

川内原子力発電所 1 号炉
原子炉容器の特別点検（個別確認・評価）について

令和 4 年10月17日

九州電力株式会社

枠囲みの範囲は、商業機密等に係る事項であるため、公開できません。
(P.5,P.9,P.14,P.16,P.21~P.23,P28,P29)

目 次

	頁
1. はじめに	1
2. 要求事項	1
3. データ採取方法	1
4. 特別点検（個別確認・評価）	25

1. はじめに

本資料は、川内原子力発電所1号炉で実施した原子炉容器のデータ採取及び特別点検について、実施した内容を取りまとめたものである。

2. 要求事項

対象の機器・構造物、その対象の部位、着目する劣化事象及び試験方法は、「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」（以下「運用ガイド」という。）に定められている。

表2.1 要求事項の概要

対象の機器・構造物	対象の部位	着目する劣化事象	試験方法／試験項目
原子炉容器	母材及び溶接部 (炉心領域の100%)	中性子照射脆化	超音波探傷試験（以下「UT」という。）による欠陥の有無の確認
	一次冷却材ノズルコーナー部 (クラッド部)	疲労	渦流探傷試験（以下「ECT」という。）による欠陥の有無の確認
	炉内計装筒全数 (溶接部及び内面)	応力腐食割れ	目視試験（MVT-1）による原子炉容器内側の溶接部欠陥の有無の確認
			ECTによる炉内計装筒内面の溶接熱影響部欠陥の有無の確認

3. データ採取方法

本章では炉心領域、一次冷却材ノズルコーナー部、炉内計装筒に対するデータ採取方法を説明する。

3.1 炉心領域

3.1.1 データ採取の概要

原子炉容器は、プラント運転中の中性子照射により金属の粘り強さが低下する（中性子照射脆化）ことが知られている。事故時の炉心冷却のため冷たい水が注入されると、加圧熱衝撃（以下「PTS」という。）事象が発生し、原子炉容器内表面に大きな引張応力が発生する（図3.1.1.1）。この際、中性子照射脆化が進んだ炉心領域に有意な欠陥が存在した場合には、そこを起点として脆性破壊が発生する可能性があることから、高経年化技術評価では、60年間の運転期間で想定される中性子照射脆化を想定し、事故時に冷たい水が注入されたとしても、仮想的に原子炉容器内表面に想定した深さ10mm、長さ60mmのき裂（図3.1.1.2）が進展することなく、原子炉容器が健全であることをPTS評価により確認している。

原子炉容器については、建設時に母材と溶接部に対して有意な欠陥がないことを確認している。また、運転開始後は供用期間中検査として溶接部に対するUTを実施しており、欠陥は確認されていない。さらに、原子炉容器胴部ではクラッドにて母材が覆われており応力腐食割れ（以下「SCC」という。）の懸念はなく、不連続部がない円筒構造であり疲労の懸念もないため、SCCや疲労割れといった損傷モードにより欠陥が発生・進展することは想定されていない。したがって、PTS評価において想定する原子炉容器内表面の深さ10mmの欠陥は十分保守的と考えられるものの、今回のデータ採取ではこのような欠陥想定の妥当性を改めて確認するため、これまでの供用期間中検査では試験対象としていない母材部分まで試験範囲を広げ、PTS評価の観点から考慮すべき欠陥の有無を炉心領域全域にわたって確認した。

なお、原子炉容器胴部については、内圧や急冷に対して生じる周方向応力を考慮し、強度や靱性の観点から、主圧延方向が周方向となるよう配慮しており、材料の異方性も考慮し製作している。

【参考】PTS評価について

温度分布解析により、PTS事象の進捗に伴い生じる原子炉容器内面に接液する冷却材の温度変化に対して、クラッドの存在を考慮し、胴部板厚内の温度分布を時刻歴で計算する。

温度分布解析により求めた温度分布の変化に対して熱応力を、また、PTS事象での冷却材圧力の変化に対して内圧による応力を求めて、時刻歴での応力分布を把握する。応力評価においては、強度部材ではないクラッドの存在は考慮しない。なお、母材とクラッドでは、クラッドの熱膨張係数が大きいいため、PTS評価で対象とする低い温度域では、母材表面に圧縮側の応力が生じていると考えられる。そのため、応力評価においてクラッドを考慮しないことは非保守的とはならないと考えられる。

得られた応力分布から、JEAC4206-2007に基づき時刻歴で応力拡大係数を算出する。応力拡大係数の算出においては、ある程度き裂の開口に抵抗する効果が期待できるクラッドの存在を無視しており、保守的な応力拡大係数を得ている。

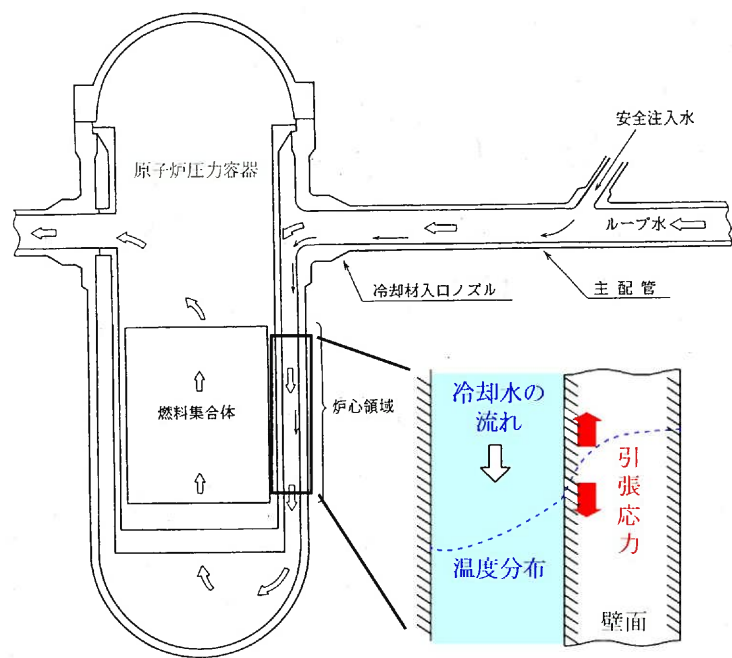


図3.1.1.1 PTS事象発生時の原子炉容器内の冷却材の流れ

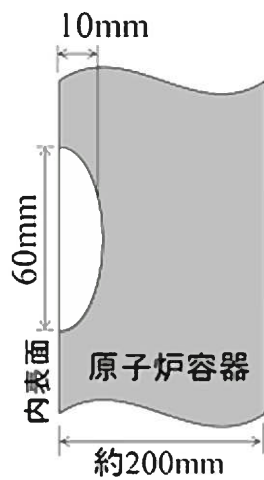


図3.1.1.2 PTS評価において想定する欠陥

3.1.2 通常の点検方法との比較

以下に、今回のデータ採取方法と毎回の定期事業者検査時に実施する点検（以下「通常の点検」という。）方法との比較を示す。

表3.1.2.1 データ採取方法と通常の点検方法の比較

部 位	通常の点検方法	データ採取方法
母材及び溶接部 (炉心領域の100%)	超音波探傷試験 (UT) 溶接線+母材10mm幅 (両側) 頻度 1回/検査間隔	超音波探傷試験 (UT) 炉心領域100% (溶接部+母材)

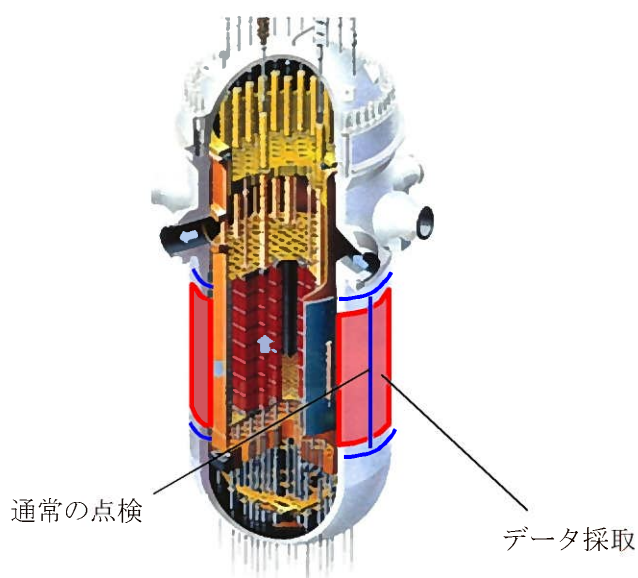


図3.1.2.1 データ採取方法と通常の点検方法の比較

3.1.3 データ採取方法

試験対象は図3.1.3.1に示すとおり、維持規格 (JSME S NA1-2008) A-5210の定義に従い、炉心の有効高さを直接囲んでいる範囲とした。また、試験部の材質は、ASME SA533 Gr.B Class1 (SQV2A相当) である。なお、実際の探傷は、炉心領域を十分包含できるよう、炉心領域外にある出入口ノズルコーナー部や炉心支持金物に干渉しない範囲で自主的に拡大して実施しており、中性子照射量として $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) を超える範囲を概ね網羅している。

