

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>(補足3)「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について 運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。</p> <p>1. 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」についての当社の定義 判断にあたり、SA施設の評価における「地震の従属事象」、「地震の独立事象」について当社の定義を示す。この定義はDB施設に対して従前より適用してきた考え方に基づくものであり、JEAG4601の記載とも整合したものとなっている。</p> <p>(1) 地震の従属事象 設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされる事象(地震の従属事象)」の当社の定義は以下のとおり。 ・ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象</p> <p>(2) 地震の独立事象 設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされるおそれのない事象(地震の独立事象)」の当社の定義は以下のとおり。 ・上記(1)のような確定論的な評価では引き起こされるおそれのない事象</p> <p>なお、JEAG4601においては、地震の従属事象は地震との組合せを実施し、地震の独立事象については、事象の発生頻度、継続時間、地震の発生確率を踏まえ、10^{-7}回/炉年を超える事象は組合せを実施している。</p> <p>2. DB施設の耐震設計の考え方等に基づく判断 耐震Sクラス施設はS_sによる地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、耐震Sクラス施設自体が、S_sによる地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能を損なわないよう設計することも含まれる。(補足3.1表) 耐震Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事</p>	<p>(補足3)「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について 運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。</p> <p>1. 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」についての当社の定義 判断に当たり、SA施設の評価における「地震の従属事象」、「地震の独立事象」について当社の定義を示す。この定義はDB施設に対して従前より適用してきた考え方に基づくものであり、JEAG4601の規定とも整合したものとなっている。</p> <p>(1)地震の従属事象 設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされる事象(地震の従属事象)」の当社の定義は以下のとおり。 ・ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象</p> <p>(2)地震の独立事象 設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされるおそれのない事象(地震の独立事象)」の当社の定義は以下のとおり。 ・上記のような確定論的な評価では引き起こされるおそれのない事象</p> <p>なお、JEAG4601においては、地震の従属事象は地震との組合せを実施し、地震の独立事象については、事象の発生頻度、継続時間地震の発生確率を踏まえ、10^{-7}回/炉年を超える事象は組合せを実施している。</p> <p>2. DB施設の耐震設計の考え方等に基づく判断 耐震Sクラス施設はS_sによる地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、耐震Sクラス施設自体が、S_sによる地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能を損なわないよう設計することも含まれる。(補足第3.1表) 耐震Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事</p>	<p style="text-align: right;">補足3</p> <p>「地震の従属事象」と「地震の独立事象」について 運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがある事象であるかについては、DB施設の耐震設計の考え方に基づく。なお、確率論的な考察も考慮する。</p> <p>1. 「地震の従属事象」と「地震の独立事象」についての当社の定義 判断にあたり、SA施設の評価における「地震の従属事象」、「地震の独立事象」について当社の定義を示す。この定義はDB施設に対して従前より適用してきた考え方に基づくものであり、JEAG4601の規定とも整合したものとなっている。</p> <p>(1) 地震の従属事象 設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされる事象(地震の従属事象)」の当社の定義は以下のとおり。 ・ある地震力を想定して、その地震力未満で設計された設備が、その地震力を上回る地震が発生した際に確定論的に設備が損傷すると仮定した場合に発生する事象</p> <p>(2) 地震の独立事象 設置許可基準規則の解釈別記2における「地震によって引き起こされるおそれのない事象(地震の独立事象)」の当社の定義は以下のとおり。 ・上記のような確定論的な評価では引き起こされるおそれのない事象</p> <p>なお、JEAG4601においては、地震の従属事象は地震との組合せを実施し、地震の独立事象については、事象の発生頻度、継続時間、地震の発生確率を踏まえ、10^{-7}回/炉年を超える事象は組合せを実施している。</p> <p>2. DB施設の耐震設計の考え方等に基づく判断 Sクラス施設はS_sによる地震力に対して、その安全機能が損なわれるおそれのないよう設計されている。この安全機能に係る設計は、Sクラス施設自体が、S_sによる地震力に対して、損傷しないよう設計するだけでなく、下位クラスに属するものの波及的影響等に対しても、その安全機能を損なわないよう設計することも含まれる。(補足3-1表) Sクラス施設が健全であれば、炉心損傷防止に係る重大事故等</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>故等対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し、S s相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。(補足3.2表)</p> <p>したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、S s相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。</p>	<p>故等対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し、S s相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。(補足第3.2表)</p> <p>したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、S s相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。</p>	<p>対策の有効性評価において想定した全ての事故シーケンスに対し、S s相当の地震により、起因事象が発生したとしても緩和設備が機能し、DB設計の範囲で事象を収束させることができることを確認した。(補足 3-2 表)</p> <p>したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討としては、S s相当の地震に対して、運転状態Vは地震によって引き起こされるおそれのない「地震の独立事象」として扱い、運転状態Vの運転状態と地震力とを適切に組み合わせる。</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	
補足3.1 表 耐震Sクラスの設計		補足第3-1表 耐震Sクラスの設計		補足3-1表 Sクラスの設計			
地震の影響が考えられる事象		耐震性の担保		地震の影響が考えられる事象		耐震性の担保	
耐震重要施設自体の損傷		基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(4条)		耐震重要施設自体の損傷		基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(4条)	
下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷		耐震重要施設は、耐震重要度分類の下位のクラスに属する施設の波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。(4条)		下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷		耐震重要施設が、下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計する。(4条)	
地震随件事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(9条)		地震随件事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(9条)	
	津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。(5条)			津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。(5条)	
	火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(8条)			火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(8条)	
		地震の影響が考えられる事象		耐震性の担保			
耐震重要施設自体の損傷		基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(4条)		耐震重要施設自体の損傷		基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれるおそれがないよう設計する。(4条)	
下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷		耐震重要施設が、下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能損なわないように設計する。(4条)		下位クラスの損傷の影響による耐震重要施設の損傷		耐震重要施設が、下位クラスに属するものの波及的影響によって、その安全機能損なわないように設計する。(4条)	
地震随件事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(9条)		地震随件事象	溢水による耐震重要施設の損傷	安全施設は、発電用原子炉施設内における溢水が発生した場合においても安全機能を損なわないよう設計する。(9条)	
	津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。(5条)			津波による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがないように設計する。(5条)	
	火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(8条)			火災による耐震重要施設の損傷	設計基準対象施設は、火災により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう設計する。(8条)	

補足3.2表 地震の従属事象としての適用性について

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
1	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	過渡事象	—*1	—	△	運転状態II
			高圧注水失敗	HPCF配管	○	×	
HPCFポンプ				○			
HPCFポンプ室空調機				○			
スパージャ				○			
HPCF弁				○			
CSP				—*2			
CSP周り配管				—*2			
廃棄物処理建屋(RW/B)				—*2			
低圧注水失敗				RHR配管	○		
		RHRポンプ		○			
		RHR熱交換器	○				
		RHRポンプ室空調機	○				
過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗		過渡事象	—*1	—	△	運転状態II	
	SRV再閉失敗		逃がし安全弁(18弁)	○			
	高圧注水失敗	HPCF配管	○	×			
		HPCFポンプ	○				
		HPCFポンプ室空調機	○				
		スパージャ	○				
		HPCF弁	○				
		CSP	—*2				
		CSP周り配管	—*2				
		廃棄物処理建屋(RW/B)	—*2				
		低圧注水失敗	RHR配管		○	×	
			RHRポンプ		○		
			RHR熱交換器		○		
			RHRポンプ室空調機		○		
低圧注水失敗	RHR/LPFL共通弁	○	×				

補足第3-2表 地震の従属事象としての適用性について(1/4)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考				
1	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	過渡事象	—*1	—	△	運転状態II			
			高圧炉心冷却失敗	HPCS配管	○	×				
HPCSポンプ				○						
HPCSポンプ室空調機				○						
スパージャ				○						
HPCS弁				○						
RHR配管				○						
RHRポンプ				○						
RHR熱交換器				○						
RHRポンプ室空調機				○						
RHR弁		○								
低圧炉心冷却失敗		RHR配管	○	×						
		RHRポンプ	○							
		RHR熱交換器	○							
	RHRポンプ室空調機	○								
過渡事象+逃がし安全弁再閉鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	過渡事象	—*1	—	△	運転状態II					
		SRV(18弁)	○							
	高圧炉心冷却失敗	HPCS配管	○	×						
		HPCSポンプ	○							
		HPCSポンプ室空調機	○							
		スパージャ	○							
		HPCS弁	○							
		RHR配管	○							
		RHRポンプ	○							
		RHR熱交換器	○							
		RHRポンプ室空調機	○							
		RHR弁	○							
		2	高圧注水・減圧機能喪失		過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	過渡事象	—*1	—	△	運転状態II
						高圧炉心冷却失敗	HPCS配管	○	×	
HPCSポンプ	○									
HPCSポンプ室空調機	○									
スパージャ	○									
HPCS弁	○									
SRV(18弁)	○									
SRV用アキュムレータ	○									
高圧窒素ガス供給系配管	○									
原子炉減圧失敗	SRV(18弁)	○		×						
	SRV用アキュムレータ	○								
	高圧窒素ガス供給系配管	○								

補足3-2表 地震の従属事象としての適用性について(1/16)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
1	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	外部電源喪失*1	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態II
			高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○		
				高圧炉心スプレイ系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイポンプ	高圧炉心スプレイ系電動弁(ゲート)	○		
				高圧炉心スプレイ系配管	○		
			サブプレッション・チェンバ	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○		
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○		
			ディーゼル燃料デイトンク	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○		
				高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○		
			燃料移送系逆止弁	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○		
				高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○		
				高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○		
			屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)	取水設備(取水槽)	○		
				タービン建物	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○		
				高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○		
				高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁(バタフライ)	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○		
				高圧炉心スプレイ補機海水ストレナ	○		
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○		
				高圧炉心スプレイ系蓄電池	○		
			高圧炉心スプレイ系充電器盤	高圧炉心スプレイ系充電器盤	○		

・設備構成の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対象機器は、地震PRAにおいてモデル化している機器を記載

補足3.2表 地震の従属事象としての適用性について

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考		
2	高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	過渡事象	—※1	—	△	運転状態II	
			高圧注水失敗	HPCF配管	○	×		
				HPCFポンプ	○			
				HPCFポンプ室空調機	○			
				スパージャ	○			
				HPCF弁	○			
				CSP	—※2			
				CSP周り配管	—※2			
				廃棄物処理建屋(RWB)	—※2			
				原子炉減圧失敗	逃がし安全弁(18弁)			○
	SRV用アキュムレータ	○						
	HPI N配管	○						
	窒素ガス供給弁	○						
	過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	過渡事象	—※1	—	△	運転状態II	
			SRV再閉失敗	逃がし安全弁(18弁)	○	×		
				高圧注水失敗	HPCF配管			○
					HPCFポンプ			○
					HPCFポンプ室空調機			○
					スパージャ			○
					HPCF弁			○
CSP					—※2			
CSP周り配管					—※2			
廃棄物処理建屋(RWB)					—※2			
原子炉減圧失敗	逃がし安全弁(18弁)	○	×					
	SRV用アキュムレータ	○						
	HPI N配管	○						
	窒素ガス供給弁	○						

補足第3-2表 地震の従属事象としての適用性について(2/4)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考				
3	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)	外部電源喪失	外部電源設備全般	×	△	運転状態II			
			DG失敗	6.9kV/M/C	○					
				480VP/C用動力変圧器	○					
				480VP/C	○					
				480V MCC	○					
				非常用DG	○					
				燃料ダイタンク	○					
				DG始動用空気だめ	○					
				DG室送風機	○					
				燃料移送ポンプ	○					
		燃料移送配管	○							
		HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)	HPCS失敗(蓄電池枯渇後RCIC停止)	HPCS配管	○	×				
				HPCSポンプ	○					
				HPCSポンプ室空調機	○					
				スパージャ	○					
				HPCS弁	○					
				外部電源喪失+直流電源喪失+高圧炉心冷却失敗	外部電源喪失		外部電源設備全般	×	△	運転状態II
							直流電源喪失	直流125V蓄電池	○	
								直流125V充電器盤	○	
								直流125V主母線盤	○	
ケーブルトレイ	○									
電線管	○									
HPCS配管	○									
HPCSポンプ	○									
HPCSポンプ室空調機	○									
スパージャ	○									
HPCS弁	○									
高圧炉心冷却失敗	高圧炉心冷却失敗	HPCS配管	○	×						
		HPCSポンプ	○							
		HPCSポンプ室空調機	○							
		スパージャ	○							
		HPCS弁	○							

補足3-2表 地震の従属事象としての適用性について(2/16)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考			
1	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	高圧炉心冷却失敗	原子炉隔離時冷却系逆止弁	○	×			
			高圧炉心冷却失敗	原子炉隔離時冷却系電動弁(ゲート)	○				
				原子炉隔離時冷却系電動弁(グループ)	○				
				原子炉隔離時冷却系配管	○				
				原子炉隔離時冷却ポンプ	○				
				原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○				
				230V直流母線盤	○				
				230V蓄電池	○				
				230V充電器盤	○				
				原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○				
		低圧炉心冷却失敗	低圧炉心冷却失敗	残留熱除去系冷却機	○	×			
				残留熱除去系逆止弁	○				
				残留熱除去系熱交換器	○				
				残留熱除去系ポンプ	○				
				残留熱除去系電動弁(ゲート)	○				
				残留熱除去系配管	○				
				サブプレッション・チェンバ	○				
				セラミックインシュレータ	×		△	運転状態II	
				SRV再閉失敗	逃がし安全弁		○		×
					高圧炉心冷却(HPCS)失敗+低圧炉心冷却失敗		高圧炉心スプレイポンプ室冷却機		○
高圧炉心スプレイ系逆止弁	○								
高圧炉心スプレイポンプ	○								
高圧炉心スプレイ系電動弁(ゲート)	○								
高圧炉心スプレイ系配管	○								
サブプレッション・チェンバ	○								
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○								
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○								
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○								
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料ダイタンク	○								
燃料貯蔵タンク	○								
燃料移送配管	○								
燃料移送系逆止弁	○								
燃料移送ポンプ	○								

・設備構成の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対象機器は、地震PRAにおいてモデル化している機器を記載

補足3.2表 地震の従属事象としての適用性について

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
3	全交流動力電源喪失	外部電源喪失 DG喪失	外部電源設備全般	×	△	運転状態II
			6.9kVメタクラ	○	×	
480Vパワーセンタ用動力変圧器			○			
480Vパワーセンタ			○			
480VMCC			○			
非常用ディーゼル発電設備			○			
燃料デイトンク			○			
DG空気だめ			○			
DG非常用送風機			○			
燃料移送ポンプ			○			
DGFO配管			○			
軽油配管トレンチ(軽油タンク~R/B)			○			
DGFO弁			○			
軽油タンク			○			
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗			外部電源喪失 DG喪失	外部電源設備全般		
	6.9kVメタクラ	○		×		
	480Vパワーセンタ用動力変圧器	○				
	480Vパワーセンタ	○				
	480VMCC	○				
	非常用ディーゼル発電設備	○				
	燃料デイトンク	○				
	DG空気だめ	○				
	DG非常用送風機	○				
	燃料移送ポンプ	○				
	DGFO配管	○				
	軽油配管トレンチ(軽油タンク~R/B)	○				
	DGFO弁	○				
	軽油タンク	○				
	SRV再閉失敗	逃がし安全弁(18弁)			○	×

補足第3-2表 地震の従属事象としての適用性について(3/4)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考		
3	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	外部電源設備全般	×	△	運転状態II		
			DG失敗	6.9kVM/C	○		×	
480VP/C用動力変圧器			○					
480VP/C			○					
480VMCC			○					
非常用DG			○					
燃料デイトンク			○					
DG始動用空気だめ			○					
DG室送風機			○					
燃料移送ポンプ			○					
燃料移送配管			○					
燃料移送配管トレンチ			○					
軽油貯蔵タンク			○					
逃がし安全弁再閉鎖失敗			SRV(18弁)	○	×			
外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗			外部電源喪失	外部電源設備全般	HPCS配管			○
	HPCSポンプ	○						
	HPCSポンプ室空調機	○						
	スパージャ	○						
	HPCS弁	○						
	DG失敗	6.9kVM/C			○	×		
	480VP/C用動力変圧器	○						
	480VP/C	○						
	480VMCC	○						
	非常用DG	○						
	燃料デイトンク	○						
	DG始動用空気だめ	○						
	DG室送風機	○						
	燃料移送ポンプ	○						
	燃料移送配管	○						
燃料移送配管トレンチ	○							
軽油貯蔵タンク	○							
高圧炉心冷却失敗	HPCS配管	○	×					
HPCSポンプ	○							
HPCSポンプ室空調機	○							
スパージャ	○							
HPCS弁	○							

補足3-2表 地震の従属事象としての適用性について(3/16)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
1	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗	高圧炉心	○	×	
			高圧炉心スプレイス非母線メタクラ	○		
高圧炉心スプレイス非母線変圧器			○			
高圧炉心スプレイス非母線コントロールセンタ			○			
屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)			○			
取水設備(取水槽)			○			
タービン建物			○			
高圧炉心スプレイス補機冷却系逆止弁			○			
高圧炉心スプレイス補機海水系逆止弁			○			
高圧炉心スプレイス補機冷却系熱交換器			○			
高圧炉心スプレイス補機冷却水ポンプ			○			
高圧炉心スプレイス補機海水ポンプ			○			
高圧炉心スプレイス補機海水系電動弁(バタフライ)			○			
高圧炉心スプレイス補機冷却系配管			○			
高圧炉心スプレイス補機海水系配管			○			
高圧炉心スプレイス補機海水ストレナ		○				
高圧炉心スプレイス直流母線盤		○				
高圧炉心スプレイス蓄電池		○				
高圧炉心スプレイス充電器盤		○				
低圧炉心冷却失敗		残留熱除去系冷却機	○	×		
	残留熱除去系逆止弁	○				
	残留熱除去系熱交換器	○				
	残留熱除去系ポンプ	○				
	残留熱除去系電動弁(ゲート)	○				
残留熱除去系配管	○					
サブプレッション・チェンバ	○					

・設備構成の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対象機器は、地震PRAにおいてモデル化している機器を記載

補足3.2表 地震の従属事象としての適用性について

補足第3-2表 地震の従属事象としての適用性について (4/4)

補足3-2表 地震の従属事象としての適用性について (4/16)

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
3	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG喪失) + RCIC 失敗	外部電源喪失 DG喪失	外部電源設備全般	×	△	運転状態 II
			6.9kVメタクラ	○	×	
			480Vパワーセンタ用動力変圧器	○		
			480Vパワーセンタ	○		
			480VMCC	○		
			非常用ディーゼル発電設備	○		
			燃料ディタンク	○		
			DG空気だめ	○		
			DG非常用送風機	○		
			燃料移送ポンプ	○		
			DGFO配管	○		
			軽油配管トレンチ (軽油タンク~R/B)	○		
			DGFO弁	○		
			軽油タンク	○		
			RCIC 失敗	RCIC配管		
		RCICポンプ		○		
		RCIC駆動タービン		○		
		給水隔離弁		○		
		RCIC弁		○		
		CSP	※2			
CSP固り配管	※2					
廃棄物処理建屋(R/W/B)	※2					

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考				
4	過渡事象 + RHR 失敗	過渡事象	—※1	—	△	運転状態 II				
			RHR 失敗	RHR配管	○		×			
				RHRポンプ	○					
				RHR熱交換器	○					
				RHRポンプ室空調機	○					
				RHR弁	○					
		過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR 失敗	過渡事象	—※1	—	△	運転状態 II			
		逃がし安全弁再閉鎖失敗	SRV(18弁)	○	×					
			RHR 失敗	RHR配管		○		×		
				RHRポンプ		○				
				RHR熱交換器		○				
				RHRポンプ室空調機		○				
RHR弁	○									
5	過渡事象 + 原子炉停止失敗	過渡事象	—※1	—	△	運転状態 II				
			原子炉停止失敗	炉心シュラウド	○		×			
				シュラウドサポート	○					
				炉心支持板	○					
				上部格子板	○					
				制御棒案内管	○					
		燃料支持金具		○						
		燃料集合体		○						
		水圧制御ユニット		○						
		スクラム弁		○						
		6		LOCA 時注水機能喪失	—					
7	格納容器バイパス (インタフェースシステムLOCA)	—								
8	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	—								

類型化グループ	事故シーケンス	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考
2	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	外部電源喪失※1 高圧炉心冷却失敗	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II
			高圧炉心スプレイ系冷却機	○	×	
			高圧炉心スプレイ系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ系ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○		
			高圧炉心スプレイ系配管	○		
			サブプレッション・チェンバ	○		
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル送風機	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料ディタンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○		
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○		
			屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○		
			取水設備 (取水槽)	○		
			タービン建物	○		
			高圧炉心スプレイ系補機冷却系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ系補機海水系逆止弁	○		
			高圧炉心スプレイ系補機冷却系熱交換器	○		
			高圧炉心スプレイ系補機冷却水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系補機海水ポンプ	○		
			高圧炉心スプレイ系補機海水系電動弁 (バタフライ)	○		
			高圧炉心スプレイ系補機冷却系配管	○		
			高圧炉心スプレイ系補機海水系配管	○		
			高圧炉心スプレイ系補機海水ストレナ	○		
			高圧炉心スプレイ系補機冷却系サージタンク	○		
高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○					
高圧炉心スプレイ系蓄電池	○					
高圧炉心スプレイ系充電器盤	○					

・設備構成の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対象機器は、地震PRAにおいてモデル化している機器を記載

※1 「地震加速度大」信号によるスクラムを想定

【凡例】
DB上のSs耐震性
○:有 ×:無
地震の従属事象としての適用の有無
○: 地震の従属事象であり、地震と組合せ評価が必要なもの。
△: 地震の従属事象であるが、他の事象で代表され地震と組合せ評価が不要なもの。
×: 地震の従属事象でないもの

補足3.2 表 地震の従属事象としての適用性について

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
3	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+直流電源喪失	外部電源喪失	外部電源設備全般	×	△	運転状態II
			直流電源喪失	直流125V蓄電池	○	×	
				直流125V充電器盤	○		
				直流125V主母線盤	○		
				ケーブルトレイ	○		
				電線管	○		
4	崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+崩壊熱除去失敗	過渡事象	—*1	—	△	運転状態II
			崩壊熱除去失敗	RHR配管	○	×	
				RHRポンプ	○		
				RHR熱交換器	○		
				RHRポンプ室空調機	○		
				RHR/LPFL共通弁	○		
				RHR弁	○		
		過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗	過渡事象	—*1	—	△	運転状態II
			SRV再閉失敗	逃がし安全弁(18弁)	○	×	
			崩壊熱除去失敗	RHR配管	○	×	
				RHRポンプ	○		
				RHR熱交換器	○		
				RHRポンプ室空調機	○		
				RHR/LPFL共通弁	○		
RHR弁	○						

補足3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (5 / 16)

類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	
2	高圧注水・減圧機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	高圧炉心冷却失敗	原子炉隔離時冷却系逆止弁	○	×	
			原子炉隔離時冷却系電動弁(ゲート)	○			
			原子炉隔離時冷却系電動弁(グループ)	○			
			原子炉隔離時冷却系配管	○			
			原子炉隔離時冷却ポンプ	○			
			原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○			
			230V直流母線盤	○			
			230V蓄電池	○			
			230V充電器盤	○			
			原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○			
			原子炉減圧失敗	逃がし安全弁	○		×
				逃がし安全弁窒素ガス供給系空気作動弁(グループ)	○		
				逃がし安全弁窒素ガス供給系配管	○		
				逃がし安全弁アクキュムレータ	○		

・設備構成の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
対象機器は, 地震PRAにおいてモデル化している機器を記載

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>補足3.2表 地震の従属事象としての適用性について</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナシス</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のSs耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="9">5</td> <td rowspan="9">原子炉停止機能喪失</td> <td rowspan="9">過渡事象+原子炉停止失敗</td> <td>過渡事象</td> <td>—※1</td> <td>—</td> <td>△</td> <td rowspan="9">運転状態II</td> </tr> <tr> <td rowspan="8">原子炉停止失敗</td> <td>炉心シュラウド</td> <td>○</td> <td rowspan="8">×</td> </tr> <tr> <td>シュラウドサポート</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>炉心支持板</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>上部格子板</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>制御棒案内管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料支持金具</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料集合体</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>水圧制御ユニット</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>CRD配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>スクラム弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>LOCA時注水機能喪失</td> <td>—</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>格納容器バイパス(ISCAC)</td> <td>—</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 「地震加速度大」信号によるスクラムを想定 ※2 耐震Bクラス設備であるがSs機能維持設計としている</p> <p>【凡例】 DB上のSs耐震性 ○：有 ×：無 地震の従属事象としての適用の有無 ○：地震の従属事象であり、地震と組合せ評価が必要なもの。 △：地震の従属事象であるが、他の事象で代表され地震と組合せ評価が不要なもの。 ×：地震の従属事象でないもの。</p>		類型化グループ	事故シナシス	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	5	原子炉停止機能喪失	過渡事象+原子炉停止失敗	過渡事象	—※1	—	△	運転状態II	原子炉停止失敗	炉心シュラウド	○	×	シュラウドサポート	○	炉心支持板	○	上部格子板	○	制御棒案内管	○	燃料支持金具	○	燃料集合体	○	水圧制御ユニット	○	CRD配管	○	スクラム弁	○	6	LOCA時注水機能喪失	—					7	格納容器バイパス(ISCAC)	—					<p>補足3-2表 地震の従属事象としての適用性について(6/16)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナシス</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のSs耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="30">3</td> <td rowspan="30">全交流動力電源喪失</td> <td rowspan="30">外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗</td> <td>外部電源喪失</td> <td>セラミックインシュレータ</td> <td>×</td> <td>△</td> <td rowspan="30">運転状態II</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">DG失敗</td> <td>燃料移送系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用母線メタラ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用コントロールセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料移送系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ロードセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備空気だめ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用母線変圧器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>取水設備(取水槽)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>タービン建物</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系電動弁(ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系電動弁(グローブ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系空気作動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水系電動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水ストレナ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系サージタンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>		類型化グループ	事故シナシス	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	3	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗	外部電源喪失	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態II	DG失敗	燃料移送系逆止弁	○	非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○	非常用ディーゼル発電設備	○	非常用母線メタラ	○	非常用コントロールセンタ	○	燃料移送系配管	○	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○	非常用ロードセンタ	○	非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○	非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○	非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク	○	非常用母線変圧器	○	屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)	○	取水設備(取水槽)	○	タービン建物	○	原子炉補機冷却系逆止弁	○	原子炉補機海水系逆止弁	○	原子炉補機冷却系熱交換器	○	原子炉補機冷却水ポンプ	○	原子炉補機海水ポンプ	○	原子炉補機冷却系電動弁(ゲート)	○	原子炉補機冷却系電動弁(グローブ)	○	原子炉補機冷却系空気作動弁(バタフライ)	○	原子炉補機海水系電動弁(バタフライ)	○	原子炉補機冷却系配管	○	原子炉補機海水系配管	○	原子炉補機海水ストレナ	○	原子炉補機冷却系サージタンク	○	原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機	○	<p>・設備構成の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 対象機器は、地震PRAにおいてモデル化している機器を記載</p>
類型化グループ	事故シナシス	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																																																																											
5	原子炉停止機能喪失	過渡事象+原子炉停止失敗	過渡事象	—※1	—	△	運転状態II																																																																																																																										
			原子炉停止失敗	炉心シュラウド	○	×																																																																																																																											
				シュラウドサポート	○																																																																																																																												
				炉心支持板	○																																																																																																																												
				上部格子板	○																																																																																																																												
				制御棒案内管	○																																																																																																																												
				燃料支持金具	○																																																																																																																												
				燃料集合体	○																																																																																																																												
				水圧制御ユニット	○																																																																																																																												
CRD配管	○																																																																																																																																
スクラム弁	○																																																																																																																																
6	LOCA時注水機能喪失	—																																																																																																																															
7	格納容器バイパス(ISCAC)	—																																																																																																																															
類型化グループ	事故シナシス	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																																																																											
3	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗	外部電源喪失	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態II																																																																																																																										
			DG失敗	燃料移送系逆止弁	○																																																																																																																												
				非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○																																																																																																																												
			非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																																													
			非常用母線メタラ	○																																																																																																																													
			非常用コントロールセンタ	○																																																																																																																													
			燃料移送系配管	○																																																																																																																													
			非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○																																																																																																																													
			非常用ロードセンタ	○																																																																																																																													
			非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○																																																																																																																													
			非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○																																																																																																																													
			非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク	○																																																																																																																													
			非常用母線変圧器	○																																																																																																																													
			屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)	○																																																																																																																													
			取水設備(取水槽)	○																																																																																																																													
			タービン建物	○																																																																																																																													
			原子炉補機冷却系逆止弁	○																																																																																																																													
			原子炉補機海水系逆止弁	○																																																																																																																													
			原子炉補機冷却系熱交換器	○																																																																																																																													
			原子炉補機冷却水ポンプ	○																																																																																																																													
			原子炉補機海水ポンプ	○																																																																																																																													
			原子炉補機冷却系電動弁(ゲート)	○																																																																																																																													
			原子炉補機冷却系電動弁(グローブ)	○																																																																																																																													
			原子炉補機冷却系空気作動弁(バタフライ)	○																																																																																																																													
			原子炉補機海水系電動弁(バタフライ)	○																																																																																																																													
			原子炉補機冷却系配管	○																																																																																																																													
			原子炉補機海水系配管	○																																																																																																																													
			原子炉補機海水ストレナ	○																																																																																																																													
			原子炉補機冷却系サージタンク	○																																																																																																																													
			原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機	○																																																																																																																													

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																																																																														
		補足3-2表 地震の従属事象としての適用性について(7/16)	・設備構成の相違																																																																														
		<table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上の耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="30">3</td> <td rowspan="30">全交流動力電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗</td> <td rowspan="30">高圧炉心冷却(HPCS)失敗</td> <td>高圧炉心スプレイポンプ室冷却機</td> <td>○</td> <td rowspan="30">×</td> <td rowspan="30"></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系電動弁(ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>屋外配管ダクト(タービン建物へ排気筒)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>取水設備(取水槽)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>タービン建物</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系直流母線盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系蓄電池</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系充電器盤</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上の耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	3	全交流動力電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗	高圧炉心冷却(HPCS)失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×		高圧炉心スプレイ系逆止弁	○	高圧炉心スプレイポンプ	○	高圧炉心スプレイ系電動弁(ゲート)	○	高圧炉心スプレイ系配管	○	サブプレッション・チェンバ	○	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○	高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○	高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○	高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○	屋外配管ダクト(タービン建物へ排気筒)	○	取水設備(取水槽)	○	タービン建物	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○	高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁(バタフライ)	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○	高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○	高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○	高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○	高圧炉心スプレイ系蓄電池	○	高圧炉心スプレイ系充電器盤	○	【柏崎6/7, 東海第二】対象機器は, 地震PRAにおいてモデル化している機器を記載
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上の耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																											
3	全交流動力電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却(HPCS)失敗	高圧炉心冷却(HPCS)失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×																																																																												
			高圧炉心スプレイ系逆止弁	○																																																																													
			高圧炉心スプレイポンプ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系電動弁(ゲート)	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系配管	○																																																																													
			サブプレッション・チェンバ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○																																																																													
			屋外配管ダクト(タービン建物へ排気筒)	○																																																																													
			取水設備(取水槽)	○																																																																													
			タービン建物	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁(バタフライ)	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレーナ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○																																																																													
高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○																																																																																
高圧炉心スプレイ系蓄電池	○																																																																																
高圧炉心スプレイ系充電器盤	○																																																																																

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>補足3-2表 地震の従属事象としての適用性について(8/16)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のSs耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="33">3</td> <td rowspan="33">全交流動力電源喪失 +DG失敗 +高圧炉心冷却失敗</td> <td rowspan="33">外部電源喪失 DG失敗</td> <td>セラミックインシュレータ</td> <td>×</td> <td>△</td> <td rowspan="33">運転状態II</td> </tr> <tr> <td>燃料移送系逆止弁</td> <td>○</td> <td rowspan="33">×</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用母線メタクラ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用コントロールセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料移送系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ロードセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備空気だめ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>非常用母線変圧器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>取水設備(取水槽)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>タービン建物</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系電動弁(ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系電動弁(グローブ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系空気作動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水系電動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水ストレーナ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系サージタンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">高圧炉心冷却失敗</td> <td rowspan="7"></td> <td>高圧炉心スプレイポンプ室冷却機</td> <td>○</td> <td rowspan="7">×</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系電動弁(ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>サブレッション・チェンバ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	3	全交流動力電源喪失 +DG失敗 +高圧炉心冷却失敗	外部電源喪失 DG失敗	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態II	燃料移送系逆止弁	○	×	非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○	非常用ディーゼル発電設備	○	非常用母線メタクラ	○	非常用コントロールセンタ	○	燃料移送系配管	○	非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○	非常用ロードセンタ	○	非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○	非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○	非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク	○	非常用母線変圧器	○	屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)	○	取水設備(取水槽)	○	タービン建物	○	原子炉補機冷却系逆止弁	○	原子炉補機海水系逆止弁	○	原子炉補機冷却系熱交換器	○	原子炉補機冷却水ポンプ	○	原子炉補機海水ポンプ	○	原子炉補機冷却系電動弁(ゲート)	○	原子炉補機冷却系電動弁(グローブ)	○	原子炉補機冷却系空気作動弁(バタフライ)	○	原子炉補機海水系電動弁(バタフライ)	○	原子炉補機冷却系配管	○	原子炉補機海水系配管	○	原子炉補機海水ストレーナ	○	原子炉補機冷却系サージタンク	○	原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機	○	高圧炉心冷却失敗		高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×	高圧炉心スプレイ系逆止弁	○	高圧炉心スプレイポンプ	○	高圧炉心スプレイ系電動弁(ゲート)	○	高圧炉心スプレイ系配管	○	サブレッション・チェンバ	○	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○	<p>・設備構成の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 対象機器は、地震PRAにおいてモデル化している機器を記載</p>
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																																											
3	全交流動力電源喪失 +DG失敗 +高圧炉心冷却失敗	外部電源喪失 DG失敗	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態II																																																																																											
			燃料移送系逆止弁	○	×																																																																																												
			非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○																																																																																													
			非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																													
			非常用母線メタクラ	○																																																																																													
			非常用コントロールセンタ	○																																																																																													
			燃料移送系配管	○																																																																																													
			非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○																																																																																													
			非常用ロードセンタ	○																																																																																													
			非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○																																																																																													
			非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○																																																																																													
			非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク	○																																																																																													
			非常用母線変圧器	○																																																																																													
			屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)	○																																																																																													
			取水設備(取水槽)	○																																																																																													
			タービン建物	○																																																																																													
			原子炉補機冷却系逆止弁	○																																																																																													
			原子炉補機海水系逆止弁	○																																																																																													
			原子炉補機冷却系熱交換器	○																																																																																													
			原子炉補機冷却水ポンプ	○																																																																																													
			原子炉補機海水ポンプ	○																																																																																													
			原子炉補機冷却系電動弁(ゲート)	○																																																																																													
			原子炉補機冷却系電動弁(グローブ)	○																																																																																													
			原子炉補機冷却系空気作動弁(バタフライ)	○																																																																																													
			原子炉補機海水系電動弁(バタフライ)	○																																																																																													
			原子炉補機冷却系配管	○																																																																																													
			原子炉補機海水系配管	○																																																																																													
			原子炉補機海水ストレーナ	○																																																																																													
			原子炉補機冷却系サージタンク	○																																																																																													
			原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機	○																																																																																													
			高圧炉心冷却失敗				高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×																																																																																								
							高圧炉心スプレイ系逆止弁	○																																																																																									
							高圧炉心スプレイポンプ	○																																																																																									
高圧炉心スプレイ系電動弁(ゲート)	○																																																																																																
高圧炉心スプレイ系配管	○																																																																																																
サブレッション・チェンバ	○																																																																																																
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○																																																																																																
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																
高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○																																																																																																

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>補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (9 / 16)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のS s耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="33">3 全交流動力電源喪失</td> <td rowspan="33">外部電源喪失 + DG失敗 + 高圧炉心冷却失敗</td> <td rowspan="33">高圧炉心冷却失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> <td rowspan="33">×</td> <td rowspan="33"></td> </tr> <tr> <td>ディーゼル燃料デイトンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料貯蔵タンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料移送系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料移送系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料移送ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>屋外配管ダクト (タービン建物へ排気筒)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>取水設備 (取水槽)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>タービン建物</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ストレータ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系直流母線盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系蓄電池</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系充電器盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系電動弁 (ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系電動弁 (グローブ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>230V 直流母線盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>230V 蓄電池</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>230V 充電器盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + DG失敗 + 高圧炉心冷却失敗	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	×		ディーゼル燃料デイトンク	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	燃料貯蔵タンク	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	燃料移送系配管	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	燃料移送系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	燃料移送ポンプ	○	高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○	高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○	高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○	屋外配管ダクト (タービン建物へ排気筒)	○	取水設備 (取水槽)	○	タービン建物	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○	高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○	高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○	高圧炉心スプレイ補機海水ストレータ	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○	高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○	高圧炉心スプレイ系蓄電池	○	高圧炉心スプレイ系充電器盤	○	原子炉隔離時冷却系逆止弁	○	原子炉隔離時冷却系電動弁 (ゲート)	○	原子炉隔離時冷却系電動弁 (グローブ)	○	原子炉隔離時冷却系配管	○	原子炉隔離時冷却ポンプ	○	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○	230V 直流母線盤	○	230V 蓄電池	○	230V 充電器盤	○	原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○	<p>・設備構成の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 対象機器は、地震 P R Aにおいてモデル化している機器を記載</p>
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																																							
3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + DG失敗 + 高圧炉心冷却失敗	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	×																																																																																								
			ディーゼル燃料デイトンク	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																									
			燃料貯蔵タンク	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																									
			燃料移送系配管	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																									
			燃料移送系逆止弁	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																									
			燃料移送ポンプ	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○																																																																																									
			屋外配管ダクト (タービン建物へ排気筒)	○																																																																																									
			取水設備 (取水槽)	○																																																																																									
			タービン建物	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレータ	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系蓄電池	○																																																																																									
			高圧炉心スプレイ系充電器盤	○																																																																																									
			原子炉隔離時冷却系逆止弁	○																																																																																									
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (ゲート)	○																																																																																									
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (グローブ)	○																																																																																									
			原子炉隔離時冷却系配管	○																																																																																									
原子炉隔離時冷却ポンプ	○																																																																																												
原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○																																																																																												
230V 直流母線盤	○																																																																																												
230V 蓄電池	○																																																																																												
230V 充電器盤	○																																																																																												
原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○																																																																																												

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 align="center"><u>補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について</u></p> <p align="center"><u>(10 / 16)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のS s耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="34">3 全交流動力電源喪失</td> <td rowspan="34">外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 高圧炉心冷却 (HP C S) 失敗</td> <td>外部電源喪失</td> <td>セラミックインシュレータ</td> <td>×</td> <td>△</td> <td rowspan="2">運転状態 II</td> </tr> <tr> <td>直流電源喪失</td> <td>直流母線盤</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>蓄電池</td> <td>○</td> <td>×</td> <td></td> </tr> <tr> <td>充電器盤</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HP C S) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイポンプ室冷却機</td> <td>○</td> <td></td> <td rowspan="30">×</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系逆止弁</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイポンプ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系配管</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>サブプレッショ・チェンバ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>空気だめ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ディーゼル燃料デイトンク</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料貯蔵タンク</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料移送系配管</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料移送系逆止弁</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料移送ポンプ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>屋外配管ダクト (タービン建物～排気筒)</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>取水設備 (取水槽)</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>タービン建物</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バクフライ)</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系配管</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系配管</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ストレナ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系直流母線盤</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系蓄電池</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系充電器盤</td> <td>○</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 高圧炉心冷却 (HP C S) 失敗	外部電源喪失	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II	直流電源喪失	直流母線盤	○		蓄電池	○	×		充電器盤	○			高圧炉心冷却 (HP C S) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○		×	高圧炉心スプレイ系逆止弁	○		高圧炉心スプレイポンプ	○		高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○		高圧炉心スプレイ系配管	○		サブプレッショ・チェンバ	○		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		空気だめ	○		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		ディーゼル燃料デイトンク	○		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		燃料貯蔵タンク	○		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		燃料移送系配管	○		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		燃料移送系逆止弁	○		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		燃料移送ポンプ	○		高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○		高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○		高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○		屋外配管ダクト (タービン建物～排気筒)	○		取水設備 (取水槽)	○		タービン建物	○		高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○		高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○		高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○		高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○		高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○		高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バクフライ)	○		高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○		高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○		高圧炉心スプレイ補機海水ストレナ	○		高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○		高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○		高圧炉心スプレイ系蓄電池	○		高圧炉心スプレイ系充電器盤	○		<p>・設備構成の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>対象機器は、地震 P R Aにおいてモデル化している機器を記載</p>
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																																																																																														
3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 高圧炉心冷却 (HP C S) 失敗	外部電源喪失	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II																																																																																																																																														
		直流電源喪失	直流母線盤	○																																																																																																																																																
		蓄電池	○	×																																																																																																																																																
		充電器盤	○																																																																																																																																																	
		高圧炉心冷却 (HP C S) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○		×																																																																																																																																														
		高圧炉心スプレイ系逆止弁	○																																																																																																																																																	
		高圧炉心スプレイポンプ	○																																																																																																																																																	
		高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○																																																																																																																																																	
		高圧炉心スプレイ系配管	○																																																																																																																																																	
		サブプレッショ・チェンバ	○																																																																																																																																																	
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○																																																																																																																																																	
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																																																																	
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																																																																	
		空気だめ	○																																																																																																																																																	
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																																																																	
		ディーゼル燃料デイトンク	○																																																																																																																																																	
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																																																																	
		燃料貯蔵タンク	○																																																																																																																																																	
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																																																																	
		燃料移送系配管	○																																																																																																																																																	
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																																																																	
		燃料移送系逆止弁	○																																																																																																																																																	
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																																																																	
		燃料移送ポンプ	○																																																																																																																																																	
		高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○																																																																																																																																																	
		高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○																																																																																																																																																	
		高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○																																																																																																																																																	
		屋外配管ダクト (タービン建物～排気筒)	○																																																																																																																																																	
		取水設備 (取水槽)	○																																																																																																																																																	
		タービン建物	○																																																																																																																																																	
		高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○																																																																																																																																																	
		高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○																																																																																																																																																	
		高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○																																																																																																																																																	
		高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○																																																																																																																																																	
高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○																																																																																																																																																			
高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バクフライ)	○																																																																																																																																																			
高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○																																																																																																																																																			
高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○																																																																																																																																																			
高圧炉心スプレイ補機海水ストレナ	○																																																																																																																																																			
高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○																																																																																																																																																			
高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○																																																																																																																																																			
高圧炉心スプレイ系蓄電池	○																																																																																																																																																			
高圧炉心スプレイ系充電器盤	○																																																																																																																																																			

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 align="center"><u>補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について</u></p> <p align="center"><u>(1 1 / 1 6)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のS s耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="27">3 全交流動力電源喪失</td> <td rowspan="27">外部電源喪失+DG失敗 +圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗 +高圧炉心冷却(HPCS)失敗</td> <td rowspan="27">外部電源喪失 DG失敗</td> <td>セラミックインシュレータ</td> <td>×</td> <td>△</td> <td rowspan="27">運転状態Ⅱ</td> </tr> <tr> <td>燃料移送系逆止弁</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>非常用母線メタラ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>非常用コントロールセンタ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料移送系配管</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>非常用ロードセンタ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備空気だめ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>非常用母線変圧器</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>取水設備(取水槽)</td> <td>○</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>タービン建物</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系逆止弁</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水系逆止弁</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系熱交換器</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水ポンプ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水ポンプ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系電動弁(ゲート)</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系電動弁(グローブ)</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系空気作動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水系電動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系配管</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水系配管</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機海水ストレナ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却系サージタンク</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>SRV再閉失敗</td> <td>逃がし安全弁</td> <td>○</td> <td>×</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失+DG失敗 +圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗 +高圧炉心冷却(HPCS)失敗	外部電源喪失 DG失敗	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態Ⅱ	燃料移送系逆止弁	○		非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○		非常用ディーゼル発電設備	○		非常用母線メタラ	○		非常用コントロールセンタ	○		燃料移送系配管	○		非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○		非常用ロードセンタ	○		非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○		非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○		非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク	○		非常用母線変圧器	○		屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)	○		取水設備(取水槽)	○	×	タービン建物	○		原子炉補機冷却系逆止弁	○		原子炉補機海水系逆止弁	○		原子炉補機冷却系熱交換器	○		原子炉補機冷却水ポンプ	○		原子炉補機海水ポンプ	○		原子炉補機冷却系電動弁(ゲート)	○		原子炉補機冷却系電動弁(グローブ)	○		原子炉補機冷却系空気作動弁(バタフライ)	○		原子炉補機海水系電動弁(バタフライ)	○		原子炉補機冷却系配管	○		原子炉補機海水系配管	○		原子炉補機海水ストレナ	○		原子炉補機冷却系サージタンク	○		原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機	○			SRV再閉失敗	逃がし安全弁	○	×		<p>・設備構成の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>対象機器は、地震PRAにおいてモデル化している機器を記載</p>
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																																																								
3 全交流動力電源喪失	外部電源喪失+DG失敗 +圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗 +高圧炉心冷却(HPCS)失敗	外部電源喪失 DG失敗	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態Ⅱ																																																																																																								
			燃料移送系逆止弁	○																																																																																																										
			非常用ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○																																																																																																										
			非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																										
			非常用母線メタラ	○																																																																																																										
			非常用コントロールセンタ	○																																																																																																										
			燃料移送系配管	○																																																																																																										
			非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○																																																																																																										
			非常用ロードセンタ	○																																																																																																										
			非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○																																																																																																										
			非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○																																																																																																										
			非常用ディーゼル発電燃料貯蔵タンク	○																																																																																																										
			非常用母線変圧器	○																																																																																																										
			屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)	○																																																																																																										
			取水設備(取水槽)	○	×																																																																																																									
			タービン建物	○																																																																																																										
			原子炉補機冷却系逆止弁	○																																																																																																										
			原子炉補機海水系逆止弁	○																																																																																																										
			原子炉補機冷却系熱交換器	○																																																																																																										
			原子炉補機冷却水ポンプ	○																																																																																																										
			原子炉補機海水ポンプ	○																																																																																																										
			原子炉補機冷却系電動弁(ゲート)	○																																																																																																										
			原子炉補機冷却系電動弁(グローブ)	○																																																																																																										
			原子炉補機冷却系空気作動弁(バタフライ)	○																																																																																																										
			原子炉補機海水系電動弁(バタフライ)	○																																																																																																										
			原子炉補機冷却系配管	○																																																																																																										
			原子炉補機海水系配管	○																																																																																																										
原子炉補機海水ストレナ	○																																																																																																													
原子炉補機冷却系サージタンク	○																																																																																																													
原子炉補機冷却水ポンプ熱交換器室冷却機	○																																																																																																													
	SRV再閉失敗	逃がし安全弁	○	×																																																																																																										

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>補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について</u> <u>(1 2 / 1 6)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のSS耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="30">3</td> <td rowspan="30">全交流動力電源喪失 外部電源喪失+DG失敗 +圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗 +高圧炉心冷却(HPCS)失敗</td> <td rowspan="30">高圧炉心冷却(HPCS)失敗</td> <td>高圧炉心スプレイポンプ室冷却機</td> <td>○</td> <td rowspan="30">×</td> <td rowspan="30"></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系電動弁(ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>取水設備(取水槽)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>タービン建物</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁(バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ストレータ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系直流母線盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系蓄電池</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系充電器盤</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSS耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	3	全交流動力電源喪失 外部電源喪失+DG失敗 +圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗 +高圧炉心冷却(HPCS)失敗	高圧炉心冷却(HPCS)失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×		高圧炉心スプレイ系逆止弁	○	高圧炉心スプレイポンプ	○	高圧炉心スプレイ系電動弁(ゲート)	○	高圧炉心スプレイ系配管	○	サブプレッション・チェンバ	○	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○	高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○	高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○	高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○	屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)	○	取水設備(取水槽)	○	タービン建物	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○	高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁(バタフライ)	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○	高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○	高圧炉心スプレイ補機海水ストレータ	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○	高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○	高圧炉心スプレイ系蓄電池	○	高圧炉心スプレイ系充電器盤	○	<p>・設備構成の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 対象機器は、地震PRAにおいてモデル化している機器を記載</p>
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSS耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																											
3	全交流動力電源喪失 外部電源喪失+DG失敗 +圧力バウンダリ健全性(SRV再閉)失敗 +高圧炉心冷却(HPCS)失敗	高圧炉心冷却(HPCS)失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×																																																																												
			高圧炉心スプレイ系逆止弁	○																																																																													
			高圧炉心スプレイポンプ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系電動弁(ゲート)	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系配管	○																																																																													
			サブプレッション・チェンバ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○																																																																													
			屋外配管ダクト(タービン建物~排気筒)	○																																																																													
			取水設備(取水槽)	○																																																																													
			タービン建物	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁(バタフライ)	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレータ	○																																																																													
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○																																																																													
高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○																																																																																
高圧炉心スプレイ系蓄電池	○																																																																																
高圧炉心スプレイ系充電器盤	○																																																																																

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 align="center"><u>補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について</u></p> <p align="center"><u>(1 3 / 1 6)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のSS耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">4 崩壊熱除去機能喪失</td> <td rowspan="10">過渡事象 + 崩壊熱除去失敗</td> <td rowspan="10">外部電源喪失⁹¹ 崩壊熱除去失敗</td> <td>セラミックインシュレータ</td> <td>×</td> <td>△</td> <td rowspan="10">運転状態 II</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ室冷却機</td> <td>○</td> <td rowspan="10">×</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系電動弁 (ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系電動弁 (グループ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>セラミックインシュレータ</td> <td>×</td> <td>△</td> <td rowspan="20">運転状態 II</td> </tr> <tr> <td rowspan="20">過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗</td> <td rowspan="20">高圧炉心冷却失敗</td> <td>高圧炉心スプレイポンプ室冷却機</td> <td>○</td> <td rowspan="20">×</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>屋外配管ダクト (タービン建物～排気筒)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>取水設備 (取水槽)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>タービン建物</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)</td> <td>○</td> </tr> </tbody> </table>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSS耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	4 崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失 ⁹¹ 崩壊熱除去失敗	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II	残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×	残留熱除去系逆止弁	○	残留熱除去系熱交換器	○	残留熱除去ポンプ	○	残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○	残留熱除去系配管	○	残留熱除去系電動弁 (グループ)	○	サブプレッション・チェンバ	○	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×	高圧炉心スプレイ系逆止弁	○	高圧炉心スプレイポンプ	○	高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○	高圧炉心スプレイ系配管	○	サブプレッション・チェンバ	○	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○	高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○	高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○	高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○	屋外配管ダクト (タービン建物～排気筒)	○	取水設備 (取水槽)	○	タービン建物	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○	高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○	高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○	高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○	<p>・設備構成の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>対象機器は、地震 P R A においてモデル化している機器を記載</p>
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSS耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																																							
4 崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失 ⁹¹ 崩壊熱除去失敗	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II																																																																																							
			残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×																																																																																								
残留熱除去系逆止弁			○																																																																																										
残留熱除去系熱交換器			○																																																																																										
残留熱除去ポンプ			○																																																																																										
残留熱除去系電動弁 (ゲート)			○																																																																																										
残留熱除去系配管			○																																																																																										
残留熱除去系電動弁 (グループ)			○																																																																																										
サブプレッション・チェンバ			○																																																																																										
セラミックインシュレータ			×	△			運転状態 II																																																																																						
過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○	×																																																																																									
		高圧炉心スプレイ系逆止弁	○																																																																																										
		高圧炉心スプレイポンプ	○																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系配管	○																																																																																										
		サブプレッション・チェンバ	○																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル室送風機	○																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備空気だめ	○																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備ディーゼル燃料デイトンク	○																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料貯蔵タンク	○																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系配管	○																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送系逆止弁	○																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ	○																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○																																																																																										
		屋外配管ダクト (タービン建物～排気筒)	○																																																																																										
		取水設備 (取水槽)	○																																																																																										
		タービン建物	○																																																																																										
高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○																																																																																												
高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○																																																																																												
高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○																																																																																												
高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○																																																																																												
高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○																																																																																												
高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○																																																																																												

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>補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について</u> <u>(14 / 16)</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のS s耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="33">4 崩壊熱除去機能喪失</td> <td rowspan="21">過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗</td> <td rowspan="21">高圧炉心冷却失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系配管</td> <td>○</td> <td rowspan="21">×</td> <td rowspan="21"></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ストレナ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系直流母線盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系蓄電池</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系充電器盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系電動弁 (ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系電動弁 (グローブ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>230V 直流母線盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>230V 蓄電池</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>230V 充電器盤</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">崩壊熱除去失敗</td> <td rowspan="7">崩壊熱除去失敗</td> <td>残留熱除去系ポンプ室冷却機</td> <td>○</td> <td rowspan="7">×</td> <td rowspan="7"></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系電動弁 (ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系電動弁 (グローブ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 崩壊熱除去失敗</td> <td rowspan="5">外部電源喪失^① SRV再閉失敗 崩壊熱除去失敗</td> <td>セラミックインシュレータ</td> <td>×</td> <td>△</td> <td>運転状態 II</td> </tr> <tr> <td>透かし安全弁</td> <td>○</td> <td>×</td> <td></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ室冷却機</td> <td>○</td> <td rowspan="5">×</td> <td rowspan="5"></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系電動弁 (ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>残留熱除去系配管</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>残留熱除去系電動弁 (グローブ)</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>サブプレッション・チェンバ</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	4 崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○	×		高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○	高圧炉心スプレイ補機海水ストレナ	○	高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○	高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○	高圧炉心スプレイ系蓄電池	○	高圧炉心スプレイ系充電器盤	○	原子炉隔離時冷却系逆止弁	○	原子炉隔離時冷却系電動弁 (ゲート)	○	原子炉隔離時冷却系電動弁 (グローブ)	○	原子炉隔離時冷却系配管	○	原子炉隔離時冷却ポンプ	○	原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○	230V 直流母線盤	○	230V 蓄電池	○	230V 充電器盤	○	原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○	崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去失敗	残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×		残留熱除去系逆止弁	○	残留熱除去系熱交換器	○	残留熱除去系ポンプ	○	残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○	残留熱除去系配管	○	残留熱除去系電動弁 (グローブ)	○	過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失 ^① SRV再閉失敗 崩壊熱除去失敗	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II	透かし安全弁	○	×		残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×		残留熱除去系逆止弁	○	残留熱除去系熱交換器	○	残留熱除去系ポンプ	○	残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○				残留熱除去系配管	○						残留熱除去系電動弁 (グローブ)	○						サブプレッション・チェンバ	○			<p>・設備構成の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 対象機器は、地震 P R Aにおいてモデル化している機器を記載</p>
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のS s耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																																																								
4 崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗	高圧炉心冷却失敗	高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○	×																																																																																																									
			高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○																																																																																																										
			高圧炉心スプレイ補機海水ストレナ	○																																																																																																										
			高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○																																																																																																										
			高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○																																																																																																										
			高圧炉心スプレイ系蓄電池	○																																																																																																										
			高圧炉心スプレイ系充電器盤	○																																																																																																										
			原子炉隔離時冷却系逆止弁	○																																																																																																										
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (ゲート)	○																																																																																																										
			原子炉隔離時冷却系電動弁 (グローブ)	○																																																																																																										
			原子炉隔離時冷却系配管	○																																																																																																										
			原子炉隔離時冷却ポンプ	○																																																																																																										
			原子炉隔離時冷却ポンプ駆動用蒸気タービン	○																																																																																																										
			230V 直流母線盤	○																																																																																																										
			230V 蓄電池	○																																																																																																										
			230V 充電器盤	○																																																																																																										
			原子炉隔離時冷却系直流コントロールセンタ	○																																																																																																										
			崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去失敗			残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×																																																																																																					
							残留熱除去系逆止弁	○																																																																																																						
							残留熱除去系熱交換器	○																																																																																																						
							残留熱除去系ポンプ	○																																																																																																						
	残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○																																																																																																												
	残留熱除去系配管	○																																																																																																												
	残留熱除去系電動弁 (グローブ)	○																																																																																																												
	過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失 ^① SRV再閉失敗 崩壊熱除去失敗	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II																																																																																																								
			透かし安全弁	○	×																																																																																																									
			残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×																																																																																																									
			残留熱除去系逆止弁	○																																																																																																										
			残留熱除去系熱交換器	○																																																																																																										
	残留熱除去系ポンプ	○																																																																																																												
	残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○																																																																																																												
				残留熱除去系配管	○																																																																																																									
				残留熱除去系電動弁 (グローブ)	○																																																																																																									
			サブプレッション・チェンバ	○																																																																																																										

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 align="center"><u>補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について</u></p> <p align="center"><u>(1 5 / 1 6)</u></p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上のSs耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="30">4 崩壊熱除去機能喪失</td> <td rowspan="30">過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗 + 崩壊熱除去失敗</td> <td>外部電源喪失^①</td> <td>セラミックインシュレータ</td> <td>×</td> <td>△</td> <td rowspan="30">運転状態Ⅱ</td> </tr> <tr> <td>再閉失敗</td> <td>逃がし安全弁</td> <td>○</td> <td>×</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイポンプ室冷却機</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイ系逆止弁</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>高圧炉心スプレイポンプ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系配管</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル駆送風機</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>空気だめ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ディーゼル燃料デイトンク</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料貯蔵タンク</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料移送系配管</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料移送系逆止弁</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料移送ポンプ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>取水設備 (取水槽)</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>タービン建物</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系配管</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水系配管</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機海水ストレナ</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系直流母線盤</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系蓄電池</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系充電器盤</td> <td>○</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	4 崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失 ^①	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態Ⅱ	再閉失敗	逃がし安全弁	○	×	高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系逆止弁	○		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ	○		高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○		高圧炉心スプレイ系配管	○		サブプレッション・チェンバ	○		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル駆送風機	○		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		空気だめ	○		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		ディーゼル燃料デイトンク	○		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		燃料貯蔵タンク	○		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		燃料移送系配管	○		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		燃料移送系逆止弁	○		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○		燃料移送ポンプ	○		高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○		高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○		高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○		屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○		取水設備 (取水槽)	○		タービン建物	○		高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○		高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○		高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○		高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○		高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○		高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○		高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○		高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○		高圧炉心スプレイ補機海水ストレナ	○		高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○		高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○		高圧炉心スプレイ系蓄電池	○		高圧炉心スプレイ系充電器盤	○		<p>・設備構成の相違</p> <p>【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>対象機器は、地震 P R Aにおいてモデル化している機器を記載</p>
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上のSs耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																																																																																							
4 崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗 + 崩壊熱除去失敗	外部電源喪失 ^①	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態Ⅱ																																																																																																																																							
		再閉失敗	逃がし安全弁	○	×																																																																																																																																								
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ室冷却機	○																																																																																																																																									
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイ系逆止弁	○																																																																																																																																									
		高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	高圧炉心スプレイポンプ	○																																																																																																																																									
		高圧炉心スプレイ系電動弁 (ゲート)	○																																																																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系配管	○																																																																																																																																										
		サブプレッション・チェンバ	○																																																																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備非常用ディーゼル駆送風機	○																																																																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																																																										
		空気だめ	○																																																																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																																																										
		ディーゼル燃料デイトンク	○																																																																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																																																										
		燃料貯蔵タンク	○																																																																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																																																										
		燃料移送系配管	○																																																																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																																																										
		燃料移送系逆止弁	○																																																																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電設備	○																																																																																																																																										
		燃料移送ポンプ	○																																																																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用母線メタクラ	○																																																																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用母線変圧器	○																																																																																																																																										
		高圧炉心スプレイ系非常用コントロールセンタ	○																																																																																																																																										
		屋外配管ダクト (タービン建物~排気筒)	○																																																																																																																																										
		取水設備 (取水槽)	○																																																																																																																																										
		タービン建物	○																																																																																																																																										
		高圧炉心スプレイ補機冷却系逆止弁	○																																																																																																																																										
		高圧炉心スプレイ補機海水系逆止弁	○																																																																																																																																										
高圧炉心スプレイ補機冷却系熱交換器	○																																																																																																																																												
高圧炉心スプレイ補機冷却水ポンプ	○																																																																																																																																												
高圧炉心スプレイ補機海水ポンプ	○																																																																																																																																												
高圧炉心スプレイ補機海水系電動弁 (バタフライ)	○																																																																																																																																												
高圧炉心スプレイ補機冷却系配管	○																																																																																																																																												
高圧炉心スプレイ補機海水系配管	○																																																																																																																																												
高圧炉心スプレイ補機海水ストレナ	○																																																																																																																																												
高圧炉心スプレイ補機冷却系サージタンク	○																																																																																																																																												
高圧炉心スプレイ系直流母線盤	○																																																																																																																																												
高圧炉心スプレイ系蓄電池	○																																																																																																																																												
高圧炉心スプレイ系充電器盤	○																																																																																																																																												

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																																																																												
		補足 3-2 表 地震の従属事象としての適用性について (16 / 16)	・設備構成の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 対象機器は、地震 P R Aにおいてモデル化している機器を記載																																																																												
		<table border="1"> <thead> <tr> <th>類型化グループ</th> <th>事故シナリオ</th> <th>事象</th> <th>対象機器</th> <th>DB上の S s 耐震性</th> <th>地震の従属事象としての適用の有無</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="7">4 崩壊熱除去機能喪失</td> <td rowspan="7">過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (S R V 再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗 + 崩壊熱除去失敗</td> <td rowspan="7">崩壊熱除去失敗</td> <td>残留熱除去系ポンプ室冷却機</td> <td>○</td> <td rowspan="7">×</td> <td rowspan="7"></td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系逆止弁</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系電動弁 (ゲート)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系電動弁 (グローブ)</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>サブプレッション・チェンバ</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="11">5 原子炉停止機能喪失</td> <td rowspan="11">過渡事象 + 原子炉停止失敗</td> <td rowspan="11">外部電源喪失*1 原子炉停止失敗</td> <td>セラミックインシュレータ</td> <td>×</td> <td>△</td> <td rowspan="11">運転状態 II</td> </tr> <tr> <td>炉心支持板</td> <td>○</td> <td rowspan="10">×</td> </tr> <tr> <td>燃料集合体</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>制御棒案内管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>水圧制御ユニット</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動機構ハウジング</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>制御棒駆動系配管</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>炉心シュラウド</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>シュラウドサポート</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>上部格子板</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム</td> <td>○</td> <td></td> </tr> <tr> <td>6 L O C A 時注水機能喪失</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td></td> </tr> <tr> <td>7 格納容器バイパス (I S L O C A)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上の S s 耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考	4 崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (S R V 再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去失敗	残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×		残留熱除去系逆止弁	○	残留熱除去系熱交換器	○	残留熱除去系ポンプ	○	残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○	残留熱除去系配管	○	残留熱除去系電動弁 (グローブ)	○			サブプレッション・チェンバ	○			5 原子炉停止機能喪失	過渡事象 + 原子炉停止失敗	外部電源喪失*1 原子炉停止失敗	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II	炉心支持板	○	×	燃料集合体	○	制御棒案内管	○	水圧制御ユニット	○	制御棒駆動機構ハウジング	○	制御棒駆動系配管	○	炉心シュラウド	○	シュラウドサポート	○	上部格子板	○			制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム	○		6 L O C A 時注水機能喪失	-	-	-	-	-		7 格納容器バイパス (I S L O C A)	-	-	-	-	-
類型化グループ	事故シナリオ	事象	対象機器	DB上の S s 耐震性	地震の従属事象としての適用の有無	備考																																																																									
4 崩壊熱除去機能喪失	過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (S R V 再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去失敗	残留熱除去系ポンプ室冷却機	○	×																																																																										
			残留熱除去系逆止弁	○																																																																											
			残留熱除去系熱交換器	○																																																																											
			残留熱除去系ポンプ	○																																																																											
			残留熱除去系電動弁 (ゲート)	○																																																																											
			残留熱除去系配管	○																																																																											
			残留熱除去系電動弁 (グローブ)	○																																																																											
		サブプレッション・チェンバ	○																																																																												
5 原子炉停止機能喪失	過渡事象 + 原子炉停止失敗	外部電源喪失*1 原子炉停止失敗	セラミックインシュレータ	×	△	運転状態 II																																																																									
			炉心支持板	○	×																																																																										
			燃料集合体	○																																																																											
			制御棒案内管	○																																																																											
			水圧制御ユニット	○																																																																											
			制御棒駆動機構ハウジング	○																																																																											
			制御棒駆動系配管	○																																																																											
			炉心シュラウド	○																																																																											
			シュラウドサポート	○																																																																											
			上部格子板	○																																																																											
							制御棒駆動機構ハウジングレストレントビーム	○																																																																							
6 L O C A 時注水機能喪失	-	-	-	-	-																																																																										
7 格納容器バイパス (I S L O C A)	-	-	-	-	-																																																																										
		※1 過渡事象を代表する起因事象として外部電源喪失を設定。 【凡例】 D B 上の S s 耐震性 ○：有 ×：無 地震の従属事象としての適用の有無 ○：地震の従属事象であり、地震と組合せ評価が必要なもの。 △：地震の従属事象であるが、他の事象で代表され地震と組合せ評価が不要なもの。 ×：地震の従属事象でないもの。																																																																													

