

本資料のうち、枠囲みの内容は、機密事項に属しますので公開できません。

柏崎刈羽原子力発電所第7号機 工事計画審査資料	
資料番号	KK7 補足-009 改17
提出年月日	2020年5月14日

工事計画に係る補足説明資料（計測制御系統施設）

2020年5月

東京電力ホールディングス株式会社

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料

添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

資料 No.	添付書類名称	補足説明資料（内容）	備考
1	計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	1. 格納容器内酸素濃度及び水素濃度の監視	
		2. 格納容器下部水位監視について	
		3. 原子炉圧力容器内の水位監視について	
		4. 可搬型計測器について	
		5. 安全保護装置の不正アクセス行為防止のための措置について	
		6. 主要パラメータの代替パラメータによる推定の誤差の影響について	
2	工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の根拠に関する説明書	1. 原子炉圧力高設定値について	今回提出範囲
		2. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の回路構成について	
		3. 計装誤差に含まれる余裕の考え方について	
		4. 原子炉圧力容器零レベルについて	
3	発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書	1. 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間	
4	中央制御室の機能に関する説明書		
5	通信連絡設備に関する説明書		

別紙 工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係

工認添付書類と設置許可まとめ資料との関係
(工事計画に係る補足説明資料 (計測制御系統施設))

工認添付資料	設置許可まとめ資料			引用内容
計測装置の構成に関する説明書並び	DB	第16条	燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	資料の一部を引用
に計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書	DB	第24条	安全保護回路	資料を概ね引用
	SA	第58条	計装設備	資料の一部を引用
工学的安全施設等の起動 (作動) 信号の設定値の根拠に関する説明書	SA	第44条	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	資料の一部を引用
	SA	第46条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	資料の一部を引用
発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に係る制御方法に関する説明書に係る補足説明資料	—	—	—	—

工学的安全施設等の起動（作動）信号の設定値の
根拠に関する説明書に係る補足説明資料

目 次

1. 原子炉圧力高設定値について	1
1.1 原子炉圧力高(スクラム)と原子炉圧力高(ATWS)の設定値に関する基本的な考え方 ..	1
1.2 計装誤差を考慮した原子炉圧力高(スクラム)と原子炉圧力高(ATWS)の相対関係	1
2. 代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)の回路構成について	2
2.1 残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立について	2
2.2 タイマーによる時間遅れについて	2
3. 計装誤差に含まれる余裕の考え方について	3
4. 原子炉圧力容器零レベルについて	4

1. 原子炉圧力高設定値について

ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）の原子炉圧力高信号（以下、原子炉圧力高（ATWS）とする。）は、原子炉非常停止信号による動作が失敗した際に、期待する信号である。このため、設定値については、圧力上昇事象に対して原子炉緊急停止系の原子炉圧力高信号（以下、原子炉圧力高（スクラム）とする。）が先に発信し、その後の圧力上昇に対して原子炉圧力高（ATWS）信号が発信するよう設定することを基本とする。

1.1 原子炉圧力高（スクラム）と原子炉圧力高（ATWS）の設定値に関する基本的な考え方

原子炉非常停止信号が発信する事象が発生した場合、スクラム動作が遅れると燃料の冷却性、原子炉圧力等の最大値はより厳しくなることが考えられる。

また、主蒸気逃がし安全弁から蒸気によるサプレッションプールへの負荷を考慮する。

このため、実設計では、計装誤差を考慮しても、添付書類十の解析で妥当性を確認した設定値を超えないよう、セット値を設定する必要がある。解析上の入力値を上限として、下側に想定される計装誤差を考慮する。設定値の相対関係を図1-1 に示す。

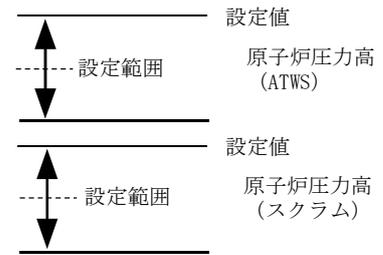


図 1-1 設定値の相対関係

1.2 計装誤差を考慮した原子炉圧力高（スクラム）と原子炉圧力高（ATWS）の相対関係

ATWS 時の事象緩和の観点から、原子炉圧力高（ATWS）は可能な限り早く動作することが望ましい。一方で、1.1 に記載したとおり、原子炉圧力高（ATWS）より原子炉圧力高（スクラム）が先に動作する必要がある。これらと 1.1 に記載した計装誤差を考慮すると、原子炉圧力高（スクラム）と原子炉圧力高（ATWS）の設定値に係る相対関係は図 1-2 に示すとおりとなる。

原子炉圧力高（ATWS）の下限値（図 1-2 の②）については、以下の事項を満足させる必要がある。

- ・②下限値は、①原子炉圧力高設定値（スクラム）より低い値とならないこと。
- ・③設定値は、主蒸気逃がし安全弁からの蒸気によるサプレッションプールへの熱負荷を考慮し、④主蒸気逃がし安全弁第 1 段設定圧力より低く設定すること。

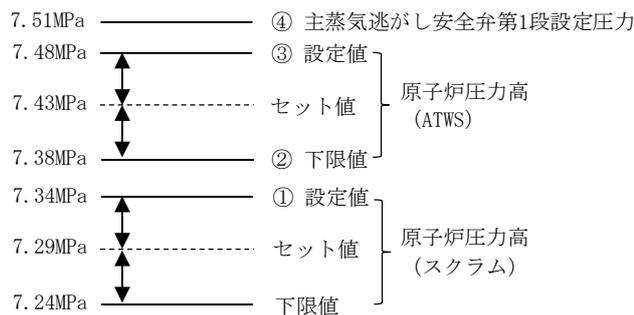


図 1-2 原子炉圧力高（スクラム）と原子炉圧力高（ATWS）の相対関係

2. 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の回路構成について

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）の論理回路は、原子炉水位低（レベル1）、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）運転（残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立）の信号及び時間遅れを設けるタイマーにより構成される。作動回路の概略を図2-1「代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）作動回路の概略図」に示す。

