

泊発電所 3号炉 審査会合における指摘事項への回答

平成26年10月7日
北海道電力株式会社

 : 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

回答対象の指摘事項（1 / 2）

指摘管理番号	指摘事項	回答ページ	補足説明資料
0905-05	<p>【格納容器バイパス】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ガイドの破断箇所の想定は耐圧性が最も低い箇所である。事象想定の妥当性について改めて整理して報告すること。 	1	1.1
0905-06	<p>【格納容器バイパス】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・現場の作業環境測定についても手順の審査のなかで確認する。 	2	1.2
0905-07	<p>【格納容器バイパス】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・建屋内への溢水処理について、ドレンラインの移送能力について説明すること。 	3	1.3
0926-05	<p>【水素燃焼】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・P A R, イグナイターの作動状況の監視方法を検討すること。 	4	なし
0926-12	<p>【水素燃焼】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素濃度は爆轟レベルに至らないが、比較的高い濃度で推移することに対して、P A Rの必要容量（台数）を別途確認する。 	5	2.1 2.2
0820-09	<p>【格納容器過圧破損】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉容器内にデブリが残留した場合、原子炉容器を水没させる必要性について今後確認する。 	6	3.1
0926-06	<p>【格納容器過温破損】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・下部キャビティへのスプレイ水の流入経路の閉塞に対する信頼性について改めて説明すること。 	7	3.2
0820-12	<p>【格納容器過圧破損】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器の水位は推定ではなく直接計測の対象であるため対応すること。 	8	3.3

回答対象の指摘事項（2 / 2）

指摘管理番号	指摘事項	回答ページ	補足説明資料
0926-10	<p>【使用済燃料ピットの燃料損傷防止】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ S F P の水位計，温度計の測定範囲の考え方について整理して提示すること。 	9	4.1
0121-01	<p>【有効性評価における原子炉格納容器温度・圧力】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 貫通部配管の評価において，基本的に設計建設規格を準用する考えのもとでの評価をすとしてつつ，3次元 F E M モデルの評価を行っていることについての考え方を整理すること。 	10	5
0121-02	<ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器配管貫通部の貫通配管の評価において，弾塑性 F E M 解析を行っている。この評価においては，応力ではなくひずみにより判定しているが，これに対する考え方を整理すること。 		
1022-04	<p>【手順書の概要】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 代替格納容器スプレイの起動については時間に余裕がない。作業の成立性について改めて確認する。 	11	6.1 6.2 6.3 6.4
1219-14	<p>【S A 対処に必要な手順書・体制・教育の整備】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計基準のプラント制限値や設計事故対応の要員が，重大事故等において操作等の支障にならないか整理すること。 	12	7.1
1219-08	<p>【S A 対処に必要な手順書・体制・教育の整備】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 安全性向上に関わる目標や安全を確認し向上させるためのボトムアップのしくみについて，現状と今後を対比して説明すること。 	13	7.2

1. 指摘事項

ガイドの破断箇所の想定は耐圧性が最も低い箇所である。事象想定の妥当性について改めて整理すること。

2. 回答（概要）

インターフェイスシステムLOCA（以下IS-LOCAという）が想定される系統、漏えい想定箇所などの検討を行い、低圧設計であり運転時の破損想定によって格納容器外への冷却材漏えいを引き起こす系統として余熱除去系統を選定している。

この余熱除去系統における実機の系統構成、各機器の特徴を踏まえて、機器単位で耐圧性および想定される漏えい箇所を確認し、有効性評価における破断箇所及び漏えい面積の想定が保守性を有しており、妥当であることを改めて確認した。

3. 回答(詳細)

(1) 事象発生を想定する系統と発生原因

a. 事象発生を想定する系統

- 1次冷却系統と物理的に配管が接続された低圧設計の系統で、運転時の破損想定により格納容器外に冷却材の漏えいを引き起こす系統として、余熱除去系統と化学体積制御系統がある。
- 化学体積制御系統は通常運転時にも使用され、オリフィスにより減圧されることに加え、漏えい時には自動で抽出隔離により事象収束に期待できる。
- 余熱除去系統は、非常用炉心冷却設備の一部を構成しており、IS-LOCA時には炉心注入機能の一部が失われることから、早期の緩和手段を講じなければ格納容器外への漏えいが継続し、1次冷却材の流出により炉心損傷に至る可能性がある。
- また、余熱除去系統におけるIS-LOCA時に漏えいを停止するためには、1次冷却系圧力を十分に減圧した上で隔離を行う必要があることから、運転操作上の観点からも当該系統からの漏えいは厳しい想定である。
- 以上より、事象発生を想定する系統として余熱除去系を選定。

b. 漏えいの想定

- 余熱除去系入口弁が2台とも開状態となり、中央制御室からの閉操作が不能となり、余熱除去系統の耐圧性の低い箇所からの漏えいを想定する。
- 上記の想定で漏えいを停止するには、余熱除去ポンプ入口の隔離弁を現場で閉止し、余熱除去系の隔離を行う必要があることから、作業性の観点からも厳しい想定である。

(2) 余熱除去系統の漏えい箇所及び漏えい面積の評価

○IS-LOCA発生時に想定される余熱除去系統の漏えい箇所および漏えい面積について、実機の系統構成及び各機器の特徴を踏まえて評価した。評価においては、余熱除去系統の低圧側が、1次冷却材系統の圧力・温度相当(15.4MPa、300°C)まで加圧・加温されるものとしている。下表に実機の想定漏えい面積と漏えい発生有無の検討結果を纏める。

		実機評価 [inch ²] (cm ²)	実機評価の整理
破断面積	余熱除去冷却器	0.07 (約0.45)	<ul style="list-style-type: none"> 管側胴板、鏡板、管側出入口管台、管板及び伝熱管の最小厚さは、必要な最小厚さを上回っており、漏えいは発生しない。 管側出入口管台及びマンホール管台の補強に有効な面積は、補強に必要な面積を上回っており、漏えいは発生しない。 管側出入口管台及びマンホール管台の溶接部の負うべき荷重は、予想される破断箇所の強さを上回っており、漏えいは発生しない。 マンホール管台フランジ部については、1次冷却材系統の圧力・温度条件下においてもガスケットは機能し、有意な漏えいは発生しないと考えられるが、余熱除去系統中のガスケットを使ったシール構造で破損した際の影響が大きいと考えられることから、評価にあたっては、IS-LOCA発生時の圧力・温度条件下におけるボルト、フランジ及び蓋板の伸び量の合計分隙間が開き漏えいが発生するものと想定して、破断面積を算出した。
	余熱除去ポンプ	0	<ul style="list-style-type: none"> ケーシング、管台、ケーシングカバーの最小厚さは、必要な最小厚さを上回っており、漏えいは発生しない。 ケーシングボルトの発生応力は、許容応力以下であり、漏えいは発生しない。 ケーシングボルトの伸び量からケーシングカバーの伸び量を差し引いた伸び量は、ガスケット復元量以下であり、有意な漏えいは発生しない。 メカニカルシールの遊動環の圧縮強度及びOリングの耐熱温度は、IS-LOCA発生時の面圧又は温度条件を上回っており、有意な漏えいは発生しない。

		実機評価 [inch ²] (cm ²)	実機評価の整理	
破断面積	逃がし弁	0	<ul style="list-style-type: none"> 弁座及び弁本体の耐圧部の最小厚さは、必要な最小厚さを上回っており、漏えいは発生しない。 弁体の発生応力は、許容応力以下であり漏えいは発生しない。 ボンネットボルトの伸び量は、ガスケットの復元量以下であり、有意な漏えいは発生しない。 ボンネットナット座面の面圧とボンネットフランジとベローズの合わせ面の面圧は、許容応力以下であり、漏えいは発生しない。 	
	弁	プロセス弁 (9個)	0.38 (約2.45)	<ul style="list-style-type: none"> 弁本体の耐圧部の最小厚さは、必要な最小厚さを上回っており、漏えいは発生しない。 ボンネットボルトの伸び量は、ガスケットの復元量以下であり、有意な漏えいは発生しない。 ボンネットナット座面の面圧とボンネットフランジと弁箱フランジの合わせ面の面圧は、許容応力以下であり、漏えいは発生しない。 グランドパッキンは機能し、有意な漏えいは発生しないと考えられるが、グランドパッキンの存在を無視してグランド部から漏えいするものと想定し、弁本体と弁棒の隙間部の断面積を破断面積とした。
		計器入口弁 (計器本体を含む) (3個)	0.11 (約0.71)	<ul style="list-style-type: none"> 計器入口弁は、IS-LOCA発生時の圧力を上回る圧力で耐圧試験を実施しており破損しない。 計器本体は耐圧試験圧力がIS-LOCA発生時の圧力よりも低いものがあり、それらは破損し漏えいが発生する可能性がある。このことから、破損する可能性のある計器の計器入口弁の内径から破断面積を算出した。
		その他の弁	0	<ul style="list-style-type: none"> IS-LOCA発生時の圧力を上回る圧力で耐圧試験を実施しており、漏えいは発生しない。
	余熱除去 系統配管	0	<ul style="list-style-type: none"> 管の発生応力は許容応力以下であり、漏えいは発生しない。 フランジ部のガスケットの合計圧縮量は、ガスケットの最大圧縮量以下であり漏えいは発生しない。 	

○下図に余熱除去系入口弁が2台とも開状態となり、通常運転時の1次系の高圧・高温状態となった場合に漏えいが想定される機器を示す。

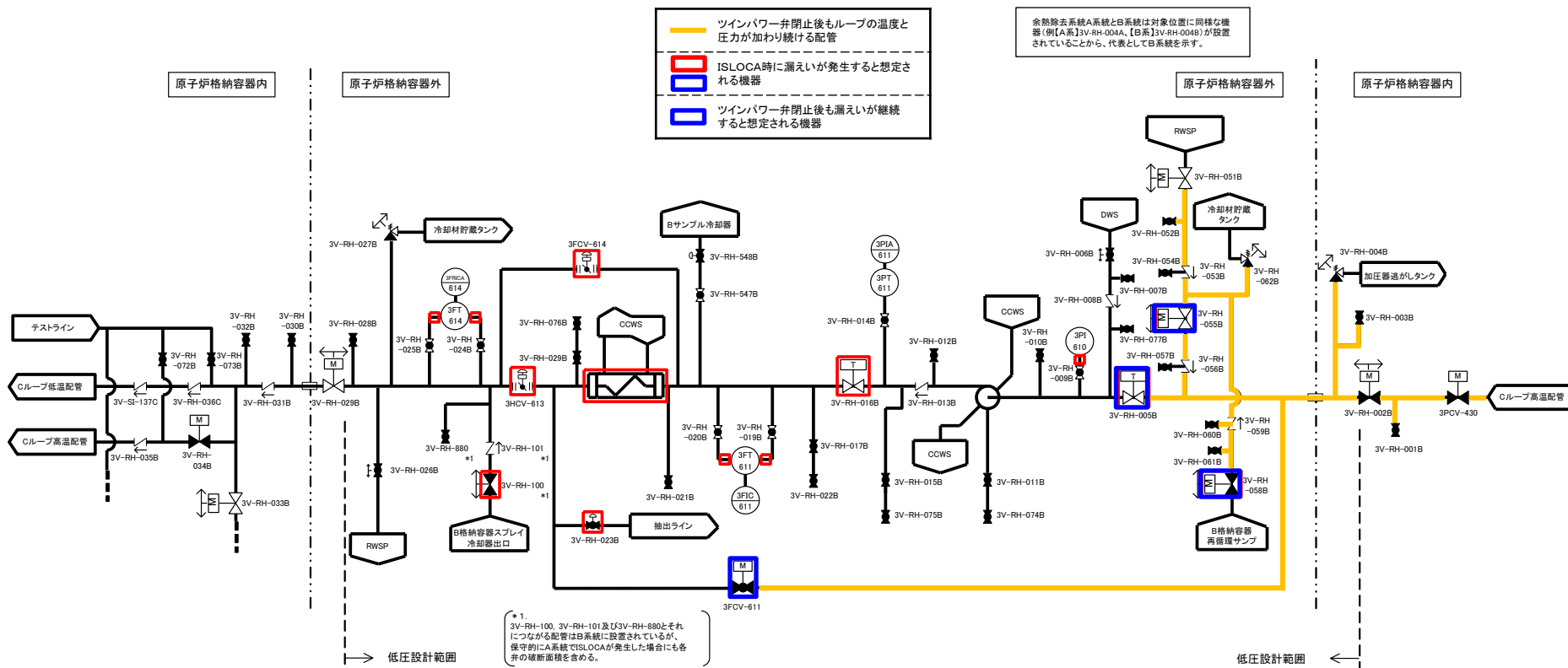


図 IS-LOCA発生時に漏えいが発生すると想定される機器

(3) 有効性評価における解析条件

破断面積(口径)の設定

- 破断面積については、IS-LOCA発生時の条件及び過去の知見から、NUPEC報告書※の代表プラントの値を参考に設定している。
- 実機で想定される破断面積については、漏えい量を保守的に評価する観点よりNUPEC報告書を参考に設定しているが、弁、余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器の個別機器毎に評価を行い、保守性を確認した上でこれを採用している。(表2)
- NUPEC報告書の代表プラントと泊3号炉の余熱除去系統においては、主配管や機器の仕様はほぼ同様であり、同報告書の評価条件を泊3号炉に適用することは可能。

※(財)原子力発電技術機構原子力安全解析所
「レベル2 PSA手法の整備に関する報告書=PWRプラント=」

表2 IS-LOCAの有効性評価で用いた破断面積

		代表 プラント※1	解析条件	実機評価 (再掲)	
破断面積 [inch ²] (cm ²)	①弁	0.55 (約3.55)	0.60*1 (約3.87)	プロセス弁 (9個)	0.38 (約2.45)
				計器入口弁 (3個)	0.11 (約0.71)
	②余熱除去 ポンプ	0.05 (約0.32)	0.05*2 (約0.32)	0	
	③余熱除去 冷却器	0.39 (約2.52)	0.39*2 (約2.52)	0.07 (約0.45)	
	①, ②, ③合計	0.99 (約6.39)	1.04 (約6.71)	0.56 (約3.61)	
等価直径 [inch] ^{*3} (cm)	①, ②, ③合計	1.12 (約2.84)	1.15 (約2.92)	0.84 (約2.13)	
	入口逃がし弁※4	4 (約10.16)	3 (約7.62)	3 (約7.62)	
	出口逃がし弁※4	1 (約2.54)	1 (約2.54)	1 (約2.54)	

*1. 代表プラントで該当する弁が明確でないことから、NUPEC報告書の値に対し不確定性を考慮した数値とした。

*2. 代表プラントと泊3号炉の漏えいを想定する余熱除去ポンプ及び余熱除去冷却器の個数はそれぞれ1個であり同数である。漏えい量は保守的に代表プラントの値を使用した。

*3. 等価直径 = ((破断面積 / π)^{0.5}) × 2、又は逃がし弁につながる入口配管の径。

*4. 逃がし弁の破断面積は、「0」であるが、作動設定値に応じて正常動作し実機の等価直径にて流出するものとしている。

4. 関連する補足説明資料

補足説明資料1.1 インターフェイスシステムLOCA発生時の余熱除去系統の
破断箇所及び破断面積について

1. 指摘事項

現場の作業環境測定についても手順の審査のなかで確認する。

2. 回答

- インターフェイスシステムLOCA(以下、「IS-LOCA」という。)が発生した場合、主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却、加圧器逃がし弁開放による1次系減圧操作の他、余熱除去ポンプ入口弁を閉止することによって漏えいが発生している余熱除去システムを隔離し、事象を収束させるとともに、健全側余熱除去システムによる炉心冷却により長期に冷却を継続する。
- 2013年9月5日審査会合において、余熱除去ポンプ入口弁を現場手動操作により閉止する際、操作場所の温度、放射線を事前に測定した上で、余熱除去ポンプ入口弁を閉止することとしており、この操作場所の環境測定の手順について別途、説明することとしていた。
- 余熱除去ポンプ入口弁(ツインパワー弁)は、遠隔操作にて閉止することが可能である。遠隔操作場所は、余熱除去ポンプ入口弁の設置場所よりも上層で、かつIS-LOCAにより漏えいが発生する機器が設置されていない原子炉補助建屋T.P.10.3mの通路に移設したことから、アクセスルートも含めて、溢水、並びに溢水によって悪化した雰囲気温度の影響を受けなく、また、放射線の影響が少ない場所となり、事故時現場操作の標準的な装備として全面マスク等を着用し個人線量計を携帯するものの、操作場所の事前の環境測定は不要となる。
- なお、余熱除去ポンプ入口弁の遠隔操作場所を移設したことにより、早期の流出停止を目的として、事象発生後1時間に閉止することが可能となった。

