

施設定期検査に係る定期事業者検査の実績報告について

原発本第154号

令和元年12月18日

原子力規制庁長官

萩野徹殿

福岡市中央区渡辺通二丁目1番82号

九州電力株式会社

代表取締役

社長執行役員

池辺和弘

「実用発電用原子炉施設に係る施設定期検査に関する運用要領」に基づき、玄海原子力発電所第4号機第12回施設定期検査に係る定期事業者検査実績について別紙のとおり報告します。

別 紙

玄海原子力発電所

第 4 号機

第 1 2 回施設定期検査に係る定期事業者検査の実績報告書

## 目 次

1. 検査実施期間	1
2. 施設定期検査に係る定期事業者検査実績	3
3. 施設定期検査期間中に実施した使用前検査対象工事等	57
4. 施設定期検査成績書における所見及び処置	57
5. 放射線業務従事者の実績線量	58

1. 検査実施期間

検査実施期間	計 画	令和元年 8月16日～令和元年11月20日 ( 並列日 令和元年10月24日 解列から並列までの日数 70日間 解列から総合負荷性能検査日までの日数 97日間 )
	実 績	令和元年 8月16日～令和元年11月20日 ( 並列日 令和元年10月24日 解列から並列までの日数 70日間 解列から総合負荷性能検査日までの日数 97日間 )
計画との相違	な し	

# 主要工程実績表

月	2019年8月																															2019年9月																															2019年10月																															2019年11月																															備考
	日	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26																																																			
曜日	-5	-4	-3	-2	-1	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26																																					
計画																																																																																																																													

## 2. 施設定期検査に係る定期事業者検査実績

検 査 名	検査実績	備 考
クラス1 機器供用期間中検査	○	・別紙-1のとおり
燃料集合体外観検査	○	
燃料集合体炉内配置検査	○	
原子炉停止余裕検査	○	
クラス2 機器供用期間中検査	○	・別紙-2のとおり
蒸気発生器伝熱管体積検査	○	
蒸気発生器伝熱管変形検査	該当検査なし(設備の相違)	
加圧器安全弁機能検査	○	
加圧器安全弁漏えい検査	○	
加圧器安全弁分解検査	○	
加圧器逃がし弁機能検査	○	
加圧器逃がし弁漏えい検査	○	
加圧器逃がし弁分解検査	○	
加圧器逃がし弁元弁機能検査	○	
原子炉補機冷却系機能検査	○	
非常用炉心冷却系機能検査	○	
非常用炉心冷却系ポンプ分解検査	○	
非常用炉心冷却系主要弁分解検査	○	
補助給水系機能検査	○	
補助給水系ポンプ分解検査	○	
主蒸気安全弁機能検査	○	
主蒸気安全弁漏えい検査	○	
主蒸気逃がし弁機能検査	○	
主蒸気逃がし弁漏えい検査	○	
主蒸気隔離弁機能検査	○	
制御棒駆動系機能検査	○	
ほう酸ポンプ分解検査	今回計画なし	・点検計画のとおり
制御用空気圧縮系機能検査	○	
安全保護系機能検査	○	
安全保護系設定値確認検査	○	
プラント状態監視設備機能検査	○	
燃料取扱装置機能検査	○	
原子炉格納容器循環系フィルター性能検査	該当検査なし(設備の相違)	
アニュラス循環排気系機能検査	○	
アニュラス循環排気系フィルター性能検査	○	
中央制御室非常用循環系機能検査	○	
中央制御室非常用循環系フィルター性能検査	○	
気体廃棄物処理系機能検査	3号機で実施	
原子炉格納容器全体漏えい率検査	今回計画なし	・点検計画のとおり
原子炉格納容器局部漏えい率検査	○	
原子炉格納容器隔離弁機能検査	○	
原子炉格納容器隔離弁分解検査	○	
原子炉格納容器真空逃がし弁機能検査	該当検査なし(設備の相違)	
原子炉格納容器安全系機能検査	○	
原子炉格納容器安全系ポンプ分解検査	○	

検 査 名	検査実績	備 考
原子炉格納容器安全系主要弁分解検査	今回計画なし	・点検計画のとおり
原子炉格納容器水素再結合装置機能検査	○	
アイスコンデンサ機能検査	該当検査なし(設備の相違)	
非常用予備発電装置機能検査	○	
非常用ディーゼル発電機分解検査	○	
総合負荷性能検査	○	
ほう酸ポンプ機能検査	○	
クラス2管(原子炉格納容器内)特別検査	○	・別紙-3のとおり
蒸気タービン開放検査	○	
蒸気タービン性能検査	○	
加圧水型軽水炉の一次冷却材圧力バウンダリにおけるNi基合金使用部位に係る検査	○	・クラス1機器供用期間中検査で実施
重大事故等クラス1機器供用期間中検査	該当検査なし(設備の相違)	
重大事故等クラス2機器供用期間中検査	○	・別紙-4のとおり
使用済燃料貯蔵槽冷却浄化系機能検査	○	
その他原子炉注水系ポンプ分解検査	○	
その他原子炉注水系主要弁分解検査	○	
その他原子炉注水系機能検査	○	
最終ヒートシンク熱輸送設備作動検査	○	
重大事故時安全停止回路機能検査	○	
プロセスモニタ機能検査	該当検査なし(設備の相違)	
エリアモニタ機能検査	○	
緊急時制御室非常用循環系機能検査	該当検査なし(設備の相違)	
緊急時対策所非常用循環系機能検査	該当検査なし(設備の相違)	
緊急時制御室非常用循環系フィルター性能検査	該当検査なし(設備の相違)	
緊急時対策所非常用循環系フィルター性能検査	該当検査なし(設備の相違)	
中央制御室の居住性確認検査	3号機で実施	
緊急時制御室の居住性確認検査	該当検査なし(設備の相違)	
緊急時対策所の居住性確認検査	3号機で実施	
圧力逃がし系作動検査	該当検査なし(設備の相違)	
圧力逃がし系フィルター性能検査	該当検査なし(設備の相違)	
可燃性ガス濃度制御系主要弁分解検査	○	
その他非常用発電装置の分解検査	今回計画なし	・点検計画のとおり
その他非常用発電装置の機能検査	○	
直流電源系機能検査	○	
直流電源系作動検査	○	

クラス1機器供用期間中検査GN4-1 (保全重要度：高)  
 1. 原子炉容器(U/2)

項目番号	カテゴリ	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)										SAM7s	備考	
		検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第9回	第10回	第11回	第12回			第13回
B2.111	B-B	上部胴と下部胴との周溶接継手	体積	5%	1ヶ所	水中UT (内面)	5%							5%
		下部胴とドレッジシロウダとの周溶接継手	体積	5%	1ヶ所	水中UT (内面)	5%							5%
B3.105	B-C	ドレッジシロウダと下部胴との周溶接継手	体積	5%	1ヶ所	水中UT (内面)	5%							5%
B3.106	B-C	上部胴と上部胴フランジとの溶接継手	体積	100%	1ヶ所	水中UT (内面)	100% (可能範囲)							100%
		上部銅板と上部蓋フランジとの溶接継手	体積	100%	1ヶ所	UT	100%	15%	15%		15%			10%
B3.10	B-D	冷却材入口管台と胴との溶接継手	体積	100%	4箇所	水中UT (内面)	100% (4箇所)							100%
		冷却材出口管台と胴との溶接継手	体積	100%	4箇所	水中UT (内面)	100% (4箇所)							100%
B3.20	B-D	冷却材入口管台内面の丸みの部分	体積	100%	4箇所	水中UT (内面)	100% (4箇所)							100%
		冷却材出口管台内面の丸みの部分	体積	100%	4箇所	水中UT (内面)	100% (4箇所)							100%
B5.10	B-F	冷却材入口管台とセーフティとの溶接継手	体積及び表面	100%	4箇所	水中UT (内面) PT	100% (4箇所)							4箇所
		冷却材出口管台とセーフティとの溶接継手	体積及び表面	100%	4箇所	水中UT (内面) PT	100% (4箇所)	A	C		B		A	D
B6.10	B-G-1	ナット	VT-1	100%	54個	VT-1	100% (54個)	7個	10個	7個	7個	6個	10個	7個
B6.30	B-G-1	スタッドボルト	体積	100%	54本	UT	100% (54本)	7本	10本	7本		13本	10本	7本
B6.40	B-G-1	フランジネジ穴のネジ部	体積	100%	54箇所	UT	100% (可能範囲)	7箇所	10箇所	7箇所	7箇所	6箇所	10箇所	7箇所
B6.50	B-G-1	上蓋用ワッシャー	VT-1	100%	54個	VT-1	100% (54個)	7個	10個	7個	7個	6個	10個	7個
B7.10	B-G-2	T/Cハウジングのマーマンカップリング	VT-1	25%	4箇所	VT-1	25% (1箇所)						1箇所	

※平成26年8月以降は「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈(平成26年5月6日 原規技発第1408063号)」を適用



クラス1機器供用期間中検査GN4-1 (保全重要度：高)  
1. 原子炉容器(2/2)

項目番号	カテゴリー	発電用原子炉設備規格 維持規格 JSME S.NA1-2008 玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)										備考			
		検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第9回	第10回	第11回	第12回		第13回	第14回	第15回
B14.10	B-0	制御棒駆動装置、ウツリノ溶接継手及びVT/Cウツリノ溶接継手	体積又は表面	最外周の25%	最外周24箇所	PT	最外周の25% (6箇所)	1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	SA2	
B15.10	B-P	圧力保持範囲	VT-2	漏えい検査時100%	1式	VT-2	漏えい検査時100% (可能範囲)	100%	100%	100%	100%	100%	100%	-	
F1.41	F-A	支持構造物	VT-3	25%	8箇所	VT-3	25% (2箇所) (可能範囲)							SA2	
G1.10	G-P-1	原子炉容器の内部	VT-3	約3年毎に100%	1基	VT-3 (水中テレビ)	約3年毎に100% (可能範囲)	100%	100%	100%	100%	100%	100%	SA2	
G1.40	G-P-1	炉心領域外の炉心支持金物	VT-3	100%	6箇所	VT-3 (水中テレビ)	100% (可能範囲)							SA2	下部炉心構造物取外し時に実施。
G1.50	G-P-2	上部炉心支持構造物	VT-3	100%	1基	VT-3 (水中テレビ)	100% (可能範囲)							SA2	
		下部炉心支持構造物	VT-3	100%	1基	VT-3 (水中テレビ)	100% (可能範囲)							SA2	下部炉心構造物取外し時に実施。

加圧水型軽水炉の一次冷却材圧力バウンダリにおけるNi基合金使用部位に係る検査計画

項目番号	カテゴリー	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	検査頻度	玄海原子力発電所4号機検査計画					備考	
									第9回	第10回	第11回	第12回	第13回		第14回
		冷却材入口管台とセーフエンドとの溶接継手	体積及び表面	100%	4箇所	水中UT (内面)	100%	10年間					4箇所		・#11 R/V INLAY工事実施により、#12以降は維持規格通りの検査頻度に変更。
			ベアメタル検査			P-T		10年間	A	C			D	SA2	
			ベアメタル検査			ベアメタル検査		10年間	B	D			-		・#11 R/V INLAY工事実施により、#12以降は対象外となる。
		冷却材出口管台とセーフエンドとの溶接継手	体積及び表面	100%	4箇所	水中UT (内面)	100%	10年間					4箇所		・#11 R/V INLAY工事実施により、#12以降は維持規格通りの検査頻度に変更。
			ベアメタル検査			P-T		10年間	D		C		A	SA2	
			ベアメタル検査			ベアメタル検査		10年間			B		-		・#11 R/V INLAY工事実施により、#12以降は対象外となる。
		原子炉容器上蓋の表面	ベアメタル検査	定検毎に100% (可能範囲)	1箇所	ベアメタル検査		10年間						SA2	母材及び溶接金属が特殊熱処理ニッケルクロム鉄合金690であるため、対象外
		原子炉容器底部の表面	ベアメタル検査	5年毎に100% (可能範囲)	1箇所	ベアメタル検査		10年間						SA2	母材及び溶接金属が特殊熱処理ニッケルクロム鉄合金690であるため、対象外

クラス1 機器供用期間中検査 GN4-1 (保全重要度：高)  
2. 加圧器(1/2)

項目番号	カテゴリ	発電原子力設備規格 維持規格 JSME S.N.A.1-2008				玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)										備考
		検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第9回	第10回	第11回	第12回	第13回	第14回	第15回	SA/F/A	
B2.11	B-B	上部胴と上部鏡との周溶接継手	体積	5%	1ヶ-A	UT	5%								SA2	
		下部胴と下部鏡との周溶接継手	体積	5%	1ヶ-A	UT	5%					5%			SA2	
B2.12	B-B	上部胴の長手溶接継手	体積	10%	2ヶ-A	UT	10%	A:10%			B:10%				SA2	
		中間胴の長手溶接継手	体積	10%	2ヶ-A	UT	10%								SA2	
		下部胴の長手溶接継手	体積	10%	2ヶ-A	UT	10%								SA2	
B2.13	B-B	上部胴と中間胴との周溶接継手	体積	5%	1ヶ-A	UT	5%	5%							SA2	
		中間胴と下部胴との周溶接継手	体積	5%	1ヶ-A	UT	5%					5%			SA2	
B3.30	B-D	サージ用管台と容器との溶接継手	体積	管台数の25%	1箇所	UT	管台数の25% (2箇所)	1箇所							SA2	
		スプレイライオン管台と容器との溶接継手	体積	管台数の25%	6箇所	UT	管台数の25% (2箇所)								SA2	
		安全弁用管台と容器との溶接継手	体積	管台数の25%	3箇所	UT	管台数の25% (2箇所)								SA2	
		逃がし弁用管台と容器との溶接継手	体積	管台数の25%	1箇所	UT	管台数の25% (2箇所)								SA2	
B3.40	B-D	サージ用管台内面の丸みの部分	体積	管台数の25%	1箇所	UT	管台数の25% (2箇所)	1箇所							SA2	
		スプレイライオン管台内面の丸みの部分	体積	管台数の25%	1箇所	UT	管台数の25% (2箇所)								SA2	
		安全弁用管台内面の丸みの部分	体積	管台数の25%	3箇所	UT	管台数の25% (2箇所)			1箇所					SA2	
		逃がし弁用管台内面の丸みの部分	体積	管台数の25%	1箇所	UT	管台数の25% (2箇所)								SA2	

