

### 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

当社、敦賀発電所1号機（沸騰水型軽水炉、定格出力35万7千キロワット）は、平成11年8月20日から第26回定期検査を開始し、予防保全対策としてシュラウド取替工事を実施中のところ、12月9日にシュラウドサポート部に複数のひび割れが認められました。

このため、ひび割れが認められた部位について表面の組織観察（レプリカ観察）を実施したところ、割れは金属組織の結晶粒界に沿ったものであることを確認しました。

その後、金属サンプルの破面観察等の詳細調査結果から、割れは溶接金属部で金属組織の結晶粒界に沿って進展していることを確認しました。また、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5箇所について深さ測定を実施したところ、これらのひび割れは原子炉圧力容器本体には至っていないことを確認しました。

なお、本事象に伴う環境への放射能の影響はありませんでした。

（平成11年12月10日、12月22日、平成12年2月8日発表済み）

その後、外観目視点検及び浸透探傷試験の結果から、ひび割れは計300箇所であることを確認しました。

また、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（228箇所）について、全体状況を確認するため、既に実施した5箇所に加えて、残りのひび割れ全てを研削した結果、原子炉圧力容器（低合金鋼肉盛溶接部）には至っていないことを確認しました。

これまでに実施した調査の結果、ほとんどのひび割れはシュラウドサポートの内側の溶接部とその近傍で発生しており、これらは金属の結晶粒界に沿って発生していることから、ひび割れの原因は、シュラウドサポート部の製造過程における溶接施工等により応力が残留し、さらに運転中に溶存酸素を含んだ炉水環境下におかれたことによる粒界型の応力腐食割れと推定されます。

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

以上

---

(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—

別紙 「シュラウドサポート部損傷の調査状況」について

---

添付資料 1	<u>シュラウドサポート構造</u>
添付資料 2	<u>下部シュラウドサポートの原子炉圧力容器取付溶接部における発生応力の挙動</u>
添付資料 3	<u>シュラウドサポートひび割れ発生状況の概要</u>
添付資料 4	<u>下部シュラウドサポートと原子炉圧力容器との溶接部</u>
添付資料 5	<u>上部・下部シュラウドサポート周溶接部</u>
添付資料 6	<u>下部シュラウドサポート縦溶接部</u>
添付資料 7	<u>母材部に施行された溶接部や溶接部跡等</u>
参考資料 1	<u>原子炉圧力容器構造図</u>
参考資料 2	<u>ひび割れ状況とサンプル及びレプリカ採取位置 (1)</u>
参考資料 2	<u>ひび割れ状況とサンプル及びレプリカ採取位置 (2)</u>
参考資料 3	<u>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)</u>
参考資料 4	<u>貫通ひび割れ破面の酸化物皮膜厚さ測定結果</u>
参考資料 5	<u>ひび割れ近傍の硬さ分布測定結果</u>
参考資料 6	<u>化学成分分析結果 (1)</u>
参考資料 6	<u>化学成分分析結果 (2)</u>
参考資料 7	<u>シュラウドサポート等作製手順 (1)</u>
参考資料 7	<u>シュラウドサポート等作製手順 (2)</u>
参考資料 8	<u>原子炉水水質実績</u>
参考資料 9	<u>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</u>

---

## 「シュラウドサポート部損傷の調査状況」について

### 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

ひび割れの全体状況を詳細に確認するため外観目視点検および浸透探傷試験を実施し、合計300箇所にはひび割れを確認した。ほとんどのひび割れの方向は、軸方向であるとともに、溶接部で発生していた。

#### (2) ひび割れ深さ確認結果

ひび割れの範囲（断面）を確認するため、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）を研削したところ、ひび割れはインコネル溶接金属及びインコネル肉盛溶接部内において上方向に奥行きのある特徴が認められた。ひび割れの全ては原子炉圧力容器（低合金鋼肉盛溶接部）には至っていないことを確認した。

また、ひび割れ研削深さは最大で約4.4μm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ったことから、6箇所の先端部で開口した。下部シュラウドサポート縦溶接部及び母材部のひび割れ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20μm、母材部では18μmであった。

### 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、サンプル（13箇所）及びレプリカ（17箇所）を、ひび割れ発生部及び健全部の代表的な箇所より採取し、金属組織観察、破面調査、酸化物皮膜厚さ調査、化学成分分析調査等を行なった結果は、以下のとおりであった。

#### (1) 金属組織観察結果

いずれのひび割れも金属組織の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、内面から外面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部に生じる柱状結晶の粒界に沿った粒界割れであり、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、酸化物皮膜の厚さはシュラウドサポートの中央部及び外側より内側の方が厚く、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、溶接部から母材部へ連続するひび割れは、破面上の酸化物が溶接金属部に多く、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、その後母材部へ進展したと考えられる。

#### (4) 硬さ測定結果

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、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

母材及び溶接部の化学成分分析の結果、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。

#### (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。

### 3. シュラウドサポートに係る調査

#### (1) 製造履歴調査

①シュラウドサポートの製造履歴について調査した結果、使用材料・構造寸法及び溶接施工に異常はなかった。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1組で溶接し、冷間曲げ加工した後、最終溶接して円錐形状に組み立てている。下部シュラウドサポート母材部内側に認められた溶接跡は製作時の変形防止治具（ステー、リング）を仮付溶接していた。下部シュラウドサポートを原子炉圧力容器に溶接後、低合金鋼である原子炉圧力容器は熱処理を行っていた。また、シュラウドサポート母材の溶接部は、母材の試験片を採取した後、当て板で溶接補修していた。

②製作後の使用前検査において、省令に従って最高使用圧力の1.5倍（12.9MPa）で耐圧試験を実施していた。

#### (2) 運転履歴調査

運転開始から第26回定期検査までの運転履歴について調査した結果、原子炉水は、平成9年に水素注入を開始するまでの期間において、溶存酸素濃度が200ppb程度であった。水素注入後は10ppb以下に抑制されている。

### 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から、ひび割れは応力腐食割れである可能性が高いことが判った。今回のひび割れは主に内側に多く見られており、シュラウドサポート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中の応力を加えたもので、その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と原子炉圧力容器の溶接部の溶接施工により発生した周方向引張り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であった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。定格出力運転中における軸方向の応力は、内・外側とも周方向に比べて小さい結果となった。

また、耐圧試験により残留応力が低下するとともに、内・外側の残留応力の大小関係が逆転することが試験で確認された。

② 上部及び下部シュラウドサポート周溶接部の定格出力運転中における周方向応力は内側で約410MPa、外側で300～350MPaとなった。なお、軸方向の応力は外側、内側とも周方向応力に比べ小さい結果となった。また、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 プレス加工モックアップ試験によりプレス加工を受けた縦溶接部とプレス加工を受けない縦溶接部の相違について確認を行った結果、プレス加工を受けた縦溶接部は周方向応力が内・外側とも引張り応力が低下する傾向にあった。