2.1 残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立について

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）により主蒸気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ポンプによる注水が必要であることから、原子炉水位低（レベル1）及び残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）が運転の場合に作動する設計とする。

残留熱除去系ポンプの吐出圧力確立の信号は、ポンプの吐出配管に設置されている圧力検出器により検出し吐出圧力信号を出力する。動作値はポンプの運転時の吐出圧力を考慮し、残留熱除去系ポンプ（低圧注水モード）の吐出圧力確立を0.94MPaとしている。

2.2 タイマーによる時間遅れについて

代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）は、自動減圧系が不動作時に期待される機能であるため、不要な動作を回避する観点から、作動信号の発信に対してタイマーを設置している。

自動減圧系本来の安全機能と干渉しないように、自動減圧系の原子炉水位低（レベル1）後29秒で成立する減圧信号より遅く起動する必要がある。また、代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）には、設備誤作動時に原子炉の運転を阻害しないように起動阻止スイッチの判断操作の時間的余裕を考慮し、設備作動までに10分の時間遅れを設ける。これにより、代替自動減圧機能論理回路タイマー設定値は10分とする。

なお、事象発生から10分後に代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）による減圧で低圧注水系等により十分な炉心冷却が可能である。

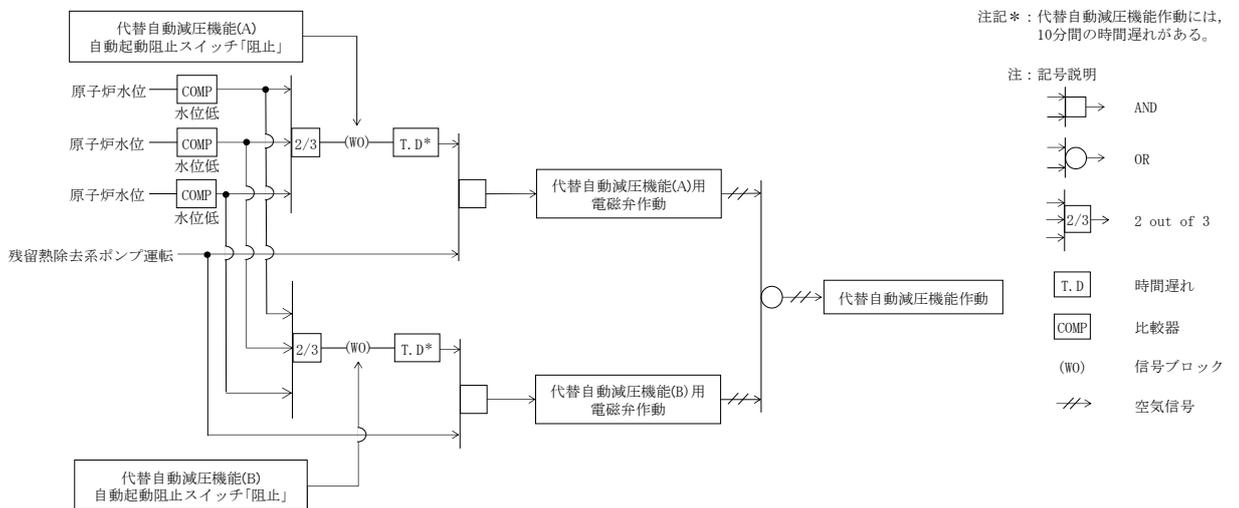


図2-1 代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）作動回路の概略図

3. 計装誤差に含まれる余裕の考え方について

計装誤差に含まれる余裕（以下「余裕」という）は図3-1に示す通り、計装誤差と計器誤差の差分として表される。この余裕は計器誤差の値を切上げた際に発生する差分としている。

例として、原子炉水位低（レベル3）の信号を上げる。原子炉水位低（レベル3）の計器誤差は0.882cmである。原子炉水位（狭帯域）を計測する計器の最大計器誤差に合わせ、保守的に計装誤差を1.2cmとする。その際に0.378cmの余裕が発生する。（表3-1参照）

計器誤差より余裕分早い作動につながるため、安全性に影響はない。

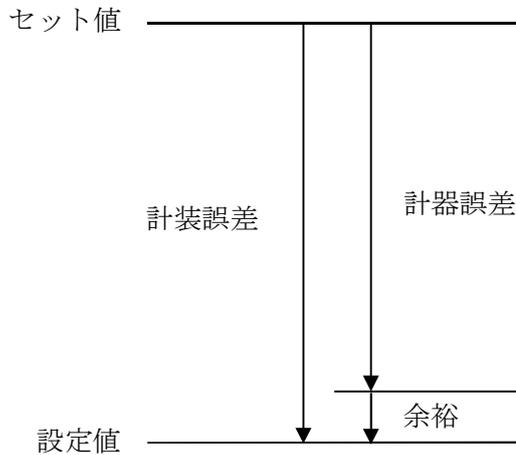


図3-1 計装誤差の概念

表3-1 計装誤差に含まれる余裕について

信号の種類	計装誤差	計器誤差	余裕
原子炉水位低 (レベル3)	1.2cm	0.882cm	0.378cm
原子炉水位低 (レベル2)	5.2cm	3.0cm	2.2cm
原子炉水位低 (レベル1)	5.2cm	3.608cm	1.392cm
原子炉圧力高	0.05MPa	0.049MPa	0.001MPa

