

大飯発電所 3 号機

加圧器スプレイライン配管溶接部における有意な指示について

(2020年9月11日 公開会合資料 1－2 抜粋)

2020年9月

関西電力株式会社

1. 事象発生の状況

(1) 第一段階検査

大飯発電所3号機は2020年7月20日から定期検査中であり、定期事業者検査としてクラス1機器供用期間中検査（以下、ISIという。）を実施していたところ、8月31日に加圧器スプレイライン（Dループ）の1次冷却材管台と管継手（エルボ部）の配管溶接部の超音波探傷試験※¹（以下、UTという。）においてDAC20%を超える有意な指示を検出した。前回のISI／建設時PSI記録との対比、エコーの挙動等から欠陥エコーと判断した（添付資料1）。

検出した指示

指示位置	最大エコー高さ	指示長さ
管台溶接部エルボ側	DAC176%	67mm

(2) 第二段階検査

検査要領書に基づき詳細探傷による傷の形状を確認すべく「超音波探傷試験システムの性能実証における技術者の資格及び認証 NDIS 0603 :2015」の規定要件に合格し、認証を受けたUT技術者が、同規格に認証された探傷装置及び手順書を用いて行う方法（フェーズドアレイによる端部エコー法）により、第二段階検査を9月1日に実施した（添付資料2）。傷は管継手（エルボ部）のシンニング※²部から発生しており、当該配管厚さ14.0mm（実測）に対して深さは4.6mm、き裂長さは67mmと評価された（添付資料3）。なお、当該箇所の設計上の必要最小厚さ8.2mmは満足していた。

※1：超音波探傷試験（UT）

超音波を使って金属等の内部にある傷を検出する試験。

※2：シンニング

開先部の内面寸法を合わせるため実施する機械加工（溶接合わせ部）。

(3) 追加調査

詳細な欠陥性状を把握するため追加UTを実施した結果、欠陥は最大深さ4.6mmを中心にして、周方向になだらかな分布を呈していることを確認した（添付資料4）。

2. 原因の調査

(1) 当該部の建設記録および過去検査記録の調査

当該部の建設記録および過去の検査記録の調査を行った結果、建設時、前回の検査時（10回定検時）には有意な指示は確認されていないことを確認した。ただし、検出限界以下のごく微小な欠陥が存在していた可能性は否定できない。

当該箇所の検査実績

	試験方法	試験結果
建設時(溶接検査) (1990年)	放射線透過試験	有意な指示無し
建設時(PSI) (1990年)	U T	有意な指示無し
10回定検時(前回ISI)(2004年)	U T	有意な指示無し

(2) 発生原因の要因検討

要因分析 F T 図に基づき、加圧器スプレイライン配管溶接部の傷に対する原因調査を行った（添付資料 5）。

a. 機械的疲労

(a) 振動による疲労

加圧器スプレイライン配管は、通常運転中に連続通水されているが、その流量は少なく、高速流のランダム振動による疲労は考え難い。また、当該溶接部近傍にはオリフィスは無く、オリフィスによる振動に起因する疲労も考え難い。加圧器スプレイライン配管の一次固有振動数は R C P の n 成分とは十分離れており、R C P の振動成分（n 成分）との共振による疲労も考え難い。

b. 熱疲労

(a) 高サイクル熱疲労

当該部はキャビティフロー型熱成層、弁シートリーク型熱成層、運転操作型熱成層の対象部位のいずれにも該当しない。また、高低温水合流部でもなく温度ゆらぎの対象部位でもないことから、原因として考え難い。

(b) 熱過渡による疲労

疲労評価結果は、疲労累積係数（40 年運転）で 0.00013 と十分余裕のある値になっている。また、当該部に最も保守的に係数倍法を適用して環境疲労評価を実施した場合でも環境疲労累積係数は約 0.0026 となり、十分余裕のある値になることから、原因として考え難い。

c. 応力腐食割れ（S C C）

(a) 酸素型応力腐食割れ（O₂ S C C）

1 次冷却水は溶存酸素濃度が十分低くなるよう水質管理されている。また、加圧器スプレイライン配管は通常運転中に連続通水されており、当該部は閉塞滞留部ではないため、当該き裂が O₂ S C C によるものとは考え難い。

(b) 塩素型応力腐食割れ（C l - S C C）

1 次冷却水は塩化物イオン濃度および不純物濃度が十分低くなるよう水質管理されている。また、加圧器スプレイライン配管は通常運転中に連続通水されており、当該部は閉塞滞留部ではないため、当該き裂が C l - S C C によるものとは考え難い。

(c) 強加工応力腐食割れ（強加工 S C C）

当該部はオーステナイト系ステンレス鋼（SUS316）であり、製造時にシンニング加工を実施していることから、内表面の極表層に 300HV を超える硬化層が形成されていると判断され、溶接の影響で板厚内部でも 200HV を超える硬さとなっていることが想定されることから、当該部位の環境条件下でのき裂の発生・進展の可能性が否定できない。

d. 製造欠陥

当該部は現地溶接で施工されており、施工当時、電気工作物の溶接に関する技術基準を定める省令に基づき、十分な品質管理を行って施工している。また、建設時の非破壊検査によれば、有意な指示は確認されていないため、製造時の不具合が要因とは考え難いが、検出限界以下のごく微小な欠陥が存在していた可能性は否定できない。

上記原因調査の結果より、今回確認された傷は、オーステナイト系ステンレス鋼（SUS316）製の当該エルボ部表面機械加工時に形成された硬化層に起因する強加工 S C C によると推定される。

(3) 文献、国内外の運転経験

各種文献、国内外の運転経験を調査したところ、当該部位と同様の材料、環境、応力条件における強加工 S C C の発生事例については確認されなかった。ただし、各種研究知見や実機 PWR/BWR プラントにおける強加工 S C C の発生事例を確認した（添付資料 6）。

(4) 実機における強加工 S C C 発生／進展の検討

各種研究知見を調査した結果、当該配管内面の表層硬さはシンニング加工により 300HV を超えている可能性があり、BWR 環境下において 300HV を超える場合には強加工 S C C が発生する可能性があることが知られている。また、当該配管板厚の硬さは溶接の影響により 200HV を超えている可能性があり、200HV を超える場合には強加工 S C C が進展する可能性があることが知られている。

よって、当該部において強加工 S C C が発生／進展する可能性は否定できない（添付資料 7、8）。

3. 亀裂進展および破壊の評価

供用期間中検査の第一段階検査により有意な指示が認められたことから、クラス 1 配管の欠陥評価として、維持規格 EB-1300 に従った欠陥評価を実施した。当該部はオーステナイト系ステンレス鋼（SUS316）の S C C によると考えられる欠陥であることから、第二段階の欠陥評価を実施した。S C C のき裂進展評価^{*3}については、電共研成果に他の研究知見のデータを加えて保守的に

見積もったベストフィット式（BFC 式）による条件および、更なる保守性を考慮した包絡曲線式による条件の下で評価し、疲労のき裂進展評価については維持規格に基づき評価した。評価期間末期でのき裂進展量を基に破壊評価※⁴を実施し、評価期間内での健全性を確認した（添付資料 9）。

許容欠陥寸法の限界の評価

評価式	評価期間	評価期間末期の予測欠陥寸法			許容欠陥寸法の限界 a_c (mm)	判定 $a_f < a_c$
		深さ a_f (mm)	長さ ℓ_f (mm)	欠陥角度 2θ (°)		
BFC 式	10 年	8.6	74	74.2	9.6	○
包絡曲線式	3.4 年	8.6	75	75.2	同上	○

許容曲げ応力による評価

評価式	評価期間	荷重の 組合せ	一次曲げ応力 P_b (MPa)	許容曲げ応力 S_c (MPa)	判定 $P_b < S_c$
BFC 式	10 年	通常運転	3.8	16.8	○
		地震	64.8	66.0	○
包絡曲線式	3.4 年	通常運転	3.8	16.5	○
		地震	64.8	65.4	○

※ 3：き裂進展評価

計測された欠陥形状と各種運転条件をもとに、SCCのき裂進展速度と内圧及び曲げ応力（熱及び 1/3Sd 地震）による疲労のき裂進展速度を計算し、評価期間中のき裂進展量を算出する評価。

※ 4：破壊評価

き裂進展評価の結果を、評価期間経過後の欠陥形状に基づき、各種設計荷重（通常運転、事故、地震）を考慮しても、当該部が破壊しないことを確認する評価。

なお、1 サイクル後の欠陥の大きさは BFC 式の評価では、深さ方向 5.1 mm となり、包絡曲線式の評価では、深さ方向 5.8 mm となる。

4. 類似箇所の点検

今回の有意な指示が強加工 SCC によるものと考えられることから、強加工 SCC の発生及び進展の基準に基づいた類似箇所の点検を行った。プラント運転に影響のある系統の機器・配管耐圧部のうち体積検査を要求される溶接部を対象として、SCC の 3 要因（材料・環境・応力）や亀裂進展に対する余裕等の観点から類似箇所の点検対象として 19 箇所を抽出した。点検の結果、これら類似箇所に有意な指示がないことを確認した（添付資料 10）。

追加点検対象抽出結果

設備名	箇所数
加圧器スプレイライン配管	16
加圧器逃がしライン配管	3

5. 推定原因（まとめ）

加圧器スプレイライン配管及び加圧器の設計・運用を整理し、指示発生の一因として考えられる「機械的疲労」、「熱疲労」、「SCC」および「製造欠陥」それぞれに対して検討を実施した。その結果、当該部にはシンニングによる表層の硬化や、溶接による板厚内部の硬化が想定されること、および過去の事例や研究知見を踏まえ、強加工SCCと推測される。

また、維持規格に基づき評価期間を10年間とした詳細な欠陥評価（亀裂進展評価、破壊評価）を実施した結果、評価期間内の当該部位の健全性を確認した。なお、保守的に評価した場合でも、3.4年間の健全性を確認した。

6. 今後の対応

- (1) 次回定期検査で当該配管を取り替えるとともに、切り出した当該部のき裂を開放した上で、破面のSEM観察、ミクロ組織観察、硬さ計測等によりき裂の発生・進展要因の分析を行い、知見を拡充していく。
- (2) 当該配管を取り替えるまでの間、原子炉格納容器内での漏えいを検知する特定パラメータの集中監視を行うとともに、当該部位を直接監視するカメラを新たに設置し、漏えいの監視強化を行う。

7. その他

今回の定期検査で確認された加圧器スプレイライン配管溶接部の欠陥を評価した結果、技術基準規則に定める基準に適合していると評価されることから、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第134条第3号に定める事故故障等の報告には該当しない。

以上

添付資料

1. 第一段階検査におけるU T 結果
2. 第二段階検査における手順書およびP D 資格証
3. 欠陥深さ寸法測定結果
4. 第二段階検査を受けた追加調査結果
5. U T 指示要因検討の概要
6. 強加工S C Cに係る文献、国内外の運転経験
7. 実機における強加工S C C発生・進展の検討
8. 溶接金属のS C C進展性に関する検討
9. 欠陥の評価
10. 水平展開（類似箇所の点検）

別紙

検査、原因の検討および欠陥評価等に関する説明資料（省略）

[illegible]

18回定検時（今回ISI）の記録

超音波探傷データシート a（配管-インディケーションの記録）

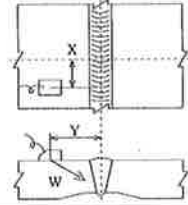
配管系統及びライン名 加圧器スプレイライン（Dループ）

溶接線番号 FW-4

上流側 管 台

下流側 エルボ

探傷角度 45°（直角）



	探傷サイド		ピーク指示部					DAC20%		DAC100%		備 考
	上流側	下流側	X (mm)	Y (mm)	W (mm)	CRT (%)	DAC (%)	指示範囲 (mm)	指示長さ (mm)	指示範囲 (mm)	指示長さ (mm)	
1	○		0° +12	14	23.0	92	94	全 周	360			裏波部*
2	○		120° +8	14	22.0	44	44	全 周	360			裏波部*
3	○		180° -5	14	20.0	48	44	全 周	360			裏波部*
4	○		210° -3	15	21.0	72	69	全 周	360			裏波部*
5	○		210° +7	13	20.0	72	66	全 周	360			裏波部*
6	○		240° +19	13	20.0	82	75	全 周	360			裏波部*
7	○		300° +11	13	22.0	41	41	全 周	360			裏波部*
8	○		0° -4	14	23.0	66	68	全 周	360			裏波部*
9	○		210° +15	26	36.0	58	64	全 周	360			外表面部
10		○	90° -14	15	21.0	46	44	30° +13 ~ 120° +0	77			裏波部*
11		○	90° +15	14	20.0	38	35	30° +13 ~ 120° +0	77			裏波部*

備考 * : 30° 毎の記録点間の最大エコー（ピーク）が前後の記録点のエコー高さを超える反射波を示す。

検査日付 2020年 8月17日 検査実施者

超音波探傷データシート a（配管-インディケーションの記録）

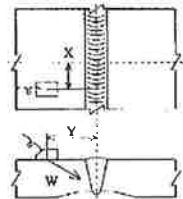
配管系統及びライン名 加圧器スプレイライン（Dループ）

溶接線番号 FW-4

上流側 管 台

下流側 エルボ

探傷角度 45°（直角）



	探傷サイド		ピーク指示部					DAC20%		DAC100%		備 考
	上流側	下流側	X (mm)	Y (mm)	W (mm)	CRT (%)	DAC (%)	指示範囲 (mm)	指示長さ (mm)	指示範囲 (mm)	指示長さ (mm)	
12		○	240° +16	13	21.0	38	36	240° +0 ~ 0° -24	96			裏波部*
13		○	270° +17	14	21.0	56	53	240° +0 ~ 0° -24	96			裏波部*
14		○	300° +18	31	38.0	61	65	210° +0 ~ 120° +0	240			外表面部
15		○	60° +2	3	16.0	70	57	60° -1 ~ 60° +13	14			往状品伝線エコー
16		○	300° +6	3	16.0	53	43	300° -5 ~ 300° +7	12			往状品伝線エコー
17		○	0° +3	15	20.0	192	176	0° -24 ~ 30° +13	67	0° -12 ~ 30° -16	26	不連続部エコー
						以下	余白					

備考 * : 30° 毎の記録点間の最大エコー（ピーク）が前後の記録点のエコー高さを超える反射波を示す。

検査日付 2020年 8月17日 検査実施者

今定検での不連続エコーのピーク指示位置とエコー高さ

超音波探傷データシートb (配管-インディケーションの記録)

配管系統及びライン名 加圧器スプレイライン (Dループ)

溶接線番号 FW-4

探傷角度 45° (直角)

X位置	上 流 (管 台)								下 流 (エルボ)							
	裏波部				柱状品伝搬エコー				裏波部				柱状品伝搬エコー			
	Y (mm)	W (mm)	CRT (%)	DAC (%)	Y (mm)	W (mm)	CRT (%)	DAC (%)	Y (mm)	W (mm)	CRT (%)	DAC (%)	Y (mm)	W (mm)	CRT (%)	DAC (%)
0°	15	23.0	51	52												
30°	13	24.0	31	33												
60°	15	22.0	25	25					14	20.0	42	39				
90°	14	22.0	48	48					14	20.0	24	22				
120°	14	21.0	23	22					14	20.0	24	22				
150°	13	20.0	36	33					—	—	—	—	—	—	—	—
180°	13	20.0	28	26					—	—	—	—	—	—	—	—
210°	14	21.0	28	27					—	—	—	—	—	—	—	—
240°	14	21.0	25	24					14	21.0	22	21				
270°	13	21.0	32	31					16	22.0	26	26				
300°	13	21.0	35	34					16	21.0	47	45				
330°	14	23.0	29	30					16	22.0	30	30				
					空白欄は隣接する30°芯2点以上にまたがる反射波を認めず。				120°～240°はエルボ腹のため探傷不可。 空白欄は隣接する30°芯2点以上にまたがる反射波を認めず。				120°～240°はエルボ腹のため探傷不可。 空白欄は隣接する30°芯2点以上にまたがる反射波を認めず。			

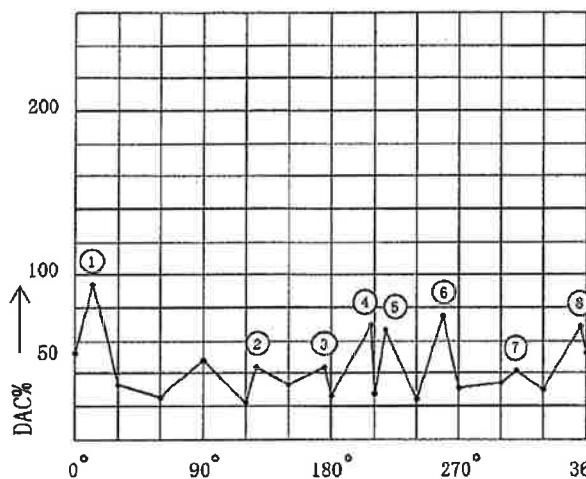
検査日付 2020年 8月17日 検査実施者

今定検での不連続部エコー検出に伴う裏波部エコーの消失

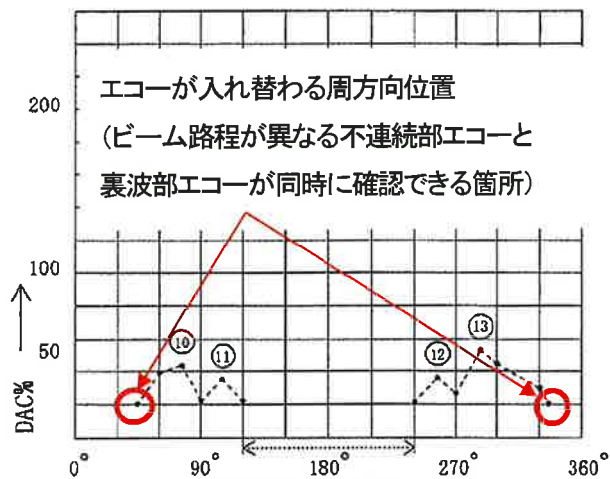
超音波探傷データシートc (配管-インディケーションのマップ)

