

平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書

原子力施設等防災対策等委託費  
(燃料破損に関する規制高度化研究) 事業  
(平成 31 年度分)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
安全研究センター  
令和 2 年 11 月

本報告書は、原子力規制委員会原子力規制庁からの委託により実施した業務の成果をとりまとめたものです。

本報告書に関する問い合わせは、原子力規制庁までお願いします。



## 目 次

1 章 緒言	1-1
2 章 全体計画	2-1
2.1 目的	2-1
2.2 実施内容	2-1
2.2.1 LOCA 試験	2-2
2.2.2 RIA 試験	2-7
2.2.3 高温試験	2-10
2.2.4 改良型燃料被覆管の照射成長試験	2-10
3 章 令和元年度燃料破損に関する規制高度化研究事業の概要	3-1
3.1 LOCA 試験	3-1
3.2 RIA 試験解析	3-1
3.3 高温試験	3-1
3.4 改良型燃料被覆管の照射成長試験	3-1
4 章 令和元年度燃料破損に関する規制高度化研究事業の実施内容	4.1-1
4.1 燃料検査	4.1-1
4.1.1 燃料セグメントに対する非破壊試験	4.1-1
4.2 レファレンス試験	4.2-1
4.3 LOCA 試験	4.3-1
4.3.1 LOCA 模擬試験	4.3-1
4.3.2 燃料ペレットの LOCA 時温度変化模擬加熱試験	4.3-1
4.3.3 LOCA 時の温度履歴を経験した燃料被覆管の四点曲げ試験	4.3-10
4.4 RIA 試験	4.4-1
4.4.1 OS-2 実験	4.4-1
4.4.2 OS-1 実験に関するパルス照射後試験	4.4-28
4.4.3 CN-1 実験に関するパルス照射後試験	4.4-42
4.4.4 被覆管機械特性試験	4.4-47
4.5 高温試験	4.5-1
4.5.1 高温条件下の燃料挙動に関する調査及び試験条件の検討	4.5-1
4.5.2 被覆管の高温酸化実験	4.5-4
4.6 解析評価	4.6-1
4.6.1 概要	4.6-1
4.6.2 OS-2 実験及び CN-2 実験の予備解析	4.6-1

4.6.3 OS-1 実験燃料及び他の NSRR 実験供試 BWR 燃料のベース照射挙動解析	4.6-44
4.6.4 炉外二軸応力試験で得られた被覆管破損限界データに基づく破壊力学指標の評価	4.6-50
4.6.5 LOCA 時の燃料挙動が炉心冷却性に及ぼす影響に関する検討	4.6-57
4.6.6 CN-2 実験の発熱量評価に関する検討	4.6-79
4.6.7 VA-1 ペレット温度履歴に基づく被覆管応力歪み状態の解析	4.6-85
4.6.8 MOX 燃料の RIA 時 FP ガス放出挙動解明のための EPMA 解析	4.6-96
4.7 改良型燃料被覆管の照射成長試験	4.7-1
4.7.1 改良型燃料被覆管の照射成長試験の概要	4.7-1
4.7.2 輸送準備	4.7-1
4.7.3 輸送	4.7-2
4.8 廃棄物処分	4.8-1
4.9 専門部会の開催	4.9-1
4.10 事業の進捗管理	4.10-1
5章 結言	5-1
(参考文献)	6-1
(用語の解説)	7-1

## 1 章 緒言

原子力規制庁は、改良型燃料が国内に導入される際の適合性審査の判断根拠となる技術的知見の取得及び高燃焼度で顕在化する事故時燃料挙動の有無の確認のため、海外商業炉において高燃焼度まで照射された改良型燃料<sup>1</sup>を対象に、平成 30 年度まで「燃料等安全高度化対策事業」等の試験研究<sup>(1・11)</sup>を実施してきた。これらの研究で実施した反応度事故（Reactivity Initiated Accident : RIA）模擬試験において、「被覆管が幾つかの小片に分かれ試験前の燃料棒の形状を喪失する」、「燃料ペレットからの FP ガス放出に伴い燃料棒内圧が上昇し、被覆管が局所的に膨れて破損する」など、従来とは異なる燃料破損挙動が観察されている。また、海外で国際共同プロジェクトとして実施された冷却材喪失事故（Loss of Coolant Accident : LOCA）模擬試験において、燃料棒内で細片化した燃料ペレットの被覆管膨れ部への集積、被覆管破裂開口部からの放出など、従来の想定とは異なる LOCA 時燃料破損挙動が報告されている。これらの燃料挙動は事故時及び事故後の炉心冷却性に影響を及ぼす可能性があり、その把握は原子炉施設の安全規制上の重要な課題の一つとなっている。一方、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成二十五年原子力規制委員会規則第五号）」（以下、規則という。）の「解釈」において引用され、現在の適合性審査に用いられている燃料に関する判断基準を示した指針類は、旧原子力安全委員会が策定当時の知見に基づいて決定または了承したものである。原子力規制庁が実施してきた試験研究において、一部の改良型燃料の RIA 時破損限界が、現在の規制基準の一つである「ペレット被覆管機械的相互作用（PCMI）破損」のしきい値を下回った例が報告<sup>(11)</sup>されており、この破損限界低下をもたらした原因について早急な解明が求められている。今後の適合性審査に最新知見を反映させる観点及び規制基準見直し要否の検討の観点から、上記の試験研究等で新たに観察された事故時の燃料破損挙動について破損発生の条件及びメカニズムを把握する必要がある。

上記の他、設計基準事故を超えるような条件に原子炉施設が至るような場合、規制側としては現在設計基準 LOCA 時の炉心冷却性維持を目的とした基準に基づき炉心の著しい損傷の開始と拡大防止策の有効性を判断しているが、このような判断基準の妥当性については検討の余地がある。検討に当たっては、実際に炉心の著しい損傷が起こる条件の評価が必要であり、これに向け、上記の基準を超えるような高温条件での燃料損傷挙動について知見を取得、拡充する必要がある。

---

<sup>1</sup> 民間事業者が、資源の有効利用や二酸化炭素の放出削減などの社会的要請に一層応える目的で開発を進めている燃料であり、従来の規格を大幅に超えて合金成分を変更した新合金被覆管や結晶組織を変更したペレットを採用することで、現行型の燃料に比べて発電用軽水炉で使用中的燃料被覆管の腐食や照射損傷等による劣化の抑制を図っている。このような改良型燃料の発電用軽水炉への導入は、改良型燃料の有する特長から原子力発電の安全性をより高めるものと考えられている。

上記の目的のため、平成 31 年度から「燃料破損に関する規制高度化研究」を開始した。本報告書は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構安全研究センターが原子力規制委員会原子力規制庁の委託を受け実施した、平成 31 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業で得た成果をとりまとめたものである。

## 2 章 全体計画

### 2.1 目的

改良型燃料が国内に導入される際の適合性審査の判断根拠となる技術的知見の取得及び高燃焼度で顕在化する事故時燃料挙動の有無の確認を目的として、海外商業炉において高燃焼度まで照射された改良型燃料を用いた試験研究を平成 30 年度まで実施してきた。そこで実施した RIA 模擬試験、及び国際共同プロジェクトとして海外の試験機関で実施された LOCA 模擬試験において、従前と異なる燃料破損挙動が観察された。一方、現在「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成二十五年原子力規制委員会規則第五号）」（以下、規則という。）の「解釈」において引用され、適合性審査に用いられている燃料に関する判断基準を示した指針類は、旧原子力安全委員会が策定当時の知見に基づき、決定あるいは了承したものであり、指針類策定時には観察されていなかった燃料破損挙動については反映されていない。現在まで十分な知見が得られていない燃料の損傷及び破損挙動に関しては、その発生条件やメカニズムを調べ、審査等の際の判断に必要な知見として整備するとともに、現行指針類の見直しの要否の検討に反映する必要がある。また、LOCA 時の炉心の著しい損傷開始と事故拡大防止策の有効性を判断する基準として、現在は設計基準事故としての LOCA に関する基準（LOCA 基準）が用いられているが、この基準適用の妥当性については明確になっていない。本事業では、設計基準事故時及びその後の炉心の冷却性や未臨界性等の安全性維持に関して、現行指針類策定時には観察されていなかった燃料破損挙動等の新しい知見を取り込んだより確かな規制のため、事故時の燃料ペレットの細片化挙動、被覆管破損挙動、被覆管破損に伴う燃料ペレット片の燃料棒外放出挙動、LOCA 基準を超える高温条件での燃料損傷挙動等に係る知見を取得する。

取得する知見、データは、

- ・ LOCA 燃料挙動に関し、被覆管の酸化速度、急冷時破断限界、膨れ及び破裂挙動
- ・ RIA 時の燃料挙動に関し、燃料破損限界、破損挙動及び破損影響（被覆管破損形態、核分裂ガス放出、燃料微粒子化など）
- ・ 高温条件下の燃料挙動に関し、燃料の破損形態、燃料/被覆管の反応速度など

といった安全審査に反映できるものであり、事故時の燃料破損本数評価、被ばく評価、炉心冷却性や圧力バウンダリ健全性の評価に必要なものである。また、計算コード等を用いた燃料挙動の解析を行い、高燃焼度燃料の事故条件下の挙動を把握する。

### 2.2 実施内容

本事業では、上記の知見を取得するため、以下の 4 点に着目した研究を実施する。また、事業の全体スケジュールを表 2.2-1 に示す。

- (1) LOCA 時燃料破損が炉心冷却性に与える影響
- (2) RIA 時燃料破損が炉心安全性に与える影響
- (3) 事故時の燃料損傷状態変化
- (4) 燃料材料用改良合金の照射成長挙動に及ぼす合金組成の影響

(1)については、LOCA 時に発生する細片化に伴う燃料ペレットの燃料棒内再配置及び燃料棒外放出に関するデータを取得するために、商用炉で使用された燃料棒の LOCA 模擬試験等を、日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）の RFEF (Reactor Fuel Examination Facility：燃料試験施設) にて実施する。また、LOCA 後の燃料の耐震性に係る評価を行うため、LOCA 時の温度履歴を経験した燃料被覆管及び燃料集合体部材を対象とした機械試験を実施する。

(2)については、燃料破損形態の変化及び破損限界低下への寄与が推測される因子（製造仕様、ベース照射条件、混合酸化物（MOX）燃料中の Pu スポットや製造時の添加物添加によるペレットの FP ガス挙動の変化、燃焼度、試験時温度）について、それぞれの影響の有無を個別に確認するための試験を原子力機構 NSRR (Nuclear Safety Research Reactor：原子炉安全性研究炉) において行い、破損挙動に生じた変化の原因解明及び各因子の影響評価を行う。また、RIA 時の燃料変形を模擬した被覆管の多軸引張試験を実施し、応力条件に依存した破損形態の変化等に関する知見を得て、NSRR 実験での応力条件の把握や燃料特性に依存した破損挙動の評価を行う。さらに、NSRR での RIA 試験時の燃料挙動と商用炉で想定される RIA 時の燃料挙動とを比較し、NSRR で取得された試験結果の商用炉への適用性について評価する。

(3)については、事故時に想定される高温での燃料ペレットや被覆管の状態（燃料棒の損傷状態等）に関する知見の調査・整理を行い、更に評価に必要な知見については、試験炉を用いた実験等によりこれを拡充する。また、燃料挙動解析コード等を利用して上記データを解析し、事故時に燃料棒がその形状を喪失する温度等の条件を評価する。

(4)については、平成 29 年度までノルウェー・ハルデン炉にて実施された燃料材料用改良合金の照射成長試験後試料について、平成 31 年度に同炉施設から RFEF への試験片輸送を実施し、この試験片を対象に RFEF にて照射後試験を実施し、合金組成が照射成長挙動に及ぼす影響についての知見を得る。

### 2.2.1 LOCA 試験

#### (1) 背景と目的

LOCA は、原子炉設計時に想定する設計基準事象のひとつであり、1 次系配管の破断等により炉心の冷却材が喪失する事故である。LOCA が起こると原子炉は停止するが、崩壊熱により燃料棒の温度は上昇する。非常用炉心冷却系 (Emergency Core Cooling System：ECCS) が作動し数分程度で燃料棒は冷却されるが、高温に曝されている間に被覆管は水蒸

気によって酸化され、酸化が著しい場合には燃料被覆管が脆化し、再冠水時の熱衝撃により破断する可能性がある。LOCA 時に炉心の冷却性を確保するためには、燃料棒の崩落につながる燃料被覆管の著しい脆化を防止すればよい、という考えに基づき、LOCA 時における燃料被覆管温度と酸化割合の上限（1200℃、15%ECR：Equivalent Cladding Reacted）が「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（昭和 56 年 7 月）（ECCS 性能評価指針）において定められた。

この ECCS 性能評価指針の制定以降、燃料の炉内滞在時間の延伸（燃焼度の延伸）に伴い、照射材の LOCA 時挙動について多数の研究が行われ、上記指針制定時には想定されていなかった LOCA 時の新たな燃料破損挙動が観察されている。

欧州の試験施設において、非常に高い燃焼度まで照射された軽水炉燃料を対象とした LOCA 模擬実験が実施され、LOCA 条件下の昇温過程において燃料ペレットが細片化し、細片化した燃料ペレットが燃料棒内軸方向に再配置し、燃料被覆管の破裂開口から燃料棒外に放出される現象（Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal：FFRD）が観察された<sup>(1,2)</sup>。LOCA 時に膨れ破裂した燃料被覆管の膨れ部に細片化した燃料ペレットが高密度に集積した場合には、燃料棒の出力が局所的に上昇し、燃料被覆管最高温度（PCT）を上昇させる恐れがある。また、細片化した燃料ペレットが燃料棒外に放出された場合、その放出量によっては、LOCA 時の炉心の冷却性を阻害する恐れがある。

照射した燃料ペレットが LOCA 模擬試験時に割れ、燃料被覆管の膨れ部に移動し、集積する現象は上記指針制定当時の照射した燃料を対象とした LOCA 模擬実験においても観察されていた<sup>(1-5)</sup>。細片化した燃料ペレット片が燃料被覆管膨れ部に集積することによる PCT の上昇の可能性は当時も認識されていたが、解析の保守性により相殺されるとして、LOCA に関する安全評価において考慮されていなかった<sup>(6)</sup>。しかし、燃料の炉内滞在時間の延伸（燃焼度の延伸）に伴い LOCA 条件下で観察される燃料ペレット片の細片化はより著しくなる傾向であり<sup>(4)</sup>、非常に細かく細片化した燃料ペレット片の燃料被覆管膨れ部における高密度な集積や、燃料被覆管の破裂開口部から燃料棒外への放出は、上記指針制定当時の解析において考慮されておらず、従来の解析に基づく判断をそのまま踏襲することはできないと考えられる。

FFRD 現象が LOCA 時の炉心冷却性に及ぼす影響に関しては海外の研究機関等において評価が進められている。仏国電力会社（EDF）は燃料ペレットの細片化が生じる非常に高い燃焼度まで照射された燃料棒は炉心周辺部に配置されることから、当該燃料棒の PCT は被覆管の破裂温度を下回ると評価している<sup>(7)</sup>。米国原子力規制委員会（NRC）は燃料挙動解析コード（FRAPCON 及び FRAPTRAN）とシステム解析コード（TRACE）をカップリングさせ、FFRD 発生時のペレット片の放出量を評価している<sup>(8)</sup>。高燃焼度燃料が低燃焼度燃料に比べ低い出力で使用されるという仮定に依存するものの、この評価結果は放出される燃料片の量が多くないことを示した。NRC はこの評価結果等を基に、現行の燃料設計及び燃料運用の範囲内では FFRD 現象は至急の対応を要するものではないと結論付けている。こ

のように、現行燃料に関して多量の細片化した燃料ペレットの移動や放出は予想されないとの知見があるものの、これらは現行の燃料設計及び燃料運用を前提としており、かつ、簡易的なモデルを用いた評価に基づいている。

従って、従来十分な知見が得られていない LOCA 時の燃料ペレットの細片化の発生条件とその程度、細片化した燃料ペレットの燃料被覆管膨れ部における充填率及び燃料棒外放出量、等のデータ及び知見を取得し、FFRD 現象が LOCA 時の炉心冷却性に及ぼす影響の評価精度の向上を図りつつ、当該影響を評価する必要がある。

ECCS 性能評価指針では燃料被覆管温度と酸化割合の上限の他に、燃料の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることを求めている。

LOCA が収束した後、炉心から燃料が取り出されるまでの期間については具体的に示されたものはなく、ある程度の長期にわたって燃料が炉心にとどまることが予想される。この LOCA 後の炉心の長期冷却期間中においては水力振動や地震、燃料取り扱い、輸送に伴い燃料棒に外力が作用すると考えられ<sup>(5)</sup>、これらの外力作用時にも炉心の冷却可能形状が維持されることを評価する必要がある。特に、東京電力福島第一原子力発電所事故後に多くの余震が発生したことを考慮すれば<sup>(9)</sup>、LOCA 後の炉心冷却性を考える上で地震による外力発生を考慮することは極めて重要である。

このような背景のもと、LOCA 後の炉心冷却性を評価するために、LOCA 条件下の温度・荷重履歴を経験した軽水炉燃料被覆管を対象とした機械強度試験が国内外で実施されてきた<sup>(10-14)</sup>。しかし、いずれの試験も圧縮の静的荷重を負荷する試験であり、圧縮と引張りの繰り返し荷重負荷や荷重振幅の変化等、地震時に燃料棒に負荷されると考えられる荷重条件を適切に模擬できていない。

以上より、本事業では、高燃焼度の軽水炉燃料を対象とした LOCA 模擬試験を実施し、LOCA 時の燃料ペレットの顕著な細片化の発生条件とその程度、細片化した燃料ペレットの燃料被覆管膨れ部における充填率及び燃料棒外放出量、等に係るデータを取得し、FFRD 現象が LOCA 時の炉心冷却性に及ぼす影響を評価する。また、LOCA 時の温度履歴を経験した軽水炉燃料被覆管を対象とした繰り返し荷重を負荷する四点曲げ試験を実施し、LOCA 後の燃料被覆管の曲げ強度に係るデータを取得し、LOCA 後の長期冷却期間中における炉心冷却性を評価する。

## (2) 試験の概要

本事業における LOCA 試験では、FFRD 現象が LOCA 時の炉心冷却性に及ぼす影響を評価するための LOCA 模擬試験及び燃料ペレットの LOCA 時温度変化模擬加熱試験、並びに LOCA 後の長期冷却期間中における炉心冷却性を評価するための繰り返し荷重を負荷する四点曲げ試験を実施する。

原子力機構は非照射水素添加被覆管や照射済燃料被覆管（44-84 GWd/t 燃料被覆管）を対象に、高燃焼度燃料の LOCA 時挙動に関する試験を実施してきた<sup>(14-20)</sup>。これらの試験



で用いた照射後試験施設等の既存施設と技術的経験を本事業においても活用する。

#### (a) LOCA 模擬試験

実機の LOCA 時においては、崩壊熱により燃料棒温度が上昇する。燃料棒温度が上昇して、燃料棒内圧が原子炉内圧に比べ高くなり、かつ燃料被覆管の機械強度が低下すると、燃料被覆管は膨れて破裂する可能性がある。このような LOCA 時の昇温過程において、燃料ペレットが細片化し、細片化した燃料ペレット片が燃料被覆管の膨れ部に集積し、一部が燃料被覆管の破裂開口から燃料棒外に放出される現象が FFRD である。燃料被覆管が膨れて破裂すると、これによって形成した燃料被覆管の破裂開口から水蒸気が燃料棒内部に侵入し、燃料被覆管の内面は酸化する。この内面酸化、すなわち、ジルカロイ-水反応で発生した水素の一部は燃料被覆管に吸収される。燃料集合体では、支持格子により多くの燃料棒と制御棒案内管が束ねられており、これらの相互作用により燃料棒の軸方向の収縮が拘束され、炉心の再冠水に伴う燃料棒の急冷時には熱衝撃だけでなく機械荷重が燃料棒に作用する可能性がある。この再冠水過程の急冷時において、燃料被覆管の LOCA 時の酸化及び水素化による脆化が著しい場合に燃料棒は破断する恐れがある。

このように、LOCA 時に予想される燃料棒が曝される環境及び燃料挙動は複雑であることから、出来るだけ LOCA を模擬した条件で試験を実施し、FFRD 現象が LOCA 時の炉心冷却性に及ぼす影響を評価することが望ましい。従って、被覆管の膨れと破裂、高温水蒸気中での酸化、及び軸方向拘束の一連の LOCA 時燃料挙動を模擬可能な総合的な LOCA 模擬試験を行う。

LOCA 模擬試験には、燃料ペレットを除去しない状態の短尺の照射済燃料棒に不活性ガスを加圧封入し、その被覆管表面に試験中の温度制御及び測定を行うための熱電対を数箇所スポット溶接した試験燃料棒を使用する。不活性ガスを封入するのは、実機の LOCA 時に想定される燃料棒の破裂を模擬するためである。図 2.2.1-1 に LOCA 模擬試験用燃料棒の構造を示す。この試験燃料棒を図 2.2.1-2 に示す実燃料入り LOCA 模擬試験装置の中央部に装荷し、LOCA 時に想定される燃料棒の温度履歴を与える。試験時の昇温過程においては、燃料棒の内圧上昇と被覆管強度の低下によって試験燃料棒が膨れ破裂し、場合によっては膨れに伴うペレットの燃料棒内軸方向再配置や破裂開口部を通した試験燃料棒外へのペレット放出が生じる可能性がある。

本試験においては、図 2.2.1-3(a)及び(b)に示す 2 種類の温度履歴にて試験燃料棒を加熱昇温することとする。細片化したペレットの燃料棒内軸方向再配置挙動や被覆管破裂時の細片化ペレットの燃料棒外移行挙動を評価する場合には燃料棒が破裂するまで昇温させる図 2.2.1-3 (a)の温度履歴を、細片化した燃料ペレットが LOCA 急冷時の燃料棒破断限界に及ぼす影響や、燃料棒破断時の細片化ペレットの放出量を評価する場合には図 2.2.1-3 (b)の温度履歴を用いて試験を実施する計画である。上記 2 種類の温度履歴の試験をそれぞれ破裂試験及び急冷破断試験と呼ぶこととする。

急冷破断試験では破裂の後、試験燃料棒の破裂開口位置及び膨れ破裂による被覆管周長の増加率、すなわち膨れ率に基づき所定の被覆管酸化量に達する条件（等温酸化温度及び時間）を算出し、この等温酸化温度及び時間にて被覆管を高温水蒸気中において酸化させた後、急冷水を下部から注入して試験燃料棒を冠水させ急冷する。この急冷の際に試験燃料棒には熱衝撃が加わるため、被覆管が著しく脆化している場合には燃料棒が破断し、これに伴って内部のペレットが放出される可能性もある。

被覆管の膨れ破裂に伴うペレットの細片化、軸方向移動及び試験燃料棒外放出の各挙動に関するデータ及び知見は試験後分析により取得する。また、急冷時の燃料被覆管の破断の有無から急冷時に破断に至る被覆管酸化量のしきい値に係る情報を得るとともに、破断が生じた場合には、試験後分析により破断時のペレット放出挙動に関するデータ及び知見を取得する。

#### (b) 燃料ペレットの LOCA 時温度変化模擬加熱試験

FFRD の諸現象の内、燃料ペレットの顕著な細片化を生じる燃焼度しきい値はセグメント平均燃焼度で 60–75 GWd/t 程度に存在すると報告されている<sup>(2)</sup>。この燃焼度は、ペレット外周部における高燃焼度組織及び中間部におけるダークゾーンの形成しきい値に近く<sup>(21,22)</sup>、それらの組織中に形成される微小な FP ガス気泡が細片化に影響を及ぼしている可能性がある。従って、燃焼の進展に伴う燃料ペレットの微細組織の変化と燃料ペレット細片化との関係を把握しておくことは、LOCA 時のペレット細片化の機構を知る上で重要と考えられる。

このような観点から、燃料ペレット系方向の様々な領域から採取した燃料ペレット片を対象とした LOCA 時温度変化模擬加熱試験を実施する

燃料ペレットの LOCA 時温度変化模擬加熱試験では、照射済み燃料ペレット片を LOCA 時の燃料棒の温度変化を模擬した条件で、高周波誘導加熱方式により真空中で加熱する。加熱試験中は四重極質量分析計を用いて燃料ペレットの細片化に伴いペレットの結晶粒内ないし粒界から放出されると予想される FP ガスをリアルタイムに連続的に分析する。加熱試験後には燃料ペレット片に対し外観観察、マイクロ組織観察、等を実施する。以上より、LOCA 時の燃料ペレットの顕著な細片化の発生メカニズム等の解明に不可欠な知見を取得する。

#### (c) 四点曲げ試験

LOCA 後の炉心の冷却を長期に渡って維持するためには、長期冷却期間中に発生し得る地震等の外力に耐えられるように燃料被覆管の機械強度を維持することが重要である。上述のように、LOCA 時において燃料被覆管は膨れ破裂、高温水蒸気中での酸化等を経験することから、軸方向に異なる形状及び材料特性の分布を有する。このような LOCA 後の燃料被覆管の機械強度を評価する手法として四点曲げ試験がある。四点曲げ試験では、燃料被覆管試料の支点間に均一な曲げモーメントを加えることで、燃料被覆管試料の軸方向で

最も延性が低下した箇所における機械強度を求めることができる。

以上を踏まえ、LOCA 模擬試験後の燃料被覆管に対する四点曲げ試験を実施する。

四点曲げ試験では、地震時に燃料棒に負荷されると考えられる荷重条件を適切に模擬した繰り返し荷重負荷可能な四点曲げ試験装置を整備し、LOCA 時の膨れ及び破裂、内外面の両面酸化、並びに二次水素化の一連の事象を経た燃料被覆管を対象とした四点曲げ試験を実施する。これにより、LOCA 後の燃料被覆管の機械強度に係るデータを取得し、LOCA 後の長期冷却期間中における炉心冷却性の評価に必要な知見を取得する。