クラス1 機器供用期間中検査 GN4-1 (保全重要度：高)  
2. 加圧器(2/2)

項目 番号	カテゴリー	発電原子力設備規格 維持規格 JSME SNA1-2008				玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)										備考			
		検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第9回	第10回	第11回	第12回	第13回	第14回	第15回	SA77A				
B5.40	B-F	サージ用管台とセーフティとの溶接継手	体積及び表面	溶接継手(管台)数の25%	6箇所	UT・PT	管台数の25% (2箇所)	1箇所								SA2	・UT及びPTについてはN基金 使用部位に係る検査対象 (亀裂の検出(※)対応)		
		スプレイスライソ管用管台とセーフティとの溶接継手																	
		安全弁用管台とセーフティとの溶接継手																	
		逃がし弁用管台とセーフティとの溶接継手																	
B7.20	B-G-2	マンホール取付ボルト	VT-1	25%	16本	VT-1	25% (4本)		1本					2本	SA2	・漏えい検査時実施			
B8.20	B-H	スカーブ取付溶接継手	体積	7.5%	1ヶ-A	UT	7.5%							7.5%	SA2				
B15.20	B-P	圧力保持範囲	VT-2	漏えい検査時100%	1式	VT-2	漏えい検査時 100% (可能範囲)	100%	100%	100%	100%	100%	100%	100%	-				
F1.41	F-A	支持構造物 (スカート、基礎等を含む。)	VT-3	25%	24箇所	VT-3	25% (6箇所)							6箇所	SA2				

クラス1機器使用期間中検査GN4-1 (保全重要度：高)  
3. 蒸気発生器(1/1)

発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S N A I - 2 0 0 8		玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)										備考			
項目番号	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第9回	第10回	第11回	第12回	第13回	第14回	第15回	SM775	備考
B2.40	管板と水室鏡との周溶接継手	体積	代表1基の25%	1ヶ所/基×4基	UT	代表1基の25%	A: 5%			A: 5%	A: 5%	A: 5%	A: 5%	SA2	
B3.60	冷却材出入口管台内面丸みの部分	体積	代表1基の25%	2箇所/基×4基	UT	代表1基の25%				A: 1箇所			A: 1箇所	SA2	
B5.70	冷却材出入口管台とセーフエントとの溶接継手	体積及び表面	代表1基の25%	2箇所/基×4基	UT・PT	代表1基の25%				A: 1箇所			A: 1箇所	SA2	・UT及びPTについてはHN合金使用部位に係る検査対象(亀裂の検出(※)対応) ・超音波探傷試験の代替試験必要箇所
B7.30	マンホール取付ボルト	VT-1	代表1基の25%	16本×2箇所/基×4基	VT-1	代表1基の25%	A: 1箇所			A: 1箇所			A: 1箇所	SA2	・漏えい検査時実施
B8.30	一体溶接された容器支持部	表面	代表1基の7.5%	4箇所×4基	PT	代表1基の7.5%							A: 1箇所	SA2	
B15.30	圧力保持範囲	VT-2	漏えい検査時100%	1式	VT-2	漏えい検査時100%	100%	100%	100%	100%	100%	100%	100%	—	
B16.20	伝熱管(シコネ690)	体積	検査範囲中100%	4基	ECT	2回の定期検査中に100%								SA2	・別要領書により実施。
F1.41	支持構造物 (支持脚、スワロー、基礎)	VT-3	代表1基の25%	4箇所/基×4基	VT-3	代表1基の25%							C: 1箇所	SA2	

1 9 1  
加圧水型軽水炉の一次冷却材圧力バウンダリにおけるNi合金使用部位に係る検査計画

		玄海原子力発電所4号機検査計画										備考				
項目番号	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	検査頻度	第9回	第10回	第11回	第12回	第13回	第14回	第15回	SM775	備考
—	冷却材出入口管台とセーフエントとの溶接継手	体積及び表面	代表1基の溶接継手の25%(1箇所)	2箇所/基×4基	UT (垂直及び縦波斜角)	代表1基の溶接継手の25%(1箇所)	10年間				A: 1箇所					・S/G出入口管台については、 超音波探傷試験の代替試験必要箇所
—	冷却材出入口管台とセーフエントとの溶接継手	体積及び表面	代表1基の溶接継手の25%(1箇所)	2箇所/基×4基	PT	代表1基の溶接継手の25%(1箇所)	10年間				A: 1箇所				SA2	ECTによりき裂が確認されなかった後にUSPを施工した部位として、「抽出限界のき裂を想定した上で応力腐食割れ防止の有効性が実証された対策を施した部位」に該当すると認められた。 (10回定検より)

構造上接近又は検査が困難であるとして試験が行われていない箇所の代替試験計画

		玄海原子力発電所4号機検査計画										備考				
項目番号	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	検査頻度	第9回	第10回	第11回	第12回	第13回	第14回	第15回	SM775	備考
—	冷却材出入口管台とセーフエントとの溶接継手	体積	UT実施箇所100%	2箇所/基×4基	ECT	UT実施箇所100%	UT実施時				A: 1箇所				SA2	・超音波探傷試験の代替措置計画に基づく検査対象箇所(亀裂の検出(※)対応)

クラス1機器供用期間中検査GN4-1 (保全重要度：高)  
4. 配置(1/5)

項目番号	カテゴリー	亥海原子力設備規格 維持規格 JSME S-NA1-2008										備考				
		検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第9回	第10回	第11回	第12回		第13回	第14回	第15回	SA/7s
B7.50	B-G-2	封水注入ライン	VT-1	25%	4箇所	VT-1	25% (1箇所)				1箇所				SA2	
		一次冷却材管	体積	25%	48箇所	UT	25% (12箇所)	2箇所	2箇所		1箇所	1箇所	2箇所	2箇所	SA2	
		加圧器サージライン	体積	25%	6箇所	UT	25% (2箇所)	1箇所	1箇所		1箇所	1箇所			SA2	
		加圧器安全弁ライン	体積	25%	24箇所	UT	25% (6箇所)	1箇所	1箇所		1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	SA2	
		加圧器速がしライン	体積	25%	5箇所	UT	25% (2箇所)	1箇所	1箇所		1箇所				SA2	
		加圧器スプレイレイン	体積	25%	55箇所	UT	25% (14箇所)	2箇所	2箇所		2箇所	2箇所	2箇所	2箇所	—	
		加圧器補助スプレイレイン	体積	25%	1箇所	UT	25% (1箇所)				1箇所				—	
		余熱除去ポンプ入口ライン(1)	体積	25%	49箇所	UT	25% (13箇所)	1箇所	1箇所		1箇所	1箇所	1箇所	2箇所	SA2	
		余熱除去ポンプ入口ライン(2)	体積	25%	14箇所	UT	25% (4箇所)	—	—		14箇所				SA2	
		蓄圧注入ライン	体積	25%	66箇所	UT	25% (17箇所)	2箇所	3箇所		2箇所	2箇所	3箇所	2箇所	SA2	
B9.21	B-J	高温側低圧注入ライン	体積	25%	33箇所	UT	25% (9箇所)	1箇所	1箇所		1箇所	1箇所	1箇所	2箇所	SA2	
		低温側低圧注入ライン	体積	25%	18箇所	UT	25% (5箇所)	1箇所	1箇所		1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	SA2	
		加圧器速がしライン	表面	25%	12箇所	PT	25% (3箇所)		1箇所		1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	SA2	
		加圧器補助スプレイレイン	表面	25%	30箇所	PT	25% (8箇所)	1箇所	1箇所		1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	—	
		クロスバードレグドレフック、抽出クラン、余剰抽出クラン	表面	25%	34箇所	PT	25% (9箇所)	1箇所	1箇所		1箇所	1箇所	2箇所	1箇所	SA2	
		充てんライン	表面	25%	12箇所	PT	25% (3箇所)	1箇所	1箇所		1箇所		1箇所		SA2	
		封水注入クラン	表面	25%	5箇所	PT	25% (2箇所)		1箇所					1箇所	SA2	
		余熱除去ポンプ入口ライン(2)	表面	25%	3箇所	PT	25% (1箇所)	—	—		3箇所				SA2	
																SA2
																SA2

クラス1機器供用期間中検査GN4-1 (保全重要度：高)  
4. 配置(2/5)

項目番号	カテゴリー	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S-NA1-2008		玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)										備考		
		検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第9回	第10回	第11回	第12回	第13回	第14回		第15回	SA/7s
B9.21	B-J	高温側高圧補助注入ライン	表面	25%	23箇所	PT	25% (6箇所)	1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	SA2	
		低温側高圧補助注入ライン	表面	25%	9箇所	PT	25% (3箇所)	1箇所							SA2	
B9.31	B-J	一次冷却材管	体積	25%	9箇所	UT	25% (3箇所)	1箇所				1箇所			SA2	
		一次冷却材管	表面	25%	32箇所	PT	25% (8箇所)	2箇所				1箇所	2箇所	1箇所	SA2	
B9.32	B-J	余熱除去ポンプ入口ライン(2)	表面	25%	2箇所	PT	100% <sup>*</sup> (2箇所)	---			2箇所				SA2	・RCPB範囲拡大に伴う追加 (※管台については全数実施する)
		蓄圧注入ライン	表面	25%	4箇所	PT	25% (1箇所)						1箇所		SA2	
B9.40	B-J	高温側低圧注入ライン	表面	25%	2箇所	PT	25% (1箇所)		1箇所						SA2	
		一次冷却材管	表面	25%	24箇所	PT	25% (6箇所)	1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	SA2	
B9.50	B-P	加圧器補助スプレイライン	表面	25%	7箇所	PT	25% (2箇所)	1箇所							---	
		カクホバレットレラック、抽出アタ、 余剰抽出アタ	表面	25%	6箇所	PT	25% (2箇所)	1箇所						1箇所	SA2	
B15.50	B-P	封水注入アタ	表面	25%	50箇所	PT	25% (13箇所)	2箇所	2箇所	2箇所		2箇所	1箇所	2箇所	SA2	
		高温側高圧補助注入ライン	表面	25%	28箇所	PT	25% (7箇所)	1箇所	1箇所	1箇所		1箇所	1箇所	1箇所	SA2	
B15.50	B-P	低温側高圧補助注入ライン	表面	25%	4箇所	PT	25% (1箇所)							1箇所	SA2	
		圧力保持範囲	VT-2	漏えい検査時 100%	1式	VT-2	漏えい検査時 100% (可能範囲)	100%	100%	100%	100%	100%	100%	100%	---	

クラス1機器供用期間中検査 GN 4-1 (保全重要度：高)  
 4. 配置(3/5)

項目番号	充電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NAI-2008	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	検査回数	検査方法	検査範囲	玄海原子力発電所 4号機検査計画(10年間)						SA75	備考		
								第9回	第10回	第11回	第12回	第13回	第14回			第15回	
FL.10 F-A	7箇所	加圧器サージライン	VT-3	25%	RH	VT-3	25% (2箇所)	1箇所				1箇所				SA2	
					MS												
					RH			1箇所									
					MS												
					SH												
FL.10 F-A	10箇所	加圧器逃がしライン	VT-3	25%	RH	VT-3	25% (3箇所)									SA2	
					MS												
					SH			1箇所									
					RH												
					MS												
FL.10 F-A	69箇所	加圧器スプレイレイン	VT-3	25%	RH	VT-3	25% (18箇所)	3箇所	1箇所	2箇所		1箇所				---	
					MS			1箇所	1箇所								
					SH												
					CH			1箇所									
					RH												
FL.10 F-A	44箇所	加圧器補助スプレイレイン	VT-3	25%	RH	VT-3	25% (11箇所)	2箇所		2箇所		1箇所				---	
					MS												
					SH												
					AN			0箇所									
					RH												
FL.10 F-A	27箇所	クロスオーバーゲート、レトライン、抽出ライン、余剰抽出ライン	VT-3	25%	RH	VT-3	25% (7箇所)	1箇所	1箇所			1箇所				SA2	
					MS												
					SH												
					AN			0箇所									
					RH												

クラス1機器供用期間中検査 GN 4-1 (保全重要度：高)  
4. 配置(4/5)

項目番号	充電用原子力設備規格 検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)										SA77s	備考
							第9回	第10回	第11回	第12回	第13回	第14回	第15回					
FL10 F-A	充てんライン	VT-3	25%	RH	VT-3	25% (1箇所)	1箇所										SA2 ・第11回配管工事に伴う変更	
				MS												1箇所		
				AN														
				設備数			4箇所											
	封水注入ライン	VT-3	25%	RH	VT-3	25% (5箇所)	1箇所	1箇所										SA2
				MS											1箇所			
				AN														
				設備数			18箇所											
	余熱除去ポンプ入口ライン(1)	VT-3	25%	RH	VT-3	25% (5箇所)	1箇所											SA2 ・RCPB範囲拡大に伴う名称の変更 ・第11回配管工事に伴う変更
				MS											1箇所			
				SH														
				設備数			18箇所											
余熱除去ポンプ入口ライン(2)	VT-3	25%	RH	VT-3	25% (3箇所)	8箇所											SA2 ・RCPB範囲拡大に伴う追加 ・12回以降は維持規格を適用	
			HS															
			MS												2箇所			
			設備数			10箇所												
蓄圧注入ライン	VT-3	25%	RH	VT-3	25% (7箇所)	1箇所	2箇所										SA2	
			MS												1箇所			
			HS												1箇所			
			設備数			28箇所												
高温側低圧注入ライン	VT-3	25%	RH	VT-3	25% (5箇所)	1箇所											SA2 ・第11回配管工事に伴う変更	
			MS															
			SH													1箇所		
			AN															
設備数	18箇所																	



