

JAERI-Tech

2004-002



JP0450279



柏崎刈羽原子力発電所 3号機
シュラウドサンプル(K3-H7a)に関する
調査報告書
(受託研究)

2004年2月

シュラウド・再循環系配管サンプル調査チーム

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2004

編集兼発行 日本原子力研究所

柏崎刈羽原子力発電所 3号機シュラウドサンプル(K3-H7a)に関する調査報告書
(受託研究)

日本原子力研究所東海研究所
シュラウド・再循環系配管サンプル調査チーム

(2004年1月6日受理)

東京電力(株)柏崎刈羽原子力発電所3号機(沸騰水型、定格出力110万kW)においては、第7回定期検査(平成14年8月)中のところ、原子力安全・保安院の指示によりシュラウド溶接部の目視点検を実施し、原子炉圧力容器内のシュラウド下部胴とシュラウドサポートリングの内側溶接部(以下、H7a 内側)近傍のシュラウドサポートリングにひび割れ(以下、き裂)が確認された。炉心シュラウドは、原子炉圧力容器に設置されている円筒状の構造物で、炉心を支持する機能のほか、通常運転時にはジェットポンプによりシュラウド下部から炉心部に導かれた冷却材の流路を形成するための隔壁の役割を有する機器である。

本調査は、東京電力(株)が日本核燃料開発(株)にて実施したき裂を含む材料サンプルの調査・評価に関して、日本原子力研究所(原研)が第三者機関として調査計画の段階から加わり、調査中には隨時試験データの評価や試験場への立会いを実施し、最終的に得られたデータ入手し、原研独自の調査報告書を作成することにより、調査の透明性を確保することを目的として実施した。

本調査により、以下のことが明らかとなった。

- (1) ボートサンプルの表面においてグラインダー加工痕と機械加工痕が見られた。
- (2) き裂部の破面は、サンプル表面近傍のき裂開口部を除き、ほぼ全体が粒界割れであった。表面のき裂開口部の深さ約 $300\mu\text{m}$ は腐食生成物に覆われているために破面の様相を特定することが出来なかったが、金属組織観察から表面近傍において粒内割れと考えられる箇所が確認された。この部分では、加工により形成されたと考えられる金属組織及び硬さの上昇が見られた。ただし、グラインダー加工部と機械加工部の表面近傍では、これらの金属組織及び硬さの上昇に相違はなかった。
- (3) 溶接金属端から約3mmの範囲では、溶接の熱影響により表面近傍の硬さが低下していた。
- (4) ボートサンプルの化学成分の含有量はJIS G 4301 SUS316Lを満足していた。結晶粒界の狭い範囲でわずかなCr濃度の低下が認められた。

本調査の結果と、溶接によりき裂付近に発生していたと考えられる引張残留応力及び炉水中の溶存酸素濃度等を考慮すると、このき裂は応力腐食割れ(SCC)であり、材料の硬さと関係があると結論される。

本調査は、(財)発電設備技術検査協会からの受託研究として実施したものである。

東海研究所:〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2-4

Report of Examination of the Sample from Core Shrouds (K3-H7a) at
Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Station Unit-3
(Contract Research)

The Working Team for Examination of the Samples from Core Shrouds and
Primary Loop Recirculation Piping

Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received January 6, 2004)

The Tokyo Electric Power Company (TEPCO) visually inspected the weld joint of core shroud at the Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Station Unit-3 (BWR, 1100MW) during the 7th periodical inspection of August 2002 by a direction of the Nuclear and Industrial Safety Agency. Cracks were observed at around the inner surface of circumference ring near the weld joint (H7a) of the shroud lower shell and the ring. Core shroud is a cylindrical structure located in reactor pressure vessel and its function are to support in-core components and to form flow route of coolant from lower portion of in-core shroud to in-core by jet pump in normal operation.

TEPCO has conducted a material examination with Nippon Nuclear Fuel Development Co. Ltd. (NFD) on the specimen including cracks sampled from the core shroud. The present research has been performed with the objective to independently investigate and evaluate the materials by reviewing the examination with NFD and providing JAERI's own evaluation as a third-party organization for assuring of transparency. The following findings were obtained;

- (1) The scratches due to grinding and machining were observed on the surface of the boat-shaped sample.
- (2) Most of the fracture appearance was intergranular except for the region crack initiated at the surface. The fracture appearance near the surface was estimated to be transgranular one from the metallographic crack observation, although the fracture appearance at a distance of about 300 μm from the surface was not obvious by covered oxides. In the transgranular fracture region, the microstructural feature of cold working with increase in hardness was

detected. There was no difference of the breadth of the cold working microstructure under the scratches due to grinding and machining,

- (3) Hardness near the surface within a distance of about 3 mm from the fusion line was decreased due to welding heat.
- (4) The chemical compositions of the sample satisfied the material specification of Japanese Industrial Standard G 4301SUS 316L. A slight depletion of Cr was observed in the vicinity of the grain boundaries.

The observed cracks were concluded to be stress corrosion cracking related to the hardened region at the surface, based on the above results with an expected tensile residual stress near the cracks and dissolved oxygen content in the coolant.

Keywords: Core Shrouds, Boat Sample, Kashiwazaki-Kariwa Nuclear Power Station Unit-3, SUS 316L, Stress Corrosion Cracking, Hardening Layer, Oxides, Residual Stress, Dissolved Oxygen

This is a blank page.

目 次

1. 緒言	1
2. 調査方法	1
2. 1 調査サンプルの採取	1
2. 2 材料調査実施場所	1
2. 3 調査内容	2
2. 4 手法	2
2. 4. 1 外観観察	2
2. 4. 2 破面観察	2
2. 4. 3 金属組織観察	2
2. 4. 4 硬さ試験	2
2. 4. 5 化学成分分析	2
3. 調査結果	3
3. 1 外観観察	3
3. 2 破面観察	3
3. 3 金属組織観察	3
3. 4 硬さ試験	3
3. 5 化学成分分析	3
4. 結言	4
謝 辞	4
付録1 東京電力(株)柏崎刈羽3号機の シュラウドひび割れ部に関する調査の概要	51

Contents

1. Introduction	1
2. Investigation Methods	1
2. 1 Specimen Extraction	1
2. 2 Examination Facility	1
2. 3 Contents of Examination	2
2. 4 Examination Methods	2
2. 4. 1 Visual Observation	2
2. 4. 2 Fractographic Observation	2
2. 4. 3 Metallographic Observation	2
2. 4. 4 Hardness Test	2
2. 4. 5 Chemical Compositions Analysis	2
3. Results	3
3. 1 Visual Observation.....	3
3. 2 Fractographic Observation	3
3. 3 Metallographic Observation.....	3
3. 4 Hardness Test.....	3
3. 5 Chemical Compositions Analysis	3
4. Conclusions	4
Acknowledgements.....	4

Appendix 1 Outline of Examination of Cracks on the Core Shrouds

at Kashiwazaki-Kariwa Unit-3 of Tokyo Electric Power Company..... 51

シラウド・再循環系配管サンプル調査チーム

(解析)

塚田 隆^{*1}、鈴木雅秀^{*2}、木内 清^{*1}、加治芳行^{*1}、菊地正彦^{*1}、上野文義^{*1}
宇賀地弘和^{*1}、中野純一^{*1}、三輪幸夫^{*1}、海老根典也^{*2}、西山裕孝^{*2}、本岡隆文^{*1}
加藤千明^{*1}

(事務局)

新谷文將^{*3}

(総括)

中島 甫^{*4}、柴田勝之^{*2}、塚田 隆^{*1}

*¹ エネルギーシステム研究部、*² 原子炉安全工学部、*³ 計画調査室、
*⁴ 元、エネルギーシステム研究部（現、日本原子力発電㈱）

The Working Team for Examination of Samples from Core Shrouds and Primary Loop Recirculation Piping

(Analysis)

Takashi TSUKADA^{*1}, Masahide SUZUKI^{*2}, Kiyoshi KIUCHI^{*1}, Yoshiyuki KAJI^{*1},
Masahiko KIKUCHI^{*1}, Fumiyoishi UENO^{*1}, Hirokazu UGACHI^{*1}, Jyunichi NAKANO^{*1}
Yukio MIWA^{*1}, Noriya EBINE^{*2}, Yutaka NISHIYAMA^{*2}, Takafumi MOTOOKA^{*1}
Chiaki KATO^{*1}

(Secretary)

Fumimasa ARAYA^{*3}

(Supervision)

Hajime NAKAJIMA^{*4}、Katsuyuki SHIBATA^{*2}, Takashi TSUKADA^{*1}

^{*1}Department of Nuclear Energy System, ^{*2}Department of Reactor Safety Research,

^{*3}Planning and Analysis Division, ^{*4}Formerly Department of Nuclear Energy System (Presently
The Japan Atomic Power Co.)

1. 緒言

東京電力㈱柏崎刈羽原子力発電所 3 号機(沸騰水型、定格出力110万kW)においては、第 7 回定期検査(平成 14 年 8 月)中のところ、原子力安全・保安院の指示によりシュラウド溶接部の目視点検を実施し、原子炉圧力容器内のシュラウド下部胴とシュラウドサポートリングの内側溶接部(以下、H7a 内側)の近傍のシュラウドサポートリングにひび割れ(以下、き裂)が確認された。炉心シュラウドは、原子炉圧力容器に設置されている円筒状の構造物で、炉心を支持する機能のほか、通常運転時にはジェットポンプによりシュラウド下部から炉心部に導かれた冷却材の流路を形成するための隔壁の役割を有する機器である。

本調査は、東京電力㈱が日本核燃料開発㈱にて実施した柏崎刈羽原子力発電所 3 号機の H7a 内側近傍から採取したき裂を含む材料サンプルの調査・評価に関して、日本原子力研究所(原研)が第三者機関として調査計画の段階から加わり、調査中には隨時試験データの評価や試験場への立会いを実施し、最終的に得られたデータ入手し、原研独自の調査報告書を作成することにより、調査の透明性を確保することを目的として実施したものである。本報告書は、原研が実施した調査結果をまとめたものである。

2. 調査方法

2.1 調査サンプルの採取

図2.1 に、シュラウドの概要図、ボードサンプルの採取位置、ボードサンプルの形状、及びボードサンプルの切り出し方法を示す。本調査に使用したサンプルは、東京電力㈱により H7a 内側の近傍から採取されたものである。ボードサンプルは、外観観察を行なった後、破面観察、金属組織観察、硬さ試験及び試料分析を行なうため、図に示されているような細切断を行なった。

材料、使用条件及びプラントの運転開始時期は次のとおりである。

材料	JIS G4304 SUS 316L(圧延材)
使用条件 (原子炉定格運転時)	温度: 約 286°C 圧力: 約 71.7kg/cm ² (約 7.2MPa) 炉水溶存酸素濃度: 約 200~250ppb 炉水導電率: 約 0.1 μS/cm(約 10 μS/m) 中性子照射量: 2.6 × 10 ¹⁹ n/cm ²
運転開始時期	運転開始日: 平成 5 年 8 月 定格負荷相当年数(EFPY): 8.13 年

2.2 材料調査実施場所

当該サンプルに関する下記の材料調査は、日本核燃料開発㈱にて実施された。

2. 3 調査内容

き裂発生の原因究明のため、調査項目として、材料サンプルの表面状態及びき裂部の調査のための外観観察、割れ形態の調査のための破面観察、き裂の伝播形態を調査するための金属組織観察、加工及び溶接の影響を調査するための硬さ試験、並びに化学成分を調査するための試料分析を選定した。各調査項目の方法は次の通りである。

- (1) 外観観察: 目視観察、写真撮影
- (2) 破面観察: き裂部破面の走査型電子顕微鏡(SEM)観察
- (3) 金属組織観察: 金属組織の光学顕微鏡観察
- (4) 硬さ試験: ビックース硬さの測定
- (5) 化学成分分析: 化学成分分析及び電界放出型透過電子顕微鏡(FE-TEM)による粒界近傍組成分析

(2)～(5)の各観察、分析は、図 2.2 に示すそれぞれの箇所で実施した。その方法を次に示す。

2. 4 手法

2. 4. 1 外観観察

ポートサンプルに対し、超音波洗浄による除染を実施後、目視による外観観察を行うとともに、デジタルカメラ及び SEM による写真撮影を行った。

2. 4. 2 破面観察

破面観察は、図 2.2 中のき裂 B に対し SEM により行った。強制破断により破面を現出させ、はじめに破面全体の観察を 100 倍で行い、表面近傍から強制破断面境界までの領域を 200 倍で、また、内表面近傍、内表面-強制破断面境界の中央付近及び強制破断面を含む箇所を 400 倍で観察した。

2. 4. 3 金属組織観察

き裂の伝播形態等を観察するために、図 2.2 中の断面①～断面③について、細切断したサンプルを樹脂に埋め込み、エメリー、バフ及び 1 μm のダイヤモンドペーストによる研磨を行った後、10% シュウ酸を用いた電解エッチングを施し、洗浄及び乾燥後に、金属組織写真を撮影した。金属組織写真是光学顕微鏡により倍率を 100 倍及び 400 倍で撮影した。

2. 4. 4 硬さ試験

加工及び溶接による材質、変形状況等を確認するために、金属組織観察面(図 2.2 中の断面①～③)について、ビックース硬さ試験を実施した。測定荷重は表面近傍で 10g、その他の領域で 1kg とした。

2. 4. 5 化学成分分析

ポートサンプルの化学成分が規格を満足していることを確認するため、図 2.2 中「化学成分分析」と

示した箇所において、湿式分析による定量分析を行った。分析元素は、JIS G 4304 SUS316L に規定されている C、Si、Mn、P、S、Cr、Ni、Mo とした。また、金属元素のミクロ偏析の状況を把握するため、図 2.2 中「粒界分析」と示した箇所において、FE-TEM による結晶粒界近傍の元素濃度分布の測定を行った。測定元素は、Cr、Ni、Mo、Si、P とした。

3. 調査結果

3.1 外観観察

図 3.1.1 にデジタルカメラによりポートサンプルを撮影した写真を、図 3.1.2 にポートサンプルの外観スケッチを示す。表面母材部にはグラインダー加工痕と機械加工痕が確認された。図 3.1.3 にポートサンプル表面の SEM 写真を示すとおり、複数のき裂(それぞれ A～D とする)が見られた。図 3.1.4～図 3.1.7 にそれぞれのき裂の SEM 写真を示す。図 3.1.5 中に示したように、き裂が微細な枝分かれ状になっている箇所があった。

3.2 破面観察

図 3.2.1 に内表面近傍から強制破断面境界までの SEM 写真を、図 3.2.2 に表面近傍、破面の中央付近及び強制破断面を含む箇所の SEM 写真を示す。これらの SEM 観察により、破面のほぼ全面に明瞭な粒界割れが認められた。しかし、表面から深さ約 $300 \mu\text{m}$ は腐食生成物に覆われており、破面の様相を明確に特定できなかった。

3.3 金属組織観察

図 3.3.1～図 3.3.20 に断面①～断面③(図 2.2 参照)の金属組織観察写真を示す。き裂が発生した位置においては、ポートサンプルの表面近傍に加工組織が見られるとともに、粒内割れが確認された。それ以外では 2 次き裂を伴う粒界割れであった。き裂が発生していない箇所においても、ポートサンプル表面近傍には加工組織が見られた。また、図 3.3.20 に示すとおり、グラインダー加工部、機械加工部において、加工組織及びその深さに相違はなかった。

3.4 硬さ試験

図 3.4.1～図 3.4.7 にそれぞれの断面における硬さ分布を示す。表面近傍においては深さ $150 \mu\text{m}$ ～ $200 \mu\text{m}$ の硬化層(200HV 以上)が存在した。また、図 3.4.6 に示すとおり、グラインダー加工部、機械加工部の表面近傍では、硬化層の幅及び硬さに相違は認められなかった。また、図 3.4.2、図 3.4.4、図 3.4.7 に示したとおり、表面から深さ $50 \mu\text{m}$ における表面に平行なビックアース硬さ測定から、溶接金属端から約 3mm の範囲で溶接の熱影響により硬さが低下していることがわかった。

3.5 化学成分分析

表 3.5.1 に、化学成分の分析結果を示す。各元素の分析値は、JIS G 4304 SUS316L を満足していた。

図3.5.1～図3.5.3にき裂先端部、表面近傍及び母材における結晶粒界近傍の元素濃度分布を示す。また、図3.5.4に測定箇所毎のCr濃度分布を示す。結晶粒界の狭い領域において、わずかにCr濃度の低下が認められた。ただし、熱鋭敏化材に見られるようなCr濃度の顕著な低下ではない。

4. 結 言

本調査は、東京電力㈱が日本核燃料開発㈱にて実施する柏崎刈羽原子力発電所3号機のシュラウド下部胴とシュラウドサポートリングの内側溶接部(H7a 内側)の近傍から採取したき裂を含む材料サンプルの調査・評価に関して、日本原子力研究所(原研)が第三者機関として調査計画の段階から加わり、調査中には隨時試験データの評価や試験場への立会いを実施し、最終的に得られたデータを入手し、独自の調査報告書を作成することにより、調査の透明性を確保することを目的とした。本調査の結果、次の結論を得た。

- (1) ポートサンプルの表面においてグラインダー加工痕と機械加工痕が見られた。
- (2) き裂部の破面は、サンプル表面近傍のき裂開口部を除き、ほぼ全体が粒界割れであった。表面のき裂開口部の深さ約 $300\mu\text{m}$ は腐食生成物に覆われているために破面の様相を特定することが出来なかったが、金属組織観察から表面近傍において粒内割れと考えられる箇所が確認された。この部分では、加工により形成されたと考えられる金属組織及び硬さの上昇が見られた。ただし、グラインダー加工部と機械加工部の表面近傍では、これらの金属組織及び硬さの上昇に相違はなかった。
- (3) 溶接金属端から約 3mm の範囲では、溶接の熱影響により表面近傍の硬さが低下していた。
- (4) ポートサンプルの化学成分の含有量は JIS G 4301 SUS316L を満足していた。結晶粒界の狭い範囲でわずかなCr濃度の低下が認められた。

本調査の結果と、溶接によりき裂付近に発生していたと考えられる引張残留応力及び炉水中の溶存酸素濃度等を考慮すると、このき裂は応力腐食割れ(SCC)であり、材料の硬さと関係があると結論される。

謝 辞

本調査の遂行あたり有益な助言、指摘を頂いた関係各位及び原研企画室辻宏和調査役、更田豊志調査役(現、燃料安全研究室長)に感謝いたします。なお、本調査は、経済産業省原子力安全・保安院からの受託事業として、(財)発電設備技術検査協会が実施している「平成14年度高経年化対策関連技術調査等」の一環として、原子力安全・保安院から文部科学省への協力依頼に基づき、平成14年度に日本原子力研究所が実施したものである。

図表一式

This is a blank page.

表3.5.1 ポートサンプル母材の化学成分分析結果 (mass%)

	C	Si	Mn	P	S	Cr	Ni	Mo
JIS G 4304 最大 SUS316L 最小	0.030 —	1.00 —	2.00 —	0.045 —	0.030 —	18.00 16.00	15.00 12.00	3.00 2.00
ミルシート値	0.013	0.55	0.95	0.022	0.007	16.56	12.38	2.15
分析値	0.017	0.56	0.99	0.021	0.006	16.73	12.67	2.18

