

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-工-A-04-0014_改0
提出年月日	2021年6月15日

工事計画に係る説明資料

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

(3.6.5 低圧代替注水系)

(本文)

2021年6月

東北電力株式会社

申請範囲

- 3. 原子炉冷却系統施設
 - 3.6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備
 - 3.6.5 低圧代替注水系
 - (1) ポンプ（常設）
 - ・直流駆動低圧注水系ポンプ
 - ・復水移送ポンプ
 - (1) ポンプ（可搬型）
 - ・大容量送水ポンプ（タイプ I）
 - (2) 容器（常設）
 - ・復水貯蔵タンク
 - (5) 安全弁及び逃がし弁（常設）
 - (7) 主配管（常設）
 - (7) 主配管（可搬型）

3.6.5 低圧代替注水系
 (1) ポンプ (常設)

			変更前	変 更 後	
名 称				直流駆動低圧注水系ポンプ	
ポ ン プ	種 類	—		うず巻形	
	容 量	m ³ /h/個		<input type="text"/> 以上*1(82*2)	
	揚 程	m		<input type="text"/> 以上*1(75*2)	
	最 高 使 用 圧 力	MPa		(吸込側) 1.37*1 (吐出側) 1.70*1	
	最 高 使 用 温 度	℃		66*1	
	主 要 寸 法	吸 込 内 径	mm		102.3*2
		吐 出 内 径	mm		78.1*2
		ケーシング厚さ	mm		<input type="text"/> (15.0*2)
		た て	mm		560*2
		横	mm		957.3*2
		高 さ	mm		930*2
	材 料	ケーシング	—		<input type="text"/>
		ケーシングカバー	—		<input type="text"/>
	個 数	—		1	
取 付 箇 所	系 統 名 (ライン名)	—		直流駆動低圧注水系ポンプ 低圧代替注水系	
	設 置 床	—		原子炉建屋 O.P. -8.10m	
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—		R-B3F-13	
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—		床上 0.07m 以上	
原 動 機	種 類	—		直流電動機	
	出 力	kW/個		37	
	個 数	—		1	
	取 付 箇 所	—		ポンプと同じ	

注記*1 : 重大事故等時における使用時の値。

*2 : 公称値を示す。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

	変更前	変更後
名 称	—	復水移送ポンプ*
3. 原子炉冷却系統施設 3.7 原子炉冷却材補給設備 3.7.2 補給水系 (1) ポンプ に記載する。		

注記*：本設備は、既存の原子炉冷却材補給設備（補給水系）であり、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）として本工事計画で兼用とする。

(1) ポンプ (可搬型)

	変更前	変更後
名 称	—	大容量送水ポンプ (タイプ I) *
2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 2.4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 2.4.2 燃料プール代替注水系 (2) ポンプ (可搬型) に記載する。		

注記* : 本設備は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 (燃料プール代替注水系) であり、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) として本工事計画で兼用とする。

(2) 容器 (常設)

	変更前	変更後
名 称	—	復水貯蔵タンク*
3. 原子炉冷却系統施設 3.7 原子炉冷却材補給設備 3.7.2 補給水系 (2) 容器 に記載する。		

注記*：本設備は，既存の原子炉冷却材補給設備（補給水系）であり，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）として本工事計画で兼用とする。

(5) 安全弁及び逃がし弁（常設）

		変 更 前	変 更 後
名 称			E71-F010
種 類	—		非平衡型
吹 出 圧 力	MPa		1.70
吹 出 量	kg/h/個		12640*
主 要 寸 法	呼 び 径	—	25A
	の ど 部 の 径	mm	<input type="text"/> *
	弁 座 口 の 径	mm	12.5*
	リ フ ト	mm	<input type="text"/>
材 料	弁 箱	—	SCPH2
駆 動 方 法		—	—
個 数		—	1
取 付 箇 所	系 統 名 (ラ イ ン 名)	—	E71-F010 低圧代替注水系
	設 置 床	—	原子炉建屋 O. P. -8.10m
	溢 水 防 護 上 の 区 画 番 号	—	—
	溢 水 防 護 上 の 配 慮 が 必 要 な 高 さ	—	—