### 2.2.2 RIA 試験

#### (1) 背景と目的

RIA は、原子炉設計時に想定する設計基準事象のひとつであり、制御棒の飛び出したりは落下により原子炉出力が局所的に急上昇し、燃料エンタルピが急激に増大する事故である。燃料エンタルピの増大によって燃料は破損に至る可能性があり、更には、燃料破損に伴い発生する水撃力及び衝撃圧力により炉内構造物や圧力容器が損傷を受ける恐れがあることから、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和 59 年 1 月）において、RIA 時における燃料破損しきい値や、燃料エンタルピの最大値が制限されている。原子力機構の実験炉 NSRR では、RIA 時の出力急上昇を模擬したパルス照射実験により、燃料の破損限界や、燃料破損に伴い発生する水撃力・衝撃圧力の大きさに関するデータが取得され、安全評価指針策定のためのデータベースを提供して来た。

高燃焼度ウラン燃料の RIA については、原子力機構 NSRR 及び仏 CABRI 炉におけるパルス照射試験等の結果を基に、旧原子力安全委員会原子炉安全基準部会報告書「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取り扱いについて」（平成 10 年 4 月）がまとめられた。同報告書では、PWR 燃料についてはナトリウム冷却条件（CABRI 炉）で実施された燃料セグメント燃焼度 64GWd/t の実験、水冷却条件（NSRR）では 50GWd/t の実験、BWR 燃料については水冷却条件（NSRR）の 45GWd/t の実験における結果などにに基づき破損しきい値が決定された。

平成 10 年の破損しきい値決定において、燃料セグメント燃焼度 65GWd/t を超える領域については工学的判断に基づき暫定的な破損しきい値が設定され、この暫定しきい値については、今後の試験の進捗や燃料設計の改良等に応じて見直していくこととされた。また、軽水炉における MOX 燃料利用については、旧原子力安全委員会原子炉安全基準部会報告書「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」（平成 7 年 6 月）により炉心装荷率 1/3 程度までの MOX 燃料では燃料集合体最高燃焼度 45GWd/t まで、また、同「改良型沸騰水型原子炉における混合酸化物燃料の全炉心装荷について」（平成 11 年 6 月）により改良型沸騰水型原子炉（ABWR : Advanced BWR）での全炉心装荷では燃料集合体最高燃焼度 40GWd/t までの範囲で安全評価における指標が検討されたが、これらの報

告書の検討範囲を上回る燃焼度範囲については知見の拡大が求められていた。さらに、民間事業者によって開発が進められ、海外ではその一部が既に実用化されている、改良型燃料では、既存の発電炉のさらなる有効利用及び安全性向上の観点で、合金成分や製造条件を変更して耐食性を向上させた被覆管や、結晶組織を変化させることで FP ガス放出量を低減させた燃料ペレットが採用されている。今後国内においても導入が見込まれるこれら改良型燃料に関しても、現行の燃料に対して加えられた改良が通常運転時の健全性或原子炉の事故時安全性に及ぼす影響など、導入に際しての規制判断を行う上で必要とされるデータの取得及び拡充が求められていた。

これらの状況を受け、平成 18 年から平成 30 年にかけて、欧州で高燃焼度まで照射された改良型ウラン及び MOX 燃料を対象としたパルス照射実験 (NSRR) が行われ、破損限界等に係るデータ及び知見が大幅に拡充された。同試験に供された改良型ウラン及び MOX 燃料の大半については、高い燃焼度にあっても現行 PCMI 破損しきい値を上回る破損限界を示すことが確認された。一方、一部の燃料において、従来知見とは異なる破損挙動が確認されている。第一に、添加物入り BWR 燃料 (ADOPT) ペレットのデータを新たに取得した OS-1 実験で、PCMI 破損が観察され、その破損限界が現行しきい値を下回った。同燃料の被覆管微細組織観察結果より、被覆管金属層中に占める径方向水素化物 (被覆管の径方向に配向・成長したジルコニウム水素化物) の割合が従来取得データに対応する燃料に比して大きく、このような試験前の燃料状態が、低い破損限界の原因の一つになった可能性が指摘された。但し、同燃料のペレットは従来データ取得例の無い ADOPT であり、通常の UO<sub>2</sub> 燃料と組成や微細組織が異なる MOX 燃料では過渡時のスェリング挙動に有意な差が生じるケースがあることは従前から報告・指摘されていることを踏まえれば、被覆管の脆化度合だけでなく、PCMI の駆動力としての燃料ペレット側のスェリングにおいても ADOPT に特有の挙動が生じ、これが破損限界に影響を及ぼした可能性も排除できない。また上述の径方向水素化物の状態についても、照射条件そのものの影響であるのか、あるいは ADOPT に特有の (ベース照射条件下での) 挙動の影響であるのか、明らかとなっていない。現行の PCMI 破損しきい値の安全裕度に関する議論へ OS-1 実験の結果が適切に反映されていく為には、現時点ではデータ・知見が十分でなく、同燃料に関する照射後試験や追試験の実施により、破損限界低下の原因特定を進める必要がある。第二に、M5 被覆高燃焼度 MOX 燃料のデータが初めて取得された CN-1 実験では、PCMI 破損こそ生じなかったものの、試験後の照射後試験で内圧破裂型と目される貫通欠陥の形成が確認された。これは高燃焼度 PWR/BWR 燃料では初めて観測されるタイプの破損形態であったことから、今後の安全評価において PCMI 破損とは別途適切に考慮されるべき要素であり、当該燃料が MOX 燃料であったことの影響、M5 被覆燃料であったことの影響等、破損メカニズムや支配パラメータの解明に向けデータ・知見の取得が必要である。

以上より、本事業で行う RIA 試験では、高燃焼度の添加物燃料及び MOX 燃料を主たる対象として、燃料棒の破損が生じる燃料エンタルピ (破損しきい値)、パルス照射による FP

ガス放出、燃料棒破損が生じた場合の燃料微粒子化や機械的エネルギー発生量など、事故時の影響評価に必要、且つ、上記の従来知見とは異なる燃料破損挙動の原因特定に資するデータ及び知見を取得する。

## (2) 試験の概要

高燃焼度まで照射されたウラン及び MOX 燃料を対象に、RIA 時に燃料が経験する急激な核加熱を模擬するための試験を NSRR において実施する。入手した燃料を原子力機構燃料試験施設のホットセルで短尺の試験燃料棒に加工し、NSRR パルス照射試験前の状態を調べるためのパルス前試験を実施した後、NSRR 施設に輸送する。試験燃料棒の構造を図 2.2.2-1 に示す。室温大気圧試験用燃料棒は全長約 300mm、燃料スタック長約 110mm で、高温高圧試験用燃料棒は全長約 120mm、燃料スタック長約 50mm の寸法である。両燃料棒ともエンドピークを抑える目的で燃料スタックの両端にハフニウム (Hf) ディスクを配置し、新品の端栓を装着した構造となっている。

NSRR 施設に輸送した試験燃料棒を実験カプセルに封入してパルス照射試験を実施する。実験カプセルの構造を図 2.2.2-2 に示す。本事業では、室温大気圧用及び高温高圧用の二種類のカプセルを用いる。両カプセル共、内容器と外容器から構成される二重カプセル型の構造であるが、高温高圧用カプセルには、内容器の安全性確保のため制限内圧を超えた場合の圧力逃がし用として圧力抑制用タンクが設けられている。

試験燃料棒を封入した実験カプセルを NSRR の炉心中央部の実験孔に装荷してパルス照射する。パルス照射試験では、RIA 時の出力暴走を模擬した条件での燃料の過渡挙動を被覆管外面温度、被覆管変形量、燃料棒内圧等の測定により把握する。また、パルス照射試験後の燃料棒に対して、燃料試験施設にて照射後試験を実施する。この試験によって、燃料棒の破損が生じる燃料エンタルピー (破損しきい値)、パルス照射による FP ガス放出量、燃料棒破損が生じた場合の燃料微粒子化挙動や機械的エネルギー発生量など、事故の影響評価に必要なデータを取得する。NSRR 施設で行う作業の流れを図 2.2.2-3 に示す。

NSRR において実施する試験に加えて、RIA 時に被覆管に作用する応力状態を忠実に模擬し、被覆管の変形及び破損挙動に関するデータを取得するための機械特性試験を実施する。RIA の早期に被覆管に作用する力は主としてペレットの熱膨張によるが、被覆管に発生する周方向と軸方向の応力比はペレットと被覆管の固着状態に依存して変化する。また、燃料棒の内圧を駆動力とする場合には、ペレットの熱膨張による場合と周方向と軸方向の応力比が異なる。これらの条件を模擬するため、被覆管に周方向応力と軸方向応力を独立に与えることができる多軸応力負荷試験機を用いて機械特性試験を実施する。なお、本試験では非照射材料を対象とする。

### 2.2.3 高温試験

#### (1) 背景と目的、検討の概要

設計基準事故を超えるような条件に原子炉施設が至るような場合、規制側としては現在設計基準 LOCA 時の炉心冷却性維持を目的とした基準に基づき炉心の著しい損傷の開始と拡大防止策の有効性を判断しているが、このような判断基準の妥当性については検討の余地がある。検討に当たっては、実際に炉心の著しい損傷が起こる条件の評価が必要であり、これに向け、上記の基準を超えるような高温条件での燃料損傷挙動について知見を取得、拡充する必要がある。

LOCA 基準として定められている 1200°Cを超える、いわゆるシビアアクシデントの領域における燃料挙動に関して、これまでに分離効果試験や集合体を用いた熔融試験等がなされているが、それら研究の多くは燃料熔融後の事象やソースターム評価に着目したものであり、1200°Cから熔融開始までの温度領域における燃料損傷挙動に関する研究は相対的に少なく、またその多くは燃料挙動の評価技術へ取り込まれていない。1200°Cを超えて被覆管の融点に至る温度領域における燃料棒の損傷挙動評価手法を高度化することは事故時の炉心損傷状態の把握にも繋がり、それらの知見はアクシデントマネジメントの有効性評価に反映できる他、例えば炉心損傷のモニタリングにおける核分裂生成ガス測定データのより有効な活用に結びつく可能性もある。そこで、本研究では、燃料の損傷程度の観点からこれまでの知見を整理して、高温条件模擬試験による知見拡充を念頭に、試験条件について検討する。

### 2.2.4 改良型燃料被覆管の照射成長試験

#### (1) 背景と目的

軽水炉燃料の安全性をより高めるために被覆管の外表面腐食量や水素吸収量を抑える目的で、従来と異なる組成を有する改良型燃料被覆管合金の開発が進められてきている。

燃料被覆管の主成分であるジルコニウムは高速中性子の照射を受けることによって変形を生じる。この変形は、ジルコニウムの結晶格子(六方晶)の  $a$  軸方向に伸び、 $c$  軸方向に縮むものであり、実際に使用されている燃料被覆管は通常  $c$  軸が肉厚方向を向く金属組織を有することから、高速中性子の照射によって燃料被覆管には軸方向の伸びが発生する。この現象を照射成長と呼ぶ。高燃焼度まで照射された燃料棒で 0.1~1%の照射成長が観測されている<sup>7)</sup>ことから、高燃焼度まで燃料を使用する際には無視できない伸び量となる。但し、燃料集合体の設計においては通常この伸びが集合体の健全性に影響を及ぼさないよう考慮されている。

燃料被覆管の照射成長は、被覆管の金属組織や製造条件、照射条件、合金成分等の影響を受けることが知られている<sup>8)</sup>。今後導入が見込まれる改良型燃料被覆管合金は従来の燃料被覆管材料と組成や製造条件が異なることから、これらの改良合金のみで構成された燃料集合体またはこれらの改良合金と従来合金が混在して構成されるような燃料集合体においては、その使用中の照射成長に伴う変形挙動が従来合金のみを用いたものと異なる可能性がある。従って、このような改良合金を使用した燃料集合体に係る事業者からの申請に備え、試験炉

を用いた照射試験により改良合金の照射成長に関するデータを取得することとする。

具体的には、改良合金を含む種々の PWR 燃料被覆管合金を長期間にわたって PWR 冷却水条件下で照射し、軸方向の伸びを直接比較することによって、高速中性子の照射による影響だけでなく、合金成分や高燃焼度で顕著となる腐食や水素吸収等が照射成長に及ぼす影響を把握する。

## (2) 試験の概要

高燃焼度化に伴う軽水炉燃料被覆管の外表面腐食量や水素吸収量を抑えるために開発された改良型被覆管合金の中で、近い将来国内の発電炉に導入される可能性の高いものについて入手し、試験に供した。また、PWR と異なる型式の発電炉で使用実績があり上記の改良合金と成分が似ている合金、ならびに製造条件の異なる被覆管についても試験に供し、上記の改良合金の結果と比較することにより、合金成分や被覆管の加工及び熱処理条件等が照射成長挙動に及ぼす影響を把握する。さらに、高燃焼度領域では燃料被覆管の水素吸収量が増加することから、この水素吸収が照射成長に及ぼす影響を評価するため、一部の材料について水素を吸収させたものを作製し試験に供した。

改良型燃料被覆管の照射成長試験は、ノルウェー・エネルギー技術研究所 (IFE) が所有するハルデン炉を利用して実施した。ハルデン炉での照射は、試験片を装荷した専用の照射試験容器 (照射リグ) を炉内に配置して実施した。照射容器は、水質を調整した PWR の冷却水条件を模擬するための高温高圧水ループに接続され、照射中の試験片の温度等は、高温高圧水ループの運転条件や試験片の配置位置等により調整した。

所定の照射期間毎に試験片を炉から取出し中間検査として、外観観察、試験片伸び量測定及び重量測定を実施した。また、所定の照射期間満了後には、照射後試験施設にて試験片の非破壊試験及び破壊試験を実施する計画であり、これまでに試験片外観観察、伸び量測定、重量測定及び一部の試験片について断面金相観察等を実施した。

試験の概要を図 2.2.4-1 に示す。

表 2.2-1 燃料破損に関する規制高度化研究の全体スケジュール

令和年度 項目	1	2	3	4	5
LOCA 時燃料破 損が炉心冷却性 に与える影響	LOCA 試験装置セル内設置		LOCA 試験		総合評価
	ペレット加熱試験				
	被覆管曲げ疲労試験				
	解析評価				
RIA 時燃料破損 が炉心安全性に 与える影響	RIA 試験実施				総合評価
	被覆管機械特性試験				
	解析評価				
事故時の燃料損 傷状態変化	文献調査、試験条件検討		燃料照射試験、照射後試験		総合評価
			解析評価		
燃料材料用改良 合金の照射成長 挙動に及ぼす合 金組成の影響	試験片輸送	照射後試験			総合評価
	▼	総合評価			



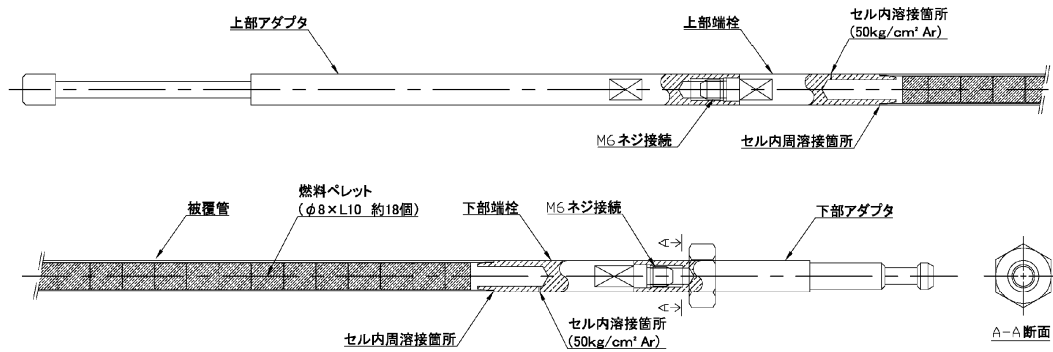


図 2.2.1-1 LOCA 模擬試験用燃料棒の構造図

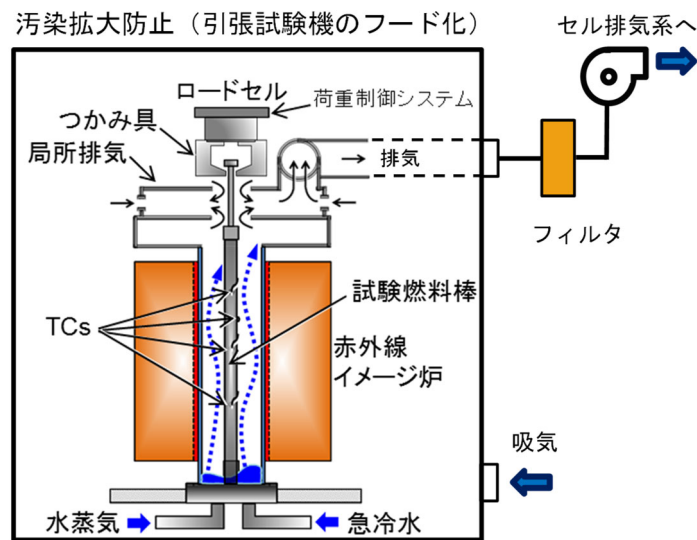
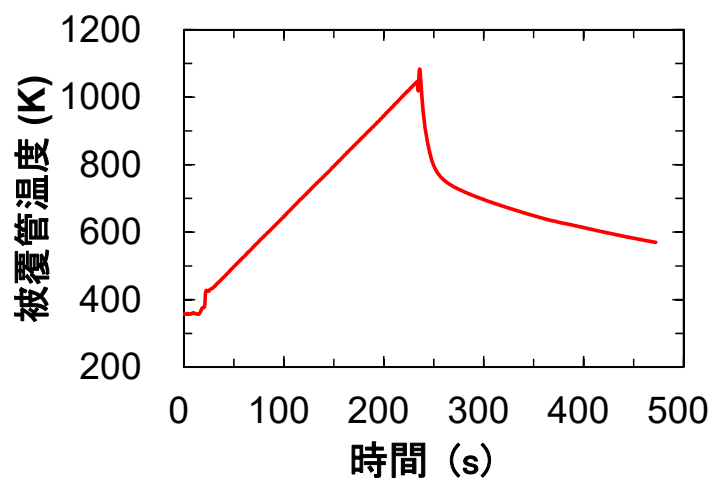
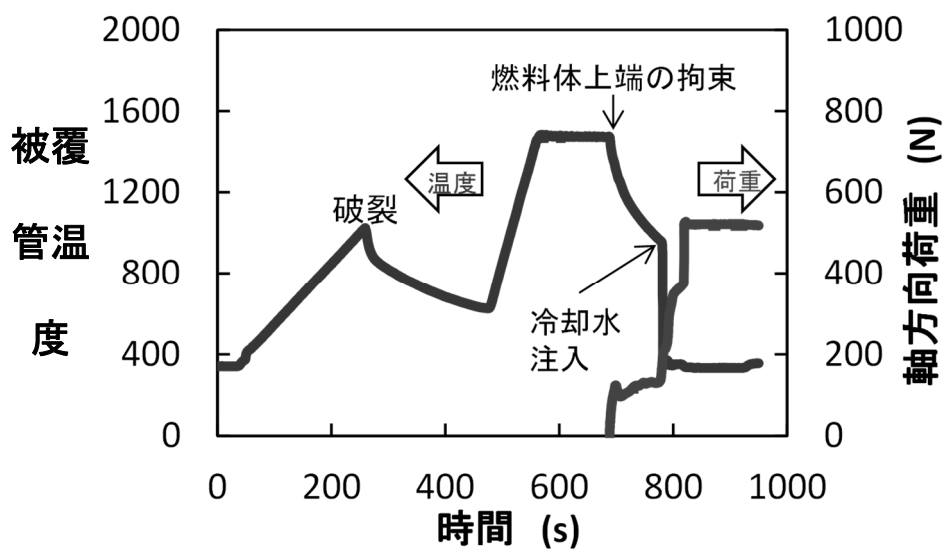


図 2.2.1-2 LOCA 模擬試験装置の概略図

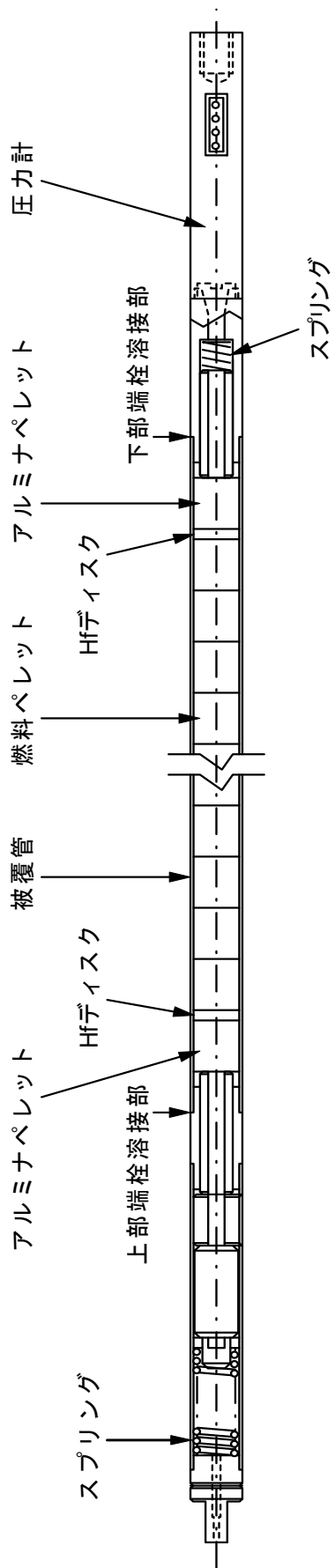


(a) 破裂試験

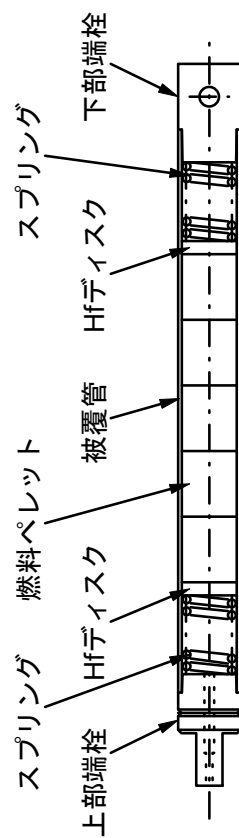


(b) 急冷破断試験

図 2.2.1-3 LOCA 模擬試験時の燃料被覆管温度と荷重履歴の例

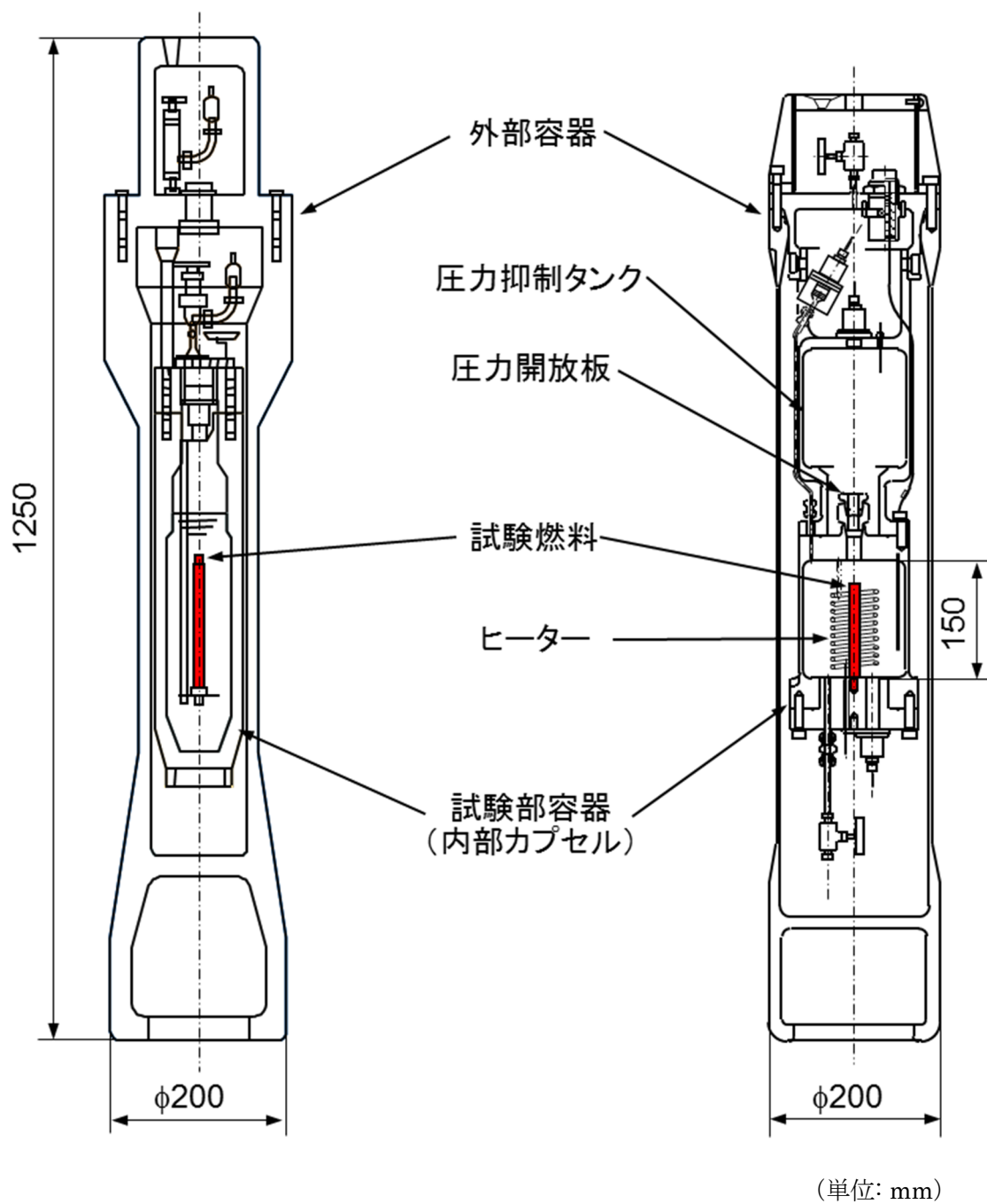


(1) 室温大気圧試験用燃料棒



(2) 高温高圧試験用燃料棒

図 2.2.2-1 NSRR 試験用燃料棒の概略構造



(1) 室温大気圧カプセル

(2) 高温高圧カプセル

図 2.2.2-2 RIA 試験用の実験カプセルの概要

- ① 燃料試験施設より試験燃料棒の搬入
- ② セミホットケーブルにて輸送容器から試験燃料棒の取出し
- ③ セミホットセルにて試験燃料棒への計装取付
- ④ セミホットケーブルにて試験燃料棒のカプセルへの装荷
- ⑤ カプセル装荷装置へのカプセル収納
- ⑥ カプセル装荷装置によりカプセルをNSRR炉心内へ移動・装荷
- ⑦
- ⑧ パルス照射
- ⑨ カプセル装荷装置によりカプセルをNSRR炉心内より取出し、セミホットケーブルへ移動
- ⑩ セミホットケーブルにて内部カプセルの取出し
- ⑪ 燃料試験施設へ内部カプセルの搬出
- ⑫