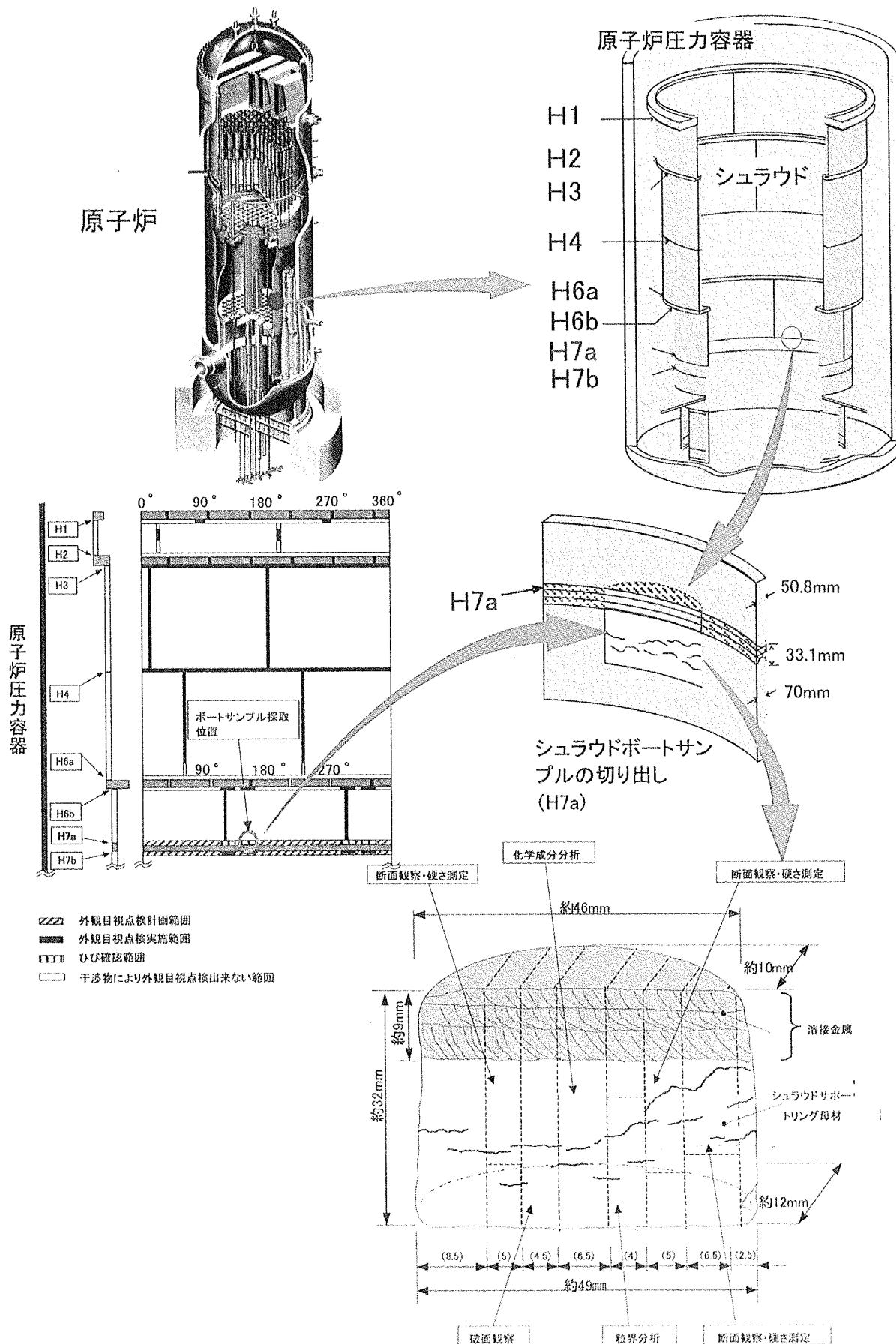


図2.1 ポートサンプルの採取位置及び切り出し方法

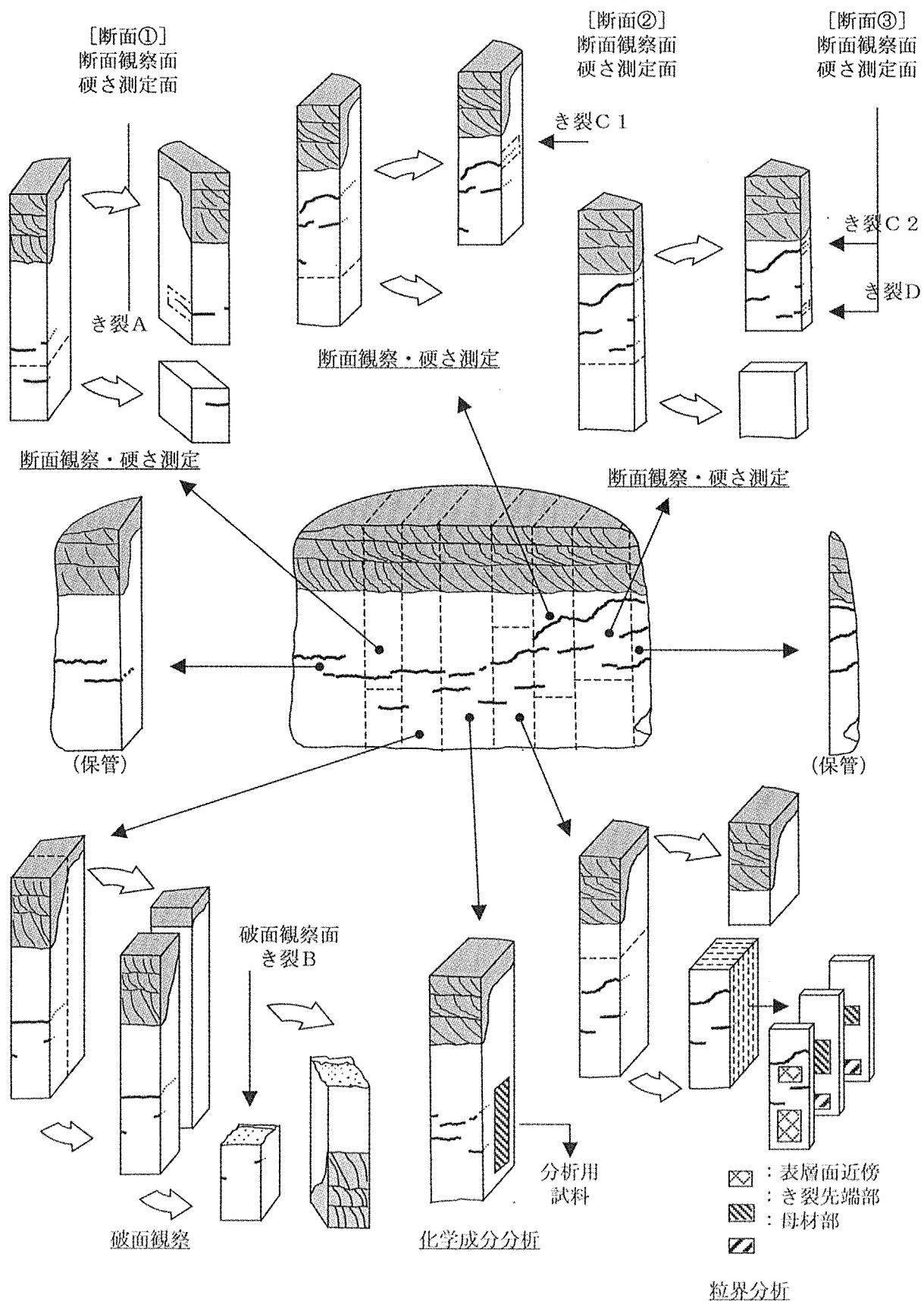


図2.2 各種観察及び分析箇所

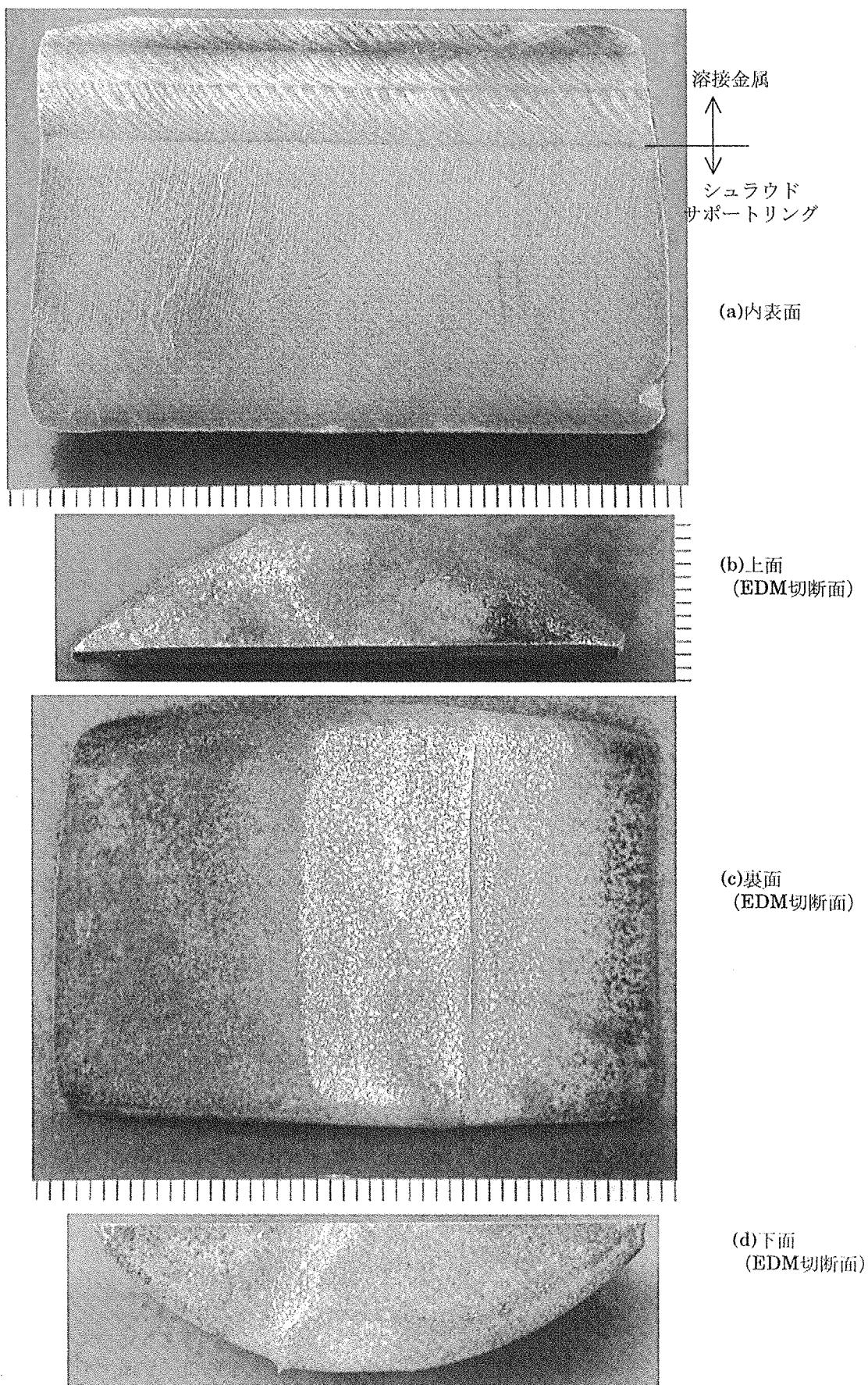


図3.1.1 ポートサンプルの外観写真

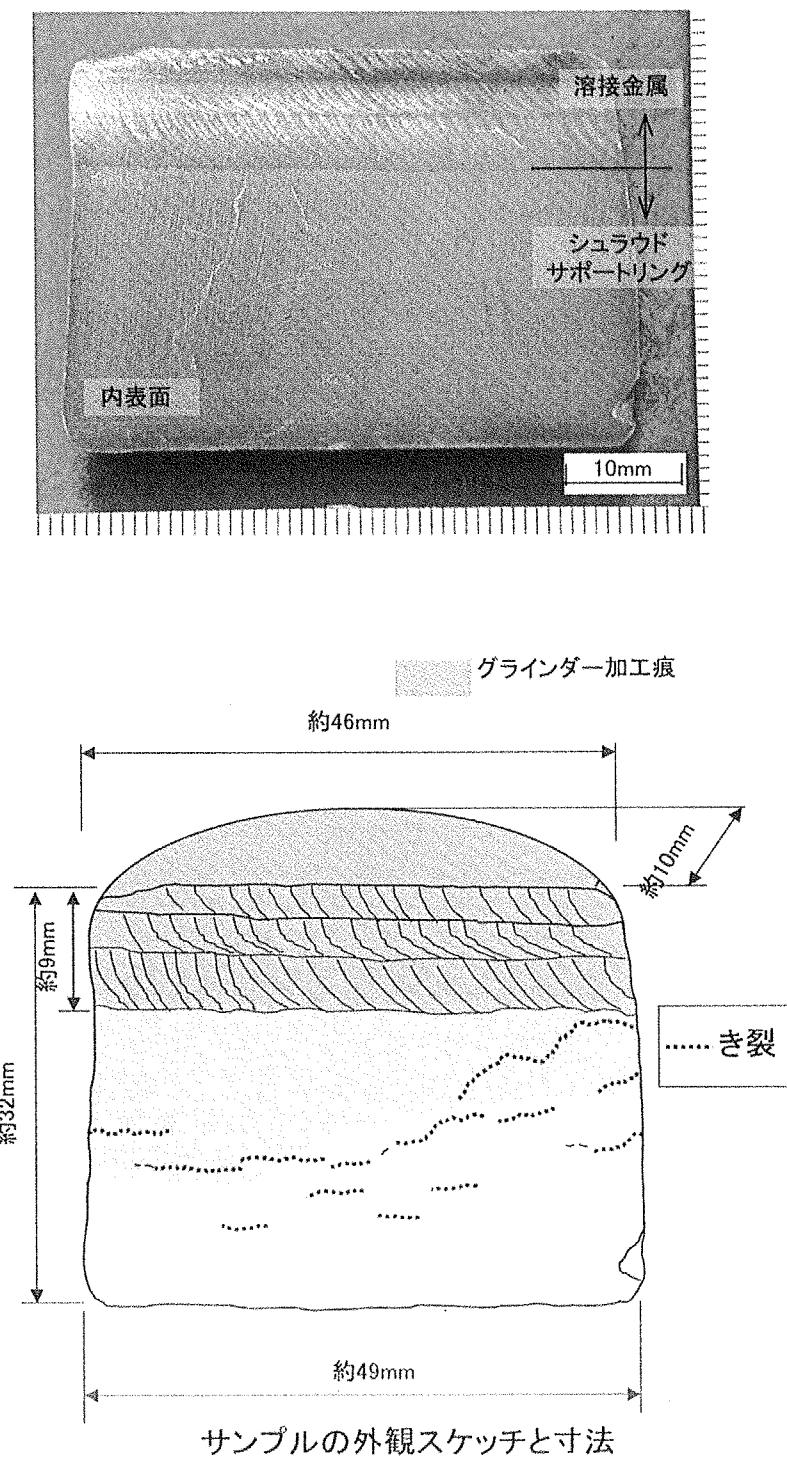


図3.1.2 ポートサンプルの外観スケッチ

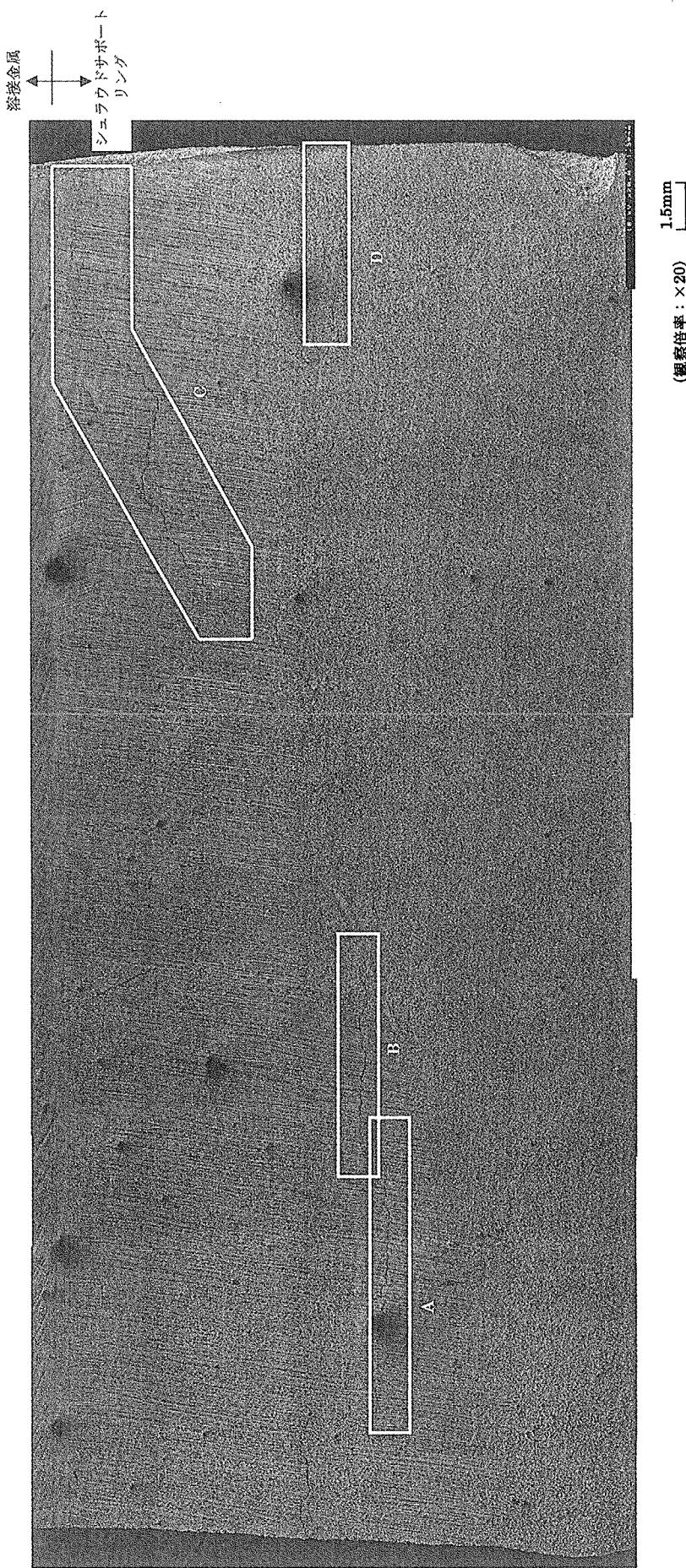


図 3.1.3 サンプル表面の SEM 観察結果

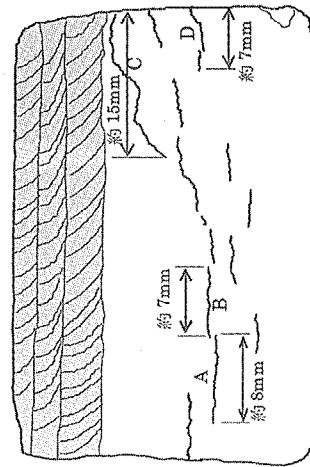
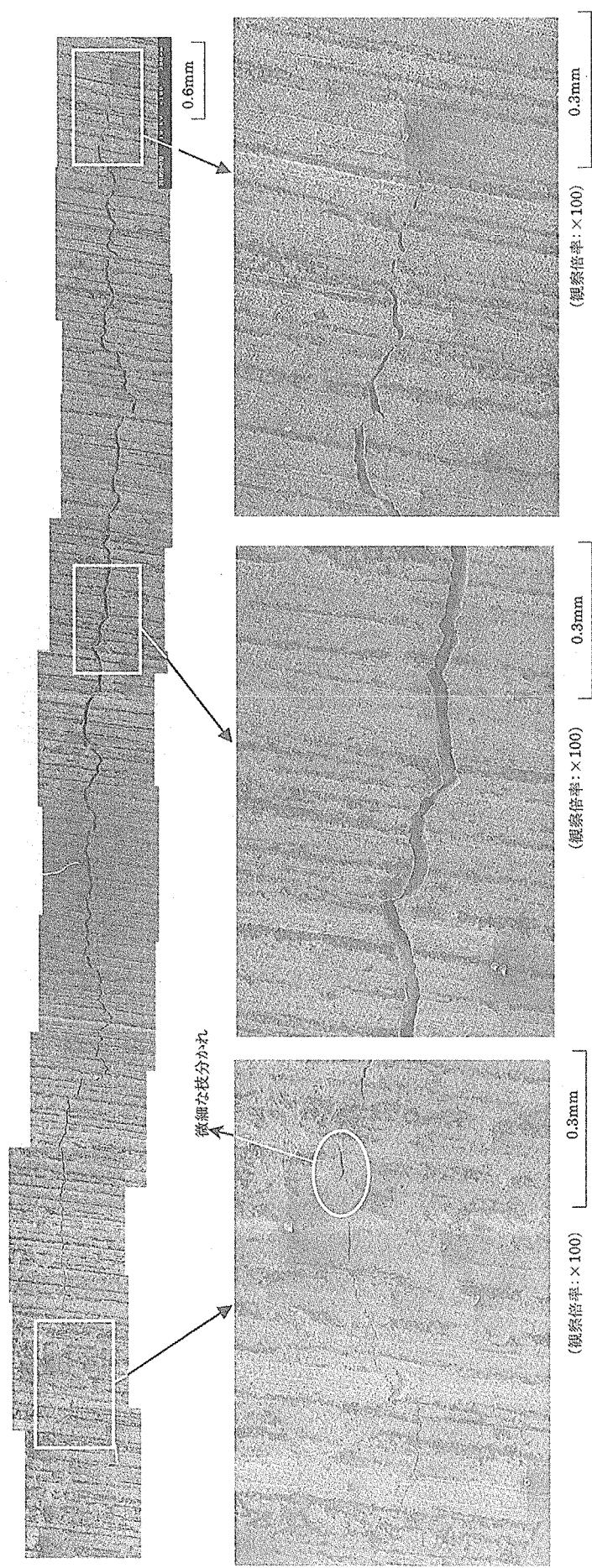


