

令和4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
(令和4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5年3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	2-9
2.2.3 事故時の燃料損傷挙動	2-12
2.2.4 改良型燃料被覆管の照射成長試験	2-13
3 章 令和 4 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
4 章 令和 4 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 燃料棒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
4.2.1 AP2-19 に関するレファレンス試験	4.2-1
4.2.2 AP2-24 のウラン及びプルトニウム組成分析	4.2-28
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	4.3-37
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	4.3-42
4.4 RIA 試験	4.4-1
4.4.2 CN-1 実験に関するパルス照射後試験	4.4-24
4.4.3 被覆管機械特性試験	4.4-67
4.4.4 224-2 実験に関する照射後試験	4.4-73
4.5 事故時の燃料損傷挙動	4.5-1
4.5.1 事故耐性燃料の開発動向	4.5-1
4.5.2 燃料損傷挙動	4.5-7
4.6 解析評価	4.6-1
4.6.1 CN-1 実験の解析	4.6-1
4.6.2 LOCA バースト時の燃料放出率に関するベイズ推定モデルの検討	4.6-14
4.6.3 PWR の平衡炉心における燃焼度及び出力分布の解析	4.6-47

4.6.4	3次元有限要素損傷解析モデルによる亀裂進展挙動の解析	4.6-62
4.7	廃棄物処分	4.7-1
4.8	専門部会の開催	4.8-1
4.9	事業の進捗管理	4.9-1
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¹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⁽¹⁻¹¹⁾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⁽¹¹⁾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整理、拡充する必要がある。

¹ 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の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⁽¹²⁾。
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、令和 4 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が認められた場合には、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片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^(1,2)。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片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片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⁽¹⁻⁵⁾。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⁽⁶⁾。しかし、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の細片化はより著しくなる傾向であり⁽⁴⁾、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⁽⁷⁾。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⁽⁸⁾。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片の移動や放出は予想されな

いと知見があるものの、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片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⁵⁾、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⁶⁾、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⁽¹⁰⁻¹⁴⁾。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細片化の発生条件とその程度、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⁽¹⁴⁻²⁰⁾。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。これを踏まえ、原子力機構では、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 LOCA 模擬試験装置を整備しており、同総合試験装置を用いて試験を行う。

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。図 2.2.1-3 (a)は、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ために燃料棒が破裂するまで昇温させる温度履歴である。一方、図 2.2.1-3 (b)は、細片化した燃料ペレット片が 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ための温度履歴である。これら 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び、研究の進展と評価項目の優先度を踏まえ、適切な試験タイプを選定する。

(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、燃料ペレットの細片化の発生しきい燃焼度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⁽²⁾。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^(21,22)の形成しきい値に近く、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、燃料ペレット径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 時の燃料ペレット細片化の発生条件の評価や発生メカニズムの解明に不可欠な知見を取得する。

(c) LOCA 模擬試験の FFRD 影響評価研究における位置づけ

図 2.2.1-4 に、LOCA 模擬試験の FFRD 影響評価研究全体における位置づけを示す。LOCA 条件下で FFRD のトリガとなるバーストが発生する温度域に燃料棒が達するには一定以上の残留熱及び崩壊熱が必要で、他方 FFRD 自体は線出力の低下する高燃焼度域で顕在化する現象であるため、FFRD が炉心冷却性に及ぼす影響を合理的に評価する上では、どの程度の燃料放出が生じれば炉心冷却性への影響が顕在化するかの評価、また、現実的な軽水炉運用条件においてどの程度の燃料放出が想定されるかの評価、双方が不可欠である。後者については炉心スケールでの評価、即ち炉心計算による燃焼度と出力の空間分布に基づく炉心熱流動計算、ここで決定される燃料棒の熱的境界条件を入力とした燃焼挙動解析、その出力となる燃料棒毎放出量等の評価値を合算する解析評価システムの整備を別途進める（同図左下）。LOCA 模擬試験で得られるデータや知見はこの内、燃料挙動解析の構成要素である燃料放出率の予測モデル（同図中央下）に反映される。予測モデルは国際協力^(23,24)及び海外/先行研究で得られているデータ・知見を集約したデータベース（同図中央上）に基づき決定する計画であるが、現在最も広く受け入れられている燃焼度関数としての整理ではばらつきが非常に大きく、解析評価の信頼性、内外挿性、説明性の観点からは、データベース上見えているばらつきが純粋に統計的に扱わざるを得ない性質の不確かさであるか、あるいは何らかの支配パラメータにより整理・解消される見かけ上のものであるか、現象理解と解釈を進める必要がある。さらに、現象の複雑さに比して、同タイプの試験データベース規模は世界的に見てまだまだ小さく、燃焼度以外の支配因子が必ずしも明らかでない状況と相俟って、データベースに含まれていない照射条件や燃料タイプへの適用性を確

認することも併せて重要となる。以上を踏まえ、本事業における LOCA 模擬試験では、不足する知見を効果的に補完できる条件をデータベースや最新知見に照らして逐次検討しつつ、データの取得を進める。

上記を念頭に、LOCA 模擬試験、LOCA 時温度変化模擬加熱試験のマトリクス、現在までの進捗、今後の計画を以下に述べる。LOCA 模擬試験に関して、令和元年度から令和 2 年度にかけて試験装置の整備を実施し、令和 3 年度より LOCA 模擬試験に着手した。当初計画では、燃料ペレットの細片化の発生しきい燃焼度が報告されていることを踏まえて、しきい燃焼度付近を含む高燃焼度及び低燃焼度側の 3 試料を供試材とした LOCA 模擬試験を実施し、被覆管破裂挙動、ペレット細片化挙動、ペレットリロケーション、燃料棒外ペレット放出挙動を評価する全体計画であった。令和 3 年度に MMDA3（スペイン・バンデロス炉で 73 GWd/t まで燃焼した燃料棒）を用いた LOCA 模擬試験、令和 4 年度に LZRT6（スイス・ライプシュタット炉で 47 GWd/t まで燃焼した燃料棒）を用いた LOCA 模擬試験を実施した。これら 2 試験の位置づけは、上述の通り、実験データベースへ希少なデータ点をしきい値周辺の条件に関し拡充することに加え、海外/先行研究で実施された試験と比較しやすい試料を選定することで、原子力機構の LOCA 模擬試験装置の性能を確認する、リファレンス試験とすることであった。MMDA3 の試験では、ピンホール状の破裂開口部で、燃料棒外へのペレット放出も観察されなかった。2 回目の LOCA 模擬試験においても破裂開口部の大きさは他機関で実施したペレット細片化が顕著に認められた試験結果と比較して小さい傾向であった。先行研究との比較から、これらの結果は、燃焼度と独立な支配パラメータとして、自由空間体積等の試験条件が影響している可能性を示唆するものと分析された。そこで令和 5 年度は、自由体積の影響をより具体的に検証するため、MMDA3 と同じセグメント燃料棒を用いた試験を実施する。

LOCA 模擬試験の全体計画を以下に纏める。

試験番号	燃料タイプ	被覆管	照射炉	燃焼度	備考
MMDA3 (令和 3 年度)	PWR 17×17 UO ₂	M-MDA	Vandellos-2 (スペイン)	73 GWd/t	ピンホール 破損形状
LZRT6 (令和 4 年度)	BWR 10×10 UO ₂	Zircaloy-2 (liner)	Leibstadt (スイス)	47 GWd/t	—
MMDA4 (令和 5 年度)	PWR 17×17 UO ₂	M-MDA	Vandellos-2 (スペイン)	73 GWd/t	試験条件パ ラメータ

燃料ペレットの LOCA 時温度変化模擬加熱試験に関して、令和元年度から令和 3 年度にかけて、下記の高燃焼度ペレットを用いた試験を実施した。令和 4 年度以降は、標準ガスを用いた校正試験を計画している。

燃料タイプ	被覆管	照射炉	燃焼度
PWR 17×17 UO ₂	M-MDA	Vandellos-2 (スペイン)	73 GWd/t
PWR 17×17 UO ₂	M-MDA	Vandellos-2 (スペイン)	81 GWd/t

上記の LOCA 模擬試験結果、ペレット加熱試験結果及び国際協力^(23,24)や過去に機構で実施した未照射被覆管やペレット除去した高燃焼度被覆管を用いた LOCA 関連研究⁽²⁵⁾で得られている知見を踏まえ、令和 5 年度に総合評価を行う。現状、燃焼度がペレット細片化挙動や燃料棒外ペレット放出挙動に影響する支配パラメータとして考えられているが、本研究を通して、試験条件やペレット拘束条件及びペレットからの FP ガス放出特性等の影響について評価し、FFRD 要素モデルのパラメータとして取り入れるべき項目を検討する。これらの検討結果に基づき、最終的な評価指標と考えられる、被覆管の膨れやペレット移動を考慮した燃料被覆管温度、及び、燃料棒外へのペレット放出量を評価可能な炉心スケールの解析システムを構築し (図 2.2.1-4)、炉心冷却性への影響を総合的に評価する。

(d) 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、制御棒の飛び出しました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 64 GWd/t の実験、水冷却条件(NSRR)では 50 GWd/t の実験、BWR 燃料については水冷却条件(NSRR)の 45 GWd/t の実験における結果など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 65 GWd/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 45 GWd/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 40 GWd/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や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_2 燃料と組成や微細組織が異なる MOX 燃料では過渡時のスウ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ウ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

(a) 試験方法

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 300 mm、燃料スタック長約 110 mm で、高温高圧試験用燃料棒は全長約 120 mm、燃料スタック長約 50 mm 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、未照射材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。図 2.2.2-3 に、実験燃料棒内に生じる発熱と燃料エンタルピの関係を示す。NSRR でのパルス照射により、実験燃料棒内では急激に核分裂反応が進み、発熱量 (発生エネルギー量) は増加する。時間の経過とともに、発熱の一部は冷却材に伝わり除熱されるが、パルス照射直後は冷却材に伝わる時間がないため、発熱量はすべて実験燃料棒内の燃料ペレットに蓄積される。この蓄積される発熱量を燃料エンタルピと呼んでいる。実験燃料棒の破損タイミングは上記のとおり燃料棒内圧履歴などから知ることができ、その時の燃料エンタルピを破損時エンタルピと呼んでいる。時間の経過により発熱量の一部は冷却材に伝わるため、燃料ペレットに蓄積される発熱量は最大値をとる。これをピークエンタルピと呼んでおり、破損が生じなかった場合には、ピークエンタルピにより試験結果を整理している。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 (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 2.2.2-4 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。

(b) 試験計画と研究の進め方

OS-1 実験で観察された低破損限界の原因やメカニズムを包括的に理解するために、近年新たに実施した試験から得られた知見を含めて、燃料破損限界の低下に寄与があった可能性のある諸要因を図 2.2.2-5 のように分析している。RIA 時の PCMI 破損はその直前の燃料の状態、つまりベース照射後の燃料の状態に影響される。ベース照射中には、被覆管にて水素が吸収される一方、ペレットでは焼きしまりやスウェリングが起り、特に OS-1 燃料で使われている ADOPT ペレットは焼きしまりの程度が低いことから、ペレットと被覆管の接触が早期に起こると予想される。このような場合にはギャップ/き裂の閉塞も早期に起り、より高い PCMI につながることで被覆管により高い応力が発生し、径方向への配向や成長を促進したと考えられる。なお OS-1 燃料のベース照射解析では、スウェリングについても無添加燃料よりやや高い水準であった可能性が示唆されている。水素化物が PCMI で生じた周方向応力に対し垂直に析出、成長して被覆管の破損限界は低下する。OS-1 燃料被覆管中水素化物の画像解析からは、実際に、他の BWR 燃料被覆管に比べ水素化物の径方向への配向度合が高かったことが分かってきた。また、LS-5 実験の結果から、水素化物の径方向への配向が進むことで、無添加燃料であっても、従来データベースの下限を下回る破損限界が表れることが確認され、上述の解釈を裏付けている。一方、OS-1 燃料のペレットは結晶粒大粒径化のためクロミア、アルミナ添加が施された ADOPT ペレットであった点を考慮すれば、FP ガスのふるまいも通常は無添加燃料と比べ異なり、燃料挙動全体に何らかの影響を及ぼした可能性も排除できない。特に OS-2 実験が非破損に終わったことは、ADOPT ペレットがベース照射/過渡条件の一方あるいは両方で、ADOPT ペレットの照射特性を通じて破損限界低下に寄与したとの推定を支持する結果である。とりわけ、過渡条件における FP ガスの挙動については、動的なふるまいを実験的に捉えることの困難さから、燃料タイプを問わずこれまで殆ど知見が無い。そこで事業後半では、FP ガス挙動やギャップ・亀裂・ポロシティ等燃料ペレットの挙動の違いに着目した、ADOPT 燃料と無添加燃料の比較対照 FP ガス動的 (FGD) 試験を実施する。今年度は OS-1 燃料と同じセグメント燃料から採取した ADOPT 燃料試料を対象に、また来年度は無添加燃料を対象に、FGD 試験を実施する。試験燃料棒をさらにジルカロイ製チャンバに封入し、被覆管の破損が生じたケースを含め燃料/冷却材反応を確実に回避するとともに、NSRR の放射線下でも有意なノイズを生じない LVDT 式圧力センサを採用する同実験体系でのデータ取得により、ギャップ・亀裂・ポロシティの性状変化や過渡時 FP ガス挙動を ADOPT 燃料、無添加燃料間で詳細に比較し、燃料ペレット挙動及びその燃料タイプによる違いが破損限界に及ぼした影響を評価する。

