

第1表 重大事故等対応に係る監視事項

対応手段 英訳付否(原工字停止取消済コード) 運転による機能喪失機能回復	計器名称	計器数		計器名称		計器名称	計器数	計器数		計器名称	計器数		計器名称	計器数
		計器数	計器数	計器数	計器数			計器数	計器数		計器数	計器数		
	原子炉水位 (圧巻機)	2	2	2	2	1	0	0	0	0	0	0	0	0
	原子炉中心メクレイセンサー出口流量	1	1	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0
	原子炉中心メクレイセンサー出口流量	1	1	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0
	高圧熱除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	1	0	0	0	0	0	0	0	0
	原子炉注水	2	2	2	2	1	1	1	1	1	1	1	1	1
	原子炉注水	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2	2

・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
有効性評価から抽出される監視計器の相違

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 有効性評価から抽出
 される監視計器の相違

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失

対処手段 崩壊熱除去機能喪失(原子炉停止・崩壊熱除去機能喪失) 崩壊による崩壊熱除去機能喪失	計器名称		監視項目		監視項目 監視項目	監視項目		監視項目		備考		
	計器名称	監視項目	監視項目	監視項目		監視項目	監視項目	監視項目	監視項目			
対処手段 崩壊熱除去機能喪失(原子炉停止・崩壊熱除去機能喪失) 崩壊による崩壊熱除去機能喪失	計器名称	原子炉水位 (S/A)	1	1	1	0	0	0	0	①	①	
		原子炉中子検出器出力	1	1	1	0	0	0	0	0		
		原子炉中子検出器出力	1	1	1	0	0	0	0	0		
		原子炉中子検出器出力	1	1	1	0	0	0	0	0		
		原子炉中子検出器出力	1	1	1	0	0	0	0	0		
		原子炉中子検出器出力	1	1	1	0	0	0	0	0		
		原子炉中子検出器出力	1	1	1	0	0	0	0	0		
		原子炉中子検出器出力	1	1	1	0	0	0	0	0		
		原子炉中子検出器出力	1	1	1	0	0	0	0	0		
		原子炉中子検出器出力	1	1	1	0	0	0	0	0		
		原子炉中子検出器出力	1	1	1	0	0	0	0	0		
		原子炉中子検出器出力	1	1	1	0	0	0	0	0		
		原子炉中子検出器出力	1	1	1	0	0	0	0	0		
		原子炉中子検出器出力	1	1	1	0	0	0	0	0		
		原子炉中子検出器出力	1	1	1	0	0	0	0	0		

①重要監視パラメータ、②有効監視パラメータ、③補助パラメータ

<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)</p>	<p>東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 有効性評価から抽出される監視計器の相違
--	--------------------------------	---------------------	---

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.1 崩壊熱除去機能喪失

対比手段	抽出バフアームの代替バフアームを計測する計器			抽出バフアームの代替バフアームを計測する計器			抽出バフアームの代替バフアームを計測する計器		評価	
	計器名称	計器数	バフメータ 分類	計器名称	計器数	バフメータ 分類	計器数	負荷切り離し後		
機器熱除去系(原子炉停止時)は緊急停止モード) 運転による崩壊熱除去機能回復	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	①	原子炉圧力容器温度 (S A)	2	①	2	2	計器故障等	SBO
	炉内熱除去系熱交換器入口 温度	2		炉内熱除去系熱交換器入口 温度	2		2	2	計器故障等	監視事項は主要バフ メータにて確認

①重要監視バフメータ、②有効監視バフメータ、③補助バフメータ

重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	計器名称	抽出パラメータを計測する計器				補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価
		計器数	計器名称	SBO影響				計器数	計器名称	SBO影響		
				直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後	
全交流動力電源喪失による残留熱除去系(原子炉停止時冷却ポンプ)停止確認 過剰し安全弁による原子炉の低圧状態維持	残留熱除去系系統流量	3	3	1	1	①	-	3	3	1	1	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能
	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	①	-	3	3	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
	原子炉圧力容器温度	2	2	2	2	①	-	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力より代替監視可能
	残留熱除去系熱交換器入口温度	3	3	3	3	1	1	3	3	3	3	残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により代替監視可能
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
	原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
原子炉圧力	3	3	1	1	①	-	3	3	1	1	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能	

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	計器名称	抽出パラメータを計測する計器				補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価
		計器数	計器名称	SBO影響				計器数	計器名称	SBO影響		
				直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後	
全交流動力電源喪失による残留熱除去系(原子炉停止時冷却ポンプ)停止確認	残留熱除去系系統流量	2	0	0	0	①	-	2	0	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	計器名称	抽出パラメータを計測する計器				補助パラメータ 分類理由	パラメータ 分類	抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価
		計器数	計器名称	SBO影響				計器数	計器名称	SBO影響		
				直後	負荷切り離し後					直後	負荷切り離し後	
全交流動力電源喪失による残留熱除去系(原子炉停止時冷却ポンプ)停止確認 過剰し安全弁による原子炉の低圧状態維持	残留熱除去系ポンプ出口流量	2	0	0	0	①	-	2	2	2	2	残留熱除去系ポンプが正常に動作していることを確認することにより代替監視可能
	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	1	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、監視可能
	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能
	原子炉圧力	2	2	1	1	①	-	2	2	2	2	原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定し、飽和温度/圧力の関係から原子炉圧力容器温度より代替監視可能

備考
・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
有効性評価から抽出される監視計器の相違

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

対応手段	抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価				
	計器名称	計器数	SB0影響 直後 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SB0影響 直後 負荷切り離し後	計器故障等	SB0	
5.2 全交流動力電源喪失	低圧代替注水系統(常設)による原子炉注水(2/4) 原子炉水位(S.A.広帯域)	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	原子炉水位	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
		高圧代替注水系統流量	1	1	①		高圧代替注水系統流量	1	1		
		低圧代替注水系統流量(常設ライン用)	1	1			低圧代替注水系統流量(常設ライン用)	1	1		
		低圧代替注水系統流量(常設ライン用)	1	1			低圧代替注水系統流量(常設ライン用)	1	1		
		低圧代替注水系統流量(可搬ライン用)	1	1			低圧代替注水系統流量(可搬ライン用)	1	1		
		低圧代替注水系統流量(可搬ライン用)	1	1			低圧代替注水系統流量(可搬ライン用)	1	1		
		代替補償冷却系原子炉注水量	1	1			代替補償冷却系原子炉注水量	1	1		
		原子炉隔離時冷却系流量	1	1			原子炉隔離時冷却系流量	1	1		
		高圧炉心スプレイ系統流量	1	0			高圧炉心スプレイ系統流量	1	0		
		残置熱除去系系統流量	3	0			残置熱除去系系統流量	3	0		
原子炉圧力	2	2			原子炉圧力	2	2				
サブプレッジョン・チェンバ	1	1			サブプレッジョン・チェンバ	1	1				
										原子炉圧力容器へ注水している系統の圧力流量と補償熱除去系流量より代替監視可能 監視事項は抽出パラメータにて確認	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

対応手段	抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価				
	計器名称	計器数	SB0影響 直後 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	計器名称	計器数	SB0影響 直後 負荷切り離し後	計器故障等	SB0	
5.2 全交流動力電源喪失	低圧代替注水系統(常設)による原子炉注水	原子炉水位(S.A.広帯域)	2	2	1	原子炉水位	2	2	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能		
		高圧代替注水系統流量	1	1			高圧代替注水系統流量	1	1		
		低圧代替注水系統流量(常設)	1	1			低圧代替注水系統流量(常設)	1	1		
		低圧代替注水系統流量(常設)	2	2			低圧代替注水系統流量(常設)	2	2		
		低圧代替注水系統流量(可搬)	1	1			低圧代替注水系統流量(可搬)	1	1		
		低圧代替注水系統流量(可搬)	1	1			低圧代替注水系統流量(可搬)	1	1		
		代替補償冷却系原子炉注水量	1	1			代替補償冷却系原子炉注水量	1	1		
		原子炉隔離時冷却系流量	1	0			原子炉隔離時冷却系流量	1	0		
		高圧炉心スプレイ系統流量	3	0			高圧炉心スプレイ系統流量	3	0		
		残置熱除去系系統流量	1	0			残置熱除去系系統流量	1	0		
原子炉圧力	2	2			原子炉圧力	2	2				
サブプレッジョン・チェンバ	1	1			サブプレッジョン・チェンバ	1	1				
										原子炉圧力、原子炉圧力(S.A.)とサブプレッジョン・チェンバ圧力(S.A.)の差圧から原子炉圧力容器の水位を推定可能	

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
有効性評価から抽出される監視計器の相違

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
低圧代替注水系 (常設)による原 子炉注水 (3/4)	低圧代替注水系原子炉注 水量(常設ライン狭帯 域用)	1	1		代替淡水貯槽水位	1	1	1	代替淡水貯槽水位、西側淡水貯水 設備水位の水位変化より、低圧代 替注水系原子炉注水量の代替監 視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認	
		1	1		西側淡水貯水設備水位	1	1	1			
		1	1		原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1		崩壊熱除去に必要な注水量と原子 炉水位の変化より、低圧代替注水 系原子炉注水量の代替監視可能
		1	1		原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
低圧代替注水系(常設)による原 子炉注水	抽出パラメータ 欠損原因	抽出パラメータ 欠損原因	抽出パラメータ 欠損原因	抽出パラメータ 欠損原因	原子炉水位(広帯域)	2	2	1	1	周期的に原子炉圧力容器内の水位を計測することがで き、監視可能	監視事項は主要パラ メータにて確認
					原子炉水位(燃料域)	2	2	1	1		
					低圧原子炉代替注水量	1	1	1	1		
					代替注水量(常設)	1	1	1	1		
					低圧原子炉代替注水量 監視装置原子炉代替注水量 (狭帯域用)	2	2	2	2		
					原子炉内即時冷却ポンプ出 口流量	1	1	1	1		
					低圧中心スプレイポンプ出 口流量	1	1	0	0	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水流量と同等 監視が可能な注水量より代替監視可能	
					残存熱除去ポンプ出口流量	3	3	0	0		
					低圧中心スプレイポンプ出 口流量	1	1	0	0		
					残存熱除去ポンプ出口流量	1	1	1	1		
					原子炉圧力	2	2	2	2		
					原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力(SA)と同等、原子炉圧力 計の出力(SA)の抽出から原子炉圧力容器の注 水量を監視可能	
					サブプレッジョン・チェンバ ー圧力(SA)	2	2	2	2		

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
有効性評価から抽出
される監視計器の相違

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価		
	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水(4/4)	抽出パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	①	①	低圧代替注水系原子炉注水量(常設ライン用)	1	1	1	1
					低圧代替注水系原子炉注水量(常設ライン表常減用)	1	1	1	1
					低圧代替注水系原子炉注水量(可搬ライン用)	1	1	1	1
					低圧代替注水系原子炉注水量(可搬ライン表常減用)	1	1	1	1
					低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設ライン用)	1	1	1	1
					低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(可搬ライン用)	1	1	1	1
					低圧代替注水系格納容器下部注水量	1	1	1	1
					原子炉水位(広帯域)	2	2	2	2
					原子炉水位(燃料域)	2	2	2	2
					原子炉水位(SA広帯域)	1	1	1	1
					原子炉水位(SA燃料域)	1	1	1	1
					サブレンジション・プール水位	1	1	1	1
					常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	2

①: 重要監視パラメータ, ②: 有効監視パラメータ, ③: 補助パラメータ

評価: 計器故障等 SBO

代替注水系を水源としている系統のうち、運転している系統の注水量より、代替注水量の代替監視可能

監視事項は抽出パラメータにて確認

代替注水量と原子炉水位の低下により、代替注水量の監視可能

原子炉水位、サブレンジション・プール水位の低下により、代替注水量の監視可能

代替注水量を水源とするポンプの吐出圧力より、代替注水量の監視可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器			抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器			評価		
	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	計器名称	計器数	直後	負荷切り離し後	
低圧代替注水系(常設)による原子炉注水	抽出パラメータ分類	補助パラメータ分類理由	①	①	低圧代替注水系原子炉注水量(常設)	1	1	1	1
					低圧代替注水系原子炉注水量(燃料域)	2	2	2	2
					低圧代替注水系原子炉注水量(SA)	1	1	1	1
					代替注水量(常設)	1	1	1	1
					代替注水量(燃料域)	2	2	2	2
					代替注水量(SA)	1	1	1	1
					サブレンジション・プール水位	1	1	1	1
					常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	2	2	2	2
					低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(常設)	1	1	1	1
					低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(燃料域)	2	2	2	2
					低圧代替注水系格納容器スプレイ流量(SA)	1	1	1	1
					低圧代替注水系格納容器下部注水量	2	2	2	2
					低圧代替注水系格納容器下部注水量(SA)	1	1	1	1

①: 重要監視パラメータ, ②: 有効監視パラメータ, ③: 補助パラメータ

評価: 計器故障等 SBO

代替注水量を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より、代替注水量の監視可能

監視事項は抽出パラメータにて確認

代替注水量と原子炉水位の低下により、代替注水量の監視可能

原子炉水位、サブレンジション・プール水位の低下により、代替注水量の監視可能

代替注水量を水源とするポンプの吐出圧力より、代替注水量の監視可能

代替注水量と原子炉水位の低下により、代替注水量の監視可能

原子炉水位の低下により、代替注水量の監視可能

代替注水量を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より、代替注水量の監視可能

代替注水量と原子炉水位の低下により、代替注水量の監視可能

原子炉水位の低下により、代替注水量の監視可能

代替注水量を水源とする系統のうち、運転している系統の注水量より、代替注水量の監視可能

代替注水量と原子炉水位の低下により、代替注水量の監視可能

原子炉水位の低下により、代替注水量の監視可能

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
有効性評価から抽出される監視計器の相違

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.2 全交流動力電源喪失

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
残留熱除去系(原 子炉停止時冷却 系)運転による崩 壊熱除去機能回復	残留熱除去系系統流量	2	0	0	残留熱除去系ポンプ吐 出圧力	2	0	0	残留熱除去系ポンプが正常に動作 していることを確認することによ り代替監視可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
	残留熱除去系熱交換器入 口温度	2	0	0	原子炉圧力容器温度 サブレンジョン・ブー ル水温度	4	4	4	除熱先の温度変化により代替監視 可能	監視事項は抽 出パラメータ にて確認
	緊急用海水系流量(残留 熱除去系熱交換器)	1	1	1	-	-	-	-	-	-
	緊急用海水系流量(残留 熱除去系補機)	1	1	1	-	-	-	-	-	-

①：重要監視パラメータ, ②：有効監視パラメータ, ③：補助パラメータ

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
有効性評価から抽出
される監視計器の相違

重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	区分Ⅰ直後電源を延命した場合			直後	区分Ⅱ直後電源を延命した場合		
原子炉冷却材圧力バウワンダ外への原子炉冷却材流出確認	原子炉水位(SA)	1	1	1	1	3	3	1	区分的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
	原子炉水位(広帯域)	1	1	1	1	2	2	1	区分的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	3	3	1	原子炉圧力容器へ注水している状態の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	3	3	1	原子炉圧力容器へ注水している状態の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	3	3	1	原子炉圧力容器へ注水している状態の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	3	3	1	原子炉圧力容器へ注水している状態の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	3	3	1	原子炉圧力容器へ注水している状態の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	3	3	1	原子炉圧力容器へ注水している状態の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	3	3	1	原子炉圧力容器へ注水している状態の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
	原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	3	3	1	原子炉圧力容器へ注水している状態の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能	
原子炉圧力(SA)	1	1	1	1	3	3	1	原子炉圧力容器へ注水している状態の注水流量と排熱除去に必要な水量より代替監視可能		

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
原子炉冷却材圧力バウワンダ外への原子炉冷却材流出確認 (2/3)	原子炉水位 (S.A.広帯域)	1	1	1	1	2	2	1	区分的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
	高圧代替注水系統流量					1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している状態の注水流量と排熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能	
	低圧代替注水系統流量					1	1	1		
	低圧代替注水系統流量(常設ライン用)					1	1	1		
	低圧代替注水系統流量(可搬ライン用)					1	1	1		
	低圧代替注水系統流量(可搬ライン用)					1	1	1		
	低圧代替注水系統流量(可搬ライン用)					1	1	1		
	低圧代替注水系統流量(可搬ライン用)					1	1	1		
	低圧代替注水系統流量(可搬ライン用)					1	1	1		
	低圧代替注水系統流量(可搬ライン用)					1	1	1		

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価	
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後		
原子炉冷却材圧力バウワンダ外への原子炉冷却材流出確認	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	2	1	区分的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能	
	原子炉水位 (広帯域)	2	2	2	2	2	2	1		
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1		
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1		
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1		
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1		
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1		
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1		
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1		
	原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	1	1	1		

備考
 ・設備の相違
 【柏崎6/7, 東海第二】
 有効性評価から抽出される監視計器の相違

重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

Table with columns for monitoring items, SBO impact, and evaluation. Includes items like '原子炉水位 (SN)', '原子炉圧力 (SA)', and '原子炉圧力 (SA) と格納容器内圧力 (S/C)'. Includes a section for '重大事故等対処に係る監視事項'.

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

Table with columns for counter name, parameter classification, SBO impact, counter count, and evaluation. Includes items like '原子炉冷却材圧力 (常設ライン用)', '原子炉冷却材圧力 (可搬ライン用)', and '原子炉圧力 (SA)'.

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

Table with columns for counter name, parameter classification, SBO impact, counter count, and evaluation. Includes items like '原子炉冷却材圧力 (常設)', '原子炉冷却材圧力 (可搬)', and '原子炉圧力 (SA)'.

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
有効性評価から抽出
される監視計器の相違

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
対応手段 残留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉注水（1/2）	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	-	原子炉水位（SA広帯域） 高圧代替注水系系統流量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
	低圧代替注水系原子炉注水量（常設ライン用）	1	1	1	1	1	低圧代替注水系原子炉注水量（常設ライン用）	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と加熱除去に必要な水量より、原子炉水位の代替監視可能
	低圧代替注水系原子炉注水量（常設ライン用）	1	1	1	1	1	低圧代替注水系原子炉注水量（可搬ライン用）	1	1	1	
	低圧代替注水系原子炉注水量（可搬ライン用）	1	1	1	1	1	低圧代替注水系原子炉注水量（可搬ライン用）	1	1	1	
	代管循環冷却系原子炉注水量	2	2	2	2	2	代管循環冷却系原子炉注水量	2	2	2	
	原子炉隔離時冷却系流量	1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却系流量	1	1	1	
	高圧炉心スプレイ系流量	1	0	0	0	0	高圧炉心スプレイ系流量	1	0	0	
	残留熱除去系系統流量	3	0	0	0	0	残留熱除去系系統流量	3	0	0	
	低圧炉心スプレイ系流量	1	0	0	0	0	低圧炉心スプレイ系流量	1	0	0	
	原子炉圧力	2	2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力（SA）及びサブプレッション・チェンバ圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	1	1	サブプレッション・チェンバ圧力	1	1	1	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価		
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		計器故障等	SBO	
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後			
5.3 原子炉冷却材の流出 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出を監視	原子炉水位（広帯域）	2	2	1	①	-	原子炉水位（SA） 高圧原子炉代替注水量	1	1	1	直接的に原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、監視可能
	代管注水量（常設）	1	1	1	1	1	代管注水量（常設）	1	1	1	
	低圧原子炉代替注水量 （広帯域用）	2	2	2	2	2	低圧原子炉代替注水量 （広帯域用）	2	2	2	
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	1	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	1	1	1	原子炉圧力容器へ注水している系統の注水量と加熱除去に必要な水量より代替監視可能
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	0	0	0	0	残留熱除去系ポンプ出口流量	3	0	0	
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	0	0	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	1	0	0	
	残留熱除去系原子炉注水量	1	1	1	1	1	残留熱除去系原子炉注水量	1	1	1	
	原子炉圧力	2	2	2	2	2	原子炉圧力	2	2	2	原子炉圧力、原子炉圧力（SA）とサブプレッション・チェンバ圧力（SA）の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定可能
	サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	2	2	サブプレッション・チェンバ圧力（SA）	2	2	2	

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
 有効性評価から抽出される監視計器の相違

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

対処手段	抽出パラメータを計測する計器					評価
	計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	
滞留熱除去系（低圧注水系）運転による原子炉注水（2/2）	原子炉水位（S.A広帯域）	1	1	①	-	原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	原子炉水位（広帯域）	2	2			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量（常設ライン用）	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量（可動ライン用）	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量（可動ライン用）	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。

①：重要監視パラメータ、②：有効監視パラメータ、③：補助パラメータ

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

対処手段	抽出パラメータを計測する計器					評価
	計器名称	計器数	SBO影響 直後 負荷切り離し後	パラメータ 分類	補助パラメータ 分類理由	
原子炉内部炉圧力バフワングラス外への原子炉冷却材流出の有無	原子炉水位（S.A）	1	1	①	-	原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	原子炉水位（広帯域）	2	2			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統（常設）	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	2	2			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	2	2			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。
	低圧代注水系統原子炉注水流量	1	1			原子炉水位計が正常に動作していることを確認することにより、滞留熱除去系の注水機能を確保可能。

・設備の相違
 【柏崎6/7，東海第二】
 有効性評価から抽出される監視計器の相違

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

対処手段 機器類故障による原子炉注水	抽出パワーマーターを計測する計器			補助パワーマーター			計器			計器位置等	計器の種類
	計器数	事後	負荷切り直し後	パワーマーター 分類	補助パワーマーター 分類理由	計器名称	計器数	事後	負荷切り直し後		
機器類故障による原子炉注水	2	2	1	①		原子炉水位 (SA)	1	1	1	原炉的に原子炉圧力容器内の水位を計測することで行き、監視可能	SBO
						高圧原子炉代替注水流量	1	1	1		
						代替注水流量 (常設)	1	1	1		
						低圧原子炉代替注水流量 低圧原子炉代替注水流量 (試験専用)	2	2	2	2	
						原子炉内循環冷却ポンプ出口流量	1	1	1	1	原子炉圧力容器、本炉もっている、異常時の注水流量と関係、異常時に必要な流量より代替監視可能
						高圧炉心スプレィポンプ出口流量	1	0	0	0	
						低圧炉心スプレィポンプ出口流量	3	0	0	0	
						炉心スプレィポンプ出口流量	1	0	0	0	
						低圧側代替除去系原子炉注水流量	1	1	1	1	
						原子炉圧力	2	2	1	1	
						原子炉圧力 (SA)	1	1	1	1	原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブレンジョン、水を測定可能
						サブレンジョン・チェンバ 圧力 (SA)	2	2	2	2	監視事項は主要パワ ーマーターにて確認

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
有効性評価から抽出
される監視計器の相違

・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 有効性評価から抽出
 される監視計器の相違

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

計器名称	抽出パライメータを計測する計器		抽出パライメータの代替パライメータを計測する計器		計器数	計器名称	抽出パライメータ 分類別	抽出パライメータ 分類	抽出パライメータ 分類別	計器数	抽出パライメータを計測する計器		計器数	計器名称
	計器数	負荷印可測し得 る数	計器数	負荷印可測し得 る数							計器数	負荷印可測し得 る数		
原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A)	1	1	1	1	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	0	—	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	1	原子炉冷却材 (S A)
	1	1	1	1	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	0	—	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	1	原子炉冷却材 (S A)
	1	1	1	1	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	0	—	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	1	原子炉冷却材 (S A)
	1	1	1	1	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	0	—	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	1	原子炉冷却材 (S A)
	1	1	1	1	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	0	—	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	1	原子炉冷却材 (S A)
	1	1	1	1	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	0	—	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	1	原子炉冷却材 (S A)
	1	1	1	1	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	0	—	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	1	原子炉冷却材 (S A)
	1	1	1	1	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	0	—	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	1	原子炉冷却材 (S A)
	1	1	1	1	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	0	—	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	1	原子炉冷却材 (S A)
	1	1	1	1	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	0	—	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	1	原子炉冷却材 (S A)
	1	1	1	1	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	0	—	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	1	原子炉冷却材 (S A)
	1	1	1	1	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	0	—	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	1	原子炉冷却材 (S A)
	1	1	1	1	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	0	—	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	1	原子炉冷却材 (S A)
	1	1	1	1	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	0	—	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	1	原子炉冷却材 (S A)
	1	1	1	1	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	0	—	1	原子炉冷却材 (S A)	原子炉冷却材 (S A)	1	原子炉冷却材 (S A)

①重要監視パライメータ、②有効監視パライメータ、③補助パライメータ

原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A) 原子炉冷却材 (S A)