クラス1機器供用期間中検査GN4-1 (保全重要度：高)  
 4. 配置(5/5)

項目番号	カテゴリー	充電用原子力設備規格 維持規格 JSME S N A 1 - 2 0 0 8		検査の対象箇所		検査方法	検査範囲	検査方法	検査範囲	第9回	第10回	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)				SA7ス	備考		
		検査方法	検査範囲	設備数	検査方法							検査範囲	第11回	第12回	第13回			第14回	第15回
F1.10	F-A	低温側低圧注入ライン	14箇所	25%	VT-3	25%	VT-3	7箇所	25% (4箇所)		1箇所								
			7箇所																
		30箇所																	
		高温側高圧補助注入ライン	30箇所	25%	VT-3	25%	VT-3	30箇所	25% (8箇所)	1箇所	1箇所	1箇所	2箇所	1箇所	1箇所				
			0箇所																
		6箇所																	
		低温側高圧補助注入ライン	6箇所	25%	VT-3	25%	VT-3	6箇所	25% (2箇所)		1箇所								
			0箇所																
		0箇所																	

クラス1機器供用期間中検査GN4-1 (保全重要度：高)  
5.1次給排材ポンプ(U/L)

項目番号	カテゴリ	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S N A I - 2 0 0 8				玄海原子力発電所 4号機検査計画 (10年間)										備考	
		検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第9回	第10回	第11回	第12回	第13回	第14回	第15回	SA775		
B6.180	B-G-1	ケーシングボルト	体積	代表1台の25%	24本×4台	UT	代表1台の25% (6本)									SA2	
B6.190	B-G-1	フランジ表面	VT-1	代表1台の25%	24箇所×4台	VT-1	代表1台の25% (6箇所)									SA2	・開放時に実施 ・ボルト穴廻り
B6.200	B-G-1	ケーシングボルト用ナット及びワッシャ	VT-1	代表1台の25%	24個×4台	VT-1	代表1台の25% (6個)									SA2	
B12.20	B-L-2	ケーシングの内表面	VT-3	代表1台の100%	4台	VT-3	代表1台の100%									SA2	・開放時に実施
B15.60	B-P	圧力保持範囲	VT-2	漏えい検査時100%	1式	VT-2	漏えい検査時100% (可能範囲)	100%	100%	100%	100%	100%	100%	100%	100%	-	
F1.41	F-A	支持構造物 (支持脚ベアリングプレート、基礎ボルト含む。)	VT-3	代表1台の25%	3箇所×4台	VT-3	代表1台の25% (1箇所)	A:1箇所								SA2	

クラス1機器供用期間中検査GN4-1 (保全重要度：高)  
6. 表(1/3)

充電用原子力設備規格 維持規格 JSME S N A 1 - 2 0 0 8										玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)					備考			
項目番号	カテゴリ	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第9回	第10回	第11回	第12回	第13回	第14回	第15回	SA7/7s	備考		
B6. 210	B-6-1	圧力保持用ボルト締付け部(ボルト)	体積	代表1台の25%	2台	UT	代表1台の100%							1台(430)	SA2	・RCP経路拡大に伴う名称の変更		
		余熱除去ポンプ入口ライン(1) (4PCV-420, 430)	体積	代表1台の25%	2台	UT	代表1台の100%				2台(002A, B)				1台(002A)	SA2	・RCP経路拡大に伴う追加 ・12回以降は維持規格を適用	
B6. 220	B-6-1	圧力保持用ボルト締付け部(フランジ表面)	VT-1	代表1台の25%	2台	VT-1	代表1台の100%							1台(430)	SA2	・RCP経路拡大に伴う名称の変更		
		余熱除去ポンプ入口ライン(1) (4PCV-420, 430)	VT-1	代表1台の25%	2台	VT-1	代表1台の100%				2台(002A, B)				1台(002A)	SA2	・RCP経路拡大に伴う追加 ・12回以降は維持規格を適用	
B6. 230	B-6-1	圧力保持用ボルト締付け部(ナット, フランジ)	VT-1	代表1台の25%	2台	VT-1	代表1台の100%							1台(430)	SA2	・RCP経路拡大に伴う名称の変更		
		余熱除去ポンプ入口ライン(1) (4PCV-420, 430)	VT-1	代表1台の25%	2台	VT-1	代表1台の100%				2台(002A, B)				1台(002A)	SA2	・RCP経路拡大に伴う追加 ・12回以降は維持規格を適用	
B7. 70	B-6-2	圧力保持用ボルト締付け部(ボルト, ナット)	VT-1	代表1台の25%	3台	VT-1	代表1台の100%		1台(057)							SA2	・漏えい検査時に実施	
		加圧器安全弁ライン (4V-RC-055, 056, 057)	VT-1	代表1台の25%	2台	VT-1	代表1台の100%							1台(054A)		SA2	・漏えい検査時に実施	
		加圧器逃がしライン (4V-RC-054A, 054B)	VT-1	代表1台の25%	2台	VT-1	代表1台の100%									SA2	・漏えい検査時に実施	
		加圧器逃がしライン (4PCV-452A, 452B)	VT-1	代表1台の25%	2台	VT-1	代表1台の100%		1台(452A)							SA2	・分解点検査時に実施	
		加圧器スプレイレイン (4PCV-451A, 451B)	VT-1	代表1台の25%	2台	VT-1	代表1台の100%					1台(451B)				—	・漏えい検査時に実施	
		加圧器補助スプレイレイン (4V-CS-227)	VT-1	代表1台の25%	1台	VT-1	代表1台の100%								1台	—	・使用時に実施	
		クオリティレグドレフライン, 抽出7分, 余剰抽出7分 (4V-RC-019A~D)	VT-1	代表1台の25%	4台	VT-1	代表1台の100%				1台(019A)						SA2	・分解点検査時に実施
		クオリティレグドレフライン, 抽出7分, 余剰抽出7分 (4LCV-451, 452)	VT-1	代表1台の25%	2台	VT-1	代表1台の100%				1台(451)						SA2	・漏えい検査時に実施
		クオリティレグドレフライン, 抽出7分, 余剰抽出7分 (4V-RC-017)	VT-1	代表1台の25%	1台	VT-1	代表1台の100%								1台		SA2	・漏えい検査時に実施
		充てんライン (4V-CS-233, 235)	VT-1	代表1台の25%	2台	VT-1	代表1台の100%									1台(235)	SA2	・漏えい検査時に実施

クラス1機器供用期間中検査GN4-1 (保全重要度：高)  
6. 弁(2/3)

項目番号	充電用原子力設備規格 維持規格 JSME S N A 1 - 2 0 0 8				玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)										備考	
	カテゴリ	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第9回	第10回	第11回	第12回	第13回	第14回	第15回		SA777
B7.70	B-G-2	蓄圧注入ライン (4V-SI-134A~D, 136A~D)	VT-1	代表1台の25%	8台	VT-1	代表1台の100%					1台 (136C)			SA2	・漏えい検査時に実施(第1逆止弁を選択)
		高温側低圧注入ライン (4V-RH-051A, B, 4V-SI-082B, C)	VT-1	代表1台の25%	4台	VT-1	代表1台の100%				1台 (082B)				SA2	・漏えい検査時に実施(第1逆止弁を選択)
		低温側低圧注入ライン (4V-RH-050A~D)	VT-1	代表1台の25%	4台	VT-1	代表1台の100%	1台 (050A)							SA2	・使用時に実施
B12.50	B-M-2	弁本体の内表面														
		加圧器安全弁ライン (4V-RC-055, 056, 057)	VT-3	代表1台	3台	VT-3	代表1台	1台 (057)							SA2	・分解点検時に実施
		余熱除去ポンプ入口ライン(1) (4PCV-420, 430)	VT-3	代表1台	2台	VT-3	代表1台							1台 (430)	SA2	・分解点検時に実施 ・RCP駆動拡大に伴う名称の変更
		余熱除去ポンプ入口ライン(2) (4V-RH-002A, B)	VT-3	代表1台	2台	VT-3	代表1台				2台 (002A, B)			1台 (002A)	SA2	・分解点検時に実施 ・RCP駆動拡大に伴う追加 ・12回以上は維持規格を適用
		蓄圧注入ライン (4V-SI-134A~D, 136A~D)	VT-3	代表1台	8台	VT-3	代表1台							1台 (134C)	SA2	・分解点検時に実施
B15.70	B-P	高温側低圧注入ライン (4V-RH-051A, B, 4V-SI-082B, C)	VT-3	代表1台	4台	VT-3	代表1台						1台 (051B)		SA2	・分解点検時に実施
		低温側低圧注入ライン (4V-RH-050A~D)	VT-3	代表1台	4台	VT-3	代表1台						1台 (050A)		SA2	・分解点検時に実施
B15.70	B-P	圧力保持範囲	VT-2	漏えい検査時100%	1式	VT-2	漏えい検査時100%(可能範囲)	100%	100%	100%	100%	100%	100%	100%	—	

クラス1機器供用期間中検査GN4-1 (保全重要度：高)  
6. 弁(3/3)

項目番号	カテゴリー	発電用原子力設備規格 維持規程 JSME S N A 1 - 2 0 0 8		玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)										備考				
		検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第9回	第10回	第11回	第12回	第13回	第14回		第15回	SA775		
F1.41	F-A	加圧器安全弁ライン (4V-RC-055,056,057)	VT-3	代表1台の25% 3箇所	3箇所 AN	VT-3	代表1台の25% (1箇所)						1箇所 (055)		SA2			
		加圧器逃がしライン (4V-RC-054A,B)	VT-3	代表1台の25% 4箇所	4箇所 MS	VT-3	代表1台の25% (1箇所)	1箇所 (054A)							SA2			
		加圧器逃がしライン (4PCV-452A,B)	VT-3	代表1台の25% 4箇所	4箇所 MS	VT-3	代表1台の25% (1箇所)				1箇所 (452A)				SA2			
		加圧器スプレイレイン (4PCV-451A,B)	VT-3	代表1台の25% 4箇所	4箇所 MS	VT-3	代表1台の25% (1箇所)		1箇所 (451A)						-			
		加圧器補助スプレイレイン (4V-CS-227)	VT-3	代表1台の25% 1箇所	1箇所 RH	VT-3	代表1台の25% (1箇所)						1箇所 (451)			SA2		
		コアバンプレイトワライ、抽出ワライ、 余熱抽出ワライ	VT-3	代表1台の25% 4箇所	4箇所 RH	VT-3	代表1台の25% (1箇所)											
		(4LCV-451,452)	VT-3	代表1台の25% 4箇所	4箇所 MS	VT-3	代表1台の25% (1箇所)											
		余熱除去ポンプ入口ワライ(1) (4PCV-420,430)	VT-3	代表1台の25% 4箇所	4箇所 MS	VT-3	代表1台の25% (1箇所)									SA2	・第11回配管工事に伴う変更	
		余熱除去ポンプ入口ワライ(2) (4V-RH-002A,B)	VT-3	代表1台の25% 4箇所	4箇所 HS	VT-3	代表1台の25% (1箇所)	1箇所 ×2台	VT-3	2箇所 ×2台	VT-3	代表1台の25% (1箇所)	-	-	2箇所 (002A,B)	1箇所 (430)	SA2	・RC700補正大に伴う追加 ・12回以降は維持規格を適用
															2箇所 (002A,B)	1箇所 (002A)		

クラス2機器供用期間中検査 GN4-5 (保全重要度：高)  
 1. 余熱除去冷却器 (1/1)

余熱除去冷却器 (管側)

項目番号	カテゴリー	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)										備考			
		検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第12回	第13回	第14回	第15回		第16回	第17回	第18回
C1.20	C-A	管側腕と管側胴との間溶接継手	体積	代表1基の溶接継手長さの7.5%	1ツム/基×2基	UT	代表1基の溶接継手長さの7.5%		B:7.5%					SA2	
C1.30	C-A	管側胴と管側管板との間溶接継手	体積	代表1基の溶接継手長さの7.5%	1ツム/基×2基	UT	代表1基の溶接継手長さの7.5%				B:7.5%			SA2	
C2.21	C-B	管側出入口管台と管側胴との溶接継手	体積及びび表面	代表1基の管台数の7.5%	2箇所×2基	UT・PT	代表1基の管台数の7.5% (1箇所)						B入口1箇所	SA2	

クラス2機器供用期間中検査GN4-5 (保全重要度：高)  
2. 配管(1/4)