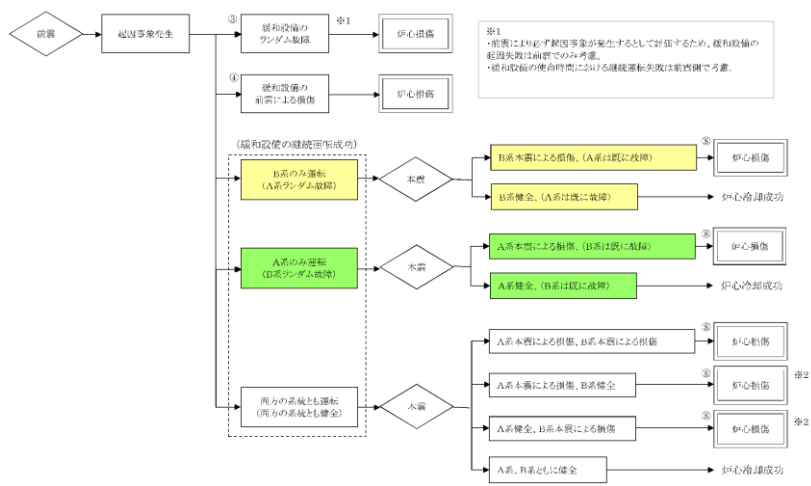
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																																												
<p>3. 確率論的な考察</p> <p>2. のとおり、SA施設の耐震設計の荷重の組合せにおいて、確定論の観点から運転状態Vは地震の独立事象として取り扱うこととしている。</p> <p>このことについて参考のため、確率論的な観点から考察すると、S s相当 (1209Gal※) までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、緩和設備のランダム故障を除いた¹⁾炉心損傷頻度 (CDF) であって、SA施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は、SA施設を考慮した場合のPRA評価を実施した結果、約8.2×10^{-8}/炉年となった。</p> <p>※ 大湊側でのS sの最大加速度 (解放基盤表面)</p> <p>¹⁾ 地震損傷とランダム故障の組合せによる炉心損傷シナリオについては、保守的に除かないものとした。</p> <p>補足3.3表 DB条件を超える事故シーケンスに対するCDF</p> <table border="1" data-bbox="163 945 905 1375"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <th>DB条件を超える事故シーケンス</th> <th>CDF</th> <th>合計</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗</td> <td>1.3E-09</td> <td rowspan="14">8.2E-08</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+SRV再開失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗</td> <td>5.7E-10</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">全交流動力電源喪失</td> <td>全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)</td> <td>2.4E-08</td> </tr> <tr> <td>全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +SRV再開失敗</td> <td>5.6E-09</td> </tr> <tr> <td>全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +RCIC失敗</td> <td>3.0E-08</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+直流電源喪失</td> <td>6.9E-09</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">崩壊熱除去機能喪失</td> <td>過渡事象+崩壊熱除去失敗</td> <td>4.8E-09</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+SRV再開失敗+崩壊熱除去失敗</td> <td>1.9E-11</td> </tr> <tr> <td>LOCA+崩壊熱除去失敗</td> <td>1.4E-09</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス+崩壊熱除去失敗</td> <td>4.0E-14</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉停止機能喪失</td> <td>全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +崩壊熱除去失敗</td> <td>3.6E-09</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+原子炉停止失敗</td> <td>3.4E-16</td> </tr> <tr> <td>大LOCA+原子炉停止失敗</td> <td>1.7E-17</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス+原子炉停止失敗</td> <td>4.3E-20</td> </tr> <tr> <td>LOCA時注水機能喪失</td> <td>大LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗</td> <td>4.2E-09</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>性能目標のCDF (10^{-4}/炉年) に対して1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、8.2×10^{-8}/炉年はこれを大きく下回り、S s相当までの</p>	事故シーケンスグループ	DB条件を超える事故シーケンス	CDF	合計	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	1.3E-09	8.2E-08	過渡事象+SRV再開失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	5.7E-10	全交流動力電源喪失	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)	2.4E-08	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +SRV再開失敗	5.6E-09	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +RCIC失敗	3.0E-08	外部電源喪失+直流電源喪失	6.9E-09	崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+崩壊熱除去失敗	4.8E-09	過渡事象+SRV再開失敗+崩壊熱除去失敗	1.9E-11	LOCA+崩壊熱除去失敗	1.4E-09	格納容器バイパス+崩壊熱除去失敗	4.0E-14	原子炉停止機能喪失	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +崩壊熱除去失敗	3.6E-09	過渡事象+原子炉停止失敗	3.4E-16	大LOCA+原子炉停止失敗	1.7E-17	格納容器バイパス+原子炉停止失敗	4.3E-20	LOCA時注水機能喪失	大LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	4.2E-09		<p>3. 確率論的な考察</p> <p>2. のとおり、SA施設の耐震設計の荷重の組合せにおいて、確定論の観点から運転状態Vは地震の独立事象として取り扱うこととしている。</p> <p>このことについて、参考のため確率論的な観点から考察すると、S s相当 (1.03G) までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、緩和設備のランダム故障を除いた^{※1)}炉心損傷頻度 (CDF) であって、SA施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は、一部のSA施設を考慮した場合のPRAを実施した結果、約3.7×10^{-7}/炉年となった。</p> <p>※1) 地震損傷とランダム故障の組合せによる炉心損傷シナリオについては、保守的に除かないものとした。</p> <p>補足第3-3表 DB条件を超える事故シーケンスに対するCDF</p> <table border="1" data-bbox="958 945 1700 1701"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <th>DB条件を超える事故シーケンス</th> <th>CDF (／炉年)</th> <th>合計 (／炉年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</td> <td>4.2E-11</td> <td rowspan="14">3.7E-07</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+逃がし安全弁再開鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</td> <td>3.8E-12</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">全交流動力電源喪失</td> <td>外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 (蓄電池枯渇後RCIC停止)</td> <td>1.2E-09</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+直流電源喪失+高圧炉心冷却失敗</td> <td>7.7E-08</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗</td> <td>2.2E-11</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再開鎖失敗+HPCS失敗</td> <td>6.4E-12</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">崩壊熱除去機能喪失</td> <td>過渡事象+RHR失敗</td> <td>1.4E-07</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+逃がし安全弁再開鎖失敗+RHR失敗</td> <td>7.1E-10</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+DG失敗 (HPCS成功)</td> <td>1.3E-08</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再開鎖失敗 (HPCS成功)</td> <td>6.9E-11</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉停止機能喪失</td> <td>外部電源喪失+直流電源喪失 (HPCS成功)</td> <td>1.2E-07</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+原子炉停止失敗</td> <td>2.9E-09</td> </tr> <tr> <td>直流電源喪失+原子炉停止失敗</td> <td>4.2E-11</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">-</td> <td>交流電源喪失+原子炉停止失敗</td> <td>3.1E-12</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋損傷</td> <td>4.9E-10</td> </tr> <tr> <td>格納容器損傷</td> <td>5.6E-12</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器損傷</td> <td>2.0E-08</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス</td> <td>2.1E-10</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (Excessive LOCA)</td> <td>3.9E-12</td> </tr> <tr> <td>計装・制御系喪失</td> <td>1.7E-14</td> </tr> </tbody> </table> <p>性能目標のCDF (10^{-4}/炉年) に対して1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、3.7×10^{-7}/炉年はこれを下回り、S s相当までの</p>	事故シーケンスグループ	DB条件を超える事故シーケンス	CDF (／炉年)	合計 (／炉年)	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	4.2E-11	3.7E-07	過渡事象+逃がし安全弁再開鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	3.8E-12	全交流動力電源喪失	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 (蓄電池枯渇後RCIC停止)	1.2E-09	外部電源喪失+直流電源喪失+高圧炉心冷却失敗	7.7E-08	外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	2.2E-11	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再開鎖失敗+HPCS失敗	6.4E-12	崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+RHR失敗	1.4E-07	過渡事象+逃がし安全弁再開鎖失敗+RHR失敗	7.1E-10	外部電源喪失+DG失敗 (HPCS成功)	1.3E-08	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再開鎖失敗 (HPCS成功)	6.9E-11	原子炉停止機能喪失	外部電源喪失+直流電源喪失 (HPCS成功)	1.2E-07	過渡事象+原子炉停止失敗	2.9E-09	直流電源喪失+原子炉停止失敗	4.2E-11	-	交流電源喪失+原子炉停止失敗	3.1E-12	原子炉建屋損傷	4.9E-10	格納容器損傷	5.6E-12	原子炉圧力容器損傷	2.0E-08	格納容器バイパス	2.1E-10	原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (Excessive LOCA)	3.9E-12	計装・制御系喪失	1.7E-14	<p>3. 確率論的な考察</p> <p>2. のとおり、SA施設の耐震設計の荷重の組合せにおいて、確定論の観点から運転状態Vは地震の独立事象として取り扱うこととしている。</p> <p>このことについて参考のため、確率論的な観点から考察すると、S s相当 (820gal) までの地震力により炉心損傷に至る事故シーケンスについて、緩和設備のランダム故障を除いた^{※1)}炉心損傷頻度 (CDF) であって、SA施設による対策の有効性の評価がDB条件を超えるものの累積値は、一部のSA施設を考慮した場合のPRA評価を実施した結果、約1.0×10^{-7}/炉年となった。</p> <p>※1) 地震損傷とランダム故障の組合せによる炉心損傷シナリオについては、保守的に除かないものとした。</p> <p>補足3-3表 DB条件を超える事故シーケンスに対するCDF</p> <table border="1" data-bbox="1748 924 2490 1428"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <th>DB条件を超える事故シーケンス</th> <th>CDF (／炉年)</th> <th>合計 (／炉年)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</td> <td>3.3E-09</td> <td rowspan="14">1.0E-07</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再開) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗+低圧炉心冷却失敗</td> <td>3.1E-11</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">全交流動力電源喪失</td> <td>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>3.1E-08</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗</td> <td>2.3E-09</td> </tr> <tr> <td>外部電源喪失+直流電源喪失+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>2.8E-11</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+圧力バウンダリ健全性 (SRV再開) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗</td> <td>1.5E-10</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">崩壊熱除去機能喪失</td> <td>過渡事象+崩壊熱除去機能失敗</td> <td>6.2E-08</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗</td> <td>8.5E-10</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再開) 失敗+崩壊熱除去失敗</td> <td>1.6E-10</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉停止機能喪失</td> <td>過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再開) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗+崩壊熱除去失敗</td> <td>2.6E-11</td> </tr> <tr> <td>過渡事象+原子炉停止失敗</td> <td>1.3E-10</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+原子炉停止失敗</td> <td>1.2E-11</td> </tr> </tbody> </table> <p>性能目標のCDF (10^{-4}/炉年) に対して1%を下回る頻度の事象は、目標に対して影響がないといえるくらい小さい値と見なすことができ、1.0×10^{-7}/炉年はこれを大きく下回り、S s相当までの</p>	事故シーケンスグループ	DB条件を超える事故シーケンス	CDF (／炉年)	合計 (／炉年)	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	3.3E-09	1.0E-07	過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再開) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗+低圧炉心冷却失敗	3.1E-11	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	3.1E-08	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗	2.3E-09	外部電源喪失+直流電源喪失+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	2.8E-11	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+圧力バウンダリ健全性 (SRV再開) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	1.5E-10	崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+崩壊熱除去機能失敗	6.2E-08	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗	8.5E-10	過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再開) 失敗+崩壊熱除去失敗	1.6E-10	原子炉停止機能喪失	過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再開) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗+崩壊熱除去失敗	2.6E-11	過渡事象+原子炉停止失敗	1.3E-10	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+原子炉停止失敗	1.2E-11	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 地震動の相違【柏崎6/7, 東海第二】 地震動の相違【柏崎6/7】 柏崎サイトでは、大湊側、荒浜側の2種類のS sを評価しているため、対象となるS sを記載 解析結果の相違【柏崎6/7, 東海第二】 東海第二では、保守的に炉心損傷直結事象を含めた結果を記載
事故シーケンスグループ	DB条件を超える事故シーケンス	CDF	合計																																																																																																																												
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	1.3E-09	8.2E-08																																																																																																																												
	過渡事象+SRV再開失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	5.7E-10																																																																																																																													
全交流動力電源喪失	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)	2.4E-08																																																																																																																													
	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +SRV再開失敗	5.6E-09																																																																																																																													
	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +RCIC失敗	3.0E-08																																																																																																																													
	外部電源喪失+直流電源喪失	6.9E-09																																																																																																																													
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+崩壊熱除去失敗	4.8E-09																																																																																																																													
	過渡事象+SRV再開失敗+崩壊熱除去失敗	1.9E-11																																																																																																																													
	LOCA+崩壊熱除去失敗	1.4E-09																																																																																																																													
	格納容器バイパス+崩壊熱除去失敗	4.0E-14																																																																																																																													
原子炉停止機能喪失	全交流電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失) +崩壊熱除去失敗	3.6E-09																																																																																																																													
	過渡事象+原子炉停止失敗	3.4E-16																																																																																																																													
	大LOCA+原子炉停止失敗	1.7E-17																																																																																																																													
	格納容器バイパス+原子炉停止失敗	4.3E-20																																																																																																																													
LOCA時注水機能喪失	大LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗	4.2E-09																																																																																																																													
事故シーケンスグループ	DB条件を超える事故シーケンス	CDF (／炉年)	合計 (／炉年)																																																																																																																												
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	4.2E-11	3.7E-07																																																																																																																												
	過渡事象+逃がし安全弁再開鎖失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	3.8E-12																																																																																																																													
全交流動力電源喪失	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 (蓄電池枯渇後RCIC停止)	1.2E-09																																																																																																																													
	外部電源喪失+直流電源喪失+高圧炉心冷却失敗	7.7E-08																																																																																																																													
	外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	2.2E-11																																																																																																																													
	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再開鎖失敗+HPCS失敗	6.4E-12																																																																																																																													
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+RHR失敗	1.4E-07																																																																																																																													
	過渡事象+逃がし安全弁再開鎖失敗+RHR失敗	7.1E-10																																																																																																																													
	外部電源喪失+DG失敗 (HPCS成功)	1.3E-08																																																																																																																													
	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再開鎖失敗 (HPCS成功)	6.9E-11																																																																																																																													
原子炉停止機能喪失	外部電源喪失+直流電源喪失 (HPCS成功)	1.2E-07																																																																																																																													
	過渡事象+原子炉停止失敗	2.9E-09																																																																																																																													
	直流電源喪失+原子炉停止失敗	4.2E-11																																																																																																																													
-	交流電源喪失+原子炉停止失敗	3.1E-12																																																																																																																													
	原子炉建屋損傷	4.9E-10																																																																																																																													
	格納容器損傷	5.6E-12																																																																																																																													
	原子炉圧力容器損傷	2.0E-08																																																																																																																													
	格納容器バイパス	2.1E-10																																																																																																																													
	原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (Excessive LOCA)	3.9E-12																																																																																																																													
	計装・制御系喪失	1.7E-14																																																																																																																													
事故シーケンスグループ	DB条件を超える事故シーケンス	CDF (／炉年)	合計 (／炉年)																																																																																																																												
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	3.3E-09	1.0E-07																																																																																																																												
	過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再開) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗+低圧炉心冷却失敗	3.1E-11																																																																																																																													
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	3.1E-08																																																																																																																													
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗	2.3E-09																																																																																																																													
	外部電源喪失+直流電源喪失+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	2.8E-11																																																																																																																													
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+圧力バウンダリ健全性 (SRV再開) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗	1.5E-10																																																																																																																													
崩壊熱除去機能喪失	過渡事象+崩壊熱除去機能失敗	6.2E-08																																																																																																																													
	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+崩壊熱除去失敗	8.5E-10																																																																																																																													
	過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再開) 失敗+崩壊熱除去失敗	1.6E-10																																																																																																																													
原子炉停止機能喪失	過渡事象+圧力バウンダリ健全性 (SRV再開) 失敗+高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗+崩壊熱除去失敗	2.6E-11																																																																																																																													
	過渡事象+原子炉停止失敗	1.3E-10																																																																																																																													
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+原子炉停止失敗	1.2E-11																																																																																																																													

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>地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。従って、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。</p>	<p>の地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。</p>	<p>での地震力によりDB条件を超える運転状態Vの発生確率は極めて低いと考えられる。したがって、SA施設に対する耐震設計における荷重の組合せの検討において、運転状態Vが地震によって引き起こされるおそれがないとして扱うことは妥当と考える。</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>(参考) 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出</p> <p>1 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出方法</p> <p>1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価</p> <p>地震PRAにおいては, 前震, 本震全体を考慮した評価方法はないことから, 1回の地震による評価を2回使用することで前震, 本震を考慮することとする。評価方法の概念図を参考1.1-1図に示す。</p> <p>以上より結果として前震, 本震による炉心損傷頻度は, 以下の式で表すことができる。 $A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$</p> <p>参考1.1.1 図 本震前に前震を考慮した場合の評価方法</p>	<p>(参考) 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出</p> <p>1 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出方法</p> <p>1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価</p> <p>地震PRAにおいては, 前震, 本震全体を考慮した評価方法はないことから, 1回の地震による評価を2回使用することで前震, 本震を考慮することとする。評価方法の概念図を参考第1.1-1図に示す。</p> <p>以上より結果として前震, 本震による炉心損傷頻度は, 以下の式で表すことができる。 $A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$</p> <p>参考第1.1-1 図 本震前に前震を考慮した場合の評価方法</p>	<p>(参考) 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出</p> <p>1 余震, 前震を考慮した炉心損傷頻度の算出方法</p> <p>1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価</p> <p>地震PRAにおいては, 前震, 本震全体を考慮した評価方法はないことから, 1回の地震による評価を2回使用することで前震, 本震を考慮することとする。評価方法の概念図を参考1.1-1図に示す。</p> <p>以上より結果として前震, 本震による炉心損傷頻度は, 以下の式で表すことができる。 $A/\text{炉年} + B/\text{炉年} + B/\text{炉年}$</p> <p>参考1.1-1 図 本震前に前震を考慮した場合の評価方法</p>	

次に考慮すべきケースの網羅性についての検討結果を示す。
 緩和設備は冗長性を有するが、地震PRAでは冗長設備は同時に損傷するとして評価しているため、1つの系統が機器損傷し、残りの系統が健全となるケースは考慮せず、1つの設備が損傷する確率で全台の当該設備が損傷に至るものとして保守的に評価している。

そのため、緩和設備の状態について考えられる全ての組合せを抽出し、現行の地震PRAでどのように整理されるかを考慮した。なお、以下は2つの系統で冗長化されている系統の場合について代表して記載する(3つの系統で冗長化されている場合も同様の整理となる)。



前震及び前震後の本震による緩和設備の状態の組合せを次に示す。

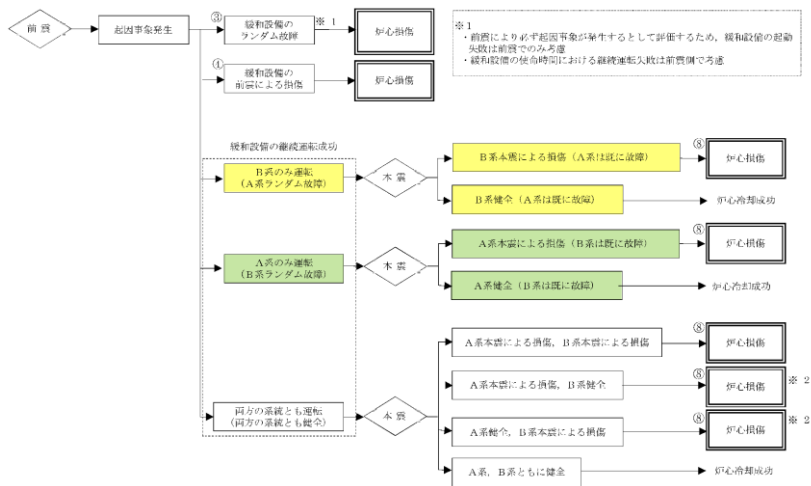
前震による緩和設備の状態の組合せ		前震後の本震による緩和設備の状態の組合せ	
A系	B系	A系	B系
ランダム故障(前震)	ランダム故障(前震)	ランダム故障(前震)	○(健全)
ランダム故障(前震)	前震による機器損傷	ランダム故障(前震)	本震による機器損傷
前震による機器損傷	ランダム故障(前震)	本震による機器損傷	ランダム故障(前震)
前震による機器損傷	前震による機器損傷	○(健全)	ランダム故障(前震)
○(健全)	前震による機器損傷	本震による機器損傷	本震による機器損傷
ランダム故障(前震)	○(健全)	○(健全)	本震による機器損傷
○(健全)	ランダム故障(前震)	○(健全)	ランダム故障(前震)
○(健全)	○(健全)	○(健全)	○(健全)

※2 緩和設備の状態は、理論上、上記の組合せが考えられるが、地震PRAでは冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、片方の系統が機器損傷しもう一方の系統が健全となるケースは考慮せず、1つの機器が損傷することで伊心損傷に至るものとして保守的に評価している。

○前震による緩和設備の状態の組合せは、緩和設備の状態(ランダム故障、地震による機器損傷、健全)の9通りの全ての組合せを考慮。

次に考慮すべきケースの網羅性についての検討結果を示す。
 緩和設備は冗長性を有するが、地震PRAでは冗長設備は同時に損傷するとして評価しているため、1つの系統が機器損傷し、残りの系統が健全となるケースは考慮せず、1つの設備が損傷する確率で全台の当該設備が損傷に至るものとして保守的に評価している。

そのため、緩和設備の状態について考えられる全ての組合せを抽出し、現行の地震PRAでどのように整理されるかを考慮した。なお、以下は2つの系統で冗長化されている系統の場合について代表して記載する(3つの系統で冗長化されている場合も同様の整理となる)。



前震及び前震後の本震による緩和設備の状態の組合せを次に示す。

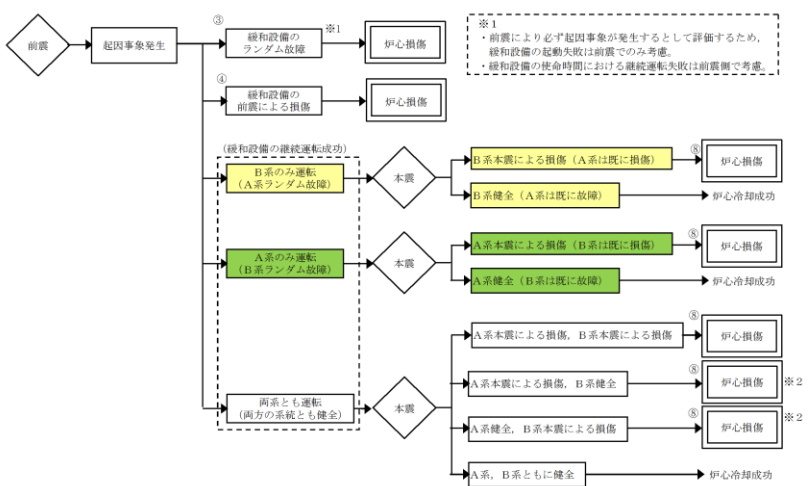
前震による緩和設備の状態の組合せ		前震後の本震による緩和設備の状態の組合せ	
A系	B系	A系	B系
ランダム故障(前震)	ランダム故障(前震)	ランダム故障(前震)	○(健全)
ランダム故障(前震)	前震による機器損傷	ランダム故障(前震)	本震による機器損傷
前震による機器損傷	ランダム故障(前震)	本震による機器損傷	ランダム故障(前震)
前震による機器損傷	前震による機器損傷	○(健全)	ランダム故障(前震)
○(健全)	前震による機器損傷	本震による機器損傷	本震による機器損傷
ランダム故障(前震)	○(健全)	○(健全)	本震による機器損傷
○(健全)	ランダム故障(前震)	○(健全)	ランダム故障(前震)
○(健全)	○(健全)	○(健全)	○(健全)

※2 緩和設備の状態は、理論上、上記の組合せが考えられるが、地震PRAでは冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、片方の系統が機器損傷しもう一方の系統が健全となるケースは考慮せず、1つの機器が損傷することで伊心損傷に至るものとして保守的に評価している。

○前震による緩和設備の状態の組合せは、緩和設備の状態(ランダム故障、地震による機器損傷、健全)の9通りの全ての組合せを考慮。

次に考慮すべきケースの網羅性についての検討結果を示す。
 緩和設備は冗長性を有するが、地震PRAでは冗長設備は同時に損傷するとして評価しているため、1つの系統が機器損傷し、残りの系統が健全となるケースは考慮せず、1つの設備が損傷する確率で全台の当該設備が損傷に至るものとして保守的に評価している。

そのため、緩和設備の状態について考えられる全ての組合せを抽出し、現行の地震PRAでどのように整理されるかを考慮した。なお、以下は2つの系統で冗長化されている系統の場合について代表して記載する(3つの系統で冗長化されている場合も同様の整理となる)。



前震及び前震後の本震による緩和設備の状態の組合せを次に示す。

前震による緩和設備の状態の組合せ		前震後の本震による緩和設備の状態の組合せ	
A系	B系	A系	B系
ランダム故障(前震)	ランダム故障(前震)	ランダム故障(前震)	○(健全)
ランダム故障(前震)	前震による機器損傷	ランダム故障(前震)	本震による機器損傷
前震による機器損傷	ランダム故障(前震)	本震による機器損傷	ランダム故障(前震)
前震による機器損傷	前震による機器損傷	○(健全)	ランダム故障(前震)
○(健全)	前震による機器損傷	本震による機器損傷	本震による機器損傷
ランダム故障(前震)	○(健全)	○(健全)	本震による機器損傷
○(健全)	ランダム故障(前震)	○(健全)	ランダム故障(前震)
○(健全)	○(健全)	○(健全)	○(健全)

※2 緩和設備の状態は、理論上、上記の組合せが考えられるが、地震PRAでは冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、片方の系統が機器損傷しもう一方の系統が健全となるケースは考慮せず、1つの機器が損傷することで伊心損傷に至るものとして保守的に評価している。

○前震による緩和設備の状態の組合せは、緩和設備の状態(ランダム故障、地震による機器損傷、健全)の9通りの全ての組合せを考慮。

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>○冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、「ランダム故障と地震による機器損傷」「片方の系統のみ地震により機器損傷」のケースについては、「両方の系統とも地震により損傷」として整理。</p> <p>○緩和設備が「両方の系統ともランダム故障」のケースはランダム故障として整理</p> <p>○前震後の本震による緩和設備の状態の組合せは、前震後に健全な系統の緩和設備が本震により損傷するか否かの組合せであり、8通り全ての組合せを想定。</p> <p>○ランダム故障は前震側で考慮しているため、前震と前震後の本震による緩和設備の状態の組合せについては、「両方の系統ともランダム故障」となる組合せを除き、前震とその後の本震で同じ組合せとなった。</p> <p>○そのため、地震規模を同程度とすると、地震により機器が損傷する確率は前震と本震で同程度となる。</p> <p>1.2 本震後の余震を考慮した場合の影響について 地震PRAにおいては、本震、余震全体を考慮した計算方法はないことから、「本震前に前震を考慮した場合」と同様に1回の地震による評価を2回用いることで本震、余震を考慮することとし、影響の検討を行う。</p> <p>また、想定する地震規模として、本震及び余震の地震加速度を120Galから1209Galの全ての地震による影響を考慮して組み合わせる場合、「(4)本震前に前震を考慮した場合の影響」においても前震及び本震の地震加速度を120Galから1209Galの全ての地震による影響を考慮して組み合わせていることを踏まえると、前震を本震に、本震を余震に読み替えることで同じ影響を評価することとなる。</p> <p>以上より本震、余震による炉心損傷頻度は、 $A/炉年 + B/炉年 + B/炉年$ で算出される</p> <p>2 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果 2.1 S s相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積の算出結果 地震PRAにおいては、本震による影響のみを評価しているが、算出したS s相当(1209Gal)までの本震による全炉心損傷頻度は120Gal*からS s相当である1209Galまでの地震による影響を累積した評価であり、緩和設備のランダム故障が重畳することで炉心</p>	<p>○冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、「ランダム故障と地震による機器損傷」「片方の系統のみ地震により機器損傷」のケースについては、「両方の系統とも地震により損傷」として整理。</p> <p>○緩和設備が「両方の系統ともランダム故障」のケースはランダム故障として整理。</p> <p>○前震後の本震による緩和設備の状態の組合せは、前震後に健全な系統の緩和設備が本震により損傷するか否かの組合せであり、8通り全ての組合せを想定。</p> <p>○ランダム故障は前震側で考慮しているため、前震と前震後の本震による緩和設備の状態の組合せについては、「両方の系統ともランダム故障」となる組合せを除き、前震とその後の本震で同じ組合せとなった。</p> <p>○そのため、地震規模を同程度とすると、地震により機器が損傷する確率は前震と本震で同程度となる。</p> <p>1.2 本震後の余震を考慮した場合の影響について 地震PRAにおいては、本震、余震全体を考慮した計算方法はないことから、「本震前に前震を考慮した場合」と同様に1回の地震による評価を2回用いることで本震、余震を考慮することとし、影響の検討を行う。</p> <p>また、想定する地震規模として、本震及び余震の地震加速度を0.16G から 1.03G の全ての地震による影響を考慮して組み合わせる場合、「1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価」においても前震及び本震の地震加速度を 0.16G から 1.03G の全ての地震による影響を考慮して組み合わせていることを踏まえると、前震を本震に、本震を余震に読み替えることで同じ影響を評価することとなる。</p> <p>以上より本震、余震による炉心損傷頻度は、次式で算出される。 $A/炉年 + B/炉年 + B/炉年$</p> <p>2 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果 2.1 S s相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積の算出結果 地震PRAにおいては、本震による影響のみを評価しているが、算出したS s相当(1.03G)までの本震による全炉心損傷頻度は0.16G からS s相当である 1.03G までの地震による影響を累積した評価であり、緩和設備のランダム故障が重畳することで炉心損</p>	<p>○冗長設備は同時に損傷するとして評価するため、「ランダム故障と地震による機器損傷」「片方の系統のみ地震により機器損傷」のケースについては、「両方の系統とも地震により損傷」として整理。</p> <p>○緩和設備が「両方の系統ともランダム故障」のケースはランダム故障として整理。</p> <p>○前震後の本震による緩和設備の状態の組合せは、前震後に健全な系統の緩和設備が本震により損傷するか否かの組合せであり、8通り全ての組合せを想定。</p> <p>○ランダム故障は前震側で考慮しているため、前震と前震後の本震による緩和設備の状態の組合せについては、「両方の系統ともランダム故障」となる組合せを除き、前震とその後の本震で同じ組合せとなった。</p> <p>○そのため、地震規模を同程度とすると、地震により機器が損傷する確率は前震と本震で同程度となる。</p> <p>1.2 本震後の余震を考慮した場合の影響について 地震PRAにおいては、本震、余震全体を考慮した計算方法はないことから、「本震前に前震を考慮した場合」と同様に1回の地震による評価を2回用いることで本震、余震を考慮することとし、影響の検討を行う。</p> <p>また、想定する地震規模として、本震及び余震の地震加速度を0gal から 820gal の全ての地震による影響を考慮して組み合わせる場合、「1.1 本震前に前震を考慮した場合の影響評価」においても前震及び本震の地震加速度を 0gal から 820gal の全ての地震による影響を考慮して組み合わせていることを踏まえると、前震を本震に、本震を余震に読み替えることで同じ影響を評価することとなる。</p> <p>以上より、本震、余震による炉心損傷頻度は、 $A/炉年 + B/炉年 + B/炉年$ で算出される。</p> <p>2. 余震、前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果 2.1 S s相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積の算出結果 地震PRAにおいては、本震による影響のみを評価しているが、算出したS s相当(820gal)までの本震による全炉心損傷頻度は0gal からS s相当である 820gal までの地震による影響を累積した評価であり、緩和設備のランダム故障が重畳することで炉心損</p>	<p>・地震動の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉では、地震加速度の下限を 0gal として外部電源喪失の発生を評価している。以降、同様な相違については記載省略</p> <p>・地震動の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</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>損傷に至るケースが含まれている。</p> <p>S s 相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積は約 1.2×10^{-7}/炉年であり、そのうち緩和設備のランダム故障によるものが約 2.5×10^{-8}/炉年、緩和設備の地震による損傷によるものが約 9.5×10^{-8}/炉年である。</p> <p>※地震PRAの評価対象範囲の地震加速度（解放基盤表面における）の下限値。</p> <p>① 前震 ② 起因事象発生 ③ 緩和設備のランダム故障 120～1209galの地震による累積：A/炉年 ④ 緩和設備の地震による損傷 120～1209galの地震による累積：B/炉年 ⑤ 緩和設備の継続運転成功 (⇒炉心冷却成功)</p> <p>最大加速度120～1209galの全ての地震による影響を考慮</p> <p>2.2 余震，前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果</p> <p>2.1項の算出結果を用い，1.2項及び1.3項の算出式で，評価を行った。</p> <p>A/炉年 + B/炉年 + B/炉年 $\approx 2.5 \times 10^{-8}$/炉年 + 9.5×10^{-8}/炉年 + 9.5×10^{-8}/炉年 $\approx 2.2 \times 10^{-7}$/炉年</p> <p>以上の算出結果から，余震，前震を考慮した炉心損傷頻度は約 2.2×10^{-7}/炉年と非常に低い値となる。</p>	<p>傷に至るケースが含まれている。</p> <p>S s 相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積は約 4.1×10^{-7}/炉年であり、そのうち緩和設備のランダム故障によるものが約 3.5×10^{-8}/炉年、緩和設備の地震による損傷によるものが約 3.7×10^{-7}/炉年である。</p> <p>① 前震 ② 起因事象発生 ③ 緩和設備のランダム故障 0.16～1.03Gの地震による累計：A/炉年 ④ 緩和設備の地震による損傷 0.16～1.03Gの地震による累計：B/炉年 ⑤ 緩和設備の継続運転成功 (⇒炉心冷却成功)</p> <p>●前震は本震より小さいが，ここでは保守的に0.16～1.03Gの全てを考慮</p> <p>2.2 余震，前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果</p> <p>2.1項の算出結果を用い，1.2項及び1.3項の算出式で，評価を行った。</p> <p>A/炉年 + B/炉年 + B/炉年 $\approx 3.5 \times 10^{-8}$/炉年 + 3.7×10^{-7}/炉年 + 3.7×10^{-7}/炉年 $\approx 7.8 \times 10^{-7}$/炉年</p> <p>以上の算出結果から，余震，前震を考慮した炉心損傷頻度は約 7.8×10^{-7}/炉年と非常に低い値となる。</p>	<p>傷に至るケースが含まれている。</p> <p>S s 相当までの本震による全炉心損傷頻度の累積は約 3.3×10^{-7}/炉年であり、そのうち緩和設備のランダム故障によるものが約 5.5×10^{-9}/炉年、緩和設備の地震による損傷によるものが約 3.3×10^{-7}/炉年である。</p> <p>① 本震 起因事象発生 緩和設備のランダム故障 0～820galの地震による累積：A/炉年 緩和設備の地震による損傷 0～820galの地震による累積：B/炉年 緩和設備の継続運転成功 (⇒炉心冷却成功)</p> <p>最大加速度0～820galの全ての地震による影響を考慮</p> <p>2.2 余震，前震を考慮した炉心損傷頻度の算出結果</p> <p>2.1項の算出結果を用い，1.1項及び1.2項の算出式で評価を行った。</p> <p>A/炉年 + B/炉年 + B/炉年 $\approx 5.5 \times 10^{-9}$/炉年 + 3.3×10^{-7}/炉年 + 3.3×10^{-7}/炉年 $\approx 6.6 \times 10^{-7}$/炉年</p> <p>以上の算出結果から，余震，前震を考慮した炉心損傷頻度は約 6.6×10^{-7}/炉年と非常に低い値となる。</p>	

補足4

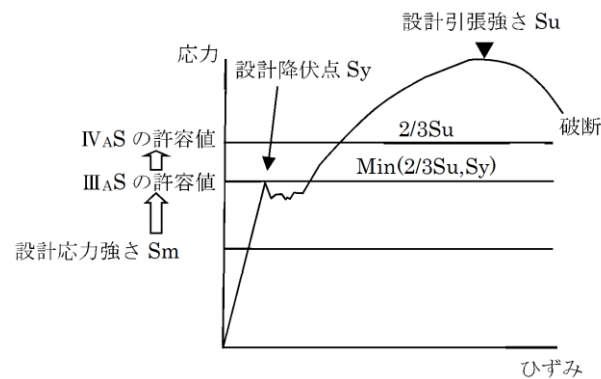
(補足4) DBAによる履歴を考慮しなくてよい理由
 6.1~6.4項において、運転状態 I~IV と S_s の組合せにおいて適用するとして許容応力状態 IV_AS の適用性について、以下のとおり検討した。
 JEAG4601に記載される IV_AS は、材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態であり、IV_AS における許容応力は、設計引張強さ Su 又は設計降伏点 Sy に一定の係数を乗じて設定するものである。
 例として、クラス1容器及びクラスMC容器の許容応力を補足4.1表及び補足4.2表に、応力-ひずみ線図と許容応力の関係を補足4.1図にそれぞれ示す。
 補足4.1表、4.2表及び補足4.1図より、IV_AS は、破断延性限界に対して十分な余裕を有し、S_s に対する安全機能を損なうおそれのない要件を十分満足できるものである。

補足4.1表 クラス1容器の許容応力

許容応力状態	1次一般膜応力	1次膜応力+1次曲げ応力	備考
III _A S	Min(2/3Su, Sy)	左欄の1.5倍の値	
IV _A S	2/3Su	左欄の1.5倍の値	

補足4.2表 クラスMC容器の許容応力

許容応力状態	1次一般膜応力	1次膜応力+1次曲げ応力	備考
III _A S	Min(0.6Su, Sy)	左欄の1.5倍の値	
IV _A S	0.6Su ^{*1}	左欄の1.5倍の値	※1 不連続な部分は Min(0.6Su, Sy)



補足4.1図 応力-ひずみ線図と許容応力の関係

(補足4) DBAによる履歴を考慮しなくてよい理由
 6.1 から 6.4 項において、運転状態 I から IV と S_S の組合せにおいて適用するとして許容応力状態 IV_AS の適用性について、以下のとおり検討した。
 JEAG4601に規定される IV_AS は、材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態であり、IV_AS における許容応力は、設計引張強さ Su 又は設計降伏点 Sy に一定の係数を乗じて設定するものである。
 例として、クラス1容器及びクラスMC容器の許容応力を補足第4-1表及び補足第4-2表に、応力-ひずみ線図と許容応力の関係を補足第4.1図にそれぞれ示す。
 補足第4-1表、補足第4-2表及び補足第4-1図より、IV_AS は、破断延性限界に対して十分な余裕を有し、S_S に対する安全機能を損なうおそれのない要件を十分満足できるものである。

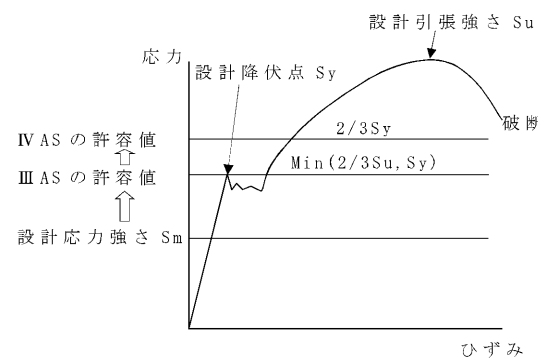
補足第4-1表 クラス1容器の許容応力

許容応力状態	1次一般膜応力	1次膜応力+1次曲げ応力	備考
III _A S	Min(2/3Su, Sy)	左欄の1.5倍の値	
IV _A S	2/3Su	左欄の1.5倍の値	

補足第4-2表 クラスMC容器の許容応力

許容応力状態	1次一般膜応力	1次膜応力+1次曲げ応力	備考
III _A S	Min(0.6Su, Sy)	左欄のα倍の値	
IV _A S	0.6Su ^{*1}	左欄のα倍の値	※1 不連続な部分は Min(0.6Su, Sy)

(注) : α は純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は1.5のいずれか小さいほうの値とする。



補足第4-1図 応力-ひずみ線図と許容応力の関係

DBAによる履歴を考慮しなくてよい理由
 6.1~6.4項において、運転状態 I~IV と S_s の組合せにおいて適用するとして許容応力状態 IV_AS の適用性について、以下のとおり検討した。
 JEAG4601に規定される IV_AS は、材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態であり、IV_AS における許容応力は、設計引張強さ Su 又は設計降伏点 Sy に一定の係数を乗じて設定するものである。
 例として、クラス1容器及びクラスMC容器の許容応力を補足4-1表及び補足4-2表に、応力-ひずみ線図と許容応力の関係を補足4-1図にそれぞれ示す。
 補足4-1表、補足4-2表及び補足4-1図より、IV_AS は、破断延性限界に対して十分な余裕を有し、S_s に対する安全機能を損なうおそれのない要件を十分満足できるものである。

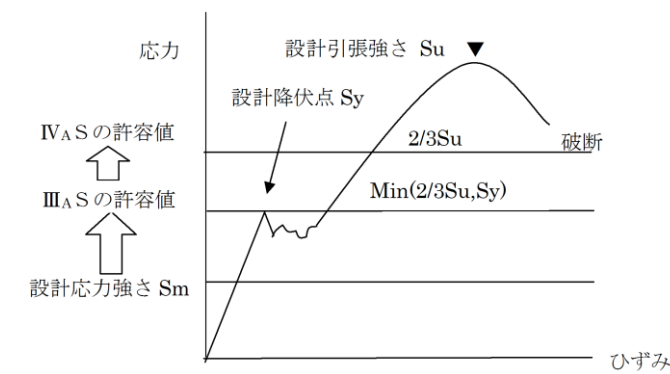
補足4-1表 クラス1容器の許容応力

許容応力状態	1次一般膜応力	1次膜応力+1次曲げ応力	備考
III _A S	Min(2/3Su, Sy)	左欄の1.5倍の値	
IV _A S	2/3Su	左欄の1.5倍の値	

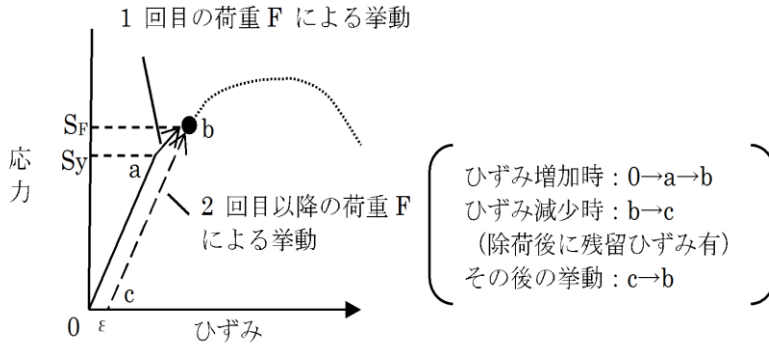
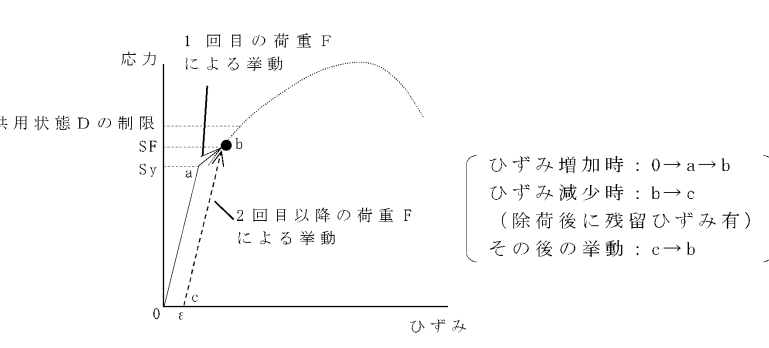
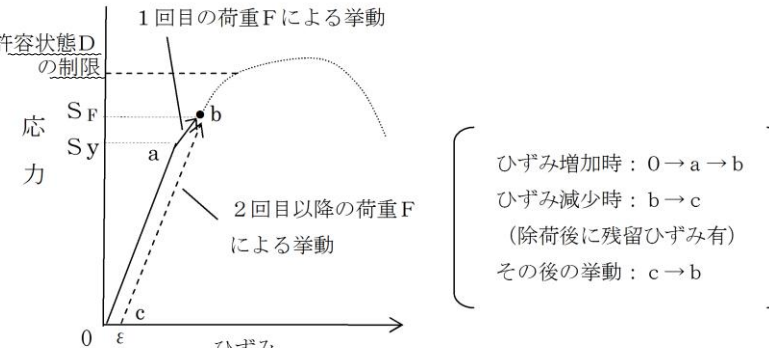
補足4-2表 クラスMC容器の許容応力

許容応力状態	1次一般膜応力	1次膜応力+1次曲げ応力	備考
III _A S	Min(0.6Su, Sy)	左欄のα倍の値 ^(注)	
IV _A S	0.6Su ^{*1}	左欄のα倍の値 ^(注)	※1 不連続な部分は Min(0.6Su, Sy)

(注) : α は純曲げによる全断面降伏荷重と初期降伏荷重の比又は1.5のいずれか小さいほうの値とする。



補足4-1図 応力-ひずみ線図と許容応力の関係

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>次に、$IV_A S$相当の応力を生じさせる荷重が繰り返し作用した場合の耐震性への影響について、発生応力(一次応力)がS_yを超える場合に生じるひずみ履歴(イメージ図)を補足4.2図に示し、以下のとおり検討する。</p> <p>(1) $IV_A S$は、材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態である。</p> <p>(2) 発生応力が設計降伏点S_y以下なら残留ひずみは生じない。(0→a→0)</p> <p>(3) 発生応力S_F(荷重Fによる応力)がS_yを超える場合は、除荷後に残留ひずみϵが生じる。(0→a→b→c)</p> <p>(4) 2回目以降、荷重Fと同等の荷重が生じた場合、1回目と同様の弾性的挙動を示し、S_Fが発生する。(c→b)</p> <p>(5) (1)により、$IV_A S$相当の応力に対して、材料はわずかに塑性域に入る程度であり、$IV_A S$相当の応力を生じる荷重が生じた場合、(3)と同様の挙動を示す。</p> <p>(6) 2回目以降、同様の荷重が発生したとしても、(4)の挙動を示すことから、耐震設計において$IV_A S$を許容応力状態として適用することにより耐震性は確保される。</p>  <p>補足4.2図 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次応力)</p>	<p>次に、$IV_A S$相当の応力を生じさせる荷重が繰り返し作用した場合の耐震性への影響について、発生応力(一次応力)がS_yを超える場合に生じるひずみ履歴(イメージ図)を補足第4-2図に示し、以下のとおり検討する。</p> <p>(1) $IV_A S$は、材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態である。</p> <p>(2) 発生応力が設計降伏点S_y以下なら残留ひずみは生じない。(0→a→0)</p> <p>(3) 発生応力S_F(荷重Fによる応力)がS_yを超える場合は、除荷後に残留ひずみϵ_rが生じる。(0→a→b→c)</p> <p>(4) 2回目以降、荷重Fと同等の荷重が生じた場合、1回目と同様の弾性的挙動を示し、S_Fが発生する。(c→b)</p> <p>(5) (1)により、$IV_A S$相当の応力に対して、材料はわずかに塑性域に入る程度であり、$IV_A S$相当の応力を生じる荷重が生じた場合、(3)と同様の挙動を示す。</p> <p>(6) 2回目以降、同様の荷重が発生したとしても、(4)の挙動を示すことから、耐震設計において$IV_A S$を許容応力状態として適用することにより耐震性は確保される。</p>  <p>補足第4-2図 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次応力)</p>	<p>次に、$IV_A S$相当の応力を生じさせる荷重が繰り返し作用した場合の耐震性への影響について、発生応力(一次応力)がS_yを超える場合に生じるひずみ履歴(イメージ図)を補足4-2図に示し、以下のとおり検討する。</p> <p>(1) $IV_A S$は、材料の塑性域にわずかに入ることを許容した許容応力状態である。</p> <p>(2) 発生応力が設計降伏点S_y以下なら残留ひずみは生じない。(0→a→0)</p> <p>(3) 発生応力S_F(荷重Fによる応力)がS_yを超える場合は、除荷後に残留ひずみϵが生じる。(0→a→b→c)</p> <p>(4) 2回目以降、荷重Fと同等の荷重が生じた場合、1回目と同様の弾性的挙動を示し、S_Fが発生する。(c→b)</p> <p>(5) (1)により、$IV_A S$相当の応力に対して、材料はわずかに塑性域に入る程度であり、$IV_A S$相当の応力を生じる荷重が生じた場合、(3)と同様の挙動を示す。</p> <p>(6) 2回目以降、同様の荷重が発生したとしても、(4)の挙動を示すことから、耐震設計において$IV_A S$を許容応力状態として適用することにより耐震性は確保される。</p>  <p>補足4-2図 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ(一次応力)</p>	

まとめ資料比較表 [39条補足説明資料 39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて (添付資料)]

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>添付資料</p> <p>添付資料-1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設</p> <p>添付資料-2. 地震動の年超過確率</p> <p>添付資料-3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ</p> <p>添付資料-4. 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</p> <p>添付資料-5. 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性について</p> <p>添付資料-6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>添付資料-7. 荷重の組合せ表</p> <p>添付資料-8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について</p> <p>添付資料-9. ABWRにおける運転状態V(LL)の適切性について</p> <p>添付資料-10. 荷重条件として組合せるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</p>	<p>添付資料</p> <p>1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設</p> <p>2. 地震動の超過確率</p> <p>3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ</p> <p>4. 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</p> <p>5. 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性</p> <p>6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>7. 荷重の組合せ表</p> <p>8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について</p> <p>9. 東海第二発電所における運転状態V(LL)の適切性について</p> <p>10. 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</p> <p>参考資料</p> <p>[参考1] 設置許可基準規則第39条及び解釈 (抜粋)</p> <p>[参考2] 設置許可基準規則第4条及び解釈 7</p> <p>[参考3] 設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋)</p> <p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋)</p> <p>[参考5] JEAG4601 (抜粋)</p> <p>[参考6] 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>[参考7] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p> <p>[参考8] 重大事故等発生後の長期安定冷却手段について</p>	<p>添付資料</p> <p>1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設</p> <p>2. 地震動の年超過確率</p> <p>3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ</p> <p>4. 建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</p> <p>5. 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性について</p> <p>6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>7. 荷重の組合せ表</p> <p>8. 重大事故時の荷重条件等の妥当性について</p> <p>9. 島根原子力発電所2号炉における運転状態V(LL)の適切性について</p> <p>10. 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</p>	

添付資料-1. 重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉格納容器	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却系を使用する場合 水素燃焼	—	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク 直流 125V 蓄電池 A 直流 125V 蓄電池 A-2 AM 用直流 125V 蓄電池 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 AM 用直流 125V 充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 代替循環冷却系を使用しない場合	—	復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタベント遮断壁 配管遮蔽 復水貯蔵槽 軽油タンク 直流 125V 蓄電池 A 直流 125V 蓄電池 A-2 AM 用直流 125V 蓄電池 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 AM 用直流 125V 充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ
	高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ コリウムシールド	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク

添付資料-1
重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		格納容器内	格納容器外
格納容器	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 水素燃焼	—	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ 格納容器圧力逃がし装置 可搬型窒素供給装置
	高温溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用	逃がし安全弁 コリウムシールド	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 代替循環冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ 可搬型窒素供給装置
原子炉圧力容器	高压・低圧注水機能喪失	—	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置
	高压注水・減圧機能喪失	—	残留熱除去系ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ
	全交流動力電源喪失（長期TB）	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 西側淡水貯水設備 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ
	全交流動力電源喪失（TBD, TBU）	—	常設高压代替注水系ポンプ サブプレッション・チェンバ 西側淡水貯水設備 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ

添付資料-1
重大事故シーケンスにおける主要な重大事故等対処施設

防護対象	重大事故シーケンス	主要な重大事故等対処施設	
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外
原子炉格納容器	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 残留熱除去系を使用する場合 水素燃焼	—	低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水槽 残留熱代替除去系 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電式直流電源設備 可搬型窒素供給装置
	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 残留熱除去系を使用しない場合	—	低圧原子炉代替注水系（常設） 低圧原子炉代替注水槽 格納容器フィルタベント系 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電式直流電源設備
	高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	逃がし安全弁 コリウムシールド	残留熱代替除去系 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 可搬型窒素供給装置
	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用		
	溶融炉心・コンクリート相互作用		

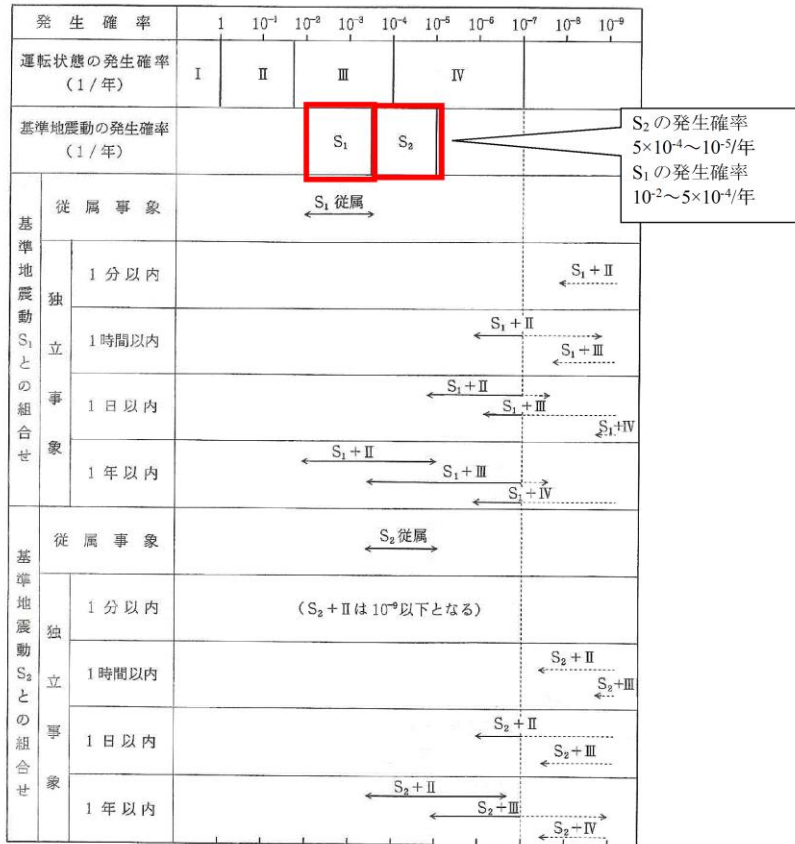
・設備構成の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】

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
防護対象	重大事故シナリオ	主要な重大事故等対処施設		防護対象	重大事故シナリオ	主要な重大事故等対処施設		防護対象	重大事故シナリオ	主要な重大事故等対処施設		備考
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外			格納容器内	格納容器外			原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	
原子炉圧力容器	高圧・低圧注水機能喪失	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタベント遮蔽壁 配管遮蔽 復水貯蔵槽 軽油タンク	原子炉圧力容器	全交流動力電源喪失 (TBP)		原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 西側淡水貯水設備 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ	原子炉圧力容器	高圧・低圧注水機能喪失	逃がし安全弁	低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 格納容器フィルタベント系	・設備構成の相違 【柏崎6/7, 東海第二】
	高圧注水・減圧機能喪失	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)		崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ		高圧注水・減圧機能喪失	逃がし安全弁	代替自動減圧機能	
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタベント遮蔽壁 配管遮蔽 復水貯蔵槽 軽油タンク 直流125V蓄電池A 直流125V蓄電池A-2 AM用直流125V蓄電池 直流125V充電器A 直流125V充電器A-2 AM用直流125V充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ		崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ 高圧炉心スプレイ系ポンプ サブプレッション・チェンバ 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置		全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	逃がし安全弁	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 格納容器フィルタベント系	
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+RCIC失敗)	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	高圧代替注水系ポンプ 復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタベント遮蔽壁 配管遮蔽 復水貯蔵槽 軽油タンク 直流125V蓄電池A 直流125V蓄電池A-2 AM用直流125V蓄電池 直流125V充電器A 直流125V充電器A-2 AM用直流125V充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ		原子炉停止機能喪失	-	ほう酸水注入ポンプ ほう酸水貯蔵タンク 高圧炉心スプレイ系ポンプ 原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 格納容器圧力逃がし装置		全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗	逃がし安全弁	高圧原子炉代替注水系 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 格納容器フィルタベント系	
					LOCA時注水機能喪失	-	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)		崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	逃がし安全弁	常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電式直流電源設備	
					格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ 低圧炉心スプレイ系ポンプ サブプレッション・チェンバ 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ 常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽		崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	逃がし安全弁	低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 格納容器フィルタベント系	

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
防護対象	重大事故シナシ	主要な重大事故等対処施設		防護対象	重大事故シナシ	主要な重大事故等対処施設		防護対象	重大事故シナシ	主要な重大事故等対処施設		
		原子炉格納容器内	原子炉格納容器外			格納容器内	格納容器外			原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	
原子炉圧力容器	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+ DG喪失)+直流電源 喪失)	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	高圧代替注水系ポンプ 復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタベント遮断壁 配管遮断 復水貯蔵槽 軽油タンク AM用直流125V蓄電池 AM用直流125V充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ	原子炉圧力容器	津波浸水による最終 ヒートシンク喪失	-	原子炉隔離時冷却系ポンプ サブプレッション・チェンバ 西側淡水貯水設備 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 緊急用海水ポンプ 可搬型代替注水中型ポンプ	原子炉圧力容器	原子炉停止機能喪失	逃がし安全弁	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 自動減圧起動阻止スイッチ 代替自動減圧起動阻止スイッチ ほう酸水注入系	・設備構成の相違 【柏崎6/7, 東海第二】
					運転停止中の原子炉 における崩壊熱除去 機能喪失(残留熱除 去系の故障による停 止時冷却機能喪失) 運転停止中の原子炉 における原子炉冷却 材の流出	-	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ		LOCA時注水機能喪失	逃がし安全弁	低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 格納容器フィルタベント系	
					運転停止中の原子炉 における全交流動力 電源喪失	-	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽 残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器 残留熱除去系海水系ポンプ		格納容器バイパス (インターフェイスシ ステムLOCA)	逃がし安全弁	原子炉建物ブローアウトパネル	
	全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+ DG喪失)+SRV再 閉失敗	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタベント遮断壁 配管遮断 復水貯蔵槽 軽油タンク 直流125V蓄電池A 直流125V蓄電池A-2 AM用直流125V蓄電池 直流125V充電器A 直流125V充電器A-2 AM用直流125V充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ		運転停止中の原子炉 における反応度の誤 投入	-	- 原子炉周期(ペリオド短) 原子炉スクラム	使用済燃料プール	想定事故1	-	常設スプレイヘッド ガスタービン発電機用軽油タンク	
									想定事故2	-	常設スプレイヘッド ガスタービン発電機用軽油タンク	
								原子炉圧力容器	運転停止中 崩壊熱除去機能喪失	逃がし安全弁	-	
									運転停止中 全交流動力電源喪失	逃がし安全弁	低圧原子炉代替注水系(常設) 低圧原子炉代替注水槽 常設代替交流電源設備 ガスタービン発電機用軽油タンク 所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	
									運転停止中 原子炉冷却材の流出	-	-	
									運転停止中 反応度の誤投入	-	-	
	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能が喪失し た場合)	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 直流125V蓄電池A 直流125V蓄電池A-2 AM用直流125V蓄電池 直流125V充電器A 直流125V充電器A-2 AM用直流125V充電器 第一ガスタービン発電機 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ									

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				
防護対象	重大事故シナリオ	主要な重大事故等対処施設				原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	
		原子炉格納容器内		原子炉格納容器外												
原子炉圧力容器	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタバント遮断壁 配管遮断 復水貯蔵槽 軽油タンク												・設備構成の相違 【柏崎 6/7】	
	原子炉停止機能喪失	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	ほう酸水注入系ポンプ ほう酸水注入系貯蔵タンク 復水貯蔵槽 ATWS 緩和設備 (代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能) 自動減圧系の起動阻止スイッチ													
	LOCA 時注水機能喪失	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水移送ポンプ フィルタ装置 よう素フィルタ ラプチャーディスク ドレン移送ポンプ ドレンタンク 遠隔手動弁操作設備 フィルタバント遮断壁 配管遮断 復水貯蔵槽 軽油タンク													
	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水貯蔵槽 原子炉建屋ブローアウトパネル													
使用済燃料プール	想定事故 1	—	常設スプレイヘッド 軽油タンク													
	想定事故 2	—	常設スプレイヘッド 軽油タンク													
防護対象	重大事故シナリオ	主要な重大事故等対処施設				原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	原子炉格納容器内	原子炉格納容器外	
		原子炉格納容器内		原子炉格納容器外												
	原子炉圧力容器	崩壊熱除去機能喪失	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ													
		全交流動力電源喪失	逃がし安全弁 逃がし弁機能用アキュムレータ 自動減圧機能用アキュムレータ	復水移送ポンプ 復水貯蔵槽 軽油タンク 直流 125V 蓄電池 A 直流 125V 蓄電池 A-2 AM 用直流 125V 蓄電池 直流 125V 充電器 A 直流 125V 充電器 A-2 AM 用直流 125V 充電器 第一ガスタービン発電機用燃料タンク 第一ガスタービン発電機用燃料移送ポンプ												
	原子炉冷却材の流出	—	—													
	反応度の誤投入	—	—													

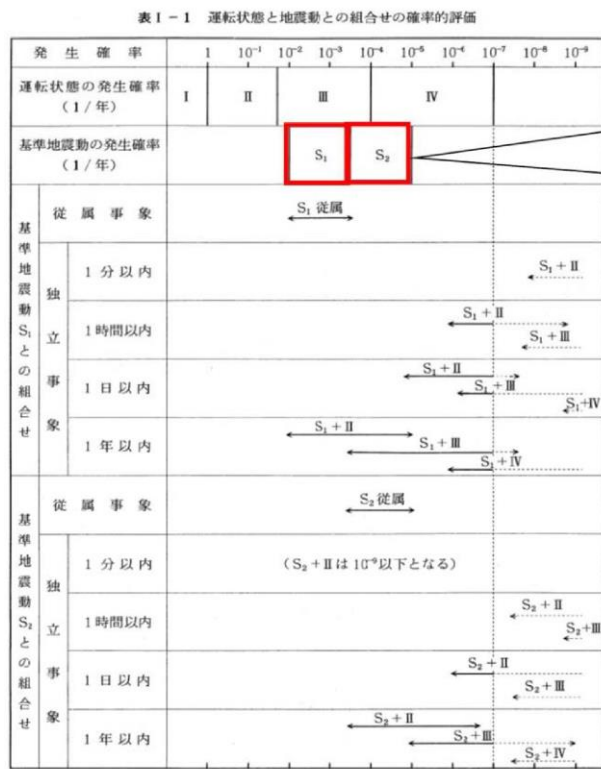
添付資料-2. 地震動の年超過確率



注：(1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ← 発生確率が 10^{-7} 以下となり組合せが不要となるもの。
 (2) 基準地震動 S₂ の発生確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年を用いた。
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

添付資料-2

地震動の超過確率

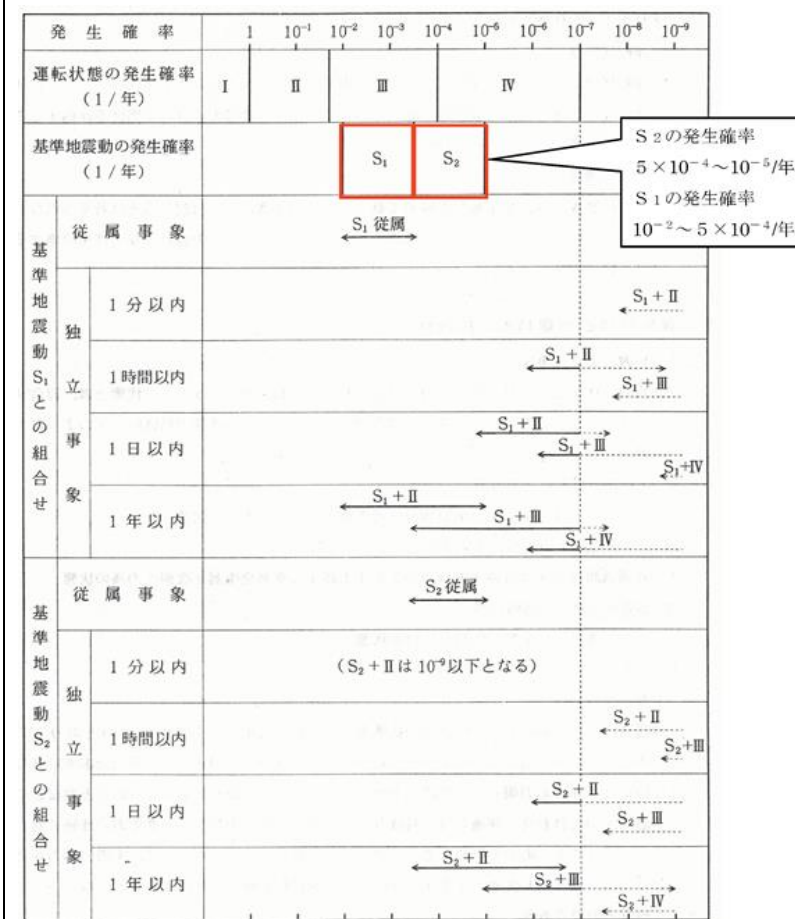


注：(1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ← 発生確率が 10^{-7} 以下となり組合せが不要となるもの。
 (2) 基準地震動 S₂ の発生確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年を用いた。
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

S₂の発生確率
 $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ /年
 S₁の発生確率
 $10^{-2} \sim 5 \times 10^{-4}$ /年

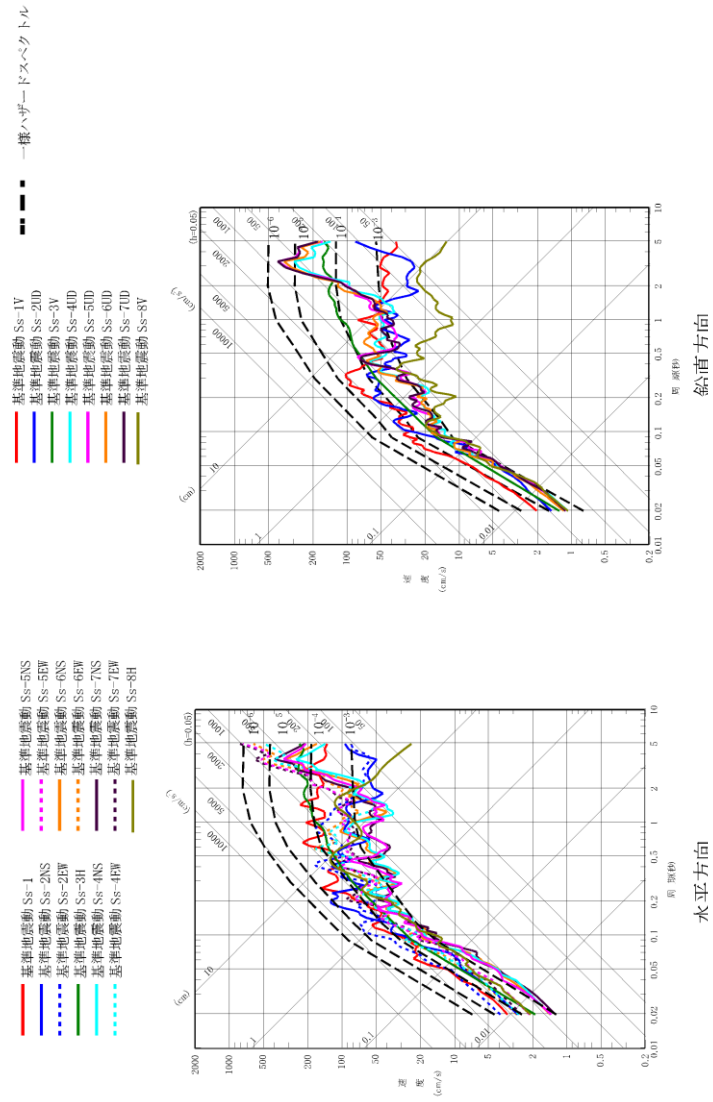
添付資料-2

地震動の年超過確率

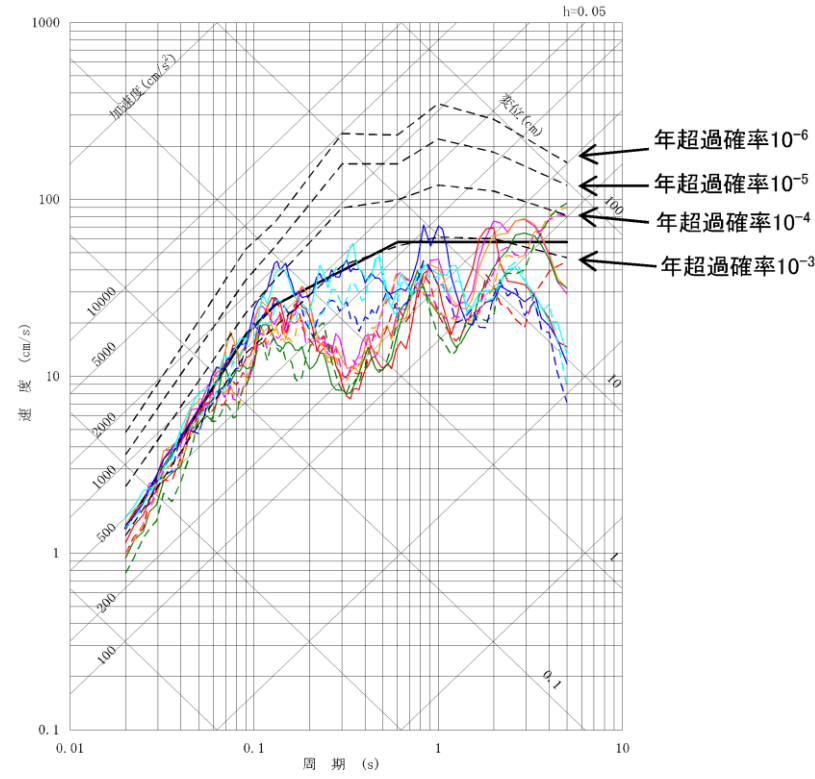


注：(1) 発生確率から見て
 ← 組合せが必要なもの。
 ← 発生確率が 10^{-7} 以下となり組合せが不要となるもの。
 (2) 基準地震動 S₂ の発生確率は $10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年と推定されるが、ここでは $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ / サイト・年を用いた。
 (3) 表に示す発生確率は現在の知見によるものである。

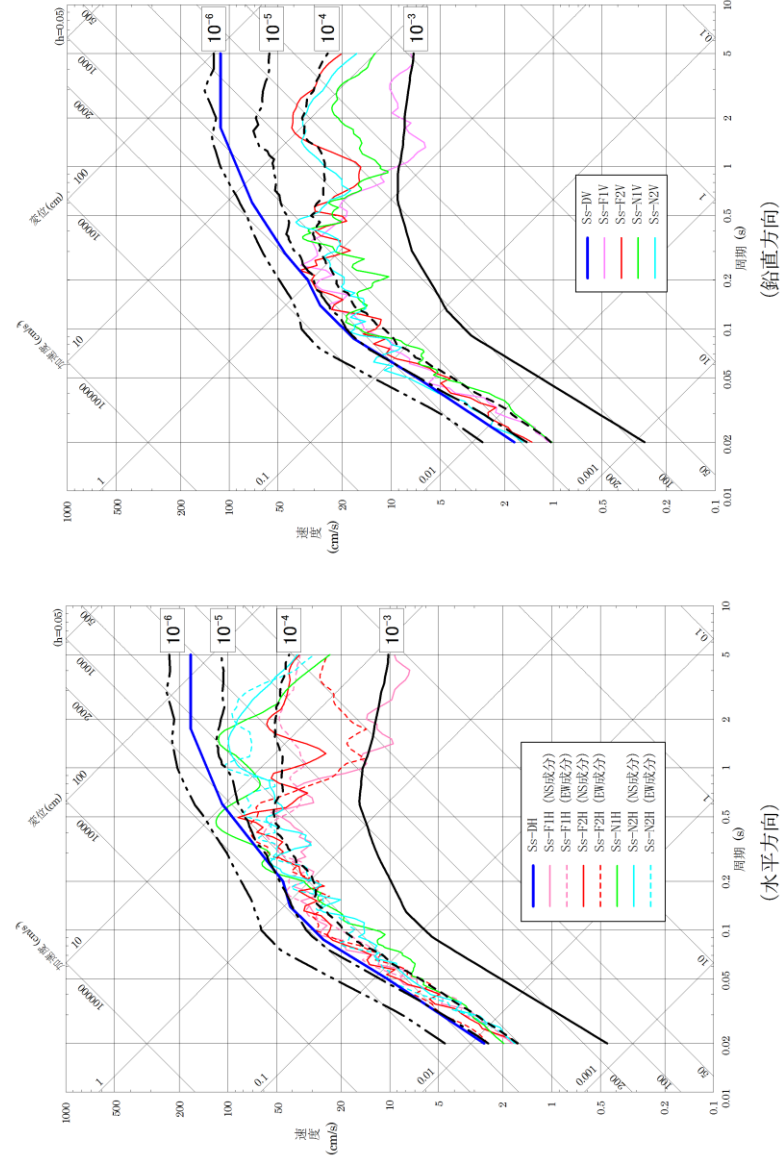
S₂の発生確率
 $5 \times 10^{-4} \sim 10^{-5}$ /年
 S₁の発生確率
 $10^{-2} \sim 5 \times 10^{-4}$ /年



基準地震動 (Ss) の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一例ハザードスペクトルの比較 (大浜側)

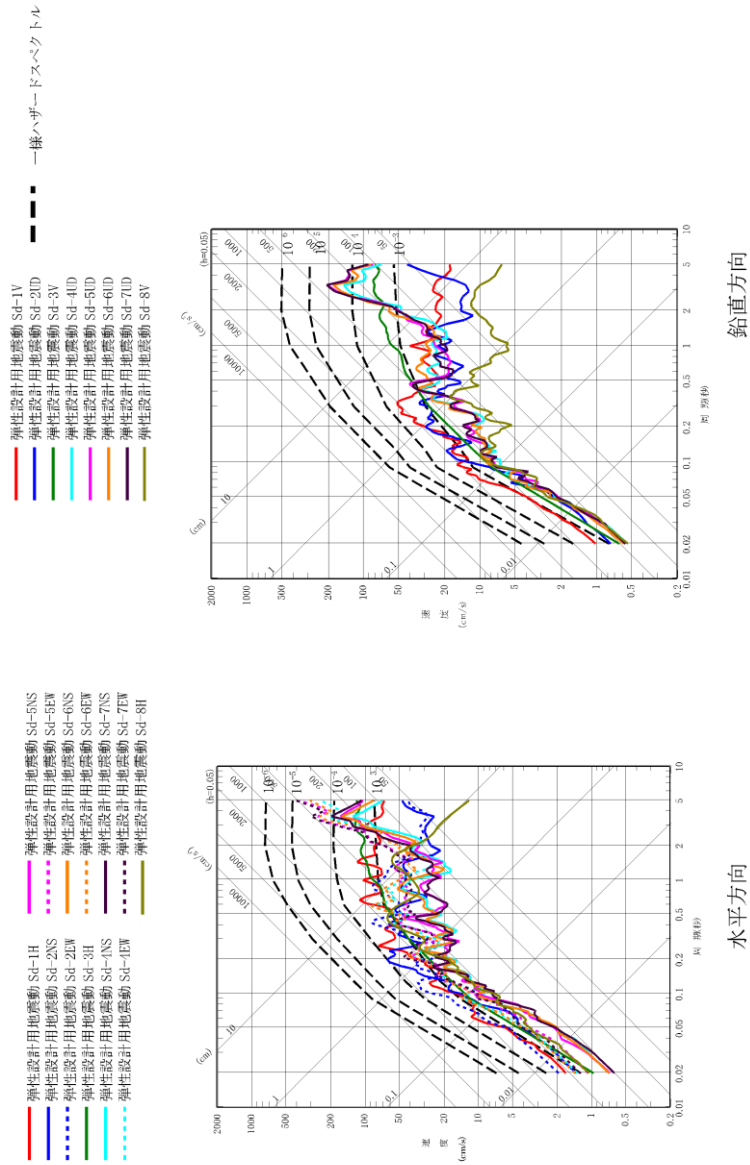


添付 2-1 図 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (水平方向)