配管系統及びライン名 加圧器スプレイライン (Dループ)

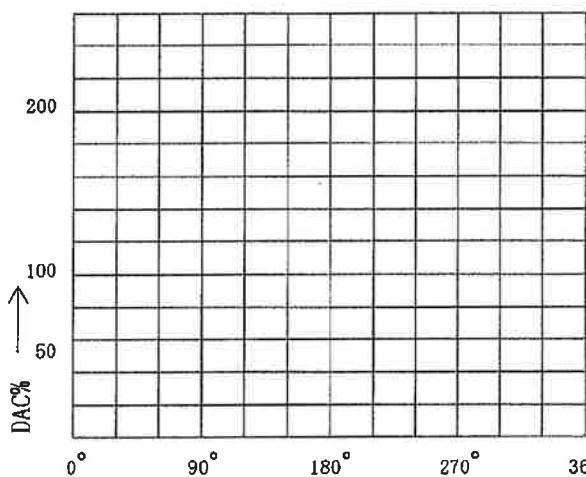
溶接線番号 FW-4



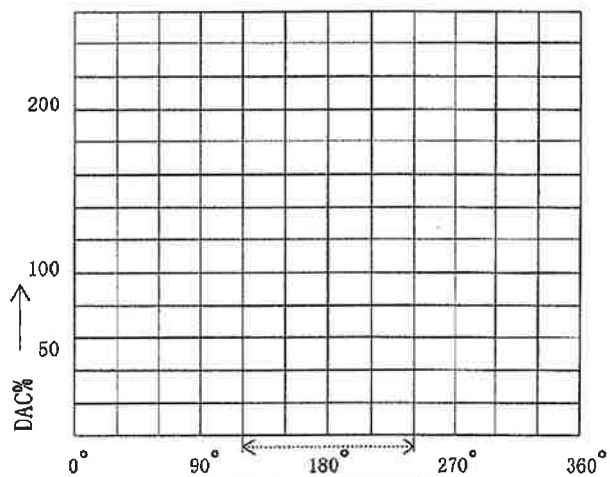
裏波部 45° 上流側



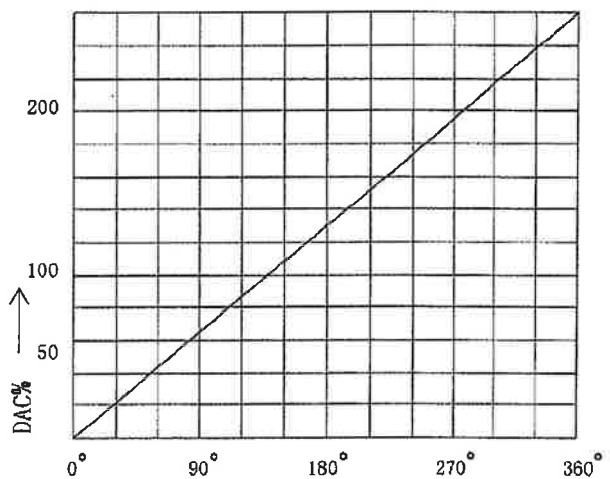
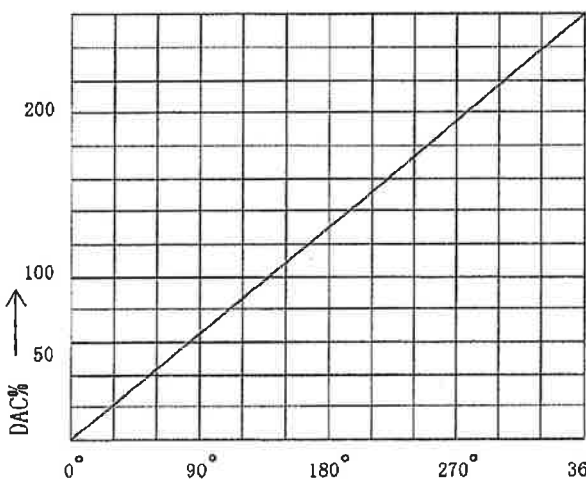
裏波部 45° 下流側



柱状晶伝搬エコー 45° 上流側



柱状晶伝搬エコー 45° 下流側



今定検において不連続部エコーと裏波部エコーが入れ替わる周方向位置

10回定検の記録

超音波探傷データシートb (配管-インディケーションの記録)

配管系統及びライン名 加圧器スプレイルイン

溶接継ぎ目番号 PW-4

探傷角度 45° (直角)

X位置	上 流 (管 台)								下 流 (エルボ)							
	裏 波 部				外 表 面 部				裏 波 部				外 表 面 部			
	Y (mm)	W (mm)	CRT (%)	DAC (%)	Y (mm)	W (mm)	CRT (%)	DAC (%)	Y (mm)	W (mm)	CRT (%)	DAC (%)	Y (mm)	W (mm)	CRT (%)	DAC (%)
0°	14	21.0	36	35	30	38.0	34	38	13	21.0	26	25	29	38.0	52	57
30°	15	22.0	22	22	30	38.0	22	24	13	21.0	49	47	29	38.0	48	53
60°	14	21.0	24	23	26	37.0	28	31	14	21.0	42	40	30	39.0	42	46
90°	14	21.0	43	41	27	38.0	25	28	14	21.0	36	35	29	38.0	22	24
120°	14	21.0	21	20	27	38.0	40	44	13	20.0	24	22	29	38.0	18	20
150°	14	20.0	33	31	28	39.0	34	37	—	—	—	—	—	—	—	—
180°	14	21.0	40	38	27	38.0	28	31	—	—	—	—	—	—	—	—
210°	14	21.0	64	61	29	38.0	26	29	—	—	—	—	—	—	—	—
240°	14	21.0	26	25	28	38.0	28	31	14	21.0	21	20	29	38.0	18	20
270°	14	21.0	34	33	29	39.0	26	28	13	21.0	22	21	31	39.0	27	30
300°	15	21.0	26	25	28	39.0	43	47	14	20.0	38	35	31	39.0	26	28
330°	14	21.0	21	20	27	38.0	24	27	14	21.0	25	24	30	38.0	28	31
									120° ~ 240° はエルボ腹の為探傷不可。				120° ~ 240° はエルボ腹の為探傷不可。			

検査日付 平成 16 年 5 月 8 日 検査実施者

10 回定検での当該部裏波部エコーの X=0° での Y 距離と W(路程), エコー高さ

建設時の記録

No. _____ 超音波探傷データシート b (配管-インジェクションの記録)
RCS H2-3911015
配管系統及びライン名 加圧器スプレイン DLP (4B) 溶接番号 FW-4 探傷角度 45°

X 位置	上 流 (ノズル)								下 流 (エルボ)							
	内 面 部				外 面 部				内 面 部				外 面 部			
	Y (mm)	W (mm)	CRT (%)	DAC (%)	Y	W	CRT (%)	DAC (%)	Y	W	CRT (%)	DAC (%)	Y	W	CRT (%)	DAC (%)
0°	14	21	22	21	30	39	20	22	13	21	28	27	29	39	30	33
30°	15	22	29	24	30	39	20	22	13	21	24	23	29	39	35	38
60°	14	21	22	21	26	38	20	22	14	21	22	21	30	40	30	32
90°	14	21	32	31	27	39	21	23	14	21	22	21				
120°	14	21	21	20	27	39	21	23	13	20	21	20	—	—	—	—
150°	13	20	25	23	28	40	20	22	—	—	—	—	—	—	—	—
180°	14	21	26	25	27	39	20	22	—	—	—	—	—	—	—	—
210°	14	21	44	43	29	39	24	26	—	—	—	—	—	—	—	—
240°	14	21	22	21	28	39	26	28	14	21	21	20	—	—	—	—
270°	14	21	27	26	29	40	19	20	13	21	22	21	31	40	21	23
300°	15	21	26	25	28	40	22	24	14	20	21	20	31	40	30	32
330°	14	21	21	20	27	39	18	20	14	21	21	20	30	39	35	38
備 考	データシートCマフホ. 1				データシートCマフホ. 2				データシートCマフホ. 3				データシートCマフホ. 4 空欄は記録レベル以下			

船舶号: 5129 号 (既サ換)

試験日付 H2.9.29

試験員

PSI での当該部裏波部エコーの X=0° での Y 距離と W(路程), エコー高さ

原規技発第1906051号 原子力規制委員会決定 令和元年6月5日 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 改正の抜粋

改 正 後	改 正 前
ただし、2次クリーピング波法による有意なエコー（超音波探傷試験規程において記録することとされているものをいう。）を亀裂からのものではないと判断する場合にあっては、判定結果について第三者を交えて評価する体制で行うなど客観性を確保して行うこと。 また、亀裂等のサイジングは、<u>超音波探傷試験規程に規定する方法又は欠陥評価の保守性を考慮して十分な精度を有すると認められた方法により行うこと。</u>その際、低炭素ステンレス鋼管及びSUS304管の応力腐食割れによる亀裂のサイジングを行う場合にあっては、日本非破壊検査協会規格「超音波探傷試験システムの性能実証における技術者の資格及び認証」（NDIS 0603:2005）（以下「超音波探傷試験システム認証2005」という。）の附属書（規定）「軽水型原子力機器に対するPD資格試験」又は日本非破壊検査協会規格「超音波探傷試験システムの性能実証における技術者の資格及び認証」（NDIS 0603:2015）（以下「超音波探傷試験システム認証2015」という。）の附属書A（規定）「軽水型原子力発電所用機器のオーステナイト系ステンレス鋼配管溶接部に対する亀裂高さ測定のPD資格試験」の規定に別紙6の要件を付したものに合格し認証を受けた超音波探傷試験技術者（以下「UT技術者」という。）が同規格により認証された探傷装置を用い同規格により認証された手順書に従って行う方法により行	ただし、2次クリーピング波法による有意なエコー（JEAC4207-2008において記録することとされているものをいう。）を亀裂からのものではないと判断する場合にあっては、判定結果について第三者を交えて評価する体制で行うなど客観性を確保して行うこと。 また、亀裂等のサイジングは、<u>JEAC4207-2008に規定する方法又は欠陥評価の保守性を考慮して十分な精度を有すると認められた方法で行うこと。</u>その際、低炭素ステンレス鋼管及びSUS304管の応力腐食割れによる亀裂のサイジングを行う場合にあっては、日本非破壊検査協会規格「超音波探傷試験システムの性能実証における技術者の資格及び認証」（NDIS 0603:2005）の附属書（規定）「軽水型原子力機器に対するPD資格試験」に合格し認証を受けた超音波探傷試験（以下「UT」という。）技術者が同規格により認証された探傷装置を用い同規格により認証された手順書に従って行う方法（以下「PD認証方法」という。）により行うこと。

JEAC4207-2008 附属書 A-1100 及び附属書解説 A-1100-1 の抜粋

A-1000 総 則

A-1000 総 則

A-1100 目 的

本附属書は、超音波探傷試験による欠陥深さ寸法測定に適用可能な要領を示す。ただし、これ以外の方法であって、欠陥評価の保守性を考慮して十分な精度を有すると認められた方法により、欠陥深さ寸法測定を行ってもよい。(解説 A-1100-1)

また、欠陥深さ寸法測定は、複数の手法又は複数の測定条件で行い、総合的に評価する。(解説 A-1100-2)

A-1200 適用範囲

容器(管台内面の丸みの部分を含む。)及び配管の突合せ溶接継手(容器管台とセーフエンドとの異種金属突合せ溶接継手を含む。)に適用する。

なお、上記以外の部位で本附属書が適用できると判断される場合は、これを準用してもよい。(解説 A-1200)

A-1210 適用手法

モード変換波法、タンデム法、端部エコー法、TOFD 法及びフェーズドアレイ法による欠陥深さ寸法測定要領について示す。(解説 A-1210)

A-1220 適用部位

A-1210 項に示す手法は、それぞれ次に掲げる部位に適用できる。(解説 A-1220)

A-1221 モード変換波法

- (1) 試験部の厚さが 10mm 以上 51mm 以下のフェライト鋼系配管及び容器(クラッドなし)の突合せ溶接継手
- (2) 試験部の厚さが 10mm 以上 51mm 以下のオーステナイト系ステンレス鋼配管の突合せ溶接継手

A-1222 タンデム法

試験部の厚さが 10mm 以上 51mm 以下のオーステナイト系ステンレス鋼配管及び容器(クラッドなし)の突合せ溶接継手

A-1223 端部エコー法

- (1) 試験部の厚さが 10mm 以上のフェライト鋼系配管及び容器(クラッドなし)の突合せ溶接継手

A-1000 総 則

解説 A-1100-1 PD 認証を取得した試験技術者、探傷装置及び手順書を用いて欠陥深さ測定を行う場合

NDIS 0603（以下 PD 認証と略す）の附属書によって認証された範囲において超音波探傷試験技術者、探傷装置及び手順書を用いた欠陥深さ寸法測定を行う場合には、JEAC 4207-2008 で定められている超音波探傷試験に係る適切な試験方法、必要な技量の取得及び維持を満たすものとして、A-1100 項による「欠陥評価の保守性を考慮して十分な精度を有すると認められた方法」と見なしてよい。

解説 A-1100-2 欠陥深さ寸法測定原則

き裂の深さは、浅いものから深いものまで想定して、き裂先端を厚さ方向全体にわたって確認する。このために複数の手法の組合せ又は複数の測定条件で、総合評価することを要求した。

適用する手法の組合せ等については、適用部位、想定される欠陥等に応じて個別に定めることとなるが、「UTS」及び「PLR 配管サイジング精度確性試験」においては、次のような手法の組合せが用いられており、これらを参考にしてもよい。

モード変換波法が適用可能な部位については、欠陥深さ測定に際し、モード変換波法により欠陥深さを推定するものとする。ただし、技術的妥当性を確認できれば PD 又は海外で欠陥深さ測定の認証を取得した手法、探傷装置及び有資格者により欠陥深さ測定を行う場合に限り、モード変換波法による欠陥深さの推定を省略することができる。

〔適用する手法の組合せの例〕

- ① モード変換波法、タンデム法及び端部エコー法又は TOFD 法との組合せ
- ② 端部エコー法（縦波/横波、複数の屈折角の組合せ）
- ③ フェーズドアレイ法と端部エコー法の組合せ
- ④ TOFD 法（複数の文軸の組合せ）
- ⑤ フェーズドアレイ法（焦点、屈折角等に関する任意の複数条件）

解説 A-1200 適用範囲

(1) 適用範囲

本附属書は、容器と配管の突合せ溶接継手を適用範囲とし、具体的には、下記 a、b の範囲及びこれと同等な欠陥深さ寸法測定要領が適用可能と判断される範囲とした。

また、その他の部位（例えば、シュラウド等の炉内構造物）への適用についても本附属書の適用が可能と判断されれば用いてもよいこととした。

- a. 原子力発電施設検査技術に関する試験研究事業（平成 4 年度～15 年度上半期に、原子力発電設備技術検査協会が経済産業省原子力安全・保安院からの委託により実施した事業、及びこれを引き継いで平成 15 年度下半期～平成 16 年度に、原子力安全

PD 認証に用いた手順書

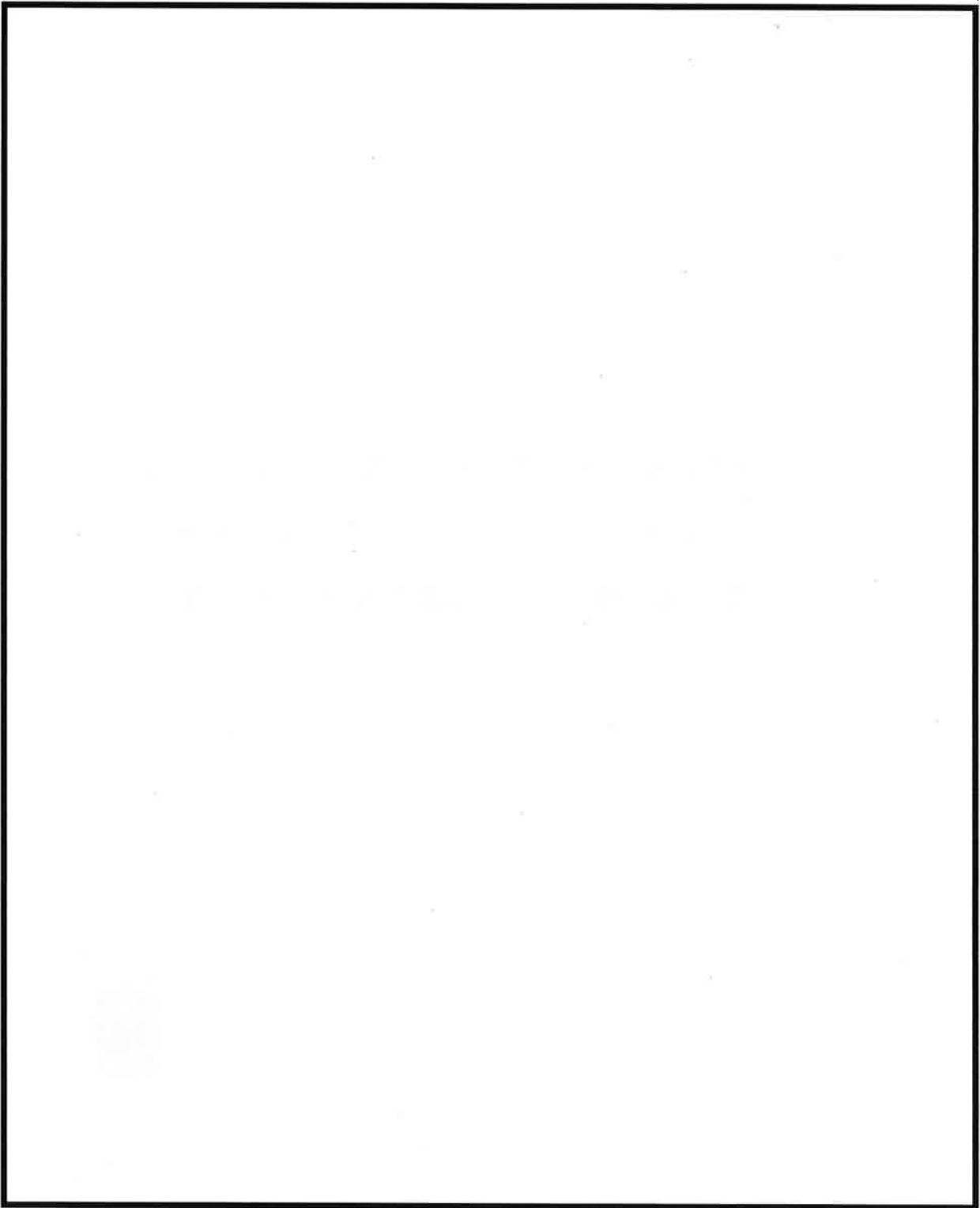
軽水型原子力発電所機器の供用期間中検査における
オーステナイト系ステンレス鋼配管突合せ溶接継手の
超音波探傷試験によるき裂高さ(深さ)測定要領

