

②c

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (3/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第62条) 低圧代替注水系 (常設) による原子炉注水	残留熱除去系 (低圧注水系) 低圧炉心スプレイ系	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	低圧代替注水系 (常設) は、残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設低圧代替注水系ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動することで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイ系ポンプを用いた低圧炉心スプレイ系に対して多様性を有する設計とする。 低圧代替注水系 (常設) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧代替注水系 (常設) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した回路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。 また、低圧代替注水系 (常設) は、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。
	サブプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽[水源]	常設	常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、原子炉建屋外の常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ及びサブプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 低圧代替注水系 (常設) 及び低圧代替注水系 (可搬型) は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管及び低圧炉心スプレイ系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に対して独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧代替注水系 (常設) 及び低圧代替注水系 (可搬型) は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (低圧注水系) 及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。また、これらの多様性及び位置的分散によって、低圧代替注水系 (常設) 及び低圧代替注水系 (可搬型) は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。
(第62条) 低圧代替注水系 (常設) による残存溶融炉心の冷却	-	常設低圧代替注水系ポンプ 代替淡水貯槽[水源]	常設 常設	-

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

NT2 補① V-1-1-6 R2

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (4/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第62条) 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水	残留熱除去系(低圧注水系) 低圧炉心スプレイ系	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	<p>低圧代替注水系(可搬型)は、残留熱除去系(低圧注水系)、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系(常設)と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系(低圧注水系)、低圧炉心スプレイ系及び低圧代替注水系(常設)に対して多様性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系(可搬型)の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、低圧代替注水系(可搬型)の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した回路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系(可搬型)の可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備を水源とすることで、サブプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系並びに代替淡水貯槽を水源とする低圧代替注水系(常設)に対して異なる水源を有する設計とする。</p> <p>また、低圧代替注水系(可搬型)の可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブプレッション・チェンバのプール水を水源とする残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系に対して異なる水源を有する設計とする。</p>
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
	サブプレッション・チェンバ	西側淡水貯水設備[水源]	常設	<p>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋及び常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系並びに常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。</p> <p>可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。</p> <p>低圧代替注水系(常設)及び低圧代替注水系(可搬型)は、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管及び低圧炉心スプレイ系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系及び低圧炉心スプレイ系に対して独立性を有する設計とする。</p> <p>これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、低圧代替注水系(常設)及び低圧代替注水系(可搬型)は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(低圧注水系)及び低圧炉心スプレイ系に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。また、これらの多様性及び位置的分散によって、低圧代替注水系(常設)及び低圧代替注水系(可搬型)は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。</p>
		代替淡水貯槽[水源]	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
 *2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (5/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第62条) 低圧代替注水系 (可搬型) による残存溶融炉心の冷却	-	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	-
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
		西側淡水貯水設備[水源]	常設	
		代替淡水貯槽[水源]	常設	
(第62条) 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却	-	代替循環冷却系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系熱交換器	常設	
		サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第62条) 残留熱除去系 (低圧注水系) による原子炉注水	(残留熱除去系 (低圧注水系)) 低圧炉心スプレイ系	残留熱除去系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第62条) 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	(低圧炉心スプレイ系) 残留熱除去系 (低圧注水系)	低圧炉心スプレイ系ポンプ	常設	-
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第62条) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系) による原子炉除熱	(残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系))	残留熱除去系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系熱交換器	常設	
(第62条) 緊急用海水系	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ	常設	緊急用海水系は、残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備からの給電を可能とすることにより非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系海水系に対して多様性を有する設計とする。また、緊急用海水系は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。 緊急用海水系は、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより、海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプ、原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 緊急用海水系は、電源の多様性及び機器の位置的分散により、残留熱除去系海水系に対し独立性を有する設計とする。
		緊急用海水系ストレーナ	常設	
(第62条) 残留熱除去系海水系	(残留熱除去系海水系)	残留熱除去系海水系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (6/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容	
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3			
(第63条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系)	フィルタ装置 【原子炉格納施設と兼用】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系) 及び残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 また、格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔人力操作機構若しくは操作ハンドルを用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系) 及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置格納槽に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ、熱交換器及び屋外の残留熱除去系海水系と異なる区画に設置することで、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。	
		第一弁 (S/C側)	常設		
		第一弁 (D/W側)	常設		
		第二弁	常設		
		第二弁バイパス弁	常設		
		遠隔人力操作機構	常設		
		第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設		
		第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンプ) 【放射線管理施設】	可搬型		
		第二弁操作室差圧計 【放射線管理施設】	常設		
		圧力開放板	常設		
		窒素供給装置 【原子炉格納施設】	可搬型		
		窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型		
		フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設		
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設		
		移送ポンプ 【原子炉格納施設】	常設		
		サブプレッション・チェンバ	可搬型代替注水中型ポンプ		可搬型
			可搬型代替注水大型ポンプ		可搬型
西側淡水貯水設備[水源]	常設				
代替淡水貯槽[水源]	常設				

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性及び多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (7/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性及び多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第63条) 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 残留熱除去系 (サブプレッション・プールの冷却系)	第一弁 (S/C側)	常設	耐圧強化ベント系は、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プールの冷却系) 及び残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 また、耐圧強化ベント系は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔人力操作機構若しくは操作ハンドルを用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プールの冷却系) 及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置格納槽に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ、熱交換器及び屋外の残留熱除去系海水系と異なる区画に設置することで、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。 耐圧強化ベント系は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。
		第一弁 (D/W側)	常設	
		耐圧強化ベント系一次隔離弁	常設	
		耐圧強化ベント系二次隔離弁	常設	
		遠隔人力操作機構	常設	
(第63条) 残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系)による原子炉除熱	(残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系))	残留熱除去系ポンプ 残留熱除去系熱交換器	常設 常設	—
(第63条) 残留熱除去系 (サブプレッション・プールの冷却系)によるサブプレッション・プールの除熱	(残留熱除去系 (サブプレッション・プールの冷却系)) (サブプレッション・チェンバ)	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
		サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第63条) 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)による原子炉格納容器内の除熱	(残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系)) (サブプレッション・チェンバ)	残留熱除去系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系熱交換器	常設	
		サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第63条) 残留熱除去系海水系による除熱	(残留熱除去系海水系)	残留熱除去系海水系ポンプ	常設	—
		残留熱除去系海水系ストレータ	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (8/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第63条) 緊急用海水系 による除熱	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ	常設	緊急用海水系は、残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備からの給電を可能とすることにより非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系海水系に対して多様性を有する設計とする。また、緊急用海水系は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。 緊急用海水系は、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより、海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプ、原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 緊急用海水系は、電源の多様性及び機器の位置的分散により、残留熱除去系海水系に対し独立性を有する設計とする。
		緊急用海水系ストレーナ	常設	
(第64条) 緊急用海水系	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ	常設	緊急用海水系は、残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備からの給電を可能とすることにより非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系海水系に対して多様性を有する設計とする。また、緊急用海水系は、格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。 緊急用海水系は、原子炉建屋に隣接する緊急用海水ポンプピット内に設置することにより、海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプ、原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置及び耐圧強化ベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。 緊急用海水系は、電源の多様性及び機器の位置的分散により、残留熱除去系海水系に対し独立性を有する設計とする。
		緊急用海水系ストレーナ	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (9/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第64条) 残留熱除去系海水系	(残留熱除去系海水系)	残留熱除去系海水系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設	
(第65条) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	-	代替循環冷却系ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッション・チェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽(地下埋設)に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンベユニット(空気ポンベ)及び第二弁操作室差圧計は原子炉建屋付属棟に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。
		残留熱除去系熱交換器 【原子炉格納施設】	常設	
		サブプレッション・チェンバ [水源] 【原子炉格納施設】	常設	
		残留熱除去系海水系ポンプ	常設	
		残留熱除去系海水系ストレーナ	常設	
		緊急用海水ポンプ	常設	
緊急用海水系ストレーナ	常設			

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

②c

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (10/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第66条) 熔融炉心の落下遅延及び防止	-	常設高圧代替注水系ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	-
		サブプレッション・チェンバ 〔水源〕 【原子炉格納施設】	常設	
	-	ほう酸水注入ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		ほう酸水貯蔵タンク 〔水源〕 【原子炉格納施設】	常設	
	-	常設低圧代替注水系ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		代替淡水貯槽〔水源〕 【原子炉格納施設】	常設	
	-	可搬型代替注水中型ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ 【原子炉格納施設】	可搬型	
		西側淡水貯水設備〔水源〕 【原子炉格納施設】	常設	
		代替淡水貯槽〔水源〕 【原子炉格納施設】	常設	
	-	代替循環冷却系ポンプ 【原子炉格納施設】	常設	
		残留熱除去系熱交換器 【原子炉格納施設】	常設	
		サブプレッション・チェンバ 〔水源〕 【原子炉格納施設】	常設	
		緊急用海水ポンプ	常設	
緊急用海水系ストレーナ		常設		
残留熱除去系海水系ポンプ		常設		
残留熱除去系海水系ストレーナ		常設		

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

NT2 補① V-1-1-6 R2

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性及び多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (11/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性及び多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第 69 条) 代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却	残留熱除去系 (使用済燃料プール水の冷却) 燃料プール冷却浄化系	代替燃料プール冷却系ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器は、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器と異なる区画に設置することで、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び燃料プール冷却浄化系熱交換器並びに残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 緊急用海水ポンプは、緊急用海水ポンプピットに設置することで、屋外の海水ポンプ室に設置する残留熱除去系海水系ポンプに対して位置的分散を図る設計とする。 代替燃料プール冷却系及び緊急用海水系は、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とすることで、非常用交流電源設備からの給電により駆動する燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系に対して、多様性を有し位置的分散を図る設計とする。
		代替燃料プール冷却系熱交換器 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	
	残留熱除去系海水系	緊急用海水ポンプ	常設	緊急用海水系により代替燃料プール冷却系熱交換器に冷却水を供給する系統は、燃料プール冷却浄化系及び残留熱除去系の冷却水系統である残留熱除去系海水系の系統に対して多様性を有する設計とする。 代替燃料プール冷却系ポンプは、冷却を不要 (自然冷却) とすることで、残留熱除去系海水系により冷却する残留熱除去系ポンプ及び自然冷却の燃料プール冷却浄化系ポンプに対して多様性を有する設計とする。
		緊急用海水系ストレーナ	常設	代替燃料プール冷却系ポンプ及び代替燃料プール冷却系熱交換器を使用する代替燃料プール冷却系の配管は、燃料プール冷却浄化系配管の分岐点から燃料プール冷却浄化系の配管との合流点までを独立した系統とすることで、燃料プール冷却浄化系ポンプ及び残留熱除去系ポンプを使用した冷却系統に対して独立性を有する設計とする。

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-2-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (12/12)

【設備区分：原子炉冷却系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第71条) 重大事故等収束のための水源	(サブプレッション・チェンバ)	西側淡水貯水設備 [水源] 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用】	常設	低圧代替注水系 (常設), 低圧代替注水系 (可搬型), 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設), 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型), 格納容器下部注水系 (常設), 格納容器下部注水系 (可搬型), 代替燃料プール注水系 (注水ライン), 代替燃料プール注水系 (常設スプレイヘッド) 及び代替燃料プール注水系 (可搬型スプレイノズル) は, 代替淡水貯槽を水源とすることで, 設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる水源を有する設計とする。 低圧代替注水系 (可搬型), 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型), 格納容器下部注水系 (可搬型) 及び代替燃料プール注水系 (注水ライン) は, 西側淡水貯水設備を水源とすることで, 設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる水源を有する設計とする。
		代替淡水貯槽 [水源] 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用】	常設	
		サブプレッション・チェンバ [水源] 【原子炉格納施設と兼用】	常設	
—	—	ほう酸水貯蔵タンク [水源] 【原子炉格納施設と兼用】	常設	—
(第71条) 水の供給	サブプレッション・チェンバ	可搬型代替注水中型ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用】	可搬型	西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽は, 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより淡水又は海水を供給できる設計とし, 設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる系統の水源として設計する。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは, 屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで, 共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は, 共通要因によって接続できなくなることを防止するため, 位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。
		可搬型代替注水大型ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用】	可搬型	
(一) 重大事故等時に対処するための流路, 注水先, 注入先, 排出元等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器 【計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用】	常設	—
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉格納施設と兼用】	常設	
	(使用済燃料プール)	使用済燃料プール 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	
	—	原子炉建屋原子炉棟 【原子炉格納施設】	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
 *2: () 付の設備は, 重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり, 共通要因による機能喪失を想定していない。
 *3: 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】 内に設備区分を示す。

②c

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (1/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第63条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 残留熱除去系 (サブプレッショ ン・プール冷却系)	フィルタ装置 【原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	格納容器圧力逃がし装置は、残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッ ション・プール冷却系) 及び残留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃 がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び残留熱除去系海水系に対し て、多様性を有する設計とする。 また、格納容器圧力逃がし装置は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を常設代替交流電源設備若 しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔人力操作機構 若しくは操作ハンドルを用いた人力による遠隔操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの 給電により駆動する残留熱除去系 (原子炉停止時冷却系、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッ ション・プール冷却系) 及び残留熱除去系海水系に対して、多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋外の格納容器圧力逃がし装置格納槽に、圧力開 放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置し、耐圧強化ベント系は、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系 ポンプ、熱交換器及び屋外の残留熱除去系海水系と異なる区画に設置することで、残留熱除去系及び残 留熱除去系海水系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、除熱手段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び残 留熱除去系海水系に対して独立性を有する設計とする。
		第一弁 (S/C側) 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第一弁 (D/W側) 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第二弁 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第二弁バイパス弁 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		遠隔人力操作機構 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		第二弁操作室空気ボンベ ユニット (空気ボンベ) 【放射線管理施設】	可搬型	
		第二弁操作室差圧計 【放射線管理施設】	常設	
		圧力開放板 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		窒素供給装置	可搬型	
		窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
	移送ポンプ	常設		
	サブプレッショ ン・チェンバ	可搬型代替注水中型ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	可搬型	
		西側淡水貯水設備 [水源] 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		代替淡水貯槽 [水源] 【原子炉冷却系統施設】	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

NT2 補① V-1-1-6 R2

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (2/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第64条) 代替格納容器 スプレイ冷却系 (常設)による 原子炉格納 容器内の冷却	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバール冷却系)	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) は、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、常設低圧代替注水系ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できることで、非常用所内電気設備を経由した非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) に対して多様性を有する設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。 また、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) は、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブプレッション・チェンバを水源とする残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) に対して異なる水源を有する設計とする。
	サブプレッション・チェンバ	代替淡水貯槽[水源]	常設	常設低圧代替注水系ポンプ及び代替淡水貯槽は、常設低圧代替注水系格納槽内に設置することで、原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及びサブプレッション・チェンバと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。また、これらの多様性及び位置的分散によって、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (3/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第64条) 代替格納容器 スプレイ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却	残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 残留熱除去系 (サブプレッション・チェンバール冷却系)	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) は、残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) に対して多様性を有する設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、非常用交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した回路で系統構成することにより、非常用所内電気設備を経由して給電する系統に対して独立性を有する設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) の可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備を水源とすることで、サブプレッション・チェンバールを水源とする残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) 及び代替淡水貯槽を水源とする代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) に対して異なる水源を有する設計とする。また、代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) の可搬型代替注水大型ポンプは、代替淡水貯槽を水源とすることで、サブプレッション・チェンバールを水源とする残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) に対して異なる水源を有する設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、原子炉建屋及び常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の残留熱除去系ポンプ及び常設低圧代替注水系格納槽内の常設低圧代替注水系ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) は、残留熱除去系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、水源から残留熱除去系配管との合流点までの系統について、残留熱除去系に対して独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) は、設計基準事故対処設備である残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。また、これらの多様性及び位置的分散によって、代替格納容器スプレイ冷却系 (常設) 及び代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型) は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
	サブプレッション・チェンバール	西側淡水貯水設備 [水源]	常設	
		代替淡水貯槽 [水源]	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (4/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第64条) 残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系) による原子炉格納容器内の除熱	(残留熱除去系 (格納容器スプレイ冷却系))	残留熱除去系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第64条) 残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) によるサブプレッション・プールの除熱	(残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系))	残留熱除去系ポンプ	常設	-
		残留熱除去系熱交換器	常設	
	(サブプレッション・チェンバ)	サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
(第65条) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱	-	代替循環冷却系ポンプ	常設	代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッション・チェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽 (地下埋設) に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンプ) 及び第二弁操作室差圧計は原子炉建屋付属棟に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。
		残留熱除去系熱交換器	常設	
		サブプレッション・チェンバ [水源]	常設	
		残留熱除去系海水系ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		残留熱除去系海水系ストレーナ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		緊急用海水ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
		緊急用海水系ストレーナ 【原子炉冷却系統施設】	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (5/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第65条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱		フィルタ装置	常設	代替循環冷却系及び格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。 格納容器圧力逃がし装置は、人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで、代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。 代替循環冷却系の代替循環冷却系ポンプ、残留熱除去系熱交換器及びサブプレッション・チェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置は原子炉建屋近傍の格納容器圧力逃がし装置格納槽(地下埋設)に、第二弁操作室遮蔽、第二弁操作室空気ポンプユニット(空気ポンプ)及び第二弁操作室差圧計は原子炉建屋付属棟に、圧力開放板は原子炉建屋近傍の屋外に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。 これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と格納容器圧力逃がし装置は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。
		第一弁 (S/C側)	常設	
		第一弁 (D/W側)	常設	
		第二弁	常設	
		第二弁バイパス弁	常設	
		遠隔人力操作機構	常設	
		第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンプ) 【放射線管理施設】	可搬型	
		第二弁操作室差圧計 【放射線管理施設】	常設	
		圧力開放板	常設	
		窒素供給装置	可搬型	
		窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		移送ポンプ	常設	
		可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
	西側淡水貯水設備【水源】	常設		
	代替淡水貯槽【水源】	常設		

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (6/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第66条) 格納容器下部注水系 (常設) によるペDESTAL(ドライウエル部)への注水	-	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	格納容器下部注水系 (常設) 及び格納容器下部注水系 (可搬型) は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、格納容器下部注水系 (常設) の常設低圧代替注水系ポンプを代替所内電気設備を經由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、格納容器下部注水系 (可搬型) の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。 格納容器下部注水系 (常設) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器下部注水系 (常設) の電動弁は、代替所内電気設備を經由して給電する系統において、独立した電路で系統構成することにより、独立性を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器下部注水系 (常設) 及び格納容器下部注水系 (可搬型) は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。
		コリウムシールド	常設	
		代替淡水貯槽[水源]	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (7/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第66条) 格納容器下部注水系 (可搬型) によるペDESTAL(ドライウェル部)への注水	-	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	格納容器下部注水系 (常設) 及び格納容器下部注水系 (可搬型) は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、格納容器下部注水系 (常設) の常設低圧代替注水系ポンプを代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による電動機駆動とし、格納容器下部注水系 (可搬型) の可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプを空冷式のディーゼルエンジンによる駆動とすることで、多様性を有する設計とする。 また、格納容器下部注水系 (可搬型) の可搬型代替注水中型ポンプは、西側淡水貯水設備を水源とすることで、代替淡水貯槽を水源とする格納容器下部注水系 (常設) に対して、異なる水源を有する設計とする。 常設低圧代替注水系ポンプは、常設低圧代替注水系格納槽内に設置し、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは常設低圧代替注水系格納槽から離れた屋外に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 格納容器下部注水系 (可搬型) の電動弁は、ハンドルを設けて手動操作を可能とすることで、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作に対して多様性を有する設計とする。また、格納容器下部注水系 (可搬型) の電動弁は、代替所内電気設備を経由して給電する系統において、独立した回路で系統構成することにより、独立性を有する設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。 これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、格納容器下部注水系 (常設) 及び格納容器下部注水系 (可搬型) は、互いに重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
		コリウムシールド	常設	
		西側淡水貯水設備[水源]	常設	
		代替淡水貯槽[水源]	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (8/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第66条) 溶融炉心の落下遅延及び防止	-	常設高圧代替注水系ポンプ	常設	-
		サブプレッション・チェンバ 【水源】	常設	
	-	ほう酸水注入ポンプ	常設	
		ほう酸水貯蔵タンク【水源】	常設	
	-	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	
		代替淡水貯槽【水源】	常設	
	-	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
		西側淡水貯水設備【水源】	常設	
		代替淡水貯槽【水源】	常設	
	-	代替循環冷却系ポンプ	常設	
		残留熱除去系熱交換器	常設	
		サブプレッション・チェンバ 【水源】	常設	
		緊急用海水ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
緊急用海水系ストレータ 【原子炉冷却系統施設】		常設		
残留熱除去系海水系ポンプ 【原子炉冷却系統施設】		常設		
残留熱除去系海水系ストレータ 【原子炉冷却系統施設】		常設		
(第67条) 可搬型窒素供給装置による 原子炉格納容器内の不活性化	-	窒素供給装置	可搬型	
		窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (9/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故等対処設備（既設+新設）*3		
(第67条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出	-	フィルタ装置	常設	格納容器圧力逃がし装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
		第一弁（S/C側）	常設	
		第一弁（D/W側）	常設	
		第二弁	常設	
		第二弁バイパス弁	常設	
		遠隔人力操作機構	常設	
		第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		第二弁操作室空気ポンプユニット（空気ポンプ） 【放射線管理施設】	可搬型	
		第二弁操作室差圧計 【放射線管理施設】	常設	
		圧力開放板	常設	
		窒素供給装置	可搬型	
		窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		移送ポンプ	常設	
		可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
		西側淡水貯水設備[水源]	常設	
		代替淡水貯槽[水源]	常設	
		フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ） 【放射線管理施設】	常設	
フィルタ装置入口水素濃度 【計測制御系統施設】	常設			
(第68条) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出	-	非常用ガス処理系排風機	常設	非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
		非常用ガス処理系フィルタトレイン	常設	
		非常用ガス再循環系排風機	常設	
		非常用ガス再循環系フィルタトレイン	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：（ ）付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (10/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第68条) 静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制	-	静的触媒式水素再結合器	常設	静的触媒式水素再結合器動作監視装置と原子炉建屋水素濃度は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、異なる計測方式とすることで多様性を有する設計とする。また、静的触媒式水素再結合器動作監視装置及び原子炉建屋水素濃度は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、常設代替直流電源設備又は可搬型代替直流電源設備からの給電により作動できる設計とする。
		静的触媒式水素再結合器動作監視装置 【計測制御系統施設】	常設	
(第70条) 大気への放射性物質の拡散抑制	-	可搬型代替注水大型ポンプ (放水用) 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用】	可搬型	原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲、泡混合器、泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) 及び汚濁防止膜は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。
		放水砲 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用】	可搬型	
(第70条) 海洋への放射性物質の拡散抑制	-	汚濁防止膜 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用】	可搬型	原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲、泡混合器、泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) 及び汚濁防止膜は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。
(第70条) 航空機燃料火災への泡消火	-	可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)	可搬型	原子炉建屋放水設備又は海洋拡散抑制設備である可搬型代替注水大型ポンプ (放水用)、放水砲、泡混合器、泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用) 及び汚濁防止膜は、原子炉建屋、タービン建屋及び廃棄物処理建屋から離れた屋外に保管する。
		放水砲	可搬型	
		泡混合器	可搬型	
		泡消火薬剤容器 (大型ポンプ用)	可搬型	
(第71条) 重大事故等収束のための水源	(サブプレッション・チェンバ)	西側淡水貯水設備 [水源] 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	低圧代替注水系 (常設)、低圧代替注水系 (可搬型)、代替格納容器スプレー冷却系 (常設)、代替格納容器スプレー冷却系 (可搬型)、格納容器下部注水系 (常設)、格納容器下部注水系 (可搬型)、代替燃料プール注水系 (注水ライン)、代替燃料プール注水系 (常設スプレーヘッド) 及び代替燃料プール注水系 (可搬型スプレーノズル) は、代替淡水貯槽を水源とすることで、設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる水源を有する設計とする。 低圧代替注水系 (可搬型)、代替格納容器スプレー冷却系 (可搬型)、格納容器下部注水系 (可搬型) 及び代替燃料プール注水系 (注水ライン) は、西側淡水貯水設備を水源とすることで、設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる水源を有する設計とする。
		代替淡水貯槽 [水源] 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	
		サブプレッション・チェンバ [水源] 【原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	
	-	ほう酸水貯蔵タンク [水源] 【原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

②c

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (11/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第71条) 水の供給	サブプレッション・チェンバ	可搬型代替注水中型ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉冷却系統施設と兼用】	可搬型	西側淡水貯水設備及び代替淡水貯槽は、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプにより淡水又は海水を供給できる設計とし、設計基準事故対処設備等の水源であるサブプレッション・チェンバに対して異なる系統の水源として設計する。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、屋外の複数の異なる場所に分散して保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。 可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所を設置する設計とする。
		可搬型代替注水大型ポンプ 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉冷却系統施設と兼用】	可搬型	
(第74条) 原子炉建屋ガス処理系による居住性の確保	-	非常用ガス再循環系排風機	常設	原子炉建屋ガス処理系は、多重性を有する非常用交流電源設備からの給電が可能な設計とする。 原子炉建屋ガス処理系の非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
		非常用ガス処理系排風機	常設	
(第74条) 原子炉建屋外側ブローアウトパネルの閉止による居住性の確保	-	ブローアウトパネル閉止装置	常設	ブローアウトパネル閉止装置は、非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
		ブローアウトパネル閉止装置開閉状態表示	常設	
		ブローアウトパネル開閉状態表示	常設	
(一) 重大事故等時に対処するための流路, 注水先, 注入先, 排出元等	(原子炉压力容器)	原子炉压力容器 【原子炉冷却系統施設及び計測制御系統施設と兼用】	常設	-
	(原子炉格納容器)	原子炉格納容器 【原子炉冷却系統施設と兼用】	常設	
	(使用済燃料プール)	使用済燃料プール 【核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設】	常設	
	-	原子炉建屋原子炉棟	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

V-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書

目次

1. 概要.....	1
2. 基本方針.....	2
2.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH.....	2
2.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH.....	2
3. 評価.....	3
3.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの評価方針.....	3
3.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針.....	3
3.3 評価対象ポンプの選定.....	3
3.4 評価方法.....	5
3.4.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法.....	5
3.4.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法.....	9
3.5 評価結果.....	9
3.5.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果.....	9

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第32条第3項及び第54条第1項第1号並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）により、原子炉冷却系統施設の「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」のうちサブプレッション・プールを水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプが、原子炉格納容器内の圧力、水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭（以下「有効 NPSH」という。）において、正常に機能することを説明するとともに、サブプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプについても想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明するものである。

また、有効 NPSH 以外の温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して有効に機能を発揮することについては、添付書類「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

なお、設計基準対象施設に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請においては変更は行わない。

今回、新たに重大事故等対処設備として申請する「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」のうちサブプレッション・プールを水源として原子炉圧力容器に注水する残留熱除去系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、常設高圧代替注水系ポンプ及び代替循環冷却系ポンプ並びにサブプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉圧力容器に注水する常設低圧代替注水系ポンプ、ほう酸水注入ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプについて、想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明する。

①a

2. 基本方針

2.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において，原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」としてサプレッション・プールを水源として原子炉圧力容器に注水するためのポンプは，想定される原子炉格納容器内の圧力，水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響によるろ過装置の性能評価により想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能する設計とする。

2.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において，原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」としてサプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉圧力容器へ注水するためのポンプは，各水源タンク等の圧力，水位及び温度により想定される最も小さい有効 NPSH において，正常に機能する設計とする。

これらのポンプについては，異物管理されたほう酸水貯蔵タンク，代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備を水源とするため，異物の影響については考慮不要とする。

なお，S A用海水ピットから取水する可能性のある可搬型代替注水大型ポンプ車の付属品である水中ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプには，吸込口に異物混入防止のフィルタを設置する設計とする。万一，これらのポンプの吸込口のフィルタが詰まった場合は，ポンプの起動停止によるフィルタ閉塞の回復及びポンプの吊り上げにより，短時間でフィルタを清掃できる手順を整備する。

3. 評価

3.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッション・プールを水源として原子炉圧力容器へ注水するポンプは、原子炉格納容器内の圧力、水位及び水源の温度並びに冷却材中の異物により想定される最も小さい有効 NPSH が必要吸込水頭（以下「必要 NPSH」という。）を上回ることを評価する。

そのうち、原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）等時の対応によりサプレッション・プールを水源として、原子炉圧力容器に注水する場合、注水に係る最も厳しい初期条件は原子炉冷却材配管の両端破断による大破断LOCAを想定するが、破断形態は設計基準事故と同等であるため、保温材の破損影響範囲（以下「ZOI」という。）及び配管破断による保温材等の異物発生量は設計基準事故時より拡大することはない。

ただし、炉心損傷を伴う重大事故等時においては、原子炉格納容器内のpH制御のために注入する水酸化ナトリウム水溶液と原子炉格納容器内構造物等との化学反応により新たに発生する異物（以下「化学影響生成異物」という。）が想定されるため、化学影響生成異物の想定発生量が最大となる事象を抽出して有効 NPSH を評価する。

また、評価に当たっては、平成20年4月7日付け平成20・02・29原第41号にて認可された工事計画の添付書類「IV-5 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」を参考に、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））に準拠し評価を行う。

3.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプは、それぞれの水源の圧力、水位、温度及び配管圧損等により想定される最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

3.3 評価対象ポンプの選定

重大事故等時の対応において、原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉圧力容器に注水するために使用するポンプ及び想定される水源を以下に示す。

- ・ 残留熱除去系ポンプ* (水源：サプレッション・プール)
- ・ 高圧炉心スプレイ系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
- ・ ほう酸水注入ポンプ (水源：ほう酸水貯蔵タンク)
- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ (水源：サプレッション・プール)

①a

- ・常設低圧代替注水系ポンプ* (水源：代替淡水貯槽)
- ・代替循環冷却系ポンプ* (水源：サプレッション・プール)
- ・可搬型代替注水大型ポンプ* (水源：代替淡水貯槽，S A用海水ピット)
- ・可搬型代替注水中型ポンプ* (水源：西側淡水貯水設備，S A用海水ピット)

注記*：原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用し，原子炉格納容器の除熱又は冷却に使用するポンプを示す。なお，ほう酸水注入ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプは，熔融炉心のペダスタル（ドライウェル部）への落下を遅延又は防止するために原子炉圧力容器へ注水することから，原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用しており，原子炉格納容器の除熱又は冷却に使用しない。

複数の水源を想定するポンプの評価に当たっては，評価条件が最も厳しくなる水源を想定する。

「圧力低減設備その他の安全設備」と兼用するポンプのうち，常設低圧代替注水系ポンプ及び代替循環冷却系ポンプは，「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉圧力容器に注水に使用する場合よりも，「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器除熱又は冷却に使用する場合の方が厳しい使用条件となるため，添付書類「V-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価する。

ほう酸水注入ポンプは，ほう酸水貯蔵タンクを水源として有効 NPSH が確保される水位以上に確保された必要水量を原子炉圧力容器へ注水するよう設計されており，機能が要求される運転状態においては水源の圧力，温度の変化及び異物の影響はなく，ほう酸水注入ポンプの有効 NPSH は十分確保されることから，評価対象外とする。

可搬型代替注水大型ポンプの付属品である水中ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは，空気を吸い込まない水位を確保するように沈めて運転するポンプであり，必要 NPSH に代わる条件として運転必要最低水位（水中ポンプ内に空気を吸い込まず，ポンプが正常に機能するための最低吸込高さ）を確保するように設置することで，キャビテーションを防止する設計であることから，評価対象外とする。

また，可搬型代替注水大型ポンプは，付属品である水中ポンプにより，可搬型代替注水大型ポンプの必要 NPSH を上回る押込水頭が可搬型代替注水大型ポンプの吸込側にかかるように設計されており，可搬型代替注水大型ポンプの有効 NPSH は十分確保されることから，評価対象外とする。したがって，本資料では，以下のポンプの重大事故等時の有効 NPSH を評価する。

- ・残留熱除去系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
(1691.9 m³/h)
- ・高圧炉心スプレイ系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
(1461.4 m³/h)

- ・ 低圧炉心スプレイ系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
(1442.1 m³/h)
- ・ 原子炉隔離時冷却系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
(142 m³/h)
- ・ 常設高圧代替注水系ポンプ (水源：サプレッション・プール)
(136.7 m³/h)

3.4 評価方法

3.4.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3 評価対象ポンプの選定」により選定した残留熱除去系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価については、重大事故等時の各事象のうち、個別評価が必要な事象を抽出し、その事象について最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

(1) 有効 NPSH 評価事象の抽出

重大事故等時の各事象におけるサプレッション・プール吸込ストレーナの圧損に影響する評価条件を比較し、「3.3 評価対象ポンプの選定」で選定した残留熱除去系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ、低圧炉心スプレイ系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプ（高圧炉心スプレイ系ストレーナを兼用）に対して、有効 NPSH の個別評価が必要な事象を以下のとおり抽出する。表3.4.1-1に設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果を示す。

a. 重大事故等時の各事象におけるポンプ運転状態

重大事故等における各事象（表3.4.1-1のaからj）のうち、a及びfの事象については、評価対象ポンプによるサプレッション・プールを水源とした原子炉圧力容器への注水を考慮しないため個別評価対象外とする。

b. 有効 NPSH 評価条件及び発生異物量の影響

重大事故等における各事象（表3.4.1-1のaからj）のうち、b, c, d, e, g 及びhの事象については、原子炉冷却材配管の破断が生じず、保温材等の異物発生が想定されない。したがって、残留熱除去系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプの評価については有効 NPSH 評価条件が設計基準事故時の条件に包絡されることから、個別評価対象外とする。

以上より、設計基準対象施設としての使用条件を超えて運転する原子炉隔離時冷却系ポンプについて、サプレッション・プール水温の上昇に伴うポンプ吸込口の条件が最も厳しい「c 全交流動力電源喪失」の事象を想定し有効 NPSH 評価を実施する。また、新設設備である常設高圧代替注水系ポンプについても同様の

①a

理由により、「c 全交流動力電源喪失」の事象を想定し有効 NPSH 評価を実施する。これらの事象では、LOCA事象を想定しないため、異物による圧損影響については考慮しない。

なお、「i 大破断LOCA時注水機能喪失」及び「j DCH, FCI, MCCI」の事象については、「3.3 評価対象ポンプの選定」に記載のとおり、添付書類「V-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価するため個別評価対象外とする。

