

平成12年4月20日
原子力安全対策課
(12月9日)
<14時00分記者発表>

敦賀発電所1号機のシュラウドサポート部損傷の調査状況について

このことについて、日本原子力発電株式会社から下記のとおり連絡を受けた。

記

敦賀発電所1号機（沸騰水型軽水炉；定格出力35.7万kW）は、平成11年8月20日から第26回定期検査を開始し、シュラウド取替工事を行っていたところ、12月9日、下部シュラウドサポート部の溶接部等に複数のひび割れが認められた。

このため、切断保管していた上部シュラウドサポート部も含め、詳細な状況調査を実施した。その結果、ひび割れが認められた部位は、

- ①下部シュラウドサポート部と原子炉圧力容器との取付溶接部（内側）
- ②下部シュラウドサポート部と上部シュラウドサポート部（ステンレス材）との周溶接部

- ③下部シュラウドサポート部母材部（インコネル材平板）の縦溶接部

④下部シュラウドサポート部母材部に施工された溶接部や溶接部跡に発生しており、これらひび割れ部位の表面組織観察（レプリカ観察）結果で、割れは溶接部の金属組織の結晶粒界に沿った特徴が観察された。また、②の上部シュラウドサポート部外側にも一部ひび割れが認められるが、割れの殆どは、下部シュラウドサポート部の内側の溶接部であった。

なお、本事象に伴う環境への放射能の影響はない。

[平成11年12月10日、12月22日、平成12年2月8日発表済み]

[原因調査結果]

(1) ひび割れの詳細調査

- ・各ひび割れ部の金属サンプル片等を採取し、破面観察、金属組織観察、材料分析等の調査を実施した結果、各部（①～④）のひび割れは、それぞれの溶接部（インコネル材、一部ステンレス材）で発生しており、破面は溶接金属組織の結晶（柱状晶組織）粒界に沿った特徴が認められた。
- ・下部シュラウドサポート部と原子炉圧力容器との取付溶接部（内側）のひび割れ（①）全て（228箇所）について、段階的に研削し深さ測定を行った結果、ひび割れは、インコネル溶接部で原子炉圧力容器側と外側溶接部（上方）側にそれぞれ進展していた。

原子炉圧力容器側への進展は、インコネル肉盛溶接部と低合金鋼肉盛溶接部の境界部までで消滅しており、原子炉圧力容器（低合金鋼部）には達していなかった。

上方向への進展は、大半が内側溶接部を越え、外側溶接部内に達していた。外側溶接部表面は、研削前の検査では欠陥指示が認められなかったが、研削の過程で外側溶接部表面まで開口したものが6箇所あった。

- ・②④で認められたひび割れのうち、内側から外側に貫通している4箇所について、破面上の酸化皮膜の厚さを測定した結果、内面側の方が外面側より厚く、割れは主に内面側から発生・進展したものと推定された。
- ・②③④のシュラウドサポート部母材部では、溶接部の割れが枝分かれし、母材（インコネルまたはステンレス材）組織でのひび割れも一部認められた。これらの破面上に付着していた酸化物の状況を調査した結果、母材部より溶接金属部の方が多く、割れは溶接金属部で発生した後、母材部へ進展したものと推定された。
- ・母材および溶接部（インコネル材）の材料組成の分析結果や、ひび割れ近傍の硬さ測定の結果では、特に問題は認められなかった。

(2) 製造履歴調査

- ・製造時の溶接施工や各種検査等の品質管理は全く問題なかった。
- ・原子炉圧力容器は、完成後、工場で使用前検査として、最高使用圧力の1.5倍の圧力により耐圧試験を実施していた。
- ・シュラウドサポートの製作手順を確認した結果、下部シュラウドサポート部母材部に施工された溶接部や溶接部跡（④）のひび割れは、製作時に試験片採取後、当て板溶接補修した箇所や製作時に使用した変形防止治具を仮付け溶接した跡で発生したものと推定された。

(3) 運転履歴調査

- ・原子炉水の溶存酸素濃度は、平成9年以降は水素注入により10ppb以下に抑制されているが、水素注入を開始するまでの期間においては、200ppb程度であった。

(4) 応力解析評価結果

- ・下部シュラウドサポートと原子炉圧力容器との溶接部（①）について、応力解析評価を行った結果、溶接施工により、内側および外側の溶接部に周方向の引張り残留応力が生じる。
- ・耐圧試験時の当該溶接部の変形挙動を解析した結果、外側溶接部が内側溶接部に比べ大きく変形することから、この変形を考慮した応力評価では、溶接施工により発生した残留応力は、外側溶接部の残留応力は緩和されるが、内側溶接部では比較的高い残留応力が残る結果であることが推定された。
- ・運転中の内圧による応力と残留応力を含めて評価すると、内側溶接部が外側溶接部より高く約330MPaと評価された。
- ・シュラウドサポート母材の縦溶接部では、製作時冷間加工している箇所があり、その部分では溶接による残留応力が緩和されていると推定された。
- ・上部および下部シュラウドサポートの周溶接部（②）について、応力解析を行った結果、定格出力運転中における周方向応力は、溶接による残留応力を含め内側で約410MPaと評価された。

[原因調査結果のまとめ]

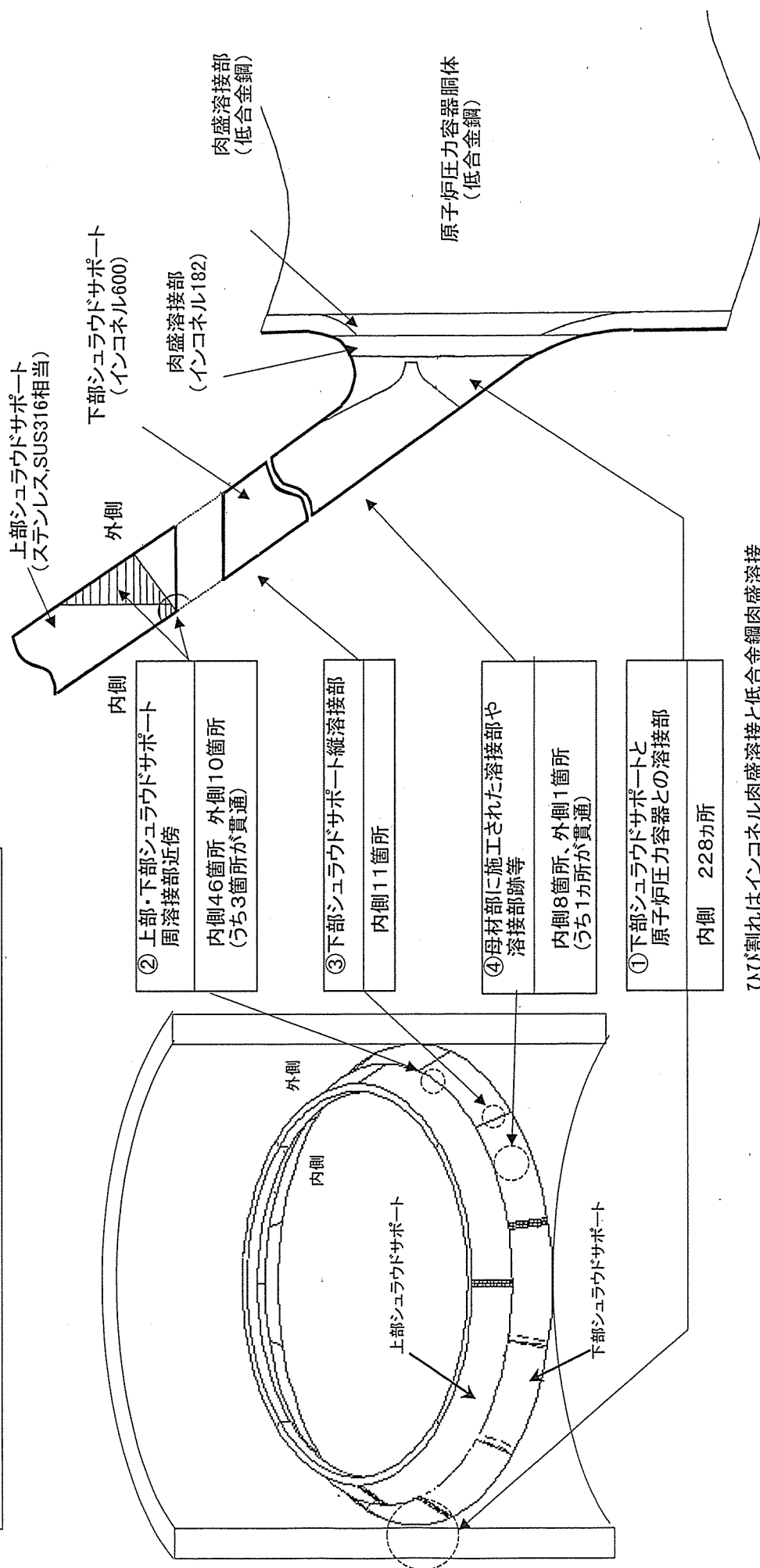
これまでの原因調査の結果から、シュラウドサポートのひび割れの原因は、シュラウドサポートの溶接部で、製造時に発生した残留応力が比較的高い状態で残り、この応力と運転中の内圧が重なり合い、溶存酸素を含んだ高温水の環境下におかれたことによって発生した、粒界型の応力腐食割れと推定される。

今後は、原因調査結果を踏まえ、再発防止対策について検討する。

(通商産業省による I N E S の暫定評価尺度)

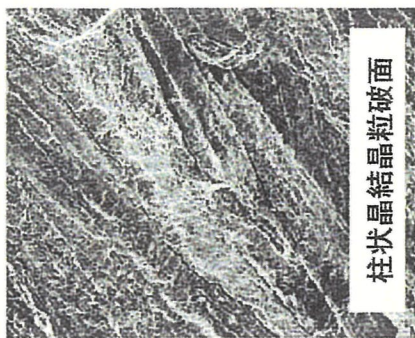
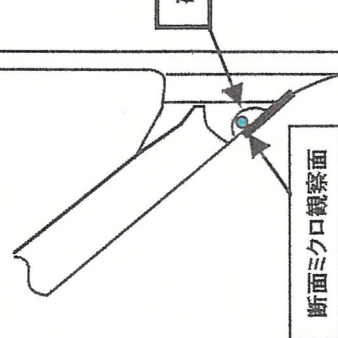
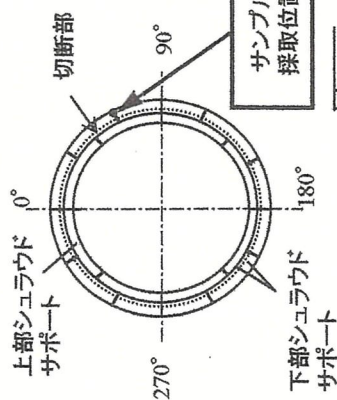
基準 1	基準 2	基準 3	評価レベル
—	—	0 —	0 —

シュラウドサポートひび割れ発生状況の概要



① 下部シュラウドサポートと原子炉圧力容器との溶接部

サンプル採取位置



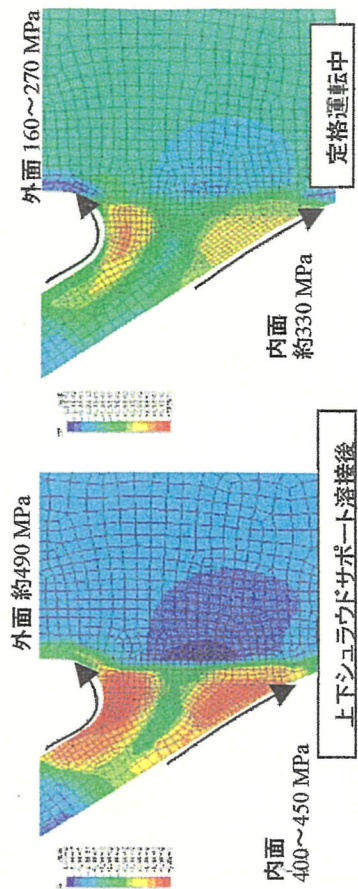
- ・内側溶接部で228ヶ所
- ・最大長さ 約60mm、最大深さ 約44mm
- ・すべて溶接金属部に発生
- ・ひび割れは概ね縦方向に発生
- ・ひび割れはインコネル溶接金属内に留まっていた

・応力……溶接により発生する高い引張りの残留応力は、外側の方が内側に比べて高いが、耐圧試験後は外側の応力が低下し内側の方が高くなる。

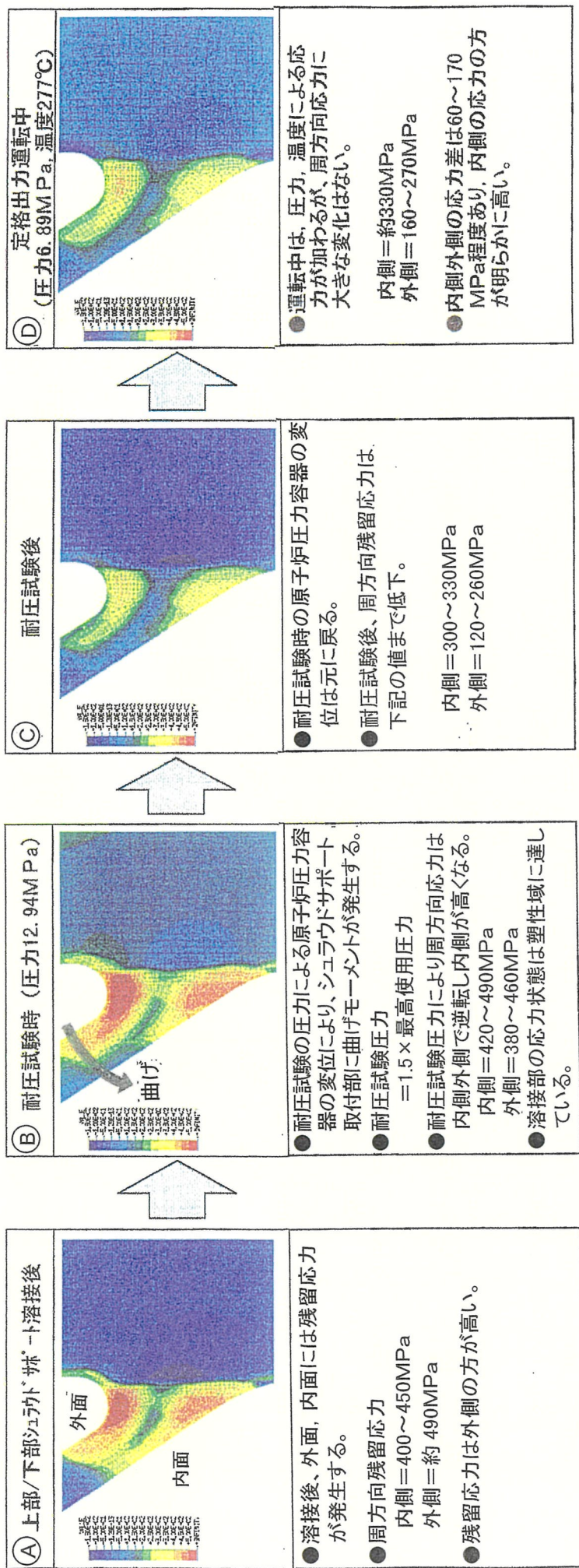
内側 約330MPa
外側 160～270MPa

・材料……一般的にインコネル182は優れた耐腐食性を有しているものの海外において、応力腐食割れの報告事例がある。

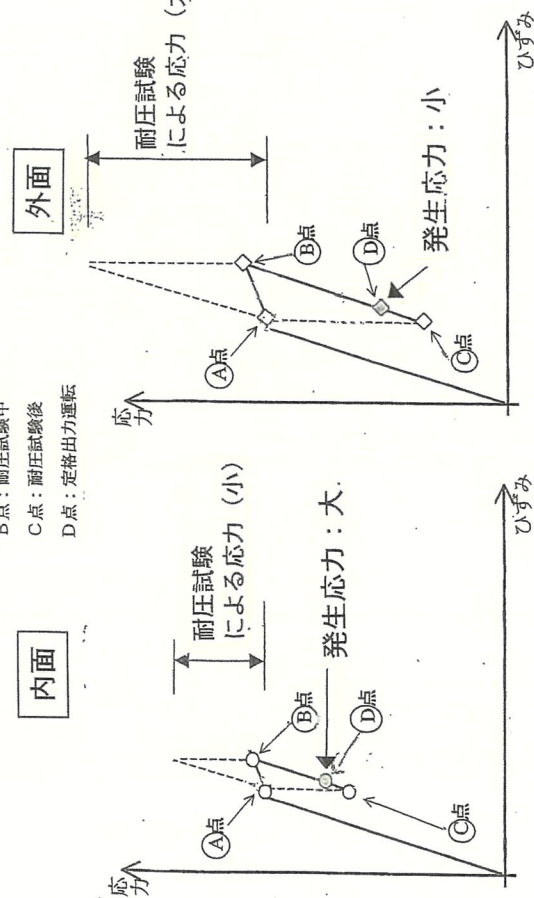
・環境……水素注入開始まで比較的溶存酸素濃度が高い環境。



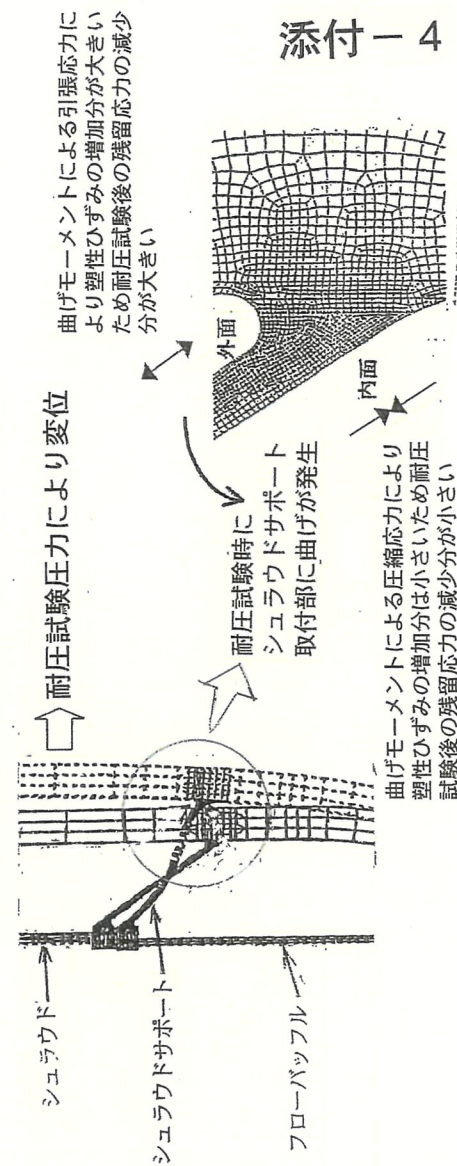
下部シュラウドサポートの原子炉炉圧力容器取付溶接部における発生応力の挙動



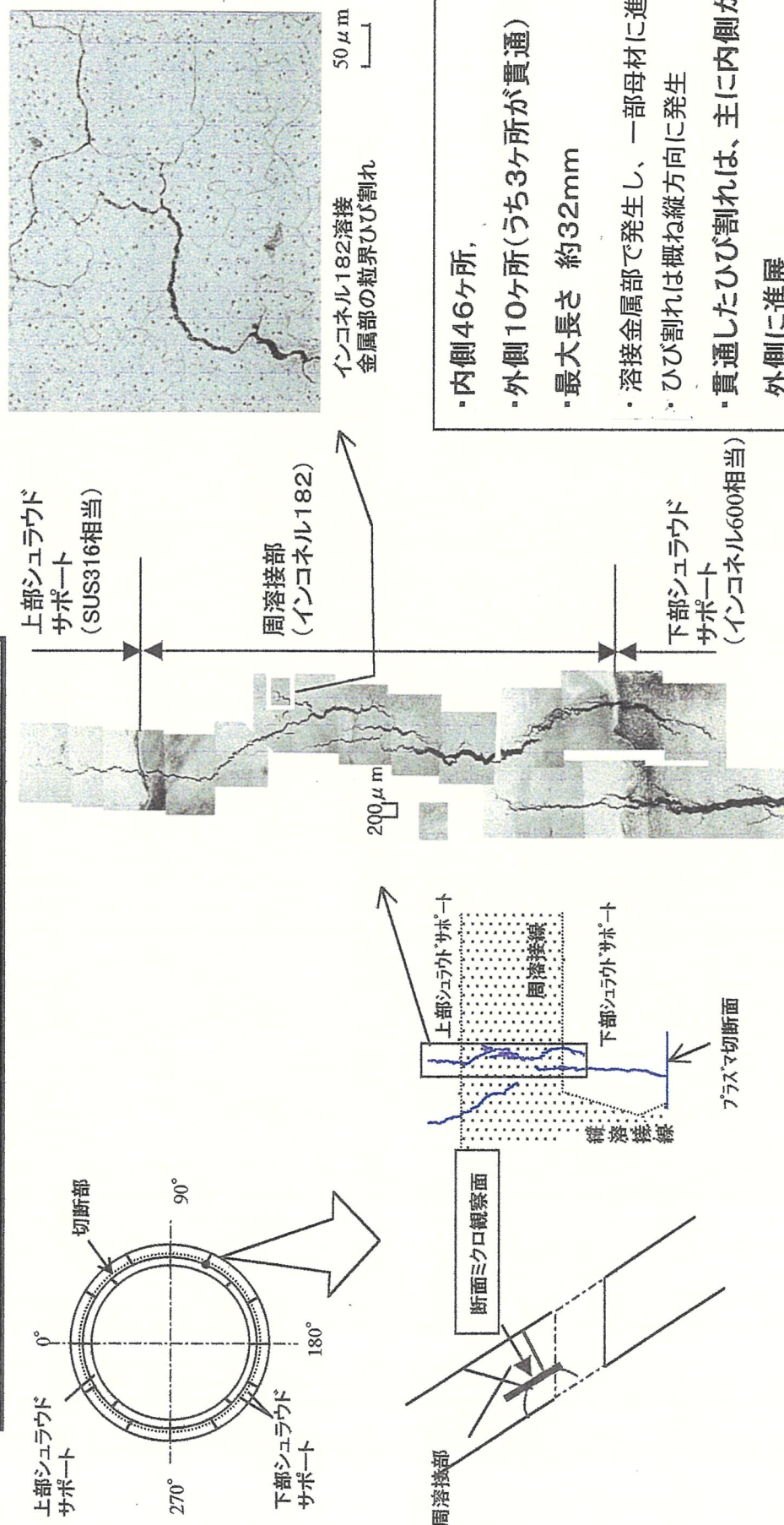
A 点：溶接終了後
B 点：耐圧試験中
C 点：耐圧試験後
D 点：定格出力運転



原子炉炉圧力容器工場耐圧時の挙動



② 上部・下部シュラウドサポート周溶接部



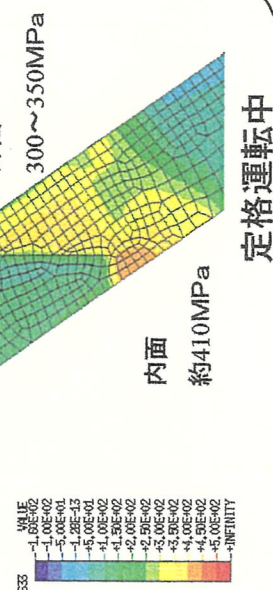
- ・内側46ヶ所,
- ・外側10ヶ所(うち3ヶ所が貫通)
- ・最大長さ 約32mm
- ・溶接金属部で発生し、一部母材に進展
- ・ひび割れは概ね縦方向に発生
- ・貫通したひび割れは、主に内側から外側に進展

・ 応力……溶接により、高い引張りの残留応力が発生。

内側 約410MPa
外側 300~350MPa

・ 材料……一般的にインコネル182は優れた耐腐食性を有しているものの海外において、応力腐食割れの報告事例がある。

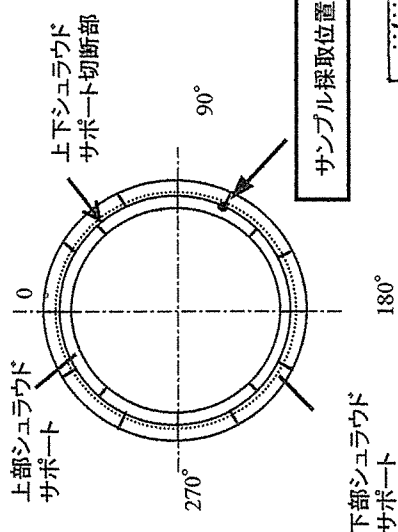
・ 環境……水素注入開始まで比較的溶存酸素濃度が高い環境。



③ 下部シュラウドサポート縦溶接部

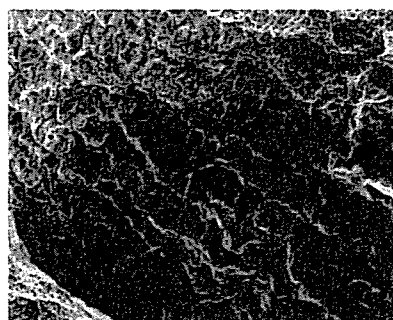
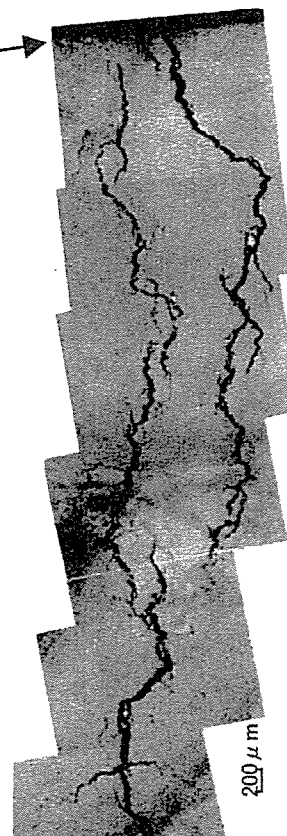
外側面

内側面

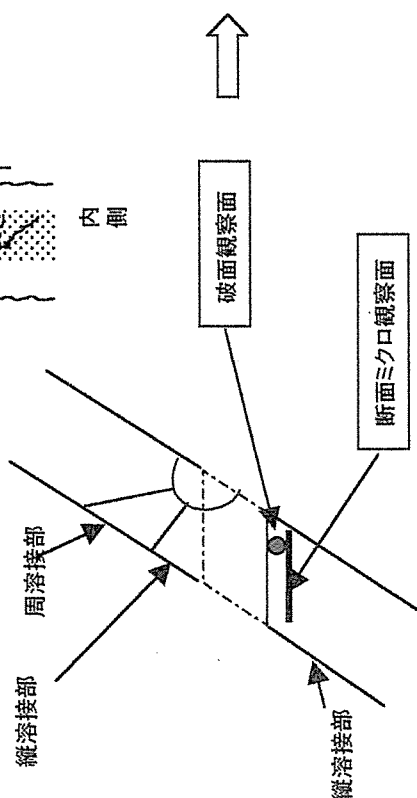


サンプル

縦溶接部断面(インコネル182)



- ・内側で11ヶ所
- ・最大長さ 約50mm
- ・溶接金属部で発生し、一部母材に進展
- ・ひび割れは概ね縦方向に発生
- ・最終溶接のため、冷間プレス曲げを実施していない



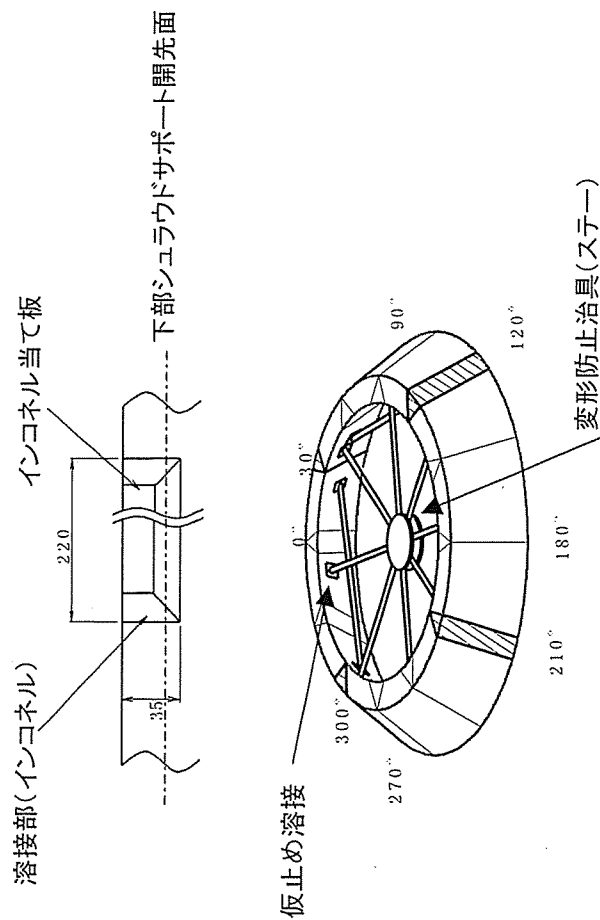
・応力……………溶接により、高い引張りの残留応力が発生

・材料……………一般的にインコネル182は優れた耐腐食性を有しているものの海外において、応力腐食割れの報告事例がある。

・環境……………水素注入開始まで比較的溶存酸素濃度が高い環境。

④ 母材部に施工された溶接部や溶接部跡等

- 試験片採取に伴うインコネルの当て板溶接部よりひび割れ発生
- 変形防止治具仮止め溶接跡よりひび割れ発生
- 上部・下部シュラウドサポート周溶接部より発生したひび割れが母材部に進展



