

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

関西電力株式会社

: 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。

## (概要)

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検査※1(以下、UTという)において有意な指示が認められた。

このため、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第二段階検査を9月1日に実施した結果、傷は管継手(エルボ部)のシーニング部※2であり、当該配管厚さ14.0mm(実測)に対して深さは約4.6mm、き裂長さ約67mmと評価された。これまでの知見からき裂の原因は、シーニング部の加工硬化に起因する応力腐食割れ(SCC)と推測される(当該箇所が必要最小厚さは8.2mm)。

有意な指示が認められたことを受け、維持規格に基づく詳細な欠陥評価(き裂進展評価※3、破壊評価※4)を実施した結果、約10年間継続使用が可能であることを確認した。

このことから現時点において炉規則134条の対象とはならず、事故故障等の報告には該当しないと考える。

また、今回の事象を踏まえ、類似19箇所の溶接部の超音波探傷検査を行った結果、有意な欠陥は検出されなかった。

なお、次回定期検査で当該配管を取り替えるとともに、切り出した当該部位の詳細な調査を行う予定である。また、それまでの間、原子炉格納容器内での漏洩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。

## 添付資料1

大飯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  
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

### ※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：シーニング部

内面寸法を合わせるために機械加工した溶接合わせ部(開先部)。

### ※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

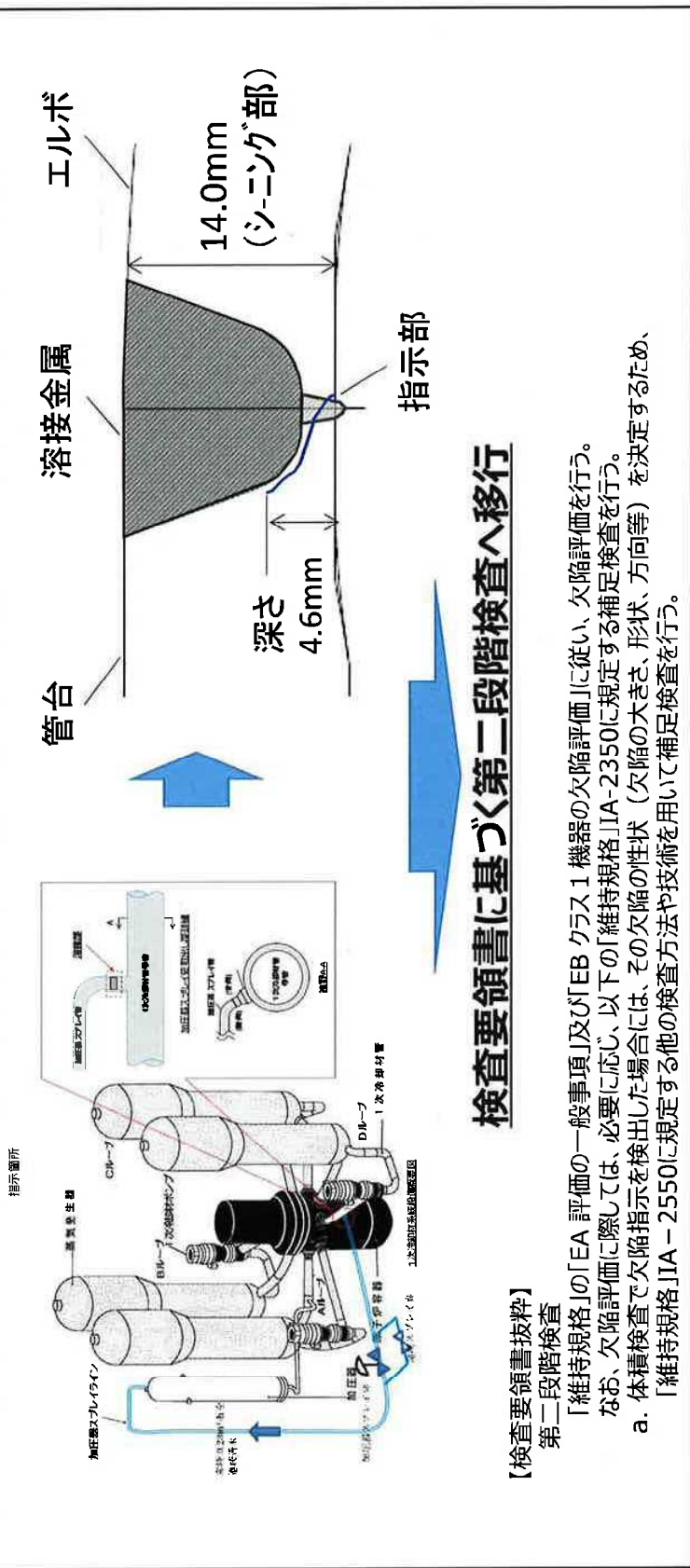
き裂進展評価の結果を、評価期間経過後の欠陥形状に基づき、各種設計荷重(通常運転、事故、地震)を考慮しても、当該部が破壊しないことを確認する評価。

以上

# 大飯3号機 加圧器スプレイン配管溶接部における有意な指示について

## 1. 経緯 (別紙1)

定期事業者検査のクラス1 供用期間中検査において、加圧器スプレイン (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検査を実施した結果、有意な指示を確認



## 検査要領書に基づく第二段階検査へ移行

【検査要領書抜粋】  
第二段階検査

「維持規格」の「EA 評価の一般事項」及び「EB クラス1 機器の欠陥評価」に従い、欠陥評価を行う。  
なお、欠陥評価に際しては、必要に応じ、以下の「維持規格」IA-2350に規定する補足検査を行う。

- a. 体積検査で欠陥指示を検出した場合には、その欠陥の性状 (欠陥の大きさ、形状、方向等) を決定するため、「維持規格」IA - 2550に規定する他の検査方法や技術を用いて補足検査を行う。

## 2. 指示の原因検討 (別紙2)

指示の原因検討の結果、強加工 S C C と推定される。

**維持規格に基づく評価を実施し、技術基準への適合性判断を行う。**





検査、原因の検討および欠陥評価等に関する説明資料

1. 経緯	… 1 ページ
2. 指示の原因検討	… 4 0 ページ
3. 欠陥の評価	… 7 9 ページ
4. 水平展開	… 1 3 1 ページ

## 1. 経緯

### 1.1 第一段階検査の実施内容

第一段階検査は発電用原子力設備規格 維持規格（2012年版（2013、2014 追補含む））に基づく保全計画により当該部が選定され、改正 令和元年 6 月 5 日 原規技発第 1906051 号 原子力規制委員会決定「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き裂その他の欠陥の解釈（以降き裂の解釈）」及び「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 JEAC4207-2008（以降 JEAC 4207）」に基づく定期事業者検査要領書に従い、クラス 1 機器の体積試験範囲に対し超音波探傷試験（以降 UT）を実施した。

その結果、下表（表 1.1.1）に示す部位に欠陥を検出した。

表 1.1.1 当該試験部位

試験カテゴリ	B・J 管台とセーフエンド、配管の耐圧部分の同種金属の溶接継手
項目番号・試験部位	B9.11 配管の同種金属溶接継手（呼び径 100A 以上）周継手
対象箇所	加圧器スプレイライン（D ループ）
溶接線番号	FW-4
溶接継手の構成	管台とエルボ
公称板厚	13.5mm

当該試験部位の検査に適用した探触子は、平成 13 年度 原子力発電施設検査技術調査等に関する事業報告書及び平成 16 年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書（UTS 報告書）において、表 1.1.2 に示す通り、深さ 2.8mm の SCC が検出可能と確認されているものを適用した（添付-1.1）。また、検査はき裂の解釈に基づき JIS Z 2305（非破壊試験技術者の資格及び認証）により認証された有資格者が実施した。

表 1.1.2 UT 検査精度

探触子	伝ばモード	周波数 (MHz)	屈折角	欠陥検出精度
MSEB-4E	縦	4	垂直	φ 2.4mm 横穴
MWB45-2E*	横	2	斜角 45°	< 深さ 1.6mm（疲労き裂） 深さ 2.8mm(SCC)

\* 「2Z10×10A45」に相当する探触子

#### 1.1.1 第一段階検査の判定結果

第一段階検査の判定基準は定期事業者検査要領書に規定され、“欠陥からの反射波の高さが DAC20%以下であること及び、欠陥からの反射波の高さが DAC20%を超える場合にはその欠陥が割れその他の有害な欠陥でないこと。”とある。今回 DAC20%を超える新たな指示（表 1.1.3）を検出し、本判定基準を満足しないと判定した。

表 1.1.3 検出した指示

指示位置	最大エコー高さ	指示長さ
エルボ側（下流側）	DAC176%	67mm

1.1.2 第一段階検査の判定に至る根拠

今回定期事業者検査要領書に基づき検出された欠陥エコーは、エコーの挙動、過去の ISI/PSI 記録との対比、測定の際のばらつき等を考慮して総合的に判断した。（添付-1.1.2）

なお、欠陥エコーが検出された場合、確認のために他の屈折角を適用することがあるが、今回は 45° 斜角探触子以外の手法を用いずとも欠陥エコーと評価する根拠は十分であると判断した。

1.2 第二段階検査の実施内容

第一段階検査の結果を受け、当該指示範囲に対する欠陥深さ寸法測定を実施した。欠陥深さ寸法測定はき裂の解釈で要求される JEAC 4207 に規定する、「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（以降 PD\*認証）」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（以降、PD 認証方法）により実施した。

なお、測定に使用した欠陥深さ寸法測定手法は十分な実力を有するものである。



\*PD : Performance Demonstration

1.2.1 第二段階検査における欠陥深さ寸法測定結果

PD 認証方法に基づく欠陥深さ寸法測定の結果、欠陥深さは 4.6mm であった（添付-1.2.1）。

表 1.2.1 欠陥深さ

欠陥深さ
4.6mm

1.2.2 第二段階検査の欠陥深さ寸法測定根拠

き裂の解釈では、き裂等の欠陥深さ寸法測定は、JEAC4207 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が要求されている。ここでいう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して、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寸法測定を行う場合が該当することが JEAC4207 に解説されている。

欠陥深さ寸法測定方法には、JEAC4207 にモード変換法、タンデム法、端部エコー法、TOFD 法（Time of Flight Diffraction Technique）が示されている。モード変換法及びタンデム法は、概略の欠陥深さを把握することを目的とする。TOFD 法は小さな端部エコーの検出が可能な手法であるものの、今回対象とする管台とエルボのオーステナイト系ステン

レス鋼溶接部の場合、探触子の配置や大きさ等の幾何学的制約及び溶接部に適用することによる超音波の減衰や異方性により、適切に欠陥深さ寸法測定ができない懸念がある。

一方、今回採用した端部エコー法は、超音波を片側から送受信可能なため、異方性の影響を受けにくいことから、JEAC4207に規定された端部エコー法が欠陥深さ寸法測定方法のうち最も適切な手法であると考えた。さらに超音波を集束させることができるフェーズドアレイ法を組み合わせたPD認証方法を用いて欠陥深さ寸法測定を行った。(添付・1.2.2.1、添付・1.2.2.2)

### 1.3 追加調査

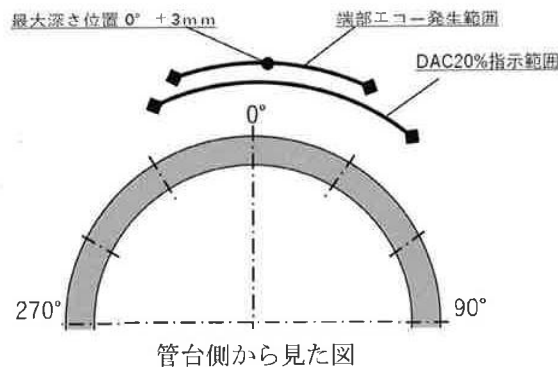
#### 1.3.1 追加調査内容

き裂進展評価に際し、より多くの情報(詳細な欠陥性状把握)を与えることを目的として、第二段階検査にて採取したエルボ側データの別途分析、垂直探傷(詳細調査用探触子)及び管台側からのフェーズドアレイ UT(欠陥深さ寸法測定と同様の手法)による追加調査を実施した。反射源位置の解析、複数屈折角による比較(詳細は添付・1.3.1 参照)を行うことで欠陥性状の把握を行った。

なお、本追加調査は欠陥深さ寸法測定ではないため、第二段階検査と区別した追加調査という位置付けとした。

#### 1.3.2 追加調査結果

追加調査の結果より、推定される欠陥深さ分布を図-1.3.1に、追加調査結果を表 1.3.1に示す。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が確認できた。また、エルボ側内表面近傍を起点として管台側の方向に進展した性状であると推定された。



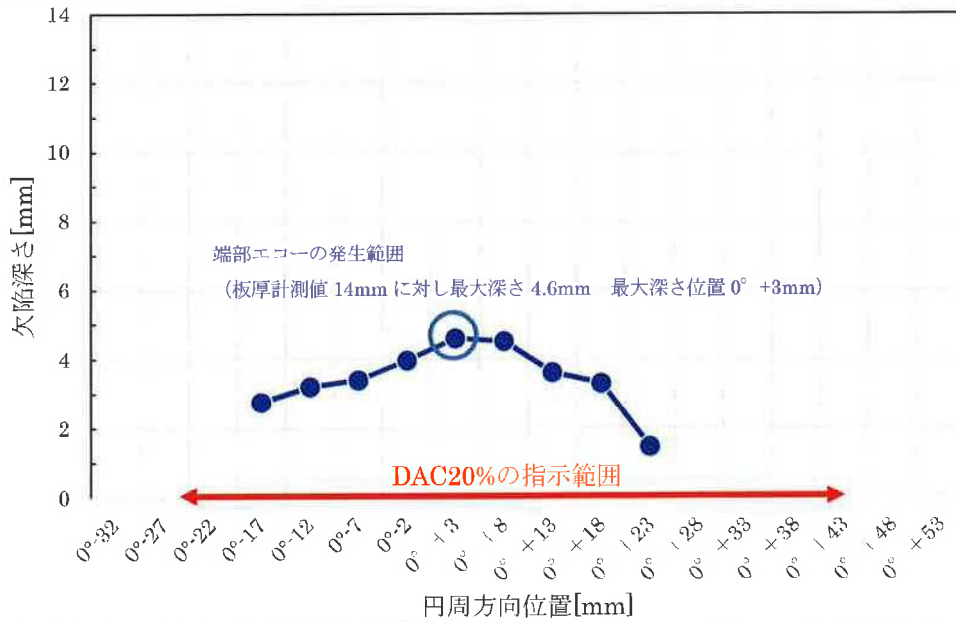


図-1.3.2.1 想定される欠陥深さ分布

表 1.3.1 追加調査結果

項目	内容	結果
エルボ側から採取したデータの別途分析	<ul style="list-style-type: none"> <li>反射源位置の解析</li> <li>複数屈折角による比較</li> </ul>	添付-1.3.1 図-2 参照
垂直探傷（詳細調査用探触子）	<ul style="list-style-type: none"> <li>欠陥からのエコー確認</li> </ul>	欠陥からのエコーは 検出されず
管台からのフェーズドアレイ UT (欠陥深さ寸法測定に適用した手法)	<ul style="list-style-type: none"> <li>欠陥からのエコー確認</li> </ul>	添付-1.3.1 図-3 参照

平成13年度

原子力発電施設検査技術調査等  
に関する事業報告書

(非破壊的統一評価指標・基準の確立に関するもの)

平成 14 年 3 月

財団法人 発電設備技術検査協会

## (3)超音波探傷試験に関する欠陥検出性評価

直管ステンレス鋼疲労き裂付与試験体（厚さ 10 mm）に付与した疲労き裂欠陥（PSF11～PSF19）9個の欠陥検出性試験結果と切断調査結果に基づき、超音波探傷試験に関する欠陥検出性評価を行った。その結果を以下に示す。

## a. 欠陥検出性試験要領

超音波探傷試験による欠陥検出性試験は、JEAG 4207(1996)「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指針」を踏襲した維持基準原案 UT 指針に基づき行った。試験条件の概要を表 4.3.2.2-3 に示す。

表4.3.2.2-3単純形状部試験体[ステンレス鋼配管：150A×10t]試験条件(欠陥検出性試験)

項目		条件		備考
試験体仕様	品名	ステンレス鋼配管(φ165.2×10t)：8体		(AS101～AS108)
	材質	SUS304TP		
	口径×板厚	φ165.2×10t		
	継手タイプ	PIPE TO PIPE		
	試験範囲	9欠陥領域+18欠陥領域(80mm/1領域)		
	付与欠陥	疲労き裂9個		
試験方法	手法	手動探傷		
	試験チーム	5チーム		
	準拠図書	維持基準原案 UT 指針		
使用機材	超音波探傷器	USL-42S(クラウクレマ)		使用機材は、各チーム共通のものを使用 *1：1チームのみ5MHzの探触子を選定
	探触子	垂直	2Z10/2ND(KGK) or 5Z10/2ND(KGK)*1	
		斜角45°	2Z10×10A45(KGK) or 5Z10×10A45(KGK)*1	
		(斜角60°)	2Z10×10A60(KGK)	
	接触媒質	グリセリンペースト		
対比試験片	No. P150A-10T-SUS304-AC1			
その他	試験上の制限	ブラインド試験		
		1週間/1チーム(3名)		



## (3) 超音波探傷試験に関する欠陥検出性評価

単純形状部試験体 [ステンレス鋼配管 (150A×10t) SCC 付与] に付与した応力腐食割れ(SCC)欠陥 9 個 (PSS11~PSS19) に関する欠陥検出性試験結果を切断結果に基づき、超音波探傷試験に関する欠陥検出性評価を行った。その結果を以下に示す。

## a. 欠陥検出性試験要領

超音波探傷試験による欠陥検出性試験は、JEAG4207(1996)「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指針」を踏襲した維持基準原案 UT 指針に基づき行った。試験条件の概要を表 4.3.2.4-3 に示す。

表 4.3.2.4-3 単純形状部試験体 [ステンレス鋼配管：150A×10t] 試験条件 (欠陥検出性試験)

項目		条件		備考
試験体仕様	品名	ステンレス鋼配管 (φ 165.2×10t) : 7 体		(AS501, AS503 ~ AS507, AS509)
	材質	SUS304TP		
	口径×板厚	φ 165.2×10t		
	継手タイプ	配管+配管		
	試験範囲	9欠陥領域+18無欠陥領域		
	付与欠陥	応力腐食割れ(SCC)		
試験方法	手法	手動探傷		
	試験チーム	5チーム		
	準拠図書	維持基準原案UT指針		
使用機材	超音波探傷器	USL-42S (クラウトクレマ)		
	探触子	垂直	5Z10/2ND (KGK)	
		斜角45°	2Z10×10A45 (KGK)	
	接触媒質	ソニコート (グリセリンペースト)		
	対比試験片	P150-10T-SUS304-AC2		
その他	試験上の制限	ブラインド試験		
		1週間/1チーム(3名)		

平成16年度

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性及び

サイジング精度の確認に関するもの)

[総括版 (1/2)]

平成17年4月

独立行政法人 原子力安全基盤機構

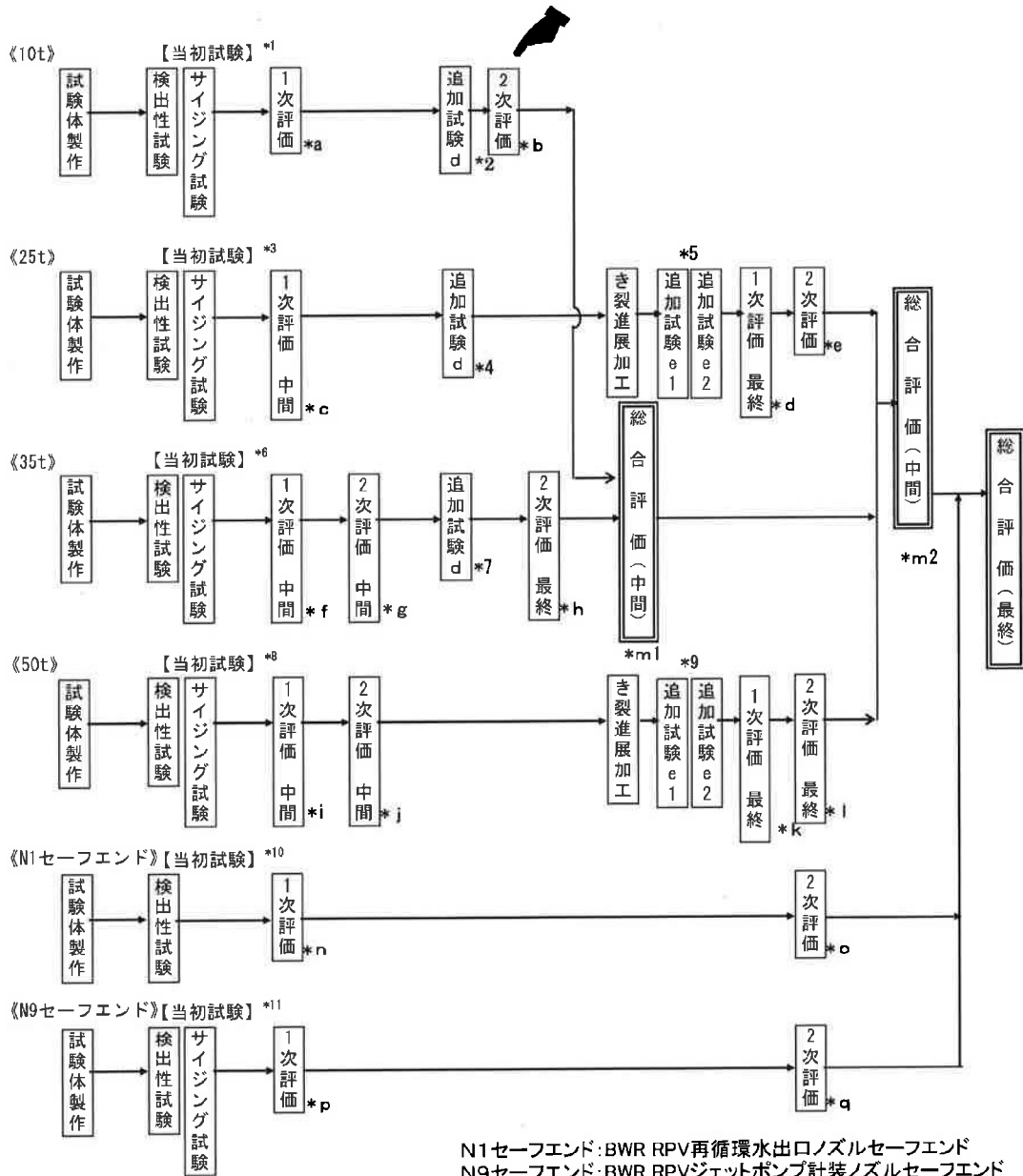


図 4.4.2.1 直管ステンレス鋼疲労き裂付与試験体における試験履歴

[図 4.4.2.1 で示す記号に関する説明]

(1) 追加試験 d

試験要領書改善（探触子の仕様検討、スリットを用いた事前訓練の導入等の反映）による端部エコー法のサイジング精度向上を目的とした欠陥サイジング試験を追加試験 d と云う。

(2) 追加試験 e1, e2

直管ステンレス鋼疲労き裂付与試験体（厚さ25mm, 50mm）に付与した欠陥の一部を進展させ、深いき裂に対するサイジング精度の確認を目的として行った追加試験

を追加試験e1、e2と云う。

ここで、追加試験e1とは追加試験 d と同じ試験要領で行った試験を指し、追加試験 e2とは、同じ試験員が追加試験 d を実施する前に、欠陥深さの予備判定試験（モード変換波法を用いた大まかな欠陥深さの把握）を取り入れた試験要領で行った試験を指す。

(3) 記号\*1～\*11

試験体	当初試験		追加試験 d		追加試験e1, e2	
	記号	対象欠陥番号	記号	対象欠陥番号	記号	対象欠陥番号
10t	*1	PSF11～19	*2	PSF12, 16, 18	—	—
25t	*3	PSF21～29	*4	PSF21, 24, 26～28	*5	PSF22N, 28N
35t	*6	PSF301～309	*7	PSF301, 303, 304 PSF306, 307, 309	—	—
50t	*8	PSF41～49	—	—	*9	PSF41N, 47N
N1	*10	EBCF1～EBCF4	—	—	—	—
N9	*11	EBCF1～EBCF4	—	—	—	—

(4) 記号\*a～\*q

記号	内容	参照先
a	10t 1次評価	平成12年度 実用原子力発電施設検査技術等開発に関する事業報告書
b	10t 2次評価	平成12年度 実用原子力発電施設検査技術等開発に関する事業報告書 平成13年度 原子力発電施設検査技術調査等に関する事業報告書
c	25t 1次評価中間	平成12年度 実用原子力発電施設検査技術等開発に関する事業報告書
d	25t 1次評価最終	平成14年度 原子力発電施設検査技術調査等に関する事業報告書
e	25t 2次評価	平成14年度 原子力発電施設検査技術調査等に関する事業報告書
f	35t 1次評価	平成11年度 実用原子力発電施設検査技術等開発に関する事業報告書
g	35t 2次評価中間	平成12年度 実用原子力発電施設検査技術等開発に関する事業報告書
h	35t 2次評価最終	平成13年度 原子力発電施設検査技術調査等に関する事業報告書
i	50t 1次評価中間	平成13年度 原子力発電施設検査技術調査等に関する事業報告書
j	50t 2次評価中間	平成14年度 原子力発電施設検査技術調査等に関する事業報告書
k	50t 1次評価最終	平成14年度 原子力発電施設検査技術調査等に関する事業報告書
l	50t 2次評価最終	平成14年度 原子力発電施設検査技術調査等に関する事業報告書
m1	総合評価 中間	平成13年度 原子力発電施設検査技術調査等に関する事業報告書
m2	総合評価 中間	平成14年度 原子力発電施設検査技術調査等に関する事業報告書
n	N1 1次評価	平成15年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する事業報告書
o	N1 2次評価	平成16年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書
p	N9 1次評価	平成15年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する事業報告書
q	N9 2次評価	平成16年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書

b. 欠陥寸法と欠陥検出率の関係

検出レベルが DAC20%の場合の欠陥寸法(欠陥深さ、欠陥深さ板厚比、欠陥長さ)と欠陥検出率との関係について試験体別で整理したものを図 4.4.3.3(1)～図 4.4.3.3(4)に示し、表 4.4.3.7 に欠陥寸法と欠陥検出率の関係のまとめを示す。また、疲労き裂全体について欠陥深さ寸法と欠陥検出率の関係で整理したものを図 4.4.3.3(5)に示す。

