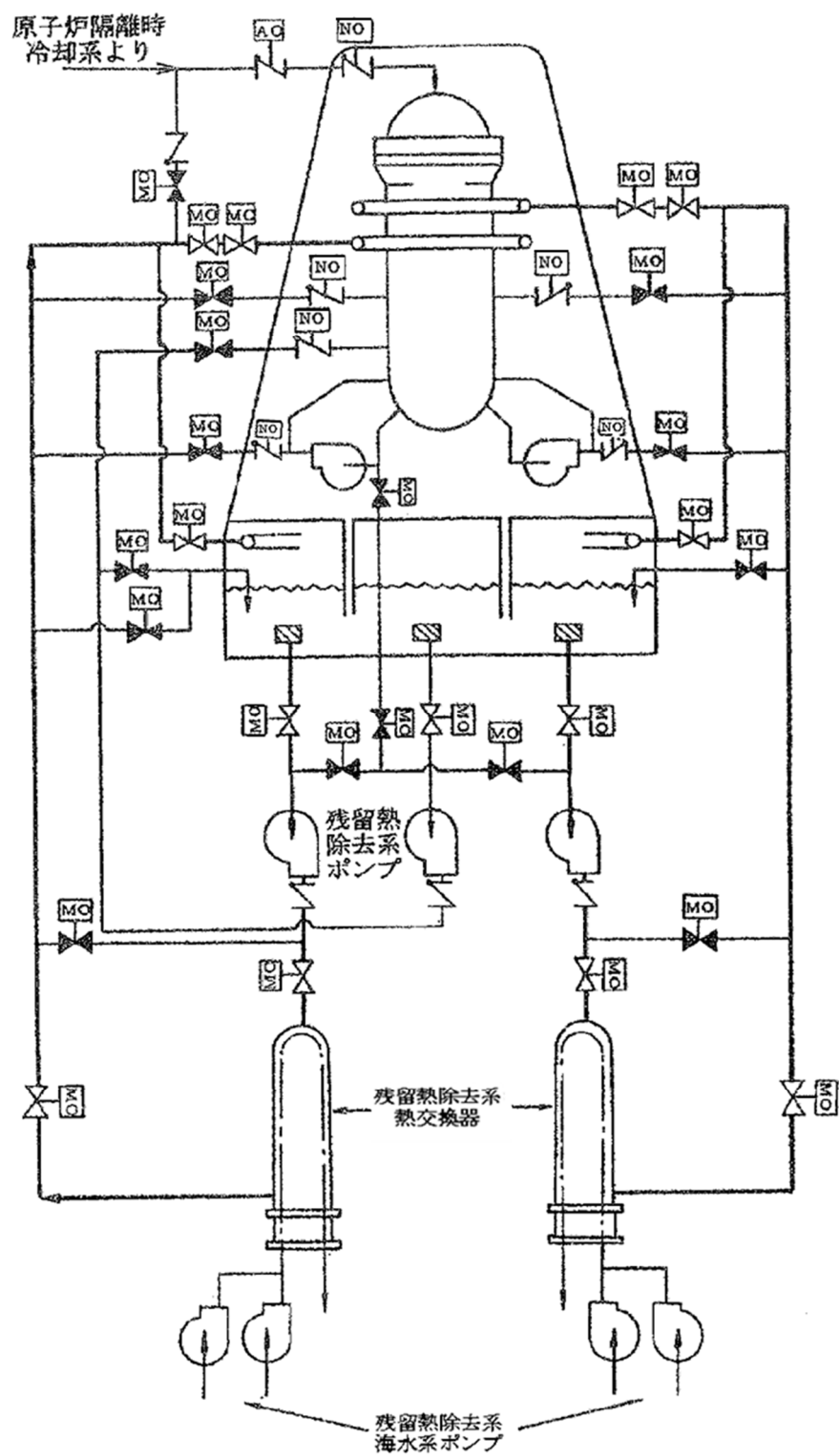
残留熱除去系の主要仕様については，「5.4.1.3 主要設備及び仕様」に示す。

5.4.2.4 試験検査

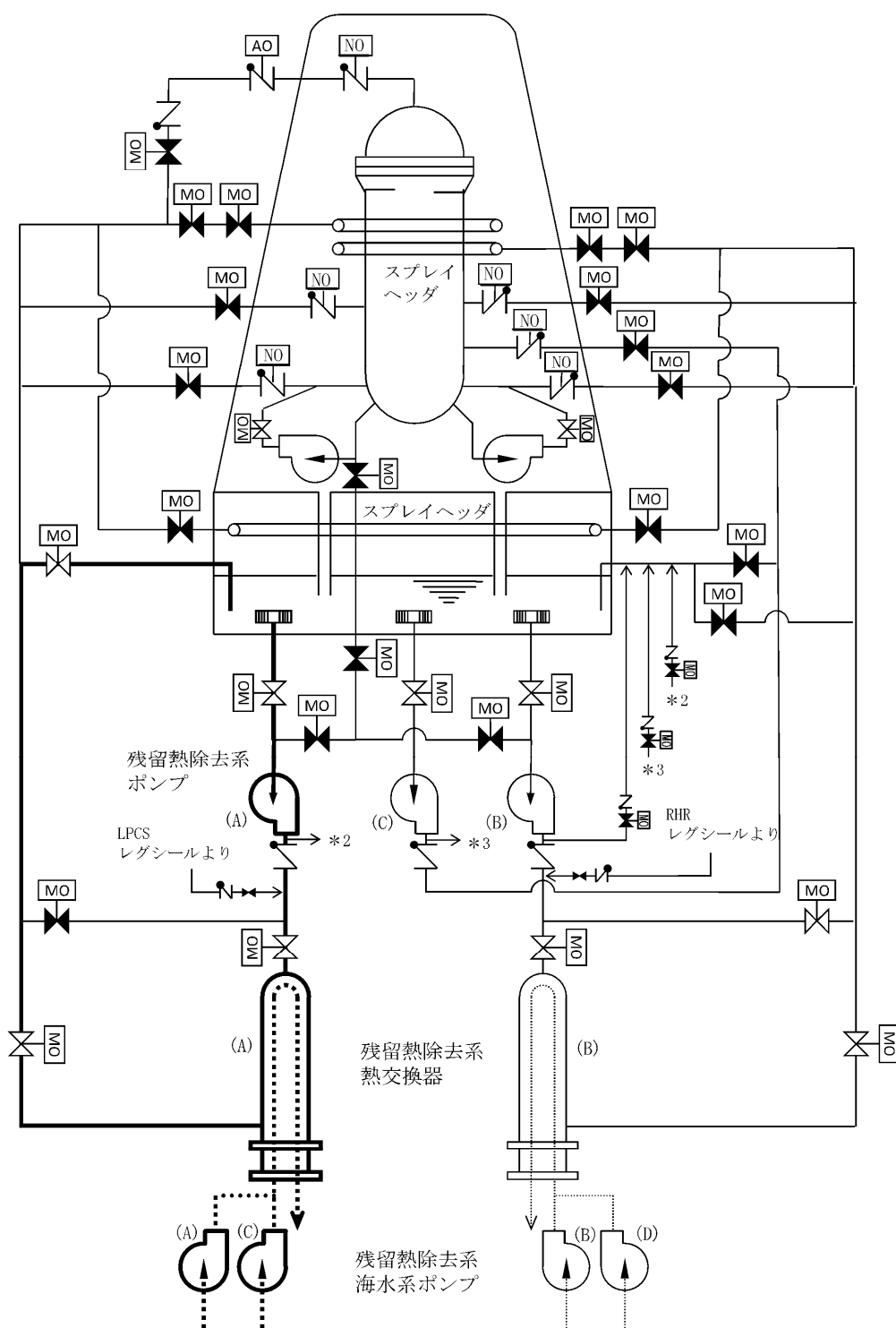
残留熱除去系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また，残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器は，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。



第 5.4-1 図 原子炉停止時冷却系



第 5.4-2 図 格納容器スプレイ冷却系



第 5.4-3 図 サブプレッション・プール冷却系

5.5 原子炉冷却材浄化系

5.5.1 概 要

5.5.1.1 設備の構成

原子炉冷却材浄化系は、循環ポンプ，再生熱交換器，非再生熱交換器，フィルタ脱塩器，補助機器等で構成する。

原子炉冷却材浄化系の系統概略を第 5.5-1 図に示す。

5.5.1.2 設備の機能

原子炉冷却材浄化系は，原子炉冷却材を所定の純度に維持する。

5.5.2 設計方針

(1) 冷却材浄化能力

原子炉冷却材浄化系は，原子炉水冷却材の水質を以下の値に保つことを目標とする。

電導度 (25℃)	1 μ S/cm 以下
P H (25℃)	5.6～8.6
塩素イオン	0.1ppm 以下
シリカ (S i O ₂ として)	1ppm 以下

(2) 冷却材の系外排出

原子炉起動時，停止時に原子炉冷却材を浄化して廃棄物処理系又は主復水器へ排出が可能なようにする。

5.5.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材浄化系は，再循環回路から冷却材を一部バイパスし，僅かの冷却材損失及び熱損失で連続的に冷却材の浄化を行うものである。

系統は原子炉起動時、停止時において発電用原子炉の通常運転中と同様に運転することができる。

浄化すべき冷却材は、再循環回路から抜き出し、再生熱交換器及び非再生熱交換器で冷却し、フィルタ脱塩器によって浄化脱塩する。

(1) フィルタ脱塩器

フィルタ脱塩器は圧力プリコート式で 50%容量のものが 2 組ある。

使用済の樹脂は、再生使用しないで、フィルタ脱塩器から廃棄物処理系のフェイズ・セパレータへ流し込む。

フィルタ脱塩器の出口には、後置ストレーナが置かれ、原子炉冷却材に樹脂粒が混入するのを防いでいる。

(2) 熱交換器

再生熱交換器では、フィルタ脱塩器に入る高温の原子炉冷却材を浄化後原子炉へ戻す水で冷却し、自らは加熱されて熱回収を行ない、原子炉系からの熱損失を最小にしている。非再生熱交換器では、原子炉補機冷却系の冷却水によって、原子炉冷却材をフィルタ脱塩器に支障のない温度までさらに冷却する。

設備の主要仕様及び設計条件を以下に示す。

フィルタ脱塩器

基 数	2
容 量	約 60.7m ³ /h (1 基当たり)

熱交換器

再生熱交換器

基 数	1
材 料	管：ステンレス鋼 胴：ステンレス鋼

非再生熱交換器

基 数	1
材 料	管：ステンレス鋼 胴：炭素鋼

循環ポンプ

台 数	2
流 量	約 $81.8\text{m}^3/\text{h}$ (1 台当たり)
全 揚 程	約 152m
材 料	ステンレス鋼

系統設計条件

系 統 数	1
最高使用温度	302°C
最高使用圧力	$99.9\text{kg}/\text{cm}^2\text{g}$
設 計 流 量	約 $120\text{m}^3/\text{h}$

5.5.4 試験検査

原子炉冷却材浄化系のポンプ類は定期的な巡視点検等によりその健全性を確認する。また、フィルタ脱塩器の樹脂の機能を確認するため、フィルタ脱塩器の出口水は定期的な分析等を行う。

5.5.5 評 価

(1) 冷却材浄化能力

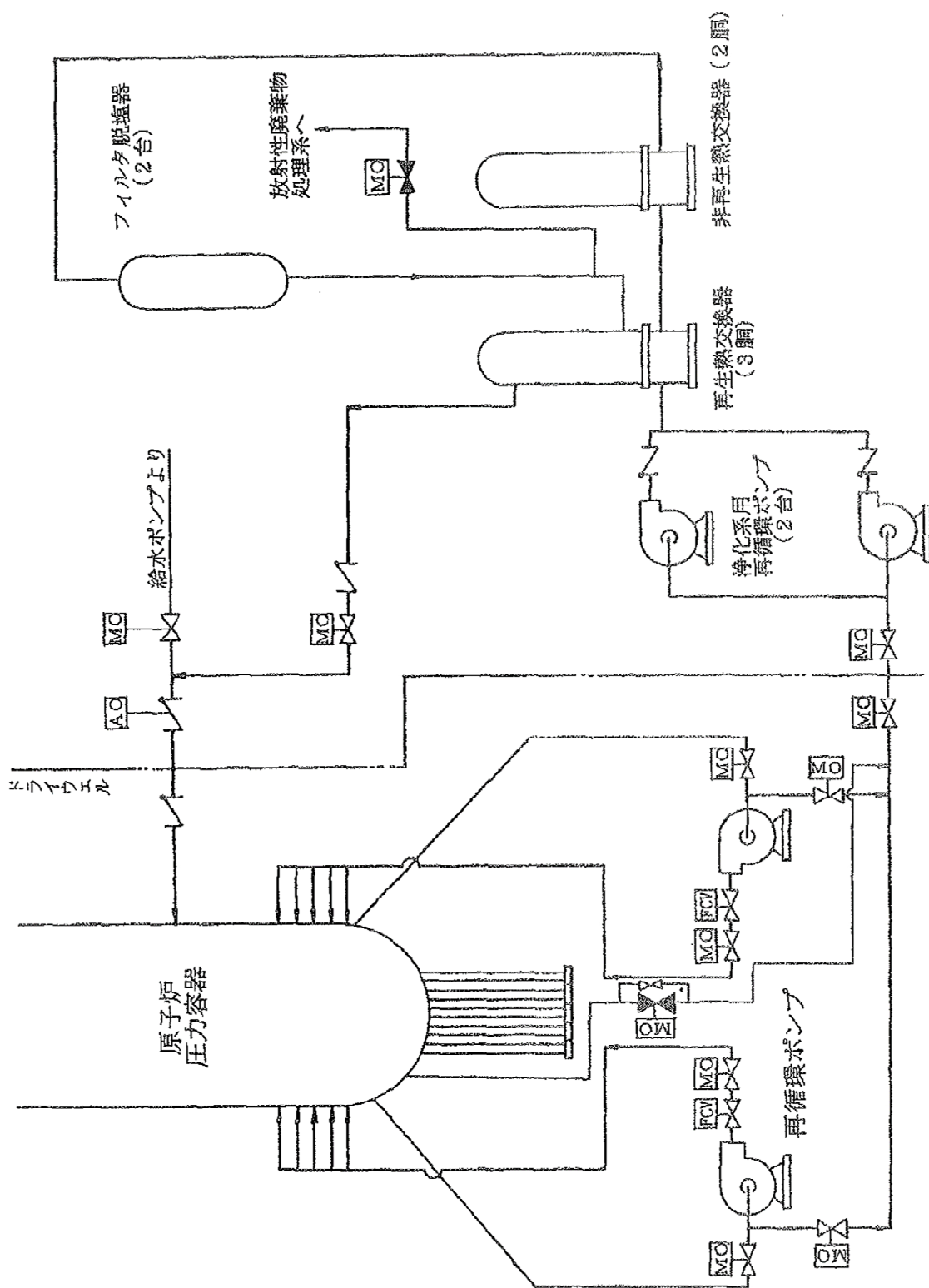
原子炉冷却材浄化系は、原子炉水冷却材の水質を以下の値に保つことができる設計としている。

電導度 (25℃)	$1\ \mu\text{S}/\text{cm}$ 以下
-----------	-------------------------------

P H (25℃)	5.6～8.6
塩素イオン	0.1ppm 以下
シリカ (S i O ₂ として)	1ppm 以下

(2) 冷却材の系外排出

原子炉起動時，停止時に原子炉冷却材を浄化して廃棄物処理系又は主復水器へ排出できる設計としている。



第 5.5-1 図 原子炉冷却材浄化系 系統概要図

5.6 原子炉補機冷却系

5.6.1 通常運転時

5.6.1.1 原子炉補機冷却系

5.6.1.1.1 概 要

原子炉補機は、原子炉補機冷却系によって冷却される。

原子炉補機からの放射性物質の漏えいがあっても、本系統の閉回路中にとじ込められ、かつ、この回路には放射能の連続モニタがあるので漏えいを検知できる。

本系統には、サージタンク 1 基があり、閉回路系統の水の膨張、収縮を吸収するとともに、補給水の注入をここで行なう。

本系統には、3 基の熱交換器と 3 台のポンプがあり、2 基の熱交換器と 2 台のポンプによって、原子炉全出力運転中の補機冷却が行なえる。

本系統の熱交換器の管側には、補機冷却用海水ポンプによって海水が循環され、補機冷却水を冷却する。

本系統の系統概要を第 5.6-1 図に示す。

5.6.1.1.2 設計方針

- (1) 原子炉補機、廃棄物処理系機器の放射性流体を扱う補機で発生する熱を除去できるようにする。
- (2) 放射性物質を含む流体が冷却水源である海水に流出しないようにする。
- (3) ポンプ及び熱交換器の予備を持つこととする。

5.6.1.1.3 主要設備及び仕様

設備の主要仕様を以下に示す。

最高使用圧力	0.86MPa [gage]
最高使用温度	66.0℃
海水温度	27℃
熱交換器	
形 式	横形直管式
基 数	3
材 料	管：アルミブラス 胴：炭素鋼
補機冷却水ポンプ	
形 式	横形うず巻式
台 数	3
全 揚 程	約 38m
補機冷却用海水ポンプ	
形 式	たて形うず巻式
台 数	3
全 揚 程	約 33.5m

5.6.1.1.4 試験検査

- (1) 原子炉補機冷却系のポンプ類は，中央制御室での運転状態監視及び巡視点検等によりその健全性を確認する。

5.6.1.1.5 評 価

- (1) 原子炉補機冷却系は，適切な容量の熱交換器，ポンプ等を設け，原子炉補機，廃棄物処理系機器の放射性流体を扱う補機で発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海に放出できる設計としている。

- (2) 原子炉補機冷却系は、放射性物質を含む流体が冷却水源である海水に流出するのを防止できる設計としている。
- (3) ポンプ及び熱交換器の予備を持っている。

5.6.1.2 残留熱除去系海水系

5.6.1.2.1 概 要

残留熱除去系海水系は、残留熱除去設備、非常用炉心冷却設備等の機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。

残留熱除去系海水系は独立した 2 系統で構成し、「5.2 非常用炉心冷却系」に記載する区分Ⅰ及び区分Ⅱの非常用炉心冷却設備、残留熱除去設備等の各区分に分離して冷却を行うことができる機能を有する。

本系統の系統概要を第 5.6-2 図に示す。

5.6.1.2.2 設計方針

- (1) 非常用炉心冷却系の機器で発生する熱を冷却除去できるようにする。
- (2) 残留熱除去系の機器で発生する熱を冷却除去できるようにする。
- (3) 非常用補機を扱う補機で発生する熱を冷却除去できるようにする。
- (4) 動的機器の単一故障及び外部電源喪失を仮定した場合でも非常用機器の安全機能を喪失しないよう非常用炉心冷却系の区分に対応した系統構成とする。

5.6.1.2.3 主要設備及び仕様

残留熱除去系海水系の主要仕様は、「5.4 残留熱除去系」に示す。

5.6.1.2.4 試験検査

- (1) 残留熱除去系海水系のポンプ等は、定期的に作動試験を行い、その性能を確認する。

5.6.1.2.5 評価

- (1) 残留熱除去系海水系は、適切な容量の熱交換器、ポンプ等を設け、残留熱除去設備、非常用炉心冷却設備等の機器で発生する熱を最終的な熱の逃がし場である海に放出できる設計としている。
- (2) 残留熱除去系海水系は、残留熱除去系及び非常用炉心冷却系の区分に対応した2系統構成としており、非常時に動的機器の単一故障及び外部電源喪失を仮定した場合でも、その熱負荷を最終的な熱の逃がし場である海に放出できる設計としている。

5.6.2 重大事故等時

5.6.2.1 残留熱除去系海水系

5.6.2.1.1 概要

残留熱除去系海水系は、想定される重大事故等時において、重大事故等対処設備として使用する。

5.6.2.1.2 設計方針

残留熱除去系海水系は、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち、多様性、位置的分散を除く設計方針を適用して設計を行う。

5.6.2.1.2.1 悪影響防止

基本方針については、「1.1.7.1 多様性、位置的分散、悪影響防止等」に

示す。

残留熱除去系海水系は，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.6.2.1.2.2 容量等

基本方針については，「1.1.7.2 容量等」に示す。

残留熱除去系海水系ポンプは，設計基準事故時の残留熱除去機能と兼用しており，設計基準事故時に使用する場合の容量が，重大事故等の収束に必要な容量に対して十分であるため，設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

5.6.2.1.2.3 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。

残留熱除去系海水系ポンプは，屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。残留熱除去系海水系の操作は，想定される重大事故等時において，中央制御室で可能な設計とする。

5.6.2.1.2.4 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。

残留熱除去系海水系は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。残留熱除去系海水系は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

5.6.2.1.3 主要設備及び仕様

残留熱除去系海水系の主要仕様については、「5.4 残留熱除去系」に示す。

5.6.2.1.4 試験検査

残留熱除去系海水系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、残留熱除去系海水系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

5.6.2.2 緊急用海水系

5.6.2.2.1 概要

緊急用海水系は、残留熱除去系、代替循環冷却系及び代替燃料プール冷却系の機器で発生する熱を冷却除去するために設けるものである。

本系統の詳細は、「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に示す。

5.6.2.2.2 設計方針

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。

5.6.2.2.2.1 多様性及び独立性、位置的分散

「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に示す。

5.6.2.2.2.2 悪影響防止

「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に示す。

5.6.2.2.2.3 容 量 等

「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に示す。

5.6.2.2.2.4 環境条件

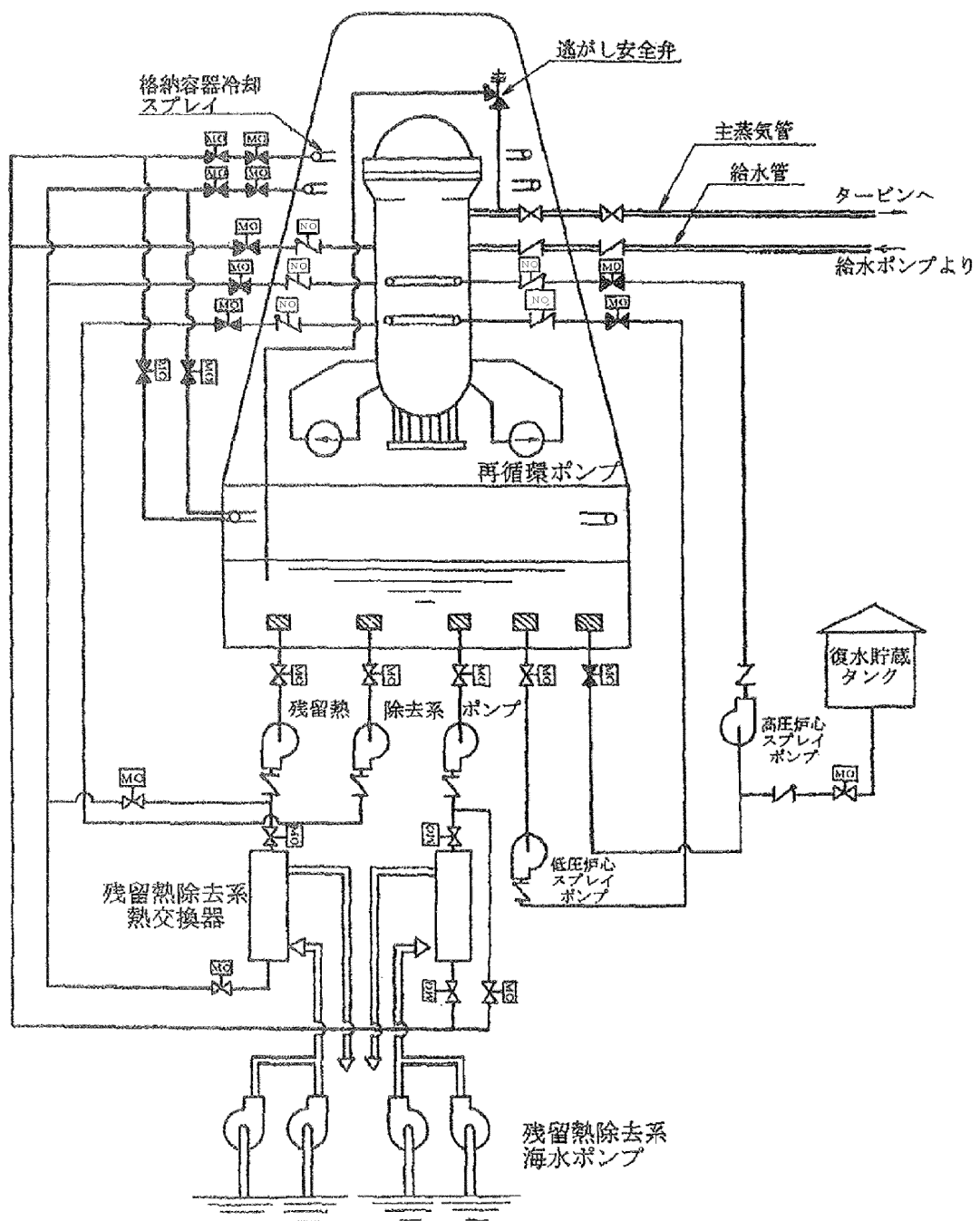
「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に示す。

5.6.2.2.3 主要設備及び仕様

「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に示す。

5.6.2.2.4 試験検査

「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に示す。



第 5.6-2 図 残留熱除去系海水系 系統概要図

5.7 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

5.7.1 概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の系統概要図を第 5.7-1 図から第 5.7-4 図に示す。

また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が使用できる場合は重大事故等対処設備として使用する。高圧炉心スプレイ系については、「5.2 非常用炉心冷却系」、原子炉隔離時冷却系については、「5.3 原子炉隔離時冷却系」に記載する。

5.7.2 設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、炉心を冷却するための設備として、高圧代替注水系を設ける。また、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合に、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させる。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却

高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の

重大事故等対処設備として、高圧代替注水系を使用する。

高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプである常設高圧代替注水系ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を高圧炉心スプレイ系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。また、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に必要な設備として、逃がし安全弁(安全弁機能)を使用する。

高圧代替注水系は、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。

また、高圧代替注水系は、常設代替交流電源装置、可搬型代替交流電源設備及び常設代替直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、人力による措置は容易に行える設計とする。

また、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に必要な設備として、逃がし安全弁(安全弁機能)を使用する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ
- ・ 高圧代替注水系タービン止め弁
- ・ 逃がし安全弁(安全弁機能) (5.1.1.3.2 主蒸気系)
- ・ サプレッション・チェンバ (9.12 重大事故等の収束に必要となる

水の供給設備)

- ・ 常設代替直流電源設備 (10.2 代替電源設備)
- ・ 常設代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)
- ・ 可搬型代替直流電源設備 (10.2 代替電源設備)
- ・ 可搬型代替交流電源設備 (10.2 代替電源設備)
- ・ 代替所内電気設備 (10.2 代替電源設備)
- ・ 燃料給油設備 (10.2 代替電源設備)

本系統の流路として、高圧代替注水系、高圧炉心スプレイ系、原子炉隔離時冷却系の配管及び弁、スプレイノズル及び主蒸気系の配管、弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 原子炉隔離時冷却系の現場操作による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系での発電用原子炉の冷却ができない場合であって、中央制御室からの操作により高圧代替注水系が起動できない場合の重大事故等対処設備として、原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させて使用する。

原子炉隔離時冷却系は、全交流動力電源及び常設直流電源系統が機能喪失した場合においても、現場で弁を人力操作することにより起動し、蒸気タービン駆動ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。なお、

人力による措置は容易に行える設計とする。

なお，設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系を重大事故等対処設備として使用する。

b. 代替電源設備による原子炉隔離時冷却系の復旧

全交流動力電源が喪失し，原子炉隔離時冷却系の起動又は運転継続に必要な直流電源を所内常設直流電源設備により給電している場合は，所内常設直流電源設備の蓄電池が枯渇する前に常設代替交流電源設備，可搬型代替直流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により原子炉隔離時冷却系の運転継続に必要な直流電源を確保する。

原子炉隔離時冷却系は，常設代替交流電源設備，可搬型代替直流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・逃がし安全弁（安全弁機能）（5.1.1.3.2 主蒸気系）
- ・サプレッション・チェンバ（9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備）
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

その他，設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である原子炉隔離時冷却系を重

大事故等対処設備として使用する。

(3) 監視及び制御に用いる設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態が発電用原子炉を冷却する場合に監視及び制御に使用する重大事故等対処設備として、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A広帯域）、原子炉水位（S A燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位を使用する。

原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A広帯域）及び原子炉水位（S A燃料域）は、原子炉水位を監視又は推定でき、原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位は原子炉圧力容器へ注水するための高圧代替注水系の作動状況を確認できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・原子炉水位（広帯域）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉水位（燃料域）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉水位（S A広帯域）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉水位（S A燃料域）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉圧力（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・原子炉圧力（S A）（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・高圧代替注水系系統流量（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））
- ・サプレッション・プール水位（6.4 計装設備（重大事故等対処設備））

(4) 事象進展抑制のために用いる設備

a. ほう酸水注入系による進展抑制

高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を用いた発電用原子炉への高圧注水により原子炉水位を維持できない場合を想定した重大事故等対処

設備として、ほう酸水注入系を使用する。また、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に必要な設備として、逃がし安全弁（安全弁機能）を使用する。

ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、重大事故等の進展を抑制できる設計とする。

本系統の詳細については、「6.7 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。

原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク及び逃がし安全弁（安全弁機能）は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性及び位置的分散の設計方針は適用しない。

原子炉圧力容器については、「3.5 原子炉圧力容器」に記載する。

原子炉隔離時冷却系ポンプについては、「5.3 原子炉隔離時冷却系」に記載する。

サプレッション・チェンバについては、「9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」に記載する。

原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（S A広帯域）、原子炉水位（S A燃料域）、原子炉圧力、原子炉圧力（S A）、高圧代替注水系系統流量及びサプレッション・プール水位は、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に記載する。

ほう酸水注入系については、「6.7 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備」に記載する。

逃がし安全弁（安全弁機能）については、「5.1.1.3.2 主蒸気系」に記載する。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替直流電源設備，代替所内電気設備及び燃料給油設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

高圧炉心スプレイ系ポンプについては、「5.2 非常用炉心冷却系」に示す。

5.7.2.1 多様性，位置的分散

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

高圧代替注水系は，高圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，常設高圧代替注水系ポンプをタービン駆動とすることで，電動機駆動ポンプを用いた高圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。また，高圧代替注水系の起動に必要な電動弁は，常設代替交流電源設備，可搬型代替直流電源設備又は常設代替直流電源設備からの給電及び現場において人力により，ポンプの起動に必要な弁を操作できることで，非常用交流電源設備から給電される高圧炉心スプレイ系及び非常用直流電源設備から給電される原子炉隔離時冷却系に対して，多様性を有する設計とする。

常設高圧代替注水系ポンプは，原子炉建屋原子炉棟内の高圧炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプと異なる区画に設置することで，高圧炉心スプレイ系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプ

と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

原子炉隔離時冷却系の起動に必要な電動弁は、現場において人力による手動操作を可能とすることで、非常用直流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。

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」に記載する。

5.7.2.2 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。

高圧代替注水系は、通常時は弁等により他の系統・機器と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。また、高圧代替注水系、原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系は、相互に悪影響を及ぼすことのないように、同時に使用しない運用とする。

高圧代替注水系の蒸気配管及び弁は十分な強度を有する設計とし、高圧代替注水系ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉隔離時冷却系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で、重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.7.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

常設高圧代替注水系ポンプは、想定される重大事故等時において、十分な期間にわたって原子炉水位を維持し、炉心の著しい損傷を防止するために必要なポンプ流量を有する設計とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプは、設計基準事故時に使用する場合のポンプ流量が、重大事故等の収束に必要な注水流量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

5.7.2.4 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。

常設高圧代替注水系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

高圧代替注水系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。また、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合において、高圧代替注水系の起動に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で人力により可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。中央制御室からの操作により原子炉隔離時冷却系を起動できない場合において、原子炉隔離時冷却系の起動に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、防護具を装着することで、設置場所で人力により可能な設計とする。

逃がし安全弁（安全弁機能）は、原子炉格納容器内に設置し、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。

5.7.2.5 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。

高圧代替注水系は、想定される重大事故等時において、通常時の隔離された系統構成から弁操作等により速やかに系統構成が可能な設計とする。常設高圧代替注水系ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより弁を操作することで、起動が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室から操作可能な設計とする。また、高圧代替注水系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場で人力により確実に操作が可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却系は、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。原子炉隔離時冷却系の操作に必要な弁は、中央制御室から操作ができない場合においても、現場操作が可能となるように手動ハンドルを設け、現場での人力により確実に操作が可能な設計とする。

5.7.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様を第 5.7-1 表に示す。

5.7.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

高圧代替注水系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。また、常設高圧代替注水系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

原子炉隔離時冷却系は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。ま

た，原子炉隔離時冷却系ポンプは，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

第 5.7-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の主要機器仕様

(1) 高圧代替注水系

a. 常設高圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備

台 数	1
容 量	約 136.7m ³ /h
全 揚 程	約 900m

(2) ほう酸水注入系

a. ほう酸水注入ポンプ

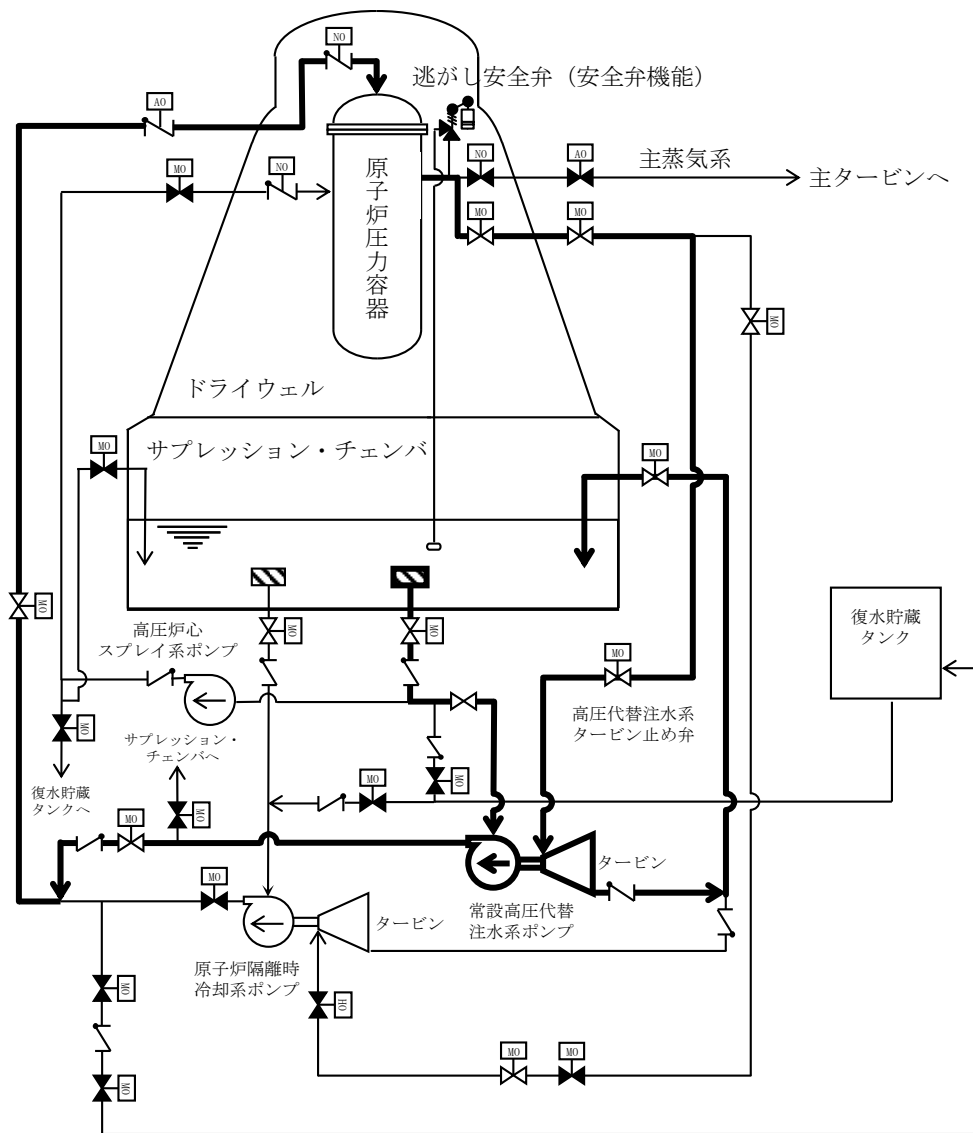
第 6.1.2-2 表 ほう酸水注入系の主要仕様に記載する。

b. ほう酸水貯蔵タンク

第 6.1.2-2 表 ほう酸水注入系の主要仕様に記載する。

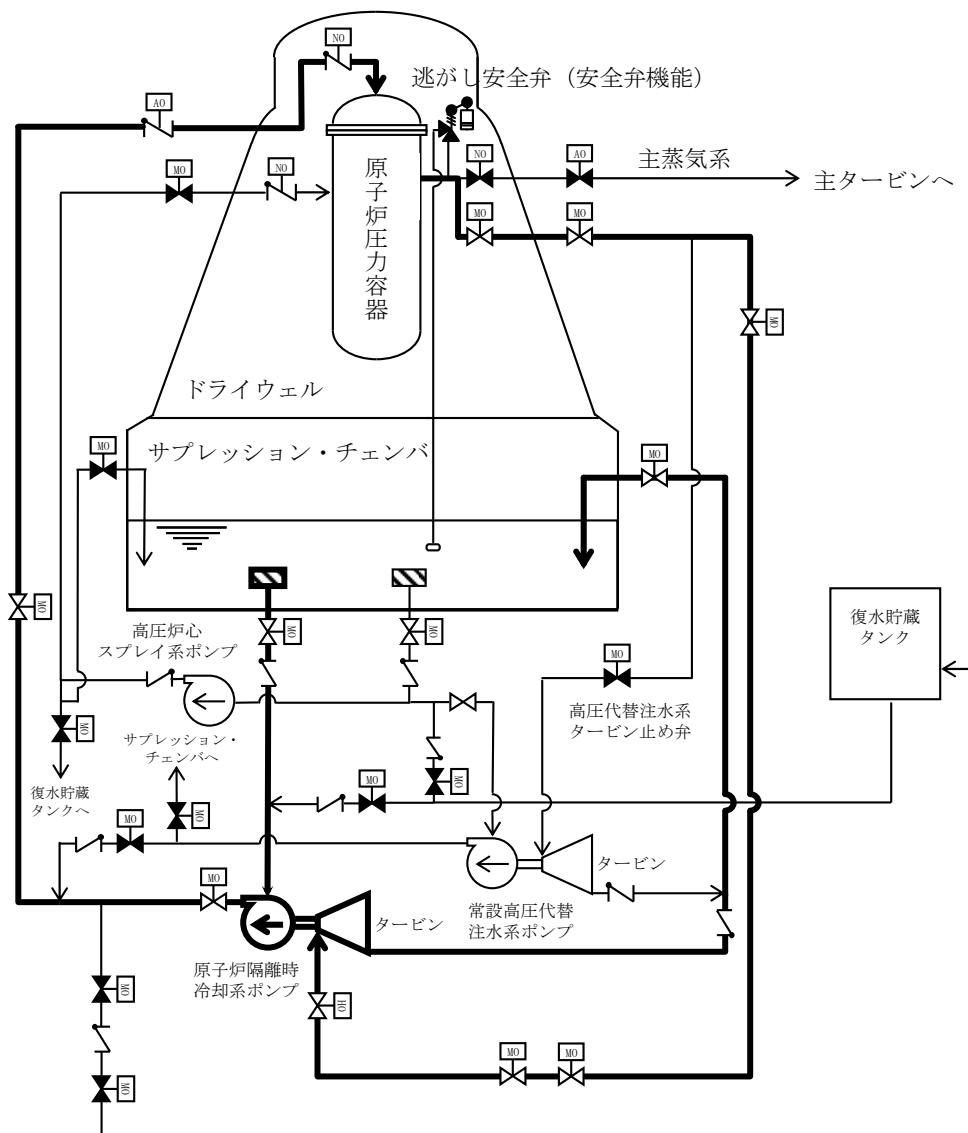
(3) 主蒸気系

「5.1.1.3.2 主蒸気系」に記載する。



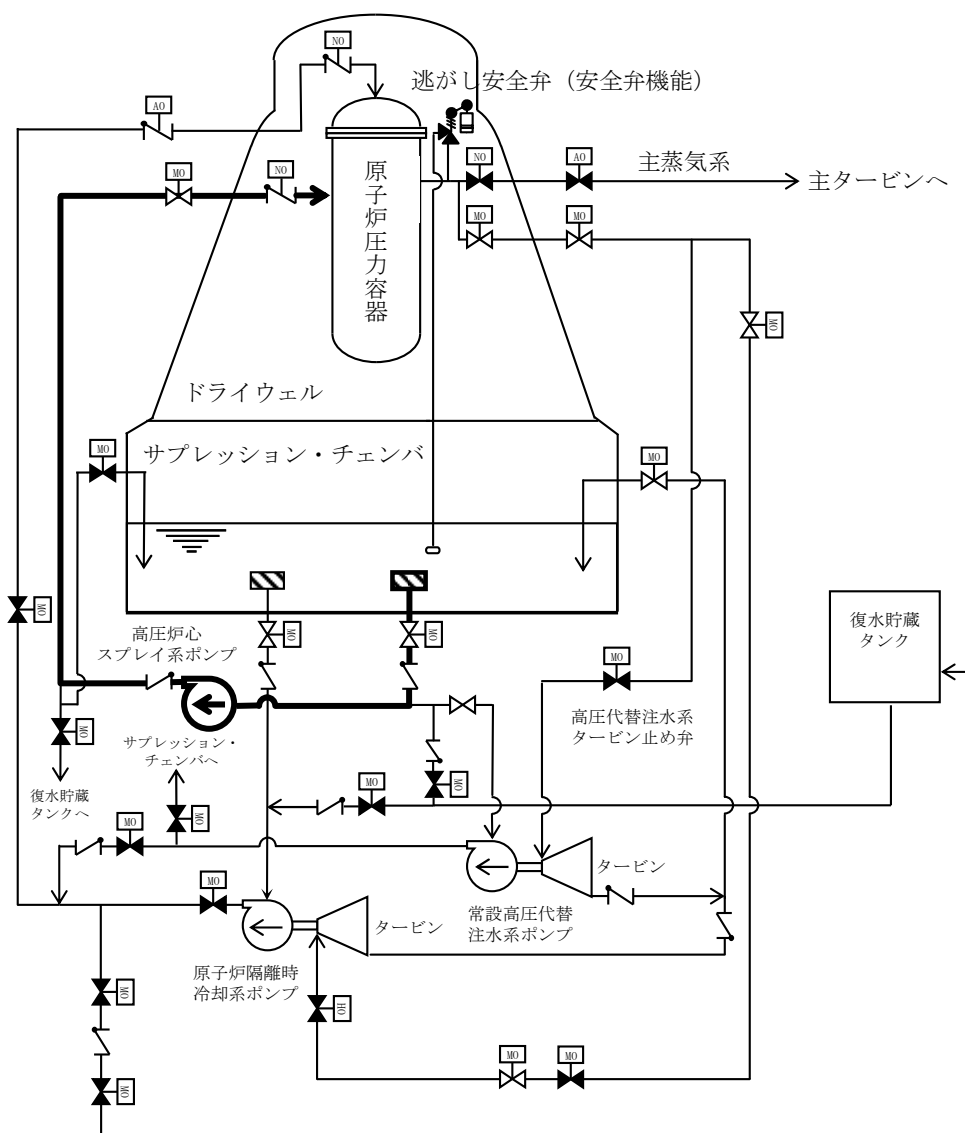
第 5.7-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却する
ための設備系統概要図 (1)

(高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却)



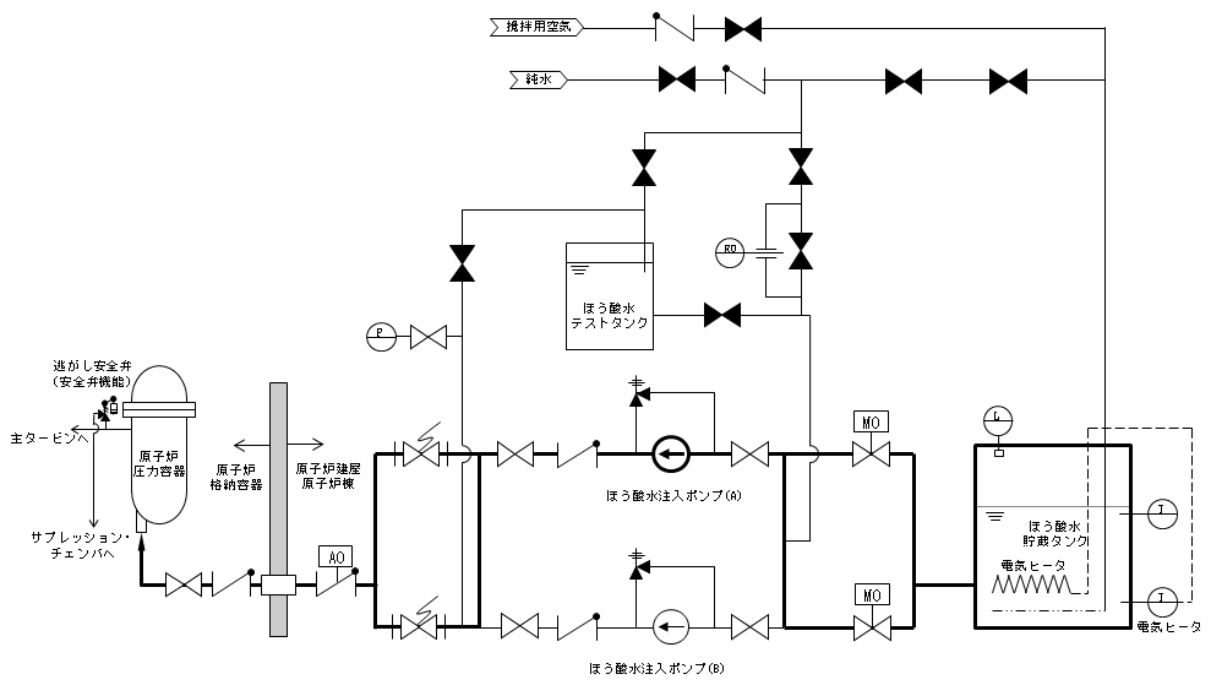
第 5.7-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却する
ための設備系統概要図 (2)

(原子炉隔離時冷却系による発電用原子炉の冷却)



第 5.7-3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却する
ための設備系統概要図 (3)

(高圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却)



第 5.7-4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ 高圧時に発電用原子炉を冷却する

ための設備系統概要図 (4)

(ほう酸水注入系による進展抑制)

5.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

5.8.1 概要

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

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の系統概略図を第 5.8-1 図から第 5.8-5 図に示す。

5.8.2 設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として逃がし安全弁を設ける。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 原子炉減圧の自動化

逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を過渡時自動減圧機能により作動させ使用する。

逃がし安全弁は、過渡時自動減圧機能からの信号により、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起

動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 逃がし安全弁
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ
- ・ 過渡時自動減圧機能（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）
- ・ 自動減圧系の起動阻止スイッチ（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）

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。

b. 手動による原子炉減圧

逃がし安全弁の自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を手動により作動させて使用する。

逃がし安全弁は、中央制御室からの遠隔手動操作により、自動減圧機能用アキュムレータに蓄圧された窒素をアクチュエータのピストンに供給することで作動し、蒸気を排気管によりサブプレッション・チェンバのプール水面下に導き凝縮させることで、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 逃がし安全弁
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ
- ・ 所内常設直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）

- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、主蒸気配管及びクエンチャを重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 常設直流電源系統喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池を使用する。

(a) 可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、可搬型代替直流電源設備を使用する。

可搬型代替直流電源設備は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、緊急用電源切替盤を切り替えることにより、逃がし安全弁（7 個）の作動に必要な電源を供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・緊急用電源切替盤（10.2 代替電源設備）
- ・燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

(b) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁

用可搬型蓄電池を使用する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、逃がし安全弁の作動に必要な常設直流電源系統が喪失した場合においても、逃がし安全弁の作動回路に接続することにより、逃がし安全弁（2 個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

b. 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系を使用する。

(a) 非常用窒素供給系による窒素確保

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、非常用窒素供給系を使用する。

非常用窒素供給系は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁の作動に必要な窒素を供給できる設計とする。

なお、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの圧力が低下した場合は、現場で高圧窒素ポンベの取替えが可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）

本系統の流路として、非常用窒素供給系の配管及び弁並びに自動減

圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁機能回復のための重大事故等対処設備として、非常用逃がし安全弁駆動系を使用する。

非常用逃がし安全弁駆動系は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁のアクチュエータに直接窒素を供給することで、逃がし安全弁（4 個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。

なお、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの圧力が低下した場合は、現場で高圧窒素ポンベの取替えが可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ（6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備）
- ・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、非常用逃がし安全弁駆動系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。

c. 全交流動力電源喪失及び常設直流電源喪失における逃がし安全弁の復旧

(a) 代替直流電源設備による復旧

全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、可搬型代替直流電源設備を使用する。

逃がし安全弁は、可搬型代替直流電源設備により作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

(b) 代替交流電源設備による復旧

全交流動力電源又は常設直流電源が喪失した場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備を使用する。

逃がし安全弁は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備により所内常設直流電源設備を受電し、作動に必要な直流電源が供給されることにより機能を復旧し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

(3) 炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱による原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁を使用する。

本系統は、「(1) b. 手動による原子炉減圧」と同じである。

(4) インターフェイスシステム L O C A 発生時に用いる設備

インターフェイスシステム L O C A 発生時の重大事故等対処設備として、逃がし安全弁並びに高圧炉心スプレイ系注入弁、原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁、低圧炉心スプレイ系注入弁、残留熱除去系 A 系注入弁、残留熱除去系 B 系注入弁及び残留熱除去系 C 系注入弁（以下「インターフェイスシステム L O C A 隔離弁」という。）を使用する。

逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作によって作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることで原子炉冷却材の漏えいを抑制できる設計とする。

インターフェイスシステム L O C A 隔離弁は、現場で弁を操作することにより原子炉冷却材の漏えい箇所を隔離できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 逃がし安全弁
- ・ 自動減圧機能用アキュムレータ

本系統の流路として、主蒸気配管及びクエンチャを重大事故等対処設備として使用する。

なお、設計基準事故対処設備であるインターフェイスシステム L O C A 隔離弁を重大事故等対処設備として使用する。

高圧炉心スプレイ系注入弁については、「5.2 非常用炉心冷却系」に記載す

る。

原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁については、「5.3 原子炉隔離時冷却系」に記載する。

低圧炉心スプレイ系注入弁については、「5.2 非常用炉心冷却系」に記載する。

残留熱除去系 A 系注入弁については、「5.2 非常用炉心冷却系」に記載する。

残留熱除去系 B 系注入弁については、「5.2 非常用炉心冷却系」に記載する。

残留熱除去系 C 系注入弁については、「5.2 非常用炉心冷却系」に記載する。

過渡時自動減圧機能，自動減圧系の起動阻止スイッチ，非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ及び非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベについては，「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。

非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。

所内常設直流電源設備，可搬型代替交流電源設備，常設代替交流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備及び緊急用電源切替盤については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

5.8.2.1 多様性，位置的分散

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

逃がし安全弁及び自動減圧機能用アキュムレータは，設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備としての安全機能を兼ねる設備であるが，想定される重大事故等時に必要となる個数に対して十分に余裕をもった個数を分散し

て設置する設計とする。

逃がし安全弁は、非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧として使用する 4 個を、異なる主蒸気管に分散して設置する設計とする。

逃がし安全弁は、非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧として使用する 4 個を、電磁弁の排気側から直接窒素を供給して作動させることで、電磁弁を用いた逃がし安全弁の作動に対し、多様性を有する設計とする。

逃がし安全弁は、中央制御室からの手動操作又は過渡時自動減圧機能からの信号により作動することで、自動減圧機能による作動に対して多様性を有する設計とする。また、逃がし安全弁は、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備、可搬型代替直流電源設備及び逃がし安全弁用可搬型蓄電池からの給電により作動することで、非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備からの給電による作動に対して多様性を有する設計とする。過渡時自動減圧機能の多様性、位置的分散については「6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるための設備」に記載し、所内常設直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備の多様性、位置的分散については「10.2 代替電源設備」に記載する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、125V 系蓄電池 A 系及び 125V 系蓄電池 B 系に対して異なる種類の蓄電池を用いることで多様性を有する設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉建屋附属棟内の 125V 系蓄電池 A 系及び 125V 系蓄電池 B 系と異なる区画の中央制御室に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

5.8.2.2 悪影響防止

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

す。

逃がし安全弁及び自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

逃がし安全弁は、非常用逃がし安全弁駆動系を通常時の系統構成から、弁の操作によって重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、通常時は逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、治具による固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.8.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

逃がし安全弁は、設計基準事故対処設備の逃がし安全弁と兼用しており、設計基準事故対処設備としての弁吹出量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な弁吹出量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

自動減圧機能用アキュムレータは、設計基準事故対処設備の逃がし安全弁の自動減圧機能用アキュムレータと兼用しており、設計基準事故対処設備としての自動減圧機能用アキュムレータの容量が、想定される重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための逃がし安全弁の開動作に必要な供給窒素の容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、想定される重大事故等時において、逃がし安全弁 2 個を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる容量を有するものを 2 個使用する。保有数は 2 個に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 個の合計 3 個を保管する。

5.8.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

逃がし安全弁は、想定される重大事故等時に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベの容量の設定も含めて、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

逃がし安全弁の操作は、想定される重大事故等時において中央制御室で可能な設計とする。

また、原子炉格納容器内へスプレイを行うことにより、逃がし安全弁近傍の格納容器温度を低下させることが可能な設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系で使用する逃がし安全弁は、想定される重大事故等時に確実に作動するように、原子炉格納容器内に設置し、制御用空気が喪失した場合に使用する非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベの容量の設定も含めて、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

自動減圧機能用アキュムレータは、原子炉格納容器内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、原子炉建屋附属棟内に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の常設設備との接続及び操作は、想定される

重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

5.8.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁及び自動減圧機能用アキュムレータは、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。

逃がし安全弁は、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続操作により速やかに切り替えられる設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、人力による運搬が可能な設計とし、屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池の接続は、ボルト・ネジ接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。

5.8.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様を第5.8-1表に示す。

5.8.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

逃がし安全弁及び自動減圧機能用アキュムレータは、発電用原子炉の停止中に機能・性能検査及び漏えいの有無の確認並びに外観の確認が可能な設計

とする。また、逃がし安全弁は、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

逃がし安全弁用可搬型蓄電池は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

第 5.8－1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器
仕様

(1) 逃がし安全弁

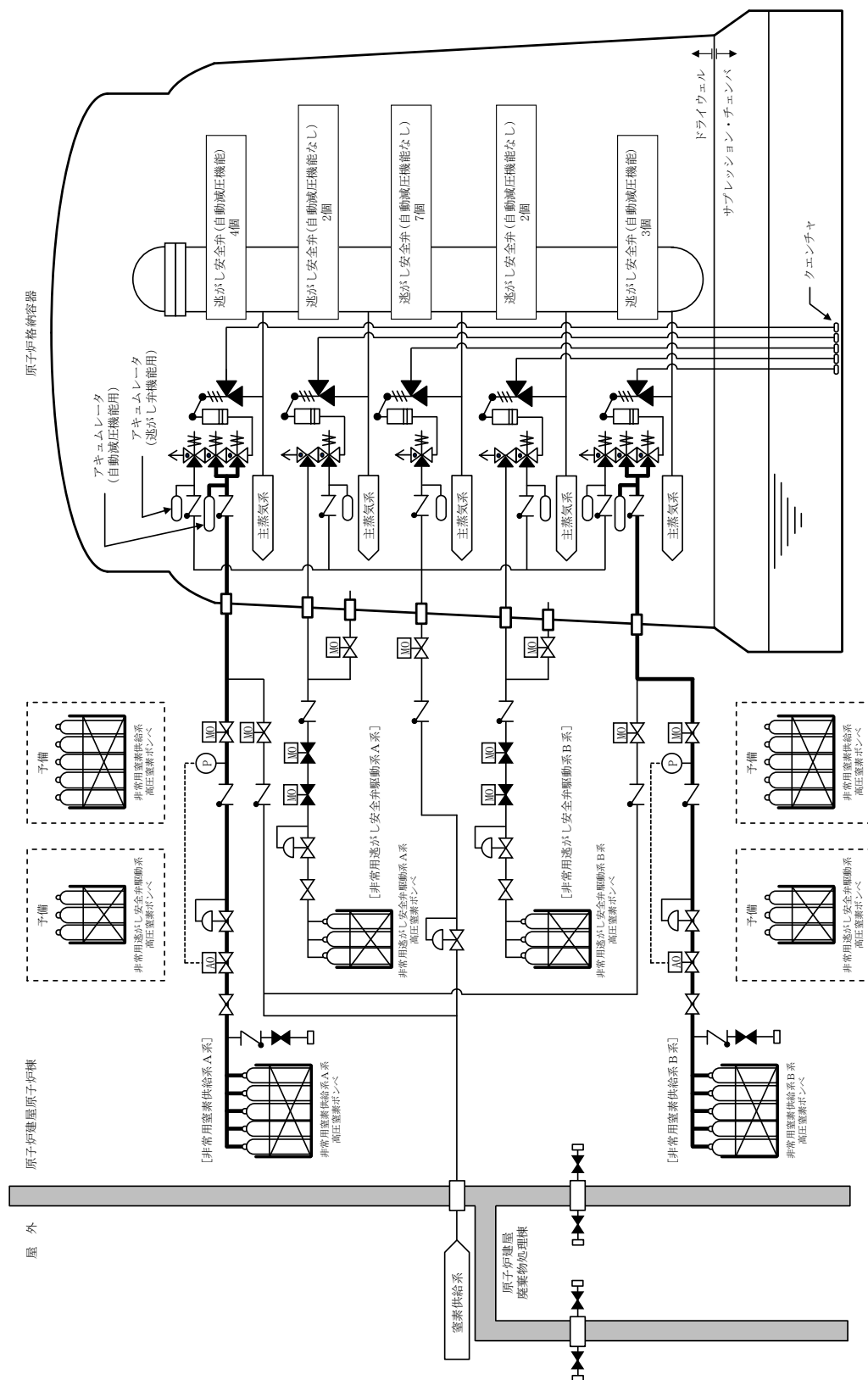
「5.1.1.3.2 主蒸気系」に記載する。

(2) 自動減圧機能用アキュムレータ

個	数	7
容	量	約 0.25m ³ ／個

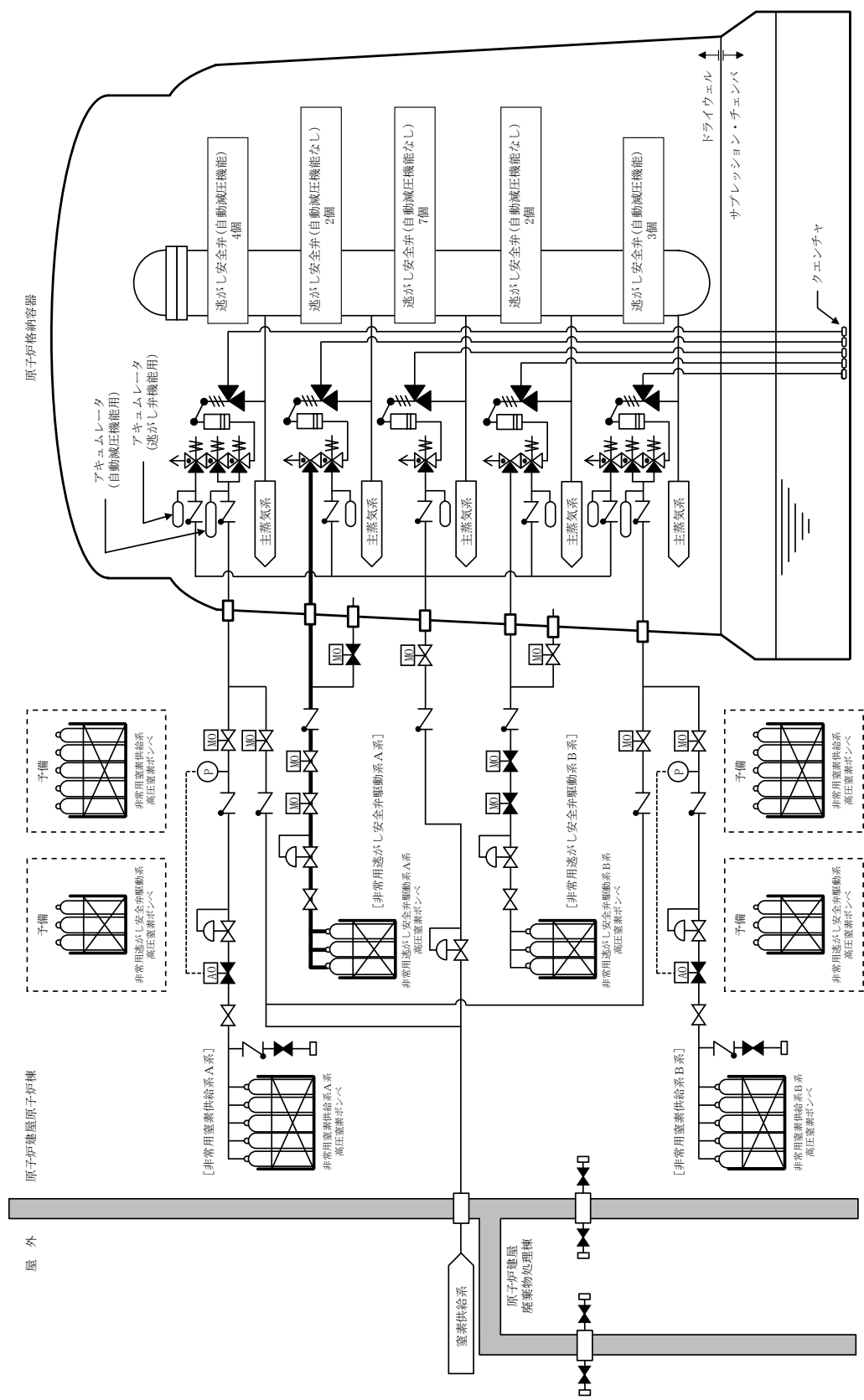
(3) 逃がし安全弁用可搬型蓄電池

型	式	リチウムイオン電池
個	数	2（予備 1）
容	量	約 780Wh／個
電	圧	125V
使用箇所		原子炉建屋付属棟 3 階
保管場所		原子炉建屋付属棟 3 階

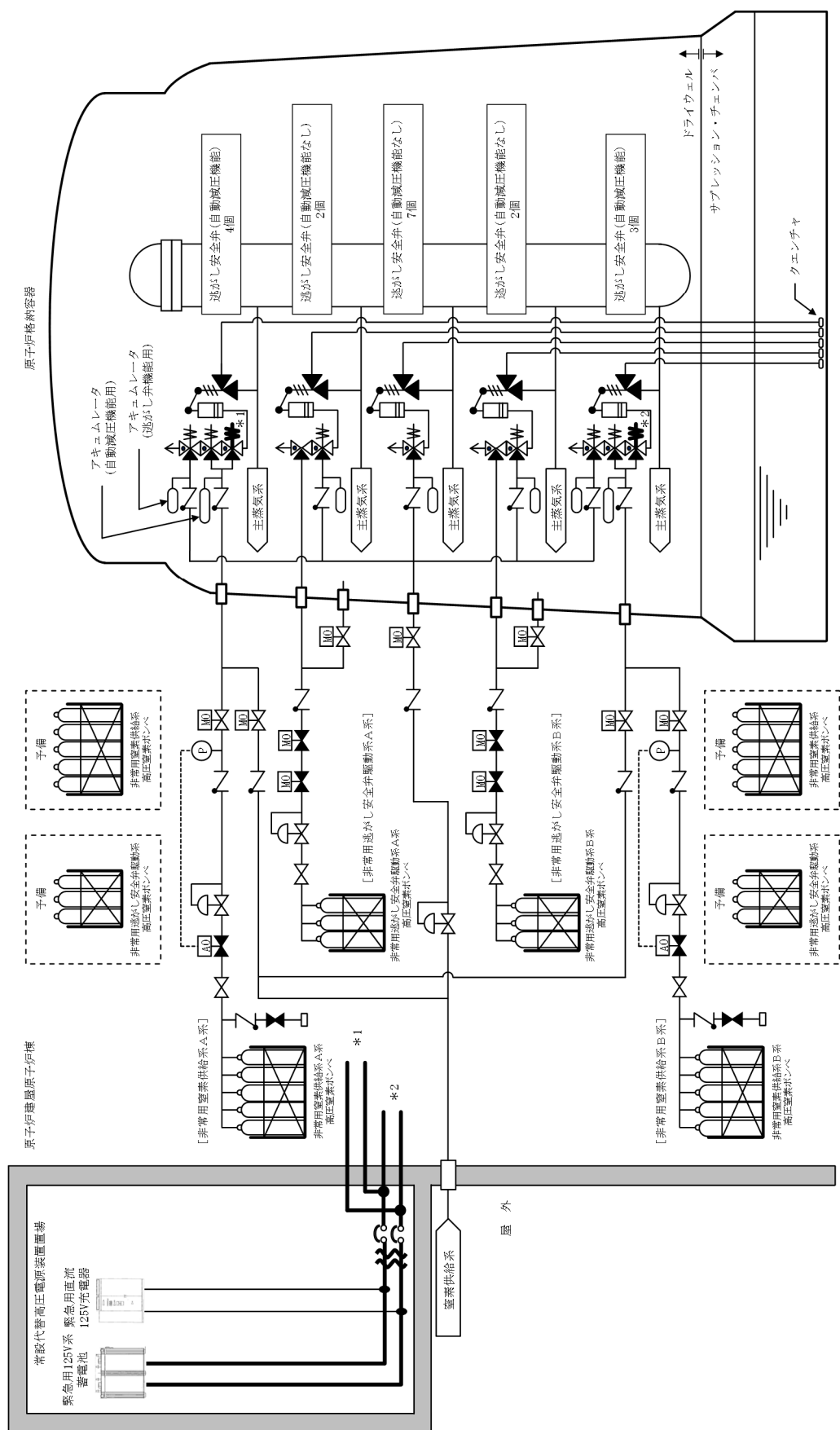


第 5.8-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概略図

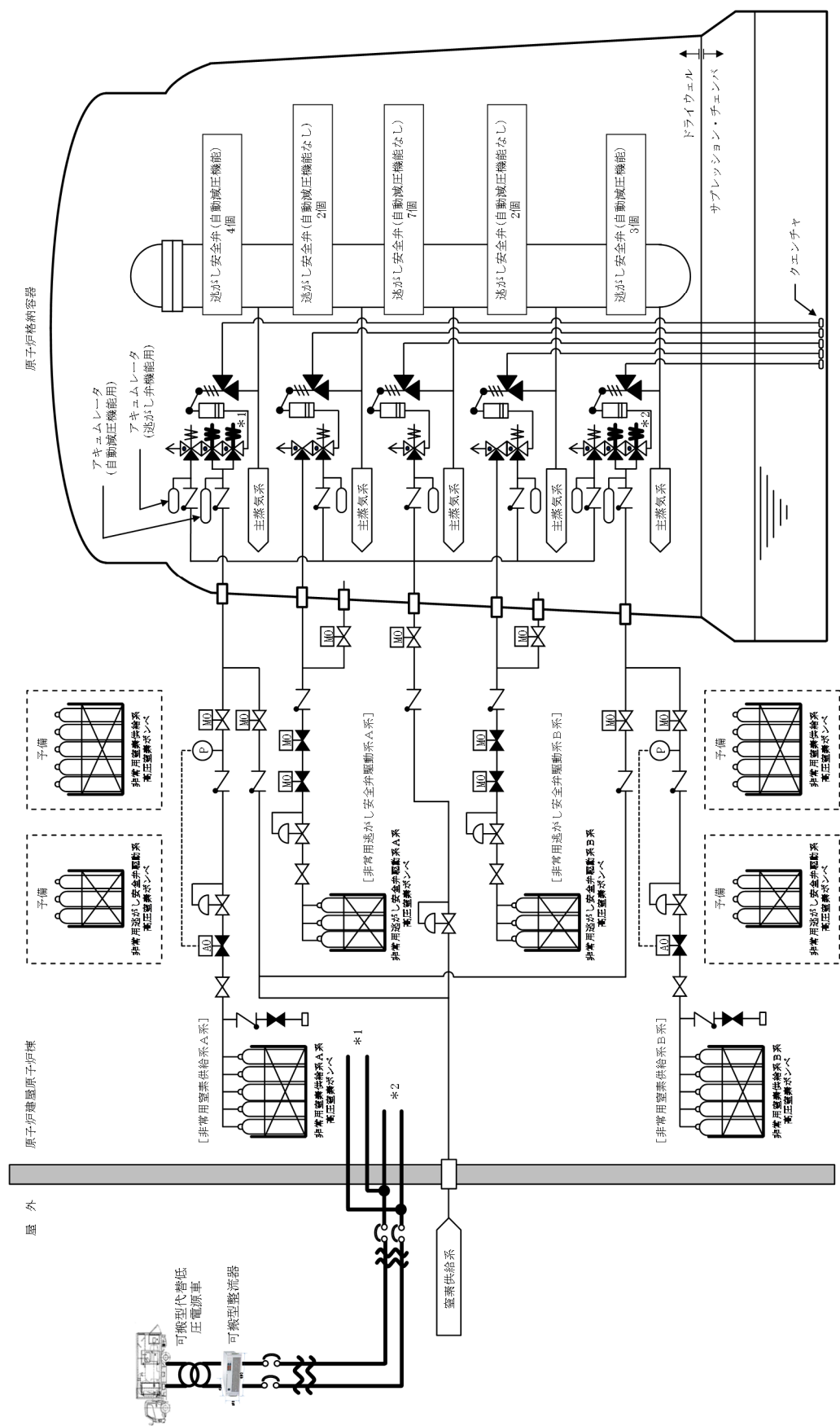
(原子炉減圧の自動化、手動による原子炉減圧、代替直流電源設備による復旧、代替交流電源設備による復旧)



