

平成 29 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
(燃料等安全高度化対策) 事業
(平成 29 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
平成 31 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 RIA 試験	2-2
2.2.2 LOCA 試験	2-4
2.2.3 改良型燃料被覆管の照射成長試験	2-6
3 章 平成 29 年度燃料等安全高度化対策事業の概要	3-1
3.1 RIA 試験	3-1
3.2 RIA 試験解析	3-2
3.3 LOCA 試験	3-2
3.4 改良型燃料被覆管の照射成長試験	3-2
4 章 平成 29 年度燃料等安全高度化対策事業の実施内容	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 RIA 試験	4.3-1
4.3.1 LS-4 実験	4.3-1
4.3.2 OS-1 実験	4.3-25
4.3.3 VA-6 実験に関するパルス照射後試験	4.3-52
4.3.4 GR-1 実験に関するパルス照射後試験	4.3-54
4.3.5 VA-7 実験に関するパルス照射後試験	4.3-55
4.3.6 VA-8 実験に関するパルス照射後試験	4.3-56
4.3.7 BZ-4 実験に関するパルス照射後試験	4.3-77
4.3.8 被覆管機械特性試験	4.3-84
4.3.9 RIA 試験のまとめ	4.3-95
4.4 RIA 試験解析	4.4-1
4.4.1 解析の概要	4.4-1
4.4.2 FEMAXI-7/RANNS 解析の方法	4.4-1
4.4.3 ベース照射解析結果	4.4-2
4.4.4 RIA 試験解析結果	4.4-3
4.4.5 燃料被覆管中のき裂解析	4.4-7
4.4.6 RIA 試験解析のまとめ	4.4-11

4.5	LOCA 試験	4.5-1
4.5.1	急冷破断試験	4.5-1
4.5.2	4点曲げ試験	4.5-3
4.5.3	酸化速度評価試験	4.5-6
4.5.4	LOCA 試験のまとめ	4.5-9
4.6	改良型燃料被覆管の照射成長試験	4.6-1
4.6.1	改良型燃料被覆管の照射成長試験の概要	4.6-1
4.6.2	照射成長試験に供する材料の選定、照射条件及び試験片の配置	4.6-1
4.6.3	試験片のハルゲン炉照射及び冷却材ループ運転状況	4.6-3
4.6.4	試験片に係る中間検査	4.6-5
4.6.5	改良型燃料被覆管の照射成長試験のまとめ	4.6-6
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

民間事業者は、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ため、原子力発電用軽水炉の安全性を確保しつつさらなる高燃焼度化をはじめとする高度利用を目指した燃料、いわゆる「改良型燃料」の研究開発を現在まで進めてきた。

改良型燃料は、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たものであり、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。また、さらに改良を進めた燃料の開発も民間事業者によって進められている。

一方、発電用軽水炉での使用中に発生する燃料被覆管の外面腐食や水素吸収などの現象や照射に伴う燃料材料の特性変化が、事故時の燃料挙動に大きく影響することがこれまでの研究⁽¹⁻³⁾によって明らかになってきている。また、燃料被覆管の合金組成や製造時条件の違いが事故時の燃料挙動に影響を及ぼす可能性⁽⁴⁾も報告されている。従って、原子炉施設に関する安全規制上の判断を行う上では、照射済燃料等を用いた事故模擬試験によって取得した事故時燃料挙動に関するデータ及び知見が極めて重要である。このため、国は、照射済燃料を含む軽水炉燃料の反応度事故（Reactivity Initiated Accident : RIA）時や冷却材喪失事故（Loss of Coolant Accident : LOCA）時の健全性評価試験を行い、原子炉の安全審査を行う上で必要なデータ及び判断材料を自ら準備してきている。

燃料の事故時健全性確認は、原子炉施設の安全審査に当たって不可欠なプロセスであり、かつ国民の関心も高い。従って、今後導入が検討されている改良型燃料の安全規制においては、その判断根拠となるデータや知見を国がタイムリーに取得する必要がある。具体的には、現行燃料に対して加えられた各種改良が原子炉の事故時安全性に及ぼす影響について、定量的に把握しておく必要がある。

燃料等安全高度化対策事業は、産業界が商用軽水炉等において照射した燃料（高燃焼度まで照射された現行型及び改良型燃料）を対象にその事故時挙動を調査するものであり、照射データ、照射後試験結果等、産業界の得た知見を有効に活用しつつ、規制のニーズに応えるものである。平成 14～19 年度までは現行型被覆管を使用し高い燃焼度まで照射されたウラン燃料やプルサーマル燃料（混合酸化物（MOX）燃料）を対象に RIA 及び LOCA 時挙動について調べ、RIA 時の燃料破損限界、核分裂ガス放出量、燃料破損時に発生する機械エネルギー、LOCA 時の被覆管酸化速度、被覆管の膨れ及び破裂挙動、酸化した被覆管の急冷時破断限界など、集合体最高燃焼度 55GWd/t を超える高燃焼度化及び MOX 燃料の利用に際して行われる安全審査で必要となる判断材料を得た⁽⁵⁻¹⁰⁾。改良型燃料の導入に係る事業者からの申請に対しても、国として、安全審査における規制判断の根拠となる事故時燃料挙動に関するデータ及び知見が必要である。そのようなデータ及び知見を整備する

ために改良型燃料へ対象を広げた調査を平成 20 年度より開始し、平成 28 年度までに一部の改良型燃料の RIA 時及び LOCA 時挙動並びに使用中の燃料集合体の寸法安定性に影響を及ぼす改良合金の照射成長に関するデータ等を取得してきている⁽¹¹⁻¹⁹⁾。平成 29 年度は、これらのデータ取得等を継続した。

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 29 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料等安全高度化対策）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

本燃料等安全高度化対策事業は、平成 14 年度に開始した高度化軽水炉燃料安全技術調査と平成 17 年度に開始した高精度熱水力安全評価技術調査を統合し、平成 18 年度より開始したものである。高度化軽水炉燃料安全技術調査においては高燃焼度燃料の事故時挙動に関する調査を、高精度熱水力安全評価技術調査においては事故時及び異常な過渡変化時の燃料棒健全性評価に関連する熱水力挙動に関する調査を進めてきたが、後者については平成 21 年度の事業をもって終了したため、平成 22 年度以降の事業内容は燃料の事故時挙動等に関するもののみとなった。

2.1 目的

民間事業者は、従来の規格を超えて合金成分を変更した被覆管や結晶組織を変更したペレットを採用するなどした改良型燃料の開発を進めてきている。このような改良型燃料では、現行の燃料に比べ発電炉通常運転時の被覆管の腐食や水素吸収、ペレットからの核分裂生成ガス（FP ガス）放出の低減が図られていることから、民間事業者は、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その導入を目指している。

一方、このような改良型燃料の導入にあたっては、現行の燃料に対して加えられた種々の改良が通常運転時の燃料健全性や原子炉の事故時安全性に及ぼす影響を定量的に把握する必要がある。このような改良型燃料に対応した規制判断に必要なデータ及び技術的知見の取得を主な目的として、平成 20 年度から改良型燃料の事故時挙動等に関する試験を実施している。

2.2 実施内容

本事業では、欧州の原子力発電所等において高燃焼度まで照射された軽水炉燃料を日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）へ輸送し、RIA 時の燃料の破損しきい値や燃料破損による影響を評価するためのデータ、及び LOCA 時の被覆管の耐破断特性や酸化特性に関するデータを取得する。具体的には、原子力機構が有する NSRR（Nuclear Safety Research Reactor：原子炉安全性研究炉）を利用した RIA 試験や、RFEF（Reactor Fuel Examination Facility：燃料試験施設）を利用した LOCA 試験を実施する。

事業の全体スケジュールを表 2.2-1 に示す。平成 20 年度以降の本事業のうち、事故時燃料挙動に係るものにおいては、産業界が欧州の発電炉において照射した改良型燃料試料を入手してそれらを対象とした RIA 試験、LOCA 試験を実施し、改良型燃料の事故時挙動等に関するデータを取得する。取得するデータは、

- －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）、
- －LOCA 時の燃料挙動に関し、被覆管の酸化速度、急冷時破断限界、膨れ及び破裂挙動、

といった安全審査に反映できるものであり、事故時の破損燃料本数、炉心冷却性、圧力バウンダリ健全性など原子炉の安全評価の妥当性を確認するために必要なものである。また、試験で得られた結果の評価を行うために、計算コードを用いた解析的評価も行う。さらに、改良型燃料への採用が見込まれる改良合金材料を対象に、燃料集合体の変形等をもたらす原因となり得る照射成長挙動を調べる試験を実施する。

本事業で実施する具体的な内容を以下に示す。

2.2.1 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て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。原子力機構は、RIA 時の出力急上昇を模擬した NSRR 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を取得し、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基づき破損しきい値が決定された。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なっている。

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。しかしながら、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る。

民間事業者によって開発が進めら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の採用が見込まれている。これらの改良型燃料の導入においては、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、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必要となっている。

以上より、本事業で行う RIA 試験では、改良型燃料を対象として、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なデータ及び知見を取得する。

(2) 試験の概要

欧州で高燃焼度まで照射された改良型ウラン及び MOX 燃料を用いて、RIA 時の燃料挙動調査に関する試験を 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 2.2.1-1 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 2.2.1-2 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（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 2.2.1-3 に示す。

欧州照射燃料を対象として 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。

2.2.2 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%ECCR : 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。

原子炉運転中の被覆管外面腐食量やそれに伴う水素吸収量は、燃料の燃焼に伴い増加する。上記の ECCS 性能評価指針は、非照射被覆管を用いた実験で得られたデータに依拠して決められたものであるが、腐食量や水素吸収量が顕著となっていない現行許可燃焼度範囲においては、この指針の適用は可能である。しかし、燃料のさらなる炉内滞在時間の延伸（燃焼度の延伸）や使用される被覆管材料によっては、外面酸化膜が厚く成長して被覆管の水素吸収量が多くなる（水素濃度が高くなる）ことにより LOCA 条件下における燃料被覆管の破断限界が低下する可能性がある。従って、既存の発電炉の安全性を更に高める観点で今後改良型燃料の導入等を行うに当たっては、現行指針の適用性を確認しながら慎重に進める必要がある。なお、平成 19 年度までに実施した試験においては、燃料の燃焼度延伸等による顕著な LOCA 時挙動の変化は見られていない。

上述のように、産業界は既存の発電炉のさらなる有効利用及び安全性向上を目的として改良型燃料を実用化する計画である。海外で行われた試験により、燃料被覆管のわずかな合金組成の変更や表面処理の違いにより LOCA 時の性能に大きな違いが生じることが報告されている⁽¹⁾。したがって、従来知見のない照射した改良型燃料被覆管について、その LOCA 時挙動を慎重に調べ、原子炉の安全審査に必要な知見を取得することが重要である。

(2) 試験の概要

上述のように、軽水炉燃料の LOCA 時挙動に関し、高温で酸化された後、非常用炉心冷却系の作動によって急冷される燃料棒が破断に至る条件を調べるのが、安全評価上重要である。さらに、昇温に伴う燃料棒内圧の上昇と被覆管強度の低下によって被覆管は膨れ破裂する可能性がある。破裂開口から侵入した水蒸気は被覆管内面を酸化し、発生した水

素は被覆管に吸収される。燃料集合体では、スペーサーグリッド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、急冷時には熱衝撃だけでなく機械荷重が作用する可能性もある。このように、LOCA 時に予想される被覆管挙動及び置かれる環境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行い、燃料棒の破断条件を評価することが望ましい。従って、被覆管の膨れと破裂、高温での酸化、軸方向拘束を模擬した総合的な急冷破断試験を行う。

また、被覆管の脆化は主に酸化量と相関づけられることから、安全評価において被覆管の脆化を評価するためには、酸化速度を精度よく求めておく必要がある。また、ジルコニウム基合金被覆管を水蒸気雰囲気中 1000°C で長時間 (3,600 s 以上) 酸化させた場合に、急速に酸化が進む現象、いわゆるブレイクアウェイ酸化が発生し得ることが報告されている^(2,3)。酸化速度は原子炉照射中の腐食や被覆管合金元素の変更の影響を受ける可能性があることから、欧州で照射された高燃焼度改良型被覆管などに対し高温酸化試験を行い、酸化速度やブレイクアウェイ酸化発生に及ぼす照射 (燃焼度) や材料組成の影響を調べる。

原子力機構は、非照射水素添加被覆管や照射済被覆管 (44~79GWd/t 燃料被覆管) を用いて高燃焼度燃料の LOCA 時挙動に関する試験を実施してきた⁽⁴⁻⁶⁾。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調査においても活用する。

図 2.2.2-1 には、急冷破断試験に用いる短尺模擬燃料棒の製作方法を示す。まず、燃料棒から長さ 190mm の短尺燃料棒を切り出す。次に、切り出した短尺燃料棒から燃料ペレットを機械的に除去する (脱ミート)。脱ミート後には被覆管の内面観察を行い、脱ミートに起因する有害な傷がないことを確認した後、被覆管試料にアルミナペレットを装荷し、両端にジルカロイ製の端栓を溶接する。その後、5MPa のアルゴンガスを加圧封入する。これは、実機の LOCA 時に原子炉圧力の低下と温度上昇に伴う被覆管強度の低下によって生じる可能性のある燃料棒の破裂を模擬するためである。この端栓溶接後の被覆管試料にステンレス鋼製のコネクションロッドを取り付け、全長 688mm の模擬燃料棒とする (図 2.2.2-2)。模擬燃料棒の被覆管外表面には、軸方向及び径方向温度分布を測定するため、合計 4 対の R タイプ熱電対を溶接する。

急冷破断試験装置の模式図とホットセルに設置した装置の写真を図 2.2.2-3 に示す。本装置は、引張試験機、赤外線イメージ炉、蒸気発生器及び急冷のための注水装置から構成されている。試験においては、模擬燃料棒を水蒸気中で加熱し、一定の温度で所定の時間酸化した後、冠水により急冷する (図 2.2.2-4)。なお、模擬燃料棒は、内圧上昇と被覆管強度の低下により、昇温中、約 1050K で破裂する。破裂後、被覆管は内外両面から酸化される。また、軸方向に一定の拘束力を加え、急冷時の被覆管の収縮を拘束する。

酸化速度評価試験では、幅 10mm 程度のリング状に切り出した被覆管を水蒸気中で加熱し、酸化に伴う重量増加及び酸化膜の成長を測定し、酸化速度を評価する。

2.2.3 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⁽⁷⁾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、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、試験に供する。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する。

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する。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する。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される。照射中の試験片の

温度等については、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する。

所定の照射期間毎に試験片を炉から取出し中間検査を行う。その項目は、外観観察、試験片伸び量測定及び重量測定である。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る。具体的な試験項目としては、試験片外観観察、伸び量測定、重量測定、試験片断面金相観察等が考えられる。

試験の概要を図 2.2.3-1 に示す。

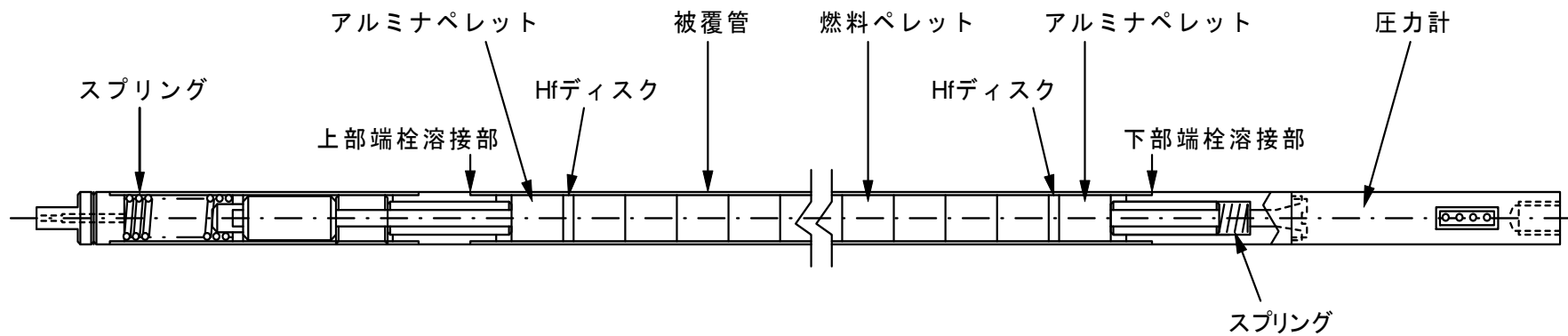
表 2.2-1 燃料等安全高度化対策事業の全体スケジュール

高燃焼度改良型燃料の事故時挙動調査

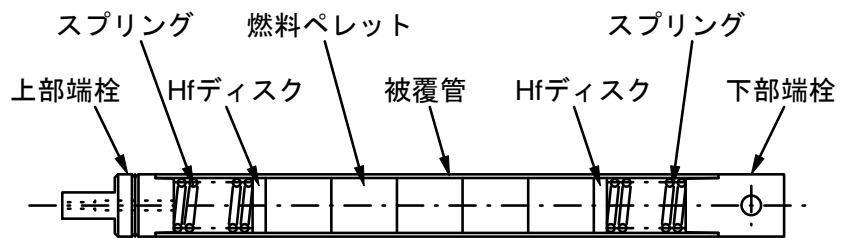
平成年度	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	
燃料輸送	欧州内輸送・諸手続 欧日海上輸送												
RIA/LOCA試験	試験準備・予備試験			高燃焼度改良型燃料のRIA試験、 LOCA試験等の実施								総合評価	
解析評価	予測解析・実験解析												総合評価

改良合金の照射成長試験

平成年度	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31
照射成長試験	試験準備	試験研究炉を用いた照射試験及び中間検査								
解析評価										照射後試験 総合評価

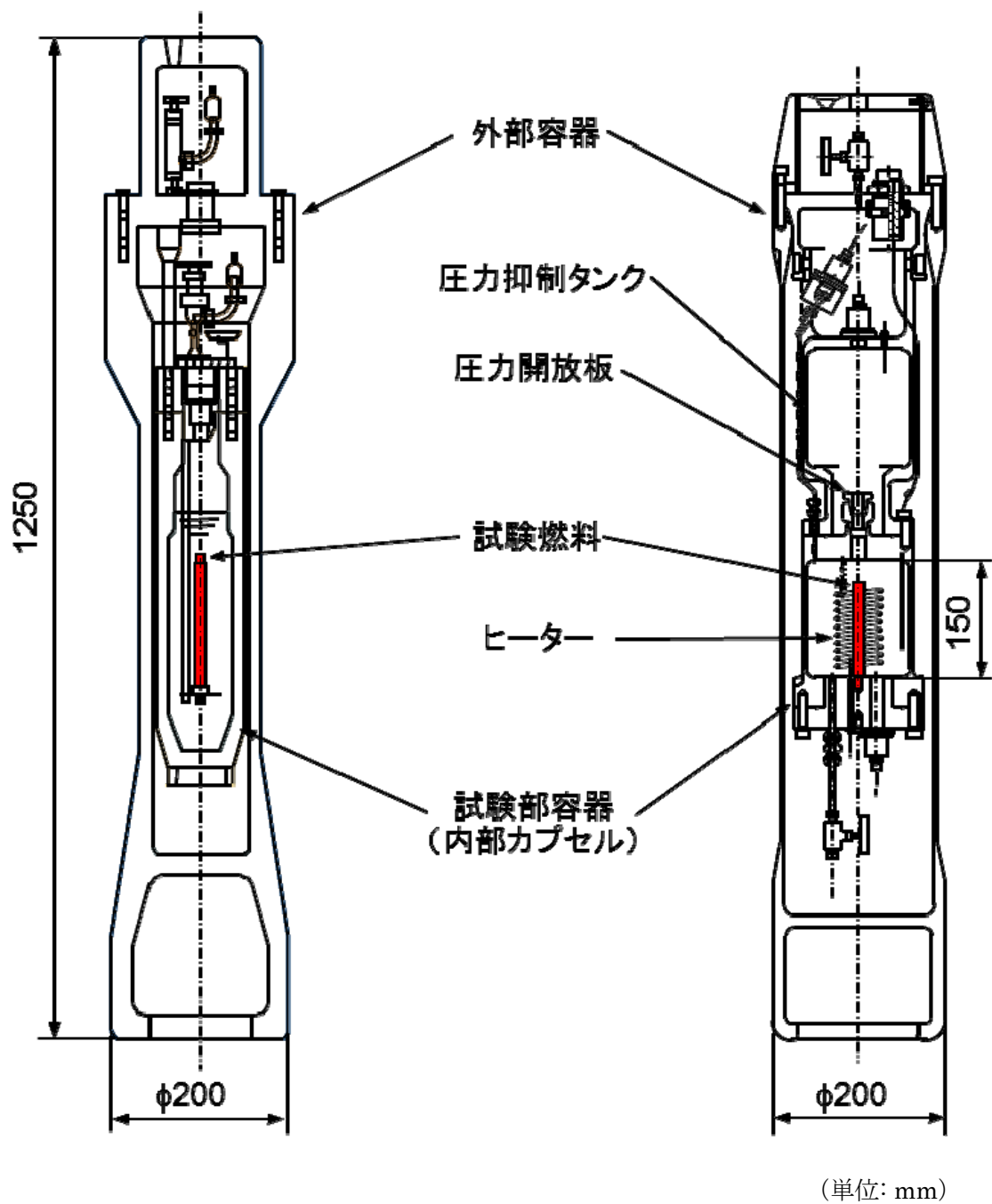


(1) 室温大気圧試験用燃料棒



(2) 高温高圧試験用燃料棒

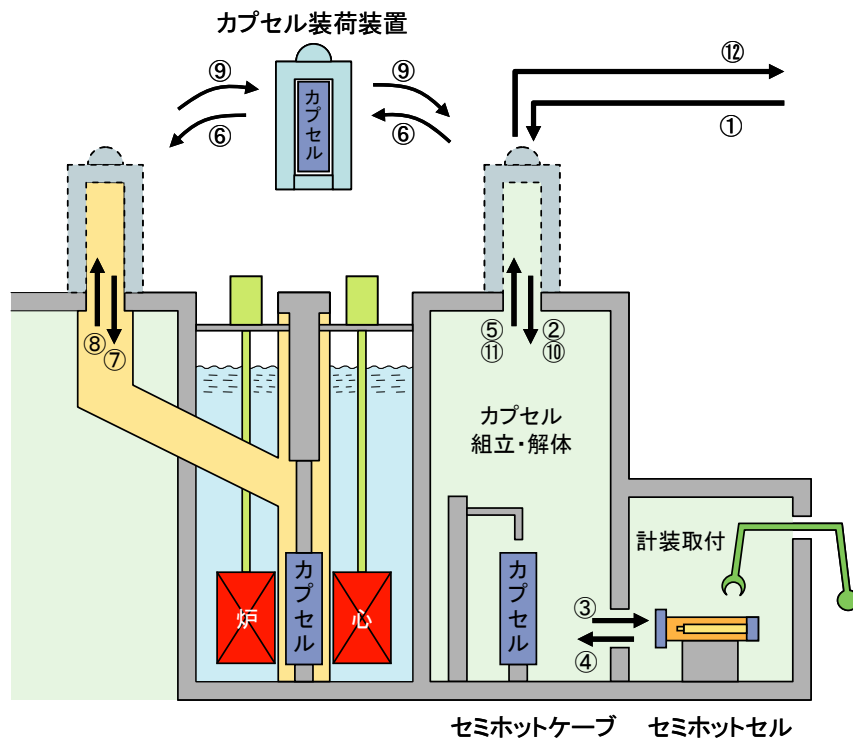
図 2.2.1-1 NSRR 試験用燃料棒の概略構造



(1) 室温大気圧カプセル

(2) 高温高圧カプセル

図 2.2.1-2 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 {
- 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、セミホットケーブルへ移動
- ⑨ {
- 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 2.2.1-3 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

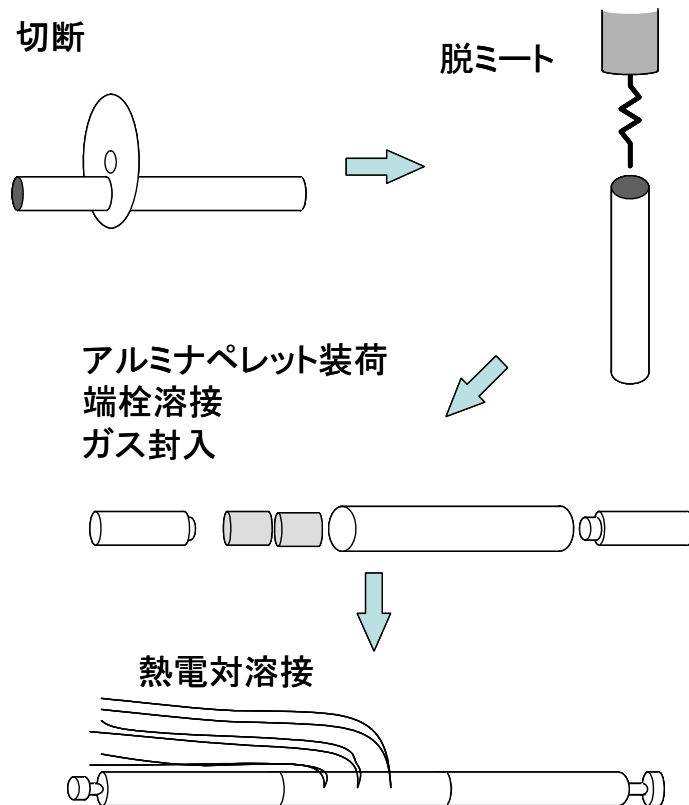


図 2.2.2-1 LOCA を模擬した急冷破断試験に用いる短尺模擬燃料棒の製作方法

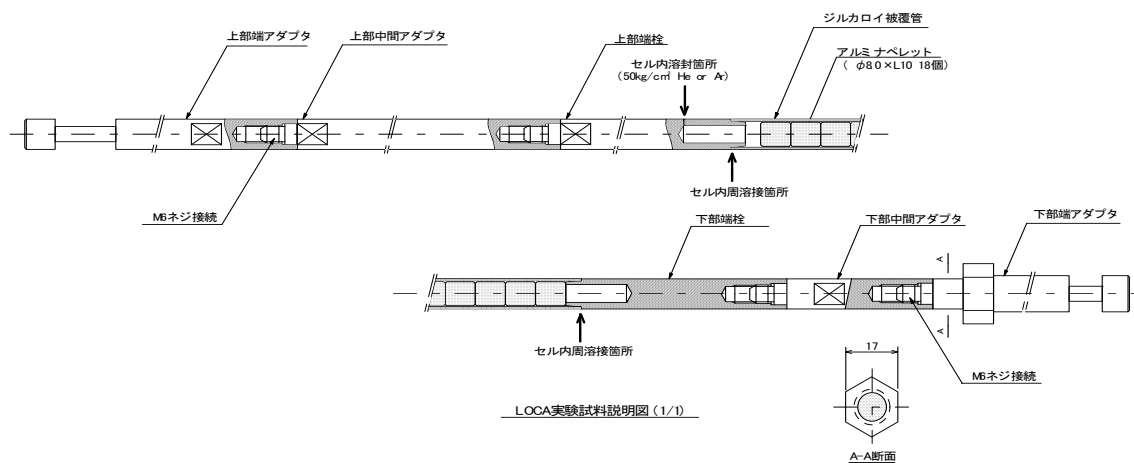


図 2.2.2-2 短尺模擬燃料棒

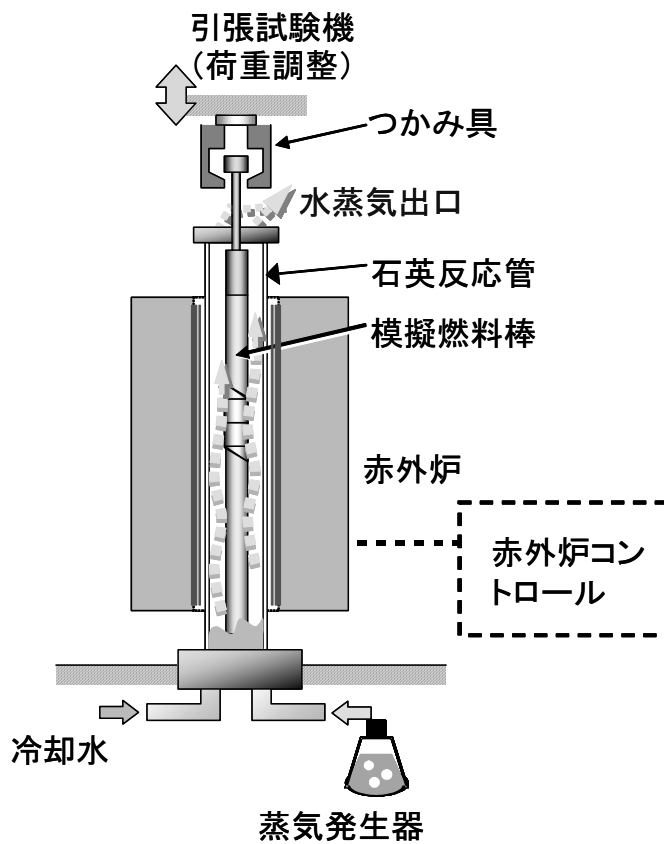


図 2.2.2-3 急冷破断試験装置 (模式図)

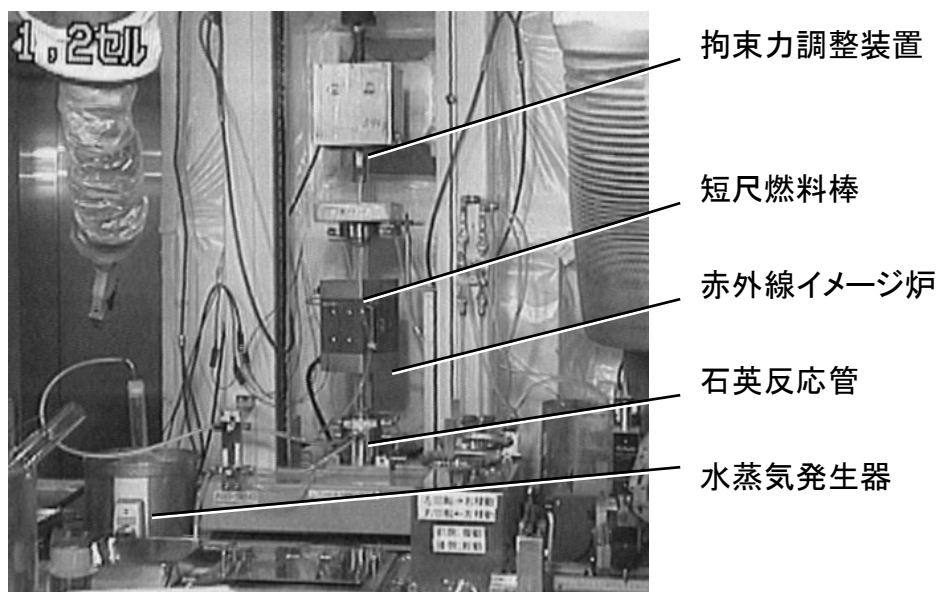


図 2.2.2-3 (つづき) 急冷破断試験装置 (写真)

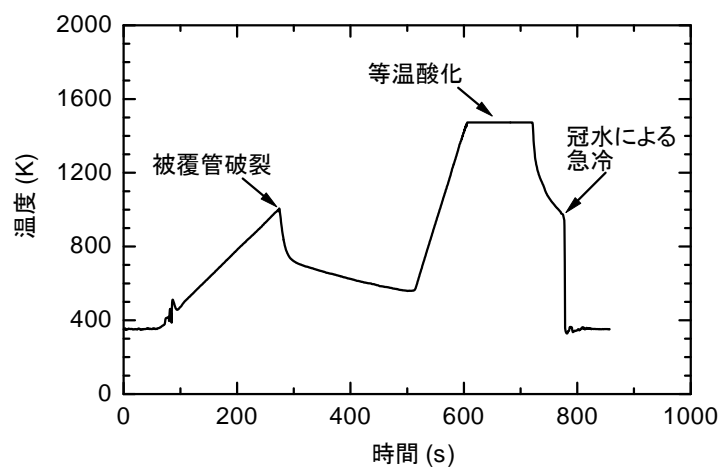


図 2.2.2-4 試験中の温度履歴の例

▶ 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)

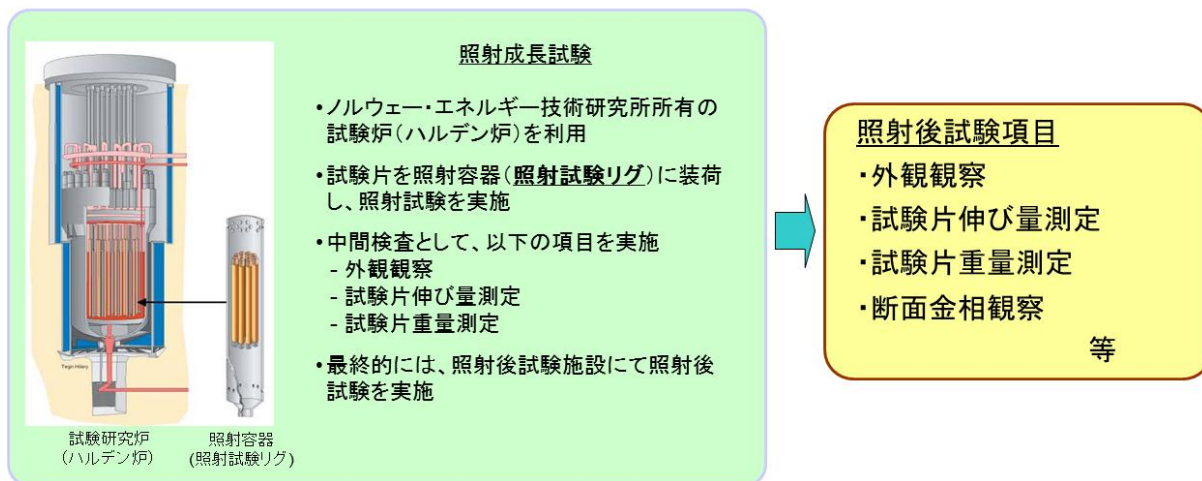


図 2.2.3-1 改良合金被覆管の照射成長試験の概要

3 章 平成 29 年度燃料等安全高度化対策事業の概要

既存の発電用軽水炉の安全性向上に有効なものとして国内への導入が見込まれている改良型燃料に関し、欧州の発電炉を用いた照射試験が行われている。本事業では、これらの照射試験により高燃焼度に至った燃料を入手し、反応度事故模擬実験（以下「RIA 試験」という）、冷却材喪失事故模擬実験（以下「LOCA 試験」という）を実施し、事故時の燃料挙動に関するデータを取得する。取得するデータは、

- ・ 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）
- ・ 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 RIA 試験後解析を行い、改良型燃料の RIA 時の挙動を詳細に確認する。

また、改良型燃料にも採用される Zr-Nb 二元系合金被覆管の照射に伴う伸び（照射成長）が当該合金を使用した燃料集合体の変形に及ぼす影響を評価するために、Zr-Nb 二元系合金を含む被覆管合金をわが国の商用軽水炉条件を適切に模擬できる原子炉で照射し、照射成長に関するデータを取得する。

本事業では、高燃焼度まで照射された改良型燃料の欧州から日本への輸送及び改良型燃料の事故時挙動評価に必要な比較データの取得を平成 22 年度までに実施し、平成 23 年度に高燃焼度改良型燃料を対象とした LOCA 試験を、さらに、平成 24 年度に同燃料の RIA 試験を開始した。また、平成 23 年度から Zr-Nb 二元系合金を含む被覆管試験片の照射成長試験をハルデン炉（ノルウェー）にて開始した。平成 29 年度は、入手した高燃焼度改良型燃料に対する RIA 試験の準備、RIA 試験結果等に関する解析及び LOCA 試験並びにハルデン炉における Zr-Nb 二元系合金を含む改良型燃料被覆管の照射成長試験等を引き続き実施した。得られたデータ等については、国による発電用軽水炉施設の安全審査時の判断材料に資するよう整理を行った。

3.1 RIA 試験

- (1) 高燃焼度改良型燃料を対象に、原子力機構が保有する NSRR を使用して RIA 試験を実施した。
- (2) 平成 26 年度までに 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を、燃料提供機関から入手した燃料仕様、ベース照射履歴及び RIA 試験前に取得したデータ等と比較することにより、RIA 時のペレットからの核分裂生成ガス放出、被覆管破損形態、等に関する知見を取得した。また、平成 23 年 1 月に原子力機構の燃料試験施設に搬入された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未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。

3.2 RIA 試験解析

改良型燃料における RIA 時の被覆管伝熱、変形挙動等の特性を把握するため、平成 24 年度以降に実施した高燃焼度改良型燃料の RIA 試験について、計算コードを用いた実験解析を実施した。また、試験実施予定の改良型燃料を対象とした RIA 試験条件の決定に資するため、燃料提供者から入手した燃料仕様、ベース照射履歴などに基づき、通常時燃料挙動解析コード (FEMAXI)、RIA 時燃料挙動解析コード (RANNS) 等を用いた燃焼解析、ベース照射解析および RIA 試験解析を行い、改良型燃料の RIA 試験条件の決定に必要なデータおよび知見を得た。

3.3 LOCA 試験

高燃焼度改良型燃料に対し LOCA 時の温度条件を模擬した高温酸化試験及び LOCA 試験後の燃料被覆管試料に対する 4 点曲げ試験を実施し、高温水蒸気中での被覆管酸化速度や酸化急冷後の被覆管に曲げ荷重が負荷された場合の破断限界など、改良型燃料の LOCA 時安全性を評価するために必要なデータを取得した。

3.4 改良型燃料被覆管の照射成長試験

改良型燃料に用いられる被覆管合金を含む試験片をノルウェー・エネルギー技術研究所が保有するハルデン炉に装荷して照射することにより、約 7.8×10^{21} n/cm² までの高速中性子フルエンス範囲においてそれらの照射に伴う伸び (照射成長) 等に関するデータを取得した。

4 章 平成 29 年度燃料等安全高度化対策事業の実施内容

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 BWR で照射された UO_2 燃料セグメント AP2-22 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）から得られた酸化膜厚さを用いて、その補正を実施した。

(1) 燃料セグメントの酸化膜厚さ測定

燃料セグメントの AP2-22 について、 0° 及び 180° の 2 方位について、軸方向の 5 点での渦電流測定の結果を平成 27 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 に示す。

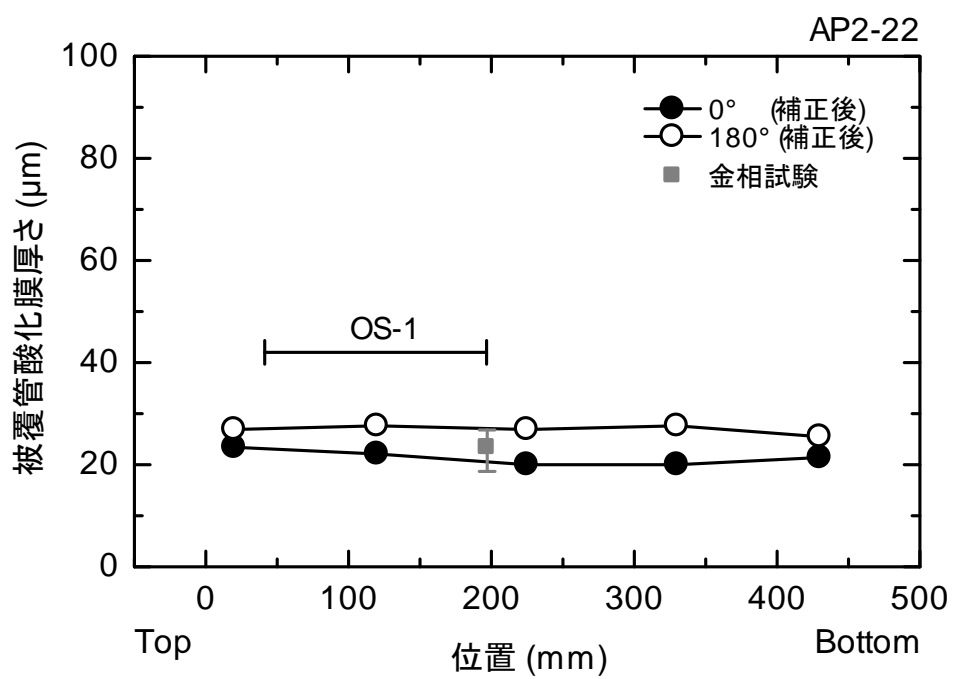


図 4.1-1 AP2-22 燃料セグメントの被覆管外面酸化膜厚さ分布

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 AP2-3、AP2-5、AP2-9、AP2-11、AP2-15、AP2-18 及び AP2-22 に関する試料採取計画を図 4.2.1 に示す。

(1) 金相試験

燃料セグメント AP2-22 から採取した輪切り金相試料に対して断面観察を実施した。図 4.2.1 の MC の位置から試料を採取し、燃料ペレットと被覆管について、それぞれエッチングの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: AP2-22 MC ペレットエッチング前

図 4.2.2-2: AP2-22 MC ペレットエッチング後

図 4.2.2-3: AP2-22 MC 燃料被覆管エッチング前

図 4.2.2-4: AP2-22 MC 燃料被覆管エッチング後

被覆管観察においては、図 4.2.2-3 の Photo 3-1-1、3-2-1、3-3-1、3-4-1 に示すエッチング前の被断面写真から、MC 位置の周方向平均酸化膜厚さを約 23 μm と評価した。なお図 4.2.2-4(4)は、水素化物配向の様子が周方向位置により変化する状況を広い範囲で確認するために低倍率で撮影したものである。140–180°の範囲で多くの径方向水素化物が観察されることが分かる。

(2) 被覆管水素分析

燃料セグメント AP2-3、AP2-5、AP2-9、AP2-11、AP2-22 に対して、図 4.2.1 に示した位置で軸方向に約 1 mm の被覆管試料を採取し水素濃度を測定した。酸化膜と母材の平均水素濃度（すなわち従来と同じ定義の値）の結果を示す。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。

表 4.2.1 被覆管水素分析結果

項 目 \ AP2-3	HA1	HA2	HA3	HA4	HA5	HA6
試料重量(mg)	111	98	86.8	121.9	127.8	128.1
1 段階目温度(°C)	670					
水素濃度(ppm)	304	332	292	318	323	291
酸化膜中水素量 (μ g)	3.812	5.896	3.9	4.391	5.217	4.669
母材中水素量(μ g)	29.932	26.64	21.445	34.373	36.063	32.608

項 目 \ AP2-5	HA1	HA2	HA3	HA4
試料重量(mg)	88.2	115.3	120.4	101.4
1 段階目温度(°C)	670			
水素濃度(ppm)	679	726	640	868
酸化膜中水素量 (μ g)	11.466	16.603	16.374	11.661
母材中水素量(μ g)	48.422	67.105	60.682	76.354

項 目 \ AP2-9	HA1	HA2	HA3
試料重量(mg)	75.4	86.5	97.7
1 段階目温度(°C)	700		
水素濃度(ppm)	344	349	372
酸化膜中水素量 (μ g)	5.925	6.596	6.525
母材中水素量(μ g)	20.013	23.593	29.82

表 4.2.1 被覆管水素分析結果 (続き)

項目 \ AP2-11	HA1	HA2	HA3	HA4
試料重量(mg)	91.8	93.5	94.2	118.4
1 段階目温度(°C)	770			
水素濃度(ppm)	93	96	94	94
酸化膜中水素量 (μg)	2.227	2.097	1.957	2.468
母材中水素量(μg)	6.311	6.879	6.898	8.661

項目 \ AP2-22	HA1	HA2
試料重量(mg)	111.1	103.8
1 段階目温度(°C)	660	
水素濃度(ppm)	248	242
酸化膜中水素量 (μg)	3.645	2.456
母材中水素量(μg)	23.897	22.653

(3) ペレット密度測定

AP2-3、AP2-5、AP2-11、AP2-15、AP2-18 及び AP2-22 から採取した試料に対しペレット密度測定試験を実施した。試料採取位置は、それぞれの燃料セグメントの下端から 13.9~27.4mm、5~18.5mm、3.5~21.5mm、285.1~298.1mm、181.8~195.4mm 及び 203.0~216.0mm 位置である (図 4.2.1 において採取位置を PD と表記)。測定法は液浸法であり、置換液には m-キシレン液を使用した。試験に供した燃料ペレットの外観を図 4.2.3 に示す。比較的大きなペレット片を 9 個~20 個、約 3.0g~約 6.0g を試験に供した。

密度の測定結果を表 4.2.2 に示す。AP2-3 (ペレット片の個数 18 個, 試料重量 4.001 g)、AP2-5 (17 個, 6.022 g)、AP2-11 (20 個, 5.952 g)、AP2-15 (13 個, 4.514 g)、AP2-18 (9 個, 2.953 g) 及び AP2-22 (9 個, 3.904 g) の密度は、理論密度(T.D.)に対しそれぞれ 90.7、91.5、89.6、91.6、94.4 及び 92.7%であった。また、AP2-15、AP2-18 及び AP2-22 に関しては、一部のペレット片については一つずつに対して実施した。その結果を表 4.2.3 に示す。なお、Pu 富化度を考慮した MOX 燃料の理論密度は 11.00g/cm³ で、UO₂ 燃料の理論密度は 10.96g/cm³ である。

表 4.2.2 ペレット密度測定結果

試料 項目	AP2-3 (81GWd/t)	AP2-5 (78GWd/t)	AP2-11 (84GWd/t)	AP2-15 (64GWd/t)	AP2-18 (49GWd/t)	AP2-22 (63GWd/t)
試料密度 (g/cm ³)	9.94	10.03	9.82	10.07	10.35	10.16
理論密度比 (%T.D.)	90.7	91.5	89.6	91.6	94.4	92.7

表 4.2.3 ペレット片の密度の測定結果

試料 項目	AP2-3 (81GWd/t)				
試料番号	1	2	3	4	5
試料密度 (g/cm ³)	9.81	9.77	10.34	9.95	10.00
理論密度比 (%T.D.)	89.51	89.14	94.34	90.78	91.24
試料番号	6	7	8	9	
試料密度 (g/cm ³)	9.71	9.77	9.94	9.74	
理論密度比 (%T.D.)	88.59	89.14	90.69	88.87	

試料 項目	AP2-15 (64GWd/t)			
試料番号	1	2	3	4
試料密度 (g/cm ³)	9.96	9.92	9.96	9.99
理論密度比 (%T.D.)	90.6	90.2	90.6	90.82

表 4.2.3 ペレット片の密度の測定結果 (続き)

試料 項目	AP2-18 (49GWd/t)			
試料番号	1	2	3	4
試料密度 (g/cm ³)	9.51	10.24	10.21	10.24
理論密度比 (%T.D.)	86.8	93.5	93.2	93.5

試料 項目	AP2-22 (63GWd/t)			
試料番号	1	2	3	4
試料密度 (g/cm ³)	10.17	10.13	10.28	10.09
理論密度比 (%T.D.)	92.8	92.4	93.8	92.1

(4) 被覆管微小硬さ測定

AP2-3 及び AP2-5 から採取したマイクロ組織観察試料を用いて被覆管微小硬さ測定を実施した。試料採取位置は図 4.2.1 中に MC と示す位置である。測定位置は、0°、90°、180°、270° の 4 方向とし、各方向において肉厚方向位置の異なる 3 点 (外周部、中間部、内周部) とした。

硬さ測定後の圧痕を図 4.2.3-7 に示す。また、微小ビッカース硬さの測定結果を表 4.2.4 に示す。AP2-3 と AP2-5 で大きな差はない。

表 4.2.4 被覆管微小硬さ測定結果

測定位置	測定点	微小ビッカース硬さ (Hv)	
		AP2-3 (M-MDA(SR))	AP2-5 (M-MDA(RX))
0°	内周部	291	293
	中間部	296	299
	外周部	303	298
90°	内周部	288	289
	中間部	303	296
	外周部	304	301
180°	内周部	296	293
	中間部	298	299
	外周部	306	299
270°	内周部	296	298
	中間部	291	308
	外周部	306	298

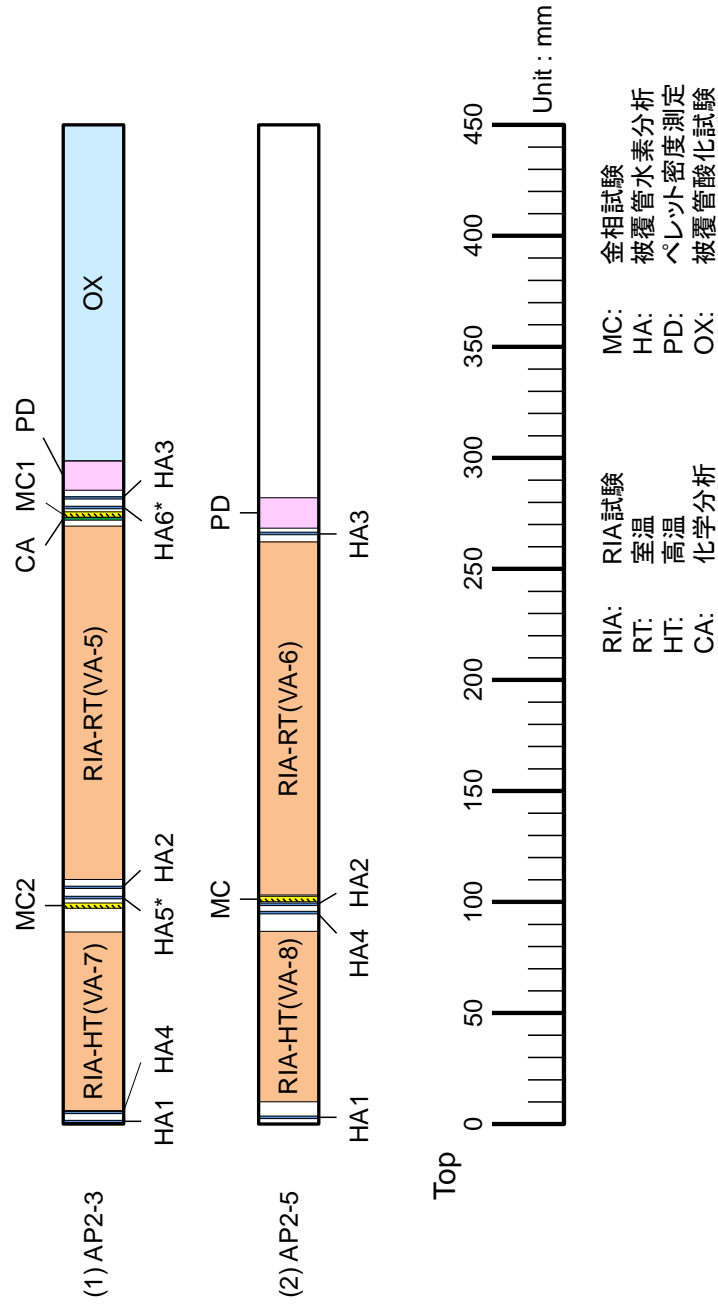


図 4.2.1(1) 燃料セグメント AP2-3、-5 に関する試料採取計画

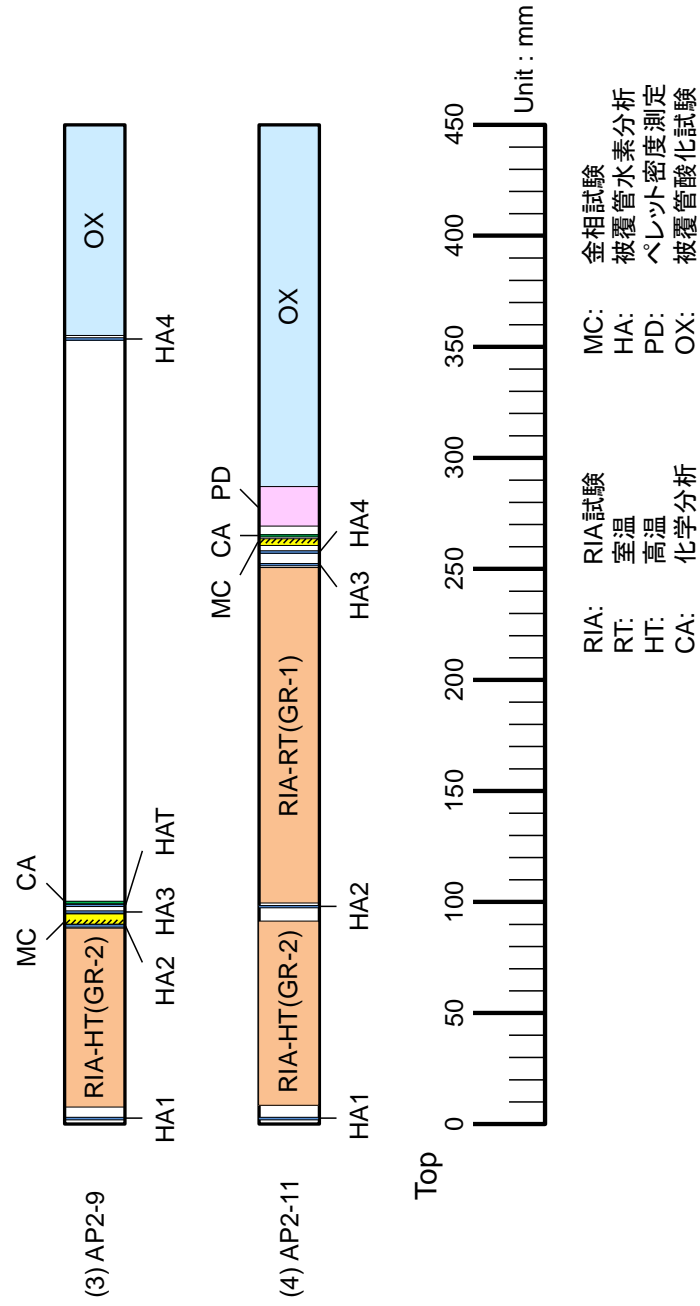


図 4.2.1(2) 燃料セグメント AP2-9、-11 に関する試料採取計画

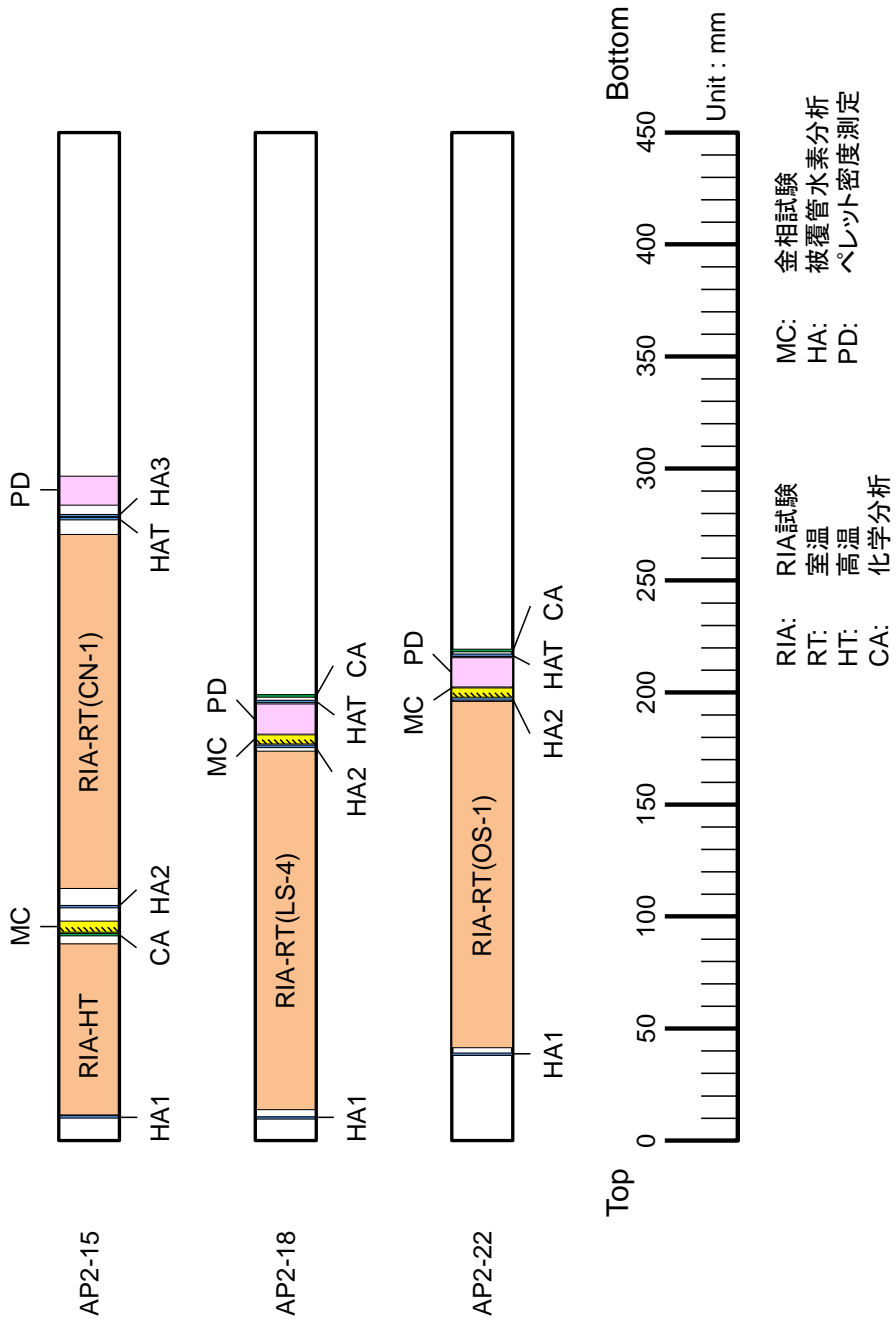


図 4.2.1(3) 燃料セグメント AP2-15、-18、-22 に関する試料採取計画

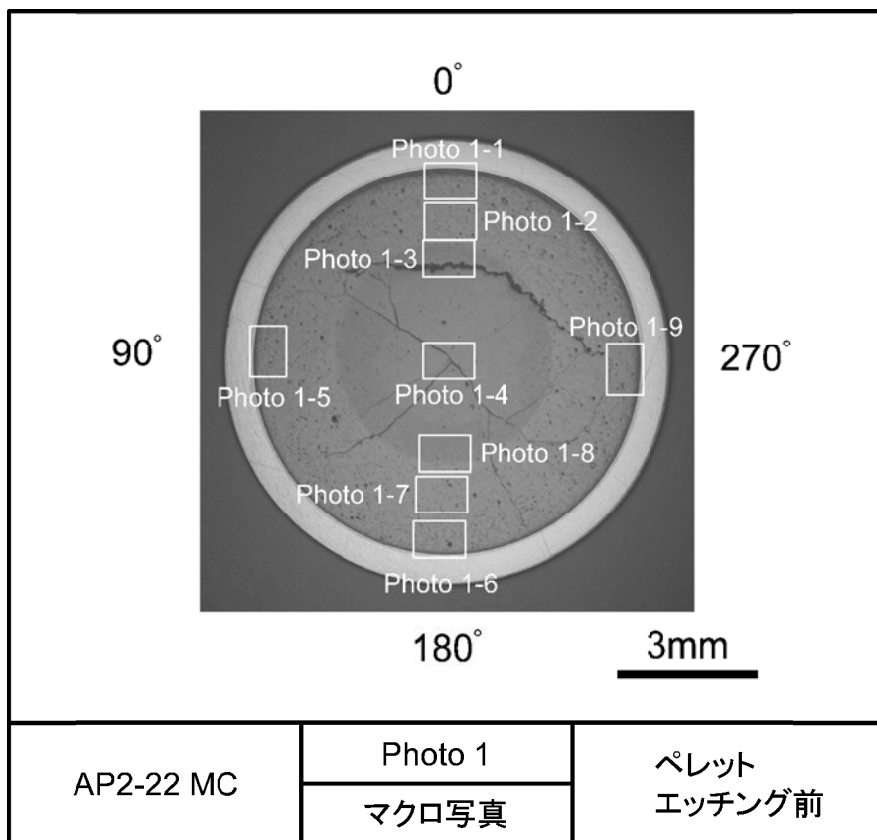


図 4.2.2-1(1) リファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング前, AP2-22 MC)