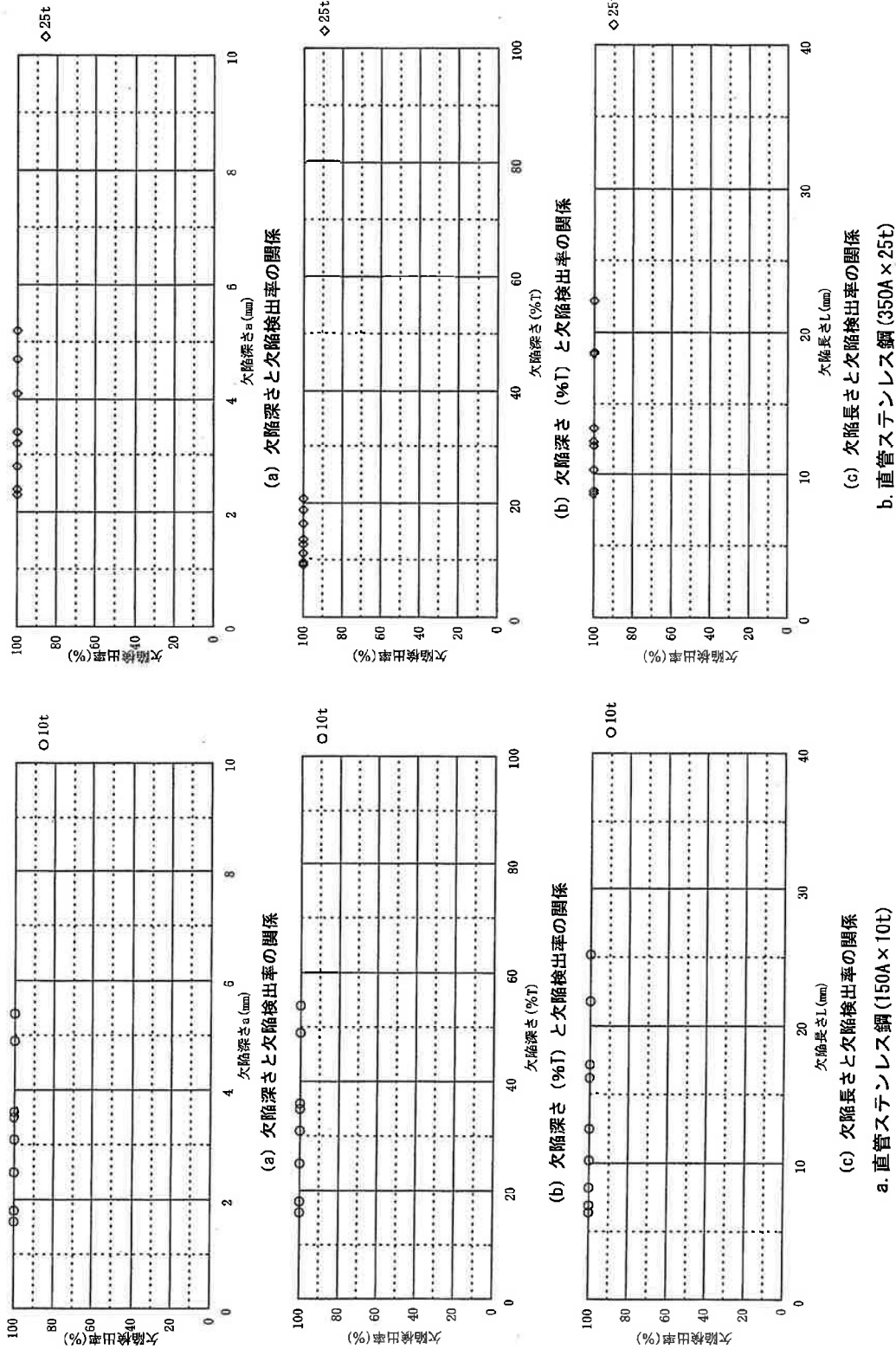
なお、対象とした 44 個の疲労き裂欠陥の全てについて、DAC100%を上回っており、検出レベルを DAC50%及び DAC100%で整理しても検出率 100%に達している。

表 4.4.3.7 欠陥寸法と欠陥検出率の関係のまとめ (検出レベル : DAC20%)

	試験体	検出率 100%の 最小欠陥深さ寸法	特徴的傾向
		(mm) *1	
	150A×10t	<1.6 [1.5]	付与された全ての欠陥(44 個)の検出率が 100%であったことから欠陥寸法と検出率の間の明瞭な相関は確認できない。しかし、左記の最小欠陥寸法まで DAC100%を上回って検出できているため、DAC20%を検出レベルに設定した場合、検出限界は左記の値未満に存在すると考える。
	350A×25t	<2.3 [2.1]	
	500A×35t	<2.3 [2.7]	
	600A×50t	<2.1 [3.9]	
	N1(41t)*2	<1.8 [2.8]	
	N9(23t)*3	<2.1 [1.7]	
	全体	<1.6 [1.5]	
まとめ	何れの欠陥も DAC100%を上回って検出され、検出レベルが DAC20%の場合の検出率 100%の最小欠陥深さは、今回付与した欠陥の最小欠陥深さ 1.6mm 以下に存在するものとする。		
備考	*1 : 検出率 100%の最小深さ欠陥と同一アスペクト比での評価不要欠陥寸法を指す。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。 10t : 1.5mm (厚さに無関係)、 25t : 2.1mm(アスペクト比 0.2) 35t : 2.7mm (アスペクト比 0.15)、 50t : 3.9mm(アスペクト比 0.15) 41t : 2.8mm (アスペクト比 0.08)、 23t : 1.7mm(アスペクト比 0.15) *2 : N1(41t)は BWR RPV 再循環水出口ノズルセーフエンドを指す。 *3 : N9(23t)は BWR RPV ジェットポンプ計装ノズルセーフエンドを指す。		

c. 最大エコー高さと欠陥寸法の関係

最大エコー高さと欠陥の寸法(欠陥深さ、欠陥長さ、欠陥面積[半楕円近似])との関係を図 4.4.3.4 に示す。また、最大エコー高さと欠陥寸法の関係のまとめについて表 4.4.3.8 に示す。



注記：10t, 25tの付与欠陥は、全て評価不要欠陥寸法を超える。  
 全ての欠陥でDAC100%を超えて検出されていることから、DAC100%, DAC50%, DAC20%検出レベルとした場合も本図と同じである。

図4.4.3.3(1) 直管ステンレス鋼疲労き裂付与試験体の欠陥寸法（深さ、長さ）と欠陥検出率の関係 (DAC20%検出レベルの場合) (1/4)

表4.4.3.2(1) 直管ステンレス鋼疲労き裂付与試験体の欠陥検出性試験条件(1/3)

項目		直管ステンレス鋼 (厚さ10mm)	直管ステンレス鋼 (厚さ25mm)	
試験体仕様	品名	直管ステンレス鋼(150A×10t)：8体	直管ステンレス鋼(350A×25t)：5体	
	材質	SUS304TP	SUS304TP	
	試験体寸法	φ165.2×10t	φ355.6×25t	
	試験範囲	9欠陥領域+18無欠陥領域(80mm/1領域)	9欠陥領域+18無欠陥領域(80mm/1領域)	
試験方法	対象欠陥	疲労き裂9個(PSF11~PSF19)	疲労き裂9個(PSF21~PSF29)	
	手法	手動探傷	手動及び自動探傷	
	試験チーム	5チーム	手動：5チーム、自動：1チーム/1回	
	準拠図書	維持基準原案UT指針	維持基準原案UT指針	
使用機材	超音波探傷器	アナログ表示式	アナログ表示式及びデジタル表示式	
	探触子	垂直	2Z10/2ND 5Z10/2ND*1	2Z10/2ND V531 2.25/0.5(パナトリック)*2
		斜角45°	2Z10×10A45 5Z10×10A45*1	2Z10×10A45
		(斜角60°)	2Z10×10A60	(斜角60°) 2Z10×10A60
接触媒質	グリセリンペースト	グリセリンペースト		
その他	対比試験片	P150A-10T-SUS304-AC1	P350A-25T-SUS304-AC1	
	試験上の制限	ブラインド試験 1週間/1チーム *1：1チームがSMHを採用した。 *2：自動探傷にて採用した。	ブラインド試験 1週間/1チーム *1：1チームがSMHを採用した。 *2：自動探傷にて採用した。	



表4.4.3.4(1) 直管ステンレス鋼疲労き裂付与試験体の欠陥検出性評価パラメータ一覧(1/3)

試験体仕様 口径×長さ	欠陥番号	欠陥寸法				Y距離(mm)	検出率 (%) <sup>*2</sup>	最大エコー高さ <sup>2</sup>			最大エコー検出位置X(mm) <sup>2</sup>			反射源位置Y(mm) <sup>2</sup>		
		深さ a (mm)	長さ L (mm)	間隙 <sup>*1</sup> g (μm)	面積S (mm <sup>2</sup> )			平均 dB	標準偏差 dB	MAX位置 標準偏差	平均値	標準偏差	平均値	標準偏差	平均値	標準偏差
150A×10t	PSF11	1.8	8.2	2.5~4.0	11.6	-8.6~-9.1	100	166	4.4	0.6	1.1	13.4	1.7	-8.4	1.6	
	PSF12	1.8	6.9	2.5~4.0	9.8	+6.9~+7.1	100	192	5.7	0.7	1.6	14.0	1.6	6.6	2.1	
	PSF13	1.6	6.4	2.5~3.0	8.0	+8.2	100	144	3.2	0.9	0.5	12.4	1.1	8.5	1.8	
	PSF14	3.5	16.2	2.0~3.0	44.5	+10.2	100	402	12.1	0.5	1.3	24.6	1.5	7.9	1.0	
	PSF15	3.1	12.5	5.5~9.0	30.4	-8.7	100	348	10.8	0.9	2.0	21.2	2.4	-8.9	1.1	
	PSF16	2.5	10.2	3.0~4.0	20.0	-8.4	100	302	9.6	0.7	1.0	17.4	2.6	-7.7	0.8	
	PSF17	5.4	25.2	5.0~7.0	106.9	+9.1	100	203	6.1	0.4	1.5	20.8	7.0	9.4	0.7	
	PSF18	4.9	21.8	4.0~6.5	83.9	-9.6~-10.1	100	325	10.2	1.0	1.3	32.0	1.2	-8.0	1.5	
	PSF19	3.6	17.2	5.5~6.0	48.6	-8.1~-8.5	100	339	10.6	1.3	1.9	24.8	1.6	-8.1	0.6	
	PSF21	4.7	12.0	15~60	44.3	+6.7~+7.0	100	693	16.8	1.9	1.1	24.6	0.6	6.3	0.8	
	PSF22	3.4	8.8	未測定	23.5	-5.6~-7.6	100	460	13.3	0.3	1.3	21.1	1.2	-5.3	1.5	
	PSF22N	11.0	49.5	160	427.6		-	(663)	(16) <sup>(#4)</sup>	-	-	(68)	-	(-8.1)	-	
	PSF23	3.2	8.6	5~20	21.6	+8.1~+8.3	100	491	13.8	2.2	1.0	23.5	6.6	9.2	0.5	
	PSF24	4.7	18.6	5~15	68.7	+7.9~+8.4	100	602	15.6	1.9	4.5	31.3	1.2	7.2	1.5	
PSF25	2.8	12.3	5~20	27.0	-7.9~-8.1	100	388	11.8	2.5	0.6	24.7	4.6	-5.8	2.4		
PSF26	2.3	10.3	5	18.6	+8.1~+8.2	100	371	11.4	2.2	0.9	19.9	2.1	8.6	1.3		
PSF27	5.2	22.2	5	90.7	-9.7~-10.1	100	370	11.4	3.0	6.6	34.3	1.0	-4.7	1.5		
PSF28	4.1	18.5	未測定	59.6	+7.4~+8.7	100	513	14.2	2.8	0.6	28.6	1.1	8.0	1.7		
PSF28N	8.2	29.1	120	187.4		-	(687)	(17) <sup>(#4)</sup>	-	-	(45)	-	(9.9)	-		
PSF29	2.4	13.2	10~20	24.9	-8.7	100	342	10.7	1.9	4.1	24.8	1.7	-9.0	1.3		
備考	<p>*1:欠陥間隙は製造時記録を示す。                  *2:最大エコー高さ, 最大エコー検出位置(X)及び反射源位置(Y)は、150A×10t: 手動5チームの試験結果に基づく。                  350A×25t: 手動5チーム+自動1チーム1回の試験結果に基づく                  *3:検出レベルがDAC20%の場合を示す。                  *4:PSF22N,28Nは進展加工後の検出性試験を実施していない為、PSI記録を参考値として記載した。</p>															

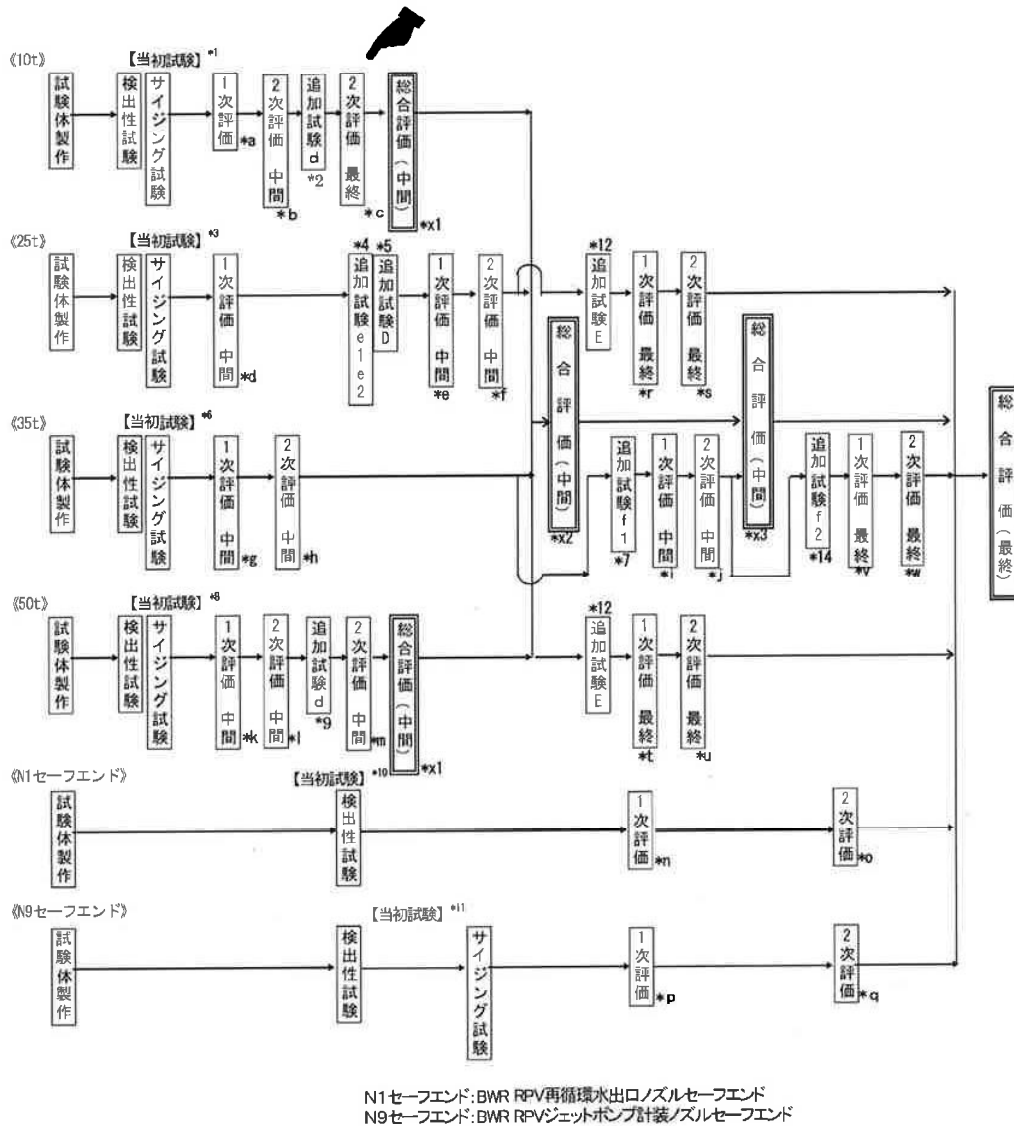


図4.5.2.1 直管ステンレス鋼SCC付与試験体の試験履歴

[図4.5.2.1で示す記号に関する説明]

(1) 追加試験d

試験要領書改善（探触子の仕様検討、スリットを用いた事前訓練の導入等の反映）による端部エコー法のサイジング精度向上を目的とした欠陥サイジング試験を追加試験dという。

(2) 追加試験e1, e2

追加試験e1とは追加試験dと同じ試験要領で行った試験を指し、追加試験e2とは、同じ試験員が追加試験dを実施する前に、欠陥深さの予備判定試験（モード変換波法を用いた大まかな欠陥深さの把握）を取り入れた試験要領で行った追加サイジング試験を指す。

## (7) 記号\*a~\*z

各評価結果は下表を参照。

記号	内容	参照先
a	10t 1次評価	平成11年度 実用原子力発電施設検査技術等開発に関する事業報告書
b	10t 2次評価中間	平成12年度 実用原子力発電施設検査技術等開発に関する事業報告書
c	10t 2次評価最終	平成13年度 原子力発電施設検査技術調査等に関する事業報告書
d	25t 1次評価中間	平成13年度 原子力発電施設検査技術調査等に関する事業報告書
e	25t 1次評価中間	平成14年度 原子力発電施設検査技術調査等に関する事業報告書
f	25t 2次評価中間	平成14年度 原子力発電施設検査技術調査等に関する事業報告書
g	35t 1次評価中間	平成12年度 実用原子力発電施設検査技術等開発に関する事業報告書
h	35t 2次評価中間	平成14年度 原子力発電施設検査技術調査等に関する事業報告書
i	35t 1次評価中間	平成15年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書
j	35t 2次評価中間	平成15年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書
k	50t 1次評価中間	平成11年度 実用原子力発電施設検査技術等開発に関する事業報告書
l	50t 2次評価中間	平成12年度 実用原子力発電施設検査技術等開発に関する事業報告書
m	50t 2次評価中間	平成13年度 原子力発電施設検査技術調査等に関する事業報告書
n	N1 1次評価	平成15年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書
o	N1 2次評価	平成16年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書
p	N9 1次評価	平成15年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する事業報告書
q	N9 2次評価	平成16年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書
r	25t 1次評価最終	平成16年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書
s	25t 2次評価最終	平成16年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書
t	50t 1次評価最終	平成16年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書
u	50t 2次評価最終	平成16年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書
v	35t 1次評価最終	平成16年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書
w	35t 2次評価最終	平成16年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書
X <sub>1</sub>	総合評価中間	平成13年度 原子力発電施設検査技術調査等に関する事業報告書
X <sub>2</sub>	総合評価中間	平成14年度 原子力発電施設検査技術調査等に関する事業報告書
X <sub>3</sub>	総合評価中間	平成15年度 原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書

b. 欠陥寸法と欠陥検出率の関係

検出レベルをDAC20%からDAC100%まで変化させた場合の欠陥寸法と欠陥検出率の関係を図4.5.3.3(1)～図4.5.3.3(4)に示す。また、表4.5.3.8に検出レベルがDAC20%の場合の欠陥寸法と欠陥検出率の関係のまとめを示す。

表 4.5.3.8 欠陥寸法と欠陥検出率の関係のまとめ (検出レベル : DAC20%)

試験体	検出率 100%の 最小欠陥深さ寸法(mm) *1	特徴的傾向
150A×10t	2.8 [1.5] (1.3)*2[1.5]	概ね欠陥深さ 2mm 程度でアスペクト比 0.2 程度 (約 10mm 長さ) の SCC に対して、DAC20% 検出レベルを確保できる傾向にあった。
350A×25t	1.4 [2.4]	
500A×35t	< 1.7 [2.9]	
600A×50t	3.4 [4.8]	
N1(47t)*4	< 5.4*3 [4.8]	
N9(18.5t)*5	< 4.4 [1.8]	
全体	3.2	
まとめ	<p>(1) 厚さ 10mm の場合、検出レベルを DAC20% に設定した場合に 100% 検出できる最小欠陥寸法 (欠陥深さ) は 2.8mm であり、評価不要欠陥寸法を超えていた。また、疲労き裂の場合と比較して検出率は低くなった。(参考: 厚さ 10mm の疲労き裂の場合、最小検出寸法 : 1.6mm、評価不要欠陥寸法 : 1.5mm)</p> <p>(2) 厚さ 25mm ~ 厚さ 50mm の場合は、評価不要欠陥寸法以下の微小な欠陥の一部を除くと、最大エコー高さが DAC50% を超えており、評価不要欠陥寸法を超える欠陥に対する検出性は十分確保できるものと考えられる。</p> <p>(3) 厚さ 10mm の評価不要欠陥寸法を超える欠陥で検出率が 100% に満たないケースの探傷データを見ると、検出できたチームの最大エコー高さ及び検出率は以下の通りである。いずれの欠陥も軸方向欠陥であり、周軸両方向の探傷結果によると、過半数のチームが検出していることから、試験員の技量、熟練度が影響していると考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ PSS12 : 軸方向探傷結果…エコー高さ DAC62~68% (検出率 : 60%) 周方向探傷結果…エコー高さ DAC67、68% (検出率 : 40%)</li> <li>・ PSS13 : 軸方向探傷結果…エコー高さ DAC31~42% (検出率 : 80%) 周方向探傷結果…エコー高さ DAC42~55% (検出率 : 60%)</li> </ul> <p>(4) 図 4.5.3.3(1)a.(a), (c)で見ると、欠陥深さ 2mm × 欠陥長さ 10mm 程度以上でほぼ検出率 100% (DAC20% 検出レベル) に達し、図 4.5.3.3(4)で示すように欠陥深さ 3mm 程度以上で安定して検出できた。(特定のチームの結果を除く)。</p>	

《次頁に続く》

《前頁から続く》

備考	<p>*1： 鈎括弧内の数値は、最小欠陥深さの欠陥と同じアスペクト比の評価不要欠陥寸法を示す。また、&lt;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。</p> <p>*2： 検出レベルを DAC20%に設定した場合に 80%検出できる最小欠陥寸法（欠陥深さ）を示す。</p> <p>*3： 特定のチームの技量を除いた場合を示す。</p> <p>*4： N1(47t)は BWR RPV 再循環水出口ノズルセーフエンドを指す。</p> <p>*5： N9(18.5t)は BWR RPV ジェットポンプ計装ノズルセーフエンドを指す。</p>
----	---

c. 最大エコー高さと欠陥寸法の関係

最大エコー高さと欠陥の寸法(欠陥深さ、欠陥長さ、欠陥面積[半楕円近似])との関係を図 4.5.3.4 に示す。また、最大エコー高さと欠陥寸法の関係のまとめについて表 4.5.3.9 に示す。

表 4.5.3.9 最大エコー高さと欠陥寸法の関係のまとめ

	評価対象	相関性	結果概要
	最大エコー高さ-欠陥深さ	僅かに有り	長さ 10mm～15 程度（使用した探触子の振動子幅寸法程度）、深さ 3mm～4mm 程度、面積 40mm <sup>2</sup> 程度以下の範囲において、欠陥寸法とエコー高さの関係で相関が見られた。一方で、上記寸法を超えるとエコー高さが飽和傾向を示すようになり、欠陥寸法とエコー高さの相関性は見られなくなる傾向を示した。
	最大エコー高さ-欠陥長さ	僅かに有り	
	最大エコー高さ-欠陥面積	僅かに有り	
まとめ	<p>(1) エコー高さは、欠陥のある程度の大きさを想定する上で重要な情報となり得るが、直接寸法を知り得るほどの強い相関は認められなかった。</p> <p>(2) 欠陥寸法が小さい範囲では、欠陥寸法が大きくなるにつれ、エコー高さが高くなる傾向が認められたことから、軽微な状態からの欠陥の進展性有無の監視に有益な情報になるものと期待できる。</p> <p>(3) 図 4.5.3.5 に示すように、SCC の場合、疲労き裂よりエコー高さが低い傾向にあり、深さ 10mm 程度の比較的深い欠陥であっても DAC100%程度から DAC200%程度で推移する傾向を示した。</p>		

表4.5.3.2(1) 直管ステンレス鋼SCC付与試験体の欠陥検出性試験条件 (当初試験) (1/3)

項目	直管ステンレス鋼 (厚さ10mm)	直管ステンレス鋼 (厚さ25mm)
品名	直管ステンレス鋼 (150A×10t)	直管ステンレス鋼 (350A×25t)
材質	SUS304TP	SUS304TP
試験体寸法	φ 165.2 × 10t	φ 355.6 × 25t
試験範囲	9欠陥領域+18無欠陥領域(80mm/1領域)	12欠陥領域+18無欠陥領域(80mm/1領域)
対象欠陥	SCC9個 (PSS11~PSS19)	SCC12個 (PSS21~PSS29, PSS2A~2C)
手法	手動探傷	手動及び自動探傷
試験チーム	5チーム	手動：5チーム、自動：1チーム/1回
準拠図書	維持基準原案UT指針	維持基準原案UT指針
超音波探傷器	アナログ表示式	アナログ表示式及びデジタル表示式
使用機材	探触子	探触子
	垂直	垂直
	横波45°	横波45°
	5Z10×10A45*1	5Z10×10A45
接触媒質	グリセリンペースト	グリセリンペースト
対比試験片	P150A-10T-SUS304-AC2	P350A-25T-SUS304-AC2
その他	ブライント試験 1週間/1チーム *1：1チームが5MHzを採用した。	ブライント試験 1週間/1チーム