第 5.8-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概略図
(非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧)



第 5.8-3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概略図
(常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復)



第 5.8-4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概略図
(可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復)

5.9 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

5.9.1 概 要

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

原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の系統概要図を第 5.9-1 図から第 5.9-6 図に示す。

また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び低圧炉心スプレイ系が使用できる場合は、重大事故等対処設備として使用する。残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）については、「5.4 残留熱除去系」に記載する。低圧炉心スプレイ系については、「5.2 非常用炉心冷却系」に記載する。

5.9.2 設計方針

原子炉冷却材圧力バ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うち、発電用原子炉を冷却し、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、低圧代替注水系（可搬型）を設ける。また、炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、低圧代替注水系（常設）を設ける。

(1) 原子炉運転中の場合に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）を使用する。

低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉压力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ
- ・ 代替淡水貯槽（9.12 重大事故等の収束に必要な水の供給設備）
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、残留熱除去系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉压力容器を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（可搬型）を

使用する。

低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ、配管・ホース・弁類、計測制御装置等で構成し、可搬型代替注水中型ポンプにより西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系を経由して原子炉圧力容器に注水することで炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は、代替淡水源が枯渇した場合において、重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプにより海を利用できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は、燃料給油設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型代替注水中型ポンプ
- ・可搬型代替注水大型ポンプ
- ・西側淡水貯水設備（9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
- ・代替淡水貯槽（9.12 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備）
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）

- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、低圧代替注水系の配管及び弁、残留熱除去系の配管及び弁、低圧炉心スプレイ系の配管、弁及びスパーージャ並びにホースを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（常設）は、「(1)a.(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（可搬型）は、「(1)a.(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（低圧注水系）の復旧

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（低圧注水系）が起動できない場合の重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備を使用し、残留

熱除去系（低圧注水系）を復旧する。

残留熱除去系（低圧注水系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

本系統に使用する冷却水は、残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 緊急用海水系ストレーナ
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し、設計基準事故対処設備である残留熱除去系及び残留熱除去系海水系を重大事故等対処設備として使用する。

(d) 常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系の復旧

全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失によるサポート系の故障により低圧炉心スプレイ系が起動できない場合の重大事故等対処設備として常設代替交流電源設備を使用し、低圧炉心スプレイ系を復旧する。

低圧炉心スプレイ系は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、低圧炉心スプレイ系ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を原子炉圧力容器へスプレイすることで炉心を冷却できる設計とする。

本系統に使用する冷却水は、残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 緊急用海水系ストレーナ
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

c. 溶融炉心が原子炉圧力容器内に残存する場合に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による残留溶融炉心の冷却

炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合において、原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合に、溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）を使用する。

低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

本系統の詳細については、「(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）によ

る発電用原子炉の冷却」に記載する。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による残留熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，熔融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に熔融炉心が存在する場合に，熔融炉心を冷却し，原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として，低圧代替注水系（可搬型）を使用する。

低圧代替注水系（可搬型）は，可搬型代替注水中型ポンプ，可搬型代替注水大型ポンプ，配管・ホース・弁類，計測制御装置等で構成し，可搬型代替注水中型ポンプにより西側淡水貯水設備の水を，可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を低圧炉心スプレイ系若しくは残留熱除去系を経由して原子炉圧力容器に注水することで原子炉圧力容器内に存在する熔融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は，代替淡水源が枯渇した場合において，重大事故等の収束に必要となる水の供給設備である可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより海を利用できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また，可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは，空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。燃料は，燃料給油設備である可搬型設備用軽油タンク及びタンクローリにより補給できる設計とする。

本系統の詳細については，「(1) a . (b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」に記載する。

(c) 代替循環冷却系による残留熔融炉心の冷却

炉心の著しい損傷，溶融が発生した場合において，原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合の重大事故等対処設備として代替循環冷却系を使用する。

代替循環冷却系は，代替循環冷却系ポンプ，配管・弁類，計測制御装置等で構成し，代替循環冷却系ポンプにより，サブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで原子炉圧力容器内に存在する溶融炉心を冷却できる設計とする。

代替循環冷却系は，代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

本系統に使用する冷却水は，残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供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。

- ・代替循環冷却系ポンプ（9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備）
- ・緊急用海水ポンプ
- ・緊急用海水系ストレーナ
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として，残留熱除去系ポンプ，配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他，設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用する。

（2）原子炉停止中の場合に用いる設備

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（常設）は、「(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

原子炉停止中において残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（可搬型）は、「(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

b. サポート系故障時に用いる設備

(a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却

原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（常設）は、「(1) a. (a) 低圧代替注水系（常設）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却

原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失によるサポート系の故障により、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合の重大事故等対処設備として使用する低圧代替注水系（可搬型）は、「(1) a. (b) 低圧代替注水系（可搬型）による発電用原子炉の冷却」と同じである。

(c) 常設代替交流電源設備による残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）

の復旧

原子炉停止中において全交流動力電源喪失又は残留熱除去系海水系機能喪失によるサポート系の故障により，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）が起動できない場合の重大事故等対処設備として，常設代替交流電源設備を使用し，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）を復旧する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）は，常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し，冷却材を原子炉圧力容器から残留熱除去系ポンプ及び熱交換器を経由して原子炉圧力容器に戻すことにより炉心を冷却できる設計とする。

本系統に使用する冷却水は，残留熱除去系海水系又は緊急用海水系から供給できる設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 緊急用海水系ストレーナ
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

その他，設計基準対象施設である原子炉圧力容器を重大事故等対処設備として使用し，設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）及び残留熱除去系海水系を重大事故等対処設備として使用する。

「(1) a . (a) 残留熱除去系(低圧注水系)による発電用原子炉の冷却」に使用する残留熱除去系ポンプ，残留熱除去系熱交換器，サブプレッション・プール，残留熱除去系海水系ポンプ及び残留熱除去系海水系ストレーナ

ーナ,「(1) a.(b) 低圧炉心スプレイ系による発電用原子炉の冷却」に使用する低圧炉心スプレイ系ポンプ, サプレッション・プール, 残留熱除去系海水系ポンプ及び残留熱除去系海水系ストレーナ,「(1) b.(a) 残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)による発電用原子炉の冷却」に使用する残留熱除去系ポンプ, 残留熱除去系熱交換器, 残留熱除去系海水系ポンプ及び残留熱除去系海水系ストレーナは, 設計基準事故対処設備であるとともに, 重大事故等時においても使用するため,「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし, 多様性及び位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから,「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性及び位置的分散の設計方針は適用しない。

原子炉圧力容器については,「5.1 原子炉圧力容器及び一次冷却材設備」に記載する。

低圧炉心スプレイ系については,「5.2 非常用炉心冷却系」に記載する。

残留熱除去系については,「5.4 残留熱除去系」に記載する。

残留熱除去系海水系については,「5.6.1.2 残留熱除去系海水系」に記載する。

サプレッション・チェンバ, 西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽については,「9.12 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」に記載する。

緊急用海水系については,「5.10 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」に記載する。

常設代替交流電源設備, 可搬型代替交流電源設備, 代替所内電気設備及び燃料給油設備については,「10.2 代替電源設備」に記載する。

5.9.2.1 多様性及び独立性，位置的分散

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

低圧代替注水系（常設）は，残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，常設低圧代替注水系ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電により駆動することで，非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系ポンプを用いた残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系ポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。

低圧代替注水系（常設）の電動弁は，ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また，低圧代替注水系（常設）の電動弁は，代替所内電気設備を経由して給電する系統において，独立した電路で系統構成することにより，非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

また，低圧代替注水系（常設）は，代替淡水貯槽を水源とすることで，サブプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は，原子炉建屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで，原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ，低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・チェンバ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。

低圧代替注水系（可搬型）は，残留熱除去系（低圧注水系），低圧炉心スプ

レイ系及び低圧代替注水系（常設）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系（低圧注水系）、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系（常設）に対して多様性を有する設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧代替注水系（可搬型）の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備を水源とすることで、サプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系並びに代替淡水貯槽を水源とする低圧代替注水系（常設）に対して異なる水源を有する設計とする。

また、低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源とすることで、サプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプ並びに常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管及び低圧炉心スプレイ系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に対して独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧代替注水系（常設）及び低圧代替注水系（可搬型）は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

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

5.9.2.2 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。

低圧代替注水系（常設）は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は、通常時は可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを接続先の系統と分離して保管し、重大事故等時に接続、弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、車両転倒防

止装置や輪留めによる固定等を行うことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、飛散物となって他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

代替循環冷却系は、通常時は弁により他の系統と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

5.9.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量に対してポンプ2台の運転により十分なポンプ容量を有する設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプは、想定される重大事故等時において、低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、格納容器下部注水系（常設）及び代替燃料プール注水系（常設）としての同時使用を想定し、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な注水流量を有するものを1セット2台使用する。保有数は、2セットで4台と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台の合計5台を保管する。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水大型ポンプは、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止す

るために必要な注水流量を有するものを 1 セット 1 台使用する。保有数は、2 セットで 2 台と、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 1 台の合計 3 台を保管する。バックアップ用については、同型設備である可搬型代替注水大型ポンプ(放水用)のバックアップ用 1 台と共用する。

また、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、想定される重大事故等時において、低圧代替注水系（可搬型）、代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）、格納容器下部注水系（可搬型）及び代替燃料プール注水系（可搬型）として同時に使用するため、各系統の必要な流量を同時に確保できる容量を有する設計とする。

代替循環冷却系は、想定される重大事故等時において、残存溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な原子炉注水量に対して十分なポンプ容量を有する設計とする。代替循環冷却系ポンプは、2 台設置する設計とする。

5.9.2.4 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。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

常設低圧代替注水系ポンプの操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

低圧代替注水系（常設）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

また、低圧代替注水系（常設）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、

設備への影響を考慮する。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、屋外に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの常設設備との接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室又は設置場所で可能な設計とする。

また、低圧代替注水系（可搬型）は、淡水だけでなく海水も使用できる設計とする。なお、可能な限り淡水を優先し、海水通水を短期間とすることで、設備への影響を考慮する。

代替循環冷却系ポンプは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

代替循環冷却系ポンプは、想定される重大事故等時において、中央制御室から操作が可能な設計とする。

代替循環冷却系の系統構成に必要な弁の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室から可能な設計とする。

5.9.2.5 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。

低圧代替注水系（常設）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに系統構成が可能な設計とする。

低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御

室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに系統構成が可能な設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、付属の操作スイッチにより、設置場所での操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、車両として屋外のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて輪留めによる固定等が可能な設計とする。

可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを接続する接続口については、一般的に使用される工具を用いて接続可能なフランジ接続によりホースを確実に接続することができる設計とする。また、ホースの接続については、接続方式及び接続口の口径を統一する設計とする。

代替循環冷却系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに系統構成が可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプは、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とし、系統構成に必要な弁は、中央制御室又は設置場所での手動操作が可能な設計とする。

5.9.3 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機器仕様を第 5.9-1 表に示す。

5.9.4 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。

低圧代替注水系（常設）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

また、低圧代替注水系（常設）の常設低圧代替注水系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、発電用原子炉の運転中又は停止中に、独立して機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とするとともに、分解又は取替えが可能な設計とする。

また、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、車両として運転状態の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却に使用する代替循環冷却系ポンプは、発電用原子炉の停止中に他系統と独立した試験系統により機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

代替循環冷却系ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

第 5.9-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する
ための設備の主要機器仕様

(1) 低圧代替注水系（常設）

a. 常設低圧代替注水系ポンプ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉格納容器内の冷却等のための設備
- ・ 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備
- ・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

台 数	2
容 量	約 200m ³ /h（1 台当たり）
全 揚 程	約 200m

b. 代替循環冷却系ポンプ

「第 9.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の
主要機器仕様」に記載する。

(2) 低圧代替注水系（可搬型）

a. 可搬型代替注水中型ポンプ

第 4.3-1 表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕
様に記載する。

b. 可搬型代替注水大型ポンプ

第 4.3-1 表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕
様に記載する。

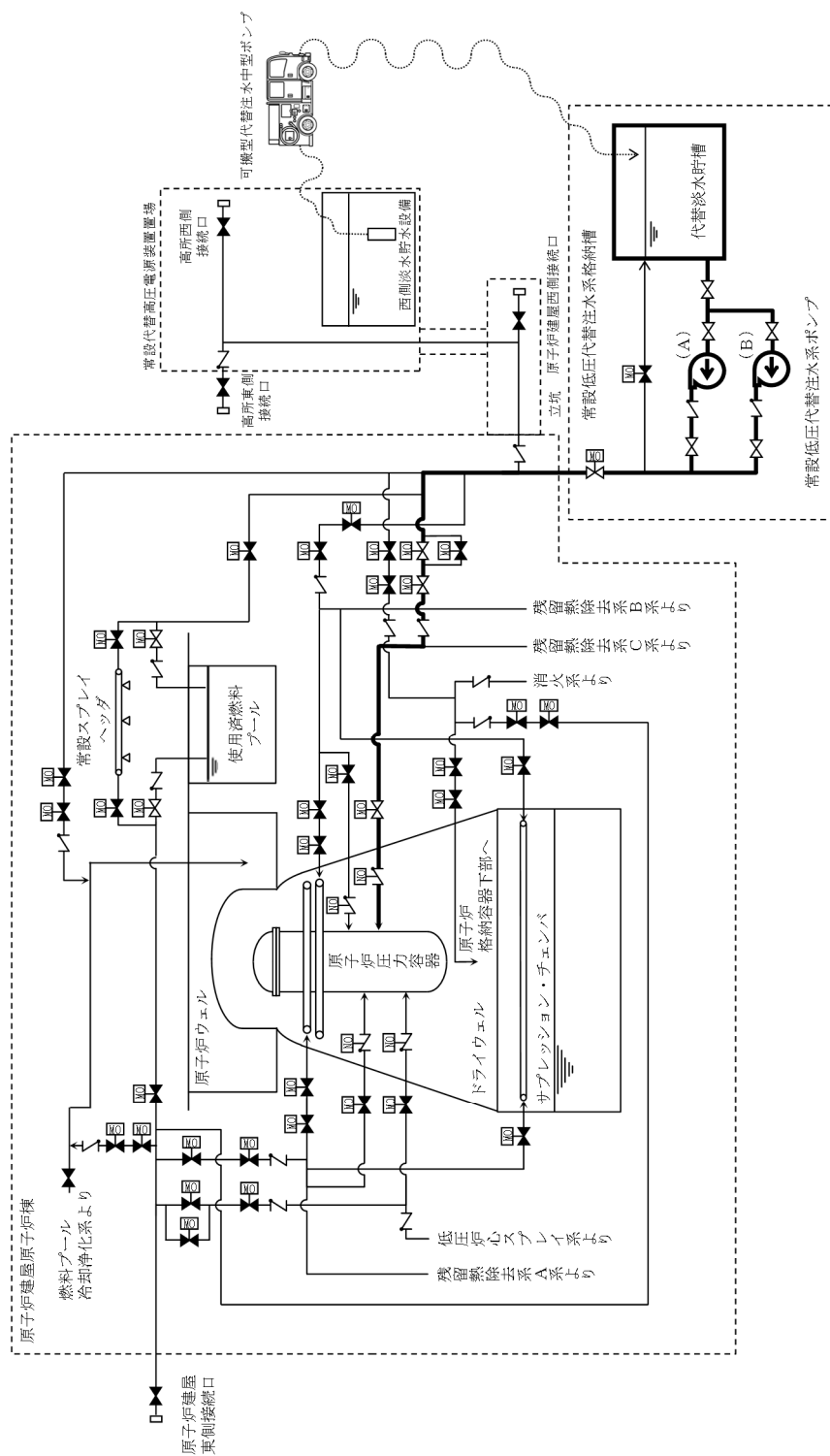
(3) 緊急用海水系

a. 緊急用海水ポンプ

第 5.10-1 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様に記載する。

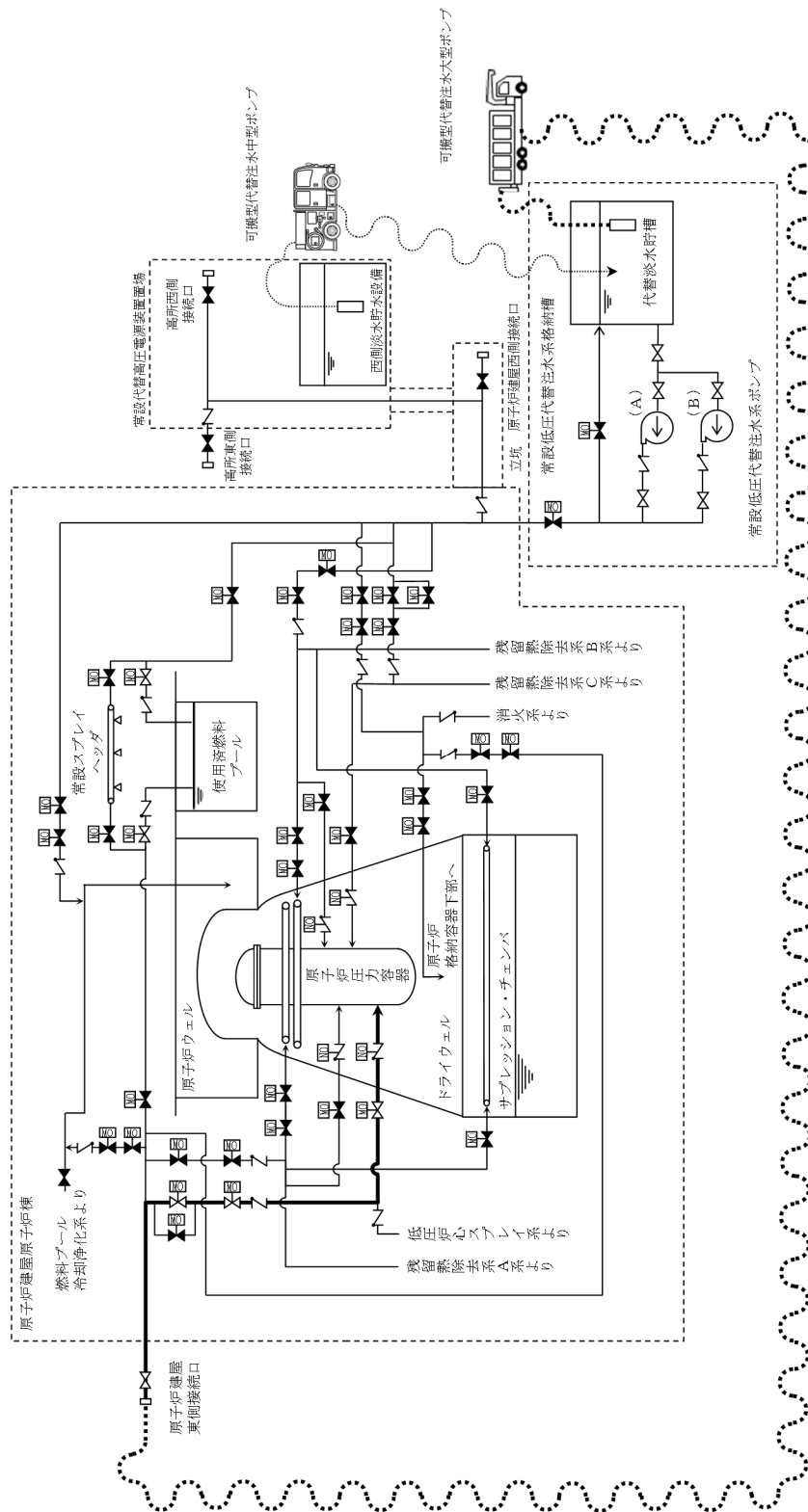
b. 緊急用海水系ストレーナ

第 5.10-1 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様に記載する。



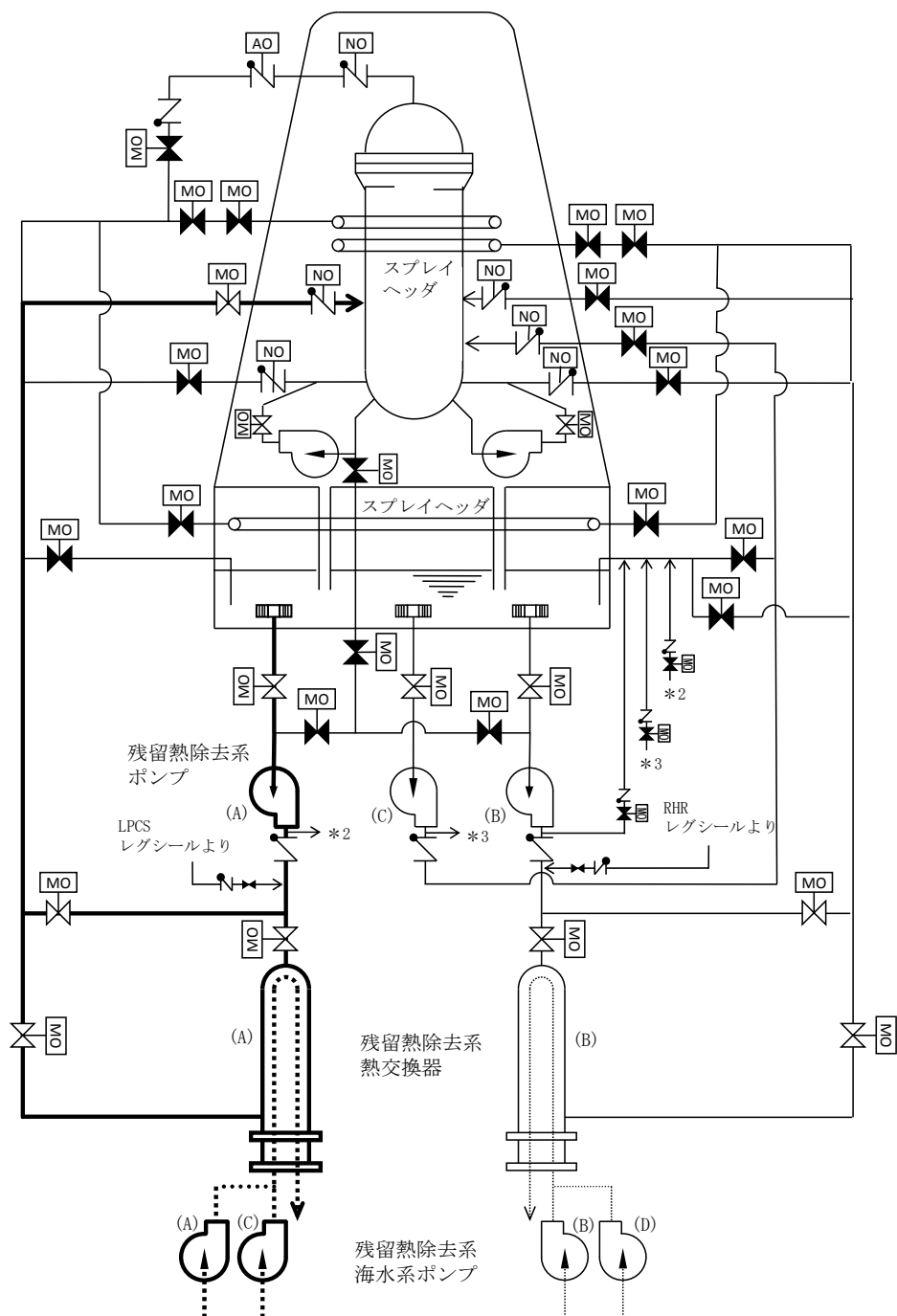
第 5.9-1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (1)

(低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水)



第 5.9-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備系統概要図 (2)

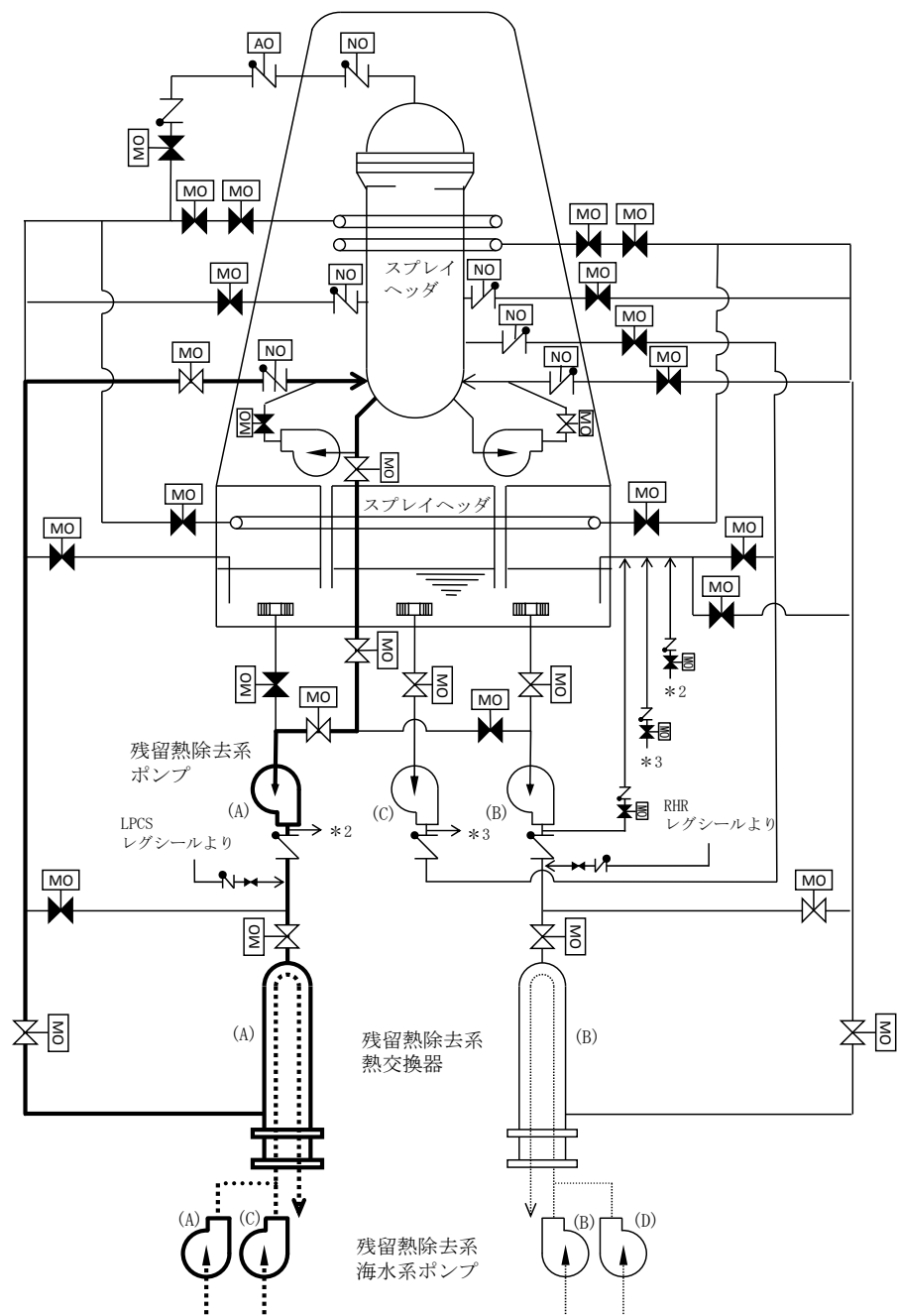
(低圧代替注水系 (可搬型) による原子炉注水 原子炉建屋東側接続口使用時)



A系使用時の系統を示す。

第 5.9-3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却する
ための設備系統概要図 (3)

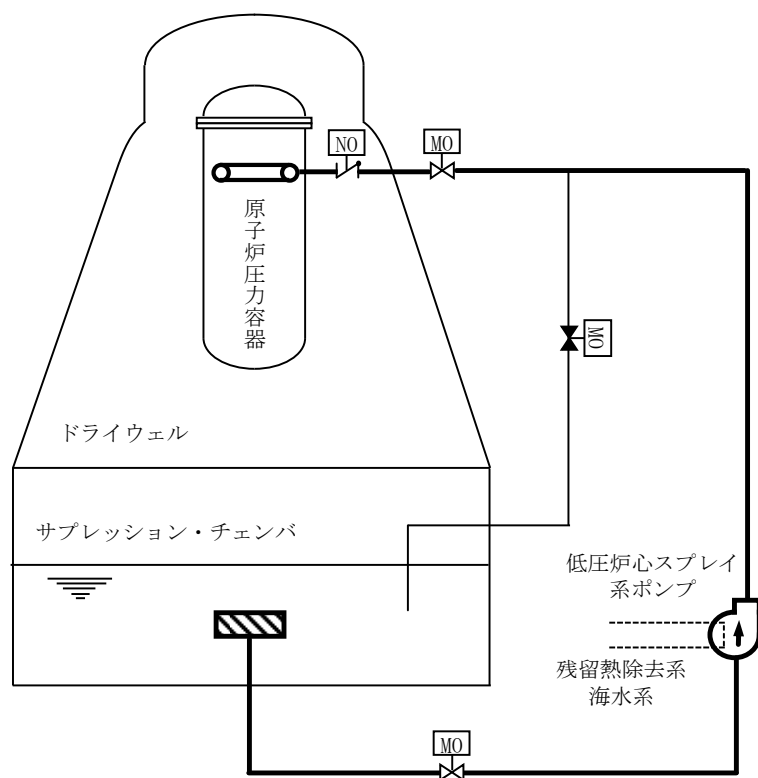
(残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水)



A系使用時の系統を示す。

第 5.9-4 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ 低圧時に発電用原子炉を冷却する
ための設備系統概要図 (4)

(残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱)



第 5.9-5 図 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する

ための設備系統概要図 (5)

(低圧炉心スプレイ系による原子炉注水)

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する。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の系統概要図を第 5.10－1 図から第 5.10－3 図に示す。

また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）並びに残留熱除去系海水系が使用できる場合は重大事故等対処設備として使用する。

残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）については、「5.4 残留熱除去系」に記載する。残留熱除去系海水系については「5.6.1.2 残留熱除去系海水系」に記載する。

5.10.2 設計方針

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系及び緊急用海水系を設ける。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が

喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、格納容器圧力逃がし装置を使用する。

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から放出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

本系統の詳細については、「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

b. 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、耐圧強化ベント系を使用する。

耐圧強化ベント系は、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射

性物質及び可燃性ガスは微量である。

耐圧強化ベント系は，使用する際に弁により他の系統・機器と隔離することにより，悪影響を及ぼさない設計とする。

耐圧強化ベント系は，想定される重大事故等時において，原子炉格納容器が負圧とならない設計とする。耐圧強化ベント系の使用に際しては，代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用としており，原子炉格納容器が負圧とならない。仮に，原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても，原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には，原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は電動弁とし，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による操作が可能な設計とする。

このうち，第一弁（S／C側），第一弁（D／W側）については，遠隔人力操作機構によって人力による操作が可能な設計とし，隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。

本系統はサブプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し，いずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し，ドライウエル側からの排気では，ペデスタル（ドライウエル部）の床面からの高さを確保するとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して，あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、不活性ガス系、耐圧強化ベント系及び非常用ガス処理系の配管及び弁並びに非常用ガス処理系排気筒を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉格納容器（サブプレッション・チェンバ含む）を重大事故等対処設備として使用する。

（2） サポート系故障時に用いる設備

a． 緊急用海水系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系海水系の故障又は全交流動力電源の喪失により、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、緊急用海水系を使用する。

緊急用海水系は、緊急用海水ポンプ、緊急用海水系ストレーナ、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、サブプレッション・チェンバへの熱の蓄積により原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、緊急用海水ポンプにて残留熱除去系熱交換器に海水を送水することで、残留熱除去系等の機器で発生した熱を最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

緊急用海水ポンプは、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 緊急用海水系ストレーナ

- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として、残留熱除去系の熱交換器を重大事故等対処設備として使用する。

原子炉格納容器については、「9.1 原子炉格納施設」に記載する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料給油設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

残留熱除去系については、「5.4 残留熱除去系」に記載する。

残留熱除去系海水系については、「5.6.1.2 残留熱除去系海水系」に記載する。

非常用取水設備については、「10.8 非常用取水設備」に記載する。

設計基準事故対処設備の残留熱除去系熱交換器及び残留熱除去系海水系ポンプは、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性及び位置的分散の設計方針は適用しない。

5.10.2.1 多様性及び独立性，位置的分散

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

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）

及び残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。

また、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔人力操作機構若しくは操作ハンドルを用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系）及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置格納槽に、及び圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ、熱交換器及び屋外の残留熱除去系海水系と異なる区画に設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。

緊急用海水系は、残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備からの給電を可能とすることにより非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系海水系に対して多様性を有する設計とする。また、緊急用海水系は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。

緊急用海水系は、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置

することにより、海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプ、原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系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。

緊急用海水系は、電源の多様性及び機器の位置的分散により、残留熱除去系海水系に対し独立性を有する設計とする。

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

5.10.2.2 悪影響防止

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

耐圧強化ベント系は、通常時は弁により他の系統・機器と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。

緊急用海水系は、通常時は弁により他の系統・機器と隔離し、重大事故等時に弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで、他の系統・機器に悪影響を及ぼさない設計とする。また、残留熱除去系海水系と緊急用海水系を同時に使用しないことにより、相互の機能に悪影響を及ぼさない設計とする。

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。

耐圧強化ベント系は、原子炉停止後約 28 時間後において原子炉格納容器内で発生する蒸気を排気し、その熱量分を除熱できる十分な排出流量を有する設計とする。

緊急用海水系は、残留熱除去系海水系ポンプ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であって、残留熱除去系ポンプが起動可能な状況において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するために必要な海水を供給するポンプ流量を有する設計とする。

緊急用海水ポンプは、必要な流量を確保できる容量を有するものを1台設置するほか、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を加え、合計2台を設置する設計とする。

緊急用海水系で使用する残留熱除去系熱交換器は、想定される重大事故等時において、緊急用海水系での圧力損失を考慮しても残留熱除去系等の機器で発生した熱を除去するために必要な伝熱容量及びポンプ流量を有する設計とする。

5.10.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁のうち第一弁（S／C側）及び第一弁（D／W側）の操作は、想定される重大事故等時において、遠隔人力操作機構により原子炉建屋原子炉棟外から人力で容易かつ確実に手動操作が可能な設計とする。

また、排出経路に設置される電動の隔離弁については、中央制御室から操作が可能な設計とする。

緊急用海水ポンプは、緊急用海水ポンプピット内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

緊急用海水ポンプは、想定される重大事故等時において、中央制御室から

操作が可能な設計とする。

緊急用海水ポンプは、使用時に海水を通水するため耐腐食性材料を使用する。また、緊急用海水ポンプによる海水を送水する系統は、異物の流入防止を考慮した設計とする。

5.10.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作等により速やかに系統構成できる設計とする。

耐圧強化ベント系を使用する際の排出経路に設置される隔離弁のうち、第一弁（S／C側）及び第一弁（D／W側）は、遠隔人力操作機構を設置するとともに、操作場所は原子炉建屋原子炉棟外とし、容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁については、ハンドルを設けることで、設置場所にて容易かつ確実に人力による操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される電動の隔離弁については、中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

緊急用海水系は、想定される重大事故等時において、通常時の系統から弁操作等にて速やかに系統構成が可能な設計とする。

緊急用海水ポンプは、想定される重大事故等時において、中央制御室の操作スイッチにより操作ができる設計とする。

残留熱除去系海水系は、重大事故等時において、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で使用する設計とする。

5.10.3 主要設備及び仕様

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様を第 5.10-1 表に示す。

5.10.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

耐圧強化ベント系は、発電用原子炉の停止中に弁の開閉動作及び漏えいの確認が可能な設計とする。

緊急用海水系は、発電用原子炉の停止中に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。

緊急用海水ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

第 5.10-1 表 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の主要機器仕様

(1) 格納容器圧力逃がし装置

a. フィルタ装置

第 9.7-1 表 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

b. 第二弁操作室遮蔽

第 8.3-4 表 遮蔽設備（重大事故等時）の設備仕様に記載する。

c. 第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ）

第 8.2-3 表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）設備仕様に記載する。

d. 第二弁操作室差圧計

第 8.2-2 表 換気空調設備（重大事故等時）の設備仕様に記載する。

e. 窒素供給装置

第 9.9-1 表 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備の主要機器仕様に記載する。

(2) 耐圧強化ベント系

系 統 数 1

系統設計流量 約 48,000kg/h

(3) 緊急用海水系

a. 緊急用海水ポンプ

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
- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

台 数	1 (予備 1)
容 量	約 844m ³ /h
全 揚 程	約 130m

b. 緊急用海水系ストレーナ

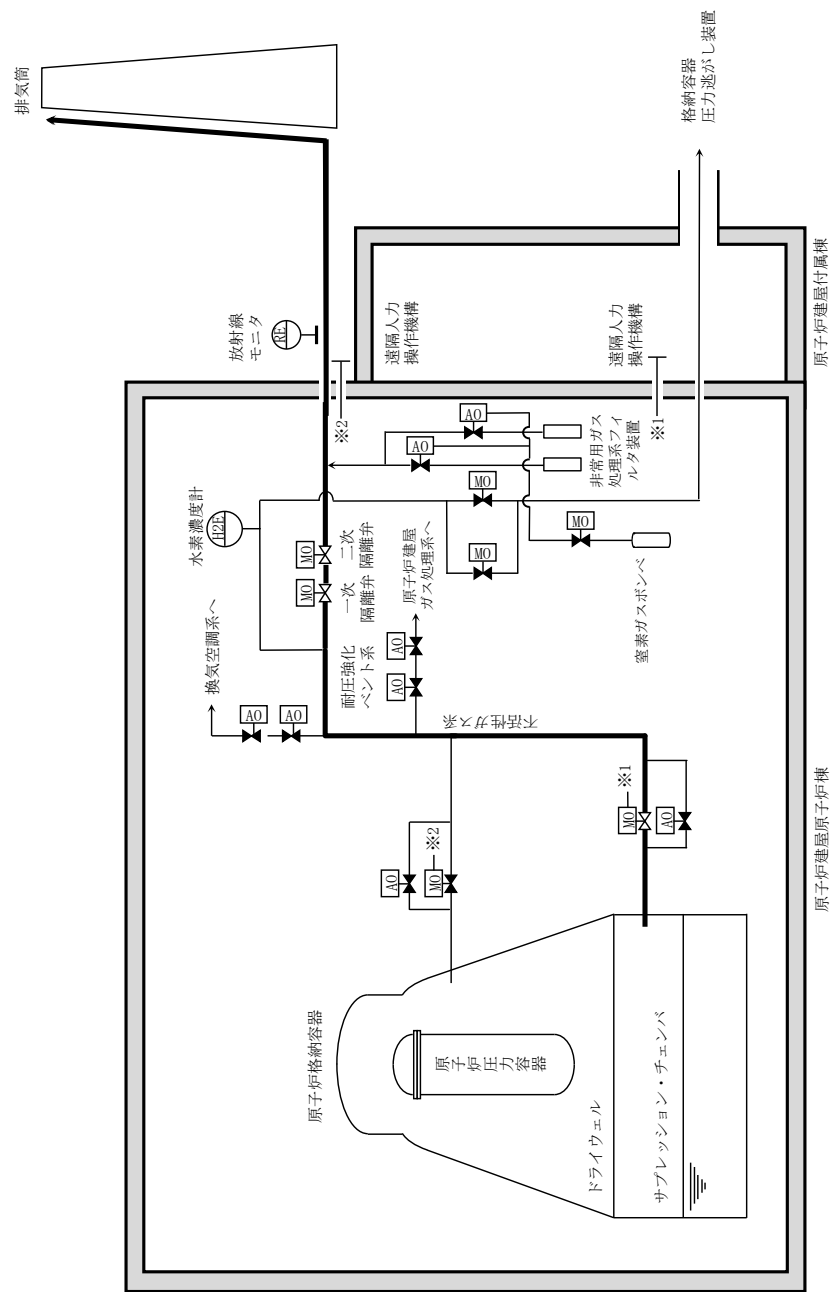
兼用する設備は以下のとおり。

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

基 数	1
-----	---

(4) 残留熱除去系熱交換器

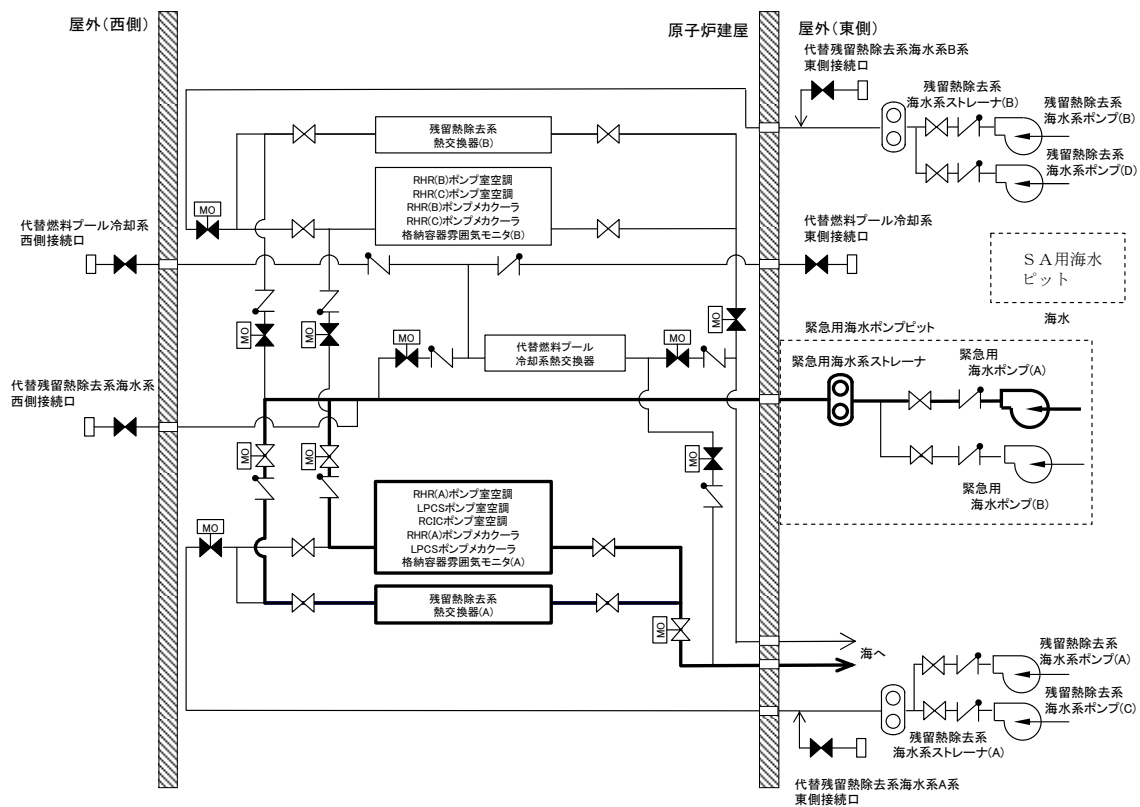
「5.4 残留熱除去系」に記載する。



ウエットウェルベント時の系統状態を示す。

第 5.10-2 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (2)

(耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱)



残留熱除去系海水系 A 系通水時を示す。

第 5.10-3 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

系統概要図 (3)

(緊急用海水系による冷却水 (海水) の確保)

5.11 タービン設備

5.11.1 概 要

本設備は、蒸気タービン及びその付属装置、主復水器及び空気抽出器、循環水系、復水・給水系、タービン補機冷却系で構成する。

タービン設備系統概要を第 5.11-1 図に示す。

原子炉で発生した蒸気は、外径約 660mm の 4 本の主蒸気管で導かれた蒸気は、主塞止弁、蒸気加減弁を通り、高圧タービンに供給される。高圧タービンを出た蒸気は、湿分分離器を経て、中間塞止弁を通り、6 流排気低圧タービンに導かれ主復水器に至る。途中、蒸気は、6 段抽気され、給水加熱に用いられる。

湿分分離器は、波形板を用いた形式のもので、分離したドレンは給水加熱器に導かれる。また低圧タービン翼には、湿分分離翼を採用し、最終段の湿り度を少なくするよう考慮している。

タービン、主復水器を通り、低圧復水ポンプで昇圧された冷却材は全量復水脱塩装置で浄化され高圧復水ポンプでさらに昇圧された後、3 系統に分かれ、それぞれの系統の給水加熱器で加熱され、給水ポンプにより、原子炉へ送られる。

低圧給水加熱器は、3 系列あり、それぞれ 5 段の加熱器からなり、高圧給水加熱器は、3 系列あり、それぞれ 1 段の加熱器から構成されている。

給水加熱器を通る復水・給水は、タービン抽気によって加熱される。また、給水加熱器で凝縮したドレンはドレンタンクに導かれドレンポンプにより復水・給水系へ戻される。

原子炉給水系の水質は、復水脱塩装置等により適切に管理される。

給水流量の制御は、原子炉水位、主蒸気流量及び給水流量の三要素制御方式により行われる。

原子炉からの蒸気をタービンを通さずに直接主復水器へ逃がすタービン・バイパス系を設ける。容量は、原子炉定格蒸気流量の約 25%である。

主給水管は、圧力約 13.7MPa [gage] で設計し、ハンガ、防振器で支持する。

配管の設計、製作、検査は日本の法規を満足するように行なう。

5.11.2 設計方針

- (1) タービンの定格出力は、復水器真空度 722mmHg, 補給水率 0%において発電端で約 1,100MW となるようにする。
- (2) 原子炉起動時, 停止時, 通常運転時及び過渡状態において, 原子炉蒸気を直接復水器に導くために, タービン・バイパス系を設け, 原子炉定格蒸気流量の約 25%を処理できるようにする。
- (3) 復水器は, 冷却水温度 19℃, タービン定格出力, 大気圧 760mmHg において真空度 722mmHg とできるようにする。
- (4) 復水・給水系には復水脱塩装置を設け, 高純度の給水を原子炉へ供給できるようにする。また, 5 段の低圧給水加熱器及び 1 段の高圧給水加熱器を設け, 原子炉への適切な給水温度を確保できるような設計とする。
- (5) 復水脱塩装置は, 復水中の核分裂生成物及び腐食生成物を除去し, 復水の水質を以下の値に保つことを目標とする。

出口水質	Cl	0.01ppm 以下
	SiO ₂	0.01ppm 以下
	電導度	0.1 μS/cm 以下 (25℃)

5.11.3 主要設備及び仕様

タービン設備は、蒸気タービン及びその付属装置、復水器及び空気抽出

器，循環水系，復水・給水系，タービン補機冷却系で構成する。

(1) タービン

タービンは，くし形 6 流排気式，1,500rpm 発電機直結式である。

タービンには，軸偏心，タービン速度，弁位置，振動，軸ケーシング伸差，ケーシング温度の監視計器など必要な計器を設置する。

タービンの回転数制御は電気油圧式（EHC）タービン制御装置により蒸気加減弁，中間塞止弁を制御して行なわれ，全負荷を遮断しても非常用調速機の作動域には至らない。

非常用調速機は，回転数が定格回転数の 1.11 倍以下で作動し，主塞止弁，蒸気加減弁，中間塞止弁が閉鎖して蒸気を遮断する。さらに，非常調速機のバックアップとして，定格回転数の約 1.12 倍で作動するバックアップトリップを設ける。

タービン過速度によるほか，復水器真空低下，スラスト軸受摩耗，軸受油圧低下及び電気事故などによっても，タービンは，自動的に非常停止する。

タービン発電機の潤滑油は，タービン軸直結の油ポンプによって供給する。さらに，補助ポンプ 1 台，ターニング用油ポンプ 1 台，非常用直流油ポンプ 1 台を設置する。

タービン・バイパス系は，主蒸気をタービンに通さずに直接復水器へ放出させる配管及び弁で構成され，定格蒸気流量の約 25% を処理する能力があり，原子炉起動，停止時，通常運転時及び過渡状態での主蒸気圧力の調整を行なう。

湿分分離器は，波形板を用いた形式のもので，分離したドレンは給水加熱器に導かれる。

タービングランドシールの蒸気は脱塩した復水を蒸発させて使用してお

り、漏えい蒸気は、グラント蒸気復水器で系統に回収し、排気は、排気筒へ導く。

仕様は下記のとおりである。

タービン

形 式	くし形 6 流排気式
個 数	1
設 備 容 量	約 1,100,000kW
回 転 数	1,500rpm
蒸 気 条 件	
圧 力	66.8kg/cm ² g
温 度	282℃
湿 り 度	0.4%
蒸 気 流 量	約 6,420t/h
復水器真空度	722mmHg

(2) 復水器及び空気抽出器

復水器は、表面接触単流 3 区分式であり、管は管板に拡管して海水の漏えいを防止している。

ホットウェルは復水が約 2～3 分間滞留しうる容量にし、放射能の減衰を図っている。なお、復水器は脱気形であり、別個に脱気器は設置しない。

空気抽出器としては、常時運転用の蒸気式と起動時用真空ポンプがあり、その排気は排気筒へ導かれる。

主な仕様は下記のとおりである。

復 水 器

形 式	表面接触単流 3 区分式
個 数	1

排 気 流 量	約 3,480t／hr
真 空 度	722mmHg
冷 却 水 量	約 222,600m ³ ／hr
冷却管材料	アルミブラス
海水設計温度	19℃

(3) 復水ポンプ

復水ポンプは、低圧復水ポンプ、高圧復水ポンプをそれぞれ 3 台設置し、各 1 台は予備とする。

復水は低圧復水ポンプにより蒸気式空気抽出器、グラウンド蒸気復水器、復水脱塩装置などを経て高圧復水ポンプへ導かれる。高圧復水ポンプを出た復水は給水加熱器 5 台で加熱されて、給水ポンプの吸込側に入る。

給水ポンプの吸込圧力は、高圧復水ポンプで与えており、給水ポンプと高圧復水ポンプとをインターロックし、給水ポンプを保護している。なお、復水系統には、復水貯蔵タンクを設置して、ホットウェル水位の制御、非常用炉心冷却系や制御棒駆動用水の予備水源などに用いる。

主な仕様は下記のとおりである。

	低圧復水ポンプ	高圧復水ポンプ
形 式	たて形電動遠心式	横形電動遠心式
個 数	3（うち 1 台予備）	3（うち 1 台予備）
容 量	約 3,790m ³ ／h	約 3,790m ³ ／h

(4) 復水脱塩装置

復水は全量が復水脱塩装置を通り、核分裂生成物及び腐食生成物を除去する。また、万一復水器で復水中に海水が漏えいした場合でも、その漏えい量が 3.8L／min まではこれを処理できるようになっている。

主な仕様は下記のとおりである。

形 式	外部再生式，混床イオン交換樹脂
系 統 数	10 系統（うち 1 系統は予備）
容量（最大）	812m ³ /h（1 系統につき）
出 口 水 質	C l 0.01ppm 以下
	S i O ₂ 0.01ppm 以下
	電導度 0.1 μ S/cm 以下（25℃）

(5) 給水加熱器

給水加熱機器は 3 系統で構成され，主な仕様は下記のとおりである。

形 式	横形 U チューブ式
個 数	6（1 系統につき）
容 量	約 2,240m ³ /h（1 系統につき）
材 料	胴：炭素鋼，低合金鋼
	管：ステンレス鋼
最終給水温度	約 215.4℃

(6) 給水ポンプ

給水ポンプは常用として，50%容量蒸気タービン駆動が 2 台あり，予備として，各 25%容量の電動機駆動が 2 台である。蒸気タービンは信頼度の高い大型復水タービンであり，タービングランドシールの蒸気は，脱塩した復水を蒸発させて使用する。

給水ポンプの吸込圧力は高圧復水ポンプで供給し，給水ポンプは高圧復水ポンプとインターロックされている。

主な仕様は下記のとおりである。

タービン駆動

	蒸気タービン	ポンプ
個 数	2	2

形 式	復水式	うず巻式
容 量	約 11,200HP	約 3,720m ³ /h
全 揚 程		約 686m
回 転 数	5,200rpm	5,200rpm

電動機駆動

台 数	2
形 式	うず巻式
容 量	約 1,860m ³ /h
全 揚 程	約 762m
電動機出力	約 7,170HP

(7) 循環水系

復水器の冷却用水は、海水を用い、3 台のたて形斜流ポンプで復水器に供給する。使用水量は約 222,600m³/h である。

(8) タービン補機冷却系

タービン補機冷却水は、3 台のポンプで、タービン油冷却器、制御用空気圧縮機、その他の各タービン補機へ供給され、熱交換器を経て、再び、ポンプに戻り、閉回路を構成している。ポンプ入口側には、サージタンクを設置し、冷却水の補給を行なう。

この系は、原子炉補機冷却系とは独立しているが、冷却用の海水は、共通の補機冷却用ポンプから両系統の熱交換器へ送られる。

仕様は下記のとおりである。

ポ ン プ

形 式	横形うず巻式
個 数	3（うち 1 台予備）

熱交換器

形 式	横形直管式
個 数	3（うち 1 台予備）

5.11.4 試験検査

タービン主塞止弁，バイパス弁等は定期的に作動試験を行い，健全性を確認する。

5.11.5 評価

- (1) タービンの定格出力は，復水器真空度 722mmHg，補給水率 0%において発電端で約 1,100MW となる設計としている。
- (2) タービン・バイパス系は，蒸気を直接復水器へ放出するために配管及び弁で構成し，定格蒸気流量の約 25%を処理する能力を持たせることにより，原子炉起動時，停止時，通常運転時及び過渡状態に主蒸気圧力の調整を行うことができる設計としている。
- (3) 復水器は，冷却水温度 19℃，タービン定格出力，大気圧 760mmHg において真空度 722mmHg とできる設計としている。
- (4) 復水・給水系には復水脱塩装置を設けることにより，高純度の給水を原子炉へ供給できる設計としている。また，5 段の低圧給水加熱器及び 1 段の高圧給水加熱器を設け，原子炉への適切な給水温度を確保できるような設計としている。
- (5) 復水脱塩装置は，復水中の核分裂生成物及び腐食生成物を除去し，復水の水質を以下の値に保てる設計としている。

出口水質	Cℓ	0.01ppm 以下
	SiO ₂	0.01ppm 以下
	電導度	0.1 μS/cm 以下（25℃）

5.12 給水処理系

5.12.1 給水処理系（東海発電所及び東海第二発電所共用，既設）

5.12.1.1 概 要

給水処理系は，取水した原水を前処理装置及び給水処理装置により浄化処理し，発電所の運転に必要な水を供給するための設備である。

5.12.1.2 設計方針

- (1) 発電所の運転に必要な水を，それぞれの要求に応じた量，水質に従って供給できる設計とする。
- (2) 屋外機器は，必要に応じて凍結防止対策を行う。

5.12.1.3 主要設備

給水処理系は，原水タンク，前処理装置，ろ過水貯蔵タンク，給水処理装置，純水貯蔵タンク等で構成される。なお，給水処理系の合理的な運用を図るため，多目的タンクを設置する。

第 5.12－1 図に給水処理系系統概要図を示す。

5.12.1.4 主要仕様

a．原水タンク

個 数	1
容 量	約 1,000m ³

b．前処理装置

系 列 数	1
容 量	約 130m ³ ／h

c．ろ過水貯蔵タンク

個	数	1
---	---	---

容	量	約 1,500m ³
---	---	-----------------------

d. 給水処理装置

系	列	数	2
---	---	---	---

容	量	約 500t／日（1 系列当たり）
---	---	-------------------

水	質	導電率 1 μ S／cm 以下（25℃）
---	---	--------------------------

e. 純水貯蔵タンク

個	数	1
---	---	---

容	量	約 500m ³
---	---	---------------------

f. 多目的タンク

個	数	1
---	---	---

容	量	約 1,500m ³
---	---	-----------------------

5.12.1.5 評 価

- (1) 給水処理設備は、適切な容量のタンク、純水装置等を設けて、発電所の各使用場所の要求に応じた給水量、水質を確保できる設計としている。
- (2) 屋外機器は、保温材を設置するなどして凍結を防止できる設計としている。

5.12.2 補給水系

5.12.2.1 概 要

補給水系は、発電所の運転に必要な補給水を供給するための設備である。

5.12.2.2 設計方針

- (1) 発電所の運転に必要な水を，それぞれの要求に応じた量，水質に従って供給できる設計とする。
- (2) 発電所管理区域内では，できる限り復水を使用し，ろ過水，純水の使用量をできるだけ少なくするようにする。
- (3) 屋外機器は，必要に応じて凍結防止対策を行う。

5.12.2.3 主要設備

補給水系は，復水貯蔵タンク等で構成される。第 5.12－1 図に補給水系系統概要図を示す。

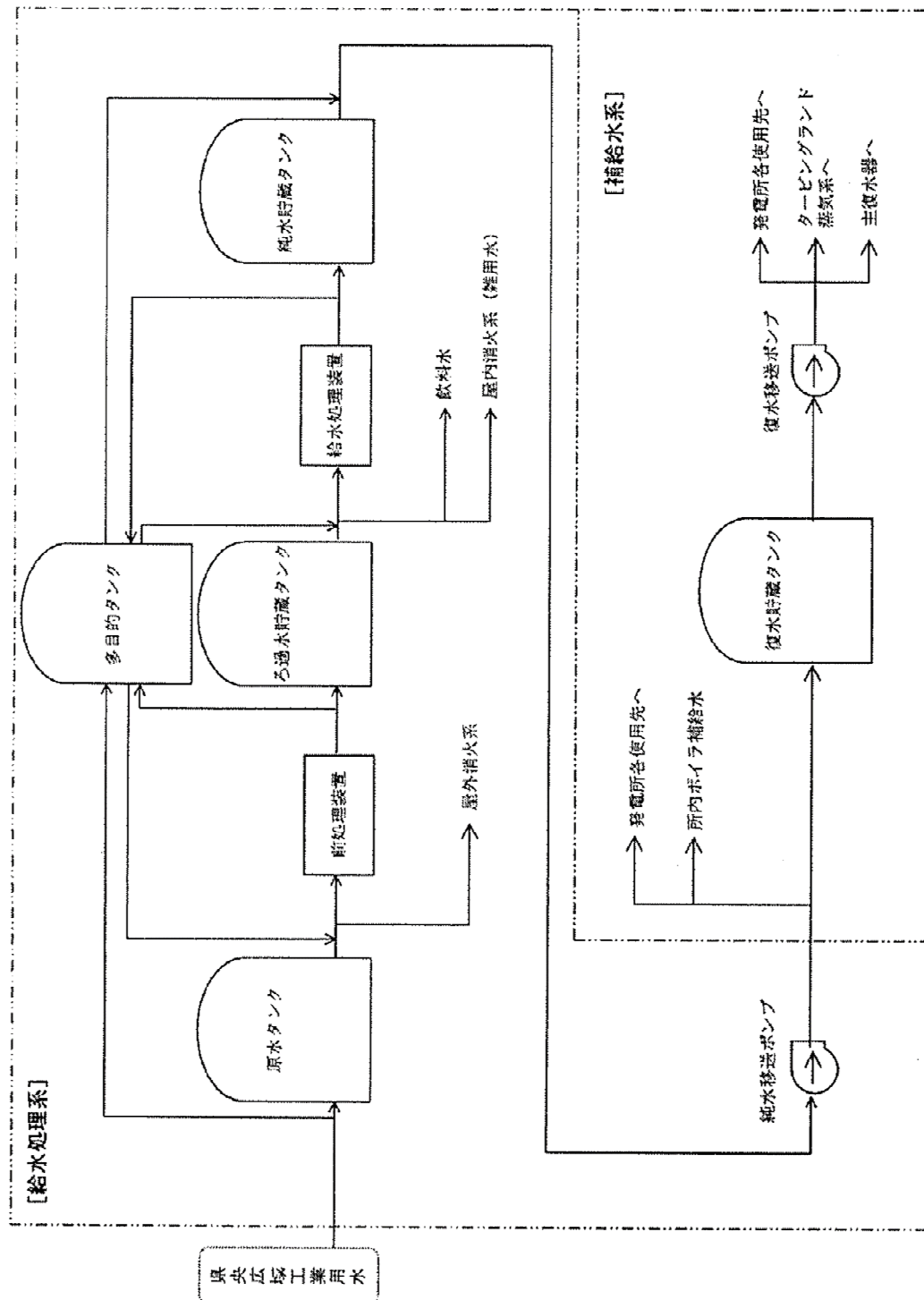
5.12.2.4 主要設備の仕様

復水貯蔵タンク

基	数	2
容	量	約 2,000m ³ (1 基当たり)

5.12.2.5 評価

- (1) 補給水系には，適切な容量の復水貯蔵タンク，移送ポンプを設けて，発電所の各使用場所の要求に応じた量，水質に従い，ろ過水，純水及び復水を供給できる設計としている。
- (2) 管理区域内ではできる限り復水を使用し，ろ過水，純水の使用量をできるだけ少なくする設計としている。
- (3) 屋外機器は，必要に応じて保温材を設置するなどして凍結を防止できる設計としている。



第 5.12-1 図 給水処理系及び補給水系 系統概要図

5.13 参考文献

- (1) 「軽水炉についての安全設計に関する審査指針」（昭和 45 年 4 月 23 日，45 原委第 103 号）

6. 計測制御系統施設

発電所の主要な計装及び制御機器は、中央制御室に配置し、集中的に監視及び制御を行う。特に、安全及び重要なプロセス機能に関連する装置は、すべて多重設備とし、さらにフェイル・セーフの機能を持たせるように設計する。また、中央制御室外から、発電用原子炉を運転状態から冷温状態に安全かつ容易に導くことができるように設計する。

発電用原子炉の出力制御は、手動による制御棒位置の調整及び再循環流量の調整の2方法によって行われる。再循環流量の調整による出力制御は、流量に対して出力がほぼ比例的に変わる特性を利用するものであり、再循環系ポンプの吐出側にある流量制御弁の開度を調整して流量を変えることにより行われる。流量調整による出力制御は、水力学的安定性あるいは流量対出力の特性などから実用上ある流量の範囲内に抑えられるが、その範囲内では、発電用原子炉の出力制御は、流量調整で行うことが原則であり、制御棒位置の調整は、主として長期間の燃焼に伴う反応度補償並びに出力分布の調整のために行われる。

原子炉圧力は出力運転中常に一定に保持されるように自動制御される。この目的のためには、タービン制御系の圧力制御装置が動作して、蒸気加減弁及びタービン・バイパス弁を開閉しタービン入口蒸気圧力を制御する。そのほか、たとえば、発電機負荷遮断のように原子炉圧力の急激な増加を生ずるおそれのある場合には、出力負荷アンバランス検出回路又は速度制御装置からの信号でタービン・バイパス弁が開く。

原子炉圧力容器内水位は、蒸気流量－水位－給水流量の三要素方式によって、あらかじめ定められたある水位を保つように制御される。

6.1 原子炉制御系

6.1.1 原子炉制御系

6.1.1.1 概 要

原子炉制御系は、原子炉出力を制御する原子炉出力制御系、原子炉圧力を制御する原子炉圧力制御系及び原子炉水位を制御する原子炉給水制御系からなる。

6.1.1.2 設計方針

- (1) 原子炉制御系は、通常運転時に起こり得る運転条件の変化、負荷の変化及び外乱に対し、発電用原子炉の主要なパラメータ（出力、圧力及び水位）を適切な運転範囲に維持できるようにする。
- (2) 発電用原子炉の負荷変動、キセノン濃度変化、高温から低温までの温度変化、燃料の燃焼等により引き起こされる反応度変化は、反応度制御系によって、所要の運転状態に維持できるように設計する。
- (3) 原子炉制御系は、出力振動が生じた場合、それを確実かつ容易に検出して制御できるようにする。

6.1.1.3 主要設備の仕様

原子炉制御系の系統概要を第 6.1.1-1 図に示す。

6.1.1.4 主要設備

6.1.1.4.1 原子炉出力制御系

通常運転中の原子炉出力は、再循環流量の調整あるいは制御棒位置の調整のいずれかによって増減される。原子炉出力を変えている間は、タービン制御系の圧力制御装置が原子炉圧力を一定に保持するように蒸気加減弁を調整

するので、原子炉蒸気発生量の変化に相当するだけタービン発電機の出力が
変ることになる。

原子炉出力制御と関連した発電所の起動及び出力運転の方法は以下のとおり
である。

(1) 起 動

起動操作は、まず、再循環系ポンプを起動するが、再循環系ポンプの起
動は、出入口止め弁を開き、流量制御弁を最小開度にして行われる。

再循環系ポンプ電動機は所内高圧母線（50Hz）電源により起動するが、
定格速度に達した時に電源を切り、速度の低下（定格速度の $1/4$ 程度）
をまって低速度用電源（12.5Hz）に切り替え、再循環系ポンプを低速度運
転し、流量制御弁は 100%開度にする。

次いで、あらかじめ定められている制御棒引抜きシーケンスにしたが
って制御棒を引抜き、炉心を臨界にし、更に、出力を適当な値まであげて
原子炉冷却材の加熱を行う。この場合の原子炉冷却材の温度上昇の割合は、
原子炉圧力容器の最大許容温度差をベースとして定められる。

原子炉出力があらかじめ定める出力以上に達した時点で流量制御弁を最
小開度に戻し、再循環系ポンプ電動機の電源を低速度用電源から所内高圧
母線電源に切り替え、さらに出力の上昇を行う。

なお、原子炉起動に先立ち、真空ポンプを起動して復水器の真空度を上
げる。次いで、原子炉の発生蒸気を当初、タービン・バイパス系を経て復
水器へ流し、この流れを徐々にタービンに移して、タービンを加熱する。
その後、タービンの速度を規定の回転数まで上昇させ発電機電圧を定格電
圧にして電力系統に併列する。

(2) 出力運転

出力運転中電力系統の要求にしたがって、次の方法により発電所出力を

適当に制御する。

a．制御棒の位置調整

制御棒位置は、中央制御室から手動で遠隔調整されるが、操作すべき制御棒は選択スイッチで選択される。この場合、制御棒は同時に 1 本しか動かせないようなインターロックを設けている。

制御棒位置の手動調整は、操作スイッチで水圧駆動系統の弁を操作することによって行われる。通常の操作過程では、操作スイッチの 1 回の操作ごとに制御棒は 1 ノッチずつ動くようになっている。またもう一つの操作スイッチを「連続引抜」の位置に保ち、操作スイッチを操作することにより連続的に制御棒を動かすことも可能である。

しかし、急速な負荷変化特性が得られること、また出力変化の操作にともなう安全性がさらに改善されることの 2 点から、出力変化は、原則として再循環流量制御方式によることになっており、制御棒は燃料燃焼にともなう長期の反応度変化に対するシム制御及び出力分布の調整に使用される。

b．選択制御棒挿入機構

低炉心流量高出力領域に入った場合、出力を制御し、安定性の余裕を確保するために、あらかじめ選択された制御棒を自動的に挿入する選択制御棒挿入機能を設ける。制御棒は、目標とする出力（約 35%）及び出力分布等を考慮して選択される。

c．再循環流量制御

再循環流量制御の原理は、流量変化に伴う炉内ボイド発生状態の変化とボイドの大きな反応度係数との関係を利用したものである。すなわち、原子炉出力を増加するには、再循環流量を増して炉内のボイド発生開始位置を上へ移動させてやり、この場合のボイド体積の過渡的な減少に伴