## 5. 推定原因

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。

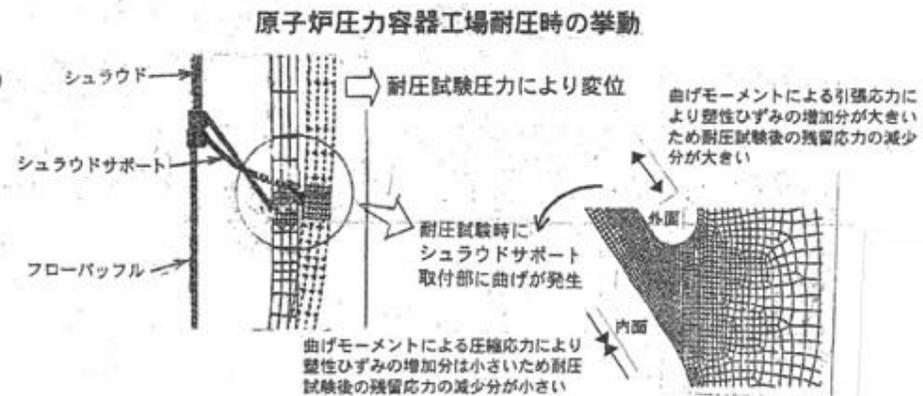
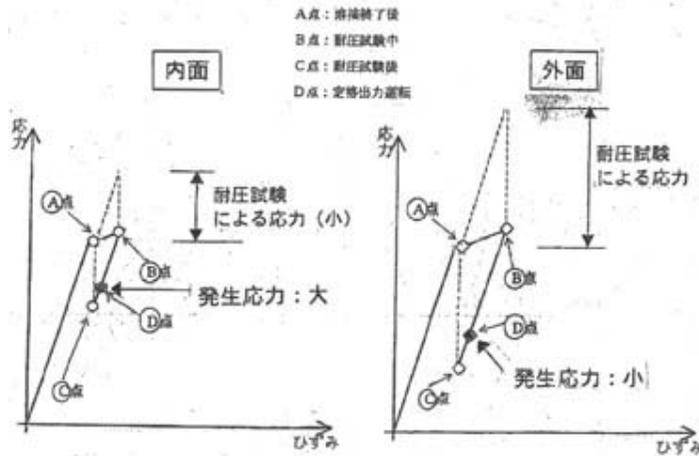
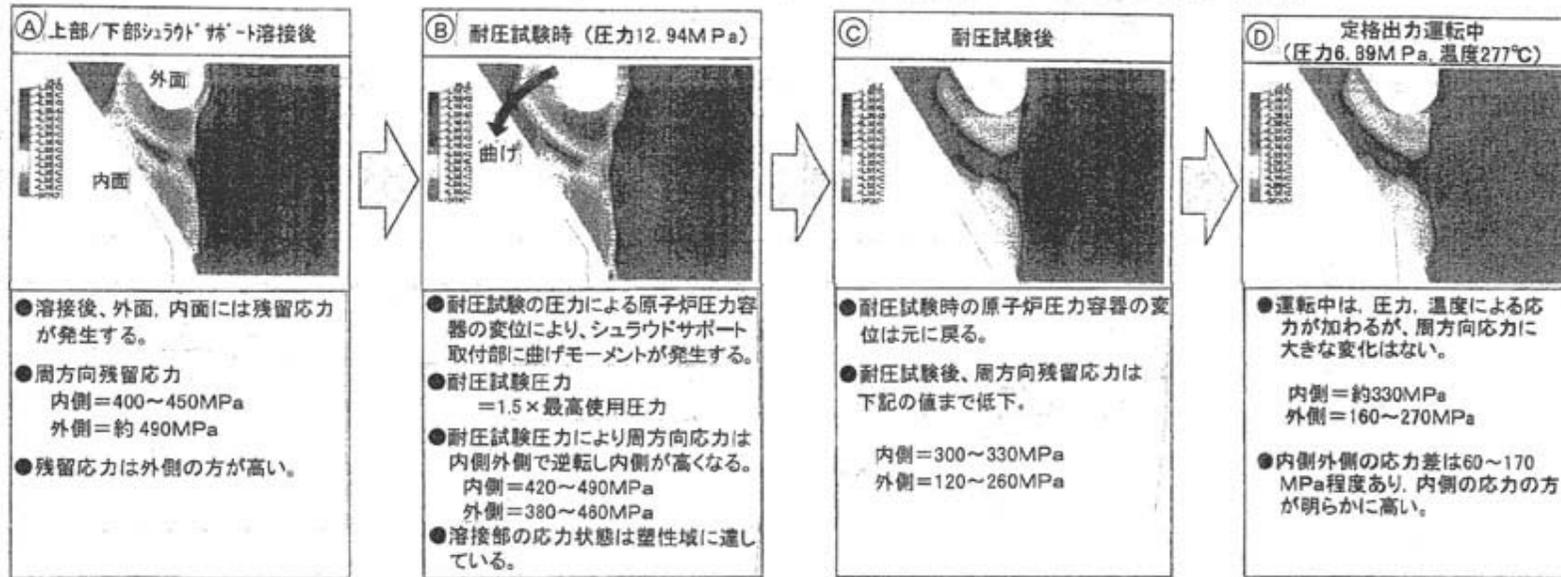
製造履歴に従った残留応力解析の結果、下部シュラウドサポートと原子炉圧力容器との溶接部の内側には高い周方向残留応力が発生していたこと、原子炉水の溶存酸素濃度は、水素注入を開始するまでの期間は、応力腐食割れが発生しうる環境にあったことから、ひび割れは、応力腐食割れの3要素（応力、環境、材料）が重畳し、発生したものと推定される。また、溶接時の周方向の引張り残留応力を主体とし、これに周方向の運転応力が加わったことにより、主に軸方向の応力腐食割れが内側に多数発生したものと推定される。

## 6. 今後の予定

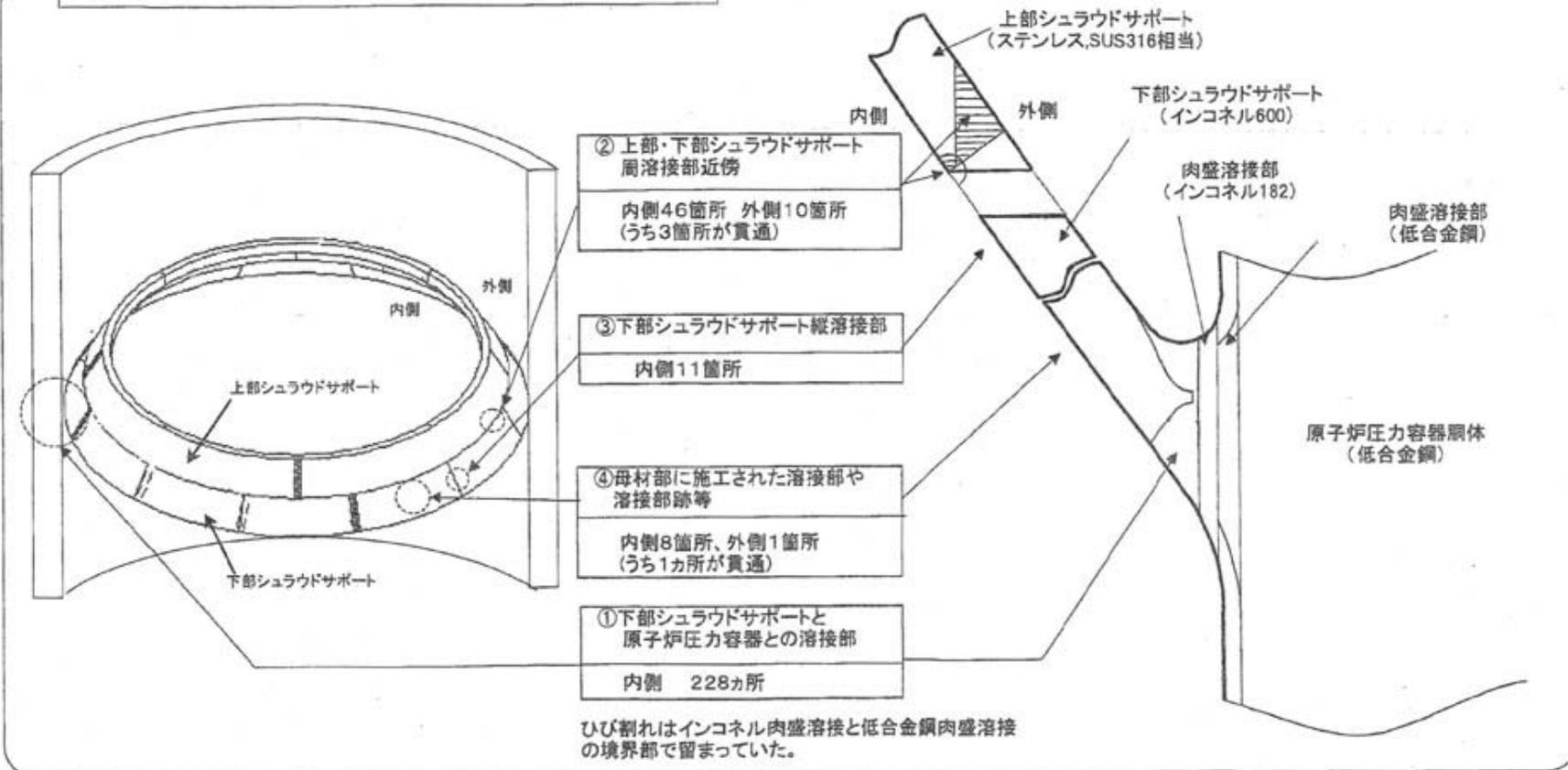
最終調査結果を取りまとめるとともに、その結果を踏まえ対策を検討する。



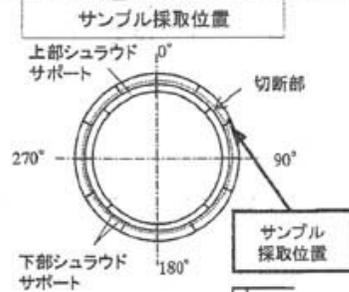
下部シュラウドサポートの原子炉圧力容器取付溶接部における発生応力の挙動



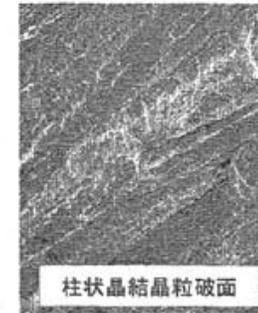
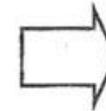
シュラウドサポートひび割れ発生状況の概要