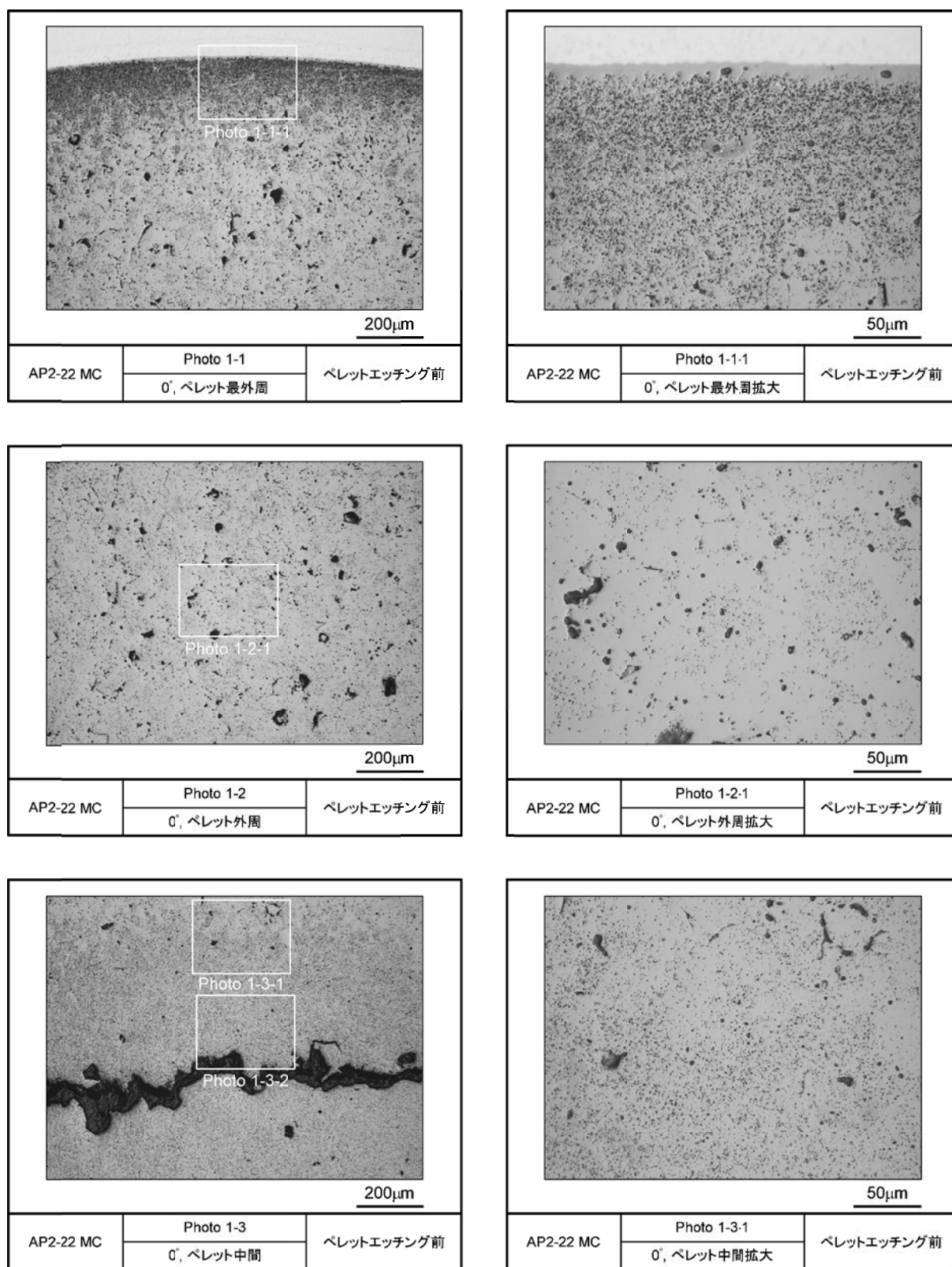


図 4.2.2-1(2) リファレンス試料の金相写真（ペレットエッチング前，AP2-22 MC）

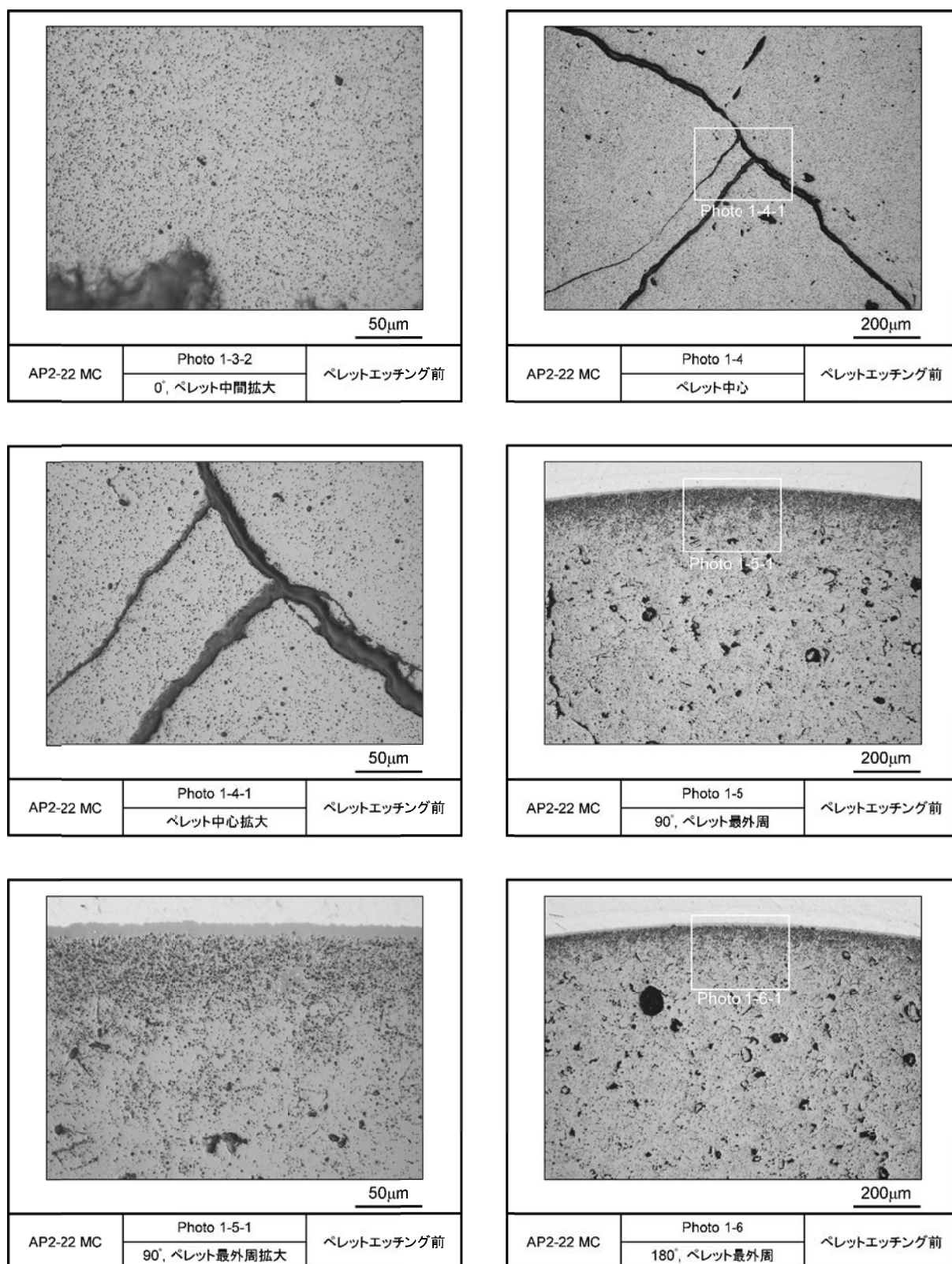


図 4.2.2-1(3) リファレンス試料の金相写真（ペレットエッチング前，AP2-22 MC）

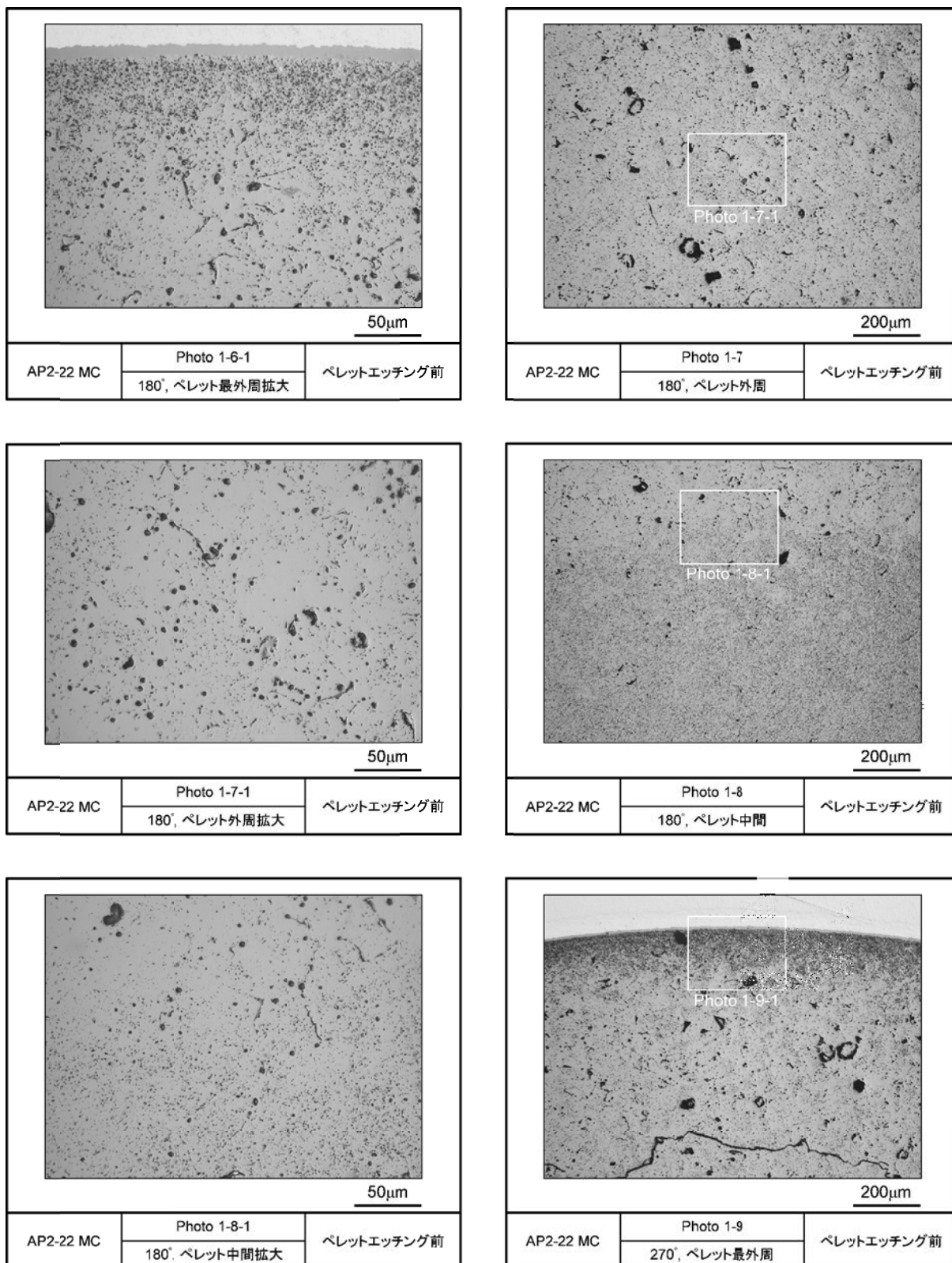


図 4.2.2-1(4) リファレンス試料の金相写真（ペレットエッチング前，AP2-22 MC）

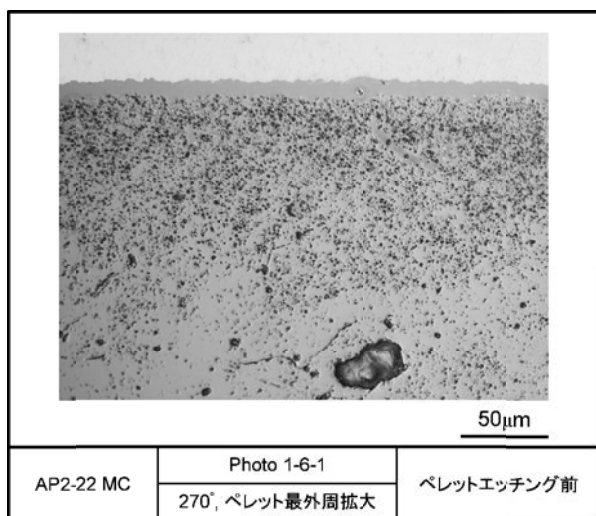


図 4.2.2-1(5) リファレンス試料の金相写真（ペレットエッチング前, AP2-22 MC）

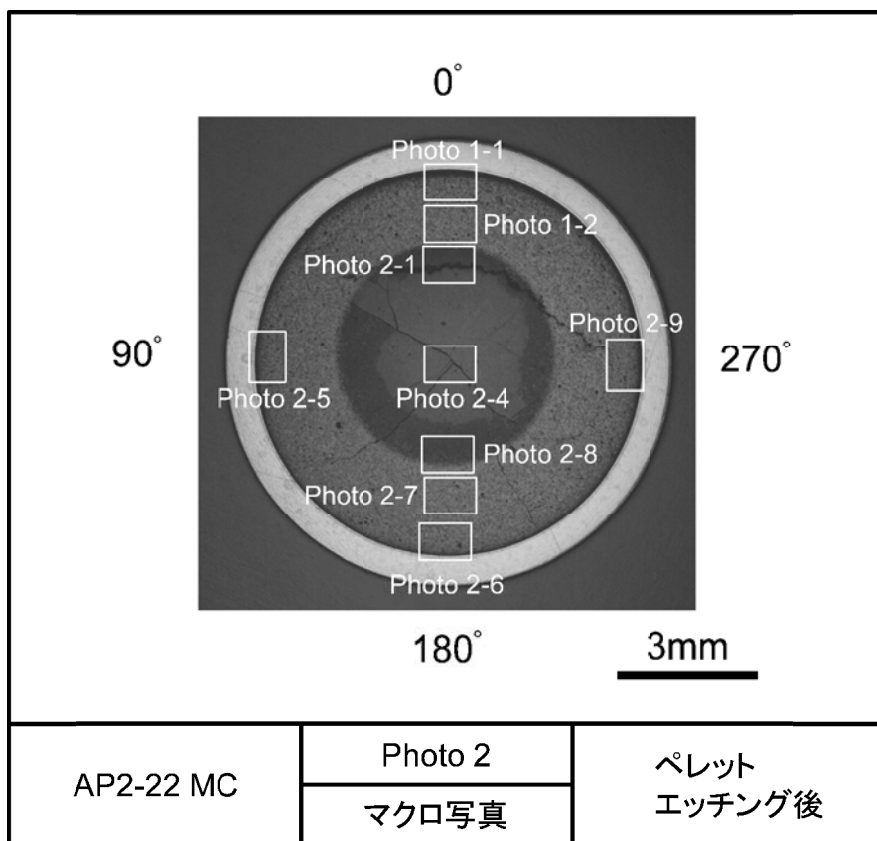


図 4.2.2-2(1) リファレンス試料の金相写真（ペレットエッチング後，AP2-22 MC）

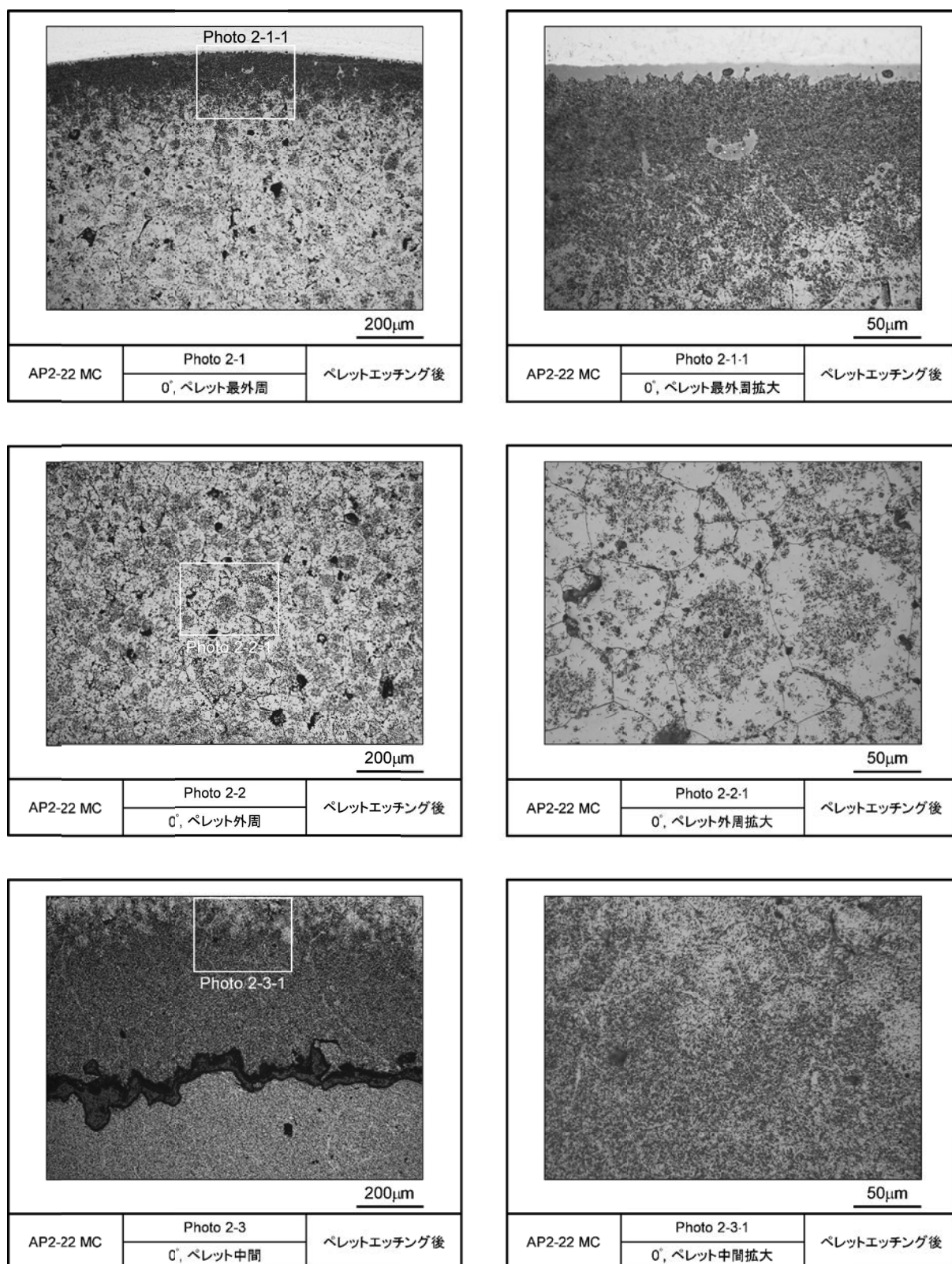


図 4.2.2-2(2) リファレンス試料の金相写真（ペレットエッチング後，AP2-22 MC）

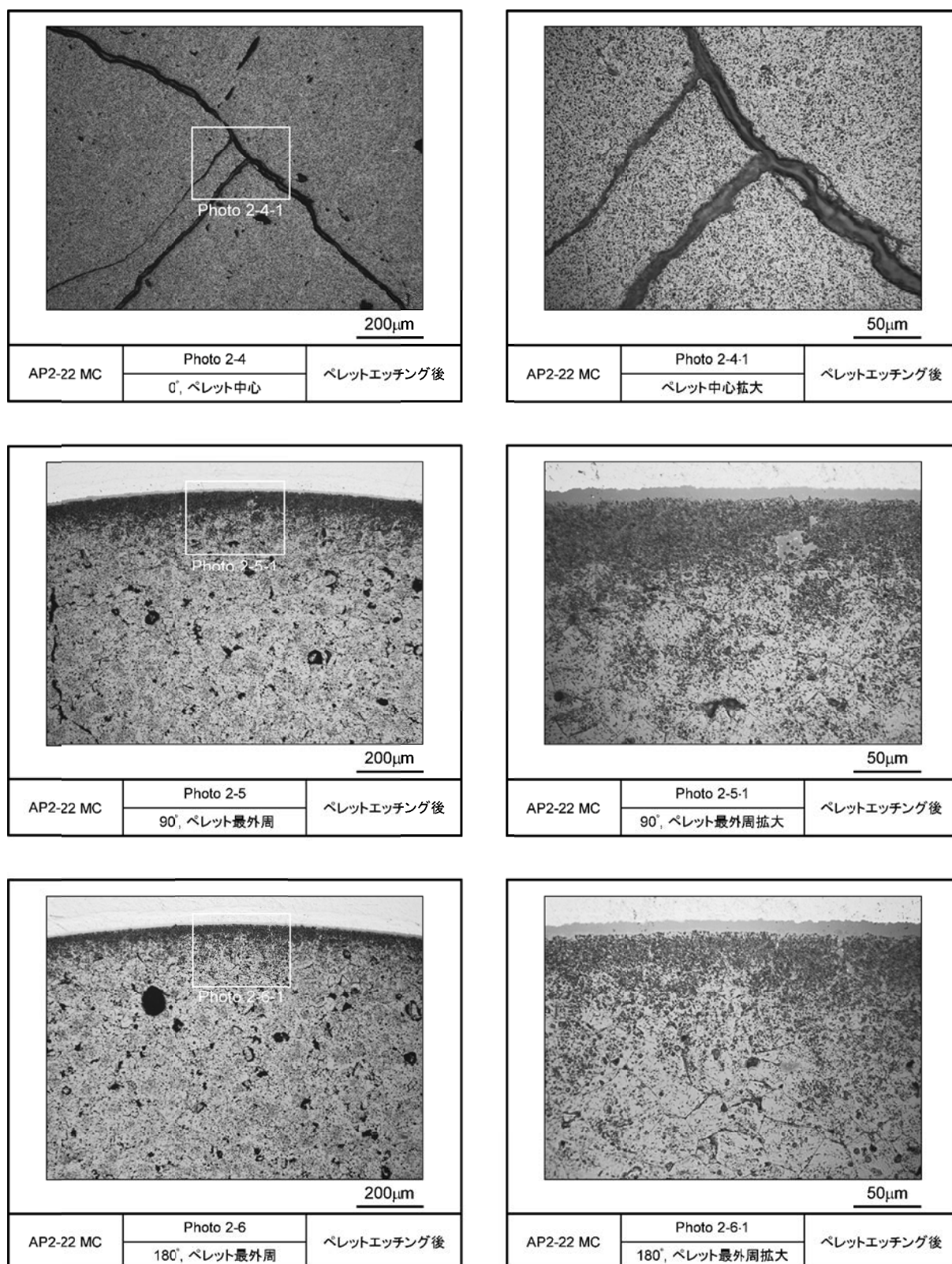


図 4.2.2-2(3) リファレンス試料の金相写真（ペレットエッチング後，AP2-22 MC）

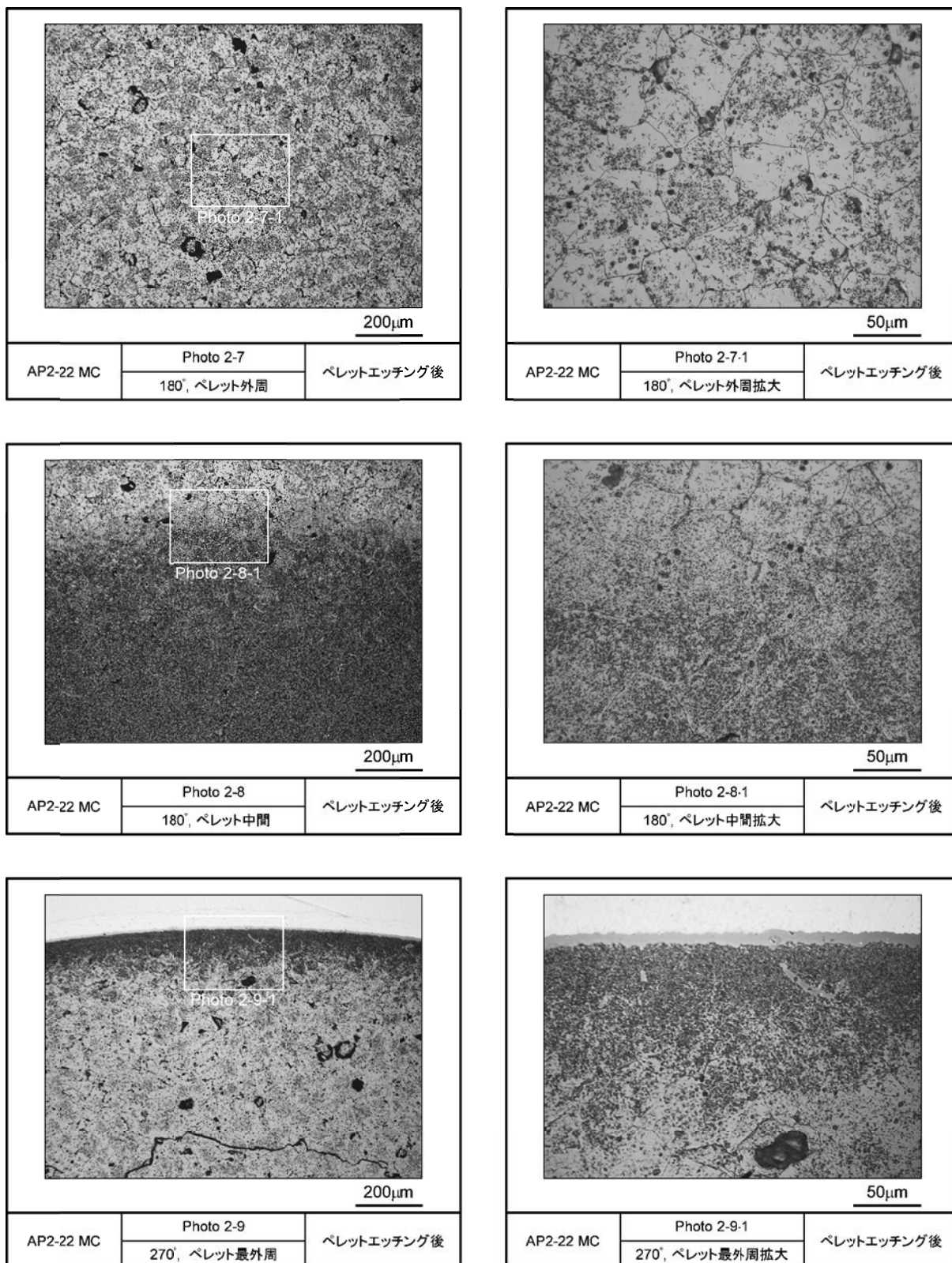


図 4.2.2-2(4) リファレンス試料の金相写真（ペレットエッチング後，AP2-22 MC）

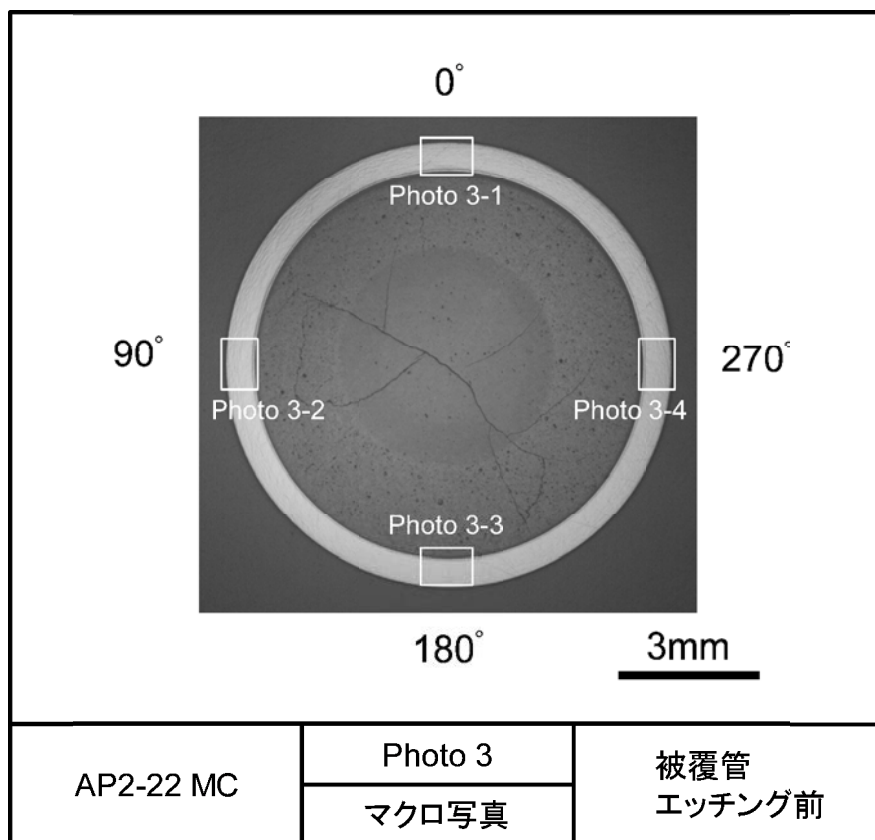


図 4.2.2-3(1) リファレンス試料の金相写真（被覆管エッチング前，AP2-22 MC）

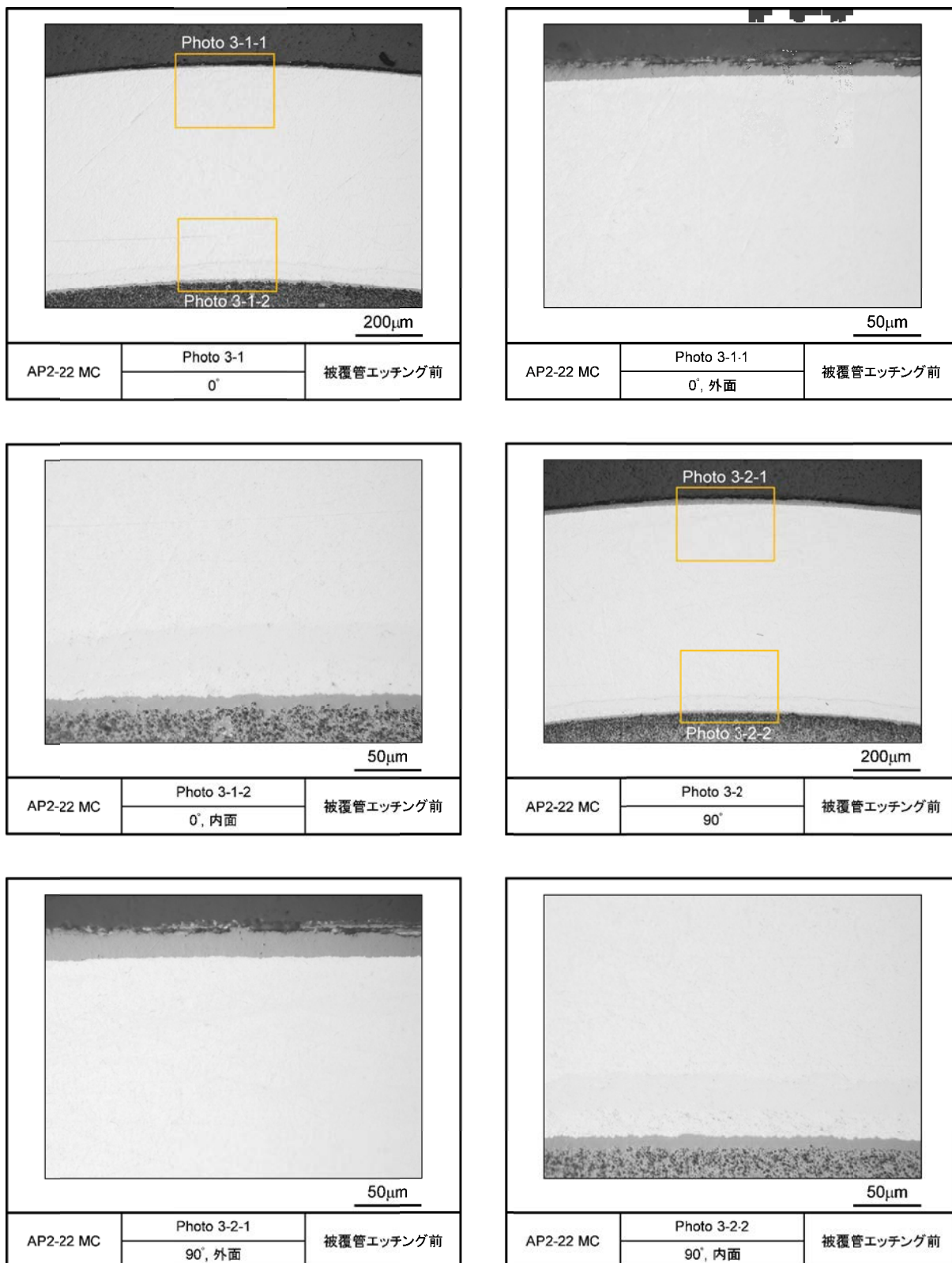


図 4.2.2-3(2) リファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング前, AP2-22 MC)

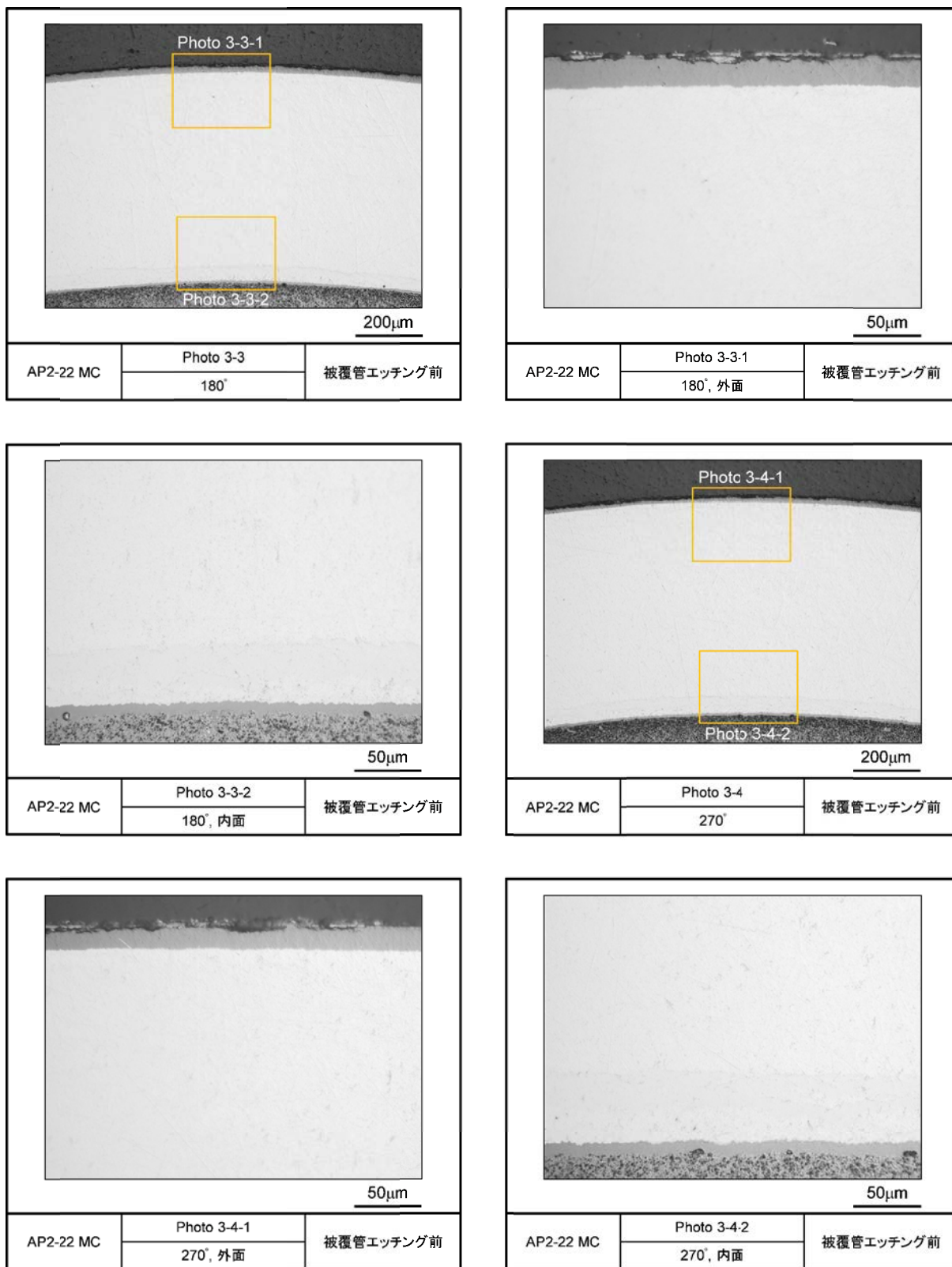


図 4.2.2-3(3) リファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング前, AP2-22 MC)

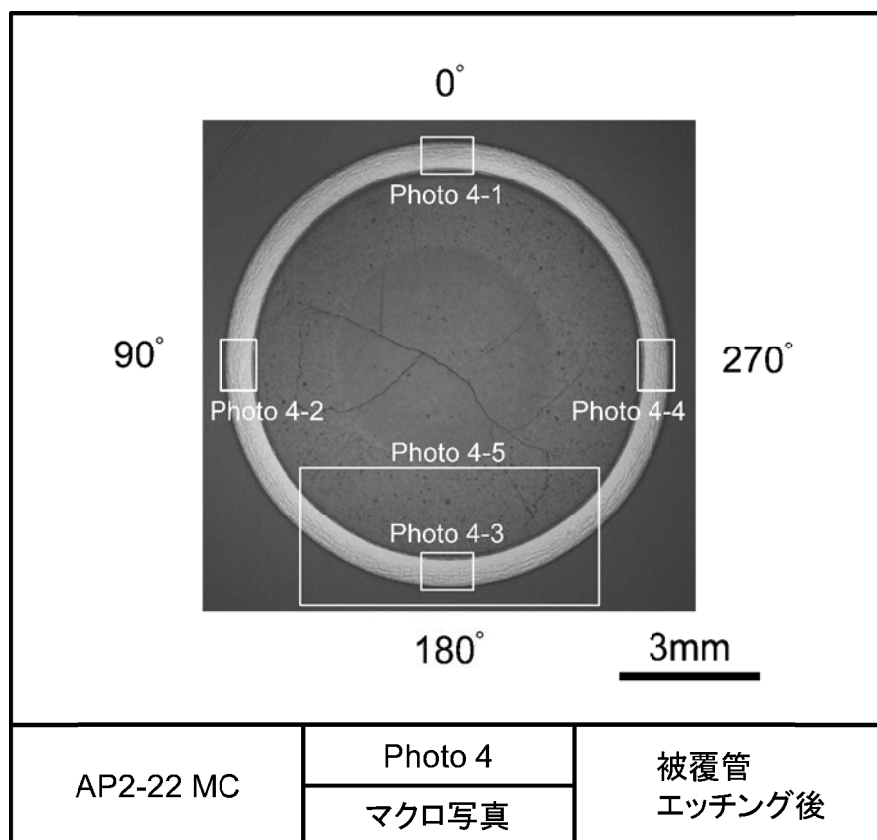


図 4.2.2-4(1) リファレンス試料の金相写真（被覆管エッチング後，AP2-22 MC）

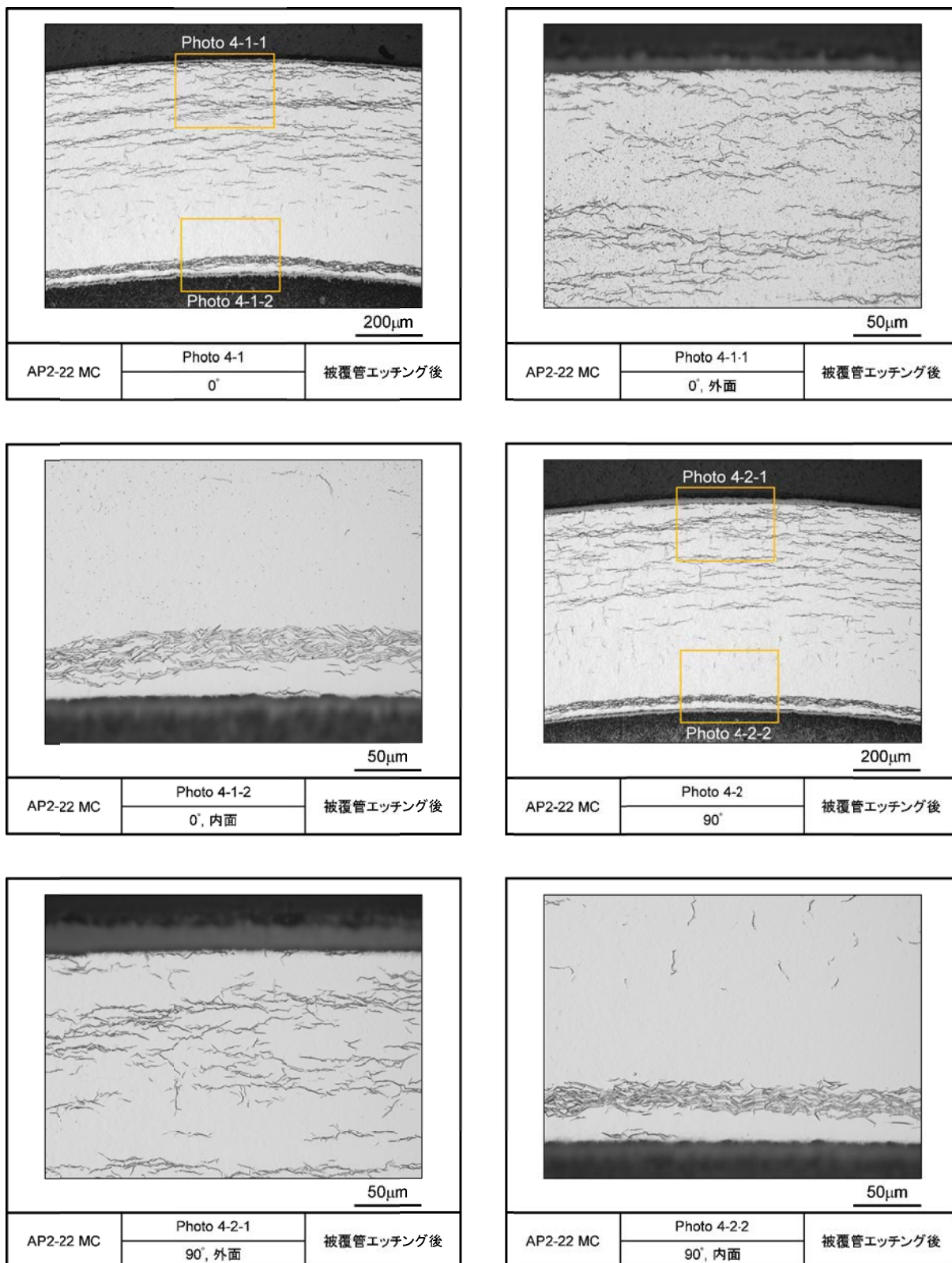


図 4.2.2-4(2) リファレンス試料の金相写真（被覆管エッチング後，AP2-22 MC）

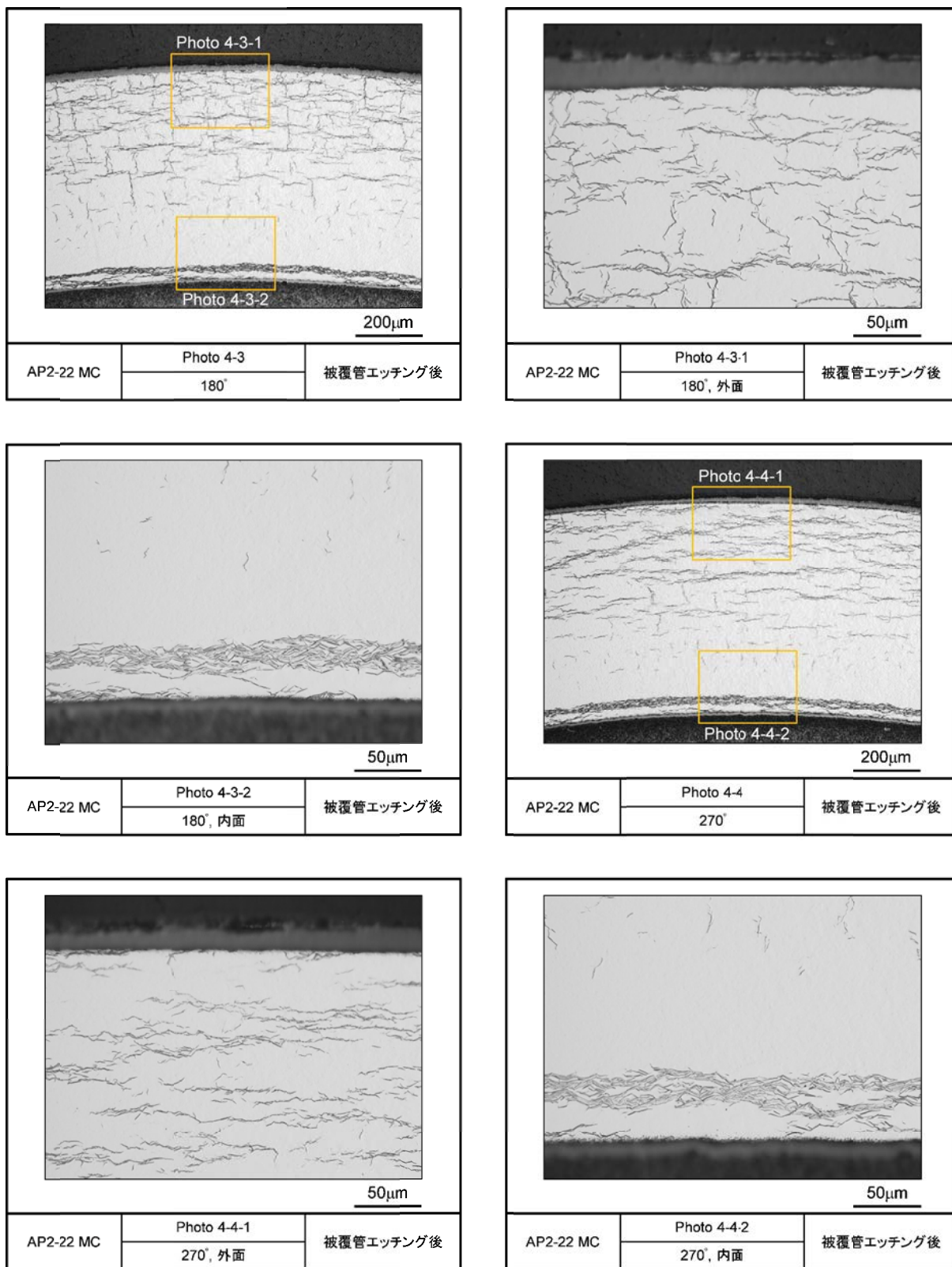


図 4.2.2-4(3) リファレンス試料の金相写真（被覆管エッチング後，AP2-22 MC）

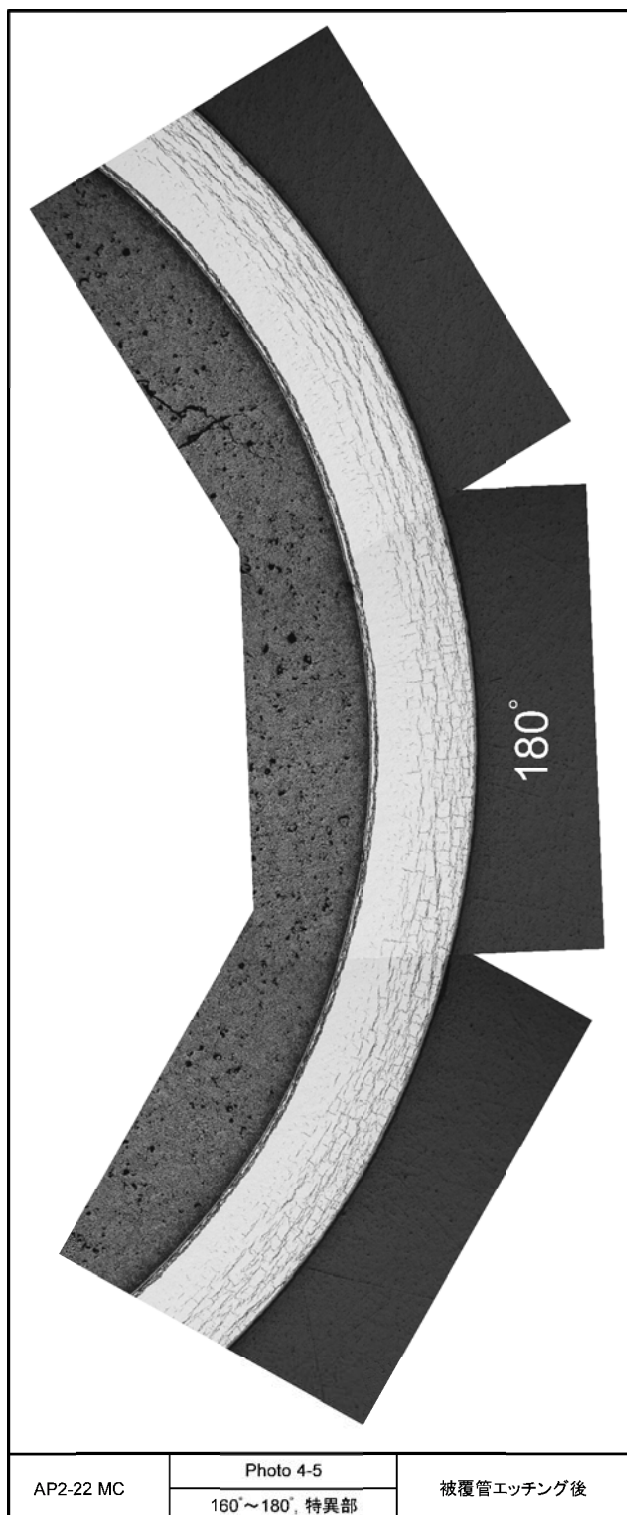


図 4.2.2-4(4) リファレンス試料の金相写真（被覆管エッチング後，AP2-22 MC）

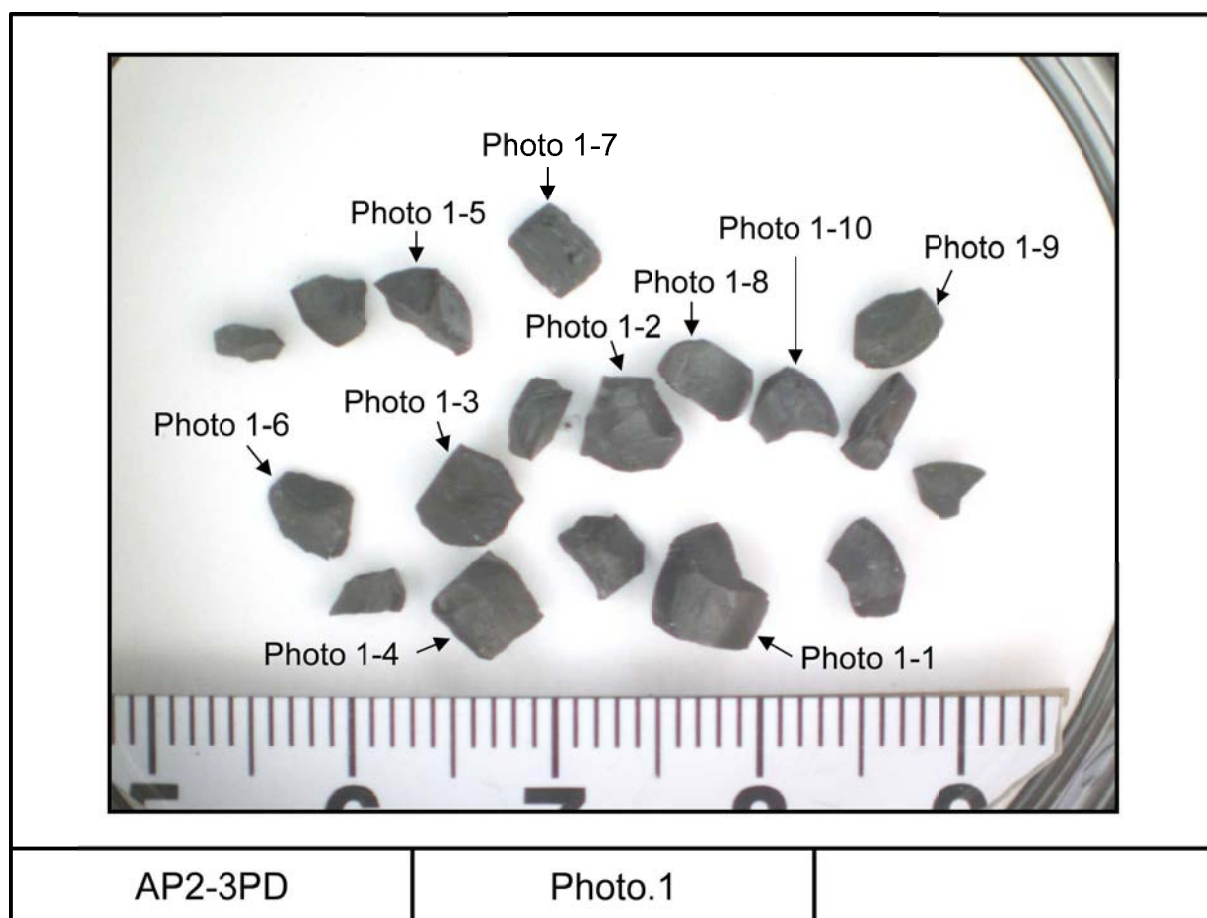


図 4.2.3-1(1) AP2-3 リファレンスのペレット密度測定試料の外観

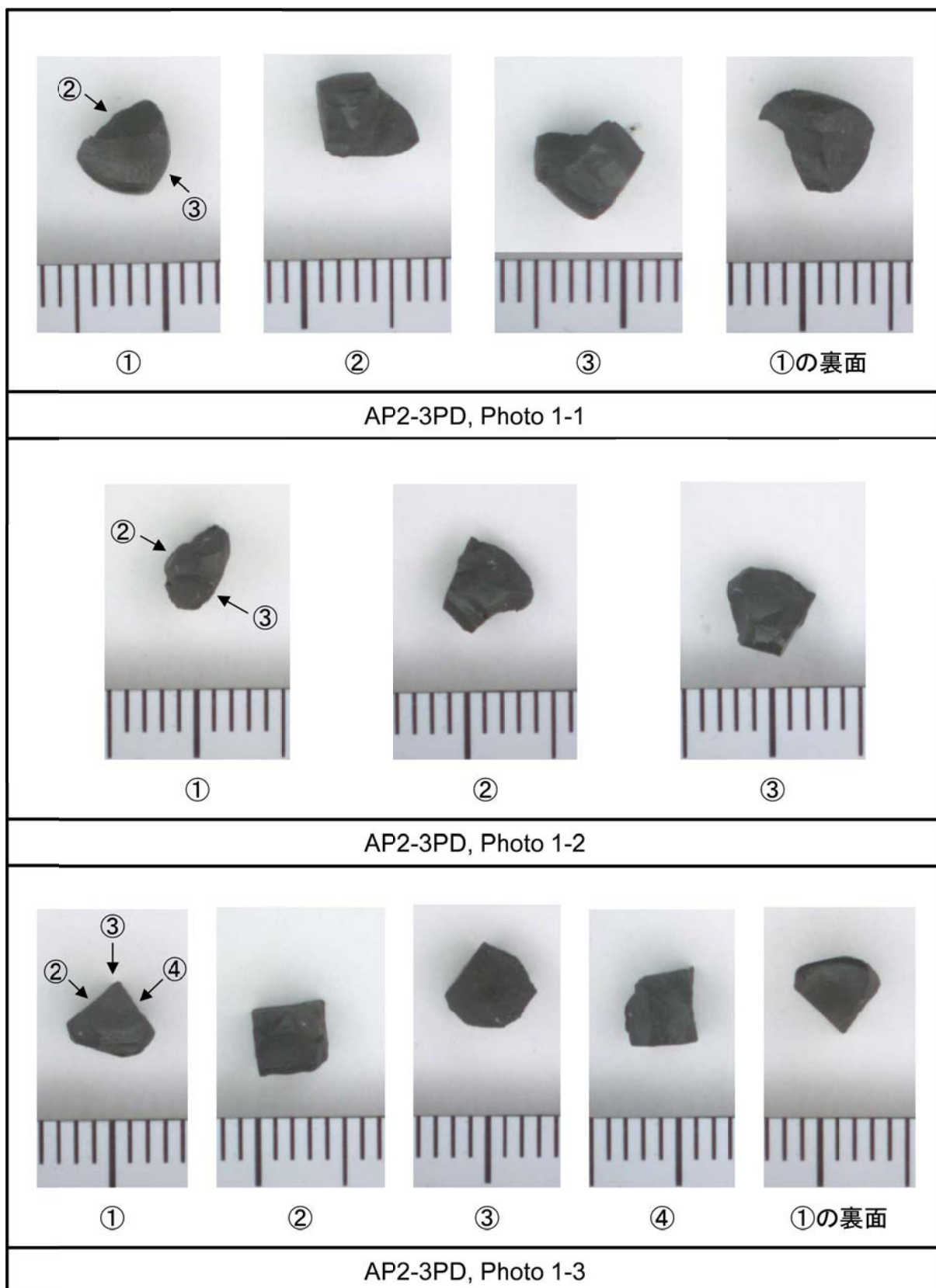


図 4.2.3-1(2) AP2-3 リファレンスのペレット密度測定試料の外観

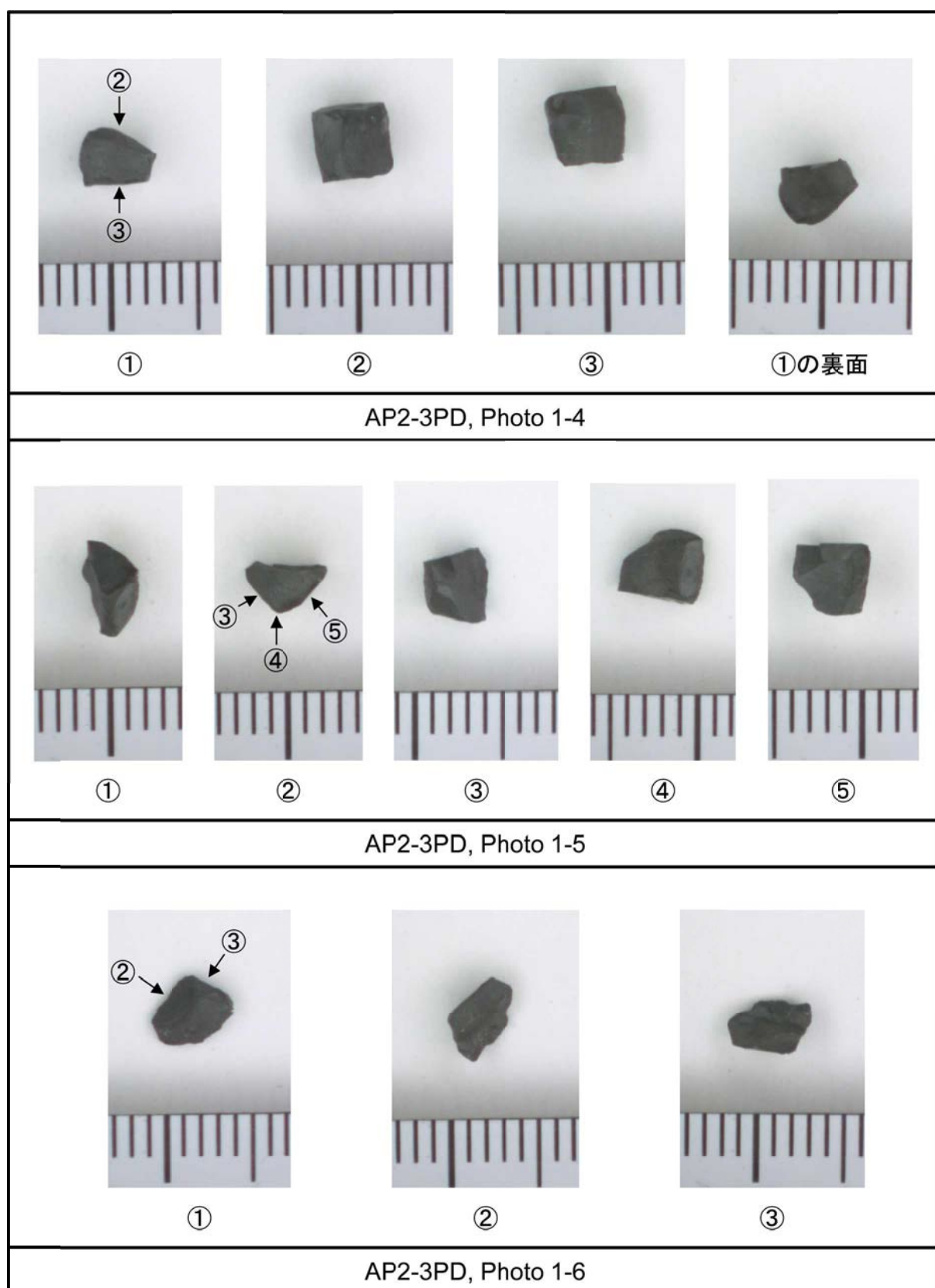


図 4.2.3-1(3) AP2-3 リファレンスのペレット密度測定試料の外観

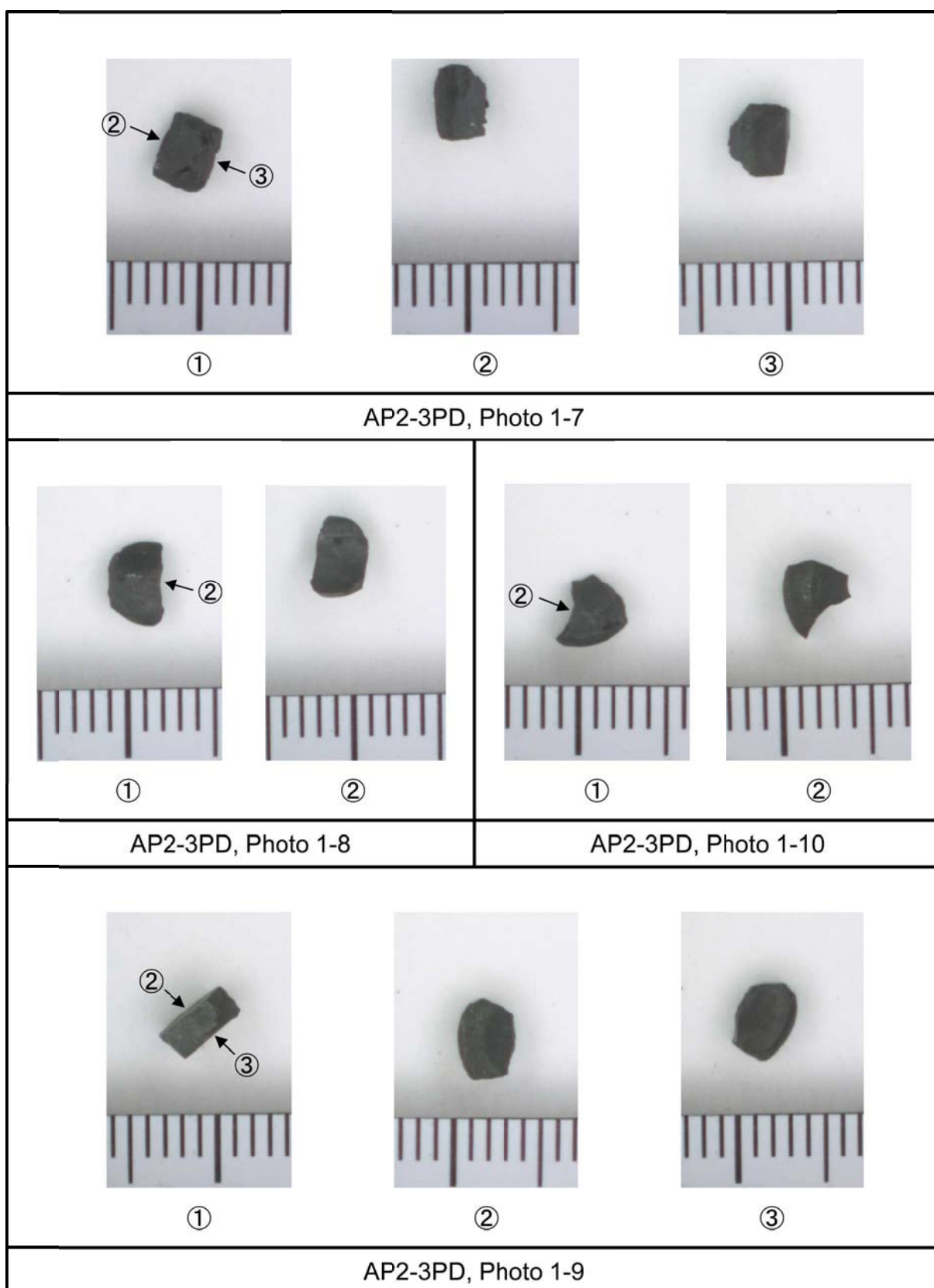


図 4.2.3-1(4) AP2-3 リファレンスのペレット密度測定試料の外観

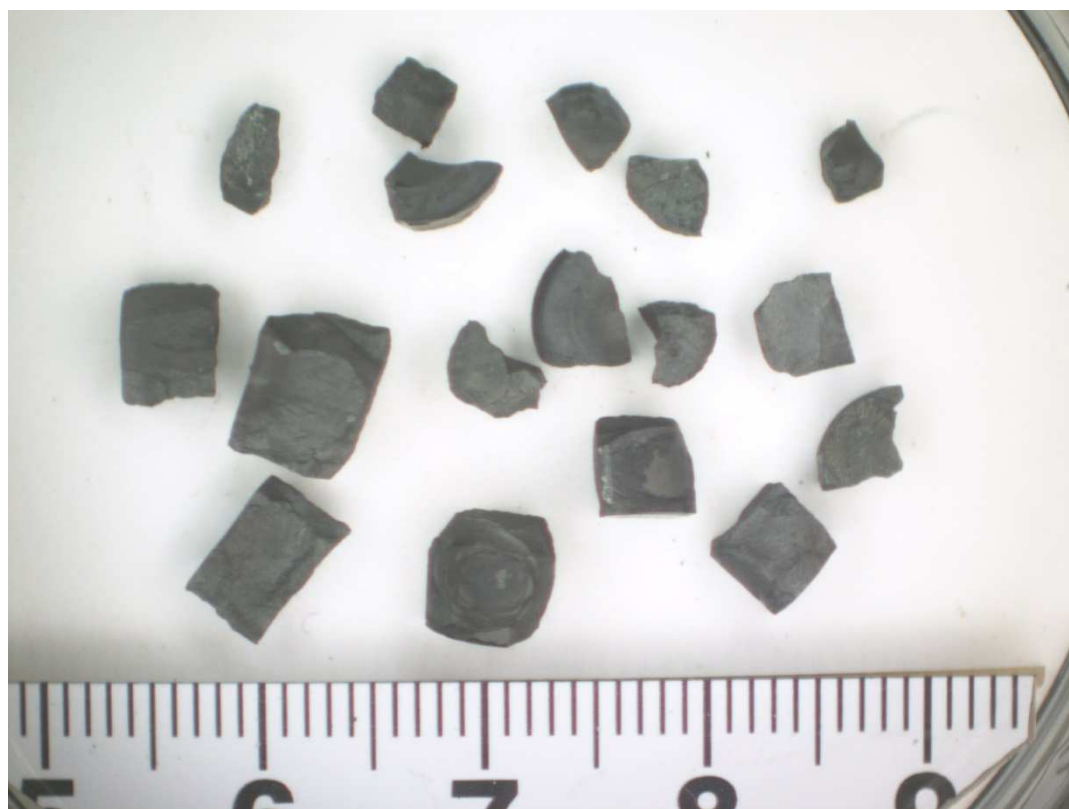


図 4.2.3-2 AP2-5 リファレンスのペレット密度測定試料の外観



図 4.2.3-3 AP2-11 リファレンスのペレット密度測定試料の外観

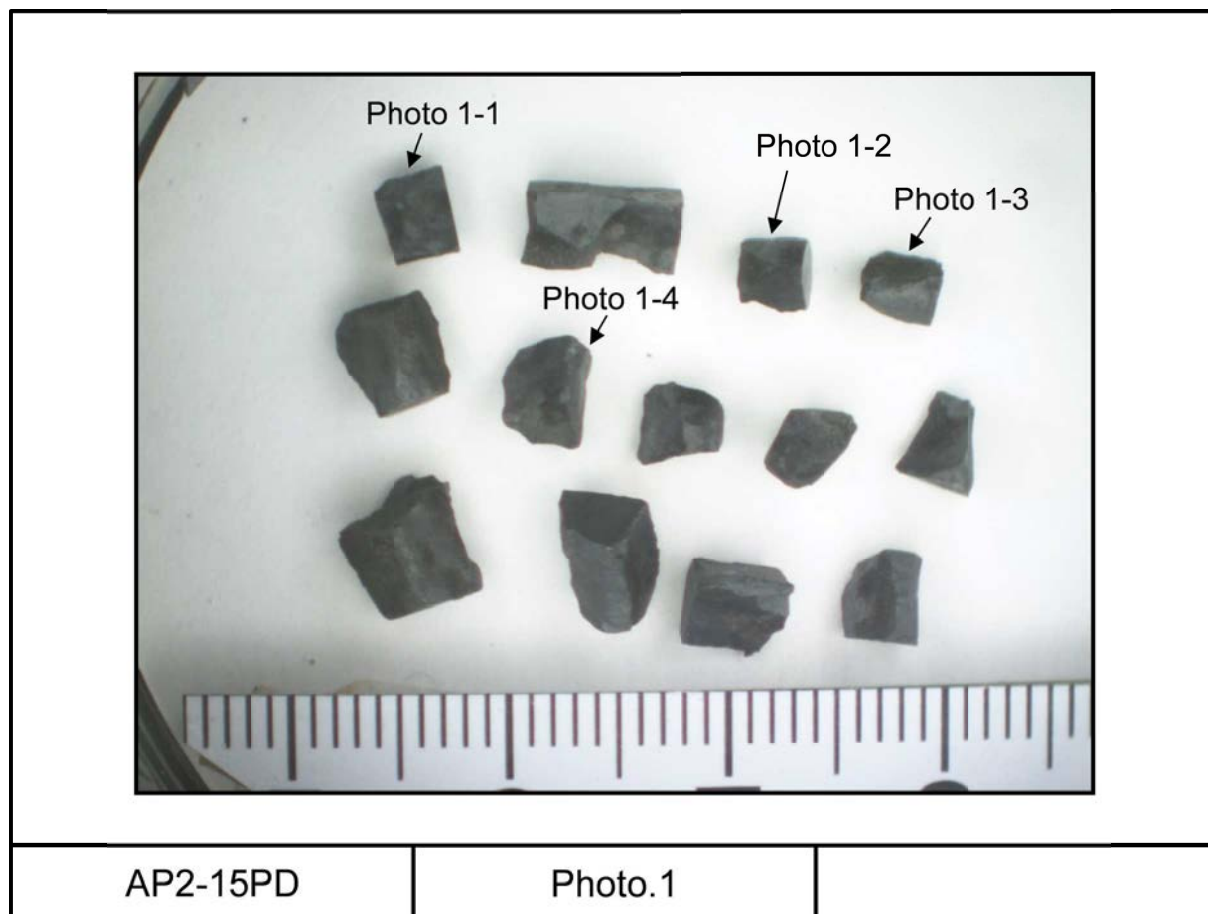


図 4.2.3-4(1) AP2-15 リファレンスのペレット密度測定試料の外観

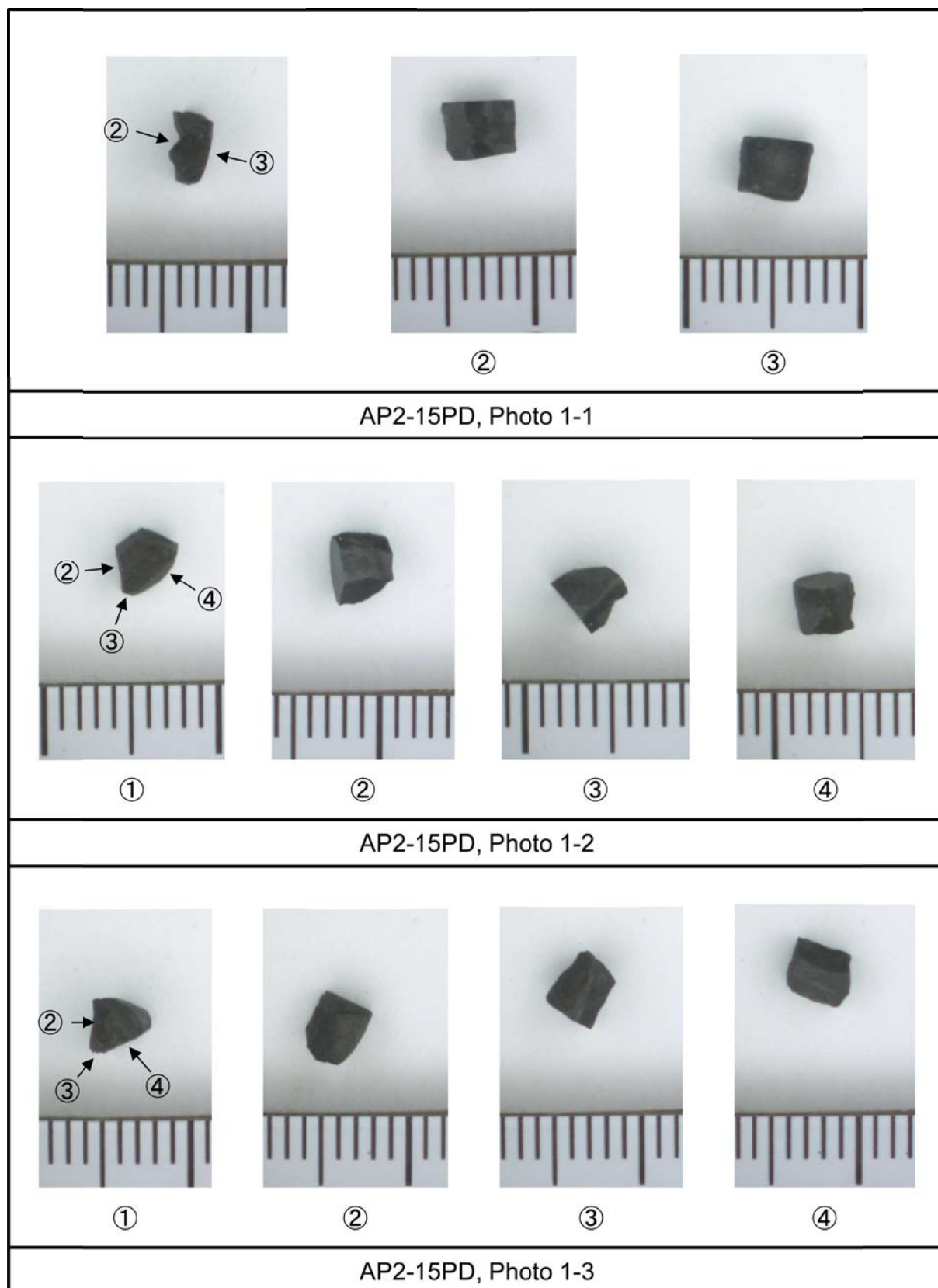


図 4.2.3-4(2) AP2-15 リファレンスのペレット密度測定試料の外観

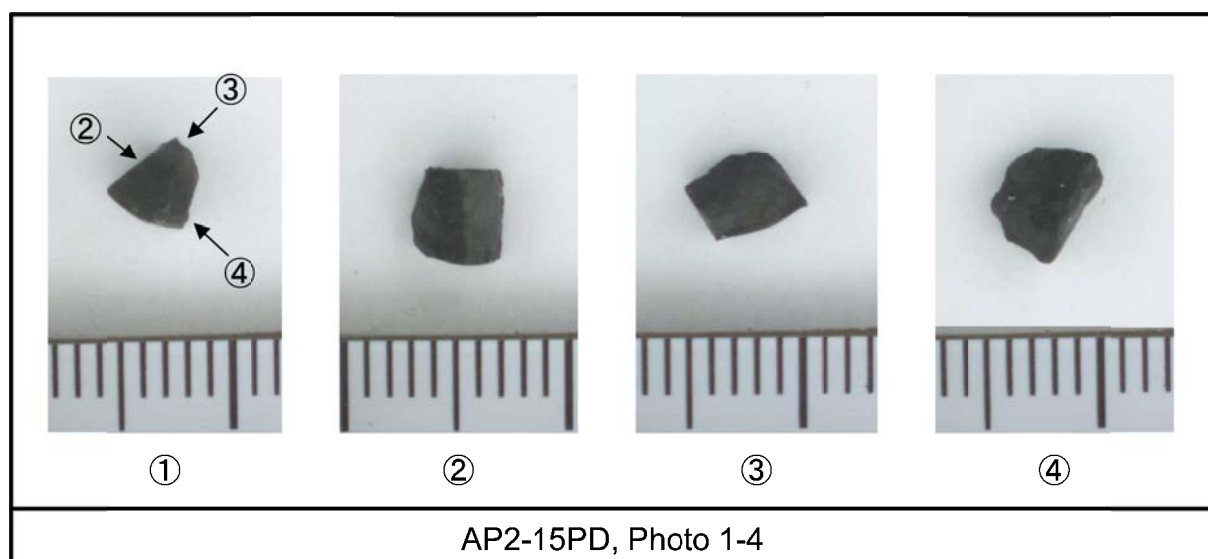


図 4.2.3-4(3) AP2-15 リファレンスのペレット密度測定試料の外観



図 4.2.3-5(1) AP2-18 リファレンスのペレット密度測定試料の外観

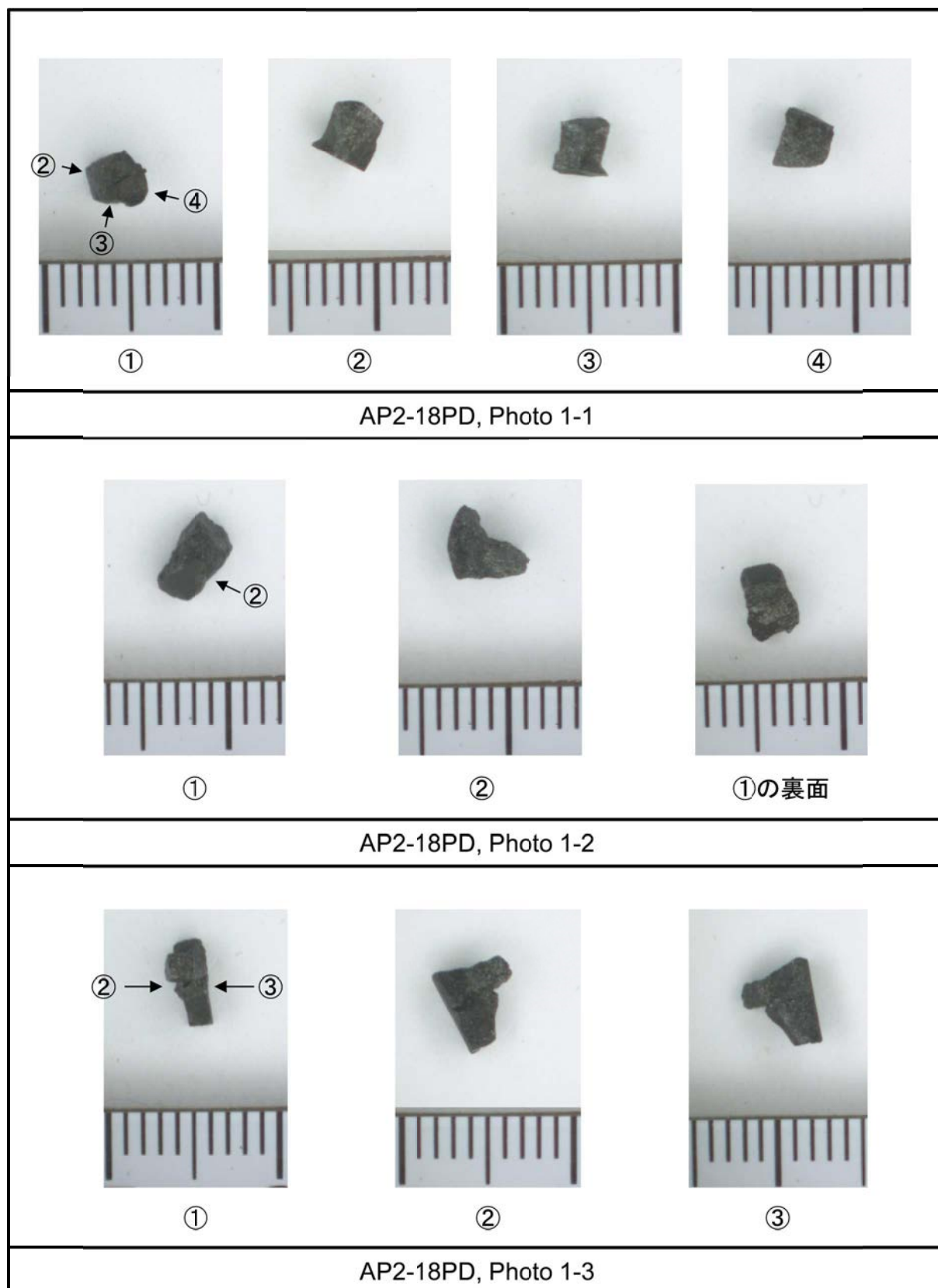


図 4.2.3-5(2) AP2-18 リファレンスのペレット密度測定試料の外観

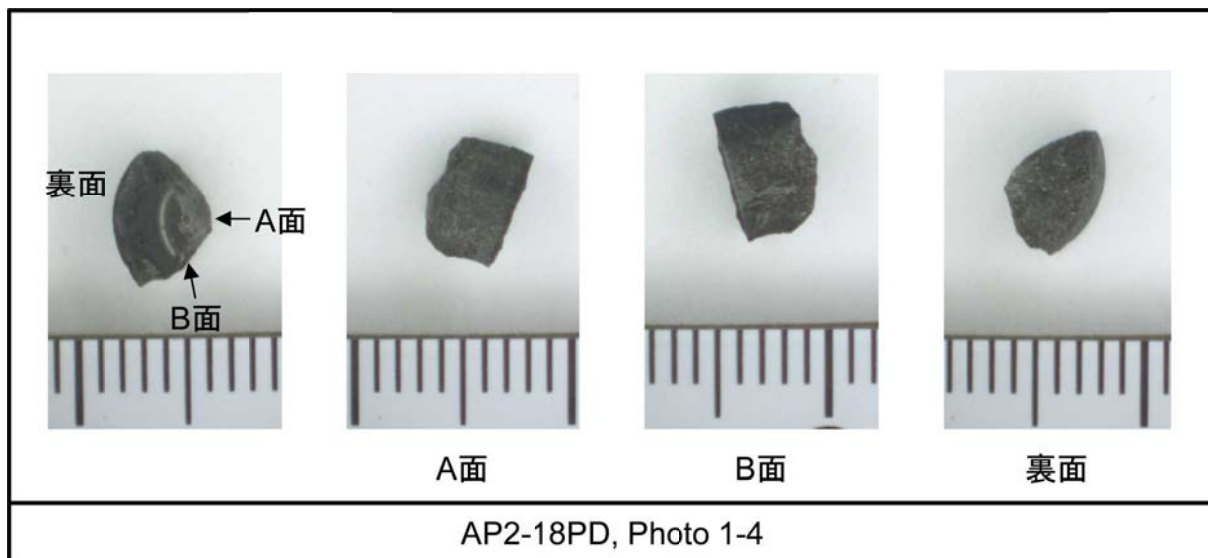


図 4.2.3-5(3) AP2-18 リファレンスのペレット密度測定試料の外観



図 4.2.3-6(1) AP2-22 リファレンスのペレット密度測定試料の外観

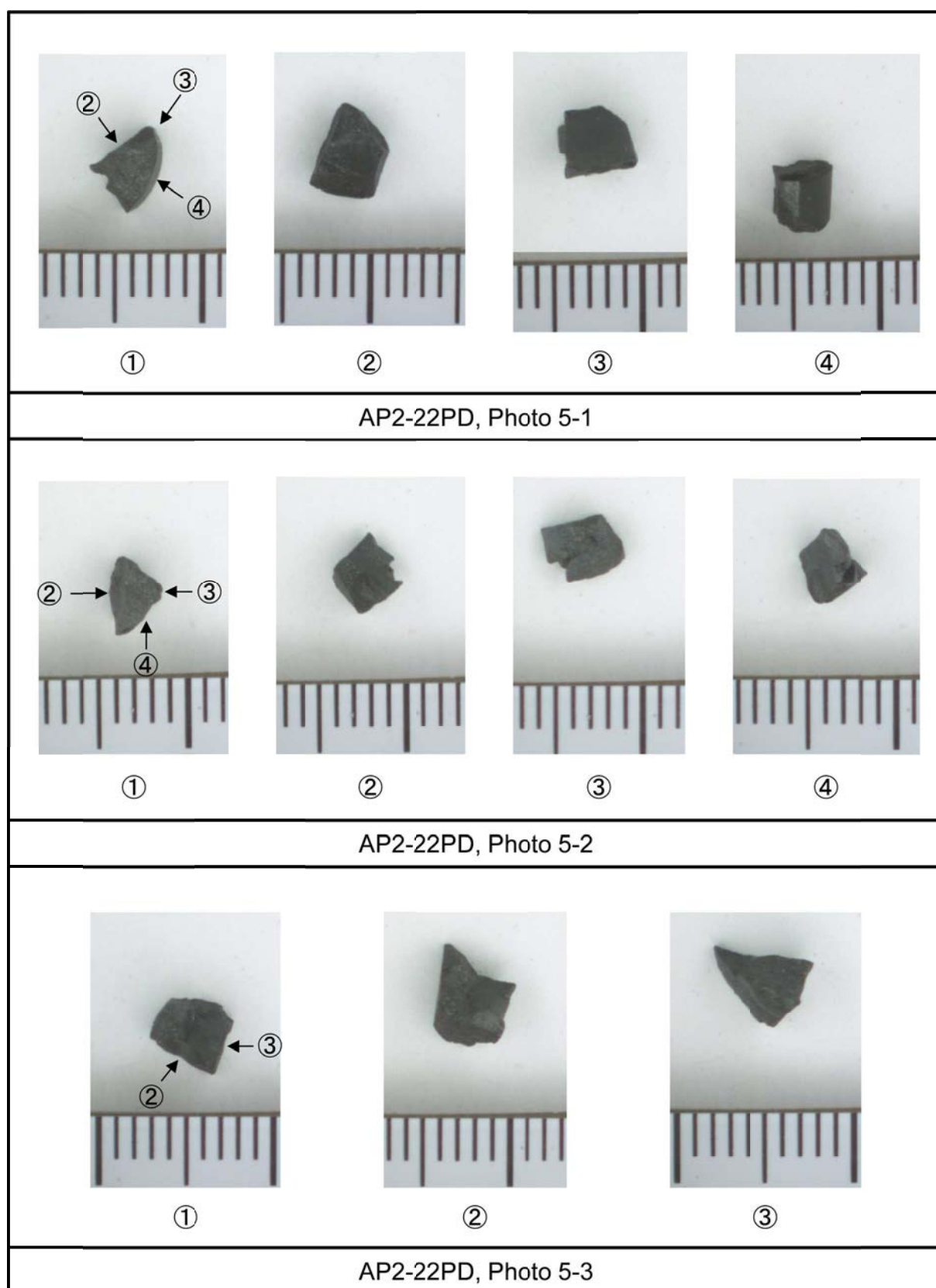


図 4.2.3-6(2) AP2-22 リファレンスのペレット密度測定試料の外観

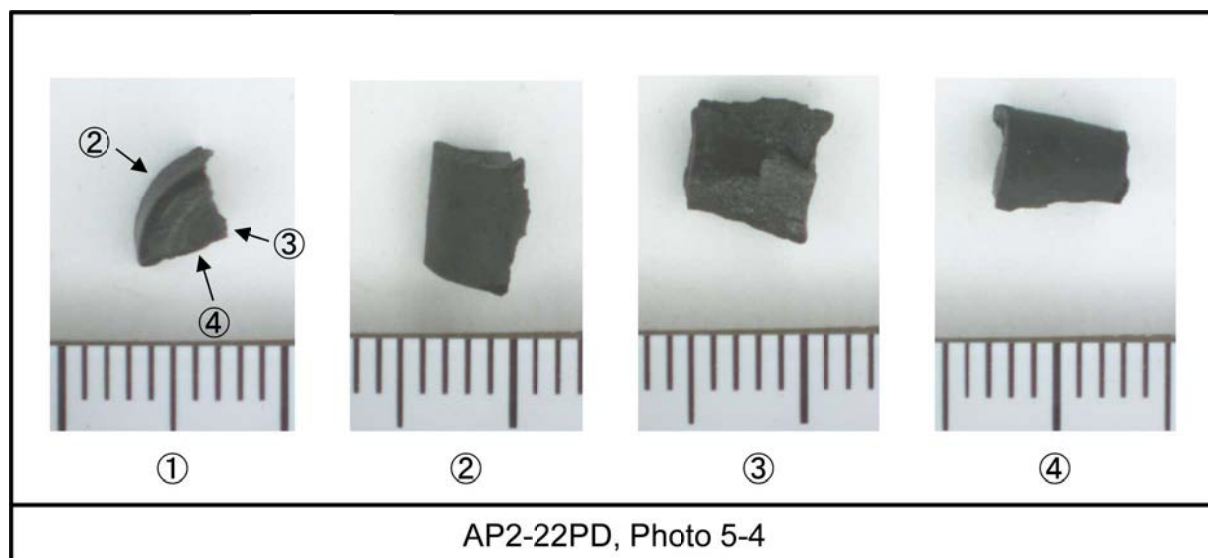


図 4.2.3-6(3) AP2-22 リファレンスのペレット密度測定試料の外観

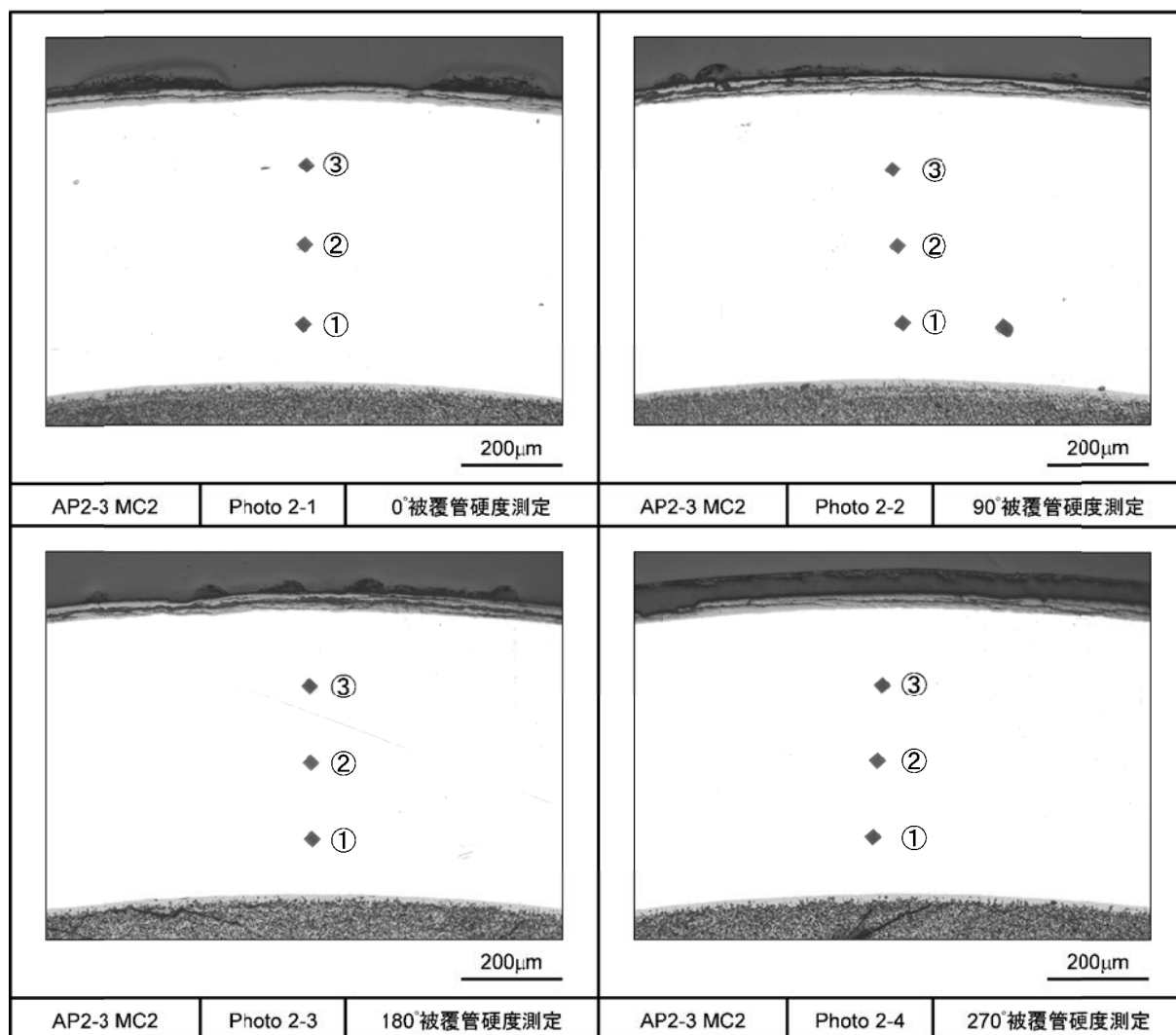
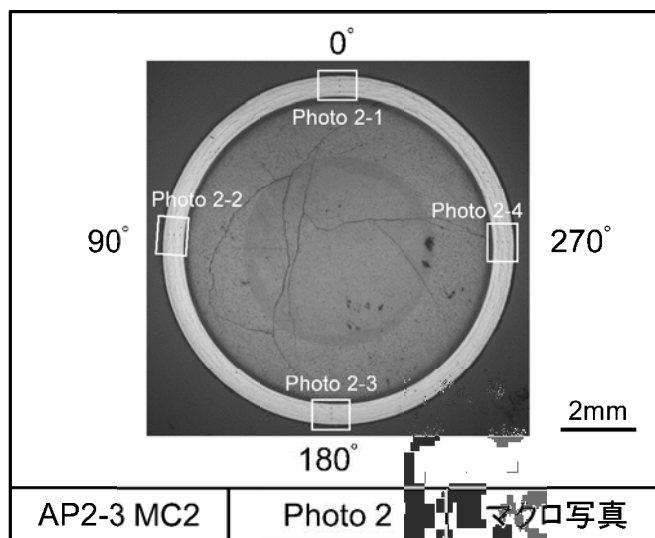