図 3.1.4 き裂 A の表面の SEM 観察結果

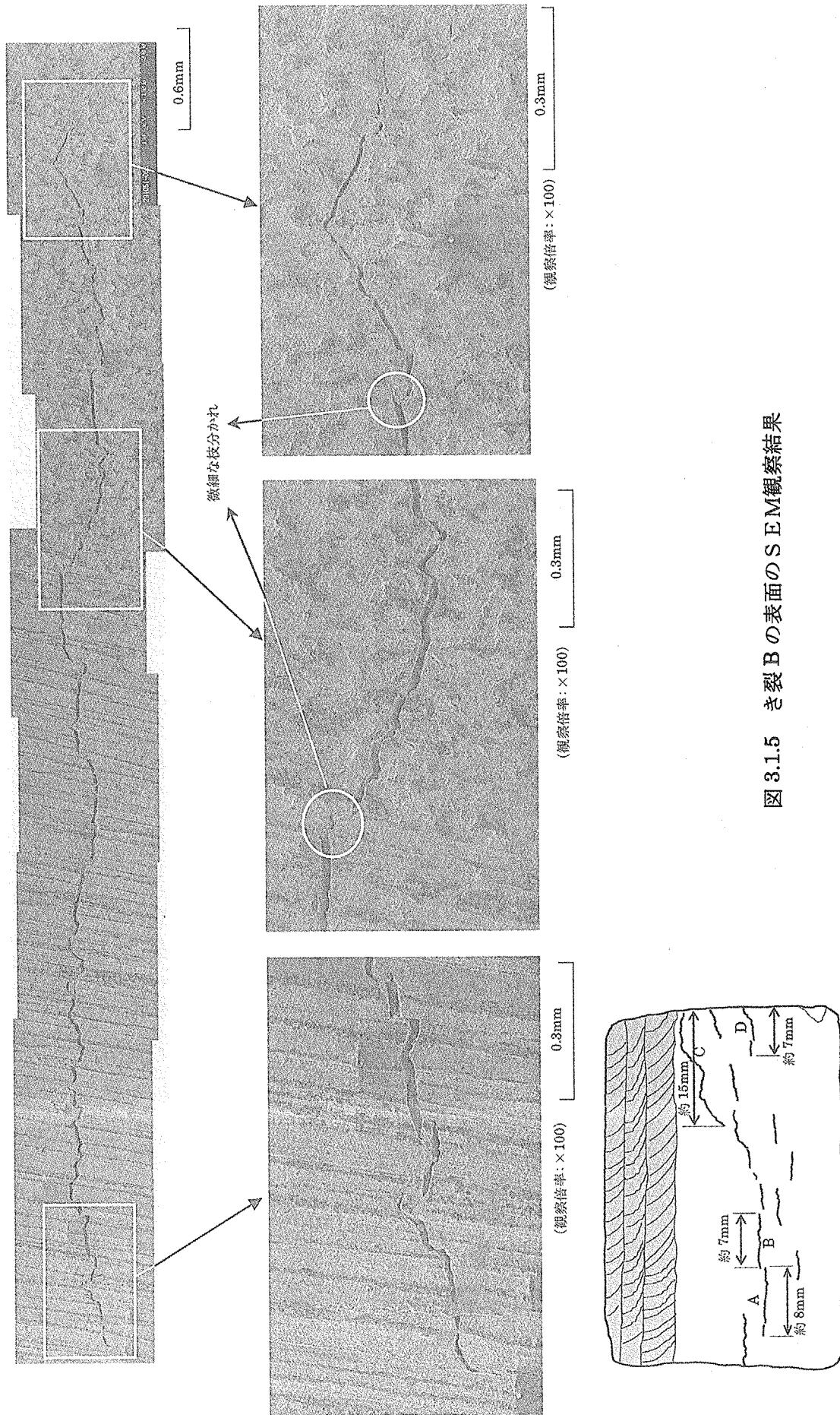


図 3.1.5 き裂 B の表面の SEM 観察結果

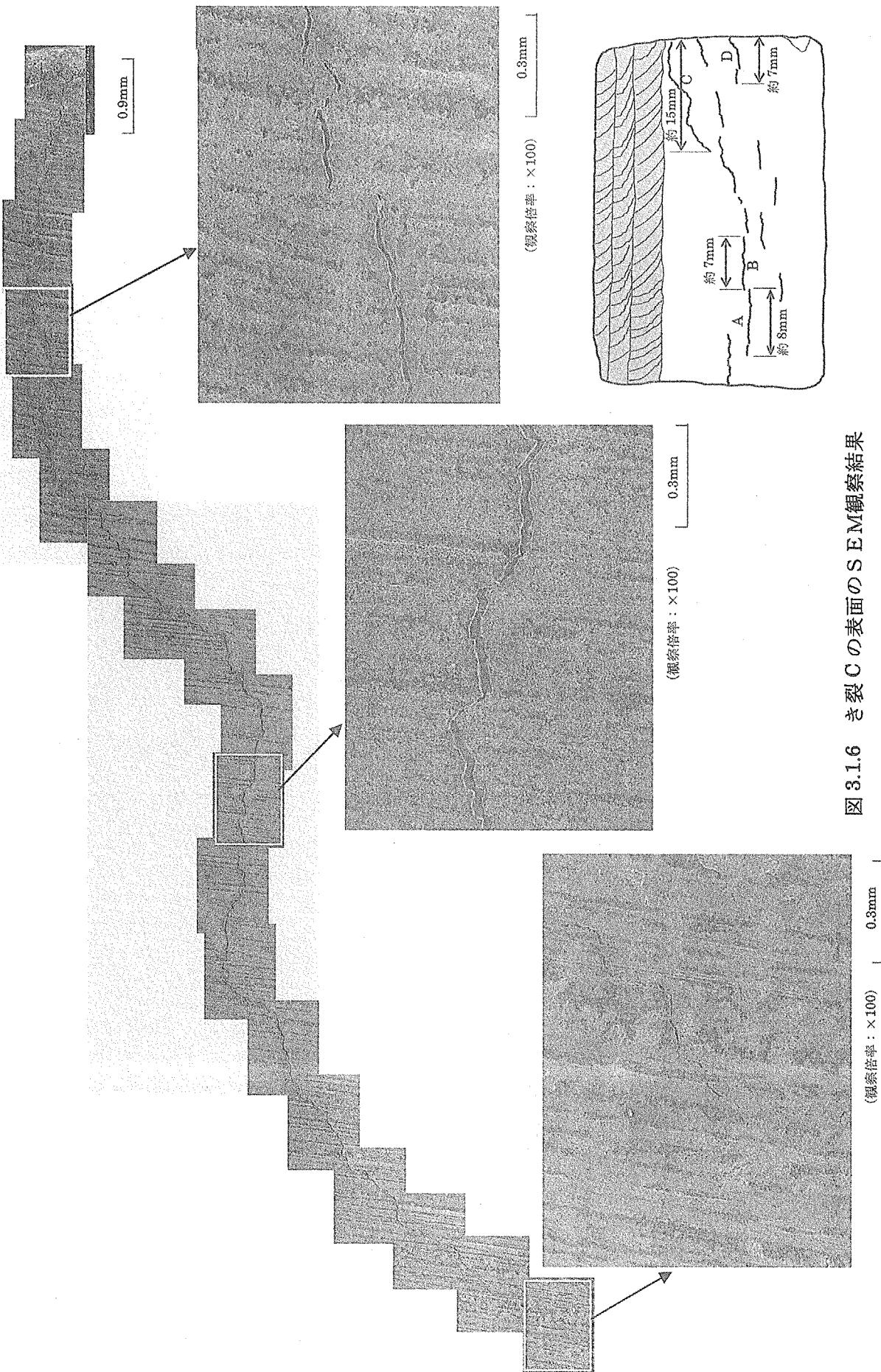


図 3.1.6 き裂 C の表面の SEM 観察結果

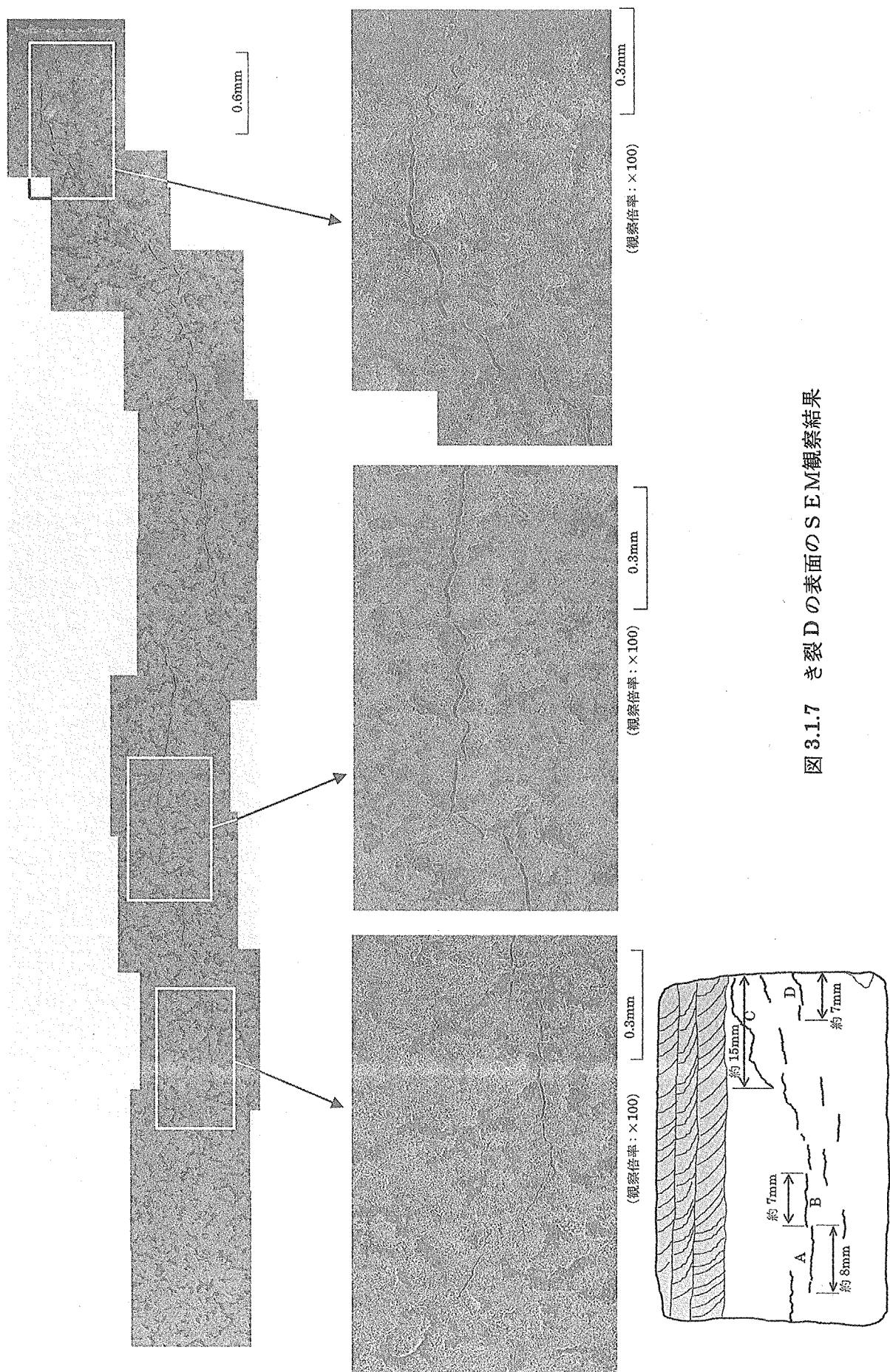
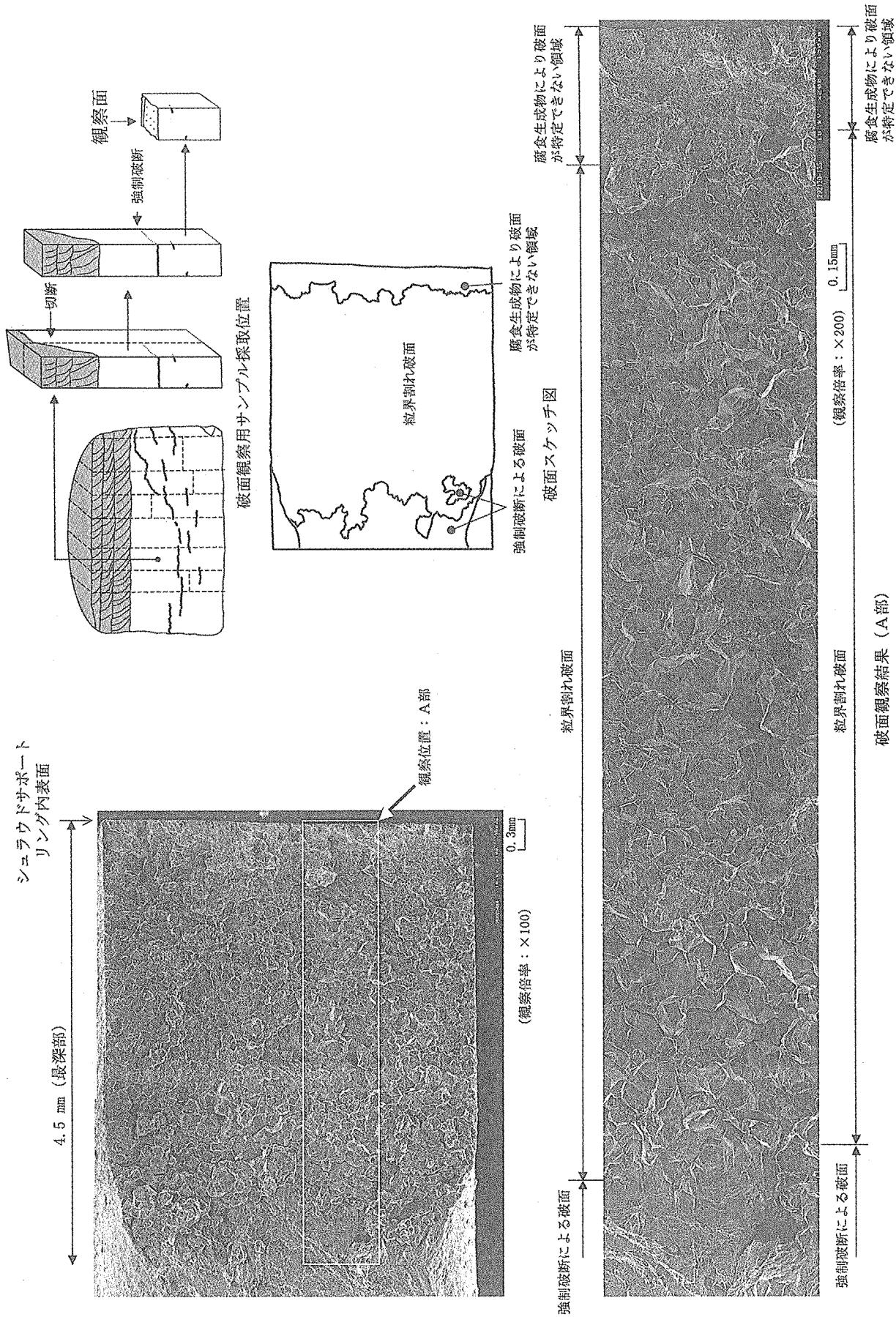


図 3.1.7 き裂 D の表面の SEM 観察結果



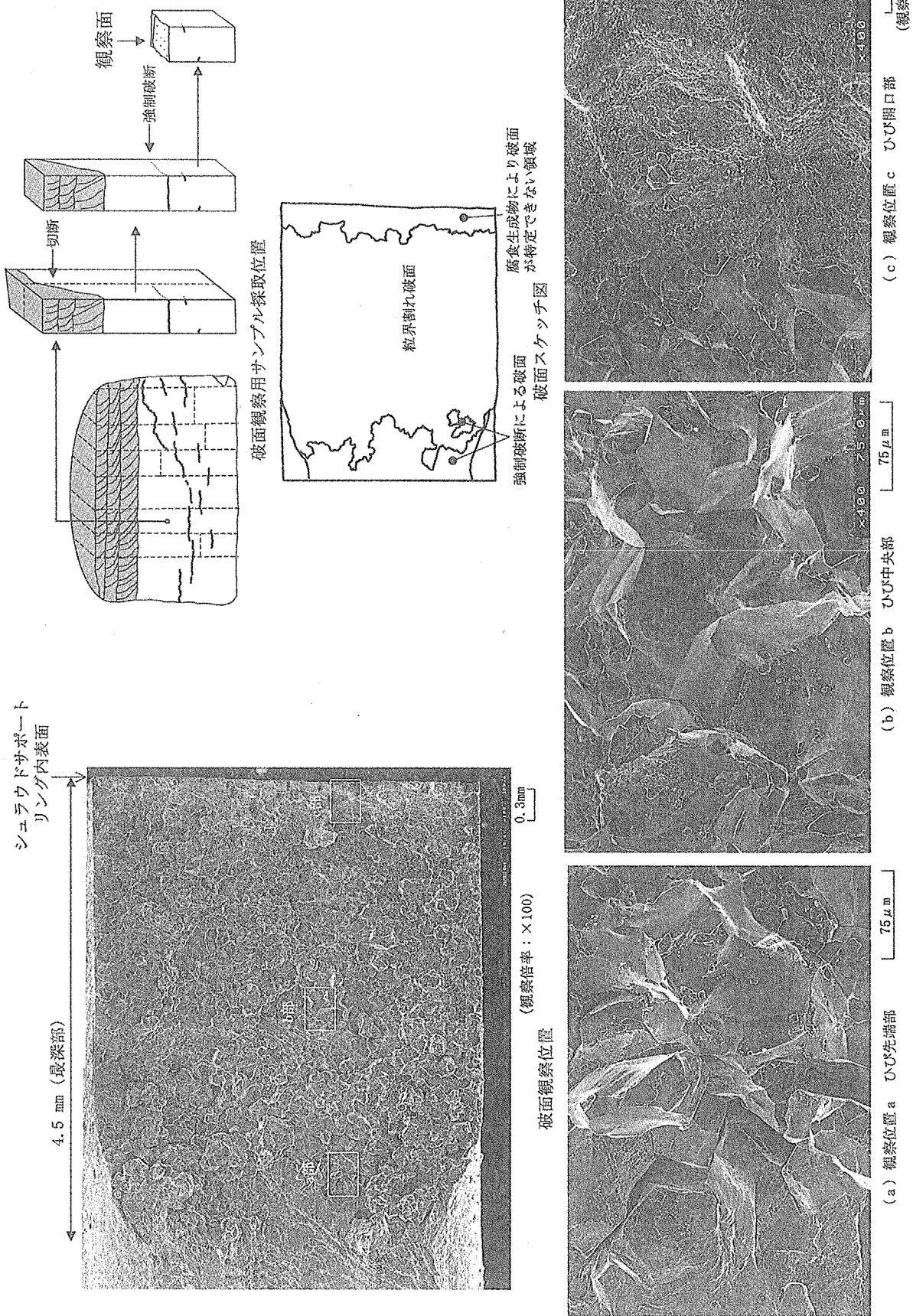


図3.2.2 ボートサンプルの破面のSEM観察結果 その2

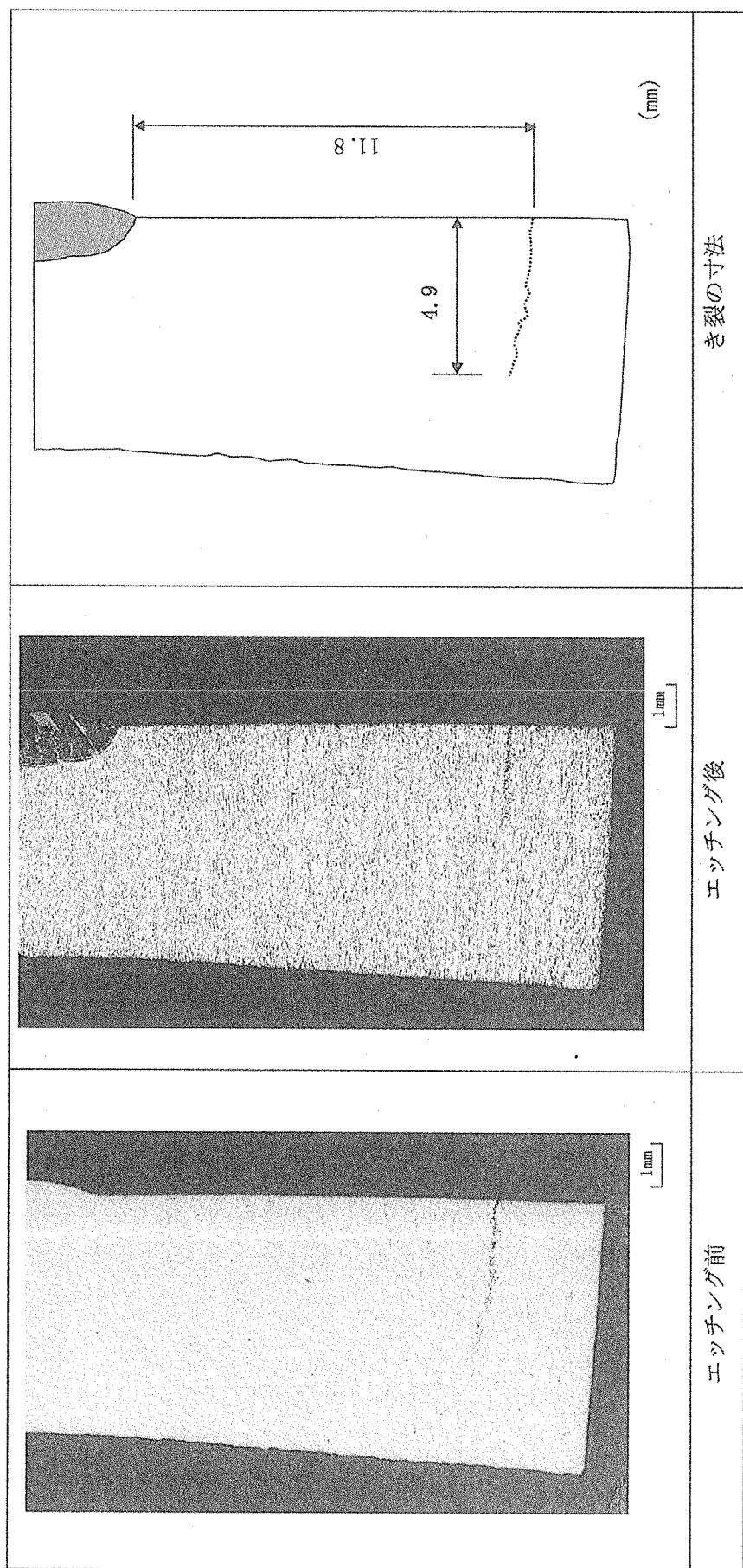
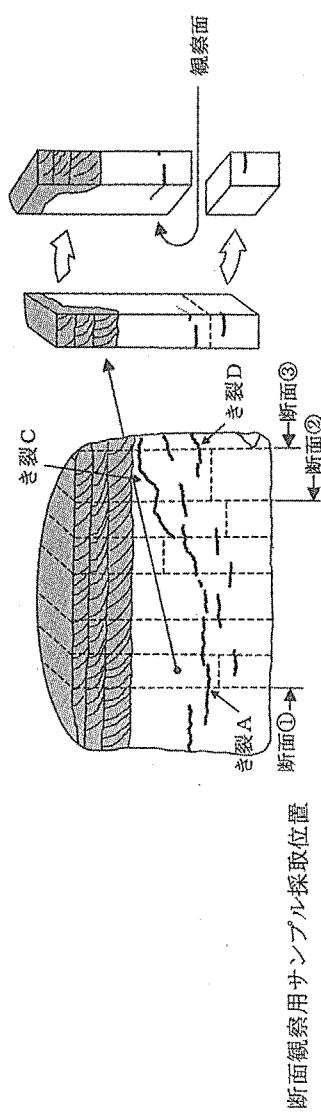


図3.3.1 ポートサンプルの断面の金属組織観察結果(断面①、き裂A、マクロ)

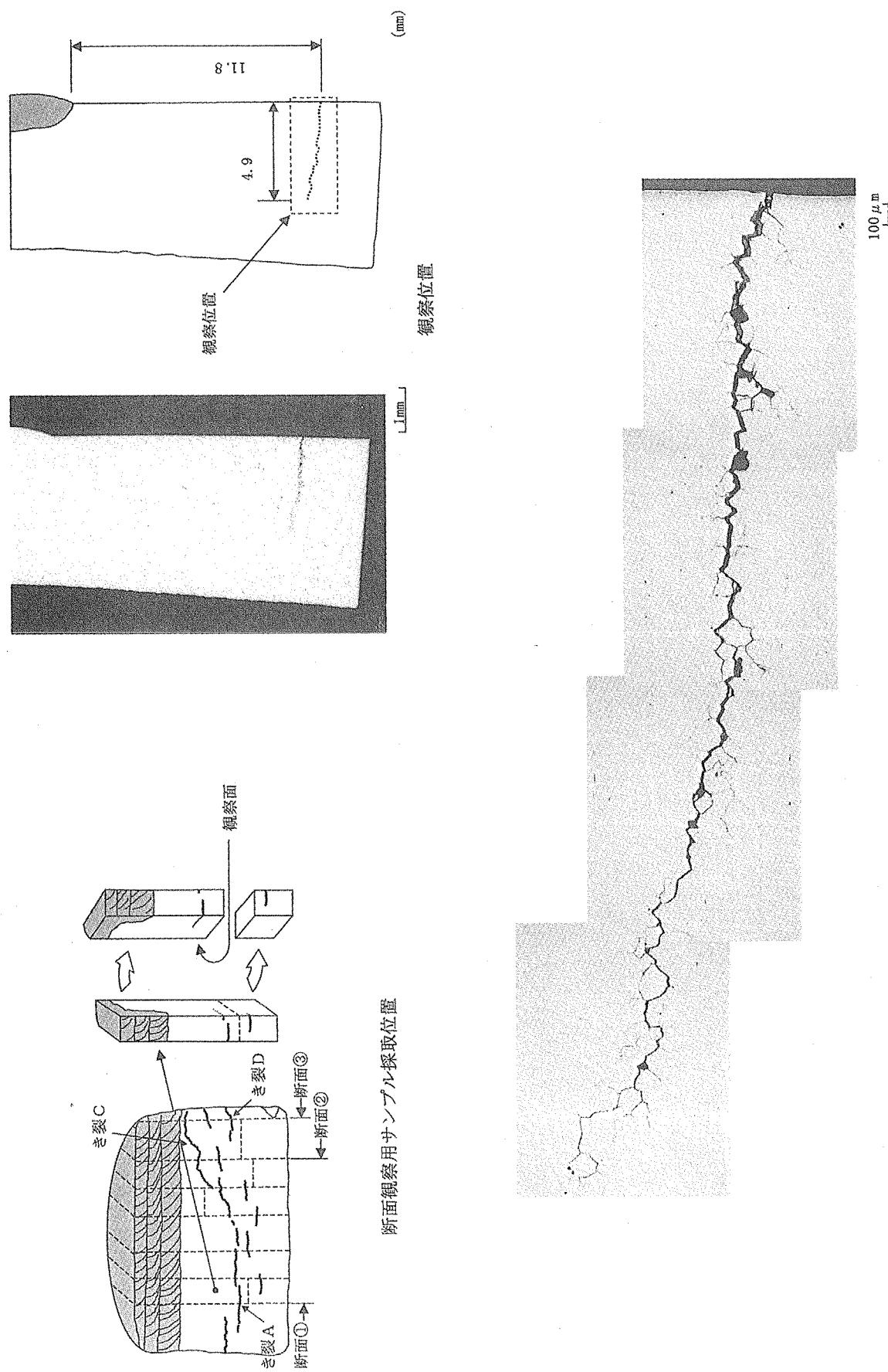


図3.3.2 ポートサンプルの断面の金属組織観察結果(断面①、き裂A、全体、エッチング前)
(観察倍率: ×100)

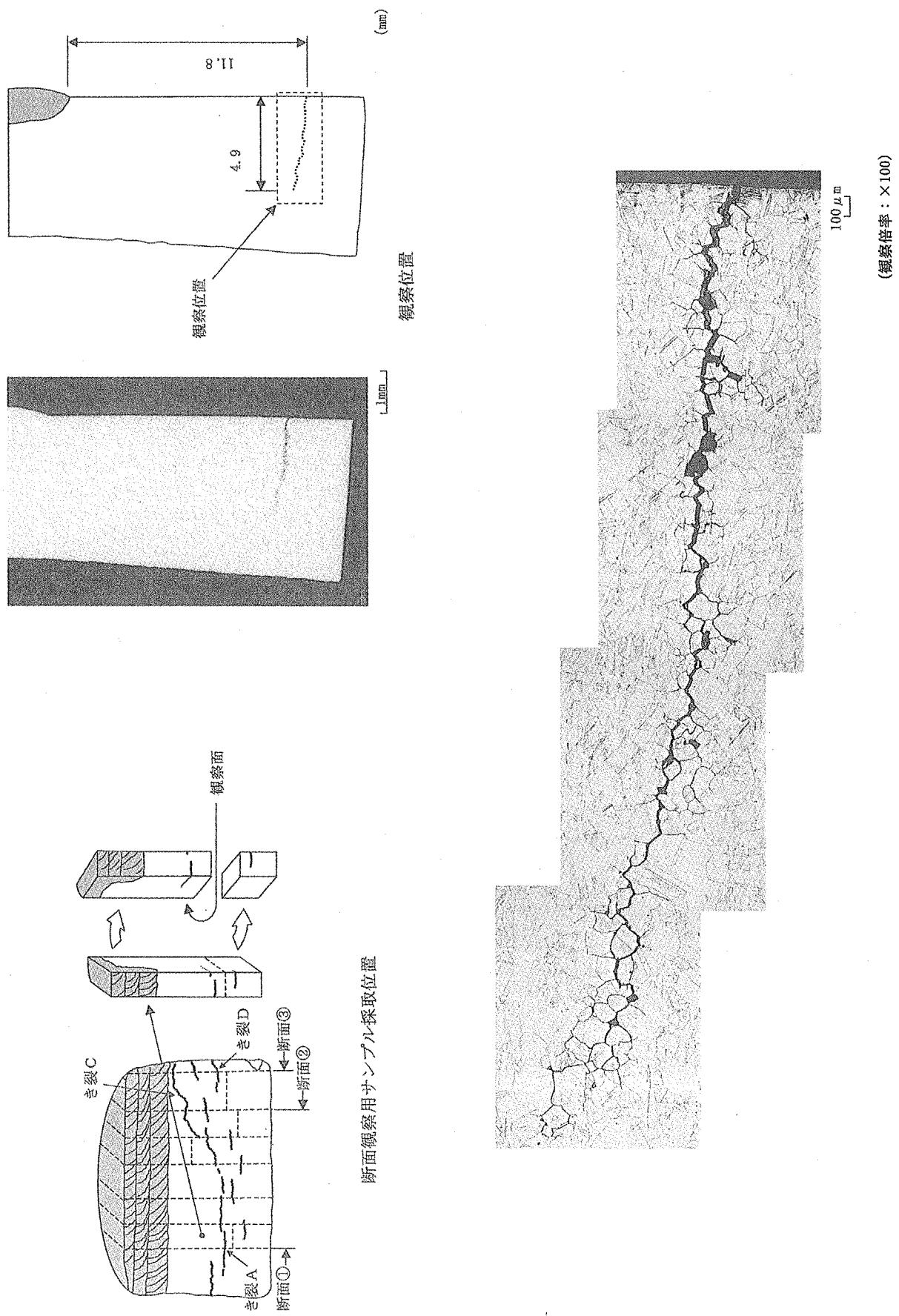


図3.3.3 ポートサンプルの断面の金属組織観察結果(断面①、き裂A、全体、エッチング後)
(観察倍率: ×100)

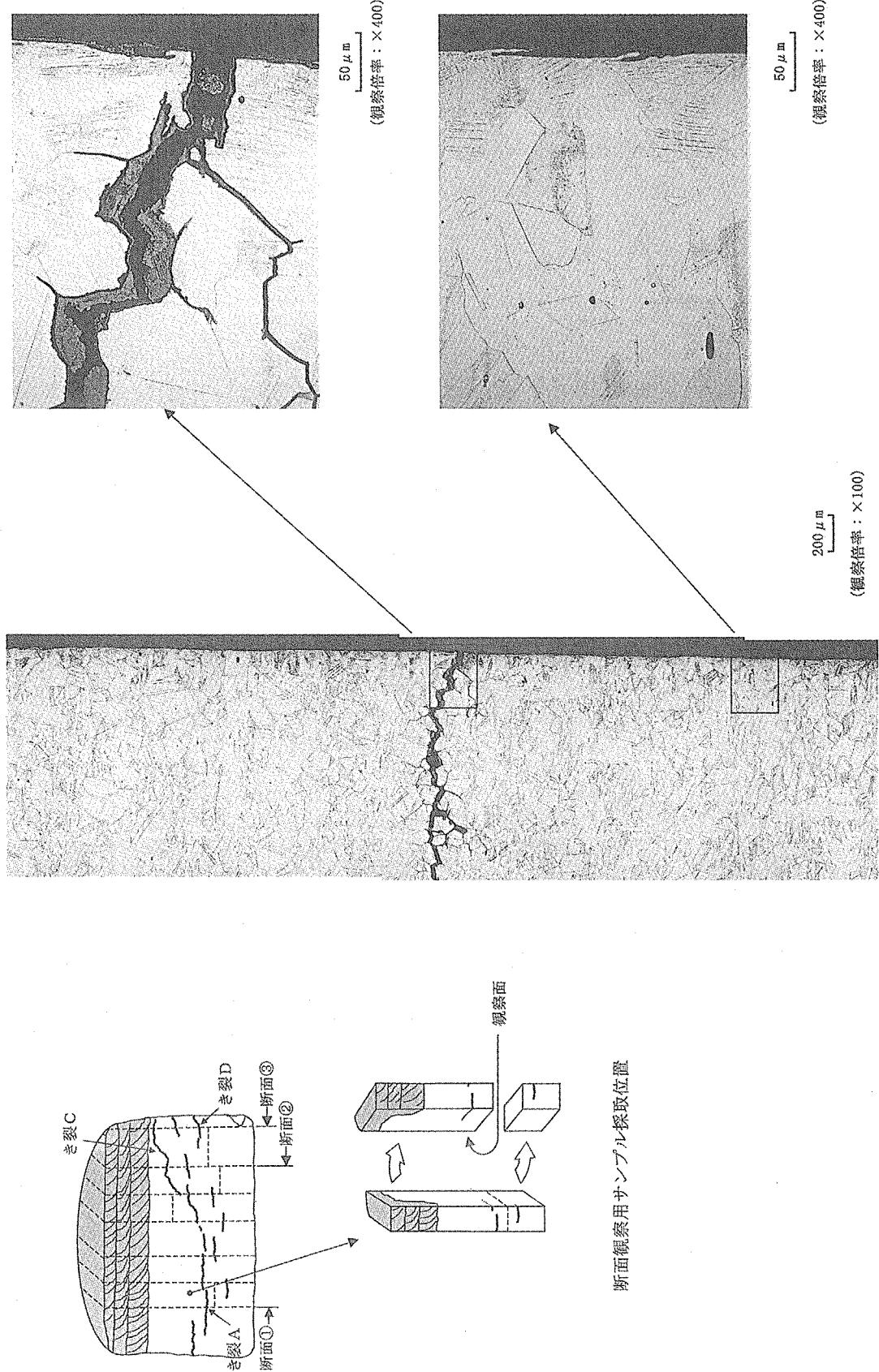


図3.3.4 ポートサンプルの断面の金属組織観察結果(断面①、き裂Aの開口部近傍、き裂が発生していない箇所、エッチング後)