●格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）に対する対応手順

（解析上の時刻）

（0分）

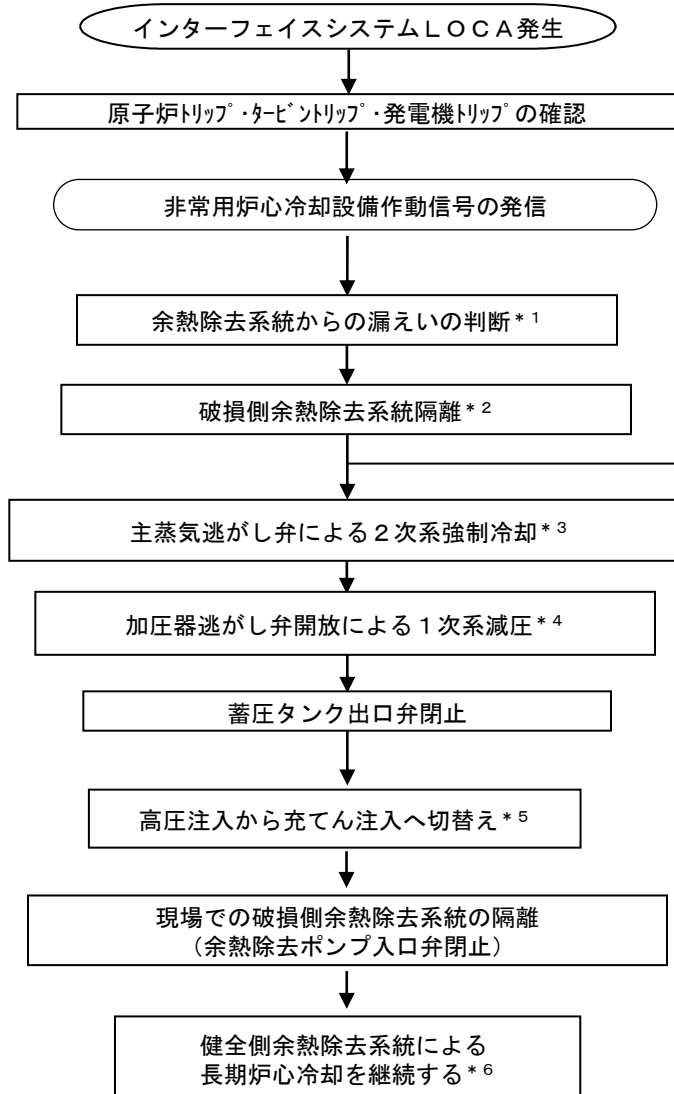
25分後
を仮定

（約25分）

（約55分）

（約58分）

（約60分）



凡例



:操作・確認



:プラント状態

- * 1 : 漏えいは以下で判断
 - ・1次冷却材圧力の低下
 - ・加圧器水位の低下
 - ・格納容器内及び補助建屋内の漏えい
 - ・排気筒ガスモニタ等の指示上昇
 - ・余熱除去ポンプ出口圧力上昇を確認
 - ・蒸気発生器関連モニタ指示正常
- * 2 : 余熱除去システムの隔離は以下による
 - ・余熱除去ポンプの停止
 - ・燃料取替用水ピットから余熱除去システムを隔離
 - ・1次冷却材システムから余熱除去システムを隔離

燃料取替用水ピットの
補給操作

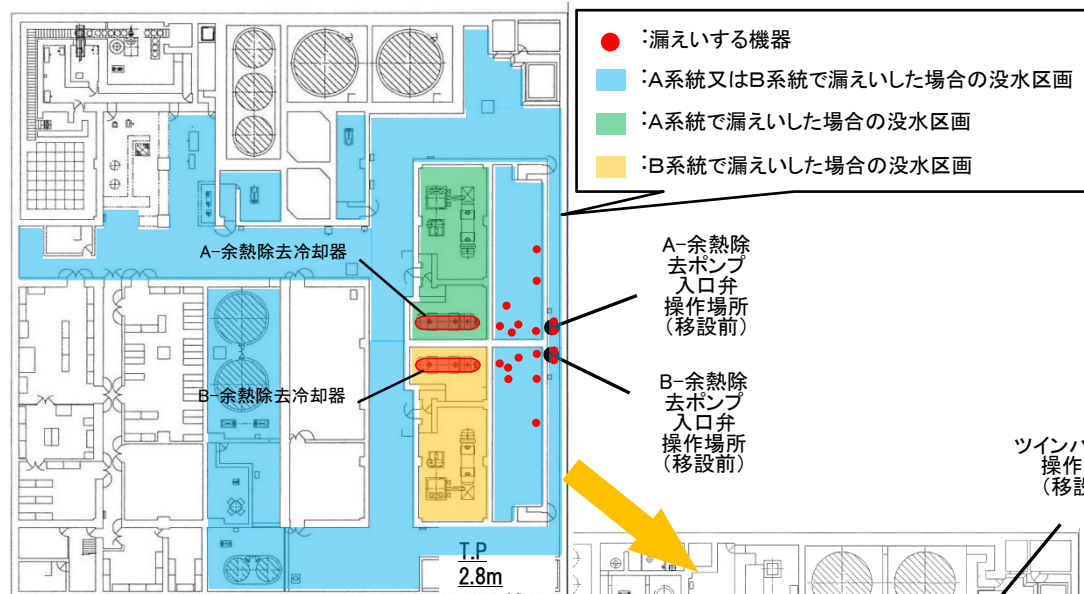
〔解析上考慮せず〕

- * 3 : ・漏えいしている余熱除去システムの隔離操作等の時間を考慮して、解析上では、約25分後の開始としているが、実際の操作では準備が完了した段階で実施する。
・蒸気発生器への注水は、電動補助給水ポンプによる。
- * 4 : 実際の操作においては、2次系強制冷却による1次系のサブクール度確保を確認した段階で実施する。（安全注入中60℃以上／安全注入停止後20℃以上）
- * 5 : 格納容器外への漏えいを抑制するため、充てんポンプによる注水は高圧注入ポンプの停止条件が成立してから開始。
- * 6 : 格納容器スプレイ信号が発信すれば、格納容器スプレイポンプが起動し、格納容器の健全性は確保される。

●格納容器バイパス時(インターフェイスシステムLOCA)の作業と所要時間

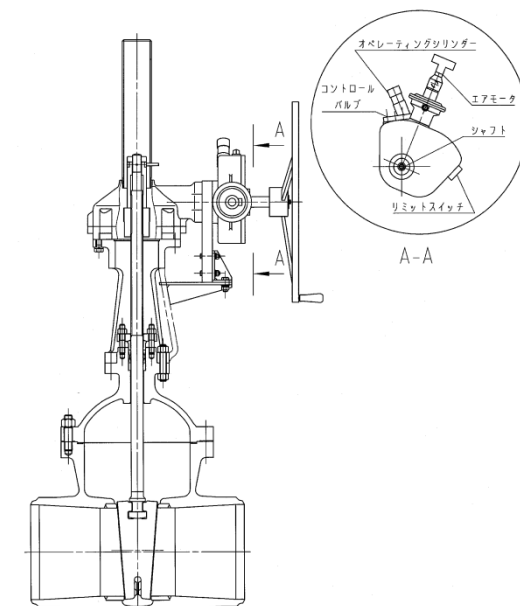
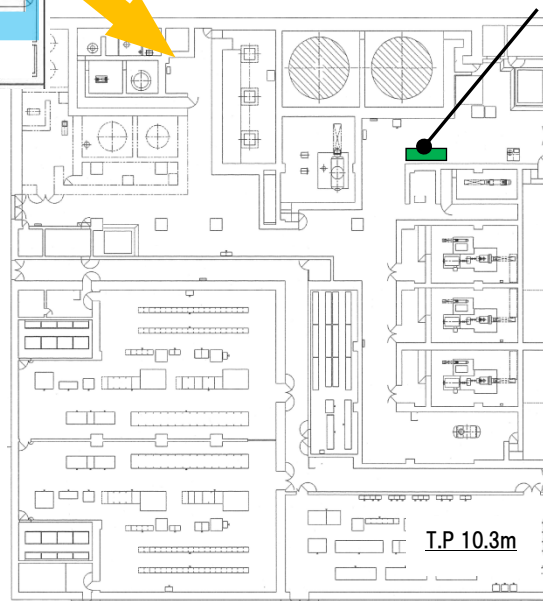
手順の項目	要員	手順の内容	経過時間(分)							備考
			10	20	30	40	50	60	70	
			経過時間(時) 3 4 5 6 7 事後発生 約26秒、非常用炉心冷却設備作動 約25分 2次系強制冷却 プラント状況判断 約55分 加圧器逃がし弁開による1次系減圧 約58分 蓄圧タンク出口弁閉止 約60分 高圧注入から充てん注入に切替え 約60分 破損側余熱除去系統隔離完了							
状況判断	運転員	●原子炉・タービントリップの確認 ●非常用炉心冷却設備作動状況の確認 ●余熱除去系統漏えい確認 (中央制御室)	10分							
破損側余熱除去系統隔離	運転員a	●破損側余熱除去ポンプの停止 ●破損側余熱除去系統を燃料取替用水ビットより隔離 ●破損側余熱除去系を1次冷却系から隔離(解析上考慮せず) (中央制御室操作)	約5分							
加圧器逃がし弁開放による1次系減圧		●加圧器逃がし弁開放操作 (中央制御室操作)	適宜実施							
安全注入停止		●安全注入停止操作 (中央制御室操作)	約10分							
健全側余熱除去系による1次系冷却		●健全側余熱除去系による1次系冷却 (中央制御室操作)	適宜実施							
2次系強制冷却	運転員b	●主蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作)	約2分							2次系強制冷却は、解析上期待している約25分までに実施できる。
充てん注入開始		●充てんラインによる注入操作 (中央制御室操作)	約10分							適宜流量調整
蓄圧タンク出口弁閉止		●蓄圧タンク出口弁閉止操作 (中央制御室操作)	約2分							
燃料取替用水ビットの補給(解析上考慮せず)		●燃料取替用水ビットの補給操作 (中央制御室操作)								
燃料取替用水ビットの補給(解析上考慮せず)	運転員c	●現場移動/燃料取替用水ビットの補給系統構成 (現場操作)								
破損側余熱除去系統隔離	運転員d	●現場移動/現場による破損側余熱除去系統隔離操作 (現場操作)	余熱除去ポンプ入口弁閉止							

● ツインパワー弁遠隔操作場所の移設



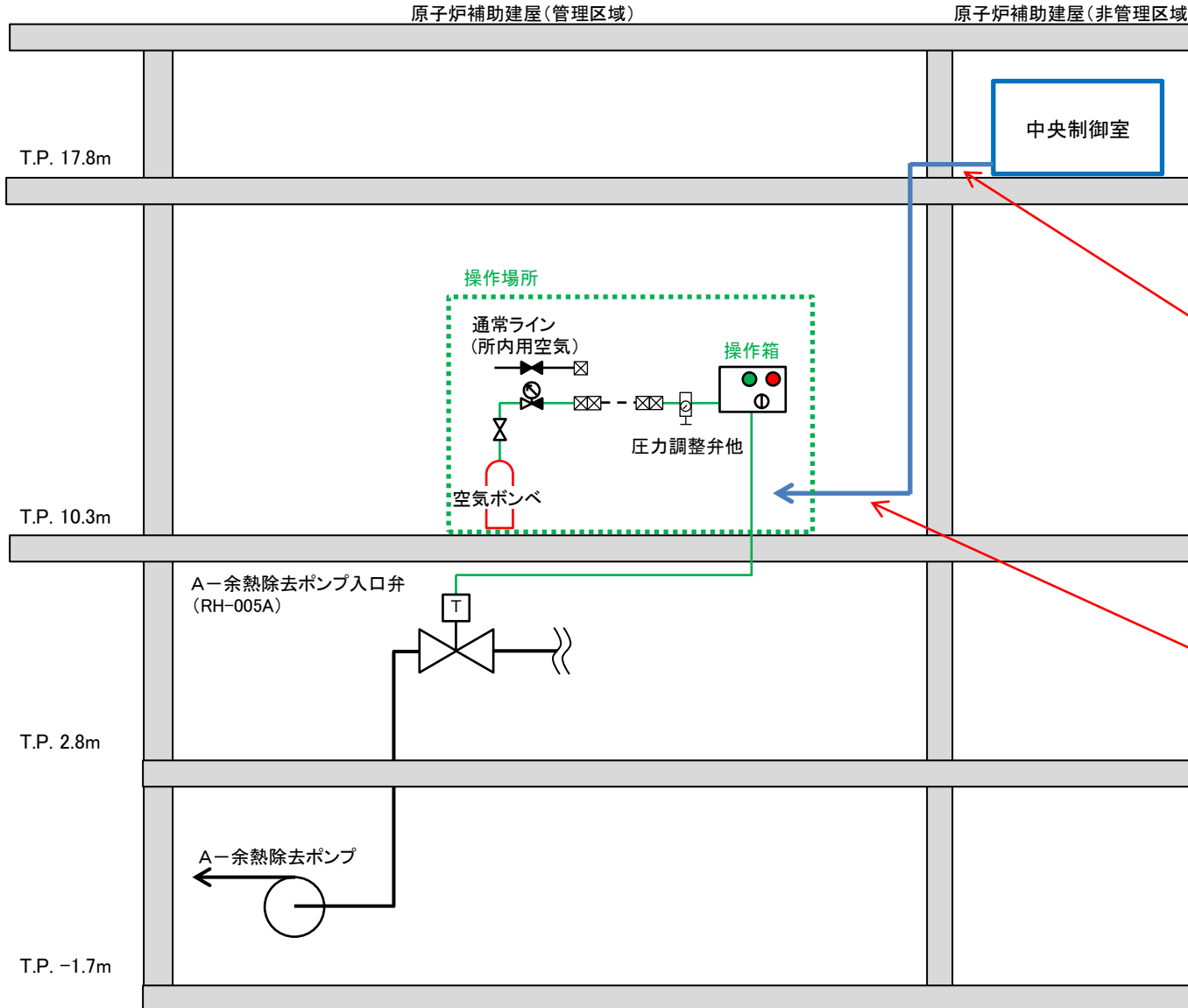
ツインパワー弁
操作場所
(移設後)

移設前のツインパワー弁操作場所である原子炉補助建屋 T.P. 2.8mの通路は、雰囲気温度の上昇等により操作環境の悪化が想定される。移設後のツインパワー弁操作場所は、溢水、並びに溢水によって悪化した雰囲気温度の影響を受けなく、また、放射線の影響が少ない場所である原子炉補助建屋 T.P. 10.3mの通路であり、ツインパワー弁の操作箱の他、駆動用空気ポンプ、空気供給配管、弁を設置している。

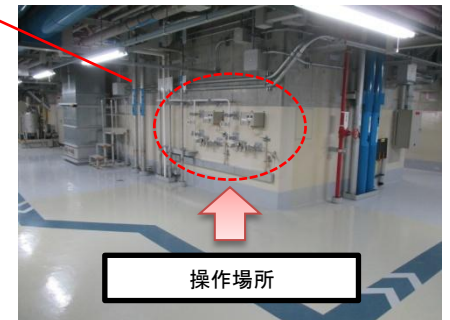


ツインパワー弁構造図

● ツインパワー弁操作場所へのアクセスルート(1/2)



原子炉補助建屋T.P.17.8m



原子炉補助建屋T.P.10.3m

●ツインパワー弁操作場所へのアクセスルート(2/2)