う炉心反応度の増加によって出力増加をおこさせる。この出力増加は、過渡時の反応度増加と新しい炉内ボイド発生の状態とがバランスするところまで続き、新しい出力レベルが達成される。

第 6.1.1-2 図に、再循環流量制御系の構成を示す。再循環流量制御は再循環系ポンプの吐出側にある油圧駆動流量制御弁の開度調整によって行われる。すなわち、出力変化の要求信号が手動あるいは負荷速度偏差信号として主制御器に与えられる。主制御器からの出力信号と中性子束信号は、中性子束制御器に入る。流量制御器は中性子束制御器からの出力信号と再循環流量との偏差信号がなくなるまで電気油圧変換器を通じて油圧駆動流量制御弁の開度を変えて行く。

本発電用原子炉について行われた再循環流量制御方式による原子炉系の安定性についての解析結果に基づき、再循環自動流量制御方式による原子炉出力の制御は、65%炉心流量以上、105%炉心流量以下の範囲で可能である。

また、再循環流量制御系には、サイクル末期において平衡炉心末期用スクラム曲線（平衡炉心末期用スクラム曲線の定義については「3.7.4 炉心特性」を参照）を適用することとなるサイクル即ち、第4サイクルに至る前にタービン・トリップ又は発電機負荷遮断時に再循環系ポンプ2台を同時にトリップする機能を設ける。本機能を設けた場合、タービン・トリップ又は発電機負荷遮断時に主蒸気止め弁閉又は、蒸気加減弁急速閉の信号により、再循環系ポンプ2台を同時にトリップし、タービン・トリップ又は発電機負荷遮断直後の原子炉出力の上昇を抑制する。

d. タービン制御

タービン制御は電気油圧式（EHC）で行われる。通常運転時は圧力制御装置が蒸気加減弁の開度を調節してタービン入口圧力を一定に保つ

が、発電機の負荷急減時のようにタービン速度が急上昇する場合には速度制御装置が圧力制御装置に優先して蒸気加減弁を絞る。

6.1.1.4.2 原子炉圧力制御系

原子炉圧力は、出力運転中常に一定に保持されるように自動制御する。

この目的のために、タービン制御系に圧力制御装置を設け、蒸気加減弁及びタービン・バイパス弁の開度を調整し、原子炉圧力を制御する。

(1) 主蒸気バイパス制御

主蒸気バイパス系としてタービンを通さず復水器へ直接蒸気をバイパスする設備がある。

タービン・バイパス系は定格蒸気流量の約 25%の容量を持っており通常の起動及び停止操作中の蒸気処理並びに発電機負荷の急激な減少及び負荷の喪失の場合に、バイパス容量内で蒸気処理を行うことができる。

(2) 圧力制御装置

タービン制御系の圧力制御装置は、速度及び負荷制御と組合わせて原子炉圧力を一定とするように制御する。圧力制御装置は主蒸気圧力とあらかじめ設定した圧力設定値とを比較し、圧力偏差信号を発生する。

この圧力偏差信号は、タービン蒸気加減弁及びタービン・バイパス弁の開度を制御する。圧力制御装置は多重性を有しており、万一 1 系統の機能の喪失があっても圧力制御系の機能が喪失することはない。

また、タービン蒸気加減弁とタービン・バイパス弁との蒸気流量合計は、一定の制限値を超えないようになっている。

6.1.1.4.3 原子炉給水制御系

発電用原子炉への給水流量は、原子炉水位信号、主蒸気流量信号及び原子

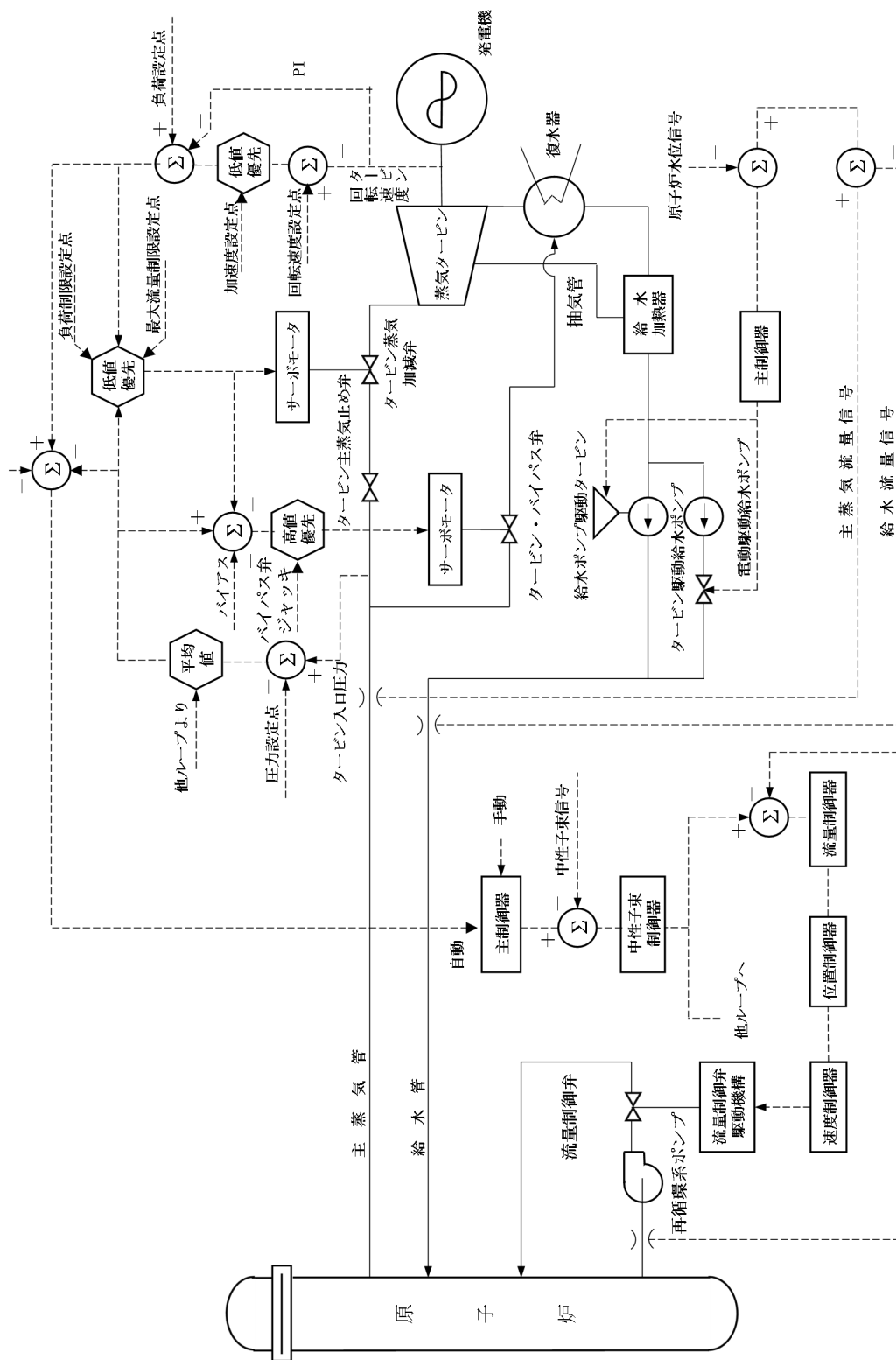
炉給水流量信号による三要素制御若しくは原子炉水位信号による単要素制御により、タービン駆動給水ポンプの速度又は給水調整弁の開度を調節し、原子炉水位を一定に保持するように制御される。

6.1.1.5 試験検査

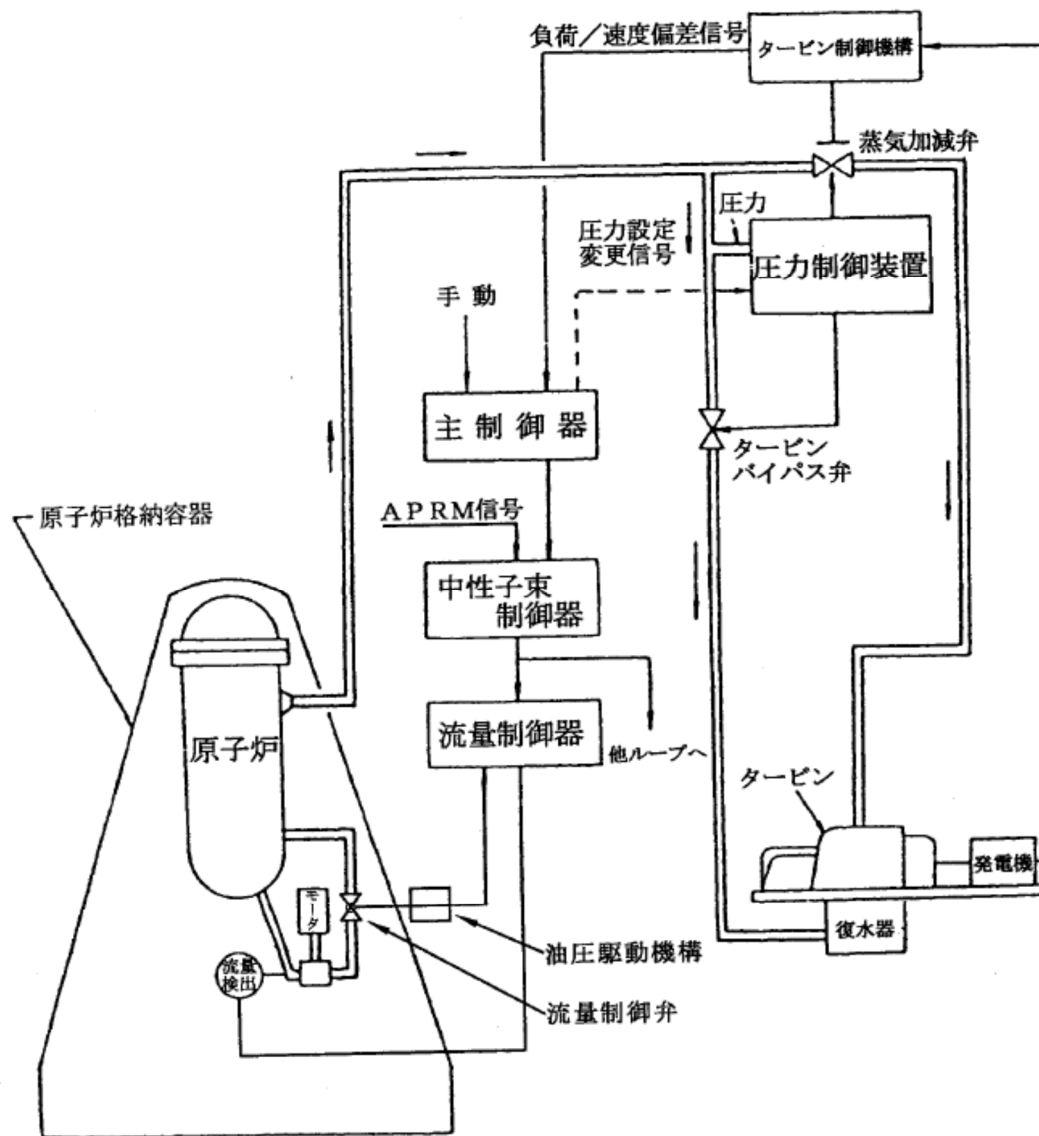
原子炉制御系は、中央制御室の制御盤においてその状態の監視を行うことにより、その機能が喪失していないことを確認する。

6.1.1.6 評価

- (1) 原子炉制御系は、通常運転時に起こり得る運転条件の変化、負荷の変化及び外乱に対し、発電用原子炉の主要なパラメータ（出力、圧力及び水位）を適切な運転範囲に維持し制御できる設計としている。
- (2) 発電用原子炉の負荷変動、キセノン濃度変化、高温から低温までの温度変化、燃料の燃焼等により引き起こされる反応度変化は、反応度制御系によって所要の運転状態に維持できる設計としている。
- (3) 出力信号が生じた場合、炉内計装系で出力分布を監視し、反応度制御系により制御できる設計としている。



第 6.1.1-1 図 原子炉制御系統図



第 6.1.1-2 図 再循環流量制御系統図

6.1.2 原子炉停止系

6.1.2.1 概 要

6.1.2.1.1 設備の構成

原子炉停止系は、制御棒及び制御棒駆動系並びにほう酸水注入系で構成する。

制御棒及び制御棒駆動系は、制御棒、制御棒駆動機構、制御棒駆動水圧系から構成され、制御棒駆動水圧系は更に制御棒駆動水ポンプ、水圧制御ユニット等で構成される。

ほう酸水注入系は、ほう酸水貯蔵タンク、ポンプ、テスト・タンク、配管、弁等で構成される。

第 6.1.2-1 図に制御棒駆動水圧系の系統を、第 6.1.2-2 図にほう酸水注入系の系統を示す。

6.1.2.1.2 設備の機能

原子炉停止系における制御棒及び制御棒駆動系は、原子炉停止機能を持ち、原子炉停止は、制御棒を炉心に挿入することにより行う。

制御棒及び制御棒駆動系は、通常の運転操作に必要な速度で制御棒を炉心に挿入、引抜きを行う。また、緊急時には急速に制御棒を炉心内に挿入して発電用原子炉をスクラム(原子炉緊急停止)する。

ほう酸水注入系は、制御棒の挿入不能の場合に、発電用原子炉に中性子吸収材を注入して負の反応度を与えて発電用原子炉を停止する。

6.1.2.2 設計方針

(1) 独立性

原子炉停止系は、高温状態から燃料の許容設計限界を超えることなく炉心を臨界未満にでき、かつ低温状態で臨界未満を維持できる二つの異なった原理の独立した系を有するように設計する。

(2) 過渡時の未臨界性

原子炉停止系の少なくとも一つは運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく炉心を臨界未満にでき、かつ臨界未満に維持できるように設計する。

(3) 設計基準事故時の未臨界性

原子炉停止系の少なくとも一つは設計基準事故時に炉心を臨界未満にでき、かつ臨界未満に維持できるように設計する。

上記の設計方針を満たすものとして制御棒及び制御棒駆動系と、ほう酸水注入系があるが、これらの系は各々次の方針により設計する。

(1) 制御棒及び制御棒駆動系

a. 未臨界性

制御棒は、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炉心を臨界未満にできるようにする。

b. 停止余裕

制御棒の停止余裕は、最大反応度価値を持つ制御棒 1 本を完全に炉心外に引抜いた場合でも、低温で炉心を臨界未満にすることができ、かつ臨界未満を維持できるようにする。

c. 落下速度制限

制御棒がなんらかの原因により、炉心内に固着した状態から自重により落下する事故が起きても、落下速度を抑え反応度の急速な印加が起こらない設計とする。

d. 地震時挿入可能性

制御棒は、基準地震動 S1 及び基準地震動 S2 に対しても確実に挿入できるようにする。

e. 急速挿入（スクラム）

制御棒は、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時においても、燃料の損傷を防ぐため制御棒の急速挿入ができるようにする。

f. 独立性

制御棒は、通常駆動時各々独立に操作でき、1 本の制御棒又は制御棒駆動機構の故障が他の制御棒の操作に影響を与えないようにする。

また、水圧制御ユニットは各々独立に設置し、1 個の水圧制御ユニットの故障が他の水圧制御ユニットに影響を与えないようにする。

g. 制御棒の支持

制御棒は、各々の駆動機構により支持され、かつ所定の位置に保持される。

h. 最大連続引抜速度

制御棒の最大連続引抜速度は、制御棒引拔手順及び制御棒価値ミニマイザによる制御棒の最大反応度価値の制御と相まって、原子炉出力を容易に制御できるような値にする。

i. 接合部等の破損防止

制御棒駆動機構のフランジ又はハウジングの破損による制御棒逸出事故の発生を防止するため、以下のような設計上の考慮を払う。

(a) 圧力容器下鏡とハウジングとの溶接部は、予想される最大応力に対して十分な余裕をもって設計する。

(b) 圧力容器下鏡，ハウジングの溶接部等は，各種の探傷試験や水圧試験を行う。

(c) ハウジングもしくは接合部の損傷は、ドライウェルへの漏えい蒸気によって検出する。

なお、制御棒駆動機構の内部及び圧力容器内の制御棒案内管の上部に落下防止機構を設け、制御棒駆動機構のフランジ若しくはハウジングが、万一、急速に完全破断したとしても制御棒が抜けないようにする。

j. 補修性

個々の制御棒及び制御棒駆動機構は、すべて別々に取付け、取外しが可能なようにする。

k. 試験可能性

原子炉緊急停止動作の可能性を確認するため、定期的に作動試験が行えるようにする。

(2) ほう酸水注入系

a. 独立性

ほう酸水注入系は、制御棒及び制御棒駆動系とは完全に独立した設計とする。

b. 低温停止能力

ほう酸水注入系は、発電用原子炉を温度 20℃において臨界未満を維持できるように設計する。

c. 試験可能性

系統の作動性を確認するため、テスト・ラインを用いて定期的に作動試験が行えるようにする。

d. 析出防止

ほう酸水溶液は、五ほう酸ナトリウムが析出しない温度で貯蔵できる

ようにする。

6.1.2.3 主要設備の仕様

制御棒及びほう酸水注入系の主要仕様を第 6.1.2-1 表及び第 6.1.2-2 表に示す。

6.1.2.4 主要設備

6.1.2.4.1 制御棒及び制御棒駆動系

(1) 制御棒

制御棒は、十字形に組み合わせたステンレス鋼製のU字形シースの中に中性子吸収材（ボロン・カーバイド粉末を充填したステンレス鋼管，ハフニウム板，ハフニウムフラットチューブ）を納めたもの⁽²⁾⁽³⁾，又は十字形に組み合わせたステンレス鋼製の板材の中に中性子吸収材（ボロン・カーバイド粉末，ハフニウム棒）を納めたもの⁽¹⁾である。ボロン・カーバイド粉末は，理論密度の約70%に振動充填し，またハフニウム棒，ハフニウム板及びハフニウムフラットチューブは，純度95%以上のものを使用する。185本の制御棒は，第6.1.2-3図に示すように，それぞれ4体の燃料集合体の中央に約305mmのピッチで炉心全体にわたって一様に配置し，

「3.7 核設計」に述べる炉心特性とあいまって，炉心の最大過剰反応度を十分制御できるように設計する。

制御棒の主要構造物は，2個の上下端部構造物及び制御棒ブレード部から構成される。制御棒及び制御棒落下速度リミッタ，制御棒並びに制御棒カップリングの概略を第6.1.2-4図（1），（2），第6.1.2-5図（1）～（4），第6.1.2-6図（1），（2）に示す。

第6.1.2-5図（1），（3），（4）に示すタイプ1，3，4の制御棒ブレード

ド部は、ボロン・カーバイド粉末の吸収材をステンレス鋼管に充填した中性子吸収棒、ハフニウム板あるいはハフニウムフラットチューブをU字形のステンレス・シースで保持する構造としている。なお、中性子吸収棒はロッド全体にわたってのボロン・カーバイド粉末の局部ちゅう密化が起きないように、ステンレス鋼球によって軸方向に独立した部分に分け、この鋼球が移動しないように鋼球の上下にディンプルを打っている。

一方、第6.1.2-5図(2)に示すタイプ2の制御棒のブレード部は、ステンレス鋼板に水平にあけた多数の吸収材充填孔に、ボロン・カーバイド粉末及びハフニウム棒を充填した構造となっている。

また、タイプ1, 3, 4の制御棒のシースには一連の孔を開け、冷却材が中性子吸収材の周囲を循環し、ブレードの発生熱を除去できるようにする。タイプ2の制御棒は、ブレードの表面を流れる冷却材により除熱される。一方、ブレード各部における発生熱量や熱伝達状態の違いのため生じる温度差による熱的変形の可能性に対しては、ブレードとチャンネル・ボックス間に適当なクリアランスをとり、予想される変形を十分吸収できるようにする。

制御棒の運転寿命は、ボロン、ハフニウム減損による核的制御効果の減少及び $B^{10}(n, \alpha) Li^7$ 反応によるヘリウム内圧上昇の結果生じる機械的寿命等から決まってくる。

制御棒価値ミニマイザで許容する最大価値(0.015 Δk (9×9燃料が装荷されるまでのサイクル)又は0.013 Δk (9×9燃料が装荷されたサイクル以降))の制御棒が、何らかの原因によって、カップリングから離れ、炉心内に固着した状態から自重によって落下するような事故が起きても、落下速度を抑え、反応度の急速な投入による燃料 UO_2 の最大エンタルピーが設計上の制限値を超えないように、制御棒ブレードの下端構造物に可動

部分のない水力学的な制御棒落下速度リミッタを取り付ける。これは第3.3-2図に示すように制御棒案内管に適当なギャップを持って上下動できるようにしたかさ形のピストンであり，スクラム時の急速な制御棒挿入に対して抵抗が小さく，落下に対してのみ大きい抵抗が生じる。この制御棒落下速度リミッタは，制御棒の自由落下速度を 0.95m/s 以下に制限する。

通常の制御棒引抜速度は， $76\pm 15\text{mm/s}$ に設定する。

なお，新型制御棒（タイプ2，3，4）の設計仕様は従来型制御棒（タイプ1）と基本的に同等としており，反応度制御能力，制御棒価値，スクラム曲線等の特性が変わらないことから，運転時の異常な過渡変化の解析及び事故解析は従来型制御棒に対する解析により代表させることができる。

(2) 制御棒駆動機構

a. 概 要

制御棒駆動機構はラッチ付き水圧駆動ピストン形式のものであり，この形式の駆動機構は，1961年4月にドレスデン1号炉で使用されて以来，ゼネラル・エレクトリック社の沸騰水型原子炉で使用されている。

制御棒駆動機構の駆動部アセンブリを第6.1.2-7図に示す。その基本構成は，カップリングを通じて制御棒ブレードにつながり，直接制御棒を上下に動かす働きをするインデックス・チューブと駆動ピストンのアセンブリ，制御棒を所定の位置に静止させるためのラッチ機構で構成されたロッキング装置，インデックス・チューブの内部シリンダとして駆動用の水の流路を形成し，かつ駆動機構上部空間と原子炉圧力との間のシールの機能をもたせたピストン・チューブ及び駆動ピストンに対する外部シリンダである。個々の駆動部アセンブリは，原子炉圧力容器下部から延長しているハウジング内に収容された一体構造であり，ハウジングの下端はフランジ接合によって駆動機構アセンブリ・フランジとつながっている。

また、第6.1.2-6図はカップリングの状態を示したもので、カップリング・スパッドの6本のスプリング・フィンガによって制御棒側のソケットにはめこまれるとともに、更にロッキング・プラグをスパッドにはめこませて、結合部がはずれないようにしている。結合をはずすには2つの方法がある。1つは制御棒ブレードの下端構造物にあるアンロッキング・ハンドルの操作によってロッキング・プラグを引き上げてはずす方法であり、もう1つは下部から駆動機構の中心部を押して、アンカップリング・ロッド・アセンブリを押し上げ、これによってカップリング・スパッドとソケットとをはずす方法である。

また、制御棒の位置指示のため、駆動機構の最中心部にウェルが挿入され、位置指示器の検出部が収容されている。検出部はマグネット・リード・スイッチで構成され、制御棒の動きとともに各スイッチが動作するようになっている。

駆動部アセンブリ内のピストンを作動するための外部水圧系を含めた駆動機構全体の基本的な機能は、通常の運転操作に必要な速度で制御棒を炉心に出し入れするとともに、緊急時に急速に制御棒を原子炉内に挿入するスクラム動作を行わせるために、以下を基本的な設計条件としている。

- (a) 最大連続引抜き割合は、運転時における正常の制御棒パターンから最大速度で引抜かれても、燃料に熱的損傷を与えないこと。スクラム挿入速度は、主蒸気隔離弁閉鎖などの過渡時に燃料の熱的損傷を防止するものであること。
- (b) 個々の制御棒は、すべて別々に取付け、取外しが可能であること。
- (c) 燃料取替時に原子炉圧力容器上蓋をはずした場合、炉心臨界のチェック、その他安全確保上の目的で制御棒を動作できること。

b. 動作原理

第6.1.2-1図は、制御棒駆動のための水圧作動系統を原理的に示すものである。（この図は、制御棒が静止の状態にある場合を示している。）通常の駆動に必要な水は、ろ過器を通過後、一部が水圧制御ユニットアキュムレータのチャージ用に、残りは圧力調整弁を通り、通常の制御棒駆動用並びに冷却用の3系統に順次分かれるが、それらの圧力は圧力調整弁により自動的に所定の値に保たれる。制御棒駆動用の水は、さらに引抜弁、挿入弁の2つの弁を通り、駆動機構本体に供給される。

制御棒挿入の動作は、挿入弁を開けてピストン下部に作動圧力を加えることによって行われる。挿入動作中は、ラッチ機構はカム動作によって開かれる。

制御棒引抜きの場合は、まず、自動シーケンス・タイマによって約1秒間挿入弁を開けて、インデックス・チューブをもち上げ、ラッチをはずしてから引抜弁を開けて（シーケンス・タイマによる）ピストン上部に作動圧力を与える。ラッチが開けば制御棒は引抜きの方向に1ノッチ動く。制御棒のノッチ数は24である。

スクラム動作の場合は、入口スクラム弁と出口スクラム弁を開け、アキュムレータの圧力をピストン下部に与え、ピストン上部の冷却材をスクラム水排出容器へ逃がす。スクラム水排出容器は通常運転中は大気圧に保たれていて、アキュムレータとの差圧によってスクラム初期に大きな加速力を与えると同時に、予想される摩擦力及びそのほかの拘束力に打ち勝つための大きな駆動力が得られるようにしている。この初期の加速力により制御棒に大きな初期スクラム速度が与えられる。このため約0.9秒で制御棒の全ストロークの20%、また、約2.0秒で50%まで挿入される。その後挿入速度は減少し、スクラム時間は、全ストロークの90%挿入で3.5秒以下（定格圧力時において、全炉心平均）である。

各アキュムレータは、原子炉圧力が低い場合に、所要の時間内でスクラムを完了しうるのに適当な容量を持っている。原子炉圧力が高い場合は、アキュムレータ内の水が放出されるにしたがい、アキュムレータ出口圧力が原子炉圧力より低下するので、逆止弁の位置が変わり、原子炉圧力がピストン下部に加わりスクラム動作が完了する。

c. 使用材料

原子炉冷却材に接する部分の材料は、一部を除き、ステンレス鋼を使用している。除外例としては、たとえば、ピストンのシール及びプッシングがグラファイトールー14、スプリング類及びコレット・フィンガなどのスプリング・メンバ類がインコネルである。また、耐圧部分は日本の法規を満足するように設計されている。

d. 制御棒駆動機構のフランジあるいはハウジングの破損防止対策

制御棒駆動機構のフランジあるいはハウジングの破損による制御棒逸出事故の発生を防止するため、以下のような設計上の考慮が払われている。

- (a) ハウジング及び原子炉圧力容器との接続部は、日本の法規を満足するように設計及び試験される。
- (b) 周期的な応力に対して問題になる箇所は、ハウジング本体とハウジングノズル間の溶接接合部であるが、この接合部は予想される最大応力に対して十分な余裕をもって設計されている。
- (c) ハウジング本体、フランジ、ハウジングと原子炉圧力容器の溶接部及びハウジングの配管などは、各種の探傷試験や水圧試験が行なわれる。
- (d) 原子炉圧力容器及び配管の圧力の異常上昇は、圧力制御装置並びに逃がし安全弁の作動によって防止される。
- (e) ハウジングあるいはジョイントの故障は、ドライウエルへの蒸気漏

えいによって検出できる。

e. ハウジング支持機構

制御棒駆動機構の下部に、ハウジング支持機構が設けられていて、駆動機構のフランジあるいはハウジングが急速に完全破断したとしても、制御棒は約8cm以上は抜けないようになっている。

本節の記述については、更に追補1「1 原子炉及び炉心」の追補がある。

6.1.2.4.2 ほう酸水注入系

ほう酸水注入系は、通常運転時になんらかの理由で、制御棒の挿入不能によって、発電用原子炉の冷温停止ができない場合に、中性子吸収材を炉心底部から注入して負の反応度を与え、発電用原子炉を冷温停止するためのもので全制御棒が動かなくなった場合でも、発電用原子炉を徐々に冷温停止する能力をもっている。

中性子吸収材としては、炉内に注入された場合に、発電用原子炉を高温運転状態から $0.05 \Delta K$ 以上の余裕をもって冷温停止し、この状態に維持することができるほう酸水（五ほう酸ナトリウム溶液）を使用する。

ほう酸水注入系は第6.1.2-2図に示すように、ほう酸水貯蔵タンク、プランジャ形ポンプ、テスト・タンク、配管、弁などから構成されている。貯蔵タンクでは、ほう酸水溶液が約 15°C 以上の温度で貯蔵されている。ポンプは並列に2台あるが、1台は予備で多重性を備えている。テスト・タンクを利用しポンプ流量をみることによって、発電所運転中でも、ほう酸水注入系を定期的に試験することができる。

ほう酸水注入系の操作は、中央制御室から遠隔手動で行われる。原子炉圧力容器に入る前には並列に2個の弁があり、必要なとき確実にほう酸水が注

入されるように留意している。

ほう酸水注入後、これを除去するためには、まず原子炉冷却系をフラッシングし、最終的には、原子炉冷却材浄化系によって除去する。

6.1.2.5 試験検査

- (1) 制御棒及び制御棒駆動系は、原子炉緊急停止動作の可能性を確認するため、定期的に作動試験が行えるようにする。
- (2) ほう酸水注入系は、系統の作動性を確認するため、テスト・ラインを用いて定期的に作動試験が行えるようにする。

注入弁は、原子炉停止中に作動試験が行えるようにする。

6.1.2.6 評価

- (1) 原子炉停止系は、高温状態から燃料の許容設計限界を超えることなく炉心を臨界未満にでき、かつ低温状態で臨界未満を維持できる系として制御棒駆動系による制御棒挿入及びほう酸水注入系によるほう酸水注入の原理の異なる二つの系を設置することにより、独立性を維持できる設計としている。
- (2) 原子炉停止系の少なくとも一つは運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容損傷限界値を超えることなく炉心を臨界未満にでき、かつ臨界未満を維持できる設計としている。
- (3) 原子炉停止系の少なくとも一つは設計基準事故時でも炉心を臨界未満にでき、かつ臨界未満に維持できる設計としている。

第 6.1.2-1 表 制御棒の主要仕様

本数	185
形式	十字形
材料	ステンレス鋼，中性子吸収材等
有効長さ	約 3.63m
ブレード幅	約 250mm
(タイプ 1)	
質量	約 80kg
ブレード厚さ	約 7mm
シース肉厚	約 0.8mm 又は約 0.9mm
中性子吸収材	
吸収材	ボロン・カーバイド粉末
個数	ボロン・カーバイド粉末入り被覆管 76 本又は 84 本（制御棒 1 本当たり）
被覆管外径	約 4.8mm
被覆管内径	約 3.5mm
(タイプ 2)	
質量	約 90kg
ブレード厚さ	約 7mm
中性子吸収材	
吸収材	ボロン・カーバイド粉末, ハフニウム
充てん孔数	88（ハフニウム棒）（制御棒 1 本当たり）
	952（ハフニウム棒，ボロン・カーバイド粉末）（制御棒 1 本当たり）

1,036（ボロン・カーバイド粉末）（制御棒
1本当たり）

充てん孔径 約 5mm

（タイプ 3）

質量 約 90kg

ブレード厚さ 約 7mm

シース肉厚 約 0.8mm

中性子吸収材

吸収材 ハフニウム板

個数 ハフニウム板 64 枚（制御棒 1 本当たり）

ハフニウム板厚 約 1mm～約 2mm

ハフニウム板長さ 約 440mm～約 460mm

ハフニウム板幅 約 100mm

（タイプ 4）

質量 約 100kg

ブレード厚さ 約 7mm

シース肉厚 約 0.8mm

中性子吸収材

吸収材 ハフニウムフラットチューブ

個数 ハフニウムフラットチューブ 16 本
（制御棒 1 本当たり）

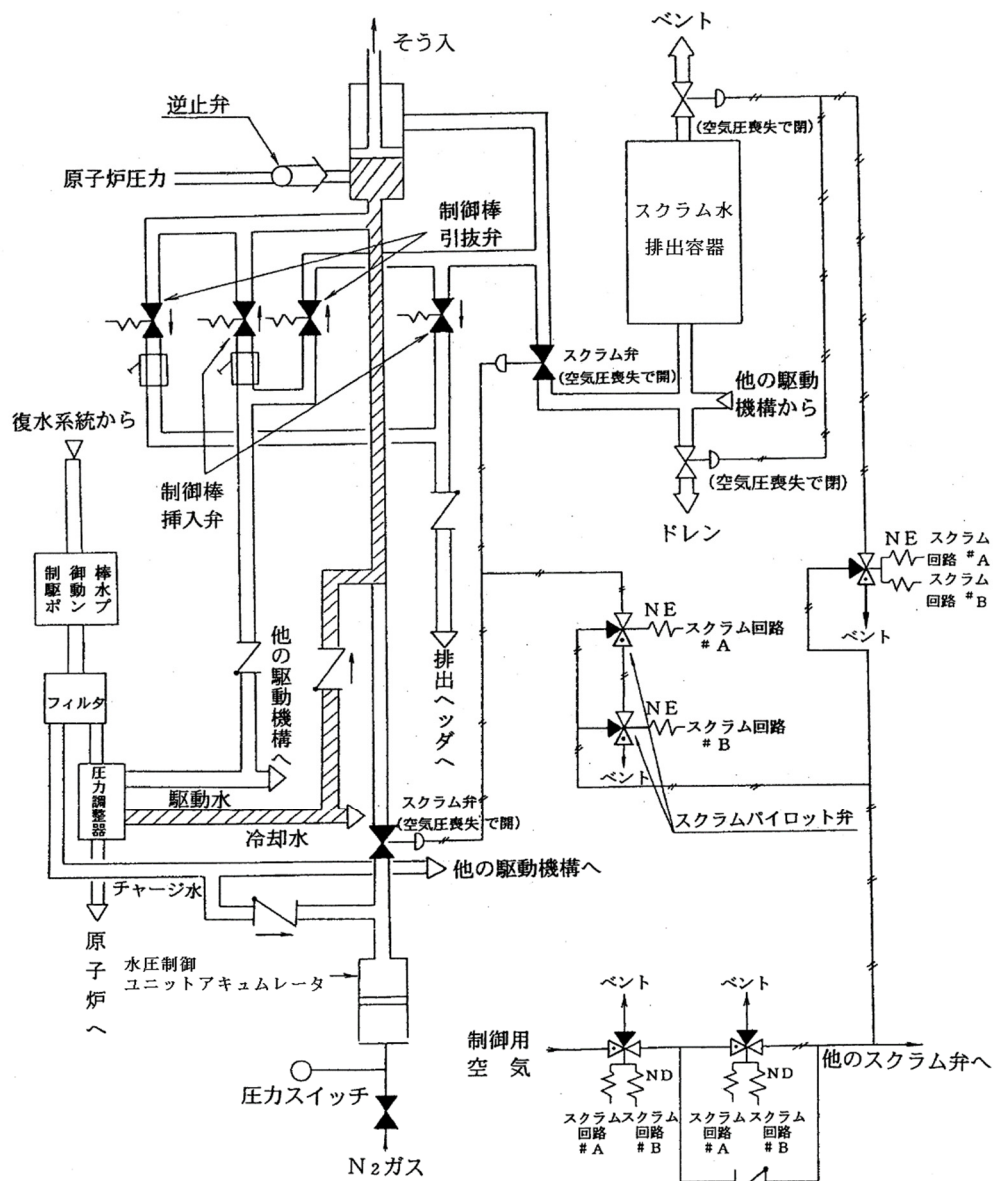
ハフニウムフラットチューブ板厚 約 1mm～約 2mm

ハフニウムフラットチューブ長さ 約 1,800mm

ハフニウムフラットチューブ幅 約 50mm

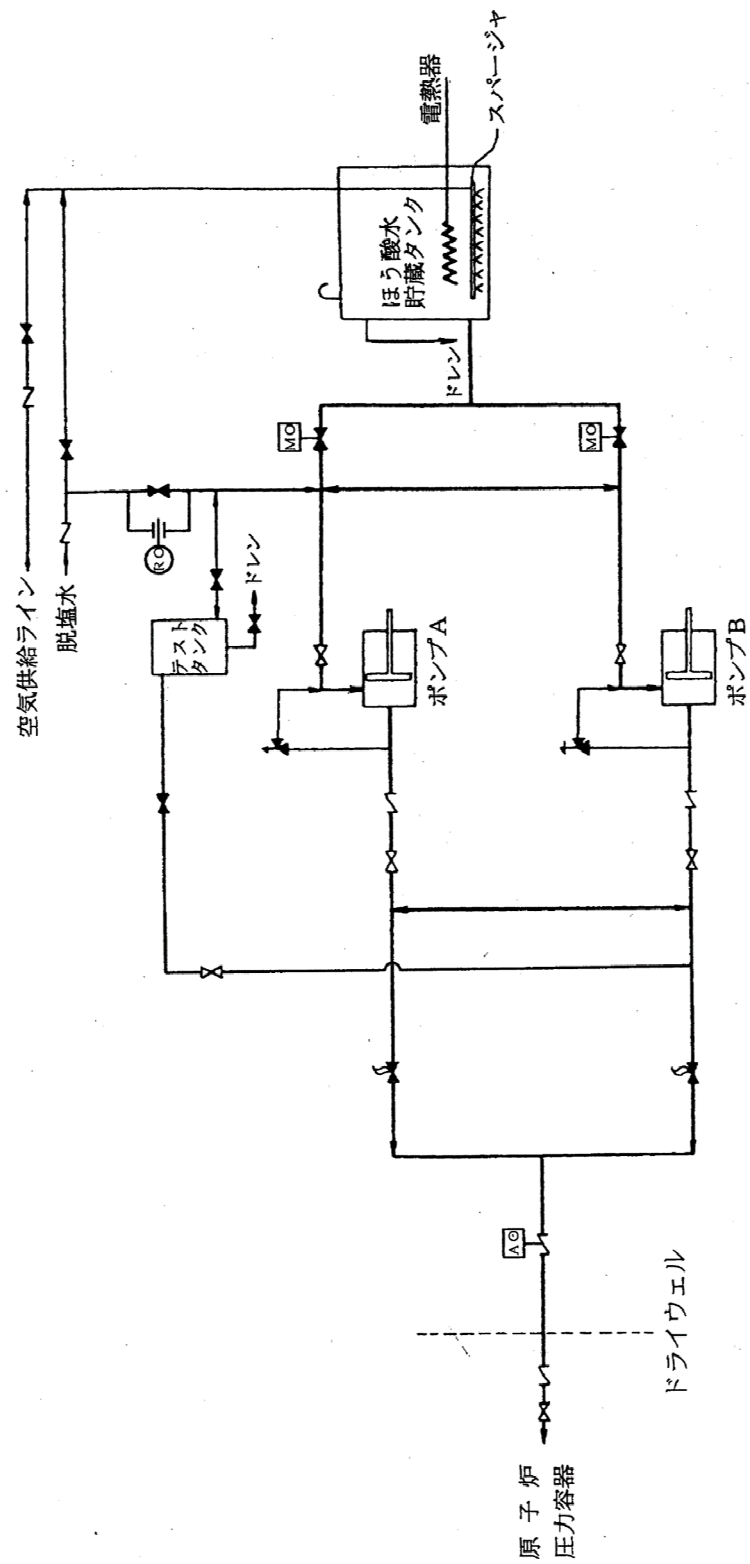
第 6.1.2-2 表 ほう酸水注入系の主要仕様

系統数	1
中性子吸収材	ボロン（五ほう酸ナトリウム）
ほう酸水による停止時反応度	$K_{eff} \leq 0.95$
反応度挿入速度	最低 $0.001 \Delta k / \text{min}$
材料	ステンレス鋼
タンク	
容量	約 19.5m^3
ポンプ	
台数	2（うち1は予備）
形式	プランジャ形
容量	約 $9.78 \text{m}^3 / \text{h}$ （1台当たり）
全揚程	約 870m

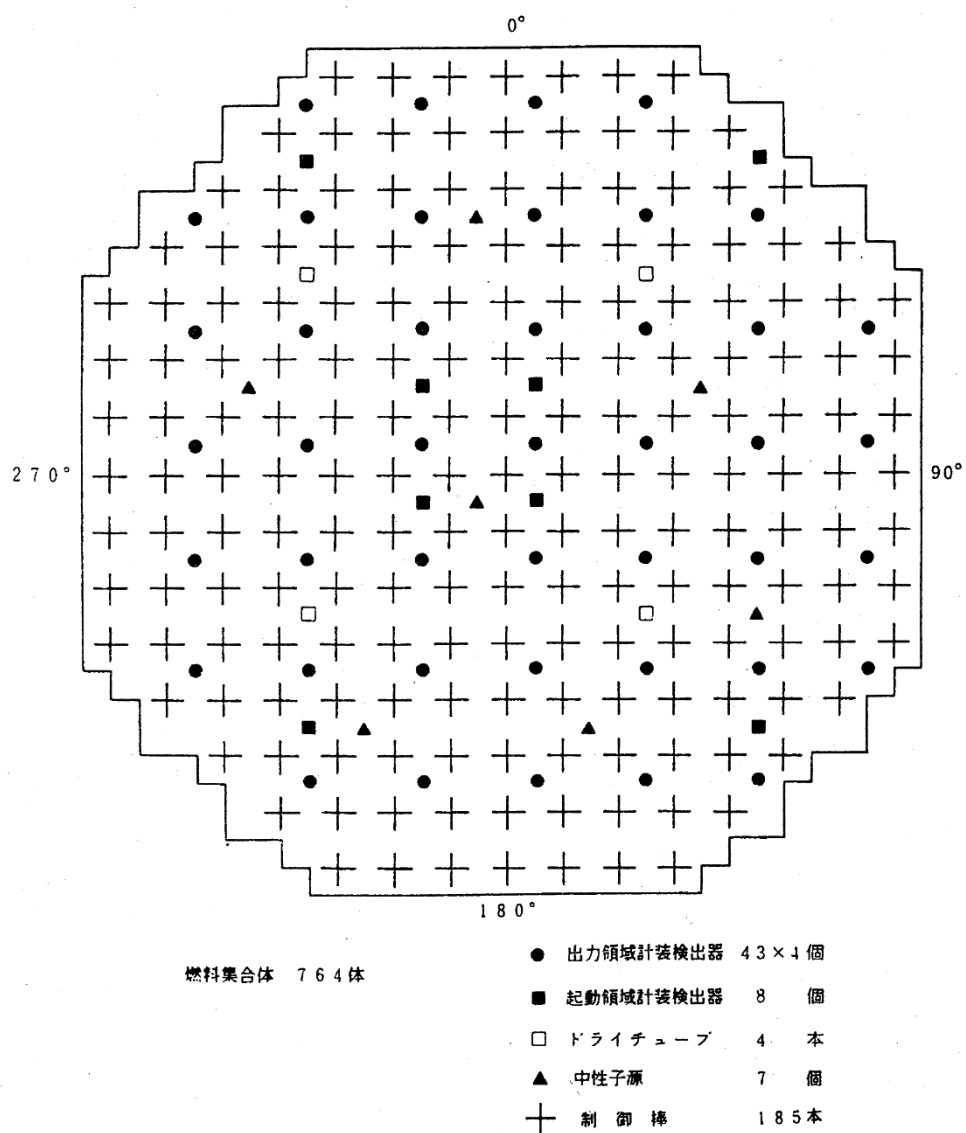


第 6.1.2-1 図 制御棒駆動水圧系統図

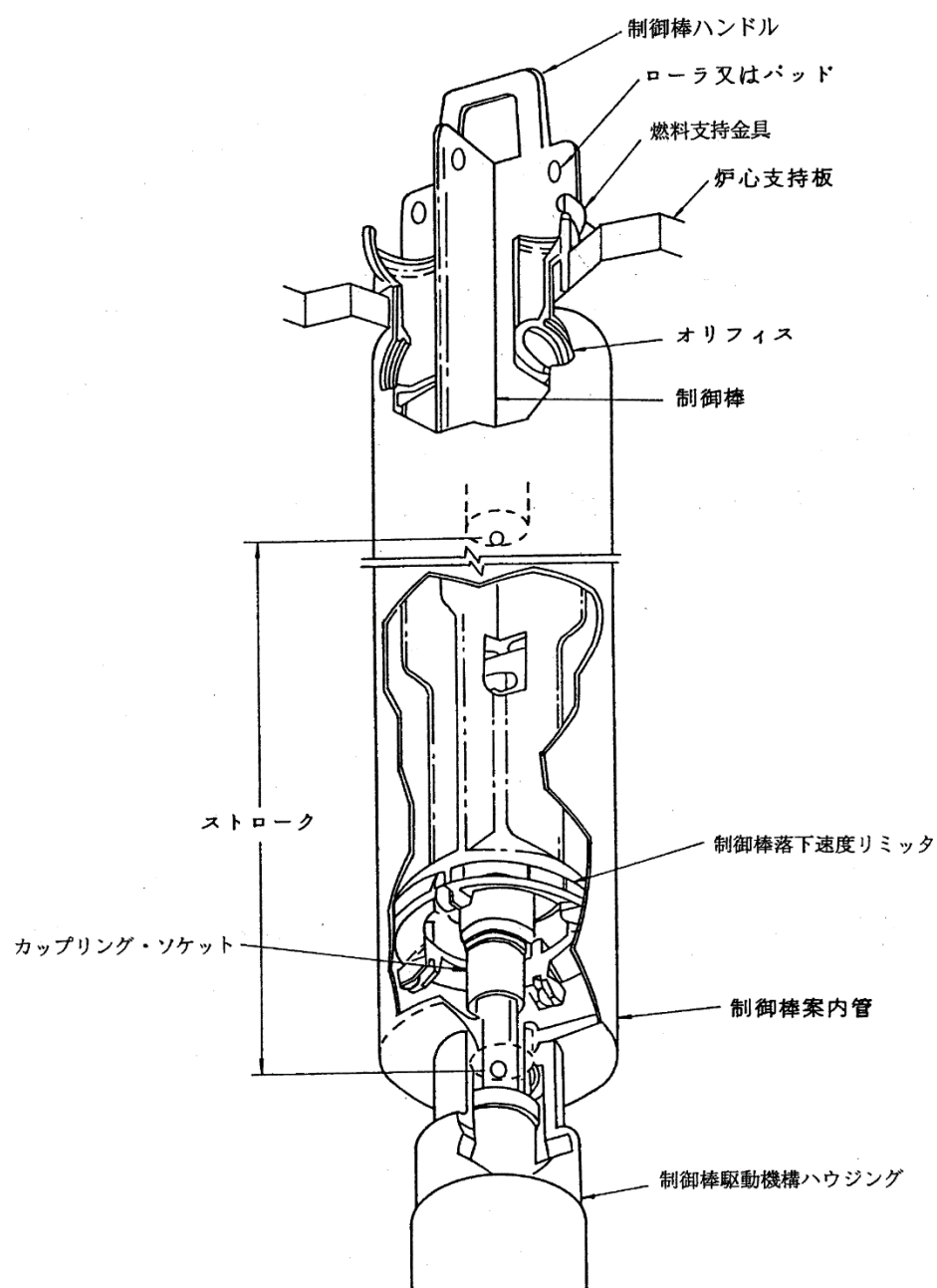
(制御棒が静止状態にある場合を示す)



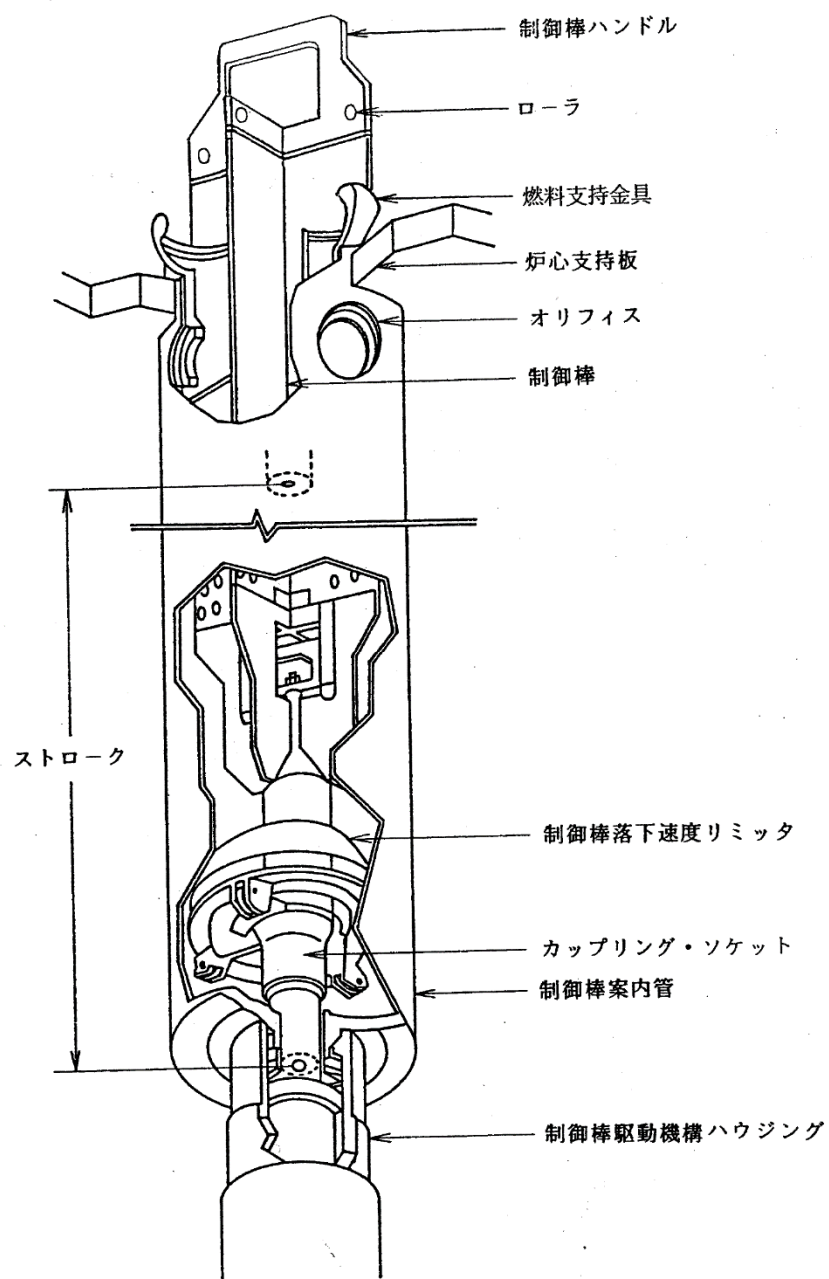
第 6.1.2-2 図 ほう酸水注入系



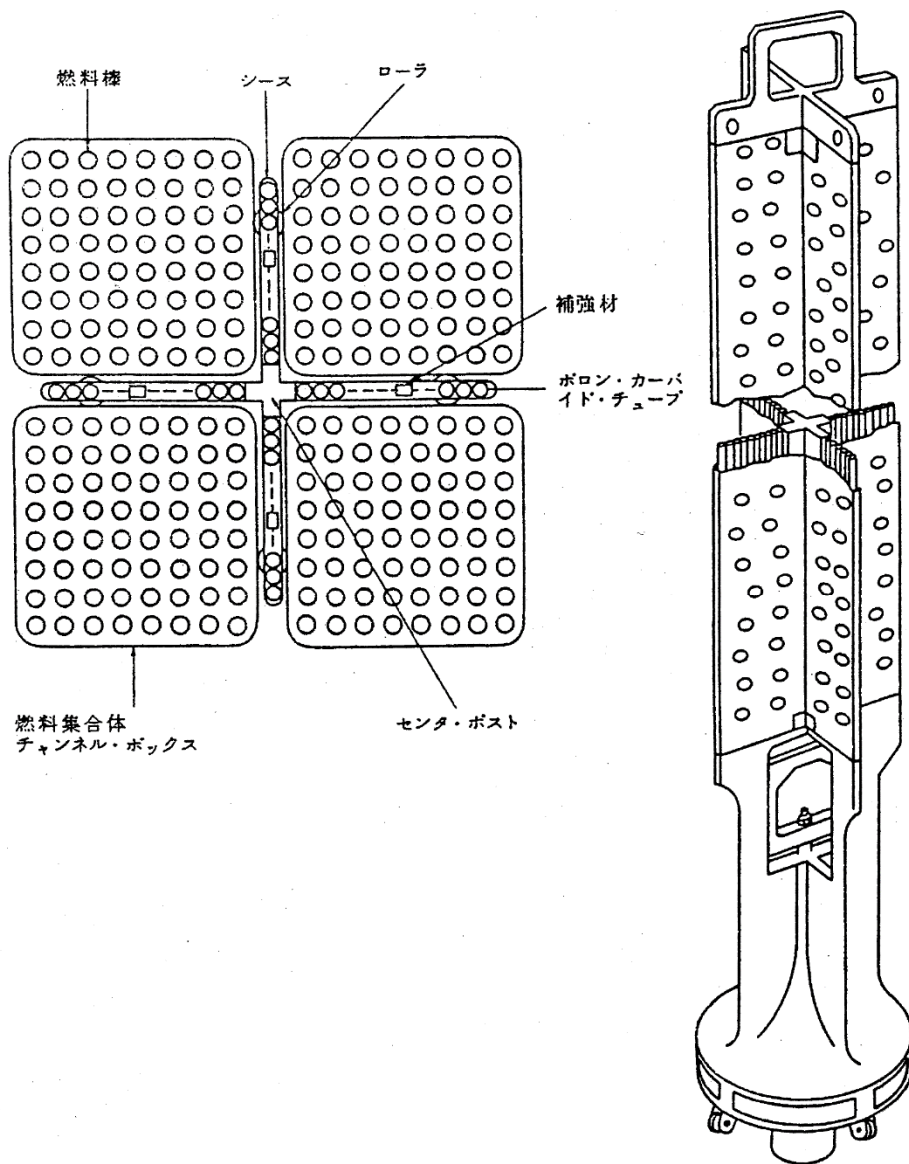
第 6.1.2-3 図 炉心の配置図



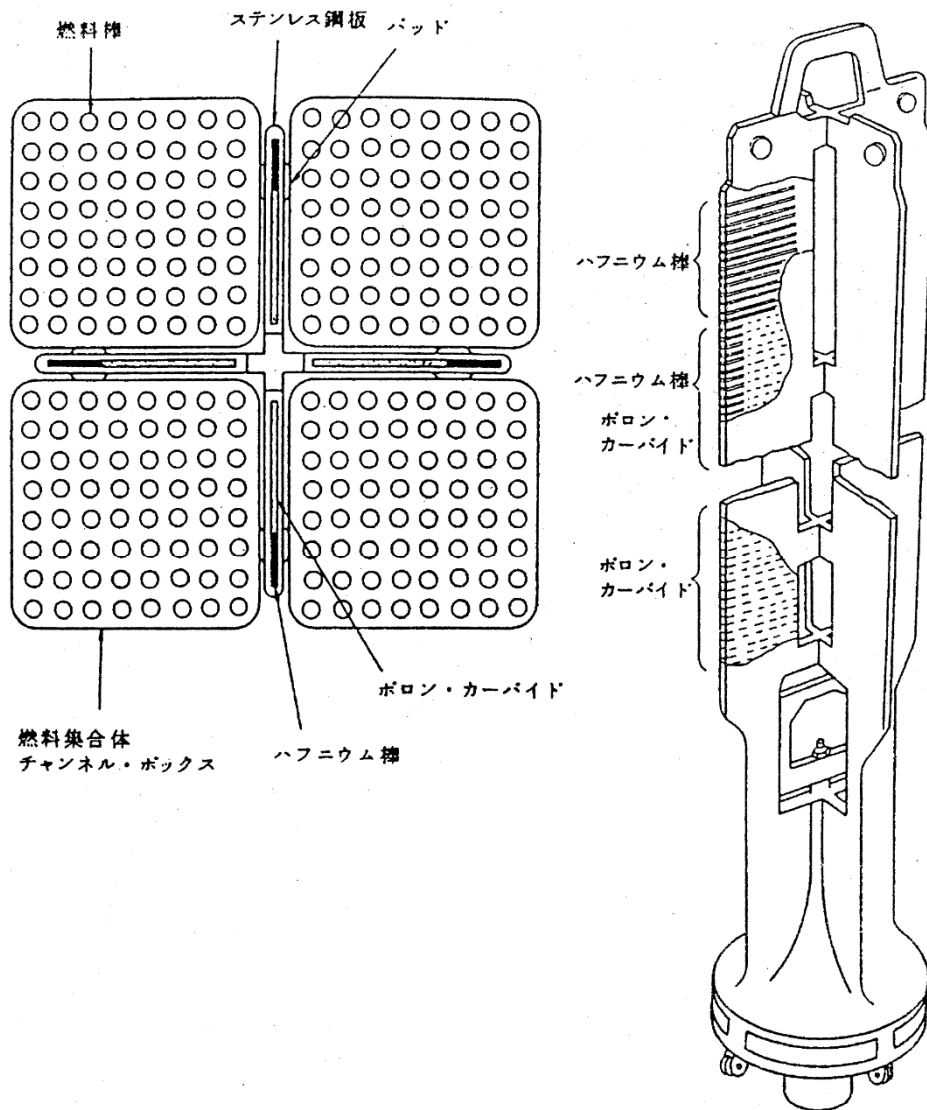
第 6.1.2-4 図 (1) 制御棒及び制御棒落下速度リミッタ (タイプ 1, 2)



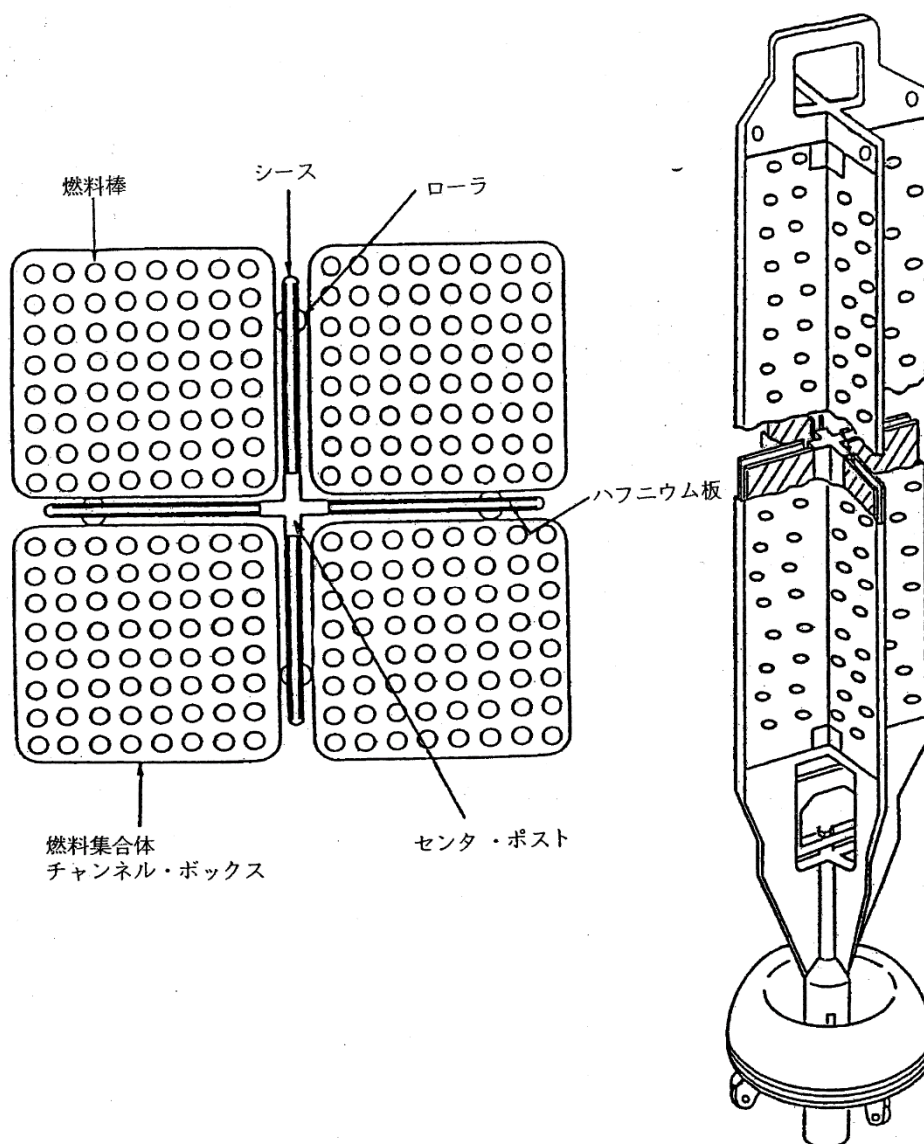
第 6.1.2-4 図 (2) 制御棒及び制御棒落下速度リミッタ (タイプ 3, 4)



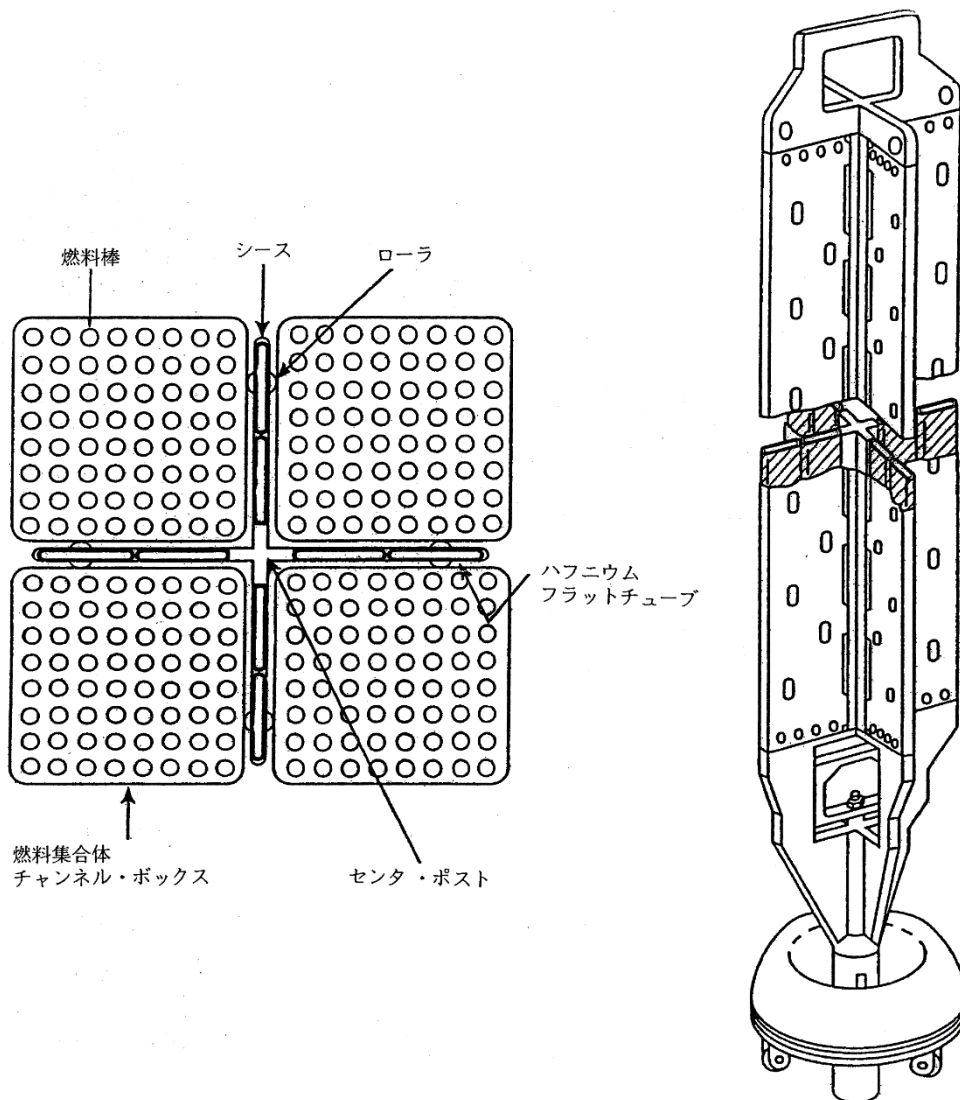
第 6.1.2-5 図 (1) 制御棒概略図 (タイプ 1)



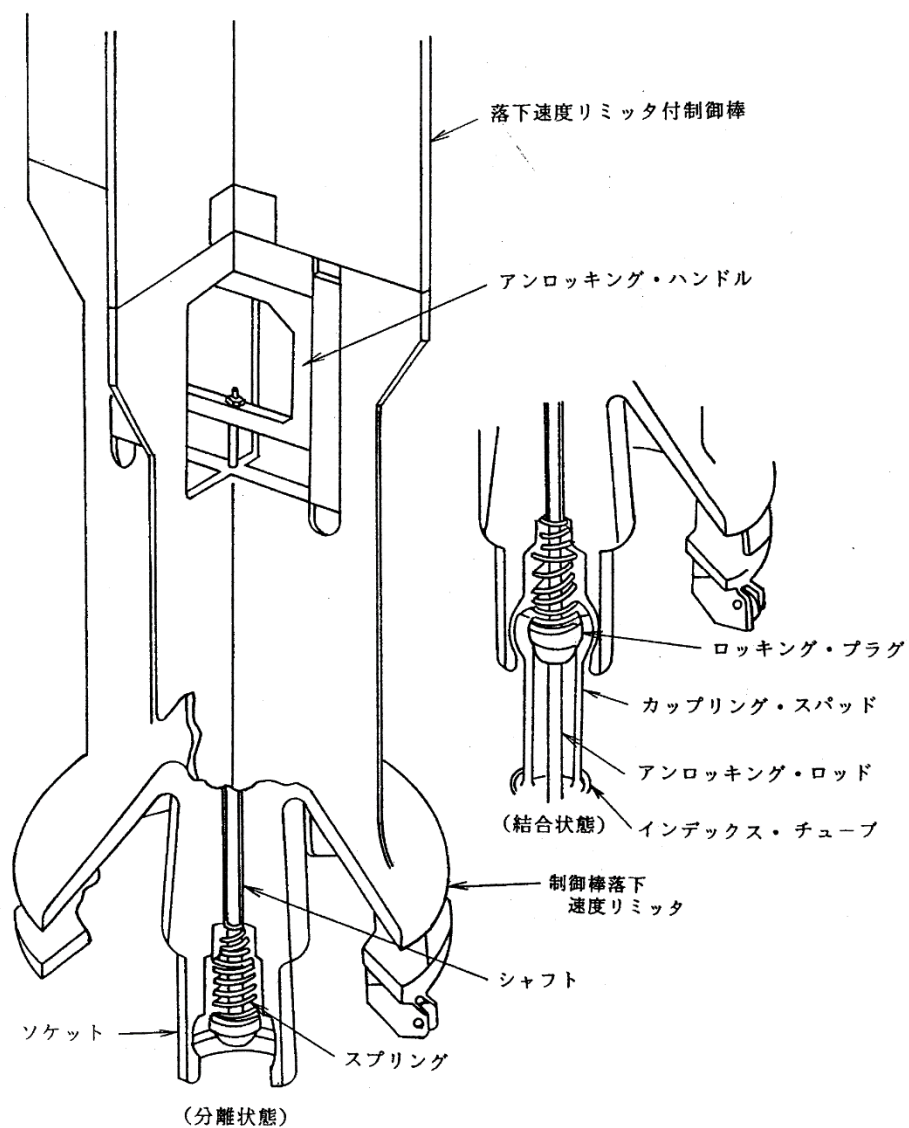
第 6.1.2-5 図 (2) 制御棒概略図 (タイプ 2)