三菱重工原子力技術資料：クラス B
本資料は当社及び（又は）協力会社の商業機密を含んでおりますので、本提出（貸与）目的以外に使用されることは御遠慮ください。
また、当社の同意なく本資料の全部又は一部を第三者に公開、開示されることのないように願います。
三菱重工工業株式会社 原子力事業部

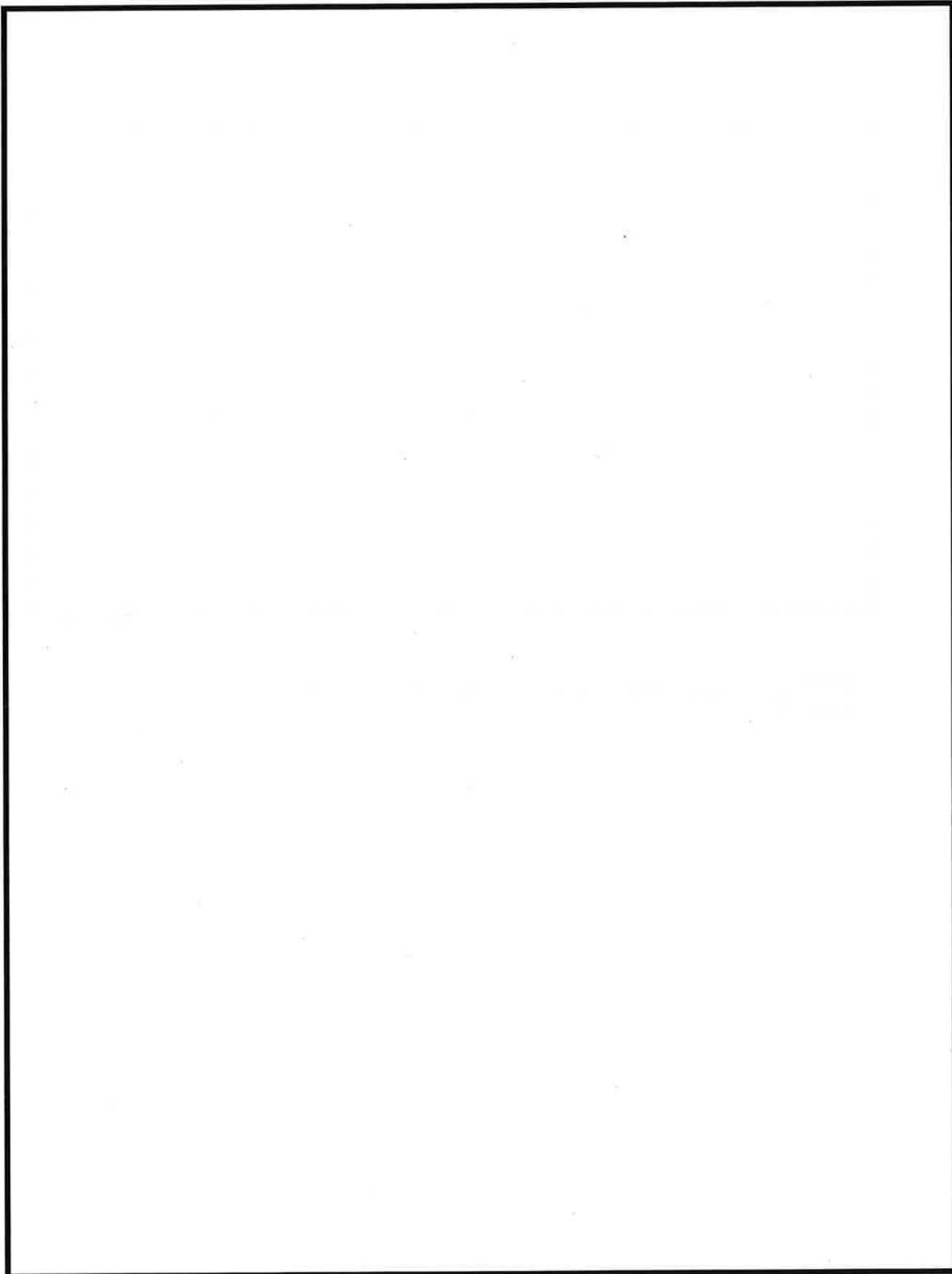


(図書表紙)

内 容		備 考	注 文 主	工事番号	年 月 日	三菱重工工業株式会社 環境・安全・原子力事業部 品質保証部 原子力サービス品質管理課			
本 文	一 頁	本書は、 UFS-20112221 R0 に対し、一部 見直しを行い再 発行するもので ある。	—	アイテム	照 合 者	課 長	主 任	担 当	作 成
図 表	一 枚			—	2015.11.26	1511.30	1511.30		
表紙共	15 枚			—					
						作 成	2015 年 / / 月 日		
						出 番			
配布先	電中研 I		控		図書 番号	UFS-20150150			改 正 0

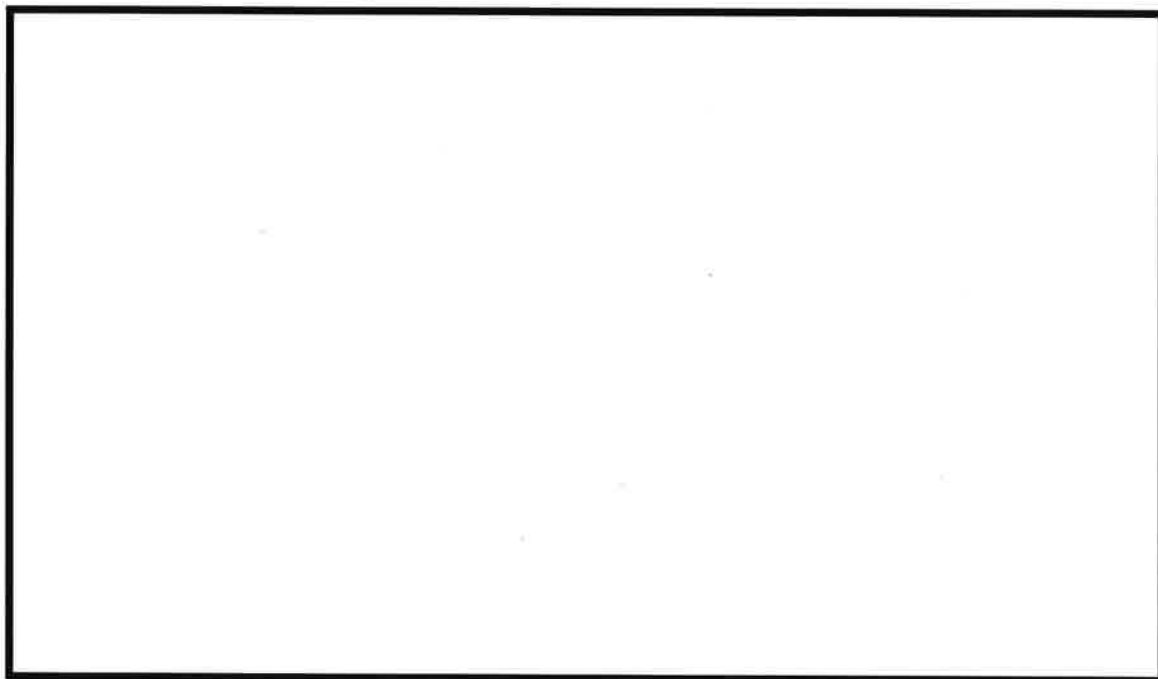


 : 枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。



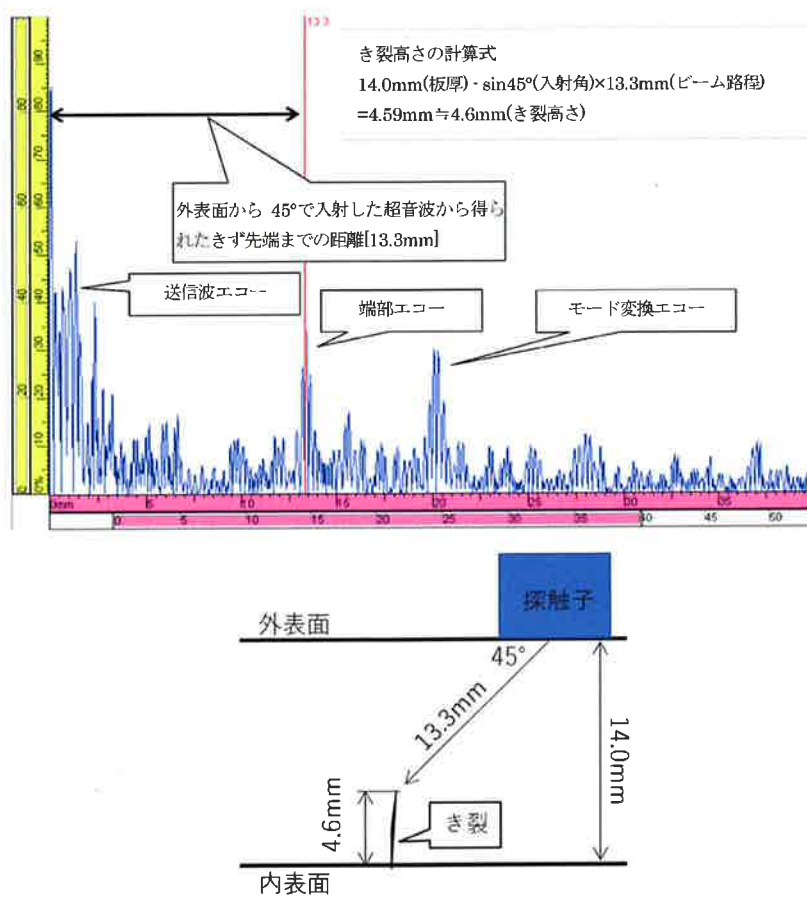
 : 枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