表4.5.3.5(1) 直管ステンレス鋼SCC付与試験体の欠陥検出性評価パラメータ一覧(1/3)

試験体仕様 口径×長さ	欠陥番号	欠陥寸法*2				Y距離 (mm)	検出率*6 (%)	最大エコー高さ			最大エコー高さ検出位置(X)			反射源位置(Y)		備考	
		深さa (mm)	長さL (mm)	間隙*1 g(μm)	面積 S(mm <sup>2</sup> )			平均値 dB	DAC%	標準偏差 dB	MAX位置 標準偏差 (mm)	平均値 (mm)	標準偏差 (mm)	平均値 (mm)	標準偏差 (mm)		
150A×10t	PSS11	1.2	41.8	0.2~120	39.4	+8.8~+9.5	60	48.0	-6.4	*	7.7	*	7.7	*	9.2	*	
	PSS12*4	1.6	0.4 (12.3)	0.2~10	(15.5)	+8.7~+121.0	60	66.0	-3.6	*	9.7	*	9.7	*	11.5	*	
	PSS13*4	2.0	0.0 (10.0)	0.2~10	(15.7)	+10.5~+20.5	80	67.5	-3.4	*	8.5	*	8.5	*	0° -11.6	*	
							80	38.0	-8.4	*	8.5	*	8.5	*	10.9	*	
	PSS14	1.3	9.0	0.2~15	9.2	-5.2~+6.7	80	46.0	-6.7	*	7.3	*	7.3	*	0° -34.6	*	
	PSS15	1.3	11.6	1以下	11.8	+3.7~+4.9	60	53.8	-5.4	*	7.0	*	7.0	*	-7.4	*	
	PSS16	5.6	34.4	1以下	151.3	+3.7~+4.9	60	44.3	-7.1	*	7.7	*	7.7	*	7.3	*	
	PSS17	0.6	10.7	5以下	5.0	+5.2~+6.8	100	87.6	-1.1	0.3	11.3	41.0	3.1	6.9	1.2		
	PSS18	2.8	11.6	0.2~10	25.5	+7.2~+17.3	20	21.0	-13.6	*	SPOT	*	6.2	*			
	PSS19	3.9	23.1	5以下	70.8	-6.6~+5.2	100	108.8	0.7	1.0	0.0	13.2	1.8	-7.0	1.3		
	PSS21	2.0	8.1	8~12	12.7	+3.7~+4.8	100	135.2	2.6	1.0	5.2	25.6	4.2	7.4	0.8		
	PSS22	2.1	9.6	13~15	15.8	-5.0~+5.2	100	79.2	-2.0	2.3	0.8	10.7	2.0	-3.5	1.8		
	PSS23	3.9	13.9	20~22	42.9	+6.2~+6.4	100	108.8	0.7	2.0	0.8	13.8	2.1	4.6	0.9		
	PSS24	2.4	10.1	12~14	19.0	-5.8~+6.2	100	188.5	5.5	0.9	1.8	31.5 [21.8]*5	23.8 [1.1]*5	-3.0	0.9		
	PSS25	2.0	10.4	30~40	16.3	+5.8~+6.1	100	143.0	3.1	2.3	1.2	16.2	3.4	3.8	1.6		
	PSS26	2.4	13.9	10~20	26.2	+4.4~+4.5	100	115.5	1.3	2.5	1.8	18.5	2.7	3.3	0.8		
	PSS27	0.6	3.6	5~8	1.7	-5.7~+6.0	100	114.2	1.2	2.8	4.8	22.3	2.6	-2.4	2.1		
	PSS28	3.6	15.0	13~15	42.4	-4.6~+4.7	17	20.0	-14.0	*	SPOT	*	-4.1	*			
	PSS29	3.3	17.9	12~20	46.4	-5.3~+5.5	100	171.2	4.7	0.9	1.0	26.2	1.8	-1.3	0.9		
PSS2A	1.4	6.7	5~8	7.4	+5.8~+6.2	100	161.2	4.1	3.2	1.6	25.3	5.8	3.5	1.9			
PSS2B	2.7	18.8	10~15	39.9	+5.8~+6.2	100	112.8	1.0	2.2	1.3	11.3	1.2	2.6	1.2			
PSS2C	0.7	15.5	25~30	8.5	+4.9~+5.0	100	171.2	4.7	2.1	0.4	24.7	6.7	5.1	1.2			
PSS2D	2.9	8.0	5~10	18.2	+6.2~+6.7	0	×	×	×	×	×	×	×	×	×	検出不可	
PSS2E	3.0	9.0	5~20	21.2	+4.3~+4.4	100	129.2	2.2	1.0	1.3	29.4	0.5	-3.4	0.9			
PSS2F	1.4	4.5	5~20	4.9	-5.7~+6.1	100	162.0	3.6	2.0	2.2	22.0	9.1	4.5	1.2			
PSS2G	1.5	5.0	5~10	5.9	+5.6~+6.2	100	53.0	-5.5	1.7	0.9	11.4	6.1	6.4	1.4			
PSS2H	2.1	7.5	5~20	12.4	+5.8~+7.4	100	97.2	-0.2	1.8	1.5	12.0	1.2	5.2	1.2			
					+5.3	100	83.8	-1.5	1.6	0.4	12.2	3.1	4.6	1.0			

備考

[記号] ×：検出不可，\*：検出チームが4チーム以下のため標準偏差は算出しない。  
 \*1：欠陥間隙は切断調査記録を示す。  
 \*2：10tの括弧内数値は、軸方向の長さ及び面積を示す。  
 \*3：最大エコー高さ検出位置(X)及び反射源位置(Y)は、150A×10t：手動5チーム、350A×25t：手動5チーム、自動1チーム1回 (PSS2D~PSS2Hは除く) 試験結果に基づき算出した。  
 \*4：当該欠陥は軸方向欠陥であり、検出性試験結果における上段は軸方向探傷、下段は周方向探傷の結果を示す。周方向探傷における反射源位置 (X、Y) は、軸方向探傷の場合とは逆 (Y、X) になる。  
 \*5：軸径内欠陥は誤判定していると考えられる1チームを除いた値を示す。  
 \*6：検出レベルがDAC20%の場合を示す。



## 第一段階検査の判定に至る根拠詳細

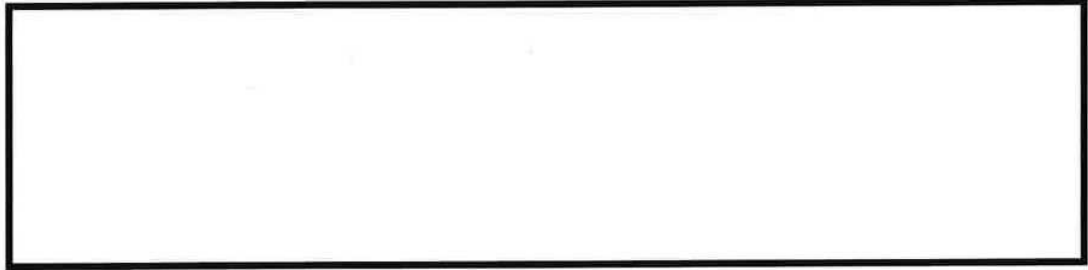
## 1. 評価対象とするエコーの判定基準

JEAC4207-2008 に基づき、DAC20%を超える高さからのエコーが評価対象となる。評価対象となったエコーは、「JEAC4207-2008 表-2712-1 UT 指示エコーの分類」に従い該当するエコーに分類する。

表-2712-1 UT 指示エコーの分類

区分 1	区分 2
A 形状エコー	a チーバ部エコー (シーニング部エコー)
	b 裏波部エコー
	c 表面エコー
	d 内表面エコー
	e 底面エコー
	f 側面エコー
	g 端面エコー
	h 遅れエコー
B 金属組織エコー	a 溶接部エコー
	b 林状エコー
	c 境界面エコー
	d 柱状晶伝搬エコー
C 雑エコー	a クサビエコー
	b ゴーストエコー
	c 電気ノイズエコー
	d 水エコー (カプラントエコー)
D 要記録エコー	a 不連続部エコー (検出された反射源が RT フィルム等で判別可能な場合、溶接欠陥の分類に従って判定しても良い)
	b 欠陥エコー

## 2. 斜角 45° 探触子において不連続部エコーと判断した根拠



PSI

配管系統及びライン名 加圧器スプレイライン DLRP(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 (mm)	W (mm)	CRT (%)	DAC (%)	Y (mm)	W (mm)	CRT (%)	DAC (%)	Y (mm)	W (mm)	CRT (%)	DAC (%)
0°	14	21	22	21	30	39	20	22	13	21	28	27	29	39	30	33

#10ISI

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 溶接番号 FW-4 探傷角度 45° (直角)

X位置	上 流 (管台)								下 流 (エルボ)							
	裏面				外面				裏面				外面			
	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	26	29	38.0	52	57

図-1 PSI及び#10ISI記録抜粋 0°の裏面部からの反射源情報 (DAC%が高くないため解析図無し)

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 (DLRP) 溶接番号 FW-4 探傷角度 45° (直角)

探傷サイド	上流側	下流側	ピーク指示器					DAC 2.0%		DAC 10.0%		備考
			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	33	36	240° +0 ~ -24	06	/	/	裏面部*
13	○	○	270° +17	14	21.0	55	58	240° +0 ~ -24	06	/	/	裏面部*
14	○	○	300° +18	31	38.0	61	66	240° +0 ~ 120° +10	240	/	/	外面部
15	○	○	60° +2	3	16.0	70	67	60° -1 ~ 80° +13	14	/	/	柱状晶伝導エコー
16	○	○	300° +5	3	16.0	53	43	300° -5 ~ 300° +7	12	/	/	柱状晶伝導エコー
17	○	○	0° +3	15	20.0	192	176	0° -24 ~ 30° +13	67	0° ~ 30° -12 ~ -16	26	不連続部エコー

図-2 #18ISI記録抜粋 不連続部エコー部の反射源情報

欠陥深さ寸法測定結果について

1. 欠陥深さ寸法測定手法

- フェーズドアレイによる端部エコー法  
超音波を集束させたフェーズドアレイ探触子(32チャンネル)を用い、きず等の先端から発生するエコー(端部エコー)を検出し、超音波の伝搬距離からきず等のき裂深さを求める手法。(図-1参照)  
なお、指示部の板厚は超音波厚さ計による実測値(14.0mm)を用いた。

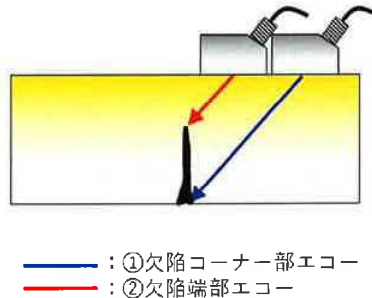


図-1 端部エコー法による欠陥深さ寸法測定方法

2. 欠陥深さ寸法測定結果

通常 UT にて、不連続部エコーの高さが DAC20%を超えた範囲(67mm; 0° -24mm ~ 30° +13mm)に対して欠陥深さ寸法測定を実施した。その結果、最大き裂深さ情報は以下の通りであった。(図-2参照)

- 最大き裂深さ位置: 0° +3mm
- 最大き裂深さ: 4.6mm

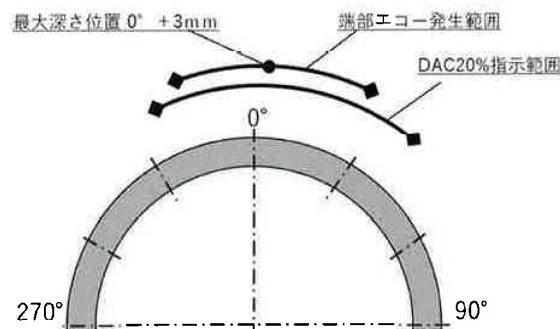
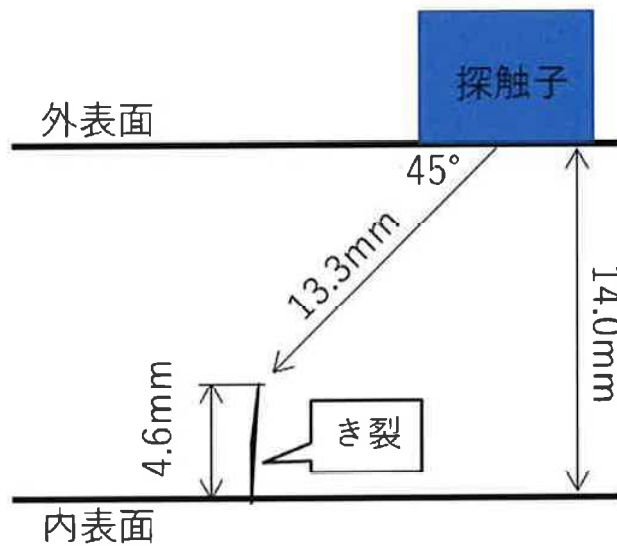
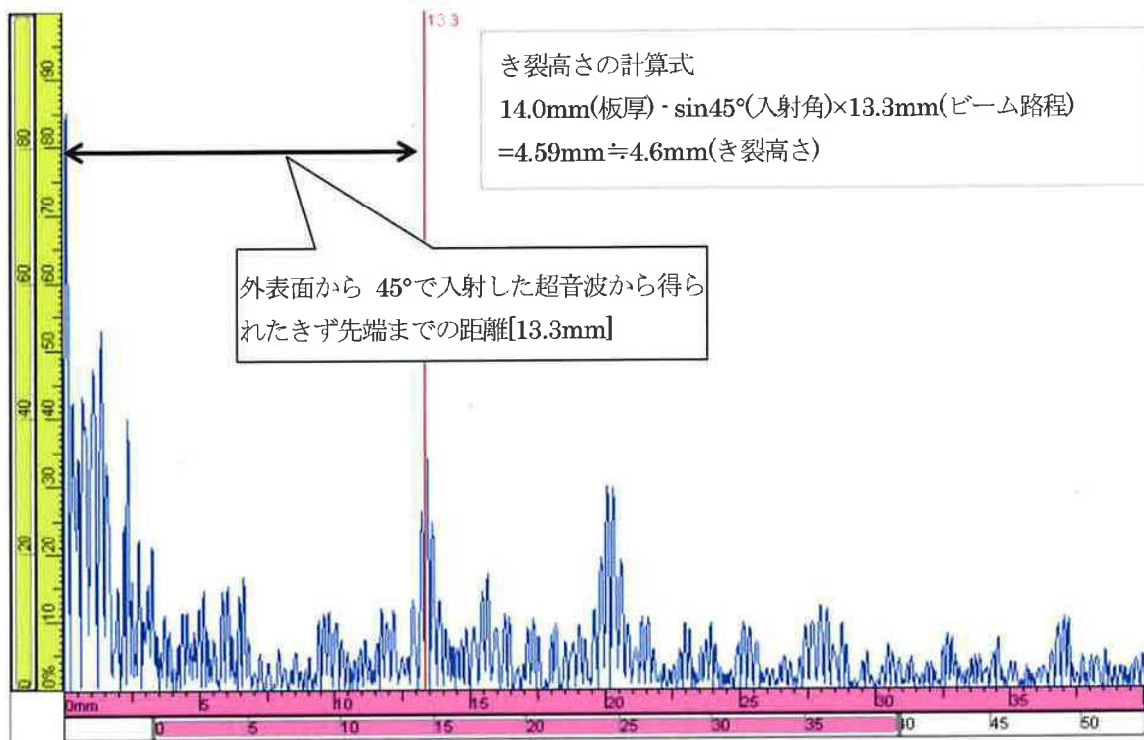


図-2 欠陥深さ寸法測定結果概要 (MCP 側から見た図)

上記欠陥深さ寸法測定結果に加え、以下の計測結果も踏まえ、き裂モデル化のインプット情報を下表にまとめる。

インプット情報	寸法	備考
き裂深さ	4.6mm	端部エコー法を適用
き裂長さ	67mm	通常 UT における DAC20%指示範囲 (JEAC4207 付属書 A に基づく)
当該部板厚	14.0mm	超音波厚さ計を使用

以上



フェーズドアレイ法による端部エコー法を用いた際の亀裂深さ読み値の考え方について

1. 亀裂深さ測定に係る NRA 要求事項について

NRA から発行されている「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（以下亀裂の解釈）」において、“亀裂等のサイジングは、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で行うこと”と要求されている（別添-1）。ここでいう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は、JEAC4207-2008 にて NDIS0603 によって認証された PD 資格が該当すると解説されている（別添-2）。

2. NDIS0603 における PD 資格の認証区分について

NDIS0603:2015 では、溶接部の構成に応じて認証の対象範囲を以下附属書 A～C の 3 つに区分している。これら認証区分のうち今回対象となる SUS316TP の配管溶接部は、附属書 A のオーステナイト系ステンレス鋼配管溶接部に該当する。

附属書 A：オーステナイト系ステンレス鋼配管溶接部

附属書 B：ウェルドオーバーレイ施工部

附属書 C：異種金属継手

3. 要求事項に基づく三菱による亀裂深さ測定の対応方針

NDIS0603 に基づき、オーステナイト系ステンレス鋼配管溶接部の区分にて認証された PD 有資格者（別添-3 に手順書記載の探触子及び装置、別添-4 に資格証を示す）による欠陥深さ寸法測定を行い、その測定値を亀裂進展評価に用いる。

4. PD 認証制度制定に至る背景とその運用

原子力プラントの供用期間中には、溶接金属近傍に亀裂等が発生することがある。この対策とし、2000 年に供用期間中における機器・配管などの設備の健全性評価と維持を目的として維持規格が発行（2003 年より適用）、検出された亀裂の破壊力学的評価を行って運転継続の可否と補修・取替の必要性の判定を規定しており、UT の欠陥深さ寸法測定に関しては検出精度を安全側に考慮して欠陥寸法を評価する旨規定されている。

一方で東京電力柏崎刈羽原子炉再循環系配管（PLR 配管）の亀裂調査では通常 UT による欠陥寸法の測定が行われたものの十分な精度が得られず、測定値が過小評価となる欠陥がいくつか認められた。これを受けて実施した「UT による再循環系配管欠陥深さ寸法測定精度向上に関する確性試験」などからその成果は国に認められたものの、UT の欠陥深さ寸法測定結果に対し安全側に考慮して 4.4mm 加算することとなった。

その後、UT の欠陥深さ寸法測定技術はフェーズドアレイ法等を用いた技術の高度化が行われ、同時に JISZ2305 に基づく UT 技術者のみを対象にした認証だけでなく、UT 技術者、探傷装置及び手順書を一体とした UT システム（亀裂深さ寸法測定能力）としての性能実証の必要性が浮き彫りとなり、NDIS0603 に基づく 専門機関が認証する PD 認証制度が整備され、国にオーソライズされた。以降 PD 有資格者による欠陥深さ寸法測定の読み値がそのまま採用されることが認められ、運用されてきた。（別添-5）

以上

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
<p>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用う。）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。</p> <p>また、亀裂等のサイジングは、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。その際、低炭素ステンレス鋼管及び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おいては、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對する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對する亀裂高さ測定のパラメータ」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</p>	<p>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用う。）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。</p> <p>また、亀裂等のサイジングは、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。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おいては、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對する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。</p>

## 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、必要な伎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り確認する。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、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。

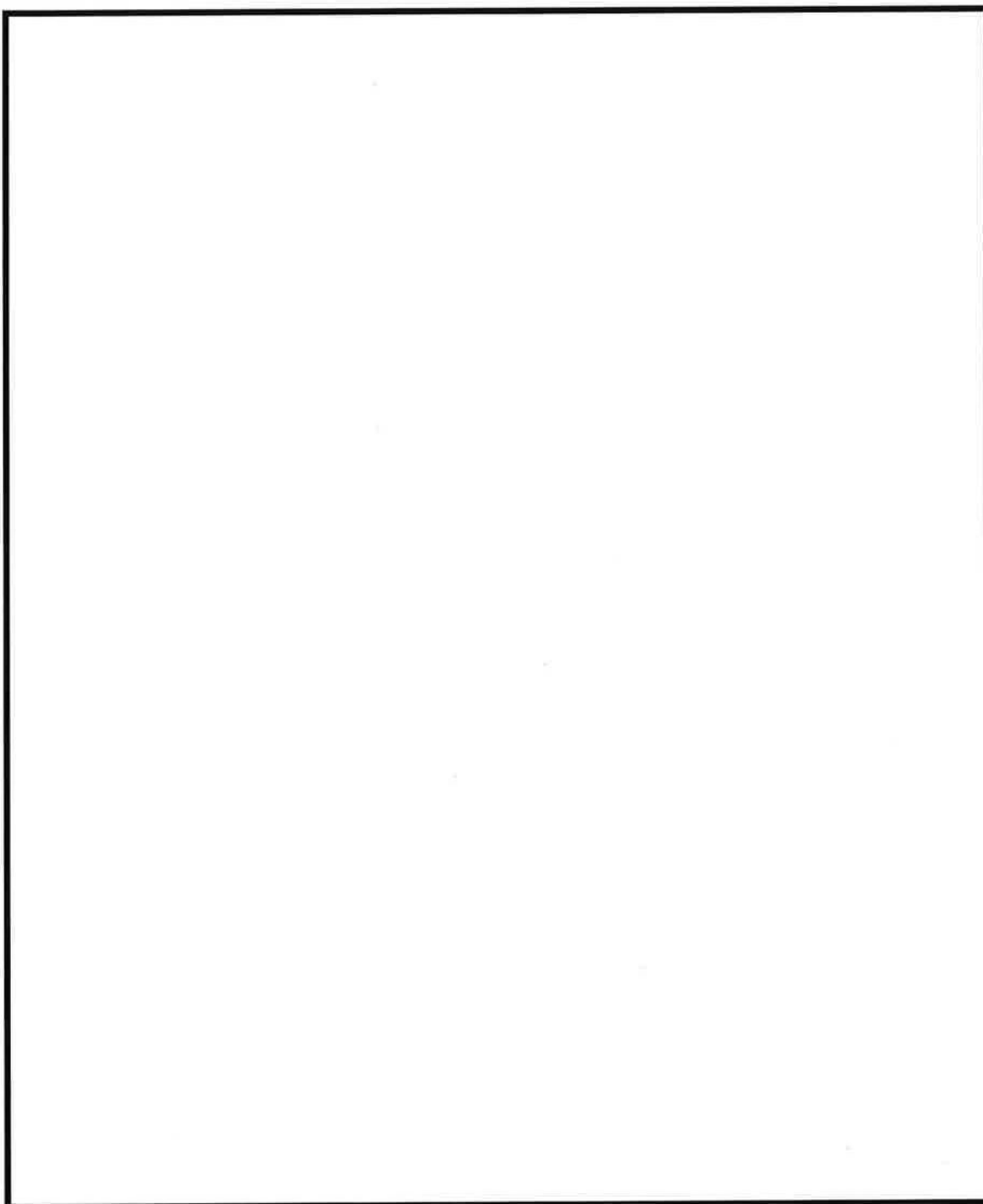
三菱重工株式会社 原子力事業部

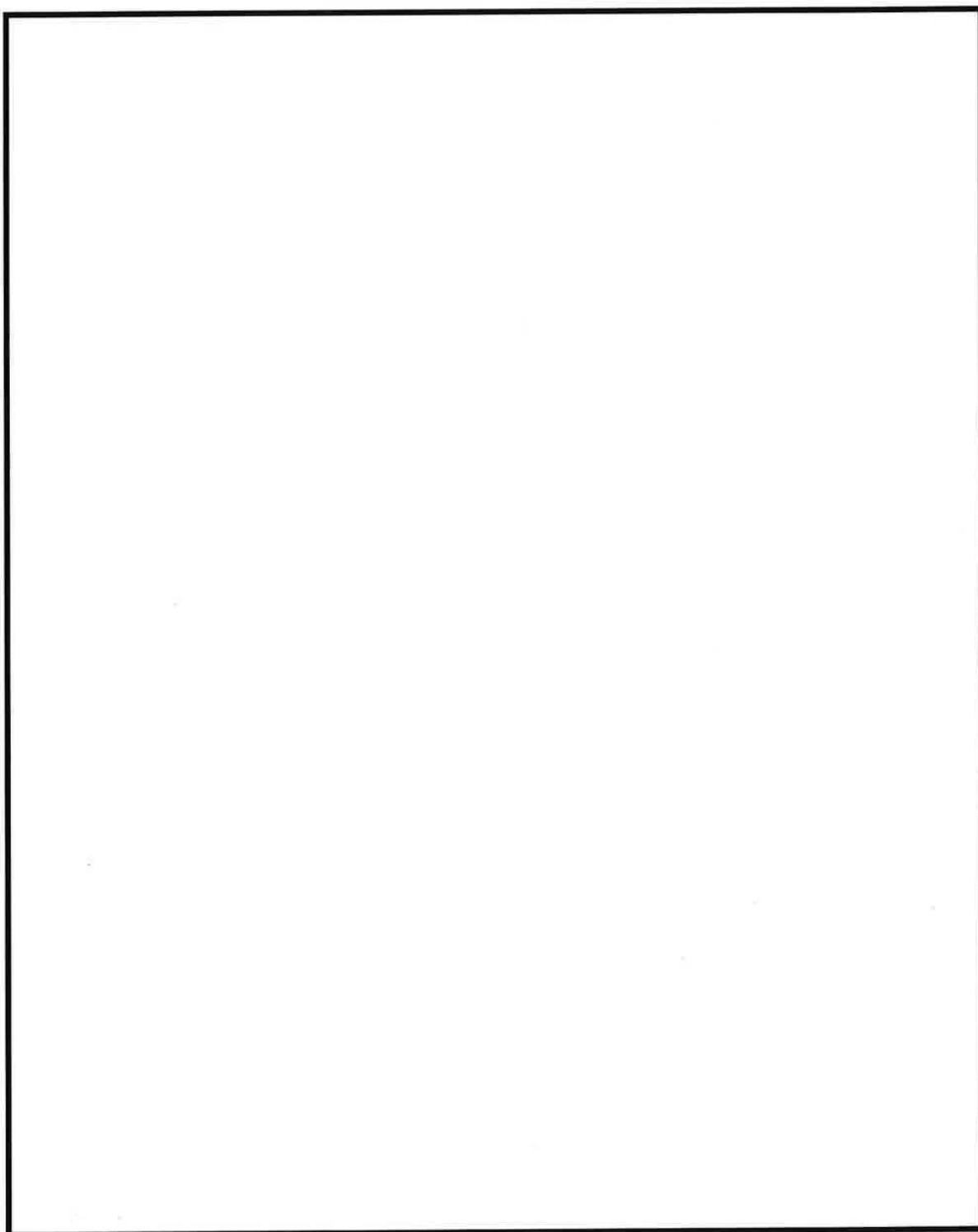
レベル 3  
承認印



内 容		備 考	注文主	工事番号	年 月 日	三菱重工株式会社 環境・安全・環境対策原子力事業部 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	[Redacted]	
図 表	一枚			-	-		
表紙共	15枚			-	-		
配布先	電研 1		控		図書 番号	UFS-20150150	改 正 0

