

(続き)

変			更			前			変 更 後						
名	称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 <sup>*2</sup> (mm)	厚  さ (mm)	材 料	名 称	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 <sup>*2</sup> (mm)	厚  さ (mm)	材 料			
A 系統代替循環冷却系 テスト配管合流点 ～ サブレーション・チエンバ	*15、*23	0.86 <sup>*1、*23</sup>	100 <sup>*23</sup> 148 <sup>*3</sup>	406.4 <sup>*23</sup>	<input type="text" value="9.5"/> <sup>*2、*23</sup>	SM41B <sup>*23</sup>	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし			
				406.4 <sup>*23</sup>	9.5 <sup>*2、*23</sup>	STPT38 <sup>*23</sup>									
				406.4 <sup>*23</sup>	9.5 <sup>*2、*23</sup>	STPT42 <sup>*23</sup>									
				406.4 <sup>*23</sup>	<input type="text" value="12.7"/> <sup>*2、*23</sup>	SM50B <sup>*23</sup>									
B 系統フラスト配管分岐点 ～ B 系統代替循環冷却系 原子炉注水配管合流点	*16、*23	3.45 <sup>*1、*23</sup>	174 <sup>*23</sup>	457.2 <sup>*23</sup>	<input type="text" value="14.3"/> <sup>*2、*23</sup>	SM41B <sup>*23</sup>	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 <sup>*23</sup>	14.3 <sup>*2、*23</sup>	STPT42 <sup>*23</sup>									
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	*17、*23	3.45 <sup>*1、*23</sup>	174 <sup>*23</sup>	457.2 <sup>*26</sup> /457.2 <sup>*26</sup> /216.3 <sup>*26</sup>	14.3 <sup>*2、*26</sup> /14.3 <sup>*2、*26</sup> /8.2 <sup>*2、*26</sup>	STPT410 <sup>*26</sup>	変更なし	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 <sup>*23</sup>	<input type="text" value="14.3"/> <sup>*2、*23</sup>	SM41B <sup>*23</sup>									
				457.2 <sup>*23</sup>	14.3 <sup>*2、*23</sup>	STPT42 <sup>*23</sup>									
				457.2 <sup>*23</sup>	14.3 <sup>*2、*23</sup>	STPT410 <sup>*25</sup>									
残 留 熱 除 去 系													457.2 /457.2 /355.6	<input type="text" value="14.3"/> <sup>*2</sup> (14.3 <sup>*2</sup> ) 11.1 <sup>*2</sup>	(n) SGV410

(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		
B 系統原子炉停止時冷却系 配管分岐点	*17、*23	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	変更なし	変更なし	変更なし	SGV410		
					14.3*2、*23	STPT42*23									
B 系統低圧注水系 配管分岐点	*14、*23	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	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし		
					14.3*2、*23	STPT42*23									
B 系統低圧注水系 配管分岐点	*14、*23	3.45*1、*23	174*23	457.2*23 / 406.4*23	□ (14.3*2、*23) □ (12.7*2、*23)	SM41B*23	残	留	熱	除	去	系	変更なし		
					12.7*2、*23	SM50B*23									
B 系統代替循環冷却系 テスト配管合流点	*15、*23	3.45*1、*23	100*23 148*3	406.4*23	□ (12.7*2、*1、*23)	SM50B*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	変更なし		
					9.5*2、*23	SM41B*23									
B 系統代替循環冷却系 テスト配管合流点	*15、*23	0.86*1、*23	100*23 148*3	406.4*23	□ (9.5*2、*23)	SM41B*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	変更なし		
					9.5*2、*23	STPT38*23									
サブレーション・チェンバ	*15、*23	0.86*1、*23	100*23 148*3	406.4*26 /406.4*26 /216.3*26	12.7*2、*26 /12.7*2、*26 /8.2*2、*26	STPT410*26	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし		
					9.5*2、*23	SM41B*23									
サブレーション・チェンバ	*15、*23	0.86*1、*23	100*23 148*3	406.4*23	9.5*2、*23	STPT38*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	変更なし		
					9.5*2、*23	STPT42*23									
サブレーション・チェンバ	*15、*23	0.86*1、*23	100*23 148*3	406.4*23	9.5*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	変更なし		
					12.7*2、*23	SM50B*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
A 系統	ドライウェルスブレイ 配管分岐点	3.45*1.*23	174*23	457.2*23	□ (14.3*2.*23)	SM41B*23						
	原子炉停止時冷却系 配管分岐点											
A 系統	原子炉停止時冷却系 配管分岐点	3.45*1.*23	174*23	457.2*23 /355.6*23	□ (14.3*2.*23) (11.1*2.*23)	SM41B*23						
	原子炉注水配管合流点											
A 系統	代替循環冷却系 原子炉注水配管合流点	3.45*1.*23	174*23	355.6*23 /355.6*23	11.1*2.*4.*23 /11.1*2.*23	STPT42*23 STPT410*22.*23						
	原子炉注水配管合流点											
A 系統	代替循環冷却系 原子炉注水配管合流点	3.45*1.*23	174*23	355.6 /355.6 /216.3	11.1*2 /11.1*2 /8.2*2	STPT410						
	原子炉注水配管合流点											
B 系統	低圧注水配管分岐点	3.45*1.*23	174*23	355.6*23 /- /355.6*23	11.1*2.*23 /- /11.1*2.*23	STPT42*23 STPT410*25						
	低圧注水配管分岐点											
残 留 熱 除 去 系												



(続き)

変			更			前			更			後			
名	称	号	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料	名	称	号	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	外径 (mm)	厚さ (mm)	材 料
弁 E12-F042A ～ 弁 E12-F041A	原子炉圧力容器	*18,*23	8.62*1,*23	302*23	318.5*23	17.4*2,*1,*23	STS49*23	残	留	熱	除	去	系	変更なし	変更なし
		*18,*23	8.62*1,*23	302*23	318.5*23	17.4*2,*1,*23	STS49*23								
弁 E12-F042B ～ 弁 E12-F041B	原子炉圧力容器	*18,*23	8.62*1,*23	302*23	318.5*23	17.4*2,*1,*23	STS49*23	残	留	熱	除	去	系	変更なし	変更なし
		*18,*23	8.62*1,*23	302*23	318.5*23	17.4*2,*1,*23	STS49*23								
弁 E12-F042C ～ 弁 E12-F041C	原子炉圧力容器	*20,*23	8.62*1,*23	302*23	318.5*23	17.4*2,*1,*23	STS49*23	残	留	熱	除	去	系	変更なし	変更なし
		*20,*23	8.62*1,*23	302*23	318.5*23	17.4*2,*1,*23	STS49*23								
弁 E12-F053A ～ 弁 E12-F050A	原子炉圧力容器	*23	10.7*23	302*23	318.5*23	25.4*2,*23 (25.4*2,*23)	SUSF316*23	残	留	熱	除	去	系	変更なし	変更なし
		*23	10.7*23	302*23	318.5*23	25.4*2,*23 (25.4*2,*23)	SUS316TP*23								
弁 E12-F050A ～ 再循環系ポンプ A 吐出管合流点		*23	10.7*23	302*23	318.5*23	25.4*2,*23 (25.4*2,*23)	SUSF316*23	残	留	熱	除	去	系	変更なし	変更なし
		*23	10.7*23	302*23	318.5*23	25.4*2,*23 (25.4*2,*23)	SUS304TP*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		
弁 E12-F053B ～ 弁 E12-F050B	*23	10.7*23	302*23	318.5*23	25.4*2, *4, *23 (25.4*2, *4, *23)	SUSF316*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	318.5*23	25.4*2, *4, *23	SUS316TP*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	318.5*23	25.4*2, *4, *23	25.4*2, *4, *23	SUS316TP	
						SUS304TP*23							(q) SUS316TP									
弁 E12-F050B ～ 再循環系ポンプ B 吐出管合流点	*23	10.7*23	302*23	318.5*23	25.4*2, *4, *23	SUS304TP*23	残	留	熱	除	去	系	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	
弁 G41-F016 ～ 燃料プールの冷却浄化系 配管合流点	*23	1.52*1, *23	174*23	267.4*23	9.3*2, *4, *23	STPT42*23	残	留	熱	除	去	系	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし
B 系統燃料プールの冷却浄化系 配管分岐点及び A 系統燃料プールの冷却浄化系 配管分岐点 ～ 弁 G41-F036	*23	3.45*1, *23	174*23	267.4*23	9.3*2, *4, *23	STPT42*23 STPT410*23	残	留	熱	除	去	系	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし
A 系統原子炉注水管分岐点 ～ 残留熱除去系 原子炉注水管合流点	*23	3.45*1, *23	174*23	165.2*23 /267.4*23 /267.4*23	7.1*2, *4, *23	STPT410*23 STPT42*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	165.2*23	7.1*2, *4, *23	STPT42*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	165.2*23	11.0*2, *4, *23	11.0*2, *4, *23	SUS304TP	

注記 \* 1 : S I 単位に換算したもの。

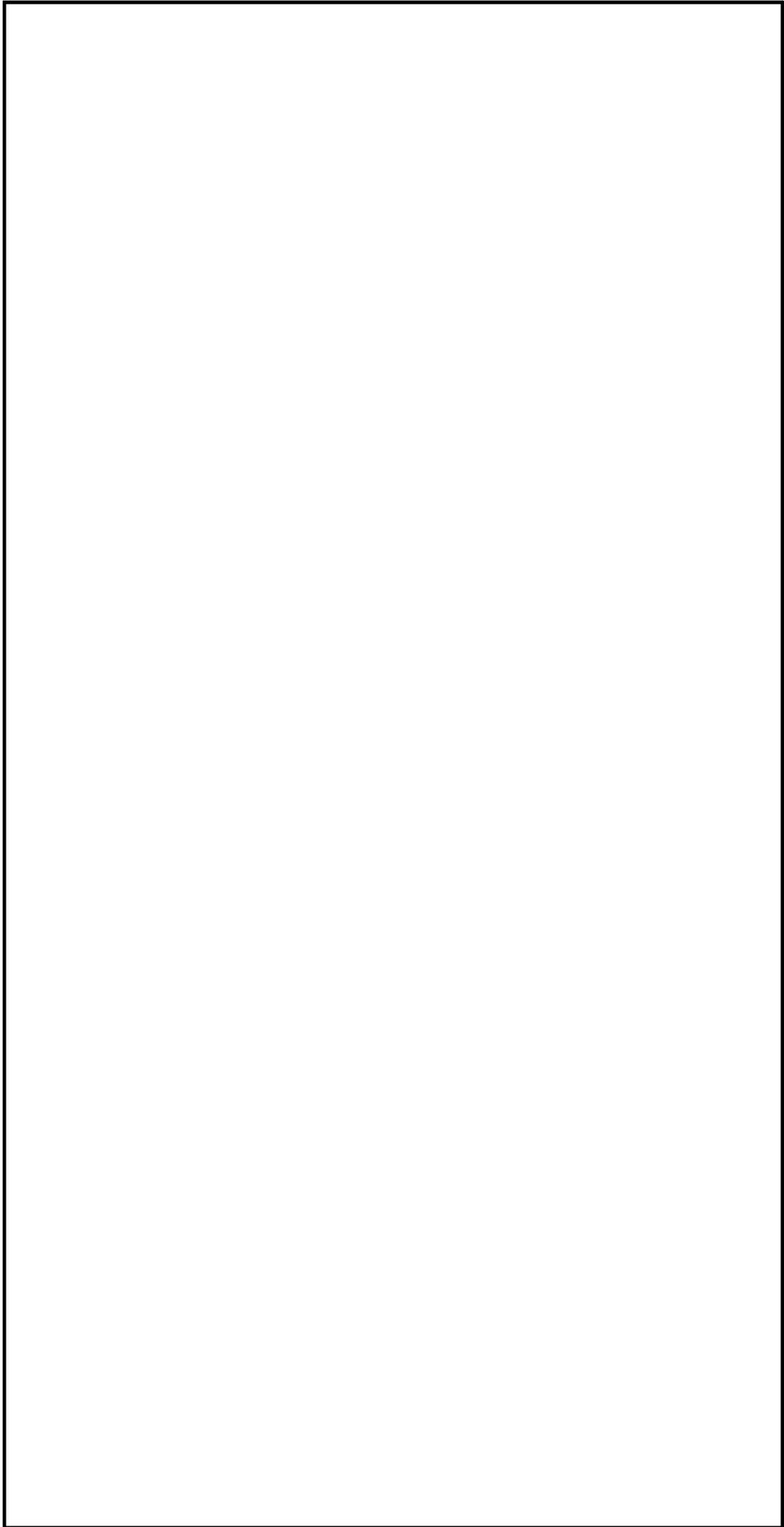
\* 2 : 公称値を示す。

\* 3 : 重大事故等時における使用時の値を示す。

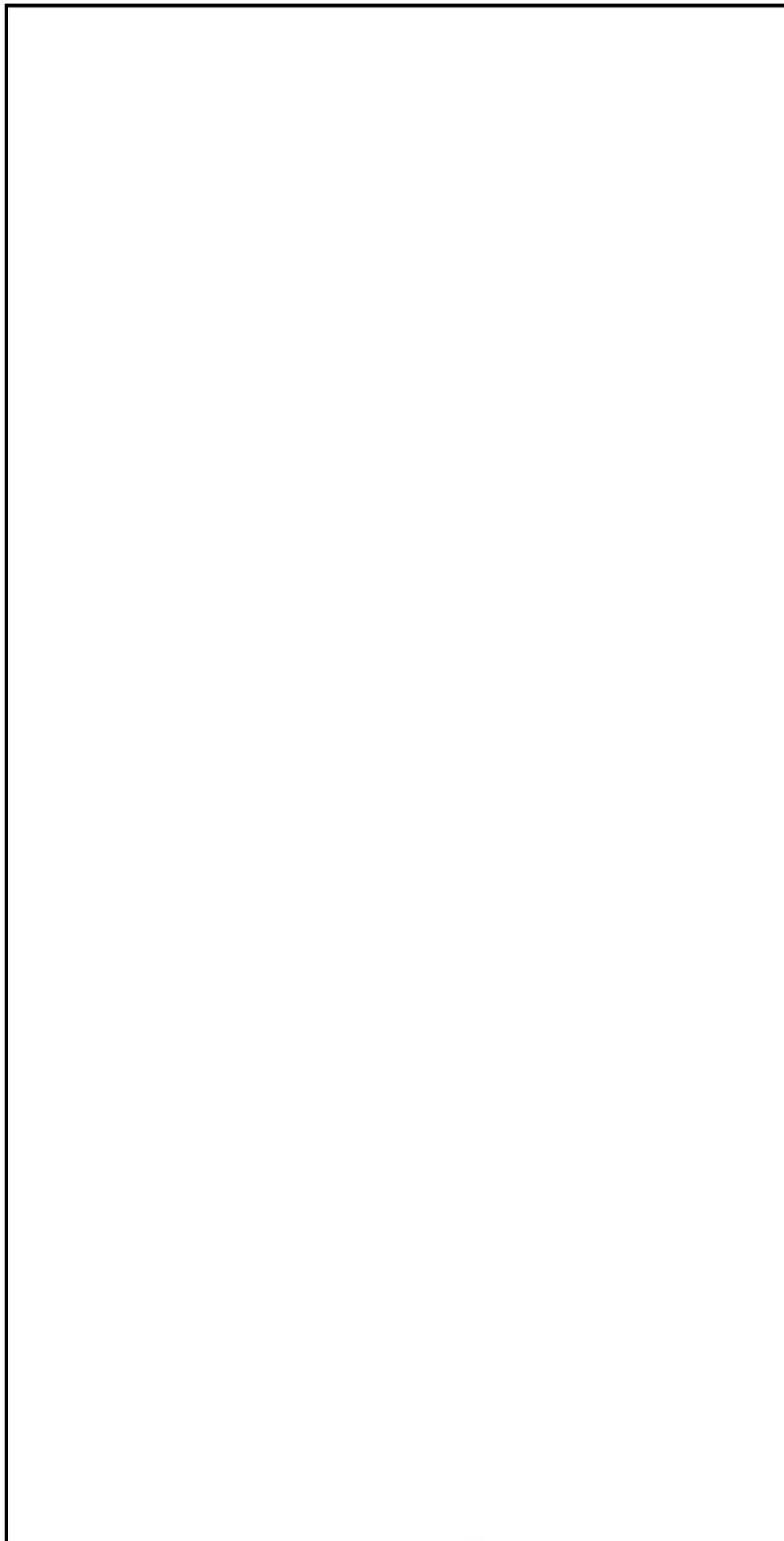
\* 4 : エルボにあっては、管と同等以上の厚さのものを選定。

- \* 5：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、代替循環冷却系）及び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施設のうち圧力低減設備（格納容器スプレイ冷却系、サブレーション・プール冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- \* 6：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）と兼用。
- \* 7：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）及び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施設のうち圧力低減設備（格納容器スプレイ冷却系、サブレーション・プール冷却系）と兼用する。
- \* 8：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）及び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施設のうち圧力低減設備（格納容器スプレイ冷却系、サブレーション・プール冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- \* 9：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施設のうち圧力低減設備（格納容器スプレイ冷却系、サブレーション・プール冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- \* 10：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施設のうち圧力低減設備（格納容器スプレイ冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- \* 11：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施設のうち圧力低減設備（格納容器スプレイ冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- \* 12：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、低圧代替注水系）及び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施設のうち圧力低減設備（低圧代替注水系）と兼用する。
- \* 13：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施設のうち圧力低減設備（格納容器スプレイ冷却系、サブレーション・プール冷却系）と兼用する。
- \* 14：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施設のうち圧力低減設備（サブレーション・プール冷却系）と兼用する。
- \* 15：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施設のうち圧力低減設備（サブレーション・プール冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- \* 16：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）及び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施設のうち圧力低減設備（サブレーション・プール冷却系）と兼用する。
- \* 17：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、代替循環冷却系）及び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施設のうち圧力低減設備（サブレーション・プール冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- \* 18：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、代替循環冷却系）及び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施設のうち圧力低減設備（代替循環冷却系）と兼用する。
- \* 19：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施設のうち圧力低減設備（格納容器スプレイ冷却系）と兼用する。
- \* 20：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、低圧代替注水系）及び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施設のうち圧力低減設備（低圧代替注水系）と兼用する。
- \* 21：当該配管は、その機能及び構造上の耐圧機能を必要としないため、サブレーション・チェンバの最高使用圧力を[ ]内に示す。
- \* 22：SPT42 同等材（SPT410）への取替えを行う。
- \* 23：平成 30 年 10 月 18 日付け原規発第 1810181 号にて認可された既工事計画書の変更前の記載。
- \* 24：記載の適正化を行う。平成 30 年 10 月 18 日付け原規発第 1810181 号にて認可された既工事計画書には「SGV410」と記載。
- \* 25：SPT42 同等材（SPT410）への取替えを行う。平成 30 年 10 月 18 日付け原規発第 1810181 号にて認可された既工事計画書には記載なし。
- \* 26：当該継手は、設計及び工事の計画の認可として申請を行う。
- \* 27：本範囲は「残留熱除去系熱交換器 B ～ B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点」及び「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」に記載される配管で構成されるため、配管仕様は記載しない。
- \* 28：本範囲は「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」及び「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」に記載される配管で構成されるため、配管仕様は記載しない。