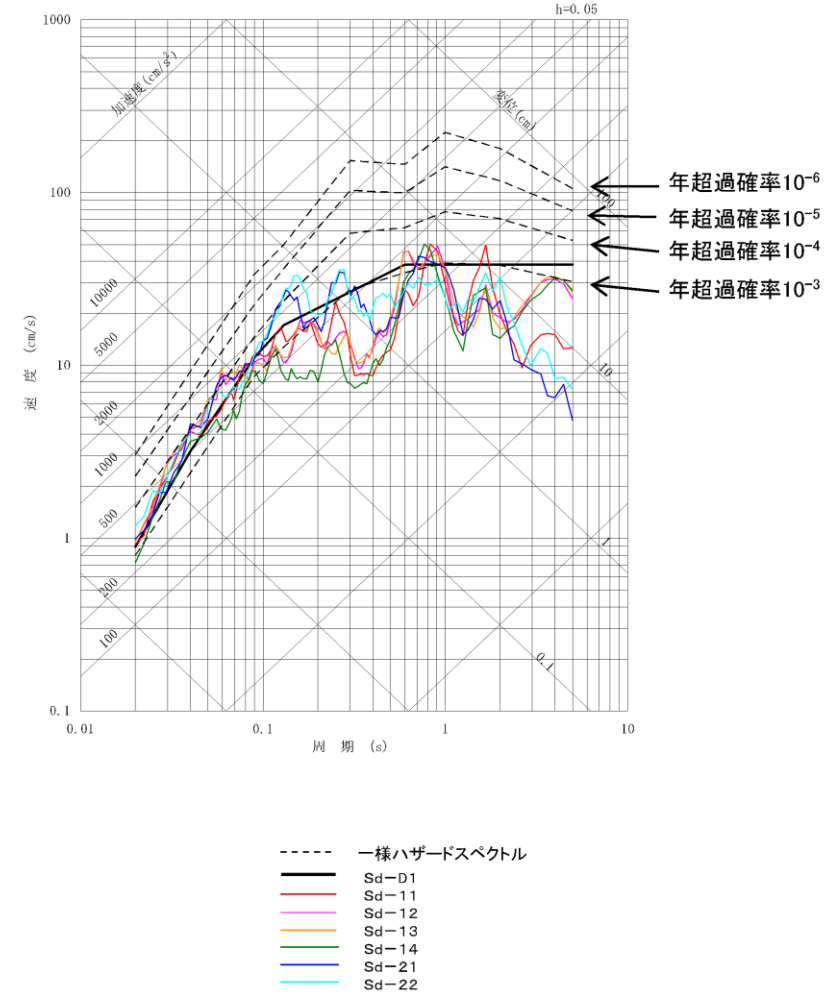


基準地震動 S_s の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一例ハザードスペクトルの比較

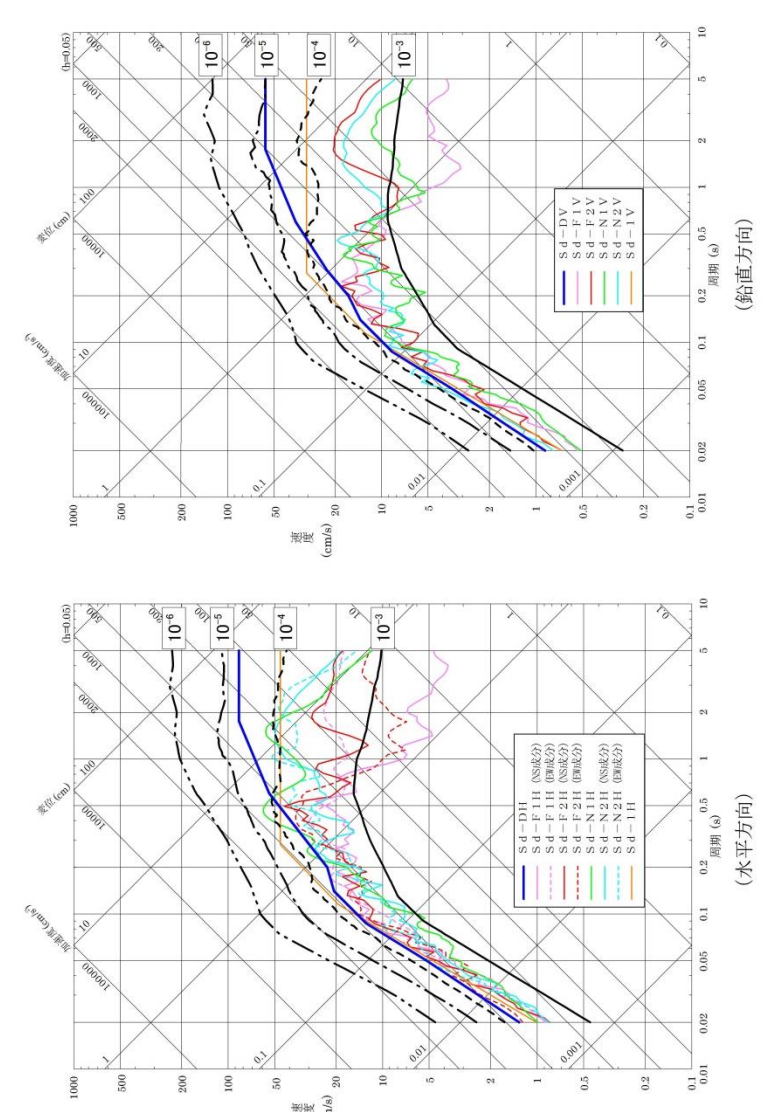
・立地地点における地震ハザードの相違及びプラント毎の基準地震動等の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】



弾性設計用地震動 (S_d) の応答スペクトルと一様ハザードスペクトルの比較 (大湊側)

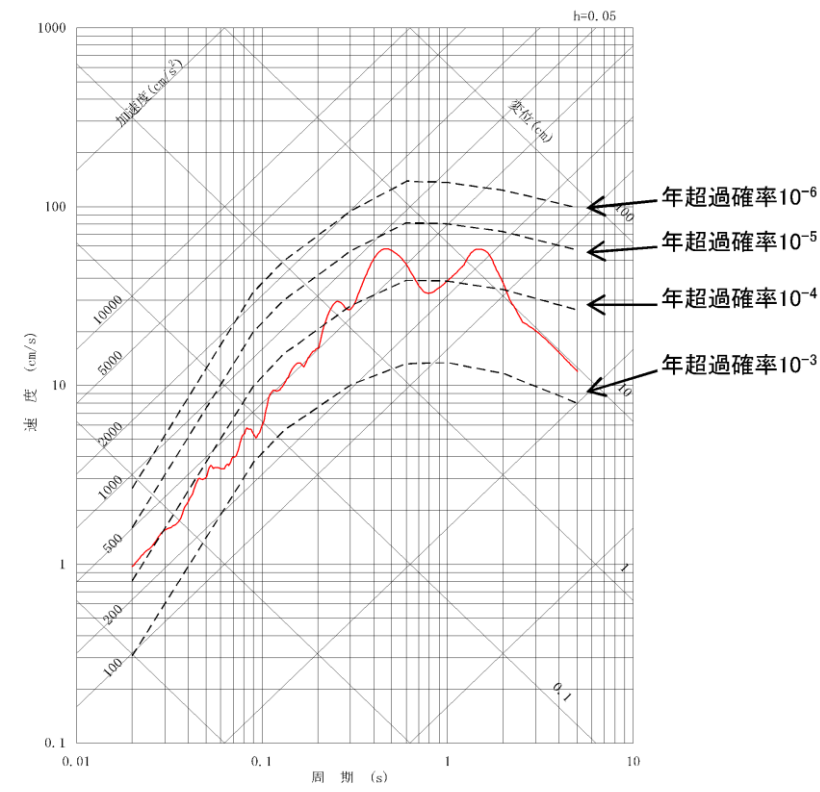


添付 2-2 図 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル (鉛直方向)

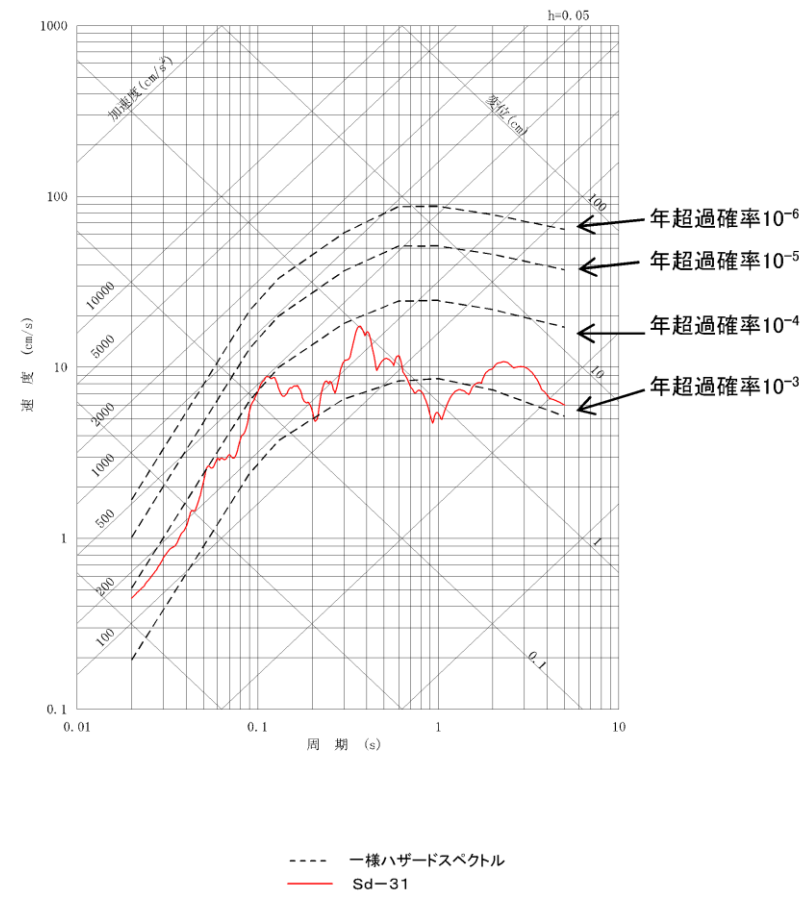


弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトル及び解放基盤表面における地震動の一例ハザードスペクトルの比較

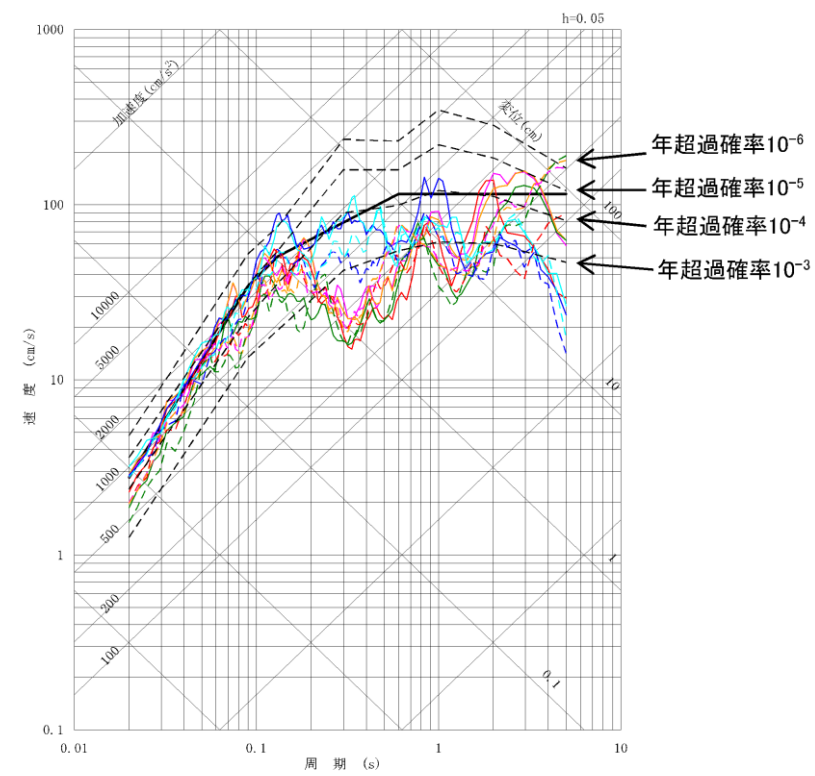
・立地地点における地震ハザードの相違及びプラント毎の基準地震動等の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】



添付 2-3 図 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル
(水平方向)



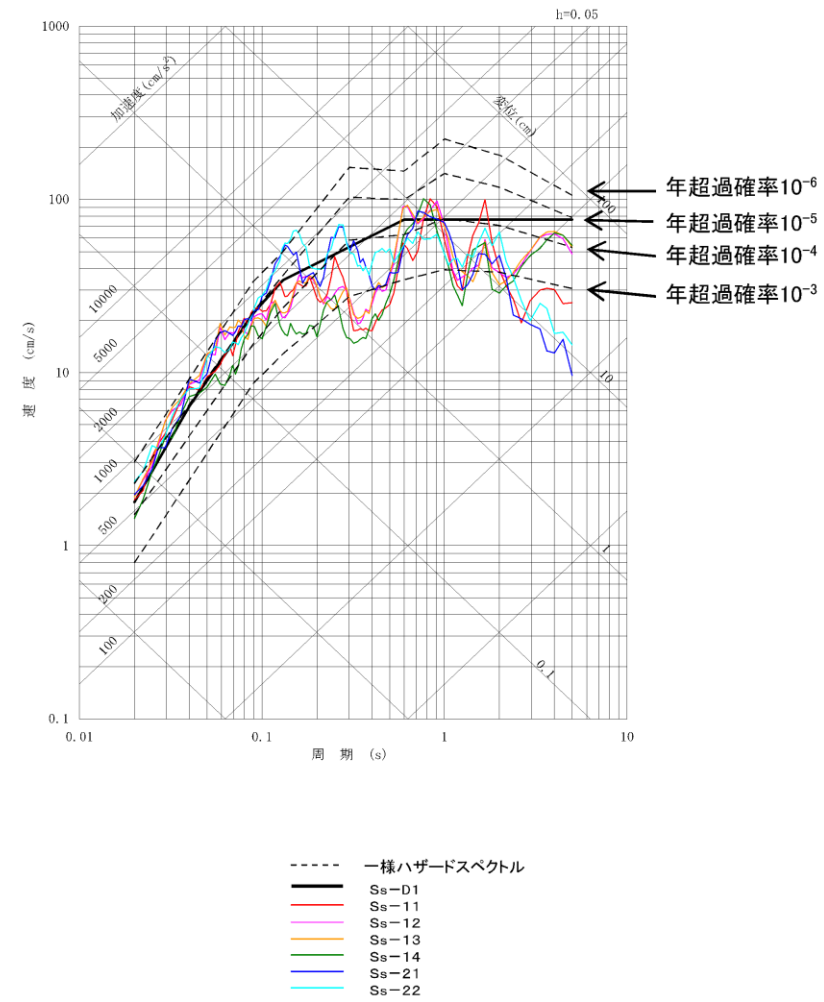
添付 2-4 図 弾性設計用地震動 S_d の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル
(鉛直方向)



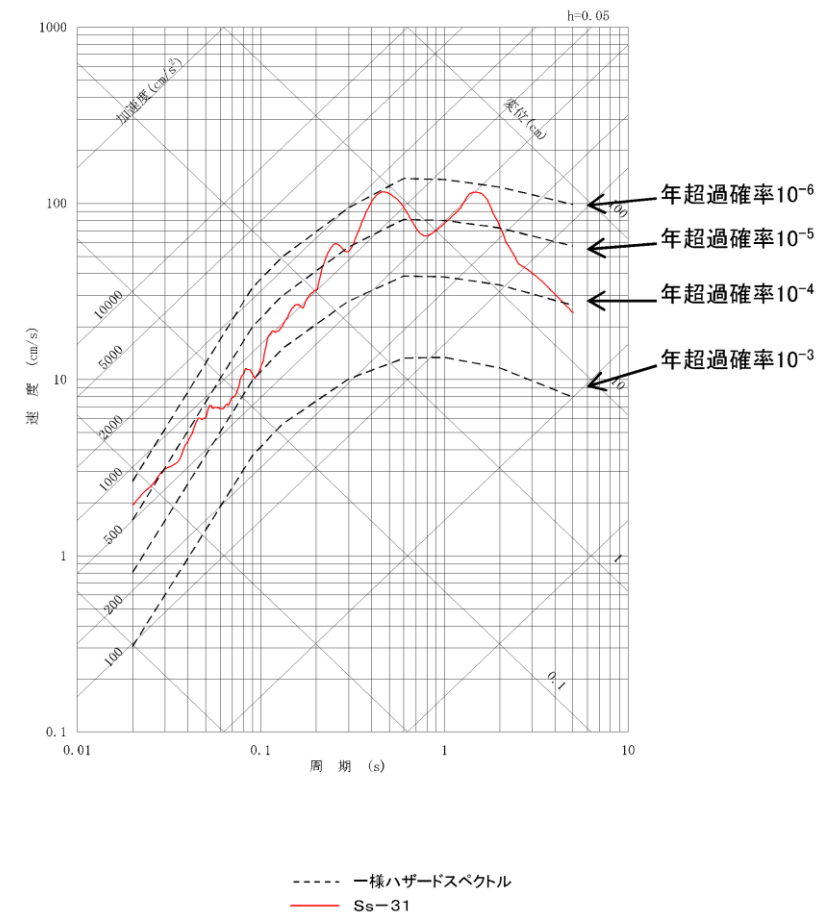
基準用地震動 S_s について、実線は NS 成分、破線は EW 成分を示す。

- 一様ハザードスペクトル
- S_s -D1
- S_s -11
- S_s -12
- S_s -13
- S_s -14
- S_s -21
- S_s -22

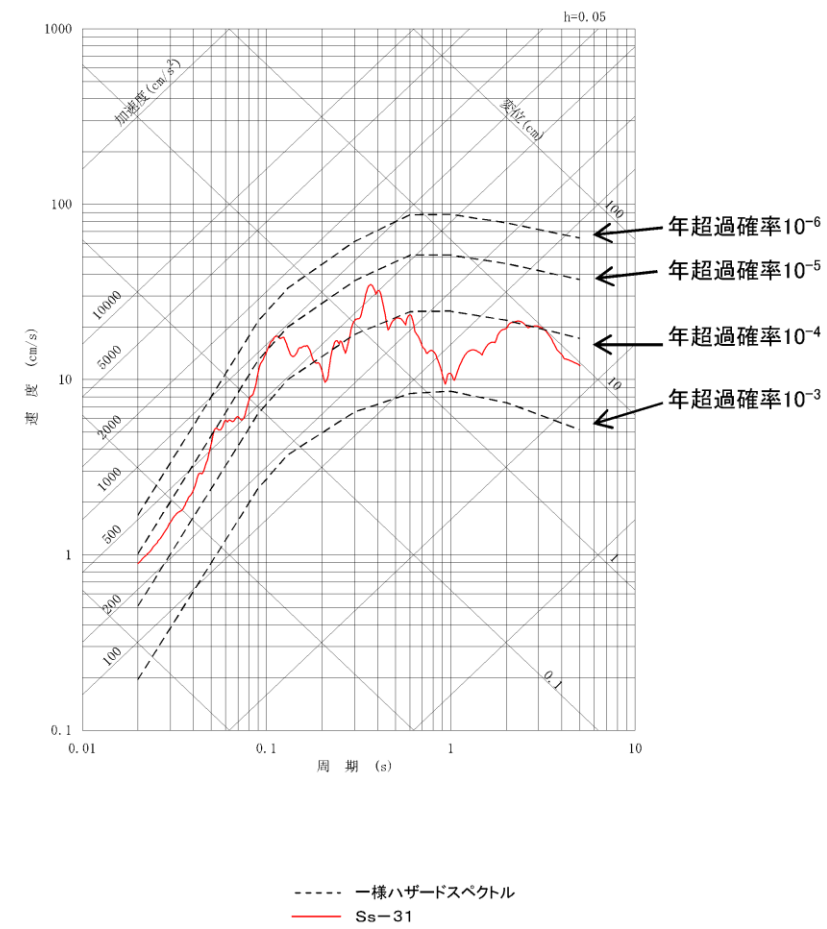
添付 2-5 図 基準地震動 S_s の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル
(水平方向)



添付2-6 図 基準地震動 S_s の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル
(鉛直方向)

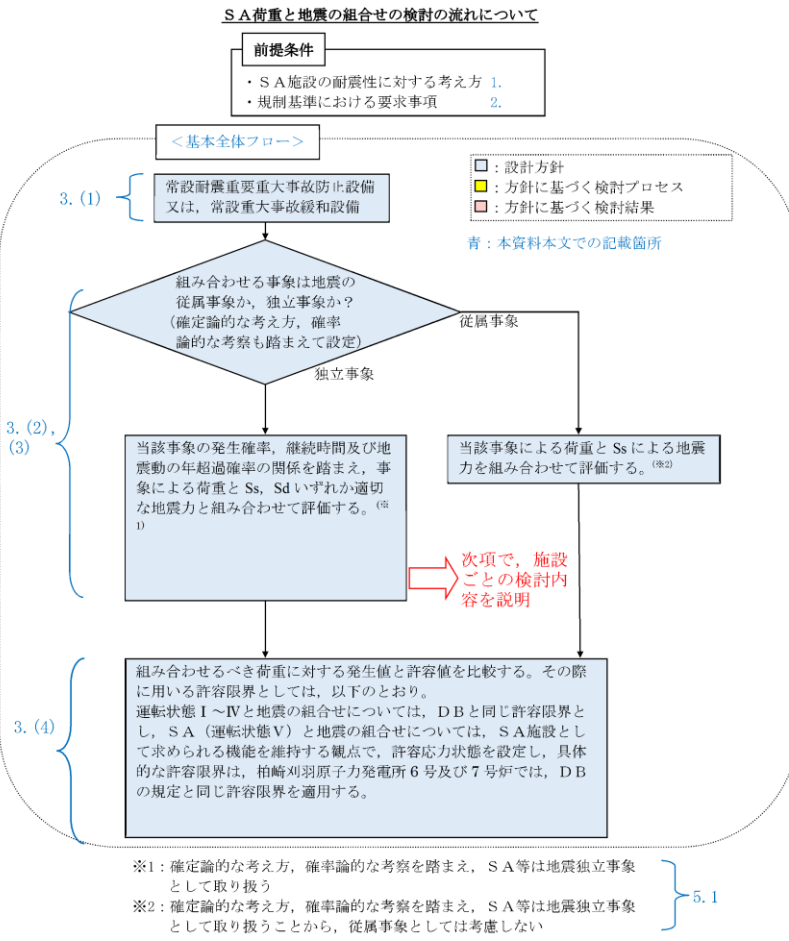


添付 2-7 図 基準地震動 S_s の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル
(水平方向)



添付2-8図 基準地震動 S_s の応答スペクトルと一様ハザードスペクトル
(鉛直方向)

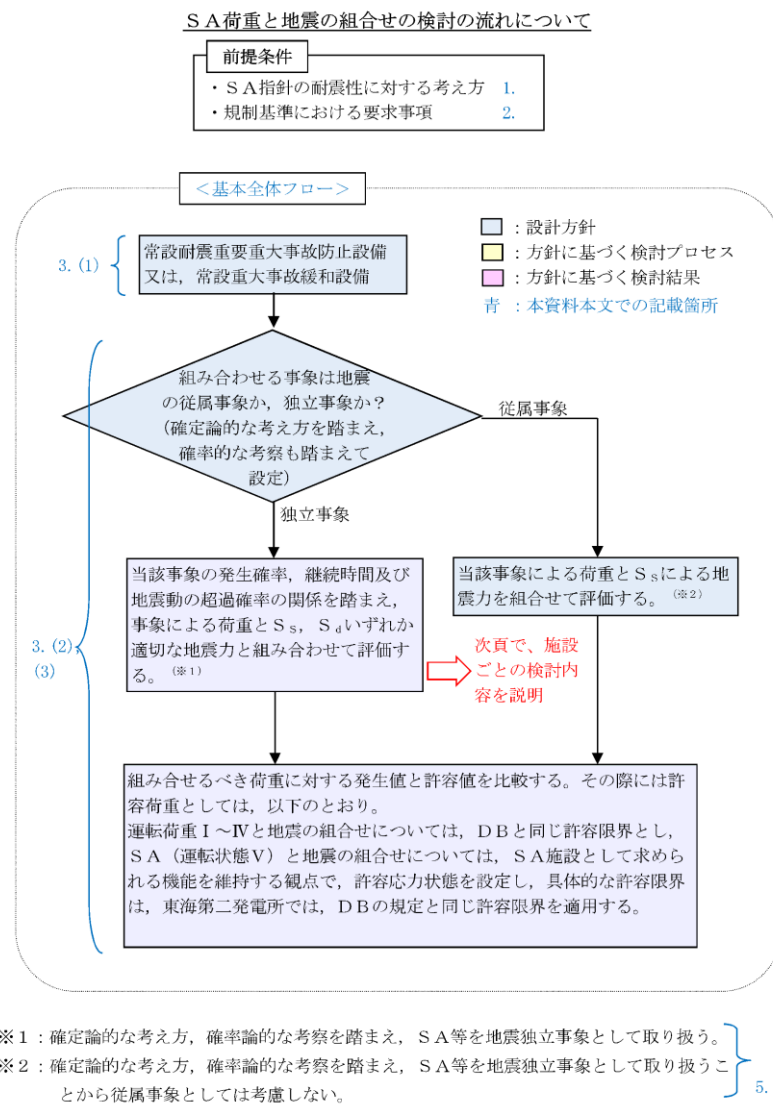
添付資料-3. 事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ



(備考) 重大事故防止設備 (設計基準拡張) は、設計基準事故対
処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに
従った耐震評価を実施する。

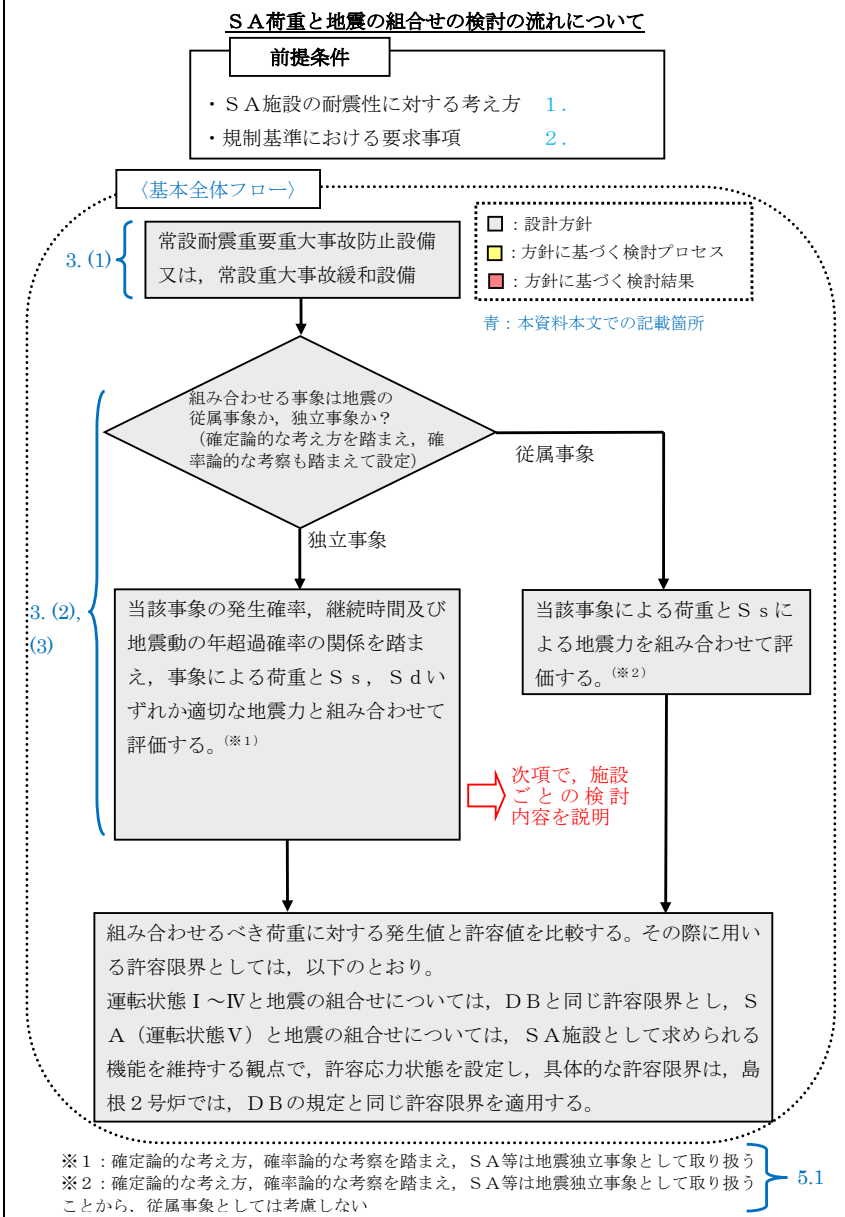
添付資料-3

事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ



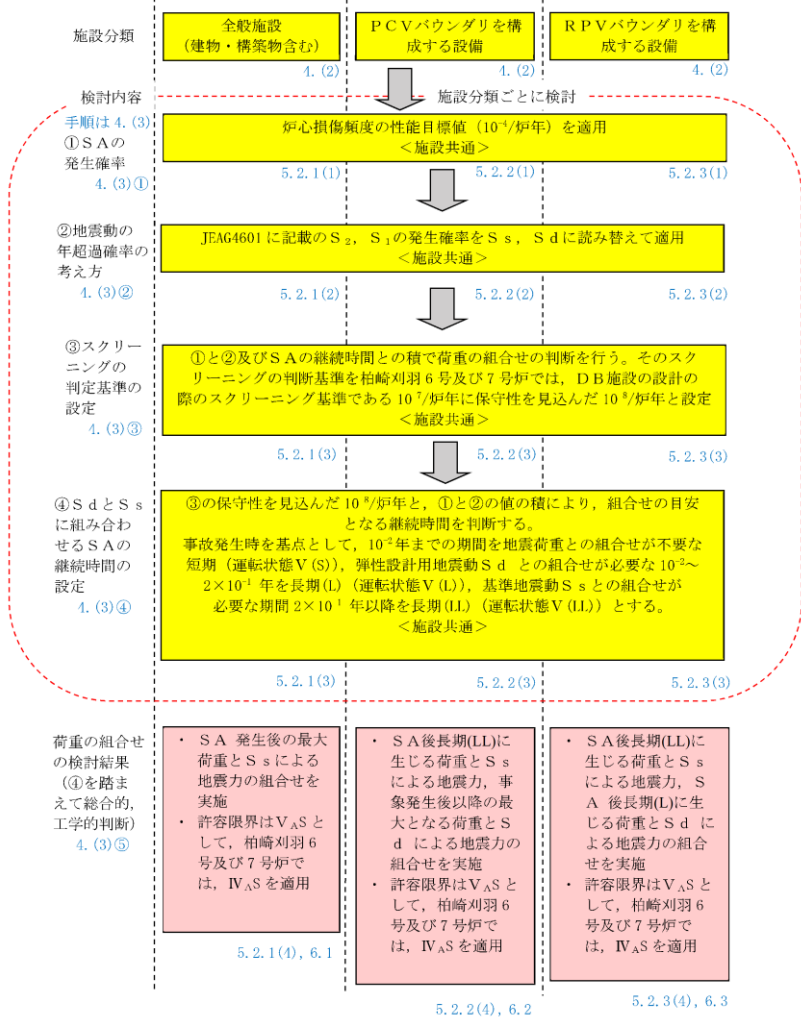
添付資料3

事故時荷重の組合せの選定における検討の流れ

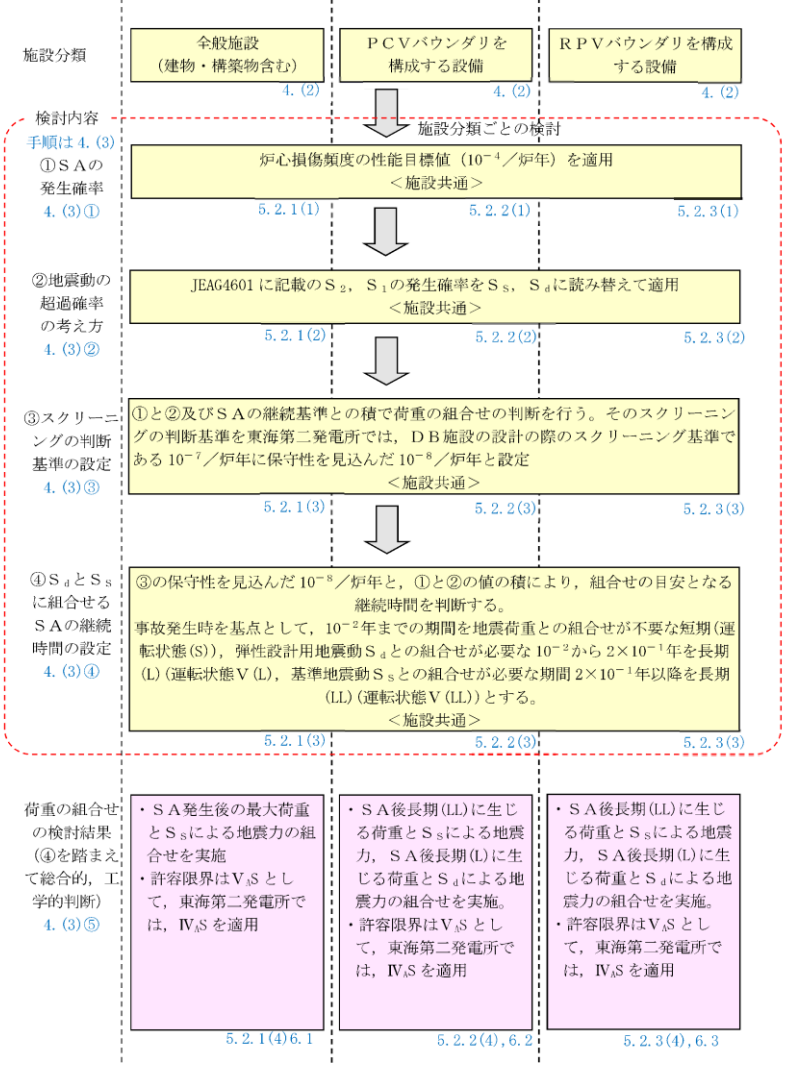


(備考) 重大事故防止設備 (設計基準拡張) は、設計基準事故対
処設備として設定されている耐震重要度分類のクラスに
従った耐震評価を実施する。

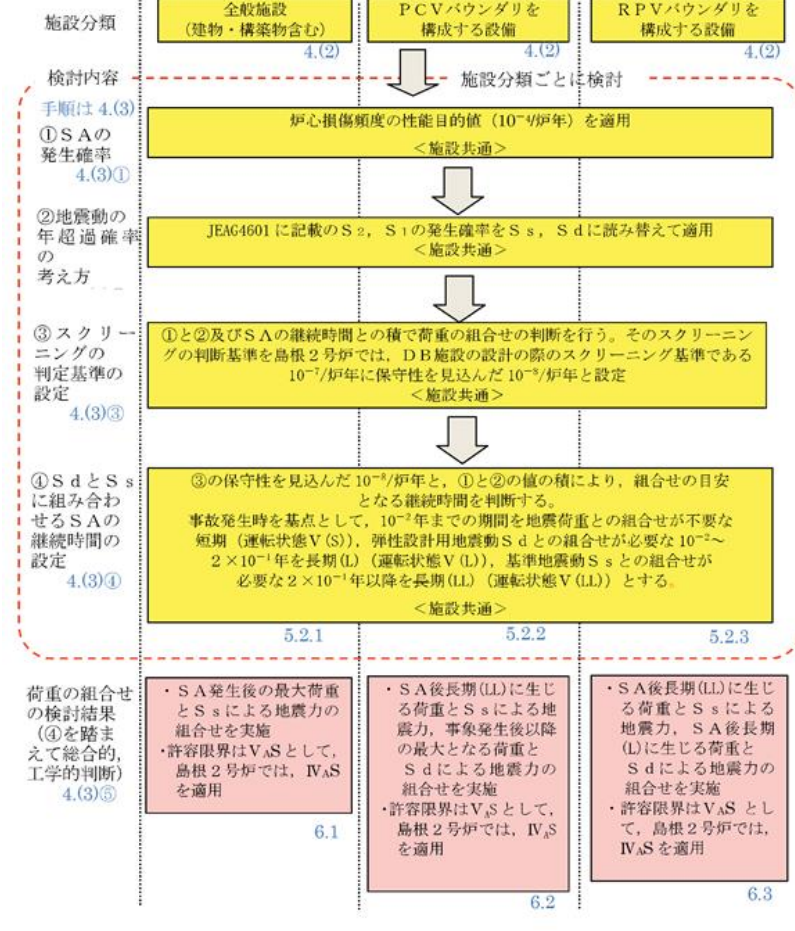
SA 荷重と地震の組合せの検討の流れについて



SA 荷重と地震の組合せの検討の流れについて



SA 荷重と地震の組合せの検討の流れについて



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>添付資料-4</u>. 建物・構築物のSA 施設としての設計の考え方</p> <p>4項(2)では建物・構築物を全般施設に分類しており、全般施設はSA条件を考慮した設計荷重とSsによる地震力を組み合わせることとしている。これは、建物・構築物のDB施設としての設計の考え方が、機器・配管系のそれと同じであり、SA施設としての設計については、建物・構築物、機器・配管系ともにDB施設としての設計の考え方を踏まえることを基本方針としているからである。</p> <p>以下では、建物・構築物のSA施設としての設計の考え方について、DB施設としての設計の考え方も踏まえ、本文の各項ごとに説明する。</p> <p>(1) 対象施設とその施設分類 (3項(1)に対する考え方)</p> <p>『重大事故等対象設備について(補足説明資料)「39条 地震による損傷の防止 添付資料-1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について」』より抽出したSA施設の建物・構築物を表1に示す。<u>補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽を除く12施設</u>は、<u>基準地震動</u>による地震力に対して機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」、「常設重大事故緩和設備」のいずれかに該当するため、荷重の組合せ検討の対象施設である。<u>なお、「常設重大事故防止設備(設計基準拡張)」兼「常設重大事故緩和設備(設計基準拡張)」である補機冷却用海水取水路及び補機冷却用海水取水槽についても、Ss機能維持設計であることから、「常設耐震重要重大事故防止設備」及び「常設重大事故緩和設備」と同等のものとして取り扱う。</u></p>	<p><u>添付資料-4</u></p> <p>建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</p> <p>4項(2)では建物・構築物を全般施設に分類しており、全般施設はSA条件を考慮した設計荷重とSsによる地震力を組み合わせることとしている。これは、建物・構築物のDB施設としての設計の考え方が、機器・配管系のそれと同じであり、SA施設としての設計については、建物・構築物、機器・配管系ともにDB施設としての設計の考え方を踏まえることを基本方針としているからである。</p> <p>以下では、建物・構築物のSA施設としての設計の考え方について、DB施設としての設計の考え方も踏まえ、本文の各項毎に説明する。</p> <p>(1) 対象施設とその施設分類 (3項(1)に対する考え方)</p> <p>『重大事故等対象設備について(補足説明資料)「39条地震による損傷の防止添付資料-1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について」』より抽出したSA施設の建物・構築物を表1に示す。<u>これら 13 施設は、基準地震動 S sによる地震力に対して機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」、「常設重大事故緩和設備」のいずれかに該当するため、荷重の組合せ検討の対象施設である。</u></p>	<p><u>添付資料4</u></p> <p>建物・構築物のSA施設としての設計の考え方</p> <p>4項(2)では建物・構築物を全般施設に分類しており、全般施設はSA条件を考慮した設計荷重とSsによる地震力を組み合わせることとしている。これは、建物・構築物のDB施設としての設計の考え方が、機器・配管系のそれと同じであり、SA施設としての設計については、建物・構築物、機器・配管系ともにDB施設としての設計の考え方を踏まえることを基本方針としているからである。</p> <p>以下では、建物・構築物のSA施設としての設計の考え方について、DB施設としての設計の考え方も踏まえ、本文の各項毎に説明する。</p> <p>(1) 対象施設とその施設分類(3項(1)に対する考え方)</p> <p>『重大事故等対象設備について(補足説明資料)「39条地震による損傷の防止添付資料-1 重大事故等対処施設の網羅的な整理について」』より抽出したSA施設の建物・構築物を表1に示す。<u>これら 10 施設は、S sによる地震力に対して機能維持が求められている「常設耐震重要重大事故防止設備」、「常設重大事故緩和設備」のいずれかに該当するため、荷重の組合せ検討の対象施設である。</u></p>	<p>・施設構成の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p> <p>・施設構成の相違 【柏崎 6/7】</p>

表1 SA施設（建物・構築物）の施設分類

SA 施設 (建物・構築物)	常設耐震重要 重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故 防止設備以外の常設重 大事故防止設備	常設重大事故 緩和設備
復水貯蔵槽	○	—	○
フィルタベント遮蔽壁	○	—	○
使用済燃料プール	○	—	○
中央制御室遮蔽	○	—	○
中央制御室待避室遮蔽	—	—	○
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (対策本部) 遮蔽	○	—	○
5号炉原子炉建屋内緊急時対策所 (待機場所) 遮蔽	○	—	○
海水貯留堰	○	—	○
スクリーン室	—	○	○
取水路	—	○	○
補機冷却用海水取水路	—	—	—
補機冷却用海水取水槽	—	—	—
主排気筒 (内筒)	○	—	○
原子炉建屋原子炉区域	—	—	○

表1 SA施設（建物・構築物）の施設分類

SA 施設 (建物・構築物)	常設耐震重要 重大事故防止設備	常設耐震重要重大事 故防止設備以外の常 設重大事故防止設備	常設重大事故 緩和設備
使用済燃料プール	○	—	○
緊急用海水ポンプピ ット	—	○	○
SA用海水ピット取 水塔	—	○	○
海水引込み管	—	○	○
SA用海水ピット	—	○	○
貯留堰	○	—	○
取水路	—	○	○
フィルタ装置遮蔽	○	—	○
二次隔離弁操作室遮 蔽	—	—	○
中央制御室遮蔽	○	—	○
中央制御室退避室遮 蔽	—	—	○
緊急時対策所遮蔽	—	—	○
代替淡水貯槽	○	—	○

表1 SA施設（建物・構築物）の施設分類

SA 施設 (建物・構築物)	常設耐震重要 重大事故防止設備	常設耐震重要 重大事故防止設備 以外の常設重大 事故防止設備	常設重大事故 緩和設備
燃料プール	○	—	○
低圧原子炉代替注 水槽	○	—	○
中央制御室遮蔽	○	—	○
緊急時対策所遮蔽	—	—	○
取水槽	—	○	○
取水管	—	○	○
取水口	—	○	○
原子炉棟	—	—	○
非常用ガス処理系 用排気筒	—	—	○
緊急時対策所用燃 料地下タンク	—	—	○

・施設構成の相違
【柏崎6/7, 東海第二】

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>(2) DB施設としての設計の考え方</p> <p>(a) 新規制基準における要求事項</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の第4条(地震による損傷の防止)には、建物・構築物、機器・配管系の区分なく、次の事項が規定されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。 ・耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれのある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。 <p>(b) JEAG4601の記載内容(2.3項に対する考え方)</p> <p>上記の規制要求を踏まえ、JEAG4601-1987において、建物・構築物に関する荷重の組合せと許容限界については、以下のように記載されている。</p> <p>【荷重の組合せ】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震力と常時作用している荷重、<u>運転時(通常運転時、運転時の異常な過渡変化時)に施設に作用する荷重を組み合わせる。</u> ・常時作用している荷重、<u>及び事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と基準地震動S_1による荷重を組み合わせる。</u> <p>【許容限界】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動S_1による地震力との組合せに対する許容限界安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。ただし、事故時の荷重と組み合わせる場合には、次項による許容限界を適用する。 ・基準地震動S_2による地震力との組合せに対する許容限界建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする。 <p>ここで、JEAG4601-1987における建物・構築物の荷重の組合せは、2.3項に示す機器・配管系の荷重の組合せと同じ考え方に基づいて設定された結果として記載されているものである。</p>	<p>(2) DB施設としての設計の考え方</p> <p>a. 新規制基準における要求事項</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の第4条(地震による損傷の防止)には、建物・構築物、機器・配管系の区分なく、次の事項が規定されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。 ・耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれのある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。 <p>b. JEAG4601の規定内容(2.3項に対する考え方)</p> <p>上記の規制要求を踏まえ、JEAG4601-1987において、建物・構築物に関する荷重の組合せと許容限界については、以下のように規定されている。</p> <p>【荷重の組合せ】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震力と常時作用している荷重、<u>運転時(通常運転時、運転時の異常な過渡変化時)に施設に作用する荷重とを組み合わせる。</u> ・常時作用している荷重、<u>及び事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と基準地震動S_1による荷重を組み合わせる。</u> <p>【許容限界】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動S_1による地震力との組合せに対する許容限界安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。ただし、事故時の荷重と組み合わせる場合には、次項による許容限界を適用する。 ・基準地震動S_2による地震力との組合せに対する許容限界建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする。 <p>ここで、JEAG4601-1987における建物・構築物の荷重の組合せは、2.3項に示す機器・配管系の荷重の組合せと同じ考え方に基づいて設定された結果として規定されているものである。</p>	<p>(2) DB施設としての設計の考え方</p> <p>(a) 新規制基準における要求事項</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の第4条(地震による損傷の防止)には、建物・構築物、機器・配管系の区分なく、次の事項が規定されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。 ・耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれのある地震による加速度によって作用する地震力(以下「基準地震動による地震力」という。)に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。 <p>(b) JEAG4601の規定内容(2.3項に対する考え方)</p> <p>上記の規制要求を踏まえ、JEAG4601-1987において、建物・構築物に関する荷重の組合せと許容限界については、以下のように規定されている。</p> <p>【荷重の組合せ】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・地震力と常時作用している荷重<u>及び</u>運転時(通常運転時、運転時の異常な過渡変化時)に施設に作用する荷重<u>とを組み合わせる。</u> ・常時作用している荷重<u>及び</u>事故時の状態で施設に作用する荷重のうち長時間その作用が続く荷重と基準地震動S_1による荷重<u>とを組み合わせる。</u> <p>【許容限界】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・基準地震動S_1による地震力との組合せに対する許容限界安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とする。ただし、事故時の荷重と組み合わせる場合には、次項による許容限界を適用する。 ・基準地震動S_2による地震力との組合せに対する許容限界建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする。 <p>ここで、JEAG4601-1987における建物・構築物の荷重の組合せは、2.3項に示す機器・配管系の荷重の組合せと同じ考え方に基づいて設定された結果として規定されているものである。</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>なお、JEAG4601-1987において、機器・配管系では運転状態が定義されているが、建物・構築物については、細かな運転状態を設定する必要がないため、運転状態は定義されていない。</p> <p>(3) SA 施設の荷重の組合せと許容限界の設定方針 (3. (3) (4) 項に対する考え方)</p> <p>SA施設の建物・構築物における荷重の組合せと許容限界の設定方針は、機器・配管系と同様、JEAG4601-1987のDB施設に対する記載内容を踏まえ、以下のとおりとする(建物・構築物では、運転状態及びそれに対応した許容応力状態が定義されていないことから、機器・配管系とは下線部が異なる)。</p> <p>【SA施設(建物・構築物)における設定方針】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ S_s, S_dと運転状態の組合せを考慮する。 ・ 地震の従属事象については、地震との組合せを実施する。ここで、耐震Sクラス施設はS_sによる地震力に対して、その安全機能が保持できるよう設計されていることから、地震の従属事象としてのSAは発生しないこととなる。したがってSAは地震の独立事象として取り扱う。 ・ 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及びS_s若しくはS_dの年超過確率の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるかを判断する。 組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし、事象の発生確率、継続時間及びS_s若しくはS_dの年超過確率の積と<u>比較等</u>により判断する。 ・ また、上記により組合せ不要と判断された場合においても、事故後長期間継続する荷重とS_dによる地震力と<u>組み合わせる</u>。 ・ 許容限界として、DB施設のS_sに対する許容限界に加えて、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界(機器・配管系の許容応力状態V_ASに相当するもの)を設定する。ここで、<u>柏崎刈羽6号及び7号炉</u>では、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界はDB施設のS_sに対する許容限界(建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする)と同じとする。 	<p>なお、JEAG4601-1987 において、機器・配管系では運転状態が定義されているが、建物・構築物については、細かな運転状態を設定する必要がないため、運転状態は定義されていない。</p> <p>(3) SA施設の荷重の組合せと許容限界の設定方針 (3. (3) (4) 項に対する考え方)</p> <p>SA施設の建物・構築物における荷重の組合せと許容限界の設定方針は、機器・配管系と同様、JEAG4601-1987 のDB施設に対する規定内容を踏まえ、以下のとおりとする(建物・構築物では、運転状態及びそれに対応した許容応力状態が定義されていないことから、機器・配管系とは下線部が異なる)。</p> <p>【SA施設(建物・構築物)における設定方針】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ S_s, S_dと運転状態の組合せを考慮する。 ・ 地震の従属事象については、地震との組合せを実施する。ここで、耐震Sクラス施設はS_sによる地震力に対して、その安全機能が保持できるよう設計されていることから、地震の従属事象としてのSAは発生しないこととなる。したがって、SAは地震の独立事象として取り扱う。 ・ 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及びS_s若しくはS_dの<u>超過確率</u>の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるかを判断する。 組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし、事象の発生確率、継続時間及びS_s若しくはS_dの<u>超過確率</u>の積と<u>比較等</u>により判断する。 ・ また、上記により組合せ不要と判断された場合においても、事故後長期間継続する荷重とS_dによる地震力と<u>組み合わせる</u>。 ・ 許容限界として、DB施設のS_sに対する許容限界に加えて、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界(機器・配管系の許容応力状態V_ASに相当するもの)を設定する。ここで、<u>東海第二発電所</u>では、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界はDB施設のS_sに対する許容限界(建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする)と同じとする。 	<p>なお、JEAG4601-1987 において、機器・配管系では運転状態が定義されているが、建物・構築物については、細かな運転状態を設定する必要がないため、運転状態は定義されていない。</p> <p>(3) SA施設の荷重の組合せと許容限界の設定方針(3. (3) (4) 項に対する考え方)</p> <p>SA施設の建物・構築物における荷重の組合せと許容限界の設定方針は、機器・配管系と同様、JEAG4601-1987 のDB施設に対する<u>規定</u>内容を踏まえ、以下のとおりとする(建物・構築物では、運転状態及びそれに対応した許容応力状態が定義されていないことから、機器・配管系とは下線部が異なる)。</p> <p>【SA施設(建物・構築物)における設定方針】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ S_s, S_dと運転状態の組合せを考慮する。 ・ 地震の従属事象については、地震との組合せを実施する。ここで、Sクラス施設はS_sによる地震力に対して、その安全機能が保持できるよう設計されていることから、地震の従属事象としてのSAは発生しないこととなる。したがってSAは地震の独立事象として取り扱う。 ・ 地震の独立事象については、事象の発生確率、継続時間及びS_s若しくはS_dの<u>年超過確率</u>の積等も考慮し、工学的、総合的に組み合わせるかを判断する。 組み合わせるか否かの判断は、国内外の基準等でスクリーニング基準として参照されている値、炉心損傷頻度及び格納容器機能喪失頻度の性能目標値に保守性をもたせた値を目安とし、事象の発生確率、継続時間及びS_s若しくはS_dの<u>年超過確率</u>の積と<u>比較等</u>により判断する。 ・ また、上記により組合せ不要と判断された場合においても、事故後長期間継続する荷重とS_dによる地震力と<u>を組み合わせる</u>。 ・ 許容限界として、DB施設のS_sに対する許容限界に加えて、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界(機器・配管系の許容応力状態V_ASに相当するもの)を設定する。ここで、<u>島根2号炉</u>では、SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界は、DB施設のS_sに対する許容限界(建物・構築物が構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする)と同じとする。 	

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>(4) 荷重の組合せと許容限界の検討結果(5.2.1項に対する考え方)</p> <p>5.2.1項の全般施設の検討は、建物・構築物に対しても同様に適用される。すなわち、各項目に対する考え方は以下のとおりとなる。</p> <p>SAの発生確率……………炉心損傷頻度の性能目標値(10⁻⁴/炉年)を設定</p> <p>継続時間……………事故発生時を基点として、10⁻²年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S)), <u>弾性設計用地震動S_dとの組合せが必要な10⁻²~2×10⁻¹年を長期(L)(運転状態V(L)), <u>基準地震動S_sとの組合せが必要な期間2×10⁻¹年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。</u></u></p> <p>(建物・構築物について、SA時の荷重条件を踏まえ5.2.1項(2)b.の分類を設備ごとに検討した結果を添付資料-4 補足資料-1に示す。)</p> <p>地震動の年超過確率……………JEAG4601の地震動の発生確率(S_s: 5×10⁻⁴/年以下, S_d: 10⁻²/年以下)を設定</p> <p>以上から、機器・配管系と同様、SAの発生確率、継続時間、地震動の年超過確率の積等を考慮した工学的、総合的な判断として、建物・構築物についても、SA荷重とS_sによる地震力を組み合わせることとする。</p> <p>(5) SAと地震の組合せに対する許容限界の考え方(6.1項に対する考え方)</p> <p>(3)の荷重の組合せ方針から、SA施設(建物・構築物)の各組合せ条件に対する許容応力状態をDB施設(建物・構築物)と比較して表2に示す。なお、表2に示す荷重の組合せケースのうち、他の組合せケースと同一となる場合、又は他の組合せケースに包絡される場合は評価を省略することになる。</p>	<p>(4) 荷重の組合せと許容限界の検討結果(5.2.1項に対する考え方)</p> <p>5.2.1項の全般施設の検討は、建物・構築物に対しても同様に適用される。すなわち、各項目に対する考え方は以下のとおりとなる。</p> <p>SAの発生確率…炉心損傷頻度の性能目標値(10⁻⁴/炉年)を設定</p> <p>継続時間……………事象発生時を起点として、10⁻²年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S)), <u>弾性設計用地震動S_dとの組合せが必要な10⁻²から2×10⁻¹年を長期(L)(運転状態V(L)), <u>基準地震動S_sとの組合せが必要な期間2×10⁻¹年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。</u></u></p> <p>(建物・構築物について、SA時の荷重条件を踏まえ、<u>施設ごとに検討した結果を添付4 補足資料-1に示す。</u>)</p> <p>地震動の<u>超過確率</u>…JEAG4601の地震動の発生確率(S_s: 5×10⁻⁴/年以下, S_d: 10⁻²/年以下)を設定</p> <p>以上から、機器・配管系と同様、SAの発生確率、継続時間、<u>地震動の超過確率</u>の積等を考慮した工学的、総合的な判断として、建物・構築物についても、SA荷重とS_sによる地震力を組み合わせることとする。</p> <p>(5) SAと地震の組合せに対する許容限界の考え方(6.1項に対する考え方)</p> <p>(3)の荷重の組合せ方針から、SA施設(建物・構築物)の各組合せ条件に対する許容応力状態をDB施設(建物・構築物)と比較して表2に示す。なお、表2に示す荷重の組合せケースのうち、他の組合せケースと同一となる場合、又は他の組合せケースに包絡される場合は評価を省略することになる。</p>	<p>(4) 荷重の組合せと許容限界の検討結果(5.2.1項に対する考え方)</p> <p>5.2.1項の全般施設の検討は、建物・構築物に対しても同様に適用される。すなわち、各項目に対する考え方は以下のとおりとなる。</p> <p>SAの発生確率……………炉心損傷頻度の性能目標値(10⁻⁴/炉年)を設定</p> <p>継続時間……………事故発生時を基点として、10⁻²年までの期間を地震荷重との組合せが不要な短期(運転状態V(S)), S_dとの組合せが必要な10⁻²~2×10⁻¹年を長期(L)(運転状態V(L)), S_sとの組合せが必要な2×10⁻¹年以降を長期(LL)(運転状態V(LL))とする。</p> <p>(建物・構築物について、SA時の荷重条件を踏まえ5.2.1項(2)b.の分類を設備ごとに検討した結果を添付4 補足資料-1に示す。)</p> <p>地震動の<u>年超過確率</u>……………JEAG4601の地震動の発生確率(S_s: 5×10⁻⁴/年以下, S_d: 10⁻²/年以下)を設定</p> <p>以上から、機器・配管系と同様、SAの発生確率、継続時間、<u>地震動の年超過確率</u>の積等を考慮した工学的、総合的な判断として、建物・構築物についても、SA荷重とS_sによる地震力を組み合わせることとする。</p> <p>(5) SAと地震の組合せに対する許容限界の考え方(6.1項に対する考え方)</p> <p>(3)の荷重の組合せ方針から、SA施設(建物・構築物)の各組合せ条件に対する許容応力状態をDB施設(建物・構築物)と比較して表2に示す。なお、表2に示す荷重の組合せケースのうち、他の組合せケースと同一となる場合、又は他の組合せケースに包絡される場合は評価を省略する。</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>表2 荷重の組合せと許容限界</u></p> <table border="1" data-bbox="172 262 896 588"> <thead> <tr> <th rowspan="2">運転状態</th> <th colspan="2">DB 施設</th> <th colspan="2">SA 施設</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>S_d</th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> <th>S_s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転時</td> <td>許容応力度^{※1}</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>DBと同じ許容限界とする。</td> </tr> <tr> <td>DB事故時(長期)</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>DBと同じ許容限界とする。</td> </tr> <tr> <td>SA事故時</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>注2</td> <td>注2: SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、柏崎刈羽6号及び7号炉では、終局^{※2}とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 許容応力度: 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度</p> <p>※2: 終局: 構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕を持たせていること</p> <p>添付資料-4 補足資料-2に、<u>S_sによる地震力と組み合わせる荷重を、施設ごとに示す。</u></p> <p><u>使用済燃料プールを除く施設は、DB事故時(長期)の荷重は、結果的に運転時と同じとなり、表2における「DB事故時(長期)+S_d」は地震力が大きい「運転時+S_s」に包絡されることになる。</u></p> <p><u>使用済み燃料プールについては、「SA事故時+S_s」の条件をDB設計条件で包絡出来ないことから、「SA事故時+S_s」の組合せを実施することとする。</u></p> <p>以上より、建物・構築物は、PCV、RPV以外の機器・配管系と同様に扱うことが可能であり、全般施設に分類することができる。</p>	運転状態	DB 施設		SA 施設		備考	S _d	S _s	S _d	S _s	運転時	許容応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	DBと同じ許容限界とする。	DB事故時(長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	DBと同じ許容限界とする。	SA事故時	—	—	—	注2	注2: SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、柏崎刈羽6号及び7号炉では、終局 ^{※2} とする。	<p style="text-align: center;"><u>表2 荷重の組合せと許容限界</u></p> <table border="1" data-bbox="949 262 1703 535"> <thead> <tr> <th rowspan="2">運転状態</th> <th colspan="2">DB施設</th> <th colspan="2">SA施設</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>S_d</th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> <th>S_s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転時</td> <td>許容応力度^{※1}</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>DBと同じ許容限界とする。</td> </tr> <tr> <td>DB事故時(長期)</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>DBと同じ許容限界とする。</td> </tr> <tr> <td>SA事故時</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、東海第二発電所では、終局^{※2}とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 許容応力度: 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度</p> <p>※2: 終局: 構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して、安全余裕を持たせていること</p> <p>添付4 補足資料-2に、<u>S_sによる地震力と組み合わせる荷重を、施設ごとに示す。</u></p> <p>いずれの施設も、DB事故時(長期)の荷重は、結果的に運転時と同じとなり、表2における「DB事故時(長期)+S_d」は地震力が大きい「運転時+S_s」に包絡されることになる。</p> <p>以上より、建物・構築物は、PCV、RPV以外の機器・配管系と同様に扱うことが可能であり、全般施設に分類することができる。</p>	運転状態	DB施設		SA施設		備考	S _d	S _s	S _d	S _s	運転時	許容応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	DBと同じ許容限界とする。	DB事故時(長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	DBと同じ許容限界とする。	SA事故時	—	—	—	終局 ^{※2}	SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、東海第二発電所では、終局 ^{※2} とする。	<p style="text-align: center;"><u>表2 荷重の組合せと許容限界</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 262 2487 535"> <thead> <tr> <th rowspan="2">運転状態</th> <th colspan="2">DB施設</th> <th colspan="2">SA施設</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>S_d</th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> <th>S_s</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転時</td> <td>許容応力度^{※1}</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>DBと同じ許容限界とする。</td> </tr> <tr> <td>DB事故時(長期)</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>—</td> <td>DBと同じ許容限界とする。</td> </tr> <tr> <td>SA事故時</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>終局^{※2}</td> <td>SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、島根2号炉では、終局^{※2}とする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 許容応力度: 安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度</p> <p>※2: 終局: 構造物全体として十分変形能力(ねばり)の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕を持たせていること</p> <p>添付4 補足資料-2に、地震力と組み合わせる荷重を施設ごとに示す。</p> <p><u>いずれの施設も、DB事故時(長期)の荷重は、結果的に運転時と同じとなり、表2における「DB事故時(長期)+S_d」は地震力が大きい「運転時+S_s」に包絡されることになる。</u></p> <p>以上より、建物・構築物は、PCV、RPV以外の機器・配管系と同様に扱うことが可能であり、全般施設に分類することができる。</p>	運転状態	DB施設		SA施設		備考	S _d	S _s	S _d	S _s	運転時	許容応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	DBと同じ許容限界とする。	DB事故時(長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	DBと同じ許容限界とする。	SA事故時	—	—	—	終局 ^{※2}	SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、島根2号炉では、終局 ^{※2} とする。	<p>・柏崎6/7の使用済燃料プールはRCCVと一体構造であり、島根2号炉の燃料プールと荷重条件が異なる。</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>・同上</p>
運転状態		DB 施設		SA 施設			備考																																																																																
	S _d	S _s	S _d	S _s																																																																																			
運転時	許容応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	DBと同じ許容限界とする。																																																																																		
DB事故時(長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	DBと同じ許容限界とする。																																																																																		
SA事故時	—	—	—	注2	注2: SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、柏崎刈羽6号及び7号炉では、終局 ^{※2} とする。																																																																																		
運転状態	DB施設		SA施設		備考																																																																																		
	S _d	S _s	S _d	S _s																																																																																			
運転時	許容応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	DBと同じ許容限界とする。																																																																																		
DB事故時(長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	DBと同じ許容限界とする。																																																																																		
SA事故時	—	—	—	終局 ^{※2}	SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、東海第二発電所では、終局 ^{※2} とする。																																																																																		
運転状態	DB施設		SA施設		備考																																																																																		
	S _d	S _s	S _d	S _s																																																																																			
運転時	許容応力度 ^{※1}	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	DBと同じ許容限界とする。																																																																																		
DB事故時(長期)	終局 ^{※2}	—	終局 ^{※2}	—	DBと同じ許容限界とする。																																																																																		
SA事故時	—	—	—	終局 ^{※2}	SA荷重と地震力との組合せに対する許容限界として、島根2号炉では、終局 ^{※2} とする。																																																																																		

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																																																																					
添付資料-4 補足資料-1 <u>SA施設（建物・構築物）のSA時の条件を踏まえた分類</u>	添付4 補足資料-1 <u>SA施設（建物・構築物）のSA時の条件を踏まえた分類</u>	添付4 補足資料-1 <u>SA施設（建物・構築物）のSA時の条件を踏まえた分類</u>	・施設構成の相違 【柏崎6/7, 東海第二】																																																																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th>SA 施設 (建物・構築物)</th> <th>5.2.1 継続時間 設定の分類*</th> <th>分類の根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>復水貯蔵槽</td> <td>b</td> <td>DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時の温度荷重を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール</td> <td>a(b)</td> <td>DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）、通常時においては運転時荷重(圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重)、異常時荷重(圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重)を考慮している。SA 時には、DB 条件とは異なる異常時荷重が作用する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉区域 中央制御室遮蔽</td> <td>b</td> <td>DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>中央制御室待避室遮蔽 フィルタベント遮蔽壁 5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所（対策本部）遮蔽 5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所（待機場所）遮蔽</td> <td>c</td> <td>中央制御室待避室遮蔽、フィルタベント遮蔽壁、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽についてはDB施設ではない。</td> </tr> <tr> <td>海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路</td> <td>b</td> <td>DB 設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA 時においても、地盤内で、DB 条件を上回るような事象は発生しないため、DB 条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>補機冷却用海水取水槽</td> <td>b</td> <td>DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>主排気筒（内筒）</td> <td>a(b)</td> <td>DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。SA 時においては、SA 時温度荷重を考慮するため、DB 条件を上回る荷重が作用する。</td> </tr> </tbody> </table>	SA 施設 (建物・構築物)	5.2.1 継続時間 設定の分類*	分類の根拠	復水貯蔵槽	b	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時の温度荷重を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。	使用済燃料プール	a(b)	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）、通常時においては運転時荷重(圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重)、異常時荷重(圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重)を考慮している。SA 時には、DB 条件とは異なる異常時荷重が作用する。	原子炉建屋原子炉区域 中央制御室遮蔽	b	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。	中央制御室待避室遮蔽 フィルタベント遮蔽壁 5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所（対策本部）遮蔽 5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所（待機場所）遮蔽	c	中央制御室待避室遮蔽、フィルタベント遮蔽壁、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽についてはDB施設ではない。	海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路	b	DB 設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA 時においても、地盤内で、DB 条件を上回るような事象は発生しないため、DB 条件を上回る荷重はない。	補機冷却用海水取水槽	b	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。	主排気筒（内筒）	a(b)	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。SA 時においては、SA 時温度荷重を考慮するため、DB 条件を上回る荷重が作用する。	<table border="1"> <thead> <tr> <th>SA 施設 (建物・構築物)</th> <th>荷重状態* の分類</th> <th>分類の根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料プール</td> <td>a(b)</td> <td>DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時においては通常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）、異常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）を考慮している。SA 時にはDB条件とは異なる異常時荷重が作用する。</td> </tr> <tr> <td>緊急用海水ポンプピット SA用海水ピット取水塔 海水引込み管 SA用海水ピット</td> <td>c</td> <td>緊急用海水ポンプピット、SA用海水ピット取水塔、海水引込み管及びSA用海水ピットについてはDB施設ではない</td> </tr> <tr> <td>貯留堰 取水路</td> <td>b</td> <td>DB 設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA 時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置遮蔽 二次隔離弁操作室遮蔽</td> <td>c</td> <td>フィルタ装置遮蔽及び二次隔離弁操作室遮蔽についてはDB施設ではない。</td> </tr> <tr> <td>中央制御室遮蔽</td> <td>b</td> <td>DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>中央制御室退避室遮蔽 緊急時対策所遮蔽 代替淡水貯槽</td> <td>c</td> <td>中央制御室退避室遮蔽、緊急時対策所遮蔽及び代替淡水貯槽についてはDB施設ではない</td> </tr> </tbody> </table>	SA 施設 (建物・構築物)	荷重状態* の分類	分類の根拠	使用済燃料プール	a(b)	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時においては通常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）、異常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）を考慮している。SA 時にはDB条件とは異なる異常時荷重が作用する。	緊急用海水ポンプピット SA用海水ピット取水塔 海水引込み管 SA用海水ピット	c	緊急用海水ポンプピット、SA用海水ピット取水塔、海水引込み管及びSA用海水ピットについてはDB施設ではない	貯留堰 取水路	b	DB 設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA 時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。	フィルタ装置遮蔽 二次隔離弁操作室遮蔽	c	フィルタ装置遮蔽及び二次隔離弁操作室遮蔽についてはDB施設ではない。	中央制御室遮蔽	b	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。	中央制御室退避室遮蔽 緊急時対策所遮蔽 代替淡水貯槽	c	中央制御室退避室遮蔽、緊急時対策所遮蔽及び代替淡水貯槽についてはDB施設ではない	<table border="1"> <thead> <tr> <th>SA 施設 (建物・構築物)</th> <th>荷重状態* の分類</th> <th>分類の根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料プール</td> <td>a(b)</td> <td>DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時の温度荷重を考慮している。SA時には、DB条件とは異なる異常時荷重（温度荷重）が作用する。</td> </tr> <tr> <td>低圧原子炉代替注 水槽</td> <td>c</td> <td>低圧原子炉代替注水槽については、DB施設ではない。</td> </tr> <tr> <td>原子炉棟 中央制御室遮蔽</td> <td>b</td> <td>DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所遮蔽</td> <td>c</td> <td>緊急時対策所遮蔽については、DB施設ではない。</td> </tr> <tr> <td>取水槽 取水管 取水口</td> <td>b</td> <td>DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系 用排気筒</td> <td>b</td> <td>DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所用燃 料地下タンク</td> <td>c</td> <td>緊急時対策所用燃料地下タンクについては、DB施設ではない。</td> </tr> </tbody> </table>	SA 施設 (建物・構築物)	荷重状態* の分類	分類の根拠	燃料プール	a(b)	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時の温度荷重を考慮している。SA時には、DB条件とは異なる異常時荷重（温度荷重）が作用する。	低圧原子炉代替注 水槽	c	低圧原子炉代替注水槽については、DB施設ではない。	原子炉棟 中央制御室遮蔽	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。	緊急時対策所遮蔽	c	緊急時対策所遮蔽については、DB施設ではない。	取水槽 取水管 取水口	b	DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。	非常用ガス処理系 用排気筒	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。	緊急時対策所用燃 料地下タンク	c	緊急時対策所用燃料地下タンクについては、DB施設ではない。	
SA 施設 (建物・構築物)	5.2.1 継続時間 設定の分類*	分類の根拠																																																																						
復水貯蔵槽	b	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時の温度荷重を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。																																																																						
使用済燃料プール	a(b)	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）、通常時においては運転時荷重(圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重)、異常時荷重(圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重)を考慮している。SA 時には、DB 条件とは異なる異常時荷重が作用する。																																																																						
原子炉建屋原子炉区域 中央制御室遮蔽	b	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。																																																																						
中央制御室待避室遮蔽 フィルタベント遮蔽壁 5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所（対策本部）遮蔽 5号炉原子炉建屋内緊急時 対策所（待機場所）遮蔽	c	中央制御室待避室遮蔽、フィルタベント遮蔽壁、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（対策本部）遮蔽、5号炉原子炉建屋内緊急時対策所（待機場所）遮蔽についてはDB施設ではない。																																																																						
海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路	b	DB 設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA 時においても、地盤内で、DB 条件を上回るような事象は発生しないため、DB 条件を上回る荷重はない。																																																																						
補機冷却用海水取水槽	b	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB 条件を上回る荷重はない。																																																																						
主排気筒（内筒）	a(b)	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。SA 時においては、SA 時温度荷重を考慮するため、DB 条件を上回る荷重が作用する。																																																																						
SA 施設 (建物・構築物)	荷重状態* の分類	分類の根拠																																																																						
使用済燃料プール	a(b)	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時においては通常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）、異常時荷重（圧力、温度荷重、機器・配管系から作用する荷重）を考慮している。SA 時にはDB条件とは異なる異常時荷重が作用する。																																																																						
緊急用海水ポンプピット SA用海水ピット取水塔 海水引込み管 SA用海水ピット	c	緊急用海水ポンプピット、SA用海水ピット取水塔、海水引込み管及びSA用海水ピットについてはDB施設ではない																																																																						
貯留堰 取水路	b	DB 設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA 時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。																																																																						
フィルタ装置遮蔽 二次隔離弁操作室遮蔽	c	フィルタ装置遮蔽及び二次隔離弁操作室遮蔽についてはDB施設ではない。																																																																						
中央制御室遮蔽	b	DB 設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA 時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。																																																																						
中央制御室退避室遮蔽 緊急時対策所遮蔽 代替淡水貯槽	c	中央制御室退避室遮蔽、緊急時対策所遮蔽及び代替淡水貯槽についてはDB施設ではない																																																																						
SA 施設 (建物・構築物)	荷重状態* の分類	分類の根拠																																																																						
燃料プール	a(b)	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、水圧）及び運転時の温度荷重を考慮している。SA時には、DB条件とは異なる異常時荷重（温度荷重）が作用する。																																																																						
低圧原子炉代替注 水槽	c	低圧原子炉代替注水槽については、DB施設ではない。																																																																						
原子炉棟 中央制御室遮蔽	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。																																																																						
緊急時対策所遮蔽	c	緊急時対策所遮蔽については、DB施設ではない。																																																																						
取水槽 取水管 取水口	b	DB設計では、地盤内に埋設されている構造物として、常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）を考慮している。SA時においても、地盤内でDB条件を上回るような事象は発生しないため、DB条件を上回る荷重はない。																																																																						
非常用ガス処理系 用排気筒	b	DB設計では、常時作用している荷重（固定荷重）を考慮している。SA時においても、荷重条件は変わらないため、DB条件を上回る荷重はない。																																																																						
緊急時対策所用燃 料地下タンク	c	緊急時対策所用燃料地下タンクについては、DB施設ではない。																																																																						
※ 5.2.1項 継続時間設定の分類 <u>a. SA条件がDB条件を超える既設施設</u> (a) 新設のSA施設の運転によって、DB条件を超える既設施設 (b) SAによる荷重・温度の影響によってDB条件を超える既設施設 b : SA条件がDB条件に包絡される既設施設 c : DB施設を兼ねないSA施設	※荷重状態の分類 <u>a. SA条件がDB条件を超える施設</u> (a) 新設のSA施設の運転によって、DB条件を超える施設 (b) SAによる荷重・温度条件の影響によってDB条件を超える施設 <u>b. SA条件がDB条件に包絡される施設</u> <u>c. DB施設を兼ねないSA施設</u>	※ 荷重状態の分類 <u>a. SA条件がDB条件を超える既設施設</u> (a) 新設のSA施設の運転によって、DB条件を超える既設施設 (b) SAによる荷重・温度の影響によってDB条件を超える既設施設 <u>b. SA条件がDB条件に包絡される既設施設</u> <u>c. DB施設を兼ねないSA施設</u>																																																																						

