

審査基準, 基準規則と対処設備との対応表 (1/4)

技術的能力審査基準 (1.3)	番号	設置許可基準規則 (46条)	技術基準規則 (61条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、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手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、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設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、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設備を施設しなければならない。</p>	⑧
<p>【解釈】 1 「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を減圧するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第46条に規定する「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を減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第61条に規定する「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を減圧するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時において、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	②	<p>(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWRの場合）。</p>	<p>(1) ロジックの追加 a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること（BWRの場合）。</p>	—
<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを整備すること。</p>	③	<p>(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p>	<p>(2) 可搬型重大事故防止設備 a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備を配備すること。</p>	⑨
<p>c) 減圧用の弁が作動可能な環境条件を明確にすること。</p>	④	<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	<p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p>	⑩
<p>(2) 復旧 a) 常設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順等が整備されていること。</p>	⑤	<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>	<p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境条件において確実に作動すること。</p>	⑪
<p>(3) 蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) a) SGTR発生時において、破損した蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。（PWRの場合）</p>	⑥	—	—	—
<p>(4) インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA) a) ISLOCA発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁（BWRの場合）又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWRの場合）を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順等が整備されていること。</p>	⑦	—	—	—

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段			多様性拡張設備						
		対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可撤	必要時間内に 使用可能か	対応可能な 人数で 使用可能か	備考
フロントライン系機能喪失時 (1/2)	電動補助給水ポンプ 及び タービン動補助給水ポンプ 又は 補助給水ビット 又は 主蒸気逃がし弁	1次系の フィードアンドブリード	加圧器逃がし弁	既設	① ⑧	1次系の フィードアンドブリード	充てんポンプ	常設	—	中央制御室 操作	多様性拡張設備とする理由は本文参照
			高圧注入ポンプ	既設			燃料取替用水ビット	常設			
			格納容器再循環サンプ	既設			—	—	—	—	
			格納容器再循環サンプスクリーン	既設							
			余熱除去ポンプ	既設							
			余熱除去冷却器	既設							
			燃料取替用水ビット	既設							
	電動補助給水ポンプ 及び タービン動補助給水ポンプ 又は 補助給水ビット	—	—	—	—	蒸気発生器2次側による炉心冷却 (注水)	電動主給水ポンプ	常設	—	中央制御室 操作	多様性拡張設備とする理由は本文参照
							脱気器タンク	常設			
							SG直接給水用高圧ポンプ	常設	約1時間	フロントライン系機能喪失時：4名 サポート系機能喪失時：3名	多様性拡張設備とする理由は本文参照
補助給水ビット							常設				
可撤型大型送水ポンプ車 (海水を用いる場合)							可撤	約5時間20分	5名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
可撤型大型送水ポンプ車							可撤	約3時間50分	5名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
代替給水ビット							常設	約4時間55分	5名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
可撤型大型送水ポンプ車							可撤				
原水槽	常設										
2次系純水タンク	常設	—	—	多様性拡張設備とする理由は本文参照							
ろ過水タンク	常設	—	—								
主蒸気逃がし弁	—	—	—	—	蒸気発生器2次側による炉心冷却 (蒸気放出)	タービンバイパス弁	常設	—	中央制御室 操作	多様性拡張設備とする理由は本文参照	

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				多様性拡張設備					
		対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可搬	必要時間内に 使用可能か	対応可能な 人数で 使用可能か	備考
フロントライン系機能喪失時 (2/2)	加圧器逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却 (注水)	電動補助給水ポンプ	既設	① ⑧	蒸気発生器2次側による炉心冷却 (注水)	電動主給水ポンプ	常設	—	中央制御室 操作	多様性拡張設備とする理由は本文参照
			タービン動補助給水ポンプ	既設			脱気器タンク	常設			
			補助給水ピット	既設			S G直接給水用高圧ポンプ	常設	約1時間	フロントライン系機能喪失時：4名 サポート系機能機能喪失時：3名	多様性拡張設備とする理由は本文参照
			蒸気発生器	既設			補助給水ピット	常設			
			—	—			—	可搬型大型送水ポンプ車 (海水を用いる場合)	可搬	約5時間20分	5名
		—	—	—	可搬型大型送水ポンプ車		可搬	約3時間50分	5名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
		—	—	—	代替給水ピット		常設				
		—	—	—	可搬型大型送水ポンプ車		可搬	約4時間55分	5名	多様性拡張設備とする理由は本文参照	
		—	—	—	原水槽		常設				
		—	—	—	2次系純水タンク		常設	—	—	—	
		—	—	—	ろ過水タンク		常設	—	—	—	
				蒸気発生器2次側による炉心冷却 (蒸気放出)	主蒸気逃がし弁		既設	① ⑧	蒸気発生器2次側による炉心冷却 (蒸気放出)	タービンバイパス弁	常設
		—	—	—	—	加圧器補助スプレイ	加圧器補助スプレイ弁	常設	20分	2名	多様性拡張設備とする理由は本文参照

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (4/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				多様性拡張設備											
		対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応 番号	対応 手段	機器名称	常設 可設	必要時間内に 使用可能か	対応可能な 人数で 使用可能か	備考						
サポート系機能喪失時	タービン動補助給水ポンプ 直流電源	補助給水ポンプの 機能回復	タービン動補助給水ポンプ（現場手動 操作）	既設	① ⑧	-	-	-	-	-							
	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入 口弁（現場手動操作）		既設														
	代替非常用発電機		新設														
	ディーゼル発電機燃料油貯油槽		既設														
	可設型タンクローリー		新設														
	電動補助給水ポンプ交流 動力電源	ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	既設	① ⑧													
	主蒸気透がし弁交流動力 電源（制御用空気） 又は 直流電源		主蒸気透がし弁（現場手動操作）		既設						① ② ⑤ ⑧ ⑨	主蒸気透がし弁の 機能回復	主蒸気透がし弁操作用可設型空気ポン プ	可設	約35分	2名	多様性拡張設 備とする理由 は本文参照
					可設型大型送水ポンプ車								可設	約4時間30分	6名	多様性拡張設 備とする理由 は本文参照	
					A-制御用空気圧縮機（海水冷却）								常設				
	加圧器透がし弁交流動力 電源（制御用空気） 又は 直流電源		加圧器透がし弁の 機能回復		加圧器透がし弁操作用可設型窒素ガス ポンプ						新設	① ③ ④ ⑧ ⑩ ⑪	加圧器透がし弁の 機能回復	可設型大型送水ポンプ車	可設	約4時間30分	6名
加圧器透がし弁操作用バッテリ	新設	A-制御用空気圧縮機（海水冷却）		常設													
格納 容器 高圧冷却 専用熱 源放出 直接加 熱及び 防止	-	1次冷却系 統の減 圧	加圧器透がし弁	既設	① ⑧	-	-	-	-	-							
伝熱管 破砕 装置	-	1次冷却系 統の減 圧	加圧器透がし弁	既設	① ⑥ ⑧	-	-	-	-	-							
主蒸気透がし弁	既設																
システ ムLO CA	-	1次冷却系 統の減 圧	加圧器透がし弁	既設	① ⑦ ⑧	-	-	-	-	-							
主蒸気透がし弁	既設																

多様性拡張設備仕様

機器名称	常設 /可搬	耐震性	容量	揚程	台数
充てんポンプ	常設	Sクラス	約45m ³ /h (1台当たり)	約1,770m	3台
燃料取替用水ピット	常設	Sクラス	約2000m ³	—	1基
電動主給水ポンプ	常設	Cクラス	約3,400m ³ /h	620m	1台
脱気器タンク	常設	Cクラス	約400m ³	—	1基
S G直接給水用高压ポンプ	常設	免震	90m ³ /h	900m	1台
補助給水ピット	常設	Sクラス	約660m ³	—	1基
可搬型大型送水ポンプ車	可搬	転倒評価	約300m ³ /h (1台当たり)	吐出圧力 約1.3MPa[gage]	4台+予備2台
代替給水ピット	常設	Cクラス	約473m ³	—	1基
原水槽	常設	—	約5000m ³ /基	—	2基
2次系純水タンク	常設	Cクラス	約1,500m ³ (1基当たり)	—	2基
ろ過水タンク	常設	Cクラス	約1,500m ³ (1基当たり)	—	2基
タービンバイパス弁	常設	Cクラス	約350t/h (1個当たり)	—	6個
主蒸気逃がし弁操作可搬型 空気ポンプ	可搬	—	約7Nm ³	—	8個
A-制御用空気圧縮機 (海水冷却)	常設	Sクラス	約17m ³ /min[normal]	—	1台

1 次冷却材喪失事故時の蒸気発生器伝熱管破損監視について

1. はじめに

地震等により，1次冷却材喪失事故（以下，「LOCA」という）と蒸気発生器伝熱管破損が重畳した場合の運転パラメータの動きと主蒸気逃がし弁を開放する判断基準について，以下に整理した。

2. LOCA及び蒸気発生器伝熱管破損事象

原子炉トリップや安全注入が作動すれば，運転要領緊急処置編「事故直後の操作および事象の判別」に従い，あらかじめ定めたパラメータを確認し事象の判別を行う。

LOCA及び蒸気発生器伝熱管破損の事象判別を行う際に用いる確認パラメータと判断基準は以下のとおりである。

(1) LOCAが生じた場合

「加圧器水位・圧力の低下」，「格納容器内温度・圧力の上昇」，「格納容器内放射線モニタの指示上昇」，「格納容器サンプ水位の指示上昇」，「凝縮液量測定装置水位の指示上昇」が確認されればLOCAと判断する。

(2) 蒸気発生器伝熱管破損が重畳した事象

「復水器排気ガスモニタの指示上昇」，「蒸気発生器ブローダウン水モニタの指示上昇」，「高感度型主蒸気管モニタの指示上昇」，「蒸気発生器水位・主蒸気ライン圧力の上昇」が確認されれば蒸気発生器伝熱管破損と判断する。

3. LOCAと蒸気発生器伝熱管破損が重畳した事象

所内非常用高圧母線に電源が有る場合にLOCAと蒸気発生器伝熱管破損が重畳した場合は，前項に示したLOCAの徴候と蒸気発生器伝熱管破損の徴候が同時に現れるため事象判別が可能である。

一方，全交流動力電源が喪失している場合は，放射線モニタが使用できず，蒸気発生器水位及び主蒸気ライン圧力で監視する。この時の漏えい破損蒸気発生器の水位・破損側主蒸気ライン圧力はLOCAの規模によって以下のような挙動を示すと考えられる。

(1) LOCAの規模が小さい場合

事象発生直後は，1次系圧力が主蒸気ライン圧力よりも高い状態であるが，1次冷却材の漏えいに伴い，徐々に主蒸気ライン圧力と均圧する。この間に蒸気発生器に漏えいした1次冷却材により，破損蒸気発生器の水位は健全蒸気発生器と比べ上昇傾向を示す。

(2) LOCAの規模が大きい場合

1次冷却材漏えいによる1次系圧力の低下が大きく，1次系圧力に対して破損側主蒸気ライン圧力が高いため，破損蒸気発生器の2次冷却水が1次系に流入し，破損蒸気発生器の水位・破損側主蒸気ライン圧力は，健全な蒸気発生器に比べて低下傾向を示す。

以上のように1次系圧力と主蒸気ライン圧力の変化に着目し，3基の蒸気発生器の水位・主蒸気ライン圧力のパラメータを比較することにより，LOCAと蒸気発生器伝熱管破損が重畳しているか否かを判断する。

なお，運転員は，事象判別時において「原子炉トリップ」や「ECCS作動」の原因を抽出す

るため、LOCAや蒸気発生器伝熱管破損だけではなく複数の事象を想定して運転パラメータを確認する。

また、事象の重畳や計器の単体故障も想定して計器間の偏差を確認する方法を用いて複数の計器を確認し、総合的に事象を判別する訓練を継続している。

4. 主蒸気逃がし弁開放の判断

LOCAと蒸気発生器伝熱管破損が重畳していると判断した場合には、上記2. 及び3. 項により判別した結果を基に破損蒸気発生器を特定する。特定した破損蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁を開放することなく、健全側の蒸気発生器を使用した冷却を実施する。

加圧器補助スプレイ弁電源入

1. 操作概要

加圧器補助スプレイ弁による減圧のために、加圧器補助スプレイ弁の電源を入とする。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 15分

操作時間（模擬）： 10分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても作業できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う電源操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



加圧器補助スプレイ弁電源入
(原子炉補助建屋 T.P. 10.3m)

現場手動操作による主蒸気逃がし弁開放操作

1. 操作概要

全交流動力電源喪失事象において、2次系強制冷却のために現場で主蒸気逃がし弁を開放する。

(注) R C S圧力1.7MPa保管時の注意事項

R C S圧力はR C S温度に依存し、主蒸気逃がし弁を閉操作することでR C S圧力はゆっくりと安定する。これは系統が持つ熱容量による遅れ時間によるもので、運転員はその遅れ時間を勘案し設定圧力（温度）到達前から徐々に調整を開始することから、調整が可能である。さらに、蓄圧タンク出口弁は電動弁であり、中央制御室から遠隔操作により約16秒/台（3台）で閉止可能であることから、R C Sに窒素ガスが放出されることはない。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 3名

操作時間（想定）： 20分

操作時間（実績）： 12分（A・B・Cループ同時間、移動含む、常用照明切にて実施）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。

操作性： ハンドル回転数は約130回転。手動ハンドル操作は足場が設置されており支障なく操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



主蒸気逃がし弁設置エリア
(原子炉建屋 T. P. 33. 1m)



常用照明消灯時
(バッテリー内蔵型照明点灯)

主蒸気逃がし弁開放操作
(原子炉建屋 T. P. 33. 1m)

主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンベによる主蒸気逃がし弁開放操作

【系統構成，空気ポンベ接続】

1. 操作概要

制御用空気が喪失した場合，主蒸気逃がし弁操作用可搬型空気ポンベにより駆動源を確保し，中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開放する。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 30分

操作時間（模擬）： 22分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また，アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり，事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また，作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり，事故環境下においても作業できる。汚染が予想される場合は，個人線量計を携帯し，放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり，容易に操作できる。また，ホースの接続についてはカップラ接続により容易かつ確実に接続できる。ポンベ元弁を開とするための工具はポンベ付近に設置している。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また，事故環境下において，通常の連絡手段が使用不能となった場合でも，携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



主蒸気逃がし弁操作用
可搬型空気ポンベ
(原子炉建屋 T.P. 10. 3m)



主蒸気逃がし弁
代替制御用空気供給操作
(原子炉建屋 T.P. 10. 3m)

加圧器逃がし弁操作可搬型窒素ガスボンベによる加圧器逃がし弁の開放操作

【加圧器逃がし弁代替制御用空気供給操作】

1. 操作概要

全交流動力電源喪失＋補助給水失敗時、原子炉格納容器が熔融炉心の崩壊熱等による熱的及び機械的負荷により破損に至ることを防止するため、加圧器逃がし弁開放のための弁駆動空気の切替え操作を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 2名

操作時間（想定）： 30分

操作時間（実績）： 21分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。また、ホースの接続についてはカップラ接続により容易かつ確実に接続できる。ボンベ元弁を開とするための工具はボンベ付近に設置している。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



加圧器逃がし弁
代替制御用空気供給操作
(原子炉建屋 T.P. 17. 8m)



加圧器逃がし弁
代替制御用空気供給操作
(原子炉建屋 T.P. 17. 8m)

加圧器逃がし弁操作用バッテリーによる加圧器逃がし弁開放操作

【加圧器逃がし弁操作用バッテリー接続作業】

1. 作業概要

加圧器逃がし弁の代替駆動源としての加圧器逃がし弁操作用可搬型バッテリーの接続を行い、加圧器逃がし弁用電磁弁へ電源を供給し開閉操作を可能とする。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 2名

作業時間（想定）： 45分

作業時間（模擬）： 31分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

作業性： 可搬型バッテリーの接続は一般的な工具を用いることで容易かつ確実に接続できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



加圧器逃がし弁操作用バッテリー
（原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m）

炉心損傷後の1次冷却系減圧操作について

運転要領（第3部）の対応操作の順序と目的を以下に示す。

順序	項目	目的
1	C/V隔離弁の閉止	放射能放出防止及び緩和のため、C/V隔離弁の閉止を確認する。
2	C/Vへの注水	原子炉下部キャビティ室への水張りを行い、原子炉容器破損後の熔融炉心冷却に備える
3	C/V減圧	C/Vスプレイ、C/V再循環ユニットにより減圧を行いC/Vの健全性を確保する。
4	S/Gへの給水	S/G伝熱管保護と2次系による除熱手段確保のため、S/G 2次側保有水を確保する。
5	1次系の減圧	熔融炉心の激しい噴出による飛散防止のため、1次系を減圧する。
6	1次系へのほう酸注水	炉心損傷進展防止のため、1次系へほう酸水を注水する。
7	燃料取替用水ピットの水源補給	C/Vへの注水及び1次系への注水のための水源を確保する。

1. 炉心損傷後の「1次系の減圧」操作について

「1次系の減圧」の操作は、1次系の圧力を2.0MPa未満に下げることにより「熔融炉心の激しい噴出による飛散防止」を目的に以下の優先順位で操作を行う。

- ① 主蒸気逃がし弁による減圧
- ② タービンバイパス弁による減圧
- ③ 加圧器逃がし弁による減圧

この優先順位は、「1次系の減圧」に加圧器逃がし弁を使用した場合、1次系には加熱された蒸気や水素が存在しており、それらを原子炉格納容器内へ放出することとなる。そのため、主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁を使用した2次冷却系による「1次系の減圧」のみで目的が達成されれば、その方が望ましいためである。

ただし、主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁を使用する場合は、十分な給水流量（補助給水もしくは主給水）が確保されていることが必要である。

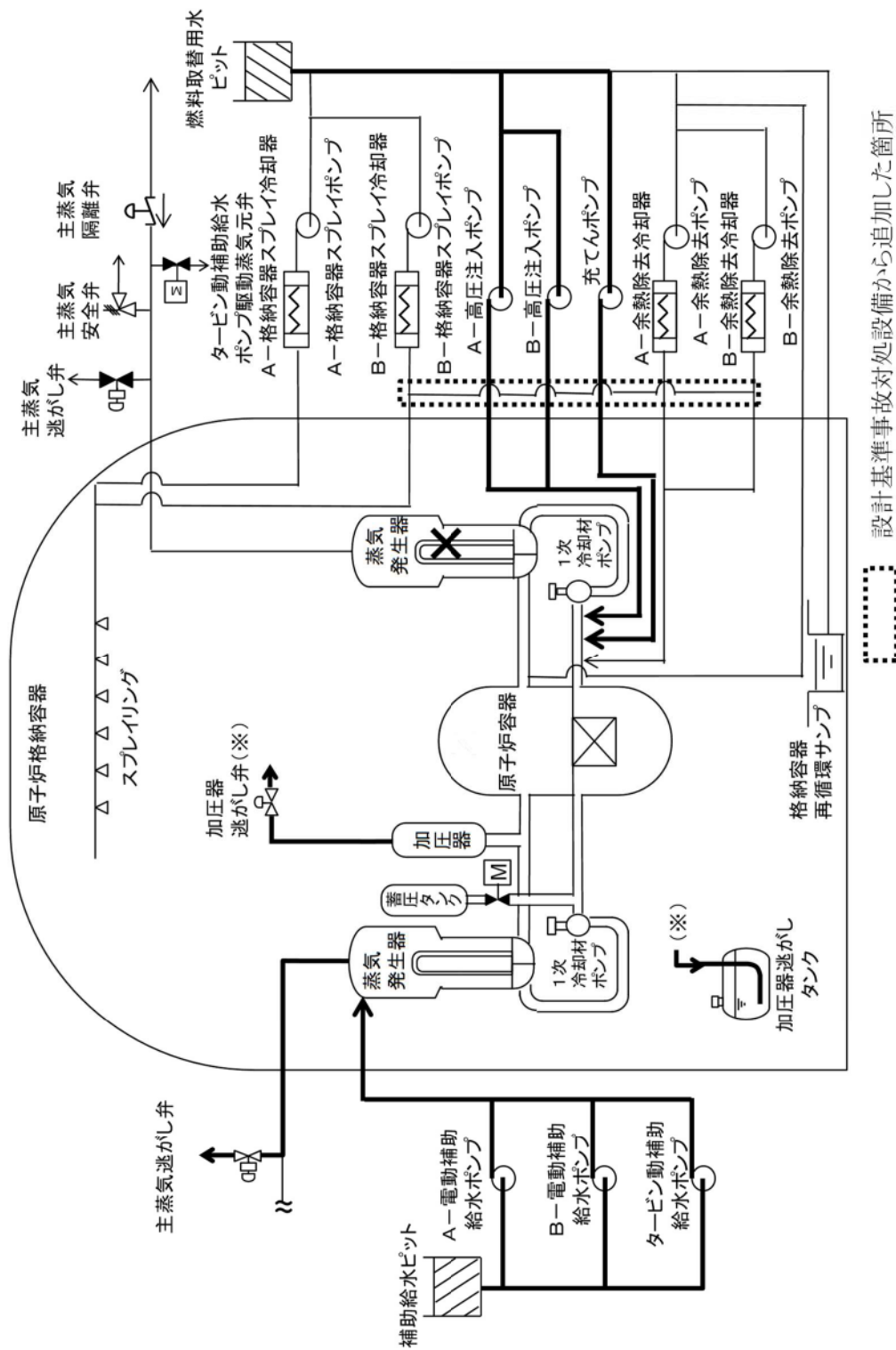


図1 「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の重大事故等対策の概略系統図
(短期対策) (事象発生～余熱除去系統接続)

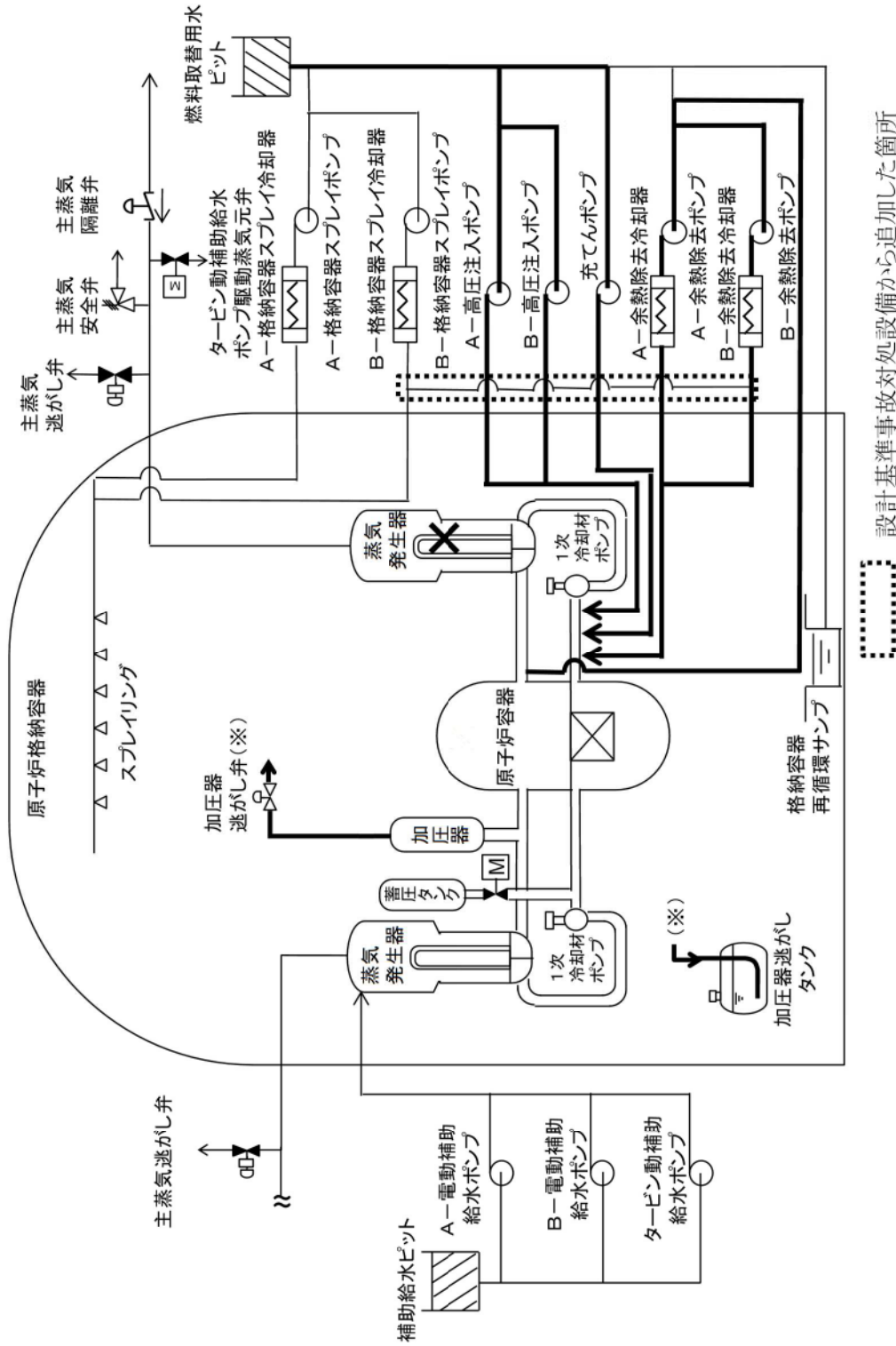
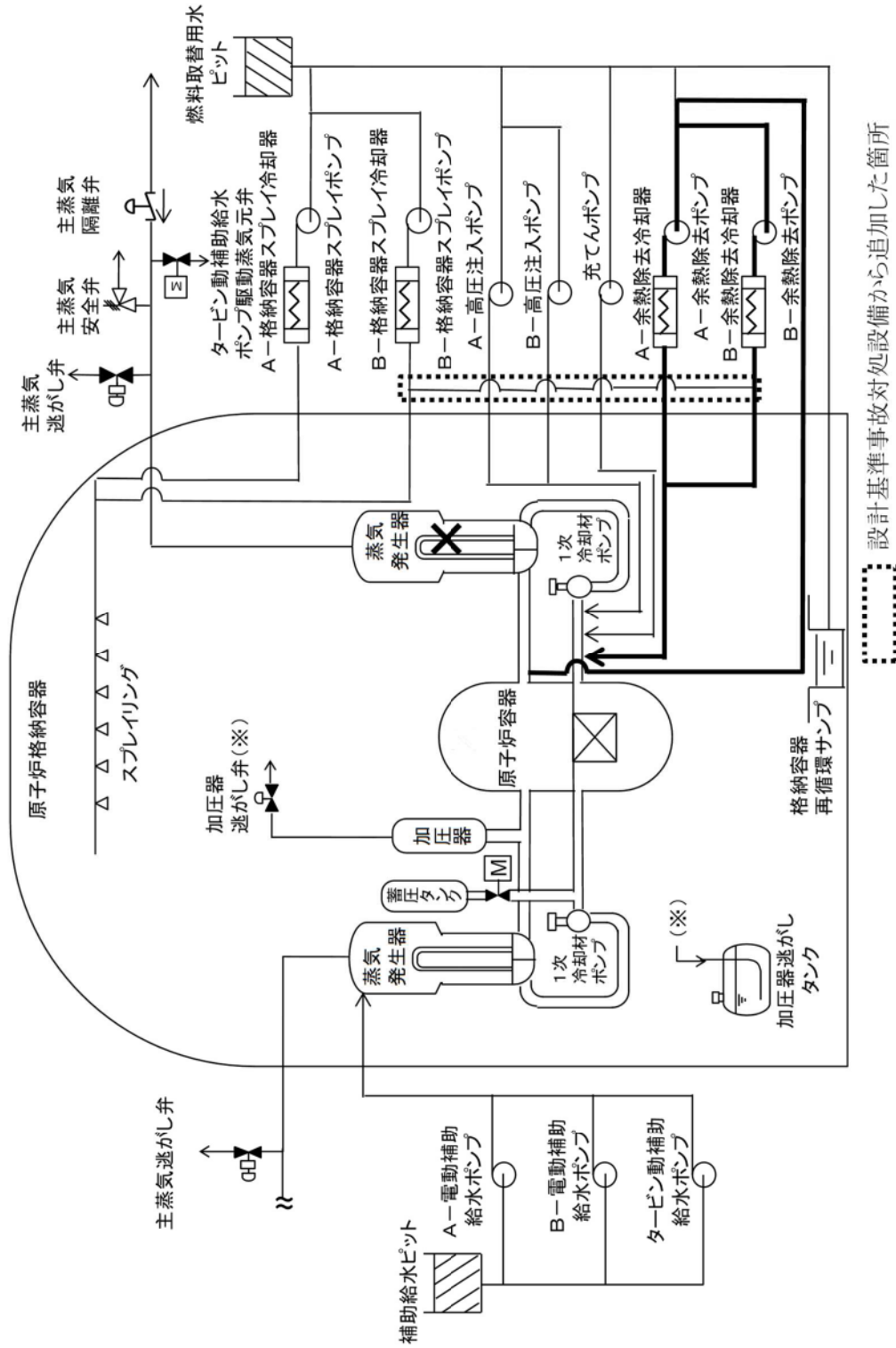


図2 「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の重大事故等対策の概略系統図
(短期対策) (余熱除去系統接続以降)

設計基準事故対処設備から追加した箇所



..... 設計基準事故対処設備から追加した箇所

図3 「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の重大事故等対策の概略系統図
(長期対策) (原子炉安定以降の対策(余熱除去運転時))