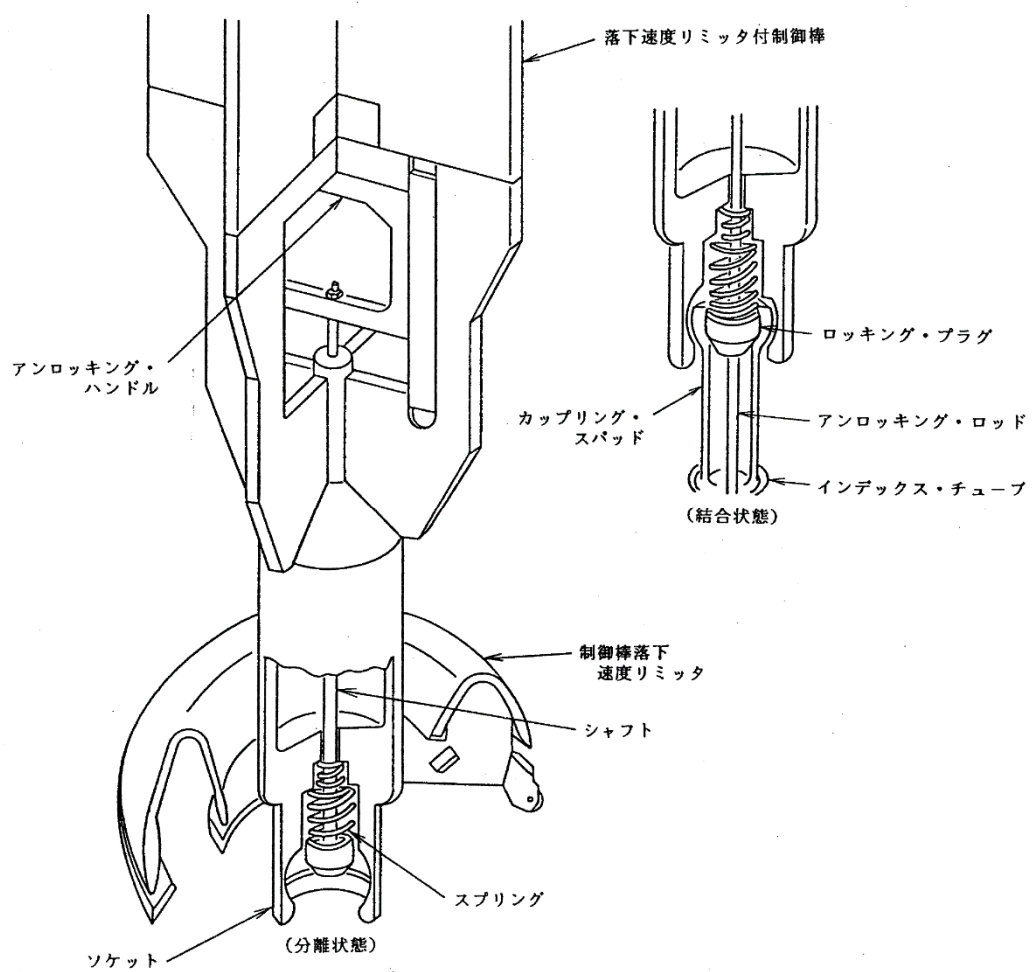
第 6.1.2-5 図 (3) 制御棒概略図 (タイプ 3)



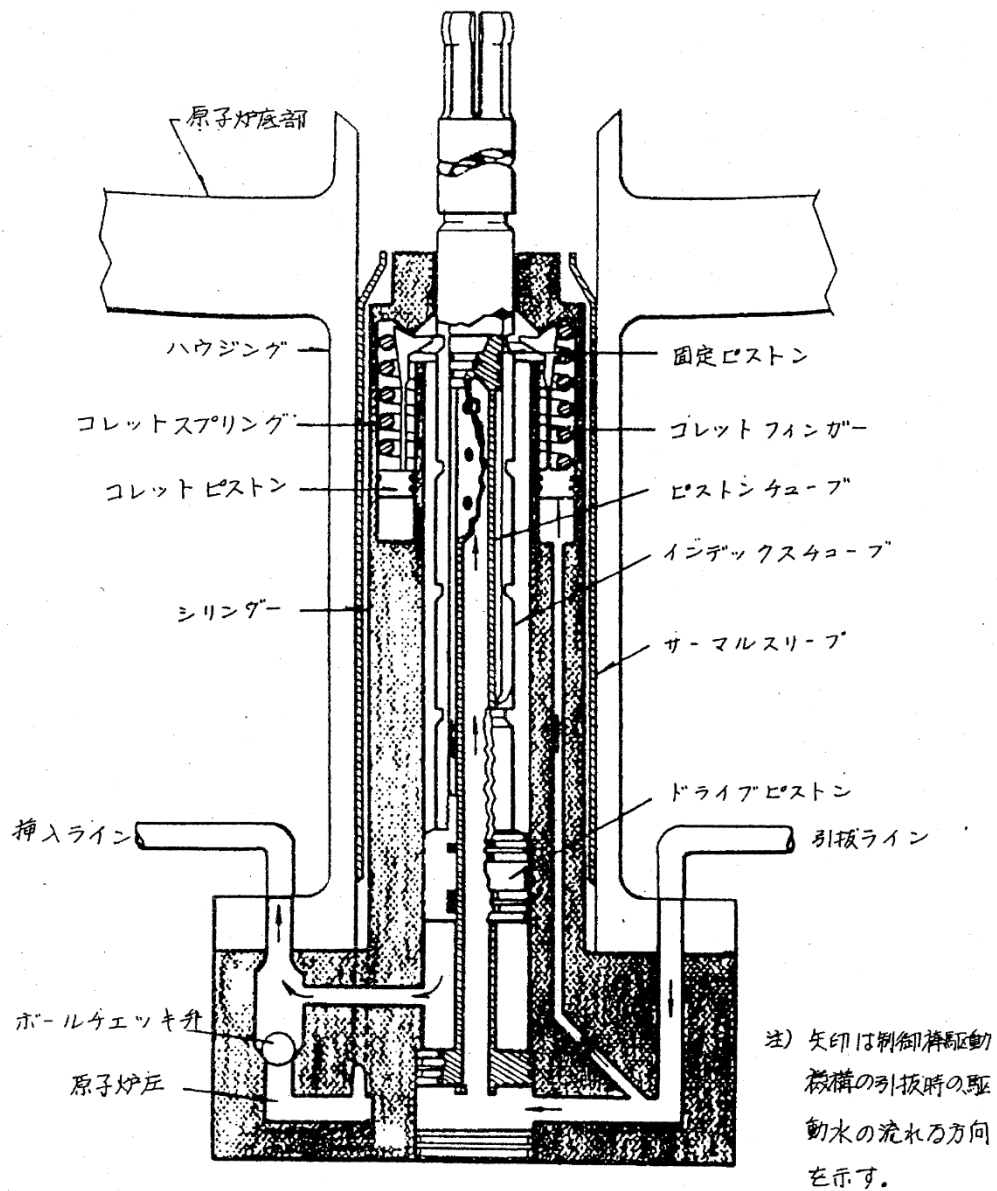
第 6.1.2-5 図 (4) 制御棒概略図 (タイプ 4)



第 6.1.2-6 図 (1) 制御棒カップリング (タイプ 1, 2)



第 6.1.2-6 図 (2) 制御棒カップリング (タイプ 3, 4)



第 6. 1. 2-7 図 制御棒駆動機構の概略図

6.1.3 運転監視装置

6.1.3.1 概 要

本発電用原子炉の運転・制御に必要な監視及び制御装置は、集中的に監視及び制御が行えるように中央制御室内に設置しているが、更に運転監視装置として、制御棒の誤操作を監視する制御棒引き抜き阻止回路及び制御棒価値ミニマイザ並びにプラントの運転監視補助のための監視計算装置を設ける。

6.1.3.2 設計方針

(1) 制御棒引き抜き阻止機能

制御棒の誤引抜きを阻止する機能として制御棒引き抜き阻止回路を設ける設計とする。

(2) 制御棒価値ミニマイザ

零出力ないし、低出力においては、制御棒の誤引抜きを防止する補助機能として、制御棒価値ミニマイザを設ける設計とする。

(3) 監視計算機能

運転中の諸測定点を走査し、異常な状態に対して警告を出すとともにプラント性能計算を行い、これらのデータを自動的に記録及び表示する機能として監視計算装置を設ける設計とする。

6.1.3.3 主要設備の仕様

運転監視装置 1 式

6.1.3.4 主要設備

(1) 制御棒引き抜き阻止回路

次のような場合には制御棒引抜きが阻止される。

- i) 原子炉モード・スイッチ「停止」の位置にあるとき
- ii) 原子炉モード・スイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、燃料取替用クレーン位置が原子炉上部にあり、荷重状態のとき
- iii) 原子炉モード・スイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、引き抜かれている制御棒本数が1本のとき
- iv) 原子炉モード・スイッチ「燃料取替」の位置にある場合で、スクラム水排出容器水位高によるスクラム信号がバイパスされているとき
- v) 原子炉モード・スイッチ「起動」の位置にある場合で、起動領域計装の中性子束低、中性子束高、原子炉出力ペリオド短又は動作不能のとき
- vi) 原子炉モード・スイッチ「運転」の位置にある場合で、出力領域計装の中性子束低又は動作不能のとき
- vii) 出力領域計装の中性子束高のとき（ただし、ブロックは、任意の出力運転状態からの制御棒の引抜きによって、MCPR（最少限界出力比）が過渡時の限界値以下に低下することを防止するために設けられており、設定点は再循環流量の変化に対して自動的に変わるようになっている。）

なお、MCPRは、「3.8.6 熱水力特性」で定義されるものである。

- viii) 制御棒価値ミニマイザによるブロック信号のあるとき

(2) 監視計算装置

監視計算装置は、通常運転時あるいは出力レベル変化時の炉心出力分布、炉心流量分布、燃料棒線出力密度、限界出力比、原子炉出力、平均ボイド率、平均炉心出口蒸気重量率、局所ボイド率等を計算する。

また、炉心モニタリング、制御棒位置の記憶、事故順序記録、イベント・リコール、データの収集、警報、記録といった運転上の補助機能を行う。

(3) 制御棒価値ミニマイザ (RWM)

制御棒価値ミニマイザは、起動・停止時における制御棒操作の過程で、誤って高い制御棒価値を生じ得るような制御棒パターンの形成を防止する補助装置であり、これによって引き抜く制御棒の最大反応度価値を $0.015 \Delta k$ 以下 (9×9 燃料が装荷されるまでのサイクル) 又は $0.013 \Delta k$ 以下 (9×9 燃料が装荷されたサイクル以降) となるように制限する。制御棒価値ミニマイザによる制御棒パターン規制は、制御棒落下速度リミッタの効果とあいまって制御棒落下の影響を十分小さく抑えることを目的としている。

なお、ある程度出力が上昇し、ボイドが発生するようになると、一般に制御棒価値は非常に小さくなる傾向にある。また、制御棒が落下した場合の反応度添加率も緩やかとなり、ドップラ効果やボイドによる負の反応度も大きくなるため、制御棒落下の影響が大きく軽減されることから、ある出力以上では制御棒価値ミニマイザによる制御棒パターン規制はバイパスされる。

制御棒価値ミニマイザへの主要な入力信号は、あらかじめ定めた制御棒操作シーケンス・プログラム、運転中時々刻々の制御棒位置、操作される制御棒の座標及び原子炉熱出力であり、主要な出力信号は、制御棒価値ミニマイザの規制シーケンスを外れている制御棒の確認のための表示及び制御棒操作のインターロック信号である。

6.1.3.5 試験検査

運転監視装置は、中央制御室の制御盤において、その状態の監視を行い、その機能が喪失していないことを確認する。

6.1.3.6 評価

- (1) 制御棒の誤引抜きに対し、これを阻止するインターロックを設け、誤引抜きを阻止する設計としている。
- (2) 起動・停止時における制御棒操作の過程で過大な制御棒価値を生ずる制御棒パターンの形成を防止する装置として制御棒価値ミニマイザを設け、零出力ないし低出力における過大な反応度印加を抑制する設計としている。
- (3) 監視計算装置を設け、プラント性能計算、データ記録、表示等の機能をもつ設計としている。

6.2 核計装

6.2.1 概 要

原子炉出力は、中性子源領域（約 $10^3 \sim 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ）、中間領域（約 $10^8 \sim 10^{13} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ）及び出力領域（約 $10^{12} \sim 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ）の約 9 桁の範囲にわたって適当な中性子モニタリング・チャンネルで測定される。中性子束検出器は、すべて炉心内に配置されている。これは、発電用原子炉の起動中、制御棒の動きに対する検出器の感度を最大にするため、並びに中間領域及び出力領域での中性子束測定を的確にするためである。

中性子モニタリングには 2 種類の計装が使用されており、各領域の測定範囲は相互にオーバーラップさせてあり、一つの領域から他の領域に移る際にも測定が不連続とならないようにする。これらは第 6.2-1 図で示すように、起動領域での固定型計数方式並びにキャンベル方式計装及び出力領域での固定型直流方式計装である。

なお、核計装の検出部は、安全保護系と共用しており、計測制御系の短絡、地絡又は断線によって安全保護系に影響を与えない設計とする。

6.2.2 設計方針

- (1) 核計装系は、原子炉停止状態から定格出力の 125% までの原子炉出力を監視するため、起動領域、出力領域の 2 つの計測領域を設け、更に、各領域の測定範囲に相互にオーバーラップさせて、1 つの領域から他の領域に移る際にも測定が不連続とならないようにする。
- (2) 核計装系は、過大な原子炉出力の発生によって、燃料被覆管が損傷するおそれのあるときに、これを未然に検出して、発電用原子炉をスクラムさせ燃料被覆管の損傷を防止する。また、あらかじめ定められた出力

以上では制御棒引き抜き監視装置により燃料の許容設計限界を超える前に制御棒の引抜きを阻止する。

- (3) 起動領域計装は、原子炉起動時及び停止時の中性子束レベルを監視し、出力領域計装は、出力運転時における原子炉出力及び炉心の軸方向、水平方向の出力分布を監視できる設計とする。
- (4) 起動領域計装及び出力領域計装は、原子炉運転時においてもバイパスして保守、調整及び校正が行えるようにする。
- (5) 安全保護系に関連する核計装系は、「6.6 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足するように設計する。

6.2.3 主要設備の仕様

核計装系の説明を第 6.2-1 図に示す。

6.2.4 主要設備

(1) 起動領域計装

起動領域計装（SRNM）は、中性子源領域と中間領域での 2 つの領域の中性子モニタリングを行い、8 チャンネルを設置する。各チャンネルは、核分裂電離箱（再生式）、前置増幅器、信号処理装置（対数変換及び原子炉出力ペリオド変換）、電源装置、指示計、記録計及びケーブル等から構成し、核分裂電離箱は炉内固定型とする。

中性子源領域から中間領域への切り替えは、自動的に行う。また、中間領域の測定は、レンジを適当数に分け、自動的に切り替えることにより出力レベルを指示及び記録する。

中性子源領域では、通常、臨界接近中の中性子束増倍の測定及び原子炉出力ペリオドの測定に用いる。また、各チャンネルの計数率及び原子炉出力ペリオドは指示及び記録される。

中間領域では、運転員の誤操作若しくは機器の誤動作による過度に速い出力増加に対して“原子炉出力ペリオド短”により、また、緩慢な出力増加に対して“中性子束高”により、発電用原子炉をスクラムさせ、燃料被覆管の損傷を防止できるようにする。

起動領域計装は、中性子源領域における“中性子束低”，中間領域における“中性子束高”，中間領域における“原子炉出力ペリオド短”又は中性子源領域及び中間領域における“動作不能”の信号により、警報を出すとともに、制御棒引き抜き阻止信号を出力する。

“原子炉出力ペリオド短”は、中性子束の瞬時的増加率（ペリオドの瞬時値）に対応するものではなく、測定した中性子束 ϕ とそれに増幅器とフィルタ回路を通した中性子束 ϕ' とを比較し、 $\phi' \leq \phi$ の場合に、“原子炉出力ペリオド短”スクラムあるいは制御棒引き抜き阻止信号を出力し、同時にそれぞれに対応する警報を出すものであり、演算式は、以下で与えられる。

$$\phi' (s) = G \cdot \frac{1}{1 + Ts} \cdot \phi (s)$$

ϕ : 中性子束

ϕ' : 増幅器とフィルタ回路を通した中性子束

G : ゲイン

T : 時定数

s : ラプラス演算子

検出器の感度及び配置は、中性子源領域において最小計数率 3cps 及び信号対雑音比 3/1 以上が得られるように、炉心内中性子束強度との関連で決める。

また、必要な場合には炉心内に中性子源を配置する。

なお、発電用原子炉には予備のドライチューブを 4 本配置し、起動領域計装の検出器が故障した場合、検出器を挿入できるようにする。

(2) 出力領域計装

出力領域計装としては、炉心内に設けられた 172 個の検出器を用いる局部出力領域計装 (L P R M) 及び平均出力領域計装 (A P R M) があり、さらに、これらの校正と炉心軸方向中性子束分布の測定のための移動式炉心内計装系 (T I P) がある。

a. 局部出力領域計装

局部出力領域計装の検出器集合体は、第 6.1.2-3 図に示すように炉内 43 箇所に配置されており、その各々の集合体には、4 個の独立した検出器が軸方向に等間隔に配置され、計 172 (43×4) チャンネルから構成されている。この局部出力領域計装は、小型核分裂電離箱、増幅器、出力指示機構から構成される。

局部出力領域計装は、炉心の局部熱出力の連続測定を行い、過剰出力に対して警報を出す。また、炉心の重要な熱的及び核的パラメータが設計限界を超えていないことを確認できるようになっている。

局部出力領域計装の指示計器は、検出器個々の中性子束高を指示するようになっている。

b. 平均出力領域計装

平均出力領域計装は、選択されたグループの局部出力領域計装増幅器の出力信号を平均化する機器で構成され、6 チャンネルが設けられてい

る。

平均出力領域計装は、許されるバイパス条件の場合に、燃料被覆管の損傷を防止するために平均中性子束が定格出力における平均中性子束の120%になった時及び中性子束増加の過渡変化時に相当した平均中性子束が再循環流量に対応して自動的に設定される値になった時に、スクラム信号を出力しうようになっている。また、許されるバイパス条件で運転員の誤操作あるいは機器の故障に基づく1本の制御棒の連続引抜きによって生じる炉心の局所的な出力増加に対し、燃料被覆管の損傷を防止するため制御棒引抜きブロック信号を出力するようになっている。

各チャンネルからの出力信号は、平均出力レベルとして指示及び記録される。

c. 移動式炉心内計装系

局部出力領域計装の校正と炉心軸方向の中性子束分布の測定のため、移動式炉心内計装系がある。これは各検出器集合体内に校正用導管が通っており、この導管内を超小型電離箱が通過するようになっている。校正用導管は、炉心内からドライウェル内の校正用導管選択装置まで延びている。43本の校正用導管は、5つのグループに分割されていて、各グループごとに検出器駆動装置が設けられている。検出器の炉心内への挿入及び引抜き操作は、らせん状巻線のついた同軸ケーブルを駆動装置の歯車によって駆動し、検出器を炉心内で移動させることによって行われる。検出器からの出力電流は、直流増幅器によって増幅され、炉心内の検出器の位置とともに、指示及び記録されるようになっている。

(3) 制御棒引き抜き監視装置

制御棒引き抜き監視装置は、誤操作により制御棒を連続して引き抜いた際に、燃料被覆管の損傷が起こることを防止するために、制御棒引抜きを阻止する装置である。

この監視系は 2 系統あり各系統は最大 8 個の局部出力領域計装検出器の出力を平均することができる。

制御棒を引き抜くために制御棒を選択すると、その制御棒に最も近接した 4 個の検出器集合体、すなわち、16 個の局部出力領域計装検出器が選択され、このうちの 8 個が監視系の 1 系統に、残り 8 個が他の 1 系統の監視系に接続される。

この各々の 8 個の出力を平均したものは、制御棒が引き抜かれる前に自動的に平均出力領域計装の出力と比較校正される。制御棒引抜きが開始されたのち、この監視系のいずれかの出力があらかじめ設定された値を超えると、それ以上制御棒を引き抜けないように制御棒引き抜き阻止信号が出力されるようになっている。

ただし、原子炉炉心の外縁にある制御棒が選択された場合又はある定められた出力より低い場合には、この監視系は自動的にバイパスされる。

(4) 中性子計装電源回路

中性子計装の電源回路は、第 6.6-2 図に示されている。起動領域計装は、分離された±24V 直流母線 A 及び B に接続される。

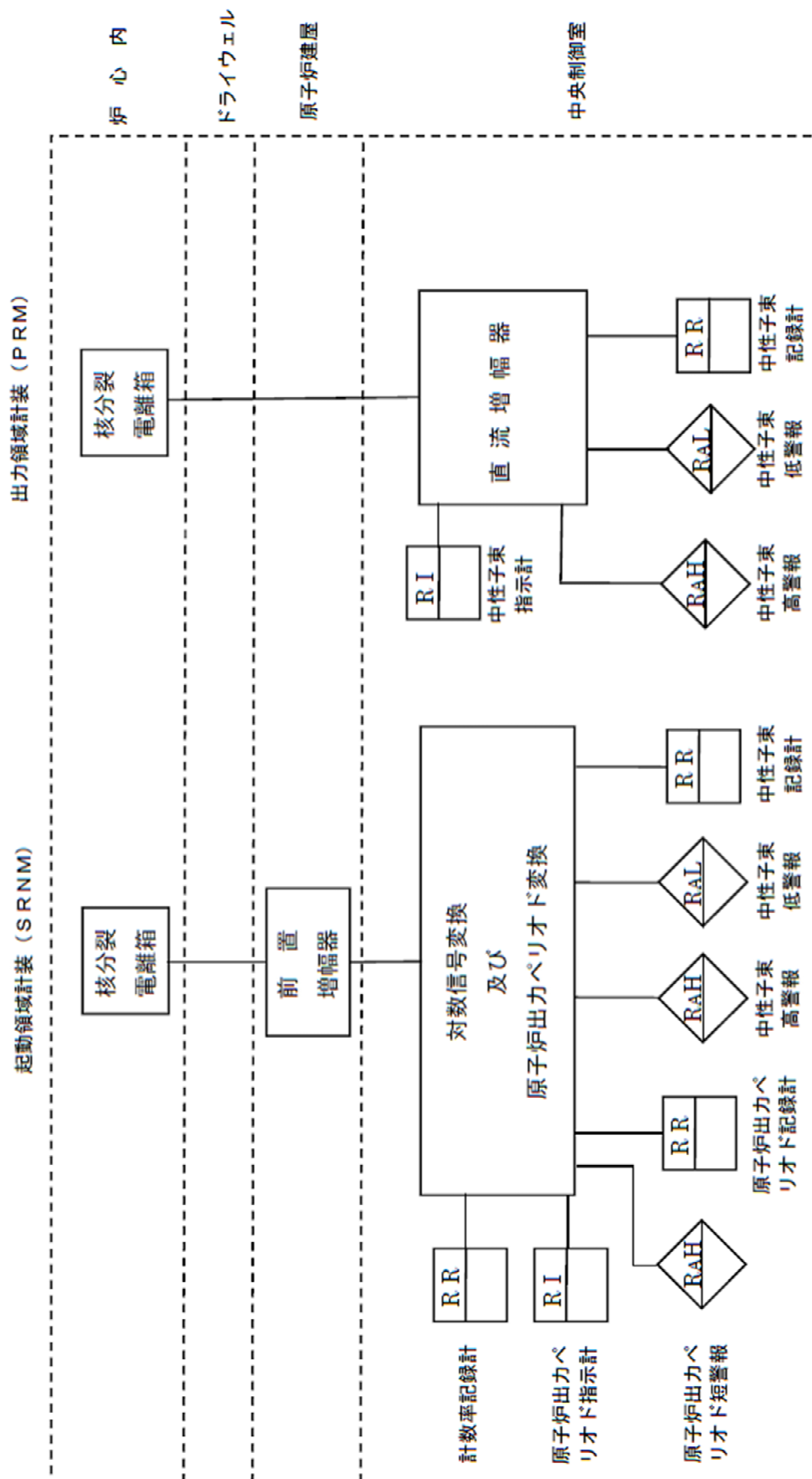
出力領域計装は、120V 交流原子炉緊急停止系母線 A 及び B（一部は 125V 直流母線 A 及び B）に接続される。

6.2.5 試験検査

核計装は、発電用原子炉の運転中に定期的に試験を行い、その機能が喪失していないことを確認する。

6.2.6 評 価

- (1) 核計装系は、原子炉停止状態から定格出力の125%までの原子炉出力を監視するため、起動領域、出力領域の2つの計測領域を設け、更に、各領域の測定範囲に相互にオーバーラップさせて、1つの領域から他の領域に移る際にも測定が不連続とならない設計としている。
- (2) 核計装系は、過大な原子炉出力によって、燃料被覆管が損傷するおそれのあるときに、これを未然に検出して、発電用原子炉をスクラムさせ燃料被覆管の損傷を防止する設計としている。また、制御棒引き抜き監視装置は、制御棒が異常に引き抜かれた際に燃料被覆管損傷が起こることを防止するために、あらかじめ定められた出力以上では制御棒の引抜きを阻止する設計としている。
- (3) 起動領域計装は、原子炉起動時及び停止時の中性子束レベルを監視し、出力領域計装は、出力運転時における原子炉出力及び炉心の軸方向、水平方向の出力分布を監視する設計としている。
- (4) 起動領域計装及び出力領域計装は、原子炉運転時においてもバイパスして保守、調整及び校正が行える設計としている。
- (5) 安全保護系に関連する核計装は、「6.6 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足する設計としている。



第 6.2-1 図 中性子束計装

6.3 原子炉プラント・プロセス計装

6.3.1 概 要

発電用原子炉の適切かつ安全な運転のため、核計装のほかに、発電用原子炉施設の重要な部分には、すべてプロセス計装を設ける。発電用原子炉プラント・プロセス計装は、温度、圧力、流量、水位等を測定及び指示するものであるが、一部を除き必要な指示及び記録計器は、すべて中央制御室に設置する。

原子炉プラント・プロセス計装は、原子炉圧力容器計装、再循環回路計装、原子炉給水系及び蒸気系計装、制御棒駆動機構計装及びその他の計装から構成されている。

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

6.3.2 設計方針

- (1) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは、予想変動範囲内での監視が可能であるようにプロセス計装を設ける設計とする。
- (2) 設計基準事故時において、事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視できるようにプロセス計装を設ける設計とする。
- (3) 安全保護系に関連する原子炉プラント・プロセス計装は、「6.6 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足するように設計する。
- (4) 原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを検出するのに必要なプロセス計装を設ける設計とする。

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

6.3.3 主要設備の仕様

原子炉プラント・プロセス計装の一覧を第 6.3-1 表に示す。

6.3.4 主要設備

(1) 原子炉圧力容器計装

原子炉圧力容器について計測する必要がある項目は、水位、圧力、容器胴部の温度及びフランジ・シール漏えいである。

原子炉水位は、連続的に測定され、指示及び記録される。原子炉水位低又は水位高で警報を出す。原子炉水位低下が更に大きい場合には、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を作動させるとともに再循環系ポンプをトリップする信号を出す。また、原子炉水位上昇が更に大きい場合にはタービン・トリップを行わせるための信号を出す（第 6.3-1 図参照）。

原子炉圧力は圧力検出器で測定され、指示及び記録される。原子炉圧力高でスクラム信号が出される。

原子炉圧力容器壁の温度は熱電対によって測定され、記録される。この記録を基にして、原子炉冷却材の加熱及び冷却を行う。

原子炉圧力容器上蓋のフランジ部シールの漏えいは、2 個の O リング間のフランジ面に接続されたドレン・ラインで連続的にモニタされる。通常ドレン・ラインは閉鎖されているが、ドレン・ラインの圧力が測定及び指

示され、圧力高で警報が出される。

(2) 再循環回路計装

外部の再循環回路では、再循環流量、冷却材温度、ポンプ出入口差圧及び流量制御弁開度が連続的に測定され指示される。また、炉心流量はジェット・ポンプのディフューザの差圧によって測定される。再循環系ポンプについては、シール漏えい量、冷却水流量及び温度が計測され、シール漏えい流量高及び低、並びに原子炉補機冷却系流量低で警報が出される。

(3) 原子炉給水系及び蒸気系計装

原子炉給水流量及び蒸気流量は、フロー・ノズルによって連続的に測定され、指示及び記録される。これらは温度及び圧力補償が行われた後、三要素式原子炉水位制御用の信号として用いられる。

そのほか、給水温度、タービン第一段圧力などが測定され、指示及び記録される。

(4) 制御棒駆動機構計装

制御棒駆動機構計装は、駆動冷却材の供給系、通常の駆動水压系、水压制御ユニットアキュムレータ及びスクラム水排出容器、並びに制御棒位置指示に対して、それぞれ適当なプロセス計装が設けられている。

駆動冷却材の供給系では、駆動ポンプ出口圧力、フィルタでの圧力降下などが計測される。

通常の駆動水压系では、発電用原子炉と駆動水压系との差圧、駆動ヘッダの流量と制御棒駆動機構の温度（位置指示用計器ウェル内）等が計測される。

水压制御ユニットアキュムレータ及びスクラム水排出容器系では、アキュムレータ窒素圧力、アキュムレータの漏えい水量、スクラム水排出容器水位等が計測され、アキュムレータの圧力低と水位高、スクラム水排出容

器の水位高で警報が出される。スクラム水排出容器の水位が更に高くなれば、発電用原子炉はスクラムされる。

制御棒位置は、駆動機構の中心部に設けられた計器ウェル内のリード・スイッチによって測定指示される。

(5) 原子炉格納容器内雰囲気計装

原子炉格納容器（以下 6. では「格納容器」という。）について計測する主要な項目は、格納容器内の圧力、温度、湿度、水素濃度、酸素濃度及び放射線レベルである。

格納容器内の圧力、温度及び酸素濃度は、連続的に測定し、指示又は記録する。また、冷却材喪失事故後の格納容器内の圧力、温度、水素濃度、酸素濃度、放射線レベル等も測定し、記録する。その他、ドライウェルの湿度並びにサブプレッション・チェンバのプール水位及び水温も連続的に測定し、指示又は記録する。

ドライウェル圧力高、水素濃度高及び酸素濃度高で警報を出す。ドライウェル圧力の上昇が更に大きい場合には、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設を作動させるための信号を出す（第 6.6-3 図及び第 6.6-5 図参照）。

サブプレッション・チェンバでは、プール水位低、プール水位高、プール水温高、水素濃度高及び酸素濃度高で警報を出す。

(6) 漏えい検出系計装

原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいは、格納容器床ドレン流量、格納容器機器ドレン流量及び格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度の測定により約 3.8L/min の漏えいを 1 時間以内に検出できるようにする。測定値は、指示するとともに、原子炉冷却材の漏えい量が多い場合には警報を出す。

(7) その他の原子炉プラント・プロセス計装

ほう酸水注入系では，ほう酸水貯蔵タンク水位，ほう酸水温度及びポンプ出口圧力が計測され，タンク水位低，ポンプ出口圧力低等で警報が出される。

高圧炉心スプレイ系，低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系では，ポンプ出口圧力及びサプレッション・プール水位が計測される。

6.3.5 試験検査

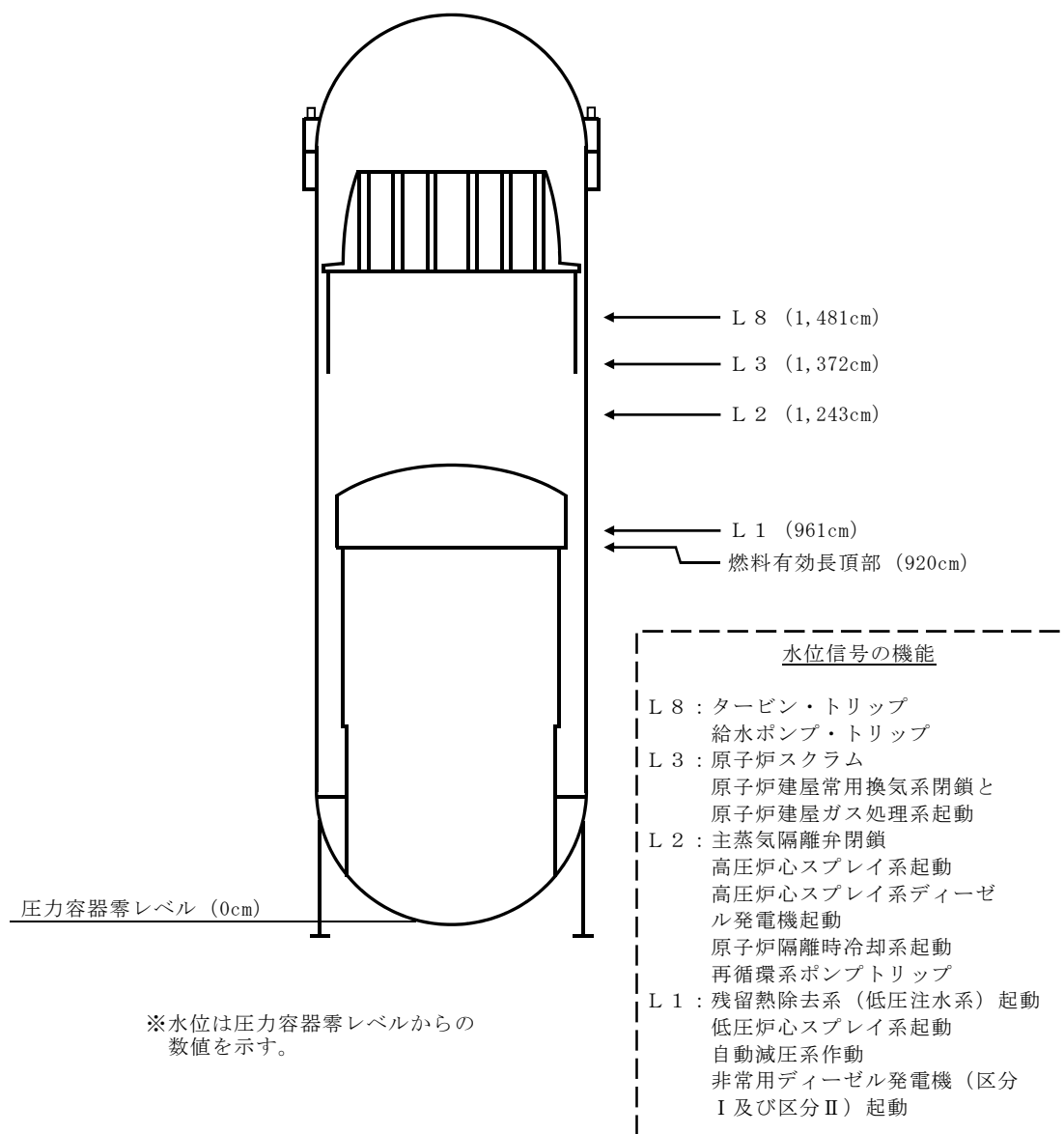
原子炉プラント・プロセス計装は，定期的に試験又は検査を行い，その機能の健全性を確認する。

6.3.6 評価

- (1) 原子炉プラント・プロセス計装は，通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において，炉心，原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器バウンダリ並びにそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータを予想変動範囲内で監視することができる設計としている。
- (2) 原子炉プラント・プロセス計装は，設計基準事故時において，事故の状態を知り対策を講じるのに必要なパラメータを監視することができる設計としている。
- (3) 安全保護系に関連する原子炉プラント・プロセス計装は，「6.6 安全保護系」に記載する設計方針(4)～(9)を満足する設計としている。
- (4) 原子炉プラント・プロセス計装は，原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の漏えいがあった場合，その漏えいを検出することができる設計としている。

第 6.3-1 表 原子炉プラント・プロセス計装一覧表

項 目	名 称
原子炉圧力容器計装	原子炉水位，圧力 圧力容器胴部温度 圧力容器フランジ部シール漏えい
再循環回路計装	再循環流量 冷却材温度 再循環系ポンプ出入口差圧 炉心流量 シール漏えい流量 再循環系ポンプ冷却水流量，温度
原子炉給水系及び 蒸気系計装	原子炉給水流量 蒸気流量 給水温度 タービン第一段圧力
制御棒駆動機構計装	制御棒駆動ポンプ出口圧力 フィルタ圧力 原子炉と駆動水圧系との差圧 駆動ヘッド流量 制御棒駆動機構温度 アキュムレータ窒素圧力 アキュムレータ漏えい水量 スクラム水排出容器水位
原子炉格納容器内 雰囲気計装	格納容器内圧力 格納容器内温度 格納容器内湿度 格納容器内水素濃度及び酸素濃度 格納容器内放射線 サプレッション・プール水位 サプレッション・プール水温
漏えい検出系計装	格納容器床ドレン流量 格納容器機器ドレン流量 格納容器雰囲気中の核分裂生成物の放射性物質濃度
その他の原子炉プラント ・プロセス計装	ほう酸水貯蔵タンク水位 ほう酸水温度及びポンプ出口圧力 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力



第 6.3-1 図 原子炉水位計装説明図

6.4 計装設備（重大事故等対処設備）

6.4.1 概 要

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

当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ）は、添付書類十の「第 5.1－1 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された主要パラメータ（重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ）とする。

当該パラメータを推定するために必要なパラメータは、添付書類十の「第 5.1－1 表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のパラメータの選定で分類された代替パラメータ（重要代替監視パラメータ及び常用代替監視パラメータ）とする。

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備（重大事故等対処設備）について、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握するための能力（最高計測可能温度等（設計基準最大値等））を明確にする。計測範囲を第 6.4－1 表に、設計基準最大値等を第 6.4－2 表に示す。計装設備（重大事故等対処設備）の系統概要図を第 6.4－1 図から第 6.4－6 図に示す。

6.4.2 設計方針

(1) 監視機能喪失時に使用する設備

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

重要監視パラメータ又は有効監視パラメータ（原子炉压力容器内の温度、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は、添付書類十の「第5.1-1表 重大事故等対策における手順書の概要」のうち、「1.15 事故時の計装に関する手順等」の計器故障時の代替パラメータによる推定又は計器の計測範囲を超えた場合の代替パラメータによる推定の対応手段等により推定ができる設計とする。

計器故障時に、当該パラメータの他チャンネルの計器がある場合、他チャンネルの計器により計測するとともに、重要代替監視パラメータが複数ある場合は、推定する重要監視パラメータとの関係性がより直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を踏まえた確からしさを考慮し、優先順位を定める。推定手段及び優先順位を第6.4-3表に示す。

(2) 計器電源喪失時に使用する設備

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

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・所内常設直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）

- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設直流電源設備，常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備，代替所内電気設備及び燃料給油設備については，「10.2 代替電源設備」に記載する。

また，代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合，特に重要なパラメータとして，重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については，温度，圧力，水位及び流量に係るものについて，乾電池を電源とした可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度，圧力，水位及び流量（注水量）計測用）及び可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の圧力，水位及び流量（注水量）計測用）（以下「可搬型計測器」という。）により計測できる設計とする。

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

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・可搬型計測器（原子炉压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）
- ・可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の圧力，水位及び流量（注水量）計測用）

(3) パラメータ記録時に使用する設備

原子炉格納容器内の温度，圧力，水位，水素濃度，放射線量率等想定される重大事故等の対応に必要な重要監視パラメータ及び重要代替監視

パラメータが計測又は監視及び記録できる設計とする。

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

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・安全パラメータ表示システム（SPDS）（データ伝送装置、緊急時対策支援システム伝送装置及びSPDSデータ表示装置）

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。

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

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

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

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

6.4.2.2 悪影響防止

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

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備のうち，多重性を有するパラメータの計測装置並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測装置の間においては，パラメータ相互をヒューズ，アイソレータ等により電氣的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型計測器は，通常時に接続先の系統と分離された状態であること及び重大事故等時は重大事故等対処設備として系統構成をすることにより，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.4.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

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

- ・ 原子炉圧力
- ・ 原子炉水位（広帯域）
- ・ 原子炉水位（燃料域）
- ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量

- ・ 高圧炉心スプレイ系系統流量
- ・ 残留熱除去系系統流量
- ・ 低圧炉心スプレイ系系統流量
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）
- ・ 起動領域計装
- ・ 平均出力領域計装
- ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ 残留熱除去系海水系系統流量
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・ 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）

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

- ・ 原子炉圧力容器温度
- ・ 原子炉圧力（S A）
- ・ 原子炉水位（S A広帯域）
- ・ 原子炉水位（S A燃料域）
- ・ 高圧代替注水系系統流量
- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）
- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）

- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）
- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）
- ・ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）
- ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）
- ・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ・ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
- ・ ドライウェル雰囲気温度
- ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度
- ・ サプレッション・プール水温度
- ・ 格納容器下部水温
- ・ ドライウェル圧力
- ・ サプレッション・チェンバ圧力
- ・ サプレッション・プール水位
- ・ 格納容器下部水位
- ・ 格納容器内水素濃度（S A）
- ・ フィルタ装置水位
- ・ フィルタ装置圧力
- ・ フィルタ装置スクラビング水温度
- ・ フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・ フィルタ装置入口水素濃度
- ・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ・ 代替循環冷却系ポンプ入口温度
- ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
- ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）

- ・ 代替淡水貯槽水位
- ・ 西側淡水貯水設備水位
- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ・ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ・ 原子炉建屋水素濃度
- ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
- ・ 格納容器内酸素濃度（S A）
- ・ 使用済燃料プール温度（S A）
- ・ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・ 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、想定される重大事故等時に発電所内の通信連絡をする必要のある場所に必要なデータ量を伝送することができる設計とする。

可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位及び流量（注水量）の計測用）は、1 セット 20 個（測定時の故障を想定した予備 1 個含む）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 20 個を含めて合計 40 個を分散して保管する。

可搬型計測器（原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内の圧力、水位及び流量（注水量）の計測用）は、1 セット 19 個（測定時の故障を想定した予備 1 個含む）使用する。保有数は、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として 19 個を含めて合計 38 個を分散して保管する。

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。

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

- ・ 原子炉圧力容器温度
- ・ ドライウェル雰囲気温度
- ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度
- ・ サプレッション・プール水温度
- ・ 格納容器下部水温
- ・ 格納容器下部水位
- ・ 起動領域計装
- ・ 平均出力領域計装

なお、起動領域計装及び平均出力領域計装については、想定される重大事故等時初期における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。

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

- ・ 原子炉圧力
- ・ 原子炉圧力（S A）
- ・ 原子炉水位（広帯域）
- ・ 原子炉水位（燃料域）
- ・ 原子炉水位（S A広帯域）
- ・ 原子炉水位（S A燃料域）
- ・ 高圧代替注水系系統流量
- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）

- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）
- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）
- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）
- ・ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・ 高圧炉心スプレイ系系統流量
- ・ 残留熱除去系系統流量
- ・ 低圧炉心スプレイ系系統流量
- ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）
- ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）
- ・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ・ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
- ・ ドライウェル圧力
- ・ サプレッション・チェンバ圧力
- ・ サプレッション・プール水位
- ・ 格納容器内水素濃度（S A）
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）
- ・ 代替循環冷却系ポンプ入口温度
- ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度
- ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ 残留熱除去系海水系系統流量（A系）
- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ・ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力

- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・ 原子炉建屋水素濃度
- ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
- ・ 格納容器内酸素濃度（S A）
- ・ 使用済燃料プール水位・温度（S A広域）
- ・ 使用済燃料プール温度（S A）
- ・ 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・ 使用済燃料プール監視カメラ

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は，原子炉建屋廃棄物処理棟内に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・ フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・ フィルタ装置入口水素濃度
- ・ 残留熱除去系海水系系統流量（B系）
- ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
- ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）

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

- ・ フィルタ装置水位
- ・ フィルタ装置圧力
- ・ フィルタ装置スクラビング水温度

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータ

を計測する設備は、常設低圧代替注水系ポンプ室内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・代替淡水貯槽水位
- ・常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち以下のパラメータを計測する設備は、常設代替高圧電源装置置場（地下）に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

- ・西側淡水貯水設備水位

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

- ・使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置

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

- ・フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）
- ・耐圧強化ベント系放射線モニタ

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちデータ伝送装置は、原子炉建屋付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。データ伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうち緊急時対策支援システム伝送装置は、緊急時対策所建屋内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。緊急時対策支援システム伝送装置は、想定される重大事故等時に操作を行う必要がない設計とする。

安全パラメータ表示システム（SPDS）のうちSPDSデータ表示装置は、緊急時対策所内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。SPDSデータ表示装置の操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

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

6.4.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

- ・ 原子炉圧力
- ・ 原子炉水位（広帯域）
- ・ 原子炉水位（燃料域）
- ・ 原子炉隔離時冷却系系統流量
- ・ 高圧炉心スプレイ系系統流量
- ・ 残留熱除去系系統流量
- ・ 低圧炉心スプレイ系系統流量
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）
- ・ 格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）
- ・ 起動領域計装
- ・ 平均出力領域計装
- ・ 残留熱除去系熱交換器入口温度

- ・ 残留熱除去系熱交換器出口温度
- ・ 残留熱除去系海水系系統流量
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・ 残留熱除去系ポンプ吐出圧力
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力
- ・ 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）

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

- ・ 原子炉圧力容器温度
- ・ 原子炉圧力（S A）
- ・ 原子炉水位（S A 広帯域）
- ・ 原子炉水位（S A 燃料域）
- ・ 高圧代替注水系系統流量
- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）
- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）
- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）
- ・ 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）
- ・ 代替循環冷却系原子炉注水流量
- ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）
- ・ 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）
- ・ 低圧代替注水系格納容器下部注水流量
- ・ 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量
- ・ ドライウェル雰囲気温度

- ・ サプレッション・チェンバ雰囲気温度
- ・ サプレッション・プール水温度
- ・ 格納容器下部水温
- ・ ドライウェル圧力
- ・ サプレッション・チェンバ圧力
- ・ サプレッション・プール水位
- ・ 格納容器下部水位
- ・ 格納容器内水素濃度（S A）
- ・ フィルタ装置水位
- ・ フィルタ装置圧力
- ・ フィルタ装置スクラビング水温度
- ・ フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・ フィルタ装置入口水素濃度
- ・ 耐圧強化ベント系放射線モニタ
- ・ 代替循環冷却系ポンプ入口温度
- ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）
- ・ 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）
- ・ 代替淡水貯槽水位
- ・ 西側淡水貯水設備水位
- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力
- ・ 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力
- ・ 原子炉建屋水素濃度
- ・ 静的触媒式水素再結合器動作監視装置
- ・ 格納容器内酸素濃度（S A）

- ・使用済燃料プール温度（S A）
- ・使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）
- ・使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）並びにフィルタ装置入口水素濃度は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）並びにフィルタ装置入口水素濃度を計測するためのサンプリング装置は、中央制御室の制御盤の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置は、中央制御室の制御盤の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

安全パラメータ表示システム（S P D S）は、想定される重大事故等において、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用する設計とする。安全パラメータ表示システム（S P D S）のうちデータ伝送装置及び緊急時対策支援システム伝送装置は、常時伝送を行うため、通常操作を必要としない設計とする。安全パラメータ表示システム（S P D S）のうちS P D Sデータ表示装置は、付属の操作スイッチにより緊急時対策所内で操作が可能な設計とする。

可搬型計測器は、設計基準対象施設とは兼用しないため、想定される重大事故等時に切り替えることなく使用できる設計とする。可搬型計測器は、重大事故等対応要員が携行して屋外・屋内のアクセスルートを通行できる設計とする。可搬型計測器の計装ケーブルの接続は、ボルト・ネジ接続とし、接続規格を統一することにより、一般的に使用される工具を用いて確実に接続

できる設計とし、付属の操作スイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。

6.4.3 主要設備及び仕様

計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様並びに重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを第 6.4-1 表及び第 6.4-2 表に、代替パラメータによる主要パラメータの推定を第 6.4-3 表に示す。また、重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータを第 6.4-4 表に示す。

6.4.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

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

安全パラメータ表示システム（SPDS）は、発電用原子炉の運転中又は停止中に、機能・性能の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

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

第 6.4-1 表 計装設備（重大事故等対処設備）の主要機器仕様

(1) 原子炉圧力容器温度

個 数	4
計 測 範 囲	0～500℃

(2) 原子炉圧力

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	2
計 測 範 囲	0～10.5MPa [gage]

(3) 原子炉圧力（S A）

個 数	2
計 測 範 囲	0～10.5MPa [gage]

(4) 原子炉水位（広帯域）

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	2
計 測 範 囲	－3,800mm～1,500mm ^{※1}

(5) 原子炉水位（燃料域）

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	2
計 測 範 囲	−3,800mm〜1,300mm ^{※2}

(6) 原子炉水位（S A広帯域）

個 数	1
計 測 範 囲	−3,800mm〜1,500mm ^{※1}

(7) 原子炉水位（S A燃料域）

個 数	1
計 測 範 囲	−3,800mm〜1,300mm ^{※2}

(8) 高圧代替注水系系統流量

個 数	1
計 測 範 囲	0〜50L／s

(9) 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）

個 数	1
計 測 範 囲	0〜500m ³ ／h

(10) 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）

個 数	1
計 測 範 囲	0〜80m ³ ／h

(11) 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）

個 数	1
-----	---

計測範囲	0～300m ³ /h
------	------------------------

(12) 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）

個数	1
----	---

計測範囲	0～80m ³ /h
------	-----------------------

(13) 代替循環冷却系原子炉注水流量

個数	2
----	---

計測範囲	0～150m ³ /h
------	------------------------

(14) 原子炉隔離時冷却系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個数	1
----	---

計測範囲	0～50L/s
------	---------

(15) 高圧炉心スプレイ系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個数	1
----	---

計測範囲	0～500L/s
------	----------

(16) 残留熱除去系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	3
計 測 範 囲	0～600L／s

(17) 低圧炉心スプレイ系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	1
計 測 範 囲	0～600L／s

(18) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用）

個 数	1
計 測 範 囲	0～500m ³ ／h

(19) 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用）

個 数	1
計 測 範 囲	0～500m ³ ／h

(20) 低圧代替注水系格納容器下部注水流量

個 数	1
計 測 範 囲	0～200m ³ ／h

(21) 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量

個 数	2
計 測 範 囲	0～300m ³ ／h

(22) ドライウェル雰囲気温度

個 数	8
計 測 範 囲	0～300℃

(23) サプレッション・チェンバ雰囲気温度

個 数	2
計 測 範 囲	0～200℃

(24) サプレッション・プール水温度

個 数	3
計 測 範 囲	0～200℃

(25) 格納容器下部水温

ペDESTAL床面高さ 0m 検知用※³

個 数	5
計 測 範 囲	0～500℃

ペDESTAL床面高さ+0.2m 検知用※³

個 数	5
計 測 範 囲	0～500℃

(26) ドライウェル圧力

個 数	1
計 測 範 囲	0～1MPa [abs]

(27) サプレッション・チェンバ圧力

個 数	1
計 測 範 囲	0～1MPa [abs]

(28) サプレッション・プール水位

個 数	1
計 測 範 囲	－1m～9m (EL. 2, 030mm～12, 030mm) ※4

(29) 格納容器下部水位

ペDESTAL床面高さ＋0.50m 検知用※3

個 数	2
計 測 範 囲	EL. 12, 306mm

ペDESTAL床面高さ＋0.95m 検知用※3

個 数	2
計 測 範 囲	EL. 12, 756mm

ペDESTAL床面高さ＋1.05m 検知用※3

個 数	2
計 測 範 囲	EL. 12, 856mm

ペDESTAL床面高さ＋2.25m 満水管理用※3

個 数	2
計 測 範 囲	EL. 14, 056mm

ペDESTAL床面高さ＋2.75m 満水管理用※3

個 数	2
計 測 範 囲	EL. 14, 556mm

(30) 格納容器内水素濃度 (S A)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数	2
計 測 範 囲	0～100vol%

(31) 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)

第 8.1-2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。

(32) 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)

第 8.1-2 表 放射線管理設備 (重大事故等時) の主要機器仕様に記載する。

(33) 起動領域計装

兼用する設備は以下のとおり。

- ・核計装

個 数	8
計 測 範 囲	$10^{-1} \text{cps} \sim 10^6 \text{cps}$ ($1.0 \times 10^3 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ $\sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) $0 \sim 40\%$ 又は $0 \sim 125\%$ (1.0×10^8 $\text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

(34) 平均出力領域計装

兼用する設備は以下のとおり。

・核計装

個 数	2※5
計 測 範 囲	0～125% ($1.0 \times 10^{12} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)

(35) フィルタ装置水位

個 数	2
計 測 範 囲	180mm～5,500mm

(36) フィルタ装置圧力

個 数	1
計 測 範 囲	0～1MPa [gage]

(37) フィルタ装置スクラビング水温度

個 数	1
計 測 範 囲	0～300℃

(38) フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

第 8.1－2 表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

(39) フィルタ装置入口水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数	2
-----	---

計測範囲	0～100vol%
------	-----------

(40) 耐圧強化ベント系放射線モニタ

第 8.1-2 表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

(41) 代替循環冷却系ポンプ入口温度

個数	2
----	---

計測範囲	0～100℃
------	--------

(42) 残留熱除去系熱交換器入口温度

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個数	2
----	---

計測範囲	0～300℃
------	--------

(43) 残留熱除去系熱交換器出口温度

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個数	2
----	---

計測範囲	0～300℃
------	--------

(44) 残留熱除去系海水系系統流量

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	2
計 測 範 囲	0～550L／s

(45) 緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）

個 数	1
計 測 範 囲	0～800m ³ ／h

(46) 緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）

個 数	1
計 測 範 囲	0～50m ³ ／h

(47) 代替淡水貯槽水位

個 数	1
計 測 範 囲	0～20m

(48) 西側淡水貯水設備水位

個 数	1
計 測 範 囲	0～6.5m

(49) 常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力

個 数	1
計 測 範 囲	0～10MPa [gage]

(50) 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力

個 数	2
-----	---

計測範囲 0～5MPa [gage]

(51) 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力

個数 2

計測範囲 0～5MPa [gage]

(52) 原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個数 1

計測範囲 0～10MPa [gage]

(53) 高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個数 1

計測範囲 0～10MPa [gage]

(54) 残留熱除去系ポンプ吐出圧力

兼用する設備は以下のとおり。

・原子炉プラント・プロセス計装

個数 3

計測範囲 0～4MPa [gage]

(55) 低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装

個 数	1
計 測 範 囲	0～4MPa [gage]

(56) 原子炉建屋水素濃度

兼用する設備は以下のとおり。

- ・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

原子炉建屋原子炉棟 6 階

個 数	2
計 測 範 囲	0～10vol%

原子炉建屋原子炉棟 2 階，地下 1 階

個 数	3
計 測 範 囲	0～20vol%

(57) 静的触媒式水素再結合器動作監視装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

個 数	4
計 測 範 囲	0～300℃

(58) 格納容器内酸素濃度（S A）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

個 数	2
計 測 範 囲	0～25vol%

(59) 使用済燃料プール水位・温度（S A 広域）

第 4.3-1 表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(60) 使用済燃料プール温度（S A）

第 4.3-1 表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(61) 使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）

第 8.1-2 表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

(62) 使用済燃料プール監視カメラ（使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置を含む）

第 4.3-1 表 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備の主要機器仕様に記載する。

(63) 安全パラメータ表示システム（S P D S）

第 10.12-2 表 通信連絡を行うために必要な設備（常設）の主要機器仕様に記載する。

- (64) 可搬型計測器（原子炉压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）

個 数 20（予備 20）

- (65) 可搬型計測器（原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の圧力，水位及び流量（注水量）計測用）

個 数 19（予備 19）

- ※1 基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉压力容器零レベルより 1,340cm）
- ※2 基準点は燃料有効長頂部（原子炉压力容器零レベルより 920cm）
- ※3 ペデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL. 11,806mm）からの高さ
- ※4 基準点は通常運転水位：EL. 3,030mm（サブプレッション・チェンバ底部より 7,030mm）
- ※5 平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち，A，B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A，C，E チャンネルにはそれぞれ 21 個，B，D，F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

第 6.4-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（1/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
① 原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	4	0～500℃	302℃以下※4	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準（300℃）に対して、500℃まで監視可能。	1
	原子炉圧力※1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力（SA）※1					
	原子炉水位（広帯域）※1					
	原子炉水位（燃料域）※1					
	原子炉水位（SA広帯域）※1					
	原子炉水位（SA燃料域）※1					
② 原子炉圧力容器内の圧力	残留熱除去系熱交換器入口温度※1				「②最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力※2	2	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下		原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa [gage]）の 1.2 倍（10.34MPa [gage]）を監視可能。
	原子炉圧力（SA）※2	2	0～10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下		
	原子炉水位（広帯域）※1				「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位（燃料域）※1					
	原子炉水位（SA広帯域）※1					
	原子炉水位（SA燃料域）※1					
	原子炉圧力容器温度※1				「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（2/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
③ 原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位（広帯域）※2	2	－3,800mm～1,500mm※5	－3,800mm～1,400mm※5	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲（レベル3～8）及び燃料有効長底部まで監視可能。	1
	原子炉水位（燃料域）※2	2	－3,800mm～1,300mm※6	397mm～1,300mm※6		
	原子炉水位（SA広帯域）※2	1	－3,800mm～1,500mm※5	－3,800mm～1,400mm※5		
	原子炉水位（SA燃料域）※2	1	－3,800mm～1,300mm※6	397mm～1,300mm※6		
	高压代替注水系系統流量※1				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	低压代替注水系原子炉注水流量 （常設ライン用）※1					
	低压代替注水系原子炉注水流量 （常設ライン狭帯域用）※1					
	低压代替注水系原子炉注水流量 （可搬ライン用）※1					
	低压代替注水系原子炉注水流量 （可搬ライン狭帯域用）※1					
	代替循環冷却系原子炉注水流量※1					
	原子炉隔離時冷却系系統流量※1					
	高压炉心スプレイ系系統流量※1					
	残留熱除去系系統流量※1					
	低压炉心スプレイ系系統流量※1					
	原子炉圧力※1				「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉圧力（SA）※1					
	サブレンジョン・チェンバ圧力※1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（3/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数	
④原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系統流量	1	0～50L／s	－※8	常設高圧代替注水ポンプの最大注水量（38L／s）を監視可能。	1	
	原子炉隔離時冷却系統流量	1	0～50L／s	40L／s	原子炉隔離時冷却ポンプの最大注水量（40L／s）を監視可能。		
	高圧炉心スプレイ系統流量	1	0～500L／s	438L／s	高圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量（438L／s）を監視可能。		
	低圧代替注水系原子炉注水流量 （常設ライン用）	1	0～500m ³ ／h	－※8	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量（378m ³ ／h）を監視可能。		
	低圧代替注水系原子炉注水流量 （常設ライン狭帯域用）	1	0～80m ³ ／h	－※8	低圧代替注水系（常設）による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量（75m ³ ／h）を監視可能。	1	
	低圧代替注水系原子炉注水流量 （可搬ライン用）	1	0～300m ³ ／h	－※8	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量（110m ³ ／h）を監視可能。		
	低圧代替注水系原子炉注水流量 （可搬ライン狭帯域用）	1	0～80m ³ ／h	－※8	低圧代替注水系（可搬型）による原子炉圧力容器への注水時におけるミニフロー調整時の最大注水量（75m ³ ／h）を監視可能。		
	代替循環冷却系原子炉注水流量	2	0～150m ³ ／h	－※8	代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水時における最大注水量（100m ³ ／h）を監視可能。		
	残留熱除去系系統流量	3	0～600L／s	470L／s	残留熱除去系ポンプの最大注水量（470L／s）を監視可能。		
	低圧炉心スプレイ系統流量	1	0～600L／s	456L／s	低圧炉心スプレイ系ポンプの最大注水量（456L／s）を監視可能。		
	代替淡水貯槽水位※1		「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				
	西側淡水貯水設備水位※1		「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				
	サブレーション・プール水位※1		「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（広帯域）※1		「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	原子炉水位（燃料域）※1						
	原子炉水位（SA広帯域）※1						
	原子炉水位（SA燃料域）※1						

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（4/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数	
⑤ 原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 （常設ライン用）	1	0～500m ³ /h	—※8	代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器スプレイ時における最大注水量（300m ³ /h）を監視可能。	1	
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 （可搬ライン用）	1	0～500m ³ /h	—※8	代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイ時における最大注水量（130m ³ /h）を監視可能。		
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	1	0～200m ³ /h	—※8	格納容器下部注水系（常設又は可搬型）による格納容器下部注水時における最大注水量（80m ³ /h）を監視可能。	1	
	「⑩水源の確保」を監視するパラメータと同じ。						
⑥ 原子炉格納容器内の温度	⑧ 原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	「⑧ 原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。						
	原子炉格納容器下部水位※1						
	ドライウエル雰囲気温度	8	0～300℃	171℃以下	原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	1	
	サブレーション・チェンバ雰囲気温度※2	2	0～200℃	104℃以下	原子炉格納容器内の最高使用温度（104℃）及び原子炉格納容器の限界温度（200℃）を監視可能。	1	
	サブレーション・プール水温度※2	3	0～200℃	104℃以下	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa〔gage〕）におけるサブレーション・プールの飽和温度（約167℃）を監視可能。	1	
	格納容器下部水温	（水温計兼デブリ落下検知用）	5	0～500℃ （ペデスタル床面0m）※7	—※8	ペデスタル底部にデブリが落下した際の温度上昇又は高温のデブリが検出器に接触し指示値がダウンスケールすることを検知することでデブリ落下を検知可能。	4
			5	0～500℃ （ペデスタル床面＋0.2m）※7	—※8	ペデスタル床面＋0.2m以上のデブリ堆積を温度上昇又は高温のデブリと検出器の接触による指示値ダウンスケールにより検知可能。	4
	⑦ 原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。						
	ドライウエル圧力※1						
サブレーション・チェンバ圧力※1							

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（5/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
⑦ 原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※2	1	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下	原子炉格納容器の限界圧力（620kPa [gage]）を監視可能。	1
	サブレーション・チェンバ圧力※2	1	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下		1
	ドライウエル雰囲気温度※1				「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。	
	サブレーション・チェンバ雰囲気温度※1					
	サブレーション・プール水位	1	－1m～9m (EL. 2, 030mm～ 12, 030mm) ※9	－0.5m～0m (EL. 2, 530mm～ 3, 030mm) ※9	ウェットウェルベント操作可否判断（ベントライン下端高さ－1.64m：通常水位＋6.5m）を把握できる範囲を監視可能。 (サブレーション・チェンバ内のプール水を水源とする非常用炉心冷却系等の起動時に想定される変動（低下）水位（－0.5m）を監視可能。）	1
⑧ 原子炉格納容器内の水位	(高さ1m超検知用)	2	+1.05m※7 (EL. 12, 856mm)	－※8	炉心損傷後，原子炉圧力容器破損までの間に，ペデスタル床面から＋1mを超える高さまでの事前注水されたことの検知が可能。	1
	(高さ0.5m, 1.0m未満検知用)	各2	+0.50m, +0.95m※7 (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	－※8	デブリ落下後，ペデスタル床面＋0.2m以上のデブリ堆積までの間，ペデスタル床面から＋0.5m～＋1mの範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	
	(満水管理用)	各2	+2.25m, +2.75m※7 (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	－※8	ペデスタル床面＋0.2m以上のデブリ堆積後，ペデスタル滴水近傍のペデスタル床面から＋2.25m～＋2.75mの範囲に水位が維持されていることの確認が可能。	
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ※1					
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) ※1				「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ※1					
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) ※1					
	低圧代替注水系格納容器スブレイ流量 (常設ライン用) ※1				「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。	
	低圧代替注水系格納容器スブレイ流量 (可搬ライン用) ※1					
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量※1					
	代替淡水貯槽水位※1				「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。	
	西側淡水貯水設備水位※1					
	ドライウエル圧力※1				「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。	
	サブレーション・チェンバ圧力※1					

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（6/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
⑩ 原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内水素濃度（SA）	2	0～100vol%	約 3.3vol%以下	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲（0～56.6vol%）を監視可能。	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）※2	2	$10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$	90Sv/h 未満※10	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約90Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	—
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）※2	2	$10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$	90Sv/h 未満※10	炉心損傷の判断値（原子炉停止直後に炉心損傷した場合は約90Sv/h）を把握する上で監視可能（上記の判断値は原子炉停止後の経過時間とともに低くなる）。	—
⑪ 未臨界の維持又は監視	起動領域計装※2	8	$10^{-1}\text{cps} \sim 10^6\text{cps}$ $(1.0 \times 10^3 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^9 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 0～40%又は 0～125% $(1.0 \times 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.5 \times 10^{13} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約 19 倍	原子炉の停止時から起動時及び起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、起動領域計装が測定できる範囲を超えた場合は、平均出力領域計装によって監視可能。	—
	平均出力領域計装※2	2※3	0～125% $(1.0 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1.0 \times 10^{14} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$		原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。 なお、設計基準事故時及び重大事故等時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻である。125%を超えた領域でその指示に基づき操作を伴うものでないことから、現状の計測範囲でも運転監視上影響はない。また、重大事故等時においても再循環系ポンプトリップ等により中性子束は低下するため、現状の計測範囲でも対応が可能。	—

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（7/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
代替循環冷却系	サブレーション・プール水温度 ^{※2}			「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。		
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	2	0～100℃	— ^{※8}	代替循環冷却時における代替循環冷却系ポンプの最高使用温度（80℃）を監視可能。	1
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	2	0～300m ³ /h	— ^{※8}	代替循環冷却系による格納容器スプレイ時における最大注水量（250m ³ /h）を監視可能。	1
	代替循環冷却系原子炉注水流量 ^{※1}			「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。		
	残留熱除去系熱交換器出口温度 ^{※1}			「⑫最終ヒートシンクの確保（残留熱除去系）」を監視するパラメータと同じ。		
	ドライウエル雰囲気温度 ^{※1}			「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。		
格納容器圧力逃がし装置	サブレーション・チェンバ雰囲気温度 ^{※1}					
	フィルタ装置水位	2	180mm～5,500mm	— ^{※8}	系統待機時におけるスクラビング水位の設定範囲及びベント後のフィルタ装置機能維持のための下限水位から上限水位の範囲を監視可能。	1
	フィルタ装置圧力 ^{※2}	1	0～1MPa [gage]	— ^{※8}	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用圧力（0.62MPa [gage]）を監視可能。	1
	フィルタ装置スクラビング水温度 ^{※2}	1	0～300℃	— ^{※8}	格納容器ベント実施時に、格納容器圧力逃がし装置の最高使用温度（200℃）を監視可能。	1
	フィルタ装置出口放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）	2	10 ⁻² Sv/h～10 ⁻⁵ Sv/h	— ^{※8}	格納容器ベント実施時（炉心損傷している場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（約 5×10 ⁻¹ Sv/h）を監視可能。	—
		1	10 ⁻³ mSv/h～10 ⁻⁴ mSv/h	— ^{※8}	格納容器ベント実施時（炉心損傷していない場合）に、想定されるフィルタ装置出口の最大放射線量率（約 7×10 ⁻⁶ mSv/h）を監視可能。	—
	フィルタ装置入口水素濃度	2	0～100vol%	— ^{※8}	格納容器ベント停止後の窒素によるパージを実施し、フィルタ装置の入口配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度（4vol%）未満であることを監視可能。	—
	ドライウエル圧力 ^{※1}			「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。		
	サブレーション・チェンバ圧力 ^{※1}			「⑨原子炉格納容器内の水素濃度」を監視するパラメータと同じ。		
	格納容器内水素濃度（SA） ^{※1}					

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（8/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
⑫最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系	2	10^{-2} mSv/h～ 10^5 mSv/h	—※ 8	重大事故等時の排気ラインの耐圧強化ベント系放射線モニタ設置位置における最大放射線量率（約 9×10^4 mSv/h）を監視可能。	—
	残留熱除去系熱交換器入口温度※ 2	2	0～300℃	182℃以下	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統水の最高温度（182℃）を監視可能。	1
	残留熱除去系熱交換器出口温度	2	0～300℃	182℃以下	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系系統水の最高温度（182℃）を監視可能。	1
	残留熱除去系系統流量	「④原子炉圧力容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。				
	残留熱除去系海水系系統流量※ 1	2	0～550L/s	493L/s	残留熱除去系の運転時における，残留熱除去系海水系ポンプの最大流量（493L/s）を監視可能。	1
	緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）※ 1	1	0～800m ³ /h	—※ 8	緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）の最大流量（650m ³ /h）を監視可能。	
	緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）※ 1	1	0～50m ³ /h	—※ 8	緊急用海水系の運転時における，緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）の最大流量（40m ³ /h）を監視可能。	
	原子炉圧力容器温度※ 1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
	サブプレッシャ・プール水温度※ 1	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。				
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力※ 1	「④水源の確保」を監視するパラメータと同じ。				

第6.4-2表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（9/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
⑬ 格納容器バイパスの監視	原子炉圧力容器内の状態	原子炉水位（広帯域）※2	「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。			
		原子炉水位（燃料域）※2				
		原子炉水位（SA広帯域）※2				
		原子炉水位（SA燃料域）※2				
		原子炉圧力※2	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
		原子炉圧力（SA）※2				
		原子炉圧力容器温度※1	「①原子炉圧力容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。			
	原子炉格納容器内の状態	ドライウエル雰囲気温度※2	「⑥原子炉格納容器内の温度」を監視するパラメータと同じ。			
		ドライウエル圧力※2	「⑦原子炉格納容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
		サブレーション・チェンバ圧力※1				
	原子炉建屋内の状態	高圧炉心スプレイスポンズ吐出圧力	「⑭水源の確保」を監視するパラメータと同じ。			
		原子炉隔離時冷却系ポンズ吐出圧力				
		残留熱除去系ポンズ吐出圧力				
		低圧炉心スプレイスポンズ吐出圧力				
		原子炉圧力※1	「②原子炉圧力容器内の圧力」を監視するパラメータと同じ。			
		原子炉圧力（SA）※1				