主配管要目表「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」の記載の適正化について



主配管要目表「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」の記載の適正化について



(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 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	3.45*1,*23	249*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2 /457.2	12.8 (14.3*2) /12.8 (14.3*2)	SGV410	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2 /457.2	12.8 (14.3*2) /12.8 (14.3*2)	SGV410	
				12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23					変更なし	変更なし					変更なし	変更なし	
*7,*23 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	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	—	—	残留	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	457.2 /457.2	12.8 (14.3*2) /14.3*2	SGV410
				457.2*23	14.3*2,*23				STPT42*23 STPT410*25	変更なし	変更なし							
*8,*23 B系統代替循環冷却系 ポンプ吐出管合流点 ～ B系統テスト配管分岐点	3.45*1,*23	174*23	457.2 /457.2 /216.3	14.3*2 /14.3*2 /8.2*2	STPT410	熱除	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)	SGV410	
				12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23					変更なし	変更なし							
*10,*23 B系統テスト配管分岐点 ～ B系統 サブレーション・チェンバ スブレイ配管分岐点	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23	去系	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2,*23)	SGV410	
				12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23					変更なし	変更なし							
*10,*23 B系統 サブレーション・チェンバ スブレイ配管分岐点 ～ 低圧代替注水系 残留熱除去系 配管B系合流点	3.45*1,*23	174*23	457.2*23 /406.4*23	12.8*23 (14.3*2,*23) /11.2*23	SM41B*23	系	3.45*1,*23	174*23	406.4*23	11.2*1,*23 (12.7*2,*4,*23)	SM50B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	406.4*23	11.2*1,*23 (12.7*2,*4,*23)	SGV410	
				12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23					変更なし	変更なし							

(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 <sup>*2</sup> (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	
*11,*23	低圧代替注水系 残留熱除去系 配管 B 系合流点	~	3.45 <sup>*1,*23</sup>	174 <sup>*23</sup>	406.4 /406.4 /216.3	12.7 <sup>*2</sup>	STPT410										
						/12.7 <sup>*2</sup>											
					406.4 <sup>*23</sup>	11.2 <sup>*1,*23</sup> (12.7 <sup>*2,*4,*23</sup> )	SM60B <sup>*23</sup>										
	格納容器スプレイヘッド B (ドライウエル側)		3.45 <sup>*1,*23</sup>	77 <sup>*23</sup> 148 <sup>*3</sup>	406.4 <sup>*23</sup>	11.2 <sup>*1,*23</sup> (12.7 <sup>*2,*4,*23</sup> )	SM60B <sup>*23</sup>									変更なし	
*6,*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 出口管合流点	~	3.45 <sup>*1,*23</sup>	174 <sup>*23</sup>	457.2 <sup>*23</sup>	12.8 <sup>*23</sup> (14.3 <sup>*2,*23</sup> )	SM41B <sup>*23</sup>	残留	変更なし							- <sup>*28</sup>	
						(14.3 <sup>*2,*23</sup> )											
*6,*23	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 出口管合流点	~	3.45 <sup>*1,*23</sup>	174 <sup>*23</sup>	457.2 <sup>*23</sup>	12.8 <sup>*23</sup> (14.3 <sup>*2,*23</sup> )	SM41B <sup>*23</sup>	熱	変更なし								-
						(14.3 <sup>*2,*23</sup> )											
*6,*23	サブレンジョン・チェンバ ~ 弁 E12-F004C	~	0.86 <sup>*1,*23</sup>	100 <sup>*23</sup> 148 <sup>*3</sup>	609.6 <sup>*23</sup>	14.3 <sup>*2,*23</sup>	STPT410 <sup>*25</sup>	除去	変更なし								変更なし
						(9.5 <sup>*2,*4,*23</sup> )											
*6,*23	弁 E12-F004C ~ 残留熱除去系ポンプ C 吸込管合流点	~	0.86 <sup>*1,*23</sup>	100 <sup>*23</sup> 148 <sup>*3</sup>	609.6 <sup>*23</sup>	8.5 <sup>*4,*23</sup> (9.5 <sup>*2,*4,*23</sup> )	SM41B <sup>*23</sup>	系	変更なし								変更なし
						(9.5 <sup>*2,*4,*23</sup> )											
*6,*23	残留熱除去系ポンプ C 吸込管合流点 ~ 残留熱除去系ポンプ C	~	0.86 <sup>*1,*23</sup>	100 <sup>*23</sup> 148 <sup>*3</sup>	609.6 <sup>*23</sup>	8.5 <sup>*4,*23</sup> (9.5 <sup>*2,*4,*23</sup> )	SM41B <sup>*23</sup>	系	変更なし								変更なし
						(9.5 <sup>*2,*4,*23</sup> )											

要目表一②

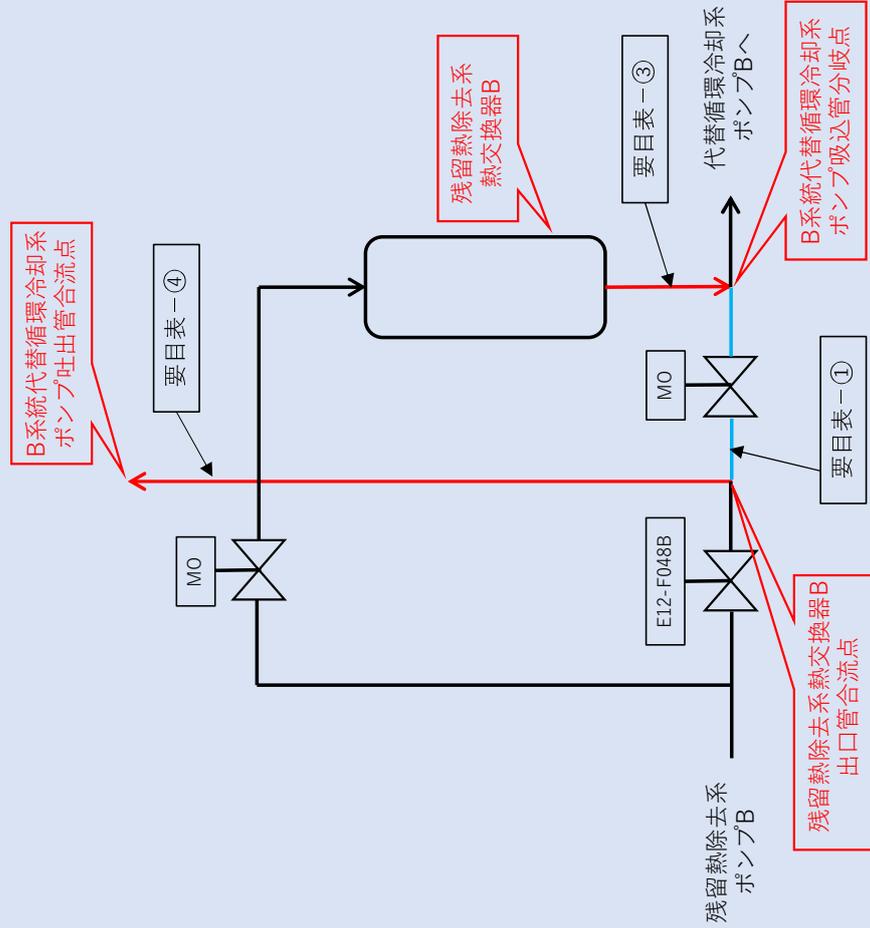
## 要目表注記抜粋

- \* 5：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、代替循環冷却系）及び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、サブプレッション・プール冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- \* 6：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）と兼用。
- \* 7：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）及び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、サブプレッション・プール冷却系）と兼用する。
- \* 8：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）及び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、サブプレッション・プール冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- \* 9：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、サブプレッション・プール冷却系、代替循環冷却系）と兼用する。
- \* 10：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、代替循環冷却系）と兼用する。
- \* 11：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、代替循環冷却系）と兼用する。
- \* 12：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、低圧代替注水系）及び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）と兼用する。
- \* 13：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、サブプレッション・プール冷却系）と兼用する。
- \* 14：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）と兼用する。
- \* 15：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、代替循環冷却系）と兼用する。
- \* 16：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系）及び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）と兼用する。
- \* 17：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、代替循環冷却系）及び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、代替循環冷却系）と兼用する。
- \* 18：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、代替循環冷却系）及び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）と兼用する。
- \* 19：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）と兼用する。
- \* 20：非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（低圧注水系、低圧代替注水系）及び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）と兼用する。
- \* 21：当該配管は、その機能及び構造上の耐圧機能を必要としないため、最高使用圧力を設定しないが、ここでは、サブプレッション・チェンバの最高使用圧力を[ ]内に示す。
- \* 22：SPT42 同等材（SPT410）への取替えを行う。
- \* 23：平成 30 年 10 月 18 日付け原規規発第 1810181 号にて認可された既工事計画書の変更前の記載。
- \* 24：記載の適正化を行う。平成 30 年 10 月 18 日付け原規規発第 1810181 号にて認可された既工事計画書には「SGV410」と記載。
- \* 25：SPT42 同等材（SPT410）への取替えを行う。平成 30 年 10 月 18 日付け原規規発第 1810181 号にて認可された既工事計画書には記載なし。
- \* 26：当該継手は、設計及び工事の計画の認可として申請を行う。
- \* 27：本範囲は「残留熱除去系熱交換器 B ～ B 系統代替循環冷却系ポンプ吸込管分岐点」及び「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」に記載される配管で構成されるため、配管仕様は記載しない。
- \* 28：本範囲は「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」及び「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」に記載される配管で構成されるため、配管仕様は記載しない。

## 残留熱除去系 主配管要目表 対象箇所概略図

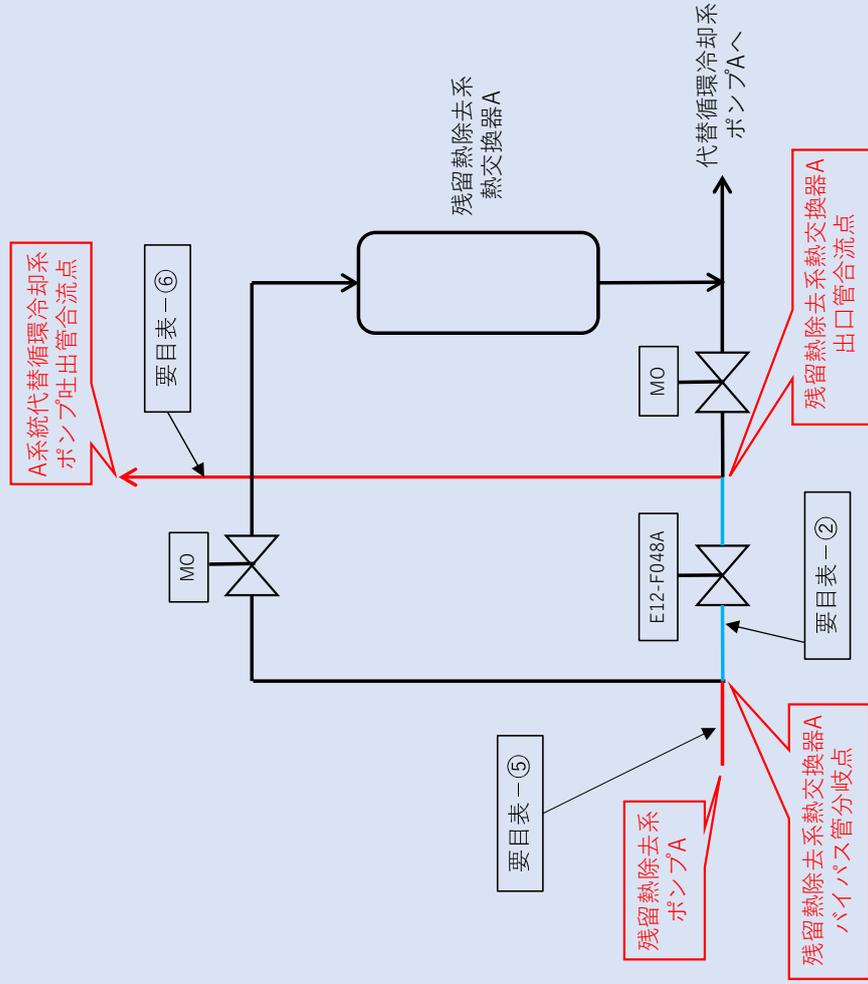
注記 \* 2 7

「残留熱除去系熱交換器B～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～B系統代替循環冷却系ポンプ吐出管合流点」



注記 \* 2 8

「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」  
 「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」



(続き)

変			更			前			更			後				
名	称	名	称	外 径 (mm)	厚 寸 (mm)	材 料	名	称	外 径 (mm)	厚 寸 (mm)	材 料	名	称	外 径 (mm)	厚 寸 (mm)	材 料
A 系統ナスト配管分岐点 ～ 低圧代替注水系 残留熱除去系配管 A 系合流点	*10、*23	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	406.4 *23 /406.4 /216.3	11.2 *4、*23 (12.7 *2、*4、*23)	SM50B *23	残留熱除去系	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	406.4 *23 /406.4 /267.4 *23	11.2 *4、*23 (12.7 *2、*4、*23)	SM50B *23	残留熱除去系	外 径 (mm)	厚 寸 (mm)	材 料
低圧代替注水系 残留熱除去系配管 A 系合流点	*11、*23	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	406.4 *23 /406.4 /267.4 *23	12.7 *2 /12.7 *9 /8.2 *2	SPTT410	残留熱除去系	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	406.4 *23 /406.4 /267.4 *23	12.7 *2、*23 /12.7 *2、*23 /9.3 *2、*23	SPTT410 *23	残留熱除去系	外 径 (mm)	厚 寸 (mm)	材 料
A 系統原子炉注水管分岐点	*11、*23	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	406.4 *23	11.2 *4、*23 (12.7 *2、*4、*23)	SM50B *23	残留熱除去系	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	406.4 *23	11.2 *4、*23 (12.7 *2、*4、*23)	SM50B *23	残留熱除去系	外 径 (mm)	厚 寸 (mm)	材 料
A 系統原子炉注水管分岐点	*11、*23	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	406.4 *23	11.2 *4、*23 (12.7 *2、*4、*23)	SM50B *23	残留熱除去系	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	406.4 *23	11.2 *4、*23 (12.7 *2、*4、*23)	SM50B *23	残留熱除去系	外 径 (mm)	厚 寸 (mm)	材 料
格納容器スプレイヘッド A (ドライウエル側)	*5、*23	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	558.8 *23 /457.2 *23	14.4 *23 /12.8 *23 (15.9 *2、*23) (14.3 *2、*23)	SGV410	残留熱除去系	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	457.2 *23	12.8 *23 (14.3 *2、*23)	SGV410	残留熱除去系	外 径 (mm)	厚 寸 (mm)	材 料
残留熱除去系熱交換器 B ～ B 系統代替循環冷却系 ポンプ吸込管分岐点	*5、*23	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	457.2 *23 /457.2 /457.2	12.8 *23 (14.3 *2、*23)	SGV410	残留熱除去系	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (℃)	457.2 *23 /457.2 /457.2	12.8 *23 (14.3 *2、*23)	SGV410	残留熱除去系	外 径 (mm)	厚 寸 (mm)	材 料
		3.45 *1、*23	249 *23					3.45 *1、*23	249 *23							

要目表一③

(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 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	3.45*1,*23	249*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2.5*23)	SM41B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2	12.8 (14.3*2)	SGV410	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2	12.8 (14.3*2)	SGV410
				14.3*2.5*23	SM41B*23					12.8 (14.3*2) /12.8 (14.3*2) /457.2	SGV410						
*7,*23 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	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	—	—	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2.5*23)	SM41B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2	12.8 (14.3*2)	SGV410
				457.2*23	14.3*2.5*23				STPT42*23 STPT410*25								
*8,*23 B 系統代替循環冷却系 ポンプ吐出管合流点 ～ B 系統テスト配管分岐点	3.45*1,*23	174*23	457.2 /457.2 /216.3	14.3*2	—	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2 /457.2 /216.3	14.3*2 /14.3*2 /8.2*2	STPT410	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2	12.8 (14.3*2)	SGV410
				457.2*23	12.8*23 (14.3*2.5*23)				SM41B*23								
*10,*23 B 系統テスト配管分岐点 ～ サブレーション・チェンバ スブレイ配管分岐点	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2.5*23)	SM41B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8*23 (14.3*2.5*23)	SM41B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	457.2*23	12.8 (14.3*2)	SGV410
				457.2*23 /406.4*23	12.8*23 (14.3*2.5*23) /11.2*2.5*23 (12.7*2.5*23)					SM41B*23							
*10,*23 B 系統 サブレーション・チェンバ スブレイ配管分岐点 ～ 低圧代替注水系 残留熱除去系 配管 B 系合流点	3.45*1,*23	174*23	406.4*23	11.2*1,*23 (12.7*2.5*23)	SM50B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	406.4*23	11.2*1,*23 (12.7*2.5*23)	SM50B*23	変更なし	3.45*1,*23	174*23	406.4*23	11.2 (12.7)	SGV410
				—	—					—							