NDIS0603 に基づく PD 資格証



 : 枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

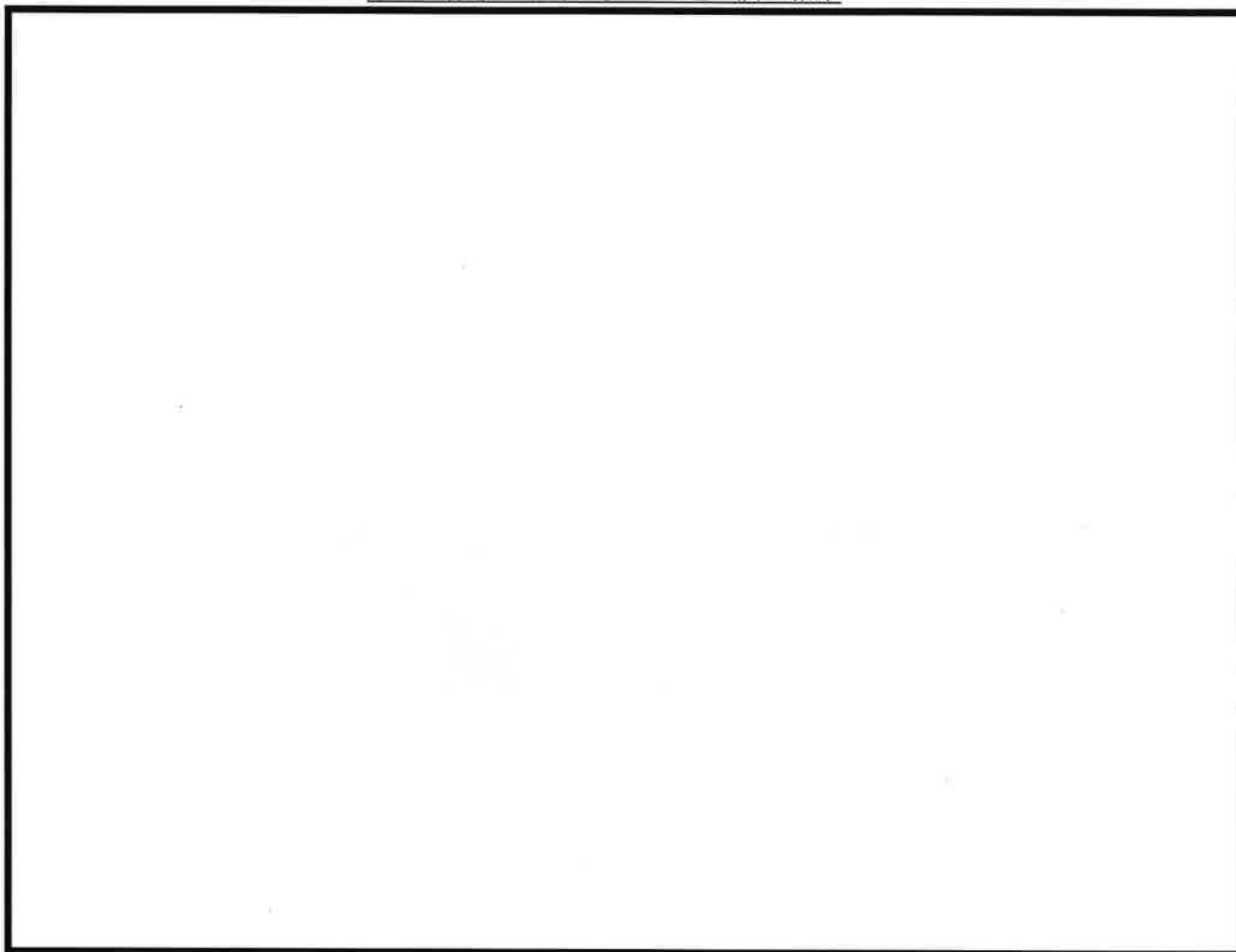
欠陥深さ寸法測定結果



A スコープ及び探傷模式図

第二段階検査を受けた追加調査結果

第二段階検査結果を受けた追加調査結果



 : 枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

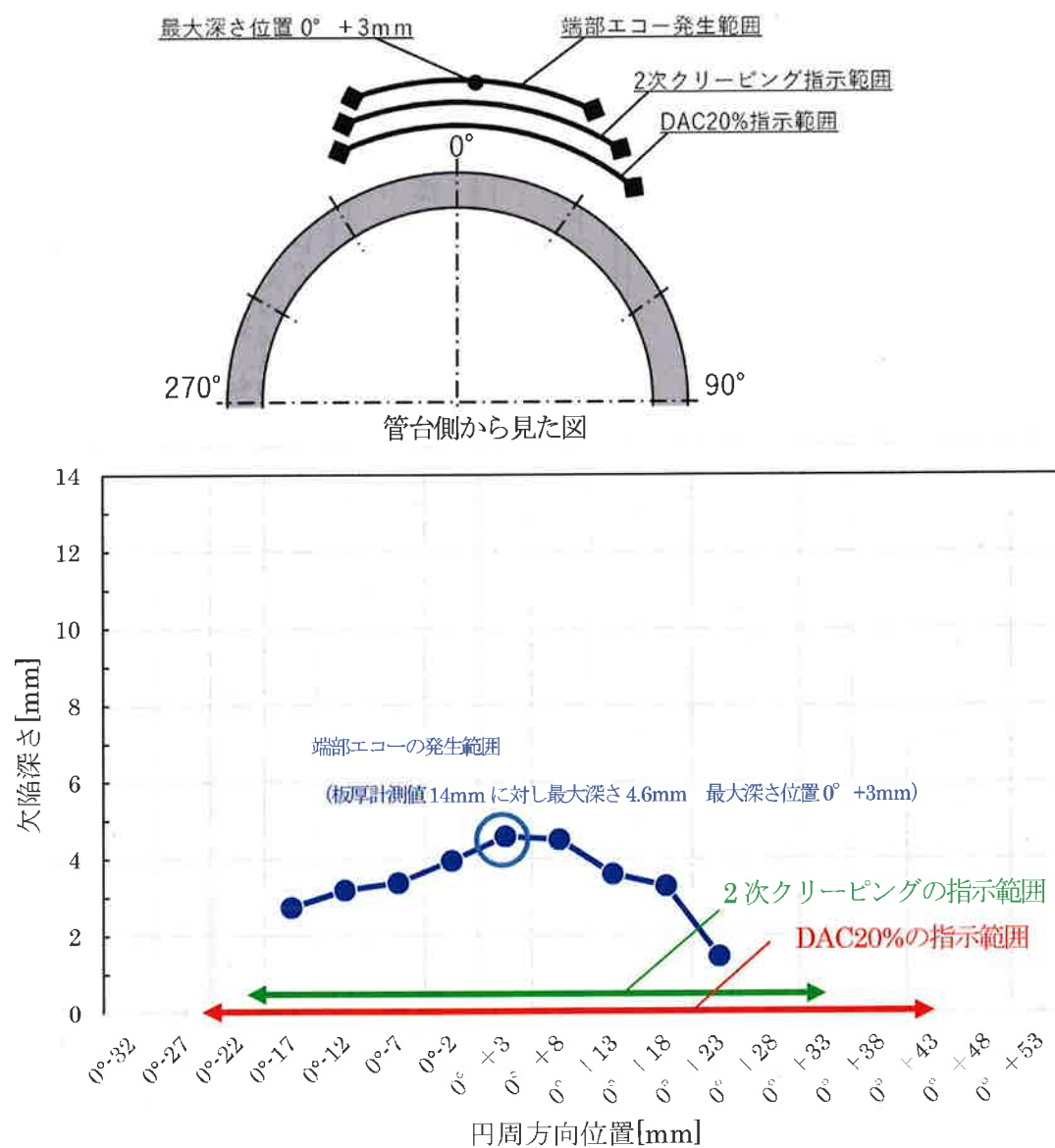


図-7 想定される欠陥性状

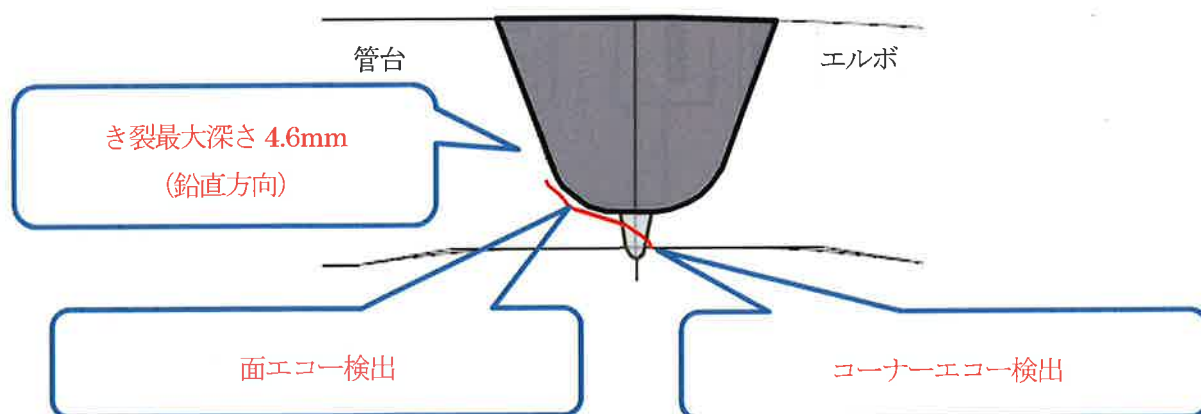
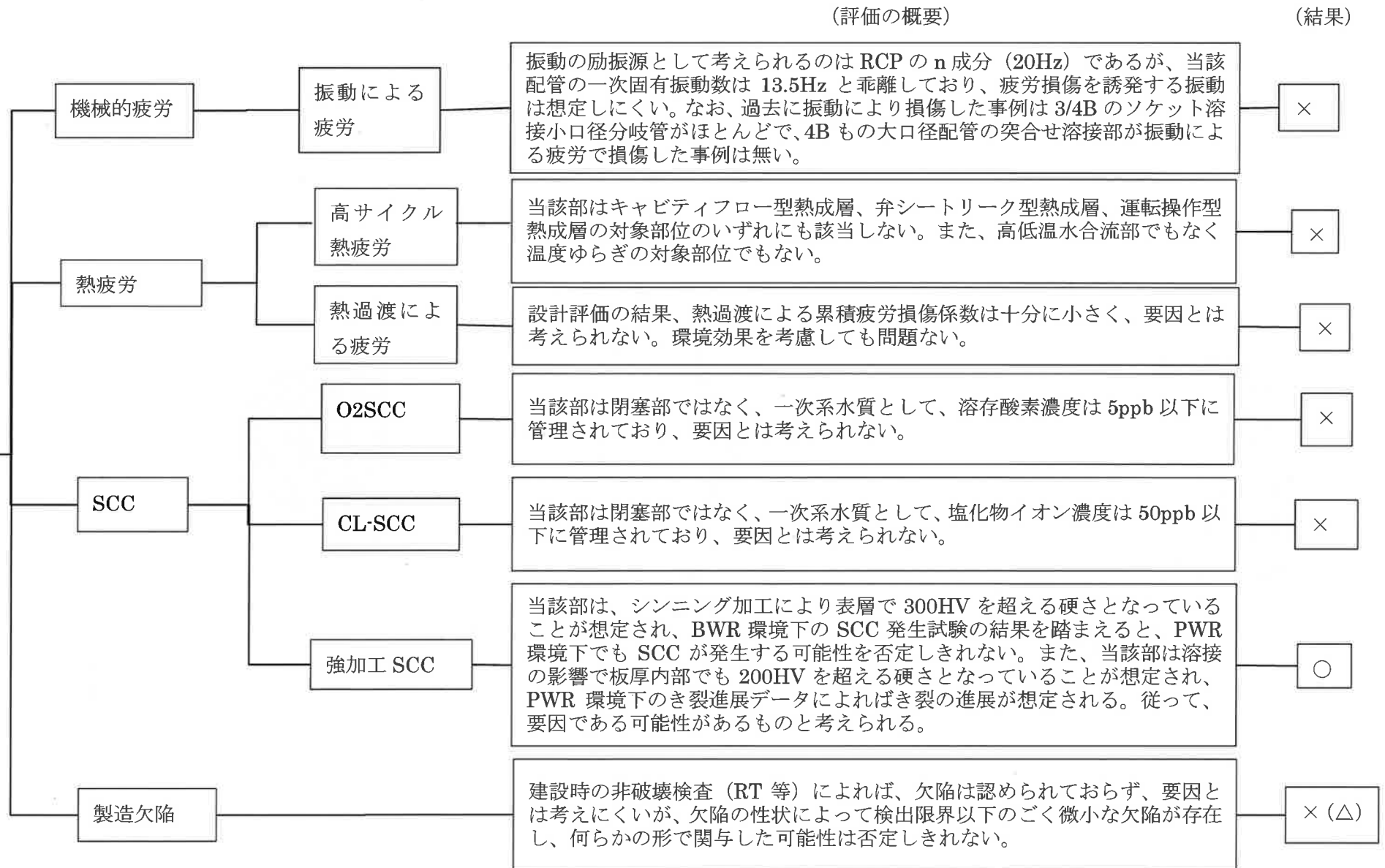


図-8 UT 結果の整理

UT 指示要因検討の概要

加
圧
器
ス
プ
レ
イ
管
台
溶
接
部
U
T
指
示



UT 指示要因検討の概要

凡例

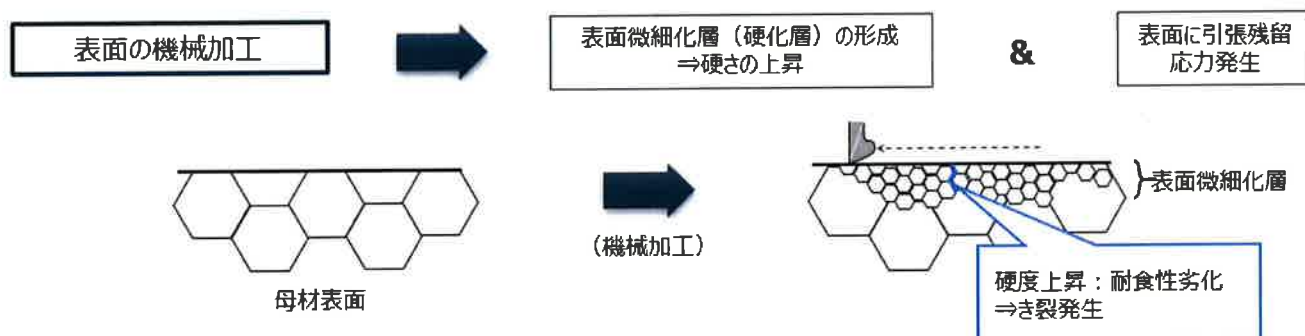
○ ; 可能性が考えられる

△ ; 関与した可能性は完全には否定しきれない

× ; 可能性は考えられない

強加工 SCC に係る文献、国内外の運転経験

機械加工に伴う硬さ上昇及び残留応力を起因とした割れは、2000 年代前半に BWR の再循環配管で使用されている低炭素ステンレス鋼で顕在化している。当時 BWR を中心に様々な研究が実施され、明確な発生原因までは示されなかったが、実機調査結果や研究知見より、概ね以下に示すように考えられている。



<PWR 強加工 SCC に対する取り組みの経緯>

PWR に於いては、BWR を中心とした国内外の強加工 SCC に関する事例や研究知見、更には、美浜 2 号蒸気発生器入口管台セーフエンド部（オーステナイト系ステンレス鋼）に於いて認められた強加工 SCC の可能性が否定できない事例を受け、PWR 環境での強加工 SCC に対し、以下の様な様々な対応をとってきている。（表 1 参照。表中の符号と下記符号は対応する。）

下記の様に、PWR 配管シンニング部に対しても、強加工 SCC のリスクを認識し、念のための各種対応を行っており、原因として完全に排除は出来ないものとする。

一方、O₂SCC、CLSCC や疲労に対する評価を行ったが、その可能性は無いものと判断しており、上述のように PWR 環境下でも可能性を完全に否定しきれない強加工 SCC が本事象の原因であると推定した。

- A) 1999 年、美浜 2 号機の余剰抽出配管の冷間曲げ加工部で、キャビティフロー型熱成層による粒内高サイクル熱疲労割れ事象を経験した。本事象は疲労損傷事例ではあったが、その原因究明調査の過程で、芯金（加工治具）跡部近傍には、ビッカース硬さ 350HV 程度の硬化層が認められ、冷間曲げ管の芯金跡部は高硬度となることが広く認識されることとなった。
- B) 1999 年の美浜 2 号機余剰抽出配管の損傷事例を契機に、国内外の文献調査を行った。この過程で、「第 6 回原子力発電所に於ける材料の環境劣化に関する国際シンポジウム」に於いて、「STRESS CORROSION CRACKING OF COLD WORKED AUSTENITIC STAINLESS STEEL PIPES IN BWR REACTOR WATER」なる論文が発表されており、海外 BWR リンガル 1 号機の SUS304 製冷間曲げ管芯金接触跡部で、強加工 SCC により板厚の約 90% 程度の深さの粒界割れが発生していたことが確認された。本事象は、BWR における事象ではあったが、芯金を使用することで強加工を施された接触跡を有する冷間曲げ加工オーステナイト系ステンレス鋼材であり、国内 PWR プラントでも広く使用されて来ている材料、および加工法であったことから、PWR プラントの冷間曲げ加工管に対しても、強加工 SCC の潜在的リスクを認識

することとなった。

- C) 以上の様な認識の中で、スペインの研究機関 CIEMAT より「CRACK GROWTH RATE OF HARDENED AUSTENITIC STAINLESS STEELS ON BWR AND PWR ENVIRONMENTS」なる論文が発表され、BWR 環境よりも低速度ながら PWR 環境に於いても、強加工を施されたオーステナイト系ステンレス鋼では粒界 SCC 割れが進展することが明確となった。B) 項で認識された PWR プラントでの冷間曲げ加工管の強加工 SCC に対する潜在的リスクはより明確なものとなり、何らかの予防保全対策の必要性を認めることとなった。また、2000 年に維持規格に盛り込まれた評価章を受け、その実機適用に向け、必要な知見（き裂進展速度、曲げ管の破壊評価手法）の取得に着手した。

- D) 国内 PWR プラントでは、多数の芯金を使用した冷間曲げ加工管を使用してきたが、強加工 SCC に対する潜在的リスクを排除する目的で、新しい曲げ加工法の開発を行った。もともと曲げ加工部の偏平防止の為に芯金を使用した加工を行ってきたが、その芯金の接触部が強加工部を生じさせる結果となっていた為、曲げ加工条件の最適化と加工治具の形状改良により、芯金を使用しない冷間曲げ加工法を開発した。また、冷間曲げ加工後に溶体化熱処理も実施し、硬さと残留応力の改善を図ることとした。

以上の対策が確立したのを受け、2006 年ころより、RCPB 範囲も含め、工認資料上の扱いも強加工 SCC に対する予防保全対策として、冷間曲げ管取替工事を推進している。

なお、工認資料上の「変更を必要とする理由を記載した書類」には、以下の様な説明を記載している。“国内 BWR プラントの原子炉冷却系統設備配管において、配管加工時に生じる硬化層を起因とした、応力腐食割れが発生している。PWR プラントにおいては 1 次冷却材の酸素濃度を低く管理していることから、現在までのところ BWR プラントと同様の応力腐食割れによる損傷は発生していないが、原子炉冷却系統設備配管においても、製造過程で強い力による曲げ加工を行うことで生じる硬化層を有する曲げ管を使用している部位があるため、これらについて予防保全の観点から、硬化層が形成されない曲げ管等へ取替えることにより、1 次系配管の信頼性確保に万全を期す。”

- E) 2001 年以降、国内 BWR プラントのコアシュラウド及び再循環配管において、多数のひび割れ事象が報告されている。調査の結果、従来は SCC が発生し難いと考えられていた低炭素ステンレス鋼（SUS316L、原子力用 316 及び SUS304L）における応力腐食割れ（SCC）によるひび割れであることが明らかとなった。従来、これらのステンレス鋼よりも炭素含有量が高い SUS304 鋼で認められた鋭敏化型の SCC は、材料、応力、環境要因の 3 要因が重畳して発生すると考えられてきたことから、これら一連の低炭素系原子力用ステンレス鋼のひび割れは、従来のメカニズムでは説明出来ない事象と考えられた。このため、発生原因に関する調査・研究が進められた結果、機械加工等により硬化した部位では、低炭素系ステンレス鋼でも SCC 感受性を有する場合のことが明らかとなっている。

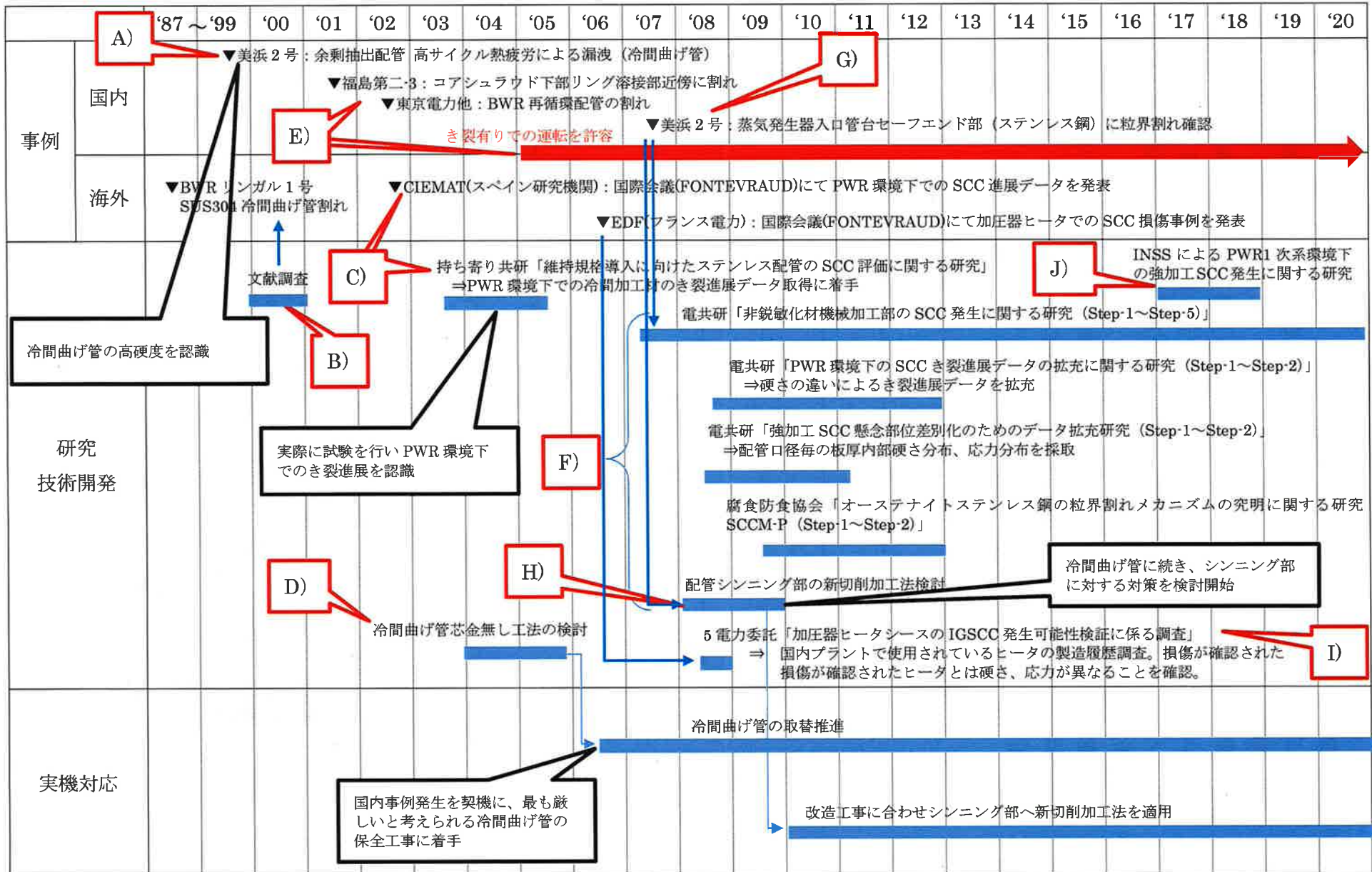
プラントの健全性評価では、原子力発電設備を建設時と同じ状態に保持することを要求した「建設基準」から、設備の安全性が確認された場合にのみ、ひび等を残したまま一定期間の運転を認める「維持基準」の議論が展開され、構造健全性評価に基づきひび割れが存在しても、一定期間