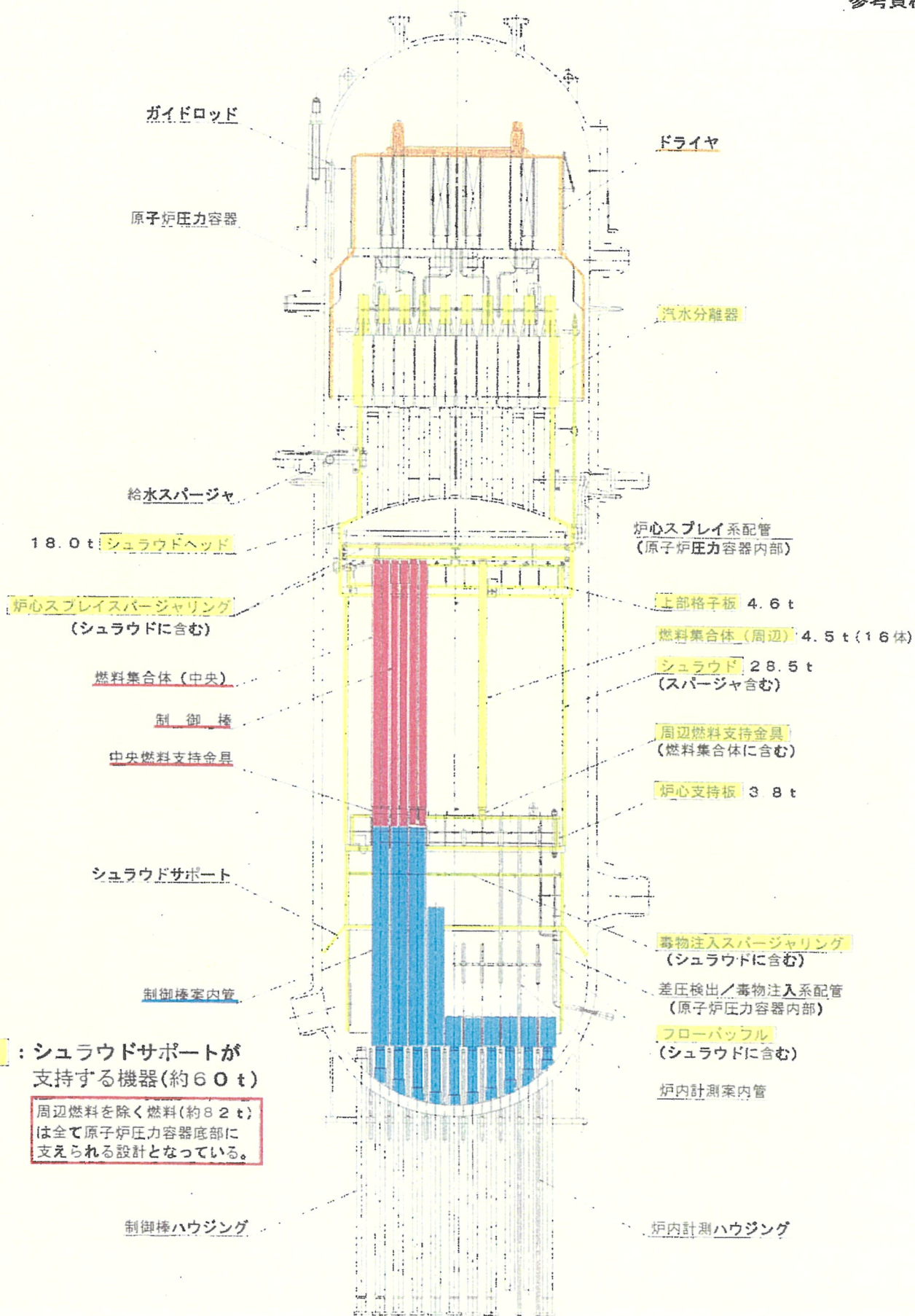
- ・内側 8 箇所 (内 1 ヶ所が貫通)
- ・溶接金属部で発生し、一部母材に進展
- ・ひび割れは概ね縦方向に発生

- ・応力……………試験片採取跡を当て板で溶接補修した箇所や変形防止治具を仮付け溶接した箇所には、溶接に伴い高い引張りの残留応力が発生。
- ・材料……………一般的にインコネル 182 は優れた耐腐食性を有しているものの海外において応力腐食割れの報告事例がある。
- ・環境……………水素注入開始まで比較的溶存酸素濃度の高い環境

敦賀発電所 1 号機のシュラウドサポート部損傷の調査状況について

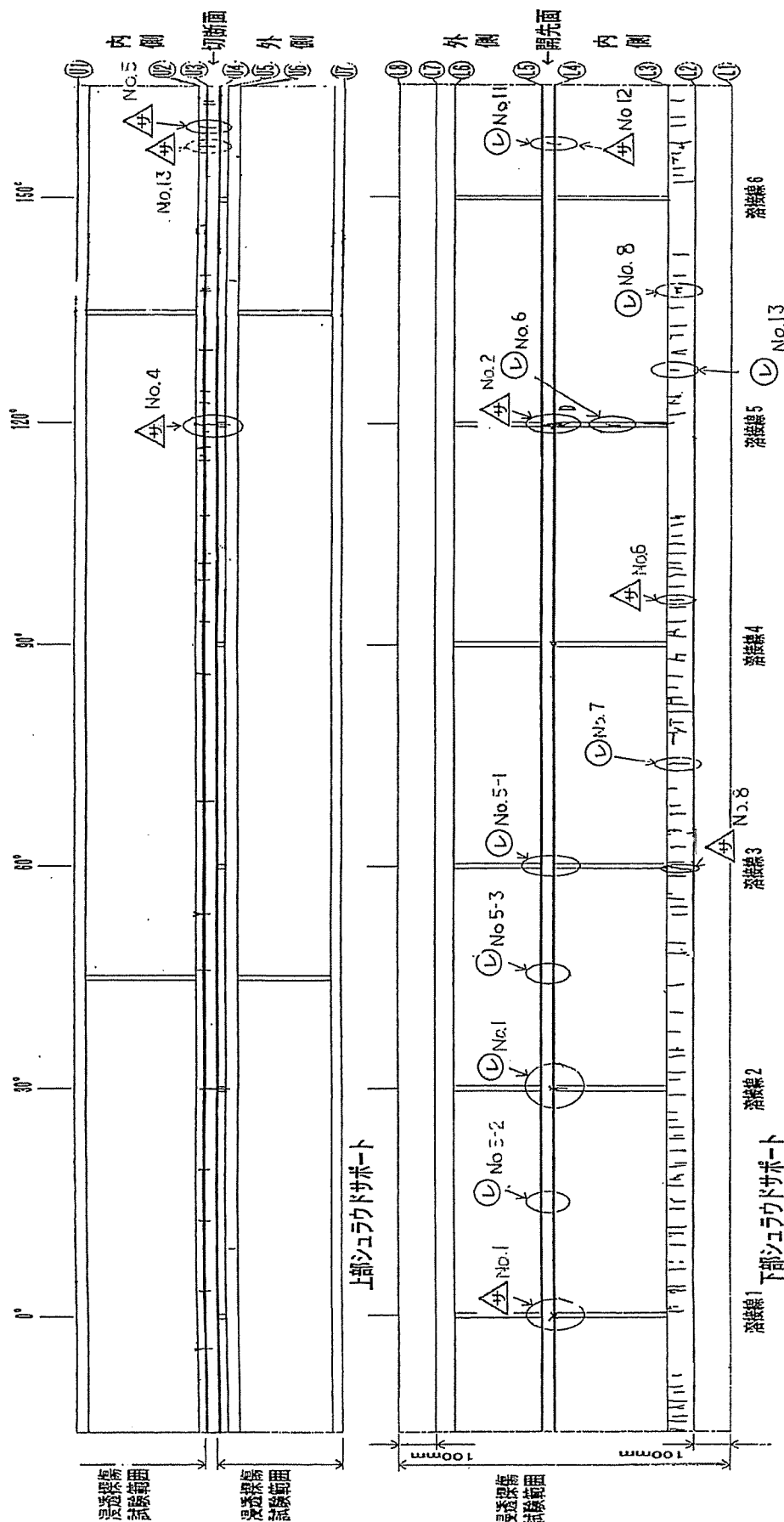
参 考 資 料

- 資料－ 1 原子炉圧力容器構造図
- 資料－ 2 ひび割れ状況とサンプル及びレプリカ採取位置
- 資料－ 3 下部シュラウドサポートの原子炉圧力容器取付溶接部
ひび割れ研削深さ確認結果（断面）
- 資料－ 4 貫通ひび割れ破面の酸化物皮膜厚さ測定結果
- 資料－ 5 ひび割れ近傍の硬さ分布測定結果
- 資料－ 6 化学成分分析結果
- 資料－ 7 シュラウドサポート等作製手順
- 資料－ 8 原子炉水 水質実績
- 資料－ 9 下部シュラウドサポートの原子炉圧力容器取付溶接部の
残留応力履歴確認試験結果



原子炉圧力容器構造図

(345° ~ 0° ~ 165°)



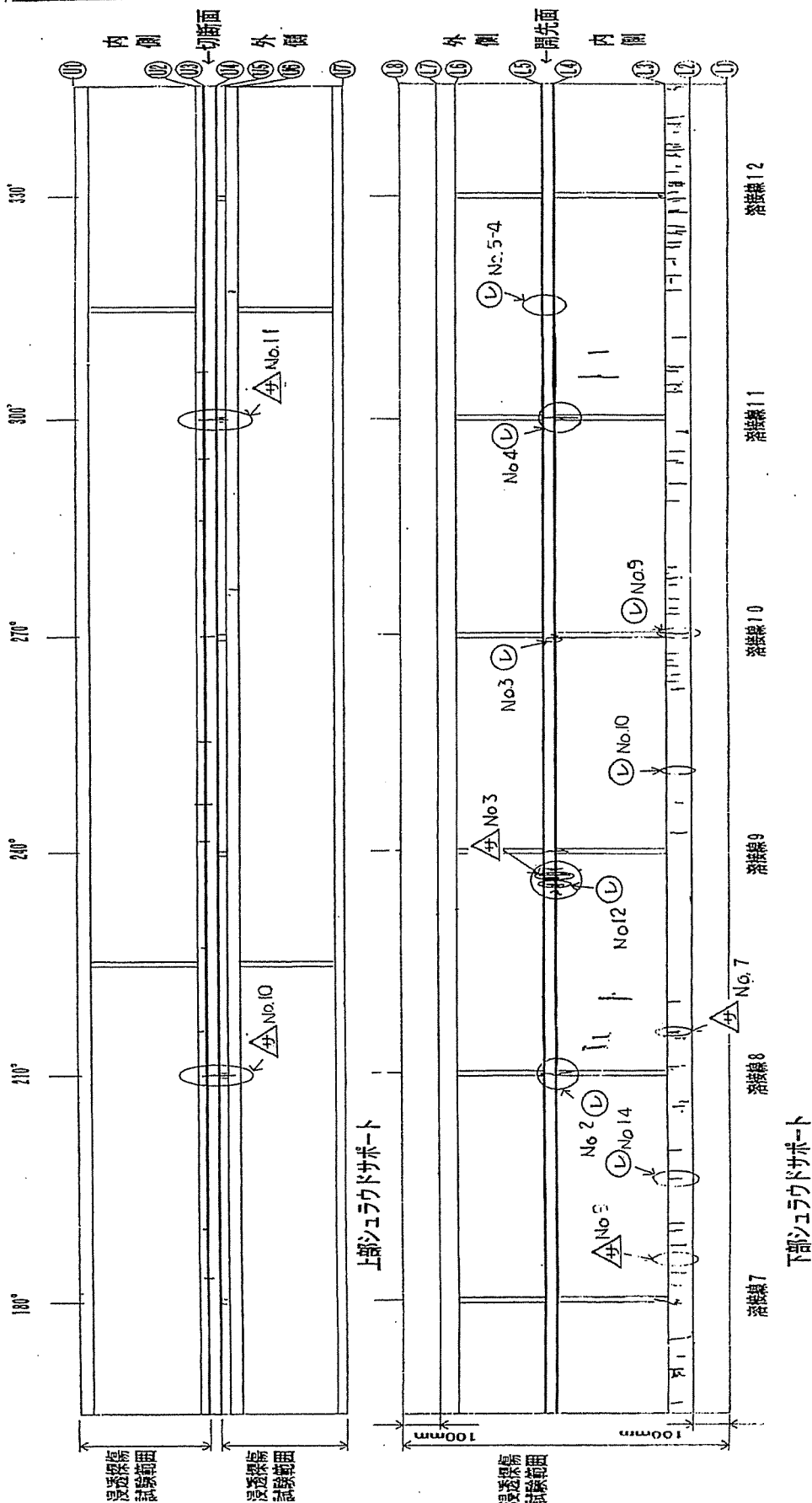
レ: レブリカ採取箇所 (17ヶ所)

サ: サンプル採取箇所 (13ヶ所)

上部シュラウドサポート(U2)(U5)(U6)及び下部シュラウドサポート(L2)(L3)(L6)(L7)は、溶接金属線表示を示す。

ひび割れ状況とサンプル及びレブリカ採取位置

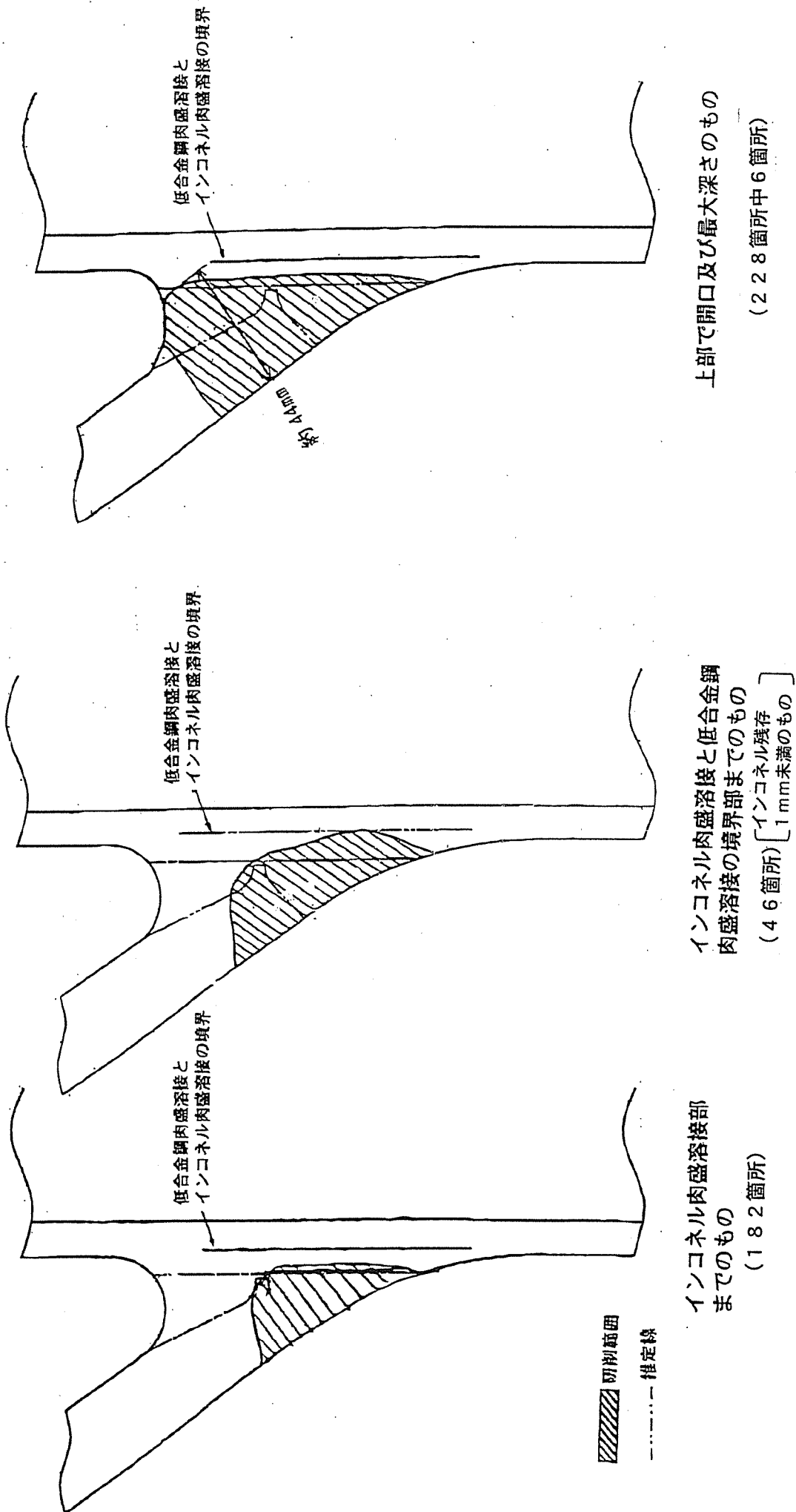
(165°~180°~345°)



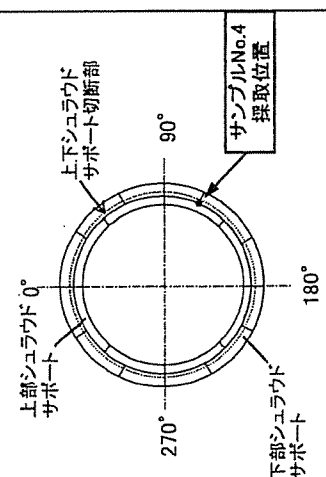
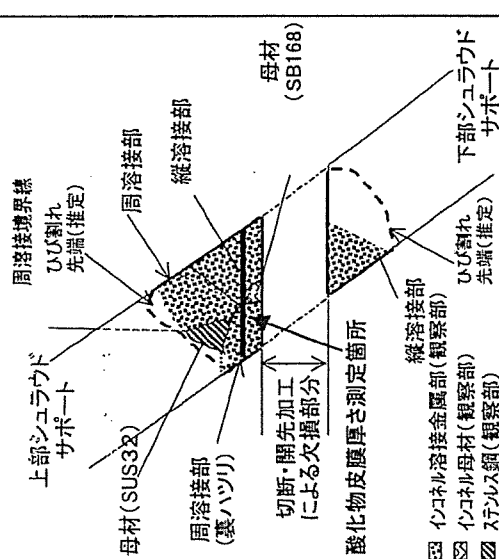
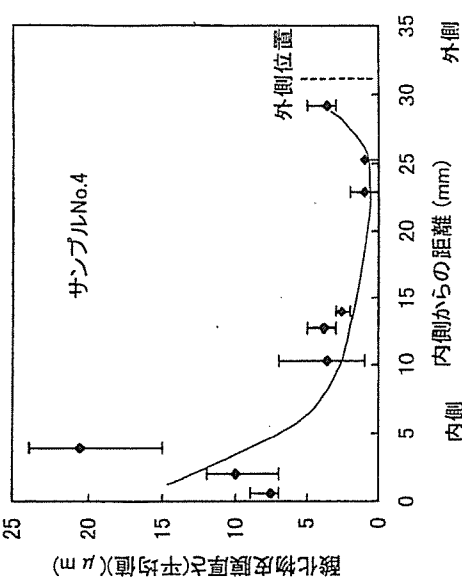
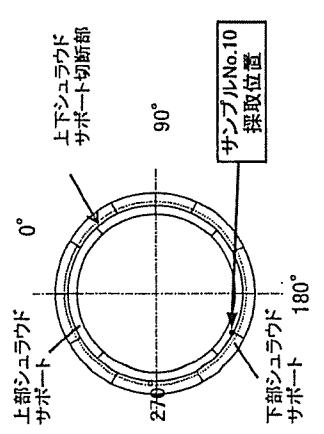
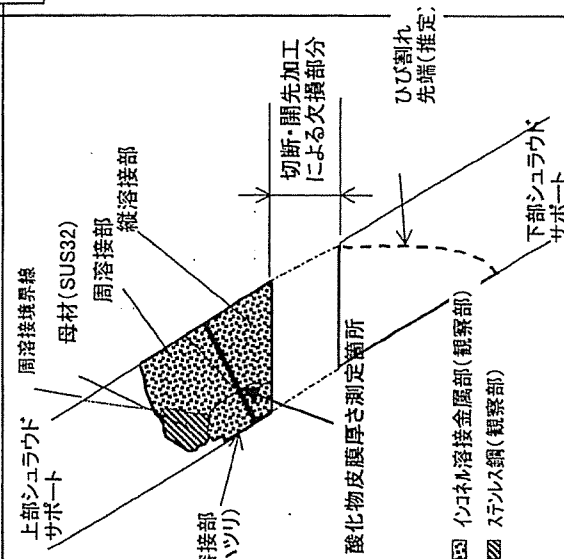
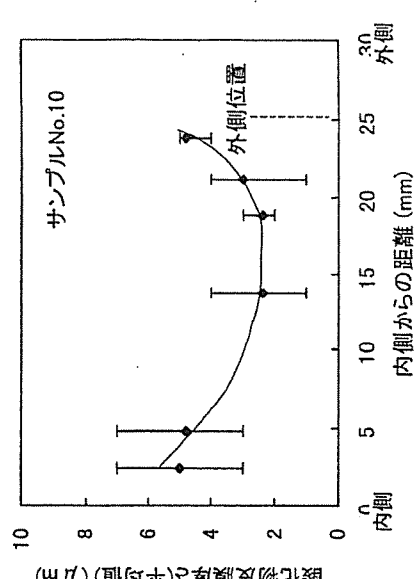
上部シールドサポート(U2)(U5)(U6)及び下部シールドサポート(L2)(L3)(L6)(L7)は、溶接金属境界を示す。

①: レブリカ採取箇所(17ヶ所)

△: サンプル採取箇所(13ヶ所)

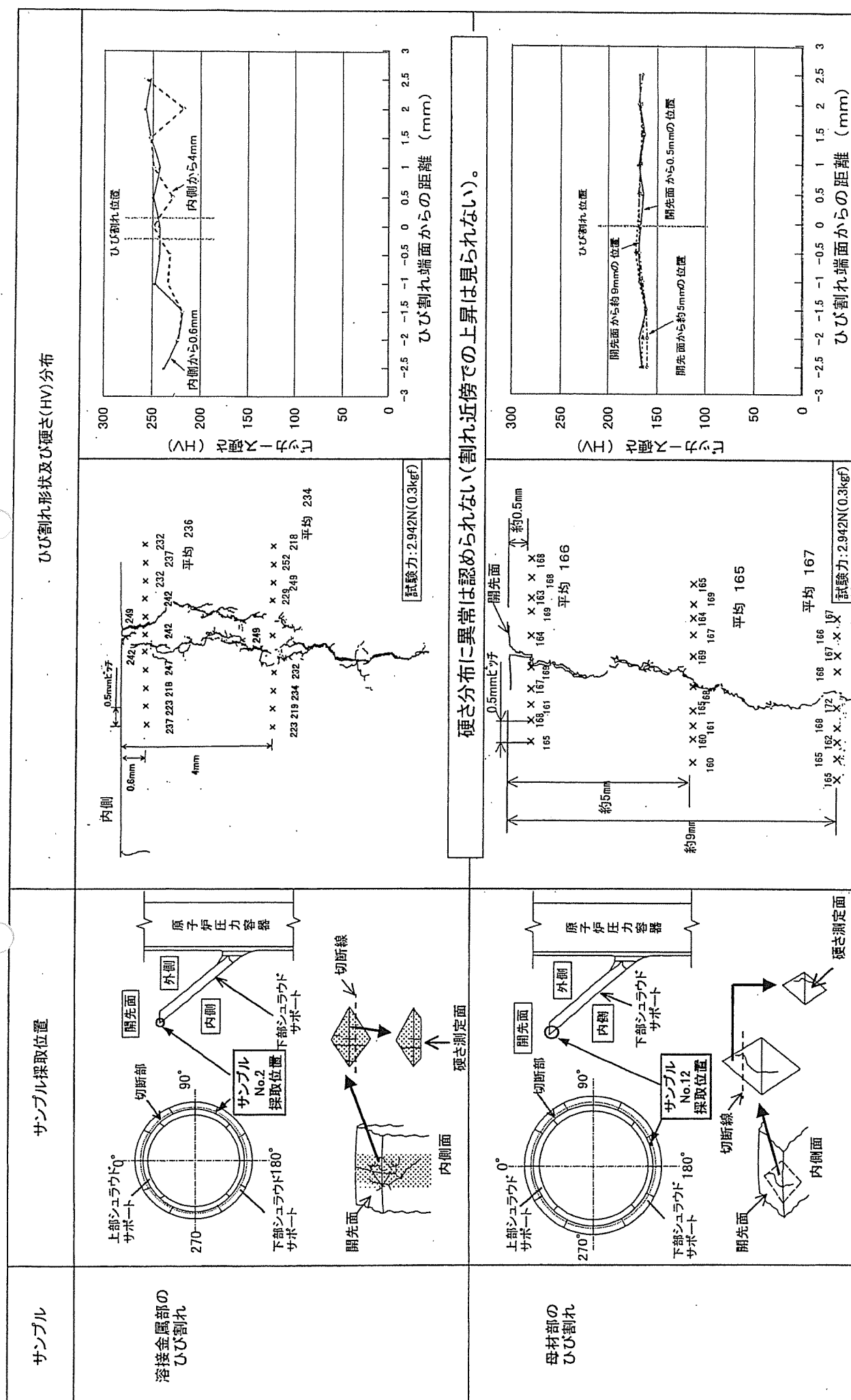


下部シェラウドサポートの原子炉圧力容器取付溶接部 ひび割れ研削深さ確認結果 (断面)

サンプル位置	採取位置	ひび割れ破面の推定プロファイルと酸化皮膜厚さ測定箇所	酸化皮膜厚さ測定結果
120°位置 (周・縦溶接線 交差部)			 サンプルNo.4 (nm) (厚さ) の距離 (mm) 内側 内側からの距離 (mm) 外側 外側位置
210°位置 (周・縦溶接線 交差部)			 サンプルNo.10 (nm) (厚さ) の距離 (mm) 内側 内側からの距離 (mm) 外側 外側位置

酸化皮膜厚さは、内側が厚い下に凸の放物線状に分布している。

貫通ひび割れ破面の酸化皮膜厚さ測定結果



ひび割れ近傍の硬さ分布測定結果

化学成分分析結果

(母材及び縦溶接部等の化学成分分析結果)

母材及び縦溶接部等の溶接金属の定量成分分析を実施した結果、材料ミルシートに記載された内容とほぼ同等であること及び母材に認められた溶接跡の溶接金属がインコネル182であることを確認した。

材質	採取位置	化学成分(wt%)															備考
		C	Si	Mn	P	S	Ni	Cu	Cr	Fe	Mo	Ta	Nb	Co	Al	Ti	
SB168	Aヒート	ミルシート	0.07	0.42	0.56	0.007	0.004	74.52	0.06	15.52	7.95	-	-	-	0.42	-	ヒートNo.1620-
		分析値	0.08	0.31	0.55	0.004	0.002	75.75	0.01	15.31	7.16	0.05	<0.01	<0.01	0.63	0.12	54373
	Bヒート	ミルシート	0.08	0.35	0.54	0.007	0.006	75.25	0.09	15.70	7.08	-	-	-	0.43	-	ヒートNo.1610-
		分析値	0.08	0.32	0.51	0.004	0.002	75.60	0.02	15.76	7.06	0.08	<0.01	<0.01	0.39	0.18	54342
	Cヒート	ミルシート	0.08	0.34	0.59	0.006	0.004	75.59	0.06	15.44	7.21	-	-	-	-	-	ヒートNo.1619-
		分析値	0.08	0.40	0.53	0.004	0.002	75.00	0.01	15.38	7.91	0.05	<0.01	<0.01	0.41	0.12	54369
インコネル182	上/下 シュラウド サポート	ミルシート	0.05	0.62	6.90	-	0.009	68.11	0.03	14.92	7.10	-	-	1.51	0.09	-	
		ミルシート	0.05	0.64	7.91	-	0.011	67.76	0.03	14.30	7.09	-	-	1.81	0.08	-	
	周溶接	分析値	0.04	0.63	6.82	0.002	0.006	66.35	0.05	14.81	9.00	0.08	0.02	1.41	0.12	0.03	330°
	縦溶接	ミルシート	0.05	0.64	7.91	-	0.011	67.76	0.03	14.30	7.09	-	-	1.81	0.08	-	
		分析値	0.04	0.63	7.20	0.004	0.007	68.40	0.01	14.57	7.05	<0.01	0.02	1.43	0.02	0.04	30°
		分析値	0.04	0.59	6.67	0.004	0.005	68.50	0.04	14.94	7.06	<0.01	0.02	1.32	0.08	0.04	330°
	シュラウド サポートと 原子炉圧力容 器との 溶接部	ミルシート	0.05	0.58	7.52	-	0.009	67.76	0.02	14.77	7.19	-	-	1.63	0.08	-	
		ミルシート	0.05	0.58	6.98	-	0.011	68.27	0.02	15.03	7.00	-	-	1.50	0.04	-	
		ミルシート	0.05	0.54	6.63	-	0.011	68.41	0.06	15.18	7.01	-	-	1.41	0.04	-	
	上部	分析値	0.06	0.66	7.35	0.004	0.006	67.80	0.03	15.16	6.72	<0.01	0.02	1.46	0.05	0.04	300°
	下部	分析値	0.03	0.60	6.88	0.003	0.006	67.0	0.07	15.2	6.34	<0.01	0.07	1.80	0.10	<0.01	約100°
		分析値	0.04	0.35	6.81	0.003	0.006	67.8	0.02	15.5	6.12	<0.01	0.05	1.43	0.05	<0.01	約125°

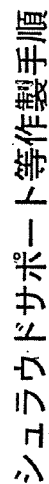
化学成分分析結果

(仮付け溶接部の化学成分分析結果)