要目表一④

(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			
*23 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	8.5*23 (9.5*2, *23)	SM41B*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	STPT42*23									
*5, *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	12.8*23 (14.3*2, *23)	SM41B*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			
				9.6*23 (11.1*2, *23)	SM41B*23									
				457.2*23	SM41B*23									
				457.2*23	STPT42*23									
残留熱除去系 ～ 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	12.8*23 (14.3*2, *23)	SM41B*23	変更なし	変更なし	変更なし	457.2 /457.2	12.8 (14.3*2) /12.8 (14.3*2)	SGV410			
				14.3*2, *23	STPT42*23					変更なし				
				457.2*23	SM41B*23							変更なし		
				457.2*23	STPT42*23					変更なし				
				568.8*23 /457.2*23	SM41B*23							変更なし	変更なし	
				249*23	STPT42*23					変更なし				
14.4*23 (15.9*2, *23)	SM41B*23	変更なし	変更なし											
14.3*2, *23	STPT42*23			変更なし										
14.3*2, *23	SM41B*23	変更なし	変更なし											
14.3*2, *23	STPT42*23			変更なし										
14.3*2, *23	SM41B*23	変更なし	変更なし											
14.3*2, *23	STPT42*23			変更なし										

要目表一⑤

(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	12.8*23 (14.3*2,*23)	SGV410	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	SGV410	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	SGV410	
				12.8*23 (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	—	SM41B*23	残留熱除去系	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	SM41B*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	SGV410	
				12.8*23 (14.3*2,*23)														SGV410
				14.3*2 /14.3*2,*23														STPT410*25
				14.3*2*23														STPT410*25
*8,*23 A 系統代替循環冷却系 ポンプ吐出管合流点 ～ A 系統ドライウエル スブレイ配管分岐点	3.45*1,*23	174*23	457.2 /457.2 /216.3	14.3*2 /14.3*2,*23	STPT410	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	STPT410	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	SGV410	
				12.8*23 (14.3*2,*23)	SM41B*23													
				14.3*2*23	STPT42*23													
*9,*23 A 系統ドライウエル 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	11.2*23 (12.7*2,*23)	SM50B*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	SM50B*23	変更なし	変更なし	変更なし	変更なし	SGV410		
11.2*23 (12.7*2,*23)				SM50B*23														

要目表一⑥

## 自主対策設備の悪影響防止について【pH制御設備接続位置変更に伴う考慮】

SA工認「補足-40-13【自主対策設備の悪影響防止について】（以下「SA工事計画（抜粋）」として示す。）」において、自主対策設備の直接的な影響と間接的な影響を評価しており、さらに発電所における運用リソースについても評価している。

当該資料において、サプレッション・プール水pH制御設備については、他の設備への影響として考慮すべき事象としては、以下の項目が挙げられており、それぞれ悪影響はないと評価されている。

<SA工事計画（抜粋）：①>

<SA工事計画（抜粋）：②>

- ・ 直接的影響：アルカリ薬液による原子炉格納容器バウンダリの腐食  
アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレーディング等との反応による水素発生による圧力上昇  
アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレーディング等との反応による水素発生による燃焼リスク
- ・ 間接的影響：薬液タンクの破損によるアルカリ薬液の漏えい

上記の事象に対して、pH制御設備の接続位置をRHR（A）系からRHR（B）系へ変更することに伴い、悪影響防止の観点で検討を行った。また、併せてその他の影響として、溢水によるの影響についても評価を行った。

**自主対策設備の悪影響防止について**  
**【pH制御設備接続位置変更に伴う考慮すべき事象のまとめ】**

	想定事象	検討結果
直接的影響	アルカリ薬液による原子炉格納容器バウニングの腐食	pH制御したサプレッション・プール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、PCVバウニングを構成するステンレス鋼や炭素鋼の腐食領域でないため悪影響はない。 シール材についても耐アルカリ性の改良EPDMを使用することから悪影響はない。 【A系・B系共通事項のため変更はない】
	アルカリ薬液とPCV内の保温材及びグレートチンク等との反応による水素発生による圧力上昇	PCV内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素が発生すると仮定しても、事故時におけるPCV内気相は水蒸気が多くを占めているため圧力制御には影響はない。 【PCV内での想定事象のため変更はない】
	アルカリ薬液とPCV内の保温材及びグレートチンク等との反応による水素発生による燃焼リスク	PCV内は窒素置換されており、燃焼のリスクはない。 【PCV内での想定事象のため変更はない】
間接的影響	薬液タンクの破損によるアルカリ薬液の漏えい	薬液タンクを十分な強度を有する設計とするとともに、タンク周囲には堰を設ける計画のため悪影響はない。 【A系・B系共通事項のため変更はない】
	運用リソースに関する影響	必要な人員、手順に基づいた対応を行うため悪影響はない。 また、残留熱除去系B系が停止し、B系サプレッション・チェンバースプレイ弁が閉の状態薬液注入となることから、残留熱除去系への悪影響はない。 【B系への変更を反映】
その他	溢水等による損傷等の防止	注入位置の変更により配管ルートに変更があるが、見直した評価についても、従来の各エリアで想定する溢水量に包含されるため、全体の溢水評価に変更はない。 また、注入位置変更により安全区分の分離状態が変るものではないため、接続位置変更は、全体の溢水評価に影響を与えない。

第12条 発電用原子炉施設内における溢水等による損傷等の防止に対する影響について

残留熱除去系配管の接続箇所変更については、内部溢水評価における、以下3つの評価に対する影響がないことから、全体の溢水評価に影響を与えるものではない。

・地震随伴溢水

残留熱除去系配管は耐震クラスSクラスであり、地震時の溢水は想定しないことから、接続箇所の変更による溢水評価に影響はない。

・消火活動により発生する溢水

pH装置の各設備配置に変更がないことから、想定する火災時の溢水量及び溢水影響範囲に変更はないため、接続箇所の変更による溢水評価に影響はない。

・想定破損による溢水

残留熱除去系配管への接続位置変更により、B系配管への分岐が追加となるが、評価は接続箇所の変更による溢水評価に影響はない。

pH装置の薬液タンク及び配管は、静水頭の機器と気体系配管の範囲となるため、想定破損評価においては、破損想定をしない範囲であり、溢水を想定していない。

以上の理由より、接続箇所の変更による溢水評価に影響はない。

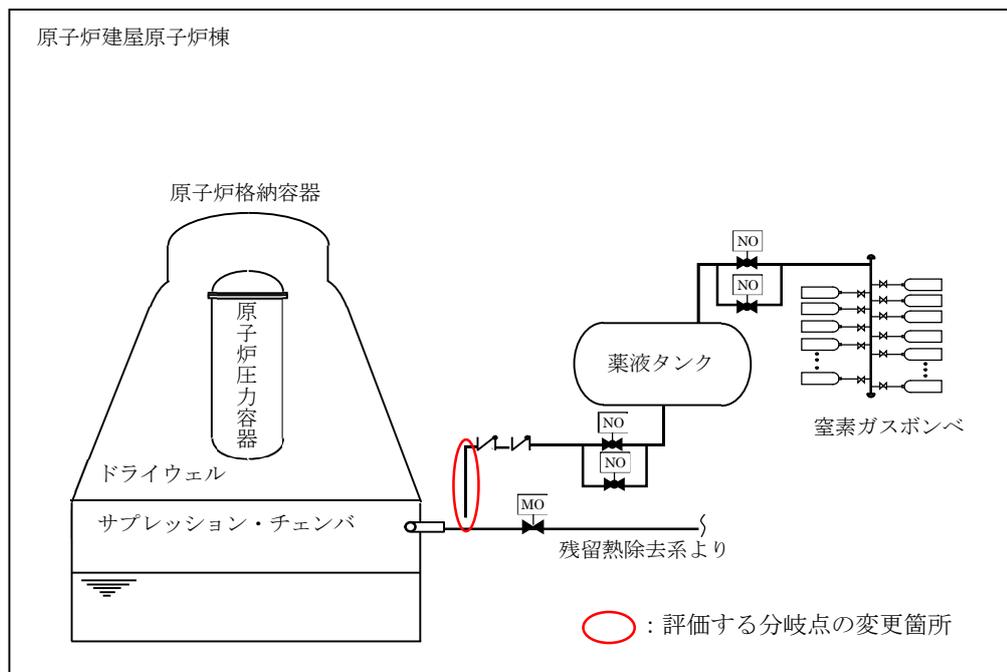


図1 原子炉格納容器 pH制御のための設備 系統概要図

補足-40-13 【自主対策設備の悪影響防止について】

## 1. はじめに

自主対策設備（自主対策として実施するバックアップシール材の塗布を含む。）（以下「自主対策設備」という。）として使用するものについて、他の設備への悪影響防止について記載する。

## 2. 想定される悪影響について

重大事故等時においては、重大事故等対処設備として配備している機器の他に、事故対応の運用性の向上のために配置・配備している自主対策設備を用いる場合がある。この場合には、自主対策設備を使用することにより、他の設備（設計基準対象施設及び重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼすことがないように考慮する必要がある。

この場合に想定される悪影響については、自主対策設備の使用時の系統的な影響（電氣的な影響を含む。）及びタービンミサイル等の内部発生飛散物による影響を考慮する必要がある。また、地震、火災、溢水等による波及的影響を考慮する必要がある。

これらの自主対策設備を使用することの影響について類型化すると、以下に示す2種類の影響について考慮する必要がある。

①

- ・自主対策設備を使用することによって生じる直接的な影響
- ・自主対策設備を使用することによって生じる間接的な影響

直接的な影響として考慮すべき事項には、自主対策設備を使用する際、接続する他の設備の設計条件を上回る条件で使用する場合の影響、薬品の使用による腐食や化学反応による影響、他の設備との干渉により使用条件が限定されることによる影響等が挙げられる。

一方、間接的な影響として考慮すべき事項には、自主対策設備の損傷により生じる波及的影響、自主対策設備を使用することにより他の機器の環境条件を悪化させる影響等が挙げられる。

①

さらに、これらの影響とは別に、自主対策設備を使用する場合に、発電所構内に予め確保されている水源や燃料、人員等の運用リソースを必要とする場合がある。

これらの影響により、他の設備の機能に悪影響を及ぼすことがないように、自主対策設備の設計及び運用において、以下のとおり考慮する。

(1) 直接的な影響に対する考慮

自主対策設備を使用することにより、接続される他の設備の設計条件を超える場合には、事前に健全性を確認した上で使用する。

自主対策設備において薬品や海水を使用することにより、他の設備に腐食等の影響が懸念される自主対策設備については、事前にその影響や使用時間等を考慮して使用する。また、電気設備の短絡等により生じる電氣的影響については、保護継電装置等により、他の設備に悪影響を及ぼさないよう考慮する。

重大事故等対処設備の配管にホースを接続する等により、他の設備の機能を喪失させる自主対策設備については、当該設備を使用すべき状況になった場合に自主対策設備の使用を中止することで、他の設備に悪影響を及ぼさないよう考慮する。

(2) 間接的な影響に対する考慮

自主対策設備が損傷し溢水等が生じることによる波及的影響について考慮し、耐震性を確保することや、溢水経路における溢水水位を算出し、溢水経路に設置された他の設備が機能喪失しないことを溢水影響評価にて確認すること、必要な強度を有していることを確認すること等により、他の設備に波及的影響を及ぼさないよう考慮する。

高温箇所への注水により水蒸気が発生する場合等、自主対策設備の使用により他の設備の周辺環境が悪化する場合には、環境悪化による他の設備の機能への影響を評価した上で使用する。また、自主対策設備の内部を高放射線量の流体が流れることにより、当該機器の周辺へのアクセスが困難になることが想定される場合には、必要に応じて遮蔽体を設置する等の被ばく低減対策を講じる。

大型設備を運搬して使用する場合や、通路にホース等を敷設して使用する場合等、現場でのアクセス性を阻害する自主対策設備については、基本的には予め通路を確保するよう配置することとし、仮に使用中に他の設備へのアクセス性を阻害する場合は通路を確保するように移動することにより、他の設備の使用に影響を及ぼさないよう考慮して使用する。

(3) 発電所における運用リソースに対する考慮

注水に淡水を用いる場合、駆動源の燃料として軽油を使用する場合、操作に人員を要する場合等、発電所構内の運用リソースを必要とする自主対策設備については、他の設備の使用に影響を及ぼさないよう考慮して使用する。

### 3. 自主対策設備の悪影響防止

#### 3.1 自主対策設備の悪影響防止に対する基本的方針

自主対策設備を使用することによる他の設備に対する悪影響防止に対する方針については、大まかには以下の5つの方針に分類される。

A：設計基準対象施設と同じ系統構成で使用することで、使用による悪影響を防止するもの

B：設計条件下（既設設備については設計基準対象施設としての設計条件下）で使用することで、使用による悪影響を防止するもの

C：他の設備と独立して使用する設計とすることで、使用による悪影響を防止するもの

D：保護継電器等により電氣的波及影響を防止可能な設計とすることで、使用による悪影響を防止するもの

E：A～Dに分類されず、他の設備への影響が多岐に渡るもので、詳細な影響評価を実施したもの

②

自主対策設備の悪影響防止の方針について分類結果を表1、各自主対策設備に関する悪影響の検討結果を表2に示す。Eに分類される以下の設備については、他の設備への影響が多岐に渡ることから、他の設備への影響について評価した結果を次項に示す。

- ・サブプレッション・プール水pH制御設備
- ・格納容器頂部注水系
- ・バックアップシール材

#### 3.2 サプレッション・プール水pH制御設備

##### (1) 設備概要

格納容器圧力逃がし装置を使用する際、サブプレッション・プール水の酸性化を防止すること及びサブプレッション・プール水中の核分裂生成物由来のよう素を捕捉することにより、よう素の放出量の低減を図るために、サブプレッション・プール水pH制御設備を設ける設計とする。

炉心の著しい損傷が発生した場合、熔融炉心に含まれるよう素がサブプレッション・プール水へ流入し溶解する。また、原子炉格納容器内のケーブル被覆材には塩素等が含まれており、重大事故時にケーブルの放射線分解と熱分解により塩酸等の酸性物質が大量に発生するため、サブプレッション・プール水が酸性化する可能性がある。サブプレッション・プー

ル水が酸性化すると、水中に溶解しているよう素が有機よう素としてサプレッション・チェンバの気相部へ放出されるという知見があることから、サプレッション・プール水をアルカリ性に保つため、pH制御として薬液（水酸化ナトリウム）をサプレッション・チェンバに注入する。よう素の溶解量とpHの関係については、米国の論文\*にまとめられており、サプレッション・プール水をアルカリ性に保つことで、気相部へのよう素の移行を低減することが期待できる。

本設備は、原子炉建屋原子炉棟内に設置する隔離弁（2弁）を中央制御室からのスイッチ操作、又は現場での手動操作により開操作することで、薬液タンクを窒素により加圧し、残留熱除去系（A系サプレッション・チェンバスプレイ配管）を使用してサプレッション・チェンバに薬液（水酸化ナトリウム）を注入する構成とする。

注記\*：米国原子力規制委員会による研究（NUREG-1465）や、米国Oak Ridge National Laboratoryによる論文（NUREG/CR-5950）によると、pHが酸性側になると、水中に溶解していたよう素が気体となって気相部に移行するとの研究結果が示されている。NUREG-1465では、原子炉格納容器内に放出されるよう素の化学形態と、よう素を水中に保持するためのpH制御の必要性が整理されている。また、NUREG/CR-5950では、酸性物質の発生量とpHが酸性側に変化していく経過を踏まえ、pH制御の効果を達成するための考え方が整理されており、これらの論文での評価内容を参照し、東海第二発電所の状況を踏まえ、サプレッション・チェンバへのアルカリ薬液の注入時間及び注入量を算定する。

②

## (2) 他の設備への悪影響について

サプレッション・プール水pH制御設備を使用することで、アルカリ薬液である水酸化ナトリウムを原子炉格納容器へ注入する。このため、サプレッション・プール水pH制御設備を使用することで、他の設備への影響として考慮すべき事象としては、以下の項目がある。

### ・直接的影響：アルカリ薬液による原子炉格納容器バウンダリの腐食

アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレーチング等との反応による水素発生による圧力上昇

アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレーチング等との反応による水素発生による燃焼リスク

### ・間接的影響：薬液タンクの破損によるアルカリ薬液の漏えい

これらの影響について、以下のとおり確認した。

このうち、原子炉格納容器バウンダリの腐食については、pH制御したサブプレッション・プール水の水酸化ナトリウムは低濃度であり、原子炉格納容器バウンダリを主に構成しているステンレス鋼や炭素鋼の腐食領域ではないため悪影響はない。同様に、原子炉格納容器のシール材についても耐アルカリ性を確認した改良EPDMを使用することから原子炉格納容器バウンダリのシール性に対する悪影響はない。

また、水素の発生については、原子炉格納容器内では配管の保温材やグレーチング等に両性金属であるアルミニウムや亜鉛を使用しており、水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。しかしながら、原子炉格納容器内のアルミニウムと亜鉛が全量反応し水素が発生すると仮定しても、事故時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。また、原子炉格納容器内は窒素により不活性化されており、本反応では酸素の発生がないことから、水素の燃焼は発生しない。