第 1 表 重大事故等対処に係る監視事項

5.3 原子炉冷却材の流出

項目	抽出バウメータを計測する計器		抽出バウメータの代替バウメータを計測する計器		計器数	計器名称	抽出バウメータ 分類理由	バウメータ 分類	抽出バウメータを計測する計器		計器故障等	評価	
	計器数	事後	事後	負荷切り直し後					事後	負荷切り直し後			
炉心冷却 冷却水ポンプ (低圧注水モード) 運転に よる原子炉注水	計器名称												
	計器数	3	0	0				①					
	事後												
	機組熱除去ポンプ出口流量				3	原子炉水位 (圧降場) 原子炉水位 (燃料機)				2	2	1	1
						ナプレシジョン・プール水 位 (S A)				1	1	1	1
						原子炉水位 (S A)				1	1	1	1

・設備の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
有効性評価から抽出
される監視計器の相違

重大事故等対処に係る監視事項

5.4 反応度の誤投入

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		
			直後	区分Ⅰ直流電源を短絡した場合			直後	区分Ⅰ直流電源を短絡した場合	
誤操作による反応度投入	起動領域モニタ	10	3	2	①	4	4	1	計器故障等 監視事項は主要パラメータにて確認
反応度投入後のスクラム確認	起動領域モニタ	10	3	2	①	1	1	1	平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能 制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能 平均出力領域モニタにより起動領域モニタの代替監視可能 制御棒操作監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.4 反応度の誤投入

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後	
誤操作による反応度投入	起動領域計装	8	8	0	①	2	2	0	計器故障等 監視事項は抽出パラメータにて確認
反応度投入後の原子炉スクラムの確認	起動領域計装	8	8	0	①	2	2	0	平均出力領域計装により、起動領域計装の代替監視可能 制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能 平均出力領域計装により、起動領域計装の代替監視可能 制御棒操作監視系の制御棒位置指示により、未臨界状態が推定可能

①：重要監視パラメータ，②：有効監視パラメータ，③：補助パラメータ

第1表 重大事故等対処に係る監視事項

5.4 反応度の誤投入

対応手段	抽出パラメータを計測する計器				抽出パラメータの代替パラメータを計測する計器				評価
	計器名称	計器数	SBO影響		計器名称	計器数	SBO影響		
			直後	負荷切り離し後			直後	負荷切り離し後	
誤操作による反応度投入	中性子領域計装	4	0	0	①	6	6	0	平均出力領域計装により中性子領域計装の代替監視可能 監視事項は主要パラメータにて確認
反応度投入後のスクラム確認	中性子領域計装	4	0	0	①	6	6	0	制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能 平均出力領域計装により中性子領域計装の代替監視可能 制御棒手動操作・監視系の制御棒の位置表示により、未臨界状態が推定可能

①重要監視パラメータ，②有効監視パラメータ，③補助パラメータ


・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
有効性評価から抽出される監視計器の相違

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p style="text-align: right;"><u>添付資料 1. 15. 4-1</u></p> <p style="text-align: center;"><u>重大事故等対策の成立性</u></p> <p>1. <u>設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電</u></p> <p>a. <u>操作概要</u> <u>全交流動力電源喪失が発生した場合に、設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電のための電源切替えを行う。</u></p> <p>b. <u>作業場所</u> <u>中央制御室</u> <u>廃棄物処理建物 1階 (非管理区域) (補助盤室)</u></p> <p>c. <u>必要要員数及び操作時間</u> <u>設計基準事故対処設備と重大事故等対処設備を兼用する計装設備への給電のための電源切替えに必要な要員数、想定時間は以下のとおり。</u> <u>必要要員数 : 2名 (現場運転員2名)</u> <u>想定時間 : 10分 (所要時間目安*1 : 5分)</u> <u>※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間</u></p> <p><u>想定時間内訳</u> <u>【現場運転員 B, C】</u> <u>●中央制御室での電源切替え操作 : 想定時間 5分, 所要時間目安 1分</u> <u>・電源切替え操作 : 所要時間目安 1分 (中央制御室)</u></p> <p><u>●補助盤室での電源切替え操作 : 想定時間 5分, 所要時間目安 4分</u> <u>・移動 : 所要時間目安 2分 (中央制御室から補助盤室)</u> <u>・電源切替え操作 : 所要時間目安 2分 (補助盤室)</u></p> <p>d. <u>操作の成立性</u> <u>作業環境 : 室温は通常運転状態と同程度であり、周辺には支障となる設備はない。常用照明消灯時においても、電源内蔵型照明を作業エリアに配備して</u></p>	<p>・運用の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑱の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
		<p><u>いる。また、ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。</u></p> <p><u>移動経路：電源内蔵型照明をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</u></p> <p><u>操作性：通常の電源切替え操作であり、容易に実施可能である。</u></p> <p><u>連絡手段：衛星電話設備（固定型）、無線通信設備（固定型）、有線式通信設備、電力保安通信用電話設備、所内通信連絡設備（警報装置を含む。）のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。</u></p> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div style="text-align: center;">  <p><u>切替えスイッチ</u></p> </div> <div style="text-align: center;">  <p><u>切替え操作</u></p> </div> </div>	

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 1. 15. 4</p> <p>重大事故等対策の成立性</p> <p>1. 可搬型計測器の接続操作</p> <p>a. 操作概要</p> <p>重大事故等時に必要な監視パラメータへの給電(交流, 直流)が困難な場合に, 可搬型計測器を接続し, <u>中央制御室又は現場にて計測, 監視を行う。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>6号炉: 中央制御室, 原子炉建屋(非管理区域)地下1階, タービン建屋(非管理区域)地下中2階</u></p> <p><u>7号炉: 中央制御室, 原子炉建屋(非管理区域)地下1階</u></p> <p>c. 必要要員数及び操作時間</p> <p>可搬型計測器の接続, 可搬型計測器による計測, 監視に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。</p> <p>必要要員数 : <u>4名(中央制御室運転員2名, 現場運転員2名)</u></p> <p>所要時間目安: 1 測定点あたり <u>10分(中央制御室における接続, 計測の場合)</u></p> <p><u>1 測定点あたり 18分(現場における接続, 計測の場合)</u></p> <p>d. 操作の成立性について</p> <p>作業環境: <u>バッテリー内蔵型LED照明を作業エリアに配備しており, 建屋内常用照明消灯時における操作性を確保している。また, ヘッドライト及び懐</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 15. 4</p> <p>重大事故等対策の成立性</p> <p>1. 可搬型計測器の接続操作</p> <p>a. 操作概要</p> <p>重大事故等時に必要な監視パラメータへの給電(交流, 直流)が困難な場合に, 可搬型計測器を接続し, <u>中央制御室にて計測, 監視を行う。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>中央制御室</u></p> <p>c. 必要要員数及び操作時間</p> <p>可搬型計測器の接続, 可搬型計測器による計測, 監視に必要な要員数, 所要時間は以下のとおり。</p> <p>必要要員数 : <u>2名(重大事故等対応要員2名)</u></p> <p>所要時間目安: 1 測定点当たり <u>63分以内</u></p> <p><u>(2 測定点以降, 連続で接続する場合は 10分追加)</u></p> <p>所要時間内訳</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>中央制御室までの移動時間: 53分</u> ① <u>出動準備: 4分</u> ② <u>放射線防護具の着用: 12分</u> ③ <u>移動(緊急時対策所建屋から原子炉建屋付属棟4階空調機械室(原子炉建屋付属棟1階電気室入口扉を経由)): 17分</u> ④ <u>放射線防護具の脱衣, 身体サーベイ: 16分</u> ⑤ <u>移動(原子炉建屋付属棟4階空調機械室から中央制御室): 4分</u> ・ <u>可搬型計測器1測定点当たりの時間: 10分</u> <p>d. 操作の成立性について</p> <p>作業環境: 室温は通常運転状態と同程度であり, 周辺には支障となる設備はない。<u>中央制御室内は可搬型照明が配備されており, 建屋内常用照明消灯時</u></p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 15. 4-2</p> <p>重大事故等対策の成立性</p> <p>2. 可搬型計測器の接続操作</p> <p>a. 操作概要</p> <p>重大事故等時に必要な監視パラメータへの給電(交流, 直流)が困難な場合に, 可搬型計測器を接続し, <u>廃棄物処理建物1階にて計測, 監視を行う。</u></p> <p>b. 作業場所</p> <p><u>廃棄物処理建物 1階(非管理区域)(補助盤室)</u></p> <p>c. 必要要員数及び操作時間</p> <p>可搬型計測器の接続, 可搬型計測器による計測, 監視に必要な要員数, <u>想定時間</u>は以下のとおり。</p> <p>必要要員数 : <u>2名(現場運転員2名)</u></p> <p><u>想定時間 : 20分(所要時間目安*1 : 9分)</u></p> <p><u>※1: 所要時間目安は, 模擬により算定した時間(2 測定点以降, 連続で接続する場合は 10分追加)</u></p> <p>想定時間内訳</p> <p><u>【現場運転員B, C】</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ● <u>移動: 想定時間 10分, 所要時間目安 2分</u> ・ <u>移動: 所要時間目安 2分(中央制御室から補助盤室)</u> ● <u>可搬型計測器接続: 想定時間 10分, 所要時間目安 7分</u> ・ <u>可搬型計測器接続: 所要時間目安 7分(補助盤室)</u> <p>d. 操作の成立性</p> <p>作業環境: <u>室温は通常運転状態と同程度であり, 周辺には支障となる設備はない。常用照明消灯時においても, 電源内蔵型照明を作業エリアに配備して</u></p>	<p>・ 設備及び体制の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>⑮の相違</p> <p>・ 設備及び体制の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>⑮の相違</p> <p>・ 体制及び運用の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>⑯の相違</p> <p>・ 設備及び体制の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>⑯の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>中電灯をバックアップとして携行している。</p> <p>移動経路：<u>バッテリー内蔵型LED照明</u>をアクセスルート上に配備しており近接可能である。また、ヘッドライト及び懐中電灯をバックアップとして携行している。アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性：通常の端子リフト・接続操作であり、容易に実施可能である。</p> <p>連絡手段：<u>通信連絡設備(送受話器，電力保安通信用電話設備，携帯型音声呼出電話設備)</u>のうち、使用可能な設備により、中央制御室に連絡する。</p>	<p>における操作性を確保している。また、ヘッドライト及びLEDライトを携行している。</p> <p>移動経路：<u>ヘッドライト及びLEDライト</u>を携行し移動する。<u>アクセスルート上に支障となる設備はない。また、放射性物質が放出される可能性があることから、移動は放射線防護具(全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋)を必要により装備し，復路用を携行して移動する。</u></p> <p>操作性：通常の端子リフト・接続操作であり、容易に実施可能である。</p> <p>連絡手段：<u>衛星電話設備(固定型，携帯型)，無線連絡設備(固定型，携帯型)，電力保安通信用電話設備(固定電話機，PHS端末)，送受話器のうち、使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。</u></p>	<p>いる。また、ヘッドライト又は懐中電灯を携行している。</p> <p>移動経路：<u>電源内蔵型照明</u>をアクセスルート上に配備していること、ヘッドライト又は懐中電灯を携行していることから接近可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>操作性：通常の端子リフト・接続操作であり、容易に実施可能である。</p> <p>連絡手段：<u>衛星電話設備(固定型)，無線通信設備(固定型)，有線式通信設備，電力保安通信用電話設備，所内通信連絡設備(警報装置を含む。)</u>のうち、使用可能な設備により、緊急時対策本部との連絡が可能である。</p>	<p>備考</p> <p>・設備及び体制の相違 【東海第二】 ⑮の相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p>可搬型計測器</p>  <p>電池容量確認</p>  <p>可搬型計測器接続</p>  <p>計測結果読み取り</p>	 <p>可搬型計測器 (温度、圧力、水位、流量計測用)</p>  <p>電池容量確認</p>  <p>可搬型計測器接続</p>  <p>可搬型計測器 (圧力・水位・流量計測用)</p>  <p>可搬型計測器接続 (拡大)</p>  <p>計測結果読み取り</p>	 <p>可搬型計測器</p>  <p>電池容量確認</p>  <p>可搬型計測器接続</p>  <p>計測結果読み取り</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【東海第二】 東海第二は、温度計測機能を有する計測器と温度計測機能を有さない計測器の2種類を使用

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(1/4)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出箇の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0~350℃	0~350℃	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉圧力容器内の圧力	0~10MPa [Gauge]	0~10MPa [Gauge]	3	1	弾性圧力検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	0~11MPa [Gauge]	0~11MPa [Gauge]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉水位 (燃料域)	0~11MPa [Gauge]	0~11MPa [Gauge]	3	2	差圧式水位検出器	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力容器内の注水量	原子炉水位 (SA)	0~150mm ²	0~150mm ²	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉水位 (SA)	0~150mm ²	0~150mm ²	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の注水量	高圧代替注水系統流量	0~300t/h	0~300t/h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	高圧代替注水系統流量	0~300t/h	0~300t/h	1	1	差圧式流量検出器	原子炉建屋	どちらか一方の系統を使用する。
原子炉圧力容器内の注水量	高圧代替注水系統流量	0~100t/h	0~100t/h	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	高圧代替注水系統流量	0~100t/h	0~100t/h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
原子炉圧力容器内の注水量	高圧代替注水系統流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	3	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。
	高圧代替注水系統流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。

配備個数：可搬型計測器を6号及び7号炉それぞれに24個(計器故障を考慮した1個含む)配備する。なお、故障及び点検時の予備として24個配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。)

- *1：測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- *2：基準点は蒸気乾燥器スカー卜下流(原子炉圧力容器零レベルより1224cm)
- *3：基準点は有効燃棒挿入部(原子炉圧力容器零レベルより905cm)
- *4：T.M.S.L. = 東京湾平均海面
- *5：全交流動力電源喪失時は、水素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分I及びII)及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対し、常設代替電源設備(第一ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- *6：定格出力時の値に対する比率で示す。
- *7：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
- *8：検出点は14箇所
- *9：検出点は8箇所

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(1/4)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出箇の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0~500℃	0~900℃	4	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉圧力 (SA)	0~10.5MPa [Gauge]	0~10.5MPa [Gauge]	2	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	0~10.5MPa [Gauge]	0~10.5MPa [Gauge]	2	2	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉水位 (燃料域)	0~10.5MPa [Gauge]	0~10.5MPa [Gauge]	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力容器内の注水量	原子炉水位 (SA広帯域)	0~1,500mm ²	0~1,500mm ²	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉水位 (SA燃料域)	0~1,500mm ²	0~1,500mm ²	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉圧力容器内の注水量	高圧代替注水系統流量	0~50t/s	0~50t/s	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	高圧代替注水系統流量	0~50t/s	0~50t/s	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
原子炉圧力容器内の注水量	高圧代替注水系統流量	0~500L/s	0~500L/s	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	高圧代替注水系統流量	0~500m ³ /h	0~500m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
原子炉圧力容器内の注水量	高圧代替注水系統流量	0~80m ³ /h	0~80m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	高圧代替注水系統流量	0~300m ³ /h	0~300m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
原子炉圧力容器内の注水量	高圧代替注水系統流量	0~80m ³ /h	0~80m ³ /h	2	2	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	高圧代替注水系統流量	0~150m ³ /h	0~150m ³ /h	3	3	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
原子炉圧力容器内の注水量	高圧代替注水系統流量	0~600L/s	0~600L/s	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	高圧代替注水系統流量	0~600L/s	0~600L/s	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(1/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出箇の種類	測定箇所	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	0~500℃	0~1,200℃ ^{#1}	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	原子炉圧力	0~10MPa [Gauge]	0~10MPa [Gauge]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
原子炉圧力容器内の注水量	原子炉水位 (広帯域)	0~11MPa [Gauge]	0~11MPa [Gauge]	1	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	原子炉水位 (燃料域)	0~11MPa [Gauge]	0~11MPa [Gauge]	2	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
原子炉圧力容器内の注水量	原子炉水位 (燃料域)	0~11MPa [Gauge]	0~11MPa [Gauge]	2	2	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	原子炉水位 (SA)	0~11MPa [Gauge]	0~11MPa [Gauge]	1	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。

- 【配備台数】
 ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
 ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
 ※2 基準点は気水分離器下流(原子炉圧力容器零レベルより1,328cm)。
 ※3 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL5610)。
 ※4 基準点はコリウムシールド上表面 (EL6706)。
 ※5 基準点は蒸気乾燥器スカー卜下流 (EL35518)。
 ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上流 (EL35518)。
 ※7 設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
 ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
 ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※10 検出点は7箇所。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 ⑩の相違
 設備の差異理由については、「第1.15-2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(2/4)

分類	監視パラメータ	計測範囲	必要個数	検出器の種類	備考
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル蒸気温度	0~200℃	2	熱電対	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブプレッション・チェンバースタック温度	0~200℃	1	熱電対	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバースタック圧力	0~200kPa	3	膜直圧抵抗体	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	格納容器内圧力	0~1000Pa [abs]	1	弾性圧力検出器	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバースタック水位	4~11m (T.M.S.L. 710~760mm)	1	差圧式水位検出器	—
	格納容器下部水位	11.75~20.0m (T.M.S.L. 760~1400mm)	3	電極式水位検出器	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の水蒸気	格納容器内水蒸気	0~200kPa (0~1000kPa (1号炉))	2	熱伝導式水蒸気検出器	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内水蒸気	0~1000Pa	2	水蒸気検出器	可搬型計測器での測定対象外。
原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内放射線量	10 ⁻⁶ ~10 ⁶ Sv/h	2	電離箱	可搬型計測器での測定対象外。
	放射線レベル	10 ⁻⁶ ~10 ⁶ Sv/h	2	電離箱	可搬型計測器での測定対象外。
未検出の維持又は監視	格納容器下部温度	0~500℃	10	積分型電圧	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力熱電圧	11.2×10 ³ ~2.8×10 ⁴ (mV・ε) ^{※1}	4 ^{※1}	積分型電圧	可搬型計測器での測定対象外。

※1: 測定可能範囲については、カタログ値より低圧。
 ※2: 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉压力容器着レベルより1224cm)
 ※3: 基準点は有効燃料棒頂部 (原子炉压力容器着レベルより905cm)
 ※4: T.M.S.L. = 東京湾平均海面
 ※5: 全交流動力電源喪失時は、水素監視装置、放射線監視装置、炉内格納監視装置、炉内格納監視装置(区分I及びII)及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対し定格出力時の値に対する比率で示す。
 ※6: 定格出力時の値に対する比率で示す。
 ※7: 局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
 ※8: 検出器は14箇所
 ※9: 検出器は8箇所

配備個数：可搬型計測器を6号及び7号炉それぞれに24個 (計器故障を考慮した1個含む) 配備する。なお、故障及び点検時の予備として24個配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。)

可搬型計測器の必要個数整理(2/4)

分類	監視パラメータ	計測範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の温度	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用)	0~500m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	いずれかの系統を使用する。
	低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用)	0~500m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—
原子炉格納容器内の水位	格納容器下部水位	0~300m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—
	格納容器下部水位	0~200m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—
原子炉格納容器内の放射線量	サブプレッション・チェンバースタック温度	0~300℃	8	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブプレッション・チェンバースタック圧力	0~200kPa	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の放射線量	サブプレッション・チェンバースタック圧力	0~200kPa	3	1	測電抵抗体	中央制御室	—
	格納容器下部温度	0~500℃	各5	8	測電抵抗体	中央制御室	サブプレッション・チェンバースタック下部・格納容器の底面に必要個数 (4個×2高さ分) を設置する。
原子炉格納容器内の放射線量	ドライウェル蒸気温度	0~1MPa [abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	サブプレッション・チェンバースタック圧力	0~1MPa [abs]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	—
原子炉格納容器内の放射線量	サブプレッション・チェンバースタック水位	11~9m (EL. 2,030mm~12,030mm)	1	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	格納容器下部水位	11.75~20.0m (高さ1m超検知用) (高さ0.5m, 1.0m未検知用) (排水管理用)	2	1	電極式水位検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内水蒸気	0~1000Pa	2	0	熱伝導式水蒸気検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内放射線量	10 ⁻⁶ ~10 ⁶ Sv/h	2	0	電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(2/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の注水量	高圧原子炉代替注水流量	0~150m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	0~150m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	—
原子炉格納容器内の注水量	高圧原子炉代替注水流量 (常設)	0~1,500m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	可搬型計測器での計測対象外。
	低圧原子炉代替注水流量 (共用)	0~200m ³ /h	2	2	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	—
原子炉格納容器内の注水量	低圧原子炉代替注水流量 (共用)	0~50m ³ /h	2	2	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	—
	残留熱除去ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	3	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	どちらか一方の系統を使用する。
原子炉格納容器内の注水量	低圧原子炉代替注水流量	0~1,500m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	—
	残留熱除去ポンプ出口流量	0~50m ³ /h	1	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	—

【配備台数】
 ・可搬型計測器を30台 (計測時故障を考慮した1台含む) を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
 ※1 測定可能範囲については、カタログ値より低圧。
 ※2 基準点は気水分離器下流 (原子炉压力容器着レベルより1,328cm)
 ※3 基準点はサブプレッション・プール通常水位 (EL.5610)
 ※4 基準点は格納容器底面 (EL.10100)
 ※5 基準点はコリウムシールド上表面 (EL.6706)
 ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端 (EL.36518)
 ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、放射線監視装置、炉内格納監視装置 (区分II)、代替注水流量 (常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対し定格出力電圧電源設備 (ガススターベン発電機) により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
 ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
 ※9 局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※10 検出器は7箇所

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 ⑩の相違
 設備の差異理由については、「第1.15-2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備)」を参照

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)

第1表 可搬型計測器の必要個数整理 (3/4)

Table with columns: 分類, 監視パラメータ, 計測範囲, 測定可能範囲, 重要計数率, 必要個数, 検出部の種類, 測定箇所, 備考. Rows include parameters like 炉水循環系流量, フィルタ装置水位, and 炉内圧力.

設備台数：可搬型計測器を6号及び7号炉それぞれに24個(計器故障を考慮した1箇含む)配備する。なお、故障及び点検時の予備として24個配
備する。(今後の検討については、カタログ値より抜粋。

- *1：測定可能範囲について、カタログ値より抜粋。
*2：基準点は蒸気乾燥器スカート下端(原子炉圧力容器レベルより1224cm)
*3：基準点は有効燃料棒頂部(原子炉圧力容器レベルより905cm)
*4：T.M.S.L. = 東京湾平均海面
*5：全交流動力電源喪失時は、水素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装置(区分I及びII)及びII)及びII)を使用して済燃料貯蔵プール監視カメラに対し
て常設代替電源設備(第一ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
*6：定格出力時の値に対する比率で示す。
*7：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52箇所ずつの信号が入力される。
*8：検出点は14箇所
*9：検出点は8箇所

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

可搬型計測器の必要個数整理 (3/4)

Table with columns: 分類, 監視パラメータ, 計測範囲, 測定可能範囲, 重要計数率, 必要個数, 検出部の種類, 測定箇所, 備考. Rows include parameters like 起動漏れ計装, 平均出力領域計装, and 代替燃料貯蔵プール入口温度.

第1表 可搬型計測器の必要個数整理 (3 / 9)

Table with columns: 分類, 監視パラメータ, 計測範囲, 測定可能範囲, 重要計数率, 必要個数, 検出部の種類, 測定箇所, 備考. Rows include parameters like 代替注水流量(常設), 格納容器代替スプレィ流量, and ベテスタル代替注水流量.