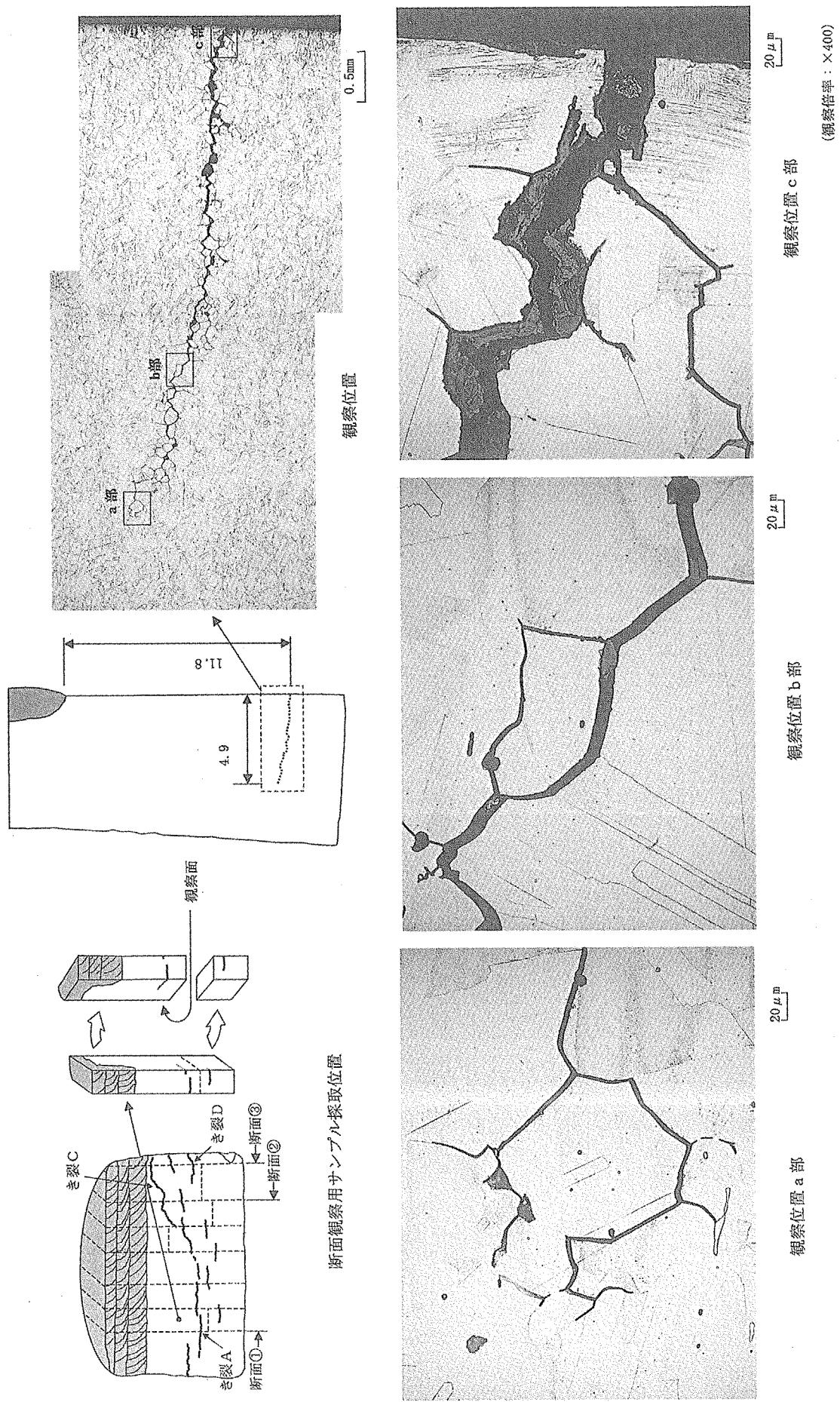


図3.3.5 ポートサンプルの断面の金属組織観察結果(断面①、き裂A、各部、エッチング後)

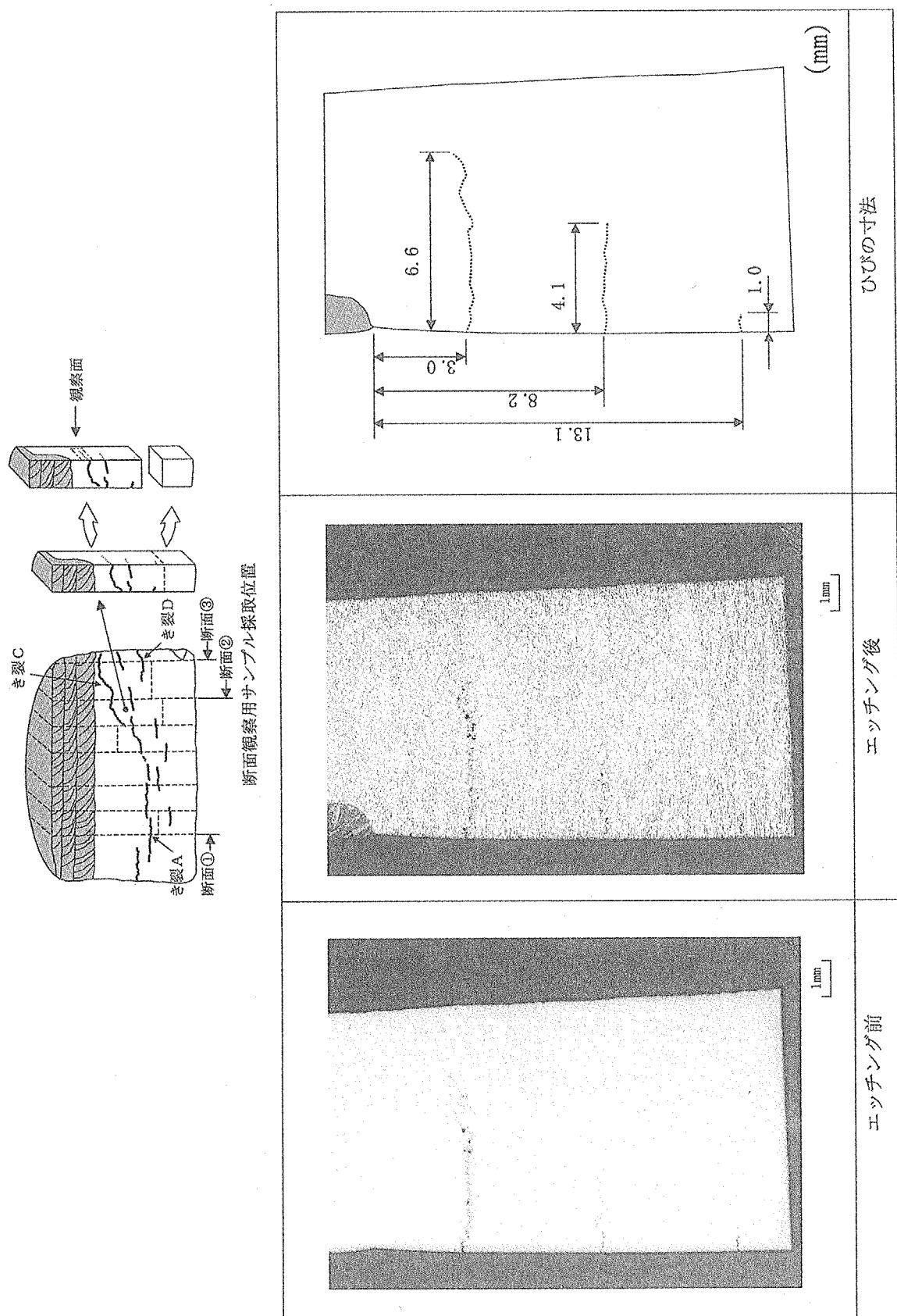


図3.3.6 ポートサンプルの断面の金属組織観察結果(断面②、き裂C1、マクロ)

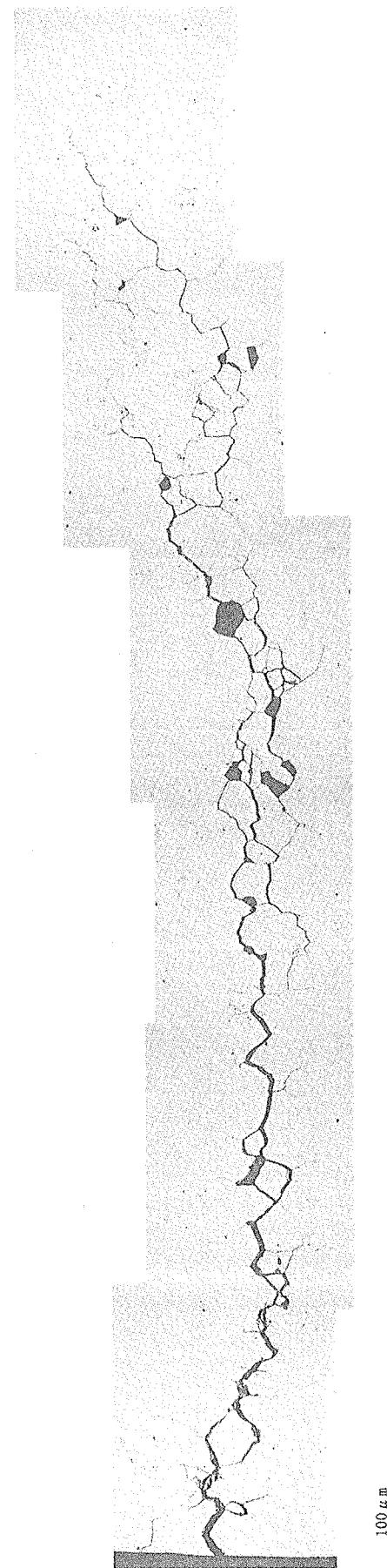
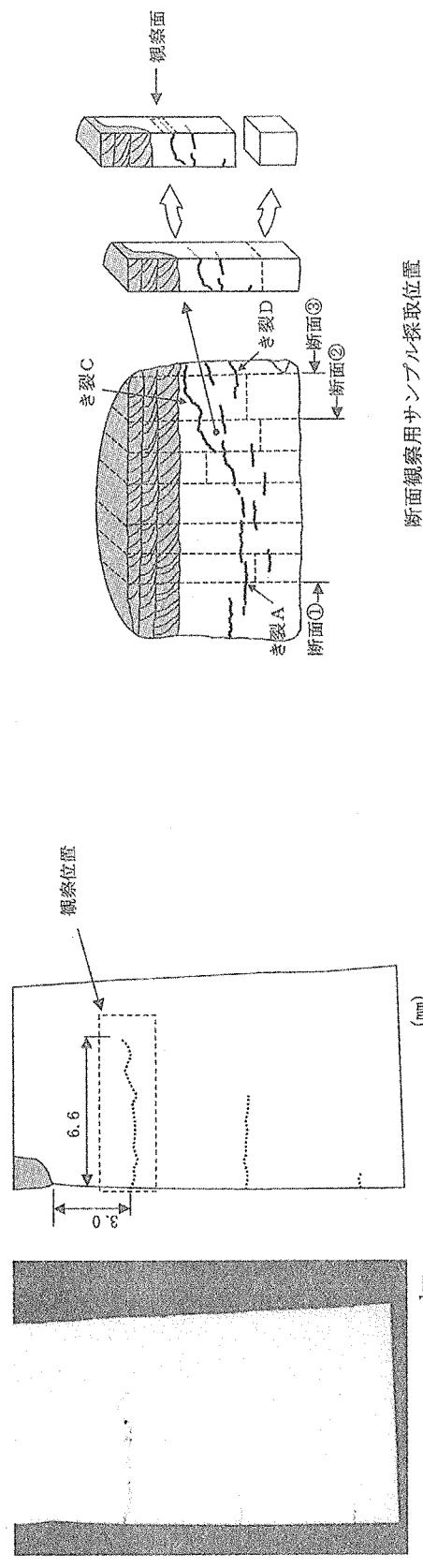


図3.3.7 ポートサンプルの断面の金属組織観察結果(断面②、き裂C1、全体、エッチング前)

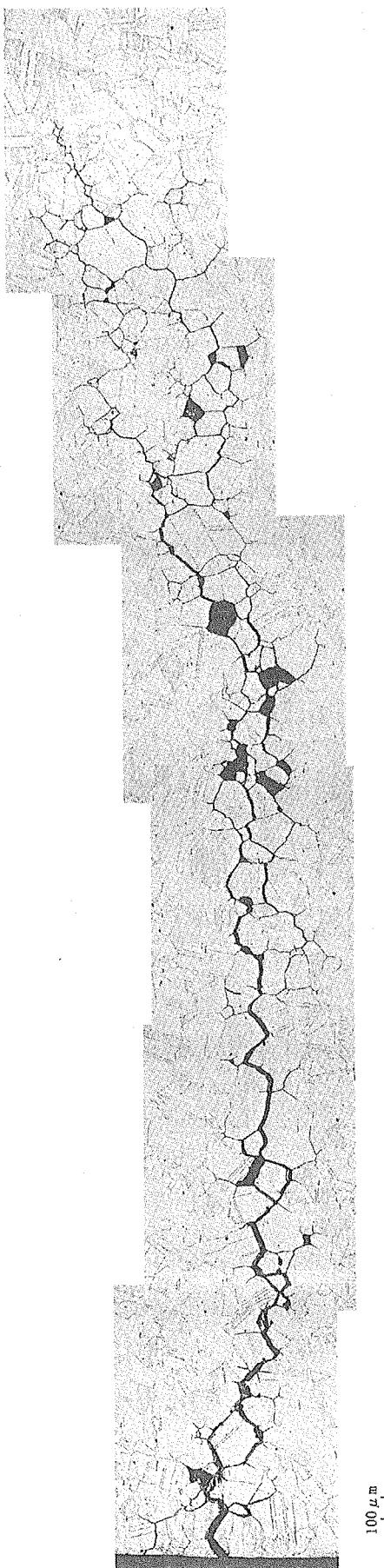
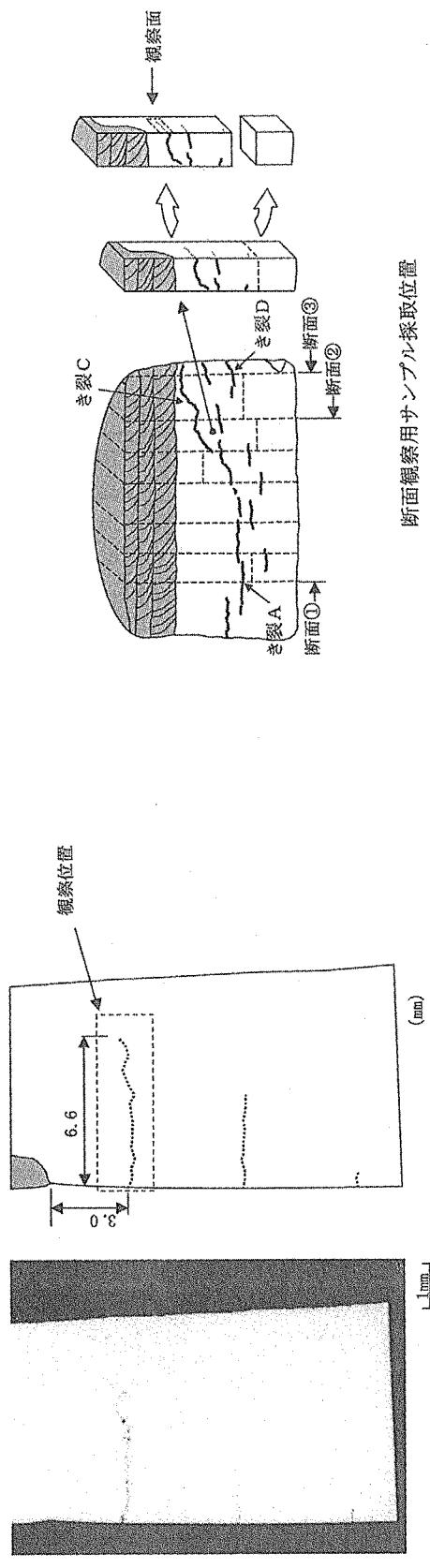


図3.3.8 ポートサンプルの断面の金属組織観察結果(断面②、き裂C1、全体、エッチング後)
(観察倍率: ×100)

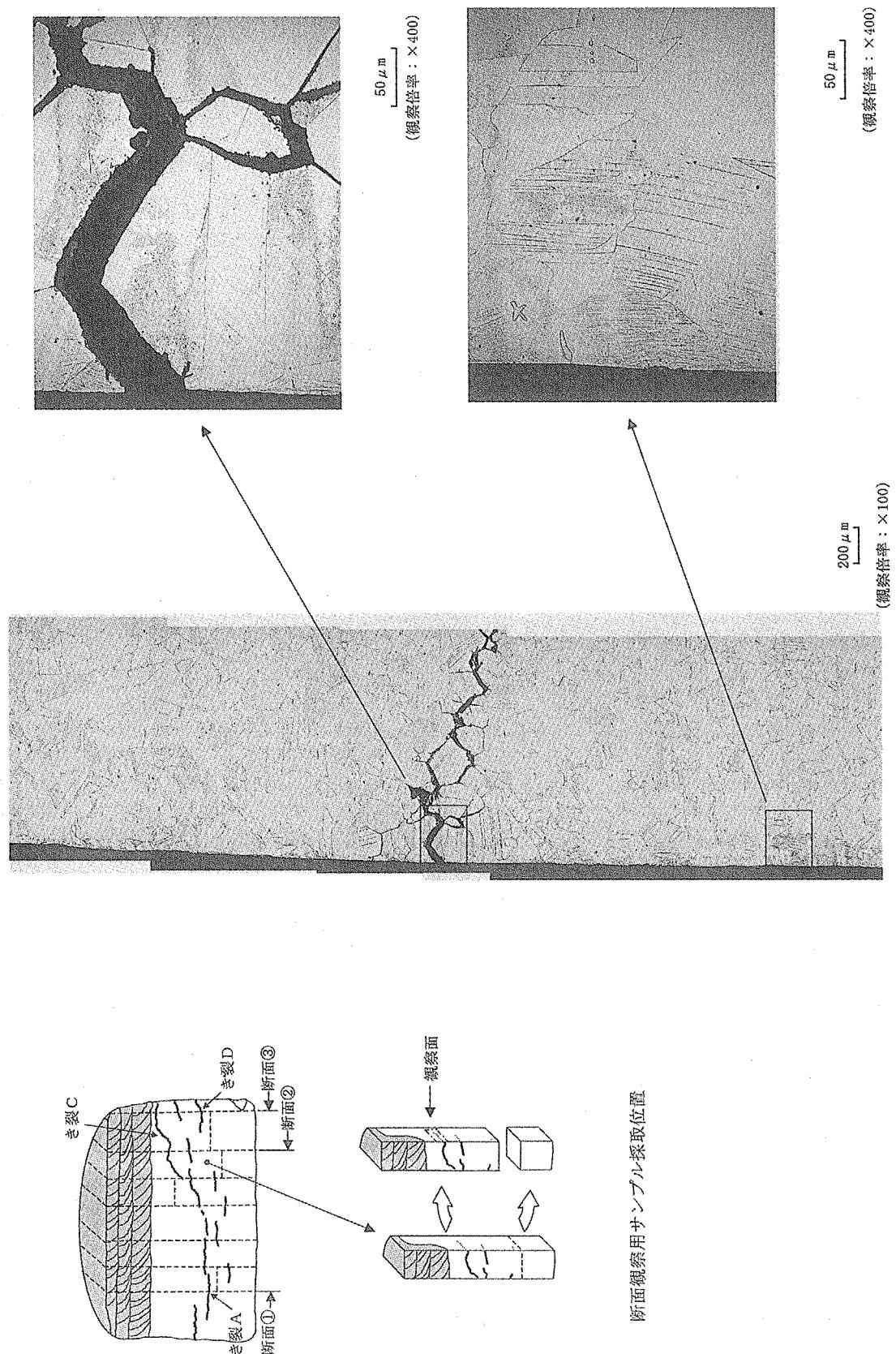


図3.3.9 ポートサンプルの断面の金属组织観察結果(断面②、き裂C1の開口部近傍、き裂が発生していない箇所、エッチング後)

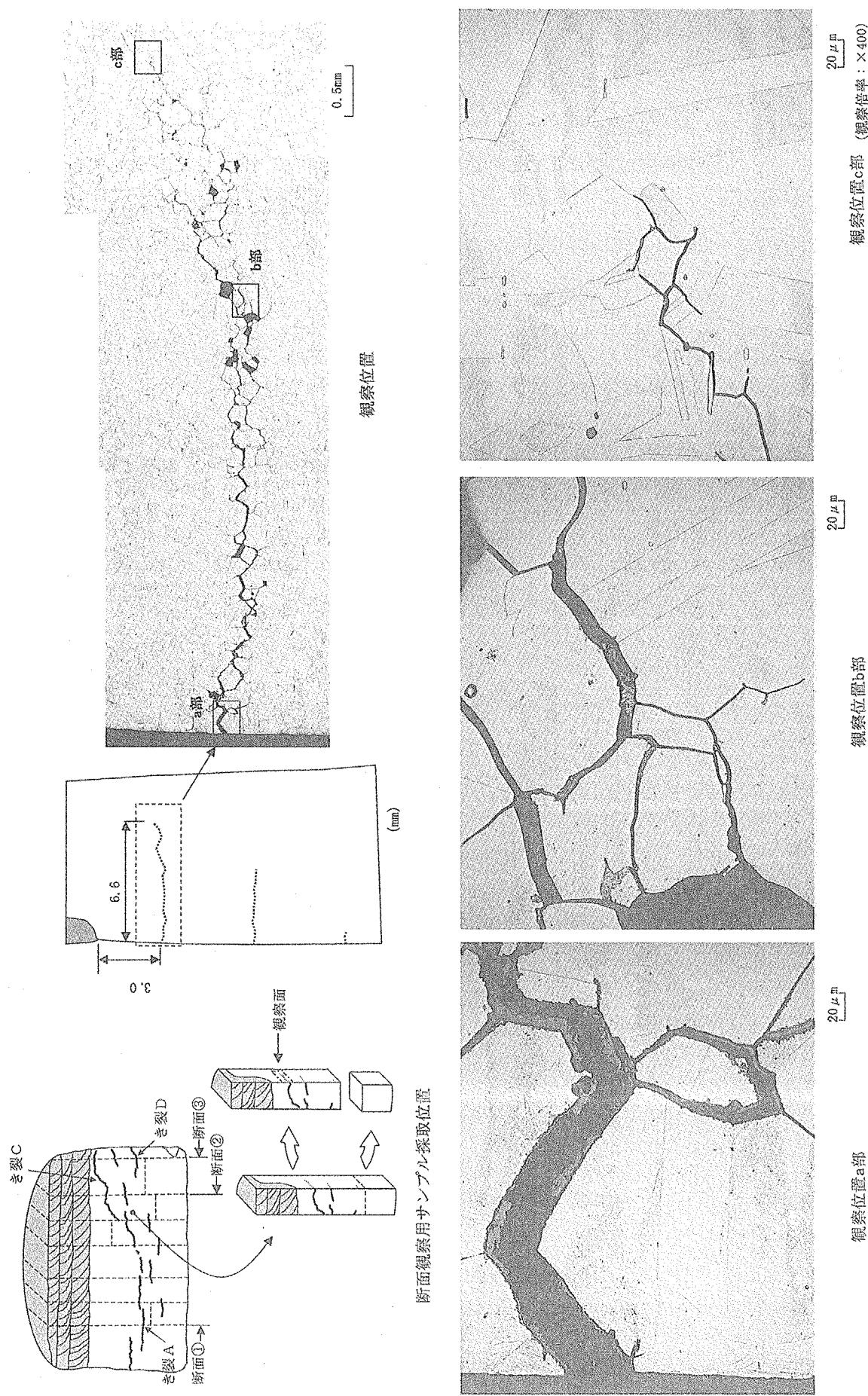


図3.3.10 ポートサンプルの断面の金属組織観察結果(断面②、き裂C1、各部、エッチング後)

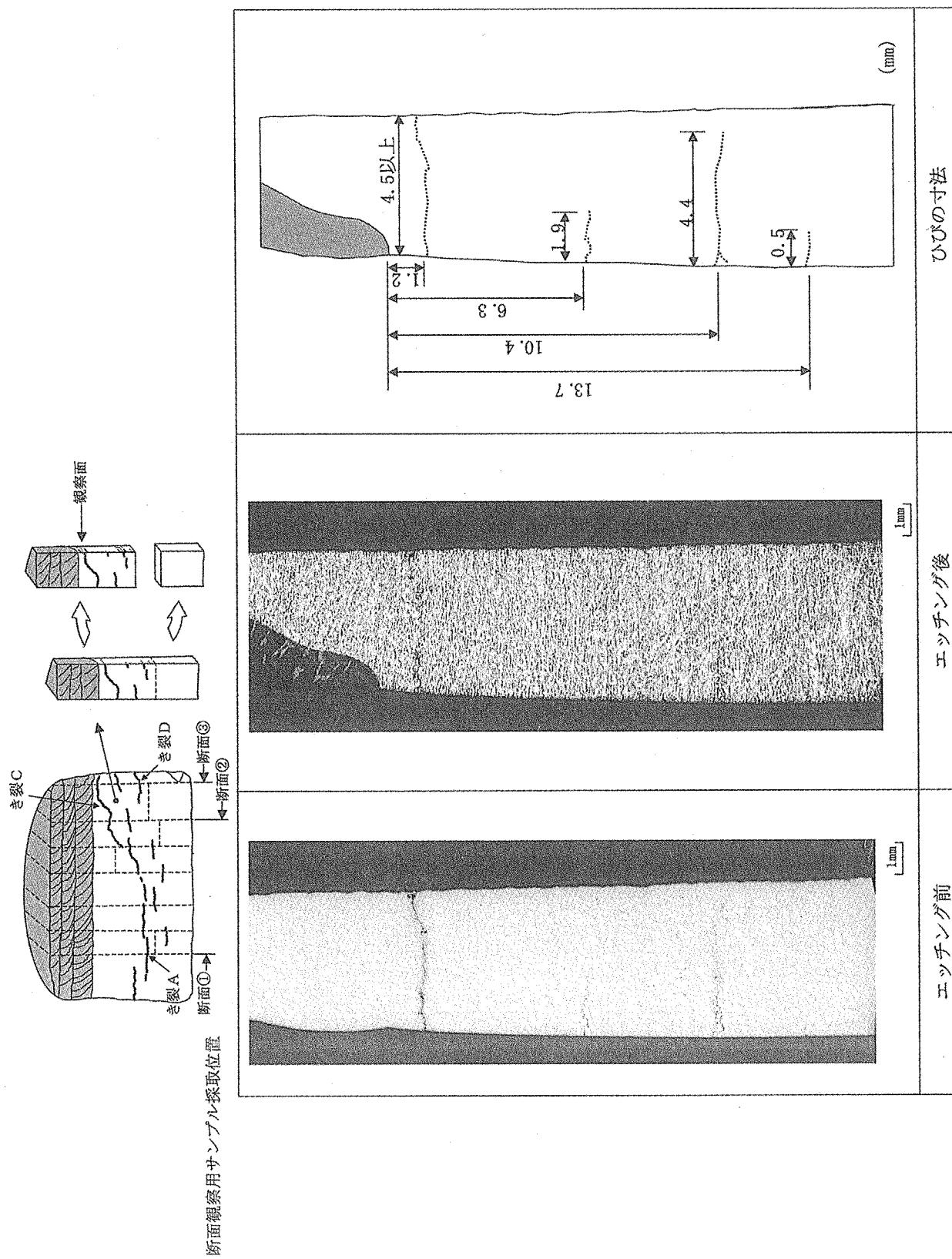


図3.3.11 ポートサンプルの断面の金属組織観察結果(断面③、き裂C2及びD、マクロ)