構造物の健全性が損なわれなとする判断が示されている。

- F) 各種電共研では、PWR 環境下におけるき裂進展速度データ取得を行い、加工度（硬さ）及び溶存酸素（DO）環境条件を変化させたき裂進展試験により、応力拡大係数（K 値）、温度、硬さ、溶存酸素（DO）濃度に対する依存性が確認されている。このため、機械加工及び溶接による硬化の硬さ、溶接残留応力測定を行い、PWR プラントの種々形状に対する強加工 SCC によるき裂進展に係るデータ拡充を行っている。また、K 値、硬さ、温度に対する依存性を考慮したき裂進展速度式も考案している。なお、これらの研究成果については、原子力学会、国際学会（Fontevraud 7）にて報告を行っている。
- G) 美浜 2 号機蒸気発生器入口管台セーフエンド部（オーステナイト系ステンレス鋼）において、オーステナイト結晶粒界に沿って枝分かれした、最大深さ約 0.9mm の割れが確認されている。また、セーフエンド部表面には、機械加工の影響と考えられる高い引張応力が残留していることも確認されている。セーフエンド部の割れの様相から、内面の表層部に機械加工に起因する引張残留応力が発生し、溶接部近傍において運転中の応力等により、オーステナイト結晶粒界に沿った割れが進展したものと推定されており、強加工 SCC が原因であることの可能性を示唆している。実機経験や研究動向を踏まえ、2009 年以降、PLM 技術評価書（蒸気発生器冷却材出入口管台セーフエンド部（オーステナイト系ステンレス鋼）に対する評価）への反映に加え、AESJ-SC-P005: 2012 (Amd.3)「日本原子力学会標準；原子力発電所の高経年対策実施基準：2012（追補 3）別冊・PWR においても、「経年劣化メカニズムまとめ表－PWR」で蒸気発生器に対しては PWR 一次系水質下の SCC は評価すべき対象となっており、本損傷モード自体は、世に認知されたものとなっている。
- H) 国内 PWR の配管シンニングに対しても、美浜 2 号機 SG 管台セーフエンド部の粒界割れ事象を踏まえ、2008 年より強加工 SCC の可能性は完全には排除できないものと考え、以下の様な新切削加工法を開発し、2010 年頃より予防保全対策として、配管改造工事に際し、シンニング部機械加工に適用を開始している（なお、今回の UT 指示発生部位のシンニング加工は、大飯 3 号機建設当時の 1990 年に実施されており、新切削加工法は適用されていない）。
- I) Fontevraud 6 (2006 年 9 月) で公表された EDF 文献 (PWSCC of austenitic stainless of heaters of pressurizers) によって、SUS316L 製ヒータで IGSCC による漏えいが発見されていることが明らかになった。漏えい箇所は、ヒータシースの高ひずみ硬化領域である。いくつかのケースは、ヒータサポートプレート付近となっている。なお、SCC 発生要因として考えられる応力（SCC 発生は 240MPa 以上、SCC 進展は 600MPa 以上）、冷間加工による材料の硬化（Hv0.1>310）の条件が、実機で発生したことが報告されている。国内のヒータに対して、製造履歴調査、残材のサンプリング調査を実施した結果、同様の残留応力、冷間加工による材料の硬化が発生している可能性は低く、海外との差別化を行っている。（国内メーカでは、機械加工後に焼きなましによる熱処理を実施しており、硬さが緩和されているものと推定される。一方、EDF プラントの製法では、熱処理についての記述は無く、400HV 以上の硬化域も確認されていることから熱処理が実施されていない可能性もある）

- J) 原子力安全システム研究所 (INSS) では、PWR 環境下におけるき裂進展試験に取り組み、冷間加工、応力、温度がき裂進展の加速因子として寄与することを報告している。また、溶接熱影響部 (HAZ 部) でも強冷間加工材と類似の SCC 進展を示すことが確認されている。更に、き裂発生を促すために表面にグラインダ加工を施したき裂発生試験では、定荷重条件であっても一部の試験片が粒界割れを生じさせることが分かっている。

表 1 PWR 強加工 SCC に関する取り組みの概要



実機における強加工 SCC 発生・進展の検討

① 発生の評価

強加工 SCC 発生の感受性は表層の硬さと相関があることが知られていることから、UT 指示が確認された部位の表層硬さについて評価する。

当該部のエルボの材質はオーステナイト系ステンレス鋼 (SUS316) であり、開先合わせのために内表面をシンニング (切削) 加工している。シンニング部の表層硬さは、図 1 に示す当該部の製造を担当したメーカーによる配管シンニング部の表層硬さ測定結果より、内表面のごく表層に 300HV を超える硬化層が形成されたと推定される。

当該部の配管口径は 4B であり、図 1 に示す測定結果に含まれていないが、シンニングを含む開先加工法は口径によらず同じであることから、4B 配管についても内挿して、開先加工時に 300HV を超える硬化層が内表面の極表層に形成されているものと判断する。

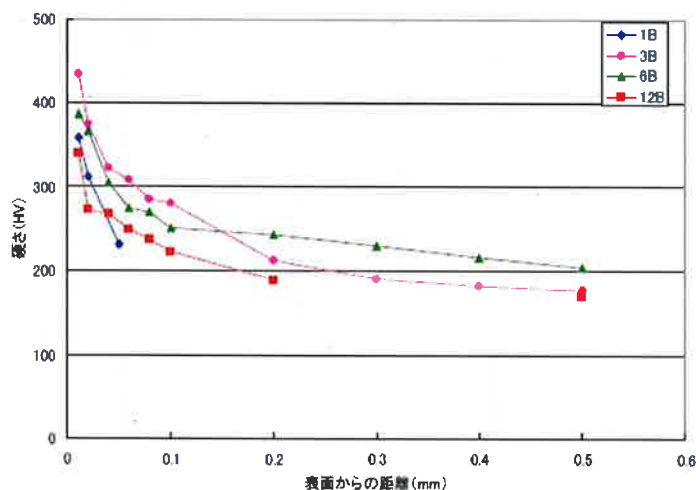
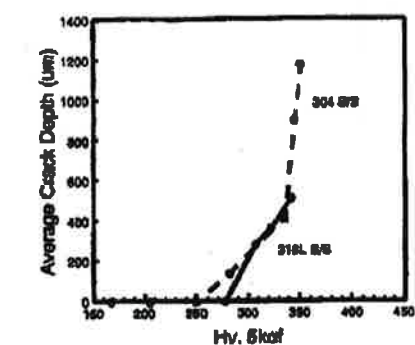


図 1 1B、3B、6B、12B 管シンニング部の表層部硬さ分布

出典；製造メーカー社内モックアップデータ

この硬さレベルで、PWR 環境中で強加工 SCC が発生することを明確に示すデータはまだないが、参考として BWR 環境下での強加工 SCC 発生試験の結果を図 2 に示す。



(1%ひずみ、試験温度：288℃、溶存酸素濃度：8ppm)

出典:M.Tsubota et al
The Effect of Cold Work on the SCC
Susceptibility of Austenitic Stainless Steels.
"Proceeding of 7th International Symposium on
Environmental Degradation of Materials in
Nuclear Power Systems. Vol.1 (1995)519-527"

図 2 BWR 環境下での SCC 発生試験結果

図2では、BWR環境下では概ね硬さが300HV以上でSCCの発生が認められる結果となっている。尚、材質はSUS316Lで当該部SUS316とは異なるが、類似のオーステナイト系ステンレス鋼であり、試験温度も288℃と当該部の運転温度約290℃とほぼ等しく、参考データとしては有益と考えている。

また、海外PWRでの加圧器ヒーターシースの実機調査結果及び試験結果より、PWR環境に於ける強加工SCCの発生には310HV以上あることが必須との記載例もある。(2006, Couvant, Degra, PWSCC of austenitic stainless steels of heaters of pressurizers)

従って、当該部はBWR環境下ではSCC発生のあるものと考えられるが、PWR環境下での発生に関する知見はまだ不十分であり発生の可能性を断言することは出来ないものの、次項に示す様に、PWR環境下でも強加工SCCは進展する事が分かっており、発生についてもその可能性を否定することは出来ないものとする。

また、調査の結果、製造時の不具合が要因とは考えにくい、表層部に検出限界以下のごく微小な傷が存在し、何らかの形で関与した可能性は否定できない。

なお、開先シンニング部の硬化層は、溶接部近傍は溶接入熱により軟化する可能性が考えられるが、溶接部境界から一定量の距離があれば、軟化の程度は顕著ではないと推定される。今回のUT指示位置は、溶接中心から約4～5mm程度離れているものと分析されており、一方の溶接境界は溶接中心から概ね2～2.5mm程度と考えられ、UT指示位置の溶接境界からの距離は、1.5～3mm程度と想定される。図3に参考として、BWRのPLR配管溶接部において溶接境界からの距離に応じた表層での硬度分布を計測した例を示す。溶接境界からの距離が3mm程度以上離れた位置では、表層からの距離0.02mmの深さでの硬さは300HV以上となっていることが分かる。本データは、表層から0.02mmおよび0.05mmの深さでの硬度分布を示しているが、より極表層にあってはその硬度は高くなることが想定される。今回のUT指示位置は、図3の測定と配管口径や材質は異なるが、溶接部境界から1.5～3mm程度離れていることから、概ね300HV以上の硬さとなっているものと考えられる。

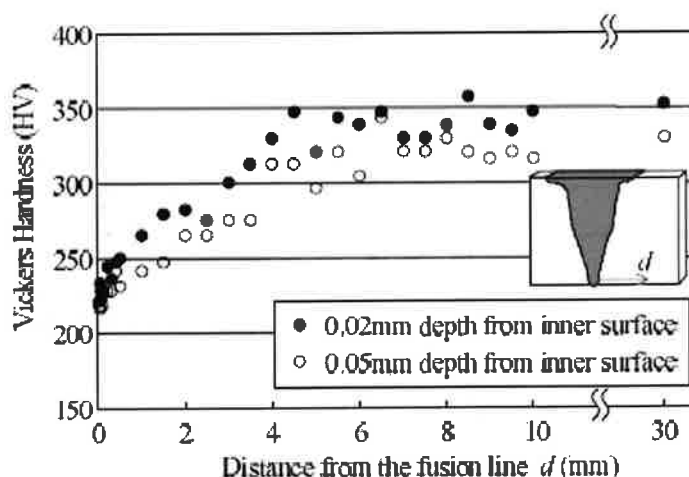


Fig. 17 Vickers Hardness profiles near the surface (along the axis d in this figure) in Kashiwazaki-Kariwa Unit 1

図3 柏崎刈羽1号機における表層の硬さ分布

② 強加工 SCC 進展の評価

強加工 SCC の進展の感受性は、板厚内の硬さと相関があることが知られている。図 4 に PWR 環境下での強加工 SCC き裂進展試験結果の一例を示す。

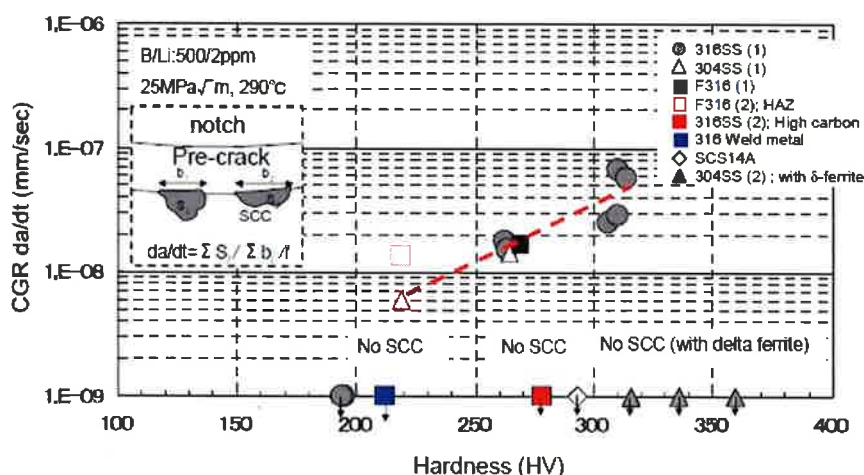


Fig. 6 Hardness / Material and Crack Growth Rate

図 4 PWR 環境下の硬さとき裂進展速度の関係

出典 ; Matsubara.et.al 2010 Fontevraud7 O02-A099-T03 -Research

Programs on SCC of Cold-worked Stainless Steel in Japanese PWR N.P.P.

これによれば、硬さが 200HV 以上のレベルであれば、PWR 環境中で SCC き裂は進展する事が分かる。

一方、図 5 には、当該部と同じ、SUS316、4B、Sch.160 の配管溶接部近傍の板厚内硬さ分布を計測した結果を示す。

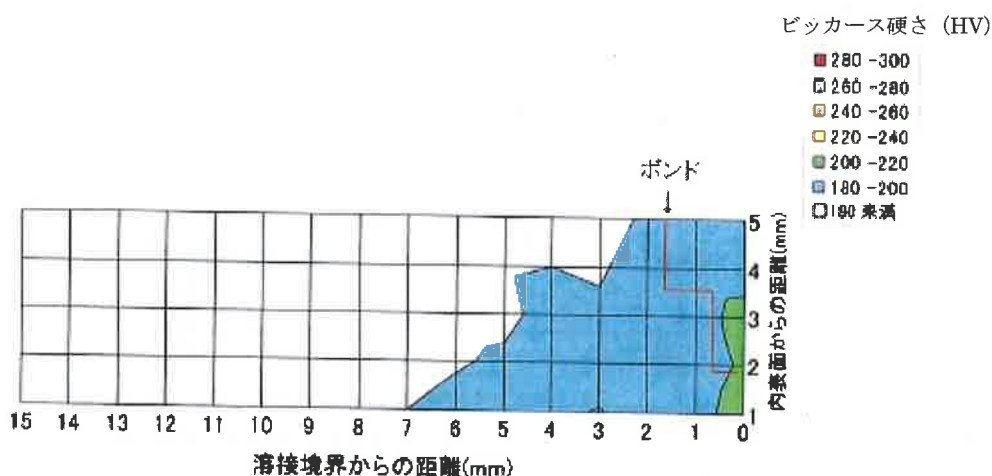


図 5 4B、Sch.160 SUS316 配管の溶接部近傍板厚内硬さ分布

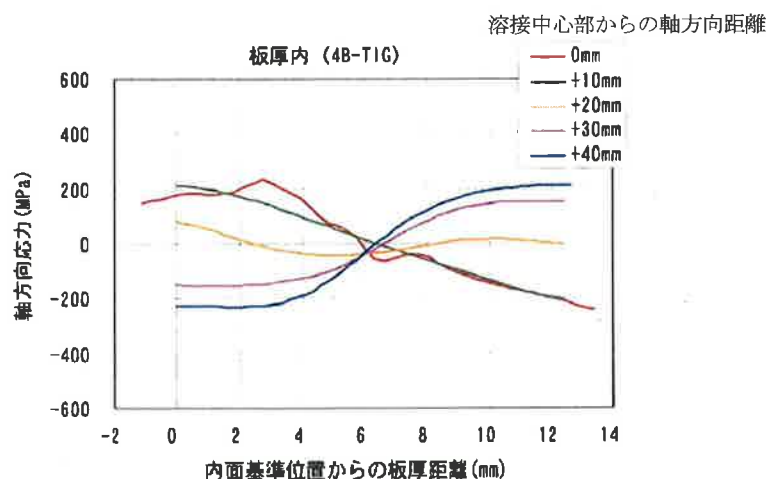
出典 ; 電共研「強加工 SCC 懸念部位差別化のためのデータ拡充研究」

一般溶体化材料の硬さは、概ね 150~180HV 程度と言われ、図 5 によれば、溶接部近傍では、200HV を超える硬さが、表層のみでなく板厚内部にわたって認められる。

従って、図4および図5より、当該部に於いて強加工 SCC は進展し得るものと判断した。

尚、図4は応力拡大係数 $K=25\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 、温度 290°C の条件下でのデータを示しているが、当該部の評価として使用できると考える理由を以下に示す。

先ず、図6には、当該部と同じ、SUS316、4B、Sch.160 の配管溶接部近傍の配管軸方向溶接残留応力分布の解析結果を示す。これによれば、配管内面側では軸方向に 200MPa レベルの引張溶接残留応力の存在が認められ、周方向き裂を進展させるに足る状況となっていることが分かる。



(a) 軸方向応力

図6 4B、Sch.160 SUS316 配管の溶接部近傍板厚内軸方向溶接残留分布

出典；電共研「強加工 SCC 懸念部位差別化のためのデータ拡充研究」

また、実機当該部の運転中軸方向応力は 100MPa と評価されており、図6の溶接残留応力を加味すれば、当該部には約 300MPa レベルの軸方向引張応力が発生していたものと想定される。

仮に深さ 2mm 程度のき裂を想定した場合、応力拡大係数 K は、概ね $\sigma\sqrt{\pi a} \div 25\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 程度と想定され、図4の試験条件と同一となる。更に、実機運転温度は 290°C であり、図4の条件と同一である。