- 【配備台数】
・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討については、カタログ値は変更の可能性がある。)
*1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
*2 基準点は気水分離器下流(原子炉圧力容器レベルより1.328cm)。
*3 基準点はサブプレッション・プール通常水位(EL5610)。
*4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
*5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
*6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
*7 全交流動力電源喪失時は、水素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装置(区分I)I)及びII)を使用して済燃料貯蔵プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
*8 定格出力時の値に対する比率で示す。
*9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
*10 検出点は7箇所。

備考

- ・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
⑩の相違
設備の差異理由については、「第1.15-2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(4/4)

分類	監視パラメータ	計測範囲	重要計測数	必要個数	測定箇所	備考
格納容器・ベイパスの監視	高圧炉心注水ポンプ吐出圧力	0~12MPa [gage]	2	1	原子炉建屋	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去ポンプ吐出圧力	0~3.5MPa [gage]	3	1	原子炉建屋	
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	0~16m (6号炉) 0~12m (7号炉)	1	1	中央制御室	どちらか一方の系統を使用する。可搬型計測器での測定対象外。
	復水貯蔵槽水位 (SA)	0~20MPa [gage]	3	1	中央制御室	
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	0~20vol%	3	—**	—	可搬型計測器での測定対象外。
	原子炉建屋水素濃度	0~300°C	4	1	熱電対	
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度	0~30vol% (6号炉) 0~30vol% (7号炉)	2	—**	—	可搬型計測器での測定対象外。
	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA広域)	0~150°C	1**	1	熱電対	
使用済燃料貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール水位・温度 (SA)	0~150°C	1**	1	熱電対	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	使用済燃料貯蔵プール放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ⁻³ ~10 ⁻⁵ mSv/h (6号炉) 10 ⁻³ ~10 ⁻⁵ mSv/h (7号炉)	1	—**	—	
使用済燃料貯蔵プールの監視	使用済燃料貯蔵プール監視カメラ	—	1	—**	—	可搬型計測器での測定対象外。

配備個数：可搬型計測器を6号及び7号炉それぞれに24個（計測器の必要個数は変更の可能性がある。）を準備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）

- *1：測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- *2：基準点は蒸気乾燥機スカー卜下端（原子炉圧力容器器レベルより1224cm）
- *3：基準点は有効燃料棒頂部（原子炉圧力容器器レベルより905cm）
- *4：T.M.S.L. = 東京湾平均海面
- *5：全交流動力電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、炉内核計装装置、炉内核計装装置（区分I及びII）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- *6：定格出力時の値に対する比率で示す。
- *7：局部出力領域モニタの検出器は208個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには、52個ずつの信号が入力される。
- *8：検出点は14箇所
- *9：検出点は8箇所

可搬型計測器の必要個数整理(4/4)

分類	監視パラメータ	計測範囲	重要計測数	必要個数	測定箇所	備考	
水素の確保	代替淡水貯槽水位	0~20m	1	1	差圧式水位検出器	いすれかの系統を使用する。	
	西側淡水貯槽水位	0~6.5m	1	1	電圧式水位検出器		
	常高圧代替排水ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器		
	原子炉建屋冷却系ポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器		
	高圧炉心スプレッドポンプ吐出圧力	0~10MPa [gage]	2	2	弾性圧力検出器		
	常高圧代替排水ポンプ吐出圧力	0~5MPa [gage]	2	2	弾性圧力検出器		
	代替常高圧排水ポンプ吐出圧力	0~5MPa [gage]	2	2	弾性圧力検出器		
	低圧炉心スプレッドポンプ吐出圧力	0~4MPa [gage]	3	1	弾性圧力検出器		
	原子炉建屋水素濃度	0~10vol%	2	—**	—		
	原子炉建屋水素濃度	0~20vol%	3	—**	—		
	静的電圧式水素再結合器動作監視装置	0~300°C	4**	2	熱電対		
	格納容器内酸素濃度	0~25vol% (EL 35.077m ± 1.2) 46.577m ± 1.2	2	—**	—		
	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位・温度 (SA広域)	0~120°C	1**	1		熱電対
	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール温度 (SA)	0~350°C	1**	1		熱電対

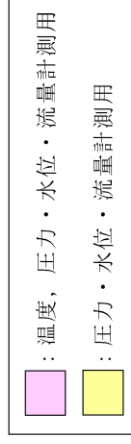
第1表 可搬型計測器の必要個数整理(4/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	重要計測数	必要個数	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 (SA)	0~300°C	7	1	熱電対	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	ベダスタル温度 (SA)	0~300°C	2	1	熱電対	
原子炉格納容器内の圧力	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	0~300°C	2	1	熱電対	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	サブプレッション・プールの温度 (SA)	0~200°C	2	1	熱電対	
原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	0~1,000Pa [abs]	3	1	弾性圧力検出器	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	ベダスタル水位	0~1,000Pa [abs]	4	1	弾性圧力検出器	

- *1：測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
- *2：基準点は汽水分離器下流（原子炉圧力容器器レベルより1,328cm）
- *3：基準点は格納容器内水位（EL10100）
- *4：基準点は格納容器内水位（EL5610）
- *5：基準点はコリウス・シールド上流（EL4700）
- *6：基準点は使用済燃料貯蔵トラック上流（EL3518）
- *7：全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、炉内核計装装置（区分I及びII）及び使用済燃料貯蔵プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（第一ガスタービン発電機）により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
- *8：定格出力時の値に対する比率で示す。
- *9：局部出力領域モニタの検出器は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
- *10：検出点は7箇所。

備考
・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
⑩の相違
設備の差異理由については、「第1.15-2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照

配備個数：可搬型計測器（温度，圧力，水位，流量計測用）を20個（測定時の故障を想定した1個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として20個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）
 ；可搬型計測器（圧力・水位・流量計測用）を19個（測定時の故障を想定した1個含む）配備する。なお，故障時及び保守点検時の予備として19個配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要個数は変更の可能性がある。）



- ※1 基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより1,340cm）
- ※2 基準点は燃料有効長頂部（原子炉圧力容器零レベルより920cm）
- ※3 R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ0m, 0.2m位置水温計兼デブリ検知器）
- ※4 ペダスタル底面（コリウムシールド上表面：EL. 11, 806mm）からの高さ
- ※5 基準点は通常運転水位：EL. 3, 030mm（サブレンジション・チェンバ底面より7, 030mm）
- ※6 R P V破損前までの水位管理（高さ1m超水位計）
- ※7 R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ<0.2mの場合）（高さ0.5m, 1.0m未満水位計）
- ※8 R P V破損後の水位管理（デブリ堆積高さ≥0.2mの場合）（満水管理水位計）
- ※9 全交流動力電源喪失時は，水素・酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置及び使用済燃料プール監視装置（水位・温度（S.A広域），監視カメラ）に対して常設代替交流電源設備により電源供給された場合には，監視計器は使用可能である。
- ※10 平均出力領域計装A～Fの6チャンネルのうち，A, Bの2チャンネルが対象。平均出力領域計装のA, C, Eチャンネルにはそれぞれ21個，B, D, Fにはそれぞれ22個の検出器がある。
- ※11 2基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に1個ずつ設置
- ※12 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端：EL. 39, 377mm（使用済燃料プール底部より4, 688mm）
- ※13 検出点2箇所
- ※14 検出点8箇所

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(5 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の水蒸気濃度	格納容器水蒸気濃度 (B系)	0～5 vol% / 0～100vol%	—	1	—*7	熱伝導式水蒸気検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器水蒸気濃度 (S.A)	0～100vol%	—	1	—*7	熱伝導式水蒸気検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (ドワイエール)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—	2	—*7	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器雰囲気放射線モニタ (サブレンジション・チェンバ)	$10^{-2} \sim 10^5 \text{ Sv/h}$	—	2	—*7	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
本臨界の維持又は監視	中性子源領域計装	$10^{-1} \sim 10^6 \text{ s}^{-1}$ ($1.0 \times 10^3 \sim 1.0 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	—	4	—*7	核分裂計数管	—	可搬型計測器での計測対象外。
	平均出力領域計装	0～125% ($1.2 \times 10^6 \sim 2.8 \times 10^8 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) *8	—	6**	—*7	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。

【設備台数】
 ・可搬型計測器を30台（計測時故障を考慮した1台含む）を配備する。なお，故障及び点検時の予備として30台配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。）
 ※1 測定可能範囲については，カタログ値より抜粋。
 ※2 基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）
 ※3 基準点はサブレンジション・チェンバ通常水位（EL5610）
 ※4 基準点は格納容器底面（EL10100）
 ※5 基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）
 ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL55318）
 ※7 全交流電源喪失時は，水素監視装置，酸素監視装置，放射線監視装置，炉内核計装装置，燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（ガススターベン発電機）により電源供給されるため，監視計器は使用可能である。
 ※8 定格出力時の値に対する比率を示す。
 ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり，平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※10 検出点は7箇所。

・設備の相違
【柏崎6/7，東海第二】
 ⑩の相違
 設備の差異理由については，「第1.15-2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照。
 東海第二は，温度計測機能を有する計測器と温度計測機能を有さない計測器の2種類を使用

<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)</p>	<p>東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑩の相違 設備の差異理由については、「第 1.15-2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照</p>
--	--------------------------------	---------------------	--

第 1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (6 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
最終レポートシンの確保	スクラフ容器水位			8	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	スクラフ容器圧力	0 ~ 1 MPa [Engo]	0 ~ 1 MPa [Engo]	4	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	スクラフ容器温度	0 ~ 300℃	0 ~ 350℃ ^{※1}	4	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	第1ベントフィルタタ出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² ~ 10 ⁵ Sv/h	—	2	— ^{※7}	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
	第1ベントフィルタタ出口水素濃度	10 ⁻³ ~ 10 ⁴ msV/h	—	1	— ^{※7}	電離箱	—	可搬型計測器での計測対象外。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0 ~ 20vol% / 0 ~ 10vol%	—	1	— ^{※7}	熱伝導式水素濃度検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0 ~ 200℃	0 ~ 350℃ ^{※1}	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0 ~ 200℃	0 ~ 350℃ ^{※1}	2	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	残留熱除去系熱交換器冷却水流量	0 ~ 1,500m ³ /h	0 ~ 1,500m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。

【設備台数】
・可搬型計測器を 30 台 (計測時短縮を考慮した1台含む) を配備する。なお、故障及び点検時の予備として 30 台を配備する。(今後の検討により必要台数は変更の可能性がある。)

※1 測定可能範囲については、カタログ値より狭域
 ※2 基準値は純水分離器下流 (原子炉圧力容器壁レベルより1.328cm)
 ※3 基準値はサブコンテナ内通常水位 (EL5610)
 ※4 基準値は格納容器底面 (EL10100) (EL6706)
 ※5 基準値はトリウム系燃料貯蔵ラック上層 (EL35518)
 ※6 基準値は使用済燃料貯蔵ラック上層 (EL35518)
 ※7 至交直電線受電時は、水素監視装置、放射線監視装置、放射線監視装置、炉内放射線監視装置 (区分II)、代替注水流量 (常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
 ※8 定格出力時の量に対する比率で示す。
 ※9 局部出力側計器の検出器は 128 個であり、平均出力側計器の各チャンネルには 14 個又は 17 個の信号が入力される。
 ※10 検出器は 7 箇所。

<p>柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)</p>	<p>東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)</p>	<p>島根原子力発電所 2号炉</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ⑩の相違 設備の差異理由については、「第1.15-2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照</p>
--	--------------------------------	---------------------	--

第1表 可搬型計測器の必要個数整理(7/9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
格納容器バイパスの監視	残留熱除去ポンプ出口圧力	0~4MPa [gage]	0~4MPa [gage]	3	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理 建物	どちらか一方の系統を使用する。
	低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0~5MPa [gage]	0~5MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	廃棄物処理 建物	
水源の確保	低圧原子炉代替注水槽水位	0~1,500mm ³ (0~12,542mm)	0~1,500mm ³ (0~12,542mm)	1	1	差圧式水位検出器	廃棄物処理 建物	-
	原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	0~10MPa [gage]	0~10MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理 建物	どちらか一方の系統を使用する。
	高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	0~12MPa [gage]	0~12MPa [gage]	1		弾性圧力検出器	廃棄物処理 建物	
	低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	0~4MPa [gage]	0~4MPa [gage]	2	1	弾性圧力検出器	廃棄物処理 建物	どちらか一方の系統を使用する。
	残留熱代替除去ポンプ出口圧力	0~3MPa [gage]	0~3MPa [gage]	2		弾性圧力検出器	廃棄物処理 建物	

【配備台数】
・可搬型計測器を30台（計測時故障を考慮した1台含む）を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。）
※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
※2 基準点は気水分離器下流（原子炉圧力容器巻レベルより1,328cm）。
※3 基準点はサブプレッション・プール通常水位（EJ5610）。
※4 基準点は格納容器底面（EJ10100）。
※5 基準点はコリウムシールド上表面（EJ6706）。
※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EJ35518）。
※7 至交電断絶失時は、水素監視装置、放射線監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置（区分II）、代替注水流量（常設）、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（カスタービーン発電機）により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
※9 局部出力側計装の検出器は124個であり、平均出力側計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※10 検出器は7箇所。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑩の相違 設備の差異理由については、「第 1.15-2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照
-------------------------------------	-------------------------	--------------	---

第 1 表 可搬型計測器の必要個数整理(8 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
原子炉建炉水素濃度	原子炉建炉水素濃度	0~10vol% 0~20vol%	—	1 6	—*7	触媒式水素検出器 熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	静的触媒式水素処理装置入口温度 静的触媒式水素処理装置出口温度	0~100℃ 0~400℃	0~1,200℃*1 0~1,200℃*1	2 2	1 1	熱電対 熱電対	廃棄物処理 建物 廃棄物処理 建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。 複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (B系)	0~5vol% 0~25vol%	—	1	—*7	熱磁気風式 酸素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器酸素濃度 (SA)	0~25vol%	—	1	—*7	磁気力式酸素検出器	—	可搬型計測器での計測対象外。

【配備台数】
 ・可搬型計測器を30台(計測時故障を考慮した1台含む)を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。(今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。)
 ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
 ※2 基準点は気水分離器下端(原子炉圧力容器常レベルより1,328cm)。
 ※3 基準点はサブプレッション・プール通常水位(EL5610)。
 ※4 基準点は格納容器底面(EL10100)。
 ※5 基準点はコリウムシールド上表面(EL6706)。
 ※6 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端(EL35518)。
 ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置(区分II)、代替注水流量(常設)、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
 ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
 ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※10 検出点は7箇所。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考 ・設備の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ⑩の相違 設備の差異理由については、「第 1.15-2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照
-------------------------------------	-------------------------	--------------	---

第 1 表 可搬型計測器の必要個数整理(9 / 9)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
燃料プールの監視	燃料プール水位 (SA)	-4.30~7.30m ※6 (EL31218~42818)	-	1	-※7	ガイドバルブ式水位検出器	-	可搬型計測器での計測対象外。
	燃料プール水位・温度 (SA)	0~150℃	0~1,200℃※1	1※10	1	熱電対	廃棄物処理建物	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定。
	燃料プールエリア放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) (SA)	10 ¹ ~10 ⁶ mSv/h 10 ⁻³ ~10 ⁴ mSv/h	-	1	-※7	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
	燃料プール監視カメラ (SA)	-	-	1	-※7	電離箱	-	可搬型計測器での計測対象外。
	燃料プール監視カメラ (SA)	-	-	1	-※7	赤外線カメラ	-	可搬型計測器での計測対象外。

【備考】
 ・可搬型計測器を30台（計測時故障を考慮した1台含む）を配備する。なお、故障及び点検時の予備として30台配備する。（今後の検討によって可搬型計測器の必要台数は変更の可能性がある。）
 ※1 測定可能範囲については、カタログ値より抜粋。
 ※2 基準点は気水分離器下流（原子炉圧力容器傘レベルより1,328cm）。
 ※3 基準点はサブレーション・プール通常水位（EL5610）。
 ※4 基準点は格納容器底面（EL10100）。
 ※5 基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）。
 ※6 基準点は使用済燃料貯蔵フラック上端（EL35518）。
 ※7 全交流電源喪失時は、水素監視装置、酸素監視装置、放射線監視装置、炉内核計装装置（区分II）、代替注水流量（常設）、燃料プール水位計及び燃料プール監視カメラに対して常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）により電源供給されるため、監視計器は使用可能である。
 ※8 定格出力時の値に対する比率で示す。
 ※9 局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
 ※10 検出点は7箇所。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 1. 15. 6</p> <p>代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の影響について</p> <p>主要パラメータ(重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ)の監視が困難であった場合、代替パラメータを用いて<u>重大事故等に使用する判断基準及び技術的能力審査基準項目に係る判断基準を判断した場合の影響について以下のとおり確認した。</u></p> <p>確認結果</p> <p>(1) <u>代替パラメータによる判断を行った場合において、判断、操作に影響がないことを確認した。</u></p> <p>(2) 炉心損傷後は、炉心冠水状態、熔融炉心の発生により原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器内が過熱状態となることも考えられることから、炉心損傷後においては、関連する複数のパラメータを確認し推定を行うこととする。</p> <p>また、これらの判断に使用する重要な計器は、重大事故等時の耐環境性等を有した重大事故等対処設備であり他チャンネルでの確認が期待できるため、判断及び操作に対する影響は無いと判断した。</p> <p>※ 代替パラメータによる推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 15. 6</p> <p>代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の影響について</p> <p>主要パラメータ(重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ)を計測することが困難となった場合に、技術的能力1.1～1.15の作業着手の判断基準及び操作手順並びに有効性評価の判断及び確認について、代替パラメータを用いて判断した場合の影響について以下のとおり確認した。</p> <p>なお、代替パラメータによる判断への影響を第1表に示す。</p> <p>確認結果</p> <p>(1) 代替パラメータによる各技術的能力の作業着手の判断基準及び操作手順並びに有効性評価の判断及び確認への影響について検討した結果、判断、操作に影響がないことを確認した。</p> <p>(2) 炉心損傷後は、炉心冠水状態、熔融炉心の発生により原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器内が過熱状態となることも考えられることから、炉心損傷後においては、関連する複数のパラメータを確認し推定を行なうこととする。</p> <p>また、これらの判断に使用する<u>重要代替計器は、事故時の耐環境性等を有した重大事故等対処設備であり、他チャンネル計器での確認が期待できるため、判断及び操作に対する影響は無いと判断した。</u></p> <p>※ 代替パラメータによる推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 15. 6</p> <p>代替パラメータにて重大事故等対処時の判断基準を判断した場合の影響について</p> <p>主要パラメータ(重要監視パラメータ及び有効監視パラメータ)の計測することが困難となった場合、<u>技術的能力1.1～1.15の作業着手の判断基準及び操作手順並びに有効性評価の判断及び確認について、代替パラメータを用いて判断した場合の影響について以下のとおり確認した。</u></p> <p>なお、<u>代替パラメータによる判断への影響を第1表に示す。</u></p> <p>確認結果</p> <p>(1) 代替パラメータによる各技術的能力の作業着手の判断基準及び操作手順並びに有効性評価の判断及び確認への影響について検討した結果、<u>判断、操作に影響がないことを確認した。</u></p> <p>(2) 炉心損傷後は、炉心冠水状態、熔融炉心の発生により原子炉格納容器内及び原子炉圧力容器内が過熱状態となることも考えられることから、炉心損傷後においては、関連する複数のパラメータを確認し推定を行なうこととする。</p> <p>また、これらの判断に使用する<u>重要な計器は、重大事故等時の耐環境性等を有した重大事故等対処設備であり、他チャンネル計器での確認が期待できるため、判断及び操作に対する影響は無いと判断した。</u></p> <p>※ 代替パラメータによる推定に当たっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	

第1表 代替パラメータによる判断への影響(1/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ ^{※1}	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	手			
原子炉圧力容器温度	原子炉圧力容器温度	有	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器内の飽和状態と想定し、原子炉圧力容器内の温度は原子炉圧力 (SA)、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA) で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。原子炉水位が有効伝達範囲以下の場合には、輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮して適切な定量的な評価は困難だが、原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉圧力容器破損確認	②原子炉圧力 (SA)		
		有	原子炉格納容器下部への注水判断	③原子炉水位 (広帯域)		
		有	原子炉除熱機能確認	④原子炉水位 (燃料域)		
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	有	原子炉圧力容器減圧機能確認	①主要パラメータの他チャンネル	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。	なし
		有	低圧・高圧注水機能確認	②原子炉圧力 (SA)		
		有	炉心損傷確認	③原子炉水位 (燃料域)		
		有	炉心損傷確認	④原子炉水位 (SA)		
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	有	原子炉圧力容器減圧機能確認	①原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。	なし
		有	低圧・高圧注水機能確認	②原子炉水位 (燃料域)		
		有	炉心損傷確認	③原子炉水位 (SA)		
		有	炉心損傷確認	④原子炉圧力容器温度		

有：重要事故シナクセス(有効性評価)に使用した判断基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(1/22)

分類	主要パラメータ	判断基準 ^{※1}		代替パラメータ ^{※2}	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	手			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	有	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位が燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮して適切な定量的な評価は困難だが、原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉圧力容器破損確認	②原子炉圧力 (SA)		
		有	原子炉格納容器下部への注水判断	③原子炉水位 (燃料域)		
		有	原子炉除熱機能確認	④原子炉水位 (SA)		
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	有	高圧・低圧注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル	①原子炉圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉圧力容器減圧機能確認	②原子炉圧力 (SA)		
		有	炉心損傷確認	③原子炉水位 (燃料域)		
		有	炉心損傷確認	④原子炉水位 (SA)		
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	有	高圧・低圧注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル	①原子炉圧力 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉圧力容器減圧機能確認	②原子炉圧力 (SA)		
		有	炉心損傷確認	③原子炉水位 (燃料域)		
		有	炉心損傷確認	④原子炉圧力容器温度		

※1 有：重要事故シナクセス(有効性評価)に使用した判断基準(各手順)に係る判断基準

※2 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3 [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(1/21)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ ^{※1}	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	手			
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (SA)	有	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル	①原子炉圧力容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合は、原子炉水位が燃料棒鉛直方向の熱伝導等を考慮して適切な定量的な評価は困難だが、原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	原子炉圧力容器破損確認	②原子炉圧力 (SA)		
		有	原子炉格納容器下部への注水判断	③原子炉水位 (燃料域)		
		有	原子炉除熱機能確認	④原子炉水位 (SA)		
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	有	原子炉圧力容器減圧機能確認	①主要パラメータの他チャンネル	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力 (SA) であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	低圧・高圧注水機能確認	②原子炉水位 (燃料域)		
		有	炉心損傷確認	③原子炉水位 (SA)		
		有	炉心損傷確認	④原子炉圧力容器温度 (SA)		
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA)	有	原子炉圧力容器減圧機能確認	①主要パラメータの他チャンネル	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力 (SA) であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①②で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。 ③残留熱除去系が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		有	低圧・高圧注水機能確認	②原子炉水位 (燃料域)		
		有	炉心損傷確認	③原子炉水位 (SA)		
		有	炉心損傷確認	④原子炉圧力容器温度 (SA)		

有：重要事故シナクセス(有効性評価)に使用した判断基準(各手順)に係る判断基準

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響(2/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉炉水位 (広帯域) 原子炉炉水位 (燃料域)	有手 有手 有手 有手	高圧・低圧注水機能確認 原子炉炉水位 (SA) 確認 原子炉炉圧力容器減圧機能確認 原子炉炉圧力容器破損確認 炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャネル ②原子炉炉水位 (SA) ③高圧代替注水系統流量 (RRR A系代替注水流 量) ③復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流 量) ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心注水系統流量 ③残留熱除去系統流量 ④原子炉圧力 (SA) ④格納容器内圧力 (S/C)	①原子炉炉水位 (広帯域)、原子炉炉水位 (燃料域) の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉炉水位 (燃料域) の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③直前まで判明していた原子炉炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉炉水位の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ④原子炉炉水位の監視が困難となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における発電用原子炉炉水位の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉炉圧力容器内の水位	有手 有手 有手 有手	高圧・低圧注水機能確認 原子炉炉水位 (SA) 確認 原子炉炉圧力容器減圧機能確認 原子炉炉圧力容器破損確認 炉心損傷確認	①原子炉炉水位 (広帯域) ②高圧代替注水系統流量 (RRR A系代替注水流 量) ②復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流 量) ②原子炉隔離時冷却系系統流量 ②高圧炉心注水系統流量 ②残留熱除去系統流量 ③原子炉圧力 (SA) ③格納容器内圧力 (S/C)	①原子炉炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉炉水位 (広帯域)、原子炉炉水位 (燃料域) により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉炉水位の監視が不可能となった場合は、直前まで判明していた原子炉炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉炉水位の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ③直前まで判明していた原子炉炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉炉水位の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ④直前まで判明していた原子炉炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉炉水位の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(2/22)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉炉圧力容器内の水位	有手 有手 有手 有手	高圧・低圧注水機能確認 原子炉炉水位 (SA) 確認 原子炉炉圧力容器減圧機能確認 炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャネル ②原子炉炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉炉水位 (SA 燃料域) ③高圧代替注水系統流量 ③低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ③低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ③低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ③低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ③代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心スプレイ系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ④原子炉圧力 (SA) ④サプレッション・チェンバ圧力	①原子炉炉水位 (広帯域)、原子炉炉水位 (燃料域) の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉炉水位 (SA 広帯域)、原子炉炉水位 (SA 燃料域) により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③直前まで判明していた原子炉炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉炉水位の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ④直前まで判明していた原子炉炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉炉水位の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ⑤直前まで判明していた原子炉炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉炉水位の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉炉圧力容器内の水位	有手	高圧・低圧注水機能確認 原子炉炉水位 (SA) 確認 原子炉炉圧力容器減圧機能確認 炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャネル ②原子炉炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉炉水位 (SA 燃料域) ③高圧代替注水系統流量 ③低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) ③低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ③低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ③代替循環冷却系原子炉注水流量 (可搬ライン用) ③原子炉隔離時冷却系系統流量 ③高圧炉心スプレイ系系統流量 ③残留熱除去系系統流量 ④原子炉圧力 (SA) ④サプレッション・チェンバ圧力	①原子炉炉水位 (広帯域)、原子炉炉水位 (燃料域) の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉炉水位 (SA 広帯域)、原子炉炉水位 (SA 燃料域) により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③直前まで判明していた原子炉炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉炉水位の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ④直前まで判明していた原子炉炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉炉水位の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ⑤直前まで判明していた原子炉炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉炉水位の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。