注記* : 公称値を示す。

名 称	変更前	変更後
	—	E22-F023*
3. 原子炉冷却系統施設 3.6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 3.6.1 高圧炉心スプレイ系 (5) 安全弁及び逃がし弁（常設） に記載する。		

注記*：本設備は、既存の非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備（高圧炉心スプレイ系）であり、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）として本工事計画で兼用とする。

(7) 主配管 (常設)

変更前						変更後								
名 称	最高使用 圧 力 (MPa)	最高使用 温 度 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧 力*3 (MPa)	最高使用 温 度*3 (°C)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料			
低圧代替注水系						補給水系	*4	3. 原子炉冷却系統施設 3.7 原子炉冷却材補給設備 3.7.2 補給水系 (5) 主配管 に記載する。						
						E22-F014 ～ 補給水よりの第一アンカ	*5	3. 原子炉冷却系統施設 3.6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 3.6.1 高圧炉心スプレイ系 (7) 主配管 (常設) に記載する。						
						補給水よりの第一アンカ ～ 復水貯蔵タンク出口配管分岐点	*5	3. 原子炉冷却系統施設 3.6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 3.6.1 高圧炉心スプレイ系 (7) 主配管 (常設) に記載する。						
						高圧炉心スプレイ系	*5	3. 原子炉冷却系統施設 3.6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 3.6.1 高圧炉心スプレイ系 (7) 主配管 (常設) に記載する。						
						*6 低圧代替注水系吸込配管分岐点 ～ P13-F072	1.37	66	*7	*7	*7	406.4	□ (9.5)	SUS304
									*7, *8	*7, *8	*7, *8	406.4	□ (9.5)	SUS304
									/	/	/	406.4	(9.5)	SUS304TP
									—	—	—	/	/	
									/	/	/	216.3	(8.2)	SUS304TP
									216.3	(8.2)	SUS304TP			
*7, *8	*7, *8	*7, *8	216.3	(8.2)	SUS304TP									
216.3	(8.2)	STS410												
補給水系	*6	P13-F072 ～ 補給水系配管合流点												
1.37	66	216.3	(8.2)	STS410										
*8	*8	*8	216.3	(8.2)	STS410									

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

変 更 前						変 更 後						
名 称	最高使用 压 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	名 称	最高使用 压 力*3 (MPa)	最高使用 温 度*3 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	
低圧代替注水系	—	—				低圧代替注水系 補給水系	*9 低圧代替注水系注入配 管B系分岐点 ～ 低圧代替注水系注入配 管合流点2	1.37	66	*7	*7	*7
										216.3	(8.2)	STPT370
										216.3	(8.2)	STS410
										/	/	STS410
										—	—	
										/	/	STS410
										165.2	(7.1)	
										165.2	(7.1)	STS410
										/	/	STS410
										165.2	(7.1)	
							165.2	(7.1)	STS410			
							/	/	STS410			
							165.2	(7.1)				
							165.2	(7.1)	STS410			
							/	/	STS410			
							165.2	(7.1)				
							165.2	(7.1)	STS410			
							/	/	STS410			
							165.2	(7.1)				
							165.2	(7.1)	STS410			
/	/	STS410										
165.2	(7.1)											
165.2	(7.1)	STS410										
/	/	STS410										
114.3	(6.0)											
165.2	(7.1)	STS410										
/	/	STS410										
165.2	(7.1)											
/	/	STS410										
114.3	(6.0)											