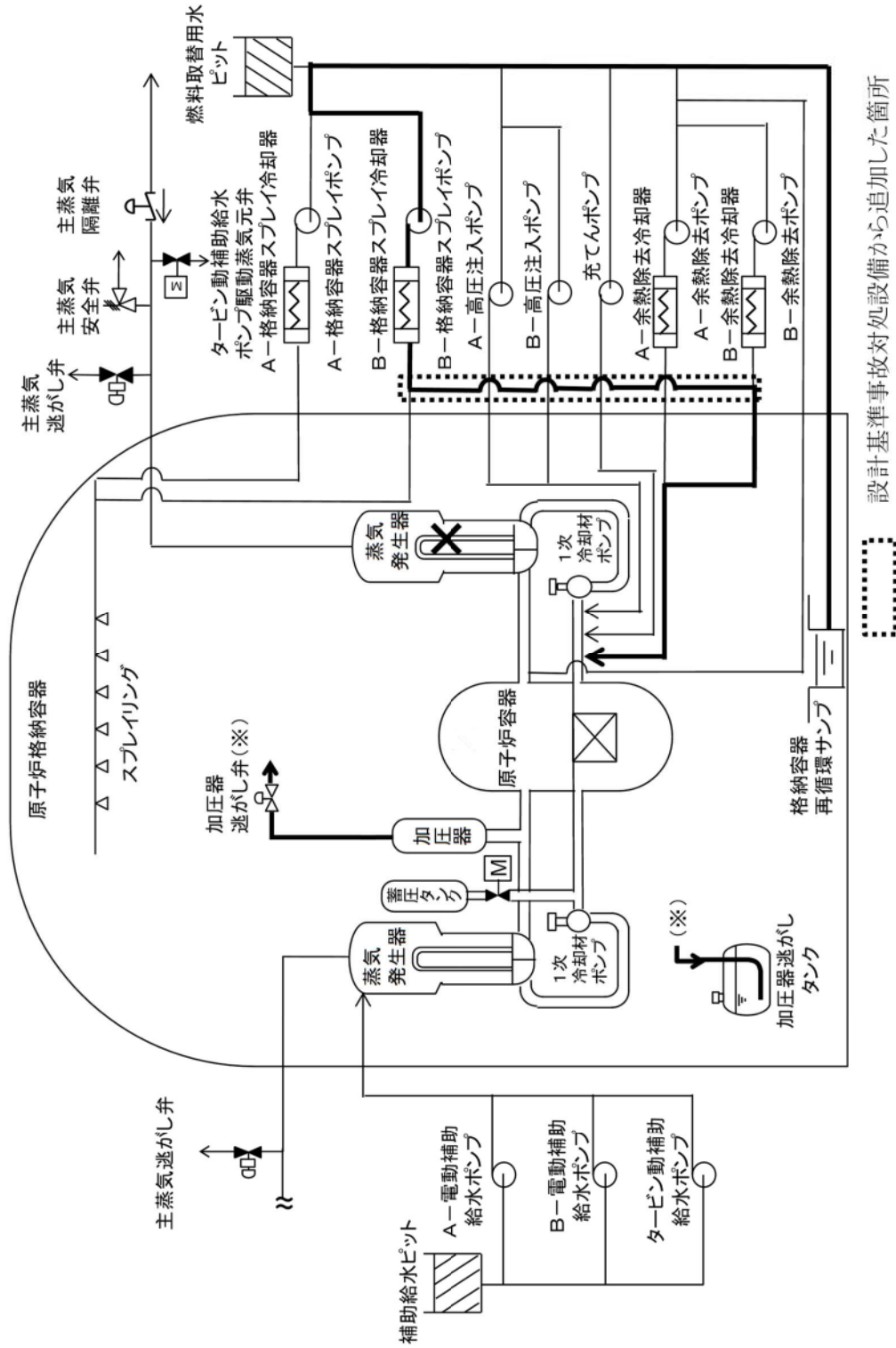


図4 「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」の重大事故等対策の概略系統図
(長期対策) (原子炉安定以降の対策 (余熱除去運転失敗時時))

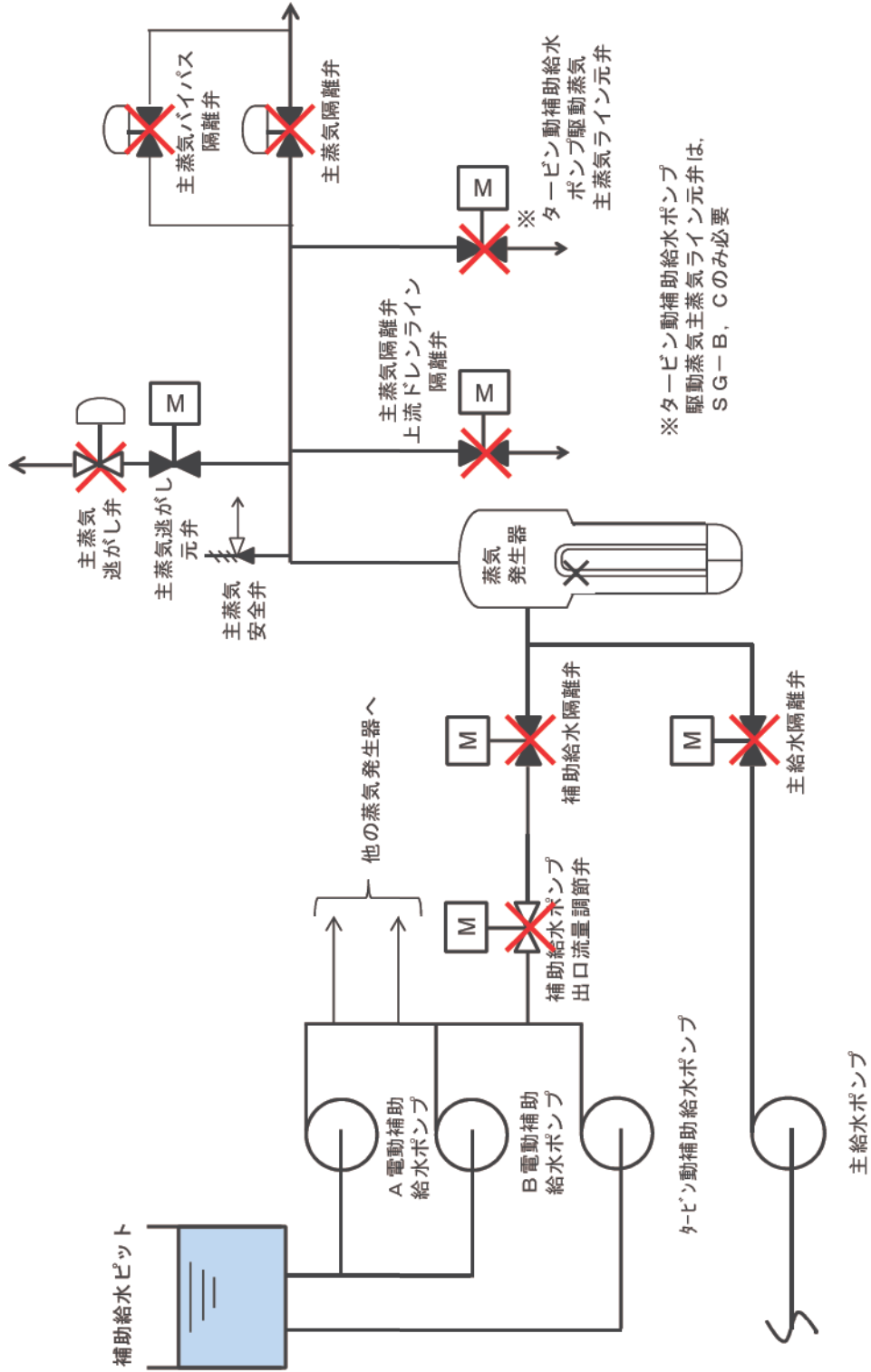


図5 蒸気発生器伝熱管破損時の破損蒸気発生器隔離の概略図

破損蒸気発生器隔離操作

【破損蒸気発生器隔離弁増締め操作】

1. 操作概要

伝熱管が破損した蒸気発生器を隔離するため、閉止された主蒸気隔離弁を手動により増締めを実施する。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 15分

操作時間（実績）： A 12分（移動，放射線防護具着用含む）

B 12分（移動，放射線防護具着用含む）

C 12分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： ハンドル回転数は約16回転。手動ハンドル操作はグレーチング上で行うため支障なく操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



主蒸気隔離弁増締め操作
(原子炉建屋 T.P. 33.1m)

化学体積制御系統漏えい発生時の運転員の処置の流れについて

化学体積制御系統（以下「CVCS」）は1次冷却材系統と接続しており、1次冷却水が格納容器外へ漏えいする可能性が否定できない系統である。CVCS系は余熱除去系と比較し配管径が小さく、漏えいした場合でも充てんライン流量調整により加圧器水位を維持できるが、余熱除去系は配管径が大きく低圧仕様であるため、漏えいした場合に原子炉トリップや安全注入を伴う。

ここでは、CVCSで漏えいが発生した場合の運転員が行う処置の流れについて説明する。

1. CVCSの抽出ラインで漏えいが発生した場合の処置の流れ

(1) 運転要領 警報処置編による対応

プラント運転中に抽出ラインで漏えいが発生すれば、中央制御室の運転コンソールに「抽出ライン流量高」「充てんライン流量高」の警報が発信する。中央制御室の運転員は発信した警報を確認し、発電課長（当直）に報告するとともに、運転要領警報処置編「1次系CS系1」又は「1次系CS系2」に従い、抽出ライン流量及び充てんライン流量を確認し、運転員を現場へ派遣し原因調査を開始する。CVCSで漏えいを確認すれば、運転要領緊急処置編「充てん抽出系の異常」に移行する。（表-1参照）

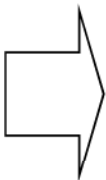
(2) 運転要領 緊急処置編による対応

発電課長（当直）は、CVCSの漏えいが発生したことを関係箇所へ連絡する。中央制御室の運転員は、緊急処置編に従い加圧器水位、RCP封水注入ライン流量、体積制御タンク水位、放射線モニタ指示値等のパラメータを確認しプラント状態を把握する。また、漏えいが原子炉格納容器内か外であるか確認するため、格納容器サンプ水位及び補助建屋サンプタンク水位を監視し、格納容器サンプ水位が上昇した場合は、格納容器内であること又は、補助建屋サンプ水位が上昇した場合は、格納容器外であることを判断する。運転員の報告等により漏えい箇所が特定されれば、充てん、抽出系を隔離する。隔離により漏えいが停止し加圧器水位及び圧力が維持され、1次冷却系が安定していることを確認する。その後、通常の降下率で出力を下げプラントの停止操作を行う。

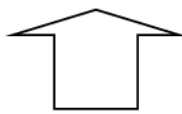
また、充てん抽出系停止後も漏えいが継続する場合は、発電課長（当直）の許可を得て緊急時の降下率で出力を下げ、プラントの停止操作を行う。停止後は、漏えい量低減を目的として加圧器スプレイ弁を使用し1次冷却材圧力を11.3MPaまで減圧し、運転モード5までのほう酸濃縮を行い、冷却して原子炉を低温停止状態とする。

(例) C V C S (抽出系統) で漏えいが発生した場合の対応

「抽出ライン流量高」 警報発信
「充てんライン流量高」 警報発信



【警報処置編】
「抽出ライン流量高」・・・警報設定値：32m³/h
「充てんライン流量高」・・・警報設定値：29m³/h
＜対応操作＞
抽出ライン流量，充てんライン流量を確認する。
警報発信の原因が，制御系の故障か漏えいによるものかを確認する。
【緊急処置編】「充てん抽出系の異常」移行条件
抽出ラインの漏えいの場合は，緊急処置編「充てん抽出系の異常（抽出系の漏えい）」により処置する。



【緊急処置編】
「充てん抽出系の異常（抽出系の漏えい）」
＜1次冷却系の運転状態確認＞
・加圧器水位，圧力を確認する。
・体積制御タンク水位，圧力を確認する。
・漏えい箇所がC/V内又は外であるかをサンプ^(※)水位の上昇により判断する。
C/V外の漏えいが発生した場合は以下の操作を実施する。
・抽出ラインを隔離する。
・充てんラインを隔離する。
・余剰抽出系を使用開始する。
(※)：C/V内は格納容器サンプ水位，C/V外は補助建屋サンプタンク水位が確認対象である。

表-1 C V C S で漏えいが発生した場合の処置の流れ

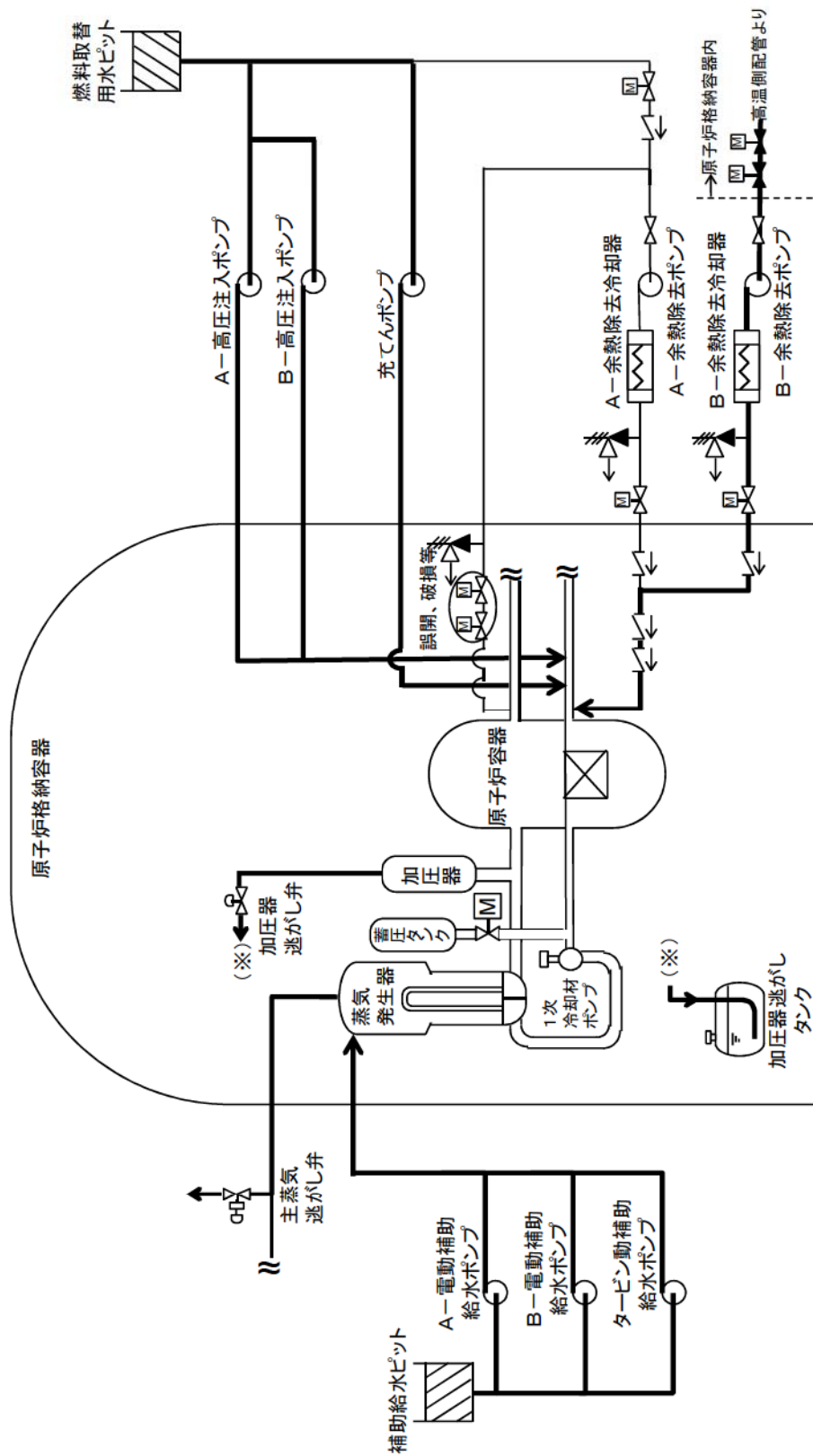


図1 「インターフェイスシステムLOCA」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）

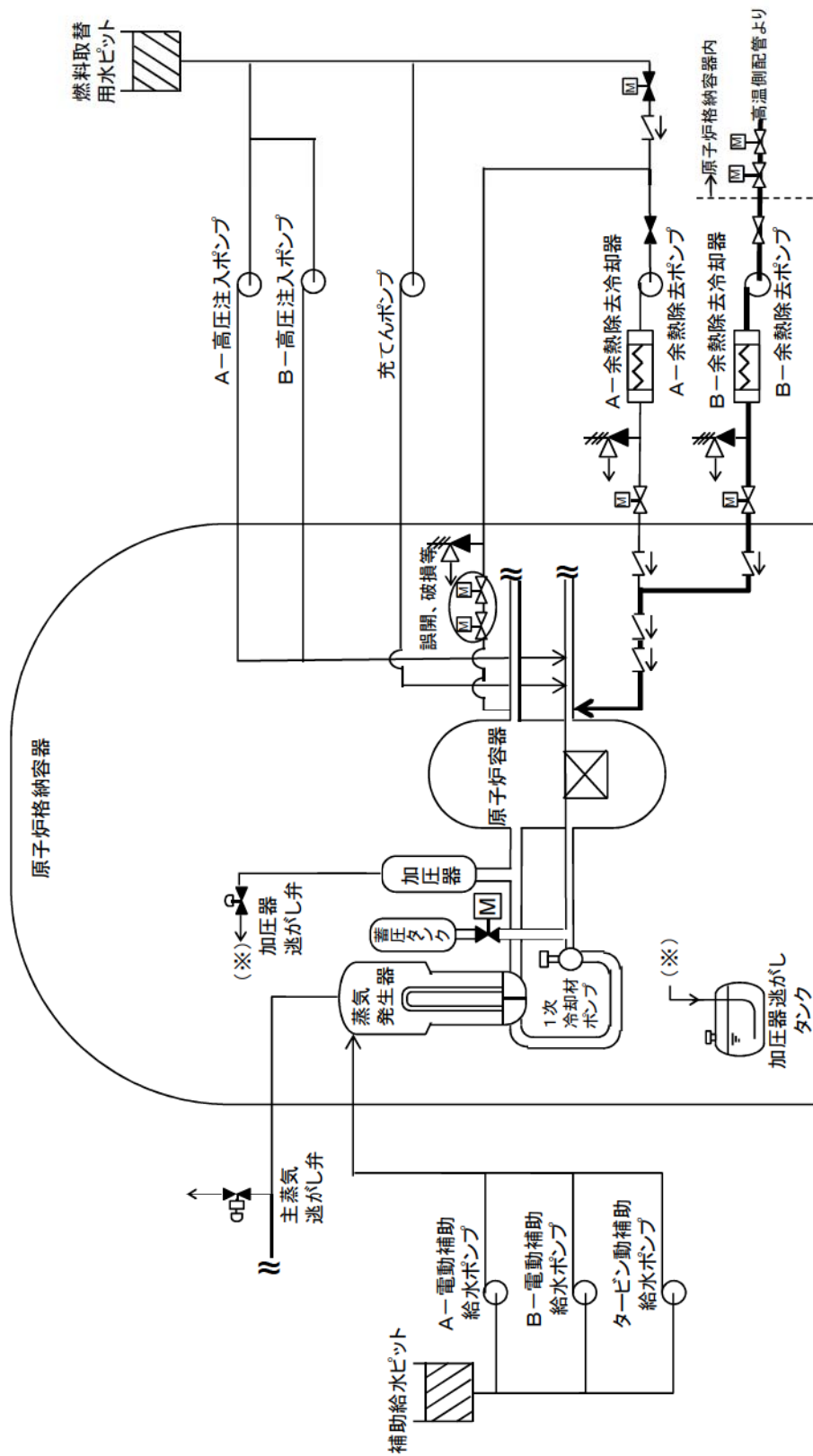


図2 「インターフェイスシステムLOCA」の重大事故等対策の概略系統図(長期対策) (原子炉安定以降の対策)

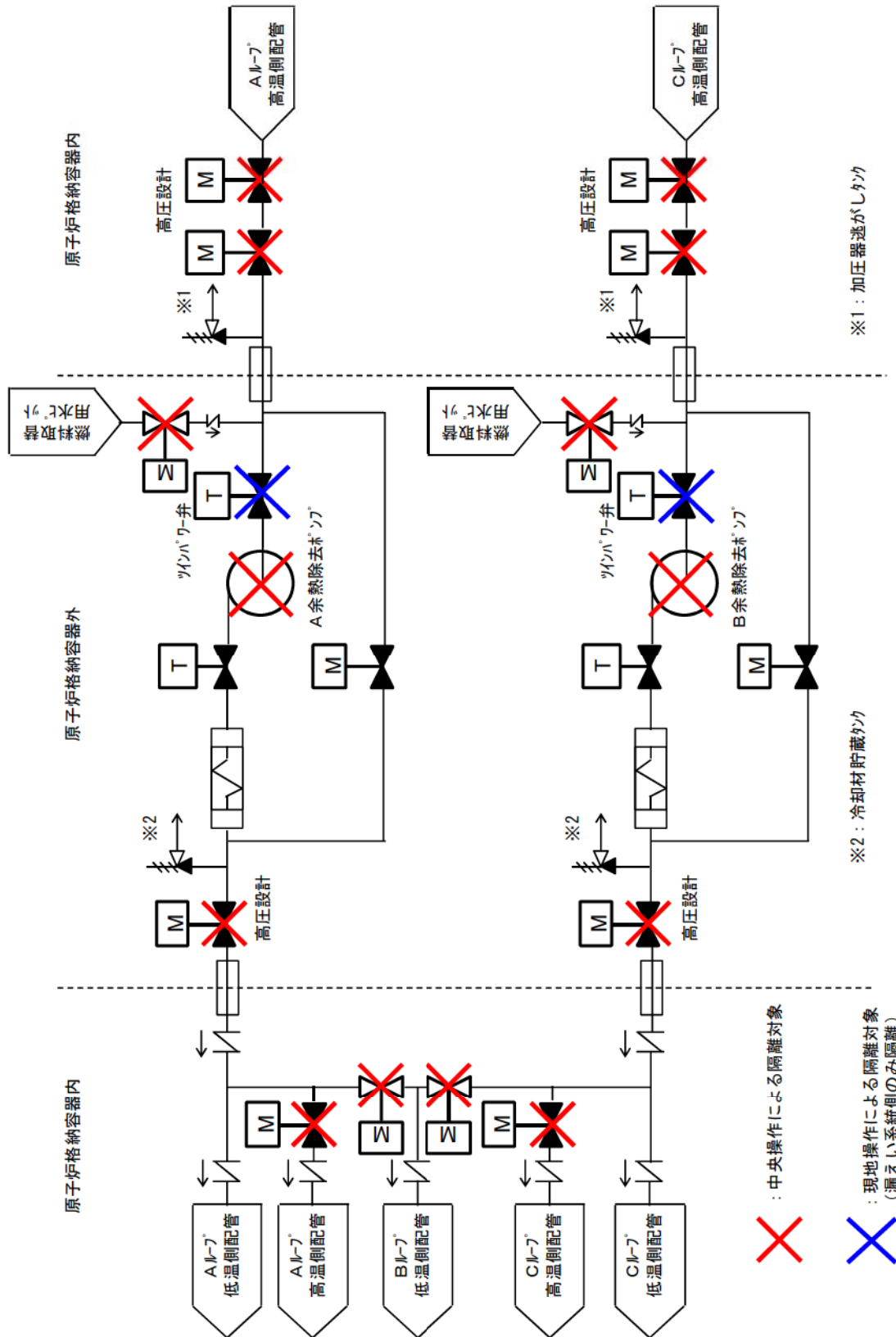


図3 インターフェイスシステムLOCA時の余熱除去系隔離の概略図

余熱除去系統の分離、隔離操作

【破損系列の余熱除去系統隔離操作】

1. 操作概要

インターフェイスシステムLOCA発生時に、破損系列の余熱除去系統隔離操作を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 30分

操作時間（実績）： 24分（移動、放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

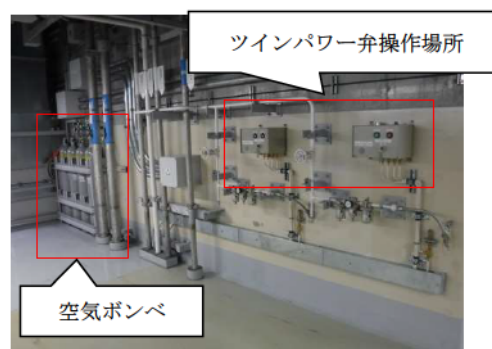
作業環境： 操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても操作できる。

操作性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。ツインパワー弁の閉操作は、駆動用空気ポンペをツインパワー弁への空気供給配管に接続することで、ツインパワー弁の操作箱の操作スイッチにより遠隔操作が可能となり、容易に操作できる。空気ポンペの接続のためのホース接続についてはカップラ接続であり容易に接続できる。ポンペ元弁を開とするための工具はポンペ付近に設置している。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



余熱除去ポンプ入口弁
(原子炉補助建屋 T.P. 2.8m)



ツインパワー弁操作場所
空気ポンペ
余熱除去ポンプ入口弁駆動用空気ポンペ
(原子炉補助建屋 T.P. 10.3m)

インターフェイスシステム LOCA 発生時の余熱除去系統隔離操作の成立性について

泊 3 号炉においてインターフェイスシステム LOCA（以下、「ISLOCA」という。）が発生した場合、図 1 に示すとおり、主蒸気逃がし弁による 1 次冷却系急速冷却、加圧器逃がし弁の開放による 1 次系減圧操作の他、余熱除去ポンプ入口弁に設置されたツインパワー弁（以下、「ツインパワー弁」という。図 2 参照）を遠隔閉止することにより余熱除去系統を隔離し、事象を収束させるとともに、健全側余熱除去系による炉心冷却により長期に冷却を継続する。

以下に、漏えいが発生している余熱除去系統を隔離するためのツインパワー弁の閉止操作の成立性について説明する。また、その他の対応操作の成立性についても合わせて説明する。

1. ツインパワー弁の閉止操作手順

ISLOCA 発生時において必要な対応操作のうち、ツインパワー弁の閉止操作を除いては、全て中央制御室からの操作による。ツインパワー弁の閉止操作については、早期の流出停止を目的として、1 次系圧力を監視しつつ準備が整い次第、操作を実施することとし、事象発生から 1 時間での閉止操作完了を想定する。

その操作手順は以下のとおりであり、また、ツインパワー弁の遠隔操作場所を図 3 に、ツインパワー弁の設置場所および中央制御室から操作場所へのアクセスルートを図 4 に示す。

- ① 運転員 1 名が中央制御室から T.P. 10.3m のツインパワー弁操作場所へ移動する。
- ② 操作場所において空気ポンベを接続し、空気ポンベのラインの弁を開放することによりツインパワー弁を遠隔閉止する。

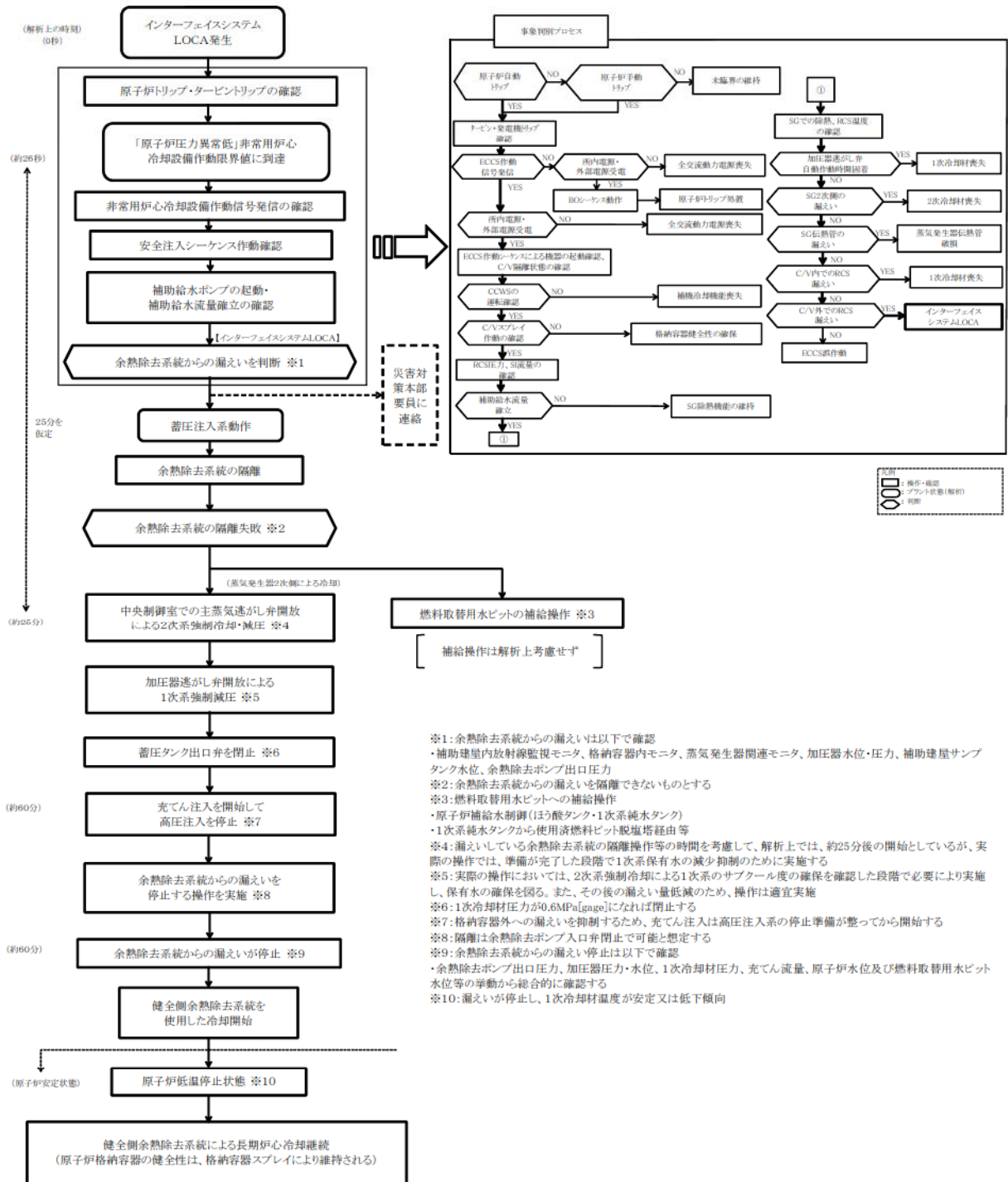
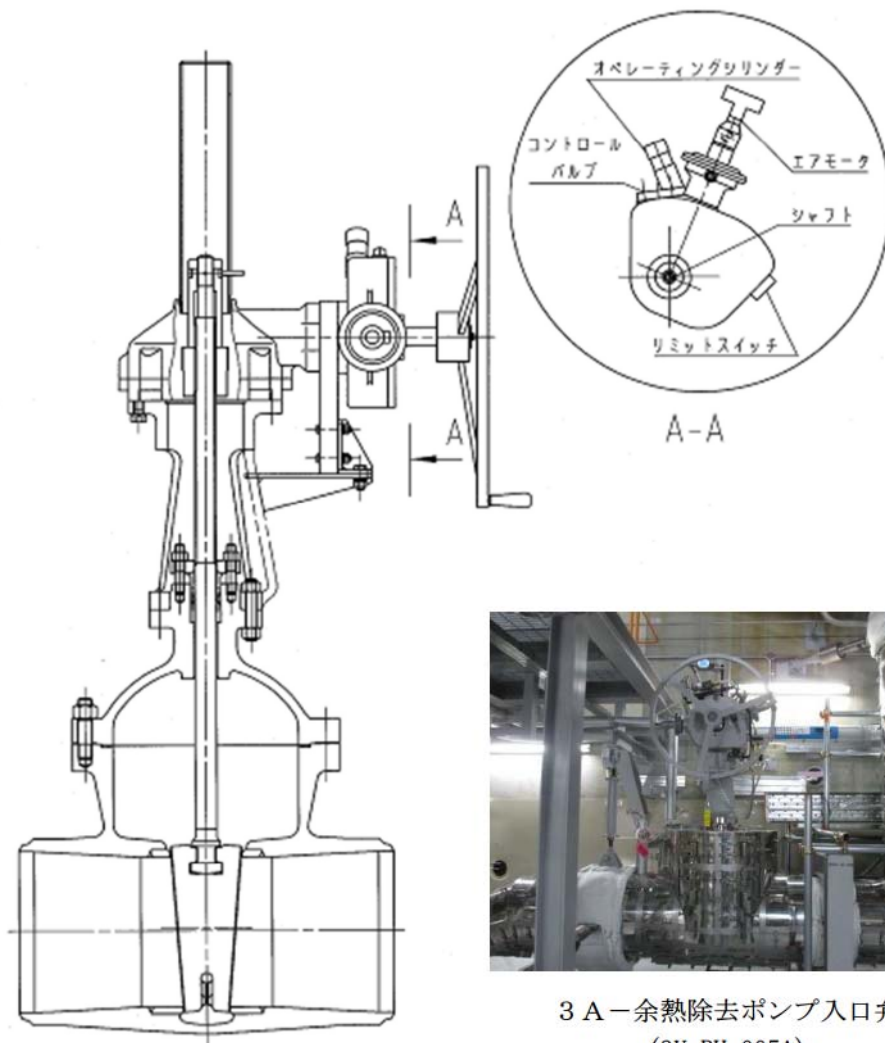