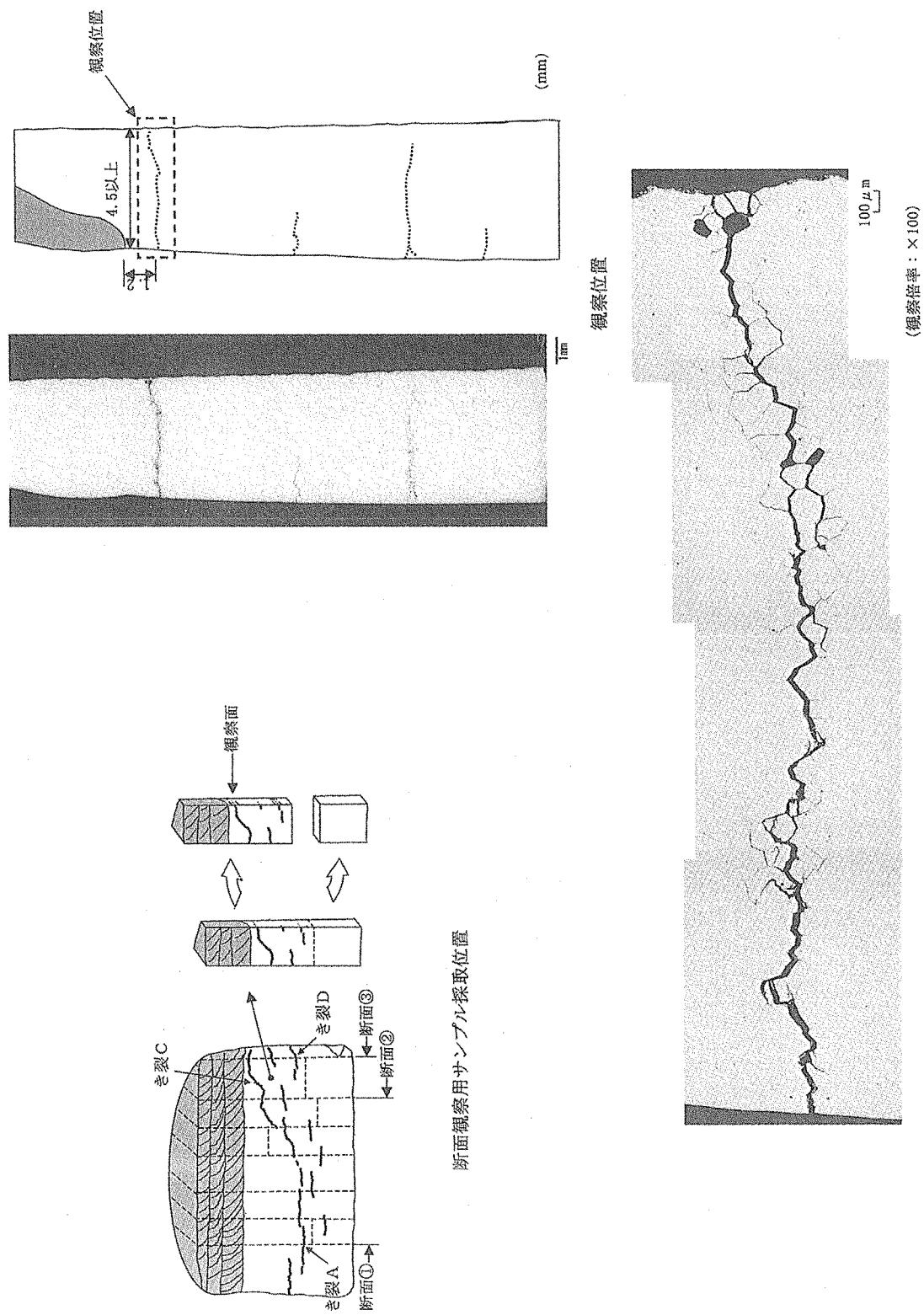
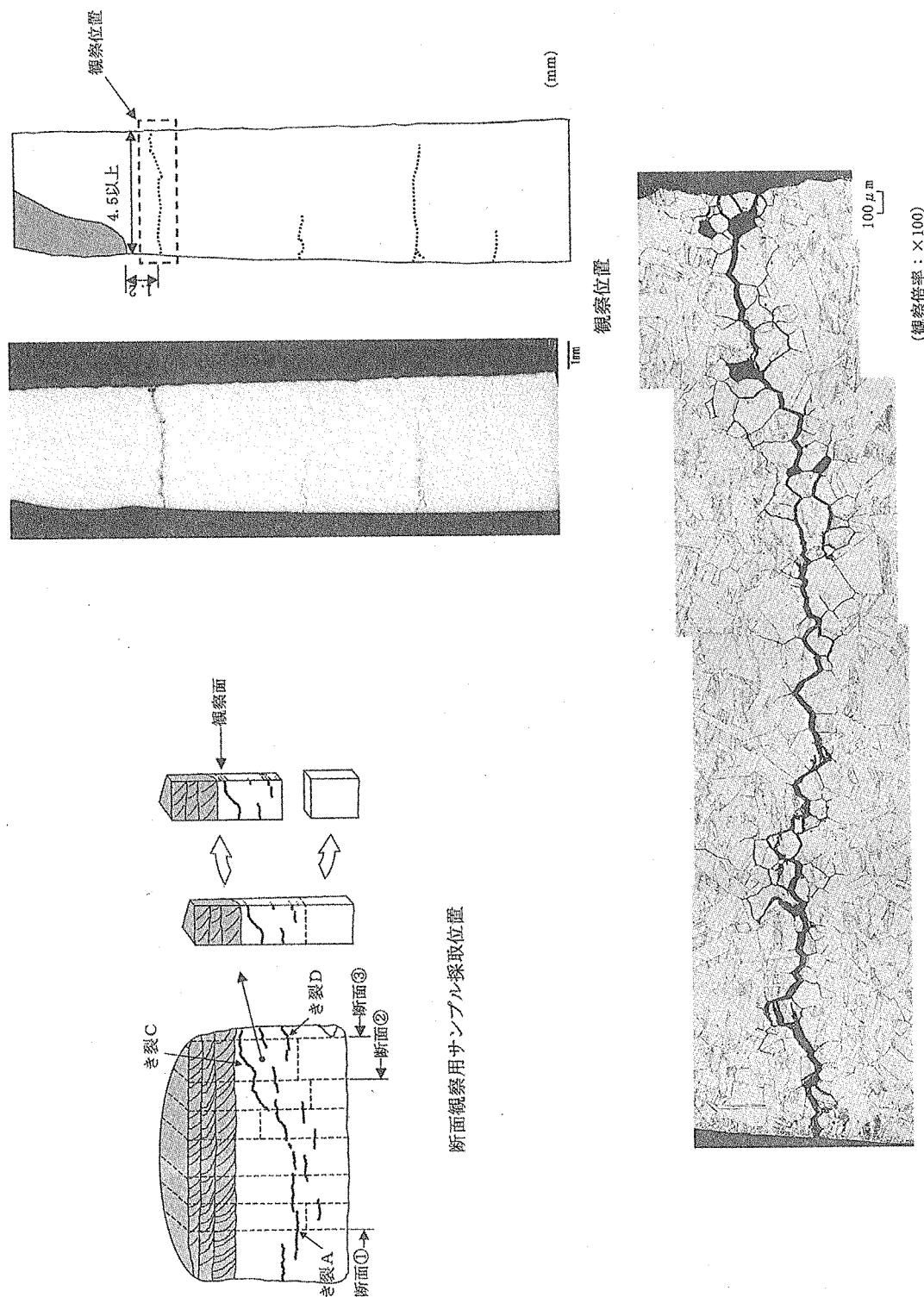
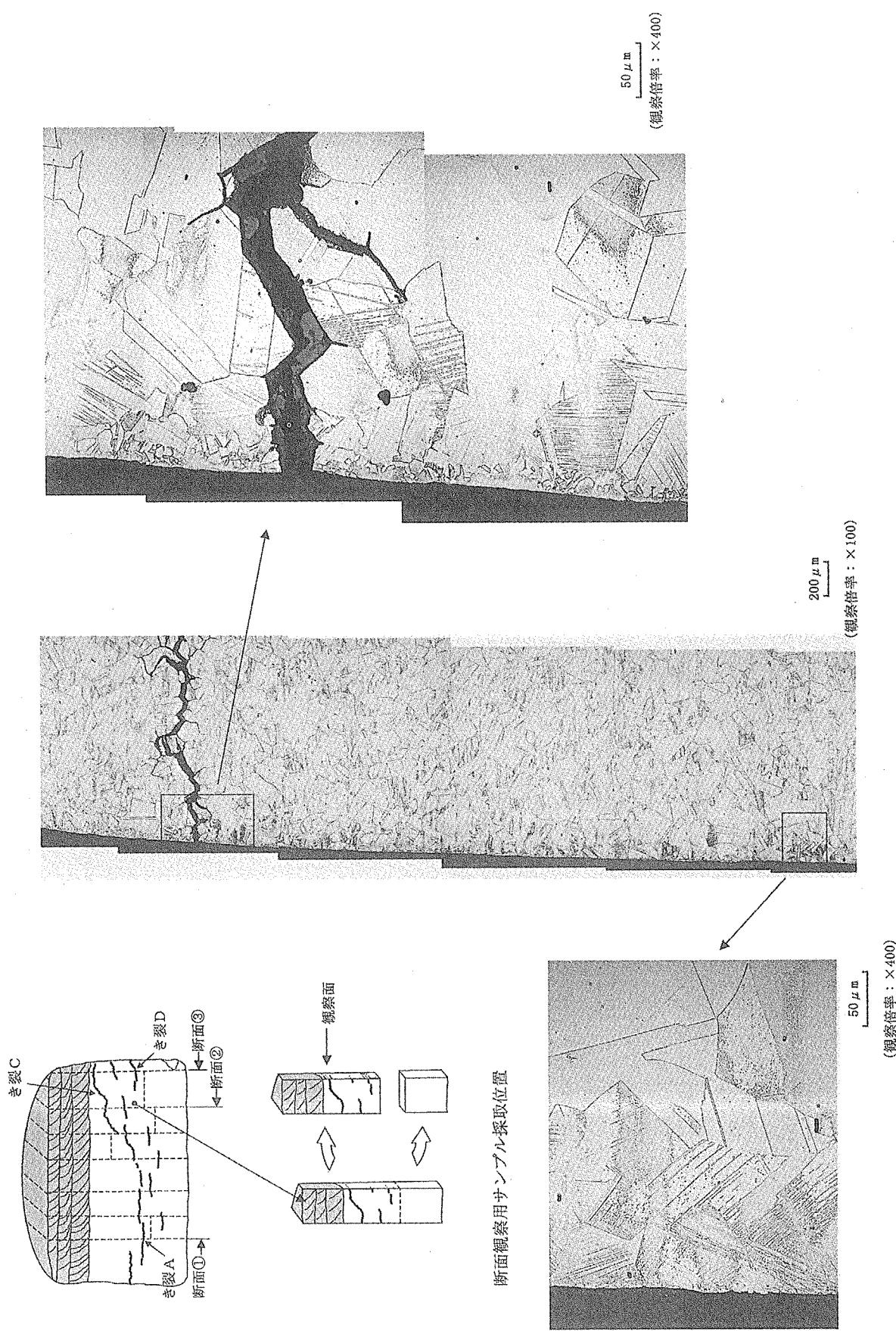
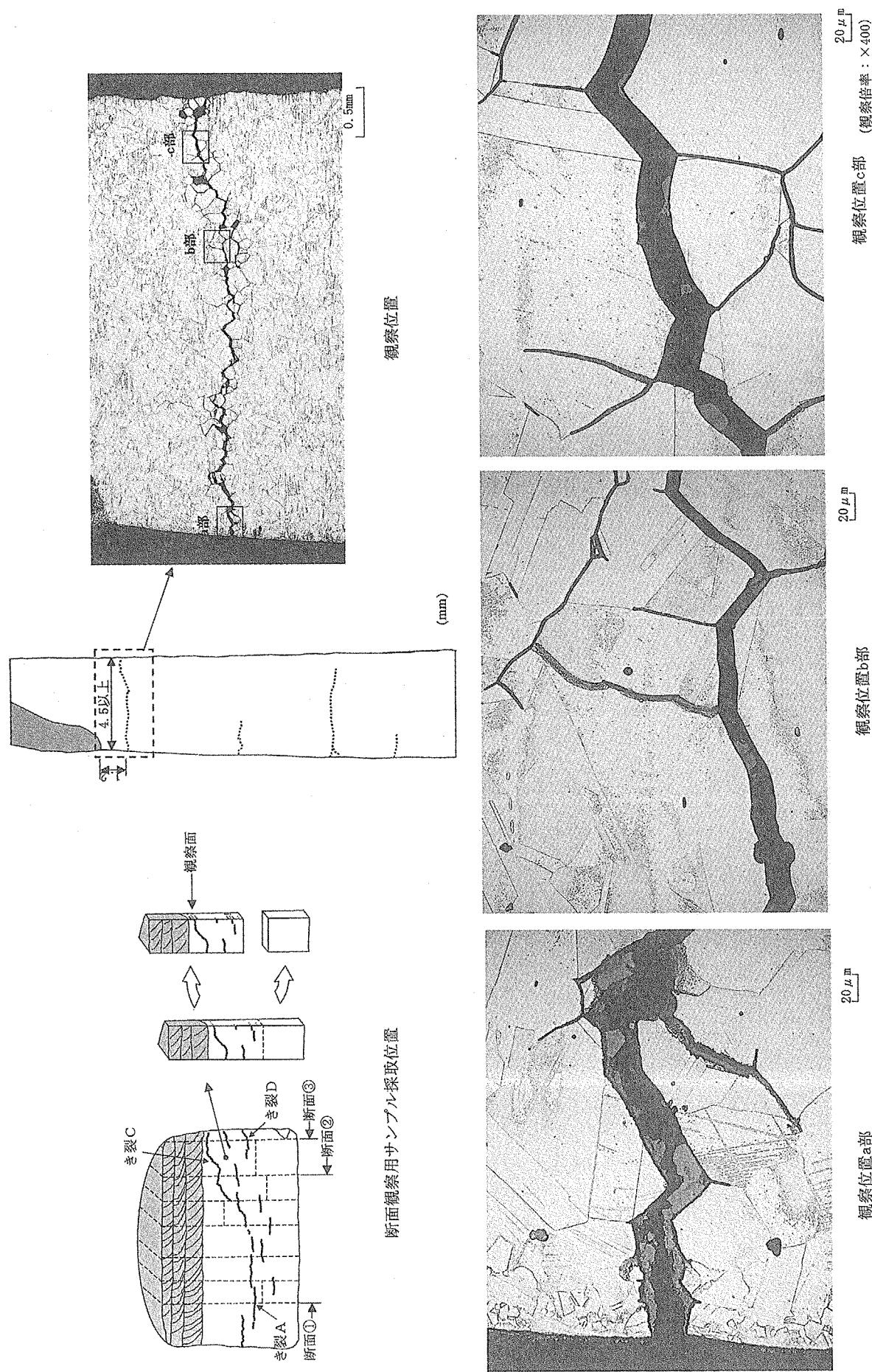


図3.3.12 ポートサンプルの断面の金属組織観察結果(断面③、き裂C2、全体、エッチング前)







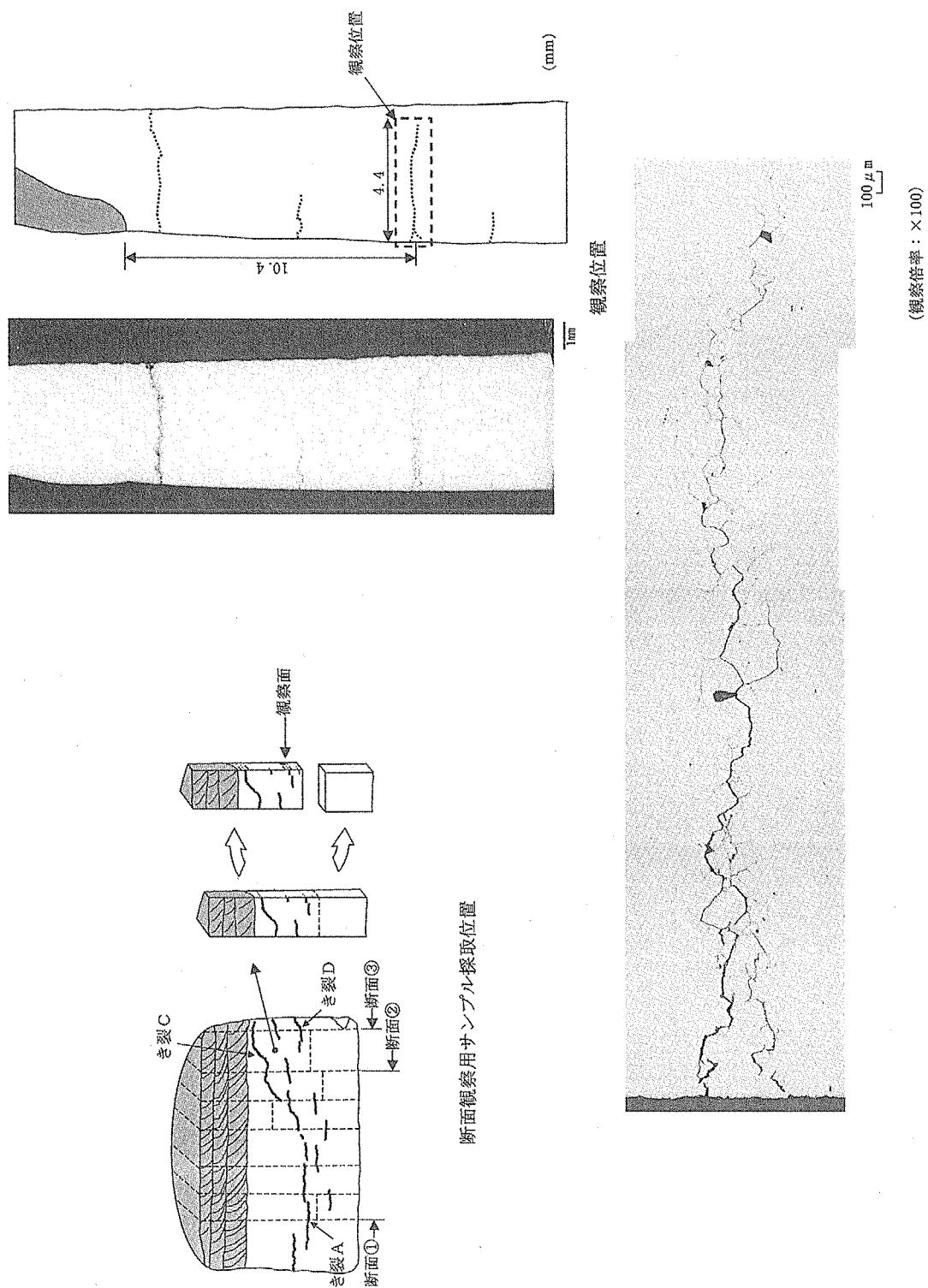
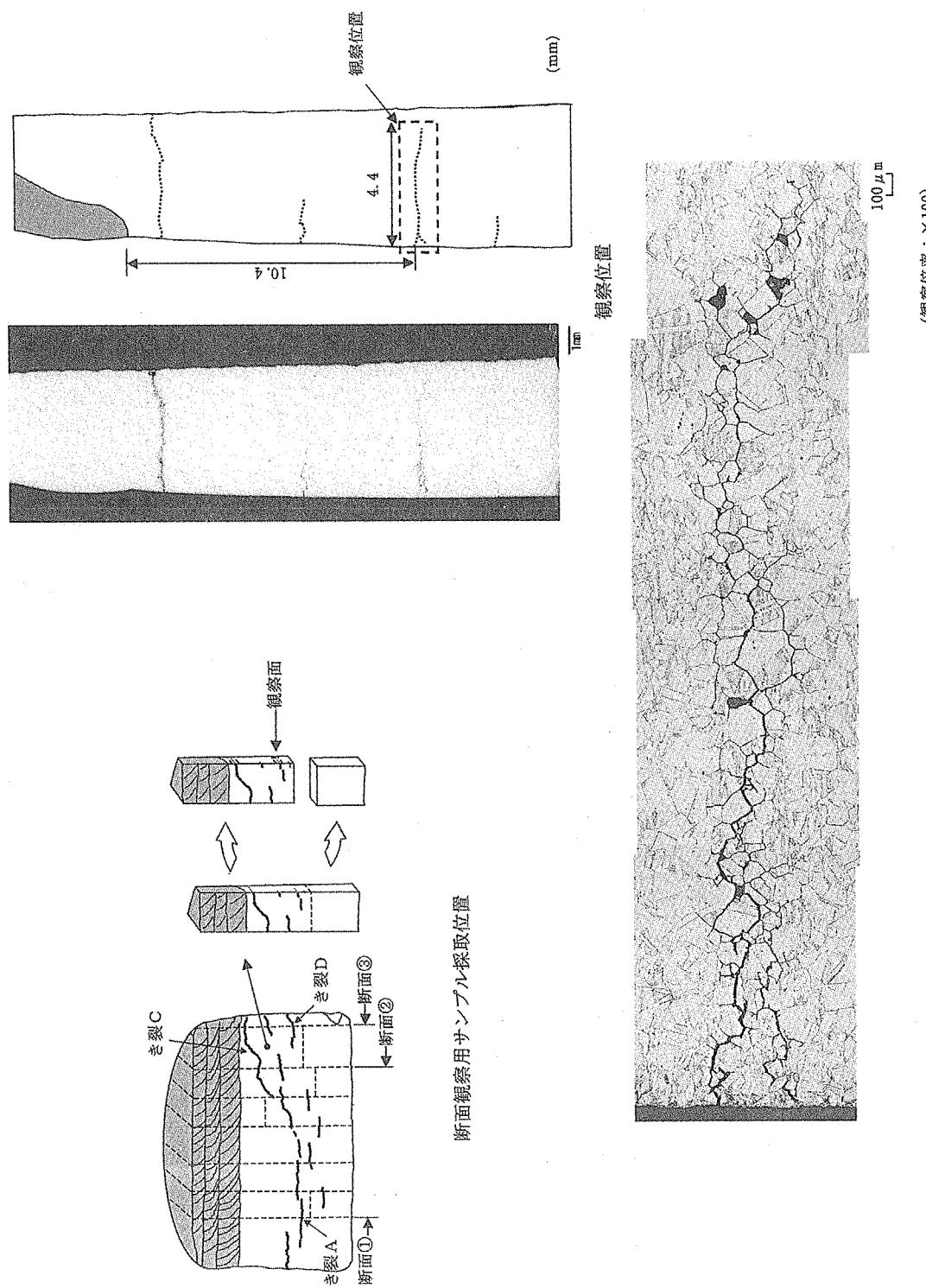


図3.3.16. ボートサンプルの断面の金属組織観察結果(断面③、き裂D、全体、エッティング前)