(2) 有効 NPSH の評価条件

有効 NPSH 評価について、以下の各条件を考慮した上で評価する。

a. 事故後の原子炉格納容器圧力，サプレッション・プール水の温度

各事象における水源の温度及び圧力は、事故後の経過時間とともに変化するが、サプレッション・チェンバの圧力は常にサプレッション・プール水温の飽和蒸気圧を超える。

サプレッション・プールを水源として有効 NPSH を評価するときは、評価条件を保守的に設定するという観点より、保守性を十分考慮した背圧を設定する。

b. サプレッション・プールの最低水位

サプレッション・プールの最低水位は、重大事故等で想定されるサプレッション・プールの最低水位を考慮する。

c. ストレーナの異物付着による圧損上昇

大破断LOCAを想定しないため、ストレーナの異物付着による圧損上昇を考慮しない。

d. 配管圧損

ポンプの有効 NPSH 算定に必要な配管圧損については、配管の径、長さ、形状及び弁類の仕様並びに注水時におけるポンプの最大流量により評価した値を用いる。

表3.4.1-1 設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果（設計基準事故時を基準）

	重大事故等の事象 (有効性評価の事故シーケンスグループ)	S/P水源での運転 をすするポンプ*1	有効NPSH評価条件 (水源の圧力, 温度等)	破断形態	発生異物量	
					保温材等	化学影響 生成異物
a	高圧・低圧注水機能喪失	—	—	無	—	—
b	高圧注水・減圧機能喪失	RHR, LPCS	設計基準事故時に包絡	無	—	—
c	全交流動力電源喪失	RHR, RCIC, AHPI	RHR：設計基準事故時に包絡 RCIC：個別評価を実施*2 AHPI：個別評価を実施	無	—	—
d	崩壊熱除去機能喪失	RHR, HPCS, RCIC	RHR, HPCS：設計基準事故時に包絡 RCIC：cの事象に包絡	無	—	—
e	原子炉停止機能喪失	RHR, HPCS, RCIC	RHR, HPCS：設計基準事故時に包絡 RCIC：cの事象に包絡	無	—	—
f	LOCA時注水機能喪失	—	—	中小破断	設計基準 事故未満	—
g	格納容器バイパス	RHR, LPCS, RCIC	RHR, LPCS：設計基準事故時に包絡 RCIC：cの事象に包絡	無	—	—
h	津波浸水による 最終ヒートシンク喪失	RHR, RCIC	RHR：設計基準事故時に包絡 RCIC：cの事象と同じ	無	—	—
i	大破断LOCA時注水機能喪失	ARC	ARC：個別評価を実施	大破断	設計基準 事故と同等	化学影響生成 異物の発生*3
j	DCH, FCI, MCCI	ARC	ARC：iの事象に包絡	無	—	—

炉心損傷がない場合

炉心損傷
する場合

①a

- 注記 *1 : サプレッション・プールを水源として、原子炉圧力容器へ注水するポンプを示す。
- *2 : RCICの有効 NPSH 評価条件として最も厳しい条件は、100 °C以上の運転状態となり背圧が小さい全交流動力電源喪失事象となる。
- *3 : pH制御装置よりサプレッション・プール内に水酸化ナトリウムが注入され、水質がアルカリ性になることで、原子炉格納容器内のAl, Si, Zn, Feを含有した構造材との化学反応により溶出したものが保守的に全析出すると仮定する。
- 注 : RHR : 残留熱除去系ポンプ, HPCS : 高压炉心スプレイ系ポンプ, LPCS : 低压炉心スプレイ系ポンプ, RCIC : 原子炉隔離時冷却系ポンプ, AHPI : 常設高压代替注水系ポンプ, ARC : 代替循環冷却系ポンプ, DCH : 過渡事象 + 高压炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗 + 炉心損傷後の手動減圧失敗 + DCH, FCI : 過渡事象 + 高压炉心冷却失敗 + 低压炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + FCI (ペDESTAL), MCCI : 過渡事象 + 高压炉心冷却失敗 + 低压炉心冷却失敗 + 損傷炉心冷却失敗 + デブリ冷却失敗 (ペDESTAL)

3.4.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3 評価対象ポンプの選定」により，評価対象となるポンプは無い。

3.5 評価結果

3.5.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果

(1) 原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果

a. 有効 NPSH の算定結果

原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 算定結果を表3.5.1-1に示す。また，有効 NPSH 評価の概略図を図3.5.1-1に示す。

b. 有効 NPSH 評価結果

原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果を表3.5.1-2に示す。

表3.5.1-2に示すとおり，重大事故等時における原子炉隔離時冷却系ポンプの有効NPSH は，必要 NPSH を上回っており，原子炉隔離時冷却系ポンプの運転状態において，必要 NPSH は確保されている。

表3.5.1-1 原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a ：吸込液面に作用する絶対圧力	□
H_s ：吸込揚程	
H_1 ：ポンプ吸込配管圧損	
H_2 ：異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損*1	
h_s ：ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	
有効 NPSH ($H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$)	

注記 *1：原子炉隔離時冷却系ポンプはLOCA事象において使用しないため。

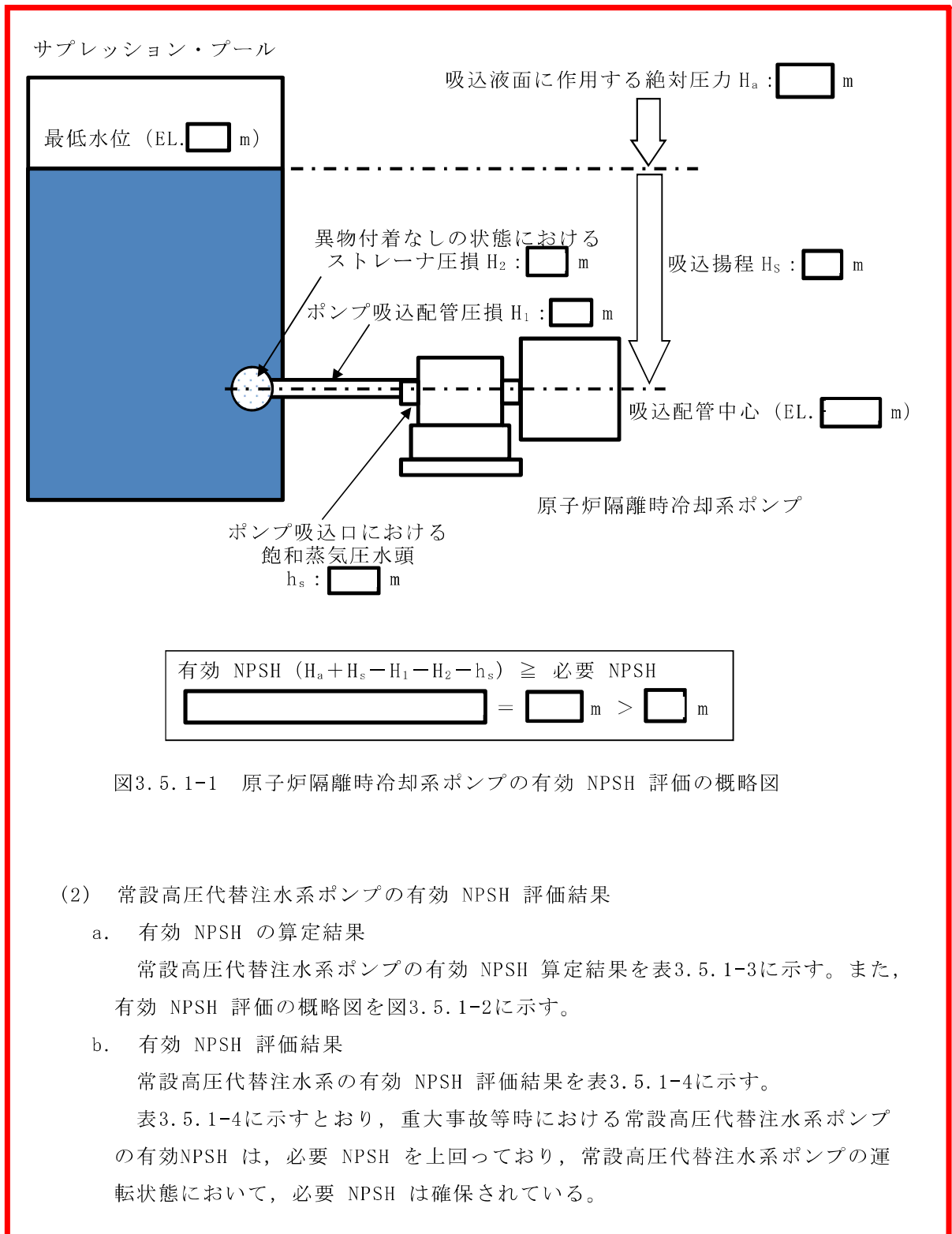
*2：ティー及びペネ部を含む。

表3.5.1-2 原子炉隔離時冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
原子炉隔離時冷却系ポンプ	□	□

①a.



①a.

表3.5.1-3 常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a : 吸込液面に作用する絶対圧力	□
H_s : 吸込揚程	
H_1 : ポンプ吸込配管圧損	
H_2 : 異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損* ¹	
h_s : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	
有効 NPSH ($H_a + H_s - H_1 - H_2 - h_s$)	

注記*1：常設高圧代替注水系ポンプはLOCA事象において使用しないため。

*2：常設高圧代替注水系ポンプの流量は，ストレーナを兼用する高圧炉心スプレイ系ポンプの流量に比べて小さく，ストレーナ圧損は低減するが，有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように，高圧炉心スプレイ系ポンプ運転時のストレーナ圧損を使用するものとし，設備の変更がないため，高圧炉心スプレイ系ストレーナの既工事計画添付書類の算定値と同じとする。

表3.5.1-4 常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
常設高圧代替注水系ポンプ	□	□

NT2 補② V-1-4-3 R8

①a

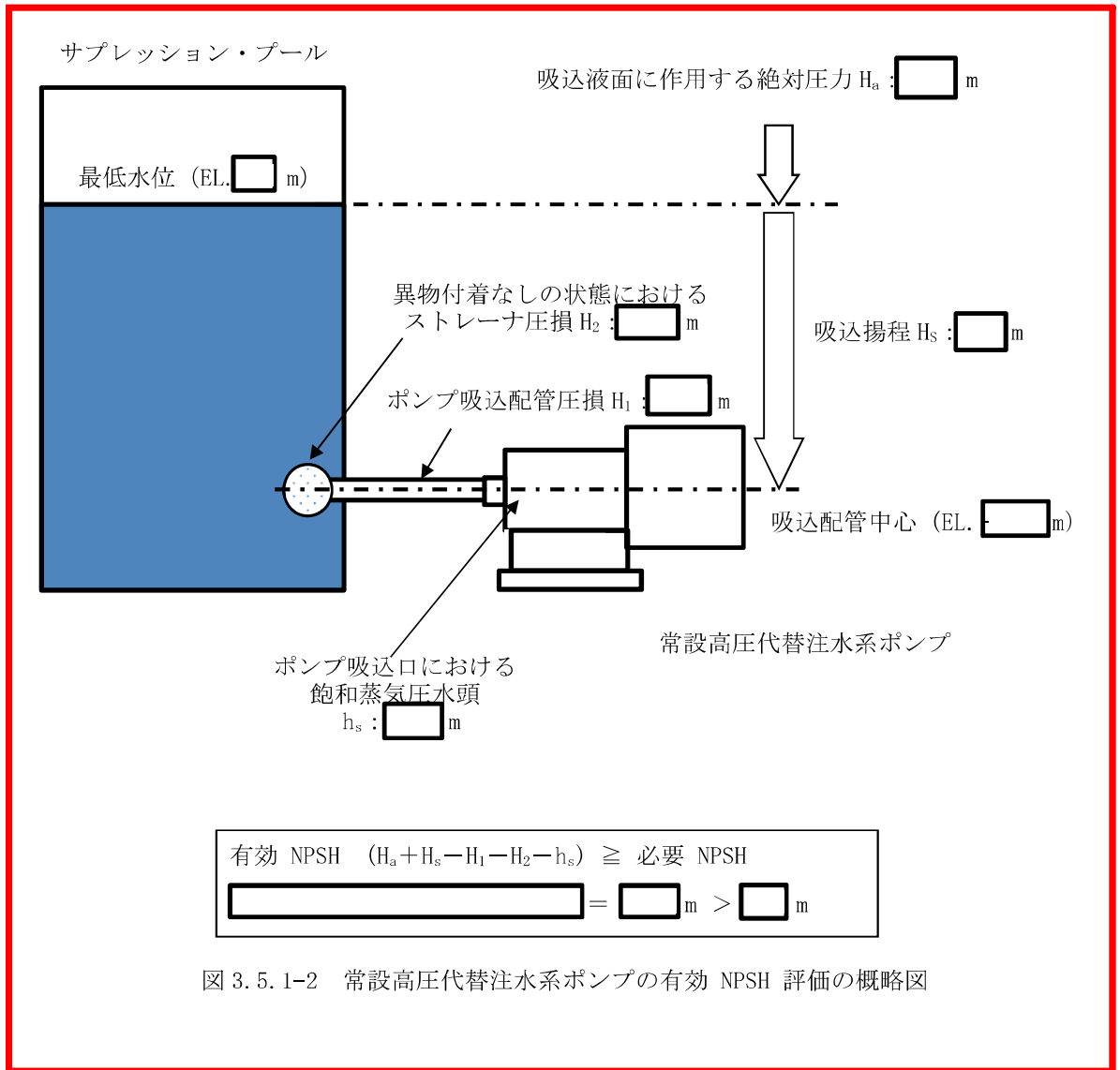


図 3.5.1-2 常設高圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

V-1-8-4 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書

目次

1. 概要.....	1
2. 基本方針.....	2
2.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH.....	2
2.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH.....	2
3. 評価.....	3
3.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの評価方針.....	3
3.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針.....	3
3.3 評価対象ポンプの選定.....	3
3.4 評価方法.....	4
3.4.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法.....	4
3.4.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法 ..	7
3.5 評価結果.....	7
3.5.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果.....	7
3.5.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果 .	10

別添1

重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価

①a

1. 概要

本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第44条第1項第5号及び第54条第1項第1号並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（以下「解釈」という。）により、原子炉格納施設の「圧力低減設備その他の安全設備」のうちサブプレッション・プールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプが、原子炉格納容器内の圧力、水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響により想定される最も小さい有効吸込水頭（以下「有効 NPSH」という。）において、正常に機能することを説明するとともに、サブプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプについても想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明するものである。

また、有効 NPSH 以外の温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して有効に機能を発揮することについては、添付書類「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。

なお、設計基準対象施設に関しては、技術基準規則の要求事項に変更がないため、今回の申請においては変更は行わない。

今回、新たに重大事故等対処設備として申請する「圧力低減設備その他の安全設備」のうちサブプレッション・プールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転する残留熱除去系ポンプ及び代替循環冷却系ポンプ並びにサブプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転する常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプについて、想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能することを説明する。なお、原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」として使用するほう酸水注入ポンプ及び常設高圧代替注水系ポンプについては、熔融炉心のペDESTAL（ドライウェル部）への落下の遅延又は防止を目的として、原子炉圧力容器への注水に使用するため、添付書類「V-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて評価する。

①a

2. 基本方針

2.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において、原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」としてサプレッション・プールを水源として原子炉格納容器除熱のために運転するポンプは、想定される原子炉格納容器内の圧力、水位及び温度並びに冷却材中の異物の影響によるろ過装置の性能評価により想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能する設計とする。

2.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH

重大事故等時において、原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」としてサプレッション・プールを除くタンク等を水源として原子炉格納容器冷却のために運転するポンプは、各水源タンク等の圧力、水位及び温度により想定される最も小さい有効 NPSH において、正常に機能する設計とする。

これらのポンプについては、異物管理された代替淡水貯槽又は西側淡水貯水設備を水源とするため、異物の影響については考慮不要とする。

なお、S A用海水ピットから取水する可能性のある可搬型代替注水大型ポンプ車の付属品である水中ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプには、吸込口に異物混入防止のフィルタを設置する設計とする。万一、これらのポンプの吸込口のフィルタが詰まった場合は、ポンプの起動停止によるフィルタ閉塞の回復及びポンプの吊り上げにより、短時間でフィルタを清掃できる手順を整備する。

①a

3. 評価

3.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッション・プールを水源とするポンプは、原子炉格納容器内の圧力、水位及び水源の温度並びに冷却材中の異物により想定される最も小さい有効 NPSH が必要吸込水頭（以下「必要 NPSH」という。）を上回ることを評価する。

そのうち、原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）等時の対応においてサプレッション・プールを水源として、原子炉格納容器除熱のために運転する場合、運転に係る最も厳しい初期条件は原子炉冷却材配管の両端破断による大破断LOCAを想定するが、破断形態は設計基準事故と同等であるため、保温材の破損影響範囲（以下「ZOI」という。）及び配管破断による保温材等の異物発生量は設計基準事故時より拡大することはない。

ただし、炉心損傷を伴う重大事故等時においては、原子炉格納容器内のpH制御のために注入する水酸化ナトリウム水溶液と原子炉格納容器内構造物等との化学反応により新たに発生する異物（以下「化学影響生成異物」という。）が想定されるため、化学影響生成異物の想定発生量が最大となる事象を抽出して有効 NPSH を評価する。

また、評価に当たっては、平成20年4月7日付け平成20・02・29原第41号にて認可された工事計画の添付書類「IV-5 非常用炉心冷却設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」を参考に、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））に準拠し評価を行う。

3.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの評価方針

重大事故等時において、サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプは、それぞれの水源の圧力、水位、温度及び配管圧損等により想定される最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

3.3 評価対象ポンプの選定

重大事故等時の対応において、原子炉格納施設のうち「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器除熱又は冷却のために使用するポンプを以下に示す。

- ・ 残留熱除去系ポンプ* (水源：サプレッション・プール)
- ・ 常設低圧代替注水系ポンプ* (水源：代替淡水貯槽)
- ・ 代替循環冷却系ポンプ* (水源：サプレッション・プール)
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ* (水源：代替淡水貯槽， SA用海水ピット)
- ・ 可搬型代替注水中型ポンプ* (水源：西側淡水貯水設備， SA用海水ピット)

①a

注記 *：原子炉冷却系統施設のうち「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」と兼用するポンプを示す。

複数の水源を想定するポンプの評価に当たっては、評価条件が最も厳しくなる水源を想定する。

「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」と兼用するポンプのうち、残留熱除去系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプは、「圧力低減設備その他の安全設備」として原子炉格納容器除熱又は冷却のために使用する場合と、「非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備」として原子炉圧力容器へ注水するために使用する場合で使用条件が変わらないため、添付書類「V-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価する。

したがって、本資料では、以下のポンプの重大事故等時の有効 NPSH を評価する。

- ・常設低圧代替注水系ポンプ (水源：代替淡水貯槽)
(200 m³/h)
- ・代替循環冷却系ポンプ (水源：サブプレッション・プール)
(250 m³/h)

3.4 評価方法

3.4.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3 評価対象ポンプの選定」により選定した代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価については、重大事故等時の各事象のうち、個別評価が必要な事象を抽出し、その事象について最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを評価する。

具体的な評価手順及び評価内容については、別添1「重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価」に示す。

(1) 有効 NPSH 評価事象の抽出

重大事故等時の各事象におけるサブプレッション・プール吸込ストレーナの圧損に影響する評価条件を比較し、「3.3 評価対象ポンプの選定」で選定した代替循環冷却系ポンプ（残留熱除去系ストレーナを兼用）に対して、有効 NPSH の個別評価が必要な事象を以下のとおり抽出する。表3.4.1-1に設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果を示す。

a. 重大事故等時の各事象におけるポンプ運転状態

重大事故等における各事象（表3.4.1-1のaからj）のうち、a及びfの事象については、有効性評価の評価条件として、サブプレッション・プールを水源とした原子炉格納容器除熱を考慮していないため評価対象外とする。

b. 有効 NPSH 評価条件および発生異物量の影響

①a

重大事故等時における各事象（表3.4.1-1のaからj）のうち、b, c, d, e, g及びhの事象については、残留熱除去系ポンプを原子炉格納容器除熱に使用するが、「3.3 評価対象ポンプの選定」に記載のとおり、添付書類「V-1-4-3 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水ポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて有効 NPSH を評価するため個別評価対象外とする。

i及びjの事象については、代替循環冷却系ポンプを原子炉格納容器除熱に使用するが、jの事象については、原子炉冷却材配管の破断が生じず、保温材等の異物発生が想定されないことから、iの事象の評価に包絡される。

以上より、新設設備である代替循環冷却系ポンプについて、「i 大破断LOCA時注水機能喪失」の事象を想定し、発生する異物の影響を考慮して有効 NPSH 評価を実施する。

(2) 有効 NPSH の評価条件

有効 NPSH 評価について、以下の各条件を考慮した上で評価する。

a. 事故後の原子炉格納容器圧力、サプレッション・プール水の温度

各事象における水源の温度及び圧力は、事故後の経過時間とともに変化するが、サプレッション・チェンバの圧力は常にサプレッション・プール水温の飽和蒸気圧以上となる。

サプレッション・プールを水源として有効 NPSH を評価するときは、評価条件を保守的に設定するという観点より、配管破断後の原子炉格納容器圧力の上昇は考慮せず、大気圧とする。

b. サプレッション・プールの最低水位

サプレッション・プールの最低水位は、重大事故等で想定されるサプレッション・プールの最低水位を考慮する。

c. ストレーナの異物付着による圧損上昇

ストレーナの異物付着による圧損上昇を考慮する。詳細については、別添1に示す。

なお、ストレーナの異物付着による圧損上昇は、代替循環冷却系ポンプ運転時の通水流量（250 m³/h）に対して、有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように、ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプ運転時の定格流量（1691.9 m³/h）を用いた評価を実施する。

d. 配管圧損

ポンプの有効 NPSH 算定に必要な配管圧損については、配管の径、長さ、形状及び弁類の仕様並びに原子炉格納容器除熱のために使用するポンプの最大流量により評価した値を用いる。

表3.4.1-1 設計基準事故時と重大事故等時における各事象の評価条件の比較結果（設計基準事故時を基準）

重大事故等における各事象 (有効性評価の事故シーケンスグループ)	S/P水源での運転 をするポンプ*1	有効NPSH評価条件 (水源の圧力, 温度等)	破断形態	発生異物量	
				保温材等	化学影響 生成異物
a 高圧・低圧注水機能喪失	—	—	無	—	—
b 高圧注水・減圧機能喪失	RHR	—*3	無	—	—
c 全交流動力電源喪失	RHR	—*3	無	—	—
d 崩壊熱除去機能喪失	RHR	—*3	無	—	—
e 原子炉停止機能喪失	RHR	—*3	無	—	—
f LOCA時注水機能喪失	—	—	中小破断	設計基準 事故時未済	—
g 格納容器バイパス	RHR	—*3	無	—	—
h 津波浸水による 最終ヒートシンク喪失	RHR	—*3	無	—	—
i 大破断LOCA時注水機能喪失	ARC	ARC：個別評価を実施	大破断	設計基準 事故時と同等	化学影響 生成異物の 発生*2
j DCH, FCI, MCCI	ARC	ARC：iの事象に包絡	無	—	—

炉心損傷がない場合

炉心損傷する場合

注：RHR：残留熱除去系ポンプ，ARC：代替循環冷却系ポンプ，DCH：過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋手動減圧失敗＋炉心損傷後の手動減圧失敗＋DCH，FCI：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＋FCI（ペデスタル），MCCI：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＋デブリー冷却失敗（ペデスタル）

注記 *1：サブプレッション・プールを水源として，原子炉格納容器除熱に使用するポンプを示す。
 *2：pH制御装置よりサブプレッション・プール内に水酸化ナトリウムが注入され，水質がアルカリ性になることで，原子炉格納容器内のAl，Si，Zn，Feを含有した構造材との化学反応により溶出したものが保守的に全析出すると仮定する。
 *3：残留熱除去系ポンプについては，添付書類「V-1-4-3 非常用炉心冷却設備の他の原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書」にて評価する。

①a

3.4.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価方法

「3.3 評価対象ポンプの選定」により選定した、常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価については、吸込揚程が最も小さくなる代替淡水貯槽の水位が最低水位となった場合の運転を想定した最も小さい有効 NPSH が必要 NPSH を上回ることを確認する。

(1) 有効 NPSH 評価条件

有効 NPSH 評価条件については、以下の各条件を考慮した上で評価する。

a. 水源の温度

水源の温度は、代替淡水貯槽の最高使用温度である66℃とする。

b. 水源の水位

常設低圧代替注水系ポンプ運転時の水源の最低水位は、常設低圧代替注水系ポンプへの空気吸込を防止する観点から、代替淡水貯槽の最低水位とする。

c. 水源の液面に作用する圧力

代替淡水貯槽は大気に開放しているため、水源の液面に作用する圧力は大気圧とする。

d. 配管圧損

ポンプの有効 NPSH 算定に必要な配管圧損については、配管の径、長さ、形状及び弁類の仕様並びに原子炉格納容器冷却のために使用するポンプの最大流量により評価した値を用いる。

3.5 評価結果

3.5.1 サプレッション・プールを水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果

(1) 代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果

a. 有効 NPSH の算定結果

代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 算定結果を表3.5.1-1に示す。また、有効 NPSH 評価の概略図を図3.5.1-1に示す。

b. 有効 NPSH 評価結果

代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果を表3.5.1-2に示す。

表3.5.1-2に示すとおり、重大事故等時における代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH は、必要 NPSH を上回っており、代替循環冷却系ポンプの運転状態において、必要 NPSH は確保されている。

①a

表3.5.1-1 代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位:m)

	重大事故等時
H_a : 吸込液面に作用する絶対圧力	□
H_s : 吸込揚程	
H_1 : ポンプ吸込配管圧損	
H_2 : 異物付着なしの状態におけるストレーナ圧損	
H_3 : 異物付着による圧損上昇* ²	
h_s : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	
有効 NPSH ($H_a + H_s - H_1 - H_2 - H_3 - h_s$)	

注記 *1 : 代替循環冷却系ポンプの流量は、ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプの流量に比べて小さく、ストレーナ圧損は低減するが、有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように、残留熱除去系ポンプ運転時のストレーナ圧損を使用するものとし、設備の変更がないため、残留熱除去系ストレーナの既工事計画添付書類の算定値と同じとする。

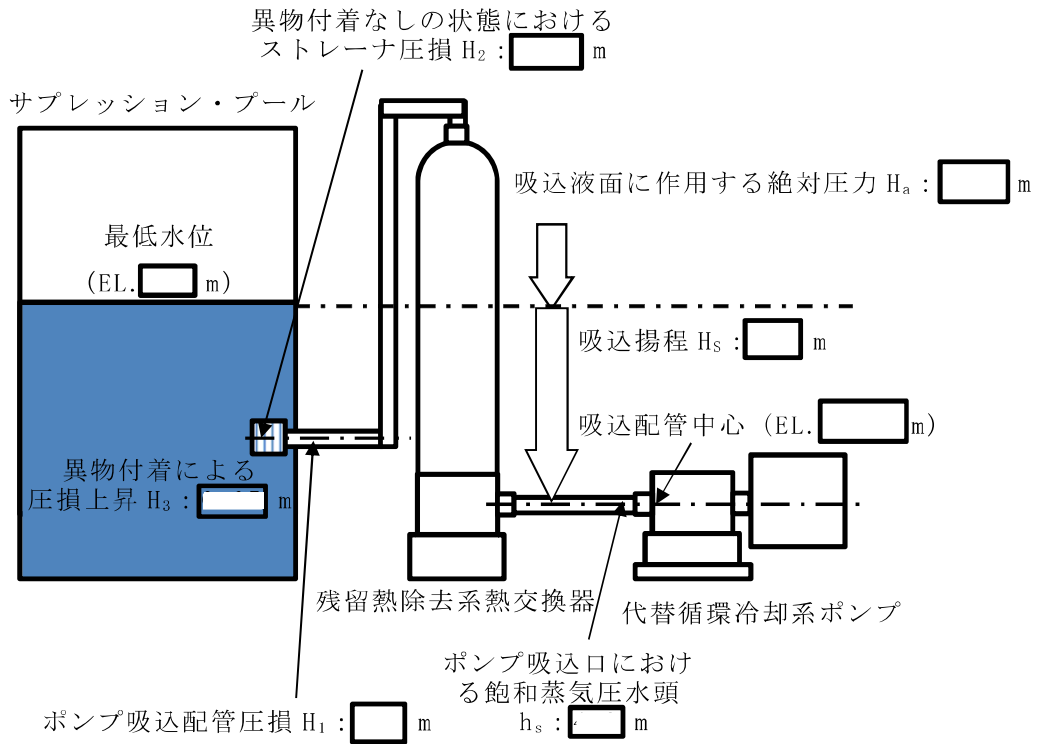
*2 : ストレーナの異物付着による圧損上昇は、代替循環冷却系ポンプ運転時の通水流量 (250 m³/h) に対して、有効 NPSH 評価上保守的な評価となるように、ストレーナを兼用する残留熱除去系ポンプ運転時の定格流量 (1691.9 m³/h) を用いた値を使用する。詳細は別添1「重大事故等時における非常用炉心冷却系ストレーナの異物付着による圧損上昇評価」に示す。

表3.5.1-2 代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位:m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
代替循環冷却系ポンプ	□	□

①a.



$$\text{有効 NPSH } (H_a + H_s - H_1 - H_2 - H_3 - h_s) \geq \text{必要 NPSH}$$

$$[] = [] \text{ m} > [] \text{ m}$$

図 3.5.1-1 代替循環冷却系ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

NT2 補② V-1-1-8-4 R9

①a

3.5.2 サプレッション・プールを除くタンク等を水源とするポンプの有効 NPSH 評価結果

(1) 低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果

a. 有効 NPSH の算定結果

常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 算定結果を表3.5.2-1に示す。また、有効 NPSH 評価の概略図を図3.5.2-1に示す。

b. 有効 NPSH 評価結果

常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果を表3.5.2-2に示す。

表3.5.2-2に示すとおり、重大事故等時における常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH は、必要 NPSH を上回っており、常設低圧代替注水系ポンプの運転状態において、必要 NPSH は確保されている。

表3.5.2-1 常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 算定結果

(単位：m)

	重大事故等時
H_a : 吸込液面に作用する絶対圧力	□
H_s : 吸込揚程	
H_1 : ポンプ吸込配管圧損	
h_s : ポンプ吸込口における飽和蒸気圧水頭	
有効 NPSH ($H_a + H_s - H_1 - h_s$)	

表3.5.2-2 常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価結果

(単位：m)

	必要 NPSH	有効 NPSH
		重大事故等時
常設低圧代替注水系ポンプ	□	□

NT2 補② V-1-8-4 R9

①a

NT2 補② V-1-8-4 R9

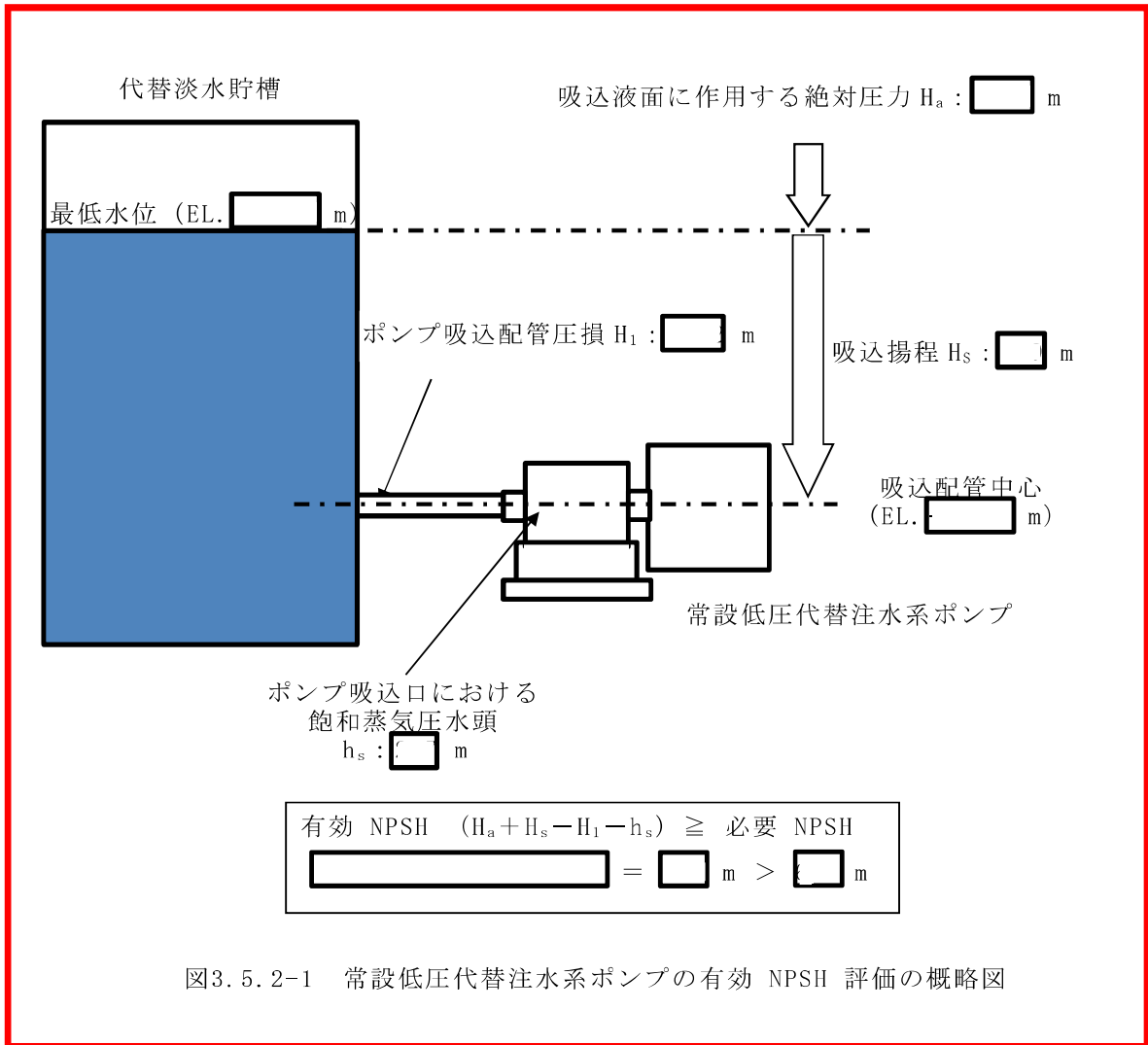


図3.5.2-1 常設低圧代替注水系ポンプの有効 NPSH 評価の概略図

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第55条 材料及び構造】

1. 基準適合性の確認範囲

① 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物

- a. 既工事計画においては、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の材料及び構造について、施設時に適用された規格に応じて、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（以下「設計・建設規格」という）又は「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（以下「告示第501号」という）等に従い設計する方針としているか、又はこれらの設計による場合は、当該機器及び支持構造物が、その設計上要求される強度を確保できるよう設計・建設規格等を参考に同等以上の性能を有する設計としている。