4. 原子炉圧力容器零レベルについて

原子炉水位の設定値は原子炉圧力容器零レベルを基準点としている。

図4-1に原子炉圧力容器零レベルを示す。

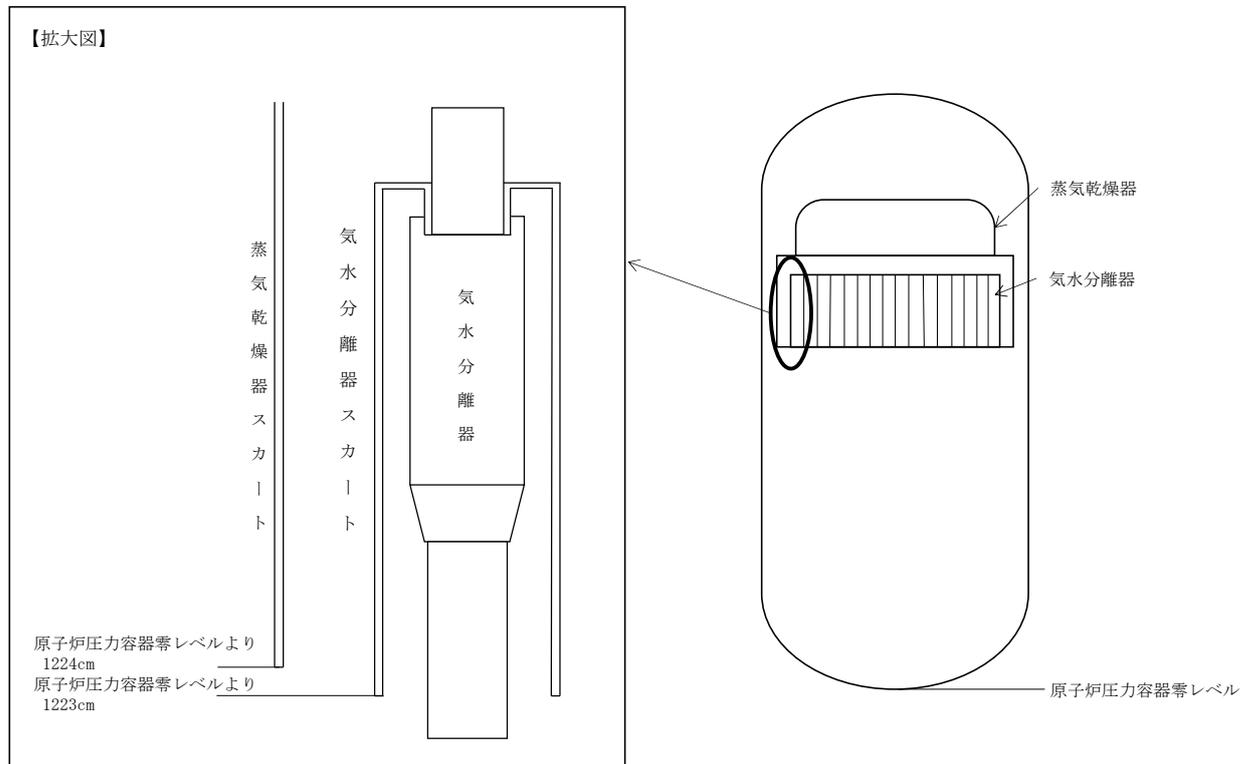


図4-1 原子炉圧力容器零レベル

図4-1で示す通り、蒸気乾燥器スカート下端が気水分離器スカート下端より上部にあり、原子炉水位の低下により蒸気乾燥器スカート下端が先に露出することから蒸気乾燥器スカート下端を水位計測基準点としている。このため、蒸気乾燥器スカート下端を原子炉圧力容器零レベルからの高さとして記載している。

発電用原子炉の運転を管理するための制御装置に
係る制御方法に関する説明書に係る補足説明資料

目 次

1. 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間	1
1.1 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間の概要について	1
1.2 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間の内訳について	2
1.3 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間の根拠について	6
1.4 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間の確認について	11
2. 原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能について	12
3. 制御棒駆動系及び原子炉再循環流量制御系の インターロックにおける原子炉出力の設定について	17
3.1 選択制御棒挿入機能の設定について	17
3.1.1 原子炉冷却材再循環ポンプの2台以上停止	17
3.1.2 炉心流量36%以下	17
3.1.3 原子炉出力30%以上	17
3.2 原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能の設定値について	18

1. 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間

1.1 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間の概要について

安全保護系のうち原子炉緊急停止系は、発電用原子炉が不安全な状態、又は不安全な状態に至る可能性のある条件下で運転されることを防ぐために、定められた条件で安全に発電用原子炉を緊急停止させる。

また、安全保護系のうち工学的安全施設の作動回路は、原子炉冷却材喪失又は主蒸気管破断に際して事故の拡大防止及び環境への放射性物質の放出を抑制するため、異常を検知し工学的安全施設を起動させる。

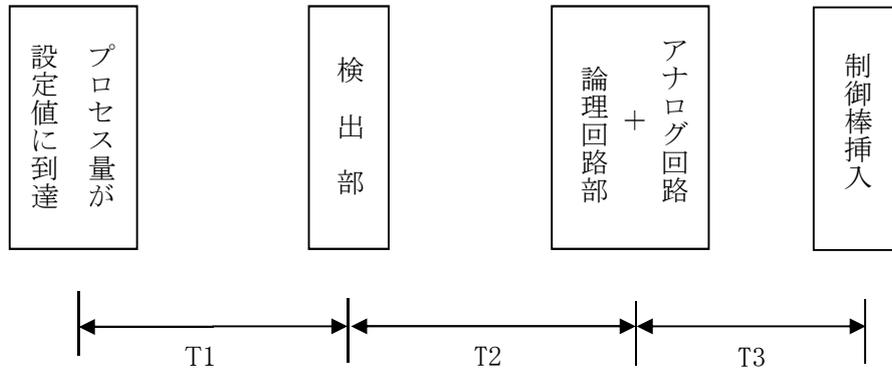
その他の工学的安全施設等の作動回路は、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても、炉心の著しい損傷を防止するために、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために、ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）及び ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）を作動させる。また、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子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させるために代替自動減圧ロジック（代替自動減圧機能）を作動させる。

これらのうち、設置変更許可の安全評価の条件として使用している安全保護系のうち原子炉緊急停止系の応答時間、工学的安全施設として主蒸気隔離弁の応答時間及びその他の工学的安全施設等として ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）の応答時間について説明する。