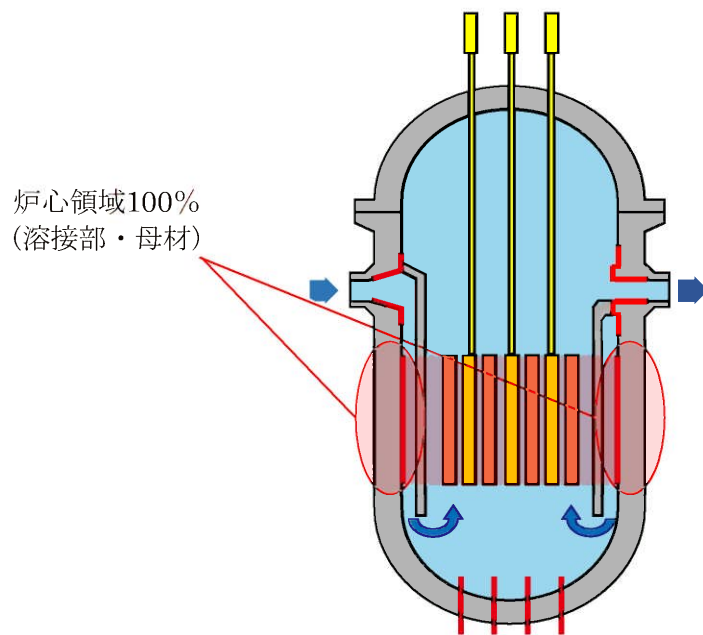


図3.1.3.1 試験対象 (炉心領域)

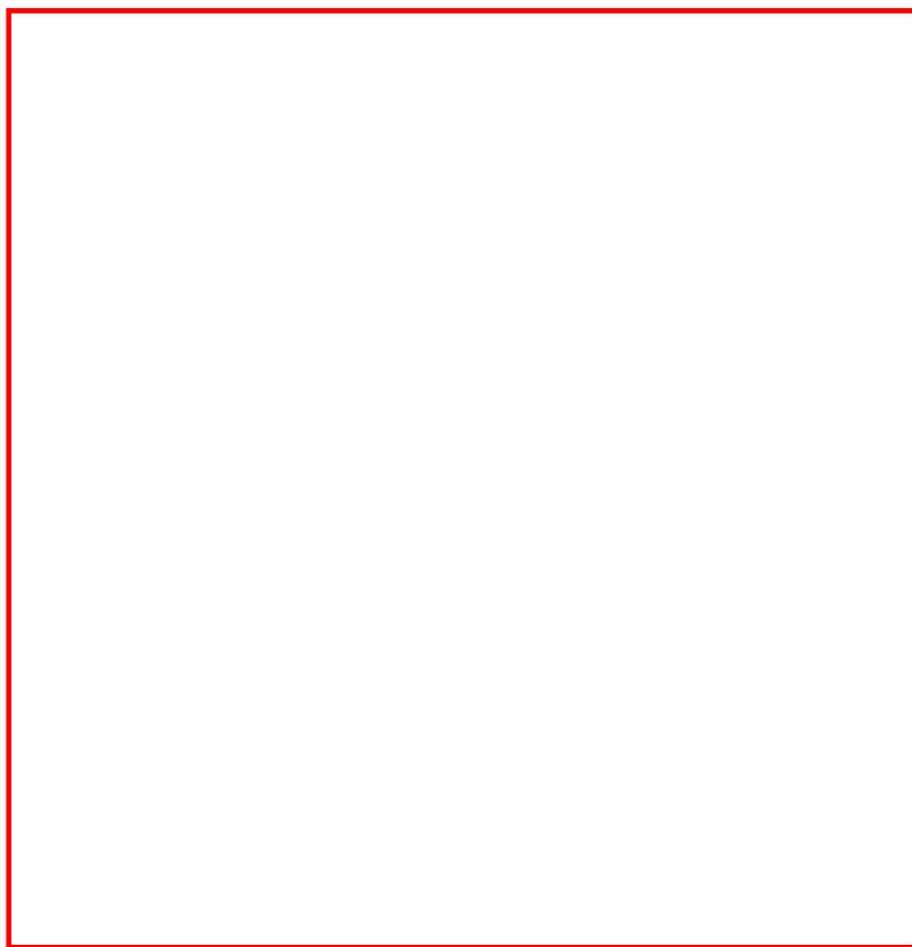


図 3.1.3.2 試験対象範囲 (炉心領域)

内は商業機密事項であるため公開できません

着目する経年劣化モードである中性子照射脆化はPTSの観点から内表面近傍の欠陥が特に重要となることから、内表面近傍（クラッドと母材との境界部から母材側に約25mmまでの範囲（クラッドを溶接した際の熱影響部約5mmを含む））の欠陥に対して有効な斜角法70°のUTを実施した。また、通常の供用期間中検査で実施している斜角法45°及び60°、垂直法によるUTについても全板厚（約200mm）に対して実施した。

炉心領域に対するUTは、JEAC4207-2008「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程」（以下「JEAC4207-2008」という。）を準用して実施した。

試験対象範囲は、下部胴の母材部と長手方向溶接継手の各領域に分割している。また、それぞれの領域は、探傷試験装置（以下「A-UTマシン」という。）（図3.1.3.3）のマニピュレータの可動範囲に収まる長方形のブロックに分割しており、A-UTマシンはブロック内の探傷（鉛直方向及び円周方向）が完了したら移動して次のブロックの探傷を行う。それぞれのブロックに対する探傷範囲は、装置の位置標定精度による探触子の位置誤差等を考慮して鉛直方向・円周方向それぞれに一定幅を加えて拡張しており、隣のブロックとの間の探傷漏れを防止している。

また、ブロック内の鉛直方向・円周方向の探傷は、それぞれの走査ラインが振動子寸法の50%以上重なるように実施しており、探触子の走査速度は150mm/秒以下としている。

探傷前に実施する基準感度の感度校正はJEAC4207-2008に基づいた表3.1.3.1の感度校正要領と図3.1.3.4の対比試験片を使用して実施した。反射波の抽出基準としては、JEAC4207-2008に基づき、斜角法、垂直法いずれも距離振幅特性曲線（以下「DAC」という。）20%とした。

表3.1.3.1 基準感度の校正要領

試験箇所	垂直法	斜角法
母材及び溶接部 (炉心領域の 100%)	<p style="text-align: center;">表示器全目盛の 50%に調整</p> <p style="text-align: center;">1/4T 2/4T 3/4T</p>	<p style="text-align: center;">(45° 及び60°)</p> <p style="text-align: center;">表示器全目盛の 50%に調整</p> <p style="text-align: center;">1/8S 2/8S 3/8S</p> <p style="text-align: center;">1/8 2/8 3/8</p>
		<p style="text-align: center;">(70°)</p> <p style="text-align: center;">表示器全目盛の 50%に調整</p> <p style="text-align: center;">A A</p> <p style="text-align: right;">母材部深さ 4.0mm</p>

対比試験片の厚さ：約200mm

(参考) 原子炉容器超音波探傷試験装置の概要

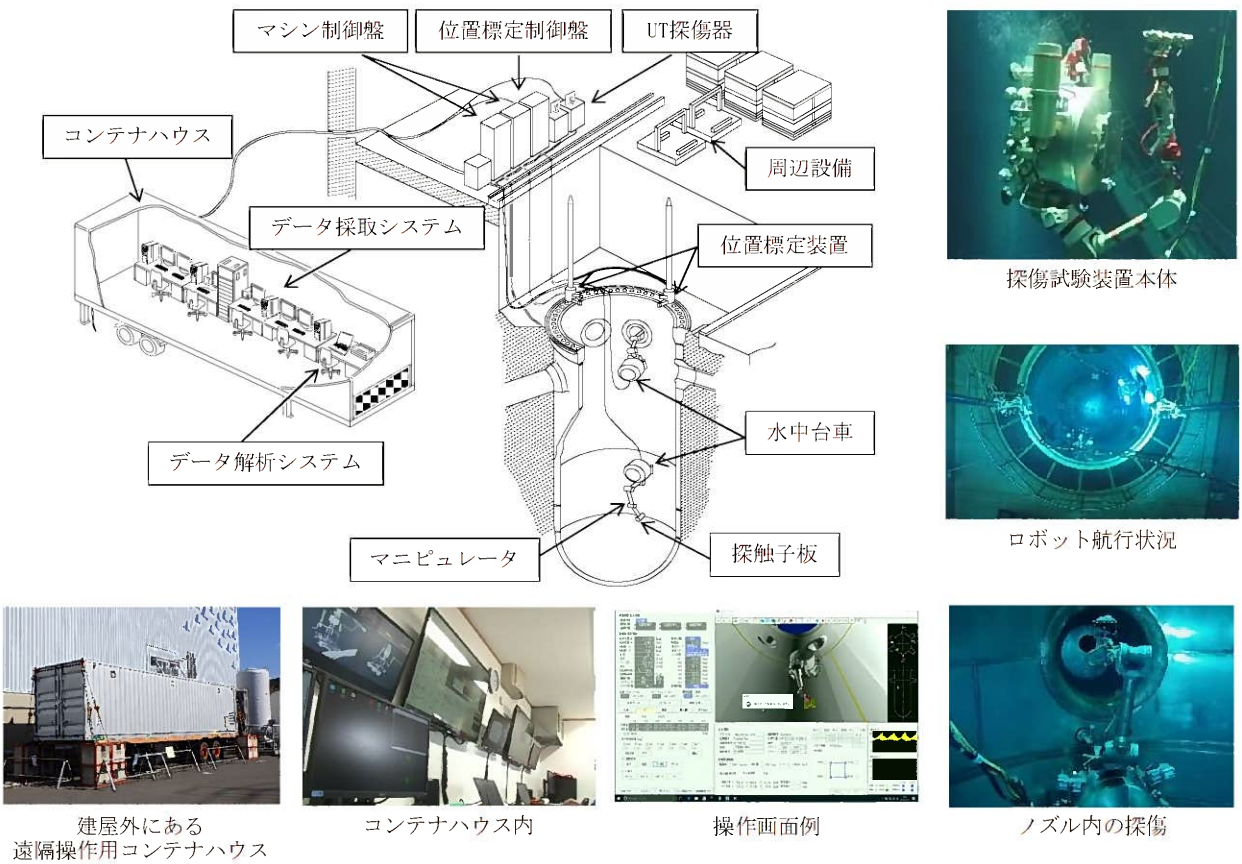


図3.1.3.3 原子炉容器超音波探傷試験装置

基準感度は、探傷前に図3.1.3.4に示す対比試験片を用いて調整しており、探傷中及び全ての探傷が完了した後の感度確認も基準感度を用いている。対比試験片については、実機の母材と同等材に対しクラッドを施工した試験体に横穴及びEDM（放電加工）スリットを付与している。