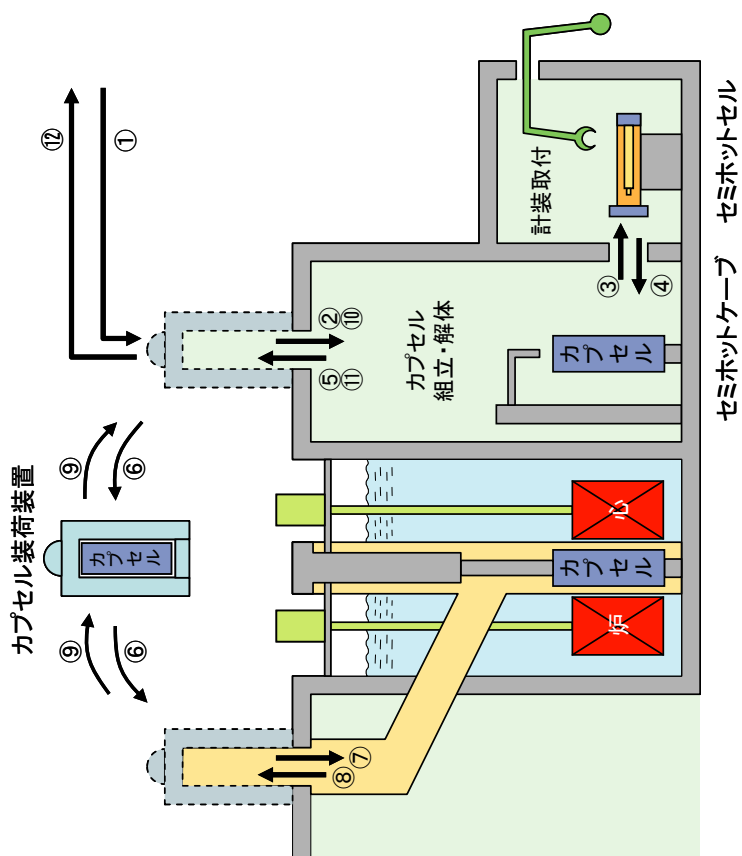


図 2.2.2.3 RIA 試験における NSRR 施設での試験燃料棒と実験カプセル取扱いの流れ

➤ 供試材

- 改良型燃料被覆管合金及び比較用合金
- 試験片長さ: 50、100mmの2種類

➤ 照射条件

- 照射温度: 240、300、320°C (目標)
- 照射環境: 高温高压水中(PWR模擬)

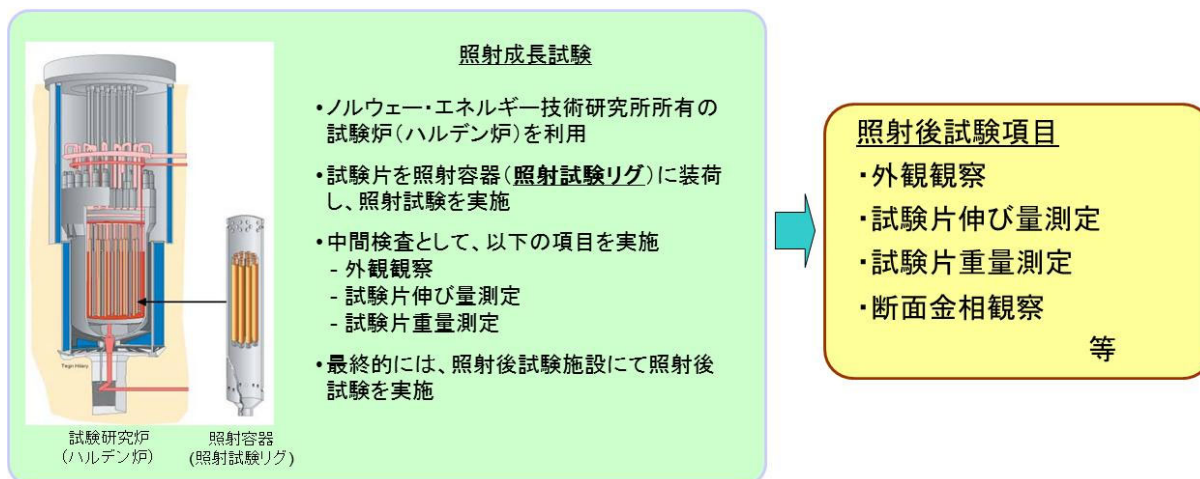


図 2.2.4-1 改良合金被覆管の照射成長試験の概要

### 3 章 令和元年度燃料破損に関する規制高度化研究事業の概要

#### 3.1 LOCA 試験

燃料ペレットを除去しない状態の高燃焼度試験燃料棒を対象とする LOCA 模擬試験装置をホットセルに設置した。また、高燃焼度燃料ペレットを LOCA 時に想定される燃料温度まで加熱する試験等を実施し、LOCA 時のペレット性状変化挙動に関するデータを取得した。LOCA 後の炉心冷却性の評価に関して、LOCA 時の温度履歴を経験した燃料被覆管に対し、地震時に燃料棒に加わる荷重を適切に模擬し、繰り返し荷重負荷可能な曲げ試験装置を整備した。

#### 3.2 RIA 試験

- (1) 前事業で実施した RIA 実験 OS-1(ADOPT 燃料、Zry-2 被覆)との対照試験として、通常燃料を用いた高燃焼度燃料(Zry-2 被覆)を対象に、原子力機構が保有する NSRR を使用して RIA 試験 OS-2 を実施した。
- (2) 前事業で RIA 試験を実施した燃料に対して、原子力機構の燃料試験施設等を利用した試験及び分析を継続して行い、RIA 試験前後の燃料の状態に関するデータを取得した。RIA 試験後の燃料に関して取得したデータから RIA 後の被覆管破損形態、被覆管に析出した水素化物状態等に関する知見を取得した。また、RIA 実験 OS-2 の採取元の高燃焼度燃料について、受入時の燃料状態を調べる試験検査を実施した。
- (3) RIA 時に膨張したペレットから被覆管が受ける応力状態を適切に模擬できる多軸応力負荷試験装置を用いて非照射被覆管を対象とした機械特性試験を実施し、応力の多軸性、被覆管の製造条件、水素吸収等が高燃焼度燃料の破損に及ぼす影響に関するデータを取得した。

#### 3.3 高温試験

現行 LOCA 基準の 1200℃を超える温度領域で想定される燃料状態に係る知見の調査に基づき、高温条件を模擬するための試験条件を検討するとともに、高温条件での燃料損傷挙動に係る知見取得に必要な機器等を整備した。また、被覆管の高温酸化試験の一環として、水蒸気の供給開始タイミングをパラメータとした試験を実施し、昇温時の環境が高温酸化特性に与える影響を評価した。

#### 3.4 改良型燃料被覆管の照射成長試験

改良型原子燃料に用いられる被覆管合金から調製した試験片を対象とした照射に伴う伸びデータ等を取得することを目的にノルウェー・エネルギー技術研究所が保有する試験研究炉（ハルデン炉）を用いた照射試験を実施してきた。平成 22 年度に、試験準備、照射容器(照射リグ)の設計および製作、照射容器を接続する高温高圧水ループの改造を実施、平

成 23 年度から照射試験を開始し、試験炉の定期シャットダウン時期に合わせて試験片の中間検査を実施した。平成 30 年 6 月末のハルデン炉廃炉決定に伴い照射試験は昨年度の第 12 照射サイクル（平成 30 年 2 月まで）で終了し、一部の試験片について照射後試験を実施した。今年度は、ノルウェー・ハルデン炉での照射成長試験を完了した試験片について、同施設から日本原子力研究開発機構（原子力機構）のホット施設への輸送等を実施した。



## 4 章 令和元年度燃料破損に関する規制高度化研究事業の実施内容

### 4.1 燃料検査

平成 22 年度に輸送した燃料の仕様、燃焼度等の概要を表 4.1-1 に示す。なお、燃料はセグメント毎に AP2-1 から AP2-24 と呼ぶ。

#### 4.1.1 燃料セグメントに対する非破壊試験

本年度は、スウェーデン・オスカーシャム炉（BWR）で照射された  $\text{UO}_2$  燃料セグメント AP2-24 について検査を実施した。また、フランス・グラブリン炉（PWR）で照射された  $\text{UO}_2$  燃料セグメント AP2-11 についてレファレンス試験である金相試験（詳細については 4.2 に記載）を実施し、得られた酸化膜厚さを用いて酸化膜厚さの補正を実施した。

##### (1) 燃料セグメントの外観写真

燃料セグメント AP2-24 の外観写真を図 4.1.1-1 に示す。上下端に見える白い印は方位を示すマーキングである。下部側に酸化膜が剥がれたと思われる部分が観察された。その部分の拡大写真を図 4.1.1-2 に示す。図 4.1.1-2(1)はビューカメラで観察した結果で、(2)はペリスコープで観察した結果である。図 4.1.1-2(2)によると、表面の酸化膜と思われる層が剥がれた痕のような特異部が観察された。また、一部黒い線が観察され、これが亀裂である可能性を考慮し、(5) 酸化膜厚さ測定については、この特異部の Top 側（Top 側から約 397 mm の位置）を切断後に Top 側のセグメントの一部で実施した。

##### (2) 燃料セグメントの X 線透過写真

燃料セグメント AP2-24 の X 線透過写真を図 4.1.1-4 に示す。RIA 実験燃料棒採取位置において問題となり得る有害な欠陥等は見られなかった。ペレットの境界部分（214, 234, 315 mm の位置）に隙間が確認された。

##### (3) 燃料セグメントの $\gamma$ スキャン

燃料セグメント AP2-24 の軸方向  $\gamma$  線強度分布をそれぞれ図 4.1.1-5 に示す。採取位置に応じた燃焼度の分布が反映されており、若干の勾配が見られる。

##### (4) 燃料セグメントの寸法測定

燃料セグメント AP2-24 の寸法測定結果を図 4.1.1-6 に示す。実験において問題となり得る有害な欠陥等は見られなかった。

##### (5) 燃料セグメントの酸化膜厚さ測定

燃料セグメント AP2-24 について、渦電流により測定した軸方向酸化膜厚さ分布を図 4.1.1-7 に示す。0°、90°、180°方位及び 270°方位について、軸方向の連続測定を上部側

及び下部側から各 2 回行った。Top 側あるいは Bottom 側への酸化膜厚さの大きな偏りは確認されなかった。今回取得した酸化膜厚さの絶対値については、今後レファレンス試料の金相観察から得られる酸化膜厚さの値により補正する必要がある。

AP2-11 燃料セグメントについて、2 方位 ( $0^{\circ}$ 及び  $180^{\circ}$ ) 及び軸方向位置 5 点での渦電流測定結果を平成 24 年度報告書に掲載した。今年度レファレンス試験である金相試験から得た酸化膜厚さで補正を行ったためその結果を図 4.1.1-8 に示す

表 4.1-1 試験対象燃料一覧 (平成 22 年度輸送分)

燃料 セグメント 番号	燃焼度*1 (GWd/t)	燃料名	燃料 タイプ	照射炉	燃料棒 番号	試験採取位置 (下から .mm)	被覆管								ベレット				試験項目																				
							材質 (-)	外径 (mm)	内径 (mm)	肉厚 (mm)	高さ (mm)	外径 (mm)	ディ シ ュ	チャ ン フ ァ	理論 密度 (%TD)	U235 濃縮度 (%)	Pu/Pu 富化度 (HM%)	添加物																					
AP2-1	73	パンデロス 燃料	PWR 17x17 UO <sub>2</sub>	Vandell-2	EH48-A08	S2 (691-1141)	9.5	8.36	0.57	9.83	8.19	有	有	96.0	4.9	-		予備																					
AP2-2	81				EH48-Q12	S4 (1807-2257)													96.0	4.9	-	LOCA試験																	
AP2-3	81					S5 (2257-2707)																	RIA試験																
AP2-4	77				EH48-L17	S4 (1807-2258)													96.0	4.9	-	予備																	
AP2-5	78					S5 (2258-2708)																		RIA試験															
AP2-6	78				EH48-H01	S4 (1810-2259)																			96.0	4.9	-	予備											
AP2-7	78					S5 (2259-2709)																							RIA試験										
AP2-8	80				EH48-Q08	S3 (1249-1699)																								96.4	4.9	-	LOCA試験						
AP2-9	80					S5 (2293-2743)																												RIA試験					
AP2-10	84				FXOGAI-A16	S3 (1230-1680)																													96.4	4.9	-	LOCA試験	
AP2-11	84					S6 (2769.7-3219.7)																																	RIA試験
AP2-12	87					S3 (1279-1579)																																	
AP2-13	68				リングハルス 燃料	3-2 (2100-2550)																																	
AP2-14	68	3-3 (2550-3000)	RIA試験																																				
AP2-15	64	シノン燃料		S4 (1749-2200)	95.0	0.253	7.2/4.7	RIA試験																															
AP2-16	63			S3 (1218-1592)					FGD試験*2																														
AP2-17	47	ライプシュ タット燃料		EA (699-900)						96.7	4.93	-	予備																										
AP2-18	49			F (702-1150)										RIA試験																									
AP2-19	91	ライプシュ タット燃料		D (1309-1759)											95.8	4.46	-	RIA試験																					
AP2-20	85			J/A (2372-2822)															LOCA試験																				
AP2-21	73	オスカーシ ム燃料		KA (3051-3501)																97.4	4.1	-	LOCA試験																
AP2-22	63			I (439-889)																				FGD試験*2															
AP2-23	64	オスカーシ ム燃料		2 (1345-1795)																					96	3.5	-	予備											
AP2-24	61			I (440-880)																									予備										

\*1: セグメント平均燃焼度

\*2: RIA条件下でのFPPガス動的放出挙動試験

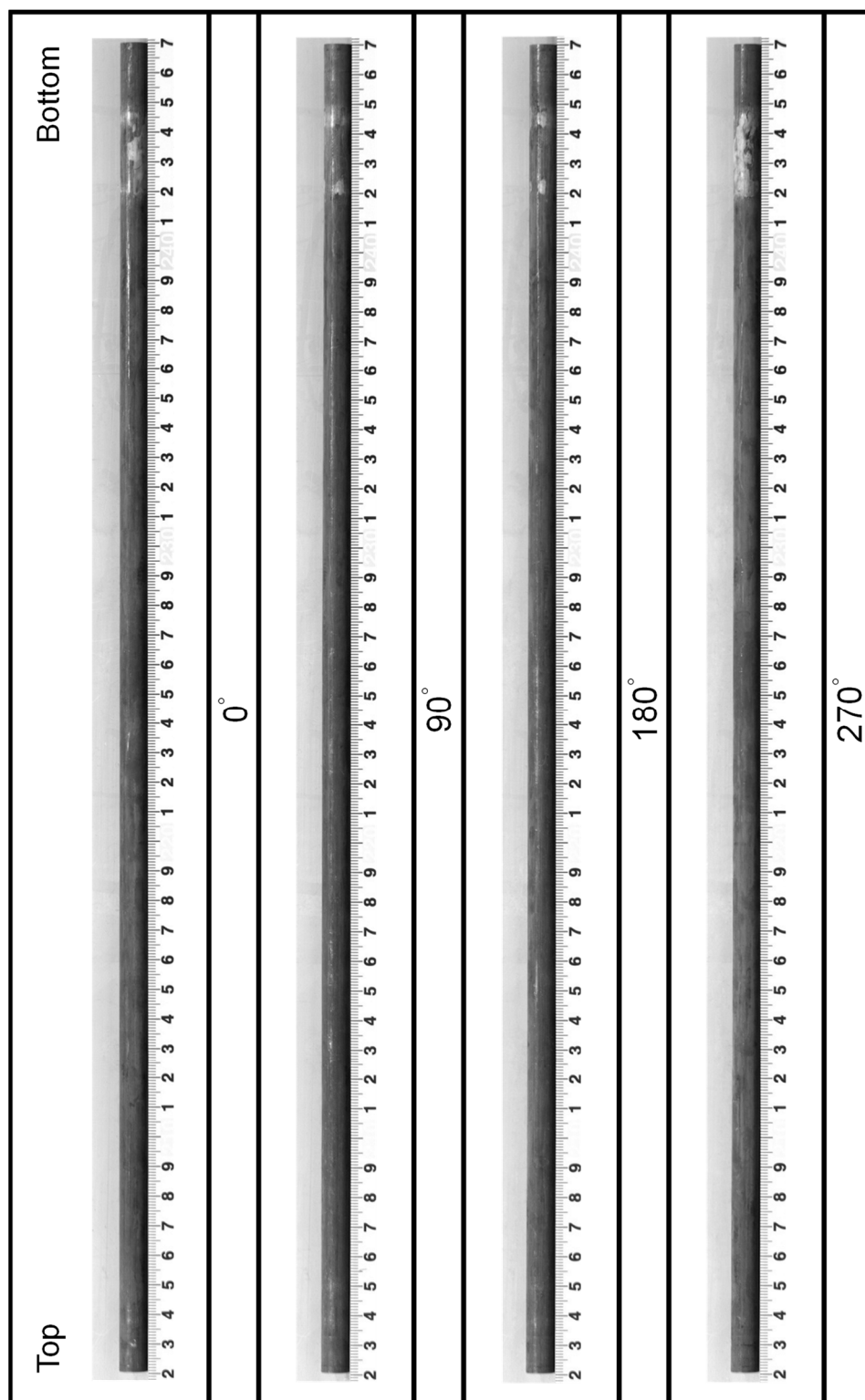


図 4.1.1-1 AP2-24 燃料セグメントの外観

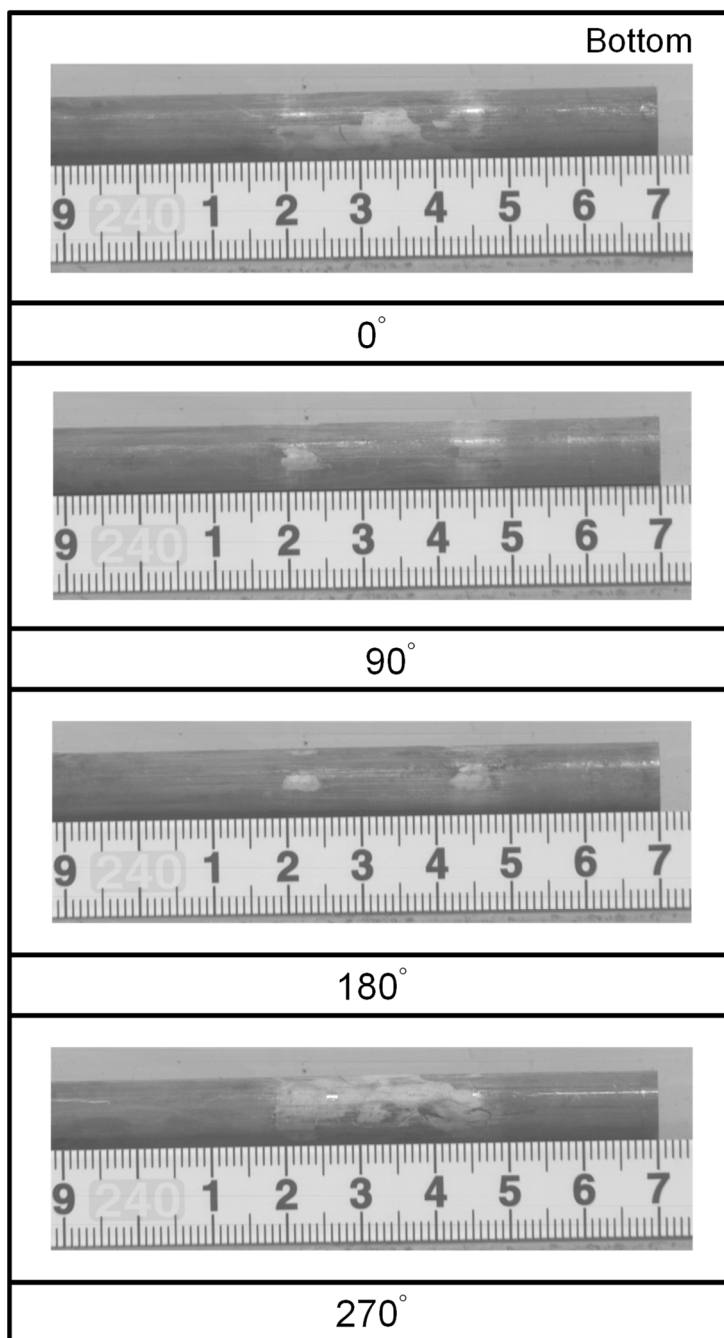


図 4.1.1-2(1) AP2-24 燃料セグメントの特異部拡大

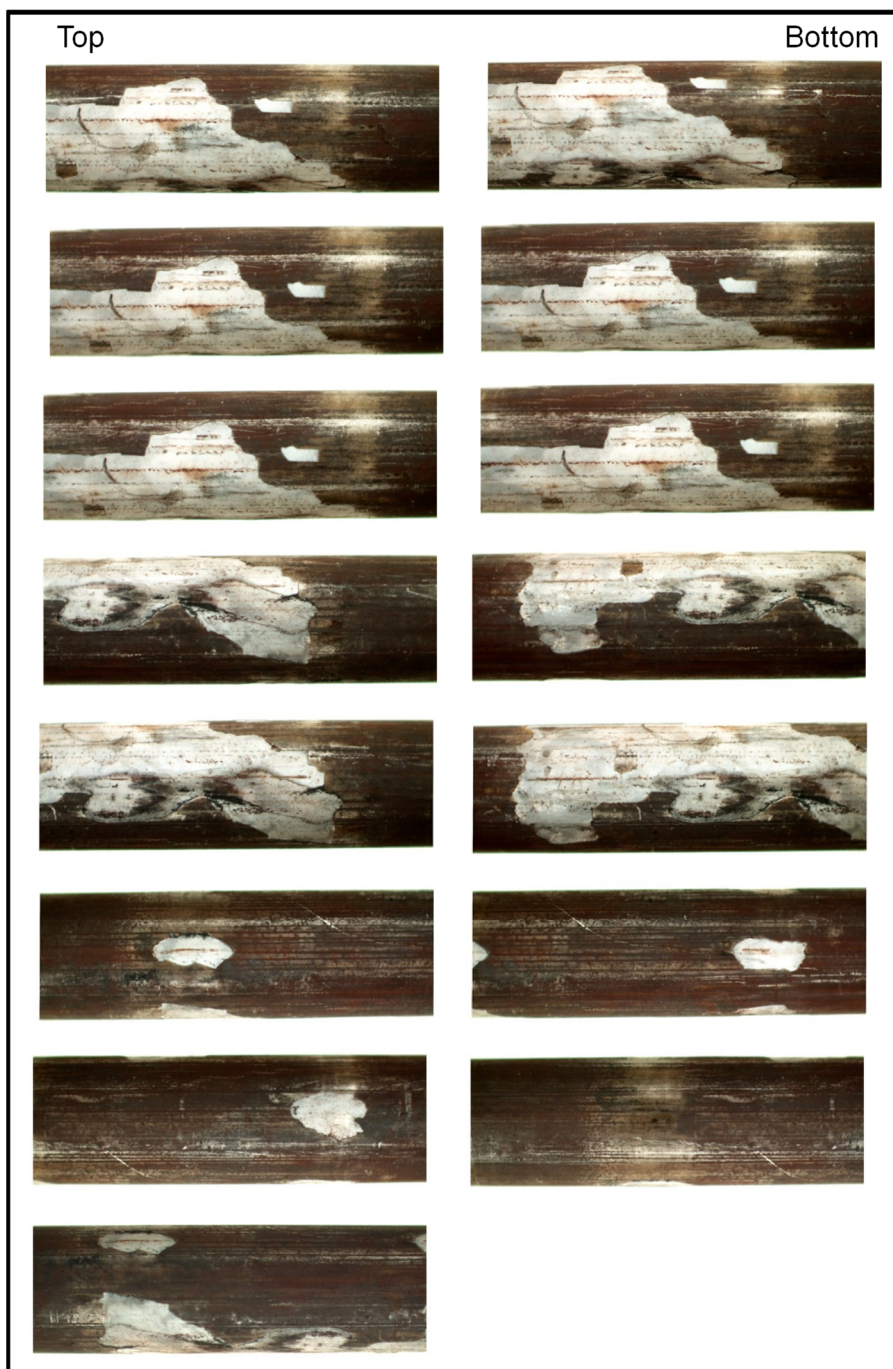


図 4.1.1-2(2) AP2-24 燃料セグメントの特異部拡大

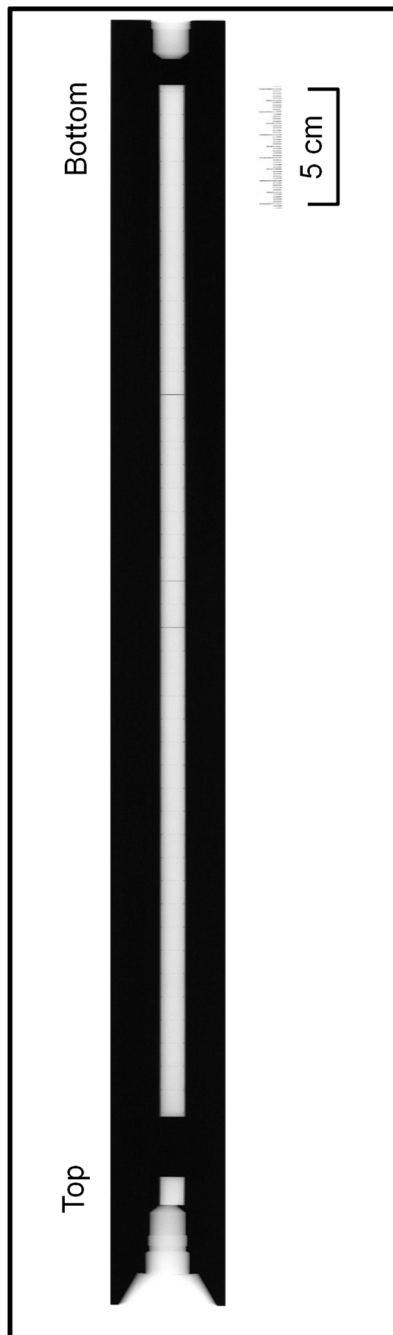
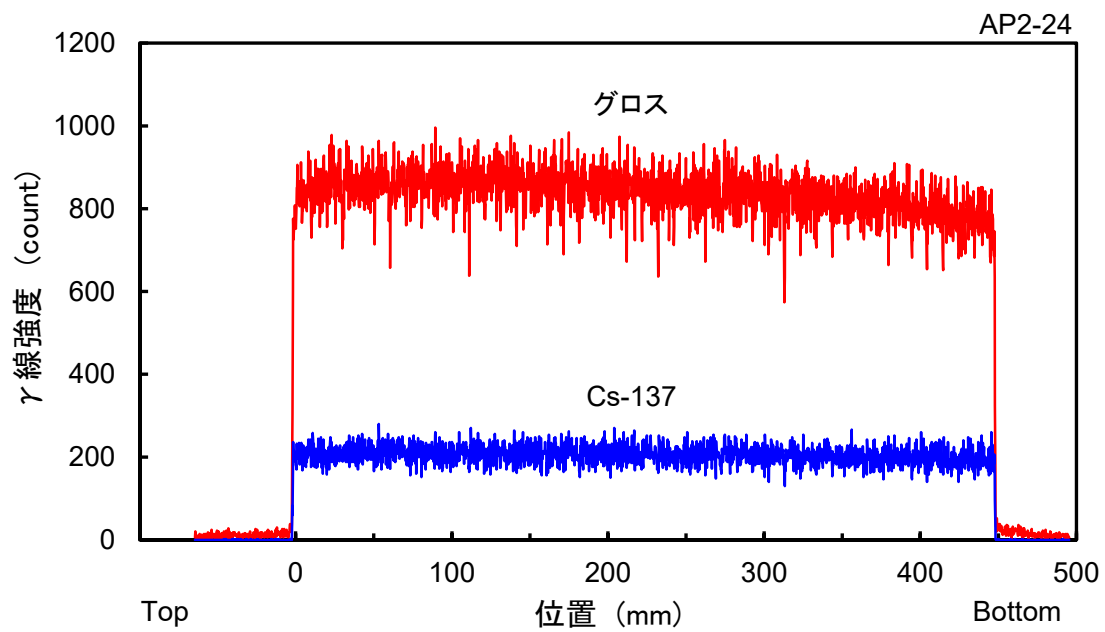