2.2.3 事故時の燃料損傷挙動

(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場合について、現在の規制において

は、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を判断し、またこの判断に基づいて事故拡大防止策の有効性を評価している。しかし、燃料挙動の観点では、当該基準に対応する温度等条件の成立が、炉心の広範囲に渡る燃料棒の冷却可能形状喪失といった、著しい炉心損傷の概念に沿う状況に対応するものではない、すなわち非常に保守的な基準であることも一方でよく知られている。元来、シビアアクシデント初期に相当する条件下で、現実にもどのようなタイミング、過程を経て炉心損傷が進展するのか、その詳細な過程については未だ定説の無い領域である。従って、事故拡大防止策有効性評価の土台となっている上述の判断基準については、大きな不確かさ、延いては妥当性検討の余地が残されている。このような検討を具体化していく上では、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、これまでに広範な実験研究、特に分離効果試験や集合体を用いた熔融試験等が数多く行われてきたが、それらの大半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い。さらにその多くは、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までの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や現在採用されているモデリング手法が内包する不確かさの把握に繋がり、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直接反映できる他、例えば炉心損傷状況のモニタリングの観点で、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。以上を踏まえ、本事業では、燃料の損傷程度の観点から従来研究でえられた知見を整理し、また向後の高温条件模擬試験等実施による更なる知見拡充を念頭に、取得が望まれるデータ・知見や対応する試験条件についても検討する。

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 $0.1\sim 1\%$ の照射成長が観測されていることから、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⁽⁸⁾。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、長期間にわたって PWR 冷却水条件下で照射された、改良合金を含む種々の PWR 燃料被覆管合金について、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) 研究対象となる被覆管材と試験の概要

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を対象とした。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比較材として試験マトリクスに取り入れ、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、比較材として試験対象に含めた。

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された。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された。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、また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された。

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、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し、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				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			

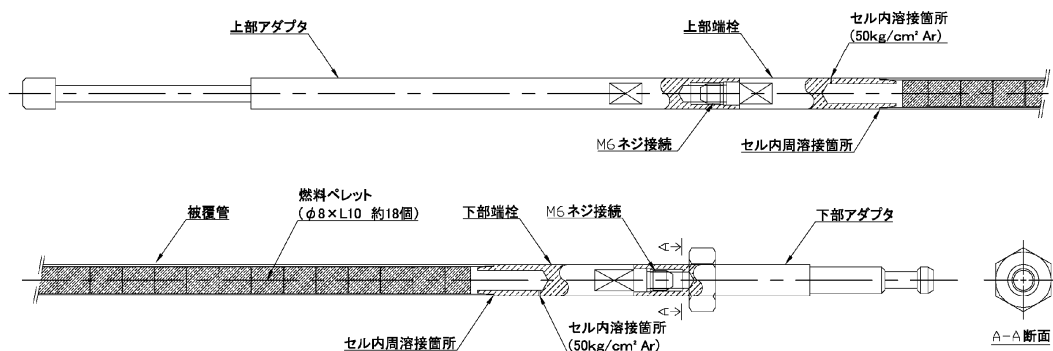


図 2.2.1-1 LOCA 模擬試験用燃料棒の構造図

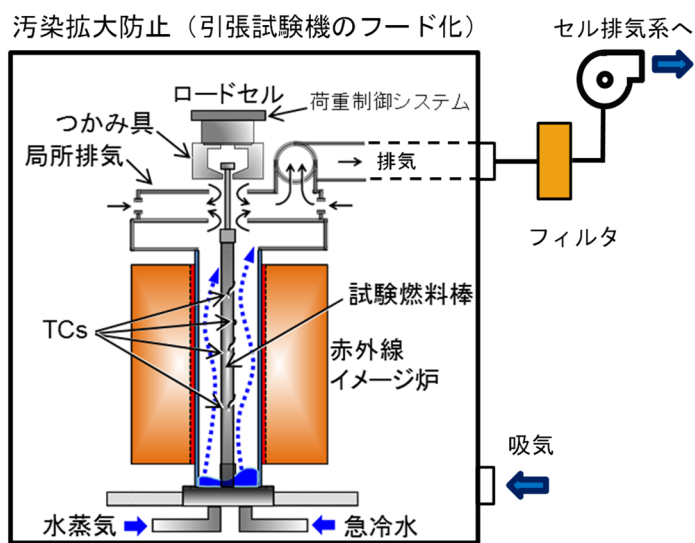
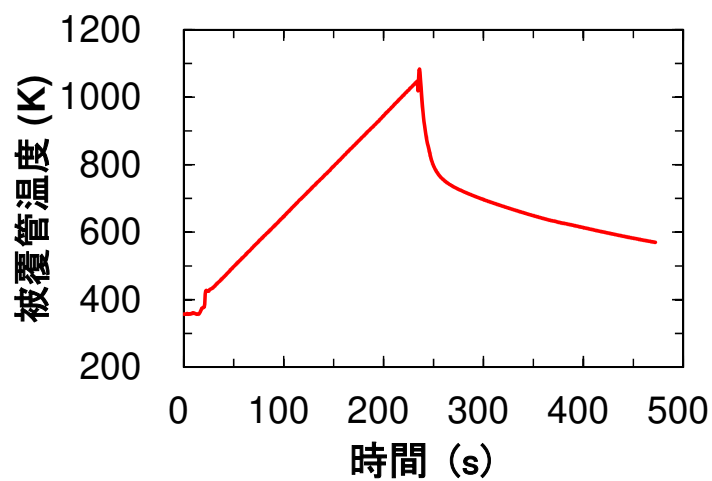
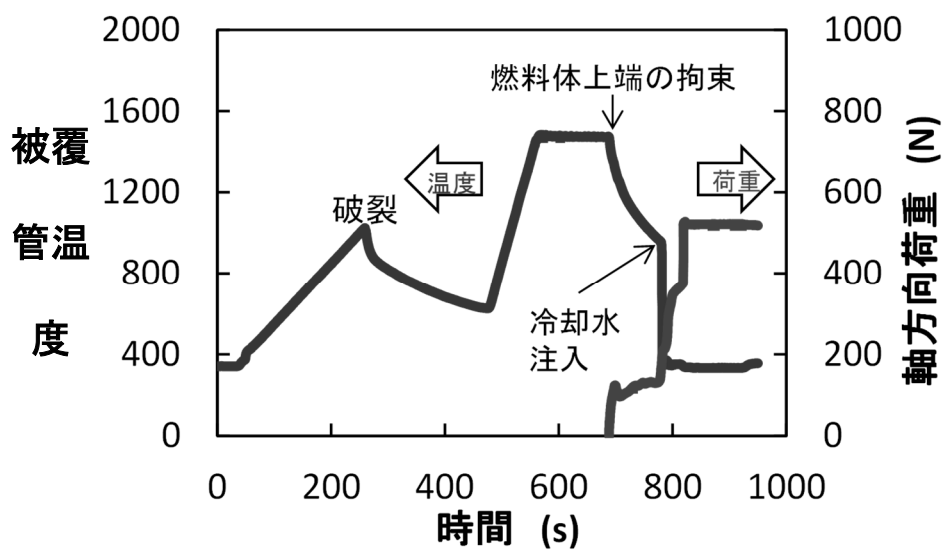


図 2.2.1-2 LOCA 模擬試験装置の概略図



(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

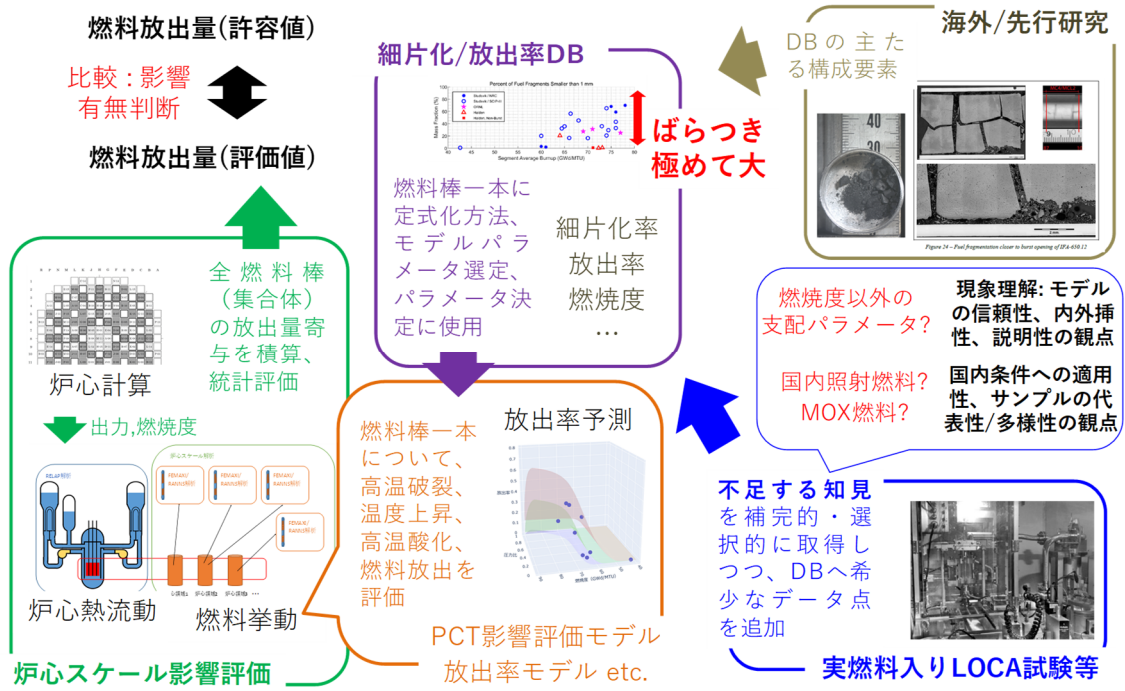
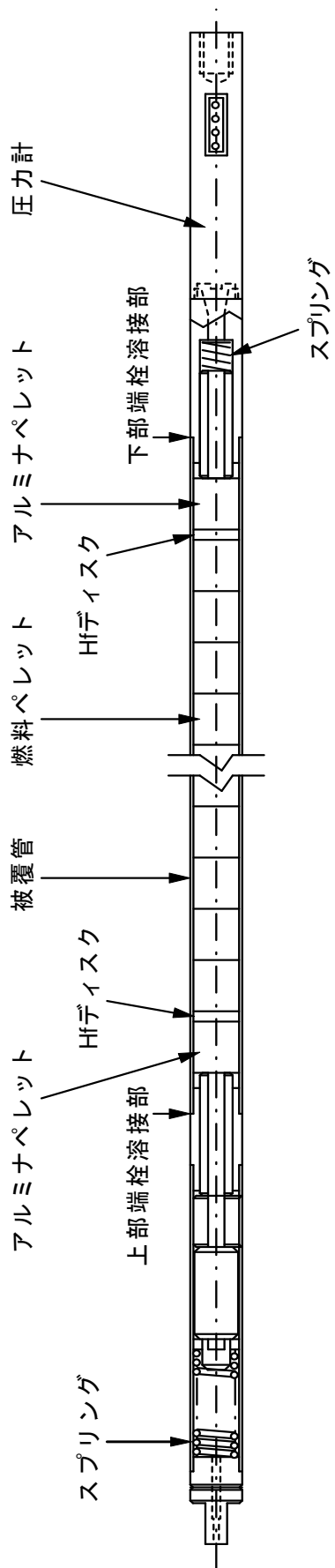
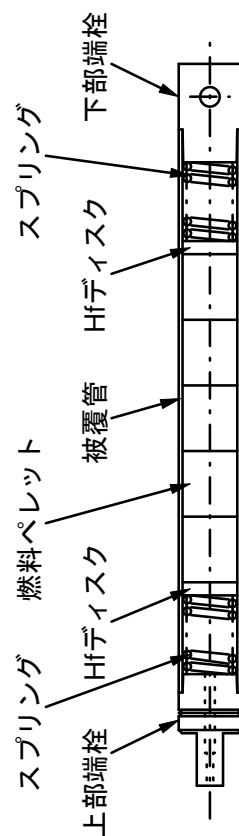