1.2 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間の内訳について

(1) 原子炉緊急停止系の作動回路

原子炉緊急停止系の作動回路の原子炉非常停止信号の応答時間の内訳を以下に示す。



T1 : プロセス量が設定値に達してから検出部が検知するまでの検出遅れ時間

T2 : 論理回路部及びアナログ回路での信号処理遅れ時間

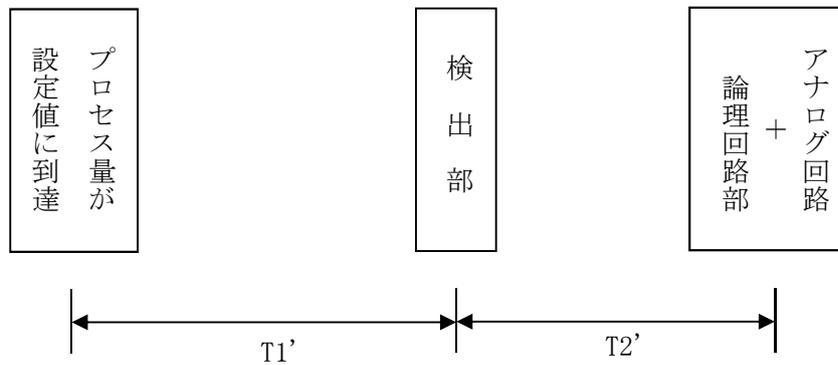
T3 : 制御棒挿入時間 (全ストロークの 60%挿入まで)

表 1-1 原子炉非常停止信号の応答時間

原子炉非常停止信号	応答時間 (秒)				
	T1	T2	合 計 (T1+T2)	T3	合 計 (T1+T2+T3)
原子炉圧力高			0.55*	1.44	1.99
原子炉水位低			1.05*	1.44	2.49
中性子束高			0.09*	1.44	1.53
原子炉周期 (ペリオド) 短			0.20*	1.44	1.64
主蒸気隔離弁閉			0.06*	1.44	1.50
主蒸気止め弁閉			0.06*	1.44	1.50
蒸気加減弁急速閉			0.08*	1.44	1.52

注記*：設置許可添付資料十「運転時の異常な過渡変化の解析」における解析条件

- (2) 工学的安全施設の作動回路及びその他の工学的安全施設等の作動回路
工学的安全施設の作動回路及びその他の工学的安全施設等の作動回路の起動信号の応答時間の内訳を以下に示す。



$T1'$: プロセス量が設定値に達してから検出部が検知するまでの検出遅れ時間

$T2'$: 論理回路部及びアナログ回路での信号処理遅れ時間

表 1-2 工学的安全施設及びその他の工学的安全施設等の起動信号の応答時間

工学的安全施設の起動信号		応答時間 (秒)		
		T1'	T2'	合計 (T1' + T2')
主蒸気隔離弁	主蒸気管流量大			0.5*
	主蒸気管放射能高			0.5*

注記*：設置許可添付資料十「事故解析」における解析条件

その他の工学的安全施設等の起動信号		応答時間 (秒)		
		T1'	T2'	合計 (T1' + T2')
ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環 ポンプ・トリップ機能)	原子炉圧力高			0.70

注記*：設置許可添付資料十「重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する
対策の有効性評価」における解析条件

1.3 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間の根拠について

(1) 原子炉緊急停止系の作動回路

設置変更許可を受けた安全評価の条件として考慮している応答時間（原子炉非常停止信号の応答時間：T1+T2）をプロセス量ごとに設備の実現可能な範囲で割り当てた時間である。プラントの安全性確保の観点から、T1 と T2 の合計値が安全評価で考慮している応答時間以内であれば問題なく、それぞれの割り当て時間は、設備に対する要求値として設備の実力等を考慮して合理的な範囲で定めたものである。

原子炉非常停止信号	応答時間の根拠			
	T1	T2	T3	T1+T2+T3
原子炉圧力高			1.44 秒	1.99 秒
			制御棒が全ストロークの60%挿入までの時間(1.44秒)内に収まることを定期事業者検査で確認している。	
原子炉水位低			1.44 秒	2.49 秒
		同上		

原子炉非常停止信号	応答時間の根拠			
	T1	T2	T3	T1+T2+T3
中性子束高			1.44 秒	1.53 秒
		原子炉圧力高（原子炉非常停止信号）に同じ。		
原子炉周期 （ペリオド）短			1.44 秒	1.64 秒
		同上		
主蒸気隔離弁閉 主蒸気止め弁閉			1.44 秒	1.50 秒
		同上		

原子炉非常停止信号	応答時間の根拠			
	T1	T2	T3	T1+T2+T3
蒸気加減弁急速閉			1.44 秒	1.52 秒
		原子炉圧力高（原子炉非常停止信号）に同じ。		

(2) 工学的安全施設の作動回路

設置変更許可を受けた安全評価の条件として考慮している応答時間（工学的安全施設の起動信号の応答時間： $T1' + T2'$ ）をプロセス量ごとに設備の実現可能な範囲で割り当てた時間である。プラントの安全性確保の観点から、 $T1'$ 、 $T2'$ の合計値が安全評価で考慮している応答時間以内であれば問題なく、それぞれの割り当て時間は、設備に対する要求値として、設備の実力等を考慮して合理的な範囲で定めたものである。

工学的安全施設の 起動信号		応答時間の根拠		
		$T1'$	$T2'$	$T1' + T2'$
主蒸気 隔離弁	主蒸気管 流量大			0.50 秒
	主蒸気管 放射能高			0.50 秒

(3) その他の工学的安全施設等の作動回路

設置変更許可を受けた安全評価の条件として考慮している応答時間は T2' のみである。プラントの安全性確保の観点から T2' が安全評価で考慮している応答時間以内であれば問題なく、設備に対する要求値として設備の実力等を考慮し定めたものである。

その他の工学的安全 施設等の起動信号		応答時間の根拠		
		T1'	T2'	T1' + T2'
ATWS 緩和設備 (代替冷却材 再循環 ポンプ・トリ ップ機能)	原子炉 圧力高			0.70 秒