図 4.1.1-4 AP2-24 燃料セグメントの X 線透過写真

図 4.1.1-5 AP2-24 燃料セグメントの  $\gamma$  線強度分布



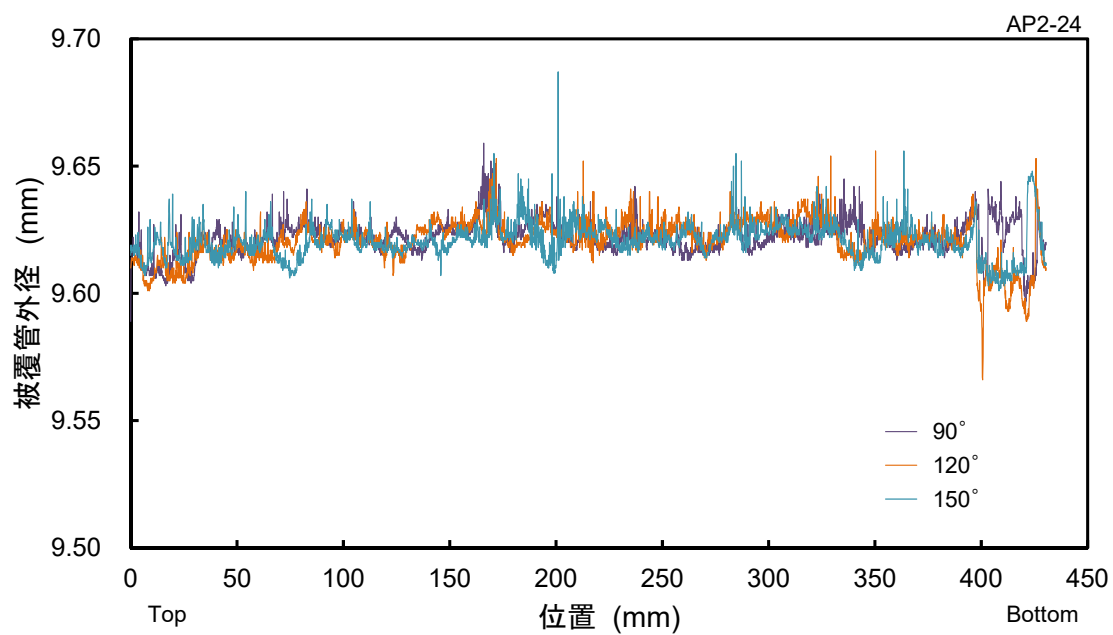
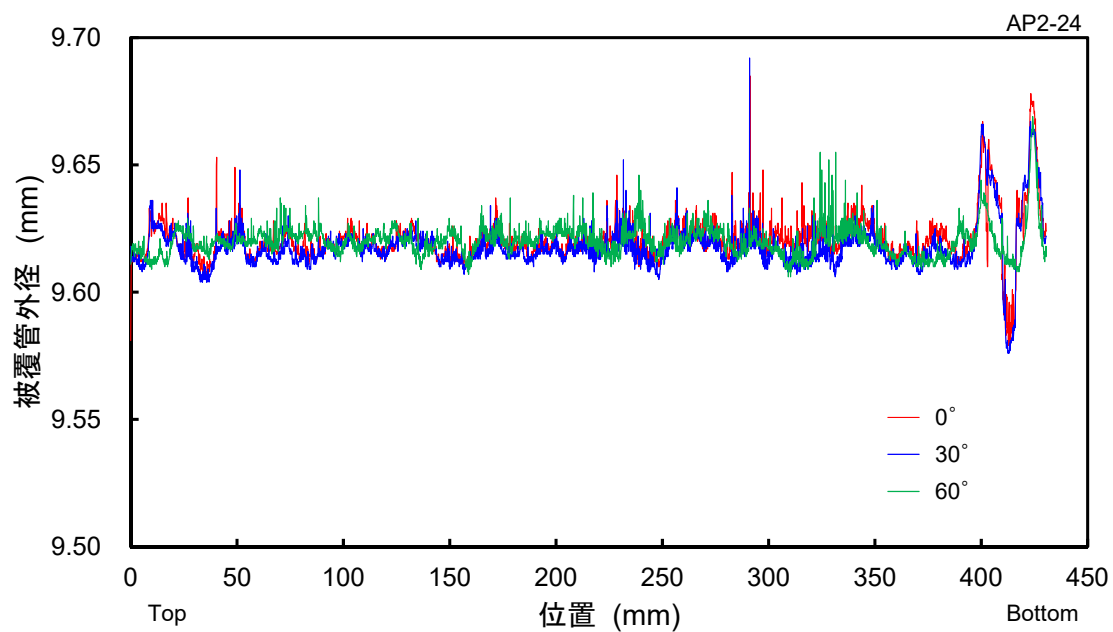


図 4.1.1-6 AP2-24 燃料セグメントの寸法測定結果

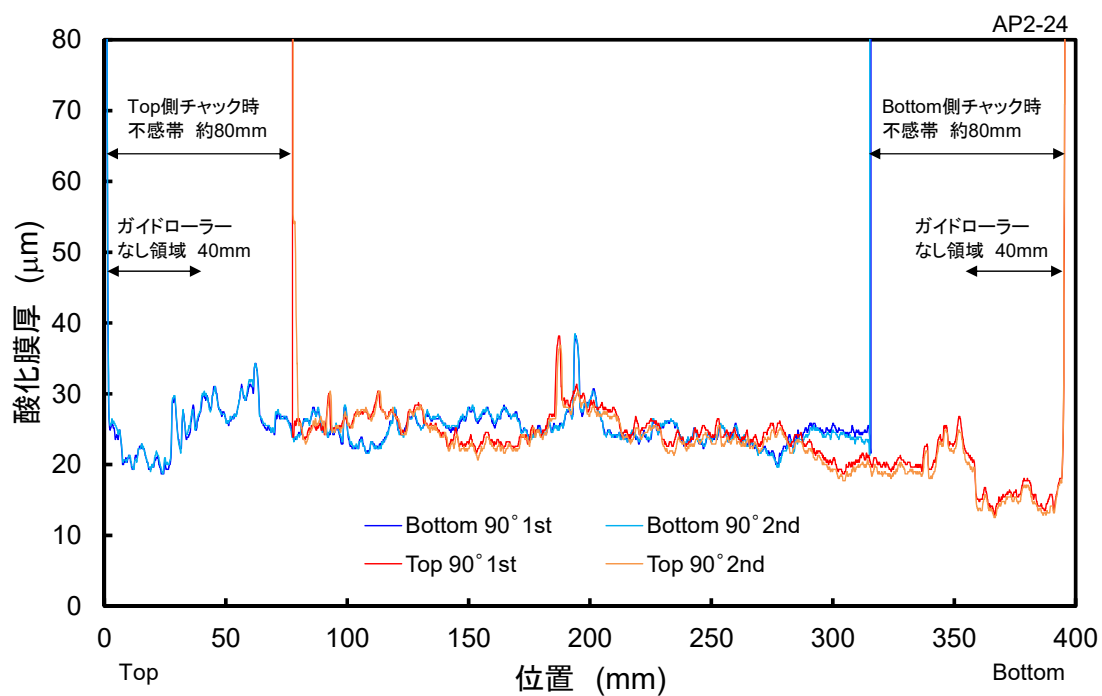
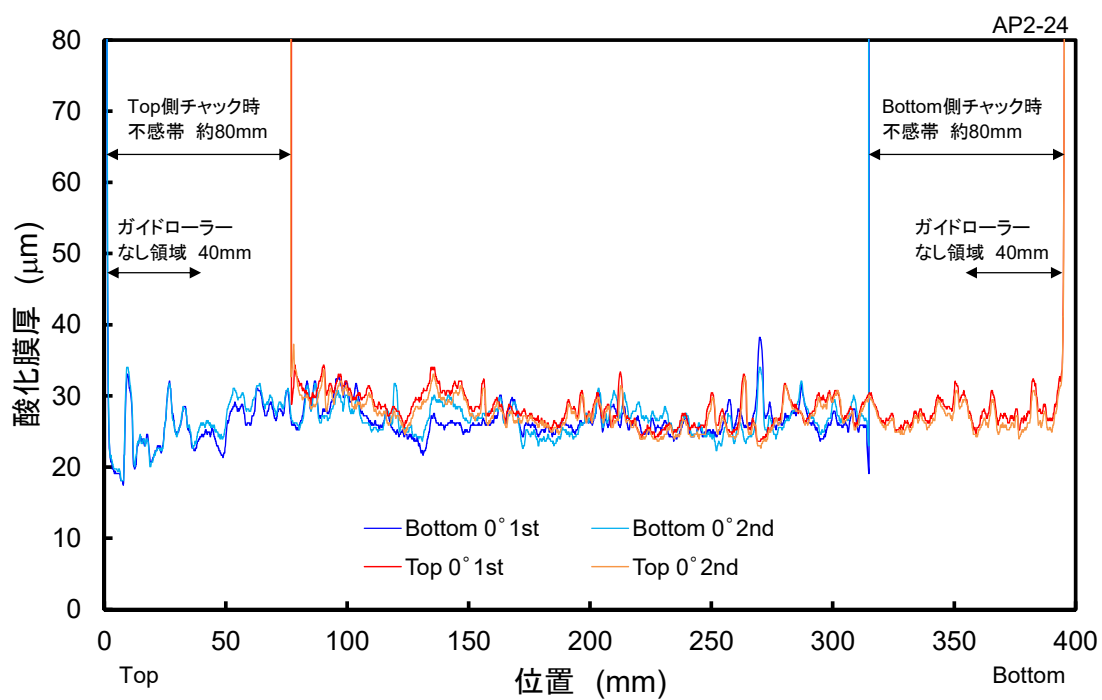


図 4.1.1-7(1) AP2-24 燃料セグメントの被覆管外面酸化膜厚さ分布

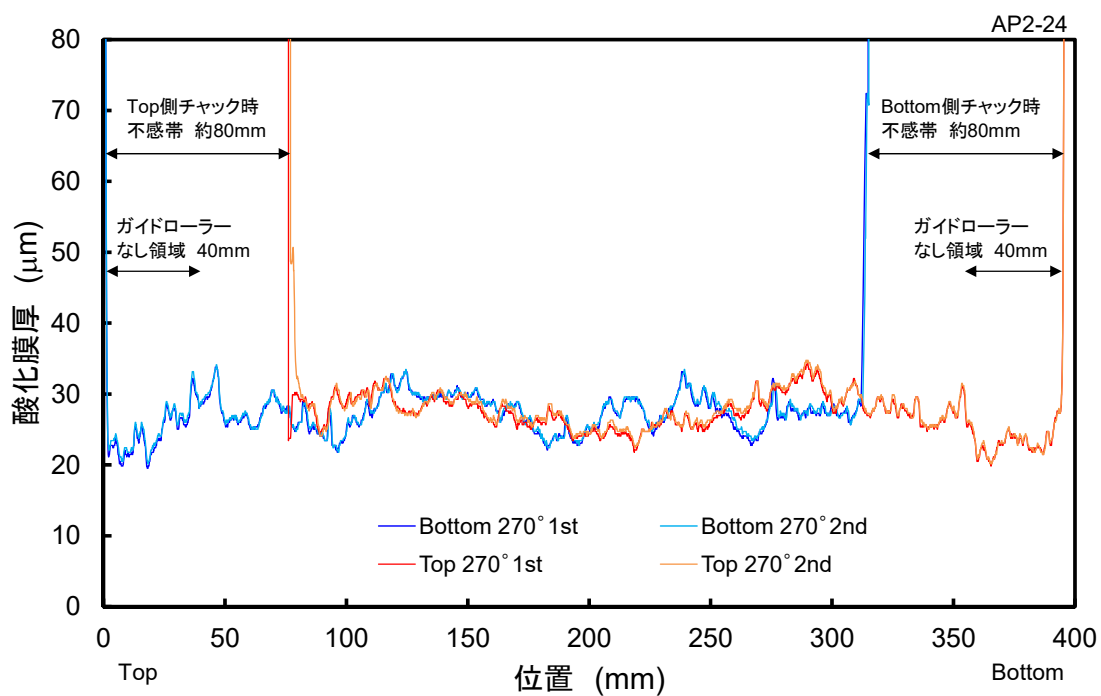
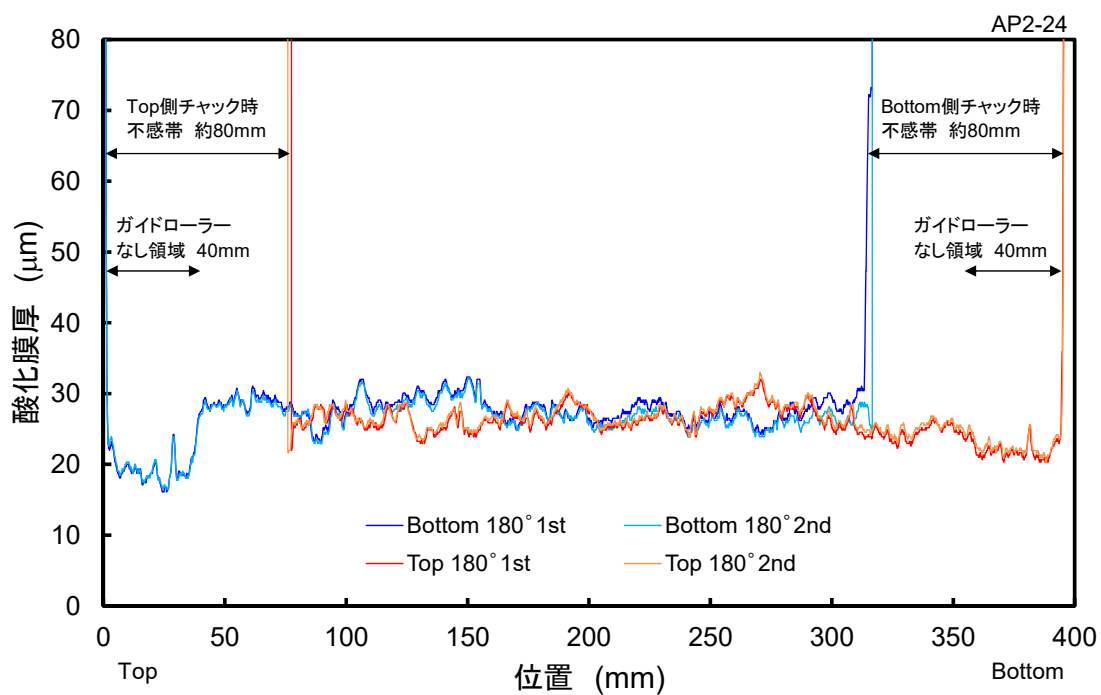


図 4.1.1-7(2) AP2-24 燃料セグメントの被覆管外面酸化膜厚さ分布

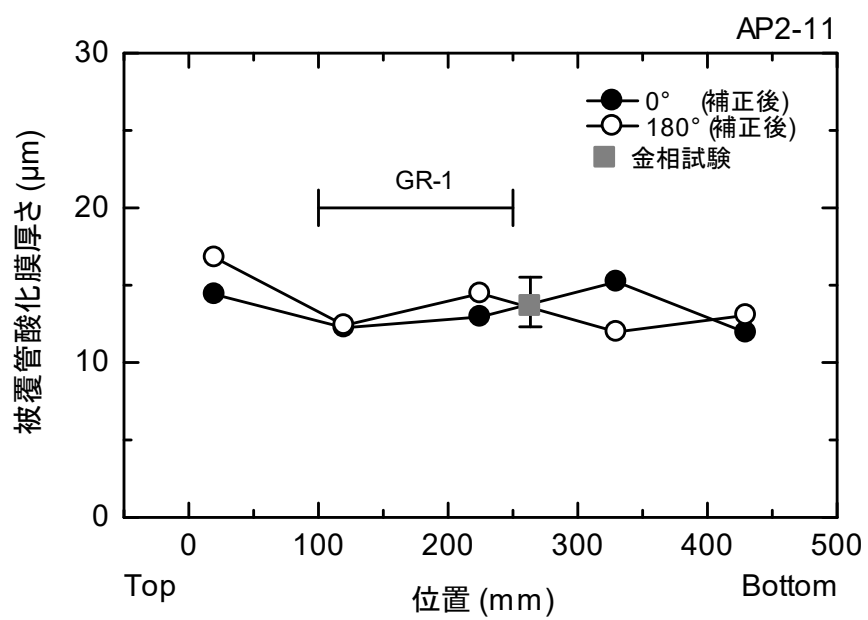


図 4.1.1-8 AP2-11 燃料セグメントの被覆管外面酸化膜厚さ分布

## 4.2 レファレンス試験

RIA 及び LOCA 試験に供する燃料の試験前の状態を把握するため、各燃料セグメントから採取したレファレンス試料に対する試験を実施した。燃料セグメント AP2-1、AP2-11、AP2-18 及び AP2-24 に関する試料採取計画を図 4.2-1 に示す。

### (1) 被覆管水素分析

#### (a) AP2-1 に対する分析

燃料セグメント AP2-1 に対して、図 4.2-1(1)の HA1、HA2、HA3 及び HA4 の位置から軸方向に約 1 mm の被覆管試料を採取し水素濃度を測定した。それぞれの評価結果は表 4.2-1(1)の通りである。

#### (b) AP2-18 及び AP2-24 に対する分析

燃料セグメント AP2-18、AP2-24 に対して、図 4.2-1(2)に示した位置で軸方向に約 1 mm の被覆管試料を 2 か所で採取し水素濃度を測定した。AP2-24 に関しては試料を 4 分割に切断後、各々の試料の水素濃度を測定した。酸化膜と母材を合わせた水素濃度(すなわち従来と同じ定義の値)の結果を表 4.2-1(2)に示す。AP2-24 に関しては試料を順に周方向へ 4 分割に切断後の試料の水素濃度及びそれら試料の水素濃度を用いて計算した平均水素濃度を示している。

なお、以上の測定は高温抽出法により行ったが、加熱にあたっては、まず表 4.2-1 に記載されている 1 段階目温度で一定時間保持し、次に約 2000°C を保持するという温度履歴とした。これは、酸化膜中に含まれる水素の放出が母材からの放出よりも低い温度で開始することを利用し、酸化膜と母材のそれぞれについて水素濃度を評価することを意図したためである。

水素濃度は PCMI 破損限界の支配パラメータと考えられており、最近 JAEA において実施した系統的な整理<sup>(1)</sup>においても、試験燃料棒採取位置近傍から採取された被覆管試料の水素濃度データに基づき破損しきい値関数を定義している。但しこれらの評価はいずれも周方向平均値であり、水素濃度の周方向の偏りは考慮されていない。低破損限界が確認された OS-1 燃料(AP2-22 試料)については既に周方向平均値が評価済ではあるが、同一集合体で照射された AP2-24 試料において有意な偏りが見られたことから、今後改めて周方向濃度分布を評価することが望ましい。

### (2) 金相試験

燃料セグメント AP2-11、AP2-18 及び AP2-24 から図 4.1-1(2)に示した MC の位置から試料を採取した輪切り金相試料に対して断面観察を実施した。ペレット及び被覆管についてエッチング前後の観察を行った。それぞれの結果に対する図番は以下の通りである。

図 4.2.2-1 (1)(2)(3)(4): AP2-11 MC ペレットエッチング前

図 4.2.2-2 (1)(2)(3)(4): AP2-11 MC ペレットエッチング後

図 4.2.2-3 (1)(2)(3)(4): AP2-11 MC 燃料被覆管エッチング前

図 4.2.2-4 (1)(2)(3)(4): AP2-11 MC 燃料被覆管エッチング後

図 4.2.3-1 (1)(2)(3)(4): AP2-18 MC ペレットエッチング前

図 4.2.3-2 (1)(2)(3)(4): AP2-18 MC ペレットエッチング後

図 4.2.3-3 (1)(2)(3)(4): AP2-18 MC 燃料被覆管エッチング前

図 4.2.3-4 (1)(2)(3)(4): AP2-18 MC 燃料被覆管エッチング後

図 4.2.4-1 (1)(2)(3)(4): AP2-24 MC ペレットエッチング前

図 4.2.4-2 (1)(2)(3)(4): AP2-24 MC ペレットエッチング後

図 4.2.4-3 (1)(2)(3)(4): AP2-24 MC 燃料被覆管エッチング前

図 4.2.4-4 (1)(2)(3)(4): AP2-24 MC 燃料被覆管エッチング後

図 4.2.2-3、図 4.2.3-3、図 4.2.4-3 の Photo 3-1-1、3-2-1、3-3-1、3-4-1 に示すエッチング前の断面写真から、AP2-11、AP2-18 及び AP2-24 の MC 位置の周方向平均酸化膜厚さをそれぞれ約 13.7 (12.3-13.9)  $\mu\text{m}$ 、約 15.7 (11.5-21.9)  $\mu\text{m}$  及び約 27.2 (24.4-28.8)  $\mu\text{m}$  と評価した。

AP2-11 の燃料被覆管においては、同じく再結晶焼鈍材で水素吸収量も同程度であったリングハルス燃料被覆管と同様に、主に周方向に配向した水素化物が観察された。他には、図 4.2.2-4 の Photo 4-3-3、4-5-2 及び 4-5-3 にみられるように内面側に径方向に配向した水素化物や Photo 4-6-1 にみられるように肉厚中央部に径方向に配向した水素化物が観察された。これら水素化物は、PCMI によって被覆管に生じる周応力に垂直なため破損限界低下の原因になる可能性も考えられるが、AP2-11 から採取した GR-1 実験燃料棒は RIA 実験で破損していない。

AP2-18 の燃料被覆管においては、低い水素濃度 (53 ppm、今年度測定) を反映し、水素化物が少ない傾向であった。このセグメント燃料から採取した LS-4 実験燃料棒は RIA 実験 LS-4 で破損しておらず、今回観察された疎な水素化物分布と整合している。

AP2-24 の燃料被覆管においては、同じオスカーシャム炉で照射された AP2-22 と同様に、周方向及び径方向に配向した水素化物の両方観察された (図 4.2.4-4)。特に Photo2-2 でみられるように、90° 付近では、顕著な径方向配向が観察されたため、広い角度範囲で詳細に観察した (図 4.2.4-4(4))。80° 及び 120° 付近で、径方向に配向した水素化物が外面から繋がり、内面に向かい伸びている様子が観察された。

表 4.2-1(1) 被覆管水素分析結果 (AP2-1 燃料セグメント)

試料名	HA1	HA2	HA3	HA4
試料重量(mg)	112.7	93.1	124.3	103.2
1 段階目温度(°C)	680			
水素濃度(ppm)	158.6	152.1	135.1	136.6
酸化膜中水素量(μg)	3.874	3.172	3.605	2.836
母材中水素量(μg)	14.000	10.988	13.188	11.262

表 4.2-1(2) 被覆管水素分析結果 (AP2-18 及び AP2-24 燃料セグメント)

項 目 \ AP2-18	HA1	HA2
試料重量(mg)	111.0	107.3
1 段階目温度(°C)	700	
水素濃度(ppm)	56.6	49.1
酸化膜中水素量 ( $\mu$ g)	1.495	1.117
母材中水素量( $\mu$ g)	4.788	4.152

項 目 \ AP2-24	HA1-1	HA1-2	HA1-3	HA1-4	HA1
試料重量(mg)	34.2	35.1	30.6	31.5	131.4
1 段階目温度(°C)	800				
水素濃度(ppm)	350	340	313.2	340.7	336.5
酸化膜中水素量 ( $\mu$ g)	4.154	2.468	2.59	3.14	12.36
母材中水素量( $\mu$ g)	7.816	9.466	6.994	7.588	31.864