なお、探傷期間中には、A-UTマシンに搭載した簡易試験片を用いて調整した中間感度確認用の感度により探傷中に感度変化が無いことを自主的に確認している。



図3.1.3.4 対比試験片

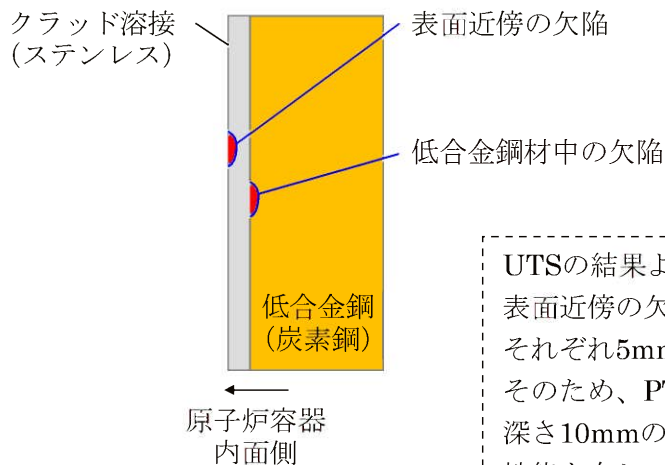
斜角法70°のUTは、国の原子力発電施設検査技術実証事業「超音波探傷試験における欠陥検出性及びサイジング精度の確認に関するもの」（以下「UTS」という。）により表面近傍の深さ5mm程度の欠陥が、JEAC4207-2008で規定されているDAC20%による抽出基準により十分検出可能であることが確認されており、PTS評価の想定（深さ10mmの表面欠陥）に対して十分な欠陥検出性能を有している。

内は商業機密事項であるため公開できません

表3.1.3.2 平成16年度UTS報告書（原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書（超音波探傷試験における欠陥検出及びサイジング精度の確認に関するもの））P.429から抜粋

表4.3.3.8 欠陥寸法と欠陥検出率に関するまとめ（検出レベル：DAC20%）

屈折角	検出可能な最小欠陥寸法(mm) *1	特徴的傾向
60° (横波)	3.8~11.4 [2.5]	(1) 欠陥深さ11mmを超える欠陥の検出率は100%であった。 (2) 欠陥深さ3.8mmから11.4mmの間に検出率0%と100%が混在することから、検出限界はこの間に存在すると考える。
70-50° (縦波)	<u><3.8</u> [2.5] 70° (クラッド表面欠陥)	全ての欠陥がDAC100%以上のエコー高さと検出されており、検出レベルをDAC20%にした場合の検出限界はこの寸法以下にあると考えられる。
70° (縦波)	<3.8 [2.5] ¹	同上
まとめ	(1) 屈折角 70-50° (縦波)及び70° (縦波)では、欠陥上端がクラッド境界近傍の欠陥(母材側深さ0.1mm)でも十分検出できた。クラッド直下のUCC模擬の内部欠陥では、 <u>欠陥高さ2.4mm (2a: 4.8mm)</u> の欠陥が検出できることを確認した。 70° (クラッド表面近傍内部欠陥) (2) 屈折角60° (横波)では、欠陥深さ11mm(母材側深さ7mm)を超える深い欠陥は検出できた。また、UCC模擬の内部欠陥では、欠陥高さ3.8mm (2a: 7.6mm)の欠陥が検出できることを確認した。	
備考	* 1 : 鈎括弧内数値は検出可能な最小欠陥深さの欠陥と同じアスペクト比における評価不要欠陥深さ(クラッド厚さ含む) また、<は最小欠陥の検出率が100%であり、検出限界がそれ以下であることを示す。	



UTSの結果より、斜角70°のUTは、クラッドにおける表面近傍の欠陥及び母材（低合金鋼）中の欠陥に対し、それぞれ5mm程度の検出性を有する。そのため、PTS評価の想定（原子炉内表面（母材部）に深さ10mmの表面欠陥を想定）に対して十分な欠陥検出性能を有していると言える。

図3.1.3.5 欠陥検出のイメージ

表 3.1.3.3 平成 16 年度 UTS 報告書（原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書
（超音波探傷試験における欠陥検出及びサイジング精度の確認に関するもの））P.439から抜粋

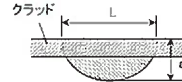
表4.3.3.5(1) 平板炭素鋼クラッド付疲労き裂付と試験体(内面探傷)の欠陥検出性評価パラメーター一覧（平板100t、180t）

形状	材質	板厚	欠陥番号	欠陥深さ a(mm)	欠陥長さ l(mm)	欠陥面積 ^{*1} (mm ²)	Y距離 (mm)	屈折角 (°)	最大エコー高さの 平均値(DAC)	最大エコー高さの 平均値(dB)	最大エコー高さの 標準偏差(dB)	最大エコー検出位 置Yの標準偏差 (mm)	DAC20%測定長さの 平均値(mm)	DAC20%指示長さの 標準偏差(mm)	反射器位置Yの 平均値(mm)	反射器位置Yの 標準偏差(mm)			
平板	SOV 2B	100t	VCF61N	9.5	20.6	153.6	-16.1	45	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
			VCF62N	31.2	81.6	1998.5	-21.3		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			VCF65	3.8	24.9	74.3	26.7		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			VCF67N	23.8	58.6	1094.8	-25.9		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			VCF69N	9.6	28.2	212.5	26.9		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			VCF61H	9.5	20.6	153.6	-16.1		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			VCF62N	31.2	81.6	1998.5	-21.3	127.8	2.1	—	—	—	—	59.0	—	—	27.2	—	
			VCF65	3.8	24.9	74.3	26.7	63.4	-4.0	—	—	—	—	32.0	—	—	26.2	—	
			VCF67N	23.8	58.6	1094.8	-25.9	95.6	-0.4	—	—	—	—	58.0	—	—	28.4	—	
			VCF69N	9.6	28.2	212.5	26.9	106.8	0.6	—	—	—	—	40.0	—	—	30.6	—	
			VCF61N	9.5	20.6	153.6	-16.1	40.0	-8.0	—	—	—	—	20.0	—	—	12.8	—	
			VCF62N	31.2	81.6	1998.5	-21.3	91.8	-0.7	—	—	—	—	38.0	—	—	23.5	—	
			VCF65	3.8	24.9	74.3	26.7	70-50	65.8	-3.6	—	—	—	—	28.0	—	—	29.5	—
			VCF67N	23.8	58.6	1094.8	-25.9	71.4	-2.9	—	—	—	—	50.0	—	—	28.9	—	
			VCF69N	9.6	28.2	212.5	26.9	68.2	-3.3	—	—	—	—	35.0	—	—	21.7	—	
			VCF61N	9.5	20.6	153.6	-16.1	134.8	2.6	—	—	—	—	18.0	—	—	14.3	—	
			VCF62N	31.2	81.6	1998.5	-21.3	107.4	0.6	—	—	—	—	72.0	—	—	25.6	—	
			VCF65	3.8	24.9	74.3	26.7	46.2	-6.7	—	—	—	—	16.0	—	—	25.7	—	
		VCF67N	23.8	58.6	1094.8	-25.9	124.0	1.9	—	—	—	—	46.0	—	—	28.9	—		
		VCF69N	9.6	28.2	212.5	26.9	28.2	-11.0	—	—	—	—	22.0	—	—	22.8	—		
		180t	VCF86	5.2	32.2	131.4	22	45	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			VCF86	5.2	32.2	131.4	22	60	93.2	-0.6	—	—	—	38.0	—	—	23.2	—	
			VCF86	5.2	32.2	131.4	22	70-50	114.4	1.2	—	—	—	43.0	—	—	28.3	—	
			VCF86	5.2	32.2	131.4	22	70	45.4	-6.9	—	—	—	19.0	—	—	21.2	—	

〔備考〕

- (1) 欠陥深さ及び欠陥長さは切断試験結果を、欠陥間隔は製造時記録を記載した。
- (2) 最大エコー高さのdB表記はDAC100%を基準にしている。
- (3) —は検出不可

*1: 欠陥面積は、楕円近似の面積を示す(右図参照)



$$\text{欠陥面積} = \frac{\pi a l}{4}$$

表 3.1.3.4 平成 16 年度 UTS 報告書（原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書
（超音波探傷試験における欠陥検出及びサイジング精度の確認に関するもの））P.441 から抜粋