変更前						変更後						
名 称	最高使用 圧 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧力*3 (MPa)	最高使用 温 度*3 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	
低圧代替注水系						低圧代替注水系	補給水系	1.37	66	114.3	(6.0)	STS410
	*10 低圧代替注水系注入配 管A系分岐点 ～ E11-F041	*8	*8	*8	114.3					(6.0)	STS410	
		/	/	/	114.3					(6.0)	STS410	
	*10 E11-F041 ～ 低圧代替注水系A系注 入配管合流点	1.37	66	*7	*7		*7	114.3	(6.0)	STS410		
				*7,*8	*7,*8		*7,*8	114.3	(6.0)	STS42		
		3.73	186	*7	*7		*7	114.3	(6.0)	STS410		
				*7,*8	*7,*8		*7,*8	114.3	(6.0)	STS42		
	*11 低圧代替注水系A系注 入配管合流点 ～ 原子炉格納容器配管貫 通部 (X-31A)	3. 原子炉冷却系統施設 3.5 残留熱除去設備 3.5.1 残留熱除去系 (8) 主配管 (常設) に記載する。										
	*12 原子炉格納容器配管貫通部 (X-31A)	7. 原子炉格納施設 7.1 原子炉格納容器 (4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部 に記載する。										
	*11 原子炉格納容器配管貫 通部 (X-31A) ～ 原子炉圧力容器	3. 原子炉冷却系統施設 3.5 残留熱除去設備 3.5.1 残留熱除去系 (8) 主配管 (常設) に記載する。										
	*13 低圧代替注水系注入配 管B系分岐点 ～ E11-F026B	1.37	66	*7	*7		*7	114.3	(6.0)	STPT370		
				*7,*8	*7,*8		*7,*8	114.3	(6.0)	STPT370		
				*7	*7		*7	114.3	(6.0)	STPT370		
				/	/		/	114.3	(6.0)	STPT370		

変 更 前						変 更 後						
名 称	最高使用 圧 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧 力*3 (MPa)	最高使用 温 度*3 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	
低圧代替注水系		—				残留熱除去系	E11-F026B ～ 低圧代替注水系B系注 入配管合流点	1.37	66	114.3 ^{*7}	(6.0) ^{*7}	STS42 STS410 ^{*7}
										114.3 ^{*7,*8}	(6.0) ^{*7,*8}	STS410 ^{*7,*8}
							3.73	186	114.3 ^{*7}	(6.0) ^{*7}	STS42 STS410 ^{*7}	
									114.3 ^{*7,*8}	(6.0) ^{*7,*8}	STS42 STS410 ^{*7,*8}	
						低圧代替注水系B系注 入配管合流点 ～ 原子炉格納容器配管貫 通部 (X-31B)	3. 原子炉冷却系統施設 3.5 残留熱除去設備 3.5.1 残留熱除去系 (8) 主配管 (常設) に記載する。					
						原子炉格納容器配管貫通部 (X-31B)	7. 原子炉格納施設 7.1 原子炉格納容器 (4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部 に記載する。					
						残留熱除去系	原子炉格納容器配管貫 通部 (X-31B) ～ 原子炉圧力容器	3. 原子炉冷却系統施設 3.5 残留熱除去設備 3.5.1 残留熱除去系 (8) 主配管 (常設) に記載する。				
						補給水系	原子炉・格納容器下部 注水接続口 (北) ～ 低圧代替注水系注入配 管A系分岐点	1.37	66	165.2	(7.1)	STS410
										165.2 ^{*8}	(7.1) ^{*8}	STS410 ^{*8}
							原子炉・格納容器下部 注水接続口 (東) ～ 低圧代替注水系注入配 管合流点1	1.37	66	165.2	(7.1)	STS410
										165.2 ^{*8}	(7.1) ^{*8}	STS410 ^{*8}