図 4.2.3-7(1) AP2-3 リファレンス試料の被覆管硬度測定位置

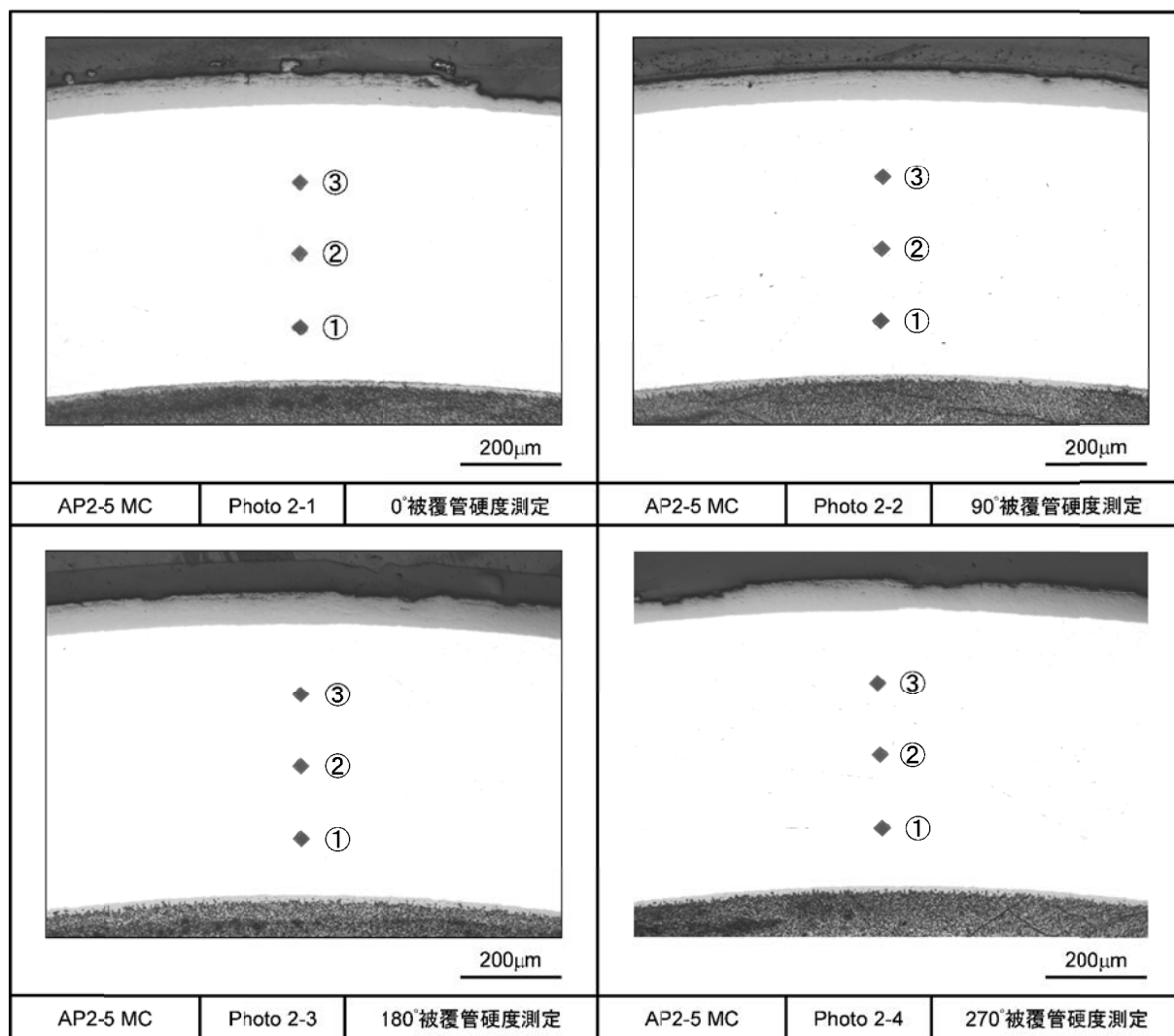
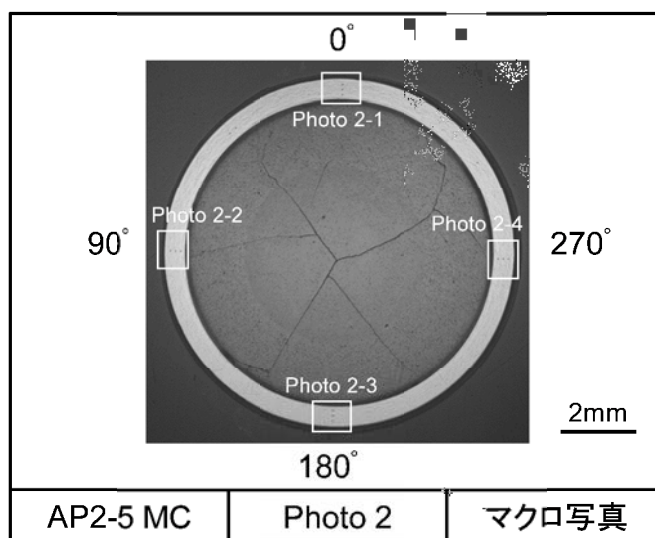


図 4.2.3-7(2) AP2-5 リファレンス試料の被覆管硬度測定位置

4.3 RIA 試験

RIA 時の燃料挙動及び破損限界についてデータを取得するため、室温条件下における RIA 模擬試験を 2 回 (LS-4、OS-1 実験)、NSRR においてそれぞれ実施した。また、昨年度までに実施した GR-1⁽¹⁾、VA-7⁽¹⁾及び VA-8 実験⁽¹⁾に関して、パルス照射後燃料のガスパンクチャ (GR-1、VA-7) 及び SEM 観察・金相観察 (VA-8) を実施した。

さらに、RIA 時に被覆管に作用する荷重の多軸性が高燃焼度燃料の破損に及ぼす影響を明らかにするため、周方向と軸方向の応力を独立に与えることができる多軸応力負荷試験装置を用いた被覆管機械特性試験を実施した。

4.3.1 LS-4 実験

LS-4 実験は、高燃焼度 BWR-UO₂ 燃料を対象とした室温実験として平成 30 年 6 月 28 日に実施した。燃料エンタルピー増分のピーク値 549 J/g (131 cal/g)の実験条件に対し、燃料は破損しなかった。

(1) 試験燃料棒

試験燃料は、表 4.1-1 に示す AP2-18 燃料セグメント (スイス・ライプシュタット BWR 照射、Zry-2 被覆 UO₂ 燃料) から採取した。図 4.3.1-1 に燃料セグメントからの採取位置及び上下端栓取付後の燃料棒の構造概略を示す。スタック長はペレット 10 個分で、X 線写真撮影に基づく測定によれば約 105 mm であった。ガンマ線強度分布はトップ側がやや低い傾向にあった。強度分布の変化を考慮に入れると、試験燃料部分の平均燃焼度はセグメント燃焼度よりも低い約 48 GWd/t と評価した。試料採取範囲における被覆管外面酸化膜厚さの平均値は暫定的に約 20 μm と評価した。この値については、FEMAXI-7 によるベース照射期間の燃料挙動解析により決定した⁽¹⁾。この酸化膜厚さについては、今後実施する断面の金相観察により補正する予定である。被覆管水素吸収量の分析も未実施であるが、同様の解析結果より、100 ppm 前後の水素濃度と推定される⁽¹⁾。

パルス照射実験前の試験燃料棒に対して実施した外観観察、X 線写真撮影、寸法測定の結果をそれぞれ図 4.3.1-2 から図 4.3.1-4 に示す。いずれの結果においても、パルス照射実験において問題となり得る傷、欠陥、扁平化、曲がりなどは見られなかった。

(2) 実験条件および計装

パルス照射実験の条件を以下に示す。

実験カプセル :	X -I 型 (室温・大気圧用)
パルス照射時冷却水条件 :	23 °C、0.1 MPa の静止水
投入反応度 :	\$4.1
燃料エンタルピー増分ピーク値 :	549 J/g (131 cal/g)

計装項目を以下に示す。また、図 4.3.1-5 に計装取付けの概要を示す。

カプセル内圧計 1 箇所 (液相: #1)
燃料棒内圧計 (スタック下部)
カプセル外面歪みゲージ
被覆管表面温度表面熱電対 3 箇所
クラッド伸び計
ペレット伸び計
冷却水温度測定用シース熱電対 2 箇所

(3) 過渡計測記録の概要

2 台の中性子検出器で測定した NSRR の炉出力履歴を図 4.3.1-6(1)及び(2)、積分出力履歴を図 4.3.1-6(3)及び(4)に示す。また、前節で示した計測項目に関する過渡記録を図 4.3.1-6(5)から(14)に示す。時刻 0 から 10 秒まで、0 から 1 秒まで及び 0.246 から 0.262 秒までの 3 区間について示す。過去に実施した NSRR 実験より、歪みゲージを使用したセンサ(圧力計等)や熱電対の出力には NSRR 出力の履歴によく似た波形のノイズや、パルス照射以後も継続するドリフトが発生し得ることが判明している。このノイズ及びドリフトの要因は、出力にほぼ比例した強度で発生するガンマ線が歪みゲージ素子や熱電対素子の電気的特性に与える影響、ガンマ発熱による素子自身の温度上昇による特性変化などと理解されるが、精度良く補正することは困難であるため本報告においては得られた過渡計測結果をそのまま示す。

(a) NSRR 出力・積分出力

図 4.3.1-6 (1), (2)及び(3), (4)に NSRR 出力履歴及び積分出力履歴をそれぞれ示す。いずれについても、中性子検出器#1 と#2 の平均値で評価を行った。NSRR 出力は時刻 0.254 秒においてピーク値約 15.9 GW に達し、半値幅は約 4.9 ms であった。なお、NSRR の計測システムは積分演算を 1 秒までしか行わないため、時刻 1 秒以降の積分出力は一定値として記録される(破線部)。炉物理計算によれば、本実験における積分出力は時刻無限大で約 106 MJ に達した。

(b) カプセル内圧

図 4.3.1-6 (5)に、カプセルの液相部で計測した圧力の履歴を示す。時刻 0.25 秒過ぎから僅かな圧力の低下が見られるが、これは NSRR 出力パルスに同期したノイズである。

(c) 燃料棒内圧

図 4.3.1-6 (6)に燃料棒内圧の履歴を示す。時刻 0.255 秒以降に圧力下降が見られるが、

この時点では燃料のエンタルピは上昇を続けている段階であり、本試験のように破損しなかったケースの場合に燃料棒内圧力がマイナスを示すとは考えにくく、NSRR 出力パルスに同期していることから、主としてこのパルスに関連したノイズであると考えられる。

(d) カプセル外面歪み

図 4.3.1-6 (7)にカプセル蓋の外表面に設置した歪みゲージの信号を示す。この歪みゲージは実験時のカプセルへの負荷を確認するために設置したものである。カプセルへの過度の負荷を示す信号は見られなかった。圧力計の出力と同様、NSRR パルス出力に同期したノイズが記録された。

(g) 被覆管表面温度

図 4.3.1-6 (8)、(9)及び(10)に被覆管表面温度履歴を示す。燃料スタック下部 (#1)、中央 (#2)、上部 (#3) のいずれにおいても飽和温度 (100°C) を十分に超えた温度に達しており被覆管表面で膜沸騰が発生したと思われる。

(h) 冷却水温度

図 4.3.1-6 (11)及び(12)に燃料スタック中心高さ (#1) 及び燃料棒上端付近 (#2) で測定した冷却水温度の履歴を示す。いずれの熱電対も燃料棒からの距離は約 10 mm である。燃料スタック中心高さ (#1) では時刻 0.25 秒付近から急激に低下しているが、これはパルス照射によるノイズである。

(i) 被覆管伸び

図 4.3.1-6 (13)に燃料被覆管の軸方向伸びの履歴を示す。本実験における被覆管軸方向伸びの最大値は約 1.35 mm であり、発熱部の長さ 105 mm に対する歪みとしては約 1.3 % であった。

(j) ペレット伸び

図 4.3.1-6 (14)に燃料ペレットの軸方向伸びの履歴を示す。本実験におけるペレット軸方向伸びの最大値は約 1.94 mm であり、ペレットスタック長 105 mm に対する歪みとしては約 1.8 % であった。

(4) パルス照射後試験

実験後の燃料棒に対して以下の試験を実施した。

(a) 燃料棒外観観察

図 4.3.1-7 に、パルス照射後の燃料棒の外観を示す。熱電対溶接部近傍に黒いコントラ

ストが観察されたことから、未貫通き裂の可能性を考え、熱電対取り外し時に溶接部に応力が与えられないように溶接部から離れた位置で切断した。そのため、外観に熱電対の線が残った状態で観察されている。なお、カプセル開封時に FP ガスの検出がなかったことから、試験燃料棒が破損しなかったことが確認されている。

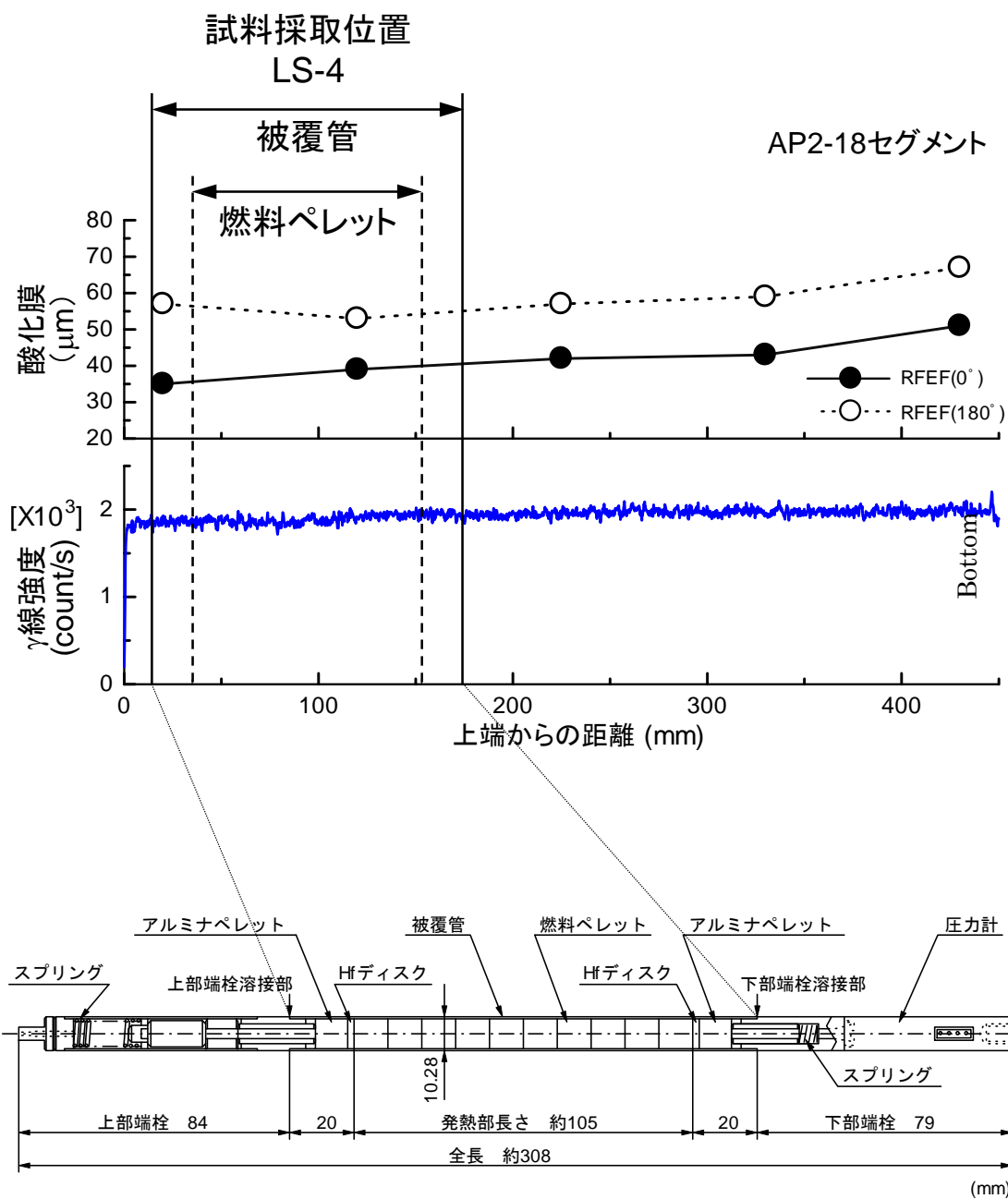


図 4.3.1-1 LS-4 試験燃料棒の構造概略

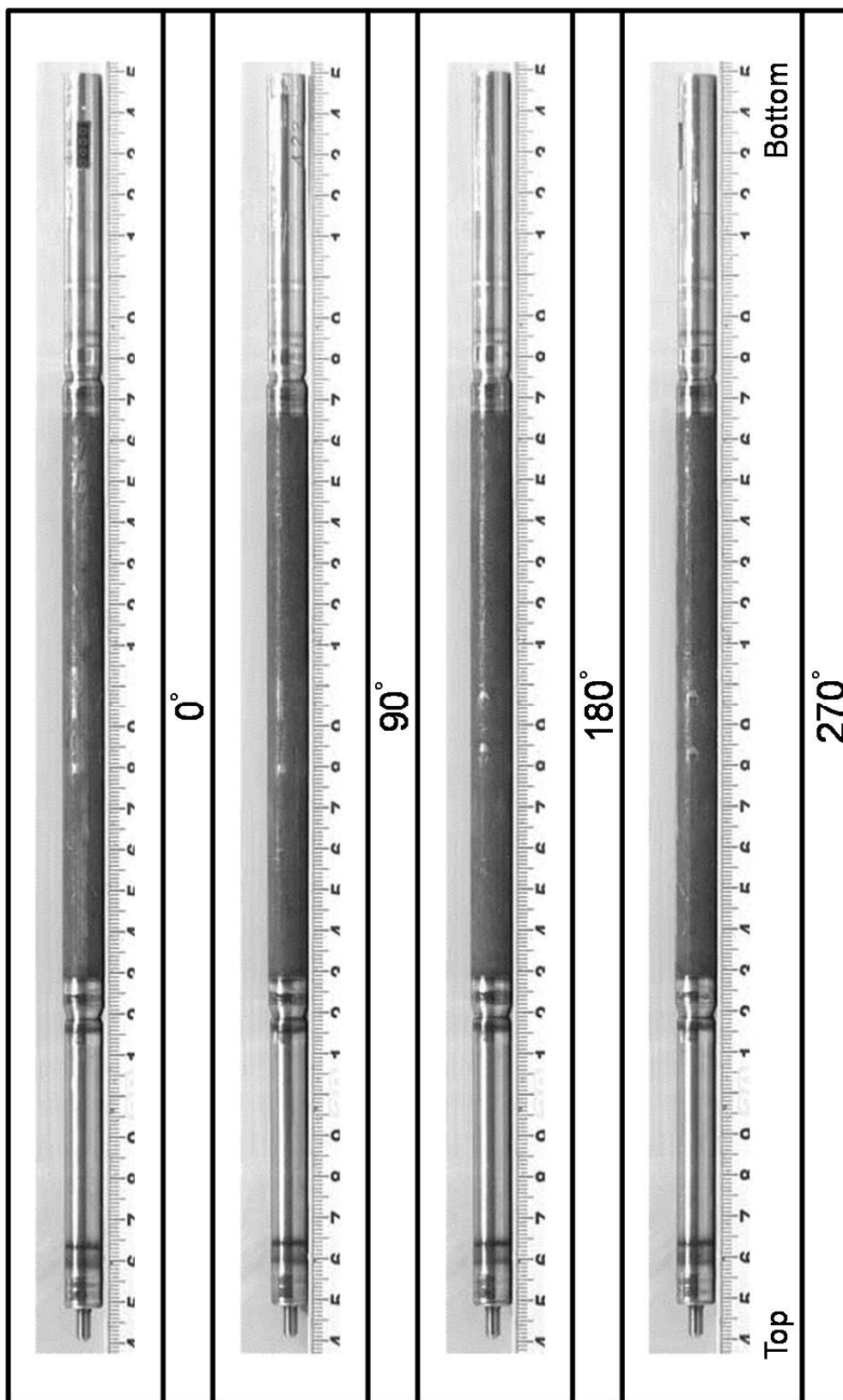


図 4.3.1-2 LS-4 試験燃料棒のパルス照射前外観写真

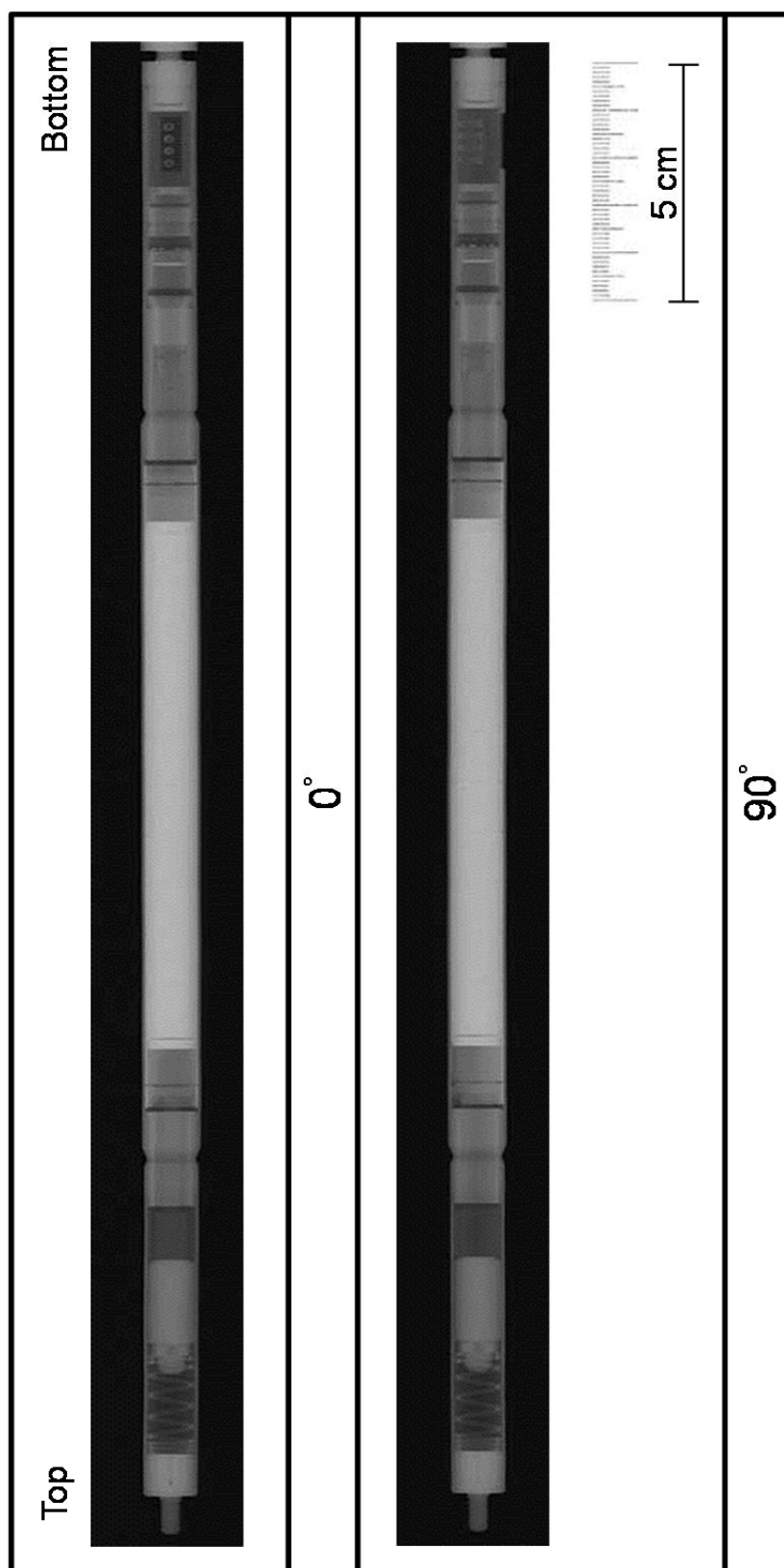


図 4.3.1-3 LS-4 試験燃料棒のパルス照射前 X 線写真

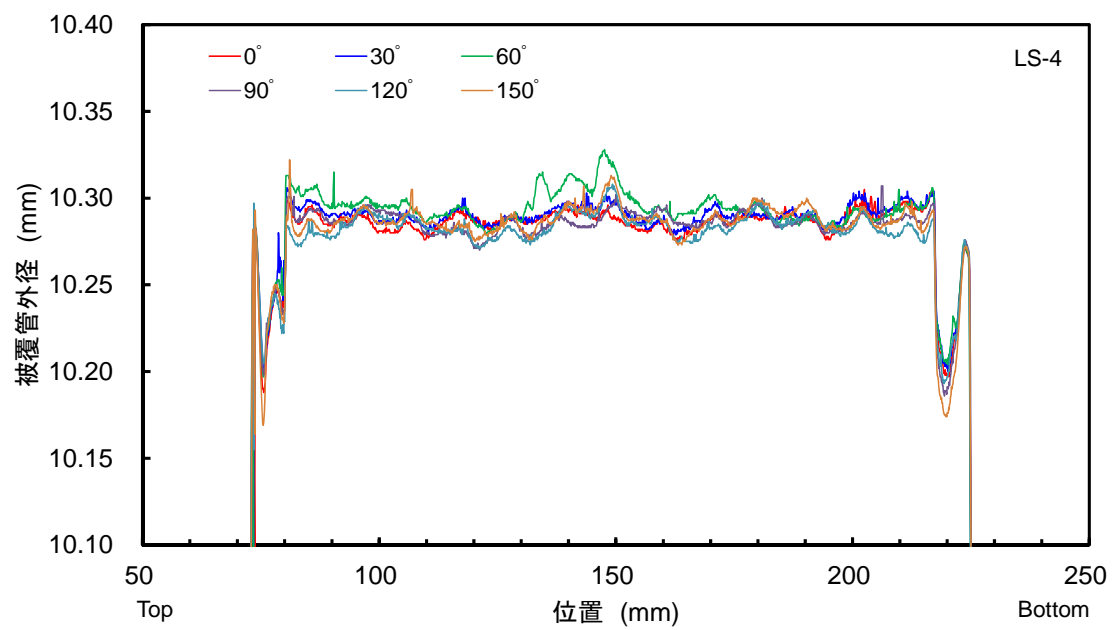


図 4.3.1-4 LS-4 試験燃料棒のパルス照射前寸法測定結果

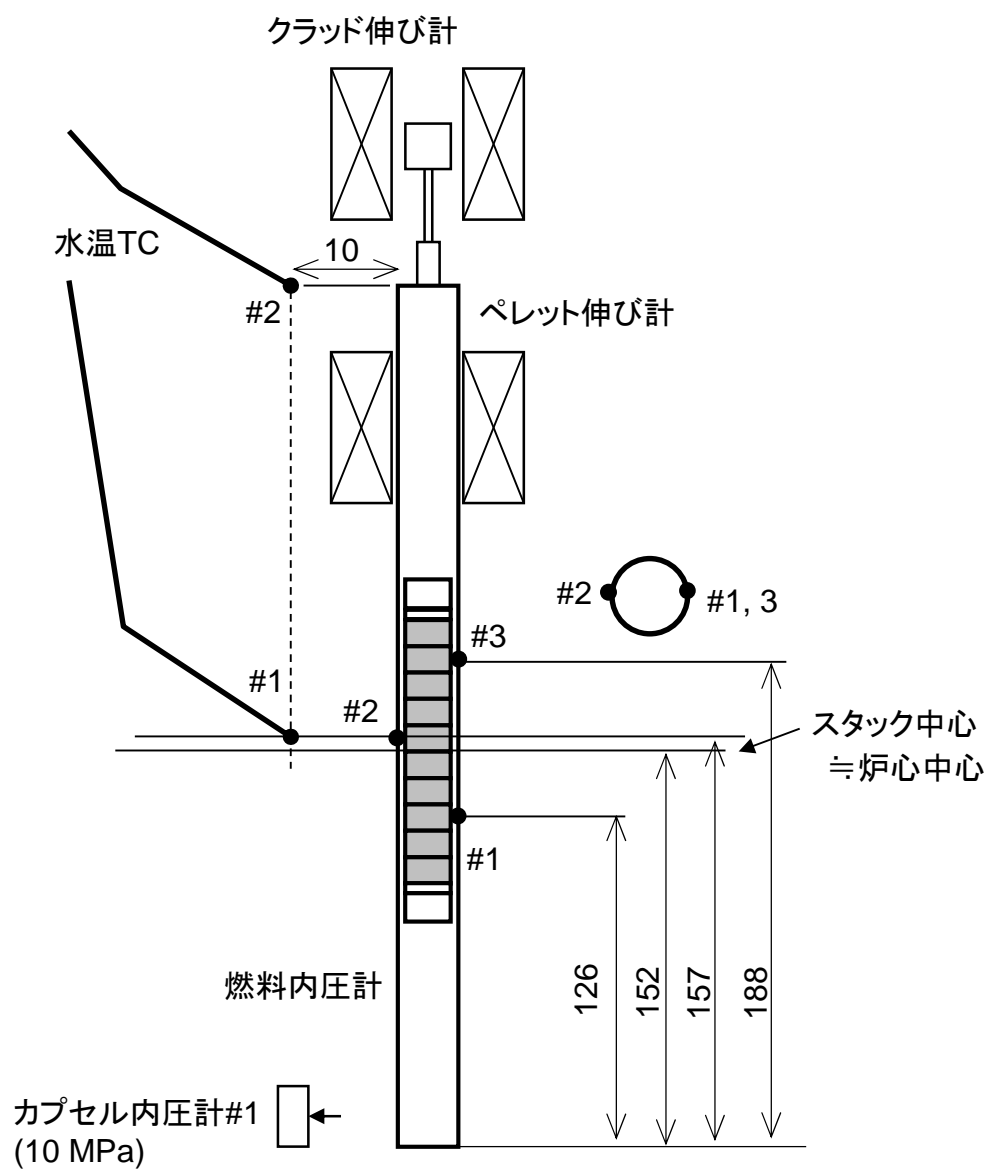


図 4.3.1-5 LS-4 実験における計装取付けの概要

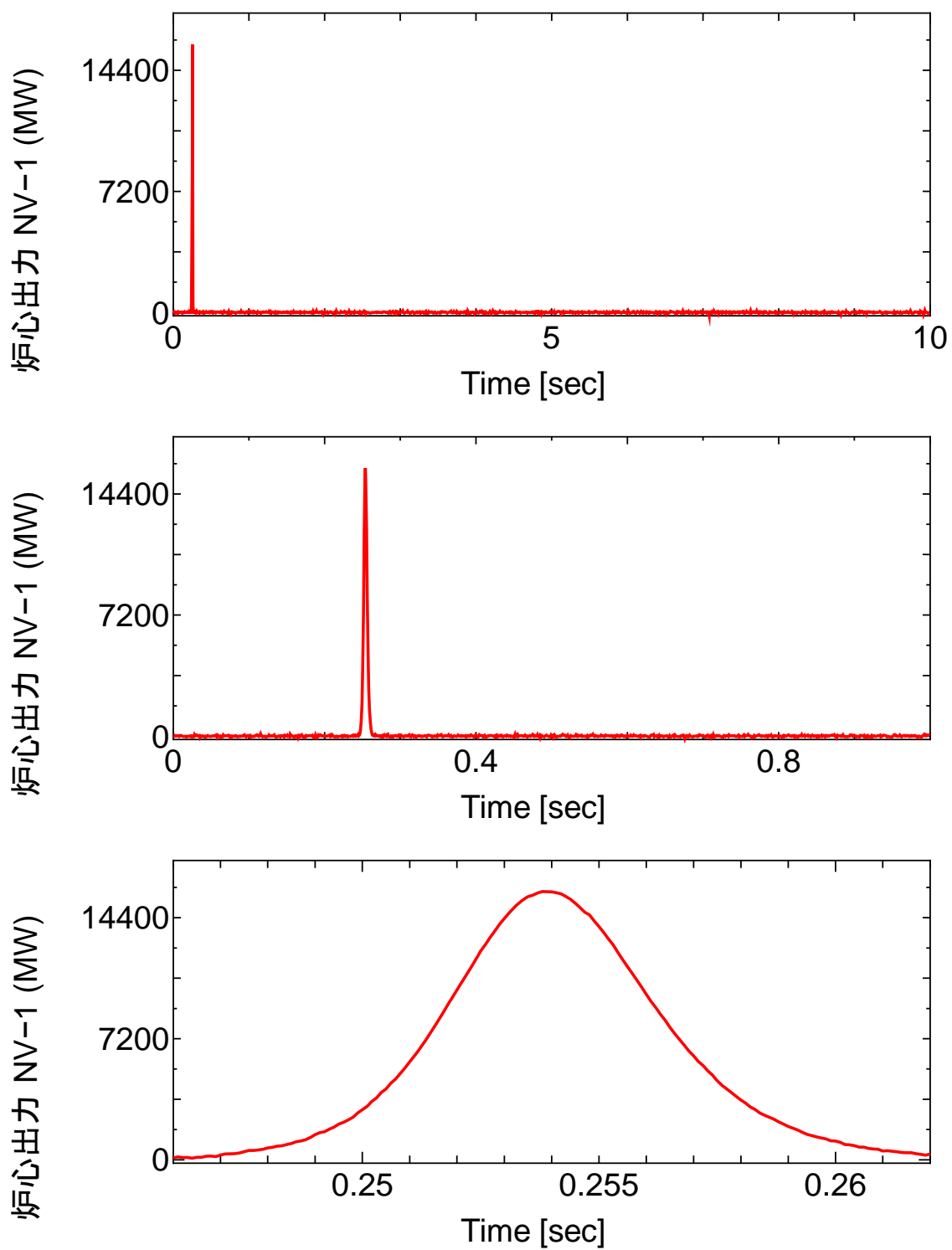


図 4.3.1-6 (1) LS-4 実験における原子炉出力履歴 (#1)

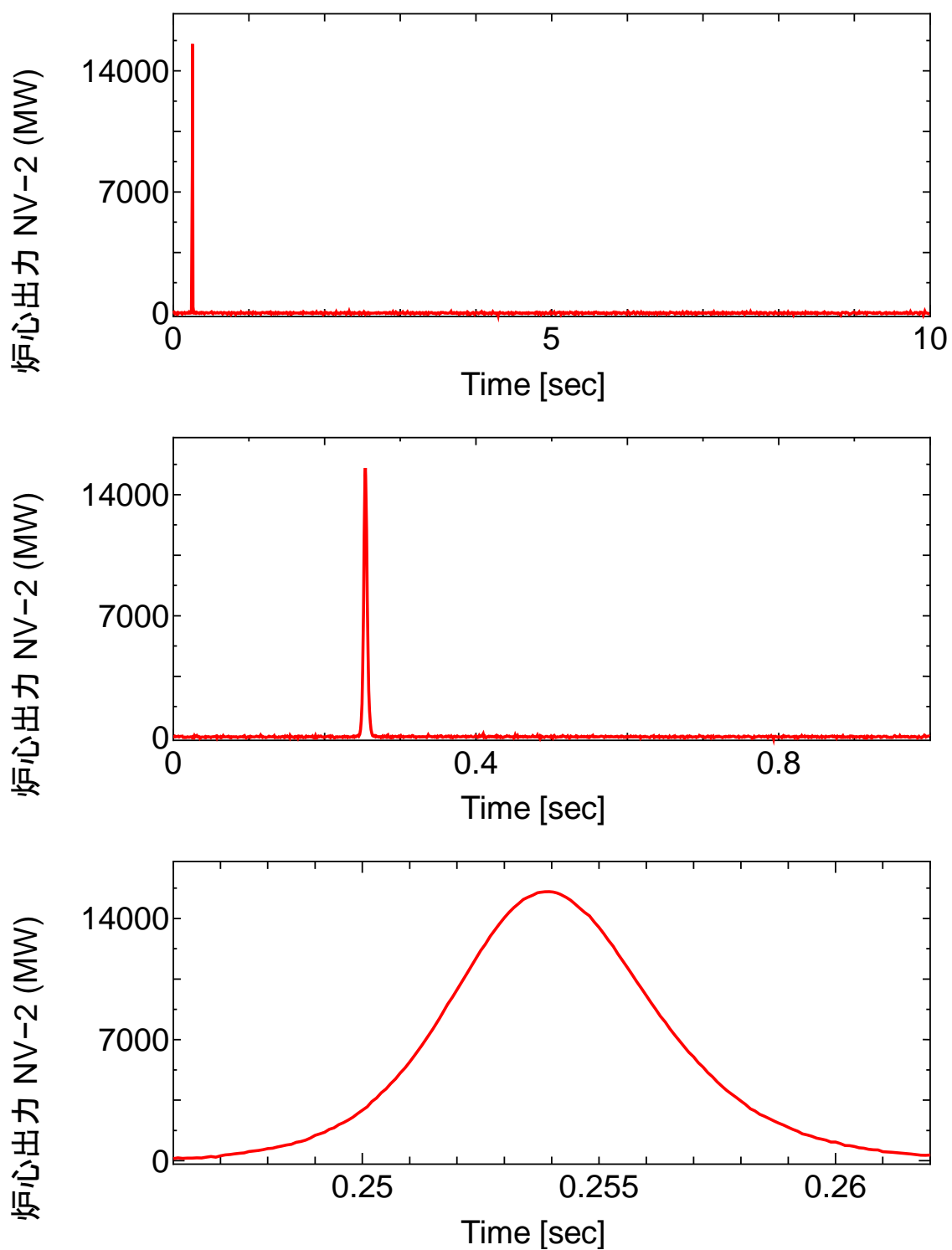
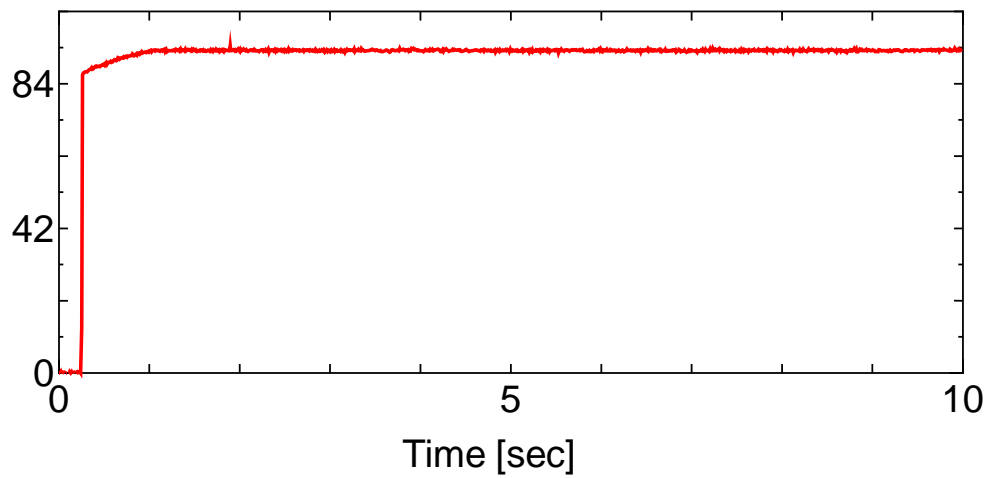
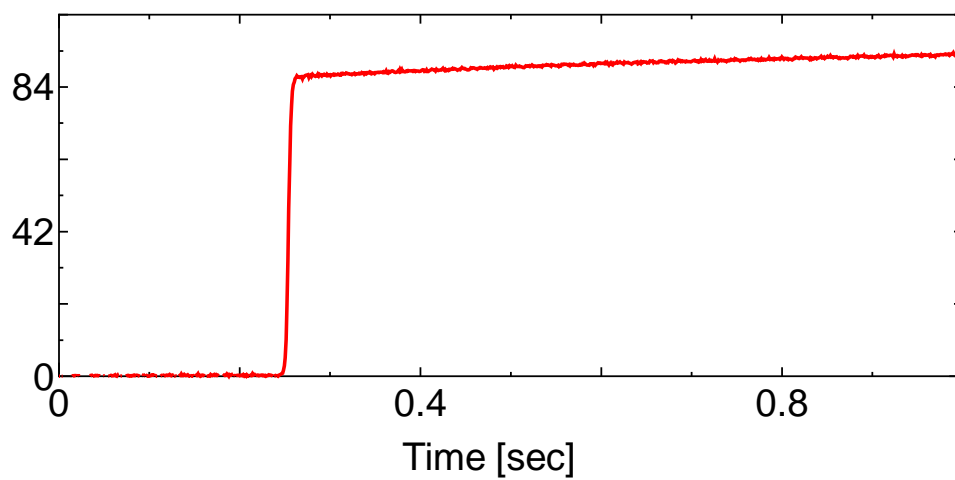


図 4.3.1-6 (2) LS-4 実験における原子炉出力履歴 (#2)

炉心積分出力 NVT-1 (MJ)



炉心積分出力 NVT-1 (MJ)



炉心積分出力 NVT-1 (MJ)

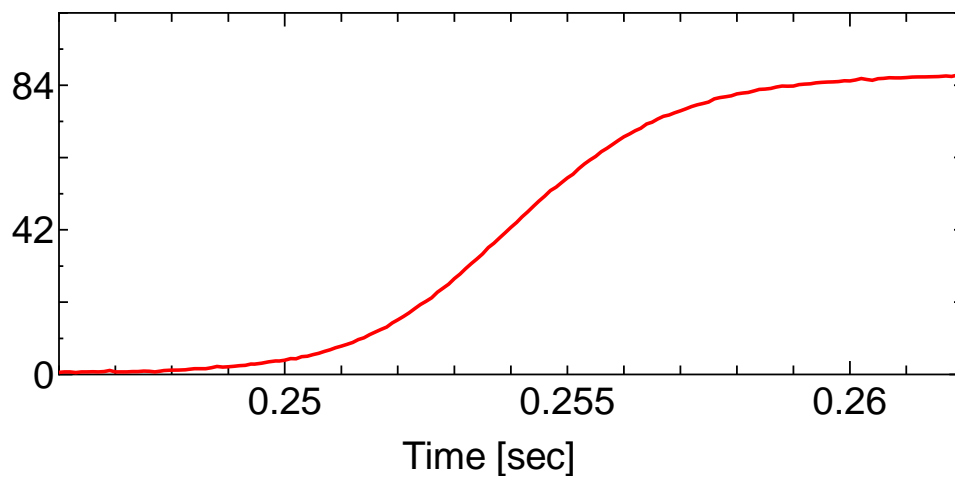
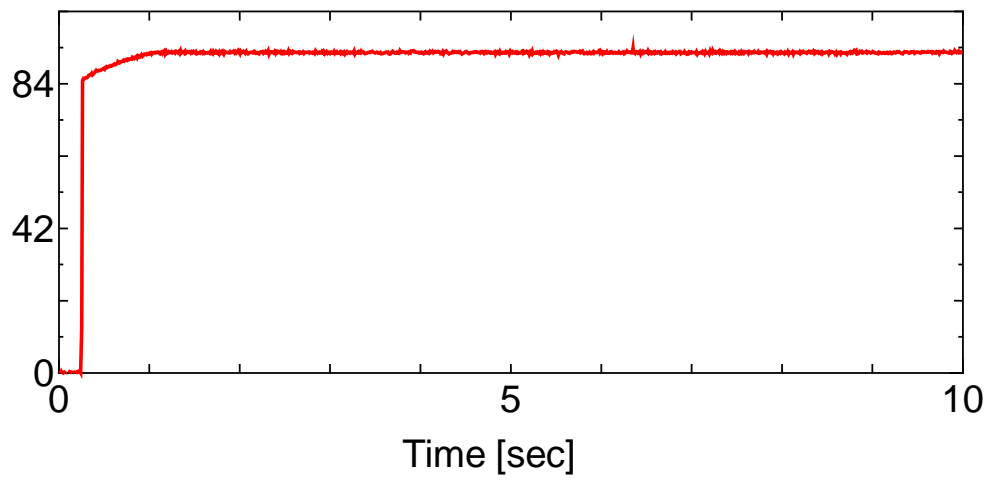
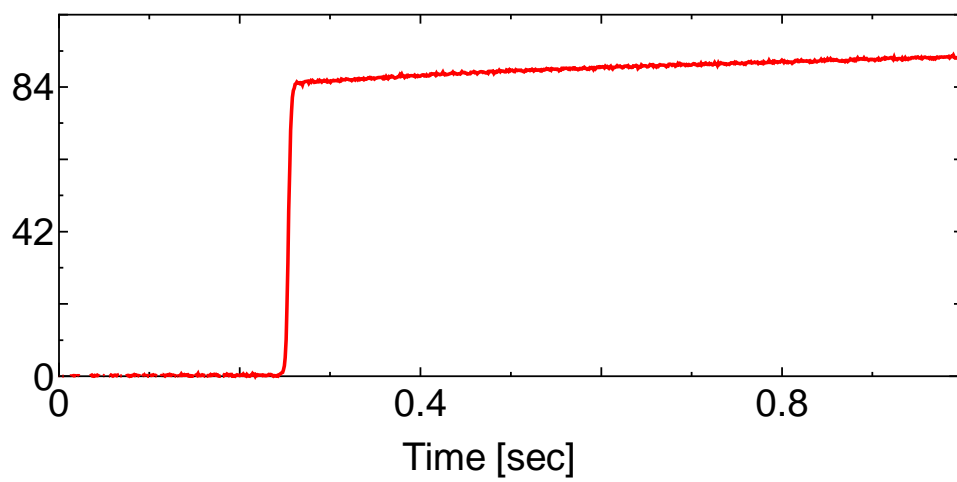


図 4.3.1-6 (3) LS-4 実験における原子炉積分出力 (#1)

炉心積分出力 NVT-2 (MJ)



炉心積分出力 NVT-2 (MJ)



炉心積分出力 NVT-2 (MJ)

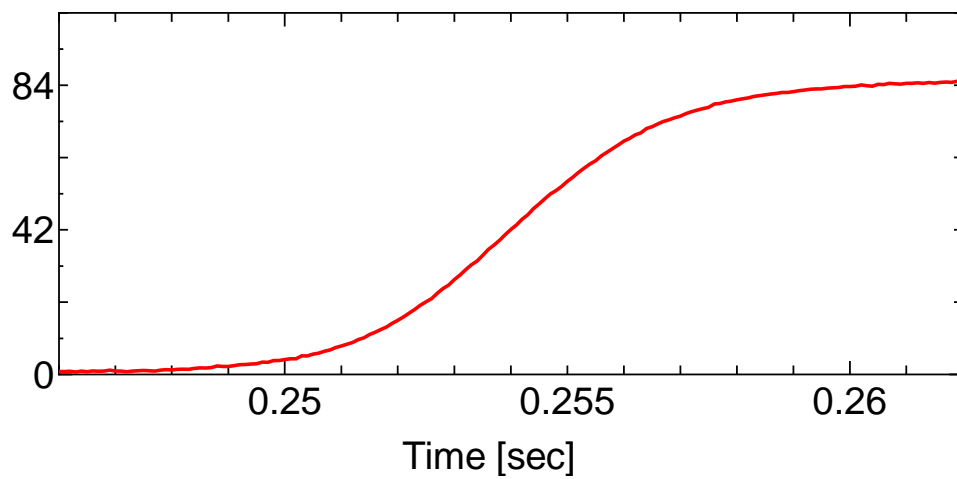


図 4.3.1-6 (4) LS-4 実験における原子炉積分出力 (#2)

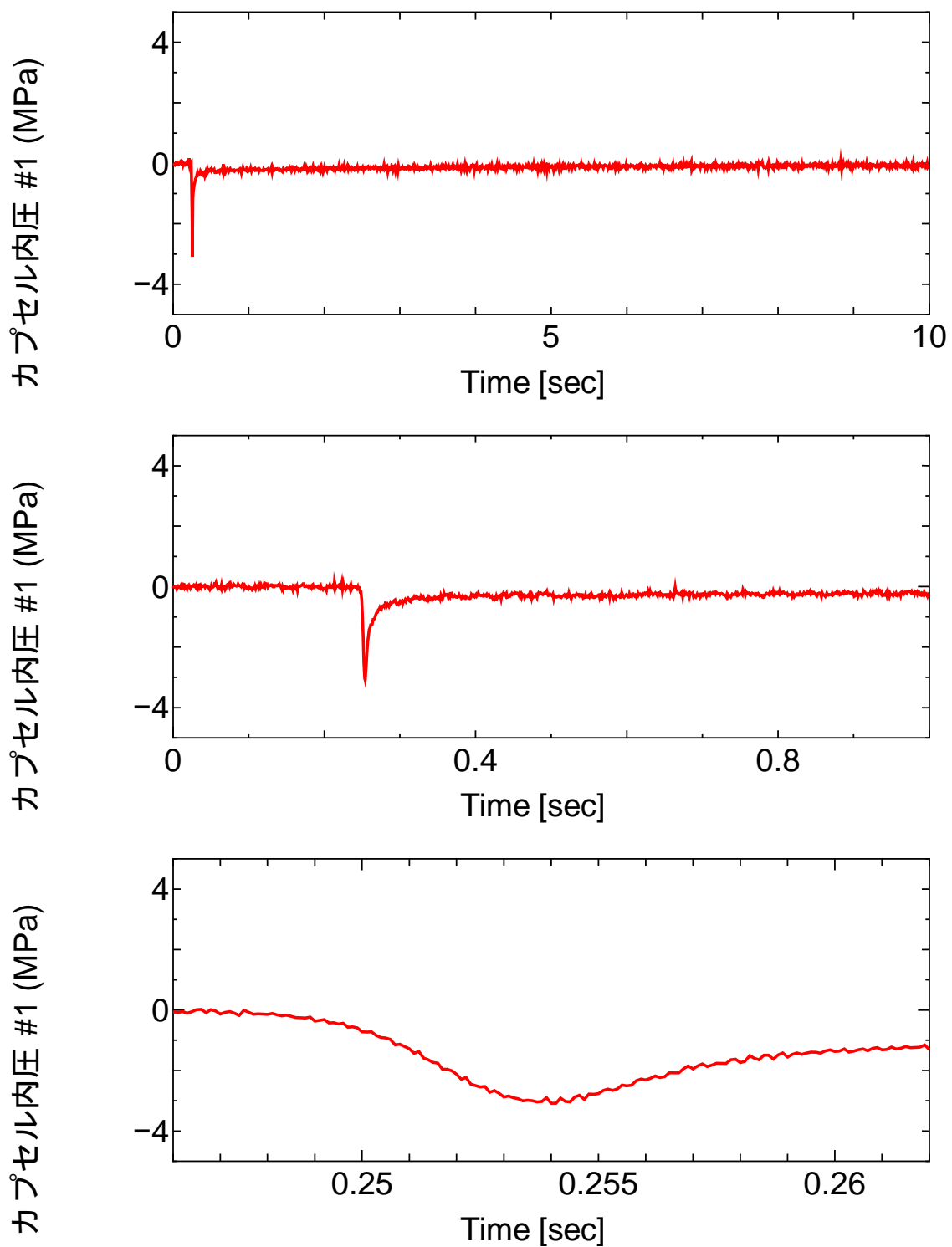


図 4.3.1-6 (5) LS-4 実験におけるカプセル内液相圧力履歴

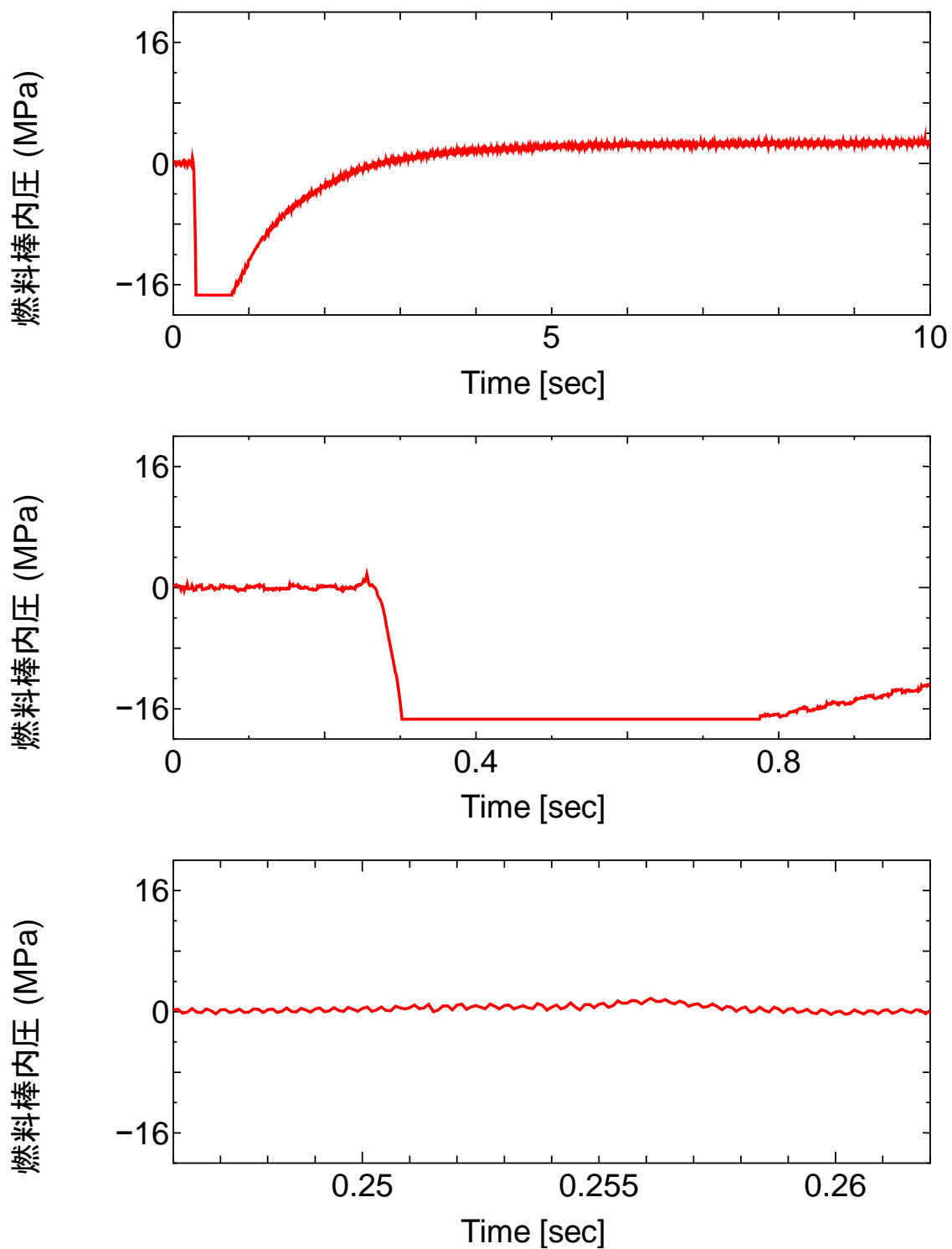
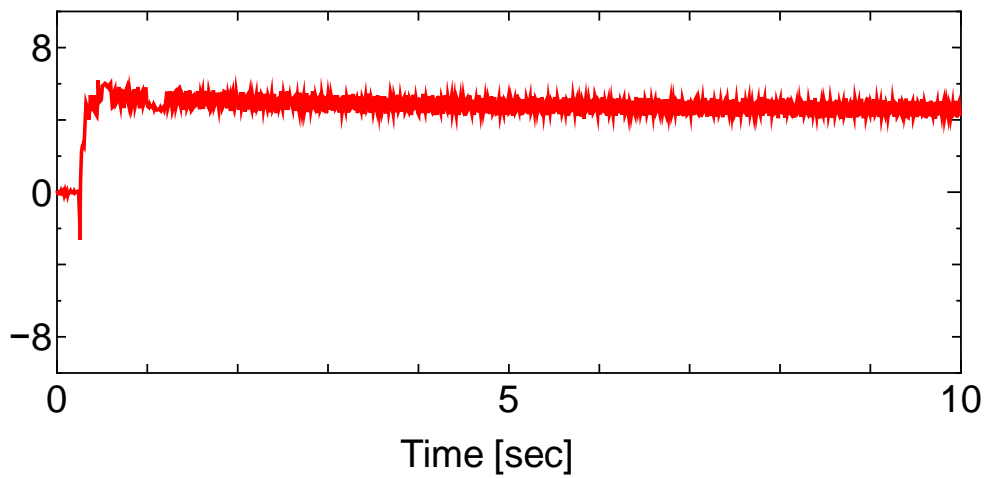
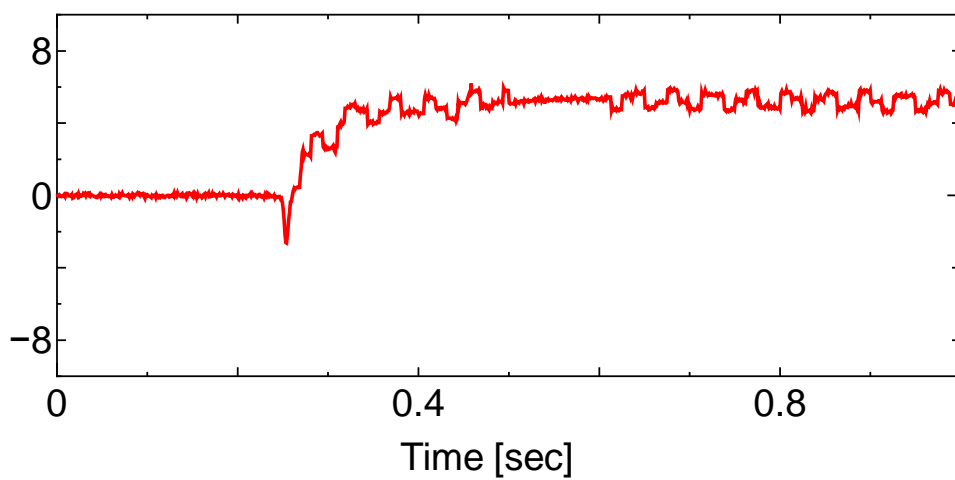


図 4.3.1-6 (6) LS-4 実験における燃料棒内圧履歴

カプセル外面歪み #1



カプセル外面歪み #1



カプセル外面歪み #1

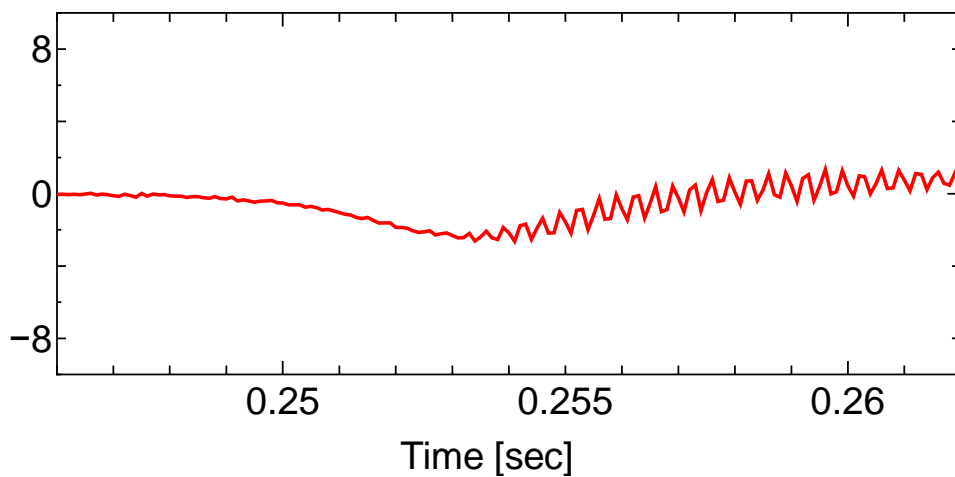


図 4.3.1-6 (7) LS-4 実験におけるカプセル外面歪み履歴

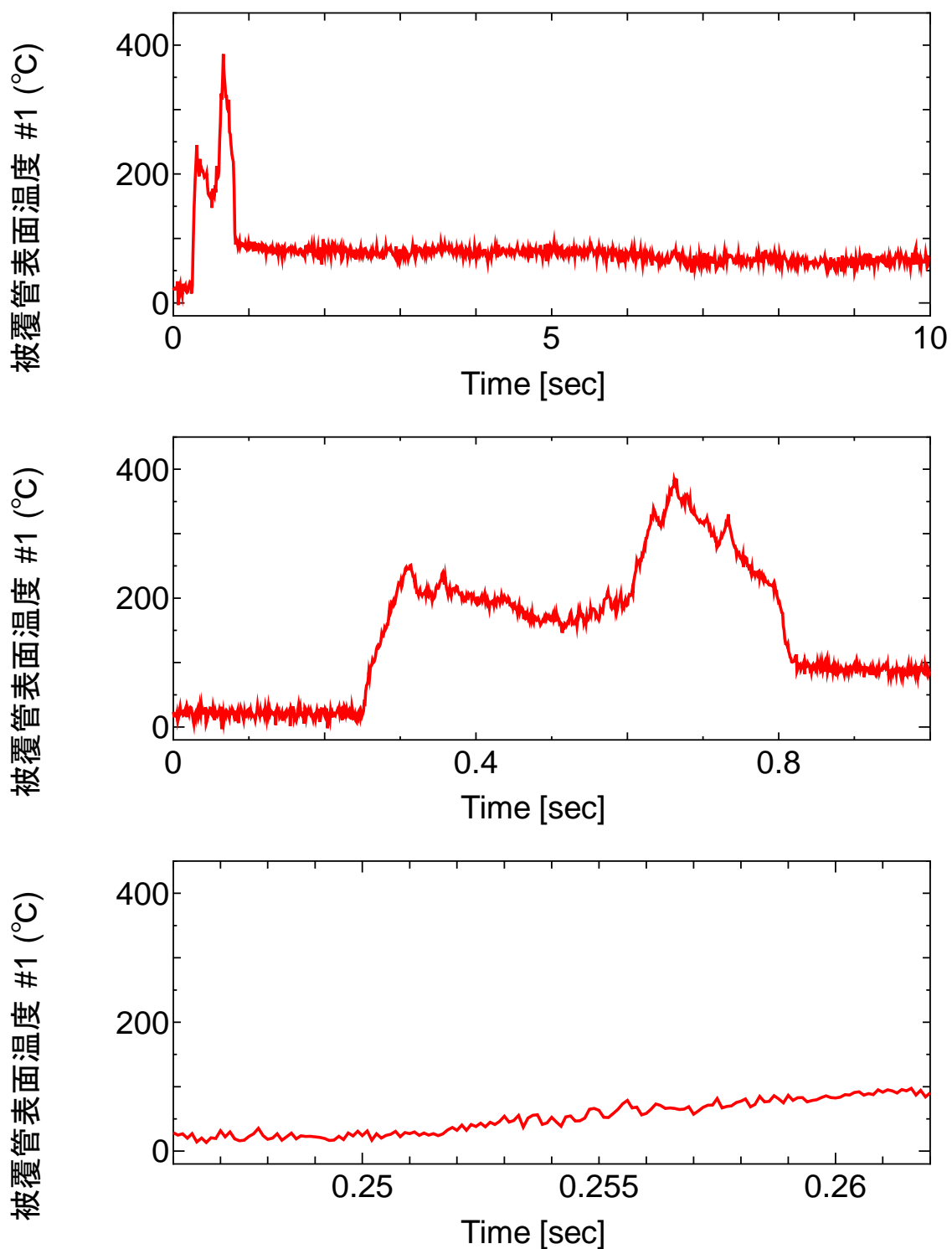


図 4.3.1-6 (8) LS-4 実験における被覆管表面温度履歴 (#1)