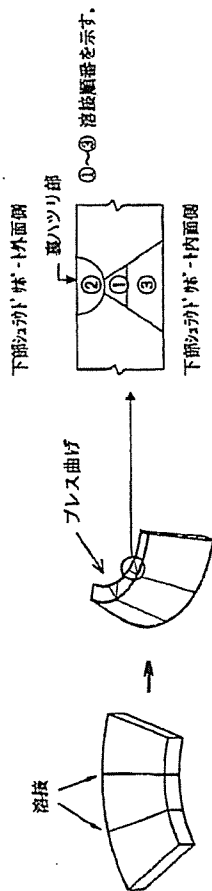
変形防止治具を取付けた溶接部について、エネルギー分散型エックス線マイクロアナライザー（EDX）により、化学成分分析を実施した結果、治具の取付け溶接部についても、シュラウドサポートの他の溶接部と同じく、インコネル182を使用しているものと推定されました。

	Mn	Ni	Cr	Fe	Nb+Ta	備考
インコネル 182 ミルシート値	6.90	68.11	14.92	7.10	1.51	上下部シュラウドサポート溶接部
	7.91	67.76	14.30	7.09	1.81	下部シュラウドサポート縦溶接部
	6.63	68.41	15.18	7.01	1.41	下部シュラウドサポートRPV溶接部
インコネル 82 ミルシート値	2.95	72.87	20.22	0.54	2.49	
インコネル 600 ミルシート値	0.56	75.43	15.45	6.95	—	
サンプル分析値	8	67	16	9	—	EDX分析結果

仮付け溶接部分析結果

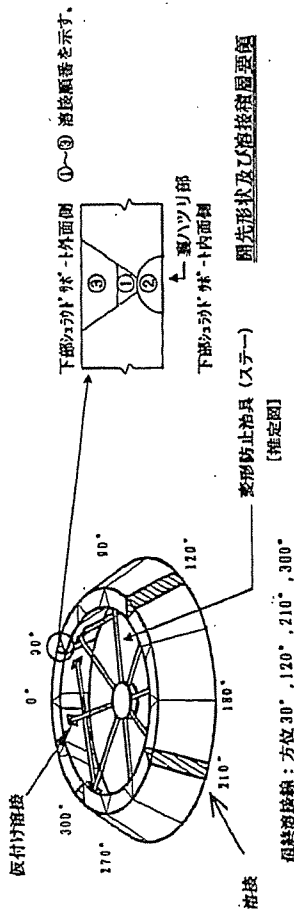


1. 平板3枚1組を溶接(下向き溶接)後 冷間プレス曲げ



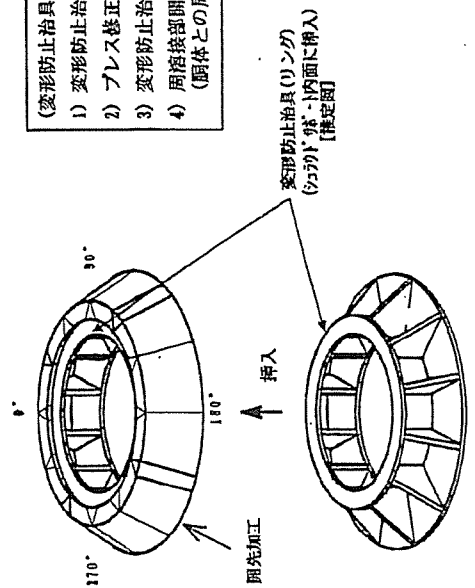
開先形状及び溶接履歴要領

2. 下部シュラウドサポート縦溶接 (4ヶ所、立向き溶接)



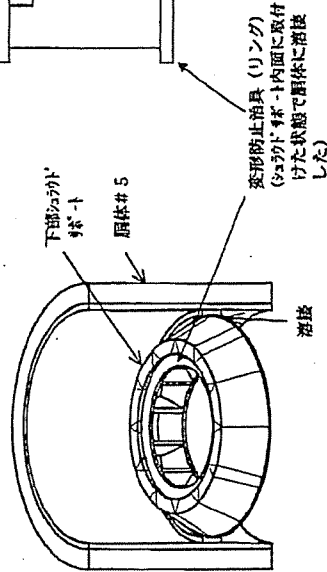
開先形状及び溶接履歴要領

3. 変形防止治具(リング)取付け、開先加工

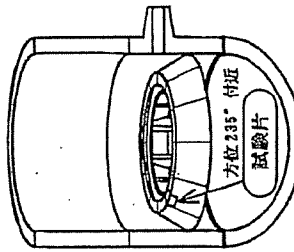


- (変形防止治具(リング)取付手順)
- 1) 変形防止治具(ステー)取外し
 - 2) プレス修正曲げ
 - 3) 変形防止治具(リング)挿入
 - 4) 周溶接部開先加工 (胴体との周溶接部)

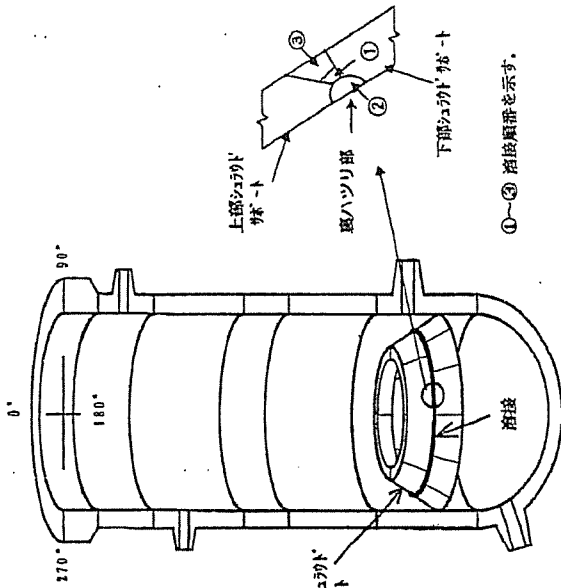
4. 下部シュラウドサポート取付 (溶接)



5. 下部シュラウドサポート試験片採取



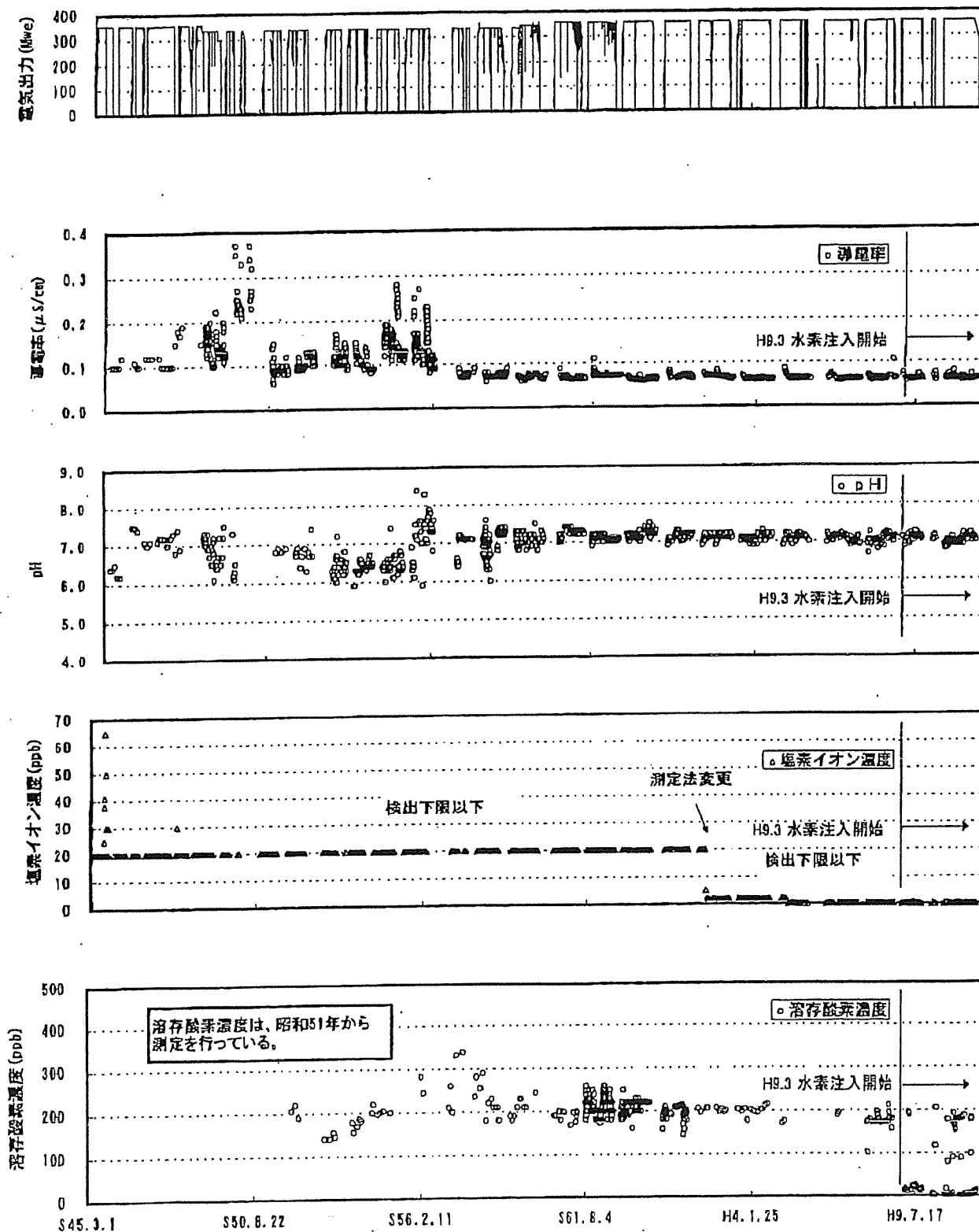
7. 上部シュラウドサポート取付 (溶接)



変形防止治具(リング)
上部シャフトにも同様に変形防
止治具(リング)を取付け、溶接開先 1/3
溶接後、変ハツリ前に上端、下端と
も取外した

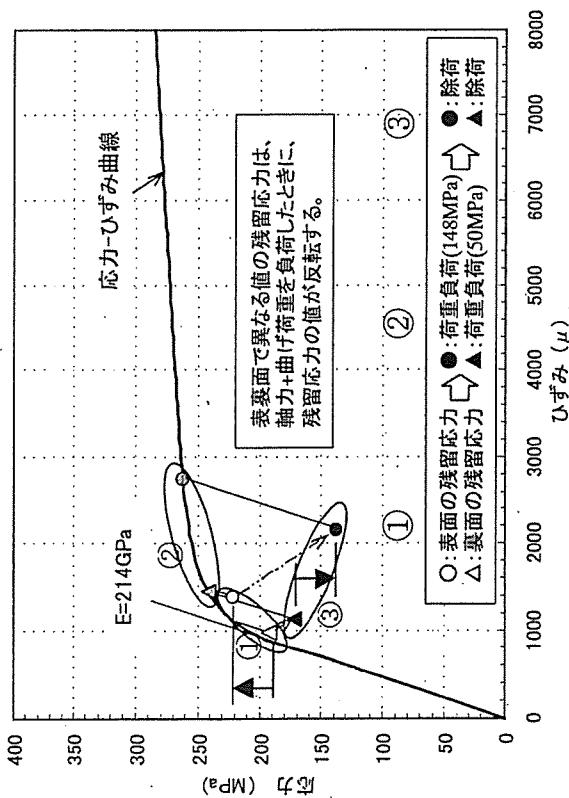
開先形状及び溶接履歴要領

原子炉水水質実績



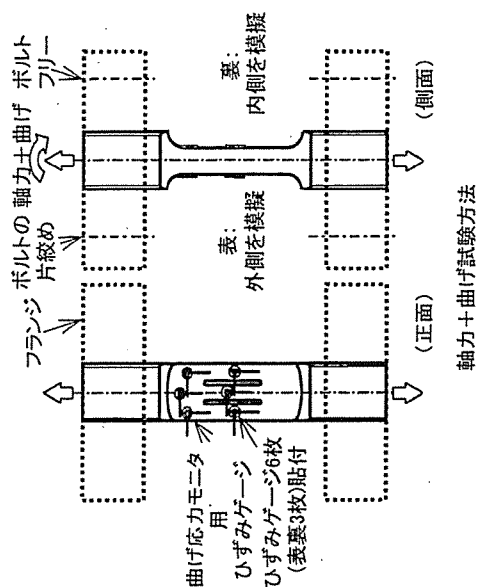
シュラウドサポートのRPV取付部の残留応力履歴確認試験結果

実機RPV取付溶接部には、軸力と曲げ荷重が負荷されるため、この条件を模擬し、初期残留応力の異なる試験片の表側及び裏側に軸力+曲げ荷重を負荷し、塑性変形させると、除荷後、試験片の表側と裏側では残留応力の大小関係が逆転することを確認する。

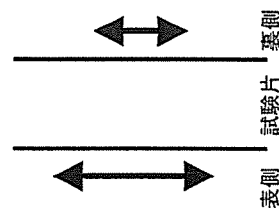


軸力+曲げ試験結果(A): 中央部のひずみ ϵ と応力 σ の履歴

初期残留応力の高い表面に、裏面より大きな軸力+曲げ荷重を負荷し塑性変形させ除荷すると、表面と裏面で残留応力の大小関係が逆転し、初期の応力が高い表面ほど、除荷後の残留応力は小さくなった。



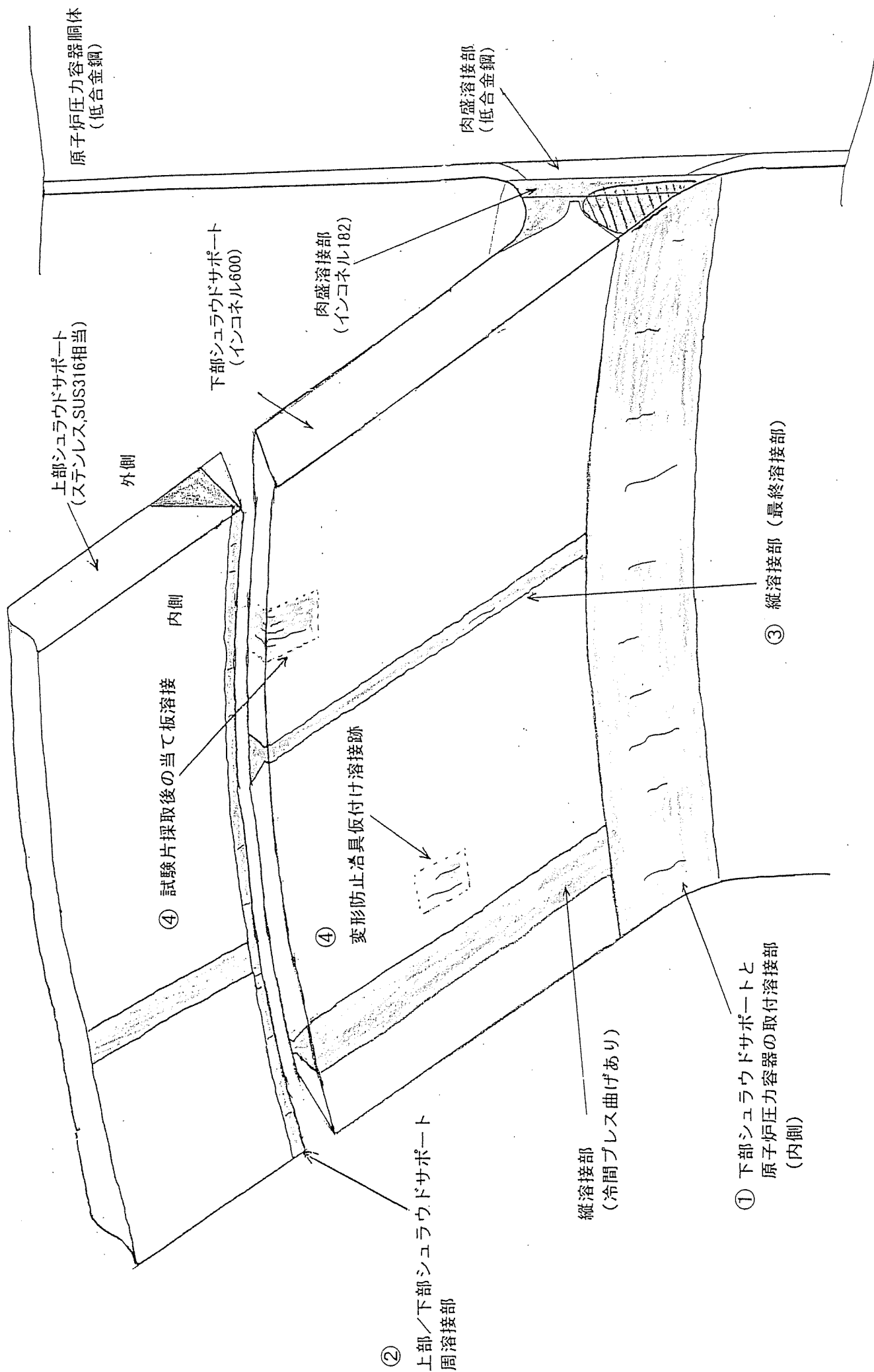
曲げ荷重を負荷して、裏側(内側を模擬)より、表側(外側を模擬)に大きな荷重を負荷



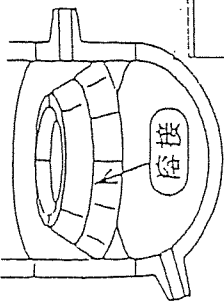
周方向にかかる荷重を模擬

<ひび割れ発生部の概要>

発 生 箇 所	ひび割れの状況	ひび割れの特徴	ひび割れの発生原因
① 下部シユラウドサポート部 と原子炉圧力容器との取付 溶接部 (内側)	内側溶接部で 228ヶ所 最大長さ 約60mm 最大深さ 約44mm	全て溶接金属部 概ね縦方向 粒界割れの特徴 研削の結果、ひび割れは低合金 鋼肉盛溶接部内まで進展してい ないことを確認	溶接施工により、引張りの周方向残留応力が発 生。工場での耐圧試験の際、溶接部に変位が生 じたことにより、塑性ひずみが増加し、耐圧試 験後、周方向の残留応力は低下。定格出力運転 時の周方向応力は内側溶接部の方が外側より高 く、内側溶接部で応力腐食割れが発生したもの と推定。
② 下部シユラウドサポート部 と上部シユラウドサポート 部 (ステンレス材) との 周溶接部	内側で46ヶ所 外側で10ヶ所 うち3ヶ所が貫通 最大長さ 約32mm	溶接金属部で一部母材 概ね縦方向 粒界割れの特徴 破面上の酸化皮膜の付着状況か ら貫通割れについては、内側か ら進展したものと推定	溶接施工により、引張りの周方向残留応力が発 生。定格出力運転時の周方向応力は内側の方が 外側より高く、主に内側で応力腐食割れが発生 したものと推定。
③ 下部シユラウドサポート部 母材部 (インコネル材平板) の縦溶接部	内側溶接部で 11ヶ所 最大長さ 約50mm	溶接部中央で一部母材 概ね縦方向 粒界割れの特徴 30°、120°、210° および300° 方向の溶接部 (最終溶接部) に ひび割れが集中 (11箇所のうち 10箇所)	溶接施工により、引張りの周方向残留応力が発 生。冷間プレス曲げの影響を受けた溶接部は残 留応力が低下するため、主に、比較的応力の高 い最終溶接部で応力腐食割れが発生したもの と推定。
④ 下部シユラウドサポート部 母材部に施工された溶接部 や溶接部跡	内側で8ヶ所 うち1ヶ所が貫通 最大長さ 約93mm	溶接金属部で一部母材 概ね縦方向 粒界割れの特徴	製作時に変形防止治具を仮止め溶接した跡や、 試験片を採取した箇所にて板補修溶接を行っ た箇所、引張りの周方向残留応力が発生し、 応力腐食割れが発生したものと推定。

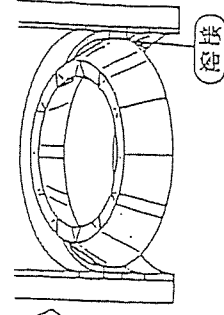
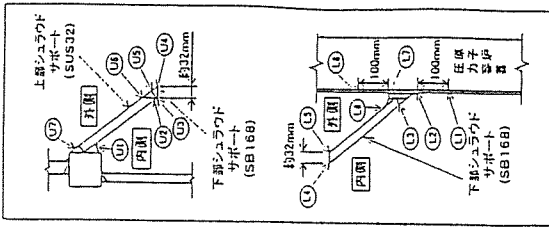
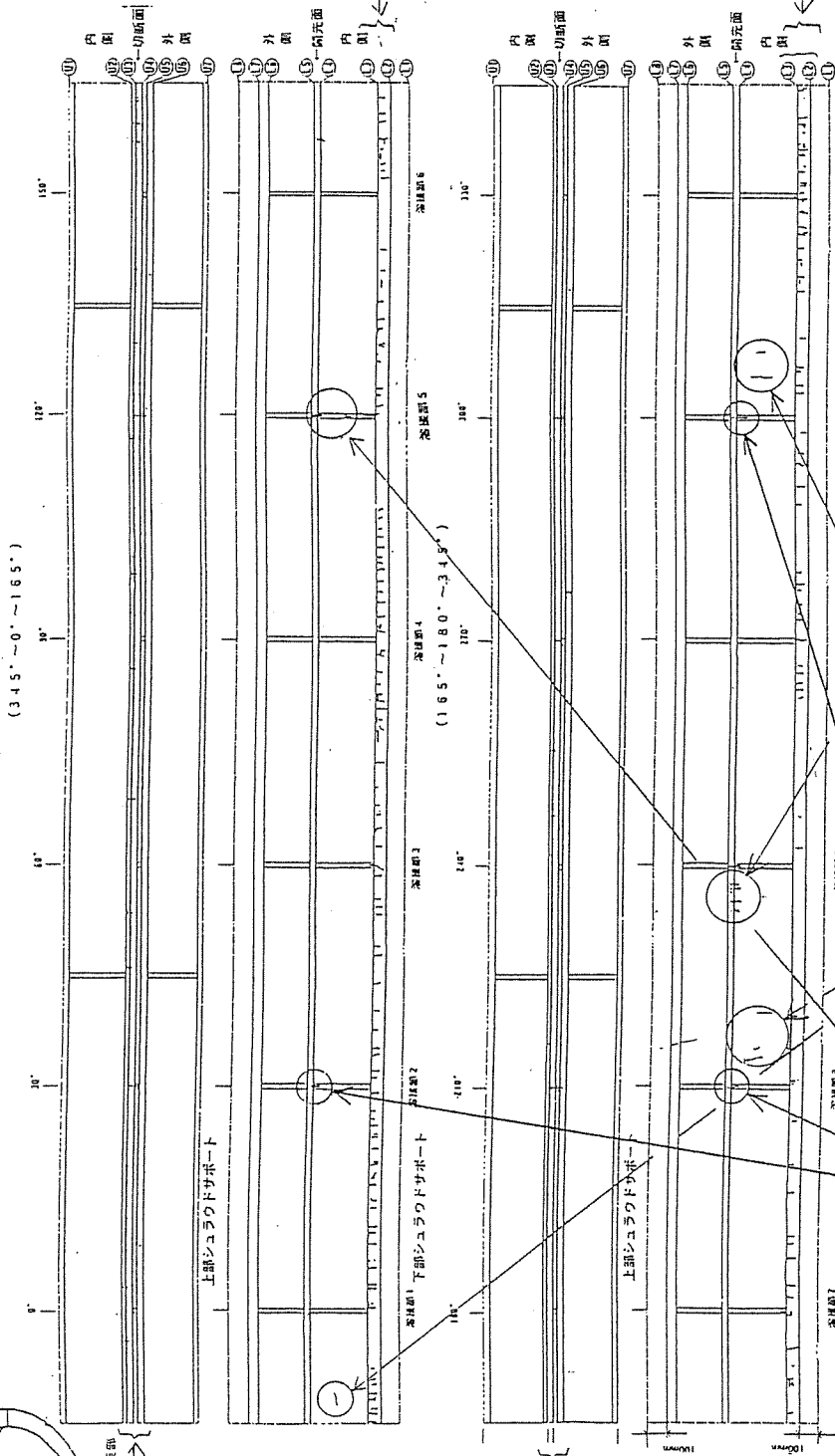


シユラウドサポートひび割れ発生状況の概要

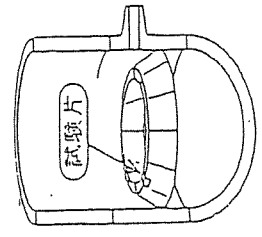


② 上部、下部シュラウドサポート溶接部
上部、下部シュラウドサポート
周縁長縁のひび割れが進展

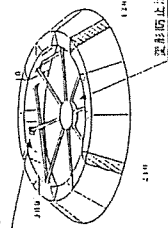
シュラウドサポートひび割れ状況



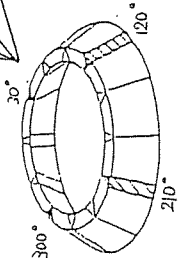
① 下部シュラウドサポートと
原子炉圧力容器との溶接部



④ 試験片採取後の当て板溶接跡



④ 変形防止治具仮付溶接部



③ 縦溶接部(最終溶接)

敦賀1号機のシュラウドサポート製作状況

<製作手順の概要>

扇型の平板3枚を溶接
(全4組)

冷間プレス
(曲げ加工)

扇型4組を溶接
(円錐型の下部
シュラウドサポート完成)

下部シュラウドサポートを
原子炉压力容器に溶接

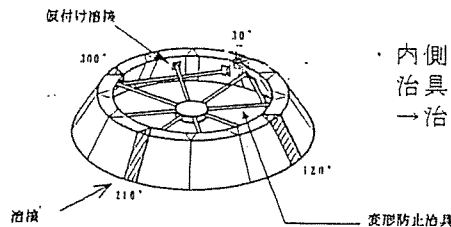
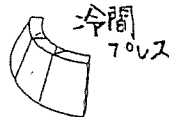
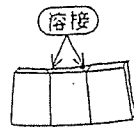
上部シュラウドサポートを
下部シュラウドサポートに溶接

原子炉压力容器の
耐圧試験を実施
(運転圧力×1.5)

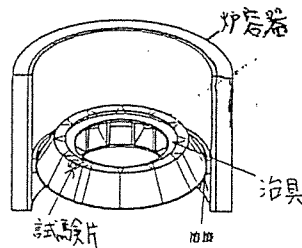
工場搬出
発電所据付
シュラウド組立

運転開始

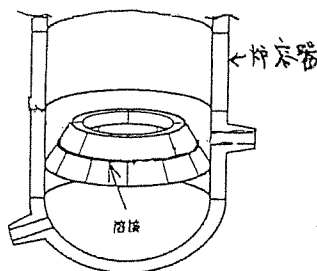
- ・運転時圧力
- ・水質(溶存酸素)
- ・運転時間



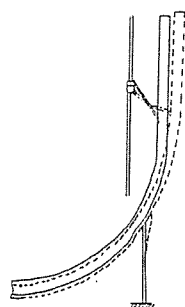
- ・内側に変形防止治具を溶接取付
→治具取り外し



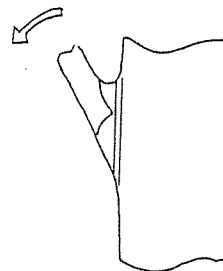
- ・内側に変形防止治具を溶接取付
- ・サポート材の試験片を採取し、復旧



→治具取り外し



耐圧試験時



<溶接部の状況>

(溶接による残留応力発生)



(プレスにより残留応力緩和)

(最終溶接部に残留応力発生、
治具溶接部に //)

(溶接部に残留応力発生)

- ・耐圧試験時、炉容器がわずかに膨らむ(変形)
- ・この変形で溶接部の残留応力が緩和
- ※炉容器との上側溶接部の応力緩和が大

インコネル溶接部に発生している残留応力と運転時の応力が重なり、応力腐食割れが発生したものと推定

日本原子力発電（株）敦賀発電所1号機の定期検査中に発見されたトラブルの調査状況について

平成12年4月20日
資源エネルギー庁
原子力発電運転管理室

1. 事象発生状況

日本原子力発電(株)敦賀発電所1号機（沸騰水型、定格出力35.7万キロワット）は、今定期検査期間中にシュラウド^(注1)取替工事を実施しているところであるが、平成11年12月9日にシュラウドサポート下部の開先面^(注2)及びシュラウドサポートと原子炉圧力容器との溶接線にひびが確認された。

このため、詳細調査を実施しているところであるが、これまでの調査状況について日本原子力発電(株)より別添のとおり報告を受けておりその概要は以下のとおりである。

なお、本事象の国際原子力事象評価尺度（INES）による暫定評価は0である。

2. 調査状況の概要

① ひびの状況確認

外観目視点検及び浸透探傷試験から、ひびはシュラウドサポートの溶接部及びその近傍に発生し、そのほとんどはシュラウドサポートの内側であり、合計300箇所を確認されている。

また、ひびが認められた部位についての表面の組織観察（レプリカ観察）及び採取した金属サンプルの破面観察等を実施した結果、ひびは金属の結晶粒界に沿って発生していることが確認された。

② ひびの研削結果

シュラウドサポートと原子炉圧力容器との溶接部のすべてのひび（228箇所）について研削を実施した結果、いずれも原子炉圧力容器に至るものではないことが確認された。

なお、上方向の研削過程において残肉部が薄肉であったことから、6箇所の先端部で開口した。

③ 推定原因

これまでの調査の結果、ひびはシュラウドサポートの溶接部及びその近傍で金属の結晶粒界に沿って発生していること、製造過程における溶接による高い応力が残留していることから、運転中の溶存酸素を含んだ高温水の環境下において粒界型応力腐食割れが発生したものと推定される。

（注1）シュラウド

炉心の燃料を取り囲むステンレス鋼製の円筒であり、炉心内を上昇する冷却水の流れとその外側を下降する冷却水の流れを分離するとともに、原子炉圧力容器内の構造物や機器を支える役割を果たしている。