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



溶接部  
(インコネル182)



柱状晶結晶粒破面

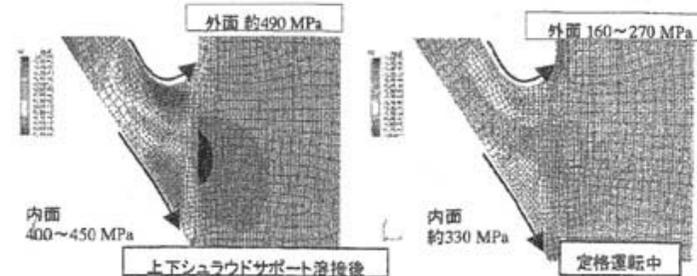
- ・内側溶接部で228ヶ所
- ・最大長さ 約60mm、最大深さ 約4.4mm
- ・すべて溶接金属部に発生
- ・概ね縦方向
- ・ひび割れはインコネル肉盛溶接と低合金鋼肉盛の境界部で留まっていた

・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。

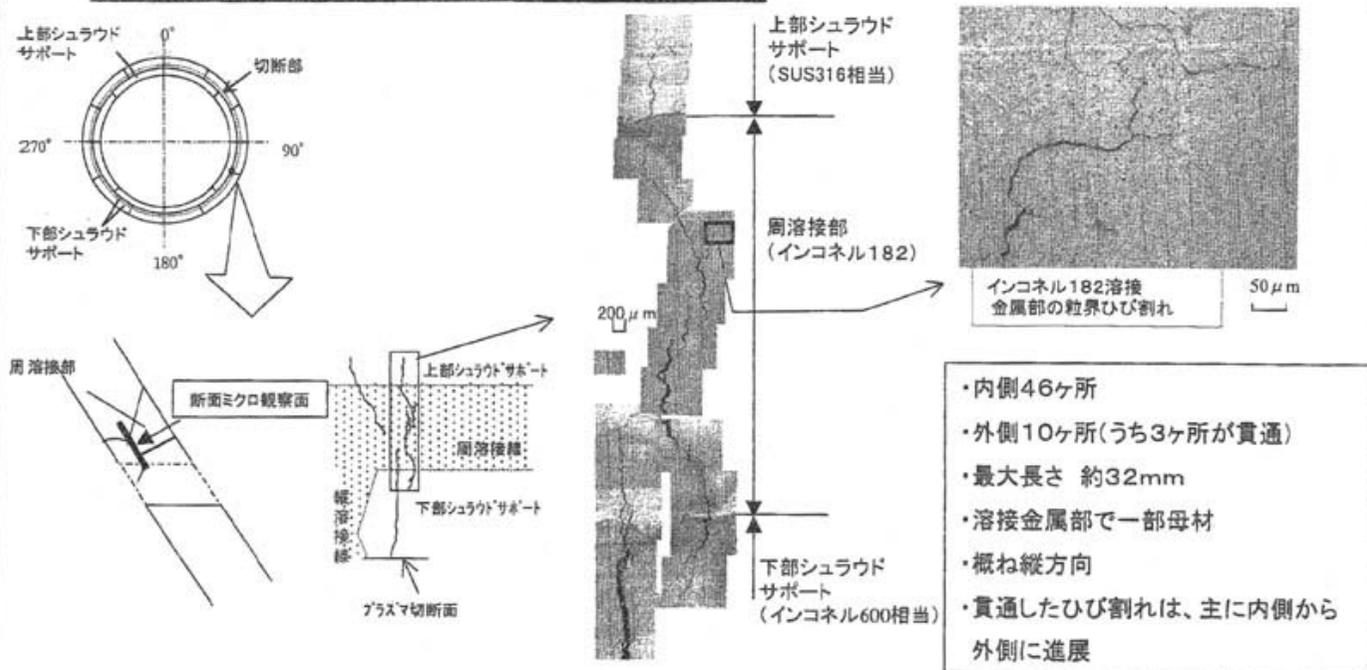
内側 約330MPa  
外側 160~270MPa

・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。



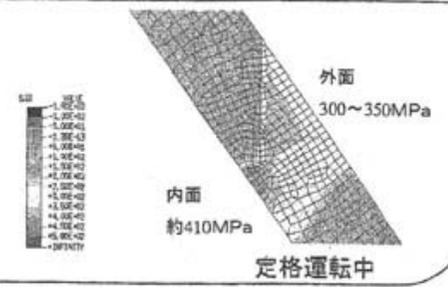
② 上部・下部シュラウドサポート周溶接部



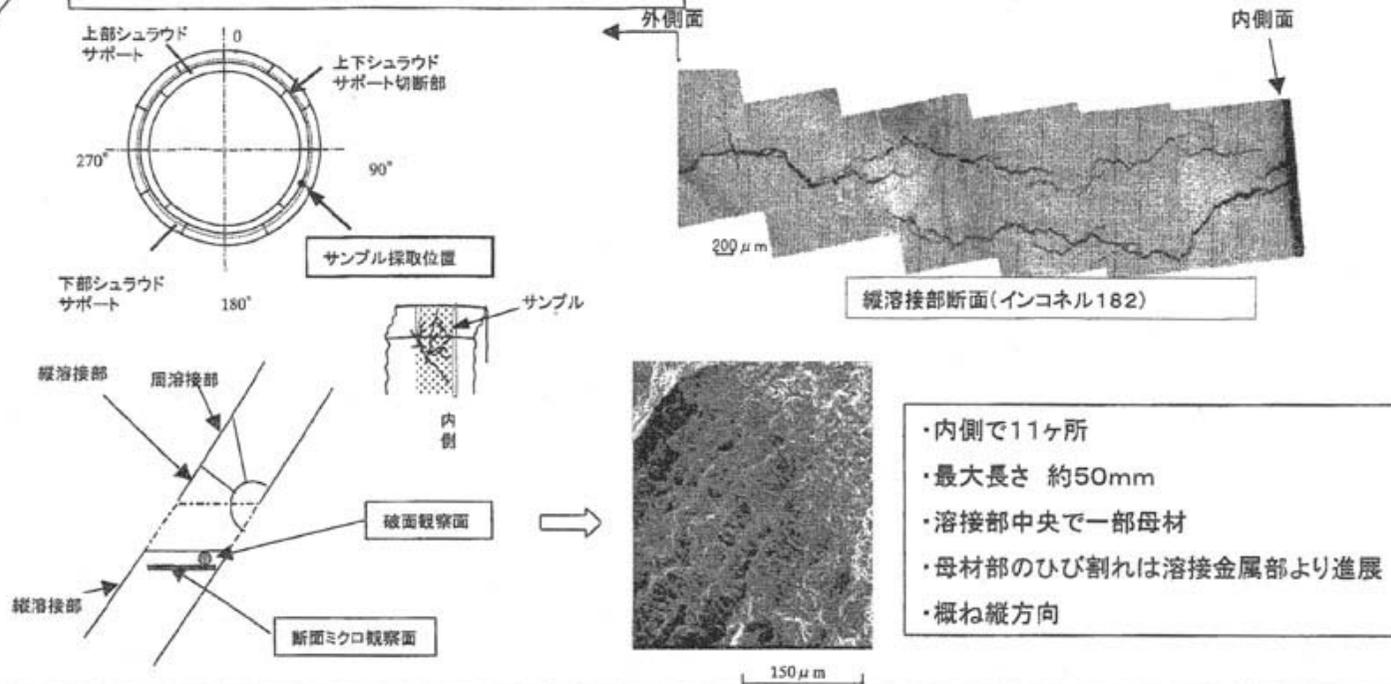
・応力……………溶接により、高い引張りの残留応力が発生。  
 内側 約410MPa  
 外側 300~350MPa