変 更 前						変 更 後															
名 称	最高使用 圧 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	名 称	最高使用 圧力*3 (MPa)	最高使用 温 度*3 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料										
低圧代替注水系	—					高圧炉心スプレイ系						*5 復水貯蔵タンク出口配管分岐点 ～ 直流駆動低圧注水系ポンプ吸込配管分岐点	3. 原子炉冷却系統施設 3.6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 3.6.1 高圧炉心スプレイ系 (7) 主配管 (常設) に記載する。								
														低圧代替注水系							
						165.2	(7.1)	STS410													
						低圧代替注水系													165.2	(7.1)	STS410
																			165.2	(7.1)	STS410
						低圧代替注水系													/	/	STS410
																			—	—	STS410
						低圧代替注水系													165.2	(7.1)	STS410
																			114.3	(6.0)	STS410
						低圧代替注水系													165.2	(7.1)	STS410
																			89.1	(5.5)	STS410
						低圧代替注水系													165.2	(7.1)	STS410
																			165.2	(7.1)	STS410
						低圧代替注水系													165.2	(7.1)	STS410
165.2	(7.1)	STS410																			
低圧代替注水系													/	/	STS410						
													165.2	(7.1)	STS410						
低圧代替注水系													/	/	STS410						
													—	—	STS410						
低圧代替注水系													165.2	(14.3)	STS410						
													165.2	(14.3)	STS410						

変更前						変更後							
名	称	最高使用 圧 (MPa)	最高使用 温 度 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料	名	称	最高使用 圧力*3 (MPa)	最高使用 温 度*3 (℃)	外 径*1 (mm)	厚 さ*2 (mm)	材 料
低圧代替注水系							高圧炉心スプレイ系	*5 直流駆動低圧注水系ポンプ吐出配管合流点～原子炉格納容器配管貫通部 (X-35)					3. 原子炉冷却系統施設 3.6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 3.6.1 高圧炉心スプレイ系 (7) 主配管 (常設) に記載する。
							低圧代替注水系	*12 原子炉格納容器配管貫通部 (X-35)					7. 原子炉格納施設 7.1 原子炉格納容器 (4) 原子炉格納容器配管貫通部及び電気配線貫通部 に記載する。
							高圧炉心スプレイ系	*5 原子炉格納容器配管貫通部 (X-35)～原子炉圧力容器					3. 原子炉冷却系統施設 3.6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 3.6.1 高圧炉心スプレイ系 (7) 主配管 (常設) に記載する。

注記*1 : 外径は公称値を示す。

*2 : ()内は公称値を示す。

*3 : 重大事故等時の使用時の値。

*4 : 本設備は、既存の原子炉冷却材補給設備 (補給水系) であり、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) として本工事計画で兼用とする。

*5 : 本設備は、既存の非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備 (高圧炉心スプレイ系) であり、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) として本工事計画で兼用とする。

*6 : 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 (原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系) と兼用。

*7 : 本設備は既存の設備である。

*8 : エルボを示す。

*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 (原子炉格納容器下部注水系, 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 代替循環冷却系, 低圧代替注水系) と兼用。

*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 (原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 低圧代替注水系) と兼用。

*11 : 本設備は、既存の残留熱除去設備 (残留熱除去系) であり、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) として本工事計画で兼用とする。

*12 : 本設備は、既存の原子炉格納施設のうち原子炉格納容器 (配管貫通部) であり、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) として本工事計画で兼用とする。

*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 (原子炉格納容器代替スプレイ冷却系, 代替循環冷却系, 低圧代替注水系) と兼用。

*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 (原子炉格納容器下部注水系, 低圧代替注水系) と兼用。

(7) 主配管（可搬型）

変更前								変更後								
名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温 (℃)	外径*1 (mm)	厚さ*2 (mm)	材料	個数	取付箇所	名称	最高使用圧 (MPa)	最高使用温 (℃)	外径*1 (mm)	厚さ*2 (mm)	材料	個数	取付箇所	
低圧代替注水系	—							取水用ホース (250A : 5m, 10m, 20m)	2. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 2.4 使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備 2.4.2 燃料プール代替注水系 (8) 主配管（スプレイヘッドを含む。）（可搬型） に記載する。							
								送水用ホース (300A : 2m, 5m, 10m, 20m, 50m)								
								注水用ヘッド								
								送水用ホース (150A : 1m, 2m, 5m, 10m, 20m)								

注記*1 : 外径は公称値を示す。

*2 : ()内は公称値を示す。

*3 : 本設備は、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち使用済燃料貯蔵槽冷却浄化設備（燃料プール代替注水系）であり、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）として本工事計画で兼用とする。