「補足-4 【残留熱除去系配管改造工事の概要について】 参照」

「補足-5 【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】 参照」

「V-3-1-6 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の強度計算の基本方針」（2頁参照）

- b. 既工事計画においては、材料について、当該機器等が使用される条件に対して適切な機械的強度及び化学的的成分を有すること並びに適切な破壊じん性を有することを、クラス区分に応じて考慮し設計している。

「補足-5 【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】 参照」

「V-3-1-6 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の強度計算の基本方針」（3頁参照）

「V-3-5-3-1-5 管の基本板厚計算書」（5, 7, 7-1, 34-1頁参照）

「V-3-5-3-1-6 管の応力計算書」（63, 66～68頁参照）

- c. 既工事計画においては、構造及び強度について、延性破断、疲労破壊及び座屈による破壊を防止することを、クラス区分に応じた考慮し設計している。

「補足-5 【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】 参照」

「V-3-1-6 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の強度計算の基本方針」（2頁参照）

「V-3-5-3-1-5 管の基本板厚計算書」（5, 7, 7-1, 34-1頁参照）

「V-3-5-3-1-6 管の応力計算書」（63, 66～68頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記に係る基本方針に影響がなく、本方針を踏まえて設計していることを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第55条 材料及び構造】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
補足-4 【残留熱除去系配管改造工事の概要について】	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管改造により，材料（SGV410，SFVC2B，STPT410，SUS316TP）は適切に選定されていることを確認した。【①a】
補足-5 【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】	<ul style="list-style-type: none"> 今回の電気配線貫通部の改造により，スリーブ長を短尺化するが，材料（）に変更がないことを確認した。【①a】 今回の電気配線貫通部の改造により，スリーブ長が短尺化するが，板厚は変更しないため，既工認時の保守性が確保されていることを確認した。【①b, c】 今回の電気配線貫通部の改造により，スリーブ長が短尺化することで評価点にかかる応力は小さくなることを確認した。【①b, c】
V-3-1-6 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の強度計算の基本方針	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管改造及び電気配線貫通部の改造により，設計・建設規格又は告示第501号を適用し，設計する基本方針に影響のないことを確認した。【①a】 今回の配管改造及び電気配線貫通部の改造により，材料については，設計・建設規格又は告示第501号に規定されている材料を使用する設計とする基本方針に影響のないことを確認した。【①b】 今回の配管改造及び電気配線貫通部の改造により，構造及び強度については，設計・建設規格又は告示第501号に基づき評価を実施する基本方針に影響のないことを確認した。【①c】
V-3-5-3-1-5 管の基本板厚計算書 V-3-5-3-1-6 管の応力計算書	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管改造について，必要な強度が確保されていることを左記図書※にて確認した。【①b, c】 <p>※：2021年3月25日ヒアリング資料「設計及び工事計画認可申請書（東海第二発電所の設計及び工事計画の変更）」</p>

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第55条 材料及び構造】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・今回の配管改造について、配管を重大事故等クラス2管として兼用する機器は、設計・建設規格又は告示第501号を適用し、材料及び構造に係る設計に対する基本方針に影響のないことを確認した。
- ・基本方針に変更がなく、必要な強度が確保されていることから、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・既工事計画から設計に影響がないこと（適合していること）を確認する必要があるため、変更の工事の内容（本申請内容）に関連し、審査対象条文とする。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・今回の電気配線貫通部の改造について、電気配線貫通部を重大事故等クラス2容器として兼用する機器は、設計・建設規格又は告示第501号を適用し、材料及び構造に係る設計に対する基本方針に影響のないことを確認した。
- ・基本方針に変更がなく、強度に関する保守性は確保されていることから、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・既工事計画から設計に影響がないこと（適合していること）を確認する必要があるため、変更の工事の内容（本申請内容）に関連し、審査対象条文とする。

V-3-1-6 重大事故等クラス 2 機器及び重大事故等クラス 2 支持構造物
の強度計算の基本方針

2. 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の強度計算の基本方針

重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の材料及び構造については、技術基準規則第55条（材料及び構造）に規定されており、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」（平成25年6月19日 原規技発第1306194号）（以下「技術基準規則の解釈」という。）に従い、設計基準対象施設の規定を準用する。

また、技術基準規則の解釈第17条10において「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版含む。）」＜第1編軽水炉規格＞ JSME S NC 1-2005/2007」（日本機械学会）又は「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2012年版）＜第1編軽水炉規格＞ JSME S NC 1-2012」（日本機械学会）によることとされているが、技術基準規則の施行の際現に施設し、又は着手した設計基準対象施設については、施設時に適用された規格によることと規定されている。同解釈において規定される JSME S NC 1-2005/2007（以下「設計・建設規格」という。）及び JSME S NC 1-2012は、いずれも技術基準規則を満たす仕様規定として相違がない。

① a, ① c

NT2 補③ V-3-1-6 R1

よって、重大事故等クラス2機器（クラス1機器及び原子炉格納容器を除く）及び重大事故等クラス2支持構造物（クラス1支持構造物を除く）の評価は、基本的に施設時の適用規格による評価とするが、施設時の規格が「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」（昭和45年9月3日 通商産業省告示第501号又は昭和55年10月30日 通商産業省告示第501号）（以下「告示第501号」という。）の場合は、今回の設計時において技術基準規則を満たす仕様規定とされている設計・建設規格と告示第501号の比較を行い、いずれか安全側の規格による評価を実施する。施設時の適用規格が設計・建設規格の場合は、設計・建設規格による評価を実施する。

施設された機器が告示第501号のうち昭和45年告示第501号の場合は、ポンプ、弁及び支持構造物の規定がないため、重大事故等クラス2機器のうちポンプ及び弁並びに重大事故等クラス2支持構造物については、設計・建設規格に基づき評価を実施する。

クラス2機器（支持構造物含む）を同位クラスである重大事故等クラス2機器（支持構造物含む）として兼用し、重大事故等時の使用条件が設計基準の使用条件に包絡され、クラス2機器の既に認可された工事計画の添付資料（以下「既工認」という。）における評価結果がある場合は、材料、構造及び強度の要求は同じであることから、その評価の適用性を確認し、既工認の確認による評価を実施する。

重大事故等クラス2機器であってクラス1機器及び重大事故等クラス2支持構造物であってクラス1支持構造物の評価は、重大事故等時の使用条件が設計基準の使用条件に包絡され、既工認における評価結果がある場合は、その評価の適用性を確認し、既工認の確認による評価を実施する。また、上述の評価条件がない場合は、設計・建設規格に基づき評価を実施する。

重大事故等クラス2機器であって原子炉格納容器の評価は、設計・建設規格に基づき評価を実施する。

重大事故等クラス2機器であって非常用炉心冷却設備に係るろ過装置（ストレーナ）の評価は、技術基準規則の解釈第17条4に記載される「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））の評価方針を考慮し、重大事故等クラス2機器としての評価を実施する。

① b

重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物の材料については、技術基準規則第55条において材料は「使用前に適用されるものとする。」と規定されていることから、技術基準規則施工前に工事に着手又は完成したものであって設計・建設規格又は告示第501号における材料の規定によらない場合は、使用条件に対して適切であることを確認した材料を使用する設計とする。

NT2 補③ V-3-5-3-1-5 R0

V-3-5-3-1-5 管の基本板厚計算書

管の強度計算書 (重大事故等クラス2管)

設計・建設規格 PPC-3411 準用

NO.	最高使用圧力 P (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外径 D _o (mm)	公称厚さ (mm)	材 料	製 法	ク ラ ス	S (MPa)	η	Q	t _s (mm)	t (mm)	算 式	t _r (mm)
5	0.493	148	609.60	31.00	GSTPL相当	S	2	103	1.00	12.5%	27.12	1.46	C	3.80
6	0.86	148	609.60	9.50	SM41B	W	2	100	1.00			2.62	C	3.80
7	3.45	249	558.80	15.90	SGV410	W	2	103	1.00			9.24	A	9.24
8	3.45	249	457.20	14.30	SGV410	W	2	103	1.00			7.56	A	7.56
10	3.45	174	457.20	14.30	STPT410	S	2	103	1.00	12.5%	2.51	7.56	A	7.56
11	3.45	174	216.30	8.20	STPT410	S	2	103	1.00	12.5%	7.17	3.58	C	3.80
12	3.45	174	406.40	12.70	STPT410	S	2	103	1.00	12.5%	11.11	6.72	A	6.72
13	3.45	148	406.40	12.70	SM 0B	W	2	123	1.00			5.64	A	5.64
14	3.45	148	355.60	11.10	STPT42	S	2	103	1.00	12.5%	9.71	5.88	A	5.88

評価: t_s ≧ t_r, よって十分である。

① b, c

管の強度計算書 (重大事故等クラス2管)

設計・建設規格 PPC-3411 準用

NO.	最高使用圧力 P (MPa)	最高使用 温度 (°C)	外径 D _o (mm)	公称厚さ (mm)	材 料	製 法	ク ラ ス	S (MPa)	η	Q	t _s (mm)	t (mm)	算 式	t _r (mm)
25	0.86	148	406.40	12.70	STPT410	S	2	103	1.00	12.5 %	11.11	1.69	C	3.80
26	0.86	148	216.30	8.20	STPT410	S	2	103	1.00	12.5 %	7.17	0.90	C	3.80
27	3.45	174	355.60	11.10	STPT410	S	2	103	1.00	12.5 %	9.71	5.88	A	5.88
28	3.45	148	114.30	6.00	STPT42	S	2	103	1.00	12.5 %	5.25	1.89	C	3.40
29	3.45	148	114.30	6.00	STPT410	S	2	103	1.00	12.5 %	5.25	1.89	C	3.40
30	3.45	174	457.20	14.30	SGV410	W	2	103	1.00			7.56	A	7.56
31	3.45	174	457.20	14.30	SGV410	S	2	103	1.00			7.56	A	7.56
32	3.45	249	457.20	14.30	SPVC2B	S	2	120	1.00			6.50	A	6.50
33	3.45	249	457.20	14.30	SGV410	S	2	103	1.00			7.56	A	7.56
34	3.45	148	457.20	14.30	SGV410	W	2	103	1.00			7.56	A	7.56

① b, c

評価: $t_s \geq t_r$, よって十分である。

管の強度計算書 (重大事故等クラス2管)

設計・建設規格 PPC-3411 準用

NO.	最高使用圧力 P (MPa)	最高使用 温 度 (°C)	外 径 D _o (mm)	公称厚さ (mm)	材 料	製 法	ク ラ ス	S (MPa)	η	Q	t _s (mm)	t (mm)	算 式	t _r (mm)
35	3.45	174	355.60	11.10	SGV410	S	2	103	1.00			5.88	A	5.88
36	3.45	174	318.50	10.30	SFVC2B	S	2	120	1.00			4.53	A	4.53

① b, c

評価: $t_s \geq t_r$, よって十分である。

管の穴と補強計算書（重大事故等クラス2管）

設計・建設規格 PPC-3420 準用

① b, c

NO.	T17	A_r (mm ²)	3.211×10^3
形式	C	A_0 (mm ²)	4.516×10^3
最高使用圧力 P (MPa)	3.45	A_1 (mm ²)	2.750×10^3
最高使用温度 (°C)	249	A_2 (mm ²)	1.766×10^3
主管と管台の角度 α (°)		A_3 (mm ²)	0
		A_4 (mm ²)	—
主管材料	SFVC2B	評価： $A_0 > A_r$ よって十分である。	
S_r (MPa)	120		
D_{or} (mm)	88.60		
D_{ir} (mm)			
t_{ro} (mm)	30.00		
Q_r		d_{fD} (mm)	215.90
t_r (mm)		L_{AD} (mm)	
t_{rr} (mm)	6.95	L_{ND} (mm)	
η	1.00	A_{rD} (mm ²)	2.141×10^3
		A_{0D} (mm ²)	4.516×10^3
		A_{1D} (mm ²)	2.750×10^3
管台材料	SFVC2B	A_{2D} (mm ²)	1.766×10^3
S_b (MPa)	120	A_{3D} (mm ²)	0
D_{ob} (mm)	88.6	A_{4D} (mm ²)	—
D_{ib} (mm)		評価： $A_{0D} \geq A_{rD}$ よって十分である。	
t_{bn} (mm)	30.00		
Q_b			
t_b (mm)			
t_{br} (mm)	6.32		
強め材材料	—		
S_e (MPa)	—		
D_{oe} (mm)	—		
t_e (mm)	—		
穴の径 d (mm)			
K	0.2718		
d_{fr} (mm)	174.04		
L_A (mm)			
L_N (mm)			
L_1 (mm)	0		
L_2 (mm)	—		
注記 *			

NT2 補③ V-3-5-3-1-5 R0

V-3-5-3-1-6 管の応力計算書

計算結果

下表に示すとおり最大応力はそれぞれの許容値以下である。

クラス2管

設計・建設規格 PPC-3500の規定に基づく評価

鳥瞰図	供用状態	最大応力評価点	最大応力区分	一次応力評価 (MPa)		一次+二次応力評価 (MPa)	
				計算応力 $S_{pr m}(1)$ $S_{pr m}(2)$	許容応力 $1.5 S_h$ $1.8 S_h$	計算応力 $S_n(a)$ $S_n(b)$	許容応力 $S_a(c)$ $S_a(d)$
RHR-6, 7, 47, 49	(A, B)	33	$S_{pr m}(1)$	70	154	—	—
RHR-6, 7, 47, 49	(A, B)	33	$S_n(a)$	—	—	233	257
RHR-6, 7, 47, 49	(A, B)	46	$S_{pr m}(2)$	73	185	—	—
RHR-6, 7, 47, 49	(A, B)	33	$S_n(b)$	—	—	236	278

① b, c

5. 代表モデルの選定結果及び全モデルの評価結果
 代表モデルは各モデルの最大応力点の応力と裕度を算出し、応力分類毎に裕度最小のモデルを選定して鳥瞰図、計算条件及び評価結果を記載している。下表に、代表モデルの選定結果及び全モデルの評価結果を示す。

代表モデルの選定結果及び全モデルの評価結果（クラス1範囲）

No.	配管モデル	供用状態 (A, B)									
		一次応力 (膜+曲げ)					一次+二次応力 (S _n)				
		評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表	評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表
1	RHR-34 (X-19)	1731	49	177	3.61	—	1731	115	354	3.07	—
2	RHR-70	82	57	177	3.10	—	81	124	354	2.85	○
3	RHR-40, 41, 42, 89	1952	37	171	4.62	—	196	118	342	2.89	—
4	PLR-PD-1	330	60	171	2.85	○	335	106	342	3.22	—
5	PLR-PD-2	202	49	171	3.48	—	209	105	354	3.37	—
6	RHR-34 (X-12)	670	60	207	3.45	—	2420	82	414	5.04	—

① b, c

① b, c

No.	配管モデル	供用状態 (A, B)										供用状態 C						供用状態 D					
		疲労評価					一次応力 (膜+曲げ)					一次応力 (膜+曲げ)			一次応力 (膜+曲げ)			一次応力 (膜+曲げ)					
		評価点	疲労累積係数	代表	評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表	評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表	評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表				
1	RHR-34 (X-19)	1731	0.0002	—	1731	52	234	4.50	—	1731	49	260	5.30	—									
2	RHR-70	81	0.0003	—	82	60	234	3.90	—	82	57	260	4.56	—									
3	RHR-40, 41, 42, 89	1952	0.0009	○	1952	41	226	5.51	—	1952	37	252	6.81	—									
4	PLR-PD-1	334	0.0008	—	330	63	226	3.58	○	330	60	252	4.20	○									
5	PLR-PD-2	200	0.0001	—	202	53	226	4.26	—	202	49	252	5.14	—									
6	RHR-34 (X-12)	67	0.0000	—	670	64	310	4.84	—	670	60	414	6.90	—									

① b, c

代表モデルの選定結果及び全モデルの評価結果 (クラス2範囲)

No.	配管モデル	供用状態(A, B)* ¹						供用状態(A, B)* ²					
		一次+二次応力						一次+二次応力					
		評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表		評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表	
1	RHR-3	28	186	257	1.38	-	28	188	278	1.47	-	ⓐ b, c	
2	RHR-6, 7, 47, 49	33	233	257	1.10	○	33	236	278	1.17	○		
3	RHR-10	57	56	250	4.46	-	57	57	270	4.73	-		
4	RHR-34	7	192	250	1.30	-	7	195	270	1.38	-	ⓐ b, c	
5	RHR-48	861	89	307	3.44	-	861	92	332	3.60	-		
6	RHR-70	57	229	257	1.12	-	57	232	278	1.19	-	ⓐ b, c	
7	RHR-31	17	33	250	7.57	-	17	34	270	7.94	-		
8	RHR-66	1N	62	257	4.14	-	1N	64	278	4.34	-		

注記 *1: 設計・建設規格 PPC-3520(1), PPC-3530(1)a.に基づき計算した一次応力, 一次+二次応力を示す。
 *2: 設計・建設規格 PPC-3520(2), PPC-3530(1)b.に基づき計算した一次応力, 一次+二次応力を示す。

代表モデルの選定結果及び全モデルの評価結果 (重大事故等クラス2であってクラス1範囲)

No.	配管モデル	供用状態E					
		一次応力(膜+曲げ)					
		評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表	
1	RHR-34(X-12)	670	60	414	6.90	-	
2	RHR-34(X-19)	1731	49	260	5.30	-	ⓐ b, c
3	RHR-70	82	57	260	4.56	-	
4	RHR-40, 41, 42, 89	1952	37	252	6.81	-	
5	PLR-PD-1	308	76	252	3.31	○	
6	PLR-PD-2	202	49	252	5.14	-	
7	RHR-PD-29	13	83	414	4.98	-	
8	RHR-PD-35	13	83	414	4.98	-	
9	RHR-PD-36	13	83	414	4.98	-	

代表モデルの選定結果及び全モデルの評価結果（重大事故等クラス2であってクラス2範囲）

No.	配管モデル	供用状態E*1						供用状態E*2								
		一次応力			一次応力			一次応力			一次応力					
		評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表	評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表	評価点	計算応力 [MPa]	許容応力 [MPa]	裕度	代表
1	RHR-3	16	59	150	2.54	-	16	65	180	2.76	-					
2	RHR-5	38	79	150	1.89	-	38	82	180	2.19	-					
3	RHR-6, 7, 47, 49	33	70	154	2.20	-	46	73	185	2.53	-					
4	RHR-8	80	66	150	2.27	-	80	72	180	2.50	-					
5	RHR-10	622	32	154	4.81	-	622	33	185	5.60	-					
6	RHR-12	6	42	150	3.57	-	6	45	180	4.00	-					
7	RHR-15	41	21	150	7.14	-	41	22	180	8.18	-					
8	RHR-34	60	71	154	2.16	-	60	77	185	2.40	-					
9	RHR-48	86	63	184	2.92	-	86	69	221	3.20	-					
10	RHR-70	954	64	154	2.40	-	954	66	185	2.80	-					
11	RHR1-1	2	38	150	3.94	-	2	39	180	4.61	-					
12	RHR2-1	2	38	150	3.94	-	2	39	180	4.61	-					
13	RHR-31	17	22	150	6.81	-	17	23	180	7.82	-					
14	RHR-40, 41, 42, 89	707	106	150	1.41	○	707	109	180	1.65	○					
15	RHR-66	1N	27	154	5.70	-	1N	29	185	6.37	-					

① b, c

① b, c

① b, c

① b, c

注記 *1：設計・建設規格 PPC-3520(1)に基づき計算した一次応力を示す。

*2：設計・建設規格 PPC-3520(2)に基づき計算した一次応力を示す。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第59条 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備】

1. 基準適合性の確認結果

①緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備

- a. 既工事計画においては、代替制御棒挿入機能による制御棒緊急挿入、代替再循環系ポンプトリップ機能による原子炉出力抑制、ほう酸水注入系による発電用原子炉の未臨界移行、自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止について、緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備として、残留熱除去系配管と原子炉格納容器電気配線貫通部の改造に影響はないことを確認したことから、審査対象条文とならない。

表 3-3-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (1/18)

【設備区分：計測制御系統施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第 59 条) 代替制御棒挿入機能による 制御棒緊急挿入	原子炉緊急停止系	A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能)	常設	A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) の電源は、所内常設直流電源設備から給電することで、非常用交流電源設備から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。 A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は、検出器から代替制御棒挿入機能用電磁弁まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 また、A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。
		A T W S 緩和設備 (代替制御棒挿入機能) 手 動スイッチ	常設	
		制御棒	常設	
		制御棒駆動機構	常設	
		制御棒駆動系水圧制御ユニ ット	常設	
(第 59 条) 再循環系ポン プ停止による 原子炉出力抑 制	原子炉緊急停止系 制御棒 制御棒駆動系水圧制御ユニ ット	A T W S 緩和設備 (代替再 循環系ポンプトリップ機 能)	常設	A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) の電源は、所内常設直流電源設備から給電することで、非常用交流電源設備から給電する原子炉緊急停止系の論理回路の交流電源に対して多様性を有する設計とする。 A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) は、検出器から再循環系ポンプ遮断器及び低速度用電源装置遮断器まで原子炉緊急停止系に対して独立した構成とすることで、共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。 また、A T W S 緩和設備 (代替再循環系ポンプトリップ機能) は、原子炉緊急停止系の電源と電氣的に分離することで、原子炉緊急停止系と共通要因によって同時に機能を損なわない設計とする。
		再循環系ポンプ遮断器手動 スイッチ	常設	
		低速度用電源装置遮断器手 動スイッチ	常設	
(第 59 条) ほう酸水注入	原子炉緊急停止系 制御棒 制御棒駆動系水圧制御ユニ ット	ほう酸水注入ポンプ	常設	ほう酸水注入系は、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ほう酸水注入ポンプを非常用交流電源設備からの給電により駆動することで、アキュムレータにより駆動する制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットに対して多様性を有する設計とする。 ほう酸水注入ポンプ及びほう酸水貯蔵タンクは、原子炉建屋原子炉棟内の制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと異なる区画に設置することで、制御棒、制御棒駆動機構及び制御棒駆動系水圧制御ユニットと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。
		ほう酸水貯蔵タンク	常設	
(第 59 条) 自動減圧系の 起動阻止スイ ッチによる原 子炉出力急上 昇防止	自動減圧系	自動減圧系の起動阻止スイ ッチ	常設	自動減圧系の起動阻止スイッチは、設計基準事故対処設備である自動減圧系の制御盤と共通要因によって同時に機能が損なわれないよう、中央制御室内で位置的分散を図る設計とする。

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。

*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。

*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について 【第6.2条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

1. 基準適合性の確認範囲

(1) 残留熱除去系配管の改造

① 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の施設

既工事計画においては、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）により発電用原子炉を冷却できる設備を施設することとしており、今回の改造範囲については、補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】に記載している。

「原子炉冷却系施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）の系統図」（第4-3-1-13図、第4-3-1-15図参照）

「原子炉冷却系施設のうち非常用炉心冷却設備（低圧代替注水系）の系統図」（第4-4-7-15図、第4-4-7-19図、第4-4-7-23図参照）

「原子炉冷却系施設のうち非常用炉心冷却設備（代替循環冷却系）の系統図」（第4-4-8-13図、第4-4-8-15図、第4-4-8-17図参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の系統構成及び主要仕様に影響のないことを確認する。

なお、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、低圧炉心スプレイス系、緊急用海水系及び残留熱除去海水系は、今回の配管改造に関係しない設備であることから、基準適合性の確認範囲には含まれない。また、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備は、原子炉冷却系施設として整理されているため、原子炉格納施設としては、審査対象条文とならない。

② 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備の機能

既工事計画においては、重大事故防止設備は、重大事故等時に原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能を有することを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（40頁参照）
今回の変更認可申請に伴い、上記の機能に影響のないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第6.2条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
<p>補足-4 【残留熱除去系配管改造工事の概要について】</p> <p>原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）の系統図（第4-3-1-13図，第4-3-1-15図）</p> <p>原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧代替注水系）の系統図（第4-4-7-15図，第4-4-7-19図，第4-4-7-23図）</p> <p>原子炉冷却系統施設のうち非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（代替循環冷却系）の系統図（第4-4-8-13図，第4-4-8-15図，第4-4-8-17図）</p>	<p>・ 今回の配管改造により，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型），代替循環冷却系，残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）として兼用する残留熱除去系の系統構成に変更がなく，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備が施設されること，主配管の配置，最高使用温度，最高使用圧力，外径及び厚さに変更がないことを確認した。 【①】</p>
<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p>	<p>・ 重大事故防止設備は，重大事故等時において，原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能を有することとしており，今回の配管改造によりその方針に影響のないことを確認した。 【②】</p>

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第62条 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・ 今回の配管改造について、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）として兼用する残留熱除去系の系統構成に変更がなく、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備が施設されることを確認した。
- ・ 低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系、残留熱除去系（低圧注水系）及び残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）として兼用する残留熱除去系の系統構成、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更がないことから、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却できる機能に影響はないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画において確認された設計に影響を与えないことから、審査対象条文とならない。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・ 今回の電気配線貫通部の改造は、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備に該当しないため、審査対象条文とならない。

		工事計画認可申請	第 4-3-1-13 図
		東海第二発電所	
名	原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) の系統図 (2/6)		
称	(重大事故等対処設備)		
		日本原子力発電株式会社	
		8909	

		工事計画認可申請	第 4-3-1-15 図
		東海第二発電所	
名	原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) の系統図 (4/6)		
称	(重大事故等対処設備)		
		日本原子力発電株式会社	
		8909	

工事計画認可申請	第 4-4-7-15 図
東海第二発電所	
名称	原子炉冷却系統施設のうち 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧代替注水系) の系統図 (2/10) (重大事故等対処設備)
日本原子力発電株式会社	
8827	

工事計画認可申請	第 4-4-7-19 図
東海第二発電所	
名	原子炉省却系統施設のうち
称	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (既設代替注水系)の系範囲(6/10) (重大事故等対処設備)
日本原子力発電株式会社	
8827	

		工事計画認可申請	第 4-4-7-23 図
		東海第二発電所	
名	原子炉冷却系統施設のうち		
称	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧代熱注水系)の系統図 (10/10) (重大事故等対処設備)		
		日本原子力発電株式会社	
		8827	

		工事計画認可申請	第 4-4-8-13 図
		東海第二発電所	
名	原子炉冷却系統施設のうち 非常用炉心冷却設備その他原子炉本設備 (代替循環冷却系) の系統図 (2/6)		
称	(重大事故等対処設備)		
		日本原子力発電株式会社	
		8827	

		工事計画認可申請	第 4-4-8-15 図
		東海第二発電所	
名	原子炉冷却系統施設のうち 非常用炉心冷却設備その他原子炉本設備 (代替循環冷却系) の系統図 (1/6)		
称	(重大事故等対処設備)		
		日本原子力発電株式会社	
		8827	

工事計画認可申請		第 4-4-8-17 図
		東海第二発電所
名	原子炉冷却系統施設のうち	
称	非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (代替炉心冷却用系)の系統図 (6/6) (重大事故等対処設備)	
		日本原子力発電株式会社
		8604

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

3.2 原子炉冷却系統施設

(1) 機能

原子炉冷却系統施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等において、適切に炉心を冷却する機能（原子炉压力容器及び一次冷却材設備）
- b. 設計基準事故時等において、炉心を冷却する機能（非常用炉心冷却系）
- c. 設計基準事故時等において、原子炉压力容器に注水し、水位を維持する機能（原子炉隔離時冷却系）
- d. 通常運転時等において、炉心崩壊熱及び残留熱の除去、炉心を冷却する機能（残留熱除去系）
- e. 通常運転時等において、残留熱除去設備、非常用炉心冷却設備等の機器で発生する熱を冷却除去する機能（残留熱除去系海水系）
- f. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却する機能
 - ・ 高圧代替注水系による原子炉注水
 - ・ 原子炉隔離時冷却系による原子炉注水
 - ・ 高圧炉心スプレイ系による原子炉注水
 - ・ ほう酸水注入系による原子炉注水（ほう酸水注入）
 - ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力上昇抑制
- g. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する機能
 - ・ 逃がし安全弁
 - ・ インターフェイスシステムLOCA隔離弁
- ② h. 重大事故等時において、原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却する機能
 - ・ 低圧代替注水系（常設）による原子炉注水
 - ・ 低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却
 - ・ 低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水
 - ・ 低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却
 - ・ 代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却
 - ・ 残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水
 - ・ 低圧炉心スプレイ系による原子炉注水
- ② 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱

- ・緊急用海水系
 - ・残留熱除去系海水系
- i. 通常運転時等において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能（残留熱除去系海水系）
- j. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能
- ・格納容器圧力逃し装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設、原子炉格納施設及び非常用電源設備と兼用）
 - ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱
 - ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱
 - ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱
 - ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱
 - ・残留熱除去系海水系による除熱
 - ・緊急用海水系による除熱
- k. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
- ・緊急用海水系
 - ・残留熱除去系海水系
- l. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
- ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉格納施設と兼用）
- m. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能
- ・溶融炉心の落下遅延及び防止（原子炉格納施設と兼用）
- n. 重大事故等時において、使用済燃料プールの冷却等を行う機能
- ・代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
- o. 重大事故等の収束に必要な水を提供する機能
- ・重大事故等収束のための水源（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用）
 - ・水の供給（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用）
- p. 重大事故等時に対処するための流路、注水先、注入先、排出元等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）
- q. アクセスルート確保

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更可申請に伴う影響について 【第63条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備】

1. 基準適合性の確認範囲

(1) 残留熱除去系配管の改造

①最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の施設

既工事計画においては、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブレシジョン・プール冷却系）により、最終ヒートシンクへ熱を輸送できる設備を施設することとしており、今回の改造範囲については、補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】に記載している。

「原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）の系統図」（第4-3-1-13図、第4-3-1-15図参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の系統構成及び主要仕様に影響のないことを確認する。

なお、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、格納容器圧力逃がし装置、耐圧強化ベント系、残留熱除去系海水系及び緊急用海水系は、今回の配管改造に関係しない設備であることから、基準適合性の確認範囲には含まない。また、最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備は、原子炉冷却系統施設として整理されているため、原子炉格納施設としては、審査対象条文とならない。

②最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備の機能

既工事計画においては、原子炉冷却系統施設は、重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を有することを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（41頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の機能に影響のないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更可申請に伴う影響について
【第63条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
<p>補足-4 【残留熱除去系配管改造工事の概要について】</p> <p>原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備（残留熱除去系）の系統図（第4-3-1-13図，第4-3-1-15図）</p>	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管改造により，残留熱除去系（原子炉停止時冷却系），残留熱除去系（格納容器スプレッド冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の系統構成に変更がなく，最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備が施設されること，主配管の配置，最高使用温度，最高使用圧力，外径及び厚さに変更がないことを確認した。【①】
<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉冷却系統施設は，重大事故等時において，最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能を有することとしており，今回の配管改造によりその方針に影響のないことを確認した。【②】

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第63条 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・ 今回の配管改造について、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の系統構成に変更がなく、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備が施設されることを確認した。
- ・ 残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）の系統構成、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更がないことから、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能に影響はないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計に影響を与えないことから、審査対象条文とならない。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・ 今回の電気配線貫通部の改造は、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備に該当しないため、審査対象条文とならない。

工事計画認可申請		第 4-3-1-13 図	
		東海第二発電所	
名	原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) の系統図 (2/6)		
称	(重大事故等対処設備)		
		日本原子力発電株式会社	
		8909	

工事計画認可申請	第 4-3-1-15 図
東海第二発電所	
名	原子炉冷却系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) の系統図 (4/6)
称	(重大事故等対処設備)
日本原子力発電株式会社	
8909	

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

- ・緊急用海水系
- ・残留熱除去系海水系

i. 通常運転時等において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能（残留熱除去系海水系）

② j. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能

- ・格納容器圧力逃し装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設、原子炉格納施設及び非常用電源設備と兼用）
- ・耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

②

- ・残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱
- ・残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）によるサブプレッション・プール水の除熱
- ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱
- ・残留熱除去系海水系による除熱
- ・緊急用海水系による除熱

k. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能

- ・緊急用海水系
- ・残留熱除去系海水系

l. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能

- ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉格納施設と兼用）

m. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能

- ・溶融炉心の落下遅延及び防止（原子炉格納施設と兼用）

n. 重大事故等時において、使用済燃料プールの冷却等を行う機能

- ・代替燃料プール冷却系による使用済燃料プール冷却（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）

o. 重大事故等の収束に必要な水を供給する機能

- ・重大事故等収束のための水源（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用）
- ・水の供給（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設及び原子炉格納施設と兼用）

p. 重大事故等時に対処するための流路，注水先，注入先，排出元等（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設，計測制御系統施設及び原子炉格納施設と兼用）

q. アクセスルート確保

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更可申請に伴う影響について 【第64条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備】

1. 基準適合性の確認範囲

①原子炉格納容器内の冷却等のための設備の施設

既工事計画においては、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、残留熱除去系のうち、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系により、原子炉格納容器内を冷却できる設備を施設することとしており、今回の改造範囲については、補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】及び補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】に記載している。

「原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系）の系統図」（第8-3-4-2図、第8-3-4-2-4図参照）

「原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（サブプレッション・プール冷却系）の系統図」（第8-3-4-3-2図、第8-3-4-3-4図参照）

今回の変更可申請に伴い、上記の系統構成及び主要仕様及び主要仕様に影響のないことを確認する。

なお、原子炉格納容器内の冷却等のための設備のうち、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、今回の配管改造に関係しない設備であることから、基準適合性の確認範囲に含めない。また、原子炉格納容器内の冷却等のための設備は、原子炉格納施設として整理されているため、原子炉冷却系統施設としては、審査対象文とならない。

②原子炉格納容器内の冷却等のための設備の機能

既工事計画においては、原子炉格納施設は、重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能を有することを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（51頁参照）

「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」（3,44頁参照）

今回の変更可申請に伴い、上記の機能に影響のないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更可申請に伴う影響について
【第64条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
<p>補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】</p> <p>原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（格納容器スプレイ冷却系）の系統図（第8-3-4-2-2図，第8-3-4-2-4図）</p> <p>原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（サプレッション・プール冷却系）の系統図（第8-3-4-3-2図，第8-3-4-3-4図）</p>	<p>今回の配管改造により，残留熱除去系のうち，格納容器スプレイ冷却系及びサプレッション・プール冷却系の系統構成に変更がなく，原子炉格納容器内の冷却等のための設備が施設されることと，主配管の配置，最高使用温度，最高使用圧力，外径及び厚さに変更がないことを確認した。 【①】</p>
<p>補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】</p>	<p>今回の電気配線貫通部の改造により，電気配線貫通部の配置及び材料に変更がないことを確認した。 【①】</p>
<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p>	<p>原子炉格納施設は，重大事故等時において，原子炉格納容器内の冷却等を行う機能を有することとしており，今回の配管改造によりその方針に影響のないことを確認した。 【②】</p>
<p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p>	<p>今回の配管改造により，原子炉格納容器内の冷却等を行うことができる設計に影響のないことを確認した。 【②】</p>