項目番号	カテゴリ	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008										SM7ス	備考			
		検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第12回	第13回	第14回	第15回			第16回	第17回	第18回
C3.20	C-C	余熱除去ポンプ入口ロライン	表面	7.5%	4箇所	PT	7.5% (1箇所)	1箇所							SA2	
		余熱除去冷却器出口ロライン	表面	7.5%	5箇所	PT	7.5% (1箇所)		1箇所						SA2	
		高温側低圧注入ライン	表面	7.5%	4箇所	PT	7.5% (1箇所)	1箇所							SA2	
		低温側低圧注入ライン	表面	7.5%	2箇所	PT	7.5% (1箇所)			1箇所					SA2	
		高圧注入ポンプ出口ロライン	表面	7.5%	6箇所	PT	7.5% (1箇所)					1箇所			SA2	
		格納容器再循環サブ出口ロライン	表面	7.5%	12箇所	PT	7.5% (1箇所)						1箇所		SA2	
		余熱除去ポンプ入口ロライン	体積及び表面	7.5%	17箇所	UT・PT	7.5% (2箇所)					1箇所			SA2	
		余熱除去ポンプ出口ロライン	表面	7.5%	50箇所	PT	7.5% (4箇所)	1箇所				1箇所			SA2	
		余熱除去ポンプ出口ロライン	表面	7.5%	2箇所	PT	7.5% (1箇所)	1箇所							SA2	
		余熱除去冷却器出口ロライン	体積及び表面	7.5%	67箇所	UT・PT	7.5% (6箇所)	1箇所				1箇所			SA2	
C5.11	C-F	高温側低圧注入ライン	体積及び表面	7.5%	12箇所	UT・PT	7.5% (1箇所)				1箇所			SA2		
		低温側低圧注入ライン	体積及び表面	7.5%	44箇所	UT・PT	7.5% (4箇所)	1箇所			1箇所			SA2		
		高圧注入ポンプ出口ロライン	体積及び表面	7.5%	49箇所	UT・PT	7.5% (4箇所)	1箇所			1箇所			SA2		
		燃料取替用水ピット出口ロライン	表面	7.5%	7箇所	PT	7.5% (1箇所)					1箇所			SA2	
		格納容器再循環サブ出口ロライン	表面	7.5%	2箇所	PT	7.5% (1箇所)								SA2	・ 後述不可のため検査は実施不可となるが個別詳細フローに基づき問題ないことを確認している。

クラス2機器供用期間中検査GN4-5 (保全重要度：高)  
2. 配管(2/4)

項目番号	浜電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008										玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)					備考
	カテゴリ	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第12回	第13回	第14回	第15回	第16回	第17回	第18回	SM7ス	
C5.12	C-F	余熱除去ポンプ入ロライン	表面	7.5%	7箇所	PT	7.5% (1箇所)	1箇所							SA2	
		高温側高圧補助注入ライン	表面	7.5%	72箇所	PT	7.5% (6箇所)	2箇所	1箇所		1箇所	1箇所			SA2	1箇所
		高圧注入ポンプ出口ロライン	表面	7.5%	6箇所	PT	7.5% (1箇所)			1箇所					SA2	
C5.21	C-F	低温側高圧補助注入ライン	表面	7.5%	77箇所	PT	7.5% (6箇所)	2箇所		1箇所	1箇所		1箇所		SA2	1箇所
		高圧補助注入ライン連絡管	表面	7.5%	9箇所	PT	7.5% (1箇所)						1箇所		SA2	
		高圧補助注入ライン	表面	7.5%	12箇所	PT	7.5% (1箇所)					1箇所			SA2	
		封水注入ライン	表面	7.5%	17箇所	PT	7.5% (2箇所)			1箇所			1箇所			SA2
C5.30	C-F	高温側高圧補助注入ライン	表面	7.5%	26箇所	PT	7.5% (2箇所)	1箇所		1箇所					SA2	
		低温側高圧補助注入ライン	表面	7.5%	28箇所	PT	7.5% (3箇所)	1箇所					1箇所		SA2	1箇所
		封水注入ライン	表面	7.5%	22箇所	PT	7.5% (2箇所)	1箇所							SA2	
C5.41	C-F	格納容器再循環ポンプ出口ロライン	表面	7.5%	2箇所	PT	7.5% (1箇所)					1箇所			SA2	
		高圧注入ポンプ出口ロライン	表面	7.5%	2箇所	PT	7.5% (1箇所)			1箇所					SA2	1箇所



クラス2機器供用期間中検査 GN4-5 (保全重要度：高)  
2. 配管(3/4)

項目 番号	コア ゴリ	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008		北海道電力登電所4号機検査計画(10年間)										備考													
		検査の対 象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第12回	第13回	第14回	第15回	第16回	第17回		第18回	SA77A											
FL.21	F-A	余熱除去ポンプ入口ライン	VT-3	7.5%	46 箇所	RH	21箇所	VT-3	7.5% (4箇所)	2箇所																	
						MS	9箇所							1箇所													
						HS	11箇所																				
						SH	5箇所																				
FL.21	F-A	余熱除去ポンプ出口ライン	VT-3	7.5%	30 箇所	RH	17箇所	VT-3	7.5% (3箇所)	1箇所																	
						HS	11箇所																				
						SH	2箇所																				
						RH	8箇所																				
FL.21	F-A	余熱除去冷却器出入口ライン	VT-3	7.5%	16 箇所	RH	8箇所	VT-3	7.5% (2箇所)	1箇所																	
						HS	8箇所																				
						RH	30箇所																				
						MS	7箇所																				
FL.21	F-A	余熱除去冷却器出口ライン	VT-3	7.5%	49 箇所	RH	30箇所	VT-3	7.5% (4箇所)	1箇所																	
						MS	7箇所																				
						HS	7箇所																				
						SH	2箇所																				
FL.21	F-A	高温側高圧補助注入ライン	VT-3	7.5%	56 箇所	RH	56箇所	VT-3	7.5% (5箇所)	1箇所																	
						AN	3箇所																				

クラス2機器供用期間中検査 GN4-5 (保全重要度：高)  
2. 配管(4/4)

項目 番号	カテゴリー	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S N A 1 - 2 0 0 8				北海道電力発電所4号機検査計画(10年間)										備考			
		検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第12回	第13回	第14回	第15回	第16回	第17回	第18回	SA77A				
FI.21	F-A	低温側低圧注入ライン	VT-3	7.5%	30箇所	RH 21箇所	1箇所												
					MS 5箇所														
					HS 2箇所														
					AN 2箇所														
		26箇所	RH 24箇所	1箇所															
		AN 2箇所																	
		59箇所	RH 59箇所	1箇所															
		AN 2箇所																	
		4箇所	RH 4箇所																
		2箇所	RH 2箇所																
23箇所	RH 9箇所																		
HS 10箇所																			
SH 1箇所																			
AN 3箇所																			
3箇所	RH 3箇所																		
21箇所	RH 21箇所																		

クラス2機器供用期間中検査GN4-5 (保全重要度:高)  
 3. ボンプ(1/1)

充てんボンプ

充てんボンプ		玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)										SA7ス	備考	
項目番号	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第12回	第13回	第14回	第15回	第16回			第17回
C3.30	ボンプ支持脚部材取付け溶接継手	表面	7.5%	16箇所 ×3台	PT	7.5% (4箇所)	A:1箇所		A:1箇所		B:1箇所		B:1箇所	
C4.30	ケーシングボルト	体積	代表1台の7.5%	16本 ×3台	UT	代表1台の7.5% (2本)	B:2本							
C6.10	ケーシングの溶接継手	表面	代表1台の7.5%	1箇所 ×3台	PT	代表1台の7.5% (1箇所)				B:1箇所				
F1.43	ボンプ台板脚	VT-3	代表1台の7.5%	2箇所 ×3台	VT-3	代表1台の7.5% (1箇所)			B:1箇所					

余熱除去ボンプ

余熱除去ボンプ		玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)										SA7ス	備考	
項目番号	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第12回	第13回	第14回	第15回	第16回			第17回
C6.10	ケーシングの溶接継手	表面	代表1台の7.5%	2箇所 ×2台	PT	代表1台の7.5% (1箇所)	A:1箇所							
F1.43	ボンプ台板脚	VT-3	代表1台の7.5%	2箇所 ×2台	VT-3	代表1台の7.5% (1箇所)				B:1箇所				

クラス2機器供用期間中検査GN4-5 (保全重要度：高)  
4. 弁(U/I)

項目 番号	カテゴリ	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S N A I - 2 0 0 8	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)										SA77S	備考														
			検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第12回	第13回	第14回	第15回			第16回	第17回	第18回											
F1.43 F-A		余熱除去冷却器出入口ライン (4HCY-603, 613)	VT-3	代表1台の 7.5%	4箇所	VT-3	代表1台の 7.5%	4箇所	VT-3	代表1台の 7.5%	4箇所	VT-3	代表1台の 7.5%	1箇所 (603)														
					HS																							
					4箇所																							
					4箇所																							
		余熱除去冷却器出入口ライン (4FCY-604, 614)	VT-3	代表1台の 7.5%	4箇所	VT-3	代表1台の 7.5%	4箇所	VT-3	代表1台の 7.5%	4箇所	VT-3	代表1台の 7.5%															
					HS																							
					4箇所																							
					4箇所																							
		高温側高圧補助注入ライン (4V-SI-067A, B)	VT-3	代表1台の 7.5%	3箇所	VT-3	代表1台の 7.5%	2箇所	VT-3	代表1台の 7.5%	1箇所	VT-3	代表1台の 7.5%															
					RH																							
					HS																							
					1箇所																							
		高圧補助注入ライン連絡管 (4V-SI-066A, B)	VT-3	代表1台の 7.5%	3箇所	VT-3	代表1台の 7.5%	2箇所	VT-3	代表1台の 7.5%	1箇所	VT-3	代表1台の 7.5%															
					RH																							
					HS																							
					1箇所																							
		封水注入ライン (4V-SI-026A, 026B)	VT-3	代表1台の 7.5%	4箇所	VT-3	代表1台の 7.5%	4箇所	VT-3	代表1台の 7.5%	1箇所	VT-3	代表1台の 7.5%															
					RH																							
					4箇所																							
					4箇所																							

クラス2機器供用期間中検査 G.N.4-5 (保全重要度：高)  
5. クラス2機器漏えい検査(I/4)

項目番号	カテゴリ	系統名	検査対象箇所 ライン名称	検査圧力	検査方法	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)					備考		
						第12回	第13回	第14回	第15回	第16回		第17回	第18回
C7.10, C7.30 C7.70	C-H	化学体積制御系統	体積制御タンク及びび出入ライン	定常運転圧力 (0.11MPa) 以上	VT-2				○				
C7.10, C7.30 C7.50, C7.70			A 充てんポンプ出口ライン	定常運転圧力 (17.5MPa) 以上	VT-2	●							
C7.30, C7.50 C7.70			B 充てんポンプ出口ライン	定常運転圧力 (17.5MPa) 以上	VT-2		○						
C7.30, C7.50 C7.70			C 充てんポンプ出口及び封水注入ライン	定常運転圧力 (17.5MPa) 以上	VT-2			○					
C7.10, C7.30 C7.70			抽出ライン (1)	定常運転圧力 (15.0MPa) 以上	VT-2				○				
C7.10, C7.30 C7.70			抽出ライン (2)	定常運転圧力 (2.1MPa) 以上	VT-2				○				
C7.30, C7.70			抽出ライン (3)	定常運転圧力 (0.45MPa) 以上	VT-2					○			
C7.30, C7.70			体積制御タンク入口ライン	定常運転圧力 (0.24MPa) 以上	VT-2					○			
C7.10, C7.30 C7.70			A ほう酸ポンプ入口ライン	定常運転圧力 (0.007MPa) 以上	VT-2			●					
C7.10, C7.30 C7.70			B ほう酸ポンプ入口ライン	定常運転圧力 (0.007MPa) 以上	VT-2			●					
C7.30, C7.50 C7.70			A ほう酸ポンプ出口ライン	機能試験圧力 (0.787MPa) 以上	VT-2						○		
C7.30, C7.50 C7.70			B ほう酸ポンプ出口ライン	機能試験圧力 (0.787MPa) 以上	VT-2						○		
C7.30, C7.70			ほう酸混合器及びび出入ライン	機能試験圧力 (0.788MPa) 以上	VT-2							○	
C7.30, C7.70			R C P 封水注入戻りライン	定常運転圧力 (0.10MPa) 以上	VT-2								○
C7.30, C7.50 C7.70			A, B 高压注入ポンプ入口ライン	定常運転水位 燃料取替用水ピット水位 96%以上 (水張り)	VT-2					○			
C7.30, C7.50 C7.70			A 高压注入ポンプ出口ライン	機能試験圧力 (9.47MPa) 以上	VT-2						○		
C7.30, C7.50 C7.70			B 高压注入ポンプ出口ライン	機能試験圧力 (9.47MPa) 以上	VT-2							○	
C7.30, C7.70			A 格納容器再循環サンプ出口ライン	最高使用圧力 (0.393MPa) 以上	VT-2								○
C7.30, C7.70	B 格納容器再循環サンプ出口ライン	最高使用圧力 (0.393MPa) 以上	VT-2								○		
C7.10, C7.30 C7.70	A 蓄圧タンク及びび出入ライン	定常運転圧力 (4.4MPa) 以上	VT-2								●		
C7.10, C7.30 C7.70	B 蓄圧タンク及びび出入ライン	定常運転圧力 (4.4MPa) 以上	VT-2								●		
C7.10, C7.30 C7.70	C 蓄圧タンク及びび出入ライン	定常運転圧力 (4.4MPa) 以上	VT-2								●		
C7.10, C7.30 C7.70	D 蓄圧タンク及びび出入ライン	定常運転圧力 (4.4MPa) 以上	VT-2								●		
C7.30, C7.70	蓄圧タンクトラストライン	機能試験圧力 (9.47MPa) 以上	VT-2							○			
C7.30, C7.70	蓄圧タンク N <sub>2</sub> 供給ライン	定常運転圧力 (4.4MPa) 以上	VT-2								○		
C7.30, C7.50 C7.70	A 余熱除去ポンプ入口ライン	原子炉停止時冷却運転圧力 (2.75MPa) 以上	VT-2								●		
C7.30, C7.50 C7.70	B 余熱除去ポンプ入口ライン	原子炉停止時冷却運転圧力 (2.75MPa) 以上	VT-2								○		

クラス2機器供用期間中検査 G.N.4-5 (保全重要度：高)  
 5. クラス2機器漏えい検査(2/4)