図 2.2.1-4 LOCA 模擬試験の FFRD 影響評価研究における位置づけ

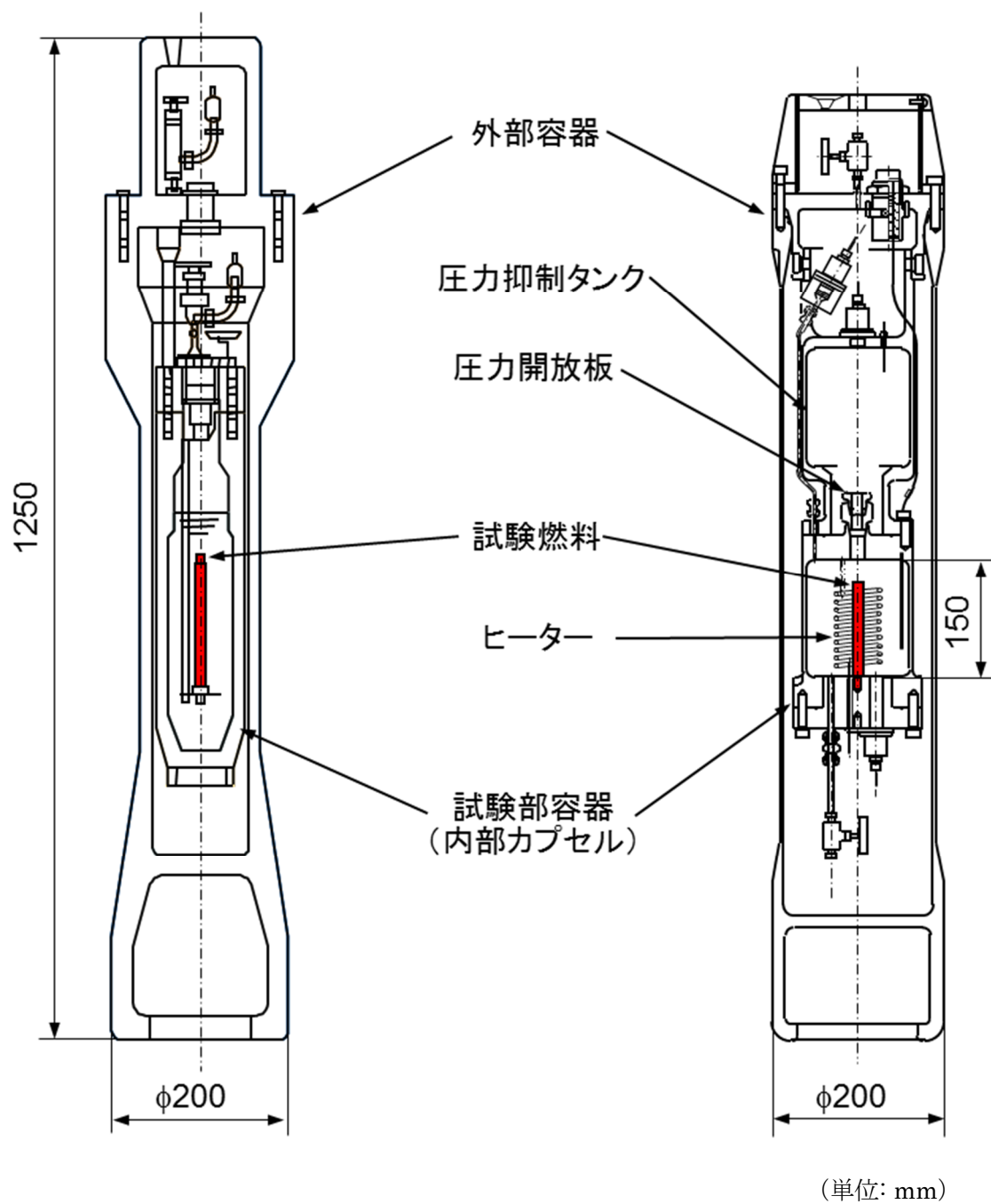


(1) 室温大気圧試験用燃料棒



(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

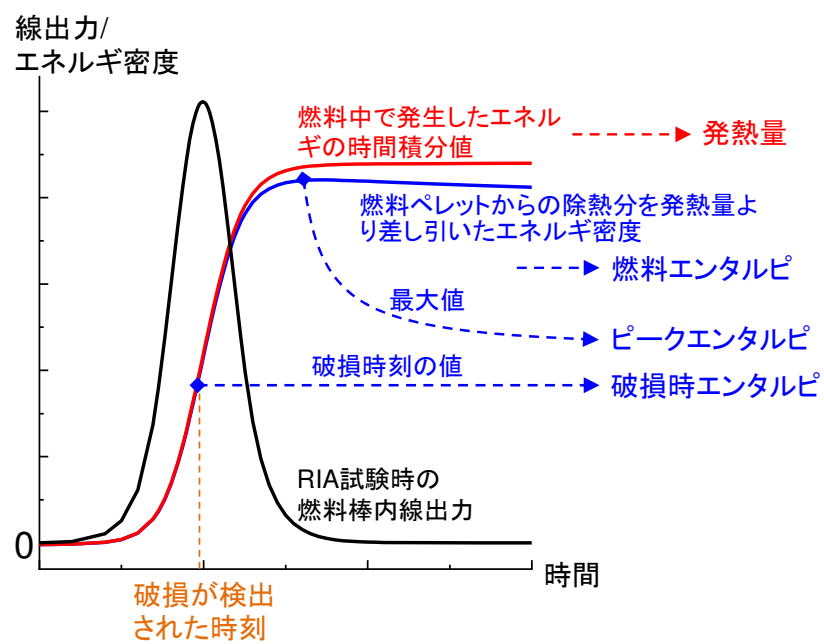


図 2.2.2-3 RIA 模擬試験時の線出力とエンタルピーの関係

- ① 燃料試験施設より試験燃料棒の搬入
- ② セミホットケープ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 セミホットケープ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 パルス照射
- ⑧ 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、セミホットケープへ移動
- ⑨ セミホットケープにて内部カプセルの取出し
- ⑩ 燃料試験施設へ内部カプセルの搬出
- ⑪
- ⑫

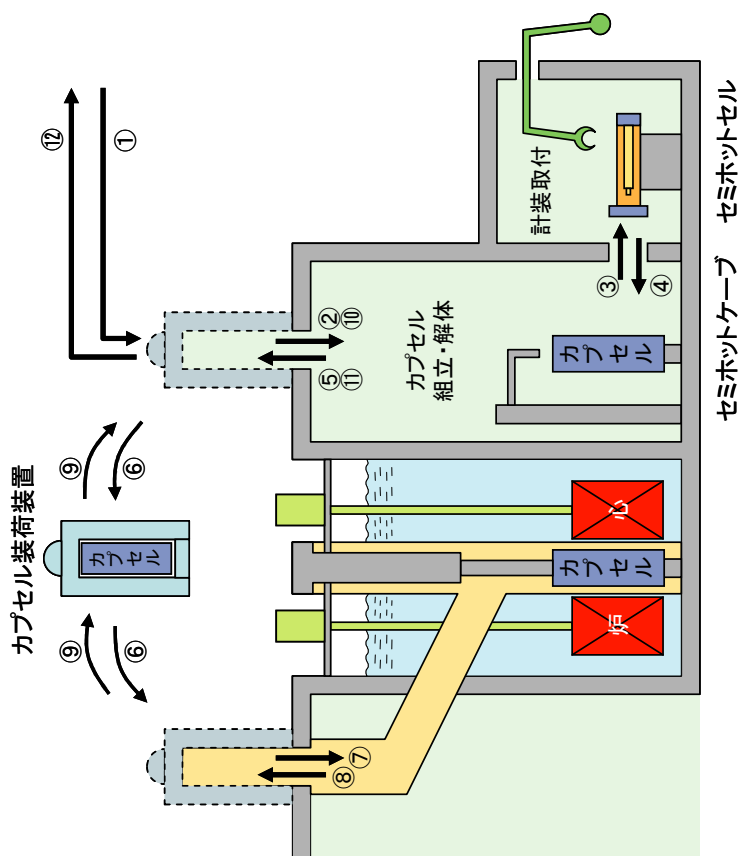
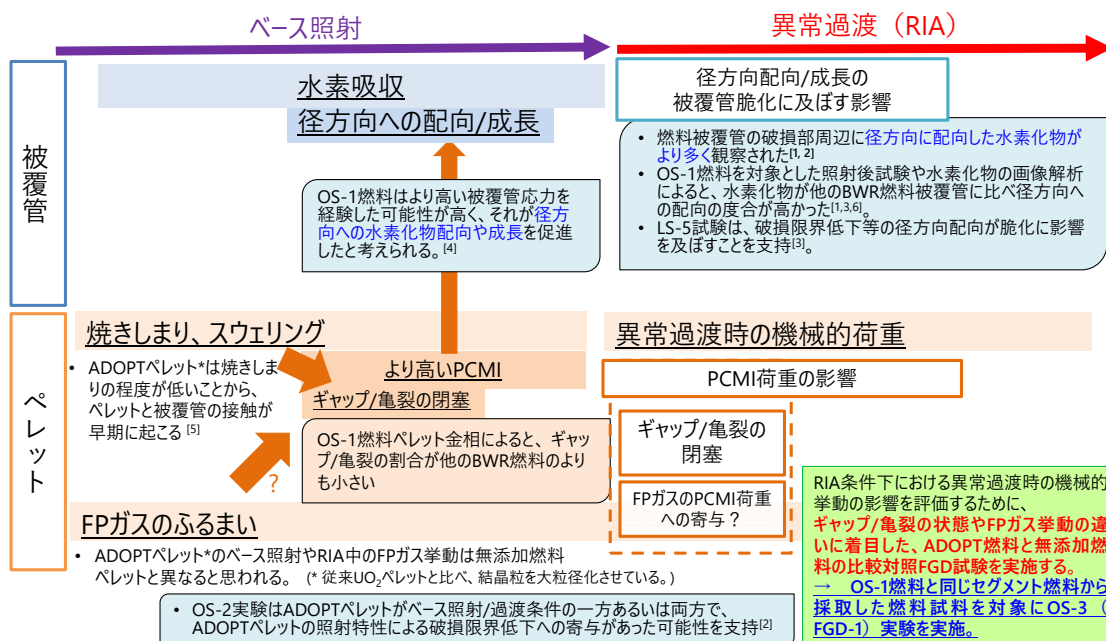


図 2.2.2-4 RIA 試験における NSRR 施設での試験燃料棒と実験カプセル取扱いの流れ



【Ref.】[1] Mihara T et al., JNST DOI: 10.1080/00223131.2022.2122616 (2022), [2] Mihara T et al., Proc. TopFuel 2019, USA, 544-550, [3] Mihara T et al., Proc. TopFuel 2021, Spain, [4] Udagawa Y. et al., ANE 139 (2020) 107268, [5] Arborelius J et al., JNST 43(9) 967-976 (2006), [6] Mihara T, FSRM2018.

図 2.2.2-5 OS-1 試験で確認された低破損限界の現象相関図の構築

➤ 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)

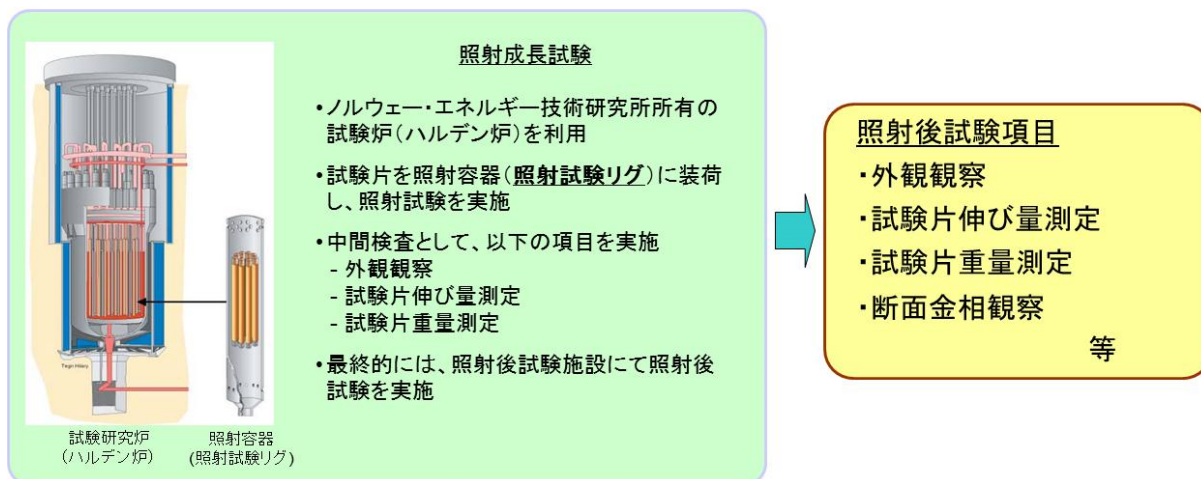


図 2.2.4-1 改良合金被覆管の照射成長試験の概要

3 章 令和 4 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燃料を対象とした LOCA 模擬試験を実施するとともに、燃料ペレットを除去しない状態の高燃焼度燃料を対象とした LOCA 模擬試験の試験後分析を実施し、ガンマ線強度や X 線観察から、ペレットの細片化挙動に関するデータを取得した。また、ペレット加熱試験装置による FP ガス定量分析を実施し、高燃焼度 UO_2 燃料ペレットの LOCA 模擬加熱試験において燃料ペレット片から放出された FP ガス量を評価した。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ジルカロイ-4 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た繰り返し荷重負荷曲げ試験を実施した。

3.2 RIA 試験

- (1) 前事業で実施した OS-1 実験 (ADOPT 燃料、Zry-2 被覆) の低破損限界をもたらした原因を調査するために、OS-1 燃料と同じセグメント燃料から切り出した試料を対象に、原子力機構が保有する NSRR を使用して、FP ガスの放出挙動に着目した OS-3 実験を実施した。
- (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。CN-1 燃料について実施した試験後試験により、破損部の燃料及び被覆管の状態に関するデータを得た。また、224-2 燃料について追加的な試験後分析を実施し、発熱量を評価した。さらに RIA 試験 LS-5 の採取元の燃料セグメントについて、レファレンス試験を実施し、受入時の状態に関するデータを得た。
- (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、応力の二軸度、水素吸収等条件が被覆管の破損形態に及ぼす影響に関するデータを取得した。

3.3 事故時の燃料損傷挙動

現行 LOCA 基準を超える条件での燃料損傷挙動に関する知見を拡充するため、事故耐性燃料として早期実用化が見込まれている Cr コーティング被覆管の研究・開発状況に調査するとともに、シビアアクシデント挙動解析を実施し、高温時の燃料挙動と炉心損傷進展の関係を評価した。

4 章 令和 4 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

4.1.1 燃料棒に対する非破壊試験

本年度は、LOCA 模擬試験の供試材として使用するスイス・ライブシュタット (BWR) で照射された UO_2 燃料棒 (FBA004-a5-F) について検査を実施した。