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第64条 原子炉格納容器内の冷却等のための設備】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・ 今回の配管改造について、残留熱除去系のうち、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系の系統構成に変更がなく、原子炉格納容器内の冷却等の設備が施設されることを確認した。
- ・ 残留熱除去系のうち、格納容器スプレイ冷却系及びサブプレッション・プール冷却系の系統構成、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更がないことから、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能に影響はないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計に影響を与えないことから、審査対象条文とならない。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・ 今回の電気配線貫通部の改造は、電気配線貫通部の配置及び材料に変更がなく、原子炉格納容器内の冷却等のための設備に影響がないことを確認した。
- ・ 電気配線貫通部の配置に変更はなく、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能に影響はないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計に影響を与えないことから、審査対象条文とならない。

工事計画認可申請 第 8-3-1-2-2 図

東海第二発電所

原子炉格納施設のうち
圧力低下設備その他の安全設備の
原子炉格納容器安全設備
(格納容器スプレイ冷却系)の系統図
(2/4) (重大事故等対処設備)

日本原子力発電株式会社

S909

工事計画認可申請 第 8-3-1-2-4 図

東海第二発電所

原子炉格納施設のうち
圧力低下設備その他の安全設備の
原子炉格納容器安全設備
(格納容器スプレッド系) の系統図
(4/4) (重大事故等対応設備)

日本原子力発電株式会社

S909

工事計画認可申請 第 8-3-1-3-2 図

東海第二発電所

原子炉格納施設のうち
圧力低減設備その他の安全設備の
原子炉格納容器安全設備
（サブプレッション・プール（右列系）の系統図
（2/4）（重大事故等対処設備）

日本原子力発電株式会社

8827

工事計画認可申請 第 8-3-1-3-4 図

東海第二発電所

原子炉格納施設のうち
圧力低減設備その他の安全設備の
原子炉格納容器安全設備
（サブプレッション・プール（右列系）の系統図
（4/4）（重大事故等対処設備）

日本原子力発電株式会社

8827

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

3.6 原子炉格納施設

(1) 機能

原子炉格納施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉格納容器バウンダリ機能
- b. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設、放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- ② c. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
 - ・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内の冷却
 - ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却
- ② d. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の除熱
 - ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱
 - ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱
- e. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能
 - ・格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
 - ・格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
 - ・溶融炉心の落下遅延及び防止（原子炉冷却系統施設と兼用）
- f. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化（非常用電源設備と兼用）
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出（計測制御系統施設、放射線管理施設及び非常電源設備と兼用）
- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する機能
 - ・原子炉建屋ガス処理系による水素排出
 - ・静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制（計測制御系統施設と兼用）
- h. 工場等外への放射性物質の拡散を抑制する機能
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
 - ・海洋への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）

V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。また、耐圧強化ベント系は、格納容器内雰囲気ガスを非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

- ② 重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却のために用いる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプによりドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイ並びに残留熱除去系ポンプ及び熱交換器によりサブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプにより、サブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却のために用いる格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）及びペDESTAL排水系は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプにより、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。また、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合に、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。

更) 許可において敷地境界での線量評価を行い、実効線量が 5 mSv 以下であることを確認しており、耐圧強化ベント系はこの評価条件を満足するよう、非常用ガス処理系排気筒(地表上の高さ 140 m) から放出する設計とする。

可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、窒素ガス代替注入系を設ける。

窒素ガス代替注入系は、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス(窒素)の供給が可能な設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス(窒素)で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

②

3.2.3 重大事故等時における原子炉格納容器冷却機能

設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるため、また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するために原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるための重大事故等対処設備として、代替格納容器スプレイ冷却系(常設)及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)を設ける。また、想定される重大事故等時において、設計基準事故対処設備である残留熱除去系(格納容器スプレイ冷却系)及び残留熱除去系(サブプレッション・プール冷却系)が使用できる場合は重大事故等対処設備として使用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内のスプレイヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)の水源である代替淡水貯槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(常設)は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は、可搬型代替注水中型ポンプ(直列2台)により西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由してスプレイヘッドからドライウェル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)の水源である代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第65条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備】

1. 基準適合性の確認範囲

① 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の施設

既工事計画においては、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、代替循環冷却系により、原子炉格納容器パウランダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで過圧破損を防止できる設備を施設することとしており、今回の改造範囲については、補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】及び補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】に記載している。

「原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）の系統図」（第8-3-4-6-9図、第8-3-4-6-11図、第8-3-4-6-13図参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の系統構成及び主要仕様に影響のないことを確認する。

なお、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、格納容器圧力逃がし装置は、今回の配管改造に関係しない設備であることから、基準適合性の確認範囲には含まれない。また、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備は、原子炉格納施設として整理されているため、原子炉冷却系設備としては、審査対象文とならない。

② 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備の機能

既工事計画においては、原子炉格納施設は、重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能を有することを記載している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（51頁参照）

「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」（3, 45頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の機能に影響のないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第65条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
<p>補足-4 【残留熱除去系配管改造工事の概要について】</p> <p>原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）の系統図 （第8-3-4-6-9図，第8-3-4-6-11図，第8-3-4-6-13図）</p>	<p>今回の配管改造により，代替循環冷却系として兼用する残留熱除去系の系統構成に変更がなく，原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備が施設されること，主配管の配置，最高使用温度，最高使用圧力，外径及び厚さに変更がないことを確認した。【①】</p>
<p>補足-5 【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】</p>	<p>今回の電気配線貫通部の改造により，電気配線貫通部の配置及び材料に変更がないことを確認した。【①】</p>
<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p>	<p>原子炉格納施設は，重大事故等時において，原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能を有することとしており，今回の配管改造によりその方針に影響のないことを確認した。【②】</p>
<p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p>	<p>今回の配管改造により，原子炉格納容器の過圧破損を防止することができる設計に影響のないことを確認した。【②】</p>

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第65条 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・ 今回の配管改造について、代替循環冷却系として兼用する残留熱除去系の系統構成に変更がなく、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備が施設されることを確認した。
- ・ 代替循環冷却系として兼用する残留熱除去系の系統構成、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更がないことから、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能に影響はないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計に影響を与えないことから、審査対象条文とならない。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・ 今回の電気配線貫通部の改造は、電気配線貫通部の配置及び材料に変更がなく、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備に影響がないことを確認した。
- ・ 電気配線貫通部の配置に変更はなく、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能に影響はないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計に影響を与えないことから、審査対象条文とならない。

工事計画認可申請		第 8-3-4-6-9 図
東海第二発電所		
原子炉格納施設のうち		
名	圧力低減設備その他の安全設備の	
称	原子炉格納容器安全設備	
	(代替循環冷却系)の系統図(2/6)	
	(重大事故等対処設備)	
	日本原子力発電株式会社	
	8909	

工事計画認可申請		第 8-3-4-6-11 図
東海第二発電所		
原子炉格納施設のうち		
名	圧力低減設備その他の安全設備の	
称	原子炉格納容器安全設備	
	(代替循環冷却系)の系統図(4/6)	
	(重大事故等対処設備)	
	日本原子力発電株式会社	
	8909	

工事計画認可申請 第 8-3-4-6-13 図

東海第二発電所

原子炉格納施設のうち、
圧力低下設備その他の安全設備の
原子炉格納容器安全設備
(代替措置冷却系) の系統図 (6/6)
(重大事故等対処設備)

日本原子力発電株式会社

8806

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

3.6 原子炉格納施設

(1) 機能

原子炉格納施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉格納容器バウンダリ機能
- b. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設、放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- c. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
 - ・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内の冷却
 - ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却
 - ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱
 - ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱
- ② d. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
 - ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設と兼用）
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- e. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能
 - ・格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
 - ・格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
 - ・溶融炉心の落下遅延及び防止（原子炉冷却系統施設と兼用）
- f. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化（非常用電源設備と兼用）
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出（計測制御系統施設、放射線管理施設及び非常電源設備と兼用）
- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する機能
 - ・原子炉建屋ガス処理系による水素排出
 - ・静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制（計測制御系統施設と兼用）
- h. 工場等外への放射性物質の拡散を抑制する機能
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
 - ・海洋への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）

V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。また、耐圧強化ベント系は、格納容器内雰囲気ガスを非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却のために用いる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプによりドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイ並びに残留熱除去系ポンプ及び熱交換器によりサブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

②

重大事故等時の原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプにより、サブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却のために用いる格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）及びペDESTAL排水系は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプにより、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。また、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合に、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。

注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として兼用する設計とする。

残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイすることで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプ及び残留熱除去系熱交換器により、サブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

②

3.2.4 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧による破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備である代替循環冷却系及び原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備である格納容器圧力逃がし装置を設ける。

代替循環冷却系は、Mark-II型原子炉格納容器の特徴を踏まえ多重性を有する設計とし、代替循環冷却系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、残留熱除去系等を経由して原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

原子炉格納容器内へスプレイされた水は、格納容器ベント管を経て、サブプレッション・チェンバに戻ることで循環できる設計とする。

代替循環冷却系は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置（フィルタ容器、スクラビング水、金属フィルタ、よう素除去部）、圧力開放板、配管・弁類、計測制御装置等で構成し、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系及び耐圧強化ベント系を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 13.4 kg/s（1 Pd において））することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

フィルタ装置は、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。また、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態（待機状態において pH13 以上）に維持する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置はサブプレッション・チェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サブプレッション・チェンバ側からの排気ではサブプレッ

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について 【第66条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】

1. 基準適合性の確認範囲

①原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の施設

既工事計画においては、炉心の著しい損傷が発生した場合において溶融炉心が原子炉格納容器下部の床面へ落下するのを遅延・防止するため、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び代替循環冷却系により、原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設備を施設することとしており、今回の改造範囲については、補足-4【残留熱除去系配管改造工事の概要について】及び補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】に記載している。

「原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）の系統図」（第8-3-4-10-2図、第8-3-4-10-6図参照）

「原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）の系統図」（第8-3-4-6-9図、第8-3-4-6-11図、第8-3-4-6-13図参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の系統構成及び主要仕様に影響のないことを確認する。

なお、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備のうち、格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）、ペデスタル排水系、高圧代替注水系及びほう酸水注入系は、今回の配管改造に関係しない設備であることから、基準適合性の確認範囲には含まれない。また、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備は、原子炉格納施設として整理されているため、原子炉冷却系統施設としては、審査対象条文とならない。

②原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備の機能

既工事計画においては、原子炉格納施設は、重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能を有することを確認している。

「V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」（51頁参照）

「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」（4, 46, 48, 49頁参照）

今回の変更認可申請に伴い、上記の機能に影響のないことを確認する。

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について
【第66条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】

2. 確認結果

確認図書名	確認結果
<p>補足-4 【残留熱除去系配管改造工事の概要について】</p> <p>原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（低圧代替注水系）の系統図（第8-3-4-10-2図，第8-3-4-10-6図）</p> <p>原子炉格納施設のうち圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備（代替循環冷却系）の系統図（第8-3-4-6-9図，第8-3-4-6-11図，第8-3-4-6-13図）</p>	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管改造により，低圧代替注水系（常設），低圧代替注水系（可搬型）及び代替循環冷却系として兼用する残留熱除去系の系統構成に変更がなく，原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備が施設されること，主配管の配置，最高使用温度，最高使用圧力，外径及び厚さに変更がないことを確認した。【①】
<p>補足-5 【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事の概要について】</p>	<ul style="list-style-type: none"> 今回の電気配線貫通部の改造により，電気配線貫通部の配置及び材料に変更がないことを確認した。【①】
<p>V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納施設は，重大事故等時において，原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能を有することとしており，今回の配管改造によりその方針に影響のないことを確認した。【②】
<p>V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書</p>	<ul style="list-style-type: none"> 今回の配管改造により，原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却することができる設計に影響のないことを確認した。【②】

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第66条 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備】

3. まとめ

(1) 残留熱除去系配管の改造

- ・ 今回の配管改造について、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び代替循環冷却系として兼用する残留熱除去系の系統構成に変更がなく、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備が施設されることを確認した。
- ・ 低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）及び代替循環冷却系として兼用する残留熱除去系の系統構成、主配管の配置、最高使用温度、最高使用圧力、外径及び厚さに変更がないことから、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却できる機能に影響はないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計に影響を与えないことから、審査対象条文とならない。

(2) 原子炉格納容器電気配線貫通部の改造

- ・ 今回の電気配線貫通部の改造は、電気配線貫通部の配置及び材料に変更がなく、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備に影響がないことを確認した。
- ・ 電気配線貫通部の配置に変更はなく、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能に影響はないため、技術基準の適合性に影響を与えない。
- ・ 既工事計画で確認された設計に影響を与えないことから、審査対象条文とならない。

工事計画認可申請	第 8-3-4-10-2 図
東海第二発電所	
名称	原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の 原子炉格納容器安全設備 (低圧代替注水系) の系統図 (2/10) (重大事故等対処設備)
日本原子力発電株式会社	
8827	

工事計画認可申請 第 8-3-4-10-6 図

東海第二発電所

原子炉格納施設のうち
圧力低減設備その他の安全設備の
原子炉格納容器安全設備
称 (低圧代替注水系) の系統図 (6/10)
(重大事故等対処設備)

日本原子力発電株式会社

8827

工事計画認可申請		第 8-3-4-6-9 図
		東海第二発電所
名	原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の 原子炉格納容器安全設備	
称	(代替循環冷却系)の系統図 (2/6) (重大事故等対処設備)	
日本原子力発電株式会社		

工事計画認可申請	第 8-3-4-6-11 図
東海第二発電所	
名	原子炉格納施設のうち 圧力低減設備その他の安全設備の 原子炉格納容器安全設備
称	(代替循環冷却系)の系統図 (4/6) (重大事故等対処設備)
日本原子力発電株式会社	

工事計画認可申請 第 8-3-4-6-13 図

東海第二発電所

原子が格納施設のうち
圧力低減設備その他の安全設備の
原子炉格納容器安全設備
(代替循環冷却系)の系統図 (6/6)
(重大事故等対処設備)

日本原子力発電株式会社

V-1-1-6 安全設備及び重大事故等対処設備が使用される
条件の下における健全性に関する説明書

3.6 原子炉格納施設

(1) 機能

原子炉格納施設は主に以下の機能を有する。

- a. 通常運転時等における原子炉格納容器バウンダリ機能
- b. 重大事故等時において、最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設、放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- c. 重大事故等時において、原子炉格納容器内の冷却等を行う機能
 - ・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内の冷却
 - ・代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）による原子炉格納容器内の冷却
 - ・残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）による原子炉格納容器内の除熱
 - ・残留熱除去系（サプレッション・プール冷却系）によるサプレッション・プール水の除熱
- d. 重大事故等時において、原子炉格納容器の過圧破損を防止する機能
 - ・代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（原子炉冷却系統施設と兼用）
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- ② e. 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する機能
 - ・格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
 - ・格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水
 - ② ・溶融炉心の落下遅延及び防止（原子炉冷却系統施設と兼用）
- f. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する機能
 - ・可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化（非常用電源設備と兼用）
 - ・格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出（計測制御系統施設、放射線管理施設及び非常用電源設備と兼用）
- g. 重大事故等時において、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止する機能
 - ・原子炉建屋ガス処理系による水素排出
 - ・静的触媒式水素再結合器による水素濃度抑制（計測制御系統施設と兼用）
- h. 工場等外への放射性物質の拡散を抑制する機能
 - ・大気への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）
 - ・海洋への放射性物質の拡散抑制（核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設と兼用）

V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書

することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を抑制しつつ、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。また、耐圧強化ベント系は、格納容器内雰囲気ガスを非常用ガス処理系排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気へ輸送できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内の冷却のために用いる代替格納容器スプレイ冷却系（常設）及び代替格納容器スプレイ冷却系（可搬型）は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプによりドライウエル内にスプレイすることで、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させることができる設計とする。また、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却系）及び残留熱除去系（サブプレッション・プール冷却系）は、常設代替交流電源設備からの給電により機能を復旧し、残留熱除去系ポンプによりサブプレッション・チェンバのプール水をドライウエル内及びサブプレッション・チェンバ内にスプレイ並びに残留熱除去系ポンプ及び熱交換器によりサブプレッション・チェンバのプール水を冷却することで原子炉格納容器を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器の過圧破損防止のために用いる代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプにより、サブプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系熱交換器にて冷却し、原子炉格納容器内へスプレイするとともに、原子炉注水及びサブプレッション・チェンバのプール水の除熱を行うことで、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器下部の溶融炉心冷却のために用いる格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）及びペDESTAL排水系は、常設低圧代替注水系ポンプ、可搬型代替注水大型ポンプ及び可搬型代替注水中型ポンプにより、ペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。また、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合に、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。

②

熔融炉心のペデスタル（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止するために用いる低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系、代替循環冷却系及びほう酸水注入系は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及び高圧代替注水系のいずれかと並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水を行うことで熔融炉心を冷却できる設計とする。

重大事故等時の原子炉格納容器内における水素爆発による破損防止のために用いる可搬型窒素供給装置は、原子炉格納容器内を不活性化するため、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、フィルタ装置により放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への排出を低減しつつ、ジルコニウム－水反応及び水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出できる設計とし、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、ベント開始後においても不活性ガスで置換できる設計とし、排出経路に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。なお、窒素ガス代替注入系は、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とする。

原子炉建屋等の水素爆発による損傷を防止するために用いる原子炉建屋ガス処理系は、非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいする水素等を含む気体を吸引し、非常用ガス処理系フィルタトレイン及び非常用ガス再循環系フィルタトレインにて放射性物質を低減して主排気筒に隣接する非常用ガス処理系排気筒から排出することで、原子炉建屋原子炉棟内に水素が滞留せず、水素爆発による原子炉建屋原子炉棟の損傷の防止が可能な設計とする。また、静的触媒式水素再結合器は、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損に至った場合において、発電所外への放射性物質の拡散を抑制するために用いる原子炉建屋放水設備は、可搬型代替注水大型ポンプにより海水を取水し、放水砲から原子炉建屋へ放水することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とし、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応するため、可搬型代替注水大型ポンプにより泡混合器を通して、海水を泡消火薬剤と混合しながらホースを経由して放水砲から原子炉建屋周辺へ放水できる設計とする。また、海洋拡散抑制設備は、汚濁防止膜（可搬型）を汚染水が発電所から海洋に流出する雨水排水路集水柵及び放水路に設置することで発電所外への放射性物質の拡散を抑制する設計とする。

ョン・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保する設計とするとともに燃料有効長頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、窒素ガス代替注入系により、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、不活性ガスで置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはベントラインを設け、可燃性ガスを排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、格納容器圧力逃がし装置と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、原子炉格納容器が負圧とならないよう、代替格納容器スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用とする。仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

格納容器圧力逃がし装置使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔人力操作機構（個数4）によって人力により容易かつ確実に操作が可能な設計とする。

排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により、中央制御室から操作が可能な設計とする。

系統内に設ける圧力開放板は、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、格納容器圧力逃がし装置使用後にフィルタ装置スクラビング水を移送ポンプ（容量10 m³/h/個、揚程40 m、個数1）によりサブプレッション・チェンバへ移送できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、西側淡水貯水設備又は代替淡水貯槽から、可搬型代替注水中型ポンプ又は可搬型代替注水大型ポンプによりフィルタ装置にスクラビング水を補給できる設計とする。また、代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために必要な重大事故等対処設備として、窒素ガス代替注入系を設ける。

窒素ガス代替注入系は、窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。

窒素供給装置用電源車は、窒素供給装置用電源車1台により、2台の窒素供給装置に給電できる設計とする。

② 3.2.5 重大事故等時における原子炉格納容器下部の熔融炉心冷却機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、熔融し、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した炉心を冷却するために必要な重大事故等対

処設備として、格納容器下部注水系（常設）、格納容器下部注水系（可搬型）及びペDESTAL排水系を設ける。また、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）に落下するまでに、ペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保し、落下した溶融炉心の冷却が可能な設計とする。なお、格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水及び格納容器下部注水系（可搬型）によるペDESTAL（ドライウエル部）への注水と合わせて、溶融炉心が原子炉圧力容器からペDESTAL（ドライウエル部）へ落下する場合に、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、ペDESTAL（ドライウエル部）にコリウムシールドを設ける。

格納容器下部注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を格納容器下部注水系配管等を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

格納容器下部注水系（常設）の水源である代替淡水貯槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

格納容器下部注水系（常設）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ（直列2台）により、西側淡水貯水設備の水を建屋内にあらかじめ敷設した格納容器下部注水系配管等を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

また、可搬型代替注水大型ポンプにより、代替淡水貯槽の水を建屋内にあらかじめ敷設した格納容器下部注水系配管等を経由してペDESTAL（ドライウエル部）へ注水し、溶融炉心が落下するまでにペDESTAL（ドライウエル部）にあらかじめ十分な水位を確保するとともに、落下した溶融炉心を冷却できる設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）の水源である代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

格納容器下部注水系（可搬型）は、代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、可搬型代替注水中型ポンプ及び可搬型代替注水大型ポンプは、空冷式のディーゼルエンジンにより駆動できる設計とする。

コリウムシールドは、溶融炉心がペDESTAL（ドライウエル部）へと落下した場合において、溶融炉心とペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートの相互作用による侵食及び溶融炉心からペDESTAL（ドライウエル部）のコンクリートへの熱影響を抑制するため、寸法が高さ1.88 m、厚さ0.15 m、材料がジルコニア（ ZrO_2 ）、個数が1個の設計とする。なお、コリウムシールドは耐震性を有する設計とする。

ペDESTAL排水系は、ドライウエル圧力高信号及び原子炉水位異常低下信号（レベル1）

により、ペDESTAL（ドライウエル部）内へ流入する配管に対してペDESTAL（ドライウエル部）外側に設置した制限弁を自動閉止し、ペDESTAL（ドライウエル部）への流入水を制限するとともに、格納容器床ドレンサンプ内に流入した水を格納容器床ドレンサンプ導入管より流出させ、格納容器床ドレンサンプスリット及び排水配管を經由してサブプレッション・チェンバへ排水することにより、必要な水位を維持できる設計とする。また、ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位が1.2 mを超えた場合には、格納容器床ドレンサンプ導入管と併せて格納容器機器ドレンサンプ導入管より流出させ、格納容器機器ドレンサンプスリット及び排水配管を經由してサブプレッション・チェンバへ排水することができる設計とする。

格納容器床ドレンサンプ導入管は、ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位を常時1 mに維持するため、格納容器床ドレンサンプ底部から高さが1 mの設計とする。また、格納容器機器ドレンサンプ導入管は、ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位が1.2 m以上であるときに、格納容器床ドレンサンプ導入管と併せてペDESTAL（ドライウエル部）より排水するため、格納容器床ドレンサンプ底部から高さが1.2 mの設計とする。

格納容器床ドレンサンプ導入管及び格納容器機器ドレンサンプ導入管は、サイフォン効果を除去し、意図した水位で排水を停止するため、頂部付近に空気抜き孔を有する設計とする。

原子炉圧力容器破損前までに想定される落下物により、格納容器床ドレンサンプ導入管及び格納容器機器ドレンサンプ導入管が損傷することを防止するため、格納容器床ドレンサンプ導入管カバー及び格納容器機器ドレンサンプ導入管カバーを設ける設計とする。また、格納容器床ドレンサンプ導入管カバー及び格納容器機器ドレンサンプ導入管カバーは、異物による排水機能への悪影響を防止するため、異物混入防止機能を有する設計とする。

原子炉圧力容器破損時にペDESTAL（ドライウエル部）に落下したデブリが、格納容器床ドレンサンプ及び格納容器機器ドレンサンプの排水流路を通じてサブプレッション・チェンバへ移行することを防止するため、格納容器床ドレンサンプスリット及び格納容器機器ドレンサンプスリット（高さ□mm、幅□mm、厚さ□mm、材料 ステンレス鋼）は、流入したデブリの冷却及び凝固停止を促進する設計とする。

原子炉圧力容器破損後のペDESTAL水のサブプレッション・チェンバへの流出を防止するため、ベント管に接続する格納容器床ドレン排水弁及び格納容器機器ドレン排水弁は、原子炉圧力容器破損前のペDESTAL（ドライウエル部）への注水により一旦水位を上昇させ、その後の排水によりペDESTAL（ドライウエル部）の水位が1 mまで低下する時間を考慮し、自動閉止する設計とする。

②

炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心のペDESTAL（ドライウエル部）の床面への落下を遅延・防止するための重大事故等対処設備として、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系、代替循環冷却系及びほう酸水注入系を設ける。

低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系、代替循環冷却系及びほう酸水注入系は、低圧代替注水系（常設）、低圧代替注水系（可搬型）、高圧代替注水系及び代替循環冷却系のいずれかと並行してほう酸水注入系による原子炉圧力容器

②

への注水を行うことで溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（常設）は、常設低圧代替注水系ポンプにより、代替淡水貯槽の水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（常設）の水源である代替淡水貯槽は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）は、可搬型代替注水中型ポンプ（直列2台）により西側淡水貯水設備の水を、可搬型代替注水大型ポンプにより代替淡水貯槽の水を低圧炉心スプレイ系等又は残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器に注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

低圧代替注水系（可搬型）の水源である代替淡水貯槽及び西側淡水貯水設備は、複数の代替淡水源から淡水を供給できる設計とし、淡水が枯渇した場合に、海を利用できる設計とする。

高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプによりサプレッション・チェンバのプール水を高圧炉心スプレイ系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

②

代替循環冷却系は、代替循環冷却系ポンプにより、サプレッション・チェンバのプール水を残留熱除去系等を経由して原子炉圧力容器へ注水することで溶融炉心を冷却できる設計とする。

ほう酸水注入系は、ほう酸水注入ポンプにより、ほう酸水を原子炉圧力容器へ注入することで、溶融炉心のペデスタル（ドライウェル部）の床面への落下を遅延・防止する設計とする。

3.2.6 重大事故等時における水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器内を不活性化するための設備である窒素供給装置及び原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための設備である格納容器圧力逃がし装置を設ける。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化する設計とする。

窒素供給装置は、原子炉格納容器内に窒素を供給することで、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解等により原子炉格納容器内に発生する水素及び酸素の濃度を可燃限界未満にできる設計とする。

窒素供給装置は、窒素供給装置用電源車から給電できる設計とする。

格納容器圧力逃がし装置は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを不活性ガス系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋原子炉棟屋上に設ける放出口から排出（系統設計流量 13.4 kg/s (1 Pd

残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部の変更認可申請に伴う影響について

【第67条 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備】

1. 基準適合性の確認結果

①水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

- a. 既工事計画においては、可搬型窒素供給装置及び格納容器圧力逃がし装置について、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備としているため、残留熱除去系配管と原子炉格納容器電気配線貫通部の改造に影響はないことを確認したことから、審査対象条文とならない。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (8/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第66条) 溶融炉心の落下遅延及び防止	-	常設高圧代替注水系ポンプ	常設	-
		サブプレッション・チェンバ 【水源】	常設	
	-	ほう酸水注入ポンプ	常設	
		ほう酸水貯蔵タンク【水源】	常設	
	-	常設低圧代替注水系ポンプ	常設	
		代替淡水貯槽【水源】	常設	
	-	可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
		西側淡水貯水設備【水源】	常設	
		代替淡水貯槽【水源】	常設	
	-	代替循環冷却系ポンプ	常設	
		残留熱除去系熱交換器	常設	
		サブプレッション・チェンバ 【水源】	常設	
		緊急用海水ポンプ 【原子炉冷却系統施設】	常設	
緊急用海水系ストレータ 【原子炉冷却系統施設】		常設		
残留熱除去系海水系ポンプ 【原子炉冷却系統施設】		常設		
残留熱除去系海水系ストレータ 【原子炉冷却系統施設】		常設		
窒素供給装置		可搬型		
(第67条) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化	窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型		

注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「-」とする。
*2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。
*3：当該設備区分に属さない設備区分については、【 】内に設備区分を示す。

表 3-5-1 重大事故等対処設備と設計基準事故対処設備等の
多重性又は多様性及び独立性並びに位置的分散を考慮する対象設備 (9/11)

【設備区分：原子炉格納施設】

(条) 機能	位置的分散を図る対象設備		常設 可搬型	多重性又は多様性及び独立性の考慮内容
	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1, *2	機能を代替する重大事故等対処設備 (既設+新設) *3		
(第67条) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出	—	フィルタ装置	常設	格納容器圧力逃がし装置は, 非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。
		第一弁 (S/C側)	常設	
		第一弁 (D/W側)	常設	
		第二弁	常設	
		第二弁バイパス弁	常設	
		遠隔人力操作機構	常設	
		第二弁操作室遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		第二弁操作室空気ポンプユニット (空気ポンプ) 【放射線管理施設】	可搬型	
		第二弁操作室差圧計 【放射線管理施設】	常設	
		圧力開放板	常設	
		窒素供給装置	可搬型	
		窒素供給装置用電源車 【非常用電源設備】	可搬型	
		フィルタ装置遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		配管遮蔽 【放射線管理施設】	常設	
		移送ポンプ	常設	
		可搬型代替注水中型ポンプ	可搬型	
		可搬型代替注水大型ポンプ	可搬型	
		西側淡水貯水設備[水源]	常設	
		代替淡水貯槽[水源]	常設	
		フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 【放射線管理施設】	常設	
フィルタ装置入口水素濃度 【計測制御系統施設】	常設			
(第68条) 原子炉建屋ガス処理系による水素排出	—	非常用ガス処理系排風機	常設	非常用ガス処理系排風機及び非常用ガス再循環系排風機は, 非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電が可能な設計とする。
		非常用ガス処理系フィルタトレイン	常設	
		非常用ガス再循環系排風機	常設	
		非常用ガス再循環系フィルタトレイン	常設	

注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については, その代替機能を有する設計基準事故対処設備等がないため「—」とする。
*2: () 付の設備は, 重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり, 共通要因による機能喪失を想定していない。
*3: 当該設備区分に属さない設備区分については, 【 】内に設備区分を示す。

補足-2 【設計及び工事計画変更認可申請書に
添付する書類の整理について】

(改6)

設計及び工事計画変更認可申請に添付する書類の整理について

1. 概要

本資料では、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく当該手続きを行うにあたり、設計及び工事計画変更認可申請書に添付する書類について整理する。

また、併せて「電気事業法」に基づく工事計画変更の手続きの要否についても整理する。

2. 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく設計及び工事計画変更認可申請書に添付する書類の整理について

設計及び工事計画変更認可申請書に添付すべき書類は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」（以下、「実用炉規則」という。）の第九条第三項に規定の、別表第二の上覧に掲げる種類に応じた同表の下欄に掲げる書類並びに設計及び工事に係る品質マネジメントの説明書類となるが、別表第二では「認可の申請又は届出に係る工事の内容に関係あるものに限る。」との規定があるため、本申請範囲である「原子炉冷却系統施設」及び「原子炉格納施設」に要求される添付書類の要否の検討を行った。検討結果を表1に示す。

3. 「電気事業法」に基づく工事計画変更認可申請書に添付する書類の整理について

「電気事業法」に基づく工事計画の手続き対象となる工事については、「原子力発電工作物の保安に関する命令」（以下、「保安命令」という。）の別表第一及び別表第三に規定されている。

今回改造する残留熱除去系配管及び原子炉格納容器電気配線貫通部については、それぞれ原子炉冷却系統施設及び原子炉格納施設に係る設備であり、保安命令の別表第一に規定する工事計画の認可を要するものに該当する。

表1 「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく設計及び工事計画変更認可申請において要求される添付書類及び本申請における添付の要否の検討結果

(1) 残留熱除去系配管

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
別表第二（各発電用原子炉施設に共通）		
送電関係一覧図	×	送電設備に変更はないため、添付しない。
急傾斜地崩壊危険区域内において行う制限工事に係る場合は、当該区域内の急傾斜地の崩壊の防止措置に関する説明書	×	東海第二発電所において急傾斜地崩壊危険区域に指定された箇所はないため、添付しない。
工場又は事業所の概要を明示した地形図	×	発電所の概要を明示した地形図に変更はないため、添付しない。
主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図	×	主要設備の配置に変更はないため、添付しない。
単線結線図	×	単線結線図に変更はないため、添付しない。
新技術の内容を十分に説明した書類	×	新技術に該当しないため、添付しない。
発電用原子炉施設の熱精算図	×	熱精算に変更はないため、添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理由
熱出力計算書	×	熱出力計算に変更はないため、添付しない。
発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書	○	本申請では、変更する機器が設置許可との整合性に影響がないことを説明するため添付する。 ※本文五号との整合性に関する説明書 ※本文十一号との整合性に関する説明書 (別添-1 参照)
排気中及び排水中の放射性物質の濃度に関する説明書	×	排気中及び排水中の放射性物質の濃度に変更はないため、添付しない。
人が常時勤務し、又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書	×	発電所の場所における線量に影響を与えないため、添付しない。
発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備の配置の概要を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
取水口及び放水口に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
設備別記載事項の設定根拠に関する説明書	○	最高使用圧力、最高使用温度及び外径の設定値並びにその設定根拠に変更はないが、設備の改造を行うため添付する。 ・V-1-1-4-3-10* ¹
環境測定装置の構造図及び取付箇所を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
クラス1 機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書	○	クラス1 機器（主配管）の改造を行うため、添付する。 ・V-1-1-5
安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	○	設計基準事故時及び重大事故等時に想定される環境条件及び系統施設毎の機能に影響はなく、必要な箇所の保守点検ができる設計とすること等に変更はないが、設備の改造を行うため添付する。 ・V-1-1-6* ¹