項 目 \ AP2-24	HA2-1	HA2-3	HA2-3	HA2-4	HA2
試料重量(mg)	31.2	28.8	31	29.6	120.6
1 段階目温度(°C)	800				
水素濃度(ppm)	273.7	170.9	327.4	173.1	238.3
酸化膜中水素量 ( $\mu$ g)	2.177	1.249	2.49	1.1721.	7.08
母材中水素量( $\mu$ g)	6.363	3.673	7.660	3.959	21.655



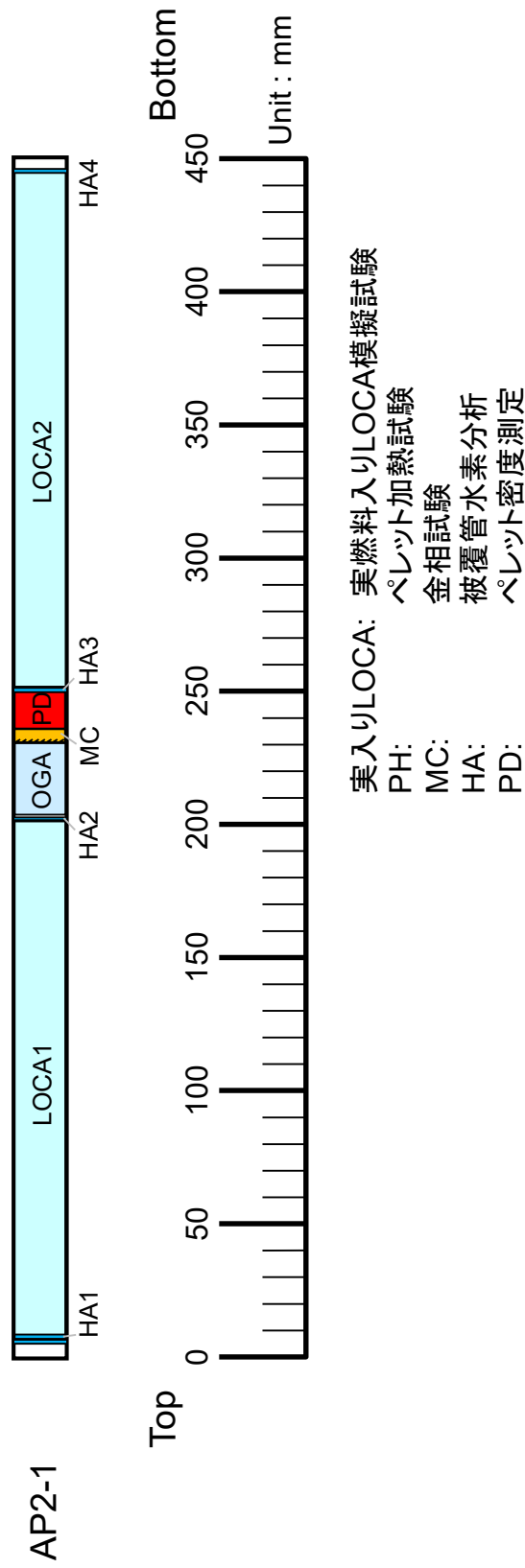


図 4-2-1(1) 燃料セグメント AP2-1 に関する試料採取計画

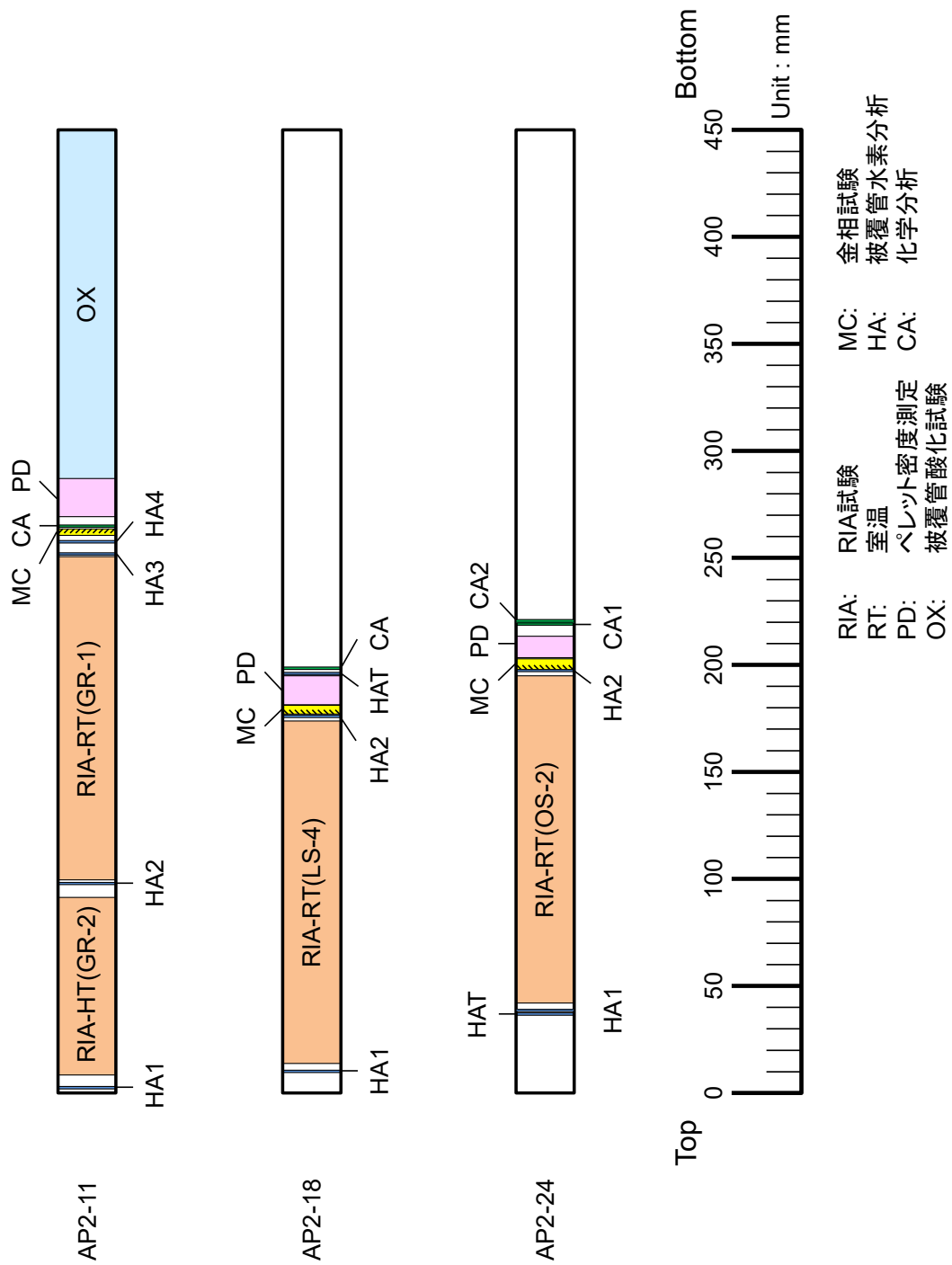


図 4-2-1(2) 燃料セグメント AP2-11、AP2-18 及び AP2-24 に関する試料採取計画

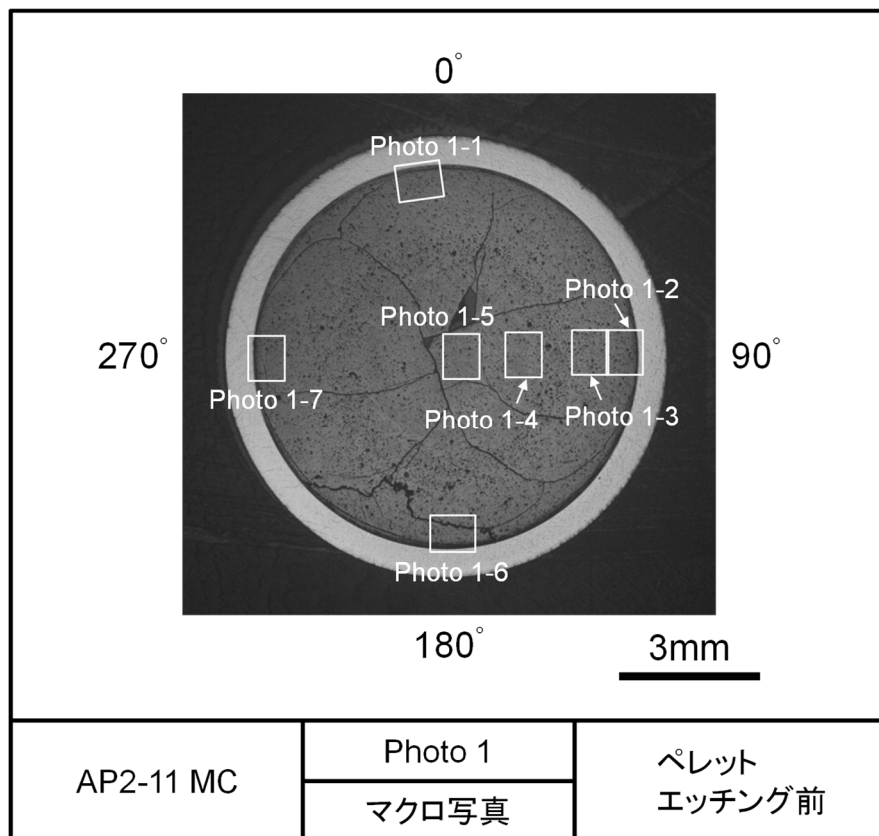


図 4.2.2-1(1) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング前, AP2-11 MC)

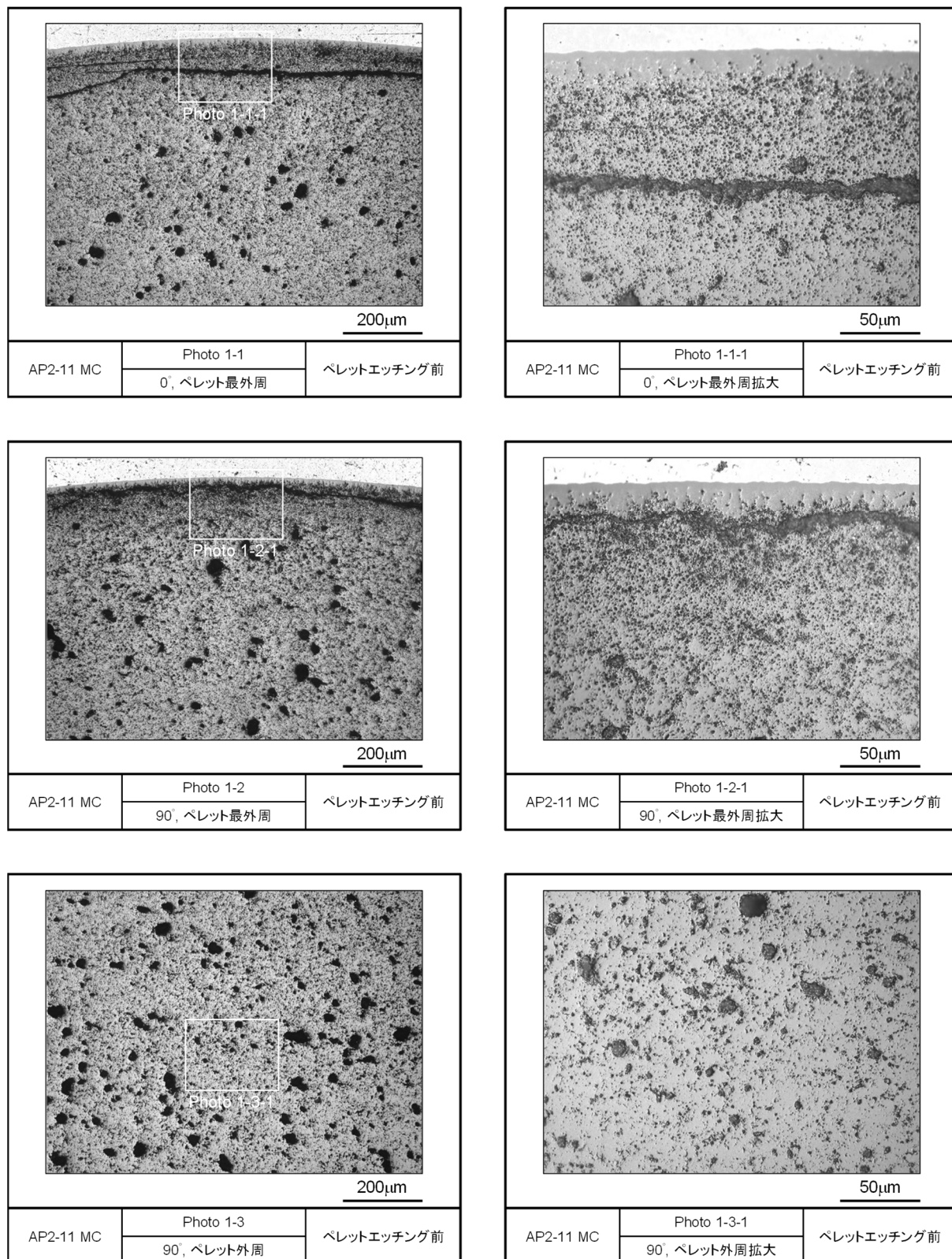


図 4.2.2-1(2) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング前, AP2-11 MC)

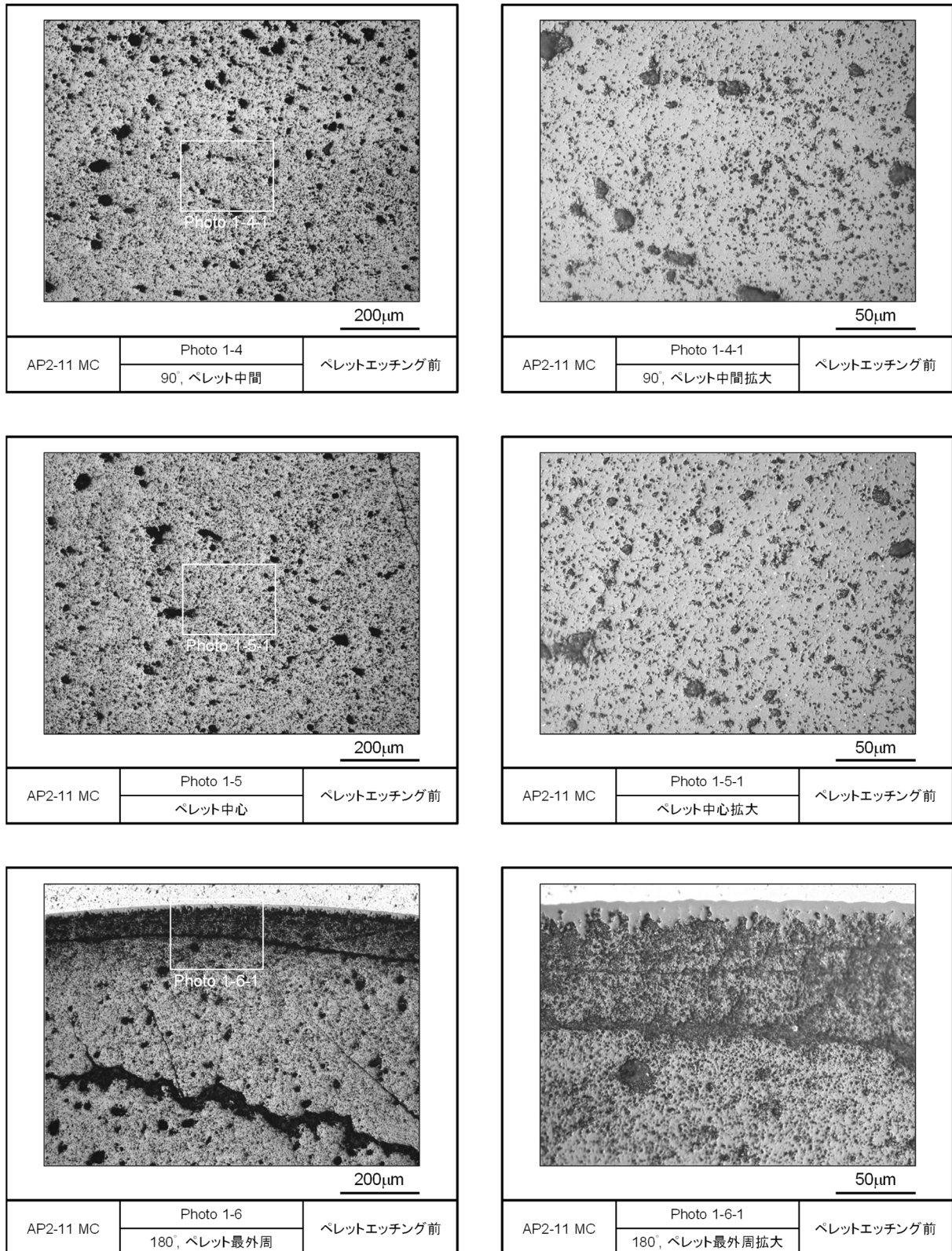


図 4.2.2-1(3) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング前, AP2-11 MC)

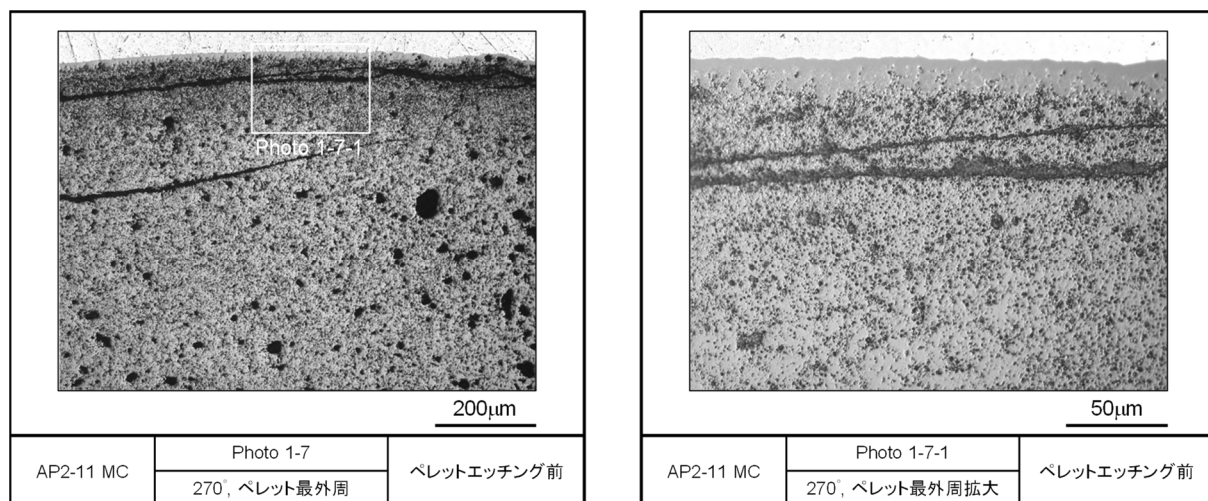


図 4.2.2-1(4) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング前, AP2-11 MC)

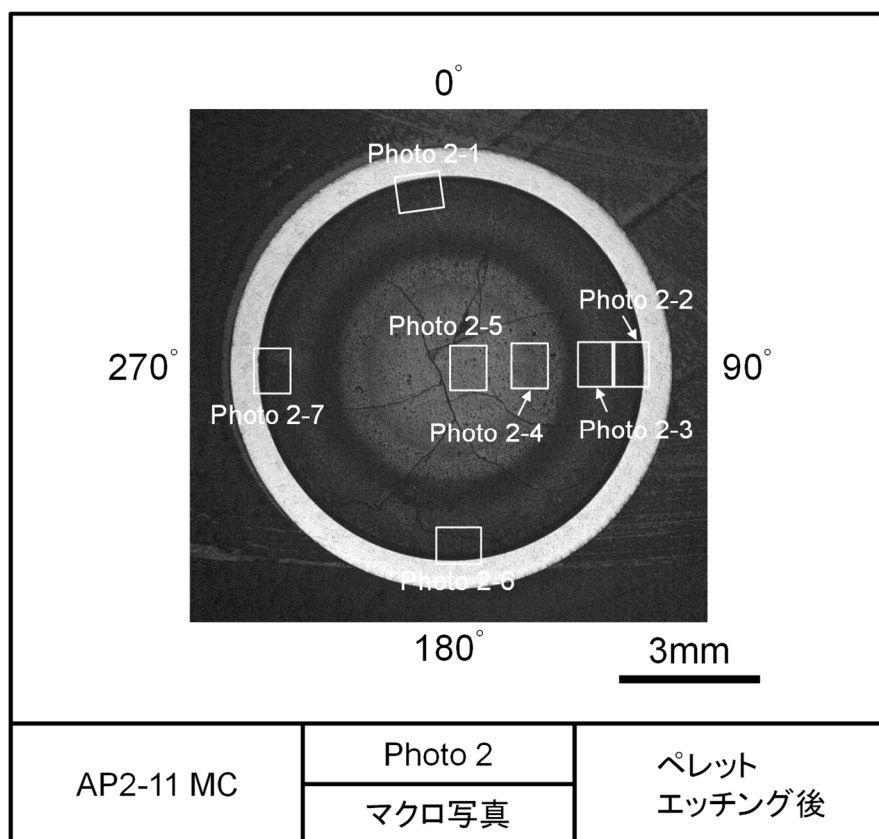


図 4.2.2-2(1) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング後, AP2-11 MC)

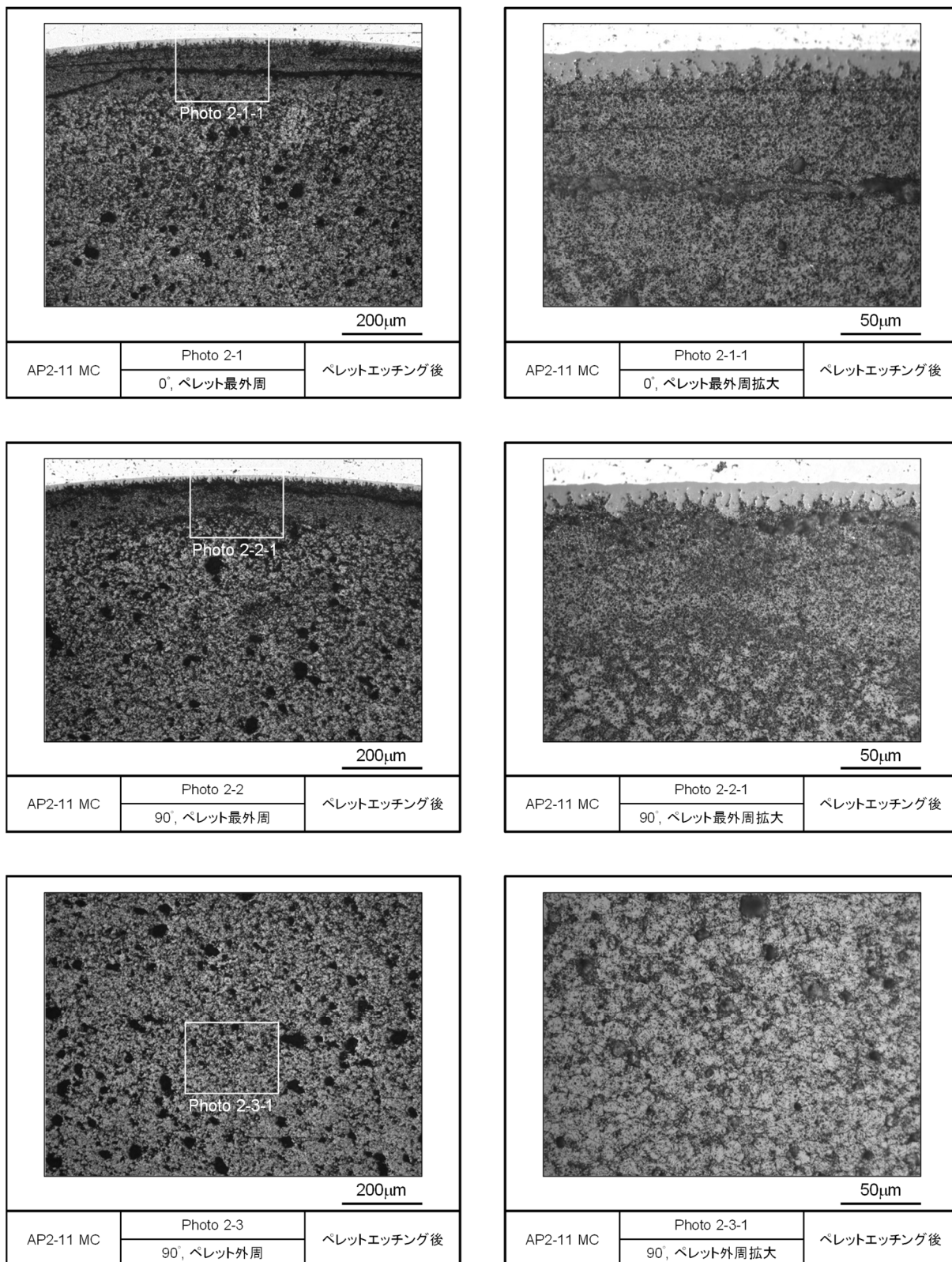


図 4.2.2-2(2) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング後, AP2-11 MC)