原子炉格納容器バウンダリの腐食及び水素の発生について影響を確認した結果を添付資料1に示す。

一方、薬液タンクの破損によるアルカリ薬液の漏えいについては、薬液タンクを十分な強度を有する設計とするとともに、タンク周囲に堰を設け、悪影響を及ぼさないよう考慮する。

なお、運用リソースに関する影響については、必要な人員を想定した手順を準備しており、手順に基づいた対応を行うため、悪影響はない。

また、電源を必要とするが、他の設備の使用に悪影響を及ぼさないよう必要な電源を確保できる場合にのみ使用する。

また、本設備は薬液タンクを窒素により加圧し、サブプレッション・チェンバ側のスプレイヘッドを使用してサブプレッション・チェンバに薬液を注入する構成であるが、残留熱除去系A系が停止し、かつA系ドライウェルスプレイ弁が閉である状態において薬液注入を行う手順とすることから、残留熱除去系への悪影響はない。

表1 自主対策設備の分類(2/4)

技術基準 条文番号	自主対策設備	分類
63	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 (第一弁(S/C側)バイパス弁, 第一弁(D/W側)バイパス弁)	B
	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(第一弁 (S/C側)バイパス弁, 第一弁(D/W側)バイパス弁)	B
	代替残留熱除去系海水系による除熱(可搬型代替注水大型ポンプ)	B
64	消火系による原子炉格納容器内の冷却(電動駆動消火ポンプ, ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水貯蔵タンク, 多目的タンク)	B
	補給水系による原子炉格納容器内の冷却(復水移送ポンプ, 復水貯蔵タンク)	B
	ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の除熱	A
65	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 (第一弁(S/C側)バイパス弁, 第一弁(D/W側)バイパス弁)	B
	サプレッション・プール水 pH制御設備による薬液注入	E
66	消火系によるペDESTAL(ドライウェル部)への注水(ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水貯蔵タンク, 多目的タンク)	B
	補給水系によるペDESTAL(ドライウェル部)への注水(復水移送ポンプ, 復水貯蔵タンク)	B
	消火系による原子炉圧力容器への注水(ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水貯蔵タンク, 多目的タンク)	B
	補給水系による原子炉圧力容器への注水(復水移送ポンプ, 復水貯蔵タンク)	B
	安全弁によるペDESTAL排水系及び液体廃棄物処理系配管内の減圧	B
67	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(第一弁(S/C側)バイパス弁, 第一弁(D/W側)バイパス弁)	B
	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	A
	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	A
68	格納容器頂部注水系(可搬型)	E
	格納容器頂部注水系(常設)	E
69	補給水系による使用済燃料プール注水(復水移送ポンプ, 復水貯蔵タンク)	B
	消火系による使用済燃料プール注水(電動駆動消火ポンプ, ディーゼル駆動消火ポンプ, ろ過水貯蔵タンク, 多目的タンク)	B
70	大気への放射性物質の拡散抑制効果の確認(ガンマカメラ, サーモカメラ)	C
	海洋への放射性物質の拡散抑制(放射性物質吸着材)	C
	初期対応における延焼防止処置(化学消防自動車, 水槽付消防ポンプ自動車, 泡消火薬剤容器(消防車用), 消火栓(原水タンク))	C
	初期対応における延焼防止処置(化学消防自動車, 水槽付消防ポンプ自動車, 泡消火薬剤容器(消防車用), 防火水槽)	C

②

技術基準 条文番号	自主対策設備	(1)直接的影響		(2)間接的影響		(3)発電所におけるリソースの消費	
		検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果	検討 要否	検討結果
64	消火系による原子炉格納容器内の冷却（電動駆動消火ポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、ろ過水貯蔵タンク、多目的タンク）	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>消火系を用いた原子炉格納容器内の冷却での流路は、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。</li> <li>消火系による消火が必要ない状況が発生していない場合のみ使用することから、使用による悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>水源であるろ過水貯蔵タンク及び多目的タンクの破損により、漏水が生じる可能性があるが、漏水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>消火系を用いた原子炉格納容器内の冷却は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源及び電源確保できる場合のみ使用する。</li> </ul>
	補給水系による原子炉格納容器内の冷却（復水移送ポンプ、復水貯蔵タンク）	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>補給水系を用いた原子炉格納容器内の冷却では、設計基準対象施設としての設計条件下で使用することから、使用による悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>水源である復水貯蔵タンクの破損により、溢水が生じる可能性があるが、溢水評価により他の設備の機能に影響を及ぼさないことを確認していることから、悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>補給水系を用いた原子炉格納容器内の冷却は、燃料及び電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。</li> </ul>
	ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の除熱	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウェル冷却系を用いた原子炉格納容器内の除熱は、設計基準対象施設として使用することから、使用による悪影響なし。</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウェル冷却系は、設計基準対象施設として使用する場合と同じ系統構成で使用することから、使用による悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>ドライウェル冷却系を用いた原子炉格納容器内の除熱の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するが、悪影響なし。</li> <li>ドライウェル冷却系を用いた原子炉格納容器内の除熱は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。</li> </ul>
65	格納容器圧力速がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（第一弁（S/C側）バイパス弁、第一弁（D/W側）バイパス弁）	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>第一弁バイパス弁は、格納容器ベント実施を想定した設計条件として使用することから、使用による悪影響なし。</li> </ul>	—	<ul style="list-style-type: none"> <li>第一弁バイパス弁は、格納容器ベント実施を想定した設計条件として使用することから、使用による悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>第一弁バイパス弁を使用した格納容器圧力速がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱は、電源を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。</li> <li>第一弁バイパス弁を使用した格納容器圧力速がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。</li> </ul>
	サブプレッジョン・プール水pH制御設備による薬液注入	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッジョン・プール水pH制御設備は、アルカリ薬液（水酸化ナトリウム）を原子炉格納容器へ注入するため、アルカリとの反応で原子炉格納容器が腐食することによる原子炉格納容器バウナリのシール性への影響が考えられるが、低濃度であり材料への腐食影響はないことを確認している。また、原子炉格納容器のシール材は耐アルカリ性を確認した改良EPDMを使用することから、シール性に対する悪影響はない。</li> <li>原子炉格納容器内の保温材及びグレーチング等とアルカリ薬液との反応で水素ガスが発生するものの、事故時の原子炉格納容器内の原因は水蒸気が多く占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。</li> <li>原子炉格納容器内は酸素ガスにより不活性化されており、原子炉格納容器内の保温材及びグレーチング等とアルカリ薬液との反応では酸素ガスの発生はなく、水素ガスの燃焼リスクが増加しないことから、悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>薬液タンクの破損により、アルカリ薬液が漏れいける可能性があるが、薬液タンクは十分な強度を有する設計としており、かつ薬液タンクの周囲には堰を設ける設計としており、悪影響なし。</li> </ul>	○	<ul style="list-style-type: none"> <li>サブプレッジョン・プール水pH制御設備の操作に人員を要するが、必要な人員を想定した手順が確立され、それに基づき対応するため、悪影響なし。</li> <li>サブプレッジョン・プール水pH制御設備は、電源を要するが、他の設備の使用に悪影響が生じないよう必要な電源を確保できる場合のみ使用する。</li> </ul>

②

原子炉格納容器 pH制御による原子炉格納容器への影響の確認について

1. 設備概要

設備概要を図 1 に示す。本系統は残留熱除去系配管に薬液を混入させ、サブプレッション・チェンバスプレイ配管から原子炉格納容器内に薬液を注入する構成とする。薬液タンクに貯蔵する薬液は、原子炉格納容器内に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、原子炉格納容器内のサブプレッション・プール水が酸性化することを防止するために必要な容量を想定し、水酸化ナトリウム  wt% 水溶液)  m<sup>3</sup> とする。

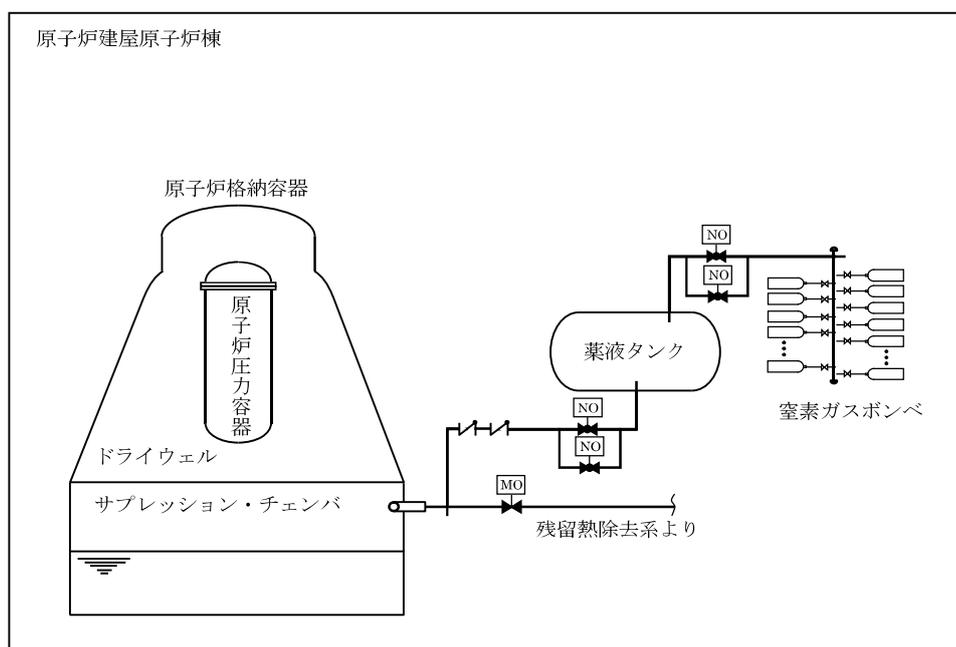


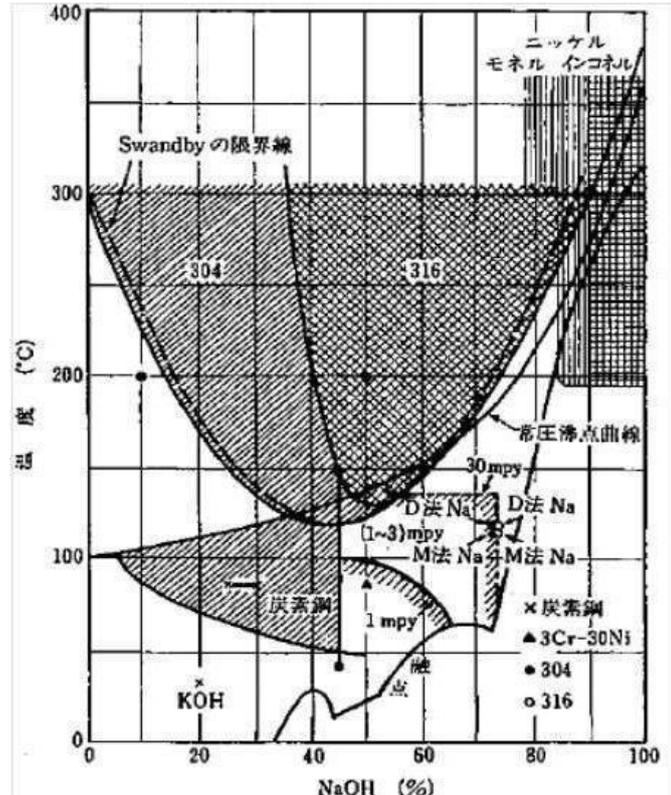
図 1 原子炉格納容器 pH制御のための設備 系統概要図

2. 原子炉格納容器バウンダリの腐食に対する影響について

アルカリ溶液による原子炉格納容器バウンダリの腐食に対する影響評価を行う。

薬液は原子炉格納容器内のサブプレッション・チェンバへ注入するが、サブプレッション・プール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で約  wt%, pHは約  となる。また各箇所へ所定量の薬液を注入した後には、格納容器スプレイ等によって、サブプレッション・チェンバへの水の流入があるため、薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。

サプレッション・チェンバのライナ部で使用しているステンレス鋼、及び底部ライナに使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図2、図3に示す。図2より、pH制御操作時の条件は水酸化ナトリウム濃度が約  wt%，温度は保守的に考えても限界温度 200 °C以下であり、アルカリ腐食割れの発生領域に入っていないことから、アルカリ腐食割れは発生しない。また、図3より、pHが高くなると腐食速度は低下する傾向になることから、塩化物による孔食、すきま腐食、SCCの発生を抑制することができる。



注：ハッチングされた領域は、アルカリ腐食割れの発生領域を示す

図2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響

出典『小若，金属の腐食損傷と防食技術，アグネ承風社，2000年』

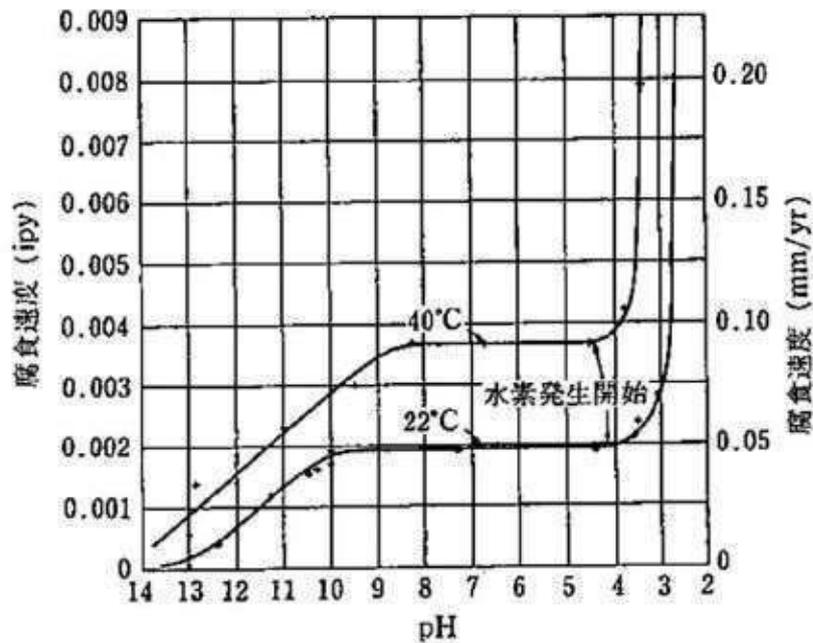


図3 炭素鋼の腐食に及ぼすpHの影響

出典『小若, 金属の腐食損傷と防食技術, アグネ承風社, 2000年』

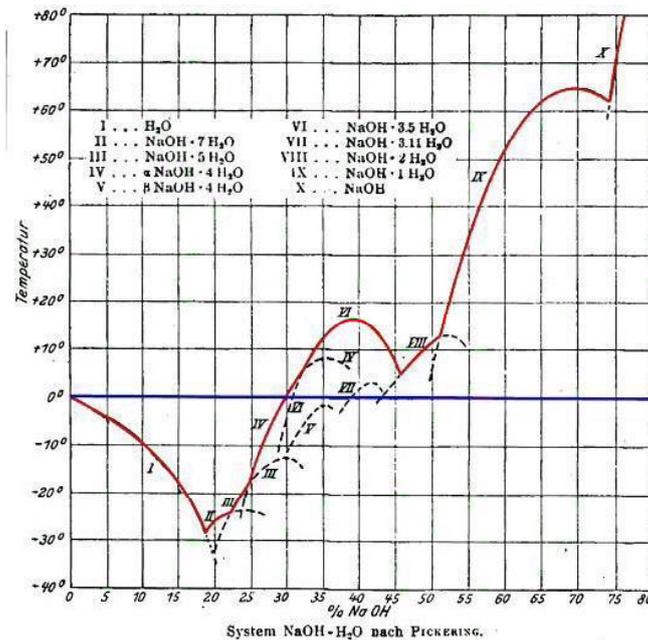
また, 原子炉格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は, 耐熱性能に優れた改良 EPDM に変更しているが, この改良 EPDM について事故条件下でのシール性能を確認するため, 表 1 の条件で蒸気暴露後の圧縮永久ひずみ率を測定し, 耐アルカリ性能を確認した。

表 1 改良 EPDM 耐アルカリ性確認試験

照射量	pH	蒸気温度	暴露時間	圧縮永久ひずみ率測定結果
		200°C	168 hr	

これらから, pH制御薬液による原子炉格納容器バウンダリへの悪影響は無いことを確認した。

なお, 水酸化ナトリウムの相平衡を図 4 に示すが, 本システム使用後の濃度である  wt% では, 水温が 0 °C 以上であれば相変化は起こらず, 析出することはない。



注：赤線より上の領域は液相のみの領域、  
下の領域は析出物が生じる領域となる

図4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図

出典『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928』

### 3. 水素の発生について

アルカリ薬液と原子炉格納容器内の保温材及びグレーチング等との反応による水素発生による圧力上昇及び燃料リスクに対する影響評価を行う。

原子炉格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、スプレーにより水酸化ナトリウムに被水すると式(a)に示す反応により水素が発生する。また、原子炉格納容器内のグレーチング等には、亜鉛によるメッキが施され、また、塗装にも亜鉛（ジンク系）が用いられている。亜鉛もまた両性金属であり、式(b)に示すとおり水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。

これらを踏まえ、事故時に想定される原子炉格納容器内の水素の発生量を評価する。



### 3.1 アルミニウムによる水素発生量

原子炉格納容器内のアルミニウムの主な使用用途は配管保温材の外装材であり、使用されるアルミニウム量を調査した。WCAP-16530\*により、環境条件における溶解速度（温度、pH依存）を用いて溶解するアルミニウム量を算出し、全量溶解する結果となった。この溶解量より、生成する水素発生量を評価した。

注記\*：「Evaluation of Post-Accident Chemical Effects in Containment Sump Fluids to Support GSI-191」(Westinghouse WCAP-16530-NP)