・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温度が高い環境。



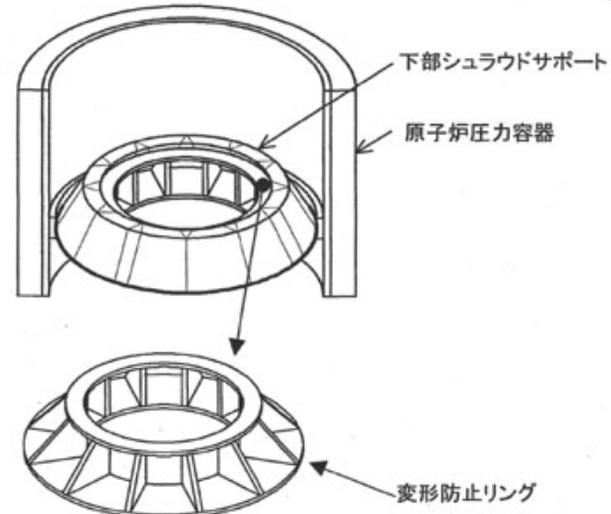
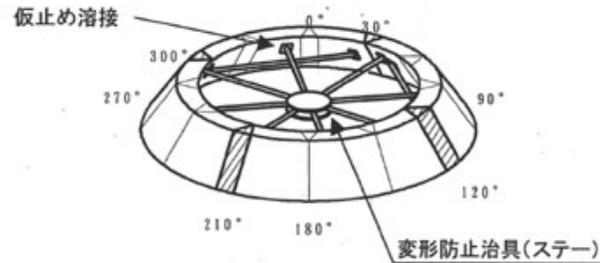
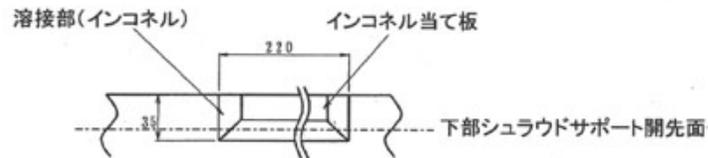
③ 下部シュラウドサポート縦溶接部



- ・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。

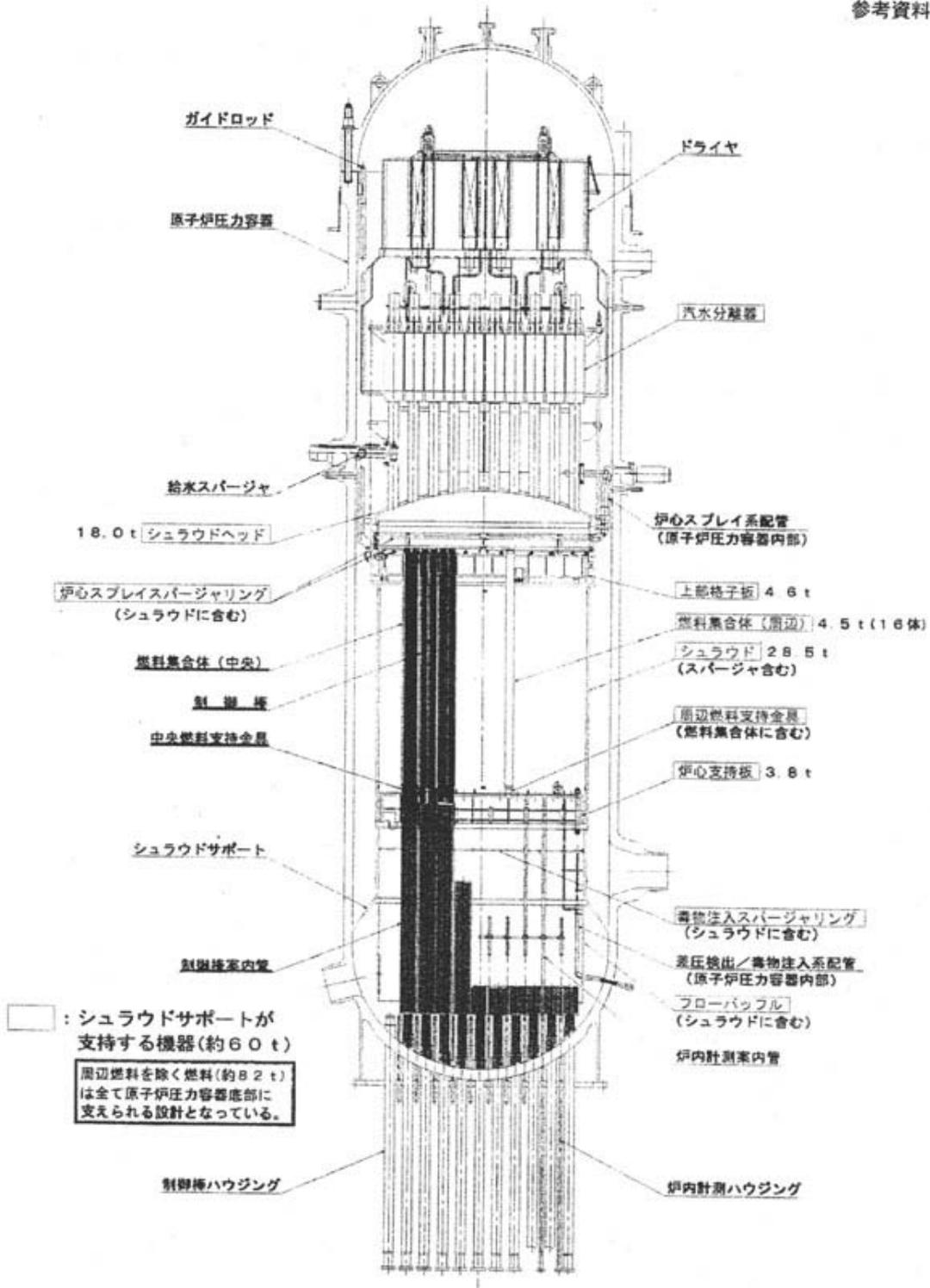
④ 母材部に施工された溶接部や溶接部跡等

- 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ヶ所 (うち1ヶ所が貫通)
- ・溶接金属部で一部母材
- ・概ね縦方向

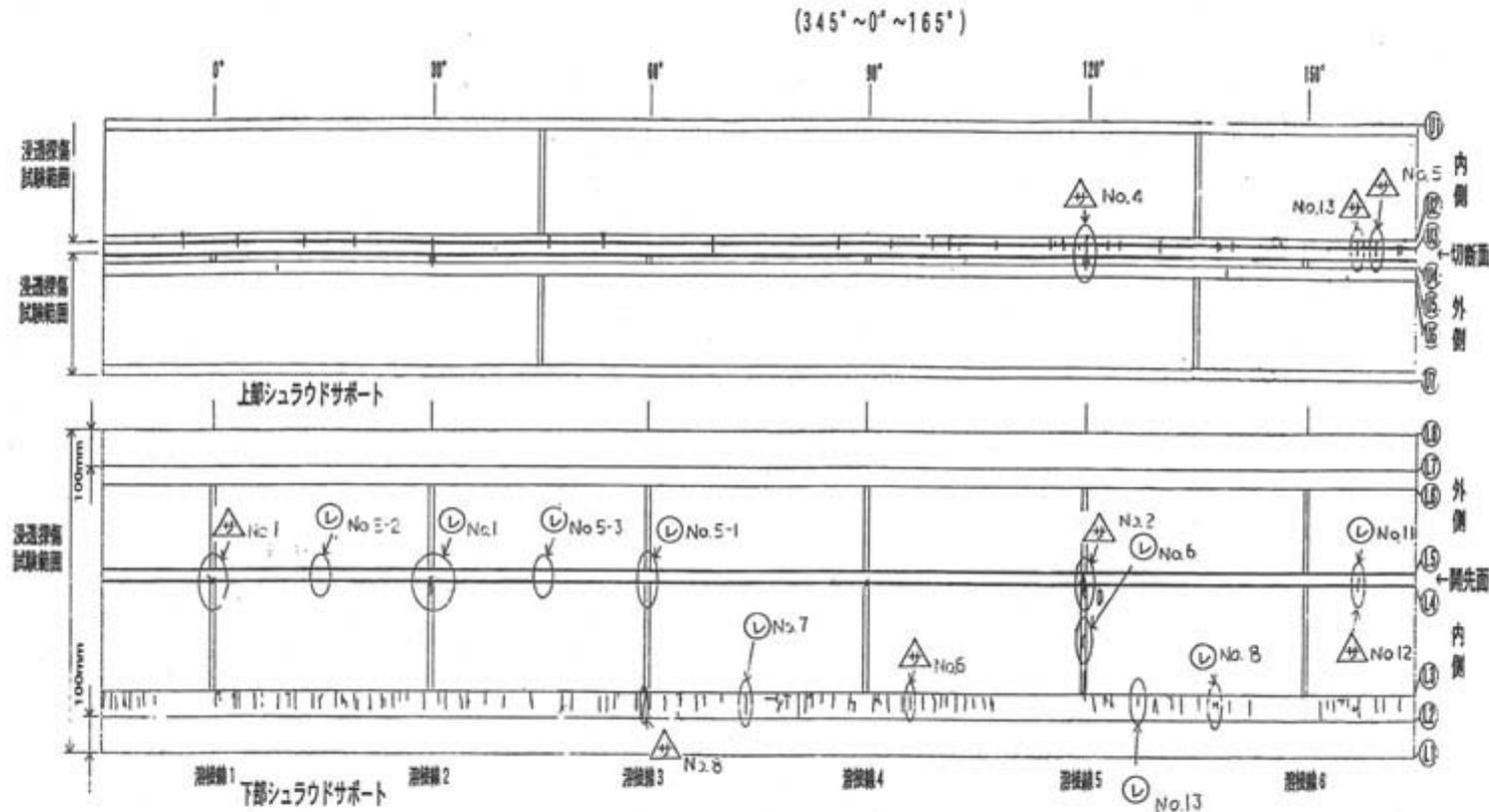
- ・応力……………試験片採取跡を当て板で溶接補修した箇所や変形防止治具を仮付け溶接した箇所には、溶接に伴い高い引張りの残留応力が発生。
- ・材料……………一般的にインコネル182は優れた耐腐食性を有しているものの海外において応力腐食割れの報告事例がある。
- ・環境……………水素注入開始まで比較的溶存酸素濃度の高い環境