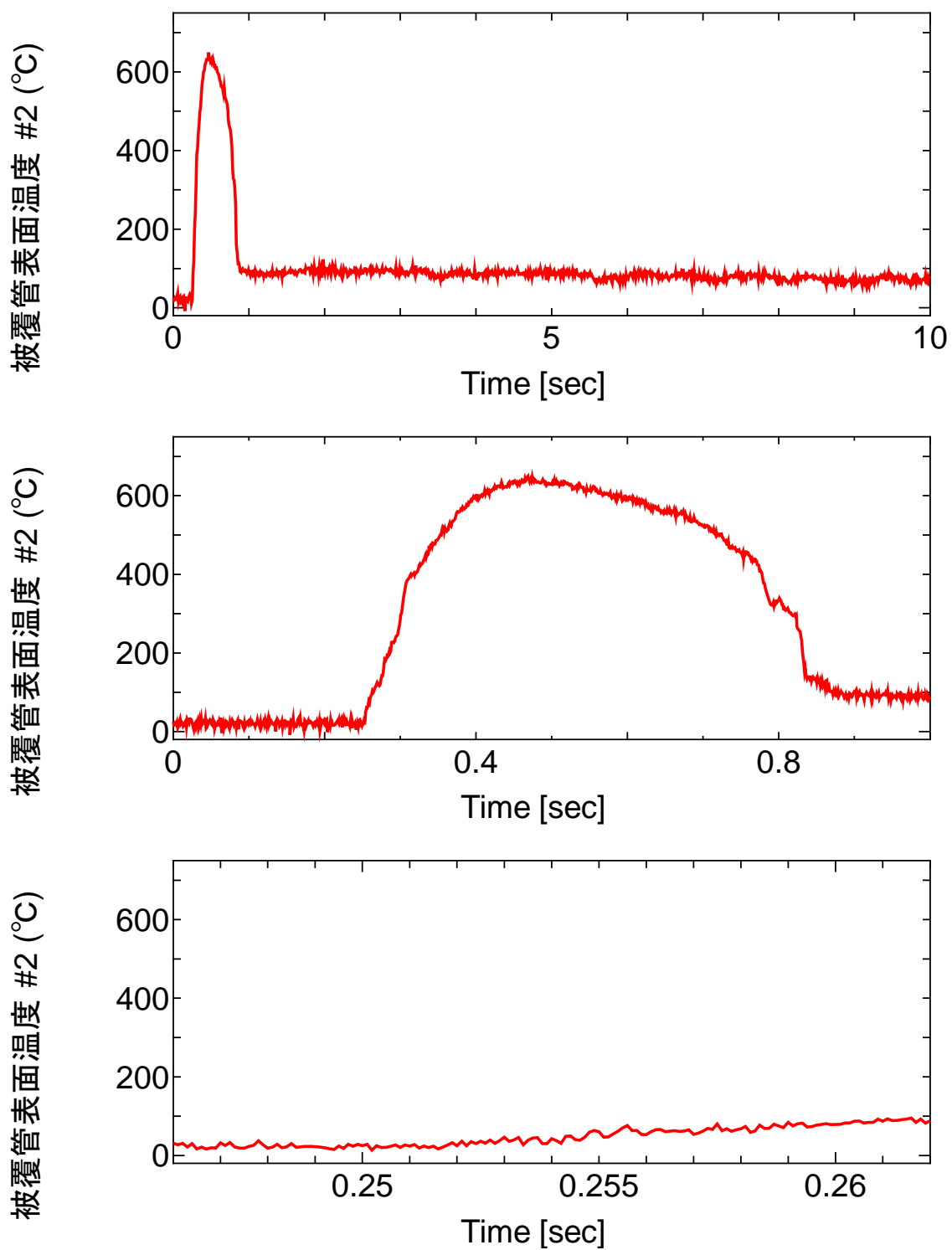


図 4.3.1-6 (9) LS-4 実験における被覆管表面温度履歴 (#2)

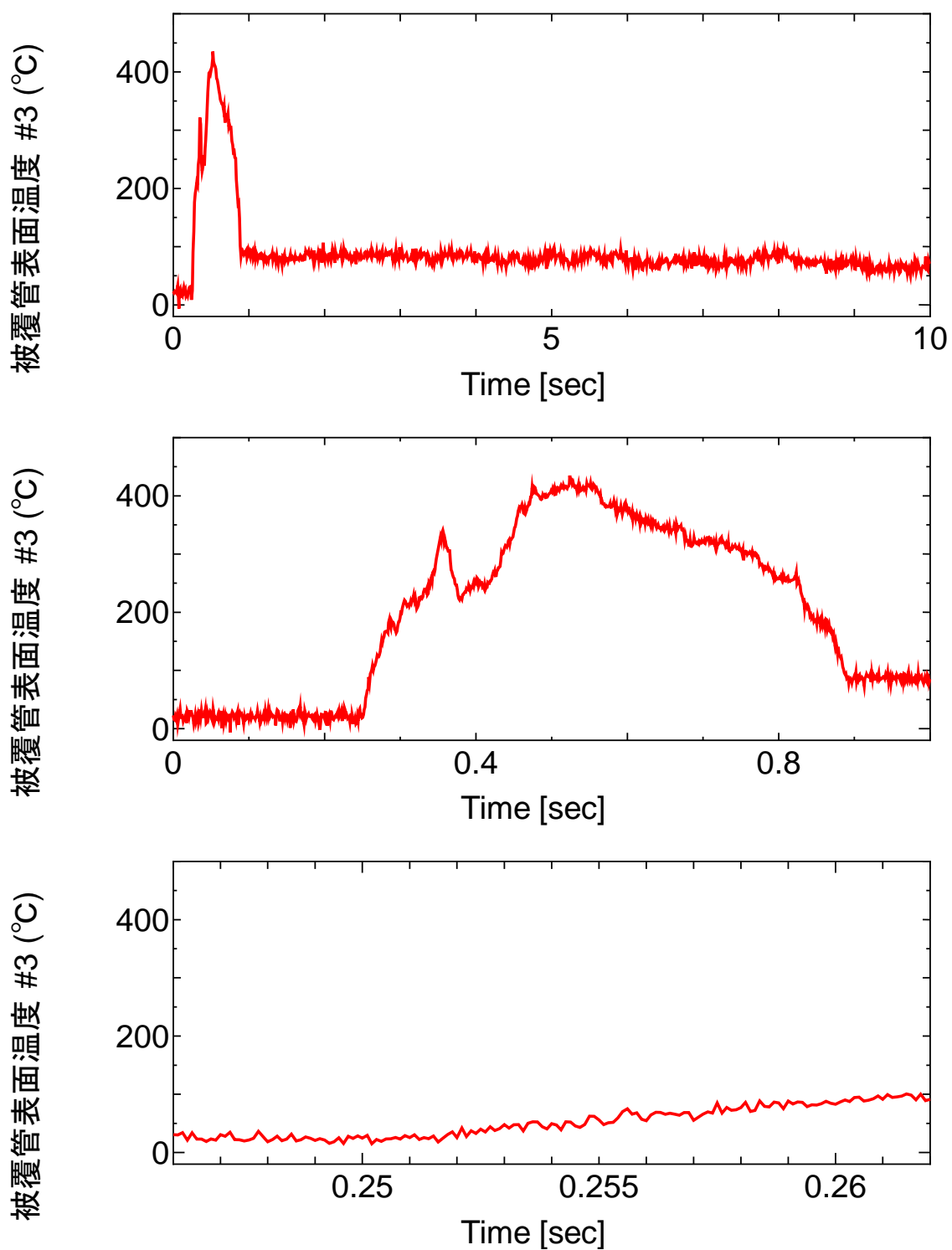


図 4.3.1-6 (10) LS-4 実験における被覆管表面温度履歴 (#3)

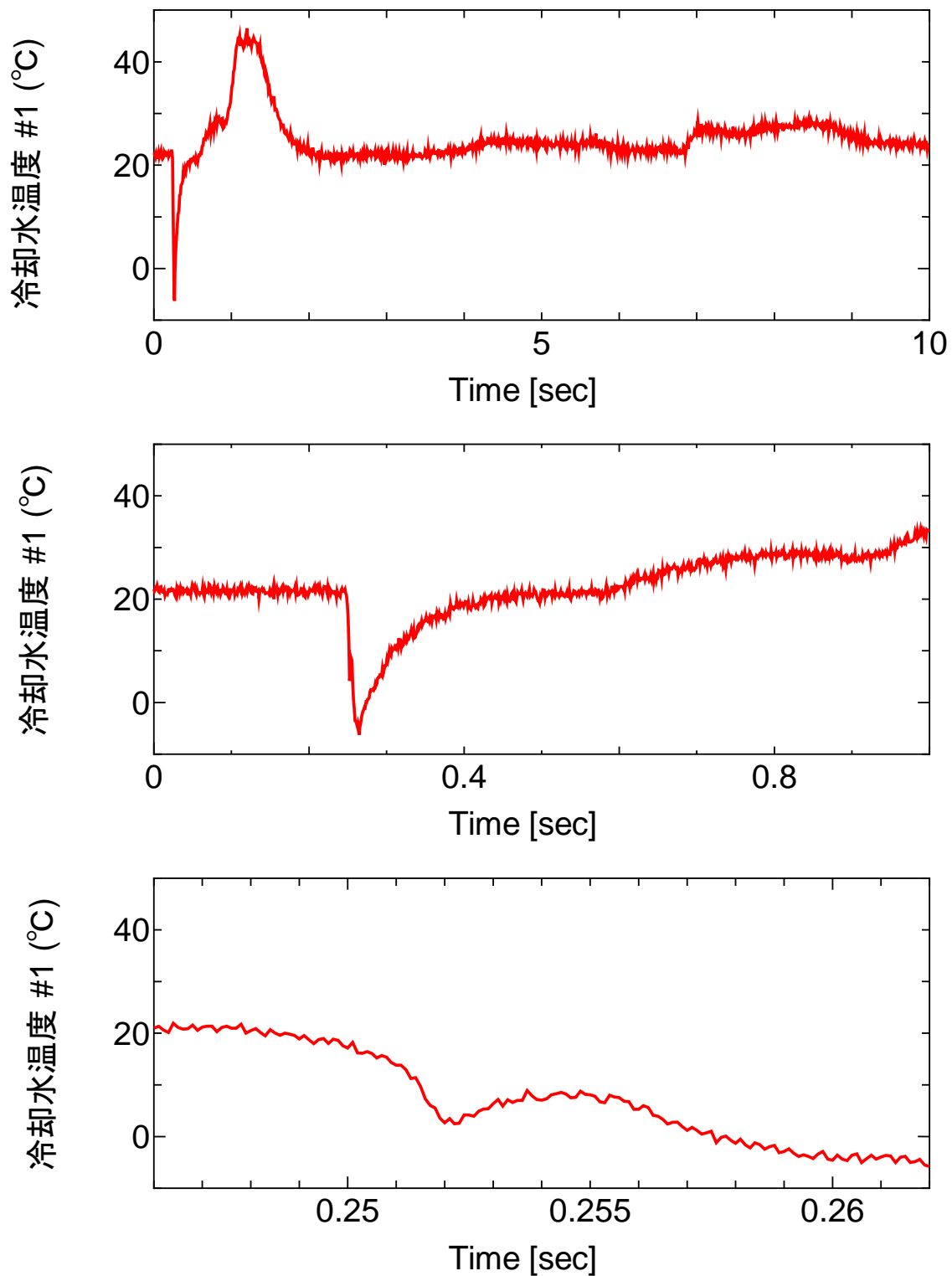


図 4.3.1-6 (11) LS-4 実験における冷却水温履歴 (#1)

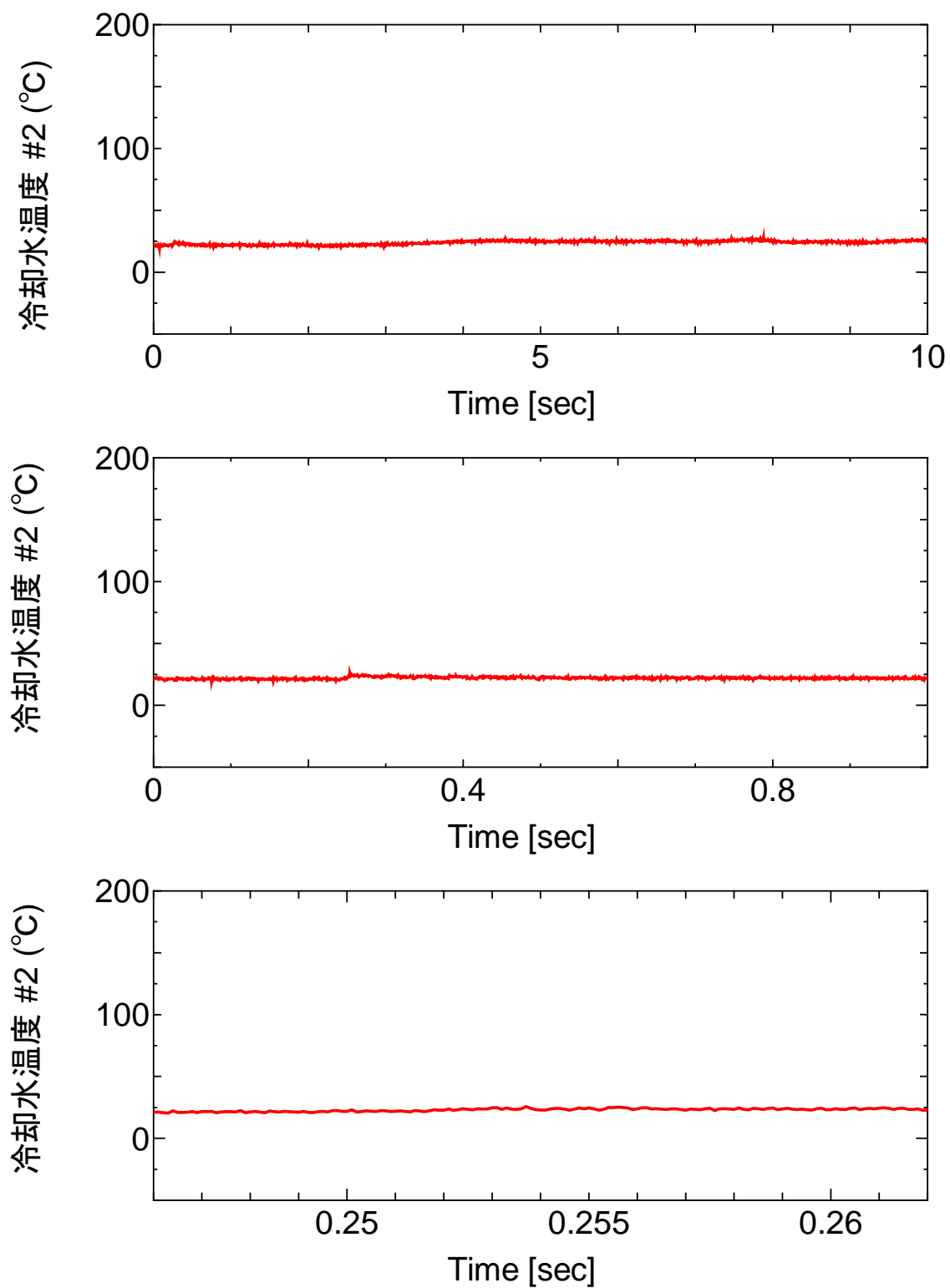


図 4.3.1-6 (12) LS-4 実験における冷却水温履歴 (#2)

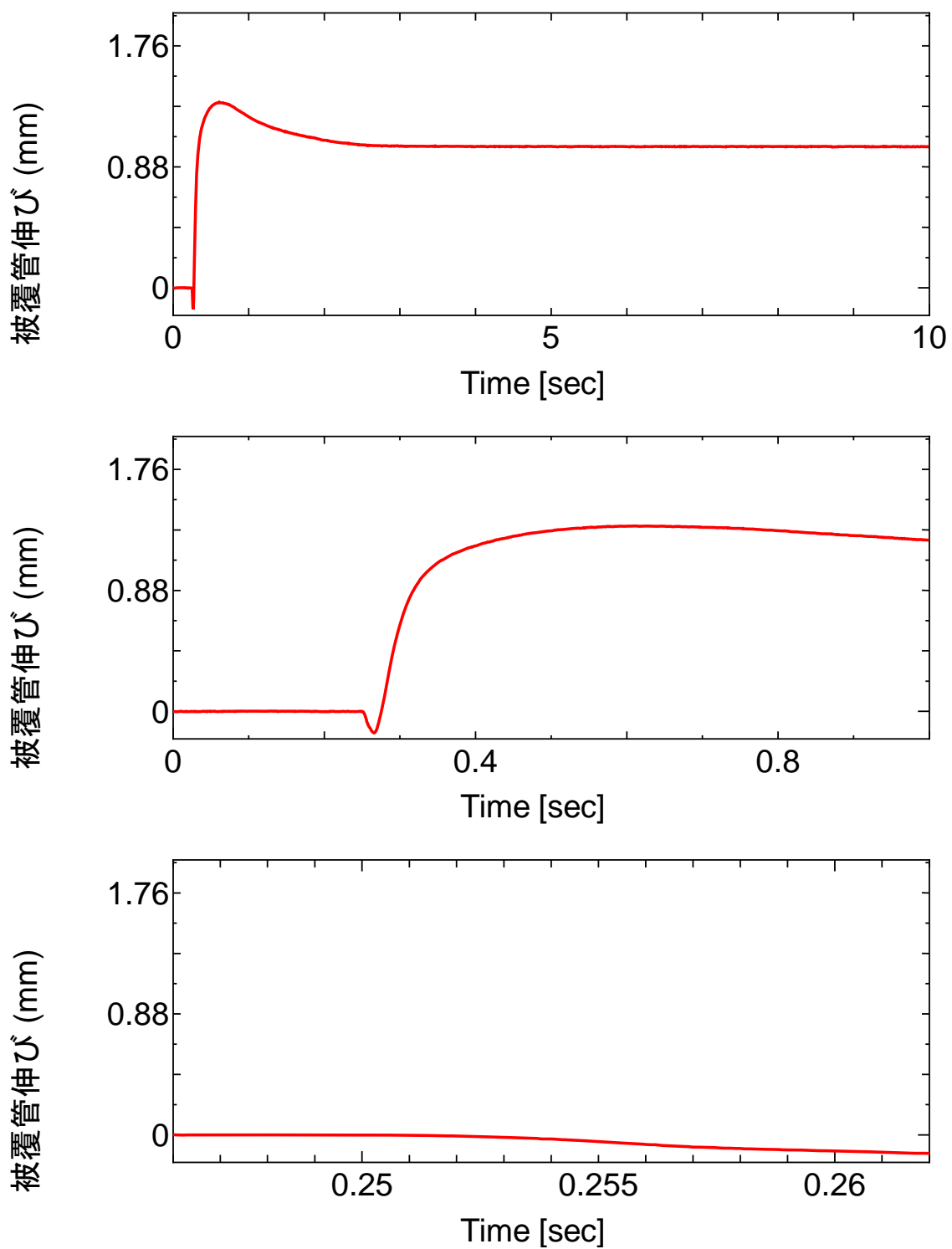


図 4.3.1-6 (13) LS-4 実験における被覆管伸び履歴

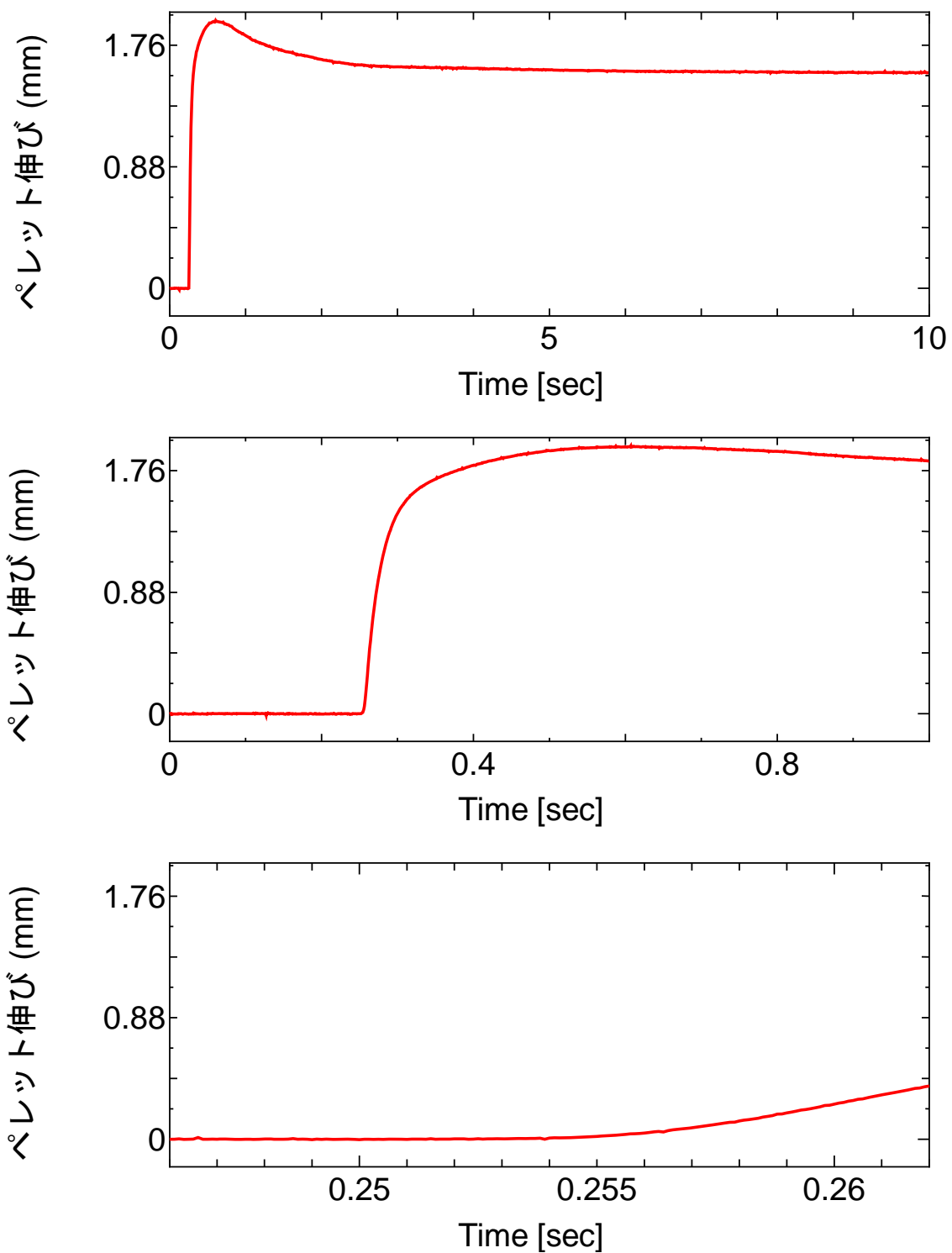


図 4.3.1-6 (14) LS-4 実験におけるペレット伸び履歴

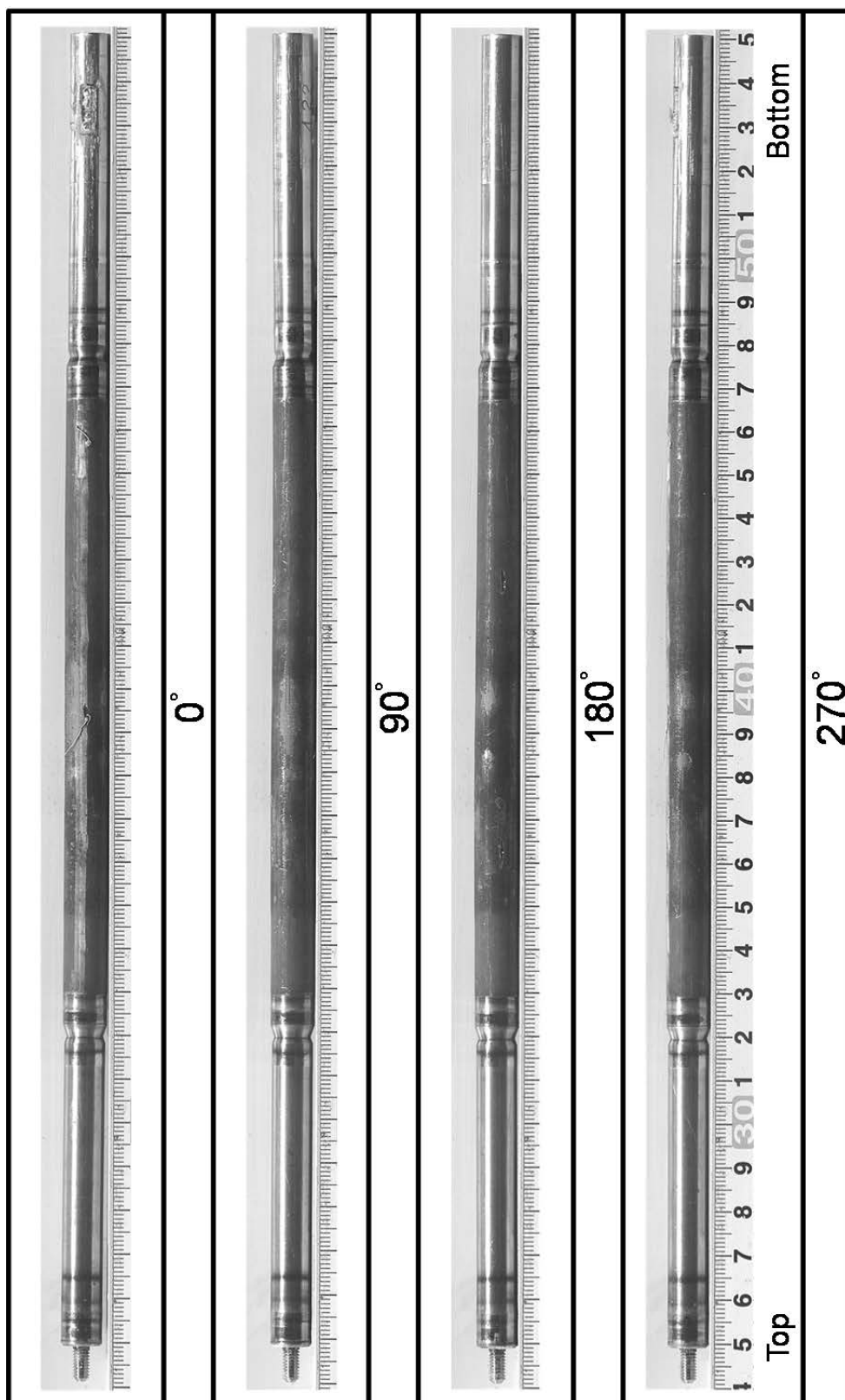


図 4.3.1-7 LS-4 試験燃料棒のパルス照射後外観写真

4.3.2 OS-1 実験

OS-1 実験は、高燃焼度 BWR-UO₂ 燃料 (ADOPT 燃料) を対象とした室温実験として平成 30 年 7 月 20 日に実施した。燃料エンタルピー増分のピーク値 287 J/g (69 cal/g) の実験条件に対し、燃料エンタルピーが 160 J/g (38 cal/g) に達した時点で燃料が破損した。

(1) 試験燃料棒

試験燃料は、表 4.1-1 に示す AP2-22 燃料セグメント (スウェーデン・オスカーシャム 3 BWR 照射 Zry-2(LK-3, L) 被覆 ADOPT 燃料) から採取した。図 4.3.2-1 に燃料セグメントからの採取位置及び上下端栓取付け後の燃料棒概略を示す。スタック長はペレット 11 個分で、X 線写真撮影に基づく測定によれば約 111 mm であった。セグメント燃料棒のガンマ線強度分布はトップ側がやや高いことから、試験燃料の平均燃焼度はセグメント燃焼度よりやや高い約 64 GWd/t と評価した。試料採取範囲における被覆管外面酸化膜厚さの平均値は約 23 μ m と評価した。被覆管水素吸収量については、燃料セグメント AP2-22 に関する分析結果に基づき約 245 ppm と評価した。燃料棒加工時に被覆管内には室温で 0.1 MPa の He を封入した。

パルス照射前の試験燃料棒に対して実施した外観観察、X 線写真撮影、軸方向ガンマ線強度分布、寸法測定の結果をそれぞれ図 4.3.1-2 から図 4.3.1-4 に示す。X 線写真撮影、軸方向ガンマ線強度分布では、パルス照射実験において問題となり得る傷、欠陥、扁平化、曲がりなどは見られなかった。寸法測定では、約 100 mm 及び約 160 mm の位置にピークが存在する。この位置に対応する外観を観察したところ、約 100 mm の位置ではパルス照射実験において問題となり得る傷、欠陥などは見られず、約 160 mm の位置では図 4.3.1-5 のように白い物体が観察された。試験後外観との比較による破損現象への影響検討については後述する。

(2) 実験条件および計装

パルス照射実験の条件を以下に示す。

実験カプセル :	XII-I 型 (室温・大気圧用)
パルス照射時冷却水条件 :	26°C、0.1 MPa の静止水
投入反応度 :	\$4.53
燃料エンタルピー増分ピーク値 :	287 J/g (69 cal/g)

計装項目を以下に示す。また、図 4.3.1-5 に計装取付けの概要を示す。

カプセル内圧計 2 箇所 (液相: #1, 気相: #2)

燃料棒内圧計（スタック下部）
 AE センサ 2 個（燃料破損検出用）
 水塊速度計
 カプセル外面歪みゲージ
 軸方向クラッド歪みゲージ（スタック部以外: #1, スタック部: #2）
 冷却水温度測定用シース熱電対 2 箇所

(3) 過渡計測記録の概要

2 台の中性子検出器で測定した NSRR の炉出力履歴を図 4.3.1-6(1)及び(2)、積分出力履歴を図 4.3.1-6(3)及び(4)に示す。また、前節で示した計測項目に関する過渡記録を図 4.3.1-6(5)から(15)に示す。時刻 0 から 10 秒まで、0 から 1 秒まで及び 0.24 から 0.29 秒までの 3 区間について示す。

過去に実施した NSRR 実験より、歪みゲージを使用したセンサ(圧力計等)や熱電対の出力には NSRR 出力の履歴によく似た波形のノイズや、パルス照射以後も継続するドリフトが発生し得ることが判明している。このノイズ及びドリフトの要因は、出力にほぼ比例した強度で発生するガンマ線が歪みゲージ素子や熱電対素子の電気的特性に与える影響、ガンマ発熱による素子自身の温度上昇による特性変化などと理解されるが、精度良く補正することは困難であるため本報告においては得られた過渡計測結果をそのまま示す。

(a) NSRR 出力・積分出力

図 4.3.1-6 (1), (2)及び(3), (4)に NSRR 出力履歴及び積分出力履歴をそれぞれ示す。いずれについても、#1 と#2 の平均値で評価を行った。NSRR 出力は時刻 0.2509 秒においてピーク値約 20.7 GW に達し、半値幅は約 4.5 ms であった。なお、NSRR の計測システムは積分演算を 1 秒までしか行わないため、時刻 1 秒以降の積分出力は一定値として記録される(破線部)。炉物理計算による評価によれば、本実験における積分出力は時刻無限大で 124.0 MJ に達した。

(b) カプセル内圧

図 4.3.1-6 (5)及び(6)に、それぞれカプセルの液相部及び気相部で計測した圧力の履歴を示す。液相部では時刻 0.247 秒過ぎから僅かな圧力の低下が見られるが、これは NSRR 出力パルスに同期したノイズである。時刻 0.2515 秒付近でスパイク状の圧力波が観測されており、従来のデータとの比較から、燃料破損による圧力上昇と解釈される。破損時刻をより高い時間分解能で読み取り、さらに、圧力波の発生位置が燃料棒のペレットスタック中心と仮定して圧力センサ位置までの圧力波伝播時間を考慮し、破損時刻を 0.25140 秒と評価した。また、この時刻における燃料エンタルピ増分 160 J/g (38 cal/g)を破損時燃料エンタルピ増分とした。気相部では時刻 0.251 秒から圧力の上昇が見られるが、これは燃料

破損に伴う蒸気発生により冷却水塊が飛び上がり（水塊速度計信号履歴を参照）、カプセルプレナムの気体が圧縮されたためと解釈される。なお破損時刻に観測されるカプセル液相部圧力ピーク波形を時間積分処理により定量化した所、およそ $10 \times 10^9 \text{ Pa}^2\text{s}$ と評価された。

(c) 燃料棒内圧

図 4.3.1-6 (7)に燃料棒内圧の履歴を示す。時刻 0.245 秒以降に圧力上昇が見られるが、燃料棒内ガスの熱膨張やペレットからの FP ガス放出により実際に圧力が上昇した可能性がある一方で、NSRR パルス出力に同期したノイズの可能性もある。時刻 0.2515 秒付近から急激に増加し、上限を超えたため一定の信号となっている。このような信号が見られるのは、カプセル内圧の項で記載したように燃料棒の破損が生じたためと解釈される。

(d) AE センサ出力

図 4.2.1-6 (8)及び(9)に AE センサ#1 及び#2 の出力信号を示す。このセンサはカプセル構造材を伝わる音響波を計測するものであり、燃料破損の検出を目的として設置した。2 種類の型式のセンサを用いたが、いずれにおいても同じ時刻に振幅の増大が見られた。燃料棒スタック中心から AE センサまでの距離を音響波が伝播する時間を考慮して破損時刻を評価したところ、カプセル内圧（液相）による評価結果とほぼ一致する結果を得た。

(e) 水塊速度計信号

図 4.3.1-6 (10)に水塊速度計の出力信号を示す。時刻 0.251 秒付近から記録されている激しい振動は、冷却水の水面が上向きに移動したことを示す。時刻 0.4 秒以後の信号はフロート（及び冷却水塊）の落下に対応する。信号の後処理により、発生した水塊のピーク速度は 0.254 秒付近で 6.5 m/s 程度と評価された。

(f) カプセル外面歪み

図 4.3.1-6 (11)にカプセル蓋の外表面に設置した歪みゲージの信号を示す。この歪みゲージは実験時のカプセルへの負荷を確認するために設置したものである。カプセルへの過度の負荷を示す信号は見られなかった。安全圧力計の出力と同様に、NSRR パルス出力に同期したノイズが記録された。

(g) 軸方向クラッド歪みゲージ

図 4.3.1-6 (12)及び(13)にそれぞれスタック部から外れた被覆管表面（#1）及びスタック部の被覆管表面（#2）に貼り付けた軸方向クラッド歪みゲージの履歴を示す。スタック部から外れた位置の歪みゲージは、スタック部の歪みゲージで測定されるパルス照射によるノイズを除去することを目的として貼り付けた。歪みゲージ#2 と#1 で測定されるパルス照射によるノイズは同じ信号であると仮定し、歪みゲージ#2 の信号から#1 の信号を引い

た結果を図 4.3.1-6 (16)に示す。約 0.2515 秒から急激に信号が低下している。破損時刻に近い時刻であることから、破損に伴う変化であると考えられる。この時刻前にも僅かな低下及び上昇が記録されている。PCMI による軸方向変形が破損までに低下すると考えられないことから、歪みゲージの一部が外れたことによる影響と推測される。歪みゲージの値はパルス照射に伴うノイズ等の影響を受けやすいことからばらつきが大きいですが、本手法によりノイズの低減を図ることができ、破損までに生じた外面歪み増分は少なくとも約 0.23 %であった。

(h) 冷却水温度

図 4.3.1-6 (14)及び(15)に燃料スタック中心高さ (#1) 及び燃料棒上端付近 (#2) で測定した冷却水温度の履歴を示す。いずれの熱電対も燃料棒からの距離は約 10mm である。

熱電対#1 による温度履歴において短時間だけ温度が低下しているのは NSRR パルス出力に同期したノイズと解釈される。熱電対#2 による温度履歴ではパルス照射の時刻に温度の低下が示されているが、これは熱電対の設置方法に起因する。熱電対#2 の冷接点（温度基準点）はカプセル蓋付近に設けられていたため、パルス照射時のガンマ発熱により冷接点の温度が上昇し、かつ、気相中であるため短時間では温度が低下しなかったと推測される。そのため、温度計測点において見かけ上の温度低下が記録されたと解釈される。

(4) パルス照射後試験

実験後の燃料棒に対して以下の試験を実施した。

(a) 燃料棒外観観察

(a) 燃料棒外観観察

図 4.3.1-7 に、パルス照射後の燃料棒の外観写真を示す。燃料棒被覆管に縦割れが生じているとともに、燃料棒の下部ではその割れが二方向へ分かれて進んでいる。燃料棒の中央部やや下部の被覆管の一部が欠落していた。この被覆管の一部はカプセル開封後回収したものを図に示している。

試験前に白い物体が観察された位置であるトップから約 160 mm における縦割れは角度約 100°の位置で観察された。白い物体は角度約 120°で観察されたことから、この物体が破損挙動に影響を与えた可能性は低いと考えられる。

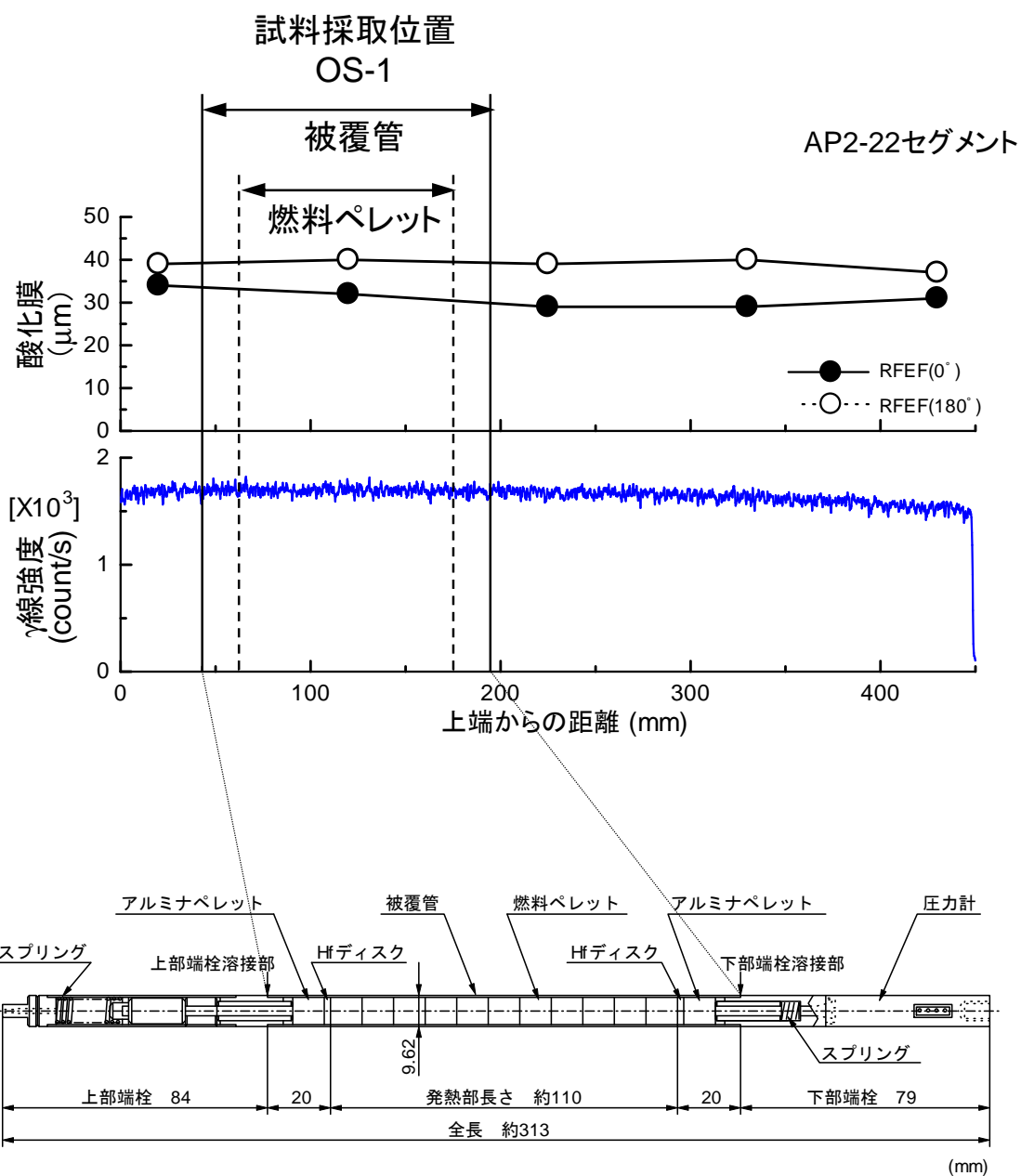


図 4.3.2-1 OS-1 試験燃料棒の構造概略

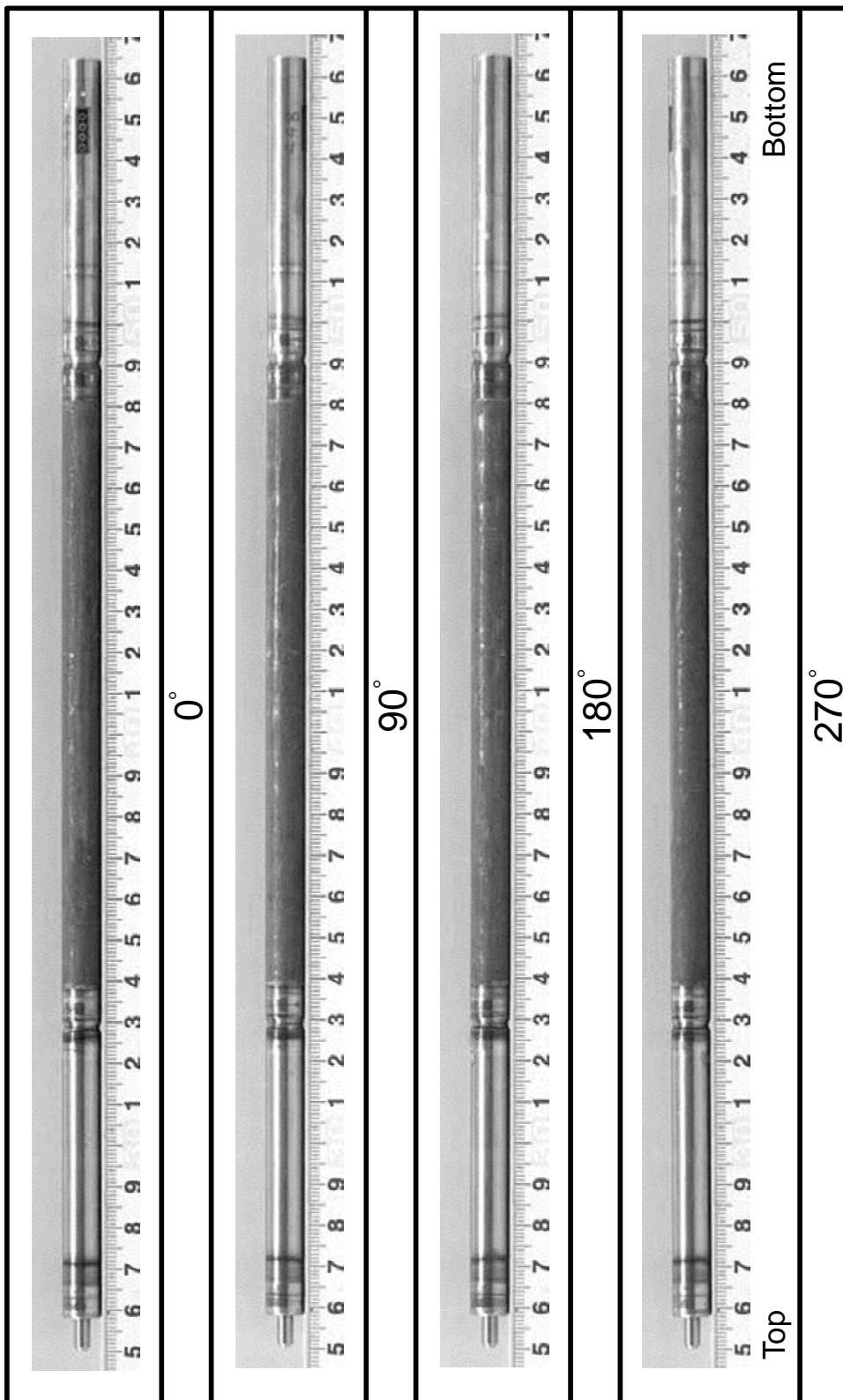


図 4.3.2-2 OS-1 試験燃料棒のパルス照射前外観写真

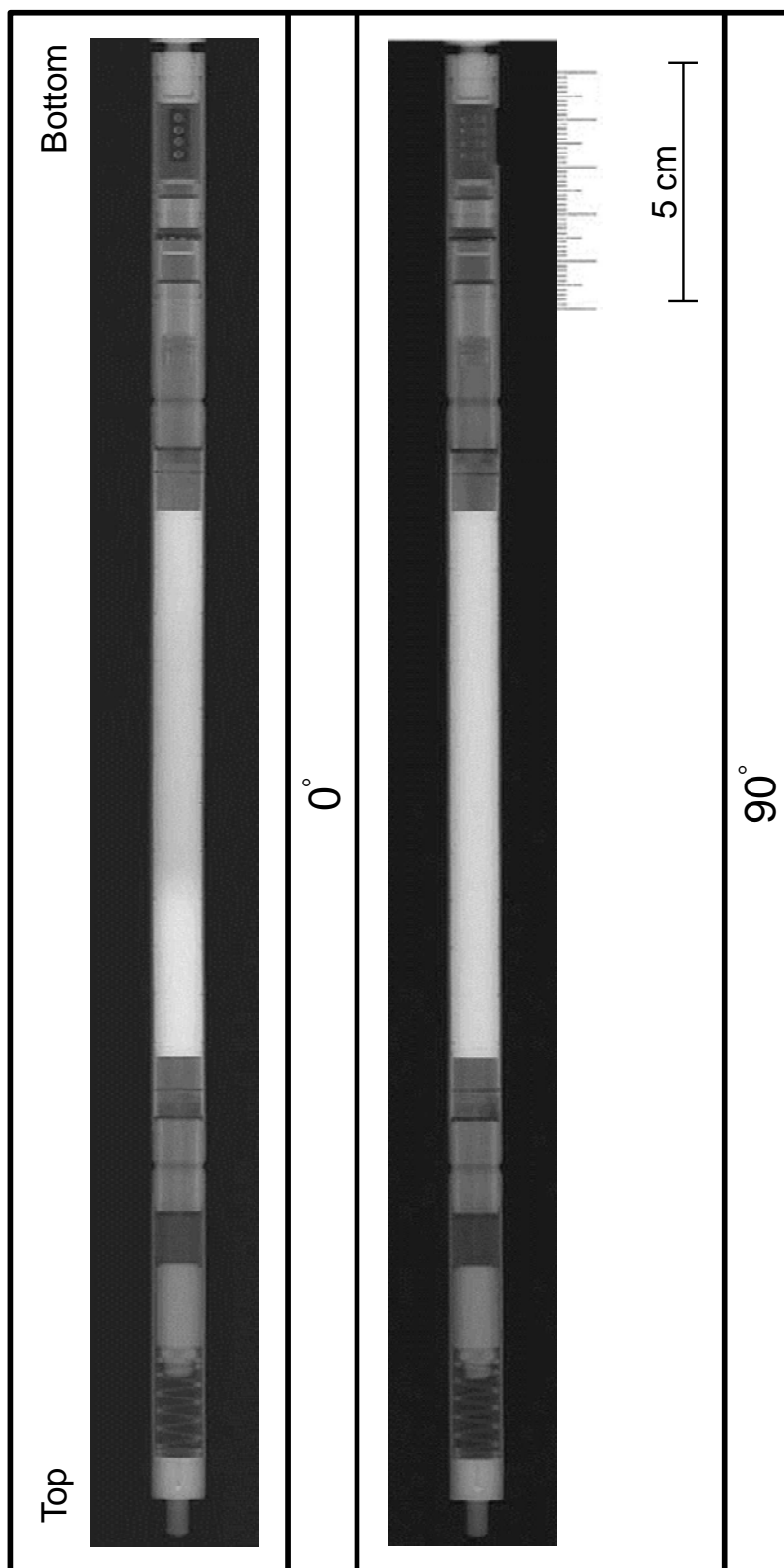


図 4.3.2-3 OS-1 試験燃料棒のパルス照射前 X 線写真

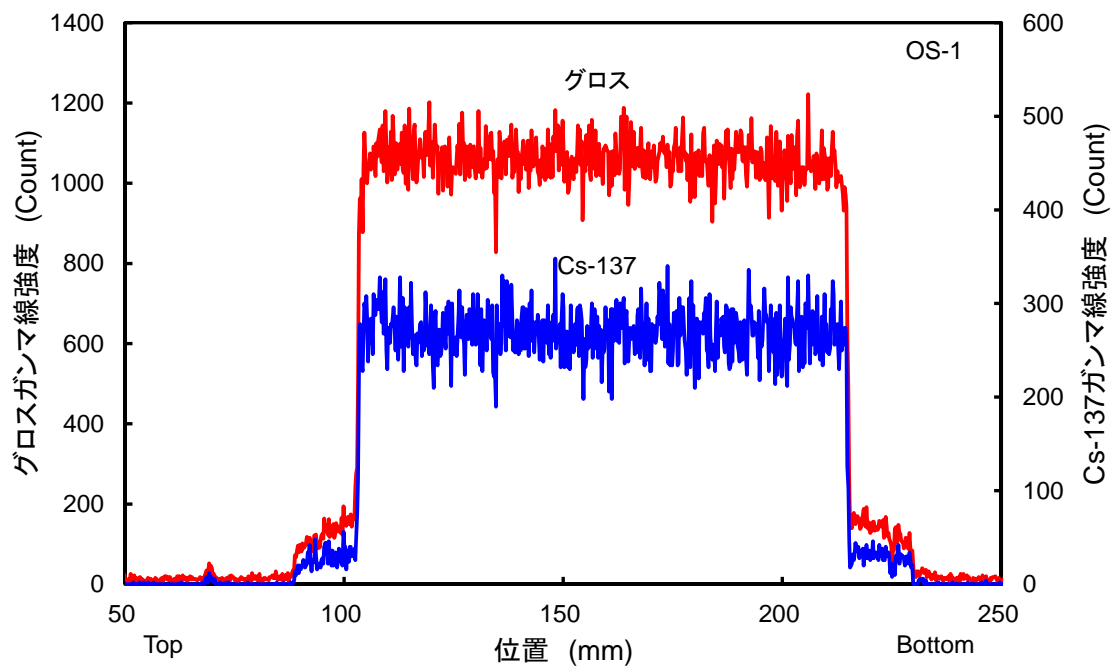


図 4.3.2-4 OS-1 パルス照射実験前の軸方向 γ 線強度分布

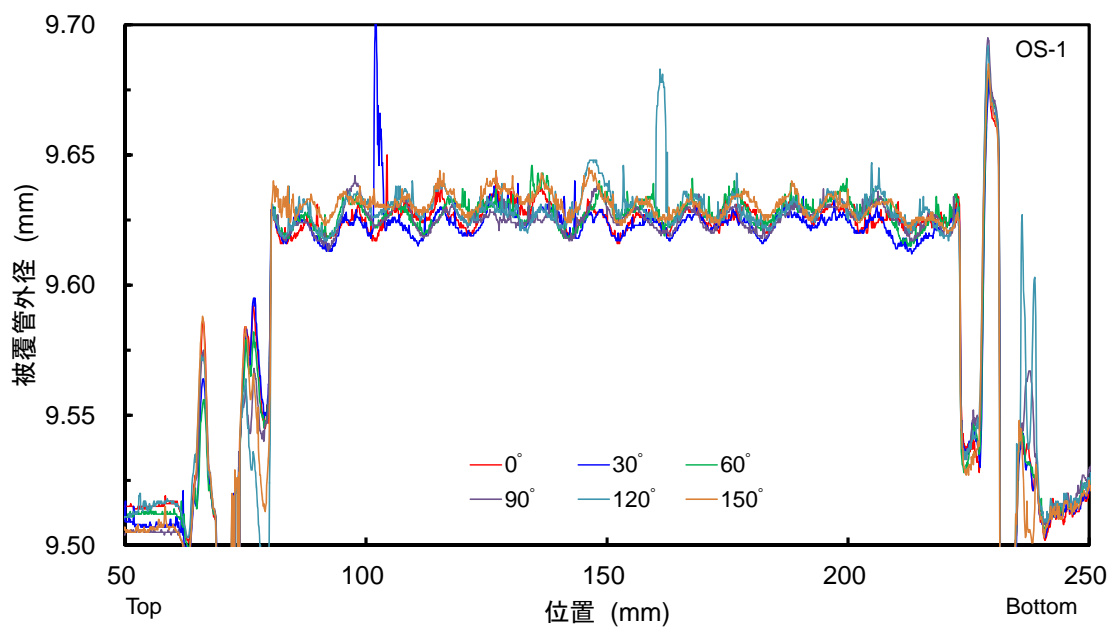


図 4.3.2-5 OS-1 試験燃料棒のパルス照射前寸法測定結果



図 4.3.2-2 OS-1 試験燃料棒の約 160 mm に対応する外径ピーク位置の
パルス照射前外観写真

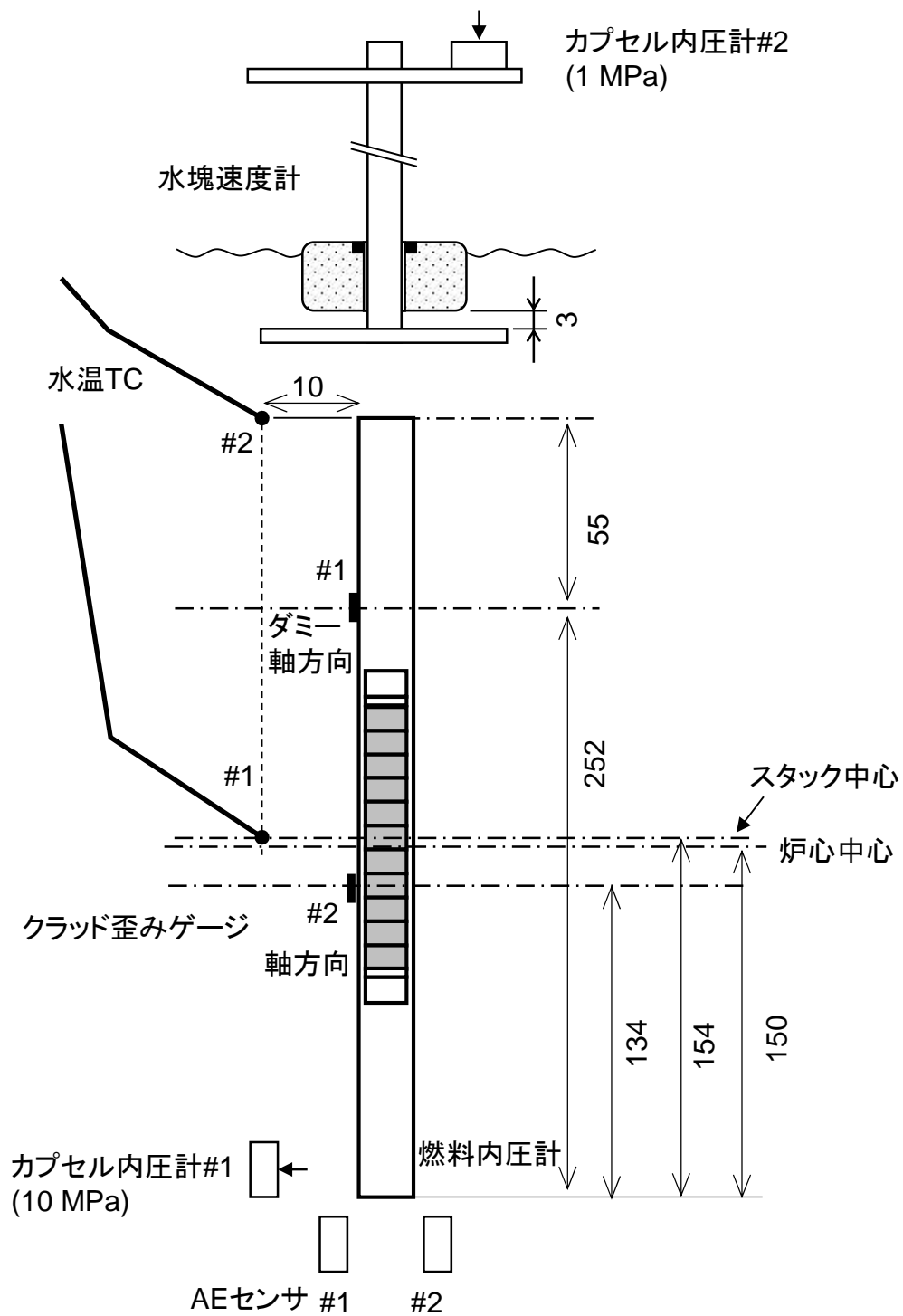


図 4.3.2-6 OS-1 実験における計装取付けの概要

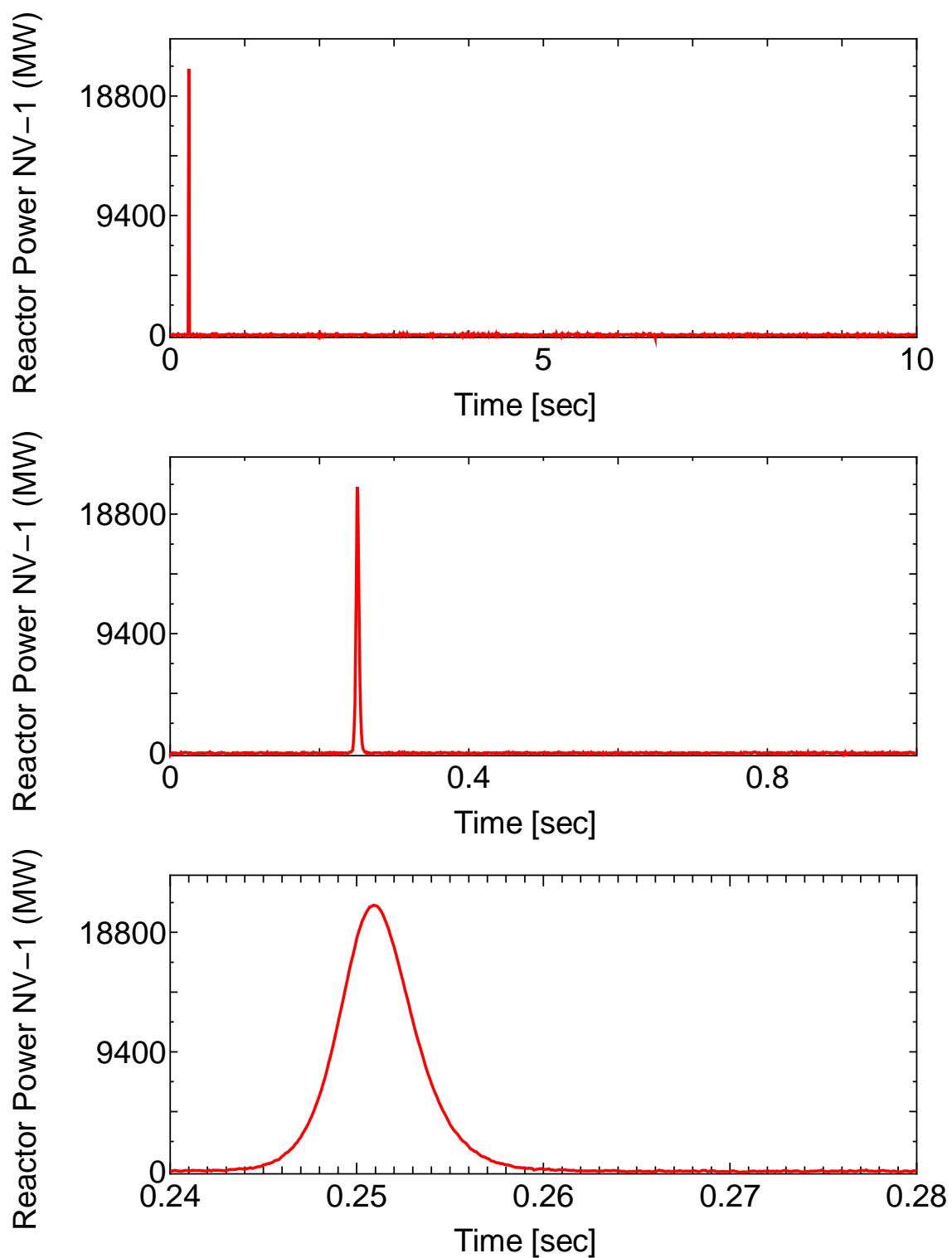


図 4.3.2-7 (1) OS-1 実験における原子炉出力履歴 (#1)

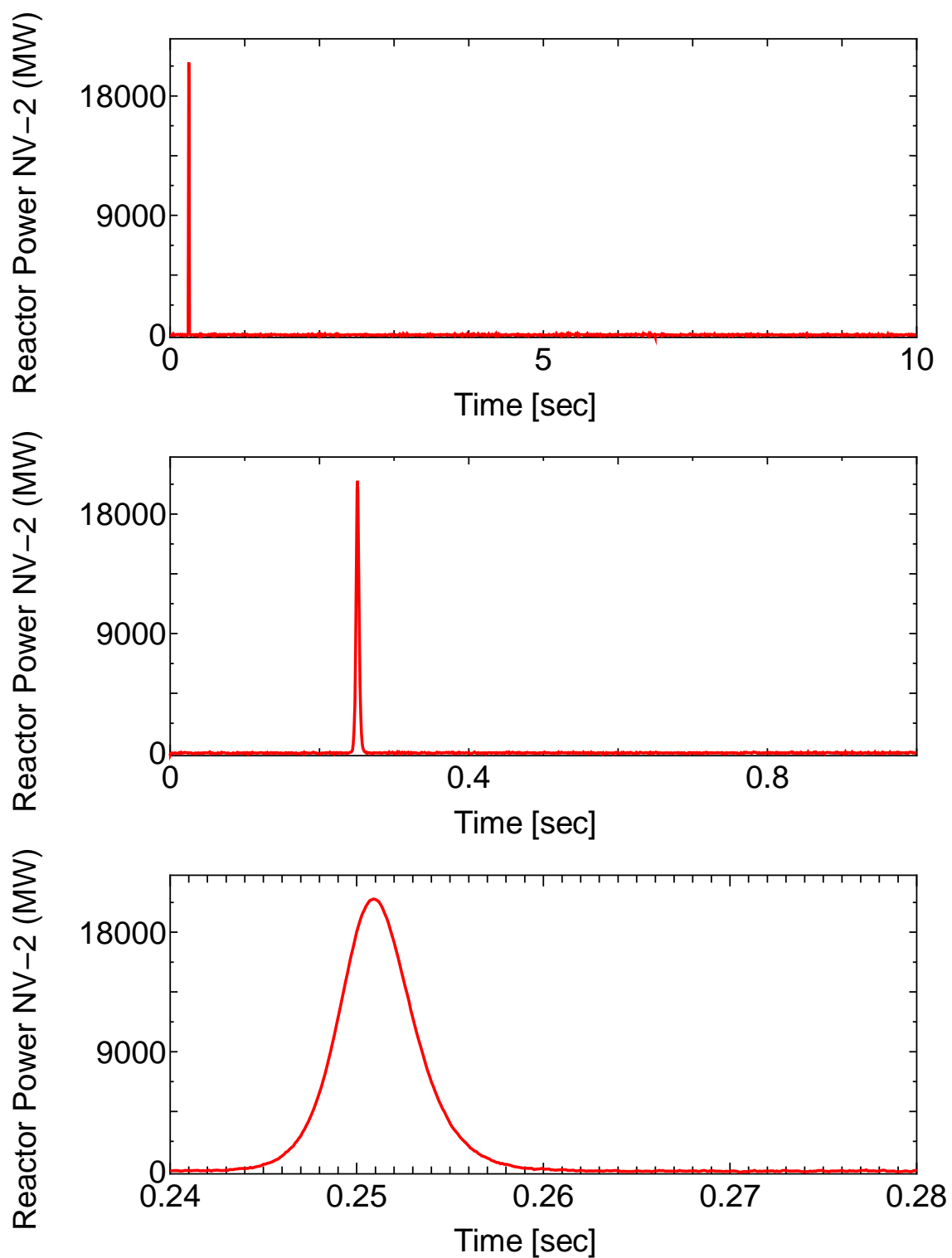


図 4.3.2-7 (2) OS-1 実験における原子炉出力履歴 (#2)

Intg.Reac.Power NVT-1 (MJ) Intg.Reac.Power NVT-1 (MJ) Intg.Reac.Power NVT-1 (MJ)

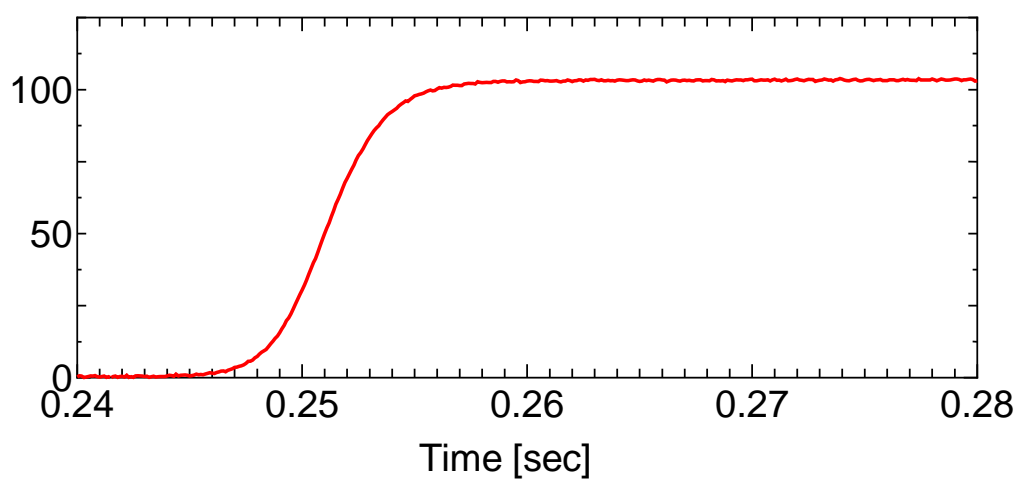
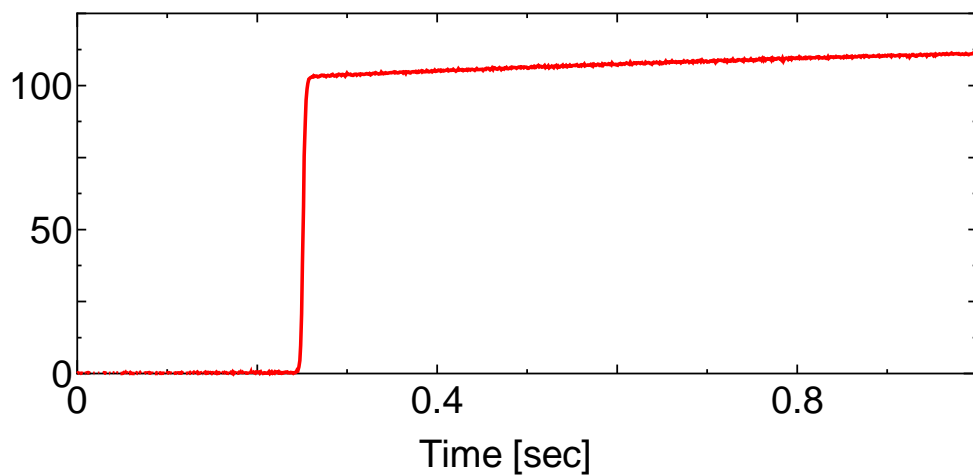
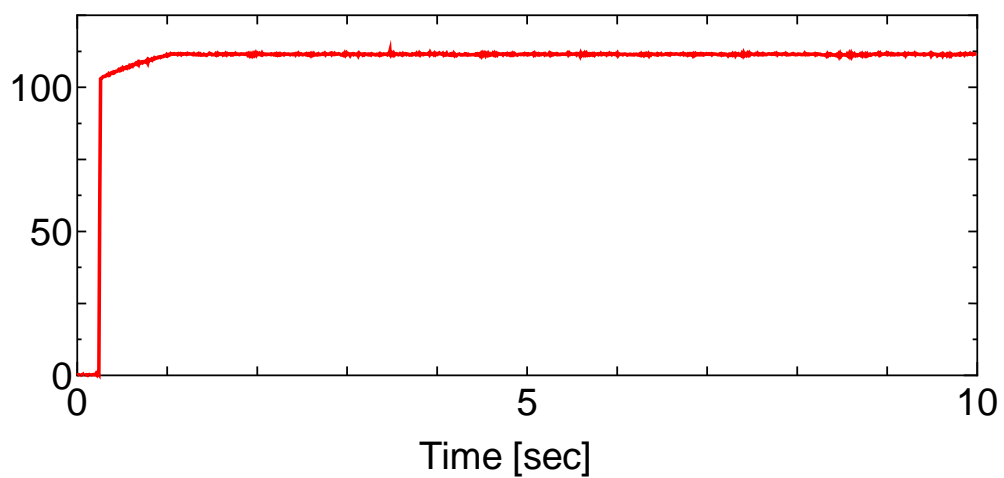


図 4.3.2-7 (3) OS-1 実験における原子炉積分出力 (#1)

Intg.Reac.Power NVT-2 (MJ) Intg.Reac.Power NVT-2 (MJ) Intg.Reac.Power NVT-2 (MJ)