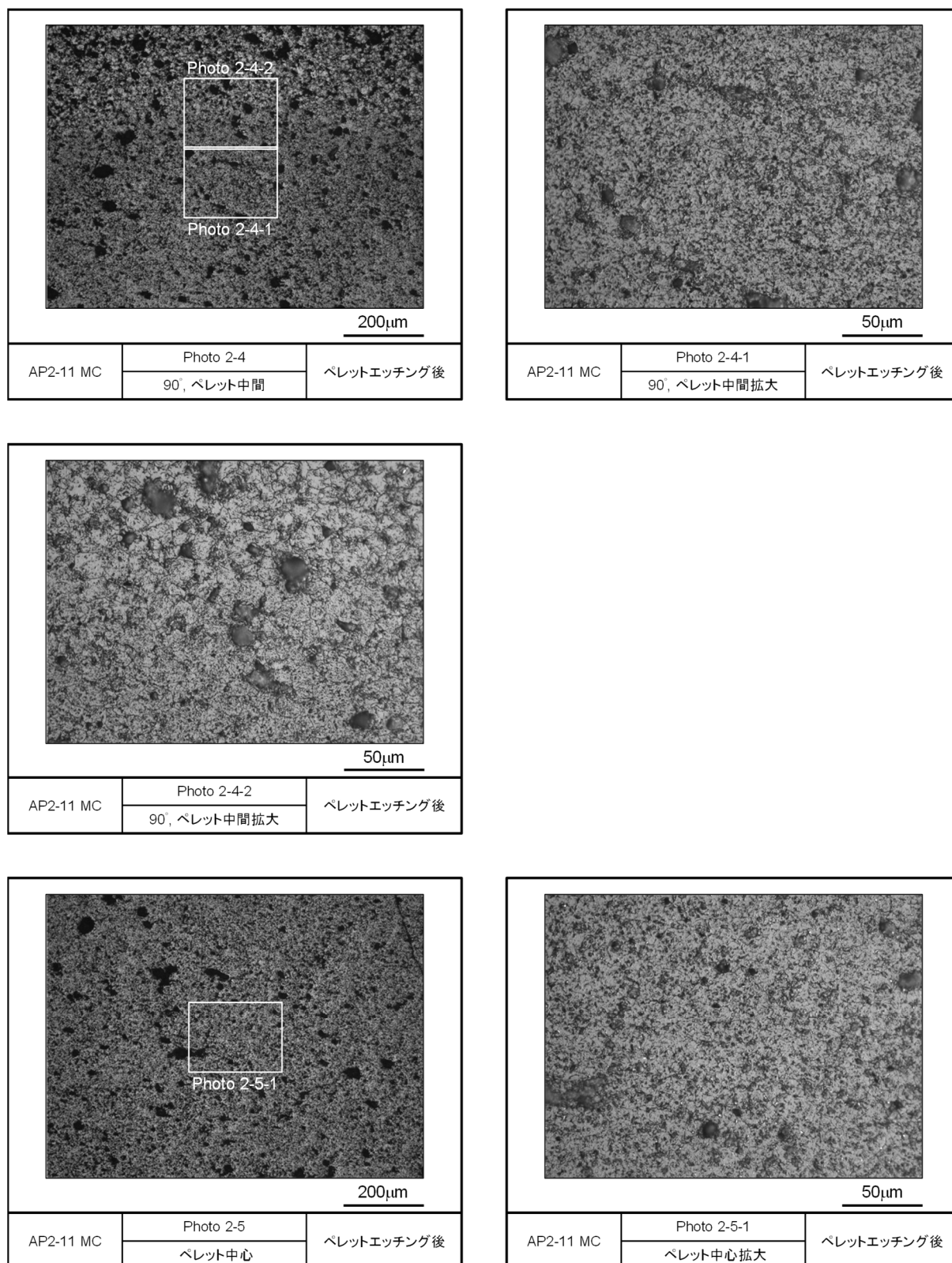


図 4.2.2-2(3) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング後, AP2-11 MC)

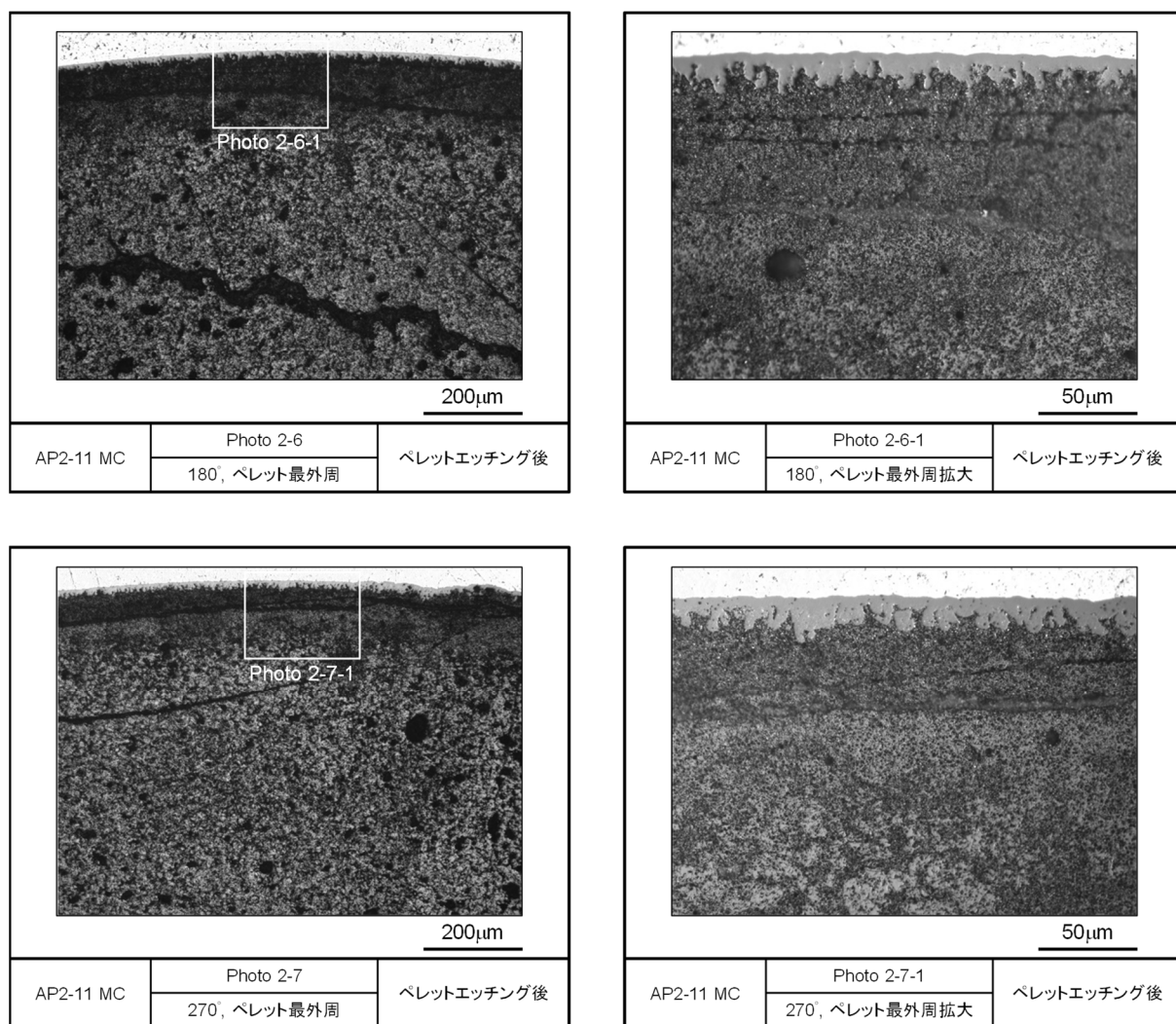


図 4.2.2-2(4) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング後, AP2-11 MC)

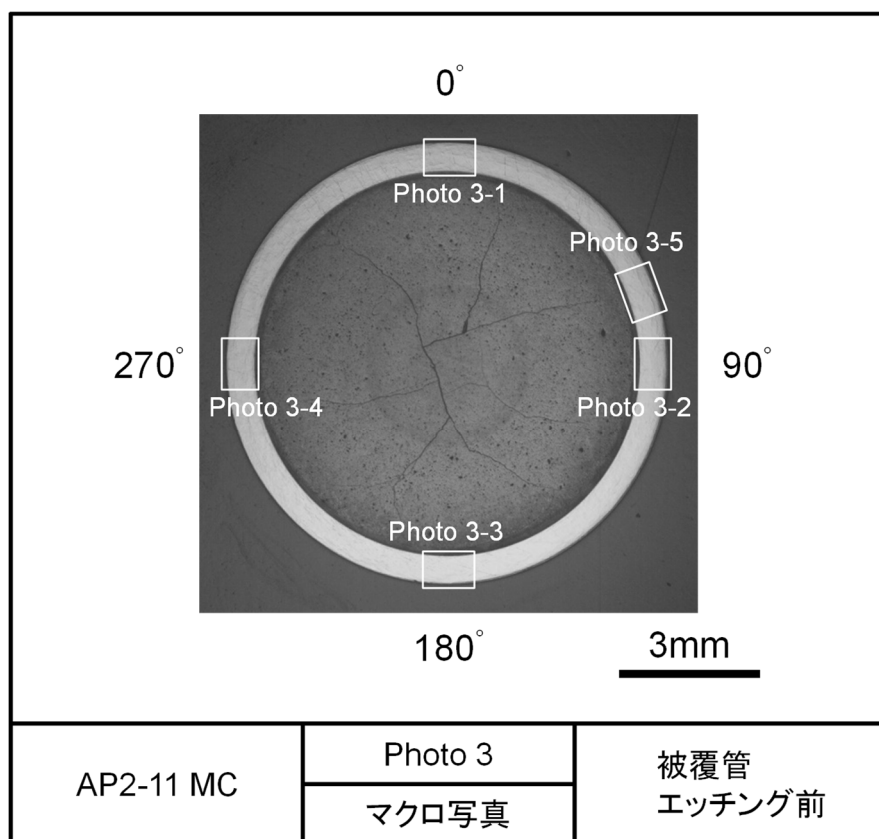


図 4.2.2-3(1) レファレンス試料の金相写真（被覆管エッチング前, AP2-11 MC)

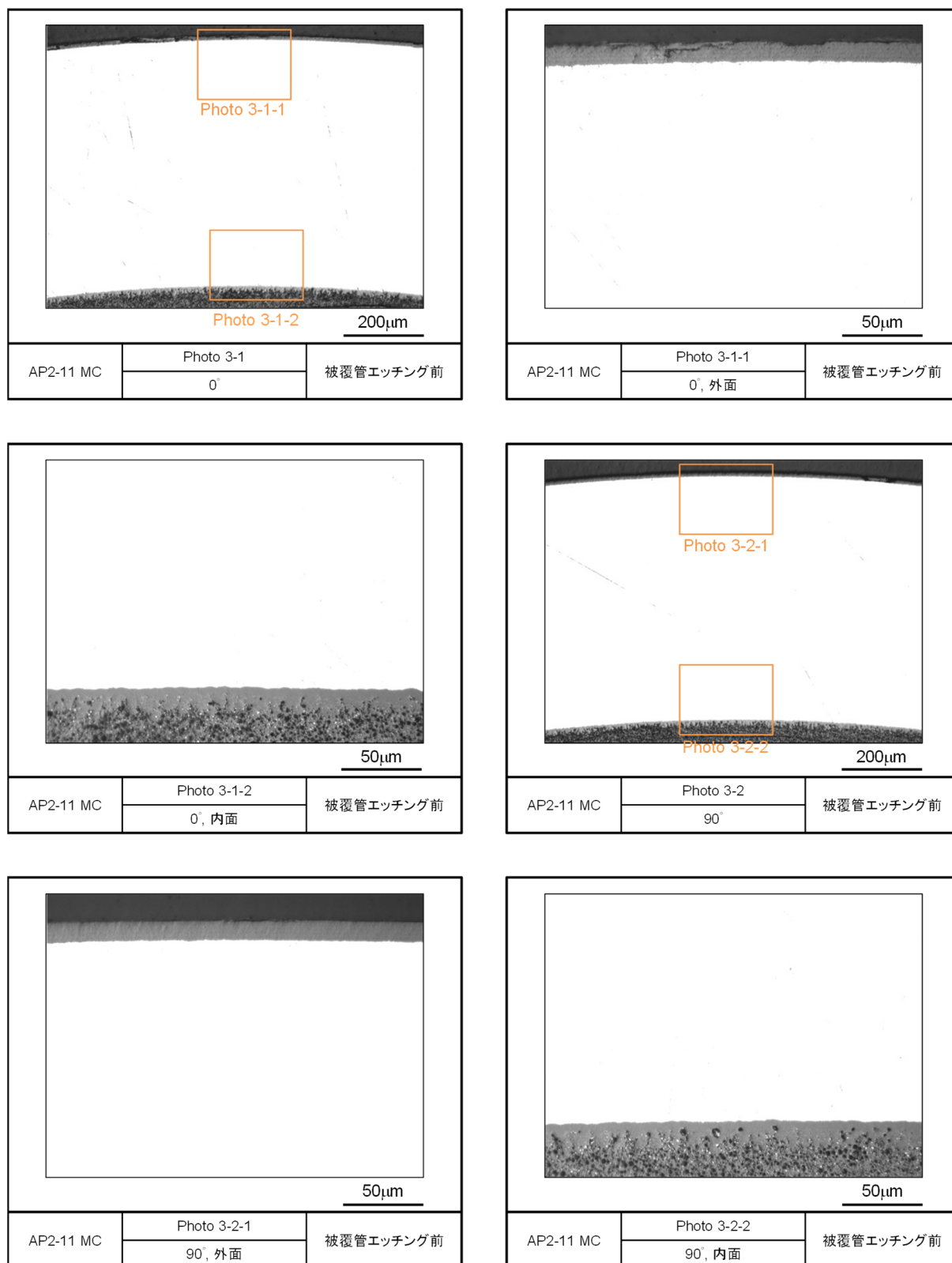


図 4.2.2-3(2) レファレンス試料の金相写真（被覆管エッチング前，AP2-11 MC）

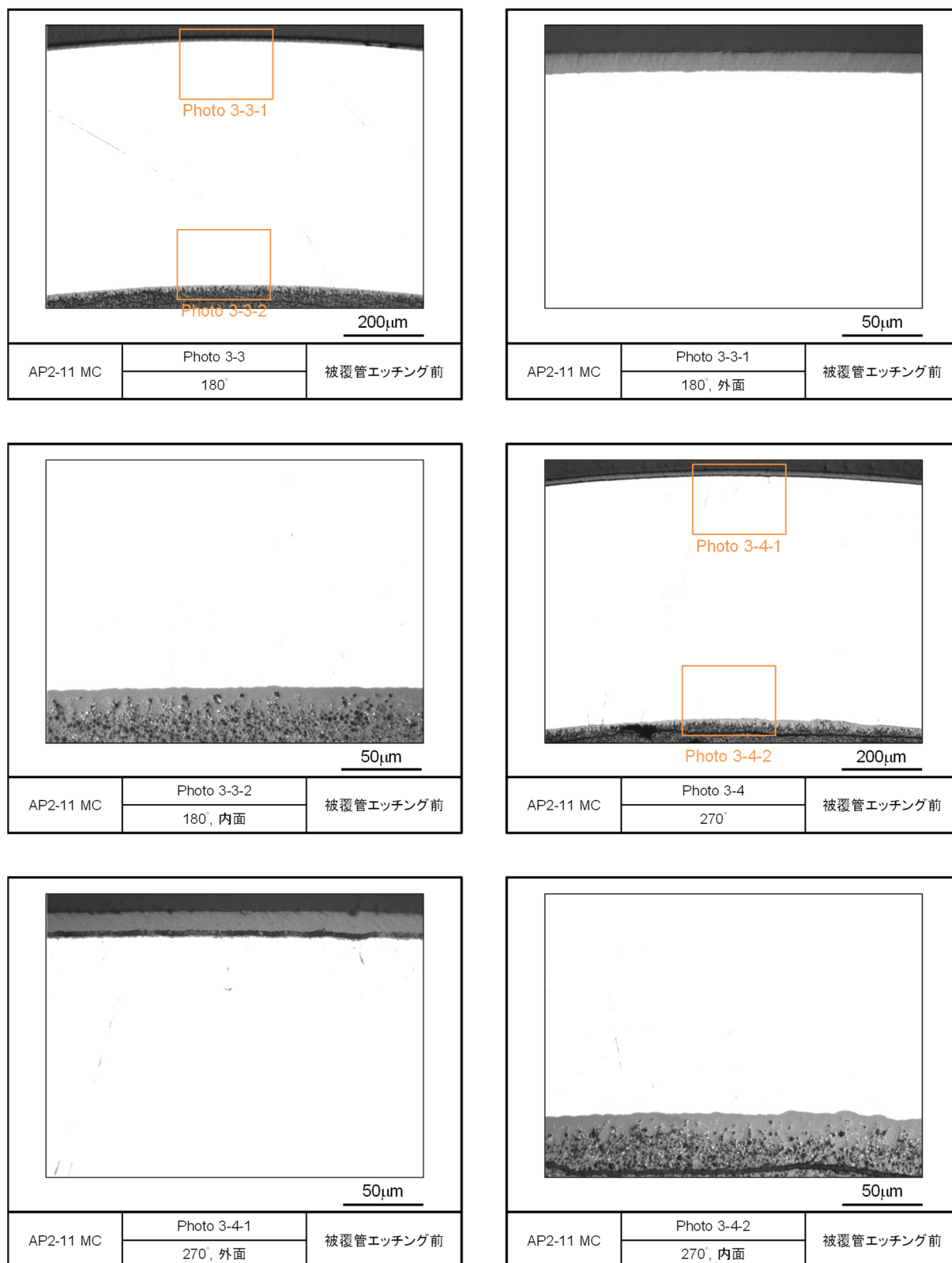


図 4.2.2-3(3) レファレンス試料の金相写真（被覆管エッチング前，AP2-11 MC）

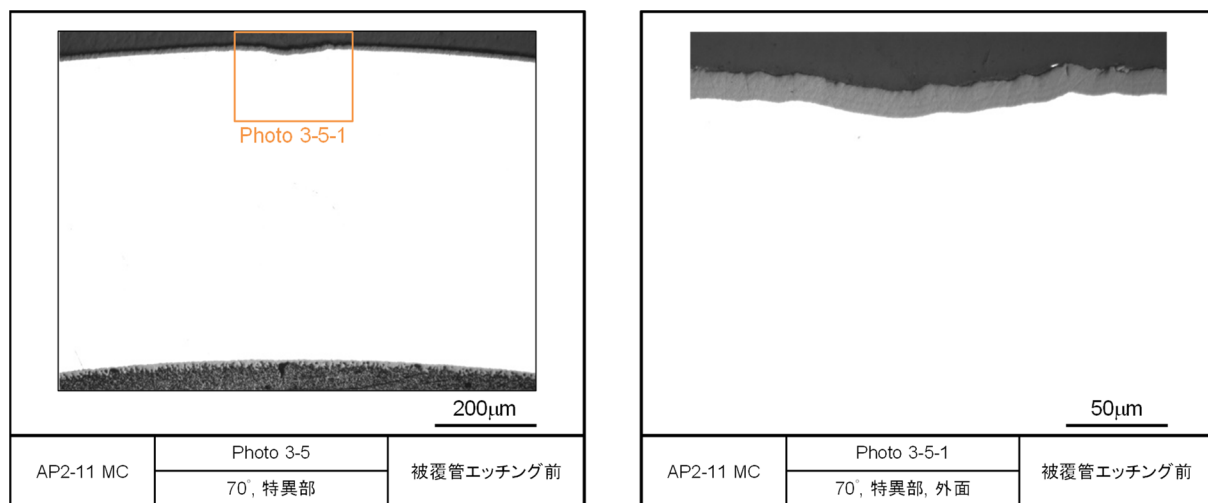


図 4.2.2-3(4) レファレンス試料の金相写真 (被覆管エッチング前, AP2-11 MC)

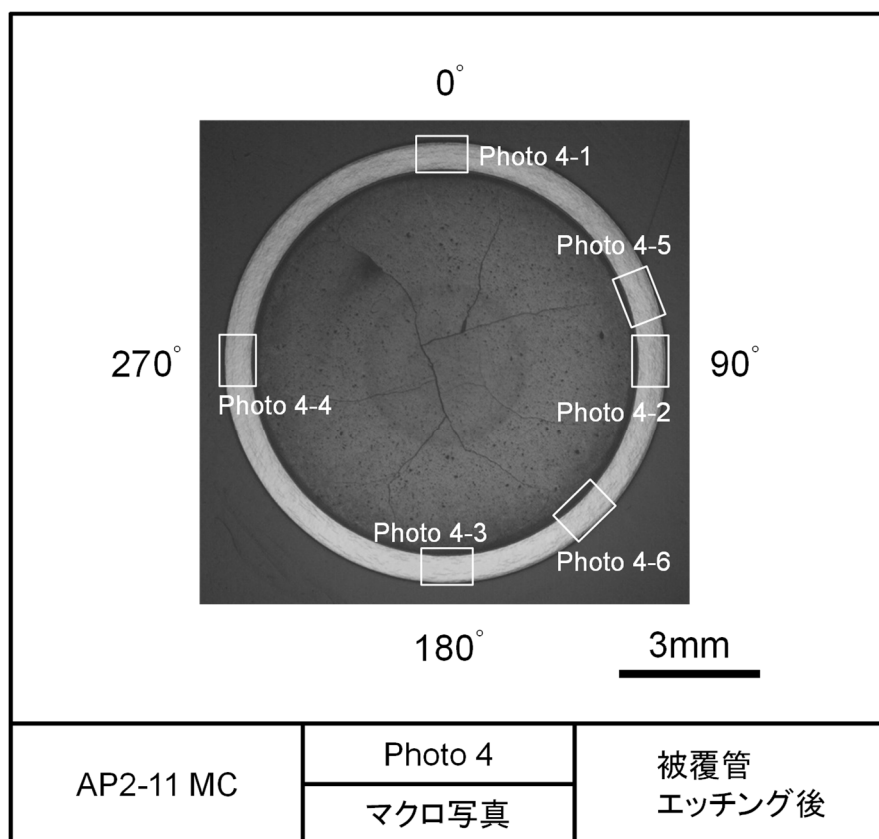


図 4.2.2-4(1) レファレンス試料の金相写真（被覆管エッチング後，AP2-11 MC）

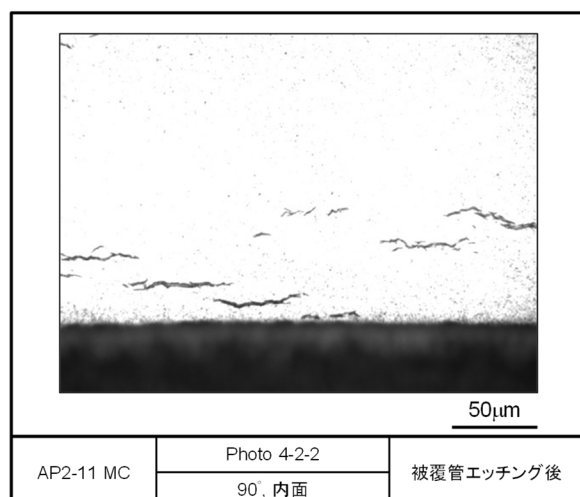
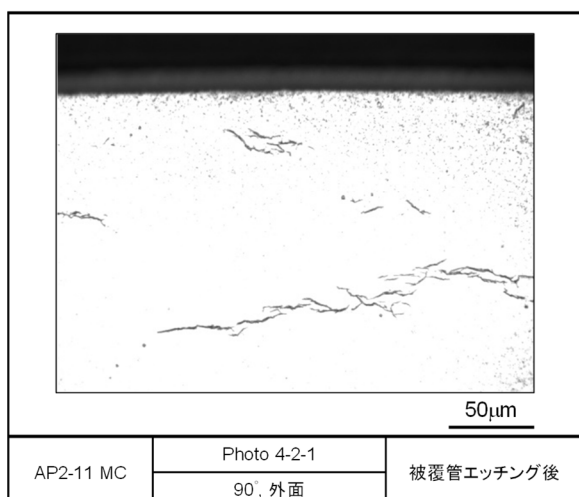
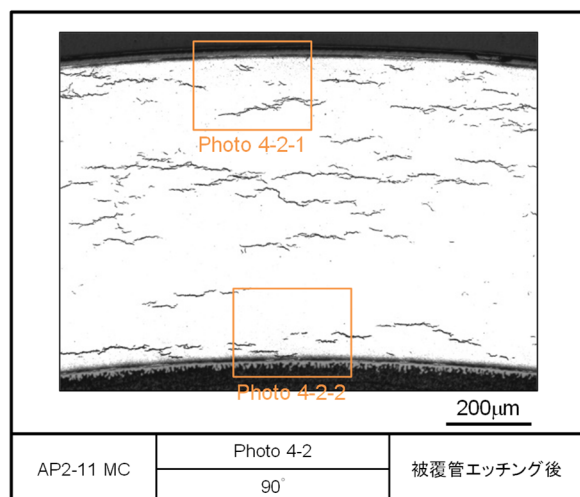
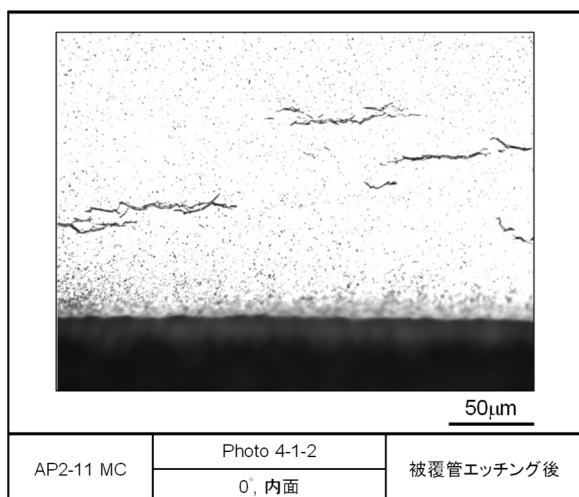
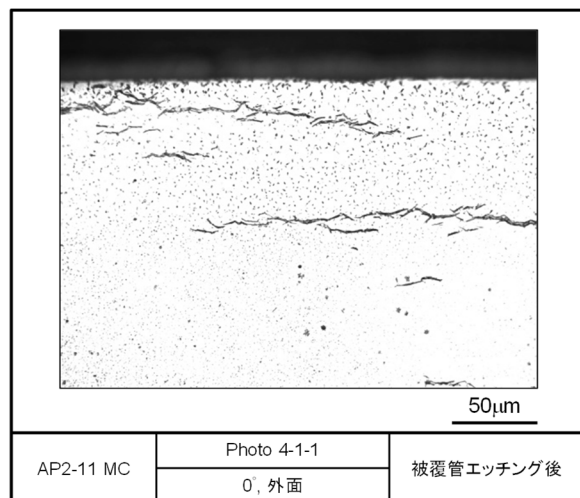
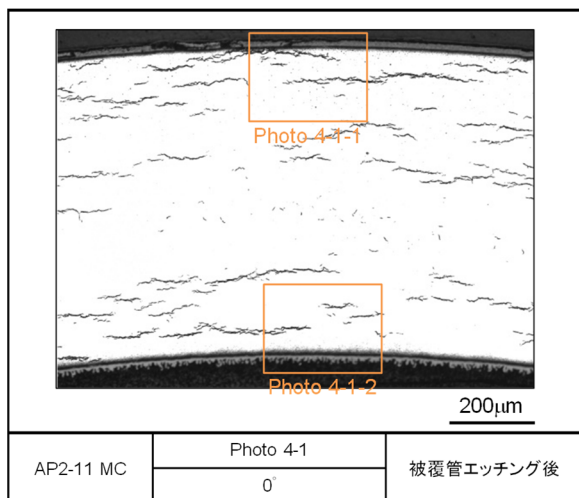