原子炉圧力容器構造図

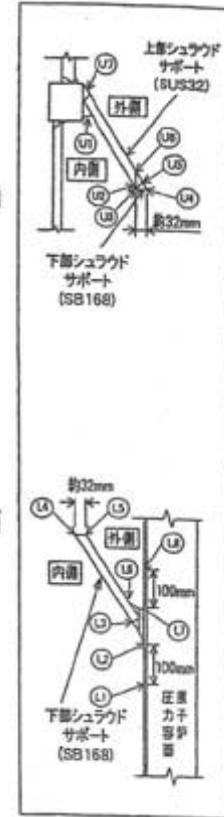
# ひび割れ状況とサンプル及びレプリカ採取位置 (1)

参考資料-2  
(1/2)



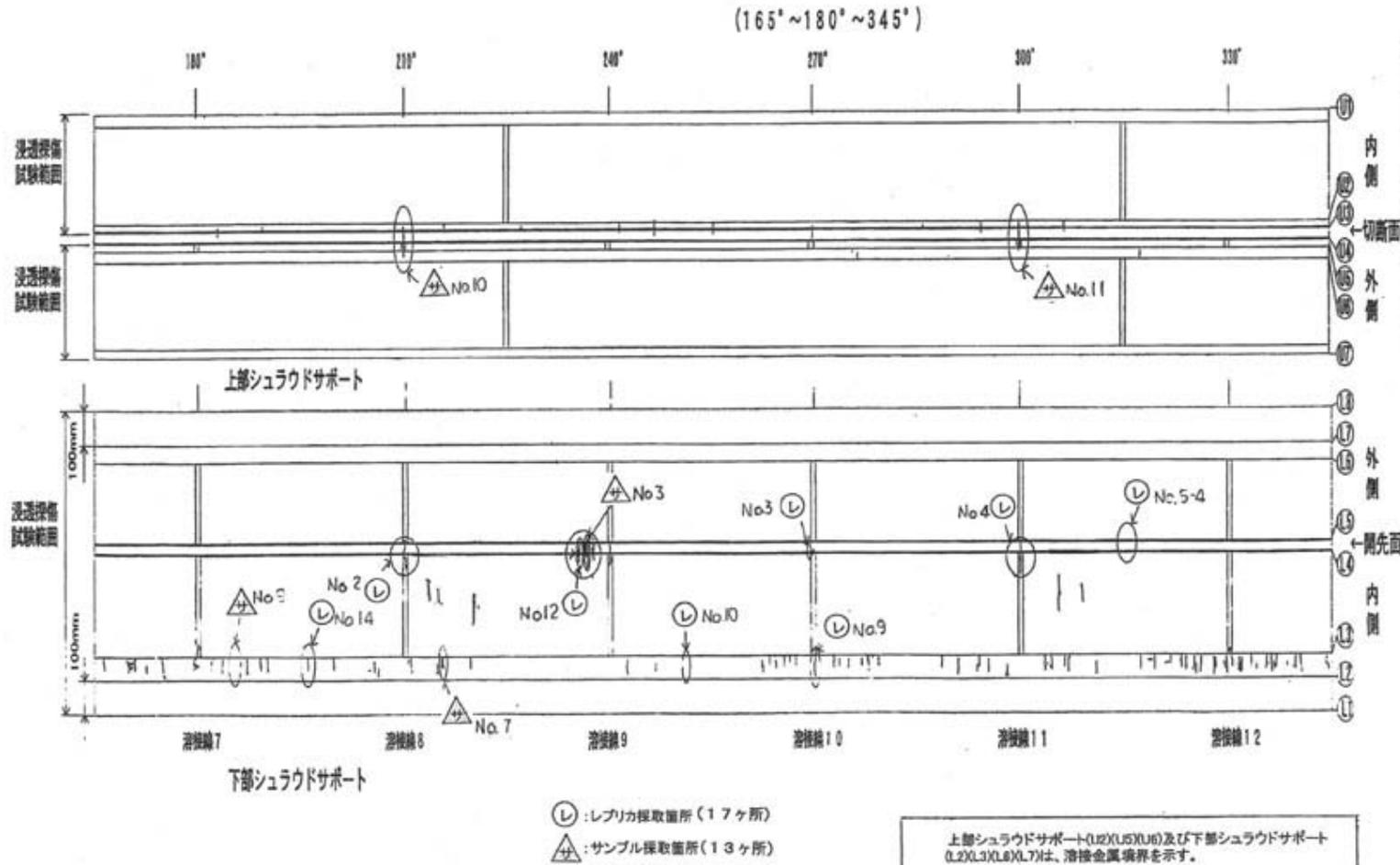
- ⊙ : レプリカ採取箇所 (17ヶ所)
- △ : サンプル採取箇所 (13ヶ所)