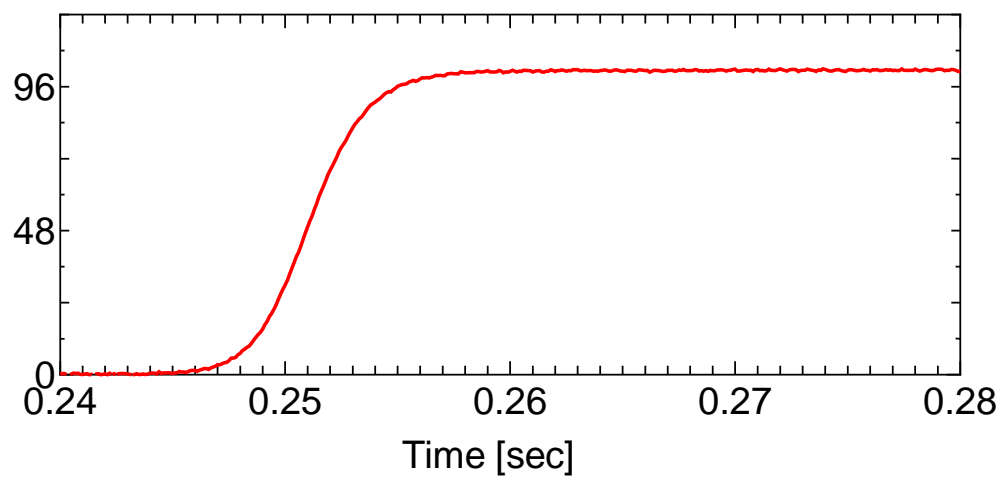
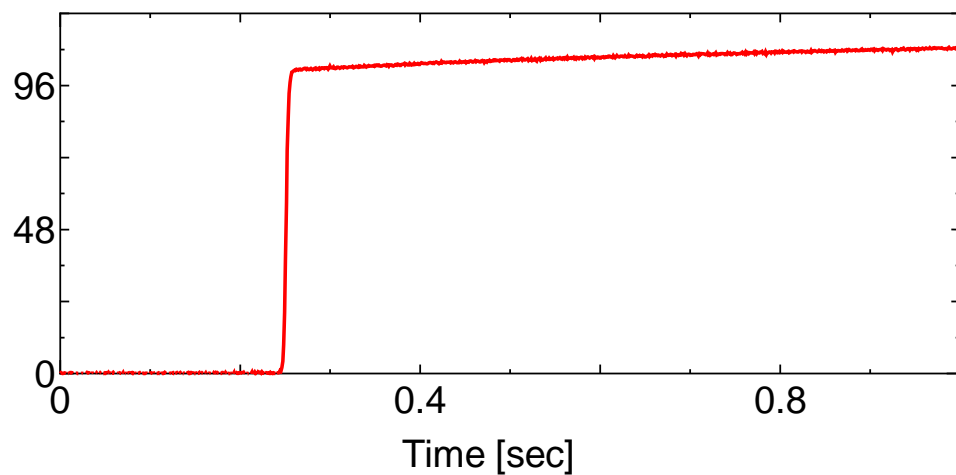
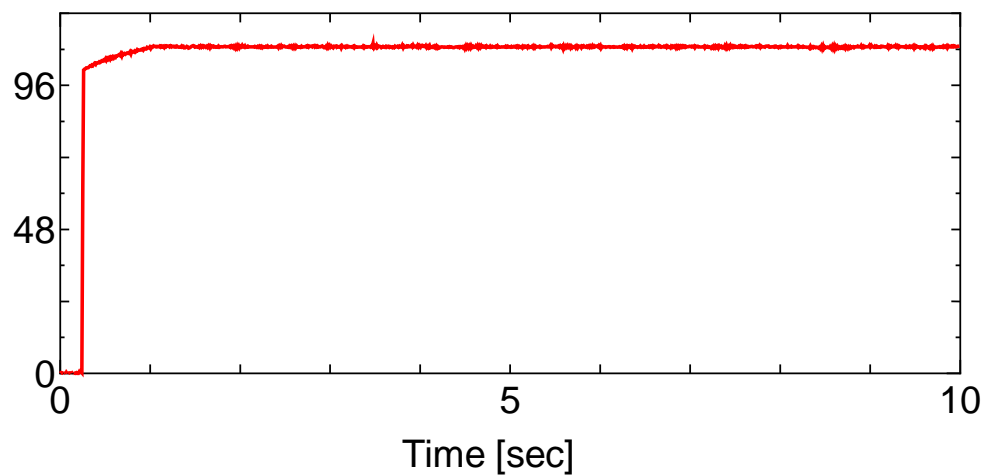
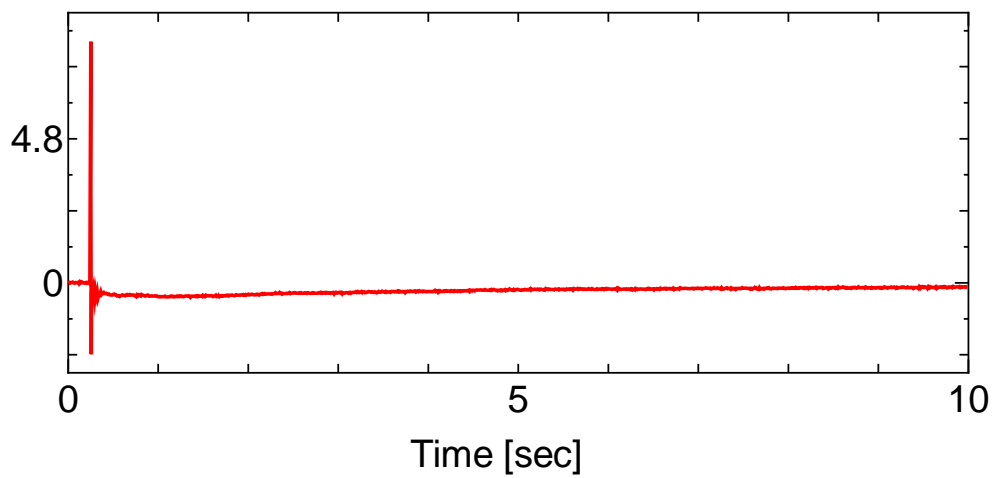
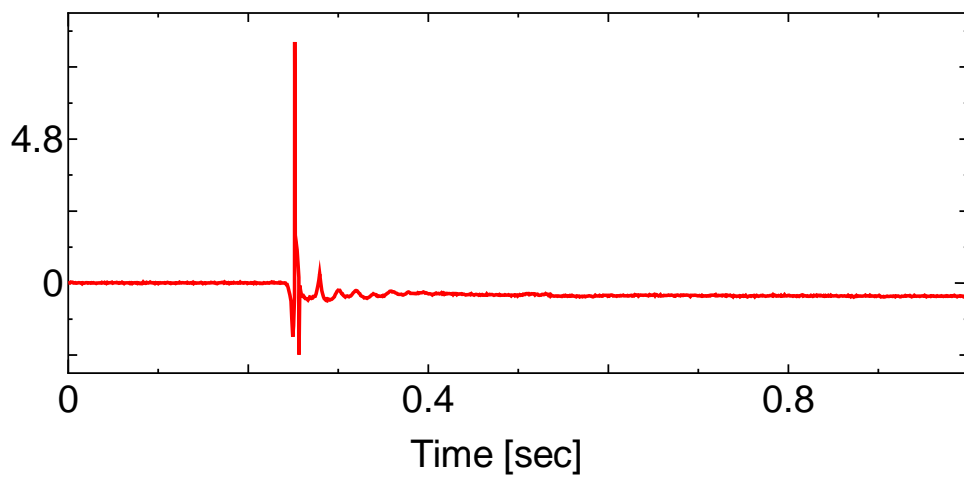


図 4.3.2-7 (4) OS-1 実験における原子炉積分出力 (#2)

Capsule Pressure #1 (MPa)



Capsule Pressure #1 (MPa)



Capsule Pressure #1 (MPa)

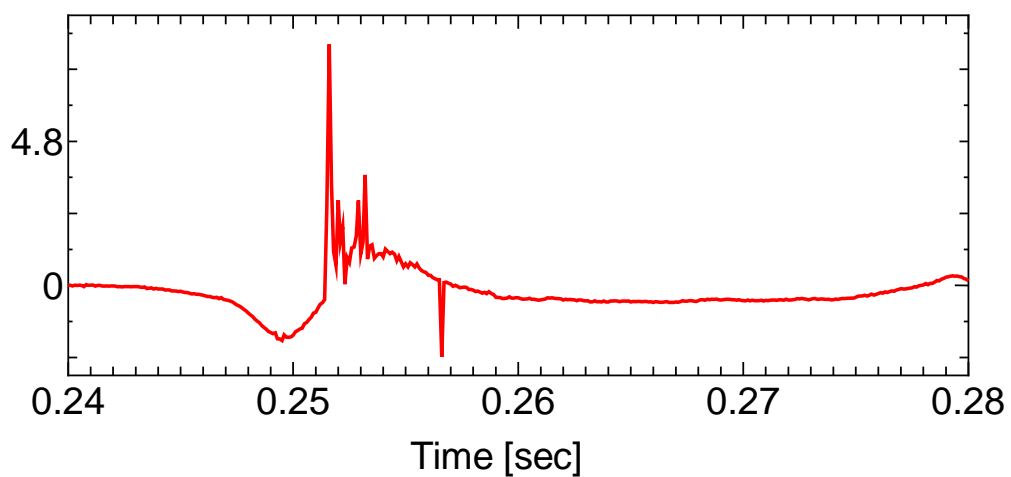


図 4.3.2-7 (5) OS-1 実験におけるカプセル内液相圧力履歴

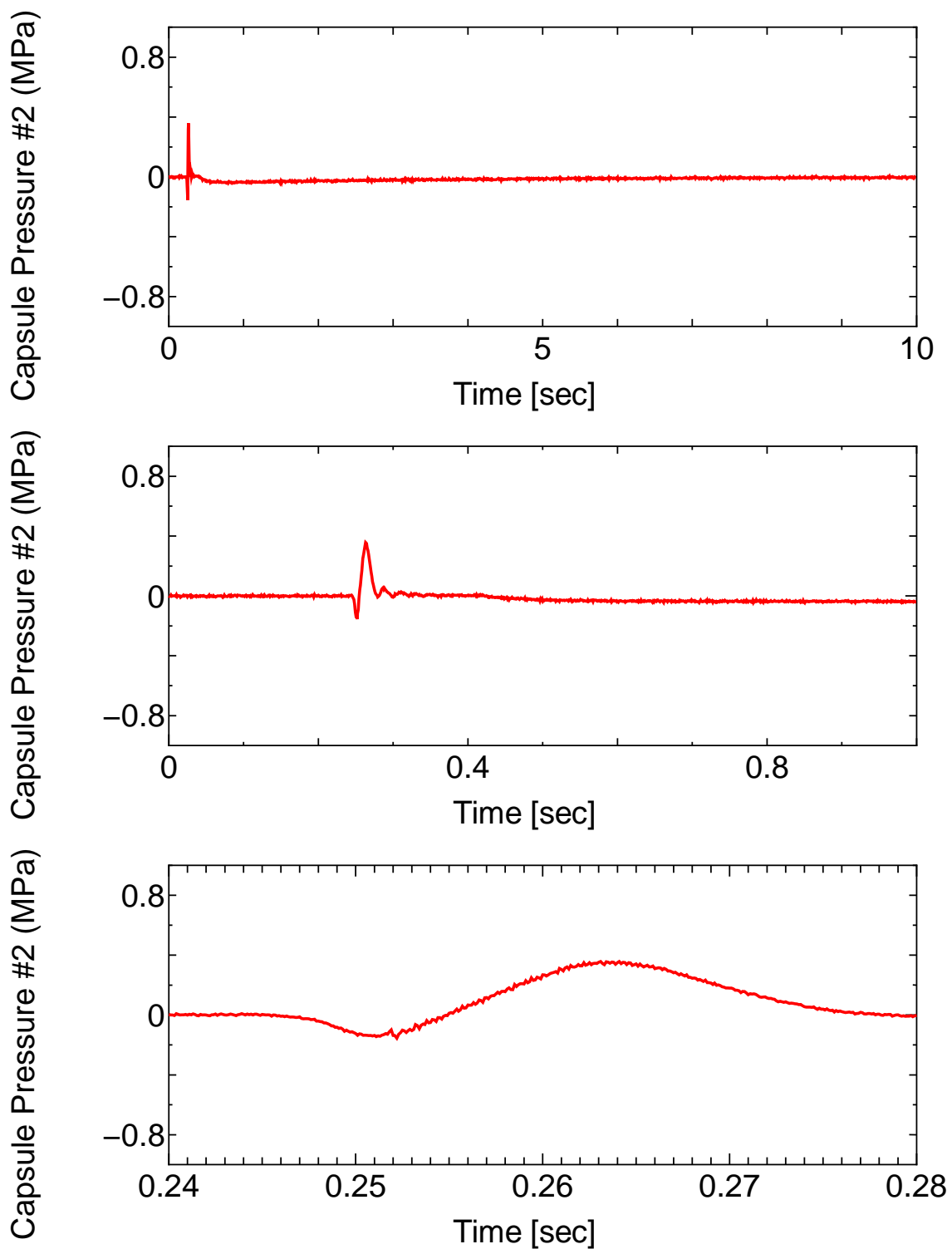


図 4.3.2-7 (6) OS-1 実験におけるカプセル内気相圧力履歴

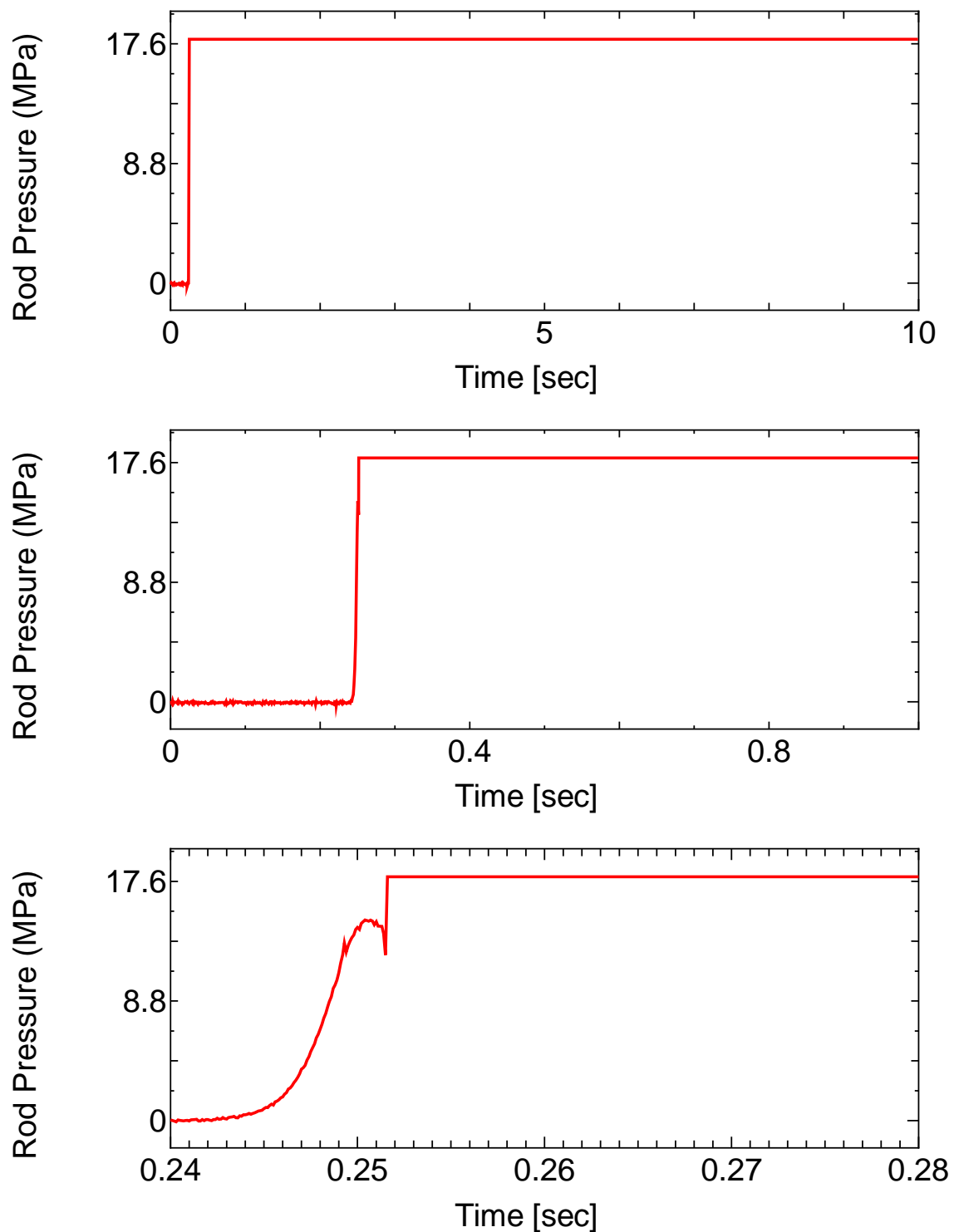


図 4.3.2-7 (7) OS-1 実験における燃料棒内圧履歴

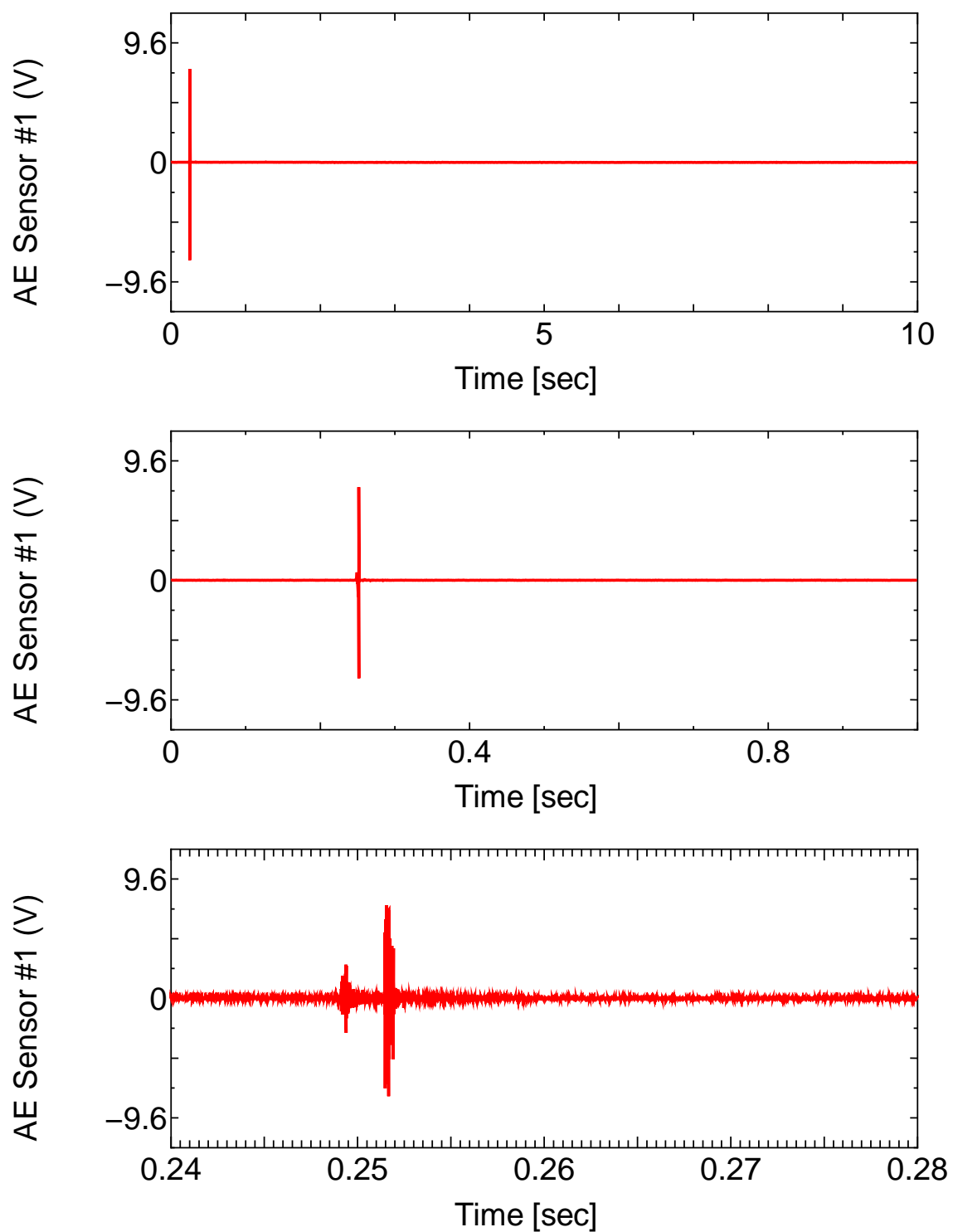


図 4.3.2-7 (8) OS-1 実験における AE センサ出力履歴 (#1)

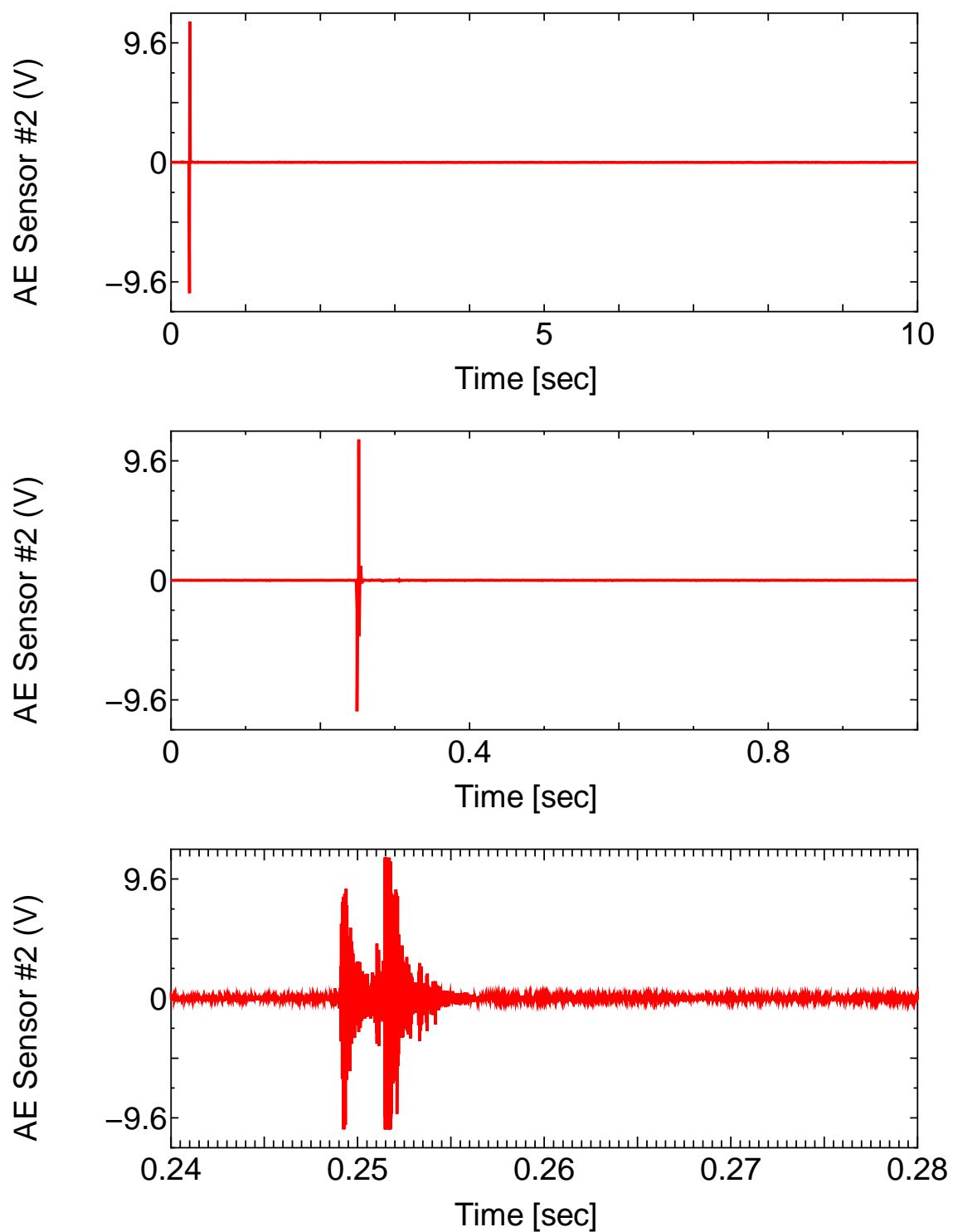


図 4.3.2-7 (9) OS-1 実験における AE センサ出力履歴 (#2)

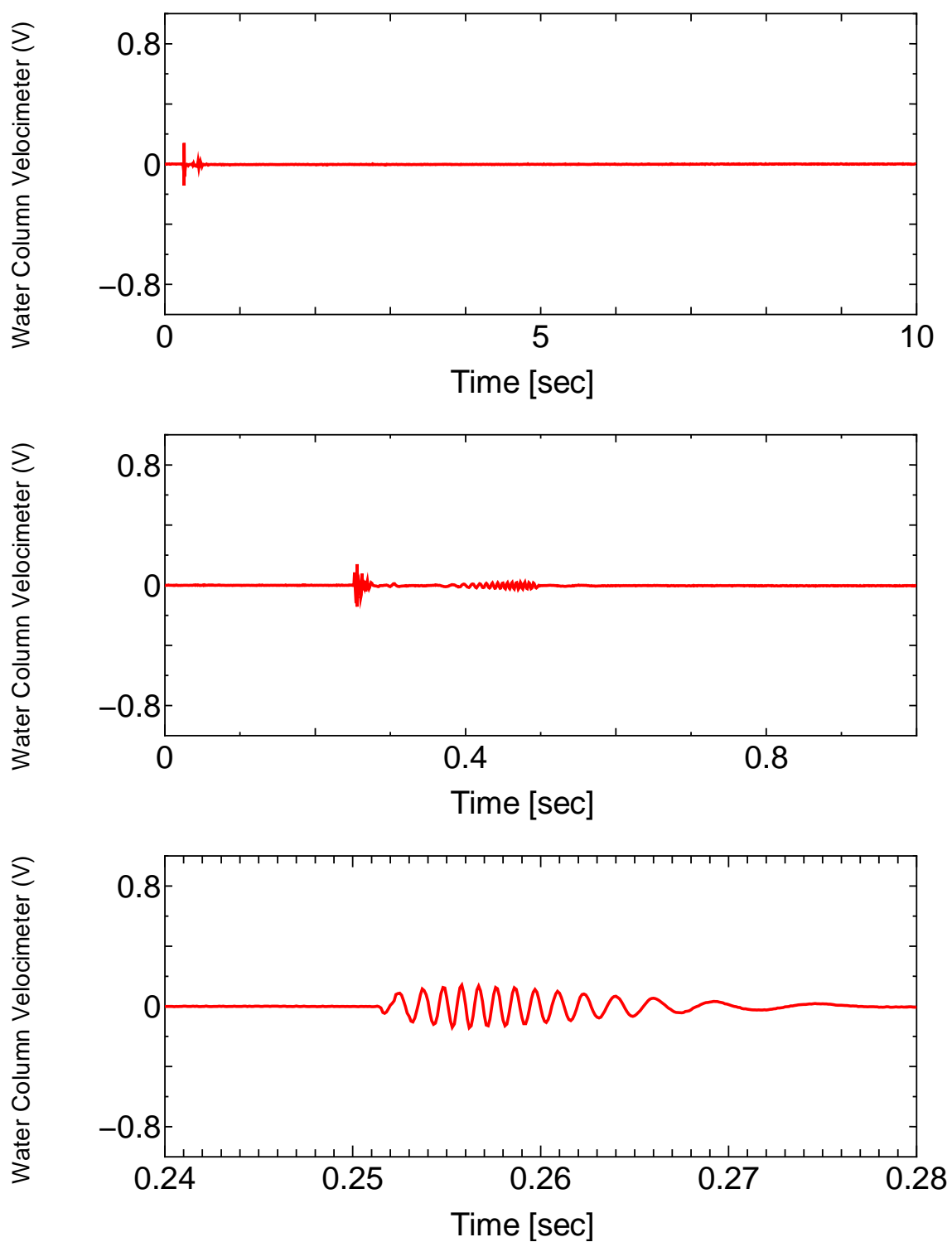


図 4.3.2-7 (10) OS-1 実験における水塊速度計出力履歴

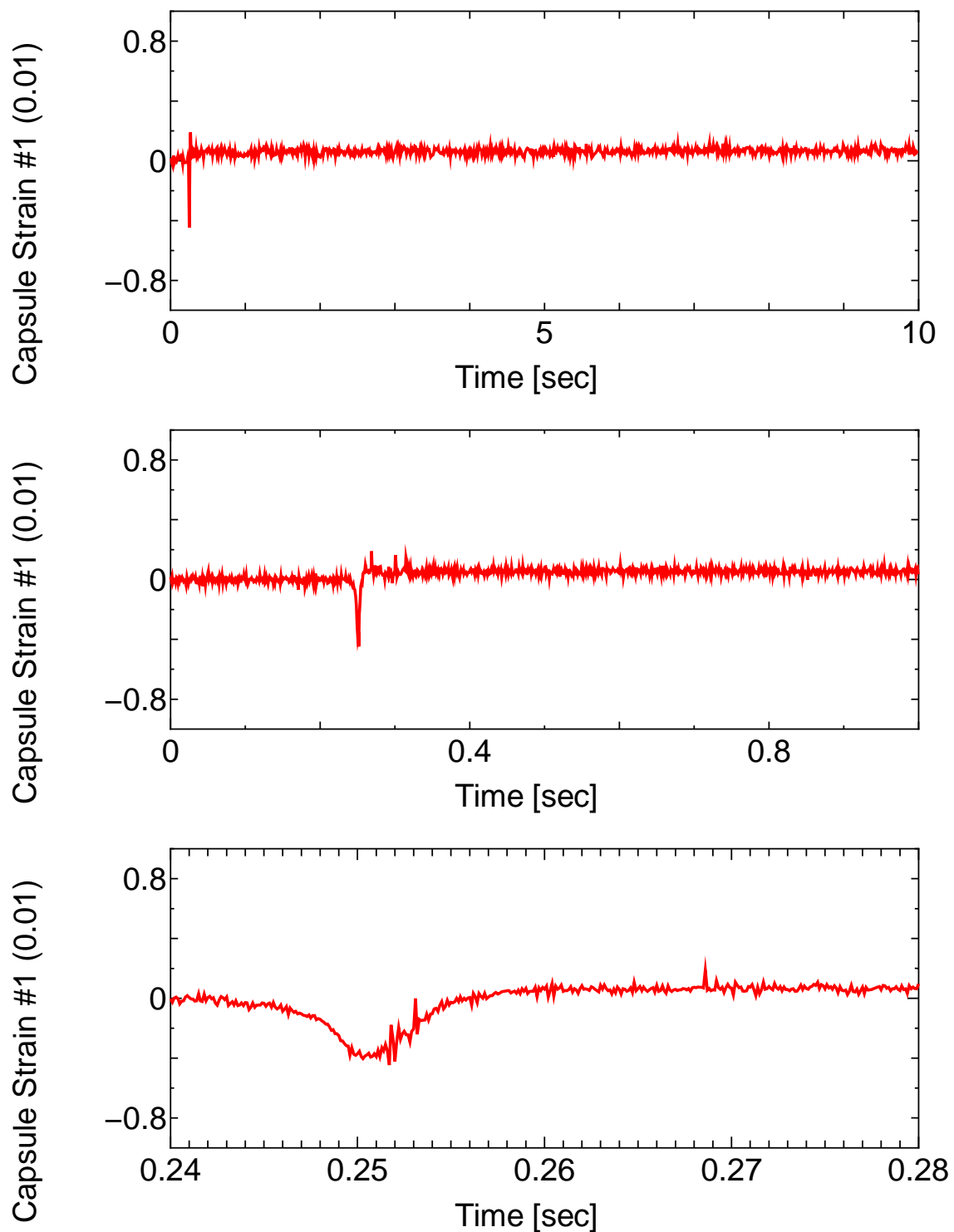


図 4.3.2-7 (11) OS-1 実験におけるカプセル外面歪み履歴

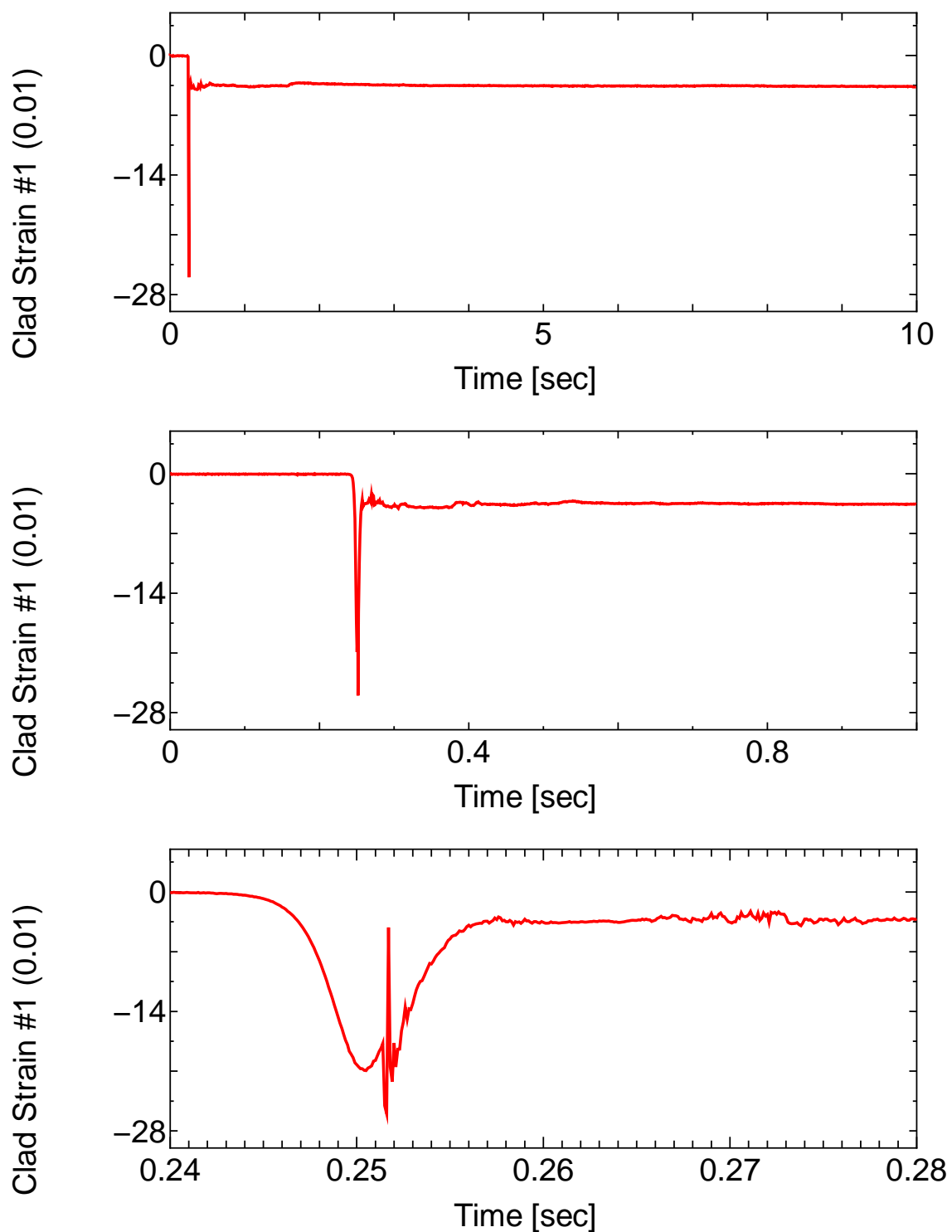


図 4.3.2-7 (12) OS-1 実験における軸方向クラッド歪みゲージ (#1)

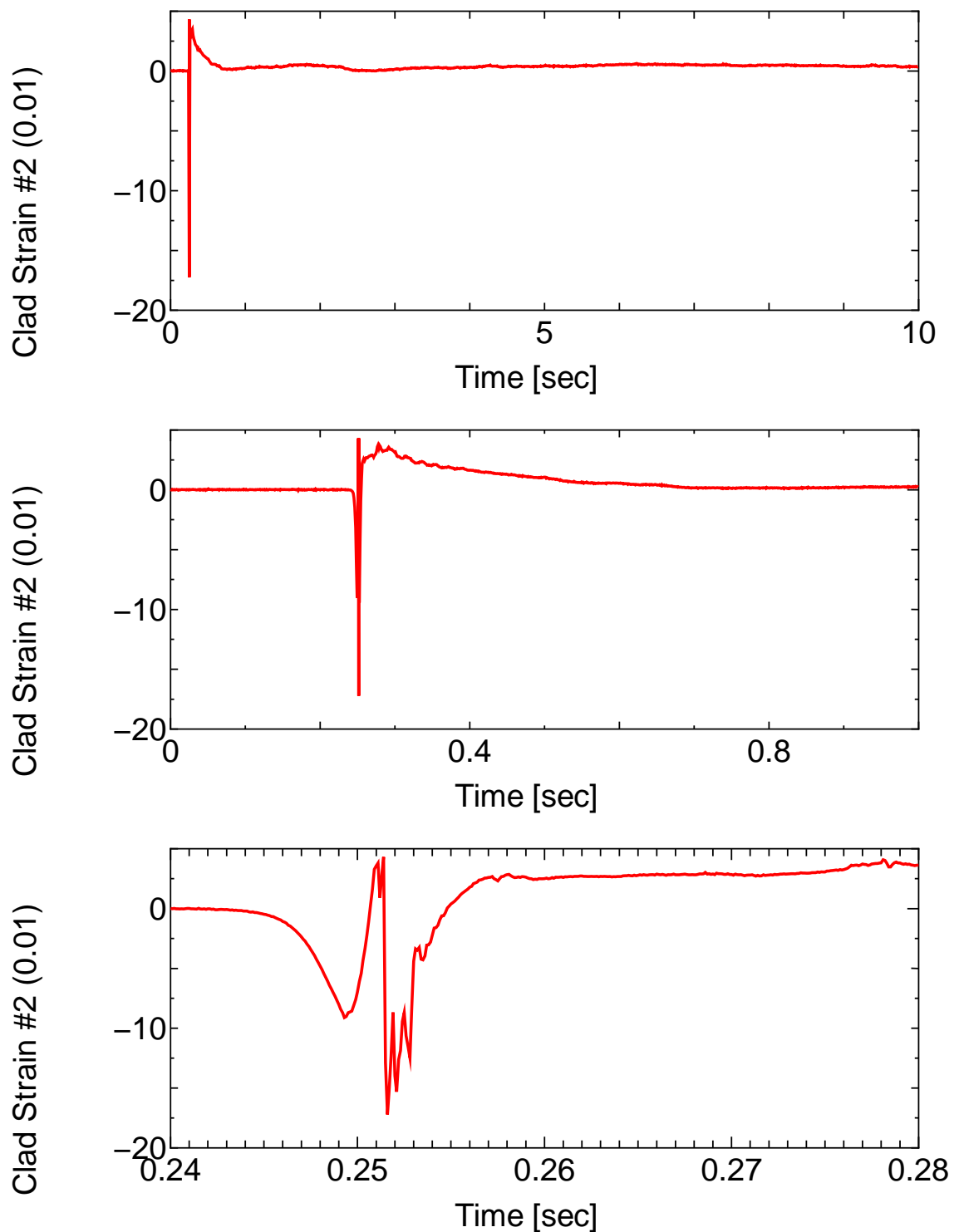
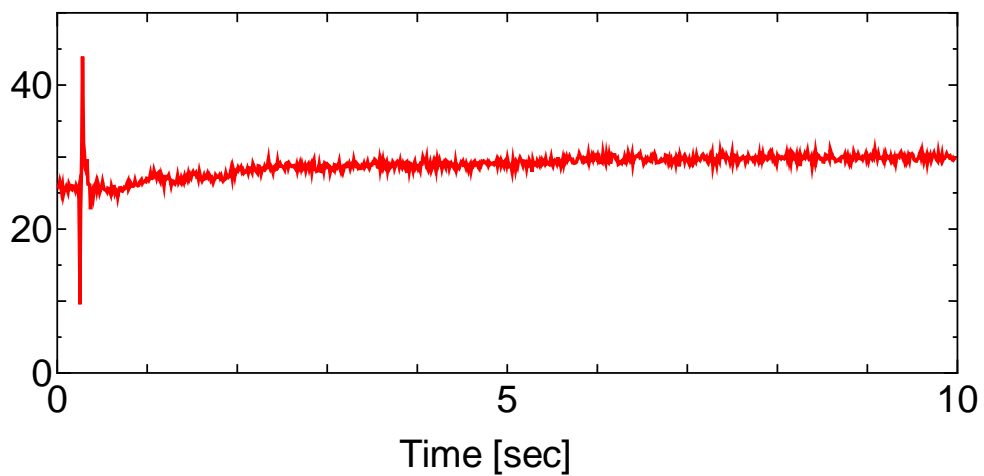
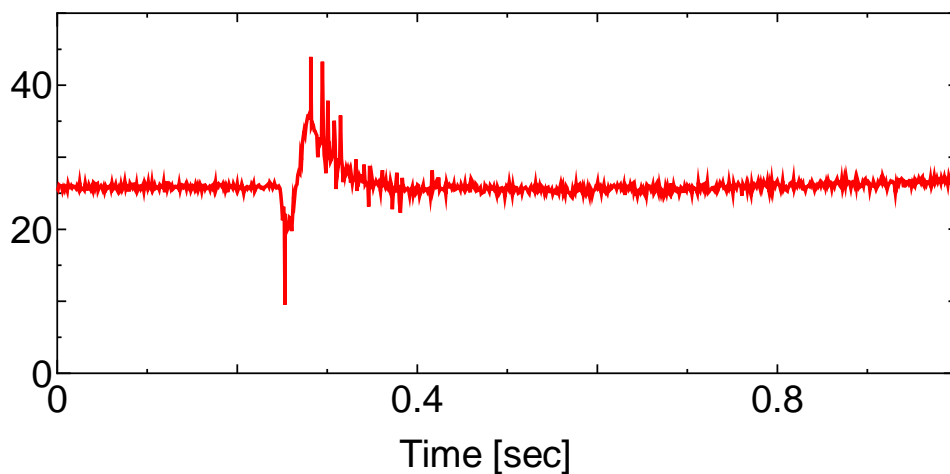


図 4.3.2-7 (13) OS-1 実験における軸方向クラッド歪みゲージ (#2)

Water Temperature #1 (C)



Water Temperature #1 (C)



Water Temperature #1 (C)

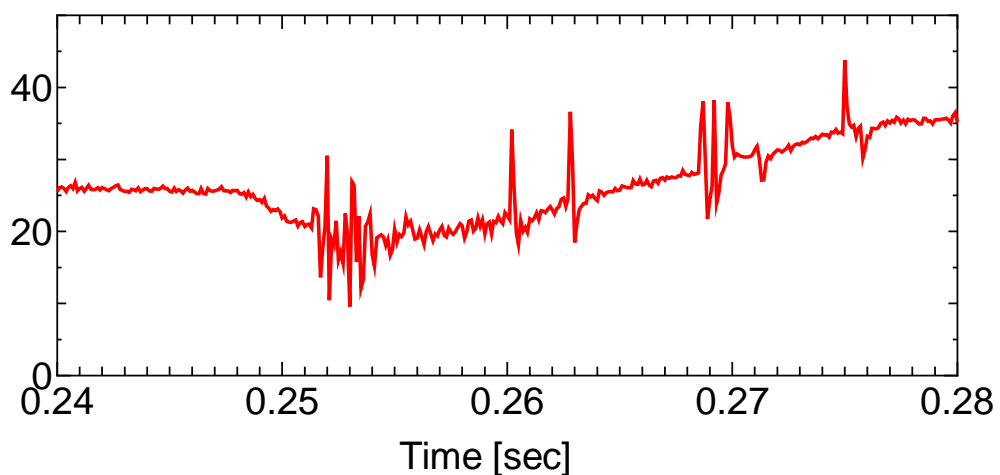
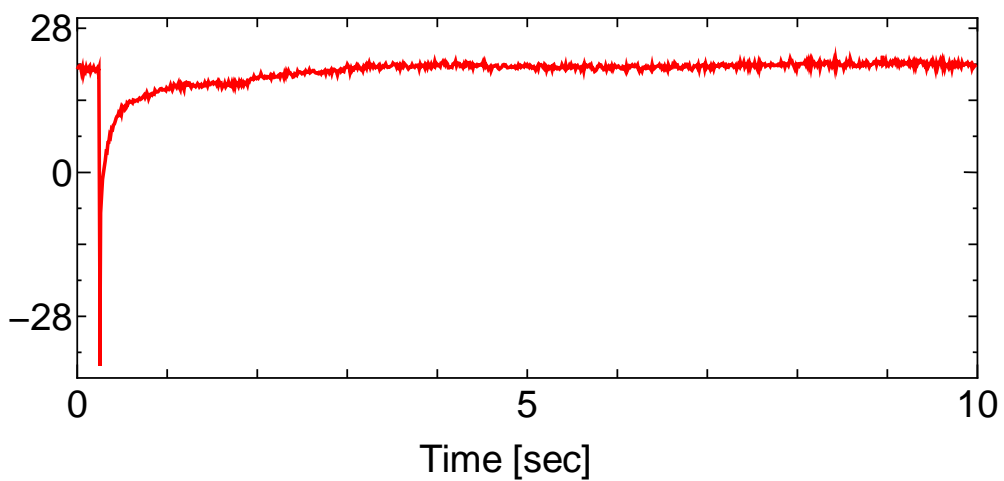
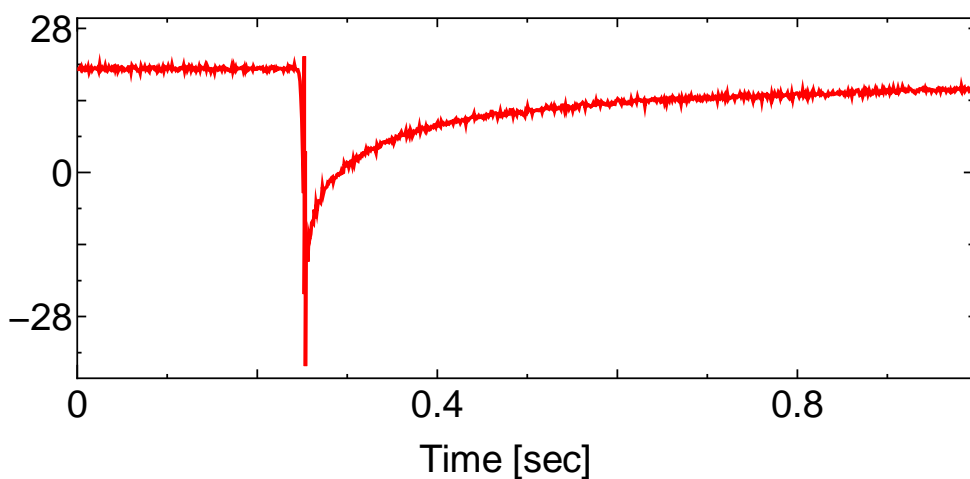


図 4.3.2-7 (14) OS-1 実験における冷却水温履歴 (#1)

Water Temperature #2 (C)



Water Temperature #2 (C)



Water Temperature #2 (C)

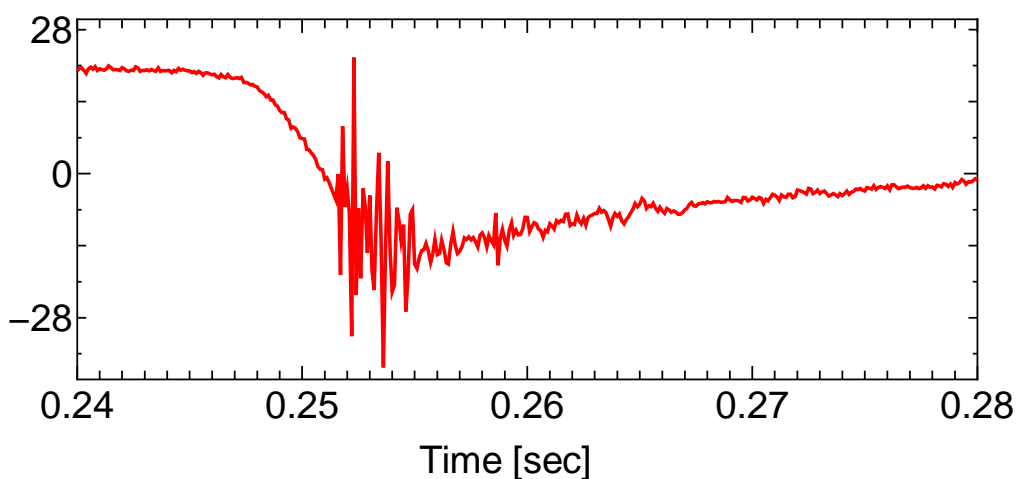


図 4.3.2-7 (15) OS-1 実験における冷却水温履歴 (#2)

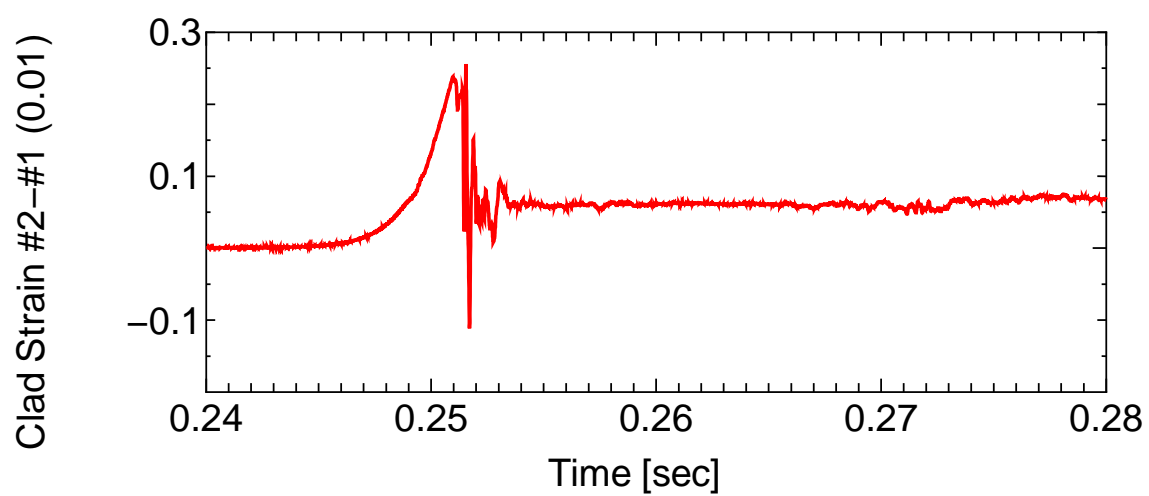


図 4.3.2-7 (16) 歪みゲージ#2 の信号から#1 の信号を引いた結果の履歴

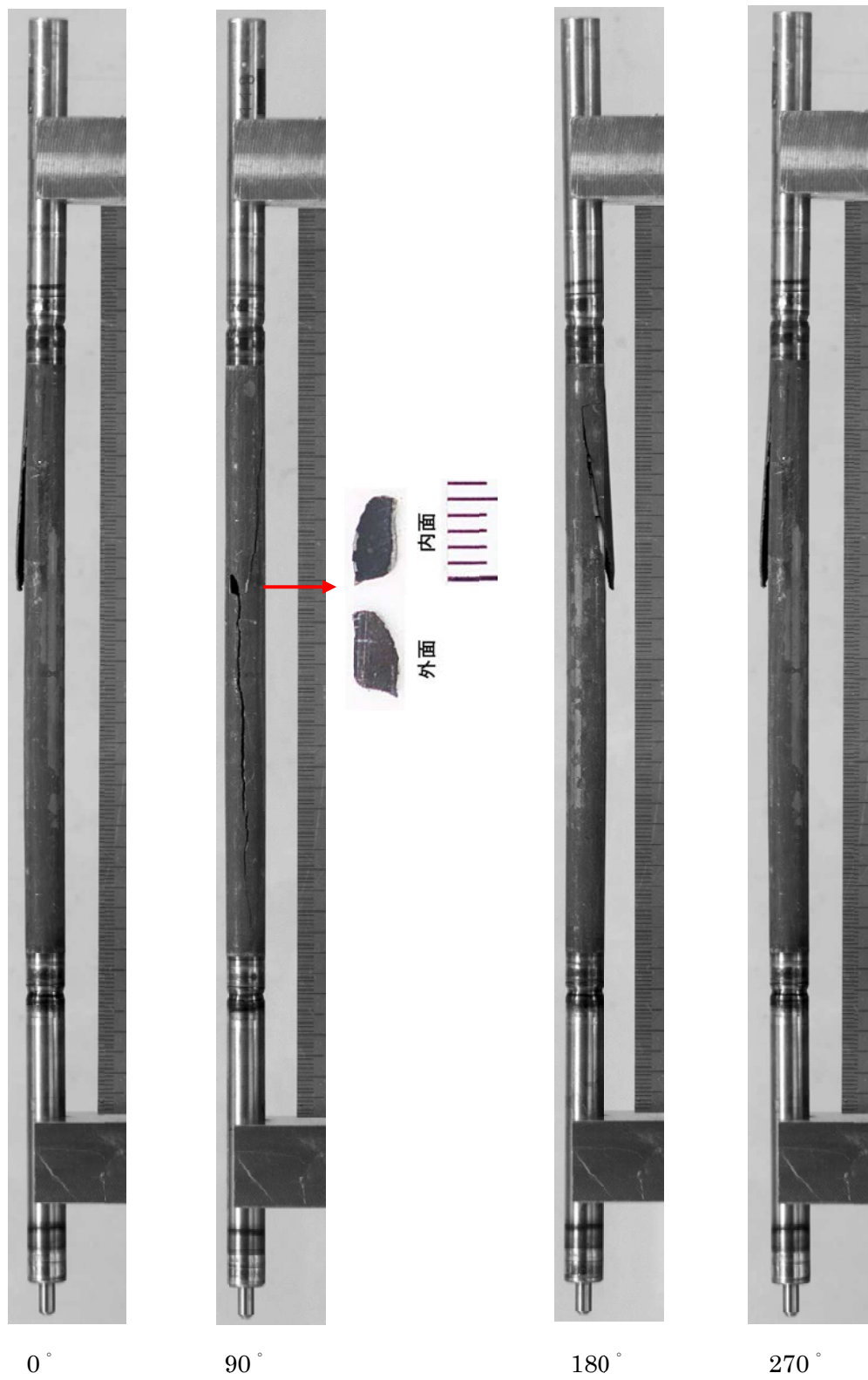


図 4.3.2-8 OS-1 試験燃料棒のパルス照射後外観写真

4.3.3 VA-6 実験に関するパルス照射後試験

VA-6 実験は、高燃焼度 PWR-UO₂ 燃料を対象とした室温実験として平成 26 年 3 月 18 日に実施された。パルス照射中の過渡記録及び照射後試験（燃料棒外観観察、燃料微粒子の粒径分布測定、燃料ペレット粒子の SEM 観察、被覆管の SEM 観察・金相観察）については既に報告した⁽¹⁻⁴⁾。本報告では、新たな照射後試験で得られた結果を示す。

(1) カプセルカバー分析（ガス採取）

破損した燃料棒からの FP ガス放出率を評価するため、カプセル内のガスを採取し、分析を行った。ガス採取量、ガス組成及び Kr、Xe に関する質量分析の結果をそれぞれ表 4.3.3-1 から-3 に示す。

バンデロス炉での照射期間中に生成された Kr、Xe 量を ORIGEN-2 コードにより評価し、今回の分析で得られた量と比較することにより、パルス照射中の FP ガス放出率(FGR)を約 23.3% と評価した。

表 4.3.3-1 VA-6 実験カプセルカバーガス採取結果

カプセル内自由空間体積	1205 cm ³
カプセル内圧力	123.5 kPa (at 0 °C)
ガス量	1469 cm ³ (at 0 °C, 1 atm)

表 4.3.3-2 VA-6 実験カプセルカバーガス組成分析結果

成分	組成比 (vol-%)
H ₂	19.4
He	65.0
N ₂	5.80
O ₂	0.003
Ar	0.105
Kr	0.175
Xe	1.90
CH ₄	0.119
CO	0.0589
CO ₂	0.628

表 4.3.3-3 VA-6 実験カプセルカバーガス Kr、Xe 同位体分析結果

核種	同位体比 (vol-%)
Kr-82	0.3
Kr-83	9.2
Kr-84	34.6
Kr-85	3.3
Kr-86	52.5
Xe-128	0.1
Xe-130	0.3
Xe-131	5.3
Xe-132	24.5
Xe-134	28.4
Xe-135	41.3
Xe-136	0.1

4.3.4 GR-1 実験に関するパルス照射後試験

GR-1 実験は、高燃焼度 PWR-UO₂ 燃料を対象とした室温実験として平成 26 年 7 月 30 日に実施し、パルス照射中の過渡記録及び照射後試験（外観、X 線透過試験、γ スキャン、燃料棒寸法測定）については既に報告した^(1,3)。本報告では、新たな照射後試験で得られた結果を示す。

(1) パンクチャー試験

燃料棒に対してパンクチャー試験を実施した。ガス採取量の結果をそれぞれ表 4.3.4 に示す。現在、ガス組成分析をまだ実施していないため、過去に実施した室温実験 MR-1 及び RH-1 実験と同等であると仮定した。グラブリン炉での照射期間中に生成された Kr、Xe 量を ORIGEN-2 コードにより評価し、FGR を暫定的に約 18-22 % と導出した。

表 4.3.4 GR-1 パンクチャー試験結果

燃料棒内自由空間体積	3.7 cm ³
燃料棒内圧力	1120.3 kPa (at 0 °C)
ガス量	41.5 cm ³ (at 0 °C, 1 atm)

4.3.5 VA-7 実験に関するパルス照射後試験

VA-7 実験は、高燃焼度 PWR-UO₂ 燃料を対象とした高温実験として平成 26 年 9 月 24 日に実施し、パルス照射中の過渡記録及び照射後試験（外観、X 線透過試験、γ スキャン、燃料棒寸法測定）については既に報告した^(1,3)。本報告では、新たな照射後試験で得られた結果を示す。

(1) パンクチャー試験

パルス照射後の燃料棒に対してパンクチャー試験を実施した。ガス採取量の結果を表 4.3.5 に示す。現在、ガス組成分析をまだ実施していないため、過去に実施した高温高圧実験 VA-4 及び RH-2 実験と同等であると仮定した。バンデロス炉での照射期間中に生成された Kr、Xe 量を ORIGEN-2 コードにより評価し、FGR を暫定的に約 44-48 % と導出した。

表 4.3.5 VA-7 パンクチャー試験結果

燃料棒内自由空間体積	0.8 cm ³
燃料棒内圧力	4.1 MPa (at 0 °C)
ガス量	30.3 cm ³ (at 0 °C, 1 atm)

4.3.6 VA-8 実験に関するパルス照射後試験

VA-8 実験は、高燃焼度 PWR-UO₂ 燃料を対象とした高温実験として平成 26 年 10 月 31 日に実施した。パルス照射中の過渡記録及び照射後試験の燃料棒外観観察、X 線透過試験については既に報告した^(1,3)。本報告では、新たな照射後試験で得られた結果を示す。

(1) 被覆管破面の SEM 観察

被覆管外面及び SEM による破面観察用試料の採取位置を図 4.3.6-1 に示す。切出した試料の長さは約 8 mm である。破面の観察結果を図 4.3.6-2 に示す。

破損した同燃料被覆管について、Photo 1 及び 2 (図 4.3.6-2(1)) より、破面を観察した領域内の殆どの軸方向位置において、被覆管外面から内面に向かって肉厚の 7 割程度までは周方向に垂直な方向に破損が進展し、残り 2 割程度の位置で、破損の進行方向が同平面に対し斜め方向に変化(延性すべり)したことが見て取れる。

応力除去焼鈍材が用いられた高燃焼度 PWR 燃料被覆管の場合、水素化物が高密度で析出した領域(水素化物リム)が最外周部に観察される。一方再結晶焼鈍材である VA-8 実験燃料被覆管のリファレンス試料 AP2-5MC1 の金相観察(H26 年度報告済)においては、最外周部での局所的な水素化物析出は顕著ではなく、肉厚方向の広い範囲に水素化物が分布していること、また、水素化物の析出形態としては周方向に配向したものの割合が多いが、径方向に配向した水素化物もまた相当程度存在していることが確認されている。これに対応し、被覆管肉厚中央部付近の破面を拡大すると(Photo 2-2-2-1, Photo 2-4-2-1 等)、被覆管母材の延性的な破断を示すディンプルがどの視野でも確認できる一方で、ディンプルの存在しない領域もやはり全ての視野内で散在しており、ディンプルの大きさは室温実験の VA-6 実験燃料の同じ再結晶焼鈍材被覆管破面と比べて大きくなっていることが確認できる。Photo2-1-1 の中央からやや左下に見られる様な平滑な領域は、径方向に配向した水素化物の影響を受けて形成した破面と考えられ、破損エンタルピが従来実験に比して低い値となった要因である可能性が大きい。

(2) ペレット金相試験

ペレット金相観察試料の採取位置を図 4.3.6-3 に示す。採取した試料の断面ペレット金相のエッチング前及び後を図 4.3.6-4 及び図 4.3.6-5 に示す。図 4.3.6-4(1)よりペレットの大部分が被覆管内部にとどまっていることが分かり、一部のペレットが放出されたことが分かる。また、パルス照射を経験したペレットでは、ダークゾーン部分で細かい割れが生じ、その周りの部分では径方向の割れが生じたことが分かる。

(3) 被覆管金相試験

被覆管金相観察試料の観察面はペレット金相試験と同じ切断位置で再研磨、エッチングすることにより実施した。エッチング後の被覆管金相観察位置を図 4.3.6-6(1)に示す。破損の進行方向は外面側では周方向に垂直な方向に破損が進行し、内面側では破損の進行方向が変化(延性すべり)

した (Photo 1-2 及び Photo 1-3) ことが分かり、この結果は SEM 観察結果と一致する。破損部周辺の水素化物は VA-8 実験燃料被覆管のリファレンス試料 AP2-5MC1 の金相観察 (H26 年度報告済) されたのと同様に、肉厚方向の広い範囲に水素化物が分布し、水素化物の析出形態としては周方向に配向したものの割合が多いが、径方向に配向した水素化物もまた相当程度存在していることが分かる。破損が進行した領域にも多くの径方向に配向した水素化物が析出しており、破損エンタルピが従来実験に比して低い値となった要因が径方向に配向した水素化物である可能性が大きい。

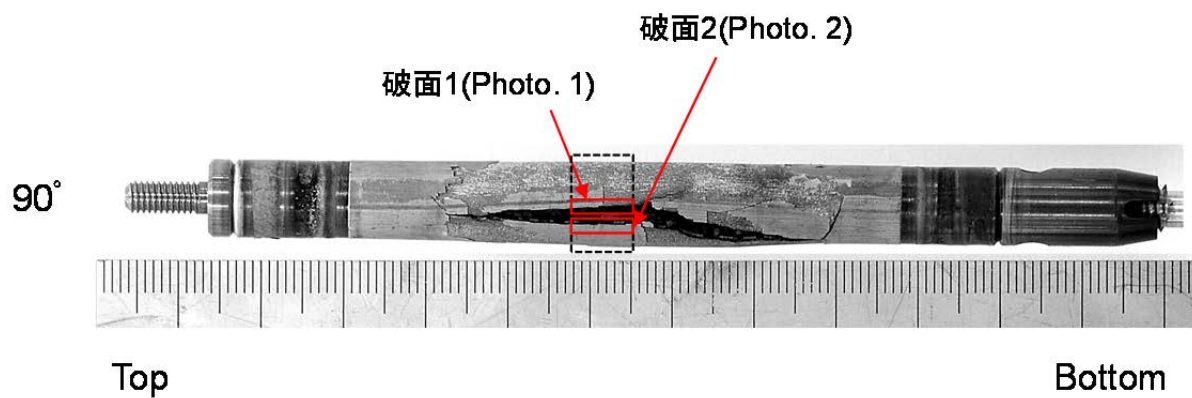


図 4.3.6-1 VA-8 パルス照射実験後の破面観察位置

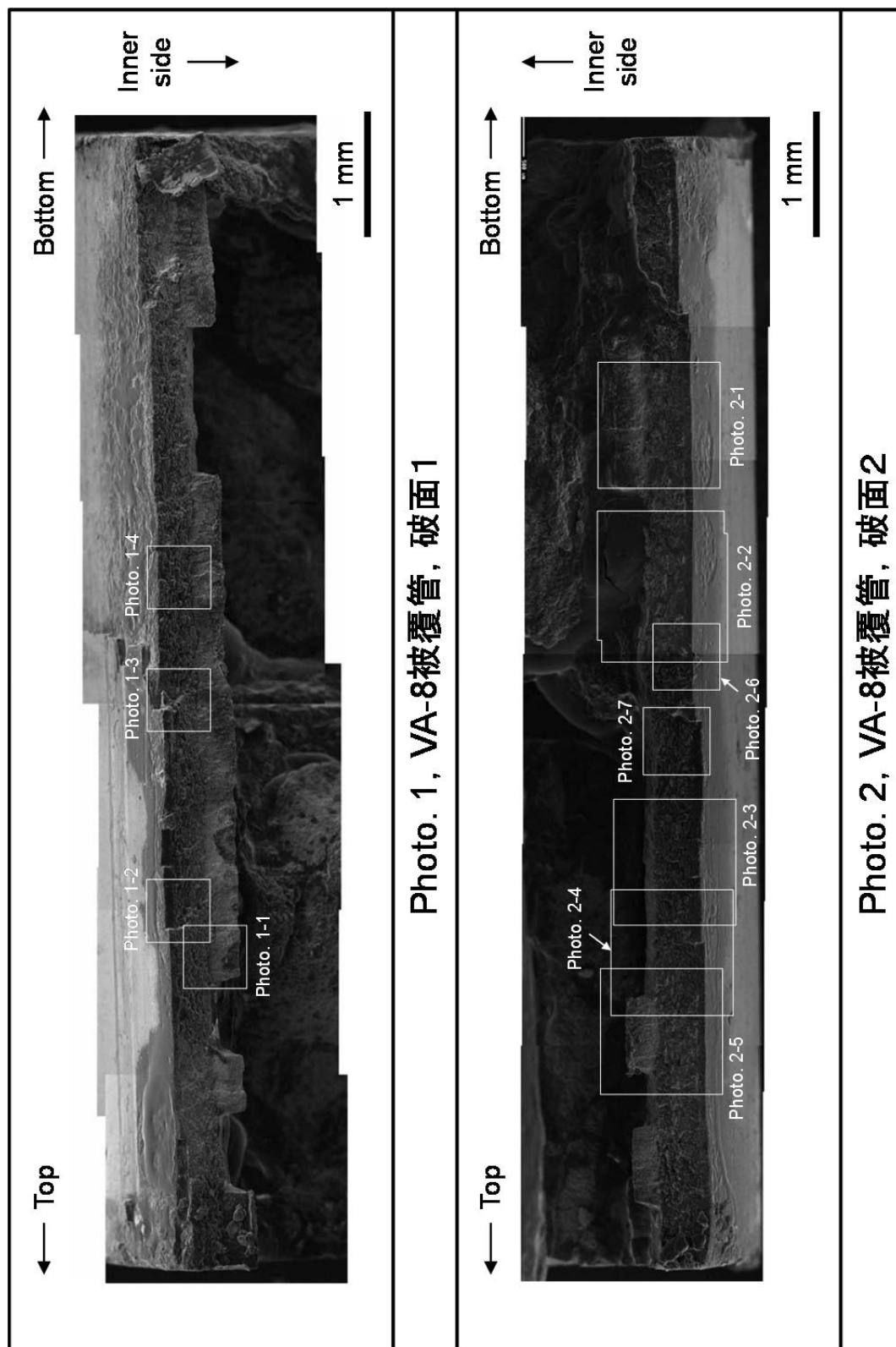


図 4.3.6-2(1) VA-8 実験で破損した被覆管の破面

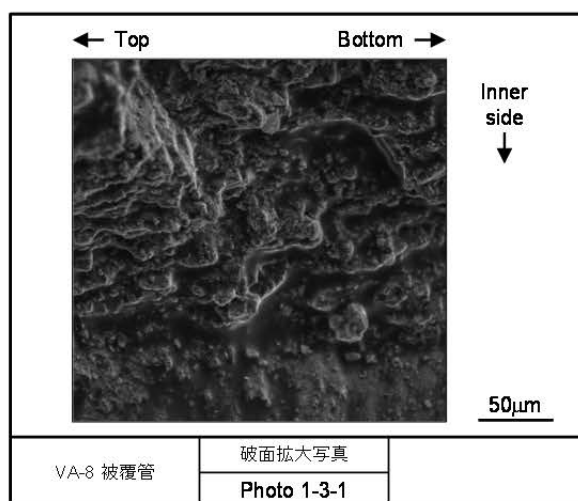
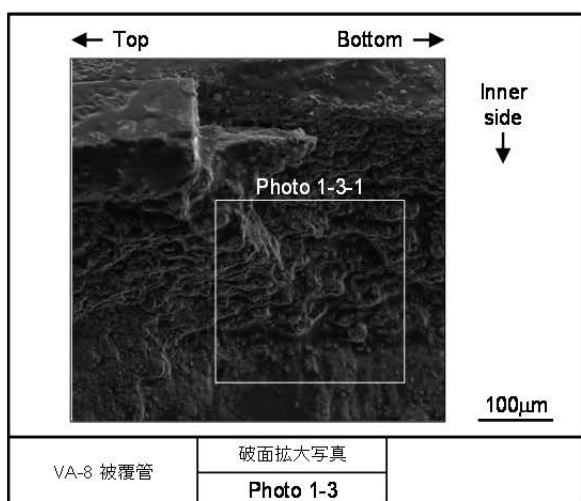
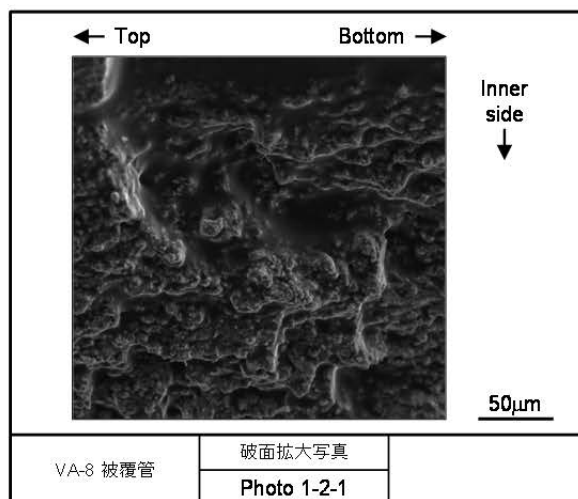
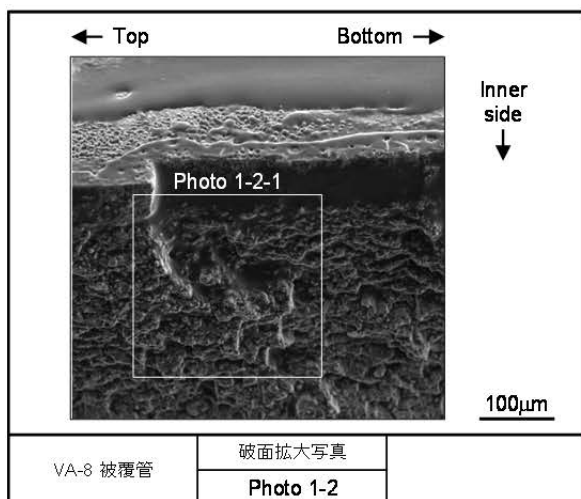
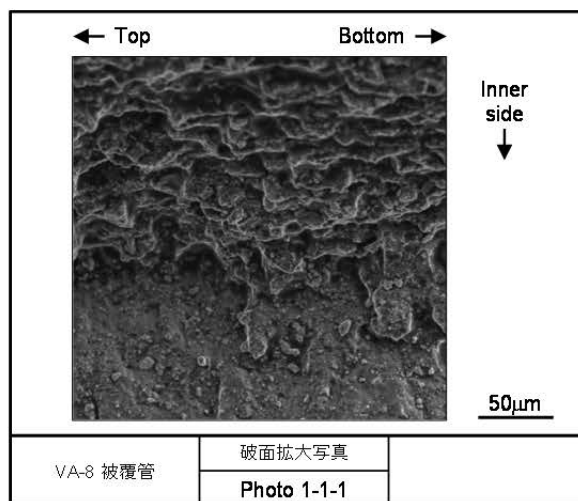
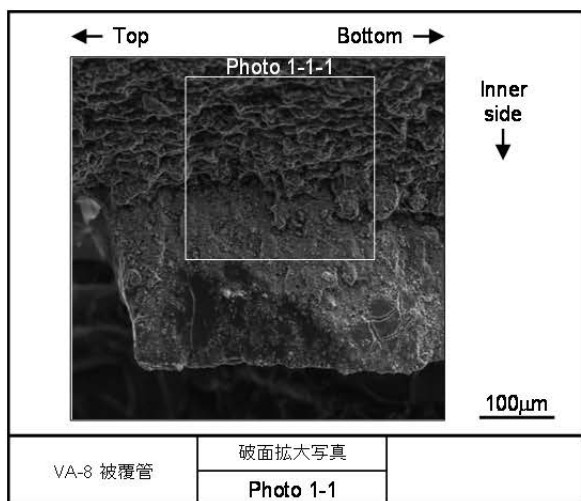