表4.3.3.5(3) 平板炭素鋼クラッド付疲労き裂付と試験体(内面探傷)の欠陥検出性評価パラメーター一覧（PWR容器胴UCC）

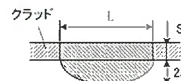
形状	材質	板厚	欠陥番号	欠陥深さ ^{*1} a(mm)	欠陥長さ ^{*2} l(mm)	欠陥面積 ^{*2} (mm ²)	Y距離 (mm)	屈折角 (°)	最大エコー高さの 平均値(DAC)	最大エコー高さの 平均値(dB)	最大エコー高さの 標準偏差(dB)	最大エコー検出位 置Yの標準偏差 (mm)	DAC20%測定長さの 平均値(mm)	DAC20%指示長さの 標準偏差(mm)	反射器位置Yの 平均値(mm)	反射器位置Yの 標準偏差(mm)			
PWR 容器胴 UCC	SOV 2B	220t	VPCU1	2.4 (10.1)	18	165.0	25.4	45	—	—	—	—	—	—	—	—	—		
			VPCU2	3.6 (12.6)	40	446.1	25		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			VPCU3	3.5 (12.8)	46.5	501.9	25		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			VPCU4	5.5 (17.0)	70	989.5	25.1		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			VPCU1	2.4 (10.1)	18	165.0	25.4	60	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
			VPCU2	3.6 (12.6)	40	446.1	25		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
			VPCU3	3.5 (12.8)	46.5	501.9	25		35.2	-9.1	—	—	—	—	18.0	—	—	22.0	—
			VPCU4	5.5 (17.0)	70	989.5	25.1		34.6	-9.2	—	—	—	—	34.0	—	—	24.0	—
			VPCU1	2.4 (10.1)	18	165.0	25.4	70-50	57.2	-4.9	—	—	—	—	27.0	—	—	26.0	—
			VPCU2	3.6 (12.6)	40	446.1	25		107.2	0.6	—	—	—	—	46.0	—	—	25.0	—
			VPCU3	3.5 (12.8)	46.5	501.9	25		72.4	-2.8	—	—	—	—	58.0	—	—	26.0	—
			VPCU4	5.5 (17.0)	70	989.5	25.1		128.4	2.2	—	—	—	—	82.0	—	—	31.0	—
			VPCU1	2.4 (10.1)	18	165.0	25.4	70	70.2	-3.1	—	—	—	—	20.0	—	—	32.0	—
			VPCU2	3.6 (12.6)	40	446.1	25		50.4	-6.0	—	—	—	—	36.0	—	—	27.0	—
			VPCU3	3.5 (12.8)	46.5	501.9	25		74.8	-2.5	—	—	—	—	41.0	—	—	34.0	—
			VPCU4	5.5 (17.0)	70	989.5	25.1		65.8	-3.6	—	—	—	—	70.0	—	—	32.0	—

〔備考〕

- (1) 欠陥深さ及び欠陥長さを、欠陥間隔は製造時記録を記載した。
- (2) 最大エコー高さのdB表記はDAC100%を基準にしている。
- (3) —は検出不可

*1: 括弧内数値は欠陥評価深さ(S+2a)を示す。

*2: 欠陥面積は、表面欠陥として取扱った面積を示す(右図参照)



$$\text{欠陥面積} = S l + \frac{\pi a l}{2}$$

3.1.4 データ採取の体制及び実施時期

(1) データ採取の体制

- ・データ採取箇所 : 川内原子力発電所
- ・データ採取担当者 : 川内原子力発電所 保修課員
- ・データ採取実施者 : 協力会社 作業員 (UT試験員)

(2) データ採取の実施時期

データ採取年月日 : 2020.4.22 ~ 2020.5.6

3.1.5 試験員の力量

データ採取の非破壊検査 (UT) 従事者は、JIS Z 2305「非破壊検査技術者の資格及び認証」(以下「JIS Z 2305」という。)に基づき認定されたUTレベル2以上の試験員にて作業を実施し、認定された試験員については、データ採取の作業員名簿にてデータ採取前に力量を確認した。

3.2 一次冷却材ノズルコーナー部

3.2.1 データ採取の概要

原子炉容器の低合金鋼の内表面は一次冷却材からの保護のために、厚さ5mm程度のステンレスクラッドが非強度部材として施工されている。また、設計上、疲労損傷が発生しないよう、表面は応力集中部ができないよう適切な曲率加工を施すなどの配慮がなされている。

建設時にはステンレスクラッド全面に対して浸透探傷試験（以下「PT」という。）を実施して、表面欠陥がないことを確認している。供用期間中はコーナー部の母材に対してUTを実施しているが、強度部材ではないステンレスクラッドに対しての表面試験は実施していない。

一次冷却材ノズルコーナー部は、原子炉容器の低合金鋼部において比較的疲労累積係数の高い形状変化部位となっていることから、母材を保護しているステンレスクラッドの健全性を確認するため、クラッド表面に対してECTを実施する。

3.2.2 通常の点検方法との比較

以下に、今回のデータ採取方法と通常の点検方法との比較を示す。

表3.2.2.1 データ採取方法と通常の点検方法の比較

部 位	通常の点検方法	データ採取方法
一次冷却材 ノズルコーナー部	超音波探傷試験 (UT) ノズルコーナー (母材) 頻度 1回/検査間隔	渦流探傷試験 (ECT) ノズルコーナー (クラッド)

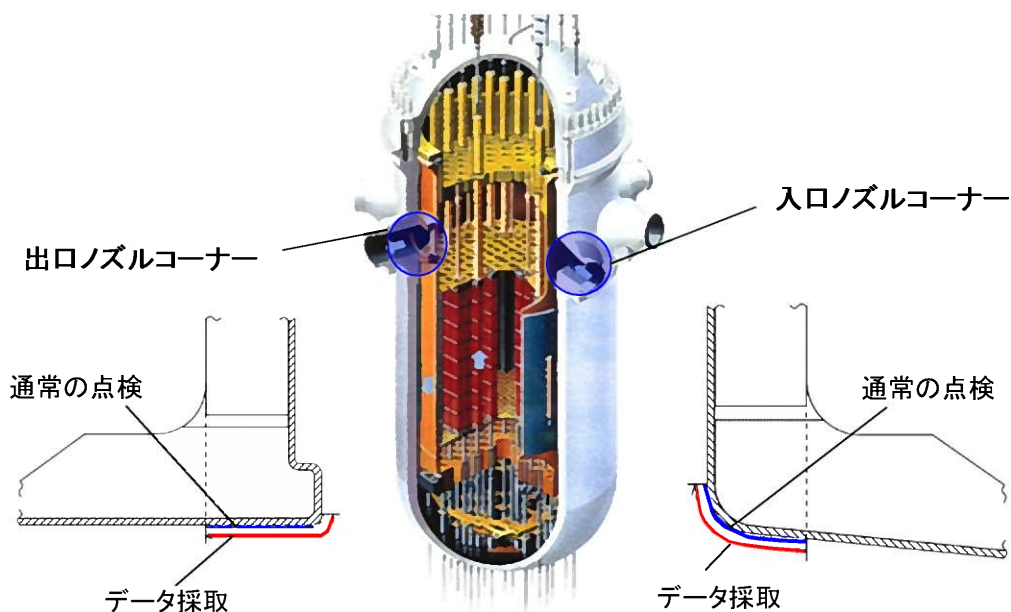


図3.2.2.1 データ採取方法と通常の点検方法の比較

3.2.3 データ採取方法

試験対象は図3.2.3.1に示すとおり、入口管台・出口管台の全数（入口管台3箇所、出口管台3箇所）を選定している。一次冷却材ノズルコーナー部として、維持規格（JSME S NA1-2008）の表IB-2500-4（項目B3.20 カテゴリB-D）に記載されている原子炉容器管台内面の丸みの部分を対象に、この範囲のクラッド内表面を試験対象範囲とした（図3.2.3.1）。

運用ガイドではPTの適用も認められているが、放射線環境が厳しいことから水中環境での自動探傷が可能なECTを適用した。

一次冷却材ノズルコーナー部に対するECTは、JEAG4217-2010「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針」（以下「JEAG4217-2010」という。）を準用して実施した。また、ECTで探傷及び解析に使用した装置については、JEAG4217-2010にて要求されている事項に対し、それぞれ適合していることを事前に確認し使用した。

ECTで用いたプローブにはクロスコイルを採用した。出口管台ノズルコーナーの凸部は曲率半径が小さく探傷性を確保することが難しいことから、形状に沿うようクロスコイルを複数個配した専用プローブを適用した。その他の試験部（入口管台ノズルコーナーと出口管台の内面）は、曲率半径も大きいことから平坦部用プローブを適用した。また、試験部はクラッド施工時（溶接）の影響による透磁率変化（溶接金属中のフェライト偏析・析出などによる局所的な材質のばらつきにより発生する）に起因したノイズ信号が発生することから、通常型プローブに加えて磁気飽和型（MAG型）プローブも併せて適用した。MAG型プローブは、プローブ近傍に磁石を配することで試験部の透磁率変化によるノイズ信号を緩和することができるため、通常型とMAG型の試験結果を対比することで透磁率変化によるノイズ信号の判定の参考として用いることにより評価精度の向上を図ることが可能となる。