#### 【算出条件】

- ・保温材等に含まれるアルミニウム体積：約  m<sup>3</sup>
- ・アルミニウム密度：2.7 g/cm<sup>3</sup>
- ・アルミニウム原子量：26.98

#### 【計算結果】

上記条件より、アルミニウム量は  kg となる。そして、式(a)よりこのアルミニウムが全量反応すると、水素の発生量は約  kg となる。

注：アルミニウム量の算出については、補足-270-6「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係る補足説明資料の補足2 重大事故等時の発生異物量評価について」による。

### 3.2 亜鉛による水素発生量

原子炉格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチング等の亜鉛メッキ及び構造材のジंक系塗料であり、亜鉛が使用される構造材の表面積を調査した。アルミニウムと同様に WCAP-16530 により、環境条件における溶解速度（温度，pH 依存）を用いて溶解する亜鉛量を算出し、生成する水素発生量を評価した。

#### 【算出条件】

- ・ドライウエル（ペDESTAL含む） 亜鉛表面積 : 約  m<sup>2</sup>  
溶解速度 :  mg/m<sup>2</sup>・min
- ・サブレーション・チェンバ 亜鉛表面積 : 約  m<sup>2</sup>  
溶解速度 :  mg/m<sup>2</sup>・min
- ・亜鉛原子量 : 65.38

#### 【計算結果】

上記条件より、溶解する亜鉛量はドライウエルで  kg、サブレーション・チェンバで  kg となり、合計で  kg となる。そして、式(b)よりこの亜鉛が全量反応すると、水素の発生量は約  kg となる。

注：亜鉛量の算出については、補足-270-6「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係る補足説明資料の補足 2 重大事故等時の発生異物量評価について」による。

### 3.3 水素発生による影響について

#### 3.3.1 水素発生による圧力上昇

ジルコニウム-水反応等により原子炉格納容器内で発生する水素量は、有効性評価上の大LOCAシナリオで□kgであり、薬液注入によりアルミニウムと亜鉛が全量反応したとしても、表2に示すとおり、重大事故等時の原子炉格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、原子炉格納容器の圧力制御には影響がない。

表2 原子炉格納容器の気相部のモル分率

アルミニウム/亜鉛の水素発生	窒素	水蒸気	水素
考慮しない場合	約 0.35	約 0.5	約 0.15
考慮する場合	約 0.31	約 0.45	約 0.24

注：圧力制御の観点で厳しい「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における、最も蒸気分圧が少ない格納容器ベント直前（1.5 Pd：約19時間後）の値

#### 3.3.2 水素発生による燃焼リスク

ジルコニウム-水反応や本反応等により発生する水素によって、原子炉格納容器内の水素濃度は可燃限界である4 vol%を超えることが考えられるが、原子炉格納容器内は窒素ガスにより不活性化されていることから、酸素濃度を可燃限界未満に管理（酸素濃度4.3 vol%（ドライ条件）到達により格納容器ベント実施）することで、原子炉格納容器内での水素爆発を防止することとしており、本反応では酸素の発生がないことから、水素の燃焼は発生しない。なお、本反応により発生する水素によって酸素濃度は低下することから、酸素濃度を基準とした格納容器ベント開始時間は遅くなる。

これらのことから、pH制御に伴って原子炉格納容器内に水素が発生することを考慮しても、影響はないものとする。

(余白)

残留熱除去系配管の改造に係る添付図（主配管の配置を明示した図面，系統図）の変更前後比較

改正後

工事計画認可申請 東海第二発電所 第 4-3-1-3 図 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） に係る主配管の配置を明示した図面 (3/11)	日本原子力発電株式会社 0211

備考

改造に伴う変更  
①：補 4-5 頁 ①の内容

改正前

工事計画認可申請 東海第二発電所 第 4-3-1-3 図 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） に係る主配管の配置を明示した図面 (3/11)	日本原子力発電株式会社 8X07

残留熱除去系配管の改造に係る添付図（主配管の配置を明示した図面，系統図）の変更前後比較

改正後	備考										
<div style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="font-size: small;">工事計画認可申請</td> <td style="font-size: small;">第 4-3-1-4 図</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center; font-size: small;">東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="font-size: small;">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） に係る主配管の配置を明示した図面 (4/11)</td> </tr> <tr> <td style="font-size: small;">名</td> <td style="font-size: small;">日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td style="font-size: small;">称</td> <td style="font-size: small;">1128</td> </tr> </table> </div>	工事計画認可申請	第 4-3-1-4 図	東海第二発電所		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） に係る主配管の配置を明示した図面 (4/11)		名	日本原子力発電株式会社	称	1128	<p>改造に伴う変更</p> <p>①：補 4-6 頁 ⑤の内容</p> <p>②：補 4-1 頁 ①の内容</p> <p>③：補 4-1 頁 ②の内容</p> <p>④：補 4-1 頁 ③の内容</p>
工事計画認可申請	第 4-3-1-4 図										
東海第二発電所											
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） に係る主配管の配置を明示した図面 (4/11)											
名	日本原子力発電株式会社										
称	1128										

改正前											
<div style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="font-size: small;">工事計画認可申請</td> <td style="font-size: small;">第 4-3-1-4 図</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center; font-size: small;">東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="font-size: small;">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） に係る主配管の配置を明示した図面 (4/11)</td> </tr> <tr> <td style="font-size: small;">名</td> <td style="font-size: small;">日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td style="font-size: small;">称</td> <td style="font-size: small;">8X07</td> </tr> </table> </div>	工事計画認可申請	第 4-3-1-4 図	東海第二発電所		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） に係る主配管の配置を明示した図面 (4/11)		名	日本原子力発電株式会社	称	8X07	
工事計画認可申請	第 4-3-1-4 図										
東海第二発電所											
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） に係る主配管の配置を明示した図面 (4/11)											
名	日本原子力発電株式会社										
称	8X07										

残留熱除去系配管の改造に係る添付図（主配管の配置を明示した図面，系統図）の変更前後比較

改正後

工事計画認可申請 東海第二発電所 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） に係る主配管の配置を明示した図面 (5/11) 日本原子力発電株式会社 1170	

備考

改造に伴う変更  
 ①：補4-6頁⑦の内容

改正前

工事計画認可申請 東海第二発電所 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） に係る主配管の配置を明示した図面 (5/11) 日本原子力発電株式会社 8X07	

残留熱除去系配管の改造に係る添付図（主配管の配置を明示した図面，系統図）の変更前後比較

改正後

工事計画認可申請 東海第二発電所	第 4-3-1-6 図
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） に係る主配管の配置を明示した図面 (6/11)	
日本原子力発電株式会社 0211	

改造に伴う変更

①：補 4-1 頁⑥ の内容

備考

改正前

工事計画認可申請 東海第二発電所	第 4-3-1-6 図
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） に係る主配管の配置を明示した図面 (6/11)	
日本原子力発電株式会社 8807	

残留熱除去系配管の改造に係る添付図（主配管の配置を明示した図面，系統図）の変更前後比較

改正後

工事計画認可申請 第 4-3-1-7 図 東海第二発電所 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） に係る主配管の配置を明示した図面 (7/11) 日本原子力発電株式会社 1125	
---	--

備考

- 改造に伴う変更
- ①：補 4-5 頁 ④の内容
  - ②：補 4-6 頁 ⑥の内容
  - ③：補 4-6 頁 ⑧の内容

改正前

工事計画認可申請 第 4-3-1-7 図 東海第二発電所 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） に係る主配管の配置を明示した図面 (7/11) 日本原子力発電株式会社 8307	
---	--

改正後

工事計画認可申請 東海第二発電所 原子炉冷却系施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (8/11) 日本原子力発電株式会社 1125	第 4-3-1-8 図 東海第二発電所

改造に伴う変更  
 ①：補 4-1 頁 ⑤の内容

備考

改正前

工事計画認可申請 東海第二発電所 原子炉冷却系施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (8/11) 日本原子力発電株式会社 8X07	第 4-3-1-8 図 東海第二発電所

残留熱除去系配管の改造に係る添付図（主配管の配置を明示した図面，系統図）の変更前後比較

改正後	備考										
<div style="border: 1px solid black; height: 750px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 5px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="font-size: small;">工事計画認可申請</td> <td style="font-size: small;">第 4-3-1-9 図</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="font-size: x-small;">東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="font-size: x-small;">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） に係る主配管の配置を明示した図面 (9/11)</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="font-size: x-small;">日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: right; font-size: x-small;">1125</td> </tr> </table> </div>	工事計画認可申請	第 4-3-1-9 図	東海第二発電所		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） に係る主配管の配置を明示した図面 (9/11)		日本原子力発電株式会社		1125		<p>記載の適正化</p>
工事計画認可申請	第 4-3-1-9 図										
東海第二発電所											
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） に係る主配管の配置を明示した図面 (9/11)											
日本原子力発電株式会社											
1125											
<div style="border: 1px solid black; height: 750px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 5px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="font-size: small;">工事計画認可申請</td> <td style="font-size: small;">第 4-3-1-9 図</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="font-size: x-small;">東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="font-size: x-small;">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） に係る主配管の配置を明示した図面 (9/11)</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="font-size: x-small;">日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: right; font-size: x-small;">8309</td> </tr> </table> </div>	工事計画認可申請	第 4-3-1-9 図	東海第二発電所		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） に係る主配管の配置を明示した図面 (9/11)		日本原子力発電株式会社		8309		
工事計画認可申請	第 4-3-1-9 図										
東海第二発電所											
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） に係る主配管の配置を明示した図面 (9/11)											
日本原子力発電株式会社											
8309											

改正前

残留熱除去系配管の改造に係る添付図（主配管の配置を明示した図面，系統図）の変更前後比較

改正後

	<table border="1"> <tr> <td>工事計画認可申請</td> <td>第 4-3-1-10 図</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td>名</td> <td>原子炉冷却系配管施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (10/11)</td> </tr> <tr> <td>称</td> <td>日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: right;">1128</td> </tr> </table>	工事計画認可申請	第 4-3-1-10 図	東海第二発電所		名	原子炉冷却系配管施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (10/11)	称	日本原子力発電株式会社	1128	
工事計画認可申請	第 4-3-1-10 図										
東海第二発電所											
名	原子炉冷却系配管施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (10/11)										
称	日本原子力発電株式会社										
1128											

備考

- 改造に伴う変更  
 ①：補 4-5 頁 ①の内容  
 ②：補 4-1 頁 ①の内容  
 ③：補 4-1 頁 ②の内容  
 ④：補 4-1 頁 ③の内容

改正前

	<table border="1"> <tr> <td>工事計画認可申請</td> <td>第 4-3-1-10 図</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td>名</td> <td>原子炉冷却系配管施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (10/11)</td> </tr> <tr> <td>称</td> <td>日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: right;">8807</td> </tr> </table>	工事計画認可申請	第 4-3-1-10 図	東海第二発電所		名	原子炉冷却系配管施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (10/11)	称	日本原子力発電株式会社	8807	
工事計画認可申請	第 4-3-1-10 図										
東海第二発電所											
名	原子炉冷却系配管施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (10/11)										
称	日本原子力発電株式会社										
8807											

改正後	備考										
<div style="border: 1px solid black; height: 750px; width: 100%;"></div> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="font-size: small;">工事計画認可申請</td> <td style="font-size: small;">第 4-3-1-11 図</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center; font-size: x-small;">東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td style="font-size: x-small;">名</td> <td style="font-size: x-small;">原子炉冷却系系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (11/11)</td> </tr> <tr> <td style="font-size: x-small;">称</td> <td style="font-size: x-small;">日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: right; font-size: x-small;">1125</td> </tr> </table>	工事計画認可申請	第 4-3-1-11 図	東海第二発電所		名	原子炉冷却系系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (11/11)	称	日本原子力発電株式会社	1125		<p>改造に伴う変更</p> <p>①：補 4-5 頁 ③の内容</p> <p>②：補 4-5 頁 ④の内容</p> <p>③：補 4-6 頁 ⑧の内容</p> <p>④：補 4-1 頁 ③の内容</p>
工事計画認可申請	第 4-3-1-11 図										
東海第二発電所											
名	原子炉冷却系系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (11/11)										
称	日本原子力発電株式会社										
1125											
<div style="border: 1px solid black; height: 750px; width: 100%;"></div> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="font-size: small;">工事計画認可申請</td> <td style="font-size: small;">第 4-3-1-11 図</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center; font-size: x-small;">東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td style="font-size: x-small;">名</td> <td style="font-size: x-small;">原子炉冷却系系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (11/11)</td> </tr> <tr> <td style="font-size: x-small;">称</td> <td style="font-size: x-small;">日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: right; font-size: x-small;">8X09</td> </tr> </table>	工事計画認可申請	第 4-3-1-11 図	東海第二発電所		名	原子炉冷却系系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (11/11)	称	日本原子力発電株式会社	8X09		
工事計画認可申請	第 4-3-1-11 図										
東海第二発電所											
名	原子炉冷却系系統施設のうち 残留熱除去設備（残留熱除去系） に係る主配管の配置を明示した図面 (11/11)										
称	日本原子力発電株式会社										
8X09											

改正前

改正後

備考

改造に伴う変更

- ①：補 4-1 頁 ①の内容
- ②：補 4-1 頁 ②の内容
- ③：補 4-1 頁 ③の内容
- ④：補 4-1 頁 ④の内容
- ⑤：補 4-1 頁 ⑤の内容
- ⑥：補 4-1 頁 ⑥の内容

	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="font-size: small;">工事計画認可申請</td> <td style="font-size: small;">第 4-3-1-12 図</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center; font-size: x-small;">東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td style="font-size: x-small;">名</td> <td style="font-size: x-small;">原子炉冷却系系統図のうち残留熱除去設備</td> </tr> <tr> <td style="font-size: x-small;">称</td> <td style="font-size: x-small;">(残留熱除去系)の系統図 (1/6)</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="font-size: x-small;">(設計基準対象施設)</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="font-size: x-small;">日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: right; font-size: x-small;">1221</td> </tr> </table>	工事計画認可申請	第 4-3-1-12 図	東海第二発電所		名	原子炉冷却系系統図のうち残留熱除去設備	称	(残留熱除去系)の系統図 (1/6)	(設計基準対象施設)		日本原子力発電株式会社		1221	
工事計画認可申請	第 4-3-1-12 図														
東海第二発電所															
名	原子炉冷却系系統図のうち残留熱除去設備														
称	(残留熱除去系)の系統図 (1/6)														
(設計基準対象施設)															
日本原子力発電株式会社															
1221															

改正前

	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="font-size: small;">工事計画認可申請</td> <td style="font-size: small;">第 4-3-1-12 図</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center; font-size: x-small;">東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td style="font-size: x-small;">名</td> <td style="font-size: x-small;">原子炉冷却系系統図のうち残留熱除去設備</td> </tr> <tr> <td style="font-size: x-small;">称</td> <td style="font-size: x-small;">(残留熱除去系)の系統図 (1/6)</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="font-size: x-small;">(設計基準対象施設)</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="font-size: x-small;">日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: right; font-size: x-small;">8918</td> </tr> </table>	工事計画認可申請	第 4-3-1-12 図	東海第二発電所		名	原子炉冷却系系統図のうち残留熱除去設備	称	(残留熱除去系)の系統図 (1/6)	(設計基準対象施設)		日本原子力発電株式会社		8918	
工事計画認可申請	第 4-3-1-12 図														
東海第二発電所															
名	原子炉冷却系系統図のうち残留熱除去設備														
称	(残留熱除去系)の系統図 (1/6)														
(設計基準対象施設)															
日本原子力発電株式会社															
8918															

残留熱除去系配管の改造に係る添付図（主配管の配置を明示した図面，系統図）の変更前後比較

改正後

	<table border="1"> <tr> <td>工事計画認可申請</td> <td>第 4-3-1-14 図</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td>名</td> <td>原子炉冷却系系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) の系統図 (3/6)</td> </tr> <tr> <td>称</td> <td>(設計基準対象施設)</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: right;">1224</td> </tr> </table>	工事計画認可申請	第 4-3-1-14 図	東海第二発電所		名	原子炉冷却系系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) の系統図 (3/6)	称	(設計基準対象施設)	日本原子力発電株式会社		1224	
工事計画認可申請	第 4-3-1-14 図												
東海第二発電所													
名	原子炉冷却系系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) の系統図 (3/6)												
称	(設計基準対象施設)												
日本原子力発電株式会社													
1224													

備考

改造に伴う変更

- ①：補 4-5 頁 ①の内容
- ②：補 4-5 頁 ②の内容
- ③：補 4-5 頁 ③の内容
- ④：補 4-5 頁 ④の内容
- ⑤：補 4-6 頁 ⑤の内容
- ⑥：補 4-6 頁 ⑥の内容
- ⑦：補 4-6 頁 ⑦の内容
- ⑧：補 4-6 頁 ⑧の内容

改正前

	<table border="1"> <tr> <td>工事計画認可申請</td> <td>第 4-3-1-14 図</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">東海第二発電所</td> </tr> <tr> <td>名</td> <td>原子炉冷却系系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) の系統図 (3/6)</td> </tr> <tr> <td>称</td> <td>(設計基準対象施設)</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: center;">日本原子力発電株式会社</td> </tr> <tr> <td colspan="2" style="text-align: right;">8918</td> </tr> </table>	工事計画認可申請	第 4-3-1-14 図	東海第二発電所		名	原子炉冷却系系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) の系統図 (3/6)	称	(設計基準対象施設)	日本原子力発電株式会社		8918	
工事計画認可申請	第 4-3-1-14 図												
東海第二発電所													
名	原子炉冷却系系統施設のうち残留熱除去設備 (残留熱除去系) の系統図 (3/6)												
称	(設計基準対象施設)												
日本原子力発電株式会社													
8918													