※1 有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

※2 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(2/21)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉炉圧力容器内の水位	有手 有手 有手 有手	高圧・低圧注水機能確認 原子炉炉水位 (SA) 確認 原子炉炉圧力容器減圧機能確認 原子炉炉圧力容器破損確認 炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャネル ②原子炉炉水位 (SA) ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設) ③低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ③低圧原子炉代替注水流量 (出口流量) ③原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ③残留熱除去ポンプ出口流量 ③低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ③残留熱代替除去系原子炉注水流量 ④原子炉圧力 (SA) ④サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①原子炉炉水位 (広帯域)、原子炉炉水位 (燃料域) の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉炉水位 (SA) により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③直前まで判明していた原子炉炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉炉施設の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ④直前まで判明していた原子炉炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉炉施設の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ⑤原子炉炉水位の監視が困難となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における発電用原子炉炉施設の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉炉圧力容器内の水位	有手 有手 有手	高圧・低圧注水機能確認 原子炉炉水位 (SA) 確認 原子炉炉圧力容器減圧機能確認 原子炉炉圧力容器破損確認 炉心損傷確認	①原子炉炉水位 (広帯域) ①原子炉炉水位 (燃料域) ②高圧原子炉代替注水流量 ②代替注水流量 (常設) ②低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ②低圧原子炉代替注水流量 (出口流量) ②原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ②残留熱除去ポンプ出口流量 ②低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②残留熱代替除去系原子炉注水流量 ③原子炉圧力 (SA) ③サプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①原子炉炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉炉水位 (広帯域)、原子炉炉水位 (燃料域) により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ②直前まで判明していた原子炉炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉炉施設の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ③直前まで判明していた原子炉炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉炉施設の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ④直前まで判明していた原子炉炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉炉施設の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響(2/18)

分類	主要パラメータ 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	判断基準 有手 高圧・低圧注水機能 確認 原子炉圧力容器減圧機 機能確認 原子炉圧力容器破損 確認 炉心損傷確認	代替パラメータ*		代替パラメータによる判断への影響
			①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA) ③高圧代替注水系統流量 ④復水補給水系統流量 (RRR A系代替注水流量) ⑤復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量) ⑥原子炉隔離時冷却系系統流量 ⑦高圧炉心注水系統流量 ⑧残留熱除去系統流量 ⑨原子炉圧力 (SA) ⑩格納容器内圧力 (S/C)	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③高圧代替注水系統流量 (RRR A系代替注水流量) ④復水補給水系統流量 (RRR B系代替注水流量) ⑤原子炉隔離時冷却系系統流量 ⑥高圧炉心注水系統流量 ⑦残留熱除去系統流量 ⑧原子炉圧力 (SA) ⑨格納容器内圧力 (S/C)	
原子炉圧力容器内の水位					①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉水位の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉水位 (SA) により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉圧力容器の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ④原子炉水位の監視が困難となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における発電用原子炉圧力容器の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。
					①原子炉水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉水位の監視が不可能となった場合は、直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉圧力容器の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ③直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉圧力容器の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ④原子炉水位の監視が困難となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における発電用原子炉圧力容器の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。

有：重要事故シナケクス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

【(2/18)の引用】

第1表 代替パラメータによる判断への影響(3/22)

分類	主要パラメータ 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	判断基準*1 有手 高圧・低圧注水機能確認 原子炉圧力容器減圧機 機能確認 原子炉圧力容器破損 確認 炉心損傷確認	代替パラメータ**2		代替パラメータによる判断への影響
			①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③高圧代替注水系統流量 ④低圧代替注水系統流量 (常設ライン用) ⑤低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) ⑥低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) ⑦低圧代替注水系統流量 (可搬ライン用) ⑧代替循環冷却系原子炉注水流量 ⑨原子炉隔離時冷却系系統流量 ⑩高圧炉心スプレイ系系統流量 ⑪残留熱除去系系統流量 ⑫低圧炉心スプレイ系系統流量 ⑬原子炉圧力 ⑭原子炉圧力 (SA) ⑮サブプレッション・チェンバ圧力	①原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) の監視が不可能になった場合は、同じ仕様の原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) により監視可能であり、判断に与える影響はない。なお、大破断LOCA等により原子炉格納容器温度が上昇し、ドライウェル雰囲気温度の指示が原子炉圧力不明と判断している場合は、水位不明と判断する。水位不明と判断した場合は、下記②により推定する。 ②直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ③原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧より原子炉水位を推定する手段は、原子炉水位の監視が困難になった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における原子炉施設の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	
原子炉圧力容器内の水位					なし

※1 有：重要事故シナケクス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

※2 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(2/21)

分類	主要パラメータ 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	判断基準 高圧・低圧注水機能 確認 原子炉圧力容器減圧 機能確認 原子炉圧力容器破損 確認	代替パラメータ*1		代替パラメータによる判断への影響
			①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA) ③高圧原子炉代替注水流量 ④代替注水流量 (常設) ⑤低圧原子炉代替注水流量 (狭帯域用) ⑥低圧原子炉代替注水流量 (出口流量) ⑦原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 ⑧残留熱除去ポンプ出口流量 ⑨低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ⑩残留熱代替除去系原子炉注水流量 ⑪原子炉圧力 ⑫原子炉圧力 (SA) ⑬サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉水位の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉水位 (SA) により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ④原子炉水位の監視が困難となった場合の原子炉圧力容器の満水操作時における発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	
原子炉圧力容器内の水位					なし

【(2/21)の引用】

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

有：重要事故シナケクス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(3/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	影響
		有	手		
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	有	手	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA)、サブプレッジョン・チェンバ、プール水位の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。
	復水補給水系流量 (RR A系代替注水系流量) 復水補給水系流量 (RR B系代替注水系流量)	有	手	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水特性を用いる上で格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉圧力容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。
原子炉格納容器への注水量	原子炉隔離時冷却系統流量	有	手	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水特性を用いる上で格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。
	高圧炉心注水系系統流量	有	手	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水特性を用いる上で格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。
原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水特性を用いる上で格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。
	高圧代替注水系系統流量	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水特性を用いる上で格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。

有：重要事故シナリクス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(4/22)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	影響
		有	手		
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ④原子炉水位 (SA) ⑤常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位、代替冷却水貯蔵水位又は西側冷却水貯蔵水位の変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉の状態を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ③原子炉格納容器下部へ注水した場合は、計測範囲内において適用可能である。なお、原子炉格納容器下部への注水の目的は、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、初期水張り：約2mが計測されれば良いため、事故対応を行う上で必要な注水量を把握でき、判断に与える影響はない。
	低圧代替注水系系統流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系系統流量 (可搬ライン用) 低圧代替注水系系統流量 (可搬ライン用) 代替循環冷却系原子炉注水量	有	手	①代替冷却水貯蔵槽水位 ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ④原子炉水位 (SA) ⑤常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位、代替冷却水貯蔵水位又は西側冷却水貯蔵水位の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉の状態を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ③原子炉格納容器下部へ注水した場合は、計測範囲内において適用可能である。なお、原子炉格納容器下部への注水の目的は、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、初期水張り：約2mが計測されれば良いため、事故対応を行う上で必要な注水量を把握でき、判断に与える影響はない。
原子炉隔離時冷却系系統流量	高圧炉心スプレイ系系統流量	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ④原子炉水位 (SA) ⑤高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位、代替冷却水貯蔵水位又は西側冷却水貯蔵水位の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉の状態を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。
	高圧代替注水系系統流量	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ④原子炉水位 (SA) ⑤高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位、代替冷却水貯蔵水位又は西側冷却水貯蔵水位の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉の状態を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。

有：重要事故シナリクス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(3/21)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ	影響
		有	手		
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA)、低圧原子炉代替注水系貯蔵槽水位の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉の状態を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。
	低圧代替注水系系統流量 (常設)	有	手	①低圧原子炉代替注水系貯蔵槽水位 ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA)、低圧原子炉代替注水系貯蔵槽水位の水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。
原子炉隔離時冷却系系統流量	高圧炉心スプレイ系系統流量	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA)、低圧原子炉代替注水系貯蔵槽水位の水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。
	高圧代替注水系系統流量	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA)、低圧原子炉代替注水系貯蔵槽水位の水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。
原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系原子炉注水量	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA)、低圧原子炉代替注水系貯蔵槽水位の水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。
	高圧代替注水系系統流量	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA)、低圧原子炉代替注水系貯蔵槽水位の水位変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。

有：重要事故シナリクス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響(3/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*	代替パラメータによる判断への影響
		有	手		
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系流量	有	手	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA)、サブプレッジョン・チェンバ・プール水位の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を推定し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。
	復水補給水系流量 (RR A 系代替注水量) 復水補給水系流量 (RR B 系代替注水量)	有	手	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水特性を用いる上で格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。
原子炉格納容器への注水量	原子炉隔離時冷却系系統流量	有	手	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水特性を用いる上で格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。
	高圧炉心注水系系流量	有	手	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水特性を用いる上で格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。
原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水特性を用いる上で格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。
	復水補給水系流量 (RR B 系代替注水量) 復水補給水系流量 (格納容器下部注水量)	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水特性を用いる上で格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準
*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

【(3/18)の引用】

第1表 代替パラメータによる判断への影響(5/22)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響
		有	手		
原子炉圧力容器への注水量	残留熱除去系系統流量	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位、代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を推定し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ③各系統の流量の監視が不可能となった場合は、ポンプ吐出圧力からポンプの注水特性を用いて、流量を確認することにより、原子炉圧力容器への注水量を把握することができ、判断に与える影響はない。
	低圧炉心スプレイ系系統流量	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位、代替淡水貯槽水位又は西側淡水貯水設備水位の変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を推定し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ③各系統の流量の監視が不可能となった場合は、ポンプ吐出圧力からポンプの注水特性を用いて、流量を確認することにより、原子炉圧力容器への注水量を把握することができ、判断に与える影響はない。

※1 有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準
※2 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3 [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

【(3/21)の引用】

第1表 代替パラメータによる判断への影響(3/21)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響
		有	手		
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系流量	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ④原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉圧力容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA)、低圧原子炉代替注水槽水位の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を推定し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。
	低圧炉心スプレイ系系統流量	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を推定し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。
原子炉格納容器への注水量	原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を推定し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。
	高圧炉心スプレイポンプ出口流量	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を推定し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。
原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系原子炉注水量	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を推定し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。
	低圧炉心スプレイポンプ出口流量	有	手	①サブプレッジョン・プール水位 (SA) ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①各系統の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を推定し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準
※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響(3/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*		影響
			有	手	
原子炉圧力容器への注水量	高圧代替注水系系統流量	高圧注水機能確認	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域)	①各系能の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA)、サブプレッション・チェンバ、プール水位の変化により原子炉圧力容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②貯蔵槽除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、貯蔵槽除去に必要な注水量を確認し冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	復水補給水系流量 (RR A系代替注水流量) 復水補給水系流量 (RR B系代替注水流量)	低圧注水機能確認	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域)	①貯蔵槽除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、貯蔵槽除去に必要な注水量を確認し冷却状態を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉循環冷却系系統流量	高圧注水機能確認	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域)	①各系能の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水特性を用いることで格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	高圧炉心注水系系統流量	高圧注水機能確認	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域)	①各系能の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水特性を用いることで格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量	低圧注水機能確認	①サブプレッション・チェンバ、プール水位 ②原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA)	①各系能の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水特性を用いることで格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし
	復水補給水系流量 (RR B系代替注水流量) 復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	原子炉格納容器冷却機能確認	①復水貯蔵槽水位 (SA) ②原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域)	①各系能の原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である復水貯蔵槽水位 (SA) の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水特性を用いることで格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準
*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

【(3/18)の引用】

第1表 代替パラメータによる判断への影響(6/22)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*		影響
			有	手	
原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器サブレイ流量 (常設ライン用) 低圧代替注水系格納容器サブレイ流量 (可搬ライン用)	原子炉格納容器冷却機能確認	①代替注水貯槽水位 ①西側淡水貯槽水位 ②サブプレッション・プール水位	代替パラメータによる判断への影響 ①低圧代替注水系格納容器サブレイ流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替注水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先のサブプレッション・プール水位の変化量から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	代替循環冷却系格納容器サブレイ流量	原子炉格納容器冷却機能確認	①代替循環冷却系格納容器サブレイ流量 ①代替循環冷却系原子炉注水流量	①代替循環冷却系格納容器サブレイ流量の監視が不可能となった場合は、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から代替循環冷却系原子炉注水流量を差し引いて、代替循環冷却系格納容器サブレイ流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	原子炉格納容器冷却機能確認	①代替注水貯槽水位 ①西側淡水貯槽水位 ②格納容器下部水位	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替注水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器下部へ注水した場合は、計測範囲内において適用可能である。なお、原子炉格納容器下部への注水目的は、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、初期水張り高さ (< 0.2m) の場合 (+0.5m, +0.95m) 及び R P 堆積高さ (< 0.2m) の場合 (+0.5m, +0.95m) 及び R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ +2.75m) が計測されれば良いため、事故対応を行う上で必要な状態を把握でき、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉格納容器への注水量	原子炉格納容器冷却機能確認	①代替注水貯槽水位 ①西側淡水貯槽水位 ②格納容器下部水位	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量の監視が不可能となった場合は、水源である代替注水貯槽水位又は西側淡水貯槽水位の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器下部へ注水した場合は、計測範囲内において適用可能である。なお、原子炉格納容器下部への注水目的は、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、初期水張り高さ (< 0.2m) の場合 (+0.5m, +0.95m) 及び R P 堆積高さ (< 0.2m) の場合 (+0.5m, +0.95m) 及び R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ +2.75m) が計測されれば良いため、事故対応を行う上で必要な状態を把握でき、判断に与える影響はない。	なし

*1 有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準
*2 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*3 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(4/21)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*		影響
			有	手	
原子炉格納容器への注水量	代替注水流量 (常設)	原子炉格納容器冷却機能確認	①低圧原子炉代替注水貯槽水位 ②ドライウエル水位 (SA) ③サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ④ドライウエル水位 ⑤サブプレッション・プール水位 (SA) ⑥ヘドスタル水位	代替パラメータによる判断への影響 ①低圧原子炉代替注水貯槽水位による原子炉格納容器への注水量の監視が不可能となった場合は、水源である低圧原子炉代替注水貯槽水位の変化により原子炉格納容器への注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水特性を用いることでドライウエル水位 (SA)、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ③注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位及びヘドスタル水位の変化量から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器代替サブレイ流量	原子炉格納容器冷却機能確認	①ドライウエル圧力 (SA) ①サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) ①ドライウエル水位 ①サブプレッション・プール水位 (SA) ①ヘドスタル水位	①格納容器代替サブレイ流量の監視が不可能となった場合は、注水特性を用いることでドライウエル圧力 (SA)、サブプレッション・チェンバ圧力 (SA) を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握する上で適用でき、判断に与える影響はない。 ②注水先のドライウエル水位、サブプレッション・プール水位及びヘドスタル水位の変化量から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	ヘドスタル代替注水流量 ヘドスタル代替注水流量 (依帯域用)	原子炉格納容器冷却機能確認	①ドライウエル水位 ①ドライウエル水位	①ヘドスタル代替注水流量の監視が不可能となった場合は、注水先のヘドスタル水位及びドライウエル水位の変化量から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱代替除去系格納容器サブレイ流量	原子炉格納容器冷却機能確認	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去ポンプ出口圧力	①残留熱代替除去系格納容器サブレイ流量の監視が不可能となった場合には、残留熱代替除去ポンプ出口圧力から残留熱代替除去ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器サブレイ流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準
*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d. 代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対応設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響(4/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有手	有手			
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	原子炉圧力容器破損 手 有	原子炉格納容器除熱機 機能確認 有	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (S/C) ③格納容器内圧力 (S/C)	①ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内に過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内の飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッション・チェンバ・プール温度	原子炉圧力容器破損 手 有	原子炉格納容器除熱機 機能確認 有	①サブプレッション・チェンバ・プール温度 ②格納容器内圧力(S/C) ③[サブプレッション・チェンバ]気体温度**2	①サブプレッション・チェンバ・プール温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各層の温度を同じ仕様のサブプレッション・チェンバ・プール温度により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・チェンバ・プール温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。 ③常用計器でサブプレッション・チェンバ・プール温度を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ・プール温度	原子炉圧力容器破損 手 有	原子炉格納容器除熱機 機能確認 有	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ・プール温度	①サブプレッション・チェンバ・プール温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・チェンバ・プール温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各層の温度を同じ仕様のサブプレッション・チェンバ・プール温度により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッション・チェンバ・プール温度	原子炉圧力容器破損 手 有	原子炉格納容器除熱機 機能確認 有	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ・プール温度	①サブプレッション・チェンバ・プール温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・チェンバ・プール温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。 ③常用計器でサブプレッション・チェンバ・プール温度を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準。手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準
*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(7/22)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有手	有手			
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度	原子炉圧力容器破損 手 有	原子炉格納容器除熱機 機能確認 有	①ドライウエル雰囲気温度の他チャンネル ②ドライウエル圧力 ③サブプレッション・チェンバ・プール圧力	①ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル雰囲気温度の計測が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の飽和状態にある場合に限定されるが、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内に過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内の飽和状態に維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。 ③サブプレッション・チェンバ・プール温度により推定可能であり、上記②と同様にドライウエル雰囲気温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッション・チェンバ・プール温度	原子炉圧力容器破損 手 有	原子炉格納容器除熱機 機能確認 有	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ・プール温度 ③サブプレッション・チェンバ・プール圧力	①サブプレッション・チェンバ・プール温度の監視が不可能となった場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・チェンバ・プール温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各層の温度を同じ仕様のサブプレッション・チェンバ・プール温度により推定可能であり、原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ③サブプレッション・チェンバ・プール温度の計測が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の飽和状態にある場合に限定されるが、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内に過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内の飽和状態に維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準。手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準
*1：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準。手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準
*2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。
*3：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(5/21)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有手	有手			
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (SA)	原子炉圧力容器破損 手 有	原子炉格納容器除熱機 機能確認 有	①主要パラメータの他チャンネル ②ベデスタル温度 (SA) ③ドライウエル圧力 (SA) ④サブプレッション・チェンバ・プール圧力 (SA)	①ドライウエル温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様のベデスタル温度により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③ドライウエル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内に過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内の飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
	ベデスタル温度 (SA)	原子炉格納容器下部注水機能確認 手 有	原子炉圧力容器破損 手 有	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル温度 (SA) ③ドライウエル圧力 (SA) ④サブプレッション・チェンバ・プール圧力 (SA)	①ベデスタル温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ベデスタル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様のドライウエル温度により監視可能であり、判断に与える影響はない。 ③ベデスタル温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内に過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内の飽和状態に速やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の温度	ベデスタル温度 (S)	原子炉圧力容器破損 手 有	原子炉格納容器破損 手 有	①主要パラメータの他チャンネル	①ベデスタル温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	ベデスタル温度 (A)	原子炉圧力容器破損 手 有	原子炉格納容器破損 手 有	①主要パラメータの他チャンネル	①ベデスタル温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準。手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準
*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。
*3：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響(4/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有手	有手			
原子炉格納容器内の温度	ドライウエール雰囲気温度	有手	原子炉圧力容器破損 能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (0/P) ③格納容器内圧力 (S/C)	①ドライウエール雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエール雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内の飽和状態に達やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	有手	原子炉圧力容器破損 能確認	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度 ②格納容器内圧力(S/C) ③[サブプレッション・チェンバ]気体温度**	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様のサブプレッション・チェンバ・プール水温度により推定可能であり、原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内の飽和状態に達やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。 ③常用計器でサブプレッション・チェンバ・プール水温度を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッション・チェンバ・プール水温度	有手	原子炉圧力容器破損 能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様のサブプレッション・チェンバ・プール水温度により推定可能であり、原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準
*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
*2：[]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

【(4/18)の引用】

第1表 代替パラメータによる判断への影響(8/22)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ**	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有手	有手			
原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・プール水温度	有手	原子炉圧力容器破損 能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①サブプレッション・プール水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様のサブプレッション・チェンバ・プール水温度により推定可能であり、原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ③常用計器でサブプレッション・チェンバ・プール水温度を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉格納容器除熱機 能確認			
		有手	原子炉圧力容器減圧機 能確認			
		有手	サブプレッション・プール 冷却機能確認			
		有手	原子炉圧力容器破損 能確認			
	格納容器下部水温	有手	原子炉圧力容器破損 能確認	①サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①格納容器下部水温の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様のサブプレッション・チェンバ・プール水温度により推定可能であり、原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ③常用計器でサブプレッション・チェンバ・プール水温度を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし

※1 有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準
※2 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※3 []は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(6/21)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有手	有手			
原子炉格納容器内の温度	サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	有手	原子炉格納容器除熱 機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②サブプレッション・プール水温度 (SA) ③サブプレッション・チェンバ圧力 (SA)	①サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・チェンバ温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様のサブプレッション・プール水温度 (SA) により推定可能であり、原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ③原子炉格納容器内の飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内の飽和状態に達やかに維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
		有手	原子炉圧力容器破損 能確認			
		有手	サブプレッション・プール水冷却機能確認 原子炉圧力容器減圧 機能確認			
	サブプレッション・プール水温度 (SA)	有手	原子炉圧力容器破損 能確認	①サブプレッション・プール水温度 (SA) ②サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	①サブプレッション・プール水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・プール水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の各部の温度を同じ仕様のサブプレッション・チェンバ温度 (SA) により推定可能であり、原子炉格納容器の過温破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準
※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。
※2：[]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響(5/18)

分類	主要パラメータ 格納容器内圧力(D/W)	判断基準		代替パラメータ ^{※1} 格納容器内圧力(S/C) ②ドライウエル雰囲気温度 ③[格納容器内圧力(D/W)] ^{※2}	影響
		有 手 認	有 手 認		
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力(S/C)	有 手 認	原子炉圧力容器破損 能確認	①格納容器内圧力(D/W) ②サブプレッション・チェンバ温度 ③[格納容器内圧力(S/C)] ^{※2}	なし
	格納容器内圧力(S/C)	有 手 認	原子炉圧力容器破損 能確認	①格納容器内圧力(D/W) ②サブプレッション・チェンバ温度 ③[格納容器内圧力(S/C)] ^{※2}	

有：重要事故シナケケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(9/22)

分類	主要パラメータ ドライウエル圧力	判断基準 ^{※1}		代替パラメータ ^{※2} ①サブプレッション・チェンバ圧力 ②ドライウエル雰囲気温度 ③[「ドライウエル圧力」] ^{※3}	影響
		有 手 認	有 手 認		
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力	有 手 認	原子炉圧力容器破損 能確認	①サブプレッション・チェンバ圧力 ②ドライウエル雰囲気温度 ③[「ドライウエル圧力」] ^{※3}	なし
	サブプレッション・チェンバ圧力	有 手 認	原子炉圧力容器破損 能確認	①サブプレッション・チェンバ圧力の監視が不可能となった場合は、ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様のサブプレッション・チェンバにより推定可能であり、原子炉格納容器の過圧破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ②原子炉格納容器内の飽和状態にある場合、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内に過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。 ③常用計器でドライウエル圧力を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	

※1 有：重要事故シナケケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

※2 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3 []は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(7/21)

分類	主要パラメータ ドライウエル圧力(S/A)	判断基準		代替パラメータ ^{※1} ①主原パラメータの他チェンネル ②サブプレッション・チェンバ圧力(SA) ③サブプレッション・チェンバ温度(SA)	代替パラメータによる判断への影響
		有 手 認	有 手 認		
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力(S/A)	有 手 認	原子炉圧力容器破損 能確認	①ドライウエル圧力(S/A)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル圧力(S/A)は、真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様のサブプレッション・チェンバにより推定可能であり、原子炉格納容器の過圧破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ③原子炉格納容器内の飽和状態にある場合、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内に過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッション・チェンバ圧力(SA)	有 手 認	原子炉圧力容器破損 能確認	①サブプレッション・チェンバ(SA)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・チェンバ(SA)の監視が不可能となった場合は、ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、同じ仕様のドライウエル圧力(SA)により推定可能であり、原子炉格納容器の過圧破損防止対策を行う上で判断に与える影響はない。 ③原子炉格納容器内の飽和状態にある場合、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内に過熱状態に至るもの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができ、判断に与える影響はない。	