なお、サンプリングレートについては凸部：走査距離25mm当たり□点、平坦部：走査距離25mm当たり□点となるよう設定しており、JEAG4217-2010にて要求されている「走査距離25mm当たり30点以上」を十分満足している。また、分解能については、1点当たり□ビットである探傷器を適用しており、JEAG4217-2010にて要求されている「1点当たり12ビット以上」を満足している。

□内は商業機密事項であるため公開できません

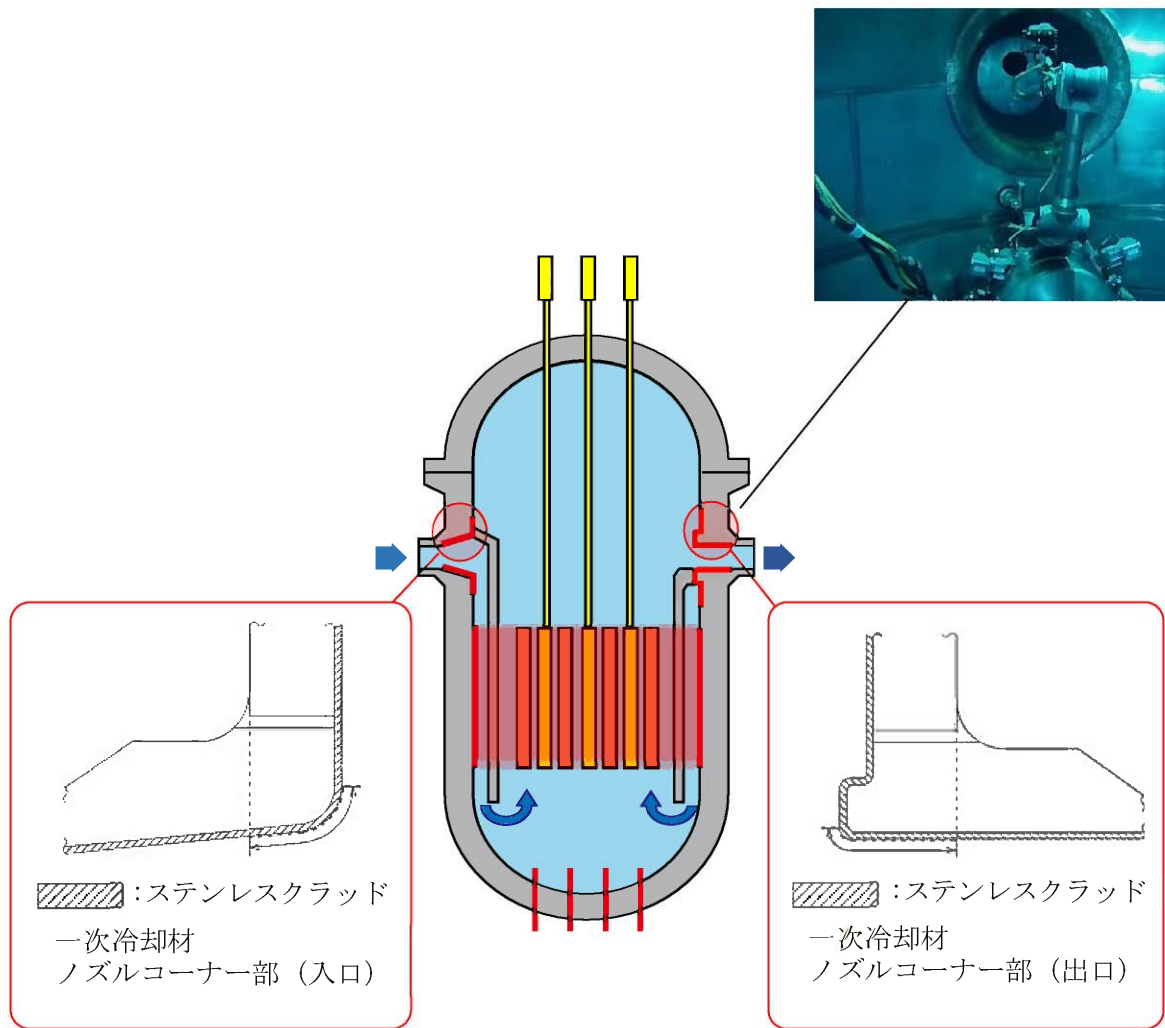


図3.2.3.1 試験対象（一次冷却材ノズルコーナー部）及び探傷画像（イメージ）

出口管台ノズルコーナーの凸部に適用した専用プローブの校正は、クラッド含め試験部の表面形状を模擬した対比試験片に付与したEDMスリット（深さ1mm、幅0.25mm）を用いて行なった。その他の試験部については、平板校正試験片に付与したEDMスリット（深さ1mm、幅0.3mm）を用いて行なった（図3.2.3.2、図3.2.3.3）。

感度校正については、探傷前及び探傷後に対比試験片を用いて実施している。

なお、曲面を有する試験部に対して平板の対比試験片を適用することの適切性については、JEAG4217-2010に基づき曲面と平面との感度差により確認している。



図 3.2.3.2 対比試験片（出口管台ノズルコーナー角部用）



図 3.2.3.3 対比試験片（平坦部用）

内は商業機密事項であるため公開できません

今回のデータ採取では、全ての信号振幅波形を確認し、周辺のノイズレベルに対して有意に変化した指示に対してリサージュ波形を確認することにより欠陥信号成分の有無を確認した（添付資料1）。今回適用したECTについては、クラッド表面に開口する1 mm程度の疲労き裂を十分検出できることを確認しており（図3.2.3.4～6）、クラッドの状態を確認する上で十分な欠陥検出性を有している。

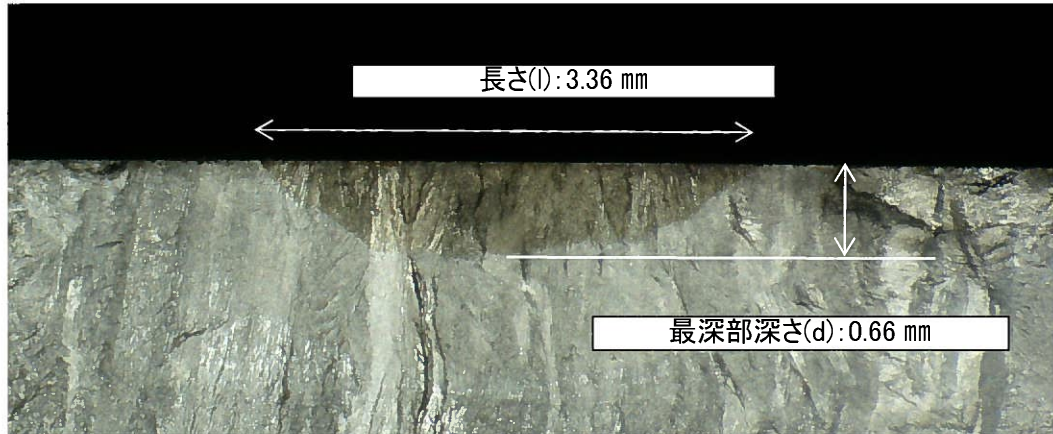


図 3.2.3.4 疲労き裂付与試験片の破壊試験結果

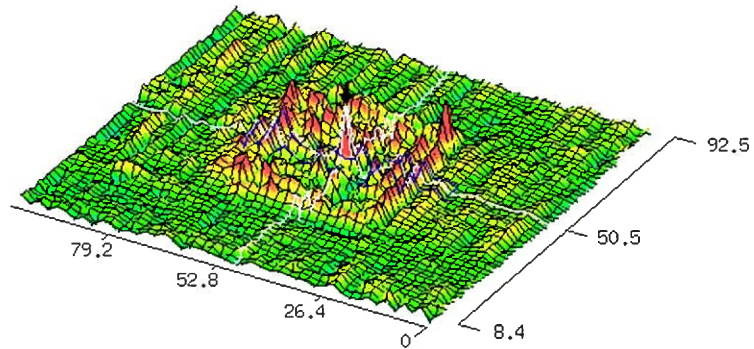


図 3.2.3.5 通常型プローブによる波形例

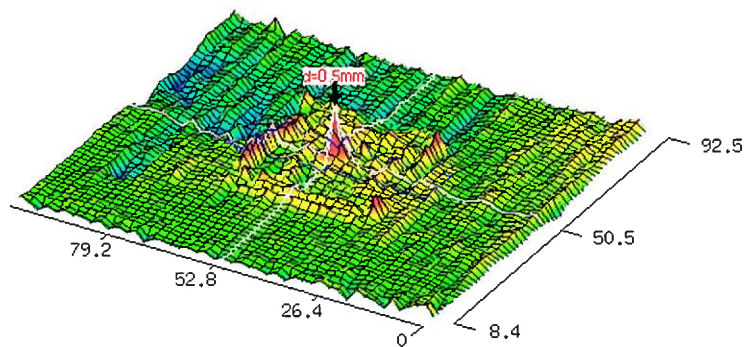


図 3.2.3.6 MAG 型プローブによる波形例

3.2.4 データ採取の体制及び実施時期

(1) データ採取の体制

- ・データ採取箇所 : 川内原子力発電所
- ・データ採取担当者 : 川内原子力発電所 保修課員
- ・データ採取実施者 : 協力会社 作業員 (ECT試験員)