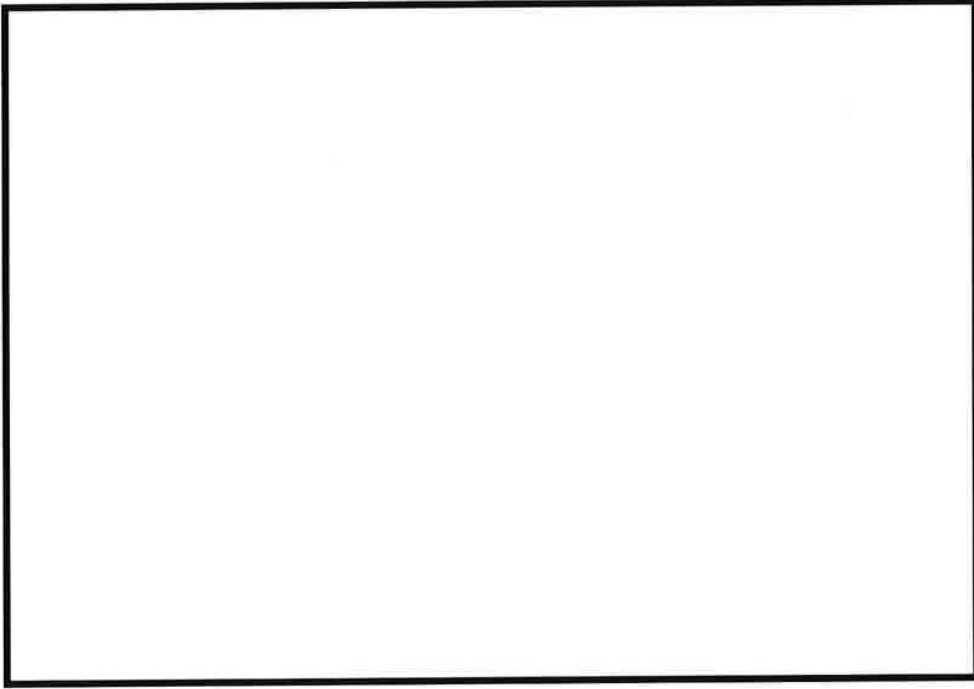
（図書表紙）





添付-1.2.2.1

別添-4



PD 資格認証制度制定による亀裂深さ測定の変遷

PD 認証制度が適用された一例として、東京電力柏崎刈羽原子炉再循環系配管の亀裂調査がある。本事例では、PD 認証制度制定前後で亀裂深さ測定が行われており、PD 資格認証制度制定前は測定値に 4.4mm を加算して健全性評価を実施しているのに対し、PD 認証制定後の 2006 年 3 月に実施した PD 資格者による測定では上記条件を解除している。時系列を以下に示す。

2004 年（平成 16 年）9 月	PLR 配管での条件付（ひびの深さ測定値に対し 4.4mm 加算）で健全性評価対象に追加。
2004 年 12 月	（社）日本非破壊検査協会に PD 認証精度準備委員会設置（NDIS 原案作成委員会）
2005 年（平成 17 年）5 月	NDIS0603「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」制定
2006 年（平成 18 年）3 月	PD 認証制度の調整を受け、上記条件を解除

一部以下URLより抜粋。

<https://www.pref.niigata.lg.jp/uploaded/attachment/36143.pdf>

PD 資格試験認証手法として端部エコー法を採用した経緯

1. 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）にて規定されるき裂深さ寸法測定方法

維持規格における超音波探傷試験への要求事項である JEAC4207-2008 では、フェーズドアレイ技術を用いた端部エコー法以外に以下①～③のき裂深さ寸法測定方法が規定されている。

- ① モード変換波法
- ② タンデム法
- ③ TOFD 法

2. 端部エコー法以外の方法の適用について

- ① モード変換波法

本手法は深いき裂であるか、浅いき裂であるか等、概略のき裂深さを把握するため(JEAC4207-2008 A2100 より)の技術である。ただし、今回、既に端部エコー法によって詳細なき裂深さを測定している。

- ② タンデム法

本手法はモード変換波法同様、深いき裂であるか、浅いき裂であるか等、概略のき裂深さを把握するため(JEAC4207-2008 A-3100 より)の技術である。ただし、今回、既に端部エコー法によって詳細なき裂深さを測定している。

- ③ TOFD 法

TOFD 法は、対象とするき裂を挟んで送信探触子と受信探触子一対を配置(図-1)し、送受信探触子の位置関係に応じてピンポイントでビーム交点を合せ高感度で探傷することで小さな端部エコーが検出しやすい手法である。しかし TOFD 法による探触子は端部エコー法による UT 探触子と比べて大きくなり、かつ二つの探触子が並置されることから、今回対象となるエルボ+管台の溶接部のような箇所では倣い性(走査性)が悪く、探傷が困難となることが考えられる。

また、オーステナイト系ステンレス鋼(以下 SUS)の溶接部(HAZ 部含む)に対する探傷の場合、超音波は必ず減衰の大きい溶接金属部を通過することになるため高感度とする本手法は溶接部からのノイズが大きくなりやすいことに加え、異方性の影響で音が曲がり送受信の交軸がずれる懸念がある。

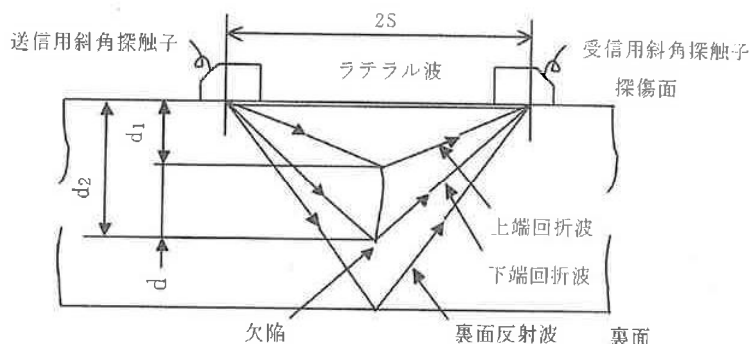


図-1 TOFD 法における探触子配置例

## 3. フェーズドアレイ技術による端部エコー法適用に至る経緯

(2)項①～②より、モード変換法及びタンデム法はき裂寸法測定に先立ち、き裂の概略を把握する手法である。

(2)項③より、TOFD法は小さな端部エコーが検出が可能な手法であるものの、今回探傷する管台+エルボ-のSUS鋼溶接部の場合、探触子の配置や大きさ等の幾何学的制約及びSUS材の溶接部を探傷することによる超音波の減衰や異方性による曲がり懸念される。

一方、端部エコー法は、TOFD法のようにき裂をはさんで探触子を設置する必要が無く、超音波を片側から送受信可能なので、異方性の影響を受けても送受信の焦点が同じ位置で合わせることができる。

これらのことから、JEAC4207-2008に規定された端部エコー法がき裂深さ寸法測定方法のうち最も適切な手法であると考え、PD認証制度で認証された手法を用いてき裂深さ寸法測定を行っている。

## ※フェーズドアレイ法

幅の狭い振動子を複数並べた探触子を用い、個々の振動子に電圧をかけるタイミングを変えることにより、電子的に超音波ビームの方向を変えたり（垂直あるいは斜角）ビームの太さ（焦点）を変えて探傷又は欠陥深さ寸法を測定する方法をいう。フェーズドアレイ技術による端部エコー法を図2に示す。

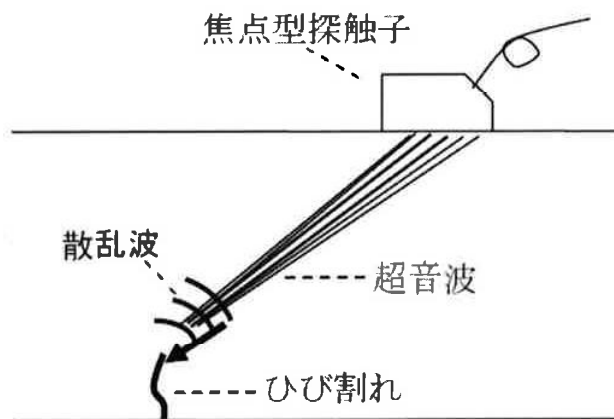
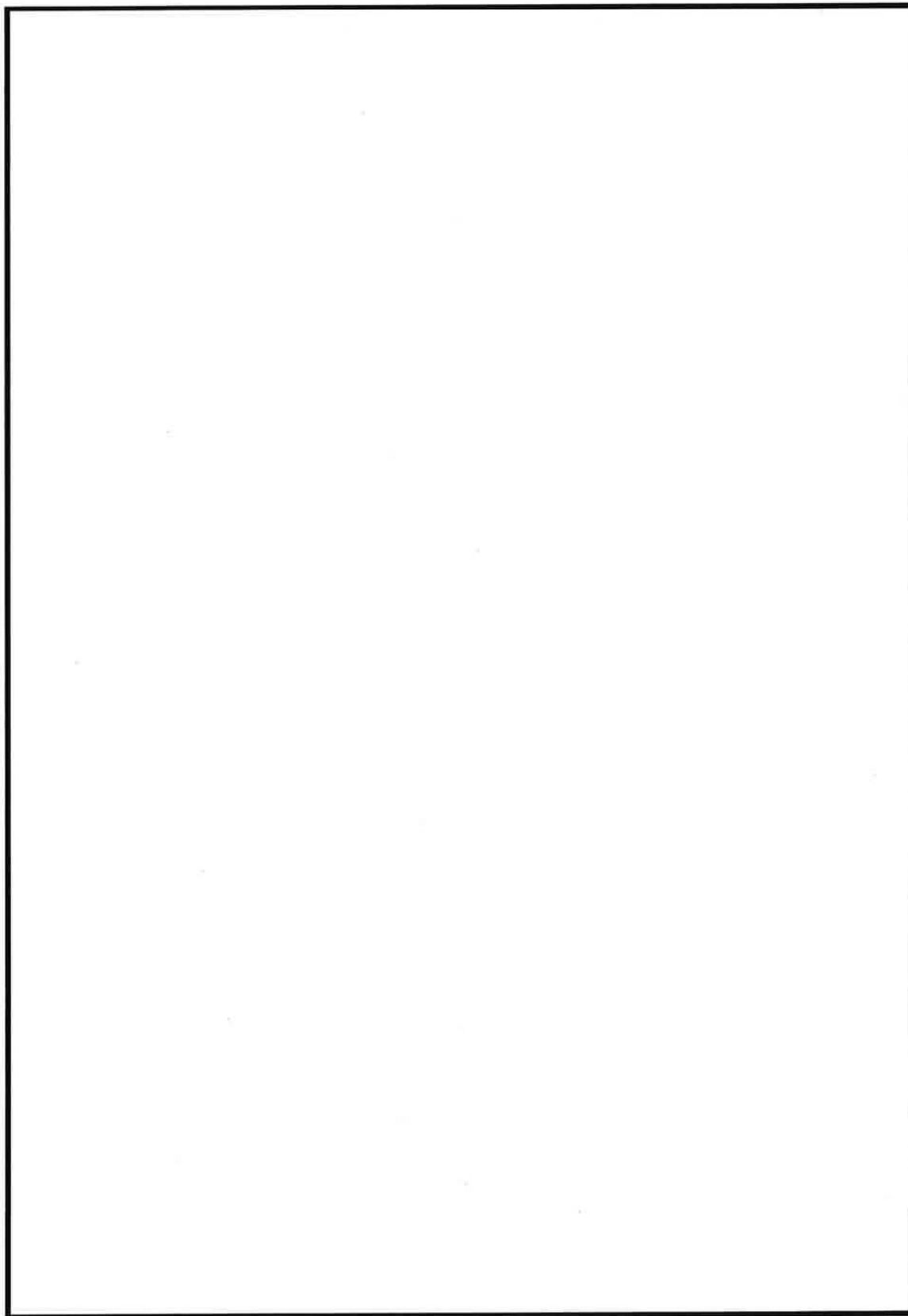


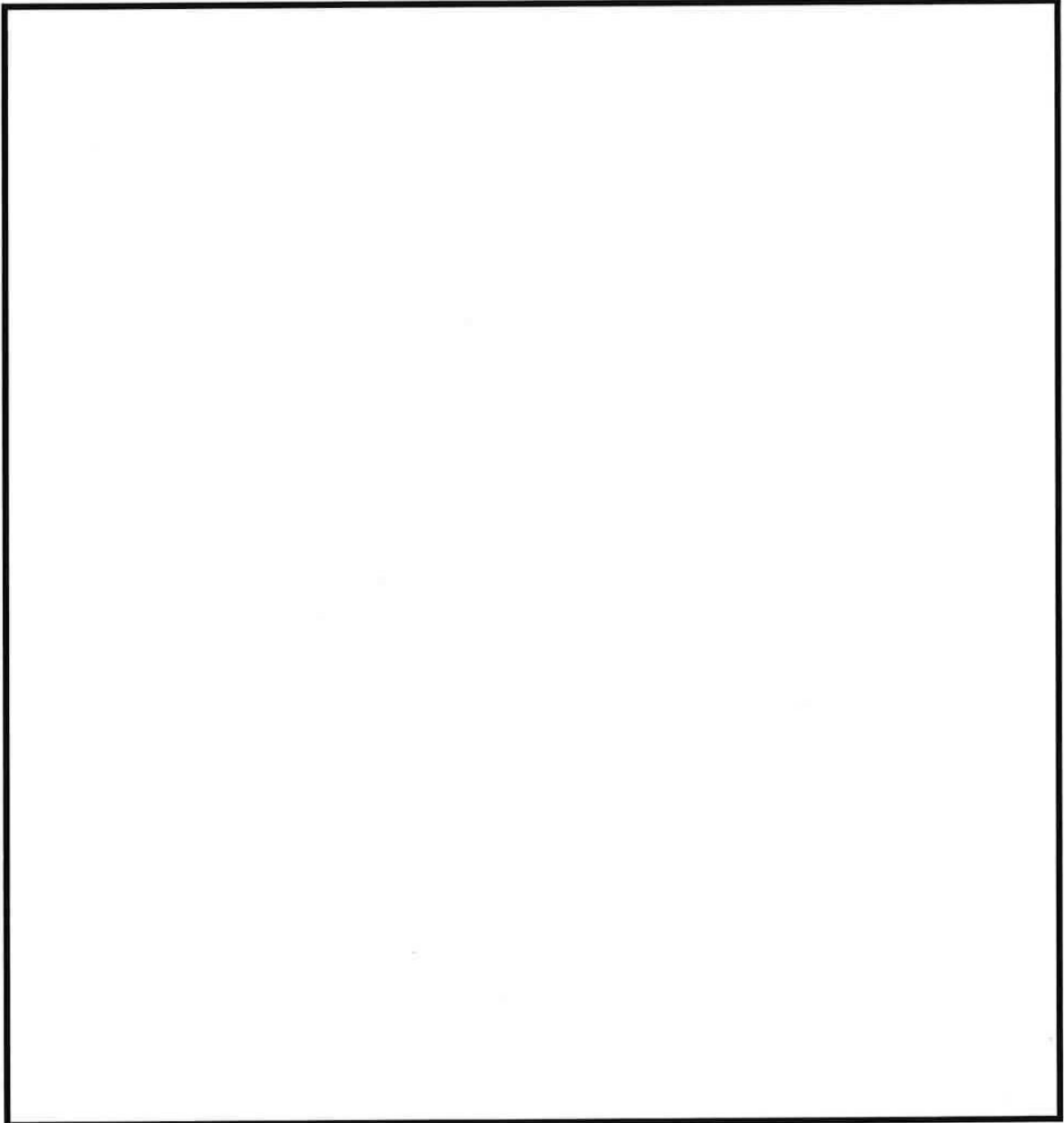
図-2 フェーズドアレイ技術による端部エコー法

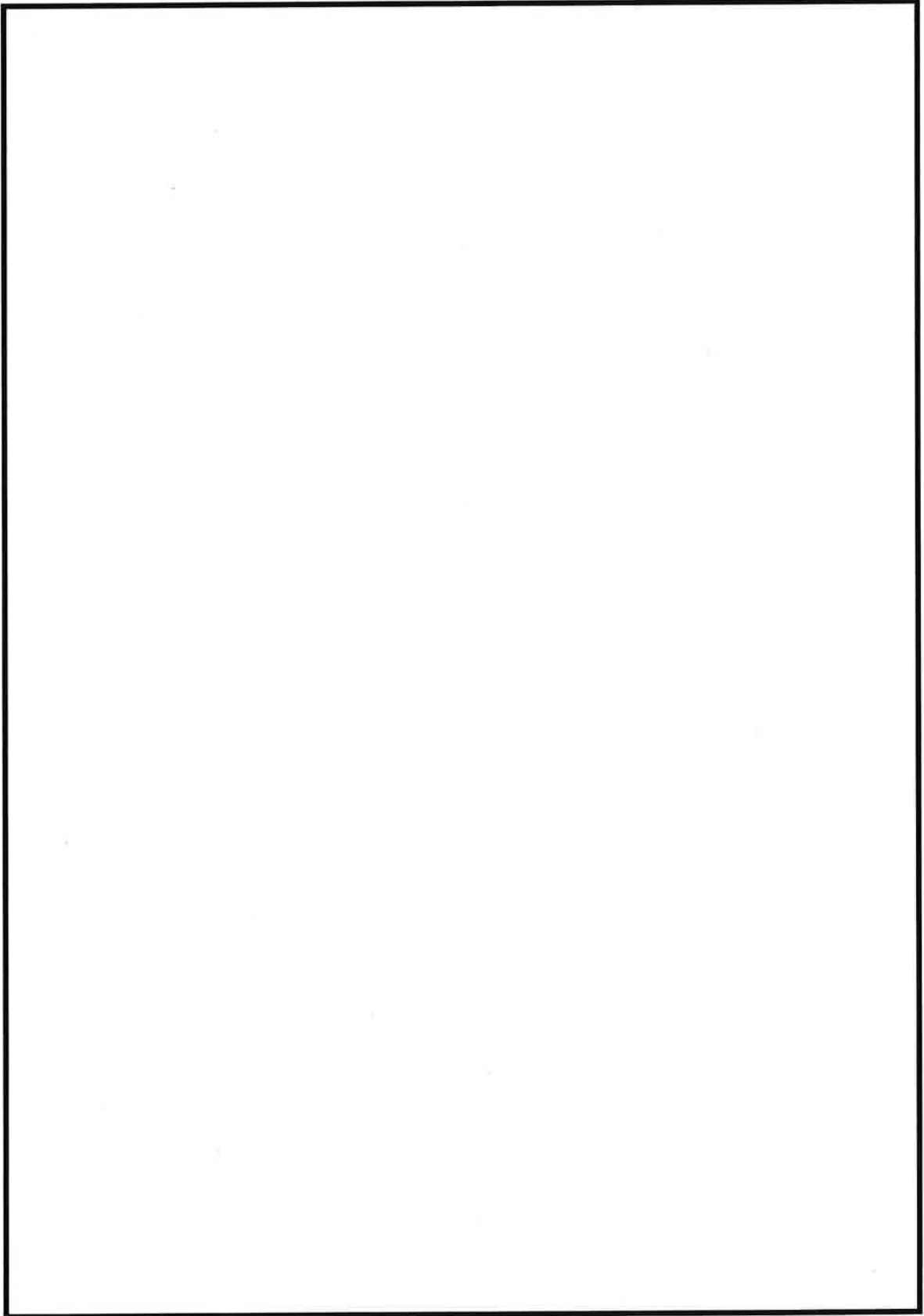
以上

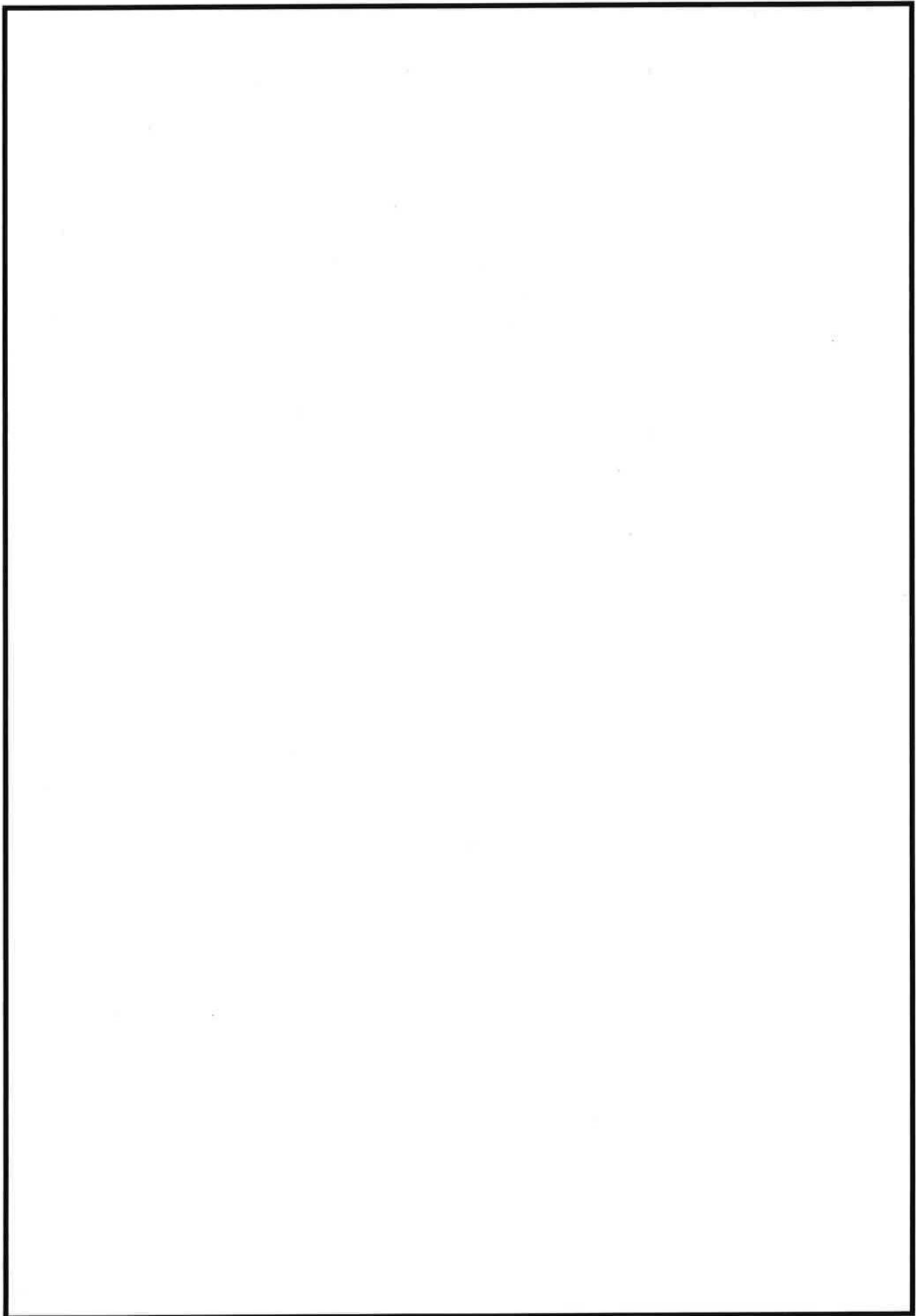


第二段階検査結果を受けた追加調査結果について









## 2. 指示の原因検討

### 2.1 原因検討 (FT 図)

原因を検討するにあたり、加圧器、および加圧器スプレイ配管の設計・運用の概要につき以下の通り整理した。

- ・加圧器は、1次冷却材系統の圧力を制御するために設置されており、加圧器ヒータ、加圧器スプレイにより圧力（約 15MPa）を維持している。
- ・加圧器スプレイは、1次冷却材を加圧器気相部にスプレイし、1次冷却材圧力の減圧のために使用される。
- ・加圧器スプレイの配管は、2系統あり、1次冷却材系統（A、Dループの低温側）から分岐し、加圧器頂部につながっている。

#### <加圧器スプレイライン諸元>

- ・配管径：外径 114.3mm（4 B）
- ・厚み：14.0mm
- ・材質：SUS316TP-S
- ・運転圧力：約 15MPa
- ・運転温度：約 290℃
- ・流量：約 0.23m<sup>3</sup>/h（通常運転中、1系統あたり）