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
発電用原子炉施設の火災防護 に関する説明書	○	本工事により火災の感知及び消火並びに火災の 影響軽減の火災防護対策について影響を与 えない。改造する範囲は不燃材料を使用してい るため、火災の発生防止についても変更はない が、設備の改造を行うため添付する。 ・V-1-1-7* ¹
発電用原子炉施設の溢水防護 に関する説明書	○	本工事により溢水等による損傷防止として防 護すべき設備に影響を与えない。配管ルートの一 部変更に伴う溢水評価については、各エリア での溢水想定に包含されるため評価に変更は ないが、設備の改造を行うため添付する。 ・V-1-1-8* ¹
発電用原子炉施設の蒸気ター ビン、ポンプ等の損壊に伴う 飛散物による損傷防護に関す る説明書	○	配管破損想定位置であるターミナル・エンド (配管アンカーサポート点)に変更はなく、並 防護対策の評価として当該配管破損想定位置 が障壁で囲まれていること等にも変更はない が、設備の改造を行うため添付する。 ・V-1-1-9* ¹
通信連絡設備に関する説明書 及び取付箇所を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
安全避難通路に関する説明書 及び安全避難通路を明示した 図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
非常用照明に関する説明書及 び取付箇所を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
別表第二 (原子炉冷却系統施設)		
原子炉冷却系統施設に係る機 器の配置を明示した図面及び 系統図	○	配置図及び系統図について、今回の申請範囲に 係る箇所について添付する。 ※主配管の配置を明示した図面 ・残留熱除去系 ※系統図 ・残留熱除去設備 (残留熱除去系) ・非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (低圧注水系) ・非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (代替循環冷却系)
蒸気タービンの給水処理系統 図	×	該当する設備はないため、添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
耐震性に関する説明書	○	今回の申請に伴い、一部評価結果に変更がある ことから添付する。 ※基本方針 ・V-2-1-6* ¹ ・V-2-1-9* ¹ ・V-2-1-13-6* ¹ ※管の耐震性についての計算書 ・V-2-5-2-1-1 ・V-2-5-4-1-4
強度に関する説明書	○	今回の申請に伴い、一部評価結果に変更がある ことから添付する。 ※基本方針，強度計算方法 ・V-3-1-2* ¹ ・V-3-1-3* ¹ ・V-3-1-6* ¹ ・V-3-2-1* ¹ ・V-3-2-2* ¹ ・V-3-2-4* ¹ ・V-3-2-11* ¹ ※管の基本板厚計算書 ・V-3-5-3-1-5 ※管の応力計算書 ・V-3-5-1-1-2* ¹ ・V-3-5-3-1-6
構造図	×	該当する設備はないため、添付しない。
原子炉格納容器内の原子炉冷 却材又は一次冷却材の漏えい を監視する装置の構成に関す る説明書，検出器の取付箇所 を明示した図面並びに計測範 囲及び警報動作範囲に関する 説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
蒸気発生器及び蒸気タービン の基礎に関する説明書及びそ の基礎の状況を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
流体振動又は温度変動による 損傷の防止に関する説明書	○	配管内円柱状構造物は存在せず、配管改造後も 定期的に技術基準の適合性を確認する方針に 変更は無いが、設備の改造を行うため添付す る。 ・V-1-4-2* ¹

実用炉規則 第九条第三項に規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理由
非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書	×	系統構成を変更するものではなく、サブプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプの有効吸込水頭の評価事象及び評価条件に影響を与えないため添付しない。
蒸気タービンの制御方法に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
蒸気タービンの振動管理に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
蒸気タービンの冷却水の種類及び冷却水として海水を使用しない場合は、可能取水量を記載した書類	×	該当する設備はないため、添付しない。
安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書	×	該当する設備はないため、添付しない。
別表第二 (原子炉格納施設)		
原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	○	配置図及び系統図について、今回の申請範囲に係わる箇所について添付する。 ※主配管の配置を明示した図面 ・圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (代替循環冷却系) ※系統図 ・圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (格納容器スプレイ冷却系) ・圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (サブプレッション・プール冷却系) ・圧力低減設備その他の安全設備の原子炉格納容器安全設備 (代替循環冷却系)
耐震性に関する説明書	○	今回の申請に伴い、一部評価結果に変更があることから添付する。 ※残留熱除去設備 (残留熱除去系) に含む
強度に関する説明書	○	今回の申請に伴い、一部評価結果に変更があることから添付する。 ※残留熱除去設備 (残留熱除去系) に含む
構造図	×	該当する設備はないため、添付しない。
原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
原子炉格納施設の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に 規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
圧力低減設備その他の安全設 備のポンプの有効吸込水頭に 関する説明書	×	システム構成を変更するものではなく、サプレッション・プールを水源とする残留熱除去系ポンプの有効吸込水頭の評価事象及び評価条件に影響を与えないため添付しない。
安全弁及び逃がし弁の吹出量 計算書	×	該当する設備はないため、添付しない。

(2)原子炉格納容器電気配線貫通部

実用炉規則 第九条第三項に規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
別表第二 (各発電用原子炉施設に共通)		
送電関係一覧図	×	送電設備に変更はないため、添付しない。
急傾斜地崩壊危険区域内において行う制限工事に係る場合は、当該区域内の急傾斜地の崩壊の防止措置に関する説明書	×	東海第二発電所において急傾斜地崩壊危険区域に指定された箇所はないため、添付しない。
工場又は事業所の概要を明示した地形図	×	発電所の概要を明示した地形図に送電設備に変更はないため、添付しない。
主要設備の配置の状況を明示した平面図及び断面図	×	主要設備の配置に変更はないため、添付しない。
単線結線図	×	単線結線図に変更はないため、添付しない。
新技術の内容を十分に説明した書類	×	新技術に該当しないため、添付しない。
発電用原子炉施設の熱精算図	×	熱精算に変更はないため、添付しない。
熱出力計算書	×	熱出力計算に変更はないため、添付しない。
発電用原子炉の設置の許可との整合性に関する説明書	○	本申請では、変更する機器が設置許可との整合性に影響がないことを説明するため添付する。 ※本文五号との整合性に関する説明書 ※本文十一号との整合性に関する説明書 (別添-2参照)
排気中及び排水中の放射性物質の濃度に関する説明書	×	排気中及び排水中の放射性物質の濃度に変更はないため、添付しない。
人が常時勤務し、又は頻繁に出入する工場又は事業所内の場所における線量に関する説明書	×	発電所の場所における線量に変更はないため、添付しない。
発電用原子炉施設の自然現象等による損傷の防止に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備の配置の概要を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理由
取水口及び放水口に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
設備別記載事項の設定根拠に関する説明書	○	最高使用圧力，最高使用温度，外径，構成及び個数の設定値，並びにその設定根拠に変更はないが，設備の改造を行うため添付する。 ・V-1-1-4-7-9* ¹
環境測定装置の構造図及び取付箇所を明示した図面	×	該当する設備はないため，添付しない。
クラス1機器及び炉心支持構造物の応力腐食割れ対策に関する説明書	×	該当する設備はないため，添付しない。
安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書	○	設計基準事故時及び重大事故等時に想定される環境条件及び系統施設毎の機能に影響はなく，必要な箇所の保守点検ができる設計とすること等に変更はないが，設備の改造を行うため添付する。 ・V-1-1-6* ¹
発電用原子炉施設の火災防護に関する説明書	○	本工事により火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減の火災防護対策について影響を与えない。改造する範囲は不燃材料を使用しているため，火災の発生防止についても変更はないが，設備の改造を行うため添付する。 ・V-1-1-7* ¹
発電用原子炉施設の溢水防護に関する説明書	○	本工事により溢水等による損傷防止として防護すべき設備に影響を与えない。原子炉格納容器の一部として，溢水防護設計に変更はないが，設備の改造を行うため添付する。 ・V-1-1-8* ¹
発電用原子炉施設の蒸気タービン，ポンプ等の損壊に伴う飛散物による損傷防護に関する説明書	×	該当する設備はないため，添付しない。
通信連絡設備に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	該当する設備はないため，添付しない。
安全避難通路に関する説明書及び安全避難通路を明示した図面	×	該当する設備はないため，添付しない。

実用炉規則 第九条第三項に規定される添付書類名 (略称含む)	添付の要否 (○・×)	理 由
非常用照明に関する説明書及び取付箇所を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
別表第二 (原子炉格納施設)		
原子炉格納施設に係る機器の配置を明示した図面及び系統図	×	配置図について、配置する箇所に変更はないため添付しない。
耐震性に関する説明書	○	スリーブ長さは短くなり全体質量も軽くなるため、評価結果に変更はないが、設備の改造を行うため添付する。 ・V-2-9-2-10* ¹
強度に関する説明書	○	スリーブ長さは短くなり、スリーブの板厚に変更はないため、評価結果に変更はないが、設備の改造を行うため添付する。 ・V-3-9-1-4-3* ¹
構造図	○	構造図について、今回の申請範囲に係る箇所について添付する。
原子炉格納施設の設計条件に関する説明書	○	格納容器(電気配線貫通部)の設計条件(200℃, 2Pd 環境下における健全性)に変更はないが、設備の改造を行うため添付する。 ・V-1-8-1* ¹
原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
原子炉格納施設の基礎に関する説明書及びその基礎の状況を明示した図面	×	該当する設備はないため、添付しない。
圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書	×	該当する設備はないため、添付しない。
安全弁及び逃がし弁の吹出量計算書	×	該当する設備はないため、添付しない。

* 1 : 平成30年10月18日付け原規規発第1810181号にて認可された設計及び工事の計画(既工事計画)から変更がないことを示す。

補足-3 【工事の方法に関する補足説明資料】

(改2)

工事の方法に関する補足説明資料

1. 概 要

工事の方法として、工事手順、使用前事業者検査の方法、工事上の留意事項を、それぞれ施設、主要な耐圧部の溶接部、燃料体に区分し定めており、これら工事手順及び使用前事業者検査の方法は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に定めたプロセス等に基づいたものとしている。

また、工事の方法は、すべての施設を網羅するものとして作成しており、それを原子炉本体に記載し、その他施設については該当箇所を呼び込むことにしている。

本資料では、工事の方法のうち当該工事に該当する箇所を明示するものである。

2. 当該工事に該当する箇所

工事の方法のうち、当該工事に該当する箇所を示す。

申請に係る工事の方法として、原子炉本体に係る工事の方法を以下に示す。

変更前	変更後
<p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事並びに主要な耐圧部の溶接部における工事の方法として、原子炉設置(変更)許可を受けた事項、及び「実用発電用原子炉及びその附属設備の技術基準に関する規則」(以下「技術基準」という。)の要求事項に適合するための設計(基本設計方針及び必要目表)に従い実施する工事の手順と、それら設計や工事の手順に従い工事が行われたことを確認する使用前事業者検査の方法を以下に示す。</p> <p>これらの工事の手順及び使用前事業者検査の方法は、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に定めたプロセス等に基づいたものとする。</p> <p>1. 工事の手順</p> <p>1.1 工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事における工事の手順と使用前事業者検査との関係を含め図1に示す。</p> <p>1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査との関係を含め図2に示す。</p> <p>1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査</p> <p>燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査との関係を含め図3に示す。</p> <p>2. 使用前事業者検査の方法</p> <p>構造、強度及び漏えいを確認するために十分な方法、機能及び性能を確認するために十分な方法、その他設置又は変更の工事がその設計及び工事の計画に従って行われたものであることを確認するために十分な方法により、使用前事業者検査を図1、図2及び図3のフローに基づき実施する。使用前事業者検査は「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、抽出されたものの検査を実施する。</p> <p>また、使用前事業者検査は、検査の時期、対象、方法、検査体制に加えて、検査の内容と重要度に応じて、立会、抜取り立会、記録確認のいずれかとすることを要領書等で定め実施する。</p> <p>2.1 構造、強度又は漏えいに係る検査</p> <p>2.1.1 構造、強度又は漏えいに係る検査</p> <p>構造、強度又は漏えいに係る検査ができるようになったとき、表1に示す検査を実施する。</p>	<p>変更なし</p>

表1 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体を除く）*1

検査項目	検査方法	判定基準
「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、当該工事における構造、強度又は漏えいに係る確認事項として次に掲げる項目の中から抽出されたもの。 ・材料検査 ・寸法検査 ・外観検査 ・組立て及び据付け状態を確認する検査(据付検査) ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査 ・建物・構築物の構造を確認する検査	材料検査	設計のとおりであること、技術基準に適合するものであること。
	寸法検査	設計に記載されている主要寸法の計測値が、許容寸法を満足すること。
	外観検査	健全性に影響を及ぼす有害な欠陥がないこと。
	組立て及び据付け状態を確認する検査(据付検査)	設計のとおりに組立て、据付けされていること。
	状態確認検査	設計のとおりであること。
	耐圧検査*2	検査圧力に耐え、かつ、異常のないこと。
	漏えい検査*2	著しい漏えいのないこと。
	原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査	設計のとおりであること。
	建物・構築物の構造を確認する検査	設計のとおりであること。

変更なし

注記 *1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

*2：耐圧検査及び漏えい検査の方法については、表1によらない場合、基本設計方針の共通項目として定めた「耐圧試験等」の方針によるものとする。

変更前	変更後
<p>2.1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る検査</p> <p>主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査は、技術基準第17条第15号、第31条、第48条第1項及び第55条第7号、並びに実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈(以下「技術基準解釈」という。)に適合するよう、以下の(1)及び(2)の工程ごとに検査を実施する。</p> <p>(1) あらかじめ確認する事項</p> <p>次の①及び②については、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に、「日本機械学会 発電用原子炉設備規格 溶接規格 (JSME S NB1-2007) (以下「溶接規格」という。)第2部 溶接施工法認証標準及び第3部 溶接士技能認証標準に従い、表2-1、表2-2に示す検査を行う。その際、以下のいずれかに該当する特殊な溶接方法は、その確認事項の条件及び方法の範囲内で①溶接施工法に関することを確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 平成12年6月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令(昭和45年通商産業省令第81号)第2条に基づき、通商産業大臣の認可を受けた特殊な溶接方法。 平成12年7月以降に、一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術検査協会による確性試験により適合性確認を受けた特殊な溶接方法。 <p>① 溶接施工法に関すること</p> <p>② 溶接士の技能に関すること</p> <p>なお、①又は②について、既に、以下のいずれかにより適合性が確認されているものは、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に表2-1、表2-2に示す検査は要さないものとする。</p> <p>① 溶接施工法に関すること</p> <ul style="list-style-type: none"> 平成12年6月30日以前に電気事業法(昭和39年法律第170号)に基づき国の認可証又は合格証を取得した溶接施工法。 平成12年7月1日から平成25年7月7日に、電気事業法に基づき溶接事業者検査において、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法。 平成25年7月8日以降、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和32年法律第166号)に基づき、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法。 前述と同等の溶接施工法として、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(昭和32年法律第166号)における他の施設にて、認可を受けたもの、溶接安全管理検査、使用前事業者検査等で溶接施工法の確認を受けたもの又は客観性を有する方法により確認試験が行われ判定基準に適合しているもの。ここで、他の施設とは、加工施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、特定第一種廃棄物処理施設、特定廃棄物管理施設をいう。 <p>② 溶接士の技能に関すること</p> <ul style="list-style-type: none"> 溶接規格第3部 溶接士技能認証標準によって認定されたものと同等と認められるものとして、技術基準解釈別記-5に示されている溶接士が溶接を行う場合。 溶接規格第3部 溶接士技能認証標準に適合する溶接士が、技術基準解釈別記-5の有効期間内に溶接を行う場合。 	<p>変更なし</p>

表 2-1 あらかじめ確認すべき事項（溶接施工法）

検査項目	検査方法及び判定基準
溶接施工法の内容確認	計画している溶接施工法の内容が、技術基準に適合する方法であることを確認する。
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。
溶接作業中確認	溶接施工法及び溶接設備等が計画どおりのものであり、溶接条件等が溶接検査計画書のとおりを実施されることを確認する。
外観確認	試験材について、目視により外観が良好であることを確認する。
溶接後熱処理確認	溶接後熱処理の方法等が技術基準に基づき計画した内容に適合していることを確認する。
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面における開口した欠陥の有無を確認する。
機械試験確認	溶接部の強度、延性及び靱性等の機械的性質を確認するため、継手引張試験、曲げ試験及び衝撃試験により溶接部の健全性を確認する。
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。
(判定) *	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接施工法は技術基準に適合するものとする。

注記 *：() 内は検査項目ではない。

変更なし

表 2-2 あらかじめ確認すべき事項（溶接士）

検査項目	検査方法及び判定基準
溶接士の試験内容の確認	検査を受けようとする溶接士の氏名、溶接訓練歴等、及びその者が行う溶接施工法の範囲を確認する。
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できていることを確認する。
溶接作業中確認	溶接士及びその溶接士が行う溶接作業が溶接検査計画書のとおりであり、溶接条件が溶接検査計画書のとおり実施されることを確認する。
外観確認	目視により外観が良好であることを確認する。
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面に開口した欠陥の有無を確認する。
機械試験確認	曲げ試験を行い、欠陥の有無を確認する。
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。
(判定) *	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接士は技術基準に適合する技能を持った者とする。

注記 *：() 内は検査項目ではない。

変更なし

- (2) 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項
- 発用原子炉施設のうち技術基準第 17 条第 15 号、第 31 条、第 48 条第 1 項及び第 55 条第 7 号の主要な耐圧部の溶接部について、表 3-1 に示す検査を行う。
- また、以下の①又は②に限り、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器に対してテンパービード溶接を適用することができ、この場合、テンパービード溶接方法を含む溶接施工法の溶接部については、表 3-1 に加えて表 3-2 に示す検査を実施する。
- ① 平成 19 年 12 月 5 日以前に電気事業法に基づき実施された検査において溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法
 - ② 以下の規定に基づく溶接施工法確認試験において、溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法
 - ・平成 12 年 6 月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令（昭和 45 年通商産業省令第 81 号）第 2 条に基づき、通商産業大臣の許可を受けた特殊な溶接方法。
 - ・平成 12 年 7 月以降に、一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術検査協会による確信試験による適合性確認を受けた特殊な溶接方法。

表 3-1 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項

検査項目	検査方法及び判定基準
適用する溶接施工法、溶接士の確認	適用する溶接施工法、溶接士について、表 2-1 及び表 2-2 に示す適合確認がなされていることを確認する。
材料検査	溶接に使用する材料が技術基準に適合するものであることを確認する。
開先検査	開先形状、開先面の清浄及び継手面の食違い等が技術基準に適合するものであることを確認する。
溶接作業検査	あらかじめの確認において、技術基準に適合していることが確認された溶接施工法及び溶接士により溶接施工しているかを確認する。
熱処理検査	溶接後熱処理の方法、熱処理設備の種類及び容量が、技術基準に適合しているものであること、また、あらかじめの確認において技術基準に適合していることを確認した溶接施工法の範囲により実施しているかを確認する。
非破壊検査	溶接部について非破壊試験を行い、その試験方法及び結果が技術基準に適合するものであることを確認する。
機械検査	溶接部について機械試験を行い、当該溶接部の機械的性質が技術基準に適合するものであることを確認する。
耐圧検査*1	規定圧力で耐圧試験を行い、これに耐え、かつ、漏えいがないことを確認する。規定圧力で行うことが著しく困難な場合は、可能な限り高い圧力で試験を実施し、耐圧試験の代替として非破壊試験を実施する。 (外観の状況確認)
(適合確認)*2	溶接部の形状、外観及び寸法が技術基準に適合することを確認する。 以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接部は技術基準に適合するものとする。

注記 *1：耐圧検査の方法について、表 3-1 によらない場合、基本設計方針の共通項目として定めた「材料及び構造等」の方針によるものとする。

*2：() 内は検査項目ではない。

変更なし

2.1.3 燃料体に係る検査
 燃料体については、以下(1)～(3)の加工の工程ごとに表4に示す検査を実施する。なお、燃料体を発電用原子炉に受け入れた後は、原子炉本体として機能又は性能に係る検査を実施する。

(1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品については、組成、構造又は強度に係る試験をすることができる状態になった時

(2) 燃料要素の加工が完了した時

(3) 加工が完了した時

また、燃料体については構造、強度又は漏えいに係る検査を実施することにより、技術基準への適合性が確認できることから、構造、強度又は漏えいに係る検査の実施をもって工事の完了とする。

表4 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体）*

検査項目	検査方法	判定基準
(1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品の化学成分の分析結果の確認その他のこれらの部品の組成、構造又は強度に係る検査	材料検査 使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。	
(2) 燃料要素に係る次の検査	寸法検査 主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。	
一 寸法検査	外観検査 有害な欠陥等がないことを確認する。	
二 外観検査	表面汚染密度検査 表面に付着している核燃料物質の量が技術基準の規定を満足することを確認する。	設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。
三 表面汚染密度検査	溶接部の非破壊検査 溶接部の健全性を非破壊検査等により確認する。	
四 溶接部の非破壊検査	漏えい検査 漏えい試験における漏えい量が、技術基準の規定を満足することを確認する。	
五 漏えい検査（この表の(3)三に掲げる検査が行われる場合を除く。）	質量検査 燃料集合体の総質量が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。	
(3) 組み立てられた燃料体に係る次の検査		
一 寸法検査		
二 外観検査		
三 漏えい検査（この表の(2)五に掲げる検査が行われる場合を除く。）		
四 質量検査		

注記 *：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

変更なし

2.2 機能又は性能に係る検査

機能又は性能を確認するため、以下のとおり検査を行う。

ただし、表1の表中に示す検査により機能又は性能を確認できる場合は、表5、表6又は表7の表中に示す検査を表1の表中に示す検査に替えて実施する。

また、改造、修理又は取替の工事であって、燃料体を挿入できる段階又は臨界反応操作を開始できる段階と工事完了時が同じ時期の場合、工事完了時として実施することができる。

構造、強度又は漏えいを確認する検査と機能又は性能を確認する検査の内容が同じ場合は、構造、強度又は漏えいを確認する検査の記録確認をもって、機能又は性能を確認する検査とすることができる。

2.2.1 燃料体を挿入できる段階の検査

発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になったとき表5に示す検査を実施する。

表5 燃料体を挿入できる段階の検査*

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入する前に実施すべきでない検査	発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要ない範囲について、設計の範囲と一致し、技術基準に適合するものであること。

注記 *：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.2.2 臨界反応操作を開始できる段階の検査

発電用原子炉の臨界反応操作を開始することができる状態になったとき、表6に示す検査を実施する。

表6 臨界反応操作を開始できる段階の検査*

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉が臨界に達する時に必要なものを確認する検査及び工程上発電用原子炉が臨界に達する前であれば実施できない検査	発電用原子炉の出力を上げるにあたり、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態での確認項目として、燃料体の炉内配置及び原子炉の移的特性等を確認する。また、工程上発電用原子炉が臨界に達する前であれば機能又は性能を確認できない設備について、機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉の臨界反応操作を開始するにあたり、確認が必要ない範囲について、設計の範囲と一致し、技術基準に適合するものであること。

注記 *：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

変更なし

2.2.3 工事完了時の検査

全ての工事が完了したとき、表7に示す検査を実施する。

表7 工事完了時の検査*

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉の出力運転時における発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する検査、その他工事の完了を確認するために必要な検査	工事の完了を確認するために、発電用原子炉で発生した蒸気を用いる施設の試運転等により、当該各系統の機能又は性能の最終的な確認を行う。 発電用原子炉の出力を上げた状態における確認項目として、プラント全体での最終的な試運転により発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する。	当該原子炉施設の供用を開始するにあたり、原子炉施設の安全性を確保するために必要な範囲について、設工認のとおりであり、技術基準に適合するものであること。

注記 *：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.3 基本設計方針検査

基本設計方針のうち「構造、強度又は漏えいに係る検査」及び「機能又は性能に係る検査」では確認できない事項について、表8に示す検査を実施する。

変更なし

表8 基本設計方針検査

検査項目	検査方法	判定基準
基本設計方針検査	基本設計方針のうち表1, 表4, 表5, 表6, 表7では確認できない事項について、基本設計方針に従い工事が実施されたことを工事中又は工事完了時における適切な段階で確認する。	「基本設計方針」のとおりであること。

2.4 品質マネジメントシステムに係る検査

実施した工事が、「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセス、「1.工事の手順」並びに「2.使用前事業者検査の方法」とおり行われていることの実施状況を確認するとともに、使用前事業者検査で記録確認の対象となる工事の段階で作成される製造メーカー等の記録の信頼性を確保するため、表9に示す検査を実施する。

表9 品質マネジメントシステムに係る検査

検査項目	検査方法	判定基準
品質マネジメントシステムに係る検査	工事が設計の「工事の方法」及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に示すプロセスのとおり実施していることを品質記録や開取り等により確認する。この確認には、検査における記録の信頼性確認として、基となる記録採取の管理方法の確認やその管理方法の遵守状況の確認を含む。	設計で示す「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」及び「工事の方法」のとおりに工事管理が行われていること。

3. 工事上の留意事項

3.1 設置又は変更の工事に係る工事上の留意事項

発電用原子炉施設の設置又は変更の工事並びに主要な耐圧部の溶接部における工事の実施にあたっては、発電用原子炉施設保安規定を遵守するとともに、従事者及び公衆の安全確保や既設の安全上重要な機器等への悪影響防止等の観点から、以下に留意し工事を進める。なお、工事の手順と使用前事業者検査との関係については、図1、図2及び図3に示す。

- a. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等については、周辺資機材、他の発電用原子炉施設及び環境条件からの悪影響や劣化等を受けないよう、隔離、作業環境維持、異物侵入防止対策等の必要な措置を講じる。
- b. 工事にあたっては、既設の安全上重要な機器等へ悪影響を与えないよう、現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、作業に潜在する危険性又は有害性や工所用資機材から想定される影響を確認するとともに、隔離、火災防護、溢水防護、異物侵入防止対策、作業管理等の必要な措置を講じる。
- c. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、必要に応じて、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。
- d. プラントの状況に応じて、検査・試験、試運転等の各段階における工事を管理する。
- e. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、供用開始後に必要な機能性能を発揮できるよう製造から供用開始までの間、管理する。
- f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。
- g. 現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、放射線業務従事者に対して防護具の着用や作業時間管理等適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。また、公衆の放射線防護のため、気体及び液体廃棄物の放出管理については、周辺管理区域外の空气中・水中の放射性物質濃度が「核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づき線量限度等を定める告示」に定める値を超えないようにするとともに、放出管理目標値を超えないように努める。
- h. 修理の方法は、基本的に「図1 工事の手順と使用前事業者検査のフロー（燃料体を除く。）」の手順により行うこととし、機器等の全部又は一部について、撤去、切断、切削又は取外しを行い、据付、溶接又は取付け、若しくは同等の方法により、同等仕様又は性能・強度が改善されたものに取替を行う等、機器等の機能維持又は回復を行う。また、機器等の一部撤去、一部撤去の既設端部について閉止板の取付け、熱交換器又は冷却器の伝熱管への閉止栓取付け又は同等の方法により適切な処置を実施す

変更なし

変更前	変更後
<p>る。</p> <p>i. 特別な工法を採用する場合の施工方法は、技術基準に適合するよう、安全性及び信頼性について必要に応じ検証等により十分確認された方法により実施する。</p> <p>3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項 燃料体の加工に係る工事の実施にあたっては、以下に留意し工事を進める。</p> <p>a. 工事対象設備について、周辺資機材、他の加工施設及び環境条件から波及的影響を受けないよう、隔離等の必要な措置を講じる。</p> <p>b. 工事を行うことにより、他の供用中の加工施設が有する安全機能に影響を与えないよう、隔離等の必要な措置を講じる。</p> <p>c. 工事対象設備について、必要に応じて、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。</p> <p>d. 加工施設の状況に応じて、検査・試験等の各段階における工程を管理する。</p> <p>e. 工事対象設備について、供用開始後に必要な機能性能を発揮できるよう維持する。</p> <p>f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。</p> <p>g. 放射線業務従事者に対する適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。</p>	<p>変更なし</p>

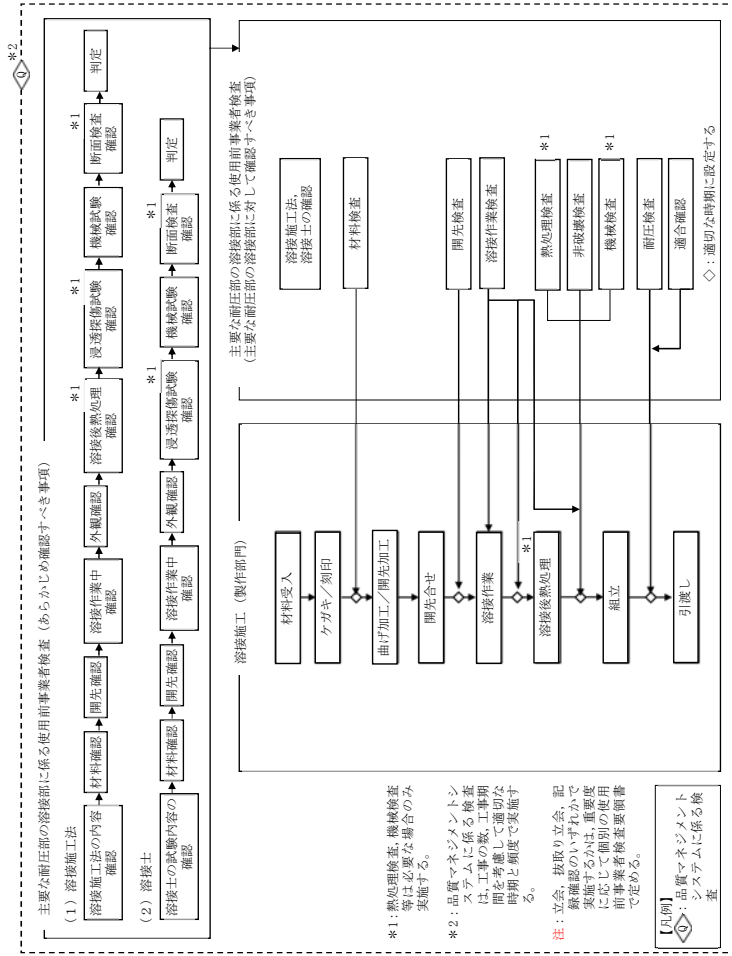


図2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査フロー

変更なし

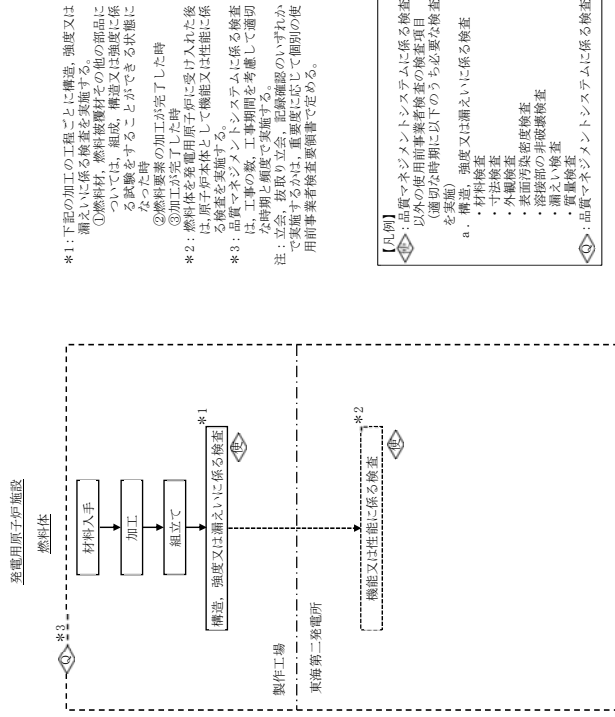


図3 工事の手順と使用前事業者検査のフロー（燃料体）

変更なし

申請に係る工事の方法として、原子炉本体に係る工事の方法を以下に示す。

東電 柏崎	原電 東海第二	備考
	<p>発電用原子炉施設の設置又は変更の工事並びに主要な耐圧部の溶接部における工事の方法として、原子炉設置(変更)許可を受けた事項、及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」(以下「技術基準」という。)の要求事項に適合するための設計(基本設計方針及び要目表)に従い実施する工事の手順と、それら設計や工事の手順に従い工事が行われたことを確認する使用前事業者検査の方法を以下に示す。</p> <p>これらの工事の手順及び使用前事業者検査の方法は、「設計及びび工事に係る品質マネジメントシステム」に定めたプロセス等に基づいたものとする。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 工事の手順 <ol style="list-style-type: none"> 1.1 工事の手順と使用前事業者検査 <ul style="list-style-type: none"> 発電用原子炉施設の設置又は変更の工事における工事の手順と使用前事業者検査との関係を含め図1に示す。 1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査 <ul style="list-style-type: none"> 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査との関係を含め図2に示す。 1.3 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査 <ul style="list-style-type: none"> 燃料体に係る工事の手順と使用前事業者検査との関係を含め図3に示す。 2. 使用前事業者検査の方法 <ul style="list-style-type: none"> 構造、強度及び漏えいを確認するために十分な方法、機能及び性能を確認するために十分な方法、その他設置又は変更の工事がその設計及びび工事の計画に従って行われたものであることを確認するために十分な方法により、使用前事業者検査を図1、図2及び図3のフローに基づき実施する。使用前事業者検査は「設計及びび工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、抽出されたものの検査を実施する。 また、使用前事業者検査は、検査の時期、対象、方法、検査体制に加えて、検査の内容と重要度に応じて、<u>立会</u>、<u>抜取り立会</u>、記録確認のいずれかとすることを要領書等で定め実施する。 2.1 構造、強度又は漏えいに係る検査 <ol style="list-style-type: none"> 2.1.1 構造、強度又は漏えいに係る検査 <ul style="list-style-type: none"> 構造、強度又は漏えいに係る検査ができなくなったとき、<u>表1</u>に示す検査を実施する。 	

表1 構造、強度又は漏えいに係る検査（燃料体を除く）*1

検査項目	検査方法	判定基準
「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に記載したプロセスにより、当該工事における構造、強度又は漏えいに係る確認事項として次に掲げる項目の中から抽出されたもの。 <ul style="list-style-type: none"> ・材料検査 ・寸法検査 ・外観検査 ・組立て及び据付け状態を確認する検査（据付け検査） ・状態確認検査 ・耐圧検査 ・漏えい検査 ・原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査 ・建物・構築物の構造を確認する検査 	<p>材料検査</p> <p>使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。</p> <p>寸法検査</p> <p>主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。</p> <p>外観検査</p> <p>有害な欠陥がないことを確認する。</p> <p>組立て及び据付け状態を確認する検査（据付け検査）</p> <p>状態確認検査</p> <p>耐圧検査*2</p> <p>漏えい検査*2</p>	<p>設計のとおりであり、技術基準に適合すること。</p> <p>設計に記載されている主要寸法の計測値が、許容寸法を満足すること。</p> <p>健全性に影響を及ぼす有害な欠陥がないこと。</p> <p>設計のとおりに組立て、据付けされていること。</p> <p>設計のとおりであることを確認すること。</p> <p>設計のとおりであり、かつ、異常のないこと。</p> <p>著しい漏えいのないこと。</p> <p>設計のとおりであることを確認すること。</p> <p>設計のとおりであることを確認すること。</p>
原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査	原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認する検査	原子炉格納施設が直接設置される基盤の状態を確認することを確認すること。
建物・構築物の構造を確認する検査	主要寸法、組立方法、据付位置及び据付状態等が工事計画のとおり製作され、組み立てられていることを確認する。	設計のとおりであることを確認すること。