図 4.3.6-2(2) VA-8 実験で破損した被覆管の破面拡大写真

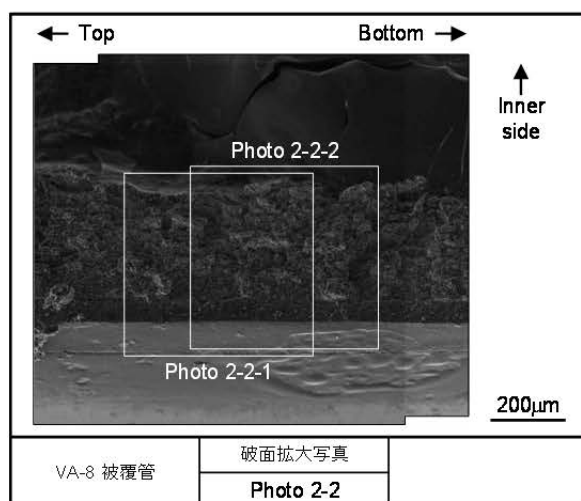
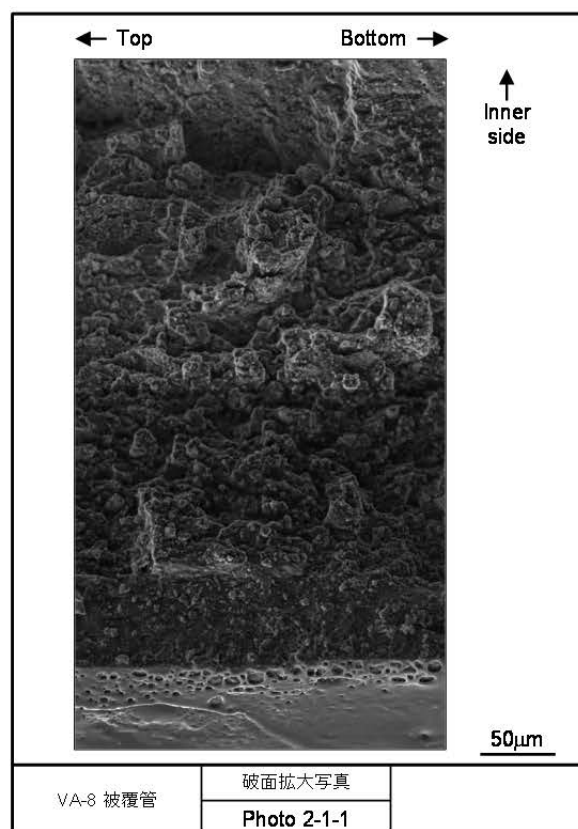
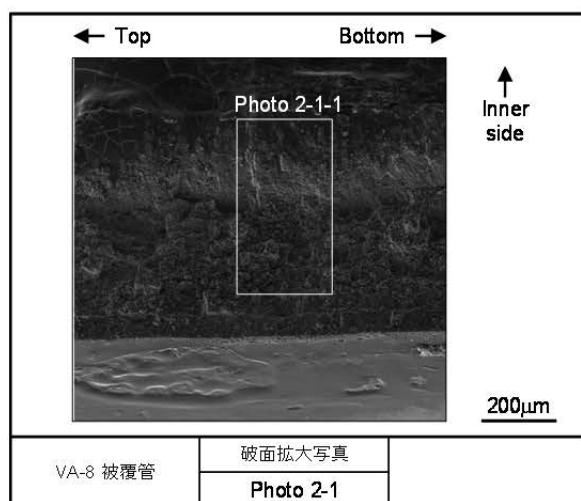
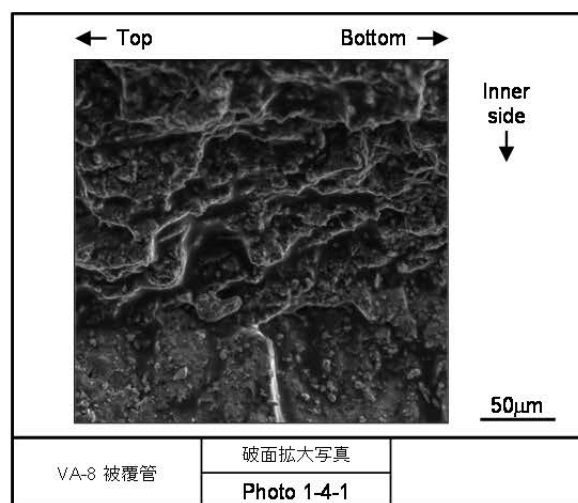
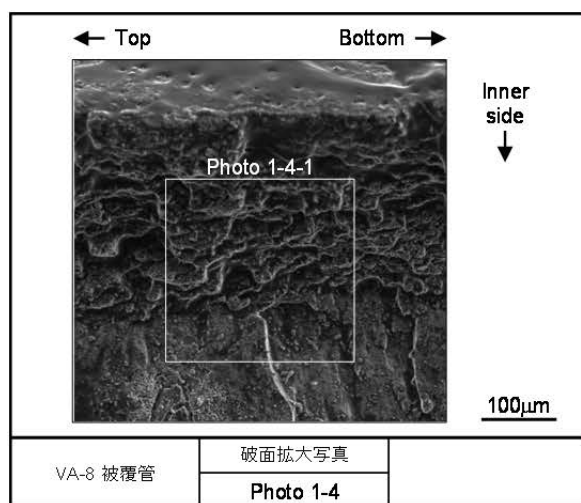


図 4.3.6-2(3) VA-8 実験で破損した被覆管の破面拡大写真

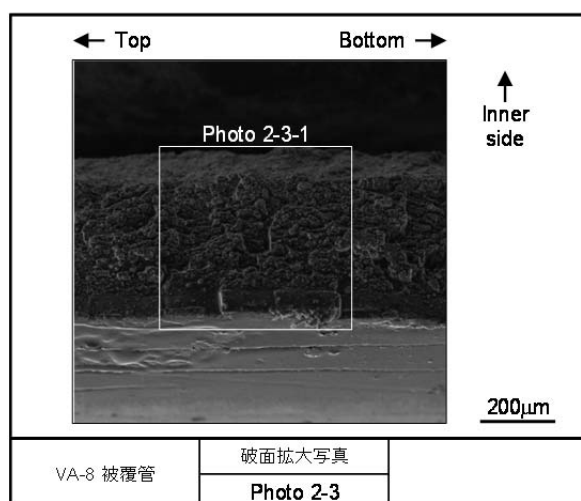
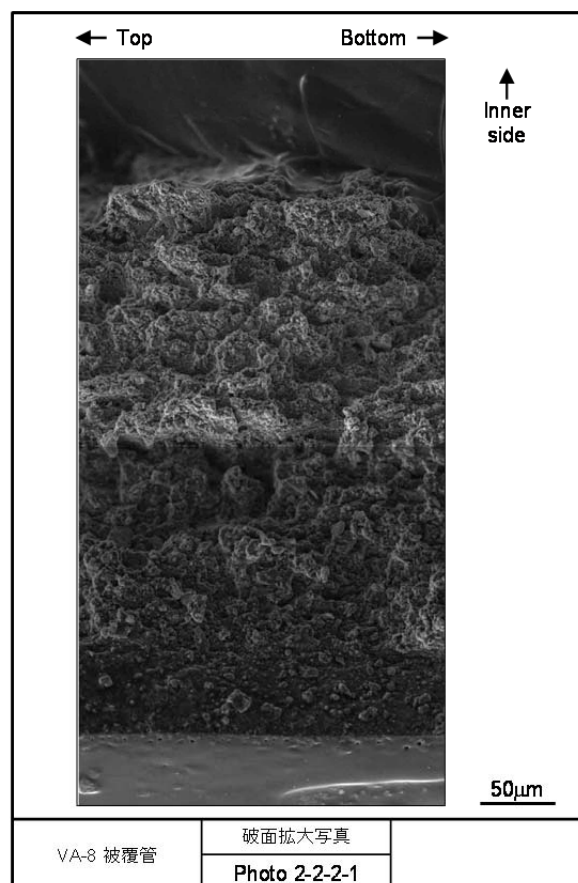
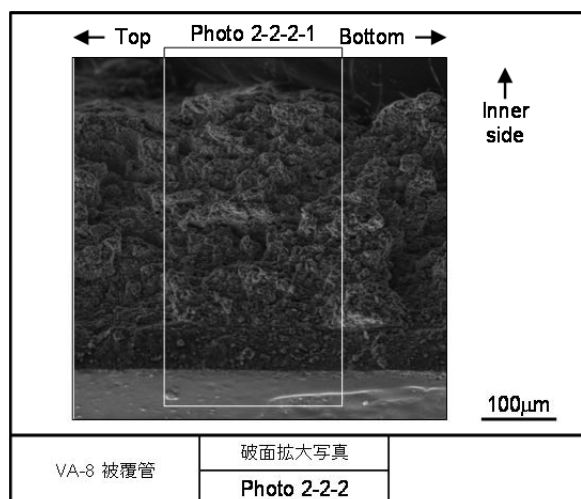
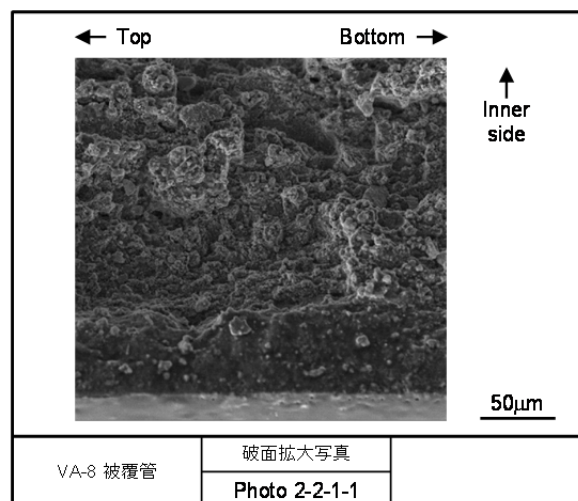
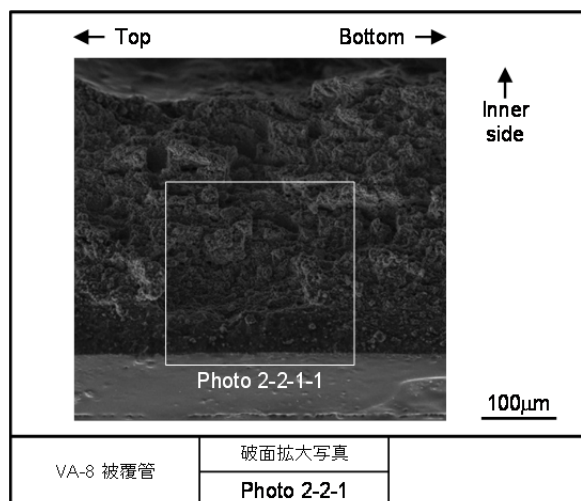


図 4.3.6-2(4) VA-8 実験で破損した被覆管の破面拡大写真

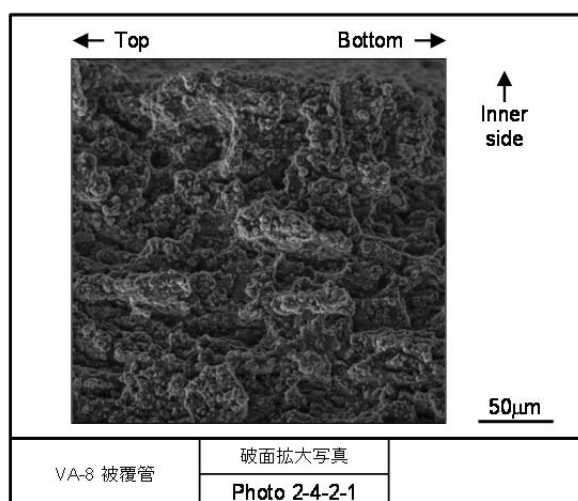
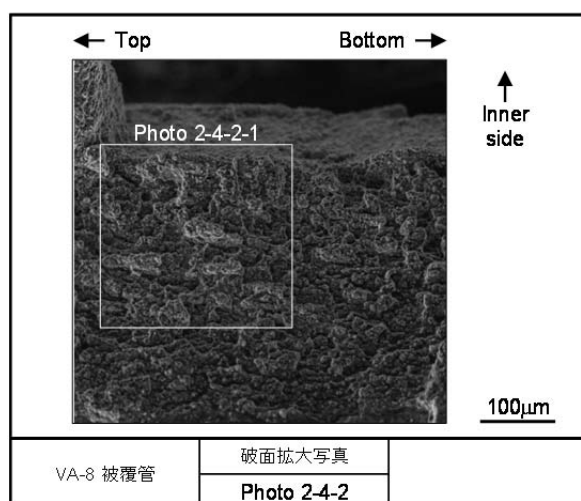
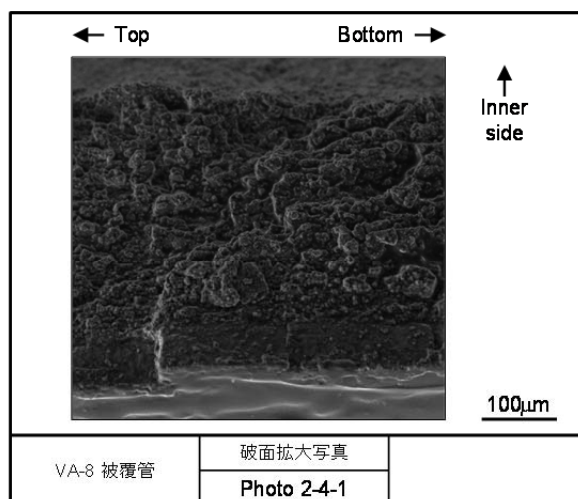
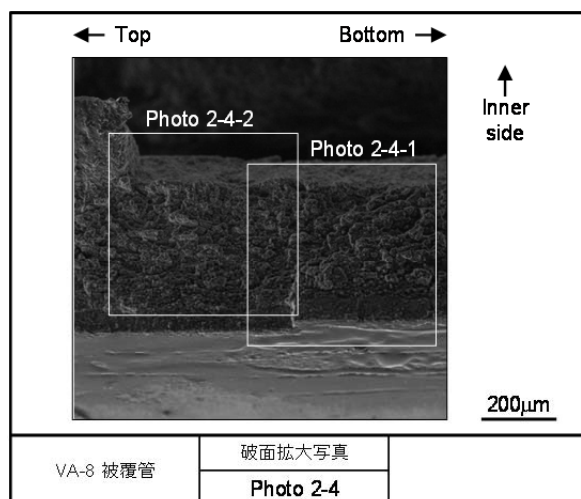
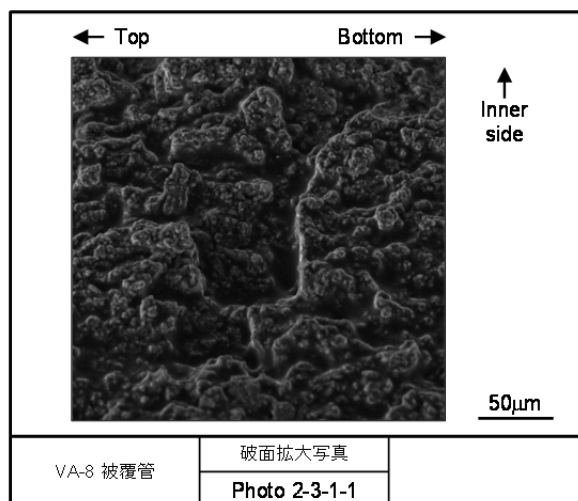
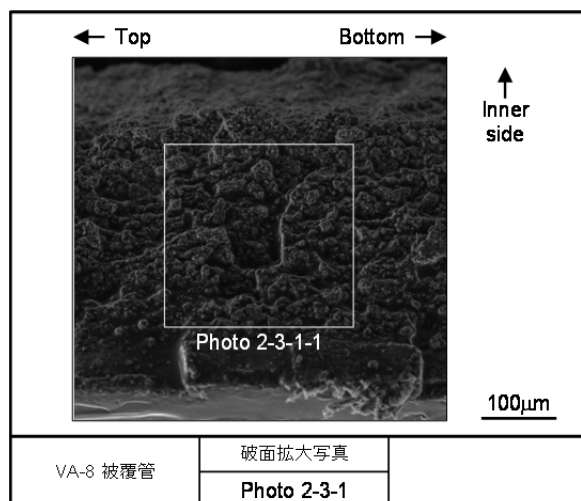


図 4.3.6-2(5) VA-8 実験で破損した被覆管の破面拡大写真

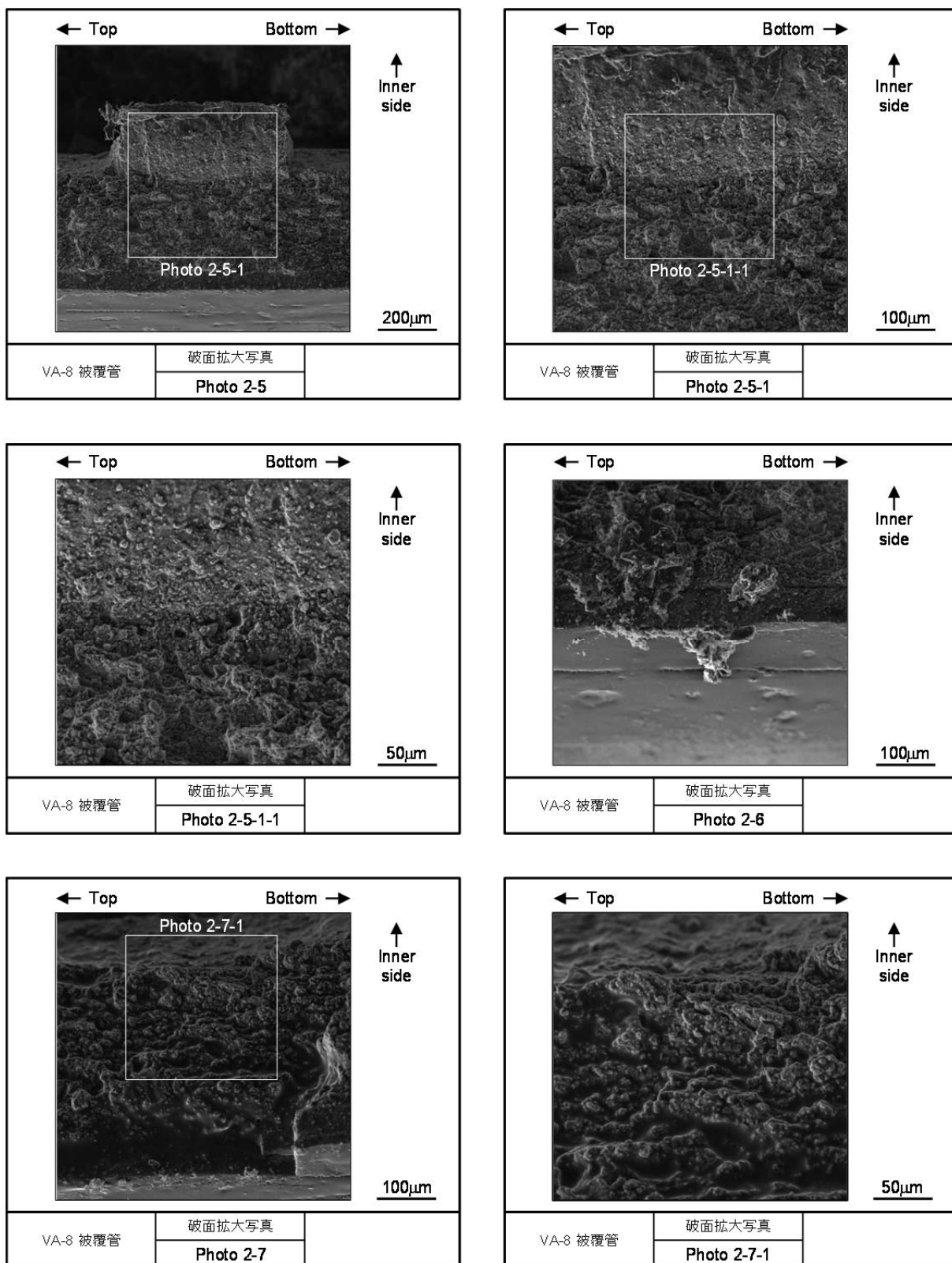


図 4.3.6-2(6) VA-8 実験で破損した被覆管の破面拡大写真

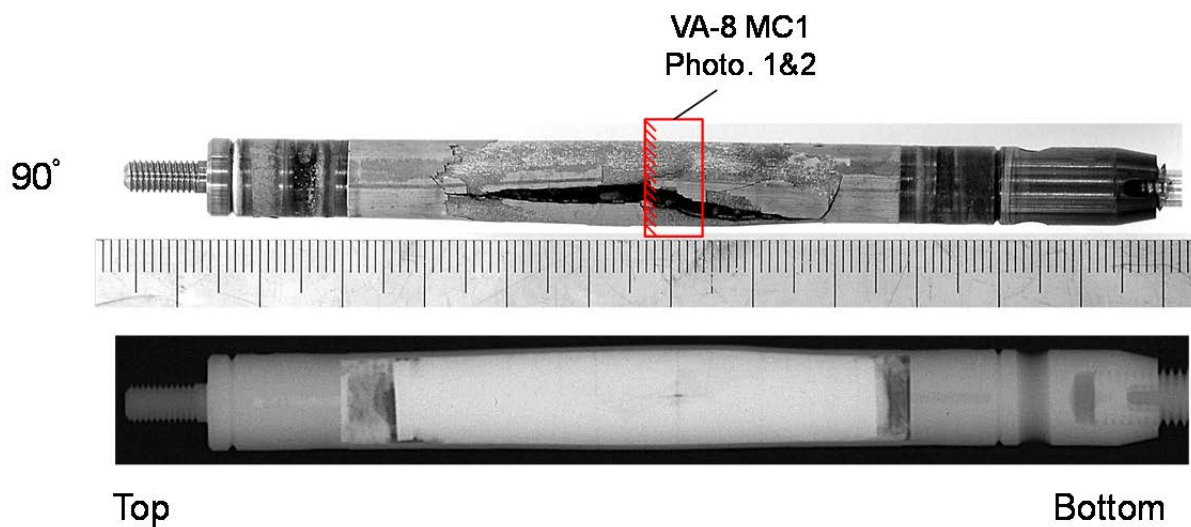


図 4.3.6-3 VA-8 パルス照射実験後の金相試料採取位置

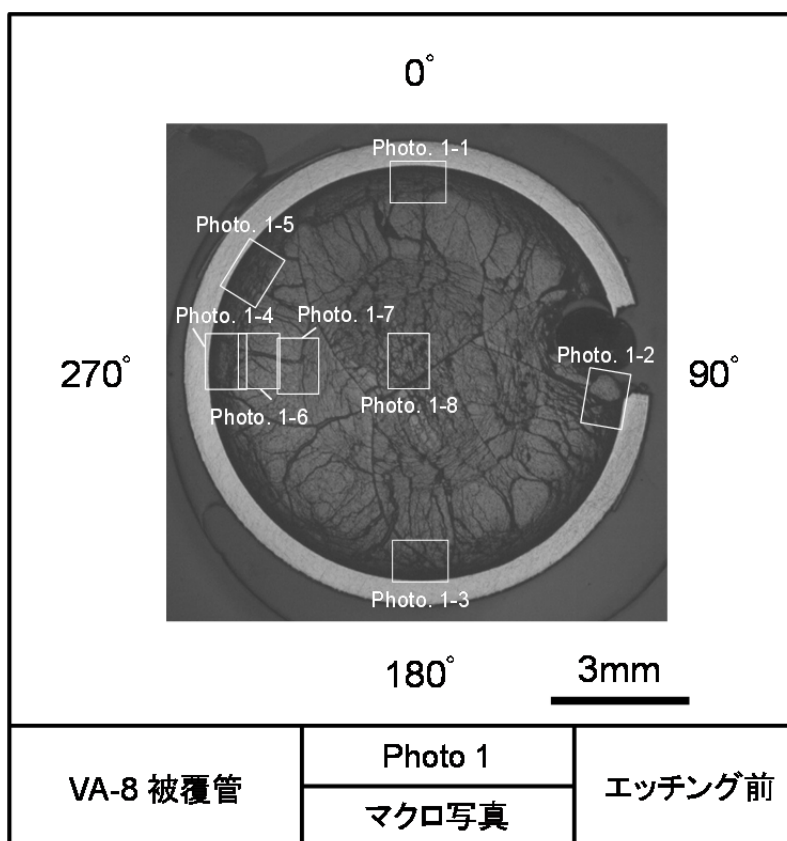


図 4.3.6-4(1) VA-8 パルス照射実験後の燃料棒断面の拡大写真 (ペレット腐食前)

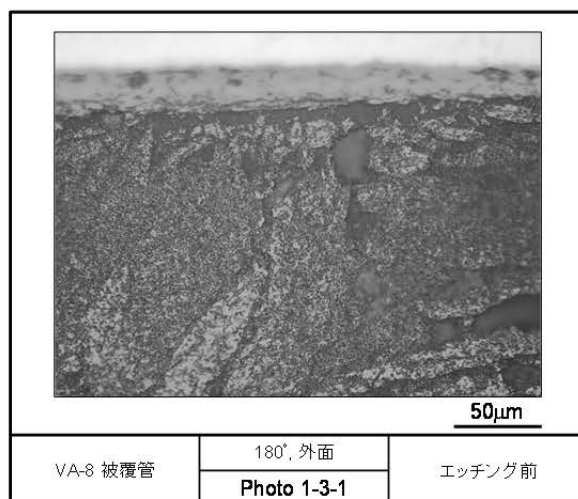
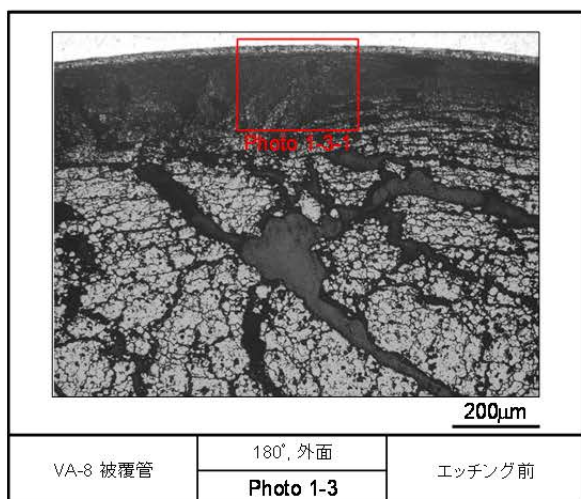
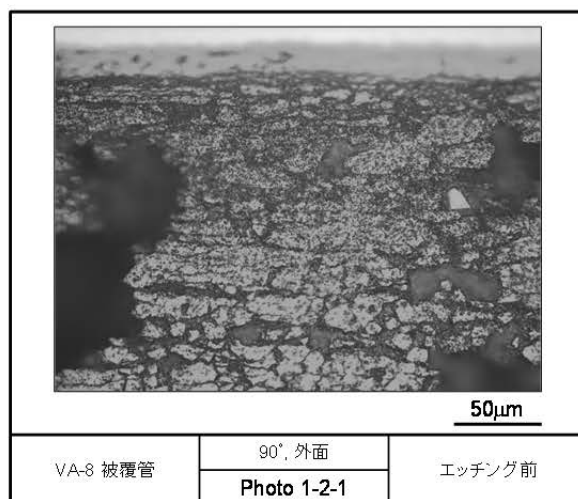
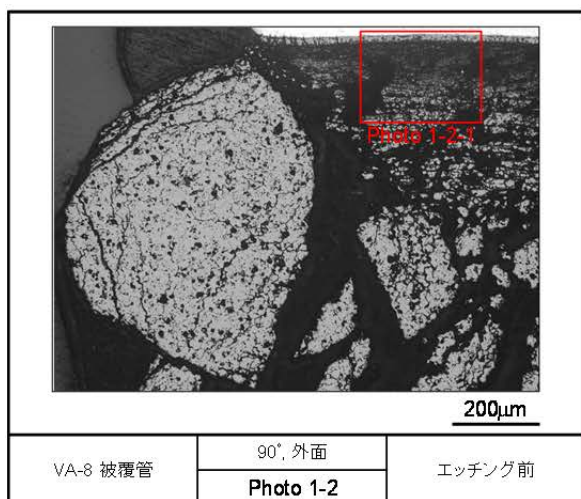
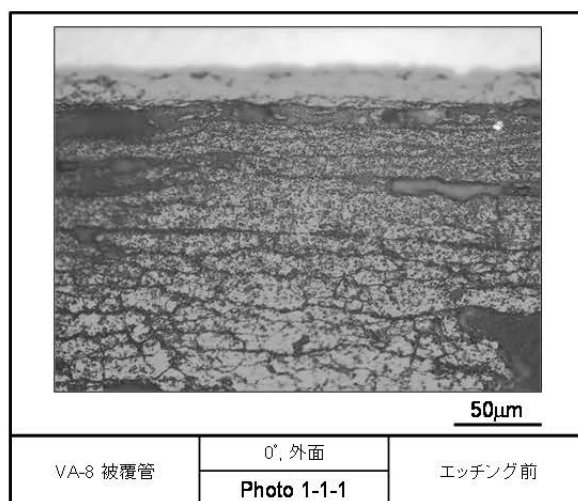
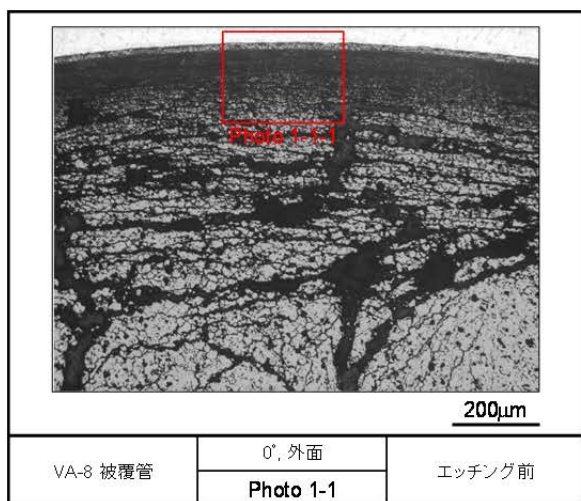


図 4.3.6-4(2) VA-8 パルス照射実験後の燃料棒断面の拡大写真 (ペレット腐食前)

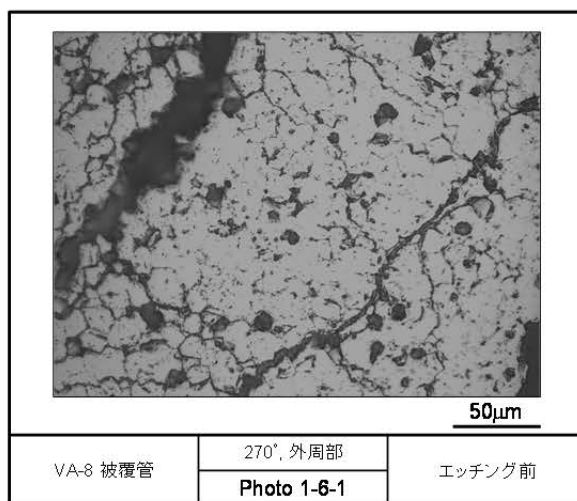
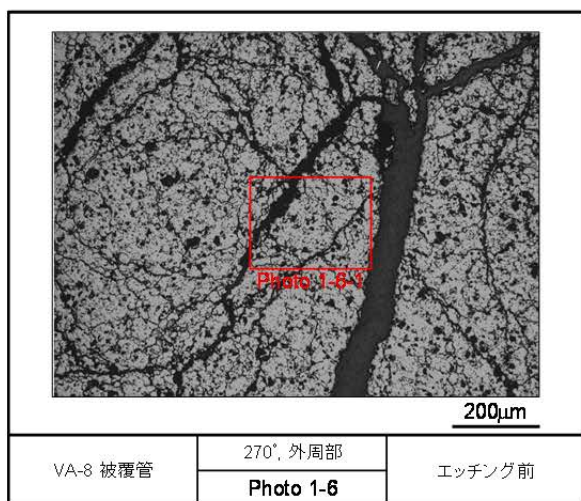
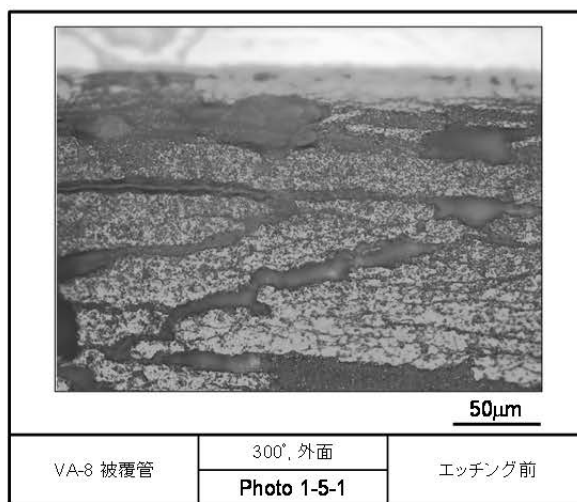
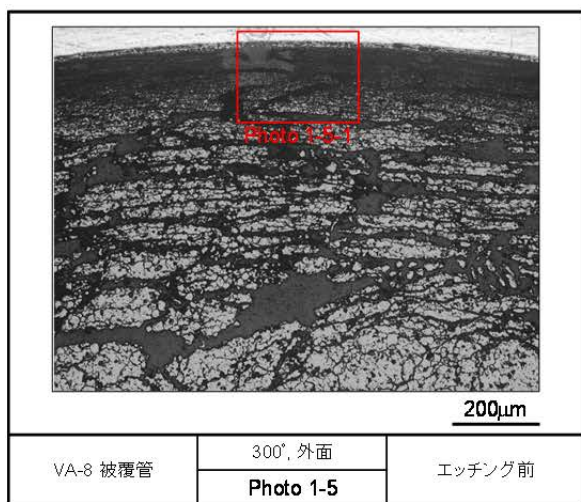
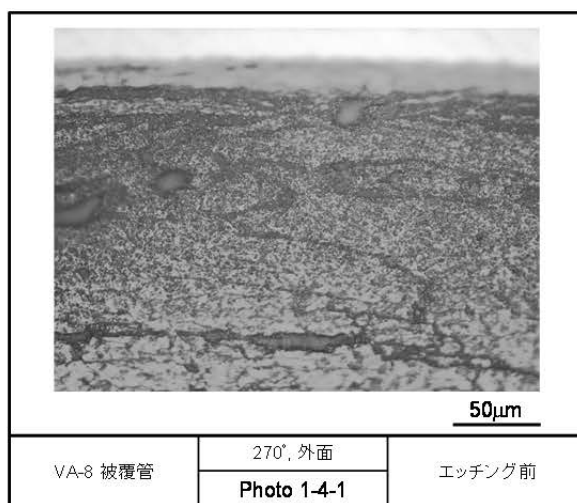
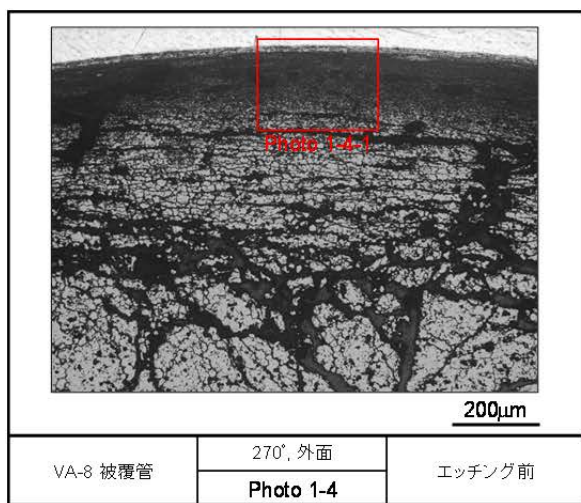


図 4.3.6-4(3) VA-8 パルス照射実験後の燃料棒断面の拡大写真 (ペレット腐食前)

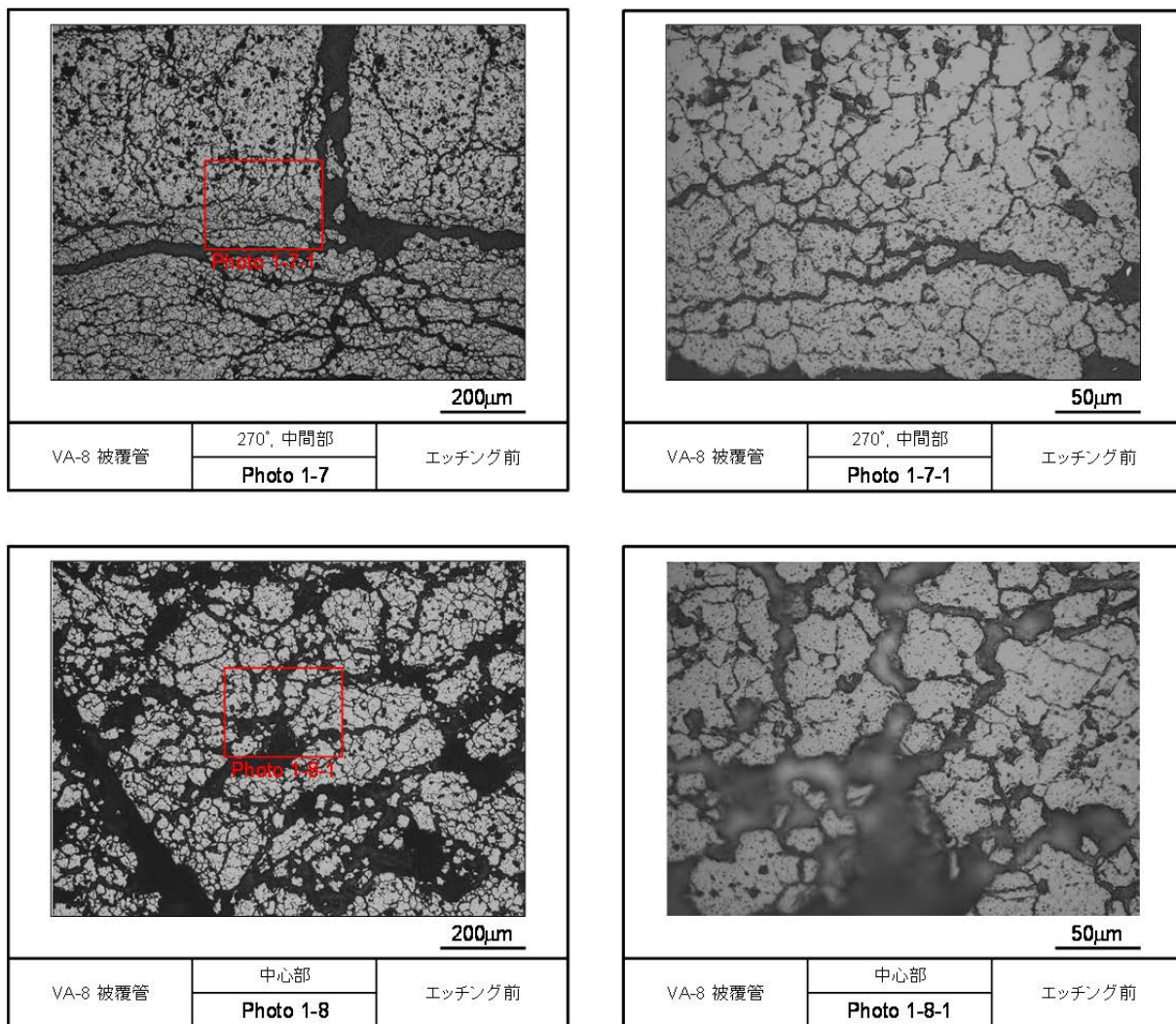


図 4.3.6-4(4) VA-8 パルス照射実験後の燃料棒断面の拡大写真 (ペレット腐食前)

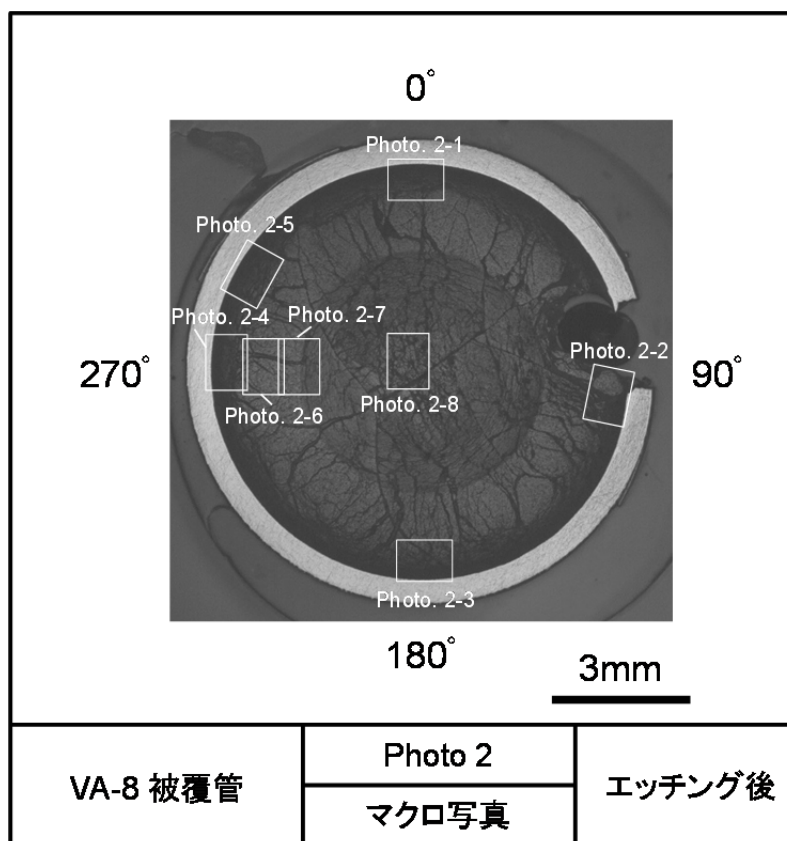


図 4.3.6-5(1) VA-8 パルス照射実験後の燃料棒断面の拡大写真（ペレット腐食後）

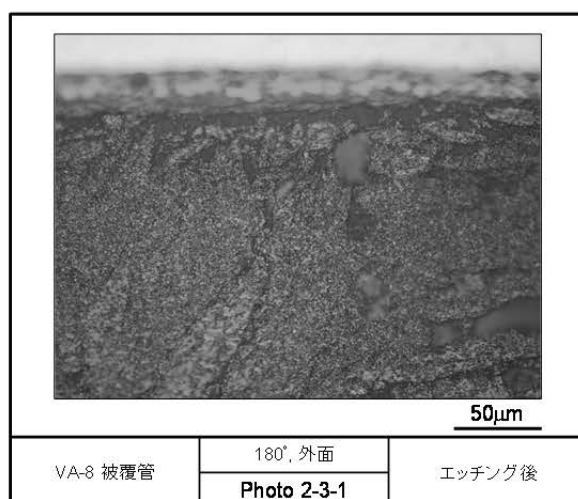
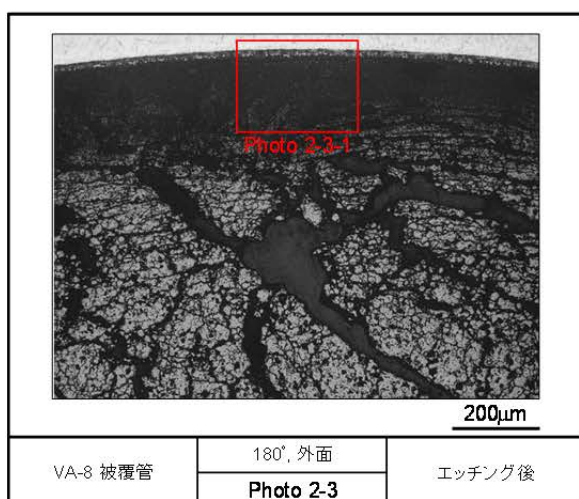
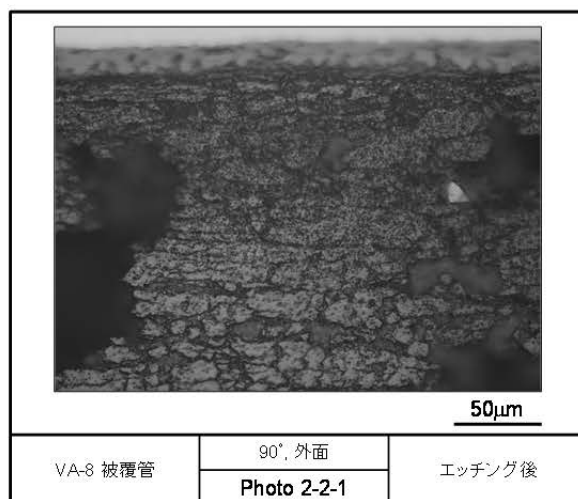
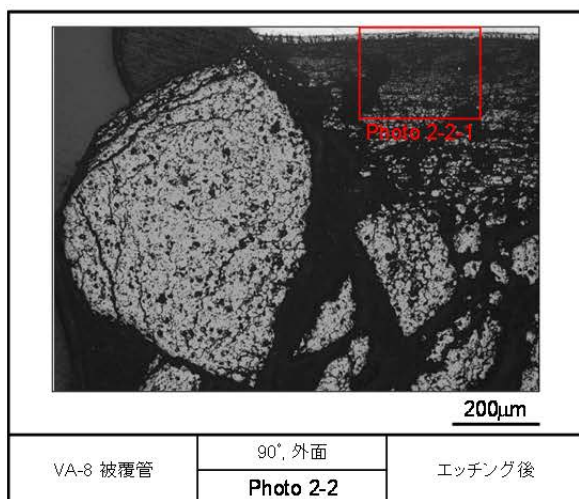
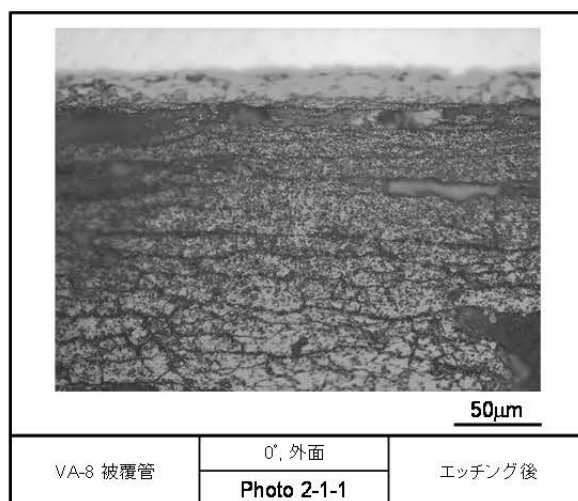
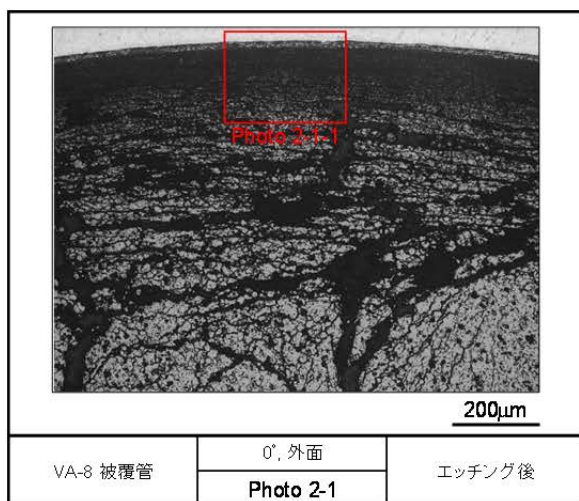


図 4.3.6-5(2) VA-8 パルス照射実験後の燃料棒断面の拡大写真 (ペレット腐食後)

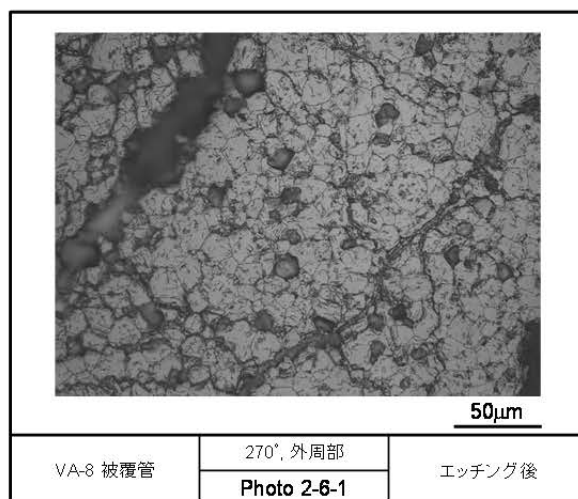
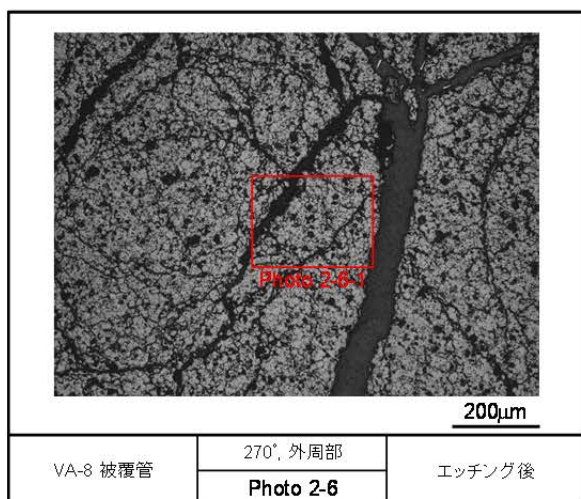
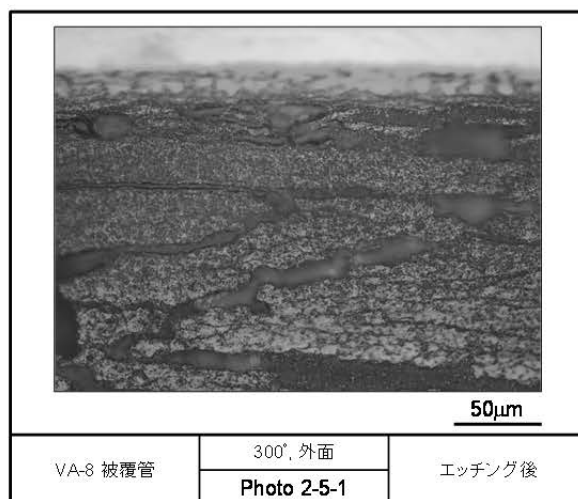
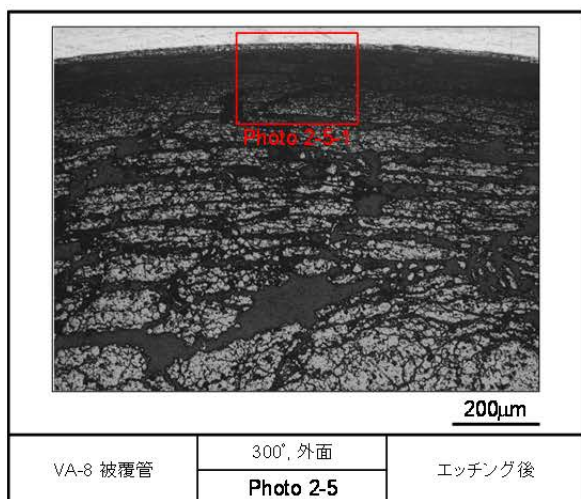
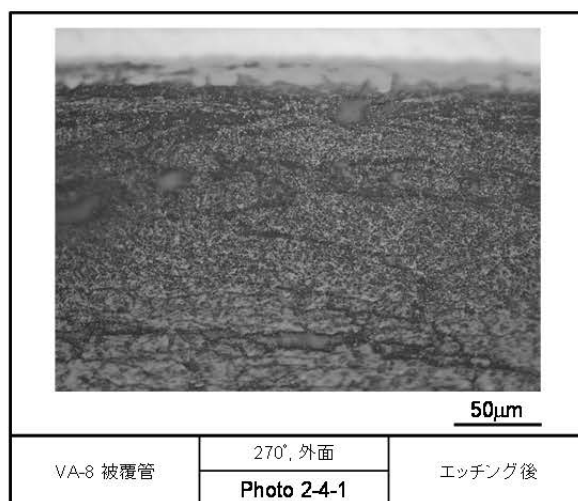
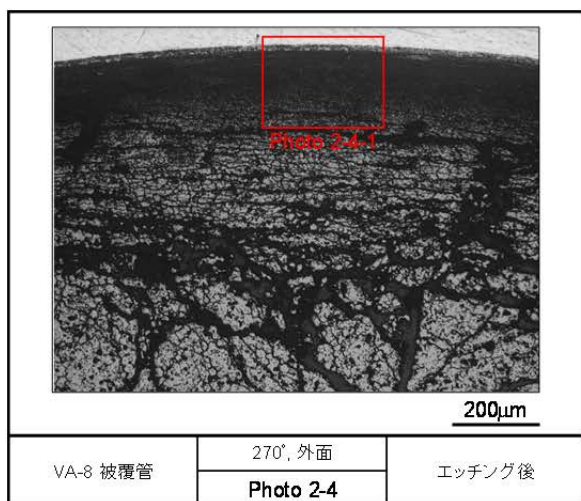


図 4.3.6-5(3) VA-8 パルス照射実験後の燃料棒断面の拡大写真 (ペレット腐食後)

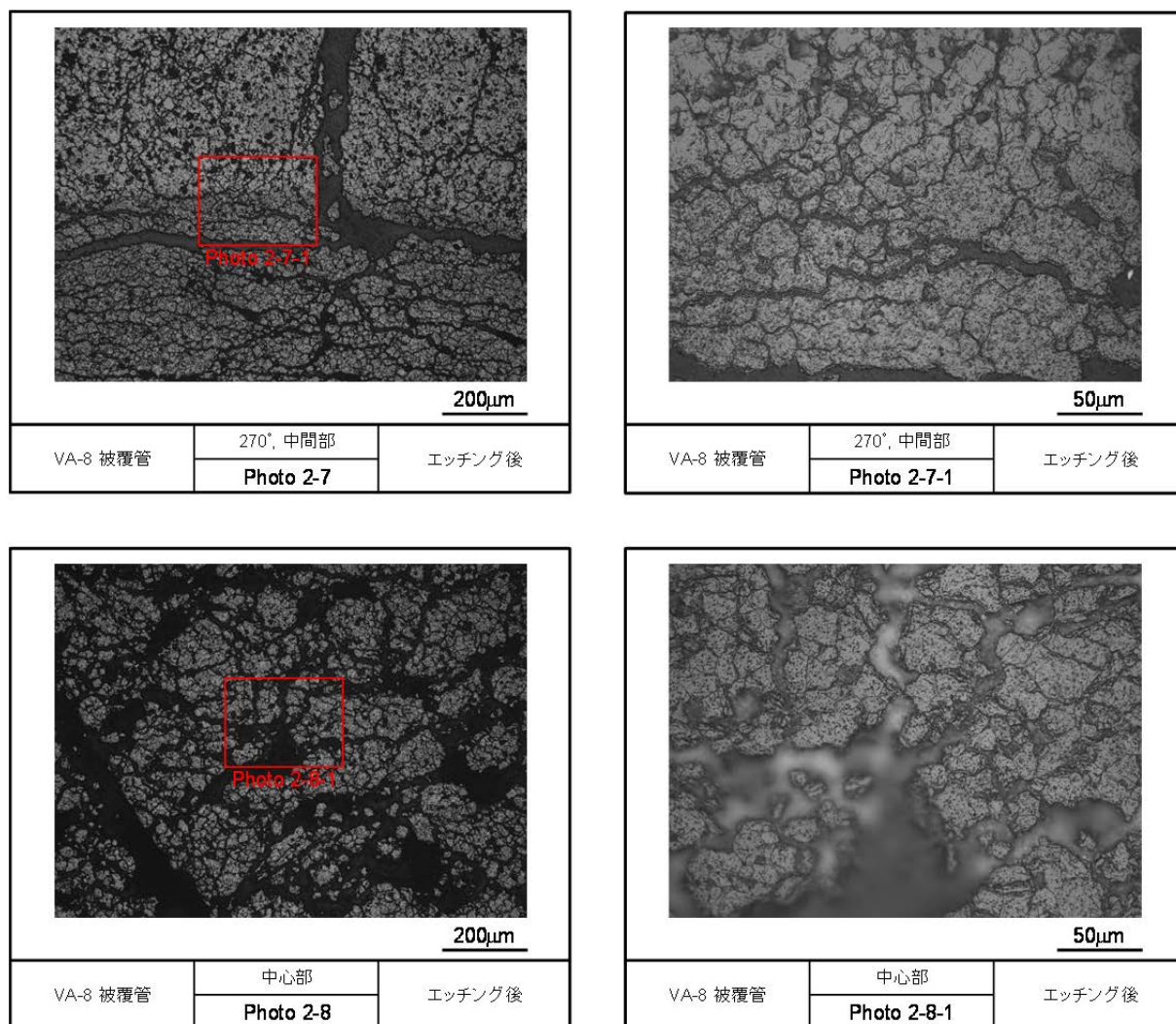


図 4.3.6-5(4) VA-8 パルス照射実験後の燃料棒断面の拡大写真 (ペレット腐食後)

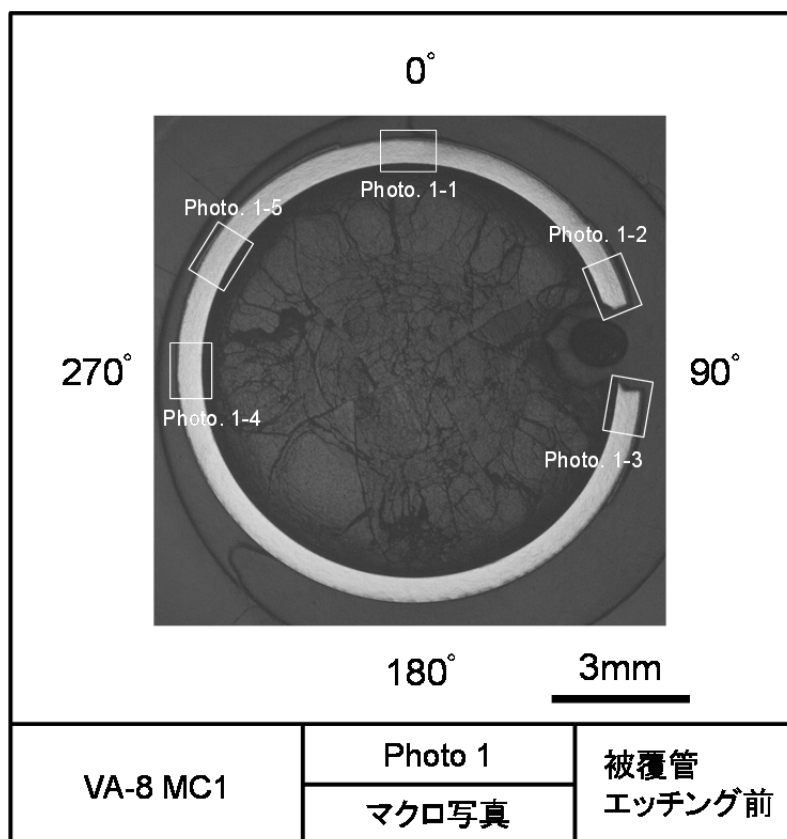


図 4.3.6-6(1) VA-8 パルス照射実験後の燃料棒断面の拡大写真

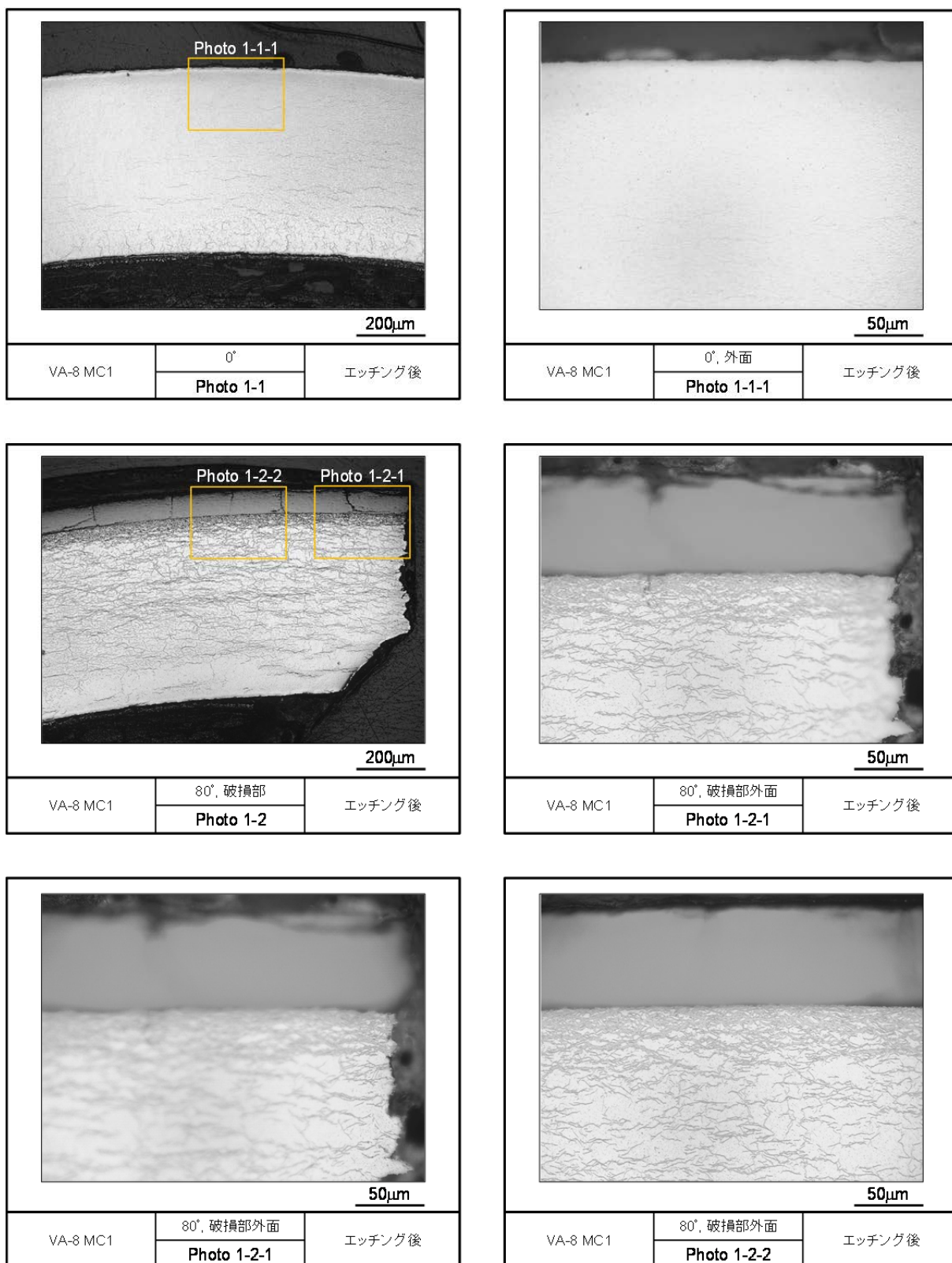


図 4.3.6-6(2) VA-8 パルス照射実験後の燃料棒断面の拡大写真（被覆管腐食後）

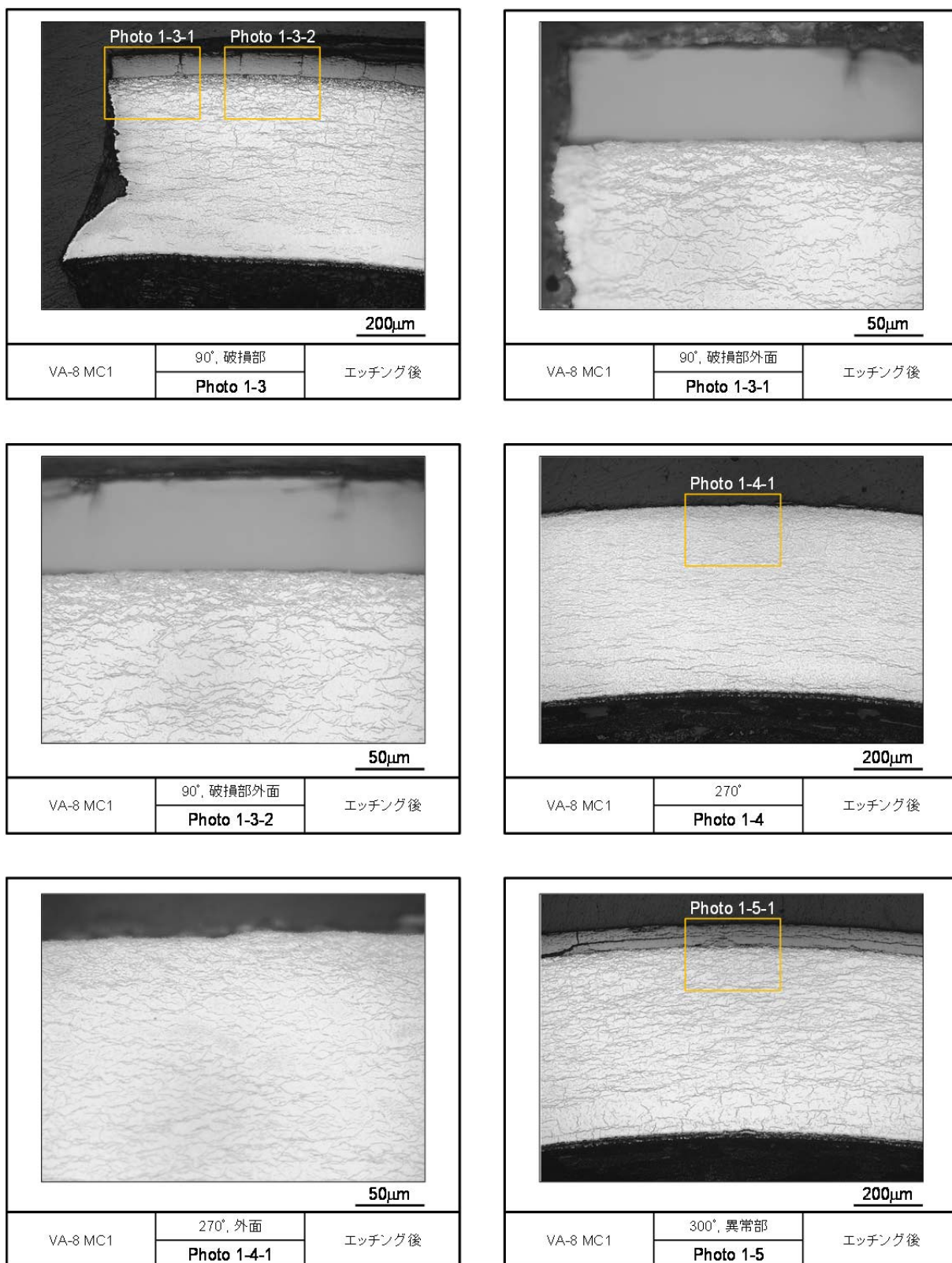


図 4.3.6-6(3) VA-8 パルス照射実験後の燃料棒断面の拡大写真（被覆管腐食後）

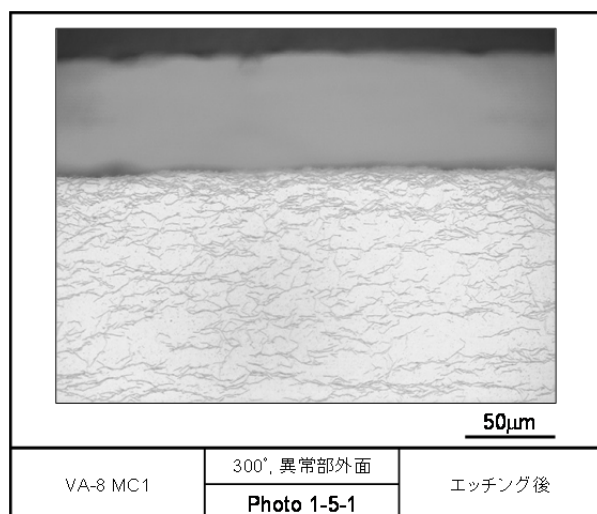


図 4.3.6-6(4) VA-8 パルス照射実験後の燃料棒断面の拡大写真 (被覆管腐食後)

4.3.7 BZ-4 実験に関するパルス照射後試験

BZ-4 実験は、平成 16 年度に欧州から輸送した高燃焼度 PWR-MOX 燃料を対象として平成 22 年 7 月 2 日に室温条件で実施したものである。パルス照射中の過渡記録及び照射後試験結果の一部については既に報告した^(4,5)。本報告では、新たな照射後試験で得られた結果を示す。

(1) ペレット密度測定

RIA 試験後の燃料棒に対してペレット密度測定を実施した。試料採取位置は、それぞれの燃料棒の上端から 119.7~135.3 mm 位置である (図 4.3.7-1 において採取位置を②と表記)。

測定法は液浸法であり、置換液には m-キシレン液を使用した。試験に供した燃料ペレットの外観を図 4.3.7(1)に示す。比較的大きなペレット片を 16 個、約 9.4 g を試験に供した。

密度の測定結果を表 4.3.7 に示す。一番左の欄は全ての試料に対して測定した結果である。その密度は、理論密度(T.D.)に対し 92.71%であった。4 個のペレット片については一つずつに対して測定を実施した。その密度測定結果は同じ表に試料 1 から 4 として示してある。図 4.3.7(2,3)に試験に供した試料 1-4 の外観をそれぞれ Photo 1-1 から Photo 1-4 として示している。なお、Pu 富化度を考慮した MOX 燃料の理論密度は 10.99 g/cm³である。

(2) 被覆管硬度測定

金相試験と同一の断面で被覆管の硬度を測定した。図 4.3.7-2 に硬度測定位置を示す。

ビッカース圧子を 1.961N の荷重で 15 秒間保持後、圧痕の対角線長さを測定し、下式 (JIS Z 2244) により被覆管の微小ビッカース硬さ (Hv) を求めた。

$$Hv = 1.891 \times 10^5 \times (F/d^2)$$

ここで、

F : 試験荷重 (N)

d : 圧痕の対角線長さの平均 (μm)

である。

測定結果を、レファレンス試験結果及び室温条件で実施した BZ-4 パルス照射実験の結果と併せて表 4.3.7-2 に示す。レファレンス試験結果と比較すると、大きな差は見られなかった。

表 4.3.7-1 ペレット密度測定結果

項目	試料				
	BZ-4 全ての試料 (59GWd/t)	BZ-4 試料 1	BZ-4 試料 2	BZ-4 試料 3	BZ-4 試料 4
試料密度 (g/cm ³)	10.18	10.06	10.03	10.05	10.18
理論密度比 (%T.D.)	92.71	91.57	91.26	91.48	92.71

表 4.3.7-2 BZ-4 実験燃料棒被覆管の硬度測定結果

測定位置	測定点	微小ビッカース硬さ(Hv)	
		レファレンス ⁽⁶⁾	BZ-4 パルス照射後
0°	内周部	271	264
	中間部	277	260
	外周部	268	269
90°	内周部	269	272
	中間部	267	277
	外周部	278	278
180°	内周部	268	280
	中間部	272	296
	外周部	271	293
270°	内周部	268	248
	中間部	265	246
	外周部	271	249
周方向 平均	内周部	269	266
	中間部	270	270
	外周部	272	272