(2) データ採取の実施時期

データ採取年月日 : 2020.5.13 ~ 2020.5.23

3.2.5 試験員の力量

一次冷却材ノズルコーナー部の非破壊試験 (ET) 従事者はJIS Z 2305に基づき認定されたETレベル2以上の試験員にて作業を実施しており、認定された試験員については、データ採取の作業員名簿にてデータ採取前に力量を確認した。

3.3 炉内計装筒

3.3.1 データ採取の概要

原子炉容器炉内計装筒（以下「BMI」という。）は、600系Ni基合金により製造されており、SCCに対する感受性が690系Ni基合金より比較的高いことが知られていることから、溶接時に残留応力が発生するBMI内外面、溶接部ともに、ウォータージェットピーニング（以下「WJP」という。）を施工している。WJPの実績を表3.3.1.1に、WJP施工の模式図を図3.3.1.1に示す。

供用期間中は、原子炉容器外面からの目視試験により漏洩の有無を確認しているが、原子炉容器内面側からのBMIに対する定期的な試験計画はない。

今回のデータ採取では、SCCの発生が懸念されるBMI内面の熱影響部及び溶接部を試験範囲とし、確認している。

表3.3.1.1 WJPの実績

対象箇所	実施時期
BMI内面及び溶接部	2005年度（第17回定期検査）

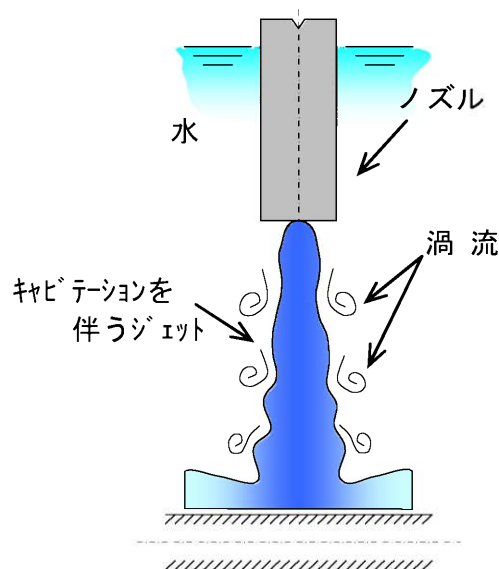


図3.3.1.1 WJP施工のイメージ図

3.3.2 通常の点検方法との比較

以下に、今回のデータ採取方法と通常の点検方法との比較を示す。

表3.3.2.1 データ採取方法と通常の点検方法の比較

部 位	通常の点検方法	データ採取方法
炉内計装筒 (BMI)	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器外面からの直接目視 (ほう酸の付着等がないことを確認) BMI貫通部の外面側 頻度 1回/検査間隔の半分 	<ul style="list-style-type: none"> BMI内面： 渦流探傷試験 (ECT) 溶接部： ビデオカメラによる目視 (MVT-1)

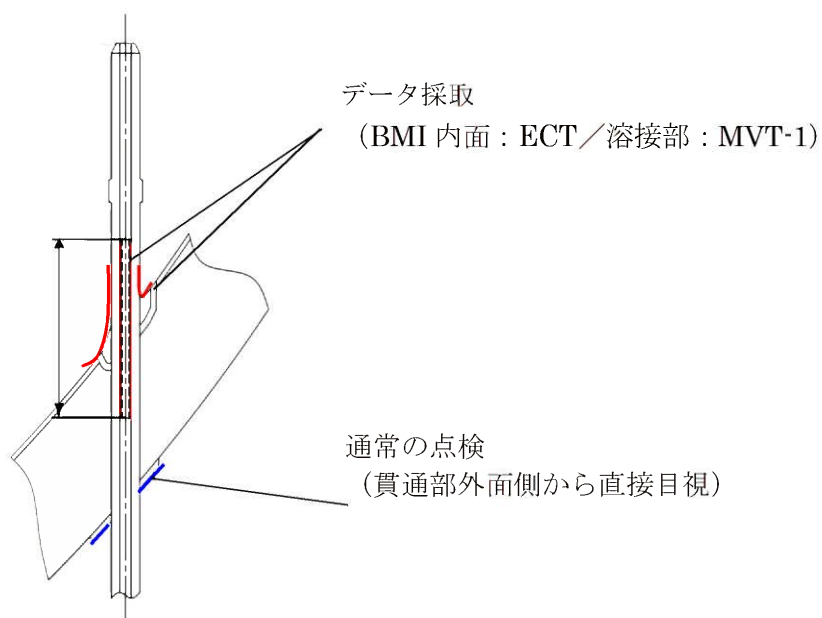


図3.3.2.1 データ採取方法と通常の点検方法の比較

3.3.3 データ採取方法

試験対象は図3.3.3.1に示すとおり、BMI全数（50本）とした。

運用ガイドに基づき、BMI内面に対してはECT、溶接部に対してはMVT-1を適用した。

BMI内面に対するECTは、JEAG4217-2010を準用して実施した。BMIのデータ採取に使用した装置を図3.3.3.2に示す。また、ECTで探傷及び解析に使用した装置については、JEAG4217-2010にて要求されている事項に対し、それぞれ適合していることを事前に確認し使用した。

BMI内面に対するECTでは、全ての信号振幅波形を確認し、周辺のノイズレベルに対して有意に変化した指示に対してリサージュ波形を確認することにより欠陥信号成分の有無を確認した。

なお、ECTのサンプリングレートについては走査距離25mm当たり \square 点で設定しており、JEAG4217-2010にて要求されている「走査距離25mm当たり30点以上」を十分満足している。また、分解能については、1点当たり \square ビットである探傷器を適用しており、JEAG4217-2010にて要求されている「1点当たり12ビット以上」を満足している。