①中央制御室



②中央制御室から階段へ



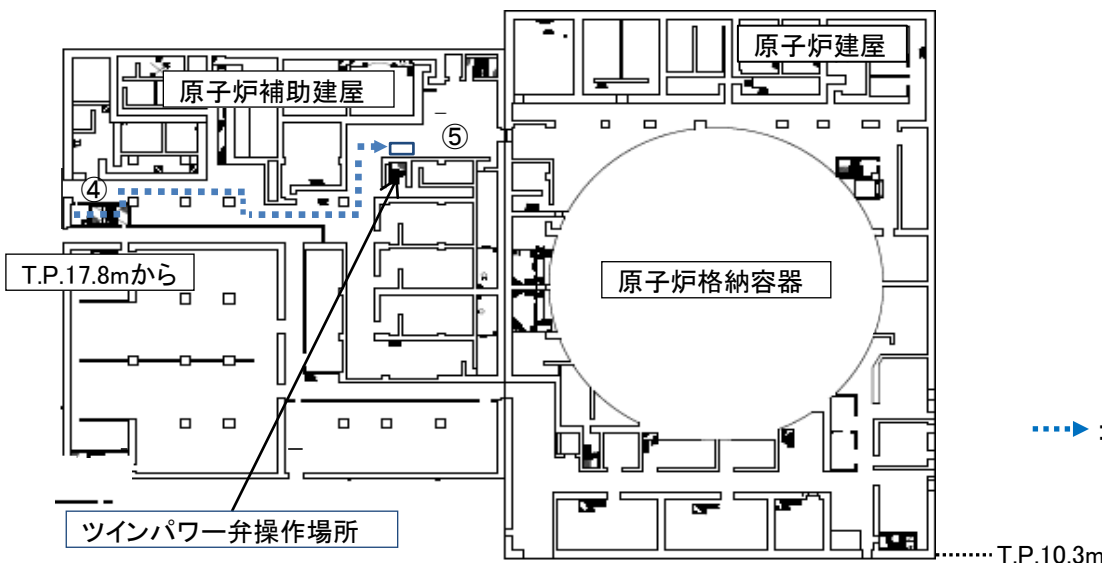
③階段



④階段にてT.P.10.3mへ



⑤ツインパワー弁操作場所



..... : 運転員

3. 関連する補足説明資料

補足説明資料1.2 余熱除去系統の分離, 隔離操作

1. 指摘事項

建屋内への溢水処理について、ドレンラインの移送能力について説明すること。

2. 回答

インターフェイスシステムLOCA（以下ISLOCAという）の発生により漏えいした1次冷却材は、補助建屋における漏えい区画の床ドレン配管を通じて下層エリアに移送され最終的には最下層エリアに溢水すると考えられるが、評価上各区画の溢水量、溢水エリアの環境条件（温度、放射線量）をより厳しく評価する観点から、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た。なお、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ている。

上記条件にて評価を行った建屋内各区画の溢水量およびそれを前提条件とした建屋内雰囲気（温度、放射線量）において、高圧注入ポンプなどの緩和機器の機能維持あるいは1時間以内に実施する余熱除去系の隔離作業（指摘事項0905-06参照）の成立性について合わせて確認した。

結果を表1に纏める。

表1 ISLOCA発生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	原子炉補助建屋 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59分 ^(※1)	約25分～ ^(※1)	約55分～ ^(※1)	約60分～ ^(※1)	約64分～ ^(※1)	～約1時間後 ^(※2)
a. 溢水評価	・中央制御室からの操作のため操作可能	同左	同左	同左	同左	<ul style="list-style-type: none"> ・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クセスルート(T.P.10.3m)近傍では溢水は発生しないため、アクセスに支障はない。 ・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、溢水の影響を受けない。浸水レベル:0.10m 機能喪失高さ:1.69m
	・水量は高圧注入ポンプ及び関連計装品の機能喪失高さを下回り、機能は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、関連計装品も含め影響はない。	・加圧器逃がし弁は、関連計装品も含め、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。	・充てんポンプが設置された区画では溢水は発生せず、関連計装品も含め影響はない。	・水量は余熱除去ポンプ及び関連計装品の機能喪失高さを下回り、機能は維持されることを確認。 浸水レベル:0.14m 機能喪失高さ:0.83m ・余熱除去冷却器は、静的機器であり溢水の影響を受けない。	
b. 雰囲気温度評価	・中央制御室からの操作のため操作可能	同左	同左	同左	同左	<ul style="list-style-type: none"> ・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クセスルート(T.P.10.3m)近傍では溢水は発生しないため、アクセスに支障はない。 ・ツインパワー弁の駆動部は雰囲気温度に対し機能維持されることを確認しており影響はない。
	・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。また、原子炉補機冷却水が通水されるためポンプ本体も機能維持される。	・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、関連計装品も含め影響はない。	・加圧器逃がし弁は、漏えい箇所から離隔していることに加え、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。	・充てんポンプが設置された区画では溢水は発生せず、隣接区画の溢水は僅かであるため、関連計装品も含め、影響は少ない。	・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。また、原子炉補機冷却水が通水されるためポンプ本体も機能維持される。 ・余熱除去冷却器は、最高使用温度が高いことから、雰囲気温度に対し機能維持に影響を受けない。	
c. 放射線量評価	・中央制御室からの操作のため操作可能	同左	同左	同左	同左	<ul style="list-style-type: none"> ・ツインパワー弁操作に伴う運転員の受ける線量は約4.5mSvであり、被ばく線量上操作は十分可能。 ・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。
	・高圧注入ポンプ及び関連計装品が放射線量に対し機能維持されることを確認。	・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、関連計装品も含め影響はない。	・加圧器逃がし弁は、漏えい箇所から離隔していることに加え、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。	・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対し機能維持されることを確認。 ・余熱除去冷却器は金属部品で構成されており、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。	

(※1):解析上の時間
(※2):実際の操作可能時間を考慮

3. 関連する補足説明資料

補足説明資料1.3 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

【ISLOCA発生時の対応操作の成立性確認結果(表1)の関連記載箇所】

2. ISLOCA発生時の対応操作の成立性

- | | | |
|---|-------------------------|------------|
| (1)対応操作の成立性 | ----- | P 99 |
| (a. 溢水による影響、 b. 雰囲気温度の影響、 c. 放射線による影響) | | |
| (2)健全側余熱除去ポンプ等の機能維持 | ----- | P101 |
| (a. 溢水による影響、 b. 雰囲気温度の影響、 c. 放射線による影響) | | |
| a. 溢水評価 | : 別紙－ 1 ISLOCA時の溢水評価 | ----- P105 |
| b. 雰囲気温度評価 | : 別紙－ 2 ISLOCA時の雰囲気温度評価 | --- P115 |
| c. 放射線量評価 | : 別紙－ 3 ISLOCA時の放射線量評価 | ----- P131 |

1. 指摘事項

P A R、イグナイタの作動状況の監視方法を検討すること。

2. 回答（概要）

原子炉格納容器（以下「C/V」という）内の水素濃度を可搬型格納容器水素濃度計測装置により連続測定し、中央制御室で連続監視することで、P A R及びイグナイタの水素処理によりC/V内の水素濃度が低減されていることを確認する。

また、各P A Rの内部及び各イグナイタのコイル上方に温度計（熱電対）を設置し、中央制御室で温度監視することにより、P A R及びイグナイタによる水素処理状況を確認する。

3. 回答（詳細）

（1）水素処理に伴う温度変化

a. P A R

- P A Rは、触媒における再結合反応により水素を除去する装置であり、水素濃度の上昇、水素処理割合の増加に従って装置内の温度が上昇する（図1）。
- 各P A Rに熱電対を取り付け、中央制御室にて温度を監視する。



図1 P A Rの温度上昇

b. イグナイタ

- イグナイタによる水素燃焼時の温度変化を確認する試験を行い、ヒーティングコイル近傍において、水素燃焼時の温度上昇を検知できることを確認した（図2）。
- 各イグナイタに熱電対を取り付け、中央制御室にて温度を監視する。

試験条件 水素濃度 7 v o l % (ウェット) 水蒸気濃度 5 5 v o l %

図2 イグナイタによる水素燃焼時の温度上昇

(2) 熱電対設置位置

a. P A R

- P A R 筐体側面に熱電対シースを取り付け、触媒プレート上部のガス温度を測定する（図3）。

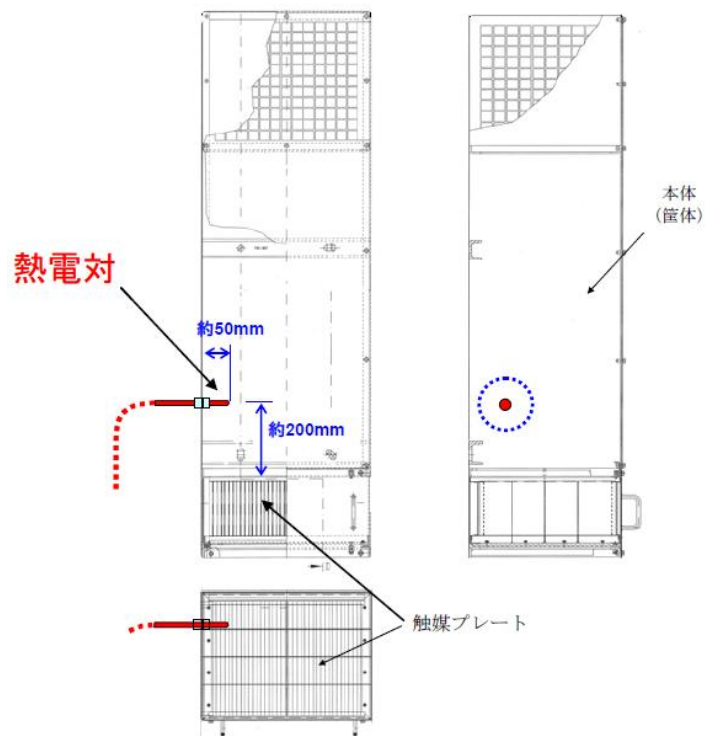


図3 P A Rへの熱電対取り付け位置（計画）

b. イグナイタ

- 熱電対は、イグナイタヒーティングコイルの上方（被水防止用の傘の下）に熱電対シース先端が位置するように固定して取り付ける（図4）。

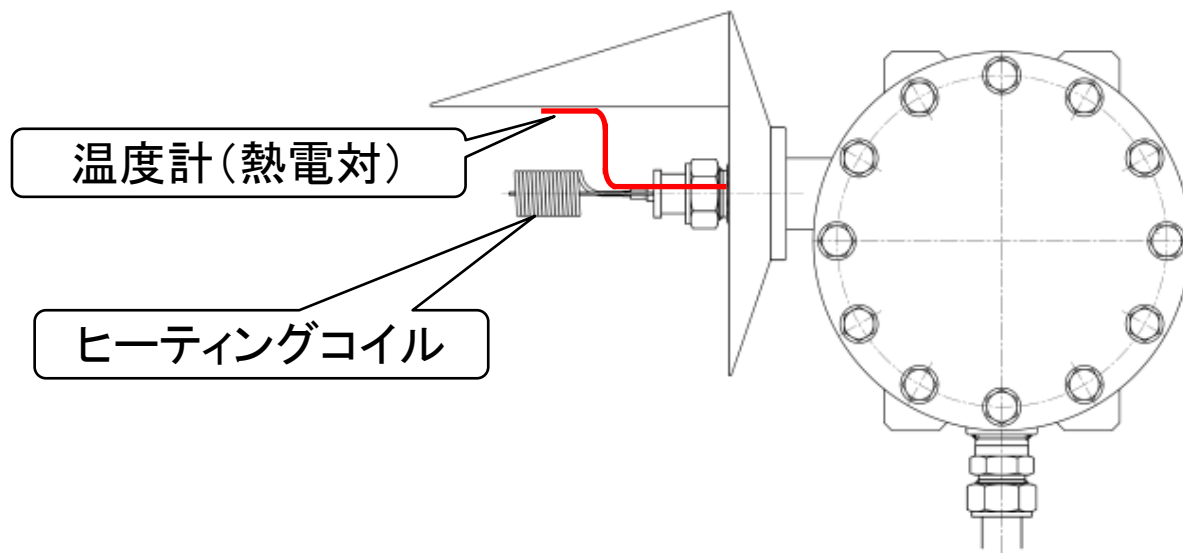


図4 イグナイタへの熱電対取り付け位置（計画）

(3) 系統構成

- 測定温度は、中央制御室のAM設備制御監視盤に入力し、温度（熱電対）のデジタル表示及びトレンド表示で水素燃焼の状況を確認する（図5）。

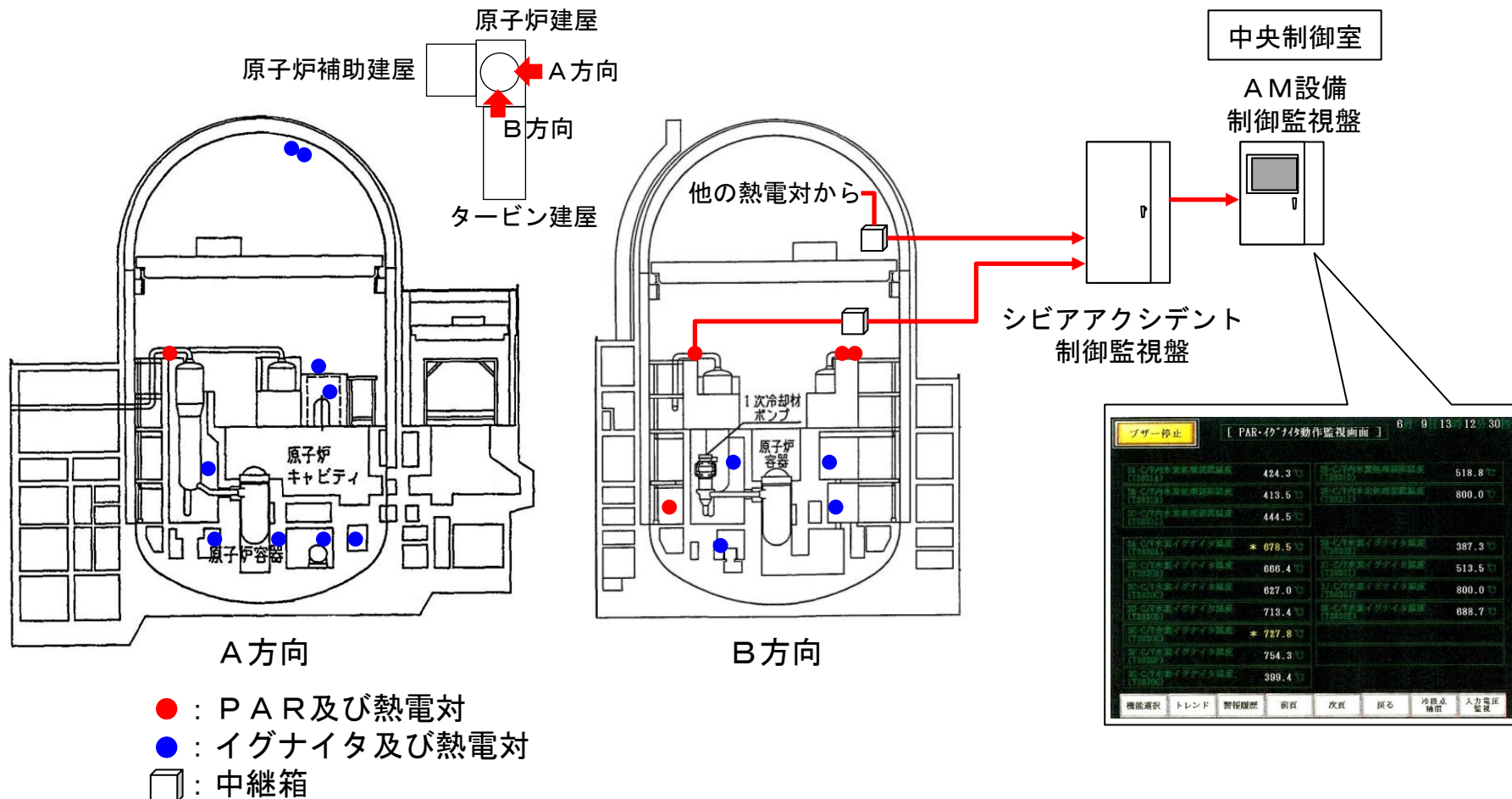


図5 動作監視装置の系統構成（計画）

1. 指摘事項

水素濃度は爆轟レベルに至らないが、比較的高い濃度で推移することに対して、PARの必要容量（台数）を別途確認する。

2. 回答（概要）

PARを5個設置することにより、原子炉格納容器（以下「C/V」という）内の平均水素濃度（ドライ換算）のピーク値は約11.7vol%に抑えられ、その後低下傾向を示す。

また、Zr-水反応により短期的に発生する水素を低減するためにイグナイタを11個設置し、イグナイタによるC/V内水素濃度のピーク低減と、PARによる継続的な水素除去により、著しい炉心損傷時のC/V内水素濃度の更なる低減を図っている。