項目番号	カテゴリ	系 統 名	検 査 対 象 個 所 ライン名称	検査圧力	検査方法	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)					備 考		
						第12回	第13回	第14回	第15回	第16回		第17回	第18回
C7.10, C7.30 C7.50, C7.70	C-H	余熱除去系統	A余熱除去ポンプ出口ライン(1)	原子炉停止時冷却運転圧力 (3.8MPa)以上	VT-2	●							
			A余熱除去ポンプ出口ライン(2)	原子炉停止時冷却運転圧力 (3.8MPa)以上	VT-2					○			
			B余熱除去ポンプ出口ライン(1)	原子炉停止時冷却運転圧力 (3.8MPa)以上	VT-2								
			B余熱除去ポンプ出口ライン(2)	原子炉停止時冷却運転圧力 (3.8MPa)以上	VT-2						○		
C7.30, C7.50 C7.70	C-H	格納容器スプレイポンプ入口ライン	A格納容器スプレイポンプ入口ライン	定常運転水位 燃料取替用水ビット水位 96%以上(水張り)	VT-2	●							
			B格納容器スプレイポンプ入口ライン	定常運転水位 燃料取替用水ビット水位 96%以上(水張り)	VT-2	●							
			A格納容器スプレイポンプ出口ライン(1)	機能試験圧力 (1.79MPa)以上	VT-2		○						
			A格納容器スプレイポンプ出口ライン(2)	機能試験圧力 (1.79MPa)以上	VT-2								
C7.10, C7.30 C7.50, C7.70	C-H	格納容器スプレイ系統	B格納容器スプレイポンプ出口ライン(1)	機能試験圧力 (1.79MPa)以上	VT-2					○			
			B格納容器スプレイポンプ出口ライン(2)	機能試験圧力 (1.79MPa)以上	VT-2								
			よう素除去薬品タンク及び出入口ライン	定常運転圧力 (0.03MPa)以上	VT-2	●							
			Aよう素除去薬品タンク出口ライン	定常運転圧力 (0.03MPa)以上	VT-2	●							
C7.30, C7.70	C-H	燃料取替用水系統	Bよう素除去薬品タンク出口ライン	定常運転圧力 (0.03MPa)以上	VT-2	●							
			燃料取替用水ビット及び出入口ライン	定常運転圧力 (0.03MPa)以上	VT-2								
			原子炉キャビティ浄化入口ライン	定常運転圧力 (0.03MPa)以上	VT-2								
			原子炉キャビティ浄化出口ライン	定常運転圧力 (0.03MPa)以上	VT-2								
C7.10, C7.30 C7.70	C-H	給水系統	A蒸気発生器給水入口ライン	原子炉停止時水位 原子炉キャビティ水位 EL+10.87M以上(水張り)	VT-2					○			
			B蒸気発生器給水入口ライン	定常運転圧力 (6.2MPa)以上	VT-2								
			C蒸気発生器給水入口ライン	定常運転圧力 (6.2MPa)以上	VT-2	●							
			D蒸気発生器給水入口ライン	定常運転圧力 (6.2MPa)以上	VT-2								
C7.30, C7.70	C-H	主蒸気系統	A蒸気発生器蒸気出口ライン	定常運転圧力 (5.9MPa)以上	VT-2						○		
			B蒸気発生器蒸気出口ライン	定常運転圧力 (5.9MPa)以上	VT-2	●							
			C蒸気発生器蒸気出口ライン	定常運転圧力 (5.9MPa)以上	VT-2								
			D蒸気発生器蒸気出口ライン	定常運転圧力 (5.9MPa)以上	VT-2								

クラス2機器供用期間中検査 G.N.4-5 (保全重要度：高)  
5. クラス2機器漏えい検査(3/4)

項目番号	カテゴリ	検査対象箇所		検査方法	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)						備考				
		系統名	ライン名称		第12回	第13回	第14回	第15回	第16回	第17回		第18回			
C7.30, C7.70	C-H	一次冷却材系統	加圧器逃がしタンクガス分析ライン	—	—	—	—	—	—	—	—	—	C種漏えい率検査で代替		
C7.30, C7.70			加圧器逃がしタンクN <sub>2</sub> 供給ライン	—	—	—	—	—	—	—	—	—		—	
C7.30, C7.70			加圧器逃がしタンクPPMW供給ライン	VT-2	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—
C7.30, C7.70	C-H	蒸気発生器ブローダウン系統	A蒸気発生器ブローダウンライン	定常運転圧力(1.0MPa)以上	●	—	—	—	—	—	—	—	C種漏えい率検査で代替		
C7.30, C7.70			B蒸気発生器ブローダウンライン	定常運転圧力(6.2MPa)以上	—	—	—	—	—	—	—	—		—	
C7.30, C7.70			C蒸気発生器ブローダウンライン	定常運転圧力(6.2MPa)以上	—	○	—	—	—	—	—	—		—	
C7.30, C7.70			D蒸気発生器ブローダウンライン	定常運転圧力(6.2MPa)以上	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—
C7.30, C7.70			A蒸気発生器ブローダウンサンプリングライン	定常運転圧力(4.3MPa)以上	●	—	—	—	—	—	—	—		—	—
C7.30, C7.70			B蒸気発生器ブローダウンサンプリングライン	定常運転圧力(4.3MPa)以上	—	○	—	—	—	—	—	—		—	—
C7.30, C7.70			C蒸気発生器ブローダウンサンプリングライン	定常運転圧力(4.3MPa)以上	—	—	—	—	—	—	—	—		—	—
C7.30, C7.70	D蒸気発生器ブローダウンサンプリングライン	定常運転圧力(4.3MPa)以上	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—			
C7.30, C7.70	C-H	液体廃棄物処理系統	蒸気発生器満水保管水出口ライン	最高使用圧力(0.393MPa)以上	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C7.30, C7.70			格納容器冷却材ドレンタンクガス分析ライン	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C7.30, C7.70			格納容器冷却材ドレンタンクN <sub>2</sub> 供給ライン	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C7.30, C7.70	C-H	空気サンプリング系統	格納容器冷却材ドレンタンク出口ライン	定常運転圧力(1.27MPa)以上	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C7.30, C7.70			格納容器サンプリングポンプ出口ライン	定常運転圧力(0.245MPa)以上	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C7.30, C7.70			格納容器空気サンプリング取出しライン	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C7.30, C7.70	C-H	空調用冷水系統	格納容器空気サンプリング戻りライン	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C7.30, C7.70			制御棒位置指示装置凝露室冷却ユニット冷却水入口ライン	定常運転圧力(0.59MPa)以上	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C7.30, C7.70	C-H	一次系脱塩水系統	制御棒位置指示装置凝露室冷却ユニット冷却水出口ライン	定常運転圧力(0.59MPa)以上	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C7.30, C7.70			格納容器脱塩水入口ライン	定常運転圧力(0.7MPa)以上	—	○	—	—	—	—	—	—	—	—	
C7.30, C7.70	C-H	試料採取系統	加圧器気相部液相部、Aルーブ高濃縮サンプリングライン	定常運転圧力(15.0MPa)以上	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C7.30, C7.70			Bルーブ高濃縮サンプリングライン	定常運転圧力(15.0MPa)以上	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C7.30, C7.70			蓄圧タンク(A, B, C, D)サンプリングライン	定常運転圧力(4.4MPa)以上	●	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C7.30, C7.70	C-H	換気空調系統	事故時サンプリング水ドレン戻りライン	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C7.30, C7.70			事故時サンプリング空気ドレン戻りライン	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C7.30, C7.70	C-H	換気空調系統	格納容器換気排気ライン	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
C7.30, C7.70			格納容器換気供給ライン	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

クラス2機器供用期間中検査 G.N.4-5 (保全重要度：高)  
 5. クラス2機器漏えい検査(4/4)

項目番号	カテゴリ	検査対象箇所		検査方法	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)						備考		
		系統名	ライン名称		第12回	第13回	第14回	第15回	第16回	第17回		第18回	
C7.30, C7.70	C-H	換気空調系統	A 格納容器換気水素パージ給気ライン	VT-2	●								
C7.30, C7.70			B 格納容器換気水素パージ給気ライン	VT-2	●								
C7.30, C7.70			A 格納容器減圧ライン	VT-2	-	-	-	-	-	-	-	-	C種漏えい率検査で代替
C7.30, C7.70			B 格納容器減圧ライン	VT-2	-	-	-	-	-	-	-	-	C種漏えい率検査で代替
C7.30, C7.70	C-H	補助蒸気系統	格納容器補助蒸気ライン	VT-2			○						
C7.30, C7.70	C-H	所内用空気系統	格納容器所内用空気ライン	VT-2					○				
C7.30, C7.70	C-H	消火用水系統	格納容器消火用水ライン	VT-2	●								
C7.30, C7.70	C-H	原子炉補機冷却水系統	格納容器再循環ユニットA, B 冷却水入口ライン	VT-2		○							
C7.30, C7.70			格納容器再循環ユニットA 冷却水出口ライン	VT-2		○							
C7.30, C7.70			格納容器再循環ユニットB 冷却水出口ライン	VT-2					○				
C7.30, C7.70			格納容器再循環ユニットC, D 冷却水入口ライン	VT-2						○			
C7.30, C7.70			格納容器再循環ユニットC 冷却水出口ライン	VT-2							○		
C7.30, C7.70			格納容器再循環ユニットD 冷却水出口ライン	VT-2								○	
C7.30, C7.70			制御棒駆動装置冷却水出口ライン	VT-2								○	
C7.30, C7.70			一次冷却材ポンプ及び余剰抽出冷却器冷却水入口ライン	VT-2								○	
C7.30, C7.70	一次冷却材ポンプ及び余剰抽出冷却器冷却水出口ライン	VT-2								○			
C7.30, C7.70	C-H	制御用空気系統	制御用空気Aヘッダライン	VT-2						○			
C7.30, C7.70			制御用空気Bヘッダライン	VT-2						○			



クラス2管 (原子炉格納容器内) 特別検査 GN4-99 (保全重要度:高)  
 クラス2管特別検査(1/1)

項目番号	カテゴリ	NISA文書 NISA-325c-09-1, NISA-163c-09-2		玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)										SA775	備考			
		検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第9回	第10回	第11回	第12回	第13回	第14回			第15回	定期 取替品	
		配管の円周方向溶接部																
		抽出ライン	体積	25%	12箇所	UT	25% (3箇所)	2箇所										
		充てんライン	体積	25%	22箇所	UT	25% (6箇所)	1箇所	2箇所	1箇所	2箇所	1箇所	1箇所	1箇所				・第11回配管工事に伴う変更
		再生熱交換器連絡管																
		抽出ライン連絡管	体積	25%	12箇所	UT	25% (3箇所)		1箇所				1箇所	1箇所				
		充てんライン連絡管	体積	25%	12箇所	UT	25% (3箇所)			1箇所								SA2

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度:高)  
 1. 原子炉容器 (1/2)

項目番号	カテゴリー	発電用原子炉設備規格 維持規格 JSME S N A 1 - 2 0 0 8		検査方法	検査範囲	備考
		検査の対象箇所	検査方法			
		上部胴と下部胴との周溶接継手	体積	5%	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)                クラス1機器供用期間中検査で管理	
B2.111	B-B	下部胴とドレッジングとの周溶接継手	体積	5%		
		ドレッジングと下部胴との周溶接継手	体積	5%		
B3.105	B-C	上部胴と上部胴ドレッジングとの溶接継手	体積	100%		
B3.106	B-C	上部鏡板と上部蓋フランジとの溶接継手	体積	100%		
		冷却材入口管台と胴との溶接継手	体積	100%		
B3.10	B-D	冷却材出口管台と胴との溶接継手	体積	100%		
		冷却材入口管台内面の丸み部分	体積	100%		
B3.20	B-D	冷却材出口管台内面の丸み部分	体積	100%		
		冷却材入口管台とセフレッドとの溶接継手	体積及び表面	100%		
B5.10	B-F	冷却材出口管台とセフレッドとの溶接継手	体積及び表面	100%		
B6.10	B-G-1	ナット	VT-1	100%		
B6.30	B-G-1	スタッドボルト	体積	100%		
B6.40	B-G-1	フランジネジ穴のネジ部	体積	100%		
B6.50	B-G-1	上蓋用ワッシャ	VT-1	100%		
B7.10	B-G-2	T/Cハウジングのマーマーカップリング	VT-1	25%		

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)  
 1. 原子炉容器(2/2)

項目番号	カテゴリ	発電用原子炉設備規格 維持規格 JSME S N A 1 - 2 0 0 8		検査範囲	備考
		検査の対象箇所	検査方法		
B14.10	B-0	制御棒駆動装置の溶接継手及びD/Cの溶接継手	視積又は表面	最外周の25%	北海原子力発電所4号機検査計画(10年間)  クラス1機器供用期間中検査で管理
F1.41	F-A	支持構造物	VT-3	25%	
G1.10	G-P-1	原子炉容器の内部	VT-3	約3年毎に100%	
G1.40	G-P-1	炉心領域外の炉心支持金物	VT-3	100%	
G1.40	G-P-1	上部炉心支持構造物	VT-3	100%	
G1.50	G-P-2	下部炉心支持構造物	VT-3	100%	

加圧水型軽水炉の一次冷却材圧力バウンダリにおけるN1基金金使用部位に係る検査計画

項目番号	カテゴリ	検査の対象箇所	検査方法		検査範囲	備考
			視積及び表面	ベアメタル検査		
-	-	冷却材入口管台とセーフエントとの溶接継手	視積及び表面	ベアメタル検査	100%	北海原子力発電所4号機検査計画
			ベアメタル検査	ベアメタル検査		
-	-	冷却材出口管台とセーフエントとの溶接継手	視積及び表面	ベアメタル検査	100%	北海原子力発電所4号機検査計画
			ベアメタル検査	ベアメタル検査		
-	-	原子炉容器上蓋の表面	ベアメタル検査	定期毎に100% (可能範囲内)	100%	クラス1機器供用期間中検査で管理
-	-	原子炉容器底部の表面	ベアメタル検査	定期毎に100% (可能範囲内)	100%	クラス1機器供用期間中検査で管理