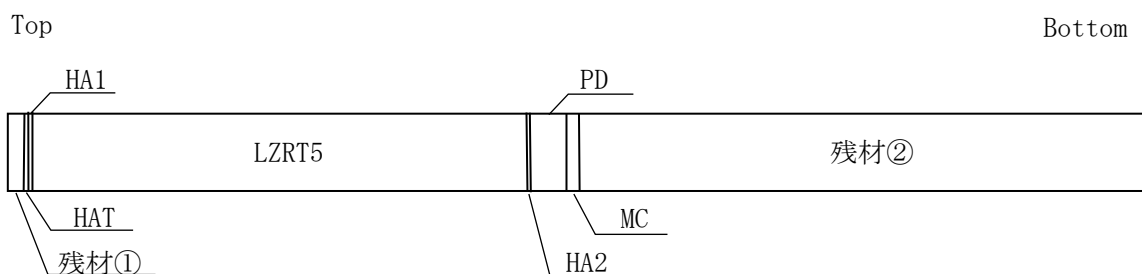
FBA004-a5-F の燃料の仕様、燃焼度等の概要を表 4.1.1-1 に示す。昨年度までに FBA004-a5-F 燃料棒の外観、X 線透過写真、γ スキャン、寸法測定を実施⁽¹⁾し、今年度は、セグメントから採取した LOCA 供試燃料棒の酸化膜測定を実施した。採取位置を図 4.1.1-1 に示す。

(1) 燃料棒の酸化膜測定

燃料棒 FBA004-a5-F の酸化膜測定結果を図 4.1.1-2 に示す。実験において問題となり得る特異な酸化膜厚さは見られなかった。

表 4.1.1-1 試験対象燃料一覧

照射条件	燃料セグメント番号	FBA004-a5-F
	燃焼度 (GWd/t)	47
	燃料名	ライブシュタット燃料
	燃料タイプ	BWR10x10UO ₂
	照射炉	Laibstadt
	燃料棒番号	FBA004-a5
	試料採取位置 (下から、mm)	F (1095-1545)
被覆管	材質	Zry-2 with liner (95 μm)
	外径 (mm)	10.28
	内径 (mm)	9.04
	肉厚 (mm)	0.56
ペレット	高さ (mm)	10.5
	外径 (mm)	8.87
	ディッシュ	有
	チャンファー	無
	理論密度 (%TD)	96.7
	U-235 濃縮度 (%)	4.93



試料名	寸法測定結果(mm)	採取位置(mm)
残材①	6.6	0.0 ~ 6.6
HAT	1.0	7.0 ~ 8.0
HA1	1.0	8.4 ~ 9.4
LZRT5	192.4	9.8 ~ 202.2
HA2	1.0	202.6 ~ 203.6
PD	13.6	204.0 ~ 217.6
MC	5.1	218.0 ~ 223.1
残材②	226.4	223.5 ~ 450.0

図 4.1.1-1 LOCA 供試燃料棒の採取位置

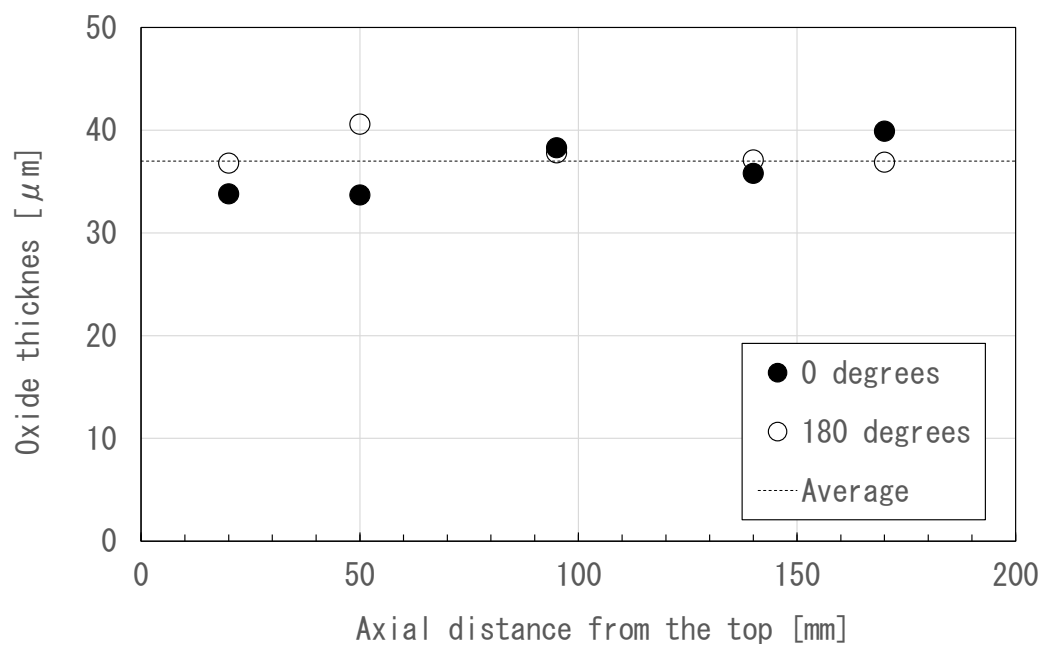


図 4.1.1-2 FBA004-a5-F 燃料棒の酸化膜厚さ測定結果

4.2 レファレンス試験

4.2.1 AP2-19 に関するレファレンス試験

RIA 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 AP2-19 に関する試料採取計画を図 4.2-1-1 に示す。

(1) 金相試験

燃料セグメント AP2-19 から図 4.2-1-1 に示した MC の位置で採取した試料を長手方向に切断し、その断面金相を観察した。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 4.2.1-2 (1)(2)(3)(4)(5)(6): AP2-19 MC ペレットエッチング前

図 4.2.1-3 (1)(2)(3)(4)(5)(6): AP2-19 MC ペレットエッチング後

図 4.2.1-4 (1)(2)(3)(4)(5)(6): AP2-19 MC 燃料被覆管エッチング前

図 4.2.1-5 (1)(2)(3)(4)(5)(6)(7): AP2-19 MC 燃料被覆管エッチング後

AP2-19 の MC 部ペレットにおいては、図 4.2.1-1 に示す位置にペレット／ペレット境界が 2 か所あるが、Bottom 側の境界は見分けがつかないほど密着した状態になっていた。ペレット／ペレット境界が被覆管に接触する部分では、ペレットのスウェリングにより局所的に被覆管に応力が発生し、被覆管で形成した水素化物の析出方位に影響を及ぼす可能性が考えられる。しかし、図 4.2.1-5(2)の Photo 4-1 や図 4.2.1-5(5)の Photo 4-8 にペレット／ペレット境界における被覆管の水素化物析出状態を示しているが、水素化物析出方位への影響はみられなかった。つまり、ペレット／ペレット境界近傍の被覆管の水素化物は破損に大きな影響を与えないと思われる。

令和 2 年度に実施した AP2-19 の水平方向の断面金相観察結果⁽¹⁾によると、外面側に水素化物が密集した領域が観察された。水素化物ブリスタ等とも呼ばれるこのような性状の組織は、亀裂を生じやすいと考えられ、LS-5 燃料の破損へ影響を及ぼした可能性も考えられた。今回観察した長手方向の断面金相では、より軸方向に広い範囲で観察したにもかかわらず、同様の水素化物密集領域は確認されず、広い範囲で形成されたものではない可能性が大きい。