図 4.2.2-4(2) レファレンス試料の金相写真 (被覆管エッチング後, AP2-11 MC)



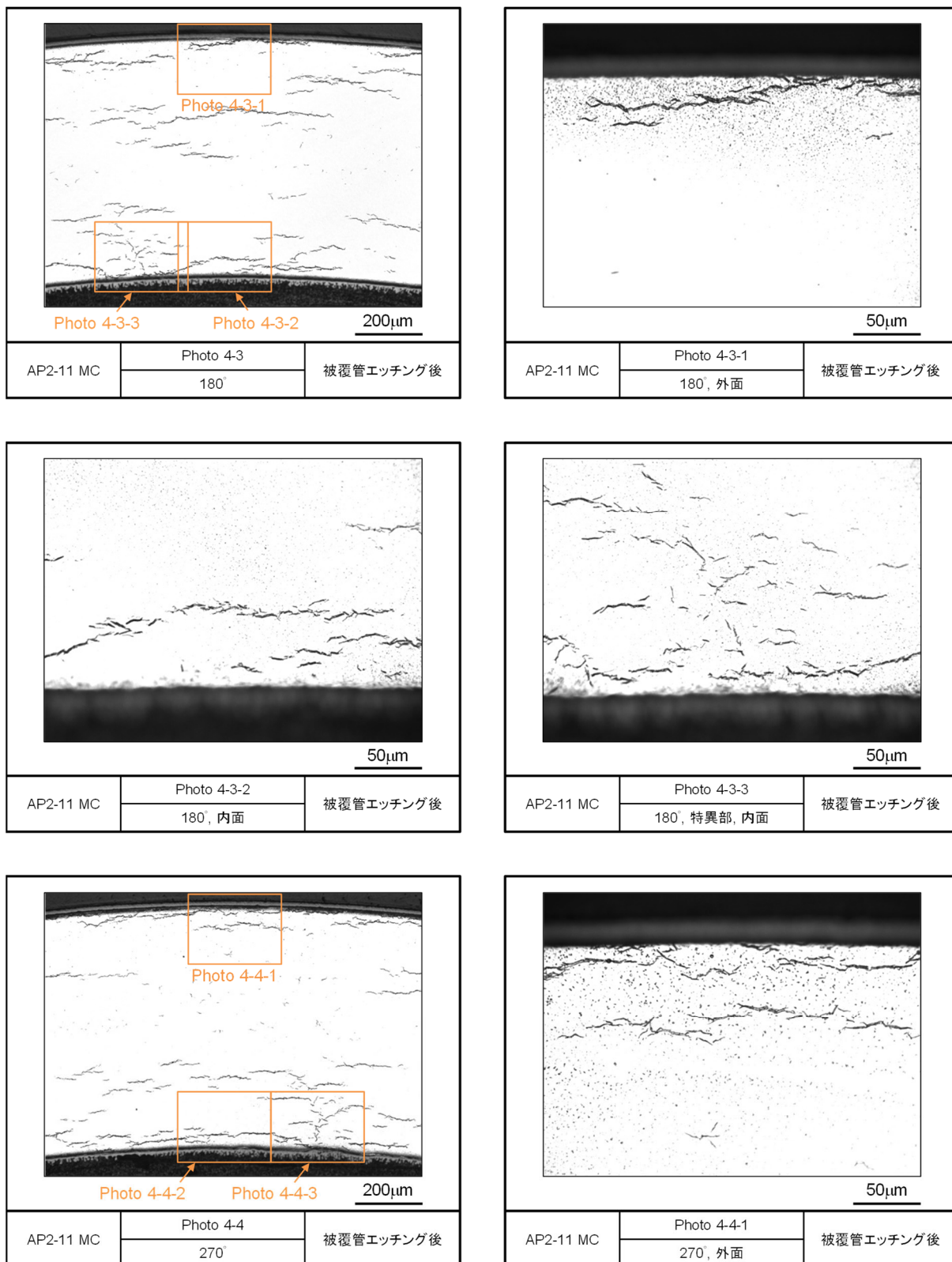


図 4.2.2-4(3) レファレンス試料の金相写真 (被覆管エッチング後, AP2-11 MC)

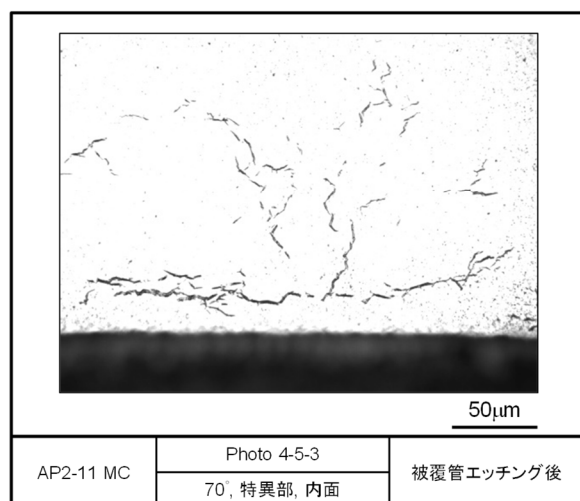
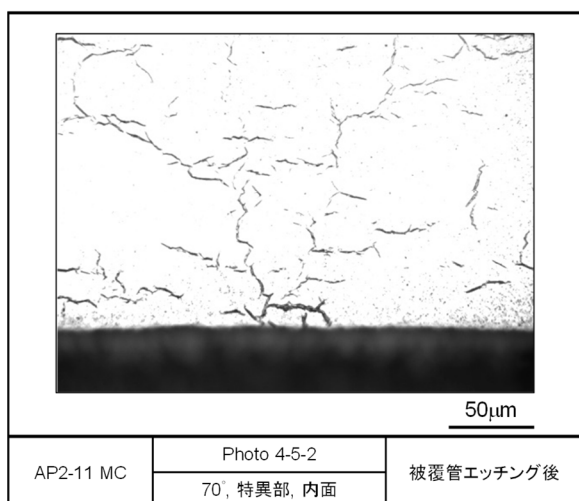
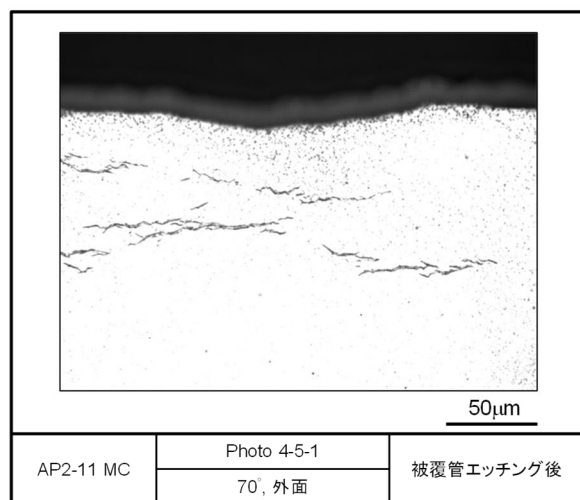
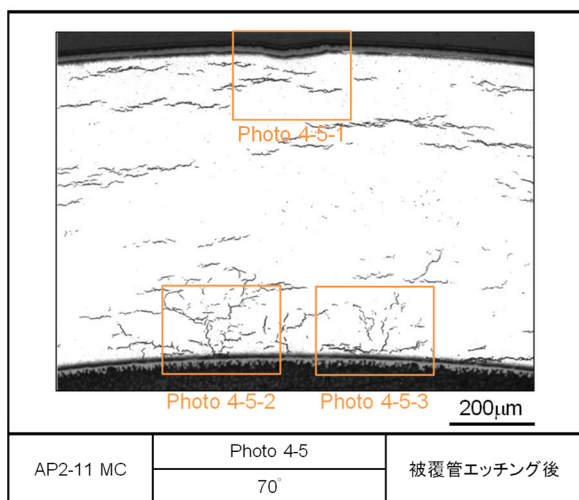
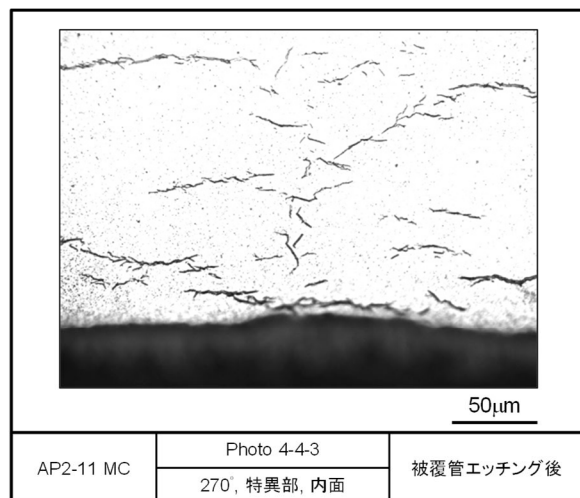
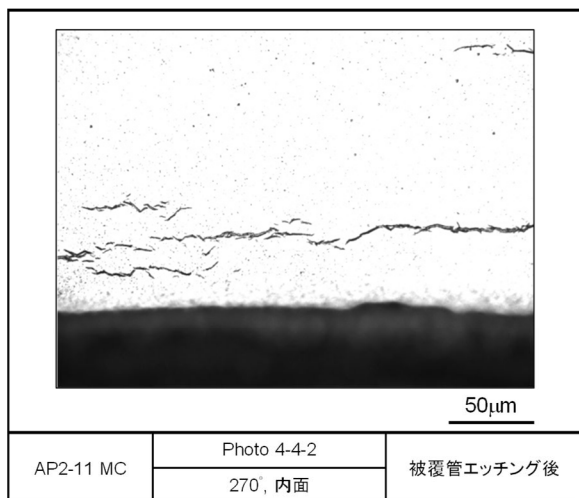


図 4.2.2-4(4) レファレンス試料の金相写真 (被覆管エッチング後, AP2-11 MC)

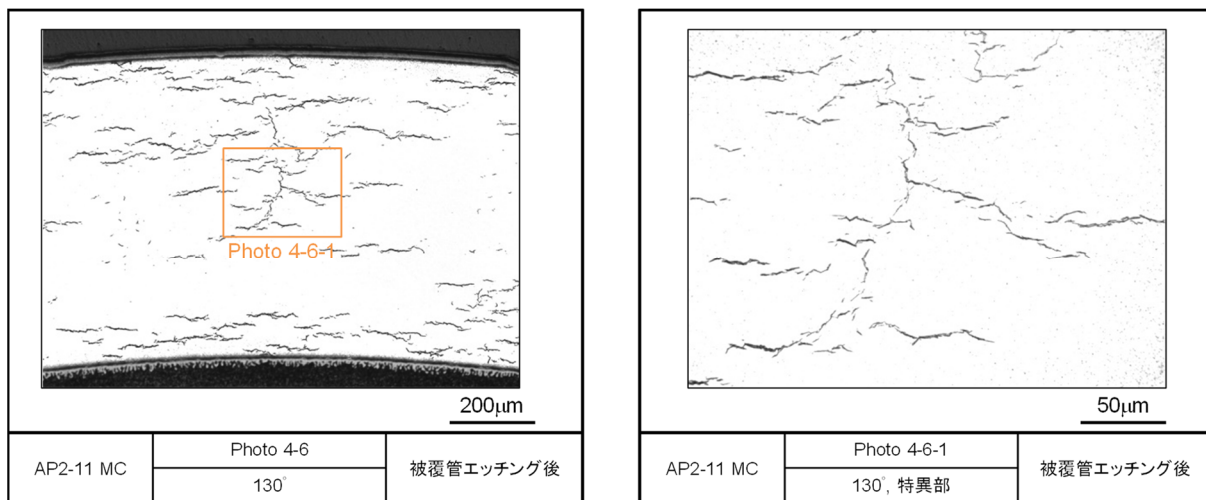


図 4.2.2-4(5) レファレンス試料の金相写真 (被覆管エッチング後, AP2-11 MC)

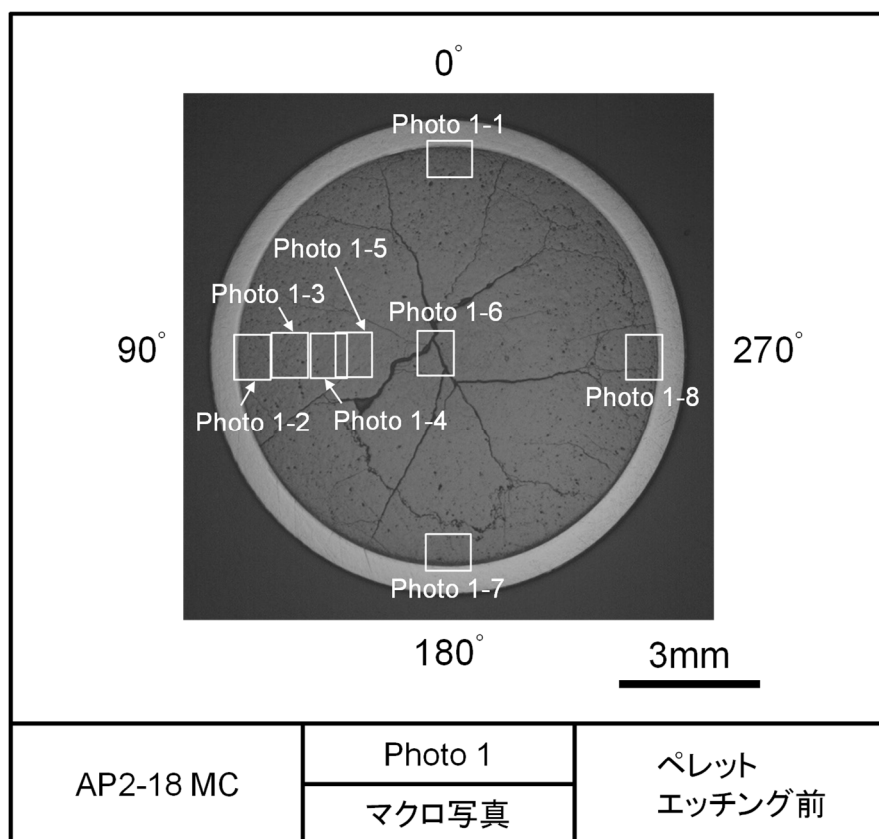


図 4.2.3-1(1) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング前, AP2-18 MC)

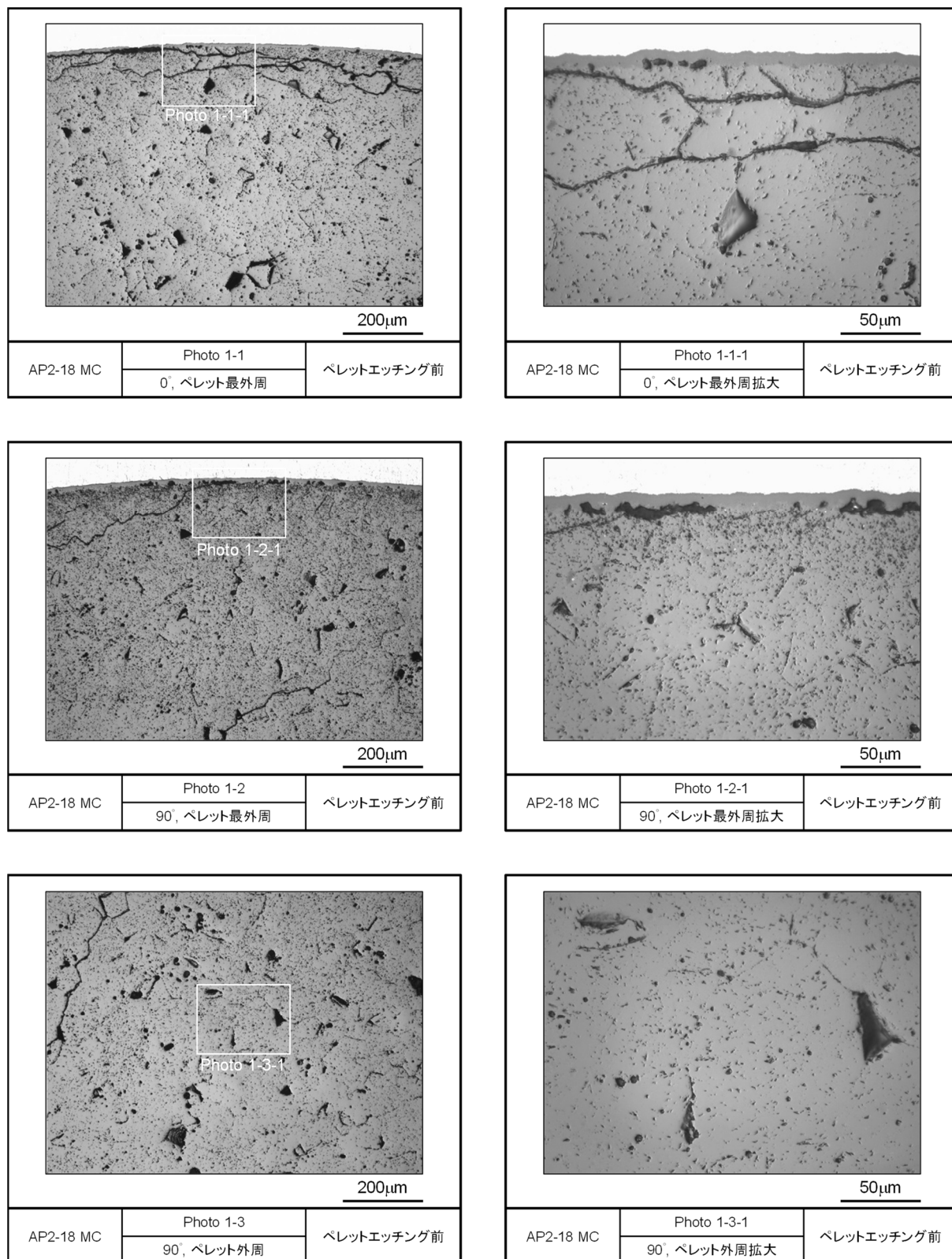


図 4.2.3-1(2) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング前, AP2-18 MC)

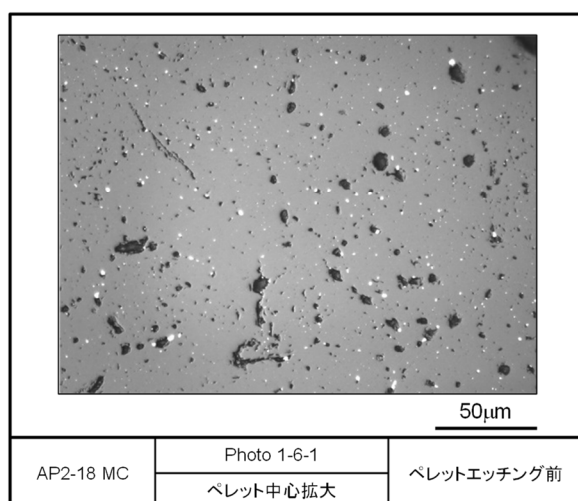
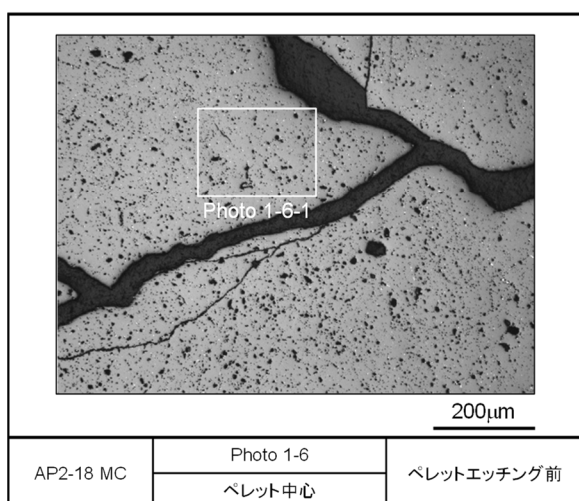
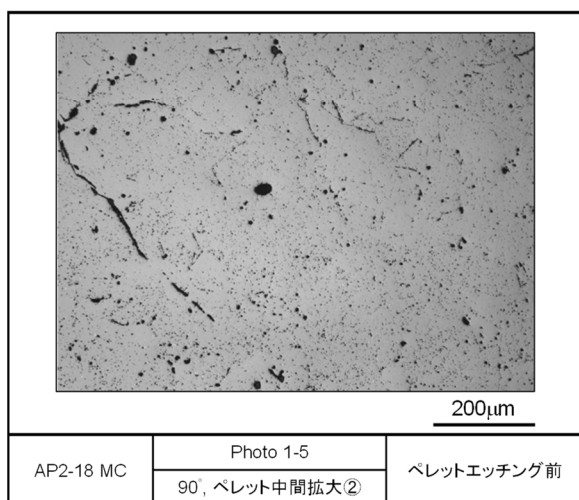
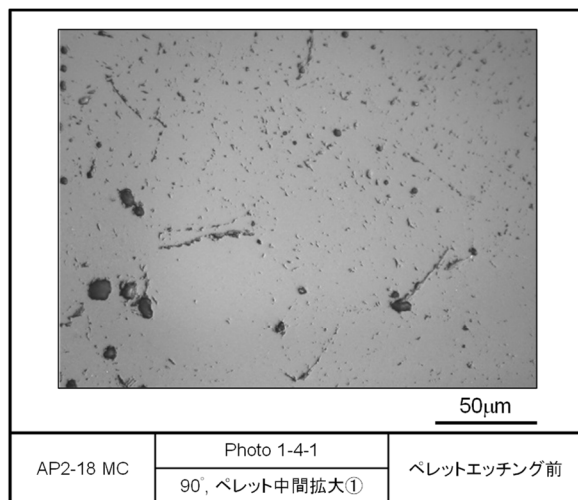
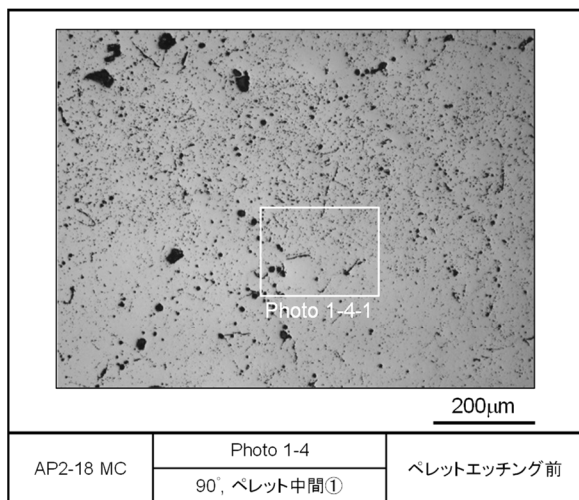


図 4.2.3-1(3) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング前, AP2-18 MC)

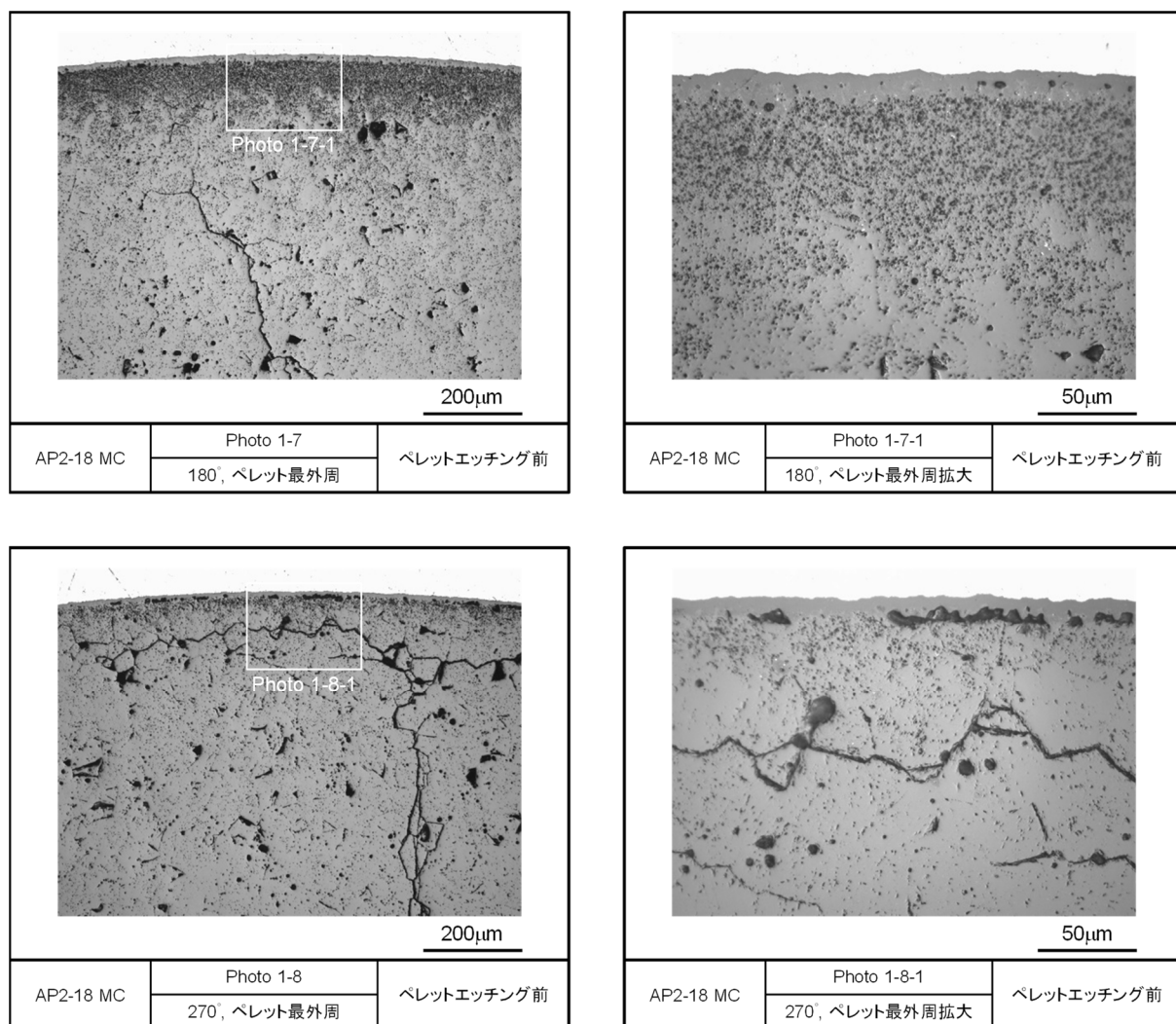


図 4.2.3-1(4) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング前, AP2-18 MC)