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;">添付資料-4 補足資料-2</p> <p>建物・構築物においてSsによる地震力と組み合わせる荷重は補足表2-1のとおりとなる。</p> <p style="text-align: center;">補足表2-1 SA施設(建物・構築物)において地震力と組み合わせる荷重(1/2)</p>	<p style="text-align: center;">添付4 補足資料-2</p> <p>建物・構築物においてSsによる地震力と組み合わせる荷重は補足表2-1のとおりとなる。</p> <p style="text-align: center;">補足表2-1 SA施設(建物・構築物)において地震力と組み合わせる荷重</p>	<p style="text-align: center;">添付4 補足資料-2</p> <p>建物・構築物において地震力と組み合わせる荷重は補足表2-1のとおりとなる。</p> <p style="text-align: center;">補足表2-1 SA施設(建物・構築物)において地震力と組み合わせる荷重</p>	<p>・施設構成の相違 【柏崎6/7, 東海第二】</p>																																																																																																																																																			
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>運転時</th> <th>DB事故(長期)</th> <th>SA事故時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>組み合わせる地震力</td> <td>Ss</td> <td>Sd</td> <td>Ss</td> </tr> <tr> <td>許容限界</td> <td>終局</td> <td>終局</td> <td>終局</td> </tr> <tr> <td rowspan="10" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: mixed;">SA施設(建物・構築物)</td> <td>復水貯蔵槽</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 運転時荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 SA時荷重</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉区域 中央制御室遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>中央制御室待避室遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>フィルタベント遮蔽壁</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 SA時温度荷重</td> </tr> <tr> <td>5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所(対策本部)遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所(待機場所)遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> </tbody> </table>		運転時	DB事故(長期)	SA事故時	組み合わせる地震力	Ss	Sd	Ss	許容限界	終局	終局	終局	SA施設(建物・構築物)	復水貯蔵槽	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重	使用済燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 運転時荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時荷重	原子炉建屋原子炉区域 中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	中央制御室待避室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	フィルタベント遮蔽壁	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重 SA時温度荷重	5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所(対策本部)遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所(待機場所)遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>運転時</th> <th>DB事故(長期)</th> <th>SA事故時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>組み合わせる地震力</td> <td>Ss</td> <td>Sd</td> <td>Ss</td> </tr> <tr> <td>許容限界</td> <td>終局</td> <td>終局</td> <td>終局</td> </tr> <tr> <td rowspan="15" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: mixed;">SA施設(建物・構築物)</td> <td>使用済燃料プール</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 通常時運転荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 SA時荷重</td> </tr> <tr> <td>緊急用海水ポンプピット</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>SA用海水ピット取水塔</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>海水引込み管</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>SA用海水ピット</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>貯留堰</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧</td> </tr> <tr> <td>取水路</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>二次隔離弁操作室遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>中央制御室遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>中央制御室退避室遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>代替淡水貯槽</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> </tbody> </table>		運転時	DB事故(長期)	SA事故時	組み合わせる地震力	Ss	Sd	Ss	許容限界	終局	終局	終局	SA施設(建物・構築物)	使用済燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時運転荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時荷重	緊急用海水ポンプピット	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	SA用海水ピット取水塔	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	海水引込み管	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	SA用海水ピット	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	貯留堰	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧	取水路	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	フィルタ装置遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	二次隔離弁操作室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	中央制御室退避室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	緊急時対策所遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	代替淡水貯槽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>運転時</th> <th>DB事故時(長期)</th> <th>SA事故時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>組み合わせる地震力</td> <td>Ss</td> <td>Sd</td> <td>Ss</td> </tr> <tr> <td>許容限界</td> <td>終局</td> <td>終局</td> <td>終局</td> </tr> <tr> <td rowspan="10" style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: mixed;">SA施設(建物・構築物)</td> <td>燃料プール</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重</td> </tr> <tr> <td>低圧原子炉代替注水槽</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>原子炉棟 中央制御室遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所 遮蔽</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> <td>固定荷重 積載荷重</td> </tr> <tr> <td>取水槽 取水管 取水口</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> <tr> <td>非常用ガス処理系用排気筒</td> <td>固定荷重</td> <td>固定荷重</td> <td>固定荷重</td> </tr> <tr> <td>緊急時対策所用燃料地下タンク</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧</td> </tr> </tbody> </table>		運転時	DB事故時(長期)	SA事故時	組み合わせる地震力	Ss	Sd	Ss	許容限界	終局	終局	終局	SA施設(建物・構築物)	燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重	低圧原子炉代替注水槽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	原子炉棟 中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	緊急時対策所 遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	取水槽 取水管 取水口	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	非常用ガス処理系用排気筒	固定荷重	固定荷重	固定荷重	緊急時対策所用燃料地下タンク	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧	
	運転時	DB事故(長期)	SA事故時																																																																																																																																																			
組み合わせる地震力	Ss	Sd	Ss																																																																																																																																																			
許容限界	終局	終局	終局																																																																																																																																																			
SA施設(建物・構築物)	復水貯蔵槽	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重																																																																																																																																																		
	使用済燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 運転時荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時荷重																																																																																																																																																		
	原子炉建屋原子炉区域 中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	中央制御室待避室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	フィルタベント遮蔽壁	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重 SA時温度荷重																																																																																																																																																		
	5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所(対策本部)遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	5号炉原子炉建屋内緊急 時対策所(待機場所)遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
		運転時	DB事故(長期)	SA事故時																																																																																																																																																		
	組み合わせる地震力	Ss	Sd	Ss																																																																																																																																																		
	許容限界	終局	終局	終局																																																																																																																																																		
SA施設(建物・構築物)	使用済燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時運転荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時荷重																																																																																																																																																		
	緊急用海水ポンプピット	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																		
	SA用海水ピット取水塔	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																		
	海水引込み管	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																		
	SA用海水ピット	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																		
	貯留堰	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧																																																																																																																																																		
	取水路	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																		
	フィルタ装置遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	二次隔離弁操作室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	中央制御室退避室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	緊急時対策所遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	代替淡水貯槽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																		
		運転時	DB事故時(長期)	SA事故時																																																																																																																																																		
	組み合わせる地震力	Ss	Sd	Ss																																																																																																																																																		
許容限界	終局	終局	終局																																																																																																																																																			
SA施設(建物・構築物)	燃料プール	固定荷重 積載荷重 水圧 通常時温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 DB長期温度荷重	固定荷重 積載荷重 水圧 SA時温度荷重																																																																																																																																																		
	低圧原子炉代替注水槽	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																		
	原子炉棟 中央制御室遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	緊急時対策所 遮蔽	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重	固定荷重 積載荷重																																																																																																																																																		
	取水槽 取水管 取水口	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																																																																																																																																																		
	非常用ガス処理系用排気筒	固定荷重	固定荷重	固定荷重																																																																																																																																																		
	緊急時対策所用燃料地下タンク	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧	固定荷重 積載荷重 土圧																																																																																																																																																		

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>補足表2-1 SA施設（建物・構築物）において地震力と組み合わせる荷重 (2/2)</p> <table border="1" data-bbox="172 319 896 718"> <thead> <tr> <th></th> <th>運転時</th> <th>DB 事故時 (長期)</th> <th>SA 事故時</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>組み合わせる地震力</td> <td>Ss</td> <td>Sd</td> <td>Ss</td> </tr> <tr> <td>許容限界</td> <td>終局</td> <td>終局</td> <td>終局</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">S A 施設 (建物・構築物)</td> <td>補機冷却用海水取水槽</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 水圧</td> </tr> <tr> <td>主排気筒（内筒）</td> <td>固定荷重</td> <td>固定荷重 SA 時温度荷重</td> </tr> <tr> <td>海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> <td>固定荷重 積載荷重 土圧・水圧</td> </tr> </tbody> </table> <p>JEAG4601-1987では、熱応力の扱いとして、終局状態では「熱応力は考慮しない」と記載されており、原子炉格納容器底部でない基礎マットや使用済燃料プールの解析例においても、地震時荷重と温度荷重は組み合わせられていない（参考資料〔参考5〕参照）。これを踏まえ、補足表2-1から温度荷重を消去すると使用済燃料プールを除いた全ての荷重組合せケースにおいて、地震力と組み合わせる荷重は常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）のみとなるため、DB事故時（Sdとの組合せ）は運転時（Ssとの組合せ）に包絡され、SA事故時は運転時と同一となる。</p> <p>一方、使用済燃料プールについては、DB 設計条件とは異なる異常時荷重を考慮する必要があるため、DB条件では包絡できない荷重条件となるため、SA事故時（Ssとの組合せ）による検討を実施する。</p>		運転時	DB 事故時 (長期)	SA 事故時	組み合わせる地震力	Ss	Sd	Ss	許容限界	終局	終局	終局	S A 施設 (建物・構築物)	補機冷却用海水取水槽	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧	主排気筒（内筒）	固定荷重	固定荷重 SA 時温度荷重	海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	<p>JEAG4601-1987 では、熱応力の扱いとして、終局状態では「熱応力は考慮しない」と記載されており、原子炉格納容器底部でない基礎マットや使用済燃料プールの解析例においても、地震時荷重と温度荷重は組み合わせられていない（参考資料〔参考5〕参照）。これを踏まえ、補足表 2-1 から温度荷重を消去すると全ての荷重組合せケースにおいて、地震力と組み合わせる荷重は常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）のみとなるため、DB 事故時（S d との組合せ）は運転時（S s との組合せ）に包絡され、S A 事故時は運転時と同一となる。</p>	<p>J E A G 4 6 0 1 -1987 では、熱応力の扱いとして、終局状態では「熱応力は考慮しない」と記載されており、原子炉格納容器底部でない基礎マットや燃料プールの解析例においても、地震時荷重と温度荷重は組み合わせられていない（参考資料〔参考5〕参照）。これを踏まえ、補足表 2-1 から温度荷重を消去すると全ての荷重組合せケースにおいて、地震力と組み合わせる荷重は常時作用している荷重（固定荷重、積載荷重、土圧、水圧）のみとなるため、DB 事故時（S d との組合せ）は運転時（S s との組合せ）に包絡され、S A 事故時は運転時と同一となる。</p>	<p>・柏崎 6/7 の使用済燃料プールは R C C V と一体構造であり、島根 2 号炉の燃料プールと荷重条件が異なる。</p> <p>【柏崎 6/7】</p> <p>・同上</p>
	運転時	DB 事故時 (長期)	SA 事故時																						
組み合わせる地震力	Ss	Sd	Ss																						
許容限界	終局	終局	終局																						
S A 施設 (建物・構築物)	補機冷却用海水取水槽	固定荷重 積載荷重 水圧	固定荷重 積載荷重 水圧																						
	主排気筒（内筒）	固定荷重	固定荷重 SA 時温度荷重																						
	海水貯留堰 スクリーン室 取水路 補機冷却用海水取水路	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧	固定荷重 積載荷重 土圧・水圧																						

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>添付資料-5. 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性について</p> <p>SA荷重の組合せの検討においては, 全ての対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件等を網羅的に検討している。以下では, それぞれについて, その考え方を説明する。</p> <p>(1) 対象設備</p> <p>今回のSA荷重の組合せの検討においては, 常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備を対象とし, 全ての対象施設を全般施設, 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(以下「PCVバウンダリ」という。), 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(以下「RPVバウンダリ」という。)のいずれかに分類している。</p>  <p>(2) 事故シーケンス</p> <p>重大事故等対策の有効性を評価する事故シーケンスグループ等は, 本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて, 以下のとおり選定されている。ここには「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転中の原子炉における重大事故」, 並びに「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」を挙げており, 考慮すべき全ての事故シーケンスグループ等を挙げています。</p> <p>継続時間の検討に当たっては以下の全ての事故シーケンスグループ等から, DB条件を超える事故シーケンスグループ等を抽出し, その条件を超える時間を継続時間として設定している。</p> <p>また, 地震と組み合わせるSA荷重としては, 全ての事故シーケンスグループ等における条件を包絡するよう設定している。</p>	<p>添付資料-5 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性</p> <p>SA荷重の組合せの検討においては, 全ての対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件等を網羅的に検討している。以下では, それぞれについて, その考え方を説明する。</p> <p>(1) 対象設備</p> <p>今回のSA荷重の組合せの検討においては, 常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備を対象とし, 全ての対象施設を全般施設, 格納容器バウンダリを構成する設備(以下「PCVバウンダリ」という。), 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(以下「RPVバウンダリ」という。)のいずれかに分類している。</p>  <p>(2) 事故シーケンス</p> <p>重大事故等対策の有効性を評価する事故シーケンスグループ等は, 東海第二発電所を対象としたPRAの結果を踏まえて, 以下のとおり選定されている。ここには「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」を挙げており, 考慮すべき全ての事故シーケンスグループ等を挙げています。</p> <p>継続時間の検討に当たっては以下の全ての事故シーケンスグループ等から, DB条件を超える事故シーケンスグループ等を抽出し, その条件を超える時間を継続時間として設定している。</p> <p>また, 地震と組み合わせるSA荷重としては, 全ての事故シーケンスグループ等における条件を包絡するよう設定している。</p>	<p>添付資料5 対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件の網羅性について</p> <p>SA荷重の組合せの検討においては, 全ての対象設備, 事故シーケンス, 荷重条件等を網羅的に検討している。以下では, それぞれについて, その考え方を説明する。</p> <p>(1) 対象設備</p> <p>今回のSA荷重の組合せの検討においては, 常設耐震重要重大事故防止設備, 常設重大事故緩和設備を対象とし, 全ての対象施設を全般施設, 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(以下「PCVバウンダリ」という。), 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(以下「RPVバウンダリ」という。)のいずれかに分類している。</p>  <p>(2) 事故シーケンス</p> <p>重大事故等対策の有効性を評価する事故シーケンスグループ等は, 本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて, 以下のとおり選定されている。ここには「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転中の原子炉における重大事故」, 並びに「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」を挙げており, 考慮すべき全ての事故シーケンスグループ等を挙げています。</p> <p>継続時間の検討に当たっては以下の全ての事故シーケンスグループ等から, DB条件を超える事故シーケンスグループ等を抽出し, その条件を超える時間を継続時間として設定している。</p> <p>また, 地震と組み合わせるSA荷重としては, 全ての事故シーケンスグループ等における条件を包絡するよう設定している。</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																																																																																					
<table border="1"> <tr><td>事故シーケンスグループ等</td></tr> <tr><td>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ</td></tr> <tr><td>高圧・低圧注水機能喪失</td></tr> <tr><td>高圧注水・減圧機能喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr> <tr><td>取水機能が喪失した場合</td></tr> <tr><td>残留熱除去系が故障した場合</td></tr> <tr><td>原子炉停止機能喪失</td></tr> <tr><td>LOCA時注水機能喪失</td></tr> <tr><td>格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)</td></tr> <tr><td>「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード</td></tr> <tr><td>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</td></tr> <tr><td>代替循環冷却系を使用する場合</td></tr> <tr><td>代替循環冷却系を使用できない場合</td></tr> <tr><td>代替循環冷却系を使用しない場合</td></tr> <tr><td>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</td></tr> <tr><td>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</td></tr> <tr><td>水素燃焼</td></tr> <tr><td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td></tr> <tr><td>「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材の流出</td></tr> <tr><td>反応度の誤投入</td></tr> </table>	事故シーケンスグループ等	「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗	崩壊熱除去機能喪失	取水機能が喪失した場合	残留熱除去系が故障した場合	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	「運転中の原子炉における重大事故」に係る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)	代替循環冷却系を使用する場合	代替循環冷却系を使用できない場合	代替循環冷却系を使用しない場合	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	崩壊熱除去機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入	<table border="1"> <tr><td>事故シーケンスグループ等</td></tr> <tr><td>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ</td></tr> <tr><td>高圧・低圧注水機能喪失</td></tr> <tr><td>高圧注水・減圧機能喪失</td></tr> <tr><td>全交流電源喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(長期TB)</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(TBD, TBU)</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(TBP)</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr> <tr><td>取水機能が喪失した場合</td></tr> <tr><td>残留熱除去系が故障した場合</td></tr> <tr><td>原子炉停止機能喪失</td></tr> <tr><td>LOCA時注水機能喪失</td></tr> <tr><td>格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)</td></tr> <tr><td>津波浸水による最終ヒートシンク喪失</td></tr> <tr><td>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る格納容器破損モード</td></tr> <tr><td>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</td></tr> <tr><td>代替循環冷却系を使用する場合</td></tr> <tr><td>代替循環冷却系を使用できない場合</td></tr> <tr><td>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</td></tr> <tr><td>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</td></tr> <tr><td>水素燃焼</td></tr> <tr><td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td></tr> <tr><td>「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材の流出</td></tr> <tr><td>反応度の誤投入</td></tr> </table>	事故シーケンスグループ等	「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流電源喪失	全交流動力電源喪失(長期TB)	全交流動力電源喪失(TBD, TBU)	全交流動力電源喪失(TBP)	崩壊熱除去機能喪失	取水機能が喪失した場合	残留熱除去系が故障した場合	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	津波浸水による最終ヒートシンク喪失	「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る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)	代替循環冷却系を使用する場合	代替循環冷却系を使用できない場合	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	崩壊熱除去機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入	<table border="1"> <tr><td>事故シーケンスグループ等</td></tr> <tr><td>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ</td></tr> <tr><td>高圧・低圧注水機能喪失</td></tr> <tr><td>高圧注水・減圧機能喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr> <tr><td>取水機能が喪失した場合</td></tr> <tr><td>残留熱除去系が故障した場合</td></tr> <tr><td>原子炉停止機能喪失</td></tr> <tr><td>LOCA時注水機能喪失</td></tr> <tr><td>格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)</td></tr> <tr><td>「運転中の原子炉における重大事故」に係る格納容器破損モード</td></tr> <tr><td>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</td></tr> <tr><td>残留熱代替除去系を使用する場合</td></tr> <tr><td>残留熱代替除去系を使用しない場合</td></tr> <tr><td>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</td></tr> <tr><td>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</td></tr> <tr><td>水素燃焼</td></tr> <tr><td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td></tr> <tr><td>「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能喪失</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失</td></tr> <tr><td>原子炉冷却材の流出</td></tr> <tr><td>反応度の誤投入</td></tr> </table>	事故シーケンスグループ等	「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗	崩壊熱除去機能喪失	取水機能が喪失した場合	残留熱除去系が故障した場合	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	「運転中の原子炉における重大事故」に係る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)	残留熱代替除去系を使用する場合	残留熱代替除去系を使用しない場合	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ	崩壊熱除去機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入	<p>・事故シーケンスグループ等の名称の相違(実質的な相違なし)</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p>
事故シーケンスグループ等																																																																																								
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ																																																																																								
高圧・低圧注水機能喪失																																																																																								
高圧注水・減圧機能喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗																																																																																								
崩壊熱除去機能喪失																																																																																								
取水機能が喪失した場合																																																																																								
残留熱除去系が故障した場合																																																																																								
原子炉停止機能喪失																																																																																								
LOCA時注水機能喪失																																																																																								
格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)																																																																																								
「運転中の原子炉における重大事故」に係る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)																																																																																								
代替循環冷却系を使用する場合																																																																																								
代替循環冷却系を使用できない場合																																																																																								
代替循環冷却系を使用しない場合																																																																																								
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱																																																																																								
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用																																																																																								
水素燃焼																																																																																								
溶融炉心・コンクリート相互作用																																																																																								
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ																																																																																								
崩壊熱除去機能喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失																																																																																								
原子炉冷却材の流出																																																																																								
反応度の誤投入																																																																																								
事故シーケンスグループ等																																																																																								
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ																																																																																								
高圧・低圧注水機能喪失																																																																																								
高圧注水・減圧機能喪失																																																																																								
全交流電源喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失(長期TB)																																																																																								
全交流動力電源喪失(TBD, TBU)																																																																																								
全交流動力電源喪失(TBP)																																																																																								
崩壊熱除去機能喪失																																																																																								
取水機能が喪失した場合																																																																																								
残留熱除去系が故障した場合																																																																																								
原子炉停止機能喪失																																																																																								
LOCA時注水機能喪失																																																																																								
格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)																																																																																								
津波浸水による最終ヒートシンク喪失																																																																																								
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る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)																																																																																								
代替循環冷却系を使用する場合																																																																																								
代替循環冷却系を使用できない場合																																																																																								
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱																																																																																								
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用																																																																																								
水素燃焼																																																																																								
溶融炉心・コンクリート相互作用																																																																																								
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ																																																																																								
崩壊熱除去機能喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失																																																																																								
原子炉冷却材の流出																																																																																								
反応度の誤投入																																																																																								
事故シーケンスグループ等																																																																																								
「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ																																																																																								
高圧・低圧注水機能喪失																																																																																								
高圧注水・減圧機能喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧炉心冷却失敗																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再閉失敗+HPCS失敗																																																																																								
崩壊熱除去機能喪失																																																																																								
取水機能が喪失した場合																																																																																								
残留熱除去系が故障した場合																																																																																								
原子炉停止機能喪失																																																																																								
LOCA時注水機能喪失																																																																																								
格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)																																																																																								
「運転中の原子炉における重大事故」に係る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)																																																																																								
残留熱代替除去系を使用する場合																																																																																								
残留熱代替除去系を使用しない場合																																																																																								
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱																																																																																								
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用																																																																																								
水素燃焼																																																																																								
溶融炉心・コンクリート相互作用																																																																																								
「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に係る事故シーケンスグループ																																																																																								
崩壊熱除去機能喪失																																																																																								
全交流動力電源喪失																																																																																								
原子炉冷却材の流出																																																																																								
反応度の誤投入																																																																																								

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) 設計条件</p> <p>耐震評価における考慮すべき荷重条件と組合せはJEAG4601・補-1984より、下表のとおり整理されており、地震荷重以外では、以下の荷重を考慮することとされている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 自重(D) 圧力による荷重(P) 機械的荷重(自重, 地震による荷重を除く。)(M) <p>SA施設における上記の荷重と地震荷重の組合せを、下表のとおり整理する。DB施設で考慮する荷重(自重, 圧力による荷重, 機械的荷重)は全て考慮している。</p>	<p>(3) 設計条件</p> <p>耐震評価における考慮すべき荷重条件と組合せはJEAG4601・補-1984より、下表のとおり整理されており、地震荷重以外では、以下の荷重を考慮することとされている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 自重(D) 圧力による荷重(P) 機械的荷重(自重, 地震による荷重を除く。)(M) <p>SA施設における上記の荷重と地震荷重の組合せを、下表のとおり整理する。DB施設で考慮する荷重(自重, 圧力による荷重, 機械的荷重)は全て考慮している。</p>	<p>(3) 設計条件</p> <p>耐震評価における考慮すべき荷重条件と組合せはJEAG4601・補-1984より、下表のとおり整理されており、地震荷重以外では、以下の荷重を考慮することとされている。</p> <ul style="list-style-type: none"> 自重(D) 圧力による荷重(P) 機械的荷重(自重, 地震による荷重を除く。)(M) <p>SA施設における上記の荷重と地震荷重の組合せを、下表のとおり整理する。DB施設で考慮する荷重(自重, 圧力による荷重, 機械的荷重)は全て考慮している。</p>																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">施設分類 (SA) (DB)</th> <th rowspan="3">RPV バウンダリ</th> <th rowspan="3">PCV バウンダリ</th> <th colspan="5">全般施設</th> <th rowspan="3">炉心支持 構造物</th> </tr> <tr> <th colspan="6">重大事故等クラス2設備</th> </tr> <tr> <th>クラス 1設備</th> <th>クラス MC容器</th> <th>クラス 2設備</th> <th>クラス 3設備</th> <th>クラス 4配管</th> <th>その他</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重 の組合せ</td> <td>D+P+M+S_d</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>III_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_D+M_D+S_d</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_L+M_L+S_d</td> <td>IV_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P+M+S_s</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_D+M_D+S_s</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>SA荷重 の組合せ</td> <td>D+P_{RSAL}(L)+M+S_d</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td rowspan="5">SA施設 ではない</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{RSAL}(LL)+M+S_s</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{PSAL}+M+S_d</td> <td>-</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{PSAL}(LL)+M+S_s</td> <td>-</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+(P_D³¹又はP_{SA}の 厳しい方)+M+S_s</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>V_AS²</td> <td>V_AS²</td> <td>V_AS²</td> <td>V_AS²</td> </tr> </tbody> </table>	施設分類 (SA) (DB)	RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設					炉心支持 構造物	重大事故等クラス2設備						クラス 1設備	クラス MC容器	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4配管	その他	DB荷重 の組合せ	D+P+M+S _d	III _A S	III _A S	-	-	-	-	III _A S		D+P _D +M _D +S _d	-	-	III _A S	III _A S	III _A S	III _A S	-		D+P _L +M _L +S _d	IV _A S	III _A S	-	-	-	-	IV _A S		D+P+M+S _s	IV _A S	IV _A S	-	-	-	-	IV _A S		D+P _D +M _D +S _s	-	-	IV _A S	IV _A S	-	IV _A S	-	SA荷重 の組合せ	D+P _{RSAL} (L)+M+S _d	V _A S ²	-	-	-	-	-	SA施設 ではない		D+P _{RSAL} (LL)+M+S _s	V _A S ²	-	-	-	-	-		D+P _{PSAL} +M+S _d	-	V _A S ²	-	-	-	-		D+P _{PSAL} (LL)+M+S _s	-	V _A S ²	-	-	-	-		D+(P _D ³¹ 又はP _{SA} の 厳しい方)+M+S _s	-	-	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">施設分類 (SA) (DB)</th> <th rowspan="3">RPV バウンダリ</th> <th rowspan="3">PCV バウンダリ</th> <th colspan="5">全般施設</th> <th rowspan="3">炉心 支持構 造物</th> </tr> <tr> <th colspan="6">重大事故等クラス2設備</th> </tr> <tr> <th>クラス 1設備</th> <th>クラス MC容器</th> <th>クラス 2設備</th> <th>クラス 3設備</th> <th>クラス 4配管</th> <th>その他</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重 の組合せ</td> <td>D+P+M+S_d</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>III_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_D+M_D+S_d</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_L+M_L+S_d</td> <td>IV_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P+M+S_s</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_D+M_D+S_s</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>SA荷重 の組合せ</td> <td>D+P_{RSAL}(L)+M+S_d</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td rowspan="5">SA施設 ではない</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{RSAL}(LL)+M+S_s</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{PSAL}+M+S_d</td> <td>-</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{PSAL}(LL)+M+S_s</td> <td>-</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+(P_D³¹又はP_{SA}の 厳しい方)+M+S_s</td> <td>-³</td> <td>-³</td> <td>V_AS²</td> <td>V_AS²</td> <td>V_AS²</td> <td>V_AS²</td> </tr> </tbody> </table>	施設分類 (SA) (DB)	RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設					炉心 支持構 造物	重大事故等クラス2設備						クラス 1設備	クラス MC容器	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4配管	その他	DB荷重 の組合せ	D+P+M+S _d	III _A S	III _A S	-	-	-	-	III _A S		D+P _D +M _D +S _d	-	-	III _A S	III _A S	III _A S	III _A S	-		D+P _L +M _L +S _d	IV _A S	III _A S	-	-	-	-	IV _A S		D+P+M+S _s	IV _A S	IV _A S	-	-	-	-	IV _A S		D+P _D +M _D +S _s	-	-	IV _A S	IV _A S	IV _A S	IV _A S	-	SA荷重 の組合せ	D+P _{RSAL} (L)+M+S _d	V _A S ²	-	-	-	-	-	SA施設 ではない		D+P _{RSAL} (LL)+M+S _s	V _A S ²	-	-	-	-	-		D+P _{PSAL} +M+S _d	-	V _A S ²	-	-	-	-		D+P _{PSAL} (LL)+M+S _s	-	V _A S ²	-	-	-	-		D+(P _D ³¹ 又はP _{SA} の 厳しい方)+M+S _s	- ³	- ³	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="3">施設分類 (SA) (DB)</th> <th rowspan="3">RPV バウンダリ</th> <th rowspan="3">PCV バウンダリ</th> <th colspan="5">全般施設</th> <th rowspan="3">炉心支持 構造物</th> </tr> <tr> <th colspan="6">重大事故等クラス2設備</th> </tr> <tr> <th>クラス 1設備</th> <th>クラス MC設備</th> <th>クラス 2設備</th> <th>クラス 3設備</th> <th>クラス 4配管</th> <th>その他</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重 の組合せ</td> <td>D+P+M+S_d</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>III_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_D+M_D+S_d</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_L+M_L+S_d</td> <td>IV_AS</td> <td>III_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P+M+S_s</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_D+M_D+S_s</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> <td>IV_AS</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>SA荷重 の組合せ</td> <td>D+P_{RSAL}(L)+M+S_d</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td rowspan="5">SA施設 ではない</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{RSAL}(LL)+M+S_s</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{PSAL}+M+S_d</td> <td>-</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+P_{PSAL}(LL)+M+S_s</td> <td>-</td> <td>V_AS²</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D+(P_D³¹又はP_{SA}の 厳しい方)+M+S_s</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>V_AS²</td> <td>V_AS²</td> <td>V_AS²</td> <td>V_AS²</td> </tr> </tbody> </table>	施設分類 (SA) (DB)	RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設					炉心支持 構造物	重大事故等クラス2設備						クラス 1設備	クラス MC設備	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4配管	その他	DB荷重 の組合せ	D+P+M+S _d	III _A S	III _A S	-	-	-	-	III _A S		D+P _D +M _D +S _d	-	-	III _A S	III _A S	III _A S	III _A S	-		D+P _L +M _L +S _d	IV _A S	III _A S	-	-	-	-	IV _A S		D+P+M+S _s	IV _A S	IV _A S	-	-	-	-	IV _A S		D+P _D +M _D +S _s	-	-	IV _A S	IV _A S	-	IV _A S	-	SA荷重 の組合せ	D+P _{RSAL} (L)+M+S _d	V _A S ²	-	-	-	-	-	SA施設 ではない		D+P _{RSAL} (LL)+M+S _s	V _A S ²	-	-	-	-	-		D+P _{PSAL} +M+S _d	-	V _A S ²	-	-	-	-		D+P _{PSAL} (LL)+M+S _s	-	V _A S ²	-	-	-	-		D+(P _D ³¹ 又はP _{SA} の 厳しい方)+M+S _s	-	-	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²	
施設分類 (SA) (DB)				RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設					炉心支持 構造物																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
						重大事故等クラス2設備																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
	クラス 1設備	クラス MC容器	クラス 2設備			クラス 3設備	クラス 4配管	その他																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
DB荷重 の組合せ	D+P+M+S _d	III _A S	III _A S	-	-	-	-	III _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _D +M _D +S _d	-	-	III _A S	III _A S	III _A S	III _A S	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _L +M _L +S _d	IV _A S	III _A S	-	-	-	-	IV _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P+M+S _s	IV _A S	IV _A S	-	-	-	-	IV _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _D +M _D +S _s	-	-	IV _A S	IV _A S	-	IV _A S	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
SA荷重 の組合せ	D+P _{RSAL} (L)+M+S _d	V _A S ²	-	-	-	-	-	SA施設 ではない																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _{RSAL} (LL)+M+S _s	V _A S ²	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+P _{PSAL} +M+S _d	-	V _A S ²	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+P _{PSAL} (LL)+M+S _s	-	V _A S ²	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+(P _D ³¹ 又はP _{SA} の 厳しい方)+M+S _s	-	-	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
施設分類 (SA) (DB)	RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設					炉心 支持構 造物																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
			重大事故等クラス2設備																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
			クラス 1設備	クラス MC容器	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4配管		その他																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
DB荷重 の組合せ	D+P+M+S _d	III _A S	III _A S	-	-	-	-	III _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _D +M _D +S _d	-	-	III _A S	III _A S	III _A S	III _A S	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _L +M _L +S _d	IV _A S	III _A S	-	-	-	-	IV _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P+M+S _s	IV _A S	IV _A S	-	-	-	-	IV _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _D +M _D +S _s	-	-	IV _A S	IV _A S	IV _A S	IV _A S	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
SA荷重 の組合せ	D+P _{RSAL} (L)+M+S _d	V _A S ²	-	-	-	-	-	SA施設 ではない																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _{RSAL} (LL)+M+S _s	V _A S ²	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+P _{PSAL} +M+S _d	-	V _A S ²	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+P _{PSAL} (LL)+M+S _s	-	V _A S ²	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+(P _D ³¹ 又はP _{SA} の 厳しい方)+M+S _s	- ³	- ³	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
施設分類 (SA) (DB)	RPV バウンダリ	PCV バウンダリ	全般施設					炉心支持 構造物																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
			重大事故等クラス2設備																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																	
			クラス 1設備	クラス MC設備	クラス 2設備	クラス 3設備	クラス 4配管		その他																																																																																																																																																																																																																																																																																																																											
DB荷重 の組合せ	D+P+M+S _d	III _A S	III _A S	-	-	-	-	III _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _D +M _D +S _d	-	-	III _A S	III _A S	III _A S	III _A S	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _L +M _L +S _d	IV _A S	III _A S	-	-	-	-	IV _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P+M+S _s	IV _A S	IV _A S	-	-	-	-	IV _A S																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _D +M _D +S _s	-	-	IV _A S	IV _A S	-	IV _A S	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
SA荷重 の組合せ	D+P _{RSAL} (L)+M+S _d	V _A S ²	-	-	-	-	-	SA施設 ではない																																																																																																																																																																																																																																																																																																																												
	D+P _{RSAL} (LL)+M+S _s	V _A S ²	-	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+P _{PSAL} +M+S _d	-	V _A S ²	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+P _{PSAL} (LL)+M+S _s	-	V _A S ²	-	-	-	-																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
	D+(P _D ³¹ 又はP _{SA} の 厳しい方)+M+S _s	-	-	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²	V _A S ²																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
<p>※1: DB施設を兼ねるSA施設について考慮する。</p> <p>※2: V_ASの許容限界は、IV_ASと同じものを適用する。</p> <p>【記号の説明】</p> <p>D: 自重 (JEAG4601・補-1984では「死荷重」と記載)</p> <p>P: 地震と組み合わせるべき圧力荷重, 又は最高使用圧力等</p> <p>M: 地震, 自重以外で地震と組み合わせるべき機械的荷重, 又は設計機械荷重等</p> <p>P_L: LOCA直後を除いてその後に生じる圧力荷重</p> <p>M_L: LOCA直後を除いてその後に生じる自重及び地震荷重以外の機械的荷重</p>	<p>※1 DB施設を兼ねるSA施設についても考慮する。</p> <p>※2 V_ASの許容限界は、IV_ASと同じものを適用する。</p> <p>※3 PCVについては、2×10^{-1}年以降の状態、RPVについては、10^{-2}年以降の状態は、S_Sを組み合わせ、許容応力状態V_ASを満足する状態となっていることを確認している。</p> <p>【記号の説明】</p> <p>D: 自重 (JEAG4601・補-1984では「死荷重」と記載)</p> <p>P: 地震と組み合わせるべき圧力荷重, 又は最高使用圧力等</p> <p>M: 地震, 死荷重以外で地震と組み合わせるべき機械荷重, 又は設計機械荷重等</p> <p>P_L: LOCA直後を除いてその後に生じる圧力荷重</p> <p>M_L: LOCA直後を除いてその後に生じる死荷重及び地震荷重以外の機械荷重</p>	<p>※1: DB施設を兼ねるSA施設について考慮する。</p> <p>※2: V_ASの許容限界は、IV_ASと同じものを適用する。</p> <p>【記号の説明】</p> <p>D: 自重 (JEAG4601・補-1984では「死荷重」と記載)</p> <p>P: 地震と組み合わせるべき圧力荷重, 又は最高使用圧力等</p> <p>M: 地震, 自重以外で地震と組み合わせるべき機械的荷重, 又は設計機械荷重等</p> <p>P_L: LOCA直後を除いてその後に生じる圧力荷重</p> <p>M_L: LOCA直後を除いてその後に生じる自重及び地震荷重以外の機械的荷重</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>P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む) 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>P_{PSA} : 原子炉格納容器の重大事故発生後の最大圧力荷重</p> <p>$P_{PSA(LL)}$: 原子炉格納容器の重大事故における長期的な (長期 (L)) 圧力荷重</p> <p>$P_{RSA(L)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的な (長期 (L)) 圧力荷重</p> <p>$P_{RSA(LL)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的な (長期 (LL)) 圧力荷重</p> <p>P_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重</p> <p>S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力, 又は静的地震力</p> <p>S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力</p> <p>$IV_A S$: JSME S NC1の供用状態D相当の許容応力を基準として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>$V_A S$: 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>【JEAG4601・補-1984における記載からの読み替え】</p> <p>耐震クラス $A_s, A \Rightarrow$ 耐震クラス S</p> <p>第1種 \Rightarrow クラス1</p> <p>第2種 \Rightarrow クラスMC</p> <p>第3種 \Rightarrow クラス2</p> <p>第4種 \Rightarrow クラス3</p> <p>第5種 \Rightarrow クラス4</p> <p>$S_1 \Rightarrow S_d$</p> <p>$S_2 \Rightarrow S_s$</p>	<p>P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>$P_{PSA(L)}$: 格納容器の重大事故における長期的 (長期 (L)) な圧力荷重</p> <p>$P_{PSA(LL)}$: 格納容器 格納容器の重大事故における長期的 (長期 (LL)) な圧力荷重</p> <p>$P_{RSA(L)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的 (長期 (L)) な圧力荷重</p> <p>$P_{RSA(LL)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的 (長期 (LL)) な圧力荷重</p> <p>P_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重</p> <p>S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力又は静的地震力</p> <p>S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力</p> <p>$IV_A S$: JSME S NC1 の供用状態D相当の許容応力を基準として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>$V_A S$: 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>【JEAG4601・補-1984 における記載からの読み替え】</p> <p>耐震クラス $A_s, A \Rightarrow$ 耐震クラス S</p> <p>第1種 \Rightarrow クラス1</p> <p>第2種 \Rightarrow クラスMC</p> <p>第3種 \Rightarrow クラス2</p> <p>第4種 \Rightarrow クラス3</p> <p>第5種 \Rightarrow クラス4</p> <p>$S_1 \Rightarrow S_d$</p> <p>$S_2 \Rightarrow S_s$</p>	<p>P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ (運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>P_{PSA} : 原子炉格納容器の重大事故発生後の最大圧力荷重</p> <p>$P_{PSA(LL)}$: 原子炉格納容器の重大事故における長期的な (長期 (LL)) 圧力荷重</p> <p>$P_{RSA(L)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的な (長期 (L)) 圧力荷重</p> <p>$P_{RSA(LL)}$: 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期的な (長期 (LL)) 圧力荷重</p> <p>P_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重</p> <p>S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力, 又は静的地震力</p> <p>S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力</p> <p>$IV_A S$: JSME S NC1 の供用状態D相当の許容応力を基準として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>$V_A S$: 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として, それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>【JEAG4601・補-1984 における記載からの読み替え】</p> <p>耐震クラス $A_s \Rightarrow$ 耐震クラス S</p> <p>第1種 \Rightarrow クラス1</p> <p>第2種 \Rightarrow クラスMC</p> <p>第3種 \Rightarrow クラス2</p> <p>第4種 \Rightarrow クラス3</p> <p>第5種 \Rightarrow クラス4</p> <p>$S_1 \Rightarrow S_d$</p> <p>$S_2 \Rightarrow S_s$</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>添付資料-6. 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>(1) はじめに SA施設は、SA施設としての機能要求を考慮した荷重条件により設計する。また、温度条件についても許容値の数値に影響を与える(温度が高くなると許容値が小さくなる場合がある)ことから、SA施設としての温度条件を設定する。 SA施設のうち、DB施設を兼ねるものについては、DB条件とSA条件の包絡関係により、実際の設計では、以下のように扱うこととしている。 ・SA時の荷重、温度がDB設計条件を上回る場合 DB設計条件とは別に、SA設計条件を設ける。 ・SA時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される場合(※) SA設計条件はDB設計条件で代表させる。 ※「SA時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される」とは、耐震設計において考慮する全ての荷重及び温度について、SAを考慮した条件がDB設計条件に包絡される場合を指す 以下では、DB施設を兼ねるSA施設を対象に、SA荷重と地震荷重の組合せ検討において、検討対象とすべき荷重が網羅されていることを施設分類(全般施設、PCV、RPV)ごとに示す。</p> <p>(2) 継続時間の検討で対象とする条件(荷重・温度)の網羅性 a. 全般施設 【DB設計条件とSA設計条件の整理】 全般施設はRPV(現クラス1機器(JEAG4601においては、第1種機器))とPCV(現クラスMC容器(JEAG4601においては、第2種容器))以外の施設となることから、DB施設としての設計ではJEAG4601に記載の「クラス2,3,4(JEAG4601においては第3,4,5種)」及び「その他」の組合せに基づくことになる。したがって全般施設は運転状態Ⅰ～Ⅲ^{*1}を考慮して設定した設計用荷重P_D、M_D(以下「DB設計荷重」という。)及び温度条件とS_sとを組み合わせている。 このことから、SA施設としての設計においては、SA時の荷</p>	<p>添付資料-6 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>(1) はじめに SA施設は、SA施設としての機能要求を考慮した荷重条件により設計する。また、温度条件についても許容値の数値に影響を与える(温度が高くなると許容値が小さくなる場合がある)ことから、SA施設としての温度条件を設定する。 SA施設のうち、DB施設を兼ねるものについては、DB条件とSA条件の包絡関係により、実際の設計では、以下のように扱うこととしている。 ・SA時の荷重、温度がDB設計条件を上回る場合 DB設計条件とは別に、SA設計条件を設ける。 ・SA時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される場合(※) SA設計条件はDB設計条件で代表させる。 ※「SA時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される」とは、耐震設計において考慮する全ての荷重及び温度について、SAを考慮した条件がDB設計条件に包絡される場合を指す 以下では、DB施設を兼ねるSA施設を対象に、SA荷重と地震荷重の組合せ検討において、検討対象とすべき荷重が網羅されていることを施設分類(全般施設、PCV、RPV)ごとに示す。</p> <p>(2) 継続時間の検討で対象とする条件(荷重・温度)の網羅性 a. 全般施設 【DB設計条件とSA設計条件の整理】 全般施設はRPV(現クラス1機器(JEAG4601においては、第1種機器))とPCV(現クラスMC容器(JEAG4601においては、第2種機器))以外の施設となることから、DB施設としての設計ではJEAG4601に記載の「クラス2,3,4(JEAG4601においては第3,4,5種)」及び「その他」の組合せに基づくことになる。したがって全般施設は運転状態Ⅰ～Ⅲ^{*1}を考慮して設定した設計用荷重P_D、M_D(以下「DB設計荷重」という。)及び温度条件とS_sとを組み合わせている。 このことから、SA施設としての設計においては、SA時の荷</p>	<p>添付資料-6 継続時間の検討における対象荷重の網羅性について</p> <p>(1) はじめに SA施設は、SA施設としての機能要求を考慮した荷重条件により設計する。また、温度条件についても許容値の数値に影響を与える(温度が高くなると許容値が小さくなる場合がある)ことから、SA施設としての温度条件を設定する。 SA施設のうち、DB施設を兼ねるものについては、DB条件とSA条件の包絡関係により、実際の設計では、以下のように扱うこととしている。 ・SA時の荷重、温度がDB設計条件を上回る場合 DB設計条件とは別に、SA設計条件を設ける。 ・SA時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される場合(※) SA設計条件はDB設計条件で代表させる。 ※「SA時の荷重、温度がDB設計条件に包絡される」とは、耐震設計において考慮する全ての荷重および温度について、SAを考慮した条件がDB設計条件に包絡される場合を指す。 以下では、DB施設を兼ねるSA施設を対象に、SA荷重と地震荷重の組合せ検討において、検討対象とすべき荷重が網羅されていることを施設分類(全般施設、原子炉格納容器バウンダリを構成する設備、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備)毎に示す。</p> <p>(2) 継続時間の検討で対象とする条件(荷重・温度)の網羅性 a. 全般施設 【DB設計条件とSA設計条件の整理】 全般施設は原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備(現クラス1機器(JEAG4601においては、第1種機器))と原子炉格納容器バウンダリを構成する設備(現クラスMC容器(JEAG4601においては、第2種容器))以外の施設となることから、DB施設としての設計ではJEAG4601に記載の「クラス2,3,4(JEAG4601においては第3,4,5種)」及び「その他」の組合せに基づくことになる。したがって、全般施設は運転状態Ⅰ～Ⅲ^{*1}を考慮して設定した設計用荷重P_D、M_D(以下「DB設計荷重」という。)及び温度条件とS_sを組み合わせている。 このことから、SA施設としての設計においては、SA時の荷</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>重がDB設計荷重を超える場合は、SA時の荷重をもとに新たに設定した設計荷重(以下「SA設計荷重」という。)とS_sを組み合わせる。また、SA時の荷重がDB設計荷重以下の場合は、DB設計荷重とS_sとの組合せの評価で代表させる。温度条件についても同様に扱う。</p> <p>※1：ECCS等については運転状態IV(L)も含む。その理由は以下のとおり。</p> <p>ECCS等については、JEAG4601・補-1984において、運転状態IV(L)に対する許容応力状態がI_A*と定められており、I_A*の定義としては、「ECCS等のように運転状態IV(L)が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態I_Aに準ずる。」とされている。</p> <p>つまり、ECCS等については、運転状態I～IIIだけでなく、運転状態IV(L)も設計条件となっており、運転状態I～IV(L)を考慮してDB設計条件(荷重・温度)を設定している。</p> <p>なお、JEAG4601においては荷重の組合せの考え方は、運転状態I～IIIとS₂を、運転状態IV(L)とS₁を組み合わせることとなっているが、実設計においては、設計用荷重であるP_D、M_Dを用いて設計を行うことから、運転状態I～IV(L)を包絡するようにP_D、M_Dを設定し、それらとS_sを組み合わせている。</p> <p>ここで、旧指針においては、耐震As、A、B、Cクラスというクラス分類がなされていたことから、耐震Aクラスの設備においては、S₂との組合せは実施せず、S₁との組合せにより設計がなされていた。一方、現在の規制基準においては、耐震As・Asクラスを統合して、耐震Sクラスとし、S_s、S_d双方との組合せで設計することとなっていることから、上述のとおり、P_D、M_DとS_sの組合せを実施することになる。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DB設計においてS_s、S_dとの組合せを行う荷重、温度条件は、「DB設計荷重・温度」の一種類であるため、継続時間としてこの条件を超える時間を検討している。</p>	<p>重がDB設計荷重を超える場合は、SA時の荷重を元に新たに設定した設計荷重(以下「SA設計荷重」という。)とS_sを組み合わせる。また、SA時の荷重がDB設計荷重以下の場合は、DB設計荷重とS_sとの組合せの評価で代表させる。温度条件についても同様に扱う。</p> <p>※1：ECCS等については運転状態IV(L)も含む。その理由は以下のとおり。</p> <p>ECCS等については、JEAG4601・補-1984において、運転状態IV(L)に対する許容応力状態がI_A*と定められており、I_A*の定義としては、「ECCS等のように運転状態IV(L)が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態I_Aに準ずる。」とされている。</p> <p>つまり、ECCS等については、運転状態I～IIIだけでなく、運転状態IV(L)も設計条件となっており、運転状態I～IV(L)を考慮してDB設計条件(荷重・温度)を設定している。</p> <p>なお、JEAG4601においては荷重の組合せの考え方は、運転状態I～IIIとS_sを、運転状態IV(L)とS_dと組み合わせることとなっているが、実設計においては、設計用荷重であるP_D、M_Dを用いて設計を行うことから、運転状態I～IV(L)を包絡するようにを設定し、それらとS_sを組み合わせている。</p> <p>ここで、旧指針においては、耐震As、A、B、Cクラスというクラス分類がなされていることから、耐震Aクラスの設備においては、S_sとの組合せは実施せず、S₁との組合せにより設計がなされていた。一方、現在の規制基準においては、耐震As、Aクラスを統合して、耐震Sクラスとし、S_s、S_d双方との組合せで設計することとなっていることから、上述のとおり、P_D、M_DとS_sの組合せを実施することになる。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件と網羅性】</p> <p>DB設計においてS_s、S_dとの組合せを行う荷重、温度条件は、「DB設計荷重・温度」の一種類であるため、継続時間としてこの条件を超える時間を検討している。</p>	<p>重がDB設計荷重を超える場合は、SA時の荷重をもとに新たに設定した設計荷重(以下「SA設計荷重」という。)とS_sを組み合わせる。また、SA時の荷重がDB設計荷重以下の場合は、DB設計荷重とS_sとの組合せの評価で代表させる。温度条件についても同様に扱う。</p> <p>※1：ECCS等については運転状態IV(L)も含む。その理由は以下のとおり。</p> <p>ECCS等については、JEAG4601・補-1984において、運転状態IV(L)に対する許容応力状態がI_A*と定められており、I_A*の定義としては、「ECCS等のように運転状態IV(L)が設計条件となっているものに対する許容応力状態で許容応力状態I_Aに準ずる。」とされている。</p> <p>つまり、ECCS等については、運転状態I～IIIだけでなく、運転状態IV(L)も設計条件となっており、運転状態I～IV(L)を考慮してDB設計条件(荷重・温度)を設定している。</p> <p>なお、JEAG4601においては荷重の組合せの考え方は、運転状態I～IIIとS₂を、運転状態IV(L)とS₁を組み合わせることとなっているが、実設計においては、設計用荷重であるP_D、M_Dを用いて設計を行うことから、運転状態I～IV(L)を包絡するようにP_D、M_Dを設定し、それらとS_sを組み合わせている。</p> <p>ここで、旧指針においては、As、A、B、Cクラスというクラス分類がなされていたことから、Aクラスの設備においては、S₂との組合せは実施せず、S₁との組合せにより設計がなされていた。一方、現在の規制基準においては、As、Aクラスを統合して、Sクラスとし、S_s、S_d双方との組合せで設計することとなっていることから、上述のとおり、P_D、M_DとS_sの組合せを実施することになる。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DB設計においてS_s、S_dとの組合せを行う荷重、温度条件は、「DB設計荷重・温度」の一種類であるため、継続時間としてこの条件を超える時間を検討している。</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>添付6.1表 全般施設の荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件</p> <table border="1" data-bbox="201 304 869 592"> <thead> <tr> <th></th> <th>S s</th> <th>S d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>DB設計荷重・温度</td> <td>DB設計荷重・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>(DB設計荷重・温度 < SA時荷重・温度の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重・温度の場合) DB設計荷重・温度</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>		S s	S d	DB荷重・温度	DB設計荷重・温度	DB設計荷重・温度	SA荷重・温度	(DB設計荷重・温度 < SA時荷重・温度の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重・温度の場合) DB設計荷重・温度	—	<p>添付6-1表 全般施設の荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件</p> <table border="1" data-bbox="949 304 1700 541"> <thead> <tr> <th></th> <th>S s</th> <th>S d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>DB設計荷重・温度</td> <td>DB設計荷重・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>(DB設計荷重・温度 < SA時荷重の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重の場合) DB設計荷重・温度</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>		S s	S d	DB荷重・温度	DB設計荷重・温度	DB設計荷重・温度	SA荷重・温度	(DB設計荷重・温度 < SA時荷重の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重の場合) DB設計荷重・温度	—	<p>添付6-1表 全般施設の荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件</p> <table border="1" data-bbox="1745 304 2493 556"> <thead> <tr> <th></th> <th>S s</th> <th>S d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>DB設計荷重・温度</td> <td>DB設計荷重・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>(DB設計荷重・温度 < SA時荷重・温度の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重・温度の場合) DB設計荷重・温度</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>		S s	S d	DB荷重・温度	DB設計荷重・温度	DB設計荷重・温度	SA荷重・温度	(DB設計荷重・温度 < SA時荷重・温度の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重・温度の場合) DB設計荷重・温度	—	
	S s	S d																												
DB荷重・温度	DB設計荷重・温度	DB設計荷重・温度																												
SA荷重・温度	(DB設計荷重・温度 < SA時荷重・温度の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重・温度の場合) DB設計荷重・温度	—																												
	S s	S d																												
DB荷重・温度	DB設計荷重・温度	DB設計荷重・温度																												
SA荷重・温度	(DB設計荷重・温度 < SA時荷重の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重の場合) DB設計荷重・温度	—																												
	S s	S d																												
DB荷重・温度	DB設計荷重・温度	DB設計荷重・温度																												
SA荷重・温度	(DB設計荷重・温度 < SA時荷重・温度の場合) SA・短期荷重・温度, SA長期荷重・温度の厳しい方 (DB設計荷重・温度 ≥ SA時荷重・温度の場合) DB設計荷重・温度	—																												

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>b. <u>PCV</u></p> <p>【DB設計条件とSA設計条件の整理】</p> <p>DB設計での組合せではJEAG4601に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS_sと組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS_dと組み合わせている。</p> <p>ここで、PCVの運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重・温度は通常運転状態と同じ、また、運転状態Ⅳ(L) (LOCA後長期間経過した状態)の荷重・温度は、運転状態Ⅰ～Ⅲの条件よりも厳しい条件となっていることから、DB設計で考慮している荷重条件は次の2種類となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定した条件：通常運転時圧力・温度 ・運転状態Ⅳ(L)を踏まえて設定した条件：LOCA後の最大内圧・温度 <p>以上を踏まえ、PCVのSA施設としての設計においては、組合せを検討する条件として、以下の2種類を設定し、それぞれの継続時間を考慮して実際の組合せを設定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SA発生後の最大荷重・温度 ・SA後の長期(LL)における荷重・温度 <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DBにおいては、以下の組合せに対する設計を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常運転時圧力+S_s ・LOCA後の最大内圧+S_d <p>SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえ</p> <p>① SA後の長期(LL)荷重+S_s</p> <p>→S_sには、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10⁻¹年以降)を組み合わせる。</p> <p>② SA発生後の最大荷重(有効性評価結果の最高圧力・最高温度)+S_d</p> <p>→S_dには、継続時間を考慮して最大となる荷重(有効性評価結果の最高圧力・最高温度)を組み合わせる。</p>	<p>b. <u>PCV</u></p> <p>【DB設計条件とSA設計条件の整理】</p> <p>DB設計での組合せでは、JEAG4601に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS_sと組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS_dと組み合わせている。</p> <p>ここで、PCVの運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重・温度は通常運転状態と同じ、また、運転状態Ⅳ(L) (LOCA後長期間経過した状態)の荷重・温度は、運転状態Ⅰ～Ⅲの条件よりも厳しい条件となっていることから、DB設計で考慮している荷重条件は次の2種類となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定した条件：通常運転時圧力・温度 ・運転状態Ⅳ(L)を踏まえて設定した条件：LOCA後の最大内圧・温度 <p>以上を踏まえ、PCVのSA施設としての設計においては、組合せを検討する条件として、以下の2種類を設定し、それぞれの継続時間を考慮して実際の組合せを設定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SA後の長期(L)における荷重・温度 ・SA後の長期(LL)における荷重・温度 <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DBにおいては、以下の組合せに対する設計を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常運転時圧力+S_s ・LOCA後の最大圧力+S_d <p>SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえ</p> <p>① SA後の長期(LL)荷重+S_s</p> <p>→S_sには、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10⁻¹年以降)を組み合わせる。</p> <p>② SA後の長期(L)荷重(SA後の最高圧力・温度)+S_d</p> <p>→S_dには、継続時間を考慮して長期(L)荷重(10⁻²～2×10⁻¹年)を組み合わせる。</p>	<p>b. <u>原子炉格納容器バウンダリを構成する設備</u></p> <p>【DB設計条件とSA設計条件の整理】</p> <p>DB設計での組合せでは、JEAG4601に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS_sと組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS_dと組み合わせている。</p> <p>ここで、PCVの運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重・温度は通常運転状態と同じ、また、運転状態Ⅳ(L) (LOCA後長期間経過した状態)の荷重・温度は、運転状態Ⅰ～Ⅲの条件よりも厳しい条件となっていることから、DB設計で考慮している荷重条件は次の2種類となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定した条件：通常運転時圧力・温度 ・運転状態Ⅳ(L)を踏まえて設定した条件：LOCA後の最大内圧・温度 <p>以上を踏まえ、PCVのSA施設としての設計においては、組合せを検討する条件として、以下の2種類を設定し、それぞれの継続時間を考慮して実際の組合せを設定している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SA発生後の最大荷重・温度 ・SA後の長期(LL)における荷重・温度 <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DBにおいては、以下の組合せに対する設計を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常運転時圧力+S_s ・LOCA後の最大内圧+S_d <p>SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえ</p> <p>① SA後の長期(LL)荷重+S_s</p> <p>→S_sには、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10⁻¹年以降)を組み合わせる。</p> <p>② SA発生後の最大荷重(有効性評価結果の最高圧力・最高温度)+S_d</p> <p>→S_dには、継続時間を考慮して最大となる荷重(有効性評価結果の最高圧力・最高温度)を組み合わせる。</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																											
添付6.2表 PCVの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度 <table border="1" data-bbox="181 310 890 537"> <thead> <tr> <th></th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>通常運転時圧力・温度</td> <td>LOCA後の最大内圧・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>SA後の長期(LL)圧力・温度</td> <td>SA発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度)</td> </tr> </tbody> </table>		S _s	S _d	DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA後の最大内圧・温度	SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度)	添付6-2表 PCVの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件 <table border="1" data-bbox="949 310 1694 491"> <thead> <tr> <th></th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>通常運転時圧力・温度</td> <td>LOCA後の最大内圧・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>SA後の長期(LL)圧力・温度</td> <td>SA後の長期(L)圧力・温度</td> </tr> </tbody> </table>		S _s	S _d	DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA後の最大内圧・温度	SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度	添付6.2表 PCVの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件 <table border="1" data-bbox="1739 310 2496 537"> <thead> <tr> <th></th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>通常運転時圧力・温度</td> <td>LOCA後の最大内圧・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>SA後の長期(LL)圧力・温度</td> <td>SA発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度)</td> </tr> </tbody> </table>		S _s	S _d	DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA後の最大内圧・温度	SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度)	
	S _s	S _d																												
DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA後の最大内圧・温度																												
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度)																												
	S _s	S _d																												
DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA後の最大内圧・温度																												
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度																												
	S _s	S _d																												
DB荷重・温度	通常運転時圧力・温度	LOCA後の最大内圧・温度																												
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA発生後最大荷重 (有効性評価結果の最高圧力・最高温度)																												

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>c. <u>RPV</u></p> <p>【DB設計条件とSA設計条件の整理】</p> <p>DB設計での組合せではJEAG4601に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS_sと組合せ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS_dと組み合わせている。</p> <p>ここで、RPVの運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定される圧力・温度は運転状態Ⅱ(給水流量の全喪失又はタービントリップ)であり、これは運転状態Ⅳ(L)(LOCA後長期間経過した状態)の圧力・温度より高いため、実際の評価では「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度とS_s、S_dを組み合わせて評価している。</p> <p>以上を踏まえ、RPVのSA施設としての設計においては、組合せを検討する荷重として、SA後長期(L)荷重・温度を設定する。SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえSA後の長期(LL)荷重とS_s、SA後の長期(L)荷重とS_dを組み合わせる方針とする。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DBにおいては、以下の組合せに対する設計を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・給水流量の全喪失又はタービントリップ+S_s ・給水流量の全喪失又はタービントリップ+S_d <p>SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえ</p> <p>① SA後の長期(LL)荷重+S_s</p> <p>→S_sには、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10⁻¹年以降)を組み合わせる。</p> <p>③ SA後の長期(L)荷重(SA後の最高圧力・温度)+S_d</p> <p>→S_dには、継続時間を考慮して長期(L)荷重(10⁻²~2×10⁻¹年)を組み合わせる。</p> <p>添付6.3表 <u>RPVの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件</u></p> <table border="1" data-bbox="172 1648 905 1858"> <thead> <tr> <th></th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度</td> <td>「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>SA後の長期(LL)圧力・温度</td> <td>SA後の長期(L)圧力・温度</td> </tr> </tbody> </table>		S _s	S _d	DB荷重・温度	「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度	<p>c. <u>RPV</u></p> <p>【DB設計条件とSA設計条件の整理】</p> <p>DB設計での組合せでは、JEAG4601に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS_sと組み合わせ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS_dと組み合わせている。</p> <p>ここで、RPVの運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定される圧力・温度は運転状態Ⅱ(全給水流量喪失又はタービントリップ)であり、これは運転状態Ⅳ(L)(LOCA後長期間経過した状態)の圧力・温度より高いため、実際の評価では、「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度とS_s、S_dを組み合わせて評価している。</p> <p>以上を踏まえ、RPVのSA施設としての設計においては、組合せを検討する荷重として、SA後の長期(L)荷重・温度を設定する。SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえSA後の長期(LL)荷重とS_s、SA後の長期(L)荷重とS_dを組み合わせる方針とする。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DBにおいては、以下の組合せに対する設計を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全給水流量喪失又はタービントリップ+S_s ・全給水流量喪失又はタービントリップ+S_d <p>SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえ、</p> <p>① SA後の長期(LL)荷重+S_s</p> <p>→S_sには、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10⁻¹年以降)を組み合わせる。</p> <p>② SA後の長期(L)荷重(SA後の最高圧力・温度)+S_d</p> <p>→S_dには、継続時間を考慮して長期(L)荷重(10⁻²~2×10⁻¹年)を組み合わせる。</p> <p>添付6-3表 <u>RPVの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件</u></p> <table border="1" data-bbox="952 1648 1700 1858"> <thead> <tr> <th></th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度</td> <td>「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>SA後の長期(LL)圧力・温度</td> <td>SA後の長期(L)圧力・温度</td> </tr> </tbody> </table>		S _s	S _d	DB荷重・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度	<p>c. <u>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備</u></p> <p>【DB設計条件とSA設計条件の整理】</p> <p>DB設計での組合せではJEAG4601に記載のとおり、運転状態Ⅰ～Ⅲの荷重はS_sと組合せ、また運転状態Ⅳ(L)の荷重はS_dと組み合わせている。</p> <p>ここで、RPVの運転状態Ⅰ～Ⅲを踏まえて設定される圧力・温度は運転状態Ⅱ(全給水流量喪失又はタービントリップ)であり、これは運転状態Ⅳ(L)(LOCA後長期間経過した状態)の圧力・温度より高いため、実際の評価では「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度とS_s、S_dを組み合わせて評価している。</p> <p>以上を踏まえ、RPVのSA施設としての設計においては、組合せを検討する荷重として、SA後長期(L)荷重・温度を設定する。SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえSA後の長期(LL)荷重とS_s、SA後の長期(L)荷重とS_dを組み合わせる方針とする。</p> <p>【継続時間の検討における対象条件の網羅性】</p> <p>DBにおいては、以下の組合せに対する設計を行っている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全給水流量喪失又はタービントリップ+S_s ・全給水流量喪失又はタービントリップ+S_d <p>SAにおける設計条件(組合せ)は、このDB設計条件への包絡性を踏まえ</p> <p>① SA後の長期(LL)荷重+S_s</p> <p>→S_sには、継続時間を考慮して長期(LL)荷重(2×10⁻¹年以降)を組み合わせる。</p> <p>② SA後の長期(L)荷重(SA後の最高圧力・温度)+S_d</p> <p>→S_dには、継続時間を考慮して長期(L)荷重(10⁻²~2×10⁻¹年)を組み合わせる。</p> <p>添付6-3表 <u>RPVの荷重組合せで用いる地震以外の荷重と温度条件</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 1648 2493 1858"> <thead> <tr> <th></th> <th>S_s</th> <th>S_d</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DB荷重・温度</td> <td>「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度</td> <td>「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度</td> </tr> <tr> <td>SA荷重・温度</td> <td>SA後の長期(LL)圧力・温度</td> <td>SA後長期(L)圧力・温度</td> </tr> </tbody> </table>		S _s	S _d	DB荷重・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後長期(L)圧力・温度	
	S _s	S _d																												
DB荷重・温度	「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「給水流量の全喪失又はタービントリップ」による圧力・温度																												
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度																												
	S _s	S _d																												
DB荷重・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度																												
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後の長期(L)圧力・温度																												
	S _s	S _d																												
DB荷重・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度	「全給水流量喪失又はタービントリップ」による圧力・温度																												
SA荷重・温度	SA後の長期(LL)圧力・温度	SA後長期(L)圧力・温度																												

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) JEAG4601のアプローチを用いた検討</p> <p>本項では、DB設備における荷重の組合せ(JEAG4601)と今回の検討にて用いたSA荷重の組合せの考え方を整理する。</p> <p>a. JEAG4601における荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <p>① 運転状態の発生確率を設定</p> <p>② 地震の発生確率を設定</p> <p>③ 「運転状態の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が10^{-7}/炉年になる継続時間を設定</p> <p>④ 10^{-7}/炉年となる継続時間における荷重を、地震と組み合わせる条件とする</p> <p>b. 今回の検討に用いたSA荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <p>① SA事象の発生確率を設定</p> <p>② 地震の発生確率を設定</p> <p>③ 「SA事象の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が10^{-8}/炉年になる継続時間を設定</p> <p>④ 10^{-8}/炉年となる継続時間における荷重を、地震と組み合わせる条件とする</p> <p>以上より、③、④で用いた組合せの判定基準は、今回のSA荷重の組合せの検討(10^{-8}/炉年)の方が、JEAG4601における荷重の組合せ検討(10^{-7}/炉年)のアプローチよりも、保守的な条件となっている。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>以上のとおり、各施設のSA荷重と組合せの検討では、S_s、S_dとSA荷重を適切に考慮しており、JEAG4601における検討アプローチよりも保守的な条件となっている。</p>	<p>(3) JEAG4601のアプローチを用いた検討</p> <p>本項では、DB設備における荷重の組合せ(JEAG4601)と今回の検討にて用いたSA荷重の組合せの考え方を整理する。</p> <p>a. JEAG4601における荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <p>① 運転状態の発生確率を設定</p> <p>② 地震の発生確率を設定</p> <p>③ 「運転状態の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が10^{-7}/炉年になる継続時間を設定</p> <p>④ 10^{-7}/炉年となる継続時間における荷重を、地震と組み合わせる条件とする。</p> <p>b. 今回の検討に用いたSA荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <p>① SA事象の発生確率を設定</p> <p>② 地震の発生確率を設定</p> <p>③ 「SA事象の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が10^{-8}/炉年になる継続時間を設定</p> <p>④ 10^{-8}/炉年となる継続時間における荷重を、地震と組み合わせる条件とする。</p> <p>以上より、③、④で用いた組合せの判定基準は、今回のSA荷重の組合せの検討(10^{-8}/炉年)の方が、JEAG4601における荷重の組合せ検討(10^{-7}/炉年)のアプローチよりも、保守的な条件となっている。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>以上のとおり、各施設のSA荷重と組合せの検討では、S_s、S_dとSA荷重を適切に考慮しており、JEAG4601における検討アプローチよりも保守的な条件となっている。</p>	<p>(3) JEAG4601のアプローチを用いた検討</p> <p>本項では、DB設備における荷重の組合せ(JEAG4601)と今回の検討にて用いたSA荷重の組合せの考え方を整理する。</p> <p>a. JEAG4601における荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <p>① 運転状態の発生確率を設定</p> <p>② 地震の発生確率を設定</p> <p>③ 「運転状態の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が10^{-7}/炉年になる継続時間を設定</p> <p>④ 10^{-7}/炉年となる継続時間における荷重を、地震と組み合わせる条件とする。</p> <p>b. 今回の検討に用いたSA荷重の組合せ検討のアプローチ</p> <p>① SA事象の発生確率を設定</p> <p>② 地震の発生確率を設定</p> <p>③ 「SA事象の発生確率」, 「地震の発生確率」, 「継続時間」の積が10^{-8}/炉年になる継続時間を設定</p> <p>④ 10^{-8}/炉年となる継続時間における荷重を、地震と組み合わせる条件とする。</p> <p>以上より、③、④で用いた組合せの判定基準は、今回のSA荷重の組合せの検討(10^{-8}/炉年)の方が、JEAG4601における荷重の組合せ検討(10^{-7}/炉年)のアプローチよりも、保守的な条件となっている。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>以上のとおり、各施設のSA荷重と組合せの検討では、S_s、S_dとSA荷重を適切に考慮しており、JEAG4601における検討アプローチよりも保守的な条件となっている。</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>添付資料-7. 荷重の組合せ表</u></p> <p>(1) 記号の説明</p> <p>D : 自重</p> <p>P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態 I 及び II (運転状態 III がある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>P_{PSA} : 原子炉格納容器の重大事故発生後の最大圧力荷重</p> <p>P_{PSA(LL)} : 原子炉格納容器の重大事故における長期圧力荷重 (長期(LL))</p> <p>P_{RSA(L)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力荷重 (長期(L))</p> <p>P_{RSA(LL)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力荷重 (長期(LL))</p> <p>P_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重</p> <p>M : 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせべきプラントの運転状態 (冷却材喪失事故後の状態は除く) で設備に作用している機械的荷重 (各運転状態における P 及び M については, 安全側に設定された値 (最高使用圧力, 設計機械荷重等) を用いてもよい。)</p> <p>M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態 I 及び II (運転状態 III がある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>T_D : 設計基準対象施設の耐震設計上の設計温度</p> <p>T_{PSA} : 原子炉格納容器の重大事故発生後の最大温度 (最高使用温度を用いてもよい。)</p> <p>T_{PSA(LL)} : 原子炉格納容器の重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)(長期(LL))</p> <p>T_{RSA(L)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)(長期(L))</p> <p>T_{RSA(LL)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)(長期(LL))</p> <p>T_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計温度</p> <p>T_a : 重大事故における施設本体の温度, 及び施設周囲の雰囲気温度を考慮して設定した温度</p> <p>S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力又は静的地震力</p>	<p style="text-align: center;"><u>添付資料-7</u></p> <p style="text-align: center;">荷重の組合せ表</p> <p>(1) 記号の説明</p> <p>D : <u>死荷重</u></p> <p>P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態 I 及び II (運転状態 III がある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>P_{PSA(L)} : <u>格納容器の重大事故における長期圧力(長期(L))</u></p> <p>P_{PSA(LL)} : <u>格納容器の重大事故における長期圧力(長期(LL))</u></p> <p>P_{RSA(L)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力 (長期(L))</p> <p>P_{RSA(LL)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力 (長期(LL))</p> <p>P_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力</p> <p>M : 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせべきプラントの運転状態 (冷却材喪失事故後の状態は除く) で設備に作用している機械的荷重 (各運転状態における P 及び M については, 安全側に設定された値 (最高使用圧力, 設計機械荷重等) を用いてもよい。)</p> <p>M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態 I 及び II (運転状態 III がある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>T_D : 設計基準対象施設の耐震設計上の温度</p> <p>T_{PSA} : <u>格納容器の重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)</u></p> <p>T_{RSA(L)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)</p> <p>T_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計温度</p> <p>T_D : 重大事故における施設本体の温度, 及び施設周囲の雰囲気温度を考慮して設定した温度</p> <p>S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力又は静的地震力</p>	<p style="text-align: center;"><u>添付資料-7</u></p> <p style="text-align: center;">荷重の組合せ表</p> <p>(1) 記号の説明</p> <p>D : <u>自重 (JEAG 4601・補-1984 では「死荷重」と記載)</u></p> <p>P_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態 I 及び II (運転状態 III がある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>P_{PSA} : <u>原子炉格納容器の重大事故発生後の最大圧力荷重</u></p> <p>P_{PSA(L)} : <u>原子炉格納容器の重大事故における長期圧力(長期(L))</u></p> <p>P_{PSA(LL)} : <u>原子炉格納容器の重大事故における長期圧力荷重 (長期(LL))</u></p> <p>P_{RSA(L)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力荷重 (長期(L))</p> <p>P_{RSA(LL)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期圧力荷重 (長期(LL))</p> <p>P_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計圧力による荷重</p> <p>M : 地震及び死荷重以外で地震と組み合わせべきプラントの運転状態 (冷却材喪失事故後の状態は除く) で設備に作用している機械的荷重 (各運転状態における P 及び M については, 安全側に設定された値 (最高使用圧力, 設計機械荷重等) を用いてもよい。)</p> <p>M_D : 地震と組み合わせべきプラントの運転状態 I 及び II (運転状態 III がある場合にはこれを含む), 又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>T_D : 設計基準対象施設の耐震設計上の設計温度</p> <p>T_{PSA} : <u>原子炉格納容器の重大事故発生後の最大温度 (最高使用温度を用いてもよい。)</u></p> <p>T_{PSA(LL)} : <u>原子炉格納容器の重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)(長期(LL))</u></p> <p>T_{RSA(L)} : 原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)(長期(L))</p> <p>T_{RSA(LL)} : <u>原子炉冷却材圧力バウンダリの重大事故における長期温度 (最高使用温度を用いてもよい。)(長期(LL))</u></p> <p>T_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計温度</p> <p>T_a : 重大事故における施設本体の温度及び施設周囲の雰囲気温度を考慮して設定した温度</p> <p>S_d : 弾性設計用地震動 S_d により定まる地震力, 又は静的地震</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>S_s : 基準地震動 S_sにより定まる地震力</p> <p>IV_AS : JSME S NC1の供用状態D相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>V_AS : 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p>	<p>S_s : 基準地震動 S_sにより定まる地震力</p> <p>IV_AS : JSME S NC1 の供用状態 D 相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>V_AS : 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p>	<p>力</p> <p>S_s : 基準地震動 S_sにより定まる地震力</p> <p>IV_AS : JSME S NC1 の供用状態D相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</p> <p>V_AS : 運転状態V相当の応力評価を行う許容応力を基本として、それに地震により生じる応力に対する特別な応力制限を加えた許容応力状態</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				
(2) 荷重の組合せ表					(2) 荷重の組合せ表					(2) 荷重の組合せ表									
施設区分		荷重の組合せ	温度条件	許容応力状態	備考	施設区分		荷重の組合せ	温度条件	許容応力状態	備考	施設区分		荷重の組合せ	温度条件	許容応力状態	備考		
原子炉格納容器バウンダリを構成する設備 (PCVバウンダリ)		$D+P_{PSA}+M+S_d$	T_{PSA}	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.2	格納容器バウンダリを構成する設備 (PCVバウンダリ)		$D+P_{PSA(L)}+M+S_d$	$T_{PSA(L)}$	V_{AS}	検討項目 6.2	原子炉格納容器バウンダリを構成する設備 (PCVバウンダリ)		$D+P_{PSA}+M+S_d$	T_{PSA}	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.2		
原子炉格納容器内のSA施設	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備 (RPVバウンダリ)	施設本体	$D+P_{RSA(L)}+M+S_d$	$T_{RSA(L)}$	$V_{AS}^{※2}$	格納容器内のSA施設	原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する設備 (RPVバウンダリ)	施設本体	$D+P_{RSA(L)}+M+S_d$	$T_{RSA(L)}$	V_{AS}	6.3	支持構造物	$D+P_{RSA(LL)}+M+S_s$	$T_{RSA(LL)}$	$V_{AS}^{※2}$	6.4		
		支持構造物	$D+P_{RSA(LL)}+M+S_s$	$T_{RSA(LL)}$	$V_{AS}^{※2}$			支持構造物	$D+P_{RSA(LL)}+M+S_s$	T_a	V_{AS}			6.4					
	全般施設	施設本体	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	$T_D^{※1} \text{ 又は } T_{SA} \text{ の厳しい方}$	$V_{AS}^{※2}$	全般施設	施設本体	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	$T_b^{※1} \text{ 又は } T_{SA} \text{ の厳しい方}$	V_{AS}	6.1	支持構造物	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	T_a	$V_{AS}^{※2}$	6.4			
		支持構造物	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	T_a	$V_{AS}^{※2}$		支持構造物	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	T_a	V_{AS}	6.4	支持構造物	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	T_a	$V_{AS}^{※2}$	6.4			
原子炉格納容器外全般施設		$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	$T_D^{※1} \text{ 又は } T_{SA}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.1	格納容器外全般施設		施設本体	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	$T_b^{※1} \text{ 又は } T_{SA} \text{ の厳しい方}$	T_{PSA}	検討項目 6.1	原子炉格納容器外全般施設		施設本体	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	$T_D^{※1} \text{ 又は } T_{SA} \text{ の厳しい方}$	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.1
		$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	T_a	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.4			支持構造物	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	T_a	T_{PSA}	検討項目 6.1			支持構造物	$D+(P_b^{※1} \text{ 又は } P_{SA} \text{ の厳しい方})+M_0+S_s$	T_a	$V_{AS}^{※2}$	検討項目 6.4