（注2）開先面

溶接のために仕上げた面

敦賀発電所 1 号機

シュラウドサポートのひび割れについて
(調査状況)

平成 1 2 年 4 月

日本原子力発電株式会社

1. 件 名

敦賀発電所 1 号機

シュラウドサポートのひび割れについて

2. 事象発生の日時

平成 11 年 12 月 9 日 17 時 35 分 (確認)

3. 事象発生の電気工作物

原子炉本体 炉心構造物 シュラウドサポート

4. 事象発生前の状況

第 26 回定期検査停止中

5. 事象発生の状況

敦賀発電所 1 号機は、平成 11 年 8 月 20 日より開始した第 26 回 (平成 11・12 年度) 定期検査において、シュラウド取替工事を実施しており、原子炉から全燃料を取出した後、線量当量低減のための炉内化学洗浄を行い、上部格子板、シュラウド、炉心支持板、上部シュラウドサポートを 12 月 4 日までに順次撤去してきた。

新シュラウド据付けのため、上部シュラウドサポートと下部シュラウドサポートとの既設周溶接部の下側を切断後、12 月 6 日より下部シュラウドサポートの開先面の加工を実施し、12 月 9 日、開先面の寸法測定を開始したところ、開先面にひび割れが認められた。引続き、下部シュラウドサポートと原子炉圧力容器との溶接部についても、目視で概略点検した結果、溶接金属に複数の微細なひびが認められた。 (添付資料-1, 2)

6. 原因調査

6.1 ひび割れの状況確認

(1) 外観目視点検及び浸透探傷試験結果

シュラウドサポートのひび割れの全体状況を詳細に確認するため、下部シュラウドサポート部、上部シュラウドサポート部及び下部シュラウドサポートと原子炉圧力容器との溶接部について外観目視点検及び浸透探傷試験を実施した結果、合計 300 箇所にはひび割れが認められた。各部位毎のひび割れの状況は以下のとおりであった。 (添付資料-3)

①下部シュラウドサポートと原子炉圧力容器との溶接部

下部シュラウドサポートと原子炉圧力容器との溶接部の原子炉圧力容器底部側（以下、「内側」という。）にひび割れが228箇所認められた。ひび割れは全周にわたっていた。反対側の原子炉圧力容器上部側（以下、「外側」という。）の溶接部にはひび割れは認められなかった。

②上部・下部シュラウドサポート周溶接部（周溶接部近傍）

上部シュラウドサポートと下部シュラウドサポートの周方向溶接部内側またはその近傍にひび割れが46箇所認められた。

また、上部シュラウドサポートに残っている下部シュラウドサポートの縦方向溶接部外側に4箇所（そのうち、貫通と考えられるひび割れ3箇所）と周方向溶接部外側6箇所にひび割れが認められた。

③下部シュラウドサポート縦溶接部

下部シュラウドサポートの縦溶接部内側にひび割れが11箇所認められた。

④母材部に施工された溶接部や溶接部跡等（母材部）

下部シュラウドサポートの母材部に相当する部位にひび割れが8箇所認められた。

このうち、ひび割れ（6箇所：添付資料-3 図、図、図、図、図、図）についてエッチングを実施した結果、これらの部位は溶接金属であった。

また、開先面において外側に貫通していると考えられるひび割れが1箇所（添付資料-3回）認められた。

ほとんどのひび割れの方法は軸方向であるとともに溶接部で発生しており、縦溶接部のひび割れは、下部シュラウドサポートの30°、120°、210°及び300°の方法の縦溶接部に集中していた。また、ひび割れは枝分かれや複数のひび割れがつながっているものが認められた。

(2) ひび割れ深さ確認結果

下部シュラウドサポートと原子炉圧力容器との溶接部のひび割れ228箇所のうち、5箇所について研削し深さを確認した結果、ひび割れはインコネル肉盛溶接部内で留まっていた。

また、ひび割れ3箇所について、ひび割れの範囲（断面）を確認するため研削したところ、ひび割れはインコネル182溶接金属及びインコネル82溶接肉盛部内において、上方向に奥行きのある特徴が認められた。

その後、下部シュラウドサポートと原子炉圧力容器との溶接部の残りの220箇所のひび割れを研削したところ、174箇所のひび割れはインコネル肉盛溶接部内で留まっており、また、46箇所のひび割れはインコネル肉盛と低合金鋼肉

鋼肉盛溶接の境界部で留まっており、いずれについても低合金鋼肉盛溶接部に達していないことが確認された。この結果において、ひび割れ研削深さは最大で約44mmであった。

なお、上方向の割れを研削する過程において残存部が薄肉となり先端部で開口したものが6箇所発生した。
(添付資料-4)

下部シュラウドサポート縦溶接部(11箇所)及び母材部(8箇所)のひび割れ19箇所について研削した結果、研削深さの最大は縦溶接部で約20mm、母材部では約18mmであった。

6.2 ひび割れの原因調査

ひび割れの性状、ひび割れ発生場所の特定及び進展経路等を確認するため、貫通部を含め合計300箇所のひび割れ及び健全部の代表的な箇所よりサンプル(13箇所)及びレプリカ(17箇所)を採取し、外観目視検査、金属組織観察、破面調査、酸化物皮膜厚さ調査及び化学成分分析等を実施した。結果は以下の通りであった。
(添付資料-5)

(1) 金属組織観察結果

シュラウドサポート母材部のひび割れ部は母材金属組織が認められ、シュラウドサポートと原子炉圧力容器との溶接部のひび割れ部は、溶接金属の組織が認められた。

いずれのひび割れも結晶粒界に沿って進展していた。また、開先面のひび割れは内側から外側に向かって進展している様相を呈していた。

(2) ひび割れの破面調査結果

走査型電子顕微鏡による破面観察を実施した結果、ひび割れは、溶接金属の溶接凝固時に生じる柱状晶の粒界に沿った粒界割れであり、枝分かれが認められた。また、ひび割れ先端部にストライエーション状模様等疲労の特徴を示す様相は認められなかった。

(3) 酸化物皮膜厚さ調査結果

貫通したひび割れの破面上の酸化物皮膜厚さを調査した結果、酸化物皮膜はシュラウドサポート表面付近では厚く、中央部では薄かった。また、シュラウドサポートの外側付近より内側付近の方が厚かった。これらのことから、ひび割れは内側で発生し外側へ進展したと考えられる。

また、溶接部から母材部に連続するひび割れの大半は溶接金属の内部に存在し

ており、また、破面上の酸化物は溶接金属部に多く、母材部には少ないことから、ひび割れは溶接金属部で発生しその後母材部へと進展したと考えられる。

(4) 硬さ測定結果

母材及び溶接部に観察されたひび割れ近傍の硬さは、ひび割れから比較的離れた箇所とほぼ同等であったことから、ひび割れに大きな応力変動が負荷しひび割れが進展したものではないと推測される。

(5) 化学成分分析結果

エネルギー分散型X線マイクロアナライザー（EDX）により母材及び溶接部の化学成分分析を実施した結果、材料ミルシートに記載された内容とほぼ同様な結果であった。

また、母材部、縦及び周溶接部の溶接金属について定量成分分析を実施した結果、母材に認められた溶接跡の溶接金属がインコネル 182 であること、縦及び周溶接部の金属は材料ミルシートに記載された内容とほぼ同等であることを確認した。

(6) 海外事例

ステンレス鋼に比べ発生件数は少ないもののBWR炉水環境下において、ナインマイルポイント-1（確認：1995年）、モンティセロ（確認：2000年）等でインコネル 182 の溶接部に応力腐食割れの報告がある。

6.3 シュラウドサポートに係る調査

(1) 製造履歴調査

シュラウドサポートに発見されたひび割れの原因調査の一環として、シュラウドサポートの製造履歴について調査した。その結果、使用材料、構造寸法、及び溶接施工については異常のないことを確認した。

また、製作手順の調査結果は以下のとおりであった。

- ① 下部シュラウドサポートの製作手順は、平板から扇型に抜き取りした12枚を3枚一組で溶接し、その各々の板を冷間プレス曲げた後、最終溶接（4箇所）することにより、円錐形状に組立てている。30°、120°、210°及び300°の縦溶接部については、最終溶接部のため、冷間プレス曲げを受けていない。
- ② 下部シュラウドサポート母材部内面の中央に位置する箇所に認められた溶接

跡（ひび割れ 6 箇所：添付資料-3 ⑥、⑦、⑧、⑩、⑪、⑬）は、シュラウドサポート製作等のために変形防止治具（ステー、リング）を仮付溶接により取付けていた。

- ③ 下部シュラウドサポートを原子炉圧力容器に溶接した後、低合金鋼である原子炉圧力容器のための熱処理が実施されている。
- ④ 下部シュラウドサポートの上端の 235° 位置において、母材の試験片を採取した後、インコネルの当て板を溶接により取付けていた。
- ⑤ 製作後の使用前検査において、当時の省令に従って最高使用圧力の 1.5 倍（12.9 MPa）で耐圧試験を実施していた。

調査の結果、製造管理に問題は認められなかった。また、今回、下部シュラウドサポートで認められたひび割れの部位については、全て製造時の溶接部や溶接跡とその近傍であることが確認された。（添付資料-6）

(2) 運転履歴調査

運転開始から現在に至るまでの運転実績及び原子炉水水質実績について調査した。

① 運転実績

運転開始（昭和 45 年 3 月）から第 26 回定期検査開始（平成 11 年 8 月）までの運転履歴について、プラントの起動・停止等の運転過渡事象回数を調査した結果、設計回数を下回っていることを確認した。

原子炉の運転圧力及び温度は、それぞれ約 6.9 MPa（約 70kg/cm²）、約 270℃と設計運転条件内であった。

運転開始以降の累積発電時間は、約 18 万時間（約 19.6 年実効定格出力年）であることから、シュラウドサポートの中性子照射量は 10¹⁷n/m² 以下と推定される。

② 原子炉水水質実績

運転開始以降の原子炉水の水質状況（導電率、pH、塩素イオン及び溶存酸素濃度）について調査した。

その結果、導電率、pH 及び塩素イオン濃度はいずれも基準値（導電率：1 μS/cm 以下、pH：5.6～8.6、塩素イオン濃度：100ppb 以下）を満たしていた。溶存酸素濃度は、平成 9 年以降、水素注入時は 10ppb 以下に抑制されていたが、水素注入を開始するまでの期間においては 200ppb 程度であった。

（添付資料-7）

6.4 応力解析評価及びプレス加工モックアップ試験

これまでの調査結果より、ひび割れは粒界型応力腐食割れである可能性が高いことが判った。応力腐食割れが発生する３要素の１つに応力があるが、今回のひび割れ発生状況については主に内側に多く発生している特徴が見られており、これを解明するためにシュラウドサポートの溶接部の応力を解析評価及びモックアップ試験により確認した。

シュラウドサポート溶接部の定格出力運転中の応力は、製造時の残留応力に運転時の応力を加えたものである。残留応力に影響を与える要因（溶接、熱処理、耐圧試験及び定格運転状態の圧力・温度による応力）を考慮し、製造時から定格出力運転時までの、各段階における溶接部の応力解析、試験及びプレス加工モックアップ試験を実施した結果は、以下の通りであった。

(1) 下部シュラウドサポートと原子炉圧力容器との溶接部の応力解析評価

- ① 下部シュラウドサポートを原子炉圧力容器に溶接することにより発生した周方向の引張の応力は、使用前検査での耐圧試験前までは内側で 400～450MPa、外側で約 490MPa であり、外側の残留応力の方が内側に比べて高いが、耐圧試験後は外側の応力が低下し内側の方が高くなり、定格出力運転中での応力は内側で約 330MPa、外側で 160～270MPa となった。

(添付資料-8)

- ② 定格出力運転中における軸方向応力は、内側で 50～110MPa、外側で 140～190MPa であり、内・外側とも周方向応力に比べて小さい結果となった。

- ③ また、耐圧試験により残留応力が低下するとともに、内側と外側の残留応力の大小関係が逆転すること、試験により確認した。(添付資料-9)

(2) 上部及び下部シュラウドサポートの周溶接部の応力解析評価

- ① 定格出力運転中における上部及び下部シュラウドサポートの周溶接部の周方向応力は内側で約 410MPa、外側で 300～350MPa となった。
- ② 軸方向の応力は、内側で 150～180MPa、外側で -20～-130MPa となり、内・外側とも周方向応力に比べて小さい結果となった。

周方向、軸方向とも応力は内側に比べ外側は小さかった。

(3) 下部シュラウドサポート縦溶接部のプレス加工モックアップ試験

下部シュラウドサポート縦溶接部について、プレス加工（冷間プレス）を受けた縦溶接部とプレス加工を受けない縦溶接部（30°、120°、210° 及び 300° 方向の縦溶接部）の相違についてプレス加工モックアップ試験により確認をした。その結果、プレス加工を受けた縦溶接部は周方向応力が内・外側とも引張応力が低下する傾向があることを確認した。

7. 推定原因

- (1) 破面調査等の結果より、ひび割れの形態は、粒界に沿った割れであり、粒界型応力腐食割れの特徴を有していた。また、製造履歴調査の結果から、ひび割れは全て製造時の溶接部に発生し伝播したものと確認された。
- (2) 製造履歴に従った残留応力解析の結果、下部シュラウドサポートと原子炉圧力容器との溶接部の内側には高い周方向残留応力が発生しており、外側は内側より低いレベルであった。
- (3) 原子炉水の溶存酸素濃度は、水素注入を開始するまでの期間は、約 200ppb 程度であり、シュラウドサポートに応力腐食割れが発生しうる環境にあった。

今回のひび割れは、応力腐食割れの3要素（応力、環境及び材料）が重畳し、溶接時の周方向の引張残留応力を主体とし、これに周方向の運転応力が加わったことにより、主に軸方向の応力腐食割れが内側に多数発生したものと推定される。

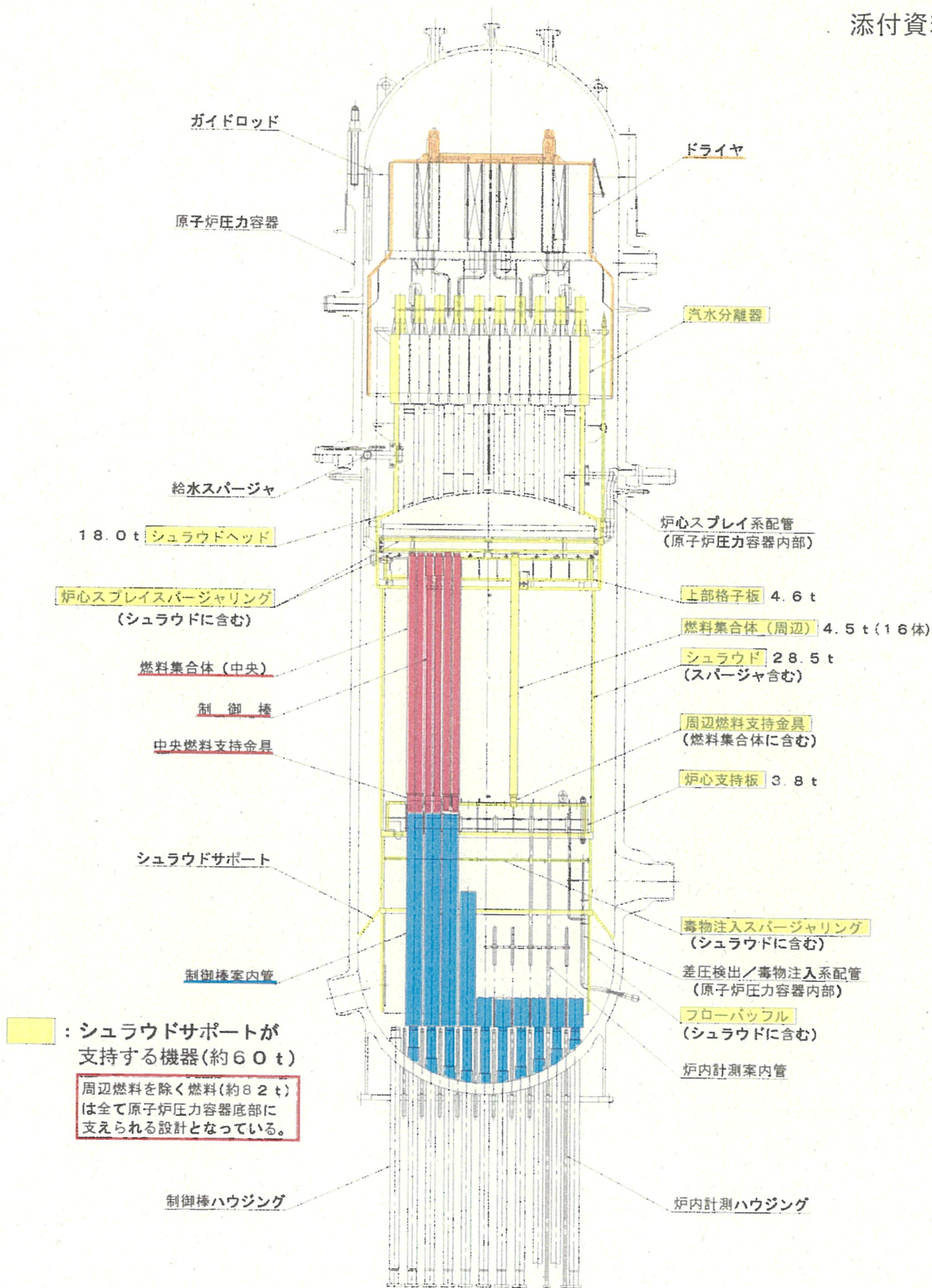
8. 今後の予定

今後、最終調査結果を取り纏めるとともに、その結果を踏まえ対策を検討する予定。

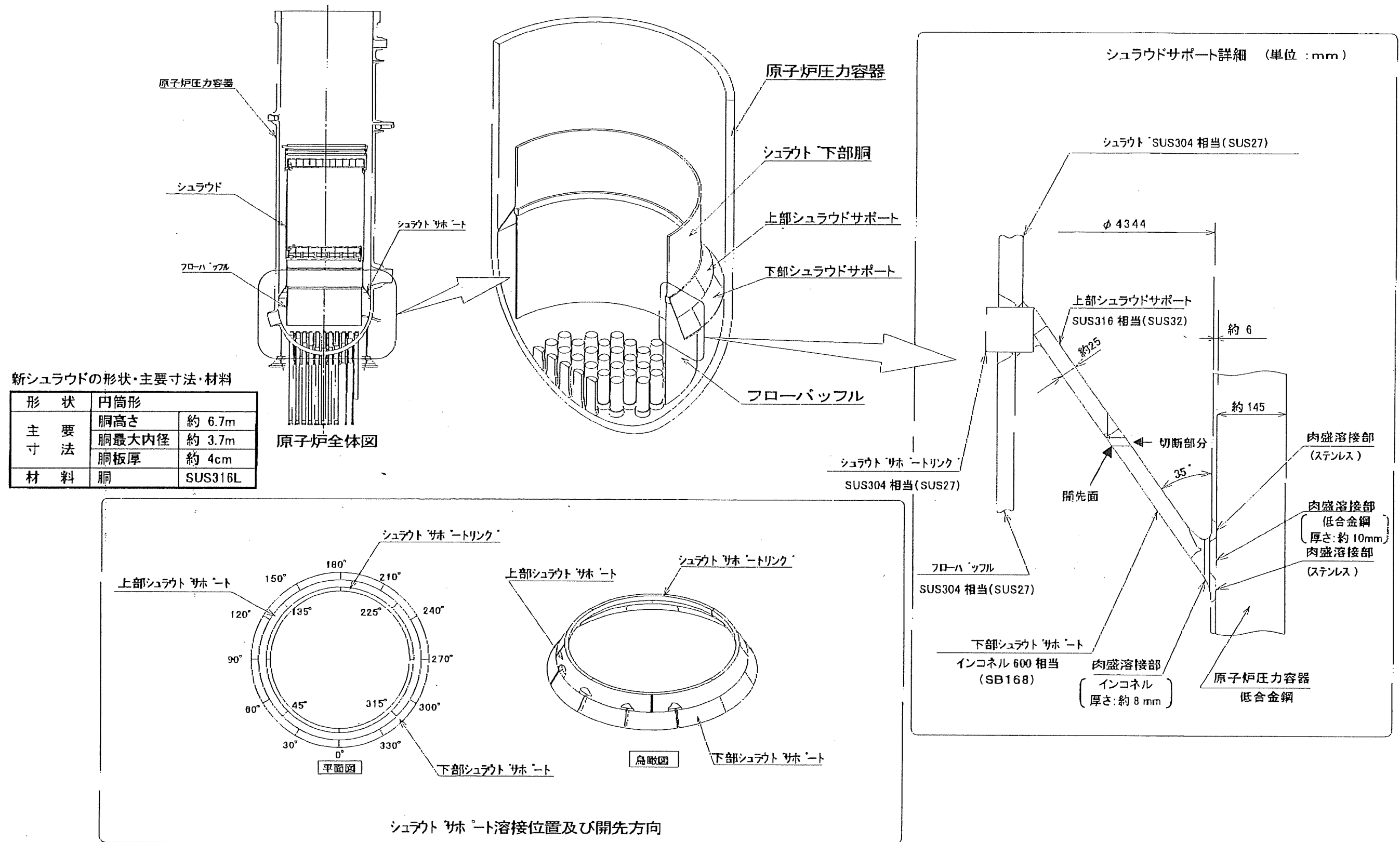
9. 添付資料

- (1) 原子炉圧力容器構造図
- (2) シュラウドサポート構造図
- (3) シュラウドサポートひび割れ状況
- (4) ひび割れ深さ研削結果
- (5) 下部シュラウドサポート開先面レプリカ観察写真（150°付近）
- (6) シュラウドサポート関連製作手順
- (7) 原子炉水水質実績
- (8) 残留応力評価結果
- (9) 残留応力履歴確認試験結果

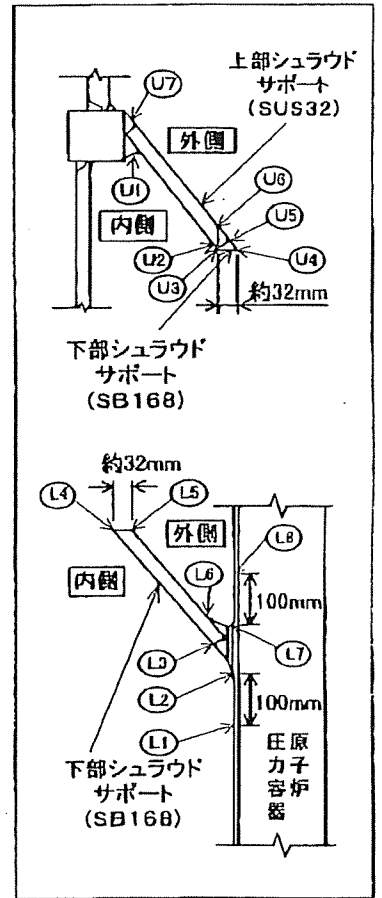
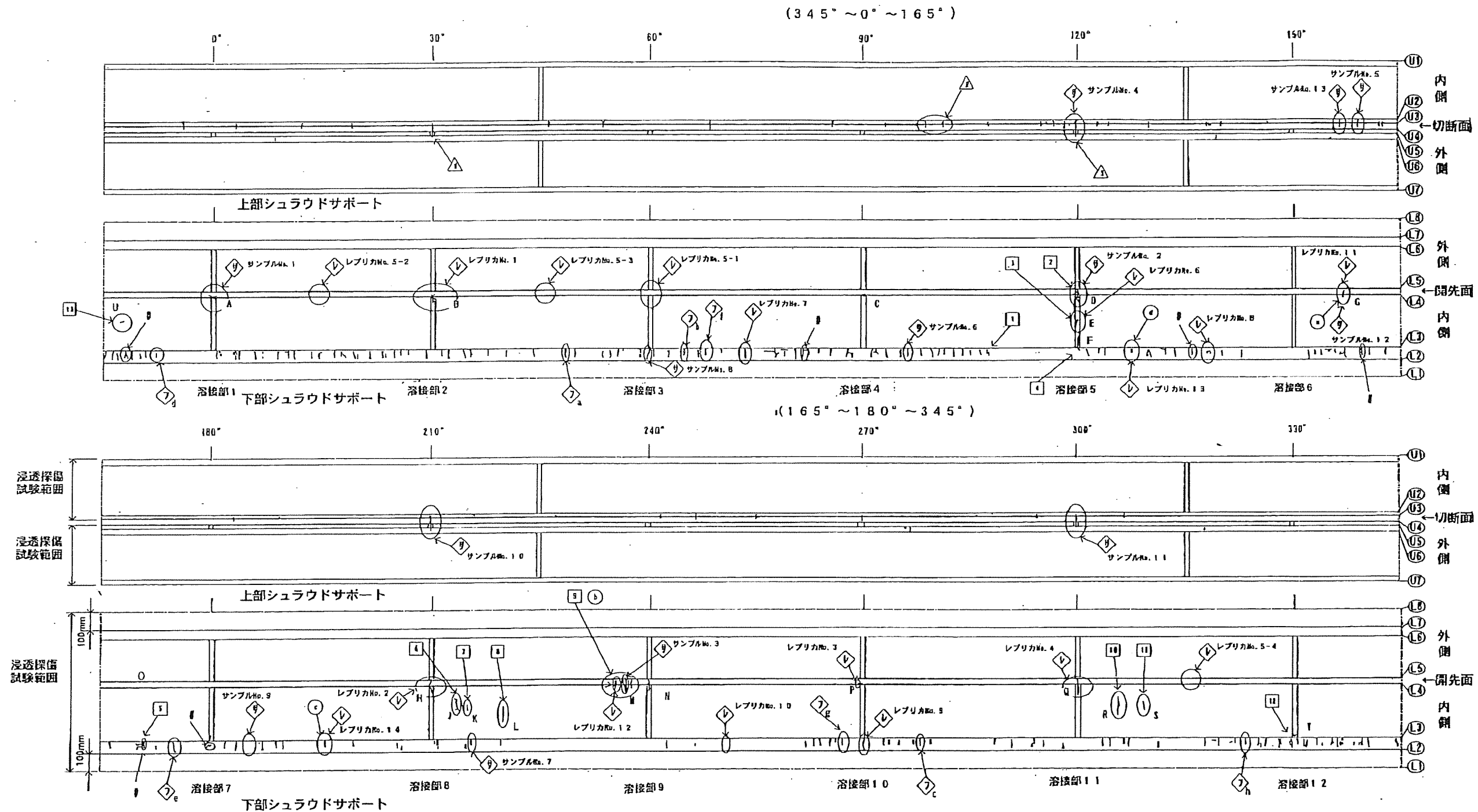
以 上



原子炉圧力容器構造図



シュラウドサポーター構造図

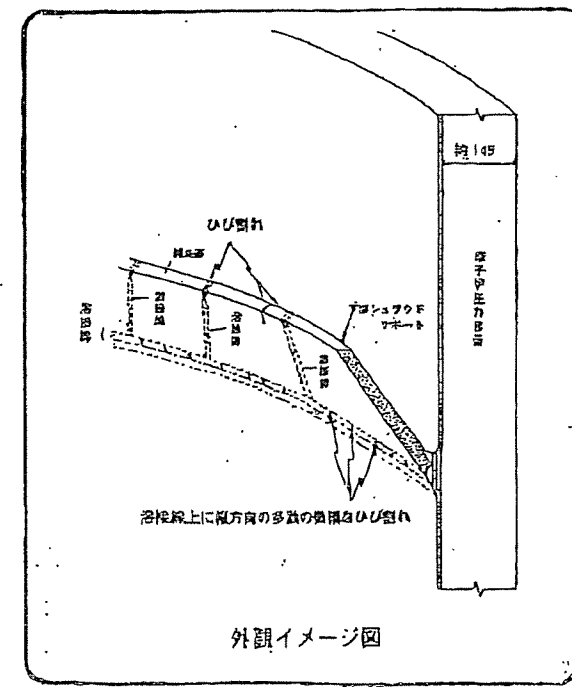
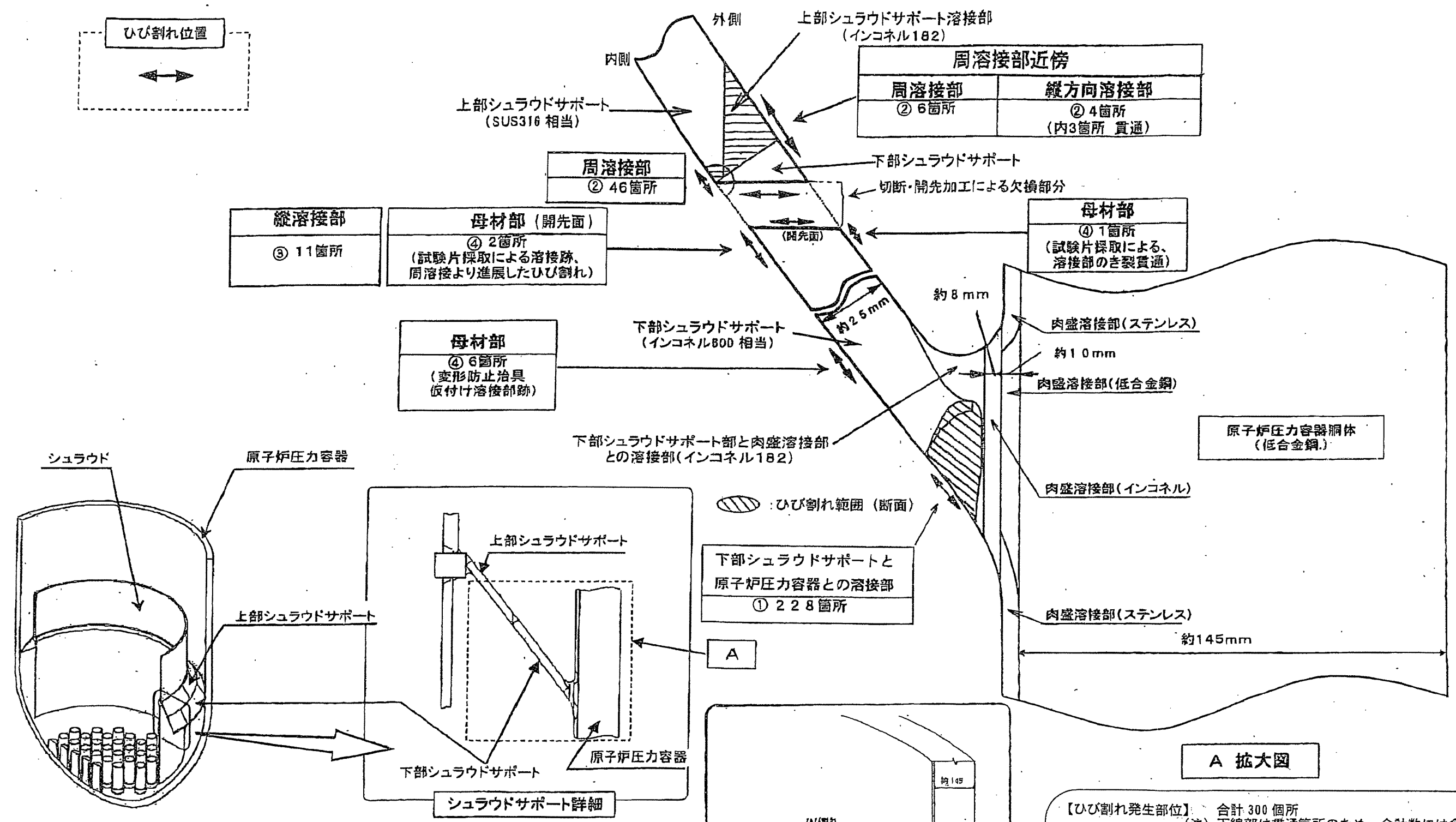