有：重要事故シナケケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響(6/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器破損確認			
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・チェンバ・プール水位	有手 有手	①復水補給水系流量(RIR B系代替注水流量) ②復水貯蔵槽水位(SA) ③格納容器内圧力(D/W) ④[サブプレッション・チェンバ・プール水位]*2	①サブプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水系流量(RIR B系代替注水流量)の注水量により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②水源である復水貯蔵槽の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③計測範囲が限定されるもの、原子炉格納容器内の水位は上記①②で推定ができるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。 ④常用計器でサブプレッション・チェンバ・プール水位を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし	
	格納容器下部水位	有手	①主要パラメータの他チャネル ②復水補給水系流量(格納容器下部注水流量) ③復水貯蔵槽水位(SA)	①格納容器下部水位の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、復水補給水系流量(格納容器下部注水流量)の注水量により、格納容器下部水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③水源である復水貯蔵槽の水位変化により、格納容器下部水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(10/22)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
		原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器破損確認			
原子炉格納容器内の水位	サブプレッション・プール水位	有手 有手	①低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用) ①低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用) ①低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用) ①低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用) ①低圧代替注水系原子炉注水流量(常設ライン用) ①低圧代替注水系原子炉注水流量(可搬ライン用) ①低圧代替注水系格納容器下部注水流量 ②代替注水貯槽水位 ②西側淡水貯槽水位 ③ドライウェル圧力 ④サブプレッション・チェンバ圧力	①サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系原子炉注水流量、低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水プレハブ流量及び低圧代替注水系格納容器下部注水流量の注水量により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②水源である代替注水貯槽又は西側淡水貯槽の水位変化によりサブプレッション・プール水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③ドライウェル圧力とサブプレッション・チェンバ圧力の差圧によりサブプレッション・プール水位を推定する手段は、計測範囲が限定されるもの、原子炉格納容器内の水位は上記①②で推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。	なし	
	格納容器下部水位	有手	①主要パラメータの他チャネル ②[格納容器内水素濃度]*3 ③[格納容器下部注水流量]	①格納容器下部水位の1チャネルが故障した場合は、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器下部注水流量の注水量により、格納容器下部水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③水源である代替注水貯槽又は西側淡水貯槽の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ④常用計器で格納容器下部注水流量を監視可能であれば、判断に与える影響はない。 ⑤格納容器内水素濃度(SA)の1チャネルが故障した場合、他チャネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ⑥常用計器で格納容器内水素濃度を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし	

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準(各手順)に係る判断基準

*1：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準(各手順)に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(8/21)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		原子炉格納容器破損確認	原子炉格納容器破損確認			
原子炉格納容器内の水位	ドライウェル水位	有手	①サブプレッション・プール水位(常設) ②代替注水流量 ②低圧代替注水流量(常設) ②低圧代替注水流量(常設) ②低圧代替注水流量(常設) ②低圧代替注水流量(常設) ②低圧代替注水流量(常設)	①サブプレッション・プール水位(常設) ①低圧代替注水流量(常設) ①低圧代替注水流量(常設) ①低圧代替注水流量(常設) ①低圧代替注水流量(常設) ①低圧代替注水流量(常設) ①低圧代替注水流量(常設)	①原子炉格納容器下部注水の停止判断に用いるドライウェル水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・プール水位(SA)により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウェル水位の監視が不可能となった場合は、代替注水流量(常設)、低圧代替注水流量、低圧代替注水流量(常設)、格納容器(低圧代替注水流量、低圧代替注水流量、低圧代替注水流量、低圧代替注水流量、低圧代替注水流量、低圧代替注水流量、低圧代替注水流量)の注水量により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③水源である低圧代替注水貯槽の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッション・プール水位(SA)	有手	①代替注水流量(常設) ①低圧代替注水流量(常設) ①低圧代替注水流量(常設) ①低圧代替注水流量(常設) ①低圧代替注水流量(常設) ①低圧代替注水流量(常設) ①低圧代替注水流量(常設)	①サブプレッション・プール水位(SA)の監視が不可能となった場合は、代替注水流量(常設)、低圧代替注水流量、低圧代替注水流量(常設)、格納容器(低圧代替注水流量、低圧代替注水流量、低圧代替注水流量、低圧代替注水流量、低圧代替注水流量、低圧代替注水流量、低圧代替注水流量)の注水量により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②水源である低圧代替注水貯槽の水位変化により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準(各手順)に係る判断基準

*1：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準(各手順)に係る判断基準

*2：[]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (7/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	手			
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA)	原子炉圧力容器破損確認	格納容器ベント判断	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①格納容器内水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内水素濃度の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		原子炉圧力容器破損確認	格納容器ベント判断	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度	①格納容器内水素濃度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空気を放射線レベル (D/W)	炉心損傷確認	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア]放射線モニタ**	①格納容器内空気を放射線レベル (D/W) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内空気を放射線レベル (D/W) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の放射線量率は格納容器内空気を放射線レベル (D/W) の他チャンネルにより推定可能であり、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。	なし
		原子炉格納容器除熱機能確認	原子炉格納容器除熱機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア]放射線モニタ**	①格納容器内空気を放射線レベル (S/C) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内空気を放射線レベル (S/C) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の放射線量率は格納容器内空気を放射線レベル (S/C) の他チャンネルにより推定可能であり、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。	なし

有：重要事故シナリオ (有効性評価) に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (10/22)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ**	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	有			
原子炉格納容器内の水素濃度	サブレーション・プール水位	原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器破損確認	①低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン用) ②低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン用) ③低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン用) ④低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン用) ⑤低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) ⑥低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) ⑦低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ⑧西側淡水貯槽水位 ⑨ドライウェル圧力 ⑩サブレーション・チェンバ圧力	①サブレーション・プール水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系統原子炉注水流量、低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量及び低圧代替注水系統格納容器下部注水流量の注水量により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②水素である代替淡水貯槽又は西側淡水貯槽の水位変化によりサブレーション・プール水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③ドライウェル圧力とサブレーション・チェンバ圧力の差圧によりサブレーション・プール水位を推定する手段は、計測範囲が限定されるもの、原子炉格納容器内の水位は上記①、②で推定できるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。	なし
		原子炉格納容器下部注水機能確認	原子炉格納容器下部注水機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②[格納容器内水素濃度]**	①格納容器下部水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器下部水位の監視が不可能となった場合は、低圧代替注水系統格納容器下部注水流量の注水量により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③西側淡水貯槽水位を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ④常用計器で格納容器下部空気を監視可能であれば、判断に与える影響はない。 ⑤格納容器内水素濃度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ⑥常用計器で格納容器内水素濃度を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内水素濃度 (SA)	炉心損傷確認	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ②[格納容器内水素濃度]**	①格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度 (B系) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②常用計器で格納容器内水素濃度 (A系) を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
		原子炉格納容器除熱機能確認	原子炉格納容器除熱機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア]放射線モニタ**	①格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度 (B系) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②常用計器で格納容器内水素濃度 (A系) を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし

*1：重要事故シナリオ (有効性評価) に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

【(10/22) の引用】

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (9/21)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	手			
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (B系)	原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器内水素濃度 (SA) ②[格納容器内水素濃度 (A系)]**	①格納容器内水素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②常用計器で格納容器内水素濃度 (A系) を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
		原子炉圧力容器破損確認	原子炉圧力容器破損確認	①格納容器内水素濃度 (B系) ②[格納容器内水素濃度 (A系)]**	①格納容器内水素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器内水素濃度 (B系) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②常用計器で格納容器内水素濃度 (A系) を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空気を放射線モニタ (ドライウェル)	炉心損傷確認	炉心損傷確認	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア]放射線モニタ**	①格納容器内空気を放射線モニタ (ドライウェル) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内空気を放射線モニタ (ドライウェル) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の放射線量率は格納容器内空気を放射線モニタ (ドライウェル) の他チャンネルにより推定可能であり、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。	なし
		原子炉格納容器除熱機能確認	原子炉格納容器除熱機能確認	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア]放射線モニタ**	①格納容器内空気を放射線モニタ (サブレーション・チェンバ) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内空気を放射線モニタ (サブレーション・チェンバ) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の放射線量率は格納容器内空気を放射線モニタ (サブレーション・チェンバ) の他チャンネルにより推定可能であり、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。	なし

有：重要事故シナリオ (有効性評価) に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d. 代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対応設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響(7/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	手			
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線レベル (D/W)	有	手	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内放射線モニタ (S/C)	①格納容器内放射線レベル (D/W) の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線量率を格納容器内放射線レベル (D/W) の他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器内放射線レベル (S/C)	有	手	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア]放射線モニタ**2	①格納容器内放射線レベル (D/W) の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②[エリア]放射線モニタ**2の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線量率を格納容器内放射線レベル (D/W) の他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

【(7/18)の引用】

第1表 代替パラメータによる判断への影響(11/22)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	手			
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線レベル (D/W)	有	手	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内放射線モニタ (S/C)	①格納容器内放射線レベル (D/W) の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内放射線モニタ (S/C) の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線量率を格納容器内放射線レベル (D/W) の他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器内放射線レベル (S/C)	有	手	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア]放射線モニタ**2	①格納容器内放射線レベル (D/W) の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②[エリア]放射線モニタ**2の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線量率を格納容器内放射線レベル (D/W) の他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(9/21)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	手			
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内放射線レベル (D/W)	有	手	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア]放射線モニタ**2	①格納容器内放射線レベル (D/W) の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②[エリア]放射線モニタ**2の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線量率を格納容器内放射線レベル (D/W) の他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器内放射線レベル (S/C)	有	手	①主要パラメータの他チャンネル ②[エリア]放射線モニタ**2	①格納容器内放射線レベル (D/W) の1チャンネルが故障した場合、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②[エリア]放射線モニタ**2の監視が不可能となった場合は、格納容器内放射線量率を格納容器内放射線レベル (D/W) の他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

【(9/21)の引用】

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 推定ケースの差異理由については、
 「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
 設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対応設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響(8/18)

分類	主要パラメータ		判断基準		代替パラメータ*	代替パラメータによる判断への影響	影響
	有	手	有	手			
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	起動領域モニタ	有	原子炉スクラム確認	有	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域モニタ ③[制御棒操作監視系]**	①起動領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②起動領域モニタの監視が不可能となった場合は、平均出力領域モニタより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認	手			
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	平均出力領域モニタ	有	原子炉スクラム確認	有	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域モニタ ③[制御棒操作監視系]**	①平均出力領域モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②平均出力領域モニタの監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認	手			
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	[制御棒操作監視系]**	有	原子炉スクラム確認	有	①起動領域モニタ ②平均出力領域モニタ	①制御棒操作監視系の監視が不可能となった場合は、起動領域モニタにより発電用原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。 ②平均出力領域モニタにより発電用原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認	手			

有：重要事故シナケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(12/22)

分類	主要パラメータ		判断基準*		代替パラメータ**	代替パラメータによる判断への影響	影響
	有	手	有	手			
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	起動領域計装	有	原子炉スクラム確認	有	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③[制御棒操作監視系]**	①起動領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装より推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認	手			
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	平均出力領域計装	有	原子炉スクラム確認	有	①主要パラメータの他チャンネル ②起動領域計装 ③[制御棒操作監視系]**	①平均出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、起動領域計装より推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認	手			
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	[制御棒操作監視系]**	有	原子炉スクラム確認	有	①起動領域計装 ②平均出力領域計装	①制御棒操作監視系の監視が不可能となった場合は、起動領域計装より発電用原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。 ②平均出力領域計装により発電用原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界確認	手			

*1：重要事故シナケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*2：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3：[]は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(10/21)

分類	主要パラメータ		判断基準		代替パラメータ*	代替パラメータによる判断への影響	影響
	有	手	有	手			
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	中性子源領域計装	有	原子炉スクラムの確 認	有	①主要パラメータの他チャンネル ②平均出力領域計装 ③[制御棒操作監視系]**	①中性子源領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、平均出力領域計装より推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界の確認	手			
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	平均出力領域計装	有	原子炉スクラムの確 認	有	①主要パラメータの他チャンネル ②中性子源領域計装 ③[制御棒操作監視系]**	①平均出力領域計装の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②平均出力領域計装の監視が不可能となった場合は、中性子源領域計装より推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③制御棒は、発電用原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを全制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、発電用原子炉の未臨界を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界の確認	手			
未 臨 界 の 維 持 又 は 監 視	[制御棒操作監視系]**	有	原子炉スクラムの確 認	有	①中性子源領域計装 ②平均出力領域計装	①制御棒操作・監視系の監視が不可能となった場合は、中性子源領域計装により発電用原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。 ②平均出力領域計装により発電用原子炉の出力を監視可能であり、判断に与える影響はない。	なし
		手	原子炉未臨界の確認	手			

有：重要事故シナケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (9/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ ^{※1}	代替パラメータによる判断への影響	影響
有 手	サブプレッション・チェンバ・プールの水温度	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他チェンバ ②サブプレッション・チェンバ気体温度	①サブプレッション・チェンバ・プールの水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・チェンバ・プールの水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ内の温度を同じ仕様のサブプレッション・チェンバ・プールの水温度により推定可能であり、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
	復水補給水温度(代替循環冷却)		①サブプレッション・チェンバ・プールの水温度	①復水補給水温度(代替循環冷却)の監視が不可能となった場合は、除熱対象であるサブプレッション・チェンバ・プールの水温度の低下傾向を確認することができ、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
有 手	復水補給水流量 (RR A系代替注水流量)		①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度	①復水補給水流量 (RR A系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化率に相当する水量の和を利用して、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。 ②除熱対象である原子炉圧力容器温度の低下傾向を確認することができ、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
	最終ヒートシンクの確保				なし

有：重要事故シナケケンス(有効性評価)に使用した判断基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (13/22)

分類	主要パラメータ	判断基準 ^{※1}	代替パラメータ ^{※2}	代替パラメータによる判断への影響	影響
有 手	サブプレッション・プールの水温度	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他チェンバ ②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	①サブプレッション・プールの水温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・プールの水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ内の温度を同じ仕様のサブプレッション・チェンバ雰囲気温度により推定可能であり、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
	代替循環冷却系ポンプ入口温度		①残留熱除去系熱交換器出口温度	①代替循環冷却系ポンプ入口温度の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の残留熱除去系熱交換器出口温度により推定可能であり、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
有 手	代替循環冷却系原子炉注水流量		①サブプレッション・プールの水位 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ③代替循環冷却系格納容器スプレイ流量 ③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ④原子炉圧力容器温度	①代替循環冷却系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッション・プールの水位の変化により注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位の水位変化から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系ポンプの注水特性を用いて流量を推定し、この流量から代替循環冷却系格納容器スプレイ流量を差し引いて、代替循環冷却系原子炉注水流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ④除熱対象である原子炉圧力容器温度の低下傾向を確認することができ、除熱が適切に行われていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
	最終ヒートシンクの確保				なし

※1 有：重要事故シナケケンス(有効性評価)に使用した判断基準(各手順)に係る判断基準

※2 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (11/21)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ ^{※1}	代替パラメータによる判断への影響	影響
有 手	サブプレッション・プールの水温度 (SA)	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他チェンバ ②サブプレッション・チェンバ温度 (SA)	①サブプレッション・プールの水温度 (SA) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②サブプレッション・プールの水温度 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ内の温度を同じ仕様のサブプレッション・チェンバ温度により推定可能であり、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系熱交換器出口温度		①サブプレッション・プールの水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、除熱対象であるサブプレッション・プールの水温度 (SA) の低下傾向を確認することができ、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナケケンス(有効性評価)に使用した判断基準(各手順)に係る判断基準

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (10/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
代替格納容器冷却系 最終ヒートシンクの確保	復水補給水系流量 (RRR B 系代替注水流量)	有手	①復水補給水系流量 (RRR A 系代替注水流量) ①復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) ①格納容器内圧力 (S/C) ①サブプレッジョン・チェンバ・プール水位 ②サブプレッジョン・チェンバ・プール温度 ②ドライウエル雰囲気温度 ②サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度	①復水補給水系流量 (RRR B 系代替注水流量) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力格納容器下部側の復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力、格子容器内圧力 (S/C)、サブプレッジョン・チェンバ・プール水位にて、復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より原子炉格納容器側への注水量を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	なし
	復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量)	有手	①復水補給水系流量 (RRR B 系代替注水流量) ①復水移送ポンプ吐出圧力 ①格納容器内圧力 (S/C) ①サブプレッジョン・チェンバ・プール水位 ②サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度	①復水補給水系流量 (格納容器下部注水流量) の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力格納容器側の復水補給水系流量 (RRR B 系代替注水流量) と復水移送ポンプ吐出圧力、格子容器内圧力 (S/C)、サブプレッジョン・チェンバ・プール水位にて、復水移送ポンプの注水特性から推定した総流量より原子炉格納容器下部側の注水量を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナケケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (14/22)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
代替格納容器冷却系 最終ヒートシンクの確保	代替格納容器冷却系流量	有手	①代替格納容器冷却系流量 ②サブプレッジョン・チェンバ・プール温度 ②サブプレッジョン・チェンバ雰囲気温度	①代替格納容器冷却系流量の監視が不可能となった場合は、代替格納容器冷却系流量を推定し、この流量から代替格納容器冷却系流量を差し引いて、代替格納容器冷却系流量を推定することができ、判断に与える影響はない。	なし
	最終ヒートシンクの確保	有手	①主要パラメータの他チェンネル ①ドライウエル圧力 ①サブプレッジョン・チェンバ圧力 ②フィルタ装置スクラビング水温度 ①フィルタ装置圧力	①フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は、他チェンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ①ドライウエル圧力、サブプレッジョン・チェンバ圧力、フィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ①飽和温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ①飽和温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置スクラビング水温度	有手	①主要パラメータの他チェンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合、他チェンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ①フィルタ装置入口水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チェンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	フィルタ装置スクラビング水温度	有手	①主要パラメータの他チェンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) の1チャンネルが故障した場合、他チェンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ①フィルタ装置入口水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チェンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナケケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (12/21)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
残留熱代替除去系原子炉注水流量 最終ヒートシンクの確保	残留熱代替除去系原子炉注水流量	有手	①サブプレッジョン・プール水位 (圧力減) ②原子炉水位 (燃料減) ②原子炉水位 (燃料減) ②原子炉水位 (SA) ③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量 ④原子炉圧力容器温度 (SA)	①残留熱代替除去系原子炉注水流量の監視が不可能となった場合は、水源であるサブプレッジョン・プール水位 (SA) の変化により注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位の水位変化から注水量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を差し引いて、残留熱代替除去系原子炉注水流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ④除熱対象である原子炉圧力容器温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱代替除去系原子炉注水流量	有手	①残留熱代替除去系原子炉注水流量 ①残留熱代替除去系原子炉出口圧力 ②サブプレッジョン・プール水温度 (SA) ②ドライウエル温度 (SA) ②サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA)	①残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量の監視が不可能となった場合は、残留熱代替除去系原子炉出口圧力の注水特性を用いて流量を推定し、この流量から残留熱代替除去系原子炉注水流量を差し引いて、残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②除熱対象であるサブプレッジョン・プール水温度 (SA)、ドライウエル温度 (SA)、サブプレッジョン・チェンバ温度 (SA) の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナケケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響(11/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ ^{※1}	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有手	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱確認			
最終ヒートシートの確保	フィルタ装置水位	有手	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	フィルタ装置入口圧力			①格納容器内圧力 (D/W) ①格納容器内圧力 (S/C)	①フィルタ装置入口圧力の監視が不可能となった場合は、格納容器内圧力 (D/W)、格納容器内圧力 (S/C) の低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ、判断に与える影響はない。	なし
格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置出口放射線モニタ			①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	フィルタ装置水素濃度			①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置水素濃度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②フィルタ装置水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
最終ヒートシートの確保	フィルタ装置金属フィルタ差圧			①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置金属フィルタ差圧の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	フィルタ装置スクラバ水 pH			①フィルタ装置水位	①フィルタ装置スクラバ水 pH の監視が不可能となった場合は、フィルタ装置スクラバ水に必要な pH が確保されているかを確認することが目的であり、フィルタ装置水位の水位変化を確認することで、必要な pH が確保されていることを推定でき、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナケケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(14/22)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ ^{※2}	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有手	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱確認			
最終ヒートシートの確保	代替循環冷却系レイ流量	有手	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱確認	①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②サブプレッション・プール水温度 ②ドラウエール雰囲気温度 ②サブプレッション・チェンバークラウド	①代替循環冷却系レイ流量の監視が不可能となった場合は、代替循環冷却系ポンプ吐出圧力から代替循環冷却系レイ流量を差し引いて、この流量から代替循環冷却系原子炉注水流量を差し引いて、代替循環冷却系レイ流量を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②除熱対象であるサブプレッション・プール水温度、ドラウエール雰囲気温度、サブプレッション・チェンバークラウドの低下傾向を確認することができ、最終ヒートシートの確保が確保されていることを確認することができ、最終ヒートシートの確保が確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	なし
	フィルタ装置水位	有手	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他チャンネル	①フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
格納容器圧力逃がし装置	フィルタ装置圧力			①ドラウエール圧力 ①サブプレッション・チェンバークラウド ②フィルタ装置スクラビング水温度	①フィルタ装置圧力の監視が不可能となった場合は、ドラウエール圧力、サブプレッション・チェンバークラウドの低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ、判断に与える影響はない。	なし
	フィルタ装置スクラビング水温度			①フィルタ装置圧力	①飽和温度/圧力の関係を利用してフィルタ装置スクラビング水温度によりフィルタ装置圧力を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
最終ヒートシートの確保	フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)			①主要パラメータ(フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ))の他チャンネル	①フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	フィルタ装置入口水素濃度			①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置入口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

*1 有：重要事故シナケケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*2 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3 [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

【(14/22) の引用】

第1表 代替パラメータによる判断への影響(13/21)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ ^{※1}	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有手	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱確認			
最終ヒートシートの確保	スクラバ容器水位	有手	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	スクラバ容器圧力			①主要パラメータの他チャンネル ②ドラウエール圧力 (SA) ②サブプレッション・チェンバークラウド	①スクラバ容器圧力の監視が不可能となった場合は、ドラウエール圧力 (SA)、サブプレッション・チェンバークラウドの低下傾向から格納容器ベントの実施を確認することができ、判断に与える影響はない。	なし
格納容器圧力逃がし装置	スクラバ容器温度			①主要パラメータの他チャンネル	①スクラバ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)			①主要パラメータの他チャンネル	①第1ベントフィルタ出口放射線モニタ(高レンジ)の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
最終ヒートシートの確保	第1ベントフィルタ出口水素濃度			①主要パラメータの手備 ②格納容器水素濃度 (B系) ②格納容器水素濃度 (SA)	①第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、手備の第1ベントフィルタ出口水素濃度により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②第1ベントフィルタ出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器水素濃度 (B系) 及び格納容器水素濃度 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナケケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 推定ケースの差異理由については、
 「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
 設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (12/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*	代替パラメータによる判断への影響	影響
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	フィルタ装置水素濃度		①格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置水素濃度が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	有手	①原子炉圧力容器温度 ②サブプレッション・チェンバ・プール水温度	①残留熱除去系による原子炉格納容器除熱確認	
	残留熱除去系熱交換器出口温度		①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補機冷却水系統流量 ③残留熱除去系熱交換器入口冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から、残留熱除去系熱交換器入口温度により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉補機冷却系の流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため、最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系系統流量		①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプの注水特性から推定した流量より残留熱除去系系統流量を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握することができ、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナシケンス(有効性評価)に使用した判断基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (15/22)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*	代替パラメータによる判断への影響	影響
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系による原子炉格納容器除熱確認	①原子炉圧力容器温度 ②サブプレッション・プール水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、除熱対象である原子炉圧力容器温度、サブプレッション・プール水温度の低下傾向を確認することができ、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。 ②緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器) ③緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	なし
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器入口温度		①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②緊急用海水系流量 ③緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から、残留熱除去系熱交換器入口温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②緊急用海水系又は緊急用海水系の流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため、最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系系統流量		①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプの注水特性から推定した流量より残留熱除去系系統流量を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握することができ、判断に与える影響はない。	なし

※1 有：重要事故シナシケンス(有効性評価)に使用した判断基準(各手順)に係る判断基準

※2 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3 []は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 推定ケースの差異理由については、
 「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
 設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (12/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*	代替パラメータによる判断への影響	影響
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	フィルタ装置水素濃度		①格納容器内水素濃度 (SA)	①フィルタ装置水素濃度が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素ガスが格納容器圧力逃がし装置の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	有手	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・プールの水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、除熱対象である原子炉圧力容器温度、サブプレッション・プールの水温度の低下傾向を確認することができ、最終ヒートシンクが適切に行われていることを確認することができ、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系熱交換器出口温度	有手	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②原子炉補機冷却水系統流量 ②残留熱除去系熱交換器入口冷却流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から、残留熱除去系熱交換器入口温度により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉補機冷却系の流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため、最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系系統流量		①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプの注水特性から推定した流量より残留熱除去系系統流量を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握することができ、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