注記 *1：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

*2：耐圧検査及び漏えい検査の方法について、表1によらない場合、基本設計方針の共通項目として定められた「耐圧試験等」の方針によるものとする。

2.1.2 主要な耐圧部の溶接部に係る検査

主要な耐圧部の溶接部に係る使用前事業者検査は、技術基準第17条第15号、第31条、第48条第1項及び第55条第7号、並びに実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「技術基準解釈」という。）に適合するよう、以下の①)及び②)の工程ごとに検査を実施する。

(1) あらかじめ確認する事項

次の①及び②については、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に、「日本機械学会 発電用原子炉設備規格 溶接規格 (JISME S NBI-2007) (以下「溶接規格」という。)) 第2部 溶接施工法認証標準及び第3部 溶接士技能認証標準に従い、表 2-1、表 2-2 に示す検査を行う。その際、以下のいずれかに該当する特殊な溶接方法は、その確認事項の条件及び方法の範囲内で①溶接施工法に関することを確認する。

- ・平成12年6月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令（昭和45年通商産業省令第81号）第2条に基づき、通商産業大臣の認可を受けた特殊な溶接方法。

- ・平成12年7月以降に、一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術検査協会による確性試験により適合性確認を受けた特殊な溶接方法。

- ① 溶接施工法に関すること
- ② 溶接士の技能に関すること

なお、①又は②について、既に、以下のいずれかにより適合性が確認されているものは、主要な耐圧部の溶接をしようとする前に表 2-1、表 2-2 に示す検査は要しないものとする。

① 溶接施工法に関すること

- ・平成12年6月30日以前に電気事業法（昭和39年法律第170号）に基づき国の認可証又は合格証を取得した溶接施工法。

- ・平成12年7月1日から平成25年7月7日に、電気事業法に基づく溶接事業者検査において、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法。

- ・平成25年7月8日以降、核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）に基づき、各設置者が技術基準への適合性を確認した溶接施工法。

- ・前述と同等の溶接施工法として、核燃料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）における他の施設にて、認可を受けたもの、溶接安全管理検査、使用前事業者検査等で溶接施工法の確認を受けたもの又は各観性を有する方法により確認試験が行われ判定基準に適合しているもの。ここで、他の施設とは、加工施設、試験研究用等原子炉施設、使用済燃料貯蔵施設、再処理施設、特定第一種廃棄物処理施設、特定廃棄物管理施設をいう。

② 溶接士の技能に関すること

- ・溶接規格第3部 溶接士技能認証標準によって認定されたものと同等と認められるものとして、技術基準解釈別記-5に示されている溶接士が溶接を行う場合。

- ・溶接規格第3部 溶接士技能認証標準に適合する溶接士が、技術基準解釈別記-5の有効期間内に溶接を行う場合。

表 2-1 あらかじめ確認すべき事項（溶接施工法）

検査項目	検査方法及び判定基準
溶接施工法の内容確認	計画している溶接施工法の内容が、技術基準に適合する方法であることを確認する。
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。
溶接作業中確認	溶接施工法及び溶接設備等が計画どおりのものであり、溶接条件等が溶接検査計画書のとおりを実施されることを確認する。
外観確認	試験材について、目視により外観が良好であることを確認する。
溶接後熱処理確認	溶接後熱処理の方法等が技術基準に基づき計画した内容に適合していることを確認する。
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面における開口した欠陥の有無を確認する。
機械試験確認	溶接部の強度、延性及び靱性等の機械的性質を確認するため、継手引張試験、曲げ試験及び衝撃試験により溶接部の健全性を確認する。
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。
(判定) *	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接施工法は技術基準に適合するものとする。

注記 *：() 内は検査項目ではない。

表 2-2 あらかじめ確認すべき事項（溶接士）

検査項目	検査方法及び判定基準
溶接士の試験内容の確認	検査を受けようとする溶接士の氏名、溶接訓練歴等、及びその者が行う溶接施工法の範囲を確認する。
材料確認	試験材の種類及び機械的性質が試験に適したものであることを確認する。
開先確認	試験をする上で、健全な溶接が施工できることを確認する。
溶接作業中確認	溶接士及びその溶接士が行う溶接作業が溶接検査計画書のとおりであり、溶接条件が溶接検査計画書のとおり実施されることを確認する。
外観確認	目視により外観が良好であることを確認する。
浸透探傷試験確認	技術基準に適合した試験の方法により浸透探傷試験を行い、表面に開口した欠陥の有無を確認する。
機械試験確認	曲げ試験を行い、欠陥の有無を確認する。
断面検査確認	管と管板の取付け溶接部の断面について、技術基準に適合する方法により目視検査及びのど厚測定により確認する。
(判定) *	以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接士は技術基準に適合する技能を有する者と判断する。

注記 *：() 内は検査項目ではない。

(2) 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項

発電用原子炉施設のうち技術基準第17条第15号、第31条、第48条第1項及び第55条第7号の主要な耐圧部の溶接部について、表 2-1 に示す検査を行う。

また、以下の①又は②に限り、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する容器に対してテンパービーソールド溶接を適用することができ、この場合、テンパービーソールド溶接方法を含む溶接施工法の溶接部については、表 2-1 に加えて表 2-2 に示す検査を実施する。

- ① 平成19年12月5日以前に電気事業法に基づき実施された検査において溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法
- ② 以下の規定に基づく溶接施工法確認試験において、溶接後熱処理が不要として適合性が確認された溶接施工法
 - ・平成12年6月以前に旧電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令（昭和45年通商産業省令第81号）第2条に基づき、通商産業大臣の許可を受けた特殊な溶接方法。
 - ・平成12年7月以降に、一般社団法人日本溶接協会又は一般財団法人発電設備技術協会による確性試験による適合性確認を受けた特殊な溶接方法。

表 3-1 主要な耐圧部の溶接部に対して確認する事項

検査項目	検査方法及び判定基準
適用する溶接施工法、溶接士の確認	適用する溶接施工法、溶接士について、表 2-1 及び表 2-2 に示す適合確認がなされていることを確認する。
材料検査	溶接に使用する材料が技術基準に適合するものであることを確認する。
開先検査	開先形状、開先面の清浄及び継手面の食違い等が技術基準に適合するものであることを確認する。
溶接作業検査	あらかじめの確認において、技術基準に適合していることが確認された溶接施工法及び溶接士により溶接施工しているかを確認する。
熱処理検査	溶接後熱処理の方法、熱処理設備の種類及び容量が、技術基準に適合するものであること、また、あらかじめの確認において技術基準に適合していることを確認した溶接施工法の範囲により実施しているかを確認する。
非破壊検査	溶接部について非破壊試験を行い、その試験方法及び結果が技術基準に適合するものであることを確認する。
機械検査	溶接部について機械試験を行い、当該溶接部の機械的性質が技術基準に適合するものであることを確認する。
耐圧検査*1	規定圧力で耐圧試験を行い、これに耐え、かつ、漏えいがないことを確認する。規定圧力で行うことが著しく困難な場合は、可能な限り高い圧力で試験を実施し、耐圧試験の代替として非破壊試験を実施する。 (外観の状況確認)
(適合確認)*2	溶接部の形状、外観及び寸法が技術基準に適合することを確認する。 以上の全ての工程において、技術基準に適合していることが確認された場合、当該溶接部は技術基準に適合するものとする。

注記 *1：耐圧検査の方法について、表 3-1 に示さない場合、基本設計方針の共通項目として定めた「材料及び構造等」の方針によるものとする。

*2：() 内は検査項目ではない。

表 3-2 溶接施工した構造物に対して確認する事項（テンパーピード溶接を適用する場合）

検査項目	検査方法及び判定基準	同種材の溶接	クラッド材の溶接	異種材の溶接	バタリン材の溶接
材料検査	<ol style="list-style-type: none"> 中性子照射 10¹⁸nvt 以上受ける設備を溶接する場合に使用する溶接材材料の銅含有量は、0.10%以下であることを確認する。 溶接材の表面は、錆、油脂付着及び汚れ等がないことを確認する。 	適用	適用	適用	適用
開先検査	<ol style="list-style-type: none"> 当該施工部位は、溶接規格に規定する溶接後熱処理が困難な部位であることを図面等で確認する。 当該施工部位は、過去に当該溶接施工法と同一又は類似の溶接後熱処理が不要な溶接方法を適用した経歴を有していないことを確認する。 溶接を行う機器の面は、浸透探傷試験又は磁粉探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 溶接深さは、母材の厚さの2分の1以下であることを確認する。 個々の溶接部の面積は650cm²以下であることを確認する。 適用する溶接施工法に、クラッド材の溶接開先底部とフェライト系母材との距離が規定されている場合は、その寸法が規定を満足していることを確認する。 適用する溶接施工法に、溶接開先底部がフェライト系母材側へまたがって設けられ、そのまたがりの距離が規定されている場合は、その寸法が規定を満足していることを確認する。 	適用	適用	適用	適用
溶接作業検査	<p>自動ティグ溶接を適用する場合は、次によることを確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 自動ティグ溶接は、溶加材を通电加熱しない方法であることを確認する。 溶接は、適用する溶接施工法に規定された方法に適合することを確認する。 <ol style="list-style-type: none"> 各層の溶接入熱が当該施工法に規定する範囲内で施工されていることを確認する。 2層目端部の溶接は、1層目溶接部の母材熱影響部（1層目溶接による粗粒化域）が適切なテンパー効果を受けるよう、1層目溶接端と2層目溶接端の距離が1mmから5mmの範囲であることを確認する。 予熱を行う溶接施工法の場合は、当該施工法に規定された予熱範囲及び予熱温度を満足していることを確認する。 当該施工法にバス間温度が規定されている場合は、温度制限を満足していることを確認する。 当該施工法に、溶接を中断する場合及び溶接終了時の温度保持範囲と保持時間が規定されている場合は、その規定を満足していることを確認する。 余盛り溶接は、1層以上行われていることを確認する。 溶接後の温度保持終了後、最終層ピードの除去及び溶接部が平滑となるよう仕上げ加工されていることを確認する。 	適用	適用	適用	適用
非破壊検査	<p>溶接部の非破壊検査は、次によることを確認する。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1層目の溶接終了後、磁粉探傷試験又は浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 溶接終了後の試験は、次によることを確認する。 <ol style="list-style-type: none"> 溶接終了後の非破壊試験は、室温状態で8時間以上経過した後実施していることを確認する。 予熱を行った場合はその領域を含み、溶接部は磁粉探傷試験又は浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 超音波探傷試験又は2層目以降の各層の磁粉探傷試験若しくは浸透探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 放射線透過試験又は超音波探傷試験を行い、これに合格することを確認する。 温度管理のために取り付けられた熱電対がある場合は、機械的方法で除去し、除去した面に欠陥がないことを確認する。 	適用	適用	適用	適用

2.1.3 燃料体に係る検査

燃料体については、以下(1)～(3)の加工の工程ごとに表 4 に示す検査を実施する。なお、燃料体を発電用原子炉に受け入れた後は、原子炉本体として機能又は性能に係る検査を実施する。

- (1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品については、組成、構造又は強度に係る試験をすることができる状態になった時
- (2) 燃料要素の加工が完了した時
- (3) 加工が完了した時

また、燃料体については構造、強度又は漏えいに係る検査を実施することにより、技術基準への適合性が確認できることから、構造、強度又は漏えいに係る検査の実施をもって工事の完了とする。

表 4 構造、強度又は漏えいに係る検査 (燃料体) *

検査項目	検査方法	判定基準
(1) 燃料材、燃料被覆材その他の部品の化学成分の分析結果の確認その他これらの部品の組成、構造又は強度に係る検査	材料検査 使用されている材料の化学成分、機械的強度等が工事計画のとおりであることを確認する。	
(2) 燃料要素に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 表面汚染密度検査 四 溶接部の非破壊検査 五 漏えい検査 (この表の(3) 三に掲げる検査が行われる場合を除く。)	寸法検査 主要寸法が工事計画のとおりであり、許容寸法内であることを確認する。 外観検査 有害な欠陥等がないことを確認する。 表面汚染密度検査 表面に付着している核燃料物質の量が技術基準の規定を満足することを確認する。	設工認のとおりであること、技術基準に適合するものであること。
(3) 組み立てられた燃料体に係る次の検査 一 寸法検査 二 外観検査 三 漏えい検査 (この表の(2) 五に掲げる検査が行われる場合を除く。) 四 質量検査	溶接部の非破壊検査 溶接部の健全性を非破壊検査等により確認する。 漏えい検査 漏えい試験における漏えい量が、技術基準の規定を満足することを確認する。 質量検査 燃料集合体の総質量が工事計画のとおりであり、許容値内であることを確認する。	

注記 *：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.2 機能又は性能に係る検査

機能又は性能を確認するため、以下のとおり検査を行う。

ただし、表 1 の表中に示す検査により機能又は性能を確認できる場合は、表 5、表 6 又は表 7 の表中に示す検査を表 1 の表中に示す検査に替えて実施する。

また、改造、修理又は取替の工事であって、燃料体を挿入できる段階又は臨界反応操作を開始できる段階と工事完了時が同じ時期の場合、工事完了時として実施することができる。

構造、強度又は漏えいを確認する検査と機能又は性能を確認する検査の内容が同じ場合は、構造、強度又は漏えいを確認する検査の記録確認をもって、機能又は性能を確認する検査とすることができる。

2.2.1 燃料体を挿入できる段階の検査

発電用原子炉に燃料体を挿入することができる状態になったとき表 5 に示す検査を実施する。

表 5 燃料体を挿入できる段階の検査*

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要なものを確認する検査及び工地上発電用原子炉に燃料体を挿入する前で行えば実施できない検査	発電用原子炉に燃料体を挿入するにあたり、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設に係る機能又は性能を試運転等により確認するほか、発電用原子炉施設の安全性確保の観点から、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態において必要な工学的安全施設、安全設備等の機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉に燃料体を挿入するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりに適合するものであること。

注記 *：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.2.2 臨界反応操作を開始できる段階の検査

発電用原子炉の臨界反応操作を開始することができる状態になったとき、表 6 に示す検査を実施する。

表 6 臨界反応操作を開始できる段階の検査*

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉が臨界に達する時に必要なものを確認する検査及び工地上発電用原子炉が臨界に達する前で行えば実施できない検査	発電用原子炉の出力を上げるにあたり、発電用原子炉に燃料体を挿入した状態での確認項目として、燃料体の炉内配置及び原子炉の核的特性等を確認する。また、工地上発電用原子炉が臨界に達する前で行えば機能又は性能を確認できない設備について、機能又は性能を当該各系統の試運転等により確認する。	原子炉の臨界反応操作を開始するにあたり、確認が必要な範囲について、設工認のとおりに適合するものであること。

注記 *：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.2.3 工事完了時の検査

全ての工事が完了したとき、表 7 に示す検査を実施する。

表 7 工事完了時の検査*

検査項目	検査方法	判定基準
発電用原子炉の出力運転時における発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する検査、その他工事の完了を確認するために必要な検査	<p>工事の完了を確認するために、発電用原子炉で発生した蒸気を用いる施設の試験運転等により、当該各系統の機能又は性能の最終的な確認を行う。</p> <p>発電用原子炉の出力を上げた状態における確認項目として、プラント全体での最終的な試験運転により発電用原子炉施設の総合的な性能を確認する。</p>	<p>当該原子炉施設の供用を開始するにあたり、原子炉施設の安全性を確保するため、設工認の範囲について、設工認のとおりで、技術基準に適合するものであること。</p>

注記 *：基本設計方針のうち適合性確認対象に対して実施可能な検査を含む。

2.3 基本設計方針検査

基本設計方針のうち「構造、強度又は漏えいに係る検査」及び「機能又は性能に係る検査」では確認できない事項について、表 8 に示す検査を実施する。

表 8 基本設計方針検査

検査項目	検査方法	判定基準
基本設計方針検査	<p>基本設計方針のうち表 1、表 4、表 5、表 6、表 7 では確認できない事項について、基本設計方針に従い工事が実施されたことを工事中又は工事完了時における適切な段階で確認する。</p>	<p>「基本設計方針」のとおりであること。</p>

2.4 品質マネジメントシステムに係る検査

実施した工事が、「設計及び工事に係る品質マネジメント」に記載したプロセス、「1. 工事の手順」並びに「2. 使用前事業者検査の方法」とおり行われていることの実施状況を確認するとともに、使用前事業者検査で記録確認の対象となる工事の段階で作成される製造メーカー等の記録の信頼性を確保するため、表 9 に示す検査を実施する。

表 9 品質マネジメントシステムに係る検査

検査項目	検査方法	判定基準
品質マネジメントシステムに係る検査	<p>工事が設計承認の「工事の方法」及び「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」に示すプロセスのとおり実施していることを品質記録や聞取り等により確認する。この確認には、検査における記録の信頼性確認として、基となる記録採取の管理方法の確認やその管理方法の遵守状況の確認を含む。</p>	<p>設計で示す「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」及び「工事の方法」のとおり工事が行われていること。</p>

3. 工事上の留意事項

3.1 設置又は変更の工事に係る工事上の留意事項

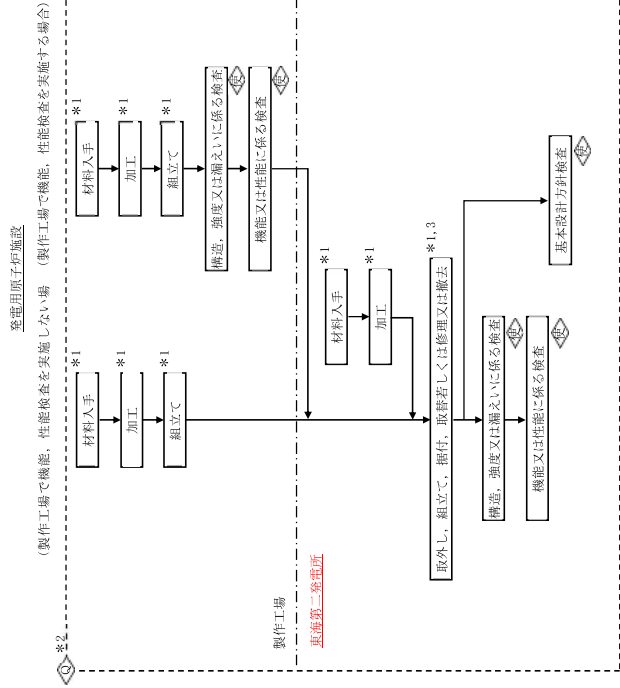
発電用原子炉施設の設置又は変更の工事並びに主要な耐圧部の溶接部における工事の実施にあたっては、発電用原子炉施設保安規定を遵守するとともに、従事者及び公衆の安全上重要な機器等への悪影響防止等の観点から、以下に留意し工事を進める。**なお、工事の手順と使用前事業者検査との関係については、図 1、図 2 及び図 3 に示す。**

- a. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、周辺資機材、他の発電用原子炉施設及び環境条件からの悪影響や劣化等を受けないよう、隔離、作業環境維持、異物侵入防止対策等の必要な措置を講じる。
- b. 工事にあたっては、既設の安全上重要な機器等へ悪影響を与えないよう、現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、作業に潜在する危険性又は有害性や工所用資機材から想定される影響を確認するとともに、隔離、火災防護、漏水防護、異物侵入防止対策、作業管理等の必要な措置を講じる。
- c. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。
- d. プラントの状況に応じて、検査・試験、試運転等の各段階における工程を管理する。
- e. 設置又は変更の工事を行う発電用原子炉施設の機器等について、供用開始後に必要な機能性能を発揮できるよう製造から供用開始までの間、管理する。
- f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。
- g. 現場状況、作業環境及び作業条件を把握し、放射線業務従事者に対して防護具の着用や作業時間管理等適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。また、公衆の放射線防護のため、気体及び液体廃棄物の放出管理については、周辺管理区域外の空気中・水中の放射性物質濃度が「核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づき線量限度等を定める告示」に定める値を超えないようすとともに、放出管理目標値を超えないように努める。
- h. 修理の方法は、基本的に「図 1 工事の手順と使用前事業者検査のフロー（燃料体を除く）」の手順により行うこととし、機器等の全部又は一部について、撤去、切断、切削又は取外しを行い、据付、溶接又は取付け、若しくは同等の方法により、同等仕様又は性能・強度が改善されたものに取替を行う等、機器等の機能維持又は回復を行う。また、機器等の一部撤去、一部撤去の既設端部について閉止板の取付け、熱交換器又は冷却器の伝熱管への閉止栓取付け又は同等の方法により適切な処置を実施する。
- i. 特別な工法を採用する場合の施工方法は、技術基準に適合するよう、安全性及び信頼性について必要に応じ検証等により十分確認された方法により実施する。

3.2 燃料体の加工に係る工事上の留意事項

燃料体の加工に係る工事の実施にあたっては、以下に留意し工事を進める。

- a. 工事対象設備について、周辺資機材、他の加工施設及び環境条件から波及的影響を受けないよう、隔離等の必要な措置を講じる。
- b. 工事を行うことにより、他の供用中の加工施設が有する安全機能に影響を与えないよう、隔離等の必要な措置を講じる。
- c. 工事対象設備について、必要に応じて、供用後の施設管理のための重要なデータを採取する。
- d. 加工施設の状態に応じて、検査・試験等の各段階における工程を管理する。
- e. 工事対象設備について、供用開始後に必要な機能性能を発揮できるよう維持する。
- f. 放射性廃棄物の発生量低減に努めるとともに、その種類に応じて保管及び処理を行う。
- g. 放射線業務従事者に対する適切な被ばく低減措置と、被ばく線量管理を行う。



- 【凡例】
- 品質マネジメントシステムに係る検査以外の使用前事業者検査の検査項目(適切な時期に以下のうち必要の検査を実施)
 - a. 構造、強度又は漏えいに関する検査
 - ・材料検査
 - ・寸法検査
 - ・耐圧検査
 - ・漏えい検査
 - ・外観検査
 - ・撤付検査
 - ・状態確認検査
 - ・原子炉格納施設が直接設置される基礎の状態を確認する検査
 - b. 機能又は性能に関する検査
 - ・建物・構造物の構造を確認する検査
 - ・機能又は性能に関する検査
 - ・状態確認検査
 - ・機能検査
 - ・性能検査
 - c. 基本設計方針検査
 - 品質マネジメントシステムに係る検査

図1 工事の手順と使用前事業者検査のフロー (燃料体を除く。)

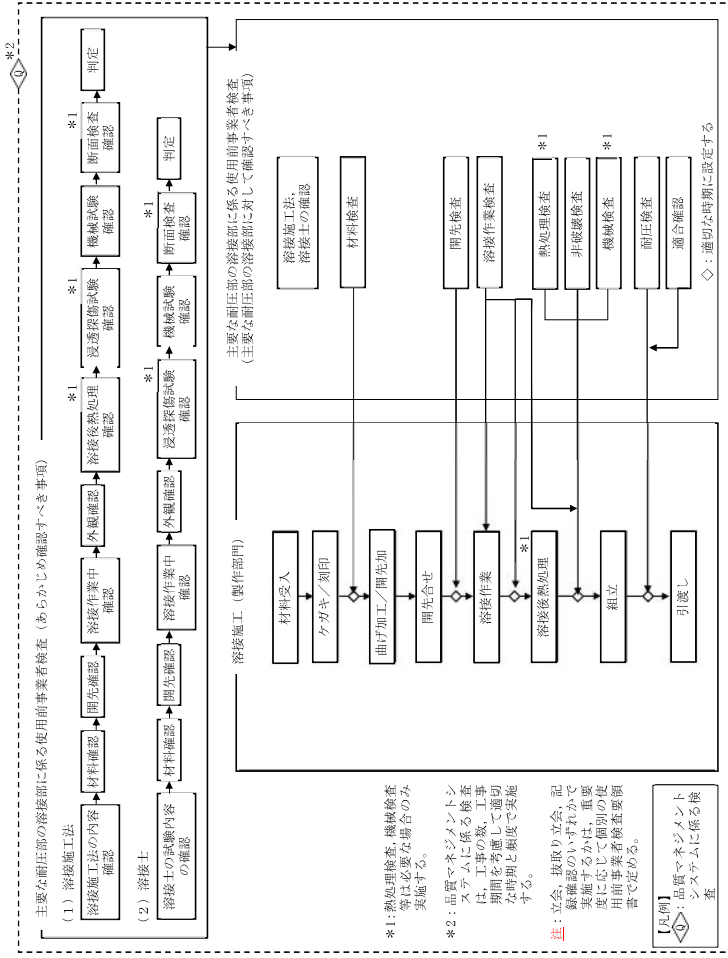
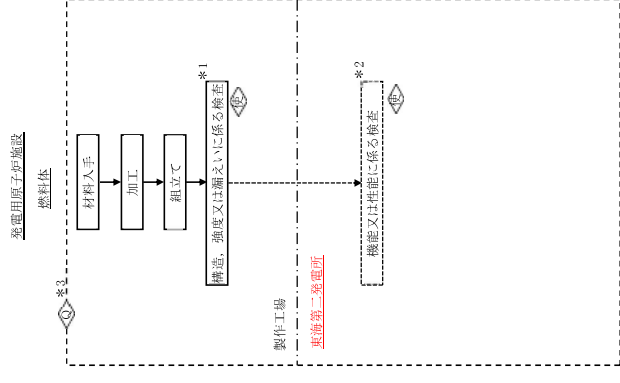


図 2 主要な耐圧部の溶接部に係る工事の手順と使用前事業者検査フロー



*1: 下記の加工の工程ごとに構造、強度又は漏えいに係る検査を実施する。
 ①燃料材料、燃料被覆材その他の部品については、組成、構造又は強度に係る試験をすることができるときは、試験を実施する。
 ②加工が完了した時
 ③検査履歴の加工が完了した時
 *2: 燃料体を検査用原子炉に受け入れた後は、原子炉本体として機能又は性能に係る検査を実施する。
 *3: 品質マネジメントシステムに係る検査は、工事の敷、工事期間を考慮して適切な時期と頻度で実施する。
注: 立会、抜取り立会、記録確認のいずれかで実施するかは、重要度に応じて個別の使用前事業者検査要領書で定める。

- 【凡例】
- ◇: 品質マネジメントシステムに係る検査以外の使用前事業者検査の検査項目(適切な時期に以下のうち必要な検査を実施)
 - a. . . 構造、強度又は漏えいに係る検査
 - ・ 材料検査
 - ・ 寸法検査
 - ・ 外観検査
 - ・ 表面検査
 - ・ 放射線計測検査
 - ・ 漏えい検査
 - ・ 置換検査
 - ◇: 品質マネジメントシステムに係る検査

図 3 工事の手順と使用前事業者検査のフロー (燃料体)

(余白)

東海第二発電所 設工認本文「III-II. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」の他社との比較表

東海第二発電所 設工認本文「III-II. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」	関西（高浜1号）	備考
<p>III-II. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム</p> <p>1. 設計及び工事に係る品質マネジメントシステム 当社は、原子力発電所の安全を達成・維持・向上させるため、健全な安全文化を育成し維持するための活動をを行う仕組みを含めた原子力施設の設計、工事及び検査段階から運転段階に係る保安活動を確実に実施するための品質マネジメントシステムを確立し、「東海第二発電所原子力施設保安規定」（以下「保安規定」という。）の品質マネジメントシステム計画（以下「保安規定品質マネジメントシステム計画」という。）に定めている。</p> <p>「設計及び工事に係る品質マネジメントシステム」（以下「設工認品質管理計画」という。）は保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき、設計、工事及び検査に係る具体的な品質管理の方法、組織等の計画された事項を示したものである。</p> <p>2. 適用範囲・定義</p> <p>2.1 適用範囲 設工認品質管理計画は、東海第二発電所原子力施設の設計、工事及び検査に係る保安規定品質マネジメントシステム計画に従う。</p> <p>2.2 定義 設工認品質管理計画における用語の定義は、以下を除き保安規定品質マネジメントシステム計画に従う。</p> <p>(1) 実用炉規則 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）をいう。</p> <p>(2) 技術基準規則 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年6月28日原子力規制委員会規則第6号）をいう。</p> <p>(3) 実用炉規則別表第二対象設備 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年12月28日通商産業省令第77号）の別表第二「設備別記載事項」に示された設備をいう。</p> <p>(4) 適合性確認対象設備 設計及び工事の計画（以下「設工認」という。）に基づき、技術基準規則等への適合性を確保するために必要となる設備をいう。</p> <p>3. 設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理の方法等 設工認における設計、工事及び検査に係る品質管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下のとおり実施する。</p> <p>3.1 設計、工事及び検査に係る組織（組織内外の相互関係及び情報伝達含む。） 設計、工事及び検査は、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す役割分担のもと、本店組織及び発電所組織で構成する体制で実施する。 設計、工事及び検査に係る組織は、担当する設備に関する設計、工事及び検査について責任と権限を持つ。</p> <p>3.2 設工認における設計、工事及び検査の各段階とその審査</p> <p>3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用 設工認におけるグレード分けは、原子力施設の安全上の重要性に応じて表3-9-1に示す重要度分類「A」、 「B」及び「C」の3区分とし、これに基づき品質保証活動を実施する。 また、重大事故等対処設備（以下「SA設備」という。）の重要度分類については、一律「A」とする。 ただし、SA設備の中でも原子力特有の技術仕様を要求しない一般産業用工業品は、重要度分類「C」とし、当社において実施する検査により、SA設備としての品質を確保する。</p>	<p>東海第二は「検査」を記載</p> <p>内容に差異なし</p> <p>内容に差異なし</p> <p>内容に差異なし</p> <p>発電所の用途によるグレード分け方法の相違</p>	

表3-1 原子力発電施設の重要度分類基準

重要度 分類	定 義	機 能
A	(1) その損傷又は故障により発生する事象によつて、炉心の著しい損傷、又は燃料の大量の破損を引起すおそれのある設備	①原子炉冷却材圧力バウンダリ ②強制反応度の印加的止機座 ③炉心形状の維持機能 ④原子炉の緊急停止機能 ⑤冷却系維持機能 ⑥原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能 ⑦原子炉停止後の除熱機能 ⑧炉心冷却機能 ⑨放射性物質の閉じ込め機座、放射線の遮蔽及び放出低減機能 ⑩工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能 ⑪安全上特に重要な開閉機座
	(2) 炉室以外の安全上必要な設備	—
	(3) 発電所の出力低下又は停止に直結するおそれのある設備、又は予備機がなく故障修理のため発電所停止を必要とする設備	—
	(4) その損傷又は故障により発生する事象によつて、敷地外への過量の放射性物質の放出のおそれのある設備	①原子炉冷却材を内蔵する機能 ②原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機座 ③燃料を安全に取扱う機能 安全弁及び過圧防止機
	(5) 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要されるものであって、炉心冷却が阻まれる可能性の高い設備	①燃料ポンプの補助機能 ②放射性物質放出の防止機能
	(6) 炉室の冷却の阻害又は故障により、敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくする設備	①事故時のプラント蒸気の抑制機能 ②異常状態の緩和機能 ③副幹線外からの安全弁止機能
	(7) 異常状態の起因事象となるものであって、止圧以外の設備 (原子炉の安全に直接関連しない設備を除く。)	①原子炉冷却材及び機座 ②原子炉冷却材の順送機能 ③放射性物質の貯蔵機能 ④電源供給機能 ⑤プラント制御・制御機能 ⑥プラント運転制御機能
	(8) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障ない程度に低く抑える設備 (原子炉の安全に直接関連しない設備を除く。)	①核分裂生成物の原子炉冷却材中への放射防止機能 ②原子炉冷却材の過熱防止機能 ③出力上昇の抑制機能
	(9) 異常状態への対応上必要な設備 (原子炉の安全に直接関連しない設備を除く。)	①原子炉冷却材の過熱防止機能 ②出力上昇の抑制機能 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の抑制機能
	(10) 発電所の出力低下又は停止に直接つながらないが、故障修理のため発電所を停止する必要がある設備	—
C	A、B以外の設備	—

内容に差異なし

3.2.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査
 設工認における設計、工事及び検査の流れを図3-1に示すとともに、設計、工事及び検査の各段階と保安規定品質マネジメントシステム計画との関係を表3-2に示す。

原電（東海第二）

関西（高浜1号）

備考

適用規程別表第二対象設備のうち、設工認申請（届出）が不要な工事等を行う場合は、設工認品質管理計画のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則等に適合していることを確認する。
設計を主管する組織の長又は工事を主管する組織の長並びに検査を主管する審査（以下「レビュー」という。）を実施するとともに、記録を管理する。
設計の各段階におけるレビューについては、本店組織及び発電所組織で当該設備の設計に関する専門家を合めて実施する。

設工認のうち、主要な部品組の溶接溶接に対する必要な検査は、「3.3 設計に係る品質管理の方法」[3.4 工事に係る品質管理の方法]、「3.5 使用前事業者検査の方法」及び「3.6 設工認における調達管理の方法」に示す管理（表3-2における「3.3(1)基本設計方針の作成（設計1）」～「3.6 設工認における調達管理の方法」）のうち、必要な事項を適用して設計、工事及び検査を実施し、設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則等に適合していることを確認する。