シュラウドサポートひび割れ状況

□番号は、下部シュラウドサポート浸透探傷試験結果を示す。
△番号は、上部シュラウドサポート浸透探傷試験結果を示す。
○アルファベットは、金相観察結果を示す。
＃は、開先上方向へのひび割れ進展量が大きかった箇所のうち、
6箇所は研削作業に伴い先端部で開口

◇ : レプリカ採取箇所
サ : サンプル採取箇所
フ : 深さ確認箇所

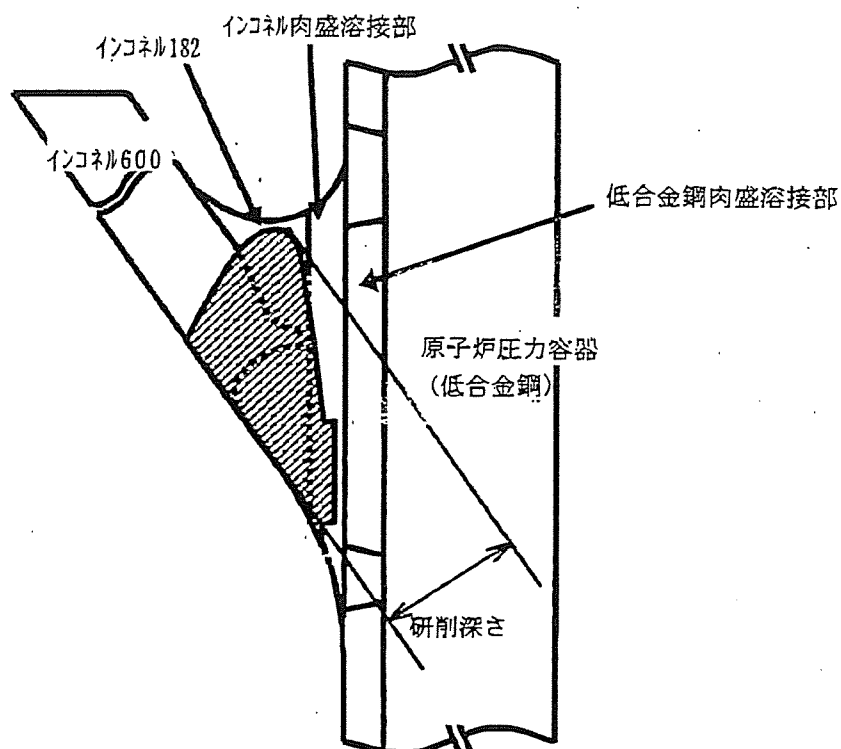
注1: 上部シュラウドサポート切断面のひび割れは外観点検結果を、
その他の部分のひび割れは浸透探傷試験結果を示す。
注2: 上部シュラウドサポート(U2)(U5)(U6)及び下部シュラウドサポート
(L2)(L3)(L6)(L7)は、溶接金属境界を示す。



A 拡大図

- 【ひび割れ発生部位】 合計 300 箇所
- (注) 下線部は貫通箇所のため、合計数には含まず
- ① 下部シュラウドサポートと原子炉圧力容器との溶接部内側に 228 箇所
 - ② 上部シュラウドサポートと下部シュラウドサポートの周方向溶接部内側 またはその近傍にひび割れが 46 箇所
上部シュラウドサポートに残っている下部シュラウドサポートの縦方向溶接部外側に 4 箇所 (そのうち、貫通と考えられるひび割れ 3 箇所) と周方向溶接部外側 6 箇所
 - ③ 下部シュラウドサポートの縦溶接部内側に 11 箇所
 - ④ 下部シュラウドサポートの母材部に相当する部位にひび割れが 8 箇所
また、開先面において外側に貫通していると考えられるひび割れが 1 箇所

ひび割れ発生状況



シュラウドサポートと原子炉圧力容器との溶接部 研削イメージ図

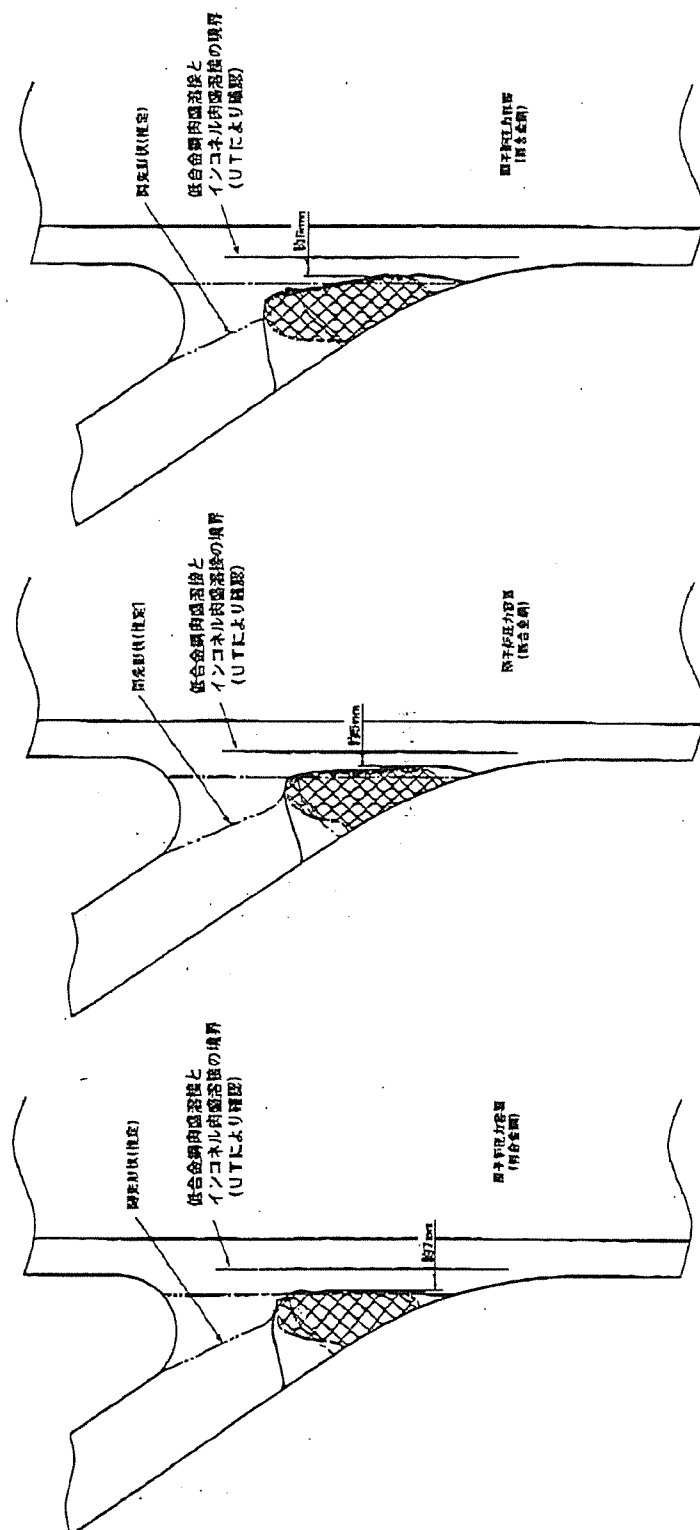
ひび割れ深さ (ひび割れ消滅部位)	箇所数
インコネル溶接金属及び インコネル肉盛溶接部で消滅	182
インコネル肉盛溶接と低合金鋼肉盛溶接の 境界部で消滅	46
研削ひび割れ箇所計	228

※1: ひび割れは、低合金鋼肉盛溶接部に達していない。

※2: 最大の研削深さは、約 44mm であった。

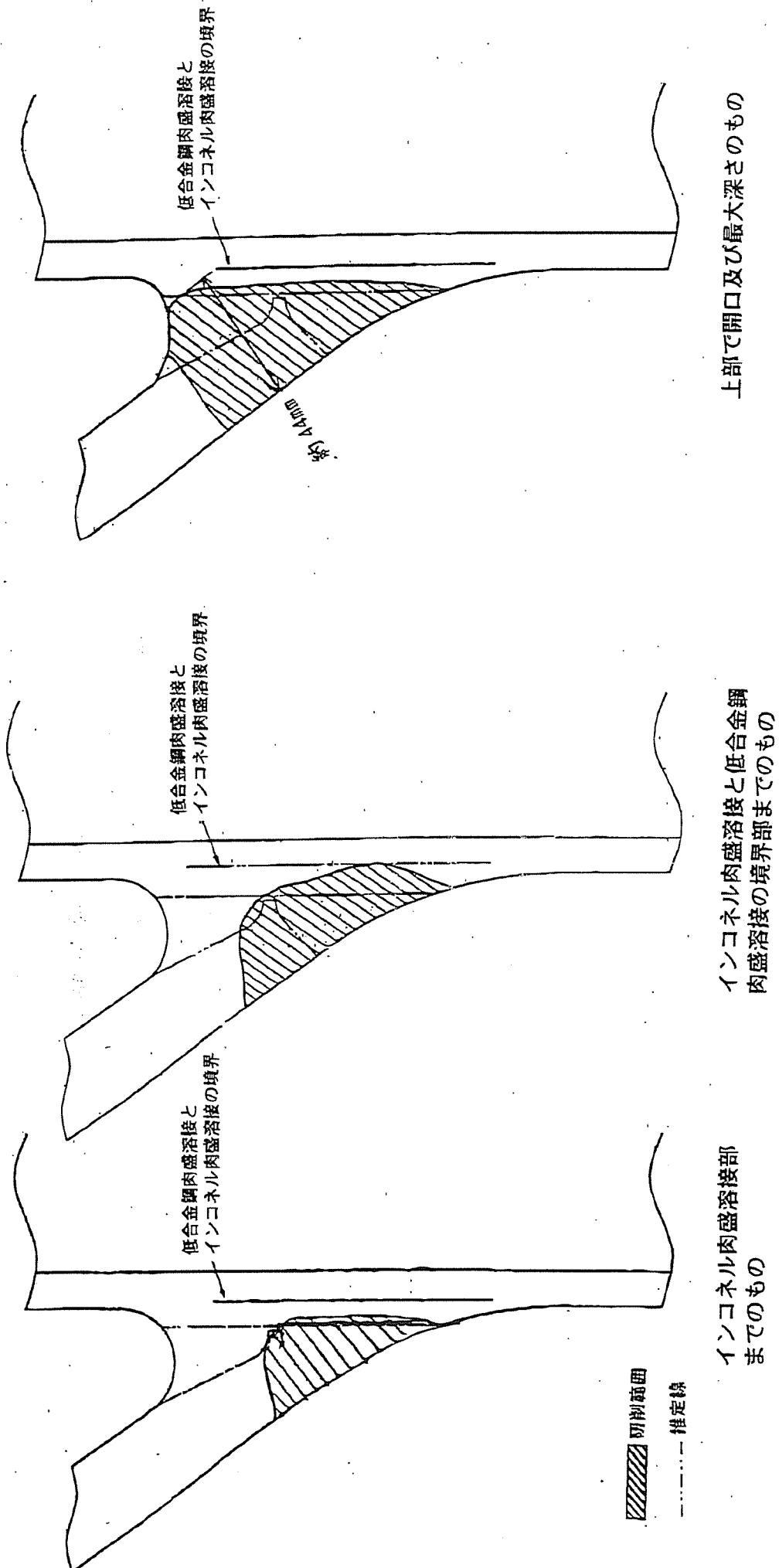
※3: 開先上方向への進展量が大きかった箇所のうち、6 箇所は研削作業に伴い先端部で開口。

ひび割れ深さ研削結果



ひび割れ範囲確認結果

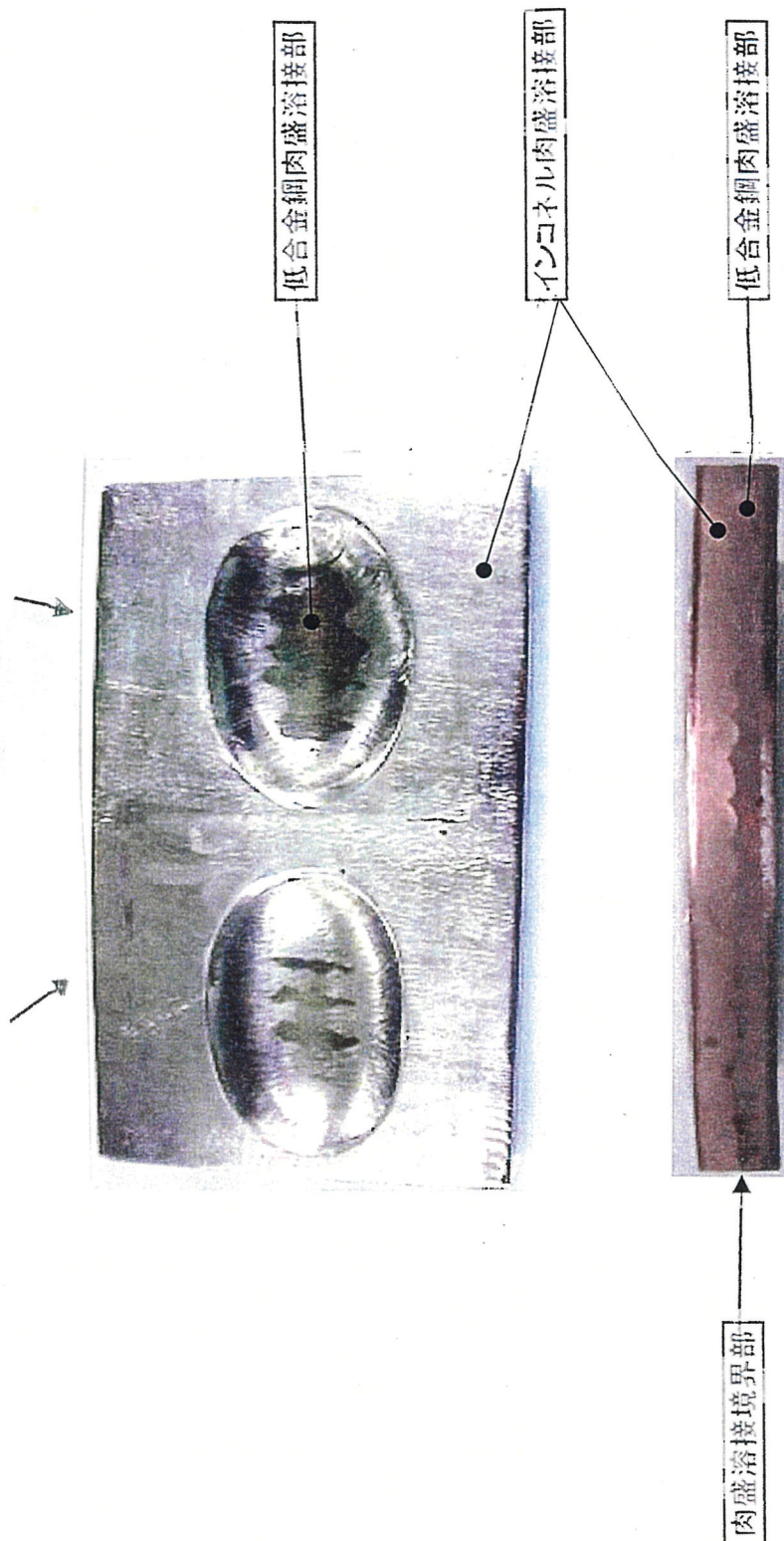
— : 研削形状
 ○○○○ : ひび割れ形状



下部シェラウドサポートの原子炉圧力容器取付溶接部 ひび割れ研削深さ確認結果 (断面)

インコネル肉盛溶接部を研削していくと、境界部の始まりとして、低合金鋼肉盛溶接部がエッチング処理により縞状の模様として現れる。

さらにインコネル肉盛溶接部の研削を進めると、エッチング処理により低合金鋼肉盛溶接部表面の周囲に境界部を示す波状の模様が現れる。



インコネル・低合金鋼肉盛試験片

エッチング確認記録(例)

確認年月日	平成12年 4月15日
確認箇所	シュラウドサポートひび割れ研削部 (ひび割れ番号 IC-23)

1. エッチング条件

表面状態：バフ仕上げ面

エッチング液：10%硝酸アルコール溶液

エッチング時間：約10秒

2. 確認結果

(1) 写真



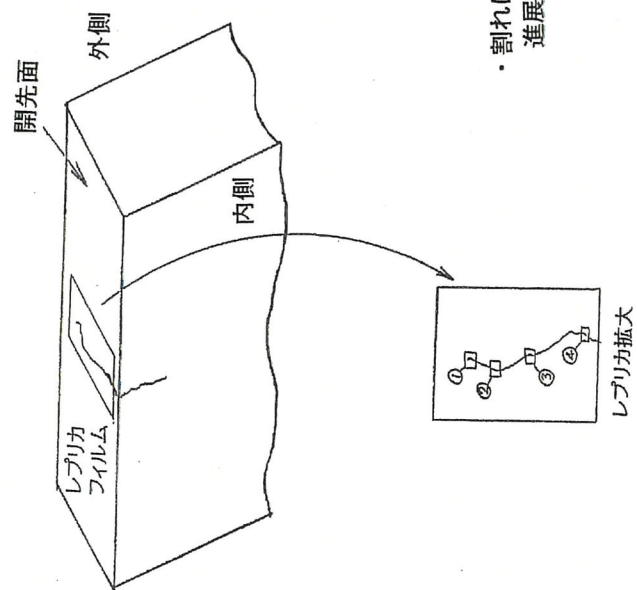
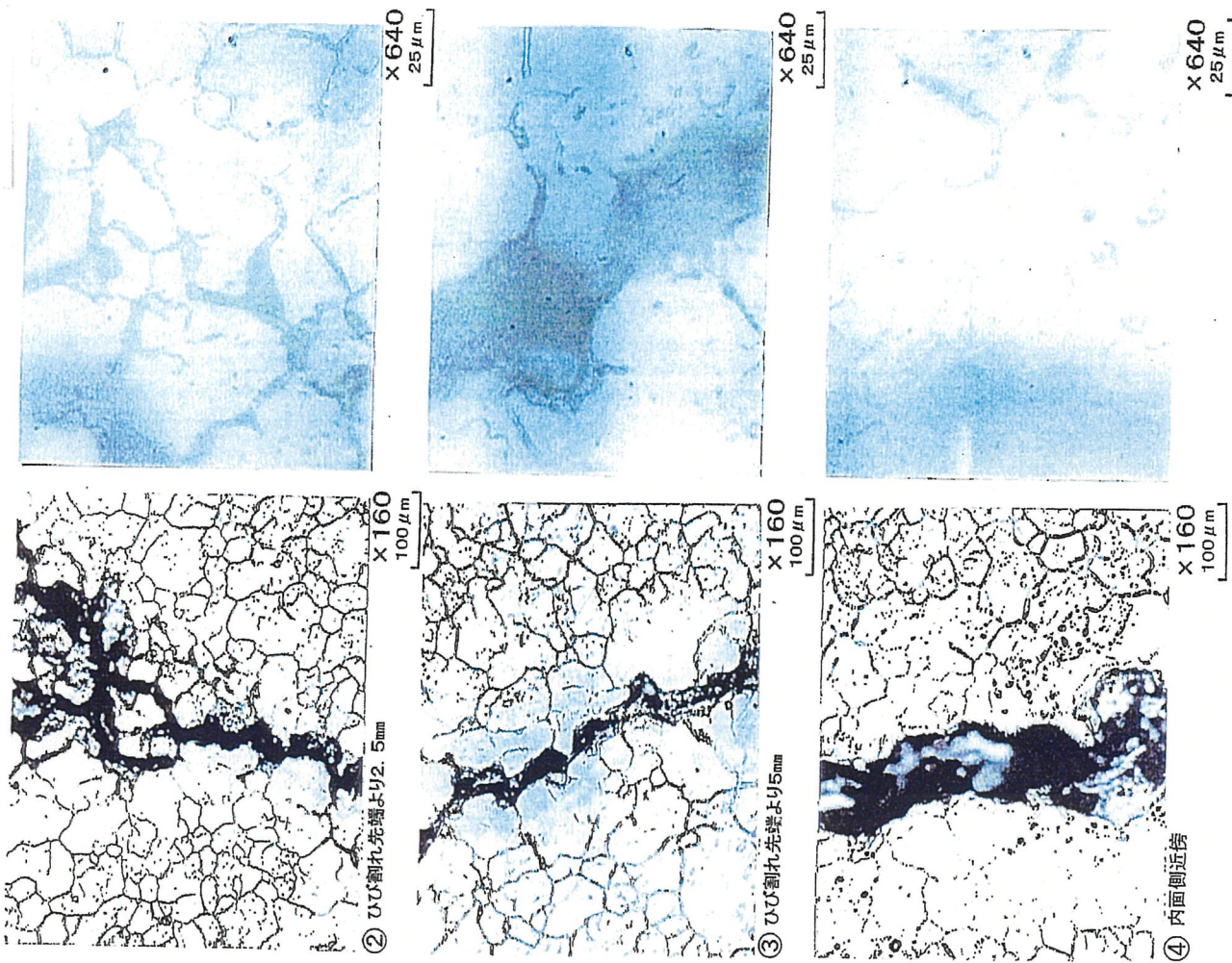
(2) スケッチ図



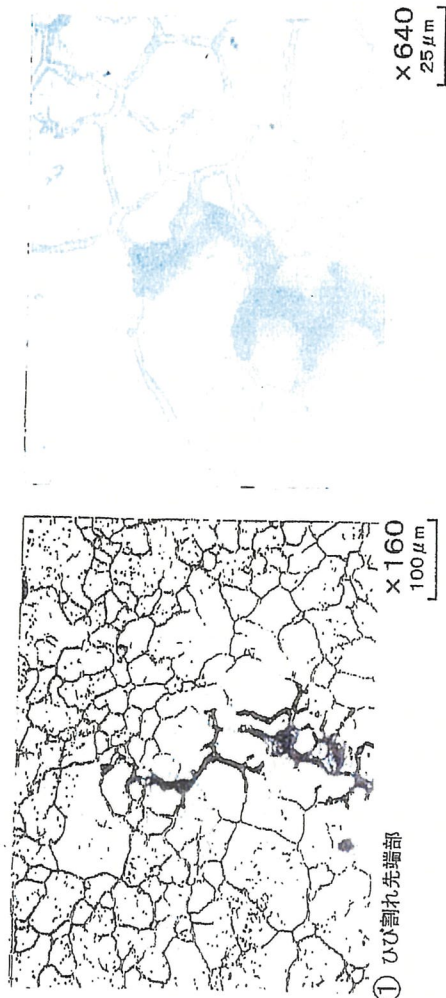
 : 低合金鋼肉盛部

(3) 確認結果の説明

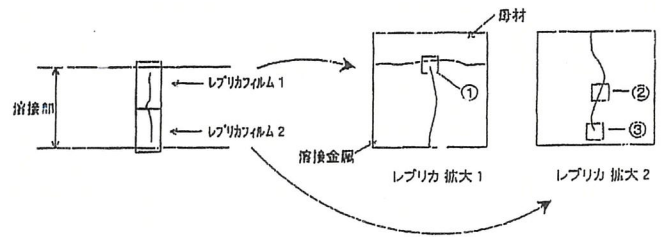
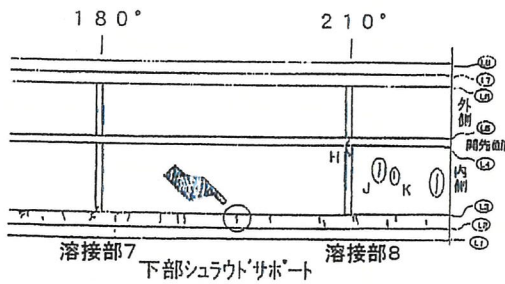
ひびの消滅を浸透探傷試験により確認後、エッチング処理により現れた模様がインコネル肉盛溶接と低合金鋼肉盛溶接の境界部内を示す波状模様であることから、ひびの進展が境界部内に留まっていることを確認した。



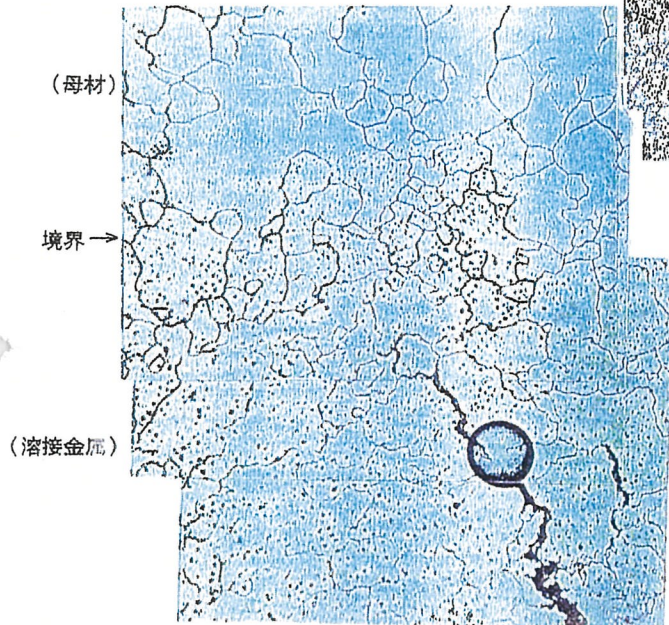
・割れは粒界に沿って
進展している。



下部シェラウドサポート開先面レプリカ観察写真(150° 付近)