溶接部に対するMVT-1は、維持規格（JSME S NA1-2008）に従い、0.025mm幅のワイヤが識別可能な手法を用いて実施した。

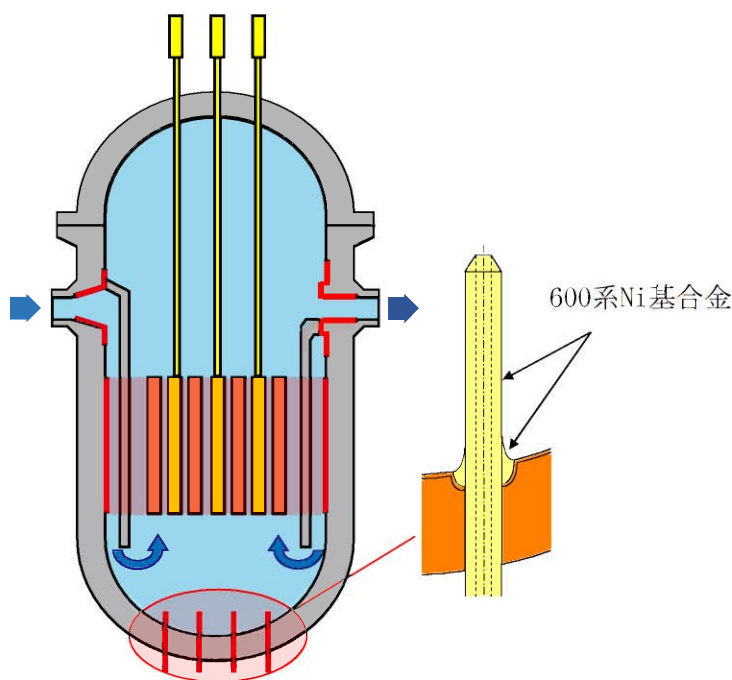


図3.3.3.1 試験対象（BMI）

\square 内は商業機密事項であるため公開できません

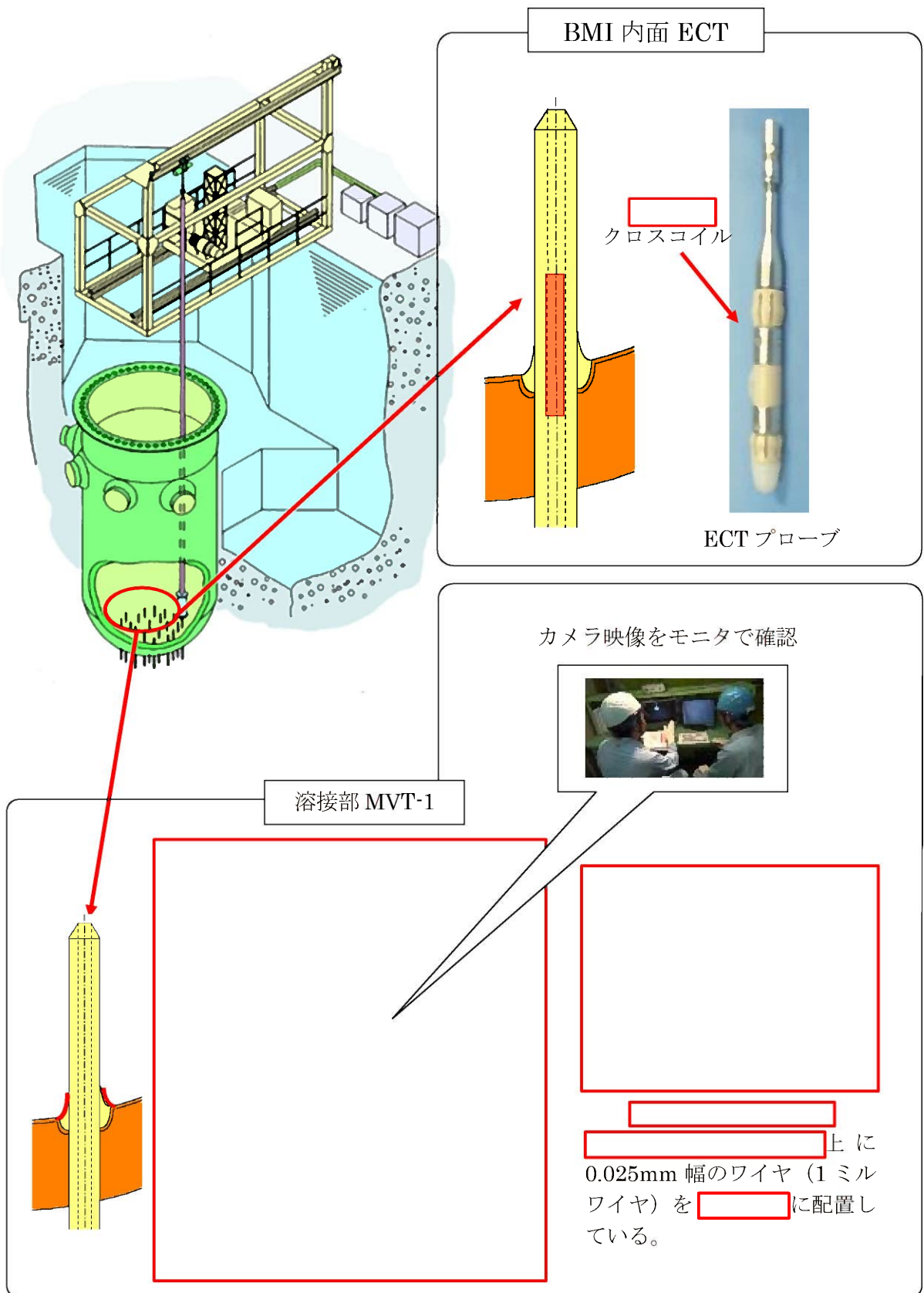


図3.3.3.2 BMI点検装置

内は商業機密事項であるため公開できません

感度校正については、探傷前及び探傷後に対比試験片を用いて実施している。対比試験片については、材質、形状ともに実機を模擬しており、EDMスリットを付与している（図3.3.3.3）。なお、WJPの施工有無がECTの検査性（ノイズ発生程度、欠陥検出性）に影響がないことを確認しており、対比試験片に対しては、WJPは実施していない。



図3.3.3.3 対比試験片

BMI内面に対するECTについては、（一財）発電設備技術検査協会の確性試験において、炉内計装筒内面ECTで深さ0.5mm程度のSCC欠陥の検出が可能であることが確認されており、今回のデータ採取においても同等の検出性を有するプローブを使用している。

また、溶接部のMVT-1については、維持規格（JSME S NA1-2008）に従い0.025mm幅のワイヤが識別可能な手法により試験を行っており、各々のBMIの試験前後で視認性を確認している。

以上より、両試験はSCCに対して十分な欠陥検出性を有している。

 内は商業機密事項であるため公開できません

3.3.4 データ採取の体制及び実施時期

(1) データ採取の体制

- ・データ採取箇所：川内原子力発電所
- ・データ採取担当者：川内原子力発電所 保守課員
- ・データ採取実施者：協力会社 作業員（ECT試験員、目視試験員）

(2) データ採取の実施時期

データ採取年月日：2020.6.6 ～ 2020.6.15

3.3.5 試験員の力量

BMI内面の溶接熱影響部の非破壊試験（ET）従事者はJIS Z 2305に基づき認定されたETレベル2以上の要員にて作業を実施し、認定された要員については、データ採取前に力量を確認した。

また、BMI外面溶接部MVT-1の従事者は、運用ガイド概要、目視試験要領、装置概要等に関する教育を実施し、且つ、JIS Z 2305に基づき、視力（JIS Z 2305-2013 7.4項 視力の要求事項）の要求を満足する*試験員が作業を実施しており、データ採取前に力量を確認した。

※ “視力（JIS Z 2305-2013 7.4項 視力の要求事項）の要求を満足する” について

- ・近方視力は、ジャガー式チャートのうち「J1」を30cm以上離れた位置から読み取れること。
- ・色覚は、石原式色覚検査表等にて、色彩又はグレイスケール（灰色の濃淡）間のコントラストを見分けて識別できること。

4. 特別点検（個別確認・評価）

4.1 特別点検（個別確認・評価）方法

特別点検は、原子炉容器について、運用ガイドの要求を満足できるよう、データ採取におけるそれぞれの試験結果を確認・評価することにより健全性を確認する。

「4.2 特別点検（個別確認・評価）の体制及び実施時期」に示す点検体制を確立した上で、確認チェックシートを用いてデータ採取に係る工事・委託記録（運転開始35年以降に採取したデータ）を使って、詳細に確認、評価を実施し、運用ガイドの要求を満足できているかを確認する。

4.2 特別点検（個別確認・評価）の体制及び実施時期

4.2.1 特別点検（個別確認・評価）の体制

- ・特別点検実施個所 : 原子力発電本部
- ・特別点検実施責任者 : 原子力発電本部 原子力経年対策グループ長
- ・特別点検担当者 : 原子力発電本部 原子力経年対策グループ員
川内原子力発電所 保修課員

4.2.2 特別点検（個別確認・評価）の実施時期

点検年月日 : 2021.10.18 ~ 2022.4.22

4.3 特別点検（個別確認・評価）の結果

原子炉容器における特別点検（個別確認・評価）の結果を以下に示す。

4.3.1 炉心領域

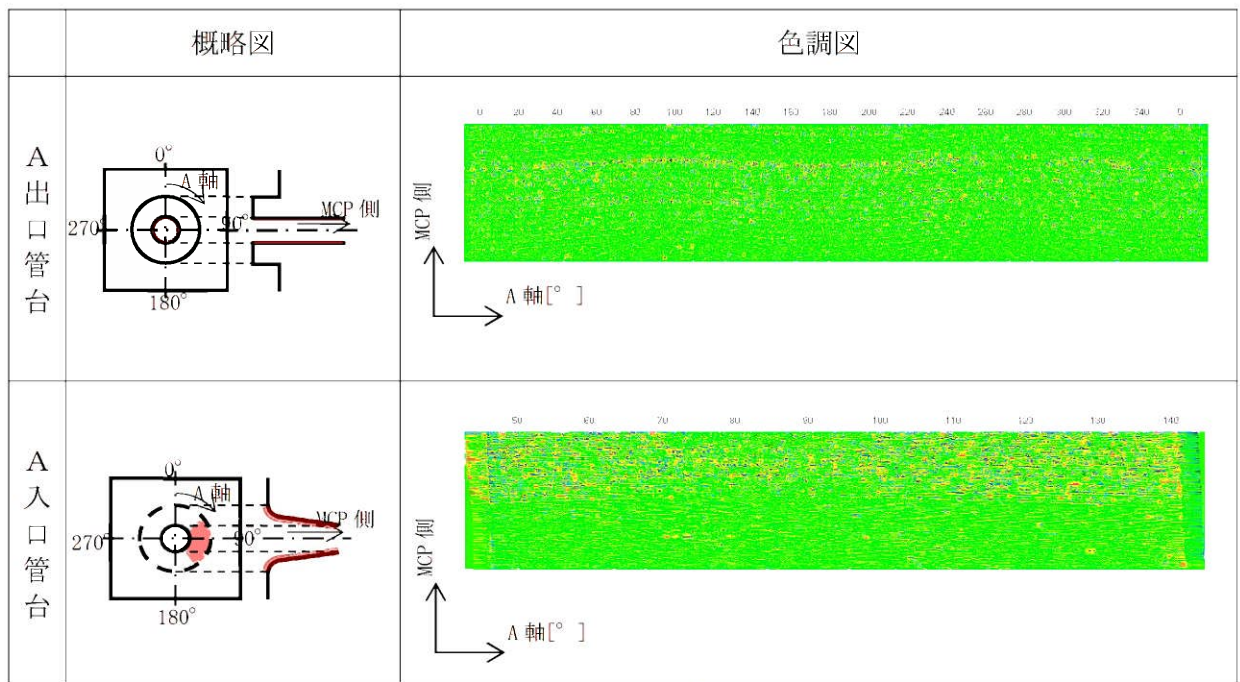
母材及び溶接部（炉心領域の100%）において、5mm程度の欠陥が検出可能なUT（斜角法70°）により確認した結果、有意な欠陥は認められなかった。このことから、PTS評価の観点から考慮すべき欠陥が原子炉容器内表面近傍になく、既往のPTS評価で安全側に包含できていることを確認できた。

なお、斜角法70°に併せて実施した斜角法45°及び60°でも有意な欠陥は認められなかった。また、垂直法において、DAC20%を超える反射波が母材部2箇所、溶接部2箇所検出されたが、製造時に生じた偏析部によるものと考えられ、反射波の指示長さは設計・建設規格の判定基準に対して十分小さく、設計・建設規格に適合しているものと判断している。

4.3.2 一次冷却材ノズルコーナー部

一次冷却材ノズルコーナー部のクラッド（入口管台3箇所、出口管台3箇所）において、1mm程度の欠陥が検出可能なECTにより確認した結果、透磁率変化（溶接金属中のフェライト偏析などによる局所的な材質のばらつき等により生ずる）に起因したノイズ信号及び形状変化によるノイズ信号が検出されたものの、割れに起因した欠陥信号は検出されず、有意な欠陥は認められなかった。