第 6.4-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（10/11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数	
⑭ 水 源 の 確 保	サブプレッショ・ブール水位 ^{*2}		「⑧原子炉格納容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。				
	代替淡水貯槽水位	1	0～20m	—※8	代替淡水貯槽の底部より上の水位計検出点からポンプ戻り配管レベル（0～20m）を監視可能。	1	
	西側淡水貯水設備水位	1	0～6.5m	—※8	西側淡水貯水設備の水槽底部＋1m から＋5m（水槽上端）まで（事故収束に必要な貯水量）を監視可能。	1	
	高压代替注水系統流量 ^{*1}				「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。		
	代替循環冷却系原子炉注水流量 ^{*1}						
	原子炉隔離時冷却系系統流量 ^{*1}						
	高压炉心スブレイ系系統流量 ^{*1}						
	残留熱除去系系統流量 ^{*1}						
	低压炉心スブレイ系系統流量 ^{*1}						
	常設高压代替注水系ポンプ吐出圧力 ^{*1}	1	0～10MPa [gage]	—※8	常設高压代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa [gage]）を監視可能。	1	
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ^{*1}	1	0～10MPa [gage]	8.96MPa [gage]	原子炉隔離時冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（8.96MPa [gage]）を監視可能。		
	高压炉心スブレイ系ポンプ吐出圧力 ^{*1}	1	0～10MPa [gage]	8.01MPa [gage]	高压炉心スブレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（8.01MPa [gage]）を監視可能。		
	代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ^{*1}	2	0～5MPa [gage]	—※8	代替循環冷却系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa [gage]）を監視可能。	1	
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ^{*1}	3	0～4MPa [gage]	3.45MPa [gage]	残留熱除去系ポンプ運転時の吐出圧力（3.45MPa [gage]）を監視可能。		
	低压炉心スブレイ系ポンプ吐出圧力 ^{*1}	1	0～4MPa [gage]	3.79MPa [gage]	低压炉心スブレイ系ポンプ運転時の吐出圧力（3.79MPa [gage]）を監視可能。		
	常設低压代替注水系ポンプ吐出圧力 ^{*1}	2	0～5MPa [gage]	—※8	常設低压代替注水系ポンプ運転時の吐出圧力（3.14MPa [gage]）を監視可能。		
	低压代替注水系原子炉注水流量 （常設ライン用） ^{*1}				「④原子炉圧力容器への注水量」及び「⑤原子炉格納容器への注水量」を監視するパラメータと同じ。		
	低压代替注水系原子炉注水流量 （常設ライン狭帯域用） ^{*1}						
	低压代替注水系原子炉注水流量 （可搬ライン用） ^{*1}						
	低压代替注水系原子炉注水流量 （可搬ライン狭帯域用） ^{*1}						
	低压代替注水系格納容器スブレイ流量 （常設ライン用） ^{*1}						
	低压代替注水系格納容器スブレイ流量 （可搬ライン用） ^{*1}						
	低压代替注水系格納容器下部注水流量 ^{*1}						
	原子炉水位（広帯域） ^{*1}					「③原子炉圧力容器内の水位」を監視するパラメータと同じ。	
	原子炉水位（燃料域） ^{*1}						
	原子炉水位（SA広帯域） ^{*1}						
	原子炉水位（SA燃料域） ^{*1}						

第 6.4-2 表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）（11／11）

分類	重要監視パラメータ 重要代替監視パラメータ	個数	計測範囲	設計基準	把握能力（計測範囲の考え方）	可搬型 計測器個数
⑮ の原子 水素炉建屋 濃度屋内	原子炉建屋水素濃度	2	0～10vol%	—※8	重大事故等時において、原子炉建屋内の水素燃焼の可能性（水素濃度：4vol%）を把握する上で監視可能（なお、静的触媒式水素再結合器にて、原子炉建屋内の水素濃度を可燃限界である 4vol%未満に低減する）。	—
		3	0～20vol%			—
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置※1	4	0～300℃	—※8	重大事故等時において、静的触媒式水素再結合器作動時に想定される温度範囲を監視可能。	2
	格納容器内酸素濃度（SA）	2	0～25vol%	約 4.4vol%以下	重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度が変動する可能性のある範囲（0～4.3vol%）を監視可能。	—
⑯ の原子 酸格 素格 濃格 度格 納格 容格 器内	格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）※1				「⑩原子炉格納容器内の放射線量率」を監視するパラメータと同じ。	
	格納容器雰囲気放射線モニタ（S/C）※1					
	ドライウェル圧力※1					
	サブプレッション・チェンバ圧力※1					
⑰ 使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度（SA 広域）※2	1	－4,300mm～＋7,200mm （EL. 35, 077mm～46, 577mm） ※13	＋6, 818mm （EL. 46, 195mm） ※13	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プール上部から底部近傍までの範囲にわたり水位を監視可能。	—
		1※11	0～120℃	66℃以下	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	1
	使用済燃料プール温度（SA）※2	1※12	0～120℃	—※8	重大事故等時に変動する可能性のある使用済燃料プールの温度を監視可能。	
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ （高レンジ・低レンジ）※2	1	10 ^{－2} Sv/h～10 ⁵ Sv/h	—※8	重大事故等により変動する可能性がある放射線量率の範囲（1. 0×10 ^{－2} mSv/h～2. 4×10 ⁶ mSv/h）にわたり監視可能。	—
		1	10 ^{－3} mSv/h～10 ⁴ mSv/h			
	使用済燃料プール監視カメラ※2	1	—	—※8	重大事故等時において使用済燃料プール及びその周辺の状況を監視可能。	—

※1 重要代替監視パラメータ， ※2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ

※3 平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち， A， B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A， C， E チャンネルにはそれぞれ 21 個， B， D， F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

※4 設計基準事故時に想定される原子炉圧力容器の最高圧力に対する飽和温度。

※5 基準点は蒸気乾燥器スカー ト下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm）， ※6 基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより 920cm）

※7 ベデスタル底面（コリウムシールド上表面：EL.11,806mm）からの高さ。

※8 重大事故等時に使用する設備のため，設計基準事故時は値なし。

※9 基準点は通常運転水位：EL.3,030mm（サブレーション・チェンバ底部より 7,030mm）

※10 炉心損傷は，原子炉停止後の経過時間における格納容器雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約 90Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり，設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。

※11 検出点 2 箇所， ※12 検出点 8 箇所

※13 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL.39,377mm（使用済燃料プール底部より 4,688mm）

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ②原子炉圧力 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が燃料有効長頂部に到達するまでの経過時間より原子炉圧力容器温度を推定する。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度より飽和温度／圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	① 主要パラメータの他チャンネル ② 原子炉水位 (SA 広帯域) ② 原子炉水位 (SA 燃料域) ③ 高圧代替注水系統流量 ③ 低圧代替注水系統流量 ③ 低圧代替注水系統流量 (常設ライン用) ③ 低圧代替注水系統流量 (常設ライン狭帯域用) ③ 低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) ③ 低圧代替注水系統流量 (可搬ライン狭帯域用) ③ 代替循環冷却系原子炉注水流量 ③ 原子炉隔離時冷却系系統流量 ③ 高圧炉心スプレイ系系統流量 ③ 残留熱除去系系統流量 ③ 低圧炉心スプレイ系系統流量 ④ 原子炉圧力 ④ 原子炉圧力 (SA) ④ サブプレッション・チェンバ圧力	① 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ② 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA 広帯域), 原子炉水位 (SA 燃料域) により推定する。 ③ 高圧代替注水系統流量, 低圧代替注水系統流量 (常設ライン用), 低圧代替注水系統流量 (常設ライン狭帯域用), 低圧代替注水系統流量 (可搬ライン狭帯域用), 代替循環冷却系原子炉注水流量, 原子炉隔離時冷却系系統流量, 高圧炉心スプレイ系系統流量, 残留熱除去系系統流量, 低圧炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ④ 原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	① 原子炉水位 (広帯域) ① 原子炉水位 (燃料域) ② 高圧代替注水系統流量 ② 低圧代替注水系統流量 (常設ライン用) ② 低圧代替注水系統流量 (常設ライン狭帯域用) ② 低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) ② 低圧代替注水系統流量 (可搬ライン狭帯域用) ② 代替循環冷却系原子炉注水流量 ② 原子炉隔離時冷却系系統流量 ② 高圧炉心スプレイ系系統流量 ② 残留熱除去系系統流量 ② 低圧炉心スプレイ系系統流量 ③ 原子炉圧力 ③ 原子炉圧力 (SA) ③ サブプレッション・チェンバ圧力	① 原子炉水位 (SA 広帯域), 原子炉水位 (SA 燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。 ② 高圧代替注水系統流量, 低圧代替注水系統流量 (常設ライン用), 低圧代替注水系統流量 (常設ライン狭帯域用), 低圧代替注水系統流量 (可搬ライン狭帯域用), 代替循環冷却系原子炉注水流量, 原子炉隔離時冷却系系統流量, 高圧炉心スプレイ系系統流量, 残留熱除去系系統流量, 低圧炉心スプレイ系系統流量のうち機器動作状態にある流量より, 崩壊熱による原子炉水位変化量を考慮し, 原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ③ 原子炉圧力容器への注水により主蒸気配管より上まで注水し, 原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。 推定は, 原子炉圧力容器内の水位を直接計測する原子炉水位を優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (3/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉压力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域) ③常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	①高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧代替注水系系統流量を推定する。 ③高圧代替注水系系統流量の監視が不可能となった場合は、常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力から常設高圧代替注水系ポンプの注水特性を用いて、高圧代替注水系系統流量が確保されていることを推定する。
	低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用)	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)	推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。 ①低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用)、低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧代替注水系原子炉注水流量を推定する。
	代替循環冷却系原子炉注水流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域) ③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	①代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却系原子炉注水流量を推定する。 ③代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて、代替循環冷却系原子炉注水流量が確保されていることを推定する。
	原子炉隔離時冷却系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域) ③原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。 ①原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により原子炉隔離時冷却系系統流量を推定する。 ③原子炉隔離時冷却系系統流量の監視が不可能となった場合は、原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力から原子炉隔離時冷却系ポンプの注水特性を用いて、原子炉隔離時冷却系系統流量が確保されていることを推定する。
			推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 「 」は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (4/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域) ③高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①高圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により高圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 ③高圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力から高圧炉心スプレイ系ポンプの注水特性を用いて、高圧炉心スプレイ系系統流量が確保されていることを推定する。 推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。
	残留熱除去系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域) ③残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により残留熱除去系系統流量を推定する。 ③残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。
	低圧炉心スプレイ系系統流量	①サブプレッション・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域) ③低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。 ①低圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プール水位の変化により注水量を推定する。 ②注水先の原子炉水位の水位変化により低圧炉心スプレイ系系統流量を推定する。 ③低圧炉心スプレイ系系統流量の監視が不可能となった場合は、低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力から低圧炉心スプレイ系ポンプの注水特性を用いて、低圧炉心スプレイ系系統流量が確保されていることを推定する。
	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②サブプレッション・プール水位	推定は、水源であるサブプレッション・プール水位を優先する。 ①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先のサブプレッション・プール水位の変化により低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)、低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) を推定する。
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系統格納容器下部注水流量	①代替淡水貯槽水位 ①西側淡水貯水設備水位 ②格納容器下部水位	推定は、環境悪化の影響が小さい代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位を優先する。 ①低圧代替注水系統格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により注水量を推定する。なお、代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で注水量を推定する。 ②注水先の格納容器下部水位の変化により低圧代替注水系統格納容器下部注水流量を推定する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 「 」は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (5/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①ドライウエル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度／圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル雰囲気温度を推定する。 ③サブプレッション・チェンバ圧力により、上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プール水温度 ③サブプレッション・チェンバ圧力	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 ③飽和温度／圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ圧力によりサブプレッション・チェンバ雰囲気温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	サブプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①サブプレッション・プール水温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②サブプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサブプレッション・プール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器下部水温	①主要パラメータの他チャンネル	①格納容器下部水温の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ＜R P V 破損判断基準＞ ベデスタル底部に温度計を設置し、指示値の上昇又は喪失により R P V 破損検知に用いる。 デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個（予備 1 個含む）設置し、R P V 破損の早期判断の観点から、2 個以上が上昇傾向（デブリ落下による水温上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）となった場合に、R P V 破損を判断する。 ＜ベデスタル滴水注水判断基準＞ ベデスタル底面から 0.2m の高さに温度計を設置し、0.2m 以上のデブリ堆積有無を検知し、ベデスタル滴水までの注水可否を判断する。また、指示値の上昇又は喪失により、R P V 破損検知に用いる。 デブリの落下、堆積挙動の不確かさを考慮して等間隔で計 5 個（予備 1 個含む）設置し、十分な量のデブリ堆積検知の観点から、3 個以上がオーバースケール（デブリの接触による温度上昇）又はダウンスケール（温度計の溶融による短絡又は導通）した場合に、ベデスタル滴水までの注水を判断する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (6/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	①サブプレッション・チェンバ圧力 ②ドライウエル雰囲気温度 ③ [ドライウエル圧力] ※2	①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ圧力により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力 (常用代替監視パラメータ) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるサブプレッション・チェンバ圧力を優先する。
	サブプレッション・チェンバ圧力	①ドライウエル圧力 ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 ③ [サブプレッション・チェンバ圧力] ※2	①サブプレッション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力により推定する。 ②飽和温度/圧力の関係を利用してサブプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサブプレッション・チェンバ圧力を推定する。 ③監視可能であればサブプレッション・チェンバ圧力 (常用代替監視パラメータ) により、圧力を推定する。 推定は、真空破壊装置、ベント管を介して均圧されるドライウエル圧力を優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (8/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の 水素濃度の	格納容器内水素濃度 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ② [格納容器内水素濃度] ※2	①格納容器内水素濃度 (SA) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②監視可能であれば格納容器内水素濃度 (常用代替監視パラメータ) により、水素濃度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	①格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
未臨界の維持又は監視	起動領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③ [制御棒操作監視系] ※2	①起動領域計装の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②起動領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	平均出力領域計装	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域計装 ③ [制御棒操作監視系] ※2	①平均出力領域計装の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ③制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) により全制御棒が挿入状態にあることが確認できる場合は、未臨界状態の維持を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	[制御棒操作監視系] ※2	①起動領域計装 ②平均出力領域計装	①制御棒操作監視系 (有効監視パラメータ) の監視が不可能となった場合は、起動領域計装により推定する。 ②平均出力領域計装により推定する。 推定は、低出力領域を監視する起動領域計装を優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (9/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
代替循環冷却系	サブプレッション・プール水温度	①主要パラメータの他チャネル ②サブプレッション・チェンバ霧囲気温度	①サブプレッション・プール水温度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②サブプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ霧囲気温度によりサブプレッション・プール水温度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	①残留熱除去系熱交換器出口温度	①代替循環冷却系ポンプ入口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器出口温度により代替循環冷却系ポンプ入口温度を推定する。
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	①代替循環冷却系原子炉注水流量 ②サブプレッション・プール水温度 ②ドライウエル霧囲気温度 ②サブプレッション・チェンバ霧囲気温度	①代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、ポンプ容量と代替循環冷却系原子炉注水流量から格納容器スプレイ流量を推定する。 ②代替循環冷却系による冷却において、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水温度、ドライウエル霧囲気温度、サブプレッション・チェンバ霧囲気温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	フィルタ装置水位	①主要パラメータの他チャネル	推定は、代替循環冷却系原子炉注水流量を優先する。 ①フィルタ装置水位の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。
	フィルタ装置圧力	①ドライウエル圧力 ①サブプレッション・チェンバ圧力 ②フィルタ装置スクラビング水温度	①フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定する。 推定は、同じ物理量であるドライウエル圧力、サブプレッション・チェンバ圧力を優先する。
格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置スクラビング水温度	①フィルタ装置圧力	①飽和温度／圧力の関係を利用してフィルタ装置圧力によりフィルタ装置スクラビング水温度を推定する。
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	①主要パラメータ（フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ））の他チャネル	①フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ）の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。
	フィルタ装置入口水素濃度	①主要パラメータの他チャネル ②格納容器内水素濃度（SA）	①フィルタ装置入口水素濃度の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定する。 ②フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素が格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度（SA）により推定する。
			推定は、主要パラメータの他チャネルを優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 「 」は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (10/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
耐圧強化ベント系 最終ヒートシンクの確保	耐圧強化ベント系放射線モニタ	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブレーション・プール水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブレーション・プール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系海水系系統流量 ②緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器） ②緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。 ②残留熱除去系海水系系統流量又は緊急用海水系流量（残留熱除去系熱交換器）、緊急用海水系流量（残留熱除去系補機）により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。
			推定は、残留熱除去系熱交換器入口温度を優先する。
	残留熱除去系系統流量	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性を用いて、残留熱除去系系統流量が確保されていることを推定する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (11/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
格納容器バイパスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域) により推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能となった場合は, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域) により推定する。
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力 (SA) により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。
	原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA広帯域) ③原子炉水位 (SA燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の 1 チャンネルが故障した場合は, 他チャンネルにより推定する。 ②原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は, 原子炉圧力により推定する。 ③原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態にあると想定することで, 原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 推定は, 主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが, 監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (12/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
原子炉格納容器内の状態	ドライウエル雰囲気温度	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力	①ドライウエル雰囲気温度の 1 チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、飽和温度／圧力の関係を利用してドライウエル圧力によりドライウエル雰囲気温度を推定する。
	ドライウエル圧力	①サブプレッション・チェンバ圧力 ②ドライウエル雰囲気温度 ③ [ドライウエル圧力] ※2	推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。 ①ドライウエル圧力の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ圧力により推定する。 ②飽和温度／圧力の関係を利用してドライウエル雰囲気温度によりドライウエル圧力を推定する。 ③監視可能であればドライウエル圧力（常用代替監視パラメータ）により、圧力を推定する。
	ドライウエル圧力		推定は、真空破壊装置、ペント管を介して均圧されるサブプレッション・チェンバ圧力を優先する。
格納容器バイパスの監視	高圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] ※2	①高圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②高圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] ※2	推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。 ①原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] ※2	推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。 ①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。
	低圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力	①原子炉圧力 ①原子炉圧力 (SA) ② [エリア放射線モニタ] ※2	推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。 ①低圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の低下により格納容器バイパスの発生を推定する。 ②低圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）により格納容器バイパスの発生を推定する。
			推定は、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) を優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (13/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	サブプレッション・プール水位	①高圧代替注水系原子炉注水流量 ①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心スプレイ系系統流量 ①残留熱除去系系統流量 ①低圧炉心スプレイ系系統流量 ②常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバの水位容量曲線を用いて、サブプレッション・プール水から原子炉圧力容器へ注水する高圧代替注水系、代替循環冷却系、原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、低圧炉心スプレイ系の流量と経過時間より算出した注水量から推定する。 ②サブプレッション・チェンバ内のプール水を水源とする常設高圧代替注水系ポンプ、代替循環冷却系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプの吐出圧力から各ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定する。 <ポンプ停止判断基準> サプレッション・プール水位不明時は、上記①又は②の推定方法により、水源が確保されていることを推定する。原子炉圧力容器への注水中に、ECS系の配管破断などによりサブプレッション・プール水が流出し、ポンプの必要NPSHが得られず、吐出圧力の異常（圧力低下、ハンチングなど）が確認された場合に、ポンプを停止する。 推定は、サブプレッション・チェンバ内のプール水を水源とするポンプの注水量を優先する。
	代替淡水貯槽水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（可搬ライン用） ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域） ②サブプレッション・プール水位 ②常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	①代替淡水貯槽水位の監視が不可能となった場合は、代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプの注水量から、代替淡水貯槽水位を推定する。なお、代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により代替淡水貯槽水位を推定する。なお、代替淡水貯槽の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②代替淡水貯槽を水源とする常設低圧代替注水系ポンプの吐出圧力から常設低圧代替注水系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である代替淡水貯槽水位が確保されていることを推定する。 推定は、代替淡水貯槽を水源とするポンプの注水量を優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 「 」は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第 6.4-3 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (14/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
水源の確保	西側淡水貯水設備水位	①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用） ①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量（常設ライン用） ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②原子炉水位（広帯域） ②原子炉水位（燃料域） ②原子炉水位（SA広帯域） ②原子炉水位（SA燃料域） ②サブプレッション・プール水位	①西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側淡水貯水設備を水源とする可搬型代替注水中型ポンプの注水量から、西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 ②注水先の原子炉水位及びサブプレッション・プール水位の水位変化により西側淡水貯水設備水位を推定する。なお、西側淡水貯水設備の補給状況も考慮した上で水位を推定する。 推定は、西側淡水貯水設備を水源とするポンプの注水量を優先する。
	原子炉建屋水素濃度	①主要パラメータの他チャンネル ②静的触媒式水素再結合物動作監視装置	①原子炉建屋水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、静的触媒式水素再結合物動作監視装置（静的触媒式水素再結合物入口／出口の温度差により水素濃度を推定）により推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度（SA）	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W） ②格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C） ②ドライウェル圧力 ②サブプレッション・チェンバ圧力 ③〔格納容器内酸素濃度〕※2	①格納容器内酸素濃度（SA）の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定する。 ②格納容器内酸素濃度（SA）の監視が不可能となった場合は、格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）又は格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）にて炉心損傷を判断した後、初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果（解析結果）により格納容器内酸素濃度（SA）を推定する。 ②ドライウェル圧力又はサブプレッション・チェンバ圧力により、格納容器内圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気（酸素）の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 ③監視可能であれば格納容器内酸素濃度（常用代替監視パラメータ）により、酸素濃度を推定する。 推定は、主要パラメータの他チャンネルを優先する。

※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 「 」は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第6.4-3表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (15/15)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ※1	代替パラメータ推定方法
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	①使用済燃料プール温度 (SA) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール温度 (SA) により使用済燃料プールの温度を推定する。また、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) にて、水位と放射線量率の関係から水位を推定する。 ②使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、温度の場合と同じ物理量である使用済燃料プール温度 (SA) を、水位の場合は使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) を優先する。
	使用済燃料プール温度 (SA)	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) により温度を推定する。 ②使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、同じ物理量である使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) を優先する。
	使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ②使用済燃料プール温度 (SA) ②使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プールの監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) にて水位を計測した後、水位と放射線量率の関係から放射線量を推定する。 ②使用済燃料プール温度 (SA) 及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。 推定は、使用済燃料プールを直接監視する使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) を優先する。
	使用済燃料プール監視カメラ	①使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) ①使用済燃料プール温度 (SA) ①使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	①使用済燃料プールの監視が不可能となった場合は、使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域) の監視カメラの監視を推定する。

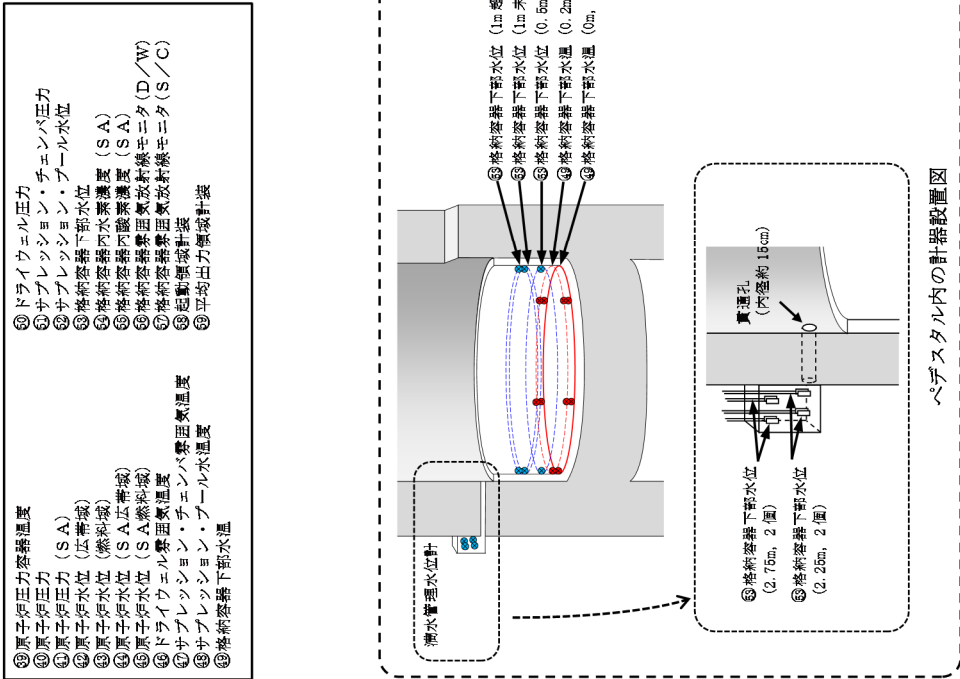
※1 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2 「」は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

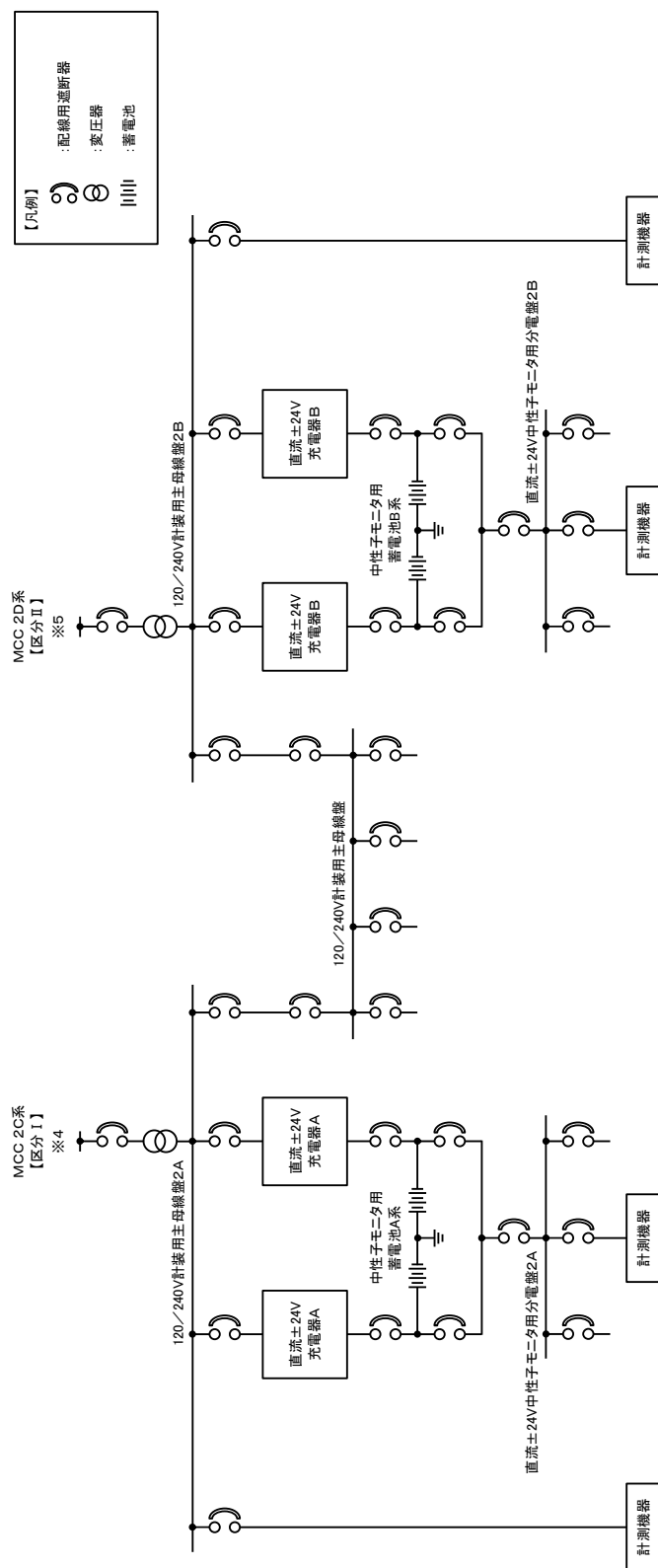
第 6.4-4 表 重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として
用いる補助パラメータ

分 類	補助パラメータ
電源	M/C 2 C 電圧
	M/C 2 D 電圧
	M/C H P C S 電圧
	P/C 2 C 電圧
	P/C 2 D 電圧
	緊急用M/C 電圧
	緊急用P/C 電圧
	直流 125V 主母線盤 2 A 電圧
	直流 125V 主母線盤 2 B 電圧
	直流 125V 主母線盤H P C S 電圧
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 A 電圧
	直流±24V 中性子モニタ用分電盤 2 B 電圧
	緊急用直流 125V 主母線盤電圧
その他	非常用窒素供給系供給圧力
	非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ圧力
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ圧力

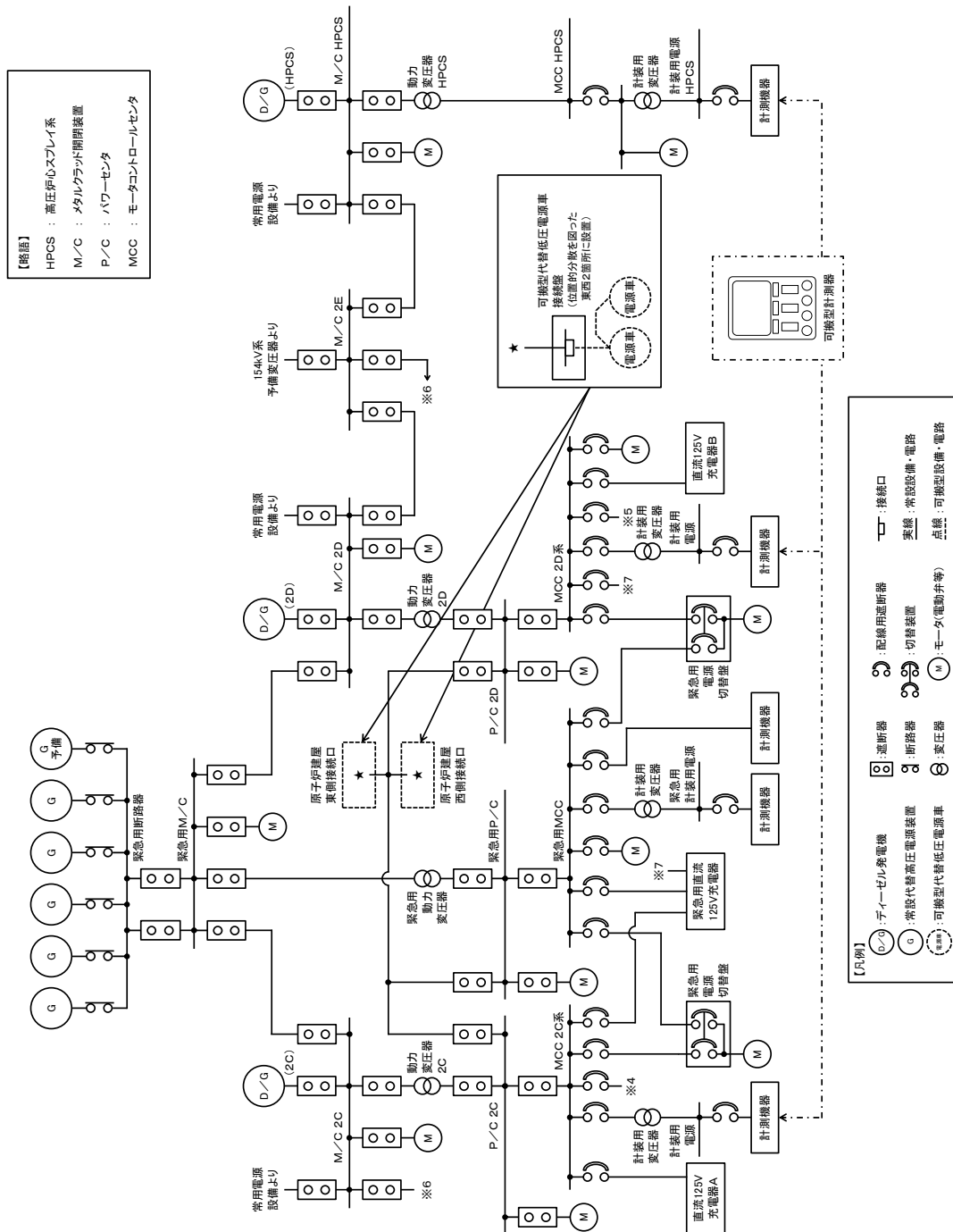




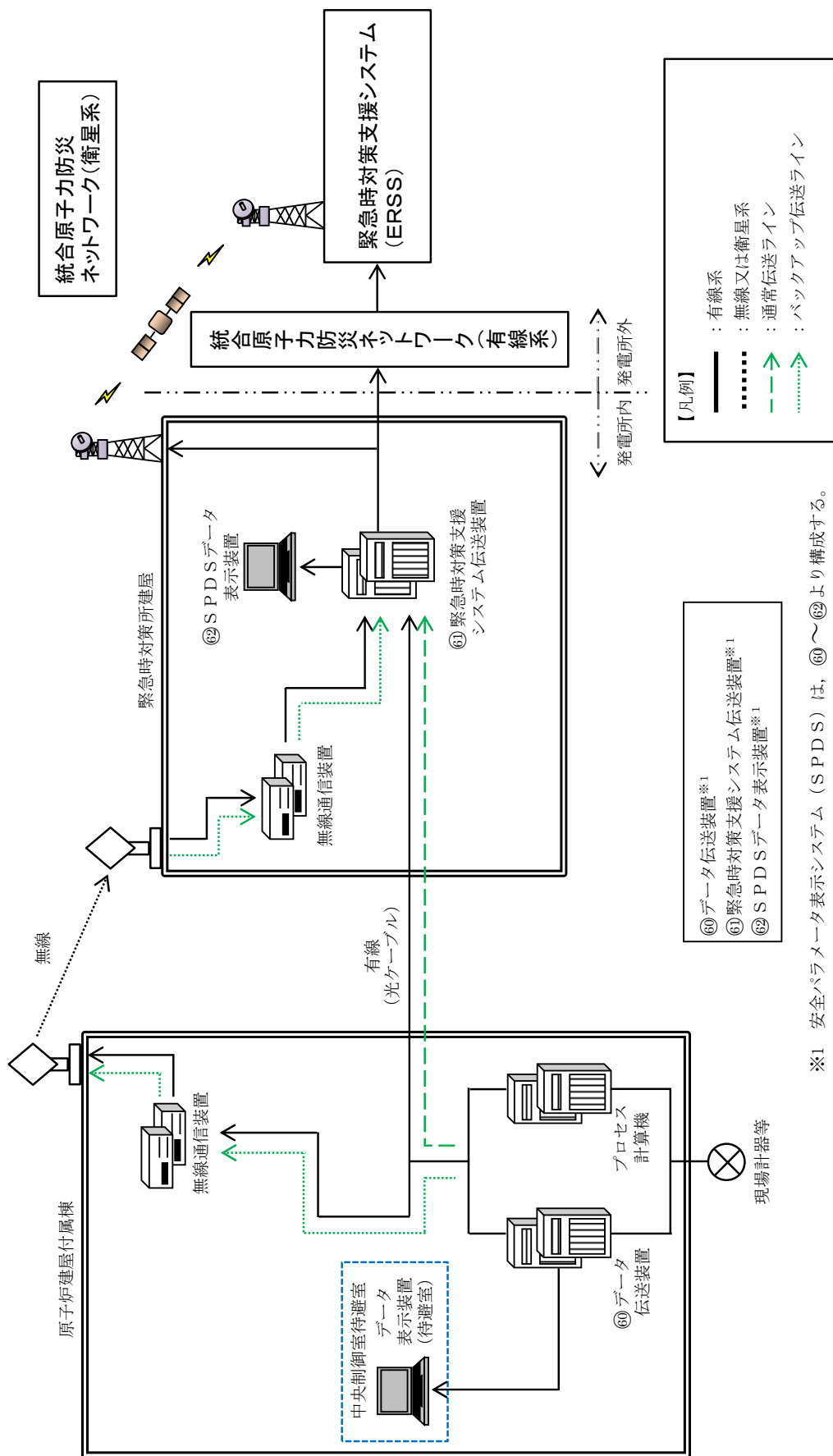
第6.4-2図 計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（2）
（監視機能喪失時に使用する設備）



第 6.4－4 図 計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（4）
（計器電源喪失時に使用する設備）



第 6.4-5 図 計装設備（重大事故等対処設備）系統概要図（5）
（計器電源喪失時に使用する設備）



第6.4-6図 計装設備 (重大事故等対処設備) 系統概要図 (6)
(パラメータ記録時に使用する設備)

6.5 試料採取系

この系統は発電所機器の運転状況を監視し、運転に必要な情報をうるのが目的で原子炉系は次の試料採取点がある。

項 目	試料採取点	目 的
原子炉冷却材	再循環回路	冷却材浄化系を分離した時の冷却材水質の監視
原子炉冷却材浄化系 フィルタ脱塩器入口 フィルタ脱塩器出口	フィルタ脱塩器入口管 フィルタ脱塩器出口管	冷却材水質監視 フィルタ脱塩器の性能監視
主蒸気	主蒸気管	キャリーオーバ監視 H ₂ 及びO ₂ 濃度監視
サプレッション・ チェンバ	サプレッション・プール 再循環管	腐食及び放射能の監視
ほう酸水タンク	ほう酸水出口配管	ほう酸水濃度監視
残留熱除去系	残留熱除去系 熱交換器出口	熱交換チューブの海水 漏えい監視

6.6 安全保護系

6.6.1 概 要

安全保護系は、発電用原子炉の安全性を損なうおそれのある過渡状態や誤動作が生じた場合、あるいはこのような事態の発生が予想される場合には、発電用原子炉及び発電所の保護のための制御棒の緊急挿入（スクラム）機能、その他の保護動作（非常用炉心冷却系起動等を含む）を有する。また、安全保護系を構成するチャンネルは、各チャンネル相互を可能な限り、物理的、電氣的に分離し、独立性を持たせるように設計するとともに、原子炉運転中においても試験が可能な設計とする。

6.6.2 設計方針

- (1) 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常状態を検知し、原子炉緊急停止系を含む適切な系統を自動的に作動させ、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにする。
- (2) 安全保護系は、偶発的な制御棒引抜きのような原子炉停止系のいかなる単一の誤動作に対しても、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにする。
- (3) 安全保護系は、設計基準事故時にあっては、直ちにこれを検知し、原子炉緊急停止系及び工学的安全施設の作動を自動的に開始させる。
- (4) 安全保護系は、多重性及び電氣的・物理的な独立性を有する設計とし、機器の単一故障若しくは使用状態からの単一の取外しによっても、その安全保護機能が妨げられないようにする。
- (5) 安全保護系は、系統の遮断、駆動源の喪失においても、安全上許容される状態（フェイル・セイフ又はフェイル・アズ・イズ）になるようにする。
- (6) 安全保護系は、計測制御系とは極力分離し、部分的に共用した場合でも

計測制御系の故障が安全保護系に影響を与えないようにする。

- (7) 安全保護系は、通常運転中においても、定期的に機能試験を行うことができるようにする。
- (8) 安全保護系は、監視装置、警報等によりその作動状況が確認できる設計とする。
- (9) 安全保護系は、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができる設計とする。

6.6.3 主要設備の仕様

原子炉緊急停止系作動回路の主要設備の仕様を第 6.6-1 表、第 6.6-1 図及び第 6.6-3 図に、その他の主要な安全保護系の仕様を第 6.6-2 表、第 6.6-4 図及び第 6.6-5 図に示す。

6.6.4 主要設備

(1) 原子炉緊急停止系の機能

原子炉緊急停止系は、第 6.6-1 図に示すように 2 チャンネルで構成され各チャンネルには、1 つの測定変数に対して少なくとも 2 つ以上の独立したトリップ接点があり、いずれかの接点の動作でそのチャンネルがトリップし、両チャンネルの同時のトリップに対して、発電用原子炉がスクラムされるようになっている。

発電用原子炉は、下記の条件の場合にスクラムされる。

- a. 原子炉圧力高
- b. 原子炉水位低
- c. ドライウェル圧力高

- d. 原子炉出力ペリオド短（起動領域計装）
- e. 中性子束高（起動及び平均出力領域計装）
- f. 中性子束低（平均出力領域計装）
- g. 中性子束計装動作不能（起動及び平均出力領域計装）
- h. スクラム水排出容器水位高
- i. 主蒸気隔離弁閉
- j. 主蒸気管放射能高
- k. 主蒸気止め弁閉
- l. 蒸気加減弁急速閉
- m. 地震加速度大
- n. 原子炉モード・スイッチ「停止」
- o. 手 動

検出器の形式、配置場所及びスクラム設定値は、第 6.6-1 表に示すとおりである。

この他、原子炉緊急停止系作動回路の電源喪失の場合にも発電用原子炉はスクラムする。

なお、原子炉モード・スイッチによって安全保護系の回路は以下のようバイパスされる。

- (a) 「停止」 このモードでは、スクラム信号が出され、全制御棒が炉内に挿入される。このモードにしてから約 10 秒程度で自動的にスクラム信号のリセットが可能となる。また、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.1MPa [gage] 以下のときには自動的にバイパスされ、スクラム水排出容器水位高によるスクラム信号も手動でバイパス可能である。
- (b) 「燃料取替」 このモードではスクラム回路は動作状態にあるが、主

蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.1MPa [gage] 以下のときは自動的にバイパスされる。さらに、スクラム水排出容器水位高によるスクラム信号も手動でバイパス可能であるが、この場合には制御棒を引き抜くことはできない。

- (c) 「起動」このモードは発電用原子炉を起動し、最高で定格の約 5% まで出力をあげる場合に適用される。また、主蒸気隔離弁が閉で、かつタービン補機が動作している状態で、発電用原子炉を臨界に保つ時にも適用される。このモードでは、主蒸気隔離弁閉のスクラム信号は原子炉圧力が約 4.1MPa [gage] 以下のときには自動的にバイパスされる。

- (d) 「運転」このモードでは、バイパスはすべて解除され、運転手順の上で特に許される場合にのみ保守上の目的で、個々の計器をバイパスさせることができる。

(2) その他の主要な安全保護系の種類

その他の主要な安全保護系（工学的安全施設作動回路）には、次のようなものを設ける。

- a. 原子炉水位異常低下，主蒸気管放射能高，主蒸気管圧力低，主蒸気管流量大，主蒸気管トンネル温度高，復水器真空度低のいずれかの信号による主蒸気隔離弁の閉鎖
- b. ドライウェル圧力高，原子炉水位低，原子炉建屋放射能高のいずれかの信号による原子炉建屋常用換気系の閉鎖と原子炉建屋ガス処理系の起動
- c. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高压炉心スプレイ系，低压炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低压注水系）の起動
- d. 原子炉水位異常低下及びドライウェル圧力高の同時信号による自動減

圧系の作動

e. 原子炉水位異常低下又はドライウェル圧力高の信号による高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機及び非常用ディーゼル発電機の起動

f. 原子炉水位低，原子炉水位異常低下，ドライウェル圧力高のいずれかの信号による主蒸気隔離弁以外の隔離弁の閉鎖

また，その他保護動作としては次のようなものがある。

a. 原子炉水位異常低下信号による原子炉隔離時冷却系の起動

(3) 原子炉緊急停止系の動作

原子炉緊急停止系は二重チャンネル，継電器方式の構成で，論理回路及びスクラム・パイロット弁のソレノイドを制御する主トリップ継電器には，特に高信頼度の継電器を用いている。

チャンネル・トリップあるいは原子炉スクラムに関連する継電器は，すべて運転中励磁状態にあり，コイルの断線又は短絡，あるいは導線の断線等の継電器の故障の大部分は，継電器自体を非励磁状態に戻し，回路が不動作状態になるように働くので，このような回路構成は，大部分の故障条件に対して“フェイル・セーフ”になっている。

一方，接点の焼損又は溶着等“フェイル・セーフ”に反する方向の故障に対しては，各接点を流れる電流が定格の 50%以下であるように制限することによって，その発生を防止するようにしている。

第 6.6-1 図に示すように，論理回路の継電器接点はすべて直列につながれているので，どの継電器でも 1 個が非励磁の状態になれば，その継電器接点が属している論理回路の主トリップ継電器の電源は阻止されることになる。主トリップ継電器の接点は，各ソレノイド・グループ回路ごとに 2 つずつ直列につないで，継電器接点が 1 つ単独で故障して開かない場合でも，スクラム動作を妨げないようにしている。

主蒸気隔離弁の閉鎖及びそのほかの補助保護機能の作動開始には、別の継電器が使用されている。

主スクラム弁への計器用空気の制御には、ソレノイド作動スクラム・パイロット弁を使用する。このパイロット弁は、3方向形で、各制御棒駆動機構のスクラム弁に対して、2つのソレノイドの1つあるいは両方が励磁状態にある場合は、スクラム弁のダイヤフラムに空気圧がかかって、弁を閉鎖状態に保つようになっている。両パイロット弁のソレノイドが非励磁になれば、スクラム弁ダイヤフラムの空気圧がなくなって弁は開き、制御棒を挿入することになる。各駆動機構に2つずつあるソレノイドは、2チャンネルに接続されるので、両チャンネルがトリップすれば、発電用原子炉はスクラムされるが、単一チャンネルのトリップではスクラムされない。

緊急停止システムの試験は、一度に1つずつのチャンネルを各検出器でトリップさせることによって、原子炉運転中でも定期的に行うことができる。この試験によって、スクラム・パイロット弁までのあらゆる機能をチェックすることができる。

(4) リセット及び警報

いずれか一方のチャンネルがトリップすれば、ロック・アウトされ警報が出る。この場合スクラム・パイロット弁を再励磁するためには、手動でリセットしなければならない。個々のトリップ信号の警報によって、運転員はチャンネル・トリップあるいはスクラムの原因を確認することが可能であり、また、運転監視装置が、各検出器トリップの時間的順序を記録する。

(5) 後備緊急停止系統

スクラム・パイロット弁の一つが故障によって動作しないという事態が

生じた場合、制御棒が確実に挿入されるように、計器用空気系統に 2 個の 3 方向ソレノイド後備緊急停止弁を設けている。このソレノイドは直流回路に接続されていて、通常時は無励磁状態にある。原子炉緊急停止系の 2 チャンネルの主トリップ継電器の消勢によって、2 個の後備緊急停止弁のソレノイドが励磁される。パイロット弁が故障で動作しない場合には、後備緊急停止弁の動作によってスクラム弁への空気圧がなくなる。この場合の制御棒の挿入時間は、通常の挿入時間より長いが発電用原子炉を停止させる場合、1 本の制御棒の挿入が遅れても、他の制御棒が挿入できれば十分なので、たとえ後備緊急停止弁がなくても安全に停止することができる。

(6) 原子炉緊急停止系の電源回路

原子炉緊急停止系の電源回路は、第 6.6-2 図に示されている。原子炉緊急停止系の各チャンネルは、原子炉保護系用 M-G 装置（はずみ車付）に接続されていて、各電動機は所内電気系の別々の 480V 交流電源に接続されている。はずみ車の保有エネルギーが大きいので、瞬間的な電圧降下では原子炉スクラムは生じない。

原子炉保護系用 M-G 装置（はずみ車付）を保守のため取り外すことができるように、バイパス変圧器からも電力を供給できるようになっている。

6.6.5 試験検査

- (1) 原子炉緊急停止系は、原則として原子炉運転中でも次の試験ができ、定期的にその機能が喪失していないことを確認できる。
 - a. 手動スクラム・パイロット弁作動試験：手動スクラム・スイッチによるパイロット弁ソレノイドの無励磁の確認
 - b. 自動スクラム・パイロット弁作動試験：各トリップ・チャンネルごと

の鍵付テスト・スイッチによるトリップ・チャンネル及びパイロット弁ソレノイドの無励磁の確認

c. 検出器作動試験：各検出器の校正用タップ及びトリップ・チャンネルの試験端子から校正用模擬信号を入れることによるトリップ・チャンネルの作動の確認

d. 制御棒スクラム試験：手動スイッチによる同一水圧制御ユニットに属する1組又は1本の制御棒のスクラム時間の確認

以上のうちb. 及びc. の試験により、各チャンネルの独立性の確認も行うことができる。

(2) 工学的安全施設作動回路は、原子炉運転中でもテスト信号によって各々のチャンネル（検出器含む）の試験を行うことができ、定期的にその機能が喪失していないことを確認できる。

なお、論理回路を含む全系統の試験については、原子炉停止時に行うことができる。

6.6.6 手 順 等

安全保護系に関して、以下の内容を含む手順等を定め、適切な管理を行う。

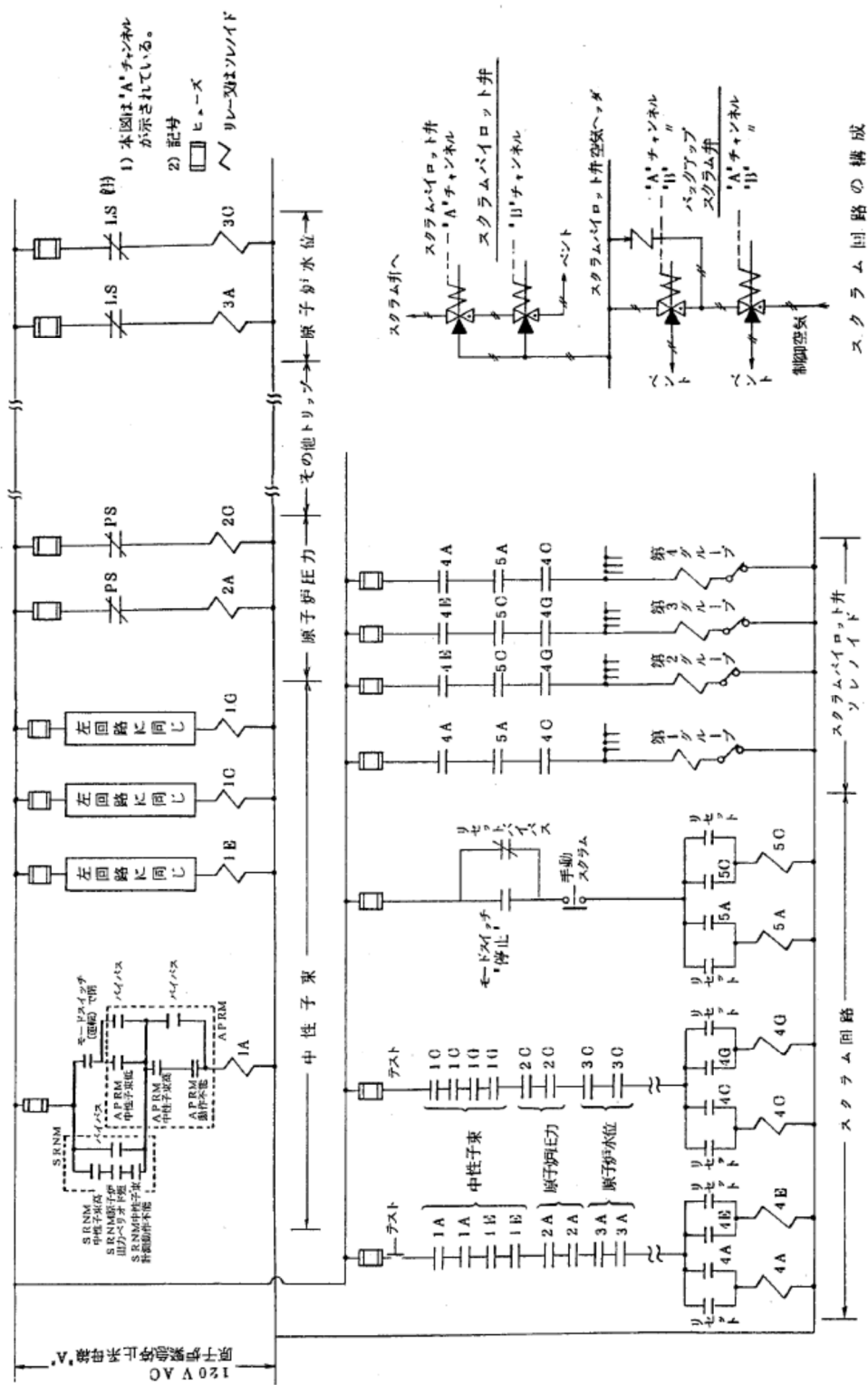
- (1) 安全保護回路を有する制御盤については、施錠管理方法を定め、運用する。
- (2) 発電所の出入管理方法については、「1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3)手順等」に示す。
- (3) 発電所の出入管理に係る教育については、「1.1.1.5 人の不法な侵入等の防止(3)手順等」に示す。

第 6.6－1 表 原子炉スクラム信号一覧表

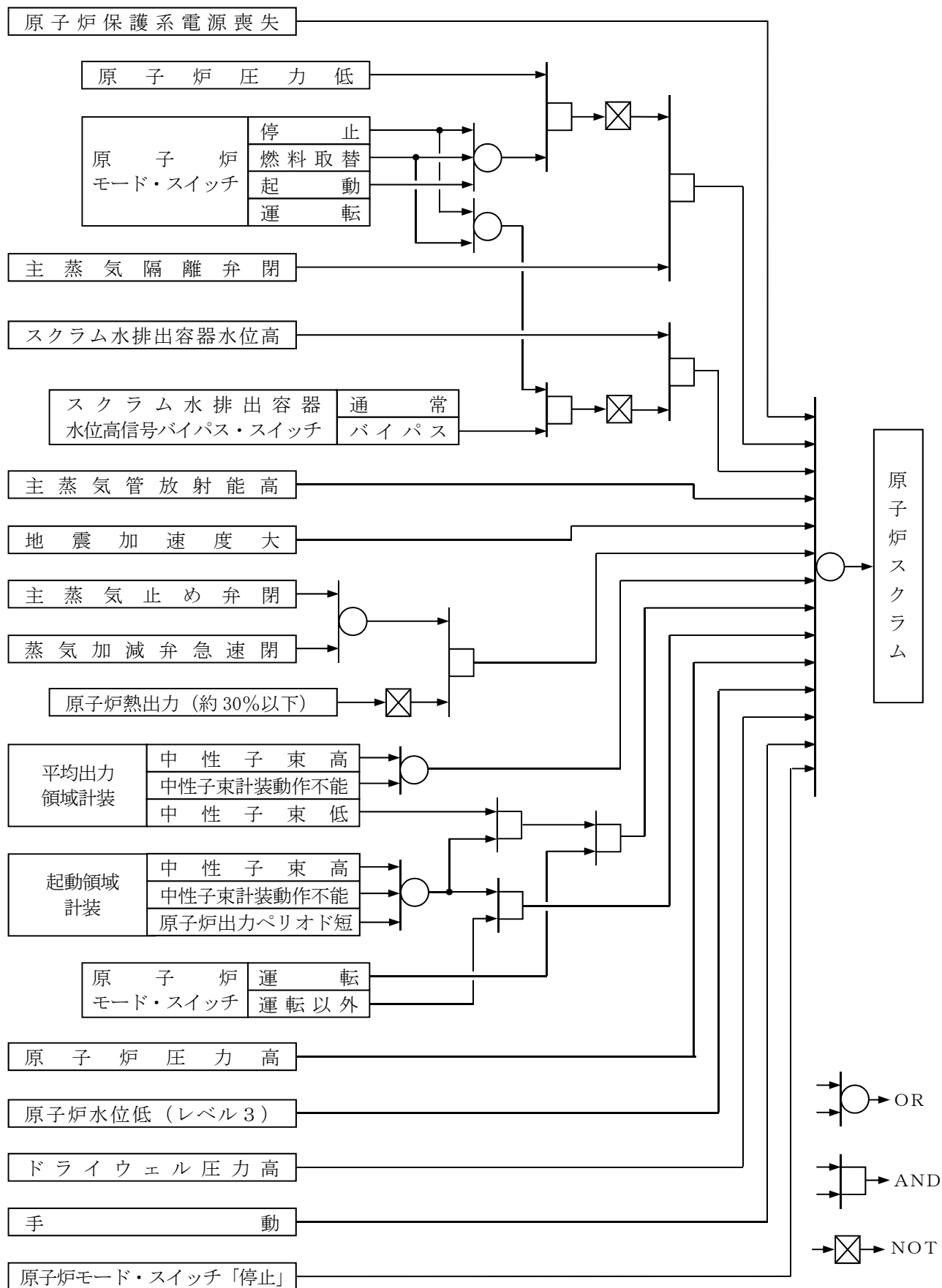
スクラム 信号の種類	検出器		スクラム設定値
	型式	配置場所	
原子炉圧力高	圧力スイッチ	原子炉圧力容器	7.25MPa [gage]
原子炉水位低	差圧スイッチ	原子炉圧力容器	1,372cm (ベッセルゼロより上)
ドライウエル圧力高	圧力スイッチ	ドライウエル	13.7kPa [gage]
原子炉出力ペリオド短	起動領域計装	炉心内	10 秒
中性子束高	起動領域計装	炉心内	最終レンジ目盛の 120/125
	出力領域計装	炉心内	・原子炉モード・スイッチ「運転」位置で定格出力の 120% ・原子炉モード・スイッチ「運転」位置以外で定格出力の 15% ・自動可変設定
中性子束低	出力領域計装	炉心内	定格出力の 2%
中性子束計装動作不能	起動領域計装	中央制御室	中性子束計装動作不能の場合
	出力領域計装	中央制御室	中性子束計装動作不能の場合
スクラム水排出容器水位高	レベル・スイッチ	スクラム水排出容器	0.189m ³ に相当するレベル
主蒸気隔離弁閉	弁位置スイッチ	主蒸気隔離弁	開度 90%
主蒸気管放射能高	ガンマ線モニタ	ドライウエル外側の主蒸気管	通常運転時の放射能の 10 倍以下
主蒸気止め弁閉	弁位置スイッチ	主塞止弁	開度 90%
蒸気加減弁急速閉	圧力スイッチ	蒸気加減弁	4.12MPa [gage]
地震加速度大	加速度検出器	原子炉建屋内	水平方向 300gal (EL. 14.0m) 水平方向 250gal (EL. -4.0m) 鉛直方向 120gal (EL. -4.0m)
原子炉モード・スイッチ「停止」	原子炉モード・スイッチ	中央制御室	
手 動	押しボタン	中央制御室	

第 6.6-2 表 その他の主要な安全保護系作動信号一覧表

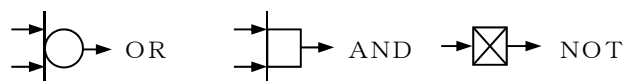
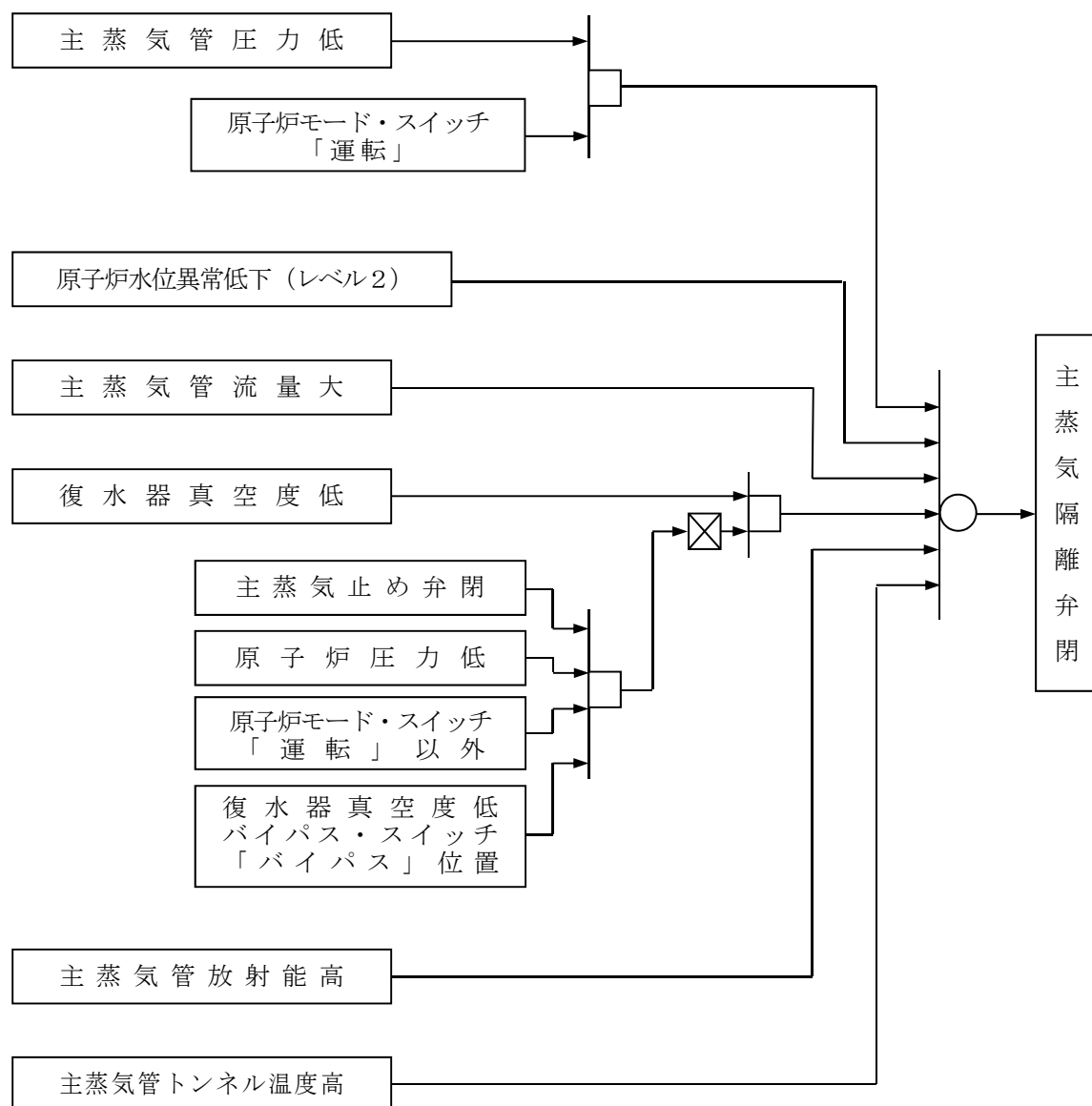
信 号 の 種 類	保 護 機 能 の 種 類	設 定 値
原 子 炉 水 位 低	原子炉建屋ガス処理系起動	1,372cm (ベッセルゼロより上) (レベル 3)
原 子 炉 水 位 異 常 低 下	主蒸気隔離弁閉鎖 高圧炉心スプレイ系起動 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機起動	1,243cm (ベッセルゼロより上) (レベル 2)
	低圧炉心スプレイ系起動 残留熱除去系（低圧注水系）起動 自動減圧系作動 非常用ディーゼル発電機起動	961cm (ベッセルゼロより上) (レベル 1)
ド ラ イ ウ ェ ル 圧 力 高	低圧炉心スプレイ系起動 残留熱除去系（低圧注水系）起動 高圧炉心スプレイ系起動 自動減圧系作動 原子炉建屋ガス処理系起動 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機起動 非常用ディーゼル発電機起動	13.7kPa [gage]
主 蒸 気 管 圧 力 低	主蒸気隔離弁閉鎖	5.89MPa [gage]
主 蒸 気 管 流 量 大	主蒸気隔離弁閉鎖	定格流量の 140%相当
復 水 器 真 空 度 低	主蒸気隔離弁閉鎖	真空度 24.0kPa
主 蒸 気 管 放 射 能 高	主蒸気隔離弁閉鎖	通常運転時の放射能の 10 倍以下
主蒸気管トンネル温度高	主蒸気隔離弁閉鎖	93℃
原 子 炉 建 屋 放 射 能 高	原子炉建屋ガス処理系起動	通常運転時の放射能の 10 倍以下



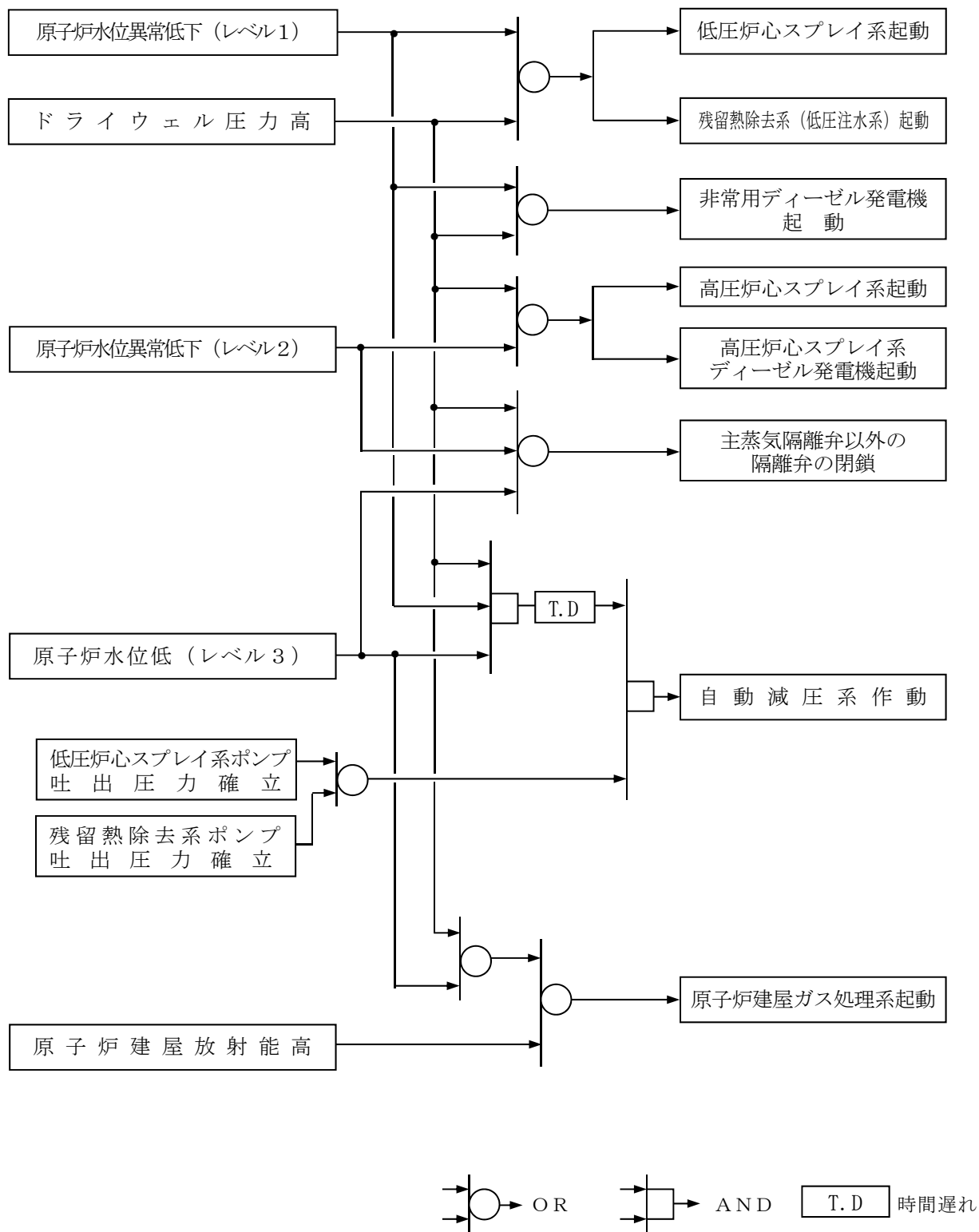
第 6.6-1 図 原子炉緊急停止系



第6.6-3図 原子炉緊急停止系機能説明図



第 6. 6－4 図 その他の主要な安全保護系機能説明図（その 1）



第 6.6-5 図 その他の主要な安全保護系機能説明図 (その 2)

6.7 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

6.7.1 概 要

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

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の系統概要図を第 6.7-1 図から第 6.7-5 図に示す。

6.7.2 設計方針

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行し、炉心の著しい損傷を防止するための設備として、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）、A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）及びほう酸水注入系を設ける。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され、出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止する。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）による制御棒緊急挿入

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

S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）を使用する。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、代替制御棒挿入機能用電磁弁等で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号により、全制御棒を全挿入させて発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

また、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで作動させることができる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）
- ・ A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ
- ・ 制御棒（6.1.2 原子炉停止系）
- ・ 制御棒駆動機構（6.1.2 原子炉停止系）
- ・ 制御棒駆動系水圧制御ユニット（6.1.2 原子炉停止系）

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。

b. 再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制

発電用原子炉が運転を緊急に停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合の重大事故等対処設備として、A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）を使用する。

A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、検出器（原子炉圧力及び原子炉水位）、論理回路、再循環系ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器で構成し、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号により再循環系ポンプ 2 台を自動停止させて、発電用原子炉の出力を抑制できる設計とする。