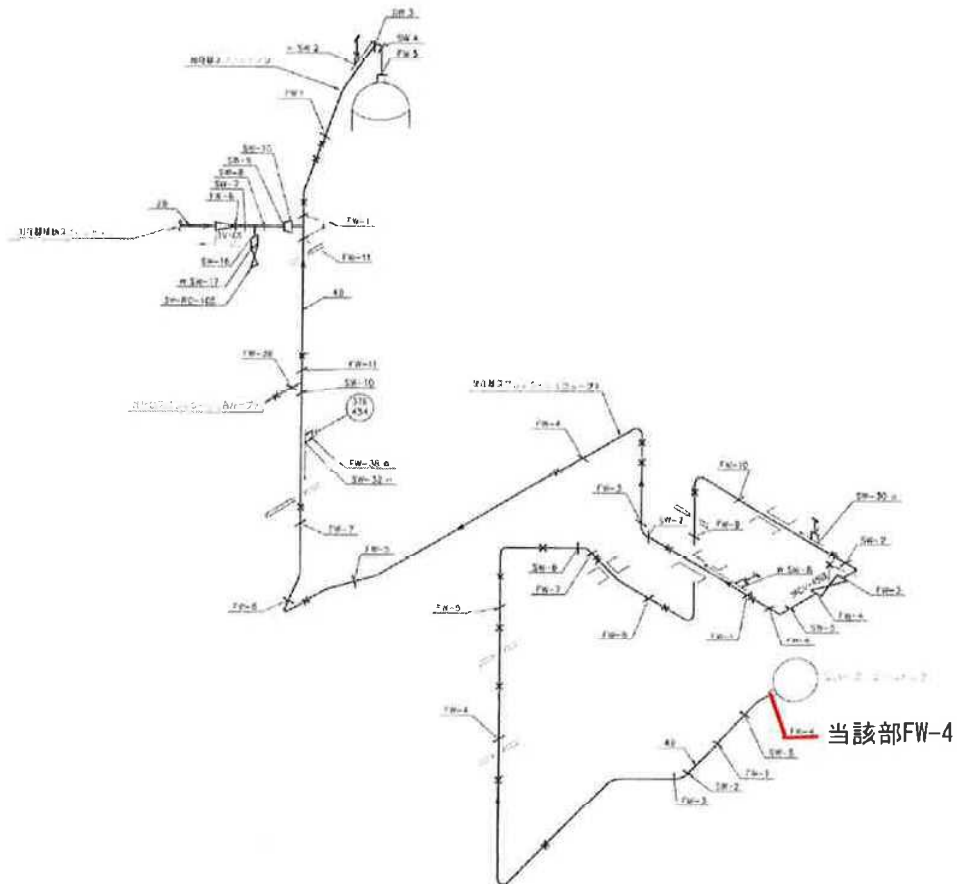
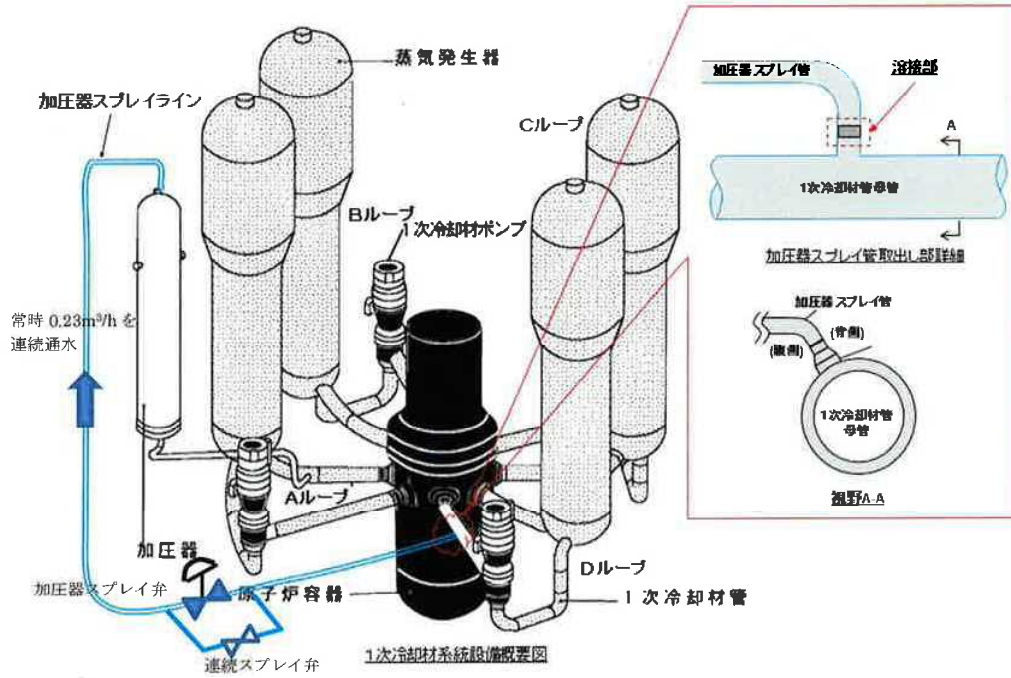
#### <加圧器スプレイラインの運用>

- ・起動、停止時：加圧器圧力を一定に維持するため、連続スプレイ弁、自動スプレイ弁により通水
- ・運転中：連続スプレイ弁により、少量（約 0.23m<sup>3</sup>/h）を通水

#### <加圧器スプレイ弁の使用期間>

- ・起動時は1次冷却材のヒートアップ開始から定格熱出力一定運転到達までの期間
- ・停止時は負荷降下開始から1次冷却材ポンプ全台停止までの期間

指示箇所



即ち、UT 指示発生部位は、起動、停止、運転中を通じ、PWR 一次系水質環境下であり、また、温度は通常運転中約 290℃の一定状態に維持されている。

以上の整理結果も踏まえ、指示の原因について、これまでの損傷事例、研究結果を基に図 1 の通り原因検討を行った。その結果、強加工 SCC である可能性が高いものと判断される。尚、建設時の非破壊検査 (RT 等) によれば、製造上の不具合は認められておらず、要因とは考えにくい。その性状によって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しきれない。

各検討の詳細は、2.2 から 2.4 項に示す。

(結果)

(評価の概要)

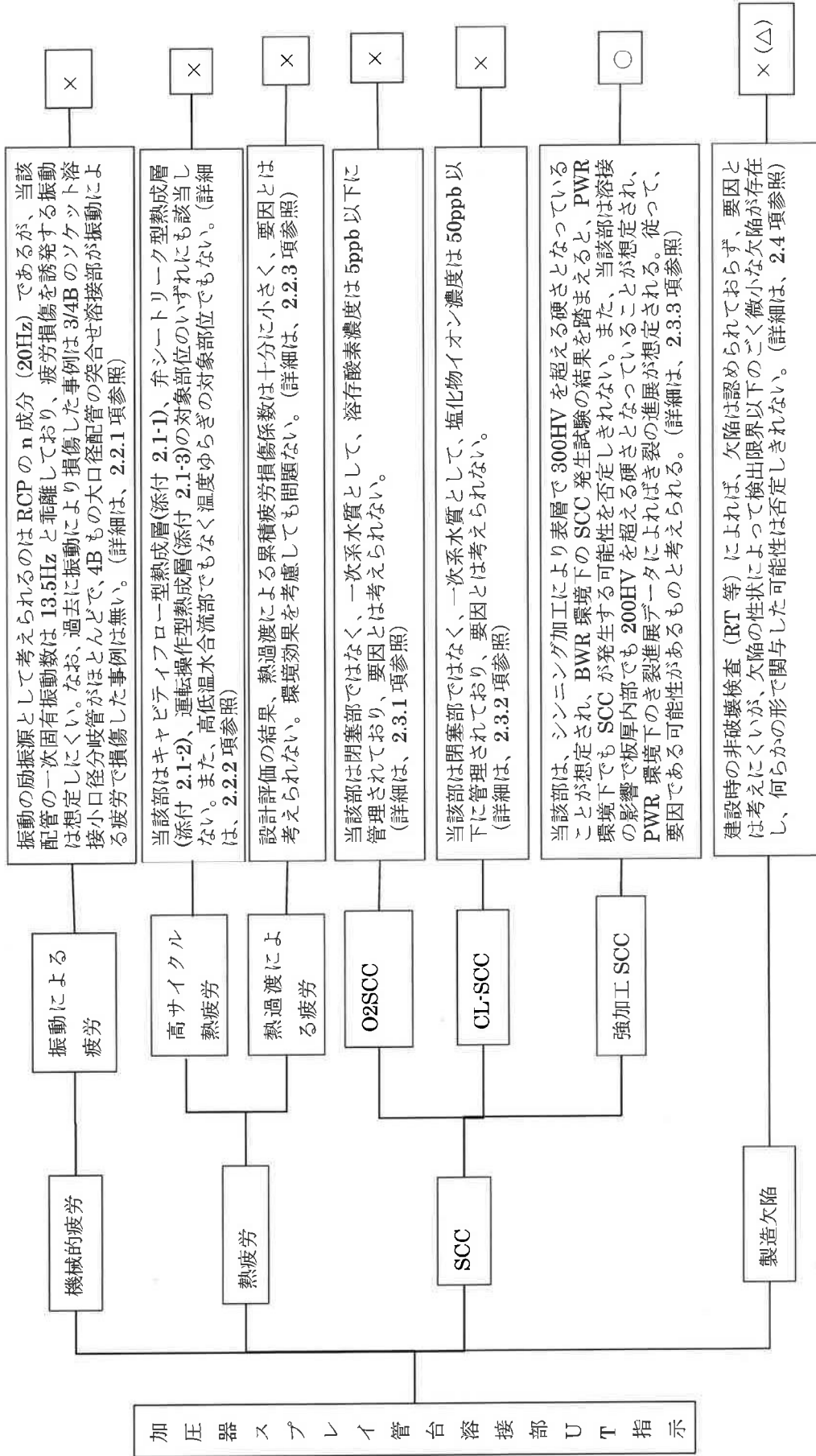


図 1 UT 指示要因検討の概要

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



## 2.2 疲労の評価

### 2.2.1 振動による疲労の評価

一般に、配管系で振動上考慮すべき励振力としては以下がある。

- ・ポンプ振動 (n、nZ 成分)
- ・ランダム振動
- ・高減圧装置による振動

加圧器スプレイ配管は、通常運転中に連続通水されているが、その流量は約  $0.23\text{m}^3/\text{h}$  (1 系統当たり) と少なく、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高減圧装置は無く、高減圧装置による振動に起因する疲労も考え難い。

ポンプ振動 (n、nZ 成分) としては、加圧器スプレイ配管は一次冷却材ポンプ (RCP) の励振力影響範囲にあるが、当該加圧器スプレイ配管の一次固有振動数は  $13.5\text{Hz}$  \*1 であり、RCP の n 成分:  $20\text{Hz}$  とは十分離れており、RCP の振動成分 (n 成分) との共振\*2 による疲労は考え難い。

また、過去、国内 PWR にて、大口径突合せ溶接配管が振動による疲労により損傷した事例は無く\*3、この点からも、当該き裂が振動による疲労に起因したものは考え難い。

\*1 : 大飯 3 号機 平成 22 年 12 月 10 日付け関原発第 461 号にて認可された工事計画の資料 4-3-2「クラス 1 管の耐震計算結果」に記載の値。

\*2 : 斜流ポンプである RCP は、ポンプ振動成分として nZ 成分が卓越しないため、n 成分のみを考慮すればよい。

\*3 : 過去、国内 PWR では片持ち構造の小口径分岐管 (ソケット溶接) にて、振動に起因する損傷を経験しているが、同口径 (ソケット溶接) の小口径システム配管が片持ち分岐管と同じ励振力を受けたと仮定した場合、システム配管の発生応力は片持ち分岐管の 1/4 程度となる。尚、過去に同加圧器スプレイ配管の小口径分岐管 (ベント弁) の運転中の振動を計測しているが、加速度は  $0.7\text{m}/\text{s}^2$  と低いものであった (添付 2.2.1-1 参照)。

### 2.2.2 高サイクル熱疲労の評価

加圧器スプレイ配管は、通常運転中に連続通水されており、キャビティフローによる熱疲労が生じる閉塞分岐管には該当しない。

また、加圧器スプレイ配管の入口接続部（MCP 側）にはスクープが設けられ、1次冷却材の流速を駆動力として、1次冷却材が連続通水されており、高サイクル熱疲労が生じる高低温水合流部には該当しない。

従って、当該き裂が高サイクル熱疲労に起因したものとは考え難い。

### 2.2.3 熱過渡による疲労の評価

本加圧器スプレイ配管は、大飯3号機 平成22年12月10日付け関原発第461号にて認可された工事計画の資料5-3-2「クラス1管の強度計算結果」にて、応力解析を実施している。解析は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版）（第1編 軽水炉規格）JSME S NC1-2005/2007」（日本機械学会）（以下「JSME」という。）のクラス1管（PPB）の規定に従い、供用状態A及びBにおける一次+二次応力評価と疲労評価、供用状態C及びDにおける一次応力評価を実施している。

加圧器スプレイ配管は、起動・停止等の運転状態及びその状態の移行に伴って、1次冷却材管より多様な圧力と温度の過渡状態を受ける。加圧器スプレイ配管の供用状態A及びBにおける評価では、実際に発生する過渡状態を十分満足するよう包絡し、十分苛酷かつ頻繁な設計過渡条件を設定し、同過渡条件に示す過渡の状態と回数を考慮した評価を実施している。

当該部の供用状態A及びBにおける疲労評価結果は、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\*1。

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、環境効果補正係数は約20であり、環境疲労累積係数は約0.0026と、これも十分余裕のある値になる。

上記疲労評価結果より、当該部は供用状態A及びBにおける疲労を十分に低く抑えて設計されており、当該き裂が熱過渡による疲労に起因したものとは考え難い。

\*1：当該部は、大飯3号機 平成22年12月10日付け関原発第461号にて認可された工事計画の申請範囲ではないため、同工事計画の資料5-3-2「クラス1管の強度計算結果」中に数値の記載はないが、同工事計画の申請範囲を含む解析ブロック中の節点に該当するため、同工事計画届出時に評価を実施している（添付2.2.3-1参照）。

## 2.3 SCC の評価

### 2.3.1 O<sub>2</sub>SCC の評価

SCC は、材料・応力・環境の 3 要因が特定の条件で重畳する場合に発生する。当該部については、以下を考慮して SCC の発生を抑制している。

- ・材料：当該部の材料は、SCC の感受性が低い SUS316 を使用している。
- ・応力：溶接による引張残留応力は生じるが、溶接施工に関しては、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いる。
- ・環境：定格出力運転時の 1 次冷却材は、溶存酸素、その他不純物濃度が十分低くなるように水質管理を行っている（添付 2.3.1-1 参照）。

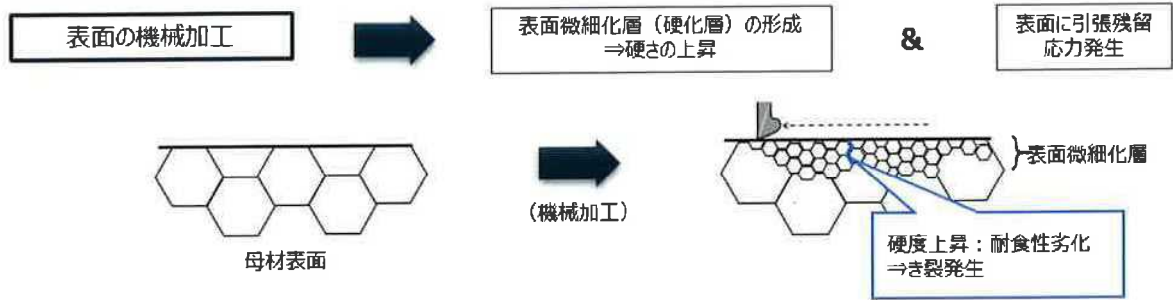
また、加圧器スプレイ配管は、通常運転中に連続通水されており、当該部は閉塞滞留部ではなく、O<sub>2</sub> リッチの環境下にはならないため、当該き裂が O<sub>2</sub>SCC によるものとは考え難い。

### 2.3.2 Cl<sup>-</sup>-SCC の評価

定格出力運転時の 1 次冷却材は、溶存酸素、その他不純物濃度が十分低くなるように水質管理を行っており、1 次系水質環境下において Cl<sup>-</sup> は発生しない（添付 2.3.1-1 参照）。また、加圧器スプレイ配管は、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、水質が悪化する事もない。従って、当該き裂が Cl<sup>-</sup>-SCC によるものとは考え難い。

### 2.3.3 強加工 SCC の評価

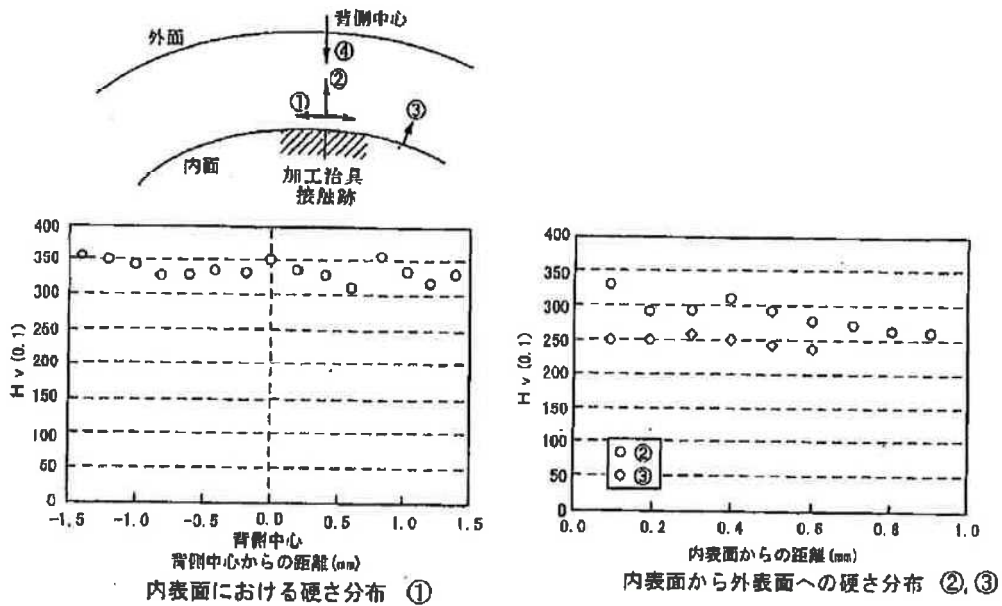
機械加工に伴う硬さ上昇及び残留応力を起因とした割れは、2000年代前半にBWRの再循環配管で使用されている低炭素ステンレス鋼で顕在化している。当時BWRを中心に様々な研究が実施され、明確な発生原因までは示されなかったが、実機調査結果や研究知見より、概ね以下に示すように考えられている。



#### ① 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。）

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、ピッカース硬さ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。



出典；てん末書「美浜2号機格納容器サンプ水位上昇に伴う原子炉手動停止について」

- 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リングル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。

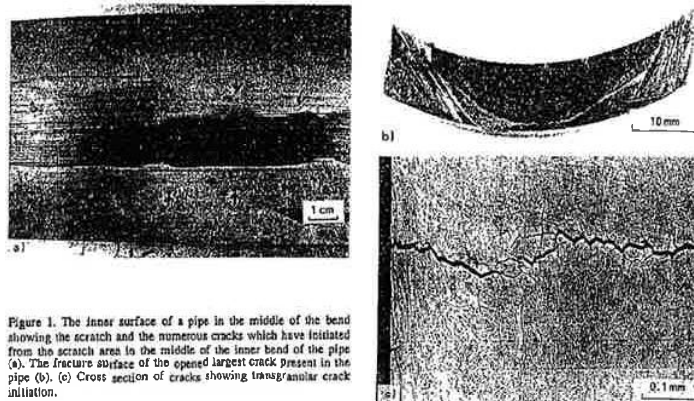


Figure 1. The inner surface of a pipe in the middle of the bend showing the scratch and the numerous cracks which have initiated from the scratch area in the middle of the inner bend of the pipe (a). The fracture surface of the opened largest crack present in the pipe (b). (c) Cross section of cracks showing transgranular crack initiation.

出典 ; 「STRESS CORROSION CRACKING OF COLD WORKED AUSTENITIC STAINLESS STEEL PIPES IN BWR REACTOR WATER」

- 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。

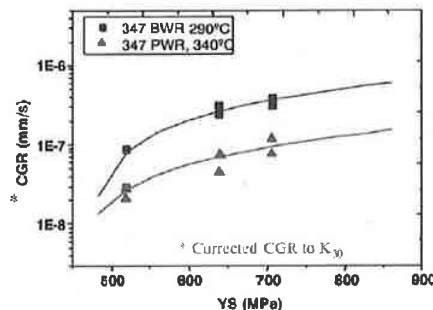


Figure 16. Crack growth rate of cold worked 347 SS, tested in PWR and BWR conditions.

出典 ; CIEMAT, 「CRACK GROWTH RATE OF HARDENED AUSTENITIC STAINLESS STEELS ON BWR AND PWR ENVIRONMENTS」

- 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扁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（図 E-1 参照）。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（図 E-2）。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あることが明らかとなっている。

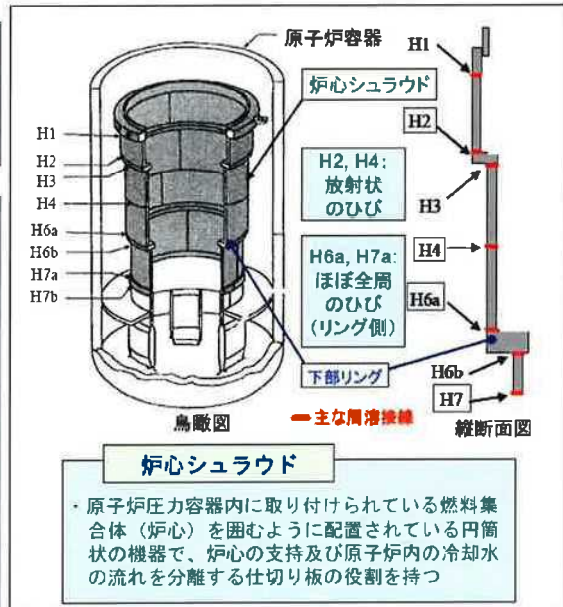
プラントの健全性評価では、原子力発電設備を建設時と同じ状態に保持することを要求した「建設基準」から、設備の安全性が確認された場合にのみ、ひび等を残したまま一定期間の運転を認める「維持基準」の議論が展開され、構造健全性評価に基づきひび割れが存在しても、一定期間構造物の健全性が損なわれないとする判断が示されている（添付 2.3.3-1）。

### 構造・材料

- ・材料：低炭素系ステンレス鋼
- 熱間圧延材：SUS304L、SUS316L、
- 鍛造材：SUSF316L

### 損傷事例

- ・SUS304L製：2/6プラント
  - H4：放射状のひび割れ
  - H2, H6a：溶接線近傍に周方向ひび割れ
- ・SUS316L製：11/17プラント
  - H3 / H4：
    - + 溶接線近傍に放射状のひび割れ(点在)
    - + 溶接熱影響部から離れた箇所(1)、a社製炉心シュラウドで発生(多)
  - H6a / H7a：
    - + 周方向のひび割れ(断続的(6)、ほぼ全周(1))
    - + b社製炉心シュラウドで発生(多)



### 構造・材料

- ・種々の形状・口径の配管部品を接合した構成、製造方法も異なる。
- ・材料：低炭素系ステンレス鋼
- 直管（管材）：SUS316TP
- 直管、直管付ティー、エルボ、ヘッダー、クロス、キャップ等（鍛造材）：SUSF316

### 損傷発生箇所

- ・PLR配管全体
- ・大径管(400A以上)同士の継手
- ・大径管とポンプノ弁等の異径部や中径管の継手

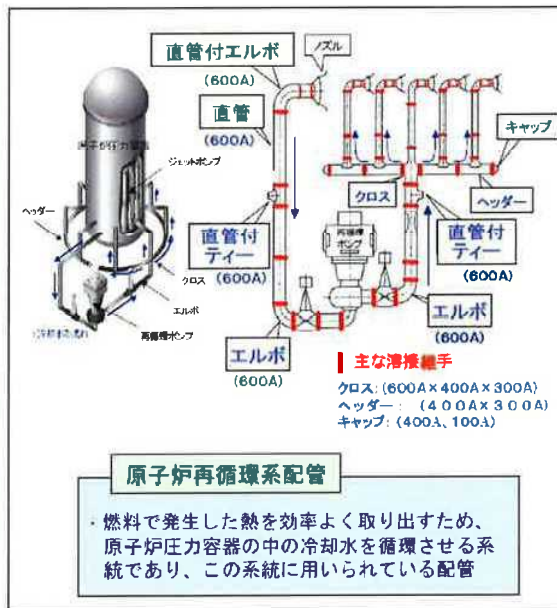


図 E-1 コアシュラウド及び再循環配管の構造と損傷事例

出典：原子力安全基盤機構「平成 17 年度 原子力用ステンレス鋼の耐食力腐食割れ実証に関する報告書」

- ・ 炉心シュラウドの接液表面に硬化層があり、主として粒内型応力腐食割れ
- ・ シュラウドリング部のように製作時に機械加工を受けた表面では、硬さがHv300を超える100 $\mu$ m程度の厚い硬化層



図7 2F-3 シュラウド H6a  
ポートサンプル断面観察写真

出典：「原子力発電設備の健全性評価について」  
—中間とりまとめ—（平成15年3月10日）

- ・ 原子炉再循環系配管の開先内表面において、ごく表層に硬化域が形成
- ・ 溶接時に導入される塑性ひずみにより、溶接部極近傍は硬くなる傾向あり。

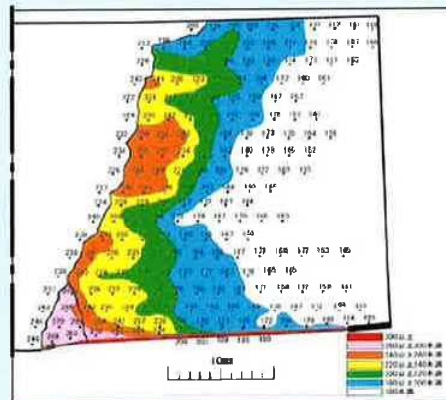


図9 K-1PLR 配管サンプル硬さ測定結果

出典：「原子力発電設備の健全性評価について」  
—中間とりまとめ—（平成15年3月10日）

図 E-2 コアシュラウド及と再循環配管で共通的な SCC の特徴

出典：原子力安全基盤機構「平成17年度 原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証に関する報告書」



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（添付 G-1）。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（添付 G-2）。



プレスリリース

電気料金関係

ガス料金関係

停電

電力供給

原子力発電

火力・水力発電

新エネルギー・研究開発

経営・財務関係

環境

施設

その他

過去の送配電  
プレスリリース

プレスリリース

検索したいワードを入力ください

2008

2008年2月4日  
関西電力株式会社

美浜発電所2号機の定期検査状況について (A-蒸気発生器入口管台溶接部での傷の原因と対策)