【(12/18)の引用】

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (15/22)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*	代替パラメータによる判断への影響	影響
耐圧強化ベント系	耐圧強化ベント系放射線モニタ	耐圧強化ベント系による原子炉格納容器除熱確認	①主要パラメータの他チャンネル	①耐圧強化ベント系放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度	①原子炉圧力容器温度 ①サブプレッション・プールの水温度	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、除熱対象である原子炉圧力容器温度、サブプレッション・プールの水温度の低下傾向を確認することができ、最終ヒートシンクが適切に行われていることを確認することができ、判断に与える影響はない。	なし
残留熱除去系	残留熱除去系熱交換器出口温度	有手	①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器) ②緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から、残留熱除去系熱交換器入口温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②残留熱除去系海水系又は緊急用海水系は緊急用海水系出口側の流量が確保されていることから残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため、最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系系統流量		①残留熱除去系ポンプ吐出圧力	①残留熱除去系系統流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ吐出圧力から残留熱除去系系統流量を確認することができ、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

【(15/22)の引用】

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (14/21)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*	代替パラメータによる判断への影響	影響
残留熱除去系熱交換器入口温度	残留熱除去系による原子炉格納容器冷却確認	有手	①原子炉圧力容器温度 (SA) ①サブプレッション・プールの水温度 (SA)	①残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、除熱対象である原子炉圧力容器温度 (SA)、サブプレッション・プールの水温度の低下傾向を確認することができ、最終ヒートシンクが適切に行われていることを確認することができ、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系熱交換器出口温度		①残留熱除去系熱交換器入口温度 ②残留熱除去系熱交換器冷却水流量	①残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、熱交換器ユニットの熱交換量評価から、残留熱除去系熱交換器入口温度により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②残留熱除去系熱交換器冷却水の流量が確保されていることから、残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため、最終ヒートシンクが確保されていることを把握することができ、判断に与える影響はない。	なし
残留熱除去系	残留熱除去系ポンプ出口流量		①残留熱除去系ポンプ出口圧力	①残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプの注水特性から推定した流量より残留熱除去系ポンプ出口流量を確認し、発電用原子炉施設の状態を考慮した推定としており、原子炉格納容器への注水量を把握することができ、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 推定ケースの差異理由については、
 「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
 設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響(13/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
格納容器ヘイブスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉水位 (SA) で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (広帯域) ②原子炉圧力 (燃料域)	①原子炉圧力 (広帯域) ②原子炉圧力 (燃料域)	①同じ仕様の原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉圧力容器内の状態	原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力 (広帯域) で原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①②で推定可能であり、事故収束を行う上で問題とならない。	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力 (広帯域) で原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定可能であり、事故収束を行う上で問題とならない。	なし

有：重要事故シナケクス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(16/22)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
格納容器ヘイブスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域) で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ、判断に与える影響はない。	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域) で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (広帯域) ①原子炉圧力 (燃料域)	①原子炉圧力 (広帯域) ①原子炉圧力 (燃料域)	①同じ仕様の原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉圧力容器内の状態	原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA 広帯域) ③原子炉水位 (SA 燃料域) ③原子炉圧力容器温度	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力 (広帯域) で原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①、②で推定可能であり、事故収束を行う上で問題とならない。	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力 (広帯域) で原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①、②で推定可能であり、事故収束を行う上で問題とならない。	なし

*1 有：重要事故シナケクス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*2 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3 []は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(15/21)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
格納容器ヘイブスの監視	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉水位 (SA)	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (燃料域)	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉水位 (SA) で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ、判断に与える影響はない。	①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉水位 (SA) で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉圧力	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA)	①原子炉圧力 (広帯域) ①原子炉圧力 (燃料域)	①原子炉圧力 (広帯域) ①原子炉圧力 (燃料域)	①同じ仕様の原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) で原子炉圧力容器内の水位を監視することができ、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉圧力容器内の状態	原子炉圧力 (SA)	①主要パラメータの他チャンネル ②原子炉圧力 (SA) ③原子炉水位 (広帯域) ③原子炉水位 (燃料域) ③原子炉水位 (SA) ③原子炉圧力容器温度 (SA)	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力 (広帯域) で原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①②で推定可能であり、事故収束を行う上で問題とならない。	①原子炉圧力 (SA) の監視が不可能となった場合は、同じ仕様の原子炉圧力 (広帯域) で原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、判断に与える影響はない。 ②原子炉圧力容器内の飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①②で推定可能であり、事故収束を行う上で問題とならない。	なし

有：重要事故シナケクス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d. 代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (14/18)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の状態 格納容器バイパスの監視	ドライウエル雰囲気温度	有手 インターフエイシステムLOCAの判断	①主要パラメータの他チャンネル ②格納容器内圧力 (D/W)	①ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期において一時的に原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることか ③常用計器で格納容器内圧力(D/W)を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器内圧力 (D/W)				

有：重要事故シナケクス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (17/22)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ**	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の状態 格納容器バイパスの監視	ドライウエル雰囲気温度	有手 インターフエイシステムLOCAの判断	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力	①ドライウエル雰囲気温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル雰囲気温度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期に一次的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持されることから、適用可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器でドライウエル圧力(D/W)を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
	ドライウエル圧力				

有：重要事故シナケクス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*2 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3 []は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (16/21)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータ*	代替パラメータによる判断への影響	影響
原子炉格納容器内の状態 格納容器バイパスの監視	ドライウエル温度 (S A)	有手 インターフエイシステムLOCAの判断	①主要パラメータの他チャンネル ②ドライウエル圧力 (S A)	①ドライウエル温度 (S A) の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②ドライウエル温度 (S A) の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定されるが、重大事故等時の有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損))において、事象初期に一次的に原子炉格納容器内は飽和状態に至るものの、その後のほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に速やかに維持されることか ③常用計器でドライウエル温度 (S A) を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
	ドライウエル圧力 (S A)				

有：重要事故シナケクス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[]は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響(15/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータによる判断への影響		影響
		有手	インテグレーションシステムLOCAの判断	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ]*2	①高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力が発生した場合 は、格納容器バイパスが断線した場合（発生箇所の隔離まで） は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから判断に 与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向 を把握することにより、格納容器バイパス事象が発生したこと を推定可能であり、判断に与える影響はない。 ①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、 格納容器バイパスが断線した場合（発生箇所の隔離まで）は、 原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから、破断検知 をする上で、判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向 を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推 定可能であり、判断に与える影響はない。	
格納容器バイパスの監視	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	有手	インテグレーションシステムLOCAの判断	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ]*2	①高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、 格納容器バイパスが断線した場合（発生箇所の隔離まで） は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから判断に 与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向 を把握することにより、格納容器バイパス事象が発生したこと を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	有手	インテグレーションシステムLOCAの判断	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ]*2	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、 格納容器バイパスが断線した場合（発生箇所の隔離まで）は、 原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから、破断検知 をする上で、判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向 を把握することにより、格納容器バイパスが発生したことを推 定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナシケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (18/22)

分類	主要パラメータ	判断基準	有手	代替パラメータによる判断への影響		影響
				インテグレーションシステムLOCAの判断	代替パラメータ*2	
格納容器バイパスの監視	高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	有手	インテグレーションシステムLOCAの判断	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ]*3	①高圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、 格納容器バイパスが断線した場合（発生箇所の隔離まで） は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことか ら、判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向 を把握することにより、格納容器バイパス事象が発生したこ とを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	有手	インテグレーションシステムLOCAの判断	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ]*3	①原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、 格納容器バイパスが断線した場合（発生箇所の隔離まで） は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことか ら、判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向 を把握することにより、格納容器バイパス事象が発生したこ とを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	有手	インテグレーションシステムLOCAの判断	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ]*3	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、 格納容器バイパスが断線した場合（発生箇所の隔離まで） は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことか ら、判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向 を把握することにより、格納容器バイパス事象が発生したこ とを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
格納容器バイパスの監視	低圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	有手	インテグレーションシステムLOCAの判断	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ]*3	①低圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、 格納容器バイパスが断線した場合（発生箇所の隔離まで） は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことか ら、判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向 を把握することにより、格納容器バイパス事象が発生したこ とを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	低圧炉心注水系ポンプ吐出圧力	有手	インテグレーションシステムLOCAの判断	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ]*3	①低圧炉心注水系ポンプ吐出圧力の監視が不可能となった場合は、 格納容器バイパスが断線した場合（発生箇所の隔離まで） は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことか ら、判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向 を把握することにより、格納容器バイパス事象が発生したこ とを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

※1 有：重要事故シナシケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

※2 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※3 [] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(17/21)

分類	主要パラメータ	判断基準	代替パラメータによる判断への影響		影響
			有手	代替パラメータ*1	
格納容器バイパスの監視	残留熱除去系ポンプ出口圧力	有手	インテグレーションシステムLOCAの判断	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ]*2	①残留熱除去系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、 格納容器バイパスが断線した場合（発生箇所の隔離まで）は、 原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことか ら、破断検知をする上で、判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向を把握することにより、 格納容器バイパスが発生したことを推定可能であり、判断に与え る影響はない。
	低圧炉心注水系ポンプ出口圧力	有手	インテグレーションシステムLOCAの判断	①原子炉圧力 ②[エリア放射線モニタ]*2	①低圧炉心注水系ポンプ出口圧力の監視が不可能となった場合は、 格納容器バイパスが断線した場合（発生箇所の隔離まで）は、 原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことか ら、破断検知をする上で、判断に与える影響はない。 ②エリア放射線モニタ（有効監視パラメータ）の指示値上昇傾向を把握することにより、 格納容器バイパスが発生したことを推定可能であり、判断に与え る影響はない。

有：重要事故シナシケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

※1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

※2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器（耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器）を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ（重大事故等対処設備）」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (16/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ ^{*1}	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
水源の確保	復水貯蔵槽水位 (SA)	高圧注水機能確認	有	①高圧代替注水系統流量 ①復水補給水系統流量 (RRR A 系代替注水流量) ①復水補給水系統流量 (RRR B 系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系統流量 (格納容器下部注水流量) ①高圧炉心注水系統流量 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[復水貯蔵槽水位] ^{*2}	①復水貯蔵槽水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵槽を水源とする各系統の注水量と直前まで判明していた復水貯蔵槽の水位と水位容量曲線を用いて推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②復水移送ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することで、必要な水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位の水位変化を確認することで、必要な水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器で復水貯蔵槽水位を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッション・チェンバ、プール水位	低圧注水機能確認	有	①復水補給水系統流量 (RRR A 系代替注水流量) ①復水補給水系統流量 (RRR B 系代替注水流量) ①残留熱除去系系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[サブプレッション・チェンバ、プール水位] ^{*2}	①サブプレッション・チェンバ、プール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ、プール水位を水源とする各系統の注水量と直前まで判明していたサブプレッション・チェンバの水位と水位容量曲線を用いて推定するため、必要な水源であるサブプレッション・チェンバ、プール水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することで、必要な水源であるサブプレッション・チェンバ、プール水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器でサブプレッション・チェンバ、プール水位を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナシケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (19/22)

分類	主要パラメータ	判断基準 ^{*1}		代替パラメータ ^{*2}	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
水源の確保	サブプレッション・プール水位	高圧・低圧注水機能確認	有	①高圧代替注水系統流量 ①代替循環冷却系原子炉注水流量 ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心スプレレイ系系統流量 ①残留熱除去系系統流量 ①低圧炉心スプレレイ系系統流量 ②常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力 ②代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力 ②高圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力 ②残留熱除去系ポンプ吐出圧力 ②低圧炉心スプレレイ系ポンプ吐出圧力	①サブプレッション・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ内のプール水位を水源とする各系統の注水量と直前まで判明していたサブプレッション・プールの水位容量曲線を用いて推定するため、必要な水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②各ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することで、必要な水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

*1 有：重要事故シナシケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*2 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (18/21)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ ^{*1}	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
水源の確保	低圧原子炉代替注水水位	低圧注水機能確認	有	①代替注水流量 (常設) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA) ②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	①低圧原子炉代替注水水位 (常設) の注水量と直前まで判明していた低圧原子炉代替注水水位と水位容量曲線を用いて推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位又はサブプレッション・プール水位 (SA) の水位変化を確認することで、必要な水源である低圧原子炉代替注水水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②低圧原子炉代替注水ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源である低圧原子炉代替注水水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	サブプレッション・プール水位 (SA)	低圧・高圧注水機能確認	手	①高圧原子炉代替注水流量 ①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 ①高圧炉心スプレレイ系ポンプ出口流量 ①残留熱除去系ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレレイ系ポンプ出口流量 ①残留熱除去系原子炉注水流量 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 ②高圧炉心スプレレイ系ポンプ出口圧力 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレレイ系ポンプ出口圧力 ③[サブプレッション・プール水位] ^{*2}	①サブプレッション・プール水位 (SA) の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバを水源とする各系統の注水量と直前まで判明していたサブプレッション・チェンバの水位と水位容量曲線を用いて推定するため、必要な水源であるサブプレッション・プール水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレレイ・ポンプ、残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレレイ・ポンプ、残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源であるサブプレッション・プール水位 (SA) が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器でサブプレッション・プール水位を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナシケンス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d. 代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ (重大事故等対処設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (16/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ ^{*1}	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
水源の確保	復水貯蔵槽水位(SA)	①高圧代替注水系統流量 ①復水補給水系統流量 (RIR A系代替注水流量) ①復水補給水系統流量 (RIR B系代替注水流量) ①原子炉隔離時冷却系系統流量 ①高圧炉心注水系統流量 (格納容器下注注水流量) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (SA) ③[復水貯蔵槽水位] ^{*2}	①高圧代替注水系統流量 (RIR A系代替注水流量) ①復水補給水系統流量 (RIR B系代替注水流量) ①残留熱除去系系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[サブプレッション・チェンバ・プール水位] ^{*2}	①復水貯蔵槽水位(SA)の監視が不可能となった場合は、復水貯蔵槽を水源とする各系統の注水量と直前まで判明していた復水貯蔵槽の水位に水位容量曲線を用いて推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②復水移送ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することで、必要な水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③注水先の原子炉水位の水位変化を確認することで、必要な水源である復水貯蔵槽水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ④常用計器で復水貯蔵槽水位を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし	
	サブプレッション・チェンバ・プール水位		①高圧代替注水系統流量 (RIR A系代替注水流量) ①復水補給水系統流量 (RIR B系代替注水流量) ①残留熱除去系系統流量 ②復水移送ポンプ吐出圧力 ③[サブプレッション・チェンバ・プール水位] ^{*2}	①サブプレッション・チェンバ・プール水位の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ・プール水位を水源とする各系統の注水量と直前まで判明していたサブプレッション・チェンバの水位に水位容量曲線を用いて推定するため、必要な水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②復水移送ポンプ及び残留熱除去系ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することで、必要な水源であるサブプレッション・チェンバ・プール水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③常用計器でサブプレッション・チェンバ・プール水位を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし	

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐震監視等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (20/22)

分類	主要パラメータ	判断基準 ^{*1}		代替パラメータ ^{*2}	代替パラメータによる判断への影響	影響
		有	手			
水源の確保	西側淡水貯水設備水位	①低圧代替注水系統確認 ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③サブプレッション・プール水位 ④常設低圧代替注水系統ポンプ吐出圧力	①低圧代替注水系統確認 ①低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン) ①低圧代替注水系統原子炉注水流量 (常設ライン) ①低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン用) ①低圧代替注水系統原子炉注水流量 (可搬ライン) ①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) ①低圧代替注水系統格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) ①低圧代替注水系統格納容器下部注水流量 ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA広帯域) ②原子炉水位 (SA燃料域) ③サブプレッション・プール水位 ④常設低圧代替注水系統ポンプ吐出圧力	①代替注水貯槽水位の監視が不可能となった場合は、代替注水貯槽を水源とする各系統の注水量と直前まで判明していた代替注水貯槽の水位に水位容量曲線を用いて推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位又はサブプレッション・プール水位の水位変化を確認することで、必要な水源である代替注水貯槽水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。 ③常設低圧代替注水系統ポンプが正常に動作していることをポンプ吐出圧力で確認することで、必要な水源である代替注水貯槽水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	①西側淡水貯水設備水位の監視が不可能となった場合は、西側淡水貯水設備を水源とする各系統の注水量と直前まで判明していた西側淡水貯水設備の水位に水位容量曲線を用いて推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②注水先の原子炉水位又はサブプレッション・プール水位の水位変化を確認することで、必要な水源である西側淡水貯水設備水位が確保されていることを推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
			①高圧代替注水系統流量 (常設) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (SA) ②低圧代替注水系統ポンプ出口圧力	①高圧代替注水系統流量 (常設) ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱除去系ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系原子炉注水流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替注水系統ポンプ出口圧力 ③[サブプレッション・プール水位] ^{*2}	①低圧代替注水系統流量 (常設) ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替注水系統ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系原子炉注水流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替注水系統ポンプ出口圧力 ③[サブプレッション・プール水位] ^{*2}	①低圧代替注水系統流量 (常設) ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替注水系統ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系原子炉注水流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替注水系統ポンプ出口圧力 ③[サブプレッション・プール水位] ^{*2}

*1 有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*2 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐震監視等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (18/21)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ ^{*1}	代替パラメータによる判断への影響	影響	
		有	手				
水源の確保	低圧原子炉代替注水水位	①代替注水流量 (常設) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (SA) ②低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	①代替注水流量 (常設) ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替注水系統ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系原子炉注水流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替注水系統ポンプ出口圧力 ③[サブプレッション・プール水位] ^{*2}	①低圧原子炉代替注水流量 (常設) ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替注水系統ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系原子炉注水流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替注水系統ポンプ出口圧力 ③[サブプレッション・プール水位] ^{*2}	①低圧原子炉代替注水流量 (常設) ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替注水系統ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系原子炉注水流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替注水系統ポンプ出口圧力 ③[サブプレッション・プール水位] ^{*2}	①低圧原子炉代替注水流量 (常設) ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替注水系統ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系原子炉注水流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替注水系統ポンプ出口圧力 ③[サブプレッション・プール水位] ^{*2}	なし
			①高圧代替注水系統流量 (常設) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (SA) ②低圧代替注水系統ポンプ出口圧力	①高圧代替注水系統流量 (常設) ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替注水系統ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系原子炉注水流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替注水系統ポンプ出口圧力 ③[サブプレッション・プール水位] ^{*2}	①高圧代替注水系統流量 (常設) ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替注水系統ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系原子炉注水流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替注水系統ポンプ出口圧力 ③[サブプレッション・プール水位] ^{*2}	①高圧代替注水系統流量 (常設) ①高圧炉心スプレイポンプ出口流量 ①残留熱代替注水系統ポンプ出口流量 ①低圧炉心スプレイポンプ出口流量 ②原子炉隔離時冷却系原子炉注水流量 ②高圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱除去系ポンプ出口圧力 ②低圧炉心スプレイポンプ出口圧力 ②残留熱代替注水系統ポンプ出口圧力 ③[サブプレッション・プール水位] ^{*2}	なし

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐震監視等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

【(16/18)の引用】

【(18/21)の引用】

第1表 代替パラメータによる判断への影響(17/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	原子炉建屋内水素濃度確認			
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	手	原子炉建屋内水素濃度確認	①主要パラメータの他チャヤンネル ②静的触媒式水素再結合物 動作監視装置	①原子炉建屋水素濃度の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉建屋内の水素ガスが静的触媒式水素再結合物で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。温度差を測定することにより静的触媒式水素再結合物に入る水素濃度が推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器内酸素濃度	手	原子炉圧力容器破損確認 格納容器ベント判断	①主要パラメータの他チャヤンネル ②格納容器内雰囲気放射線レベル (D/W) ③格納容器内雰囲気放射線レベル (S/C) ④格納容器内圧力 (D/W) ⑤格納容器内圧力 (S/C)	①格納容器内酸素濃度の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることとなるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する上で判断に与える影響はない。 ③格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (21/22)

分類	主要パラメータ	判断基準*1		代替パラメータ*2	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	原子炉建屋内水素濃度確認			
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	手	原子炉建屋内水素濃度確認	①主要パラメータの他チャヤンネル ②静的触媒式水素再結合物 動作監視装置	①原子炉建屋水素濃度の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉建屋内の水素が静的触媒式水素再結合物で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。温度差を測定することにより静的触媒式水素再結合物に入る水素濃度が推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器内酸素濃度 (SA)	手	原子炉圧力容器破損確認 格納容器ベント判断	①主要パラメータの他チャヤンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ③格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ④ドライウェル圧力 ⑤サブプレッション・チェンバ圧力 ⑥ [格納容器内酸素濃度] *3	①格納容器内酸素濃度 (SA) の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内酸素濃度 (SA) の監視が不可能になった場合は、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることとなるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止することとなるが、原子炉格納容器内でのドライウェル圧力及びサブプレッション・チェンバ圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。 ③常用計器で格納容器内酸素濃度を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし

*1 有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

*2 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

第1表 代替パラメータによる判断への影響(19/21)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*1	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	原子炉建屋内水素濃度確認			
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	手	原子炉建屋内水素濃度確認	①主要パラメータの他チャヤンネル ②静的触媒式水素再結合物 動作監視装置入口温度 ③静的触媒式水素再結合物 動作監視装置出口温度	①原子炉建屋水素濃度の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉建屋内の水素ガスが静的触媒式水素再結合物で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。温度差を測定することにより静的触媒式水素再結合物に入る水素濃度が推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし

有：重要事故シナリオ(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準 (各手順) に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器 (耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器) を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d.代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (17/18)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ*	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	原子炉建屋内水素濃度確認			
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	手	①主要パラメータの他チャヤンネル ②静的触媒式水素再結合物動作監視装置	①原子炉建屋水素濃度の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉建屋内の水素ガスが静的触媒式水素再結合物で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。温度差を測定することにより静的触媒式水素再結合物に入る水素濃度を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	
	格納容器内酸素濃度	手	①原子炉圧力容器破損確認 格納容器ベント判断	①格納容器内酸素濃度の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内圧力 (D/W) 及び格納容器内圧力 (S/C) を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。		

有：重要事故シナケクス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

【(17/18)の引用】

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (21/22)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ**	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	原子炉建屋内水素濃度確認			
原子炉建屋内の水素濃度	原子炉建屋水素濃度	手	①主要パラメータの他チャヤンネル ②静的触媒式水素再結合物動作監視装置	①原子炉建屋水素濃度の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②原子炉建屋水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉建屋内の水素が静的触媒式水素再結合物で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。温度差を測定することにより静的触媒式水素再結合物に入る水素濃度を推定可能であり、判断に与える影響はない。	なし	
	格納容器内酸素濃度 (SA)	手	①主要パラメータの他チャヤンネル ②格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ②ドラワイエル圧力 ②サブプレッジョン・チェンバ圧力 ③ [格納容器内酸素濃度]**	①格納容器内酸素濃度 (SA) の1チャヤンネルが故障した場合は、他チャヤンネルにより推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内酸素濃度 (SA) の監視が不可能になった場合は、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになり、判断に与える影響はない。 ②ドラワイエル圧力及びサブプレッジョン・チェンバ圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握することは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。 ③常用計器で格納容器内酸素濃度を監視可能であれば、判断に与える影響はない。		

*1 有：重要事故シナケクス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*2 代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*3 [] は有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータ(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

【(21/22)の引用】

第1表 代替パラメータによる判断への影響 (20/21)

分類	主要パラメータ	判断基準		代替パラメータ**	代替パラメータによる判断への影響	影響
		手	格納容器ベント判断			
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器酸素濃度 (B系)	手	格納容器ベント判断	①格納容器酸素濃度 (SA) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドラワイエル) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) ②ドラワイエル圧力 (SA) ②サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) ③ [格納容器酸素濃度 (A系)]**	①格納容器酸素濃度 (B系) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (SA) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになり、判断に与える影響はない。 ②ドラワイエル圧力 (SA) 及びサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握することとは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。 ③常用計器で格納容器水素濃度 (A系) を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	なし
	格納容器酸素濃度 (SA)	手	格納容器ベント判断	①格納容器酸素濃度 (B系) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (ドラワイエル) ②格納容器雰囲気放射線モニタ (サブプレッジョン・チェンバ) ②ドラワイエル圧力 (SA) ②サブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) ③ [格納容器酸素濃度 (A系)]**	①格納容器酸素濃度 (SA) の監視が不可能となった場合は、格納容器酸素濃度 (B系) により推定可能であり、判断に与える影響はない。 ②格納容器内酸素濃度の監視が不可能となった場合は、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)では、実際の原子炉格納容器内の酸素濃度よりも高く評価されることになり、判断に与える影響はない。 ②ドラワイエル圧力 (SA) 及びサブプレッジョン・チェンバ圧力 (SA) を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気(酸素)の流入有無を把握することとは、炉心損傷判断後の初期酸素濃度と保守的なG値を入力とした評価結果(解析結果)の信頼性を上げることとなるから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する上で判断に与える影響はない。 ③常用計器で格納容器水素濃度 (A系) を監視可能であれば、判断に与える影響はない。	

有：重要事故シナケクス(有効性評価)に使用した判断基準、手：技術的能力審査基準(各手順)に係る判断基準

*1：代替パラメータの番号は優先順位を示す。

*2：[] は有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの常用計器(耐震性又は耐環境性等はないが、監視可能であれば発電用原子炉施設の状態を把握することが可能な計器)を示す。