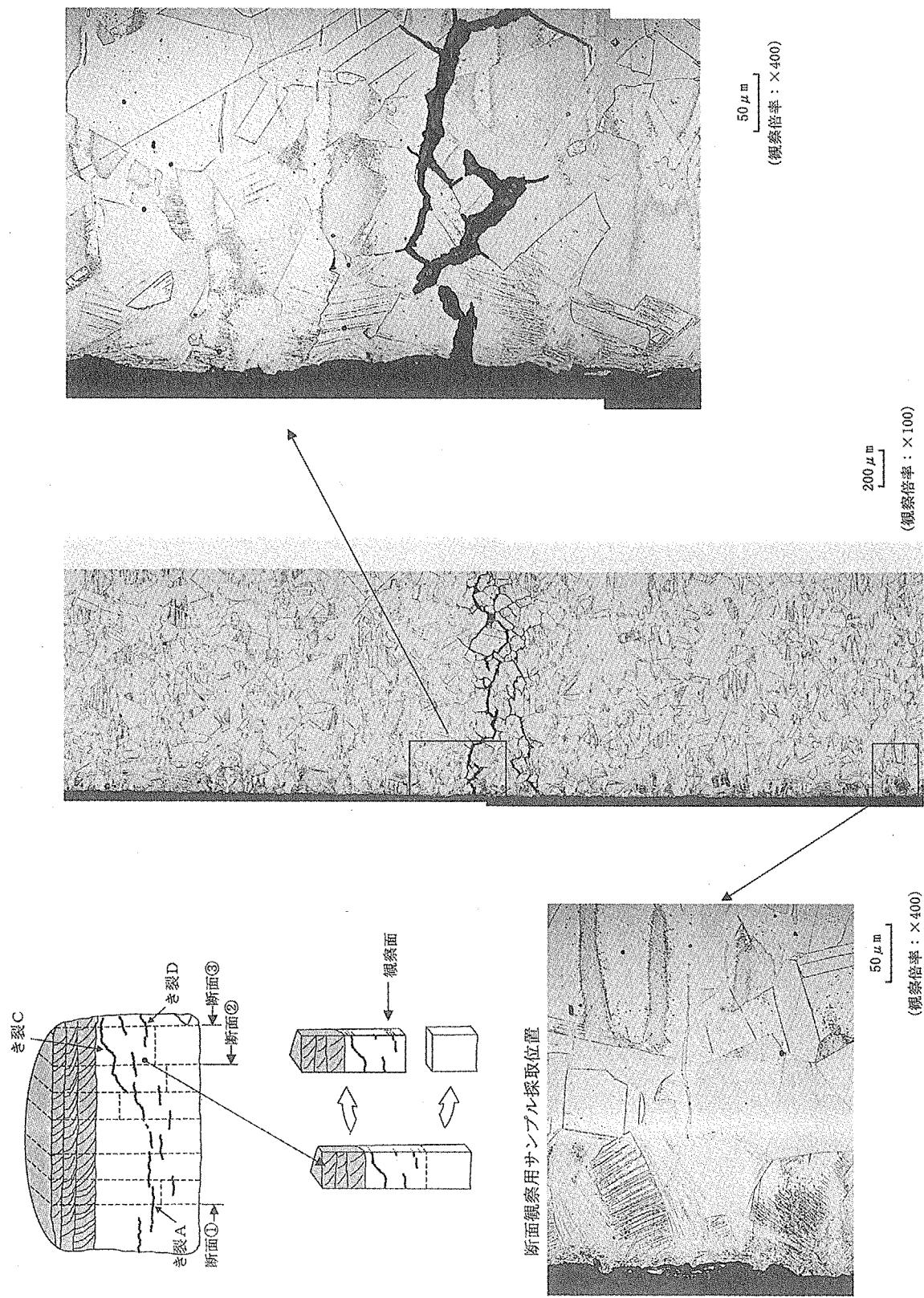


図3.3.18 ボートサンプルの断面の金属組織観察結果(断面③、き裂Dの開口部近傍、き裂が発生していない箇所、エッチング後)

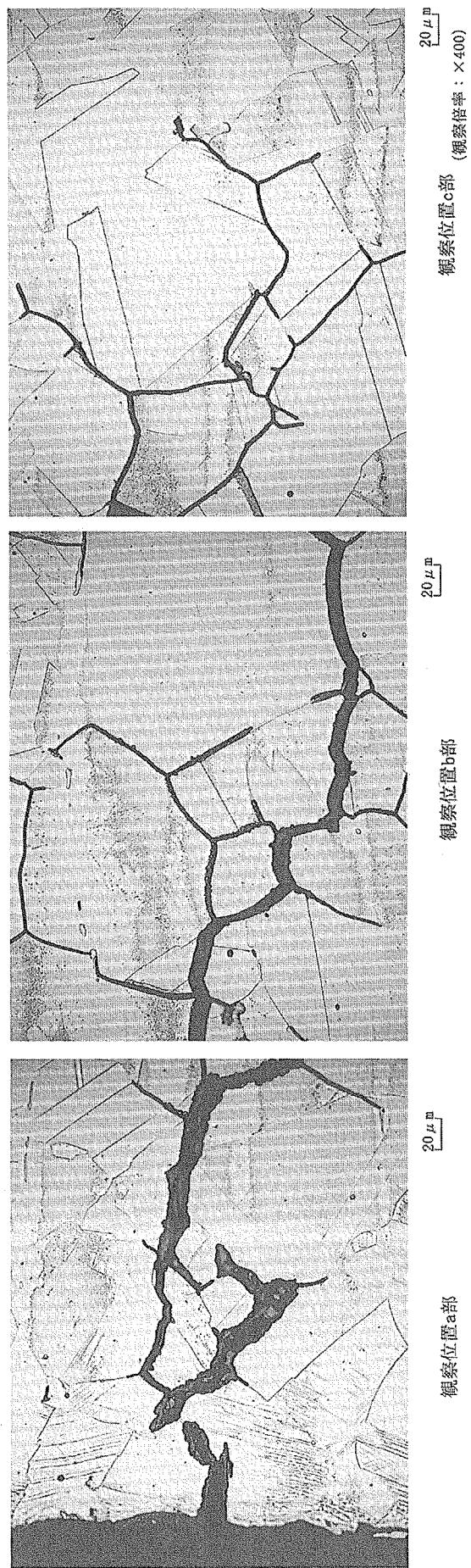
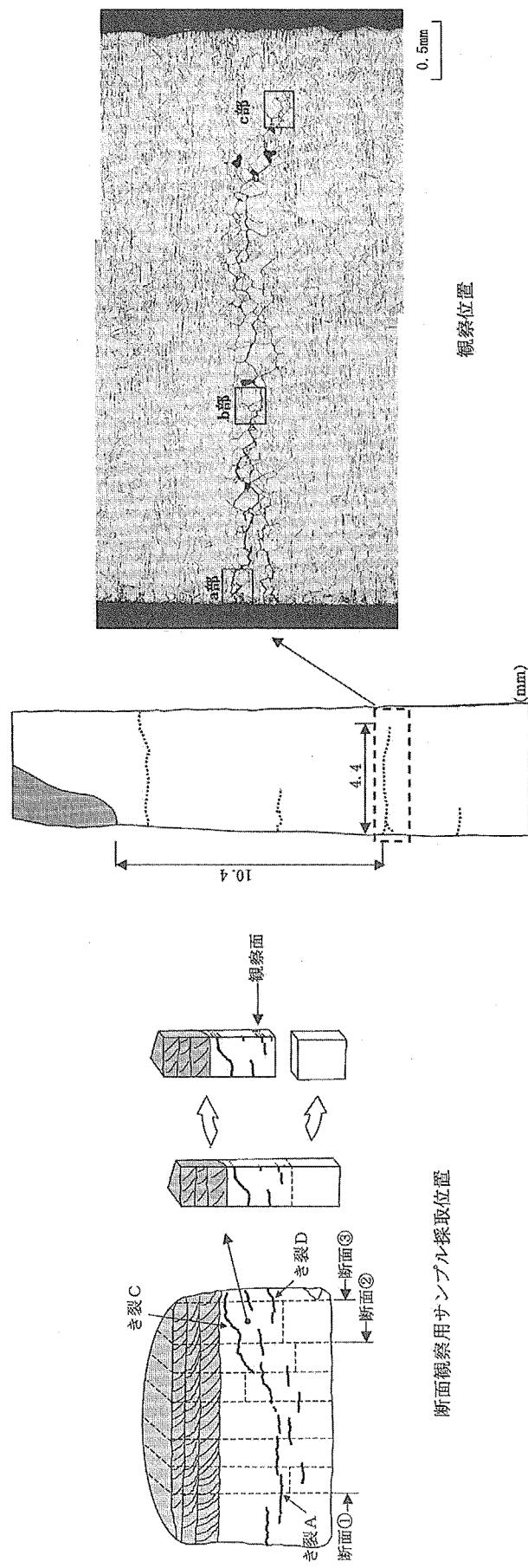


図3.3.19 ポートサンプルの断面の金属組織観察結果(断面③、き裂D、各部、エッチング後)

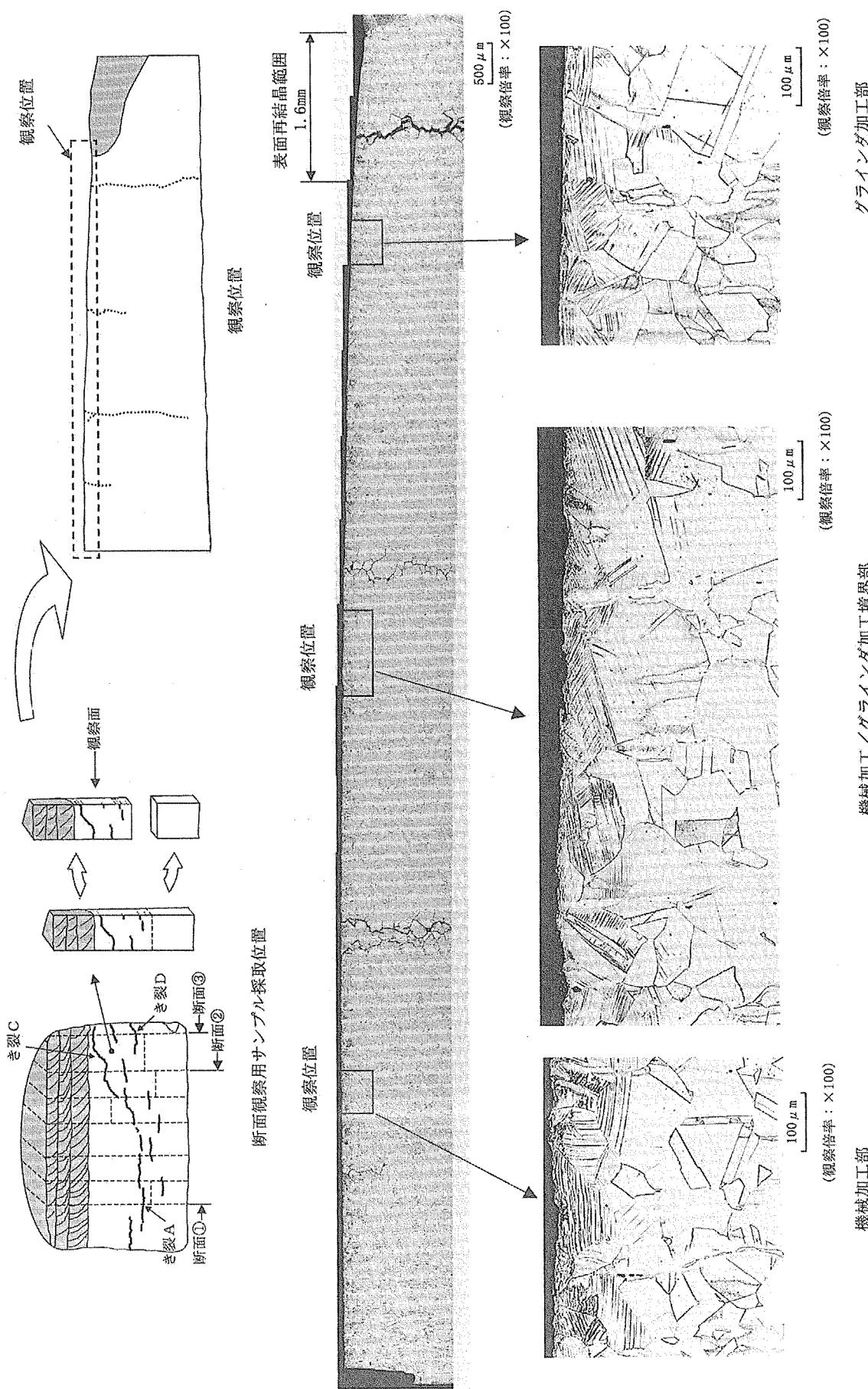


図3.3.20 ポートサンプルの断面の金属組織観察結果(断面③、機械加工部/グラインダ加工部、エッチング後)

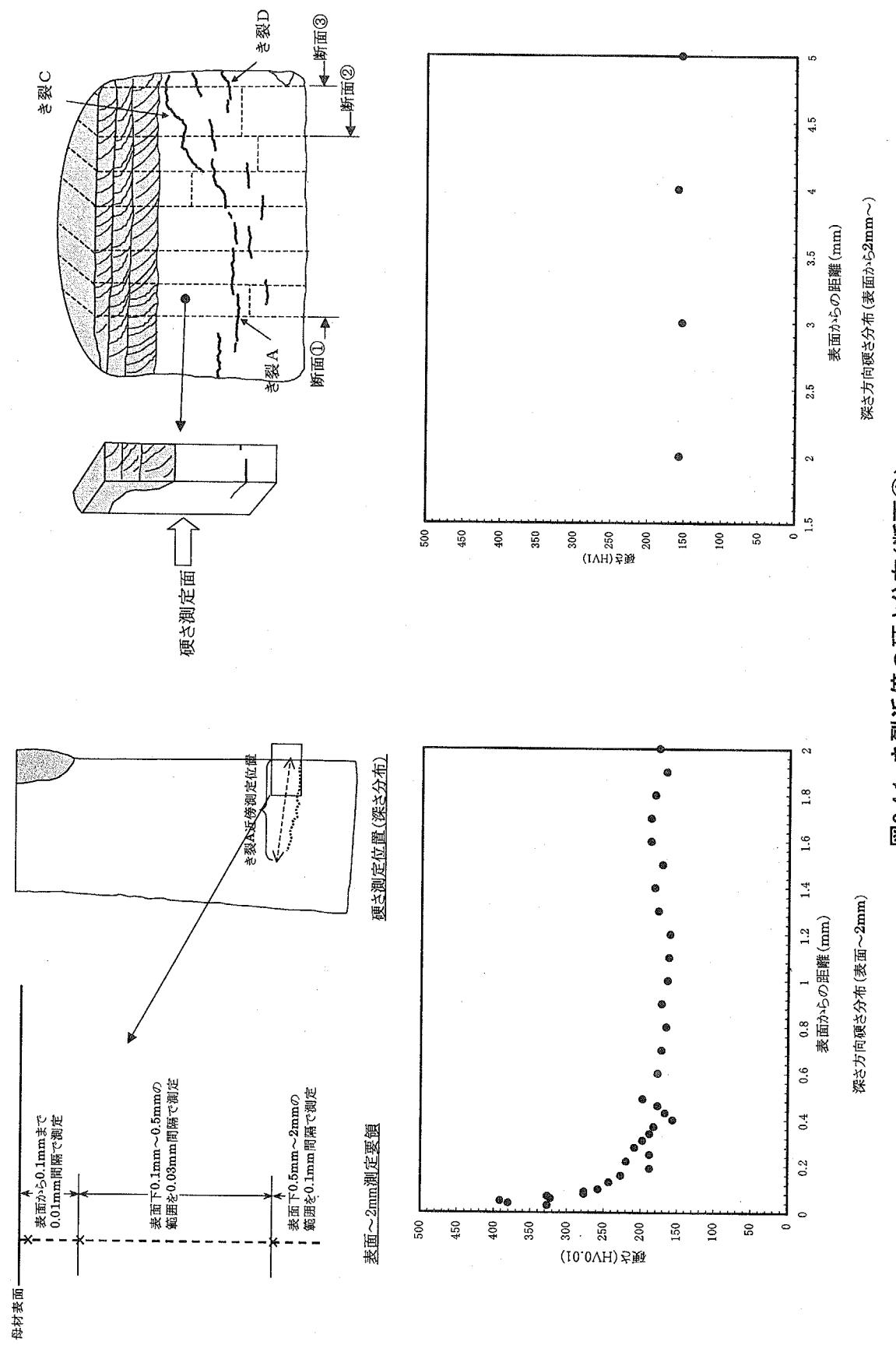


図3.4.1 き裂近傍の硬さ分布(断面①)

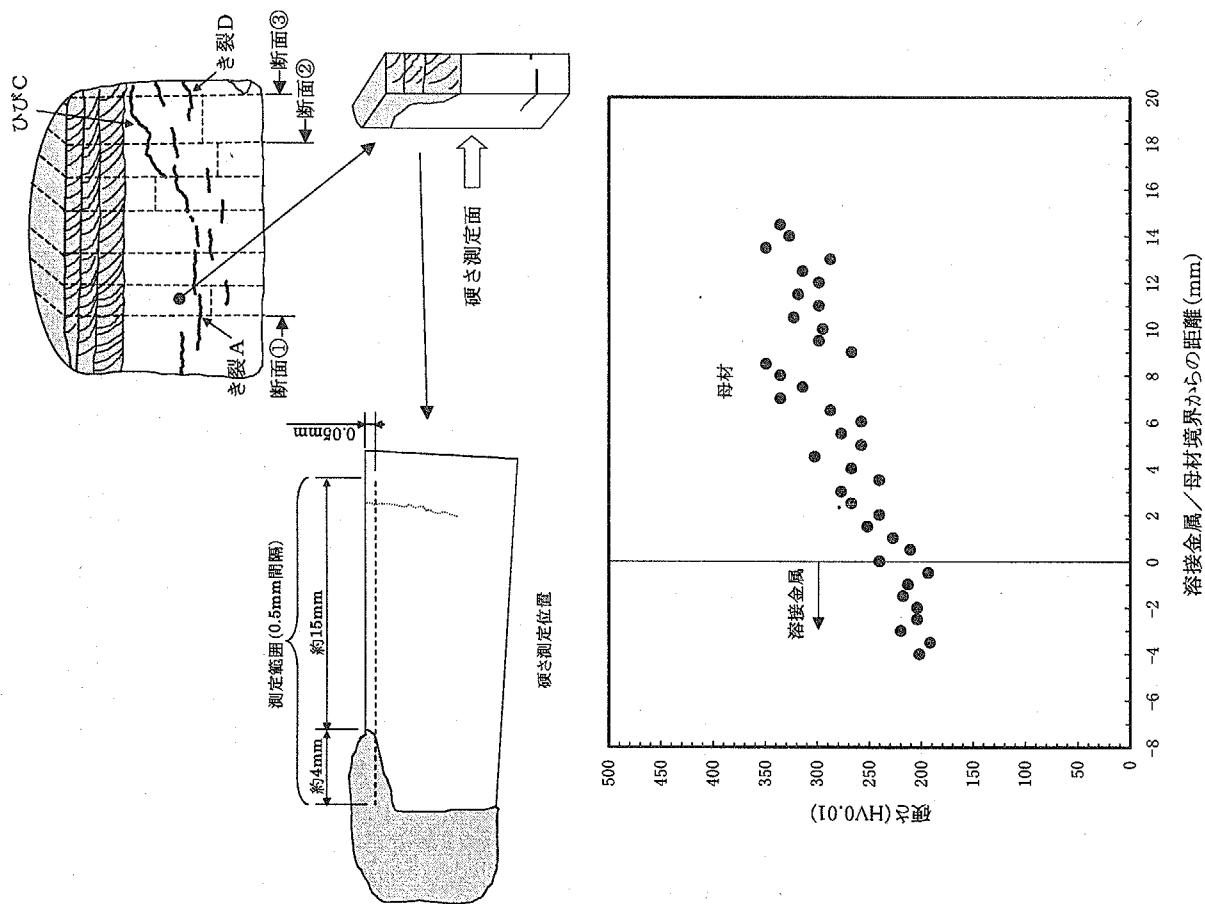
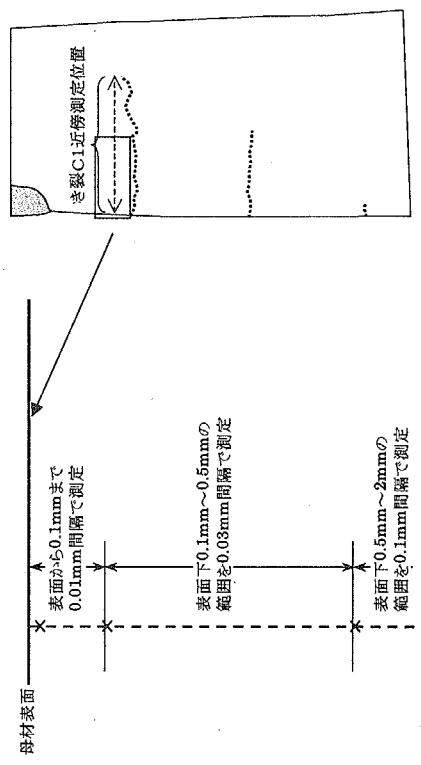
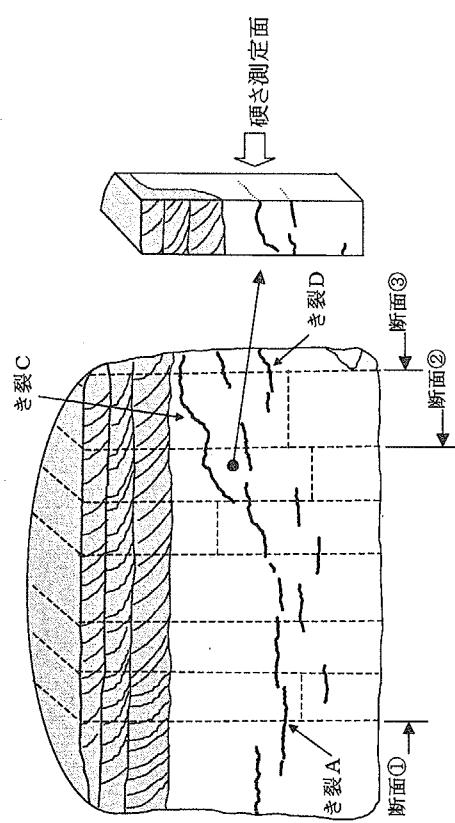
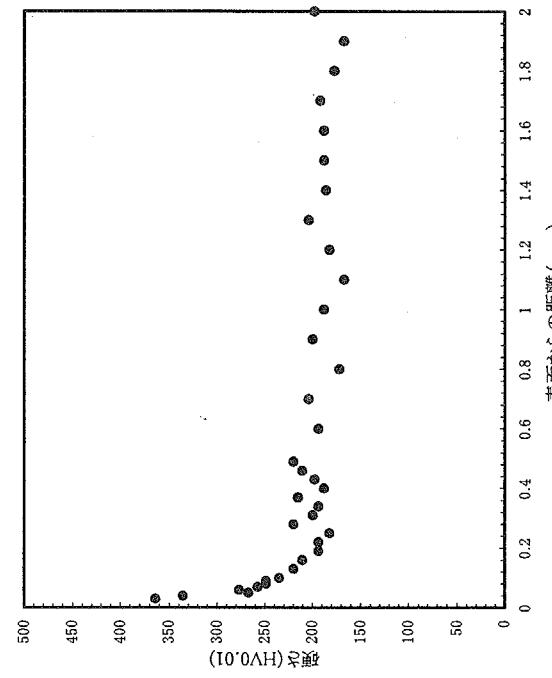


図3.4.2 断面①の表面と平行方向の硬さ分布



硬さ測定位置(深さ分布)



深さ方向硬さ分布(表面～2mm)

深さ方向硬さ分布(表面から2mm～)

図3.4.3 き裂近傍の硬さ分布(断面②)

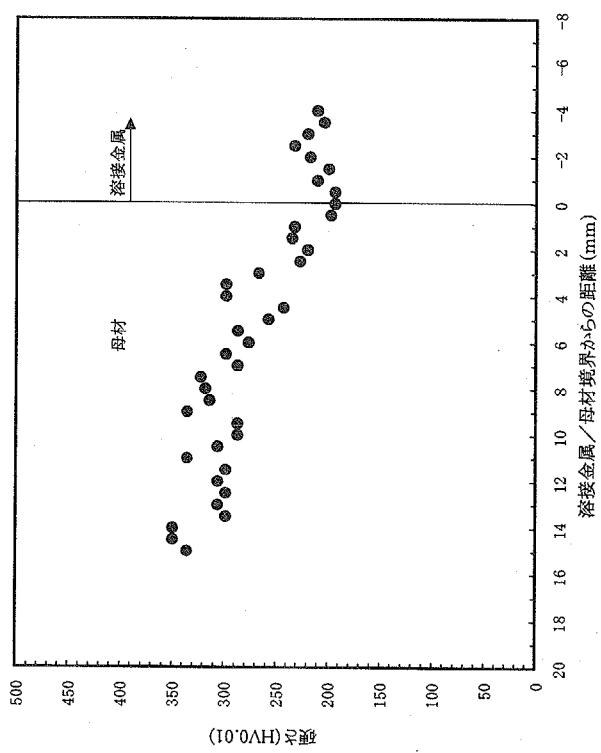
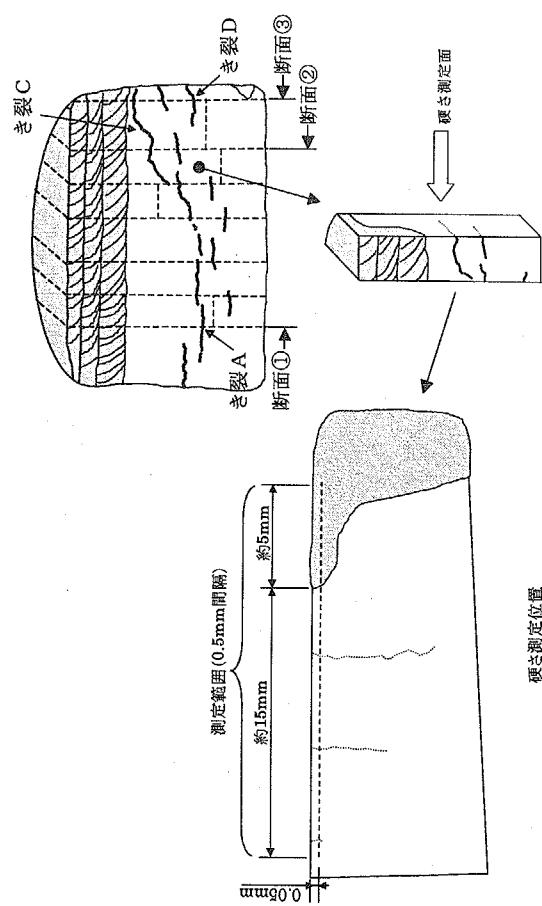