図1 ISLOCA発生時の対応手順の概要(重大事故等対策の有効性評価より抜粋)



3 A - 余熱除去ポンプ入口弁
(3V-RH-005A)

図2 ツインパワー弁構造図

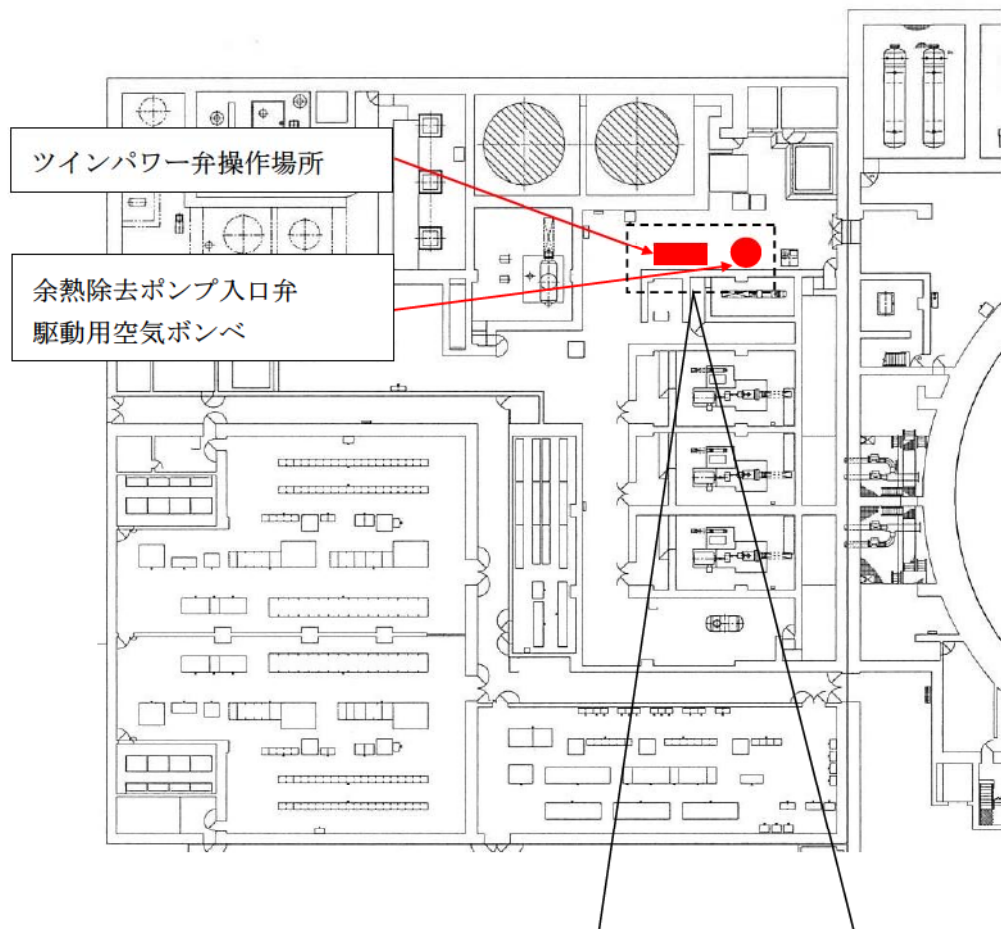


図3 ツインパワー弁操作場所及び駆動用空気ボンベ

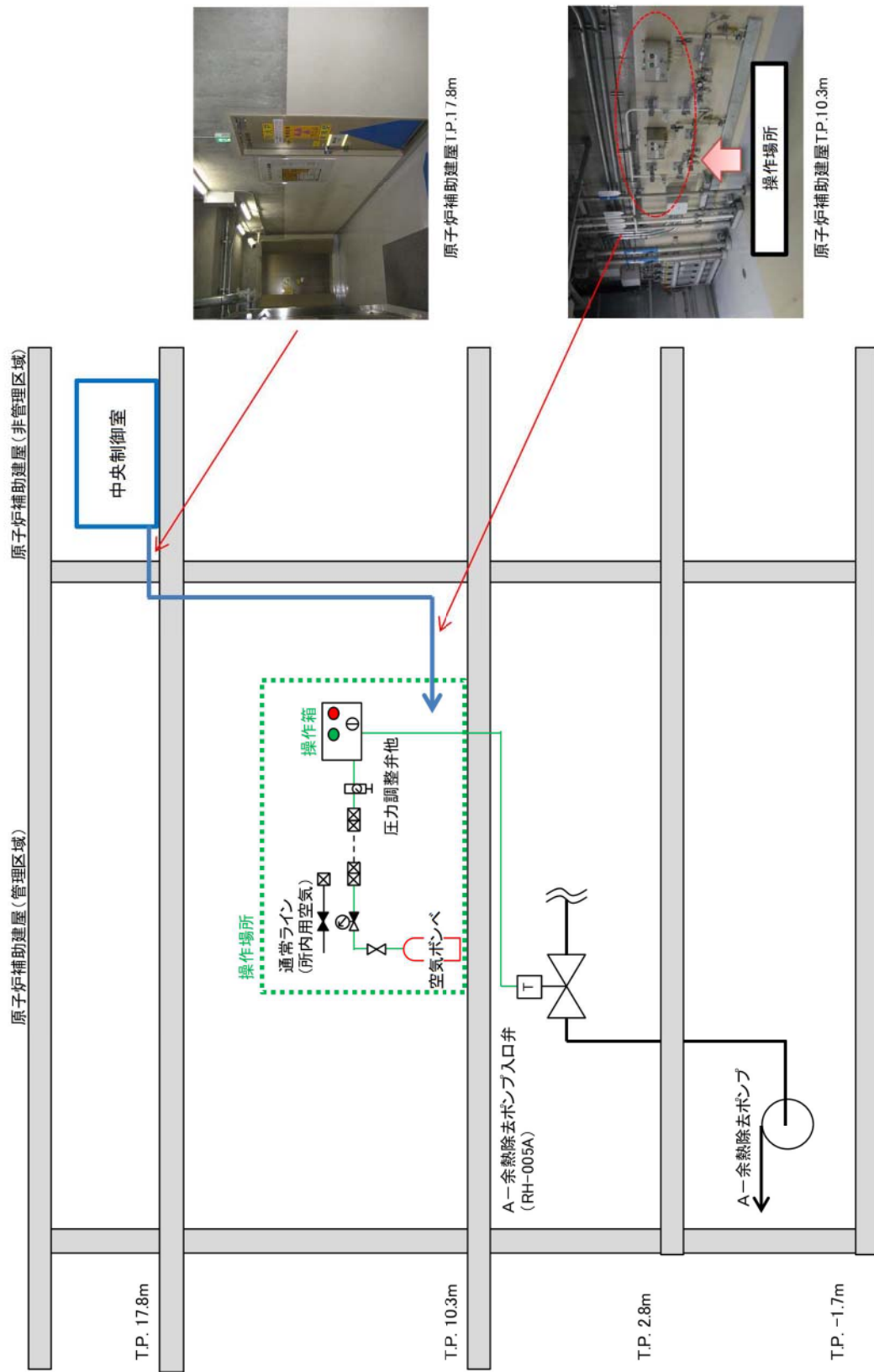


図4 ツインパワー弁操作場所へのアクセスルート

インターフェイスシステム LOCA 発生時の対応操作の成立性について

1. 余熱除去系統からの漏えい箇所及び漏えい量

余熱除去系統からの漏えい箇所は、ISLOCA の有効性評価において想定したとおり、弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、余熱除去ポンプ入口逃がし弁（3V-RH-004A(B)、以下、「入口逃がし弁」という。）及び余熱除去冷却器出口逃がし弁（3V-RH-027A(B)以下、「出口逃がし弁」という。）を想定した。漏えいを想定する箇所を図1に示す。また、漏えい量は、ISLOCA の有効性評価における1時間後までの解析結果から、以下のとおりに推移する。（図2参照）

- ① ISLOCA 発生時、高温・高圧の1次冷却材が余熱除去系統に流入し、入口逃がし弁（吹出し圧力： 吹止り圧力：）及び出口逃がし弁（吹出し圧力： 吹止り圧力：）から流出するとともに、弁グランド部、余熱除去ポンプグランド部、余熱除去冷却器マンホールフランジ部等から高温の蒸気と水が二相流となって噴出する。
- ② 2次系強制冷却、減圧操作により、出口逃がし弁及び入口逃がし弁からの漏えいが順次止まるとともに、原子炉建屋及び原子炉補助建屋内での余熱除去系統からの漏えい量も徐々に低下する。
- ③ その後、余熱除去系統を1次冷却材系統から隔離するために、余熱除去ポンプ入口弁（ツインパワー弁）の閉止操作を開始する。ツインパワー弁は、1次冷却材系統の圧力が十分低下していることを確認した後、駆動用空気ポンベ操作を開始し、その約30分後に漏えいを停止することが可能である。ここで、ツインパワー弁閉止後も隔離されていない漏えい弁が4個存在するが、事象発生後1時間時点で1次冷却材系統内の圧力は弁の最高使用圧力 を十分下回る1MPa程度に低下し、また現実的にはグランドパッキンの機能も期待できることから、弁のグランド部からの漏えいは無視できる状態になる。（図3参照）

内は機密に属する事項ですので公開できません

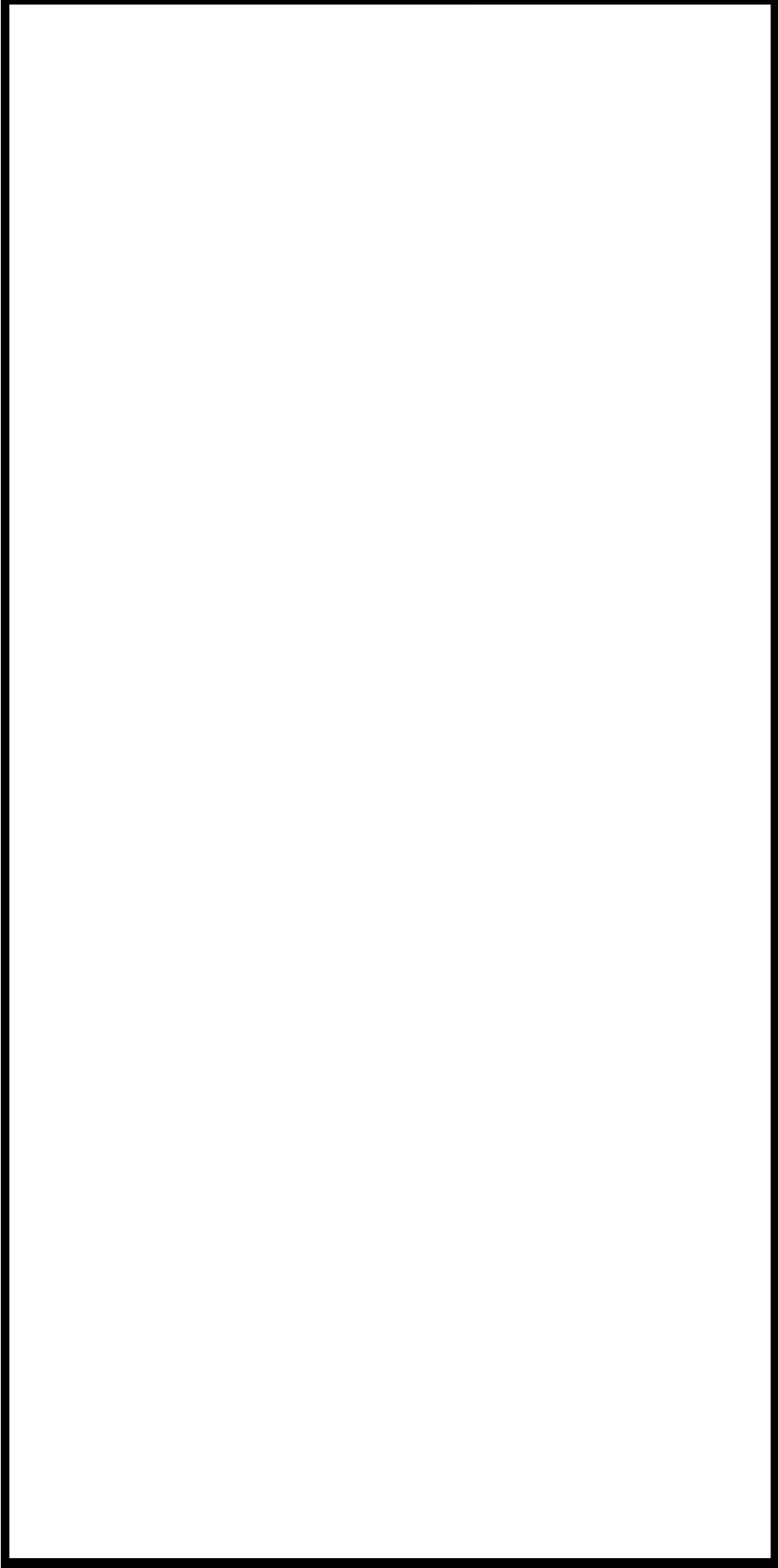


図1 泊3号炉における ISLOCA 発生時に漏えいが発生すると想定される機器及びツインパワー弁閉止後も漏えいが継続すると想定される機器

内は機密に属する事項ですので公開できません

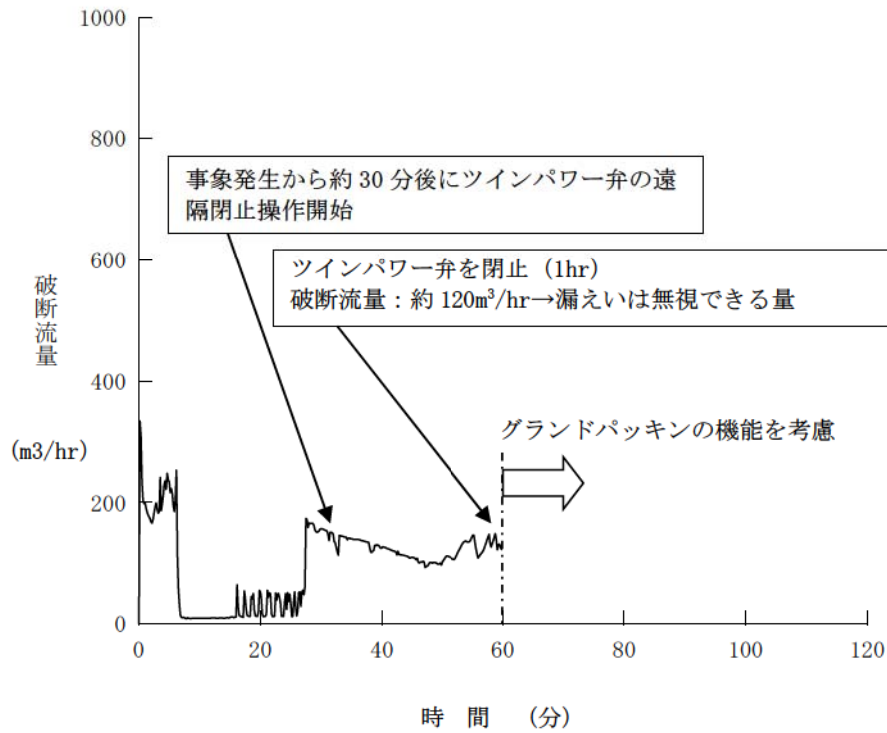


図2 余熱除去システムからの漏えい量 (格納容器外への漏えい量)

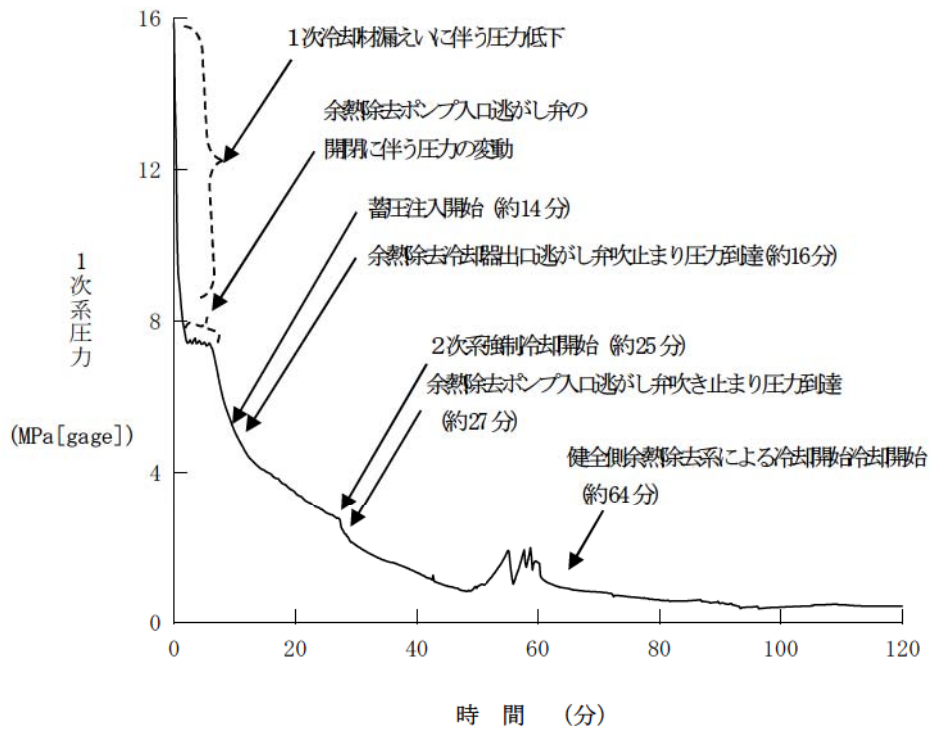


図3 1次冷却材圧力

2. ISLOCA 発生時の対応操作の成立性

ISLOCA 発生時には、事象収束及び長期冷却継続のため、高圧注入ポンプ、主蒸気逃がし弁、補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、充てんポンプ、健全側余熱除去ポンプ及び健全側余熱除去冷却器の他、破損側余熱除去系統の隔離のための余熱除去ポンプ入口弁（ツインパワー弁）及びその駆動機構であるツインパワー装置の機能に期待している。

本事象発生時には、原子炉補助建屋内に漏えいした水の滞留、高温の水及び蒸気による雰囲気温度の上昇及び放射線量の上昇が想定されることから、事象を収束し長期冷却を継続するために必要な健全側余熱除去ポンプ等の機能や隔離のためのツインパワー弁の操作性に影響する可能性がある。

そのため、別紙－1、2、3に示すとおり、溢水評価及び雰囲気温度評価及び線量評価を行うとともに、必要な対応操作の成立性及び健全側余熱除去ポンプ等の機能維持に関して確認した。その結果を以下に示すとともに表1に整理する。

なお、隔離操作の評価においては実際の操作可能時間を考慮し、事象発生から1時間後にツインパワー弁の閉止が完了し漏えいが停止するものとした。

(1) 対応操作の成立性

ISLOCA 発生時において必要な対応操作のうち、高圧注入ポンプによる注入、加圧器逃がし弁の開放による1次系減圧操作、充てんポンプによる注水開始および高圧注入ポンプの停止、健全側余熱除去ポンプによる冷却操作は、全て中央制御室からの操作によるため、ISLOCA 発生時の溢水、雰囲気温度及び線量の影響を受けずに操作可能である。

ツインパワー弁の閉止操作に関しても、以下のとおり溢水／雰囲気温度／放射線の影響を受けずに操作可能であることを確認した。

a. 溢水による影響（別紙－1 参照）

ツインパワー弁の遠隔操作場所は原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m の通路であり、アクセスルートも含めて溢水の影響を受けないため、その操作は可能である。

b. 雰囲気温度の影響（別紙－2 参照）

ツインパワー弁の遠隔操作場所は原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m の通路であり、アクセスルートも含めて溢水による建屋内雰囲気温度上昇の影響を受けないため、その操作は可能である。

c. 放射線による影響（別紙－3 参照）

ツインパワー弁の遠隔操作場所は原子炉補助建屋 T.P. 10. 3m の通路であり、アクセスルートも含めて放射線による影響が少ないため、その操作は可能である。

(2) 健全側余熱除去ポンプ等の機能維持

長期冷却を継続するためにその機能に期待する健全側余熱除去ポンプ等について、関連計装品を含め ISLOCA 発生時においてもその機能が維持されることを、以下のとおり確認した。

それらの結果を表1に整理する。

a. 溢水による影響（別紙－1 参照）

健全側余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプは原子炉補助建屋の T. P. -1.7m に設置されており ISLOCA 発生後、他区画からの漏えい水により溢水が生じるが、その使命期間における没水水位は機能喪失高さ以下であるためこれらの機能は維持される。

充てんポンプは原子炉補助建屋の T. P. 10.3m に設置されており、他区画からの漏えい水による影響を受けない区画に設置されているため、機能は維持される。

補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は区画として分離されている非管理区域に設置されており、関連計装部品も含め漏えいの影響は無く、補助給水ポンプ等の機能は維持される。

加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置されているが、関連計装部品も含め、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクより高所に設置していることから、影響はない。

ツインパワー弁の駆動部は浸水レベルより十分高い位置に設置しており、溢水の影響を受けない。

b. 雰囲気温度の影響（別紙－2 参照）

健全側余熱除去ポンプ及び高圧注入ポンプは原子炉補助建屋の T. P. -1.7m に設置されており、原子炉補助建屋内における漏えい蒸気を考慮した場合においても、関連計装部品も含め機能維持されることを確認している。

充てんポンプは原子炉補助建屋の T. P. 10.3m に設置されており、原子炉補助建屋内における漏えい蒸気を考慮した場合においても、関連計装部品も含め機能維持されることを確認している。

補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は区画として分離されている非管理区域に設置されており、関連計装部品も含め漏えいの影響は無く、補助給水ポンプ等の機能は維持される。

加圧器逃がし弁は原子炉格納容器内に設置されているが、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクから隔離されていることに加え、関連計装部品も含め ISLOCA 発生時における動作を考慮した耐環境仕様品を使用していることから、弁の機能は維持される。

ツインパワー弁本体及び駆動部は原子炉補助建屋の T. P. 2.8m に設置されており、原子炉補助建屋内における漏えい蒸気を考慮した場合においても機能維持されることを確認している。

c. 放射線による影響（別紙－3 参照）

健全側余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプ、及び関連計装品については、床ドレン配管の排水に期待しない条件で算出した線量率で1ヶ月間ばく露した場合でも、放射線量に対し機能維持されることを確認している。

なお、充てんポンプ及びその関連計装品については当該区画に線源がないため影響はない。

補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は直接漏えいが発生しない区画（非管理区域）にあり、扉により溢水箇所と分離されているため、放射線源は一切なく、その機能に影響はない。

加圧器逃がし弁は原子炉格納容器に設置されているが、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクからは隔離されていることに加え、関連計装部品も含め ISLOCA 発生時における動作を考慮した耐環境仕様品を使用していることから、弁の機能は維持される。

ツインパワー弁駆動部は金属部品等による機械的機構のみで構成されており、放射線による影響を受けないため、その機能に影響はない。

(3) 現実的な漏えい量を想定した場合の成立性

実機において ISLOCA が発生した場合、解析で用いた破断面積は下表のとおり保守的に設定されていることから、実際の漏えい量が少なくなり、事象進展も遅くなることから、中央制御室での操作の成立性やツインパワー弁の閉止操作の成立性の観点では余裕が増える方向であり、成立性に問題はない。

	ISLOCA 解析	実際の破断面積
破断面積 [inch ²] (cm ²)	1.04 (約 6.71)	0.56 (約 3.61)
等価直径 [inch] (cm)	1.15 (約 2.92)	0.84 (約 2.13)

表 1 ISLOCA 時の対応操作の成立性確認結果

対応手順	高圧注入ポンプによる注入	主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却	加圧器逃がし弁の開放による1次系減圧操作	充てんポンプによる注水開始および高圧注入ポンプの停止	健全側余熱除去ポンプによる冷却操作	余熱除去系統からの漏えいを停止する操作	
機器	高圧注入ポンプ	①主蒸気逃がし弁 ②補助給水ポンプ	加圧器逃がし弁	充てんポンプ	①余熱除去ポンプ ②余熱除去冷却器	①ツインパワー弁 ②ツインパワー弁操作場所	
設置場所	原子炉補助建屋 T.P. 1.7m	①非管理区域 ②非管理区域	原子炉格納容器 T.P. 39.15m	原子炉補助建屋 T.P. 10.3m	①T.P. 1.7m ②T.P. 2.8m	①原子炉補助建屋 T.P. 2.8m ②原子炉補助建屋 T.P. 10.3m	
時間	0分～約5.9分(※1) ・中央制御室からの操作のため操作可能	約2.5分～(※1) 同左	約5.5分～(※1) 同左	約6.0分～(※1) 同左	約6.4分～(※1) 同左	～約1時間後(※2) ・ツインパワー弁操作場所での漏えいは発生しないため操作性に影響はない。 ・ツインパワー弁操作場所へのアークセスルは発生しないため、アークセスには支障はない。 ・ツインパワー弁の駆動部は浸水レベルより十分高い位置に設置しており、浸水レベル：0.10m 機能喪失高さ：1.69m	
溢水評価	・水量は高圧注入ポンプ及び関連計装品の戻り高さを下回ることとを維持されることを確認。 浸水レベル：0.14m 機能喪失高さ：0.55m	・主蒸気逃がし弁及び非管理区域に設置されている計装品も影響はない。	・加圧器逃がし弁は、関連計装品も含まれ、加圧器逃がし弁タンククランク位置に設置していることから、影響はない。	・充てんポンプが設置された区画では溢水は発生せず、関連計装品も含まれ影響はない。	・水量は余熱除去ポンプ及び関連計装品の戻り高さを下回ることとを維持されることを確認。 浸水レベル高さ：0.83m 機能喪失高さ：0.14m ・余熱除去冷却器は熱的影響を受けない。	・ツインパワー弁操作場所での漏えいは発生しないため操作性に影響はない。 ・ツインパワー弁操作場所へのアークセスルは発生しないため、アークセスには支障はない。 ・ツインパワー弁の駆動部は浸水レベルより十分高い位置に設置しており、浸水レベル：0.10m 機能喪失高さ：1.69m	
雰囲気温度評価	・高圧注入ポンプ電動機及び関連計装品が、雰囲気温度に維持されることを確認。また、原子炉冷却水が通水されることを確認。	・主蒸気逃がし弁及び補助給水ポンプは、非管理区域に設置されており、関連計装品も含まれ影響はない。	・加圧器逃がし弁は、漏えい箇所から隔離されていることに加え、関連計装品も含まれるため、LOCA発生時に動作を考慮していることから、弁の機能は維持される。	・充てんポンプが設置された区画では溢水は発生せず、隣接区画の溢水も発生しない。	・余熱除去ポンプが、電動機及び雰囲気温度に維持されることを確認。また、原子炉冷却水が通水されることを確認。高圧冷却器は、最高使用温度に達しないため、熱的影響を受けない。	・ツインパワー弁の駆動部は雰囲気温度に達しないため、機能維持されることを確認。	・ツインパワー弁操作に伴う運転員の曝露量は約4.5mSvであり、被曝量は線量上操作は十分可能。
放射線量評価	・高圧注入ポンプ及び関連計装品が放射線量に達しないことを確認。	・主蒸気逃がし弁及び補助給水ポンプは非管理区域に設置されており、関連計装品も含まれ影響はない。	・加圧器逃がし弁は、漏えい箇所から隔離されていることに加え、LOCA発生時に動作を考慮していることから、弁の機能は維持される。	・充てんポンプ及び関連計装品が設置された区画では線源がないため、影響はない。	・健全側余熱除去ポンプ及び関連計装品が放射線量に達しないことを確認。また、原子炉冷却器は、最高使用温度に達しないため、熱的影響を受けない。	・ツインパワー弁の駆動部は金属部品等による機械的機構のみで構成されており、放射線による影響は少ないため、その機能に影響はない。	