従って、図4により当該部のき裂進展の可能性を評価したことは妥当と考える。

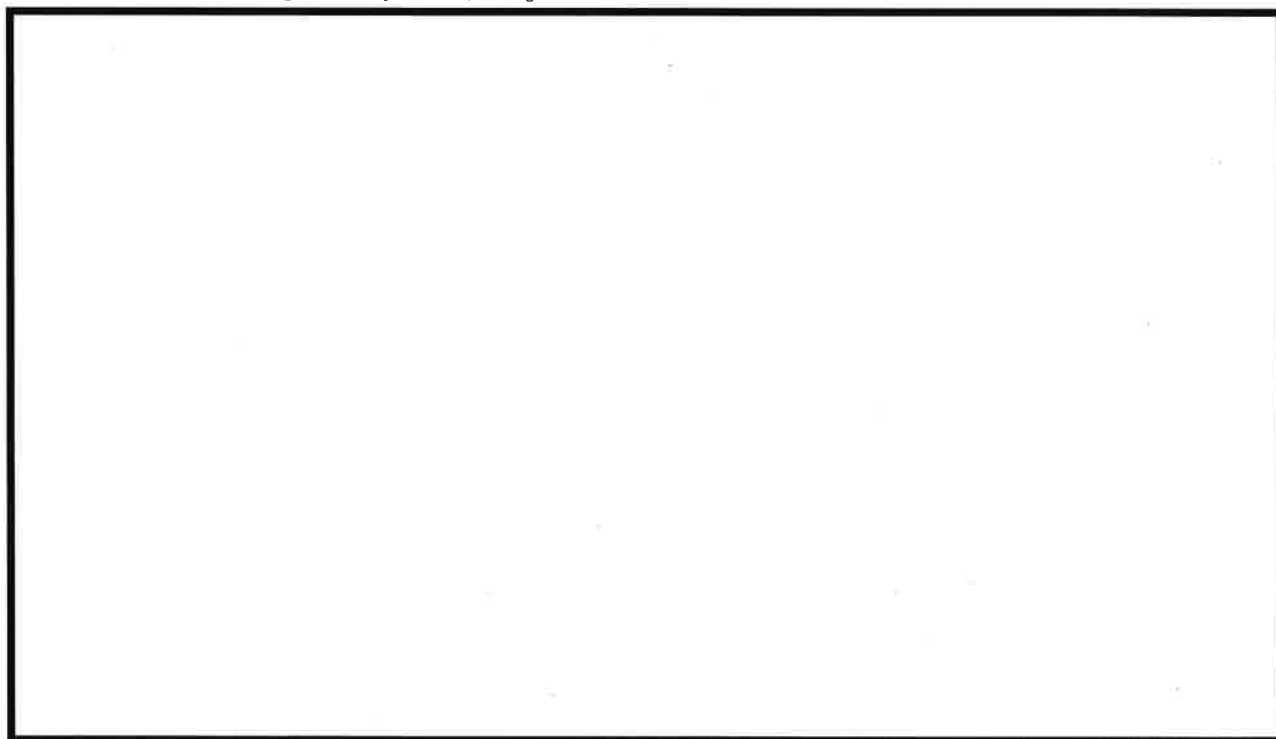
尚、図4はオーステナイト系ステンレス鋼母材に対する試験結果であるが、UT 検査結果からは溶込み溶接部を SCC が進展している可能性が示唆される。溶接金属内の SCC 進展の可能性に関する検討結果を、添付資料－8に示す。

溶接金属のSCC進展性に関する検討

一般に、溶接金属は、高温割れ対策として数%～十数%程度のデルタフェライトを含んでいるため、一般的にはSCC感受性は低くなる。一方、母材ではデルタフェライトが生じにくいいため、裏波溶け込み部において母材と溶接金属の希釈によりデルタフェライト濃度が低下し、き裂が進展しやすくなる可能性が考えられるが、今後詳細な検討が必要と考えている。

デルタフェライト量は、化学成分によって大きく変動する。成分とデルタフェライト量の関係を示すシェフラーの状態図中に、SUS316 母材 (○) と溶材 (△) のミルシート値でプロットを行ったものを示す。

- ・ 316 母材はデルタフェライトを生じにくい化学成分ですが、溶接金属は高温割れ防止のためにデルタフェライト量が多くなるよう、低C・高Crの化学成分となっている。
- ・ 溶接時に母材が溶け込む部位の状態は、溶け込みの程度、即ち母材と溶接金属の希釈の程度に応じて点線上付近に位置し、母材と溶材の間のフェライト量となる。
- ・ 従って、母材と溶接金属の希釈の状況によっては、溶接金属であってもデルタフェライトが低下し、SCCの進展が認められることの可能性も否定しきれないものと考えられる。



シェフラー図は JISZ3119 (2006) より転載

しかし、デルタフェライト量が低下した場合の SCC 進展に関する知見は少なく、実機の調査とその結果を踏まえた検討が必要と考えている。

但し、以上はあくまで既存知見からの推定であり、オーステナイトステンレス鋼の裏波溶け込み部を対象とした SCC 発生・進展の研究結果はなく、SCC が進展した可能性を否定することはできない。また、裏波溶け込み部に検出限界未満の微小な欠陥があった可能性もあるため、今後、実機調査結果も踏まえた詳細な検討が必要と考えている。

尚、溶接金属内を SCC が進展した例としては、BWR プラントの低炭素ステンレス鋼製機器で発生した SCC[1]が挙げられる。一方、PWR プラントではき裂が溶接金属内で進展していた例は確認できなかった。

[1]鈴木、他 “BWR における低炭素ステンレス鋼の SCC 形態の評価” 圧力技術 第 42 巻第 4 号

以上

欠陥の評価

1. 欠陥の評価

1.1 評価の流れ

供用期間中検査の第一段階検査により有意な欠陥指示が検出された事を受け、クラス1配管の欠陥評価として、維持規格 EB-1300 に従い欠陥評価を実施する。評価のフローを図 1.1.1 に示す。

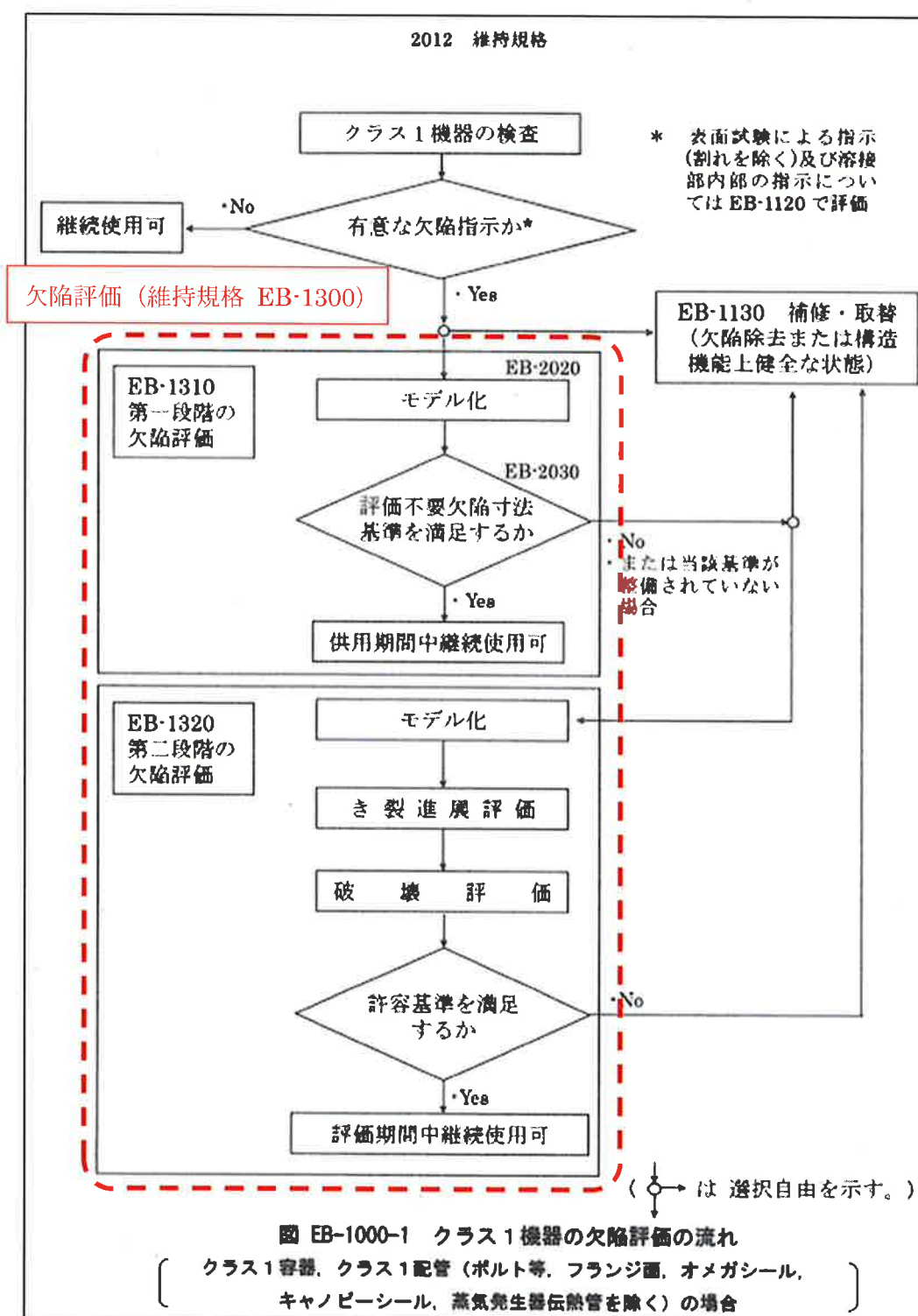


図 1.1.1 クラス1配管の欠陥評価フロー

1.2 モデル化

欠陥評価を実施するにあたり、維持規格 添付 E-1 に従い評価断面毎に欠陥形状のモデル化を行う。モデル化に用いる欠陥形状は1項の計測結果を用いる。

当該欠陥のモデル化結果を表 1.2.1 にまとめる。

表 1.2.1 欠陥のモデル化結果

継手番号	外径 ^{※1} D (mm)	肉厚 ^{※2} t (mm)
FW-4	114.3	14

欠陥評価断面	欠陥深さ a (mm)	欠陥長さ ℓ (mm)	モデル形状 ^{※3}
周方向断面	4.6	67	周方向半だ円表面欠陥 (内表面)

※1 公称値

※2 実測値

※3 詳細は図 1.2.1 を参照のこと。

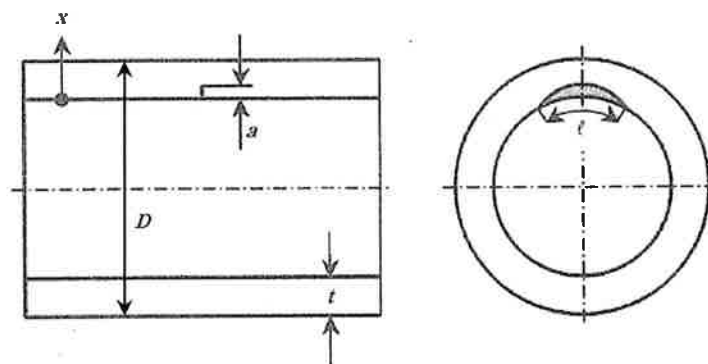


図 1.2.1 欠陥のモデル形状 (周方向半だ円表面欠陥 (内表面))

1.3 第一段階の欠陥評価 (評価不要欠陥の判定)

維持規格 EB-1310 に従い欠陥評価を実施する。

当該欠陥の進展要因は SCC と疲労であり、当該部の材料はオーステナイト系ステンレス鋼 (SUS316) であるため、維持規格 EB-2000 に規定される評価不要欠陥寸法基準の適用要件に該当しない。よって、第二段階の欠陥評価に移行する。

1.4 第二段階の欠陥評価 (評価欠陥を有した状態での評価期間中の設備健全性の確認)

1.4.1 き裂進展評価

当該欠陥のき裂進展評価は、維持規格 EB-4300 に従い、SCC によるき裂進展と疲労によるき裂進展の観点で実施する。

① き裂進展式

評価に使用する、き裂進展式を以下に示す。

a. SCC によるき裂進展評価の評価式

PWR 環境下におけるき裂進展が硬度依存性を有することについて、一般的に用いられているき裂進展速度試験手法を採用した研究として、電共研「強加工 SCC 懸念部位差別化のためのデータ拡充研究」や、電共研「PWR 環境下の SCC 進展データの拡充に関する研究」等が実施されてきた。

これら電共研では、強加工 SCC のき裂進展速度の進展式（き裂進展速度線図）が作成されており、国際学会「Fontevraud7, 2010」にて発表しているが（公開進展式（式 1.4.1））、その進展式はこれまでの電共研にて取得されたデータを基に、き裂部の応力拡大係数と材料の硬さを進展速度への影響因子として整理し作成されたものであるため、改めてその妥当性を確認すべく他の研究知見で取得されたデータとの比較を行い、比較結果を図 1.4.1 に示す。他の研究においては、電共研にて作成された速度線図より有意に進展するデータも確認されている。

よって今回の評価においては、より保守的な進展評価とするため、これら全てのデータを用いて速度線図を新たに設定し、き裂進展評価を実施する。き裂進展評価式としては、ベストフィット曲線（BFC）（式 1.4.2）と包絡曲線（式 1.4.3）を用いる。

$$\text{公開進展式} : da/dt (K, HV) = 4.73 \times 10^{-25} \times K^{1.96} \times HV^{5.67} \quad (\text{mm/s})$$

(式 1.4.1)

$$\text{BFC 式} : da/dt (K, HV) = 1.13 \times 10^{-26} \times K^{1.96} \times HV^{6.45} \quad (\text{mm/s})$$

(式 1.4.2)

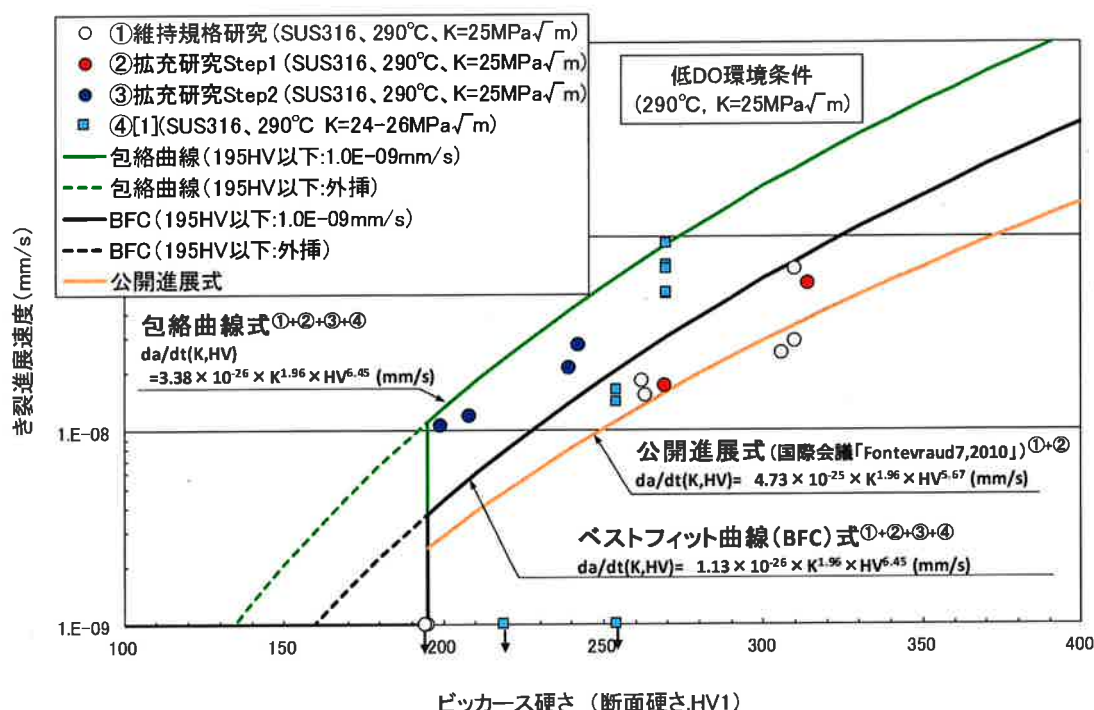
$$\text{包絡曲線式} : da/dt (K, HV) = 3.38 \times 10^{-26} \times K^{1.96} \times HV^{6.45} \quad (\text{mm/s})$$

(式 1.4.3)

ここで、

- da/dt : き裂進展速度 (mm/s)
- a : 欠陥深さ (mm)
- t : 時間 (s)
- K : 応力拡大係数 ($\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$)
- HV : ビッカース硬さ (HV)

なお、過去の研究試験の結果では 195HV 以下の硬さではき裂進展が認められていないが、保守的にき裂進展評価を行うために 195HV 以下の硬さについても式 1.4.2、式 1.4.3 を適用するものとする。



ビッカース硬さ（断面硬さ, HV1）

①維持規格研究「維持規格導入に向けた SUS 配管の SCC 評価データ整備研究」

②拡充研究 Step1「PWR 環境下の SCC 進展データの拡充に関する研究」

③拡充研究 Step2「PWR 環境下の SCC 進展データの拡充に関する研究(Step2)」

④[1] Journal of Nuclear Materials 426 (2012) 59-70

図 1.4.1 き裂進展速度線図

b. 疲労によるき裂進展評価の評価式

疲労評価に用いる進展式は、維持規格 添付 E-2 に規定されるオーステナイト系ステンレス鋼の軽水炉（PWR 一次系）にある表面欠陥の疲労き裂進展速度式(式 1.4.4)を用いる。

$$da/dN = 4.35 \times 10^{-10} \times T_c^{0.63} \times t_r^{0.33} \times (\Delta K)^{3.0} / (1 - R)^{1.56} \quad (\text{mm/cycle})$$