図3.4.4 断面②の表面と平行方向の硬さ分布

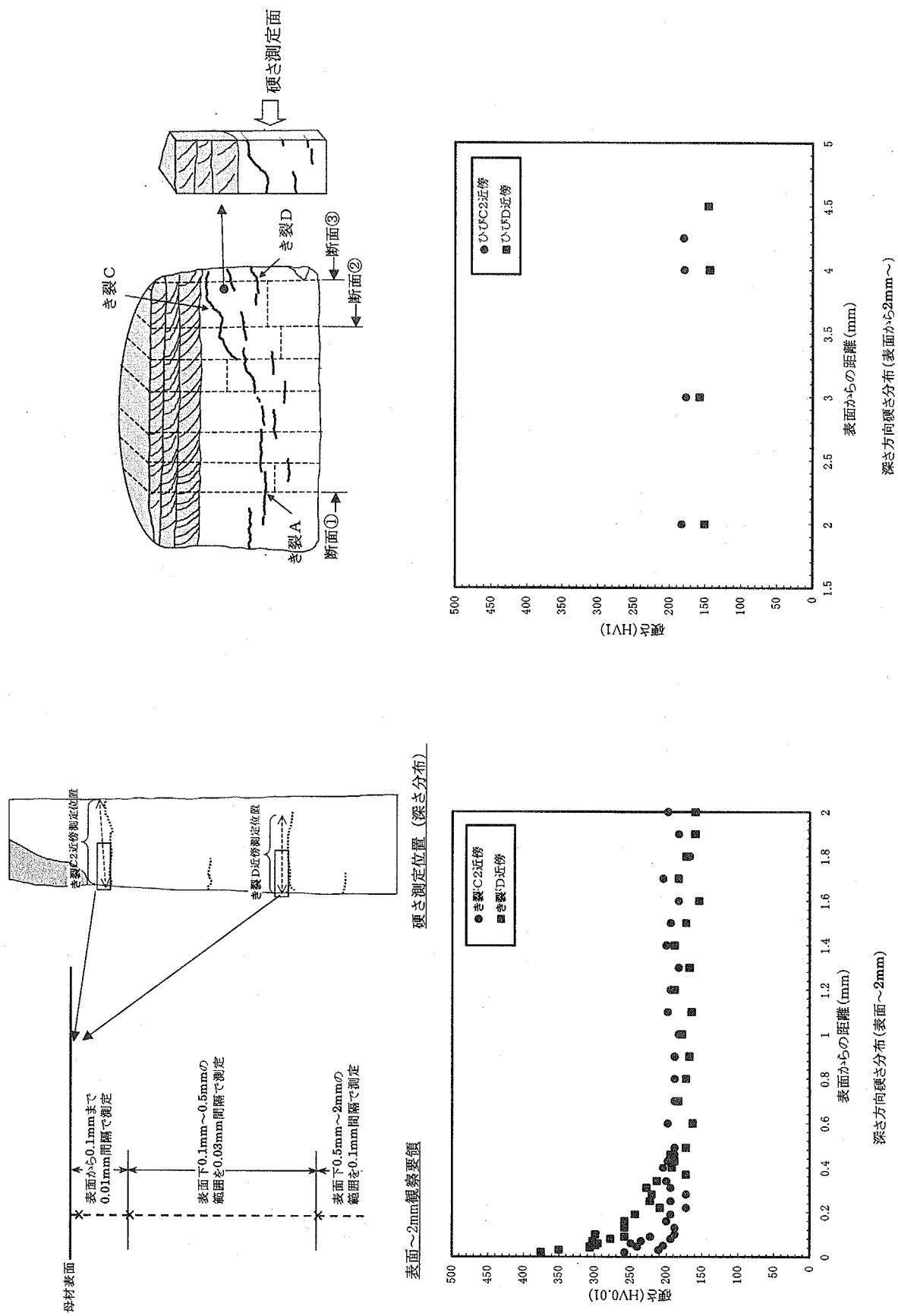


図3.4.5 き裂近傍の硬さ分布(断面③)

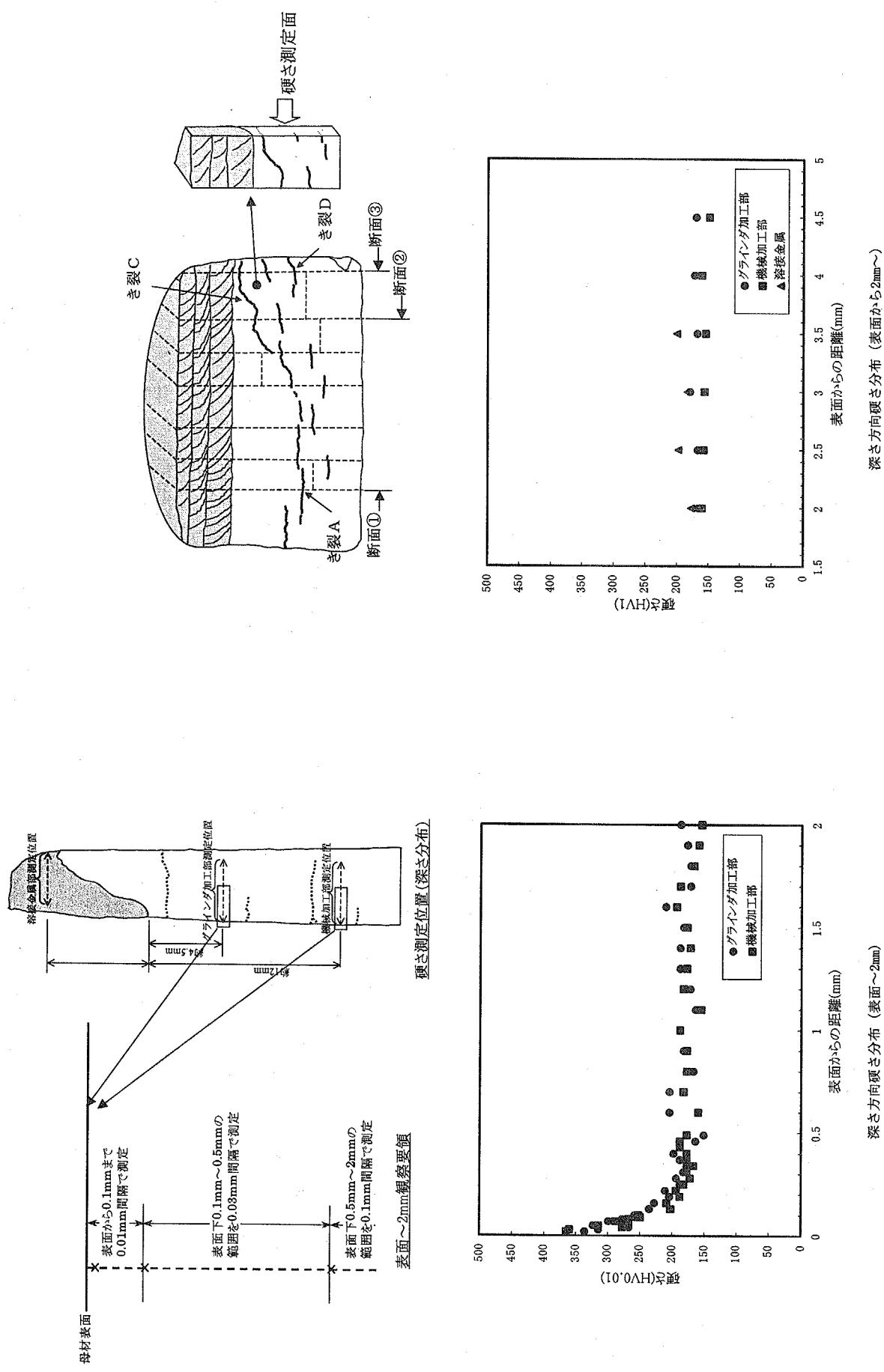


図3.4.6 母材(グラインダー加工部、機械加工部)及び溶接金属部の硬さ分布(断面③)

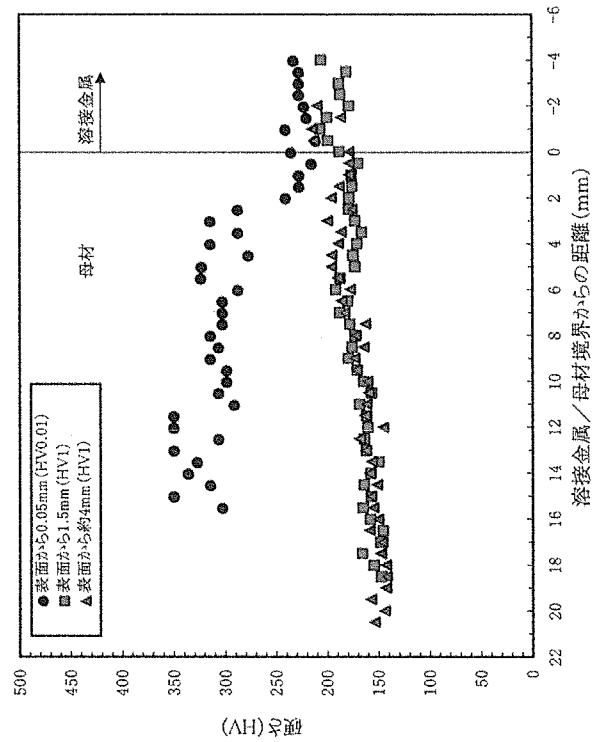
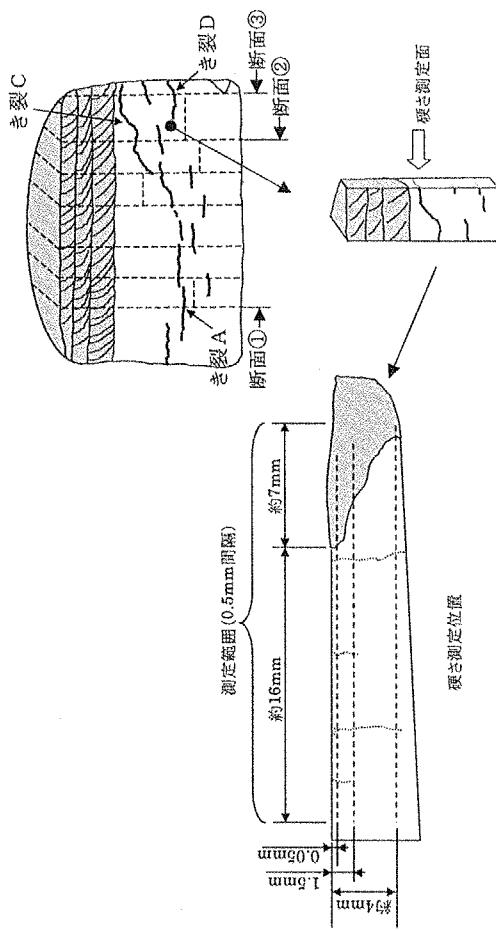
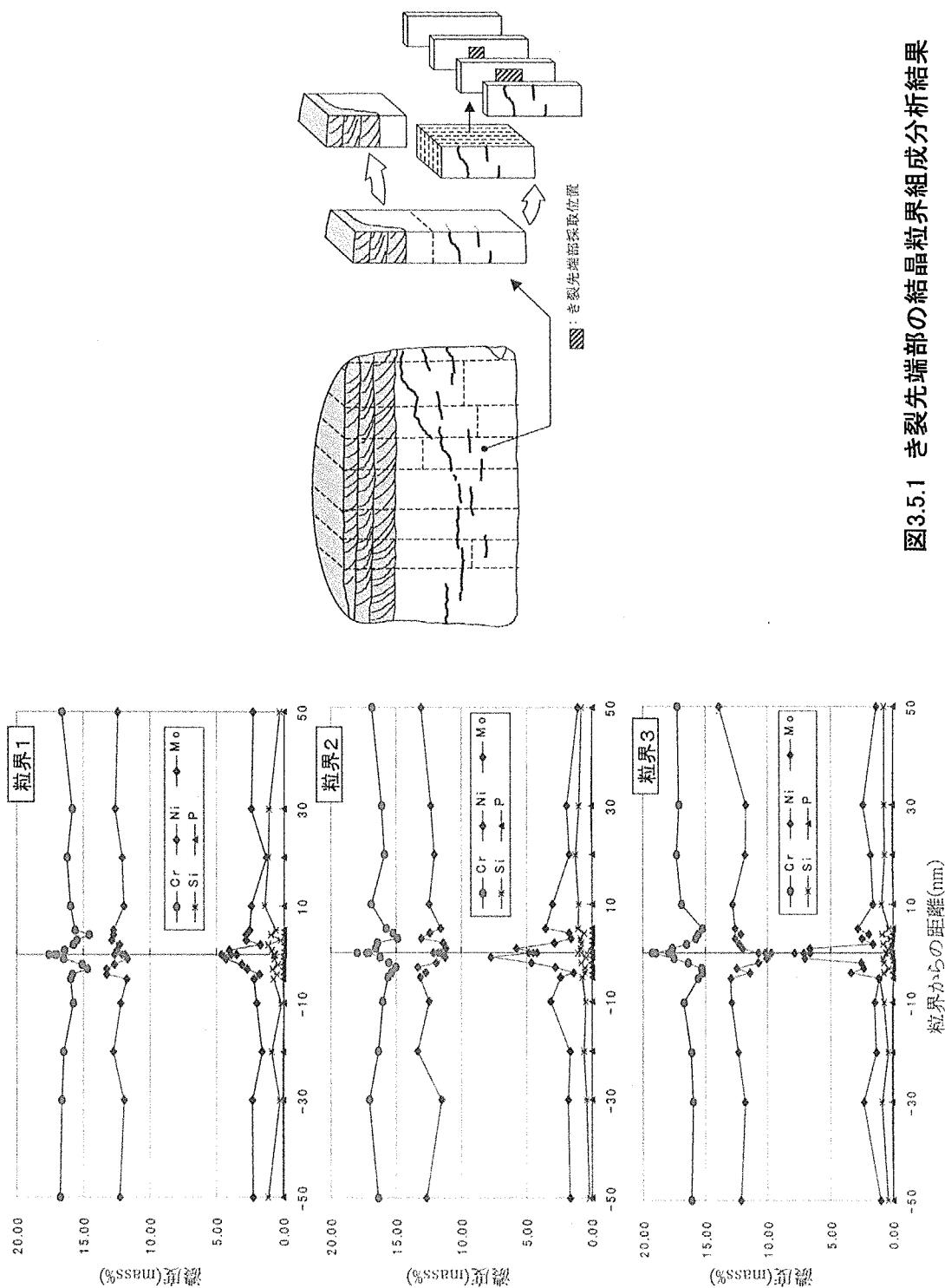


図3.4.7 断面③の表面と平行方向の硬さ分布



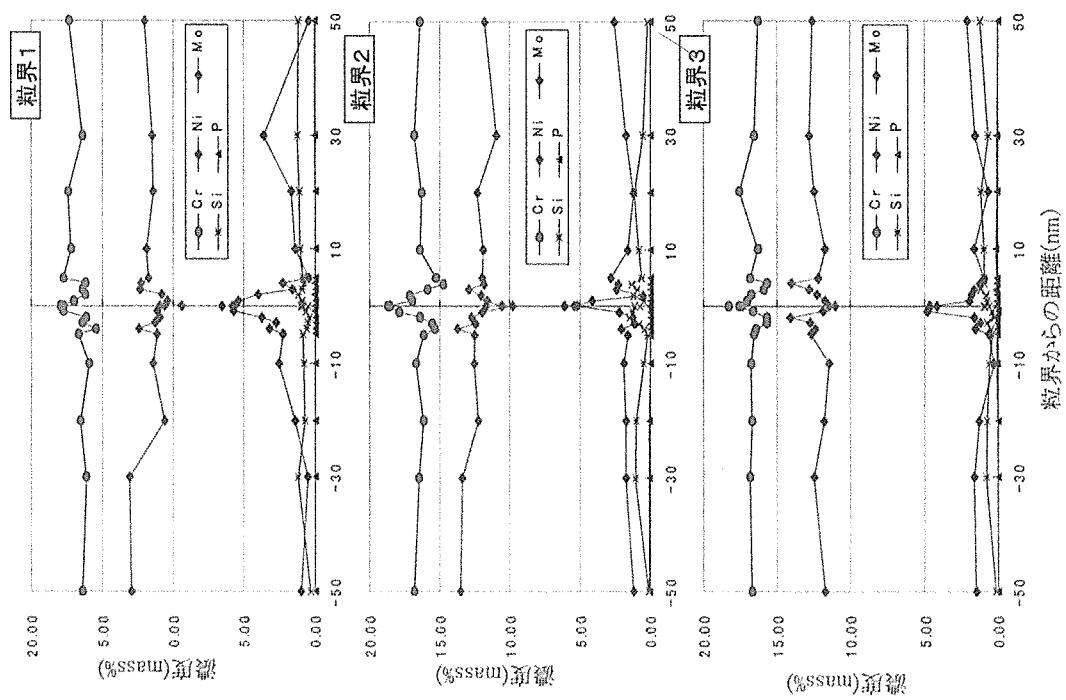
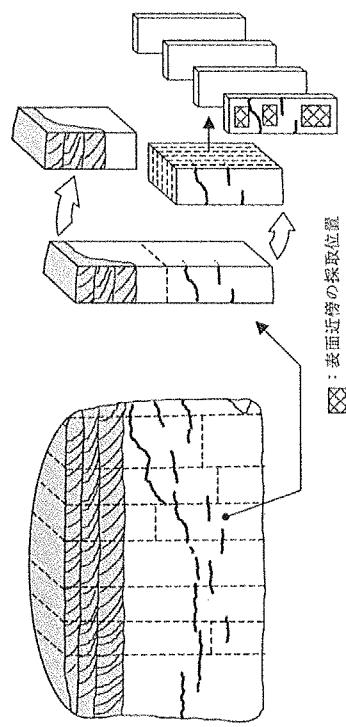


図3.5.2 表面近傍部の結晶粒界組成分析結果

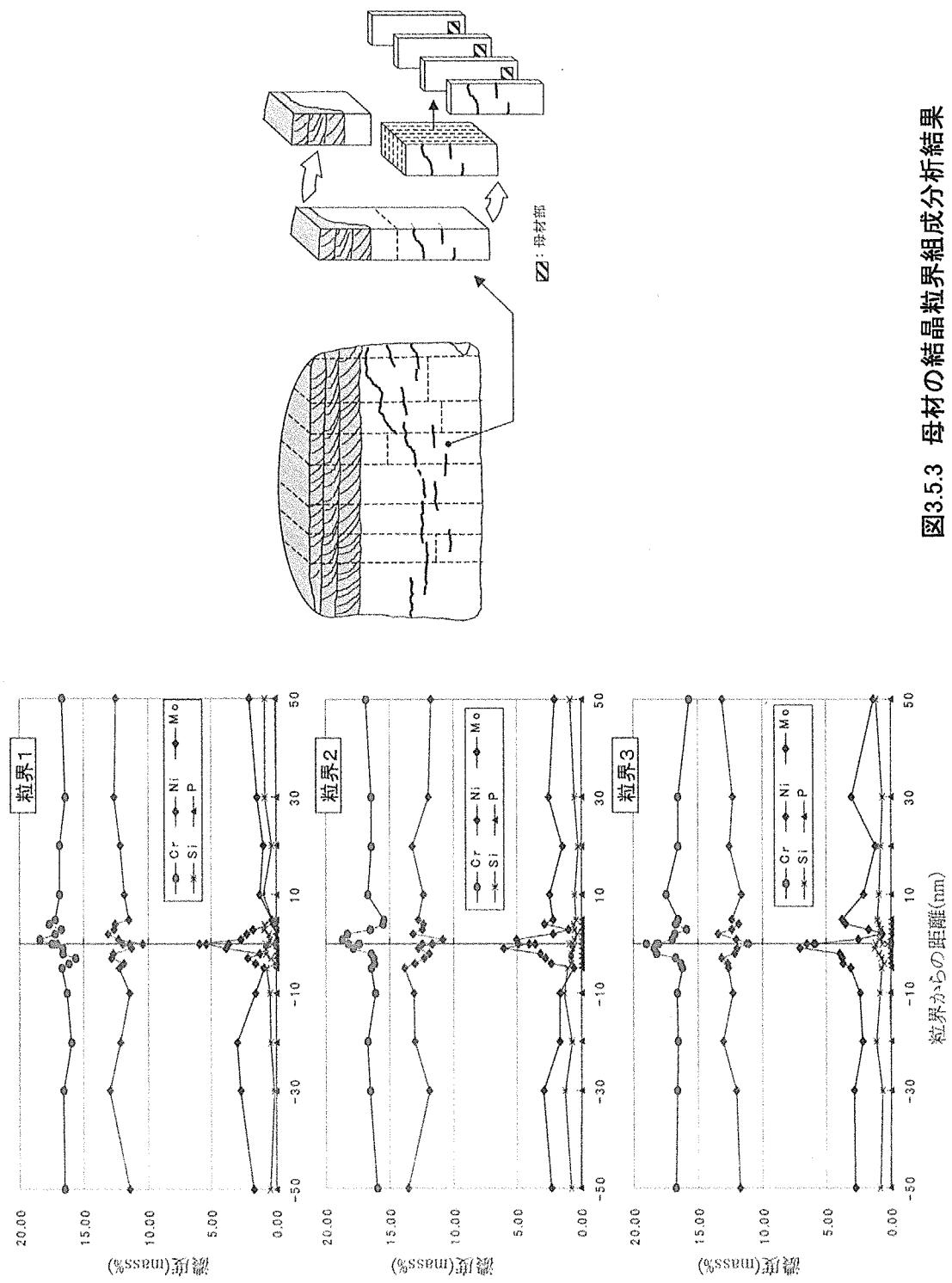
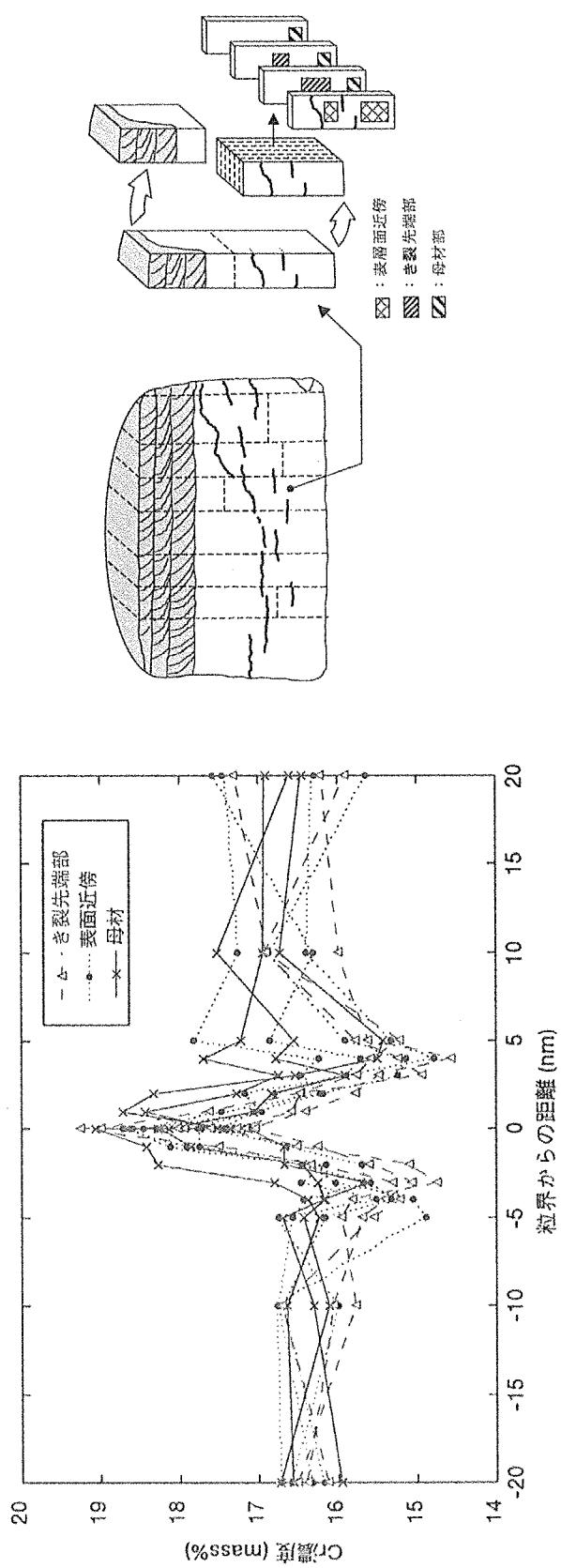


図3.5.4 結晶粒界近傍のCr濃度分布



This is a blank page.

付録1

東京電力(株)柏崎刈羽3号機 シュラウドひび割れ部に関する調査の概要

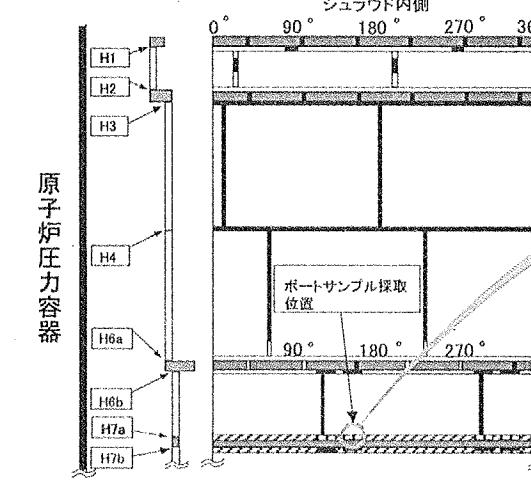
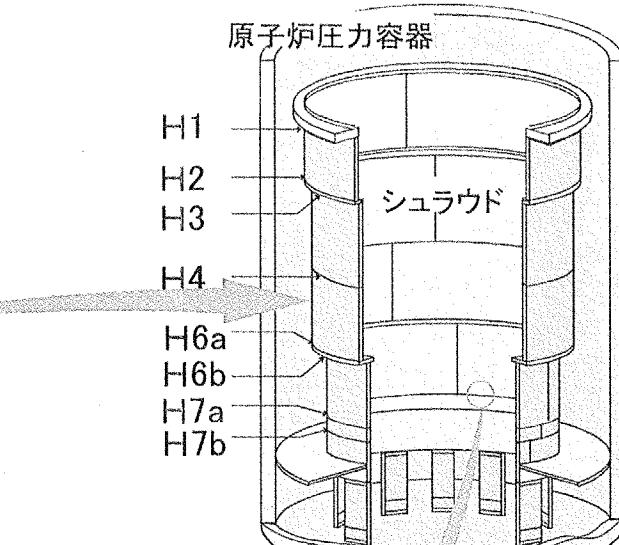
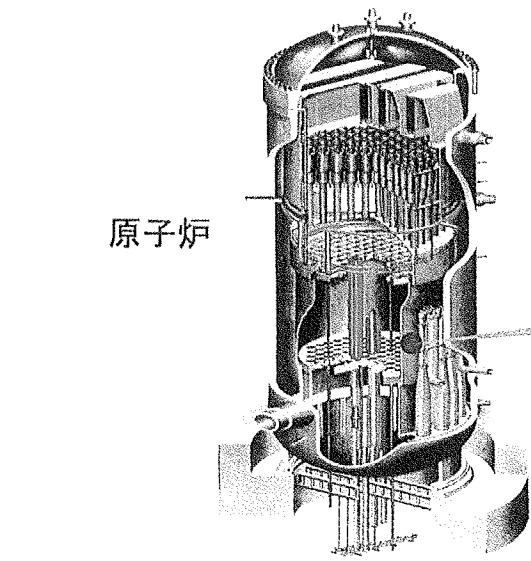
(平成15年2月5日、(財)発電設備技術検査協会へ提出した中間報告書)

This is a blank page.