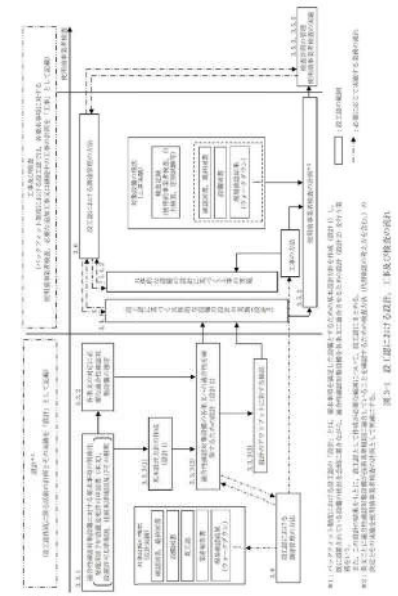
表3-2 設工認における設計、工事及び検査の各段階

各段階	実施項目	概要		
設計	3.3 設計に係る品質管理	7.3.1 必要項目 7.3.2 設工認計画	適合性を確保するために必要な事項を設計・製造・検査・保守・廃止等の各工程にわたって実施すること、検査項目の明確化	
	3.3.1 急がざる緊急事項の明確化	7.3.1 必要項目 7.3.2 設工認計画	技術基準規則等に規定する緊急事項を、運用の観点から明確化する	
	3.3.2 各顧客の互心に必要な適合性確認対象設備の選定	7.3.3 基本設計方針の作成（設計1）	緊急事項を優先して設計方針の作成	
	3.3.3(1) 適合性確認対象設備の選定	1.3.3 設計関係の結果に係る管理	適合性確認対象設備に必要な設計の選定	
	3.3.3(2) 適合性確認対象設備の選定	1.3.3 設計関係の結果に係る管理	長期適合性を確保するための設計の選定	
	3.3.3(4) 設計における変更	7.3.5 設計関係の変更の管理	長期適合性を確保するための設計の選定	
	3.3.4 設計における変更	7.3.7 設計関係の変更の管理	設計対象の追加や変更の資	
	工事及び検査	3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の承認（設計2）	7.3.3 設計関係の結果に係る管理 7.3.5 設計関係の変更の管理	設工認を其に基づきするための具体的な設計
		3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の承認	7.3.5 設計関係の変更の管理	適合性確認対象設備の二事の本質的確認が工認の承認に必要であること、技術基準規則等の要求事項に適合していることを確認する計画と方法の決定
		3.5.1 設工認に基づく工事の承認	7.3.5 設計関係の変更の管理	適合性確認対象設備の二事の本質的確認が工認の承認に必要であること、技術基準規則等の要求事項に適合していることを確認する計画と方法の決定
	調達	3.5.3 調達計画の管理	7.3.6 設計関係の承認 7.3.7 設計関係の変更の管理	適合性確認対象設備の二事の本質的確認が工認の承認に必要であること、技術基準規則等の要求事項に適合していることを確認する計画と方法の決定
		3.5.4 主要な部品組の管理	7.3.6 設計関係の承認 7.3.7 設計関係の変更の管理	適合性確認対象設備の二事の本質的確認が工認の承認に必要であること、技術基準規則等の要求事項に適合していることを確認する計画と方法の決定
		3.5.5 使用前事業者検査の実施	7.3.6 設計関係の承認 7.3.7 設計関係の変更の管理	適合性確認対象設備の二事の本質的確認が工認の承認に必要であること、技術基準規則等の要求事項に適合していることを確認する計画と方法の決定
		3.6 設工認における調達管理の方法	7.3.6 設計関係の承認 7.3.7 設計関係の変更の管理	適合性確認対象設備の二事の本質的確認が工認の承認に必要であること、技術基準規則等の要求事項に適合していることを確認する計画と方法の決定

※：「3.2 設計、工事及び検査の各段階とその審査」で述べられている「設計の各段階におけるレビュー」の各段階を示す。

内容に差異なし
※組織/箇所の変遷については以下同じ

内容に差異なし



3.3 設計に係る品質管理の方法

3.3.1 適合性確認対象設備に対する要求事項の明確化
設計を主管する組織の長は、設工認における技術基準規則等への適合性を確保するために必要な要求事項を明確にする。

3.3.2 各条文的対応に必要な適合性確認対象設備の選定
設計を主管する組織の長は、設工認に関連する工事において、追加・変更となる適合性確認対象設備（運用を含む。）に対する技術基準規則等への適合性を確保するために、実際に使用する際の系統・構成が必要となる設備・運用を含めて、適合性確認対象設備として抽出する。

3.3.3 設工認における設計及び設計のアウトプットに対する検証
設計を主管する組織の長は、適合性確認対象設備の技術基準規則等への適合性を確保するための設計を以下のとおり実施する。
 (1) 基本設計方針の作成（設計1）
「設計1」として、技術基準規則等の適合性確認対象設備に必要な要求事項をもとに、必要な設計を漏れなく実施するための基本設計方針を明確化する。
 (2) 適合性確認対象設備の各条文への適合性を確保するための設計（設計2）
「設計2」として、「設計1」で明確にした基本設計方針を用いて適合性確認対象設備に必要な詳細設計を実施する。
 なお、詳細設計の品質を確保する上で重要な活動となる「調査による解析」及び「手計算による自社解析」について、個別に管理事項を計画し信頼性を確保する。
 (3) 設計のアウトプットに対する検証
設計を主管する組織の長は、「設計1」及び「設計2」の結果について、当該業務に直接関与していない者に検証を実施させる。

3.3.4 設計における変更
設計を主管する組織の長は、設計の変更が必要となった場合、各設計結果のうち、影響を受けるものについて必要な設計を実施し、設計結果を必要に応じて修正する。

3.4 工事に係る品質管理の方法
工事を主管する組織の長は、設工認に基づき具体的な設備の設計（設計3）、その結果を反映した設備を導入するために必要な工事を以下のとおり実施する。
 また、これらの活動を調達する場合は、「3.6 設工認における調達管理の方法」を適用して実施する。

内容に差異なし

内容に差異なし

内容に差異なし

内容に差異なし

内容に差異なし

内容に差異なし

原電（東海第二）	関西（高浜1号）	備考
<p>3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3） 工事を主管する組織の長は、工事段階において、以下のいずれかにより、設工認に基づく製品実現のための具体的な設備の設計（設計3）を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自社で設計する場合 ・「設計3」を本店組織の工事を主管する組織の長が調達し、発注所組織の工事を主管する組織の長が調達管理として「設計3」を管理する場合 ・「設計3」を発注所組織の工事を主管する組織の長が調達し、かつ、調査管理として「設計3」を管理する場合 ・「設計3」を本店組織の工事を主管する組織の長が調達し、かつ、調査管理として「設計3」を管理する場合 <p>3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施 工事を主管する組織の長は、設工認に基づく設備を設置するための工事を、「工事の方法」に記載された工事の手順並びに「3.6 設工認における調査管理の方法」に従い実施する。</p> <p>3.5 使用前事業者検査の方法 使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則等に適合していることを確認するため、保安規定に基づく使用前事業者検査を計画し、工事を主管する組織からの独立性を確保した検査体間のもと実施する。</p> <p>3.5.1 使用前事業者検査での確認事項 使用前事業者検査は、適合性確認対象設備が設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則等に適合していることを確認するために以下の項目について検査を実施する。</p> <p>①表設備の仕様の適合性確認 ②実施した工事が、「3.4.1 設工認に基づく具体的な設備の設計の実施（設計3）」及び「3.4.2 具体的な設備の設計に基づく工事の実施」に記載したプロセス並びに「工事の方法」のとおり行われていること。 これらの項目のうち、①を表3-3に示す検査として、②を品質マネジメントシステムに係る検査（以下「QA検査」という。）として実施する。</p> <p>②については、工事全般に対して実施するものであるが、工事を主管する組織が「3.5.4 主要な副圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理」を実施する場合は、工事を主管する組織が実施する溶接に関するプロセス管理が適切に行われていることの確認をQA検査に追加する。 また、QA検査では上記②に加え、上記①のうち工事を主管する組織が実施する検査記録の信頼性の確認を行い、設工認に基づく工事の信頼性を確保する。</p> <p>3.5.2 使用前事業者検査の計画 検査を主管する組織の長は、適合性確認対象設備が設工認に記載された仕様及びプロセスのとおりであること、技術基準規則等に適合していることを確認するため、使用前事業者検査を計画する。 使用前事業者検査は、「工事の方法」に記載された使用前事業者検査の項目及び方法並びに表3-3に定める要求範囲ごとに確認項目、確認観点及び主な検査項目をもとに計画を策定する。 適合性確認対象設備のうち、技術基準規則上の措置（運用）に必要な設備についても使用前事業者検査を計画する。 個々に実施する使用前事業者検査に加えてプラント運転に影響を及ぼしていないことを総合的に確認するため、定格熟出力一定運転時の主要パラメータを確認することによる使用前事業者検査（負荷検査）の計画を必要に応じて策定する。 また、使用前事業者検査の実施に先立ち、設計結果に関する具体的な検査概要及び判定基準を使用前事業者検査の方法として明確にする。</p> <p>3.5.3 検査計画の管理 検査を主管する組織の長は、使用前事業者検査を適切な段階で実施するため、関係組織と調整の上、検査計画を作成する。 使用前事業者検査の実施時期及び使用前事業者検査が確実に実施に行われることを適切に管理する。</p>	<p>内容に差異なし</p> <p>内容に差異なし</p> <p>内容に差異なし</p> <p>内容に大きな差異なし</p> <p>表現の相違</p> <p>東海第二は「工事」の信頼性を確保するとした（九州も「工事」としている） 内容に差異なし</p> <p>発注所の相違による役割分担の相違 （東海第二では検査を主管する組織の長が検査計画を作成している）</p>	

3.5.4 主要な副圧部の溶接部に係る使用前事業者検査の管理
 検査を主管する組織の長は、溶接が特殊工程であることを踏まえ、工程管理等の計画を策定し、溶接施工
 場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行う。
 また、溶接継手に対する要求事項は、溶接部詳細一覧表（溶接方法、溶接材料、溶接施工法、熱処理条件、
 検査項目等）により管理し、これに係る関連図書を含め、業務の実施に当たって必要な図書を管理する。

3.5.5 使用前事業者検査の実施
 使用前事業者検査は、検査要領書の作成、体制の確立を行い実施する。
 (1) 使用前事業者検査の独立性確保
 使用前事業者検査の独立性は、組織的独立を確保して実施する。
 (2) 使用前事業者検査の体制
 使用前事業者検査の体制は、検査要領書で明確にする。
 (3) 使用前事業者検査の検査要領書の作成
 工事を主管する組織の長は、適合性確認対象設備が設工に記載された仕様及びプロセスのとおり
 であること、技術基準規則等に適合していることを確認するための「3.5.2 使用前事業者検査の計画」
 で決定した確認方法をもとに、使用前事業者検査を実施するための検査要領書を作成し、検査を主管
 する組織の長が承認する。

(4) 実施する検査が代替検査となる場合は、代替による使用前事業者検査の方法を決定する。
 使用前事業者検査の実施
 検査実施責任者は、検査要領書に基づき、確立された検査体制のもとで、使用前事業者検査を実施
 する。

発電所の用途による役割分担の相違
 （東海第二では検査を主管する組織の長が溶接施工工場におけるプロセスの適切性の確認及び監視を行っている）
 表現の相違

発電所の用途による役割分担の相違
 （東海第二では、工事を主管する組織の長が検査要領書を作成し、検査を主管する組織の長が承認している）
 表現の相違

表現の相違

内容に差異なし

表3-3 要求種別に対する確認項目及び確認視点

要求種別	確認項目	確認視点	主な検査項目
設計 設備	設置 要求	設計要求と一致する （名称、取付箇所、 屋敷）に設置されて いることを確認す る。	取付検査 状態確認検査 外観検査
	仕様 要求	要目表の記載のと おりであることを 確認する。	材料検査 寸法検査 建物・構造物構造検査 外観検査
	評価 要求	実態に使用できる 承認構成になって いることを確認す る。 目的とする機能・性 能が実現できるこ とを確認する。	取付検査 状態確認検査 取付検査 漏えい検査 機能・性能検査
運用	解折書のインプレ ット、条件等の要 求事項	評価条件を満足し ていることを確認 する。 （保証規定）	内容に応じて、設置要求、 機能要求の検査を適用
運用	手順確認	手順確認	状態確認検査

原電（東海第二）	関西（高浜1号）	備考
<p>3.6 設工認における調達管理の方法 設工認で行う調達管理は、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき以下に示す管理を実施する。</p> <p>3.6.1 供給者の技術的評価 契約を主管する組織の長及び調達を主管する組織の長は、供給者が当社の要求事項に従って調達製品を供給する技術的な能力を判断の根拠として供給者の技術的評価を実施する。</p> <p>3.6.2 供給者の選定 調達を主管する組織の長は、設工認に必要な調達を行う場合、原子力安全に対する影響や供給者の実績等を考慮し、「3.2.1 設計及び工事のグレード分けの適用」に示す重要度に応じてグレード分けを行い管理する。</p> <p>3.6.3 調達製品の調達管理 業務の実施に際し、原子力安全に及ぼす影響に応じて、調達管理に係るグレード分けを適用する。</p> <p>(1) 調達文書の作成 調達を主管する組織の長は、業務の内容に応じ、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す調達要求事項を含めた調達文書を作成し、供給者の業務実施状況を適切に管理する。(2) 調達製品の管理（参照） 調達を主管する組織の長は、「一般産業用工業品を重要度分類「A」、「B」の機器等（LIS等の規格適合品の消耗品等は除く）」に使用する場合は、適合性を評価することを要求する。また、供給先で検査を行う際に原子力規制委員会の職員が同行して工場等の施設に立ち入る場合があることを供給者へ要求する。</p> <p>(2) 調達製品の管理 調達を主管する組織の長は、調達文書で要求した製品が確実に納入されるよう調達製品が納入されるまでの間、製品に応じた必要な管理を実施する。</p> <p>(3) 調達製品の検証 調達を主管する組織の長は、調達製品が調達要求事項を満たしていることを確認するために調達製品の検証を行う。 調達を主管する組織の長は、供給先で検証を実施する場合、あらかじめ調達文書で検証の要領及び調達製品のリリースの方法を明確にした上で検証を行う。</p> <p>3.6.4 調達先品質保証監査 供給者に対する監査を主管する組織の長は、供給者の品質保証活動及び健全な安全文化を育成し維持するための活動が適切で、かつ、確実に行われていることを確認するために、供給者に対する品質保証監査を実施する。</p> <p>3.7 記録、識別管理、トレーサビリティ</p> <p>3.7.1 文書及び記録の管理 (1) 適合性確認対象設備の設計、工事及び検査に係る文書及び記録 設計、工事及び検査に係る組織の長は、設計、工事及び検査に係る文書及び記録を、保安規定品質マネジメントシステム計画に示す社内規程に基づき作成し、これらを適切に管理する。 (2) 供給者が所有する当社の管理下でない図書を設計、工事及び検査に用いる場合、供給者において供給者が所有する当社の管理下でない図書を設計、工事及び検査に用いる場合、供給者の品質保証能力の確認、かつ、対象設備での使用が可能な場合において、適用可能な図書として扱う。 (3) 使用前事業者検査に用いる文書及び記録 使用前事業者検査として、記録確認検査を実施する場合に用いる記録は、上記(1)、(2)を用いて実施する。</p>	<p>整備所の相違による役割分担の相違 (東海第二では、契約を主管する組織の長及び調達を主管する組織の長が供給者評価を実施している)表現の相違 内容に差異なし 整備所の相違による一般産業用工業品に対する要求事項の相違 内容に差異なし 内容に差異なし</p>	<p>整備所の相違による役割分担の相違 (東海第二では、契約を主管する組織の長及び調達を主管する組織の長が供給者評価を実施している)表現の相違 内容に差異なし 整備所の相違による一般産業用工業品に対する要求事項の相違 内容に差異なし</p>

原電（東海第二）	関西（高浜1号）	備考
<p>3.7.2 識別管理及びトレーサビリティ</p> <p>(1) 測定機器の管理 工事を主管する組織の長又は検査を主管する組織の長は、保安規定品質マネジメントシステム計画に従い、設計及び工事、検査で使用する測定機器について、校正・検定及び識別等の管理を実施する。</p> <p>(2) 機器、弁及び配管等の管理 工事を主管する組織の長又は検査を主管する組織の長は、機器類、弁及び配管類について、保安規定品質マネジメントシステム計画に従った管理を実施する。</p> <p>3.8 不適合管理 設工認に基づく設計、工事及び検査において発生した不適合については、保安規定品質マネジメントシステム計画に基づき処置を行う。</p> <p>4. 適合性確認対象設備の施設管理 適合性確認対象設備の工事は、保安規定に規定する施設管理に基づき業務を実施する。</p>		<p>表現の相違 <u>発元所の相違による役割分担の相違</u></p> <p>内容に差異なし</p> <p>内容に差異なし</p>

補足-4 【残留熱除去系配管改造工事の概要について】

(改8)

適用条文について

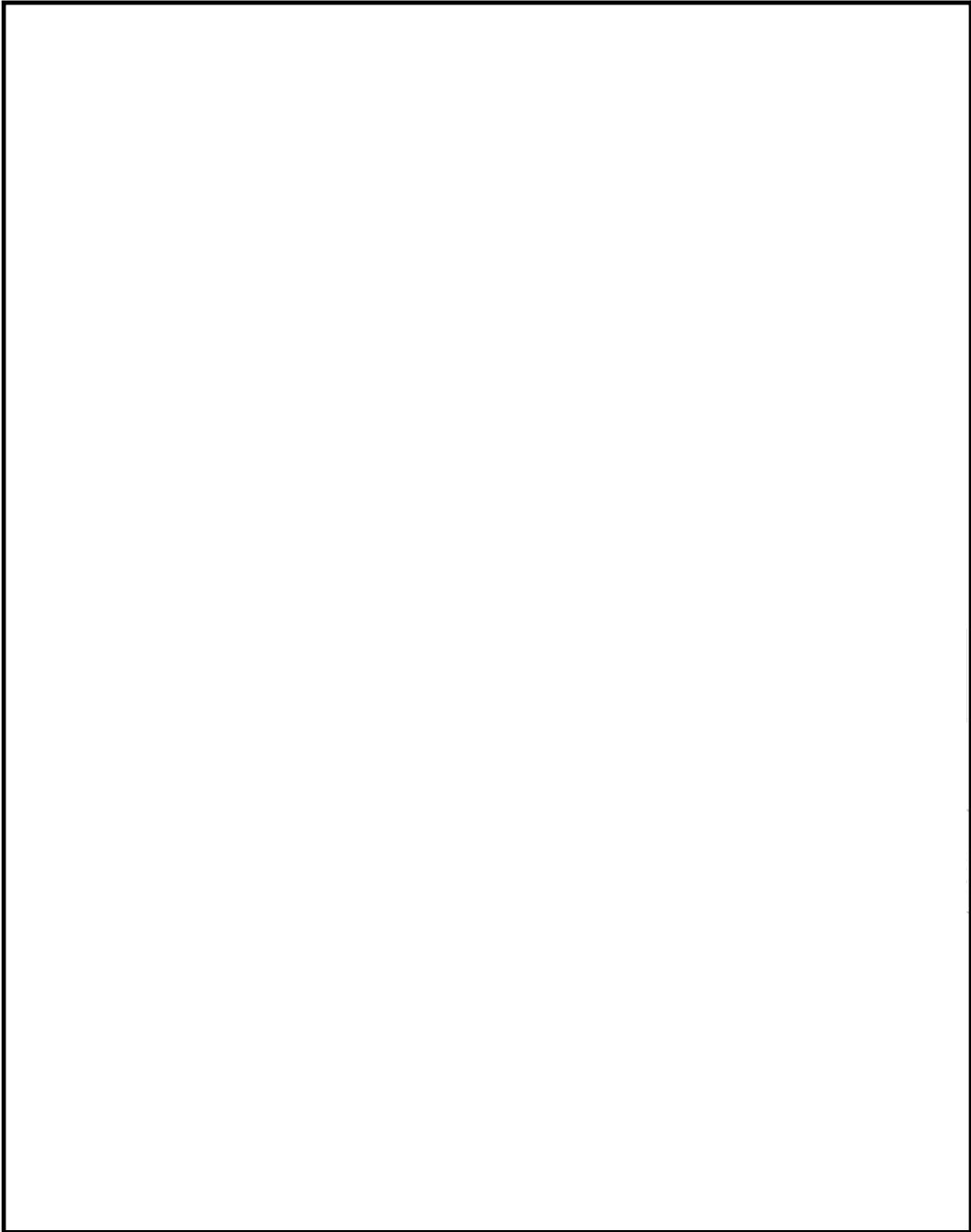
今回の残留熱除去系配管の改造に伴い、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」第11条、第12条、第14条、第15条、第19条、第26条、第27条、第32条、第33条、第44条、第52条、第54条及び第62条から第66条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」に基づき、残留熱除去系（兼用含む）の施設に係る技術基準の適用条文を示す。

なお、適用条文等の整理については、補足－1に示す。

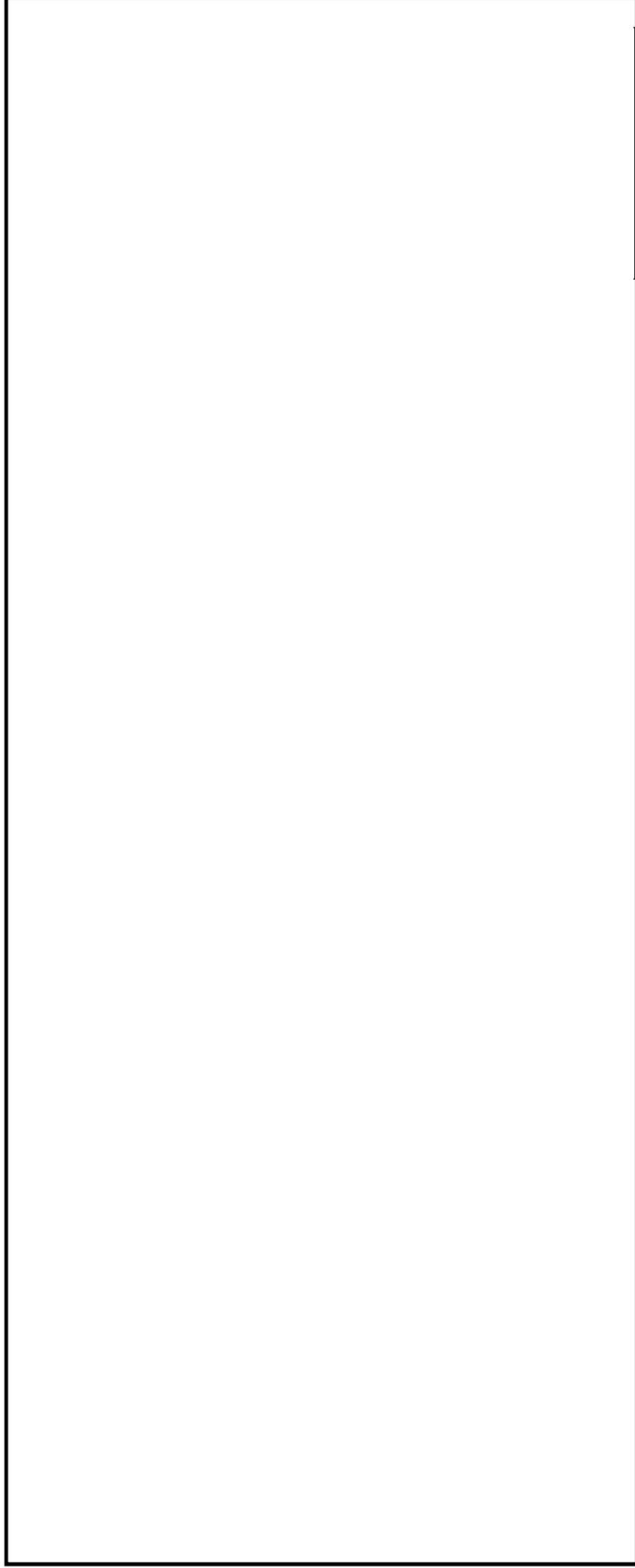
残留熱除去系 A 主配管変更箇所一覧

No.	名称	変更内容
①	残留熱除去系ポンプA ～ 残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点	E12-F048A取替に伴う配管取替範囲の見直し ⇒上流側配管が短く、切断後の開先加工等が困難なため枝管及び母管を含めた改造 (TEE化) を行う。また、施工時調整用PIPE (SGV410) も併せて追加する。 【適用条文】 第26条, 第32条, 第33条, 第44条, 第62条から第66条
	残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A	
②	残留熱除去系熱交換器A ～ A系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点	代替循環冷却系ポンプ吸込管取合い継手の形状見直し ⇒規格品TEEを使用した場合、分岐側と既設管切断位置が短く、配管を設置することが困難なため、鍛造一体型TEEに変更する。材料については設計建設規格に基づきSFVC2Bとする。 【適用条文】 第26条, 第32条, 第33条, 第44条, 第62条から第66条
③	A系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A出口管合流点	E12-F048A取替に伴う配管取替範囲の見直し ⇒下流側配管が短く、切断後の開先加工等が困難なため枝管及び母管を含めた改造 (TEE化) を行う。それに伴い2-6-RHR-74の接続先の変更を行う。 【適用条文】 第26条, 第32条, 第33条, 第44条, 第62条から第66条
	残留熱除去系熱交換器A出口管合流点 ～ A系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	
④	残留熱除去系熱交換器Aバイパス管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A出口管合流点	①、③の変更に伴い構成が継手、弁のみとなるため記載の適正化を行う 【適用条文】 第26条, 第32条, 第33条, 第44条, 第62条から第66条
⑤	A系統原子炉停止時冷却系配管分岐点 ～ 弁E12-F053A	E12-F053A取替に伴う異材継手への変更 ⇒弁材質 (SUS) と上流側配管材質 (STPT410) の異材溶接となることから、溶接部の品質の安定化を図るためバタリングを行ったSFVC2BのPIPEに変更する。 【適用条文】 第26条, 第63条
⑥	A系統サブレーション・チェンバスブレイ配管分岐点 ～ 格納容器スプレイヘッド	pH制御装置設置位置見直しに伴う変更 ⇒施工性及び干渉物状況を考慮し、B系統への接続とするためTEEを削除する。 【適用条文】 第63条

残留熱除去 A 系統 変更箇所



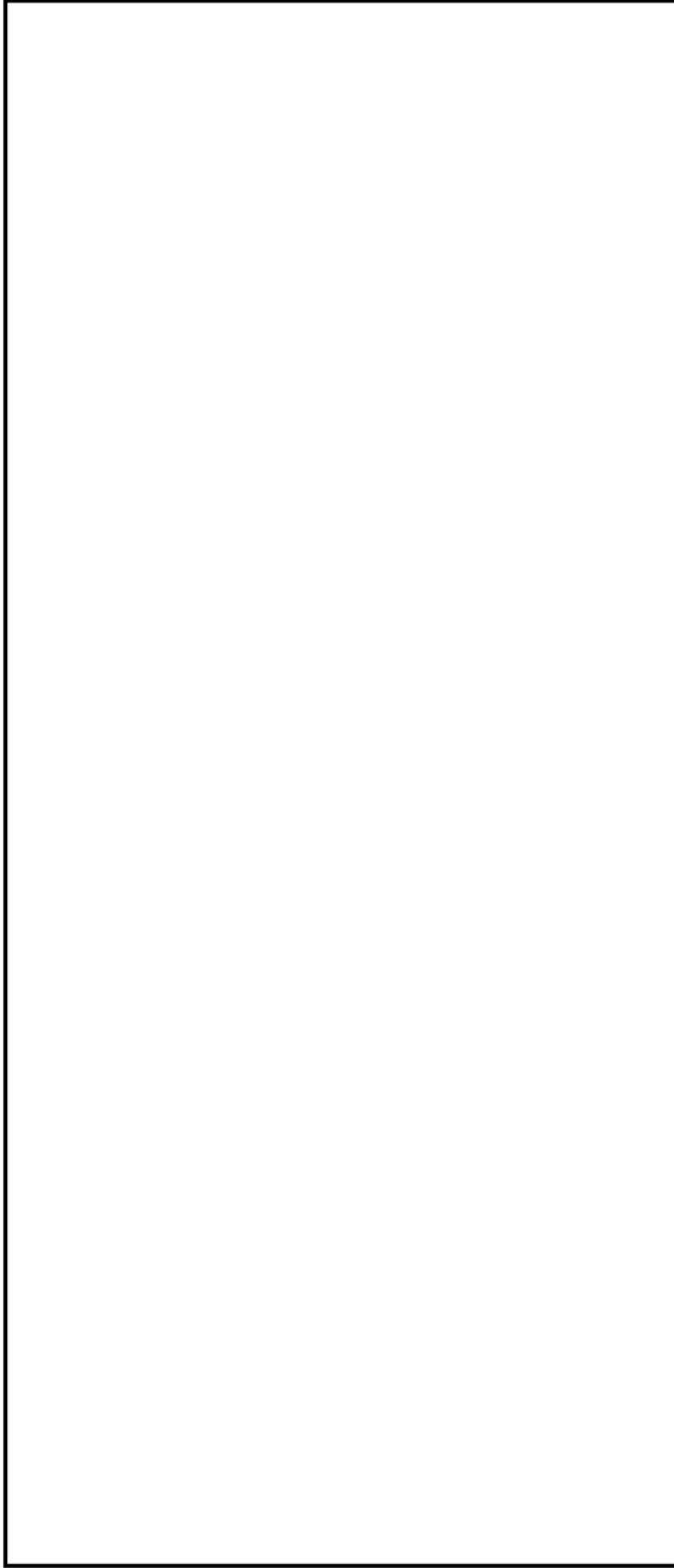
主配管変更概略図 (No.①、②、③、④)



- ① E12-F048A取替に伴う取替範囲の見直し (SGV410・TEE、PIPEの追加)
- ② 代替循環冷却ポンプ取合継手の形状見直し (規格品TEE⇒鍛造一体型)
- ③ E12-F048A取替に伴う取替範囲の見直し (SGV410・TEE、PIPEの追加)
- ④ SGV410・TEEの追加により、SM41B・PIPEの削除

* ()は要目表との紐付記号を示す

主配管変更概略図 (No.⑤)



E12-F053A取替に伴い、炭素鋼-ステンレスの異材溶接となることから、溶接部の品質の安定化を図るためバタリングを行ったSFVC2B・PIPEに変更する。

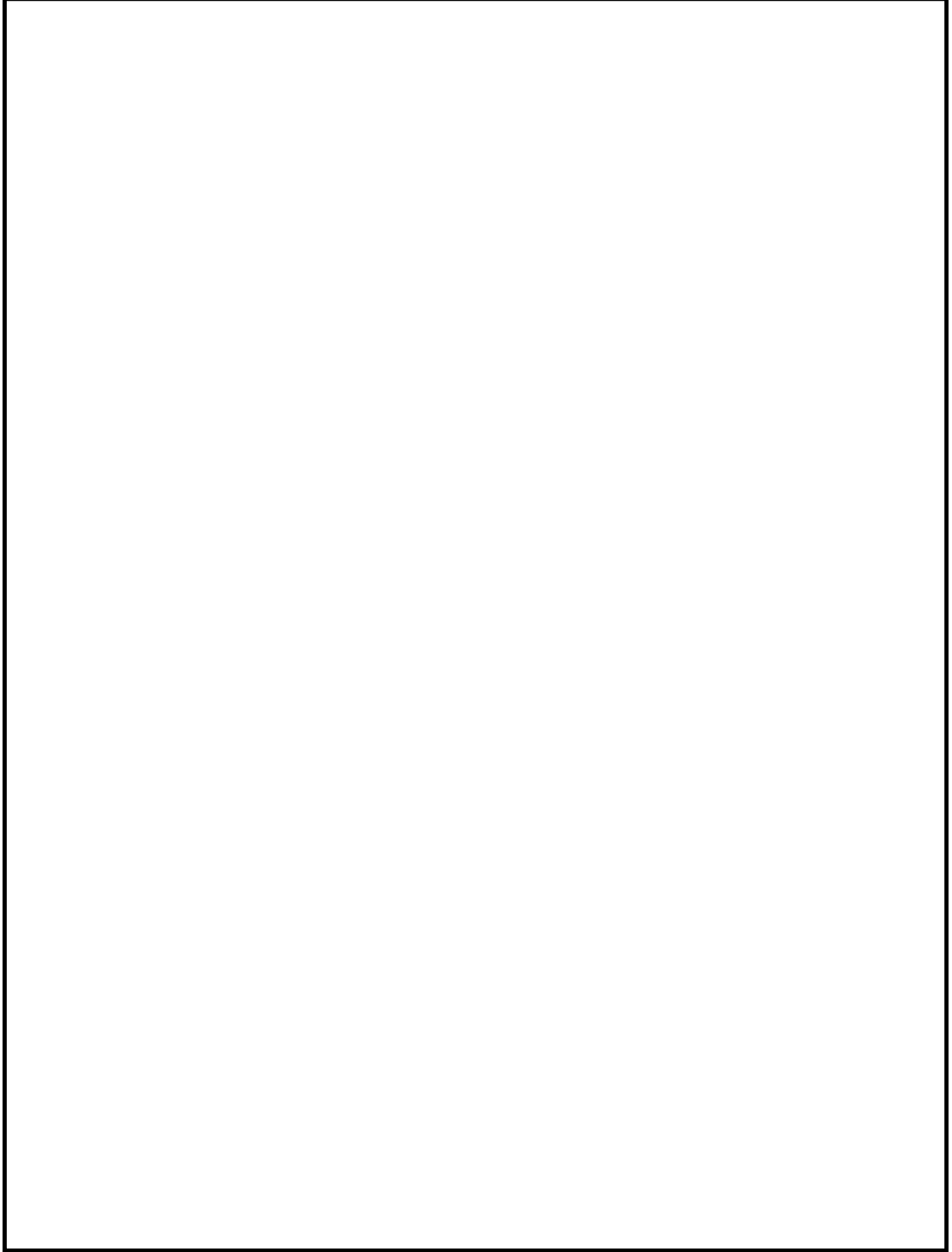
残留熱除去系 B・C 主配管変更箇所一覧 (1/2)

No.	名称	変更内容
①	残留熱除去系ポンプ B ～ 残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点 残留熱除去系熱交換器 B バイパス管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器 B 残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点 ～ B 系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点	E12-F048B 取替に伴う配管取替範囲の見直し ⇒ 上流・下流側配管が短く、切断後の開先加工等が困難なため枝管及び母管を含めた改造 (TEE化) を行う。また、施工時調整用 PIPE (SGV410) も併せて追加する。 【適用条文】 第 2 6 条, 第 3 2 条, 第 3 3 条, 第 4 4 条, 第 6 2 条から第 6 6 条
②	B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器 B 出口管合流点	①の変更に伴い構成が継手、弁のみとなるため記載の適正化を行う 【適用条文】 第 2 6 条, 第 3 2 条, 第 3 3 条, 第 4 4 条, 第 6 2 条から第 6 6 条
③	残留熱除去系ポンプ C ～ 低圧代替注水系残留熱除去系配管 C 系合流点	流量計位置調整のため直管を追加 ⇒ 低圧代替注水系合流点が流量計測に影響を与えないよう、流量計を離れた位置に設置させるため PIPE (SGV410) を追加する。
④	B 系統代替循環冷却系原子炉注水配管合流点 ～ B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点 B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点 ～ B 系統低圧注水系配管分岐点	E12-F053B 取替に伴う配管取替範囲の見直し ⇒ 上流側配管が短く、切断後の開先加工等が困難なため枝管及び母管を含めた改造 (TEE化) を行う。また、施工時調整用 PIPE (SGV410) も併せて追加する。 【適用条文】 第 2 6 条, 第 3 2 条, 第 3 3 条, 第 6 2 条から第 6 6 条