※1 DB施設を兼ねるSA施設について考慮する。
 ※2 V_{AS} の許容限界は、 IV_{AS} と同じものを適用する。

※1 : DB施設を兼ねるSA施設についても考慮する。
 ※2 : V_{AS} の許容限界は、 IV_{AS} と同じものを適用する。

※1 DB施設を兼ねるSA施設について考慮する。
 ※2 V_{AS} の許容限界は、 IV_{AS} と同じものを適用する。

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>添付資料-8. 重大事故時の荷重条件の妥当性について</p> <p>(1) はじめに 重大事故時の耐震評価においては、地震力と重大事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ(RPV)及び原子炉格納容器(PCV)にかかる圧力・温度を組み合わせる場合、耐震評価に用いる<u>圧力・温度</u>は高い方が評価結果は厳しくなる。したがって、重大事故時の耐震評価における地震力と組み合わせる<u>圧力・温度</u>条件としては、有効性評価結果の中から事象発生時のRPV及びPCVにかかる最高圧力及び最高温度を選定することとし、全ての事故シーケンスグループ等のうち、RPV及びPCVの<u>圧力・温度</u>が最も厳しくなるものを選定することとした。</p> <p>選定した事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価(別紙1参照)を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件(初期条件、事故条件、機器条件)に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。</p> <p>有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしており(別紙2～別紙4参照)、耐震評価に用いるRPV及びPCV<u>圧力・温度</u>条件として、有効性評価結果から得られる最高圧力・温度を用いることとした。</p> <p>耐震評価に用いる<u>重大事故時の地震力と組み合わせるRPV及びPCVの具体的な圧力・温度条件</u>について、次項以降に示す。</p> <p>(2) 耐震評価で用いるRPVの<u>圧力・温度</u>について</p> <p>RPVの圧力・温度が最高となる事故シーケンスは、有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスグループ等のうち、「原子炉停止機能喪失」であり、ATWSで考慮する運転中の異常な過渡変</p>	<p>添付資料-8 重大事故時の荷重条件の妥当性について</p> <p>(1) はじめに 重大事故時の耐震評価においては、地震力と重大事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器にかかる圧力・温度を組み合わせる場合、耐震評価に用いる<u>圧力・温度</u>は高い方が評価結果は厳しくなる。したがって、重大事故時の耐震評価における地震力と組み合わせる<u>圧力・温度</u>条件としては、有効性評価結果の中から事象発生時の原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器にかかる最高圧力及び最高温度を選定することとし、全ての事故シーケンスグループ等のうち、<u>原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度</u>が最も厳しくなるものを選定することとした。</p> <p>選定した事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価(別紙1参照)を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件(初期条件、事故条件、機器条件)に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。</p> <p>有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、<u>設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとして</u>おり(別紙2から別紙4参照)、<u>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから</u>、耐震評価に用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の<u>圧力・温度</u>条件として、<u>不確かさは考慮せず、有効性評価結果から得られる最高圧力・温度に基づいた保守的な圧力・温度</u>を用いることとした。</p> <p>耐震評価に用いる<u>重大事故時の地震力と組み合わせる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の具体的な圧力・温度条件</u>について次項以降に示す。</p> <p>(2) 耐震評価で用いる原子炉冷却材圧力バウンダリの<u>圧力・温度</u>について</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる<u>圧力及び温度</u>が最高となる事故シーケンスは、有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスグループ等のうち、「原子炉停止機能喪失」であり、ATWSで</p>	<p>添付資料8 重大事故時の荷重条件等の妥当性について</p> <p>(1) はじめに 重大事故時の耐震評価においては、地震力と重大事故時の原子炉冷却材圧力バウンダリ(RPV)及び原子炉格納容器(PCV)にかかる<u>荷重</u>を組み合わせる場合、耐震評価に用いる<u>圧力・温度</u>は高い方が評価結果は厳しくなる。したがって、重大事故時の耐震評価における地震力と組み合わせる<u>荷重</u>条件としては、有効性評価結果の中から事象発生時のRPV及びPCVにかかる最高圧力及び最高温度を選定することとし、全ての事故シーケンスグループ等のうち、<u>RPV及びPCVの荷重</u>が最も厳しくなるものを選定することとした。</p> <p>選定した事故シーケンスグループ等の有効性評価では、不確かさの影響評価(別紙1参照)を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件(初期条件、事故条件、機器条件)に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。</p> <p>有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、<u>現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとして</u>おり、(別紙2～別紙4参照)、耐震評価に用いるRPV及びPCVの<u>荷重</u>条件として、有効性評価結果から得られる最高圧力・温度を用いることとした。</p> <p><u>また、重大事故時の耐震評価において考慮する水位条件等についても有効性評価結果を踏まえて設定する。</u></p> <p>重大事故時の耐震評価に用いる<u>荷重条件等</u>について、<u>次項以降</u>に示す。</p> <p>(2) 耐震評価で用いるRPVの<u>荷重</u>について</p> <p>RPVの<u>圧力・温度</u>が最高となる事故シーケンスは、有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスグループ等のうち、「原子炉停止機能喪失」であり、ATWSで考慮する運転中の異常な過渡変</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎6/7、東海第二】 Mark-I型原子炉格納容器の耐震評価には、原子炉格納容器の水位も影響することから、島根2号炉では水位条件等の設定を説明(以下、①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>化のうち、過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。</p> <p>「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷防止対策は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能（ARI）を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスクラム機能が、電気的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてARIを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では、このARIの機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水過熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するための代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能、運転員による原子炉水位維持操作（自動減圧系の自動起動阻止含む）及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。</p> <p>この事故シーケンスにおけるSA発生後の原子炉圧力の最高値、原子炉冷却材温度の最高値を添付8.1表に示す。<u>スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し、最も早く原子炉圧力が上昇する事象である。</u></p> <p>添付8.1表に示す原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また、不確かさの影響評価を行っており、添付8.1表に示す評価結果より高くなる。しかしながら、短期荷重の継続時間として考慮する時間設定として、事象発生後に低温停止状態に至る時間を包絡するものとしているため、結果として不確かさの重畳の影響はない。</p> <p>「原子炉停止機能喪失」の過渡応答図を添付8.1図～8.2図に示す。原子炉圧力は10秒以内に代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能による原子炉出力の低下により、耐震設計上の設計圧力である<u>8.38MPa[gage]</u>を下回っている。また、冷却材温度も、原子炉圧</p>	<p>考慮する運転時の異常な過渡変化のうち、過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。</p> <p>「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷防止対策は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能（以下「ARI」という。）を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスクラム機能が、電気的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてARIを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では、このARIの機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水加熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するためのATWS緩和設備（代替原子炉再循環ポンプトリップ機能）、運転員による原子炉水位維持操作（自動減圧系の自動起動阻止含む）及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。</p> <p>この事故シーケンスにおけるSA発生後の原子炉圧力の最高値、原子炉冷却材温度の最高値を添付8-1表に示す。<u>スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し、最も早く原子炉圧力が上昇する事象である。</u></p> <p>添付8-1表に示す「原子炉停止機能喪失」の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、<u>設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。</u>また、不確かさの影響評価を行っており、<u>その結果として、解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認していることから、ここでは不確かさは考慮しない。</u></p> <p>「原子炉停止機能喪失」の過渡応答図を添付8-1図及び添付8-2図に示す。原子炉圧力は10秒以内にATWS緩和設備（代替再循環系ポンプトリップ機能）による原子炉出力の低下により、耐震設計上の設計圧力である約<u>8.14MPa[gage]</u>を下回っている。</p>	<p>化のうち、過渡事象として主蒸気隔離弁の誤閉止の発生を仮定するとともに、原子炉自動停止機能が喪失する事象であり、緩和措置がとられない場合には、原子炉出力が維持されるため、原子炉圧力容器が高温・高圧状態となる。<u>スクラムを前提とした他の事故シーケンスグループ等と比較し、最も早く原子炉圧力が上昇する事象である。</u></p> <p>「原子炉停止機能喪失」の炉心損傷防止対策は、主として当該事故の発生防止のために代替制御棒挿入機能（ARI）を備えており、プラント過渡事象が発生し、通常のスクラム機能が、電気的な故障により喪失した場合に、後備の手段としてARIを作動させることにより原子炉停止機能を確保することとなる。有効性評価では、このARIの機能に期待せず、最も厳しい過渡事象として主蒸気隔離弁の閉止を条件とし、これによる原子炉圧力上昇による反応度投入、また、主蒸気隔離弁の閉止に伴う給水過熱喪失による反応度投入を評価している。これに対し、原子炉出力を抑制するための代替原子炉再循環ポンプトリップ機能、運転員による原子炉水位維持操作（自動減圧系の自動起動阻止含む）及びほう酸水注入系による原子炉未臨界操作により原子炉を未臨界へ移行させることとなる。<u>重大事故時において、RPVの耐震評価で考慮する事故シーケンス選定の考え方を添付8.1表に示す。</u></p> <p>選定した事故シーケンス「原子炉停止機能喪失」の過渡応答図を添付8.1図～8.2図に示す。原子炉圧力は10秒以内に代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉出力の低下により、耐震設計上の設計圧力である<u>8.28MPa[gage]</u>を下回っている。</p>	<p>備考</p> <p>柏崎 6/7 号炉及び東海第二の(2)項内に同一記載あり（差異なし）</p> <p>柏崎 6/7 号炉の添付 8.3 表及び東海第二の添付 8-3 表に対応 島根 2 号炉における(2)項内に同一記載あり（差異なし）</p> <p>・設計値の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</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>力の上昇に伴う飽和蒸気温度の上昇により、耐震設計上の設計温度をわずかに超過するが、原子炉圧力の低下に伴い、同様に低下する傾向となる。長期的な観点では、事象発生後10秒以降、逃がし安全弁による原子炉圧力制御が行われ、原子炉圧力はほぼ一定で推移する。</p> <p>事象発生後11分で運転員がほう酸注入系によるほう酸水の注入を開始することにより、原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。その後、運転員が原子炉の減圧、除熱及び残留熱除去系による炉心冷却を行うことにより、低温停止状態に至る。</p> <p>以上より、事象発生直後の圧力上昇以降、RPVの圧力・温度は、DB施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回る。</p> <p>添付8.1表 原子炉冷却材圧力バウンダリのSA時の圧力・温度(有効性評価結果)</p> <table border="1" data-bbox="160 1692 920 1801"> <tr> <td></td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>DB条件</td> </tr> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約 8.92MPa[gage]</td> <td>8.38MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約 304℃</td> <td>299℃</td> </tr> </table>		原子炉停止機能喪失	DB条件	最高圧力	約 8.92MPa[gage]	8.38MPa[gage]	最高温度	約 304℃	299℃	<p>また、冷却材温度も、原子炉圧力の上昇に伴う飽和蒸気温度が上昇するが、耐震設計上の設計温度である 301℃を下回っている。長期的な観点では、事象発生後 10 秒以降、逃がし安全弁(逃がし弁機能)による原子炉圧力制御が行われ、原子炉圧力はほぼ一定で推移する。</p> <p>運転員がほう酸注入系を起動し、事象発生後 9分 30 秒にほう酸水の注入が開始されることにより、原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。その後、運転員が原子炉の減圧、除熱及び残留熱除去系による炉心冷却を行うことにより、低温停止状態に至る。</p> <p>以上より、事象発生直後の圧力上昇以降、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力・温度は、DB施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回る。</p> <p>添付 8-1 表 原子炉冷却材バウンダリのSA時の圧力・温度(有効性評価結果)</p> <table border="1" data-bbox="1012 1692 1679 1854"> <tr> <td></td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>DB条件</td> </tr> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約 8.49MPa [gage]</td> <td>約 8.14MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約 298℃</td> <td>301℃</td> </tr> </table>		原子炉停止機能喪失	DB条件	最高圧力	約 8.49MPa [gage]	約 8.14MPa [gage]	最高温度	約 298℃	301℃	<p>また、冷却材温度も、原子炉圧力の上昇に伴う飽和蒸気温度の上昇により、耐震設計上の設計温度をわずかに超過するが、原子炉圧力の低下に伴い、同様に低下する傾向となる。長期的な観点では、事象発生後 10 秒以降、逃がし安全弁による原子炉圧力制御が行われ、原子炉圧力はほぼ一定で推移する。</p> <p>事象発生後 11.6 分で運転員がほう酸水注入系によるほう酸水の注入を開始することにより、原子炉出力は崩壊熱レベルまで速やかに低下する。その後、運転員が原子炉の減圧、除熱及び残留熱除去系による炉心冷却を行うことにより、低温停止状態に至る。この事故シーケンスにおけるSA発生後の原子炉の最高圧力、原子炉冷却材の最高温度を添付 8.2 表に示す。</p> <p>原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件設定は、解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とすることとしている。また、不確かさの影響評価を行っており、その場合の圧力・温度は添付 8.2 表に示す評価結果より高くなる。しかしながら、短期荷重の継続時間として考慮する時間設定として、事象発生後に低温停止状態に至る時間を包絡するものとしているため、結果として不確かさの重畳の影響はない。</p> <p>以上より、事象発生直後の圧力上昇以降、RPVの圧力・温度は、DB施設の耐震設計上の設計圧力・温度を十分に下回る。</p> <p>添付 8.1 表 R P Vの耐震評価で考慮する事故シーケンス選定の考え方</p> <table border="1" data-bbox="1739 1352 2504 1539"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスと選定の考え方</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉停止機能喪失 (全事故シーケンスのうち、原子炉の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)</td> <td>原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シーケンスの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドブブラ係数)を反応度印加割合が大きくなるような保守的な条件として設定している。</td> </tr> </tbody> </table> <p>添付 8.2 表 R P VのSA時の圧力・温度(有効性評価結果)</p> <table border="1" data-bbox="1739 1673 2504 1814"> <tr> <td></td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>DB条件</td> </tr> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約 8.98MPa[gage]</td> <td>8.28MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約 304℃</td> <td>298℃</td> </tr> </table>	事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方	原子炉停止機能喪失 (全事故シーケンスのうち、原子炉の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シーケンスの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドブブラ係数)を反応度印加割合が大きくなるような保守的な条件として設定している。		原子炉停止機能喪失	DB条件	最高圧力	約 8.98MPa[gage]	8.28MPa[gage]	最高温度	約 304℃	298℃	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> 解析結果の相違【東海第二】 島根 2 号炉は、冷却材温度が、DB 条件をわずかに上回る。 解析結果の相違【柏崎 6/7、東海第二】 <p>柏崎 6/7 号炉及び東海第二における(2)項内に同一記載あり(差異なし)</p> <ul style="list-style-type: none"> 解析条件の相違【東海第二】 (東海第二の添付 8-3 表に対応)有効性評価で用いる解析条件の保守性の取り方による相違 解析結果及び設計値の相違【柏崎 6/7、東海第二】
	原子炉停止機能喪失	DB条件																																
最高圧力	約 8.92MPa[gage]	8.38MPa[gage]																																
最高温度	約 304℃	299℃																																
	原子炉停止機能喪失	DB条件																																
最高圧力	約 8.49MPa [gage]	約 8.14MPa [gage]																																
最高温度	約 298℃	301℃																																
事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方																																	
原子炉停止機能喪失 (全事故シーケンスのうち、原子炉の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シーケンスの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドブブラ係数)を反応度印加割合が大きくなるような保守的な条件として設定している。																																	
	原子炉停止機能喪失	DB条件																																
最高圧力	約 8.98MPa[gage]	8.28MPa[gage]																																
最高温度	約 304℃	298℃																																

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
			備考
<p>添付8.1図 原子炉停止機能喪失における中性子束の時間変化 (事象発生から40分後まで)</p>	<p>添付 8-1 図 原子炉停止機能喪失における中性子束の推移 (事象発生から 60 分まで)</p>	<p>添付 8.1 図 原子炉停止機能喪失に中性子束の時間変化 (事象発生から 50 分後まで)</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載</p>
			<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載</p>
<p>添付8.2図 原子炉停止機能喪失における原子炉圧力, 原子炉水位 (シュラウド外水位) の時間変化 (事象発生から40分後まで)</p>	<p>添付 8-2 図 原子炉停止機能喪失における原子炉水位及び原子 炉圧力の推移 (事象発生から 60 分まで)</p>	<p>添付 8.2 図 原子炉停止機能喪失における原子炉圧力, 原子炉水 位 (シュラウド外水位) の時間変化 (事象発生から 50 分後まで)</p>	<p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載</p>

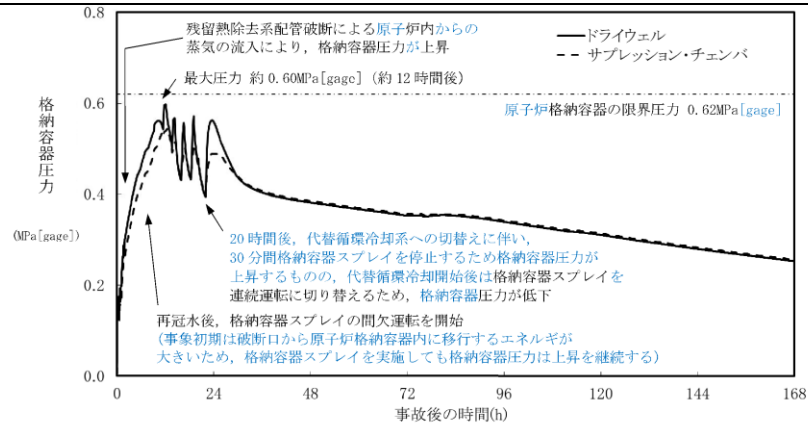
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 耐震評価で用いるPCVの<u>圧力・温度</u>について</p> <p>原子炉格納容器の<u>圧力・温度</u>条件が最も厳しくなるという点で、最高使用圧力・温度を超え、さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に、事故発生後10^{-2}年(約3日後)以内及び事象発生後10^{-2}年(約3日後)の<u>圧力・温度</u>が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果、以下の事故シーケンスが挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u>(代替循環冷却系を使用する場合) ・<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u>(代替循環冷却系を使用しない場合) <p>なお、有効性評価においては、いずれの事故シーケンスグループ等において、事象発生後10^{-2}年(約3日後)後前までに<u>原子炉格納容器圧力逃がし装置又は代替原子炉補機冷却系による除熱機能が確保され、10^{-2}年(約3日後)以降の原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向が維持されることから、10^{-2}年(約3日後)までの圧力・温度に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。</u></p> <p>なお、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、重大事故等対策設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで、各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる(本来は、<u>高圧代替注水系により炉心損傷回避が可能な事故シーケンス</u>)。一方、原子炉格納容器に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では、原子炉格納容器圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支配的な要素であることから、「運転中の原子炉における重大事故」</p>	<p>(3) 耐震評価で用いる<u>格納容器の圧力・温度</u>について</p> <p><u>格納容器の圧力・温度</u>条件が最も厳しくなるという点で、最高使用圧力・温度を超え、さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に、事故発生後10^{-2}年(約3日後)以内及び事故発生後10^{-2}年(約3日後)の<u>圧力・温度</u>が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果、以下の事故シーケンスが挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u>(代替循環冷却系を使用する場合) ・<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u>(代替循環冷却系を使用できない場合) <p><u>上記のいずれの事故シーケンスにおいても、事象発生後10^{-2}年(約3日後)前までに格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系等による除熱機能が確保され、最高使用圧力・温度以下に維持される。10^{-2}年(約3日後)以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼を防止する観点から格納容器内への窒素注入を実施する運用としていることから、一時的に格納容器圧力が最高使用圧力以下の範囲で圧力上昇する期間が生じるが、上記の除熱機能により、最高使用圧力以下に抑えられる。</u></p> <p>したがって、<u>10^{-2}年(約3日後)以内の温度及び最高使用圧力に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。</u></p> <p>なお、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより各格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、重大事故等対策設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで、各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる(本来は、<u>高圧代替注水系により炉心損傷回避が可能な事故シーケンスである</u>)。一方、<u>格納容器</u>に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では、<u>格納容器</u>圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支配的な要素であることから、「運転中の原子炉における重大事故」に係る</p>	<p>(3) 耐震評価で用いるPCVの<u>荷重</u>について</p> <p>原子炉格納容器の<u>荷重</u>条件が最も厳しくなるという点で、最高使用圧力・温度を超え、さらに継続期間の長い事故シーケンスグループ等を抽出することを目的に、事故発生後10^{-2}年(約3.5日後)以内及び事象発生後10^{-2}年(約3.5日後)の<u>圧力・温度</u>が最も高い事故シーケンスグループ等を抽出した結果、以下の事故シーケンスが挙げられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u>(<u>残留熱代替除去系</u>を使用する場合) ・<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</u>(<u>残留熱代替除去系</u>を使用しない場合) <p><u>なお、有効性評価においては、いずれの事故シーケンスグループ等においても、事象発生後10^{-2}年(約3.5日後)までに格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却系による除熱機能が確保され、格納容器の<u>圧力・温度</u>条件は最高使用圧力・温度以下に維持される。10^{-2}年(約3.5日後)以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼を防止する観点から原子炉格納容器内への窒素注入を実施する運用としていることから、一時的に格納容器圧力が最高使用圧力以下の範囲で圧力上昇する期間が生じるが、上記の除熱機能により、最高使用圧力以下に抑えられる。</u></p> <p>したがって、<u>10^{-2}年(約3.5日後)以内の温度及び最高使用圧力に基づき、事故シーケンスグループ等を選定することは妥当である。</u></p> <p>なお、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」は同じ事故シーケンスにより格納容器破損モードの評価を行っている。これら格納容器破損モードを評価する際には、原子炉圧力容器破損に至るまで炉心損傷を進展させ、その後生じうる格納容器破損モードに対する有効性を確認する必要があるため、解析の前提として、重大事故等対策設備として整備した原子炉への注水機能は使用しないとの前提で評価することで、各々の格納容器破損モードに対して厳しい条件となるよう保守的な条件設定を行っており、他の事故シーケンス等と比較して前提条件が異なる(本来は、<u>高圧原子炉代替注水系により炉心損傷回避が可能な事故シーケンス</u>)。一方、<u>原子炉格納容器</u>に対する静的な過圧・過温に対する長期の頑健性を確認する上では、<u>原子炉格納容器</u>圧力及び温度は原子炉停止後の崩壊熱と除熱能力の関係が支配的な要素であることから、「運転中の原子炉における重大</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・解析結果の相違 <p>【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は水素燃焼を防止する観点から、格納容器の最高使用圧力到達までは窒素注入を実施する運用としており、格納容器圧力が最大となるのは10^{-2}年以降(以下、②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>に係る格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして、<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を代表シナリオとすることは、原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しい。</u></p> <p>格納容器破損モード「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）</u>」及び「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用しない場合）</u>」は、大破断LOCAが発生し、流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、原子炉格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。</p> <p>上記2つの事故シーケンスグループ等について、<u>事故発生後のPCVの最高圧力及び最高温度を添付8.2表に示す。添付8.2表に示すとおり、最高圧力及び最高温度はほぼ同等であり、これら2つの事故シーケンスグループでの最高圧力・温度を、耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせるPCVの圧力・温度条件とする。</u></p> <p>なお、上記の2つの事故シーケンスグループ等の有効性評価では、<u>不確かさの影響評価を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件（初期条件、事故条件、機器条件）に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。</u></p> <p>有効性評価における解析条件設定は、<u>解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定と</u></p>	<p>格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして、<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を代表シナリオとすることは、原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しい。</u></p> <p>格納容器破損モード「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）</u>」及び「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）</u>」は、大破断LOCAが発生し、流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。</p> <p>上記2つの事故シーケンスグループ等について、<u>事故発生後の格納容器の最高圧力及び最高温度（壁面温度）を添付8-2表に示す。添付8.2表に示すとおり、最高圧力及び温度（壁面温度）はほぼ同等であり、これら2つの事故シーケンスグループでの最高圧力・温度（壁面温度）を、耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせる格納容器の圧力・温度条件とする。</u></p> <p>なお、上記の2つの事故シーケンスグループ等の有効性評価では、<u>不確かさの影響評価を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件（初期条件、事故条件、機器条件）に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。</u></p> <p>有効性評価における解析条件設定は、<u>解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、設計値を用いるか又は評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定と</u></p>	<p>事故」に係る格納容器破損モードとして参照する事故シナリオとして、<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）を代表シナリオとすることは、原子炉圧力容器破損後のシナリオも考慮していることと等しい。</u></p> <p>格納容器破損モード「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用する場合）</u>」及び「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）</u>」では、大破断LOCAが発生し、流出した原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、原子炉格納容器の雰囲気圧力・温度が上昇することになる。<u>重大事故時において、PCVの耐震評価で考慮する事故シーケンス選定の考え方を添付8.3表に示す。</u></p> <p><u>選定した2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力及び温度の解析結果を添付8.3図～8.10図に示す。SA発生後10⁻²年（約3.5日後）までに、原子炉格納容器の圧力及び温度はそれぞれ最高圧力及び最高温度となり、10⁻²年（約3.5日後）以降は、格納容器フィルタベント系又は原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱代替除去系による除熱機能が確保され、最高使用圧力・温度以下に維持される。残留熱代替除去系を使用する場合における10⁻²年（約3.5日後）以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼の防止のため格納容器内への窒素封入を実施する運用としていることから、一時的に上昇する期間があるが、上記の除熱機能により最高使用圧力以下に抑えられる。</u>上記2つの事故シーケンスグループ等における、<u>SA発生後のPCVの圧力及び温度を添付8.4表に示す。</u></p> <p>なお、上記の2つの事故シーケンスグループ等の有効性評価では、<u>不確かさの影響評価を行っており、解析コードにおける重要物理現象及び解析条件（初期条件、事故条件、機器条件）に対して、評価項目となるパラメータに与える不確かさの影響について評価している。</u></p> <p>有効性評価における解析条件設定は、<u>解析条件及び解析コードの不確かさを考慮して、現実的な条件を基本としつつ、原則、評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定と</u></p>	<p>備考</p> <p>柏崎6/7号炉の添付8.3表及び東海第二の添付8-3表に対応</p> <p>・解析結果の相違【柏崎6/7】②の相違</p> <p>・解析結果の相違【柏崎6/7、東海第二】島根2号炉は、格納容器圧力は同等とされない(前者のシーケンスにおいて残留熱代替除去系のインサビスが早く格納容器圧力の上昇が抑制されるため)</p>

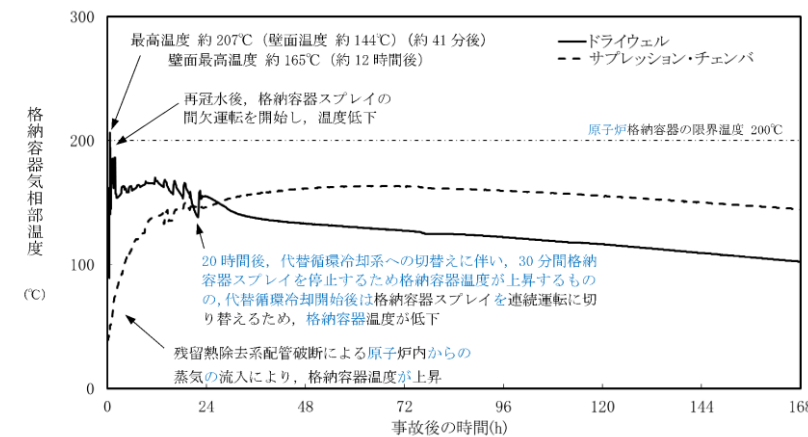
柏崎刈羽原子力発電所 6/7号炉 (2017.12.20版)	東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>することとしており、また、解析条件や解析コードの不確かさについては、極端な条件設定とすることは現実的ではないと考えられる。しかしながら、耐震評価に用いるPCVの圧力・温度条件には、格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く、格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器圧力逃がし装置の使用タイミングが遅くなる可能性があることから、SA発生後10^{-2}年以上2×10^{-1}年未満の期間として組み合わせる荷重は、添付8.2表の事象発生後以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度）をS_dと組み合わせる。</p> <p>上記の2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力・温度の解析結果を添付8.3図～8.6図に示す。添付8.3図～8.6図より、SA発生後10^{-2}年（約3日後）前までに、原子炉格納容器の最高圧力及び最高温度となり、10^{-2}年（約3日後）以降は、<u>原子炉格納容器圧力逃がし装置又は代替原子炉補機冷却系による除熱機能の効果により、格納容器圧力及び温度は低下傾向が維持されていることが確認できる。</u></p>	<p>おり、また、不確かさの影響評価を行っており、その結果として、<u>解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認している。</u>しかしながら、PCVバウンダリは、SA発生時における最終障壁となることから、その重要性を考慮し、SA発生後10^{-2}年以降2×10^{-1}年未満の期間として組み合わせる荷重は、<u>保守的に事象発生以降の最大となる荷重（有効性評価結果の最高圧力・最高温度（壁面温度））をS_dと組み合わせる。</u></p> <p>上記の2つの事故シーケンスグループ等について、格納容器圧力・雰囲気温度の解析結果を添付8-3図から8-6図に示す。添付8-3図から8-6図より、<u>重大事故発生後10^{-2}年（約3日後）前までに、格納容器圧力逃がし装置又は緊急用海水系を用いた代替循環冷却系による除熱機能が確保され、最高使用圧力・温度以下に維持される。</u>代替循環冷却系を使用する場合における10^{-2}年（約3日後）以降の格納容器圧力については、格納容器内の水素燃焼の防止のため格納容器内への窒素封入を実施する運用としていることから、一時的に上昇する期間があるが、上記の除熱機能により最高使用圧力以下に抑えられる。</p>	<p>することとしており、また、解析条件や解析コードの不確かさについては、極端な条件設定とすることは現実的ではないと考えられる。しかしながら、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）において、格納容器圧力の上昇の速度が遅く格納容器スプレイ流量が抑制できるなど、格納容器フィルタベント系の使用タイミングが遅くなる可能性があることや、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）において、<u>重大事故が発生して10時間後から残留熱代替除去系を使用することを想定しているが、準備時間の遅れ等により残留熱代替除去系の使用開始が遅くなりPCV圧力が上昇する可能性がある等、SA発生後10^{-2}年以上2×10^{-1}年未満の期間にPCVの耐震評価と組み合わせる荷重には不確かさが想定される。</u></p> <p><u>上記を踏まえると、SA発生後10^{-2}年以上2×10^{-1}年未満の期間における荷重は、事象進展に応じて変動する可能性があることから、包絡的な荷重条件を耐震評価に用いるため、添付8.4表において事象発生後の最大値である、有効性評価結果の最高圧力・最高温度をS_dと組み合わせる。</u></p> <p><u>添付8.4表の2×10^{-1}年後におけるPCV圧力は、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）の方が高く、温度は、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）の方が高い結果となっており、いずれの事故シーケンスも荷重条件として厳しい側面を持っている。ただし、除熱機能の確保は、SA設備である残留熱代替除去系の確保を優先に行うことから、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）においても、ベントの停止判断基準を整えば、格納容器除熱手段を切り替えることでPCV温度の低下させることが可能である。</u>これに加えて、その他の格納容器除熱手段に期待することができる。一例として、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎6/7、東海第二】 島根2号炉は、S_sと組み合わせる荷重として、格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）における最高圧力・最高温度を用いることを記載</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>添付8.2表 原子炉格納容器のSA時の圧力・温度（有効性評価結果）</p> <table border="1" data-bbox="166 1255 911 1440"> <thead> <tr> <th></th> <th>格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）</th> <th>格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約 0.60MPa[gage]</td> <td>約 0.62MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度</td> <td>約 165℃^{*1}</td> <td>約 168℃^{*2}</td> </tr> <tr> <td>圧力（10⁻²年）</td> <td>約 0.36MPa[gage]</td> <td>約 0.25MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>温度（10⁻²年）</td> <td>約 164℃^{*3}</td> <td>約 139℃</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度） ※2：原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度）は165℃であるが、保守的に最高温度は0.62MPa[gage]の飽和温度とする ※3：サプレッション・チェンバの最高温度</p>		格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）	最高圧力	約 0.60MPa[gage]	約 0.62MPa[gage]	最高温度	約 165℃ ^{*1}	約 168℃ ^{*2}	圧力（10 ⁻² 年）	約 0.36MPa[gage]	約 0.25MPa[gage]	温度（10 ⁻² 年）	約 164℃ ^{*3}	約 139℃	<p>添付 8-2 表 格納容器のSA時の圧力・温度（有効性評価結果）</p> <table border="1" data-bbox="976 1251 1703 1535"> <thead> <tr> <th></th> <th>格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）</th> <th>格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高圧力</td> <td>約 310kPa[gage]</td> <td>約 465kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>最高温度（壁面温度）</td> <td>約 139℃</td> <td>約 157℃</td> </tr> <tr> <td>圧力（10⁻²年後）</td> <td>約 310kPa[gage]以下</td> <td>約 465kPa[gage] 以下</td> </tr> <tr> <td>温度（壁面温度）（10⁻²年後）</td> <td>約 139℃以下</td> <td>約 157℃以下</td> </tr> </tbody> </table>		格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）	最高圧力	約 310kPa[gage]	約 465kPa[gage]	最高温度（壁面温度）	約 139℃	約 157℃	圧力（10 ⁻² 年後）	約 310kPa[gage]以下	約 465kPa[gage] 以下	温度（壁面温度）（10 ⁻² 年後）	約 139℃以下	約 157℃以下	<p>用しない場合)において、事象発生から約 30 日後に可搬型格納容器除熱系に切り替えた場合のPCV温度の推移を添付 8.11 図に示す。可搬型格納容器除熱系に切り替えた以降は、PCV温度は緩やかに低下し、低下傾向が継続する。このように、2×10⁻¹年後におけるPCV温度は、格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用しない場合)においても、格納容器除熱手段を切り替えることで、格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)と同様の傾向となる。</p> <p>以上のことから、SA発生後 2×10⁻¹年以降の期間において組み合わせる荷重としては、格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)の 2×10⁻¹年以降の最高圧力・最高温度を S s と組み合わせる。</p> <p>添付 8.3 表 PCVの耐震評価で考慮する事故シーケンス選定の考え方</p> <table border="1" data-bbox="1733 877 2507 1104"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスと選定の考え方</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器過圧・過温破損（全事故シーケンスのうち、格納容器の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定）</td> <td>格納容器空間部容積は設計値を、サプレッション・プール水位、初期格納容器温度は、最確条件を使用するが、格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。</td> </tr> </tbody> </table> <p>添付 8.4 表 PCVのSA時の圧力・温度（有効性評価結果）</p> <table border="1" data-bbox="1733 1241 2507 1520"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="2">格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）</th> <th colspan="2">格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）</th> </tr> <tr> <th>圧力</th> <th>温度</th> <th>圧力</th> <th>温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>SA事象発生後の最大値</td> <td>約 427kPa[gage]</td> <td>約 181℃^{*1}</td> <td>約 659kPa[gage]</td> <td>約 181℃^{*1}</td> </tr> <tr> <td>10⁻²年後</td> <td>約 317kPa[gage]</td> <td>約 131℃</td> <td>約 109kPa[gage]</td> <td>約 144℃</td> </tr> <tr> <td>2×10⁻¹年後</td> <td>約 372kPa[gage]</td> <td>約 62℃^{*2}</td> <td>約 26kPa[gage]</td> <td>約 113℃^{*3}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度） ※2：サプレッション・チェンバの温度 ※3：ドライウエル気相温度</p>	事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方	格納容器過圧・過温破損（全事故シーケンスのうち、格納容器の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定）	格納容器空間部容積は設計値を、サプレッション・プール水位、初期格納容器温度は、最確条件を使用するが、格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。		格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）		格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）		圧力	温度	圧力	温度	SA事象発生後の最大値	約 427kPa[gage]	約 181℃ ^{*1}	約 659kPa[gage]	約 181℃ ^{*1}	10 ⁻² 年後	約 317kPa[gage]	約 131℃	約 109kPa[gage]	約 144℃	2×10 ⁻¹ 年後	約 372kPa[gage]	約 62℃ ^{*2}	約 26kPa[gage]	約 113℃ ^{*3}	<p>備考</p> <p>・解析条件の相違 【東海第二】 （東海第二の添付 8-3 表に対応）有効性評価で用いる解析条件の保守性の取り方による相違</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】</p>
	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用しない場合）																																																											
最高圧力	約 0.60MPa[gage]	約 0.62MPa[gage]																																																											
最高温度	約 165℃ ^{*1}	約 168℃ ^{*2}																																																											
圧力（10 ⁻² 年）	約 0.36MPa[gage]	約 0.25MPa[gage]																																																											
温度（10 ⁻² 年）	約 164℃ ^{*3}	約 139℃																																																											
	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）																																																											
最高圧力	約 310kPa[gage]	約 465kPa[gage]																																																											
最高温度（壁面温度）	約 139℃	約 157℃																																																											
圧力（10 ⁻² 年後）	約 310kPa[gage]以下	約 465kPa[gage] 以下																																																											
温度（壁面温度）（10 ⁻² 年後）	約 139℃以下	約 157℃以下																																																											
事故シーケンスと選定の考え方	条件設定の考え方																																																												
格納容器過圧・過温破損（全事故シーケンスのうち、格納容器の荷重が最も厳しくなる事故シーケンスを選定）	格納容器空間部容積は設計値を、サプレッション・プール水位、初期格納容器温度は、最確条件を使用するが、格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。																																																												
	格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）		格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）																																																										
	圧力	温度	圧力	温度																																																									
SA事象発生後の最大値	約 427kPa[gage]	約 181℃ ^{*1}	約 659kPa[gage]	約 181℃ ^{*1}																																																									
10 ⁻² 年後	約 317kPa[gage]	約 131℃	約 109kPa[gage]	約 144℃																																																									
2×10 ⁻¹ 年後	約 372kPa[gage]	約 62℃ ^{*2}	約 26kPa[gage]	約 113℃ ^{*3}																																																									

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)

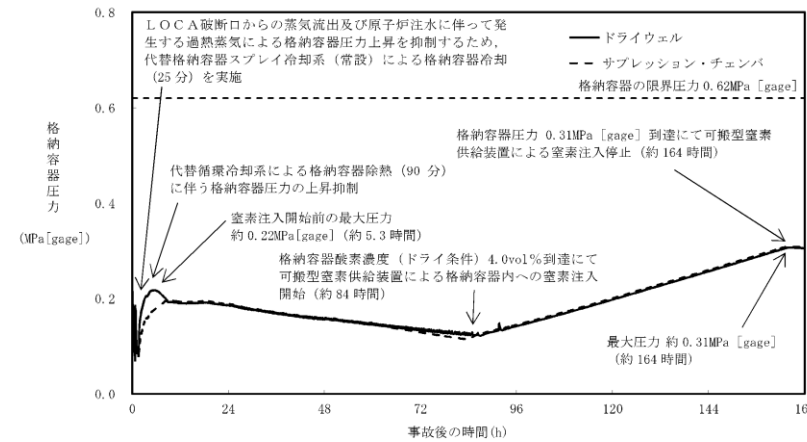


添付8.3図 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) における格納容器圧力の推移

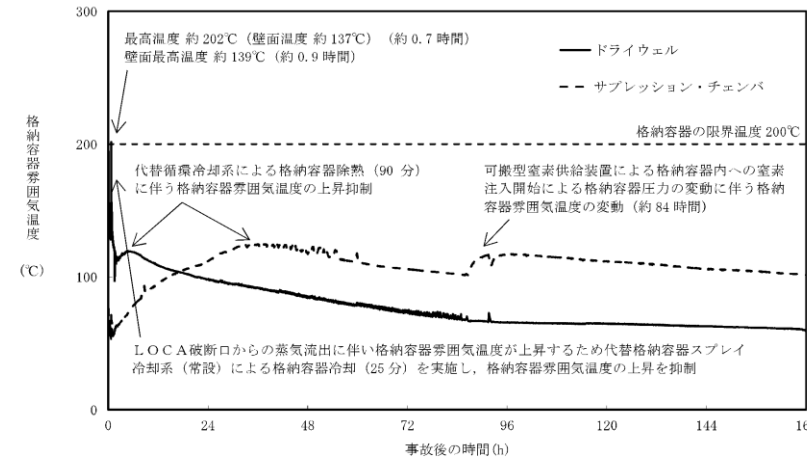


添付8.4図 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) における格納容器温度 (気相部) の推移

東海第二発電所 (2018. 9. 18版)

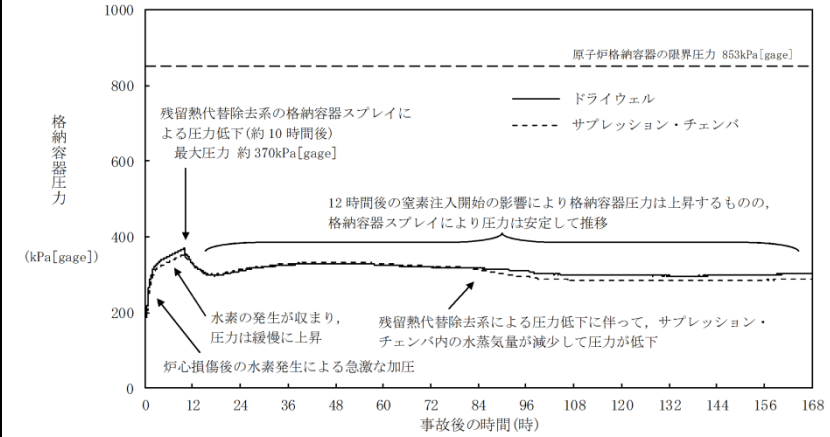


添付 8-3 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)」における格納容器圧力の推移

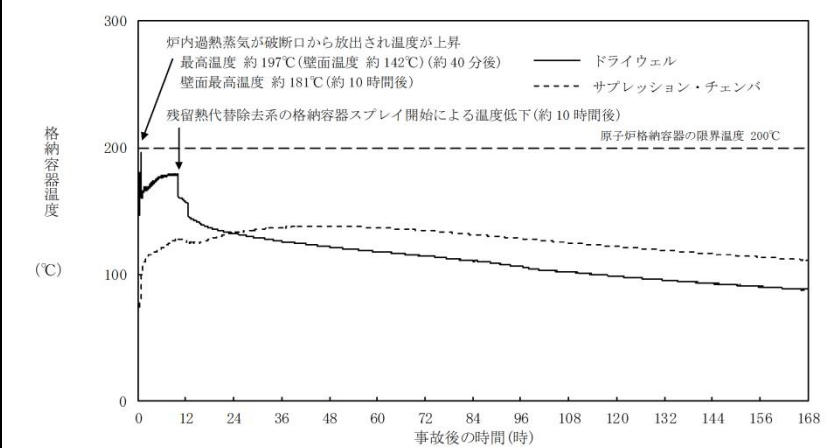


添付 8-4 図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用する場合)」における格納容器雰囲気温度の推移

島根原子力発電所 2号炉



添付 8.3 図 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合) における格納容器圧力の推移



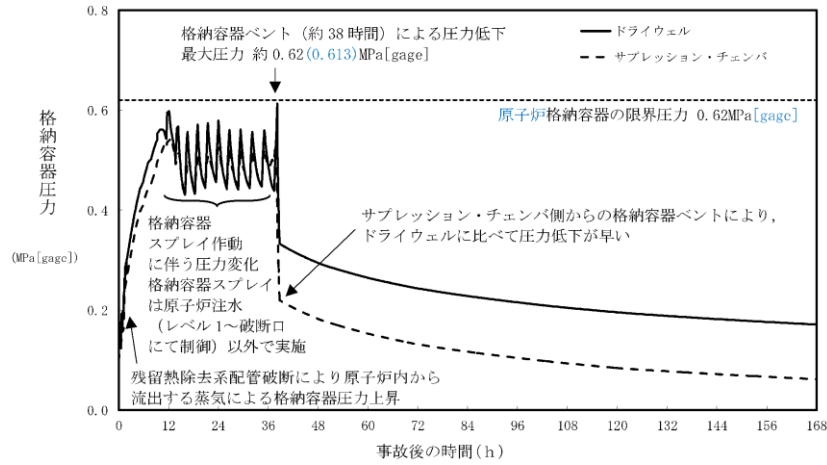
添付 8.4 図 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合) における格納容器温度 (気相部) の推移

備考

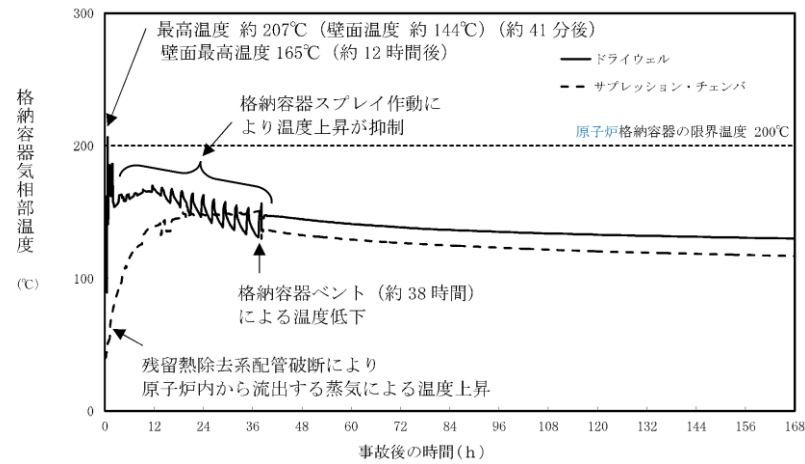
・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

・解析結果の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20版)

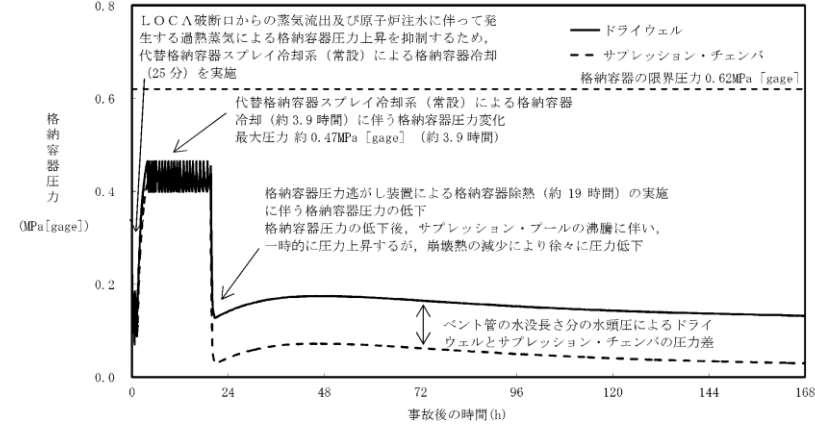


添付8.5図 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用しない場合) における格納容器圧力の推移

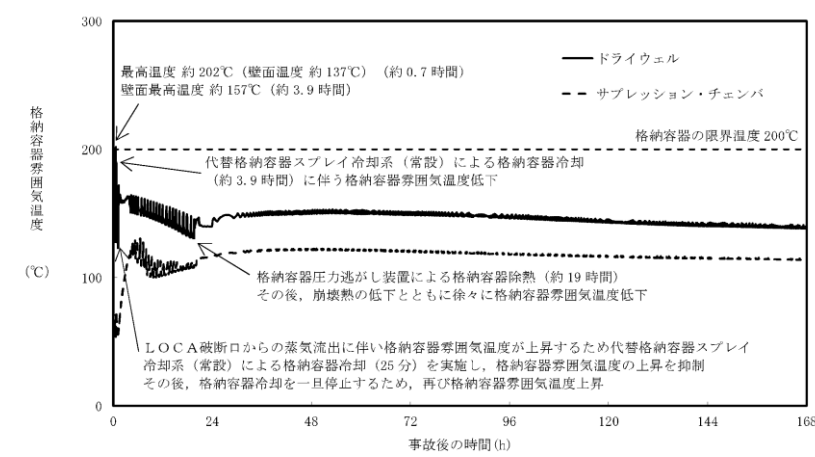


添付8.6図 格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用しない場合) における格納容器温度 (気相部) の推移

東海第二発電所 (2018. 9. 18版)

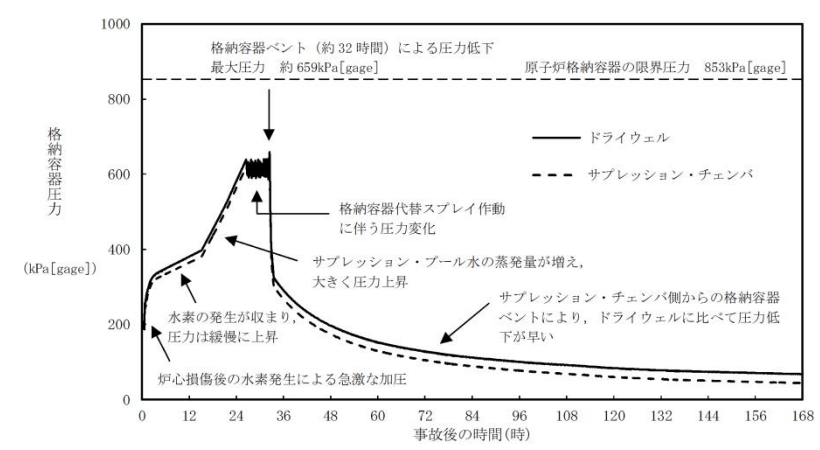


添付8-5図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却を使用できない場合)」における格納容器圧力の推移

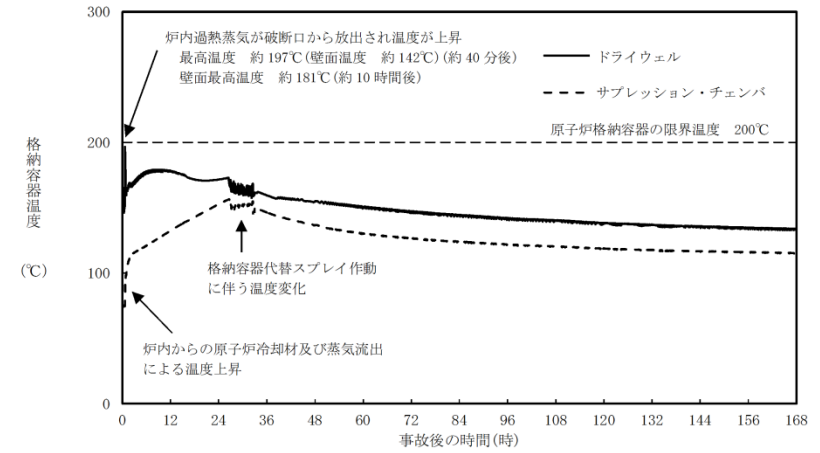


添付8-6図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)」における格納容器雰囲気温度の推移

島根原子力発電所 2号炉



添付8.5図 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合) における格納容器圧力の推移

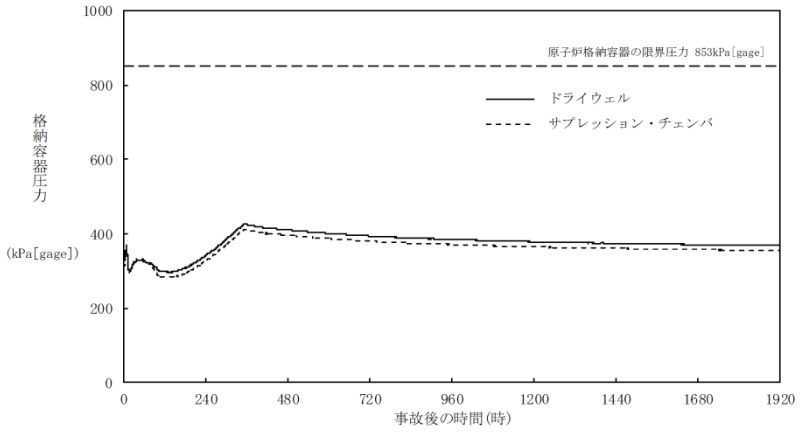
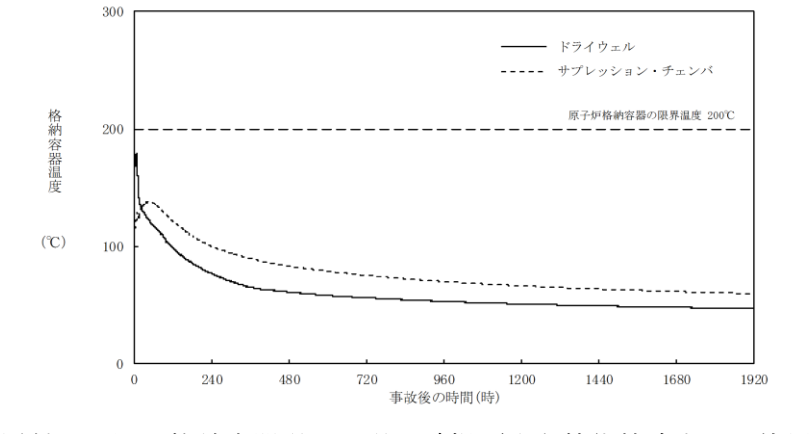


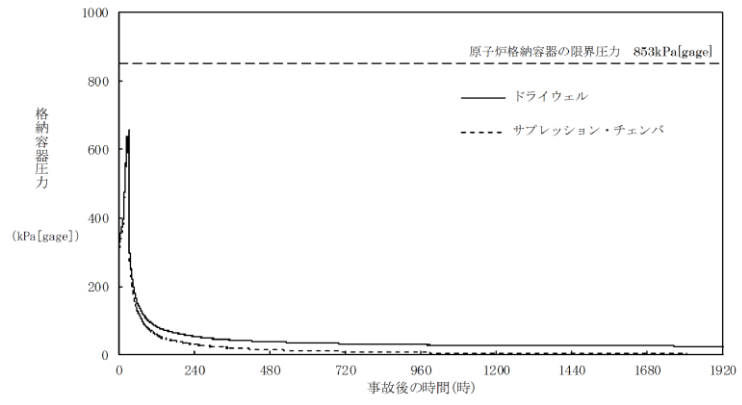
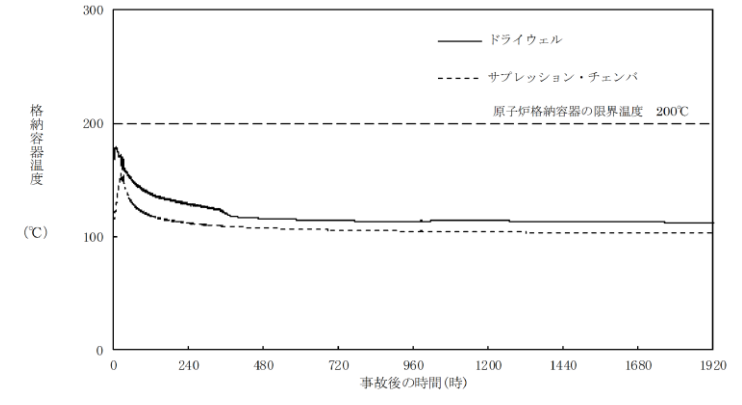
添付8.6図 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合) における格納容器温度 (気相部) の推移

備考

・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

・解析結果の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

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>添付 8.7 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）における格納容器圧力の推移（長期間解析）</p>  <p>添付 8.8 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）における格納容器温度（気相部）の推移（長期間解析）</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載方針の相違【柏崎 6/7, 東海第二】島根 2号炉は, 長期間の解析図についても記載 ・記載方針の相違【柏崎 6/7, 東海第二】島根 2号炉は, 長期間の解析図についても記載

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>添付 8.9 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）における格納容器圧力の推移（長期間解析）</p>  <p>添付 8.10 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）における格納容器温度（気相部）の推移（長期間解析）</p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 長期間の解析図についても記載</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 島根 2号炉は, 長期間の解析図についても記載</p>

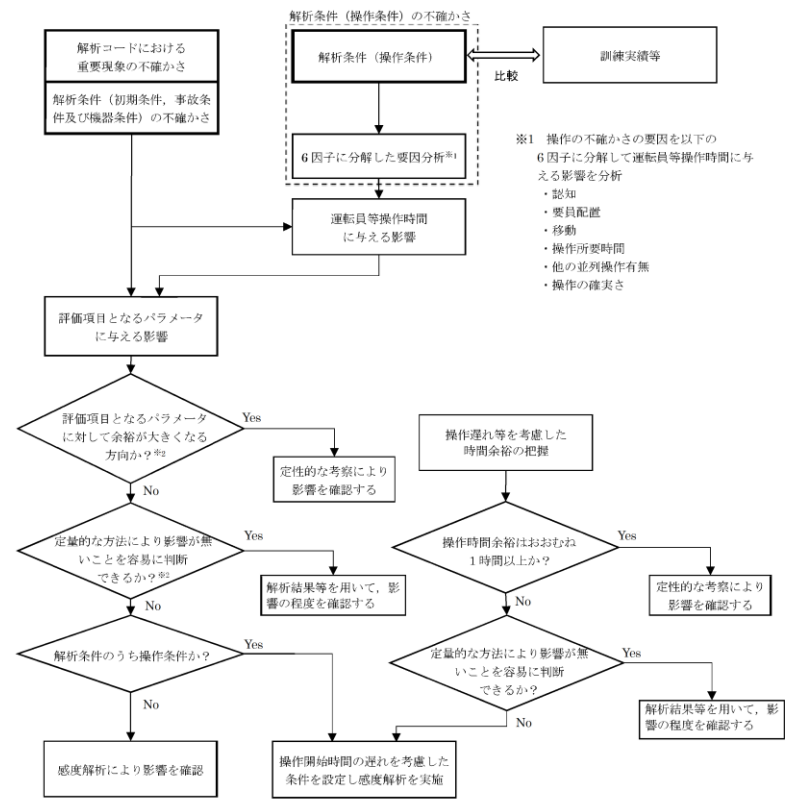
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(4) <u>SA時の耐震評価で用いるRPV及びPCVの圧力・温度条件について</u></p>	<p>(4) <u>重大事故等時の耐震評価で用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度評価のための解析条件について</u></p>	<div data-bbox="1795 226 2439 583" data-label="Figure"> </div> <p>添付 8.11 図 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用しない場合）において、可搬型格納容器除熱系に切り替えた場合の格納容器温度の推移</p> <p>(4) <u>地震応答解析モデルの水位条件等について</u></p> <p><u>重大事故時の耐震評価において考慮する、地震応答解析モデルの水位条件等の考え方を以下に示す。</u></p> <p><u>RPVでは、耐震評価上、重心位置が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時における原子炉圧力容器の水位及び燃料状態としては、冷却材喪失や燃料破損等の状態を考慮せず、DB時の地震応答解析モデルに考慮されている諸元を適用する。</u></p> <p><u>PCVでは、耐震評価上、水位が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、SA発生後 10^{-2}年以上 2×10^{-1}年未満の期間に組み合わせる水位条件としては、事象初期の不確かさ等を考慮して、有効性評価結果の最大値を包絡するサブプレッション・プール水位（約 5.05m）を用いる。また、SA発生後、外部水源を用いた注水等によりサブプレッション・プール水位が一度上昇すると、長期的にも水位が低下しない可能性があることから、SA発生後 2×10^{-1}年以降において組み合わせるサブプレッション・プール水位としても上記の水位（約 5.05m）を用いる。</u></p> <p><u>原子炉建物の剛性については、コンクリート温度が 100°Cを超える高温環境になった場合、コンクリート水分逸散による剛性低下が考えられるため、重大事故時の格納容器温度を考慮し、原子炉建物の剛性を低下させた場合の影響を検討する。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 島根 2号炉は、長期間の解析図についても記載</p> <p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7，東海第二】 PCV の水位条件等の設定方針を記載</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>前述のとおり、重大事故等対処施設の耐震評価で用いるRPV及びPCVの圧力・温度は高い方が耐震評価は厳しくなる。このため、耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせるRPV及びPCVの圧力・温度条件については、有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスのうち、最も厳しくなる事故シーケンスの圧力及び温度を選定することとした。</p> <p>耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組み合わせるRPV及びPCVの圧力・温度条件の考え方を添付8.3表に示す。</p>	<p>前述のとおり、重大事故等対処施設の耐震評価で用いる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度は高い方が耐震評価は厳しくなる。このため、耐震評価における重大事故時の地震力と組み合わせる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度条件については、有効性評価で考慮する全ての事故シーケンスのうち、最も厳しくなる事故シーケンスの圧力及び温度(壁面温度)を選定することとした。</p> <p>耐震評価に用いる重大事故時の地震力と組み合わせる原子炉冷却材圧力バウンダリ及び格納容器の圧力・温度評価のための解析条件の考え方を添付8.3表に示す。</p>	<p><u>重大事故時を考慮した地震応答解析モデルにおける水位条件等の考え方を添付8.5表に示す。また、重大事故時のサブプレッション・プールの水位と耐震評価に用いる水位との関係を添付8.12図に示す。</u></p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎6/7，東海第二】 島根2号炉では、RPV及びPCVの水位条件を記載</p>

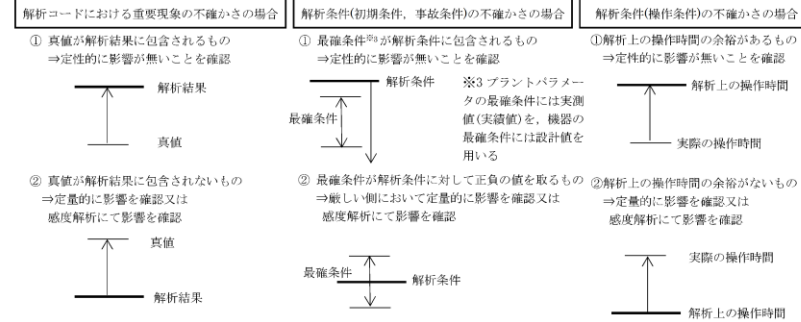
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																		
<p>添付8.3表 重大事故等対処施設の耐震評価で用いる圧力及び温度</p> <p style="text-align: center;"><u>条件の考え方</u></p> <table border="1" data-bbox="160 304 914 814"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>事故シナリオと選定の考え方</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>R P V 圧力 温度</td> <td>原子炉停止機能喪失 (全事故シナリオのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)</td> <td>原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。</td> </tr> <tr> <td>P C V 圧力 温度</td> <td>格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)</td> <td>格納容器空間部容積は設計値を、サブプレッション・プール水位、初期格納容器温度は、最確条件を使用するが、格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。</td> </tr> </tbody> </table>	条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方	R P V 圧力 温度	原子炉停止機能喪失 (全事故シナリオのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。	P C V 圧力 温度	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	格納容器空間部容積は設計値を、サブプレッション・プール水位、初期格納容器温度は、最確条件を使用するが、格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。	<p>添付8-3表 重大事故等対処施設の耐震評価で用いる圧力及び温度</p> <p style="text-align: center;"><u>温度条件の考え方</u></p> <table border="1" data-bbox="961 304 1694 772"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>事故シナリオと選定の考え方</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>R P V 圧力 温度</td> <td>原子炉停止機能喪失 (全事故シナリオのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)</td> <td>原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。</td> </tr> <tr> <td>P C V 圧力 温度</td> <td>格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)</td> <td>格納容器空間部容積及び初期ドライウエル雰囲気温度は設計値を使用し、サブプレッション・チェンバのプール水温(サブプレッション・チェンバ気相部温度と同じ)及びサブプレッション・チェンバのプール水位はサブプレッション・チェンバでの圧力抑制効果が厳しくなる条件として設定。 格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。</td> </tr> </tbody> </table>	条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方	R P V 圧力 温度	原子炉停止機能喪失 (全事故シナリオのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。	P C V 圧力 温度	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	格納容器空間部容積及び初期ドライウエル雰囲気温度は設計値を使用し、サブプレッション・チェンバのプール水温(サブプレッション・チェンバ気相部温度と同じ)及びサブプレッション・チェンバのプール水位はサブプレッション・チェンバでの圧力抑制効果が厳しくなる条件として設定。 格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。		<p>・解析条件の相違</p> <p>【東海第二】</p> <p>(島根 2 号炉の添付 8.1 表及び添付 8.3 表に対応)有効性評価で用いる解析条件の保守性の取り方による相違</p>
条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方																			
R P V 圧力 温度	原子炉停止機能喪失 (全事故シナリオのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。																			
P C V 圧力 温度	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	格納容器空間部容積は設計値を、サブプレッション・プール水位、初期格納容器温度は、最確条件を使用するが、格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。																			
条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方																			
R P V 圧力 温度	原子炉停止機能喪失 (全事故シナリオのうち、原子炉圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	原子炉熱出力、原子炉圧力、炉心流量、給水温度は、最確条件を使用するが、本事故シナリオの事象進展に最も影響の大きい、主蒸気隔離弁の誤閉止を過渡事象として選定するとともに核データ(動的ボイド係数・動的ドップラ係数)を反応度印加割合が大きくなるよう保守的な条件として設定している。																			
P C V 圧力 温度	格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器圧力・温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	格納容器空間部容積及び初期ドライウエル雰囲気温度は設計値を使用し、サブプレッション・チェンバのプール水温(サブプレッション・チェンバ気相部温度と同じ)及びサブプレッション・チェンバのプール水位はサブプレッション・チェンバでの圧力抑制効果が厳しくなる条件として設定。 格納容器圧力・温度に対して最も影響の大きい条件である崩壊熱及び外部水源の温度については、保守的な条件として設定している。																			