上部シュラウドサポート(L2XU5)及び下部シュラウドサポート(L2XU3)は、溶接金属境界を示す。

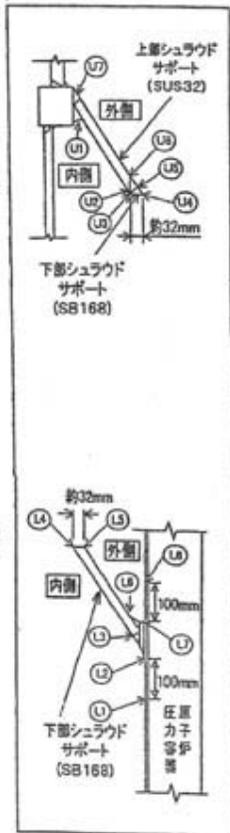


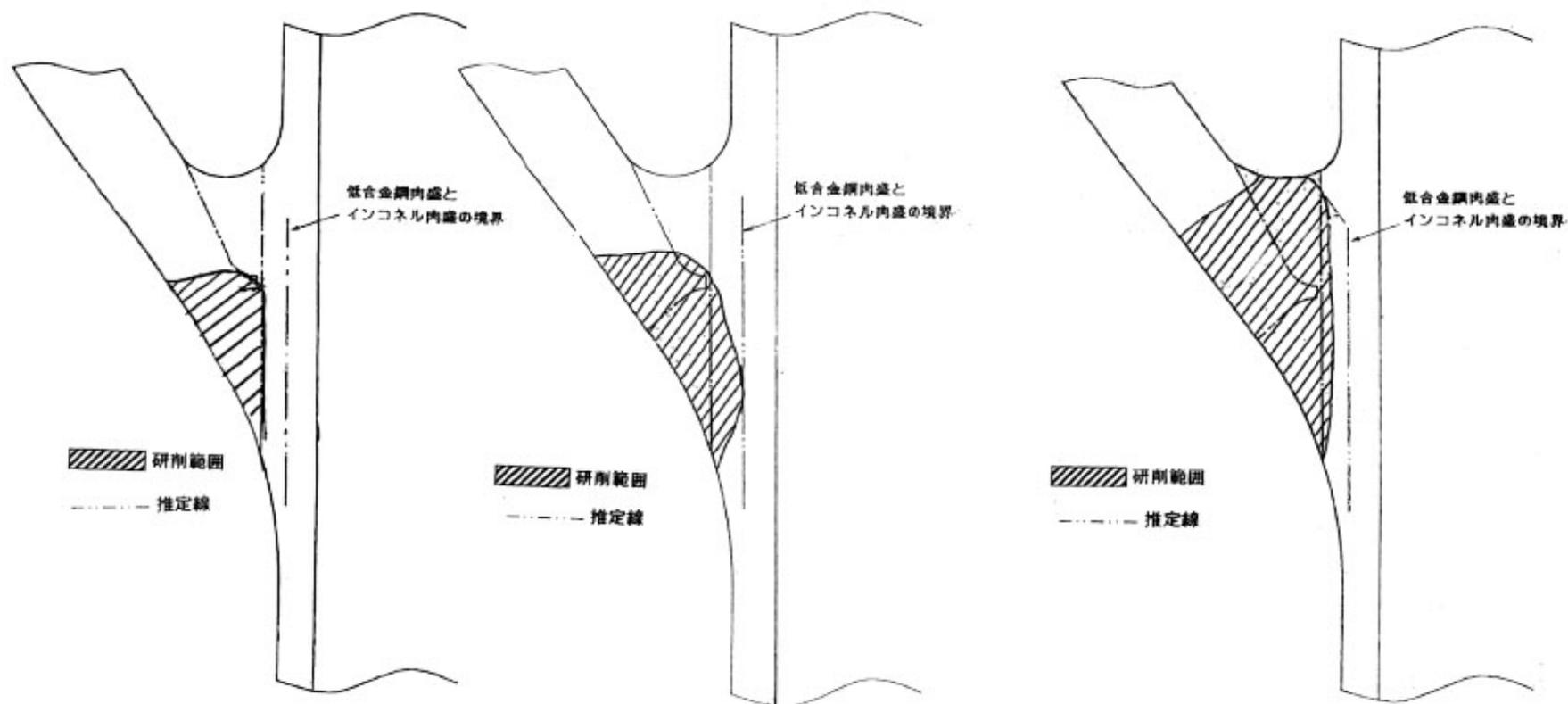
# ひび割れ状況とサンプル及びレプリカ採取位置

## ひび割れ状況とサンプル及びレプリカ採取位置 (2)



参考資料-2  
(2/2)



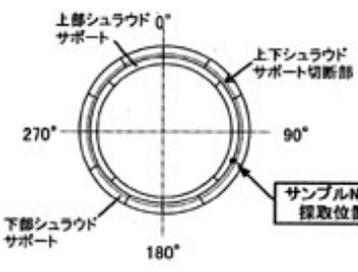
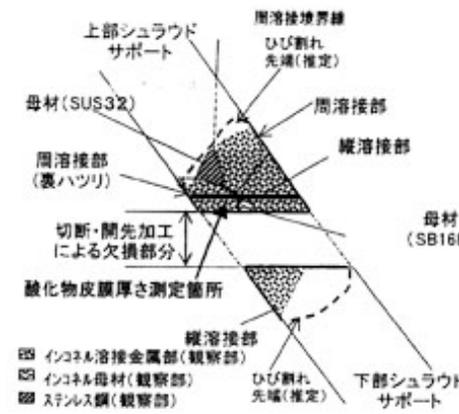
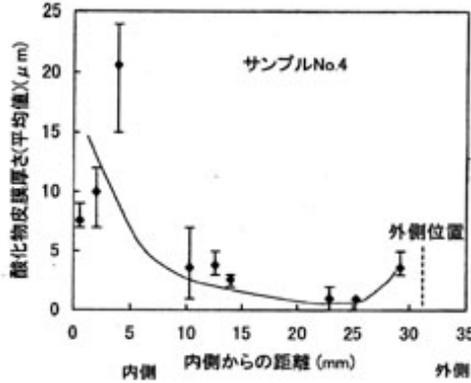
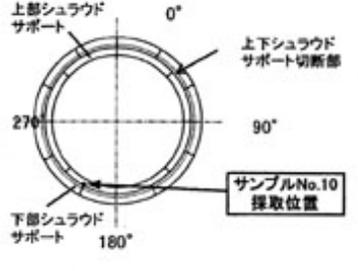
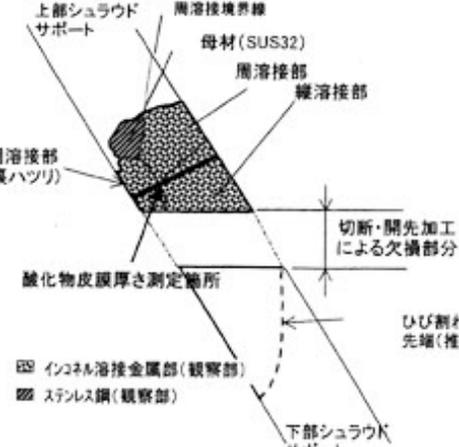
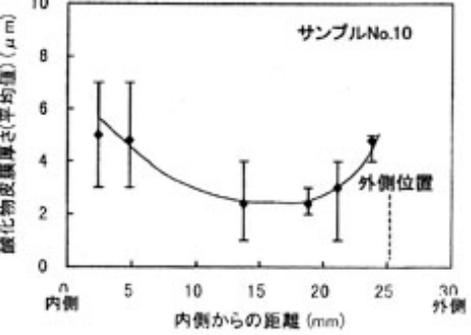