上段：機器の操作性
下段：機器の機能維持

(※1)：解析上の時間
(※2)：実際の操作可能時間

ISLOCA 時の溢水評価

ISLOCA 発生時には、事象収束及び長期冷却継続のため、高圧注入ポンプ、主蒸気逃がし弁、補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、充てんポンプ、健全側余熱除去ポンプ、健全側余熱除去冷却器、ツインパワー弁及びツインパワー装置の機能に期待しているが、ISLOCA 発生時の溢水評価を行い、必要な対応操作の成立性及び関連計装品も含めた各機器の機能維持に関し以下のとおり確認した。

1. 評価条件

有効性評価において想定したとおり、余熱除去系統の弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器、入口逃がし弁及び出口逃がし弁から漏えいが発生するものと想定した。評価は、ISLOCA が余熱除去系統の A 系統で発生する場合と B 系統で発生する場合の 2 ケースを実施した。弁からの漏えいは、実機にて漏えいが想定される弁を想定し、有効性評価の漏えい量を破断面積比で按分した。

評価において余熱除去系統の機器からの原子炉補助建屋内での漏えいについては、ツインパワー弁の閉止操作により、事象発生 1 時間後に停止するものとした。

また、最下層階を除く各区画の溢水評価においては床ドレン配管による水の下層階への移送は期待しない評価とし、最下層階にある余熱除去ポンプ、高圧注入ポンプなどの緩和機器への没水の影響確認は、上層階で生じた漏えい水が床ドレン配管からも含めてすべて流れ込むことを想定する保守的な評価とした。

なお、入口逃がし弁からの流出については、格納容器内に留まること、出口逃がし弁からの流出については、1 次冷却材貯蔵タンクに貯留されることから、原子炉補助建屋内の溢水評価の他、ツインパワー弁の操作環境、健全側余熱除去ポンプの機能に影響しないため考慮していない。

2. 各区画における漏えい量

各区画における漏えい量については、余熱除去系統のA系統で ISLOCA が発生する場合と B 系統で発生する場合は同じであり、各区画における漏えい量の積分値は、図 1 のとおり、漏えいを想定する余熱除去冷却器と弁が設置された余熱除去冷却器室での漏えい量が最大となった。

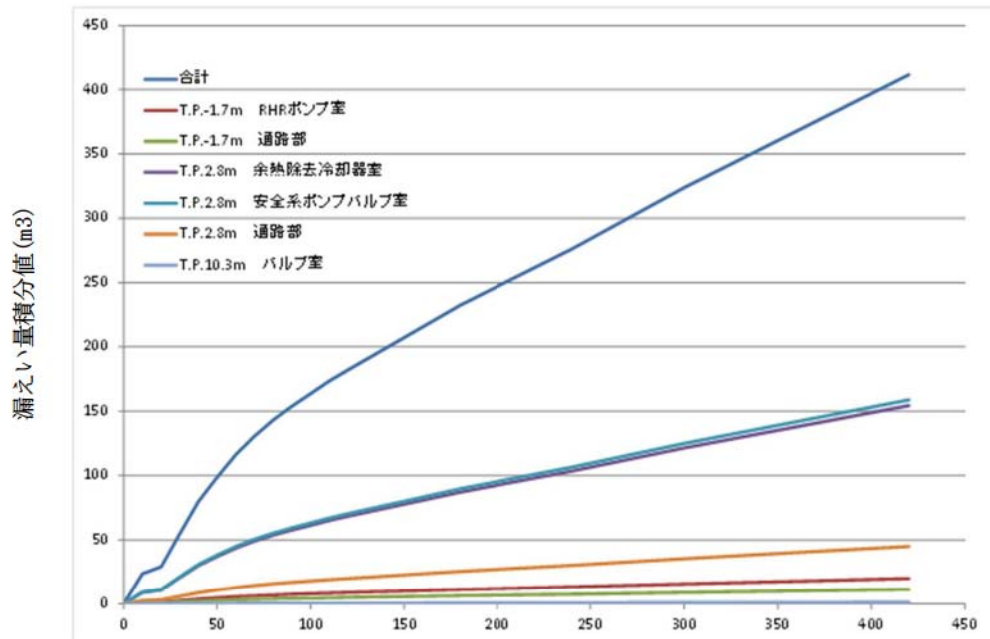


図 1 各区画における漏えい量積分値 (途中での隔離を無視した場合)

3. 溢水評価結果

漏えいが想定される設備の配置と溢水状況について、図 2 に示す。

最下層以外の各区画における漏えい水は、目皿による排水効果を考慮せずに漏えい発生区画で溢水したのちに、水勾配や堰を超えて伝播し、機器ハッチまたは階段室等の床開口部を通じて下階へと流下していく。溢水の伝播の過程において、事象終息に必要な設備の設置されている区画の溢水量を保守的に設定しても、事象終息に必要な設備が没水する事は無い。

この漏えいが発生する各区画を含む各階の溢水評価を図 3～図 7 に示す。

また、補助建屋内等で発生した漏えい水は、全て補助建屋最下層に集液され、その後に床ドレン配管により補助建屋サンプタンクに集まるが、その容量は約 10m³ であるため床ドレン配管を逆流し、原子炉補助建屋 T. P. -1.7m の全区画に溢水する。原子炉補助建屋 T. P. -1.7m の水位は徐々に上昇するが、ツインパワー弁を閉止することにより漏えい量は無視できる量に低減する。

(1) 健全側余熱除去ポンプへの影響

図 7 に示すとおり、余熱除去ポンプは原子炉補助建屋の最下階である T. P. -1.7m に設置されており、ISLOCA 発生後、他区画から漏えい水が床ドレン配管を逆流し溢水してくるが、ツインパワー弁を閉止することにより漏えい量は無視できる量に低減する。それにより図 7 に示すとおり、事象発生から 1 時間後にツインパワー弁の閉止操作が完了した場合、溢水量 (約 98.3m³、床面か

らの高さ：0.14m^{*1})は、余熱除去ポンプ及び関連計装品の機能喪失高さ(約624.5m³、床面からの高さ：0.83m)を下回り、健全側余熱除去ポンプの機能は維持される。

*1. 溢水量をポンプの土台面積等を除いた床面積で割った値

(2) 高圧注入ポンプへの影響

図7に示すとおり、高圧注入ポンプは原子炉補助建屋の最下階であるT.P. -1.7mに設置されており、ISLOCA発生後、他区画から漏えい水が床ドレン配管を逆流し溢水してくる。図7に示すとおり、事象発生から1時間後の溢水量(約98.3m³、床面からの高さ：0.14m^{*1})は、高圧注入ポンプ及び関連計装品の機能喪失高さ(約413.8m³、床面からの高さ：0.55m)を下回り、高圧注入ポンプの機能は維持される。

*1. 溢水量をポンプの土台面積等を除いた床面積で割った値

(3) 充てんポンプへの影響

図2及び図4に示すとおり、充てんポンプは原子炉補助建屋のT.P. 10.3mに設置されており、ISLOCA発生後、他区画からの漏えい水に影響を受けない区画(充てんポンプ室上層の中間床の溢水高さは、事故発生1時間で0.02mであり堰に留まる)に設置されていることから、溢水による影響はない。

(4) 補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁への影響

補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は区画として分離されている非管理区域に設置されており、関連計装品も含めて漏えいの影響はなく、これらの機能は維持される。

(5) 加圧器逃し弁への影響

加圧器逃し弁は原子炉格納容器内に設置されているが、関連計装品も含めて漏えい個所である加圧器逃がしタンクより高所に設置していることから、影響はない。

(6) ツインパワー弁及びツインパワー装置への影響

図4に示すとおり、ISLOCAにより漏えいが発生する機器は、ツインパワー装置操作フロアには存在せず、またツインパワー装置操作場所へアクセスするために通行する階段室及び通路部にも溢水はないことから、ツインパワー弁の操作性に影響はない。また、図6に示すとおり、事故発生から1時間後にツインパワー弁の閉止操作が完了した場合、溢水高さは0.10m(床面からの高さ)であり、ツインパワー弁の駆動部の機能喪失高さ(床面からの高さ：1.69m(B系))を下回ることから、ツインパワー装置の機能は維持される。

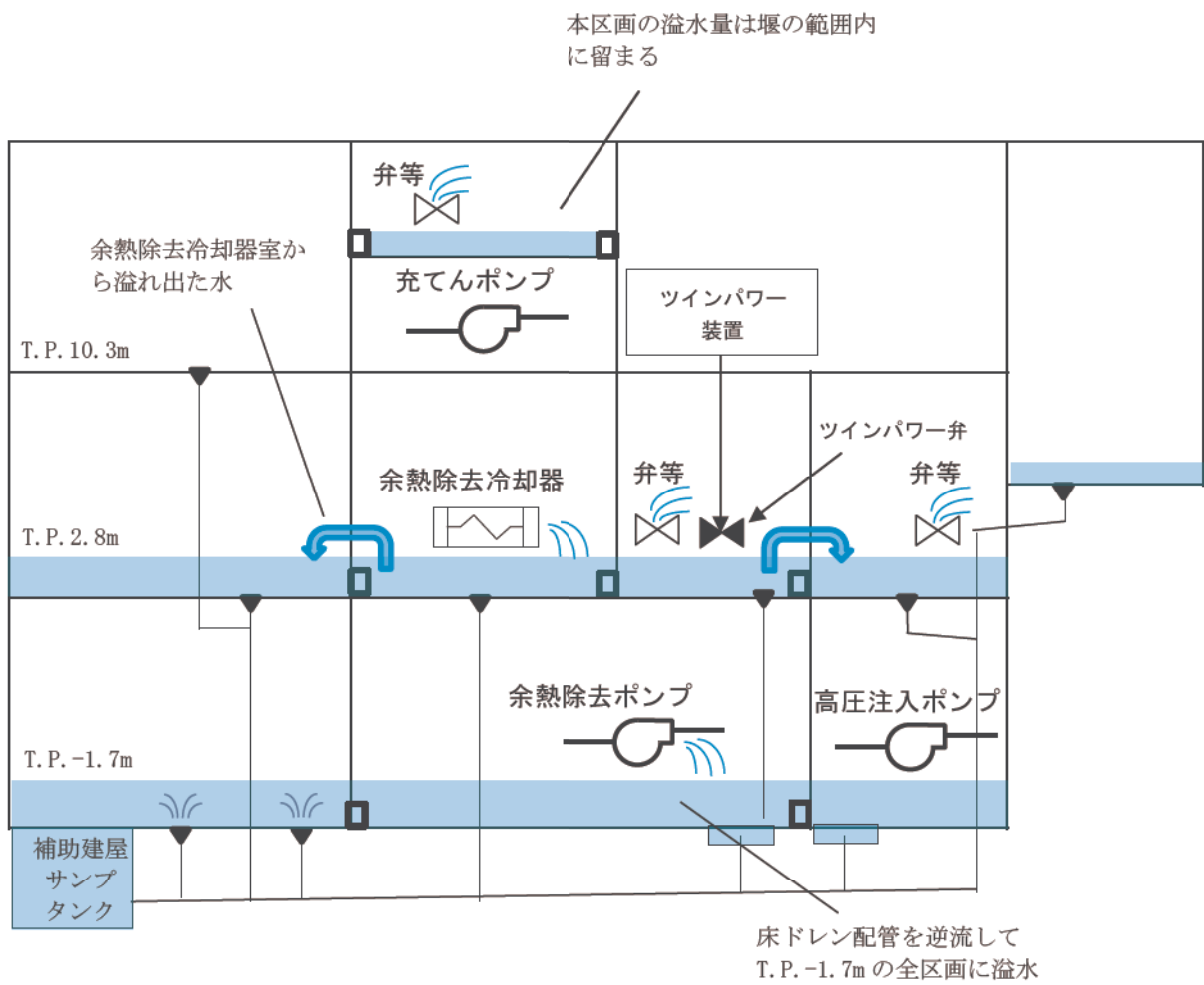


図2 溢水状況概要

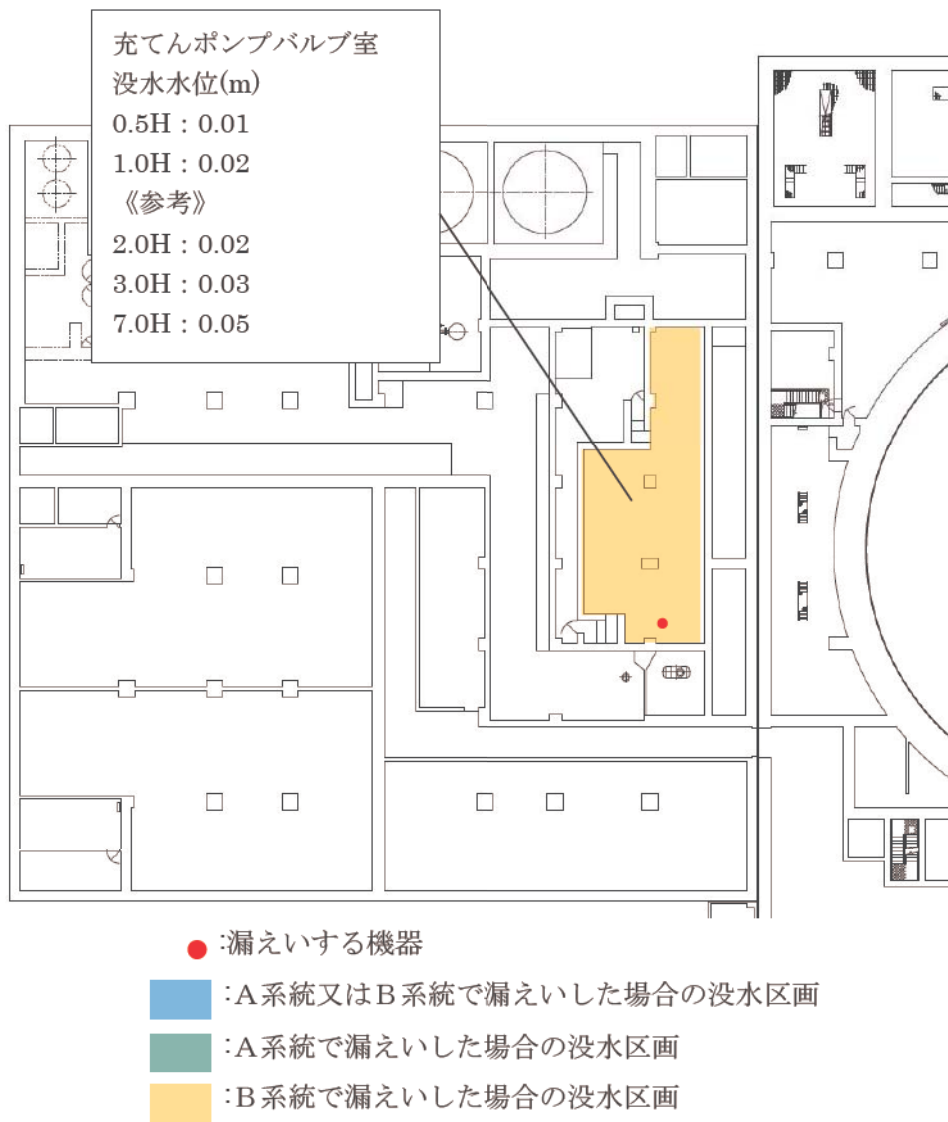


図3 溢水評価 (T. P. 10. 3m 中間床)
 (ISLOCA が余熱除去系統のB系統で発生)

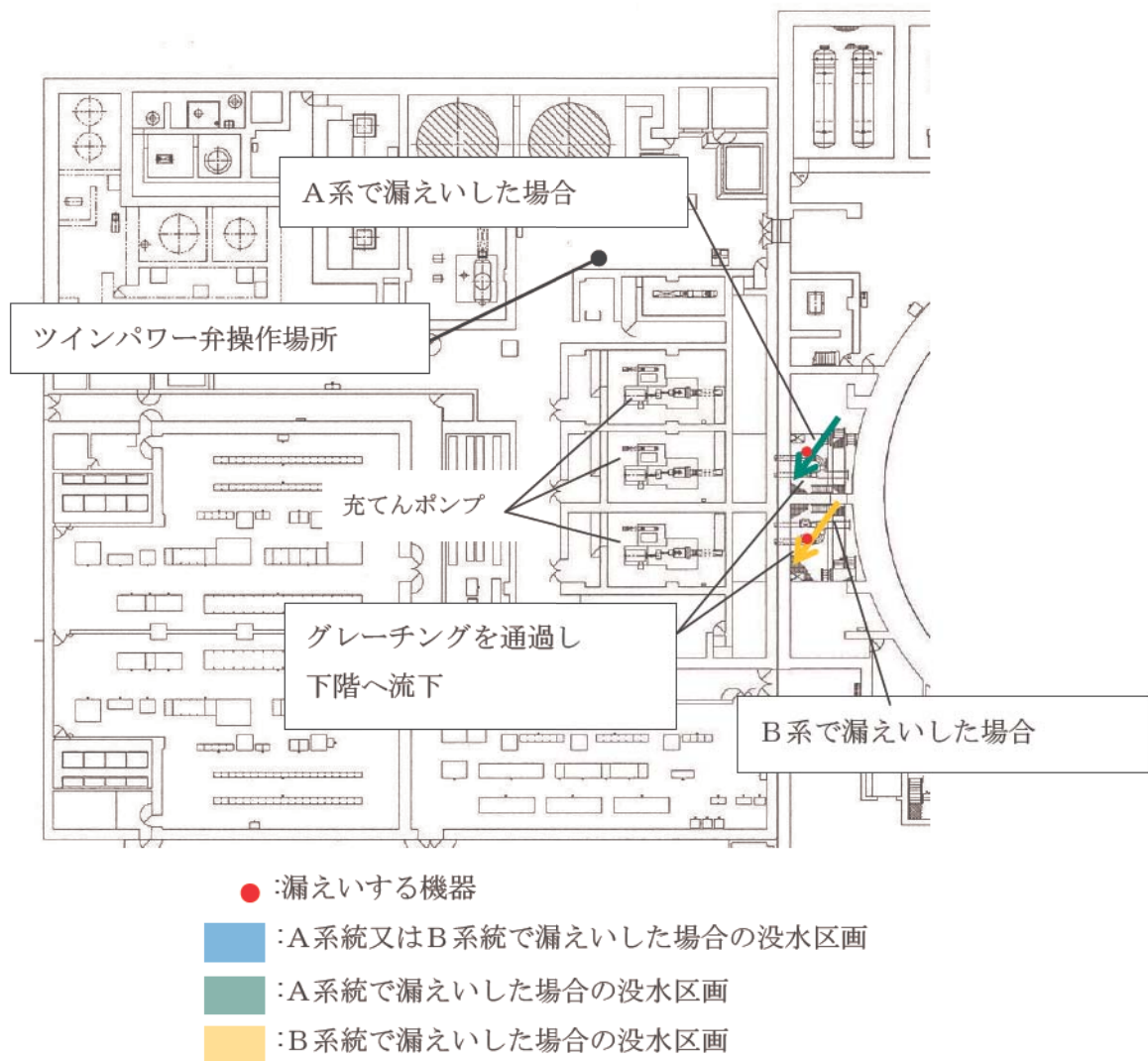


図4 溢水評価 (T.P. 10.3m) (ISLOCAが余熱除去系統のA又はB系統で発生)

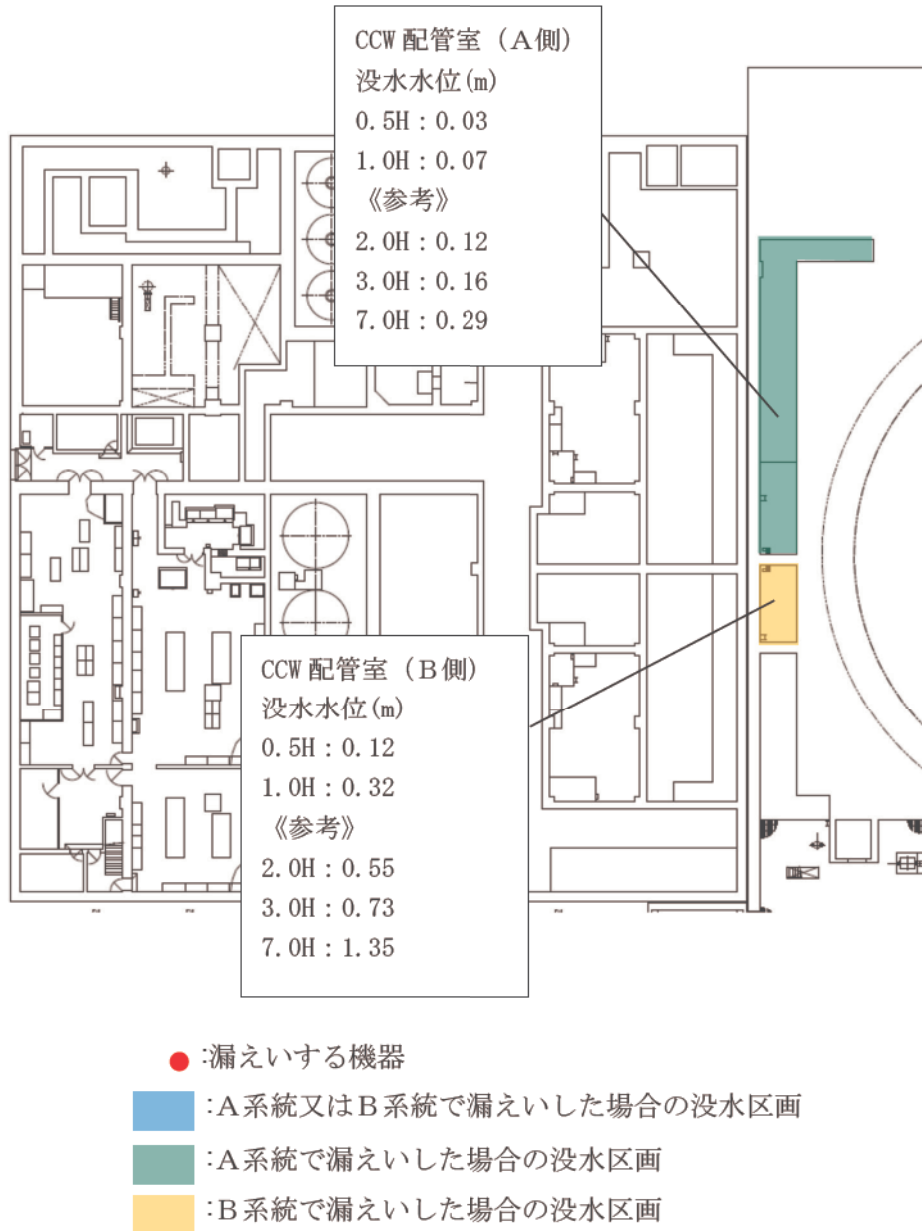


図5 溢水評価 (T.P. 2.3m 中間床)
 (ISLOCA が余熱除去系統の A 又は B 系統で発生)

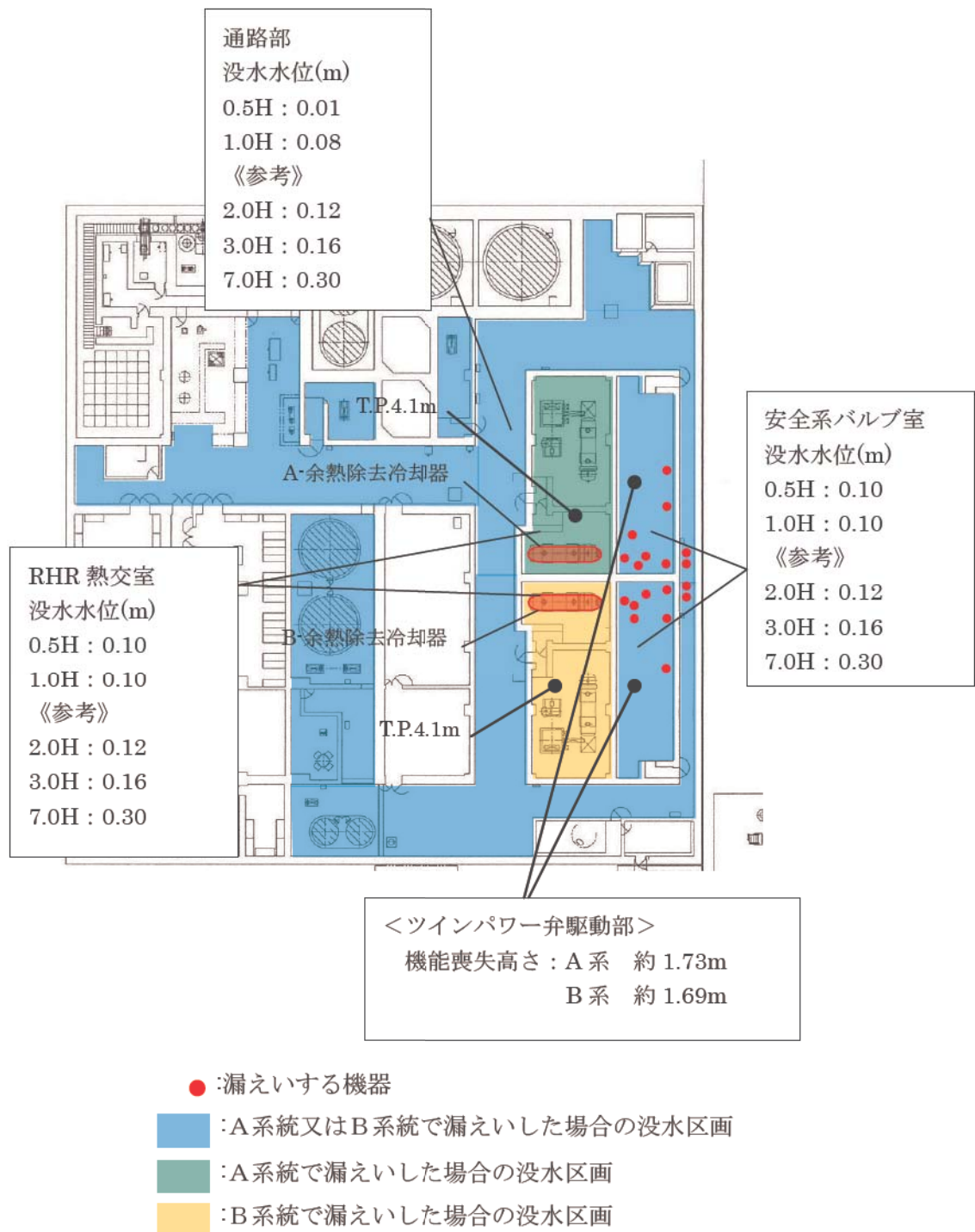


図6 溢水評価 (T.P. 2.8m) (ISLOCA が余熱除去系統のA系統で発生)

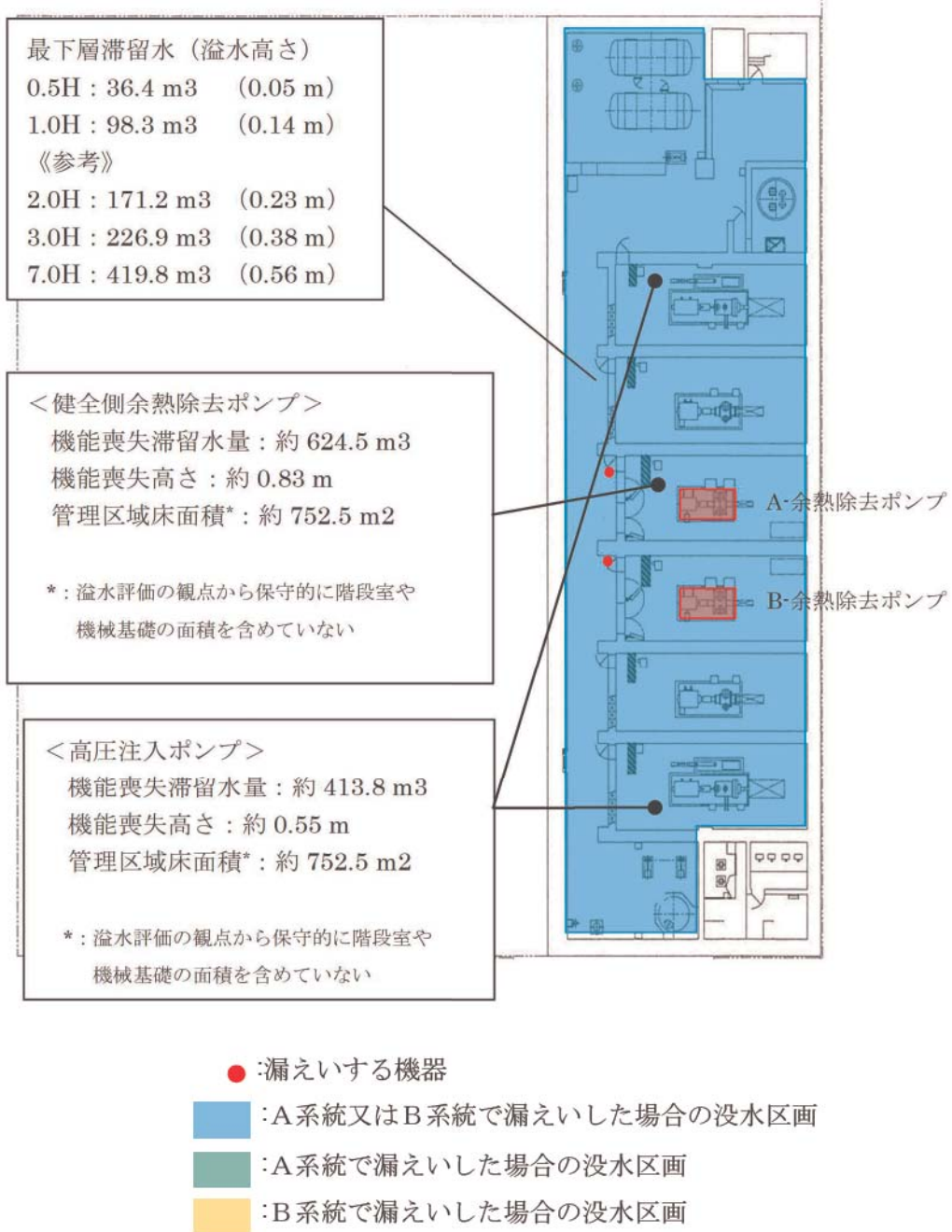


図7 溢水評価（T.P. -1.7m）（ISLOCAが余熱除去系統のA又はB系統で発生）

ISLOCA 時の雰囲気温度評価

ISLOCA 発生時には、事象収束及び長期冷却継続のため、高圧注入ポンプ、主蒸気逃がし弁、補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、充てんポンプ、健全側余熱除去ポンプ、健全側余熱除去冷却器、ツインパワー弁及びツインパワー装置の機能に期待しているが、ISLOCA 発生時の雰囲気温度評価を行い、必要な対応操作の成立性及び関連計装品も含めた各機器の機能維持に関し以下のとおり確認した。