(式 1.4.4)

ここで

ΔK : 応力拡大係数変動範囲 (MPa√m)

$$\Delta K = K_{max} - K_{min} \quad (R \geq 0 \text{ の場合})$$

$$\Delta K = K_{max} \quad (R < 0 \text{ の場合})$$

K_{max} : 最大応力拡大係数 (MPa√m)

K_{min} : 最小応力拡大係数 (MPa√m)

T_c : 温度 (°C)

t_r : 負荷上昇時間 (s)

R : 応力比 ($R = K_{min}/K_{max}$)

② 応力拡大係数

き裂進展式で用いる応力拡大係数は、維持規格 EB-4360 及び維持規格 添付 E-5 に従い、円筒内表面だ円欠陥に対する K 値式を用いて計算する。

③ 荷重と荷重の組み合わせ

当該欠陥のき裂進展評価に考慮する荷重との荷重の組合せは、維持規格 添付 E-7 の規定に従い、表 1.4.1 及び表 1.4.2 の通り設定する。

表 1.4.1 き裂進展評価で考慮する荷重の種類

項目		評価内容	
		SCC による き裂進展評価	疲労による き裂進展評価
内圧	出力運転条件	○	○
	過渡条件	—	○
熱	出力運転条件	○	○
	過渡条件	—	○
機械的荷重		○	○
地震 ^{注1}	1/3Sd*	—	○
溶接残留応力		○	○

凡例：○ ⇒考慮、— ⇒考慮せず

注 1：Sd*は、弾性設計用地震動（Sd）による地震力と静的地震力のうち大きい方の地震力の値を示す。

表 1.4.2 き裂進展評価で考慮する荷重の組合せ

評価内容	組合せ
SCC による き裂進展評価	出力運転条件（内圧、熱）＋機械的荷重＋溶接残留応力
疲労による き裂進展評価	出力運転条件（内圧、熱）＋機械的荷重＋過渡条件（内圧、熱） ＋溶接残留応力
	出力運転条件（内圧、熱）＋機械的荷重＋地震＋溶接残留応力

④ 入力条件

当該欠陥のき裂進展評価に用いる各種入力条件設定の考え方を以下に示す。
また、各入力条件の一覧を表 1.4.3 に示す。

なお、SCC によるき裂進展評価においては、評価式の適用に当たり、評価式算出の根拠となった各種データと入力条件となる各推測値（溶接残留応力、硬さ）の実機への適用性確認を実施している。

表 1.4.3 き裂進展評価の入力条件一覧

項目	評価内容	
	SCC による き裂進展評価	疲労による き裂進展評価
評価期間	BFC 式：10 年（87,600 時間） 包絡曲線式：3.4 年（30,660 時間）	
溶接残留応力	図 1.4.2 参照	
硬さ	図 1.4.3 参照	—
出力運転条件	表 1.4.4 参照	
過渡条件	—	表 1.4.5 参照
地震力	—	1/3Sd*地震力

a. 評価期間

評価期間は後述の破壊評価が成立する 10 年（BFC 式）及び 3.4 年（包絡曲線式）とし、8,760 時間/年として計算する。

b. 溶接残留応力

評価に用いる溶接残留応力は、電共研「強加工 SCC 懸念部位差別化のためのデータ拡充研究」において実施した当該配管と同じ 4B Sch160 配管の突合せ溶接の残留応力解析で得られた溶接残留応力分布より設定する。溶接残留応力の板厚方向分布は溶接中心からの軸方向距離によっても異なるため、当該欠陥位置を考慮し、保守的に溶接中心から 10 mm 位置までの溶接残留応力を包絡する値として図 1.4.2 に示す通り設定する。

なお、板厚内の残留応力分布は溶接による熱収縮により上昇しているものであるが、上記電共研にて実施したモックアップ試験は、実機より入熱量が多く板厚内で発生する溶接残留応力が大きいと推定される溶接手法にて製作されたテストピースを用いていることから、同モックアップ試験結果を用いて評価上の溶接残留応力分布を設定する事で、実機の板厚内の溶接残留応力を包絡する様に設定されるものとする。

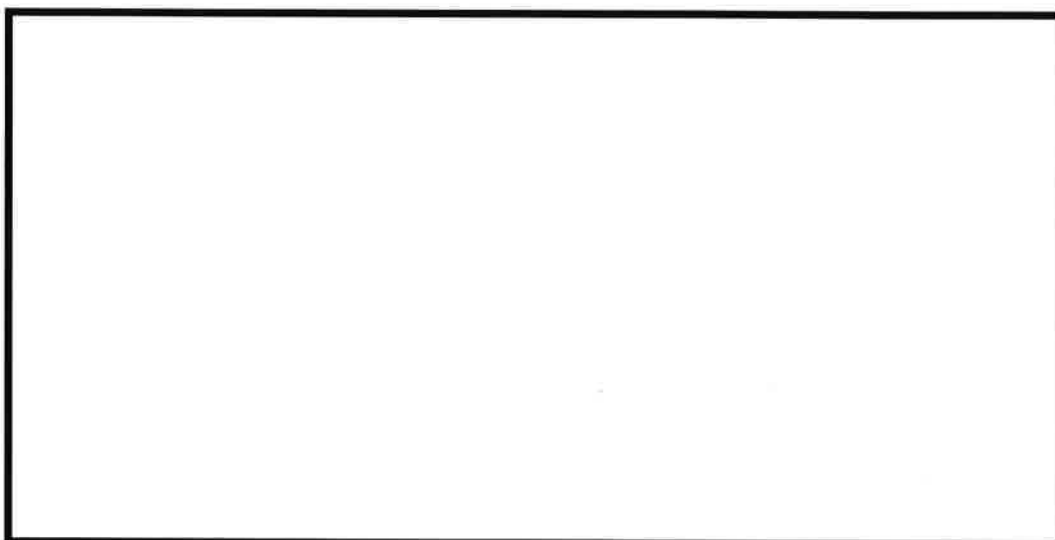


図 1.4.2 板厚内の溶接残留応力分布（管軸方向）

c. 硬さ

評価に用いる硬さ分布は、電共研「強加工 SCC 懸念部位差別化のためのデータ拡充研究」における、当該配管と同じ 4B Sch160 配管の溶接モックアップ試験で計測されたデータ（概略は図 1.4.3 参照のこと）を基に、配管内面から 3 mm未満は 209HV、3 mm以上 4 mm未満は 207HV、4 mm以上 5 mm未満は 192HV とする。また、板厚 5mm より外面側については計測データがないため、保守的に 5mm 位置と同じ硬さである 191HV と設定する。

なお、板厚内の硬さは溶接による熱収縮により上昇しているものであるが、上記電共研にて実施したモックアップ試験は、実機より入熱量が多く板厚内部の硬化量が多いと推定される溶接手法にて製作されたテストピースを用いていることから、同モックアップ試験結果を用いて硬さ分布を設定する事で、実機の板厚内の硬さ分布を包絡する様に設定されるものと考ええる。

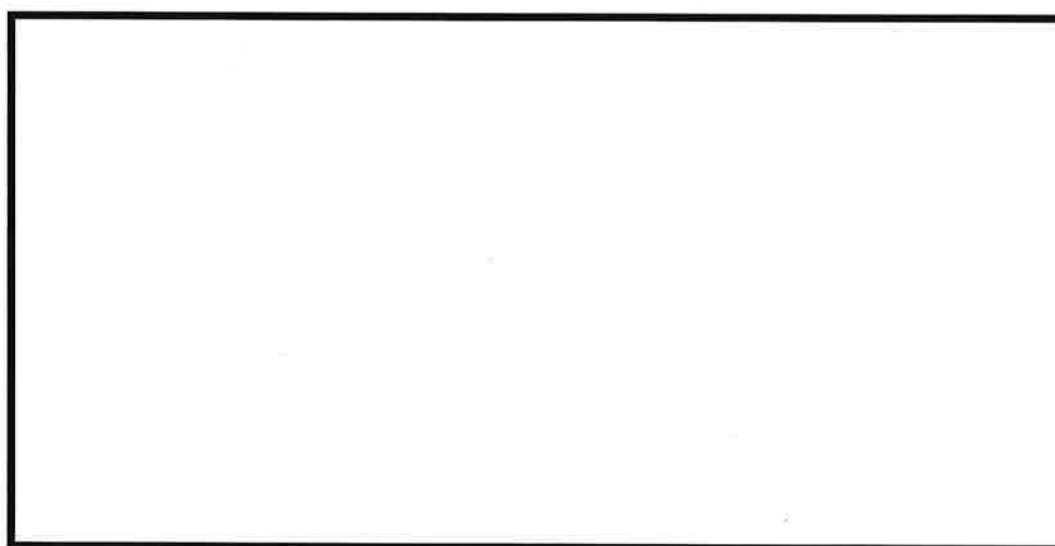


図 1.4.3 4B 配管の硬さ分布計測データ

: 枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

d. 出力運転条件による応力

き裂進展評価にて出力運転条件として用いる設計条件と、同条件における圧力＋熱＋自重による軸方向応力を表 1.4.4 にまとめる。なお、出力条件における発生応力は、既工認において実施した 3 次元梁解析結果より設定する。

表 1.4.4 き裂進展評価に考慮する出力運転条件

運転圧力 (MPa)	運転温度 (°C)	発生応力 (MPa)
15.41	291.7	100

e. 過渡条件

き裂進展評価にて用いる過渡条件毎の負荷変動により生じる変動応力及び過渡回数を表 1.4.5 にまとめる。なお、過渡条件における発生応力は、既工認において実施した 3 次元梁解析と同等の解析により設定する。評価に用いる過渡回数は、大飯 3/4 号機の定期安全レビュー (PSR) で用いた過渡条件より評価期間を考慮して設定する。また、負荷上昇時間は過渡に応じて設定し、定義出来ない場合は 1000s とする。

表 1.4.5 き裂進展評価で考慮する過渡条件

No	運転ケース	変動応力 (MPa)	過渡回数 (回)
			10 年※
1	起動・停止	96	
2	負荷上昇 (15→100%)	35	
3	負荷減少 (100→15%)	35	
4	90%から 100%へのステップ状負荷上昇	35	
5	100 から 90%へのステップ状負荷減少	35	
6	100%からの大きなステップ状負荷減少	36	
7	燃料交換	14	
8	0%から 15%への負荷上昇・15%から 0%への負荷減少	33	
9	1 ループ停止／1 ループ起動 I) 1 ループ停止	35	
10	1 ループ停止／1 ループ起動 II) 1 ループ起動	34	
11	負荷の喪失	44	
12	外部電源喪失	47	
13	1 次冷却材流量の部分喪失	35	
14	100%からの原子炉トリップ I) 不注意な冷却を伴わないトリップ	34	
15	100%からの原子炉トリップ II) 不注意な冷却を伴うトリップ	38	
16	100%からの原子炉トリップ III) 不注意な冷却と安全注入を伴うトリップ	51	
17	1 次冷却系の異常な減圧	45	
18	制御棒クラスタの落下	37	
19	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	43	
20	1 次冷却系停止ループの誤起動	40	
21	1 次系漏えい試験	75	
22	タービン回転試験	44	

※包絡曲線式（評価期間：3.4 年）を用いたき裂進展評価は、保守的に BFC 式（評価期間：10 年）と同じ過渡回数で行う。

f. 地震力

き裂進展評価に用いる地震力は、維持規格 添付 E-7 で規定される評価すべき地震力の S_1 を S_d (弾性設計用地震動) と読み替え、 $1/3S_d^*$ として、 S_d 地震力と静的地震力の大きいものを $1/3$ したものを用いる。なお、評価に用いる地震力は既工認において用いた地震力と同等の地震力とする。なお、地震時の発生回数については、JEAG 4613-1998「原子力発電所 配管破損防護設計指針」に基づいて設定（10 年に 1 回地震（地震 1 回あたり 60 回の繰り返し回数）が発生すると仮定）し 60 回とする。また、地震の負荷上昇時間は 1s とする。

: 枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

⑤ 評価結果

当該欠陥のき裂深さ及びき裂長さに対する応力拡大係数を図 1.4.4 に示す。
また、SCC 及び疲労によるき裂進展量を加味した評価期間末期のき裂寸法を表 1.4.6 に示す。

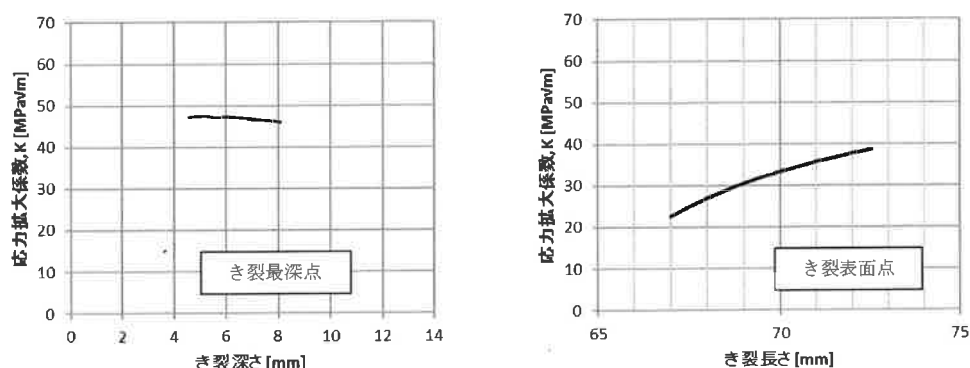


図 1.4.4 応力拡大係数分布

表 1.4.6 当該欠陥のき裂進展評価結果

	BFC 式 評価期間：10 年		包絡曲線式 評価期間：3.4 年 (過渡回数は 10 年を考慮)	
	欠陥深さ a (mm)	欠陥長さ ℓ (mm)	欠陥深さ a (mm)	欠陥長さ ℓ (mm)
初期寸法	4.6	67	4.6	67
SCC による進展量	3.5	6	3.5	7
疲労による進展量	0.5	1	0.5	1
評価期間末期のき裂寸法	8.6	74	8.6	75

前述の通り、本評価では保守的な条件で SCC によるき裂進展評価を実施している。過去の研究試験結果では 195HV 以下の硬さではき裂の進展はみられていないことに加え、電共研で計測した 4B Sch160 配管の溶接後の硬さの実測値としては、内面から 4mm を超えたあたりから 195HV を下回ることが確認されている。このため、195HV 以下における SCC によるき裂進展速度を $1.0 \times 10^{-9} \text{ mm/s}$ とし、内面から 4mm 以降の硬さを 195HV に設定した場合のき裂進展評価結果を図 1.4.5 に示す。

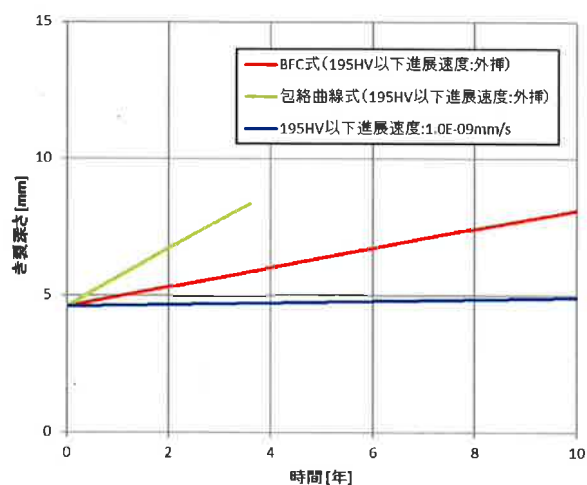


図 1.4.5 SCC によるき裂進展評価結果の比較

なお、同様の評価手法を用いて、4B 配管の UT による検出限界以下の初期欠陥を仮に想定し、き裂深さが 4.6mm に至るまでの期間を評価した結果を表 1.4.7 に示す。

表 1.4.7 検出された欠陥深さ（4.6mm）に至る期間の評価

評価式	仮に想定する 初期欠陥サイズ (深さ/長さ)	欠陥深さ 4.6mm に 至るまでの期間
BFC 式	0.5mm/2.5mm	28 年
	1.0mm/5.0mm	19 年
	2.0mm/10.0mm	10 年
包絡曲線式	0.5mm/2.5mm	10 年
	1.0mm/5.0mm	6.5 年
	2.0mm/10.0mm	3.5 年

1.4.2 破壊評価

破壊評価は、1.4.1 項のき裂進展評価から求めた評価期間末期における平面欠陥の予測寸法を基に、維持規格 EB-4400 に従い実施する。

① 破壊評価式

維持規格 EB-4420 において、当該配管のオーステナイト系ステンレス鋼管の評価に用いる評価法として、a. 極限荷重評価法、b. 弾塑性破壊力学評価法、c. 2 パラメータ評価法の三通りの評価法を認めている。

維持規格解説 E-17 によると、オーステナイト系ステンレス鋼の溶接部の熱

影響部については弾塑性破壊力学評価法で評価することとされていることから、当該部位の評価においては弾塑性破壊力学評価法（維持規格 添付 E-9）を適用する。

維持規格 添付 E-9 では、弾塑性破壊力学評価法として a. 許容欠陥深さの表による評価、b. 許容欠陥深さの式による評価、c. 許容曲げ応力の算出による評価が規定されているが、a. 許容欠陥深さの表による評価、及び b. 許容欠陥深さの式による評価の適用に当たっては許容欠陥角度が $2\theta \leq 60^\circ$ と規定されており、検出された当該欠陥は本規定を満足しないことから、c. 許容曲げ応力の算出による評価を適用する。