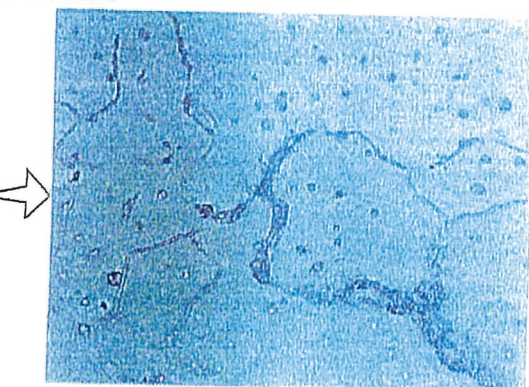


・割れは溶接金属の粒界に沿って進展している。

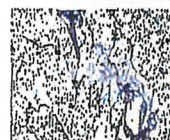


① 上部側ひび割れ先端

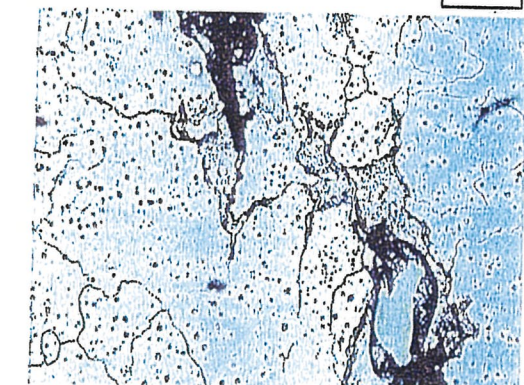
×160
100 μm



×640
25 μm

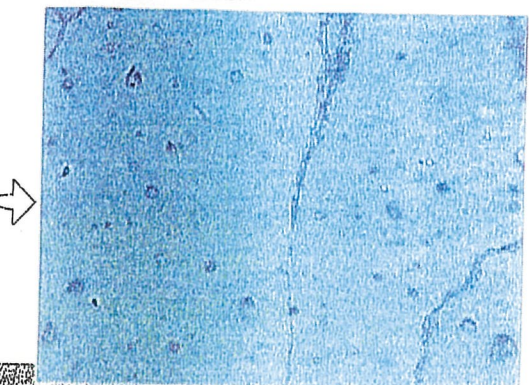


拡大部



② ひび割れ下部側先端から3mm

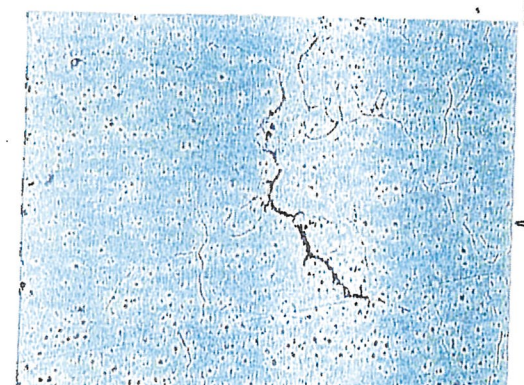
×160
100 μm



×640
25 μm

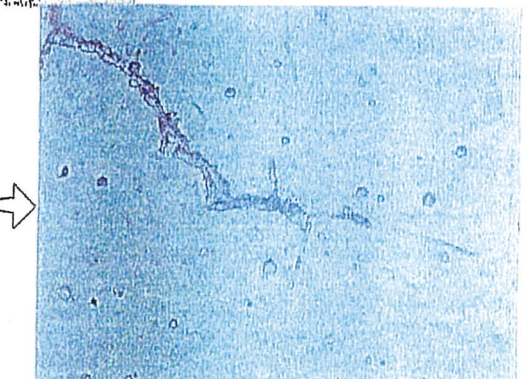


拡大部



③ 下部側ひび割れ先端

×160
100 μm

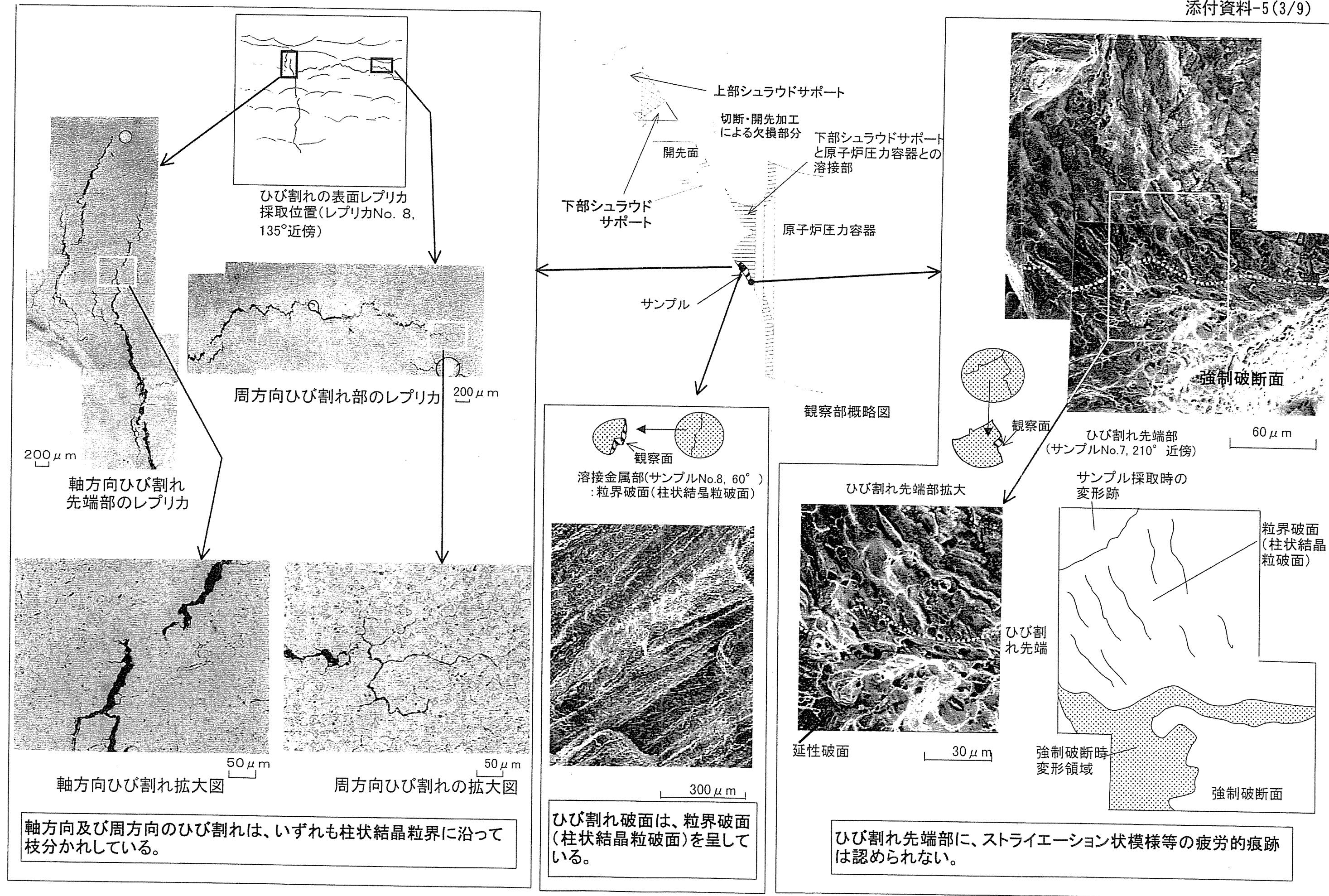


×640
25 μm

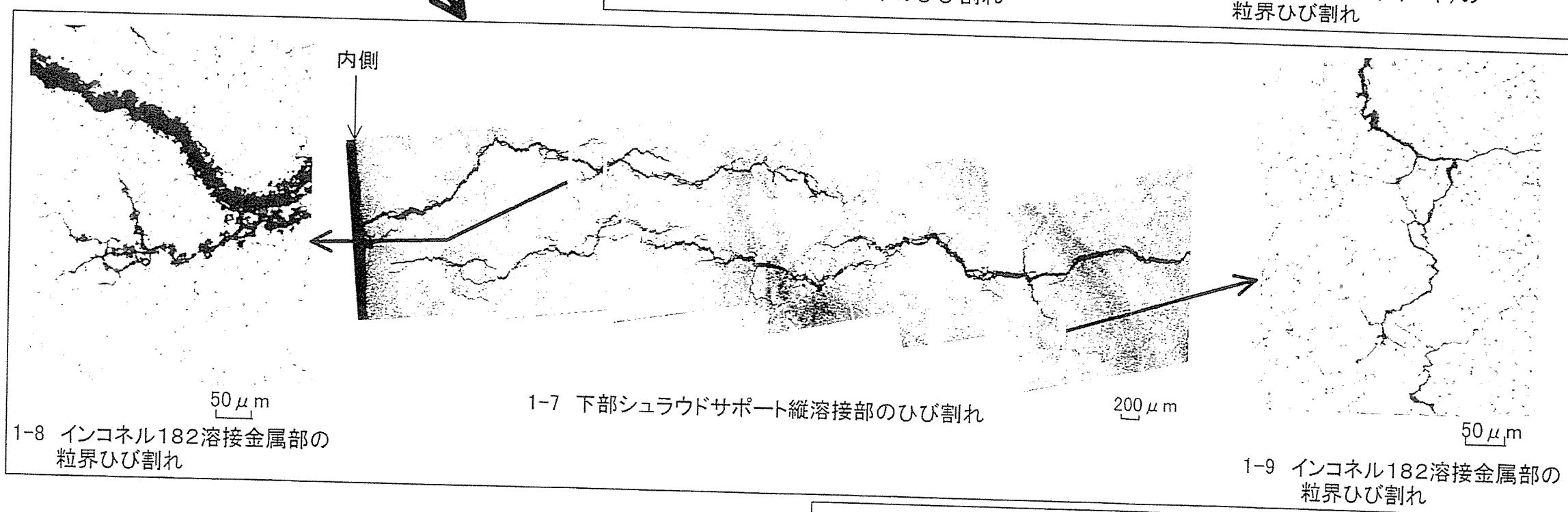
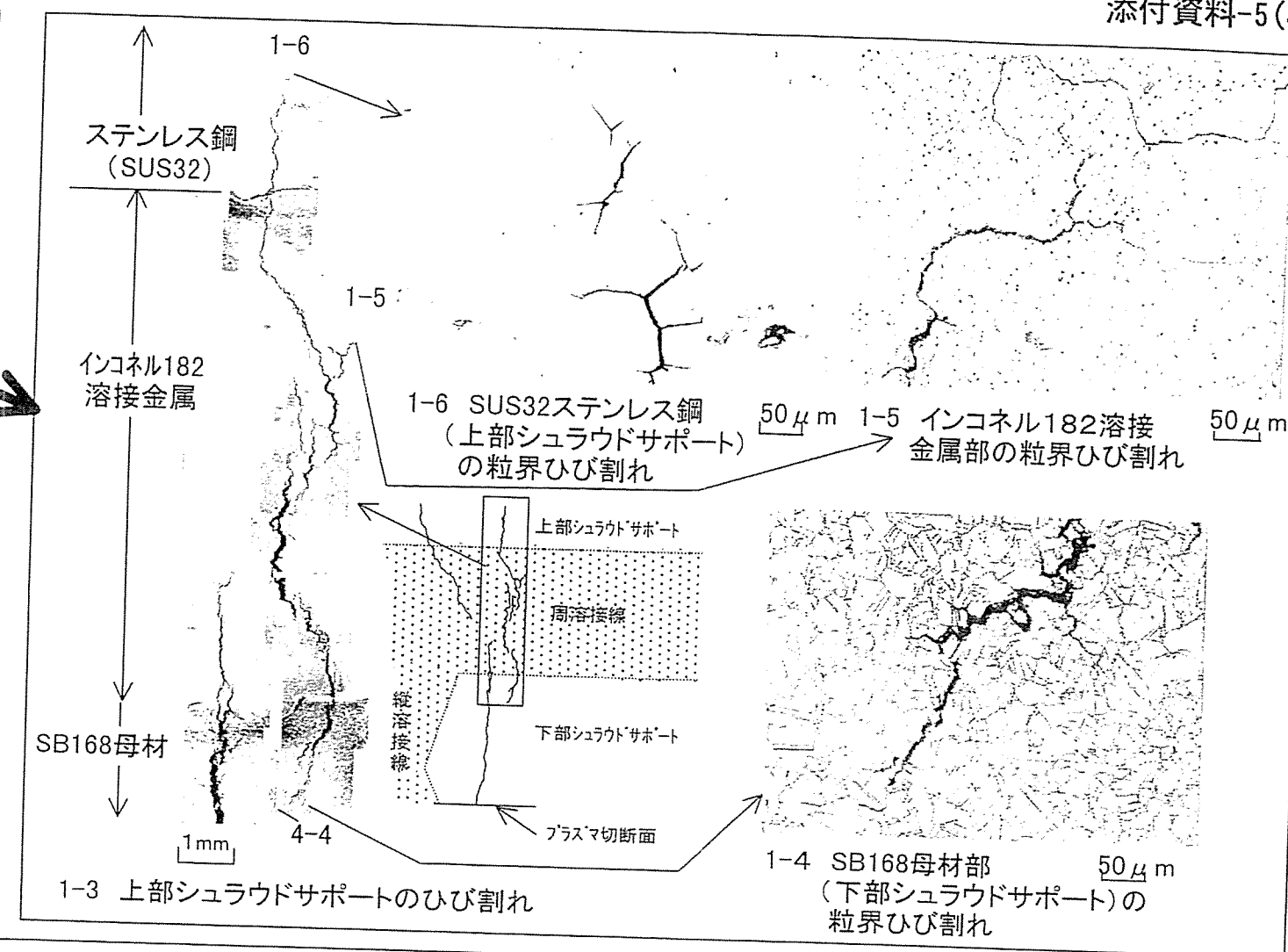
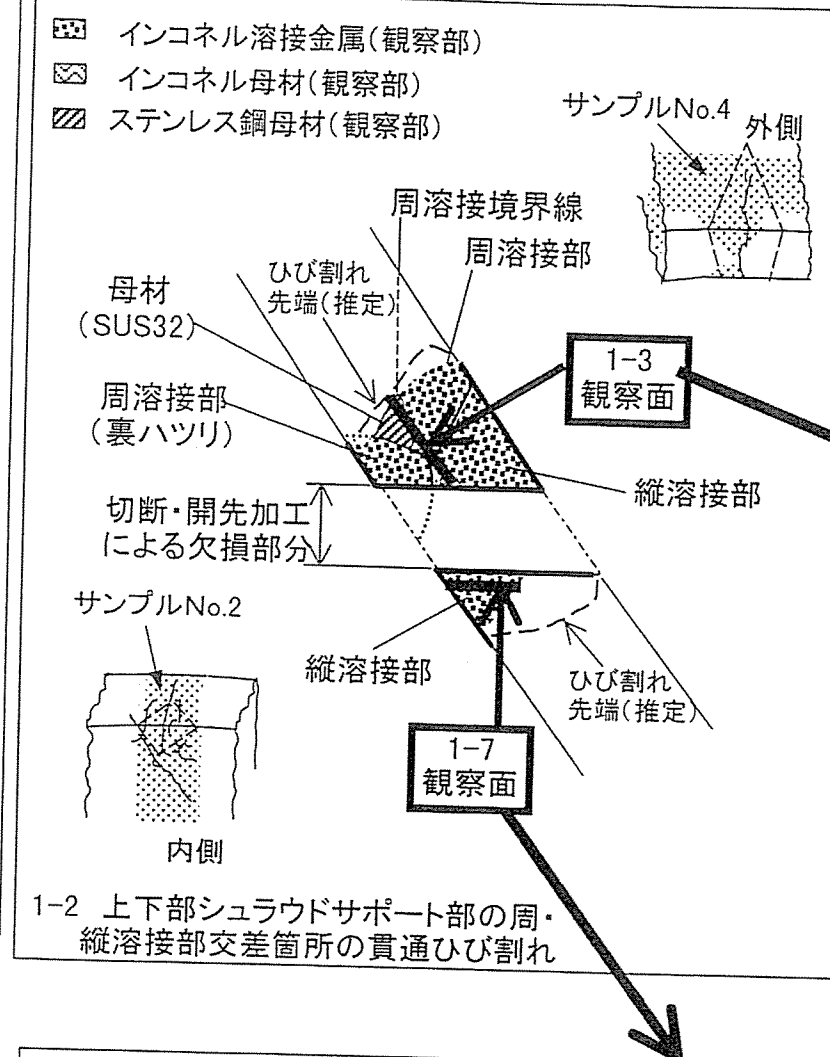
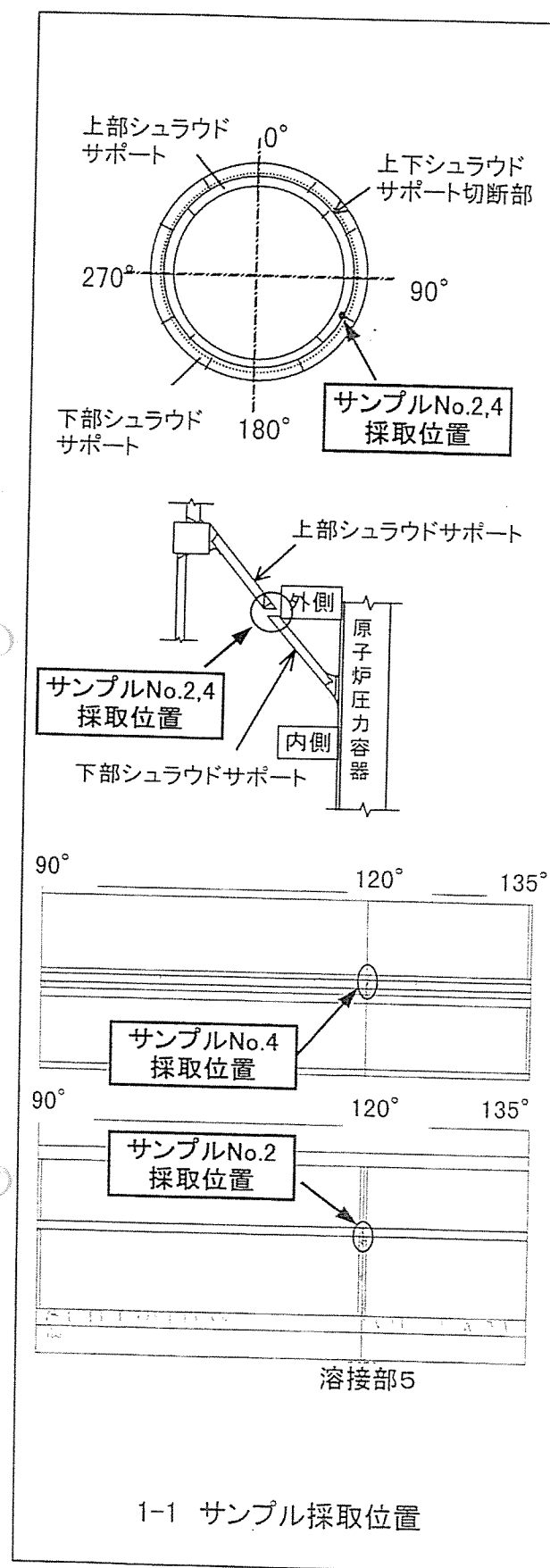


拡大部

シュラウドサポートと原子炉圧力容器との溶接部レプリカ観察写真(195° 近傍)



下部シュラウドサポートと原子炉圧力容器との溶接部のひび割れ金属組織及び破面観察結果

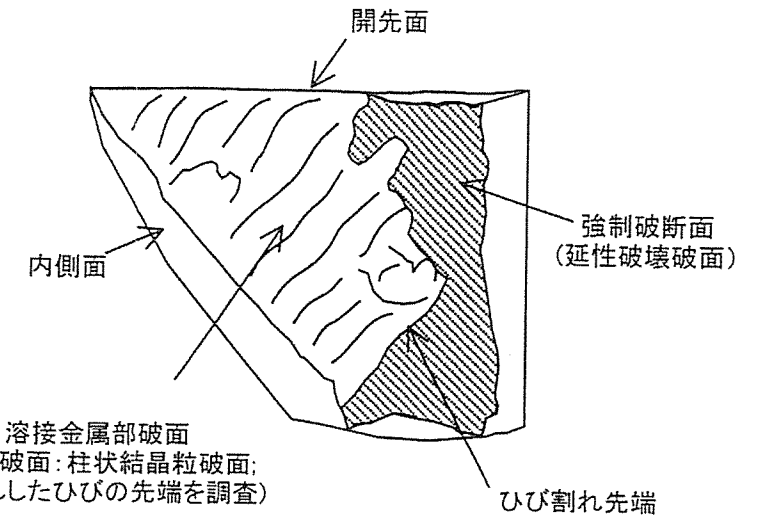
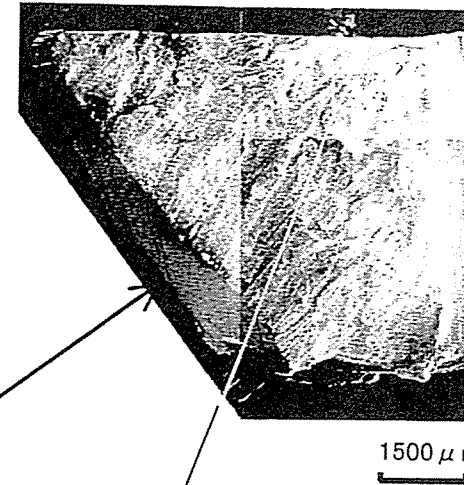
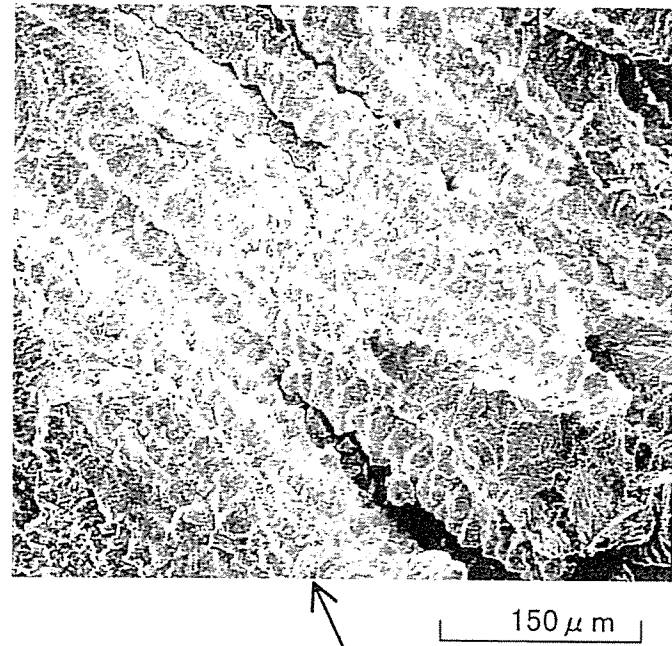


上下シュラウドサポート部の周・縦溶接部交差箇所の貫通ひび割れ金属組織観察結果

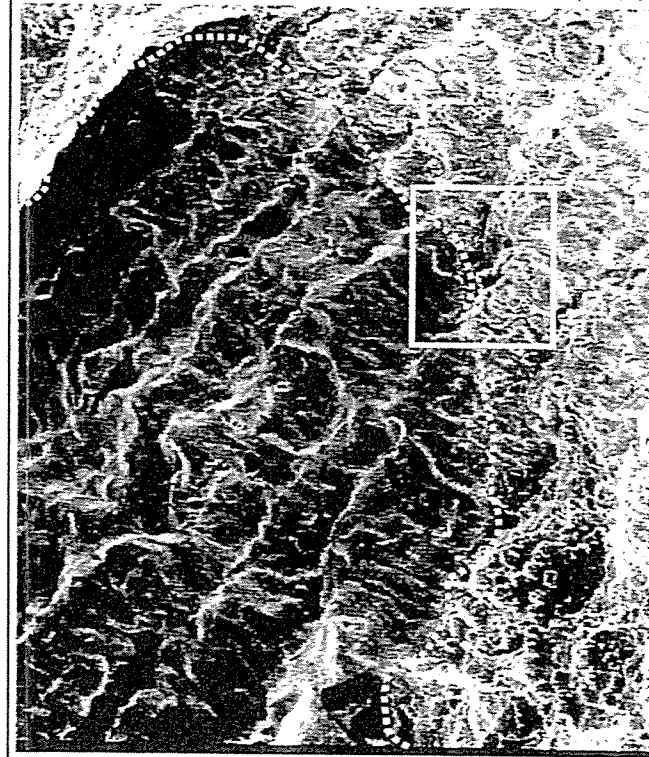
ひび割れは、結晶粒界に沿って枝分かれています。

2-3 溶接金属部
粒界破面(柱状結晶粒破面)

ひび割れ破面は、粒界破面(柱状結晶粒破面)を呈している。



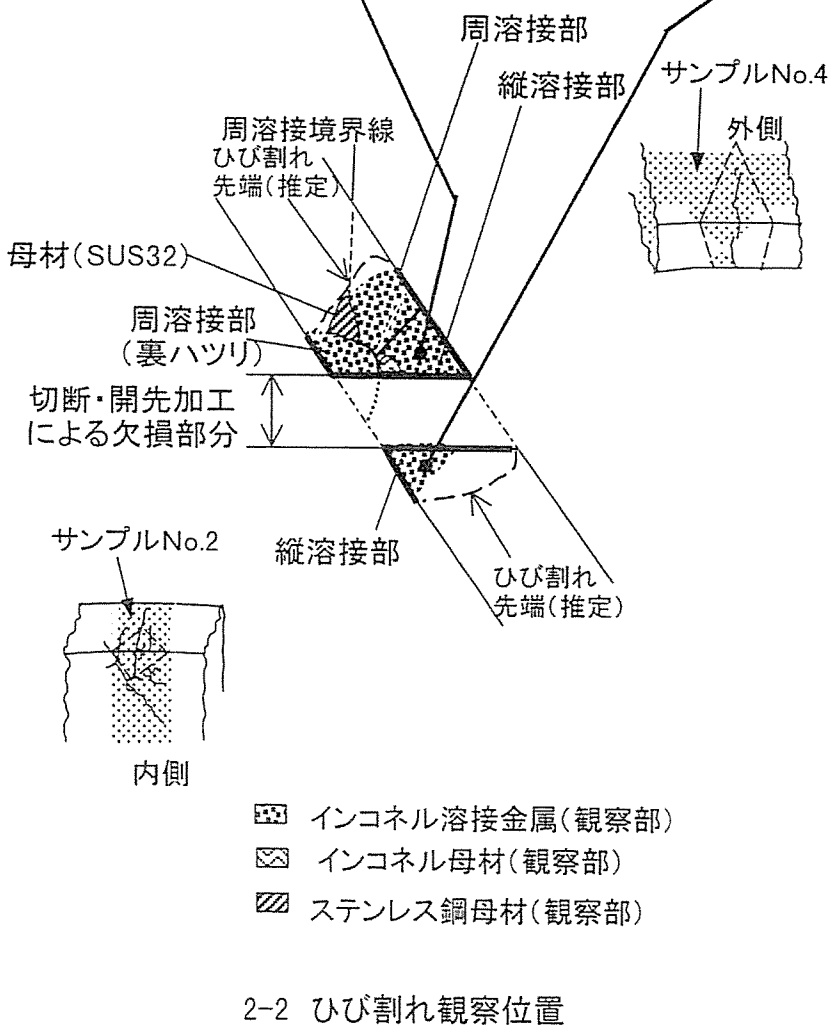
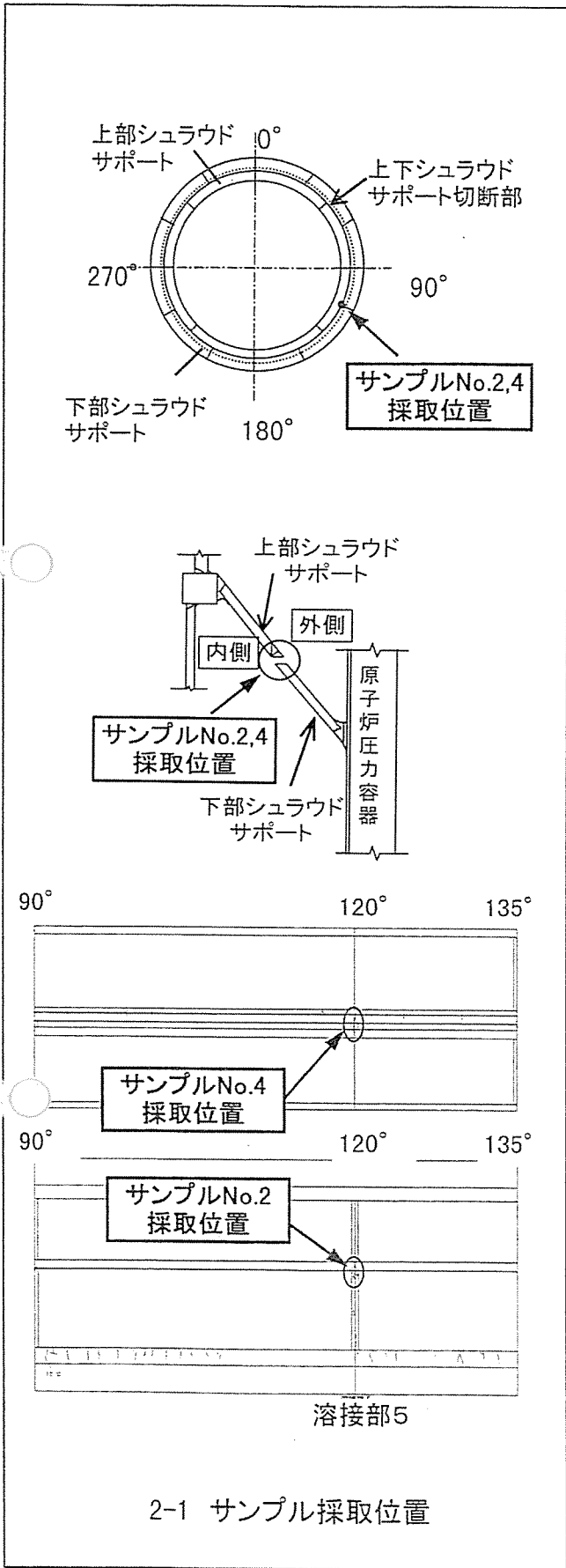
2-4 ひび割れ先端部
・溶接金属部粒界破面(柱状結晶粒破面)