1.4 安全保護系及びその他の工学的安全施設等の応答時間の確認について

設置変更許可を受けた安全評価の条件として使用している原子炉非常停止信号，工学的安全施設起動信号及びその他の工学的安全施設等の起動信号の各応答時間の確認について説明する。

(1) 原子炉緊急停止系の作動回路の応答時間

原子炉非常停止信号の各応答時間（T1～T3）の確認について以下に示す。

- ① T1：プロセス量が設定値に達してから検出部が検知するまでの検出遅れ時間
検出部は工場試験等によりプロセス量を変化させ，出力が所定の値に到達するまでの応答時間を確認している。
- ② T2：論理回路部及びアナログ回路での信号処理遅れ時間
論理回路部及びアナログ回路は工場試験等によりプロセス量を変化させ，出力が所定の値に到達するまでの応答時間を確認している。
また，プロセス量が設定値に達した状態を模擬信号として入力してから原子炉非常停止信号を発信するまでの応答時間を計測することが可能である。
- ③ T3：制御棒の挿入時間（制御棒が全ストロークの60%挿入まで）
スクラムテストスイッチによる制御棒挿入信号発信から制御棒が全ストロークの60%挿入までの時間を計測することが可能である。この応答時間は，定期事業者検査「制御棒駆動水圧系機能検査」として毎サイクル実施し確認している。

(2) 工学的安全施設の作動回路及びその他の工学的安全施設等の作動回路

工学的安全施設の作動回路及びその他の工学的安全施設等の作動回路の応答時間（T1'，T2'）の確認について以下に示す。

- ① T1'：プロセス量が設定値に達してから検出器が検知するまでの検出遅れ時間
検出部は工場試験等によりプロセス量を変化させ，出力が所定の値に到達するまでの応答時間を確認している。
- ② T2'：論理回路部及びアナログ回路での信号処理遅れ時間
論理回路部及びアナログ回路は工場試験等によりプロセス量を変化させ，出力が所定の値に到達するまでの応答時間を確認している。
また，プロセス量が設定値に達した状態を模擬信号として入力してから工学的安全施設起動信号を発信するまでの応答時間及びその他の工学的安全施設等の起動信号が作動するまでの応答時間を計測することが可能である。

2. 原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能について

EOC-RPT, ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能），常用電源喪失時の原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能について，表 2-1 「原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能」に示す。

表 2-1 原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能

	EOC-RPT	ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）	常用電源喪失時
目的	<p>タービン・トリップ又は発電機負荷遮断時に，原子炉冷却材再循環ポンプをトリップさせることにより炉心流量を急減させ，原子炉出力の上昇を緩和させる。</p> <p>原子炉がスクラムすることで MCPR の低下は抑制されるが，原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台をトリップさせることにより，炉心部のボイドを増加させることで原子炉出力の上昇を抑えることが可能である。</p> <p>なお，本機能は建設時から設置されている機能である。</p>	<p>原子炉緊急停止失敗による原子炉出力上昇や高出力状態の継続を抑制することで原子炉圧力バウンダリの破損回避やサブプレッションプールへの蒸気放出量を低減させるため，原子炉冷却材再循環ポンプをトリップさせることで速やかな出力低下をすることが可能である。</p> <p>また，単一故障により複数台の原子炉冷却材再循環ポンプがトリップ失敗しないように，各原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置を停止させるよう設計している。</p> <p>なお，本機能は建設時から設置されている機能である。</p>	<p>常用電源の喪失により，10 台全ての原子炉冷却材再循環ポンプが同時に停止すると，MCPR が低下して燃料被覆管は沸騰遷移すると考えられるため，原子炉冷却材再循環ポンプ 6 台を 3 台ずつに分けて原子炉冷却材再循環ポンプ MG セットから給電することで，原子炉冷却材再循環ポンプ 10 台の同時停止を回避し，沸騰遷移を回避するようにしている。</p> <p>なお，本機能は建設時から設置されている機能である。</p>
概要（動作の流れ）	<p>タービン・トリップ（主蒸気止め弁閉）又は発電機負荷遮断（蒸気加減弁急速閉）時に原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台を同時にトリップさせる。</p>	<p>運転時の異常な過渡変化時において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，原子炉圧力高又は原子炉水位低（レベル 3）で原子炉冷却材再循環ポンプ 4 台を同時にトリップさせる。また，原子炉水位低（レベル 2）で原子炉冷却材再循環ポンプ 3 台を同時にトリップさせ，残り 3 台を 6 秒後トリップさせる。</p>	<p>常用電源喪失時に原子炉冷却材再循環ポンプ 10 台が同時に停止しないよう 6 台のポンプの駆動電源側に原子炉冷却材再循環ポンプ MG セットを設け，慣性エネルギーを電気エネルギーに変換して駆動電源を 3 秒以上確保している。</p>

	EOC-RPT	ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）	常用電源喪失時
インターロック	図 2-1「原子炉冷却材再循環ポンプトリップ回路（EOC-RPT）」参照	図 2-2「原子炉冷却材再循環ポンプトリップ回路（ATWS 緩和設備（代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能）」参照	<p>－（駆動電源喪失によるものであり、インターロックにより作動するものではない。）</p> <p>図 2-3「原子炉冷却材再循環ポンプトリップ回路（常用電源喪失時）」参照</p>
動作遮断器等	<ul style="list-style-type: none"> ・ ASD 受電遮断器（6.9kV メタルクラッド開閉装置 7A-1 及び 7B-1, 原子炉冷却材再循環ポンプ 2 台毎に 1 台設置） ・ 原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（原子炉冷却材再循環ポンプそれぞれ 1 台に 1 台設置） <p>単一故障で機能喪失しないよう ASD 受電遮断器と原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置の両方へ遮断信号を送り、原子炉冷却材再循環ポンプをトリップさせる。</p>	・ 原子炉冷却材再循環ポンプ可変周波数電源装置（原子炉冷却材再循環ポンプそれぞれ 1 台に 1 台設置）	－