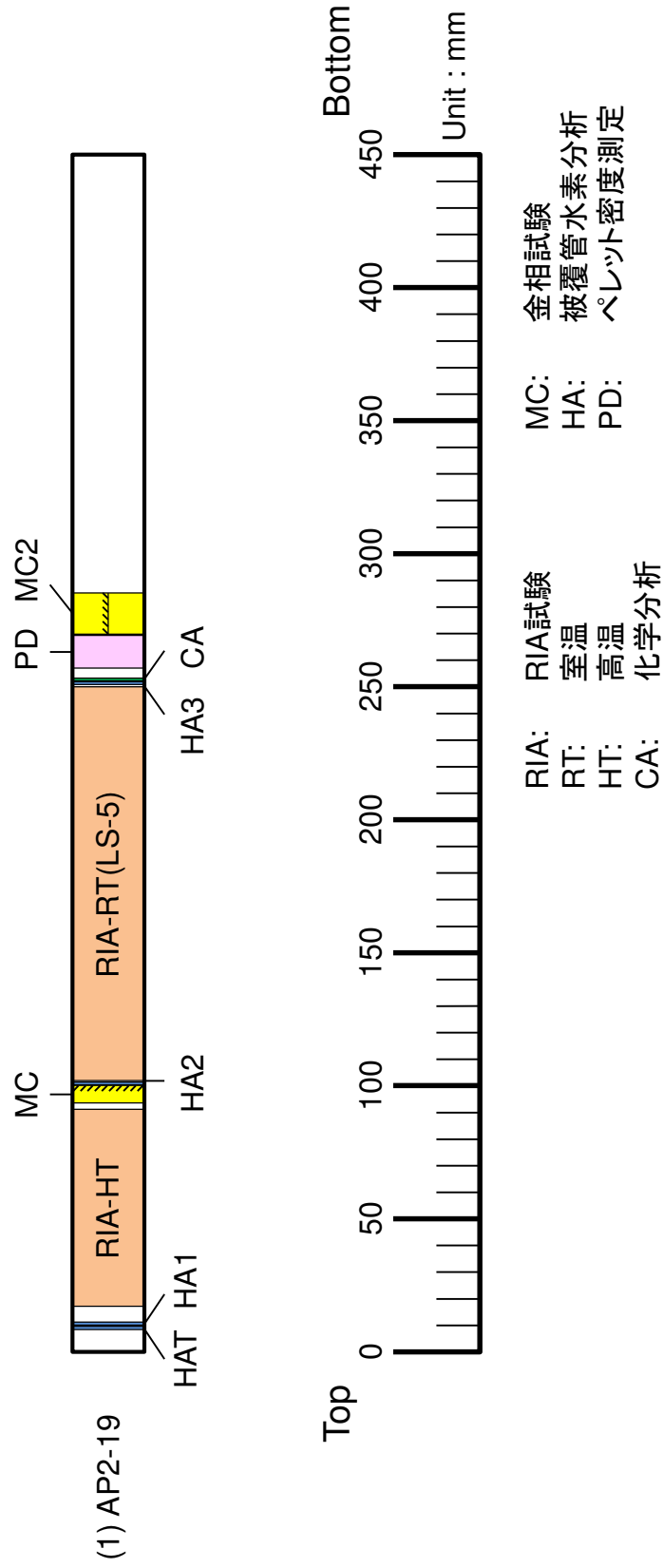


図 4-2-1-1 燃料セグメント AP2-19 に関する試料採取計画

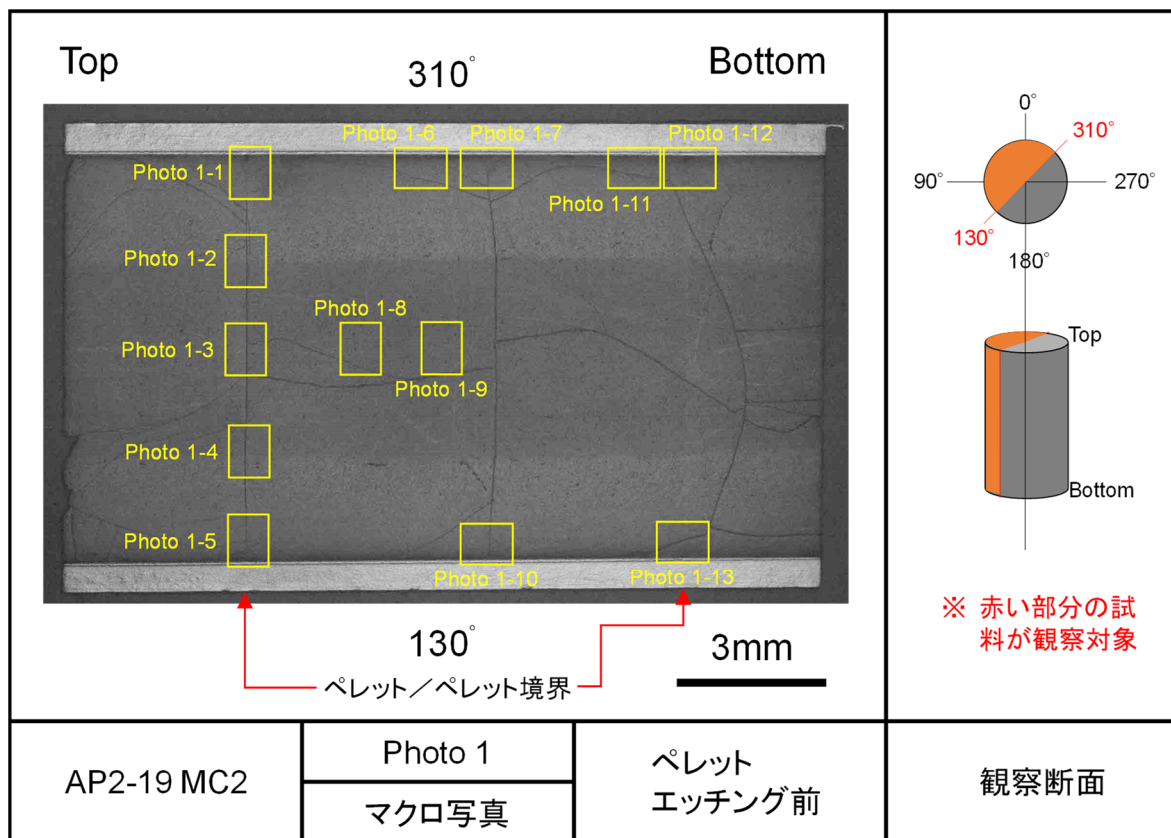


図 4.2.1-2(1) レファレンス試料の金相写真（ペレットエッチング前，AP2-19 MC2）

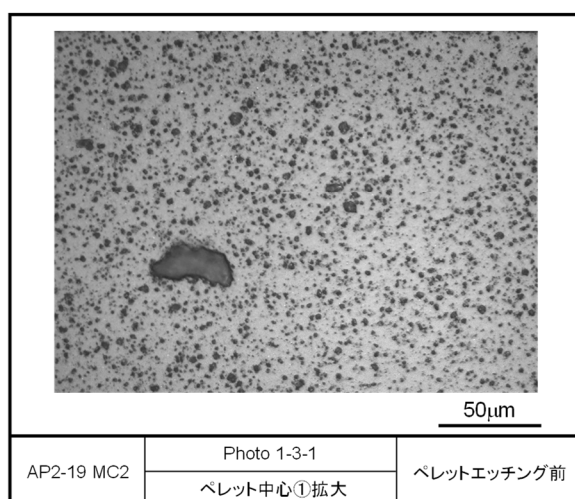
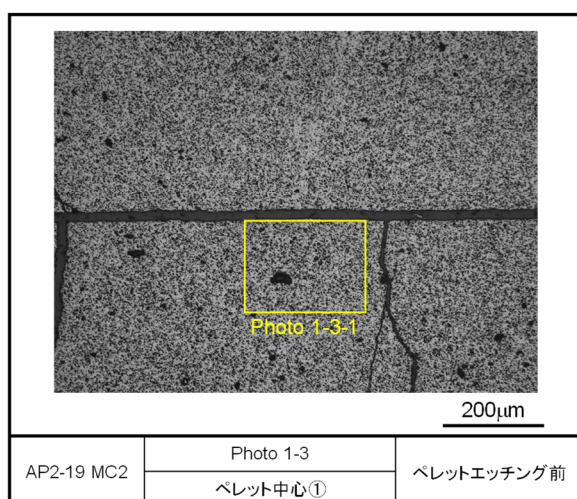
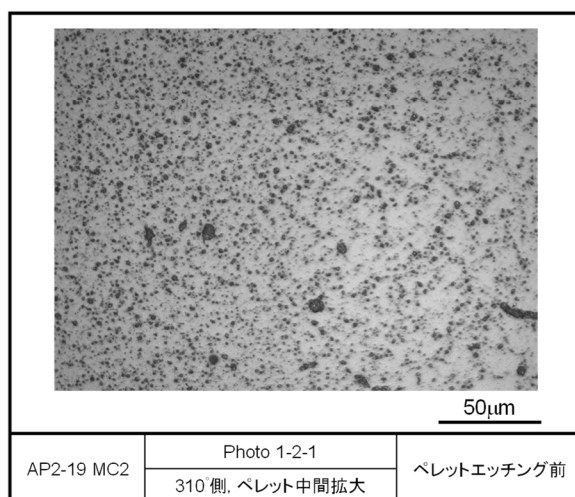
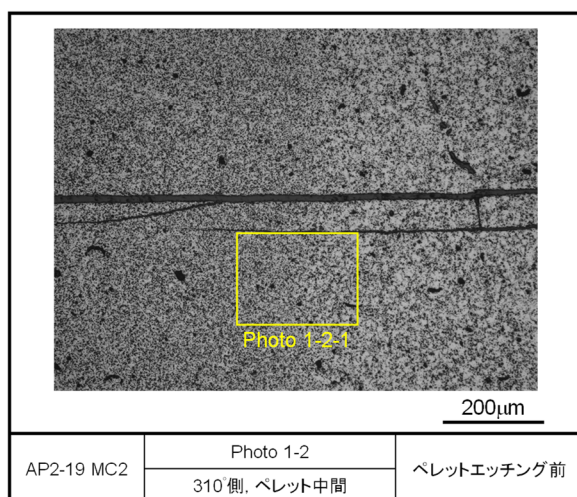
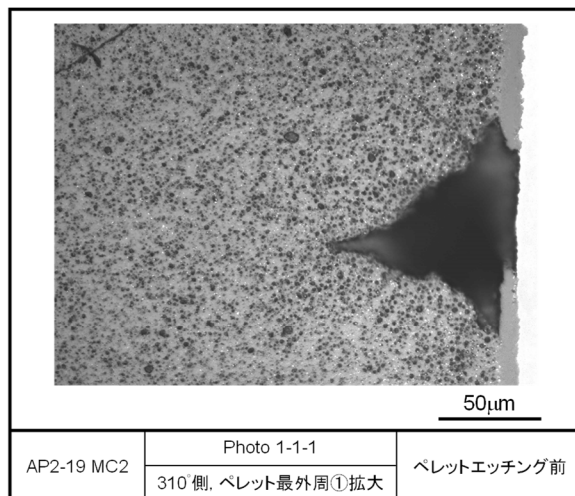
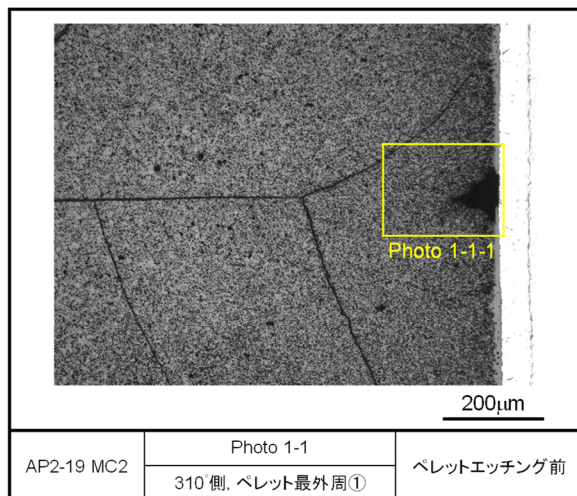


図 4.2.1-2(2) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング前, AP2-19 MC2)

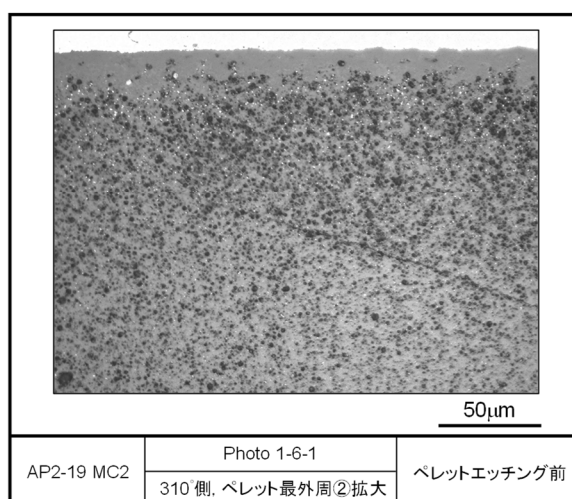
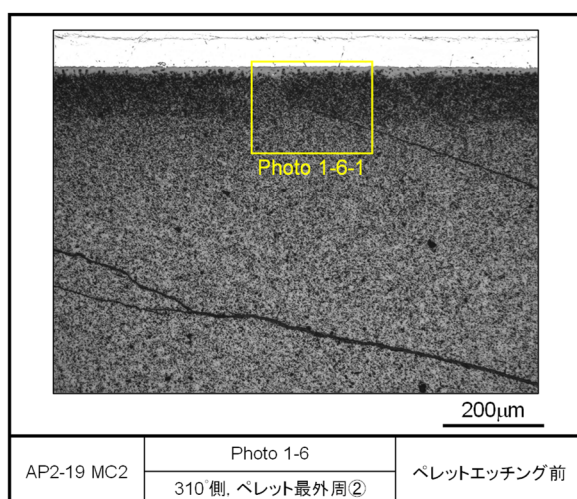
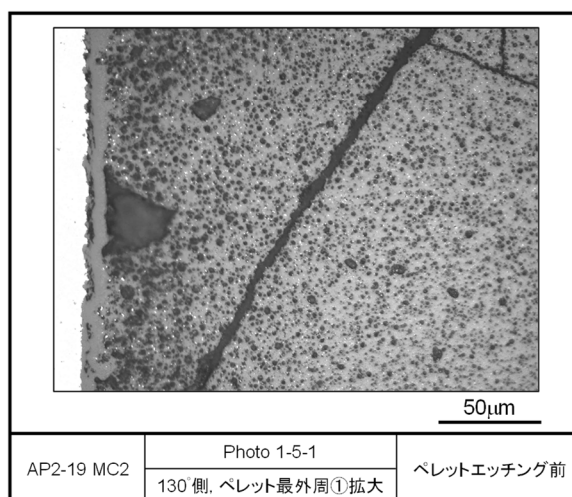
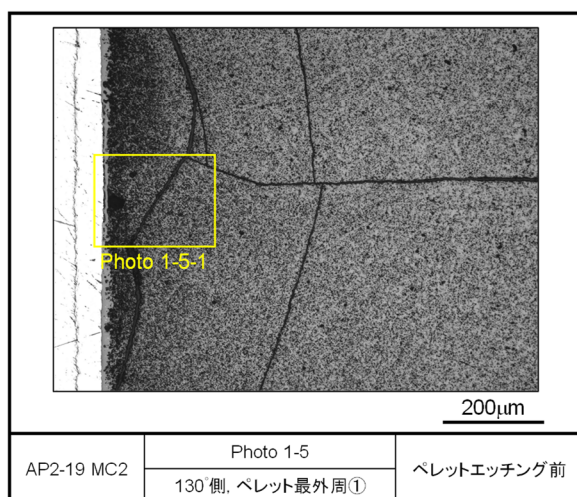
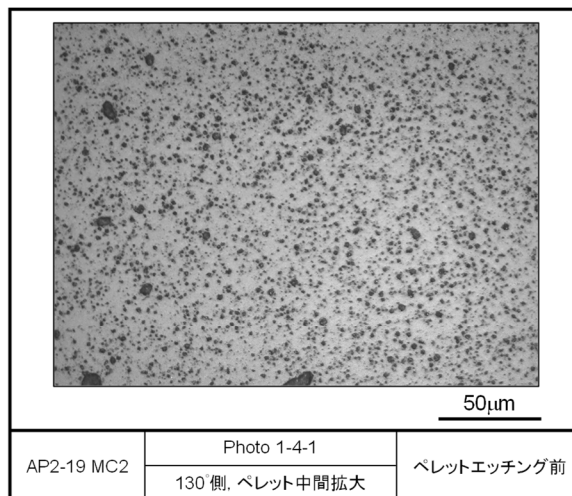
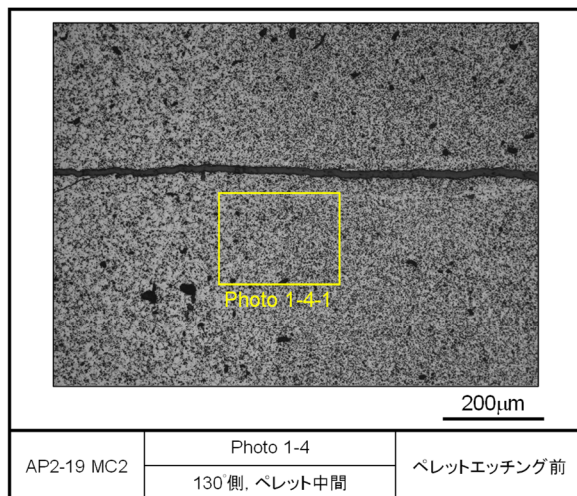


図 4.2.1-2(3) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング前, AP2-19 MC2)