東京電力(株)柏崎刈羽3号機のシュラウドひび割れ部に関する調査の概要(1/3)

平成14年12月25日
調査実施:日本原子力研究所

1. 目的 定期検査においてひび割れ(以下、き裂)が確認されたシュラウドサポートリングから採取した材料サンプルの各種検査を実施し、き裂発生の原因究明に資する。



・JIS G 4304、SUS 316L(圧延材)
(0.013%C, 16.6%Cr, 12.4%Ni, 2.2%Mo)

- ・温度：約286 °C
- ・炉水溶存酸素濃度：約200～250 ppb
- ・中性子照射量： $2.6 \times 10^{19} \text{ n/m}^2$

運転開始時期：平成5年8月

図1 調査サンプルの採取位置及び切り出し方法

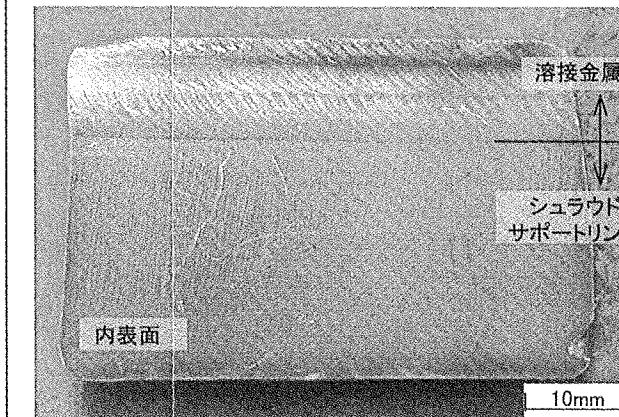
2. 調查內容

- (1) 外観観察 → 目視観察、写真撮影(表面状態・き裂部の調査)
 - (2) 破面観察 → き裂部破面の走査型電子顕微鏡(SEM)観察(割れ形態の調査)
 - (3) 金相観察 → 金属組織の光学顕微鏡観察(き裂の伝播形態の調査)
 - (4) 硬さ試験 → ビックース硬さの測定(加工及び溶接の影響の調査)
 - (5) 試料分析 → 化学成分分析、FE-TEM^{*})による粒界近傍組成分析(化学成分の調査)

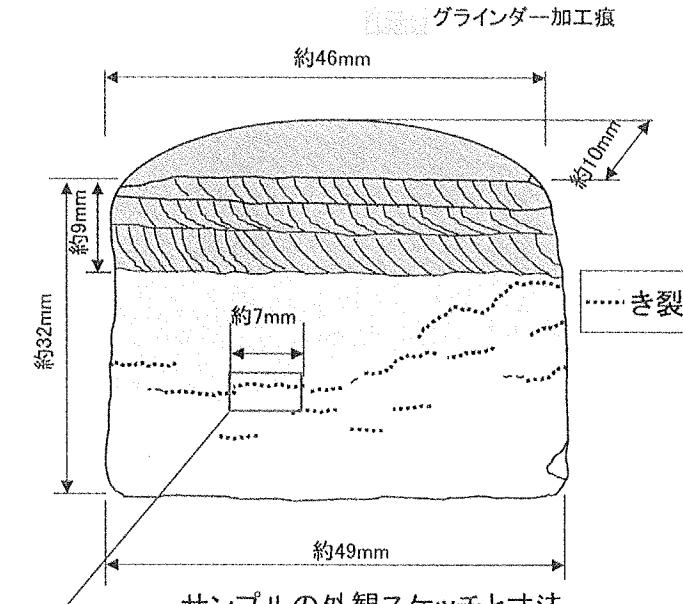
*) FE-TEM : 電界放射型透過電子顯微鏡

3. 調査結果

(1) 外觀觀察



サンプルの外観



サンプルの外観スケッチと寸法

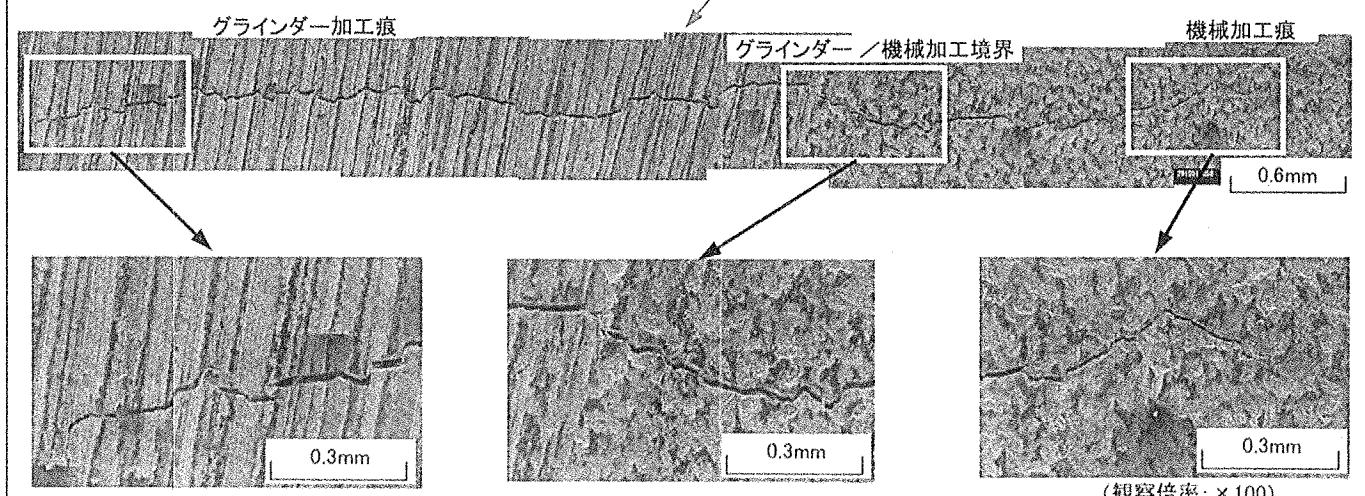
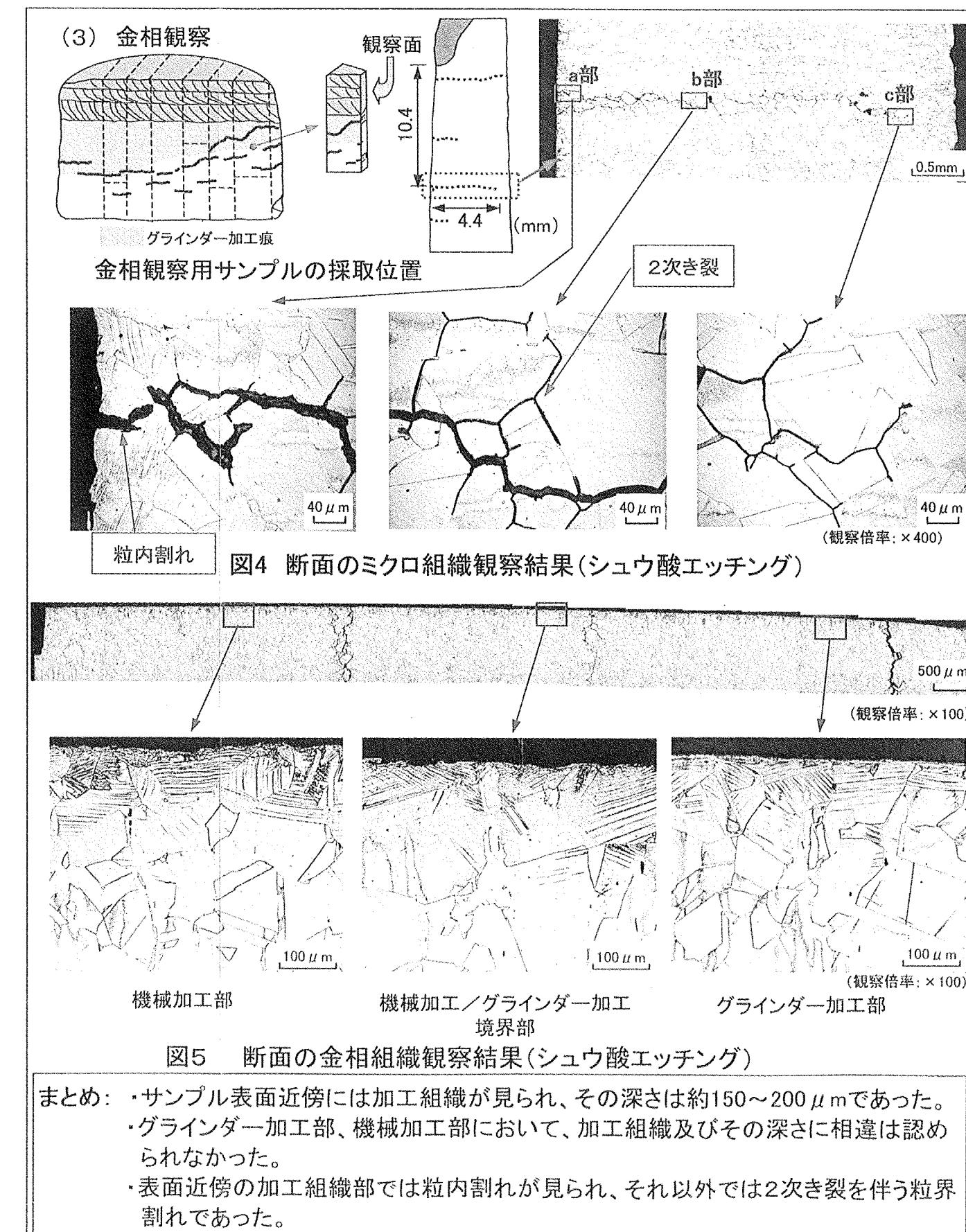
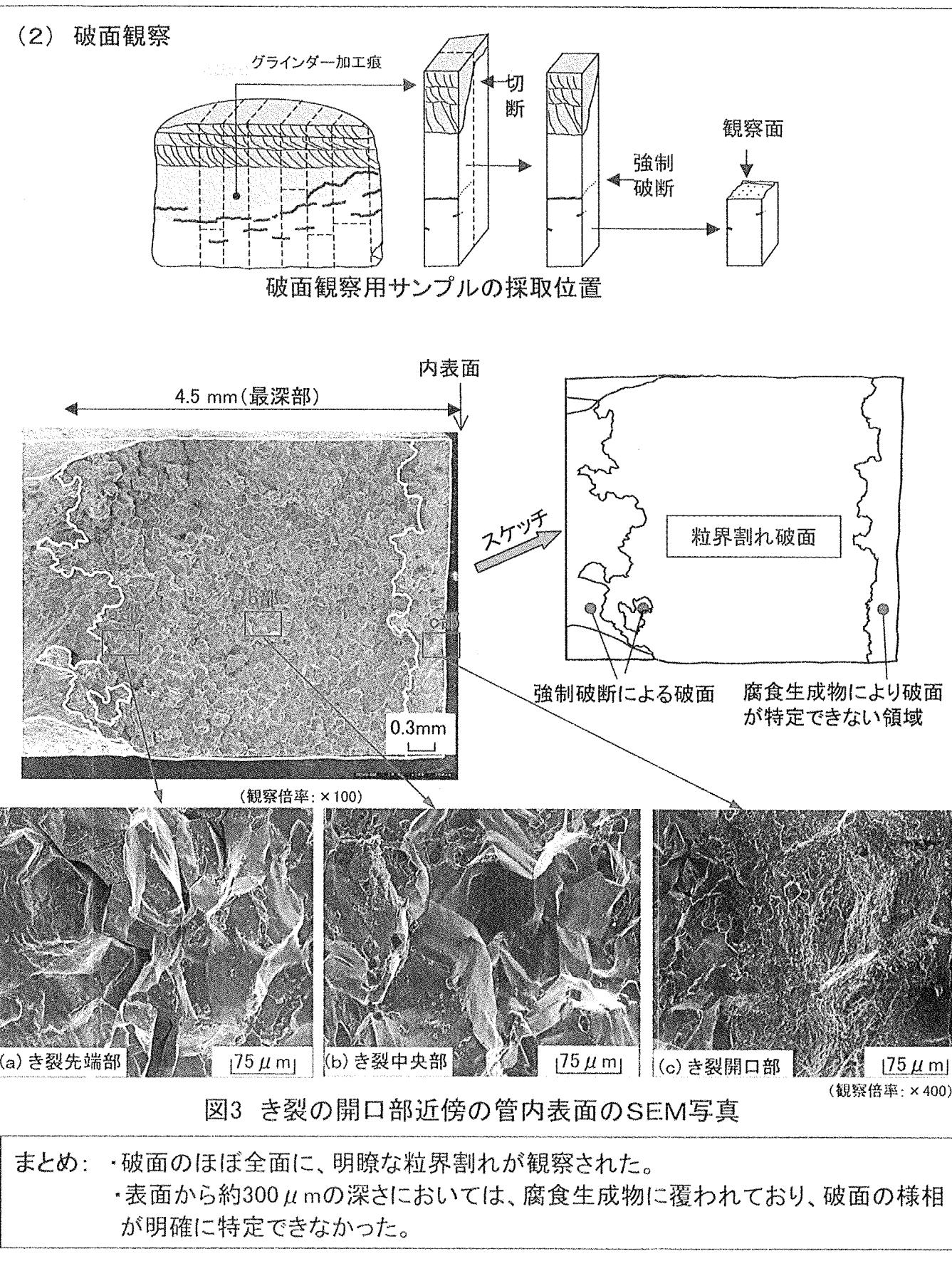


図2 調査サンプルの外観、き裂、加工痕の状況

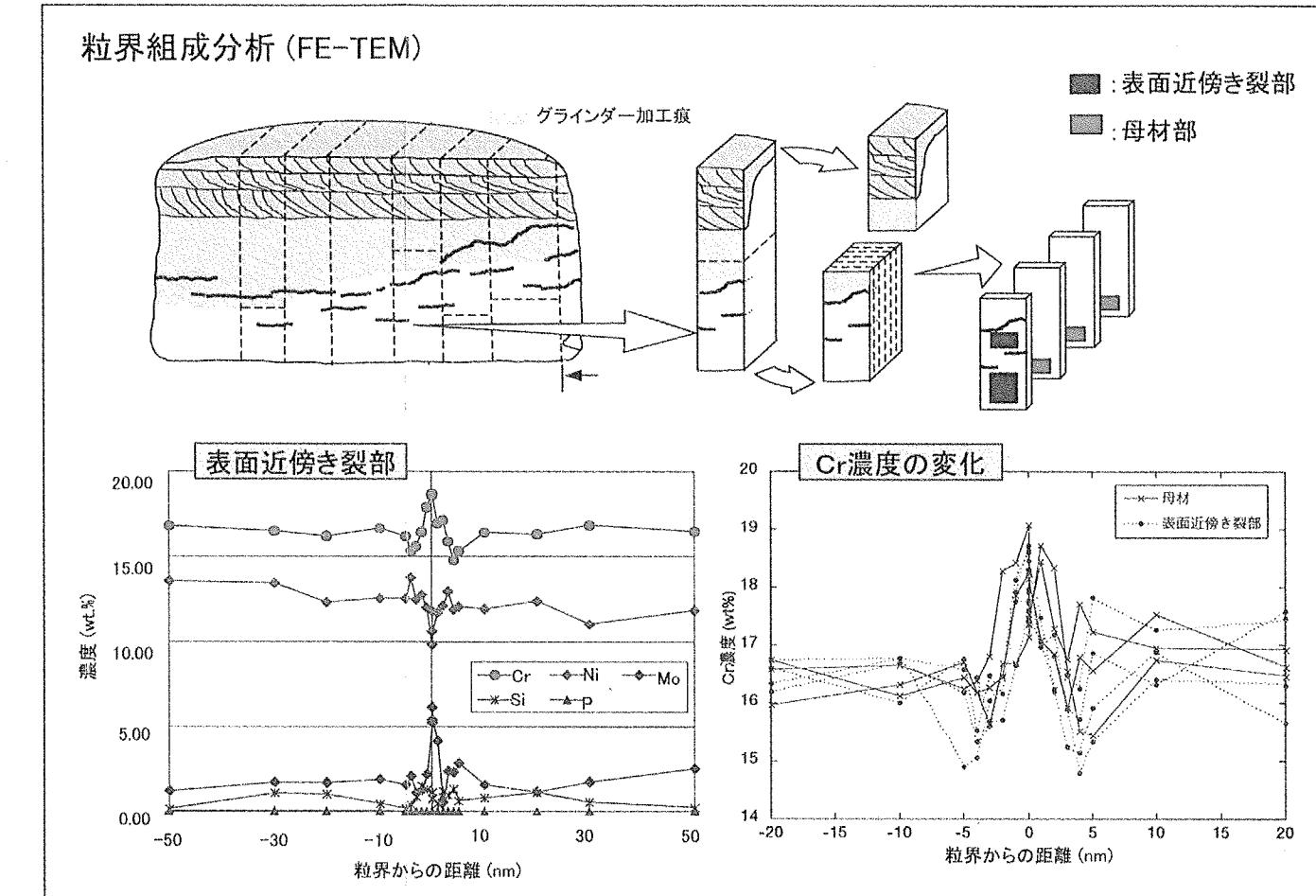
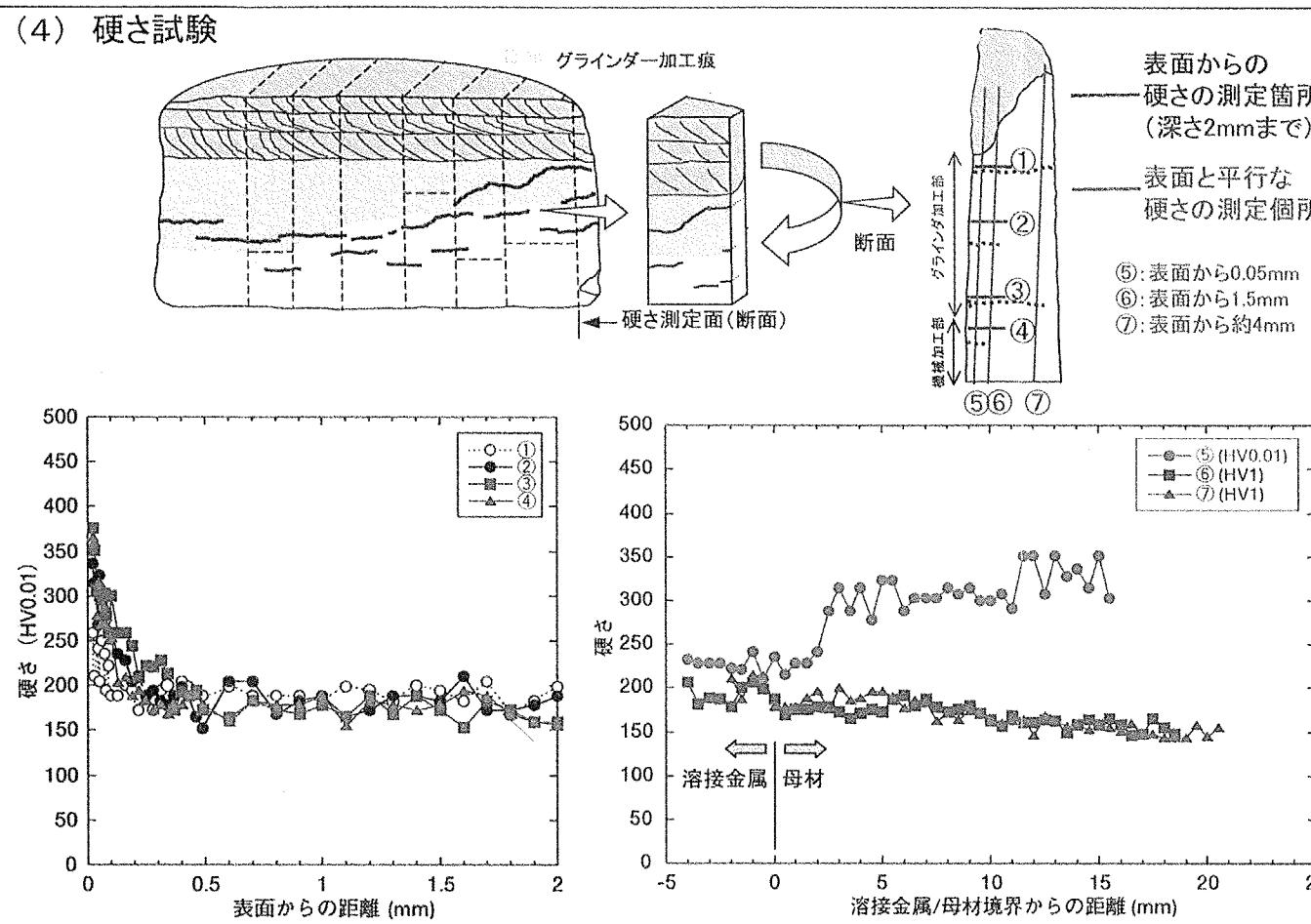
まとめ：・表面母材部にはグラインダー加工痕と機械加工痕が確認された。
・サンプルの表面には複数のき裂が確認された。

東京電力(株)柏崎刈羽3号機のシュラウドひび割れ部に関する調査の概要(2/3)

平成14年12月25日
調査実施:日本原子力研究所



東京電力(株)柏崎刈羽3号機のシュラウドひび割れ部に関する調査の概要(3/3)

平成14年12月25日
調査実施:日本原子力研究所

まとめ:

- ・表面近傍には深さ約 $150\text{ }\mu\text{m}$ の硬化層(硬さ200以上)が存在した。
- ・グラインダー加工部、機械加工部の表面近傍において、硬化層の幅及び硬さに相違は認められなかった。
- ・表面近傍(深さ $50\text{ }\mu\text{m}$)の硬さは、溶接金属端から約3mmの範囲で溶接の熱影響により低下していた。

(5) 試料分析: 化学成分分析

表1 シュラウドサポートリング母材の化学成分分析結果 (wt%)

	C	Si	Mn	P	S	Cr	Ni	Mo	
JIS G 4304	最大	0.030	1.00	2.00	0.045	0.030	18.00	15.00	3.00
SUS316L	最小	—	—	—	—	—	16.00	12.00	2.00
ミルシート値		0.013	0.55	0.95	0.022	0.007	16.56	12.38	2.15
分析値		0.017	0.56	0.99	0.021	0.006	16.73	12.67	2.18

4. 結論

- ・き裂は、加工により表面近傍の硬さが上昇している部分に多く認められた。
- ・き裂部破面のほぼ全体が粒界割れであった。表面のき裂開口部の深さ約 $300\text{ }\mu\text{m}$ は腐食生成物に覆われているが、金相観察から粒内割れと考えられる箇所が確認された。この部分では、加工により形成された金属組織及び硬さの上昇が見られた。ただし、グラインダー加工部と機械加工部の表面近傍では、これらの金属組織及び硬さの上昇に相違は認められなかった。
- ・材料中の化学成分含有量はJIS G 4304、SUS316Lを満足していたが、粒界近傍においてはごくわずかにCr濃度の低下が認められた。
- ・本調査の結果と、溶接によりき裂部付近に発生していたと考えられる引張残留応力及び炉水中的溶存酸素濃度等を考慮すると、このき裂は応力腐食割れ(SCC)であり、材料の硬さと関係があると推定される。

(注)本調査は、経済産業省原子力安全・保安院からの受託事業として発電設備技術検査協会が実施している「平成14年度高経年化対策関連技術調査等」の一環として、日本原子力研究所が実施したものである。

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
功率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A·s
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジemens	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	L, l
トントン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクトールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- E C閣僚理事会指令ではbar, barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バーン	b
バール	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レンントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

換算表

力	N(=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
9.80665		1	2.0462
4.44822		0.453592	1

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s} (\text{N}\cdot\text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P} (\text{ボアズ}) (\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St} (\text{ストークス}) (\text{cm}^2/\text{s})$$

圧	MPa(=10bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻⁵	7.03070 × 10 ⁻⁴	6.80460 × 10 ⁻⁴	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft-lbf	eV	1 cal = 4.18605J (計量法) = 4.184J (熱化学) = 4.1855J (15°C) = 4.1868J (国際蒸気表)
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸	
9.80665		1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹	
3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵		
4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻¹	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹		
1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹		
1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸		
1.60218 × 10 ¹⁹	1.63377 × 10 ²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1		

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹		1	100
	3.7 × 10 ¹⁰	1	0.01	1	

照射線量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem
	1	3876		1	100
	2.58 × 10 ⁻⁴	1			

(86年12月26日現在)

柏崎刈羽原子力発電所3号機シユラウドサンプル(K3-H7a)に関する調査報告書(取締研究)

R100
古紙配合率100%
白色度70%再生紙を使用しています