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)  
 2. 加圧器 (1/2)

項目 番号	カテゴリー	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S N A 1 - 2 0 0 8		検査範囲	備考
		検査の対象箇所	検査方法		
B2.11	B-B	上部胴と上部鏡との周溶接継手	体積	5%	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)            クラス1機器供用期間中検査で管理
		下部胴と下部鏡との周溶接継手	体積	5%	
		上部胴の長手溶接継手	体積	10%	
B2.12	B-B	中間胴の長手溶接継手	体積	10%	
		下部胴の長手溶接継手	体積	10%	
		上部胴と中間胴との周溶接継手	体積	5%	
B2.13	B-B	中間胴と下部胴との周溶接継手	体積	5%	
		サージ用管台と容器との溶接継手	体積	5%	
B3.30	B-D	スプレライイン用管台と容器との溶接継手	体積	管台数の25%	
		安全弁用管台と容器との溶接継手	体積		
		逃がし弁用管台と容器との溶接継手	体積		
		サージ用管台内面の丸みの部分	体積		
B3.40	B-D	スプレライイン用管台内面の丸みの部分	体積	管台数の25%	
		安全弁用管台内面の丸みの部分	体積		
		逃がし弁用管台内面の丸みの部分	体積		
		逃がし弁用管台内面の丸みの部分	体積		

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)  
2. 加圧器 (2/2)

項目 番号	カー ゴリ	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S N A 1 - 2 0 0 8		検査範囲	備 考
		検査の対 象 箇 所	検査方法		
B5. 40	B-F	サージ用管台とセフエドとの 溶接継手	体 積 及び表面	溶接継手 (管台) 数の25%	クラス1 機器供用期間中検査で管理
		スプレイライン用管台とセフエド* との溶接継手			
		安全弁用管台とセフエドとの 溶接継手			
		逃がし弁用管台とセフエドとの 溶接継手			
B7. 20	B-G-2	マンホール取付ボルト	VT-1	25%	
B8. 20	B-H	スカート取付溶接継手	体 積	7.5%	
F1. 41	F-A	支持構造物 (スカート、基礎*も含む。)	VT-3	25%	

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)  
 3. 蒸気発生器 (1/1)

項目番号	カテゴリー	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S N A 1 - 2 0 0 8		検査範囲	備考
		検査の対象箇所	検査方法		
B2.40	B-B	管板と水室鏡との周溶接継手	体積	代表1基の25%	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)  クラス1機器供用期間中検査で管理
B3.60	B-D	冷却材出入口管台内面丸み部分	体積	代表1基の25%	
B5.70	B-F	冷却材出入口管台とセーフエントとの溶接継手	体積及び表面	代表1基の溶接継手数の25%	
B7.30	B-G-2	マンホール取付ボルト	VT-1	代表1基の25%	
B8.30	B-H	一体溶接された容器支持部	表面	代表1基の7.5%	
B16.20	B-Q	伝熱管(ノコ690)	体積	検査間隔中100%	
F1.41	F-A	支持構造物 〔支持脚、スラグプレート、基礎〕	VT-3	代表1基の25%	

加圧水型軽水炉の一次冷却材圧力バウンダリにおけるNi基金金使用部位に係る検査計画

項目番号	カテゴリー	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	備考
-	-	冷却材出入口管台とセーフエントとの溶接継手	体積及び表面	代表1基の溶接継手数の25%(1箇所)	玄海原子力発電所4号機検査計画  クラス1機器供用期間中検査で管理
			ベアメタル検査	25%(1箇所)	

構造上接近又は検査が困難であるとして試験が行われていない箇所の代替試験計画

項目番号	カテゴリー	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	備考
-	-	冷却材出入口管台とセーフエントとの溶接継手	体積	UT実施箇所100%	玄海原子力発電所4号機検査計画  クラス1機器供用期間中検査で管理

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度:高)  
 4. クラス1配管(I/3)

発電用原子力設備規格 維持規格 JSME SNA1-2008		検査の対象箇所		検査方法		検査範囲	
項目番号	カテゴリ	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	玄海原子力発電所 4号機 検査計画 (10年間)		
B7.50	B-G-2	封水注入ライン	VT-1	25%	クラス1機器供用期間中検査で管理		
		一次冷却材管	体積	25%			
		加圧器サージライン	体積	25%			
		加圧器安全弁ライン	体積	25%			
		加圧器遮がしライン	体積	25%			
		加圧器安全弁ライン	体積	25%			
		加圧器遮がしライン	体積	25%			
		加圧器遮がしライン	体積	25%			
B9.11	B-J	余熱除去ポンプ入口ライン(1)	体積	25%			
		余熱除去ポンプ入口ライン(2)	体積	25%			
		蓄圧注入ライン	体積	25%			
		高温側低圧注入ライン	体積	25%			
		低温側低圧注入ライン	体積	25%			
		加圧器遮がしライン	表面	25%			
		加圧器遮がしライン	表面	25%			
		加圧器遮がしライン	表面	25%			
		加圧器遮がしライン	表面	25%			
		加圧器遮がしライン	表面	25%			
		加圧器遮がしライン	表面	25%			
B9.21	B-J	先てんライン	表面	25%			
		封水注入ライン	表面	25%			
		余熱除去ポンプ入口ライン(2)	表面	25%			

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)  
 4. クラス1配管(2/3)

項目番号		カテゴリー		検査の対象箇所		検査方法		検査範囲		備考
発電用原子力設備規格 維持規格 JSME SNA1-2008 玄海原子力発電所 4号機 検査計画 (10年間)										
B9.21	B-J	高温側	高温側	補助注入ライン	表面	25%				
B9.31	B-J	低温側	低温側	補助注入ライン	表面	25%				
		一次	一次	冷却材管	体積	25%				
		一次	一次	冷却材管	表面	25%				
B9.32	B-J	余熱除去	余熱除去	ポンプ入ロライン(2)	表面	25%				
		蓄圧	蓄圧	注入ライン	表面	25%				
		高温側	高温側	低圧注入ライン	表面	25%				
		一次	一次	冷却材管	表面	25%				
B9.40	B-J	クロス	クロス	バルブ/ドレイン/抽出/封入/余剰抽出	表面	25%				
		封水	封水	注入ライン	表面	25%				
		高温側	高温側	補助注入ライン	表面	25%				
		低温側	低温側	補助注入ライン	表面	25%				

クラス1機器供用期間中検査で管理



重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)  
 4. クラス1配管(3/3)

項目 番号	カテゴリー	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S N A 1 - 2 0 0 8		検査の対 象 箇 所	検査方法	検査範囲	備 考
		規 格	維 持 規 格				
FL.10	F-A			加圧器サージライン	VT-3	25%	玄海原子力発電所 4号機検査計画(10年間)  クラス1機器供用期間中検査で管理
				加圧器逃がしライン	VT-3	25%	
				加圧器リフト/ドラック、抽出/入れ、 余剰抽出/入れ	VT-3	25%	
				充てんライン	VT-3	25%	
				封水注入ライン	VT-3	25%	
				余熱除去ポンプ入ロライン(1)	VT-3	25%	
				余熱除去ポンプ入ロライン(2)	VT-3	25%	
				蓄圧注入ライン	VT-3	25%	
				高温側低圧注入ライン	VT-3	25%	
				低温側低圧注入ライン	VT-3	25%	
				高温側高圧補助注入ライン	VT-3	25%	
				低温側高圧補助注入ライン	VT-3	25%	

重大事故等クラス2機器使用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)  
 5.1 次冷却材ポンプ(I/I)

項目番号	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME SNA1-2008		検査範囲	備考
	コア コリ	検査の対象箇所 検査方法		
B6.180	B-G-1	ケーシングボルト	代表1台の 25%	北海道電力発電所4号機検査計画(10年間)  クラス1機器使用期間中検査で管理
B6.190	B-G-1	フランジ表面	代表1台の 25%	
B6.200	B-G-1	ケーシングボルト用ナット及び ワッシャー	代表1台の 25%	
B12.20	B-L-2	ケーシングの内表面	代表1台の 100%	
F1.41	F-A	支持構造物 〔 支持脚、ベースプレート、基礎 ボルト含む。〕	代表1台の 25%	

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度:高)  
6. クラス1 表(17/3)

項目番号	カテゴリ	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NAI-2008 検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)	備考
		圧力保持用ボルト締付け部(ボルト)	体積	代表1台の25%		
B6.210	B-G-1	余熱除去ポンプ入力ロライン(1) (4PCV-420,430)	体積	代表1台の25%	クラス1 機器供用期間中検査で管理	
		余熱除去ポンプ入力ロライン(2) (4V-RH-002A, B)	体積	代表1台の25%		
B6.220	B-G-1	圧力保持用ボルト締付け部(フランジ表面)	VT-1	代表1台の25%		
		余熱除去ポンプ入力ロライン(1) (4PCV-420,430)	VT-1	代表1台の25%		
B6.230	B-G-1	余熱除去ポンプ入力ロライン(2) (4V-RH-002A, B)	VT-1	代表1台の25%		
		圧力保持用ボルト締付け部(ナット, ワッシャ)	VT-1	代表1台の25%		
B7.70	B-G-2	加圧器安全弁ライン (4V-RC-055, 056, 057)	VT-1	代表1台の25%		
		加圧器逃がしライン (4V-RC-054A, 054B)	VT-1	代表1台の25%		
		加圧器逃がしライン (4PCV-452A, 452B)	VT-1	代表1台の25%		
		加圧器逃がしライン ボルト締付け部(ボルト, 軸込みボルト, ナット) 余剰抽出弁 (4V-RC-019A~D)	VT-1	代表1台の25%		
		加圧器逃がしライン ボルト締付け部(ボルト, 軸込みボルト, ナット) 抽出弁, 余剰抽出弁 (4LCV-451, 452)	VT-1	代表1台の25%		
		加圧器逃がしライン ボルト締付け部(ボルト, 軸込みボルト, ナット) 抽出弁, 余剰抽出弁 (4V-RC-017)	VT-1	代表1台の25%		
		充電ライン (4V-CS-253, 255)	VT-1	代表1台の25%		

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)  
6. クラス1 弁 (2/3)

項目番号	カテゴリ	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)	備考
B7.70	B-G-2	蓄圧注入ライン (4V-SI-134A~D, 136A~D)	VT-1	代表1台の25%	クラス1機器供用期間中検査で管理	
		高温側低圧注入ライン (4V-RH-051A, B, 4V-SI-082B, C)	VT-1	代表1台の25%		
		低温側低圧注入ライン (4V-RH-050A~D)	VT-1	代表1台の25%		
弁本体の内表面						
B12.50	B-M-2	加圧器安全弁ライン (4V-RC-055, 056, 057)	VT-3	代表1台		
		余熱除去ポンプ吸入ライン(1) (4PCV-420, 430)	VT-3	代表1台		
		余熱除去ポンプ吸入ライン(2) (4V-RH-002A, B)	VT-3	代表1台		
		蓄圧注入ライン (4V-SI-134A~D, 136A~D)	VT-3	代表1台		
		高温側低圧注入ライン (4V-RH-051A, B, 4V-SI-082B, C)	VT-3	代表1台		
		低温側低圧注入ライン (4V-RH-050A~D)	VT-3	代表1台		

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)  
6. クラス1 弁 (3/3)

項目 番号	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S N A 1 - 2 0 0 8		検査範囲	備考
	検査の対象箇所	検査方法		
FL41	F-A	加圧器安全弁ライン (4V-RC-055, 056, 057)	VT-3	代表1台の 25%
		加圧器逃がしライン (4V-RC-054A, B)	VT-3	代表1台の 25%
		加圧器逃がしライン (4PCV-452A, B)	VT-3	代表1台の 25%
		クロスバルブドレインライン, 抽出ライン, 余剰抽出ライン (4LCV-451, 452)	VT-3	代表1台の 25%
		余熱除去ポンプ吸入ロライン(1) (4PCV-420, 430)	VT-3	代表1台の 25%
		余熱除去ポンプ吸入ロライン(2) (4V-RH-002A, B)	VT-3	代表1台の 25%
		クラス1 機器供用期間中検査で管理		

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)  
7. 容器(1/1)

余熱除去冷却器 (管側)

項目番号	発電用原子力設備規格 J-SME S N A 1-2 0 0 8		玄海原子力発電所 4 号機検査計画 (10年間)										備考	
	検査方法	検査範囲	検査の対象箇所	検査方法	設備数	検査範囲	検査方法	第11回	第12回	第13回	第14回	第15回		第16回
C1.20	体積	代表1基の溶接継手長さの7.5%	管側鏡と管側胴との周溶接継手	UT	2ヶ-A/基×1基	代表1基の溶接継手長さの7.5%	UT			7.5%				
C1.30	体積	代表1基の溶接継手長さの7.5%	管側胴と管側管板との周溶接継手	UT	2ヶ-A/基×1基	代表1基の溶接継手長さの7.5%	UT						7.5%	
C2.21	体積及び表面	代表1基の管台数の7.5%	管側出入口管台と管側胴との溶接継手	UT・PT	2箇所×1基	代表1基の管台数の7.5%	UT・PT						1箇所	

クラス2機器供用期間中検査で管理

原子炉補機冷却水冷却器 (胴側)