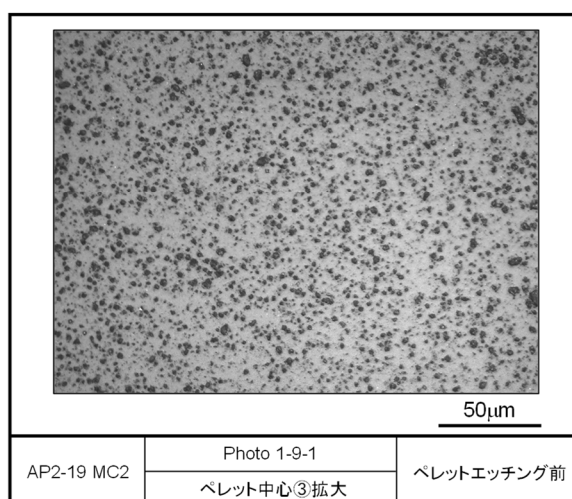
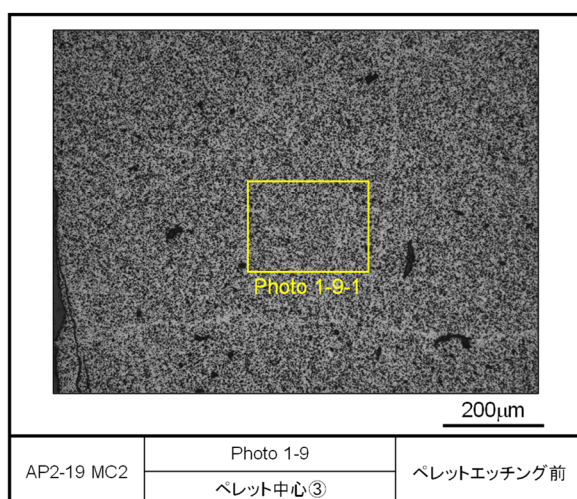
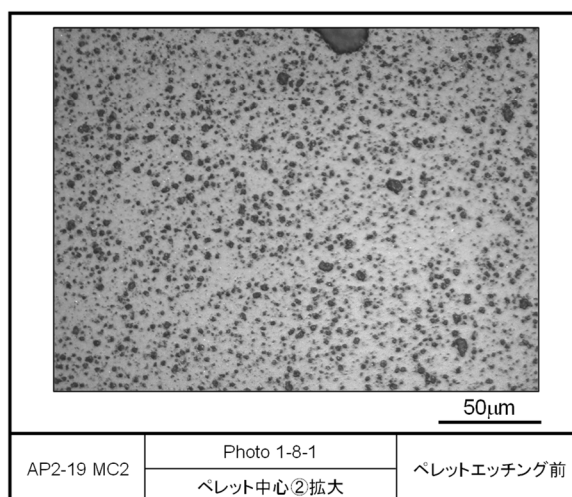
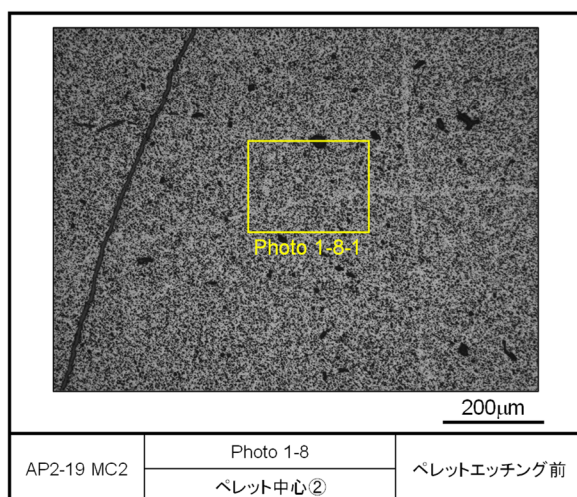
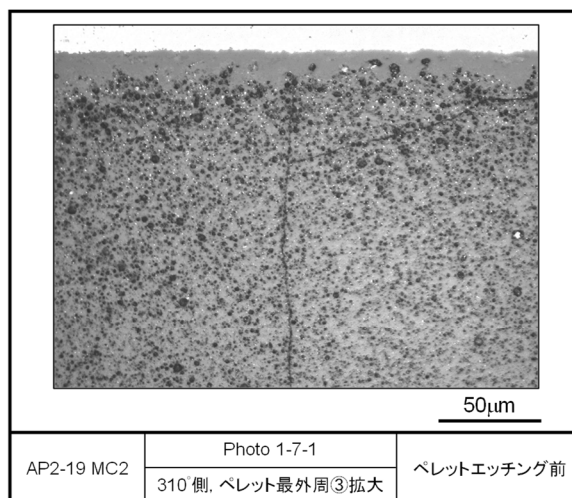
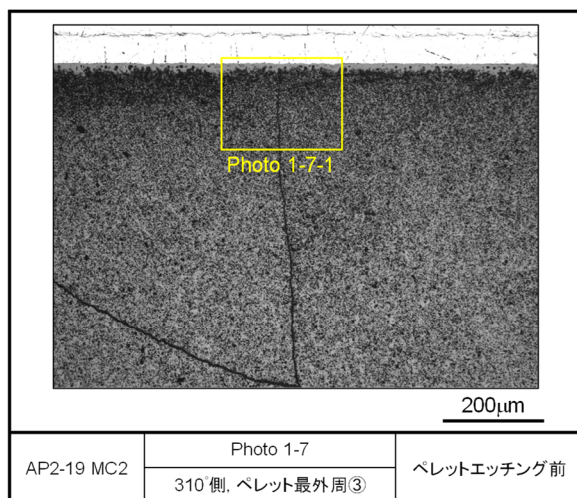


図 4.2.1-2(4) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング前, AP2-19 MC2)

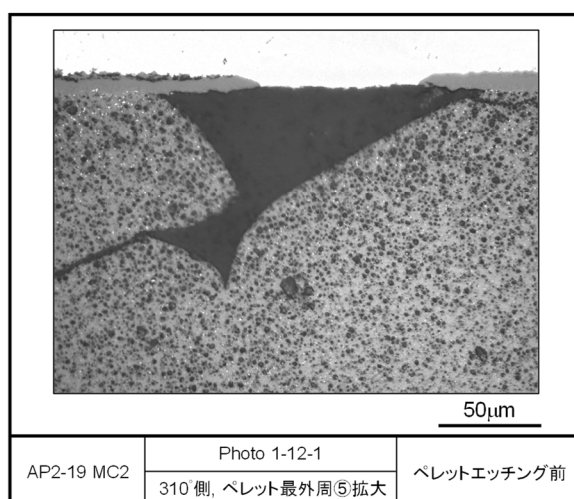
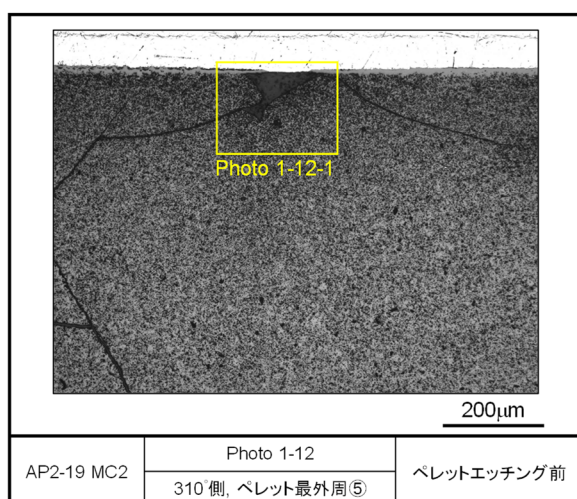
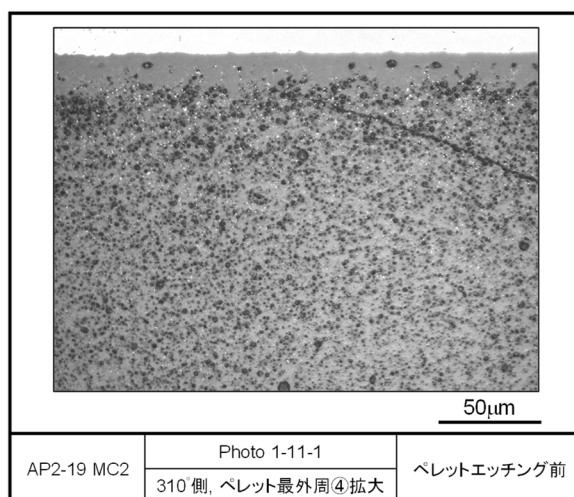
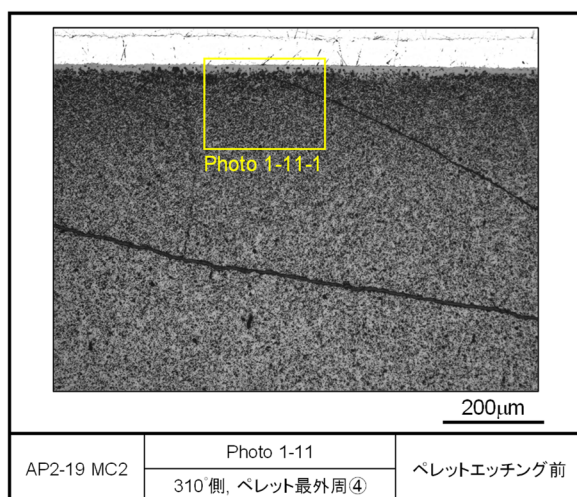
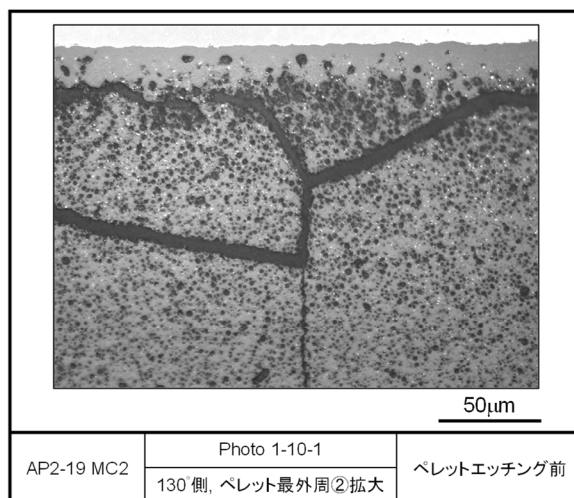
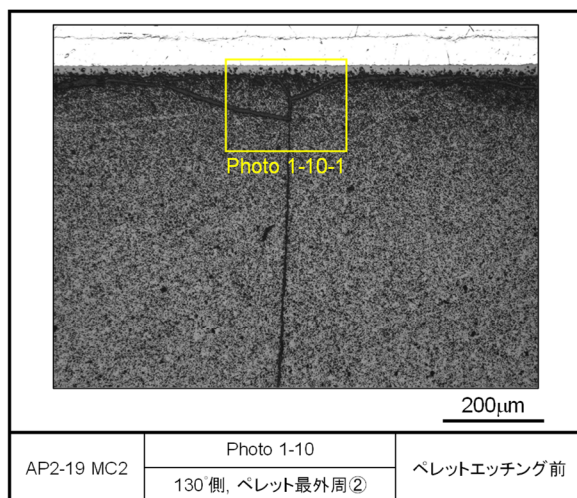


図 4.2.1-2(5) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング前, AP2-19 MC2)

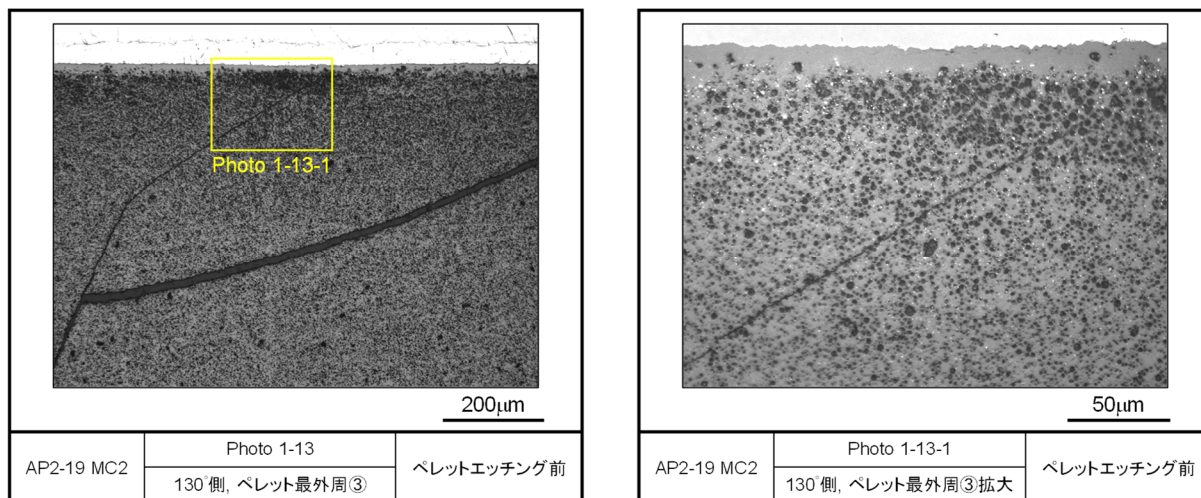


図 4.2.1-2(6) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング前, AP2-19 MC2)

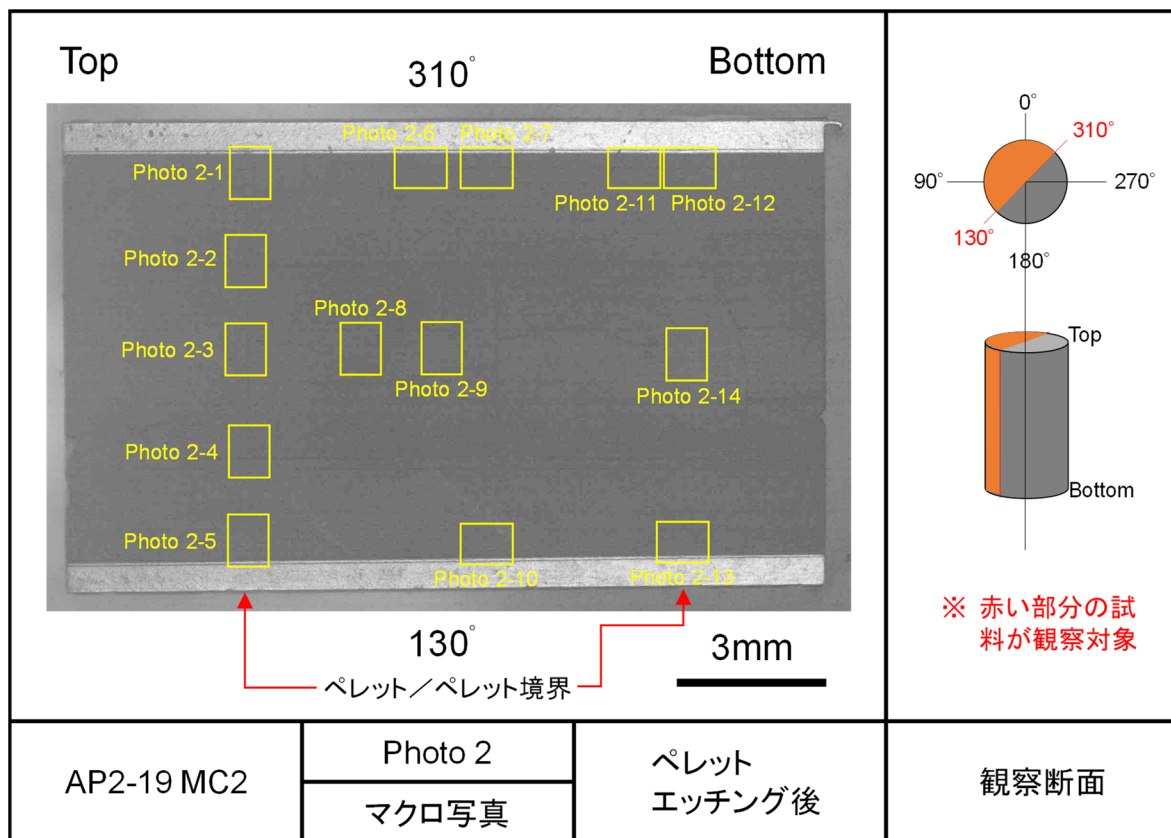


図 4.2.1-3(1) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング後, AP2-19 MC2)