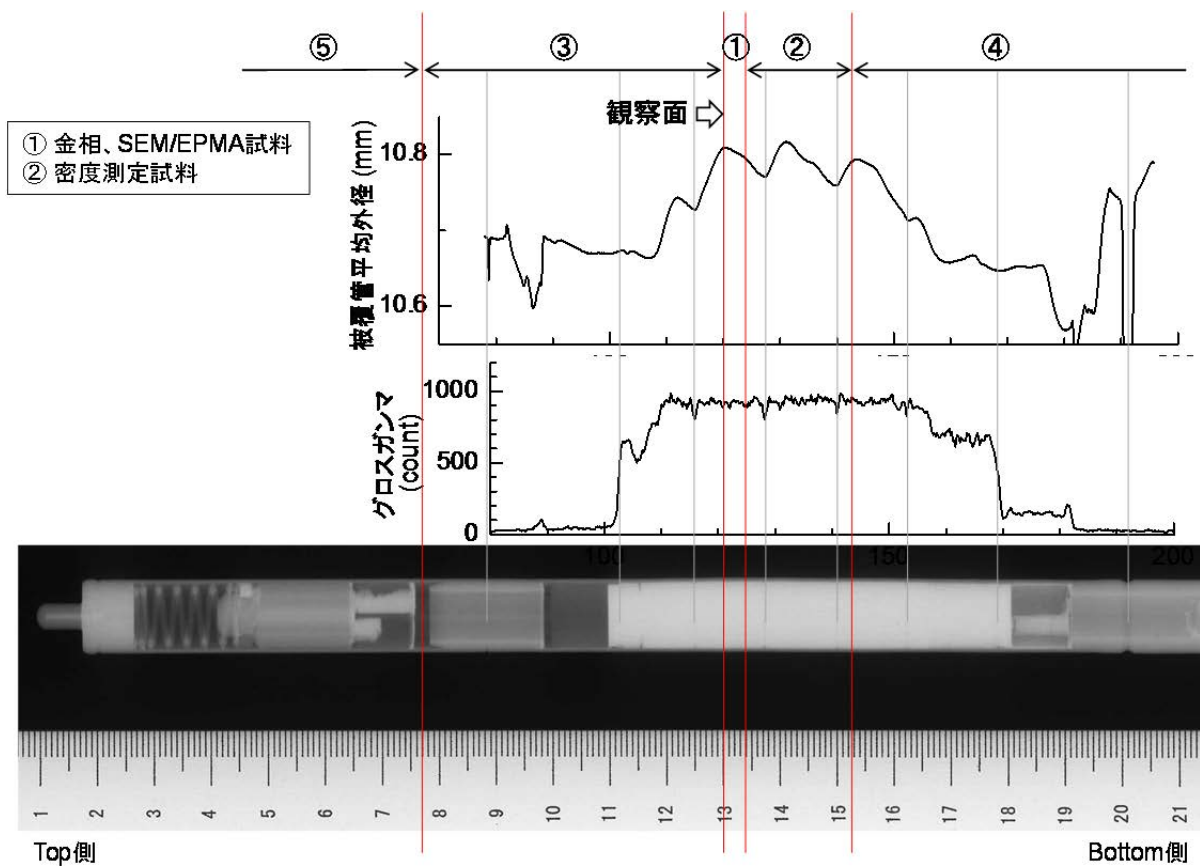


図 4.3.7-1 BZ-4 パルス照射実験後の燃料棒観察位置

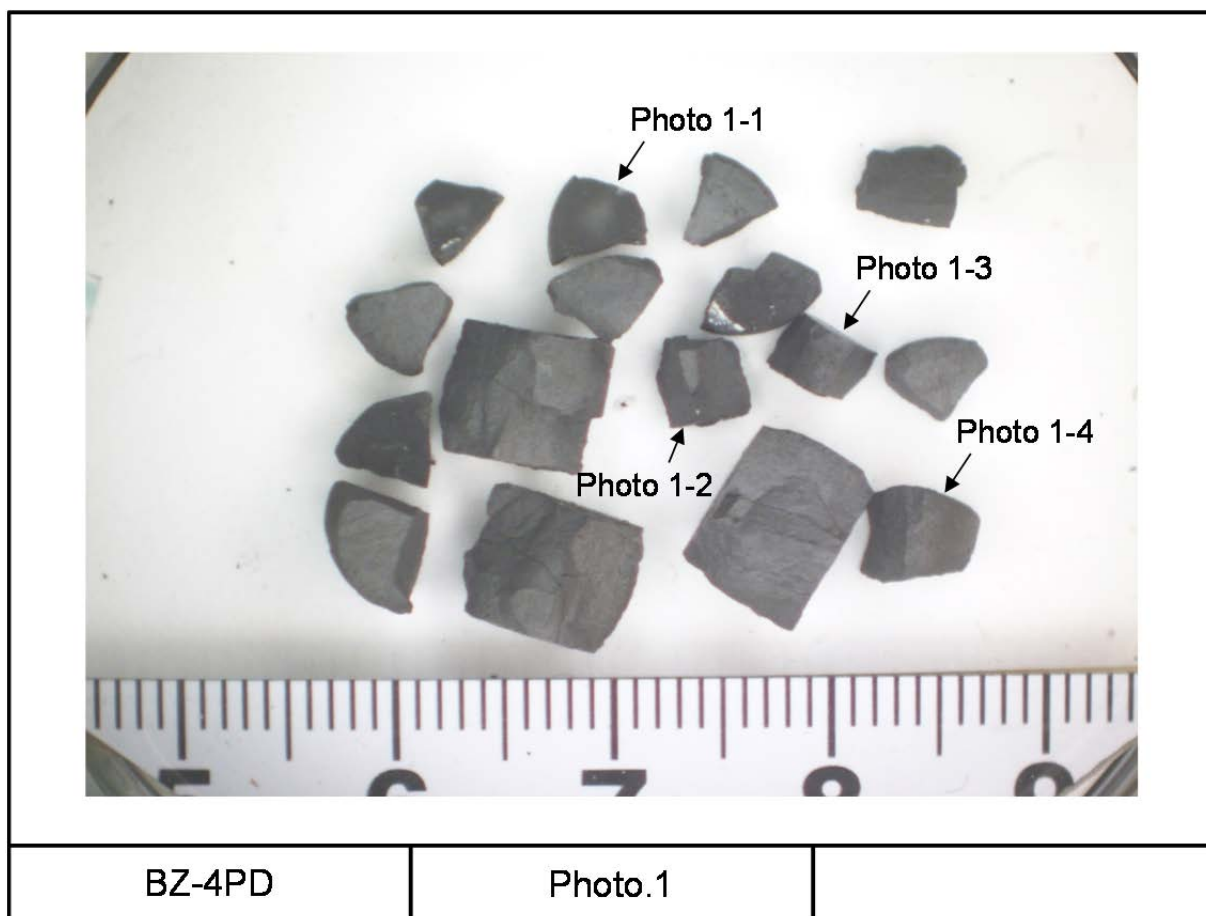


図 4.3.7-1(1) BZ-4 パルス照射実験後のペレット密度測定試料の外観

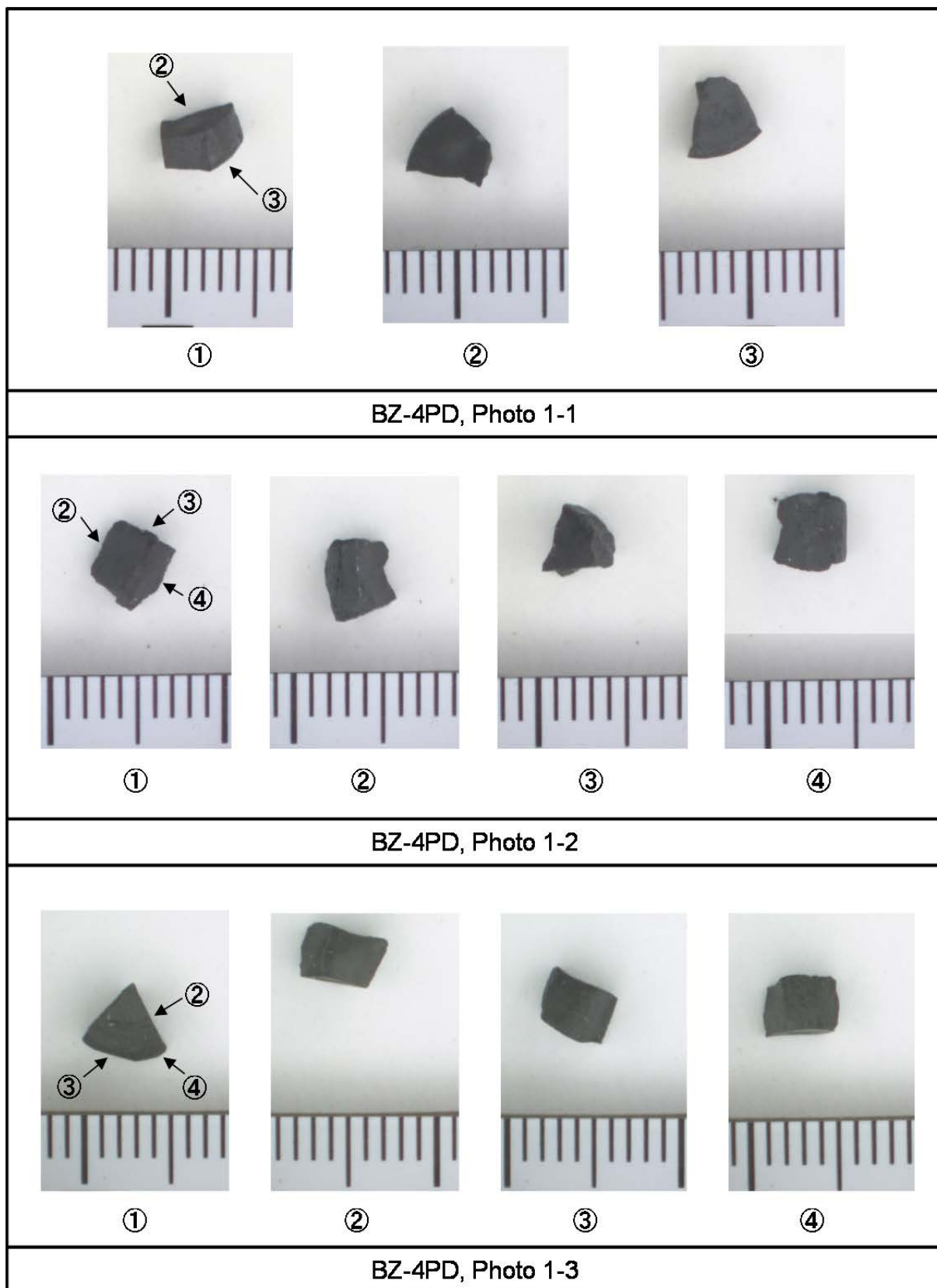


図 4.3.7-1(2) BZ-4 パルス照射実験後のペレット密度測定試料の外観

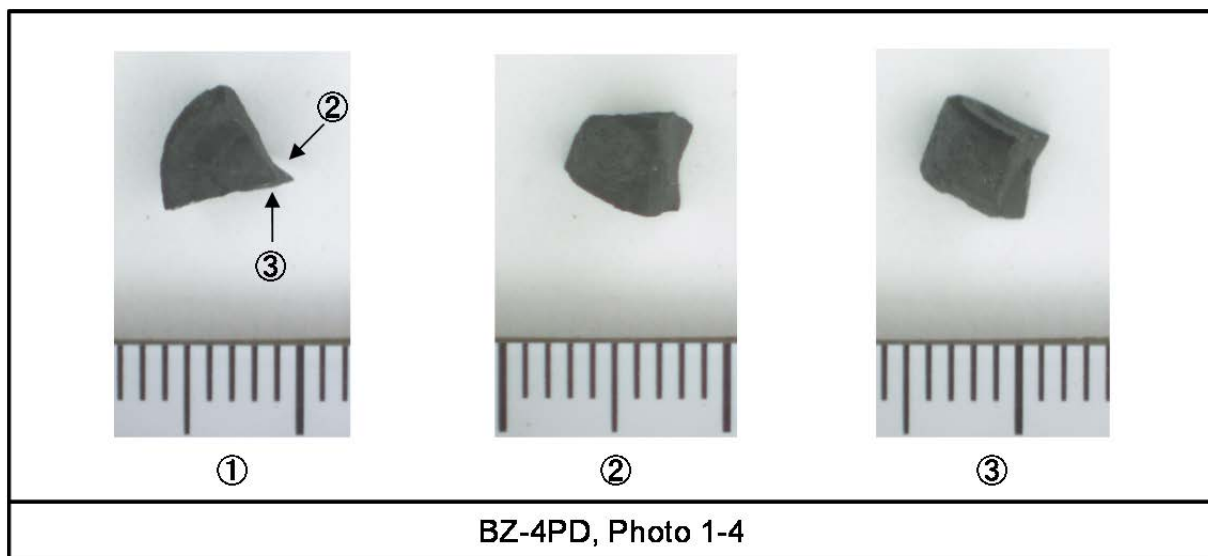


図 4.3.7-1(3) BZ-4 パルス照射実験後のペレット密度測定試料の外観

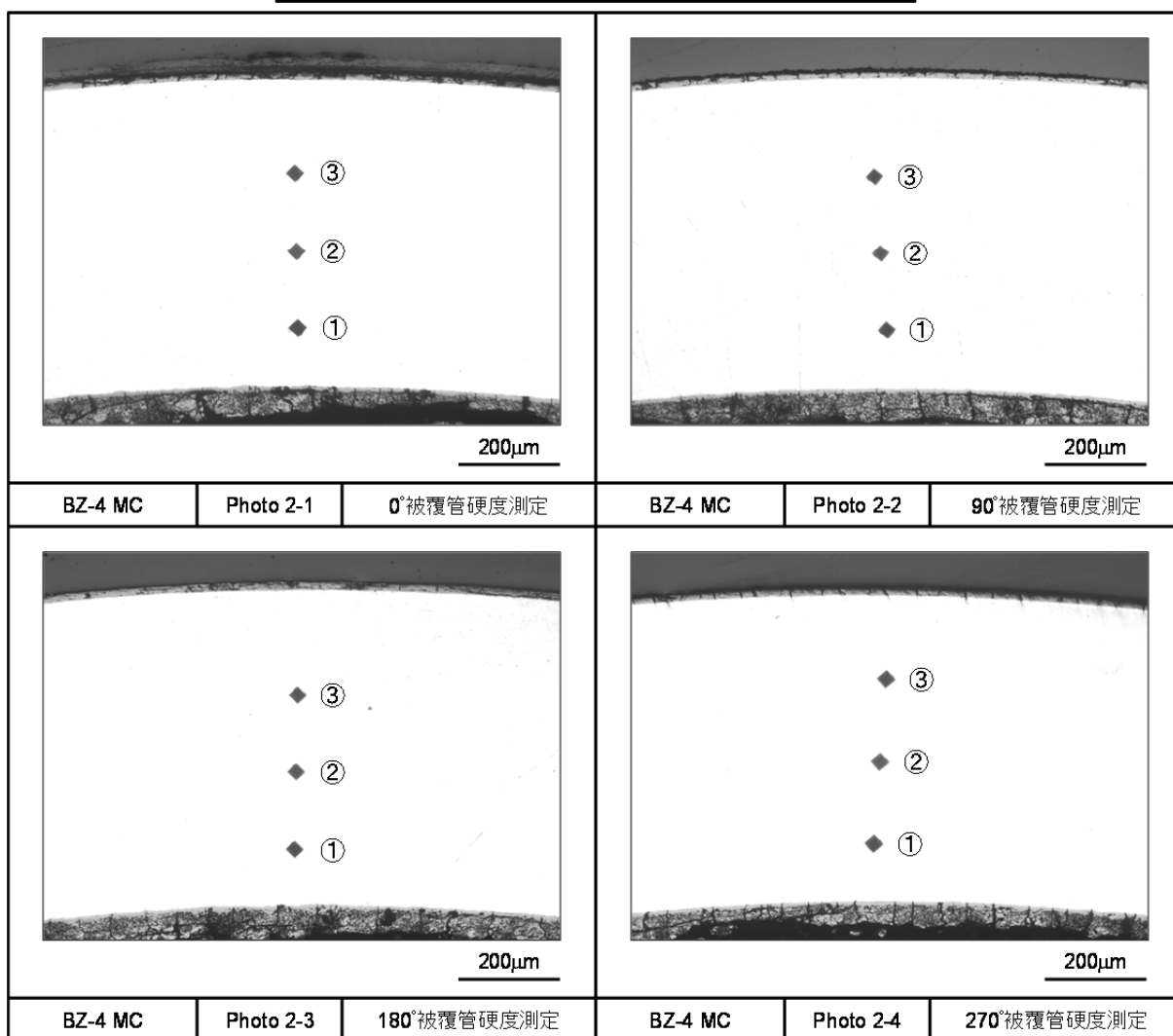
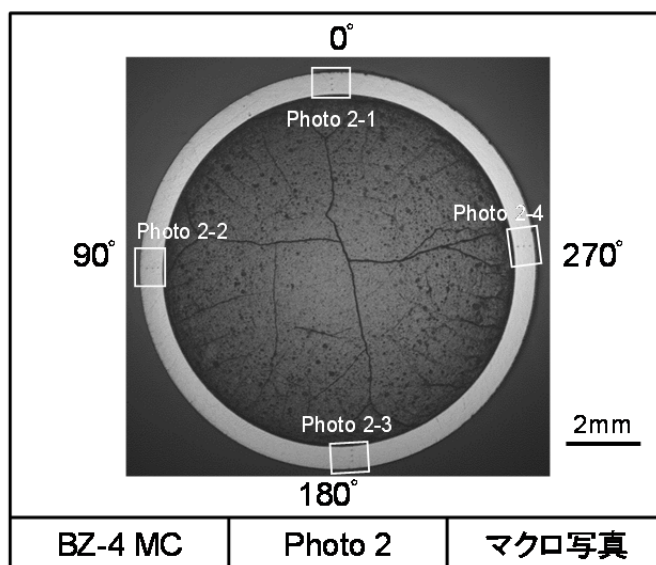


図 4.3.7-2 BZ-4 パルス照射後の被覆管硬度測定位置

4.3.8 被覆管機械特性試験

RIA 時に膨張したペレットから被覆管が受ける応力は周方向及び軸方向の二軸性を有しており、RIA 時の燃料破損挙動を解析及び評価するためには、この応力二軸性が被覆管の変形・破損挙動に及ぼす影響を把握する必要がある。この影響を調べるため、平成 22 年度の本事業において二軸応力条件下での被覆管機械特性試験が可能な試験機を開発した⁵⁾。

平成 23 年度からこの試験装置を用いて Zry-4 被覆管を対象とした試験を実施している^(1-4,7,8)。Zry-4 被覆管の最終処理条件は、応力除去焼鈍を施した材料 (SR 材*)、再結晶焼鈍を施した材料 (RX 材**) 及び冷間加工まま材料 (CW 材***) の三種類である。平成 23 年度には、Zry-4 被覆管のうち、SR 材及び RX 材について、公称応力及び真応力制御により被覆管機械特性試験を実施した。平成 24 年度には、CW 材を対象とした試験を実施した。さらに、製造時の加工度を変えた被覆管 (Q 値変更被覆管) のうち SR 材を対象とした試験を実施した。平成 25 年度には、Q 値変更被覆管 (RX 材) を対象とした試験を実施した。平成 26 年度には、SR 材を用いて、高温条件 (100°C、150°C 及び 200°C) で試験を実施した。平成 24 年度及び 25 年度に実施した試験の追加試験を実施した。平成 27 年度には、水素吸収処理に LiOH 水溶液を用いた水素吸収被覆管 (SR 及び CW 材) 及び水素混合ガスを用いた水素吸収被覆管 (RX 材) を対象とした試験を実施した。平成 28 年度は、水素吸収被覆管 (SR 材) 及びその水素化物の析出方位を再配向させた被覆管 (SR 材) を作製し、それらを対象とした試験を実施した。

本年度は、水素を吸収させた被覆管 (SR 材) 及び水素化物を再配向させた被覆管 (SR 材) (昨年度よりも低水素濃度) を対象とした試験を実施した。

(* SR: stress-relieved、** RX: recrystallized、***CW: cold-worked)

(1) 試験方法

二軸応力条件下での被覆管機械特性試験は、CNC サーボ型二軸応力制御試験機により実施した。試験条件の応力比 (軸方向応力/周方向応力) を α と定義する。本年度は応力比 $\alpha = 1$ (軸方向: 周方向 = 1 : 1) 及び応力比 $\alpha = 0.75$ (軸方向: 周方向 = 3 : 4) で実施した。試験試料は水素を吸収させた被覆管及び水素化物の析出方位を径方向に配向させた被覆管 (水素化物再配向試料) を用いた。

水素混合ガス中において 400°C で保持することによって水素を吸収させた試料 (水素吸収試料) を用いた。また、被覆管に内圧をかけた状態で水素を吸収させ、水素化物を径方向に多く配向させた水素化物再配向試料を作製した。水素吸収被覆管及び水素化物再配向試料の試験条件及び試料詳細をそれぞれ表 4.3.8-1 及び表 4.3.8-2 に示す。これらの表には試験条件である被覆管のタイプ、最終処理条件、水素濃度、水素吸収条件及び試験時の応力比が示されている。水素化物再配向試料の作製は 2 つの再配向条件で実施し、条件 2 は条件 1 より径方向に配向した水素化物を多く形成させることができる条件である。水素吸収条件は次の通りである。400°C / 1h で昇温させ、400°C で 1 時間または 2 時間保持した後、約 170°C まで 1°C/min で降温させる温度履歴を 1 サイクルまたは 4 サイクル実施した。保持時間及びサイクル数の条件を表

4.3.8-2 に示す。表の条件で試料を2つずつ作製し、試料名称は条件1に対して条件1-1及び条件1-2、条件2に対して条件2-1及び条件2-2とした。また、水素吸収処理時の冷却は、炉冷の途中で水素吸収試料は約300°Cで、水素化物再配向試料は約170°Cで空冷に変更することで実施した。

分析は、水素濃度測定、外観観察、管軸及び管周方向の断面金相観察、破面観察を実施した。水素濃度測定結果を、表4.3.8-1及び表4.3.8-2に示す。水素濃度は機械特性試験後の破損部の上下位置の水素濃度を測定し、この2点の平均値(水素濃度(中央部))は表4.3.8-1及び表4.3.8-2に示した。また、約100 mmの試験後試料の両端から20 mm間隔で水素濃度を2から4点測定し、この値と破損部の上下位置をあわせた測定点の平均(平均水素濃度)は表4.3.8-1及び表4.3.8-2に示した。外観観察では試料両端に試料を保持するための治具を準備し、それに固定した状態で撮影した。断面観察は、水素化物エッチング後に実施した。破面観察は走査電子顕微鏡(SEM)により軸方向中央部付近で実施した。

(2) 試験結果

図4.3.8-1及び図4.3.8-2に水素吸収試料及び水素化物再配向試料の管軸方向の試験前断面金相を示す。水素吸収試料の水素化物はほぼ周方向に配向していることがわかる。それに対して水素化物再配向試料の水素化物の一部は径方向に配向していることが分かる。

図4.3.8-3に $\alpha = 1$ 及び0.75で実施した水素吸収試料の試験後外観、断面金相及び破面を示す。全ての試料で破損した。破損時のき裂の形状及び変形状態に着目すると、水素濃度が高くなると軸方向にき裂が進展しやすく、径方向の膨らみが抑えられる傾向が見られた。これは、水素化物の析出に伴う被覆管の脆化に起因するものと考えられる。水平断面金相より、水素濃度402 ppm以下ではき裂は径方向に対して斜め方向に進んでおり、水素濃度756 ppmではき裂が径方向に進んでいることが分かる。水素濃度756 ppmの試料では、水素化物の析出密度が高くなったことからそれらに沿ってき裂が進展したと考えられる。破面観察より水素化物に対応した軸方向の線状の黒いコントラストが観察された。

図4.3.8-5に $\alpha = 1$ で実施した水素吸収試料の軸及び周方向の真応力-真ひずみ曲線を示す。図より、この水素濃度範囲では、軸及び周方向の真応力-真ひずみ曲線には大きな変化が見られなかった。図4.3.8-6に $\alpha = 0.75$ で実施した水素吸収試料の軸及び周方向の真応力-真ひずみ曲線を示す。図より $\alpha = 1$ と同様に水素濃度が増加しても、軸及び周方向の真応力-真ひずみ曲線の経路には大きな変化が見られないことが分かる。これは、軸及び周方向の変形抵抗は水素濃度が増加しても変わらないことを示している。

図4.3.8-7(a)、(b)に $\alpha = 1$ 及び $\alpha = 0.75$ で実施した水素吸収試料の軸・周方向破損ひずみと水素濃度の関係をそれぞれ示す。両条件ともに実験範囲内では水素濃度増加に伴い、破損ひずみは減少する傾向にあることが分かった。受入まま試料と比較して破損周ひずみは $\alpha = 1$ で水素濃度約300 ppmで30%程度の低下、 $\alpha = 0.75$ で水素濃度約750 ppmで80%程度の低下であった。

図4.3.8-8に $\alpha = 0.75$ で実施した水素化物再配向試料の試験後外観、断面金相及び破面を示す。

全ての試料で破損した。破損時のき裂の形状及び変形状態に着目すると、すべての試料で軸方向にき裂が進展しやすく、径方向の膨らみがほとんどないことが分かる。これは径方向に配向した水素化物の析出により軸方向にき裂が進展しやすいことから、き裂が軸方向に延び、かつ大きなひずみを伴わない破損形態になることを示している。断面金相より、き裂進展によりは方向を変えつつ貫通していることが分かる。これは、径方向に配向した水素化物に沿って進んだと考えられる。破面観察より、径方向に配向した水素化物に対応すると考えられる、平滑な面が存在することが分かる。

図 4.3.8-9 に水素化物再配向試料の軸及び周方向の真応力-真ひずみ曲線を示す。図よりすべての試料において軸方向の真応力-真ひずみ曲線が線形に増加しているときに破損したのに対し、条件 1 では周方向はやや傾きが減少開始後に破損し、条件 2 では線形で増加中に破損した。これより、再配向条件により試料の破断限界に違いが生じ、径方向に配向した水素化物により条件 1 では弾性変形中に破損に至ったことを示している。図 4.3.8-10 に条件 1 及び 2 の軸及び周方向の破損ひずみを示す。条件 1 に比べて条件 2 は軸及び周方向ともに破損ひずみが低下した。これは、条件 2 は条件 1 に比べて径方向に向いた水素化物が多く、そのため破損ひずみが低下したと考えられる。照射済燃料(RX 材)に対する解析によると予想された破損時周全ひずみは約 0.5-1% の範囲^⑧であり、水素化物再配向試料の破損時周ひずみは再配向していない試料に比べてその範囲に近いひずみであることから、照射済燃料の破損挙動を炉外で再現可能であることを示唆している。

(3) 被覆管機械的特性試験のまとめ

Zry-4 被覆管 (17×17 型、SR 材) に水素を吸収させた被覆管と水素化物の析出方位を径方向に配向させた被覆管を対象に、室温で真応力制御による二軸応力負荷試験を実施した。水素を吸収させた試料の応力比 $\alpha = 1$ の条件 (水素濃度 230 及び 319 ppm) 及び $\alpha = 0.75$ の条件 (94-756 ppm) の試験では、軸及び周方向の破損ひずみは水素濃度増加に伴い、単調に減少する傾向にあり、受受入まま試料と比較して破損周ひずみは $\alpha = 1$ で水素濃度約 300 ppm で 30% 程度の低下、 $\alpha = 0.75$ で水素濃度約 750 ppm で 80% 程度の低下であった。水素濃度約 100 ppm の水素化物再配向試料では、径方向に配向した水素化物が多い条件では少ない条件に比べて軸及び周方向ともに破損ひずみが低下した。径方向に向いた水素化物は破損限界を低下させる可能性があることを示唆している。

表 4.3.8-1 本試験に供した水素吸収試料

タイプ	最終処理条件	水素濃度 (中央部) [ppm]	平均水素濃度 [ppm]	応力比
17×17 型	SR	230	212	1 : 1 ($\alpha = 1$)
		319	272	
17×17 型	SR	94	95	3 : 4 ($\alpha = 0.75$)
		135	137	
		260	237	
		277	252	
		290	268	
		387	376	
		402	361	
		472	421	
		756	615	

表 4.3.8-2 本試験に供した水素化物再配向試料

試料名称	タイプ	最終処理条件	水素濃度 (中央部) [ppm]	平均水素濃度 [ppm]	水素吸収条件			応力比
					保持時間 [h]	サイクル数	被覆管内圧 [MPa]	
条件 1-1	17×17 型	SR	115	115	1	1	9.0	軸 : 周 = 3 : 4、 $\alpha = 0.75$
条件 1-2			92	93				
条件 2-1			116	116	2	3		
条件 2-2			118	117				

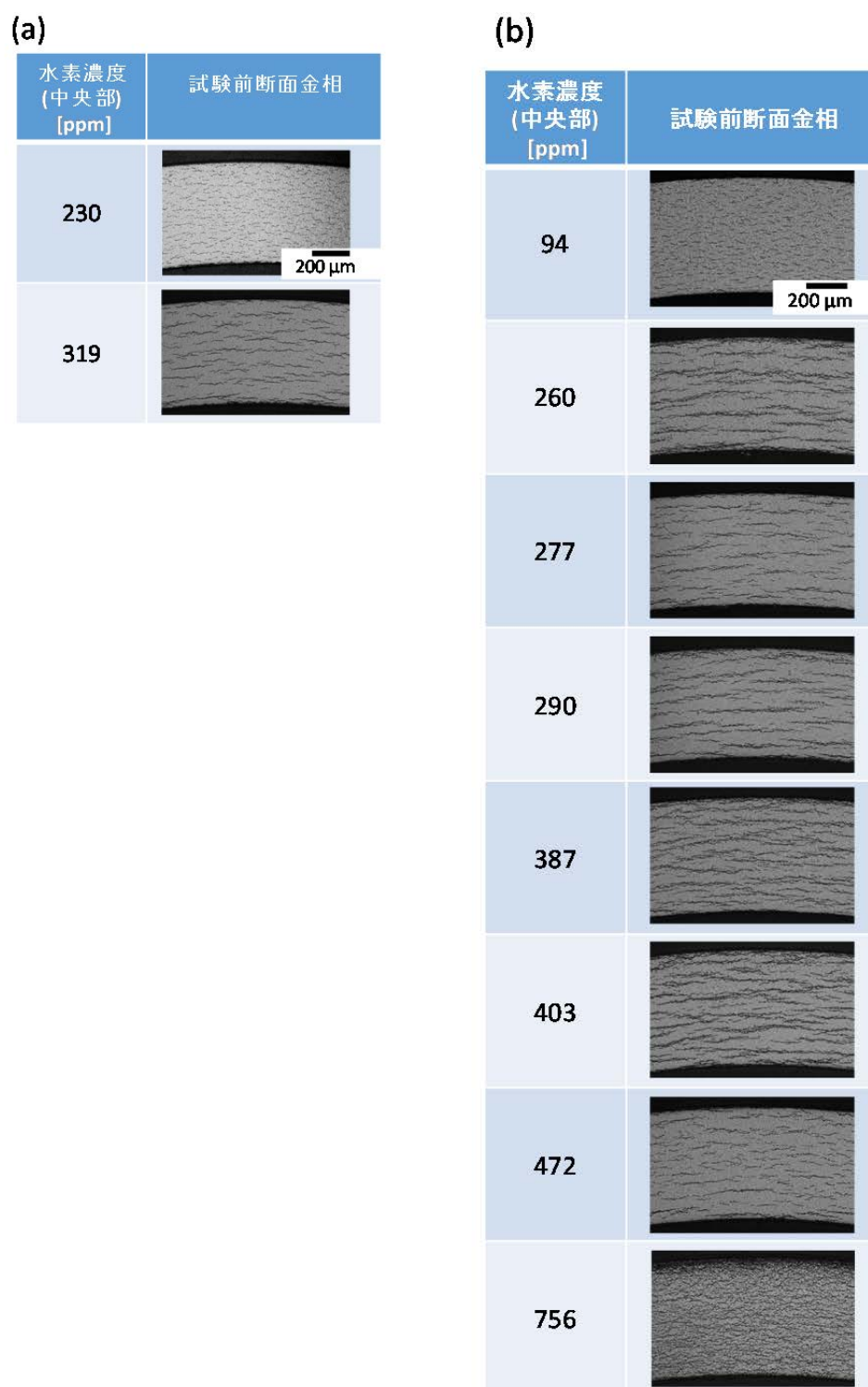


図 4.3.8-1 水素吸収試料の試験前断面金相 (a) $\alpha = 1$, (b) $\alpha = 0.75$

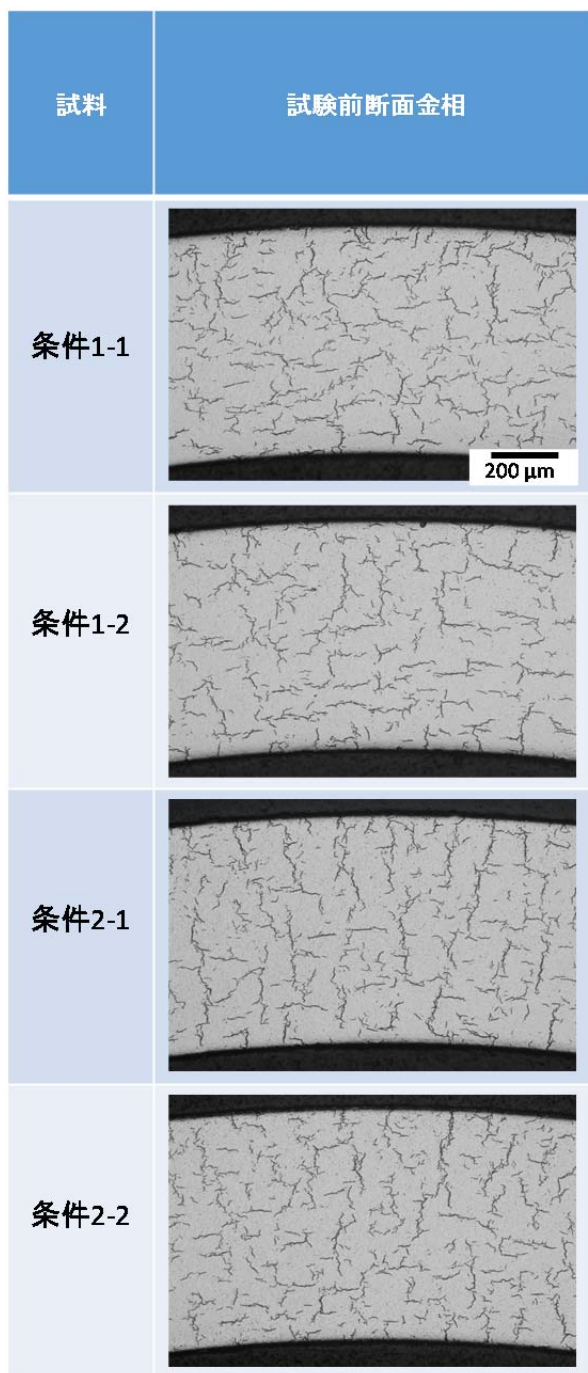


図 4.3.8-2 水素化物再配向試料の試験前断面金相

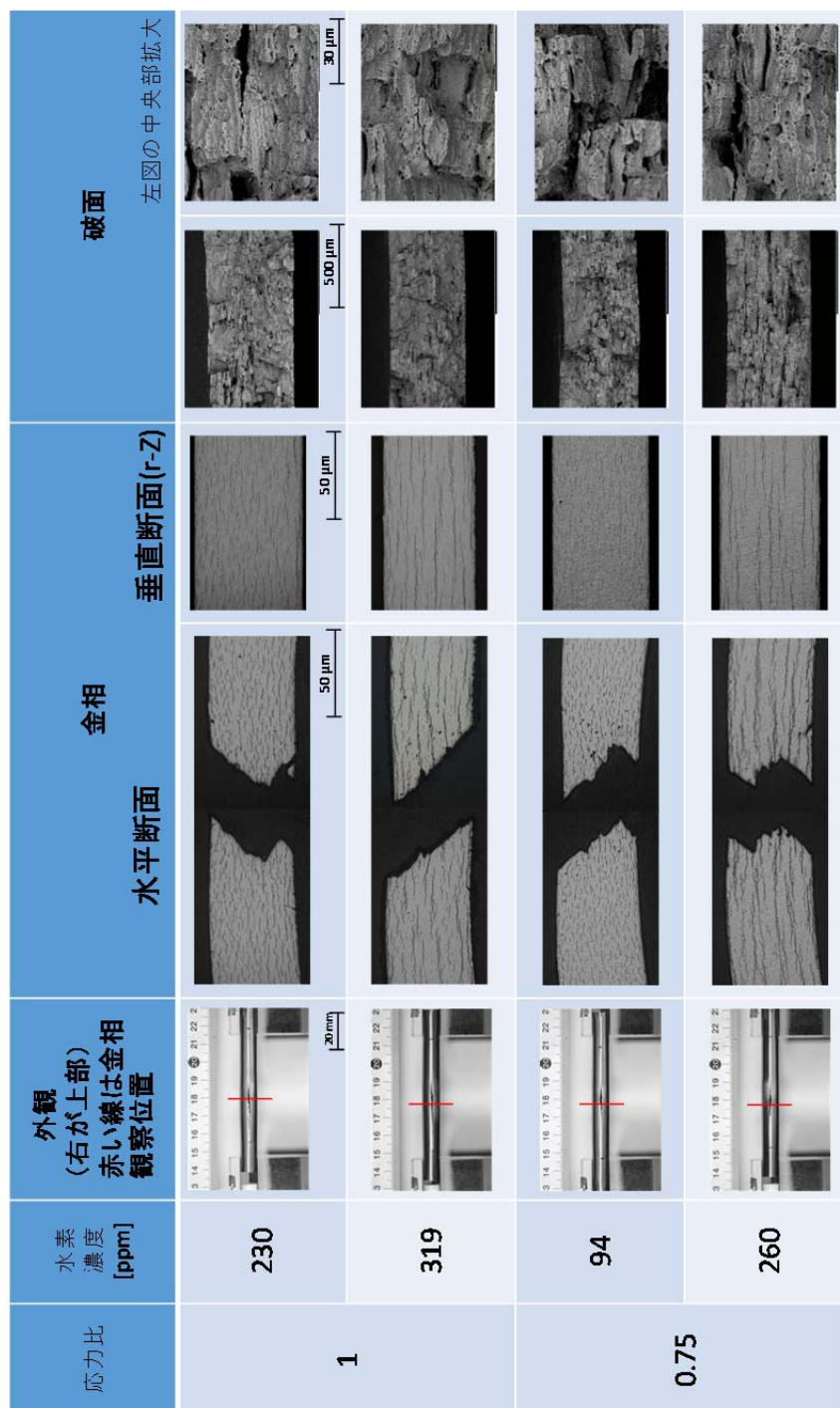


図 4.3.7-3(1) 水素吸収試験料の試験後外觀試験後断面金相及び破面 ($\alpha = 1, 0.75$)

圧力比	水素濃度 [ppm]	外觀 (右が上部) 赤い線は金相 観察位置	金相		破面	
0.75	277					
	290					
	387					
	402					
	756					

図 4.3.7-3(2) 水素吸収試験料の試験後外觀試験後断面金相及び破面 ($\alpha = 0.75$)

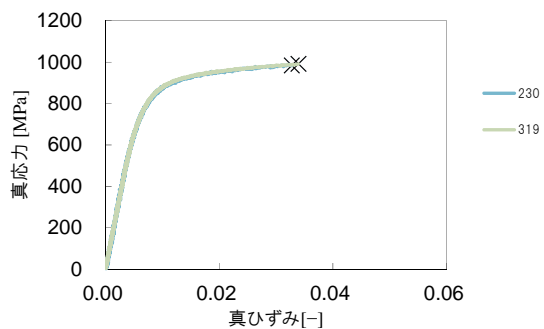


図 4.3.7-5(a) 軸方向の真応力と真ひずみの関係
($\alpha=1$ 、表中の数字は水素濃度、×：破損点)

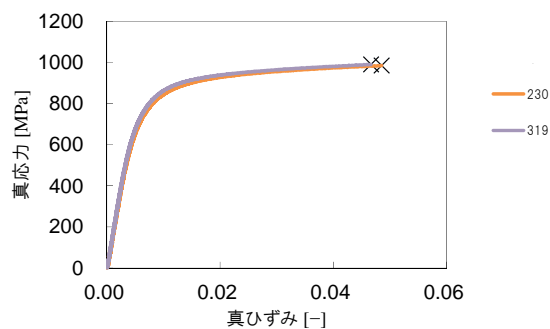


図 4.3.7-5(b) 周方向の真応力と真ひずみの関係
($\alpha=1$ 、表中の数字は水素濃度、×：破損点)

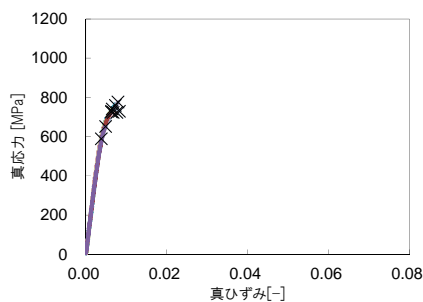


図 4.3.7-6(a) 軸方向の真応力と真ひずみの関係
($\alpha=0.75$ 、表中の数字は水素濃度、×：破損点)

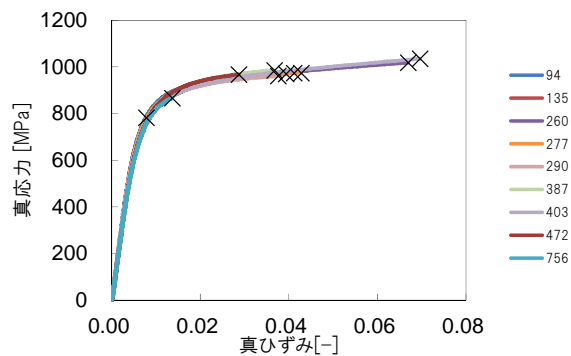


図 4.3.7-6(b) 軸方向の真応力と真ひずみの関係
($\alpha=0.75$ 、表中の数字は水素濃度、×：破損点)

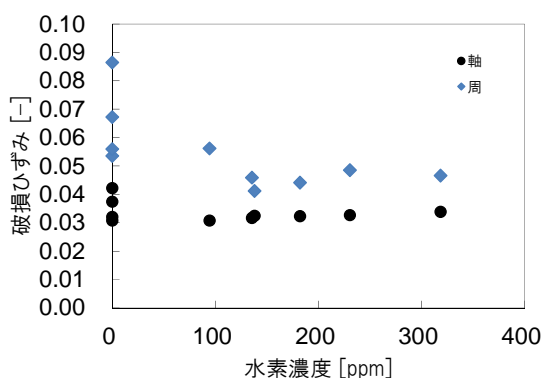


図 4.3.7-7(a) 軸及び周方向破損ひずみと水素濃度の関係 ($\alpha=1$ 、昨年度結果も含む)

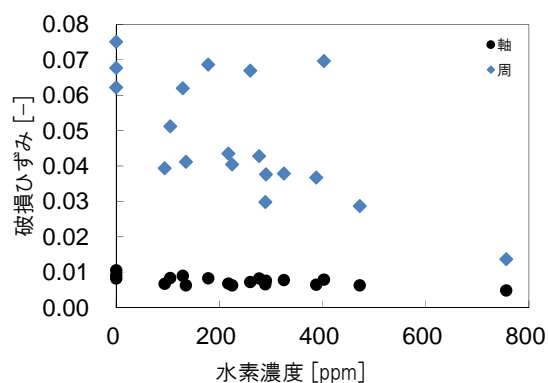


図 4.3.7-7(b) 軸及び周方向破損ひずみと水素濃度の関係 ($\alpha=0.75$ 、昨年度結果も含む)

再配 向 条件	水素 濃度 [ppm]	外觀 (右が上部) 赤い線は金相 観察位置	外観 (左図の金相観察位置で観察) 50μm	金相 (破損部拡大図) 50μm	破面 30μm
1	92				
	115				
2	116				
	118				

図 4.3.7-8 水素化物再配向試料の試験後外觀試験後断面金相及び破面 ($\alpha = 0.75$)

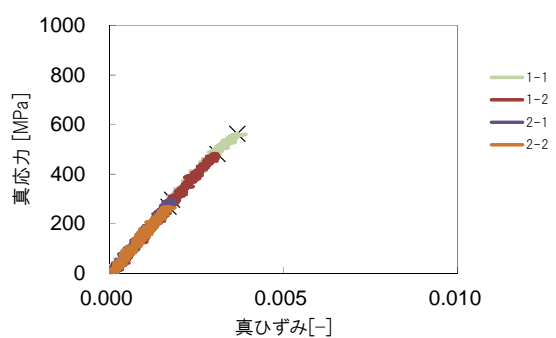


図 4.3.7-9(a) 水素化物再配向試料の軸方向の真
応力と真ひずみの関係
(表中の数字は試料名称、×：破損点)

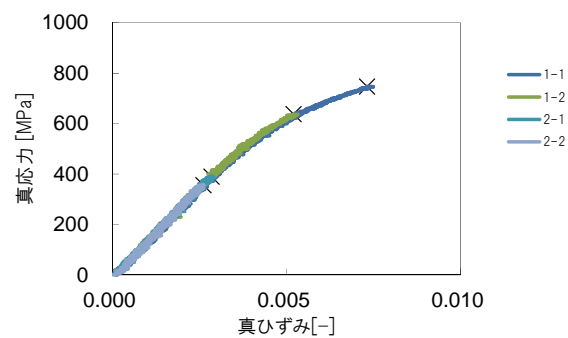


図 4.3.7-9(b) 水素化物再配向試料の周方向の真
応力と真ひずみの関係
(α 表中の数字は試料名称、×：破損点)

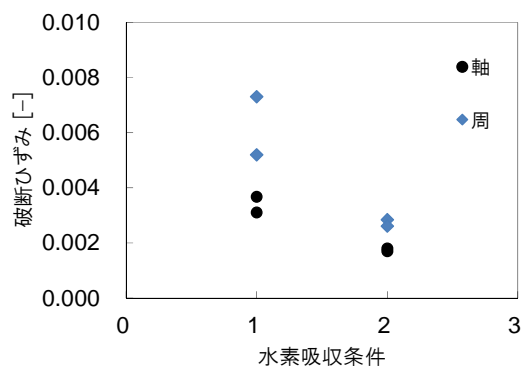


図 4.3.7-10 軸及び周方向破損ひずみと水素吸
収条件の関係

4.3.9 RIA 試験のまとめ

燃料等安全高度化対策事業及び本事業でこれまでに実施した RIA 試験の試験条件及び破損時燃料エンタルピー増分を、平成 16 年度輸送燃料及び平成 22 年輸送燃料のそれぞれについて、表 4.3.9-1 及び 2 にまとめる。本年度は表 4.3.9-2 の LS-4 及び OS-1 実験データを新たに得た。

図 4.3.9-1 は、これまでに NSRR で実施したすべての照射済燃料実験の結果を燃焼度と PCMI (ペレット被覆管機械的相互作用) 破損限界の観点からまとめたものである。現行の PCMI 破損しきい値は燃焼度 75 GWd/t までの範囲で定義されており、燃焼度 65~75 GWd/t における暫定的なしきい値は 40 cal/g である。

新たに追加された燃焼度 48 GWd/t の BWR 燃料 (クロミア添加物入り燃料) を供した LS-4 実験では、当該燃焼度における現行の PCMI 破損しきい値を上回るエンタルピー増分を経験したが、破損は生じなかった。一方、燃焼度 64 GWd/t の BWR 燃料 (ADOPT 燃料: クロミア及びアルミナ添加物入り燃料) を供した OS-1 実験では、38 cal/g において破損に至った。この破損点は燃焼度 64 GWd/t に対応する破損限界は 50 cal/g であり、現行しきい値を下回った。

OS-1 燃料に使用されたセグメント燃料 AP2-22 の被覆管微細組織観察結果によると同燃料被覆管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となった可能性が考えられる。しかしながら、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は否定できない。また上述した被覆管の試験前の状態自体についても、照射条件そのものの影響である可能性、ADOPT に特有の (ベース照射条件下での) 挙動の影響である可能性の双方が考えられる。従って、現行の PCMI 破損しきい値の安全裕度に関する議論に OS-1 実験の結果を適切に反映する上では、現時点ではデータ・知見が十分でなく、今後同燃料に対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。

表 4.3.9-1 RIA 試験の一覧 (平成 16 年度輸送燃料)

実験 番号	燃料型式	燃料	燃焼度 (GWd/t)	被覆管	被覆管 酸化膜 (μm)	被覆管 水素吸収 (ppm)	初期 冷却水 温度 ($^{\circ}\text{C}$)	初期 冷却水 圧力 (MPa)	初期 燃料エンタルピ (基準温度 20°C) J/g (cal/g)	エンタルピ増分 の最大値 J/g (cal/g)	破損時の エンタルピ増分 J/g (cal/g)
VA-1	PWR 17x17	UO ₂	71	ZIRLO	73	660	18	0.1	0 (0)	556 (133)	268 (64)
VA-3					82	670	285	6.8	71 (17)	454 (108)	344 (82)
VA-2	PWR 17x17	UO ₂	77	MDA	70	760	28	0.1	0 (0)	546 (130)	231 (55)
VA-4					80	760	249	4.0	61 (14)	457 (109)	非破損
MR-1	PWR 17x17	UO ₂	71	NDA	39	210	22	0.1	0 (0)	408 (97)	非破損
RH-1	PWR 17x17	UO ₂	67	M5	6	70	16	0.1	0 (0)	462 (110)	非破損
RH-2					6	70	278	6.4	69 (16)	378 (90)	非破損
LS-1	BWR 10x10	UO ₂	69	Zircaloy-2 (LK3)	25	300	17	0.1	0 (0)	469 (112)	222 (53)
LS-2					25	290	283	6.6	70 (17)	371 (89)	非破損
LS-3					25	300	281	6.6	70 (17)	390 (93)	非破損
BZ-1	PWR 14x14	MOX	48	Zircaloy-4	30	340	17	0.1	0 (0)	688 (164)	318 (76)
BZ-2	PWR 14x14	MOX	59	Zircaloy-4	20	160	18	0.1	0 (0)	644 (154)	545 (130)
BZ-3					20	160	281	6.6	70 (17)	528 (126)	非破損
BZ-4					20	140	22	0.1	0 (0)	451 (108)	非破損
DW-1	BWR 8x8	MOX	45	Zircaloy-2	10	50	17	0.1	0 (0)	505 (121)	非破損

4.3-96

表 4.3.9-2 RIA 試験の一覧 (平成 22 年度輸送燃料)

実験 番号	燃料型式	燃料	燃焼度 (GWd/t)	被覆管	被覆管 酸化膜 (μm)	被覆管 水素吸収 (ppm)	初期 冷却水 温度 ($^{\circ}\text{C}$)	初期 冷却水 圧力 (MPa)	初期 燃料エンタルピ (基準温度 20°C) J/g (cal/g)	エンタルピ増分 の最大値 J/g (cal/g)	破損時の エンタルピ増分 J/g (cal/g)
VA-5	PWR 17x17	UO ₂	81	M-MDA (SR)	30	312	15	0.1	0 (0)	587 (140)	301 (72)
VA-6	PWR 17x17	UO ₂	78	M-MDA (RX)	60	683	17	0.1	0 (0)	617 (147)	146 (35)
VA-7	PWR 17x17	UO ₂	81	M-MDA (SR)	33	318	281	6.7	70 (17)	482 (115)	非破損
VA-8	PWR 17x17	UO ₂	78	M-MDA (RX)	68	703	282	6.7	70 (17)	500 (120)	175 (42)
GR-1	PWR 17x17	UO ₂	84	M5	15*	95	24	0.1	0 (0)	452 (108)	非破損
LS-4	BWR 10x10	doped UO ₂ (Cr ₂ O ₃)	48	Zry-2, LTP	—**	—**	23	0.1	0 (0)	549 (131)	非破損
OS-1	BWR 10x10	ADOPT UO ₂ (Cr ₂ O ₃ , Al ₂ O ₃)	64	Zry-2, LK-3	24	245	26	0.1	0 (0)	287 (69)	160 (38)

** 測定未実施

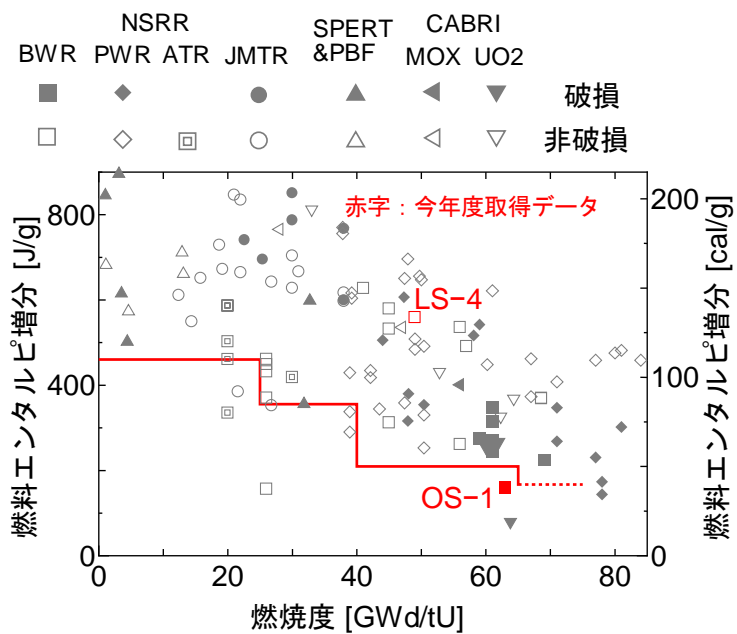


図 4.3.9-1 NSRR 実験で得られた PCMI 破損マップ

4.4 RIA 試験解析

4.4.1 解析の概要

高燃焼度改良型燃料の RIA 模擬実験条件下における伝熱、変形挙動特性を把握するため、事故時燃料挙動解析コード RANNS⁽¹⁾による解析を行った。RANNS コードは、平成 14 年に最初のバージョンが開発され、NSRR 実験の解析に用いられている。同コードにおいては、ペレットスタック及び被覆管に対して円筒座標系で一次元の熱解析（伝熱及び内圧変化計算）を行い、得られた温度分布を用いて、有限要素法による一次元及び二次元の力学解析、すなわち PCMI (Pellet-Cladding Mechanical Interaction) や被覆管の高温クリープ変形などの解析を行うことが可能である。但し、これらの解析は全て、燃料棒が棒状の試験前形状を維持することを前提としており、燃料破損が生じて初期形状が大きく損なわれた後の燃料挙動については取り扱っていない点に注意する必要がある。

本年度は、本事業で欧州より輸送した RIA 試験候補燃料の内、昨年度 PIE を実施した VA-7 実験を対象とした実験解析及び来年度実施予定の LS-4 実験を対象とした予測解析を実施した。VA-7 について、予備解析は昨年度までに実施・報告済であるが⁽²⁾、前回の解析以降実験で得られた NSRR 炉心出力履歴データに基づいて試験燃料棒内線出力履歴を再評価したこと、PIE（外観検査・寸法測定）のデータを新たに取得したこと、RANNS コードや FEMAXI-7 コードにバグフィックス、パラメータセットの修正が行われていること等を受け、本年度再解析を実施した。また今後実施予定の LS-4 実験についても同様に予備解析が実施済である⁽²⁾が、fissile 比の実験値を新たに取得したことから本年度再解析を実施した。

解析対象実験の主要な条件を表 4.4-1 に示す。

また、再結晶焼鈍被覆管（RX 材）の水素化物の析出形態で想定される複数のき裂が被覆管の破損に及ぼす影響の解明に向け、燃料被覆管金属中に存在する複数のき裂の PCMI 条件下における力学的なふるまいを取り扱うための解析手法について検討・整備を行った。

4.4.2 FEMAXI-7/RANNS 解析の方法

(1) VA-7、LS-4 実験燃料の FEMAXI-7/RANNS 解析モデル

図 4.4-1 に本解析で用いた FEMAXI-7/RANNS の燃料棒一次元円筒体系モデルを示す。ペレットスタックは熱計算では 36 等体積リング要素、力学計算では 6 等体積リング要素によりモデル化している。また被覆管のジルコニウム合金金属層は 8 等厚みリング要素、外面酸化膜層は 2 リング要素によりモデル化し、内面酸化膜は考慮していない。LS-4 については、ライナ層は 2 リング要素によりモデル化している。

RIA 試験燃料棒長さ分に相当する軸方向範囲内において、軸方向出力分布はベース照射時、RIA 試験時を通じほぼ平坦とみなせることから、ベース照射時及び RIA 試験解析時に軸方向セグメントを分割することはしていない。即ち 1 本の試験燃料棒を軸方向 1 要素のみの一次元円筒モデルとして取り扱った。ベース照射時の FP ガス放出モデルについては、表 4.4-2 に示すパラメータ⁽³⁾を、また RIA 試験時の FP ガス放出モデルについては、表 4.4-3⁽⁴⁾に示すパラメータを指定した。

被覆管表面熱伝達モデル及び燃料被覆管の破損予測モデル等その他の主要モデルには、RANNS の標準的なモデルパラメータセットを適用した。

(2) 解析手順

まず、燃料棒の初期仕様及びベース照射が行われた原子炉における照射履歴等を入力として、FEMAXI-7⁽³⁾による解析を行った。この解析により、照射によって燃料の各要素に生じる変化（被覆管、燃料ペレットの寸法変化、FP ガスの移行、被覆管水側酸化など）が得られる。これらベース照射後の燃料状態に関する情報をファイル化し、RANNS コードへ入力の一部として与えることにより、NSRR における RIA 試験解析の燃料棒初期状態を決定した。

RANNS によるパルス実験解析では、ベース照射解析の結果に加えて試験燃料棒仕様、パルス出力（線出力）履歴、冷却材初期条件（温度、圧力）、燃料スタックの半径方向発熱密度分布を入力として与え、パルス照射による燃料温度上昇、熱膨張、それに伴う PCMI 接触圧、被覆管の温度と歪み、PCMI 破損の有無、FP ガス放出等の挙動を計算した。

FEMAXI-7/RANNS で必要となるペレット半径方向発熱密度分布及び被覆管高速中性子フルエンスは、ペレットを 36 等体積リング要素でモデル化し、SWAT⁽⁵⁾コードを用いて計算した。

4.4.3 ベース照射解析結果

各燃料の燃料仕様及び、線出力履歴、高速中性子束履歴等の照射条件を入力として、FEMAXI-7 によるベース照射期間の燃料挙動解析を行った。ベース照射解析の主要な計算条件を表 4.4-2 及び表 4.4-4 に示す。同表に示していない燃料仕様の内、ペレットや被覆管の寸法等については表 4.1-1 に示す情報を用いた。

被覆管腐食速度モデルについては、VA-7、LS-4 についてそれぞれ ICORRO=8、9（それぞれ M-MDA、Zry-2 合金向けのモデル）とした。

VA-7 については、昨年度までに報告済である実験燃料棒の外径測定結果、酸化膜厚さ及び水素吸収量を再現するよう、RCORRO=0.5156（酸化速度補正係数）、SWSLD=1.427（照射に伴う燃料ペレットの固体スウェリング速度に対する補正係数）及び F_H_PICKUP=0.1746（被覆管水素吸収割合）に調整した。LS-4 については、同様の被覆管である LS-1 のベース照射解析に用いた RCORRO=1.04492 を適用して酸化膜厚さを調整した。

各燃料の線出力履歴、高速中性子束を図 4.4-2、図 4.4-3 に示す。照射条件について、VA-7 では照射前半の線出力は約 300W/cm と高いレベルであり、後半に低くなっている。LS-4 では、照射期間を通じ線出力は約 270W/cm 前後と高いレベルにある。

ベース照射解析の結果得られたペレット温度、被覆管表面酸化膜厚、被覆管水素吸収量、ペレット/被覆管（PC）ギャップ幅、PC ギャップコンダクタンス、PCMI 圧力、被覆管酸化膜表面外径変位、FP ガス放出率、ペレット結晶粒内 FP ガス比率、ペレット結晶粒界 FP ガス比率、リムポア内 FP ガス比率の履歴を図 4.4-4～14 に示す。これらの図で、凡例の径方向メッシュ番号（”

R=01”等)は図 4.4-1 に示したペレット及び被覆管それぞれのリング要素番号に対応する。燃料挙動全体を決定づけるペレット温度(図 4.4-4)は、線出力履歴を反映したふるまいとなっている。

VA-7 では、線出力レベルの高い第一サイクルの末期(30GWd/tU)にはペレット中心温度が約 1300°C に達するが、線出力レベルが小さくなる照射末期では 660°C 前後である。LS-4 では、線出力レベルがほぼ一定であるため、1100°C 前後を推移し照射末期で約 1200°C に達する(図 4.4-4)。

ベース照射終了時における被覆管表面酸化膜厚さ及び水素吸収量は、VA-7 でそれぞれ 33 μ m 及び 320wtppm 程度、LS-4 でそれぞれ 19 μ m 及び 60wtppm 程度と評価された(図 4.4-5、図 4.4-6)。

ペレットのスウェリングと被覆管のクリープによるギャップ閉塞挙動については、VA-7 では約 30GWd/tU までにギャップが閉塞し、この状態が照射終了まで続き、終了後もギャップが閉塞した状態のままである(図 4.4-7)。ギャップ閉塞に伴って生じるペレット-被覆管ボンディングの形成も 30GWd/tU までには終了し、ギャップコンダクタンスが飽和している(図 4.4-8)。ペレットと被覆管の間には、20MPa 前後で PCMI 圧力が、RIA 試験直前まで継続的に生じている(図 4.4-9)。

LS-4 では、約 20GWd/tU までにギャップが閉塞するが(図 4.4-7)、ボンディングの形成は照射末期まで継続する(図 4.4-8)。ギャップ閉塞後は、線出力レベルに応じた PCMI 圧力が、RIA 試験直前まで継続的に生じている(図 4.4-9)。

これらの燃料がベース照射を終え、RIA 条件下に置かれた場合には、熱膨張したペレットが直ちに被覆管に接触し、被覆管に機械的負荷(PCMI)を与える事がわかる。

ベース照射後の被覆管外径変位は、VA-7 では取り出し時点で製造時を上回るが、LS-4 では下回った(図 4.4-10)。

取り出し時点での FP ガス放出率は、VA-7 で約 10.5%、LS-4 で約 3.4%となった(図 4.4-11)。ベース照射終了時点での FP ガスのリムポアへの移行率は VA-7 で約 22%、LS-4 で約 0.9%となった(図 4.4-14)。RIA 試験時に FP ガスが最も放出されやすいと考えられる、燃料ペレット粒界の FP ガスインベントリは、VA-7 で約 12%、LS-4 で約 7%となった(図 4.4-13)。

以上の結果から、VA-7 については、リムからの追加的な放出が生じない場合、RIA 試験時の FP ガス放出は、高燃焼度燃料を対象とした過去の RIA 試験時における平均的な FP ガス放出率よりも比較的小きな値に留まるが、リムからの放出が生じた場合は最大で 34%程度となり、比較的高い値となり得ることが考えられる。LS-4 については、仮にリムからの追加的な放出が生じた場合であっても、比較的小さい値に留まることが考えられる。

4.4.4 RIA 試験解析結果

(1) 標準的な高温 RIA 試験条件

ベース照射解析により得られた RIA 試験直前の燃料状態を入力として、RANNS コードによる RIA 模擬実験 VA-7 の試験解析及び LS-4 の予測解析を行った。RIA 試験解析に反映した RIA 試験条件を表 4.4-5 に示す。表に示していない条件、燃焼に伴う燃料ペレットや被覆管の熱的及び機械的特性、実験直前の応力及びひずみ条件、ペレット内径方向出力密度分布等については、FEMAXI-7 の入力条件及び計算結果を読み込んで使用している。

各パルス照射実験における試験燃料棒中線出力履歴を図 4.4-15 に示す。VA-7 の線出力は、実験時の原子炉出力履歴に基づいて再評価した線出力履歴である。LS-4 の線出力は 4.6\$ の投入反応度の下で行うパルス照射実験時に想定される NSRR 原子炉出力履歴に、炉出力と試験燃料棒発熱密度の換算係数を乗じることにより算出した。換算係数の評価は以下の方法で行った。

まず、各燃料について重金属核種の質量分析を行い、核分裂性同位体 (U235、Pu239、Pu241) が U 及び Pu 中に占める割合 (fissile 比) を評価した。fissile 比は VA-7 は 0.01376、LS-4 は 0.01838 となった。

次に SWAT コード⁽⁵⁾を用いてこれらの fissile 比を再現するよう中性子スペクトルを調整した燃焼計算を行い、RIA 試験燃料直前の燃料組成を評価した。これらの燃料組成を入力情報として、TWO-DANT コード⁽⁶⁾による NSRR 炉心の中性子輸送計算解析を行うことで、RIA 試験時の炉出力と試験燃料棒発熱密度の換算係数を求めた。

VA-7 の被覆管表面熱伝達モデルについては、前回までに報告済の実験時の計装により得られた被覆管表面温度を再現するように被覆管表面熱伝達係数 AKFAC=3.5 として調整した。

解析により得られた燃料ペレットエンタルピー、ペレット温度、PC ギャップ、PCMI 圧力、被覆管内温度、被覆管表面温度 (調整値)、被覆管周方向全ひずみ、被覆管軸方向全ひずみ、被覆管周方向塑性ひずみ、試験燃料棒全体の FP ガス放出率、試験燃料棒内圧、被覆管 J 積分値、Jc 値、J 積分値/Jc 比、被覆管平均温度、FRAPTRAN1.4 モデルによる被覆管破損限界の履歴を図 4.4-16 ~32 に示す。

VA-7 実験における燃料ペレットエンタルピー (径方向平均値) の到達最大値は約 533 J/g となった (図 4.4-16)。パルス照射による増分は約 460 J/g である。LS-4 については、到達最大値は約 630 J/g である。

VA-7 実験の燃料ペレット温度の到達最大値は中心部で 1700°C 程度、外周部で 1900°C 程度である (図 4.4-17)。被覆管表面温度については、実験中の計装から得られた値である最大 680°C 程度となるように調整したものである (図 4.4-21)。LS-4 では、燃料ペレット温度の到達最大値は中心部で 1900°C 程度、外周部で 2300°C 程度である (図 4.4-17)。被覆管表面温度は、670°C 程度まで上昇している (図 4.4-21)。

両ケースとも被覆管温度と PC ギャップの推移に強い相関は見られず、パルス照射後ギャップが再開するのは、燃料ペレット部において温度低下が進む 0.3s 以降である (図 4.4-18)。PCMI 負荷による応力は、燃料ペレットからの伝熱による被覆管温度上昇が有意となる前にピークを迎え、VA-7 で約 90MPa、LS-4 で約 130MPa に達する (図 4.4-19)。

被覆管外周部に生じる周方向ひずみの大きさは、VA-7 で全ひずみにして約 1.9%、塑性ひずみにして約 1.3%、LS-4 で全ひずみにして約 1.3%、塑性ひずみにして約 1% となる (図 4.4-22、24、PCMI 発生直後)。軸方向ひずみの大きさは全ひずみにして VA-7 で約 0.7%、LS-4 で約 0.6% となる (図 4.4-23)。

RIA 試験時の FP ガス追加放出率は VA-7 で約 22%、LS-4 で約 8% となり (図 4.4-25)、上述の通り、高燃焼度燃料を対象とした過去の RIA 試験時における平均的な FP ガス放出率を下回る値

となった。

VA-7 については、パルス照射後の PIE から得られた FP ガス追加放出率が約 44%~48% (暫定値) で、解析結果約 22%と比べ倍程度の値となっている。ベース照射終了時点で、結晶粒界に存在する FP ガスは 12%であり、粒界からの FP ガス放出だけでは 44%に到達しえない。VA-7 実験では、粒界だけでなくリム層からも FP ガスが放出している可能性が考えられる。このような追加放出率の過小評価は近年の解析で一貫した傾向であり、この原因が上述した様に粒界インベントリ自体の過小評価であるのか、リム層等からの FP ガス放出によるものであるのかについて解明を進める必要がある。

LS-4 については、解析によるとベース照射終了時点で約 89%の FP ガスが粒内に存在している。これは、燃料の大粒径化によって FP ガスの多くが粒内に閉じ込められているためであり、その結果、粒界に存在する FP ガスが少なくなり、FP ガス追加放出率が小さくなる結果となった。

被覆管表面温度の傾向 (図 4.4-21) から VA-7 では安定な膜沸騰の発生が推測されるものの、プレナム圧力 (図 4.4-26) のピーク値は 2.3MPa であり、そもそも燃料棒内圧がシステム圧を上回らないため、内圧上昇はひずみに有意な影響を及ぼしておらず、燃料の変形は PCMI によるものである。解析結果が昨年度までに実施報告済である RIA 試験後の寸法測定の結果を大幅に過小評価していることから、FP ガス放出による内圧上昇も変形に寄与している可能性を検討し、FP ガス放出率をパラメータとした被覆管周方向ひずみの感度解析を行った (後述)。

LS-4 の燃料棒内圧は 0.3MPa 程度であり (図 4.4-26)、燃料棒内圧がシステム圧を大きく上回らないため、内圧上昇はひずみに有意な影響を及ぼしておらず、燃料の変形は PCMI によるものである。

VA-7 について、J 積分に基づく破損限界評価式⁽⁴⁾により PCMI 破損発生の可能性を検討した (図 4.4-27)。PCMI フェーズにおける J 積分値の破損しきい値 J_c に対する比は、約 260ms を超えた時点で破損発生の基準となる 1.0 を僅かながら上回り、PCMI 破損が発生すると判定されたが、実際には VA-7 では破損は生じなかった。また、被覆管に破損が生じる塑性ひずみと被覆管水素濃度及び被覆管平均温度の関係について簡易的に整理した FRAPTRAN1.4 モデル⁽⁷⁾による評価も行った。図 4.4-29 は FRAPTRAN モデルにより評価した、被覆管に破損が生じる塑性ひずみの時間推移である。負の値は同モデルによる破損限界が無効であり、破損が生じる可能性は無い状態を意味する。VA-7 については FRAPTRAN モデルによる、破損が生じる周方向塑性ひずみは 0.9%程度を推移し、その後被覆管温度の上昇に応じて破損限界が 1.2%程度まで上昇し、時刻 261ms 辺りでモデルが無効となる。被覆管肉厚中央部における周方向塑性ひずみは時刻 261ms 辺りにおいて高々 0.9%程度であり、非破損であると予測される。J 積分に基づく破損モデルでは破損が予測される一方で、FRAPTRAN モデルでは非破損と予測されることから、VA-7 実験は、燃料被覆管が破損/非破損の中間・境界付近に相当する領域の条件を経験したケースと言える。なお、本解析においては被覆管の機械的強度のモデルには FRAPCON3.4 モデル⁽⁸⁾を用いており、M-MDA(SR)材の機械的特性を考慮していない。

LS-4 については、FRAPTRAN モデルによる、破損が生じる塑性ひずみは 2%以上あり、本解

析による被覆管の周方向塑性ひずみ (図 4.4-24) に比べ十分高いことから、LS-4 実験は非破損となると予測される。

(2) VA-7 解析結果と PIE 結果との比較

VA-7 解析による被覆管周方向塑性ひずみは、ペレット熱膨張及び放出された FP ガス (図 4.4-25) による影響を考慮しても 1.3%程度 (図 4.4-24) であった。一方、過去に実施した VA-7 の PIE 結果⁹⁾ (図 4.4-30) では周方向塑性ひずみは最大 5.29%程度、軸方向平均で 4.12%であり、解析結果を大きく上回る。このことから、実際の FP ガス放出率が解析値よりも大きく、ひずみへの寄与が大きかった可能性を考慮し、FP ガス放出率をパラメータとした感度解析を実施した。解析結果を図 4.4-31 に示す。FP ガス 34%放出は、粒界とリムポアから FP ガスが全量放出した場合を想定したケースであるが、塑性ひずみは 1.8%程度であり、PIE 結果の塑性ひずみには及ばないことがわかった。

その他の要因として、VA-7 では図 4.4-19 に示すように RIA 時に PCMI が生じていたことが示されている。この PCMI により FP ガスのプレナムへの移行が阻害され、塑性ひずみが大きくなった可能性について検討するため、FP ガスのプレナムへの移行の指標として、軸方向への浸透速度評価における比例係数をパラメータとした感度解析を実施した。解析結果を図 4.4-32 に示す。比例係数 0 atoms/MPa^{0.5}のケースは、FP ガスのプレナムへの移行が完全に阻害された場合に相当する。その場合の塑性ひずみは最大 6%程度となり、このパラメータを調整することで PIE 結果の塑性ひずみを再現することが可能である。

この結果から、VA-7 では、PCMI により FP ガスのプレナムへ移行が阻害され、燃料棒の内圧が上昇し、塑性ひずみが大きくなった可能性が示唆された。

4.4.5 燃料被覆管中のき裂解析

(1) 背景

再結晶焼鈍被覆管（RX 材）では、径方向に配向した水素化物が被覆管金属層中に散在する水素化物析出形態が想定されるが、このような析出形態が被覆管の破損に及ぼす影響については、現在、評価方法が確立されていない。ただし径方向水素化物が破損限界低下により大きく寄与するとの（実験事実に基づく）理解は、特に径方向に析出した水素化物は被覆管破損発生までのいずれかのタイミングでき裂の様に作用し、被覆管金属層中に応力集中箇所を生み出すことを以て、貫通欠陥の形成に寄与するとの解釈と表裏をなすものであり、このような解釈に立てば、個々の析出水素化物を単純にき裂としてモデル化し、系に散在する複数のき裂の相互作用を追跡することがアプローチの一つとして考えられる。このような解析対象に対しては、有限要素法（FEM）の適用が一般的である。

そこで、想定される様々なき裂条件（き裂の大きさ、複数のき裂間の相対位置等）を解析評価できるよう、き裂の分布を反映した FEM モデルを簡素な入力作業によって構築可能なシステムを整備した。また複数き裂を扱う解析は想定される計算コストが極めて大きく、幅広い解析パラメータの効果を調べるような網羅的な解析評価は難しいことから、FEM モデルの代替として、想定されるき裂条件から複数のき裂が被覆管の破損に及ぼす影響を評価する方法（代理モデル）についても検討を行った。

(2) 複数き裂を有する被覆管の FEM モデル構築システムの整備

本システムは、汎用非線形有限要素解析プログラム ABAQUS を中心に、インターフェースや計算制御を司る各種スクリプトから構成される。

整備したシステムは以下の特徴を有する。

- ① Python スクリプト、bash スクリプト、及び ABAQUS コードのデータフォーマットの一つである cae ファイルにより構成される。
- ② ABAQUS コードの Python インタフェースを利用して、システムが含む cae ファイルに格納された燃料被覆管の基本的な FEM モデルへアクセスし、内外径、構成材料物性モデル、計算条件、き裂の導入を行うことができる。。
- ③ 被覆管の FEM モデルは 3 次元ソリッドモデルであるが、軸方向に極めて薄い、実質的には 2 次元のモデルである。
- ④ き裂の導入は、き裂両端の座標の情報を含むテキストフォーマットのデータ読み取りにより行う。即ち FEM モデル上、個々のき裂は被覆管の軸方向と垂直な法線を持つ平面として導入される。この制約の下、モデル構築段階では、任意の数、大きさ、配置のき裂を導入することができる。
- ⑤ 導入したき裂の情報を反映した cae ファイル及び ABAQUS 入力ファイル (*.inp) が生成され、この入力ファイルを用いて複数き裂を有する被覆管の破壊力学解析及び損傷力学解析を実行できる。