また、A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、自動で停止しない場合に、中央制御室の操作スイッチを手動で操作することで、再循環系ポンプを停止させることができる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）
- ・ 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ
- ・ 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。

c．自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止

運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することが出来ない事象が発生した場合に、自動減圧系の起動阻止スイッチを2個作動させることで発電用原子炉の自動による減圧を防止する設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 自動減圧系の起動阻止スイッチ

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。

d．ほう酸水注入

原子炉緊急停止系の機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、ほう酸水注入系を使用する。

ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプ、ほう酸水貯蔵タンク、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、発電用原子炉を未臨界にできる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ ほう酸水注入ポンプ
- ・ ほう酸水貯蔵タンク

本システムの流路として、ほう酸水注入系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準対象施設である原子炉圧力容器及び非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。

原子炉圧力容器については、「3.4 原子炉圧力容器」に記載する。

非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。

6.7.2.1 多様性，位置的分散

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

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の電源は、所内常設直流電源設備から給電することで、非常用交流電源設備から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

また、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の電源は、所内常

設直流電源設備から給電することで、非常用交流電源設備から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。

A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、検出器から再循環系ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

また、A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ほう酸水注入ポンプを非常用交流電源設備からの給電により駆動することで、アキュムレータにより駆動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建屋原子炉棟内の制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニット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。

6.7.2.2 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。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで、原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、

原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。また、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、検出器から再循環系ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器まで、原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。また、A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系に悪影響を及ぼさない設計とする。

ほう酸水注入系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で、重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、過渡時自動減圧機能と自動減圧系で阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが、スイッチの接点で分離することで、自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.7.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として使用する A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、想定される重大事故等時に於いて、原子炉圧力高の信号又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の信号の計

器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。

制御棒駆動系水圧制御ユニットは、設計基準事故対処設備としての仕様が重大事故等時において、発電用原子炉を未臨界にするために必要な制御棒を全挿入することが可能な駆動水を有する容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

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（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、想定される重大事故等時において、原子炉圧力高又は原子炉水位異常低下（レベル 2）信号の計器誤差を考慮して確実に作動させることで、再循環系ポンプ 2 台を自動停止する設計とする。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、設計基準事故対処設備としての仕様が、想定される重大事故等時において、発電用原子炉を未臨界にするために必要な負の反応度添加率を確保するための容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

6.7.2.4 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。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、原子炉格納容器内及び原子炉建屋原子炉棟内に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計

とする。

A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

ほう酸水注入系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、中央制御室に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。自動減圧系の起動阻止スイッチの操作は想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

6.7.2.5 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 T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル 2）の検出器各 4 個及び論理回路 2 チャンネルで構成し、原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の「1 out of 2 twice」論理が論理回路 2 チャンネルで同時に成立することで自動的に作動する設計とする。

また、A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチは、中央制

御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒，制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは，操作不要な設計とする。

A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は，想定される重大事故等時において他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は，原子炉圧力高及び原子炉水位異常低下（レベル 2）の検出器各 4 個，論理回路 4 チャンネルで構成し，論理回路の各チャンネルは原子炉圧力高の「1 out of 2 twice」論理又は原子炉水位異常低下（レベル 2）の「1 out of 2 twice」論理で自動的に作動する設計とする。

再循環系ポンプ遮断器手動スイッチは，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

低速度電源装置遮断器手動スイッチは，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

ほう酸水注入系は，想定される重大事故等時において，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し，弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。ほう酸水注入系は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは，想定される重大事故等時において，中央制御室にて操作が可能な設計とする。

6.7.3 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機器仕様を第 6.7-1 表に示す。

6.7.4 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。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）により動作する制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットは、発電用原子炉の停止中に分解検査として表面状態の確認が可能な設計とする。

A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチは、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように、スイッチによる電磁弁の開閉動作確認が可能な設計とする。

また、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能なように、スイッチ操作により制御棒の全引き抜き位置からのスクラム性能確認が可能な設計とする。

A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、模擬入力による論理回路の動作確認、校正及び設定値確認が可能な設計とする。

再循環系ポンプ遮断器手動スイッチは、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、操作スイッチによる遮断器の動作確認が可能な設計とする。

低速度用電源装置遮断器手動スイッチは、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、操作スイッチによる遮断器の動作確認が可能な設計とする。

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

ほう酸水注入ポンプは、発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可

能な設計とする。

また、ほう酸水貯蔵タンクは、発電用原子炉の運転中又は停止中にほう酸濃度及びタンク水位の確認によるほう酸質量の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、発電用原子炉の停止中にスイッチによる論理回路の確認が可能な設計とする。

第 6.7-1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備の主要機器仕様

(1) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）

個	数	1
---	---	---

(2) A T W S 緩和設備（代替制御棒挿入機能）手動スイッチ

個	数	2
---	---	---

(3) A T W S 緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）

個	数	1
---	---	---

(4) 再循環系ポンプ遮断器手動スイッチ

個	数	4
---	---	---

(5) 低速度用電源装置遮断器手動スイッチ

個	数	2
---	---	---

(6) 制御棒

第 6.1.2-1 表 制御棒の主要仕様に記載する。

(7) 制御棒駆動機構

「6.1.2 原子炉停止系」に記載する。

(8) 制御棒駆動系水圧制御ユニット

「6.1.2 原子炉停止系」に記載する。

(9) ほう酸水注入ポンプ

第 6.1.2-2 表 ほう酸水注入系の主要仕様に記載する。

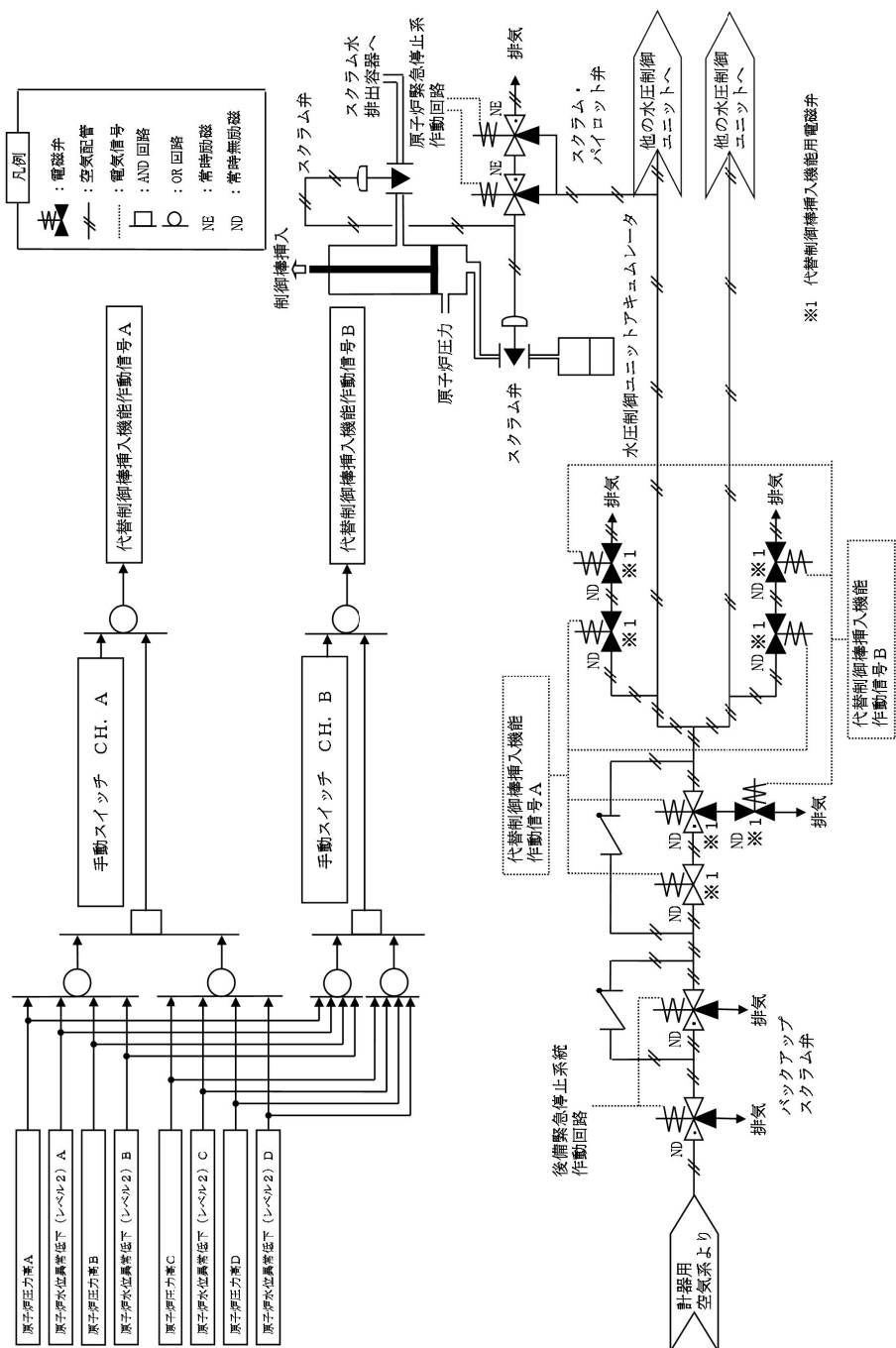
(10) ほう酸水貯蔵タンク

第 6.1.2-2 表 ほう酸水注入系の主要仕様に記載する。

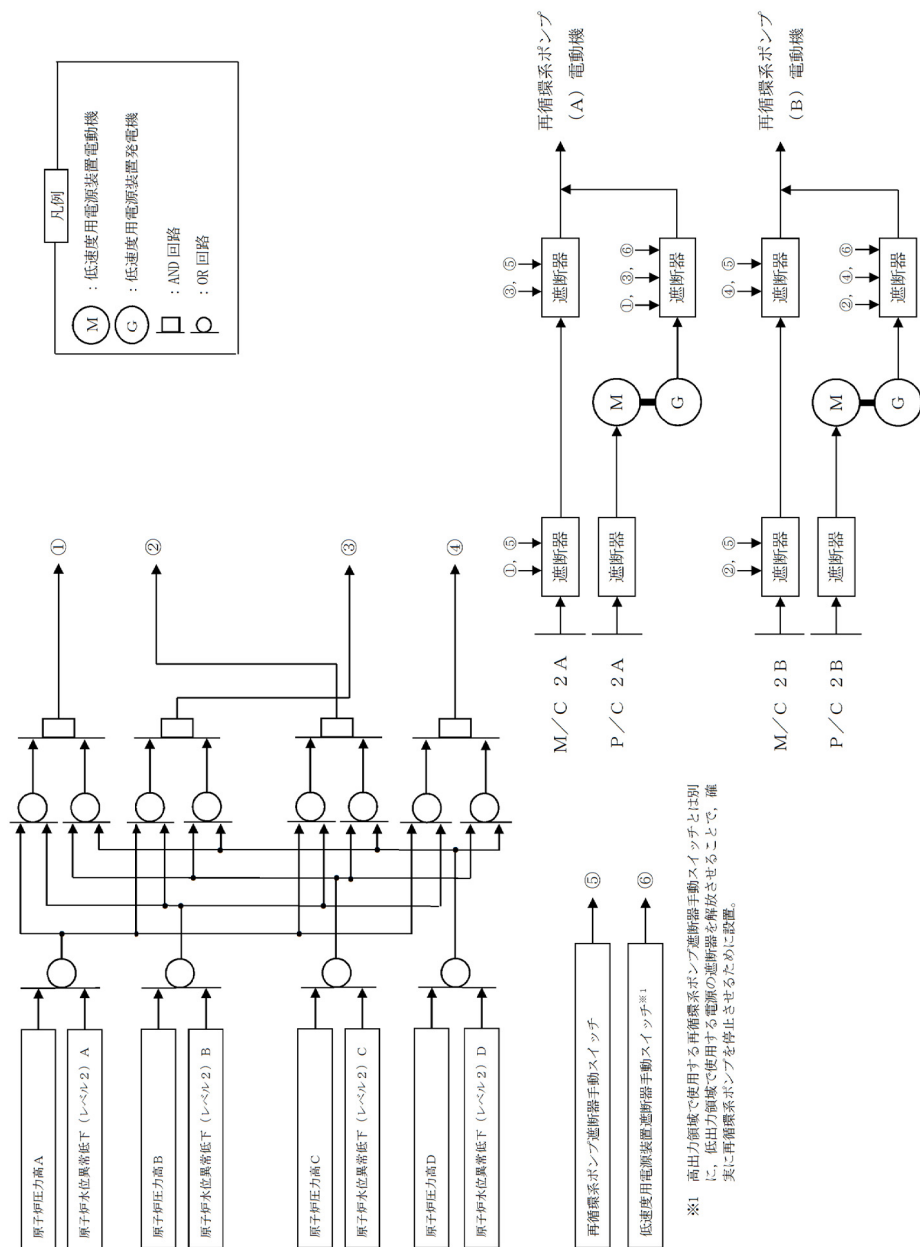
(11) 自動減圧系の起動阻止スイッチ

個	数	1
---	---	---

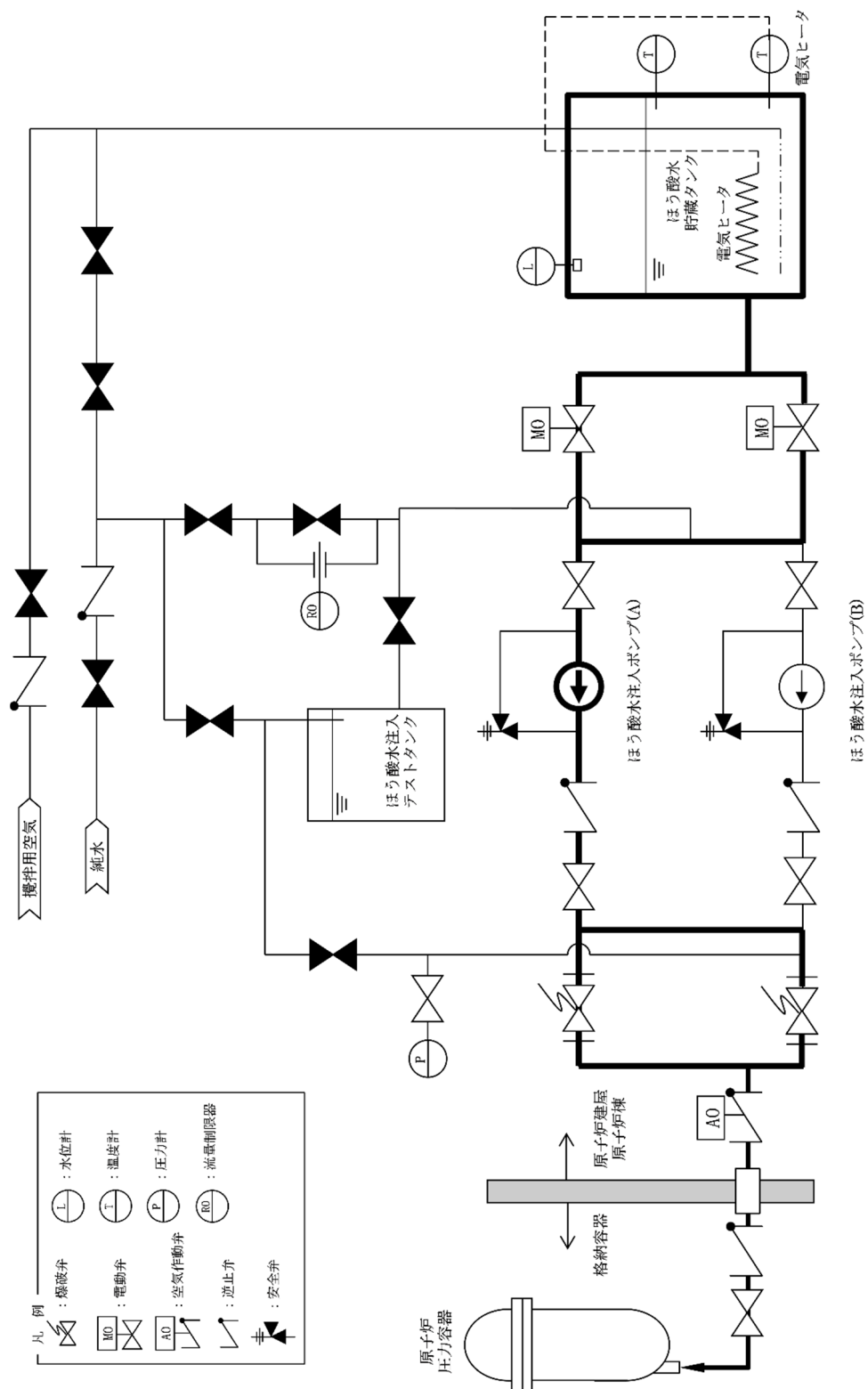
(代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入及び再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制)



第 6.7-2 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 系統概要図
(代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入)

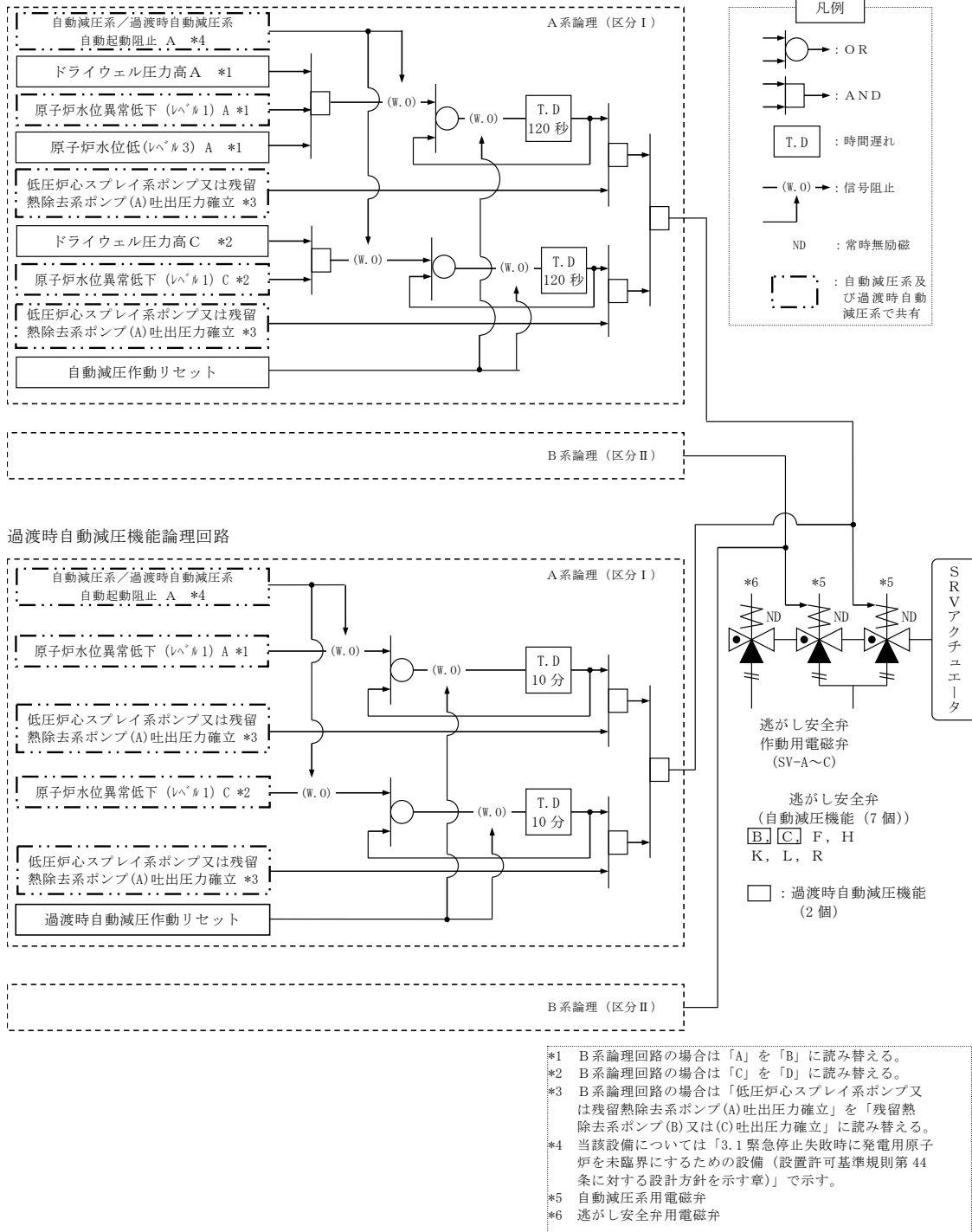


第6.7-3 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 系統概要図
(再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制)



第 6.7-4 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 (ほう酸水注入)

自動減圧機能論理回路



第 6.7-5 図 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための

設備 系統概要図

(自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止)

6.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

6.8.1 概 要

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

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の系統概要図を第 6.8－1 図から第 6.8－3 図に示す。

6.8.2 設計方針

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧時に炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、逃がし安全弁を作動させる過渡時自動減圧機能、非常用窒素供給系及び非常用逃がし安全弁駆動系を設ける。

逃がし安全弁については、「5.8 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」に記載する。

(1) フロントライン系故障時に用いる設備

a. 原子炉減圧の自動化

自動減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備として、過渡時自動減圧機能を使用する。

過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、逃がし安全弁用電磁弁を作動させることにより、逃がし安全弁を強制的に開放し、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させることができる設計とする。18 個の逃がし安全弁うち、2 個がこの機能を有してい

る。

なお、原子炉緊急停止失敗時に自動減圧系が作動すると、高圧炉心スプレイ系、残留熱除去系（低圧注水系）及び低圧炉心スプレイ系から大量の冷水が注水され出力の急激な上昇につながるため、自動減圧系の起動阻止スイッチにより自動減圧系及び過渡時自動減圧機能による自動減圧を阻止する。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 過渡時自動減圧機能
- ・ 自動減圧系の起動阻止スイッチ

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。

(2) サポート系故障時に用いる設備

a. 逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧

(a) 非常用窒素供給系による窒素確保

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、非常用窒素供給系を使用する。

非常用窒素供給系は、逃がし安全弁の作動に必要な自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁の作動に必要な窒素を供給できる設計とする。

なお、非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの圧力が低下した場合は、現場で非常用窒素供給系高圧窒素ポンベの取替えが可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ

本系統の流路として、非常用窒素供給系の配管及び弁並びに自動減

圧機能用アキュムレータを重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。

(b) 非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、逃がし安全弁の機能回復のための重大事故等対処設備として、非常用逃がし安全弁駆動系を使用する。

非常用逃がし安全弁駆動系は、逃がし安全弁の作動に必要な逃がし弁機能用アキュムレータ及び自動減圧機能用アキュムレータの充填圧力が喪失した場合において、逃がし安全弁のアクチュエータに直接窒素を供給することで、逃がし安全弁（4 個）を一定期間にわたり連続して開状態を保持できる設計とする。

なお、非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの圧力が低下した場合は、現場で非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベの取替えが可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ
- ・ 常設代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替直流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

本系統の流路として非常用逃がし安全弁駆動系の配管及び弁を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である逃がし安全弁を重大事故等対処設備として使用する。

非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。

常設代替直流電源設備，可搬型代替直流電源設備，代替所内電気設備及び燃料給油設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

6.8.2.1 多様性，位置的分散

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

過渡時自動減圧機能は，原子炉水位異常低下（レベル1）により残留熱除去系ポンプ吐出圧力高又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高が成立した場合に，ドライウェル圧力高信号を必要とせず，原子炉の自動減圧を行うことが可能な設計とし，自動減圧機能の論理回路に対して異なる作動論理とすることで可能な限り多様性を有する設計とする。

過渡時自動減圧機能は，他の設備と電氣的に分離することで，共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。

過渡時自動減圧機能は，自動減圧系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう，自動減圧系の制御盤と位置的分散を図る設計とする。

非常用窒素供給系高圧窒素ポンベは，予備のポンベも含めて，原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで，原子炉格納容器内の自動減圧機能用アキュムレー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。

非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベは，予備のポンベも含めて，原子炉建屋原子炉棟内に分散して保管及び設置することで，原子炉格納容器内の逃がし安全弁の逃がし弁機能用アキュムレー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、「1.1.7.1 多様性，位置的分散，悪影響防止等」に示す。

過渡時自動減圧機能の論理回路は，自動減圧系とは別の制御盤に収納することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

過渡時自動減圧機能は，原子炉水位異常低下（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ吐出圧力高又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高の検出器からの入力信号並びに論理回路からの逃がし安全弁用電磁弁制御信号を自動減圧系と共用するが，自動減圧系と電氣的な隔離装置を用いて信号を分離することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

過渡時自動減圧機能は，他の設備と電氣的に分離することで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは，過渡時自動減圧機能と自動減圧系で阻止スイッチ（ハードスイッチ）を共用しているが，スイッチの接点で分離することで，自動減圧系に悪影響を及ぼさない設計とする。

非常用窒素供給系は，通常時は弁により他の系統と隔離し，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系は，通常時は弁により他の系統と隔離し，弁操作等により重大事故等対処設備としての系統構成とすることで，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.8.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

過渡時自動減圧機能は、想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷を防止するために作動する回路であることから、炉心が露出しないように燃料有効長頂部より高い設定として、原子炉水位異常低下（レベル１）の信号の計器誤差を考慮して確実に作動する設計とする。また、逃がし安全弁が作動すると冷却材が放出され、その補給に残留熱除去系又は低圧炉心スプレイ系による注水が必要であることから、原子炉水位異常低下（レベル１）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に作動する設計とする。

非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベは想定される重大事故等時において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるために必要となる容量を有するものを１セット１０本（Ａ系統５本，Ｂ系統５本）使用する。保有数は、１セット１０本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として１０本の合計２０本を保管する。

非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベは、想定される重大事故等時において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、逃がし安全弁を作動させ、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧させるために必要となる容量を有するものを、１セット３本（Ａ系統３本，Ｂ系統３本）使用する。

保有数は、１セット３本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として９本の合計１２本を保管する。

6.8.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

過渡時自動減圧機能は、中央制御室、原子炉建屋付属棟及び原子炉建屋原

子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、中央制御室に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。自動減圧系の起動阻止スイッチの操作は、中央制御室で可能な設計とする。

非常用窒素供給系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の 2 倍となった場合においても逃がし安全弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器の圧力が設計圧力の 2 倍となった場合においても逃がし安全弁を確実に作動するために必要な圧力を供給可能な設計とする。

非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベは、原子炉建屋原子炉棟内に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベの予備との取替え及び常設設備との接続は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベは、原子炉建屋原子炉棟内に保管及び設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベの予備との取替え及び常設設備との接続は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

6.8.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

過渡時自動減圧機能は、想定される重大事故等時において、他の系統と切

り替えることなく使用できる設計とする。

過渡時自動減圧機能は、原子炉水位異常低下（レベル 1）及び残留熱除去系ポンプ運転（低圧注水系）又は低圧炉心スプレイ系ポンプ運転の場合に、2 個の逃がし安全弁を確実に作動させる設計とすることで、操作が不要な設計とする。なお、原子炉水位異常低下（レベル 1）の検出器は多重化し、作動回路は残留熱除去系ポンプ吐出圧力高又は低圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力高の条件成立時「2 out of 2」論理とし、信頼性の向上を図った設計とする。

自動減圧系の起動阻止スイッチは、想定される重大事故等時において、中央制御室にて操作が可能な設計とする。

非常用窒素供給系は、想定される重大事故等時において、自動減圧機能用アキュムレータへの窒素供給圧力の低下に伴い自動的に通常時の系統構成から接続、弁操作等により速やかに切り替えられる設計とし、系統構成に必要な弁は、設置場所での手動操作が可能な設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系は、重大事故等時において、通常時の系統構成から弁操作により速やかに重大事故等対処設備としての系統構成が可能な設計とする。操作は中央制御室の操作スイッチでの操作が可能な設計とする。

非常用窒素供給系の高圧窒素ポンベは、人力による運搬が可能な設計とし、屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。

高圧窒素ポンベを接続する接続口については、簡便な接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンベは、人力による運搬が可能な設計とし、屋内のアクセスルートを通行してアクセス可能な設計とするとともに、設置場所にて固縛による固定等が可能な設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンペを接続する接続口については、簡便な接続とし、一般的に用いられる工具を用いて確実に接続することができる設計とする。

6.8.3 主要設備及び仕様

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器仕様を第6.8-1表に示す。

6.8.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

過渡時自動減圧機能は、発電用原子炉の停止中に機能・性能確認として、模擬入力による論理回路の動作確認（阻止スイッチの機能確認を含む）、校正及び設定値確認が可能な設計とする。

非常用窒素供給系は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、系統の供給圧力の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、非常用窒素供給系の高圧窒素ポンペは、発電用原子炉の運転中又は停止中に規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

非常用逃がし安全弁駆動系は、発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認として、系統の供給圧力の確認及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。また、非常用逃がし安全弁駆動系の高圧窒素ポンペは、発電用原子炉の運転中又は停止中に規定圧力の確認及び外観の確認が可能な設計とする。

第 6.8-1 表 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の主要機器
仕様

(1) 過渡時自動減圧機能

個	数	1
---	---	---

(2) 自動減圧系の起動阻止スイッチ

第 6.7-1 表 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
の主要機器仕様に記載する。

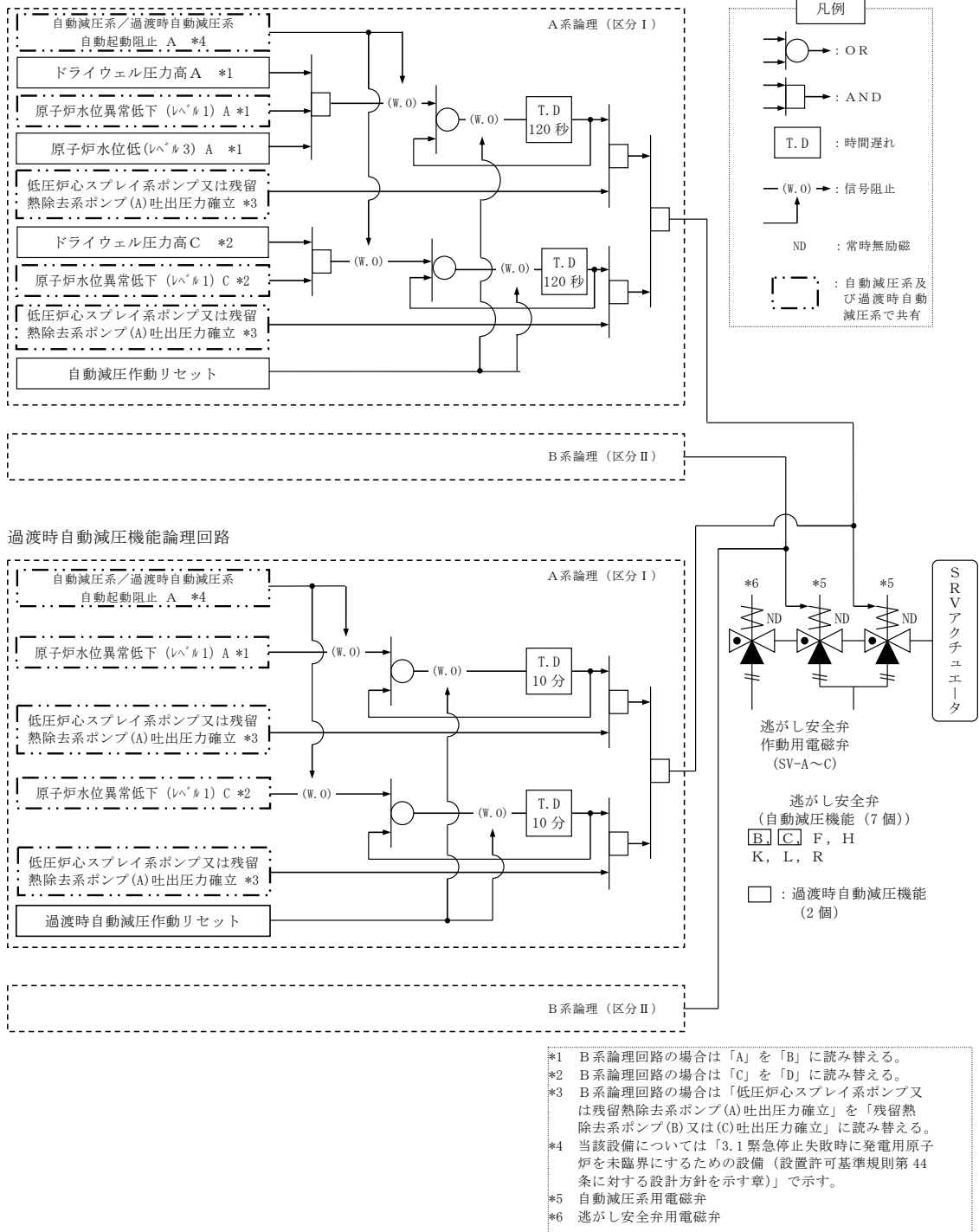
(3) 非常用窒素供給系高圧窒素ポンペ

本	数	10 (予備 10)
容	量	約 47L／本
充	填	圧
力		約 15MPa [gage]
使	用	箇
所		原子炉建屋原子炉棟 3 階
保	管	場
所		原子炉建屋原子炉棟 3 階

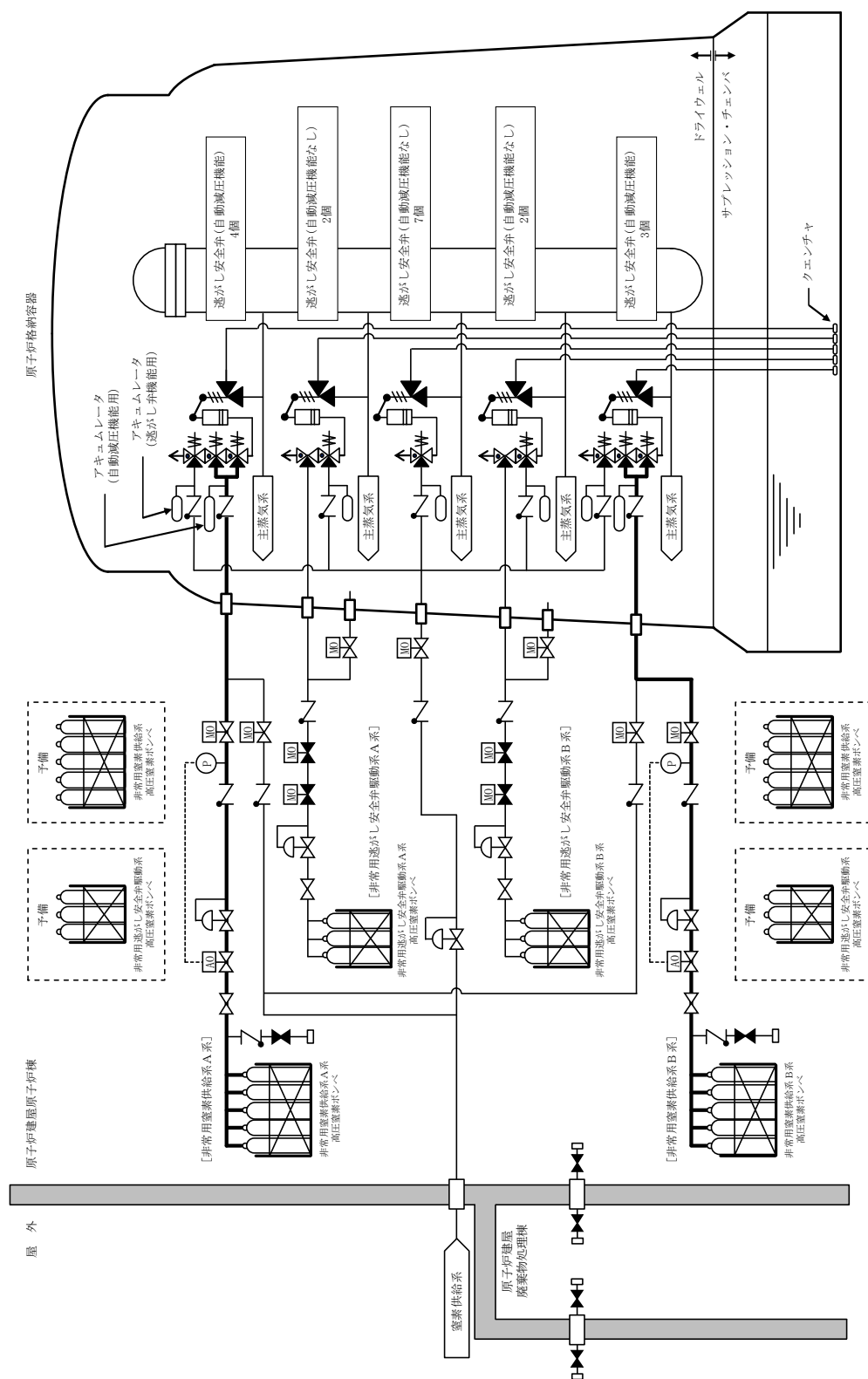
(4) 非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンペ

本	数	3 (予備 9)
容	量	約 47L／本
充	填	圧
力		約 15MPa [gage]
使	用	箇
所		原子炉建屋原子炉棟 1 階
保	管	場
所		原子炉建屋原子炉棟 1 階

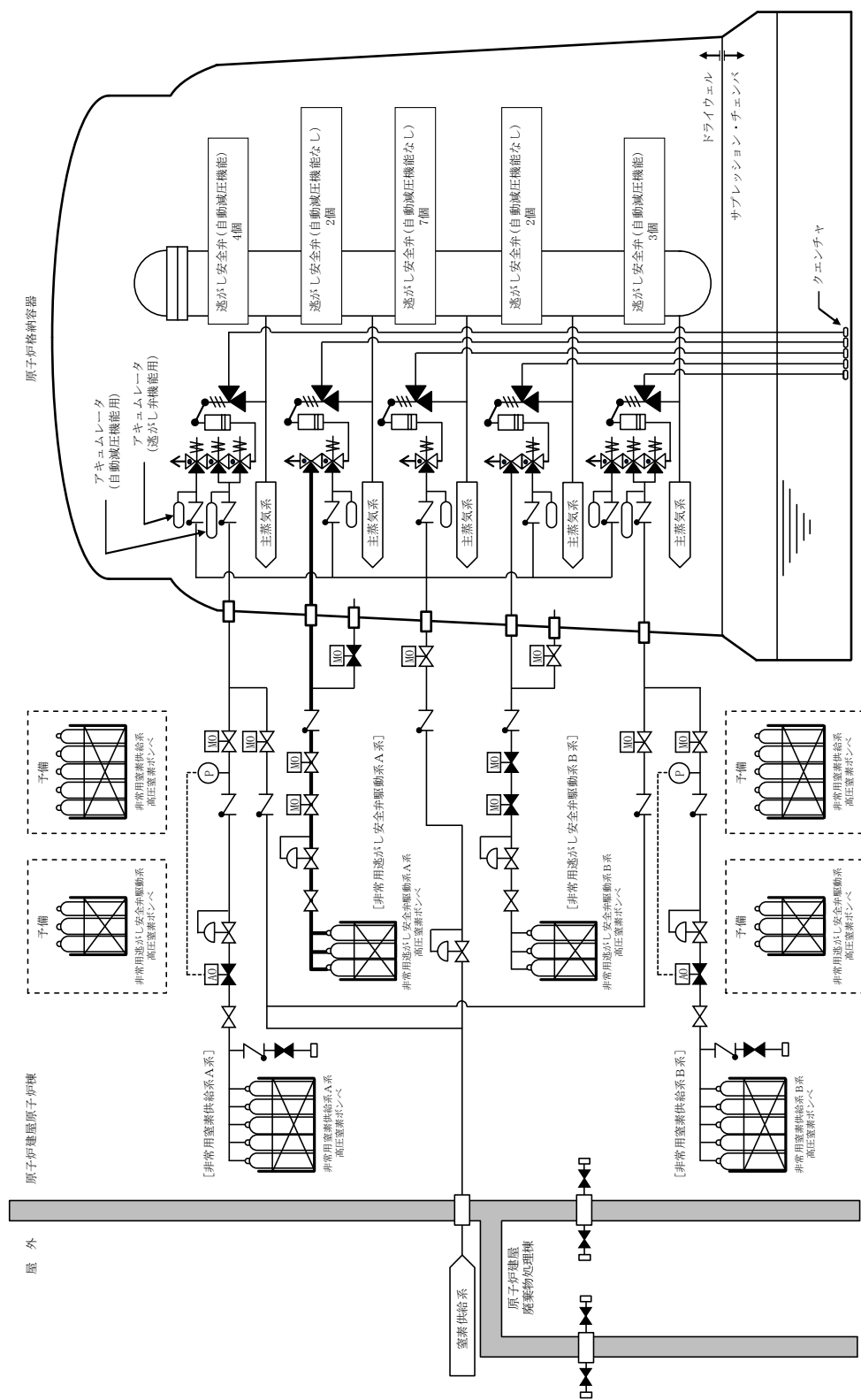
自動減圧機能論理回路



第 6.8－1 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図 (原子炉減圧の自動化)



第 6.8-2 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図
(逃がし安全弁の作動に必要な窒素喪失時の減圧)



第 6.8-3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図
(非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧)

6.9 圧縮空気設備

圧縮空気系は、計器用空気系及び所内用空気系からなっており、計器用空気系には 100%容量の圧縮機が 2 台あり、所内用圧縮機がバックアップとして使用できる。計器用空気系の空気貯槽は、有害な脈動を吸収するとともに、圧縮機が停止した場合でも必要箇所に約 10 分間送気できる容量となっている。また、空気圧作動の弁などは、フェイル・セーフとなっていて、かつ安全設備の運転制御には、すべて電気信号を用いていて計器用圧縮空気を用いないので、圧縮機を非常用電源に接続しなくても安全上支障はない。

6.10 制 御 室

6.10.1 通常運転時等

6.10.1.1 概 要

発電用原子炉施設の主要な系統の運転・制御に必要な監視及び制御装置は、集中的に監視及び制御が行えるよう中央制御室に設置する。

また、中央制御室内での操作が困難な場合に、原子炉をスクラム後の高温状態から低温状態に導くことのできる中央制御室外原子炉停止装置を設置する。

6.10.1.2 設計方針

- (1) 発電用原子炉施設の主要な計測及び制御装置は、中央制御室に配置し、集中的に監視及び制御が行えるようにする。また、制御盤は誤操作、誤判断を防止でき、かつ操作が容易に行えるように人間工学的な観点からの考慮を行う設計とする。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、外部電源喪失並びにばい煙、有毒ガス、降下火砕物及び凍結による操作雰囲気悪化）を想定しても安全施設を容易に操作することができる設計とする。
- (2) 設計基準事故時においても、運転員が中央制御室内にとどまって、必要な操作、措置がとれるようにする。
- (3) 中央制御室内での操作が困難な場合には、中央制御室以外からも、原子炉をスクラム後の高温状態から低温状態に容易に導けるようにする。
- (4) 計測制御装置、制御盤には実用上可能な限り不燃性又は難燃性の材料を用いる。
- (5) 中央制御室から発電用原子炉施設内の必要な箇所に指示・連絡が行えるようにする。

- (6) 昼夜にわたり，発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性があるとして想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握することができる設計とする。
- (7) 中央制御室には，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。
- (8) 炉心の著しい損傷が発生した場合であって，中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスにおいても，運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないように換気及び遮蔽を考慮した設計とする。

6.10.1.3 主要設備の仕様

中央制御室の主要機器仕様を第6.10-1表に示す。

6.10.1.4 主要設備

6.10.1.4.1 中央制御室

中央制御室は，原子炉建屋付属棟内に設置し，原子炉冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障が発生した場合に，従事者が支障なく中央制御室に入ることができるよう，これに連絡する通路及び出入りするための区域を多重化する。また，中央制御室内にとどまり必要な操作，措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し，運転員の勤務形態を考慮し，事故後30日間において，運転員が中央制御室に入り，とどまっても，中央制御室遮蔽を透過する放射線による線量，中央制御室に侵入した外気による線量及び入退域時の線量が，中央制御室換気系等の機能とあいまって，「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される100mSv

を下回るように遮蔽を設ける。換気系統は他と独立して設け、事故時には外気との連絡口を遮断し、高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環運転とし運転員その他従事者を過度の被ばくから防護する設計とする。外部との遮断が長期にわたり、室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。また、室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障のない範囲であることを把握できるよう、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管する。

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

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

中央制御室で想定される環境条件とその措置は次のとおり。

（地震）

中央制御室及び制御盤は、耐震性を有する原子炉建屋付属棟内に設置し、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設計とする。また、制御盤は床等に固定することにより、地震発生時においても運転操作に影響を与えない設計とする。さらに、主制御盤に手摺を設置するとともに天井照明設備には落下防止措置を講じることにより、地震発生時における運転

員の安全確保及び制御盤上の操作器への誤接触を防止できる設計とする。

（内部火災）

中央制御室に粉末消火器又は二酸化炭素消火器を設置するとともに、常駐する運転員によって火災感知器による早期の火災感知を可能とし、火災が発生した場合の運転員の対応を社内規定に定め、運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。また、中央制御室床下コンクリートピットに火災感知器及び手動操作により早期の起動も可能なハロゲン化物自動消火設備（局所）を設置することにより、火災が発生した場合に運転員による速やかな消火を行うことで運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

（内部溢水）

中央制御室内には溢水源となる機器を設けない設計とする。また、火災が発生したとしても、運転員が火災状況を確認し、粉末消火器又は二酸化炭素消火器にて初期消火を行うため、溢水源とならないことから、消火水による溢水により運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

（外部電源喪失）

中央制御室における運転操作に必要な照明は、地震、風（台風）、竜巻、積雪、落雷、外部火災及び降下火砕物に伴い外部電源が喪失した場合には、非常用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、運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。また、直流非常灯により中央制御室における運転操作に必要な照明を確保し、容易に操作ができる設計とする。

（ばい煙等による中央制御室内雰囲気悪化）

外部火災により発生する燃焼ガスやばい煙、有毒ガス及び降下火砕物による中央制御室内の操作雰囲気悪化に対しては、手動で中央制御室換気系の

給気隔離弁及び排気隔離弁を閉止し、閉回路循環運転を行うことで外気を遮断することにより、運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

(凍結による操作環境への影響)

中央制御室の換気系により環境温度が維持されることで、運転操作に影響を与えず容易に操作ができる設計とする。

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

a. 監視カメラ

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

b. 気象観測設備等の設置

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

c. 公的機関から気象情報を入手できる設備の設置

地震、津波、竜巻、落雷等の発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性がある事象に関する情報を入手するため、中央制御室に電話、ファックス及び社内ネットワークに接続されたパソコン等の公的機関から気象情

報を入手できる設備を設置する。

(1) 計測制御装置

中央制御室には、発電所を安全に運転するために必要とされる、以下の計測制御装置が設置されている。

a. 原子炉補助設備関係

高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系、残留熱除去系、原子炉隔離時冷却系、隔離弁、再循環系、原子炉冷却材浄化系等の計測制御装置

b. 原子炉制御関係

中性子計装、制御棒操作系、ほう酸水注入系等の計測制御装置

c. タービン補機関係

給水系、復水系、循環水系、補機冷却水系等の計測制御装置

d. タービン発電機関係

タービン及び発電機の計測制御装置

e. 所内電気回路関係

所内電気回路及びディーゼル発電機の計測制御装置

f. 放射線計装関係

エリア及びプロセス放射線モニタ用計測制御装置

g. 中性子計装関係

中性子計装用増幅器、電源装置等

h. タービン発電機の保護及び記録関係

タービン、発電機、所内電気回路の保護継電器、記録計等

i. 原子炉プラントプロセス計装関係

再循環系、ジェット・ポンプ系、給水系等の計測制御装置

j. 原子炉緊急停止系関係

原子炉緊急停止系用継電器等

k. 制御棒操作系関係

制御棒操作系用継電器等

l. 格納容器内ガス濃度制御系及び原子炉建屋ガス処理系関係

格納容器内ガス濃度制御系，原子炉建屋ガス処理系の継電器及び格納容器内水素，酸素濃度モニタ計測装置等

m. 送電線関係

275kV，154kV 開閉所及び送電線の計測制御装置

n. 運転監視用計算機関係

計算機コンソール，プリンタ等

o. 屋外監視関係

監視カメラ

(2) 中央制御室換気系

中央制御室の換気系統は，設計基準事故時に放射線業務従事者等を内部被ばくから防護し必要な運転操作を継続することができるようにするため，他の換気系とは独立に外気を高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニットに通して取り入れるか，又は外気との連絡口を遮断し中央制御室フィルタユニットを通して閉回路循環できるように設計する。（「8.2 換気空調設備」参照）

(3) 中央制御室遮蔽

中央制御室には，設計基準事故時に中央制御室内にとどまり必要な操作及び措置を行う運転員が，過度な被ばくを受けないように遮蔽を設ける。

（「8.3 遮蔽設備」参照）

(4) 通信連絡設備及び照明設備

中央制御室には，通信連絡設備及び照明設備を設ける。通信連絡設備は，建屋内外に指示が行えるように，送受話器，電力保安通信用電話設備

等を設ける。（「10.11 安全避難通路等」及び「10.12 通信連絡設備」参照）

6.10.1.4.2 中央制御室外原子炉停止装置

中央制御室外原子炉停止装置は、中央制御室から十分離れた場所に設置し、中央制御室で操作が困難な場合に、原子炉をスクラム後の高温状態から低温状態に安全かつ容易に導くためのものである。

原子炉のスクラムは、中央制御室外において、原子炉緊急停止系作動回路の電源を遮断すること等により行うことができる。

中央制御室外原子炉停止装置は、その盤面に設ける切替スイッチを本装置側に切り替えることにより、中央制御室とは、独立して使用できる。

中央制御室外原子炉停止装置には、逃がし安全弁、原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系等の計測制御装置及び建屋内の必要箇所と連絡可能な通信設備を設ける。

6.10.1.5 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の居住環境確認を行う。
- (2) 手順に基づき、監視カメラ及び気象観測設備等により発電用原子炉施設の外の状況を把握するとともに、公的機関から気象情報を入手できる設備等により必要な情報を入手する。

6.10.1.6 試験検査

中央制御室及び中央制御室外原子炉停止装置室にある監視及び制御装置は、定期的に試験又は検査を行い、その機能の健全性を確認する。

6.10.1.7 評価

- (1) 中央制御室には発電用原子炉施設の主要な計測及び制御装置を設けており，集中的に監視及び制御を行うことができる。また，制御盤は誤操作，誤判断を防止でき，かつ，操作を容易に行えるよう人間工学的な観点からの考慮を行う設計としている。
- (2) 中央制御室は，想定される最も過酷な事故時においても，運転員が中央制御室にとどまって，必要な操作，措置がとれるような遮蔽設計及び換気設計としている。
- (3) 中央制御室内での操作が困難な場合には，中央制御室から十分離れた場所に設置した中央制御室外原子炉停止装置から，原子炉をスクラム後の高温状態から低温状態に容易に導くことができる。
- (4) 計測制御装置，制御盤には実用上可能な限り，不燃性又は難燃性の材料を用い火災に対して防護する設計としている。
- (5) 中央制御室には，所内通信設備，加入電話等を設けており，原子炉施設内の必要な箇所に指示が行えるとともに発電所外の必要箇所との通信連絡を行うことができる。
- (6) 昼夜にわたり，発電用原子炉施設に影響を及ぼす可能性のあると想定される自然現象等や発電所構内の状況を把握することができる設計としている。
- (7) 中央制御室には，室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度が活動に支障がない範囲にあることを把握できるように酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を保管している。
- (8) 炉心の著しい損傷が発生した場合であって，中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス

においても、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないように換気及び遮蔽を考慮した設計としている。

6.10.2 重大事故等時

6.10.2.1 概 要

中央制御室には、炉心の著しい損傷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。

中央制御室の系統概要図を第6.10-1図から第6.10-4図に示す。

6.10.2.2 設計方針

(1) 居住性を確保するための設備

重大事故が発生した場合における炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に、放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設ける設計とする。炉心の著しい損傷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として、可搬型照明（SA）、中央制御室換気系空気調和機ファン、中央制御室換気系フィルタ系ファン、中央制御室換気系フィルタユニット、中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）、中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を設置する設計とする。

a. 換気空調設備及び遮蔽設備

炉心の著しい損傷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として、中央制御室及び中央制御室待避室の運転員を過度の放射線被ばくから防護するために中央制御室換気系空気調和機ファン、中央制御室換気系フィルタ系ファン及び中央制御室換気

系フィルタユニットを使用する。

中央制御室換気系は、重大事故等時に炉心の著しい損傷が発生した場合において高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニット並びに中央制御室換気系フィルタ系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、中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とすることにより、放射性物質を含む外気が中央制御室に直接流入することを防ぐことができる設計とする。

また、炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲通過時において、中央制御室待避室を中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）で正圧化することにより、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐことができる設計とする。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は、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、中央制御室換気系及び中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）の性能とあいまって、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

また、全面マスク等の着用及び運転員の交替要員を考慮し、その実施のための体制を整備する。

中央制御室換気系は、外部との遮断が長期にわたり、室内の環境条件が悪化した場合には、外気を中央制御室換気系フィルタユニットで浄化しながら取り入れることも可能な設計とする。

中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンは、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 中央制御室換気系空気調和機ファン
- ・ 中央制御室換気系フィルタ系ファン
- ・ 中央制御室換気系フィルタユニット
- ・ 中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）
- ・ 中央制御室遮蔽
- ・ 中央制御室待避室遮蔽
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

その他、設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備を重大事故等対処設備として使用する。

本系統の流路として、中央制御室換気系ダクト、中央制御室待避室空気ポンベユニット（配管・弁）及び中央制御室換気系給排気隔離弁を重大事故等対処設備として使用する。

b. 通信連絡設備

炉心の著しい損傷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として、中央制御室待避室に待避した運転員が、緊急時対策所と通信連絡を行うため、衛星電話設備（可搬型）（待避室）を使用する。

衛星電話設備（可搬型）（待避室）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・衛星電話設備（可搬型）（待避室）（10.12 通信連絡設備）
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

c. データ表示装置（待避室）

炉心の著しい損傷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として、中央制御室待避室に待避した運転員が、中央制御室待避室の外に出ることなく発電用原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うためにデータ表示装置（待避室）を設置する。

データ表示装置（待避室）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・データ表示装置（待避室）
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

d. 中央制御室の照明を確保する設備

想定される重大事故等時において、設計基準対象施設である中央制御室照明が使用できない場合の重大事故等対処設備として、可搬型照明（S A）を使用する。

可搬型照明（S A）は、全交流動力電源喪失時においても常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とす

る。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型照明（S A）
- ・常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

e. 中央制御室待避室差圧計，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計

炉心の著しい損傷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として，中央制御室待避室と中央制御室との間が正圧化に必要な差圧が確保できていることを把握するため，中央制御室待避室差圧計を使用する。

また，中央制御室内及び中央制御室待避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するため，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計を使用する。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・中央制御室待避室差圧計
- ・酸素濃度計
- ・二酸化炭素濃度計

常設代替交流電源設備については，「10.2 代替電源設備」にて記載する。

(2) 汚染の持ち込みを防止するための設備

重大事故等が発生し，中央制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において，運転員が中央制御室の外側から中央制御室に放射性物質による汚染を持ち込むことを防止するため，身体サーベイ及び作業服

の着替え等を行うための区画を設ける設計とする。

身体サーベイの結果、運転員の汚染が確認された場合は、運転員の除染を行うことができる区画を、身体サーベイを行う区画に隣接して設置する設計とする。また、照明については、可搬型照明（S A）により確保できる設計とする。

(3) 運転員の被ばくを低減するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において、運転員の被ばくを低減するための重大事故等対処設備として、原子炉建屋ガス処理系及びブローアウトパネル閉止装置を使用する。

原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、配管・弁類及び計測制御装置等で構成し、非常用ガス処理系排風機により原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした放射性物質を含む気体を非常用ガス処理系排気筒から排気することで、中央制御室の運転員の被ばくを低減することができる設計とする。なお、本システムを使用することにより緊急時対策要員の被ばくを低減することも可能である。

原子炉建屋原子炉棟の気密バウンダリの一部として原子炉建屋に設置する原子炉建屋外側ブローアウトパネルは、閉状態を維持できる、又は開放時に容易かつ確実にブローアウトパネル閉止装置により開口部を再閉止できる設計とする。また、ブローアウトパネル閉止装置は現場において、人力により操作できる設計とする。

原子炉建屋ガス処理系は、非常用交流電源設備に加えて、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、ブローアウトパネル閉止装置は、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 非常用ガス処理系排風機
- ・ 非常用ガス再循環系排風機
- ・ ブローアウトパネル閉止装置
- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

本システムの流路として、原子炉建屋ガス処理系の乾燥装置、フィルタ装置、配管及び弁並びに非常用ガス処理系排気筒を重大事故等対処設備として使用する。

その他、設計基準事故対処設備である原子炉建屋原子炉棟を重大事故等対処設備として使用する。

非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」にて記載する。

常設代替交流電源設備については、「10.2 代替電源設備」にて記載する。

中央制御室遮蔽、中央制御室換気系空気調和機ファン、中央制御室換気系フィルタ系ファン、中央制御室換気系フィルタユニット、非常用ガス処理系排風機、非常用ガス再循環系排風機、原子炉建屋原子炉棟及び非常用ディーゼル発電機は、設計基準事故対処設備であるとともに、重大事故等時においても使用するため、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」に示す設計方針を適用する。ただし、多様性及び位置的分散を考慮すべき対象の設計基準事故対処設備はないことから、「1.1.7 重大事故等対処設備に関する基本方針」のうち多様性及び位置的分散の設計方針は適用しない。

原子建屋原子炉棟については、「9.1 原子炉格納施設 9.1.2 重大事故等時」に示す。

6.10.2.2.1 多様性，位置的分散

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

中央制御室換気系及び原子炉建屋ガス処理系は，多重性を有する非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

中央制御室換気系空気調和機ファン，中央制御室換気系フィルタ系ファン，原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機，ブローアウトパネル閉止装置並びに可搬型照明（S A）は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。電源設備の多様性及び位置的分散については，「10.2 代替電源設備」に記載する。

6.10.2.2.2 悪影響防止

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

中央制御室の居住性の確保のために使用する中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は，原子炉建屋付属棟と一体のコンクリート構造物とし，倒壊等により他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室換気系空気調和機ファン，中央制御室換気系フィルタ系ファン及び中央制御室換気系フィルタユニット，原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は，設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用することで，

他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

ブローアウトパネル閉止装置は、他の設備から独立して使用が可能なことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）、データ表示装置（待避室）、中央制御室待避室差圧計及び衛星電話設備（可搬型）（待避室）は、他の設備から独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

可搬型照明（S A）は、他の設備から独立して使用することで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、他の設備から独立して使用が可能なことで、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉建屋ガス処理系は、設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で、重大事故等対処設備として使用することにより、他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

6.10.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）は、想定される重大事故等時において中央制御室待避室の居住性を確保するため、中央制御室待避室を正圧化することにより、必要な運転員の窒息を防止及び給気ライン以外から中央制御室待避室内へ外気の流入を一定時間遮断するために必要な容量を有するものを1セット13本使用する。保有数は、1セット13本に加えて、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として7本を加えた合計20本を保管する。

中央制御室待避室差圧計は、中央制御室待避室の正圧化された室内と中央

制御室との差圧の監視が可能な計測範囲を有する設計とする。

データ表示装置（待避室）は、中央制御室待避室に待避中の運転員が、発電原子炉施設の主要な計測装置の監視を行うために必要なデータの伝送及び表示が可能な設計とする。保有数は、重大事故等時に必要な1式に、故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップとして1式を加えた合計2式を中央制御室内に保管する。

衛星電話設備（可搬型）（待避室）は、重大事故等時に正圧化した中央制御室待避室に待避した運転員が緊急時対策所と通信連絡を行うために必要な式数を保管する設計とする。保有数は、重大事故等に対処するために必要な1式に、故障時及び保守点検時の待機除外時のバックアップ用として1式を加えた合計2式を中央制御室内に保管する。

可搬型照明（S A）は、想定される重大事故等時に、運転員が中央制御室内で操作可能な照度を確保するために必要な容量を有するものを3個、中央制御室待避室内で操作可能な照度を確保するために必要な容量を有するものを1個及び身体サーベイ、作業服の着替え等に必要な照度を有するものを3個使用する。保有数は、中央制御室用として1セット3個、中央制御室待避室用として1セット1個、保守点検は目視点検であり保守点検中でも使用が可能であるため、保守点検用は考慮せずに、故障時のバックアップ用として2個の合計9個を中央制御室内及び空調機械室内に保管する設計とする。なお、中央制御室内の可搬型照明（S A）については、バックアップも含めて分散して保管する。

酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、中央制御室内及び中央制御室待避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内にあることの測定が可能なものを、それぞれ1個を1セットとし、1セット使用する。保有数は、重大事故等時に必要な1セットに加えて故障時及び保守点検時による待

機除外時のバックアップ用として1セットを加えた合計2セットをバックアップも含めて分散して保管する設計とする。

中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンは、設計基準事故対処設備の中央制御室換気系と兼用しており、運転員を過度の被ばくから防護するための中央制御室内の換気に必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

中央制御室換気系フィルタユニットは、設計基準事故対処設備としてのフィルタ性能が、想定される重大事故等時においても、中央制御室の運転員を過度の被ばくから防護するために必要な放射性物質の除去効率及び吸着能力に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、設計基準事故対処設備としての仕様が、想定される重大事故等時において、中央制御室の運転員の被ばくを低減できるよう、原子炉建屋原子炉棟内を負圧に維持するとともに、非常用ガス処理系排気筒を通して排気口から放出するために必要な容量に対して十分であるため、設計基準事故対処設備と同仕様で設計する。

6.10.2.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室換気系空気調和機ファン、中央制御室換気系フィルタ系ファン、中央制御室換気系フィルタユニット、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、原子炉建屋付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

中央制御室待避室差圧計は、中央制御室待避室に設置し、重大事故等時に

おける環境条件を考慮した設計とする。

中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）は、原子炉建屋付属棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

ブローアウトパネル閉止装置は、原子炉建屋原子炉棟の壁面（屋外）に設置し、重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）、衛星電話設備（可搬型）（待避室）、データ表示装置（待避室）、可搬型照明（S A）、中央制御室待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計の接続及び操作は、想定される重大事故等時において、設置場所で可能な設計とする。

非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、原子炉建屋原子炉棟内に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。

原子炉建屋ガス処理系の操作は、想定される重大事故等時において、中央制御室で可能な設計とする。

6.10.2.2.5 操作性の確保

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽は、原子炉建屋付属棟と一体構造とし、重大事故等時において、特段の操作を必要とせず直ちに使用できる設計とする。

中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）、中央制御室待避室差圧計、酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は、通常時に使用する設備ではなく、重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

ブローアウトパネル閉止装置は、中央制御室の操作盤のスイッチでの操作が可能な設計とする。また、ブローアウトパネル閉止装置は、電源供給ができない場合においても、現場で人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

可搬型照明（S A）は、通常時に使用する設備ではなく、想定される重大事故等時において、他の系統と切り替えることなく使用できる設計とする。

中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）は、重大事故等時において、中央制御室内での手動弁操作により、通常時の隔離された系統構成から重大事故等対処設備としての系統構成に速やかに切替えが可能な設計とする。

中央制御室換気系の運転モード切替に使用する空気作動ダンパは、駆動源（空気）が喪失した場合又は電源が喪失した場合に開となり、現場での人力による操作が不要な構造とする。

原子炉建屋ガス処理系の起動に使用する空気作動ダンパは、駆動源（空気）が喪失した場合又は電源が喪失した場合に開となり、現場での人力による操作が不要な構造とする。

衛星電話設備（可搬型）（待避室）は、汎用の接続コネクタを用いて接続することで、容易かつ確実に使用が可能な設計とする。

データ表示装置（待避室）は、汎用の電源ケーブル及びネットワークケーブルを用いて接続することにより、容易かつ確実に接続し、原子炉施設の主要な計測装置を継続して監視が可能な設計とする。

可搬型照明（S A）の電源ケーブルの接続は、コンセントによる接続とし、接続規格を統一することで、確実に接続が可能な設計とする。可搬型照明（S A）は、人力による持ち運びが可能な設計とする。

中央制御室待避室差圧計は、中央制御室待避室に設置し、操作を必要とせ

ず直ちに指示を監視することが可能な設計とする。

可搬型照明（S A），酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，付属のスイッチにより設置場所で操作が可能な設計とする。

衛星電話設備（可搬型）（待避室），データ表示装置（待避室），酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，人力による持ち運びが可能な設計とする。

また，中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）は，設置場所にて固縛等により固定できる設計とする。

原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系は，想定される重大事故等時において，設計基準事故対処設備として使用する場合と同じ系統構成で重大事故等対処設備として使用し，弁操作等により速やかに切り替えられる設計とする。

原子炉建屋ガス処理系及び中央制御室換気系は，中央制御室の操作スイッチにより操作が可能な設計とする。

6.10.2.3 主要設備及び仕様

中央制御室（重大事故等時）の主要設備及び仕様を第6.10－2表及び第6.10－3表に示す。

6.10.2.4 試験検査

基本方針については，「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽は，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。

中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

衛星電話設備（可搬型）（待避室）及びデータ表示装置（待避室），可搬

型照明（S A），中央制御室待避室差圧計，酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び外観の確認が可能な設計とする。

中央制御室換気系空気調和機ファン，中央制御室換気系フィルタ系ファン及び中央制御室換気系フィルタユニットは，発電用原子炉の運転中又は停止中に閉回路循環ラインによる機能・性能及び漏えいの有無の確認が可能な設計とする。

中央制御室換気系空気調和機ファン及び中央制御室換気系フィルタ系ファンは，発電用原子炉の停止中に分解が可能な設計とする。

中央制御室換気系フィルタユニットは，発電用原子炉の運転中又は停止中に差圧確認が可能な設計とする。また，中央制御室換気系フィルタユニットは，発電用原子炉の停止中に内部確認を行えるように，点検口を設ける設計とし，性能の確認を行えるように，フィルタを取り出すことが可能な設計とする。

原子炉建屋ガス処理系は，発電用原子炉の運転中又は停止中に機能・性能及び漏えいの有無の確認並びに弁の開閉動作の確認が可能な設計とする。

また，非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は，発電用原子炉の停止中に分解及び外観の確認が可能な設計とする。

ブローアウトパネル閉止装置は，発電用原子炉の運転中又は停止中に外観の確認が可能な設計とする。また，ブローアウトパネル閉止装置は，発電用原子炉の停止中に機能・性能の確認が可能な設計とする。

第 6.10－1 表 中央制御室の主要機器仕様

- | | | |
|-----|---------------|----|
| (1) | 中央制御室制御盤 | 一式 |
| (2) | 中央制御室外原子炉停止装置 | 一式 |