許容曲げ応力の算出による評価においては、運転中の曲げ応力が維持規格 添付 E-9 4.3 項で定義される許容曲げ応力 S_c を満足することを確認する。

許容曲げ応力 S_c は式 1.4.5 で与えられる。

$$S_c = \frac{1}{SF} \left(\frac{P_b'}{Z} - P_e \right) - P_m \left(1 - \frac{1}{Z(SF)} \right) \quad (\text{式 1.4.5})$$

P_b' は塑性崩壊時の曲げ応力で下式により求められる。

$$P_b' = \frac{2\sigma_f}{\pi} \left(2 \sin \beta - \frac{a}{t} \sin \theta \right) \quad (\text{式 1.4.6})$$

ここで、

P_m : 一次一般膜応力

P_e : 熱膨張応力

SF は安全率で、

許容状態 A 及び B に対して、 $SF=2.77$

許容状態 C 及び D に対して、 $SF=1.39$

β は周方向欠陥付き管の中立軸に対応する角度であり、式 1.4.7 で与えられる。

$$\beta = \frac{1}{2} \left(\pi - \frac{a}{t} \theta - \pi \frac{P_m}{\sigma_f} \right) \quad (\text{式 1.4.7})$$

ここで、

σ_f : 流動応力 ($\sigma_f = 2.7Sm$)

A : 平面欠陥の深さ

t : 管の厚さ

θ : 周方向欠陥半長に対する角度（欠陥角度）

一方、JSME 維持規格の事例規格（NA-CC-002）においては、周方向欠陥の角度が 60° を超える場合に対する以下の規定が定められている。

- 弾塑性破壊力学評価法において、オーステナイト系ステンレス鋼管の評価に用いる Z 係数は以下の規定に従う。

GTAW および SMAW において：

$$Z = 0.306 \log \{ (OD)/25 \} + 1.032 \quad (\text{式 1.4.8})$$

SAW およびフェライト量 20%未満の鋳造オーステナイト系ステンレス鋼管において：

$$Z = 0.372 \log\{(OD)/25\} + 1.293 \quad (\text{式 } 1.4.9)$$

- ・ 管の厚さが 8.6mm 以上であること。
- ・ 下表の許容欠陥深さを満足すること。

(4) スケジュール160

Z [deg]	許容欠陥深さ； a/t			
	母材	GTAW ^{注1}	SAW ^{注2}	フェライト 鋼管
60.0	0.75	0.75	0.69	0.75
90.0	0.75	0.69	0.39	0.46
120.0	0.64	0.54	0.31	0.37
150.0	0.55	0.47	0.26	0.32
180.0	0.50	0.42	0.24	0.29
210.0	0.47	0.40	0.23	0.27
240.0	0.45	0.39	0.23	0.27
270.0	0.45	0.39	0.23	0.27
≥300	0.45	0.39	0.23	0.27

なお、当該部位の溶接は GTAW（ティグ溶接）+ SMAW（被覆アーク溶接）を適用していることから、式 1.4.8 を適用する。また、当該配管の板厚の実測値は 14.0mm であることから、管の厚さの要求を満足する

② 荷重と荷重の組み合わせ

破壊評価に考慮する荷重と荷重の組合せは、維持規格 添付 E-7 の規定に従い、表 1.4.8 及び表 1.4.9 の通り設定する。

表 1.4.8 破壊評価で考慮する荷重の種類

項目		評価内容	
		許容状態 A, B	許容状態 C, D
内圧	出力運転条件	○	○
	過渡条件	○	○
熱	出力運転条件	○	○
	過渡条件	○	○
機械的荷重		○	○
地震	Sd ^{注1}	—	○
	Ss ^{注2}	—	○

凡例：○ ⇒ 考慮、— ⇒ 考慮せず

注1 Sd*は、弾性設計用地震動（Sd）による地震力と静的地震力のうち大きい方の地震力の値を示す。

注2 Ss*は、基準地震動による地震力の値を示す。

表 1.4.9 破壊評価で考慮する荷重の組合せ

評価内容	組合せ
許容状態 A, B	供用状態 A, B における過渡条件（内圧、熱）＋機械的荷重
許容状態 C, D	供用状態 A, B, C, D における過渡条件（内圧、熱）＋機械的荷重＋Sd*地震力
	供用状態 A, B, C における過渡条件（内圧、熱）＋機械的荷重＋Ss*地震力
	SA における過渡条件（内圧、熱） ^{注 1,2} ＋機械的荷重

注 1 重大事故 (SA) 条件に関しては維持規格上の規定はないが、許容状態 C, D の規定を準用して評価を行う。

注 2 SA 時に DB 条件（負荷喪失）を上回る事象としては、ATWS（制御棒挿入失敗）＋主給水流量喪失 or 負荷喪失の事象が挙げられるが、当該事象が DB 条件（負荷喪失）を上回る期間は 4 時間程度と非常に短期的であることから、SA 条件は Ss, Sd 地震共に組み合わせは不要となる。

③ 入力条件

a. 出力運転条件による応力

圧力＋熱＋自重による軸方向応力として、き裂進展評価に用いた表 1.4.4 の値を用いる。

b. 過渡条件および地震力による応力

破壊評価に用いる地震力は、維持規格 添付 E-7 で規定される評価すべき地震力の S_1 及び S_2 を Sd(弾性設計用地震動)及び Ss（基準地震動）と読み替える。Sd*として Sd 地震力と静的地震力の大きいものを用いる。なお、評価に用いる地震力は既工認において用いた地震力と同等の地震力とする。

表 1.4.9 の荷重の組み合わせの中から、許容状態 A, B および許容状態 C, D において、最も厳しい条件における軸方向応力を表 1.4.10 に示す。

なお、各供用状態における発生応力は、既工認において実施した 3 次元梁解析結果より、設定する。

表 1.4.10 破壊評価に用いる過渡条件および地震力による応力

供用状態	P_m 一次一般膜応力 (MPa)	P_e 熱膨張 応力 (MPa)	P_b 一次曲げ応力			
			自重 (MPa)	自重を除く 機械的 荷重 (MPa)	地震 (MPa)	合計 (MPa)
A, B	38.1	72.0	3.8	－	－	3.8
C+Ss	40.0	78.9	3.8	－	61.0	64.8
D+Sd	32.7	78.9	3.8	6.4	41.8	52.0
SA	40.9	79.4	3.8	－	－	3.8

④ 評価結果

き裂進展評価から求めた評価期間末期における予測欠陥寸法を用いて、許容欠陥寸法限界による評価および許容曲げ応力による評価を行った結果を表 1.4.11、表 1.4.12 に示す。評価の結果、BFC 式を用いた評価では評価期間 10 年に対して予測欠陥寸法は許容欠陥寸法限界に達しないこと、及び曲げ応力は許容曲げ応力を下回ることが確認された。

また、保守的に包絡曲線式を用いた場合でも評価期間 3.4 年に対して予測欠陥寸法は許容欠陥寸法限界に達しないこと、及び曲げ応力は許容曲げ応力を下回ることが確認された。

表 1.4.11 許容欠陥寸法の限界の評価

評価式	評価期間	評価期間末期の予測欠陥寸法			許容欠陥寸法の限界 a_c (mm)	判定 $a_f < a_c$
		深さ a_f (mm)	長さ ℓ_f (mm)	欠陥角度 2θ (°)		
BFC 式	10 年	8.6	74	74.2	9.6 (0.69 t 注1)	○
包絡曲線式	3.4 年	8.6	75	75.2	同上	○

注 1 JSME 維持規格 事例規格 表 1 (4) の欠陥角度 $\leq 90^\circ$, 溶接施工法 GTAW の許容欠陥深さ

表 1.4.12 許容曲げ応力による評価

評価式	評価期間	荷重の 組合せ	一次曲げ応力 P_b (MPa)	許容曲げ応力 S_c (MPa)	判定 $P_b < S_c$
BFC 式	10 年	A, B	3.8	16.8	○
		C+Ss	64.8	66.0	○
		D+Sd	52.0	69.7	○
		SA	3.8	59.4	○
包絡曲線式	3.4 年	A, B	3.8	16.5	○
		C+Ss	64.8	65.4	○
		D+Sd	52.0	69.1	○
		SA	3.8	58.7	○

1.4.3 設備健全性の確認

1.4.2 項に示す通り BFC 式を適用した場合、当該溶接部は評価期間 10 年に対して許容基準を満たすことから、10 年の当該溶接部の健全性を確認した。また、保守的に包絡曲線式を適用した場合でも、当該溶接部は評価期間 3.4 年に対して許容基準を満たすことから、3.4 年の健全性を確認した。

なお、3.4 年の健全性は確認できているが、次回定検において当該配管の取替工事を実施することとする。

また、1 サイクル後の欠陥の大きさは BFC 式の評価では、深さ方向 5.1mm、長さ方向 69mm となり、包絡曲線式の評価では、深さ方向 5.8mm、長さ方向 70mm となる。

水平展開（類似箇所の点検）

今回の加圧器スプレイライン配管溶接部の指示は、オーステナイト系ステンレス鋼の配管溶接部の内、表面機械加工時に形成された表面微細化層（硬化層）に起因する強加工SCCと考えられる。

強加工SCCについては、材料、環境（温度）、応力に依存することから、強加工SCCの発生または進展の基準に基づき、大飯3号機における追加点検対象を選定する。

なお、追加点検対象の選定においては、プラント運転に影響のある系統の配管・機器耐圧部の内、体積検査を要求される溶接部を対象とし、配管、機器の選定フローに基づき抽出を行う。

(1) 対象の選定フロー

プラント運転に影響のある系統の配管・機器耐圧部の内、体積検査を要求される溶接部を対象とし、図1に示す選定フローを用いて類似箇所の抽出及び追加点検対象の選定を行った。

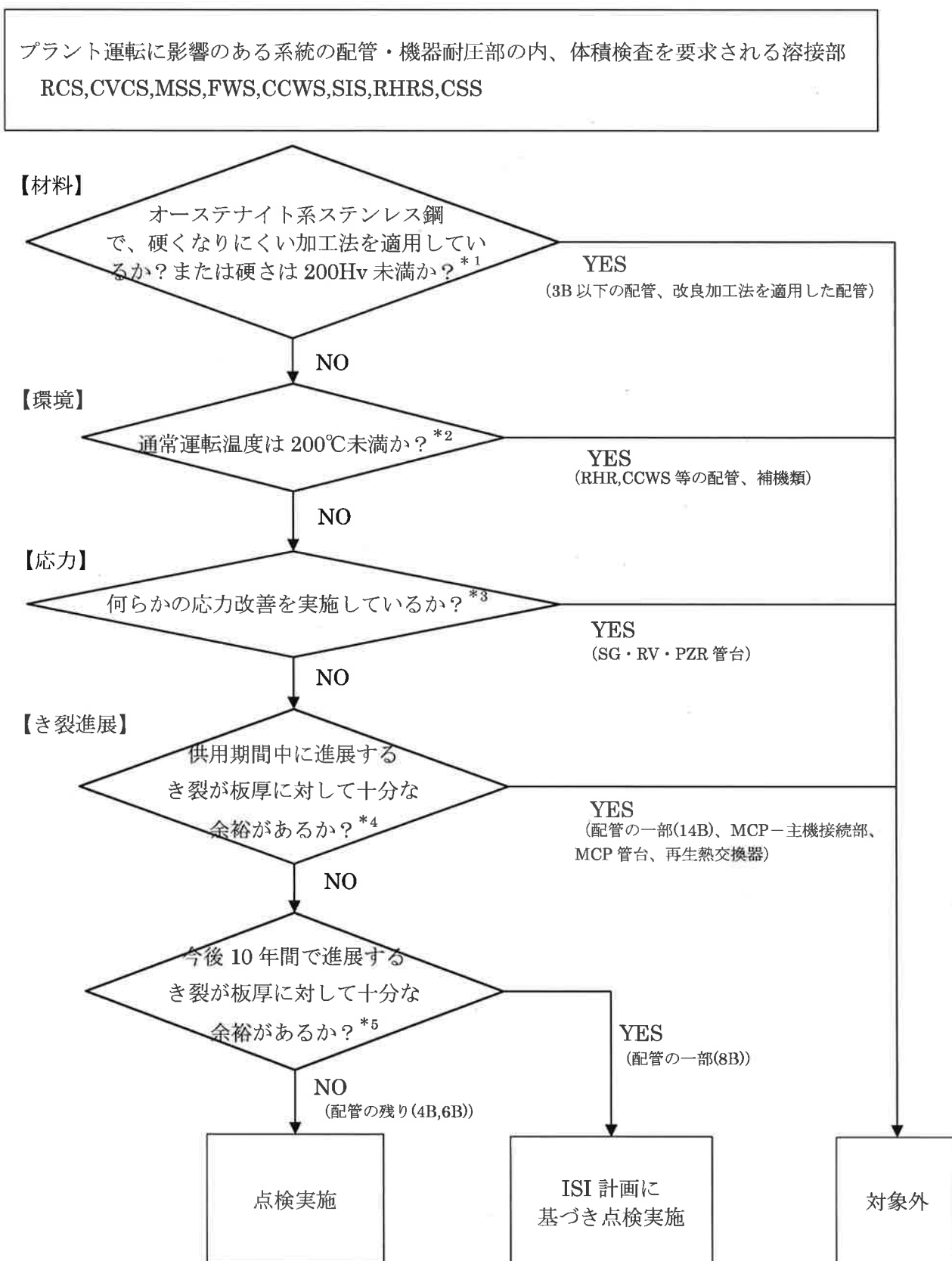
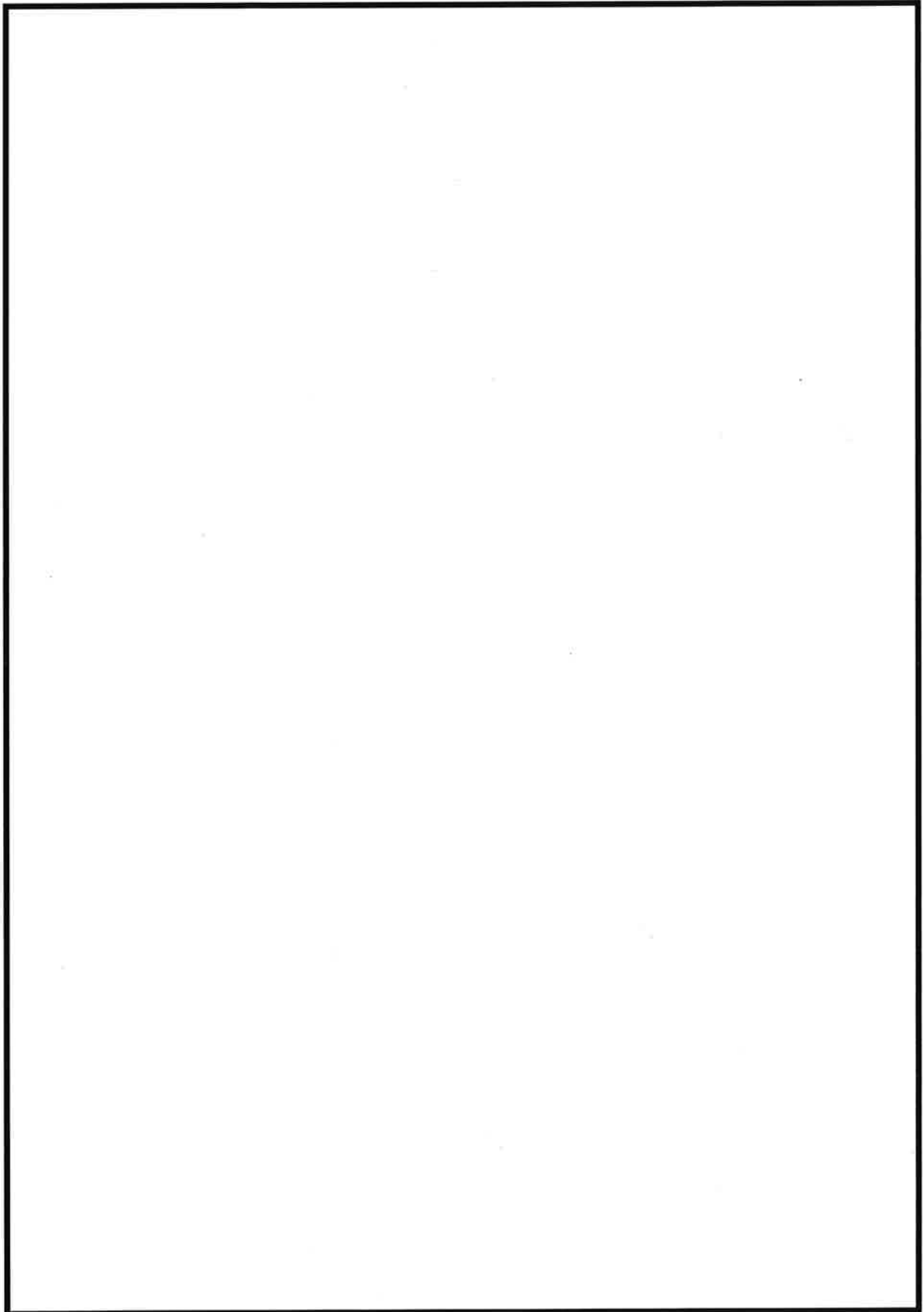


図 1 追加点検対象選定フロー



 : 枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

(2) 対象箇所

(1) に示した選定フローに基づき抽出した対象箇所を下表に示す。

表 1 追加点検対象抽出結果

設備名	箇所数
加圧器スプレイライン配管	16
加圧器逃がしライン配管	3

(3) 追加点検結果

(2) に示した追加点検対象箇所について、追加点検を実施し、有意な指示が無いことを確認した。

以上