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 align="center">添付 8.5 表 重大事故時を考慮した地震応答解析モデルの水位条件等の考え方</p>	<p>・記載方針の相違 【柏崎 6/7, 東海第二】 ①の相違</p>																								
		<table border="1"> <thead> <tr> <th>条件</th> <th>事故シナリオと選定の考え方</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>R P V</td> <td>水位 (質量) 全事故シナリオ (重心位置が高くなるように水位等を選定)</td> <td>重大事故時の原子炉圧力容器のモデル化においては、耐震評価上、重心位置が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時における原子炉圧力容器の水位及び燃料状態としては、冷却材喪失や燃料破損等の状態を考慮せず、DB時の地震応答解析モデルに考慮されている諸元を適用する。</td> </tr> <tr> <td>P C V</td> <td>水位 (質量) 格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器水位が最も厳しくなる事故シナリオを選定)</td> <td>重大事故時の原子炉格納容器のモデル化においては、耐震評価上、水位が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時におけるサプレッション・プールの水位としては、以下の事故シナリオを考慮し、ダウンカム取付け部下端位置 (約 5.05m) を用いる。 ・格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (2Pd に到達するまでに操作を実施しなかった場合 (大破断 L O C A 発生時)) で約 5.03m 重大事故時におけるドライウェルの水位としては、ドライウェル床面 + 約 1 m (ベント開口下端位置) の水位が形成されることの影響を検討する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉建物 (原子炉本体の基礎を含む)</td> <td>剛性 格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)</td> <td>コンクリート温度が 100℃を超える高温環境になった場合、コンクリート水分逸散による剛性低下が考えられるため、重大事故時の格納容器温度を考慮し、原子炉建物の剛性を低下させた場合の影響を検討する。 なお、原子炉本体の基礎のコンクリートが鋼板で覆われているため、影響が小さいと考えられるが、念のため、格納容器温度を考慮し、原子炉本体の基礎の剛性を低下させる。</td> </tr> </tbody> </table>	条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方	R P V	水位 (質量) 全事故シナリオ (重心位置が高くなるように水位等を選定)	重大事故時の原子炉圧力容器のモデル化においては、耐震評価上、重心位置が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時における原子炉圧力容器の水位及び燃料状態としては、冷却材喪失や燃料破損等の状態を考慮せず、DB時の地震応答解析モデルに考慮されている諸元を適用する。	P C V	水位 (質量) 格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器水位が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	重大事故時の原子炉格納容器のモデル化においては、耐震評価上、水位が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時におけるサプレッション・プールの水位としては、以下の事故シナリオを考慮し、ダウンカム取付け部下端位置 (約 5.05m) を用いる。 ・格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (2Pd に到達するまでに操作を実施しなかった場合 (大破断 L O C A 発生時)) で約 5.03m 重大事故時におけるドライウェルの水位としては、ドライウェル床面 + 約 1 m (ベント開口下端位置) の水位が形成されることの影響を検討する。	原子炉建物 (原子炉本体の基礎を含む)	剛性 格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	コンクリート温度が 100℃を超える高温環境になった場合、コンクリート水分逸散による剛性低下が考えられるため、重大事故時の格納容器温度を考慮し、原子炉建物の剛性を低下させた場合の影響を検討する。 なお、原子炉本体の基礎のコンクリートが鋼板で覆われているため、影響が小さいと考えられるが、念のため、格納容器温度を考慮し、原子炉本体の基礎の剛性を低下させる。													
条件	事故シナリオと選定の考え方	条件設定の考え方																									
R P V	水位 (質量) 全事故シナリオ (重心位置が高くなるように水位等を選定)	重大事故時の原子炉圧力容器のモデル化においては、耐震評価上、重心位置が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時における原子炉圧力容器の水位及び燃料状態としては、冷却材喪失や燃料破損等の状態を考慮せず、DB時の地震応答解析モデルに考慮されている諸元を適用する。																									
P C V	水位 (質量) 格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器水位が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	重大事故時の原子炉格納容器のモデル化においては、耐震評価上、水位が高い方が地震時の荷重が大きくなる傾向があることから、重大事故時におけるサプレッション・プールの水位としては、以下の事故シナリオを考慮し、ダウンカム取付け部下端位置 (約 5.05m) を用いる。 ・格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (2Pd に到達するまでに操作を実施しなかった場合 (大破断 L O C A 発生時)) で約 5.03m 重大事故時におけるドライウェルの水位としては、ドライウェル床面 + 約 1 m (ベント開口下端位置) の水位が形成されることの影響を検討する。																									
原子炉建物 (原子炉本体の基礎を含む)	剛性 格納容器過圧・過温破損 (全事故シナリオのうち、格納容器温度が最も厳しくなる事故シナリオを選定)	コンクリート温度が 100℃を超える高温環境になった場合、コンクリート水分逸散による剛性低下が考えられるため、重大事故時の格納容器温度を考慮し、原子炉建物の剛性を低下させた場合の影響を検討する。 なお、原子炉本体の基礎のコンクリートが鋼板で覆われているため、影響が小さいと考えられるが、念のため、格納容器温度を考慮し、原子炉本体の基礎の剛性を低下させる。																									
		<p align="center">S/P水位とSA時の耐震評価に用いる水位</p>  <table border="1"> <thead> <tr> <th>水位</th> <th>水量</th> <th>位置</th> <th>事故シナリオ等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>約 5.05m</td> <td>約 4,580m³</td> <td>ダウンカム取付け部 下端位置</td> <td>SAの耐震評価(Ss, Sd)に用いる水位 DBの耐震評価(Ss, Sd)に用いる水位</td> </tr> <tr> <td>約 5.03m</td> <td>約 4,550m³</td> <td>—</td> <td>格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用しない場合 (不凝縮ガス: 2Pdに到達)</td> </tr> <tr> <td>約 4.9m</td> <td>約 4,410m³</td> <td>真空破壊弁下端位置 -0.4m</td> <td>格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用しない場合 (ベースケース)</td> </tr> <tr> <td>約 4m</td> <td>約 3,390m³</td> <td>—</td> <td>格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用する場合</td> </tr> <tr> <td>約 3.7m</td> <td>約 3,010m³</td> <td>通常運転範囲の上 限値 (H.W.L.)</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	水位	水量	位置	事故シナリオ等	約 5.05m	約 4,580m ³	ダウンカム取付け部 下端位置	SAの耐震評価(Ss, Sd)に用いる水位 DBの耐震評価(Ss, Sd)に用いる水位	約 5.03m	約 4,550m ³	—	格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用しない場合 (不凝縮ガス: 2Pdに到達)	約 4.9m	約 4,410m ³	真空破壊弁下端位置 -0.4m	格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用しない場合 (ベースケース)	約 4m	約 3,390m ³	—	格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用する場合	約 3.7m	約 3,010m ³	通常運転範囲の上 限値 (H.W.L.)	—	
水位	水量	位置	事故シナリオ等																								
約 5.05m	約 4,580m ³	ダウンカム取付け部 下端位置	SAの耐震評価(Ss, Sd)に用いる水位 DBの耐震評価(Ss, Sd)に用いる水位																								
約 5.03m	約 4,550m ³	—	格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用しない場合 (不凝縮ガス: 2Pdに到達)																								
約 4.9m	約 4,410m ³	真空破壊弁下端位置 -0.4m	格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用しない場合 (ベースケース)																								
約 4m	約 3,390m ³	—	格納容器過圧・過温破損 残留熱代替除去系を使用する場合																								
約 3.7m	約 3,010m ³	通常運転範囲の上 限値 (H.W.L.)	—																								
		<p align="center">添付 8.12 図 重大事故時のサプレッション・チェンバの水位と耐震評価に用いる水位との関係</p>																									

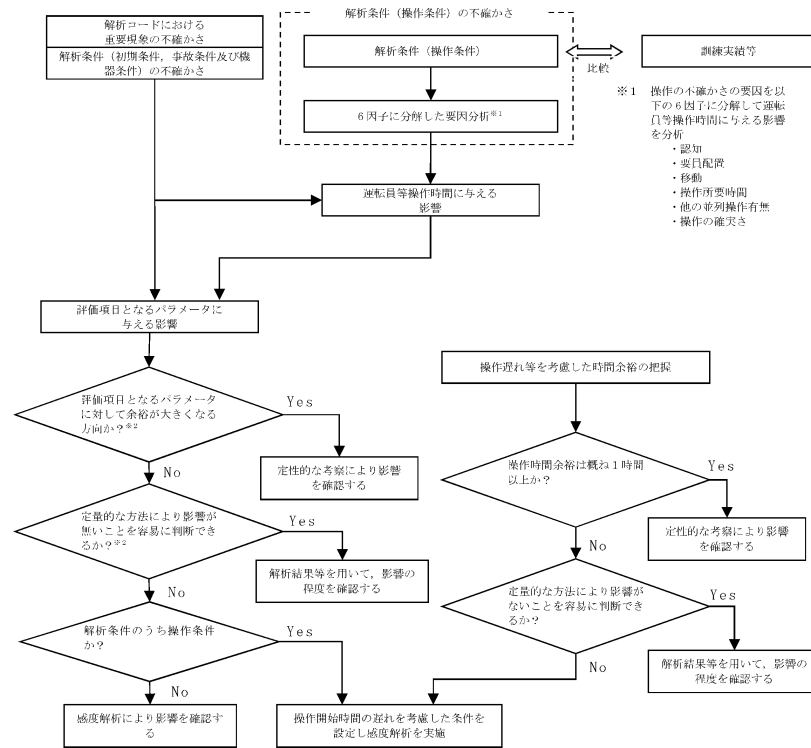
解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー



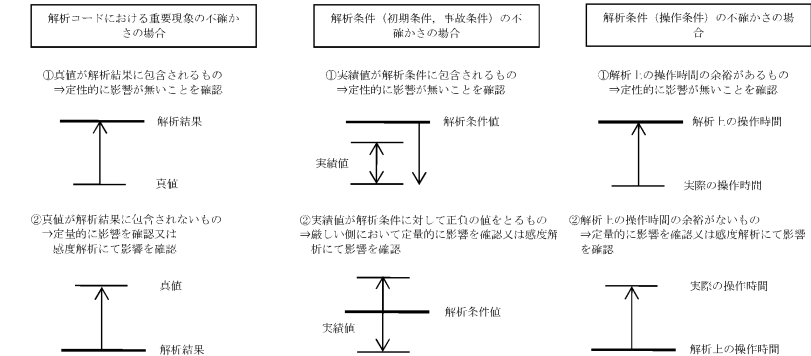
※2 評価項目となるパラメータに対する影響評価の考え方



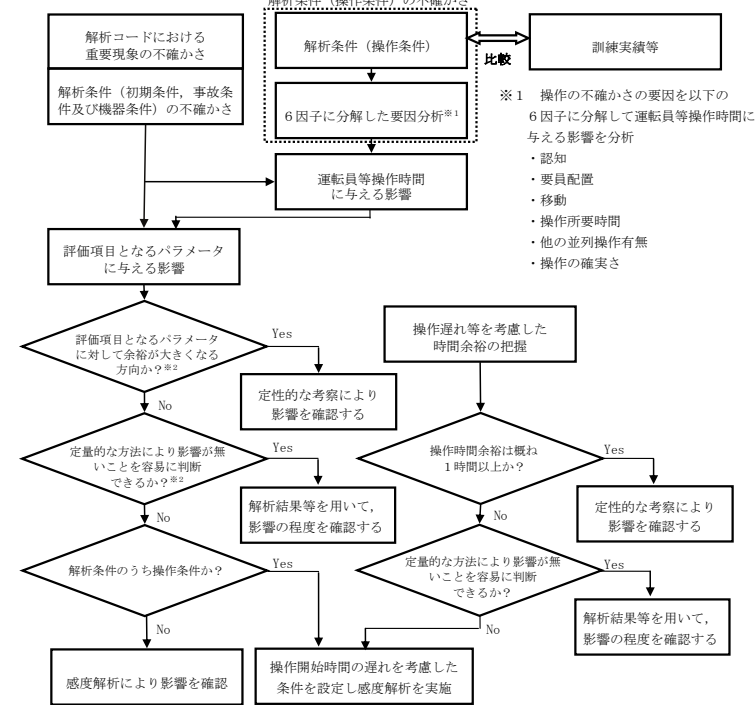
解析コード及び解析条件の不確かさ影響評価フロー



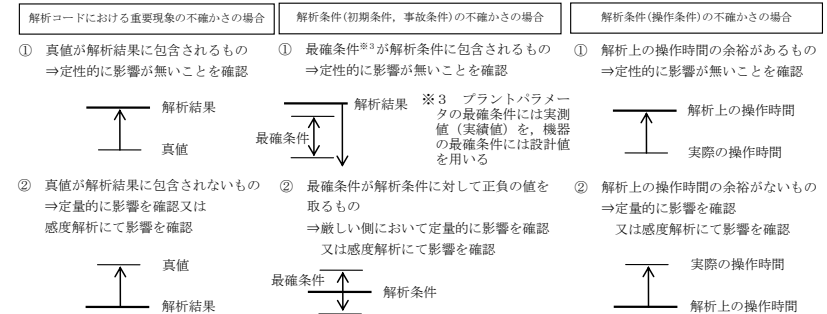
※2 評価項目となるパラメータに対する影響評価の考え方



解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー



※2 評価項目となるパラメータに対する影響評価の考え方



別紙2

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (1/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	プラント動特性: REDY	-
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカー卜下端から+119cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52.2×10 ³ t/h	定格炉心流量として設定
主蒸気流量	7.64×10 ³ t/h	定格主蒸気流量として設定
給水温度	215℃	初期温度 215℃から主蒸気隔離弁閉に伴う給水加熱喪失の後、200秒程度で57℃まで低下し、その後は57℃一定に設定
燃料及び炉心	9×9燃料 (A型) (単一炉心)	9×9燃料 (A型) と9×9燃料 (B型) の熱水力的な特性はほぼ同等であることから、代表的に9×9燃料 (A型) を設定
核データ (動的ボイド係数)	サイクル末期の値の1.25倍	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きき、保守的な評価となることから、サイクル末期として設定
核データ (動的ドップラ係数)	サイクル末期の値の0.9倍	ドライウェル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ドライウェル)	7,350m ³	ドライウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウエットウェル)	空間部: 5,960m ³ 液相部: 3,580m ³	ウエットウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
サブレーション・チェンバ・プール水温	35℃	通常運転時のサブレーション・チェンバ・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力として設定
復水貯蔵槽水温	32℃	復水貯蔵槽水温の実績値を踏まえて保守的に設定

初期条件

別紙2

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (1/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	プラント動特性: REDY	-
原子炉熱出力	3,293MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6.93MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレータスカー卜下端から+126cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	約41.06×10 ³ t/h (85%)	原子炉定格出力時の下限流量として設定
主蒸気流量	6,420t/h	定格主蒸気流量として設定
給水温度	約216℃	初期温度約216℃から主蒸気隔離弁閉止に伴う給水加熱喪失の後、電動駆動給水ポンプ停止時点で約84℃まで低下
燃料及び炉心	9×9燃料 (A型) 単一炉心	9×9燃料 (A型) と9×9燃料 (B型) の熱水力的な特性はほぼ同等であることから、代表的に9×9燃料 (A型) を設定
核データ (動的ボイド係数)	平衡サイクル末期の値の1.25倍	サイクル末期の方がサイクル初期に比べてボイド反応度印加割合が大きき、保守的な評価となることから、サイクル末期として設定
核データ (動的ドップラ係数)	平衡サイクル末期の値の0.9倍	ドライウェル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器体積 (ドライウェル)	5,700m ³	ドライウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器体積 (サブレーション・チェンバ)	空間部: 4,100m ³ 液相部: 3,300m ³	ウエットウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
サブレーション・プール水温	32℃	通常運転時のサブレーション・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力を包含する値

初期条件

別紙2

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (1/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	プラント動特性: REDY	-
原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35.6×10 ³ t/h	定格炉心流量として設定
主蒸気流量	4.74×10 ³ t/h	定格主蒸気流量として設定
給水温度	214℃	初期温度 214℃から主蒸気隔離弁閉止に伴う給水加熱喪失後230秒程度で約55℃まで低下し、その後は55℃一定に設定
燃料及び炉心	9×9燃料 (A型) 及びVMOX燃料228体を装荷した平衡炉心	圧力上昇によるボイドの減少により印加される正の反応度を厳しく評価するため、絶対値の大きい9×9燃料 (A型) 及びVMOX燃料228体を装荷した平衡サイクル末期を設定
核データ (動的ボイド係数)	9×9燃料 (A型) 及びVMOX燃料228体を装荷した平衡サイクル末期時点の1.25×1.02倍した値	圧力上昇によるボイドの減少により印加される正の反応度を厳しく評価するため、絶対値の大きい9×9燃料 (A型) 及びVMOX燃料228体を装荷した平衡サイクル末期を設定
核データ (動的ドップラ係数)	9×9燃料 (A型) 及びVMOX燃料228体を装荷した平衡サイクル末期時点の0.9×0.99倍した値	ドライウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
格納容器空間容積 (ドライウェル)	7,900m ³	ドライウェル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
格納容器空間容積 (サブレーション・チェンバ)	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³	サブレーション・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
サブレーション・プール水温	35℃	通常運転時のサブレーション・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力として設定

初期条件

備考
 ・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (2/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	主蒸気隔離弁の全弁閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定
事故条件	安全機能等の喪失に対する仮定	バックアップも含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定
	評価対象とする炉心の状態	サイクル初期に比べてポイド反応度印加割合が大きくなり、保守的な評価となることを考慮して設定
重大事故対策に関連する機器条件	外部電源	外部電源がある場合、再循環ポンプは、事象発生と同時にトリップせず、原子炉出力が高く維持されることから、燃料被覆管温度、格納容器圧力及びサブレーション・チェンバ・プール水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定
	原子炉スクラム信号	設計値の下限 (最も短い時間) として設定
重大事故対策に関連する機器条件	主蒸気隔離弁の閉止に要する時間	3秒
	代替冷却材再循環ポンプ・トリップ機能	再循環ポンプが、原子炉圧力高 (7.48MPa [gage] (遅れ時間 0.2秒)) で4台、原子炉水位低 (レベル2) で残りの6台がトリップ
重大事故対策に関連する機器条件	原子炉再循環流量制御系	自動運転モード機能には使用できないものと仮定する
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.51MPa [gage] × 1個, 363t/h/個 7.58MPa [gage] × 1個, 367t/h/個 7.65MPa [gage] × 4個, 370t/h/個 7.72MPa [gage] × 4個, 373t/h/個 7.79MPa [gage] × 4個, 377t/h/個 7.86MPa [gage] × 4個, 380t/h/個 自動減圧ロジックによる自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急速減圧 作動時間: ドライウェル圧力高 (13.7kPa [gage]) 及び原子炉水位低 (レベル1) 到達から 30秒後
逃がし安全弁		逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
逃がし安全弁		逃がし安全弁の自動減圧機能の設計値として設定

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (2/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	主蒸気隔離弁の全弁閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定
事故条件	安全機能等の喪失に対する仮定	原子炉停止機能、原子炉手動スクラム及び代替制御棒挿入機能の喪失
	評価対象とする炉心の状態	バックアップも含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定
重大事故対策に関連する機器条件	外部電源	サイクル初期に比べてポイド反応度印加割合が大きくなり、保守的な評価となることを考慮して設定
	外部電源	外部電源がある場合、再循環ポンプは、事象発生と同時に給排水系及び再循環系ポンプがトリップせず、原子炉出力が高く維持されることから、燃料被覆管温度、格納容器圧力及びサブレーション・チェンバ・プール水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (2/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	主蒸気隔離弁の全弁閉止	炉心への反応度印加の観点で厳しい過渡事象として設定
事故条件	安全機能等の喪失に対する仮定	バックアップも含めた全ての制御棒挿入機能の喪失を設定
	評価対象とする炉心の状態	サイクル初期に比べてポイド反応度印加割合が大きくなり、保守的な評価となることを考慮して設定
重大事故対策に関連する機器条件	外部電源	外部電源がある場合、原子炉再循環ポンプは、事象発生と同時にトリップせず、原子炉出力が高く維持されることから、燃料被覆管温度、格納容器圧力及びサブレーション・チェンバ・プール水温の上昇の観点で事象進展が厳しくなることを考慮して設定
	原子炉スクラム信号	設計上の下限値 (最も短い時間) として設定
重大事故対策に関連する機器条件	主蒸気隔離弁閉止に要する時間	3秒
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能の設計値として設定
重大事故対策に関連する機器条件	逃がし弁機能	逃がし弁機能 7.58MPa [gage] × 2個, 367t/h/個 7.65MPa [gage] × 3個, 370t/h/個 7.72MPa [gage] × 3個, 373t/h/個 7.79MPa [gage] × 4個, 377t/h/個
	逃がし安全弁	自動減圧ロジックによる自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉急速減圧 作動時間: 格納容器圧力高 (13.7kPa [gage]) 及び原子炉水位低 (レベル1) 到達から 120秒後
逃がし安全弁		逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
逃がし安全弁		逃がし安全弁の自動減圧機能の設計値として設定

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (3/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
電動駆動給水ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動駆動給水ポンプが自動起動するものとする。 復水器ホットウェル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップ 	電動駆動給水ポンプの設計値として設定
原子炉隔離時冷却系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低 (レベル2) 又はドライウエル圧力高信号 (13.7kPa[gage]) によって自動起動 注水遅れ時間 30秒 注水流量 182m³/h (8.12~1.03MPa[diff]において) 	<p>原子炉隔離時冷却系の設計値として設定</p> <p>原子炉隔離時冷却系ポンプによる注水特性</p>
高圧炉心注水系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低 (レベル1.5) 又はドライウエル圧力高信号 (13.7kPa[gage]) によって自動起動 注水遅れ時間 24秒 (設計値の37秒から非常用デイズル発電機の起動遅れ13秒を除いた値) 注水流量 182~727m³/h (8.12~0.69MPa[diff]において) 	<p>高圧炉心注水系の設計値として設定</p> <p>高圧炉心注水ポンプ1台による注水特性</p>
ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> 注水流量 190L/min ほう酸濃度 13.4wt% 	ほう酸水注入系の設計値として設定
残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プール水冷却モード)	<ul style="list-style-type: none"> 熱交換器1基あたり約8MW (サブプレッション・チェンバ・プール水温 52℃, 海水温度 30℃において) 	残留熱除去系の設計値として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (3/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
主蒸気隔離弁の閉止に要する時間	3秒	設計値の下限 (最も短い時間) として設定
ATWS緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能)	<ul style="list-style-type: none"> 再循環系ポンプが、原子炉圧力高 (7.39MPa[gage] (遅れ時間0.2秒)) で2台全てがトリップ 逃がし弁機能 <ul style="list-style-type: none"> 7.37MPa[gage] × 2個, 354.6t/h (1個当たり) 7.44MPa[gage] × 4個, 357.8t/h (1個当たり) 7.51MPa[gage] × 4個, 361.1t/h (1個当たり) 7.58MPa[gage] × 4個, 364.3t/h (1個当たり) 7.65MPa[gage] × 4個, 367.6t/h (1個当たり) 	再循環系のインターローロックとして設定
逃がし安全弁	<ul style="list-style-type: none"> 自動減圧系により逃がし安全弁 (自動減圧系) による原子炉急速減圧 作動時間: ドライウエル圧力高 (13.7kPa[gage]) 及び原子炉水位異常低下 (レベル1) 到達から、120秒後 	原子炉圧力が低めに維持される方が、原子炉圧力に依存する高圧炉心スプレイス系の注水流量が大きくなり、原子炉水位が高めに維持されることで、原子炉出力の観点で厳しい設定となることから、逃がし弁機能を設定
電動駆動給水ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプが停止した後、電動駆動給水ポンプが自動起動するものとする。 復水器ホットウェル水位の低下により電動駆動給水ポンプがトリップ 	逃がし安全弁の自動減圧機能の設計値として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (3/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
電動機駆動給水ポンプ	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気隔離弁の閉止によりタービン駆動給水ポンプがトリップした後、電動機駆動給水ポンプが自動起動するものとする。 復水器ホットウェル水位の低下により電動機駆動給水ポンプがトリップ 	電動機駆動給水ポンプの設計値として設定
原子炉隔離時冷却系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低 (レベル2) 信号によって自動起動 注水遅れ時間 30秒 注水流量 91m³/h (8.21~0.74MPa [diff]において), サプレッション・プール水温 100℃到達後は停止 	<p>原子炉隔離時冷却系の設計値として設定</p>
高圧炉心スプレイス系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位低 (レベル1H) 又は格納容器圧力高 (13.7kPa [gage]) 信号によって自動起動 注水遅れ時間 17秒 (設計値の30秒からD/Gの起動遅れ13秒を除いた値) 注水流量 318 ~ 1,050m³/h (8.21~1.38MPa[diff]において) 	<p>高圧炉心スプレイス系の設計値として設定</p>
ほう酸水注入系	<ul style="list-style-type: none"> 注水流量 162L/分 ほう酸濃度 13.4wt% 	ほう酸水注入系の設計値として設定
残留熱除去系 (サブプレッション・プール水冷却モード)	<ul style="list-style-type: none"> 熱交換器1基あたり約9MW (サブプレッション・プール水温 52℃, 海水温度 30℃において) 	残留熱除去系の設計値として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (4/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉隔離時冷却系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位異常低下 (レベル2) によって自動起動 注水遅れ時間 0 秒 注水流量 $136.7 \text{ m}^3 / \text{h}$ (7.86 MPa [gage]) ~ 1.04 MPa [gage] において 	<p>原子炉隔離時冷却系の設計値として設定 注水遅れ時間は原子炉隔離時冷却系による原子炉注水開始タイミングが早い方が、原子炉水位が高めに維持されることで原子炉出力の観点で厳しい設定となることから、0秒を設定</p> <p>原子炉隔離時冷却系 ポンプによる注水特性</p>
高圧炉心スプレイ系	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉水位異常低下 (レベル2) 又はドライウエール圧力高 (13.7 kPa [gage]) によって自動起動 注水遅れ時間 0 秒 注水流量 $145 \text{ m}^3 / \text{h}$ ~ $1,506 \text{ m}^3 / \text{h}$ (8.30 MPa [dif] ~ 0 MPa [dif]) において 	<p>炉心に冷水が大量に注水され、原子炉水位が高めに維持される方が原子炉出力の観点で厳しい設定となることから、ポンプ性能評価に基づき大きく大きめの注水流量特性を設定</p> <p>高圧炉心スプレイ系 ポンプによる注水特性</p>

重大事故等対策に関連する機器条件

・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (4/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	自動減圧系の自動起動阻止操作	原子炉急速減圧による大量の冷水注入による反応度上昇防止を踏まえ、自動減圧系起動信号発生後、逃がし安全弁の開放までの30秒の間に自動減圧系の自動起動阻止操作を設定
	ほう酸水注入系運転操作	原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として10分を考慮した値
	残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバ・プールの水冷却モード) 運転操作	サブプレッション・チェンバ・プール水温の高警報設定値 (49℃) 到達から、運転員の操作余裕として10分を考慮した値

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (5/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	ほう酸水注入系	・注入流量 163L/min ・ほう酸水濃度 13.4wt%	注入流量はほう酸水注入系の設計値として設定 ほう酸水濃度は単位時間当たり投入される負の反応度が小さくなるよう管理範囲の下限値として設定
	残留熱除去系 (サブプレッション・プールの冷却系)	熱交換器1基当たり約53MW (サブプレッション・プール水温 100℃, 海水温度 27.2℃において)	残留熱除去系の設計値として設定
	自動減圧系の起動阻止操作	事象発生 4分後	原子炉停止機能喪失の確認及び自動減圧系等の起動阻止に要する時間を考慮して設定
	ほう酸水注入系の起動操作	事象発生 6分後	自動減圧系等の起動阻止操作後に実施するため、自動減圧系等の起動阻止操作が完了する事象発生後の4分後からほう酸水注入系の起動操作に要する時間を考慮して設定
	残留熱除去系 (サブプレッション・プールの冷却系) による格納容器除熱操作	事象発生 17分後	状況の確認及び操作に要する時間を考慮して設定

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (4/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する操作条件	自動減圧系の自動起動阻止操作	事象発生 6分後	原子炉停止機能喪失の確認及び自動減圧系等の起動阻止に要する時間を考慮した値
	ほう酸水注入系運転操作	事象発生 11.6分後	原子炉スクラムの失敗を確認した後から、運転員の操作余裕として10分を考慮した値
	残留熱除去系 (サブプレッション・プールの水冷却モード (2系統)) 運転操作	事象発生 11.6分後	サブプレッション・プール水温度高 (49℃) 到達から、運転員の操作余裕として10分を考慮した値

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (5/5)

項目	主要解析条件・相関式	条件設定の考え方
解析コード	ホットバンドル解析: SCAT	-
初期条件	1.22	設計限界値として設定
BT 判定 (時刻)	44.0kW/m	設計限界値として設定
BT 後の燃料棒表面熱伝達係数	GEXL 相関式	-
リウエット相関式	修正 Dougal1-Rohsenow 式 学会標準における相関式2	-

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (6/6)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	ホットバンドル解析: SCAT	-
初期条件	1.24	通常運転時の熱的限制値として設定
燃料棒最大線出力密度	44.0kW/m	通常運転時の熱的限制値として設定
沸騰遷移の判定	GEXL 相関式	-
沸騰遷移後の熱伝達相関式	修正 Dougal1-Rohsenow 式	-
リウエット相関式	日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準:2003」における相関式2	-

主要解析条件 (原子炉停止機能喪失) (5/5)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	ホットバンドル解析: SCAT	-
燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型), 9×9燃料 (B型), MOX燃料の熱水力特性はほぼ同等であることから, 代表的に9×9燃料 (A型) を設定
初期条件	1.25	通常運転時 (MOX燃料を装荷したサイクル以降におけるサイクル初期から, サイクル末期よりさかのぼって炉心平均燃焼度で2,000MWd/t 手前までの期間) の熱的限制値を設定
BT 判定 (時刻)	44.0kW/m	通常運転時の熱的限制値を設定
BT 後の被覆管表面熱伝達率	GEXL 相関式	-
リウエット相関式	修正 Dougal1-Rohsenow 式 日本原子力学会標準「BWRにおける過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価基準:2003」における相関式2	-

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は, 有効性評価比較表に記載

別紙3

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用する場合) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉熱出力	MAAP 3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転時のセパレーター 下端から+119cm	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m ³	ドライウエル内体積の設計値 (全体積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウエットウエル)	空間部: 5,960m ³ 液相部: 3,580m ³	ウエットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッジョン・チェンバイン差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・チェンバイン・プール水位	7.05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッジョン・チェンバイン・プール水位として設定
サブプレッジョン・チェンバイン・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッジョン・チェンバイン・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50℃ (事象開始12時間以降は45℃, 事象開始24時間以降は40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

初期条件

別紙3

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用する場合) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉熱出力	MAAP 3,293MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6.93MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転水位 (セパレーター スカート下端から+126cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	48,300t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	1サイクルの運転期間 (13ヶ月) に調整運転期間 (約1ヶ月) を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
格納容器体積 (ドライウエル)	5,700m ³	設計値
格納容器体積 (サブプレッジョン・チェンバイン)	空間部: 4,100m ³ 液相部: 3,300m ³	設計値 (通常運転時のサブプレッジョン・プール水位の下限値に基づき設定)
真空破壊装置	3.45kPa (ドライウエル-サブプレッジョン・チェンバイン差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・プール水位	6.983m (通常運転範囲の下限値)	通常運転時のサブプレッジョン・プール水位の下限値として設定
サブプレッジョン・プール水温	32℃	通常運転時のサブプレッジョン・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力を包含する値
格納容器雰囲気温度	57℃	通常運転時の格納容器雰囲気温度 (ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度) として設定
外部水源の温度	35℃	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
ペダスタル (ドライウエル部) のプール水	考慮しない	ペダスタル (ドライウエル部) には通常運転時からプール水が存在するが、格納容器の熱容量に寄与することから、格納容器雰囲気温度の差動を厳しく評価する設定として、ペダスタル (ドライウエル部) のプール水を考慮しない

初期条件

別紙3

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用する場合) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉熱出力	MAAP 2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35.6×10 ⁴ t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型), 9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料被覆管温度上昇の観点から、MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料 (A型) を設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定
格納容器空間体積 (ドライウエル)	7,900m ³	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器空間体積 (サブプレッジョン・チェンバイン)	空間部: 4,700m ³ 液相部: 2,800m ³	サブプレッジョン・チェンバイン内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3.43kPa (ドライウエル-サブプレッジョン・チェンバイン差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・プール水位	3.61m (NWL)	通常運転時のサブプレッジョン・プール水位として設定
サブプレッジョン・プール水温	35℃	通常運転時のサブプレッジョン・プール水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.0kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	35℃	屋外貯水槽の水源温度として実測値及び夏季の外気温度を踏まえて設定

初期条件

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (零囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用する場合) (2 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 残留熱除去系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能及び低圧注水機能喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重量することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない

事故条件

主要解析条件 (零囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用する場合) (2 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 再循環系配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もり、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器パウンドダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系配管 (出口ノズル) における両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失 高圧注水機能喪失及び低圧注水機能喪失	非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス注水機能として残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイス系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重量することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定 水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び零囲気温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

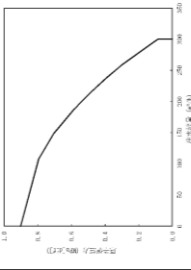
事故条件

主要解析条件 (零囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用する場合) (2 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 再循環配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流量を大きく見積もり、原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器パウンドダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環配管 (出口ノズル) の両端破断を設定
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイス及び残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重量することから、外部電源が喪失するものとして設定
水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用する場合) (3 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
低圧代替注水系 (常設)	最大 300m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定 
代替格納容器スプレイレイ冷却系 (常設)	140m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイレイ流量を考慮し, 設定
可搬型代替注水ポンプ (A-2級)	90m ³ /h で注水	可搬型代替注水ポンプ(A-2級)による注水を想定設備の設計を踏まえて設定
代替循環冷却系	循環流量は, 全体で約 190m ³ /h とし, 原子炉注水へ約 90m ³ /h, 格納容器スプレイへ約 100m ³ /h に流量を分配	代替循環冷却系の設計値として設定

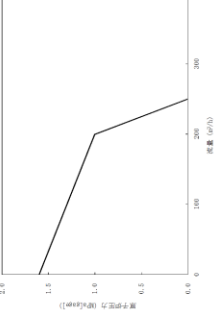
重大事故等対策に関連する機器条件

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用する場合) (3 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル3) 信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として, 外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず, 原子炉水位低 (レベル3) (信号にて) スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として, 原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下 (レベル2) 信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず, 事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから, 全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧代替注水系 (常設)	注水流量: 230m ³ /h (一定)	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
代替格納容器スプレイレイ冷却系 (常設)	スプレイレイ流量: 130m ³ /h (一定)	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイレイ流量を考慮し, 設定
格納容器下部注水系 (常設)	解析上考慮しない	格納容器雰囲気温度の挙動を厳しく評価するため, 初期条件としてベデスタル (ドローウェル部) のプール水を考慮していないことから, 常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系 (常設) によるベデスタル (ドローウェル部) 水位の確保操作についても考慮しない。
代替循環冷却系	総循環流量: 250m ³ /h ・格納容器スプレイレイ: 150m ³ /h ・原子炉注水: 100m ³ /h	炉心冷却の維持に必要な流量, 格納容器圧力及び雰囲気温度の抑制に必要なスプレイレイ流量を考慮して設定
緊急用海水系	代替循環冷却系から緊急用海水系への伝熱容量: 約 14MW (サブレンジション・プール水温度 100°C, 海水温度 32°Cにおいて)	熱交換器の設計性能に基づき, 代替循環冷却系の除熱性能を厳しくする観点で, 過去の実績を包含する高めの海水温度を設定
可搬型窒素供給装置	総注入流量: 200m ³ /h ・窒素 198m ³ /h ・酸素 2m ³ /h ガス温度: 30°C	総注入流量は格納容器内の酸素濃度上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度 99vol% を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定

重大事故等対策に関連する機器条件

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用する場合) (3 / 4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定
再循環ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧原子炉代替注水系 (常設)	200m ³ /h (1.00MPa [gage]において) で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定 
残留熱代替除去系	循環流量は, 全体で 150m ³ /h とし, 原子炉注水へ 30m ³ /h, 格納容器スプレイへ 120m ³ /h に流量を分配	残留熱代替除去系の設計値として設定
原子炉補機代替冷却系	残留熱代替除去系から原子炉補機代替冷却系への伝熱容量: 約 7MW (サブレンジション・プール水温度: 100°C, 海水温度 30°Cにおいて)	原子炉補機代替冷却系の設計値として設定
可搬型窒素供給装置	総注入流量: 100m ³ /h ・窒素: 99.9Nm ³ /h ・酸素: 0.1Nm ³ /h ガス温度: 35°C	総注入流量は格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度 99.9% を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定

重大事故等対策に関連する機器条件

・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は, 有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用する場合) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定
	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作	原子炉水位が破断口高さまで水位回復後, 格納容器温度が約 190℃到達時
	代替原子炉補機冷却系運転操作	代替原子炉補機冷却系の準備期間を考慮して設定
	代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱操作	代替原子炉補機冷却系の準備時間を考慮して設定

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用する場合) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	中央制御室における常設代替高圧電源装置, 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
	緊急用海水系による冷却水 (海水) 確保操作並びに代替循環冷却系による格納容器除熱操作	中央制御室における緊急用海水系及び代替循環冷却系の準備時間を考慮して設定
	可搬式窒素供給装置による格納容器内への窒素注入操作	格納容器内酸素濃度が 4.0vol% (ドライ条件) に到達時
		格納容器内酸素濃度が 4.3vol% (ドライ条件) 到達を防止する観点で設定

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用する場合) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	常設代替交流電源設備の起動, 受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
	原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱操作	原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮して設定
	可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内窒素供給操作	原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置の準備時間を考慮して設定

・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 詳細な相違内容は, 有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用しない場合) (1/4)

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017.12.20版)

別紙4

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAMP	-
原子炉熱出力	3,926MWt	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	7.07MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転時の原子炉水位と設定 端から+119cm	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	52,200t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 燃焼度 33GWd/t	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮
格納容器容積 (ドライウエル)	7,350m ³	ドライウエルの体積を設計値 (全容積から内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器容積 (ウエットウエル)	空間部：5,960m ³ 液相部：3,580m ³	ウエットウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊装置	3,43kPa (ドライウエル-サブプレッジョン・チェンバール間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・チェンバール・プールの水位	7.05m (通常運転水位)	通常運転時のサブプレッジョン・チェンバール・プールの水位として設定
サブプレッジョン・チェンバール・プールの水温	35℃	通常運転時のサブプレッジョン・チェンバール・プールの水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.2kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	50℃ (事象開始12時間以降は45℃, 事象開始24時間以降は40℃)	復水移送ポンプ吐出温度を参考に設定

初期条件

東海第二発電所 (2018.9.18版)

別紙4

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用できない場合) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAMP	-
原子炉熱出力	3,293MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力 (圧力容器ドーム部)	6.93MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常運転時の原子炉水位として設定 スカート下端から+126cm	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	48,300t/h	定格流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	-
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	1サイクルの運転期間 (13ヶ月) に調整運転期間 (約1ヶ月) を考慮した運転期間に対応する燃焼度を設定
格納容器体積 (ドライウエル)	5,700m ³	設計値
格納容器体積 (サブプレッジョン・チェンバール)	空間部：4,100m ³ 液相部：3,300m ³	設計値 (通常運転時のサブプレッジョン・プールの水位の下限値に基づき設定)
真空破壊装置作動差圧	3,45kPa (ドライウエル-サブプレッジョン・チェンバール間差圧)	真空破壊装置の設定値
サブプレッジョン・プールの水位	6.983m (通常運転範囲の下限値)	通常運転時のサブプレッジョン・プールの水位の下限値として設定
サブプレッジョン・プールの水温	32℃	通常運転時のサブプレッジョン・プールの水温の上限値として設定
格納容器圧力	5kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力を包含する値
格納容器雰囲気温度	57℃	通常運転時の格納容器雰囲気温度 (ドライウエル内ガス冷却装置の設計温度)として設定
外部水源の温度	35℃	年間の気象条件変化を包含する高めの水温を設定
ペダスタル (ドライウエル部) のプールの水温	考慮しない	ペダスタル (ドライウエル部) には通常運転時からプールの水が存在するが、格納容器の熱容量に相当することから、格納容器雰囲気温度の暴動を厳しく評価する設定として、ペダスタル (ドライウエル部) のプールの水温を考慮しない

初期条件

島根原子力発電所 2号炉

別紙4

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用しない場合) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAMP	-
原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa [gauge]	定格原子炉圧力として設定
原子炉水位	通常水位 (気水分離器下端から+83cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
炉心流量	35.6×10 ⁴ t/h	定格炉心流量として設定
燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型)、9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり、その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること、また、9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく、燃料被覆管温度上昇の観点で厳しかったため、MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡されることを考慮し、代表的に9×9燃料 (A型) を設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度 33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し、10%の保守性を考慮して設定
格納容器空間体積 (ドライウエル)	7,900m ³	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
格納容器空間体積 (サブプレッジョン・チェンバール)	空間部：4,700m ³ 液相部：2,800m ³	サブプレッジョン・チェンバール内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値)
真空破壊弁	3,43kPa (ドライウエル-サブプレッジョン・チェンバール間差圧)	真空破壊弁の設定値
サブプレッジョン・プールの水位	3.61m (NWL)	通常運転時のサブプレッジョン・プールの水位として設定
サブプレッジョン・プールの水温	35℃	通常運転時のサブプレッジョン・プールの水温の上限値として設定
格納容器圧力	5.0kPa [gauge]	通常運転時の格納容器圧力として設定
格納容器温度	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
外部水源の温度	35℃	屋外貯水槽の水温温度として実測値及び夏季の外気温を踏まえて設定

初期条件

備考
・解析条件の相違
【柏崎6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用しない場合) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 残留熱除去系の吸込配管の破断	原子炉圧力容器内の保有水量が厳しい箇所として設定
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心注水系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧注水系の機能喪失を設定
	外部電源	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定
	水素ガスの発生	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用できない場合) (2/4)

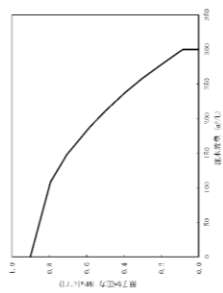
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 再循環系配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から格納容器への冷却材流出を大きく見積もり、格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環系配管 (出口ノズル) における両端破断を設定
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系の機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイス系の機能喪失を設定
	外部電源	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定
	水素の発生	ただし、原子炉スクラムについては、外部電源ありの場合を包括する条件として、機器条件に示すとおり設定 水の放射線分解等による水素発生については、格納容器圧力及び雰囲気温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

主要解析条件 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用しない場合) (2/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
起因事象	大破断 LOCA 再循環配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり、原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として、原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち、口径が最大である再循環配管 (出口ノズル) の両端破断を設定
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、設定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイス系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレイス及び残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定
	外部電源	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から、プラント損傷状態である LOCA に全交流動力電源喪失を重畳することから、外部電源が喪失するものとして設定
	水素ガスの発生	水の放射線分解等による水素ガス発生については、格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない

備考
 ・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (零囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用しない場合) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
低圧代替注水系 (常設)	最大 300m ³ /h で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定 
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	140m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定
格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が 0.62MPa [gage] における最大排出流量 31.6kg/s に対して, 原子炉格納容器二次隔離弁の中間開操作 (流路面積約 50%開) にて原子炉格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置の設定値を考慮して, 格納容器圧力及び温度を低下させる排出流量を確保可能な弁開度として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号炉 (2017. 12. 20 版)

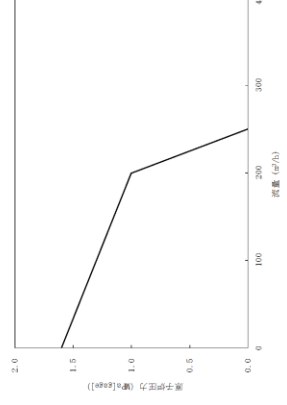
主要解析条件 (零囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用できない場合) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	原子炉水位低 (レベル 3) 信号	短時間であるが原子炉熱出力が維持される厳しい設定として, 外部電源喪失時のタービン蒸気加減弁急閉及び原子炉保護系電源喪失による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず, 原子炉水位低 (レベル 3) 信号にてスクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	短時間であるが主蒸気が格納容器内に維持される厳しい設定として, 原子炉保護系電源喪失及び原子炉水位異常低下 (レベル 2) 信号による主蒸気隔離弁閉止については保守的に考慮せず, 事象発生と同時に主蒸気隔離弁が閉止するものとして設定
再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	事象進展に与える影響は軽微であることから, 全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧代替注水系 (常設)	事象初期の原子炉注水実施時: 230m ³ /h (一定) 原子炉水位 0 到達判断後: 崩壊熱による蒸発を補う注水量 (最大 50m ³ /h) に制御	炉心冷却の維持に必要な流量として設定
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	事象初期の原子炉注水実施時: 130m ³ /h (一定) 格納容器圧力抑制: 130m ³ /h (一定)	格納容器零囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定
格納容器下部注水系 (常設)	解析上考慮しない	サブレーション・プール水位の上昇が早くならない, 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作までの操作時間余裕の観点から, 運転手順の流量調整範囲 (102m ³ /h ~ 130m ³ /h) における上限を設定
格納容器圧力逃がし装置	格納容器圧力が 0.310MPa [gage] における排出流量 13.4kg/s に対して, 第二弁を全開にて格納容器除熱	格納容器圧力逃がし装置の設計値を考慮して, 格納容器圧力及び零囲気温度を低下させるのに必要な排出流量として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)

主要解析条件 (零囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用しない場合) (3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
主蒸気隔離弁	事象発生と同時に閉止	主蒸気が格納容器内に保持される厳しい条件として設定
再循環系ポンプ	事象発生と同時に停止	全交流動力電源喪失によるポンプ停止を踏まえて設定
低圧原子炉代替注水系 (常設)	200m ³ /h (1.00MPa [gage] において) で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定 
格納容器代替スプレイ系 (可搬型)	120 m ³ /h にて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の設計値として設定
格納容器フィルタバント系	格納容器圧力 427kPa [gage] における最大排出流量 9.8kg/s に対して, 格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱	格納容器フィルタバント系の設計値として設定

重大事故等対策に関連する機器条件

島根原子力発電所 2号炉

備考

・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
詳細な相違内容は, 有効性評価比較表に記載

主要解析条件 (零囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用しない場合) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	全交流動力電源喪失時の訓練実績を踏まえて設定
	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による原子炉格納容器冷却操作	原子炉水位が破断口高さまで水位回復後、格納容器温度が約 190℃到達時
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器除熱操作	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定

主要解析条件 (零囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (代替循環冷却系を使用できない場合) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	常設代替高圧電源装置による緊急用母線の受電操作並びに代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作及び低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	中央制御室における常設代替高圧電源装置、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び低圧代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) による格納容器冷却操作	格納容器圧力が 0.465MPa [gage] に到達した場合に開始 格納容器圧力が 0.400MPa [gage] 以下となった時点で停止
	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作	格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定

主要解析条件 (零囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) (残留熱代替除去系を使用しない場合) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する操作条件	低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉注水操作	常設代替交流電源設備の起動、受電及び低圧原子炉代替注水系 (常設) の準備時間を考慮して設定
	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による原子炉格納容器冷却操作	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定
	格納容器フィルタバント系による原子炉格納容器除熱操作	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定

・解析条件の相違
【柏崎 6/7, 東海第二】
 詳細な相違内容は、有効性評価比較表に記載

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>添付資料-9. ABWRにおける運転状態V (LL)の適切性について</p> <p>(1) はじめに</p> <p>SA施設は、DBを超え、SAが発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから、運転状態として従来のI～IVに加え、SAの発生している状態として運転状態Vを新たに定義している。さらに重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態V (S)とし、一連の過渡状態を除き、ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態V (L)、V (L)より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態V (LL)として定義している。ここでは、<u>ABWR</u>において新たに定義した運転状態V (LL)の適切性について示す。</p> <p>(2) <u>ABWR</u>における格納容器除熱評価</p> <p>添付9.1表に<u>格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合)</u>における格納容器圧力・温度の推移を示す。添付9.1表に示すとおり、事故後長期においても格納容器圧力は炉心損傷に伴い発生した非凝縮性ガスによる影響が支配的となる格納容器圧力まで低下可能であるものの、格納容器温度は後述(3)に示す<u>ABWR</u>の格納容器の特性により、海水温度を設計温度である30℃とした場合には、格納容器温度はDB耐震条件35℃(通常運転状態)まで低下しない。</p> <p>添付9.1表 <u>格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合)における格納容器圧力・温度の推移</u></p> <table border="1" data-bbox="166 1430 911 1818"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>10⁻²年後(3日後)</th> <th>2×10⁻¹年後(60日後)</th> <th>DB耐震条件(Ss)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル圧力</td> <td>約0.36MPa[gage]</td> <td>約0.15MPa[gage]</td> <td rowspan="2">大気圧相当(+14kPa)</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力</td> <td>約0.36MPa[gage]</td> <td>約0.14MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル温度</td> <td>約128℃</td> <td>約54℃</td> <td>57℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ気相温度</td> <td>約164℃</td> <td>約74℃</td> <td rowspan="3">35℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水温度</td> <td>約149℃</td> <td>約68℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水位</td> <td>約11.4m</td> <td>約10.9m</td> </tr> </tbody> </table> <p>(海水温度は設計温度である30℃を条件とする)</p>	項目	10 ⁻² 年後(3日後)	2×10 ⁻¹ 年後(60日後)	DB耐震条件(Ss)	ドライウエル圧力	約0.36MPa[gage]	約0.15MPa[gage]	大気圧相当(+14kPa)	サブプレッション・チェンバ圧力	約0.36MPa[gage]	約0.14MPa[gage]	ドライウエル温度	約128℃	約54℃	57℃	サブプレッション・チェンバ気相温度	約164℃	約74℃	35℃	サブプレッション・プール水温度	約149℃	約68℃	サブプレッション・プール水位	約11.4m	約10.9m	<p>添付資料-9 東海第二発電所における運転状態V (LL)の適切性について</p> <p>(1) はじめに</p> <p>SA施設は、DBを超え、SAが発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから、運転状態として従来のI～IVに加え、SAの発生している状態として運転状態Vを新たに定義している。さらに重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態V (S)とし、一連の過渡状態を除き、ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態V (L)、V (L)より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態V (LL)として定義している。ここでは、<u>東海第二発電所</u>において新たに定義した運転状態V (LL)の適切性について示す。</p> <p>(2) <u>東海第二発電所</u>における格納容器除熱評価</p> <p>添付9-1表に<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)</u>における格納容器圧力・温度の推移を示す。添付9-1表に示す<u>事象発生後2×10⁻¹年(73日後)の格納容器圧力及び温度のとおり、事故後長期においても格納容器圧力及び温度は安定した状態を維持する。</u></p> <p>添付9-1表 <u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)における格納容器圧力・温度の推移</u></p> <table border="1" data-bbox="952 1472 1703 1801"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>10⁻²年後(3日後)</th> <th>2×10⁻¹年後(73日後)</th> <th>DB耐震条件(Ss)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル圧力</td> <td>約166kPa[gage]</td> <td>約92kPa[gage]</td> <td rowspan="2">大気圧相当(約14kPa)</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力</td> <td>約63kPa[gage]</td> <td>約4kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル温度</td> <td>約152℃</td> <td>約137℃</td> <td rowspan="3">57℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ気相温度</td> <td>約122℃</td> <td>約109℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバのプール水温度</td> <td>約116℃</td> <td>約102℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバのプール水位</td> <td>約14.8m</td> <td>約13.4m</td> <td>HWL(約7.1m)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	10 ⁻² 年後(3日後)	2×10 ⁻¹ 年後(73日後)	DB耐震条件(Ss)	ドライウエル圧力	約166kPa[gage]	約92kPa[gage]	大気圧相当(約14kPa)	サブプレッション・チェンバ圧力	約63kPa[gage]	約4kPa[gage]	ドライウエル温度	約152℃	約137℃	57℃	サブプレッション・チェンバ気相温度	約122℃	約109℃	サブプレッション・チェンバのプール水温度	約116℃	約102℃	サブプレッション・チェンバのプール水位	約14.8m	約13.4m	HWL(約7.1m)	<p>添付資料9 島根原子力発電所2号炉における運転状態V (LL)の適切性について</p> <p>(1) はじめに</p> <p>SA施設は、DBを超え、SAが発生した場合に必要な措置を講じるための施設であることから、運転状態として従来のI～IVに加え、SAの発生している状態として運転状態Vを新たに定義している。さらに重大事故等の状態が設計基準事故を超える更に厳しい状態であることを踏まえ、事象発生直後の短期的に荷重が作用している状態を運転状態V (S)とし、一連の過渡状態を除き、ある程度落ち着いた状態を長期的に荷重が作用している状態として運転状態V (L)、V (L)より更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態V (LL)として定義している。ここでは、<u>島根原子力発電所2号炉</u>において新たに定義した運転状態V (LL)の適切性について示す。</p> <p>(2) <u>島根原子力発電所2号炉</u>における格納容器除熱評価</p> <p>添付9.1表に<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用する場合)</u>における格納容器圧力・温度の推移を示す。添付9.1表に示すとおり、<u>事故後長期においても格納容器圧力は炉心損傷に伴い発生した非凝縮性ガスによる影響が支配的となる格納容器圧力まで低下可能であるものの、格納容器温度は後述(3)に示すBWRの格納容器の特性により、海水温度を設計温度である30℃とした場合には、格納容器温度はDB耐震条件35℃(通常運転状態)まで低下しない。</u></p> <p>添付9.1表 <u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用する場合)における格納容器圧力・温度の推移</u></p> <table border="1" data-bbox="1745 1457 2496 1829"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>10⁻²年後(約3.5日後)</th> <th>2×10⁻¹年後(約70日後)</th> <th>DB耐震条件(Ss)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル圧力</td> <td>約317kPa[gage]</td> <td>約372kPa[gage]</td> <td rowspan="2">大気圧相当(+14kPa)</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力</td> <td>約308 kPa[gage]</td> <td>約358 kPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル気相温度</td> <td>約110℃</td> <td>約48℃</td> <td rowspan="3">57℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ気相温度</td> <td>約131℃</td> <td>約62℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ水温度</td> <td>約127℃</td> <td>約57℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ水位</td> <td>約3.9m</td> <td>約3.8m</td> <td>HWL(3.66m)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(海水温度は設計温度である30℃を条件とする)</p>	項目	10 ⁻² 年後(約3.5日後)	2×10 ⁻¹ 年後(約70日後)	DB耐震条件(Ss)	ドライウエル圧力	約317kPa[gage]	約372kPa[gage]	大気圧相当(+14kPa)	サブプレッション・チェンバ圧力	約308 kPa[gage]	約358 kPa[gage]	ドライウエル気相温度	約110℃	約48℃	57℃	サブプレッション・チェンバ気相温度	約131℃	約62℃	サブプレッション・チェンバ水温度	約127℃	約57℃	サブプレッション・チェンバ水位	約3.9m	約3.8m	HWL(3.66m)	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 設備, 運用, 解析条件等の違いによる相違</p>
項目	10 ⁻² 年後(3日後)	2×10 ⁻¹ 年後(60日後)	DB耐震条件(Ss)																																																																											
ドライウエル圧力	約0.36MPa[gage]	約0.15MPa[gage]	大気圧相当(+14kPa)																																																																											
サブプレッション・チェンバ圧力	約0.36MPa[gage]	約0.14MPa[gage]																																																																												
ドライウエル温度	約128℃	約54℃	57℃																																																																											
サブプレッション・チェンバ気相温度	約164℃	約74℃	35℃																																																																											
サブプレッション・プール水温度	約149℃	約68℃																																																																												
サブプレッション・プール水位	約11.4m	約10.9m																																																																												
項目	10 ⁻² 年後(3日後)	2×10 ⁻¹ 年後(73日後)	DB耐震条件(Ss)																																																																											
ドライウエル圧力	約166kPa[gage]	約92kPa[gage]	大気圧相当(約14kPa)																																																																											
サブプレッション・チェンバ圧力	約63kPa[gage]	約4kPa[gage]																																																																												
ドライウエル温度	約152℃	約137℃	57℃																																																																											
サブプレッション・チェンバ気相温度	約122℃	約109℃																																																																												
サブプレッション・チェンバのプール水温度	約116℃	約102℃																																																																												
サブプレッション・チェンバのプール水位	約14.8m	約13.4m	HWL(約7.1m)																																																																											
項目	10 ⁻² 年後(約3.5日後)	2×10 ⁻¹ 年後(約70日後)	DB耐震条件(Ss)																																																																											
ドライウエル圧力	約317kPa[gage]	約372kPa[gage]	大気圧相当(+14kPa)																																																																											
サブプレッション・チェンバ圧力	約308 kPa[gage]	約358 kPa[gage]																																																																												
ドライウエル気相温度	約110℃	約48℃	57℃																																																																											
サブプレッション・チェンバ気相温度	約131℃	約62℃																																																																												
サブプレッション・チェンバ水温度	約127℃	約57℃																																																																												
サブプレッション・チェンバ水位	約3.9m	約3.8m	HWL(3.66m)																																																																											

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) <u>ABWR</u>の格納容器の特性について</p> <p>(2)において、事故後長期においても<u>ABWR</u>の格納容器温度は通常運転温度まで低下しないことを示したが、これは<u>ABWR</u>の格納容器の特性に起因するものである。以下にPWRと比較した<u>当社ABWR</u>の格納容器の特性を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>ABWR</u>では格納容器下部ドライウエルに熱の蓄積場所としての<u>サブプレッション・プール</u>が存在しており、その水温はPVC評価において考慮されている。このような大規模なプールがないPWRとは状況が異なる ・<u>ABWR</u>ではECCSが機能喪失する前提では、原子炉への注水及び格納容器スプレイに外部水源(<u>復水貯蔵槽</u>)を使用する。これにより通常運転時より<u>サブプレッション・プール水位</u>が高くなることから、これを荷重条件として考慮した場合の影響を確認する必要がある <p>上記より、<u>ABWR</u>では格納容器の特徴を踏まえ、PWR(伊方3号)とは異なり運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義し、格納容器内の条件(温度、圧力、水位上昇)による影響を確認する必要がある。</p> <p>なお、長期安定状態における<u>ABWR</u>とPWR(伊方3号)の格納容器除熱手段は、添付9.2表であり、同等の除熱設備を有している。</p> <p>添付9.2表 長期安定状態における<u>ABWR</u>とPWR(伊方3号)の格納容器除熱手段</p> <table border="1" data-bbox="172 1339 908 1583"> <tr> <td>ABWR (KK6/7)</td> <td>残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)</td> <td>残留熱除去系 (代替原子炉補機冷却系) 代替循環冷却系 (代替原子炉補機冷却系)</td> <td>格納容器ベント (格納容器圧力逃がし装置)</td> </tr> <tr> <td>PWR (伊方3)</td> <td>余熱除去系 (余熱除去冷却器)</td> <td>格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)</td> <td>仮設格納容器スプレイ再循環 (余熱除去冷却器, 使用済燃料ピット冷却器)</td> </tr> </table>	ABWR (KK6/7)	残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)	残留熱除去系 (代替原子炉補機冷却系) 代替循環冷却系 (代替原子炉補機冷却系)	格納容器ベント (格納容器圧力逃がし装置)	PWR (伊方3)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (余熱除去冷却器, 使用済燃料ピット冷却器)	<p>(3) BWRの格納容器の特性について</p> <p>(2)において、事故後長期においても格納容器温度は通常運転温度まで低下しないことを示したが、これはBWRの格納容器の特性に起因するものである。以下にPWRと比較したBWRの格納容器の特性を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・BWRでは格納容器底部に熱の蓄積場所としての<u>サブプレッション・プール</u>が存在しており、その水温は格納容器の挙動評価において考慮されている。このような大規模なプールがないPWRとは状況が異なる ・BWRにおいて、ECCSが機能喪失する前提では、原子炉への注水及び格納容器スプレイに外部水源(<u>代替淡水貯槽</u>)を使用する。これにより通常運転時より<u>サブプレッション・プール水位</u>が高くなることから、これを荷重条件として考慮した場合の影響を確認する必要がある <p>上記より、<u>東海第二発電所</u>ではその特徴を踏まえ、PWR(伊方3号)とは異なり運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義し、格納容器内の条件(温度、圧力、水位上昇)による影響を確認する必要がある。</p> <p>なお、長期安定状態における<u>東海第二発電所</u>とPWR(伊方3号)の格納容器除熱手段は、添付9-2表であり、同等の除熱設備を有している。</p> <p>添付9-2表 長期安定状態における<u>東海第二発電所</u>とPWR(伊方3号)の格納容器除熱手段</p> <table border="1" data-bbox="973 1346 1709 1577"> <tr> <td>東海第二発電所</td> <td>残留熱除去系 (残留熱除去系熱交換器)</td> <td>残留熱除去系 (緊急用海水系) 代替循環冷却系 (緊急用海水系)</td> <td>格納容器ベント (格納容器圧力逃がし装置)</td> </tr> <tr> <td>PWR (伊方3)</td> <td>余熱除去系 (余熱除去冷却器)</td> <td>格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)</td> <td>仮設格納容器スプレイ再循環 (余熱除去冷却器, 使用済燃料ピット冷却器)</td> </tr> </table>	東海第二発電所	残留熱除去系 (残留熱除去系熱交換器)	残留熱除去系 (緊急用海水系) 代替循環冷却系 (緊急用海水系)	格納容器ベント (格納容器圧力逃がし装置)	PWR (伊方3)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (余熱除去冷却器, 使用済燃料ピット冷却器)	<p>(3) <u>BWR</u>の格納容器の特性について</p> <p>(2)において、事故後長期においても<u>BWR</u>の格納容器温度は通常温度まで低下しないことを示したが、これは<u>BWR</u>の格納容器の特性に起因するものである。以下にPWRと比較した<u>BWR</u>の格納容器の特性を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>BWR</u>の格納容器には、熱の蓄積場所としての<u>サブプレッション・プール</u>が存在しており、その水温はPVC評価において考慮されている。このような大規模なプールがないPWRとは状況が異なる。 ・<u>BWR</u>ではECCSが機能喪失する前提では、原子炉への注水及び格納容器スプレイに外部水源(<u>低圧原子炉代替注水槽等</u>)を使用する。これにより通常運転時より<u>サブプレッション・チェンバ水位</u>が高くなることから、これを荷重条件として考慮した場合の影響を確認する必要がある。 <p>上記より、<u>BWR</u>では格納容器の特徴を踏まえ、PWRとは異なり運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義し、格納容器内の条件(温度、圧力、水位)による影響を確認する必要がある。</p> <p>なお、長期安定状態における<u>島根原子力発電所2号炉</u>とPWR(伊方3号炉)の格納容器除熱手段は、添付9.2表であり、同等の除熱設備を有している。</p> <p>添付9.2表 長期安定状態におけるBWRとPWR(伊方3号炉)の格納容器除熱手段</p> <table border="1" data-bbox="1745 1325 2496 1560"> <tr> <td>BWR (島根2号炉)</td> <td>残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)</td> <td>残留熱除去系 (原子炉補機代替冷却系) 残留熱代替除去系 (原子炉補機代替冷却系)</td> <td>格納容器フィルタベント系</td> </tr> <tr> <td>PWR (伊方3号炉)</td> <td>余熱除去系 (余熱除去冷却器)</td> <td>格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)</td> <td>仮設格納容器スプレイ再循環 (除熱除去冷却器, 使用済燃料ピット冷却器)</td> </tr> </table>	BWR (島根2号炉)	残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)	残留熱除去系 (原子炉補機代替冷却系) 残留熱代替除去系 (原子炉補機代替冷却系)	格納容器フィルタベント系	PWR (伊方3号炉)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (除熱除去冷却器, 使用済燃料ピット冷却器)	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ・設備の相違 【柏崎6/7, 東海第二】 ・評価方針の相違 【柏崎6/7】 現実的な格納容器除熱評価については、海水温度を実測値に基づき感度評価を実施
ABWR (KK6/7)	残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)	残留熱除去系 (代替原子炉補機冷却系) 代替循環冷却系 (代替原子炉補機冷却系)	格納容器ベント (格納容器圧力逃がし装置)																								
PWR (伊方3)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (余熱除去冷却器, 使用済燃料ピット冷却器)																								
東海第二発電所	残留熱除去系 (残留熱除去系熱交換器)	残留熱除去系 (緊急用海水系) 代替循環冷却系 (緊急用海水系)	格納容器ベント (格納容器圧力逃がし装置)																								
PWR (伊方3)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (余熱除去冷却器, 使用済燃料ピット冷却器)																								
BWR (島根2号炉)	残留熱除去系 (原子炉補機冷却系)	残留熱除去系 (原子炉補機代替冷却系) 残留熱代替除去系 (原子炉補機代替冷却系)	格納容器フィルタベント系																								
PWR (伊方3号炉)	余熱除去系 (余熱除去冷却器)	格納容器スプレイ再循環 (格納容器スプレイ冷却器)	仮設格納容器スプレイ再循環 (除熱除去冷却器, 使用済燃料ピット冷却器)																								

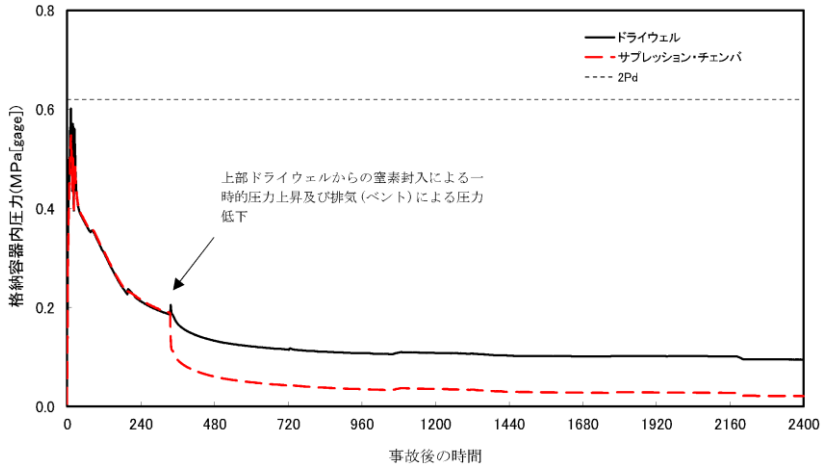
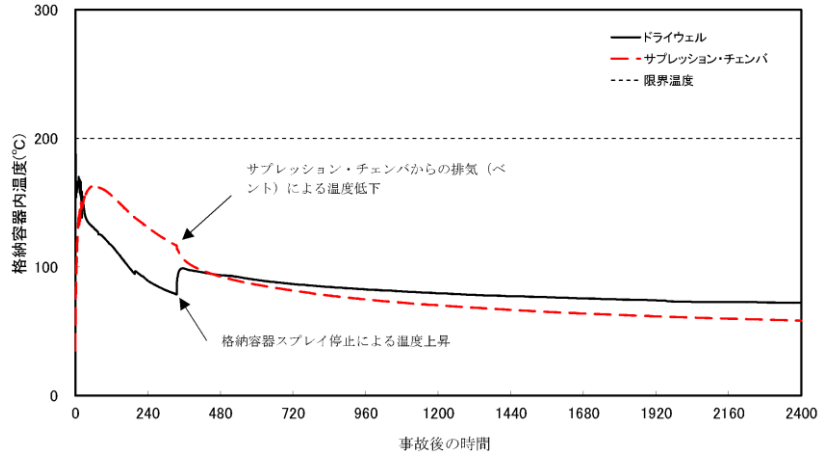
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																														
<p><u>象開始後7日後からRHR1系列による格納容器除熱を追加し、実測値に基づく海水温度を用いた場合には、格納容器温度をDB耐震条件35℃(通常運転状態)まで低下させることが可能となる。しかしながら、通常運転時よりサブプレッション・プール水位が高くなることから、安全性確保の観点からこれを荷重条件として考慮し、荷重組合せに運転状態V(LL)の考え方を適用して影響を確認する。</u></p> <p><u>添付9.3表 実測値に基づく海水温度を用いた場合の格納容器圧力・温度の推移</u></p> <table border="1" data-bbox="160 659 902 1031"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合) 10²年後(3日後)</th> </tr> <tr> <th>海水温度 17℃^{*1}</th> <th>海水温度 3℃^{*1}</th> <th>海水温度 33℃^{*1}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル圧力</td> <td>約 0.31MPa[gage]</td> <td>約 0.26MPa[gage]</td> <td>約 0.38MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力</td> <td>約 0.31MPa[gage]</td> <td>約 0.26MPa[gage]</td> <td>約 0.38MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル温度</td> <td>約 118℃</td> <td>約 106℃</td> <td>約 130℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ気相温度</td> <td>約 157℃</td> <td>約 150℃</td> <td>約 164℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水温度</td> <td>約 143℃</td> <td>約 136℃</td> <td>約 151℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水位</td> <td>約 11.3m</td> <td>約 11.2m</td> <td>約 11.4m</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="160 1056 902 1446"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合) 7日後からRHR1系列+代替循環冷却系 2×10¹年後(60日後)</th> </tr> <tr> <th>海水温度 17℃^{*1}</th> <th>海水温度 3℃^{*1}</th> <th>海水温度 33℃^{*1}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウエル圧力</td> <td>約 0.12MPa[gage]</td> <td>約 0.11MPa[gage]</td> <td>約 0.13MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ圧力</td> <td>約 0.10MPa[gage]</td> <td>約 0.09MPa[gage]</td> <td>約 0.12MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル温度</td> <td>約 30℃</td> <td>約 27℃</td> <td>約 45℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・チェンバ気相温度</td> <td>約 40℃^{*2}</td> <td>約 28℃^{*2}</td> <td>約 54℃^{*2}</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水温度</td> <td>約 30℃</td> <td>約 16℃</td> <td>約 45℃</td> </tr> <tr> <td>サブプレッション・プール水位</td> <td>約 10.6m</td> <td>約 10.9m</td> <td>約 10.6m</td> </tr> </tbody> </table> <p><u>※1: 海水温度は10年間の観測記録の平均値である約17℃, 最小値である約3℃, 最大値である約33℃を用いて評価している。</u></p> <p><u>※2: 有効性評価ではRHR系によるサブプレッション・チェンバへのスプレイを模擬していないため、サブプレッション・チェンバ気相温度はサブプレッション・プール水温度より低下していないが、現実的な操作では、サブプレッション・チェンバへのスプレイにて、サブプレッション・プール水温度付近まで低下するものと考えられる。</u></p>	項目	格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合) 10 ² 年後(3日後)			海水温度 17℃ ^{*1}	海水温度 3℃ ^{*1}	海水温度 33℃ ^{*1}	ドライウエル圧力	約 0.31MPa[gage]	約 0.26MPa[gage]	約 0.38MPa[gage]	サブプレッション・チェンバ圧力	約 0.31MPa[gage]	約 0.26MPa[gage]	約 0.38MPa[gage]	ドライウエル温度	約 118℃	約 106℃	約 130℃	サブプレッション・チェンバ気相温度	約 157℃	約 150℃	約 164℃	サブプレッション・プール水温度	約 143℃	約 136℃	約 151℃	サブプレッション・プール水位	約 11.3m	約 11.2m	約 11.4m	項目	格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合) 7日後からRHR1系列+代替循環冷却系 2×10 ¹ 年後(60日後)			海水温度 17℃ ^{*1}	海水温度 3℃ ^{*1}	海水温度 33℃ ^{*1}	ドライウエル圧力	約 0.12MPa[gage]	約 0.11MPa[gage]	約 0.13MPa[gage]	サブプレッション・チェンバ圧力	約 0.10MPa[gage]	約 0.09MPa[gage]	約 0.12MPa[gage]	ドライウエル温度	約 30℃	約 27℃	約 45℃	サブプレッション・チェンバ気相温度	約 40℃ ^{*2}	約 28℃ ^{*2}	約 54℃ ^{*2}	サブプレッション・プール水温度	約 30℃	約 16℃	約 45℃	サブプレッション・プール水位	約 10.6m	約 10.9m	約 10.6m			<p>し、格納容器温度をDB条件相当まで低下させることが可能かどうかを評価したものであり、荷重条件が緩和される評価結果となり、荷重条件への影響はないことから、島根2号炉は記載していない</p>
項目		格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合) 10 ² 年後(3日後)																																																															
	海水温度 17℃ ^{*1}	海水温度 3℃ ^{*1}	海水温度 33℃ ^{*1}																																																														
ドライウエル圧力	約 0.31MPa[gage]	約 0.26MPa[gage]	約 0.38MPa[gage]																																																														
サブプレッション・チェンバ圧力	約 0.31MPa[gage]	約 0.26MPa[gage]	約 0.38MPa[gage]																																																														
ドライウエル温度	約 118℃	約 106℃	約 130℃																																																														
サブプレッション・チェンバ気相温度	約 157℃	約 150℃	約 164℃																																																														
サブプレッション・プール水温度	約 143℃	約 136℃	約 151℃																																																														
サブプレッション・プール水位	約 11.3m	約 11.2m	約 11.4m																																																														
項目	格納容器過圧・過温破損シナリオ(代替循環冷却系を使用する場合) 7日後からRHR1系列+代替循環冷却系 2×10 ¹ 年後(60日後)																																																																
	海水温度 17℃ ^{*1}	海水温度 3℃ ^{*1}	海水温度 33℃ ^{*1}																																																														
ドライウエル圧力	約 0.12MPa[gage]	約 0.11MPa[gage]	約 0.13MPa[gage]																																																														
サブプレッション・チェンバ圧力	約 0.10MPa[gage]	約 0.09MPa[gage]	約 0.12MPa[gage]																																																														
ドライウエル温度	約 30℃	約 27℃	約 45℃																																																														
サブプレッション・チェンバ気相温度	約 40℃ ^{*2}	約 28℃ ^{*2}	約 54℃ ^{*2}																																																														
サブプレッション・プール水温度	約 30℃	約 16℃	約 45℃																																																														
サブプレッション・プール水位	約 10.6m	約 10.9m	約 10.6m																																																														