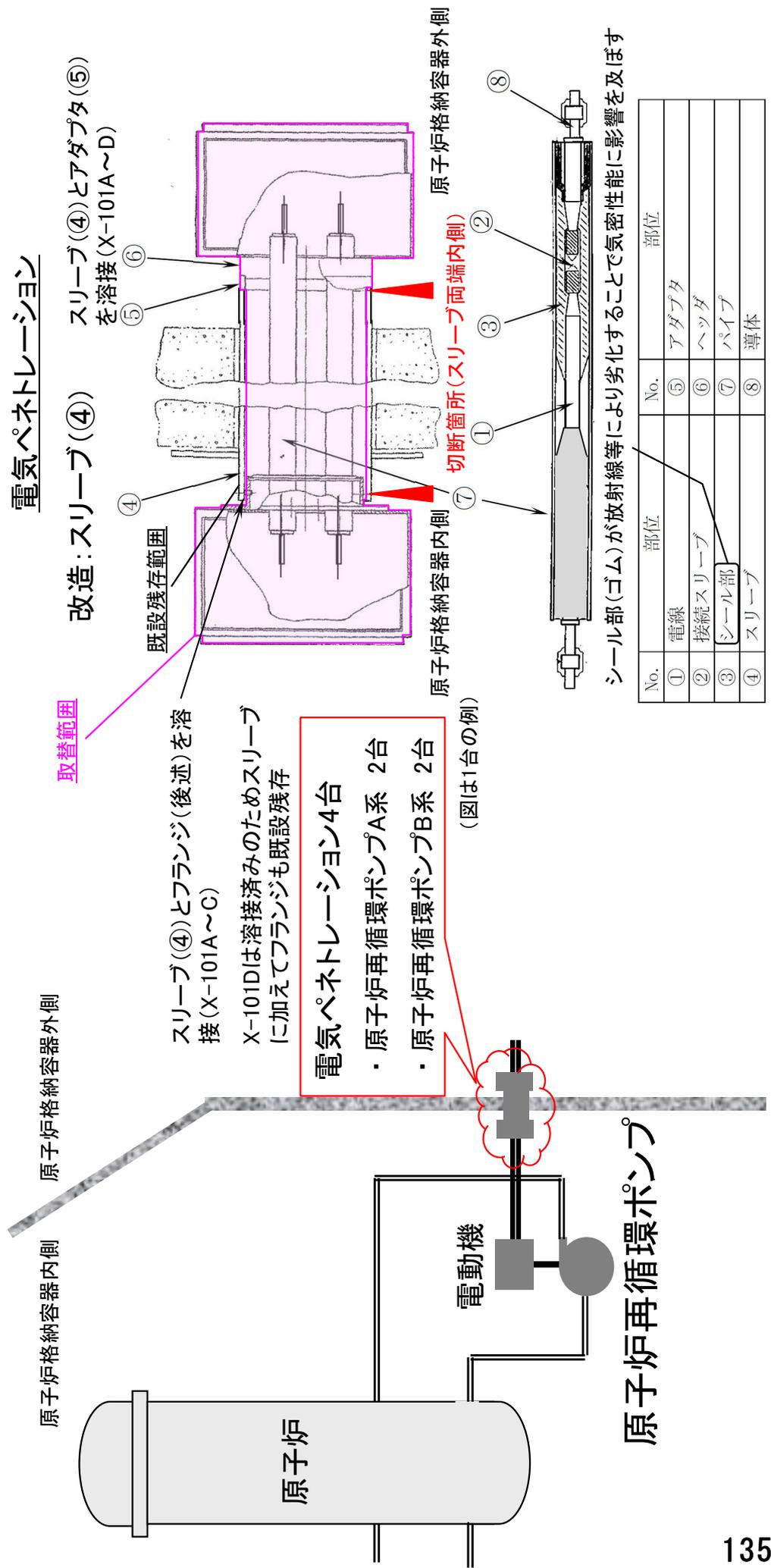
補足-5【原子炉格納容器電気ペネトレーション貫通部改造工事  
の概要について】

(改8)

# 原子炉再循環ポンプ用格納容器電気ペネトレーションの改造について

## 【概要】

- 原子炉格納容器の気密性能を維持するために、電気配線貫通部(電気ペネトレーション)を取り替える(SA工認)。
- スリーブとアダプタ、スリーブとフランジを溶接する際に、スリーブ長さが50mm程度短くなることから、設計進捗により明らかとなったことから、要目表及び構造図を更新する(SA工認から改造)。
- 今回の電気配線貫通部の改造に伴い、「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5条、第11条、第12条、第14条、第15条、第17条、第44条、第50条、第52条、第54条、第55条、第64条、第65条及び第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、電気配線貫通部の施設に関す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。



# 電気パネトレージョンの耐震に関する説明

適用条文  
第5条, 50条

## 応答解析用モデル

- スリーブ長さが短くなる(A部-B部間の長さが短くなる)と、支点(ばね)にかかる応力は小さくなる
- また、今回の取替では全体質量も小さくなる計画であり、SAI工認時よりも耐震上有利となる

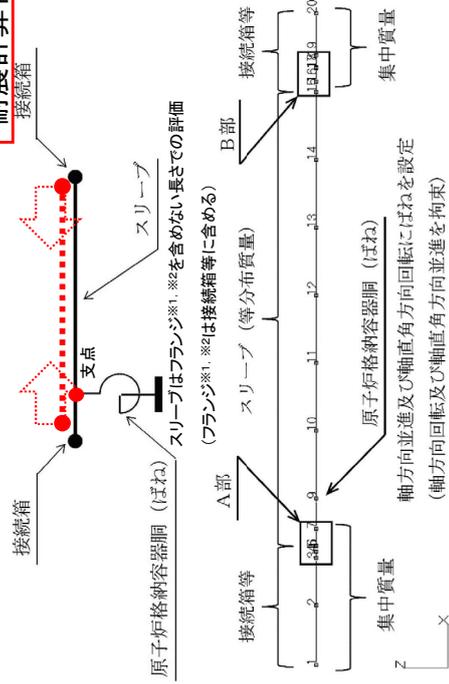


図1 電気配線貫通部の地震応答解析モデル (多質点系はりモデル)

耐震計算書(A)-1

耐震計算書(A)-2

耐震計算書(A)-1

耐震計算書(A)-2

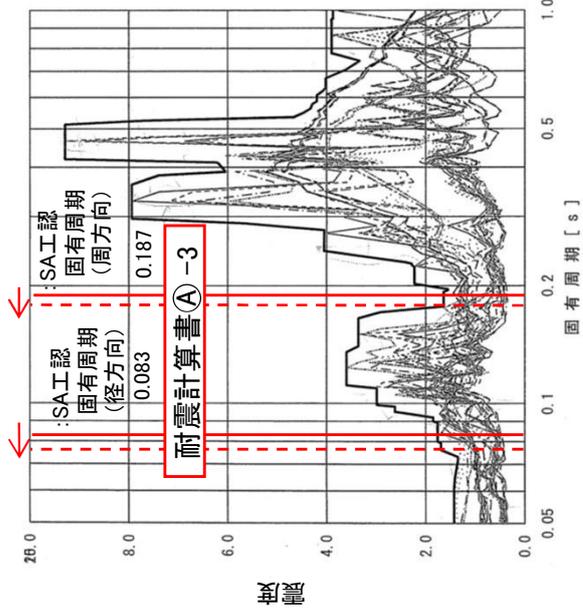
＜耐震計算書＞

- スリーブ長さが短くなると評価点に作用するモーメントは小さくなる
- 質量がSAI工認より小さくなる **耐震計算書(A)-2**
- 上記より固有周期はSAI工認より小さくなるが、固有周期の変動を拡幅の範囲内(下図点線まで)とするため、SAI工認と同等の震度となる

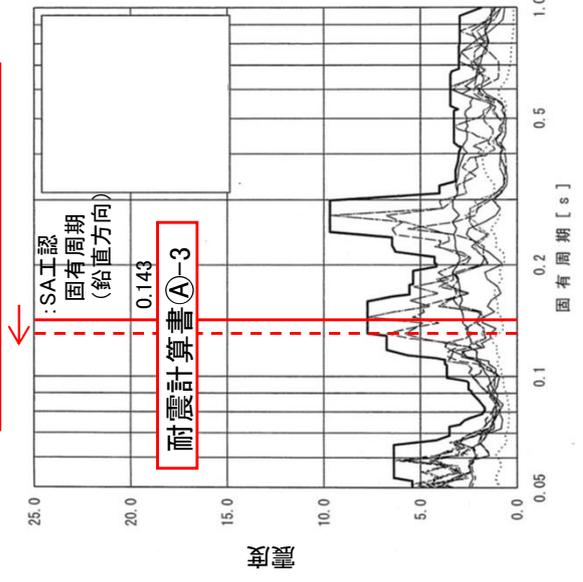
⇒ 評価結果はスリーブ長さ・質量・震度から求められるが、これらは全体的に小さくなる傾向であることから、SAI工認の結果と同程度以下となる。よって技術基準適合性確認のための再計算は不要である。

耐震計算書(A)-4

## 水平方向スペクトル



## 鉛直方向スペクトル



## 応答解析に用いた機器緒元の比較

	①SAI工認	②今回変更後	差(②-①)
スリーブ長さ (mm)	-	2,747※2 (要目表)	-
フランジ※1, ※2を含める	-	2,697	-16 (-0.6%)※3
フランジ※1, ※2を含めない	2,713 (要目表)	2,697	-16 (-0.6%)※3
耐震計算で扱う長さ	2,275	1,990	-285 (-12.5%)
全体質量 (kg)	-	1,990	-285 (-12.5%)

※1 フランジ部位については強度に関する説明参照。

※2 X-10(D)はスリーブとフランジを溶接済みであり、スリーブ端からの検査が困難のため、フランジを含む長さ2,747mmを要目表に記載して今回申請。

※3 SAI工認では、X-10A~Dのうちスリーブ長さが長いX-10(D)を代表として耐震評価しており、今回申請においても代表に変更はない。

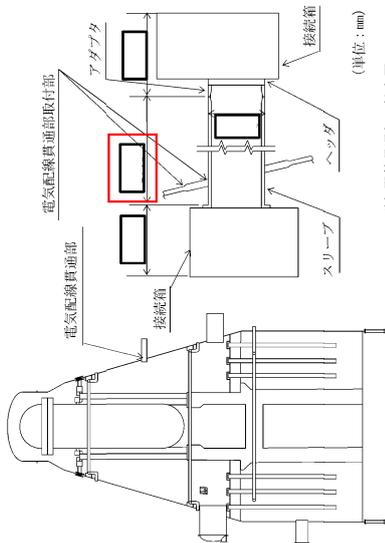
# 電気配線貫通部の耐震性についての計算書(抜粋)(1/3)

表 4-12 機器諸元

項目	記号	単位	入力値
材質	—	—	—
質量	m <sub>0</sub>	kg	—
断面積	A	mm <sup>2</sup>	—
断面二次モーメント	I	mm <sup>4</sup>	—
温度条件 (雰囲気温度)	T	°C	66
縦弾性係数	E	MPa	200000
ポアソン比	ν	—	0.3
要素数	—	個	—
節点数	—	個	—

表 2-1 構造計画

計画の概要	主体構造
基礎・支持構造	電気配線貫通部に円筒形スリーブ、アダプタ及びヘッダが取り付けられた鋼製構造物である。



**A-1**

4.2.4 設計荷重

- 設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度  
 内圧 P<sub>b</sub> 310 kPa  
 外圧 P<sub>Do</sub> 14 kPa  
 温度 T<sub>D</sub> 171 °C
- 冷却材喪失事故後の最大内圧 P<sub>DBA</sub> 255 kPa
- 重大事故等対処設備としての評価圧力及び評価温度  
 内圧 P<sub>SAL</sub> 465 kPa (SA後長期)  
 内圧 P<sub>SALL</sub> 200 kPa (SA後長々期)  
 温度 T<sub>SAL</sub> 171 °C (SA後長期)  
 温度 T<sub>SALL</sub> 150 °C (SA後長々期)
- 死荷重

**A-2**

a. 電気配線貫通部の自重

- 原子炉格納容器の地震荷重  
 原子炉格納容器に加わる地震荷重について、添付書類「V-2-3-2 炉心、原子炉圧力容器及び原子炉内部構造物並びに原子炉格納容器及び原子炉本体の基礎の地震応答計算書」において計算された計算結果を用いる。  
 原子炉格納容器に加わる鉛直荷重及び鉛直方向地震荷重のうち、設計基準対象施設の評価に用いるものを表 4-8 に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-9 に示す。[弾性設計用地震動 S<sub>a</sub>] は静的地震力] 及び「基準地震動 S<sub>s</sub>」による水平方向地震荷重のうち、設計基準対象施設の評価に用いるものを表 4-10 に、重大事故等対処設備の評価に用いるものを表 4-11 に示す。

4.4 固有周期  
応答解析用モデルによる固有値解析の結果を表 4-13、図 4-3 に示す。

表 4-13 固有周期

モード	固有周期 (s)	卓越方向			相関係数		
		X	Y	Z	X	Y	Z
1次	—	水平方向(屈方向)	—	—	—	—	—
2次		鉛直方向	—	—	—	—	—
3次		水平方向(径方向)	—	—	—	—	—
4次		水平方向(屈方向)	—	—	—	—	—

1次モード 水平方向(屈方向)	0.187 s	2次モード 鉛直方向	0.113 s
3次モード 水平方向(径方向)	0.083 s		

図 4-3 振動モード

# 電気配線貫通部の耐震性についての計算書(抜粋)(2/3)

表 4-16 電気配線貫通部に発生する地震荷重

地震動	地震荷重		
	P (N)	M <sub>c</sub> (N・mm)	M <sub>L</sub> (N・mm)
S <sub>d</sub>			
S <sub>s</sub>			

$P(N) = \alpha(\text{震度}) \times \text{質量}$   
 $\alpha$  は同程度、質量は小さくなるため P(N) は小さくなる

$M = \alpha(\text{震度}) \times \text{質量} \times \text{モーメントアーム(スリーブ長さ)のため、}$   
 $\alpha(\text{震度})$  は同程度、質量・モーメントアームは小さくなるため M は小さくなる

A-4

表 5-2 (1) 許容応力状態 IV<sub>A,S</sub> に対する評価結果 (D + P<sub>c</sub> + M<sub>L</sub> + S<sub>d</sub>)

評価対象設備	評価部位	応力分類	IV <sub>A,S</sub>		判定	荷重の組合せ*	備考
			発生値 MPa	許容値 MPa			
電気配線貫通部	P1-A	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	106	344	○	16	
		一次胴+一次曲げ応力強さ	274	393	○	16	
		一次+二次応力強さ	344	344	○	16	
	P1-B	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	276	393	○	16	
		一次胴+一次曲げ応力強さ	95	344	○	16	
		一次+二次応力強さ	180	393	○	16	
	P1-C	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	104	380	○	16	
		一次胴+一次曲げ応力強さ	234	393	○	16	
		一次+二次応力強さ	112	380	○	16	
	P2-A	補強板結合部	236	393	○	16	
		一次胴+一次曲げ応力強さ	98	380	○	16	
		一次+二次応力強さ	170	393	○	16	

注記 \* : 添付書類 [V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書] における表 3-10 設計基準対象施設の荷重の組合せの No. を示す。

A-4

表 5-2 (2) 許容応力状態 IV<sub>A,S</sub> に対する評価結果 (D + P + M + S<sub>s</sub>)

評価対象設備	評価部位	応力分類	IV <sub>A,S</sub>		判定	荷重の組合せ*	備考
			発生値 MPa	許容値 MPa			
電気配線貫通部	P1-A	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	112	344	○	12	
		一次胴+一次曲げ応力強さ	516	393	×*	12	
		一次+二次応力強さ	0.346	1.0	○	12	単位なし
	P1-B	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	117	344	○	12	
		一次胴+一次曲げ応力強さ	524	393	×*	12	
		一次+二次応力強さ	0.378	1.0	○	12	単位なし
	P1-C	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	96	344	○	12	
		一次胴+一次曲げ応力強さ	336	393	○	12	
		一次+二次応力強さ	101	380	○	11, 12	
	P2-A	補強板結合部	440	393	○	11, 12	
		一次胴+一次曲げ応力強さ	0.065	1.0	○	11, 12	単位なし
		一次+二次応力強さ	105	380	○	12	
P2-B	補強板結合部	446	393	×*	12		
	一次胴+一次曲げ応力強さ	0.069	1.0	○	12	単位なし	
	一次+二次応力強さ	94	380	○	11, 12		
P2-C	補強板結合部	320	393	○	11, 12		
	一次胴+一次曲げ応力強さ						
	一次+二次応力強さ						

注記 \*1 : 添付書類 [V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書] における表 3-10 設計基準対象施設の荷重の組合せの No. を示す。  
 \*2 : P1-A, P1-B及びP2-A, P2-Bの一次+二次応力評価結果は評価基準値を満足しないが、設計・建設指針 PWB-3300 に基づいて疲労評価を行い、この結果より耐震性を有することを確認した。

A-4

評価対象設備	評価部位	応力分類	III <sub>A,S</sub>		判定	荷重の組合せ*	備考
			発生値 MPa	許容値 MPa			
電気配線貫通部	P1-A	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	60	344	○	10	
		一次胴+一次曲げ応力強さ	274	393	○	10	
		一次+二次応力強さ	66	344	○	10	
	P1-B	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	276	393	○	10	
		一次胴+一次曲げ応力強さ	57	344	○	9	
		一次+二次応力強さ	180	393	○	9	
	P2-A	補強板結合部	234	344	○	9	
		一次胴+一次曲げ応力強さ	59	344	○	9	
		一次+二次応力強さ	236	393	○	10	
	P2-B	補強板結合部	55	344	○	9	
		一次胴+一次曲げ応力強さ					
		一次+二次応力強さ	170	393	○	9	