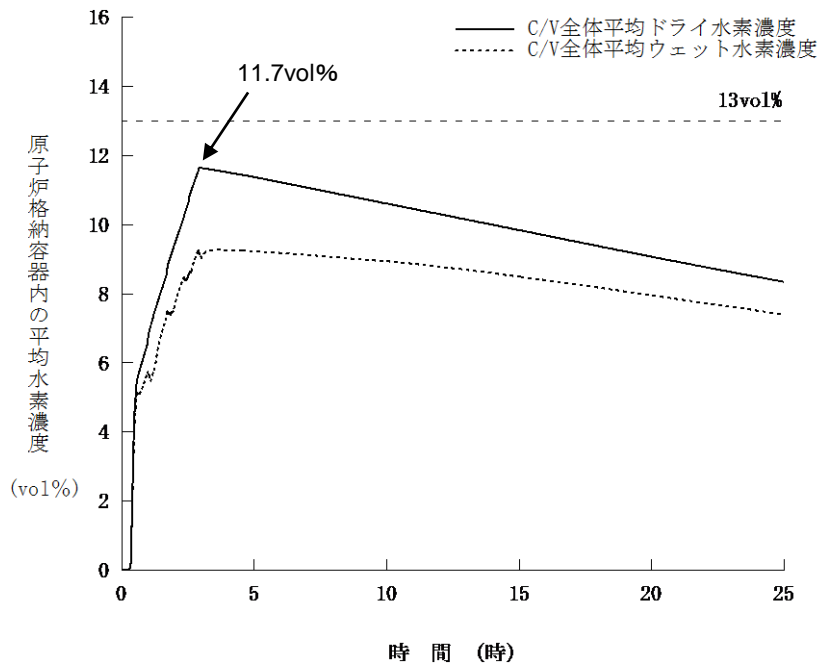
さらに、万が一水素の成層化が発生した場合にも対処できるよう、C/Vドーム部にイグナイタを2個（うち1個予備）設置し、より一層の水素対策の高度化を図っている。

以上のとおり、PAR5個及びイグナイタ13個（うち1個予備）の設置によりC/V内の水素を効果的に処理できると考えている。

なお、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下、「MCCI」という。）による水素の発生を考慮した場合でも、PAR5個の効果によりC/V内の平均水素濃度（ドライ換算）が13vol%を下回ることを確認した。

3. 回答（詳細）

- 水素燃焼の観点から厳しいシーケンスとして「大LOCA+ECCS注入失敗」を想定して解析を実施した。
- PARを5個設置することにより、C/V内の平均水素濃度（ドライ換算）のピーク値は約11.7vol%に抑えられ、その後低下傾向を示す（図1）。



【主要条件】

- PARあり（5個）
- 全炉心内のZr量の75%が水と反応
- 放射線水分解、金属腐食による水素生成を考慮

図1 C/V内平均水素濃度

- Zr-水反応により短期的に発生する水素を低減するためにイグナイタを11個設置し、イグナイタによるC/V内水素濃度のピーク低減と、PARによる継続的な水素除去により、著しい炉心損傷時のC/V内水素濃度の更なる低減を図っている。
- さらに、万が一水素の成層化が発生した場合にも対処できるよう、C/Vドーム部にイグナイタを2個（うち1個予備）設置し、より一層の水素対策の高度化を図っている。

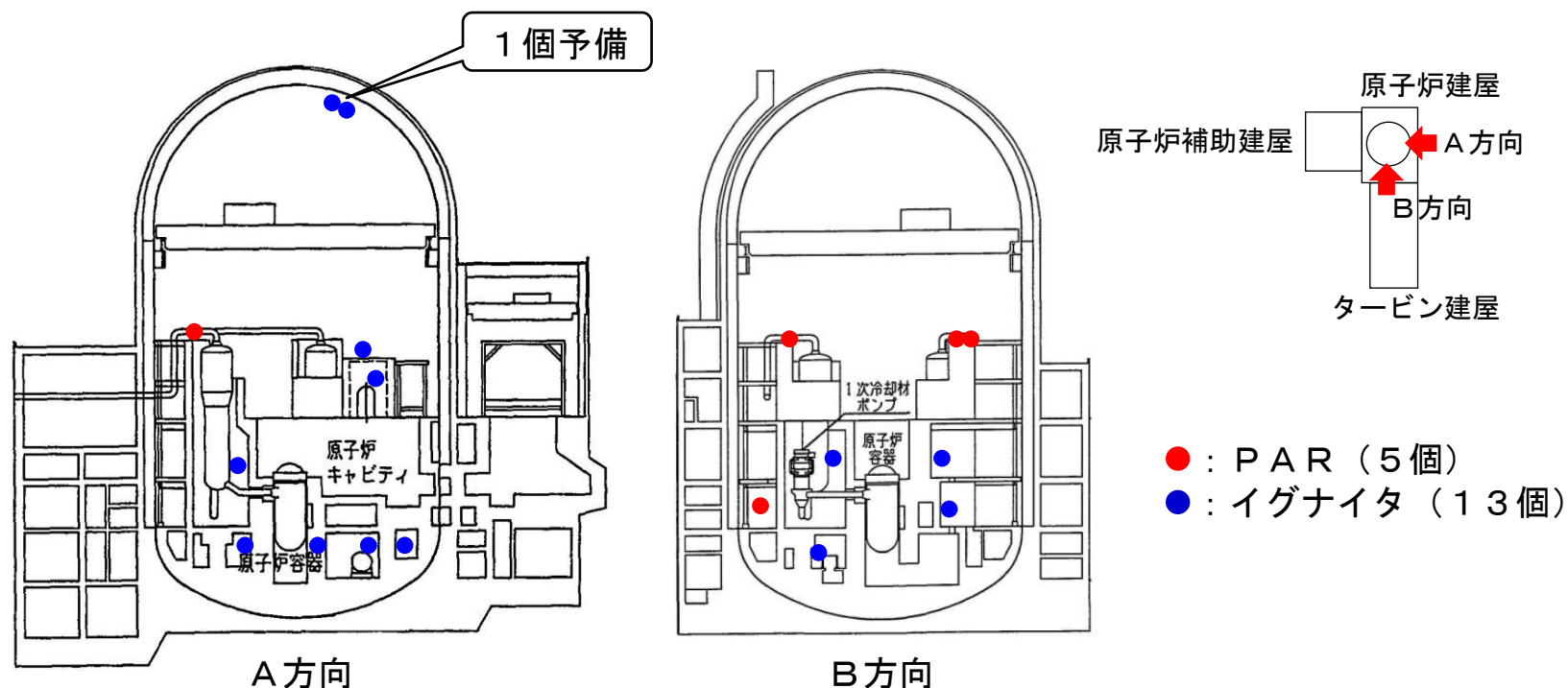


図2 PAR及びイグナイタ配置図

- 水素燃焼の観点から厳しいシーケンスとして「大LOCA+ECCS注入失敗」を想定して解析を実施した。
- PARに加えて、イグナイタを設置することにより、水素のより一層の低減が可能であることを確認した（図3，4）。

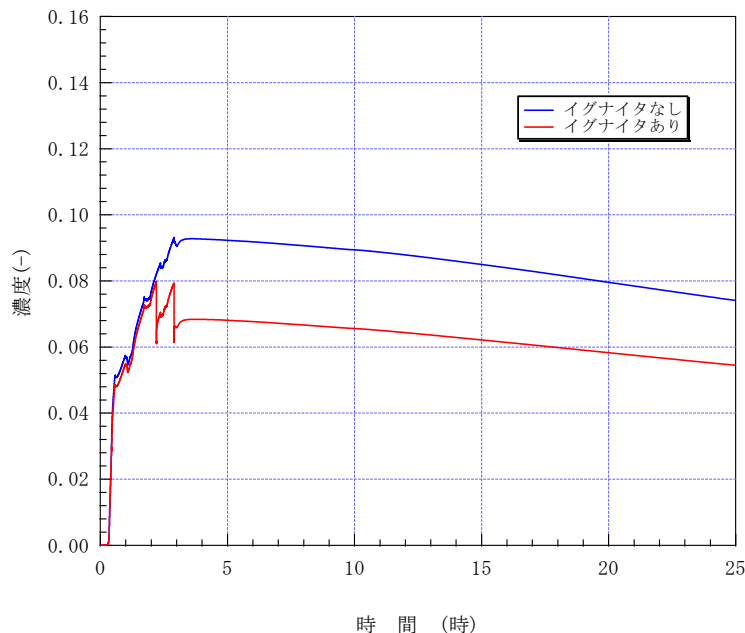


図3 C/V内平均水素濃度（ウェット）

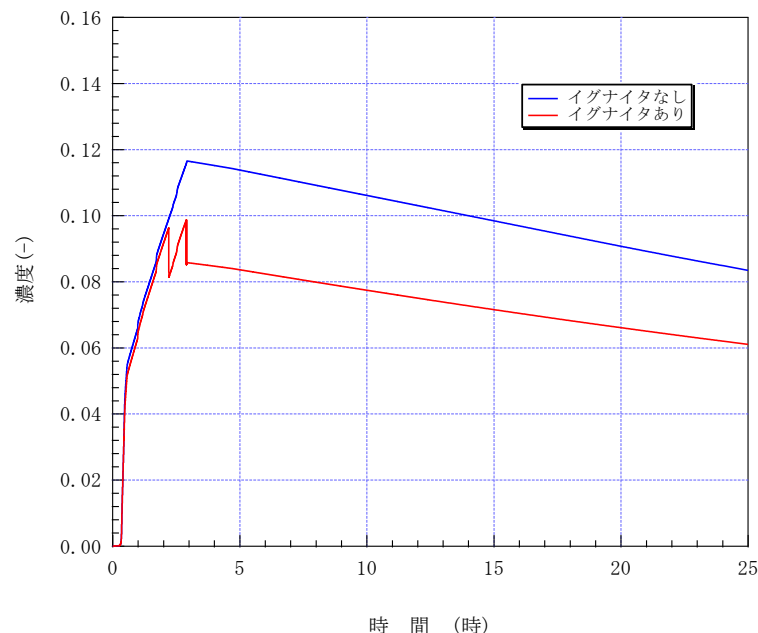


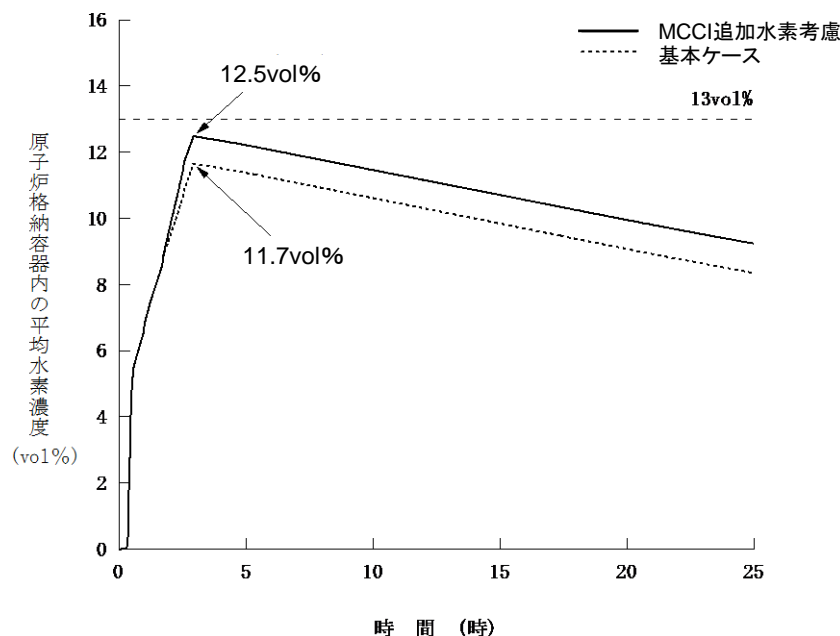
図4 C/V内平均水素濃度（ドライ）

【主要条件】

- PARあり（5個）
- イグナイタあり（予備を除く12個）
- 全炉心内のZr量の75%が水と反応
- 放射線水分解、金属腐食による水素生成を考慮
- イグナイタ燃焼開始水素濃度：ウェット8vol%、水蒸気濃度：～55vol%

【MCCIによる水素の発生を考慮した場合のC/V内水素濃度】

- MCCIの不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施し、厳しい条件を組み合わせた場合においても、コンクリート侵食に伴い追加で発生する水素は、全炉心内のZr量の約6%が反応したのに相当する量であることを確認した。
- この感度解析結果を踏まえ、原子炉容器内及び原子炉容器外のZr-水反応に加えて、MCCIによる追加水素発生分を考慮したとしても、PAR5個の効果によりC/V内の平均水素濃度（ドライ換算）は最大12.5vol%であり、13vol%を下回ることを確認した（図5）。



【主要条件】

- PARあり（5個）
- 全炉心内のZr量の75%が水と反応（基本ケース）
- MCCIによる追加水素を考慮したケースは、基本ケースに加えてMCCIによる追加水素発生分（約6%）を考慮
- 放射線水分解、金属腐食による水素生成を考慮
- 保守的に、MCCIによる追加水素発生分に対する水素処理は考慮していない。

図5 C/V内平均水素濃度（ドライ）（MCCI追加水素考慮）

4. 関連する補足説明資料

補足説明資料2.1 PAR及びイグナイタの設置場所について

補足説明資料2.2 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP）
（第108回審査会合 資料1-2-5 抜粋）

1. 指摘事項

原子炉容器内にデブリが残留した場合、原子炉容器を水没させる必要性について今後確認する。

2. 回答(1/4)

○炉心が溶融し、原子炉容器破損に至った後、原子炉容器内に溶融炉心(デブリ)が残留することで、CVへの熱放散によりCV内が過熱蒸気雰囲気となり、格納容器再循環ユニットによる除熱性能が低下する懸念があるため、原子炉容器を水没させる必要性について検討した。

○検討結果

- 原子炉容器を水没させる上で、残存する溶融炉心とCV内雰囲気の飽和度に関して評価した結果、全炉心の85%以上が水没する状況であれば、CV内雰囲気は過熱状態にはならないと考えられる。
- 炉心の中心高さまで水張りを行うことで、溶融炉心の15%以上が水面よりも上に残存する可能性は極めて低いことから、冷却性に問題はない。
- CV注水の運用管理上の上限レベルは、炉心発熱有効長上端位置から0.5m下の位置とし、この位置に電極式のCV水位計を設置し、管理することとする。

2. 回答(2/4)

OCV注水を実施した場合に考えられる影響として、以下2点整理した。

	考えられる影響・評価
臨界性	<ul style="list-style-type: none"> ・冠水している溶融炉心に関しては、冠水させている水がほう酸水と中性子吸収効果が見込める海水の混合水であるため、臨界に至る可能性は低い。 ・露出している溶融炉心に関しては、金属塊中に1次冷却材が侵入し、中性子の最適減速状態が成立する場合には、臨界に至ることも考えられるが、炉心形状の崩壊などその他の要因も重なるため、臨界に至る可能性は低い。
設備への影響	<ul style="list-style-type: none"> ・CV注水の運用管理上の上限レベルは、CV再循環ユニットのダクト開放機構下端から1.2m下であるため、冷却機能に影響はない。 ・CV内の監視に必要な他の設備に関しても、十分な高所にあり水没しない。

2. 回答(3/4)

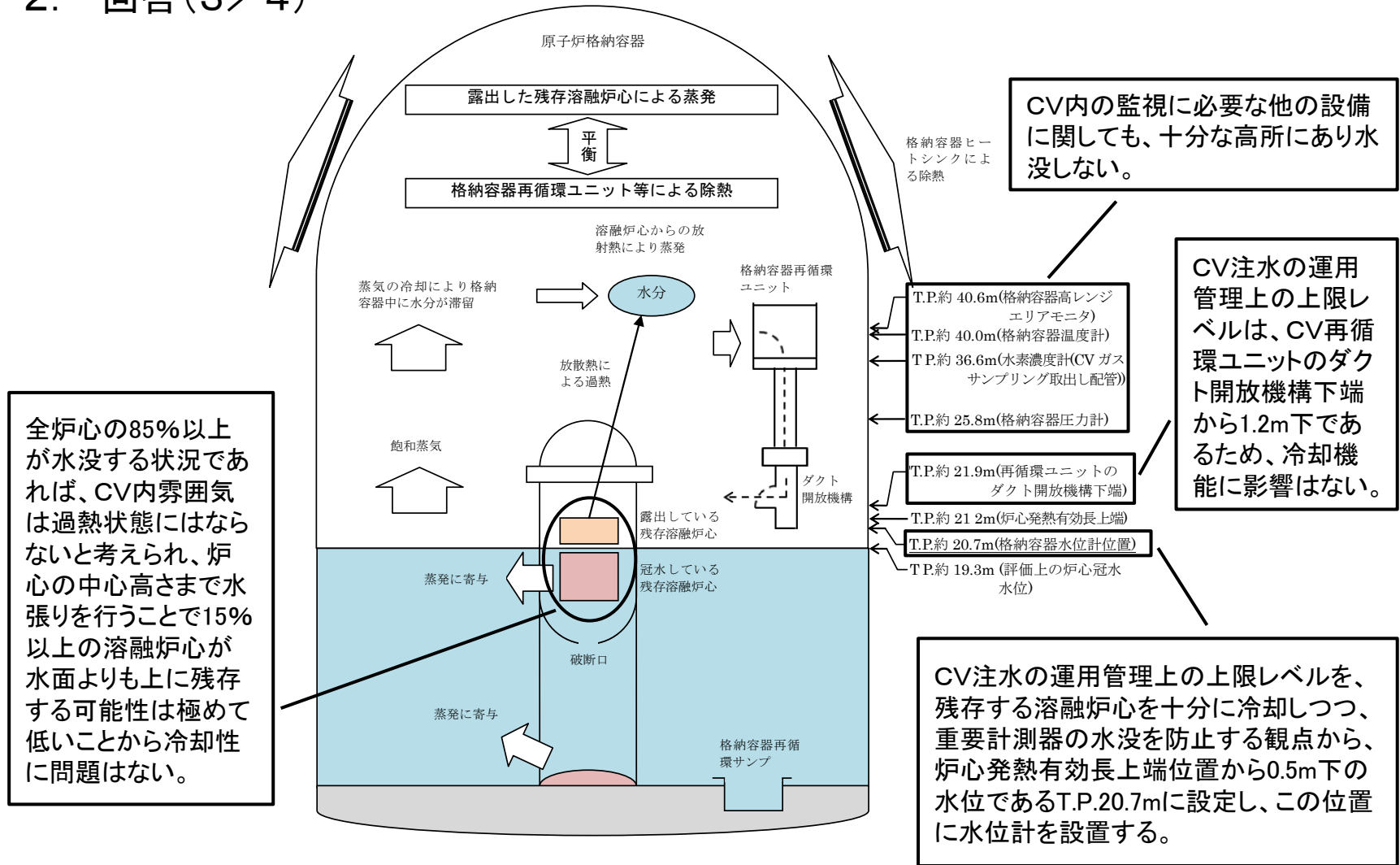


図 原子炉格納容器内への注水による炉心冠水状態

2. 回答(4/4)