美浜発電所2号機(加圧水型軽水炉 定格電気出力50万キロワット、定格熱出力145万6千キロワット)は、第24回定期検査中に、予防保全対策として、蒸気発生器(SG)出入口管台(計4箇所)溶接部表面の残留応力を低減させるためにショットピーニング工事を実施することとし、平成19年9月15日から9月18日にかけて、その施工前確認のための目視点検および渦流探傷試験(ECT)\*2を行ったところ、A-SG入口管台溶接部においてECTで13箇所の有意な傷号指示が認められ、目視点検で1箇所の傷(ECTで有意な傷号指示が確認された箇所)を確認しました。浸透探傷試験(PT)\*3を実施したところ、それら全ての箇所において有意な浸透指示模様(最大長さ:約17mm)を確認しました。

このため、超音波探傷試験(UT)\*4で傷の深さを測定した結果、浸透指示模様で最大長さを確認した部位で深さ約1.3mmの傷を確認しました。この傷の深さを考慮すると、当該管台溶接部の板厚(約6.8mm)は、電気事業法に基づく工事計画認可申請書に記載している板厚(7.5mm)を下回るものと評価されました。

その後、傷が確認されたA-SG入口管台溶接部の内表面について、エッチング\*5およびスンプ\*6による金属組織観察を行った結果は以下のとおりです。

- エッチングによる金属組織観察の結果、傷は主に600系ニッケル基合金溶接部に認められましたが、ステンレス製短管(セーフエンド)部にも一部認められました。
- 最も傷が深かった箇所(長さ約17mm、深さ約1.3mm)についてスンプ調査を実施した結果、長さ約3~5mmの複数の割れが軸方向に断続的に存在し、600系ニッケル基合金溶接部内のデンドライト境界\*7に沿った割れでした。この割れの特徴は、これまで国内外の600系ニッケル基合金溶接部で確認されている1次冷却材中の環境下における応力腐食割れ\*8と同様の様相でした。
- セーフエンド部で認められた傷についてスンプ調査を実施した結果、金属結晶の粒界に沿って枝分かれた割れが複数認められました。

本事業による環境への放射能の影響はありませんでした。

[平成19年9月25日、10月18日 お知らせ済み]

- \*1: ショットピーニング工事  
金属表面に金属の玉を高速度でたたきつけることにより、金属表面の引張残留応力を圧縮応力に変化させる工事。
- \*2: 渦流探傷試験(ECT)  
材料表面に渦電流を流して、材料に発生する電磁誘導の変化から検査対象の傷を検出する方法。
- \*3: 浸透探傷試験(PT)  
試験体表面に開口している傷を目で見やすくするため、可視染料の入った高浸透性の液を浸透させた後、余分な浸透液を除去し、現像剤により浸透指示模様として顕微鏡する方法。
- \*4: 超音波探傷試験(UT)  
検査部に入射した超音波が欠陥に当たって跳ね返ってくる反響を観察することにより、欠陥の形態、形状、寸

溶接部の表面を磨いた後、しぼり液水溶液等により表面を高倍させ、溶接部や母材部などの金属組織の違いを出現させて光学顕微鏡で観察する方法。

- ※6： スンプ  
溶接部の表面を磨いた後、表面にフィルムを貼り付け写し取り、これを顕微鏡で観察、溶接部の金属組織を切り出すと同様な調査が可能。
- ※7： デンドライト境界  
溶接部では、溶融した金属が凝る際に見える柱状の結晶（デンドライト結晶）があり、その結晶組織の境界のことをデンドライト境界という。
- ※8： 1次冷却材中の環境下における応力腐食割れ  
1次冷却材中の環境下で600℃系ニッケル基合金に発生するPWRプラント特有の応力腐食割れ。（材料、環境および発生応力の3要素が重なって発生する割れ）

割れが発生した原因について詳細に調査するため、A-SGの入口管台溶接部および配管の一部を切断し、試験研究機関に搬出して、破面観察や化学成分分析等の調査を行った結果は、以下のとおりです。

### 1. 原因調査結果

#### (1) 実機切断調査

##### (溶接部)

- ・ 割れは、軸方向の複数の割れから構成されており、最大深さ約11.5mmであり、デンドライト境界に沿って進展していました。
- ・ 割れ周辺は、スンプ観察の前に表面を磨く必要がありバフ施工<sup>※9</sup>を行ったため、表面は研磨が施されていた状態でしたが、それ以外の溶接部（一般部）に、機械加工<sup>※10</sup>跡である周方向の筋状の跡が等間隔に認められました。
- ・ 表面の残留応力を測定した結果、周方向に約280～480MPa、軸方向に約70～350MPaの引張残留応力を確認しました。
- ・ 溶接金属の化学分析を行い、製造時のミルシート（材料成績書）と相違がないことを確認しました。

#### ※9： バフ施工

溶接部表面磨に対して、電動工具に取り付けた円形状のワイヤブラシ等（バフ）により、表面の研磨を行うこと。

#### ※10： 機械加工

溶接により発生する表面の凸凹を切除するとともに、管台とセーフエンド部の段差を無くするため、金属製の刃を周方向に回転させ切削加工すること。

##### (セーフエンド部)

- ・ 割れは、主に2つの表面部の微小な割れからなり、オーステナイト結晶粒界<sup>※11</sup>に沿った破面が認められました。また、割れの最大深さは約0.9mmであり、当該部の板厚は電気事業法に基づく工事計画認可申請書に記載している板厚（7.5mm）を上回っていることを確認しました。
- ・ 割れ周辺は、スンプ観察の前に表面を磨く必要がありバフ施工を行ったため、表面は研磨が施されていた状態でしたが、それ以外のセーフエンド一般部の表面を型取観察した結果、機械加工跡である周方向の筋状の跡がほぼ等間隔に認められました。
- ・ 表面の残留応力を測定した結果、周方向に約570MPa、軸方向に約350MPaの引張残留応力を確認しました。
- ・ 短管金属の化学分析を行い、製造時のミルシート（材料成績書）と相違がないことを確認しました。

#### ※11： オーステナイト結晶粒界

ステンレス鋼に代表されるオーステナイト系ステンレス鋼が持つハチの巣のような形をし

## (2) 製造履歴調査

当該SGは、平成3年10月～平成6年2月の間に工場で作成した際、SG管台部、一フエンド部の溶接作業が行われていました。その際、機械加工を実施していました。また、当該管台と今回の検査で傷が認められなかったB-SG管台との製作手順を確認しましたが相違は認められず、溶接の手直しについてもなかったと考えられました。

## (3) 機械加工再現試験

機械加工による影響を確認するため、聞き取り結果を踏まえた加工条件で実物大の共試体に機械加工を実施し、表面状態の観察をしたところ、実機で観察されたものと同様な周方向の筋状の跡がほぼ等間隔で確認されました。

また、残留応力を測定したところ、当該部と同様に、周方向に大きな引張残留応力を確認しました。

## (4) 文献調査

### (溶接部)

文献調査を行った結果、600系ニッケル基合金溶接部については、加圧水型軽水炉（PWR）の1次冷却材環境下で300MPa以上の応力が残留していた場合、1次冷却材中の環境下における応力腐食割れが発生する可能性があることを確認しました。

また、応力腐食割れは、溶接部のデンドライト境界に沿った割れが進展することを確認しました。

### (セーフエンド部)

セーフエンド部で使用しているステンレス鋼については、PWRの1次冷却材環境下で応力腐食割れが発生した事例を確認することはできませんでした。

## (5) 調査結果のまとめ

### (溶接部)

- ・ 過去の応力腐食割れ事象と同じデンドライト境界に沿った割れを確認しました。
- ・ 溶接部の表面において、1次冷却材環境下で応力腐食割れが発生する可能性のある応力を超える引張残留応力を確認しました。

### (セーフエンド部)

- ・ 溶接部近傍において、オーステナイト結晶粒界に沿った微小な割れを確認しました。
- ・ セーフエンド部の表面に、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を確認しました。

## 2. 推定原因

600系ニッケル基合金部の割れについては、取替用SGの製作時の溶接および機械加工を行ったところ、金属表面部に高い引張残留応力が発生したことにより、1次冷却材中の環境下における応力腐食割れが発生し、運転中の応力等によりデンドライト境界に沿った割れが進展したものと推定しました。

またセーフエンド部は、割れの様相から、内面のごく表面部に高い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しました。

## 3. 対策

- ・ 切出した当該部については、セーフエンド部は新品に取替え、より耐食性に優れた690系ニッケル基合金で溶接を行います。

なお、セーフエンド部の割れの発生に関する研究を行い、知見の拡充を図っていきま

対策工事には、数ヶ月を要する見込みであり、原子炉起動は今年の後半となる見込みです。

以上

(経済産業省によるINESの暫定評価)

基準1	基準2	基準3	評価レベル
-	-	0-	0-

INES：国際原子力事象評価尺度

添付図



サイトマップ

個人情報保護方針

サイトのご利用について

© KEPSCO THE KANSAI ELECTRIC POWER CO., INC.

経年劣化メカニズムまとめ表-PWR

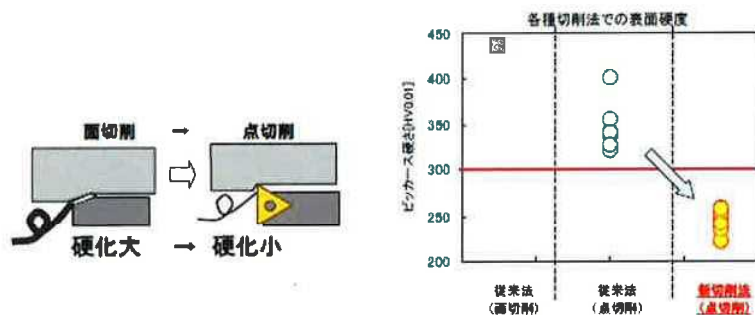
P02-I5 熱交換器(蒸気発生器(多管円筒形U字管形)/1次冷却材-給水/低合金鋼-低合金鋼-ニッケル基合金) (1/1)

No.	機能達成に必要な項目	部位	材料	経年劣化事象		
1	伝熱性能の確保	伝熱管	インコネル690合金	摩耗		
2				粒界腐食割れ (IGA : Inter Granular Attack)		
3				ピッチイング (孔食)		
4				疲労割れ (フレッチング疲労割れ)		
5				応力腐食割れ		
6				管板クレビス部応力腐食割れ		
7				デンチング		
8				スケール付着		
9				管支撐板	ステンレス鋼	スケール付着
10				振止め金具	ステンレス鋼	摩耗
11	バウンダリの維持	冷却材出入口管台 セーフエンド (ステンレス鋼及びインコネル溶接金属)	ステンレス鋼 (インコネル肉盛)	応力腐食割れ		
12		1次側鉄板	低合金鋼 (ステンレス鋼肉盛)	肉盛下層部のき裂		
13		1次側マンホール	低合金鋼 (インサートプレートはステンレス鋼)	(想定されず)		
14		管板	低合金鋼 (インコネル肉盛)	疲労割れ		
15				肉盛部応力腐食割れ		
16		ガスケット	-	肉盛下部部のき裂		
17				(消耗品・定期取替品)		
18		仕切板	インコネル600合金	応力腐食割れ		
19			インコネル690合金	応力腐食割れ		
20		蒸気出口管台	低合金鋼	腐食 (流れ加速型腐食を含む)		
21		給水入口管台	低合金鋼	腐食 (流れ加速型腐食を含む)		
22		2次側胴 (板)	低合金鋼	疲労割れ		
23				腐食 (流れ加速型腐食を含む)		
24		フローリストリクタ ベンチュリー	インコネル690合金	(想定されず)		
25			インコネル600合金	(想定されず)		
26		検査用穴	低合金鋼	腐食 (流れ加速型腐食)		
27				腐食		
28		2次側マンホール	低合金鋼	腐食		
29		気水分離器	炭素鋼, 低合金鋼, インコネル690合金, クロムモリブデン鋼	腐食 (流れ加速型腐食を含む)		
30		液水分離器	炭素鋼	腐食 (流れ加速型腐食を含む)		
31		給水リング	低合金鋼, インコネル690合金	腐食 (流れ加速型腐食を含む)		
32		サーマルスリーブ	低合金鋼	腐食 (流れ加速型腐食)		
33			インコネル690合金	(想定されず)		

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）。

### 新切削加工法の概要

切削工具の改良と加工条件の最適化により加工面表層部の硬度が 300HV 以下となる様配慮されている。切削工具形状改良の概念を付図 1 に、加工条件最適化の概念を付表 1 に示す。



付図 1 切削工具改良の概念

付表 1 加工条件最適化の概念

	切削工程	切込み量	説明
従来切削加工法	粗加工 (従来チップ)	大	・ミリ単位の重切削により、深い硬化層が導入される。
	仕上げ加工 (従来チップ)	中	・粗加工の影響もあり、仕上げ加工自体による硬化により 300HV を超過。
新切削加工法	粗加工 (従来チップ)	大	・ミリ単位の重切削により、深い硬化層が導入される。但し、一定の制限値を設定
	中間粗加工 (従来チップ)	中	・仕上げ加工に先立ち、粗加工の影響を除去する。
	チップ交換		
	仕上げ加工 (新チップ)	小	・新チップで最適な切削速度、送り量で切削することにより、300HV 未満の仕上がりが得られる。

以上の様に、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。

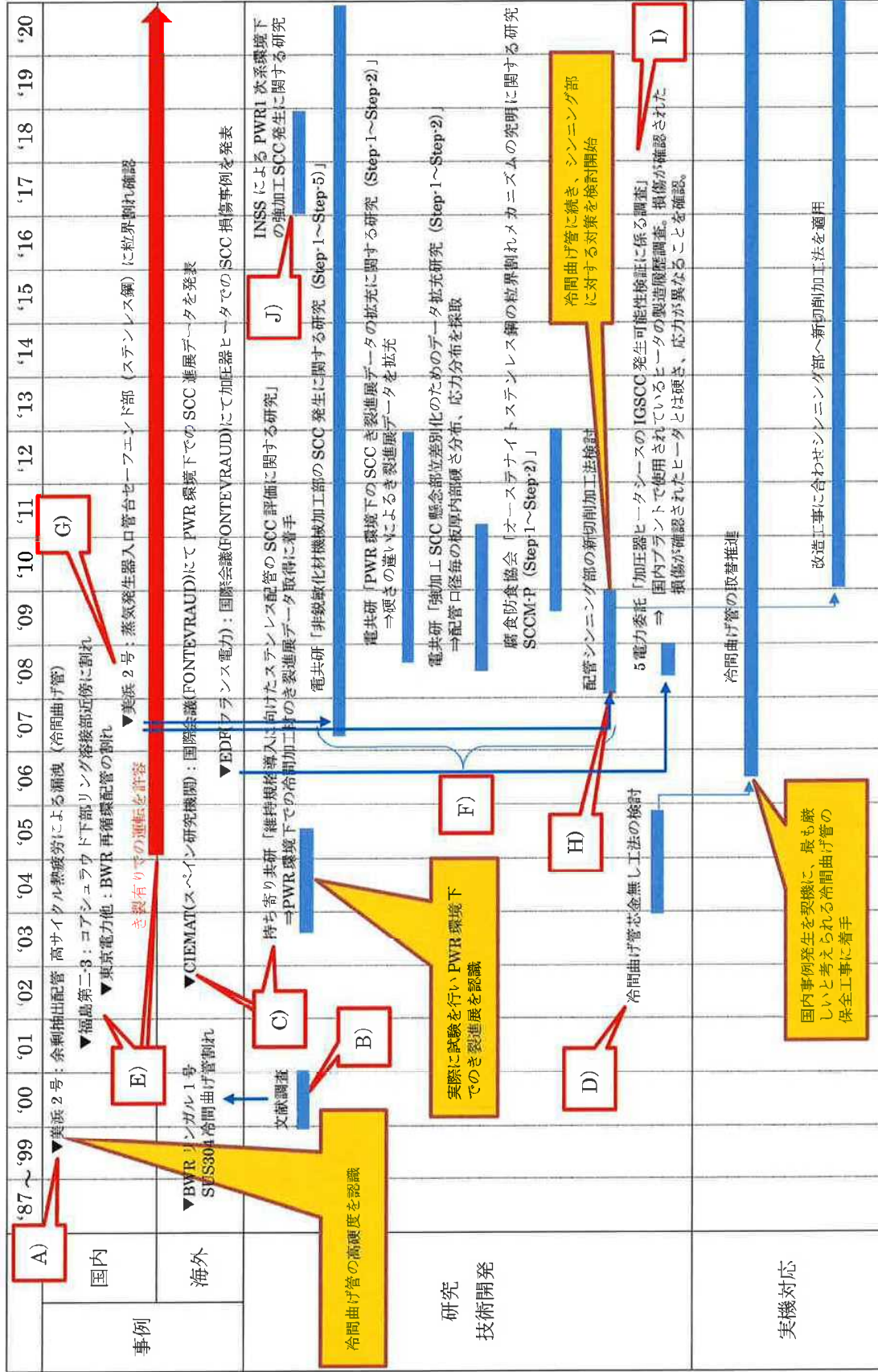
電共研で取得したデータ等に基づき、当該部の UT 指示が強加工 SCC によるものと考えられる評価を②、③に示す。

一方、O<sub>2</sub>SCC、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。

- 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。(国内メーカーでは、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 (添付 J-1)。



表 1 PWR 強加工 SCC に関する取り組みの概要



② 強加工 SCC 発生の評価

UT 指示が確認されているエルボの材質は、オーステナイト系ステンレス鋼 (SUS316) であり、開先面合わせのために内表面を切削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たと推定される。

図 1 には、当該部の製造を担当したメーカーで加工を実施した配管のシンニング部の極表層の硬さを計測した結果を示す。

当該部は 4B であり、図 1 に 4B データは含まれていないが、開先加工法は口径によらず同じであることから、内挿的には、十分に 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される。

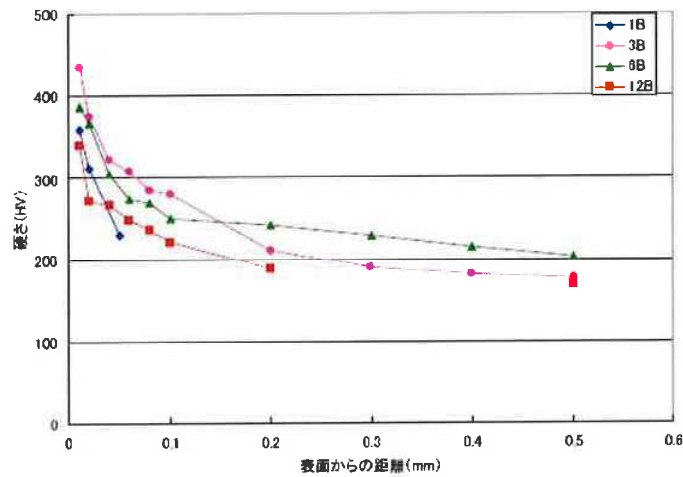
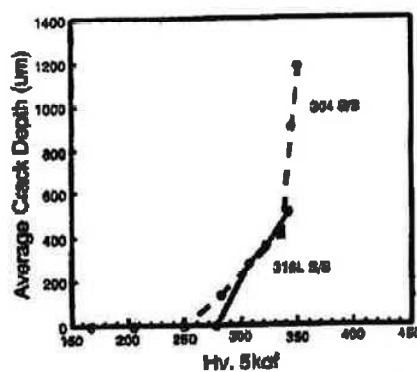


図 1 1B、3B、6B、12B 管シンニング部の表層部硬さ分布

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°C, 溶存酸素濃度: 8ppm)

図 3 BWR 環境下での SCC 発生試験

出典: M. Tsubota et al

The Effect of Cold Work on the SCC Susceptibility of Austenitic Stainless Steels. "Proceeding of 7<sup>th</sup> 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、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り、上記判断を支持する内容となっている。(2006, Couvant, Degra, PWSCC of austenitic stainless steels of heaters of pressurizers)

また、試験温度は 288℃であり、当該部の運転温度約 290℃とほぼ等しい。

従って、当該部は BWR 環境下では SCC 発生可能性が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。しかし、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。

### ③ 強加工 SCC 進展の評価

まず、図 3 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。

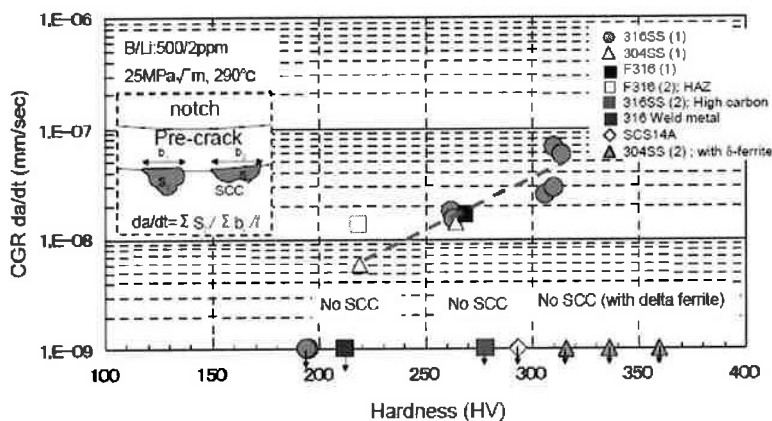


Fig. 6 Hardness / Material and Crack Growth Rate

図 3 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 4 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。

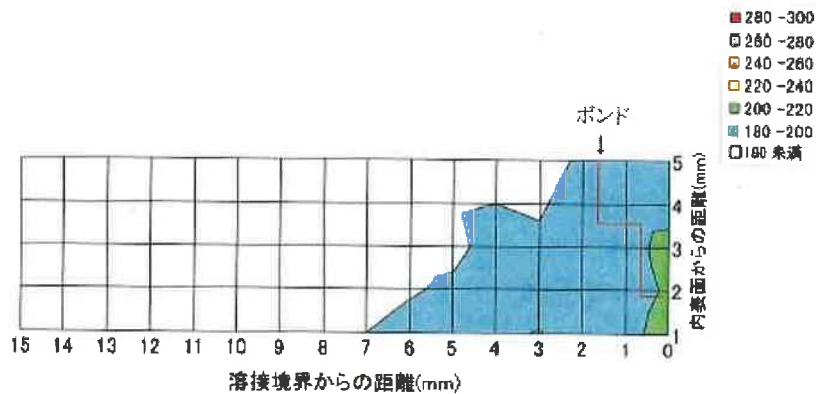


図 4 4B、Sch.160 SUS316 配管の溶接部近傍板厚内硬さ分布

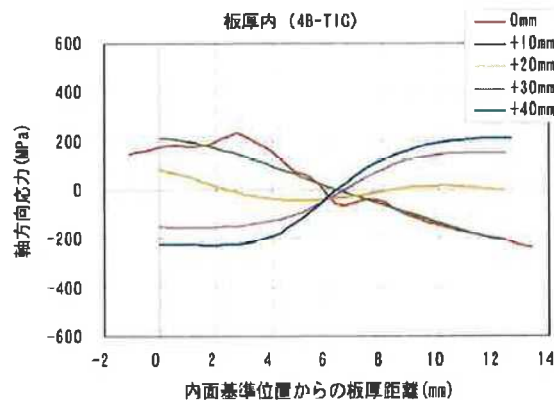
出典；電共研「強加工 SCC 懸念部位差別化のためのデータ拡充研究」

一般溶体化材料の硬さは、概ね 150~180HV 程度と言われ、図 4 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 3 および図 4 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 3 は応力拡大係数  $K=25\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 、温度  $290^\circ\text{C}$  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。

まず、図 5 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 5 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 5 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。

従って、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  $\sigma \sqrt{(\pi a)} \approx 25\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  程度と想定され、図 3 の試験条件と同一となる。更に、実機運転温度は 290℃であり、図 3 の条件と同一である。

従って、図 3 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。

(き裂進展評価の詳細については、別途、3.4 (1) に示す。)

#### 2.4 製造不良の評価

当該溶接部は、MCP 管台とエルボの取り付け部であり、現地溶接で施工されている。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。具体的な施工手順については添付 2.4-1 に示す通り、MCP 管台及びエルボはともに工場で機械加工による開先加工及び先端部内面シーニング加工が実施され、先に現地に据え付けられた MCP 管台にエルボを合わせて現地溶接されている。非破壊検査としては、RT (添付 2.4-2 参照)、供用前検査 (PSI-UT) が実施されており、問題ない結果となっている。さらに、建設時の補修記録はなく、供用期間中の補修、改造や取替の履歴もないため、製造時の不具合が要因とは考え難いが、その性状によって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しきれない。

以上

## 実験室における SCC 発生試験結果

## 1. 概要

ステンレス鋼は PWR1 次系環境下で SCC 発生の感受性が低い材料として知られているが<sup>1,2</sup>、表面に強い冷間加工を施した条件で割れが発生した例がある<sup>3</sup>。試験は亀裂発生を促進する目的でグラインダによる表面加工を施し、高い応力条件で行われたものであった。

2. SCC 発生試験の例（グラインダ加工後の試験片の亀裂<sup>3</sup>）

## 1) 試験条件

材料：グラインダ加工付き、平板引張試験片（5mm 幅×10mm 厚さ）

20%冷間加工 SUS316 + 表面グラインダ加工 + 傾斜研磨

水質：320℃、PWR 環境水(500 ppm B + 2 ppm Li + 30ccDH/kg・H<sub>2</sub>O)

応力：555 MPa 定荷重

## 2) 結果

3 本中 1 本の試験片がグラインダ加工部を起点とした亀裂を生じさせた。破面は粒界を呈しており、強冷間加工材と類似の SCC 進展を示した。

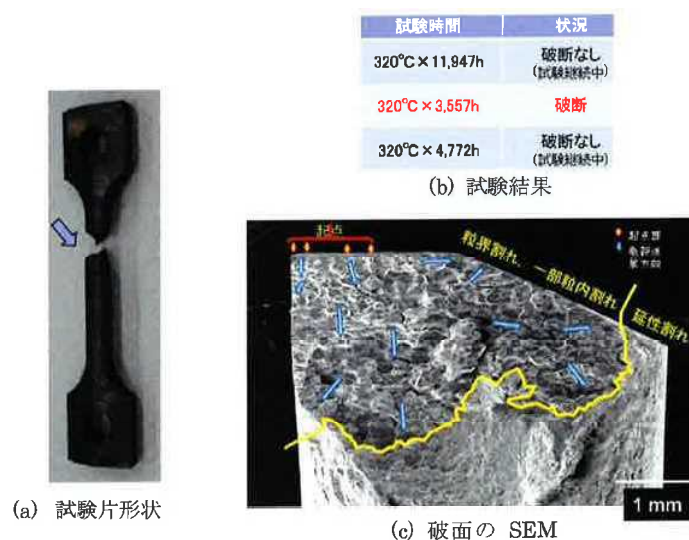


図 1 亀裂発生試験結果の例<sup>3</sup>

<sup>1</sup> [redacted] 材料と環境 2018、A-307.