注記 \* : 添付書類 [V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書] における表 3-10 設計基準対象施設の荷重の組合せの No. を示す。

A-4

表 4-16 より、スリーブ長さ・質量・震度が全体的に小さくなる傾向であることから、地震荷重も小さくなり、発生応力も SA 工認の結果と同程度以下となる。(以下、表 5-2(1)、表 5-2(2)、表 5-3、表 5-4(1)、表 5-4(2)、表 5-5(2)、表 5-5(3)、表 5-5(4) 同様)

# 電気配線貫通部の耐震性についての計算書(抜粋)(3/3)

表 5-3 許容応力状態V<sub>A</sub>Sに対する疲労評価結果

評価部位	S <sub>n</sub> (MPa)	K <sub>c</sub>	S <sub>p</sub> (MPa)	S <sub>b</sub> (MPa)	S <sub>t</sub> * (MPa)	N <sub>a</sub> (回)	N <sub>c</sub> (回)	疲労累積係数 N <sub>c</sub> /N <sub>a</sub>	備考
P 1-A	516							0.346	
P 1-B	524							0.378	
P 2-A	440							0.065	
P 2-B	446							0.069	

注記 \* : S<sub>t</sub>に (E<sub>0</sub>/E) を乗じた値である。

E<sub>0</sub>=2.07×10<sup>5</sup> MPa E=1.93×10<sup>5</sup> MPa

E<sub>0</sub> : 縦弾性係数

E : 運転温度の縦弾性係数

**A-4**

表 5-5 許容応力状態V<sub>A</sub>Sに対する疲労評価結果

評価部位	S <sub>n</sub> (MPa)	K <sub>c</sub>	S <sub>p</sub> (MPa)	S <sub>b</sub> (MPa)	S <sub>t</sub> * (MPa)	N <sub>a</sub> (回)	N <sub>c</sub> (回)	疲労累積係数 N <sub>c</sub> /N <sub>a</sub>	備考
P 1-A	512							0.327	
P 1-B	520							0.350	
P 2-A	436							0.059	
P 2-B	442							0.063	

注記 \* : S<sub>t</sub>に (E<sub>0</sub>/E) を乗じた値である。

E<sub>0</sub>=2.07×10<sup>5</sup> MPa E=1.95×10<sup>5</sup> MPa

E<sub>0</sub> : 縦弾性係数

E : 運転温度の縦弾性係数

**A-4**

表 5-4 (1) 許容応力状態V<sub>A</sub>Sに対する評価結果 (D+P<sub>SAL</sub>+M<sub>SAL</sub>+S<sub>L</sub>)

評価対象設備	評価部位	応力分類	V <sub>A</sub> S		判定	荷重の 組合せ*	備考
			発生値 MPa	許容値 MPa			
電気配線貫通部	P 1-A	一次膜+二次膜+一次曲げ応力強さ	176	344	○	SA6	
		一次+二次応力強さ	274	393	○	SA6	
	P 1-B	一次膜+二次膜+一次曲げ応力強さ	185	344	○	SA6	
		一次+二次応力強さ	276	393	○	SA6	
	P 1-C	一次膜+二次膜+一次曲げ応力強さ	162	344	○	SA6	
		一次+二次応力強さ	180	393	○	SA6	
	P 2-A	一次膜+二次膜+一次曲げ応力強さ	174	380	○	SA6	
		一次+二次応力強さ	234	393	○	SA6	
	P 2-B	一次膜+二次膜+一次曲げ応力強さ	182	380	○	SA6	
		一次+二次応力強さ	236	393	○	SA6	
	P 2-C	一次膜+二次膜+一次曲げ応力強さ	166	380	○	SA6	
		一次+二次応力強さ	170	393	○	SA6	

注記 \* : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納罐設計条件に関する説明書」における表 3-11 重入事故等時の荷重の組合せの No. を示す。

**A-4**

# 電気ペネトレーションの強度に関する説明

## 基本板厚計算

- 内圧に対する必要厚さは格納容器内圧とスリーブ及びアダプタの外径・材質による許容引張応力を用いて計算されるため、上記の条件に変更は生じないので現在の強度計算書から必要厚さの変更はない **強度計算書⑥-1, 要目表③-1**
- 外圧に対する必要厚さは格納容器外圧とスリーブ及びアダプタの外径、設計・建設規格のB値を用いて計算され、Lを用いて算出されるB値はLが短い方が必要厚さが小さくなる方に寄与するため、外圧に対する必要厚さはSA工認に包絡される

**強度計算書⑥-2, 3**

スリーブ長さLが短くなる

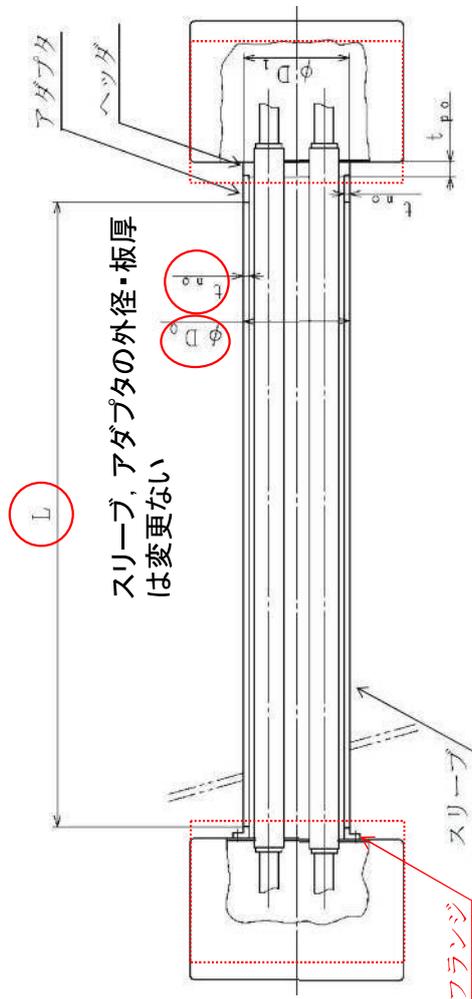


図 4-1 管台の必要厚さの計算に用いる寸法

(X-101A～Dのうち、スリーブ長さが長いX-101Dを代表として評価)

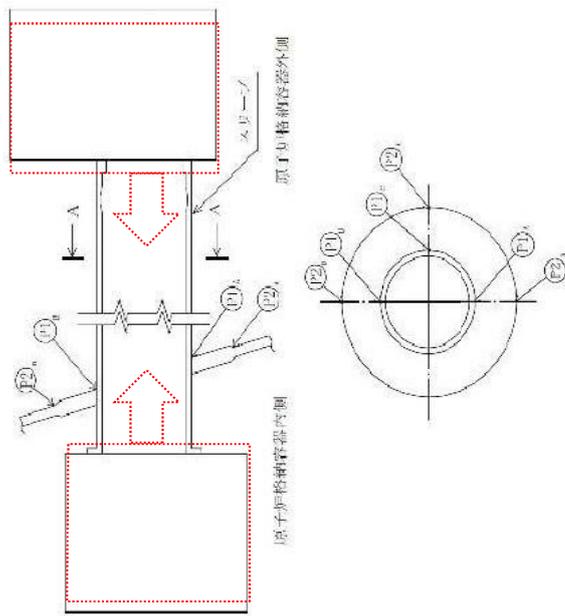
## 応力評価

＜強度計算書＞

- スリーブ長さが短くなると評価点に作用するモーメントは小さくなる **強度計算書⑥-4**
- 質量がSA工認より小さくなる **強度計算書⑥-5**  
⇒ 評価部位に作用するモーメントが小さくなるためSA工認の結果に包絡される。よってよって技術基準適合性確認のための再計算は不要である。

**強度計算書⑥-6**

適用条文  
第17条, 55条



A～A断面図

普通部番号	応力評価点番号	応力評価点
□	P 1	原子炉格納容器胴とスリーブとの取付部 (銅側) (P 1-A～P 1-C)
	P 2	補強板取付部 (銅側) (P 2-A～P 2-C)

# 電気配線貫通部の強度計算書(抜粋)(1/2)

## 4.3 計算方法

### 4.3.1 基本板厚計算

設計基準対象施設として基本板厚計算を実施する原子炉格納容器の電気配線貫通部  において、計算に使用する外径及び厚さ等については同寸法であることから、スリーブ長さが長い  を代表として評価する。なお、重大事故等対処設備としての基本板厚計算は、添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」による。基本板厚計算は、本項で計算結果も合わせて説明する。必要厚さに用いる寸法を図 4-1 及び図 4-2 に、穴の補強計算に用いる寸法を図 4-3 に示す。

#### (1) 管台の必要厚さの計算

設計・建設規格 PVE-3610 管台の厚さの規定

a. 内圧を受ける管台の厚さの規定 (設計・建設規格 PVE-3611)

$t_1$ : 次の計算式により求めた値

$$t_1 = \frac{P \cdot D_o}{2 \cdot S \cdot \eta + 0.8 \cdot P}$$

b. 外圧を受ける管台の厚さの規定 (設計・建設規格 PVE-3612)

$t_2$ : 次の計算式により求めた値

$$t_2 = \frac{3 \cdot P_e \cdot D_o}{4 \cdot B}$$

c. 炭素鋼鋼管を使用する場合の厚さの規定 (設計・建設規格 PVE-3613)

$t_3$ : 表 PVE-3613-1 より求めた値

ここに、

P : 最高使用圧力(内圧) (MPa)

$P_e$  : 最高使用圧力(外圧) (MPa)

S : 許容引張応力 (MPa)

$D_o$  : 管台の外径 (mm)

$\eta$  : 継手効率 (-)

$t_1 \sim t_3$  : 管台の最小必要厚さ (mm)

B : 設計・建設規格 付録材料図表 Part7 図1及び図3により求めた値

管台の計算を次ページ以降に示す。

#### (2) スリーブ

スリーブの必要厚さの計算

貫通部番号	<input type="text"/>		GSTPL相当
材料	<input type="text"/>		
最高使用圧力	内圧	P (MPa)	$310 \times 10^{-3}$
	外圧	$P_e$ (MPa)	$14 \times 10^{-3}$
最高使用温度		(°C)	171
許容引張応力	S (MPa)		114
管台の外径	$D_o$ (mm)		<input type="text"/>
継手の種類			無継手
放射線検査の有無			-
継手効率	$\eta$		1.00
$L/D_o^*$			5.934
B (付録材料図表 Part7 図1, 図3より)			3.4
必要厚さ	$t_1$ (mm)		0.62
必要厚さ	$t_2$ (mm)		1.42
必要厚さ	$t_3$ (mm)		3.8
$t_1, t_2, t_3$ の大きい値	t (mm)		3.8
呼び厚さ	$t_{n0}$ (mm)		<input type="text"/>
最小厚さ	$t_{n0}$ (mm)		
評価: $t_{n0} \geq t$ , よって, 設計・建設規格の要求を満足している。			

注記 \* : Lを保守的に  mmとした。

表 3-1 電気配線貫通部の寸法

貫通部番号	取付位置 (BL.)	d	$t_1$	$t_2$	$t_3$	$L_1$	$L_2$	$L_3$
<input type="text"/>								

(単位: mm)

**B-4**

# 電気配線貫通部の強度計算書(抜粋)(2/2)

## 4.2.4 設計条件

(1) 設計基準対象施設としての最高使用圧力及び最高使用温度

内圧 P<sub>D</sub> 310 kPa

外圧 P<sub>DO</sub> 14 kPa

温度 T<sub>D</sub> 171 °C

(2) 重大事故等対処設備としての評価圧力及び評価温度

内圧 P<sub>SA</sub> 620 kPa

温度 T<sub>SA</sub> 200 °C

(3) 死荷重

a. 電気配線貫通部の自重

**B-5**

表 5-2 使用状態 A に対する評価結果 (D + P<sub>FEA</sub> + T, D + M)

評価対象設備	評価部位	応力分類	A		判定	荷重の組合せ*	備考
			発生値 MPa	許容値 MPa			
電気配線貫通部 <input type="text"/>	P 1-A	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	一次十二次応力強さ	36	393	○	2
	P 1-B	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	一次十二次応力強さ	35	393	○	2
	P 1-C	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	一次十二次応力強さ	20	393	○	2, 3
	P 2-A	補強板結合部	一次十二次応力強さ	32	393	○	2
	P 2-B	補強板結合部	一次十二次応力強さ	29	393	○	2
	P 2-C	補強板結合部	一次十二次応力強さ	20	393	○	3

注記 \* : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」における表 3-10 設計基準対象施設の荷重の組合せの No. を示す。

**B-6**

表 5-1 設計条件に対する評価結果 (D + P)

評価対象設備	評価部位	応力分類	設計条件		判定	荷重の組合せ*	備考
			発生値 MPa	許容値 MPa			
電気配線貫通部 <input type="text"/>	P 1-A	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	102	196	○	I
	P 1-B	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	110	196	○	I
	P 1-C	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	106	196	○	I
	P 2-A	補強板結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	102	196	○	I
	P 2-B	補強板結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	110	196	○	I
	P 2-C	補強板結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	106	196	○	I

注記 \* : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」における表 3-10 設計基準対象施設の荷重の組合せの No. を示す。

**B-6**

スリーブ長さ・質量が小さくなる傾向であることから、地震荷重も小さくなり、モーメントは SA 工認の結果に包絡される。(表 5-2、表 5-3 も同様)

表 5-3 使用状態 E に対する評価結果 (D + P<sub>SA</sub>)

評価対象設備	評価部位	応力分類	E		判定	荷重の組合せ*	備考
			発生値 MPa	許容値 MPa			
電気配線貫通部 <input type="text"/>	P 1-A	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	207	422	○	SA1
	P 1-B	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	215	422	○	SA1
	P 1-C	原子炉格納容器胴とスリーブとの結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	211	422	○	SA1
	P 2-A	補強板結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	207	422	○	SA1
	P 2-B	補強板結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	215	422	○	SA1
	P 2-C	補強板結合部	一次膜+一次曲げ応力強さ	211	422	○	SU1

注記 \* : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」における表 3-11 重大事故等時の荷重の組合せの No. を示す。

**B-6**

b. 電気配線貫通部

変更前										変更後*1																	
種類	個数	最高使用圧力 (kPa)	最高使用温度 (°C)	構成	主要寸法 (mm)			貫通部番号	材料	貫通部番号	種類	個数	最高使用圧力	最高使用温度 (°C)	構成	主要寸法 (mm)			材料	貫通部番号							
					外径	厚さ	長さ									外径	厚さ	長さ									
450A 貫通部*6	4*6	310*6 (kPa)	171*6	スリーブ*6	*2, *6 457.2	*2, *6 2702	*6 X-101A	[Red Circle] なし																			
				アダプタ*6	*2, *6 457.2	[Red Circle] なし															[Red Circle] なし						
				ヘツダ*6	*2, *6 457.2																						
				パイプ (ハウジング)*6	—	[Red Circle] なし															[Red Circle] なし						
スリーブ*6	*2, *6 457.2	*2, *6 2711	*6 X-101B X-101C	[Red Circle] なし	[Red Circle] なし		[Red Circle] なし																				
アダプタ*6	*2, *6 457.2	[Red Circle] なし				[Red Circle] なし														[Red Circle] なし							
ヘツダ*6	*2, *6 457.2																									[Red Circle] なし	[Red Circle] なし
パイプ (ハウジング)*6	—	[Red Circle] なし				[Red Circle] なし														[Red Circle] なし							
スリーブ*6	*2, *6 457.2		*2, *6 2713	*6 X-101D	[Red Circle] なし		[Red Circle] なし							[Red Circle] なし	[Red Circle] なし												
アダプタ*6	*2, *6 457.2	[Red Circle] なし	[Red Circle] なし			[Red Circle] なし														[Red Circle] なし							
ヘツダ*6	*2, *6 457.2																								[Red Circle] なし		
パイプ (ハウジング)*6	—	[Red Circle] なし	[Red Circle] なし			[Red Circle] なし														[Red Circle] なし							

注記 \*1: 貫通部番号 X-101A, X-101B, X-101C, X-101D については取替えを実施する。 GSTPLは炭素鋼鋼管であり不燃材料

\*2: 公称値を示す。

\*3: 既工事計画書に記載がないため記載の適正化を行う。記載内容は、設計図書による。

\*4: 重大事故等時における使用時の値を示す。

\*5: ノランジを含むスリーブ長さを示す。

\*6: 平成30年10月18日付け原規発第1810181号にて認可された既工事計画書の変更前の記載。

\*7: 当該電気配線貫通部は、設計及び工事の計画の認可として申請を行う。

\*8: SUS304TP 相当から SUS304TP への取替えを実施する。平成30年10月18日付け原規発第1810181号にて認可された既工事計画書には記載なし。

\*9: 低温配管用炭素鋼鋼管 (不燃材料)

工事計画認可申請	第8-1-4-2図
東海第二発電所	
名称	原子炉格納施設 原子炉格納容器 (原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部)の構造図 X-101A, B, C, D
	日本原子力発電株式会社
	1208

電気配線貫通部に関する高経年化技術評価書  
(取り替えることを前提に評価していることを示す評価内容)

電気配線貫通部の高経年化技術評価については、「添付書類二 東海第二発電所 劣化状況評価書」(平成29年11月(平成30年10月一部変更))に以下の記載があります。

5. 技術評価結果

別冊「容器の技術評価書(運転を断続的に行うことを前提とした評価)」

2.3 電気ペネトレーション(4) シール部の劣化による機密性の低下[高圧動力用モジュール型電気ペネトレーション]

- ・高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションは、60年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において気密性能は維持できる
- ・重大事故等時においても気密性能は維持できる