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>(5) まとめ</p> <p><u>ABWR</u>はその格納容器の特徴を踏まえ、PWR(伊方3号)とは異なる運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義する必要があり、SA時の運転状態V(LL)の格納容器内の条件(温度、圧力、水位上昇)による影響を確認することが適切であると考ええる。</p>	<p>(4)まとめ</p> <p><u>東海第二発電所</u>はその格納容器の特徴を踏まえ、PWR(伊方3号)とは異なる運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義する必要があり、SA時の運転状態V(LL)の格納容器内の条件(温度、圧力、水位上昇)による影響を確認することが適切であると考ええる。</p>	<p>(4) まとめ</p> <p><u>島根原子力発電所2号炉</u>はその格納容器の特徴を踏まえ、PWR(伊方3号炉)とは異なる運転状態V(LL)のような更に長期的に荷重が作用している状態を定義する必要があり、SA時の運転状態V(LL)の格納容器内の条件(温度、圧力、水位上昇)による影響を確認することが適切であると考ええる。</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>添付資料-10. 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</p> <p>(1) はじめに 「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」について、格納容器過圧・過温破損シナリオ「<u>大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定し、荷重条件を設定している。</p> <p>ここでは、当該シナリオを荷重条件として組み合わせることの適切性及びその荷重条件の保守性について示す。</p> <p>(2) 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定について 「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は以下の二つのシナリオのうち、①格納容器過圧・過温破損シナリオ「<u>大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定している。</p> <p>① 格納容器過圧・過温破損シナリオ:「<u>大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO</u>」 ② R P V破損後の格納容器破損モードの評価シナリオ:「<u>過渡事象+ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)</u>」</p> <p>②のシナリオは、R P V破損後の格納容器破損モードを評価するため、重大事故等防止対策による原子炉注水は実施しないものとして評価しており、本来は<u>高圧代替注水系又は低圧代替注水系</u>による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能なシナリオである。また、原子炉注水の失敗によって炉心損傷までは事象が進展する前提とし、これに①のシナリオ（<u>格納容器過圧・過温破損シナリオ</u>）同様に、SBOが重畳するものとした場合においても、事象発生から70分までに電源復旧及び低圧代替注水系による原子炉注水を開始することで、下部プレナムへのリロケーション※1を回避可能である。</p>	<p>添付資料-10 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</p> <p>(1) はじめに 「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」について、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ「<u>大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定し、荷重条件を設定している。</p> <p>ここでは、当該シナリオを荷重条件として組み合わせることの適切性及びその荷重条件の保守性について示す。</p> <p>(2) 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定について 「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は以下の二つのシナリオのうち、①雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ「<u>大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定している。</p> <p>① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 「<u>大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</u>」 ② R P V破損後の格納容器破損モードの評価シナリオ 「<u>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗</u>」</p> <p>②のシナリオは、R P V破損後の格納容器破損モードを評価するため、重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しない想定として評価しており、本来は<u>高圧代替注水系又は低圧代替注水系（常設）</u>による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能なシナリオである。なお、原子炉注水の失敗によって炉心損傷までは事象が進展する前提とした場合においても、事象発生から2時間までに低圧代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することで、下部プレナムへのリロケーションを回避可能である。</p>	<p>添付資料10 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定及びその荷重条件の保守性について</p> <p>(1) はじめに 「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」について、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ「<u>冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定し、荷重条件を設定している。</p> <p>ここでは、当該シナリオを荷重条件として組み合わせることの適切性及びその荷重条件の保守性について示す。</p> <p>(2) 荷重条件として組み合わせるシナリオの選定について 「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は以下の二つのシナリオのうち、①雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ「<u>冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定している。</p> <p>① 格納容器過圧・過温破損シナリオ:「<u>冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」 ② R P V破損後の格納容器破損モードの評価シナリオ:「<u>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗</u>」</p> <p>②のシナリオは、R P V破損後の格納容器破損モードを評価するため、重大事故等対処設備による原子炉注水は実施しないものとして評価しており、本来は<u>高圧原子炉代替注水系又は低圧原子炉代替注水系（常設）</u>による原子炉注水により炉心損傷の回避が可能なシナリオである。また、原子炉注水の失敗によって炉心損傷までは事象が進展する前提とした場合においても、事象発生から60分までに電源復旧及び低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水を開始することで、下部プレナムへのリロケーション※1を回避可能である。</p>	<p>備考</p> <p>・解析結果の相違 【柏崎6/7，東海第二】 リロケーション防止可能な操作開始時間を設定しており，設備，運用の差異により異なる</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>また、炉心損傷頻度及び低圧代替注水系による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率と、荷重の組合せにおいて用いた考え方を適用すると、添付10.1表に示すとおり保守性を考慮しても10^{-8}/炉年未満となり、荷重の組合せの判断目安を下回る。</p> <p>上記より、「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO」を選定することが適切である。</p> <p>※1: 内部事象レベル1.5PRAにおいて設定しているIVR失敗確率は、炉心が下部プレナムへ移行した後からの原子炉注水によるIVRに失敗する確率として設定したものを。</p> <p>添付10.1表 R P V破損発生と地震動が重畳する頻度</p> <table border="1" data-bbox="192 825 881 1119"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th>R P V破損の発生頻度 ×</th> <th>地震動の発生確率 ×</th> <th>R P V破損発生と地震動が重畳する頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>過渡事象 +ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)</td> <td>10^{-4}/炉年^{*1} × (炉心損傷頻度) × (低圧代替注水系の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率)</td> <td>10^{-2}/年^{*2} × (弾性設計用地震動 S_d)² 又は 5×10^{-4}/年^{*3} × (基準地震動 S_s)</td> <td>10^{-8}/炉年未満</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として10^{-4}/炉年とした。柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉の炉心損傷頻度は10^{-4}/炉年よりも十分に小さいものと評価しており、この値の使用は保守的と考える。</p> <p>※2: 事象発生後、低圧代替注水系により下部プレナムへの炉心のリロケーションを回避可能な時間余裕のうちに、低圧代替注水系による原子炉注水の開始に失敗する確率。原子炉減圧、電源復旧、低圧代替注水系運転等の失敗確率を組み合わせで算出。</p> <p>※3: JEAG4601-1984に記載されている地震動の発生確率S_2、S_1の発生確率をS_s、S_dに読み換えた。</p>	事故シーケンス	R P V破損の発生頻度 ×	地震動の発生確率 ×	R P V破損発生と地震動が重畳する頻度	過渡事象 +ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)	10^{-4} /炉年 ^{*1} × (炉心損傷頻度) × (低圧代替注水系の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率)	10^{-2} /年 ^{*2} × (弾性設計用地震動 S _d) ² 又は 5×10^{-4} /年 ^{*3} × (基準地震動 S _s)	10^{-8} /炉年未満	<p>また、炉心損傷頻度及び低圧代替注水系(常設)による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率と、荷重の組合せにおいて用いた考え方を適用すると、添付10-1表に示すとおり10^{-8}/炉年未満となり、荷重の組合せの判断目安を下回る。</p> <p>上記より、「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)シナリオ「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」を選定することが適切である。</p> <p>添付10-1表 R P V破損発生と地震動が重畳する頻度</p> <table border="1" data-bbox="1044 825 1614 1119"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th>R P V破損の発生頻度 ×</th> <th>地震動の発生確率 ×</th> <th>継続時間 ×</th> <th>R P V破損発生と地震動が重畳する頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>過渡事象 +ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)</td> <td>10^{-4}/炉年^{*1} × (炉心損傷頻度) × (低圧代替注水系(常設)の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率)</td> <td>10^{-2}/炉年^{*2} × (弾性設計用地震動 S_d)² 又は 5×10^{-4}/炉年^{*3} × (基準地震動 S_s)</td> <td>1年未満^{*4} 又は 20年未満^{*4}</td> <td>10^{-8}/炉年未満</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として10^{-4}/炉年とした。東海第二発電所の炉心損傷頻度は10^{-4}/炉年よりも十分に小さいものと評価しており、この値の使用は保守的と考える。</p> <p>※2: 事象発生後、低圧代替注水系(常設)により下部プレナムへの炉心のリロケーションを回避可能な時間余裕のうちに、低圧代替注水系(常設)による原子炉注水の開始に失敗する確率。原子炉減圧、電源復旧、低圧代替注水系(常設)運転等の失敗確率を組み合わせで算出。</p> <p>※3: JEAG4601-1984に記載されている地震動の発生確率S_2、S_1の発生確率をS_s、S_dに読み替えた。</p> <p>※4: 弾性設計用地震動S_dを考慮する場合、荷重の組合せの対象期間は事象発生1年以降であり、その時点では格納容器圧力・温度は十分低下している。基準地震動S_sを考慮する場合は、荷重の組合せの対象期間は20年以降とさらに長期となる。</p>	事故シーケンス	R P V破損の発生頻度 ×	地震動の発生確率 ×	継続時間 ×	R P V破損発生と地震動が重畳する頻度	過渡事象 +ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)	10^{-4} /炉年 ^{*1} × (炉心損傷頻度) × (低圧代替注水系(常設)の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率)	10^{-2} /炉年 ^{*2} × (弾性設計用地震動 S _d) ² 又は 5×10^{-4} /炉年 ^{*3} × (基準地震動 S _s)	1年未満 ^{*4} 又は 20年未満 ^{*4}	10^{-8} /炉年未満	<p>また、炉心損傷頻度及び低圧原子炉代替注水系による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率と、荷重の組合せにおいて用いた考え方を適用すると、添付10.1表に示すとおり保守性を考慮しても10^{-8}/炉年未満となり、荷重の組合せの判断目安を下回る。</p> <p>上記より、「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」に対して、荷重条件は格納容器過圧・過温破損シナリオ「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を選定することが適切である。</p> <p>※1: 内部事象レベル1.5PRAにおいても、炉心損傷後の原子炉注水によって下部プレナムへのリロケーションを回避可能な事故シーケンスを評価している。</p> <p>添付10.1表 R P V破損発生と地震動が重畳する頻度</p> <table border="1" data-bbox="1792 825 2451 1119"> <thead> <tr> <th>事故シーケンス</th> <th>R P V破損の発生頻度 ×</th> <th>地震動の発生確率 ×</th> <th>継続時間 ×</th> <th>R P V破損発生と地震動が重畳する頻度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗</td> <td>10^{-4}/炉年^{*1} × (炉心損傷頻度) × (低圧原子炉代替注水系の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率)</td> <td>10^{-2}/炉年^{*2} × (弾性設計用地震動 S_d)² 又は 5×10^{-4}/炉年^{*3} × (基準地震動 S_s)</td> <td>1年未満^{*4} 又は 20年未満^{*4}</td> <td>10^{-8}/炉年未満</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として10^{-4}/炉年とした。島根原子力発電所2号炉の炉心損傷頻度は10^{-4}/炉年よりも十分に小さいものと評価しており、この値の使用は保守的と考える。</p> <p>※2: 事象発生後、低圧原子炉代替注水系により下部プレナムへの炉心のリロケーションを回避可能な時間余裕のうちに、低圧原子炉代替注水系による原子炉注水の開始に失敗する確率。原子炉減圧、電源復旧、低圧原子炉代替注水系運転等の失敗確率を組み合わせで算出。</p> <p>※3: JEAG4601・補-1984に記載されている地震動の発生確率S_2、S_1の発生確率をS_s、S_dに読み替えた。</p> <p>※4: 弾性設計用地震動S_dを考慮する場合、荷重の組合せの対象期間は事象発生1年以降であり、その時点では格納容器圧力・温度は十分低下している。基準地震動S_sを考慮する場合は、荷重の組合せの対象期間は20年以降とさらに長期となる。</p>	事故シーケンス	R P V破損の発生頻度 ×	地震動の発生確率 ×	継続時間 ×	R P V破損発生と地震動が重畳する頻度	過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗	10^{-4} /炉年 ^{*1} × (炉心損傷頻度) × (低圧原子炉代替注水系の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率)	10^{-2} /炉年 ^{*2} × (弾性設計用地震動 S _d) ² 又は 5×10^{-4} /炉年 ^{*3} × (基準地震動 S _s)	1年未満 ^{*4} 又は 20年未満 ^{*4}	10^{-8} /炉年未満	<p>・解析条件の相違【柏崎6/7】</p> <p>島根2号炉は、レベル1.5PRAで溶融炉心が下部プレナムへ移行した後のIVRに期待していない</p>
事故シーケンス	R P V破損の発生頻度 ×	地震動の発生確率 ×	R P V破損発生と地震動が重畳する頻度																												
過渡事象 +ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)	10^{-4} /炉年 ^{*1} × (炉心損傷頻度) × (低圧代替注水系の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率)	10^{-2} /年 ^{*2} × (弾性設計用地震動 S _d) ² 又は 5×10^{-4} /年 ^{*3} × (基準地震動 S _s)	10^{-8} /炉年未満																												
事故シーケンス	R P V破損の発生頻度 ×	地震動の発生確率 ×	継続時間 ×	R P V破損発生と地震動が重畳する頻度																											
過渡事象 +ECCS機能喪失+(SA炉心注水無し)	10^{-4} /炉年 ^{*1} × (炉心損傷頻度) × (低圧代替注水系(常設)の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率)	10^{-2} /炉年 ^{*2} × (弾性設計用地震動 S _d) ² 又は 5×10^{-4} /炉年 ^{*3} × (基準地震動 S _s)	1年未満 ^{*4} 又は 20年未満 ^{*4}	10^{-8} /炉年未満																											
事故シーケンス	R P V破損の発生頻度 ×	地震動の発生確率 ×	継続時間 ×	R P V破損発生と地震動が重畳する頻度																											
過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗+原子炉注水失敗	10^{-4} /炉年 ^{*1} × (炉心損傷頻度) × (低圧原子炉代替注水系の注水による下部プレナムへの炉心のリロケーション回避の失敗確率)	10^{-2} /炉年 ^{*2} × (弾性設計用地震動 S _d) ² 又は 5×10^{-4} /炉年 ^{*3} × (基準地震動 S _s)	1年未満 ^{*4} 又は 20年未満 ^{*4}	10^{-8} /炉年未満																											

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) 荷重条件の保守性について</p> <p>運転状態V (L) , V (LL)に用いる荷重条件は, 本文5. 2. 2(4) a. に示すように格納容器過圧・過温破損シナリオ「<u>大破断LOCA+ECCS機能喪失+SBO</u>」の有効性評価結果を用いることとしている。</p> <p>運転状態V (L) に用いる荷重条件は, 本文5. 2. 2(4)b. に示すように格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用しない場合) において, 格納容器圧力の上昇の速度が遅く, 格納容器スプレイ流量が抑制できるなど, <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の使用タイミングが遅くなる可能性があることから, 事象発生後以降の最大となる荷重 (有効性評価結果の最高圧力約0. 62MPa・最高温度約168℃) をS dと組み合わせることとしており, 保守性を確保している。なお, この荷重は<u>C UWボトムドレン配管破断シナリオ (約0. 45MPa)</u>及びR P V破損後のシナリオ (約0. 48MPa) の3日後 (10⁻²年後) における荷重を包絡している。</p> <p>運転状態V (LL)に用いる荷重条件は, 本文5. 2. 2(4)b. に示すように除熱能力の観点から格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) を参照している。さらに有効性評価では, 格納容器圧力に対して厳しい条件となるよう, 格納容器漏えい率は考慮しておらず, <u>添付10. 2表に示すとおり運転状態V (LL) のような長期間の圧力・温度挙動では, この格納容器漏えい率の考慮の有無の影響は大きく, 十分な保守性を確保している。</u></p> <p><u>長期的に安定状態を維持するにあたり, 原子炉格納容器が隔離されている又は隔離した場合, 水-放射線分解により発生する可燃性ガスの濃度制御が必要となる。この濃度制御は, 事故後7日以降において, 可燃性ガス濃度制御系の復旧により, 格納容器内の酸素/水素を再結合することにより, 可燃限界濃度に到達することなく長期安定停止状態を維持することが可能となる。仮に可燃性ガス濃度制御系の復旧に期待できない場合, 原子炉格納容器内の酸素濃度監視により, 酸素濃度が5%に至る前に排気 (ベント) する運用としている。このとき, ベント弁の開度を調整することにより, 徐々に格納容器圧力を低下させ, かつ, 原子炉格納容器が負圧となることを防止するための措置として, 窒素注入を継続し, 長期的な安定状態を維持する。この長期解析について, 格納容器圧力及び格納容器温度の推移について, 添付10. 1図及び添付10. 2図に示す。2×10⁻¹年後 (60日後) の運転状態V (LL)に用いる荷重条件と排気 (ベント) した場合の格納容器圧力・温度の比較においては, 添付10. 3表に示すとおり, 運転状態V (LL)に用いる荷重</u></p>		<p>(3) 荷重条件の保守性について</p> <p>運転状態V (L), V (LL) に用いる荷重条件は, 本文 5. 2. 2(4)a. に示すように格納容器過圧・過温破損シナリオ「<u>冷却材喪失 (大破断LOCA) +ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失</u>」の有効性評価結果を用いることとしている。</p> <p>運転状態V (L) に用いる荷重条件は, 本文 5. 2. 2(4)b. に示すように格納容器過圧・過温破損 (<u>残留熱代替除去系を使用しない場合</u>) において, 格納容器圧力の上昇の速度が遅く, 格納容器スプレイ流量が抑制できるなど, <u>格納容器フィルタベント系</u>の使用タイミングが遅くなる可能性があることから, 事象発生後以降の最大となる荷重 (有効性評価結果の最高圧力約 659kPa, 最高温度 181℃) をS dと組み合わせることとしており, 保守性を確保している。なお, この荷重はR P V破損後のシナリオ (<u>約 362kPa</u>) の10⁻² 年後 (約 3. 5 日後) における荷重を包絡している。</p> <p>運転状態V (LL) に用いる荷重条件は, 本文 5. 2. 2(4)b. に示すように除熱能力の観点から格納容器過圧・過温破損 (<u>残留熱代替除去系を使用する場合</u>) を参照している。さらに有効性評価では, 格納容器圧力に対して厳しい条件となるよう, 格納容器漏えい率は考慮しておらず, 運転状態V (LL) のような長期間の圧力・温度挙動では, この格納容器漏えい率の考慮の有無の影響は大きく, 十分な保守性を確保している。</p>	<p>・解析結果の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 設備, 運用, 解析条件等の違いによる相違</p> <p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎 6/7】 島根 2号炉は, 有効性評価のベースケースにおいて窒素を注入する解析としているため, 記載していない。</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 data-bbox="154 210 920 420">条件は上述の運用を考慮した場合においても、十分な保守性を確保している。なお、格納容器温度については、代替循環冷却系〔排気（ベント）した場合〕はドライウエル温度が約78℃と、僅かながら排気（ベント）しない場合に比べて高いことから、この増分を荷重条件の保守性として見込むこととする。</p>  <p data-bbox="154 928 920 961">添付10.1図 格納容器過圧・過温破損シナリオにおける長期解析</p> <p data-bbox="430 972 644 1003">格納容器圧力推移</p> <p data-bbox="192 1014 914 1050">(代替循環冷却系を使用する場合〔排気（ベント）した場合〕)</p>  <p data-bbox="154 1558 920 1591">添付10.2図 格納容器過圧・過温破損シナリオにおける長期解析</p> <p data-bbox="430 1602 644 1633">格納容器温度推移</p> <p data-bbox="192 1644 914 1680">(代替循環冷却系を使用する場合〔排気（ベント）した場合〕)</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>添付10.2表 格納容器からの漏洩の有無による格納容器圧力・温度の差異</p> <table border="1" data-bbox="166 310 911 520"> <thead> <tr> <th></th> <th>格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮無し]</th> <th>格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮有り]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力 (2×10^{-1}年後)</td> <td>約 0.15MPa[gage]</td> <td>約 0.05MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度 (2×10^{-1}年後)</td> <td>約 74℃^{*1}</td> <td>約 72℃^{*1}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：サブプレッション・チェンバの温度</p> <p>添付10.3表 運転状態V(LL)に用いる荷重条件と排気(ベント)した場合の格納容器圧力・温度の差異</p> <table border="1" data-bbox="166 714 911 898"> <thead> <tr> <th></th> <th>2×10⁻¹年後 (60日後)</th> <th>2×10⁻¹年後 (60日後) [排気(ベント)した場合]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器圧力 (2×10⁻¹年後)</td> <td>約 0.15MPa[gage]</td> <td>約 0.11MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>格納容器温度 (2×10⁻¹年後)</td> <td>約 74℃^{*1}</td> <td>約 78℃^{*2}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：サブプレッション・チェンバの温度 ※2：ドライウェルの温度</p> <p>(4) まとめ 上記(2), (3)より「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」について、格納容器過圧・過温破損シナリオ「大破断LOC A+ECCS機能喪失+SBO」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定することは適切であり、また、その荷重条件については保守性が確保されている。</p>		格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮無し]	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮有り]	格納容器圧力 (2×10^{-1} 年後)	約 0.15MPa[gage]	約 0.05MPa[gage]	格納容器温度 (2×10^{-1} 年後)	約 74℃ ^{*1}	約 72℃ ^{*1}		2×10 ⁻¹ 年後 (60日後)	2×10 ⁻¹ 年後 (60日後) [排気(ベント)した場合]	格納容器圧力 (2×10 ⁻¹ 年後)	約 0.15MPa[gage]	約 0.11MPa[gage]	格納容器温度 (2×10 ⁻¹ 年後)	約 74℃ ^{*1}	約 78℃ ^{*2}		<p>(4) まとめ 上記(2), (3)より「原子炉格納容器バウンダリを構成する設備」について、格納容器過圧・過温破損シナリオ「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を荷重条件として組み合わせるシナリオとして選定することは適切であり、また、その荷重条件については保守性が確保されている。</p>	
	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮無し]	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合) [格納容器漏えい率考慮有り]																			
格納容器圧力 (2×10^{-1} 年後)	約 0.15MPa[gage]	約 0.05MPa[gage]																			
格納容器温度 (2×10^{-1} 年後)	約 74℃ ^{*1}	約 72℃ ^{*1}																			
	2×10 ⁻¹ 年後 (60日後)	2×10 ⁻¹ 年後 (60日後) [排気(ベント)した場合]																			
格納容器圧力 (2×10 ⁻¹ 年後)	約 0.15MPa[gage]	約 0.11MPa[gage]																			
格納容器温度 (2×10 ⁻¹ 年後)	約 74℃ ^{*1}	約 78℃ ^{*2}																			

まとめ資料比較表 [39条補足説明資料 39-4 重大事故等対処施設の耐震設計における重大事故と地震の組合せについて (参考資料)]

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>参考資料</p> <p>[参考1] 設置許可基準規則第39条及び解釈 (抜粋)</p> <p>[参考2] 設置許可基準規則第4条及び解釈</p> <p>[参考3] 設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋)</p> <p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋)</p> <p>[参考5] JEAG4601 (抜粋)</p> <p>[参考6] <u>鉄筋コンクリート製原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</u></p> <p>[参考7] DB施設を兼ねる主なSA施設等のDBAとSAの荷重条件の比較</p> <p>[参考8] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p> <p>[参考9] 重大事故等時の長期安定冷却手段について</p>	<p>参考資料</p> <p>[参考1] 設置許可基準規則第39条及び解釈 (抜粋)</p> <p>[参考2] 設置許可基準規則第4条及び解釈</p> <p>[参考3] 設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋)</p> <p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋)</p> <p>[参考5] JEAG4601 (抜粋)</p> <p>[参考6] 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>[参考7] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p> <p>[参考8] 重大事故等発生後の長期安定冷却手段について</p>	<p>参考資料</p> <p>[参考1] 設置許可基準規則第39条及び解釈 (抜粋)</p> <p>[参考2] 設置許可基準規則第4条及び解釈</p> <p>[参考3] 設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋)</p> <p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋)</p> <p>[参考5] JEAG4601 (抜粋)</p> <p>[参考6] <u>原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</u></p> <p>[参考7] <u>DB施設を兼ねる主なSA施設等のDBAとSAの荷重条件の比較</u></p> <p>[参考8] 「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p> <p>[参考9] 重大事故等時の長期安定冷却手段について</p>	<p>・構造・仕様の相違</p> <p>【柏崎6/7】</p> <p>柏崎6/7：鉄筋コンクリート製，島根2号炉：鋼製</p>

〔参考1〕設置許可基準規則第39条及び解釈(抜粋)

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設(地震による損傷の防止)</p> <p>第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。</p> <p>一 常設耐震重要重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>二 常設耐震重要重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 第四條第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>三 常設耐震重要重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に十分に耐えることができるものであること。</p> <p>四 特定重大事故等対処施設 第四條第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>2 重大事故等対処施設は、第四條第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するた</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p> <p>第39条 (地震による損傷の防止)</p> <p>1 第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「第4條第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4條第2項から第4項までにおいて、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> <p>3 第1項第4号に規定する「第4條第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4條第2項第1号の耐震重要度分類のSクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> <p>4 第1項第4号に規定する「特定重大事故等対処施設」に「基準地震動による地震力に対してその重大事故等に対処するために</p>
---	---

〔参考1〕設置許可基準規則第39条及び解釈(抜粋)

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設(地震による損傷の防止)</p> <p>第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。</p> <p>一 常設耐震重要重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>二 常設耐震重要重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 第四條第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができること。</p> <p>三 常設耐震重要重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に十分に耐えることができるものであること。</p> <p>四 特定重大事故等対処施設 第四條第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>2 重大事故等対処施設は、第四條第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するた</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p> <p>第39条 (地震による損傷の防止)</p> <p>1 第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「第4條第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4條第2項から第4項までにおいて、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> <p>3 第1項第4号に規定する「第4條第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4條第2項第1号の耐震重要度分類のSクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> <p>4 第1項第4号に規定する「特定重大事故等対処施設」に「基準地震動による地震力に対してその重大事故等に対処するために</p>
--	---

〔参考1〕設置許可基準規則第39条及び解釈(抜粋)

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設(地震による損傷の防止)</p> <p>第三十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める要件を満たすものでなければならない。</p> <p>一 常設耐震重要重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>二 常設耐震重要重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 第四條第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができること。</p> <p>三 常設耐震重要重大事故等対処施設(特定重大事故等対処施設を除く。) 基準地震動による地震力に十分に耐えることができるものであること。</p> <p>四 特定重大事故等対処施設 第四條第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えることができ、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであること。</p> <p>2 重大事故等対処施設は、第四條第三項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して重大事故等に対処するた</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p> <p>第39条 (地震による損傷の防止)</p> <p>1 第39条の適用に当たっては、本規程別記2に準ずるものとする。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「第4條第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4條第2項から第4項までにおいて、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> <p>3 第1項第4号に規定する「第4條第2項の規定により算定する地震力」とは、本規程別記2第4條第2項第1号の耐震重要度分類のSクラスに適用される地震力と同等のものとする。</p> <p>4 第1項第4号に規定する「特定重大事故等対処施設」に「基準地震動による地震力に対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないもの」を適用する場合、基準</p>
--	---

参考1

〔参考2〕 設置許可基準規則第4条及び解釈

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則 (地震による損傷の防止)</p> <p>第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p> <p>第4条（地震による損傷の防止） 別記2のとおりとする。</p>
---	--

〔参考2〕 設置許可基準規則第4条及び解釈

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則 (地震による損傷の防止)</p> <p>第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p> <p>第4条（地震による損傷の防止） 別記2のとおりとする。</p>
---	--

〔参考2〕 設置許可基準規則第4条及び解釈

参考2

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則 (地震による損傷の防止)</p> <p>第四条 設計基準対象施設は、地震力に十分に耐えることができるものでなければならない。</p> <p>2 前項の地震力は、地震の発生によって生ずるおそれがある設計基準対象施設の安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度に応じて算定しなければならない。</p> <p>3 耐震重要施設は、その供用中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震による加速度によって作用する地震力（以下「基準地震動による地震力」という。）に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>4 耐震重要施設は、前項の地震の発生によって生ずるおそれがある斜面の崩壊に対して安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p> <p>5 炉心内の燃料被覆材は、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがないものでなければならない。</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈</p> <p>第4条（地震による損傷の防止） 別記2のとおりとする。ただし、炉心内の燃料被覆材の放射性物質の閉じ込めの機能については、以下のとおりとする。</p> <p>一 第1項に規定する「地震力に十分に耐える」とは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力(本規程別記2第4条第4項第1号に規定する弾性設計用地震動による地震力をいう。)又は静的地震力(同項第2号に規定する静的地震力をいう。) Sクラスに属する機器に対し算定されるものに限る。)のいずれか大きい方の地震力を組み合わせた荷重条件に対して、炉心内の燃料被覆材の応答が全体的におおむね弾性状態に留まることをいう。</p> <p>二 第5項に規定する「基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込めの機能が損なわれるおそれがない」とは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、放射性物質の閉じ込めの機能に影響を及ぼさないことをいう。</p>
--	---

・最新の規則及び解釈反映による相違
【柏崎6/7, 東海第二】

〔参考3〕設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋) (1 / 2)

②上記の「震源を特定せず策定する地震動」として策定された基準地震動の妥当性については、申請時における最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認すること。その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率的知見を踏まえて個別に確認すること。その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率的知見を踏まえて個別に確認すること。

四 基準地震動の策定に当たっては、目的に防じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保すること。

また、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の地震動評価においては、適用する評価手法に必要な特性データに留意の上、地震波の伝播特性に与える影響を考慮すること。

①敷地及び敷地周辺の地下構造(深部・浅部地盤構造)が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性及び地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。なお、評価の過程において、地下構造が成層かつ均質と認められる場合は、三次元的な地下構造により検討すること。

②上記①の評価の実施に当たって必要な敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順と組合せで実施すること。

なお、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」については、それぞれが対応する超過確率を参照し、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを把握すること。

6 第4条第3項に規定する「安全機能が損なわれおそれがないものでなければならぬ」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。

一 耐震重要施設のうち、二以外のもの

- ・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。
- ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構築物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し必要な安全余裕を有していること。

〔参考3〕設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋) (1 / 2)

②上記の「震源を特定せず策定する地震動」として策定された基準地震動の妥当性については、申請時における最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認すること。その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率的知見を踏まえて個別に確認すること。その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率的知見を踏まえて個別に確認すること。

四 基準地震動の策定に当たっては、目的に防じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保すること。

また、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の地震動評価においては、適用する評価手法に必要な特性データに留意の上、地震波の伝播特性に与える影響を考慮すること。

①敷地及び敷地周辺の地下構造(深部・浅部地盤構造)が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性及び地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。なお、評価の過程において、地下構造が成層かつ均質と認められる場合は、三次元的な地下構造により検討すること。

②上記①の評価の実施に当たって必要な敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順と組合せで実施すること。

なお、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」については、それぞれが対応する超過確率を参照し、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを把握すること。

6 第4条第3項に規定する「安全機能が損なわれおそれがないものでなければならぬ」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。

一 耐震重要施設のうち、二以外のもの

- ・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。
- ・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構築物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し必要な安全余裕を有していること。

参考3

〔参考3〕設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋) (1 / 2)

①解放基盤表面までの地震波の伝播特性を必要に応じて応答スペクトルの設定に反映するとともに、設定された応答スペクトルに対して、地震動の継続時間及び振幅包絡線の経時的変化等の地震動特性を適切に考慮すること。

②上記の「震源を特定せず策定する地震動」として策定された基準地震動の妥当性については、申請時における最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認すること。その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率的知見を踏まえて個別に確認すること。その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率的知見を踏まえて個別に確認すること。

四 基準地震動の策定に当たっては、目的に防じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保すること。

また、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の地震動評価においては、適用する評価手法に必要な特性データに留意の上、地震波の伝播特性に与える影響を考慮すること。

①敷地及び敷地周辺の地下構造(深部・浅部地盤構造)が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層及び褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置及び形状、岩相・岩質の不均一性及び地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。なお、評価の過程において、地下構造が成層かつ均質と認められる場合は、三次元的な地下構造により検討すること。

②上記①の評価の実施に当たって必要な敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性及び既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査並びに二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順と組合せで実施すること。

なお、上記の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」については、それぞれが対応する超過確率を参照し、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを把握すること。

6 第4条第3項に規定する「安全機能が損なわれおそれがないものでなければならぬ」ことを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によること。

一 耐震重要施設のうち、二以外のもの

- ・基準地震動による地震力に対して、その安全機能が保持できること。

〔参考3〕設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋) (2 / 2)

・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。

なお、上記の「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

- 二 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物
 - ・基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能(津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能をいう。)が保持できること。
 - ・津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力(終局耐力時の変形)を保持すること。
 - ・津波防護施設及び津波監視設備は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、その設備に要求される機能(浸水防止機能及び津波監視機能)を保持すること。
 - ・これらの荷重組合せに関しては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮すること。

180

なお、上記の「終局耐力」とは、構造物に対する荷重を漸次増大した際、構造物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構造物の終局状態と考え、この状態に至る限界の最大荷重負荷をいう。

また、耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するもの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること。この波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示すこと。

〔参考3〕設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋) (2 / 2)

・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。

なお、上記の「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

- 二 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物
 - ・基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能(津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能をいう。)が保持できること。
 - ・津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有すること。
 - ・津波防護施設及び津波監視設備は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、その設備に要求される機能(浸水防止機能及び津波監視機能)を保持すること。
 - ・これらの荷重組合せに関しては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮すること。

なお、上記の「終局耐力」とは、構造物に対する荷重を漸次増大した際、構造物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構造物の終局状態と考え、この状態に至る限界の最大荷重負荷をいう。

また、耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するもの波及的影響によって、その安全機能を損なわないように設計すること。この波及的影響の評価に当たっては、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示すこと。

〔参考3〕設置許可基準規則第4条解釈の別記2 (抜粋) (2 / 2)

・建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し十分な安全余裕を有していること。

・機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求められる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルに留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。

なお、上記の「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。

- 二 津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備並びに浸水防止設備が設置された建物・構築物
 - ・基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設及び設備に要求される機能(津波防護機能、浸水防止機能及び津波監視機能をいう。)が保持できること。
 - ・津波防護施設及び浸水防止設備が設置された建物・構築物は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該施設及び建物・構築物が構造全体として変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有すること。
 - ・津波防護施設及び津波監視設備は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、その設備に要求される機能(浸水防止機能及び津波監視機能)を保持すること。
 - ・これらの荷重組合せに関しては、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地震力と津波による荷重の組合せを考慮すること。

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>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋) (1/3)</p> <p>建物・構築物に関する項目 3.1 使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構築物に関する項目 5.1 使用材料及び材料定数」のとおり材料のばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。</p> <p>4.2 荷重及び荷重の組合せ</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。</p> <p>【確認内容】</p> <p>荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震力以外の荷重</p> <p>施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ JEAG4601 ・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ((社)日本機械学会, 2005/2007) <p>(2) 荷重の組合せ</p> <p>① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_s による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。</p> <p>② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力 (Bクラスの共振影響検討に係るもの) に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。</p> <p>4.3 許容限界</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する。</p>	<p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋) (1/3)</p> <p>建物・構築物に関する項目 3.1 使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構築物に関する項目 5.1 使用材料及び材料定数」のとおり材料のばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。</p> <p>4.2 荷重及び荷重の組合せ</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。</p> <p>【確認内容】</p> <p>荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震力以外の荷重</p> <p>施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ JEAG4601 ・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ((社)日本機械学会, 2005/2007) <p>(2) 荷重の組合せ</p> <p>① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_s による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。</p> <p>② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力 (Bクラスの共振影響検討に係るもの) に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。</p> <p>4.3 許容限界</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する。</p>	<p style="text-align: right;">参考4</p> <p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋) (1/2)</p> <p>建物・構築物に関する項目 3.1 使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構築物に関する項目 5.1 使用材料及び材料定数」のとおり材料のばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。</p> <p>4.2 荷重及び荷重の組合せ</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。</p> <p>【確認内容】</p> <p>荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震力以外の荷重</p> <p>施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ JEAG4601 ・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ((社)日本機械学会, 2005/2007) <p>(2) 荷重の組合せ</p> <p>① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_s による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。</p> <p>② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力 (Bクラスの共振影響検討に係るもの) に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEAG4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。</p> <p>4.3 許容限界</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、安全上適切と認められる規格及び基準等に基づき許容限界を設定していることを確認する。</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>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋) (2/3)</p> <p>【確認内容】 許容限界については以下を確認する。</p> <p>(1) 「安全上適切と認められる規格及び基準等」として、適用可能な規格及び基準等を以下に示す。なお、Bクラス、Cクラスの機器・配管系の基準地震動 S_s による地震力に対する波及的影響の検討を実施する際の許容限界については、JEA4601 又は既往の研究等を参考に設定していること。</p> <p>・ JEA4601 ・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ((社) 日本機械学会, 2005/2007)</p> <p>(2) 上記(1)の規格及び基準等を使用するに当たっては、昭和56年設計審査指針によるAsクラスを含むAクラスの施設をSクラスの施設、昭和56年設計審査指針による基準地震動 S_2、S_1 をそれぞれ基準地震動 S_s、弾性設計用地震動 S_d と読み替え、規制基準の要求事項に留意して用いていること。</p> <p>4.4 地震応答解析 4.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル 【審査における確認事項】 機器・配管系の地震応答解析においては、適切な地震応答解析手法及び地震応答解析モデルを設定していることを確認する。</p> <p>【確認内容】 地震応答解析手法及び地震応答解析モデルについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震応答解析手法 地震応答解析手法は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に設定していること。</p> <p>(2) 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデル ① 地盤・建物部分の地震応答解析モデル 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデルのうち、地盤・建物部分の地震応答解析モデルは、「3. 建物・構築物に関する事項 3.4 地震応答解析 3.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル」に基づき設定していること。</p> <p>② 機器・配管系部分の地震応答解析モデル a) 地盤・建物と連成させる機器・配管系部分は、地盤・建物部分と相互に影響を及ぼすと考えられるものを選定しモデル化</p> <p style="text-align: center;">23</p>	<p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋) (2/3)</p> <p>【確認内容】 許容限界については以下を確認する。</p> <p>(1) 「安全上適切と認められる規格及び基準等」として、適用可能な規格及び基準等を以下に示す。なお、Bクラス、Cクラスの機器・配管系の基準地震動 S_s による地震力に対する波及的影響の検討を実施する際の許容限界については、JEA4601 又は既往の研究等を参考に設定していること。</p> <p>・ JEA4601 ・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ((社) 日本機械学会, 2005/2007)</p> <p>(2) 上記(1)の規格及び基準等を使用するに当たっては、昭和56年設計審査指針によるAsクラスを含むAクラスの施設をSクラスの施設、昭和56年設計審査指針による基準地震動 S_2、S_1 をそれぞれ基準地震動 S_s、弾性設計用地震動 S_d と読み替え、規制基準の要求事項に留意して用いていること。</p> <p>4.4 地震応答解析 4.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル 【審査における確認事項】 機器・配管系の地震応答解析においては、適切な地震応答解析手法及び地震応答解析モデルを設定していることを確認する。</p> <p>【確認内容】 地震応答解析手法及び地震応答解析モデルについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震応答解析手法 地震応答解析手法は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に設定していること。</p> <p>(2) 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデル ① 地盤・建物部分の地震応答解析モデル 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデルのうち、地盤・建物部分の地震応答解析モデルは、「3. 建物・構築物に関する事項 3.4 地震応答解析 3.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル」に基づき設定していること。</p> <p>② 機器・配管系部分の地震応答解析モデル a) 地盤・建物と連成させる機器・配管系部分は、地盤・建物部分と相互に影響を及ぼすと考えられるものを選定しモデル化</p> <p style="text-align: center;">23</p>	<p>[参考4] 耐震設計に係る工認審査ガイド (抜粋) (2/2)</p> <p>【確認内容】 許容限界については以下を確認する。</p> <p>(1) 「安全上適切と認められる規格及び基準等」として、適用可能な規格及び基準等を以下に示す。なお、Bクラス、Cクラスの機器・配管系の基準地震動 S_s による地震力に対する波及的影響の検討を実施する際の許容限界については、JEA4601 又は既往の研究等を参考に設定していること。</p> <p>・ JEA4601 ・ 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 ((社) 日本機械学会, 2005/2007)</p> <p>(2) 上記(1)の規格及び基準等を使用するに当たっては、昭和56年設計審査指針によるAsクラスを含むAクラスの施設をSクラスの施設、昭和56年設計審査指針による基準地震動 S_2、S_1 をそれぞれ基準地震動 S_s、弾性設計用地震動 S_d と読み替え、規制基準の要求事項に留意して用いていること。</p> <p>4.4 地震応答解析 4.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル 【審査における確認事項】 機器・配管系の地震応答解析においては、適切な地震応答解析手法及び地震応答解析モデルを設定していることを確認する。</p> <p>【確認内容】 地震応答解析手法及び地震応答解析モデルについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震応答解析手法 地震応答解析手法は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に設定していること。</p> <p>(2) 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデル ① 地盤・建物部分の地震応答解析モデル 地盤・建物-機器・配管系の連成系の地震応答解析モデルのうち、地盤・建物部分の地震応答解析モデルは、「3. 建物・構築物に関する事項 3.4 地震応答解析 3.4.1 地震応答解析手法及び地震応答解析モデル」に基づき設定していること。</p> <p>② 機器・配管系部分の地震応答解析モデル a) 地盤・建物と連成させる機器・配管系部分は、地盤・建物部分と相互に影響を及ぼすと考えられるものを選定しモデル化</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>〔参考4〕耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋) (3/3)</p> <p>4.2 荷重及び荷重の組合せ</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。</p> <p>【確認内容】</p> <p>荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震力以外の荷重</p> <p>施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・JEA4601 ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会, 2005/2007) <p>(2) 荷重の組合せ</p> <p>① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_s による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。</p> <p>② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力(Bクラスの共振影響検討に係るもの)に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。</p>	<p>(参考4)耐震設計に係る工認審査ガイド(抜粋) (3/3)</p> <p>建物・構築物に関する項目 3.1 使用材料及び材料定数」及び「5. 土木構築物に関する項目 5.1 使用材料及び材料定数」のとおり材料のばらつきによる定数の変動幅が適切に設定されていること。</p> <p>4.2 荷重及び荷重の組合せ</p> <p>【審査における確認事項】</p> <p>機器・配管系の耐震設計においては、施設に作用する地震力と地震力以外の荷重を適切に組み合わせていることを確認する。</p> <p>【確認内容】</p> <p>荷重及び荷重の組合せについては以下を確認する。</p> <p>(1) 地震力以外の荷重</p> <p>施設に作用する地震力以外の荷重は、規制基準の要求事項に留意して、以下に示す規格及び基準等を参考に、運転状態ごとに生じる荷重を考慮していること。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・JEA4601 ・発電用原子力設備規格 設計・建設規格((社)日本機械学会, 2005/2007) <p>(2) 荷重の組合せ</p> <p>① Sクラスの機器・配管系について、基準地震動 S_s による地震力に対し安全機能が保持できるように耐震設計する際、及び弾性設計用地震動 S_d による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。</p> <p>② Bクラス、Cクラスの機器・配管系について、静的地震力及び動的地震力(Bクラスの共振影響検討に係るもの)に対して耐えるように耐震設計する際は、規制基準の要求事項に留意して、JEA4601の規定を参考に、地震力と上記(1)の荷重とを組み合わせていること。なお、Bクラスの共振影響検討における動的地震力は、水平2方向及び鉛直方向の地震力を考慮していること。</p>		<p>・記載方針の相違</p> <p>【柏崎6/7, 東海第二】</p> <p>4.2(2)の記載範囲については再掲となるため、島根2号炉では記載していない。</p>

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (1 / 7) (JEAG4601・補-1984 P. 44, 45)

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (1 / 7) (JEAG4601・補1984 P44, P45)

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (1 / 7) (JEAG4601・補-1984 P. 44, 45)

表 I-3-1 第2種容器の運転状態の分類 (BWR)

分類	項目	説明	地震と事象の組合せを 独立事象とした場合		地震の 従属事 象とし ての適 用の有 無	備考
			適用の 有無	説明		
運転状態-I A-1	起 動	原子炉停止時から 通常運転までの温 度、圧力の変動荷 重。	S ₁ △ S ₂ △	事象の継続時間は 時間のオーダー。	×	運転状態 I の出力 運転で代表される。
	停 止	上記の逆の事象が 生じる。	S ₁ △ S ₂ △	同 上	×	同 上
	出力運転	通常出力運転中の 圧力、温度、機械 的荷重。	S ₁ ○ S ₂ ○		×	
	高温待機	第2種容器に対し ては、上記と同じ 荷重。	S ₁ △ S ₂ △		×	運転状態 I の出力 運転で代表される。
	燃料交換		S ₁ △ S ₂ △		×	運転状態 I の出力 運転における設計 条件で代表される。

表 I-3-1 第2種容器の運転状態の分類 (BWR)

分類	項目	説明	地震と事象の組合せを 独立事象とした場合		地震の 従属事 象とし ての適 用の有 無	備考
			適用の 有無	説明		
運転状態-I A-1	起 動	原子炉停止時から 通常運転までの温 度、圧力の変動荷 重。	S ₁ △ S ₂ △	事象の継続時間は 時間のオーダー。	×	運転状態 I の出力 運転で代表される。
	停 止	上記の逆の事象が 生じる。	S ₁ △ S ₂ △	同 上	×	同 上
	出力運転	通常出力運転中の 圧力、温度、機械 的荷重。	S ₁ ○ S ₂ ○		×	
	高温待機	第2種容器に対し ては、上記と同じ 荷重。	S ₁ △ S ₂ △		×	運転状態 I の出力 運転で代表される。
	燃料交換		S ₁ △ S ₂ △		×	運転状態 I の出力 運転における設計 条件で代表される。

表 I-3-1 第2種容器の運転状態の分類 (BWR)

分類	項目	説明	地震と事象の組合せを 独立事象とした場合		地震の 従属事 象とし ての適 用の有 無	備考
			適用の 有無	説明		
運転状態-I A-1	起 動	原子炉停止時から 通常運転までの温 度、圧力の変動荷 重。	S ₁ △ S ₂ △	事象の継続時間は 時間のオーダー。	×	運転状態 I の出力 運転で代表される。
	停 止	上記の逆の事象が 生じる。	S ₁ △ S ₂ △	同 上	×	同 上
	出力運転	通常出力運転中の 圧力、温度、機械 的荷重。	S ₁ ○ S ₂ ○		×	
	高温待機	第2種容器に対し ては、上記と同じ 荷重。	S ₁ △ S ₂ △		×	運転状態 I の出力 運転で代表される。
	燃料交換		S ₁ △ S ₂ △		×	運転状態 I の出力 運転における設計 条件で代表される。

分類	項目	説明	地震と事象の組合せを 独立事象とした場合		地震の 従属事 象とし ての適 用の有 無	備考	
			適用の 有無	説明			
運転状態-II A-2	外部電源 喪失	これらの事象が 起これば、原子 炉圧力が上昇し 逃がし安全弁が 作動する。 この場合第2種 容器に空気泡振 動による荷重が 作用する。	S ₁ △ S ₂ ×		△	運転状態 II の主蒸 気隔離弁の閉鎖で 代表される。	
	負荷の喪失		S ₁ △ S ₂ ×		△	同 上	
	主蒸気隔離 弁の閉鎖		S ₁ ○ S ₂ ×	事象後30分程度に わたる逃がし安全 弁作動。	○		
	給水制御系 の故障		S ₁ △ S ₂ ×		△	運転状態 II の主蒸 気隔離弁の閉鎖で 代表される。	
	圧力制御装 置の故障		S ₁ △ S ₂ ×		△	同 上	
	全給水流 量喪失 (給水ポン プ停止)		S ₁ △ S ₂ ×		△	同 上	
	タービン トリップ		S ₁ △ S ₂ ×		△	同 上	
	逃がし安全 弁誤作動 (1個)		S ₁ △ S ₂ ×		×	同 上	
運転状態-III A-3	原子炉圧力 容器の過大 圧力	逃がし安全弁作動 による空気泡振 動が作用する。	S ₁ × S ₂ ×	この事象の継続時 間は1分以内。	×		
運転状態-IV A-4	冷却材喪 失事 故		S ₁ ○ S ₂ ×	長時間* 継続する もの。 (* 10 ⁻¹ 年以上)	×	長時間* 作用する 圧力、温度は基準 地震動 S ₁ と組合 せるものとする。 また冷却材喪失事 故時に短時間働く 圧力、温度以外に、 プールの揺動によ る衝撃力があるが、 これは告示24条の ジェット荷重と同 等に扱う。 (* 10 ⁻¹ 年以上)	

分類	項目	説明	地震と事象の組合せを 独立事象とした場合		地震の 従属事 象とし ての適 用の有 無	備考	
			適用の 有無	説明			
運転状態-II A-2	外部電源 喪失	これらの事象が 起これば、原子 炉圧力が上昇し 逃がし安全弁が 作動する。 この場合第2種 容器に空気泡振 動による荷重が 作用する。	S ₁ △ S ₂ ×		△	運転状態 II の主蒸 気隔離弁の閉鎖で 代表される。	
	負荷の喪失		S ₁ △ S ₂ ×		△	同 上	
	主蒸気隔離 弁の閉鎖		S ₁ ○ S ₂ ×	事象後30分程度に わたる逃がし安全 弁作動。	○		
	給水制御系 の故障		S ₁ △ S ₂ ×		△	運転状態 II の主蒸 気隔離弁の閉鎖で 代表される。	
	圧力制御装 置の故障		S ₁ △ S ₂ ×		△	同 上	
	全給水流 量喪失 (給水ポン プ停止)		S ₁ △ S ₂ ×		△	同 上	
	タービン トリップ		S ₁ △ S ₂ ×		△	同 上	
	逃がし安全 弁誤作動 (1個)		S ₁ △ S ₂ ×		×	同 上	
運転状態-III A-3	原子炉圧力 容器の過大 圧力	逃がし安全弁作動 による空気泡振 動が作用する。	S ₁ × S ₂ ×	この事象の継続時 間は1分以内。	×		
運転状態-IV A-4	冷却材喪 失事 故		S ₁ ○ S ₂ ×	長時間* 継続する もの。 (* 10 ⁻¹ 年以上)	×	長時間* 作用する 圧力、温度は基準 地震動 S ₁ と組合 せるものとする。 また冷却材喪失事 故時に短時間働く 圧力、温度以外に、 プールの揺動によ る衝撃力があるが、 これは告示24条の ジェット荷重と同 等に扱う。 (* 10 ⁻¹ 年以上)	

分類	項目	説明	地震と事象の組合せを 独立事象とした場合		地震の 従属事 象とし ての適 用の有 無	備考	
			適用の 有無	説明			
運転状態-II A-2	外部電源 喪失	これらの事象が 起これば、原子 炉圧力が上昇し 逃がし安全弁が 作動する。 この場合第2種 容器に空気泡振 動による荷重が 作用する。	S ₁ △ S ₂ ×		△	運転状態 II の主蒸 気隔離弁の閉鎖で 代表される。	
	負荷の喪失		S ₁ △ S ₂ ×		△	同 上	
	主蒸気隔離 弁の閉鎖		S ₁ ○ S ₂ ×	事象後30分程度に わたる逃がし安全 弁作動。	○		
	給水制御系 の故障		S ₁ △ S ₂ ×		△	運転状態 II の主蒸 気隔離弁の閉鎖で 代表される。	
	圧力制御装 置の故障		S ₁ △ S ₂ ×		△	同 上	
	全給水流 量喪失 (給水ポン プ停止)		S ₁ △ S ₂ ×		△	同 上	
	タービン トリップ		S ₁ △ S ₂ ×		△	同 上	
	逃がし安全 弁誤作動 (1個)		S ₁ △ S ₂ ×		×	同 上	
運転状態-III A-3	原子炉圧力 容器の過大 圧力	逃がし安全弁作動 による空気泡振 動が作用する。	S ₁ × S ₂ ×	この事象の継続時 間は1分以内。	×		
運転状態-IV A-4	冷却材喪 失事 故		S ₁ ○ S ₂ ×	長時間* 継続する もの。 (* 10 ⁻¹ 年以上)	×	長時間* 作用する 圧力、温度は基準 地震動 S ₁ と組合 せるものとする。 また冷却材喪失事 故時に短時間働く 圧力、温度以外に、 プールの揺動によ る衝撃力があるが、 これは告示24条の ジェット荷重と同 等に扱う。 (* 10 ⁻¹ 年以上)	

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (2 / 7) (JEAG4601・補-1984 P. 41)

運転状態-IV	再循環ポンプ軸固着事故 A-3	圧力容器内の温度、圧力の変動による荷重を考慮する。	$S_1 \times$	同	上	\times	
	主蒸気管破断事故 A-4		$S_1 \times$	同	上	\times	
	冷却材喪失事故 A-4		$S_1 \Delta$ $S_2 \times$	長時間 *継続するもの。 (* 10^{-1} 年以上)		\times	

〔参考5〕JEAG4601(抜粋) (2 / 7) (JEAG4601・補1984 P41)

運転状態-IV	再循環ポンプ軸固着事故 A-3	圧力容器内の温度、圧力の変動による荷重を考慮する。	$S_1 \times$	同	上	\times	
	主蒸気管破断事故 A-4		$S_1 \times$	同	上	\times	
	冷却材喪失事故 A-4		$S_1 \Delta$ $S_2 \times$	長時間 *継続するもの。 (* 10^{-1} 年以上)		\times	

〔参考5〕JEAG4601 (抜粋) (2 / 7) (JEAG4601・補-1984 P. 41)

運転状態-IV	再循環ポンプ軸固着事故 A-3	圧力容器内の温度、圧力の変動による荷重を考慮する。	$S_1 \times$	同	上	\times	
	主蒸気管破断事故 A-4		$S_1 \times$	同	上	\times	
	冷却材喪失事故 A-4		$S_1 \Delta$ $S_2 \times$	長時間 *継続するもの。 (* 10^{-1} 年以上)		\times	

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (3/7) (JEAG4601・補-1984 P.48)

付録 2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

本参考資料での検討とJEAG 4601・補-1984「原子力発電所耐震設計技術指針-許容応力編」での検討を踏まえた結果、地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態は次のとおりである。

耐震クラス	種別	種別					その他		
		第1種	第2種	第3種	第4種	第5種	ボンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
A _s	D+P+M+S ₁	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	-	-	Ⅲ _A S	-	-
	D+P _D +M _D +S ₁	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
	D+P _L +M _L +S ₁	Ⅳ _A S ⁽²⁾	Ⅲ _A S ⁽³⁾	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-
	D+P+M+S ₂	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-
	D+P _D +M _D +S ₂	-	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S
	D+P _d +M _d +S ₁	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
B	D+P _d +M _d +S _B	-	-	B _A S	B _A S	B _A S	-	B _A S	B _A S
C	D+P _d +M _d +S _C	-	-	-	C _A S	C _A S	-	C _A S	C _A S

- 注：(1) 各設備の種別は、原則として告示に基づくものとする。告示で規定されない容器・管については以下による。
- 耐震A又はA_sクラスに分類される非常用予備発電装置に付属する容器・管については第3種の規定を準用する。
 - 第5種管に分類されないダクトについても、第5種管の規定を準用する。
 - 上記1), 2)以外で告示で規定されない容器・管については第4種の規定を準用する。
- (2) なお、ECCS及びそれに関連し、事故時に運転を必要とするものについてはⅢ_ASとする。
- (3) 1) 第2種容器、許容応力状態Ⅲ_ASの荷重の組合せ(D+P_L+M_L+S₁)のP_Lは、LOCA後10⁻¹年後の原子炉格納容器内圧を用いる。
- 2) 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧とS₁地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。
この場合の評価は、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界を用いて行う。

[参考5] JEAG4601 (抜粋) (3/7) (JEAG4601・補 1984 P48)

付録 2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

本参考資料での検討とJEAG 4601・補-1984「原子力発電所耐震設計技術指針-許容応力編」での検討を踏まえた結果、地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態は次のとおりである。

耐震クラス	種別	種別					その他		
		第1種	第2種	第3種	第4種	第5種	ボンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
A _s	D+P+M+S ₁	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	-	-	Ⅲ _A S	-	-
	D+P _D +M _D +S ₁	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
	D+P _L +M _L +S ₁	Ⅳ _A S ⁽²⁾	Ⅲ _A S ⁽³⁾	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-
	D+P+M+S ₂	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-
	D+P _D +M _D +S ₂	-	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S
	D+P _d +M _d +S ₁	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
B	D+P _d +M _d +S _B	-	-	B _A S	B _A S	B _A S	-	B _A S	B _A S
C	D+P _d +M _d +S _C	-	-	-	C _A S	C _A S	-	C _A S	C _A S

- 注：(1) 各設備の種別は、原則として告示に基づくものとする。告示で規定されない容器・管については以下による。
- 耐震A又はA_sクラスに分類される非常用予備発電装置に付属する容器・管については第3種の規定を準用する。
 - 第5種管に分類されないダクトについても、第5種管の規定を準用する。
 - 上記1), 2)以外で告示で規定されない容器・管については第4種の規定を準用する。
- (2) なお、ECCS及びそれに関連し、事故時に運転を必要とするものについてはⅢ_ASとする。
- (3) 1) 第2種容器、許容応力状態Ⅲ_ASの荷重の組合せ(D+P_L+M_L+S₁)のP_Lは、LOCA後10⁻¹年後の原子炉格納容器内圧を用いる。
- 2) 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧とS₁地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。
この場合の評価は、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界を用いて行う。

[参考5] JEAG 4601 (抜粋) (3/7) (JEAG 4601・補-1984 P.48)

付録 2

地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態

本参考資料での検討とJEAG 4601・補-1984「原子力発電所耐震設計技術指針-許容応力編」での検討を踏まえた結果、地震荷重と他の荷重との組合せ及び対応する許容応力状態は次のとおりである。

耐震クラス	種別	種別					その他		
		第1種	第2種	第3種	第4種	第5種	ボンプ・弁	炉内構造物	支持構造物
A _s	D+P+M+S ₁	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	-	-	Ⅲ _A S	-	-
	D+P _D +M _D +S ₁	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
	D+P _L +M _L +S ₁	Ⅳ _A S ⁽²⁾	Ⅲ _A S ⁽³⁾	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-
	D+P+M+S ₂	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	-	-	Ⅳ _A S	-	-
	D+P _D +M _D +S ₂	-	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	-	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S	Ⅳ _A S
	D+P _d +M _d +S ₁	-	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S	-	Ⅲ _A S	Ⅲ _A S
B	D+P _d +M _d +S _B	-	-	B _A S	B _A S	B _A S	-	B _A S	B _A S
C	D+P _d +M _d +S _C	-	-	-	C _A S	C _A S	-	C _A S	C _A S

- 注：(1) 各設備の種別は、原則として告示に基づくものとする。告示で規定されない容器・管については以下による。
- 耐震A又はA_sクラスに分類される非常用予備発電装置に付属する容器・管については第3種の規定を準用する。
 - 第5種管に分類されないダクトについても、第5種管の規定を準用する。
 - 上記1), 2)以外で告示で規定されない容器・管については第4種の規定を準用する。
- (2) なお、ECCS及びそれに関連し、事故時に運転を必要とするものについてはⅢ_ASとする。
- (3) 1) 第2種容器、許容応力状態Ⅲ_ASの荷重の組合せ(D+P_L+M_L+S₁)のP_Lは、LOCA後10⁻¹年後の原子炉格納容器内圧を用いる。
- 2) 原子炉格納容器は、LOCA後の最終障壁となることから、構造体全体としての安全裕度を確保する意味でLOCA後の最大内圧とS₁地震動(又は静的地震力)との組合せを考慮する。
この場合の評価は、許容応力状態Ⅳ_ASの許容限界を用いて行う。

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>[参考5] JEAG4601 (抜粋) (4/7) (JEAG4601・補-1984 P.49)</p> <p>〔記号の説明〕</p> <p>D : 死荷重</p> <p>P : 地震と組合わすべきプラントの運転状態(冷却材喪失事故後の状態は除く)における圧力荷重</p> <p>M : 地震及び死荷重以外で地震と組合わすべきプラントの運転状態で(冷却材喪失事故後の状態は除く)設備に作用している機械的荷重</p> <p>〔各運転状態におけるP及びMについては、安全側に設定された値(たとえば最高使用圧力、設計機械荷重)を用いてもよい。〕</p> <p>P_L : 冷却材喪失事故直後を除き、その後生じている圧力荷重</p> <p>M_L : 冷却材喪失事故直後を除き、その後生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重</p> <p>P_D : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む)、又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_D : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む)、又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>P_d : 当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_d : 当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>S₁ : 基準地震動S₁により定まる地震力又は静的地震力</p> <p>S₂ : 基準地震動S₂により定まる地震力</p> <p>S_B : 耐震Bクラスの設備に適用される地震動より求まる地震力又は、静的地震力</p> <p>〔耐震Bクラスの設備に適用される地震動より求まる荷重とは基準地震動S₁に基づく地震力を1/2倍した値を用いることができる。〕</p> <p>S_C : 耐震Cクラスの設備に適用される静的地震力</p> <p>Ⅲ_AS : 通産省告示501号の運転状態Ⅲ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態</p> <p>Ⅳ_AS : 通産省告示501号の運転状態Ⅳ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態</p> <p>B_AS : 耐震Bクラス設備の地震時の許容応力状態</p> <p>C_AS : 耐震Cクラス設備の地震時の許容応力状態</p> <p>〔Ⅲ_AS、Ⅳ_AS、B_AS、C_ASはJEAG 4601・補-1984「原子力発電所の耐震設計技術指針-許容応力編」による。〕</p>	<p>〔参考5〕JEAG4601(抜粋) (4/7) (JEAG4601・補 1984 P49)</p> <p>〔記号の説明〕</p> <p>D : 死荷重</p> <p>P : 地震と組合わすべきプラントの運転状態(冷却材喪失事故後の状態は除く)における圧力荷重</p> <p>M : 地震及び死荷重以外で地震と組合わすべきプラントの運転状態で(冷却材喪失事故後の状態は除く)設備に作用している機械的荷重</p> <p>〔各運転状態におけるP及びMについては、安全側に設定された値(たとえば最高使用圧力、設計機械荷重)を用いてもよい。〕</p> <p>P_L : 冷却材喪失事故直後を除き、その後生じている圧力荷重</p> <p>M_L : 冷却材喪失事故直後を除き、その後生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重</p> <p>P_D : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む)、又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_D : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む)、又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>P_d : 当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_d : 当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>S₁ : 基準地震動S₁により定まる地震力又は静的地震力</p> <p>S₂ : 基準地震動S₂により定まる地震力</p> <p>S_B : 耐震Bクラスの設備に適用される地震動より求まる地震力又は、静的地震力</p> <p>〔耐震Bクラスの設備に適用される地震動より求まる荷重とは基準地震動S₁に基づく地震力を1/2倍した値を用いることができる。〕</p> <p>S_C : 耐震Cクラスの設備に適用される静的地震力</p> <p>Ⅲ_AS : 通産省告示501号の運転状態Ⅲ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態</p> <p>Ⅳ_AS : 通産省告示501号の運転状態Ⅳ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態</p> <p>B_AS : 耐震Bクラス設備の地震時の許容応力状態</p> <p>C_AS : 耐震Cクラス設備の地震時の許容応力状態</p> <p>〔Ⅲ_AS、Ⅳ_AS、B_AS、C_ASはJEAG 4601・補-1984「原子力発電所の耐震設計技術指針-許容応力編」による。〕</p>	<p>〔参考5〕JEAG4601 (抜粋) (4/7) (JEAG4601・補-1984 P.49)</p> <p>〔記号の説明〕</p> <p>D : 死荷重</p> <p>P : 地震と組合わすべきプラントの運転状態(冷却材喪失事故後の状態は除く)における圧力荷重</p> <p>M : 地震及び死荷重以外で地震と組合わすべきプラントの運転状態で(冷却材喪失事故後の状態は除く)設備に作用している機械的荷重</p> <p>〔各運転状態におけるP及びMについては、安全側に設定された値(たとえば最高使用圧力、設計機械荷重)を用いてもよい。〕</p> <p>P_L : 冷却材喪失事故直後を除き、その後生じている圧力荷重</p> <p>M_L : 冷却材喪失事故直後を除き、その後生じている死荷重及び地震荷重以外の機械的荷重</p> <p>P_D : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む)、又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_D : 地震と組合わすべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ(運転状態Ⅲがある場合にはこれを含む)、又は当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>P_d : 当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重</p> <p>M_d : 当該設備に設計上定められた機械的荷重</p> <p>S₁ : 基準地震動S₁により定まる地震力又は静的地震力</p> <p>S₂ : 基準地震動S₂により定まる地震力</p> <p>S_B : 耐震Bクラスの設備に適用される地震動より求まる地震力又は、静的地震力</p> <p>〔耐震Bクラスの設備に適用される地震動より求まる荷重とは基準地震動S₁に基づく地震力を1/2倍した値を用いることができる。〕</p> <p>S_C : 耐震Cクラスの設備に適用される静的地震力</p> <p>Ⅲ_AS : 通産省告示501号の運転状態Ⅲ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態</p> <p>Ⅳ_AS : 通産省告示501号の運転状態Ⅳ相当の許容応力を基準として、それに地震により生じる応力に対する特別な制限を加えた許容応力状態</p> <p>B_AS : 耐震Bクラス設備の地震時の許容応力状態</p> <p>C_AS : 耐震Cクラス設備の地震時の許容応力状態</p> <p>〔Ⅲ_AS、Ⅳ_AS、B_AS、C_ASはJEAG 4601・補-1984「原子力発電所の耐震設計技術指針-許容応力編」による。〕</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>[参考5] JEAG4601 (抜粋) (5 / 7) (JEAG4601・補-1984 P. 78, 79)</p> <p>1.2 基本的考え方</p> <p>1.2.1 耐震 A₀ 及び A クラス施設について</p> <p>運転状態と地震動の組合せ、これに対応する許容応力状態及び具体的許容応力を次の原則で定めた。</p> <p>(1) 基準地震動 S₁</p> <p>基準地震動 S₁ による荷重を運転状態 I と組合せた状態で、原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。さらに ECCS 等のように運転状態 IV (L) が当該設備の設計条件となっているものについては基準地震動 S₁ による荷重を運転状態 I 及び / 又は運転状態 IV (L) により生ずる荷重と組合せた状態でも原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。</p> <p>すなわち、運転状態 III に対する許容応力状態 III_A を基本としてさらに地震荷重に対する特別の制限を加えた許容応力状態 III_A S を限度とする。</p>	<p>[参考5] JEAG4601 (抜粋) (5 / 7) (JEAG4601・補 1984 P78, P79)</p> <p>1.2 基本的考え方</p> <p>1.2.1 耐震 A₀ 及び A クラス施設について</p> <p>運転状態と地震動の組合せ、これに対応する許容応力状態及び具体的許容応力を次の原則で定めた。</p> <p>(1) 基準地震動 S₁</p> <p>基準地震動 S₁ による荷重を運転状態 I と組合せた状態で、原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。さらに ECCS 等のように運転状態 IV (L) が当該設備の設計条件となっているものについては基準地震動 S₁ による荷重を運転状態 I 及び / 又は運転状態 IV (L) により生ずる荷重と組合せた状態でも原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。</p> <p>すなわち、運転状態 III に対する許容応力状態 III_A を基本としてさらに地震荷重に対する特別の制限を加えた許容応力状態 III_A S を限度とする。</p>	<p>[参考5] JEAG 4 6 0 1 (抜粋) (5 / 7) (JEAG 4 6 0 1・補-1984 P. 78, 79)</p> <p>1.2 基本的考え方</p> <p>1.2.1 耐震 A₀ 及び A クラス施設について</p> <p>運転状態と地震動の組合せ、これに対応する許容応力状態及び具体的許容応力を次の原則で定めた。</p> <p>(1) 基準地震動 S₁</p> <p>基準地震動 S₁ による荷重を運転状態 I と組合せた状態で、原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。さらに ECCS 等のように運転状態 IV (L) が当該設備の設計条件となっているものについては基準地震動 S₁ による荷重を運転状態 I 及び / 又は運転状態 IV (L) により生ずる荷重と組合せた状態でも原則として弾性状態にあるよう許容応力を定めた。</p> <p>すなわち、運転状態 III に対する許容応力状態 III_A を基本としてさらに地震荷重に対する特別の制限を加えた許容応力状態 III_A S を限度とする。</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>[参考5] JEAG4601 (抜粋) (6 / 7) (JEAG4601-1987 P. 377~378)</p> <p>(e) 熱応力の扱い</p> <p>S₁地震応力と熱応力の組合せは、図5.3.2-2に示されるフローに沿って行われる。熱伝導解析により求められる温度荷重を用い、弾性剛性に基づいた応力解析を行う。この場合、熱応力がコンクリートのひびわれ等による部材の剛性低下に伴い減少することに着目し熱応力を低減するが、その低減は、表5.3.2-5に示す手法が用いられる。詳細については、^(5.3.2-1)設計法、^(5.3.2-7)関連実験及び^(5.3.2-8)関連規準を参考とされたい。</p> <p>また、熱応力との組合せによる応力に対しては、このほか^(5.3.2-11)ひびわれ断面法を用い鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。</p> <p style="text-align: center;">表 5.3.2-5 荷重の組合せと熱応力</p> <table border="1" data-bbox="213 739 872 1020"> <thead> <tr> <th>許容応力状態</th> <th>組合せ荷重</th> <th>熱応力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>長期</td> <td>1 (D+L)+O+T₁</td> <td>1/2に低減する</td> </tr> <tr> <td>短期</td> <td>2 (D+L)+O+T₁+K₁ 3 (D+L)+LO+T₂</td> <td>1/3に低減する</td> </tr> <tr style="border: 2px solid red;"> <td>終局</td> <td>4 (D+L)+O+K₂ 5 (D+L)+LO+K₁</td> <td>熱応力は考慮しない</td> </tr> </tbody> </table> <p>記号 D+L: 固定、積載荷重等 O: 運転時荷重 LO: L事故時荷重 T₁: 運転時温度荷重 T₂: L事故時温度荷重 K₁: S₁地震による地震力 K₂: S₂地震による地震力</p>	許容応力状態	組合せ荷重	熱応力	長期	1 (D+L)+O+T ₁	1/2に低減する	短期	2 (D+L)+O+T ₁ +K ₁ 3 (D+L)+LO+T ₂	1/3に低減する	終局	4 (D+L)+O+K ₂ 5 (D+L)+LO+K ₁	熱応力は考慮しない	<p>[参考5] JEAG4601 (抜粋) (6 / 7) (JEAG4601・補 1984 P377, P378)</p> <p>(e) 熱応力の扱い</p> <p>S₁地震応力と熱応力の組合せは、図5.3.2-2に示されるフローに沿って行われる。熱伝導解析により求められる温度荷重を用い、弾性剛性に基づいた応力解析を行う。この場合、熱応力がコンクリートのひびわれ等による部材の剛性低下に伴い減少することに着目し熱応力を低減するが、その低減は、表5.3.2-5に示す手法が用いられる。詳細については、^(5.3.2-1)設計法、^(5.3.2-7)関連実験及び^(5.3.2-8)関連規準を参考とされたい。</p> <p>また、熱応力との組合せによる応力に対しては、このほか^(5.3.2-11)ひびわれ断面法を用い鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。</p>	<p>[参考5] JEAG4601 (抜粋) (6 / 7) (JEAG4601-1987 P. 377~378)</p> <p>(e) 熱応力の扱い</p> <p>S₁地震応力と熱応力の組合せは、図5.3.2-2に示されるフローに沿って行われる。熱伝導解析により求められる温度荷重を用い、弾性剛性に基づいた応力解析を行う。この場合、熱応力がコンクリートのひびわれ等による部材の剛性低下に伴い減少することに着目し熱応力を低減するが、その低減は、表5.3.2-5に示す手法が用いられる。詳細については、^(5.3.2-1)設計法、^(5.3.2-7)関連実験及び^(5.3.2-8)関連規準を参考とされたい。</p> <p>また、熱応力との組合せによる応力に対しては、このほか^(5.3.2-11)ひびわれ断面法を用い鉄筋等の応力度を算出しチェックすることもある。</p>	
許容応力状態	組合せ荷重	熱応力													
長期	1 (D+L)+O+T ₁	1/2に低減する													
短期	2 (D+L)+O+T ₁ +K ₁ 3 (D+L)+LO+T ₂	1/3に低減する													
終局	4 (D+L)+O+K ₂ 5 (D+L)+LO+K ₁	熱応力は考慮しない													