○まとめ

- 炉内に大量の溶融炉心が残存することを想定し、溶融炉心の冷却性及び冷却操作による設備への影響の観点で検討を行った結果、CV注水によりCV健全性が確保できることを確認した。

3. 関連する補足説明資料

補足説明資料3.1 炉心部に残存する損傷燃料の冷却について

0926-06【格納容器過温破損】

1. 指摘事項

下部キャビティへのスプレイ水の流入経路の閉塞に対する信頼性について改めて説明すること。

2. 回答

- 流入経路となる連通管が溶融炉心等で内側から閉塞する可能性について、連通管の下部キャビティ室床面からの設置高さ{ }が、溶融炉心等の堆積高さ{ }に対し十分な余裕があることから、閉塞することはないことを確認した。
- 連通管が大破断LOCA時に発生する比較的大型の破損保温材で外側から閉塞する可能性については、蒸気発生器室内のグレーチングの存在や蒸気発生器室から連通管に至るまでの通路が複雑かつ長いことから、連通管まで到達する可能性は小さいと考えられるが、破損保温材を含む水の通過経路となるT.P.17.8mの外周通路部床面の階段開口部(2箇所)の周囲に、連通管を閉塞させる恐れのある比較的大型の破損保温材を捕捉するためのパンチングメタルプレートを設置し、万全を図った。(図3, 4)
- 上記により連通管が閉塞する可能性はないと考えられるが、さらなる信頼性向上のため、下部キャビティ室入口扉に開口部(小扉)を設置し、下部キャビティ室への追加の流路を確保した。(図3, 5, 6)

3. 関連する補足説明資料

補足説明資料3.2 原子炉下部キャビティ室への流入について

0926-06【格納容器過温破損】

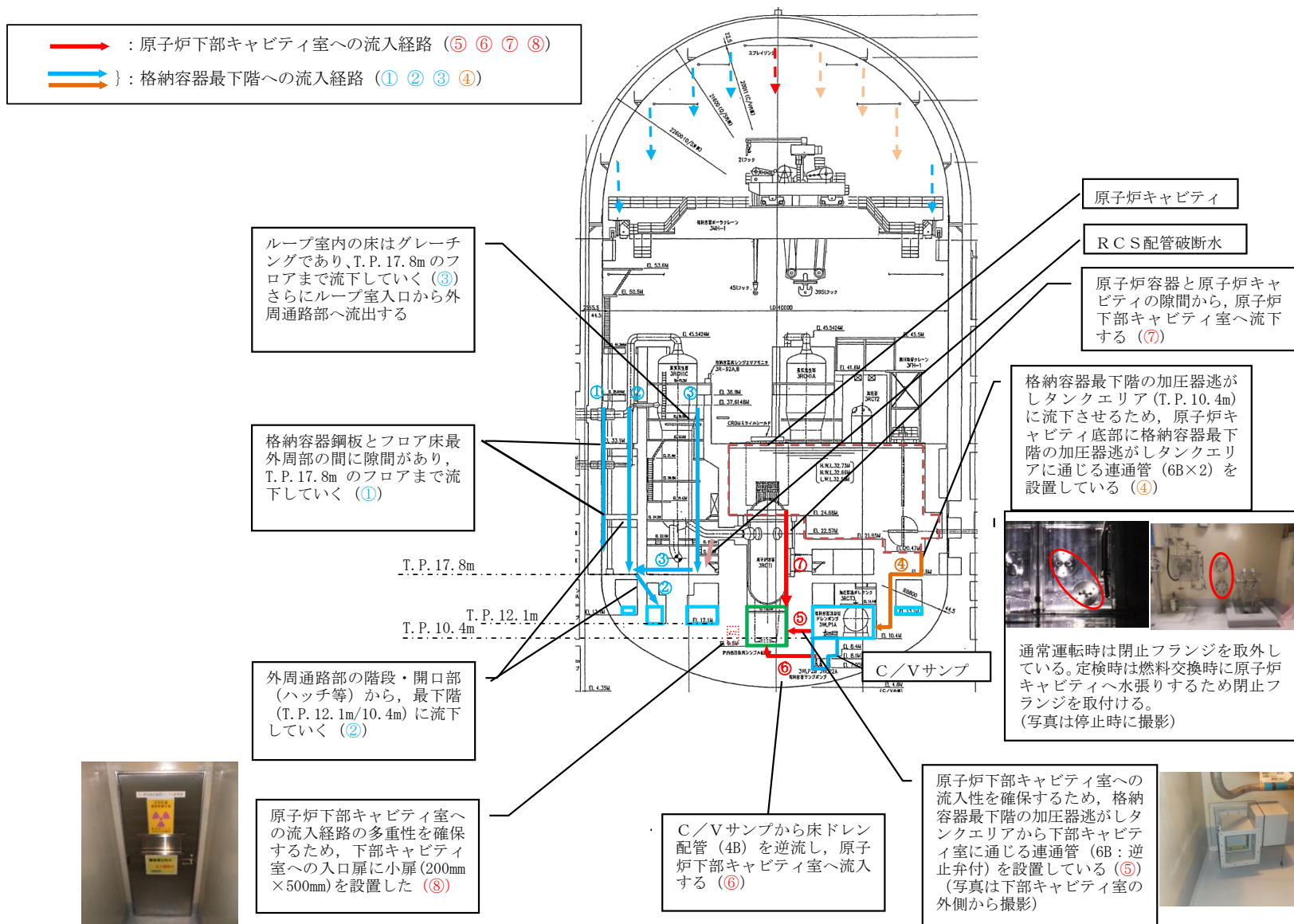


図1 格納容器スプレイ水の原子炉キャビティ室までの流入経路(断面図)

0926-06【格納容器過温破損】

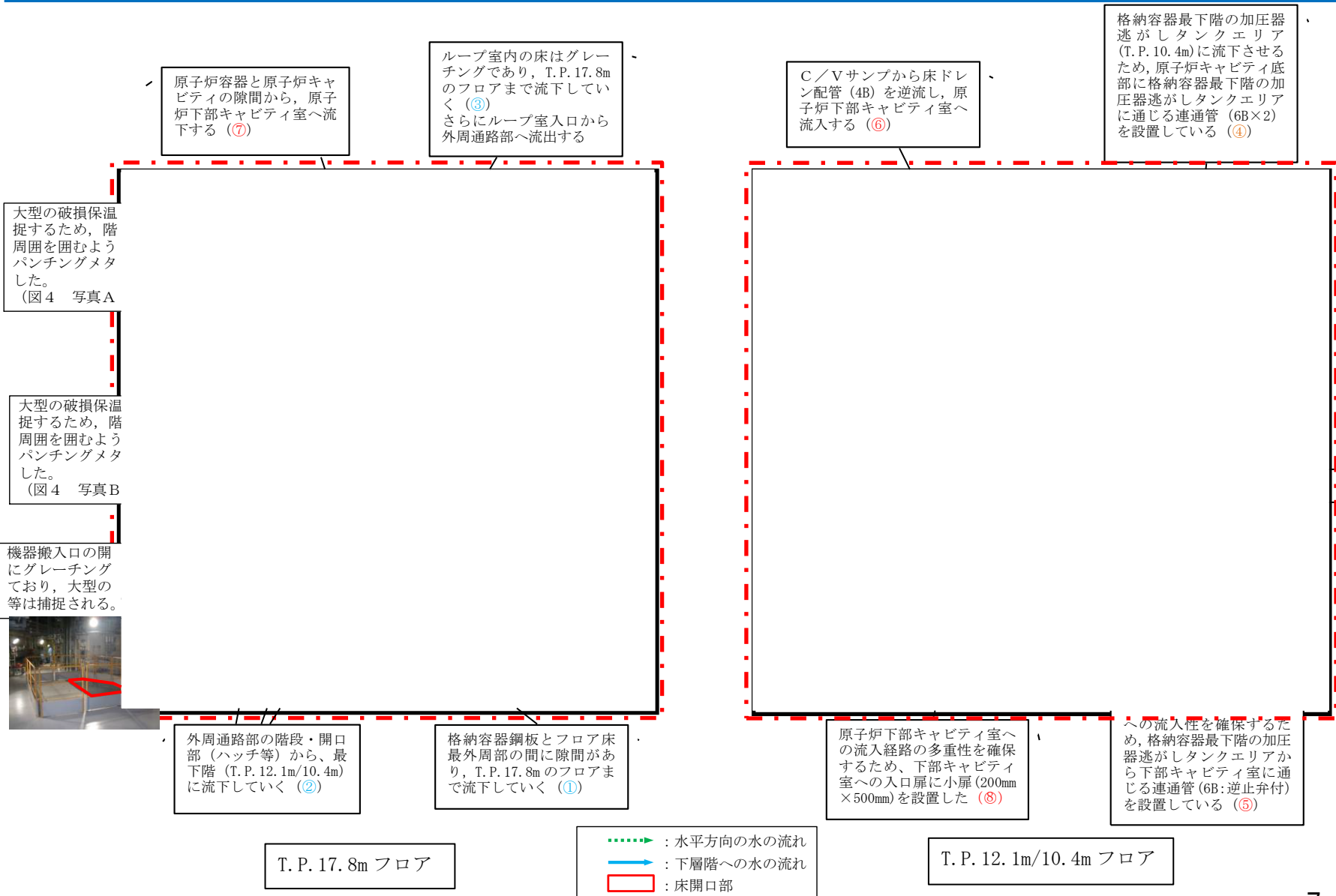


図2 格納容器スプレイ水の原子炉キャビティ室までの流入経路(平面図)

<連通管の原子炉下部キャビティ室内側からの閉塞の可能性について>

○「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」(格納容器過圧破損防止)シナリオの有効性評価における解析により、下表に示すとおり① 溶融炉心(全量) ()と② 炉内構造物等 の合計 が、LOCA後3時間までに原子炉から落下するとの結果を得ている。

○上述の結果に解析結果が持つ不確定性を考慮し、保守的に物量が多くなるよう② 炉内構造物等の重量を とし、合計150トン分が原子炉下部キャビティ室に堆積することを想定する。

	構成物	材料	重量 (解析)	重量 (今回想定)	比重※	体積
①	溶融炉心 (全量)	UO ₂			約11	約17m ³
		ZrO ₂			約6	
②	炉内構造物等	SUS304等			約8	
合計				約150トン		

※：空隙を考慮せず。

○以上のように保守的に設定した条件の場合において、原子炉下部キャビティ室に蓄積される溶融炉心等は約17m³となる。これら溶融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティ室に堆積すると仮定した場合、原子炉下部キャビティ室の水平方向断面積は であるので、堆積高さは となる。原子炉下部キャビティ室への連通管まで 以上あることから、溶融炉心等の堆積高さを多めに見た場合でも原子炉下部キャビティ室への連通管及び小扉が内側から閉塞することはない。

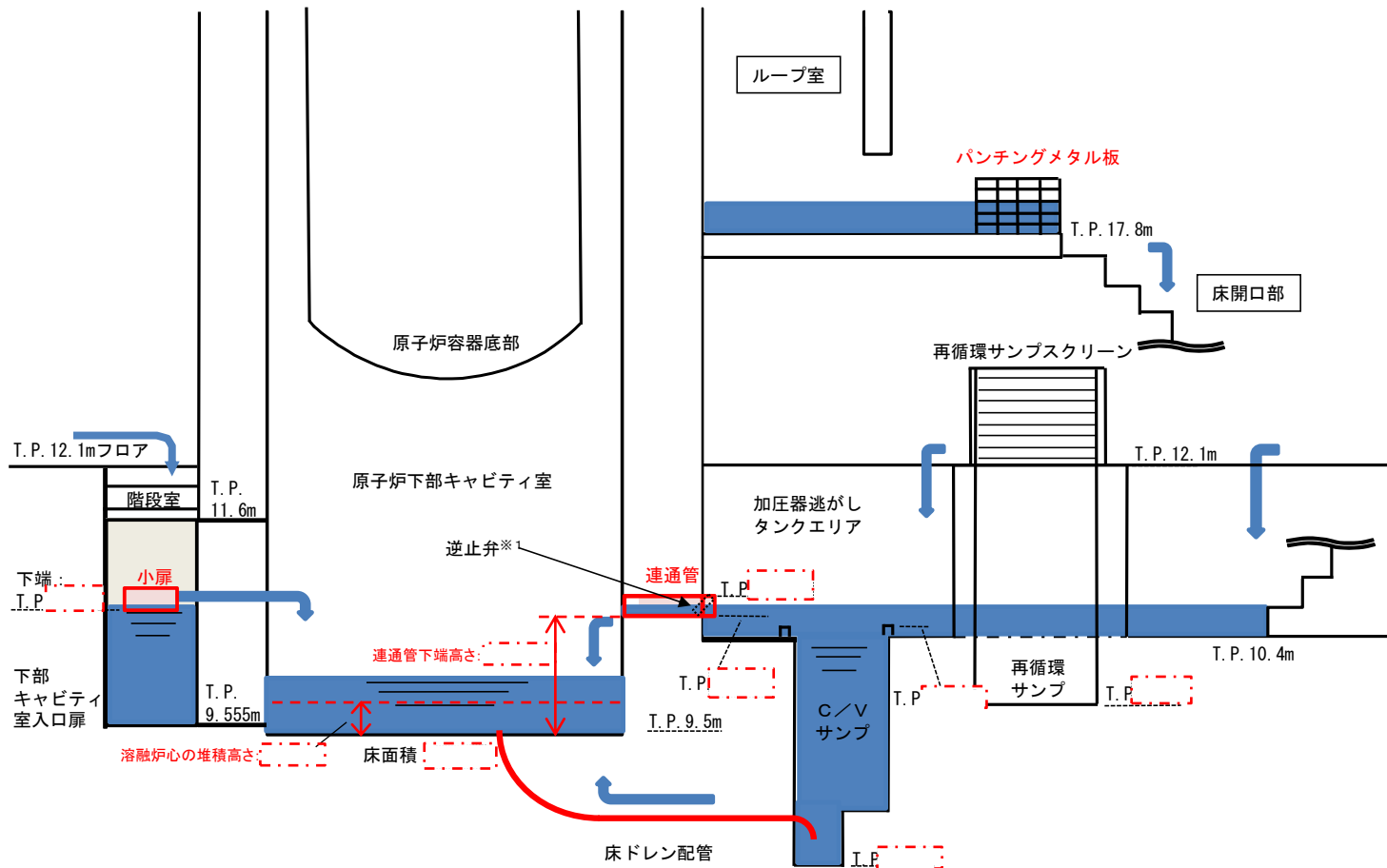
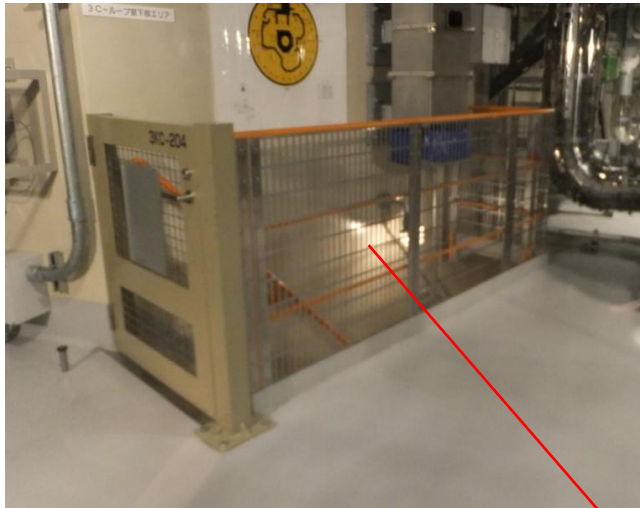