項目番号	発電用原子力設備規格 J-SME S N A 1-2 0 0 8		玄海原子力発電所 4 号機検査計画 (10年間)										備考	
	検査方法	検査範囲	検査の対象箇所	検査方法	設備数	検査範囲	検査方法	第11回	第12回	第13回	第14回	第15回		第16回
C1.10	体積	代表1基の溶接継手長さの7.5%	胴側胴と胴側フランジとの周溶接継手	UT	2ヶ-A/基×1基	代表1基の溶接継手長さの7.5%	UT			7.5%				
C1.10	体積	代表1基の溶接継手長さの7.5%	胴側胴の周継手	UT	2ヶ-A/基×1基	代表1基の溶接継手長さの7.5%	UT						7.5%	
C2.21	体積及び表面	代表1基の管台数の7.5%	胴側出入口管台と胴側胴との溶接継手	UT・PT	2箇所×1基	代表1基の管台数の7.5%	UT・PT						1箇所	
C2.22	体積	代表1基の管台数の7.5%	胴側出入口管台内面の丸みの部分	UT	2箇所×1基	代表1基の管台数の7.5%	UT					1箇所		
C3.10	表面	代表1基の溶接継手数の7.5%	胴と当板との溶接継手	PT	3箇所×1基	代表1基の溶接継手数の7.5%	PT						1箇所	
F1.43	VT-3	代表1基の7.5%	支持脚	VT-3	3箇所×1基	代表1基の7.5%	VT-3							

格納容器スプレイ冷却器 (管側)

項目番号	発電用原子力設備規格 J-SME S N A 1-2 0 0 8		玄海原子力発電所 4 号機検査計画 (10年間)										備考	
	検査方法	検査範囲	検査の対象箇所	検査方法	設備数	検査範囲	検査方法	第11回	第12回	第13回	第14回	第15回		第16回
C1.10	体積	代表1基の溶接継手長さの7.5%	管側胴と管側フランジとの周溶接継手	UT	1ヶ-A/基×2基	代表1基の溶接継手長さの7.5%	UT						A:7.5%	
C1.20	体積	代表1基の溶接継手長さの7.5%	管側鏡と管側胴との周溶接継手	UT	1ヶ-A/基×2基	代表1基の溶接継手長さの7.5%	UT			A:7.5%				
C4.10	体積	代表1基の7.5%	カラーボルト	UT	36本×2基	代表1基の7.5% (3本)	UT			A:1本	A:1本	A:1本	A:1本	
C4.10	体積	代表1基の7.5%	全ネジボルト	UT	12本×2基	代表1基の7.5% (1本)	UT			A:1本	A:1本	A:1本	A:1本	

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)  
8. 配管(1/6)

項目番号	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S N A I - 2 0 0 8				玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)							備考		
	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第11回	第12回	第13回	第14回	第15回		第16回	第17回
C3.20	C-C	原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン	表面	7.5%	1箇所	PT	7.5% (1箇所)				1箇所			
		原子炉補機冷却水ポンプ出口ライン	表面	7.5%	2箇所	PT	7.5% (1箇所)					1箇所		
		原子炉補機冷却器入口ライン	表面	7.5%	1箇所	PT	7.5% (1箇所)						1箇所	
	C-C	余熱除去ポンプ入口ライン	表面	7.5%										
		余熱除去冷却器出口ライン	表面	7.5%										
		高温側低圧注入ライン	表面	7.5%										
		低温側低圧注入ライン	表面	7.5%										
C5.11	C-F	高圧注入ポンプ出口ライン	表面	7.5%										
		格納容器再循環サンプ出口ライン	表面	7.5%										
		検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第11回	第12回	第13回	第14回	第15回	第16回	第17回
		A, B原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン	表面	7.5%	8箇所	PT	7.5% (1箇所)		1箇所					
		A, B原子炉補機冷却水ポンプ出口ライン	表面	7.5%	3箇所	PT	7.5% (1箇所)			1箇所				
		A原子炉補機冷却水冷却器入口ライン	表面	7.5%	9箇所	PT	7.5% (1箇所)						1箇所	
		主蒸気逃がしライン	表面	7.5%	8箇所	PT	7.5% (1箇所)							1箇所

クラス2機器供用期間中検査で管理

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)  
8. 配管(2/6)

項目番号	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S N A I - 2 0 0 8		玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)										備考	
	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第11回	第12回	第13回	第14回	第15回	第16回		第17回
C5.11	C-F	余熱除去ポンプ入口ライン	体積及び表面	7.5%	クラス2機器供用期間中検査で管理									
		余熱除去ポンプ出口ライン	表面	7.5%										
		余熱除去ポンプ出口ライン	表面	7.5%										
		余熱除去冷却器出口ライン	体積及び表面	7.5%										
		高温側低圧注入ライン	体積及び表面	7.5%										
		低温側低圧注入ライン	体積及び表面	7.5%										
		高圧注入ポンプ出口ライン	体積及び表面	7.5%										
		燃料取替用水ピット出口ライン	表面	7.5%										
		格納容器再循環サブ出口ライン	表面	7.5%										
		検査の対象箇所	検査方法	検査範囲										
C5.12	C-F	A, B 原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン	表面	7.5%	11箇所	PT	7.5% (1箇所)	1箇所						
		A, B 原子炉補機冷却水ポンプ出口ライン	表面	7.5%	5箇所	PT	7.5% (1箇所)		1箇所					
		A 原子炉補機冷却水冷却器入口ライン	表面	7.5%	11箇所	PT	7.5% (1箇所)					1箇所		
		余熱除去ポンプ入口ライン	表面	7.5%									1箇所	



重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)  
8. 配管(3/6)

項目 番号	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S N A I - 2 0 0 8 カテゴリー	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)		備考
C5.21	C-F	高温側高圧補助注入ライン	表面	7.5%	クラス2機器供用期間中検査で管理		
		高圧注入ポンプ出口ライン	表面	7.5%			
		低温側高圧補助注入ライン	表面	7.5%			
		高圧補助注入ライン連絡管	表面	7.5%			
		高圧補助注入ライン	表面	7.5%			
		封水注入ライン	表面	7.5%			
		高温側高圧補助注入ライン	表面	7.5%			
C5.30	C-F	低温側高圧補助注入ライン	表面	7.5%			
		封水注入ライン	表面	7.5%			
		格納容器再循環サブ出口ライン	表面	7.5%			
C5.41	C-F	高圧注入ポンプ出口ライン	表面	7.5%			

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)  
8. 配管(4/6)

項目番号	カテゴリ	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S N A 1 - 2 0 0 8				玄海原子力発電所4号機検査計画(1.0年間)										備考		
		検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第11回	第12回	第13回	第14回	第15回	第16回	第17回				
F1.21	F-A	格納容器再循環ユニット 入口ライン	VT-3	7.5%	55箇所	RH	54箇所	VT-3	7.5% (5箇所)	2箇所	1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	1箇所		
					74箇所	RH	71箇所			2箇所	1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	1箇所			
					59箇所	MS	4箇所			1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	1箇所	1箇所		
					7箇所	AN	7箇所			1箇所								
F1.21	F-A	原子炉補機冷却水ポンプ 入口ライン	VT-3	7.5%	15箇所	RH	11箇所	VT-3	7.5% (2箇所)	1箇所			1箇所					
					9箇所	AN	2箇所											
					4箇所	RH	4箇所											
					16箇所	MS	1箇所											
F1.21	F-A	原子炉補機冷却水ポンプ 出口ライン	VT-3	7.5%	9箇所	RH	7箇所	VT-3	7.5% (1箇所)				1箇所					
					4箇所	AN	2箇所											
					4箇所	RH	4箇所											
					16箇所	MS	1箇所											
F1.21	F-A	格納容器サブレイポンプ 入口ライン	VT-3	7.5%	16箇所	RH	13箇所	VT-3	7.5% (2箇所)	1箇所			1箇所					
					16箇所	MS	1箇所											
					2箇所	SH	2箇所											

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)  
8. 配管(5/6)

項目番号	カテゴリ	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S N A 1-2008				玄海原子力発電所4号機検査計画(1.0年間)										備考					
		検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第12回	第13回	第14回	第15回	第16回	第17回								
F1.21	F-A	格納容器サブレイポンプ 入口連絡ライン	VT-3	7.5%	1箇所	RH	1箇所	VT-3	7.5% (1箇所)	1箇所											
			VT-3	7.5%	RH	7箇所	VT-3	7.5% (1箇所)	1箇所												
					SH	2箇所															
			VT-3	7.5%	RH	15箇所	VT-3	7.5% (2箇所)	1箇所			1箇所									
					RH	6箇所															
			VT-3	7.5%	RH	12箇所	VT-3	7.5% (1箇所)	1箇所												
					RH	1箇所															
			VT-3	7.5%	RH	18箇所	VT-3	7.5% (3箇所)	1箇所												
					MS	9箇所															
			VT-3	7.5%	HS	1箇所	VT-3	7.5% (2箇所)	1箇所												
					AN	1箇所															
			VT-3	7.5%	RH	20箇所	VT-3	7.5% (5箇所)	1箇所												
					RH	57箇所															
VT-3	7.5%	RH	39箇所	VT-3	7.5% (3箇所)	1箇所															
		RH	4箇所																		
VT-3	7.5%	RH	4箇所	VT-3	7.5% (1箇所)	1箇所															
		RH	1箇所																		

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)  
8. 配管(6/6)

項目 番号	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2008 検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	玄海原子力発電所 4号機検査計画 (10年間)		備考
				カテゴリー		
F1.21	F-A	余熱除去ポンプ吸入ライン	VT-3	7.5%	クラス2機器供用期間中検査で管理	
		余熱除去ポンプ出口ライン	VT-3	7.5%		
		余熱除去冷却器出入口ライン	VT-3	7.5%		
		余熱除去冷却器出口ライン	VT-3	7.5%		
		高温側高圧補助注入ライン	VT-3	7.5%		
		低温側低圧注入ライン	VT-3	7.5%		
		高圧注入ポンプ出口ライン	VT-3	7.5%		
		低温側高圧補助注入ライン	VT-3	7.5%		
		高圧補助注入ライン連絡管	VT-3	7.5%		
		高圧補助注入ライン	VT-3	7.5%		
		格納容器再循環サンプ出口 ライン	VT-3	7.5%		
燃料取替用水ピット出口ライン	VT-3	7.5%				
封水注入ライン	VT-3	7.5%				

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)  
9. ボンプ(1/1)

充てんボンプ

発電用原子力設備規格 維持規格 JSME SNA1-2008		検査の対象箇所		検査方法		検査範囲		玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)					備考
項目番号	カテゴリー	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	検査方法	検査範囲	第12回	第13回	第14回	第15回	第16回	第17回	
C3.30	C-C	ボンプ支持脚部材取付け溶接継手	表面	7.5%	表面	7.5%							
C4.30	C-D	ケーシングボルト	体積	代表1台の7.5%	体積	代表1台の7.5%							
C6.10	C-G	ケーシングの溶接継手	表面	代表1台の7.5%	表面	代表1台の7.5%							
F1.43	F-A	ボンプ台板脚	VT-3	代表1台の7.5%	VT-3	代表1台の7.5%							

クラス2 機器供用期間中検査で管理

余熱除去ボンプ

発電用原子力設備規格 維持規格 JSME SNA1-2008		検査の対象箇所		検査方法		検査範囲		玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)					備考
項目番号	カテゴリー	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	検査方法	検査範囲	第12回	第13回	第14回	第15回	第16回	第17回	
C6.10	C-G	ケーシングの溶接継手	表面	代表1台の7.5%	表面	代表1台の7.5%							
F1.43	F-A	ボンプ台板脚	VT-3	代表1台の7.5%	VT-3	代表1台の7.5%							

クラス2 機器供用期間中検査で管理

原子炉補機冷却水ボンプ

発電用原子力設備規格 維持規格 JSME SNA1-2008		検査の対象箇所		検査方法		検査範囲		玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)					備考
項目番号	カテゴリー	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	検査方法	検査範囲	第12回	第13回	第14回	第15回	第16回	第17回	
F1.43	F-A	ボンプ台板脚	VT-3	代表1台の7.5%	VT-3	代表1台の7.5% (1箇所)		A:1箇所					

格納容器スプレイボンプ

発電用原子力設備規格 維持規格 JSME SNA1-2008		検査の対象箇所		検査方法		検査範囲		玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)					備考
項目番号	カテゴリー	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	検査方法	検査範囲	第12回	第13回	第14回	第15回	第16回	第17回	
F1.43	F-A	ボンプ台板脚	VT-3	代表1台の7.5%	VT-3	代表1台の7.5% (1箇所)		A:1箇所					

常設電動注入ボンプ

発電用原子力設備規格 維持規格 JSME SNA1-2008		検査の対象箇所		検査方法		検査範囲		玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)					備考
項目番号	カテゴリー	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	検査方法	検査範囲	第12回	第13回	第14回	第15回	第16回	第17回	
F1.43	F-A	ボンプ台板脚	VT-3	代表1台の7.5%	VT-3	代表1台の7.5% (1箇所)					1箇所		

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)  
10. 弁(1/1)

項目番号	カテゴリー	発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S N A 1-2 0 0 8		玄海原子力発電所 4 号機 検査計画 (10 年間)										備考					
		検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	設備数	検査方法	検査範囲	第11回	第12回	第13回	第14回	第15回	第16回		第17回				
F1.43	F-A	A, B 格納容器再循環ユニット 出口ライン (4TCV-2430, 2431)	VT-3	7.5%	4箇所 RH	VT-3	7.5% (1箇所)		1箇所 (2430)										
		主蒸気逃がしライン (4PCV-3610, 3620, 3630, 3640)	VT-3	7.5%	8箇所 RH MS	VT-3	7.5% (1箇所)					1箇所 (3610)							
		余熱除去冷却器出入口ライン (4HCV-603, 613)	VT-3	代表1台の 7.5%															
		余熱除去冷却器出入口ライン (4FCV-604, 614)	VT-3	代表1台の 7.5%															
		高温側高圧補助注入ライン (4V-SI-067A, B)	VT-3	代表1台の 7.5%															
		高圧補助注入ライン連絡管 (4V-SI-066A, B)	VT-3	代表1台の 7.5%															
		封水注入ライン (4V-SI-026A, 026B)	VT-3	代表1台の 7.5%															
		クラス2 機器供用期間中検査で管理																	
		クラス2 機器供用期間中検査で管理																	
		クラス2 機器供用期間中検査で管理																	