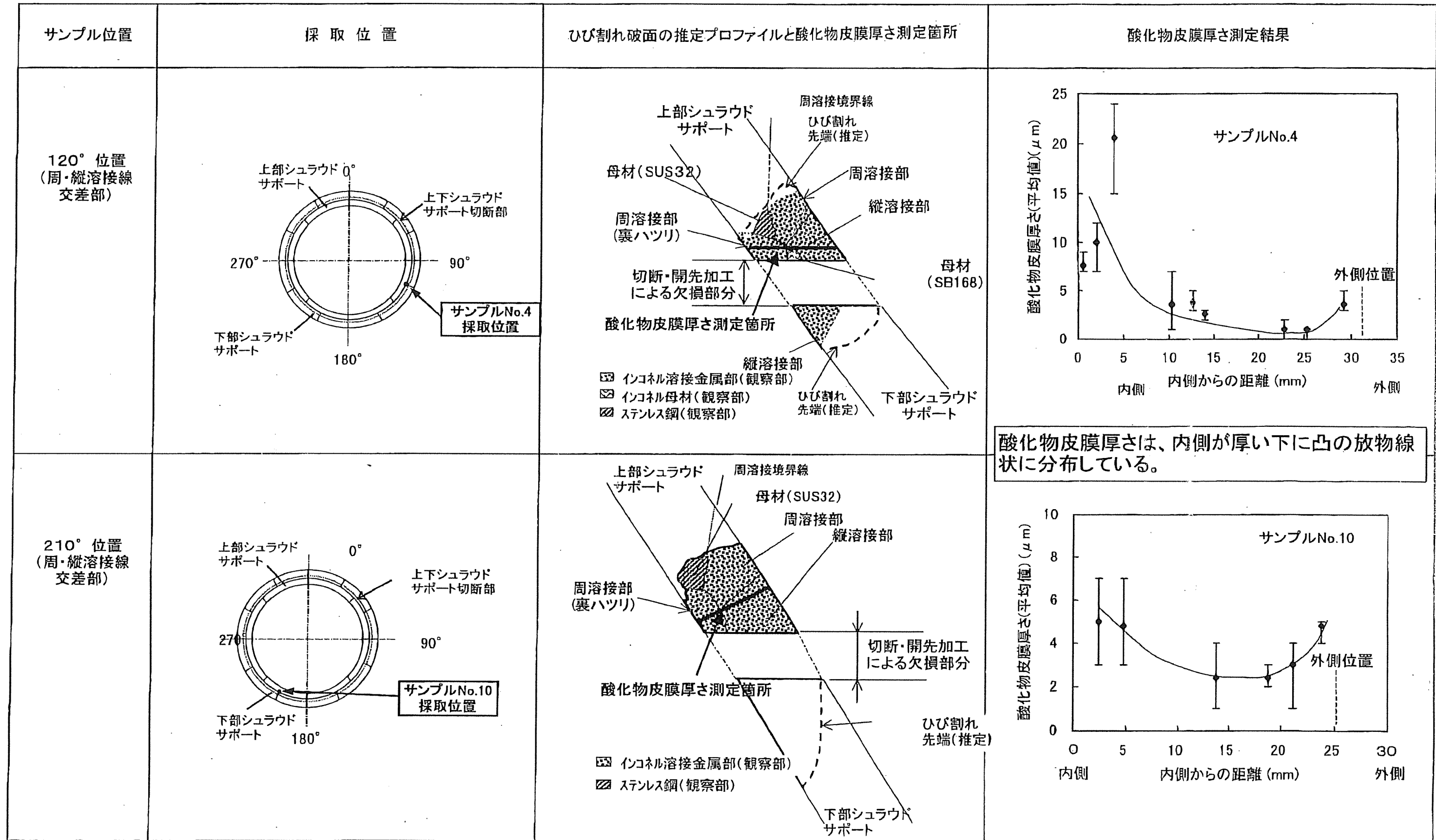
2-5 ひび割れ先端部(拡大図)
ストレッチゾーン



ひび割れ先端部に、ストライエーション状模様等の疲労的痕跡は認められない。

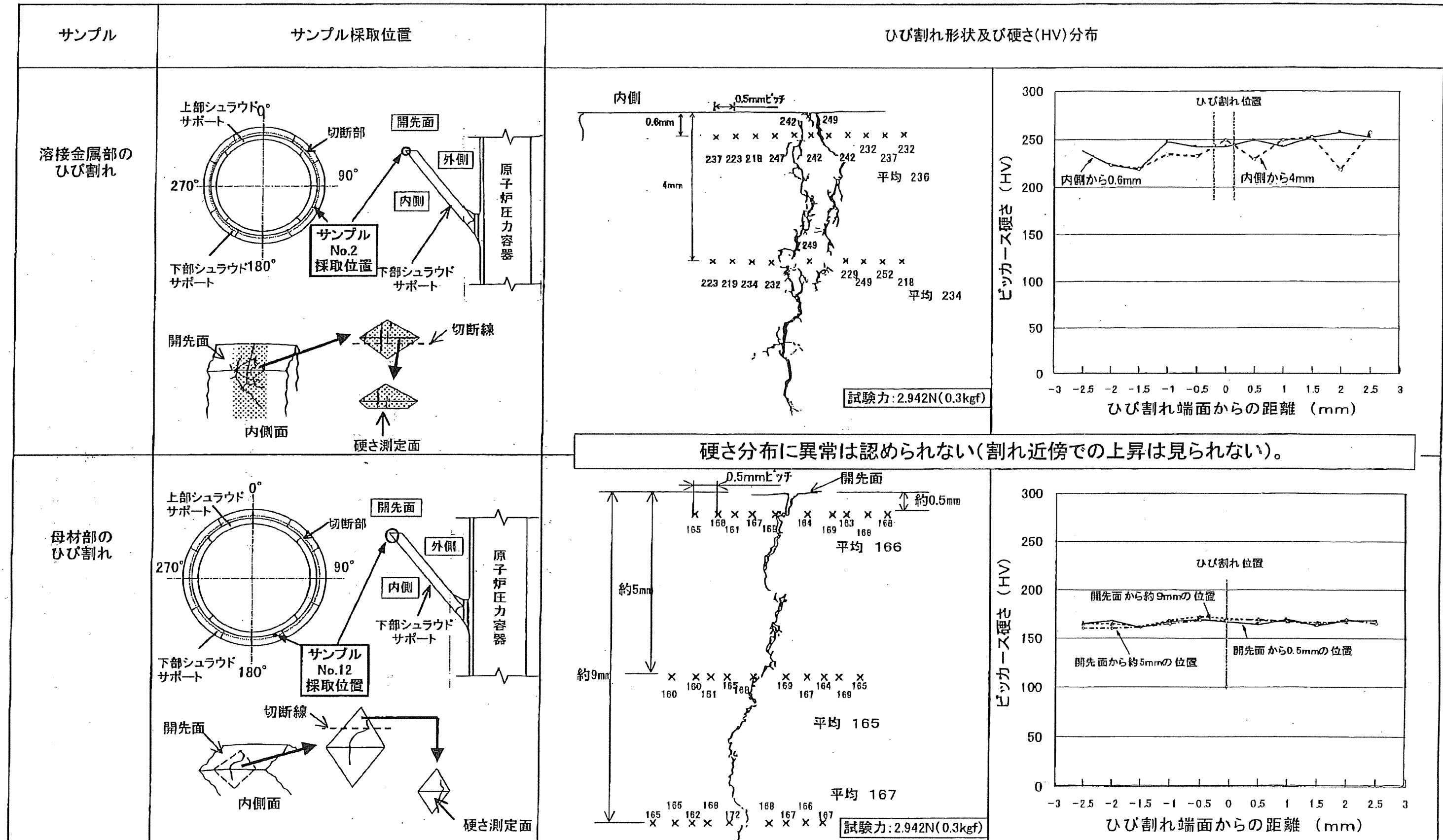


上下シュラウドサポート部周・縦溶接部交差個所ひび割れ破面観察結果



酸化物皮膜厚さは、内側が厚い下に凸の放物線状に分布している。

貫通ひび割れ破面の酸化物皮膜厚さ測定結果



ひび割れ部近傍の硬さ分布測定結果

化学成分分析結果

(母材及び縦溶接部等の化学成分分析結果)

母材及び縦溶接部等の溶接金属の定量成分分析を実施した結果、材料ミルシートに記載された内容とほぼ同等であること及び母材に認められた溶接跡の溶接金属がインコネル182であることを確認した。

材質	採取位置		化学成分(wt%)															備考	
			C	Si	Mn	P	S	Ni	Cu	Cr	Fe	Mo	Ta	Nb	Co	Al	Ti		
SB168	Aヒート	ミルシート	0.07	0.42	0.56	0.007	0.004	74.52	0.06	15.52	7.95	-	-	-	0.42	-	-	ヒートNo.1620-	
		分析値	0.08	0.31	0.55	0.004	0.002	75.75	0.01	15.31	7.16	0.05	<0.01	<0.01	0.63	0.12	<0.01	54373	
	Bヒート	ミルシート	0.08	0.35	0.54	0.007	0.006	75.25	0.09	15.70	7.08	-	-	-	0.43	-	-	ヒートNo.1610-	
		分析値	0.08	0.32	0.51	0.004	0.002	75.60	0.02	15.76	7.06	0.08	<0.01	<0.01	0.39	0.18	<0.01	54342	
	Cヒート	ミルシート	0.08	0.34	0.59	0.006	0.004	75.59	0.06	15.44	7.21	-	-	-	-	-	-	ヒートNo.1619-	
		分析値	0.08	0.40	0.53	0.004	0.002	75.00	0.01	15.38	7.91	0.05	<0.01	<0.01	0.41	0.12	0.01	54369	
インコネル182	上/下 シュラウト	ミルシート	0.05	0.62	6.90	-	0.009	68.11	0.03	14.92	7.10	-	-	1.51	0.09	-	-		
		ミルシート	0.05	0.64	7.91	-	0.011	67.76	0.03	14.30	7.09	-	-	1.81	0.08	-	-		
	周溶接	分析値	0.04	0.63	6.82	0.002	0.006	66.35	0.05	14.81	9.00	0.08	0.02	1.41	0.12	0.03	0.57	330°	
		縦溶接	ミルシート	0.05	0.64	7.91	-	0.011	67.76	0.03	14.30	7.09	-	-	1.81	0.08	-	-	
			分析値	0.04	0.63	7.20	0.004	0.007	68.40	0.01	14.57	7.05	<0.01	0.02	1.43	0.02	0.04	0.55	30°
	分析値		0.04	0.59	6.67	0.004	0.005	68.50	0.04	14.94	7.06	<0.01	0.02	1.32	0.08	0.04	0.65	330°	
	シュラウトと 原子炉圧力容 器との 溶接部	ミルシート	0.05	0.58	7.52	-	0.009	67.76	0.02	14.77	7.19	-	-	1.63	0.08	-	-		
		ミルシート	0.05	0.58	6.98	-	0.011	68.27	0.02	15.03	7.00	-	-	1.50	0.04	-	-		
		ミルシート	0.05	0.54	6.63	-	0.011	68.41	0.06	15.18	7.01	-	-	1.41	0.04	-	-		
	上部	分析値	0.06	0.66	7.35	0.004	0.006	67.80	0.03	15.16	6.72	<0.01	0.02	1.46	0.05	0.04	0.58	300°	
		下部	分析値	0.03	0.60	6.88	0.003	0.006	67.0	0.07	15.2	6.34	<0.01	0.07	1.80	0.10	<0.01	0.31	約100°
	分析値		0.04	0.35	6.81	0.003	0.006	67.8	0.02	15.5	6.12	<0.01	0.05	1.43	0.05	<0.01	0.29	約125°	

化学成分分析結果

(仮付け溶接部の化学成分分析結果)

変形防止治具を取付けた溶接部について、エネルギー分散型エックス線マイクロアナライザー（EDX）により、化学成分分析を実施した結果、治具の取付け溶接部についても、シュラウドサポートの他の溶接部と同じく、インコネル 182 を使用しているものと推定されました。

	Mn	Ni	Cr	Fe	Nb+Ta	備考
インコネル 182 ミルシート値	6.90	68.11	14.92	7.10	1.51	上下部シュラウドサポート溶接部
	7.91	67.76	14.30	7.09	1.81	下部シュラウドサポート縦溶接部
	6.63	68.41	15.18	7.01	1.41	下部シュラウドサポート RPV 溶接部
インコネル 82 ミルシート値	2.95	72.87	20.22	0.54	2.49	
インコネル 600 ミルシート値	0.56	75.43	15.45	6.95	—	
サンプル分析値	8	67	16	9	—	EDX 分析結果

仮付け溶接部分析結果

(添付資料-3 (1/2)「シュラウドサポートひび割れ状況」の L 部)

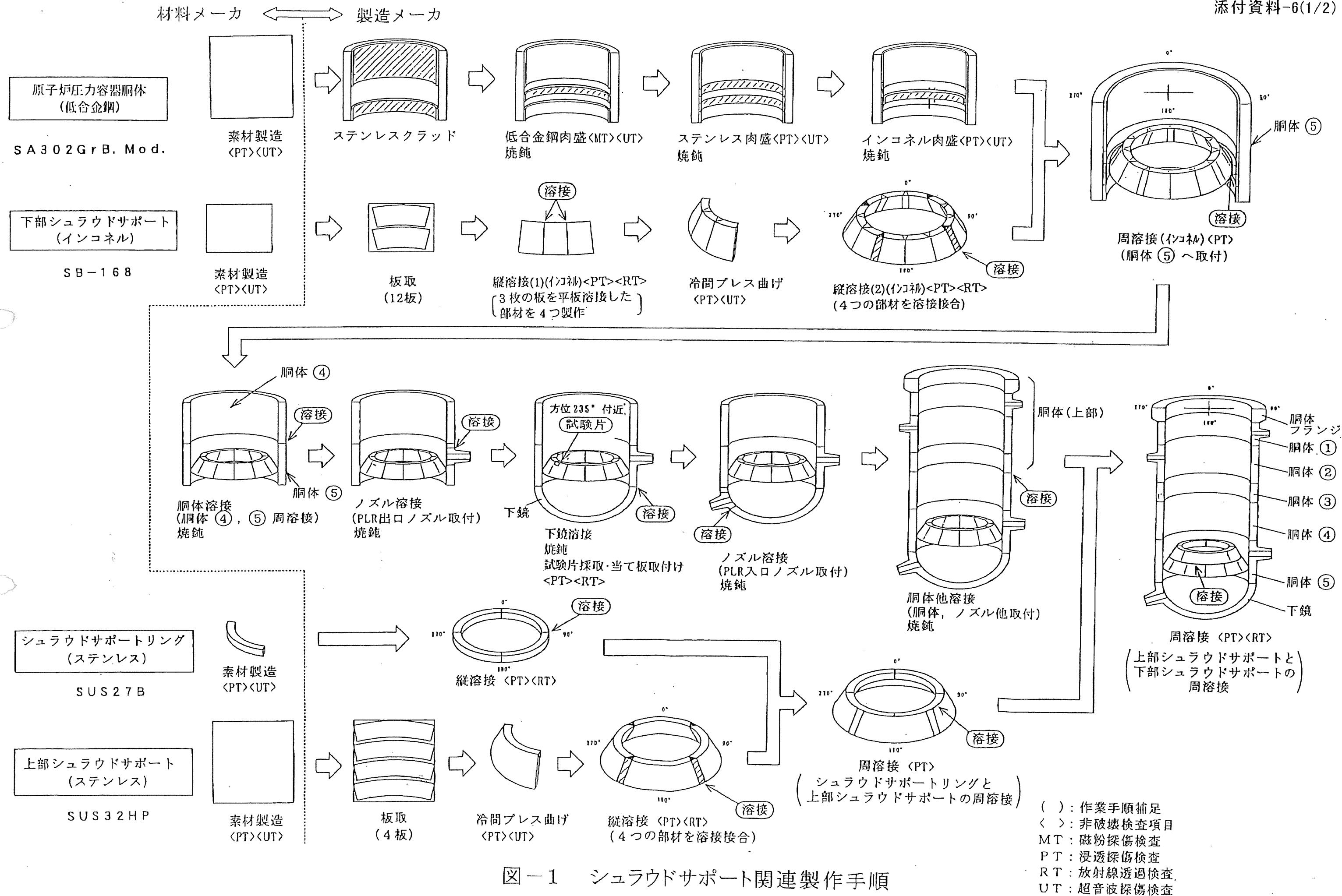
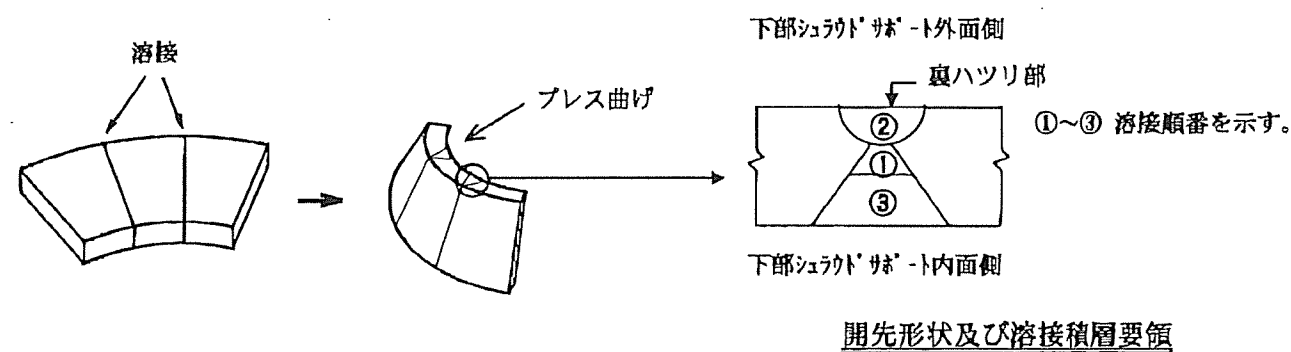
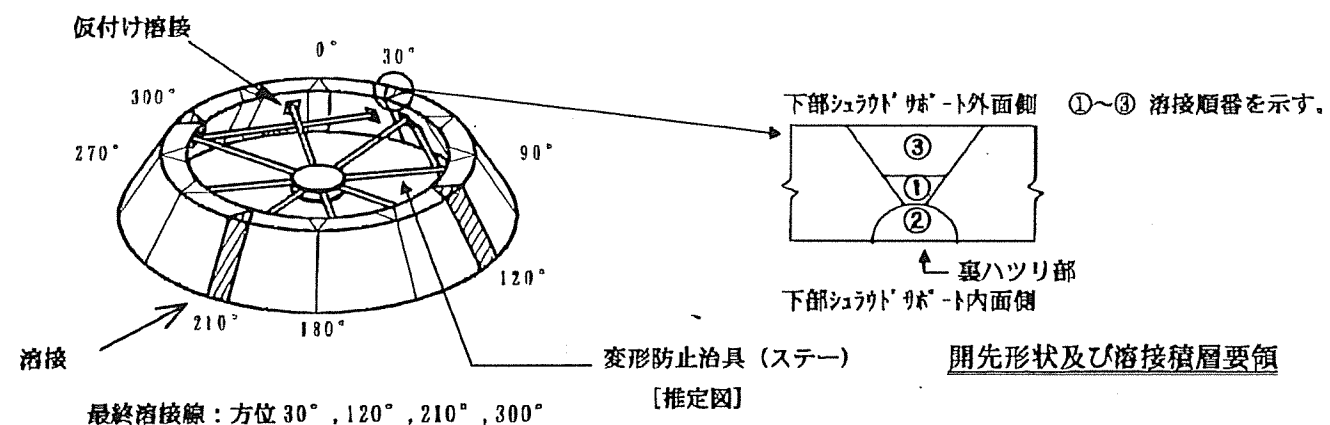


図-1 シュラウドサポート関連製作手順

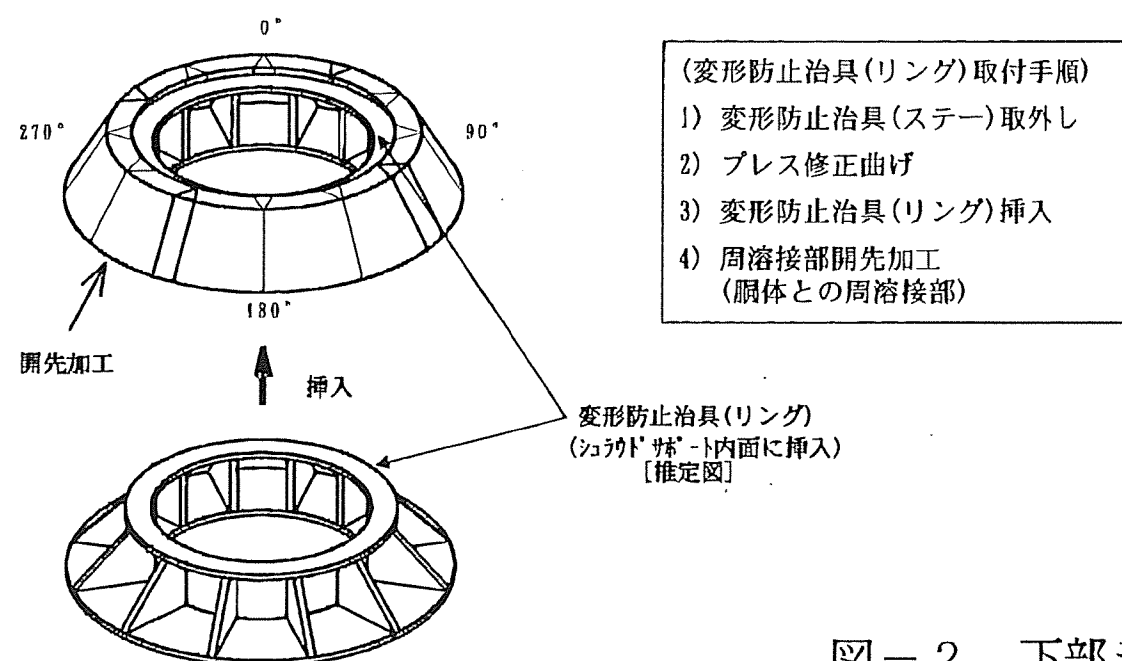
1. 平板3枚1組を溶接(下向き溶接)後 冷間プレス曲げ



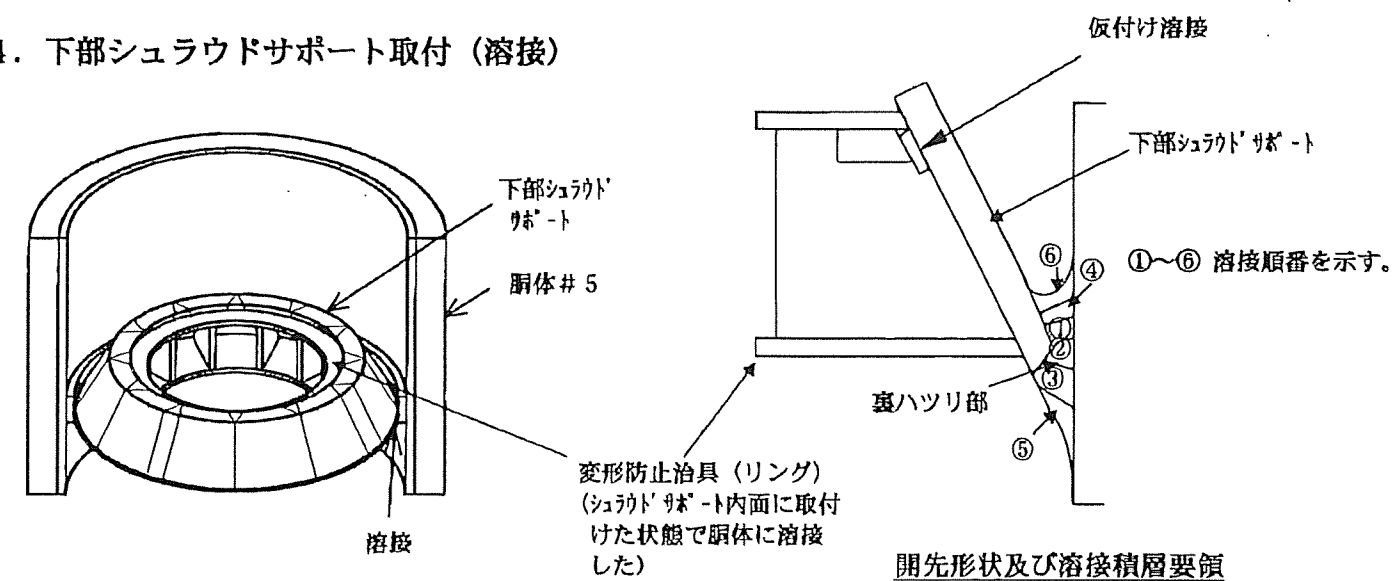
2. 下部シュラウドサポート縦溶接(4ヶ所, 立向き溶接)



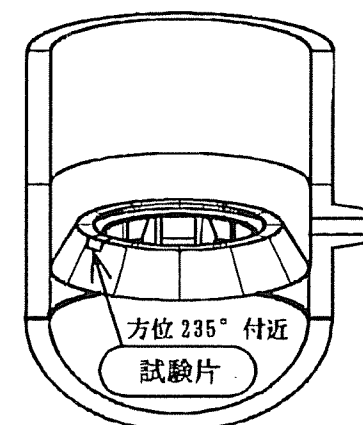
3. 変形防止治具(リング)取付け, 開先加工



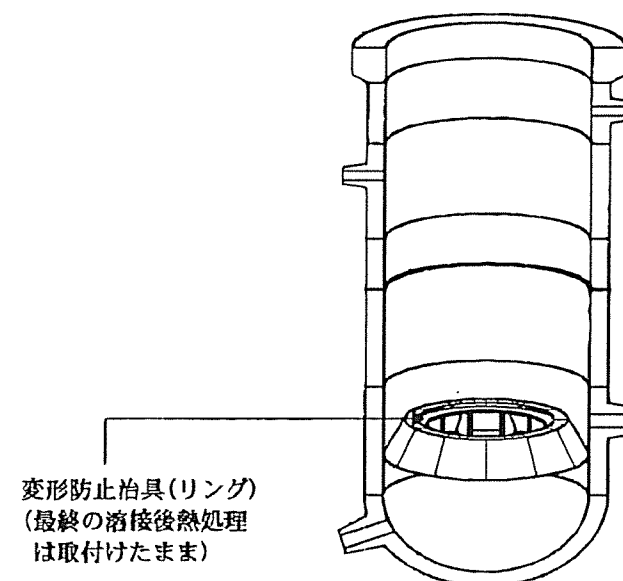
4. 下部シュラウドサポート取付(溶接)



5. 下部シュラウドサポート試験片採取



6. 原子炉圧力容器組立, 溶接後熱処理



7. 上部シュラウドサポート取付(溶接)

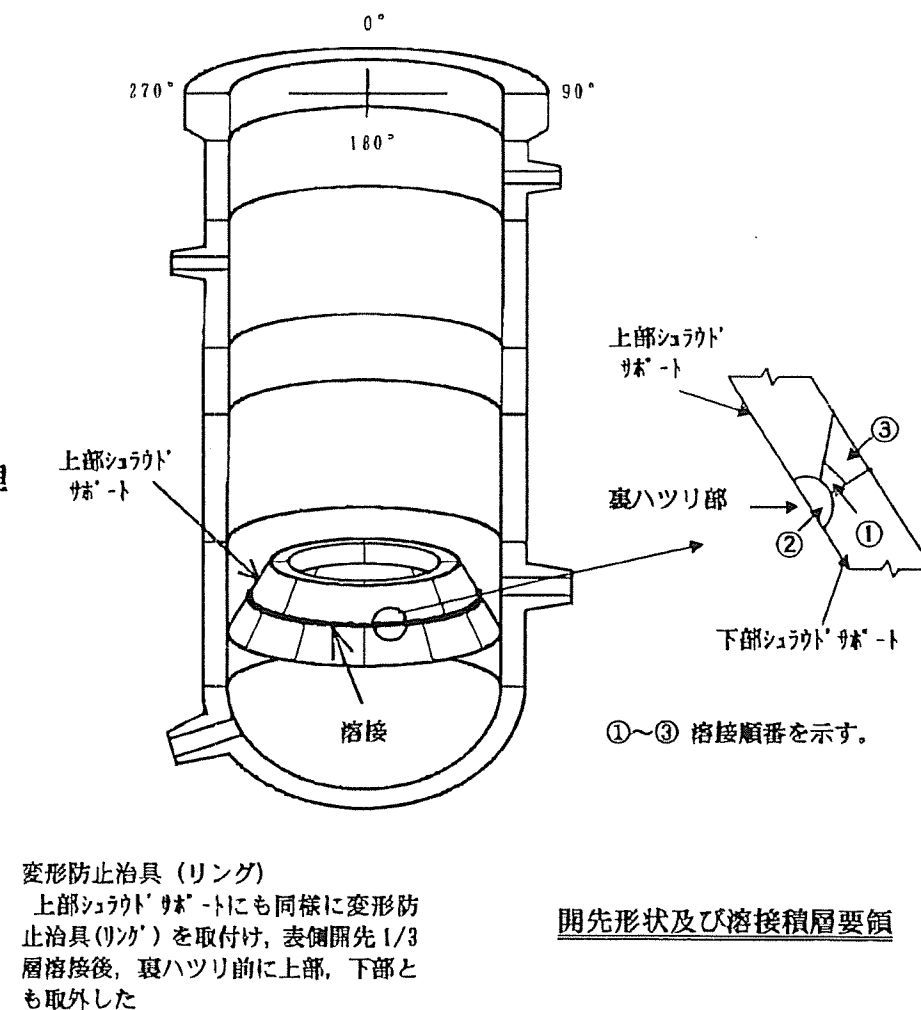
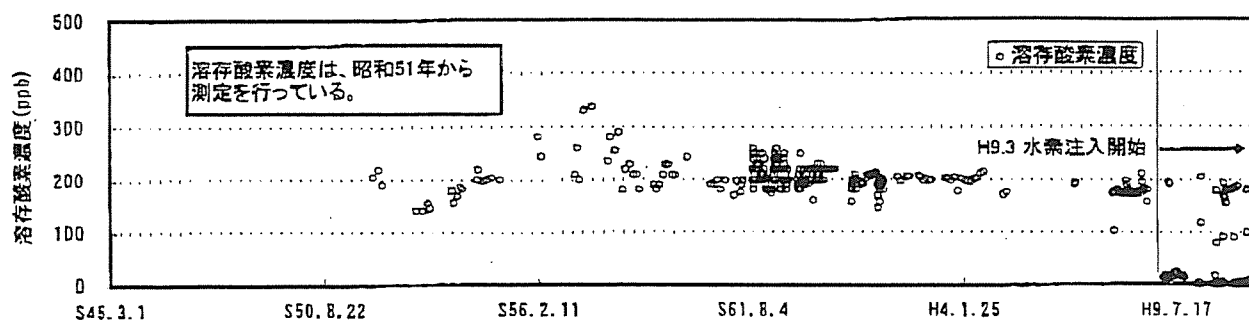
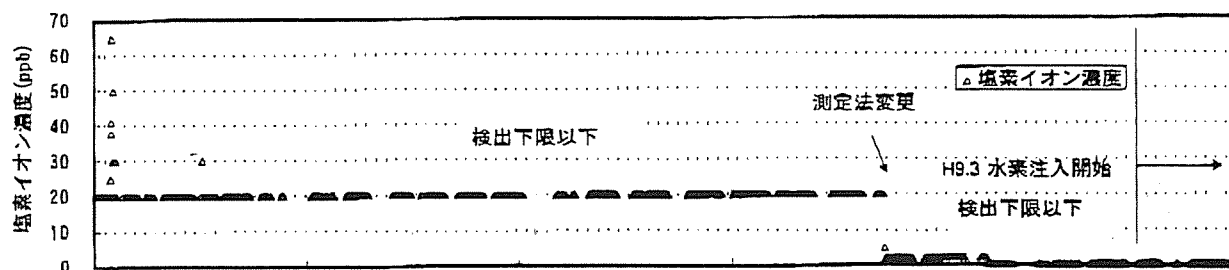
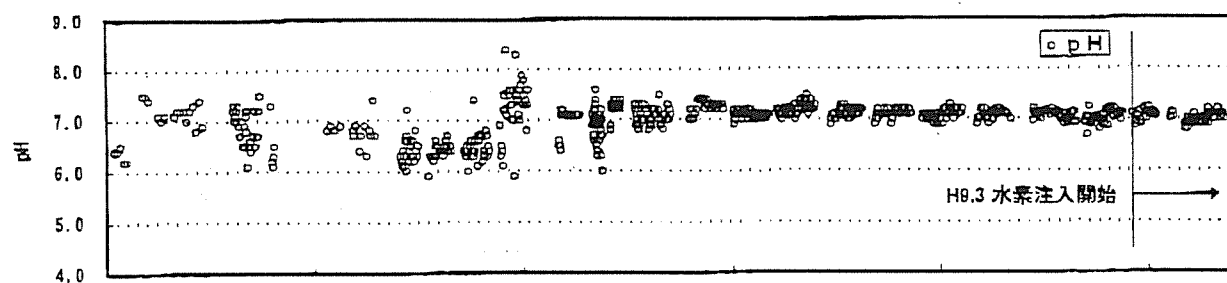
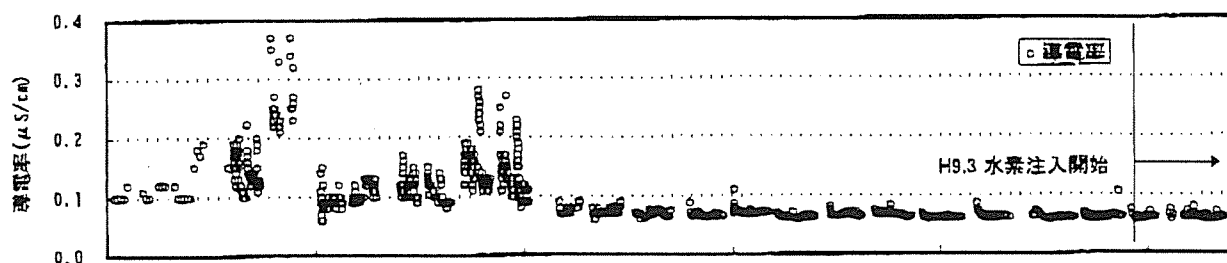
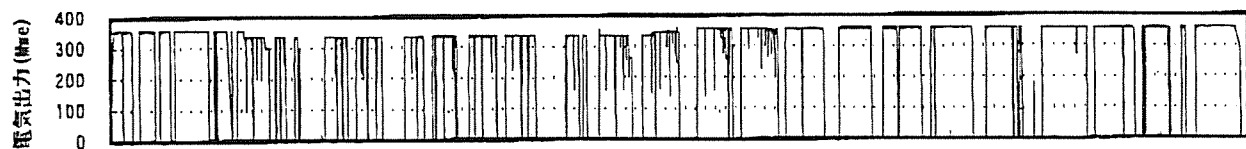