図3 原子炉キャビティ室までの流入経路断面概要図

T.P.17.8mの外周通路部床面の階段開口部(2箇所)の手摺部に、グレーチングと同程度のメッシュ間隔のパンチングメタルを設置した



(写真A)



(写真B)

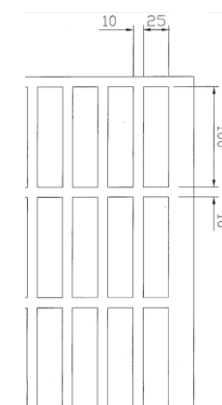


図4 階段開口部に設置したパンチングメタル

従来より原子炉下部キャビティ室へ水が流入するように格納容器最下階フロアから原子炉下部キャビティ室に通じる連通管を設置している。

原子炉下部キャビティ室への水の流入経路の多重性を確保するため、原子炉下部キャビティ室の入口扉に開口部(小扉)を追加設置した。

(写真は下部キャビティ室の外側から撮影)
通常運転時において、原子炉下部キャビティ室と格納容器最下階エリアの空調バランスを考慮し、逆止弁を設置している。

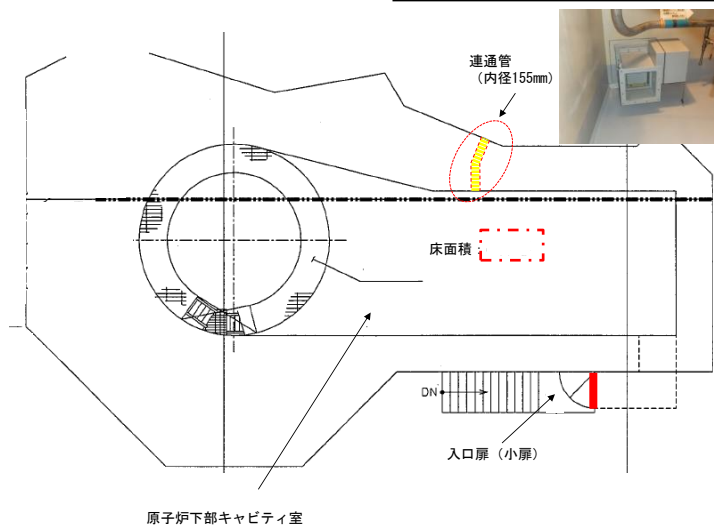


図5 連通管設置状況

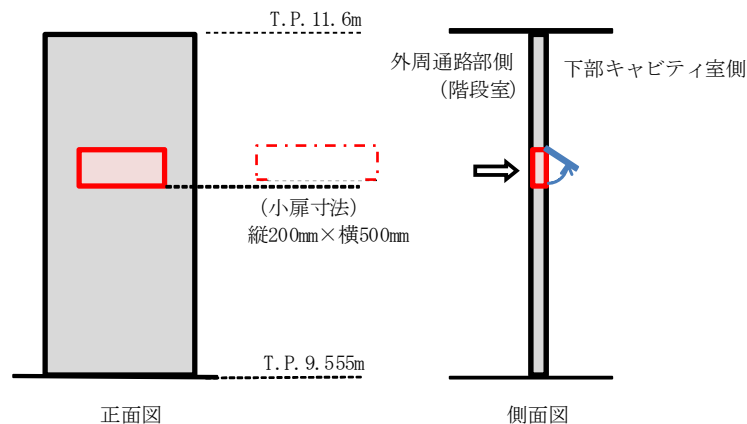


図6 原子炉下部キャビティ室入口扉小扉設置状況

1. 指摘事項

- 原子炉格納容器の水位は推定ではなく直接計測の対象であるため対応すること。

2. 回答

- 格納容器内の水位については、格納容器再循環サンプ水位計による計測に加え、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量計等により測定した注水量から水位の把握が可能であるが、更なる監視性向上のため、格納容器注水を行う際の上限レベルを直接検知する電極式の水位監視装置を設置する。
- 原子炉下部キャビティ水位については、格納容器最下階フロアと原子炉下部キャビティ室の間が連通管及び小扉を經由して原子炉下部キャビティ室へ流入する経路が確保されており、格納容器再循環サンプ水位計により計測が可能であるが、更なる監視性向上のため、原子炉下部キャビティ室に必要な水量が蓄水されていることを直接検知する電極式の水位監視装置を設置する。
(図1「原子炉下部キャビティ水位・格納容器水位監視装置概要図」参照)

3. 関連する補足説明資料

補足説明資料3.3 格納容器水位の監視について

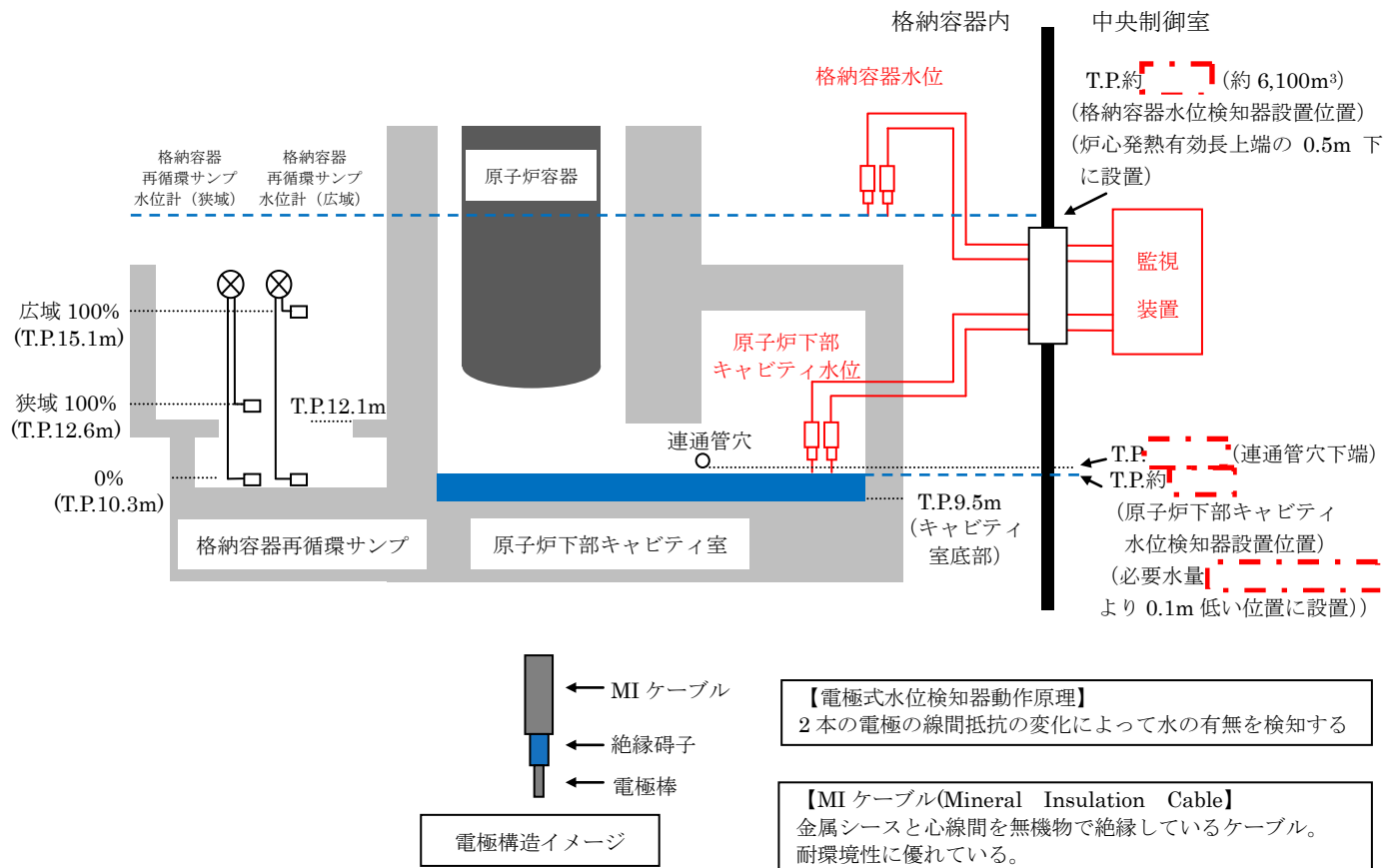


図1 原子炉下部キャビティ水位・格納容器水位監視装置概要図

1. 指摘事項

- SFPの水位計，温度計の測定範囲の考え方について整理して提示すること。

2. 回答

- 水位計は、燃料貯蔵ラック上端近傍から使用済燃料ピット上端近傍を計測範囲とする水位計により想定事故1，2において予想される水位よりも大幅に広い範囲を監視でき、燃料冠水状態を監視可能とする対応としていた（平成25年9月26日審査会合時のご説明内容）が、使用済燃料ピットからの異常な水位低下事象時における水位監視については、使用済燃料ピット底部までの水位低下傾向を把握するためのフロート式の可搬型水位計を新たに配備することとする。（図1、2参照）
- 温度計は、使用済燃料ピット内における冷却水の過熱状態を監視できるよう、0～100℃までを計測範囲とし、想定事故2において低下する水位である使用済燃料ピット出口配管下端を下回る位置に設置する（図3参照）。これよりも水位が低下する場合には、水位監視を主としながら必要に応じ使用済燃料ピット監視カメラにより燃料貯蔵ラック上端付近までの状態及び水面の温度傾向監視も可能である。

3. 関連する補足説明資料

- 補足説明資料4.1 使用済燃料ピット監視計器設備（重大事故等対処設備）

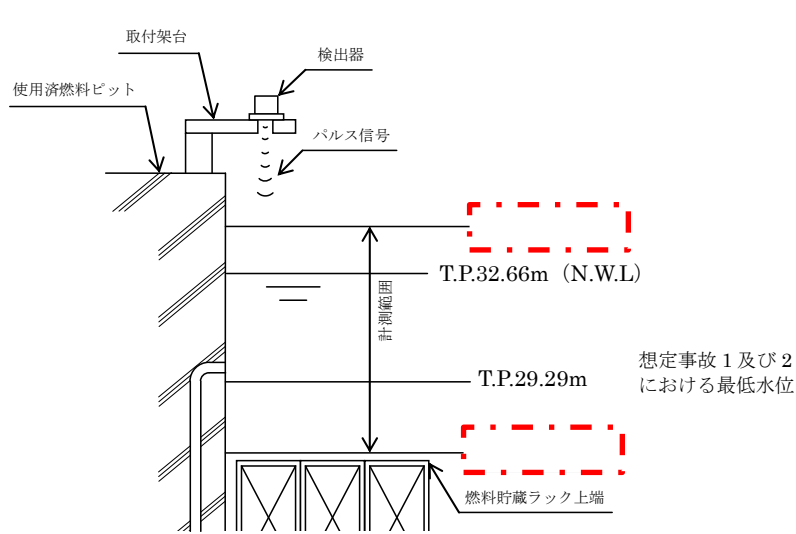


図1 使用済燃料ピット水位計(AM用)の計測範囲

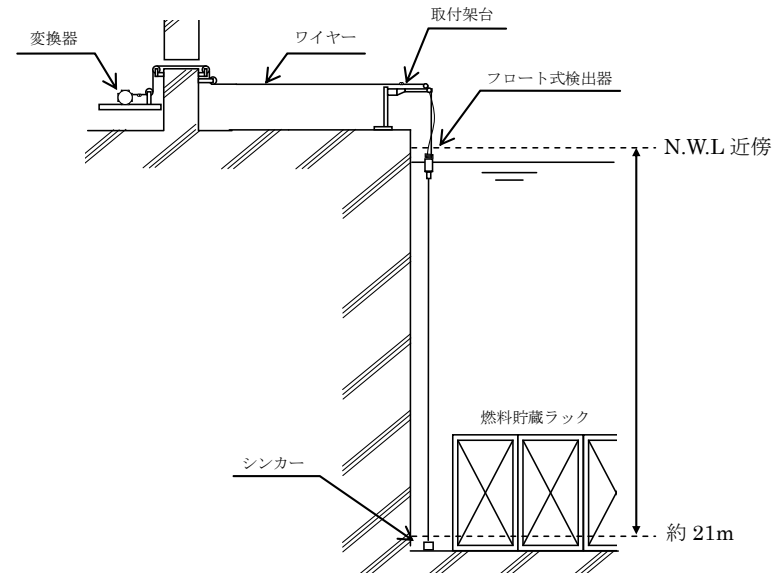


図2 使用済燃料ピット可搬型水位計の計測範囲

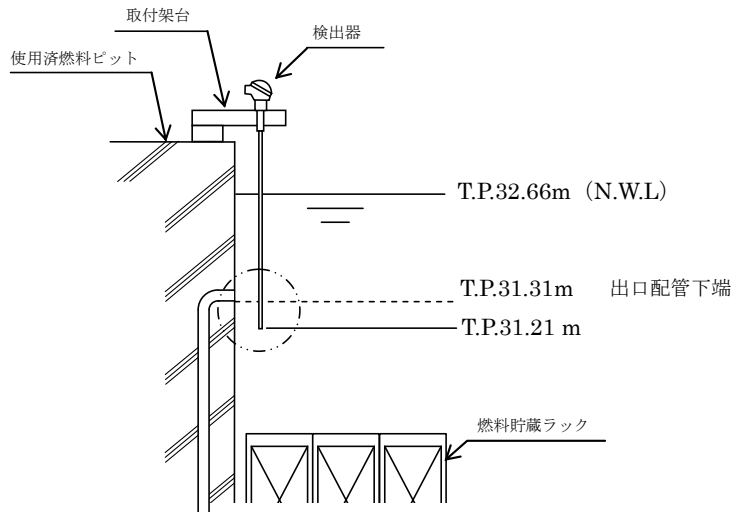


図3 使用済燃料ピット温度計(AM用)の設置図

0121-01、0121-02【有効性評価における原子炉格納容器温度・圧力】

1. 指摘内容

- 貫通部配管の評価において、基本的に設計建設規格を準用する考えのもとでの評価をすらしつつ、3次元FEMモデルの評価を行っていることについて考え方を整理すること。
- 格納容器配管貫通部の貫通配管の評価において、弾塑性FEM解析を行っている。この評価においては、応力ではなくひずみにより判定しているが、これに対する考え方を整理すること。

2. 回答

- 設計建設規格では、PPC-3530の評価を満足しない場合は、PPC-1210の「PPC規定に従う代わりにPPB規定に従ってもよい」という規定に基づき、PPB-3531の一次+二次応力の制限値(3Sm)を満足すること、これも満足しない場合はPPB-3536に規定される簡易弾塑性解析が適合条件を満足することを確認することとなっている。

前回の審査会合における説明では、PPB-3536は簡易弾塑性解析による疲労解析について規定したものであるが、今回の評価温度、評価圧力の繰返し回数が1回であり、また、ブロック①については、貫通部とこれに接続する配管との板厚比が大きいことから、この形状変化の影響を正確に把握するため、念のためFEM解析により、塑性変形による損傷の有無の確認を行ったが、今回は設計建設規格に基づき、PPB-3536の評価を行った。

- 繰返しピーク応力強さが材料ごとに定められる10回の許容繰返し回数に対応する繰返しピーク応力強さの値を超えないことから、配管の変形が疲労評価上問題とならないことが確認できた。
以上の結果より、200°C、2Pdの環境下においても配管が損傷に至らず、放射性物質の閉じ込め機能を確保できる。

3. 関連する補足説明資料

補足説明資料5 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

0121-01、0121-02【有効性評価における原子炉格納容器温度・圧力】

○ PPB-3536の規定に基づく評価結果

PPB-3536の規定の 条文		(1)項		(2)項		(3)項		(4)項		(5)項	(6)項	(7)項	
対象 ブロック 番号	最大応力 発生点	最小降伏 点と最小 引張強さ との比	許容値	供用状態A 及びB における 温度	許容値	熱膨張応 力を除い た一次十 二次応力	許容値	繰返し ピーク 応力強さ	許容値	疲労累積 係 数	熱膨張 応力	線形化した 厚さ方向の 温度分布に おける管の 内外面の温 度差の変動 範囲	許容値
				(°C)	(°C)	(MPa)	(MPa)	(MPa)	(MPa)		(MPa)	(°C)	(°C)
①	121	0.58	0.8	200	370	5	375	314	3999	※2	※3	0.00	698.95