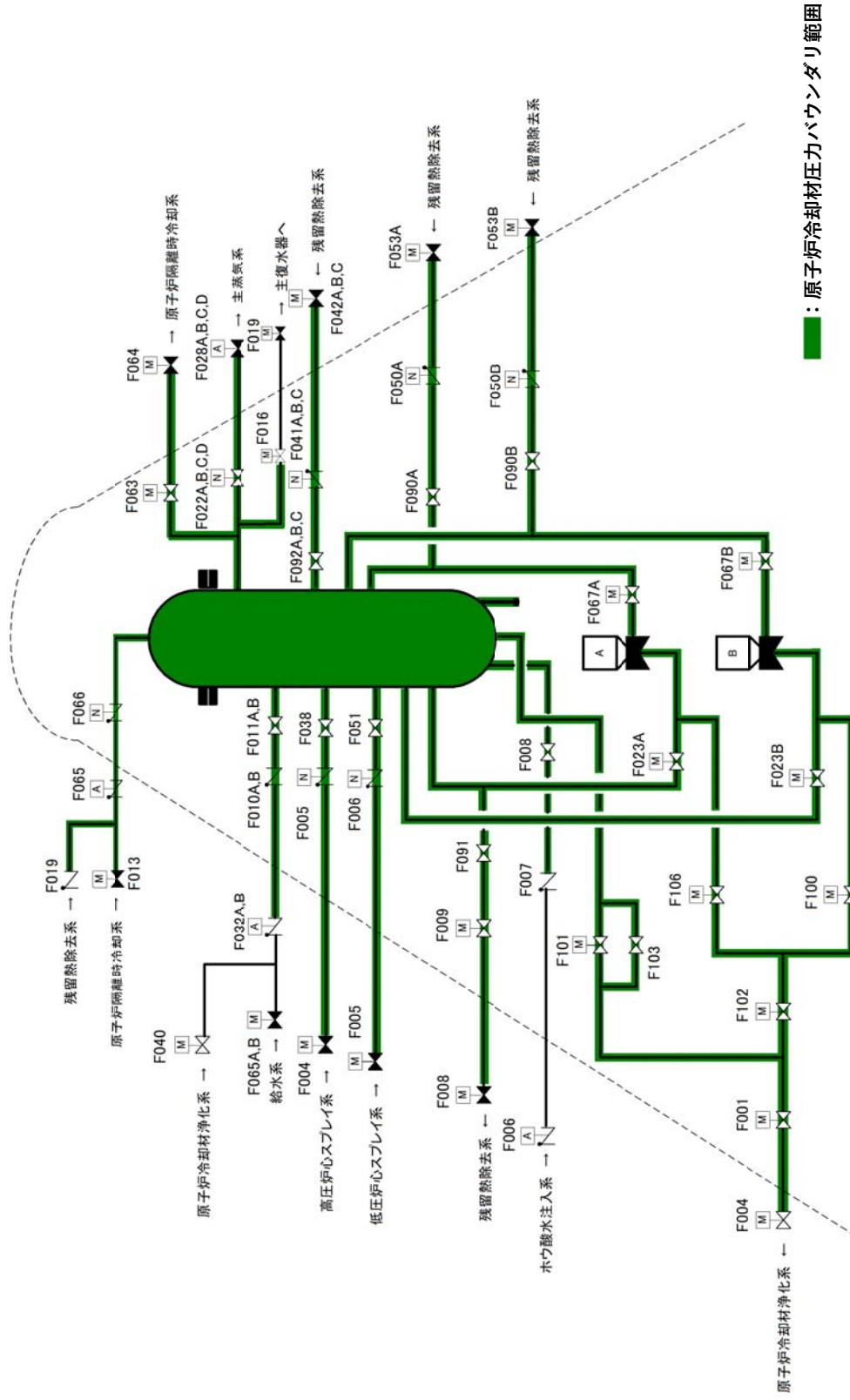
残留熱除去系 B・C 主配管変更箇所一覧 (2/2)

No.	名称	変更内容
⑤	B 系統代替循環冷却系テスト配管合流点 ～ サプレッション・チェンバ	代替循環冷却系テストライン取合い継手取替範囲の見直し ⇒ 当該配管は開放端 (サプレッション・チェンバ) であり、TEE 下流側に PIPE を追加し、閉止板にて耐圧検査を行うため。 【適用条文】 第 3 2 条, 第 6 4 条
⑥	B 系統原子炉停止時冷却系配管分岐点 ～ 弁 E12-F053 B	E12-F053 B 取替に伴う異材継手の追加 ⇒ 弁材質 (SUS) と上流側配管材質 (STPT410) の異材溶接となることから、溶接部の品質の安定化を図るためバタリングを行った SFVC2B の PIPE に変更する。 【適用条文】 第 6 2 条, 第 6 3 条
⑦	B 系統サプレッション・チェンバスプレイ配管分岐点 ～ 格納容器スプレイヘッド	pH 制御装置設置位置見直しに伴う変更 ⇒ 施工性及び干渉物を考慮し、本系統への接続としたため TEE を追加する。 【適用条文】 第 6 3 条
⑧	弁 E12-F050 B ～ 再循環系ポンプ B 吐出管合流点	E12-F050 B 取替に伴う配管取替範囲の見直し ⇒ 原子炉冷却材圧力バウンダリ範囲の改造となるため SCC 対策材である SUS316TP の PIPE、エルボを追加する。 【適用条文】 第 2 7 条, 第 6 2 条, 第 6 3 条

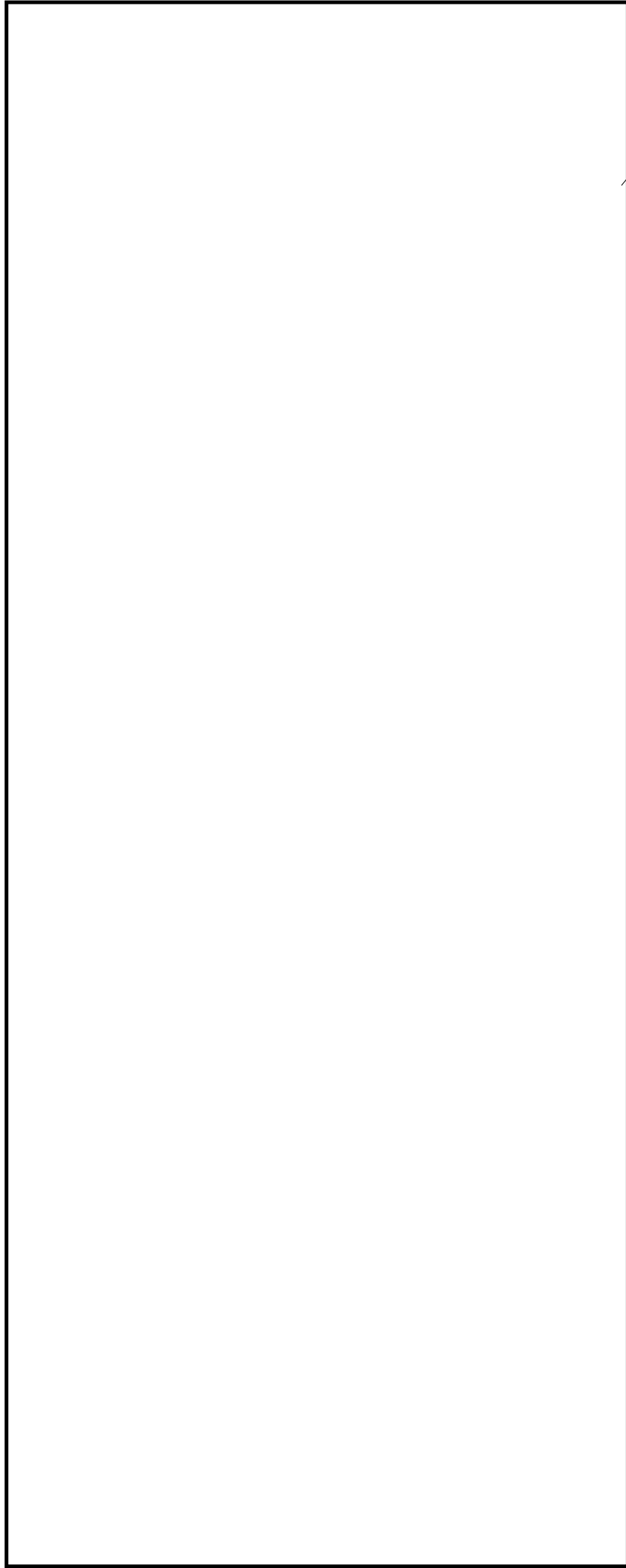
残留熱除去系 B・C 変更箇所



原子炉冷却材圧カバウンダリ概要図



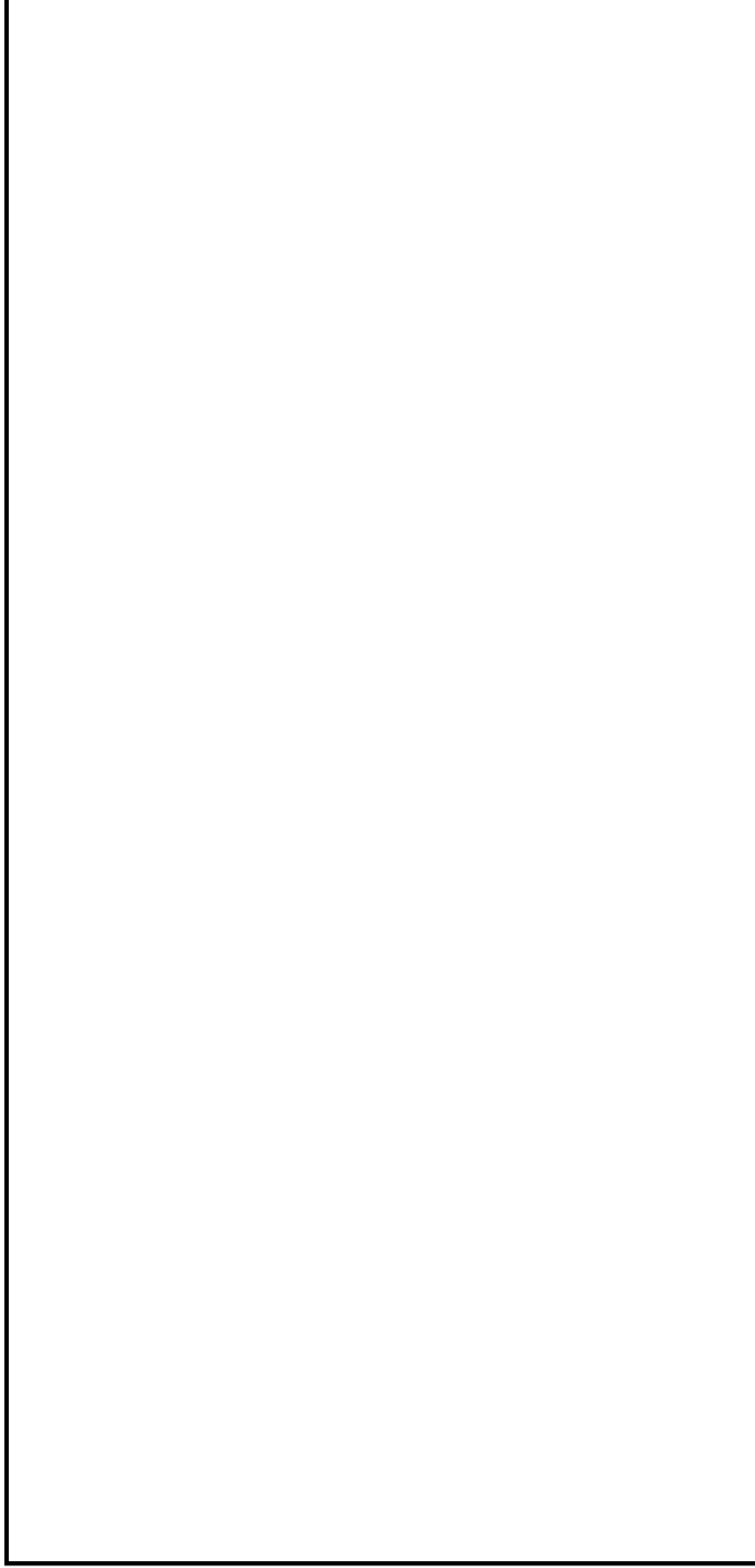
主配管変更概略図 (No.①、②)



B系統代替循環冷却系ポンプ
吸込管分岐点

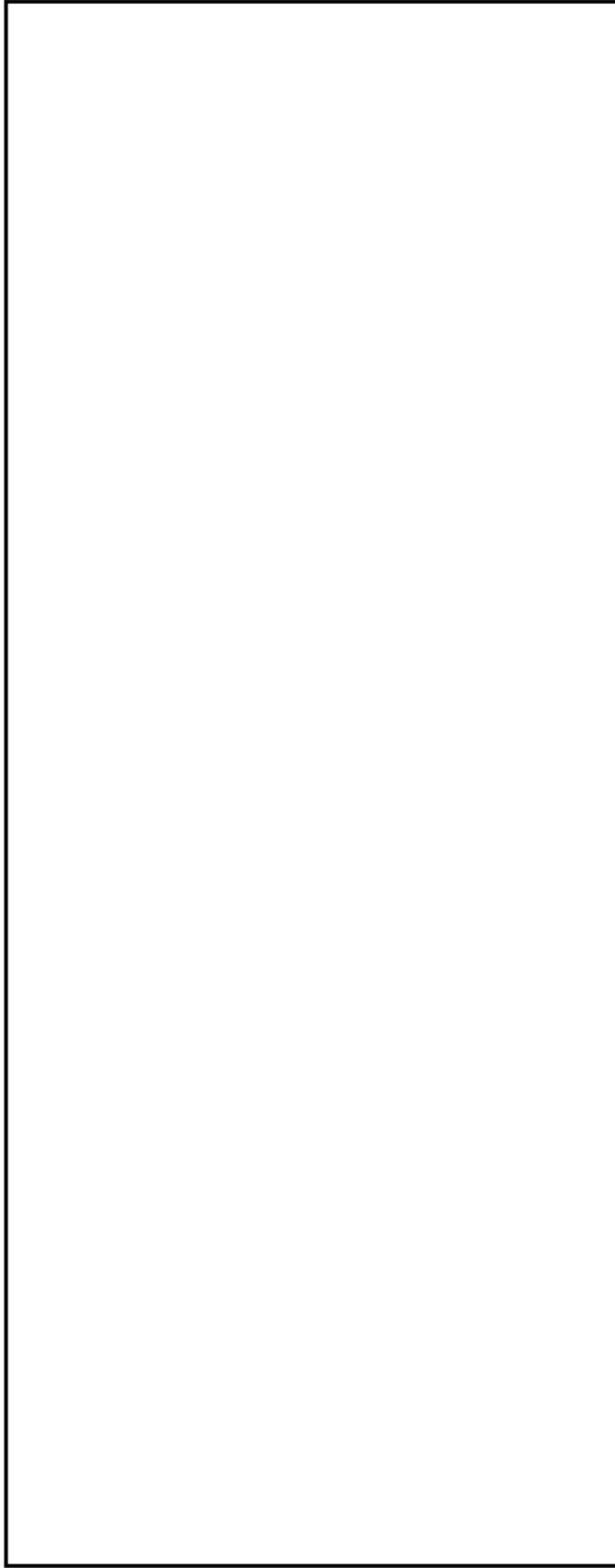
- ① E12-F048A取替に伴う取替範囲の見直し (SGV410・TEE、PIPEの追加)
- ② SGV410・TEEの追加により、SM41B・PIPEの削除

主配管変更概略図 (No.③)



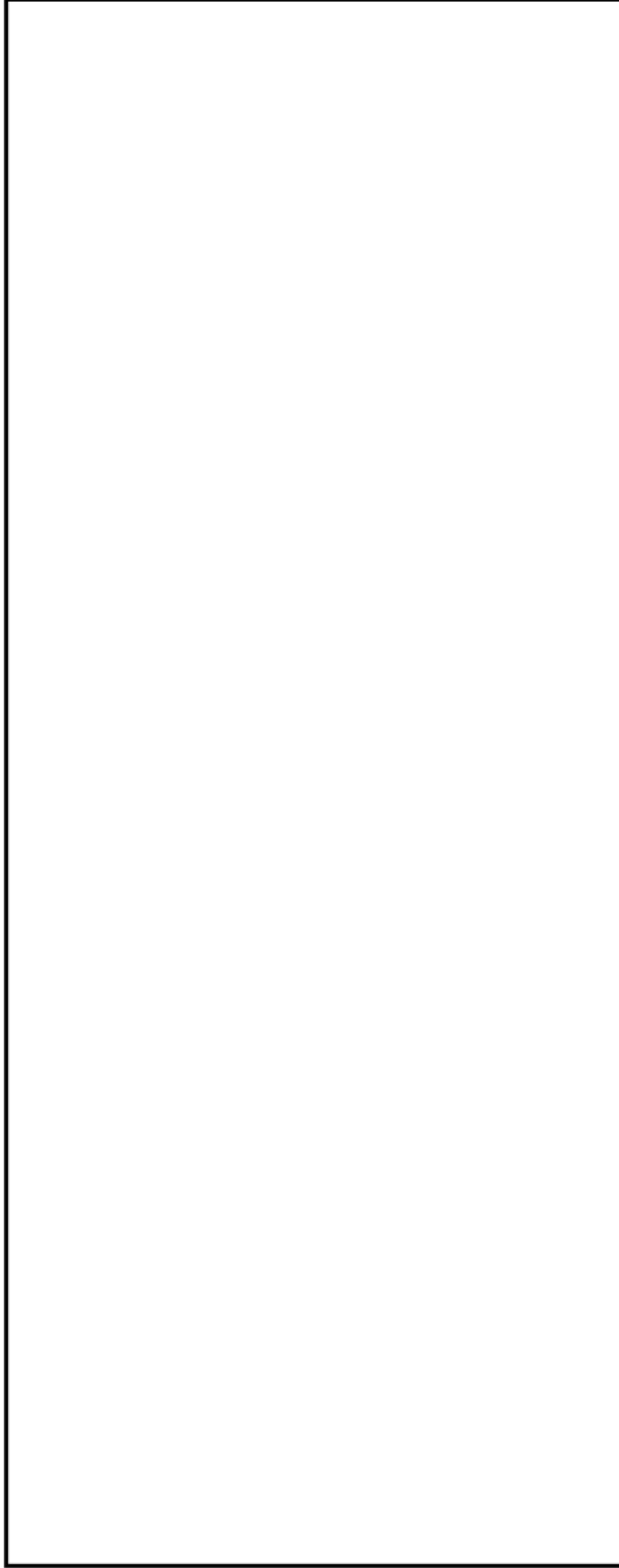
低圧代替注水系合流点が流量計測に悪影響を与えないよう、流量計 (E12-FE-N014C) 設置位置を調整するためのPIPE (SGV410) を追加する。

主配管変更概略図 (No.④、⑥、⑧)



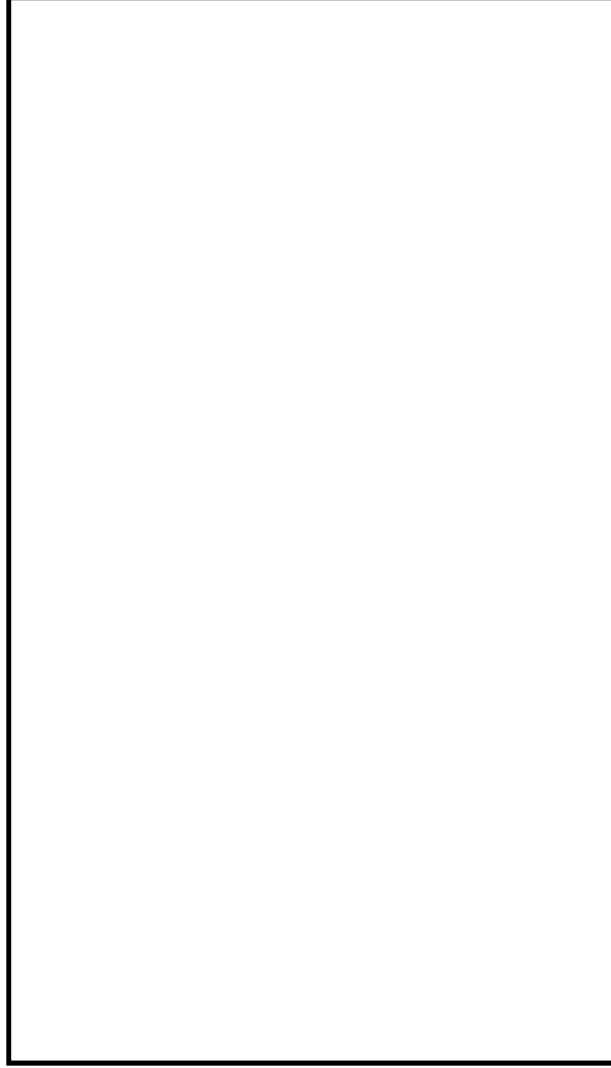
- ④E12-F053B取替に伴う取替範囲の見直し (SGV410・TEE、PIPEの追加)
- ⑥炭素鋼-ステンレスの溶接となるため異材継手の追加 (SFVC2B・PIPE追加)
- ⑧E12-F050B取替に伴う取替範囲の見直し (SUS316TP・PIPE、エルボの追加)

主配管変更概略図 (No.⑤)



耐圧検査を考慮した配管取替範囲の見直し (STPT410・PIPEを追加)

主配管変更概略図 (No.⑤) B系統代替循環冷却系テスト配管合流点～サプレッション・チェンバ 耐圧試験概略



■ 現地での耐圧試験

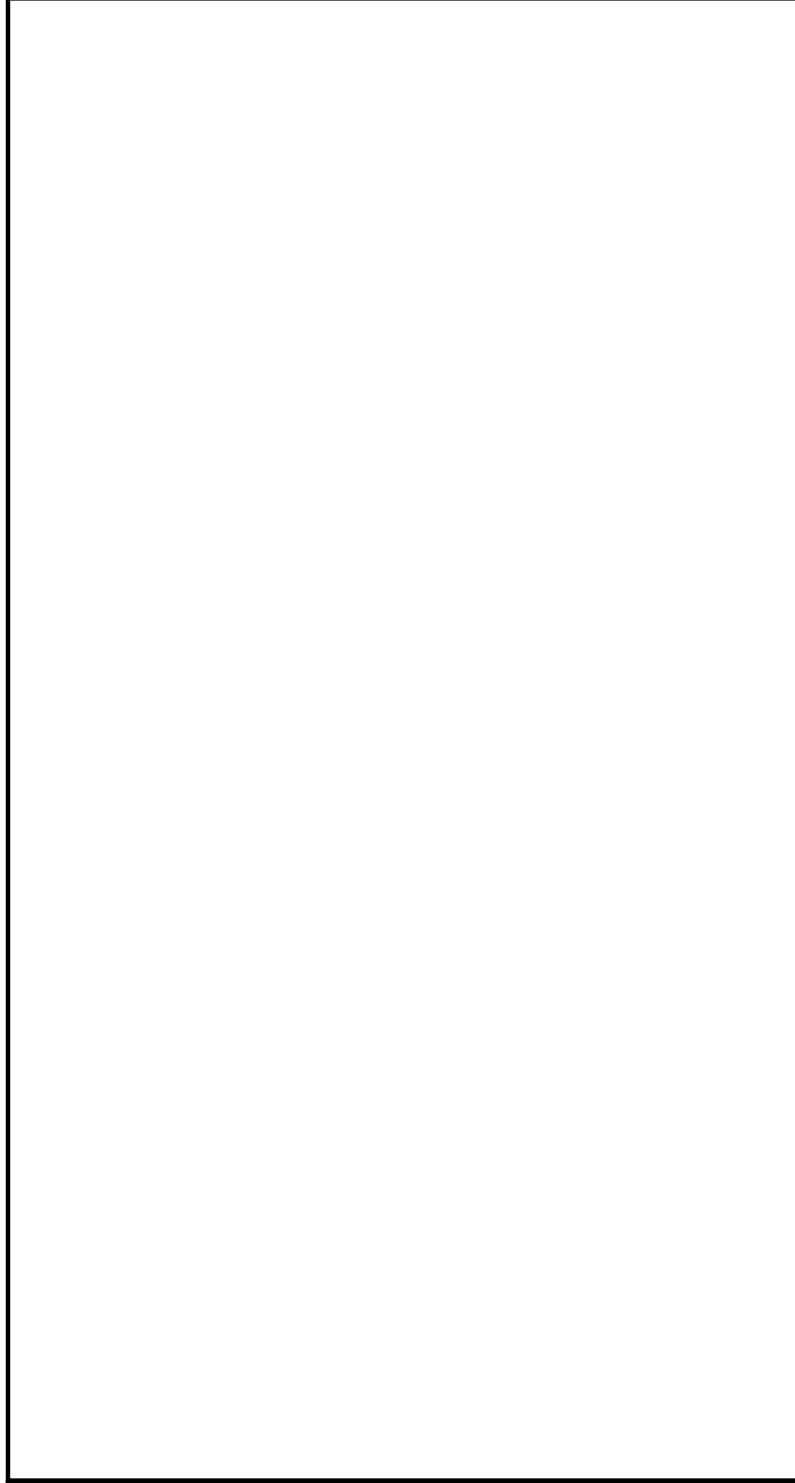
(aの位置に閉止板を取り付けた状態で実施。
TEEには耐圧閉止板取付不可のため、直管部に閉止板を取り付ける。)

■ 工場での単品耐圧試験



現地にて、a,bの溶接を実施し、耐圧代替検査を行う

主配管変更概略図 (No.⑦)



pH制御装置設置にあたり、施工性及び干渉物を考慮し、残留熱除去系Aから残留熱除去系Bへの接続に変更したため、STPT410のTEEを追加する。

(8) 主配管（使用済燃料貯蔵槽の補給及び冷却に用いるものを含む。）の名称、最高使用圧力、最高使用温度、外径、厚さ及び材料（常設及び可搬型の別に記載し、可搬型の場合は、個数及び取付箇所を付記すること。）

変				更				前				更				後								
名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 ^{*2} (mm)	厚さ (mm)	材料	名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料				
残 留 熱 除 去 系	残留熱除去システムA ～ サブレーション・チェンバ	— [0.310] ^{*21,*23} — [0.493] ^{*3,*21}	104.5 ^{*23} 148 ^{*3}			GSTPL相当 	残 留 熱 除 去 系																	
	残留熱除去システムB ～ サブレーション・チェンバ	— [0.310] ^{*21,*23} — [0.493] ^{*3,*21}	104.5 ^{*23} 148 ^{*3}			GSTPL相当 																		
	残留熱除去システムC ～ サブレーション・チェンバ	— [0.310] ^{*21,*23} — [0.493] ^{*3,*21}	104.5 ^{*23} 148 ^{*3}			GSTPL相当 																		
	サブレーション・チェンバ 弁 E12-F004A	0.86 ^{*1,*23}	100 ^{*23} 148 ^{*3}	609, 6 ^{*23}	 (9.5 ^{*2,*23})	SM41B ^{*23}																		
	残留熱除去系ポンプA 吸込管合流点	1.52 ^{*1,*23}	174 ^{*23}	609, 6 ^{*23}	 (9.5 ^{*2,*4,*23})	SM50B ^{*23}																		
	残留熱除去系ポンプA 吸込管合流点 ～ 残留熱除去系ポンプA	1.52 ^{*1,*23}	174 ^{*23}	609, 6 ^{*23}	 (9.5 ^{*2,*4,*23})	SM50B ^{*23}																		
	サブレーション・チェンバ ～ 弁 E12-F004B	0.86 ^{*1,*23}	100 ^{*23} 148 ^{*3}	609, 6 ^{*23}	 (9.5 ^{*2,*4,*23})	SM41B ^{*23}																		

(続き)

変			更			前			後			
名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 ^{*2} (mm)	厚さ (mm)	材 料	名 称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 ^{*2} (mm)	厚 さ (mm)	材 料
原子炉停止時冷却系 配管分岐点 ～ 残留熱除去系ポンプB 吸込管合流点		1.52 ^{*1,*23}	174 ^{*23}	457.2 ^{*23}	<input type="text" value="9.5"/> ^{*2,*23}	SM41B ^{*23}	変更なし	変更なし	変更なし	457.2	<input type="text" value="14.3"/> ^{*2}	SGV410
				457.2 ^{*23}	9.5 ^{*2,*23}	STPT42 ^{*23}						
残留熱除去系ポンプA ～ 残留熱除去系熱交換器A バイパス管分岐点		3.45 ^{*1,*23}	174 ^{*23}	457.2 ^{*23} /355.6 ^{*23}	<input type="text" value="14.3"/> ^{*2,*23} (11.1 ^{*2,*23})	SM41B ^{*23}	変更なし	変更なし	変更なし	457.2 /457.2 /457.2	<input type="text" value="14.3"/> ^{*2} (14.3 ^{*2}) (14.3 ^{*2})	(a) SGV410
				457.2 ^{*23}	<input type="text" value="14.3"/> ^{*2,*23}	SM41B ^{*23}						
残留熱除去系熱交換器A バイパス管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A		3.45 ^{*1,*23}	174 ^{*23}	457.2 ^{*23}	<input type="text" value="14.3"/> ^{*2,*23}	SM41B ^{*23}	変更なし	変更なし	変更なし	457.2	変更なし	SGV410
				457.2 ^{*23}	14.3 ^{*2,*23}	STPT42 ^{*23}						
残留熱除去系熱交換器A バイパス管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器A		3.45 ^{*1,*23}	249 ^{*23}	558.8 ^{*23} /457.2 ^{*23}	<input type="text" value="15.9"/> ^{*2,*23} (14.3 ^{*2,*23})	SM41B ^{*23}	変更なし	変更なし	変更なし	558.8 /457.2	変更なし	SGV410
				457.2 ^{*23}	<input type="text" value="14.3"/> ^{*2,*23}	SM41B ^{*23}						

(続き)

変			更			前			後			
名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料	名 称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚 さ (mm)	材 料
*5.*23 残留熱除去系ポンプB ～ 残留熱除去系熱交換器B バイパス管分岐点		3.45*1.*23	174*23	355.6*23	11.1*2.*23	STPT42*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし
				457.2*23 /355.6*23	<input type="text" value=""/>	SM41B*23						
				457.2*23	<input type="text" value=""/>	SM41B*23						
				457.2*23	14.3*2.*23	STPT42*23						
*5.*23 残留熱除去系熱交換器B バイパス管分岐点		3.45*1.*23	174*23	457.2*23	<input type="text" value=""/>	SM41B*23	残留熱除去系	変更なし	変更なし	457.2 /457.2 /457.2	<input type="text" value=""/>	SGV410
				457.2*23	(14.3*2.*23)	SM41B*23						
				457.2*23	<input type="text" value=""/>	SM41B*23						
				457.2*23	14.3*2.*23	STPT42*23						
*5.*23 残留熱除去系熱交換器A ～ A系近代替循環冷却系 ポンプ吸込管分岐点		3.45*1.*23	249*23	558.8*23 /457.2*23	<input type="text" value=""/>	SM41B*23	残留熱除去系	変更なし	変更なし	457.2 /457.2 /457.2	<input type="text" value=""/>	SGV410
				558.8*23 /457.2*23	(15.9*2.*23) (14.3*2.*23)	SM41B*23						
				558.8*23 /457.2*23	<input type="text" value=""/>	SM41B*24						
				457.2*23	(14.3*2.*23)	SM41B*24						
*5.*23 残留熱除去系熱交換器A ～ A系近代替循環冷却系 ポンプ吸込管分岐点		3.45*1.*23	249*23	457.2*23 /457.2*23 /457.2*23	14.3*2.*23 /14.3*2.*23 /14.3*2.*23	STPT410*23	残留熱除去系	変更なし	変更なし	457.2	<input type="text" value=""/>	SGV410
				457.2*23 /457.2*23 /457.2*23	(14.3*2.*23) (14.3*2.*23) (14.3*2.*23)	STPT410*23						

(続き)

変				更				前				更				後				
名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料	名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材料
	*7. *23 A 系統代替循環冷却系 ポンプ吸込管分岐点 ～ 残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点	3.45*1. *23	249*23	457.2*23	□ (14.3*2. *23)	SGV410		変更なし	変更なし	変更なし	457.2 /457.2 /457.2	□ (14.3*2. *23)	SGV410		変更なし	変更なし	457.2 /457.2 /457.2	□ (14.3*2. *23)	SGV410	
	*7. *23 残留熱除去系熱交換器 A 出口管合流点 ～ A 系統代替循環冷却系 ポンプ吐出管合流点	3.45*1. *23	174*23	457.2*23	□ (14.3*2. *23)	SM41B*23		変更なし	変更なし	変更なし	457.2 /457.2 /457.2	□ (14.3*2. *23)	SM41B*23		変更なし	変更なし	457.2 /457.2 /457.2	□ (14.3*2. *23)	SM41B*23	
	*8. *23 A 系統代替循環冷却系 ポンプ吐出管合流点 ～ A 系統ドライブエル スブレイ配管分岐点	3.45*1. *23	174*23	457.2 /457.2 /216.3	14.3*2. *23 /14.3*2. *23 /8.2*2	STPT410*25		変更なし	変更なし	変更なし	457.2 /457.2 /216.3	14.3*2. *23 /14.3*2. *23 /8.2*2	STPT410		変更なし	変更なし	457.2 /457.2 /216.3	14.3*2. *23 /14.3*2. *23 /8.2*2	STPT410	
	*9. *23 A 系統ドライブエル スブレイ配管分岐点 ～ A 系統テスト配管分岐点	3.45*1. *23	174*23	406.4*23	□ (12.7*2. *23)	SM50B*23		変更なし	変更なし	変更なし	406.4*23	□ (12.7*2. *23)	SM50B*23		変更なし	変更なし	406.4*23	□ (12.7*2. *23)	SM50B*23	

(続き)

変			更			前			更				後			
名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料	名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料			
A 系統テラスト配管分岐点 ～ 低圧代替注水系 残留熱除去系配管 A 系合流点	*10、*23	3.45*1、*23	174*23	406.4*23	□ (12.7*2、*1、*23)	SM50B*23				変更なし						
低圧代替注水系 残留熱除去系配管 A 系合流点	*11、*23	3.45*1、*23	174*23	406.4 /406.4 /216.3	12.7*2 /12.7*2 /8.2*2	STPT410				変更なし						
A 系統原子炉注水管分岐点 ～	*11、*23	3.45*23	174*23	406.4*23 /406.4*23 /267.4*23	12.7*2、*23 /12.7*2、*23 /9.3*2、*23	STPT410*23				変更なし						
A 系統原子炉注水管分岐点																
A 系統原子炉注水管分岐点 ～	*11、*23	3.45*1、*23	174*23	406.4*23	□ (12.7*2、*1、*23)	SM50B*23				変更なし						
格納容器スプレッドA (ドライウエル側)																
残留熱除去系熱交換器B ～	*5、*23	3.45*1、*23	249*23	558.8*23 /457.2*23	□ 15.9*2、*23 (14.3*2、*23)	SGV410				変更なし						
B 系統代替循環冷却系 ポンプ吸込管分岐点																
				457.2 /457.2 /457.2	□ 14.3*2 (14.3*2) (14.3*2)	SGV410										