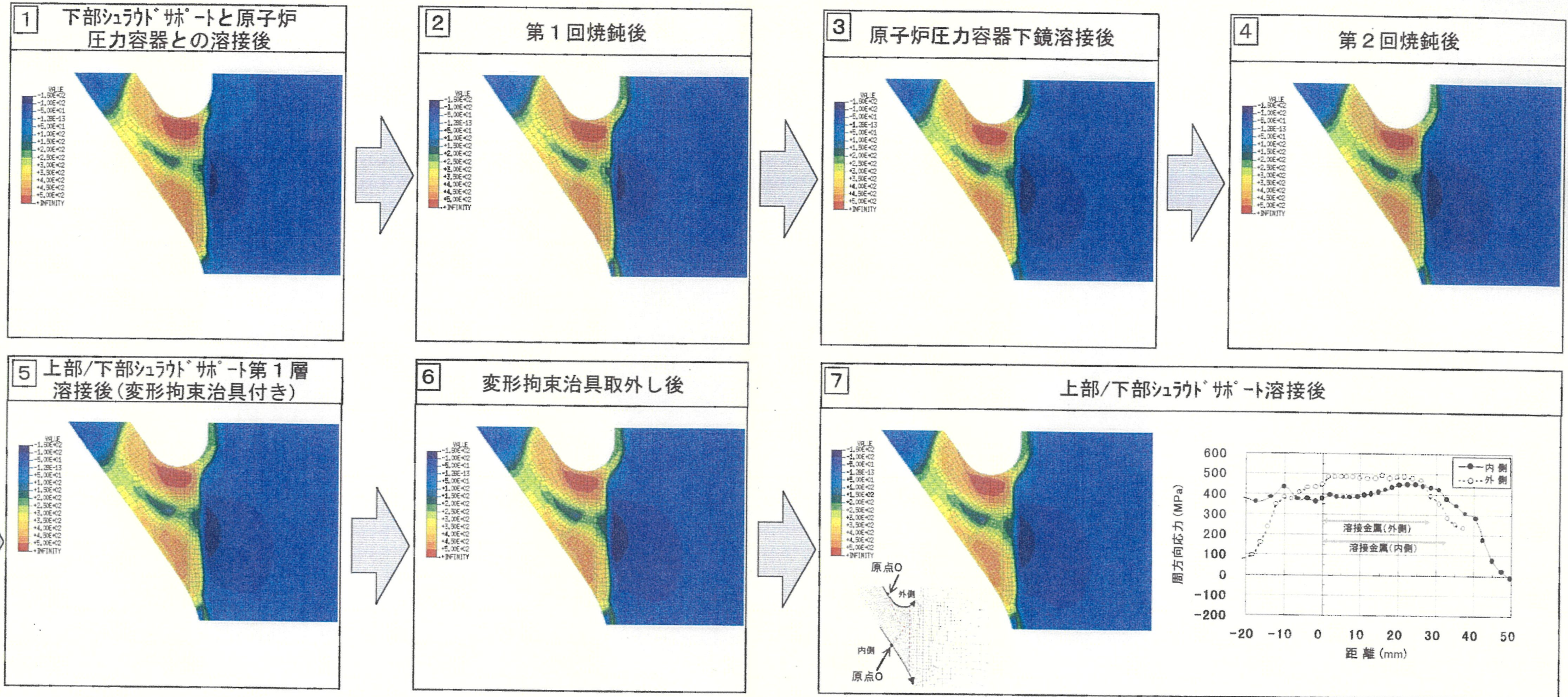
図-2 下部シュラウドサポート製作手順

原子炉水水質実績



下部シュラウドサポートのRPVへの取付溶接部における残留応力評価結果（周方向）

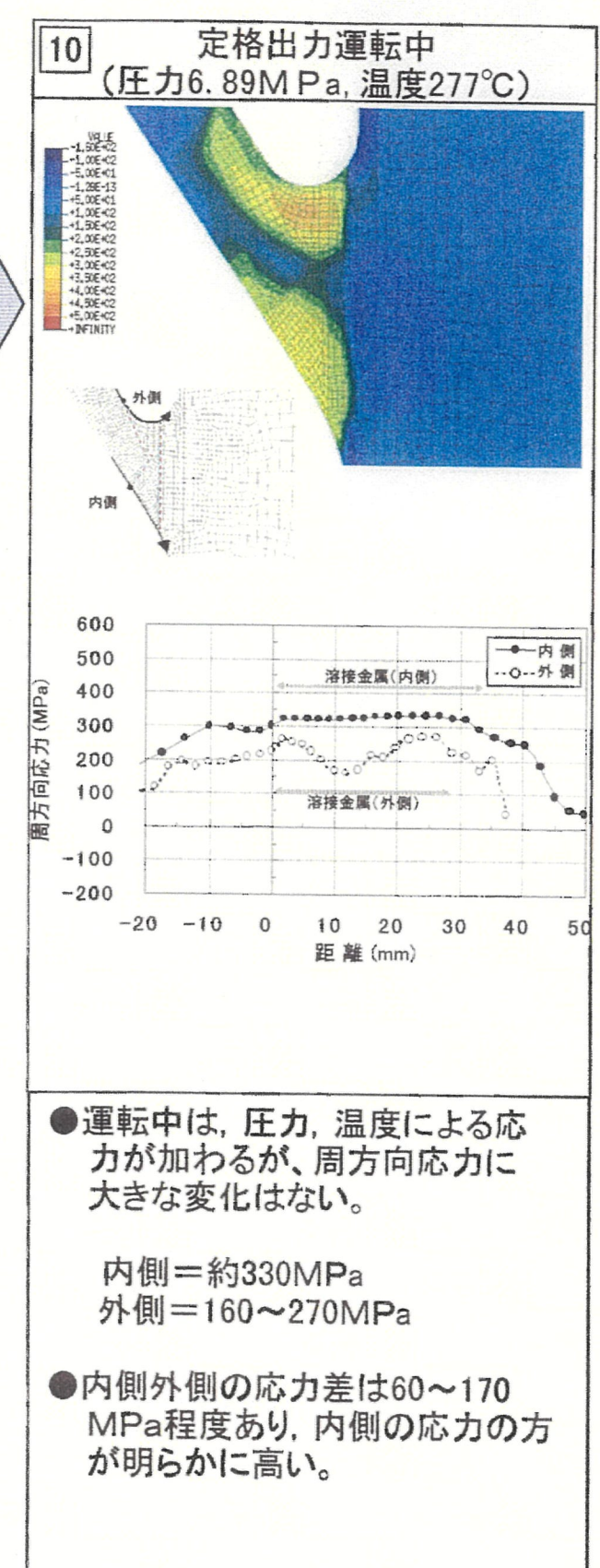
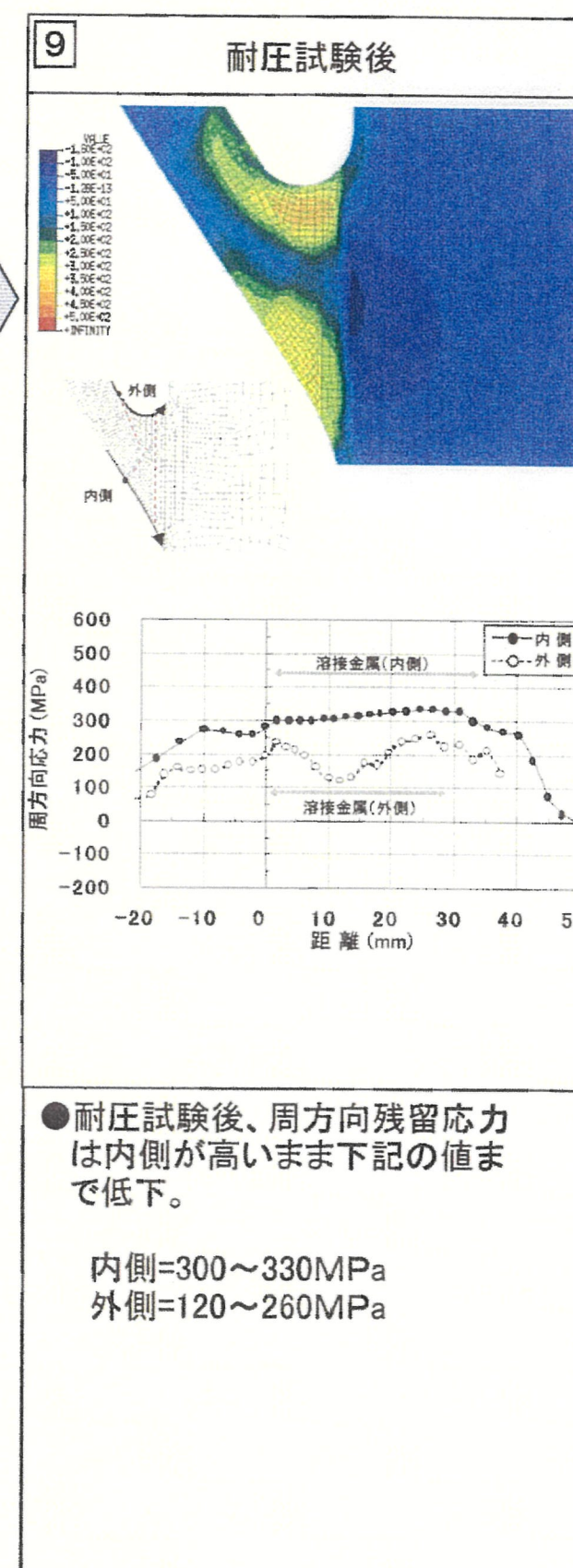
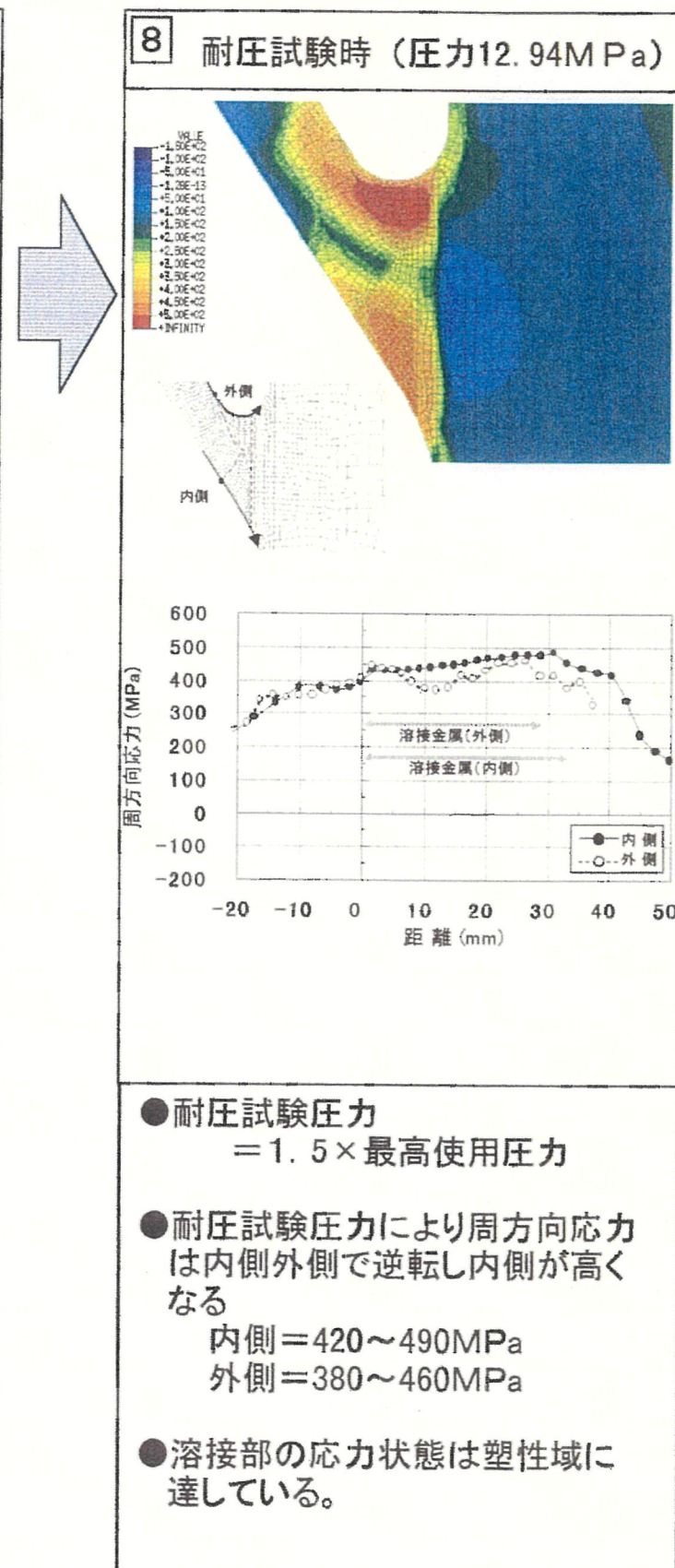
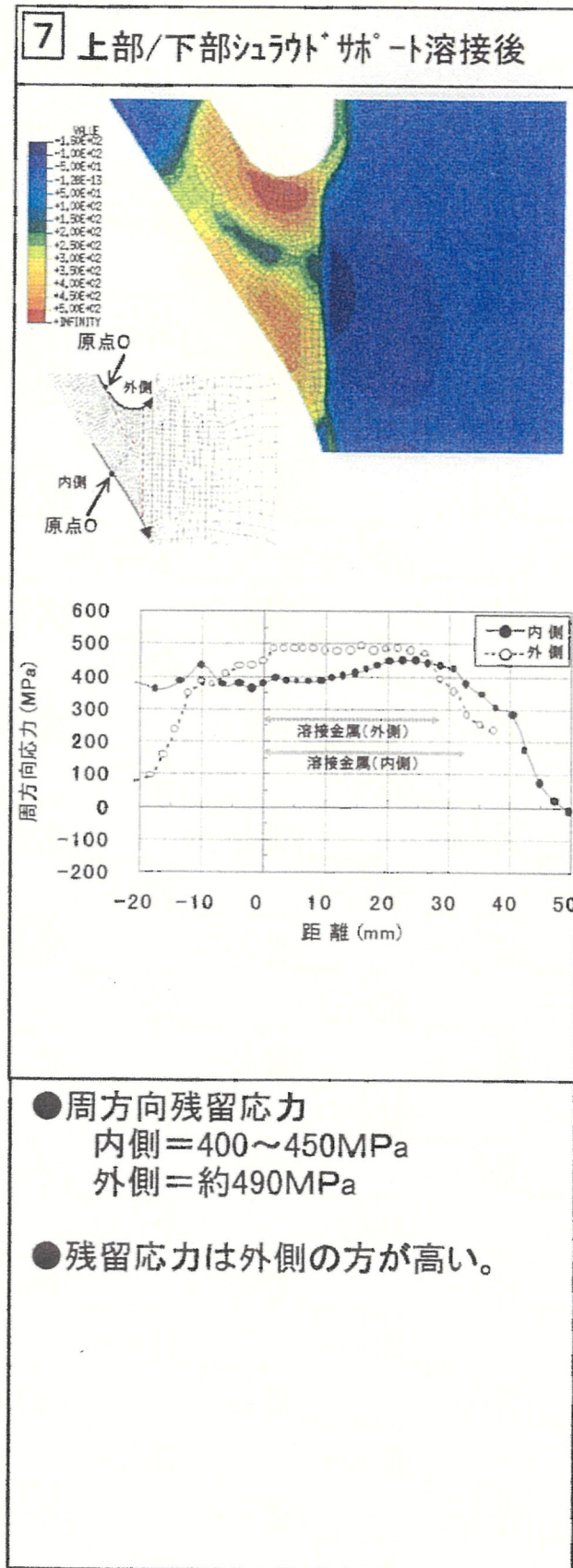
添付資料-8(1/2)



- 製作手順に沿って、下部シュラウドサポートの原子炉圧力容器への取付部の溶接から定格出力運転中までの各製造段階における周方向の残留応力分布を求めた。
- 各段階とも周方向残留応力はほとんど変化せず、内側は400～450MPa、外側は約490MPaであり外側の方が高い。なお、軸方向応力はいずれの段階においても周方向応力と比較して小さいことを確認した。

下部シュラウドサポートのRPVへの取付溶接部における残留応力評価結果（周方向）

添付資料-8(2/2)



1. 目的

残留応力解析によると、RPV取付溶接部の内側と外側の残留応力は、耐圧試験により逆転し、外側より内側が高くなる。このメカニズムを確認するため、以下の試験を実施する。

(a) 軸力試験

初期の残留応力にばらつきがある状態であっても、同じ荷重(一定の軸力)を負荷し、塑性変形させると、除荷後の残留応力はほぼ同じになることを確認する。

(b) 軸力+曲げ試験

実機RPV取付溶接部には、軸力と曲げ荷重が負荷されるため、この条件を模擬し、初期残留応力の異なる試験片の表側及び裏側に軸力+曲げ荷重を負荷し、塑性変形させると、除荷後、試験片の表側と裏側では残留応力の大小関係が逆転することを確認する。

2. 試験方法

平行部に軸方向のスリットを有する試験片(3本柱試験片)を用い、耐圧試験を模擬した引張荷重や引張+曲げ荷重を負荷して、ひずみの履歴を調査し、残留応力の履歴を確認する。

(1) 試験片形状及び残留応力発生方法

両側2本の柱をプレス加工し、中央部に初期引張残留応力を発生させ溶接部を模擬する。

なお、両側の2本の柱は溶接部を拘束する圧力容器を模擬する。

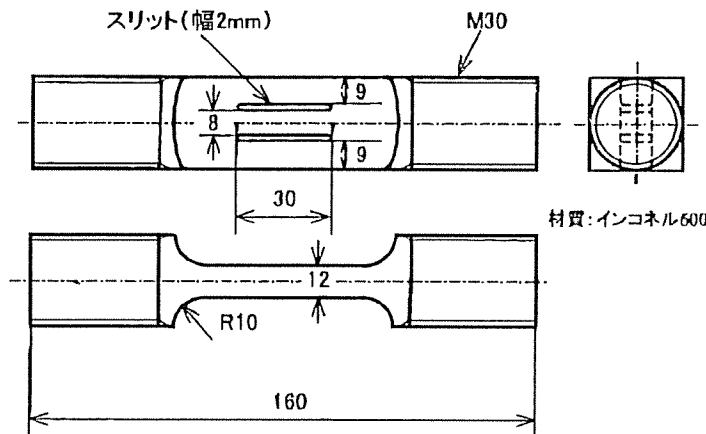


図-1 試験片

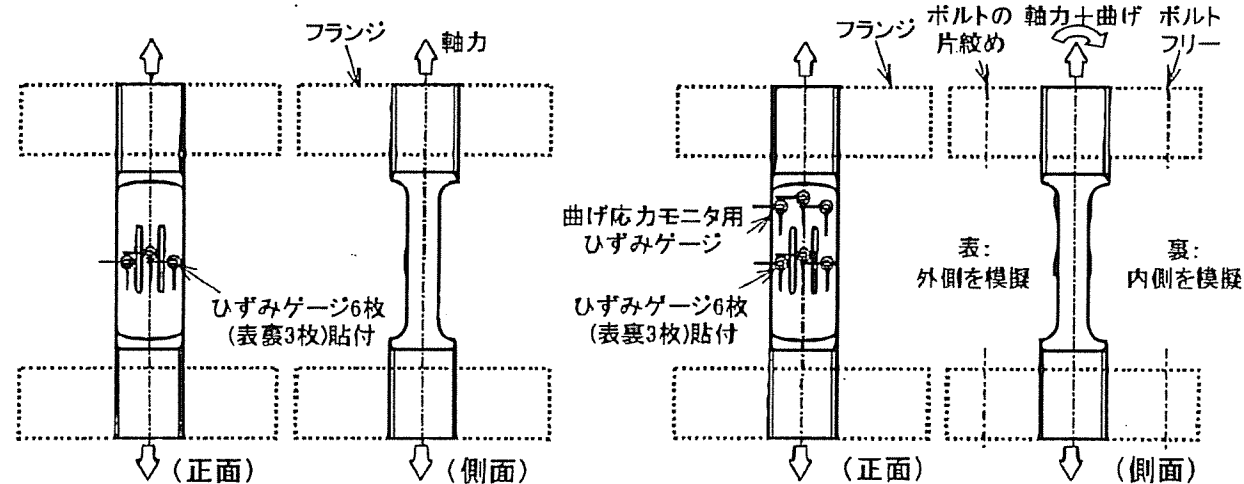
(2) 試験方法

(a) 軸力試験

初期残留応力状態の異なる試験片に、同じ荷重(一定の軸力)を負荷し、初期状態、荷重負荷時、除荷後のひずみ量を測定する。

(b) 軸力+曲げ試験

表面と裏面で初期残留応力状態の異なる試験片に軸力+曲げ荷重を負荷し、試験片の表側(実機外側溶接部を模擬)と裏側(実機内側溶接部を模擬)の初期状態、荷重負荷時、除荷後のひずみ量を測定する。



(a) 軸力試験方法

(b) 軸力+曲げ試験方法

図-2 試験方法

3. 試験結果

(a) 軸力試験

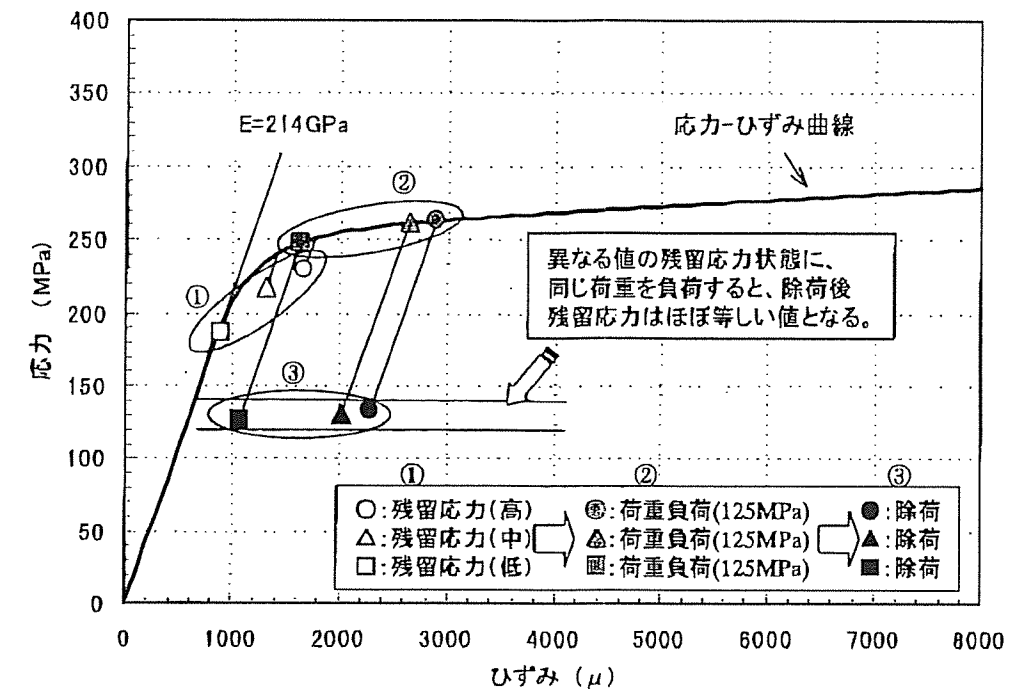


図-3 軸力試験結果: 中央部のひずみεと応力σ(表裏面の平均値)の履歴

初期残留応力のレベルが異なっても、一定の引張荷重を負荷し塑性変形させ除荷すると、残留応力はほぼ同程度のレベルとなった。これは、実機耐圧試験後の残留応力状態が耐圧前の残留応力のばらつきに大きく依存しないことを実証するものである。

(b) 軸力+曲げ試験

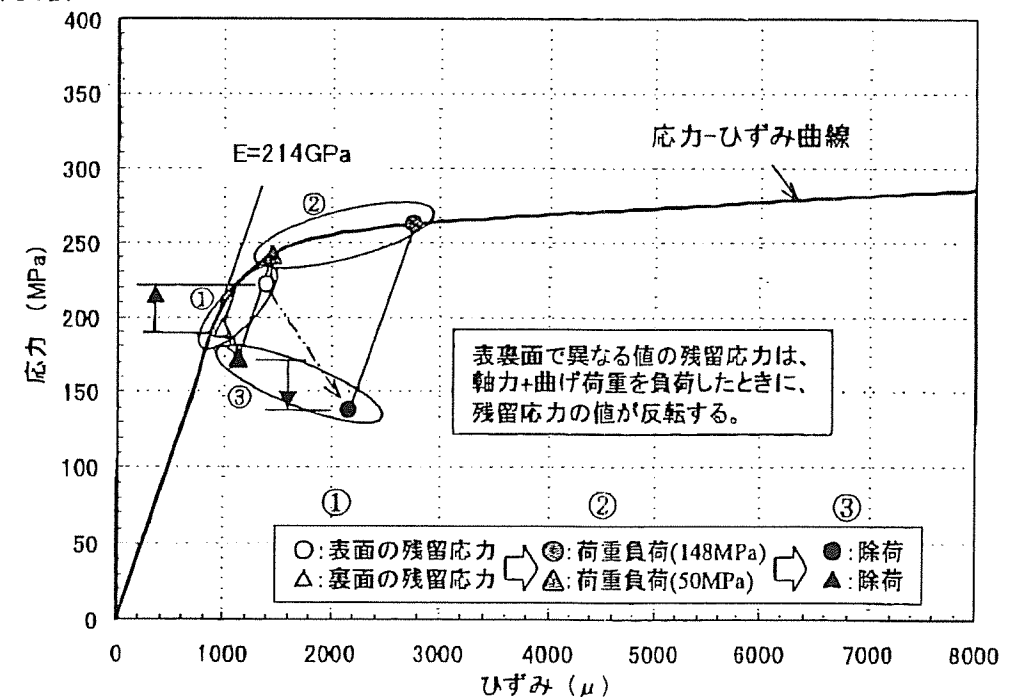


図-4 軸力+曲げ試験結果(A): 中央部のひずみεと応力σの履歴

初期残留応力の高い表面に、裏面より大きな軸力+曲げ荷重を負荷し塑性変形させ除荷すると、表面と裏面で残留応力の大小関係が逆転し、初期の応力が高い表面ほど、除荷後の残留応力は小さくなった。これは、RPV取付溶接部の内側と外側の残留応力の大小関係が耐圧試験により逆転するメカニズムを実証するものである。