第 6.10－2 表 中央制御室（重大事故等時）（常設）の設備仕様

(1) 居住性を確保するための設備

a. 中央制御室遮蔽

第 8.3－3 表 遮蔽設備の主要機器仕様に記載する。

b. 中央制御室待避室遮蔽

第 8.3－4 表 遮蔽設備（重大事故等時）の設備仕様に記載する。

c. 中央制御室換気系

(a) 中央制御室換気系空気調和機ファン

第 8.2－1 表 換気空調設備の主要設備仕様に記載する。

(b) 中央制御室換気系フィルタ系ファン

第 8.2－1 表 換気空調設備の主要設備仕様に記載する。

(c) 中央制御室換気系フィルタユニット

第 8.2－1 表 換気空調設備の主要設備仕様に記載する。

d. 中央制御室待避室差圧計

第 8.2－2 表 換気空調設備（重大事故等時）の主要機器仕様に記載する。

(2) 中央制御室の運転員の被ばくを低減するための設備

a. 原子炉建屋ガス処理系

(a) 非常用ガス処理系排風機

第 9.1-4 表 原子炉建屋ガス処理系主要仕様に記載する。

(b) 非常用ガス処理系フィルタトレイン

第 9.1-4 表 原子炉建屋ガス処理系主要仕様に記載する。

(c) 非常用ガス再循環系排風機

第 9.1-4 表 原子炉建屋ガス処理系主要仕様に記載する。

(d) 非常用ガス再循環系フィルタトレイン

第 9.1-4 表 原子炉建屋ガス処理系主要仕様に記載する。

b. ブローアウトパネル閉止装置

個 数	10
-----	----

第 6.10－3 表 中央制御室（重大事故等時）（可搬型）の設備仕様

(1) 居住性を確保するための設備

a. 中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）

第 8.2－3 表 換気空調設備の主要設備仕様に記載する。

b. 衛星電話設備（可搬型）（待避室）

式 数 1（予備 1）

使用回線 衛星系回線

c. データ表示装置（待避室）

式 数 1（予備 1）

d. 可搬型照明（S A）

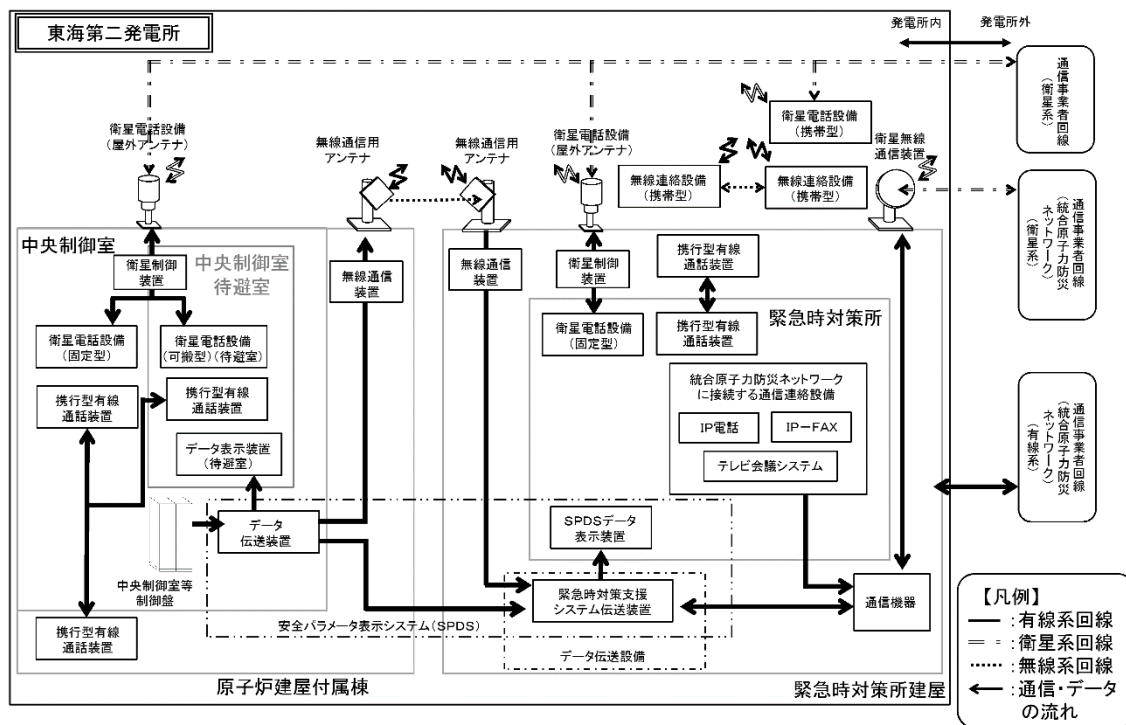
個 数 7（予備 2）

e. 酸素濃度計

個 数 1（予備 1）

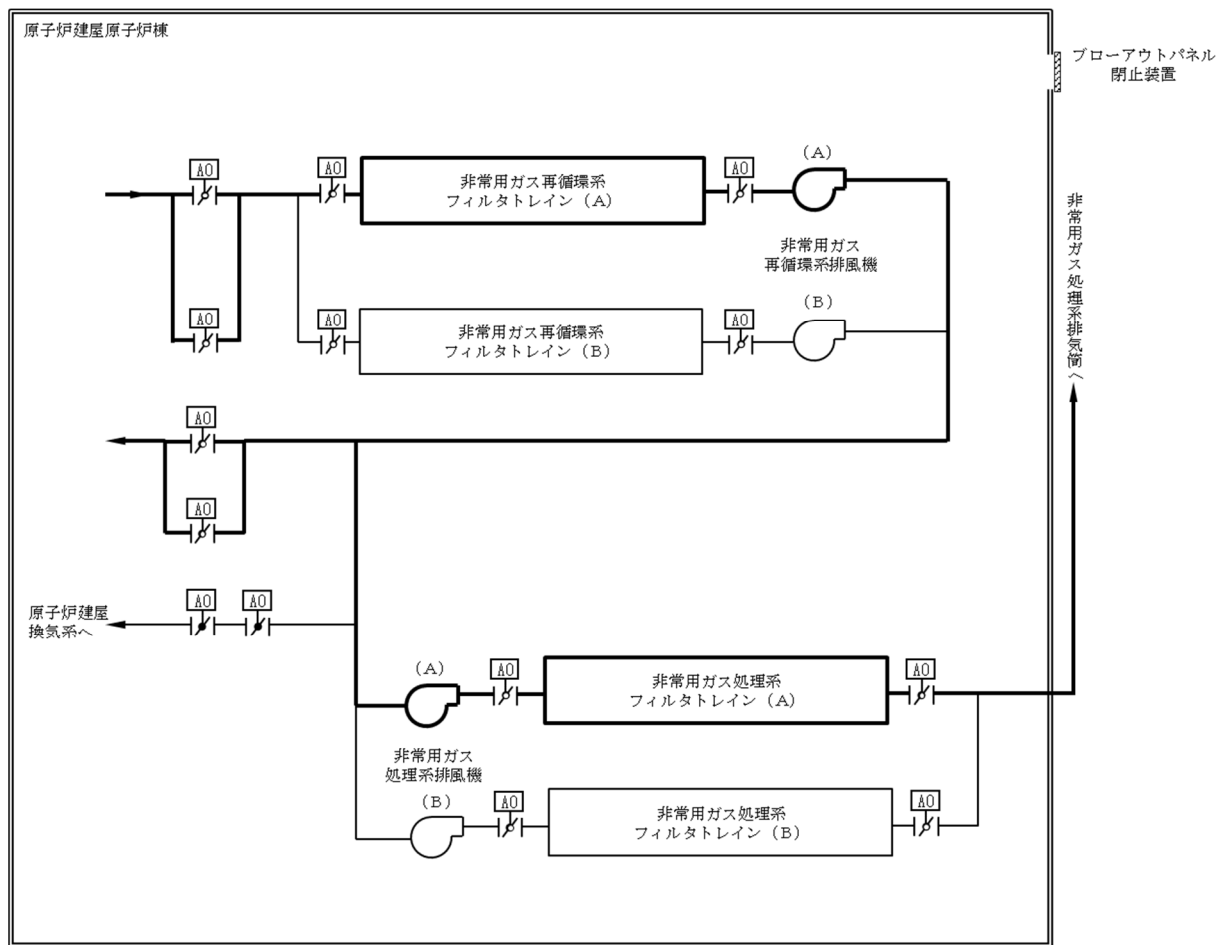
f. 二酸化炭素濃度計

個 数 1（予備 1）



第 6.10-3 図 中央制御室（重大事故等時） 系統概要図

（居住性を確保するための設備（データ表示装置（待避室），衛星電話設備（可搬型）（待避室）））



第 6.10-4 図 中央制御室（重大事故等時） 系統概要図

（運転員の被ばくを低減するための設備（原子炉建屋ガス処理系，ブローアウトパネル閉止装置））

6.11 参考文献

- (1) “ASEA-ATOM Control Rods” , ASEA-ATOM UK87-240NP, July, 1987.
- (2) 「沸騰水形原子力発電所 ハフニウム型制御棒について」
(株式会社東芝, T L R-048, 昭和 62 年 11 月)
- (3) 「沸騰水形原子力発電所 新型制御棒の概要」
(株式会社日立製作所, H L R-059, 平成 9 年 12 月)

7. 放射性廃棄物の廃棄施設

7.1 気体廃棄物処理施設

7.1.1 処理設備概要

気体廃棄物の主要なものは、タービン復水器の空気抽出器排ガスである。

空気抽出器からの排ガスは、排ガス予熱器に送り、加熱したのち排ガス再結合器および排ガス系復水器に送り、排ガス中の水素ガスを水に戻す。残留排ガスは減衰管にて通常約 30 分放射能を減衰させ、ついで活性炭式希ガスホールドアップ装置によって、クセノンの放射能を通常約 27 日間、クリプトンの放射能を通常約 40 時間減衰させたのち、ろ過処理後排気筒から大気中へ放出する。

そのほかの汚染排ガスも、大気中へ放出される前に、ろ過処理をするようになっている。

7.1.3 設備仕様

排ガス予熱器

基 数	2 (予備 1)
-----	----------

形 式	蒸気加熱
-----	------

排ガス再結合器

基 数	2 (予備 1)
-----	----------

形 式	触媒使用
-----	------

排ガス系復水器

基 数	2
-----	---

空気抽出器排ガス減衰管

保 留 時 間	約 30 分
---------	--------

空気抽出器排ガス系フィルター（排ガス前置フィルタ）

基 数	2 (予備 1)
効 率	直径 0.3 μ m の粒子に対し 99.97%以上
活性炭式希ガスホールドアップ装置	
個 数	一式
(1) 排ガス前置除湿器	
基 数	2 (予備 1)
形 式	冷却式
(2) 排ガス後置除湿器	
基 数	2 (予備 1)
形 式	乾燥材 (モレキュラーシーブ) 式
(3) 排ガス活性炭ベッド	
基 数	20 (予備 2)
形 式	活性炭式充填式
(4) 排ガス後置フィルタ	
基 数	2
形 式	高効率フィルタ
(5) 排ガス空気抽出器	
基 数	3
形 式	空気駆動式 (2) , 機械式 (1)
真空ポンプ	
基 数	1
形 式	機械式
排気筒	
接地点標高	約 8m
排気筒高さ	約 140m

7.2 液体廃棄物処理系

7.2.2 設計方針

- (1) 機器ドレン廃液は、ポンプ、弁等各機器からの漏えい水等である。これらの廃液は、廃液収集タンク等を集め、ろ過、脱塩処理した後、廃液サンプルタンクに移し、水質の結果により復水貯蔵タンクに回収、再使用するか、あるいは廃液収集タンクに戻して再処理する。
- (2) 床ドレン廃液は、原子炉建屋、廃棄物処理建屋、タービン建屋、固体廃棄物作業建屋（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）等で発生する。これらの廃液は、床ドレン収集タンクを集め、再生廃液処理系に移送し、濃縮処理する。
- (3) 化学廃液は、復水脱塩装置等の樹脂の再生廃液、分析室ドレン等である。これらの廃液は、廃液中和タンクを集め、中和後、濃縮処理する。
- (4) 床ドレン廃液及び化学廃液を濃縮する際発生した濃縮廃液は、濃縮廃液貯蔵タンクを集め、固体廃棄物として処理する。
- (5) 床ドレン廃液及び化学廃液を濃縮する際発生した蒸気は、凝縮させ凝縮水収集タンクを集め、機器ドレン処理系に送り、復水貯蔵タンクに回収、再使用するか、脱塩処理した後、凝縮水サンプルタンクに移し、放射性物質濃度が低いことを確認した上で、復水器冷却水放水路に放出する。
- (6) 洗濯廃液は、防護衣類等の洗濯廃液、手洗・シャワから発生する廃液である。これらの廃液は、洗濯廃液ドレンタンク(受タンク)を集め、ろ過処理した後、洗濯廃液サンプルタンク(ドレンタンク)に移し、放射性物質濃度が低いことを確認した上で、復水器冷却水放水路に放出する。
- (7) 排ガス洗浄廃液は、雑固体減容処理設備（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）の排ガス処理に伴って発生する廃液である。この廃液は、排ガス洗浄廃液サンプルタンクに貯留し、放射性物質濃度が低いことを確

認した上で、復水器冷却水放水路に放出する。

- (8) 液体廃棄物処理系は、放射性廃液の漏えいの発生を防止するため適切な材料を使用するとともに適切な計測制御設備を有する設計とする。漏えいが生じた場合、漏えいを早期検出するため漏えい検出器等により検出し、警報を廃棄物処理操作室に個別に表示するとともに、一括して中央制御室に表示する設計とし、かつ、漏えいの拡大を防止するため主要な設備は、独立した区画内に設けるか、周辺に堰等を設ける設計とする。

なお、処理施設及び関連する施設は、建屋及び連絡暗渠外への漏えい並びに敷地外への放出経路の形成を防止する設計とする。

7.2.3 主要設備

(1) 機器ドレン廃液の処理

機器ドレン廃液を処理する設備は、廃液収集タンク、ろ過装置、脱塩装置等で構成する。機器ドレン廃液は、原子炉棟機器ドレン・サンプ、ドライウエル機器ドレン・サンプ、廃棄物処理棟機器ドレン・サンプ、タービン建屋機器ドレン・サンプ等に集めた後、廃液収集タンク等にまとめられ、ろ過装置及び脱塩装置で処理した後、廃液サンプルタンクに移し、水質を測り、その結果により復水貯蔵タンクに回収、再使用するか又は再び廃液収集タンクに戻して処理する。ろ過装置には、電磁ろ過器及び超ろ過器（透過膜式）からなる非助材型ろ過装置がある。

(2) 床ドレン廃液の処理

床ドレン廃液を処理する設備は、床ドレン収集タンク等で構成する。床ドレン廃液は、原子炉棟床ドレン・サンプ、ドライウエル床ドレン・サンプ、廃棄物処理棟床ドレン・サンプ、タービン建屋床ドレン・サンプ、固

体廃棄物作業建屋床ドレン・サンプ等を集めた後、床ドレン収集タンクにまとめられ、再生廃液処理系に移送し、濃縮装置で処理する。

発生蒸気は、濃縮装置復水器によって凝縮させ凝縮水収集タンクに集め、原則として機器ドレン処理系に送り回収し、再使用するが、脱塩装置で処理した後、放射性物質濃度が低いことを確認した上で、復水器冷却水放水路に放出することもある。

(3) 化学廃液の処理

化学廃液を処理する設備は、廃液中和タンク、濃縮装置等で構成する。化学廃液は、廃液中和タンクにまとめられ中和後、濃縮装置で処理する。

発生蒸気は、濃縮装置復水器によって凝縮させ凝縮水収集タンクに集め、原則として機器ドレン処理系に送り、復水貯蔵タンクに回収し、再使用する。ただし、復水貯蔵タンクの保有水量が増加するような場合には、脱塩装置で処理した後、凝縮水サンプルタンクに移し、放射性物質濃度が低いことを確認した上で、復水器冷却水放水路に放出することもある。

(4) 洗濯廃液の処理

洗濯廃液を処理する設備は、洗濯廃液ドレンタンク（受タンク）、洗濯廃液サンプルタンク（ドレンタンク）、ろ過装置等で構成する。洗濯廃液は洗濯廃液ドレンタンク（受タンク）に集められ、ろ過装置で処理した後、洗濯廃液サンプルタンク（ドレンタンク）に移し、放射性物質濃度が低いことを確認した上で、復水器冷却水放水路に放出する。

(5) 排ガス洗浄廃液の処理

排ガス洗浄廃液を処理する設備は、排ガス洗浄廃液サンプルタンク等で構成する。雑固体減容処理設備（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）の排ガス処理に伴って発生した廃液は排ガス洗浄廃液サンプルタンク

に貯留し，放射性物質濃度が低いことを確認した上で，復水器冷却水放水路に放出する。

第 7.2-1 表 液体廃棄物処理系主要仕様

(1) タンク類

タンク名	基数	容 量 (m^3 / 基)	材 料
廃液収集タンク	1	約 110	炭素鋼
廃液サンプルタンク	2	約 65	炭素鋼
廃液サージタンク	2	約 140	炭素鋼
床ドレン収集タンク	1	約 60	炭素鋼
床ドレンサンプルタンク	2	約 60	炭素鋼
廃液中和タンク	2	約 65	ステンレス鋼
洗濯廃液サンプルタンク (ドレンタンク)	2	約 30	炭素鋼
凝縮水収集タンク	1	約 60	炭素鋼
凝縮水サンプルタンク	1	約 60	炭素鋼
凝集装置供給タンク	1	約 80	炭素鋼
電磁ろ過器供給タンク	1	約 140	炭素鋼
超ろ過器供給タンク	1	約 65	炭素鋼
機器ドレン処理水タンク	2	約 150	ステンレス鋼
洗濯廃液ドレンタンク (受タンク)	2	約 35	炭素鋼
排ガス洗浄廃液サンプルタンク	2	約 5	炭素鋼

(2) ろ過装置

a. 機器ドレン処理系

非助材型ろ過装置

型 式

電磁ろ過式及び透過膜式

個 数

一式

容 量	約 40m ³ ／h（一式当たり）
-----	------------------------------

b．洗濯廃液処理系

固定床型ろ過装置

型 式	円筒縦形固定床式
-----	----------

基 数	2
-----	---

容 量	約 10m ³ ／h（1 基当たり）
-----	-------------------------------

カートリッジ型ろ過装置

型 式	円筒縦形カートリッジ式
-----	-------------

基 数	1
-----	---

容 量	約 40m ³ ／h（1 基当たり）
-----	-------------------------------

(3) 脱塩装置

a．機器ドレン処理系

型 式	混床式
-----	-----

基 数	1
-----	---

容 量	約 50m ³ ／h（1 基当たり）
-----	-------------------------------

b．凝縮水脱塩器

型 式	混床式
-----	-----

基 数	1
-----	---

容 量	約 30m ³ ／h（1 基当たり）
-----	-------------------------------

(4) 濃縮装置

再生廃液処理系

型 式	蒸気加熱強制循環式
-----	-----------

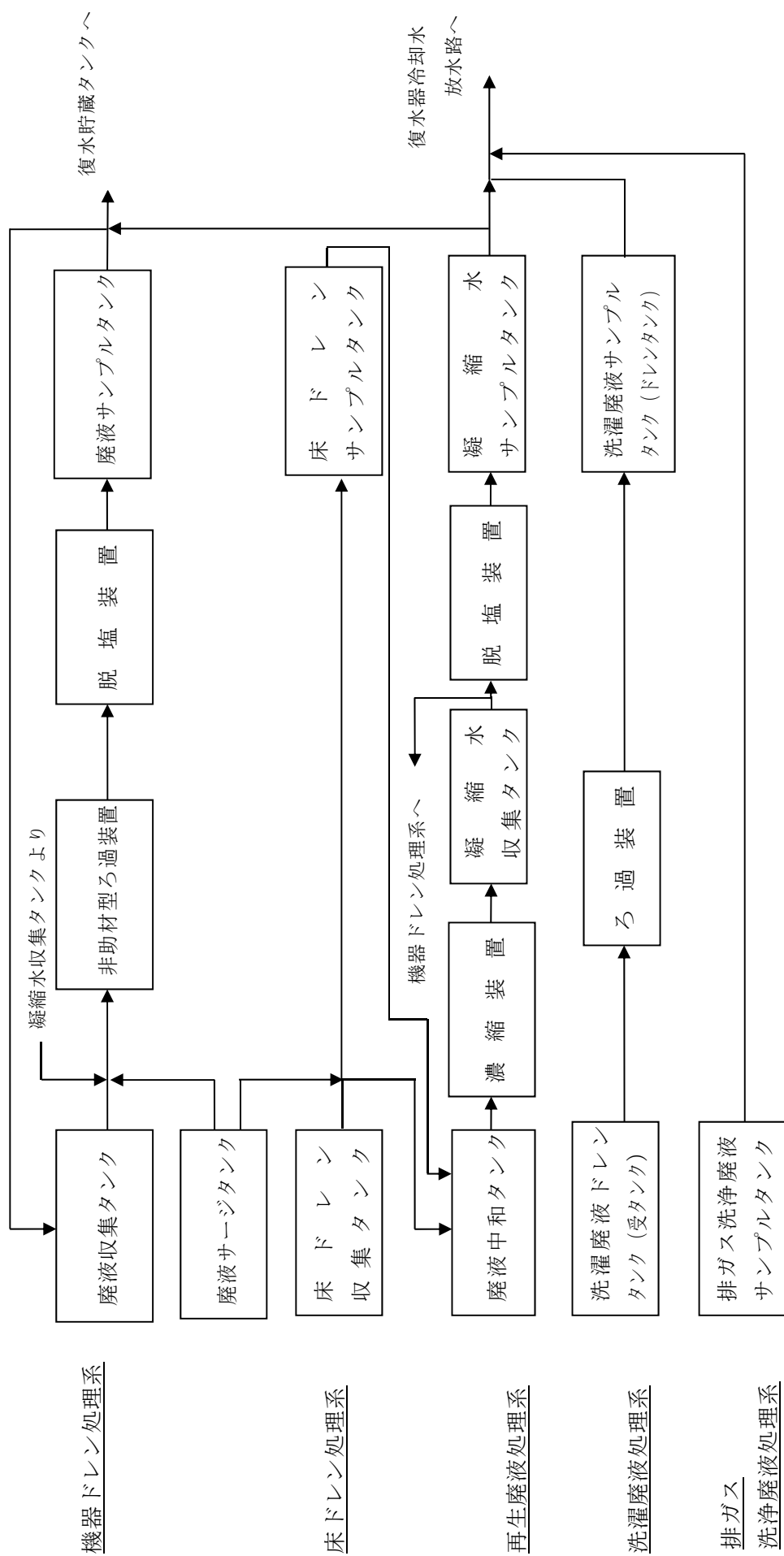
基 数	2
-----	---

容 量	約 6.8m ³ ／h（1 基当たり）
-----	--------------------------------

(5) 凝集沈殿装置

機器ドレン処理系

型	式	急速凝集沈殿装置
基	数	1
容	量	約 12m ³ ／h（1 基当たり）



第7.2-1 図 液体廃棄物処理系統概要図

7.3 固体廃棄物処理系

7.3.1 概 要

固体廃棄物処理系は、廃棄物の種類に応じて、処理又は貯蔵保管するため、濃縮廃液貯蔵タンク、使用済粉末樹脂貯蔵タンク、使用済樹脂貯蔵タンク、クラッドスラリタンク、廃液スラッジ貯蔵タンク、床ドレンスラッジ貯蔵タンク、減容固化設備、減容固化体貯蔵室、セメント混練固化装置（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）、減容装置、雑固体廃棄物焼却設備（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）、雑固体減容処理設備（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）、サイトバンカプール、固体廃棄物貯蔵庫（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）、給水加熱器保管庫、固体廃棄物作業建屋（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）等で構成する。

なお、セメント混練固化装置、雑固体廃棄物焼却設備、雑固体減容処理設備、固体廃棄物貯蔵庫及び固体廃棄物作業建屋は、東海発電所と共用する。

主要な固体廃棄物としては次のものがある。

- (1) 濃縮廃液
- (2) 使用済樹脂
- (3) 廃スラッジ
- (4) 雑固体廃棄物（布、紙、小器具、使用済空気フィルタ等）
- (5) 第6 給水加熱器等
- (6) 使用済制御棒、チャンネルボックス等

固体廃棄物処理系統概要図を第 7.3-1 図に示す。

7.3.2 設計方針

- (1) 濃縮廃液は、放射能を減衰させた後、乾燥・造粒し容器に詰めて減容固化体貯蔵室に貯蔵するか又は貯蔵した後ドラム缶内に固化し貯蔵保管

する。

- (2) 使用済樹脂には、原子炉冷却材浄化系及び燃料プール冷却浄化系フィルタ脱塩器から発生する使用済粉末樹脂、復水脱塩装置及び液体廃棄物処理系脱塩装置から発生する使用済粒状樹脂がある。使用済粉末樹脂は、タンク内に貯蔵する。使用済粒状樹脂は、タンク内に貯蔵するか又は貯蔵し放射能を減衰させた後、焼却する。焼却灰は不燃性雑固体廃棄物として処理する。
- (3) 廃スラッジには、液体廃棄物処理系の非助材型ろ過装置から発生するクラッドスラリ及び助材型ろ過装置から発生するフィルタスラッジがある。クラッドスラリはタンク内に貯蔵する。フィルタスラッジはタンク内に貯蔵するか又は貯蔵し放射能を減衰させた後、焼却する。焼却灰は不燃性雑固体廃棄物として処理する。
- (4) 可燃性雑固体廃棄物は、ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか又は焼却し、焼却灰は不燃性雑固体廃棄物として処理する。不燃性雑固体廃棄物は、圧縮可能なものは圧縮減容し、必要に応じて溶融・焼却した後、ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか又はドラム缶内に固型化し貯蔵保管する。
- (5) 第6給水加熱器の取替えに伴い取り外した第6給水加熱器3基等は、給水加熱器保管庫に貯蔵保管した後、不燃性雑固体廃棄物として処理する。
- (6) 使用済制御棒、チャンネルボックス等の放射化された機器は、使用済燃料プールに貯蔵した後、サイトバンカプールに貯蔵保管する。
- (7) 固体廃棄物作業建屋（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）の仕分け・切断作業エリアでは、不燃性雑固体廃棄物及び給水加熱器保管庫に貯蔵保管した第6給水加熱器等の仕分け、切断を行う。また、機器・予備品エリアでは、資機材の保管を行う。

- (8) 固体廃棄物処理系は、操作の遠隔化、遮蔽、換気等の所要の放射線防護上の措置を講じる。
- (9) 固体廃棄物処理系は、放射性廃液の漏えいの発生を防止するため適切な材料を使用するとともに適切な計測制御設備を有する設計とする。漏えいが生じた場合、漏えいを早期検出するため漏えい検出器等により検出し、警報を廃棄物処理操作室に個別に表示するとともに、一括して中央制御室に表示する設計とし、かつ漏えいの拡大を防止するため主要な設備は、独立した区画内に設けるか又は周辺に堰等を設ける設計とする。
- なお、処理施設及び関連する施設は、建屋及び連絡暗渠外への漏えい並びに敷地外への放出経路の形成を防止する設計とする。

7.3.3 主要設備

(1) 濃縮廃液の処理

濃縮廃液の処理を行う設備は、濃縮廃液貯蔵タンク、減容固化設備、減容固化体貯蔵室及びセメント混練固化装置（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）である。

濃縮廃液は、濃縮廃液貯蔵タンクに貯蔵した後、減容固化設備で乾燥・造粒して容器に詰め減容固化体貯蔵室に貯蔵するか又は貯蔵した後、セメント混練固化装置でドラム缶内に固化材（セメント）と混練して固化し貯蔵保管する。減容固化体貯蔵室の容量は発生量の約 12 年分を貯蔵する能力がある。

減容固化設備は、濃縮廃液受タンク、乾燥装置、造粒装置等である。蒸気加熱の際発生した蒸気は凝縮させ、液体廃棄物処理系の濃縮装置で処理する。乾燥装置では含水率の十分低い粉体を得るために、供給液の組成及び供給量を管理し、さらに水分計により粉体の含水率を監視し、含水率が

高い場合は、溶解し、回収して液体廃棄物処理系の濃縮装置で処理する。
一方、造粒装置では十分な減容と円滑な運転状態を確保するために粉体供給量及び圧縮力を制御する。

減容固化設備は密閉構造とし、かつ内部を負圧に維持し、装置外への漏えいを防止するとともに、装置の排気は粒子フィルタ及び高性能粒子フィルタを通し、排気中の放射性物質の量を低減させる。また、セメント混練固化装置は、放射性物質が飛散しないような措置を講じ、処理過程で生じる粒子等は粒子フィルタ及び高性能粒子フィルタで除去する。

(2) 使用済樹脂の処理

使用済樹脂の処理を行う設備は、使用済粉末樹脂貯蔵タンク、使用済樹脂貯蔵タンク及び雑固体廃棄物焼却設備（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）である。

原子炉冷却材浄化系及び燃料プール冷却浄化系フィルタ脱塩器から発生する使用済粉末樹脂は、発生量の約 30 年分の貯蔵容量を有する使用済粉末樹脂貯蔵タンクに貯蔵する。

復水脱塩装置及び液体廃棄物処理系脱塩装置から発生する使用済粒状樹脂は、発生量の約 30 年分の貯蔵容量を有する使用済樹脂貯蔵タンクに貯蔵するか又は貯蔵し放射能を減衰させた後、雑固体廃棄物焼却設備で焼却する。焼却灰は不燃性雑固体廃棄物として処理する。

(3) 廃スラッジの処理

廃スラッジの処理を行う設備は、クラッドスラリタンク、廃液スラッジ貯蔵タンク、床ドレンスラッジ貯蔵タンク及び雑固体廃棄物焼却設備である。

液体廃棄物処理系の非助材型ろ過装置から発生するクラッドスラリは、発生量の約 25 年分の貯蔵容量を有するクラッドスラリタンクに貯蔵す

る。また、液体廃棄物処理系の助材型ろ過装置から発生するフィルタスラッジは、発生量の約 30 年分の貯蔵容量を有する廃液スラッジ貯蔵タンク若しくは床ドレンスラッジ貯蔵タンクに貯蔵するか又は貯蔵し放射能を減衰させた後、雑固体廃棄物焼却設備で焼却する。焼却灰は不燃性雑固体廃棄物として処理する。

(4) 雑固体廃棄物の処理

雑固体廃棄物の処理を行う設備は、雑固体廃棄物焼却設備、減容装置及び雑固体減容処理設備（東海発電所及び東海第二発電所共用、既設）である。

可燃性雑固体廃棄物は、ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか又は雑固体廃棄物焼却設備で焼却し、焼却灰は不燃性雑固体廃棄物として処理する。雑固体廃棄物焼却設備の排ガスは、セラミックフィルタ及び高性能粒子フィルタを通し（除染係数 10^5 以上）⁽¹⁾ 廃棄物処理建屋排気口（地上高約 50m）から放射性物質濃度を監視しつつ放出する。不燃性雑固体廃棄物は、仕分けし、圧縮可能なものは圧縮減容し、必要に応じて雑固体減容処理設備で熔融・焼却した後、ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか又は固型化材（モルタル）を充填してドラム缶内に固型化し貯蔵保管する。雑固体減容処理設備の排ガスはセラミックフィルタ及び高性能粒子フィルタを通し（除染係数 10^7 以上）⁽²⁾⁽³⁾ 排気筒から放射性物質濃度を監視しつつ放出する。

(5) 第 6 給水加熱器等の処理

第 6 給水加熱器の取替えに伴い取り外した第 6 給水加熱器 3 基等は、給水加熱器保管庫に移送し貯蔵保管した後、不燃性雑固体廃棄物として処理する。なお、取り外した第 6 給水加熱器等を給水加熱器保管庫で貯蔵保管する際は、汚染拡大防止措置として容器に詰める等の措置を講じる。

給水加熱器保管庫は、第 6 給水加熱器の取替えに伴い取り外した 3 基の第 6 給水加熱器等を貯蔵保管する能力がある。

(6) 使用済制御棒，チャンネルボックス等の処理

使用済制御棒，チャンネルボックス等の放射化された機器は，使用済燃料プールに貯蔵した後，固体廃棄物移送容器を用いてサイトバンカプールに移送し貯蔵保管する。

これらの固体廃棄物は，発生する放射線を遮蔽するため水中で取り扱い，貯蔵状態では 2.5m 以上の水遮蔽を確保する。また，貯蔵状態を管理しやすくするため固体廃棄物はプール内に設けた支持物に支持する等して種類別に配置する。サイトバンカプールは，内面にステンレス鋼ライニングを施し，プール水の漏えいを防止する。万一，ライニングの損傷によりプール水が漏えいした場合，漏えい水検出装置で検知し補給水を供給することにより必要な遮蔽水を確保する。プール水はオーバーフロー式でありオーバーフロー水はろ過処理し循環させる。

サイトバンカプールは，発生量の約 25 年分を貯蔵する能力がある。

(7) 固体廃棄物作業建屋（東海発電所及び東海第二発電所共用，既設）での不燃性雑固体廃棄物の処理等

仕分け・切断作業エリアでは，不燃性雑固体廃棄物の仕分け，切断作業を行う。なお，仕分け及び切断作業を行う仕分け・切断作業エリア内の作業場は，放射性物質の散逸を防止するため，周囲から区画し，作業中は当該区域を負圧に維持する等の汚染拡大防止措置を講じる。

機器・予備品エリアでは，資機材の保管を行う。

(8) 固体廃棄物の貯蔵保管

固体廃棄物を詰めたドラム缶等は，所要の遮蔽設計を行った発電所内の固体廃棄物貯蔵庫（東海発電所及び東海第二発電所共用，既設）又は固体

廃棄物作業建屋の廃棄体搬出作業エリアに貯蔵保管する。また、必要に応じて、固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄する。ただし、廃棄体搬出作業エリアには、固体廃棄物貯蔵庫に貯蔵保管したドラム缶を含めて、固体廃棄物を詰めたドラム缶を、廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄するための検査及び搬出までの間に限り、貯蔵保管する。

固体廃棄物貯蔵庫は、発生量の約 10 年分以上を貯蔵保管する能力がある。また、固体廃棄物作業建屋（廃棄体搬出作業エリア）は、廃棄事業者の廃棄施設へ搬出する船の積載量に相当する 200L ドラム缶で約 3,000 本を貯蔵保管する能力がある。

第7.3-1表 固体廃棄物処理系主要仕様

(1) タンク類

タンク名	基数	容 量 (m^3 ／基)	材 料
濃縮廃液貯蔵タンク	3	約 90	炭素鋼
使用済粉末樹脂貯蔵タンク	2	約 140	ステンレス鋼
使用済樹脂貯蔵タンク	1	約 130	ステンレス鋼
	2	約 250	ステンレス鋼
クラッドスラリタンク	2	約 250	ステンレス鋼
廃液スラッジ貯蔵タンク	2	約 160	炭素鋼
床ドレンスラッジ貯蔵タンク	1	約 110	炭素鋼

(2) 減容固化設備

乾燥装置

型 式 たて置遠心薄膜式

基 数 1

造粒装置

型 式 2 軸形ロール式

基 数 1

(3) 減容固化体貯蔵室

構 造 鉄筋コンクリート造

面 積 約 250m^2

容 量 約 $1,400\text{m}^3$

(4) セメント混練固化装置（東海発電所及び東海第二発電所共用，既設）

型 式 セメント固化式

基 数 1

(5) 減容装置

型 式	油圧式
基 数	1

(6) 雑固体廃棄物焼却設備（東海発電所及び東海第二発電所共用，既設）

型 式	自燃式
基 数	1
容 量	約 3.14×10^6 kJ/h (約 750,000kcal/h)

(7) 雑固体減容処理設備（東海発電所及び東海第二発電所共用，既設）

型 式	高周波誘導加熱・2次燃焼器・セラミック・高性能粒子フィルタ式
基 数	1
容 量	約 6,400 本 (200L ドラム缶相当) / 年 (24 時間 / 日，約 200 日 / 年運転時)

(8) 固体廃棄物移送容器

基 数	1
容 量	約 3.4m^3

(9) サイトバンカプール

基 数	1
構 造	鉄筋コンクリート造ステンレス鋼ライニング
容 量	約 $1,900\text{m}^3$

(10) 固体廃棄物貯蔵庫 A（東海発電所及び東海第二発電所共用，既設）

位 置	発電所敷地内
-----	--------

構 造	鉄筋コンクリート造 (地下 1 階, 地上 1 階)
面 積	延 約 5,300m ²
貯 蔵 能 力	約 25,000 本 (200L ドラム缶相当)
(11) 固体廃棄物貯蔵庫 B (東海発電所及び東海第二発電所共用, 既設)	
位 置	発電所敷地内
構 造	鉄筋コンクリート造 (地下 1 階, 地上 2 階)
面 積	延 約 10,000m ²
貯 蔵 能 力	約 48,000 本 (200L ドラム缶相当)
(12) 給水加熱器保管庫	
位 置	発電所敷地内
構 造	鉄筋コンクリート造 (地上 1 階)
容 量	約 5,100m ³ (第 6 給水加熱器 3 基等)
(13) 固体廃棄物作業建屋 (東海発電所及び東海第二発電所共用, 既設)	
位 置	発電所敷地内
構 造	鉄筋コンクリート造 (一部鉄骨鉄筋コンクリート造及び鉄骨造) (地上 3 階)
面 積	固体廃棄物作業建屋の延面積 約 6,200m ² (廃棄体搬出作業エリアの延面積 約 2,700m ²) (仕分け・切断作業エリアの面積 約 900m ²)

(機器・予備品エリアの面積

約 1,400m²)

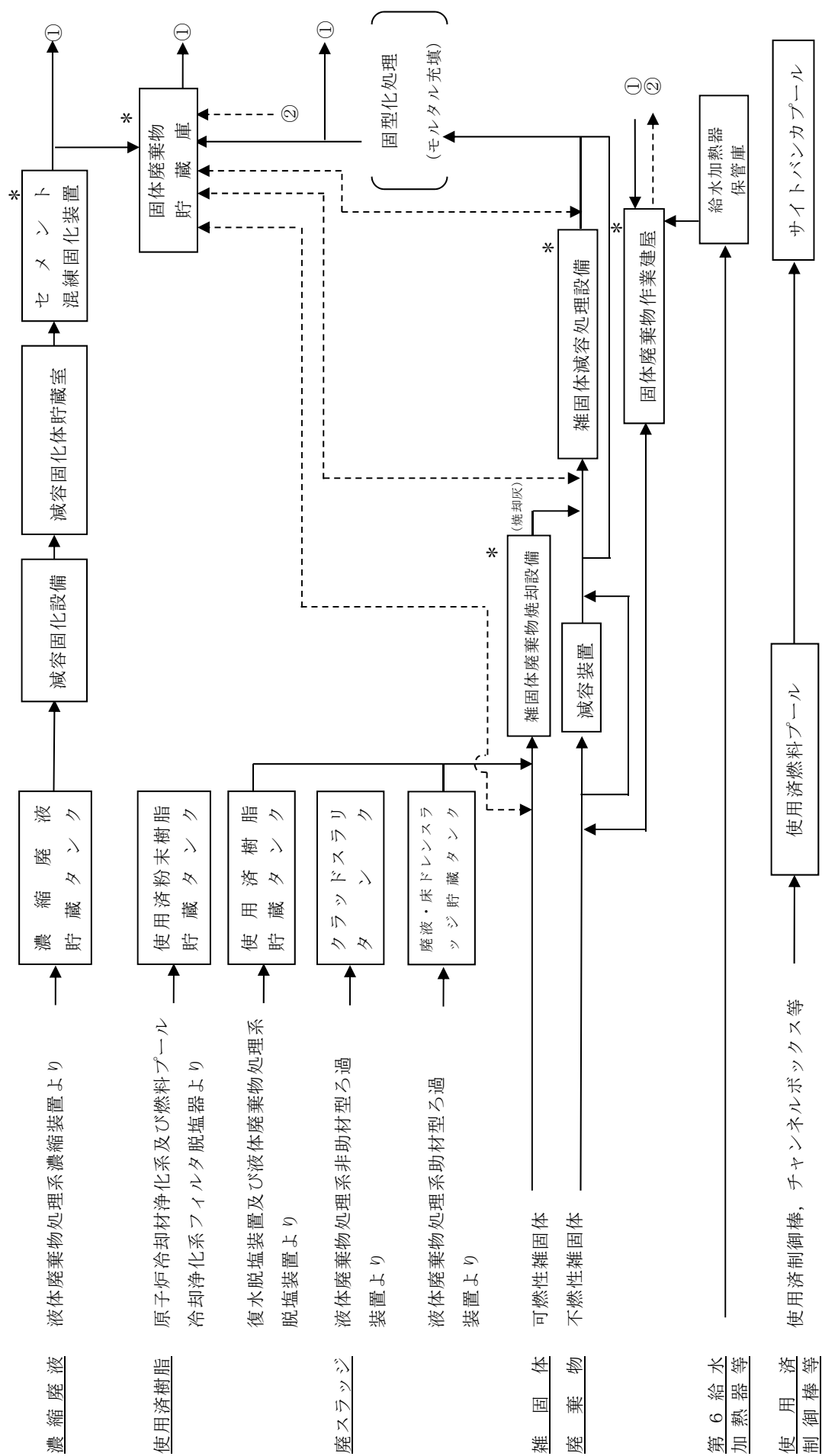
貯 蔵 能 力

廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄するた

めの検査及び搬出までの間、貯蔵保管

する 200L ドラム缶約 3,000 本 (廃棄

体搬出作業エリア)



第 7.3-1 図 固体廃棄物処理系統概要図

7.4 参考文献

- (1) 「廃樹脂焼却時の焼却設備除染性能について」
日本碍子株式会社，昭和 60 年 11 月
- (2) 「バーナ付帯高周波溶融炉による雑固体処理実証試験」
日本原子力学会 (2001 年秋の大会) 予稿集
- (3) 「H E P A フィルタの捕集効率と除染係数」
(保健物理. 21 1986 年)

8. 放射線管理施設

8.1 放射線管理設備

8.1.1 通常運転時

8.1.1.1 概 要

放射線管理設備は、発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の放射線被ばくを管理するためのもので、出入管理室、試料分析関係施設及び放射線監視設備等からなる。

8.1.1.2 設計方針

放射線被ばくは、合理的に達成できる限り低くすることとし、次の設計方針に基づき、放射線管理設備を設ける設計とする。

- (1) 放射線業務従事者等及び物品の搬出入に対して、出入管理、汚染管理及び各個人の被ばく管理ができるようにする。
- (2) 発電所内外の外部放射線に係る線量当量率及び放射性物質濃度等を測定、監視できるようにする。
- (3) 万一の事故に備えて、必要な放射線計測器を備える。
- (4) 中央制御室及び緊急時対策所に必要な情報の通報が可能である設計とする。
- (5) 通常運転時の放射性物質放出に係る放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」に適合する設計とする。
- (6) 設計基準事故時に必要な放射線監視設備は、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に適合する設計とする。

- (7) モニタリング・ポストは、非常用交流電源設備に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリング・ポストは、専用の無停電電源装置を有し、電源切替時の短時間の停電時に電源を供給できる設計とする。

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送系は、モニタリング・ポスト設置場所から中央制御室及び緊急時対策所までの建屋間において有線系回線と衛星系回線又は無線系回線と多様性を有しており、指示値は、中央制御室で監視することができる。また、緊急時対策所でも監視することができる。

モニタリング・ポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

- (8) 放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の被ばく線量評価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で気象観測設備により風向、風速その他の気象条件を測定及び記録できる設計とする。

8.1.1.3 主要設備の仕様

放射線管理設備の主要機器仕様を第 8.1-1 表に示す。

8.1.1.4 主要設備

8.1.1.4.1 出入管理室（東海発電所及び東海第二発電所と共用、既設）

管理区域の入口にチェック・ポイントがあり、管理区域の出入管理及び被ばく線量などの監視を行う。

なお、このため電子式線量計などを備える。

8.1.1.4.2 汚染管理関係施設

人の出入りに伴う汚染管理を行うため、汚染管理区域入口に更衣室、シャワー室等があり、ここには防護衣類、汚染検査用の測定器等を備える。また、汚染衣類の洗濯を行う洗濯室を設ける。また、保守作業等で一時的に汚染密度の高くなるおそれのある区域が生じる場合には、その区域の入口に臨時に更衣場所などを設けて汚染管理を行う。機器の除染を行うための機器除染施設が、タービン建屋及び原子炉建屋燃料取替床、廃棄物処理棟にあり、ここには、水の散布施設がある。

8.1.1.4.3 試料分析関係施設

原子炉冷却系、廃棄物処理系、その他系統の試料、放射性廃棄物の放出管理用試料及び環境試料の化学分析並びに放射性物質濃度測定を行うために、次のような施設を設ける。

(1) 化学分析室

原子炉冷却系、補機冷却系、廃棄物処理系、その他各系統の液体及び気体の試料の分析を行うため、化学分析室を設ける。

ここに備える主要機器は次のとおりである。

分光光度計、原子吸光分析計、比電導度計、pH計、溶存酸素計、天秤等。

(2) 放射能測定室

各系統及び作業環境試料の放射性物質濃度を測定するため、放射能測定室を設ける。

ここには次のような測定装置を備える。

γ 線測定装置（Ge(Li)半導体式検出装置）

α ・ β 線測定装置（ガスフロー式検出装置）

低エネルギー β 線測定装置（液体シンチレーション式検出装置）

(3) 環境試料測定室（東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設）

環境試料の前処理や放射性物質濃度を測定するため，環境試料測定室を設ける。

ここには次のような測定装置を備える。

γ 線測定装置（Ge（Li）半導体式検出装置）

α ・ β 線測定装置（ガスフロー式検出装置）

8.1.1.4.4 発電所内の放射線監視設備及び測定機器

発電所内とくに管理区域内で運転員及び作業員が頻繁に立入る箇所及び原子炉の安全運転上必要な箇所の外部放射線量率，空气中及び水中の放射性物質濃度並びに表面汚染密度を監視できる次のような固定モニタ又は測定機器を備える。

(1) 外部放射線量率測定設備及び測定機器

管理区域内の主要箇所には，外部放射線量率を連続的に監視するエリア・モニタを設置する。このモニタは，中央制御室又は廃棄物処理建屋操作室で記録，指示し，放射線レベルが設定値を超えたときは，警報を発する。また，管理区域内外の外部放射線量率を定期的に測定するための γ 線サーベイ・メータ及び中性子サーベイ・メータを備える。

(2) 空气中及び水中の放射性物質濃度測定機器

管理区域内外の空气中及び水中の放射性物質濃度を定期的に採取測定するためのダスト・サンプラ及び「8.1.1.4.3（2）放射能測定室」に記述する測定機器を備える。

(3) 表面汚染密度測定機器

管理区域内の表面汚染密度を測定するため，スミヤ法により採取した試料を測定する機器を備えるほか，表面汚染密度を直接測定できる汚染サー

ベイ・メータも備える。

8.1.1.4.5 放出放射性廃棄物及び系統内の放射線監視設備並びに測定機器

放射性廃棄物及び各系統内の放射性物質を監視するため、主要な系統にプロセス・モニタを設ける。このモニタは、連続的に放射線を測定し、中央制御室又は廃棄物処理建屋操作室で記録、指示を行い、設定値を超えたときは、警報を発する。また、各系統から採取した気体、液体、固体状試料中の放射性物質を測定する機器を備える。

主なプロセス・モニタは次のとおりである(第8.1-1図)。

(1) 排気筒モニタ

排気筒から排出される気体状の放射性廃棄物を監視するモニタと放射性よう素及び粒子状放射性物質を連続的に捕集するよう素用フィルタ及び粒子状フィルタを備える。

(2) 液体廃棄物処理系排水モニタ

液体廃棄物処理設備から排出される排水中の放射性物質を監視するモニタを備える。

(3) 主復水器空気抽出器排ガスモニタ

主復水器空気抽出器排ガス中の放射性物質を監視するモニタを備える。

(4) 希ガスホールドアップ装置排ガスモニタ

希ガスホールドアップ装置通過後の排ガス中の放射性物質を監視するモニタを備える。

(5) 主復水器真空ポンプ排ガスモニタ (タービン軸封蒸気排ガスモニタ)

真空ポンプ運転時の排ガス中の放射性物質を監視するモニタを備える。

(6) 主蒸気管モニタ

燃料から漏えいする核分裂生成物を監視するモニタを備え、設定値を超

えた場合は、原子炉スクラム信号を出す。

(7) 原子炉建屋換気排気モニタ

原子炉建屋換気排気中の放射性物質を監視するモニタを備え、設定値を超えたときは、原子炉建屋ガス処理系の起動信号を出す。

(8) 原子炉補機冷却水モニタ

原子炉補機冷却水中の放射性物質を監視するモニタを備える。

(9) 原子炉補機冷却用海水モニタ

原子炉補機冷却用海水中の放射性物質を監視するモニタを備える。

(10) 廃棄物処理建屋排気モニタ

雑固体廃棄物焼却設備排気中、廃棄物処理建屋換気排気中及び固体廃棄物作業建屋換気排気中の放射性物質を監視するモニタと放射性よう素及び粒子状放射性物質を連続的に捕集するよう素用フィルタ及び粒子状フィルタを備える。

(11) 雑固体減容処理設備排水モニタ

雑固体減容処理設備の排ガス洗浄処理に伴って排出される排水中の放射性物質を監視するモニタを備える。

8.1.1.4.6 発電所周辺のモニタリング設備（東海発電所及び東海第二発電所と共用、既設）

(1) 固定モニタリング設備

周辺監視区域境界付近に空間放射線量率の連続監視を行うためのモニタリング・ポスト4台及び空間放射線量測定のため適切な間隔でモニタリング・ポイントを設定し、熱蛍光線量計を配置する。

モニタリング・ポストは、非常用交流電源設備に接続し、電源復旧までの期間、電源を供給できる設計とする。さらに、モニタリング・ポスト

は、専用の無停電電源装置を有し、電源切替時の短時間の電源を供給できる設計とする。

モニタリング・ポストで測定したデータの伝送系は、モニタリング・ポスト設置場所から中央制御室及び中央制御室から緊急時対策所建屋間において有線系回線と衛星系回線又は無線系回線により多様性を有し、指示値は中央制御室で監視、記録を行うことができる。また、緊急時対策所でも監視することができる。モニタリング・ポストは、その測定値が設定値以上に上昇した場合、直ちに中央制御室に警報を発信する設計とする。

(2) 環境試料測定設備

周辺監視区域境界付近に空気中の粒子状放射性物質を捕集・測定するダスト・サンプラを設けるとともに、発電所周辺の水・食物・土壌などの環境試料の放射性物質の濃度を測定するための機器を備える。

(3) 放射能観測車

事故時等に発電所敷地周辺の空間放射線量率及び空気中の放射性物質の濃度を迅速に測定するために、空間ガンマ線測定装置、ダスト・よう素サンプラ、ダストモニタ及びよう素測定装置等を搭載した無線通話装置付の放射能観測車を備える。

(4) 気象観測設備

放射性気体廃棄物の放出管理及び発電所周辺の一般公衆の線量評価並びに一般気象データ収集のため、発電所敷地内で風向、風速、日射量、放射収支量等を測定及び記録する設備を設ける。

8.1.1.4.7 個人管理用測定設備及び測定機器

個人の被ばく線量管理のため、外部被ばく線量を測定する電子式線量計などと、内部被ばくを評価するためのホール・ボディ・カウンタ（東海発電所

及び東海第二発電所と共用，既設）を備える。また，汚染管理区域に出入りする者の汚染検査を行う汚染検査モニタ及び汚染サーベイ・メータを備える。

8.1.1.4.8 放射線計測器の校正設備（東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設）

放射線監視設備及び機器を定期的に点検校正し計測器の信頼度を維持するため，次のものを設ける。

(1) 校正室

エリア・モニタ，サーベイ・メータなどの線量測定器を校正用基準密封線源及び基準線量計を用いて校正できる校正室を設ける。

(2) 放射性同位元素貯蔵室

放射能測定室等に設置される放射能測定機器の校正を行う密封の放射性同位元素の貯蔵室を設ける。

(3) 保修室

放射線計測器の点検及び軽微な故障の修理を行うため，パルス発生器，シンクロスコープなどの計器を備えた保修室を設ける。

8.1.2 重大事故等時

8.1.2.1 概要

重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。重大事故等が発生した場合に発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

放射線管理設備（重大事故等時）の保管，設置又は使用場所の概要図を第 8.1-2 図から第 8.1-4 図に示す。

使用済燃料プールに係る重大事故等により，使用済燃料プール上部の空間線量率の変動する可能性のある範囲にわたり測定するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

重大事故等が発生し，計測機器（非常用のものを含む。）の故障により，当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータである原子炉格納容器内の放射線量率を計測又は監視及び記録するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系の排出経路における放射性物質濃度を測定するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための加圧判断ができるよう，放射線量を監視，測定するために必要な重大事故等対処設備を保管する。

8.1.2.2 設計方針

(1) 放射性物質の濃度及び放射線量の測定に用いる設備

a. 可搬型モニタリング・ポストによる放射線量の測定及び代替測定

モニタリング・ポストが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として，可搬型モニタリング・ポストを使用する。

可搬型モニタリング・ポストは，重大事故等が発生した場合に，周辺監視区域境界付近において，発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し，及び測定し，並びにその結果を記録できる設計とし，モニタリング・ポストを代替し得る十分な台数を保管する。

また，可搬型モニタリング・ポストは，重大事故等が発生した場合に，

発電所海側及び緊急対策所付近等において、発電用原子炉施設から放出される放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できる設計とする。

可搬型モニタリング・ポストの指示値は、衛星系回線により伝送し、緊急時対策所で監視できる設計とする。可搬型モニタリング・ポストで測定した放射線量は、電源喪失により保存した記録が失われないよう、電磁的に記録、保存する設計とする。また、記録は必要な容量を保存できる設計とする。

可搬型モニタリング・ポストの電源は、外部バッテリーを使用する設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型モニタリング・ポスト

b. 可搬型放射能測定装置による空気中の放射性物質の濃度の代替測定

放射能観測車のダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置又はダストモニタが機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として、可搬型放射能測定装置（ダスト・よう素サンプラの代替として可搬型ダスト・よう素サンプラ、よう素測定装置の代替としてNaIシンチレーションサーベイ・メータ、ダストモニタの代替としてβ線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）を使用する。

可搬型放射能測定装置は、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中）を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とし、放射能観測車を代替し得る十分な台数を保管する。

可搬型放射能測定装置のうちNaIシンチレーションサーベイ・メー

タ、 β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータの電源は、乾電池を使用する設計とし、可搬型ダスト・よう素サンプラの電源は、外部バッテリーを使用する設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイ・メータ、 β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）

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

可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータは、重大事故等が発生した場合に、発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度（空气中、水中、土壌中）及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録できるように測定値を表示する設計とする。

発電所の周辺海域においては、小型船舶を用いる設計とする。

可搬型放射能測定装置のうちNaIシンチレーションサーベイ・メータ、 β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ並びに電離箱サーベイ・メータの電源は、乾電池を使用する設計とし、可搬型ダスト・よう素サンプラの電源は、外部バッテリーを使用する設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，N a I シンチレーションサーベイ・メータ， β 線サーベイ・メータ，Z n S シンチレーションサーベイ・メータ）
- ・電離箱サーベイ・メータ
- ・小型船舶

これらの設備は，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できる設計とする。

(2) 風向，風速その他の気象条件の測定に用いる設備

a. 可搬型気象観測設備による気象観測項目の代替測定

気象観測設備が機能喪失した場合にその機能を代替する重大事故等対処設備として，可搬型気象観測設備を使用する。

可搬型気象観測設備は，重大事故等が発生した場合に，発電所において風向，風速その他の気象条件を測定し，及びその結果を記録できる設計とし，気象観測設備を代替し得る十分な台数を保管する。

可搬型気象観測設備の指示値は，衛星系回線により伝送し，緊急時対策所で監視できる設計とする。

可搬型気象観測設備で測定した風向，風速その他の気象条件は，電源喪失により保存した記録が失われないよう，電磁的に記録，保存する設計とする。また，記録は必要な容量を保存できる設計とする。

可搬型気象観測設備の電源は，外部バッテリーを使用する設計とする。

主要な設備は，以下のとおりとする。

- ・可搬型気象観測設備

(3) モニタリング・ポストの代替交流電源設備

モニタリング・ポストは，非常用交流電源設備に接続しており，非常用

交流電源設備からの給電が喪失した場合は、代替交流電源設備である常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電できる設計とする。

主要な設備は、以下のとおりとする。

- ・ 常設代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 可搬型代替交流電源設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 代替所内電気設備（10.2 代替電源設備）
- ・ 燃料給油設備（10.2 代替電源設備）

非常用交流電源設備については、「10.1 非常用電源設備」に記載する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備及び燃料給油設備については、「10.2 代替電源設備」に記載する。

(4) 使用済燃料プールの状態監視に用いる設備

重大事故等時の使用済燃料プール上部の空間線量率を測定するための使用済燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）については、「4.3 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備」に記載する。

(5) 原子炉格納容器内の状態監視に用いる設備

重大事故等時の原子炉格納容器内の放射線量率を測定するための格納容器雰囲気放射線モニタ（D／W）及び格納容器雰囲気放射線モニタ（S／C）については、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に記載する。

(6) 格納容器圧力逃がし装置等の状態監視に用いる設備

格納容器圧力逃がし装置の排出経路における放射性物質濃度を測定するためのフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）については、「9.9 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」に記載する。重大事故等時の耐圧強化ベント系の放射線量率を測定するための耐圧強化ベント系放射線モニタについては、「6.4 計装設備（重大事故等対処設備）」に記載する。

(7) 緊急時対策所の放射線量の測定に用いる設備

緊急時対策所内への希ガス等の放射性物質の侵入を低減又は防止するための加圧判断ができるよう、放射線量を監視、測定するための緊急時対策所エリアモニタについては、「10.9 緊急時対策所」に記載する。

8.1.2.2.1 多様性，位置的分散

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

可搬型モニタリング・ポストは、屋外のモニタリング・ポストと離れた緊急時対策所建屋内に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

可搬型放射能測定装置は、屋外に保管する放射能観測車と離れた緊急時対策所建屋内に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

小型船舶は、予備と分散して屋外の可搬型重大事故等対処設備保管場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

可搬型気象観測設備は、屋外の気象観測設備と離れた緊急時対策所建屋内に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

8.1.2.2.2 悪影響防止

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

可搬型モニタリング・ポスト，可搬型放射能測定装置，電離箱サーベイ・メータ，小型船舶及び可搬型気象観測設備は，他の設備から独立して単独で使用可能とし，他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。

8.1.2.2.3 容量等

基本方針については、「1.1.7.2 容量等」に示す。

可搬型モニタリング・ポスト，可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータは，炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると予想される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるよう，「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値を満足する設計とする。

可搬型モニタリング・ポストの保有数は，モニタリング・ポストの機能喪失時の代替としての4台，発電所海側等での監視・測定のための5台，緊急時対策所の加圧判断用としての1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として2台を保管する。

可搬型放射能測定装置（可搬型ダスト・よう素サンプラ，NaIシンチレーションサーベイ・メータ， β 線サーベイ・メータ及びZnSシンチレーションサーベイ・メータ）の保有数は，放射能観測車の代替並びに発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度を測定し得る十分な台数として2台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管する。電離箱サーベイ・メータの保有数は，発電所及びその周辺（発電所の周辺海域を含

む。)において放射線量を測定し得る十分な台数として1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管する。

小型船舶は、発電所の周辺海域において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量の測定を行うために必要な設備及び要員を積載し得る十分な艇数として1艇と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1艇を保管する。

可搬型気象観測設備は、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に定める観測項目を測定できる設計とする。

可搬型気象観測設備の保有数は、気象観測設備が機能喪失しても代替し得る十分な台数として1台と故障時及び保守点検による待機除外時のバックアップ用として1台を保管する。

可搬型モニタリング・ポスト、可搬型放射能測定装置、電離箱サーベイ・メータ及び可搬型気象観測設備の電源は、外部バッテリー又は乾電池を使用し、予備品と交換することで、重大事故等時の必要な期間測定できる設計とする。

8.1.2.2.4 環境条件等

基本方針については、「1.1.7.3 環境条件等」に示す。

可搬型モニタリング・ポストは、緊急時対策所建屋内に保管し、及び屋外に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型モニタリング・ポストの操作は、重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータは、緊急時対策所建屋内に保管し、及び屋内又は屋外で使用し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型放射能測定装置の操作は、重大事故

等時において使用場所で可能な設計とする。

小型船舶は，屋外に保管し，及び屋外で使用し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。また，小型船舶は，海で使用するため，耐腐食性材料を使用する設計とする。小型船舶の操作は，重大事故等時において使用場所で可能な設計とする。

可搬型気象観測設備は，緊急時対策所建屋内に保管し，及び屋外に設置し，想定される重大事故等時における環境条件を考慮した設計とする。可搬型気象観測設備の操作は，重大事故等時において設置場所で可能な設計とする。

8.1.2.2.5 操作性の確保

基本方針については，「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備は，屋内及び屋外のアクセスルートを通行し，車両等により運搬することができるとともに，設置場所において，固縛等の転倒防止措置が可能な設計とする。可搬型モニタリング・ポスト及び可搬型気象観測設備は，測定器と外部バッテリーを簡便な接続方式により確実に接続できるとともに，設置場所において，操作スイッチにより操作ができる設計とする。

可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータは，屋内及び屋外のアクセスルートを通行し，人が携行して使用可能な設計とする。可搬型放射能測定装置及び電離箱サーベイ・メータは，使用場所において，操作スイッチにより操作ができる設計とする。

小型船舶は，屋外のアクセスルートを通行し，車両等により運搬することができるとともに，使用場所において，操作スイッチにより起動し，容易に操縦ができる設計とする。

8.1.2.3 主要設備及び仕様

放射線管理設備の主要設備及び仕様を第 8.1-2 表に示す。

8.1.2.4 試験検査

基本方針については、「1.1.7.4 操作性及び試験・検査性」に示す。

可搬型モニタリング・ポスト，可搬型放射能測定装置のうち Na I シンチレーションサーベイ・メータ， β 線サーベイ・メータ，ZnS シンチレーションサーベイ・メータ及び電離箱サーベイ・メータ並びに可搬型気象観測設備は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，模擬入力による機能・性能の確認（特性確認）及び校正ができる設計とする。

可搬型放射能測定装置のうち可搬型ダスト・よう素サンプラ及び小型船舶は，発電用原子炉の運転中又は停止中に，機能・性能の確認（特性確認）及び外観の確認ができる設計とする。

第 8.1－1 表 放射線管理設備の主要機器仕様

(1) 出入管理室（東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設）	1 式
(2) 汚染管理関係施設	1 式
(3) 試料分析関係施設（東海発電所及び東海第二発電所と一部共用，既設）	1 式
(4) 発電所内の放射線監視設備及び測定機器	1 式
(5) 放出放射性廃棄物及び系統内の放射線監視設備並びに測定機器	1 式
(6) 発電所周辺のモニタリング設備（東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設）	1 式
(7) 個人管理用測定設備及び測定機器	1 式
(8) 放射線計測器の校正設備（東海発電所及び東海第二発電所と共用，既設）	1 式

第 8.1-2 表 放射線管理設備（重大事故等時）の主要機器仕様

(1) 環境モニタリング設備

a. 移動式モニタリング設備

(a) 可搬型モニタリング・ポスト

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

種 類	N a I （ T 1 ） シンチレーション式検出器 半導体式検出器
計 測 範 囲	B. G. $\sim 10^9 \text{ nGy/h}$
台 数	10（予備 2）
伝 送 方 法	衛星系回線

(b) 可搬型放射能測定装置

(b-1) 可搬型ダスト・よう素サンプラ

台 数	2（予備 1）
-----	---------

(b-2) N a I シンチレーションサーベイ・メータ

種 類	N a I （ T 1 ） シンチレーション式検出器
計 測 範 囲	B. G. $\sim 30 \mu \text{ Gy/h}$
台 数	2（予備 1）

(b-3) β 線サーベイ・メータ

種 類	G M 管式検出器
計 測 範 囲	B. G. $\sim 99.9 \text{ kmin}^{-1}$
台 数	2（予備 1）

(b-4) ZnSシンチレーションサーベイ・メータ

種 類	ZnS (Ag) シンチレーション式検出器
-----	-----------------------

計測範囲	B. G. $\sim 99.9 \text{ kmin}^{-1}$
------	-------------------------------------

台 数	2 (予備 1)
-----	----------

b. 電離箱サーベイ・メータ

種 類	電離箱式検出器
-----	---------

計測範囲	$0.001 \text{ mSv/h} \sim 1000 \text{ mSv/h}$
------	---

台 数	1 (予備 1)
-----	----------

c. 小型船舶

艇 数	1 (予備 1)
-----	----------

d. 可搬型気象観測設備

観測項目	風向, 風速, 日射量, 放射収支量, 雨量
------	------------------------

台 数	1 (予備 1)
-----	----------

伝送方法	衛星系回線
------	-------

(2) プロセス放射線モニタリング設備

a. 格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・原子炉プラント・プロセス計装
- ・計装設備 (重大事故等対処設備)
- ・放射線管理設備 (通常運転時等)

個 数	2
-----	---

計測範囲	$10^{-2} \text{ Sv/h} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$
------	---

b. 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 原子炉プラント・プロセス計装
- ・ 計装設備 (重大事故等対処設備)
- ・ 放射線管理設備 (通常運転時等)

個 数 2

計 測 範 囲 $10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$

c. フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 計装設備 (重大事故等対処設備)
- ・ 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

高レンジ

個 数 2

計 測 範 囲 $10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$

低レンジ

個 数 1

計 測 範 囲 $10^{-3}\text{mSv/h} \sim 10^4\text{mSv/h}$

d. 耐圧強化ベント系放射線モニタ

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 計装設備 (重大事故等対処設備)