<sup>2</sup> [redacted] 第 64 回材料と環境討論会 2017、E-304.

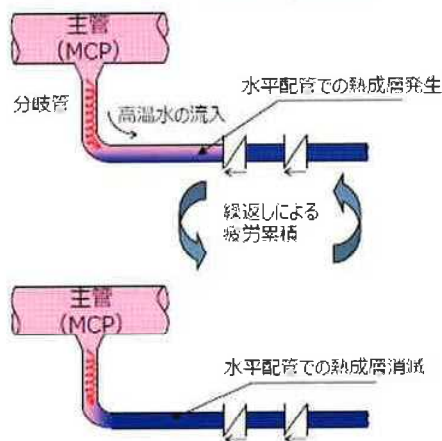
<sup>3</sup> [redacted] INSS 第 24 回研究成果報告会 (2018).



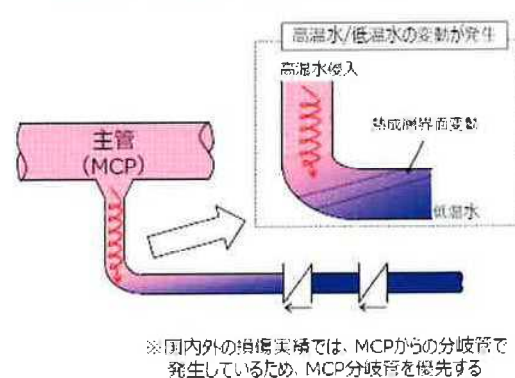
### ～メカニズム～

- 主管に閉塞した分岐管（鉛直下向き→水平の曲がりを持つ分岐管）が接続されている場合、主管側から枝管に熱水（キャビティフロー）が侵入し、キャビティフロー先端が曲がり部に存在する場合、熱成層界面の変動により疲労割れが発生。

＜曲がり部上部にCF先端が存在する場合＞

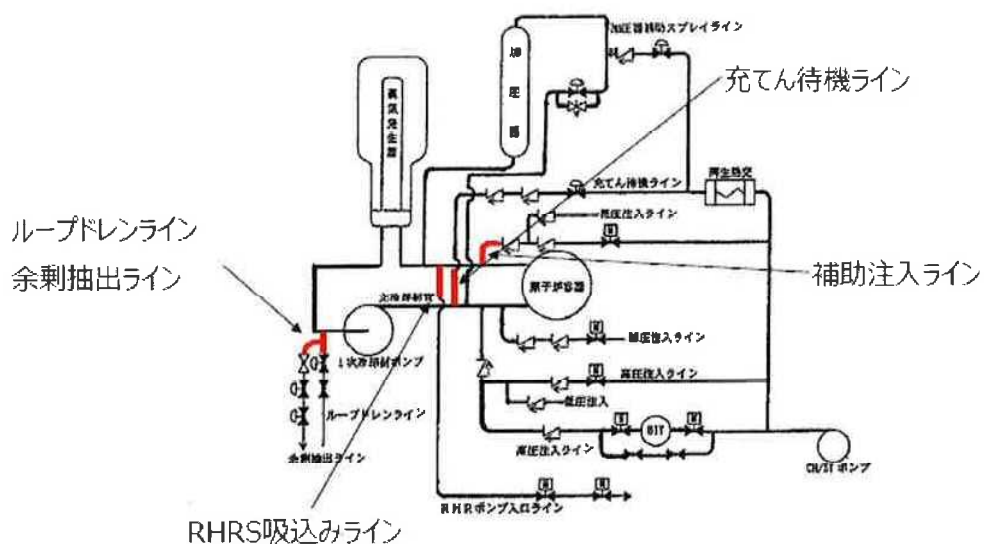


＜曲がり部中央部にCF先端が存在する場合＞



### ～対象ライン～

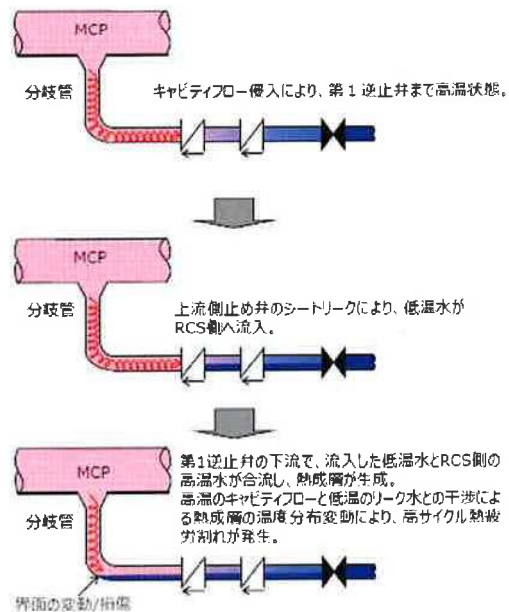
- MCPに接続する閉塞分岐管  
通常運転中に、流れが無く滞留しているライン





～メカニズム～

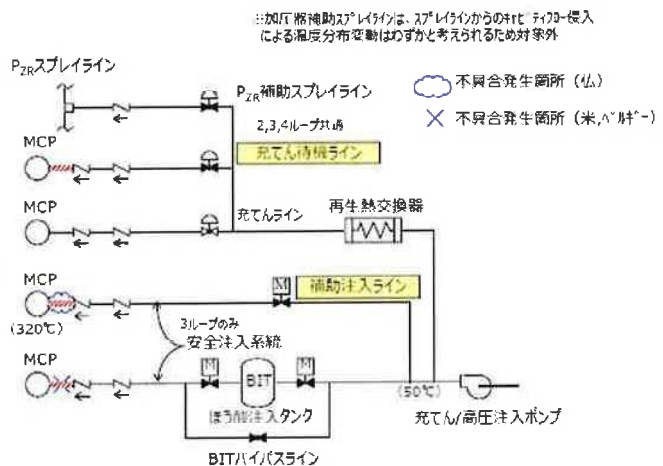
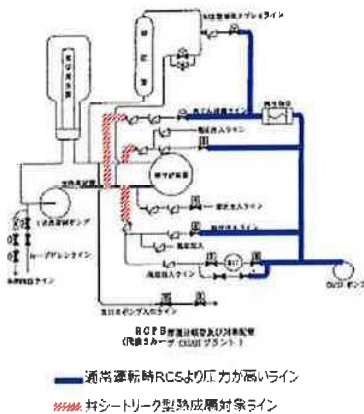
- MCPに流入する分岐管の止め弁上流側が通常時RCSより高圧になっているライン（充てんポンプ、充てん/高圧注入ポンプの吐出圧力を常時受けるライン）において、止め弁のシートリークによって冷水がRCS側に流入することにより熱成層が生じ、キャビティフローとの干渉により熱成層界面が変動し、疲労割れが発生。



～対象ライン～

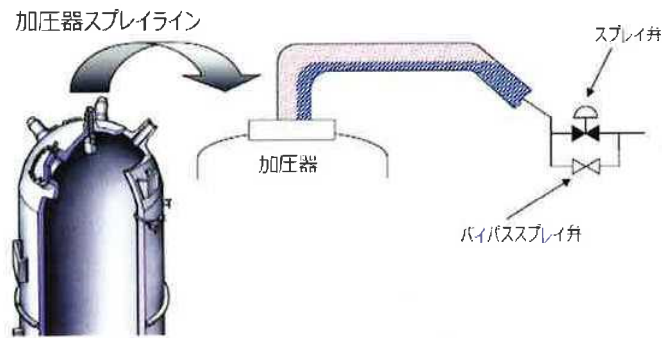
- MCPに流入する分岐管の止め弁上流側が、通常時RCSより高圧になっているライン。

- 充てん待機ライン
- 補助注入ライン



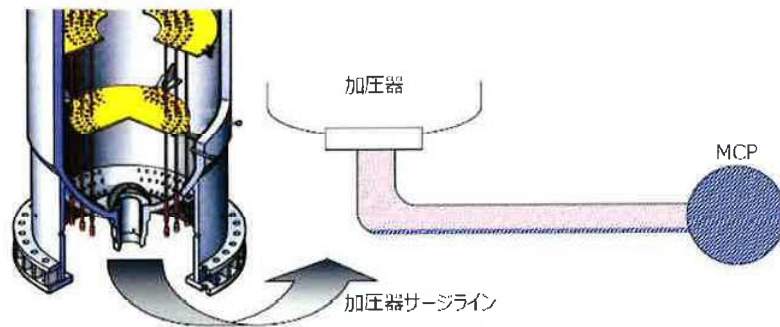
～メカニズム/対象ライン：①加圧器スプレライン～

- スプレ弁の開閉操作により、熱成層が発生/消滅。スプレ弁を閉じた時のバイパススプレイのような微小流量時に、加圧器側からの蒸気の逆流により気液二相となる。熱成層界面の変動により疲労割れ発生。



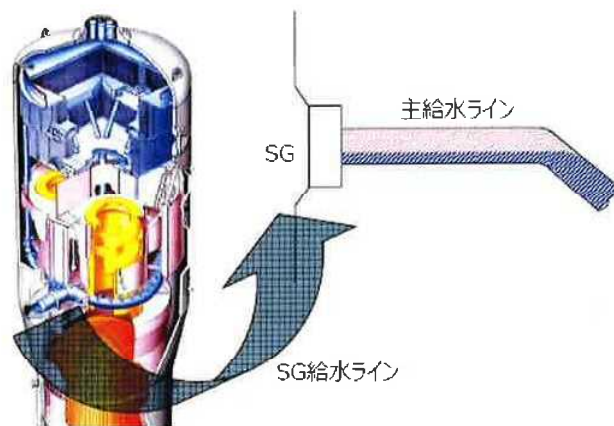
～メカニズム/対象ライン：②加圧器サージライン～

- 微小サージ流量時に発生した熱成層界面が、起動・停止時等のアウトサージ、インサージにより変動を繰り返し、疲労割れ発生。



～メカニズム/対象ライン：③蒸気発生器給水ライン～

- 起動・停止時等の微小給水時に発生する熱成層界面が、間欠的な給水により変動を繰り返し、疲労割れ発生。



添付 2.2.1-1

大飯 3 号機 加圧器スプレイ配管ベント弁 振動計測結果

系統	整理番号	弁番号	要否	加速度 (m/s <sup>2</sup> )			評価点 1 (σ)			
				X	Y	Z	発生応力 (MPa)	評価点	許容値 (*1) (MPa)	評価
RCS	2	3V-RC-106	要	0.7	0.7	0.7	0.80	3/4B SUS 突合せ溶接	28.0	○

- 今回 UT 指示が確認された加圧器スプラインの疲労累積係数を下表に示す。
- 当該部の供用状態 A 及び B における疲労評価結果は、疲労累積係数（40 年運転）で 0.00013（下表の赤枠）と十分余裕のある値であり、疲労割れ発生の可能性は考え難い。
- また、PWR 水中環境下での環境疲労効果を考慮した係数倍法による環境効果補正係数（約 20）を考慮しても、当該部の疲労累積係数は 0.0026 と十分に小さな値である。

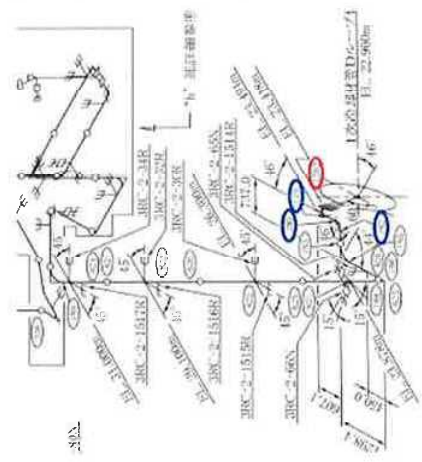


表2 当該加圧器スプライン疲労評価結果（出典：三菱重工資料）

（ ）内は供用状態 A、B における疲労累積係数（40 年運転）

節番号	任のによる 応力 (MPa)	外荷重による 応力 (MPa)	配管方向の配管 変形による応力 (MPa)	構造上の応力 による応力 (MPa)	振動方向の振動 温度器による応力 (MPa)	ビーク 応力強さ (MPa)	応力 強さ (MPa)	応力 強さ (MPa)	繰返しヒートク ック強さ (MPa)	疲労累積 係数	許容値
406	53.6	11.5	296.1	0.0	117.5	479	249	249	0.00012	1.0	
622	48.8	28.8	298.1	0.0	117.1	463	232	232	0.00008	1.0	
258	52.2	56.0	298.1	0.0	117.1	495	248	248	0.00012	1.0	
260	79.3	31.1	339.9	0.0	221.2	652	350	350	0.20928	1.0	
264	79.9	38.5	351.9	0.0	221.3	692	371	371	0.33096	1.0	
266	79.9	44.8	351.9	0.0	221.3	698	371	371	0.34714	1.0	
1202	79.9	46.4	351.9	0.0	221.3	700	375	375	0.35069	1.0	
1292	91.3	204.9	6.8	0.0	2.6	366	172	172	0.00013	1.0	
179	91.3	192.8	6.8	0.0	2.6	294	165	165	0.00011	1.0	
180	91.3	167.9	6.8	0.0	2.6	259	151	151	0.00007	1.0	
182	91.3	146.5	6.8	0.0	2.6	248	139	139	0.00005	1.0	
183	80.0	84.7	6.8	0.0	2.6	175	98	98	0.00000	1.0	

以上

当該溶接部は通常運転中、水質管理された一次冷却材が流れているラインであり溶存酸素濃度は 0.005ppm 以下に管理されているため、溶存酸素環境下で発生する鋭敏化 SCC とは考え難い。

また、塩素濃度も 0.05ppm 以下に管理されており、Cl-SCC の発生も考え難い。

表1 PWR 1 次系水質基準値例

分析項目	単位	基準値	問題値	推奨分析項目基準値	実績値
1 pH	25°C	*1			
2 溶解酸素	25°C <sub>0.5cm</sub>	*1			
3 水素濃度	mgSi/l	*2			
4 塩化銅イオン	mgCu/l	≦0.05	≦0.15		<0.05
5 硫酸銅イオン	mgFe/l	≦0.05	≦0.15		<0.05
6 溶存酸素	mgO <sub>2</sub> /l	≦0.005	≦0.1		<0.005
7 溶存水素	CC-STP/kg H <sub>2</sub> O	25~35	≧15 ≦50		~30
8 リチウム	mgLi/l	0.2~2.2			
9 濁度	mg/l	≧1			<0.1
10 融可溶鉄	mgFe/l			≦0.05	<0.01
11 シリカ	mgSiO <sub>2</sub> /l			≦0.5	~0.3

\*1 B-11 水の各種硬の割合によって決まる (μS/cm 1~40・pH 4.2~10.5)  
 \*2 ジェット運転状況によって変化する (0~4000mg/l)

表1 PWR一次系水質管理基準  
 (出典:「発電プラントの腐食とその防止 P177」火力原子力発電技術協会)

PWR一次系水質管理値  
 ・DO<sub>2</sub> ≦ 0.005ppm  
 ・Cl<sup>-</sup> ≦ 0.05ppm

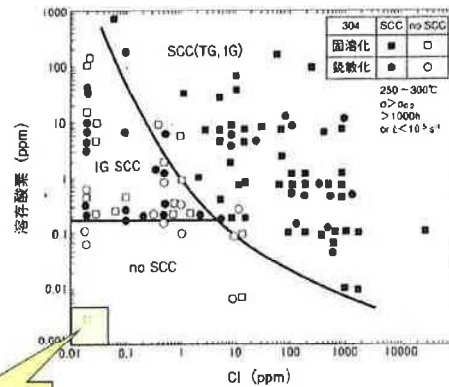
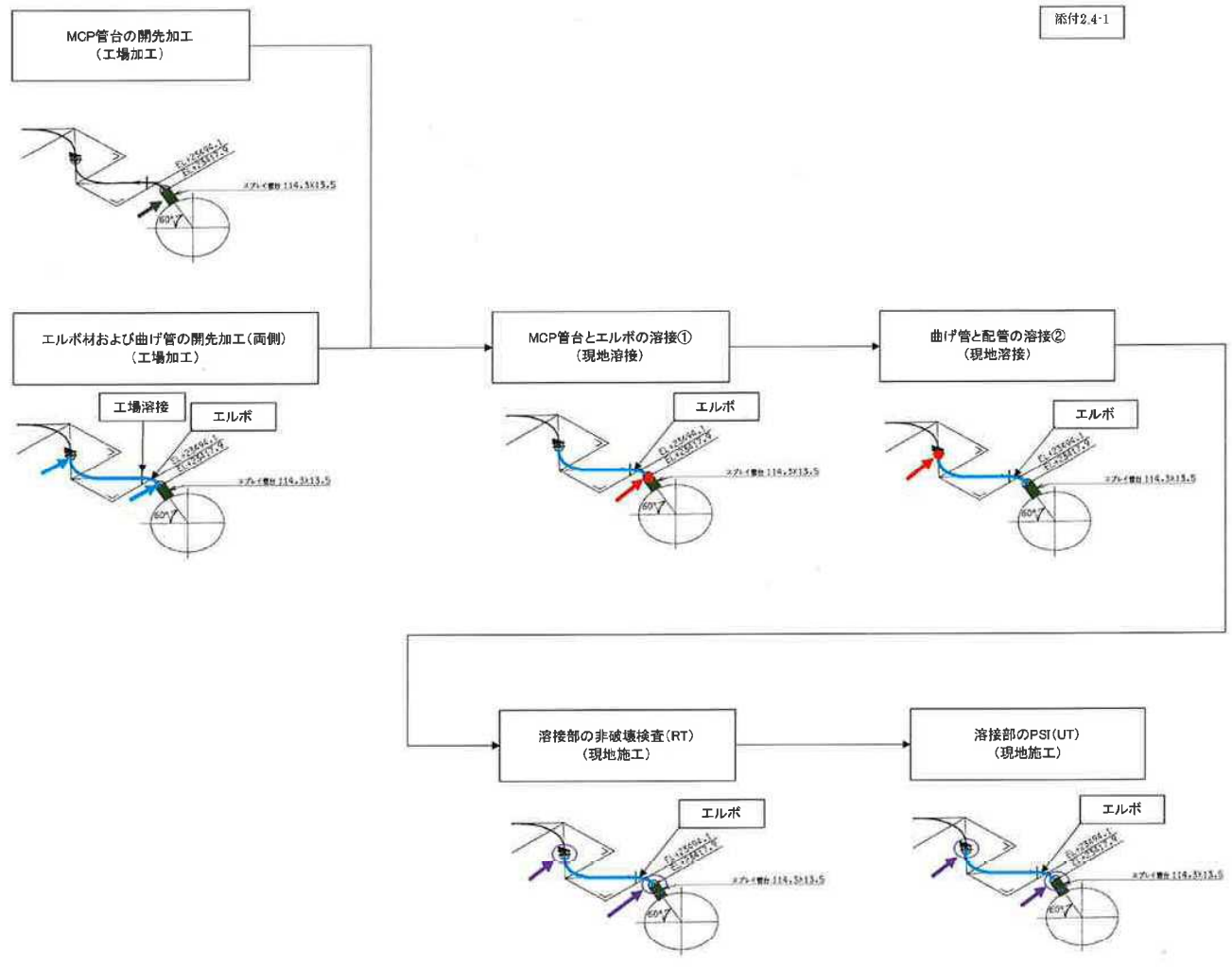


図1 304ステンレス鋼の高温高圧水による応力腐食割れにおよぼす溶存酸素とClイオンの関係  
 出典:「新版 金鋼の腐食損傷と防食技術 P389」小若正倫 著

以上



加圧器スプレイ管台と配管(エルボ)の製造フロー

添付 2.4-2

フィルム判定結果 TEST RESULT			
溶接線番号 WELD JOINT 号	KON3-RC5016 FW4 FW6 (8/1~7)	撮影日時 SHOT DATE	4.26'90
検査員 INSPECTOR	財団法人 全国放射線技術協会	検査科目	5.31'90
	客 先		DATE OF REVIEW
フィルム番号 RADIOGRAPH 号	欠陥の位置と種類 LOCATION & TYPE OF DEFECT ←有効長 55 mm →	判 定 EVALUATION	備 考 REMARK
KON3-RC5016 FW4-1	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格 PASS	
2	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格 PASS	
3	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格 PASS	
4	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格 PASS	
5	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格 PASS	
6	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格 PASS	
7	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格 PASS	
FW6-1	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格 PASS	
2	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格 PASS	
3	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格 PASS	
4	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格 PASS	
5	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格 PASS	
6	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格 PASS	
7	▽	<input checked="" type="checkbox"/> 合格 PASS	
	以下余白	<input type="checkbox"/> 合格 PASS	
		<input type="checkbox"/> 合格 PASS	

欠陥の種類 TYPE OF DEFECT	C:クラック CRACK	検査員 EXAMINER  LEVEL 1
P:ポロシティ POROSITY	IP:溶け込み不足 INCOMPLETE PENETRATION	
S:スラグ包含物 SLAG INCLUSION	LF:融合不良 LACK OF FUSION	
T:タンタル包含物 TANTALUM INCLUSION	A:フィルム欠陥 FILM ARTIFACT	

神戸造船(株) 三菱重工業株式会社 神戸造船所  
MITSUBISHI HEAVY INDUSTRIES, LTD. KOBE SHIPYARD & MACHINERY WORKS

当該部の硬さが上昇していることの疲労評価への影響に関する補足説明

当該部は冷間加工により硬さが上昇している。一方、今回疲労が原因ではないとの評価に用いた JSME 設計建設規格の設計疲れ線図は、強加工を受けていない材料の疲労試験結果に基づいて策定されている。しかしながら、一般に、材料の硬さと疲労強度には正の相関があり（付図-1 参照）、冷間加工により硬さが上昇している当該部は疲労強度も上昇傾向にあるものと考えられる。従って、当該部の疲労評価に JSME 設計建設規格の設計疲れ線図を使用する事は妥当（安全側）であり、得られた結果も十分保守的なものとする。

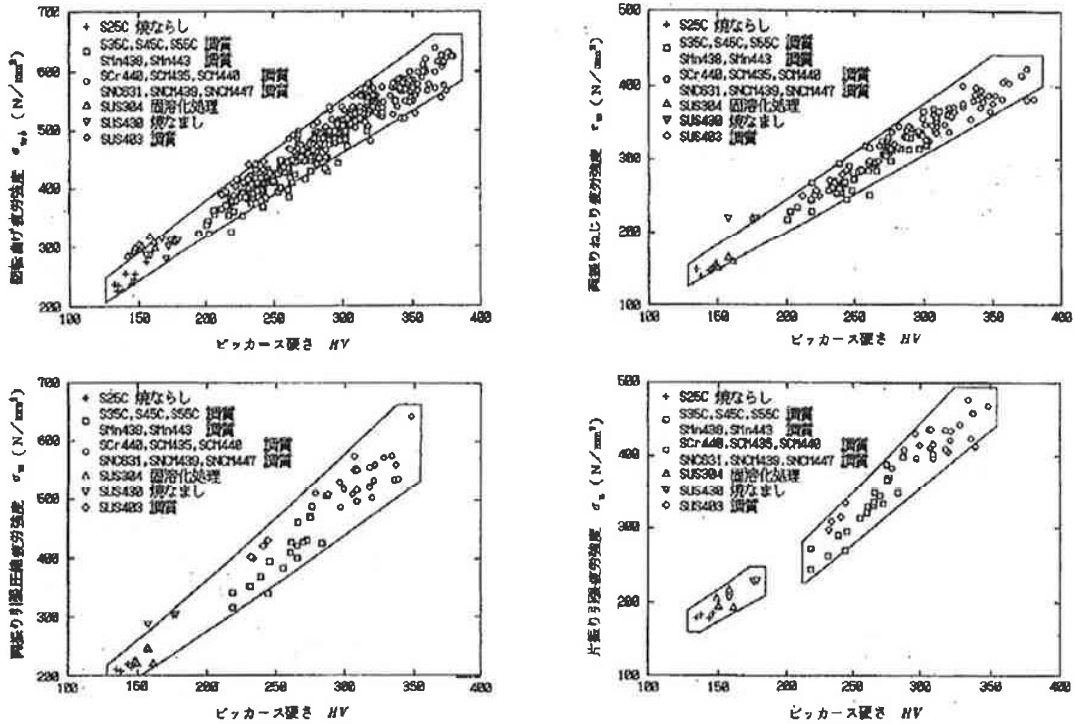


図 27 疲労強度とビッカース硬さの関係

出典：金材技研疲労データシート資料 5

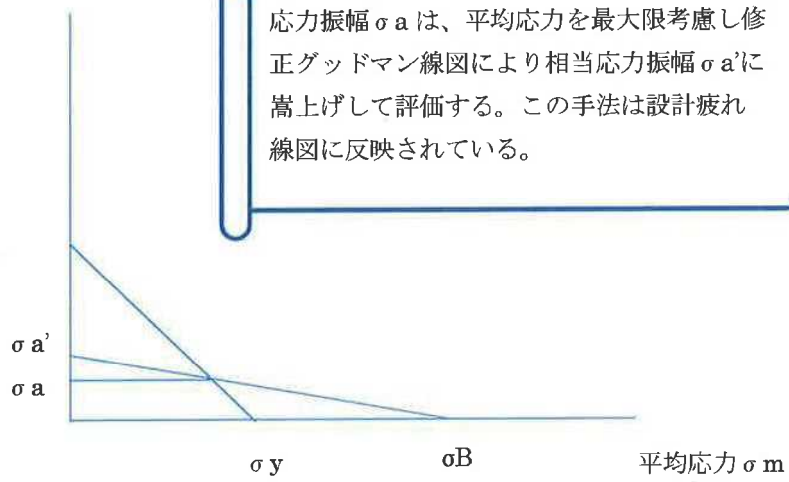
NRIM Fatigue Data Sheet Technical Document, No.5