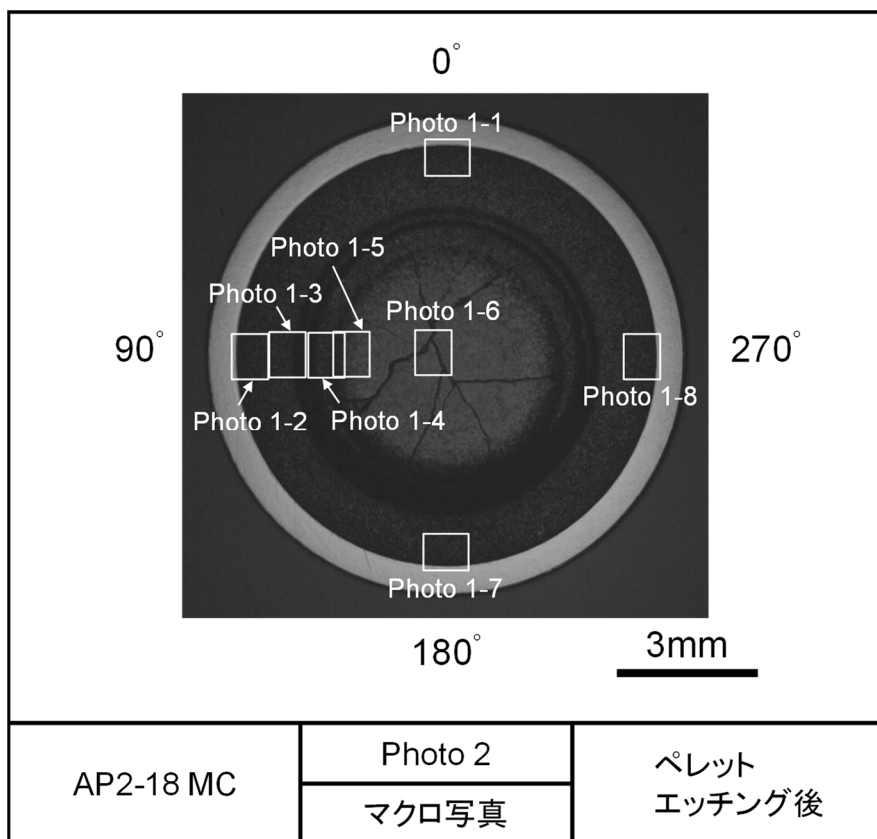


図 4.2.3-2(1) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング後, AP2-18 MC)



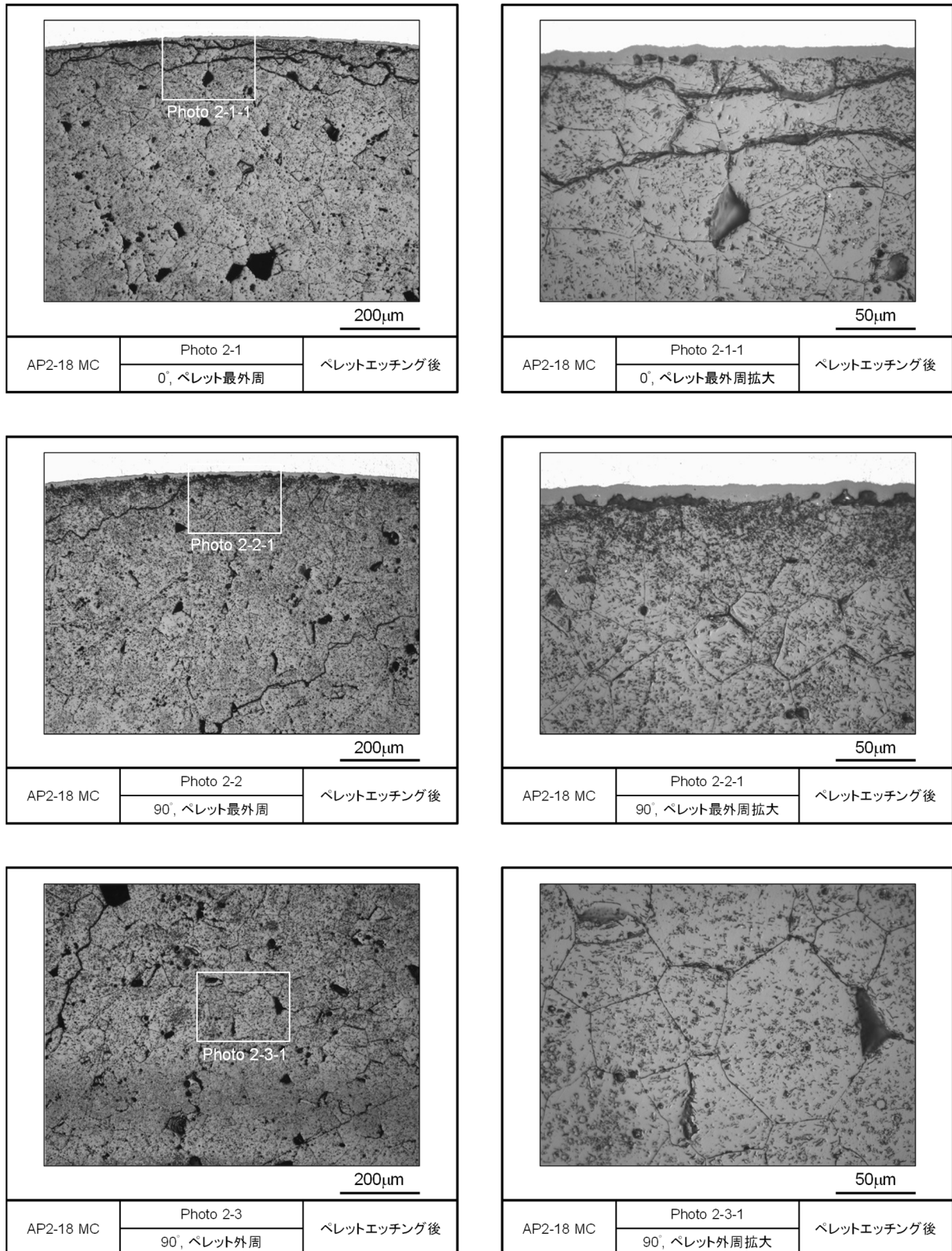


図 4.2.3-2(2) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング後, AP2-18 MC)

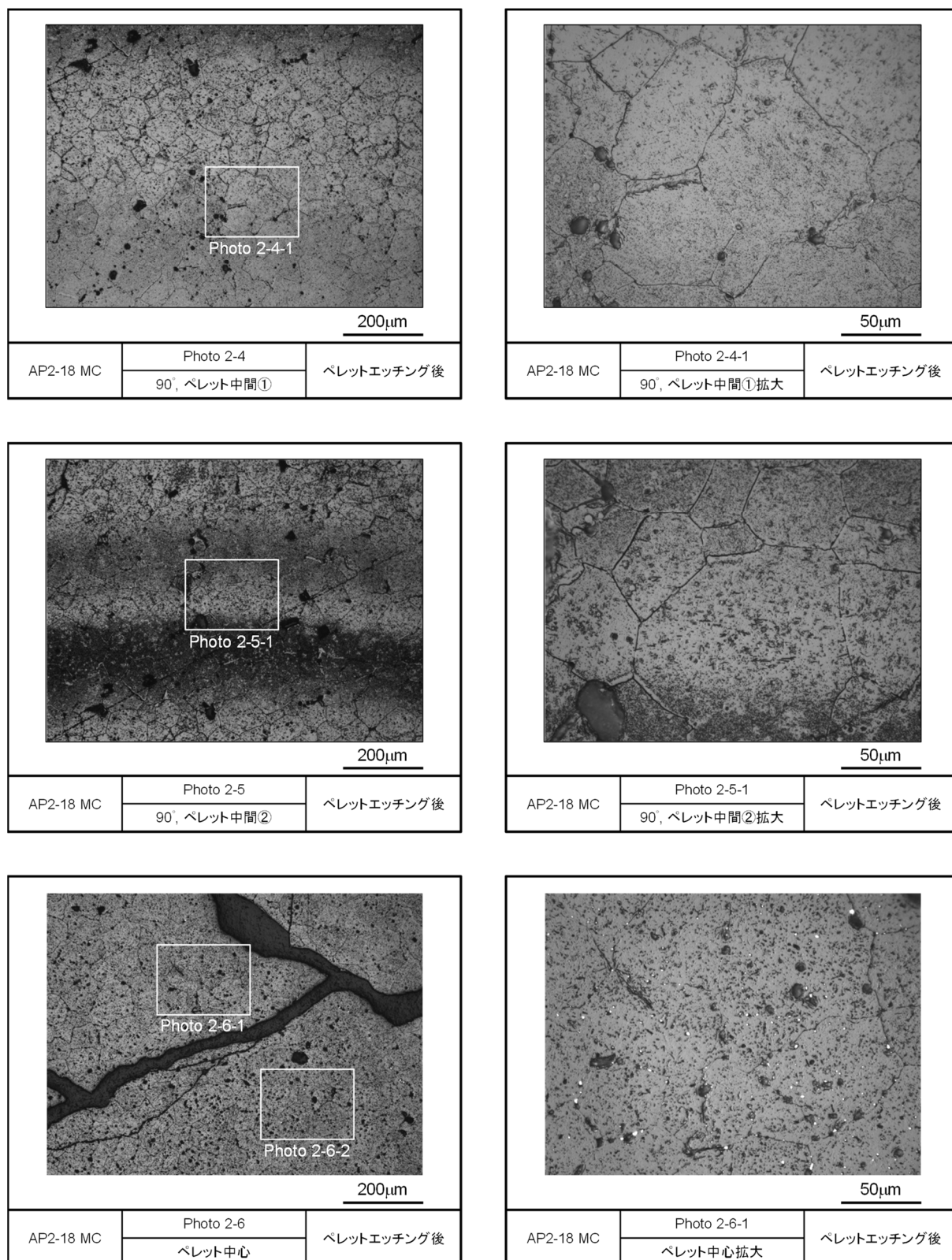


図 4.2.3-2(3) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング後, AP2-18 MC)

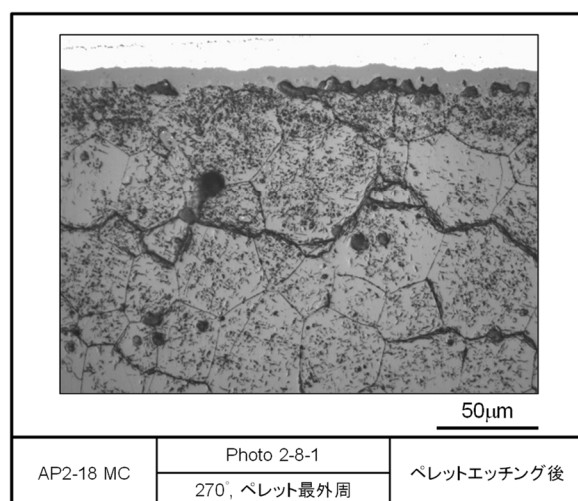
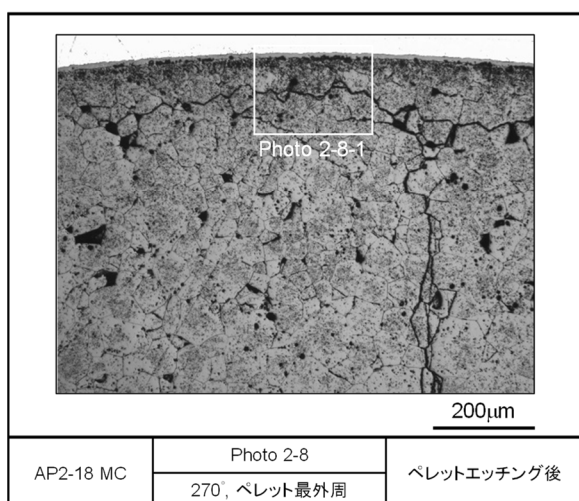
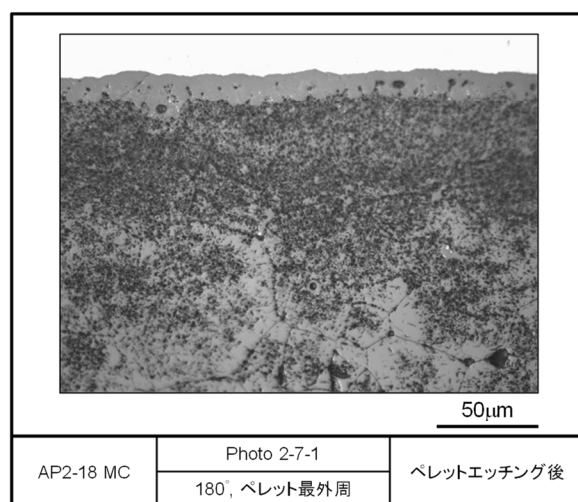
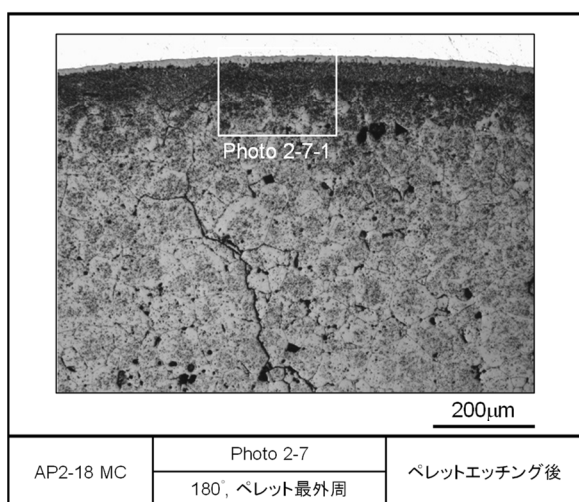
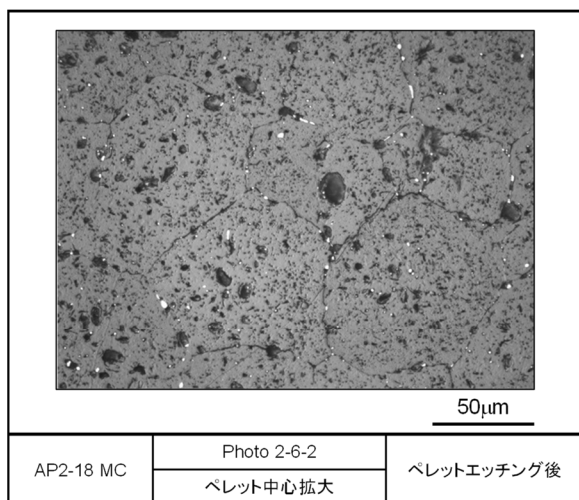


図 4.2.3-2(4) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング後, AP2-18 MC)

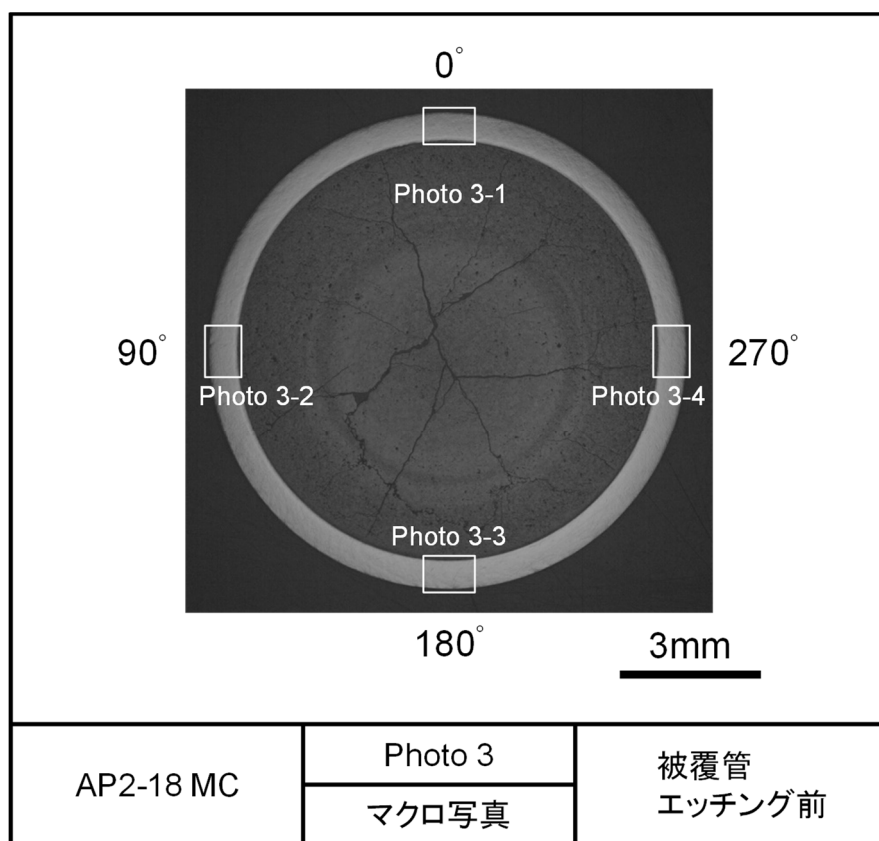


図 4.2.3-3(1) レファレンス試料の金相写真（被覆管エッチング前, AP2-18 MC)

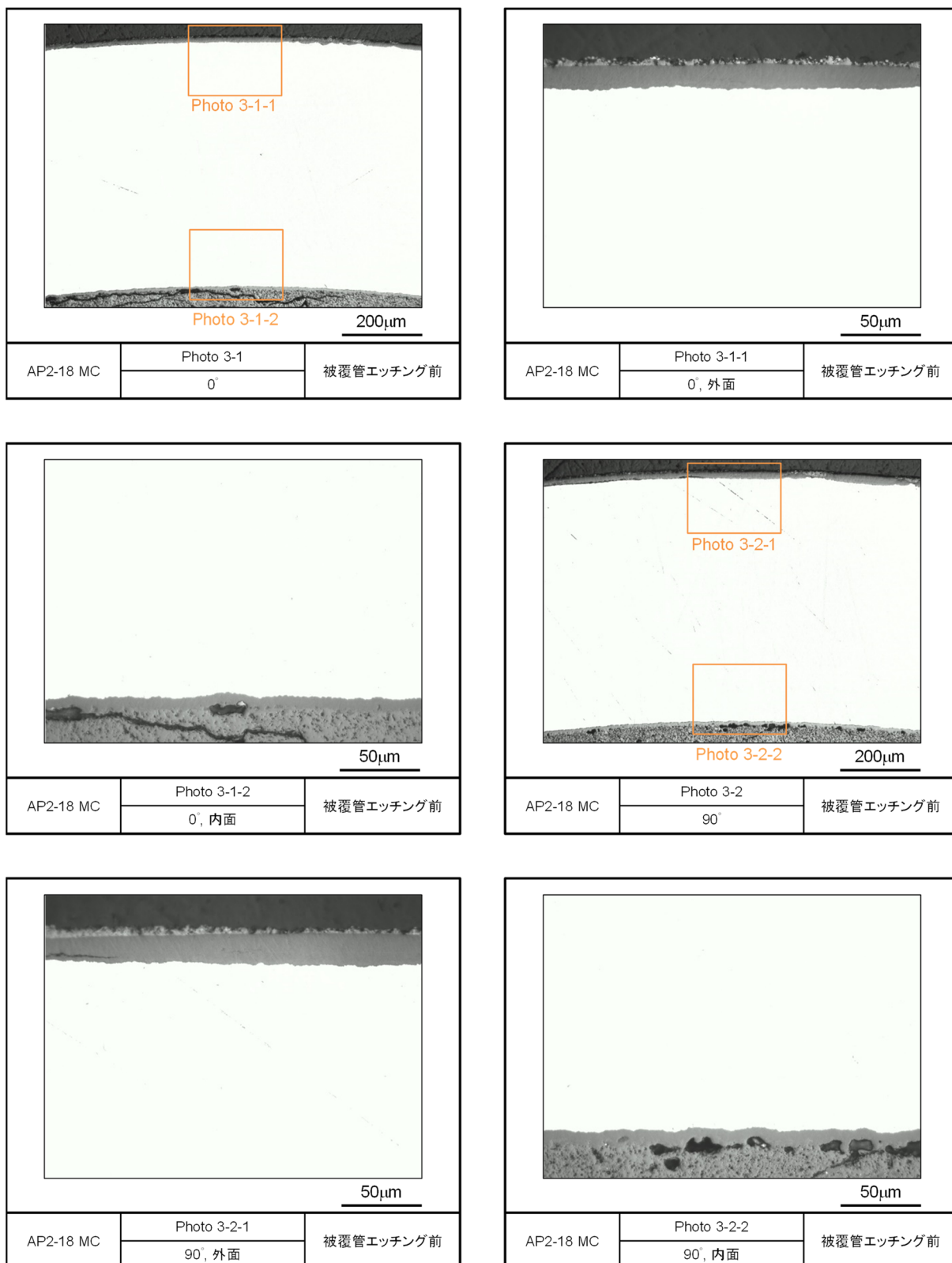


図 4.2.3-3(2) レファレンス試料の金相写真（被覆管エッチング前，AP2-18 MC）

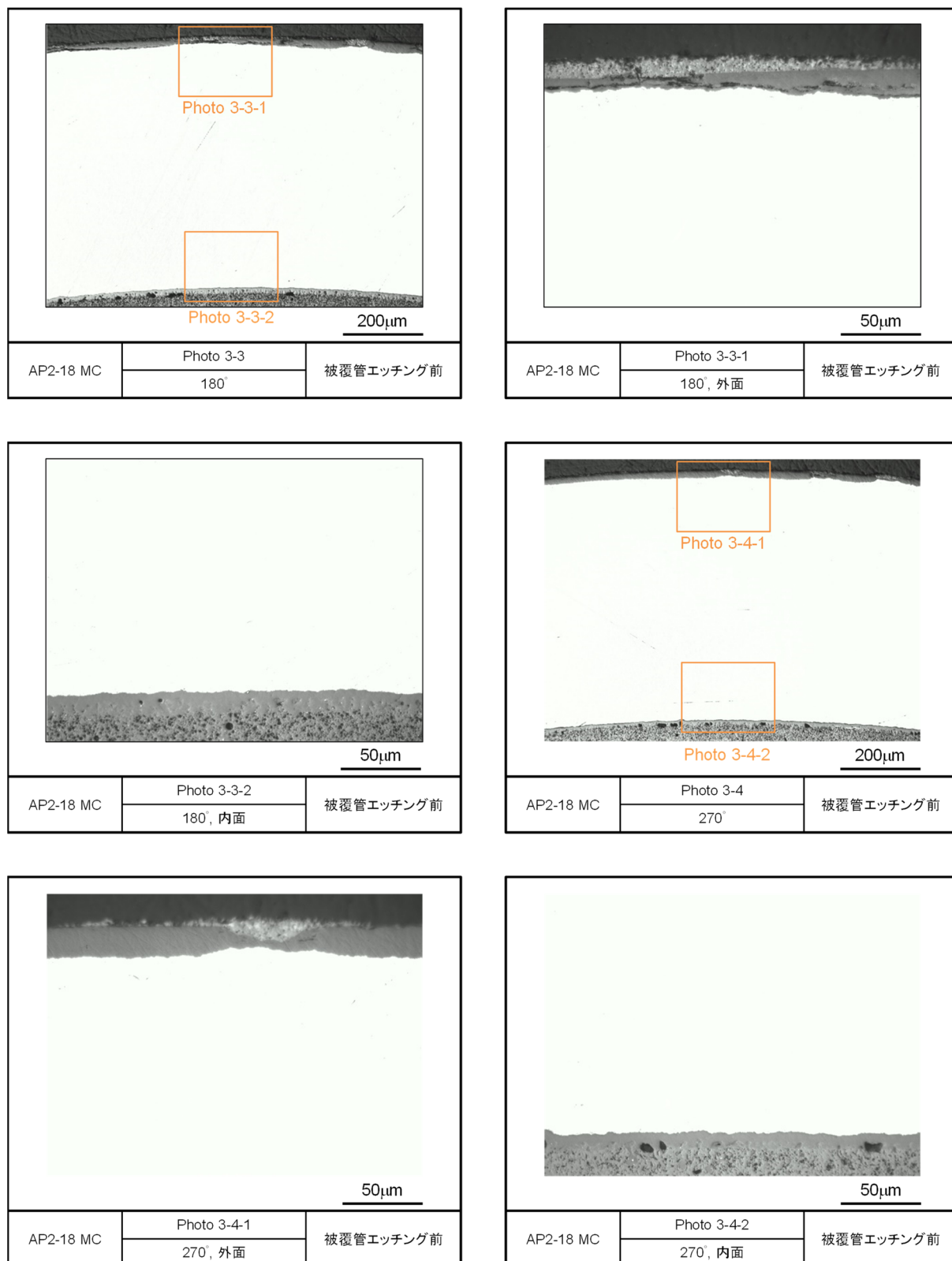


図 4.2.3-3(3) レファレンス試料の金相写真（被覆管エッチング前，AP2-18 MC）