(注) 評価点は解析箇所での評価のうち最も厳しい節点である。

※1 設計・建設規格 添付4-2 3.1および3.2における10回の許容繰返し回数に対する許容繰返しピーク応力強さ

※2 今回の評価温度、評価圧力の繰返し回数が1回のみであるのに対し、材料ごとに定められる10回の許容繰返し回数に対する繰返しピーク応力強さの値を越えないことを確認していることから1を超えることはない。

※3 (6)項については今回の評価温度、評価圧力の繰返し回数が1回のみであることから、熱膨張による疲労はないことを確認した。

1022-04【手順書の概要】

1. 指摘事項

代替格納容器スプレイの起動については時間に余裕がない。作業の成立性について改めて確認する。

2. 回答

泊3号炉における格納容器過圧破損シーケンスの重大事故等対策有効性評価においては、事象発生後約49分で代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイを開始することとしていたのに対し、操作の成立性を確認した結果、格納容器スプレイ開始までに要する操作時間の見積もりは事象発生後約45分と評価していた。(2013年10月29日審査会合にて説明済)

代替格納容器スプレイラインは、免震架台上に設置したポンプの耐震性を阻害しないこと、通常時放射性物質を含むラインと確実に隔離することから、フレキシブル配管を用いて通常時は切り離す構成としていたが、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への適合性を確保する観点から系統構成の見直しを検討した。

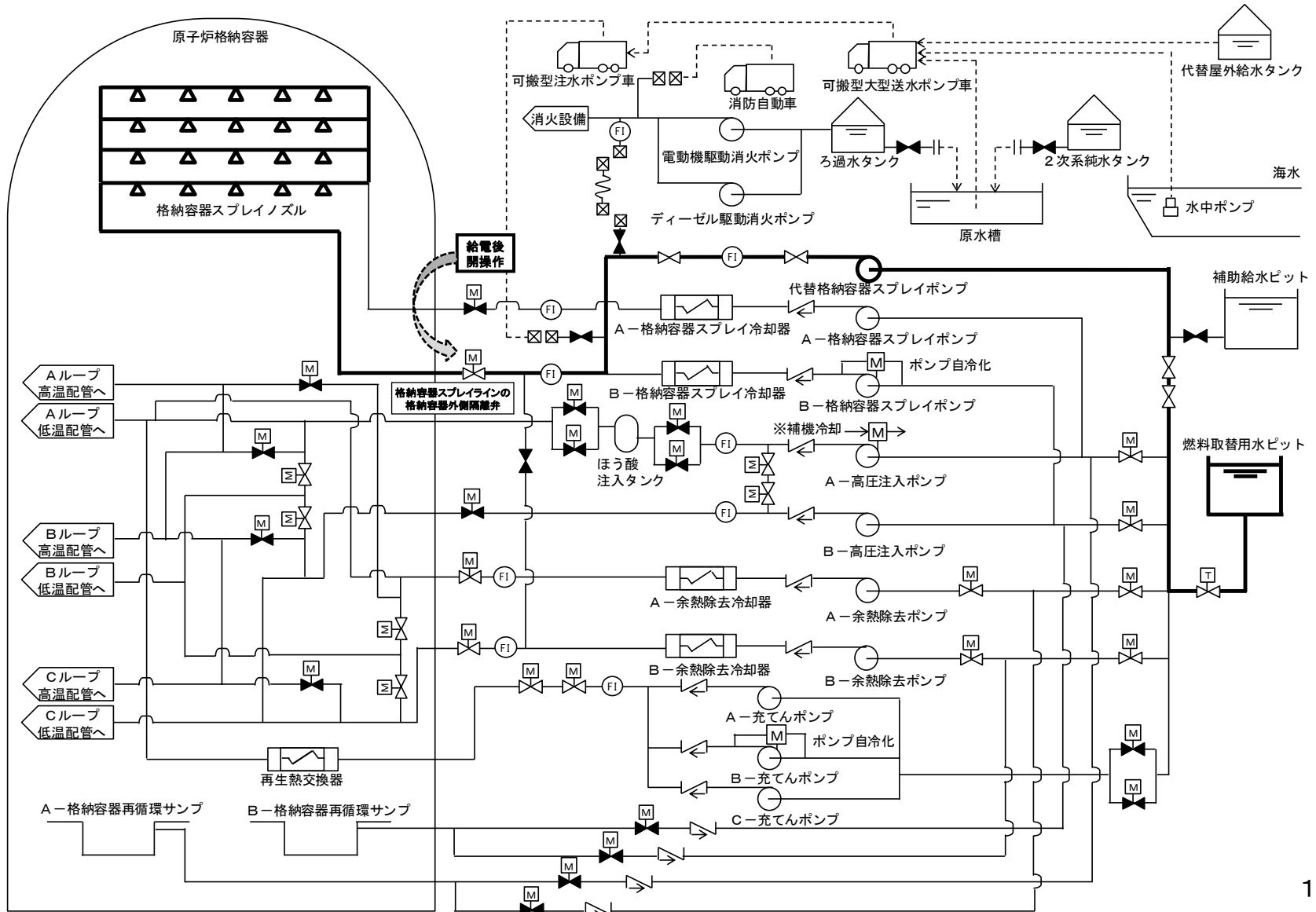
その結果、免震架台をなくしフレキシブル配管を恒設配管に変更するとともに、手動弁で隔離するライン構成に見直すこととし、この場合でも耐震性及び隔離の確実性を確保できることを確認した。

本設備変更により、代替格納容器スプレイポンプまわりの系統構成は、フレキシブル配管の接続操作がなくなり手動弁の操作のみとなること、これに伴う操作手順の検討の結果、水張りが必要となる範囲を小さくできることから、操作時間が約5分短縮でき、事象発生後約40分で代替格納容器スプレイポンプが起動可能となるため、要求時間までの余裕は約9分となった。

また、格納容器スプレイラインの格納容器外側隔離弁（電動弁）の開操作について、従来は現場による手動操作としていたが、操作場所が高線量となる可能性もあることから、要員の被ばく低減及び操作性の向上の観点より、中央制御室からの遠隔操作に変更することとした。

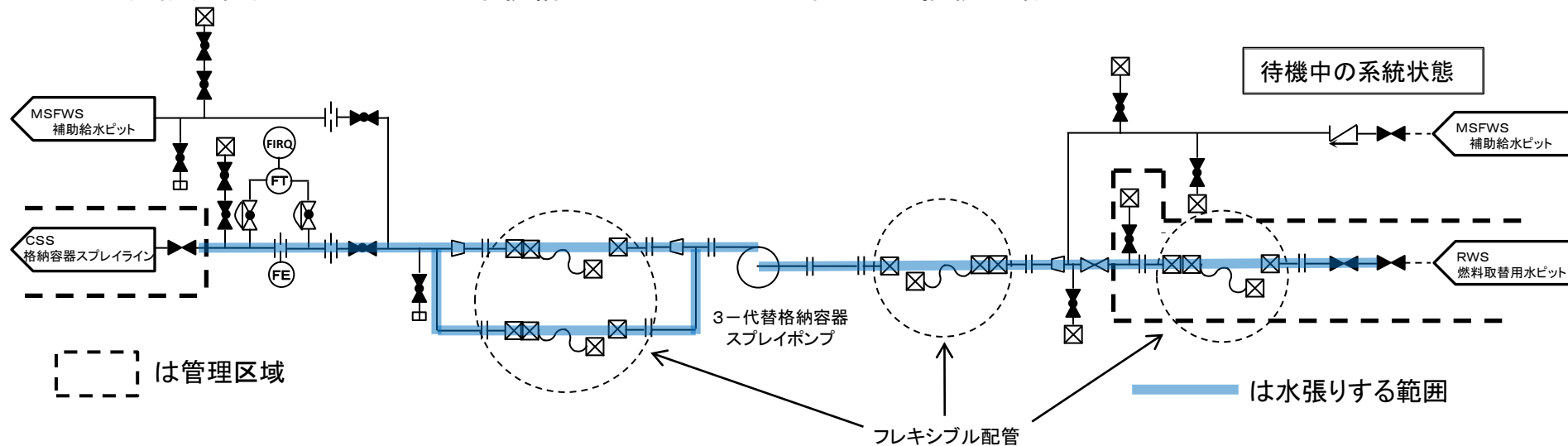
なお、格納容器過圧破損シーケンスにおける代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを事象発生後60分に開始したとしても、原子炉格納容器圧力及び温度への影響は軽微であることを感度解析結果より確認している。

● 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ 概略系統図

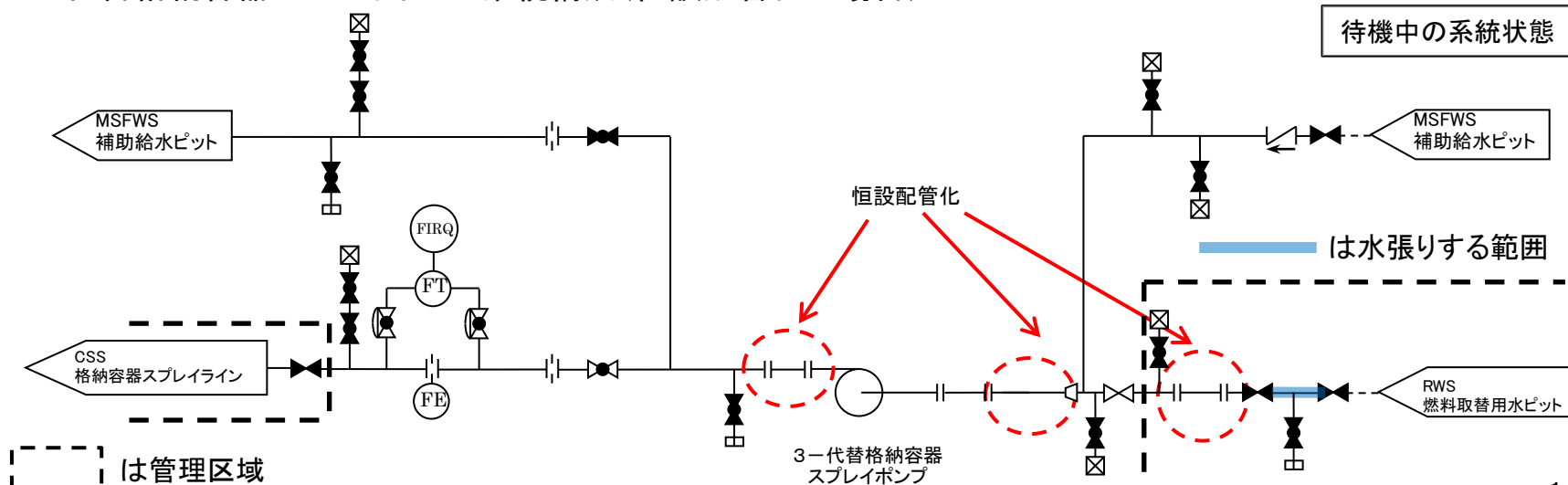


1022-04【手順書の概要】

● 代替格納容器スプレイポンプ系統構成(フレキシブル配管による接続の場合)

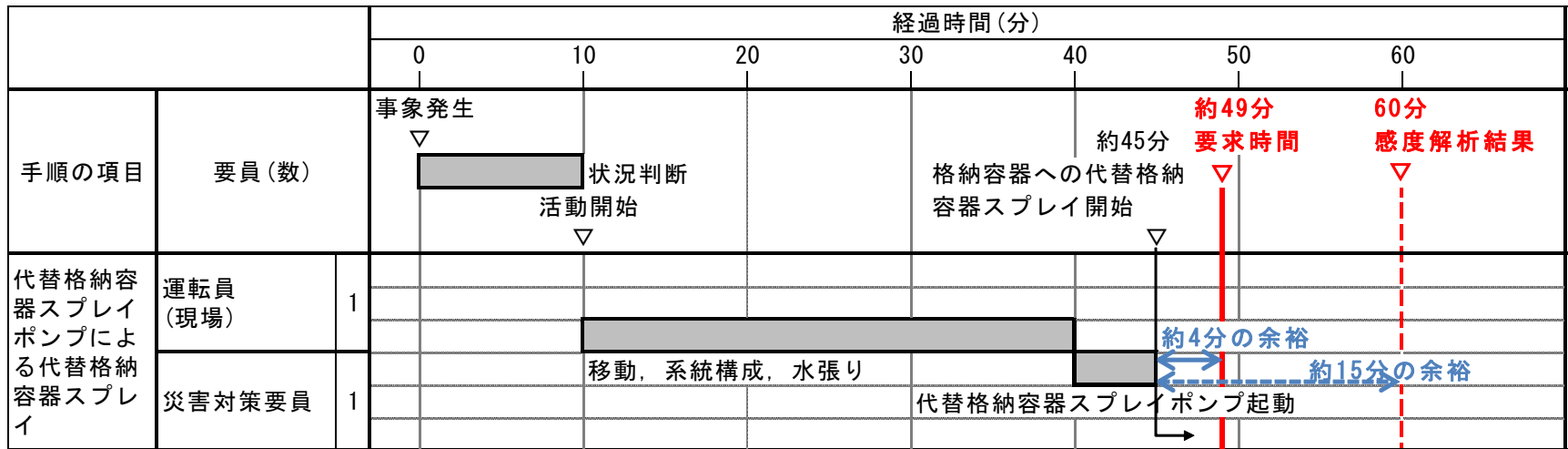


● 代替格納容器スプレイポンプ系統構成(恒設配管化の場合)



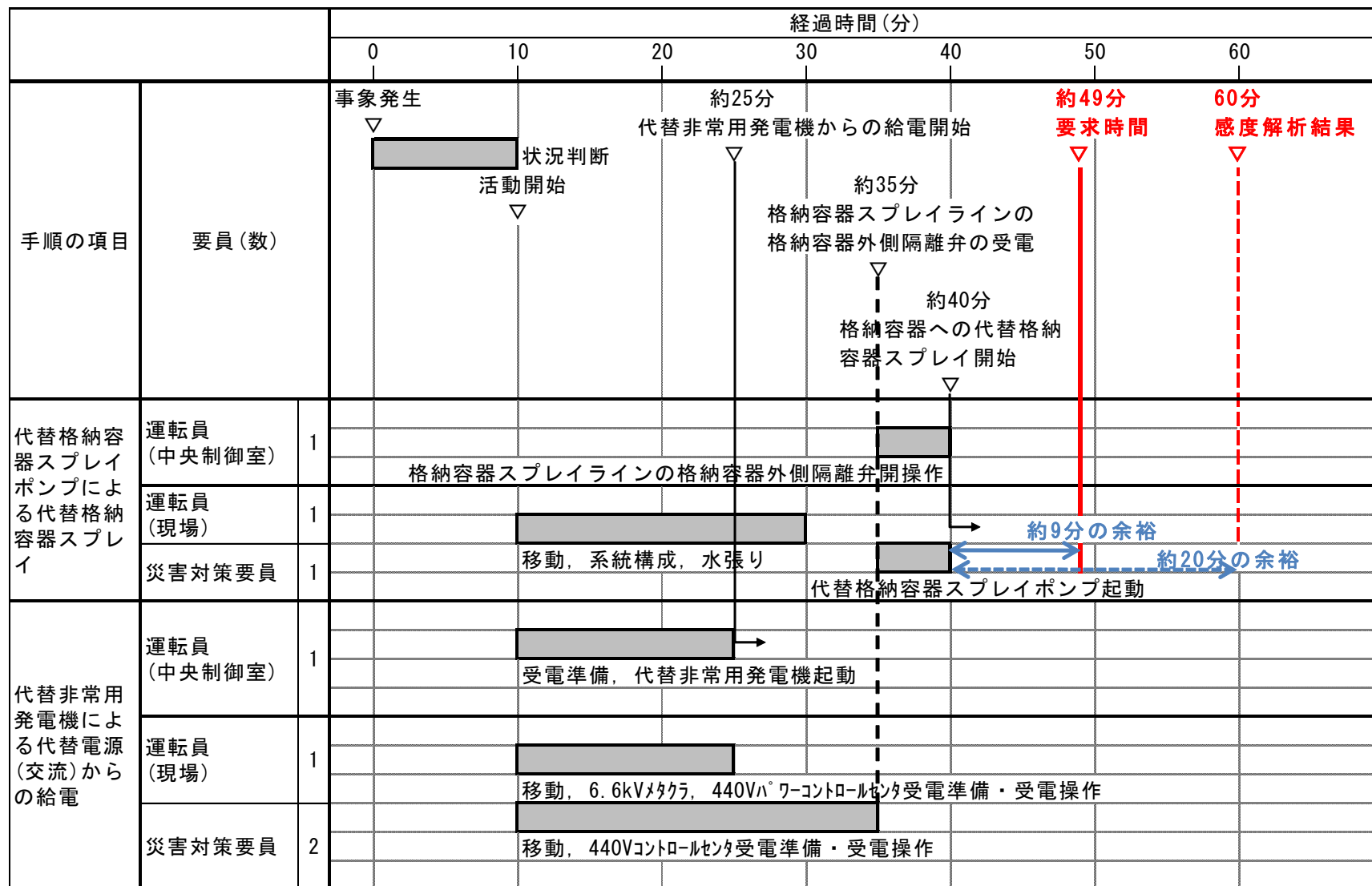
1022-04【手順書の概要】

● 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ タイムチャート(フレキシブル配管による接続の場合)