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>[参考5] JEAG4601 (抜粋) (7/7) (JEAG4601-1987 P.427)</p> <p>表5.5.1-6 荷重の組合せ (基礎マット)</p> <table border="1" data-bbox="231 310 736 630"> <thead> <tr> <th colspan="2">荷重の組合せ</th> <th>許容応力度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1)</td> <td>D+O</td> <td rowspan="2">長期</td> </tr> <tr> <td>(2)</td> <td>D+O+L*</td> </tr> <tr> <td>(3)</td> <td>D+O+L</td> <td rowspan="2">短期</td> </tr> <tr> <td>(4)</td> <td>D+O+S₁*</td> </tr> <tr> <td>(5)</td> <td>D+O+S₂</td> <td rowspan="2">機能維持の検討</td> </tr> <tr> <td>(6)</td> <td>D+O+L+S₁*</td> </tr> </tbody> </table> <p>(5), (6)の組合せは、原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットの設計の際に考慮する。</p> <p>D : 死荷重 (自重及び機器支持荷重, サプレッションプール水重量等) O : 通常運転時荷重 (機器に加わる活荷重, 逃がし安全弁作動時空気泡圧力による荷重等) L* : 事故時内圧荷重 (冷却材喪失事故時最大圧力荷重) L : 事故時荷重 (冷却材喪失事故時圧力, 温度, 蒸気ブローダウンによる荷重) S₁* : 基準地震動 S₁又は静的地震力による地震荷重 S₂ : 基準地震動 S₂による地震荷重</p>	荷重の組合せ		許容応力度	(1)	D+O	長期	(2)	D+O+L*	(3)	D+O+L	短期	(4)	D+O+S ₁ *	(5)	D+O+S ₂	機能維持の検討	(6)	D+O+L+S ₁ *	<p>(参考5) JEAG4601(抜粋)(7/7)(JEAG4601・補1984 P427)</p> <p>表5.5.1-6 荷重の組合せ (基礎マット)</p> <table border="1" data-bbox="1047 310 1507 598"> <thead> <tr> <th colspan="2">荷重の組合せ</th> <th>許容応力度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1)</td> <td>D+O</td> <td rowspan="2">長期</td> </tr> <tr> <td>(2)</td> <td>D+O+L*</td> </tr> <tr> <td>(3)</td> <td>D+O+L</td> <td rowspan="2">短期</td> </tr> <tr> <td>(4)</td> <td>D+O+S₁*</td> </tr> <tr> <td>(5)</td> <td>D+O+S₂</td> <td rowspan="2">機能維持の検討</td> </tr> <tr> <td>(6)</td> <td>D+O+L+S₁*</td> </tr> </tbody> </table> <p>(5), (6)の組合せは、原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットの設計の際に考慮する。</p> <p>D : 死荷重 (自重及び機器支持荷重, サプレッションプール水重量等) O : 通常運転時荷重 (機器に加わる活荷重, 逃がし安全弁作動時空気泡圧力による荷重等) L* : 事故時内圧荷重 (冷却材喪失事故時最大圧力荷重) L : 事故時荷重 (冷却材喪失事故時圧力, 温度, 蒸気ブローダウンによる荷重) S₁* : 基準地震動 S₁又は静的地震力による地震荷重 S₂ : 基準地震動 S₂による地震荷重</p>	荷重の組合せ		許容応力度	(1)	D+O	長期	(2)	D+O+L*	(3)	D+O+L	短期	(4)	D+O+S ₁ *	(5)	D+O+S ₂	機能維持の検討	(6)	D+O+L+S ₁ *	<p>[参考5] JEAG4601 (抜粋) (7/7) (JEAG4601-1987 P.427)</p> <p>表5.5.1-6 荷重の組合せ (基礎マット)</p> <table border="1" data-bbox="1819 352 2294 646"> <thead> <tr> <th colspan="2">荷重の組合せ</th> <th>許容応力度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1)</td> <td>D+O</td> <td rowspan="2">長期</td> </tr> <tr> <td>(2)</td> <td>D+O+L*</td> </tr> <tr> <td>(3)</td> <td>D+O+L</td> <td rowspan="2">短期</td> </tr> <tr> <td>(4)</td> <td>D+O+S₁*</td> </tr> <tr> <td>(5)</td> <td>D+O+S₂</td> <td rowspan="2">機能維持の検討</td> </tr> <tr> <td>(6)</td> <td>D+O+L+S₁*</td> </tr> </tbody> </table> <p>(5), (6)の組合せは、原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットの設計の際に考慮する。</p> <p>D : 死荷重 (自重及び機器支持荷重, サプレッションプール水重量等) O : 通常運転時荷重 (機器に加わる活荷重, 逃がし安全弁作動時空気泡圧力による荷重等) L* : 事故時内圧荷重 (冷却材喪失事故時最大圧力荷重) L : 事故時荷重 (冷却材喪失事故時圧力, 温度, 蒸気ブローダウンによる荷重) S₁* : 基準地震動 S₁又は静的地震力による地震荷重 S₂ : 基準地震動 S₂による地震荷重</p>	荷重の組合せ		許容応力度	(1)	D+O	長期	(2)	D+O+L*	(3)	D+O+L	短期	(4)	D+O+S ₁ *	(5)	D+O+S ₂	機能維持の検討	(6)	D+O+L+S ₁ *	
荷重の組合せ		許容応力度																																																							
(1)	D+O	長期																																																							
(2)	D+O+L*																																																								
(3)	D+O+L	短期																																																							
(4)	D+O+S ₁ *																																																								
(5)	D+O+S ₂	機能維持の検討																																																							
(6)	D+O+L+S ₁ *																																																								
荷重の組合せ		許容応力度																																																							
(1)	D+O	長期																																																							
(2)	D+O+L*																																																								
(3)	D+O+L	短期																																																							
(4)	D+O+S ₁ *																																																								
(5)	D+O+S ₂	機能維持の検討																																																							
(6)	D+O+L+S ₁ *																																																								
荷重の組合せ		許容応力度																																																							
(1)	D+O	長期																																																							
(2)	D+O+L*																																																								
(3)	D+O+L	短期																																																							
(4)	D+O+S ₁ *																																																								
(5)	D+O+S ₂	機能維持の検討																																																							
(6)	D+O+L+S ₁ *																																																								

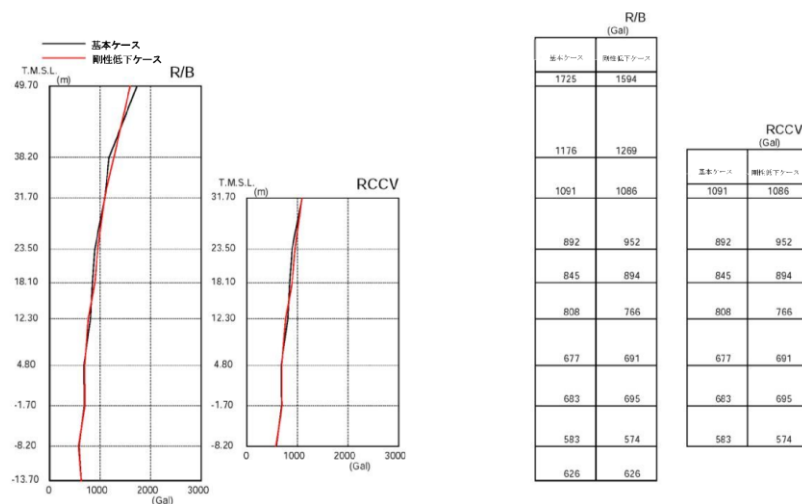
柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7号炉 (2017. 12. 20 版)	東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>[参考6] 鉄筋コンクリート製原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>1. 検討方針</p> <p>5.2.3において、PCVバウンダリに対する重大事故と地震の荷重条件についてSA後長期(LL)に生じる荷重とS_sによる地震力、SA後長期(L)に生じる荷重とS_dによる地震力と組み合わせることとしているが、ここでは、鉄筋コンクリート製原子炉格納容器(以下「RCCV」という。)に対して保守的な条件として限界温度・圧力(200℃, 0.62MPa) 負荷によるRCCVへの影響を確認するとともに、除荷後のRCCVの挙動を検討し、耐震性安全性への影響を評価する。</p> <p>2. 検討結果</p> <p>2.1 RCCV躯体の耐震性に与える影響</p> <p>評価温度・圧力(200℃, 0.62MPa) 負荷の影響を確認すると共に、その影響を踏まえた原子炉建屋の地震応答解析を実施し、評価温度・圧力負荷によるRCCVの耐震安全性への影響を確認する。</p> <p>評価温度・圧力(200℃, 0.62MPa) 負荷時の影響検討の結果によれば、RCCVを構成する鉄筋コンクリート部材(鉄筋及びコンクリート)について、局所的な要素を除いて降伏ひずみを下回っており、構造全体としては弾性範囲となっている。したがって、温度及び圧力が抜けた段階では、ほぼ元の状態に戻るものと考えられる。</p> <p>一方、コンクリートには、温度依存性があることから、RCCV内が高温度となる影響について考慮する必要がある。以下では高温環境を経験することが耐震安全性評価に与える影響について検討する。</p> <p>RCCV内部の温度を200℃定常状態として、RCCV一般部の鉄筋コンクリート躯体温度の断面平均を評価すると、おおむね110℃となる。その状態における、RCCV一般部の躯体のコンクリートの強度・剛性について、Eurocode2[1]に基づき評価した結果を参考6.1表に示す。これより、コンクリートの強度低下は無視することができ、コンクリートの剛性低下のみを考慮すればよいことが分かる。</p>	<p>(参考6) 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>1. 検討方針</p> <p>評価対象の各部位に対し、評価温度・圧力(200℃, 2Pd) 負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか、また、除荷後に残留ひずみが生じるかを確認するとともに、除荷後の挙動により、耐震性への影響を評価する。</p> <p>2. 検討結果</p> <p>残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については、一次応力のみ考慮する部位と一次+二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。</p> <p>評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は、一次応力がS_yを超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。この場合、一次応力がS_y以下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない(図1, 0→a→0)。S_yを超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる(図1, 0→a→b→c)。</p> <p>一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、評価温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す(図1, c→b)。また、設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため(図2)、設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題ない。</p> <p>なお、材料に予めひずみが作用した場合について、作用した予ひずみ(～約19%)だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと、予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見[1]が得られており、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。</p> <p>地震(許容応力状態IV_AS)の一次応力の許容応力は、供用状態Dの許容応力の制限内で同等であり、さらに評価温度・圧力負</p>	<p>参考6</p> <p>[参考6] 原子炉格納容器 評価温度・圧力負荷後の耐震性</p> <p>1. 検討方針</p> <p>評価対象の各部位に対し、評価温度・圧力(200℃, 2Pd) 負荷時に部材が弾性域又は塑性域のいずれにあるか、また、除荷後の残留ひずみの有無及び除荷後の挙動の確認により耐震性への影響を評価する。</p> <p>2. 検討結果</p> <p>残留ひずみの有無及び耐震性への影響有無については、一次応力のみ考慮する部位と一次+二次応力を考慮する部位に分けて次のとおり判断する。</p> <p>評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けず二次応力を考慮する必要がない場合は、一次応力がS_yを超えるか否かで残留ひずみの有無を確認する。この場合、一次応力がS_y以下の場合は、除荷後に残留ひずみは生じない(図1, 0→a→0)。S_yを超える場合は、除荷後に残留ひずみが生じる(図1, 0→a→b→c)。</p> <p>一次応力は与えられた荷重に対して決定する応力であるため、同じ荷重が作用した場合の発生応力は除荷後も同等であり、評価温度・圧力負荷前と同じ弾性的挙動を示す(図1, c→b)。また、設計・建設規格の許容値は荷重を変形前の断面積で割った公称応力を基に設定されているため(図2)、設計・建設規格の許容値内であれば発生応力を算出する際に変形前の断面積を用いることに問題ない。</p> <p>なお、材料に予めひずみが作用した場合について、作用した予ひずみ(～約19%)だけ応力-ひずみ曲線をシフトしたものと、予ひずみが作用しない材料の応力-ひずみ曲線がほぼ一致するという知見[1]が得られており、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。</p> <p>地震(許容応力状態IV_AS)の一次応力の許容応力は、供用状態Dの許容応力の制限内で同等であり、さらに評価温度・圧力負荷</p>	<p>・島根2号炉は、鋼製原子炉格納容器であるため、鉄筋コンクリート製格納容器との比較は行わず、東海第二のみと比較する。</p>

参考6.1表 高温環境時のコンクリートの強度・剛性

温度		20℃	100℃	200℃	110℃相当	解析設定値
コンクリート	ヤング係数比	1.0	0.63	0.43	0.61	0.6
	圧縮強度比	1.0	1.0	0.95	0.995	1.0

コンクリートの剛性低下は、高温環境で内部の水分が逸散することにより起るため、温度が低下したあともその影響は継続するものと考えられるため、RCCVの一般躯体部の剛性低下率は参考6.1表での評価結果を踏まえて0.6倍とし、RCCVの剛性低下を考慮した地震応答解析を実施する。なお、本検討における地震応答解析は、基準地震動S_{s-1}のNS方向を代表として実施するものとする。耐震壁の復元力特性についてもコンクリートの剛性低下を考慮したものとする。

基準地震動S_{s-1}に対するNS方向の地震応答解析結果を参考6.1～6.4図に示す。なお、剛性低下の影響を確認するために基本ケース（剛性低下を考慮しないケース）の結果についても併せて図に示している。



参考6.1図 最大応答加速度の比較

荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。

[1] 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー(第12回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会)」 JWES-IS-9701, (1997)

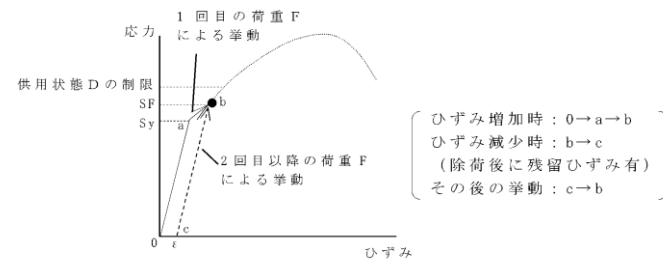


図1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ (一次応力)

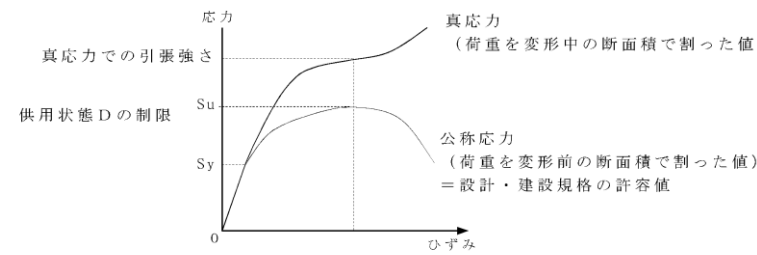


図2 公称効力と真応力について

次に、評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次+二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次+二次応力がS_yを超えると塑性域に入るが(図3(解説PVB-3112), 0→A→B), 2S_y以下の場合除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない(図3(解説PVB-3112), B→C)。また、その後の挙動は図3のB-C上の弾性的挙動を示し、これは評価温度・圧力負荷前と同じである。

地震(許容応力状態IV_AS)の一次+二次応力の許容応力は、今回の一次+二次応力の許容応力と同等であることから、地震による外力が加わったとしても一次+二次応力の許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。

なお、一次応力がS_yを超える部位については、残留ひずみ有

前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。

[1] 日本溶接協会「建築鉄骨の地震被害と鋼材セミナー(第12回溶接構造用鋼材に関する研究成果発表会)」 JWES-IS-9701, (1997)

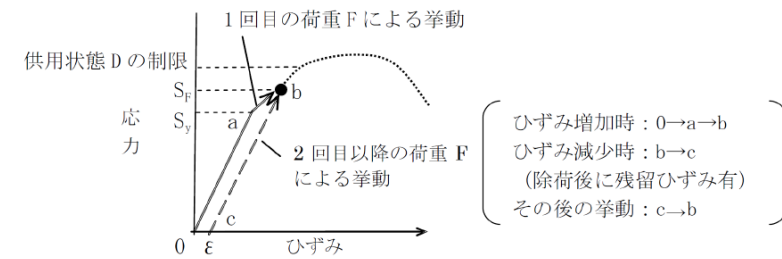


図1 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ (一次応力)

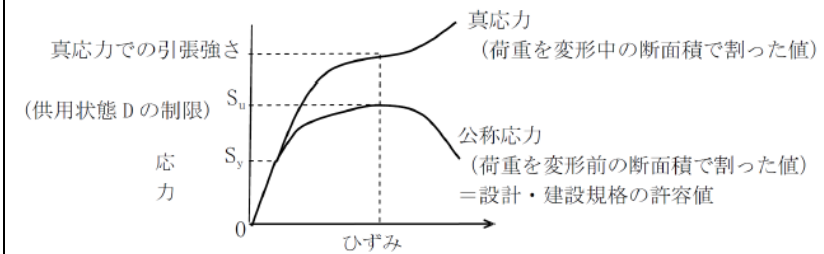
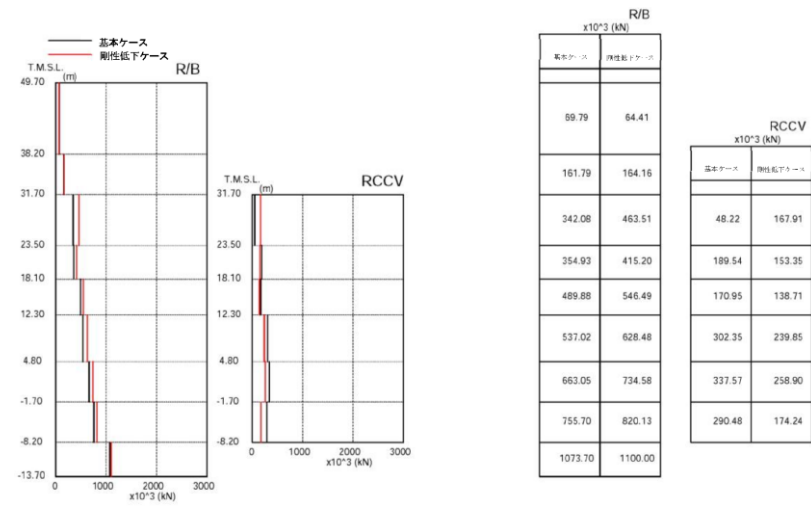


図2 公称効力と真応力について

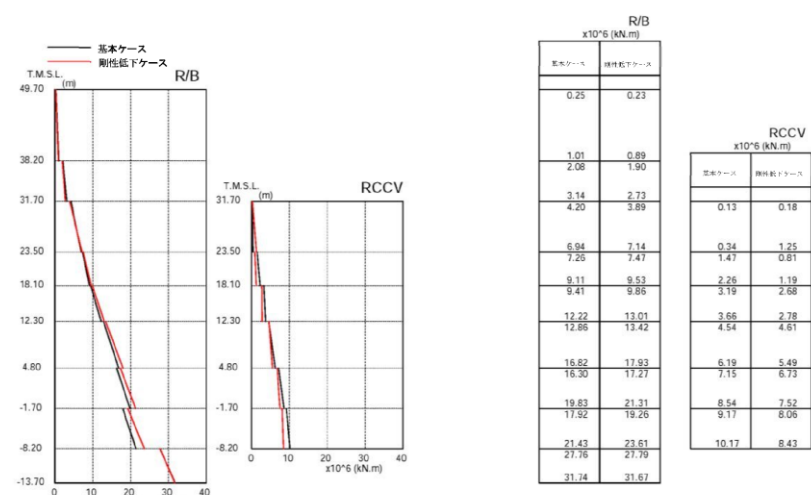
次に、評価温度・圧力負荷時に周囲の部材の変形の影響を受けるため、局部的に発生する二次応力を考慮する必要がある場合は、構造不連続部に発生する二次応力も考慮して、一次+二次応力で残留ひずみの有無を確認する。一次+二次応力がS_yを超えると塑性域に入るが(図3(解説PVB-3112), 0→A→B), 2S_y以下の場合除荷時にひずみが減少し、除荷後に残留ひずみは生じない(図3(解説PVB-3112), B→C)。また、その後の挙動は図3のB-C上の弾性的挙動を示し、これは評価温度・圧力負荷前と同じである。

地震(許容応力状態IV_AS)の一次+二次応力の許容応力は、今回の一次+二次応力の許容応力と同等であることから、地震による外力が加わったとしても一次+二次応力の許容応力の制限内であり、さらに評価温度・圧力負荷前と同様の挙動を示すことから、耐震性に影響はないと判断できる。

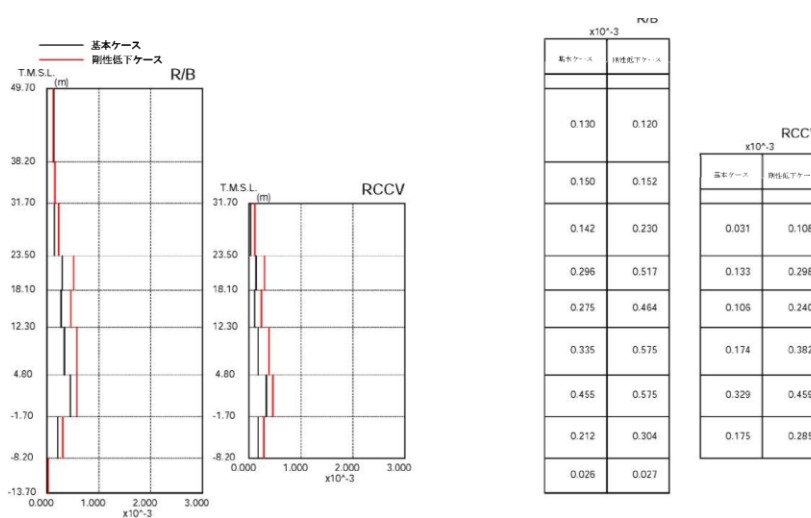
なお、一次応力がS_yを超える部位については、残留ひずみ有



参考6.2図 最大応答せん断力の比較

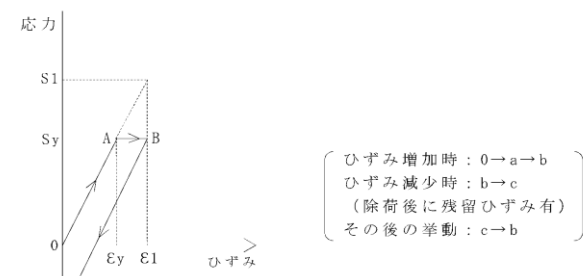


参考6.3図 最大応答曲げモーメントの比較



参考6.4図 最大応答せん断ひずみの比較

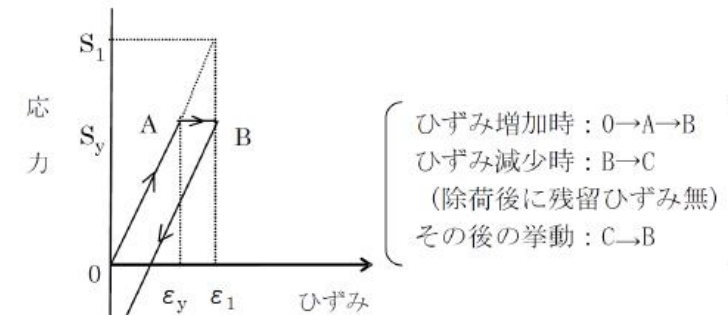
有と判断する。このとき、上述のとおり、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はないと言える。



(応力 S₁ が 2 S_y 以下の場合)

図3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ (1次+2次応力)

と判断するが、十分小さな残留ひずみであれば発生応力に与える影響はない。



(応力 S₁ が 2 S_y 以下の場合)

図3 降伏点を越える場合のひずみ履歴イメージ (一次+二次応力)

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>これより、最大応答加速度については大きな差がないことが確認出来る。また、RCCVに生じる最大応答せん断力及び最大応答曲げモーメントは剛性低下ケースで基本ケース（剛性低下非考慮）の80%程度に低減されることから、RCCV躯体に作用する地震荷重は基本ケースよりも低減されることが確認出来る。一方、外壁に生じるせん断力及びモーメント、せん断ひずみは剛性低下ケース時に総じて大きくなるものの、最大応答せん断ひずみは許容値である2000μに対して十分余裕のある結果となっている。</p> <p>以上より、評価温度・圧力負荷後の耐震性への影響として、RCCVのコンクリート剛性の低下が想定されるものの、RCCVに作用する地震荷重は基本ケースよりも低減されることから、耐震安全性に与える影響は小さいと考えられる。</p> <p>3. 参考文献 [1]European Committee for Standardization: “Eurocode 2: Design of concrete structures”, European Committee for Standardization, 2004年</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>[参考6-補足1]</p> <p>コンクリートの高温特性の考え方</p> <p>(1) はじめに</p> <p>コンクリートの高温特性や鉄筋コンクリート構造の耐火性に関して、1970～80年代にまとめられた文献の情報やその後の研究結果を体系的に取りまとめられた資料として、European Committee for StandardizationによるEurocode 2^[1] や、日本建築学会による2009年度版「構造材料の耐火性ガイドブック」^[2] (以下「AIJガイドブック」という。) や、それらを取りまとめた日本コンクリート工学会による「コンクリートの高温特性とコンクリート構造物の耐火性能に関する研究委員会 報告書」^[3] (以下「JCI報告書」という。) などがある。</p> <p>これらの参考図書の内容をコンクリートの機械的性質 (圧縮強度, ヤング係数) ごとに下記に整理する。</p> <p>また、最新の高温コンクリートに関する知見として、国家プロジェクト「鋼板コンクリート構造のBWR格納容器への適用性評価」における成果として公表されている文献を参照する。</p> <p>(2) 圧縮強度</p> <p>JCI報告書^[3]においてまとめられている、Eurocode 2^[1] による設計用推奨値並びに参考としてAIJガイドブック^[2] による高温時のコンクリート圧縮強度の提案値を以下に示す (表1, 図1)。高温時のコンクリートの圧縮強度$F_c(T)$ は式 (1) より算定する。</p> $F_c(T) = F_c \times k_c(T) \quad (1) \quad [3]$ <p>ここで、F_cは設計基準強度 (N/mm^2) である。また、式 (1) に関しては、Tは高温時のコンクリート温度 ($^{\circ}C$) , $k_c(T)$は表-1に示す高温時のコンクリートの圧縮強度残存比である。</p> <p>Eurocode 2^[1]では、骨材種類を考慮に含めており、石灰質骨材コンクリートについては、珪質骨材コンクリートより圧縮強度残存比を大きめに設定している。参考として、AIJガイドブック^[2]では、高温時のコンクリートの圧縮強度残存比$k_c(T)$をコンクリートの水結合材比W/B に応じた値としている。</p> <p>図-1より、Eurocode2^[1]では、実験データ上限と下限の間に位置していることが分かる。</p> <p>以上、Eurocode2^[1]に規定されている高温時の圧縮強度残存比は、既往の実験データの上下限の領域に入っていることが確認で</p>			

きる。

表-1 圧縮強度残存比の提案値^[3]

コンクリート温度 T(°C)	高温時		
	Eurocode2		AIJガイドブック
	珪質骨材 _{kc} (T)	石灰質骨材 _{kc} (T)	提案値 _{kc} (T)
20	1.00	1.00	1.00
100	1.00	1.00	0.80
200	0.95	0.97	$0.33 \times W/B + 0.76$
300	0.85	0.91	$0.36 \times W/B + 0.71$
400	0.75	0.85	$0.45 \times W/B + 0.56$
500	0.60	0.74	$0.39 \times W/B + 0.41$
600	0.45	0.60	$0.47 \times W/B + 0.20$
700	0.30	0.43	$0.44 \times W/B + 0.11$
800	0.15	0.27	0.15

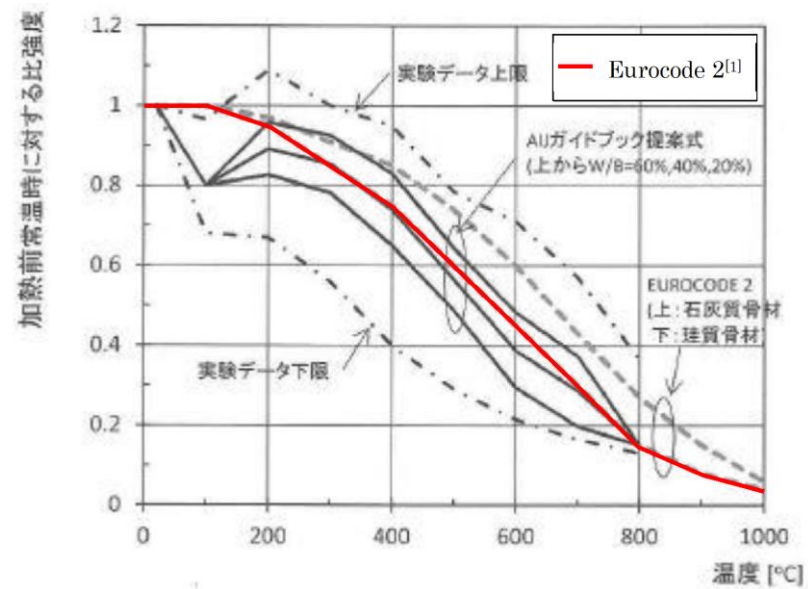


図-1 既存データと高温時の圧縮強度残存比の提案値 ([3]の図に加筆)

(3) ヤング係数

Eurocode 2^[1]においては、Popovicsによる提案式である式(2)に高温時の圧縮強度（高温時の強度残存率）と高温時における圧縮強度時ひずみを与えて、高温時のコンクリートの応力-ひずみ曲線を示している。Eurocode 2^[1]では、式(3)においてnを一定値とし、普通コンクリートではn=3を与え、軽量コンクリートではn=2.5を与えている。Eurocode 2^[1]による圧縮強度時ひずみと温度の関係並びに各温度における応力-ひずみ曲線を図-2に示す。

$$\sigma = \sigma_0 \frac{\varepsilon}{\varepsilon_0} \frac{n}{n-1 + (\varepsilon/\varepsilon_0)^n} \quad (2)^{[3]}$$

ここに、 σ : 応力, ε : ひずみ, σ_0 : 圧縮強度, ε_0 : 圧縮強度時ひずみ
 n : 圧縮強度の関数として与える値

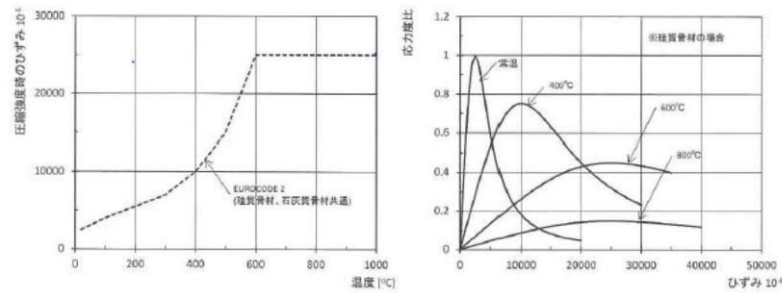


図-2 Eurocode 2による圧縮強度時ひずみと温度の関係および高温時の応力 ([3] より引用)

JCI報告書^[3]においてまとめられている、先に示したEurocode 2[1]の応力-ひずみ曲線(図-2)により定まるヤング係数残存比、およびAIJガイドブック^[2]による、ヤング係数残存比の提案値を、図-3に示す。これより、Eurocode2^[1]によるヤング係数残存比は、既往の実験データの下限の辺りに位置しており、温度による剛性低下を保守的に考慮する評価となっていることが確認できる。

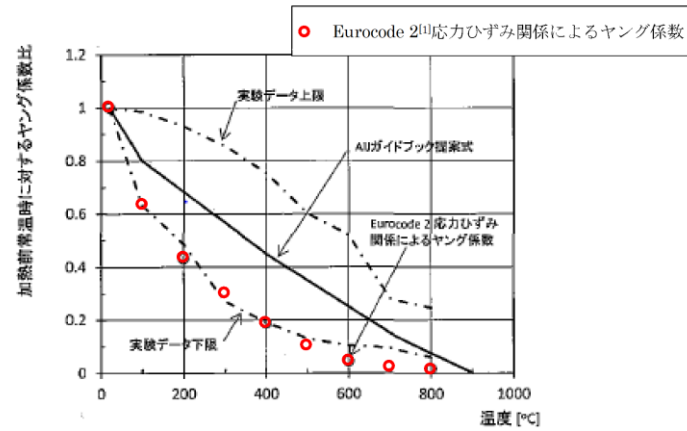


図-3 高温時におけるコンクリートの温度とヤング係数残存比 ([3]より引用, 一部加筆)

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="210 212 819 237">$E(T) = E(20) \times k_e(T)$ (3)^[3]</p> <p data-bbox="157 258 664 283">ここに、$E(T)$: 温度$T^{\circ}\text{C}$におけるヤング係数</p> <p data-bbox="255 304 715 329">$E(20)$: 温度20°C(常温)時のヤング係数</p> <p data-bbox="255 350 664 375">$k_e(T)$: 高温時のヤング係数残存比</p> <p data-bbox="344 438 724 464">表-2 ヤング係数残存比の提案値</p> <table border="1" data-bbox="166 485 902 1003"> <thead> <tr> <th data-bbox="166 485 388 600">コンクリート温度 T</th> <th data-bbox="388 485 647 600">Eurocode 2^[1] 応力-ひずみ曲線より 求まる計算値 $k_e(T)$</th> <th data-bbox="647 485 902 600">AIJ ガイドブック^[2] 高温時提案値 $k_e(T)$</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>20</td><td>1.00</td><td>1.00</td></tr> <tr><td>100</td><td>0.63</td><td>0.80</td></tr> <tr><td>200</td><td>0.43</td><td>0.68</td></tr> <tr><td>300</td><td>0.30</td><td>0.57</td></tr> <tr><td>400</td><td>0.19</td><td>0.45</td></tr> <tr><td>500</td><td>0.10</td><td>0.35</td></tr> <tr><td>600</td><td>0.05</td><td>0.25</td></tr> <tr><td>700</td><td>0.03</td><td>0.15</td></tr> <tr><td>800</td><td>0.02</td><td>0.075</td></tr> <tr><td>900</td><td>0.01</td><td>0</td></tr> </tbody> </table> <p data-bbox="166 1066 522 1092">(4) 最新知見を踏まえた考察</p> <p data-bbox="157 1113 917 1365">最新の高温コンクリートに関する知見として、国家プロジェクト「鋼板コンクリート構造のBWR格納容器への適用性評価」における成果として公表されている文献[4][5]を参照する。当該の文献は、BWR格納容器を構成する材料（コンクリート、鉄筋等）を対象として、事故時高温下における力学特性及び熱特性を実験により取得したものである。</p> <p data-bbox="157 1386 917 1894">実験にあたっては、原子力関連施設のコンクリート構造物で一般的に使用されている材料を選定した上で、試験体が作成されており、電気炉を用いて加熱試験が実施されている。コンクリート試験体への加熱温度及び期間については、DBA及びSA事故を想定したもとなっている。加熱温度及び期間をその他の変数と併せて表-3に示す。また、試験の結果のうち、図-4に圧縮強度残存比を、図-5にヤング係数残存比を示す。これより、「圧縮強度残存比は、既往知見と同様に加熱温度が高くなるほど小さくなっている」としており、「その低下の傾向は、AIJおよびEurocodeと概ね対応している」としている。また、「ヤング係数残存比の加熱温度に応じた低下の傾向は、AIJとEurocodeの中間的な値を示した」としている。なお、ここでいうAIJとは前述のAIJガイドブックを示して</p>	コンクリート温度 T	Eurocode 2 ^[1] 応力-ひずみ曲線より 求まる計算値 $k_e(T)$	AIJ ガイドブック ^[2] 高温時提案値 $k_e(T)$	20	1.00	1.00	100	0.63	0.80	200	0.43	0.68	300	0.30	0.57	400	0.19	0.45	500	0.10	0.35	600	0.05	0.25	700	0.03	0.15	800	0.02	0.075	900	0.01	0			
コンクリート温度 T	Eurocode 2 ^[1] 応力-ひずみ曲線より 求まる計算値 $k_e(T)$	AIJ ガイドブック ^[2] 高温時提案値 $k_e(T)$																																		
20	1.00	1.00																																		
100	0.63	0.80																																		
200	0.43	0.68																																		
300	0.30	0.57																																		
400	0.19	0.45																																		
500	0.10	0.35																																		
600	0.05	0.25																																		
700	0.03	0.15																																		
800	0.02	0.075																																		
900	0.01	0																																		

いる。

表-3 実験変数 (力学特性試験 : コンクリート) ([4]より引用)

項目	設定
加熱温度	20°C、105°C、150°C、200°C、300°C、500°C、700°C
加熱期間	1日 ^{※1} 、2日 ^{※1} 、3日 ^{※1} 、7日、14日 ^{※1} 、35日、2カ月 ^{※2} 、3カ月 ^{※2} 、7カ月 ^{※2}
水結合比	45%、55%
結合材種類	普通ポルトランドセメント、中庸熱ポルトランドセメント、普通ポルトランドセメント+フライアッシュ
骨材種類	硬質砂岩、石灰岩

※1 : 105°C、150°C、200°C、300°Cのみ、※2 : 105°Cのみ

以上で示したとおり、事故を想定した上で加熱温度・期間をパラメータとして行われた実験においても、Eurocode2^[1]による評価結果が圧縮強度残存比についてはおおむね実験の範囲内であり、ヤング係数残存比については試験の下限值を示すことが確認できる。

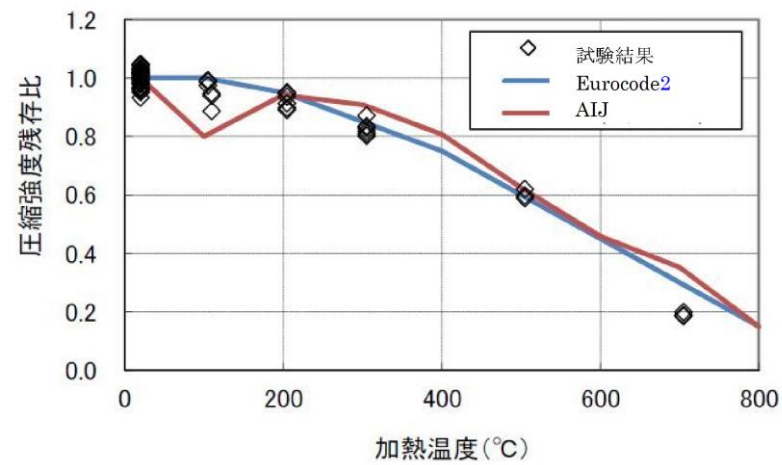
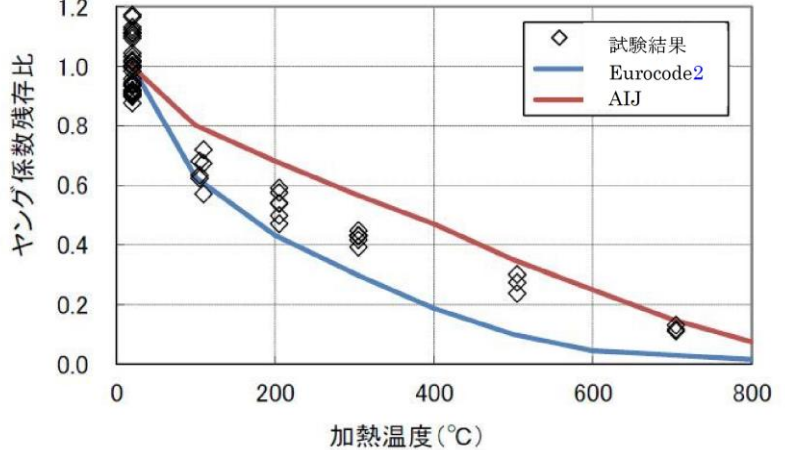
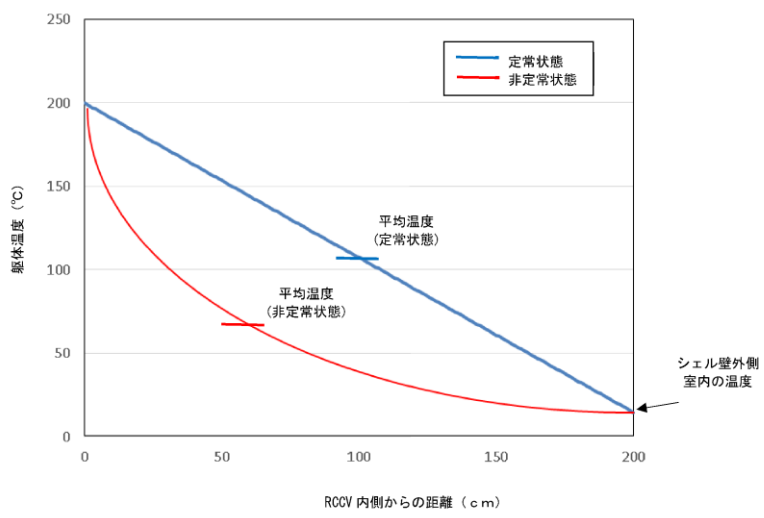


図-4 圧縮強度残存比と加熱温度の関係 ([5]より引用, 一部加筆)

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="172 661 905 735">図-5 ヤング係数残存比と加熱温度の関係 ([5]より引用, 一部加筆)</p> <p data-bbox="172 787 905 829">(5) Eurocode2 の妥当性に関する考察</p> <p data-bbox="172 840 905 1008">コンクリートの圧縮強度について, Eurocode 2^[1] の残存比と, 既往の実験データや国家プロジェクト「鋼板コンクリート構造のBWR格納容器への適用性評価」の実験データを比較し, Eurocode2^[1] による評価結果が実験データの範囲内にあることを確認した。</p> <p data-bbox="172 1018 905 1228">コンクリートのヤング係数について, Eurocode 2^[1] の応力-ひずみ曲線により定まる高温時のヤング係数残存比と, 既往の実験データや国家プロジェクト「鋼板コンクリート構造のBWR格納容器への適用性評価」の実験データを比較し, Eurocode2^[1] が実験データのおおむね下限値を示すことを確認した。</p> <p data-bbox="172 1239 905 1449">Eurocode2^[1] は, 先行審査における高温環境時のコンクリートのヤング係数残存比の評価に適用実績のあるAIJガイドブックと比較して, ヤング係数を低めに評価するという傾向の違いはあるものの, 剛性低下を大きく評価することからひずみの評価に対しては保守的な設定となると考えられる。</p> <p data-bbox="172 1459 905 1585">以上より, 鉄筋コンクリート製原子炉格納容器の高温環境時の影響評価に用いる資料として, Eurocode2^[1] を用いることは妥当であると考えられる。</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>(6) 参考文献</p> <p>[1]European Committee for Standardization: “Eurocode 2: Design of concrete structures”, European Committee for Standardization, 2004 年</p> <p>[2]日本建築学会: “構造材料の耐火性ガイドブック”, 2 版, 2009 年</p> <p>[3]日本コンクリート工学会: “コンクリートの高温特性とコンクリート構造物の耐火性能に関する研究委員会 報告書”, 2012</p> <p>[4]平子ほか: 鋼板コンクリート構造のBWR 格納容器への適用性評価 (2) 材料試験 (計画), 日本建築学会大会学術講演梗概集, 2016</p> <p>[5]抱ほか: 鋼板コンクリート構造のBWR 格納容器への適用性評価 (3) 材料試験 (試験結果), 日本建築学会大会学術講演梗概集, 2016</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>[参考6-補足2]</p> <p>200℃, 0.62MPa 条件時のRCCV躯体平均温度の考え方について</p> <p>1. はじめに</p> <p>参考6の200℃, 0.62MPaの温度圧力履歴を受けた後のRCCVの耐震性評価において、200℃, 0.62MPa時のRCCV躯体の平均温度を110℃と評価して検討を実施している。以下では躯体平均温度設定の考え方について示す。</p> <p>2. 想定する条件</p> <p>原子炉建屋の地震応答解析で考慮する耐震要素としては、外壁軸とRCCV軸に分かれるが、RCCV軸を対象として躯体平均温度を設定する。</p> <p>考慮した温度条件としては、RCCV内部は200℃とし、RCCV外側の温度条件としては、原子炉建屋設計時の条件(冬季・通常運転時)を考慮している。原子炉建屋設計時の条件(冬季・通常運転時)では、RCCV外側の温度を14.5℃(地下階)及び17.5℃(地上階)として評価しており、今回の躯体温度設定においてはその温度を準用することとした。</p> <p>3. 定常状態と非常状態の関係について</p> <p>定常状態と非常状態の概念図を図-1に示す。時間経過により非常状態の温度分布は定常状態に近づくこととなる。定常状態を仮定した場合は、温度の勾配が一定となることから、躯体の平均温度はシェル壁外側の温度とRCCV内部の温度の平均値となる。今回はRCCV外側の室内の温度を14.5℃若しくは17.5℃と想定しており、その際の平均温度は107.25℃若しくは108.75℃となるため、一律110℃と設定している。</p> <p>なお、SA後にRCCV内部がピーク温度となる時間はDBと比べて比較的長時間ではあるものの、定常状態には至らないと考えられることから、今回の解析において、RCCV内部をピーク温度として定常状態を想定することは、躯体の温度を保守的に高めに見積もっていることとなるものと考えている。</p> <p>また、参考6で実施したパラメータスタディにおいては、上記の通りRCCV外側の室内の温度を設計時の冬期の温度条件を参考としたが、仮にSA時におけるRCCV外側の室内の最高温度(66℃)を想定した場合の影響についても考察する。この温度に対して定常状態を仮定すると躯体平均温度は133℃となり、</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>Eurocode2に基づきヤング係数残存比を評価すると0.56となる。参考6の検討で考慮したヤング係数残存比は0.60であり、その差異は小さく、仮にヤング係数残存比を0.56として評価を実施した場合も現状の評価により得られた見通しへの影響は無いものと考えられる。</p>  <p>図-1 定常状態と非定常状態の躯体内温度分布 (概念図)</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>[参考7] DB施設を兼ねる主なSA施設等のDBAとSAの荷重条件の比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">施設名称</th> <th colspan="2">DB条件</th> <th colspan="2">SA条件</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>圧力 (MPa)</th> <th>温度 (°C)</th> <th>圧力 (MPa)</th> <th>温度 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器</td> <td>Sd : 8.37</td> <td>Sd : 299</td> <td>Sd : 8.37</td> <td>Sd : 299</td> <td rowspan="2">DB条件がSA条件を包絡</td> </tr> <tr> <td>Ss : 8.37</td> <td>Ss : 299</td> <td>Ss : 8.37</td> <td>Ss : 299</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器支持スカート</td> <td>—</td> <td>Sd : 171 (雰囲気温度)</td> <td>—</td> <td>Sd : 168 (雰囲気温度)</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>Ss : 57 (雰囲気温度)</td> <td>—</td> <td>Ss : 78 (雰囲気温度)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器基礎ボルト</td> <td>—</td> <td>Sd : 171 (雰囲気温度)</td> <td>—</td> <td>Sd : 168 (雰囲気温度)</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>Ss : 57 (雰囲気温度)</td> <td>—</td> <td>Ss : 78 (雰囲気温度)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器スタビライザ</td> <td>—</td> <td>Sd : 171 (雰囲気温度)</td> <td>—</td> <td>Sd : 168 (雰囲気温度)</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>Ss : 57 (雰囲気温度)</td> <td>—</td> <td>Ss : 78 (雰囲気温度)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器</td> <td>Sd : 0.250 (ドライウエル), 0.180 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)</td> <td>Sd : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)</td> <td>Sd : 0.62</td> <td>Sd : 168</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss : -0.014 (通常運転)</td> <td>Ss : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (通常運転)</td> <td>Ss : 0.15</td> <td>Ss : 78</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器配管貫通部</td> <td>Sd : 0.250 (ドライウエル), 0.180 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)</td> <td>Sd : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)</td> <td>Sd : 0.62</td> <td>Sd : 168</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss : -0.014 (通常運転)</td> <td>Ss : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (通常運転)</td> <td>Ss : 0.15</td> <td>Ss : 78</td> </tr> </tbody> </table>	施設名称	DB条件		SA条件		備考	圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)	原子炉圧力容器	Sd : 8.37	Sd : 299	Sd : 8.37	Sd : 299	DB条件がSA条件を包絡	Ss : 8.37	Ss : 299	Ss : 8.37	Ss : 299	原子炉圧力容器支持スカート	—	Sd : 171 (雰囲気温度)	—	Sd : 168 (雰囲気温度)		—	Ss : 57 (雰囲気温度)	—	Ss : 78 (雰囲気温度)	原子炉圧力容器基礎ボルト	—	Sd : 171 (雰囲気温度)	—	Sd : 168 (雰囲気温度)		—	Ss : 57 (雰囲気温度)	—	Ss : 78 (雰囲気温度)	原子炉圧力容器スタビライザ	—	Sd : 171 (雰囲気温度)	—	Sd : 168 (雰囲気温度)		—	Ss : 57 (雰囲気温度)	—	Ss : 78 (雰囲気温度)	原子炉格納容器	Sd : 0.250 (ドライウエル), 0.180 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)	Sd : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)	Sd : 0.62	Sd : 168		Ss : -0.014 (通常運転)	Ss : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (通常運転)	Ss : 0.15	Ss : 78	原子炉格納容器配管貫通部	Sd : 0.250 (ドライウエル), 0.180 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)	Sd : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)	Sd : 0.62	Sd : 168		Ss : -0.014 (通常運転)	Ss : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (通常運転)	Ss : 0.15	Ss : 78		<p style="text-align: right;">参考7</p> <p>[参考7] DB施設を兼ねる主なSA施設等のDBAとSAの荷重条件の比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">施設名称</th> <th rowspan="2">地震動</th> <th colspan="2">DB条件</th> <th colspan="2">SA条件</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>圧力 (MPa)</th> <th>温度 (°C)</th> <th>圧力 (MPa)</th> <th>温度 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器</td> <td>Sd</td> <td>8.28</td> <td>298</td> <td>8.28</td> <td>298</td> <td rowspan="2">DB条件がSA条件を包絡</td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>8.28</td> <td>298</td> <td>8.28</td> <td>298</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器支持スカート</td> <td>Sd</td> <td>—</td> <td>298</td> <td>—</td> <td>298</td> <td rowspan="2">原子炉圧力容器下鏡からの入熱を考慮した温度</td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>—</td> <td>298</td> <td>—</td> <td>298</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器基礎ボルト</td> <td>Sd</td> <td>—</td> <td>【通常時】57 【LOCA後】171</td> <td>—</td> <td>181</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>—</td> <td>57</td> <td>—</td> <td>62</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器</td> <td>Sd</td> <td>【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)</td> <td>【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)</td> <td>0.659</td> <td>181</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-0.014 (通常運転)</td> <td>【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)</td> <td>0.372</td> <td>62</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器配管貫通部</td> <td>Sd</td> <td>【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)</td> <td>【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)</td> <td>0.659</td> <td>181</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-0.014 (通常運転)</td> <td>【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)</td> <td>0.372</td> <td>62</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器電気配線貫通部</td> <td>Sd</td> <td>【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)</td> <td>【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)</td> <td>0.659</td> <td>181</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>-0.014 (通常運転)</td> <td>【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)</td> <td>0.372</td> <td>62</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">高圧炉心スプレイポンプ</td> <td>Sd</td> <td>—</td> <td>100*¹ 66*²</td> <td>—</td> <td>—</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>—</td> <td>100*¹ 66*²</td> <td>—</td> <td>110*¹ 66*²</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">低圧炉心スプレイポンプ</td> <td>Sd</td> <td>—</td> <td>100*¹ 66*²</td> <td>—</td> <td>—</td> <td rowspan="2"></td> </tr> <tr> <td>Ss</td> <td>—</td> <td>100*¹ 66*²</td> <td>—</td> <td>114*¹ 66*²</td> </tr> </tbody> </table>	施設名称	地震動	DB条件		SA条件		備考	圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)	原子炉圧力容器	Sd	8.28	298	8.28	298	DB条件がSA条件を包絡	Ss	8.28	298	8.28	298	原子炉圧力容器支持スカート	Sd	—	298	—	298	原子炉圧力容器下鏡からの入熱を考慮した温度	Ss	—	298	—	298	原子炉圧力容器基礎ボルト	Sd	—	【通常時】57 【LOCA後】171	—	181		Ss	—	57	—	62	原子炉格納容器	Sd	【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)	【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)	0.659	181		Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)	0.372	62	原子炉格納容器配管貫通部	Sd	【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)	【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)	0.659	181		Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)	0.372	62	原子炉格納容器電気配線貫通部	Sd	【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)	【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)	0.659	181		Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)	0.372	62	高圧炉心スプレイポンプ	Sd	—	100* ¹ 66* ²	—	—		Ss	—	100* ¹ 66* ²	—	110* ¹ 66* ²	低圧炉心スプレイポンプ	Sd	—	100* ¹ 66* ²	—	—		Ss	—	100* ¹ 66* ²	—	114* ¹ 66* ²	<p>・設計値及び解析結果の相違 【柏崎 6/7】</p>
施設名称		DB条件		SA条件			備考																																																																																																																																																																													
	圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)																																																																																																																																																																																
原子炉圧力容器	Sd : 8.37	Sd : 299	Sd : 8.37	Sd : 299	DB条件がSA条件を包絡																																																																																																																																																																															
	Ss : 8.37	Ss : 299	Ss : 8.37	Ss : 299																																																																																																																																																																																
原子炉圧力容器支持スカート	—	Sd : 171 (雰囲気温度)	—	Sd : 168 (雰囲気温度)																																																																																																																																																																																
	—	Ss : 57 (雰囲気温度)	—	Ss : 78 (雰囲気温度)																																																																																																																																																																																
原子炉圧力容器基礎ボルト	—	Sd : 171 (雰囲気温度)	—	Sd : 168 (雰囲気温度)																																																																																																																																																																																
	—	Ss : 57 (雰囲気温度)	—	Ss : 78 (雰囲気温度)																																																																																																																																																																																
原子炉圧力容器スタビライザ	—	Sd : 171 (雰囲気温度)	—	Sd : 168 (雰囲気温度)																																																																																																																																																																																
	—	Ss : 57 (雰囲気温度)	—	Ss : 78 (雰囲気温度)																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器	Sd : 0.250 (ドライウエル), 0.180 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)	Sd : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)	Sd : 0.62	Sd : 168																																																																																																																																																																																
	Ss : -0.014 (通常運転)	Ss : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (通常運転)	Ss : 0.15	Ss : 78																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器配管貫通部	Sd : 0.250 (ドライウエル), 0.180 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)	Sd : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (LOCA条件)	Sd : 0.62	Sd : 168																																																																																																																																																																																
	Ss : -0.014 (通常運転)	Ss : 171 (ドライウエル), 104 (サブプレッション・チェンバ) (通常運転)	Ss : 0.15	Ss : 78																																																																																																																																																																																
施設名称	地震動	DB条件		SA条件		備考																																																																																																																																																																														
		圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)																																																																																																																																																																															
原子炉圧力容器	Sd	8.28	298	8.28	298	DB条件がSA条件を包絡																																																																																																																																																																														
	Ss	8.28	298	8.28	298																																																																																																																																																																															
原子炉圧力容器支持スカート	Sd	—	298	—	298	原子炉圧力容器下鏡からの入熱を考慮した温度																																																																																																																																																																														
	Ss	—	298	—	298																																																																																																																																																																															
原子炉圧力容器基礎ボルト	Sd	—	【通常時】57 【LOCA後】171	—	181																																																																																																																																																																															
	Ss	—	57	—	62																																																																																																																																																																															
原子炉格納容器	Sd	【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)	【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)	0.659	181																																																																																																																																																																															
	Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)	0.372	62																																																																																																																																																																															
原子炉格納容器配管貫通部	Sd	【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)	【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)	0.659	181																																																																																																																																																																															
	Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)	0.372	62																																																																																																																																																																															
原子炉格納容器電気配線貫通部	Sd	【D/W】0.327 【S/C】0.209 (LOCA条件)	【D/W】171 【S/C】104 (LOCA条件)	0.659	181																																																																																																																																																																															
	Ss	-0.014 (通常運転)	【D/W】171 【S/C】104 (通常運転)	0.372	62																																																																																																																																																																															
高圧炉心スプレイポンプ	Sd	—	100* ¹ 66* ²	—	—																																																																																																																																																																															
	Ss	—	100* ¹ 66* ²	—	110* ¹ 66* ²																																																																																																																																																																															
低圧炉心スプレイポンプ	Sd	—	100* ¹ 66* ²	—	—																																																																																																																																																																															
	Ss	—	100* ¹ 66* ²	—	114* ¹ 66* ²																																																																																																																																																																															

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
施設名称	DB条件		SA条件		備考	施設名称	地震動	DB条件		SA条件		備考			
	圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)				圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)				
原子炉格納容器電気配線貫通部	S d : 0.250 (ドライウエル) 0.180 (サブプレッション・チェンバ) (L O C A条件)	S d : 171 (ドライウエル) 104 (サブプレッション・チェンバ) (L O C A条件)	S d : 0.62	S d : 168		原子炉補機冷却水ポンプ	Sd	—	185*1 66*2	—	—				
	S s : -0.014 (通常運転)	S s : 171 (ドライウエル) 104 (サブプレッション・チェンバ) (通常運転)	S s : 0.15	S s : 78			Ss	—	185*1 66*2	—	185*1 66*2				
高圧炉心注水系ポンプ	—	S d : 100 (ポンプ取付ボルト, 原動機取付ボルト), 66 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	—	—		原子炉補機冷却系熱交換器	Sd	1.37	85*3 55*2	—	—				
	—	S s : 100 (ポンプ取付ボルト, 原動機取付ボルト), 66 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	—	S s : 120 (ポンプ取付ボルト, 原動機取付ボルト), 100 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)			Ss	1.37	85*3 55*2	1.37	85*3 50*2				
残留熱除去系ポンプ	—	S d : 182 (ポンプ取付ボルト, 原動機取付ボルト) 66 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	—	—		原子炉補機海水ポンプ	Sd	—	50*1,2	—	—				
	—	S s : 182 (ポンプ取付ボルト, 原動機取付ボルト) 66 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	—	S s : 182 (ポンプ取付ボルト, 原動機取付ボルト) 100 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)			Ss	—	50*1,2	—	50*1,2				
原子炉補機冷却水系ポンプ	—	S d : 70 (ポンプ取付ボルト) 50(基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	—	—		*1: ポンプ取付ボルト, 原動機取付ボルトの耐震評価に使用している値 *2: 基礎ボルト, 原動機取付ボルトの耐震評価に使用している値 *3: 胴板, 脚の耐震評価に使用している値									
	—	S s : 70 (ポンプ取付ボルト) 50 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	—	S s : 70 (ポンプ取付ボルト) 50 (基礎ボルト, 原動機取付ボルト)											

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		
施設名 称	DB条件		SA条件		備考											
	圧力 (MPa)	温度 (°C)	圧力 (MPa)	温度 (°C)												
原子炉補機冷却水系熱交換器	S d : 1.37	S d : 70	—	—												
	S s : 1.37	S s : 70	S s : 1.37	S s : 70												
原子炉補機冷却海水ポンプ	—	S d : 50 (ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト, 基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	—	—												
	—	S s : 50 (ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト, 基礎ボルト, 原動機取付ボルト)	—	S s : 50 (ポンプ取付ボルト, 原動機台取付ボルト, 基礎ボルト, 原動機取付ボルト)												
<p><補足事項></p> <ul style="list-style-type: none"> ・本表において耐震評価に用いる温度, 圧力を記載。ただし, SA条件において原子炉格納容器雰囲気に記載している場合はDB条件においても原子炉格納容器雰囲気における条件を記載。 ・原子炉圧力容器は, 胴板を代表して記載。 																

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>[参考8]「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p> <p>1. 「重大事故に至るおそれがある事故」とは 「重大事故に至るおそれがある事故」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器(=耐震Sクラス施設)がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事象である。</p> <p>2. 耐震重要度分類の考え方 耐震クラスは以下のように定義されており、安全上重要な施設はSクラスに分類される。耐震B、Cクラス施設は、その機能が喪失したとしても、炉心の健全性に影響を及ぼすおそれがないものとなる。 そのため耐震B、Cクラス施設のみが損傷した状態では、重大事故に至るおそれがある事故ではなくDBAである。 Sクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの</p> <p>Bクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設</p> <p>Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設</p> <p>3. 耐震B、Cクラス施設の破損による影響について (1) 地震PRAにおける耐震B、Cクラス施設損傷の考慮について 地震PRAでは、耐震B、Cクラス施設損傷による過渡事象と</p>	<p>[参考7]「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p> <p>1. 「重大事故に至るおそれがある事故」とは 「重大事故に至るおそれがある事故」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器(=耐震Sクラス施設)がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事象である。</p> <p>2. 耐震重要度分類の考え方 耐震クラスは以下のように定義されており、安全上重要な施設はSクラスに分類される。耐震B、Cクラス施設は、その機能が喪失したとしても、炉心の健全性に影響を及ぼすおそれがないものとなる。 そのため耐震B、Cクラス施設のみが損傷した状態では、重大事故に至るおそれがある事故ではなくDBAである。 Sクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの</p> <p>Bクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設</p> <p>Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設</p> <p>3. 耐震B、Cクラス施設の破損による影響について (1) 地震PRAにおける耐震B、Cクラス施設損傷の考慮について 地震PRAでは、耐震B、Cクラス施設損傷による過渡事象と</p>	<p style="text-align: right;">参考8</p> <p>[参考8]「重大事故に至るおそれがある事故」に関する補足説明</p> <p>1. 「重大事故に至るおそれがある事故」とは 「重大事故に至るおそれがある事故」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器(=Sクラス施設)がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事象である。</p> <p>2. 耐震重要度分類の考え方 耐震クラスは以下のように定義されており、安全上重要な施設はSクラスに分類される。B、Cクラス施設は、その機能が喪失したとしても、炉心の健全性に影響を及ぼすおそれがないものとなる。 そのためB、Cクラス施設のみが損傷した状態では、重大事故に至るおそれがある事故ではなくDBAである。 Sクラス：地震により発生するおそれがある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、放射線による公衆への影響を軽減するために必要な機能を持つ施設及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設、並びに地震に伴って発生するおそれがある津波による安全機能の喪失を防止するために必要となる施設であって、その影響が大きいもの</p> <p>Bクラス：安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設</p> <p>Cクラス：Sクラスに属する施設及びBクラスに属する施設以外の一般産業施設又は公共施設と同等の安全性が要求される施設</p> <p>3. B、Cクラス施設の破損による影響について (1) 地震PRAにおけるB、Cクラス施設損傷の考慮について 地震PRAでは、B、Cクラス施設損傷による過渡事象として</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>して「外部電源喪失」を考慮している。また、<u>耐震B</u>、Cクラス施設の損傷による安全機能への間接的影響を確認するとともに、さらにプラント・ウォークダウンにおいて重点的に確認する項目の一つとして、問題のないことを確認することとする。</p> <p>(2) 設計用荷重への影響</p> <p><u>耐震B</u>、Cクラス施設が破損した場合であっても、<u>耐震S</u>クラス施設である緩和系が健全であれば、炉心損傷に至ることはない。JEAG4601・補-1984では、<u>耐震S</u>クラス施設破損により発生する事象を地震従属事象として整理し、地震との組合せを記載している。この中で、<u>耐震B</u>、Cクラス施設破損によるDBAで考慮すべき荷重の影響は、「<u>給水流量の全喪失</u>」「<u>タービントリップ</u>」で代表できるとして整理されている。<u>なお、タービントリップは主蒸気止め弁が閉鎖する事象であり、負荷の喪失事象におけるタービン蒸気加減弁閉鎖と同様事象であり、本プラントにおける過渡解析で評価している事象は「負荷の喪失」である。</u></p> <p>4. 「重大事故に至るおそれがある事故」が地震独立事象であることについての考察</p> <p><u>耐震S</u>クラス施設が健全であれば安全機能の喪失は起きず、炉心の著しい損傷に至ることはないので、何らかの要因で<u>耐震S</u>クラス施設（重大事故等対処設備含む）が損傷した場合に「重大事故に至るおそれがある事故」が発生することとなる。ここで、確定論的には、<u>耐震S</u>クラス施設（重大事故等対処設備含む）はSsによって機能喪失することはないことから、「重大事故に至るおそれがある事故」はSsとの独立事象となる。また、確定論的な扱いとは異なり、確率論的な考察では、<u>耐震S</u>クラスであるDB施設又はSs機能維持である重大事故対処設備であっても、<u>フラジリティ</u>という考え方に基づけば、Ss以下の地震により機能喪失に至る確率は<u>少なからず</u>存在する。このSs以下の地震によって安全機能が喪失し、「重大事故に至るおそれがある事故」に至る頻度は極めて小さく、Ss規模の地震の発生と「重大事故に至るおそれがある事故」の重畳を考慮する必要はないと判断できる。</p>	<p>して「外部電源喪失」を考慮している。また、<u>耐震B</u>、Cクラス施設の損傷による安全機能への間接的影響を確認するとともに、さらにプラント・ウォークダウンにおいて重点的に確認する項目の一つとして確認しており、<u>問題のないことを確認している。</u></p> <p>(2) 設計用荷重への影響</p> <p><u>耐震B</u>、Cクラス施設が破損した場合であっても、<u>耐震S</u>クラス施設である緩和系が健全であれば、炉心損傷に至ることはない。JEAG4601・補-1984では、<u>耐震B</u>、Cクラス施設破損により発生する事象を地震従属事象として整理し、地震との組合せを規定している。この中で、<u>耐震B</u>Cクラス施設破損によるDBAで考慮すべき荷重の影響は、「<u>全給水流量喪失</u>」及び「<u>タービントリップ</u>」で代表できるとして整理されている。</p> <p>B、Cクラス施設損傷による過渡における荷重は、タービン側破損による主蒸気流量及び給水流量の喪失、電源、制御系故障による原子炉給水ポンプの停止等が外乱となり発生する。<u>耐震B</u>、Cクラス施設が破損することによる荷重に対する耐震Sクラスへの影響は、JEAG4601・補-1984を踏まえて東海第二発電所として、「<u>全給水流量喪失</u>」及び「<u>タービントリップ</u>」をもとに設定した設計過渡条件にて評価を行い構造上問題ないことを確認している。</p> <p>4. 「重大事故に至るおそれがある事故」が地震独立事象であることについての考察</p> <p><u>耐震S</u>クラス施設が健全であれば安全機能の喪失は起きず、炉心の著しい損傷に至ることはないので、何らかの要因で<u>耐震S</u>クラス施設（重大事故等対処設備含む）が損傷した場合に「重大事故に至るおそれがある事故」が発生することとなる。ここで、確定論的には、<u>耐震S</u>クラス施設（重大事故等対処設備含む）はSsによって機能喪失することはないことから、「重大事故に至るおそれがある事故」はSsとの独立事象となる。また、確定論的な扱いとは異なり、確率論的な考察では、<u>耐震S</u>クラスであるDB施設又はSs機能維持である重大事故対処設備であっても、<u>フラジリティ</u>という考え方に基づけば、Ss以下の地震により機能喪失に至る確率は<u>少なからず</u>存在する。このSs以下の地震によって安全機能が喪失し、「重大事故に至るおそれがある事故」に至る頻度は極めて小さく、Ss規模の地震の発生と「重大事故に至るおそれがある事故」の重畳を考慮する必要はないと判断できる。</p>	<p>「外部電源喪失」を考慮している。また、B、Cクラス施設の損傷による安全機能への間接的影響を確認するとともに、さらにプラント・ウォークダウンにおいて重点的に確認する項目の一つとして<u>確認しており、問題のないことを確認することとする。</u></p> <p>(2) 設計用荷重への影響</p> <p>B、Cクラス施設が破損した場合であっても、Sクラス施設である緩和系が健全であれば、炉心損傷に至ることはない。JEAG4601・補-1984では、<u>B</u>、<u>C</u>クラス施設破損により発生する事象を地震従属事象として整理し、地震との組合せを規定している。この中で、<u>B</u>、<u>C</u>クラス施設破損によるDBAで考慮すべき荷重の影響は、「<u>全給水流量喪失</u>」「<u>タービントリップ</u>」で代表できるとして整理されている。</p> <p><u>B</u>、<u>C</u>クラス施設損傷による過渡における荷重は、<u>タービン側破損による主蒸気流量及び給水流量の喪失、電源、制御系故障による原子炉給水ポンプの停止等が外乱となり発生する。耐震B</u>、<u>C</u>クラス施設が破損することによる荷重に対する耐震Sクラスへの影響は、JEAG4601・補-1984を踏まえて島根2号炉として、「<u>全給水流量喪失</u>」及び「<u>タービントリップ</u>」をもとに設定した設計過渡条件にて評価を行い構造上問題ないことを確認している。</p> <p>4. 「重大事故に至るおそれがある事故」が地震独立事象であることについての考察</p> <p>Sクラス施設が健全であれば安全機能の喪失は起きず、炉心の著しい損傷に至ることはないので、何らかの要因でSクラス施設（重大事故等対処設備含む）が損傷した場合に「重大事故に至るおそれがある事故」が発生することとなる。ここで、確定論的には、Sクラス施設（重大事故等対処設備含む）はSsによって機能喪失することはないことから、「重大事故に至るおそれがある事故」はSsとの独立事象となる。また、確定論的な扱いとは異なり、確率論的な考察では、SクラスであるDB施設又はSs機能維持である重大事故対処設備であっても、<u>フラジリティ</u>という考え方に基づけば、Ss以下の地震により機能喪失に至る確率は存在する。このSs以下の地震によって安全機能が喪失し、「重大事故に至るおそれがある事故」に至る頻度は極めて小さく、Ss規模の地震の発生と「重大事故に至るおそれがある事故」の重畳を考慮する必要はないと判断できる。</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>(補足) 耐震B, Cクラス施設破損による荷重の影響</p> <p>B, Cクラス施設損傷による過渡における荷重に対する影響は、外部電源喪失による影響を含め、タービン側破損による主蒸気流量のしゃ断、給水流量の喪失、若しくは、電源系の機能喪失による原子炉給水ポンプ及び原子炉冷却材再循環ポンプの停止が外乱となる。設計基準における「運転時の異常な過渡変化」は、これらの機能が喪失又は誤動作するということを前提に評価を行っており、耐震B, Cクラス施設破損による荷重の影響は、「運転時の異常な過渡変化」のうち「炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化」及び「原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化」による荷重に包絡される。</p> <p>このうち、以下の理由によりタービン側破損に伴う外乱は「負荷の喪失」で、給水ポンプの停止に伴う外乱は「給水流量の全喪失」で、電源系の機能喪失に伴う外乱は「外部電源喪失」で代表させることができる。</p> <p>－「負荷の喪失」の過渡解析では、蒸気加減弁の急速閉鎖による圧力上昇に加えて、タービンバイパス弁の不作動を仮定している。このため、過渡解析における荷重に対するタービン側破損による外乱としては、厳しい組合せを想定していると言える。</p> <p>－「給水流量の全喪失」の過渡解析では、給水ポンプ停止による全ての給水流量の喪失を仮定している。</p> <p>－「外部電源喪失」の過渡解析では、外部電源の喪失に伴う給水流量の喪失や炉心流量の低下を仮定している。</p> <p>－「負荷の喪失」と「給水流量の全喪失」及び「外部電源喪失」が同時に発生することを考慮した場合、「給水流量の全喪失」は「外部電源喪失」で発生する事象であることから、「負荷の喪失」と「外部電源喪失」が同時に発生することを考慮すればよい。この場合、タービン蒸気加減弁の閉鎖により原子炉がスクラムすること及び給水流量の喪失や炉心流量の低下が生じることにより原子炉圧力の観点で「負荷の喪失」より厳しくならない。したがって、「負荷の喪失」「給水流量の全喪失」「外部電源喪失」の荷重で包絡できる。</p>			