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)

1.1. 重大事故等クラス2機器漏えい検査(1/4)

項目番号	カテゴリ	検査対象箇所		検査圧力	検査方法	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)							備考		
		系統名	ライン名称			第11回	第12回	第13回	第14回	第15回	第16回	第17回			
B15.10	B-P	一次冷却材系統	原子炉容器	SA時の使用圧力	VT-2	●	○	○	○	○	○	○	○		
B15.20			加圧器	SA時の使用圧力	VT-2	●	○	○	○	○	○	○	○		
B15.30			蒸気発生器	SA時の使用圧力	VT-2	●	○	○	○	○	○	○	○		
B15.50			クラス1配管	SA時の使用圧力	VT-2	●	○	○	○	○	○	○	○		
B15.60			一次冷却材ポンプ	SA時の使用圧力	VT-2	●	○	○	○	○	○	○	○		
B15.70			クラス1弁	SA時の使用圧力	VT-2	●	○	○	○	○	○	○	○		
C7.30, C7.70			C-H	化学体積制御系統	B 充てんポンプ自己冷却水供給ライン	SA時の使用圧力	VT-2								
C7.30, C7.70	B 充てんポンプ自己冷却水戻りライン	SA時の使用圧力			VT-2										
C7.30, C7.70	体積制御タンク及び出入ロライン	SA時の使用圧力			VT-2										
C7.10, C7.30	A 充てんポンプ出口ロライン	SA時の使用圧力			VT-2		●								
C7.50, C7.70	B 充てんポンプ出口ロライン	SA時の使用圧力			VT-2			○							
C7.70	C 充てんポンプ出口及び対水注入ライン	SA時の使用圧力			VT-2				○						
C7.30, C7.50	A ほう酸ポンプ入口ロライン	SA時の使用圧力			VT-2		●								
C7.10, C7.30	B ほう酸ポンプ入口ロライン	SA時の使用圧力			VT-2		●								
C7.30, C7.50	A ほう酸ポンプ出口ロライン	SA時の使用圧力			VT-2										
C7.70	B ほう酸ポンプ出口ロライン	SA時の使用圧力			VT-2										
C7.30, C7.70	B 高圧注入ポンプ海水排水ライン	SA時の使用圧力			VT-2						○				
C7.30, C7.70	A, B 高圧注入ポンプ入口ロライン	SA時の使用圧力			VT-2					○					
C7.30, C7.50	A 高圧注入ポンプ出口ロライン	SA時の使用圧力			VT-2							○			
C7.70	B 高圧注入ポンプ出口ロライン	SA時の使用圧力			VT-2									○	
C7.30, C7.70	C-H	安全注入系統	A 格納容器再循環サンプ出口ロライン	SA時の使用圧力	VT-2										
C7.30, C7.70			B 格納容器再循環サンプ出口ロライン	SA時の使用圧力	VT-2										
C7.10, C7.30			A 蓄圧タンク及び出入ロライン	SA時の使用圧力	VT-2			●							
C7.70			B 蓄圧タンク及び出入ロライン	SA時の使用圧力	VT-2			●							
C7.10, C7.30			C 蓄圧タンク及び出入ロライン	SA時の使用圧力	VT-2			●							
C7.70			D 蓄圧タンク及び出入ロライン	SA時の使用圧力	VT-2			●							
C7.10, C7.30															
C7.70															

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)

1.1. 重大事故等クラス2機器漏えい検査(2/4)

項目番号	カテゴリ	検査対象箇所		検査方法	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)										備考					
		系統名	ライン名称		第11回	第12回	第13回	第14回	第15回	第16回	第17回									
C7.30, C7.70	C-H	余熱除去系統	格納容器スプレイ系統～余熱除去系統間のタライライン	SA時の使用圧力		○														
C7.30, C7.70				SA時の使用圧力		●														
C7.30, C7.70				SA時の使用圧力		○														
C7.10, C7.30				SA時の使用圧力		○														
C7.50, C7.70				SA時の使用圧力		○														
C7.30, C7.70				SA時の使用圧力		○														
C7.10, C7.30				SA時の使用圧力		○														
C7.50, C7.70				SA時の使用圧力		○														
C7.30, C7.70				SA時の使用圧力		○														
C7.30, C7.70				SA時の使用圧力		○														
C7.10, C7.30	C-H	格納容器スプレイ系統	格納容器スプレイポンプ入口ライン	SA時の使用圧力		●														
C7.30, C7.70				SA時の使用圧力		●														
C7.10, C7.30				SA時の使用圧力		○														
C7.50, C7.70				SA時の使用圧力		○														
C7.30, C7.70				SA時の使用圧力		○														
C7.10, C7.30				SA時の使用圧力		○														
C7.50, C7.70				SA時の使用圧力		○														
C7.30, C7.70				SA時の使用圧力		○														
C7.10, C7.30				SA時の使用圧力		○														
C7.50, C7.70				SA時の使用圧力		○														
C7.30, C7.70	C-H	燃料取替用水系統	使用済燃料ピット浄化冷却系統	SA時の使用圧力		●														
C7.30, C7.70				SA時の使用圧力		●														
C7.10, C7.30				SA時の使用圧力		○														
C7.70				SA時の使用圧力		○														
C7.30, C7.50				SA時の使用圧力		○														
C7.70				SA時の使用圧力		○														
C7.10, C7.30				SA時の使用圧力		○														
C7.70				SA時の使用圧力		○														
C7.30, C7.50				SA時の使用圧力		○														
C7.70				SA時の使用圧力		○														
C7.10, C7.30	C-H	給水系統	A 蒸気発生器給水入口ライン	SA時の使用圧力																
C7.70				SA時の使用圧力																
C7.10, C7.30				SA時の使用圧力																
C7.70				SA時の使用圧力																
C7.10, C7.30				SA時の使用圧力																
C7.70				SA時の使用圧力																
C7.10, C7.30				SA時の使用圧力																
C7.70				SA時の使用圧力																
C7.10, C7.30				SA時の使用圧力																
C7.70				SA時の使用圧力																
C7.30, C7.70	C-H	補助給水系統	補助給水ポンプ入口ライン	SA時の使用圧力																
C7.30, C7.50				SA時の使用圧力																
C7.70				SA時の使用圧力																
C7.30, C7.50				SA時の使用圧力																
C7.70				SA時の使用圧力																
C7.30, C7.50				SA時の使用圧力																
C7.70				SA時の使用圧力																
C7.30, C7.50				SA時の使用圧力																
C7.70				SA時の使用圧力																
C7.30, C7.50				SA時の使用圧力																



重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)

1.1. 重大事故等クラス2機器漏えい検査 (3/4)

項目番号	カテゴリ	検査対象箇所		検査圧力	検査方法	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)							備考								
		系統名	ライン名称			第11回	第12回	第13回	第14回	第15回	第16回	第17回									
C7.30, C7.70	C-H	主蒸気系統		A 蒸気発生器蒸気出口ライン	VT-2																
C7.30, C7.70				B 蒸気発生器蒸気出口ライン	VT-2		●														
C7.30, C7.70				C 蒸気発生器蒸気出口ライン	VT-2				○												
C7.30, C7.70				D 蒸気発生器蒸気出口ライン	VT-2								○								
C7.30	C-H	換気空調系統		中央制御室換気空調ライン	VT-2												技術基準引用則第58条第2項のただし書による「他の方法」として外観検査を実施				
C7.30, C7.70				アニュラス空気浄化ライン	VT-2																
C7.30, C7.70				A 原子炉補機冷却水冷却器海水供給ライン	VT-2					○											
C7.30, C7.70				A 格納容器再循環ユニット屋外放出ライン	VT-2									○							
C7.30, C7.70	C-H	原子炉補機冷却水系統		B 格納容器再循環ユニット屋外放出ライン	VT-2																
C7.30, C7.70				A, B 原子炉補機冷却水ポンプ入口ライン	VT-2								○								
C7.10, C7.30 C7.50, C7.70				A, B 原子炉補機冷却水ポンプ出口ライン	VT-2																
C7.30, C7.70				C, D 原子炉補機冷却水ポンプ出口ライン	VT-2												○				
C7.10, C7.30 C7.70	C-H	原子炉補機冷却海水系統		原子炉補機冷却水サージタンク及び出入口ライン	VT-2																
C7.10, C7.30 C7.50, C7.70				A, B 海水ポンプ出口ライン	VT-2											○					
C7.30, C7.70				C, D 海水ポンプ出口ライン	VT-2												○				

重大事故等クラス2機器供用期間中検査 GN4-201 (保全重要度：高)  
 1.1. 重大事故等クラス2機器漏えい検査(4/4)

項目番号	カテゴリ	検査対象箇所		検査圧力	検査方法	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)							備考	
		系統名	ライン名称			第11回	第12回	第13回	第14回	第15回	第16回	第17回		
C7.30, C7.70	C-H	制御用空気系統	A加圧器逃がし弁用制御用空気ライン	SA時の使用圧力	VT-2									
C7.30, C7.70			B加圧器逃がし弁用制御用空気ライン	SA時の使用圧力	VT-2									
C7.30, C7.70			アニュラス空気浄化ファン弁用制御用空気ライン	SA時の使用圧力	VT-2						○			
C7.30, C7.70			事故時試料採取設備弁用制御用空気ライン	SA時の使用圧力	VT-2				○					
C7.30, C7.70	C-H	ディーゼル発電機始動用空気系統	A制御用空気圧縮機出口ライン	SA時の使用圧力	VT-2				○					
C7.30, C7.70			B制御用空気圧縮機出口ライン	SA時の使用圧力	VT-2							○		
C7.10, C7.30	C-H	ディーゼル発電機始動用空気系統	Aディーゼル発電機始動空気ライン	SA時の使用圧力	VT-2								○	
C7.70			Bディーゼル発電機始動空気ライン	SA時の使用圧力	VT-2								○	
C7.10, C7.30	C-H	一次系サンプリング系統	事故時サンプリングライン(1)	SA時の使用圧力	VT-2								○	
C7.70			事故時サンプリングライン(2)	SA時の使用圧力	VT-2									○

重大事故等クラス2機器供用期間中検査GN4-201 (保全重要度：高)  
 1.2. クラス2管 (原子炉格納容器内) 特別検査(1/1)

項目番号	カテゴリ	検査の対象箇所	検査方法	検査範囲	玄海原子力発電所4号機検査計画(10年間)	備考
-	-	配管の円周方向溶接部			クラス2管 (原子炉格納容器内) 特別検査で管理	
		充てんライン	体積	25%		
		再生熱交換器連絡管				
		充てんライン連絡管	体積	25%		

### 3. 施設定期検査期間中に実施した使用前検査対象工事等

#### (1) 施設定期検査期間中に実施した使用前検査対象工事の実績

No.	件名	実施結果	備考
1	保護継電器設定値変更工事	「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」の一部改正に伴い、高エネルギーアーク放電による重要安全施設への電力供給に係る電気盤の損壊の拡大を防止するために必要な措置を講じるよう追加要求されたことから、その他発電用原子炉の附属施設のうち非常用電源設備について、高エネルギーアーク放電による電気盤（非常用ディーゼル発電機に接続される電気盤を除く。）の損壊の拡大を防止するために必要な措置を講じた。	<ul style="list-style-type: none"> <li>・工事計画認可申請 (平成30年10月19日付原発本第213号)</li> <li>・工事計画認可補正申請 (平成31年2月15日付原発本第289号)</li> </ul>

#### (2) 行政指導文書等の点検指示による検査の実績

なし

#### 4. 施設定期検査成績書における所見及び処置

なし

## 5. 放射線業務従事者の実績線量

### (1) 放射線業務従事者の実績線量

件名	区分	従事者数 (人)	総線量 (人・Sv)	平均線量 (mSv)	最大線量 (mSv)
総計	社員	364	0.01	0.04	2.21
	社員外	1,778	0.41	0.23	4.55
	合計	2,142	0.42	0.20	—

1. 測定器：警報付ポケット線量計
2. ホールボディカウンタでの測定結果により、内部被ばくはなかった。  
(預託線量 2 mSv / 50年 未満)

### (2) 個人最大実績線量が1日当たり1.00 mSvを超えた作業の実績線量

作業内容	個人最大実績線量 (mSv/day)
供用期間中検査関係	1.06

1. 測定器：警報付ポケット線量計

### 参考 前回定期事業者検査における実績線量

作業内容	個人最大実績線量 (mSv/day)
原子炉容器出入口管台溶接部計画保全工事	2.02
余熱除去ライン取替工事	1.59
抽出ライン取替工事	1.33
充てんライン取替及び撤去工事	1.11

1. 測定器：警報付ポケット線量計

(3) 各作業の総線量

作 業 項 目		総線量 [人・Sv]
定期 事業者 検査 作業	弁・配管関係	0.08
	原子炉容器関係	0.05
	放射線管理	0.04
	供用期間中検査関係	0.04
	その他	0.12
小 計		0.33
改良 工事 等	1次冷却材ポンプインターナル分解点検	0.06
	蒸気発生器入口管台ECT検査	0.01
	原子炉安全補助施設準備工事	0.01未満
	その他	0.03
小 計		0.09
合 計		0.42

(注) 線量は、四捨五入した数値を記載してあるため合計値が合わないことがある。

○計画（予想）総線量との比較評価

今回の定期事業者検査では、予想値約0.71人・Svに対し、実績値0.42人・Svとなった。

この要因は、計画と比較して全体的に環境線量当量率が低かったこと及び作業が円滑に進捗したことによる。