1. 評価条件

安全補機室内における雰囲気温度については、別紙－１で述べた各区画の漏えい量データを用いて、解析コード GOTHIC（参考資料（１））*により解析評価を実施した。

解析は、ISLOCA 時に漏えいが発生すると想定される区画の温度を高め評価するために、漏えい水及び蒸気が発生したその階に滞留するものとして安全補機室を階毎に分けたケースと、漏えい蒸気の安全補機室内での混合、及び凝縮水の下部サンプからの逆流による区画への影響を評価するために、安全補機室全体を１区画として漏えいが生じる区画とその他の区画の雰囲気が瞬時に混合すると仮定したケース（１ノード評価）を実施した。１ノード評価の結果は、安全補機室内において直接漏えいの無い区画及び１ノード評価の温度の方が高い区画での機器の影響評価に適用するものとする。

* GOTHIC (Generation of Thermal-Hydraulic Information for Containments) コードは、原子力発電プラントの格納システムの事故解析を主目的に、米国 NAI (Numerical Application Inc.) により開発された汎用熱流解析コードである。

【評価条件】（図 1 参照）

- ・ 安全補機室内の機器は A 系統と B 系統で独立するように配置されているとともに、区画構造も A 系統と B 系統でほぼ同じである。本評価では、漏えいが A 系統で発生するものと仮定する。
- ・ ツインパワー弁の閉止が完了する事象発生から 1 時間後まで、漏えいは継続するものとする。
- ・ コンクリート壁をヒートシンクとして考慮する。
- ・ １ノード評価では、安全補機室全体を 1 区画として、漏えいが生じる区画とその他の区画の雰囲気が瞬時に混合すると仮定する。

2. 雰囲気温度評価結果

(1) 健全側余熱除去ポンプへの影響

健全側余熱除去ポンプについて、図 4 に示すとおり、漏えい蒸気の安全補機室内での混合及び凝縮水の下部サンプからの逆流により、健全側余熱除去ポンプが設置された原子炉補助建屋 T.P. -1.7m の区画の雰囲気温度は約 112℃まで上昇するが、事象発生から 1 時間後のツインパワー弁閉止により低下し、余熱除去ポンプの機能は維持される。

また、余熱除去ポンプ電動機及び関連計装品が、雰囲気温度に対し機能維持されることを確認している。

なお、ポンプ本体には、低温の原子炉補機冷却水が供給されており、ポンプ運転中、メカニカ

ルシール及び軸受部の冷却がなされることから問題とはならない。

(2) 高圧注入ポンプへの影響

高圧注入ポンプについて、図4に示すとおり、漏えい蒸気の安全補機室内での混合及び凝縮水の下部サンプからの逆流により、高圧注入ポンプが設置された原子炉補助建屋 T.P. -1.7m の区画の雰囲気温度 ISLOCA 発生初期には、高温の水及び蒸気の漏えいに伴い建屋全体の雰囲気温度は約 112℃まで上昇するが、事象発生から 1 時間後のツインパワー弁閉止により低下し、高圧注入ポンプの機能は維持される。

また、高圧注入ポンプ電動機及び関連計装品が、雰囲気温度に対し機能維持されることを確認している。

なお、ポンプ本体には、低温の原子炉補機冷却水が供給されており、ポンプ運転中、メカニカルシール及び軸受部の冷却がなされることから問題とはならない。

(3) 充てんポンプへの影響

充てんポンプについて、充てんポンプが設置された原子炉補助建屋 T.P. 10.3m の区画は、中間床の充てんポンプバルブ室からの漏えいにより雰囲気温度は上昇するが、1 ノード評価に包含され、事象発生から 1 時間後のツインパワー弁閉止により低下し、充てんポンプの機能は維持される。

また、充てんポンプ電動機及び関連計装品が、雰囲気温度に対し機能維持されることを確認している。

なお、ポンプ本体には、低温の原子炉補機冷却水が供給されており、ポンプ運転中、メカニカルシール及び軸受部の冷却がなされることから問題とはならない。

(4) 補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁への影響

補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁は非管理区域に設置されているため、漏えいによる影響が無いことから、雰囲気温度が上昇することはなく補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁の機能は維持される。

(5) 加圧器逃がし弁への影響

加圧器逃がし弁は、原子炉格納容器内に設置されているが、漏えい箇所である加圧器逃がしタンクから隔離されていることに加え、関連計装品も含め、LOCA 発生時における動作を考慮した耐環境仕様品を使用していることから、弁の機能は維持される。

(6) ツインパワー弁及びツインパワー装置への影響

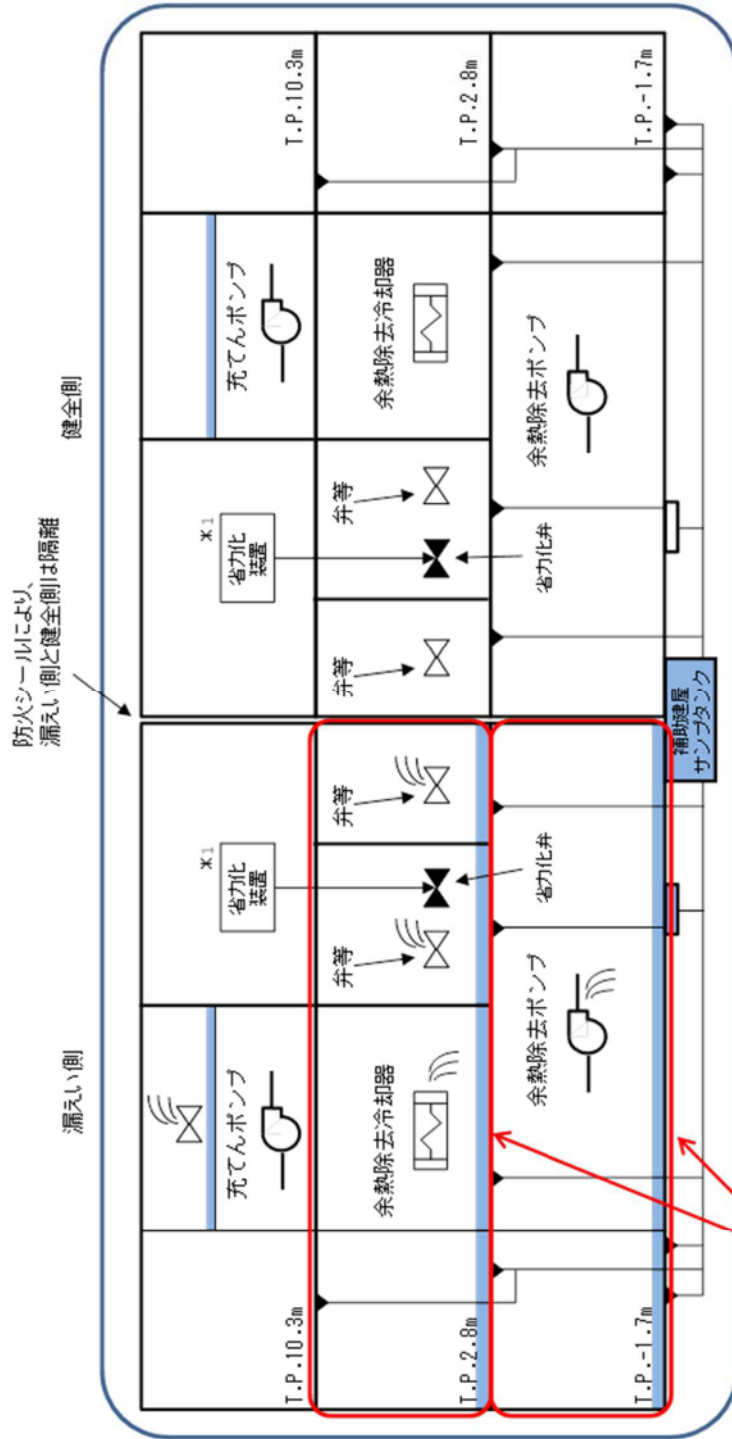
ISLOCA 発生初期には、高温の水及び蒸気の漏えいに伴い、図3に示すとおりツインパワー弁が設置された原子炉補助建屋 T.P. 2.8m の区画の雰囲気温度は約 163℃まで上昇するが、コンクリート壁のヒートシンクの効果及び事象発生から 1 時間後のツインパワー弁閉止完了以降は低下傾向となる。なお、ツインパワー弁駆動部は蒸気試験により閉止操作時において機能維持されることを確認している。(別添-1 参照)

また、ツインパワー弁の弁体部分の構造は手動弁と同様であり、弁閉止後の健全性(閉止状態の維持)に問題はない。

ツインパワー弁の遠隔操作場所は原子炉補助建屋 T. P. 10. 3m であり、アクセスルートも含めて
溢水による建屋内雰囲気温度上昇の影響を受けないため、その操作は可能である。

3. 参考資料

- (1) GOthic Code, Version 7. 2a-p5 Windows 2000/XP (with associated GOthic Documentation), EPRI
Palo Alto, CA, EPRI Product 1013072, 9-Feb-2006.



漏えい蒸気が安全補機室内で混合、及び凝縮水の下部
サンプルからの逆流により悪化する区画の温度評価

- 全体を1ノードでモデル化
(漏えいが生じる区画と、それ以外の区画の雰囲気が一瞬時に混合すると仮定)

漏えいが生じる区画の温度評価

- 漏えいが生じるフロアごとにモデル化
- S信号発信後の安全補機室冷却系の運転は考慮しない

※1 安全補機室外区画

図1 雰囲気温度評価の概要



図2 (1/2) 解析モデル

内は機密に属する事項ですので公開できません

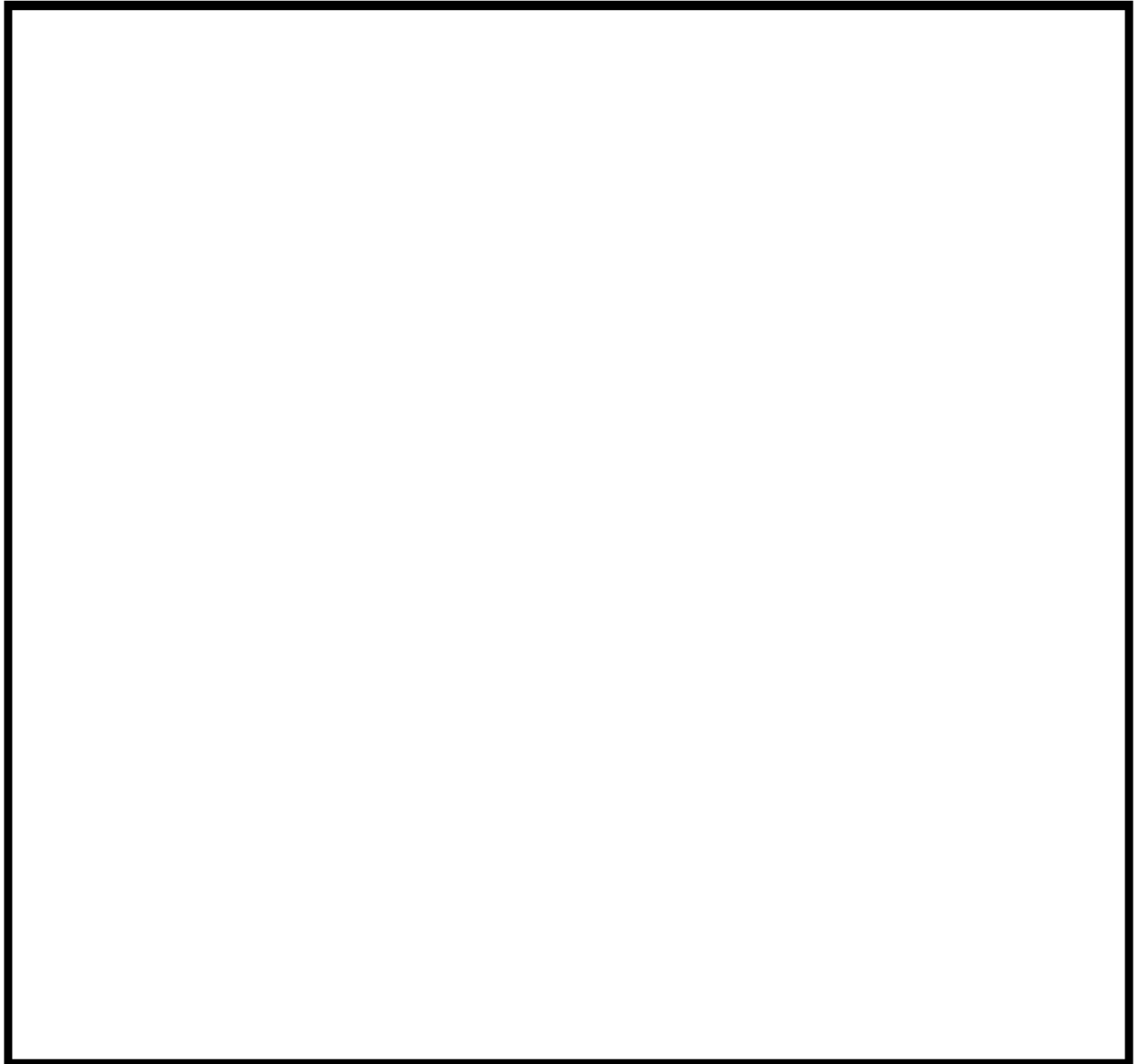


図 2 (2/2) 解析モデル

内は機密に属する事項ですので公開できません

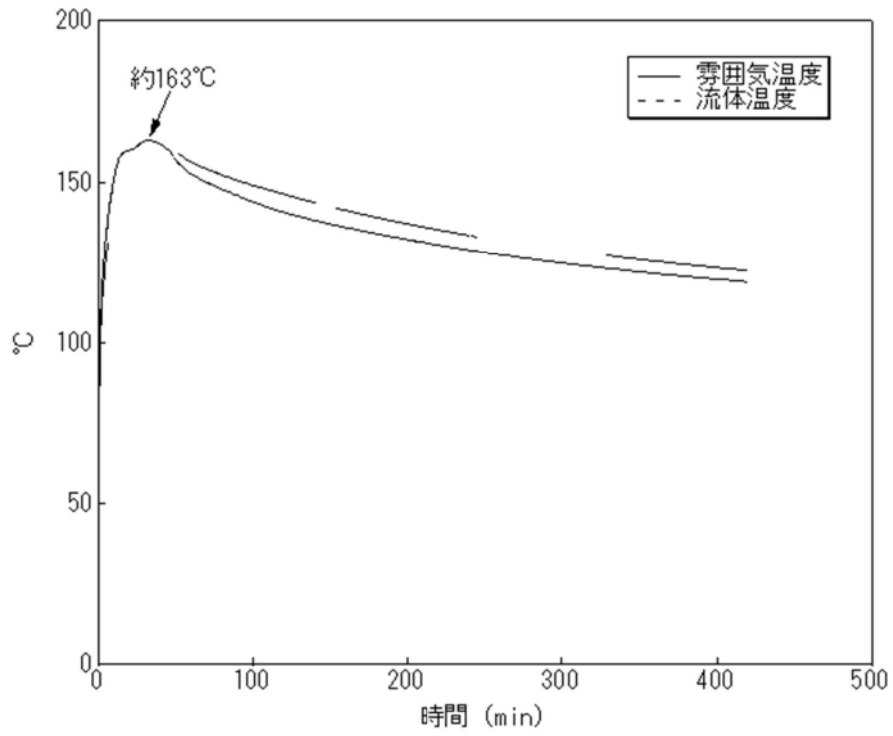


図3 温度評価結果(ツインパワー弁設置区画 (T.P. 2.8m))

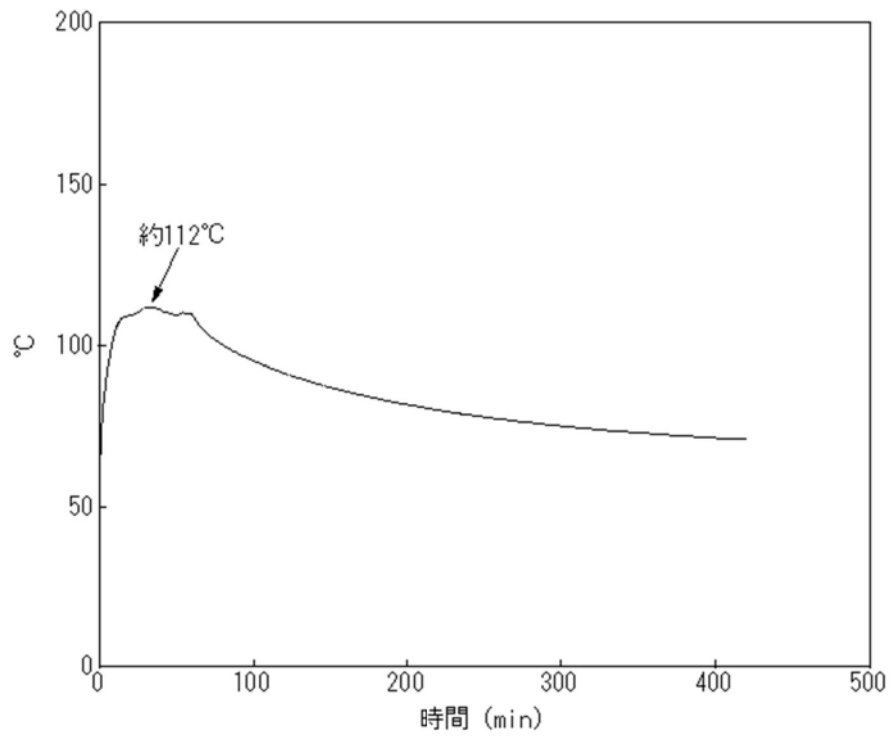


図4 温度評価結果 (1ノード評価)

ISLOCA時におけるツインパワー弁の健全性について

ツインパワー弁が確実に作動することについては、以下のとおり設計段階でツインパワー弁の操作に必要なトルクを確保できるように設計しており、現地据付完了後において通常状態で弁が円滑に開閉操作できることを確認する。また、ISLOCAに伴う高温蒸気雰囲気下においてツインパワー弁が開閉できることを試験により確認している。

1. 設計段階及び現地据付完了後の確認

ツインパワー弁の作動原理は圧縮空気が低ひん度単動形4ポート空気式切換弁を介してエアモータに供給され、エアモータのピストン運動によりツインパワーアクチュエータへトルクが伝達されることで、ツインパワー弁を開閉する。ツインパワー弁の閉止操作に必要なトルク（29N・m）以上になるように圧縮空気の設計をしており、現地据付完了後、弁が円滑に開閉操作できることを確認する。

2. ISLOCA発生時の温度環境下における駆動部構成品の健全性

ツインパワー弁の構成品は図1から図6に示すとおり、金属材料と高分子材料（Oリング、オイルシール、樹脂類）で作られている。ツインパワー弁駆動部の構成品は、ISLOCAに伴う高温の蒸気漏えいにより、保守的な評価の場合、最高で163℃の温度環境に曝される。

金属材料については、ISLOCA発生時の温度環境において著しい変形や化学反応による非可逆的な変化はないと考えられる。また、ツインパワー弁の閉止操作は事象発生から1時間後までに完了としており、ツインパワー弁の構造及びツインパワー弁の閉止後は図7に示すとおり雰囲気温度は低下傾向にあることから、ツインパワー弁閉止後の弁の健全性（閉止状態の維持）に問題はない。

ツインパワー弁駆動部の構成品には高分子材料を使用していることから、次項のとおり事象発生後1時間の時点におけるツインパワー弁の作動性について試験的に確認を実施している。



図1 ツインパワーアクチュエータ構造図



図2 エアモータ構造図

内は機密に属する事項ですので公開できません



図3 オペレーティングシリンダー構造図

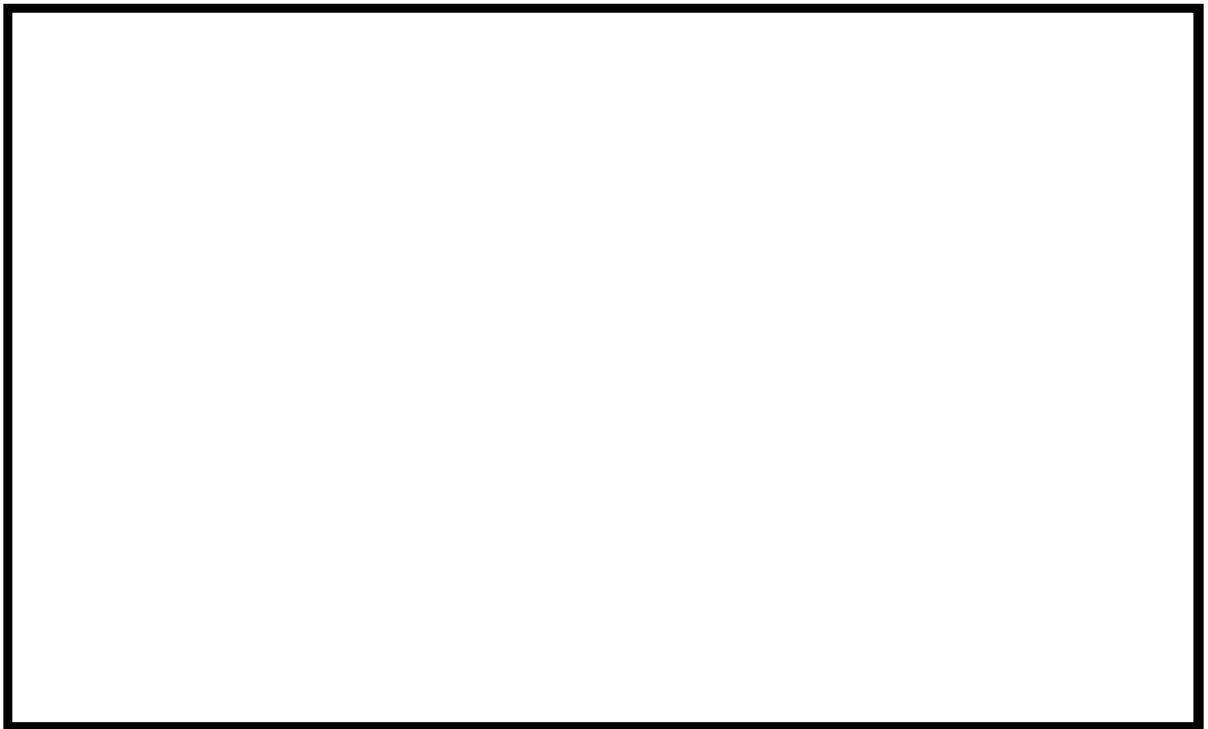


図4 空気式リミットスイッチ構造図

内は機密に属する事項ですので公開できません



図5 コントロールバルブ構造図



図6 低ひん度単動形4ポート空気式切換弁構造図

内は機密に属する事項ですので公開できません

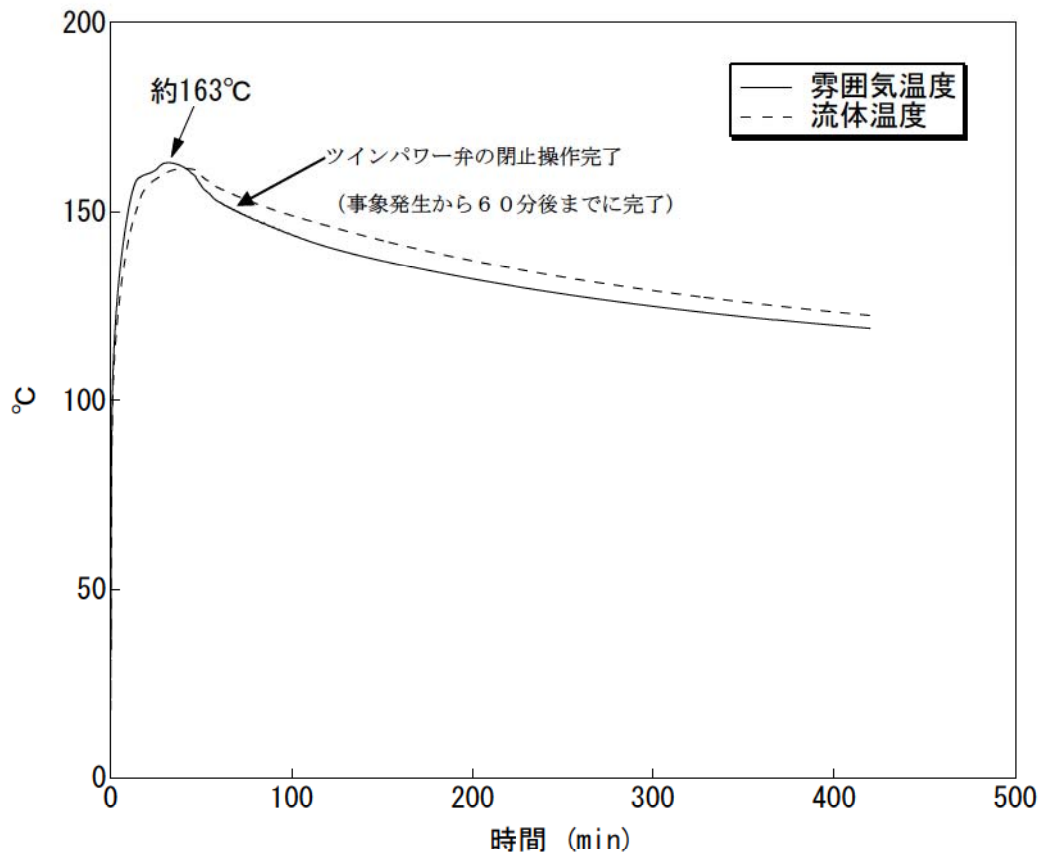


図7 ISLOCA時のツインパワー弁の環境条件

3. 試験による確認

ISLOCA発生時においても、事象発生後1時間におけるツインパワー弁の作動性は確保できると考えられるが、念のため、次に示すとおり、蒸気試験及び高温作動試験を組み合わせ、ISLOCAに伴う高温の蒸気雰囲気を模擬し、ツインパワー弁がISLOCA発生時に確実に作動することを確認した。

3.1 蒸気暴露試験

<試験内容>

ツインパワー弁の駆動部を試験装置内に設置し、最高165℃以上の蒸気雰囲気中で合計8時間^{*1}保持した後、試験装置から取り出し常温まで冷えた状態で、規定の負荷に対して円滑に動作することを確認する。また、外観観察を行い、作動性に影響を及ぼすような過大な変形、割れ等がないことを確認する。

※1：ISLOCAの有効性評価で想定した事象発生からツインパワー弁閉止完了までの時間である1時間を越えるものとして設定している。

3.2 高温試験

<試験内容>

ツインパワー弁の駆動部について3.1の蒸気試験に供した後、手入をせずに高温試験を実施する。ツインパワー弁の構成品を加熱容器内に収納し、最高165℃以上の高温雰囲気中で合計8時間^{*2}保持する。保持開始1時間後^{*3}から、1時間ごとに高温状態でツインパワー弁が規定の負荷に対して円滑に動作することを確認する。また、高温雰囲気中で8時間保持後、外観観察を行い、作動性に影響を及ぼすような過大な変形、割れ等がないことを確認する。