個 数 2

計 測 範 囲 $10^{-2}\text{mSv/h} \sim 10^5\text{mSv/h}$

(3) エリア放射線モニタリング設備

a. 使用済燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

兼用する設備は以下のとおり。

- ・使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備
- ・計装設備（重大事故等対処設備）

高レンジ

個 数	1
計 測 範 囲	$10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$

低レンジ

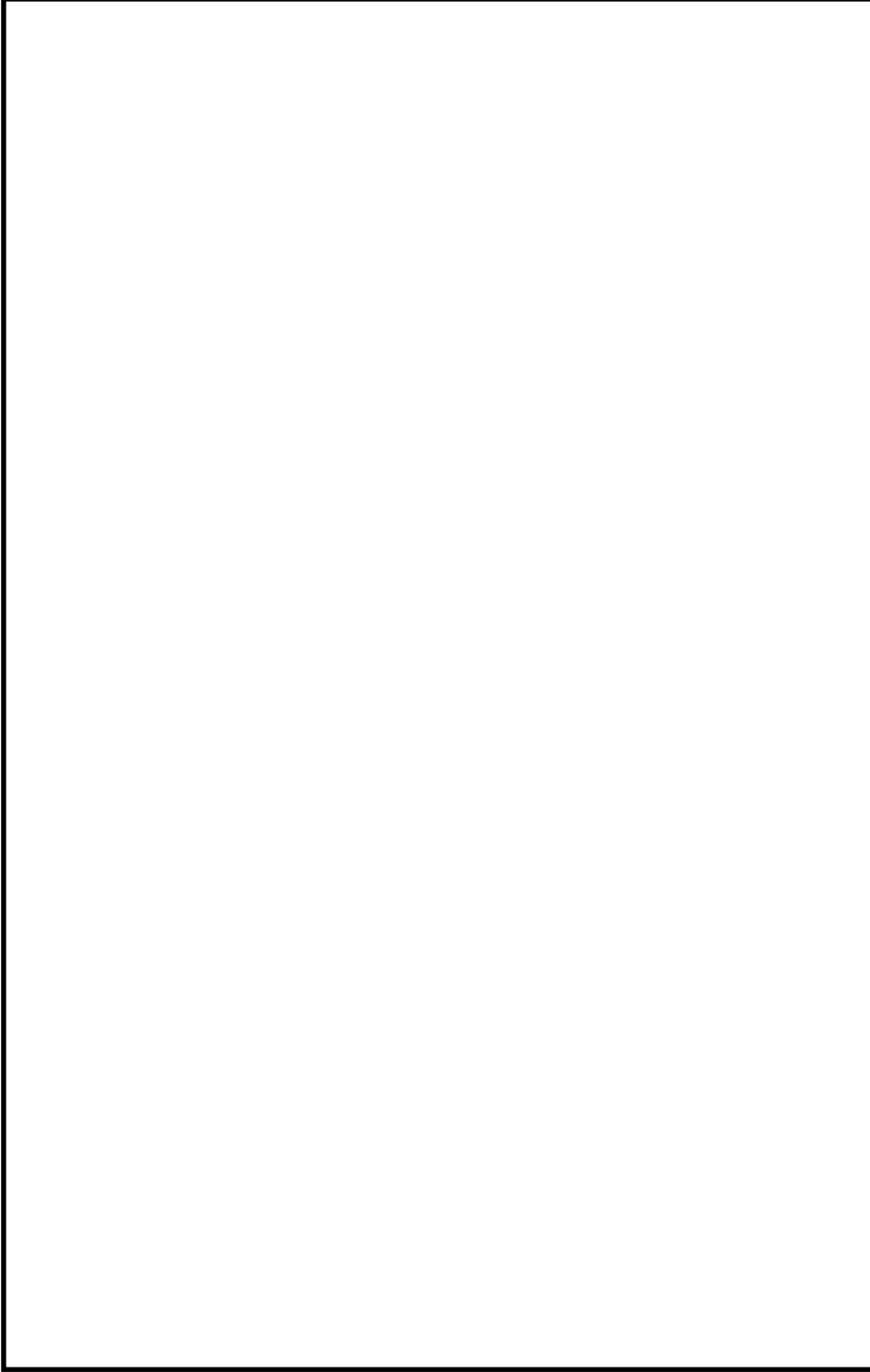
個 数	1
計 測 範 囲	$10^{-3}\text{mSv/h} \sim 10^4\text{mSv/h}$

b. 緊急時対策所エリアモニタ

兼用する設備は以下のとおり。

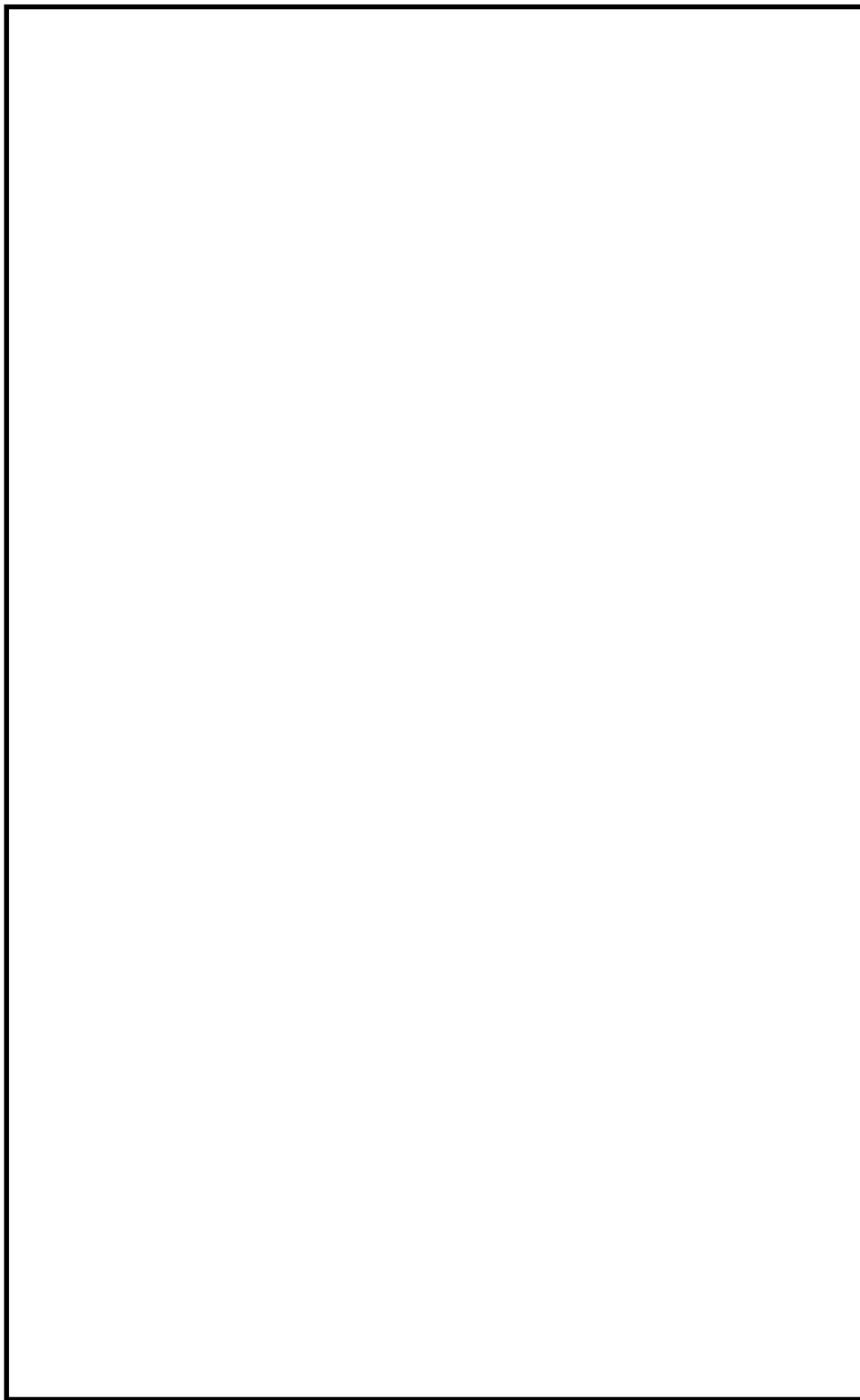
- ・緊急時対策所（重大事故等時）

種 類	半導体式検出器
計 測 範 囲	B. G. $\sim 999.9\text{mSv/h}$
台 数	1（予備 1）



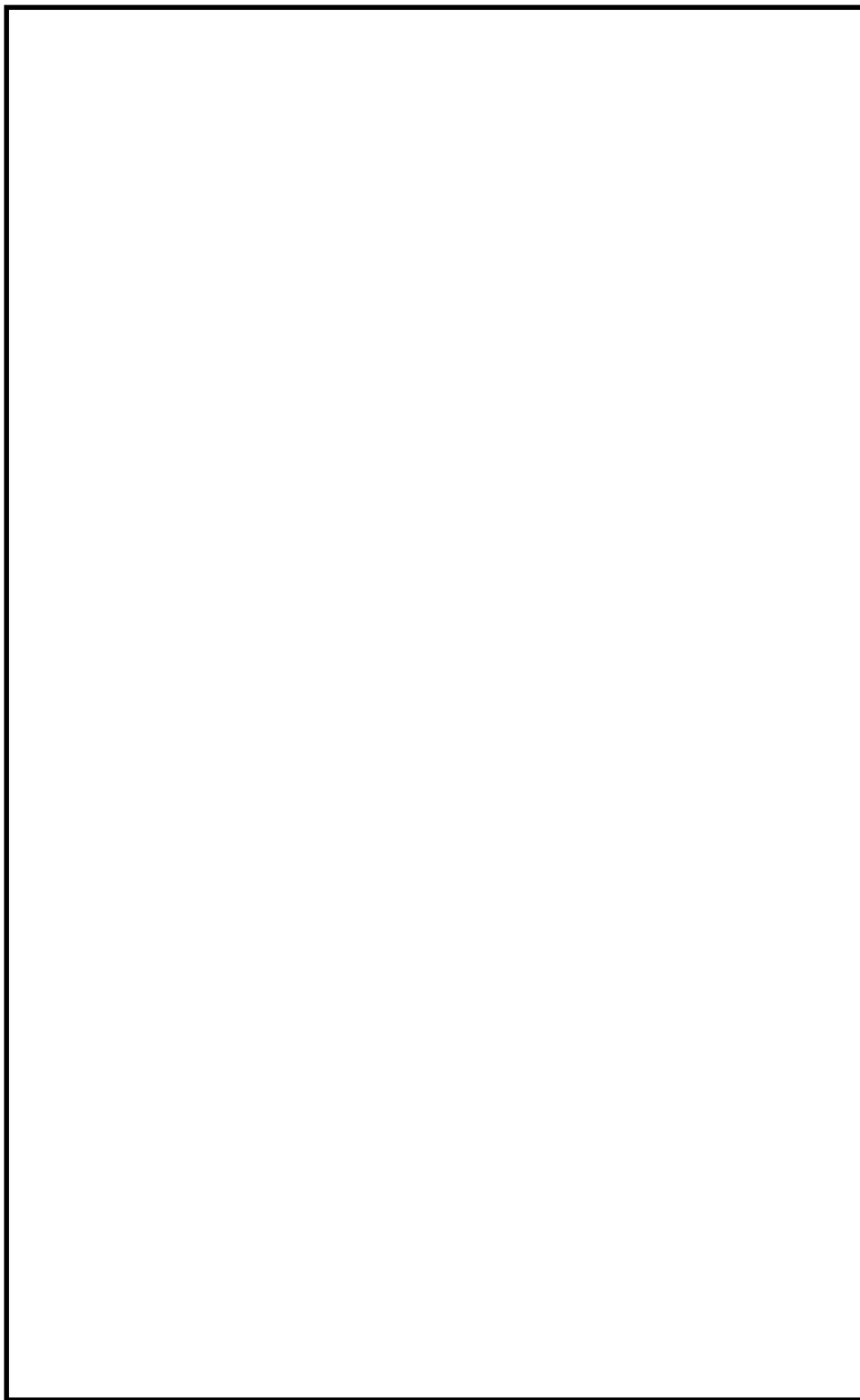
第 8.1-2 図 可搬型モニタリング・ポストの保管場所及び設置場所

☐ は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



第 8.1-3 図 可搬型放射能測定装置等の保管場所及び設置場所

☐ は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



第 8.1-4 図 可搬型気象観測設備の保管場所及び設置場所

☐ は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

8.2 換気空調設備

8.2.1 概 要

換気空調設備は、建屋内に清浄な空気を供給し建屋内の空気を加熱あるいは冷却して温度を制御するとともに、これら供給空気の流れを適切に保ち、建屋内の清浄区域の汚染を防止するために設けるものである。

換気空調設備は、タービン建屋換気系、中央制御室換気系、廃棄物処理棟換気系、サービス建屋換気系及び原子炉建屋換気系等から構成し、それぞれ独立な系統とする。

これらの各系統には必要に応じてフィルタ、加熱コイル、冷却コイル等を設ける。

中央制御室には、炉心の著しい損傷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。

重大事故等が発生した場合においても、当該重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、緊急時対策所の居住性を確保するための換気空調設備として、緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備を設置及び保管する。

8.2.2 設計方針

換気空調設備は、タービン建屋換気系、中央制御室換気系、廃棄物処理棟換気系、サービス建屋換気系及び原子炉建屋換気系などに大別され、それぞれ、独立した換気系となっている。これら換気系の設計は、発電所機器類及び運転員を熱から保護すると共に、放射線防護を目的として以下の基本的考え方に基づいて行われる。

なお、原子炉建屋換気系については、「9.1 原子炉格納施設」に示す。
(換気系の設計の基本的な考え方)

- (1) 清浄区域は、汚染の可能性のある区域より正圧に保ち、排気は汚染の可能性のある区域から行う。
- (2) 汚染の可能性のある区域からの排気は、フィルタを通した後、原則として排気筒又は廃棄物処理建屋排気口から放出する。
- (3) 主要な系統のファン及びフィルタは常時 100%容量を保持できる予備をもつ。
- (4) 各区域の温度を適切に保つため、加熱及び冷却を行う。
- (5) 各換気施設のフィルタは、点検及び交換することができるように設計する。
- (6) 中央制御室換気系は、事故時には外気との連絡口を遮断し、高性能粒子フィルタ及びチャコールフィルタを内蔵した中央制御室換気系フィルタユニットを通る閉回路循環方式とし、運転員等を被ばくから防護するように設計する。
- (7) 中央制御室換気系は、主蒸気管破断事故時に短期間では動的機器の単一故障を、長期間では動的機器の単一故障若しくは想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、当該設備に要求される原子炉制御室非常用換気空調機能を達成できる設計とする。また、中央制御室換気系のうち単一設計とするダクトの一部については、劣化モードに対する適切な保守、管理を実施し、故障の発生を低く抑えるとともに、想定される故障の除去又は修復のためのアクセスが可能であり、かつ、補修作業が容易となる設計とする。

8.2.3 主要設備の仕様

換気空調設備の主要機器仕様を第 8.2-1 表、第 8.2-2 表及び第 8.2-3 表に示す。

8.2.4 主要設備

換気空調設備は、運転員が常駐する中央制御室は 10 回/h 以上、その他の区域は適切な換気回数を確保して、建屋内の環境の浄化を行う設計とする。

(1) タービン建屋換気系

タービン建屋換気系の系統概略図を第 8.2-1 図に示す。

タービン建屋換気系は、1 系統の空気供給系、2 系統の排気系及び補助系からなり、供給系のファンは、50%容量のもの 4 台（予備 2）からなり、排気系のファンは 50%容量のもの 3 台（予備 1）及び 3 台の運転階専用の排気ファンからなる。

この換気系は、基本的考え方にしたがって外から取り入れた空気を通路など清浄な場所に給気し、給水加熱器室、空気抽出器室など、汚染の可能性の高い区域から排気する。この排気は、フィルタを通したのち、排気筒へ導かれる。また空気の流れを適正に保つために各所に補助ファンが設けられる。

運転階からの排気はフィルタを通したのち、ほとんどは専用排気ファンにより排気筒へ導かれる。

一方、所内ボイラ室、タービンオイルタンク室など、汚染の可能性のない区域の排気は局所排気ファンによって直接外気へ放出する。

(2) 中央制御室換気系

中央制御室換気系の系統概略図を第 8.2-2 図に示す。

中央制御室換気系は、他の建屋の換気系とは完全に独立した換気系をもち、通常、一部外気を取り入れる再循環方式によって空気調節を行う。また、事故時にも必要な運転操作が汚染の可能性なく継続できるように、外気取入口を遮断して、チャコールフィルタを通る閉回路循環方式としうる

ものである。

炉心の著しい損傷が発生した場合においても、中央制御室に運転員がとどまるために必要な換気空調設備として、中央制御室換気系を設ける。本設備については、「6.10 制御室」に記載する。

(3) 中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）

炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室待避室を正圧化し、放射性物質が中央制御室待避室に流入することを一定時間完全に防ぐために必要な換気空調設備として、中央制御室待避室空気ポンベユニット（空気ポンベ）を設ける。本設備については、「6.10 制御室」に記載する。

(4) 第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）

炉心の著しい損傷が発生した場合でも格納容器圧力逃がし装置第二弁及び第二弁バイパス弁の遠隔人力操作ができるよう第二弁操作室空気ポンベユニットを設ける。また、第二弁操作室と周囲との間で、第二弁操作室差圧計により第二弁操作室の正圧化に必要な差圧を確保できていることの把握が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置第二弁操作室空気ポンベユニット（空気ポンベ）及び第二弁操作室差圧計については「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

(5) 廃棄物処理棟換気系

廃棄物処理棟換気系の系統概略図を第 8.2－3 図に示す。

廃棄物処理棟換気系は、1 系統の空気供給系及び排気系からなり、その給気は、廃棄物処理制御室及び通路に行い、排気は液体廃棄物貯蔵タンク室、フィルタ室などから排気ファンによって引かれ、高性能粒子フィルタ

を通したのち、排気筒に導かれる。給気及び排気ファン並びにフィルタは100%容量の予備をもち換気系を停止させることなく保守及びフィルタの交換ができる。

(6) サービス建屋換気系

サービス建屋換気系の系統概略図を第 8.2-4 図に示す。

サービス建屋は、人の立入が頻繁であるため特に清浄区域の汚染を防止しなければならない。したがって清浄区域は更衣室、洗濯室など汚染のおそれのある区域に対し常に正圧に保ち、これらの室の空気は排気筒に導いて排気する設計とする。

(7) 廃棄物処理建屋換気系

廃棄物処理建屋換気系の系統概略図を第 8.2-5 図に示す。

廃棄物処理建屋換気系は、1 系統の空気供給系、主排気系及び廃棄物処理建屋排気系の 2 系統の排気系からなり、給気ファンは 50%容量のもの 3 台（1 台は予備）、排気ファンは主排気系が 100%容量のもの 2 台（1 台は予備）、廃棄物処理建屋排気系が 50%容量のもの 3 台（1 台は予備）からなる。

主排気系は、放射性希ガス及び放射性よう素による汚染の可能性のある区域の排気を排気ファンにより高性能粒子フィルタを通して排気筒に導き、廃棄物処理建屋排気系は、その他の区域の排気を排気ファンにより高性能粒子フィルタを通して廃棄物処理建屋排気口に導く。

なお、給気ファン及び排気ファン並びにフィルタは換気系を停止させることなく保守及びフィルタの交換ができる設計とする。

(8) 固体廃棄物作業建屋換気系

固体廃棄物作業建屋換気系の系統概略図を第 8.2-6 図に示す。

固体廃棄物作業建屋換気系は、1 系統の空気供給系及び排気系からな

り，給気ファン及び排気ファンそれぞれ 100%容量のもの 2 台（1 台は予備）からなる。

建屋の排気は，排気ファンにより高性能粒子フィルタを通して廃棄物処理建屋排気口に導く。

(9) 緊急時対策所非常用換気設備及び緊急時対策所加圧設備

緊急時対策所換気空調設備は，重大事故等が発生した場合において，緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所遮蔽の機能とあいまって，緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えない設計とする。

緊急時対策所の緊急時対策所非常用換気設備として緊急時対策所非常用送風機，緊急時対策所非常用フィルタ装置及び緊急時対策所用差圧計を設置するとともに，緊急時対策所加圧設備を保管する設計とする。

これらの設備については，「10.9 緊急時対策所」に記載する。

8.2.5 試験検査

- (1) 換気空調設備は，中央制御室の制御盤等でその運転状態を監視する。
- (2) 中央制御室換気空調系は，定期的に運転試験を行いその健全性を確認する。

第 8.2-1 表 換気空調設備の主要設備仕様

(1) タービン建屋換気系

a. 給気ファン

台 数	2(予備 2)
容 量	約 230,000m ³ /h (1 台当たり)

b. 排気ファン

台 数	2(予備 1)
容 量	約 200,000m ³ /h (1 台当たり)

c. 運転階排気ファン

台 数	3
容 量	約 110,000m ³ /h (1 台当たり)

(2) 中央制御室換気系

a. 中央制御室換気系空気調和機ファン

台 数	1(予備 1)
容 量	約 42,500m ³ /h

b. 中央制御室換気系フィルタ系ファン

台 数	1(予備 1)
容 量	約 5,100m ³ /h

c. 中央制御室換気系排気用ファン

台 数	1
容 量	約 3,400m ³ /h

d. 中央制御室換気系フィルタユニット

型 式	高性能粒子フィルタ及びチャコール
-----	------------------

	フィルタ内蔵型
基 数	1 (予備 1)
粒子除去効率	99.97%以上 (直径 $0.5\mu\text{m}$ 以上の粒子)
よう素除去効率 (総合除去効率)	97%以上

(3) 廃棄物処理棟換気系

a. 給気ファン

台 数	1 (予備 1)
容 量	約 $100,000\text{m}^3/\text{h}$

b. 排気ファン

台 数	1 (予備 1)
容 量	約 $100,000\text{m}^3/\text{h}$

(4) サービス建屋換気系

a. 給気ファン

台 数	6
容 量	約 $110,000\text{m}^3/\text{h}$ (6 台の合計容量)

b. 排気ファン

台 数	6 (予備 2)
容 量	約 $120,000\text{m}^3/\text{h}$ (6 台の合計容量)

(5) 廃棄物処理建屋換気系

a. 給気ファン

台 数	2 (予備 1)
-----	----------

容 量	約 190,000m ³ ／h (1 台当たり)
-----	-------------------------------------

b．排気ファン

台 数	1(予備 1)
-----	---------

容 量	約 110,000m ³ ／h
-----	----------------------------

c．廃棄物処理建屋排気系

台 数	2(予備 1)
-----	---------

容 量	約 140,000m ³ ／h (1 台当たり)
-----	-------------------------------------

(6) 固体廃棄物作業建屋換気系

a．給気ファン

台 数	1(予備 1)
-----	---------

容 量	約 28,000m ³ ／h
-----	---------------------------

b．排気ファン

台 数	1(予備 1)
-----	---------

容 量	約 28,000m ³ ／h
-----	---------------------------

第 8.2-2 表 換気空調設備（重大事故等時）の主要機器仕様

(1) 中央制御室換気系

a. 中央制御室換気系空気調和機ファン

第 8.2-1 表 換気空調設備の主要設備仕様に記載する。

b. 中央制御室換気系フィルタ系ファン

第 8.2-1 表 換気空調設備の主要設備仕様に記載する。

c. 中央制御室換気系フィルタユニット

第 8.2-1 表 換気空調設備の主要設備仕様に記載する。

(2) 中央制御室待避室

a. 中央制御室待避室差圧計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（重大事故等時）

台 数	1
測 定 範 囲	0～60Pa

(3) 格納容器圧力逃がし装置

a. 第二弁操作室差圧計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器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

台 数	1
測 定 範 囲	0～60Pa

(4) 緊急時対策所非常用換気設備

a. 緊急時対策所非常用送風機

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

台 数	1（予備 1）
容 量	約 5,000m ³ ／h

b. 緊急時対策所非常用フィルタ装置

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

型 式	微粒子フィルタ／よう素フィルタ
基 数	1（予備 1）
容 量	約 5,000m ³ ／h
効 率	
単体除去効率	99.97%以上（0.15μm 粒子）／99.75% 以上（よう素）
総合除去効率	99.99%以上（0.5μm 粒子）／99.75% 以上（よう素）

c. 緊急時対策所用差圧計

兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

個 数	1
測 定 範 囲	0～200Pa

第 8.2-3 表 換気空調設備（重大事故等時）（可搬型）設備仕様

(1) 中央制御室待避室空気ボンベユニット（空気ボンベ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・中央制御室（重大事故等時）

本数	13（予備 7）
容量	約 47L（1 本当たり）
充填圧力	約 15MPa [gage]

(2) 第二弁操作室空気ボンベユニット（空気ボンベ）

兼用する設備は以下のとおり。

- ・最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・原子炉格納容器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

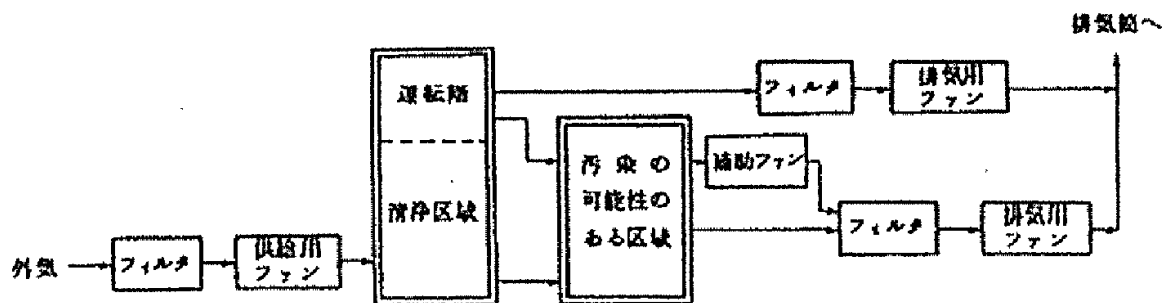
本数	19（予備 5）
容量	約 47L（1 本当たり）
充填圧力	約 15MPa [gage]

(3) 緊急時対策所加圧設備

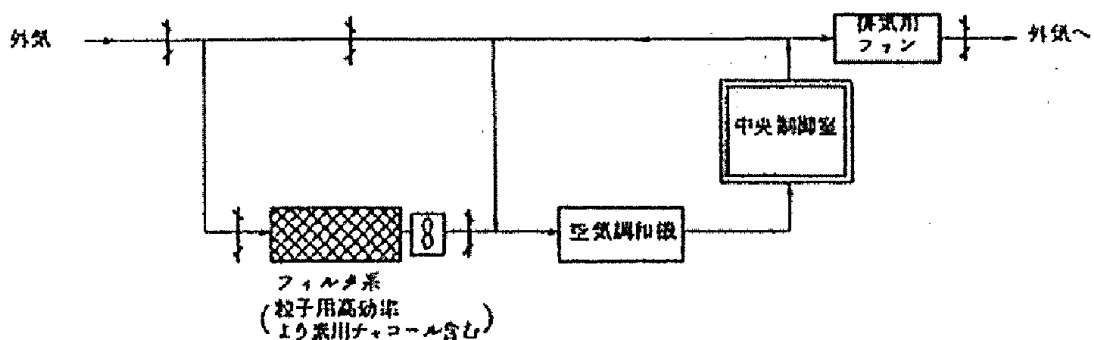
兼用する設備は以下のとおり。

- ・緊急時対策所（重大事故等時）

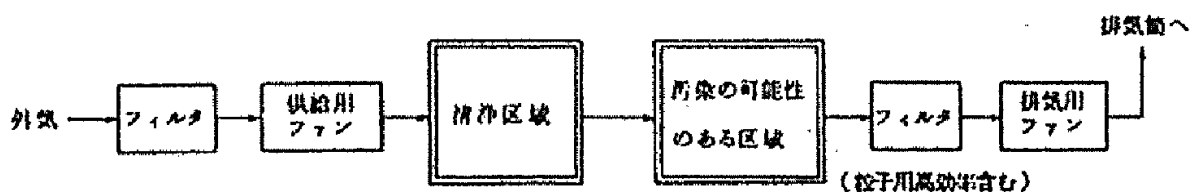
型式	緊急時対策所加圧設備用空気ボンベ
本数	320（予備 80）
容量	約 47L／本
充填圧力	約 19.6MPa [gage]



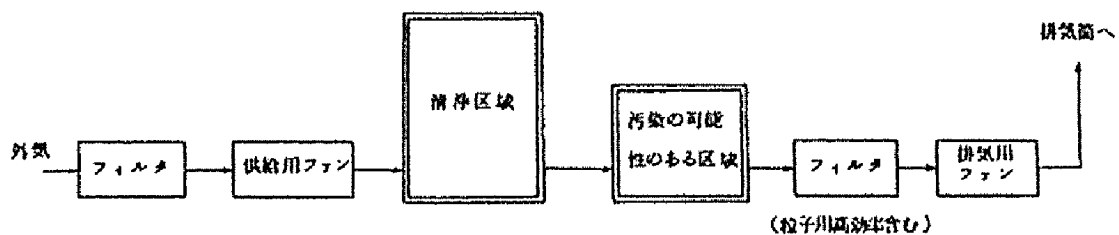
第 8.2-1 図 タービン建屋換気系



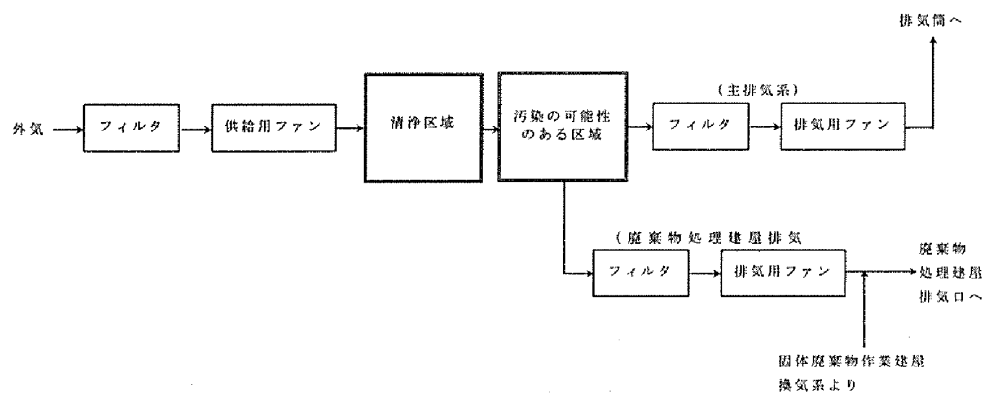
第 8.2-2 図 中央制御室換気系



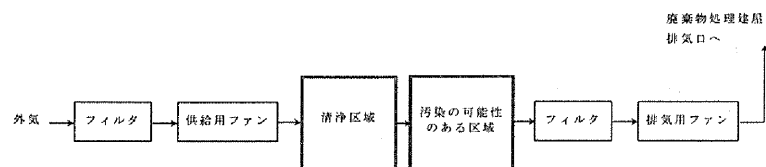
第 8.2-3 図 廃棄物処理棟換気系



第 8.2-4 図 サービス建屋換気系



第 8.2-5 図 廃棄物処理建屋換気系



第 8.2-6 図 固体廃棄物作業建屋換気系

8.3 遮蔽設備

8.3.1 概 要

遮蔽設備は、発電所周辺の一般公衆及び放射線業務従事者等の線量の低減を図るもので、一次遮蔽、二次遮蔽等で構成する。

中央制御室には、炉心の著しい損傷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中央制御室遮蔽及び中央制御室待避室遮蔽を設置する設計とする。

緊急時対策所には、重大事故等が発生した場合においても、当該事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるように、緊急時対策所の居住性を確保するための遮蔽設備として、緊急時対策所遮蔽を設置する設計とする。

8.3.2 設計方針

- (1) 遮蔽設備は、通常運転時、施設定期検査時等において、放射線業務従事者等が受ける線量等が「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた限度を超えないようにすることはもちろん、無用の放射線被ばくを防止するような設計とする。
- (2) 発電所周辺の一般公衆が受ける線量については、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた周辺監視区域外の線量限度より十分小さくなるようにする。
- (3) 事故時においても、発電所周辺の一般公衆の受ける線量は、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」のめやす線量を十分下回るようにする。

- (4) 中央制御室については、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」に定められた線量限度を超えないようにする。

また、中央制御室については、事故時においても、中央制御室内にとどまり各種の操作を行う運転員等が過度の放射線被ばくを受けないように遮蔽を行う設計とする。

- (5) 建屋内の遮蔽は、放射線業務従事者の関係各場所への立入頻度、滞在時間等を考慮した上で、外部放射線に係る線量等量率が第8.3-1表の基準を満足する設計とする。

なお、固体廃棄物作業建屋については、第8.3-2表の基準を満足する設計とする。

また、遮蔽設計上の区域区分を第8.3-1図から第8.3-8図に示す。

高放射性物質を内蔵する機器は、原則として区画された区域に配置し、立入頻度の高い制御盤等は、低放射線区域に設置する設計とする。

- (6) 発電用原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による空間線量率については、人の居住の可能性のある地域において空気カーマで $50 \mu\text{Gy}/\text{y}$ 以下を目標に遮蔽等を行う設計とする。

8.3.3 主要設備の仕様

主要設備の仕様を第8.3-3表及び第8.3-4表に示す。

8.3.4 主要設備

8.3.4.1 一次遮蔽

一次遮蔽は、第8.3-9図に示すように、原子炉圧力容器を取り囲むコンクリート壁、ドライウェル・シェルの外側を取り囲むコンクリートからなり、

後者の厚さは約1.9mである。

その他の遮蔽効果をもたらすものとして、原子炉圧力容器、ドライウェル・シェルがある。

8.3.4.2 二次遮蔽

二次遮蔽は、原子炉建屋側面のコンクリート壁で、構造材を兼用する。その高さは地上約55mで、厚さは底部約1.5m、頂部約0.3mである。

8.3.4.3 燃料取扱遮蔽

燃料取替時は、原子炉運転時に原子炉ウェル上に遮蔽として設けられている遮蔽ブロックを外すが、炉内構造物のうち気水分離器等遮蔽を必要とする物及び照射済燃料の移動の際には、原子炉ウェルに水を満たして遮蔽とする。その水深は約7mである。

原子炉から取り出した燃料は、原子炉ウェルから水中を移動させて使用済燃料プールへ入れる。プールは厚さ約2mのコンクリート壁からなり、その水深は約11mである。

なお、取り外した気水分離器等は、気水分離器等貯蔵プールに入れ水で遮蔽を行う。

8.3.4.4 補助遮蔽

補助遮蔽は、原子炉補助系、タービン補助系、廃棄物処理系等からの放射線に対し、運転員を保護するためのものであり、主として機器まわりのコンクリート壁からなるが、運転員の接近が必要な配管等には、必要に応じて鉛又は鉄板で遮蔽する。また、ところによっては、保守の観点より、取り外し可能なコンクリートブロック又は鉄板を用いる。

8.3.4.5 中央制御室遮蔽

(1) 通常運転時

中央制御室遮蔽は、原子炉建屋付属棟内に設置し、原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時に、中央制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設する。また、運転員の勤務形態を考慮し、事故後 30 日間において、運転員が中央制御室に入り、とどまっても、中央制御室遮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、中央制御室換気系等の機能とあいまって、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に示される 100mSv を下回る遮蔽とする。

(2) 重大事故等時

炉心の著しい損傷が発生した場合においても中央制御室に運転員がとどまるために必要な遮蔽設備として、中央制御室遮蔽を設ける。

中央制御室遮蔽については、「6.10 制御室」に記載する。

8.3.4.6 中央制御室待避室遮蔽

炉心の著しい損傷後の格納容器圧力逃がし装置を作動させる場合に放出される放射性雲による運転員の被ばくを低減するため、中央制御室内に中央制御室待避室を設け、中央制御室待避室には、遮蔽設備として、中央制御室待避室遮蔽を設ける。中央制御室待避室遮蔽については、「6.10 制御室」に記載する。

8.3.4.7 格納容器圧力逃がし装置第二弁操作室遮蔽

炉心の著しい損傷が発生した場合でも格納容器圧力逃がし装置第二弁及び

第二弁バイパス弁の遠隔人力操作ができるよう第二弁操作室遮蔽を設置する。

格納容器圧力逃がし装置第二弁操作室遮蔽については「9.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

8.3.4.8 緊急時対策所遮蔽

緊急時対策所遮蔽は、重大事故等が発生した場合において、緊急時対策所の気密性及び緊急時対策所非常用換気設備の機能とあいまって、緊急時対策所にとどまる要員の実効線量が7日間で100mSvを超えない設計とする。

緊急時対策所遮蔽については、「10.9 緊急時対策所」に記載する。

第 8.3-1 表 遮蔽設計基準 (1)

区 分	外部放射線に係る 設計基準線量率	例
A	0.006mSv/h以下※	中央制御室
B	0.01 mSv/h以下	一般通路
C	0.06 mSv/h以下	高圧復水ポンプ
D	0.12 mSv/h以下	タービン室
E	1 mSv/h未満	廃液サンプルタンク室
F	1 mSv/h以上	使用済樹脂貯蔵タンク室

※ 管理区域境界については、経済産業省告示「線量限度等を定める告示」に基づき 1.3mSv/3 月間を超えないように管理する。

第8.3-2表 遮蔽設計基準 (2)

区 分		外部放射線に係る 設計基準線量率	例
管理区域外	A	0.0026mSv/h以下	
管理区域内	B	0.01 mSv/h未満	一般通路
	C	0.05 mSv/h未満	機器・予備品エリア
	D	0.25 mSv/h未満	
	E	1 mSv/h未満	仕分け・切断作業エリア
	F	1 mSv/h以上	廃棄体搬出作業エリア

第 8.3-3 表 遮蔽設備の主要設備仕様

(1) 一次遮蔽

一次遮蔽壁

厚	さ	約 1.9m
材	料	コンクリート

(2) 二次遮蔽

二次遮蔽壁

厚	さ	約 0.3m～約 1.5m
材	料	コンクリート

(3) 燃料取扱遮蔽

水 深

原子炉ウエル 約 7m

使用済燃料プール 約 11m

水 質 純水

(4) 中央制御室遮蔽

厚 さ mm 以上

材 料 鉄筋コンクリート

 は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

第 8.3-4 表 遮蔽設備（重大事故等時）の設備仕様

(1) 中央制御室遮蔽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（通常運転時等）
- ・ 中央制御室（重大事故等時）

厚	さ	mm 以上
材	料	鉄筋コンクリート

(2) 中央制御室待避室遮蔽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 中央制御室（重大事故等時）

厚	さ	mm 以上
材	料	鉄筋コンクリート

(3) 格納容器圧力逃がし装置第二弁操作室遮蔽

兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
- ・ 原子炉格納容器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

厚	さ	1,200mm 以上（フィルタ装置上流配管 が敷設される側の遮蔽） 400mm 以上（上記以外の遮蔽）
材	料	鉄筋コンクリート

は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。

(4) 緊急時対策所遮蔽

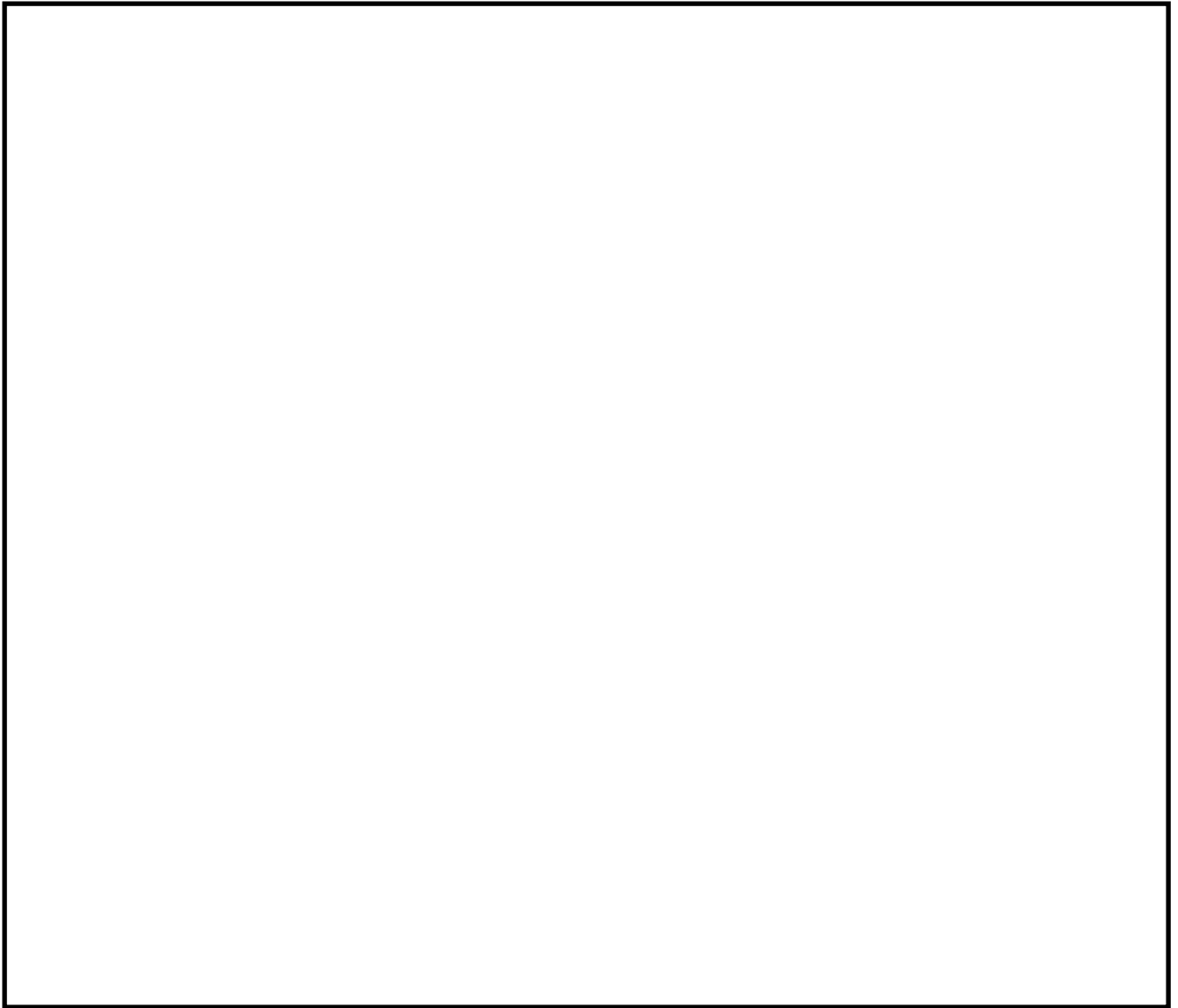
兼用する設備は以下のとおり。

- ・ 緊急時対策所（重大事故等時）

厚 さ cm 以上

材 料 鉄筋コンクリート

は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



A : 0.006mSv/h 以下

B : 0.01 mSv/h 以下

C : 0.06 mSv/h 以下

D : 0.12 mSv/h 以下

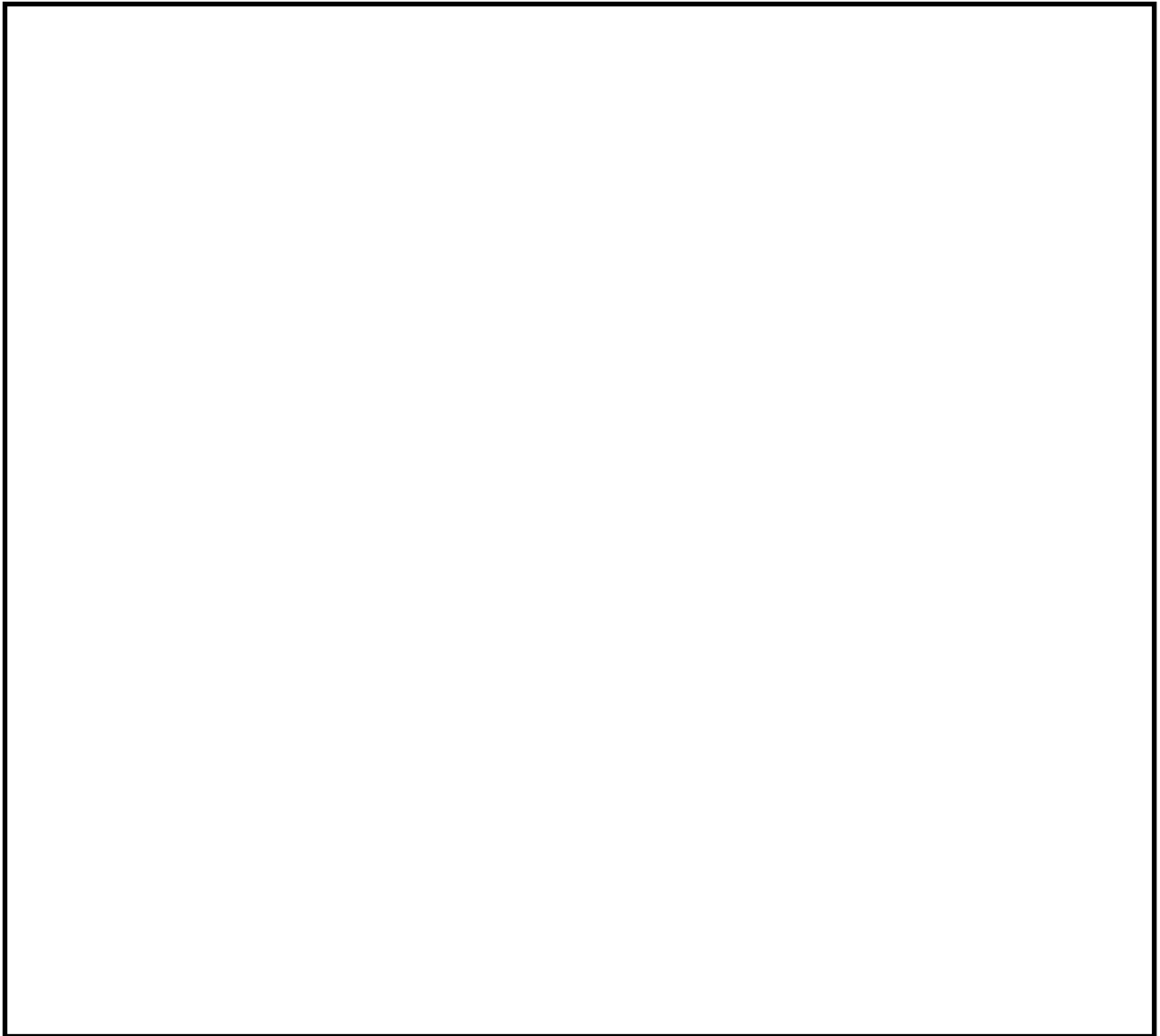
E : 1 mSv/h 未満

F : 1 mSv/h 以上

注) 告示に基づき, 1.3mSv/3 月間を超えるか
又は超えるおそれのある区域を管理区域に
設定する。

第 8.3-1 図 遮蔽設計上の区域区分 (地階平面)

 は, 営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



A : 0.006mSv/h 以下

B : 0.01 mSv/h 以下

C : 0.06 mSv/h 以下

D : 0.12 mSv/h 以下

E : 1 mSv/h 未満

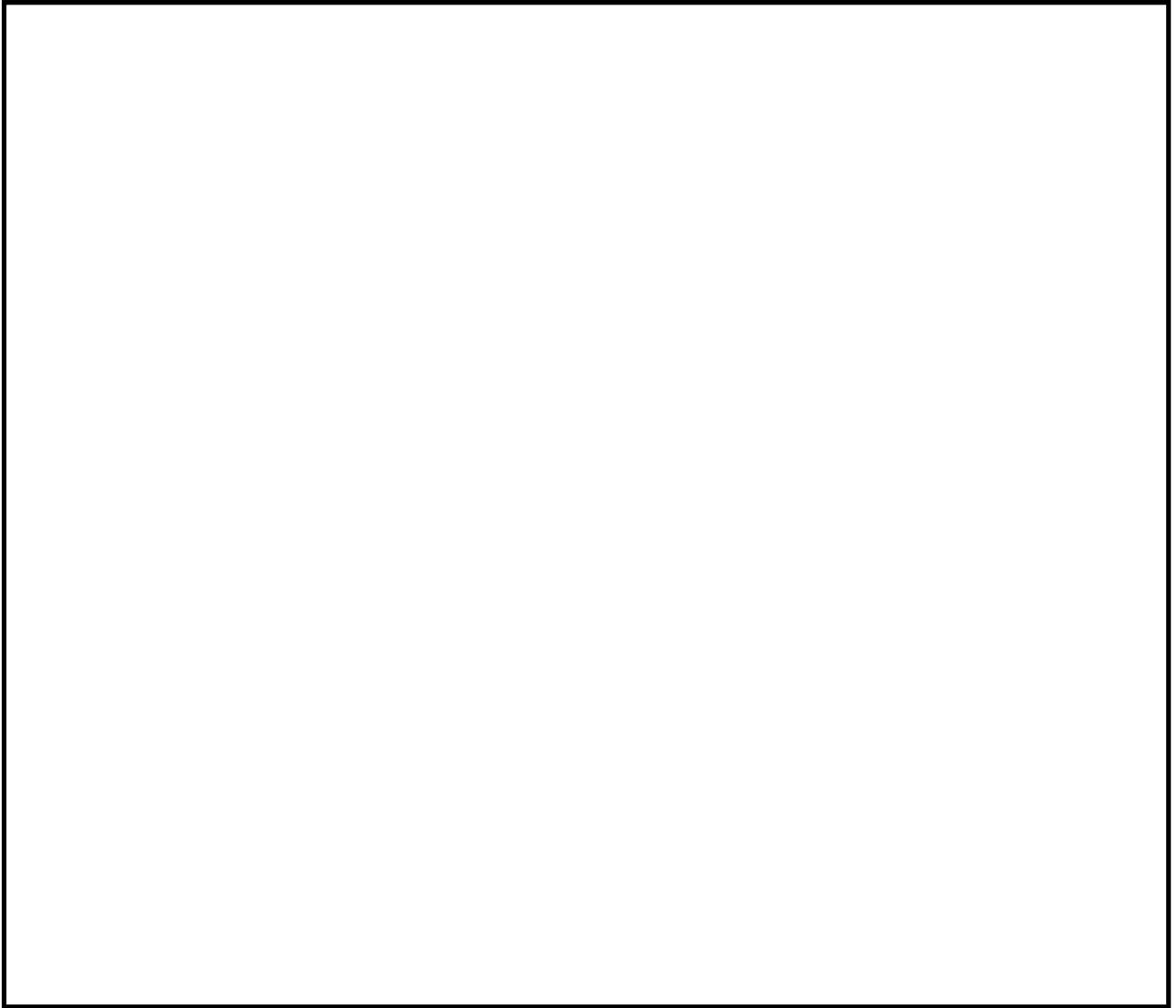
F : 1 mSv/h 以上

注) 告示に基づき，1.3mSv/3月間を超えるか
又は超えるおそれのある区域を管理区域に
設定する。

第 8.3-2 図 遮蔽設計上の区域区分（1 階平面）



は，営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



A : 0.006mSv/h 以下

B : 0.01 mSv/h 以下

C : 0.06 mSv/h 以下

D : 0.12 mSv/h 以下

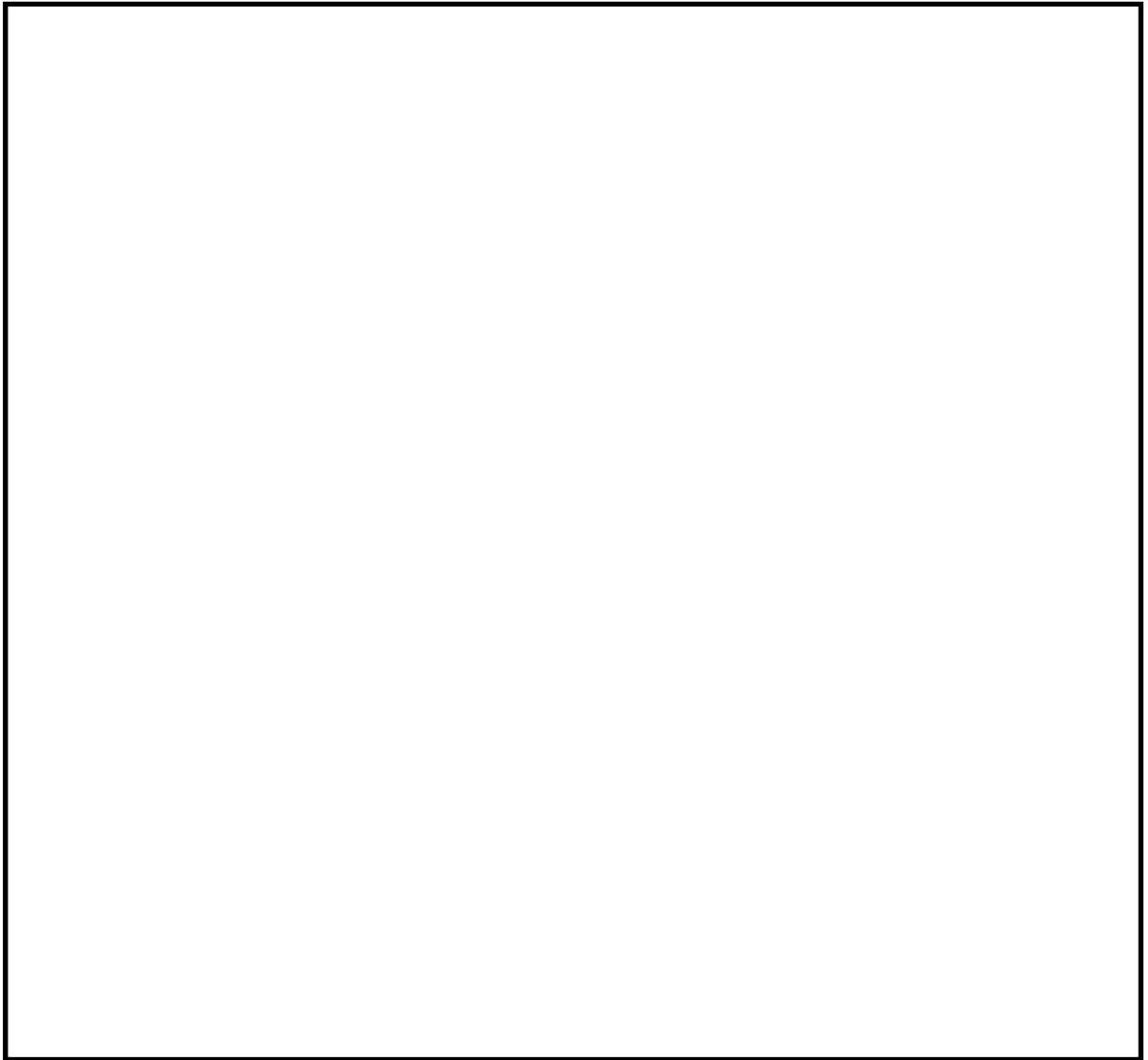
E : 1 mSv/h 未満

F : 1 mSv/h 以上

注) 告示に基づき, 1.3mSv/3月間を超えるか
又は超えるおそれのある区域を管理区域に
設定する。

第 8.3-3 図 遮蔽設計上の区域区分
(タービン室及び原子炉補機室平面)

 は, 営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



A : 0.006mSv/h 以下

B : 0.01 mSv/h 以下

C : 0.06 mSv/h 以下

D : 0.12 mSv/h 以下

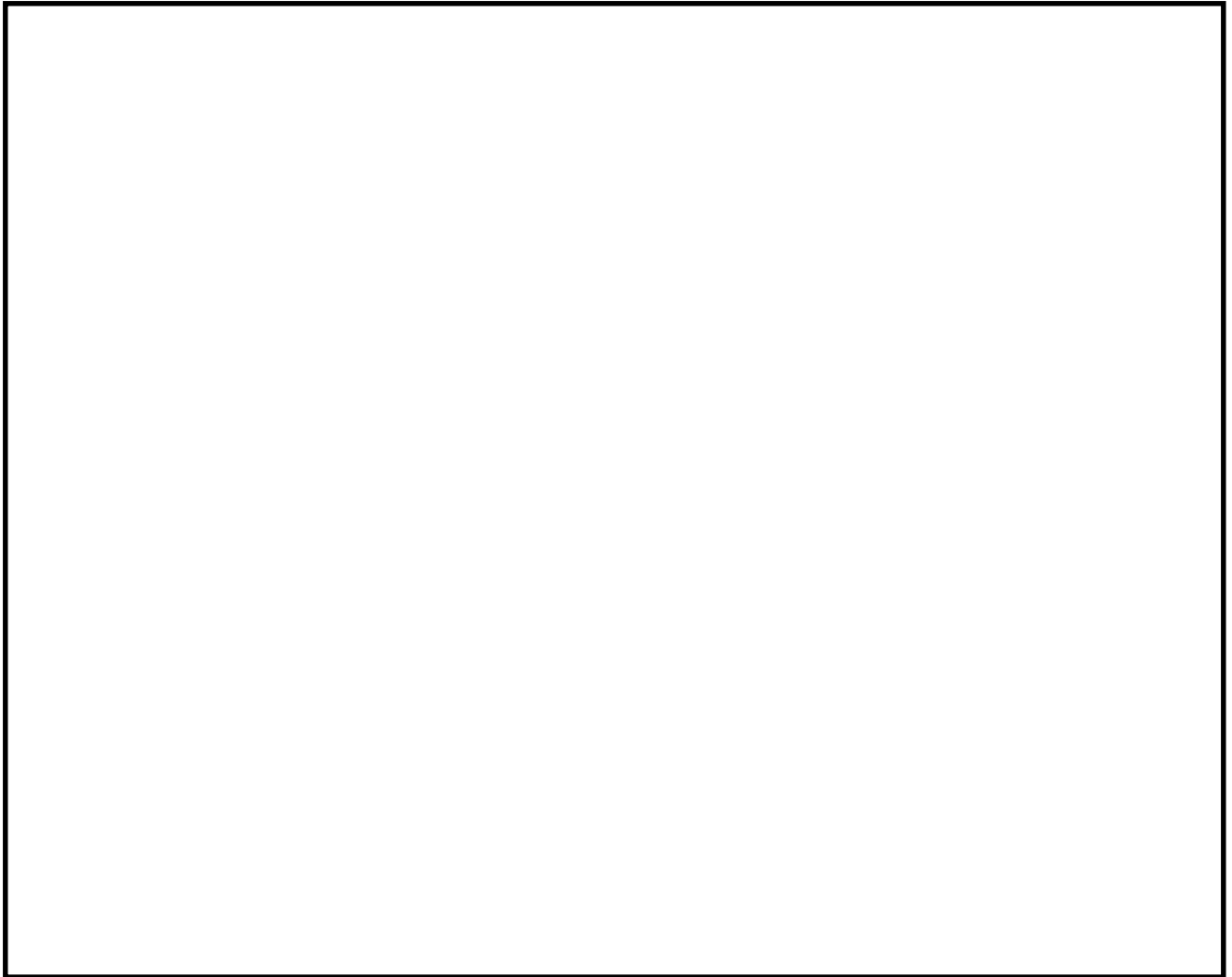
E : 1 mSv/h 未満

F : 1 mSv/h 以上

注) 告示に基づき, 1.3mSv/3 月間を超えるか
又は超えるおそれのある区域を管理区域に
設定する。

第 8.3-4 図 遮蔽設計上の区域区分 (原子炉建屋各階平面)

 は, 営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



A : 0.006mSv/h 以下

B : 0.01 mSv/h 以下

C : 0.06 mSv/h 以下

D : 0.12 mSv/h 以下

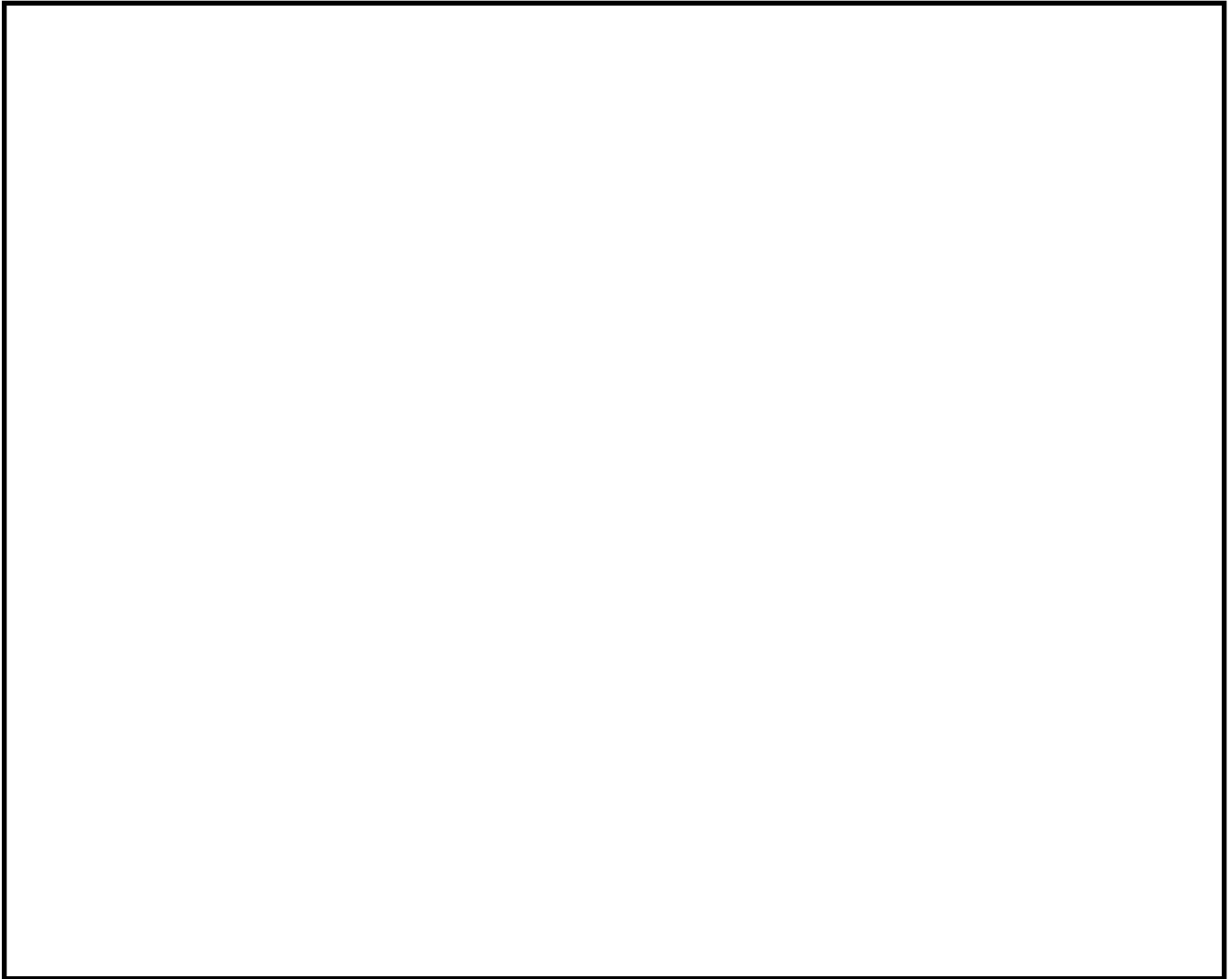
E : 1 mSv/h 未満

F : 1 mSv/h 以上

注) 告示に基づき, 1.3mSv/3 月間を超えるか
又は超えるおそれのある区域を管理区域に
設定する。

第 8.3-5 図 遮蔽設計上の区域区分
(廃棄物処理建屋地下 1, 2, 3 階平面)

 は, 営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



A : 0.006mSv/h 以下

B : 0.01 mSv/h 以下

C : 0.06 mSv/h 以下

D : 0.12 mSv/h 以下

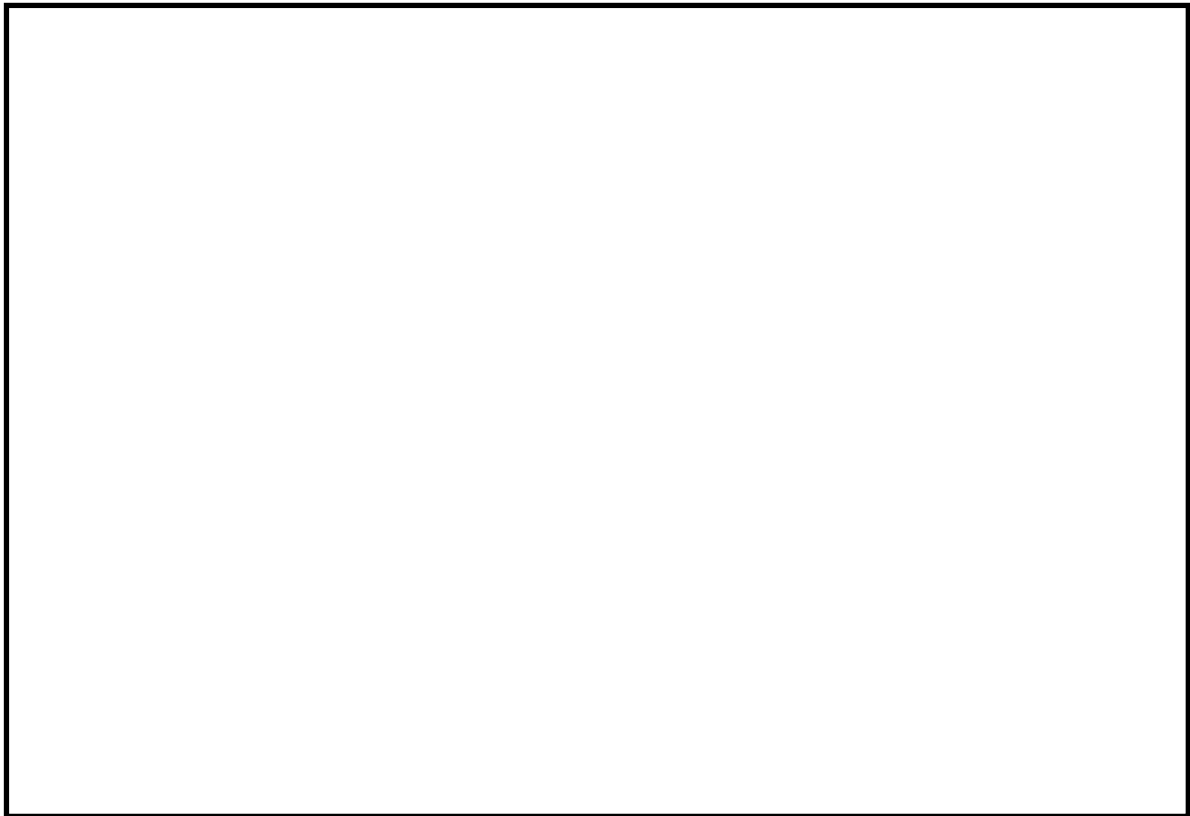
E : 1 mSv/h 未満

F : 1 mSv/h 以上

注) 告示に基づき, 1.3mSv/3 月間を超えるか
又は超えるおそれのある区域を管理区域に
設定する。

第 8.3-6 図 遮蔽設計上の区域区分
(廃棄物処理建屋 1, 2, 3, 4 階平面)

 は, 営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



A : 0.006mSv/h 以下

B : 0.01 mSv/h 以下

C : 0.06 mSv/h 以下

D : 0.12 mSv/h 以下

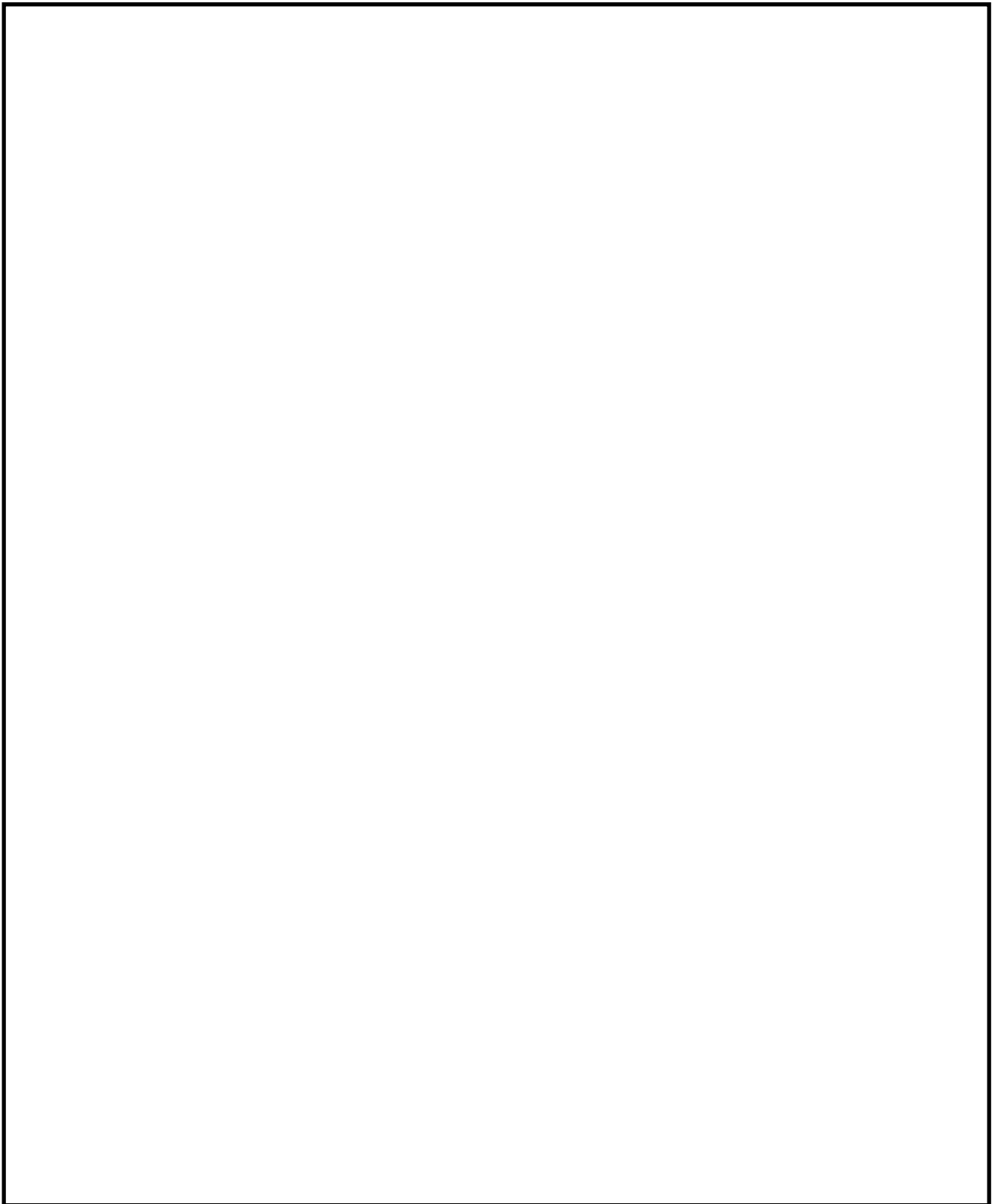
E : 1 mSv/h 未満

F : 1 mSv/h 以上

注) 告示に基づき, 1.3mSv/3 月間を超えるか
又は超えるおそれのある区域を管理区域に
設定する。

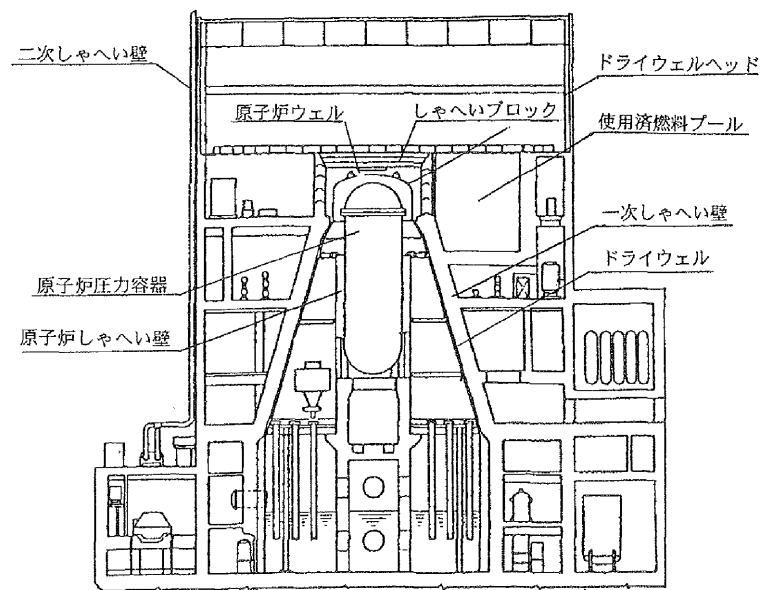
第 8.3-7 図 遮蔽設計上の区域区分
(使用済燃料乾式貯蔵建屋 1 階平面)

 は, 営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



第 8.3-8 図 遮蔽設計上の区域区分
(固体廃棄物作業建屋 1, 2, 3 階平面)

 は、営業秘密又は防護上の観点から公開できません。



第 8.3-9 図 原子炉建屋内遮蔽配置図