ノズルコーナー部ECT色調図（例）を図4.3.2.1に示す。



A軸[deg]：原子炉容器中心側から見た時の管台天側0°とし時計回りに0～360°と設定した角度方位を示す

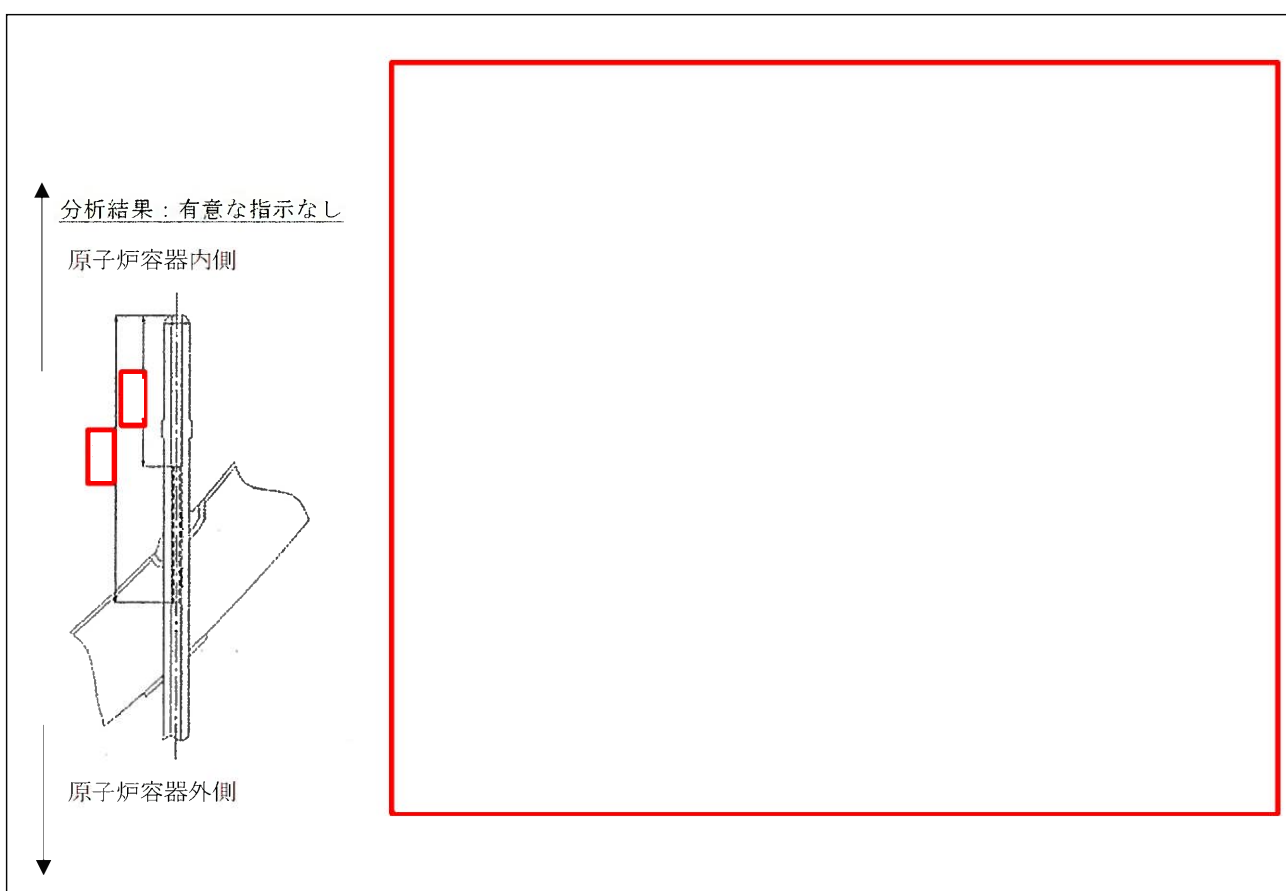
図4.3.2.1 ノズルコーナー部ECT色調図（例）

4.3.3 BMI

BMI（全50本）内面において、0.5mm程度のSCC欠陥の検出が可能なECTにより確認した結果、透磁率変化に起因したノイズ信号はほとんどなく、割れに起因した欠陥信号も検出されず、有意な欠陥は認められなかった。

BMI（全50本）溶接部において、0.025mm幅のワイヤが識別可能な目視試験（MVT-1）により確認した結果、割れ状の欠陥はなく、有意な欠陥は認められなかった。

BMI内面ECT色調図（例）を図4.3.3.1、BMI溶接部MVT-1画像（例）を図4.3.3.2に示す。



4.3.3.1 BMI内面ECT色調図（例）

内は商業機密事項であるため公開できません

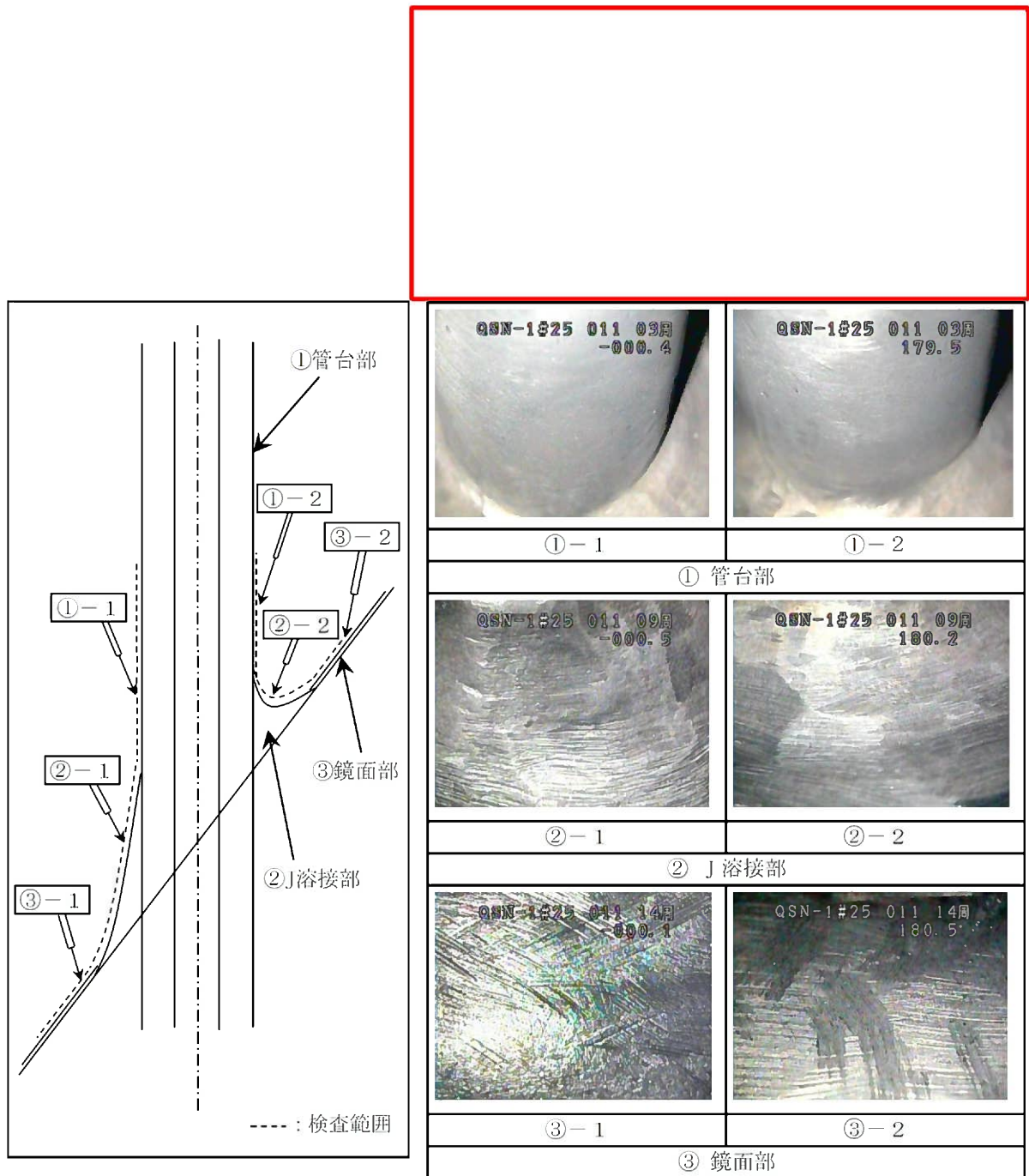


図 4.3.3.2 BMI 溶接部 MVT-1 画像 (例)

内は商業機密事項であるため公開できません

[添付資料]

1. 原子炉容器に対する予防保全活動

原子炉容器に対する予防保全活動

川内原子力発電所1号炉の原子炉容器に対する予防保全活動を以下の通り示す。

部 位	予防保全活動	実施時期
上部ふた管台	SCC対策の予防保全として上部ふた一式取替	第19回定検 (2008年度)
入口管台セーフエンドの異材継手	SCC対策の予防保全としてWJP施工	第17回定検 (2005年度)
出口管台セーフエンドの異材継手	SCC対策の予防保全として600系Ni合金を用いた溶接部の内面(接液部)を690系Ni合金にてクラッド溶接施工	第23回定検 (2017年度～2018年度)
BMI内面及び 外面・J溶接部	SCC対策の予防保全としてWJP施工	第17回定検 (2005年度)