※2：ISLOCAの有効性評価で想定した事象発生からツインパワー弁閉止完了までの時間である1時間を越えるものとして設定している。

※3：2次系強制冷却、減圧操作により、1次冷却材システムの圧力が十分低下し、ツインパワー弁の閉止操作が可能な時間。

○試験装置

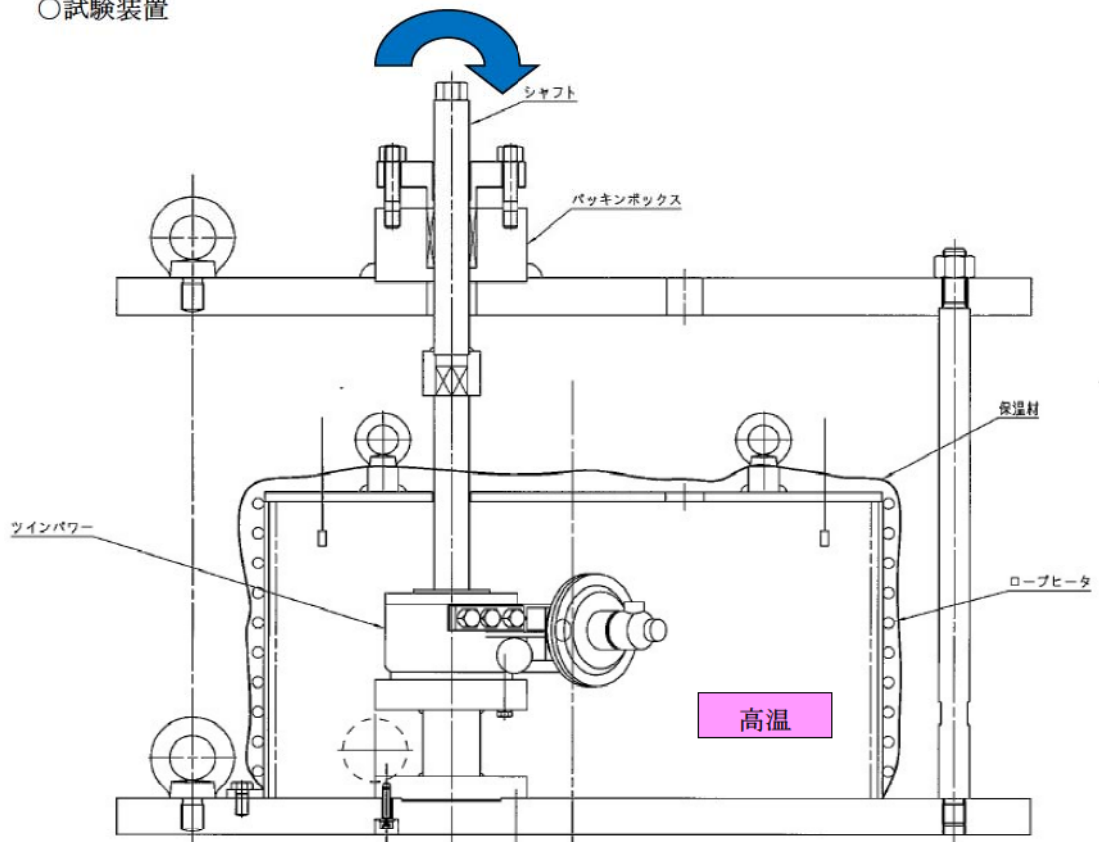


図8 試験装置概要

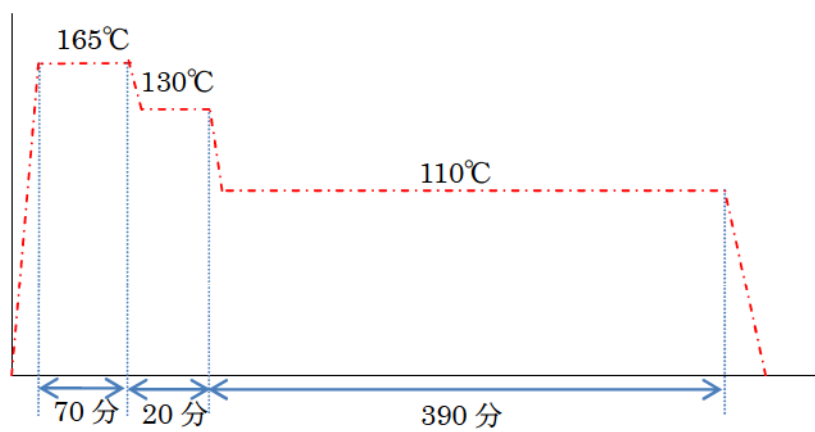


図9 試験時温度条件

3.3 試験結果

ISLOCA 発生時の環境条件を模擬し、蒸気暴露試験及び高温試験を行った結果、ISLOCA 時においても事象発生後 1 時間におけるツインパワー弁の動作は可能であることを確認した。

各試験結果について以下に示す。

【蒸気暴露試験】

8 時間蒸気雰囲気保持後に作動確認したところ、規定の負荷に対して円滑に動作した。また、外観観察においても作動に影響を及ぼすような過大な変形、割れ等はなかった。試験前後におけるツインパワー弁駆動部の外観及び内部の状況を図 10 に示す。

【高温試験】

温度保持開始 1 時間後から 1 時間ごとに高温状態で作動確認したところ、規定の負荷に対して円滑に動作した。また、外観観察においても作動に影響を及ぼすような過大な変形、割れ等はなかった。試験前後におけるツインパワー弁駆動部の外観及び内部の状況を図 10 に示す。

試験前



蒸気暴露試験後



高温試験後



図10 ツインパワー弁駆動部外観及び内部観察

ISLOCA 時の放射線量評価

ISLOCA 発生時には、事象収束及び長期冷却継続のため、高圧注入ポンプ、主蒸気逃がし弁、補助給水ポンプ、加圧器逃がし弁、充てんポンプ、健全側余熱除去ポンプ、健全側余熱除去冷却器、ツインパワー弁及びツインパワー装置の機能に期待しているが、ISLOCA 発生時の放射線量評価を行い、必要な対応操作の成立性及び関連計装品も含めた各機器の機能維持に関し以下のとおり確認した。

1. 対応操作の成立性

(1) 評価条件

余熱除去システムからの漏えいを停止するために、ツインパワー弁を閉止し、漏えい箇所を隔離する必要がある。ツインパワー弁の閉止操作を行う場所は、図1に示すとおり、原子炉補助建屋 T.P. 10.3m の通路部であり、当該区画には漏えいする機器等は存在しないが、上下階に漏えいする機器等が複数存在し、目皿の排水に期待しない場合上下階区画に漏えい水が滞留することになる。そこで、漏えいした1次冷却材に起因する線量を評価し、作業の成立性を確認する。

漏えい箇所の隔離は1時間以内に行うことから、評価としては、保守的に1時間漏えいが継続すると想定した。

なお、漏えいする系統に関しては、温度評価及び溢水評価と同様にAシステムからの漏えいを想定して放射能濃度を求める。

(2) 評価手法

ツインパワー弁操作区画（原子炉補助建屋 T.P. 10.3m の通路部）は、漏えいする機器等はない。一方、最下層区画（T.P. -1.7m）にも滞留水が存在するが、ツインパワー弁操作区画との間には T.P. 2.8m 及び T.P. 10.3m の合計 1.6m のコンクリートの床があるため、ガンマ線は十分減衰することから、その寄与は考慮しない。

ツインパワー弁操作時の線量評価について、以下の被ばく経路を想定して評価する。被ばく経路のイメージは、図2に示すとおりであり、評価の詳細については添付－1に示す。なお、安全補機室空気浄化系は事故発生1時間後に起動することを想定しており、本評価では排気による減衰は考慮しない。

<経路①：下階区画（安全補機室内）における気相部及び液相部の放射性物質からの寄与>

ツインパワー弁操作区画への影響として、安全補機室内である T.P. 2.8m の安全系ポンプバルブ室における漏えい水から気相部へ移行した放射性物質及び滞留水に含まれる放射性物質からの線量率を評価する。気相部の放射性物質は、1時間までの当該区画での漏えい水から核種毎の気相部への放出割合に応じて気相部に移行したものが、安全補機室区画内に均一の濃度で分布しているものとする。

また、評価上目皿の排水に期待しないため、弁操作区画下階に滞留することから、この滞留水中の放射性物質からの寄与も考慮する。

評価にあたっては、当区画はツインパワー弁操作区画に対して斜め下区画に位置するが、壁及び天井が共に 0.6m であることから、コンクリートによる遮へい効果を 0.6m として実施する。

<経路②：下階区画（安全補機室外）における気相部及び液相部の放射性物質からの寄与>

ツインパワー弁操作区画への影響として、安全補機室外である T.P. 2. 8m の通路部における漏えい水から気相部へ移行した放射性物質及び滞留水に含まれる放射性物質からの線量率を評価する。気相部の放射性物質は、1 時間までの当該区画での漏えい水から核種毎の気相部への放出割合に応じて気相部に移行したものが、当区画内に均一の濃度で分布しているものとする。また、評価上目皿による排水に期待しないため、当該区画に滞留することから、この滞留水中の放射性物質からの寄与も考慮する。

評価にあたっては、区画間のコンクリート床（厚さ：0.6m）の遮へい効果を見込む。

<経路③：上階区画における気相部及び液相部の放射性物質からの寄与>

ツインパワー弁操作区画上階の充てんポンプバルブエリアは安全補機室外であるが、漏えいする機器が存在するため、漏えい水から気相部へ移行した放射性物質からの線量率を評価する。気相部の放射性物質は、1 時間時点までの当該区画での漏えい水から核種毎の気相部への放出割合に応じて気相部に移行したものが、当区画内に均一の濃度で分布しているものとする。

また、評価上目皿による排水に期待しないため、当該区画に滞留することから、この滞留水中の放射性物質からの寄与も考慮する。なお、評価にあたっては、上階区画との間の天井コンクリート（充てんポンプバルブエリアに対してコンクリート厚さ：0.6 m）の遮へい効果を見込む。

(3) 評価結果

ツインパワー弁操作区画における事故発生から 1 時間後の線量率を表 1 に示す。

ツインパワー弁操作場所での線量率は約 18.1mSv/h であるが、実際の操作に要する時間は余裕を含め 15 分程度であるため、運転員の受ける線量は約 4.5mSv となる。

したがって、ツインパワー弁の閉止操作は十分可能である。

表 1 泊 3 号炉 ツインパワー弁操作場所での線量率計算結果

項目	線量率 (mSv/h)
経路①（下階区画：安全補機室内）	11.1
経路②（下階区画：安全補機室外）	4.6
経路③（上階区画）	2.4
合計	約 18.1

2. 機器の機能維持

(1) 評価対象

IS-LOCA の緩和操作に必要な機器として、以下の機器を評価対象としている。

- ・ 余熱除去ポンプモータ
- ・ 余熱除去ポンプ流量計
- ・ 高圧注入ポンプモータ
- ・ 高圧注入ポンプ流量計

なお、IS-LOCA 時において、充てんポンプ室及び充てんポンプ流量計の存在する区画に漏えいする機器及び滞留水は存在しないため、当該区画には線源がなく、充てんポンプ及び充てんポンプ流量計の耐放射線性は問題にならない。

(2) 評価手法

IS-LOCA 時線量評価においては、漏えい機器等から漏えいした 1 次冷却材から気相に出た希ガス及びよう素及び区画内の滞留水に含まれる腐食生成物及び核分裂生成物を線源として考慮し、これらが区画体積を保存する球の中に一様に存在するとして、その球の中心の線量率を計算する。

評価期間としては、事故収束後十分長い期間として、30 日間とする。

(3) 評価結果

計算の結果、各機器のある区画内の線量率は下表の通りとなった。

表 2 各機器のある区画内の線量率

T. P. (m)	区画	評価対象機器	線量率 [mSv/h]		
			1 時間後	1 日後	7 日後
-1.7	余熱除去ポンプ室	余熱除去ポンプモータ	1.88E+02	2.48E+01	6.34E+00
	高圧注入ポンプ室	高圧注入ポンプモータ	1.79E+02	2.36E+01	6.09E+00
2.8	通路部	余熱除去ポンプ流量計 高圧注入ポンプ流量計	3.27E+02	4.29E+01	1.29E+01

表 2 より、余熱除去ポンプモータ及び高圧注入ポンプモータの被ばく線量として 1 時間後の線量率が事故後 0~1 日、1 日後の線量率が事故後 1~7 日、7 日後の線量率が事故後 7~30 日の間継続すると仮定すると、積算線量は以下のとおりとなる。

余熱除去ポンプモータ：

$$(188 \times 24) + (24.8 \times 24 \times 6) + (6.34 \times 24 \times 23) = 1.16E+04 \text{mSv} = 11.6 \text{ Sv}$$

高圧注入ポンプモータ：

$$(179 \times 24) + (23.6 \times 24 \times 6) + (6.09 \times 24 \times 23) = 1.11E+04 \text{mSv} = 11.1 \text{ Sv}$$

ここで、1 Sv=1 Gy とすると、余熱除去ポンプモータの 30 日間の吸収線量は約 12 Gy、高圧注入ポンプモータの 30 日間の吸収線量は約 12 Gy であり、一般的なポンプモータの制限値である 2 MGy よりも小さい。

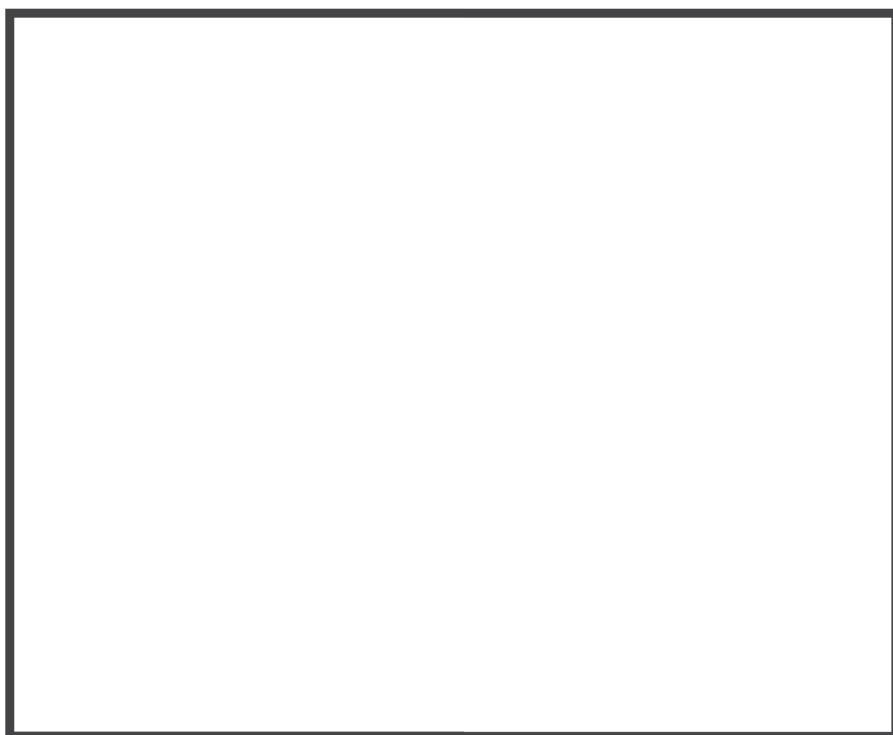
また、表 2 より、余熱除去ポンプ流量計、高圧注入ポンプ流量計の線量として 1 時間後の線量率が事故後 0～1 日、1 日後の線量率が事故後 1～7 日、7 日後の線量率が事故後 7～30 日の間継続すると仮定すると、積算線量は以下のとおりとなる。

$$(327 \times 24) + (42.9 \times 24 \times 6) + (12.9 \times 24 \times 23) = 2.11 \times 10^4 \text{ mSv} = 21.1 \text{ Sv}$$

ここで、1 Sv=1 Gy とすると、余熱除去ポンプ流量計、高圧注入ポンプ流量計の 30 日間の吸収線量は約 22 Gy であり、一般的な伝送器の制限値である 100 Gy よりも小さい。



(T. P. 10. 3m 中間床)



(T. P. 10. 3m)  : 滞留水

 : 安全補機室区画

図1(1/2) ツインパワー弁操作場所と漏えい場所(泊3号炉)

内は機密に属する事項ですので公開できません



(T. P. 2. 8m)



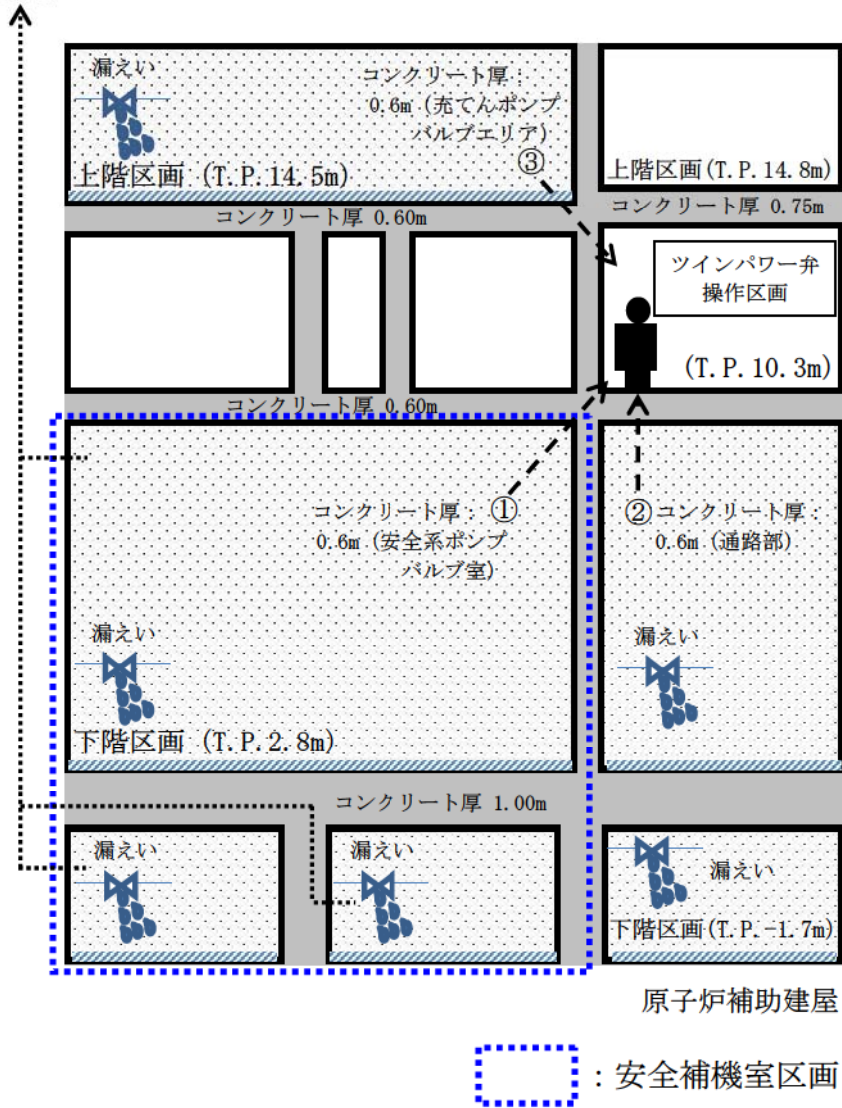
(T. P. -1. 7m)  : 滞留水

 : 安全補機室区画

図1(2/2) ツインパワー弁操作場所と漏えい場所(泊3号炉)

内は機密に属する事項ですので公開できません

安全補機室空気浄化系
による排気*1



*1 : 本評価では考慮しない

図2 ツインパワー弁操作場所 (泊3号炉) 断面イメージ図
(①、②及び③は被ばく経路を示す)

線量評価の詳細

1. 気相部又は液相部の放射性物質濃度の評価

(1) 評価条件

1次冷却材から漏えいする放射能濃度算出条件及び漏えい後の評価条件について添付表1に示す。放出過程は添付図1に示すとおりである。

各核種の1次冷却材中平衡濃度を添付表2～添付表4に示す。

添付表1 評価条件

評価条件	評価使用値	備考
炉心熱出力	2,705 MWt	定格出力の102%
運転時間	最高 40,000 時間	核分裂生成物が多くなるようサイクル末期を想定
燃料被覆管欠陥率	0.1%	添付－2に示すとおり
炉心内蓄積量に対する燃料ギャップ中の放射能割合	希ガス 1.0% よう素 0.5%	現行添付書類十に同じ
安全補機室区画への漏えい量積算値	約 97m ³ *1	ツインパワー弁操作閉止時間として1時間時点を想定
線量評価に用いる安全補機室区画体積	9100m ³	設計値
気相中に放出される放射性物質の割合	希ガス：100% よう素：10% 粒子状物質：0%	瞬時放出を想定。 気相中に放出されない放射性物質は液相部に滞留する。 (添付－3に示すとおり)
安全補機室空気浄化系による排気風量	—	事象発生1時間後の起動を想定しており、本評価では考慮せず

*1：積算漏えい量を水の密度 1g/cc として算出

(2) 濃度評価

上記評価条件から、以下の濃度計算式にて各区画での濃度評価を行った。

・安全補機室区画内

(下階区画 安全系ポンプバルブ室)

$$C(t) = \frac{Q_{RCS} + E \cdot G \cdot f}{V_1} \cdot \frac{L_{total}}{V_{RCS}} \cdot \left\{ \left(a \cdot e^{-\Lambda t} \cdot \frac{V_1}{V_2} \right) + \frac{d(t)}{L_{total}} \cdot (1-a) \cdot e^{-\lambda_1 t} \right\}$$

- $C(t)$: 区画内の放射能濃度 (Bq/m³)
- Q_{RCS} : 各核種の1次冷却材中放射能量 (Bq)
- E : 炉内蓄積量 (Bq)
- G : 炉心内蓄積量に対する燃料ギャップ中の放射能割合 (-)
- 希ガス : 0.01
- よう素 : 0.005
- f : 燃料被覆管欠陥率 (= 0.1 %)
- V_{RCS} : 1次冷却材保有水量 (m³)
- V_1 : 各区画体積 (m³)
- V_2 : 安全補機室区画全体積 (m³)
- $d(t)$: 各区画内滞留水量 (m³) (ある場合)
- L_{total} : 作業終了までの総漏えい量 (m³)
- a : 気相への移行割合 (-)
- 希ガス : 1.0
- よう素 : 0.1
- 粒子状物質 : 0.0
- λ_1 : 核種ごとの崩壊定数 (s⁻¹)
- λ_2 : 排気による除去定数 (s⁻¹) (= 排気風量 (m³/s) / 安全補機室区画体積 (m³))
- Λ : $\Lambda = \lambda_1 + \lambda_2$

・安全補機室区画外

(下階区画 通路部、上階区画 充てんポンプバルブ室)

$$C(t) = \frac{Q_{RCS} + E \cdot G \cdot f}{V_1} \cdot \frac{L_{total}}{V_{RCS}} \cdot \left\{ \frac{q(t)}{L_{total}} \cdot a \cdot e^{-\lambda_1 t} + \frac{d(t)}{L_{total}} \cdot (1-a) \cdot e^{-\lambda_1 t} \right\}$$

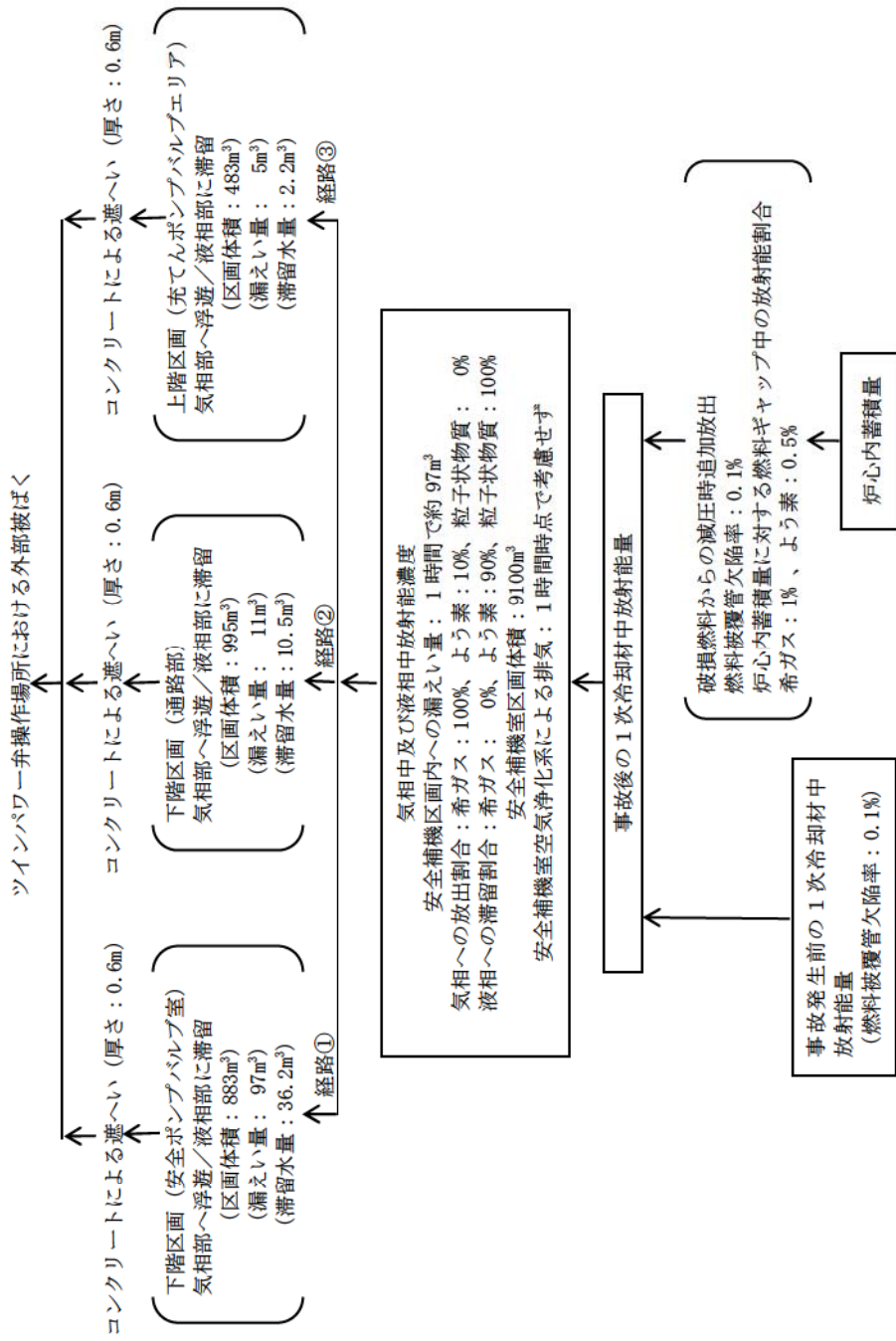
- $C(t)$: 区画内の放射能濃度 (Bq/m³)

- Q_{RCS} : 各核種の1次冷却材中放射能量 (Bq)
 E : 炉内蓄積量 (Bq)
 G : 炉心内蓄積量に対する燃料ギャップ中の放射能割合 (-)
 希ガス : 0.01
 よう素 : 0.005
 f : 燃料被覆管欠陥率 (= 0.1 %)
 V_1 : 各区画体積 (m³)
 a : 気相への移行割合 (-)
 希ガス : 1.0
 よう素 : 0.1
 粒子状物質 : 0.0
 $q(t)$: 各区画への漏えい水量 (m³)
 λ_1 : 核種ごとの崩壊定数 (s⁻¹)

(3) 濃度評価結果

(2)の濃度計算式により算出した濃度は、下表のとおりである。

	放射能濃度 (Bq/m ³) (0.5MeV 換算) (立入時間 : 事象発生 1 時間後)
	泊 3 号炉
下階区画	通路部 : 2.6 × 10 ¹⁰ 安全系ポンプバルブ室 : 6.5 × 10 ¹⁰
上階区画	充てんポンプバルブエリア : 1.7 × 10 ¹⁰



添付図 1 1次冷却材中の放射能の放出過程 (泊3号炉)

添付表2 1次冷却材中のよう素の平衡濃度及び追加放出寄与分

核種	核分裂収率 (%)	半減期	γ 線実効 エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度 (Bq/g)	冷却材中蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分 (Bq)
I-131	2.84	8.06 d	0.381	4.57×10^3	8.92×10^{11}	2.46×10^{18}	1.23×10^{13}
I-132	4.21	2.28 h	2.253	2.39×10^3	4.67×10^{11}	3.64×10^{18}	1.82×10^{13}
I-133	6.77	20.8 h	0.608	8.89×10^3	1.73×10^{12}	5.86×10^{18}	2.93×10^{13}
I-134	7.61	52.6 min	2.75	1.81×10^3	3.53×10^{11}	6.58×10^{18}	3.29×10^{13}
I-135	6.41	6.61 h	1.645	5.80×10^3	1.13×10^{12}	5.55×10^{18}	2.77×10^{13}
合計	—	—	—	2.35×10^4	4.57×10^{12}	2.41×10^{19}	1.20×10^{14}

添付表 3 1 次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び追加放出寄与分

核種	核分裂 収率 (%)	半減期	γ線実効 エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度		冷却材中 蓄積量 γ線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq)	炉心内 蓄積量 (Bq)	追加放出 寄与分 γ線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq)
				冷却材中 濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq/g)			
Kr-83m	0.53	1.83 h	0.0025	1.45×10^3	7.25×10^6	1.41×10^9	4.59×10^{17}	2.29×10^{10}
Kr-85m	1.31	4.48 h	0.159	7.07×10^3	2.25×10^3	4.38×10^{11}	1.13×10^{16}	3.61×10^{12}
Kr-85	0.29	10.73 y	0.0022	7.10×10^4	3.12×10^2	6.09×10^{10}	4.15×10^{16}	1.83×10^9
Kr-87	2.54	76.3 min	0.793	4.20×10^3	6.66×10^3	1.30×10^{12}	2.20×10^{18}	3.49×10^{13}
Kr-88	3.58	2.80 h	1.950	1.21×10^4	4.72×10^4	9.19×10^{12}	3.10×10^{18}	1.21×10^{14}
Xe-131m	0.040	11.9 d	0.020	1.08×10^4	4.33×10^2	8.45×10^{10}	3.44×10^{16}	1.38×10^{10}
Xe-133m	0.19	2.25 d	0.042	1.15×10^4	9.69×10^2	1.89×10^{11}	1.66×10^{17}	1.39×10^{11}
Xe-133	6.77	5.29 d	0.045	8.95×10^5	8.05×10^4	1.57×10^{13}	5.86×10^{18}	5.27×10^{12}
Xe-135m	1.06	15.65 min	0.432	2.18×10^3	1.89×10^3	3.68×10^{11}	9.15×10^{17}	7.91×10^{12}
Xe-135	6.63	9.083 h	0.250	2.43×10^4	1.21×10^4	2.36×10^{12}	5.75×10^{18}	2.87×10^{13}
Xe-138	6.28	14.17 min	1.183	2.12×10^3	5.02×10^3	9.79×10^{11}	5.44×10^{18}	1.29×10^{14}
合計	—	—	—	1.04×10^6	1.57×10^5	3.07×10^{13}	2.51×10^{19}	3.30×10^{14}