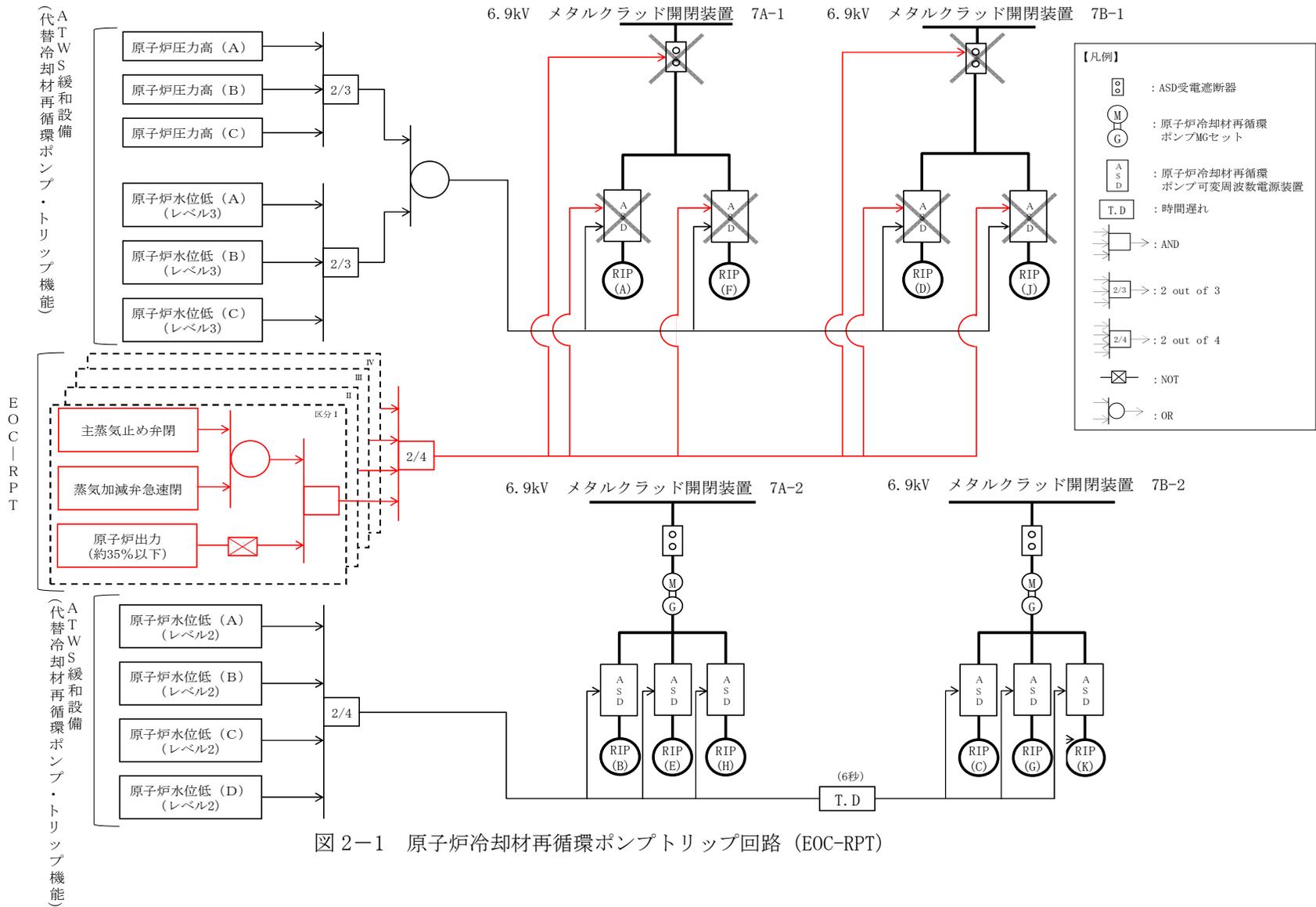


図 2-1 原子炉冷却材再循環ポンプトリップ回路 (EOC-RPT)