1022-04【手順書の概要】

● 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ タイムチャート(恒設配管化の場合)



● 設備変更に伴う操作手順の検討内容

- 設備変更により、フレキシブル配管の接続操作がなくなり手動弁の操作のみとなることから、代替格納容器スプレイポンプまわりの系統構成に必要な操作時間を約2分短縮できる。
- 設備変更に伴う操作手順の検討結果より、代替格納容器スプレイポンプまわりの水張りが必要となる範囲を小さくできることから、さらに水張りに必要な操作時間を約9分短縮できる。
- 模擬訓練、類似訓練の結果から、これらの代替格納容器スプレイポンプまわりの系統構成・水張りは、事象発生後約23分に完了する。したがって、十分な余裕を考慮しても、事象発生後約30分には代替格納容器スプレイポンプまわりの系統構成・水張りが完了する。
- 格納容器スプレイラインの格納容器外側隔離弁(電動弁)の開操作について、従来は現場による手動操作としていたが、操作場所が高線量となる可能性もあることから、要員の被ばく低減及び操作性の向上の観点より、中央制御室からの遠隔操作に変更することとした。これにより、電動弁への給電が必要となるが、電動弁への給電は事象発生後約35分に完了できる。
- 電動弁への給電後、電動弁の開操作及び代替格納容器スプレイポンプの起動を実施する。従来から想定している代替格納容器スプレイポンプ起動に要する操作時間が約5分であることから、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイは事象発生後約40分で開始できる。
- 操作の成立性評価の結果、フレキシブル配管による接続の場合より、恒設配管化した場合の方が、操作時間は約5分短縮でき、事象発生後約40分で格納容器スプレイを開始できることから、要求時間までの余裕は約9分となった。

3. 関連する補足説明資料

補足説明資料6.1 代替格納容器スプレイポンプ 系統構成について

補足説明資料6.2 代替格納容器スプレイポンプ 起動操作について

補足説明資料6.3 補助給水ピット／燃料取替用水ピットの接続ラインについて

補足説明資料6.4 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ時間の感度解析について

1219-14【SA対処に必要な手順書・体制・教育の整備】

1. 指摘事項

設計基準のプラント制限値や設計事故対応の要員が、重大事故等において操作等の支障にならないか整理すること。

2. 回答

(1) 重大事故等対応における設計基準のプラント制限値について

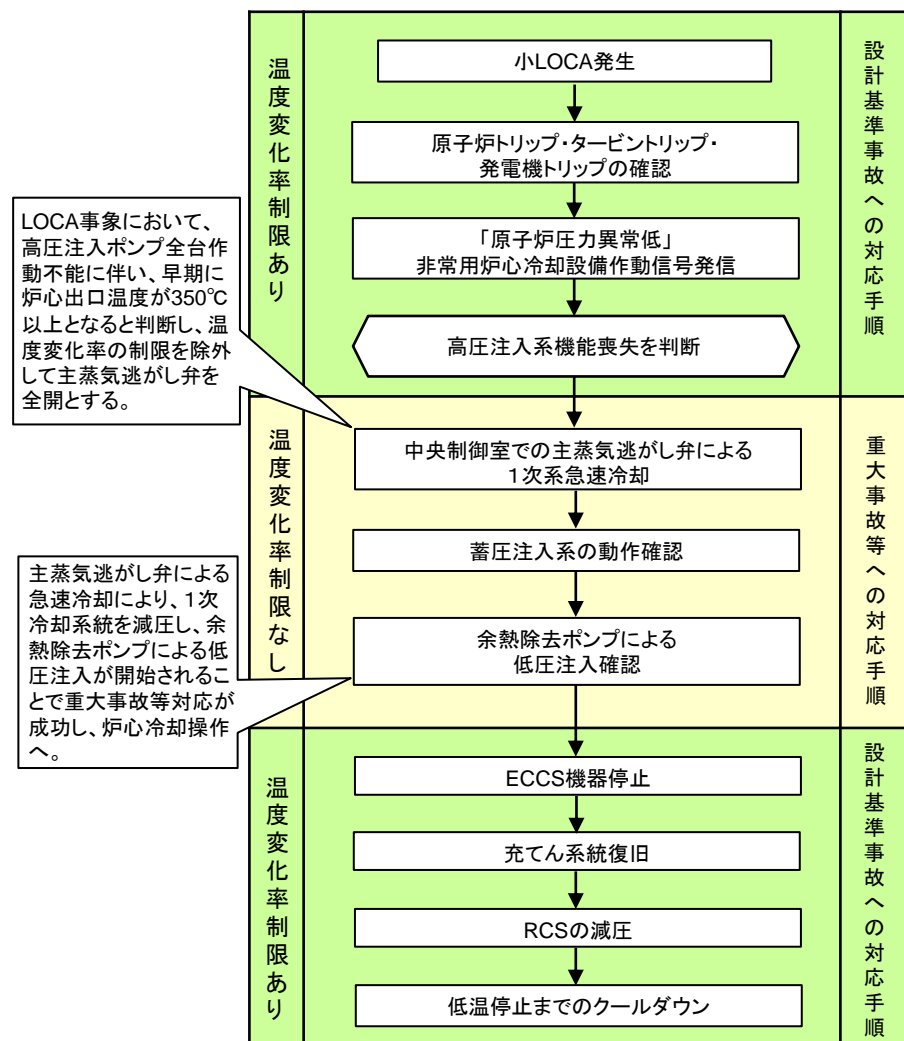
a. 設計基準事故対応におけるプラント制限値

- 通常運転時における1次冷却系の冷却操作においては、原子炉容器に対して55°C/h、加圧器に対して110°C/hの温度変化率の制限を設けている。
- 設計基準事故時においては、事故対応操作の緊急性の観点から一部の緊急時対応手順書（蒸気発生器伝熱管破損事故）では、温度変化率の制限を適用していない。

b. 重大事故等対応におけるプラント制限値

- 事故が拡大し、重大事故等に至った場合には、原子炉の安全機能を確保し、事故収束を早急に行うため、原子炉の「止める」「冷やす」「閉じ込める」の観点から、温度変化率の制限を適用せず、1次冷却システムの急速冷却操作を実施する等、重大事故等対応を阻害することのないよう手順を整備する。
- また、1次冷却材温度変化率以外の設計基準上の制限についても、重大事故等対応の手順には記載せず、重大事故等対応を阻害することのないようにする。
なお、重大事故等対応が成功し、事故が拡大することなく通常停止状態に移行すれば、設計基準上の制限を再度適用する。

【設計基準事故の小LOCA発生後、高圧注入に失敗して重大事故等に至った場合の対応例】

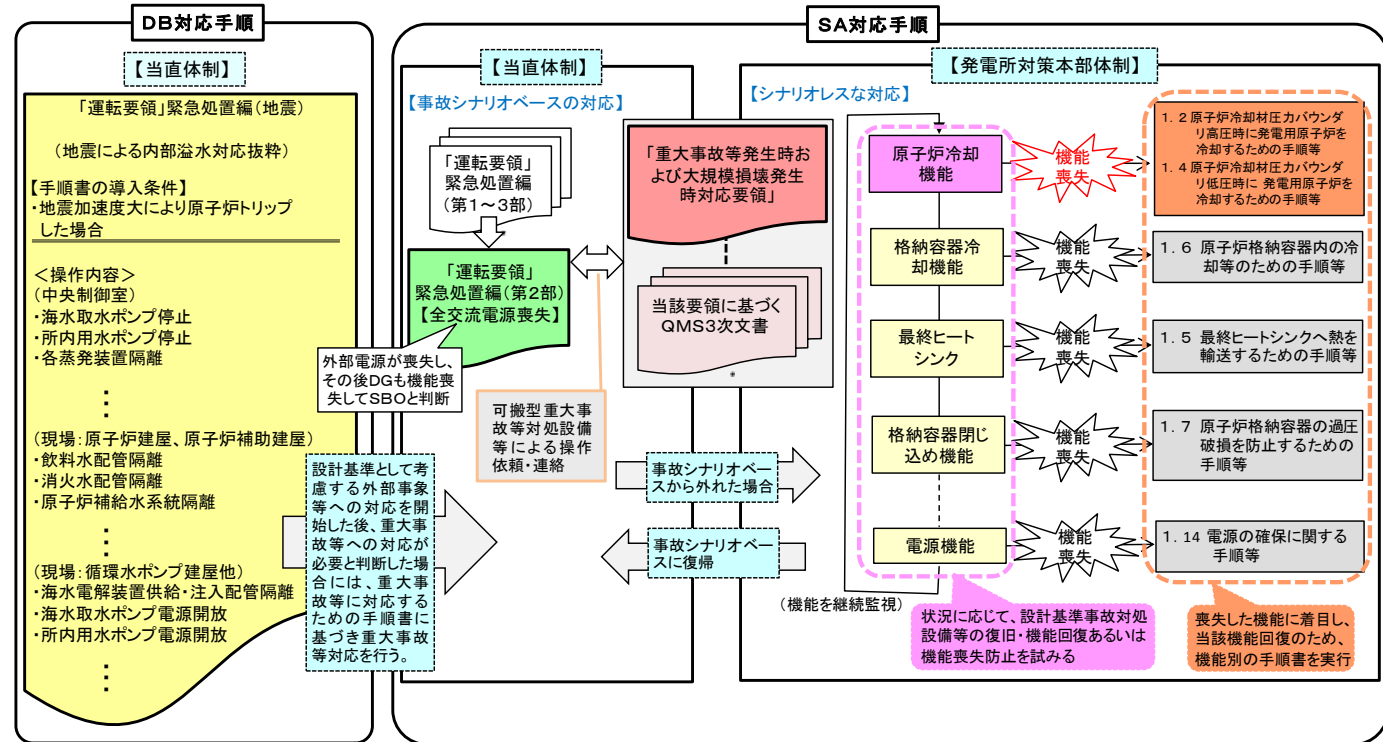


1219-14【SA対処に必要な手順書・体制・教育の整備】

(2) 設計基準として考慮する外部事象、内部火災又は内部溢水（以下、「設計基準として考慮する外部事象等」という。）への対応を開始後、重大事故等への対応が必要と判断した場合の手順書適用等の考え方について

- 設計基準として考慮する外部事象等への対応を開始した後、プラント状況が変化した結果重大事故等への対応が必要と判断した場合には、重大事故等に対応するため、「運転要領（緊急処置編）」及び「重大事故等発生時および大規模損壊発生時対応要領」（下部規定を含む）に基づき重大事故等対応を行う。
- 重大事故等対応は事故シナリオベース又は喪失した機能に着目した機能ベースの手順書に従い対応するが、当該対応手段が適用できない不測の事態に備え、状況に応じて手順書の優先順位に従い、次善の策（代替手段）の準備を実施する。
- また、機能喪失の状況、事故拡大の状況あるいは参集要員の状況等を踏まえ、今後の事故対応・復旧活動に効果が期待できる場合には、発電所対策本部長の判断に従い、設計基準事故対処設備等の復旧・機能回復あるいは機能喪失防止を試みる。
- 設計基準として考慮する外部事象等に対応する要員としては、運転員と運転員以外の要員がいるが、運転員については重大事故等の対応を優先して対応する。また、運転員以外の要員については重大事故等対策の有効性評価において期待する要員とは別の要員が設計基準として考慮する外部事象等に対応する。

【地震が発生し内部溢水への対応を開始した後、全交流動力電源喪失への対応が必要と判断した場合の例】



3. 関連する補足説明資料

補足説明資料6.1 設計基準事故対応等の重大事故等対応への影響について

1219-08【SA対処に必要な手順書・体制・教育の整備】

1. 指摘事項

安全性向上に関わる目標や安全を確認し向上させるためのボトムアップのしくみについて、現状と今後を対比して説明すること。

2. 福島第一事故における教訓を踏まえた安全性向上に関するトップダウンとボトムアップについての改善内容

福島第一事故における教訓 (各事故調査報告書の指摘)	従来	改善内容
<p>【福島第一事故の教訓を踏まえた改善の考え方】 ◎安全文化を組織全体へ浸透させるために、トップのリーダーシップにより推進していくことのみならず、原子力発電に係る構成員一人ひとりが安全性向上を含む安全について議論し、気づき、実践・行動に移すことが重要であり、これまで以上に問いかけ・学び続ける姿勢、自由闊達な議論や多様な意見の尊重に関する取り組みを行う。</p>		
<p><より高い安全文化の構築> <u>より高いレベルの安全文化を全社的に構築するよう、さらに努力すべきである。</u> (政府最終 P406)</p>	<p>○社長の定める品質方針に「安全確保を最優先に位置付けた価値観を醸成し、業務を実施する」ことを定めている。 ○上記の品質方針に基づき各階層において、具体的な取り組みを展開する品質目標を策定するとともに、品質目標達成のための実行計画を策定。</p>	<p>○福島第一事故を踏まえ、社長が定める品質方針の前文に「<u>新知見を反映した安全対策への取り組み</u>」について明記。 ○今般、品質方針に「<u>規制基準適合に満足することなく、自らが改革を続けるという強い覚悟で不断の努力を重ね、より一層の安全を目指した目標・計画を定め、継続的に取り組む</u>」ことを明示して、安全性向上に対する強い決意をコミットメント。</p>
<p><安全文化の原則の強化> 原子力の運転組織は、福島第一の事故から安全文化の意味を理解し、<u>問いかける姿勢、意思決定、原子力技術の特異で固有の性質、及び組織的な学習に関連した安全文化の原則を強化</u>することに注力すべきである。 (INPO特別報告書のJANTI(現JANSI)翻訳P5)</p>	<p>○実行計画策定にあたっては、グループリーダー等がグループ員等の意見を必要に応じて吸い上げて作成。 ○また、日常的なコミュニケーションとして、グループミーティング、グループリーダー会議、本店一泊発電所間TV会議などにより、縦横の関係における情報共有や意見の吸い上げを行っており、日々の業務の中でグループリーダー等が必要と判断した場合には、実行計画の見直し等を行っている。</p>	<p>○上記の品質方針に基づき各階層において、具体的な取り組みを展開する安全性向上に関する品質目標を策定するとともに、安全性向上に関する品質目標達成のための実行計画を策定する。 ○安全性向上に関する品質目標および品質目標達成のための実行計画は、原子力安全・品質委員会において審議および指示を受けるとともにマネジメントレビューへの報告を行い、トップは品質方針に照らして改善の必要性を評価し、必要な場合には同レビューの指示事項として指示を行う。 ○上記の過程において、グループリーダー等は、品質目標達成に向けた活動について自らがどのように貢献できるかをグループ員等に認識させ、グループ員等は<u>どのような活動が安全性向上に繋がるのかを考えたうえでグループリーダー等と議論し、グループリーダー等はその結果を踏まえて安全性向上に関する品質目標達成のための実行計画を策定する。</u></p>
<p><リスクに関する情報共有> <u>各個人が敏感なリスク感知能力を身に付け、それらが上層部にまで共有されて適切な対応がなされること。</u> (政府最終 P428)</p>	<p>この活動をマニュアルに取り込み、ボトムアップとトップダウンの双方向によるスパイラルアップを行っていく。</p>	<p>○また、社業への貢献度が高いと評価された事案に対する表彰(奨励)制度や業務改善提案の仕組みがあるが、<u>今後は安全性向上の観点をより一層強化して、有益な改良、工夫等の意見や改善提案について、社員のみならず協力会社社員に対しても上記の制度や様々な機会を活用して広く求め、安全性向上のためのボトムアップの仕組みとして活用していく。</u>その他、重大事故等対策に係る訓練において、訓練参加者に対してアンケート調査を実施して改善事項等の個人の気付き事項を吸い上げ、必要に応じて手順書の改正や運用面の改善を行うなど、ソフト面においてもボトムアップによる安全性向上への取り組みを行っている。</p>

3. 関連する補足説明資料

補足説明資料7.2 安全を確保・向上させるための全社的な体制について