添付表 4 1次冷却材中の粒子状物質の平衡濃度 (1/2)

核種	半減期	γ線実効 エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度		冷却材中蓄積量
			冷却材中 濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq/g)	
Br-83	2.39 h	0.0075	2.65×10^2	3.98×10^0	7.76×10^8
Br-84	31.8 min	1.742	1.41×10^2	4.90×10^2	9.56×10^{10}
Rb-88	17.8 min	0.57	1.45×10^4	1.66×10^4	3.23×10^{12}
Rb-89	15.4 min	2.2	3.57×10^2	1.57×10^3	3.06×10^{11}
Sr-89	52.7 d	8×10^{-3}	7.72×10^0	1.24×10^{-3}	2.41×10^5
Sr-90	27.7 y	—	4.89×10^{-1}	—	—
Sr-91	9.67 h	0.71	4.82×10^0	6.84×10^0	1.33×10^9
Sr-92	2.71 h	1.3	2.50×10^0	6.50×10^0	1.27×10^9
Y-90	64.0 h	—	6.21×10^{-1}	—	—
Y-91	58.9 d	0.0027	1.16×10^1	6.28×10^{-2}	1.23×10^7
Y-92	3.53 h	0.23	3.08×10^0	1.42×10^0	2.76×10^8
Zr-95	65.5 d	0.73	1.31×10^0	1.91×10^0	3.73×10^8
Nb-95	35 d	0.77	1.31×10^0	2.02×10^0	3.93×10^8
Mo-99	66.7 h	0.16	8.53×10^3	2.73×10^3	5.32×10^{11}
Te-132	77.7 h	0.22	5.01×10^2	2.20×10^2	4.30×10^{10}

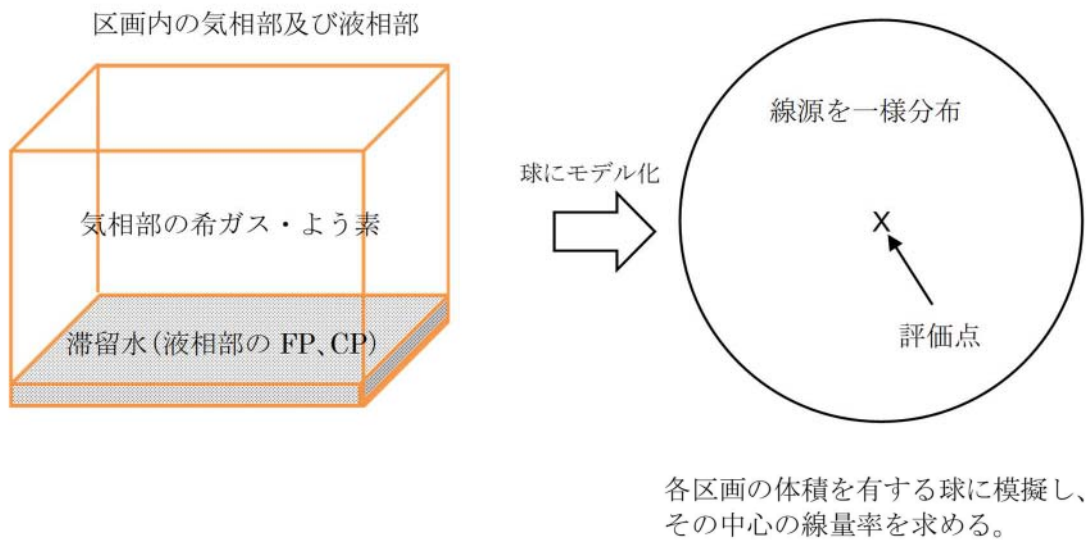
添付表 4 1次冷却材中の粒子状物質の平衡濃度 (2/2)

核種	半減期	γ線実効エネルギー (MeV/dis)	冷却材中濃度		冷却材中蓄積量
			冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq/g)	
Te-134	42.0 min	0.1302	9.69×10^1	2.52×10^1	4.92×10^9
Cs-134	2.05 y	1.6	1.95×10^3	6.24×10^3	1.22×10^{12}
Cs-136	13.7 d	2.2	1.39×10^2	6.13×10^2	1.20×10^{11}
Cs-137	30.0 y	0.56	4.48×10^3	5.02×10^3	9.79×10^{11}
Cs-138	32.2 min	2.1	3.27×10^3	1.37×10^4	2.68×10^{12}
Ba-140	12.8 d	0.18	7.95×10^0	2.86×10^0	5.58×10^8
La-140	40.27 h	2.3	2.10×10^0	9.68×10^0	1.89×10^9
Ce-144	284 d	0.016	9.43×10^{-1}	3.02×10^{-2}	5.58×10^8
Pr-144	17.27 min	0.030	9.43×10^{-1}	5.66×10^{-2}	1.10×10^7
Cr-51	27.8 d	0.032	3.5×10^1	2.24×10^0	4.37×10^8
Mn-54	312 d	0.84	2.9×10^1	4.87×10^1	9.50×10^9
Mn-56	2.576 h	1.8	1.1×10^3	3.96×10^3	7.72×10^{11}
Fe-59	45.6 d	1.2	4.1×10^1	9.84×10^1	1.92×10^{10}
Co-58	71.3 d	0.97	9.6×10^2	1.86×10^3	3.63×10^{11}
Co-60	5.26 y	2.5	2.8×10^1	1.40×10^2	2.73×10^{10}

2. 各被ばく経路での線量評価

(1) 評価モデル

気相中に浮遊している放射能及び区画に溜まっている滞留水中の放射能は、各区画の体積を保存する等価全球モデルを用いて、その中心の線量率を求めて線量評価を行う。評価モデルのイメージを添付図2に示す。なお、今回評価に用いたモデルの妥当性について、添付-4に示すとおりである。



添付図2 評価モデルのイメージ図

球の中心での線量率の算出に用いた計算式は以下のとおりである。

$$D_{\gamma} = \frac{K}{\mu} \left[\frac{A}{1 + \alpha_1} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_1) \cdot \mu \cdot R_0)\} + \frac{1 - A}{1 + \alpha_2} \{1 - \exp(-(1 + \alpha_2) \cdot \mu \cdot R_0)\} \right] \cdot \frac{E_{\gamma} \cdot A_{CT}}{0.5}$$

ここで、

- D_{γ} : ガンマ線による線量率 (mSv/h)
 K : 線量率換算係数 $0.5\text{MeV}:8.92 \times 10^{-6}$ ((mSv/h)/(g/cm²/s))
 A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数 (空气中 0.5MeV ガンマ線)
 $A = 24.0, \alpha_1 = -0.138, \alpha_2 = 0.0$
 μ : 線減衰係数 1.0×10^{-4} (cm⁻¹) (空气中 0.5MeV ガンマ線)
 R_0 : 球の半径 ($R_0 = (3V/4\pi)^{1/3}$) (cm)
 V : 外部ガンマ線による全身に対する線量評価時の各区画の自由体積 (cm³)
 E_{γ} : ガンマ線実効エネルギー (MeV/dis)
 A_{CT} : 区画内放射能濃度 (γ 線 0.5MeV 等価換算値*) (Bq/cm³)
 *Gross 値 (Bq/cm³) $\times \gamma$ 線エネルギー (MeV) / 0.5 (MeV)

(2) 遮へいによる減衰率

ツインパワー弁操作場所での線量評価にあたっては、各区画間の遮へいを考慮する。(1)で算出した球の中心での線量率に、添付表5に示す遮へいによる減衰率を乗じることで算出する。

添付表5 遮へい厚さ及び減衰率

遮へい厚さ (m)	減衰率 (-)*
	泊3号炉
0.6	3.02×10^{-2}

※：コンクリート減衰率の算出にあたっては、保守的にガンマ線エネルギー2.5MeVでの数値とする。
以下に算出式を示す。

$$R = A \cdot \exp\{-(1 + \alpha_1) \cdot \mu \cdot t\} + (1 - A) \cdot \exp\{-(1 + \alpha_2) \cdot \mu \cdot t\}$$

R : コンクリートの減衰率

A, α_1, α_2 : テーラー型ビルドアップ係数 (2.5MeV ガンマ線)

$$A = 4.97, \alpha_1 = -0.0769, \alpha_2 = 0.1062$$

μ : 線減衰係数 $0.08536 \text{ (cm}^{-1}\text{)}$ (2.5MeV ガンマ線) (泊3号炉)

t : 遮蔽厚さ (cm)

(3) 各経路からの線量評価

(1)及び(2)により評価した、ツインパワー弁操作区画での線量評価は以下のとおりである。

線量率結果 (泊3号炉)

区画	体積 (m^3)	遮へい厚さ (m)	線量率 (mSv/h) (事象発生後1時間)
下階区画 (通路部) 安全補機室外	995	0.6	4.60×10^0
下階区画 (安全系ポンプバルブ室) 安全補機室内	883	0.6	1.11×10^1
上階区画 (充てんポンプバルブエリア) 安全補機室外	483	0.6	2.38×10^0

燃料被覆管欠陥率について

泊3号炉においては、国内PWRプラントでの過去の運転実績を勘案し、建設当初から建屋の遮へい設計や平常時被ばく評価における燃料被覆管欠陥率を0.1%として設定している。ISLOCA時ツインパワー装置操作に係る被ばく評価においても同様に燃料被覆管欠陥率を0.1%として、放射線源強度の算定の基となる1次冷却材中放射能濃度を設定している。

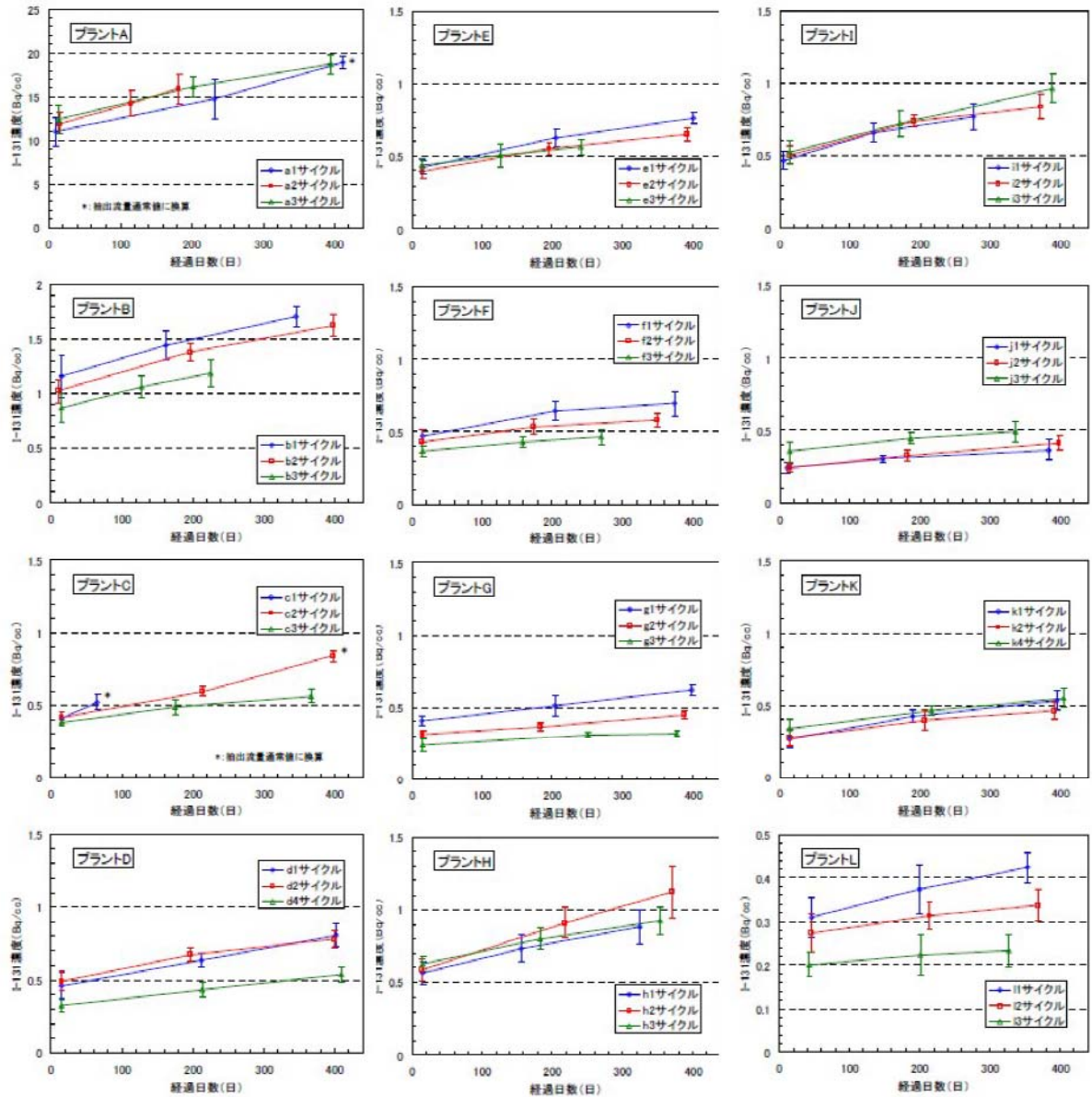
なお、本設定は、国内PWRプラントでの至近の運転実績^{※1}および泊3号炉の運転実績^{※2}を考慮しても、十分保守的な想定である。

※1：国内PWRプラントでの至近の運転実績において、1次冷却材中のI-131濃度は数Bq/cc～数10Bq/cc（添付図3）

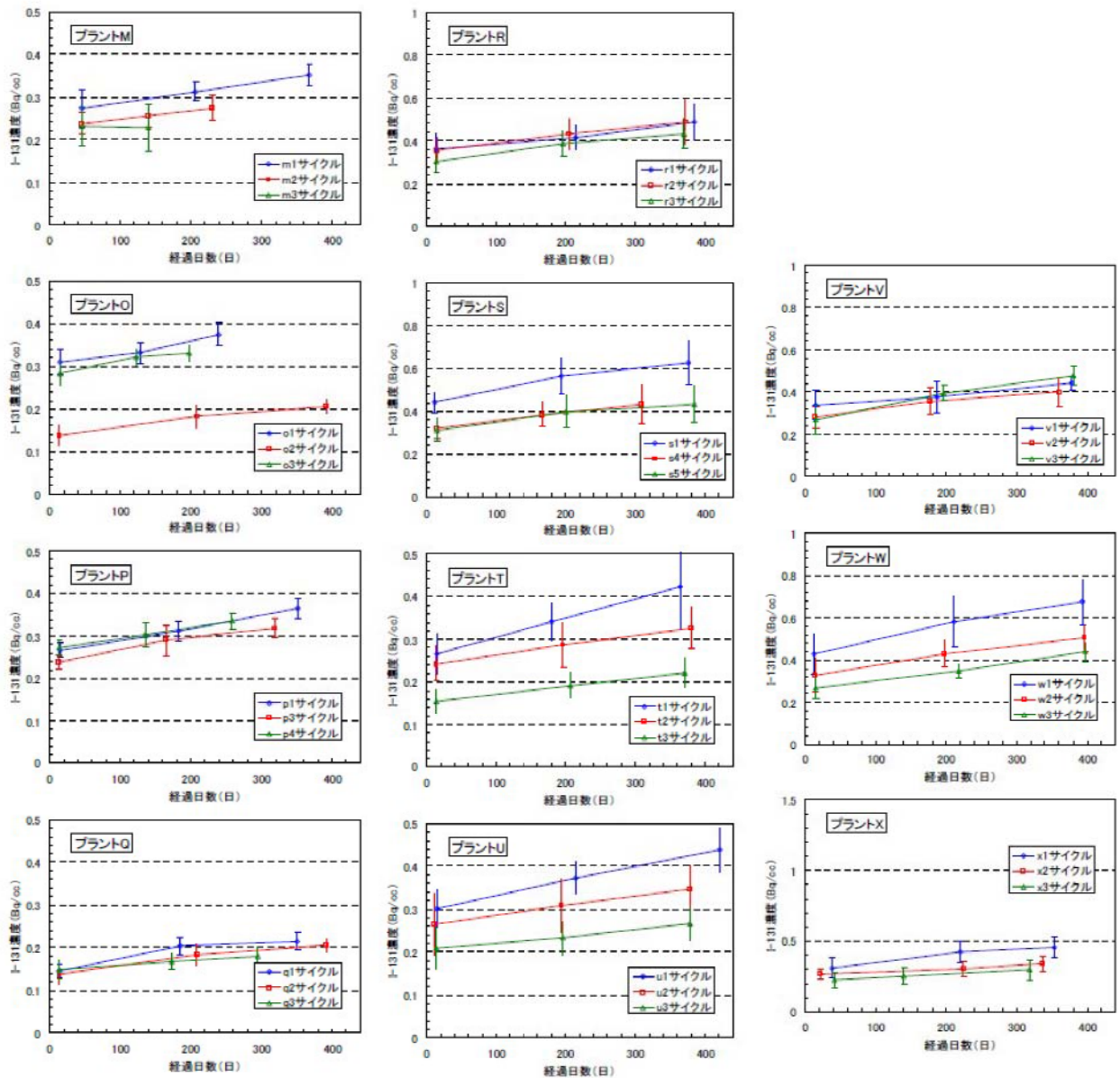
※2：泊3号炉の1次冷却材中のI-131濃度は、 10^{-1} Bq/ccのオーダーと十分低い（添付表6）

添付表6 泊3号炉 通常運転中の1次冷却材中I-131濃度実績
(サイクル毎最大値)

運転サイクル	I-131濃度 (Bq/cc)
第1サイクル	1.2E-1
第2サイクル	1.3E-1



添付図3 国内PWRプラントの1次冷却材中I-131濃度の実績事例（1／2）



添付図3 国内PWRプラントの1次冷却材中I-131濃度の実績事例(2/2)

出典)「PWRプラントにおける燃料リーク運転時のFP及び燃料挙動と監視方法について」(MNF-1006),
(三菱原子燃料株式会社, 平成22年9月)

気相中に放出される放射性物質の割合設定

1. よう素の気相中への放出割合

本評価において、気相中へのよう素の移行割合を10%と設定している。その考え方を以下に示す。

(1) 線量目標値評価指針の考え方

「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」（以下、線量目標値評価指針という。）において、PWRの原子炉施設から放出される気体廃棄物中のよう素として、「100%出力運転時の温度、圧力の状態で漏えいするものとし、1次冷却材中のよう素が格納容器雰囲気中に0.1の割合で移行するものとする」と示されている。本評価においてはこれを踏まえ、気相中へのよう素の移行割合を10%としている。以下にその理由を示す。

- ・ ISLOCA の評価では、通常運転中において余熱除去系統の第一・第二隔離弁が誤開することを想定しており、線量目標値評価指針の状態(100%出力運転時の温度、圧力の状態で漏えい)と同じである。
- ・ 漏えい前の安全補機室雰囲気は、線量目標値評価指針の原子炉格納容器内の温度及び圧力と同程度である。

(2) Regulatory Guide 1.183 の考え方

米国では、Regulatory Guide 1.183において、漏えい水からのよう素の浮遊割合は、以下のフラッシング割合を用いて設定するよう示されている。

$$FF = \frac{h_{f1} - h_{f2}}{h_{fg}}$$

ここで、

FF	: フラッシング割合
h_{f1}	: 系から漏えいする液体のエンタルピ
h_{f2}	: 飽和状態(1気圧、100℃)での液体のエンタルピ: 約419kJ/kg
h_{fg}	: 100℃での気化熱: 約2257kJ/kg

h_{f1} は、系から漏洩する水のエンタルピであるが、漏えい元である1次冷却材圧力及び温度は時間変化するため、それに応じたエンタルピを設定する必要がある。時間毎に設定したフラッシング割合と時間毎の漏えい量を乗じることによって、その時間毎に気相中へ移行した量を算出できる。

有効性評価における ISLOCA 解析に基づき気相中へ移行した量を算出した結果、事象発生1時間後までの積算量は約13m³である。積算漏えい量97m³に対する割合は約13.7%である。しかし、気相中へ移行しなかったよう素は液相中にとどまるとして、各区画において滞留水中に存在する放射性物質からの線量率も考慮しているため、気相中へ移行する割合は、本評価において重要なパラメータとはならない。

上記のとおり、気相中へのよう素の移行割合は、漏えい元である1次冷却材圧力及び温度の状態によって変化するもので固定値ではないが、本結果も踏まえ、(1)において示されてい

る線量目標値評価指針に基づき、事象発生後の時間に依らず気相中への移行割合として10%と設定する。本評価においては、評価条件として燃料被覆管欠陥率を0.1%とする等保守性を有しているため、気相中への移行割合を10%とすることは問題ないとする。

以上のとおり、本評価において気相中へのよう素の移行割合を10%と設定するのは妥当であるとする。

2. 粒子状物質の気相中への放出割合

ISLOCA時に想定される1次冷却材の温度条件(300℃程度)においては、希ガス及びよう素以外の核種は、金属やランタノイドからなる固体であると考えられる。これらは、水中に保持されている方が化学的に安定であり、漏えい時に気体になることは考えにくい。また、漏えい後の滞留水においては、ほう酸水のためpHが低く、主に固体よりもイオンとして存在する。イオン単体や固体では気相中へ移行できないことから、粒子状物質については液相中に保持され、気相中に放出される割合を0%とする。なお、粒子状物質は滞留水中に存在することとなり、滞留水中に存在する放射性物質からの線量率を考慮している。

3. よう素の気相中への追加移行

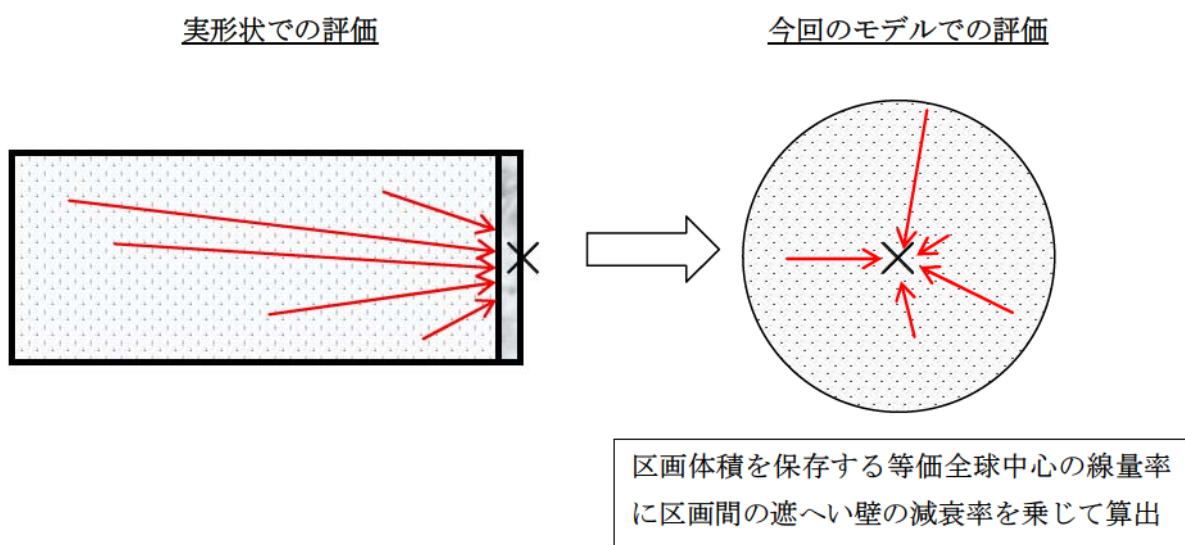
今回の線量評価において、事故発生前の冷却材中のよう素放射エネルギー及び既損傷の燃料棒から減圧に伴い1次冷却材中に新たに追加放出するよう素放射エネルギーは、事象初期に全量が瞬時に漏えい水に移行するとしている。さらに漏えい水に含まれる全よう素放射エネルギーのうち10%が気相中へ移行するとして評価している。

また、仮に液相中のよう素が気相中に移行したとしても、線量評価は、液相部の放射エネルギーも含めて空間に一様分布するとして等価全球モデルで評価しており、当該区画での気相部及び液相部の総放射エネルギーは同じであることから、各区画において、よう素が液相中から気相中へ追加移行したとしても線量評価への影響はない。

評価モデルの保守性

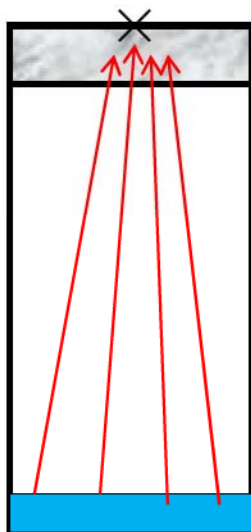
本評価において、気相中に浮遊している放射能及び区画に溜まっている滞留水中の放射能による操作場所における線量率として、各区画の体積を保存する等価全球の中心の線量率に、操作場所と当該区画を隔てる遮蔽壁の減衰率を乗じる（今回のモデルでの評価）ことで求めている。評価イメージは、添付図4及び添付図5に示す。実形状のとおり区画及び壁を直方体形状で模擬し、壁外面の線量率を計算する方法（実形状での評価）と比較すると、以下の保守性を有している。

- ・区画内の各位置の線源から評価点までの空間距離は、球の中心を評価点とする今回のモデルの場合、線源が評価点に最も近づいた形状であり、線量率の距離減衰の効果が最も小さい。
- ・区画内の各位置の線源から評価点までの壁透過距離は、実形状では、評価点軸上から離れた線源は、斜め透過により最小厚さ以上の距離を透過する。一方、今回のモデルの場合、一律最小厚さの減衰率を乗じており、線量率の遮蔽減衰効果が最も小さい。さらに、遮蔽壁の減衰率は、線源組成に応じた減衰率より小さいガンマ線エネルギー 2.5MeV に対する減衰率としており、線量率の遮蔽減衰効果をより小さく考慮している。
- ・液相部については、面線源ではなく、体積線源として球の中心を評価しているため、評価点と線源までの距離が離れておらず、全ての線源が評価点に近づいた評価となる。

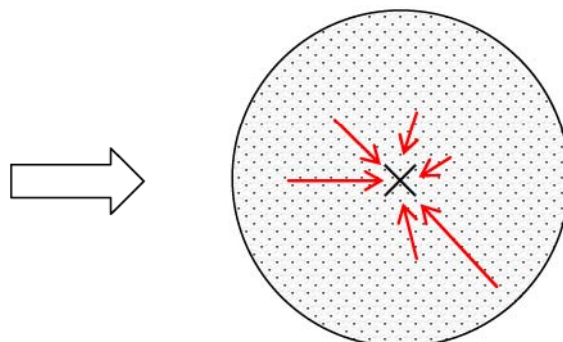


添付図4 評価イメージ（気相部）

実形状での評価



今回のモデルでの評価



区画体積を保存する等価全球中心の線量率に
区画間の遮へい壁の減衰率を乗じて算出

添付図5 評価イメージ (液相部)

原子炉補助建屋内の滞留水の処理

インターフェイスシステムLOCAに機能を期待している健全側余熱除去ポンプについては、前項で述べたとおり機能能失することはないものの、ツインパワー弁を閉止するまでに原子炉補助建屋最下層 (T.P. -1.7m) に溜まる水については、雰囲気温度、放射線量が十分低下した後に、参集要員により排水用の可搬型ポンプを設置し、燃料取替用水ピットへ移送する。(図1参照)

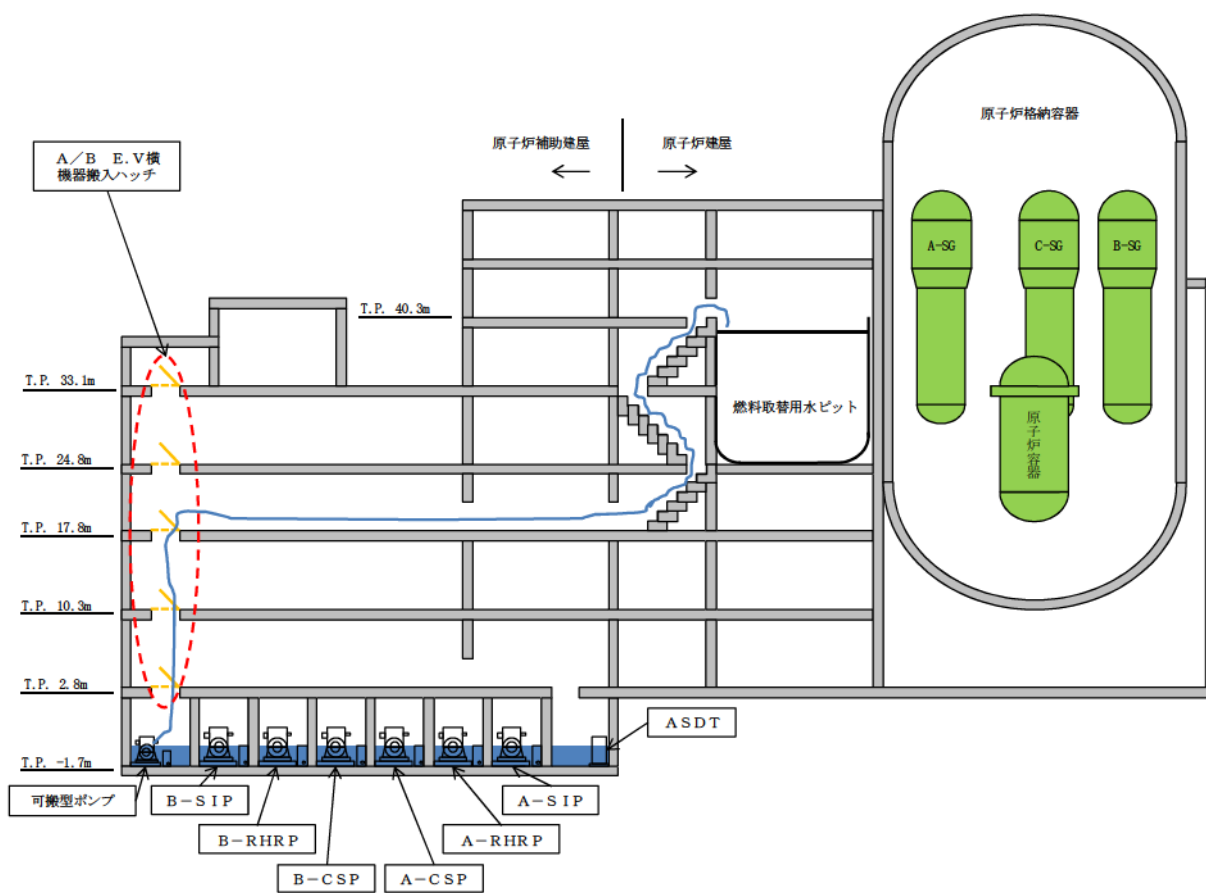


図1 可搬型ポンプ装置配置図

インターフェイスシステムLOCA時の漏えい確認方法

1. インターフェイスシステムLOCA発生時の判断方法について

インターフェイスシステムLOCAと1次冷却材喪失（LOCA）は、どちらも1次冷却材の漏えい事象だが大きな違いは、漏えい箇所が原子炉格納容器の内と外で異なるところである。表1に示す通り、どちらの事象も1次系保有水に関するパラメータは同様の徴候を示すが、原子炉格納容器の内と外でサンプル水位や放射線モニタ等のパラメータに相違があるため、容易にインターフェイスシステムLOCAと判断することができる。