・設備の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
推定ケースの差異理由については、
「1.15.2.1(1)d. 代替パラメータでの推定方法」を参照。
設備の差異理由については、「第1.15-2 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータ(重大事故等対処設備)」を参照

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 15. 7</p> <p style="text-align: center;">原子炉水位不明時の対応について</p> <p>1. 概要</p> <p>重大事故等対処設備とする原子炉水位は、<u>原子炉水位（SA 広帯域）</u>及び<u>原子炉水位（SA燃料域）</u>があり、それぞれの計測範囲で原子炉圧力容器内の水位を確認する。</p> <p>2. 水位不明判断条件</p> <p>以下のいずれかに該当する場合、原子炉水位不明と判断する。</p> <p>a. 原子炉水位の電源が喪失した場合</p> <p>b. 原子炉水位の指示に「ばらつき」があり、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることが判定できない場合</p> <p>c. ドライウェル雰囲気温度が、原子炉圧力に対する飽和温度に達した場合（<u>非常時運転手順書Ⅱ</u>の中で定める水位不明判断曲線で水位不明領域に入った場合）</p> <div data-bbox="979 1281 1647 1837" data-label="Figure"> </div> <p style="text-align: center;">第 1 図 水位不明判断曲線</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 15. 7</p> <p style="text-align: center;">原子炉水位不明時の対応について</p> <p>1. 概要</p> <p>重大事故等対処設備とする原子炉水位は、<u>原子炉水位（広帯域）</u>、<u>原子炉水位（燃料域）</u>及び<u>原子炉水位（SA）</u>があり、それぞれの計測範囲で原子炉圧力容器内の水位を確認する。</p> <p>2. 水位不明判断条件</p> <p>原子炉水位不明は以下により確認する。</p> <p>a. <u>原子炉水位の電源が喪失した場合</u></p> <p>b. <u>原子炉水位の指示に「ばらつき」があり、原子炉水位が燃料有効長頂部以上であることが判定できない場合</u></p> <p>c. <u>ドライウェル雰囲気温度が、原子炉圧力に対する飽和温度に達した場合（事故時操作要領書（徴候ベース）の中で定める水位不明判断曲線で水位不明領域に入った場合）</u></p> <p>d. <u>凝縮槽液相部温度と気相部温度がほぼ一致し、有意な差が認められない場合</u></p> <div data-bbox="1774 1260 2433 1837" data-label="Image"> </div> <p style="text-align: center;">第 1 図 水位不明判断曲線</p>	<p>・記載表現の相違</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>島根 2号炉は、原子炉水位不明時の対応について記載</p> <p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根 2号炉は、水位不明の判断基準として、凝縮槽液相部温度と気相部温度の温度差を記載</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>3. 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における水位不明時の対応について</p> <p>有効性評価の格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスでは、原子炉冷却材喪失（大破断LOCA発生）により、第1図に示す水位不明領域となるため、運転員は水位不明を判断する。水位不明を判断した場合、原子炉水位L0まで冠水させるために必要な注水量を注水し、その後、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に流量調整することで、損傷炉心の冷却を維持することとする。</p> <p>4. 炉心損傷後における水位不明判断時の対応手順について</p> <p>上記のとおり、炉心損傷後の対応手順として、水位不明を判断し外部水源に期待した原子炉注水を実施する場合には、手順に従い、<u>第1表に示す原子炉水位L0まで水位回復させるために必要な注水時間を230m³/h以上で継続して注水する。</u>原子炉水位L0到達後に崩壊熱による蒸発量相当の注水量よりも多い注水量で注水する場合には、原子炉に持ち込んだ水がLOCA破断口から格納容器へ流出しサプレッション・プール水位の上昇につながるため、<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の開始時間が早まる。</u>そのため、原子炉水位L0到達までに必要な注水時間の注水を実施した後は、<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を可能な限り遅延させ環境への影響を低減させるため、崩壊熱による蒸発量相当の注水量とする。</u></p> <p>なお、<u>代替循環冷却系の起動等によりサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水に切り替える場合には、崩壊熱による蒸発量相当の注水量には変更せず、所定の流量での注水を継続する。</u></p> <p><u>第1表に示す必要注水時間は、原子炉底部から原子炉水位L0まで冠水させるために必要な注水量に加え、注水開始時点での崩壊熱除去に必要な注水量を考慮し設定した。</u></p>	<p>3. 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における水位不明時の対応について</p> <p>有効性評価の格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」で想定される事故シーケンスでは、原子炉冷却材喪失（大破断LOCA発生）により、第1図に示す水位不明領域となるため、運転員は水位不明を判断する。水位不明を判断した場合、原子炉水位L0まで冠水させるために必要な注水量を注水し、その後、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に流量調整することで、損傷炉心の冷却を維持することとする。</p> <p>4. 炉心損傷後における水位不明判断時の対応手順について</p> <p>上記のとおり、炉心損傷後の対応手順として、水位不明を判断し外部水源に期待した原子炉注水を実施する場合には、手順に従い、<u>原子炉水位L0まで水位回復させるために200m³/h（原子炉圧力1.00MPa[gage]において）で30分継続して注水する。</u>原子炉水位L0到達後に崩壊熱による蒸発量相当の注水量よりも多い注水量で注水する場合には、原子炉に持ち込んだ水がLOCA破断口から格納容器へ流出しサプレッション・プール水位の上昇につながるため、<u>格納容器フィルタベント系による格納容器除熱の開始時間が早まる。</u>そのため、原子炉水位L0到達までに必要な注水時間の注水を実施した後は、<u>格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を可能な限り遅延させ環境への影響を低減させるため、崩壊熱による蒸発量相当の注水量とする。</u></p> <p>なお、<u>残留熱代替除去系の起動等によりサプレッション・チェンバを水源とした原子炉注水に切り替える場合には、崩壊熱による蒸発量相当の注水量には変更せず、所定の流量での注水を継続する。</u></p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、原子炉底部から原子炉水位L0まで冠水させるために必要な注水量は、原子炉注水開始時間（原子炉停止後の経過時間）に関わらず30分継続する</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																
	<p style="text-align: center;"><u>第1表 水位不明時の必要注水時間</u></p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th colspan="2" style="text-align: center;">原子炉水位L0到達までに必要な注水時間 (注水流量230m³/h以上)</th> </tr> <tr> <th style="text-align: center;">原子炉注水開始時間 (原子炉停止後の経過時間)</th> <th style="text-align: center;">注水時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">5分～</td> <td style="text-align: center;">55分</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">10分～</td> <td style="text-align: center;">50分</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">15分～</td> <td style="text-align: center;">45分</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">25分～</td> <td style="text-align: center;">40分</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">1時間～</td> <td style="text-align: center;">35分</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">12時間～</td> <td style="text-align: center;">30分</td> </tr> </tbody> </table> <p>5. 水位不明判断時の原子炉水位の推定手段について</p> <p>上記のとおり、水位不明と判断した場合、原子炉注水流量及び必要な注水時間により、原子炉水位L0位置までの水位回復を判断する。</p> <p>その後、原子炉水位をL0以上で維持するためには、崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上での注水の継続及び原子炉压力容器下部が健全であることが必要となる。<u>仮に原子炉压力容器下部からの漏えいが生じている場合には、原子炉水位L0以上を維持できない可能性があるが、漏えい水がペDESTAL(ドレイウエル部)へ落下することで、格納容器下部水位及び格納容器下部水温が上昇すると考えられるため、以下のパラメータによって損傷炉心の冷却維持を判断することとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱相当の注水量以上で原子炉注水を継続していること ・<u>格納容器下部水位又は格納容器下部水温の上昇がないこと</u> <p>代替循環冷却系等のサプレッション・チェンバを水源とした注水手段を確保できる場合には、崩壊熱相当及び漏えいを補う注水量以上で注水を継続することで、原子炉压力容器下部からの漏えいが生じている場合でも、サプレッション・プールの水位上昇を防止しつつ損傷炉心の冷却維持を図る。</p> <p>一方、代替循環冷却系が使用できない場合において、原子炉压力容器下部からの漏えいが生じている場合等には、原子炉水位L0到達の判断後に原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の</p>	原子炉水位L0到達までに必要な注水時間 (注水流量230m ³ /h以上)		原子炉注水開始時間 (原子炉停止後の経過時間)	注水時間	5分～	55分	10分～	50分	15分～	45分	25分～	40分	1時間～	35分	12時間～	30分	<p>5. 水位不明判断時の原子炉水位の推定手段について</p> <p>上記のとおり、水位不明と判断した場合、原子炉注水流量及び必要な注水時間により、原子炉水位L0位置までの水位回復を判断する。</p> <p>その後、原子炉水位をL0以上で維持するためには、崩壊熱による蒸発量相当の注水量以上での注水の継続及び原子炉压力容器下部が健全であることが必要となる。<u>仮に原子炉压力容器下部からの漏えいにより、原子炉水位をL0以上に維持できない場合は、サプレッション・プール水位の顕著な上昇がなく、原子炉压力容器表面温度が上昇すると考えられるため、以下のパラメータによって損傷炉心の冷却維持を判断することとする。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱相当の注水量以上で原子炉注水を継続していること ・サプレッション・プール水位が顕著に上昇していること ・<u>原子炉压力容器表面温度が過熱状態にないこと</u> <p>残留熱代替除去系等のサプレッション・チェンバを水源とした注水手段を確保できる場合には、崩壊熱相当及び漏えいを補う注水量以上で注水を継続することで、原子炉压力容器下部からの漏えいが生じている場合でも、サプレッション・プールの水位上昇を防止しつつ損傷炉心の冷却維持を図る。</p> <p>一方、残留熱代替除去系が使用できない場合において、原子炉压力容器下部からの漏えいが生じている場合等には、原子炉水位L0到達の判断後に原子炉注水を崩壊熱による蒸発</p>	<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>島根2号炉は、損傷炉心が冠水していることを、サプレッション・プール水位が顕著に上昇していることおよび原子炉压力容器表面温度が過熱状態にないことにより判断している</p>
原子炉水位L0到達までに必要な注水時間 (注水流量230m ³ /h以上)																			
原子炉注水開始時間 (原子炉停止後の経過時間)	注水時間																		
5分～	55分																		
10分～	50分																		
15分～	45分																		
25分～	40分																		
1時間～	35分																		
12時間～	30分																		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>注水量とすると、原子炉水位が低下し損傷炉心の冷却維持ができない可能性がある。この場合、その後の事象進展により原子炉下部プレナムへ溶融炉心が移行することになるが、<u>原子炉圧力容器温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で</u>、損傷炉心の冷却失敗を判断し、原子炉圧力容器破損に備えた対応を実施することとする。</p> <p>上記のとおり、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整した場合、損傷炉心の冷却維持ができず、いずれは原子炉圧力容器の破損に至る可能性があるが、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整しない場合（流量低下しない場合）においても、いずれはサプレッション・プール水位の上昇により格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を実施することとなり、サプレッション・チェンバからのベントライン水没防止のために原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の注水量に減少させる必要があり、その後、原子炉圧力容器の破損に至ることになる。</p> <p>そのため、<u>格納容器下部水位及び格納容器下部水温の上昇等</u>により、損傷炉心の冷却失敗の兆候を確認した場合には、原子炉注水流量を増加させることはせず、原子炉水位L0到達を判断した時点で崩壊熱による蒸発量相当の注水量に変更することにより、サプレッション・プール水位上昇を抑制し、<u>格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の実施を可能な限り遅延させることとする</u>。したがって、破断位置等の違いによる注水手順の差異は生じない。</p> <p>上記の原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段について第2表に示す。なお、流量計指示が正常な状況で崩壊熱による蒸発量相当の注水が失敗している場合には、流量計下流での注水配管の破断による漏えいが考えられるが、その場合に有意な変化を示すと考えられるパラメータを第3表に示す。格納容器スプレイの実施によりドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続しない等、状況によっては正確な判断が難しい場合が存在するが、第3表に記載の場合は注水失敗の傾向を判断することが可能と考えられる。ただし、注水が失敗している傾向を確認した場合においても崩壊熱による蒸発量相当の注水を継続し、最終的には<u>原子炉圧力容器表面温度（下鏡部）が300℃に到達した時点で注水不可を判断することとする</u>。</p>	<p>注水量とすると、原子炉水位が低下し損傷炉心の冷却維持ができない可能性がある。この場合、その後の事象進展により原子炉下部プレナムへ溶融炉心が移行することになるが、<u>原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で</u>、損傷炉心の冷却失敗を判断し、原子炉圧力容器破損に備えた対応を実施することとする。</p> <p>上記のとおり、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整した場合、損傷炉心の冷却維持ができず、いずれは原子炉圧力容器の破損に至る可能性があるが、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整しない場合（流量低下しない場合）においても、いずれはサプレッション・プール水位の上昇により格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作を実施することとなり、サプレッション・チェンバからのベントライン水没防止のために原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の注水量に減少させる必要があり、その後、原子炉圧力容器の破損に至ることになる。</p> <p>そのため、<u>原子炉圧力容器表面温度の上昇等</u>により、損傷炉心の冷却失敗の兆候を確認した場合には、原子炉注水流量を増加させることはせず、原子炉水位L0到達を判断した時点で崩壊熱による蒸発量相当の注水量に変更することにより、サプレッション・プール水位上昇を抑制し、<u>格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作の実施を可能な限り遅延させることとする</u>。したがって、破断位置等の違いによる注水手順の差異は生じない。</p> <p>上記の原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段について第1表に示す。なお、流量計指示が正常な状況で崩壊熱による蒸発量相当の注水が失敗している場合には、流量計下流での注水配管の破断による漏えいが考えられるが、その場合に有意な変化を示すと考えられるパラメータを第2表に示す。格納容器スプレイの実施によりドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続しない等、状況によっては正確な判断が難しい場合が存在するが、第2表に記載の場合は注水失敗の傾向を判断することが可能と考えられる。ただし、注水が失敗している傾向を確認した場合においても崩壊熱による蒸発量相当の注水を継続し、最終的には<u>原子炉圧力容器温度（SA）が300℃に到達した時点で注水ができておらず、炉心冷却に失敗したことを判断することとする</u>。</p>	<p>量相当の注水量とすると、原子炉水位が低下し損傷炉心の冷却維持ができない可能性がある。この場合、その後の事象進展により炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行することになるが、<u>原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で</u>、損傷炉心の冷却失敗を判断し、原子炉圧力容器破損に備えた対応を実施することとする。</p> <p>上記のとおり、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整した場合、損傷炉心の冷却維持ができず、いずれは原子炉圧力容器の破損に至る可能性があるが、崩壊熱による蒸発量相当の注水量に調整しない場合（流量低下しない場合）においても、いずれはサプレッション・プール水位の上昇により格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作を実施することとなり、サプレッション・チェンバからのベントライン水没防止のために原子炉注水を崩壊熱による蒸発量相当の注水量に減少させる必要があり、その後、原子炉圧力容器の破損に至ることになる。</p> <p>そのため、<u>原子炉圧力容器表面温度の上昇等</u>により、損傷炉心の冷却失敗の兆候を確認した場合には、原子炉注水流量を増加させることはせず、原子炉水位L0到達を判断した時点で崩壊熱による蒸発量相当の注水量に変更することにより、サプレッション・プール水位上昇を抑制し、<u>格納容器フィルタベント系による格納容器除熱操作の実施を可能な限り遅延させることとする</u>。したがって、破断位置等の違いによる注水手順の差異は生じない。</p> <p>上記の原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段について第1表に示す。なお、流量計指示が正常な状況で崩壊熱による蒸発量相当の注水が失敗している場合には、流量計下流での注水配管の破断による漏えいが考えられるが、その場合に有意な変化を示すと考えられるパラメータを第2表に示す。格納容器スプレイの実施によりドライウェル雰囲気温度・圧力の上昇が継続しない等、状況によっては正確な判断が難しい場合が存在するが、第2表に記載の場合は注水失敗の傾向を判断することが可能と考えられる。ただし、注水が失敗している傾向を確認した場合においても崩壊熱による蒸発量相当の注水を継続し、最終的には<u>原子炉圧力容器温度（SA）が300℃に到達した時点で注水ができておらず、炉心冷却に失敗したことを判断することとする</u>。</p>	<p>備考</p> <p>・運用の相違 【東海第二】 島根2号炉は、損傷炉心が冠水していることを、原子炉圧力容器表面温度が過熱状態にないこと等により判断している</p> <p>・記載方針の相違 【東海第二】 島根2号炉は、300℃</p>

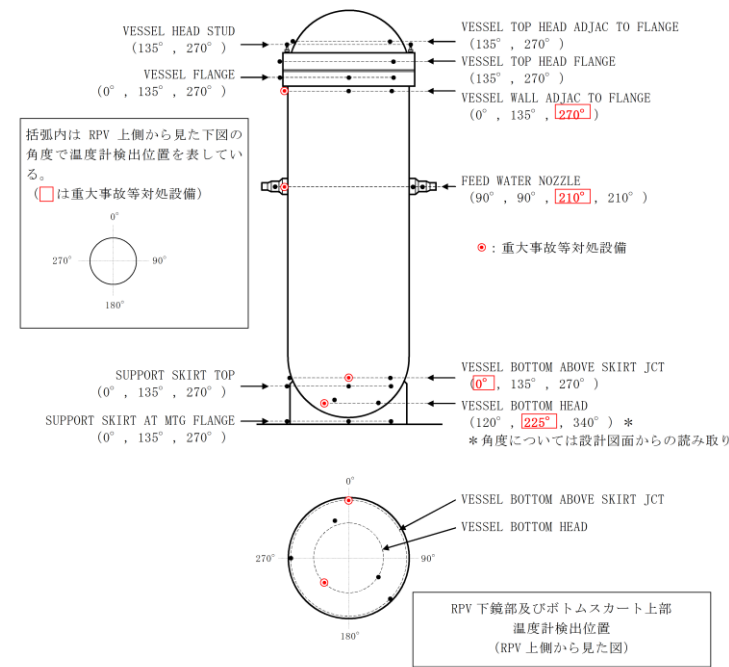
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																												
	<p style="text-align: center;">第2表 原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段</p> <table border="1" data-bbox="952 401 1662 716"> <thead> <tr> <th>推定事項</th> <th>判断パラメータ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉水位L0までの水位回復判断</td> <td>原子炉注水流量と必要注水時間</td> </tr> <tr> <td>損傷炉心の冷却維持判断 (原子炉水位L0以上の水位維持)</td> <td>原子炉水位L0到達判断後、以下の全てを満たすことで損傷炉心の冷却維持を判断する ・原子炉注水流量：崩壊熱による蒸発量相当の注水量の確保 ・格納容器下部水位：上昇がないこと ・格納容器下部水温：上昇がないこと</td> </tr> <tr> <td>損傷炉心の冷却失敗判断 (原子炉水位L0以下に低下、炉心損傷の進展)</td> <td>原子炉圧力容器温度（下鏡部）：300℃到達</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第3表 パラメータ推移</p> <table border="1" data-bbox="952 898 1662 1423"> <thead> <tr> <th>漏えい箇所</th> <th>パラメータの推移</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋内で漏えいしている場合</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋内の漏えい検知設備の作動により、注水系統からの漏えいを判断可能な場合がある 原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができていない場合、発生した蒸気が炉心部で過熱され、過熱蒸気として格納容器内に流出するため、格納容器スプレイを実施していない場合においては、ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある 常設低圧代替注水ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある </td> </tr> <tr> <td>格納容器内で漏えいしている場合</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉へ注入する冷却水がドライウエルからベント管を通じてサブプレッション・チェンバに移行することで、サブプレッション・プール水位が上昇する可能性がある 原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができていない場合、発生した蒸気が炉心部で過熱され、過熱蒸気として格納容器内に流出するため、格納容器スプレイを実施していない場合においては、ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある 常設低圧代替注水ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある </td> </tr> </tbody> </table>	推定事項	判断パラメータ	原子炉水位L0までの水位回復判断	原子炉注水流量と必要注水時間	損傷炉心の冷却維持判断 (原子炉水位L0以上の水位維持)	原子炉水位L0到達判断後、以下の全てを満たすことで損傷炉心の冷却維持を判断する ・原子炉注水流量：崩壊熱による蒸発量相当の注水量の確保 ・格納容器下部水位：上昇がないこと ・格納容器下部水温：上昇がないこと	損傷炉心の冷却失敗判断 (原子炉水位L0以下に低下、炉心損傷の進展)	原子炉圧力容器温度（下鏡部）：300℃到達	漏えい箇所	パラメータの推移	原子炉建屋内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋内の漏えい検知設備の作動により、注水系統からの漏えいを判断可能な場合がある 原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができていない場合、発生した蒸気が炉心部で過熱され、過熱蒸気として格納容器内に流出するため、格納容器スプレイを実施していない場合においては、ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある 常設低圧代替注水ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある 	格納容器内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉へ注入する冷却水がドライウエルからベント管を通じてサブプレッション・チェンバに移行することで、サブプレッション・プール水位が上昇する可能性がある 原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができていない場合、発生した蒸気が炉心部で過熱され、過熱蒸気として格納容器内に流出するため、格納容器スプレイを実施していない場合においては、ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある 常設低圧代替注水ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある 	<p style="text-align: center;">第1表 原子炉水位不明時における原子炉水位の推定手段</p> <table border="1" data-bbox="1751 407 2454 665"> <thead> <tr> <th>推定事項</th> <th>判断パラメータ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉水位L0までの水位回復判断</td> <td>原子炉注水量と必要注水時間</td> </tr> <tr> <td>損傷炉心の冷却維持判断 (原子炉水位L0以上の水位維持)</td> <td>原子炉水位L0到達判断後、以下を満たすことで損傷炉心の冷却維持を判断する。 ・原子炉注水流量：崩壊熱による蒸発量相当の注水量の確保</td> </tr> <tr> <td>損傷炉心の冷却失敗判断 (原子炉水位L0以下に低下、炉心損傷の進展)</td> <td>原子炉圧力容器温度（SA）：300℃到達</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第2表 パラメータ推移</p> <table border="1" data-bbox="1739 898 2445 1612"> <thead> <tr> <th>漏えい箇所</th> <th>パラメータ推移</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋内で漏えいしている場合</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋内の漏えい検知設備の作動により、注水系統からの漏えいを判断可能な場合がある 原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができていない場合、発生した蒸気が炉心部で過熱され、過熱蒸気として格納容器内に流出するため、格納容器スプレイを実施していない場合においては、ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある 低圧原子炉代替注水ポンプの出口圧力低下や代替注水流量（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある </td> </tr> <tr> <td>格納容器内で漏えいしている場合</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉へ注入する冷却水がドライウエルからベント管を通じてサブプレッション・チェンバに移行することで、サブプレッション・プール水位が上昇する可能性がある 原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができていない場合、発生した蒸気が炉心部で過熱され、過熱蒸気として格納容器内に流出するため、格納容器スプレイを実施していない場合においては、ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある 低圧原子炉代替注水ポンプの出口圧力低下や代替注水流量（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある </td> </tr> </tbody> </table>	推定事項	判断パラメータ	原子炉水位L0までの水位回復判断	原子炉注水量と必要注水時間	損傷炉心の冷却維持判断 (原子炉水位L0以上の水位維持)	原子炉水位L0到達判断後、以下を満たすことで損傷炉心の冷却維持を判断する。 ・原子炉注水流量：崩壊熱による蒸発量相当の注水量の確保	損傷炉心の冷却失敗判断 (原子炉水位L0以下に低下、炉心損傷の進展)	原子炉圧力容器温度（SA）：300℃到達	漏えい箇所	パラメータ推移	原子炉建屋内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋内の漏えい検知設備の作動により、注水系統からの漏えいを判断可能な場合がある 原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができていない場合、発生した蒸気が炉心部で過熱され、過熱蒸気として格納容器内に流出するため、格納容器スプレイを実施していない場合においては、ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある 低圧原子炉代替注水ポンプの出口圧力低下や代替注水流量（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある 	格納容器内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉へ注入する冷却水がドライウエルからベント管を通じてサブプレッション・チェンバに移行することで、サブプレッション・プール水位が上昇する可能性がある 原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができていない場合、発生した蒸気が炉心部で過熱され、過熱蒸気として格納容器内に流出するため、格納容器スプレイを実施していない場合においては、ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある 低圧原子炉代替注水ポンプの出口圧力低下や代替注水流量（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある 	<p>到達による炉心冷却失敗判断も記載している</p>
推定事項	判断パラメータ																														
原子炉水位L0までの水位回復判断	原子炉注水流量と必要注水時間																														
損傷炉心の冷却維持判断 (原子炉水位L0以上の水位維持)	原子炉水位L0到達判断後、以下の全てを満たすことで損傷炉心の冷却維持を判断する ・原子炉注水流量：崩壊熱による蒸発量相当の注水量の確保 ・格納容器下部水位：上昇がないこと ・格納容器下部水温：上昇がないこと																														
損傷炉心の冷却失敗判断 (原子炉水位L0以下に低下、炉心損傷の進展)	原子炉圧力容器温度（下鏡部）：300℃到達																														
漏えい箇所	パラメータの推移																														
原子炉建屋内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋内の漏えい検知設備の作動により、注水系統からの漏えいを判断可能な場合がある 原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができていない場合、発生した蒸気が炉心部で過熱され、過熱蒸気として格納容器内に流出するため、格納容器スプレイを実施していない場合においては、ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある 常設低圧代替注水ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある 																														
格納容器内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉へ注入する冷却水がドライウエルからベント管を通じてサブプレッション・チェンバに移行することで、サブプレッション・プール水位が上昇する可能性がある 原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができていない場合、発生した蒸気が炉心部で過熱され、過熱蒸気として格納容器内に流出するため、格納容器スプレイを実施していない場合においては、ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある 常設低圧代替注水ポンプの吐出圧力低下や低圧代替注水系（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある 																														
推定事項	判断パラメータ																														
原子炉水位L0までの水位回復判断	原子炉注水量と必要注水時間																														
損傷炉心の冷却維持判断 (原子炉水位L0以上の水位維持)	原子炉水位L0到達判断後、以下を満たすことで損傷炉心の冷却維持を判断する。 ・原子炉注水流量：崩壊熱による蒸発量相当の注水量の確保																														
損傷炉心の冷却失敗判断 (原子炉水位L0以下に低下、炉心損傷の進展)	原子炉圧力容器温度（SA）：300℃到達																														
漏えい箇所	パラメータ推移																														
原子炉建屋内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋内の漏えい検知設備の作動により、注水系統からの漏えいを判断可能な場合がある 原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができていない場合、発生した蒸気が炉心部で過熱され、過熱蒸気として格納容器内に流出するため、格納容器スプレイを実施していない場合においては、ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある 低圧原子炉代替注水ポンプの出口圧力低下や代替注水流量（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある 																														
格納容器内で漏えいしている場合	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉へ注入する冷却水がドライウエルからベント管を通じてサブプレッション・チェンバに移行することで、サブプレッション・プール水位が上昇する可能性がある 原子炉圧力容器内に崩壊熱による蒸発量相当の注水ができていない場合、発生した蒸気が炉心部で過熱され、過熱蒸気として格納容器内に流出するため、格納容器スプレイを実施していない場合においては、ドライウエル雰囲気温度・圧力の上昇が継続する可能性がある 低圧原子炉代替注水ポンプの出口圧力低下や代替注水流量（常設）の流量増加によって漏えいを判断可能な場合がある 																														