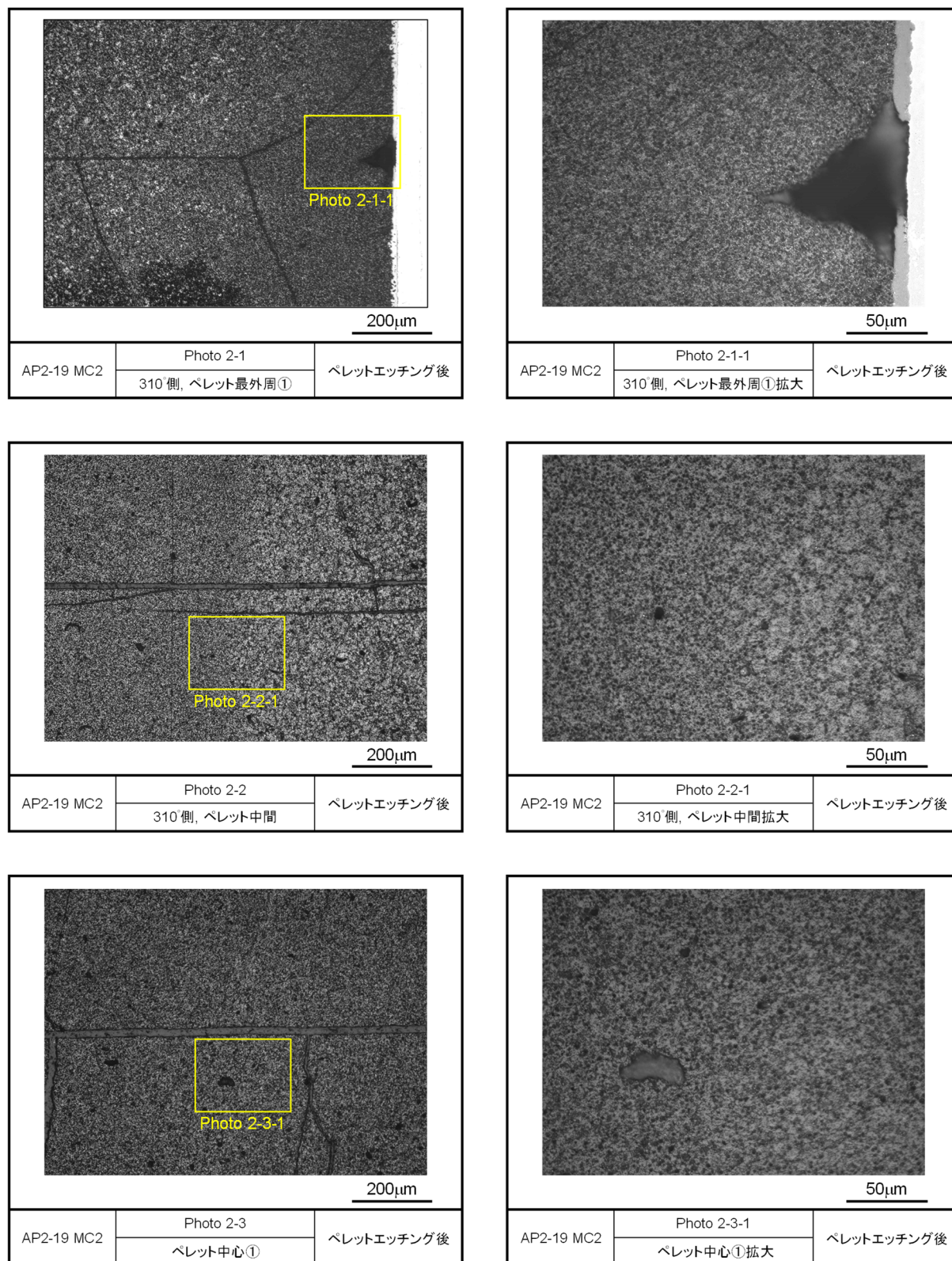


図 4.2.1-3(2) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング後, AP2-19 MC2)

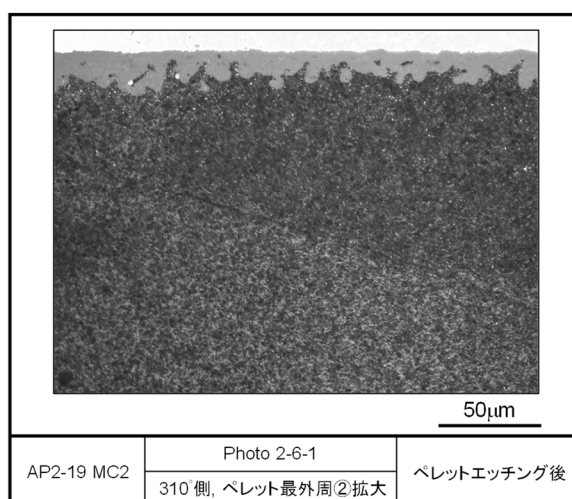
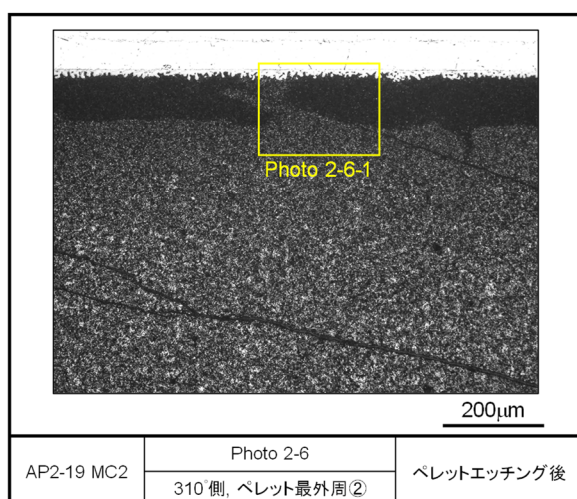
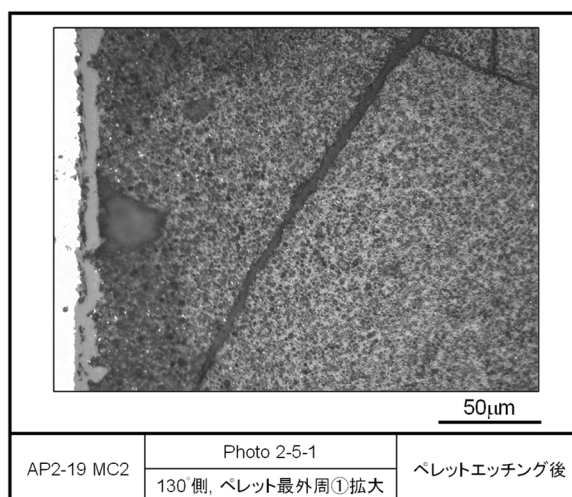
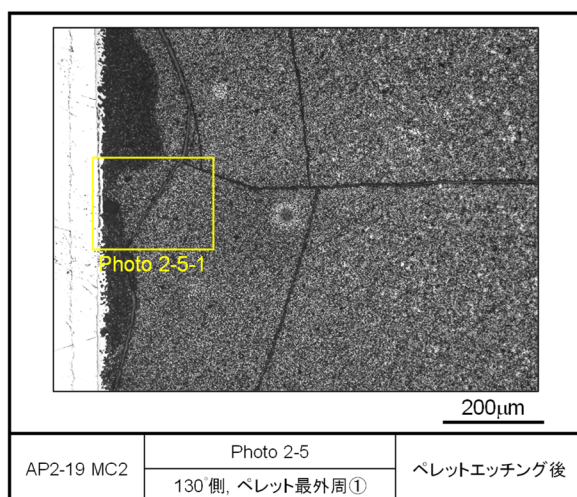
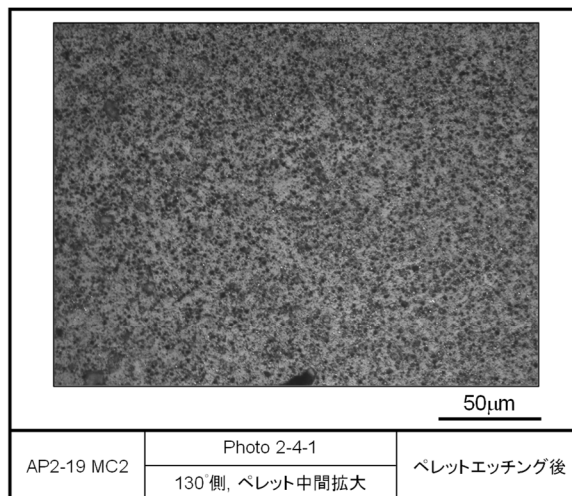
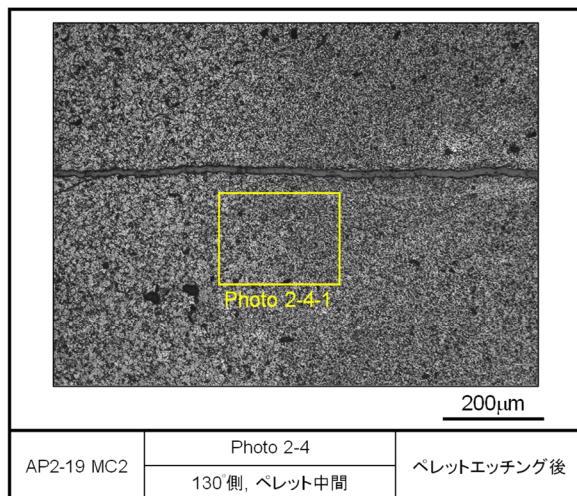


図 4.2.1-3(3) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング後, AP2-19 MC2)

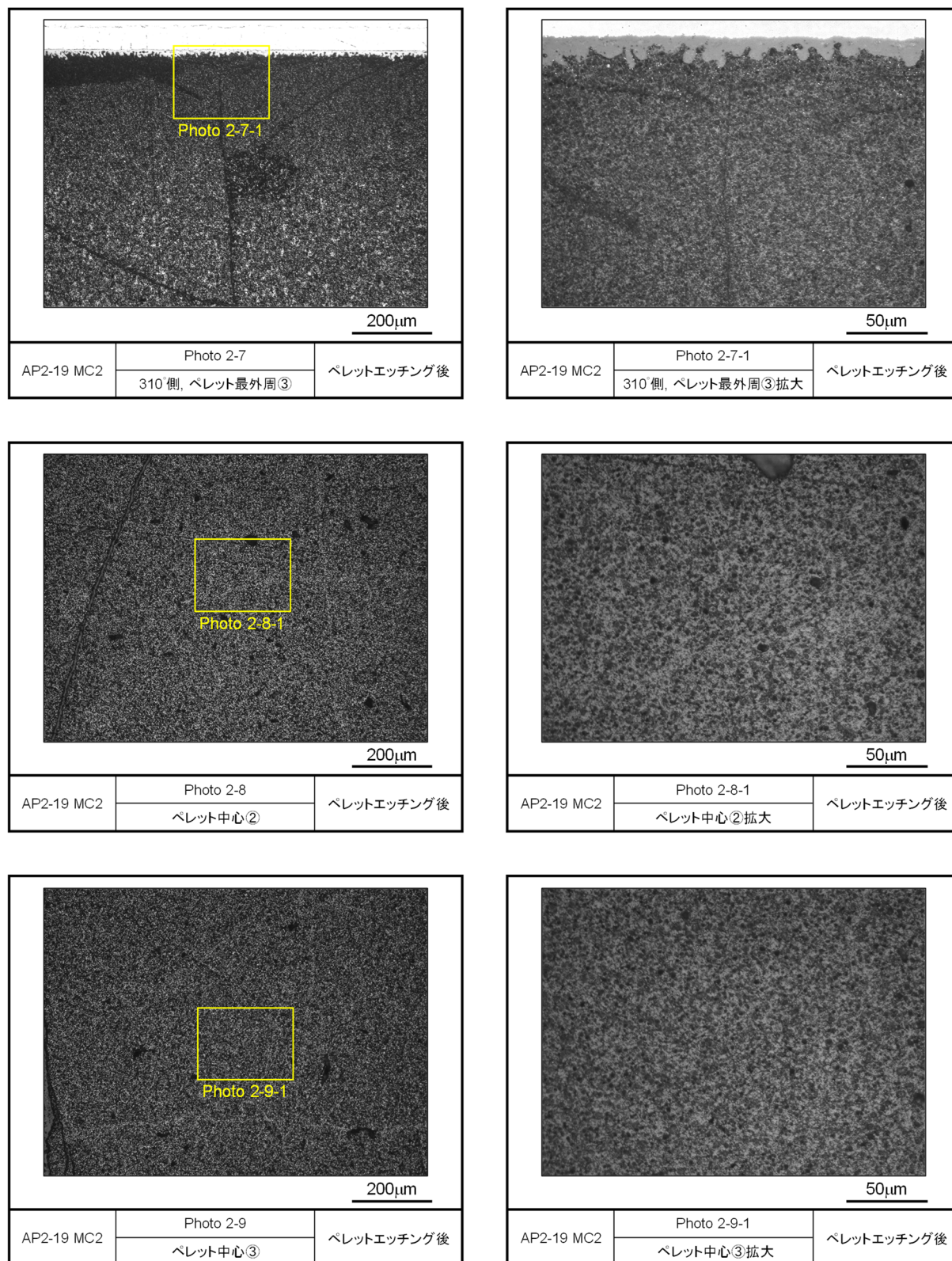


図 4.2.1-3(4) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング後, AP2-19 MC2)