表1 インターフェイスシステムLOCAと1次冷却材喪失（LOCA）時のパラメータの比較について

	各パラメータ	インターフェイスシステムLOCA	1次冷却材喪失（LOCA）
1次系保有水	体積制御タンク水位	低下	←
	充てん流量	増加	←
	加圧器圧力	低下	←
	加圧器水位	低下	←
原子炉格納容器	原子炉格納容器圧力	変化なし*1	上昇
	格納容器内温度	変化なし*1	上昇
原子炉格納容器内パラメータ	格納容器サンプル水位	変化なし*1	上昇
	凝縮液量測定装置水位	変化なし*1	上昇
	格納容器じんあい・ガスモニタ（R-40, 41）	変化なし*1	上昇
	エアロックエリアモニタ（R-2）		
	炉内核計装区域エリアモニタ（R-7）		
加圧器逃がしタンク圧力・水位・温度（余熱除去ポンプ入口逃がし弁動作時）	上昇	変化なし*2	
原子炉格納容器外パラメータ	補助建屋サンプル水位	上昇	変化なし
	排気筒ガスモニタ（R-21A, B）	上昇	変化なし
	排気筒高レンジガスモニタ（R-80A, B）	上昇	変化なし
	余熱除去冷却器入口温度		
	余熱除去冷却器出口温度		
	余熱除去ポンプ出口圧力	上昇	変化なし

*1 加圧器逃がしタンクラブチャディスクが破損した場合は上昇する。

*2 加圧器安全弁又は加圧器逃がし弁がリークした場合は上昇する。

2. インターフェイスシステムLOCA時の漏えい場所（エリア）の特定方法について

インターフェイスシステムLOCA発生時は、中央制御室から電動弁を閉弁し、1次冷却材系と系統分離を実施する。余熱除去系統は図1に示す通り、各部屋が分離され漏えい検知器等が設置されており、余熱除去ポンプ室、余熱除去冷却器室、安全補機系統配管室、再循環サンプ出口弁室、安全系ポンプバルブ室、安全系ポンプバルブ室及び格納容器貫通部室について漏えい場所（エリア）の特定が可能である。また、漏えい発生時は火災報知器が動作する可能性が高く、漏えい場所（エリア）特定の参考にすることが可能である。

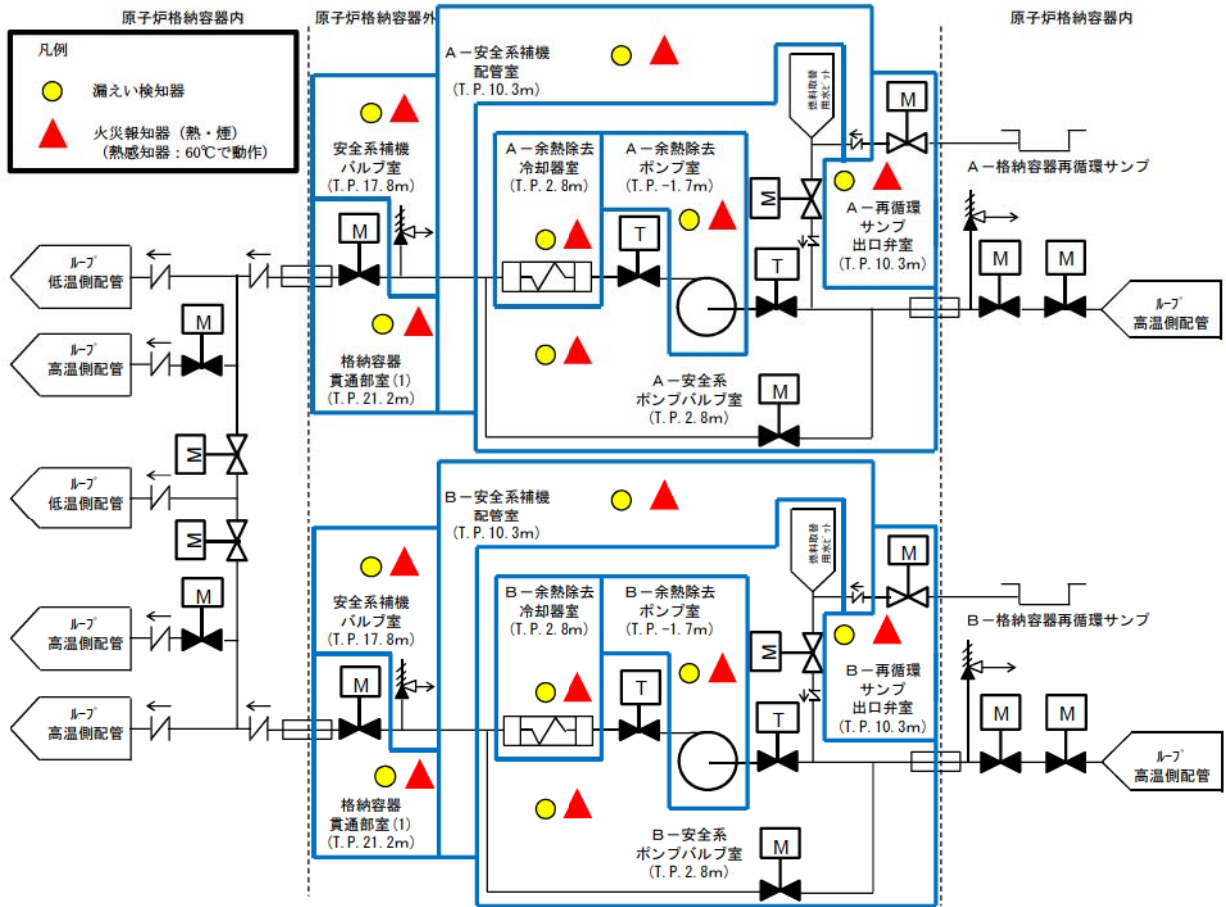


図1 泊3号炉 余熱除去漏えい確認概略図

解釈一覧

1. 「手順着手の判断基準」及び「操作手順」解釈一覧

対応手段	1.3.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等 (1) 1次系のフィードアンドブリード	
	記載内容	解釈
判断基準	原子炉へ注水するために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている	燃料取替用水ピット水位：16.5%以上

対応手段	1.3.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等 (2) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水） a. 電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水	
	記載内容	解釈
判断基準	蒸気発生器へ注水するために必要な補助給水ピットの水位が確保されている	補助給水ピット水位： <input type="text"/> %以上

対応手段	1.3.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等 (3) 蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出） a. 主蒸気逃がし弁による蒸気放出	
	記載内容	解釈
判断基準	補助給水流量等により、蒸気発生器への注水が確保されている	補助給水流量：約150m ³ /h（蒸気発生器3基合計） ※有効性評価「ECCS再循環機能喪失」等の解析条件より引用
操作手順	主蒸気逃がし弁の開操作	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.3.20-(4)）」参照

対応手段	1.3.2.2 サポート系機能喪失時の手順等 (1) 補助給水ポンプの機能回復 a. タービン動補助給水ポンプ（現場手動操作）及びタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気入口弁（現場手動操作）によるタービン動補助給水ポンプの機能回復	
	記載内容	解釈
判断基準	補助給水ピットの水位が確保されている	補助給水ピット水位： <input type="text"/> %以上

対応手段	1.3.2.2 サポート系機能喪失時の手順等 (1) 補助給水ポンプの機能回復 b. 代替非常用発電機による電動補助給水ポンプの機能回復	
	記載内容	解釈
判断基準	補助給水ピットの水位が確保されている	補助給水ピット水位： <input type="text"/> %以上

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

添付資料 1.3.20-(2)

対応手段	1.3.2.2 サポート系機能喪失時の手順等 (2) 主蒸気逃がし弁の機能回復 a. 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復	
	記載内容	解釈
判断基準	蓄圧タンク動作圧力	1次冷却材圧力が蓄圧タンク保持圧力（約4.04MPa[gage]）以下となった場合
	補助給水流量等により蒸気発生器への注水が確保されている	補助給水流量：約80m ³ /h（蒸気発生器3基合計） ※有効性評価「全交流動力電源喪失」の解析条件より引用 ※崩壊熱の低下等により、適宜補助給水流量を調整
操作手順 ④	主蒸気逃がし弁を手動により開操作	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.3.20-(5)）」参照
操作手順 ⑥	補助給水ポンプ出口流量調節弁を手動で操作することで開度を調整し蒸気発生器水位を調整	・「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.3.20-(5)）」参照 ・蒸気発生器水位（狭域）を無負荷水位 <input type="text"/> に維持

対応手段	1.3.2.2 サポート系機能喪失時の手順等 (3) 加圧器逃がし弁の機能回復 a. 加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復	
	記載内容	解釈
操作手順 ②	加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベの使用準備 窒素を供給するための系統構成	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.3.20-(6)）」参照
操作手順 ③	他の系統と連絡する弁の閉止を確認後、加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベより窒素を供給	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.3.20-(6)）」参照

対応手段	1.3.2.2 サポート系機能喪失時の手順等 (3) 加圧器逃がし弁の機能回復 b. 加圧器逃がし弁操作用バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復	
	記載内容	解釈
操作手順 ②	加圧器逃がし弁の常設直流電源を隔離	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.3.20-(7)）」参照
操作手順 ③	加圧器逃がし弁操作用バッテリーをソレノイド分電盤に接続	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.3.20-(7)）」参照

対応手段	1.3.4 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順	
	記載内容	解釈
判断基準	炉心損傷時	炉心出口温度が350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が1×10 ³ mSv/h以上の場合
操作手順 ③	加圧器逃がし弁を開操作	「2. 操作対象機器一覧（添付資料1.3.20-(8)）」参照

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

対応手段	1.3.5 蒸気発生器伝熱管破損発生時減圧継続の手順	
	記載内容	解釈
操作手順 ⑩	非常用炉心冷却設備停止条件	【非常用炉心冷却設備停止条件】 ・サブクール度40℃以上 ・加圧器水位50%以上 ・1次冷却材圧力が安定又は上昇、かつ蓄圧タンク不動作又は隔離中 ・蒸気発生器狭域水位下端以上又は補助給水流量80m ³ /h以上で注水中
操作手順 ⑫	余熱除去系の運転条件	・1次冷却材温度：177℃未満 ・1次冷却材圧力：2.7MPa[gage]以下

対応手段	1.3.6 インターフェイスシステムLOCA発生時の手順	
	記載内容	解釈
操作手順 ⑩	非常用炉心冷却設備停止条件	【非常用炉心冷却設備停止条件】 ・サブクール度40℃以上 ・加圧器水位50%以上 ・1次冷却材圧力が安定又は上昇、かつ蓄圧タンク不動作又は隔離中 ・蒸気発生器狭域水位下端以上又は補助給水流量80m ³ /h以上で注水中
操作手順 ⑪	余熱除去系配管の最高使用圧力以下	余熱除去系主配管の最高使用圧力： <input type="text"/> MPa

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

2. 操作対象機器一覧

対応手段	1.3.2.1 フロントライン系機能喪失時の手順等 (3) 蒸気発生器2次側による炉心冷却 (蒸気放出) a. 主蒸気逃がし弁による蒸気放出				
概略系統					
操作対象機器					
操作順序*	操作内容	操作対象機器	状態の変化	操作場所	備考
① ^{#1}	主蒸気逃がし弁 全開	A-主蒸気逃がし弁	全閉→全開	中央制御室	直流電源, 制御用空気
① ^{#2}		B-主蒸気逃がし弁	全閉→全開	中央制御室	直流電源, 制御用空気
① ^{#3}		C-主蒸気逃がし弁	全閉→全開	中央制御室	直流電源, 制御用空気
<p>※ 本手順は「中央制御室からの遠隔操作が可能であり、通常の運転操作により対応する」手順であることから操作順序を示す。</p> <p># 1 ~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。</p>					

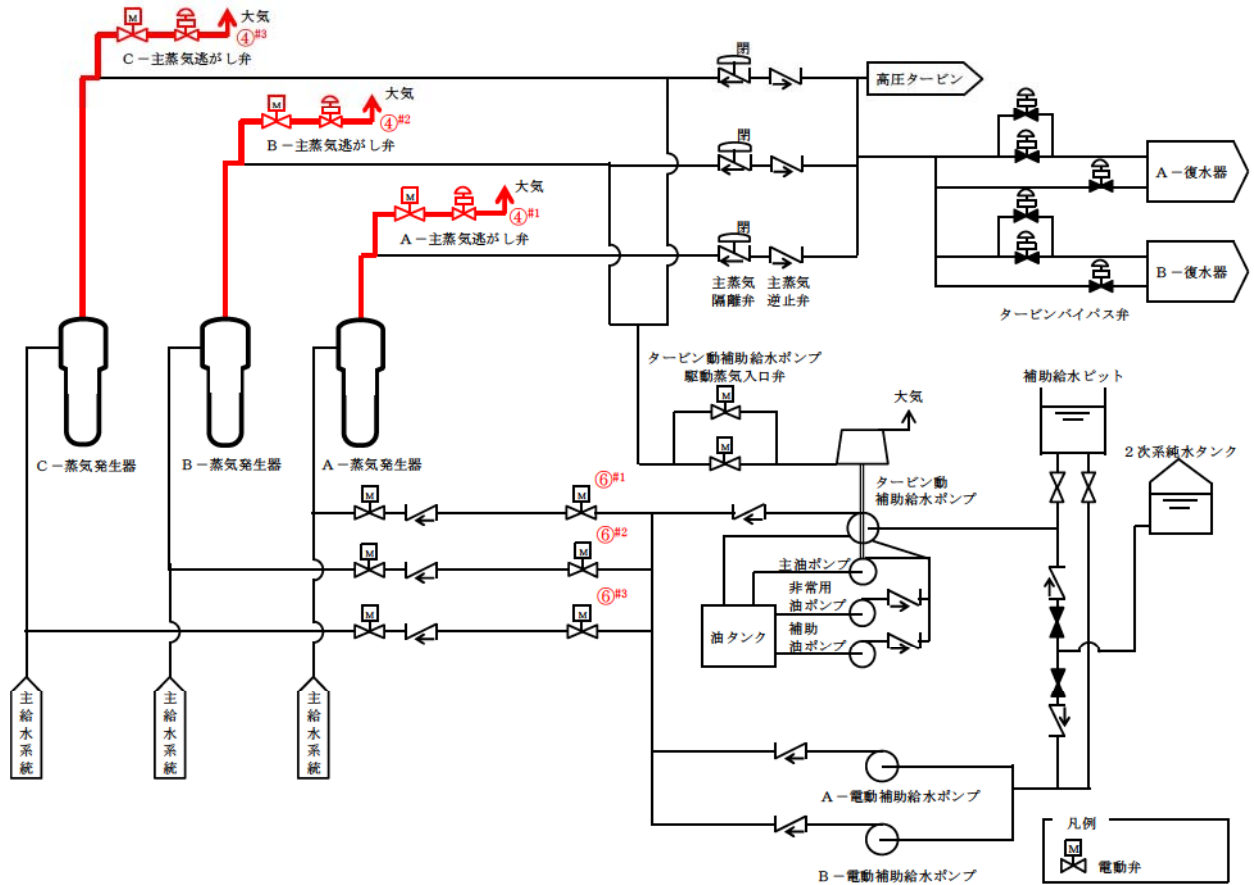
対応手段

1.3.2.2 サポート系機能喪失時の手順等

(2) 主蒸気逃がし弁の機能回復

a. 主蒸気逃がし弁（現場手動操作）による主蒸気逃がし弁の機能回復

概略系統



操作対象機器

操作手順番号	操作内容	操作対象機器	状態の変化	操作場所	備考
④ ^{#1}	主蒸気逃がし弁 全開	A-主蒸気逃がし弁	全閉→全開	原子炉建屋T.P.33.1m	-
④ ^{#2}		B-主蒸気逃がし弁	全閉→全開	原子炉建屋T.P.33.1m	-
④ ^{#3}		C-主蒸気逃がし弁	全閉→全開	原子炉建屋T.P.33.1m	-
⑥ ^{#1}	蒸気発生器 水位調整	A-補助給水ポンプ出口流量調節弁	流量調整	原子炉建屋T.P.10.3m中間	-
⑥ ^{#2}		B-補助給水ポンプ出口流量調節弁	流量調整	原子炉建屋T.P.10.3m中間	-
⑥ ^{#3}		C-補助給水ポンプ出口流量調節弁	流量調整	原子炉建屋T.P.10.3m中間	-

＃1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

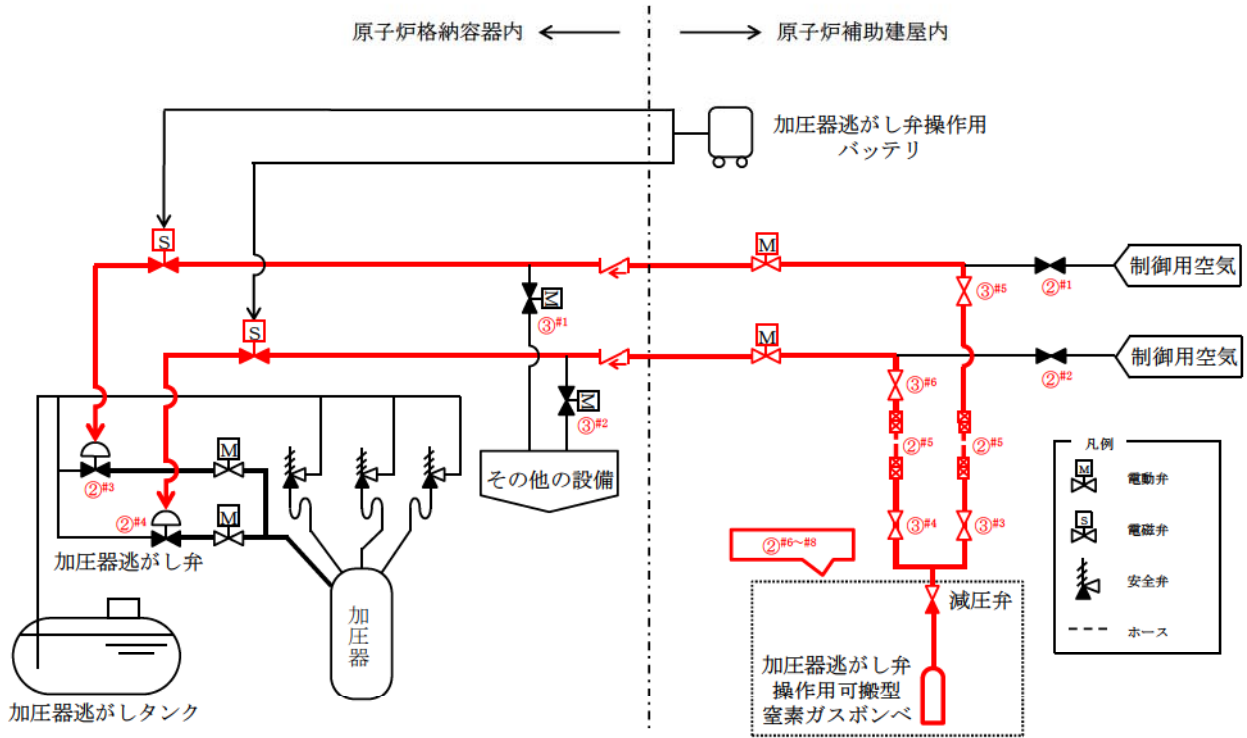
対応手段

1.3.2.2 サポート系機能喪失時の手順等

(3) 加圧器逃がし弁の機能回復

a. 加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復

概略系統



操作対象機器

操作手順番号	操作内容	操作対象機器	状態の変化	操作場所	備考
② ^{#1}	系統構成及び窒素ボンベ接続	A-原子炉格納容器内制御用空気供給元弁	全開→全閉	原子炉建屋T.P.17.8m	-
② ^{#2}		B-原子炉格納容器内制御用空気供給元弁	全開→全閉	原子炉建屋T.P.17.8m	-
② ^{#3}		A-加圧器逃がし弁	全閉確認	中央制御室	直流電源, 制御用空気
② ^{#4}		B-加圧器逃がし弁	全閉確認	中央制御室	直流電源, 制御用空気
② ^{#5}		ホース	ホース接続	原子炉建屋T.P.17.8m	-
② ^{#6}		加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベロ金弁1	全閉→全開	原子炉建屋T.P.17.8m	1系使用時
② ^{#7}		加圧器逃がし弁操作用窒素供給パネル入口弁1	全閉→全開	原子炉建屋T.P.17.8m	-
② ^{#8}		加圧器逃がし弁操作用可搬型窒素ガスボンベロ金弁2	全閉→全開	原子炉建屋T.P.17.8m	2系使用時
② ^{#9}		加圧器逃がし弁操作用窒素供給パネル入口弁2	全閉→全開	原子炉建屋T.P.17.8m	-
② ^{#10}		加圧器逃がし弁操作用窒素供給パネル減圧弁	全閉→調整開	原子炉建屋T.P.17.8m	-
③ ^{#1}		A-制御用空気原子炉格納容器内供給弁	全閉確認	中央制御室	交流電源
③ ^{#2}		B-制御用空気原子炉格納容器内供給弁	全閉確認	中央制御室	交流電源
③ ^{#3}		加圧器逃がし弁操作用窒素供給パネル出口弁1	全閉→全開	原子炉建屋T.P.17.8m	-
③ ^{#4}		加圧器逃がし弁操作用窒素供給パネル出口弁2	全閉→全開	原子炉建屋T.P.17.8m	-
③ ^{#5}		A-制御用空気C/V外側隔離弁T.V弁	全閉→全開	原子炉建屋T.P.17.8m	-
③ ^{#6}		B-制御用空気C/V外側隔離弁T.V弁	全閉→全開	原子炉建屋T.P.17.8m	-

#1～：同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

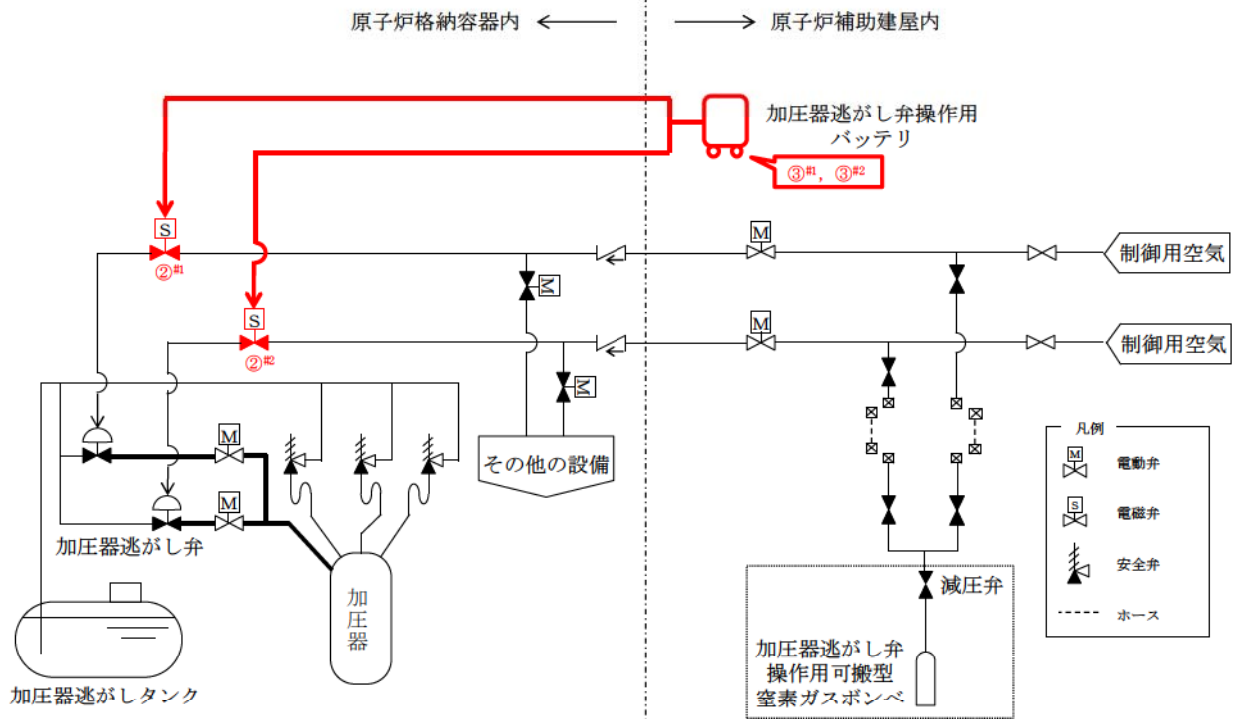
対応手段

1.3.2.2 サポート系機能喪失時の手順等

(3) 加圧器逃がし弁の機能回復

b. 加圧器逃がし弁操作作用バッテリーによる加圧器逃がし弁の機能回復

概略系統



操作対象機器

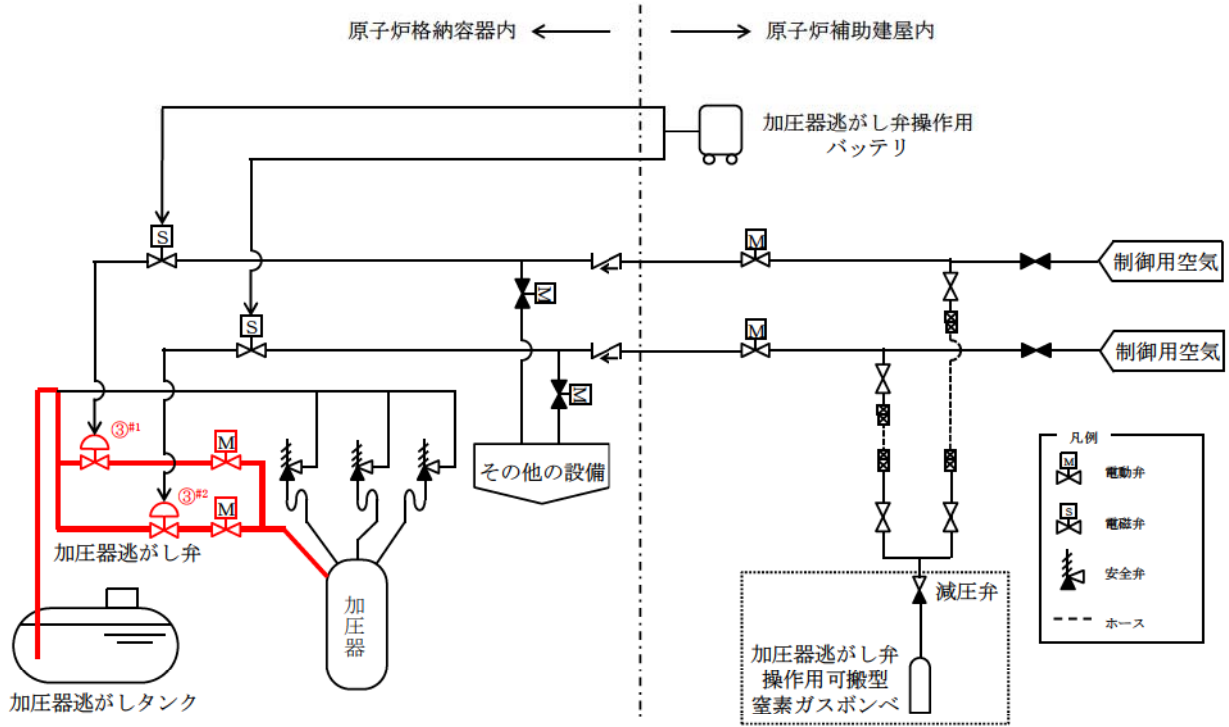
操作手順番号	操作内容	操作対象機器	状態の変化	操作場所	備考
②#1	電源隔離	A-加圧器逃がし弁	入→切	原子炉補助建屋T.P. 10.3m	直流電源, 制御用空気
②#2		B-加圧器逃がし弁	入→切	原子炉補助建屋T.P. 10.3m	直流電源, 制御用空気
③#1	ケーブル及びバッテリー接続	ケーブル	ケーブル接続	原子炉補助建屋T.P. 10.3m	-
③#2		加圧器逃がし弁操作作用バッテリー	切→入	原子炉補助建屋T.P. 10.3m	-

1 ~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。

対応手段

1.3.4 炉心損傷時における高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接加熱を防止する手順

概略系統



操作対象機器

操作手順番号	操作内容	操作対象機器	状態の変化	操作場所	備考
③ ^{#1}	加圧器逃がし弁 開操作	A-加圧器逃がし弁	全閉→全開	中央制御室	直流電源, 制御用空気
③ ^{#2}		B-加圧器逃がし弁	全閉→全開	中央制御室	直流電源, 制御用空気

1 ~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する弁があることを示す。