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 15. 8</p> <p style="text-align: center;"><u>原子炉圧力容器の破損判断について</u></p> <p>1. <u>原子炉圧力容器の破損に係る判断パラメータの考え方</u></p> <p><u>炉心損傷後に原子炉へ注水されない場合、溶融炉心が原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）の炉心下部プレナムに落下（リロケーション）し、その後RPVが破損することとなるが、リロケーション後のRPV破損のタイミングには不確かさが存在する。RPV破損後は、ペDESTAL（ドライウエル部）に溶融炉心が落下することにより、ペDESTAL（ドライウエル部）のプール水の蒸発及び水蒸気発生に伴う格納容器圧力上昇が生じることから、格納容器スプレイ及びペDESTAL（ドライウエル部）注水を実施するために、RPV破損を速やかに判断する必要がある。</u></p> <p><u>このため、RPV破損前に、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知できる【破損徴候パラメータ】によって、RPV破損の徴候を検知し、徴候を検知した以降のRPV破損に至るまでの間はRPV破損を検知可能なパラメータ【破損判断パラメータ】を継続的に監視することによって、RPV破損の速やかな判断が可能となるようにする。</u></p> <p>2. <u>個別パラメータ設定の考え方（第1表）</u></p> <p><u>破損徴候パラメータとしては、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知可能なパラメータを設定する。</u></p> <p><u>また、破損判断パラメータは、次の①及び②に適合するパラメータから設定する。</u></p> <p>① <u>RPV破損以外の原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因により、RPV破損と同様の傾向を示すことがないパラメータ（RPV破損の誤検知防止）（別添）</u></p> <p>② <u>溶融炉心の落下挙動の不確かさ*を考慮した場合でも、変化幅が大きいパラメータ（RPV破損の速やかな判断）</u></p> <p>※ <u>原子炉注水機能が喪失した状態でRPVが破損した場合には、制御棒駆動機構ハウジング等のRPV貫通部溶接箇所が破損し、アブレーションによる破損口の拡大を伴いながら下部ヘッドに堆積した溶融炉心が継続的にペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する可能性が高いと考えられる。ただし、RPV破</u></p>		<p>・運用の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>原子炉圧力容器の破損判断のマネジメントの相違</p>

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>損前に原子炉注水機能が復旧した場合等、少量の熔融炉心がペDESTAL (ドライウエル部) に落下する不確かさも存在すると考えられる。</u></p> <p><u>破損徴候パラメータ及び破損判断パラメータは全て中央制御室で確認できるものとし、RPV破損の速やかな判断を可能とする。</u></p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>【破損徴候パラメータ】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉水位の「低下 (喪失)」 ・制御棒位置の指示値の「喪失数増加」 ・RPV下鏡部温度 (第1区) が「300℃到達」 <p>【破損判断パラメータ】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器下部水温の「上昇」又は「指示値喪失」 </div> <p><u>なお、従来の非常時運転手順書Ⅲ及びアクシデントマネジメントガイドでは、“原子炉圧力の低下” “ドライウエル圧力の上昇” “ペDESTAL (ドライウエル部) 雰囲気温度の上昇” “ドライウエル雰囲気温度の上昇” 等を破損判断パラメータ (RPV破損時の変化が顕著で、同一のタイミングで変化した場合には破損判断の確実性が高いと考えられるパラメータ) 及び破損判断の参考パラメータ (RPV破損時のあるパラメータの副次的な変化として確認されるパラメータやRPV破損時の変化幅が小さいパラメータ等) として定め、パラメータの挙動から総合的にRPV破損を判定することとしていた。しかし、これらのパラメータは、熔融炉心少量落下時のようにパラメータの変化幅が小さい場合など、上記①②のいずれかを満足せず、RPV破損を誤検知する可能性や速やかな判断に支障を来す可能性がある。このため、RPV破損の判断パラメータから除外するとともに、新規にペDESTAL (ドライウエル部) 水温に係る計装設備として格納容器下部水温計を設置し、破損判断パラメータとして設定する。</u></p>		

第1表 過渡事象及びLOCA事象時のRPV破損判断パラメータ設定の理由

パラメータ	設定の理由
【破損徴候パラメータ】	
原子炉水位	原子炉水位の低下・喪失により、リロケーションに先立ち発生する炉心の露出を検知するものであり、RPV破損前における事象進展の把握のため設定。
制御棒位置	RPV下部に制御棒位置検出のためのケーブルが設置されており、溶融炉心が下部プレナムに落下した際のケーブル接触に伴う指示値喪失を検知することによりリロケーションの発生を検知可能であり、RPV破損前における事象進展の把握のため設定。
RPV下鏡部温度	RPV下鏡部温度 300℃到達を検知することにより、リロケーション発生後におけるRPV下鏡部の温度上昇を検知可能であり、破損徴候パラメータとして設定可能。なお、RPV内が300℃到達の状態は、逃がし安全弁（安全弁機能）最高吹出圧力に対する飽和温度を超えており、RPV内が過熱状態であることを意味するため、リロケーション前に下部プレナムに水がある状態では到達しない。
【破損判断パラメータ】	
格納容器下部水温	<ul style="list-style-type: none"> RPV下鏡部温度により破損徴候を判定した以降、ベダスタル（ドライウエル部）の水温が顕著に上昇するのはRPV破損時のみであり、RPV破損の誤検知のおそれはない。 少量の溶融炉心がベダスタル（ドライウエル部）に落下する不確かさを考慮しても、格納容器下部水温計の上昇又は指示値喪失により、RPV破損の速やかな判断が可能。
【従来の破損判断パラメータ等】	
<ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 ドライウエル圧力 ドライウエル雰囲気温度 ベダスタル（ドライウエル部）雰囲気温度、等 	以下の理由により、破損判断パラメータとして設定しない。 <ul style="list-style-type: none"> LOCA事象のリロケーション時等、RPV破損時と同様の傾向を示す場合が存在する。 又は 少量の溶融炉心がベダスタル（ドライウエル部）に落下する不確かさを考慮した場合、変化幅が小さい。



第 58 条で重大事故等対処設備とする温度計の検出位置は代表性を考慮して RPV 上部、中部、下鏡部及びボトムスカート上部各々 1 箇所としている。

炉心損傷が進み損傷炉心が溶融すると、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行する。その後、溶融炉心が下部プレナムの構造物を溶融し、炉心支持板の上にある溶融炉心が全て下部プレナムに落下するとともに、下鏡部の温度が上昇し、いずれは RPV 破損に至る。このように RPV 破損前には、下部プレナムに全量の溶融炉心が落下することを考慮すると、RPV 破損の徴候を検知するには下鏡部の 1 つの温度計で十分と考えられるが、東海第二発電所では高さ方向及び径方向ともに位置的に分散された 2 箇所の温度計を重大事故等対処設備とし、RPV 破損徴候の検知性の向上を図っている。

第 1 図 RPV 温度計検出位置

3. 個別パラメータによる検知の考え方について

2. で示した複数の個別パラメータを用いた、RPV 破損の徴候及び RPV 破損の検知方法について以下に記載する。

(1) RPV 破損の徴候の検知方法について

第 2 図のとおり、事象発生後は、RPV 内冷却水喪失、炉心損傷、リロケーションといった物理現象が事故の進展に応じて発生するが、その間に“原子炉水位の低下(喪失)”，“制御棒位置の指示値の喪失”及び“RPV 下鏡部温度の 300℃到達”が検知され、その後 RPV が破損することとなる。

そこで、“原子炉水位の低下(喪失)”や“制御棒位

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1020 212 1694 464">置の指示値の喪失”を検知している状態では、機能喪失した機器の復旧等の作業を並行して実施する可能性等を考慮して破損判断パラメータを適宜監視することとするが、“RPV下鏡部温度の300℃到達”を検知すればやがてRPV破損に至る可能性が高い状況であると判断し、破損判断パラメータを常時監視することとする。</p> <div data-bbox="952 552 1656 936"> <p>事象進展</p> <pre> graph TD A[RPV内冷却水喪失] --- B[原子炉水位の低下(喪失)] B --- C[リロケーション] C --- D[制御棒位置の指示値の喪失] D --- E[RPV下鏡部温度の300℃到達] E --- F[RPV破損] subgraph Legend L1(()) --- L1_text[物理現象] L2[] --- L2_text[破損徴候の検知のタイミング] end C --- M1[適宜監視 (事象進展の把握)] D --- M1 E --- M2[常時監視] style A fill:#fff,stroke:#000 style B fill:#fff,stroke:#000 style C fill:#fff,stroke:#000 style D fill:#fff,stroke:#000 style E fill:#fff,stroke:#000 style F fill:#fff,stroke:#000 </pre> </div> <p data-bbox="1101 1020 1525 1052">第2図 R P V破損までの事象進展</p> <p data-bbox="973 1108 1406 1140">(2) R P V破損の検知方法について</p> <p data-bbox="1020 1157 1679 1318">R P V破損の誤検知防止及びR P V破損の速やかな判断の観点から、“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”が検知された場合に、R P V破損を判断することとする。</p> <p data-bbox="1020 1335 1679 1675">なお、格納容器下部水温を計測する測温抵抗体式温度計については、水温上昇そのものを検知するほか、測温部に高温の溶融炉心が接触すると温度指示値は急上昇しオーバースケールする(温度上昇)。また、溶融炉心との反応に伴い測温部の導線周囲の絶縁材(MgO)の溶融等が発生すると、導線間の絶縁性が失われ短絡又は導通することにより、温度指示値がダウンスケールする(指示値喪失)。</p> <p data-bbox="973 1692 1614 1724">(3) R P V下鏡部温度の監視に使用する計器について</p> <p data-bbox="1020 1740 1679 1902">R P V下鏡部温度を計測する計器については、重大事故等対処設備と設計基準対象施設が存在するが、このうち設計基準対象施設の計器については、重大事故等時の耐環境性を有していない等の理由により、重大事故等時</p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>に正しく指示値が出力されない可能性がある。</u></p> <p><u>また、重大事故等対処設備の計器は重大事故等時においても信頼性を有する設計であり、かつ位置的に分散して2箇所に設置することから、重大事故等対処設備の計器の監視によりR P V破損の徴候の検知は十分可能と考えられる。</u></p> <p><u>以上より、重大事故等対処設備の計器が 300℃に到達した場合にR P V破損の徴候を検知し、破損判断パラメータである格納容器下部水温を常時監視することを基本とする。ただし、重大事故等対処設備の計器が機能喪失する等の不測事態も考慮し、設計基準対象施設の計器が1つでも 300℃に到達するような場合には、万が一のR P V破損判断の遅れを防止する観点から、R P V破損の徴候を検知し、破損判断パラメータである格納容器下部水温を常時監視することを手順書に記載することとする。</u></p> <p><u>(4) 個別パラメータの位置付けを踏まえたR P V破損判断の成立性</u></p> <p><u>制御棒位置を除く個別パラメータは重大事故等対処設備により計測されるため、重大事故等時にパラメータ変動を検知可能であるが、制御棒位置の指示値については、全交流動力電源喪失時等、重大事故等時にパラメータ変動が確認できない可能性がある。ただし、その他のR P V破損の徴候に係る個別パラメータ（“原子炉水位の低下（喪失）”，“R P V下鏡部温度の 300℃到達”）により事象の進展及びR P V破損の徴候が確認可能であり、<u>“R P V下鏡部温度の 300℃到達”が検知された以降は、破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。したがって、重大事故等時に制御棒位置の指示値が確認できない場合でも、R P V破損判断の成立性に与える影響はない。</u></u></p> <p><u>4. R P V破損の判断時間について</u></p> <p><u>上述のとおり、“R P V下鏡部温度の 300℃到達”が検知された以降は、破損判断パラメータを継続的に監視することとなる。このため、実機においてR P Vが破損して溶融炉心がペDESTAL（ドライウェル部）に落下した場合、時間遅れなく破損判断パラメータの変化傾向が確認可能であり、「実機においてR P Vが破損したタイミング」から「R P V破損判断の個別パ</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u>ラメータの確認開始」までの時間遅れは考慮不要と考えられる。</u></p> <p><u>したがって、有効性評価においては、上記時間遅れを考慮せず、3. に示す“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”の確認に必要な時間を保守的に積み上げ、5分と想定している。さらに、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の操作時間1分、格納容器下部注水系（常設）の操作時間1分を加え、RPV破損から7分後にペDESTAL（ドライウエル部）への注水を開始する設定としている。</u></p> <p><u>なお、ペDESTAL（ドライウエル部）水位を1mとした場合、RPV破損時点から溶融炉心露出までの時間は、過渡事象の場合で約21分間、事象進展の早い大破断LOCA事象の場合で約15分間であり、RPV破損から7分後にペDESTAL（ドライウエル部）への注水を開始することで溶融炉心の冷却は維持される*。</u></p> <p><u>※ 格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）注水流量は80m³/hであり、溶融炉心からの崩壊熱による蒸散量より十分多いため、溶融炉心露出までの注水により冠水維持可能。露出までの余裕時間は、過渡事象の場合で約14分間（21分-7分）、大破断LOCA事象の場合で約8分間（15分-7分）である。</u></p>		

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">別添</p> <p style="text-align: center;"><u>事象進展を踏まえたR P V破損判断の成立性</u></p> <p>1. <u>はじめに</u></p> <p><u>R P V破損は“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”を検知した場合に判断するが、R P V破損以外の要因によって原子炉冷却材圧力バウンダリ外へ熱が急激に移行した場合に、“格納容器下部水温の上昇又は指示値喪失”を検知することによるR P V破損の誤判断の可能性について整理する。</u></p> <p><u>別紙5の3.(1)に記載のとおり、R P V破損の徴候については、事象の進展に応じて生じる物理現象（原子炉水位低下、リロケーション）を検知できるパラメータの指示値により判断している。“R P V下鏡部温度の300℃到達”は、リロケーションに伴うR P V下鏡部の温度上昇を直接的に検知するものであり、徴候を誤検知することはないと考えられるため、以下ではリロケーションに伴う破損徴候検知後において、R P V破損を誤判断する可能性について整理する。</u></p> <p>2. <u>考慮する事象</u></p> <p><u>過渡事象、LOCA事象のそれぞれについて、R P V破損以外の要因による原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行について考慮する。</u></p> <p>(1) <u>過渡事象</u></p> <p><u>R P V破損までは原子炉冷却材圧力バウンダリの機能が健全であるため、原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては、「逃がし安全弁の作動」が考えられる。</u></p> <p>(2) <u>LOCA事象</u></p> <p><u>原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行としては、リロケーション後における「破断口からの蒸気流出」が考えられる。</u></p> <p>3. <u>考慮する事象とパラメータ変動の関係</u></p> <p><u>過渡事象、LOCA事象のそれぞれについて、R P V破損を含む原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動の関係をまとめた結果を第1表及び第2表に示す。従来の破損判断パラメータ等については、R P V破損時とその他要因で同様の傾向を示すパラメータは存在するものの、</u></p>		

格納容器下部水温はRPV破損時特有の挙動を示すことから、RPV破損以外の要因を考慮しても、RPV破損を誤判断することはなく、RPV破損判断の成立性に影響はない。

第1表 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（過渡事象）

パラメータ	逃がし安全弁作動	RPV破損	判 断
【破損判断パラメータ】			
格納容器下部水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	RPV破損時には、格納容器下部水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウエル圧力	有意な変化なし	上昇	RPV破損前の発生蒸気は逃がし安全弁からS/P経由で排出されるため、ドライウエル圧力に有意な変化はない
ドライウエル雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	RPV破損前の発生蒸気は逃がし安全弁からS/P経由で排出されるため、ドライウエル雰囲気温度に有意な変化はない
ペDESTAL(ドライウエル部)雰囲気温度	有意な変化なし	上昇	ペDESTAL(ドライウエル部)内に溶融炉心が落下する前に有意な変化はない

第2表 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への熱の移行を伴う要因とパラメータ変動（LOCA事象）

パラメータ	破断口からの蒸気流出	RPV破損	判 断
【破損判断パラメータ】			
格納容器下部水温	有意な変化なし	上昇又は喪失	RPV破損時には、格納容器下部水温の指示値の上昇又は喪失が検知される
【従来の破損判断パラメータの例】			
ドライウエル圧力	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ドライウエル雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示す
ペDESTAL(ドライウエル部)雰囲気温度	上昇	上昇	同様の傾向を示すが、RPV破損後は溶融炉心からの放熱影響により雰囲気温度の上昇がより顕著であると考えられる

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																												
	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 15. 9</p> <p style="text-align: center;"><u>自主対策設備仕様</u></p> <table border="1" data-bbox="946 390 1668 680"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>常設 /可搬</th> <th>耐震性</th> <th>容量</th> <th>揚程</th> <th>個数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>常用計器</td> <td>常設</td> <td>Cクラス</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>1式</td> </tr> <tr> <td>常用代替計器</td> <td>常設</td> <td>Cクラス</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>1式</td> </tr> <tr> <td>プロセス計算機</td> <td>常設</td> <td>Cクラス</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>1式</td> </tr> <tr> <td>記録計</td> <td>常設</td> <td>Cクラス</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>1式</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	常設 /可搬	耐震性	容量	揚程	個数	常用計器	常設	Cクラス	—	—	1式	常用代替計器	常設	Cクラス	—	—	1式	プロセス計算機	常設	Cクラス	—	—	1式	記録計	常設	Cクラス	—	—	1式	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 15. 8</p> <p style="text-align: center;"><u>自主対策設備仕様</u></p> <table border="1" data-bbox="1727 403 2475 621"> <thead> <tr> <th>機器名称</th> <th>常設 /可搬</th> <th>耐震クラス</th> <th>容量</th> <th>揚程</th> <th>個数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>常用計器</td> <td>常設</td> <td>Cクラス Sクラス</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>1式</td> </tr> <tr> <td>常用代替計器</td> <td>常設</td> <td>Cクラス</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>1式</td> </tr> <tr> <td>運転監視用計算機</td> <td>常設</td> <td>Cクラス</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>1式</td> </tr> <tr> <td>中央制御室記録計</td> <td>常設</td> <td>Cクラス</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>1式</td> </tr> </tbody> </table>	機器名称	常設 /可搬	耐震クラス	容量	揚程	個数	常用計器	常設	Cクラス Sクラス	—	—	1式	常用代替計器	常設	Cクラス	—	—	1式	運転監視用計算機	常設	Cクラス	—	—	1式	中央制御室記録計	常設	Cクラス	—	—	1式	<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, 自主 対策設備について記載</p> <p>・設備の相違 【東海第二】 ⑩の相違</p>
機器名称	常設 /可搬	耐震性	容量	揚程	個数																																																										
常用計器	常設	Cクラス	—	—	1式																																																										
常用代替計器	常設	Cクラス	—	—	1式																																																										
プロセス計算機	常設	Cクラス	—	—	1式																																																										
記録計	常設	Cクラス	—	—	1式																																																										
機器名称	常設 /可搬	耐震クラス	容量	揚程	個数																																																										
常用計器	常設	Cクラス Sクラス	—	—	1式																																																										
常用代替計器	常設	Cクラス	—	—	1式																																																										
運転監視用計算機	常設	Cクラス	—	—	1式																																																										
中央制御室記録計	常設	Cクラス	—	—	1式																																																										

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">添付資料 1. 15. 10</p> <p style="text-align: center;">手順のリンク先について</p> <p>事故時の計装に関する手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。</p> <p>1. 1. 15. 2. 2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順 <リンク先> 1. 14. 2. 1 代替電源（交流）による対応手順 <リンク先> 1. 14. 2. 2 代替電源（直流）による対応手順</p> <p>2. 1. 15. 4 その他の手順項目にて考慮する手順 ・原子炉格納容器内の水素濃度監視に関する手順 <リンク先> 1. 9. 2. 1(3) a. 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 <リンク先> 1. 9. 2. 1(3) b. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視</p> <p>・原子炉建屋内の水素濃度監視に関する手順 <リンク先> 1. 10. 2. 2(2) 原子炉建屋内の水素濃度監視</p> <p>・使用済燃料プールの監視に関する手順 <リンク先> 1. 11. 2. 3(1) 使用済燃料プールの状態監視</p> <p>・全交流動力電源喪失及び直流電源喪失時の代替電源確保に関する手順 <リンク先> 1. 14. 2. 1 代替電源（交流）による対応手順 <リンク先> 1. 14. 2. 2 代替電源（直流）による対応手順</p> <p>・安全パラメータ表示システム（S P D S）に関する手順 <リンク先> 1. 18. 2. 2 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等 <リンク先> 1. 18. 2. 4 代替電源設備からの給電</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1. 15. 9</p> <p style="text-align: center;">手順のリンク先について</p> <p>事故時の計装に関する手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。</p> <p>1. 1. 15. 2. 2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順 <リンク先> 1. 14. 2. 1 代替電源（交流）による対応手順 <リンク先> 1. 14. 2. 2 代替電源（直流）による対応手順</p> <p>2. 1. 15. 4 その他の手順項目にて考慮する手順 ・原子炉格納容器内の水素濃度監視に関する手順 <リンク先> 1. 9. 2. 1(3)a. 格納容器水素濃度（S A）及び格納容器酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 <リンク先> 1. 9. 2. 1(3)b. 格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視</p> <p>・原子炉建物内の水素濃度監視に関する手順 <リンク先> 1. 10. 2. 2(1) 原子炉建物内の水素濃度監視</p> <p>・燃料プールの監視に関する手順 <リンク先> 1. 11. 2. 3(1) 燃料プールの状態監視</p> <p>・全交流動力電源喪失及び直流電源喪失時の代替電源確保に関する手順 <リンク先> 1. 14. 2. 1 代替電源（交流）による対応手順 <リンク先> 1. 14. 2. 2 代替電源（直流）による対応手順</p> <p>・安全パラメータ表示システム（S P D S）に関する手順 <リンク先> 1. 18. 2. 2 重大事故等に対処するために必要な指示及び通信連絡に関する手順等 <リンク先> 1. 18. 2. 4 代替交流電源設備からの給電手順</p> <p style="text-align: right;">以 上</p>	<p>・記載表現の相違 【柏崎 6/7】 島根 2号炉は、手順のリンク先を記載</p>	