付図-1 硬さと疲労強度の関係

一方、加工度が非常に高い場合は、硬さが上昇すると合わせ引張強さや 0.2%耐力も上昇し、それに伴い高い平均応力が存在する場合は修正グッドマンによる平均応力補正により相当応力振幅が上昇して疲労評価上厳しくなる場合もあり得る。この関係を付図-2 に模式的に示す。

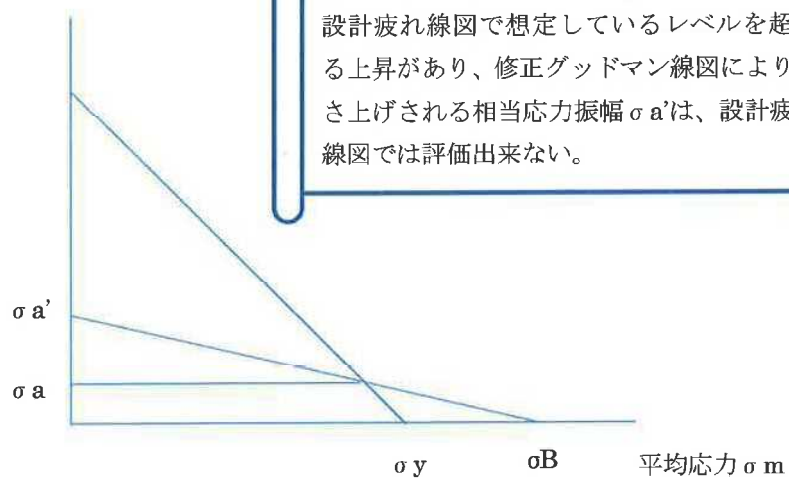


応力振幅  $\sigma_a$



(1) 今回の事例

応力振幅  $\sigma_a$



(2) 加工度が著しく高い

付図-2 硬さと疲労強度の関係

参考として、1999年に発生した美浜2号余剰抽出配管の高サイクル熱疲労の際に認められた損傷部位の硬さと残留応力を、今回のUT指示発生部位と比較して付表-1に示す。

付表-1 事例の比較

	美浜2号余剰抽出	大飯3号加圧器スプレイ
硬さ	350HV	209HV
残留応力	約800MPa (芯金圧痕部の残留応力)	約200MPa (溶接残留応力)

ここから分かるように、美浜2号では、硬さが今回の事例よりも大幅に大きかったことのみではなく、高硬度と関連して約800MPaという異常に大きな残留応力が存在していたことが影響したものと評価されている。一方、今回のUT指示部に関しては、硬さは概ね200HV強のレベルに止まっている。

付図-3には、オーステナイト系ステンレス鋼の加工度（冷間圧延率）と機械的性質（硬さ、引張強さ、0.2%耐力）の関係を示す。

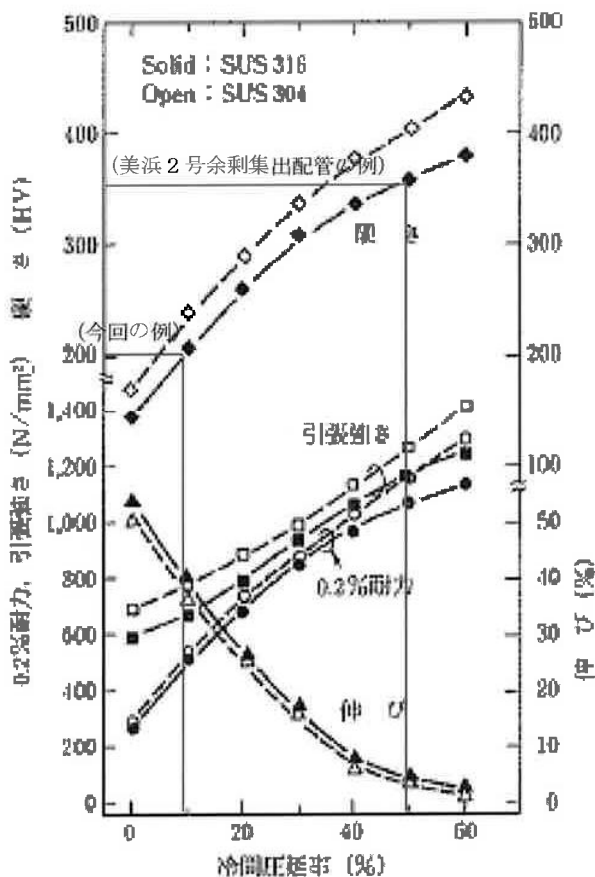


図 4.29 引張特性に及ぼす冷間圧延率の影響

付図-3 機械的性質に及ぼす冷間圧延率の影響

ここから分かるように、今回の UT 指示部の圧延率は 10%レベルに止まり、引張強さや 0.2%耐力も溶体化材からの極端な変化はないことが分かる。従って、付図-2 (2) に示すような設計疲労線図でカバーできない様な応力振幅の増幅は想定できない。

設計建設規格に基づく疲労累積係数が 0.00013 であること、また環境疲労効果を安全側に最大限見込んだとしても同累積係数は 0.0026 と十分に小さいことより、今回の UT 指示が疲労によるものとは考えられない。

以上

### 3. 欠陥の評価

#### 3.1 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 3.1.1 に示す。

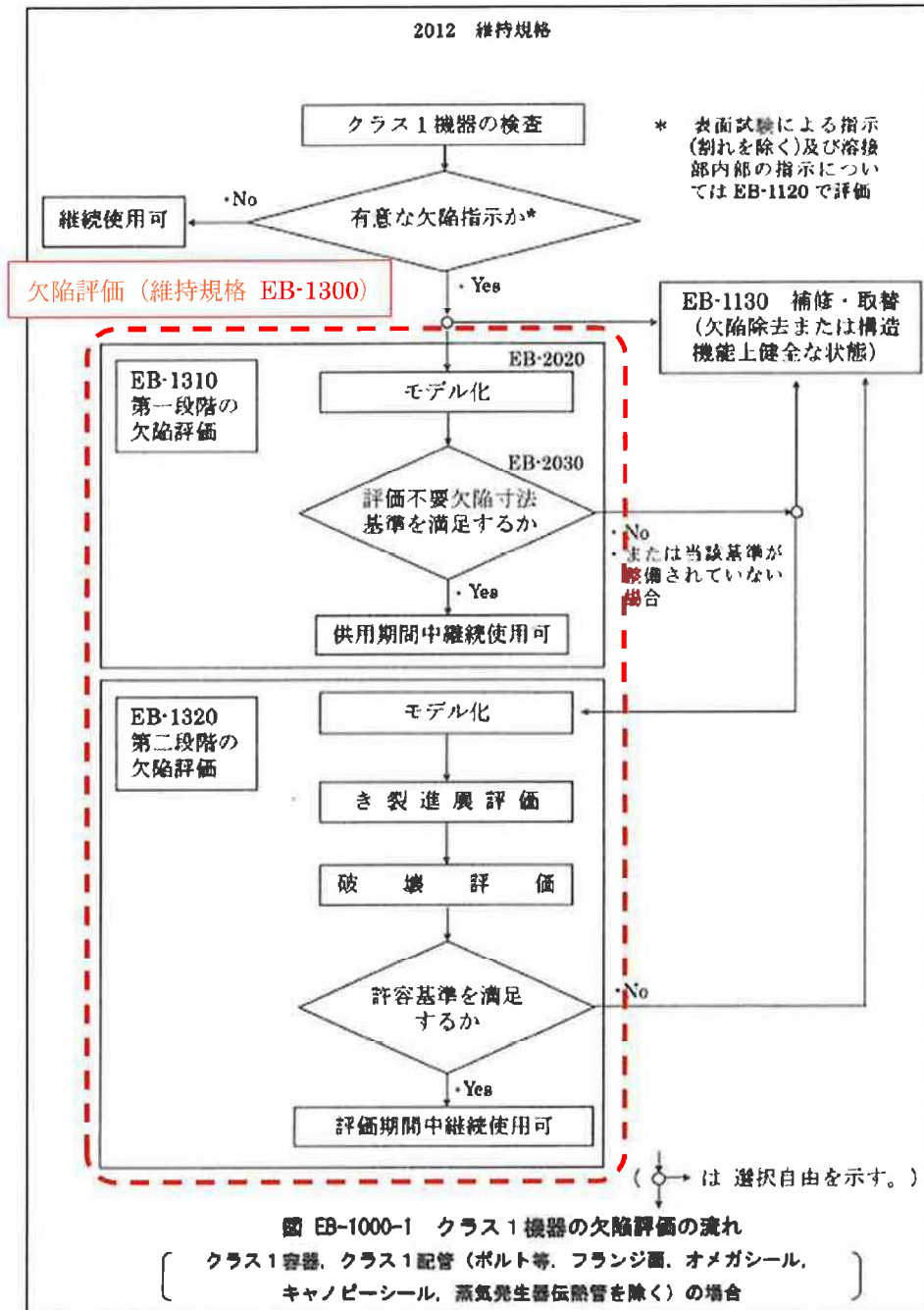


図 3.1.1 クラス1配管の欠陥評価フロー

### 3.2 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 3.2.1 にまとめる。

表 3.2.1 欠陥のモデル化結果

継手番号	外径 <sup>※1</sup> D (mm)	肉厚 <sup>※2</sup> 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 <sup>※3</sup>
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 3.2.1 を参照のこと。

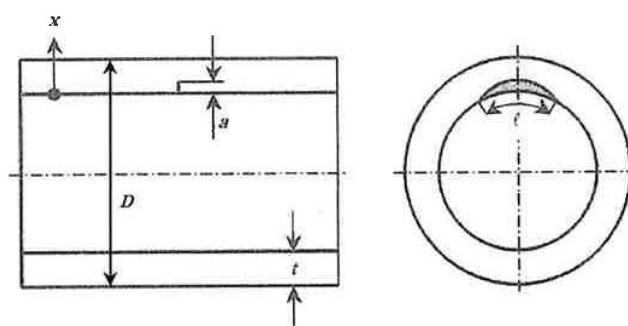


図 3.2.1 欠陥のモデル形状 (周方向半だ円表面欠陥 (内表面))

### 3.3 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。

### 3.4 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継続使用可否の判定)

#### 3.4.1 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（添付 3.4.1）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」（添付 3.4.2）や、電共研「PWR 環境下の SCC 進展データの拡充に関する研究」（添付 3.4.3）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）が作成されているが、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（添付 3.4.4）で取得されたデータとの比較を行い、比較結果を図 3.4.1 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、これら全てのデータを用いて速度線図（式 3.4.1）を新たに設定し、き裂進展評価を実施する。

$$da/dt (K, HV) = 1.13 \times 10^{-26} \times K^{1.96} \times HV^{6.45} \quad (\text{mm/s}) \quad (\text{式 3.4.1})$$

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 ( $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ )
- $HV$  : ピッカース硬さ (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 3.4.1 を適用するものとする。

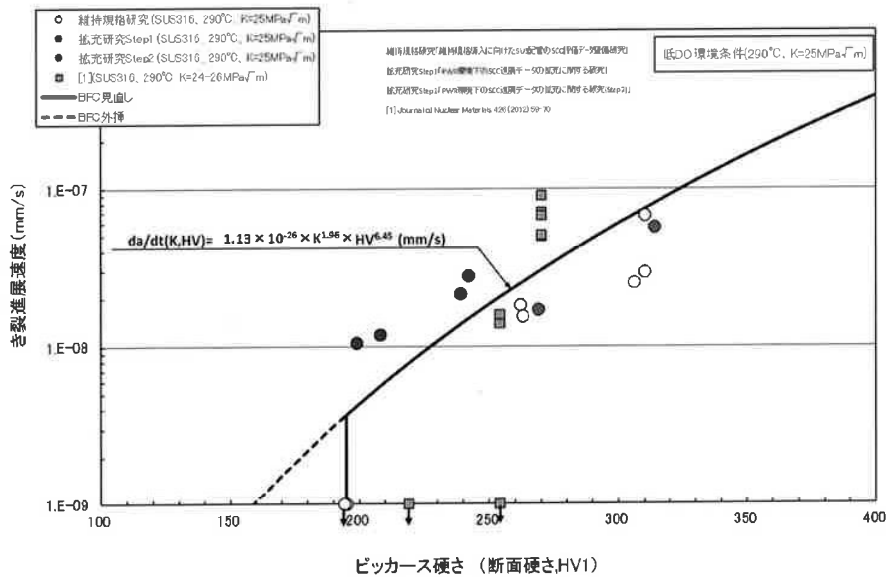


図 3.4.1 き裂進展速度線図

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 3.4.2)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 3.4.2)

ここで

- $\Delta K$  : 応力拡大係数変動範囲 (MPa√m)  
 $\Delta K = K_{max} - K_{min}$  ( $R \geq 0$  の場合)  
 $\Delta K = K_{max}$  ( $R < 0$  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 3.4.1 及び表 3.4.2 の通り設定する。

表 3.4.1 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 <sup>注1</sup>	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 3.4.2 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 3.4.3 に示す。



表 3.4.3 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	10 年 (87,600 時間)	
溶接残留応力	図 3.4.2 参照	
硬さ	図 3.4.3 参照	—
出力運転条件	表 3.4.4 参照	
過渡条件	—	表 3.4.5 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 3.4.2 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。

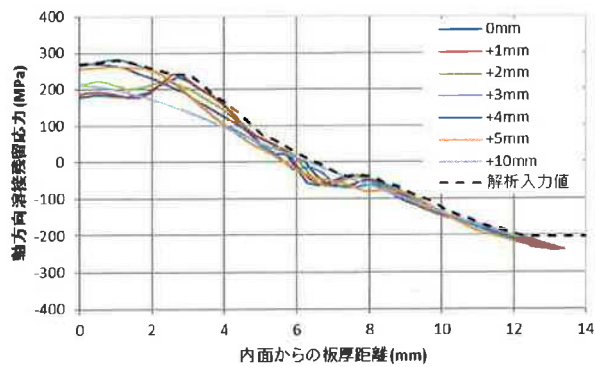


図 3.4.2 板厚内の溶接残留応力分布 (管軸方向)

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 (添付 3.4.3) で計測されたデータ (概略は図 3.4.3 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られる。

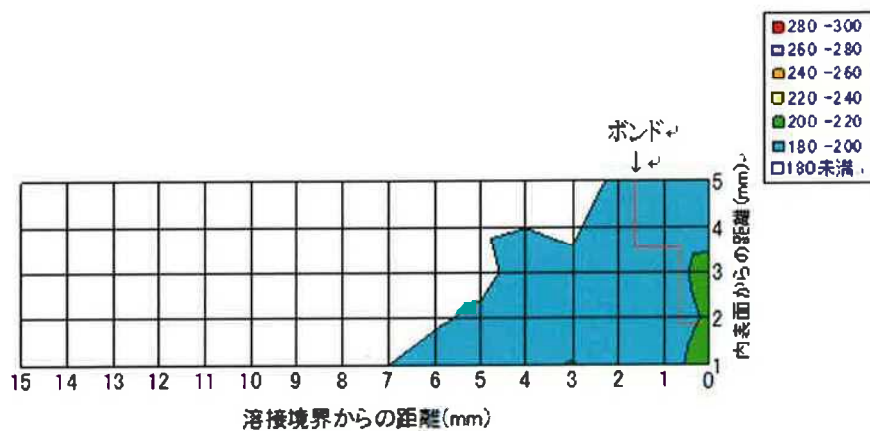


図 3.4.3 4B 配管の硬さ分布計測データ

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 3.4.4 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 3.4.4 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

c. 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 3.4.5 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 3.4.5 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)
1	起動・停止	96	13
2	負荷上昇 (15→100%)	35	151
3	負荷減少 (100→15%)	35	149
4	90%から 100%へのステップ状負荷上昇	35	1
5	100 から 90%へのステップ状負荷減少	35	1
6	100%からの大きなステップ状負荷減少	36	2
7	燃料交換	14	12
8	0%から 15%への負荷上昇・15%から 0%への負荷減少	33	14
9	1 ループ停止 / 1 ループ起動 I) 1 ループ停止	35	1
10	1 ループ停止 / 1 ループ起動 II) 1 ループ起動	34	1
11	負荷の喪失	44	2
12	外部電源喪失	47	1
13	1 次冷却材流量の部分喪失	35	1
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	2
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	1
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	1
17	1 次冷却系の異常な減圧	45	1
18	制御棒クラスタの落下	37	1
19	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	43	1
20	1 次冷却系停止ループの誤起動	40	1
21	1 次系漏えい試験	75	11
22	タービン回転試験	44	1

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  $S_I$  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。

⑤ 評価結果

当該欠陥の板厚方向の応力拡大係数の分布を図に示し、当該欠陥の SCC き裂進展結果を図 3.4.4 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 3.4.6 に示す。

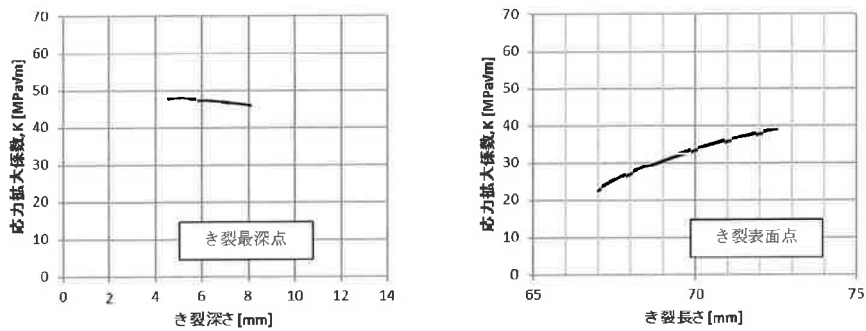


図 3.4.4 応力拡大係数分布

表 3.4.6 当該欠陥のき裂進展評価結果 (10 年後)

	欠陥深さ a (mm)	欠陥長さ ℓ (mm)
初期寸法	4.6	67
SCC による進展量	3.5	6
疲労による進展量	0.5	1
評価期間末期のき裂寸法	8.6	74

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 3.4.5 に示す。

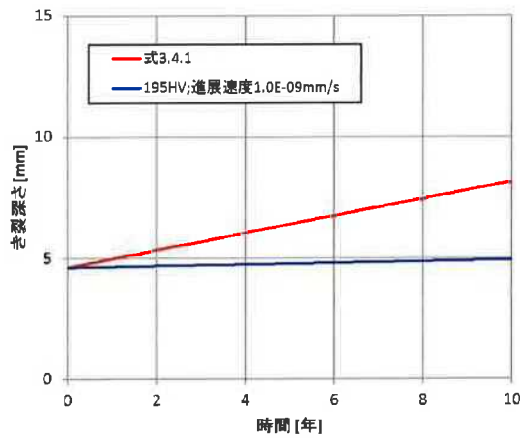


図 3.4.5 SCC によるき裂進展評価結果の比較

### 3.4.2 破壊評価

破壊評価は、3.4.1 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 3.4.3 で与えられる。

$$S_c = \frac{1}{SF} \left( \frac{P_b'}{Z} - P_e \right) - P_m \left( 1 - \frac{1}{Z(SF)} \right) \quad (\text{式 3.4.3})$$

$P_b'$  は塑性崩壊時の曲げ応力で下式により求められる。

$$P_b' = \frac{2\sigma_f}{\pi} \left( 2 \sin \beta - \frac{a}{t} \sin \theta \right) \quad (\text{式 3.4.4})$$

ここで、

$P_a$  : 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、 $SF=1.39$

$\beta$  は周方向欠陥付き管の中立軸に対応する角度であり、式 3.4.5 で与えられる。

$$\beta = \frac{1}{2} \left( \pi - \frac{a}{t} \theta - \pi \frac{P_m}{\sigma_f} \right) \quad (\text{式 3.4.5})$$

ここで、

$\sigma_f$  : 流動応力 ( $\sigma_f = 2.75m$ )

$A$  : 平面欠陥の深さ

$t$  : 管の厚さ

$\theta$  : 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  $60^\circ$  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：

$$Z = 0.306 \log\{(OD)/25\} + 1.032 \quad (\text{式 3.4.6})$$

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

$$Z = 0.372 \log\{(OD)/25\} + 1.293 \quad (\text{式 3.4.7})$$

- 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

2, [deg]	許容欠陥深さ; $a/t$			
	母材	GTAW <sup>(a)</sup>	SAW <sup>(b)</sup>	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 3.4.6 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の荷重の組合せは、維持規格 添付 E-7 の規定に従い、表 3.4.7 及び表 3.4.8 の通り設定する。

表 3.4.7 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 <sup>注1</sup>	—	○
	Ss <sup>注2</sup>	—	○

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 3.4.8 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) <sup>注1,2</sup> + 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 3.4.4 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  $S_d$ (弾性設計用地震動)及び  $S_s$  (基準地震動) と読み替える。 $S_d^*$ として  $S_d$  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 3.4.8 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 3.4.9 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 3.4.9 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	$P_n$ 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 3.4.10、表 3.4.11 に示す。

評価の結果、評価期間末期の予測欠陥寸法は許容欠陥寸法限界に達しないこと、また評価期間末期の曲げ応力は許容曲げ応力を下回ることが確認された。

表 3.4.10 許容欠陥寸法の限界の評価 (10 年後)

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 $2\theta$ ( $^\circ$ )		
年	8.6	74	74.2	9.6 ( $0.69 t$ 注1)	○

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 3.4.11 許容曲げ応力による評価 (10 年後)

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 $P_b < S_c$
A, B	3.8	16.8	○
C+Ss	64.8	66.0	○
D+Sd	52.0	69.7	○
SA	3.8	59.4	○

(3) 運転継続可否の判断

当該欠陥の評価は許容基準を満たしており、評価期間中 (10 年) の継続使用可能である事を確認した。

(添付3.3.1)

SCC進展速度データ取得方法は、腐食防食協会から学会規格として「高温水中における応力腐食き裂進展試験方法」が発行されている。本規格では、オーステナイト系鋼及び合金（溶接金属，熱影響部，冷間加工材，析出硬化系鋼及び合金を含む）を対象とし，原子力発電プラントの軽水炉水環境を模擬した水質環境条件下においてコンパクトテンション（CT）試験片を用いて定荷重条件下で応力腐食き裂進展速度を求めるための応力腐食き裂進展試験方法について規定されている。

具体的には、軽水炉水質模擬環境中において破壊力学試験片と電位差法を用いてき裂進展速度を測定するために必要な試験片の準備，試験環境の調整，荷重負荷方法，き裂進展速度計算方法について制定されている。

電共研で取得されているデータは本規格の内容に準拠した進展試験方法や進展速度の求め方に準拠している。

## OUTLINE OF THE JSCE STANDARD OF THE METHOD FOR MEASURING STRESS CORROSION CRACK GROWTH RATE IN HIGH TEMPERATURE WATER

Mikiro Itow<sup>1</sup>, Taku Arai<sup>2</sup>, Takashi Hirano<sup>3</sup>

<sup>1</sup>Toshiba Corporation, 8 Shinsugita-cho, Isogo-ku, Yokohama 235-8523, Japan

<sup>2</sup>Central Research Institute of Electric Power Industry, 2-11-1 Iwado-kita, Komae-shi,  
Tokyo 201-8511, Japan

<sup>3</sup>IHI Corporation, 1 Shinnakahara-cho, Isogo-ku, Yokohama 235-8501, Japan

### ABSTRACT

There are several standards or guidelines pertaining to the specimens and methods for stress corrosion crack (SCC) growth tests, e.g., ISO 7539-6. However, there is no standard explicitly for SCC growth tests in a high-temperature water environment such as the primary water system of light water reactors (boiling water reactor (BWR) and pressurized water reactor (PWR)), and the precautions for testing in such an environment are not described. In response to this need, the nuclear subcommittee of the Japan Society of Corrosion Engineering (JSCE) has developed a standard of the test method for measuring the SCC growth rate in high-temperature water that simulates the primary water environment of light water reactors. This standard applies to austenitic steels and alloys except for irradiated materials. Since local deformation of the crack tip of irradiated materials differs from that of unirradiated materials and a smaller specimen is generally used for irradiated materials, irradiated materials are excluded from the application of the standard. This paper presents an outline of the developed standard with a supplementary explanation of the technical basis.

**Keywords:** Stress corrosion crack growth rate, high temperature water, austenitic stainless steel, nickel based alloy, boiling water reactor, pressurized water reactor, potential drop method

### 1. INTRODUCTION

From the viewpoint of assessing the structural integrity of nuclear power plant components, it is important to prepare crack growth rate reference curves based on reliable SCC growth rate data. There are several standards or guidelines pertaining to the specimens and methods for SCC growth tests, e.g., ISO 7539-6. However, there is no standard explicitly for SCC growth tests in a high temperature water environment such as the primary water system of light water reactors (BWR and PWR), and the precautions for testing in such an environment are not described. In response to this need, the nuclear subcommittee of the Japan Society of Corrosion Engineering (JSCE) has developed a standard of the test method for measuring the SCC growth rate in high temperature water that simulates the primary water environment of light water reactors (BWR and PWR). In the course of developing the standard, some items have been prescribed based on the test data analysis with technical discussion while related standards and guidelines have been referenced and accepted. This standard applies to austenitic steels and alloys (including weld metals, heat-affected zones, cold-worked materials and precipitation-hardening steels and alloys). Basic items, such as the specimen, test equipment, test procedure, and evaluation method, are specified in the text of the standard. Several items have been discussed based on experimental data and actual conditions experienced in the primary water systems of light water reactors. For example, the water chemistry conditions at the testing for BWR and PWR are set up precisely taking into consideration the primary water environments of actual nuclear power plants. Also, the crack growth rate is determined according to several criteria, such as crack engagement, crack extension in the tested environment and ratio of maximum crack length to average crack length. Supplementary items, such as