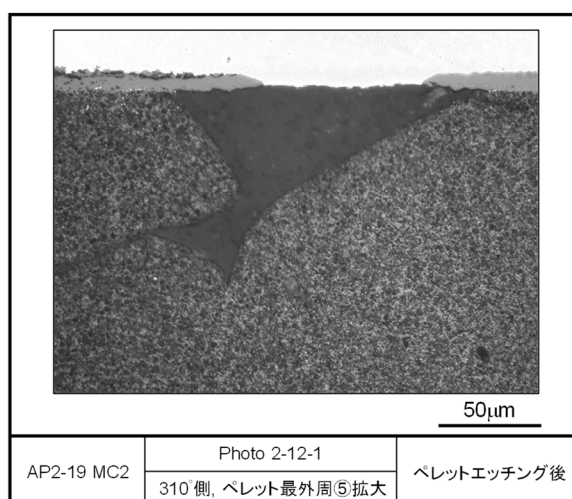
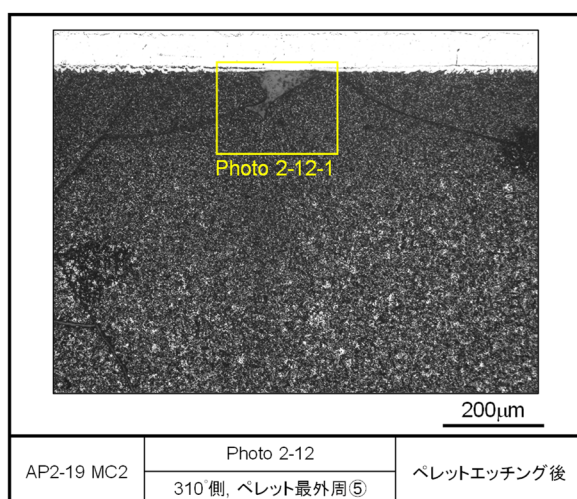
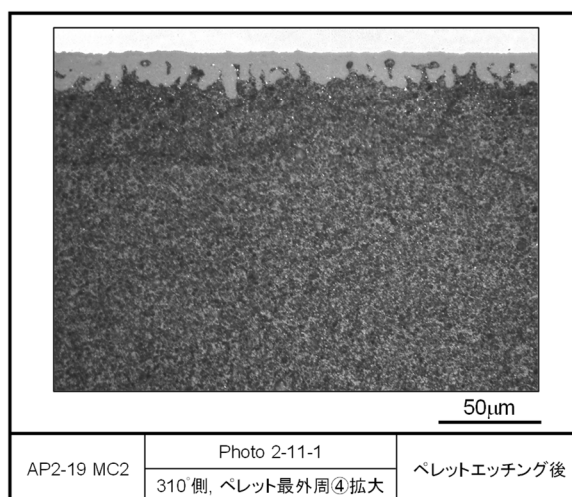
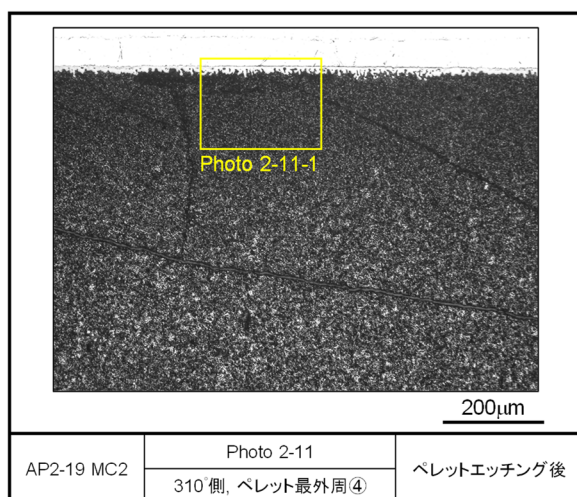
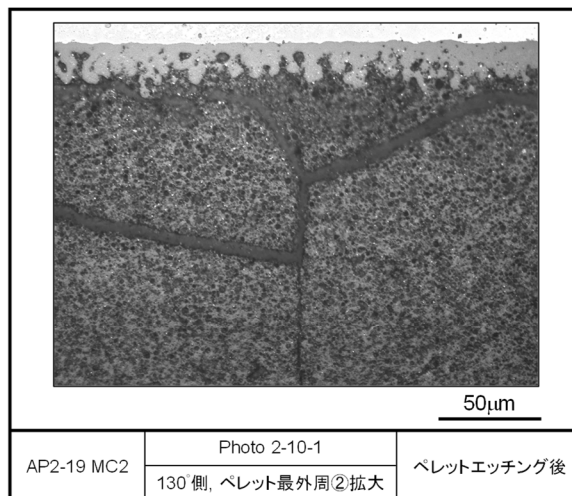
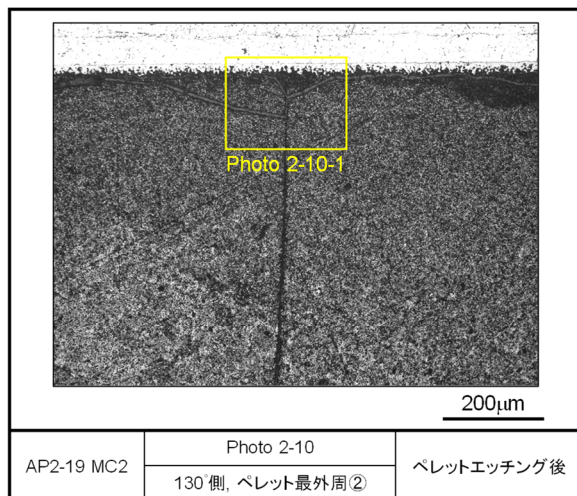


図 4.2.1-3(5) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング後, AP2-19 MC2)

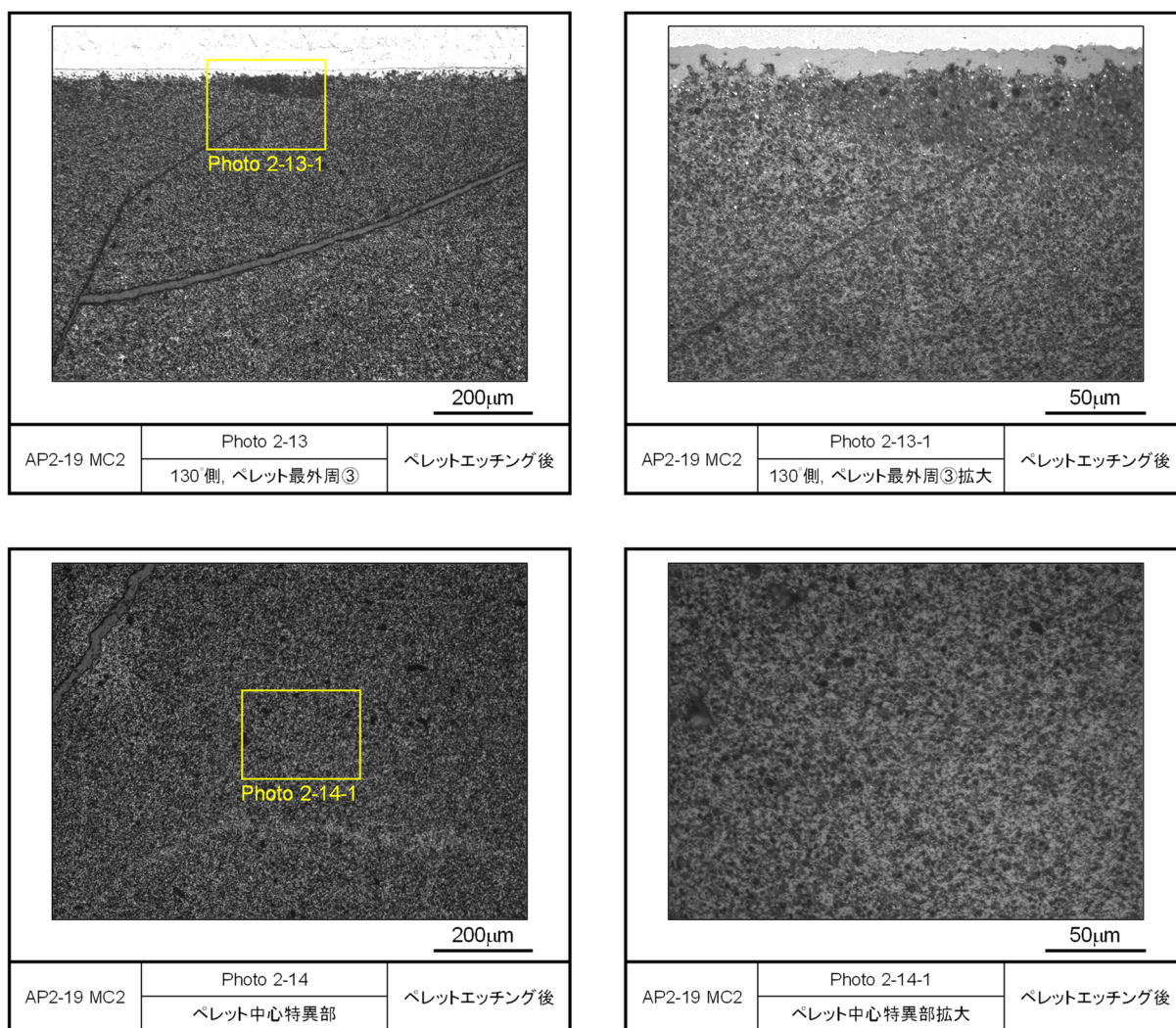


図 4.2.1-3(6) レファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング後, AP2-19 MC2)

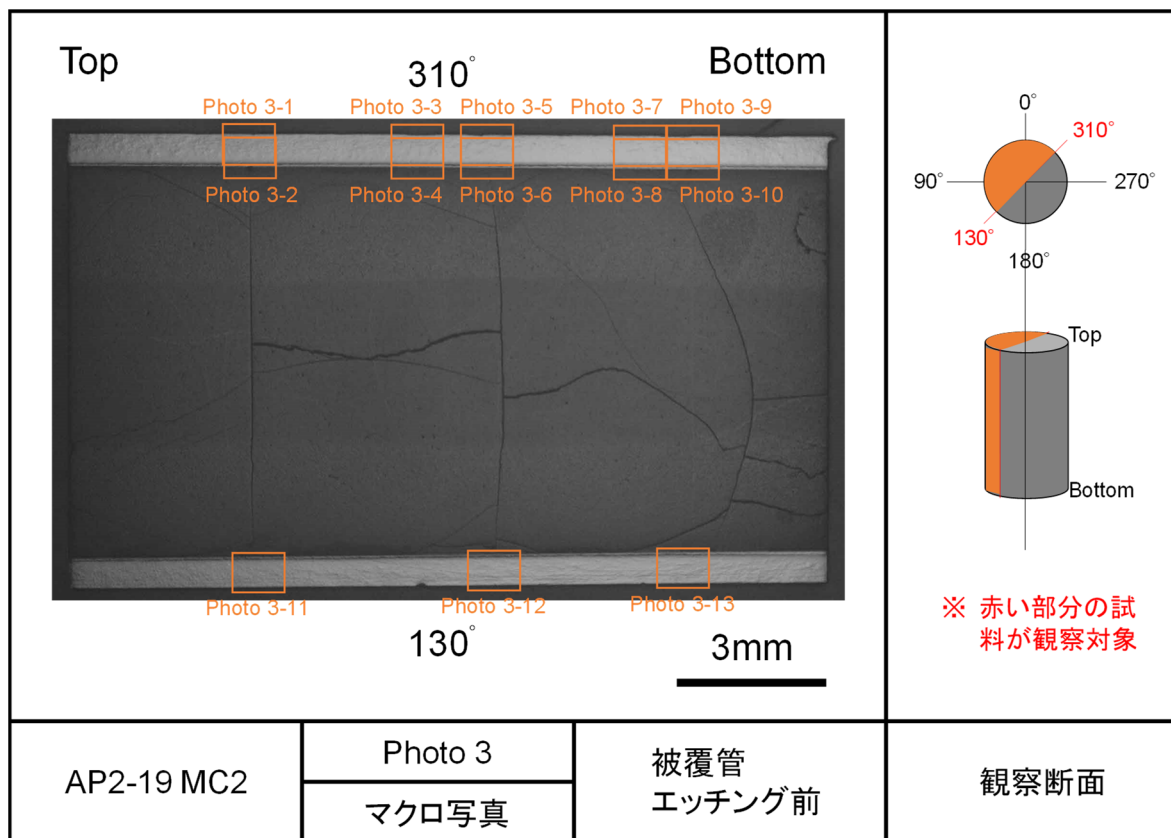


図 4.2.1-4(1) レファレンス試料の金相写真（被覆管エッチング前，AP2-19 MC2）