インコネル肉盛溶接部までのもの

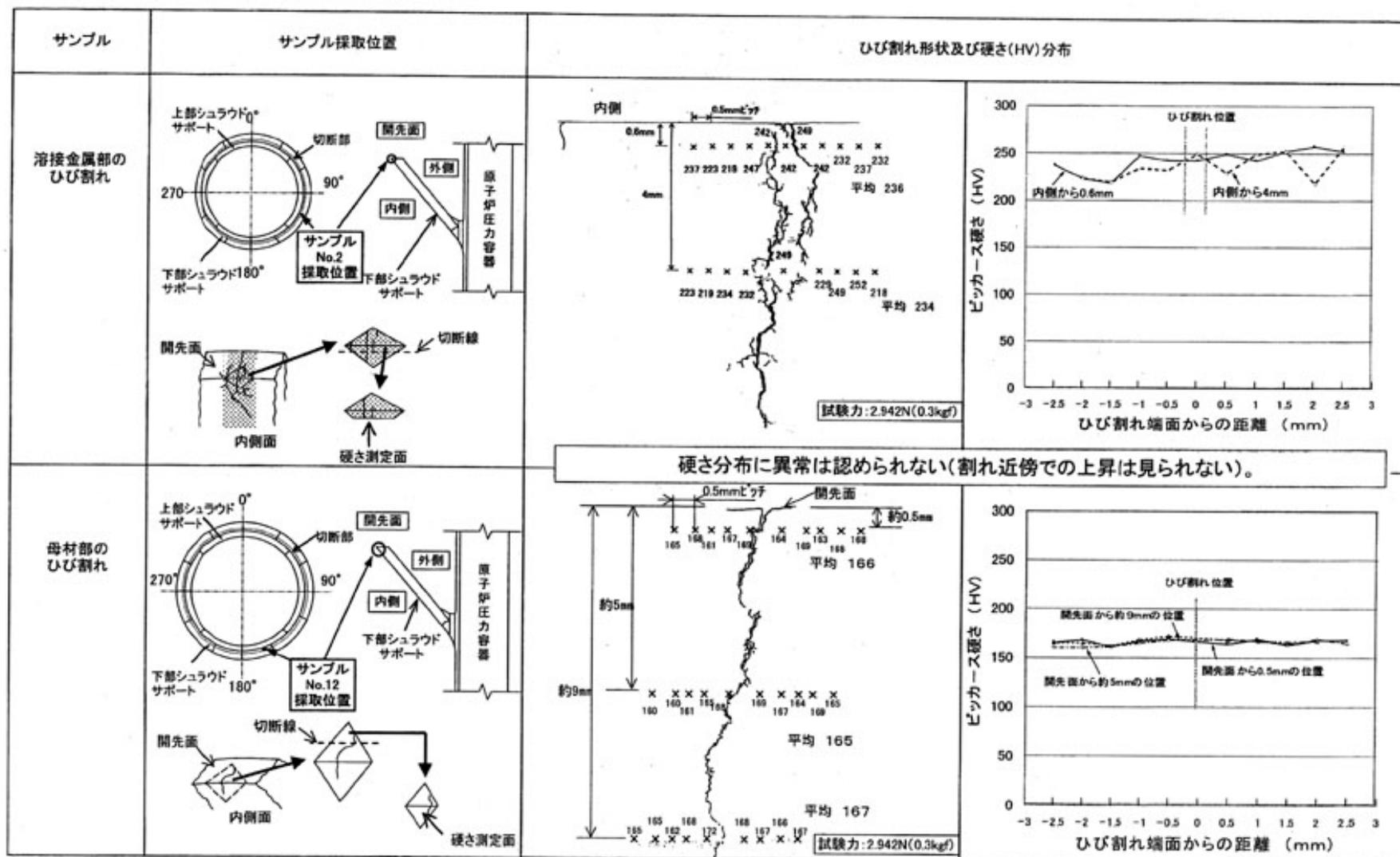
インコネル肉盛溶接と  
低合金鋼肉盛溶接の境界部までのもの

上部で開口したもの

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)

サンプル位置	採取位置	ひび割れ破面の推定プロフィールと酸化皮膜厚さ測定箇所	酸化皮膜厚さ測定結果
<p>120°位置 (周・縦溶接線 交差部)</p>			 <p>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。</p>
<p>210°位置 (周・縦溶接線 交差部)</p>			

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	<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	-	-	
		サポート	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	-	-
	縦溶接	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°
	シフトと 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
		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

参考資料-6

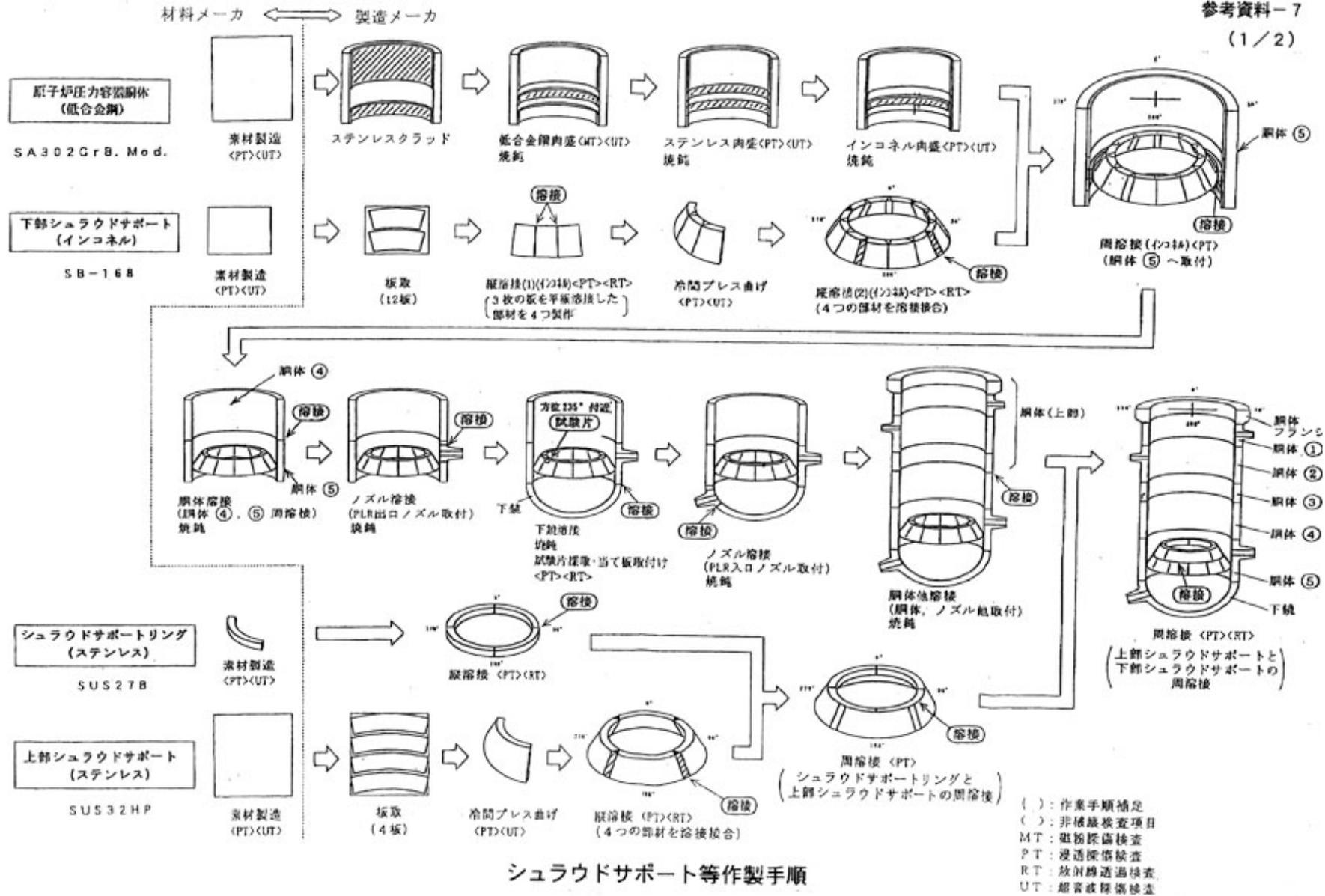
(2/2)

(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

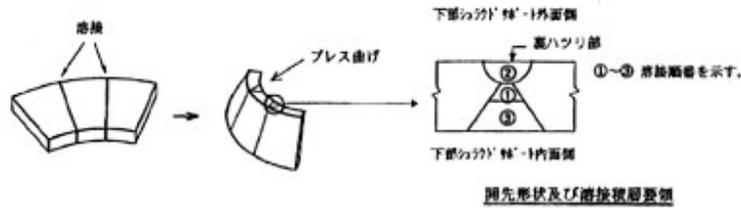


シュラウドサポート等製作手順

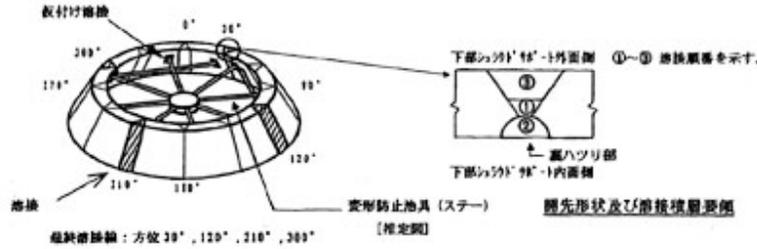
## シュラウドサポート等作製手順 (2)

参考資料-7  
(2/2)

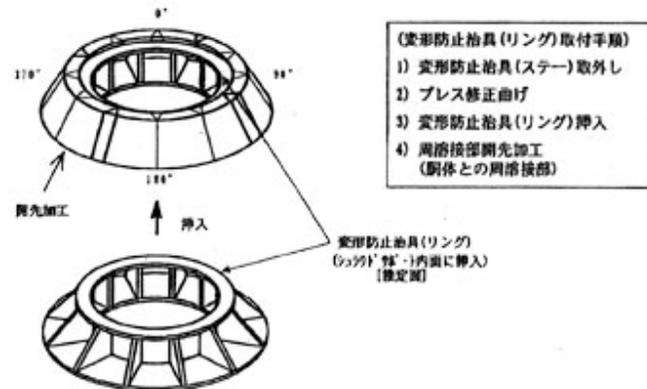
### 1. 平板3枚1組を溶接(下向き溶接)後 冷間プレス曲げ



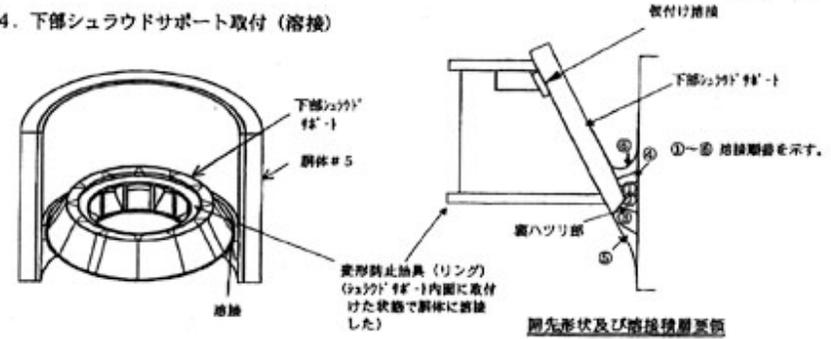
### 2. 下部シュラウドサポート縦溶接 (4ヶ所, 立向き溶接)