7. 劣化状況評価で追加する項目

別冊「劣化状況評価で追加する評価に係る技術評価書」

3. 40年目評価で追加検討を要する事項の評価結果

①経年劣化傾向の評価

5. 電気・計装品の絶縁低下

a) 電気ペネトレーション

30年目の評価で電気ペネトレーション(モジュール型)については、当該品(海外製)による評価となっていなかったため、当該品による健全性評価試験を実施したが、良好な結果が得られなかったことから、60年間の健全性が確認されている現行品(国内製)に取替えることとした。

当該品(海外製)については、健全性が確認された現行品(国内製)へ取替えることで、60年の通常運転期間、設計基準事故時雰囲気及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価する。

③長期保守管理方針の有効性評価

27. 電気ペネトレーション(モジュール型)の絶縁特性低下及び気密性低下  
<30年目の評価結果>

(前略)但し、電気ペネトレーションの評価にあたっては、国産電気ペネトレーションのデータによる評価であることから当該品による60年想定耐環境試験を実施し、長期的な健全性を確認する必要がある。

<有効性評価>

日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」及びIEEE Std.317-1976に基づき、海外製低圧電気ペネトレーションの試験を行い、健全性の確認が出来なかったことから、今停止期間中に60年の健全性が確認されている国内製低圧、高圧電気ペネトレーションへ更新を行う。

海外製電気ペネトレーションについては、通常運転期間相当、設計基準事故時及び重大事故等時条件において健全性が確認された国内製電気ペネトレーションへ取替えることで、60年の運転を想定した期間、健全性は維持できることから、長期保守管理方針は有効であったと判断する。

「7. 劣化状況評価で追加する項目」において、今停止期間中(第25回定期事業者検査期間中)に国内電気ペネトレーションへ更新を行うとしており、これを受けて「5. 技術評価結果」は、更新を前提としたものとして評価をまとめています。

以上

東海第二発電所  
劣化状況評価書

平成 29 年 11 月  
(平成 30 年 2 月一部変更)  
(平成 30 年 9 月一部変更)  
(平成 30 年 10 月一部変更)  
(平成 30 年 10 月一部変更)

日本原子力発電株式会社

## 5. 技術評価結果

本章では、資料 4-2 及び資料 4-4 で抽出した機器・構造物に係る技術評価結果(震災の影響評価含む)、耐震安全性評価結果及び耐津波安全性評価結果の概要を記載している。

なお、各機器の詳細な評価結果については、それぞれ別冊にまとめている。

### 5.1 運転を断続的に行うことを前提とした機器・構造物の技術評価結果

運転を断続的に行うことを前提とした機器・構造物の詳細な技術評価については別冊にまとめているが、大部分の機器・構造物については、現状の保全を継続していくことにより、長期間の運転を考慮しても、プラントを健全に維持することは可能との評価結果が得られた。

なお、高経年化に関する技術評価結果から、現状の保全策に追加すべき項目として抽出された評価結果及び震災影響評価の概要について以下に記す。

#### 5.1.1 容器等<sup>注13)</sup>

原子炉圧力容器ノズル等の疲労割れについては、疲労評価の結果、疲労累積係数は許容値に対して余裕のある結果が得られた。高経年化技術評価に合わせて、実過渡回数に基づく評価を実施することとしているが、運転開始後 60 年時点の推定過渡回数では、冷温停止状態が維持される期間として、以下の①又は②の 2 ケースの評価条件を用い算出している。

① 2011 年 3 月～2019 年 8 月

② 2011 年 3 月～2020 年 8 月

疲労評価結果は実過渡回数に依存するため、継続的に実過渡回数の確認を把握する必要があることから、疲労評価における実過渡回数の確認を継続的に実施し、運転開始後 60 年時点の推定過渡回数を上回らないことを確認する。

注 13)：疲労累積係数による低サイクル疲労の評価を実施したすべての機器

## 7. 劣化状況評価で追加する項目

運転開始以降 40 年目に実施する劣化状況評価においては、高経年化対策実施ガイド等により、30 年目で実施した高経年化技術評価をその後の運転経験、安全基盤研究成果等技術的知見をもって検証するとともに、策定された長期保守管理方針において意図した効果が現実に得られているか等の有効性評価を行い、これらの結果を適切に反映することとしており、以下の 3 項目を追加評価項目としている。

- ① 経年劣化傾向の評価
- ② 保全実績の評価
- ③ 長期保守管理方針の有効性評価

経年劣化傾向については、40 年目の評価は 30 年目の評価から大きく予測が変わるものではないことが確認できた。保全実績については、40 年目の評価から抽出された課題はあったものの、現状保全の継続による健全性維持の観点から課題はないことを確認した。

さらに、30 年目の高経年化技術評価に基づき策定した長期保守管理方針の有効性評価を実施した結果、有効であり、必要に応じて現状保全に反映されていると評価した。

上記 3 項目については、評価結果を「劣化状況評価で追加する評価に係る技術評価書」にまとめる。

東海第二発電所  
容器の技術評価書

(運転を断続的に行うことを前提とした評価)

日本原子力発電株式会社

## 2.3 電気ペネトレーション

[対象電気ペネトレーション]

- ① 核計装用モジュール型電気ペネトレーション
- ② 制御用モジュール型電気ペネトレーション
- ③ 計測用モジュール型電気ペネトレーション
- ④ 制御棒位置指示用モジュール型電気ペネトレーション
- ⑤ 低圧動力用モジュール型電気ペネトレーション
- ⑥ 高圧動力用モジュール型電気ペネトレーション

(4) シール部の劣化による気密性の低下[高圧動力用モジュール型電気ペネトレーション]

a. 事象の説明

高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションのシール部及び電線の絶縁体として使用しているエチレンプロピレンゴムは有機物であるため、熱的、放射線、機械的、電気的、環境的要因により、経年的に劣化が進行し、リークを起こす可能性があり、経年劣化に対する評価が必要である。

ただし、高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションは静止機器であることから機械的劣化、密封状態であることから環境的劣化については影響を受けないと考えられる。

高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションのシール部の劣化による気密性の低下は、熱及び放射線による物性変化により、鋼材、導体等との接着力が低下することによるもので、この結果、プラント運転・停止による温度変化のため膨張と収縮を繰り返すことにより相互間での離が生じ、リークを生じる。

b. 技術評価

① 健全性評価

高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションの長期間の経年劣化を考慮した気密性低下の評価は、IEEE Std. 323-1974 及び IEEE Std. 317-1976 の規格をもとに行う。

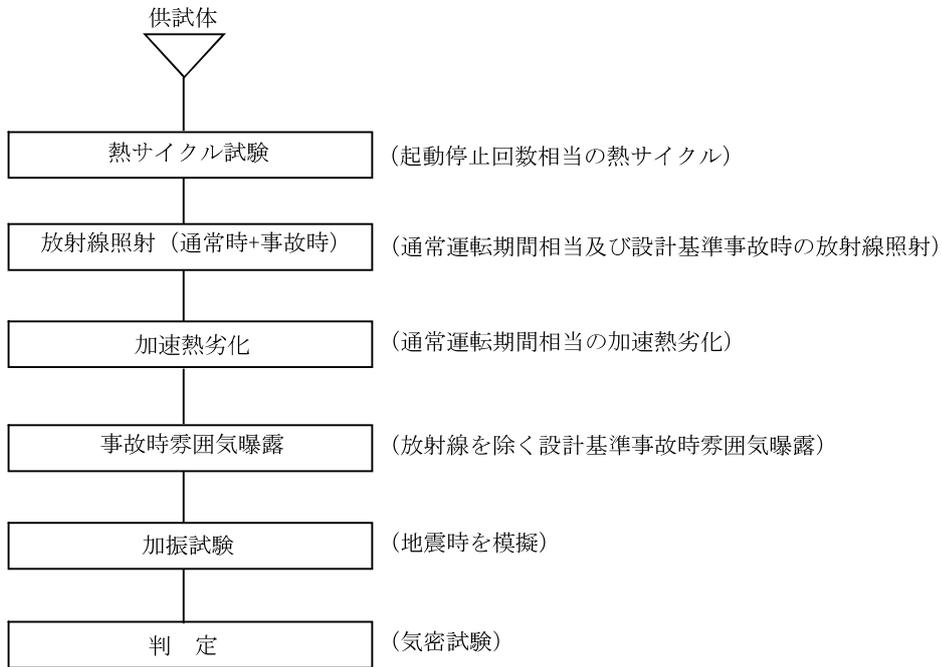


図 2.3-5 高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションの長期健全性試験手順

高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションについては、図 2.3-5 に示す長期健全性試験手順により評価した。

本試験条件は、表 2.3-7 に示すとおり高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションの 60 年間の通常運転期間における使用条件、設計基準事故時条件\*及び重大事故等時条件\*を包絡しており、試験結果は、表 2.3-8 に示すとおり、気密試験の判定基準を満足している。

重大事故等時における健全性評価にあたっては、重大事故等時の温度条件をもとに評価部位における温度を解析により求め評価に用いた。

本試験結果は、表 2.3-8 に示すとおり、気密試験の判定基準を満足しており **高圧動力用モジュール型電気ペネトレーションは、60 年間の通常運転期間、設計基準事故時及び重大事故等時雰囲気において気密性能は維持できる**と評価する。

なお、東海第二で想定される重大事故等時における最高圧力については、事故時雰囲気曝露試験条件に包絡されていないが、同等形のモジュール型電気ペネトレーションを用いた健全性試験において、重大事故等時条件を上回る圧力 (0.77 MPa) にて気密に対する健全性が確認されていることから **重大事故等時においても気密性能は維持できる**と評価する。

また、東海第二で想定される最大応答加速度 9.69 G については、加振試験条件に包絡されていないが、同等形のモジュール型電気ペネトレーションを用いた加振試験において、東海第二の最大応答加速度を上回る加速度 20 G にて健全性が確認されていることから重大事故等時においても気密性能は維持できると評価する。

\*：新規制基準への適合性確認のための工事計画認可申請書「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」に基づく原子炉格納容器内の設計基準事故時及び重大事故等時における各条件

東海第二発電所  
劣化状況評価で追加する評価に係る技術評価書

日本原子力発電株式会社

③長期保守管理方針の有効性評価

30年目で策定した長期保守管理方針について、その後の約10年間に具体的に実施した保全実績に基づき、その有効性を評価する。

具体的には、長期保守管理方針が当初意図した結果が得られた場合においては、有効であると評価し、当初意図した結果が得られなかった等の課題がある場合には、その検討を行い、40年目の長期保守管理方針に反映する。

3. 40年目評価で追加検討を要する事項の評価結果

40年目評価で追加検討を要する事項とした以下の評価結果を次頁以降に示す。

①経年劣化傾向の評価

②保全実績の評価

③長期保守管理方針の有効性評価

## ①経年劣化傾向の評価

## 5. 電気・計装品の絶縁低下

電気・計装品の絶縁特性低下のうち、ケーブルの絶縁特性低下に対する30年目と40年目の評価を比較した結果を表5-1に示す。

ケーブルの40年目の評価では、「原子力発電所電線ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案（電気学会技術報告 第Ⅱ-139号 1982年11月）」をもとに設計基準事故時及び重大事故等時の評価を踏まえた健全性確認を行うとともに「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド（JNES-RE-2013-2049）」に基づく設計基準事故時の評価もあわせて行い、「低圧KGBケーブル」は、60年の通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気において、「高圧難燃CVケーブル」、「低圧CVケーブル」、「低圧難燃CVケーブル」は、60年の通常運転期間、設計基準事故時雰囲気及び重大事故等時雰囲気において絶縁性能を維持できることを確認した。

なお、「低圧難燃PNケーブル」は、28年の通常運転期間（一部線種は15年）及び事故時雰囲気において絶縁性能を維持できることを確認しており、評価期間を迎える前にケーブルを引替えることで60年の通常運転期間、設計基準事故時雰囲気及び重大事故等時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価する。

ケーブル以外の事故時雰囲気内で機能要求がある電気・計装品について、以下に概要を示す。

### a) 電気ペネトレーション

30年目の評価で電気ペネトレーション（モジュール型）については、当該品（海外製）による評価となっていなかったため、当該品による健全性評価試験を実施したが、良好な結果が得られなかったことから、60年間の健全性が確認されている現行品（国内製）に取替えることとした。

当該品（海外製）については、健全性が確認された現行品（国内製）へ取替えることで、60年の通常運転期間、設計基準事故時雰囲気及び重大事故等時雰囲気において絶縁を維持できると評価する。

### b) 電動弁用駆動部

30年目の評価では、原子炉格納容器内及び原子炉格納容器外電動弁用駆動部の実機同等品による長期健全性試験結果から、40年通常運転期間及び設計基準事故時雰囲気において絶縁性能を維持できると評価した。40年目の評価では、原子炉格納容器内及び原子炉格納容器外電動弁用駆動部の実機同等品による60年の運転を想定した長期健全性試験を実施し、原子炉格納容器内及び原子炉格納容器外（原子炉建屋）の電動弁駆動部は、60年の通常運転期間、設計基準事故時雰囲気及び重大事故等時雰囲気において、原子炉格納容器外（主蒸気トンネル室）の電動弁駆動部は、50年の通常運転期間、設計基準事故時雰囲気及び重大事故等時雰囲気において絶縁性能を維持できることを確認した。

### ③長期保守管理方針の有効性評価

## 27. 電気ペネトレーション（モジュール型）の絶縁特性低下及び気密性低下

### <30年目の評価結果>

電気ペネトレーションの長期間の経年変化を考慮した必要性能の評価方法は、IEEE Std.317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」の規格をもとに材料がほぼ同等である国産電気ペネトレーションにて評価を行い、60年間の通常運転における使用条件及び事故時雰囲気において絶縁特性及び気密性能を維持できると評価する。

健全性評価結果より、絶縁特性の低下及び気密性の低下の可能性は低い。

また、絶縁特性の低下は、機器点検時に実施する絶縁抵抗の測定及び機器の動作試験により、気密性の低下は、点検時の原子炉格納容器漏えい率検査により把握可能と考える。

但し、電気ペネトレーションの評価にあたっては、国産電気ペネトレーションのデータによる評価であることから当該品による60年想定耐環境試験を実施し、長期的な健全性を確認する必要がある。

### <長期保守管理方針>

電気ペネトレーション（モジュール型）の絶縁特性低下及び気密性低下については、60年間の運転期間及び事故時雰囲気による劣化を想定した健全性の評価を実施する。評価にあたっては、日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針（仮称）」が制定された時点で長期健全性評価への反映の要否を判断し、要の場合は健全性評価へ反映する。

### <実施状況>

日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」及びIEEE Std.317-1976「IEEE Standard for Electric Penetration Assemblies in Containment Structures for Nuclear Power Generating Stations」に規定された長期健全性試験条件をもとに原子力安全基盤機構による「電気・計装設備の健全性評価技術調査研究（JNES-RE-2012-0016 平成24年11月）」の成果を反映し、東海第二発電所において33年間設置使用された海外製低圧電気ペネトレーションに27年相当の劣化付与を行い60年の運転期間を想定した試験を実施していたところ、シール部に不良が発生し、良好な結果を得ることができなかった。

また、海外製高圧電気ペネトレーションのシール部に使用している材料は、低圧電気ペネトレーションのシール部に使用されている材料と同じであることから、同様にシール材の耐性は低下している可能性が高いと考えられる。

したがって、海外製低圧、高圧電気ペネトレーションについては、60年の健全性は維持できないと判断した。

<有効性評価>

日本電気協会「原子力発電所の安全系電気・計装品の耐環境性能の検証に関する指針」及び IEEE Std. 317-1976 に基づき、海外製低圧電気ペネトレーションの試験を行い、健全性の確認が出来なかったことから、今停止期間中に 60 年の健全性が確認されている国内製低圧、高圧電気ペネトレーションへ更新を行う。

海外製電気ペネトレーションについては、通常運転期間相当、設計基準事故時及び重大事故等時条件において健全性が確認された国内製電気ペネトレーションへ取替えることで、60 年の運転を想定した期間、健全性は維持できることから、長期保守管理方針は有効であったと判断する。

原子炉格納容器電気配線貫通部の改造に係る添付図（構造図）の変更前後比較

改正後	備考						
<div style="border: 1px solid black; height: 700px; width: 100%;"></div> <table border="1" style="float: right; margin-top: 10px;"> <tr> <td>工事計画認可申請</td> <td>第8-1-4-2図</td> </tr> <tr> <td>東海第二発電所</td> <td></td> </tr> <tr> <td>名称</td> <td>原子炉格納施設 原子炉格納容器 （原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部）の構造図 X-101A, B, C, D 日本原子力発電株式会社 1208</td> </tr> </table>	工事計画認可申請	第8-1-4-2図	東海第二発電所		名称	原子炉格納施設 原子炉格納容器 （原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部）の構造図 X-101A, B, C, D 日本原子力発電株式会社 1208	<p>改造に伴う変更 補足-5の内容</p>
工事計画認可申請	第8-1-4-2図						
東海第二発電所							
名称	原子炉格納施設 原子炉格納容器 （原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部）の構造図 X-101A, B, C, D 日本原子力発電株式会社 1208						
改正前							
<div style="border: 1px solid black; height: 700px; width: 100%;"></div> <table border="1" style="float: right; margin-top: 10px;"> <tr> <td>工事計画認可申請</td> <td>第8-1-4-2図</td> </tr> <tr> <td>東海第二発電所</td> <td></td> </tr> <tr> <td>名称</td> <td>原子炉格納施設 原子炉格納容器 （原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部）の構造図 X-101A, B, C, D 日本原子力発電株式会社 8810</td> </tr> </table>	工事計画認可申請	第8-1-4-2図	東海第二発電所		名称	原子炉格納施設 原子炉格納容器 （原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部）の構造図 X-101A, B, C, D 日本原子力発電株式会社 8810	
工事計画認可申請	第8-1-4-2図						
東海第二発電所							
名称	原子炉格納施設 原子炉格納容器 （原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部）の構造図 X-101A, B, C, D 日本原子力発電株式会社 8810						