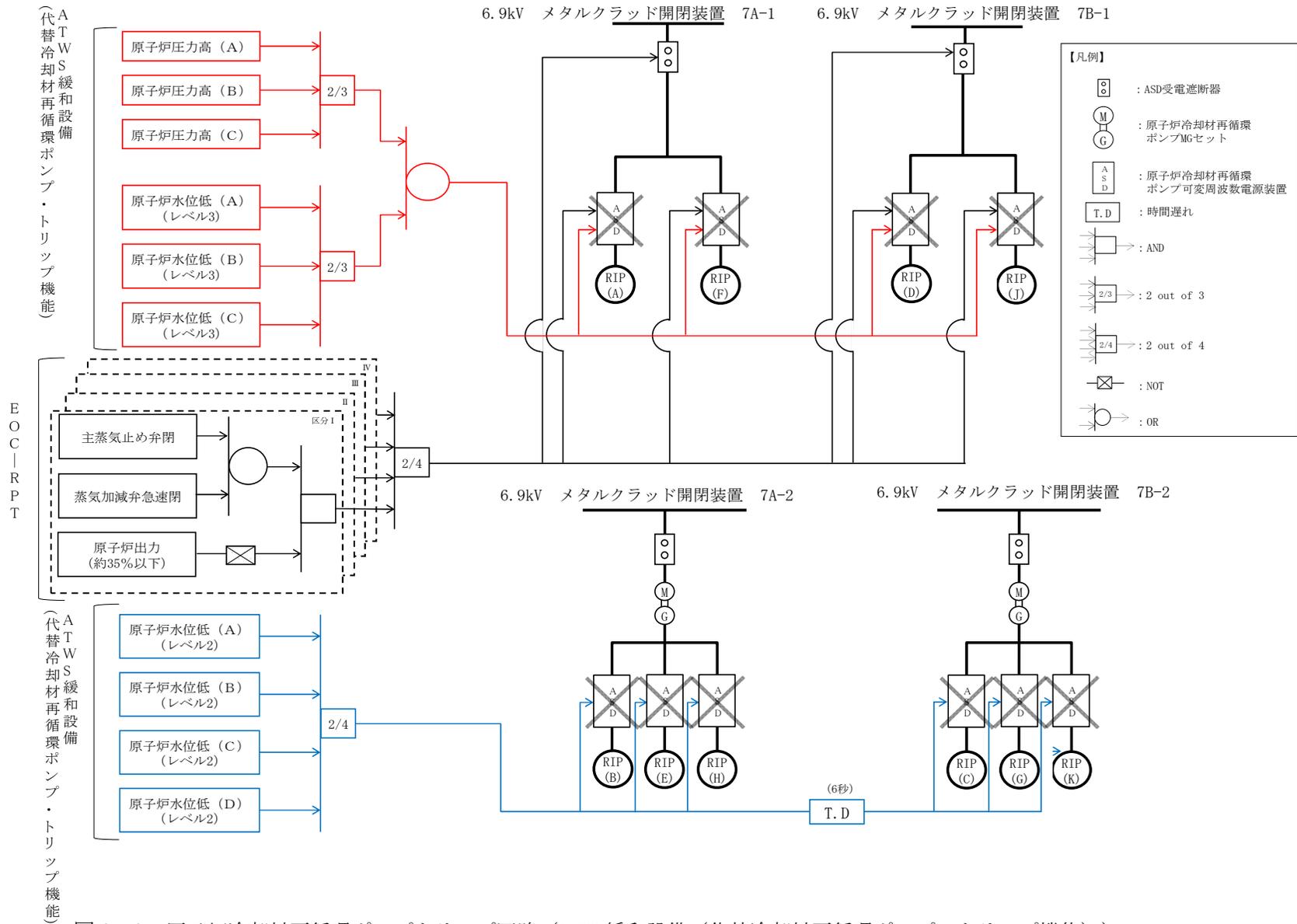


図 2-2 原子炉冷却材再循環ポンプトリップ回路 (ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能))

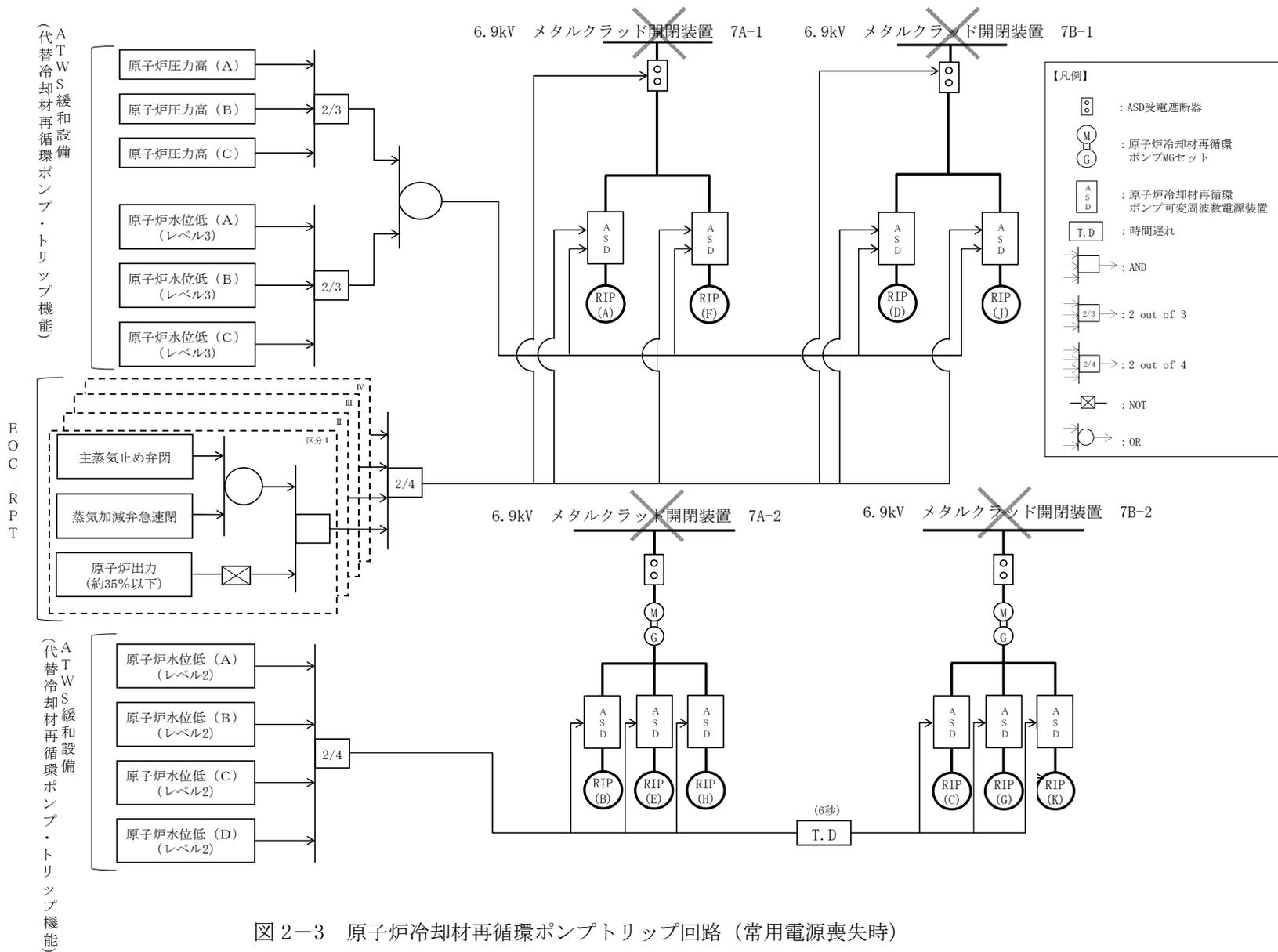


図 2-3 原子炉冷却材再循環ポンプトリップ回路 (常用電源喪失時)