### 3. 変形防止治具(リング)取付け, 開先加工



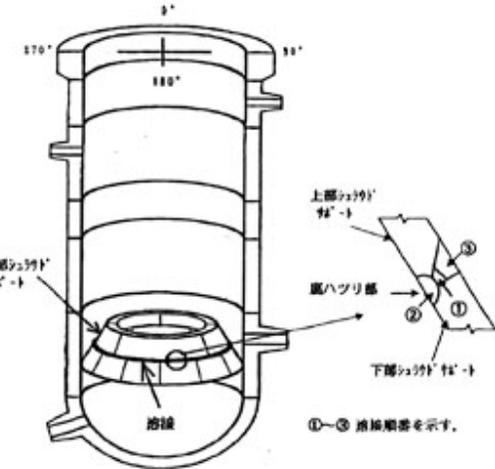
### 4. 下部シュラウドサポート取付 (溶接)



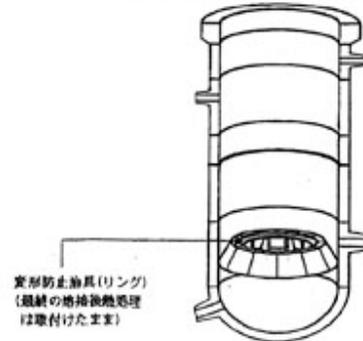
### 5. 下部シュラウドサポート試験片採取



### 7. 上部シュラウドサポート取付 (溶接)

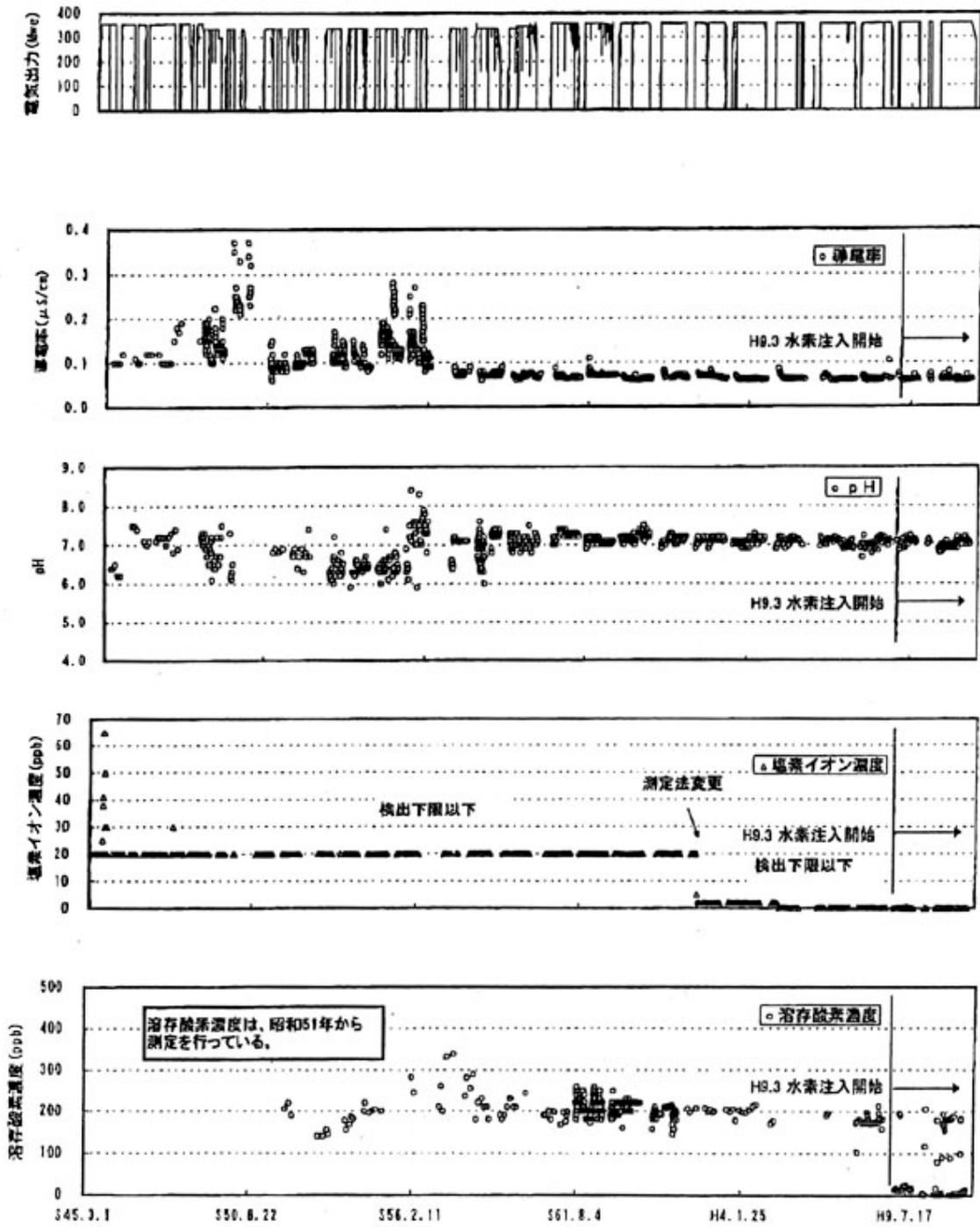


### 6. 原子炉圧力容器組立, 溶接後熱処理



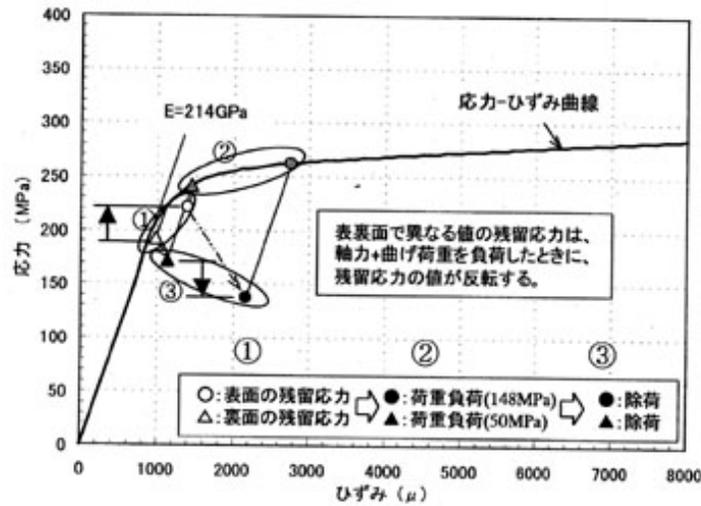
変形防止治具(リング)  
上部の330° 94°-1にも同様に変形防止治具(リング)を取付け, 変形開先1/3層溶接後, 高ハツリ部に上部, 下部とも取外した

原子炉水水質実績



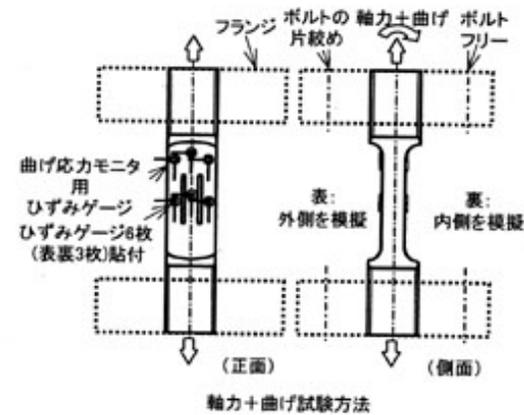
### シュラウドサポートのRPV取付部の残留応力履歴確認試験結果

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。

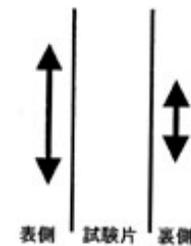


軸力+曲げ試験結果(A): 中央部のひずみεと応力σの履歴

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