3. 制御棒駆動系及び原子炉再循環流量制御系のインターロックにおける原子炉出力の設定について

制御棒駆動系選択制御棒挿入機能における原子炉出力 30%以上と原子炉再循環流量制御系原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能における原子炉出力 35%以上の原子炉出力の設定について「3.1 選択制御棒挿入機能の設定について」及び「3.2 原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能の設定について」にて説明する。

3.1 選択制御棒挿入機能の設定について

選択制御棒挿入機能は、原子炉冷却材再循環ポンプの2台以上停止かつ、低炉心流量高出力領域(原子炉出力30%以上、炉心流量36%以下)の場合に原子炉出力を抑制し、安定性余裕を確保するため予め選択された制御棒を挿入することを目的としている。

以下に設定の根拠を説明する。

3.1.1 原子炉冷却材再循環ポンプの2台以上停止

トリップ検出の単一誤動作による不必要な選択制御棒挿入機能動作を避けるため、原子炉冷却材再循環ポンプ2台以上停止を条件とする。

3.1.2 炉心流量36%以下

原子炉冷却材再循環ポンプ10台中2台がトリップし、他8台が最低速度で運転している状態の炉心流量であり、原子炉冷却材再循環ポンプ2台以上トリップと炉心流量をAND回路で判定することにより安定性上問題のない場合に不必要な選択制御棒挿入機能動作を避けるため炉心流量36%以下を条件とする。

3.1.3 原子炉出力30%以上

冷却材流量及び中性子束の振動的な挙動を避けるため原子炉出力30%以上を設定する。

3.2 原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能の設定について

原子炉冷却材再循環ポンプトリップ機能はスクラム機能と連動させることで原子炉圧力上昇による出力上昇を回避することを目的としているため、原子炉高出力運転時（原子炉出力 35%以上）をインターロックの一つの要因としている。

原子炉出力 は主蒸気流量 (タービンバイパス弁の容量) 相当し、蒸気加減弁等が全閉した場合でもタービンバイパス弁を介し蒸気を復水器へ放出し、原子炉出力の上昇を回避することができることから安全性を考慮し原子炉出力 35%以上を設定する。(図 3-1 「原子炉出力ー主蒸気流量の関係」参照。)

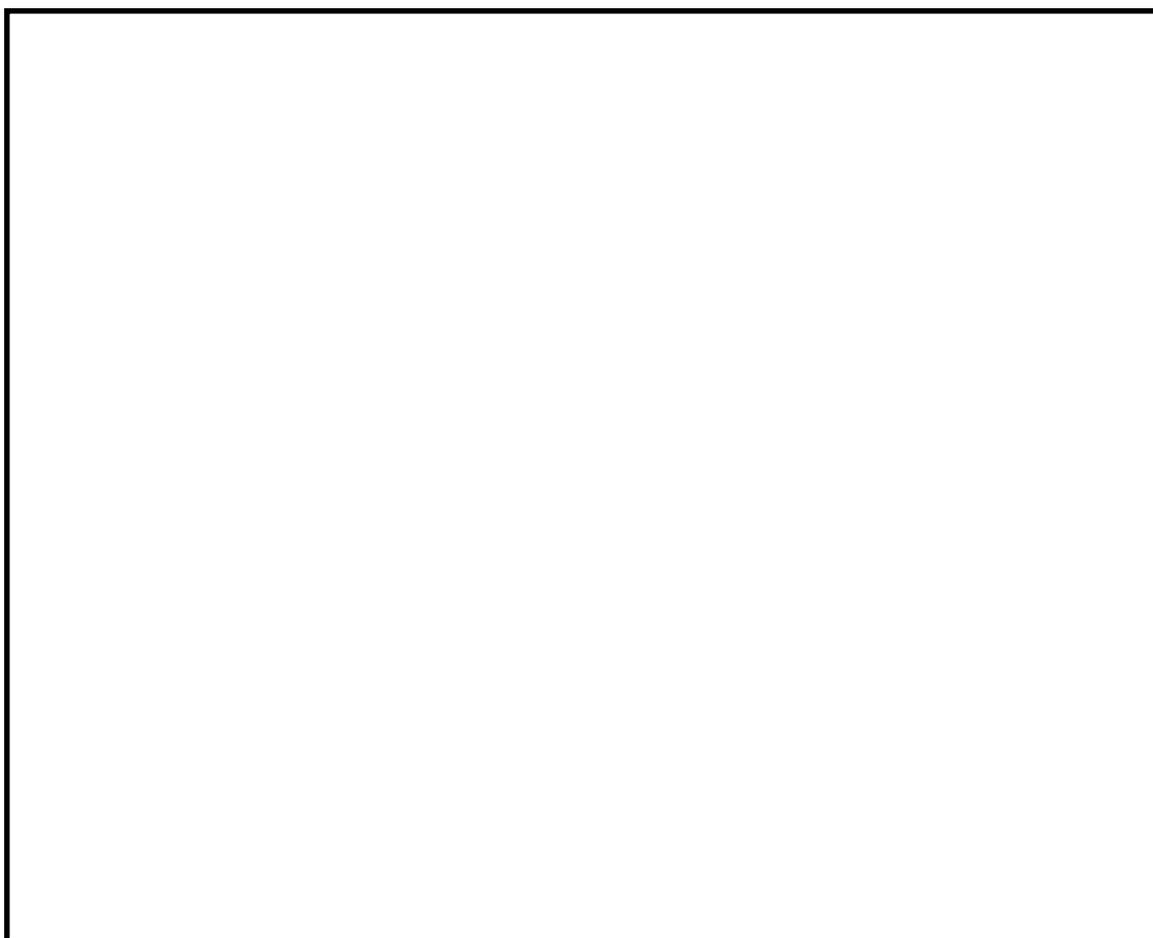


図 3-1 原子炉出力ー主蒸気流量の関係