(3) FEM モデル構築システムを用いた代理モデルの作成

FEM モデルの代替解析手段としての成立性を検討するため、以下の手順で代理モデルを作成した。

- ① き裂を含む燃料被覆管の基本的な FEM モデルを作成する。
- ② ①の FEM モデルを基に、パラメータサーベイとしてき裂の数、位置、大きさ、系の状態等のパラメータを変化させた FEM 解析を行い力学指標を評価する。
- ③ ②の結果から、パラメータ (\mathbf{x}) と力学指標 ($f(\mathbf{x})$) の関係を再現するモデルを構築する。このモデルを代理モデルと呼ぶ。
- ④ 以後、FEM 解析を行わなくとも、③で構築した代理モデルによってパラメータ (\mathbf{x}) から力学指標 ($f(\mathbf{x})$) を直接評価することができる (図 4.4-33)。

(4) FEM モデルによる解析

FEM 解析には、汎用非線形有限要素解析プログラム ABAQUS を使用した。

き裂を含む燃料被覆管の基本 FEM モデルを図 4.4-34 に示す。寸法は BWR 9×9 燃料の被覆管を例として用いた。被覆管部は、被覆管破損の要因となるき裂付近である損傷領域はとそれ以外の非損傷領域に分け、損傷領域はメッシュサイズを細かくした。FEM モデルによる解析では、複数き裂の最小の数として、2本のき裂を想定している。

まず、FEM 解析のモデルの妥当性を確認するため、き裂が一本の場合を想定したケースで解析を実施した。解析結果の例として被覆管外面にき裂が1本のケースを図 4.4-35 に示す。解析開始後、被覆管内部のき裂先端からV字状に相当塑性ひずみの大きい領域が広がっていくことがわかる。その一方、き裂先端から中心に向かう方向ではひずみの増加は小さい。このような傾向は、一般的であり⁽¹⁰⁾、FEM 解析のモデルの妥当性が確認できた。

次に、き裂が2本の場合の FEM 解析を実施した。き裂が被覆管外面と被覆管内部の2つある場合の結果の例を図 4.4-36 に示す。それぞれのき裂先端からの相当塑性ひずみの分布の形状は、き裂1つの場合と同様の傾向を示す。なお、外周のき裂から生じるひずみ分布と、内部のき裂からのひずみ分布が交差する位置において局所的に相当塑性ひずみが大きくなっており、2つのき裂の干渉が力学指標に影響を与えることが示唆される。

(5) パラメータサーベイ

パラメータサーベイとして、(3)の基本 FEM モデルを基に、き裂条件や系の状態等を変化させた FEM モデルを作成し、それぞれの条件における力学指標を評価した。

(a) パラメータサーベイ条件

パラメータサーベイで考慮するパラメータを表 4.4-6 に示す。パラメータは系の状態に関するものとき裂条件に関するものに大別される。き裂が2本の場合を想定しているため、き裂同士相対位置もパラメータとなる。図 4.4-37 にき裂条件のパラメータの具体的な定義を示す。

(b) 力学指標

パラメータサーベイで評価対象とした力学指標は、FEM 解析等の知見からき裂進展や破損の目安を表すものとして、以下の 3 種類を選択した。

- 損傷パラメータ (D : ひずみの大きさから破損の有無を判定するパラメータ)
- 相当塑性ひずみ
- SED (ひずみエネルギー密度)

(6) 代理モデルの作成

パラメータサーベイで得られたパラメータと力学指標の関係に基づき、最適化ツール DAKOTA を用いて代理モデルを作成した。

代理モデルの関数形については

- 非線形なパラメータ依存性を持つ力学指標があること
- パラメータ同士が相互に関係すること
- 利便性の観点から、DAKOTA で代理モデルの係数の評価から代理モデルによる評価値の計算まで一貫して実行できること

という点を考慮し、本研究では以下の二次多項式及び ANN (Artificial neural network) を採用した。

二次多項式

$$f(x) = c + \sum_{p=1}^n a_p X_p + \sum_{p=1}^n \sum_{q=1}^n b_{pq} X_p X_q$$

X : 力学指標評価に使用するパラメータ

a, b : 係数

c : 切片

係数 a, b, c の値を表 4.4-7 に示す。係数は力学指標毎に設定される。

ANN (Artificial neural network)

$$f(x) = \tanh(\tanh((xA_0 + \theta_0)A_1 + \theta_1))$$

x : 力学指標評価に使用するパラメータ (n 次元空間)

A_0, A_1 : 重み係数 (マトリクス)

θ_0, θ_1 : 切片 (ベクトル)

ANN については、DAKOTA 内で随時最適化が行われるので、係数の値を明示的に示すことは難しい。

代理モデルのパラメータは、以下の 7 種類である。

X_1 : 基準き裂の長さ

- X_2 : 基準き裂の R 方向位置
- X_3 : 基準き裂の傾き
- X_4 : 第 2 き裂の長さ
- X_5 : 第 2 き裂の R 方向相対位置
- X_6 : 第 2 き裂の θ 方向相対位置
- X_7 : 第 2 き裂の傾き

(7) FEM モデルと代理モデルの比較

代理モデルの再現精度確認のため、代理モデルによる力学指標評価値と、FEM モデルによる力学指標評価値の比較を行った。再現性については、両モデルの評価値の差が 10%以下となることを合格の目安とした。

比較結果を図 4.4-38 に示す。二次多項式の代理モデルでは、SED (ひずみエネルギー密度) の合格率は 95%以上であるが、相当塑性ひずみ、損傷パラメータ D の合格率は 60%前後であった。

ANN 代理モデルでは、SED は二次多項式と同等であるが、相当塑性ひずみ、損傷パラメータ D とも 70%以上となり、二次多項式よりも再現性がよいことが確認できた。

現状ではいずれの代理モデルでも、再現精度が十分ではない。代理モデルを用いた手法の成立性検討にあたっては、今後、代理モデルの関数形の高度化 (三次式や他の数値計算法等) や、パラメータサーベイにおけるデータ範囲の最適化により精度の向上を図ること、これらの改善により達成可能な精度向上の度合いを見極めること、また十分な精度向上が達成できた場合には直接シミュレーションによる計算コストと比較した場合に代理モデル構築のコストが見合うものであるかを確認する必要がある。

4.4.6 RIA 試験解析のまとめ

FEMAXI-7 コード及び RANS コードを用いた VA-7 及び LS-4 実験の解析、並びに ABAQUS コードを用いた被覆管金属層中の複数のき裂による力学指標を評価するためのプログラムの整備を行い、以下の結果を得た。

- VA-7 について、実験解析を実施した。被覆管周方向塑性ひずみの PIE 結果は解析結果を大きく上回っているため、FP ガス放出率及び FP ガスの軸方向浸透速度における比例係数について感度解析を実施し、それらの影響を検討した。その結果、FP ガスの軸方向浸透速度における比例係数が被覆管塑性ひずみに大きく影響することが分かり、RIA 時に生じた PCMI により FP ガスのプレナムへの移行が阻害されることで PIE 結果で得られた大きな塑性ひずみが生じた可能性が示唆された。今後ペレット金相観察、ガスパンクチャ試験等 PIE 結果との比較が重要となる。
- LS-4 について、質量分析測定結果の取得等の更新に伴い、予測解析の精度向上を目的とした再解析を実施した。H25 年度報告の解析結果と比べパルス照射時の線出力が 1.1 倍程度上昇したが、PCMI 破損の確率は小さいと予想される。LS-4 の FP ガス放出率は、小さく 8%程度であり、この要因としてペレットの大粒径化が影響しているかが、今後の試験における着目点である。
- 有限要素解析プログラム ABAQUS を用いて、被覆管金属層中の複数のき裂による力学指標を評価する FEM モデルを作成した。また ABAQUS の FEM モデルを代替する評価モデル（代理モデル）を作成・評価するプログラムを合わせて整備した。今後作成した FEM モデルを用いて高燃焼度燃料実験におけるき裂進展の直接シミュレーションを実施する。また引き続き詳細解析(ABAQUS)データの蓄積と反映による代理モデルの精度向上を図り、代理モデルを用いた手法の成立性を検討する。

表 4.4-1 解析対象実験

照射炉型	試験 No.	試験部 燃焼度 GWd/t	被覆管及び ペレット材料	実験の条件及び位置付け
PWR	VA-7	81	UO ₂ 燃料 バンデロス 2 炉照射 17×17type M-MDA(SR)	高温高圧条件、 M-MDA 被覆高燃焼度 PWR 燃料の FP ガス放出挙動、被覆管伝熱、変形挙動に関する知見の取得
BWR	LS-4	49	UO ₂ 燃料 (Cr ₂ O ₃ 添加による大粒径化燃料) ライブシュタット炉照射 10×10type Zry-2 with liner	室温大気圧条件、 大粒径化ペレットの FP ガス放出挙動、被覆管伝熱、変形挙動に関する知見の取得

表 4.4-2 FEMAXI-7 の FP ガス放出モデルパラメータ*

パラメータ (fortran namelist)名		パラメータの意味 ⁽⁴⁾
IGASP	2	粒界ガスバブルの成長、放出挙動について速度論モデルを適用
IFIS	0	核分裂密度は線出力から逐次評価する
APORE	1.0	粒内ガスバブル半径初期値
IDCNST	5	粒内ガス原子拡散係数は Kogai のモデルを用いる
IGRAIN	0	粒成長速度は Itoh のモデルを用いる
ADDF	0.0	粒界ガスの粒内への再溶解率を調整するパラメータ
IPEXT	14	ペレット静水圧が粒界ガスバブルに作用する
FBCOV	0.25	粒界ガスバブルの放出開始条件を調整するパラメータ
RF	0.00005	同上
MGB	1	同上
HP	0.4	粒界ガスバブルの放出速度を調整するパラメータ
HN	0.2	同上
NFC	10	同上
FGCND	1.0	同上
SIG0	100	同上
HBS	2	リムポアへのガス移行は Lassmann モデルに JAEA 実効燃焼度モデルを適用して評価
FPINF	0.25	Lassmann モデルのパラメータ
GEN1	0.0146	同上
GEN2	0.0584	同上
BURMXE	68.493	同上
RMPST	1	リムのポロシティは Une の報告に基づく相関式を用いる
RMOGR	2	リムポア内ガスの放出は Spino らの報告に基づく相関式を用いる
TSTD	750	実効燃焼度を計算する基準となる温度
KON1	2e-11	実効燃焼度の温度依存項にかかる定数

*FEMAXI のバージョンは 7.1.282a。

表 4.4-3 RANNS の FP ガス放出モデルパラメータ**

パラメータ名 (fortran namelist)		パラメータの意味 ⁽⁵⁾
GRSEP	1	粒界分離モデルにより FP ガス放出を評価する
ISFTN	1	粒界の自由表面エネルギーは Hall の式により評価する
LAP	10^{-7} cm	UO ₂ 結晶格子面間隔
CTUNE	0.001	粒界結合力の調整パラメータ
TBREK	900°C	粒界分離は TBREK を超えた温度領域でのみ発生
GSGAP	1.0 μm	ペレット最外周リング要素で粒界分離が生じた場合、半径 PC ギャップを 1.0 μm としてギャップ熱伝達率を評価
KGAS	2.5×10^{-12}	PC ギャップに放出された FP ガスが燃料棒軸方向に移動する際 の速度定数
HBSGP	50.0	あるリング要素で粒界分離が生じた場合、同要素のリムポア内ガスの 50% が放出される

**RANNS のバージョンは 7.1.282a。

表 4.4-4 ベース照射解析の主要な計算条件 (概略値)

項 目	単 位	VA-7	LS-4
試験部燃焼度	(MWd/tU)	81000	49000
燃料棒			
燃料有効長	(cm)	5.0	10.6
上部プレナム容積	(cm ³)	0.28	0.28
下部プレナム容積	(cm ³)	0.0	0.0
初期内圧	(MPa)	2.4	0.7
初期ガス組成	—	He	He
冷却材			
入口温度	(K)	562	550
圧力	(MPa)	15.5	7.0
流速	(m/s)	4.5	3.0
流路断面積	(cm ²)	0.879	0.811
燃焼後冷却期間			
冷却期間	(day)	2449	1860

表 4.4-5 解析に反映した RIA 試験条件

項 目	単 位	VA-7	LS-4
燃料棒			
初期内圧	(MPa)	0.1	0.1
初期ガス組成	—	He 100%	He 100%
冷却材			
入口温度	(°C)	281	20
圧力	(MPa)	6.8	0.1
流速	(m/s)	0.01	0.01
流路断面積	(cm ²)	112.0	112.0

表 4.4-6 パラメータサーベイの項目

系の条件	系の温度	
	高速中性子フルエンス	
	Z 方向ひずみの割合	
	被覆管の R 方向肉厚	
き裂条件	き裂 1 本	き裂のタイプ*
		R 方向位置 [mm]
		き裂の R- θ 面内長さ [mm]
		き裂の R- θ 面内における傾き
	き裂 2 本**	基準き裂のタイプ*
		基準き裂 R 方向位置 [mm]
		基準き裂の R- θ 面内長さ [mm]
		基準き裂の R- θ 面内における傾き
		第 2 き裂のタイプ*
		第 2 き裂 R 方向相対位置
		第 2 き裂 θ 方向相対位置
		第 2 き裂の R- θ 面内長さ
		第 2 き裂の R- θ 面内における傾き

* : き裂のタイプとは、き裂の開口部が ①被覆管内面にある、②被覆管外面にある、③き裂全体が被覆管肉厚中にある、のいずれかを区別する。

** : き裂 1 本におけるき裂条件は、き裂 2 本の時の基準き裂に対応する

表 4.4-7 代理モデル係数一覧 (二次多項式)

	peeql	sdeg1	sed1	peeq2	sdeg2	sed2
c	6.68E+00	3.25E+01	-2.41E+02	3.93E+00	1.73E+01	-7.20E+01
a ₁	-1.60E+01	-3.49E+01	-8.42E+01	-1.05E+01	-3.14E+01	8.18E+01
b ₁₁	2.11E+01	-1.55E+02	4.64E+02	1.48E+01	3.50E+01	-2.51E+02
b ₁₂	4.09E+00	1.56E+01	1.07E+00	2.92E+00	1.18E+01	1.44E+01
b ₁₃	-5.56E-02	-2.96E-01	-1.33E+00	-2.64E-02	-1.46E-01	1.68E-01
b ₁₄	2.05E+01	6.24E+01	-5.09E+02	8.46E+01	4.17E+02	-9.82E+02
b ₁₅	7.47E-01	1.48E+00	5.83E+01	-5.79E+00	-3.17E+01	5.50E+01
b ₁₆	-5.51E-03	-1.23E-02	1.65E+00	-5.24E-02	-2.88E-01	-3.26E+00
b ₁₇	-1.45E-03	-2.30E-03	-4.92E-02	-1.13E-02	-5.39E-02	3.20E-01
a ₂	-2.73E+00	-1.34E+01	9.80E+01	-2.05E+00	-9.59E+00	2.70E+01
b ₂₂	2.65E-01	1.30E+00	-9.22E+00	2.07E-01	9.64E-01	-2.17E+00
b ₂₃	-4.83E-04	-2.87E-03	-1.76E-02	-1.54E-04	-4.42E-04	3.66E-03
b ₂₄	5.91E-01	1.81E+00	1.71E+01	2.63E+00	1.21E+01	-1.59E+01
b ₂₅	-9.91E-03	-5.92E-02	-5.80E-02	-2.06E-01	-9.70E-01	-3.70E+00
b ₂₆	-1.35E-03	-3.62E-03	1.60E-02	-2.29E-03	-8.26E-03	-4.31E-02
b ₂₇	-2.51E-04	-1.11E-03	-8.08E-04	-6.87E-04	-3.33E-03	1.53E-03
a ₃	3.58E-03	1.93E-02	8.63E-02	5.65E-04	4.95E-04	-3.79E-02
b ₃₃	-2.87E-05	-1.22E-04	2.71E-05	-1.41E-05	-7.27E-05	-1.16E-05
b ₃₄	8.59E-03	4.87E-02	2.30E-01	-9.67E-03	-4.64E-02	2.82E-01
b ₃₅	-1.35E-03	-6.31E-03	-3.19E-02	7.28E-04	5.04E-03	-2.44E-02
b ₃₆	2.87E-05	1.26E-04	2.47E-04	2.71E-05	1.36E-04	4.31E-04
b ₃₇	-4.20E-06	-2.02E-05	-5.11E-05	6.54E-06	3.98E-05	-7.87E-05
a ₄	1.73E+00	1.21E+01	-2.54E+01	-8.17E+00	-2.91E+01	2.46E+02
b ₄₄	1.77E+01	9.50E+01	-5.70E+01	8.38E+00	8.86E+00	-4.07E+02
b ₄₅	-1.52E+00	-6.02E+00	1.85E+01	-5.55E+00	-3.03E+01	5.89E+01
b ₄₆	-1.10E-01	-5.19E-01	-1.46E+00	-6.32E-02	-3.53E-01	-3.22E+00
b ₄₇	-8.10E-03	-3.35E-02	6.35E-02	-2.69E-02	-1.48E-01	1.76E-01
a ₅	-1.98E-01	-7.33E-01	-3.75E+00	6.82E-01	2.77E+00	1.45E+01
b ₅₅	1.03E-01	3.19E-01	1.31E+00	2.46E-01	1.58E+00	-3.72E+00
b ₅₆	4.83E-03	2.41E-02	2.48E-02	6.48E-03	3.10E-02	1.46E-01
b ₅₇	-1.73E-04	-1.13E-03	-3.61E-03	7.83E-04	5.33E-03	-2.59E-02
a ₆	2.38E-02	8.52E-02	-3.23E-01	6.52E-02	3.29E-01	3.66E-01
b ₆₆	-2.02E-04	-8.13E-04	2.11E-03	-6.13E-04	-3.26E-03	-1.77E-03

表 4.4-7 (続き) 代理モデル係数一覧 (二次多項式)

	peeq1	sdeg1	sed1	peeq2	sdeg2	sed2
b_{67}	2.87E-05	1.36E-04	2.60E-05	2.60E-05	1.34E-04	5.48E-04
a_7	6.52E-04	2.50E-03	6.42E-03	3.40E-03	1.56E-02	-3.25E-02
b_{71}	-5.50E-06	-2.31E-05	9.71E-06	-1.36E-05	-6.99E-05	-1.26E-05

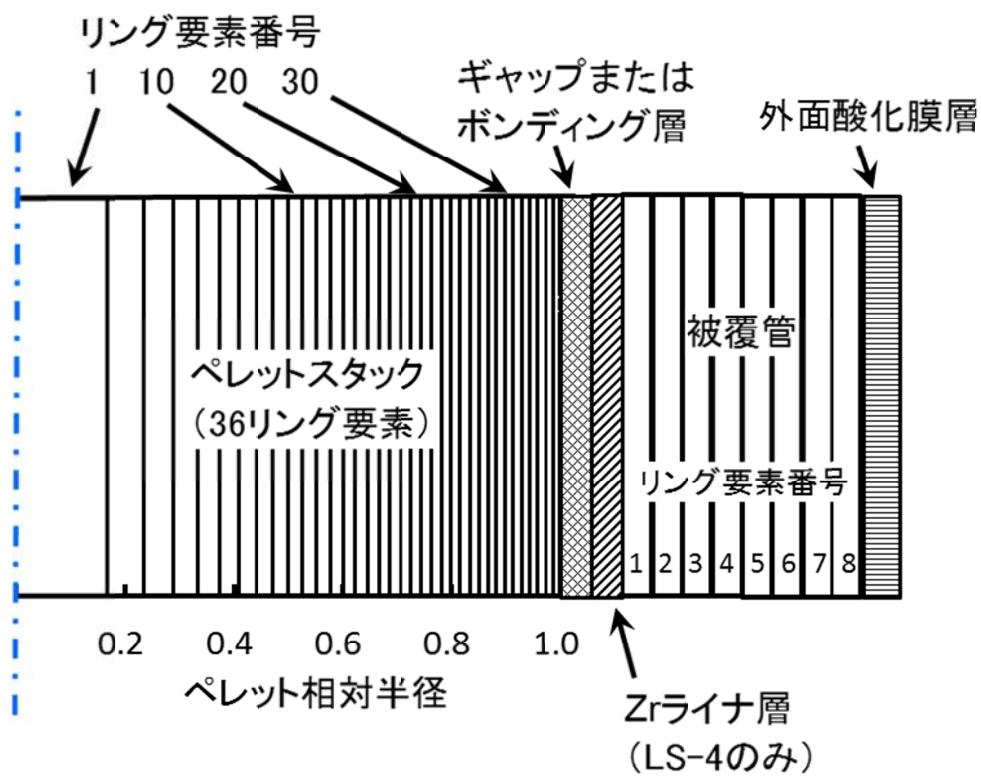


図 4.4-1 FEMAXI/RANNS 一次元モデルのペレット/被覆管要素

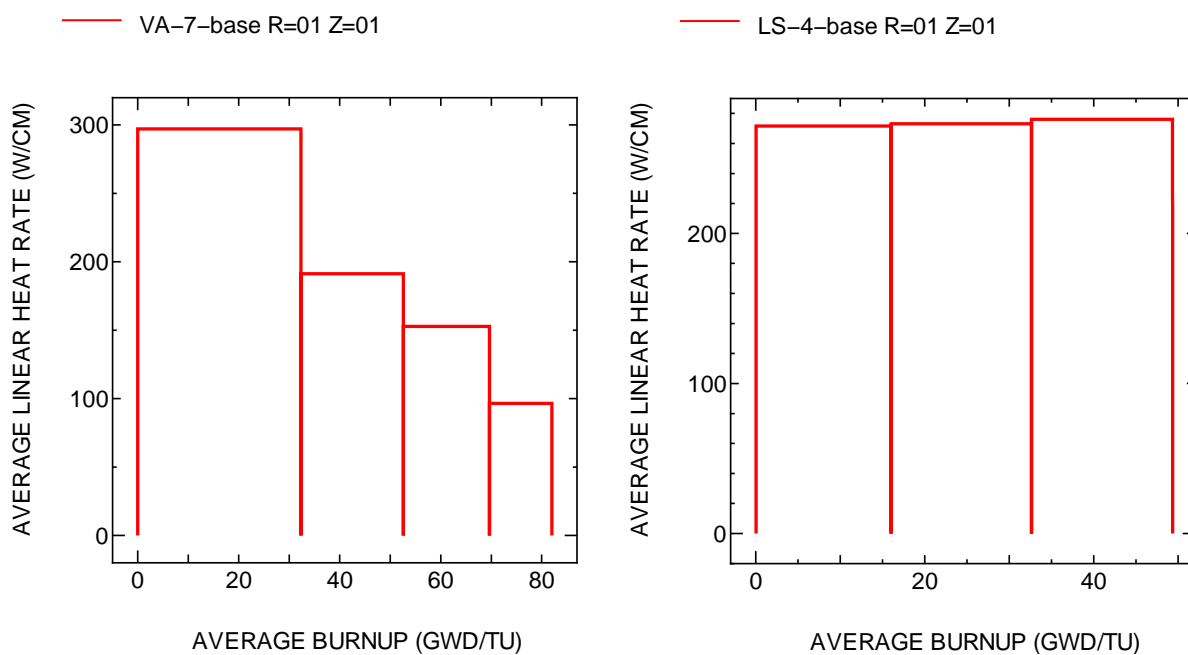


図 4.4-2 ベース照射時線出力履歴

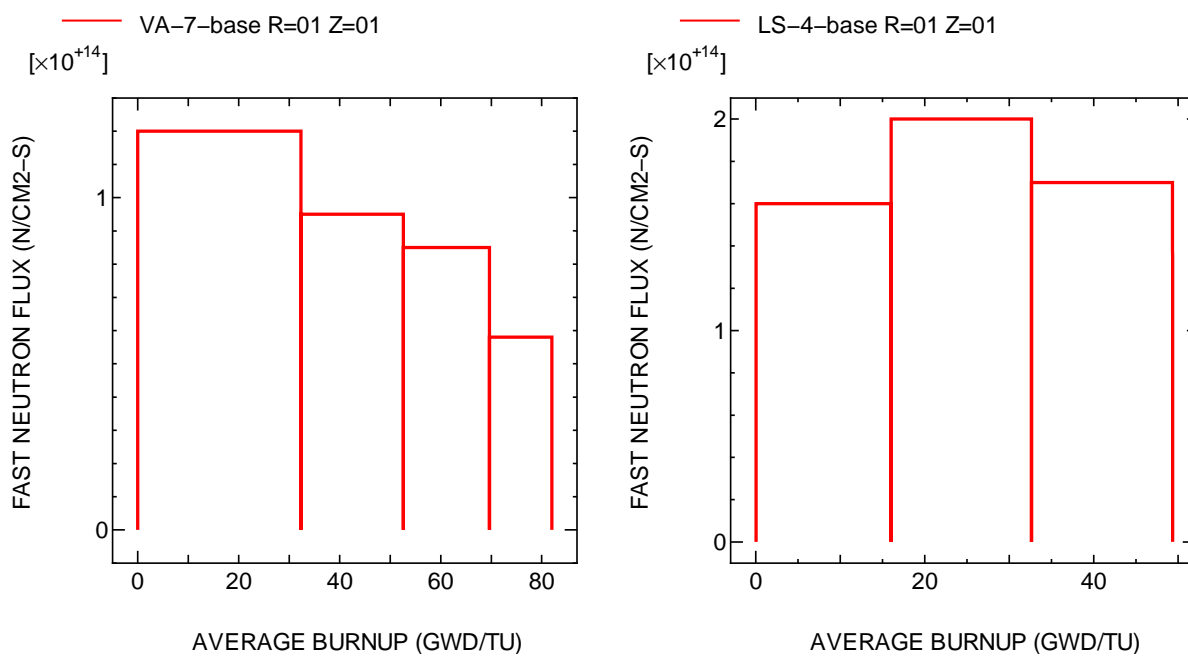


図 4.4-3 ベース照射時高速中性子束履歴

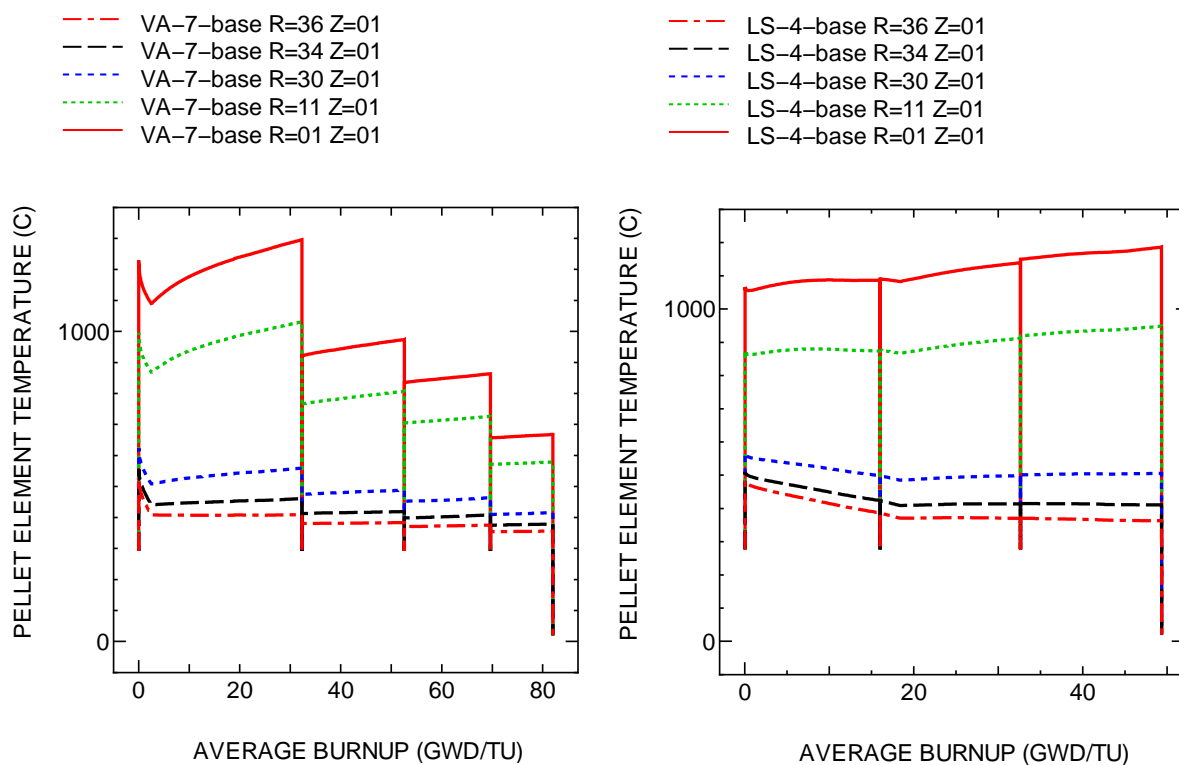


図 4.4-4 ベース照射時ペレット温度履歴

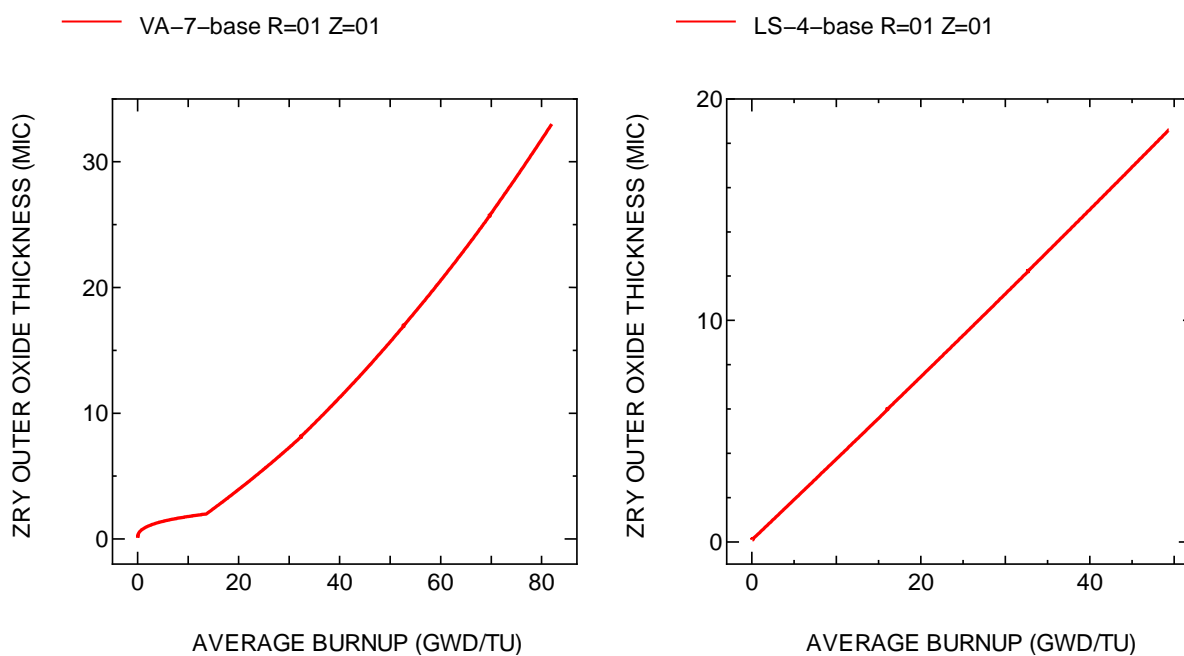


図 4.4-5 ベース照射時被覆管表面酸化膜厚履歴 (解析結果)

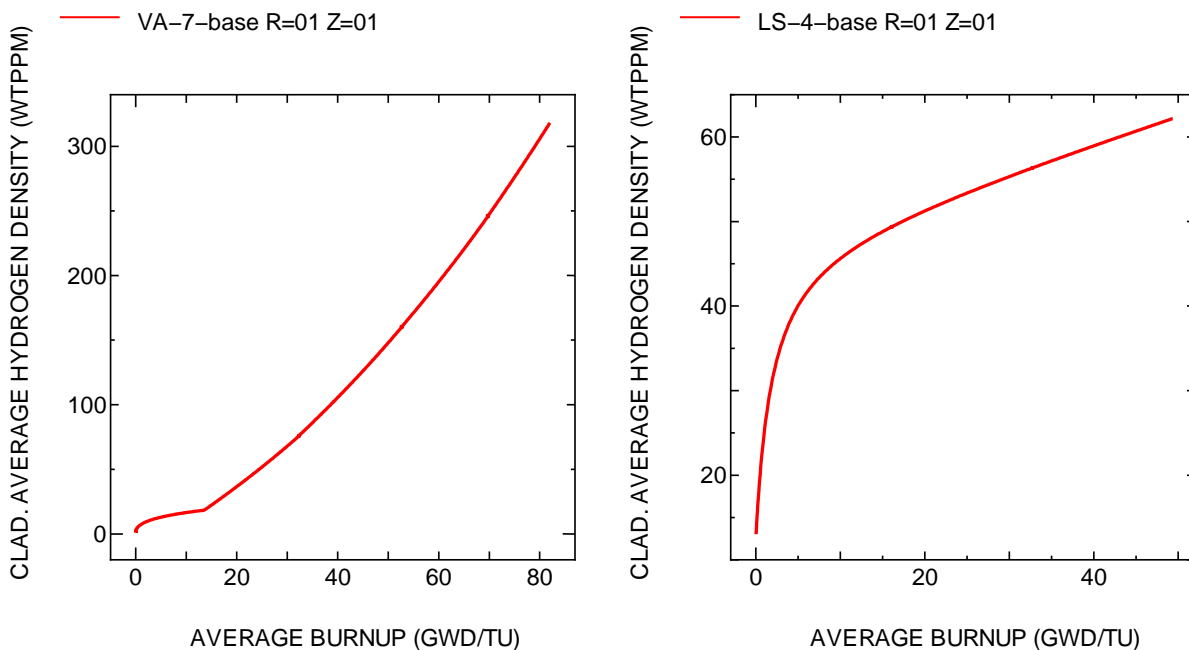


図 4.4-6 ベース照射時被覆管水素吸収量履歴 (解析結果)

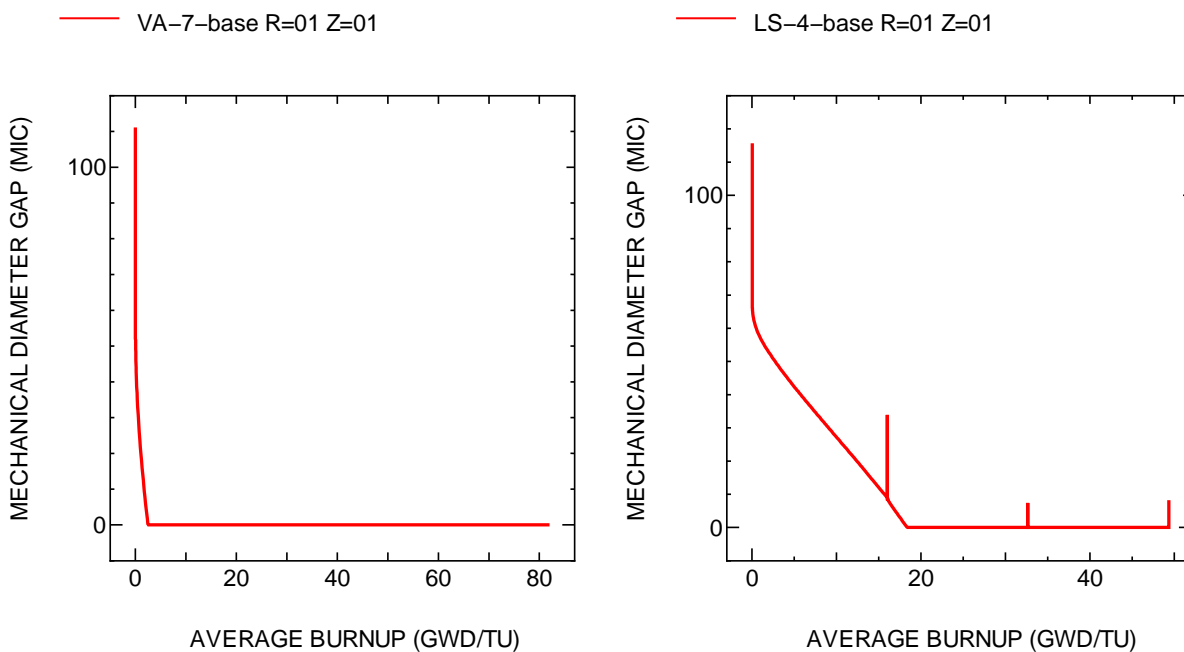


図 4.4-7 ベース照射時 PC ギャップ幅履歴 (解析結果)

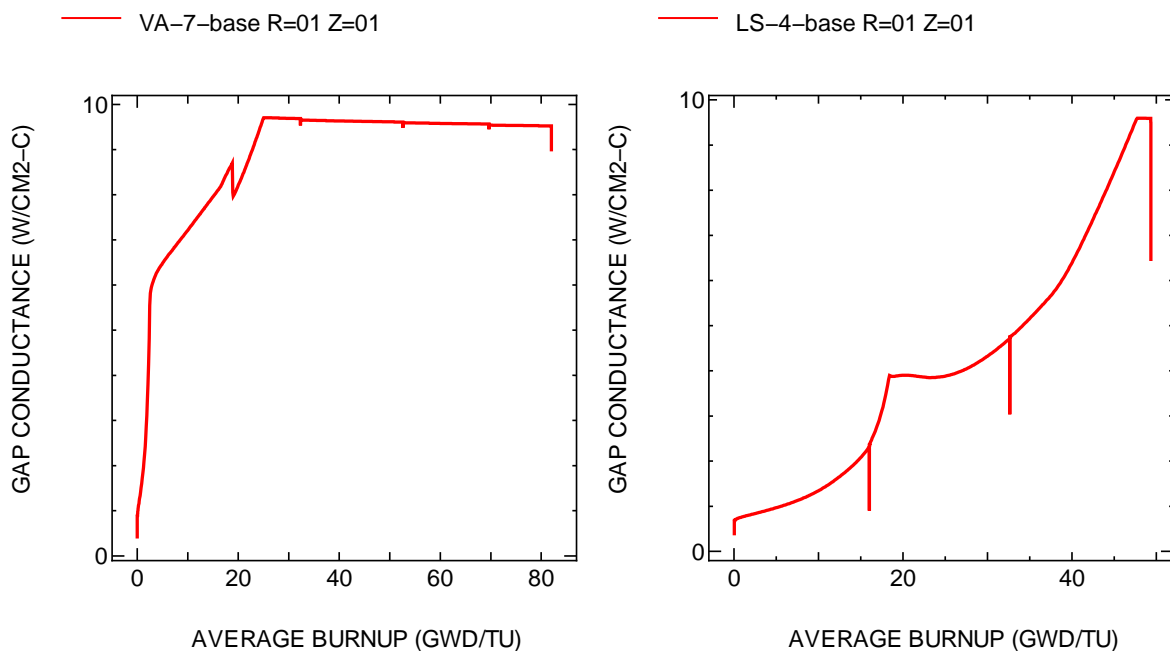


図 4.4-8 ベース照射時 PC ギャップコンダクタンス履歴 (解析結果)

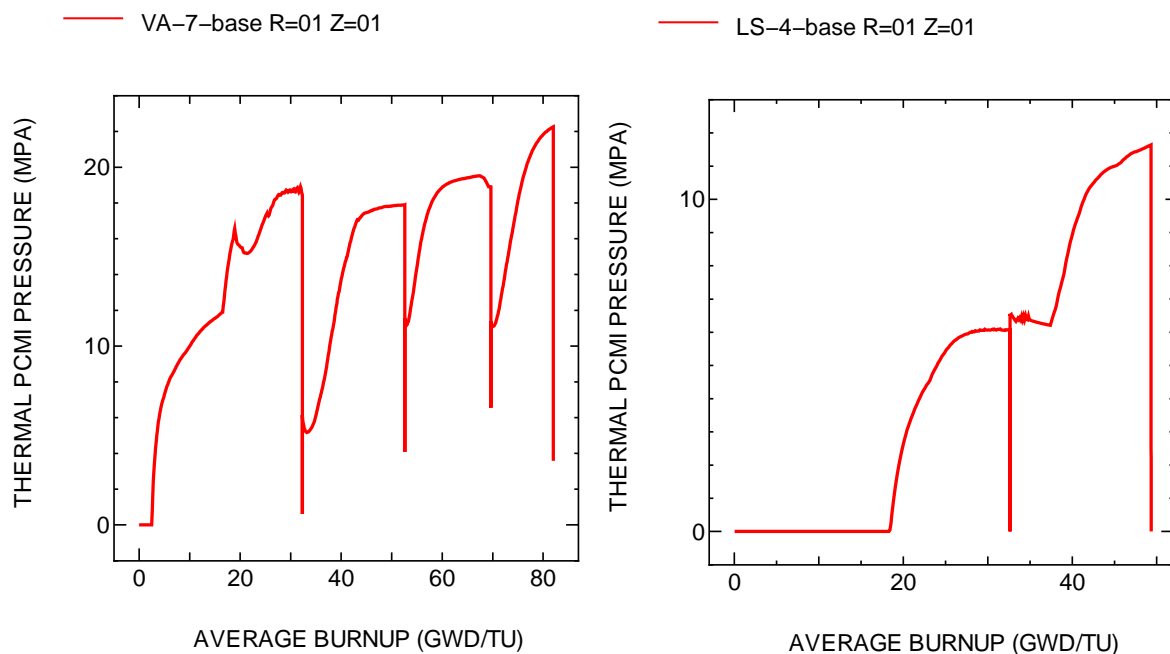


図 4.4-9 ベース照射時 PCMI 圧力履歴 (解析結果)

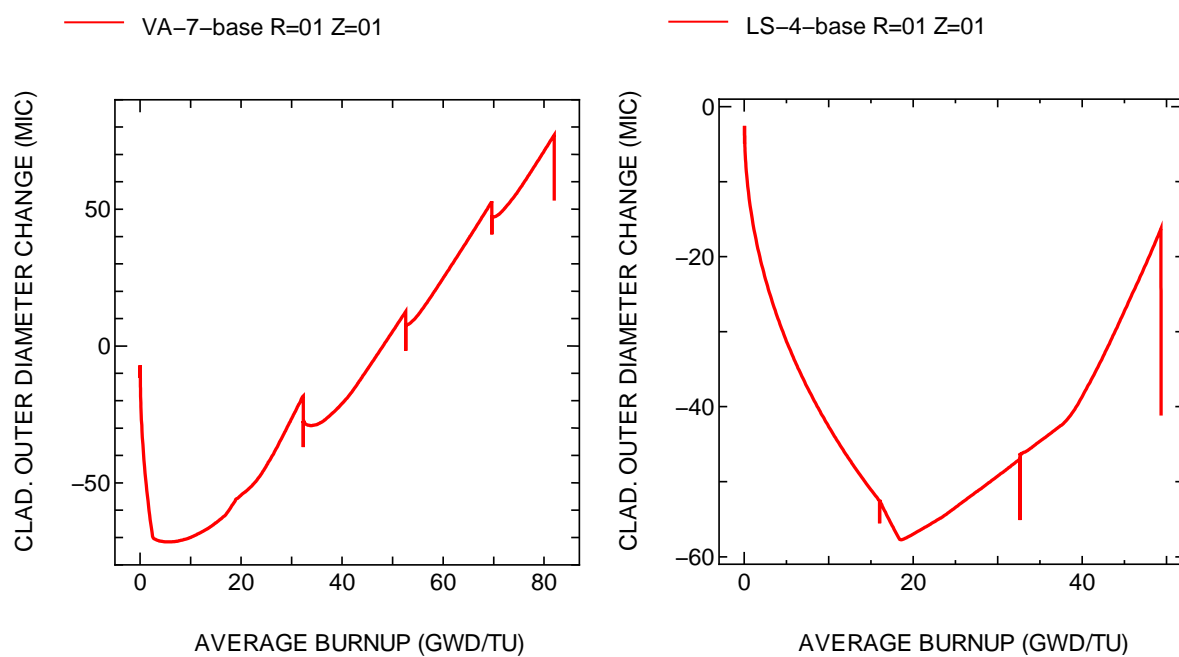


図 4.4-10 ベース照射時被覆管酸化膜表面外径変位履歴 (解析結果)

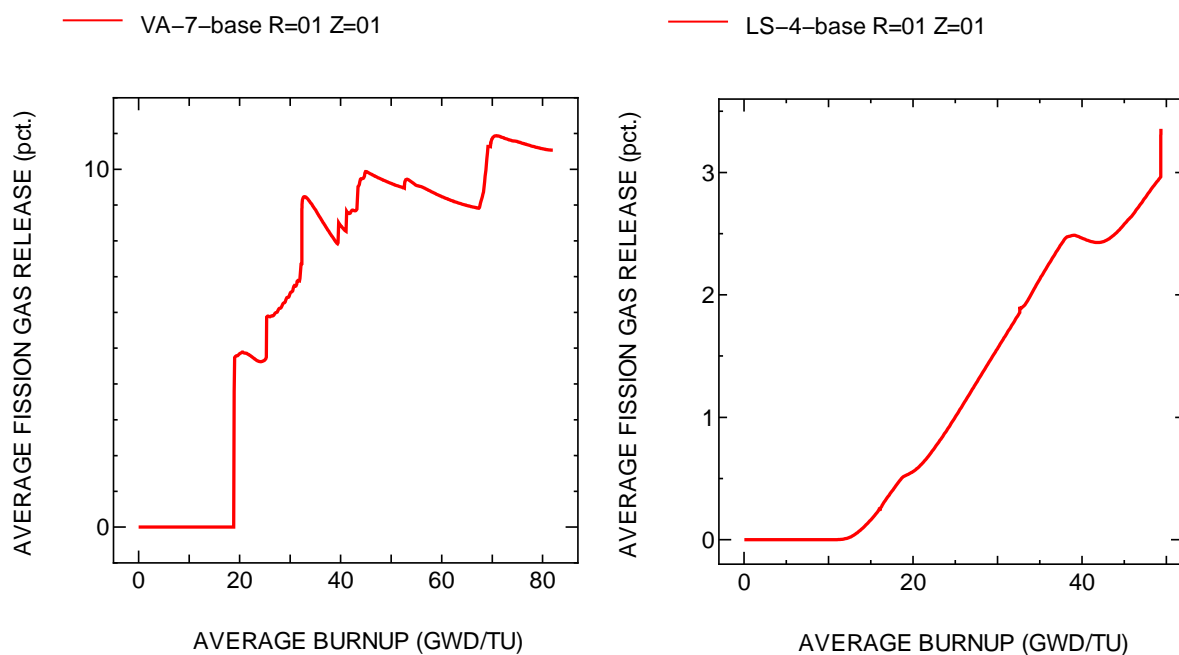


図 4.4-11 ベース照射時 FP ガス放出率履歴 (解析結果)

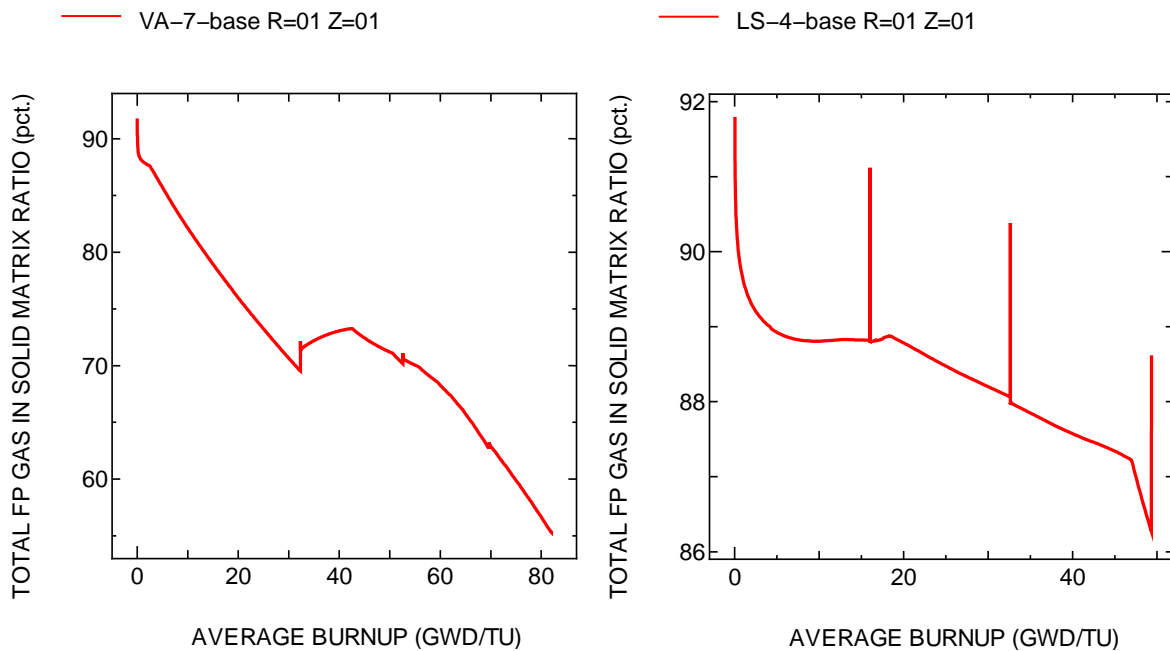


図 4.4-12 ベース照射時ペレット結晶粒内 FP ガス比率の履歴 (解析結果)

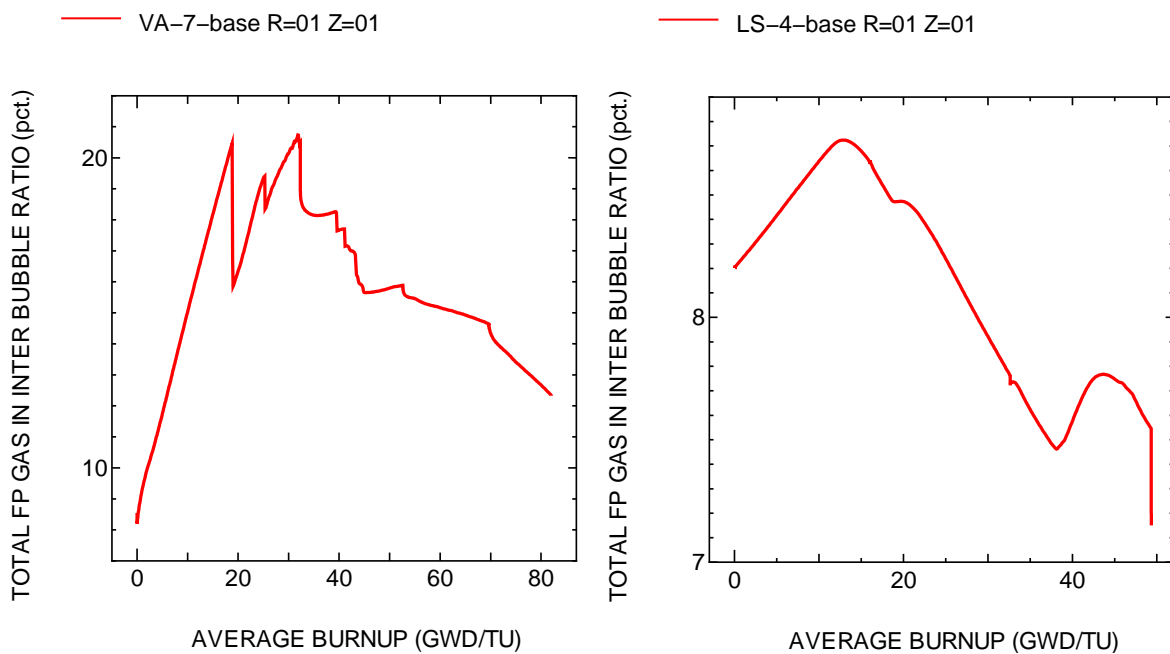


図 4.4-13 ベース照射時ペレット結晶粒界 FP ガス比率の履歴 (解析結果)

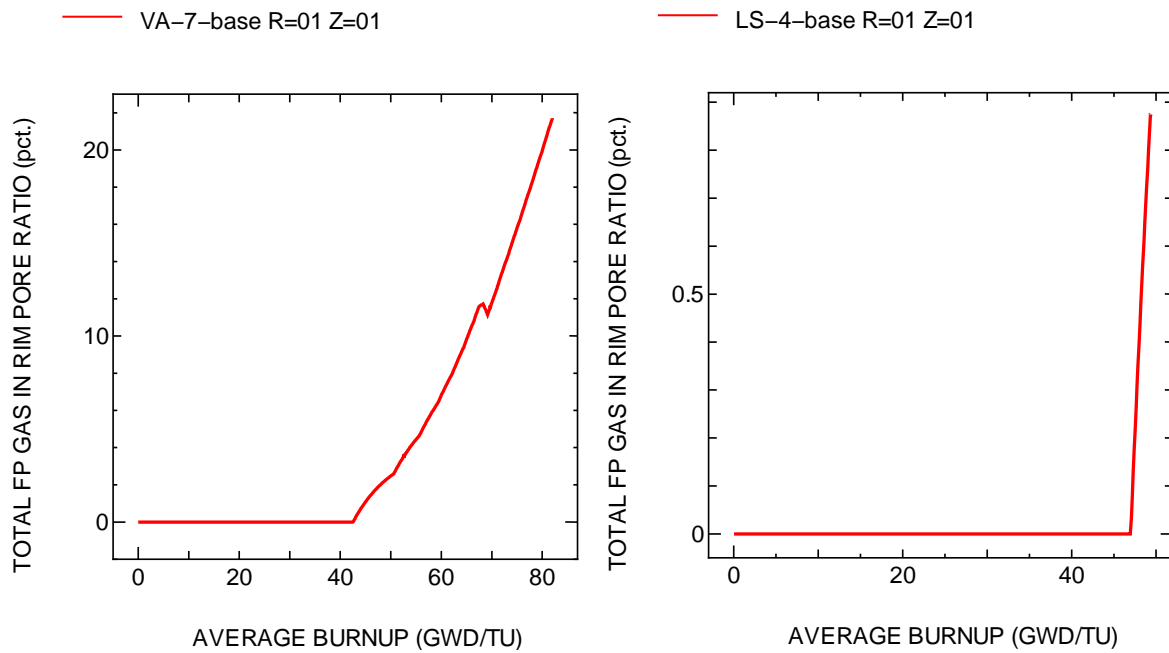


図 4.4-14 ベース照射時リムポア内 FP ガス比率の履歴 (解析結果)

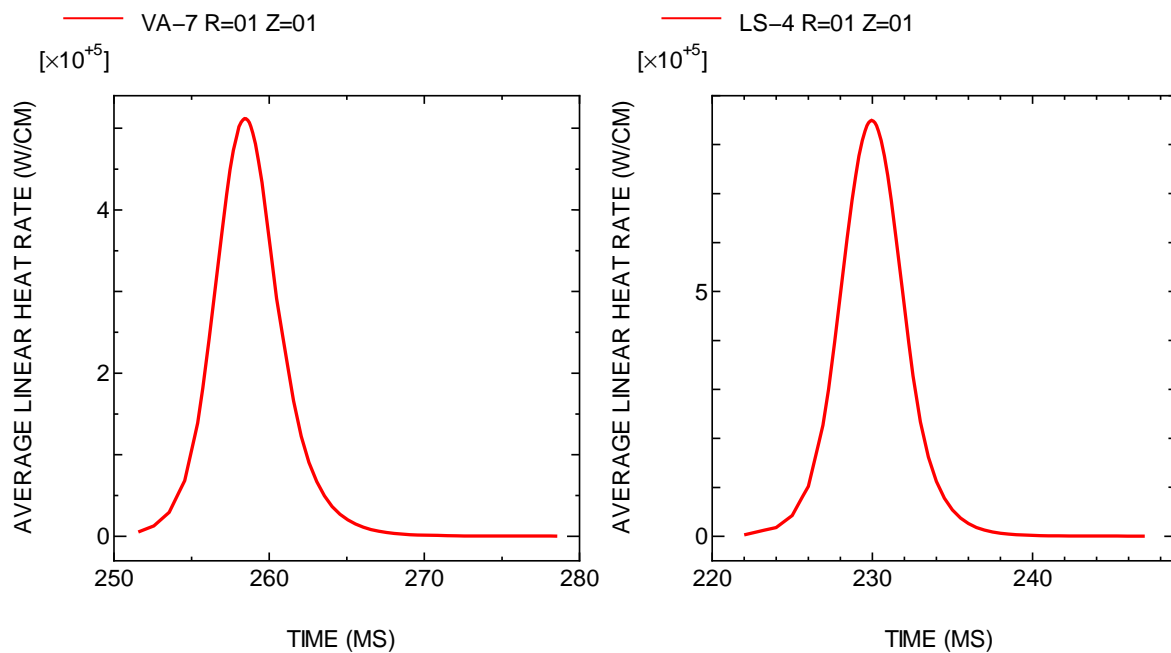


図 4.4-15 RIA 実験時線出力履歴 (解析結果)

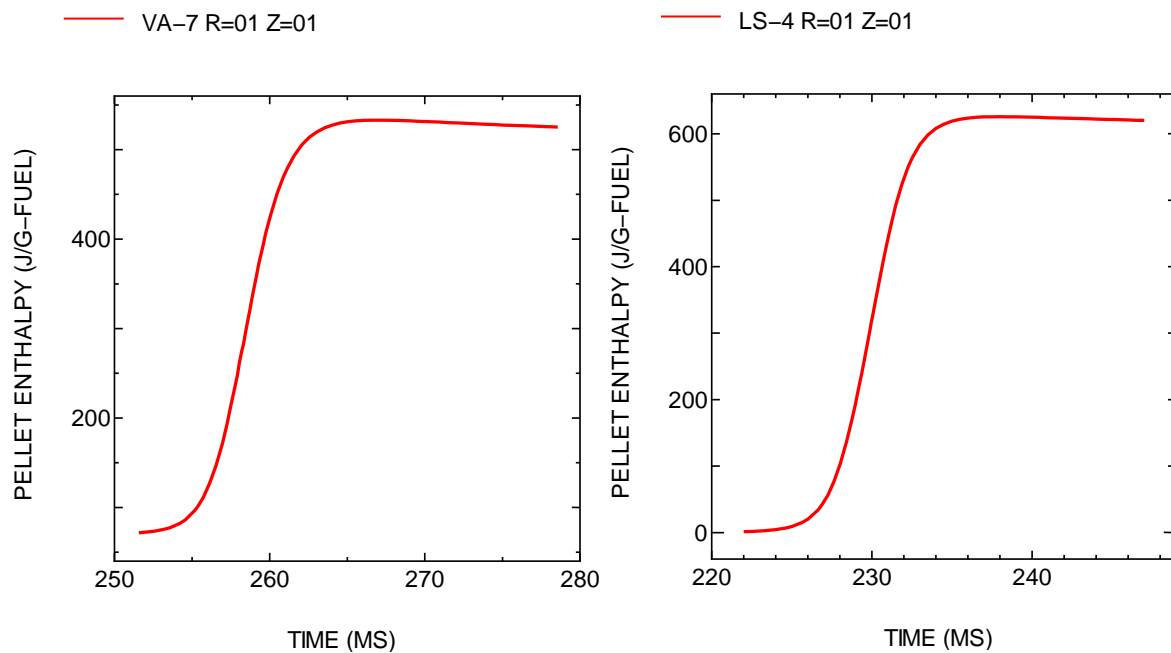


図 4.4-16 RIA 実験時燃料ペレットエンタルピ履歴 (解析結果)

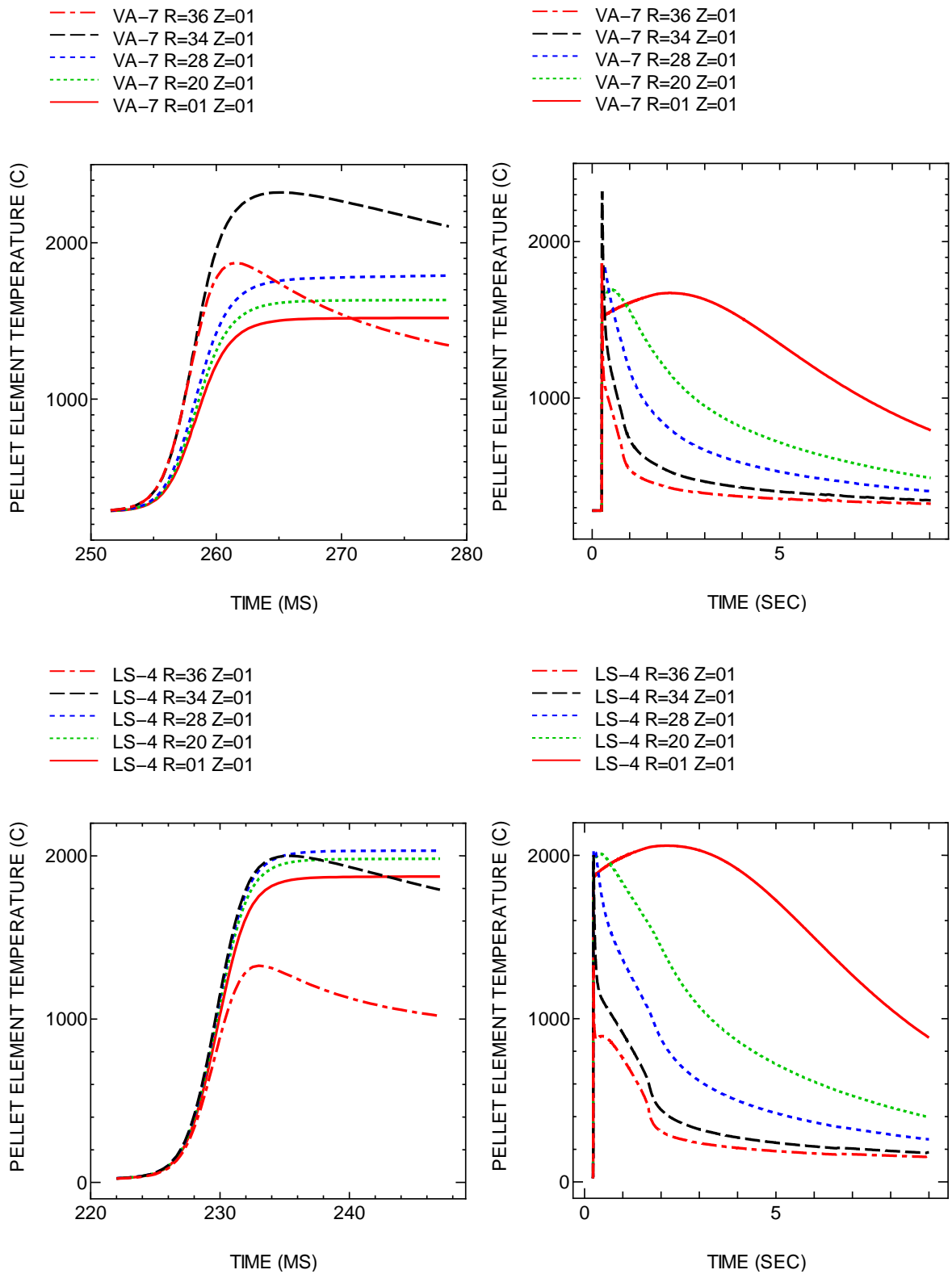


図 4.4-17 RIA 実験時ペレット温度履歴 (解析結果)

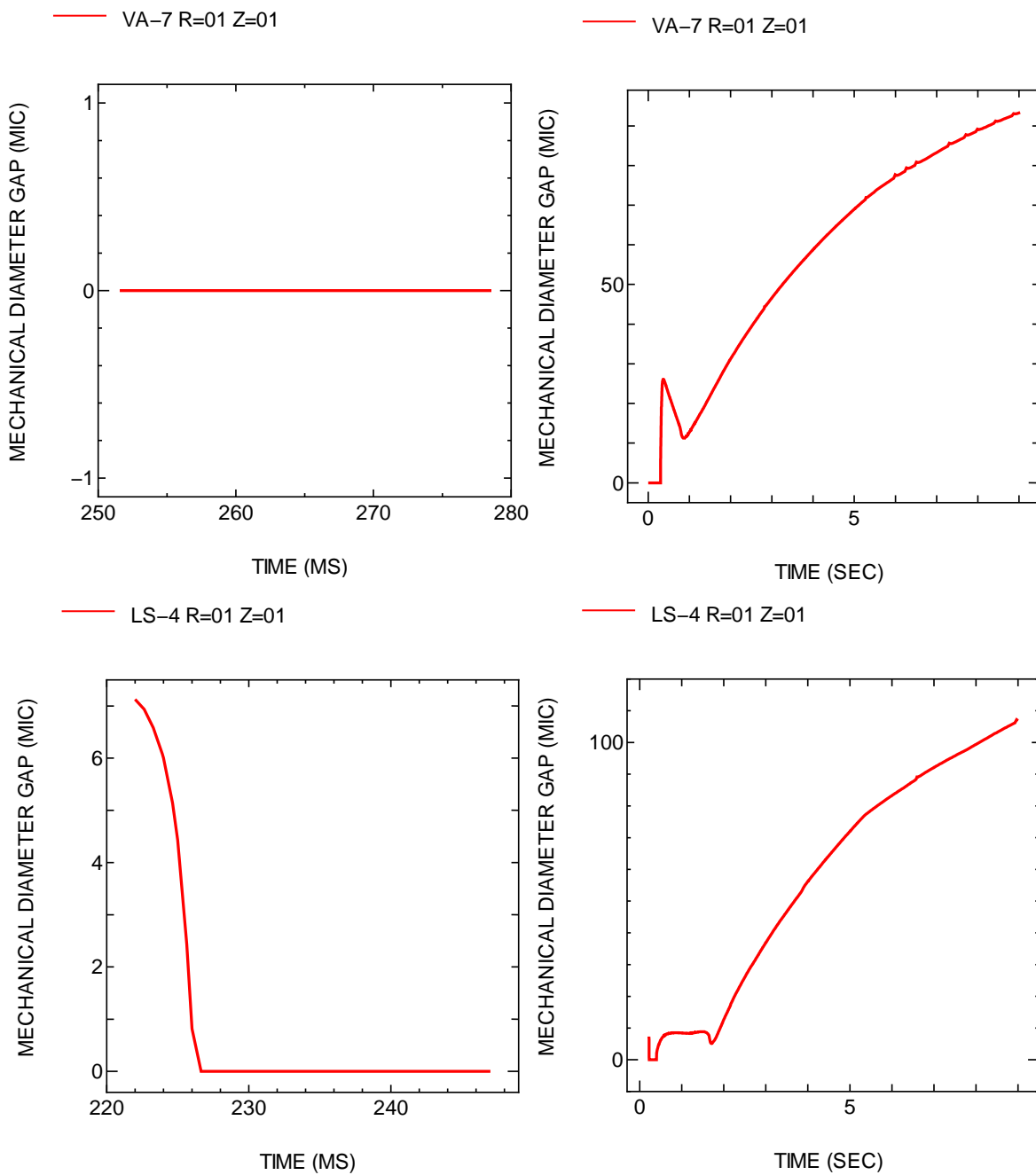


図 4.4-18 RIA 実験時 PC ギャップ履歴 (解析結果)

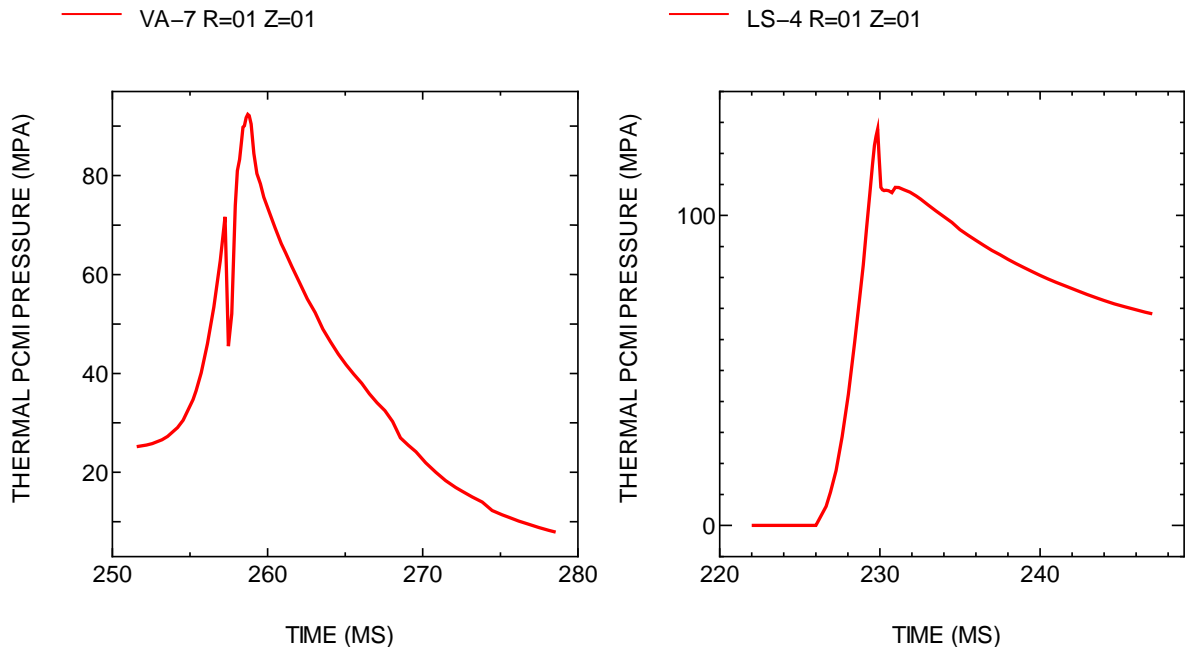


図 4.4-19 RIA 実験時 PCMI 圧力履歴 (解析結果)

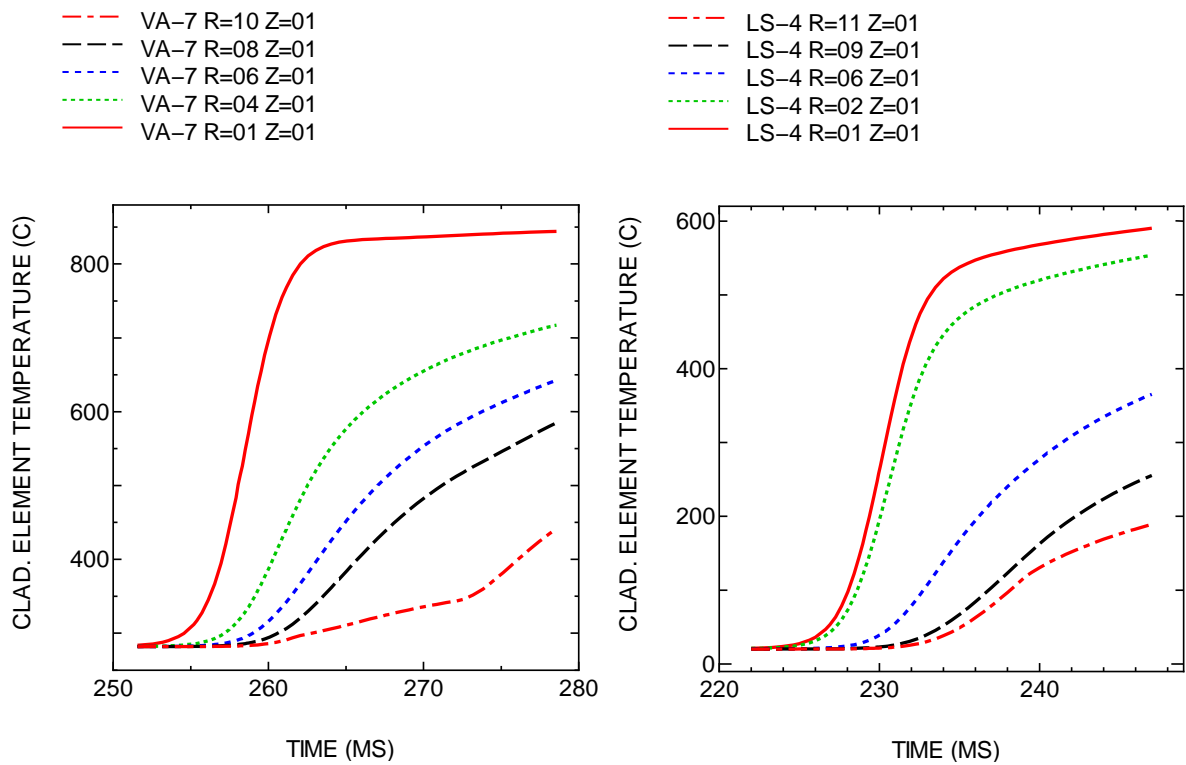


図 4.4-20 RIA 実験時被覆管内温度履歴 (解析結果)

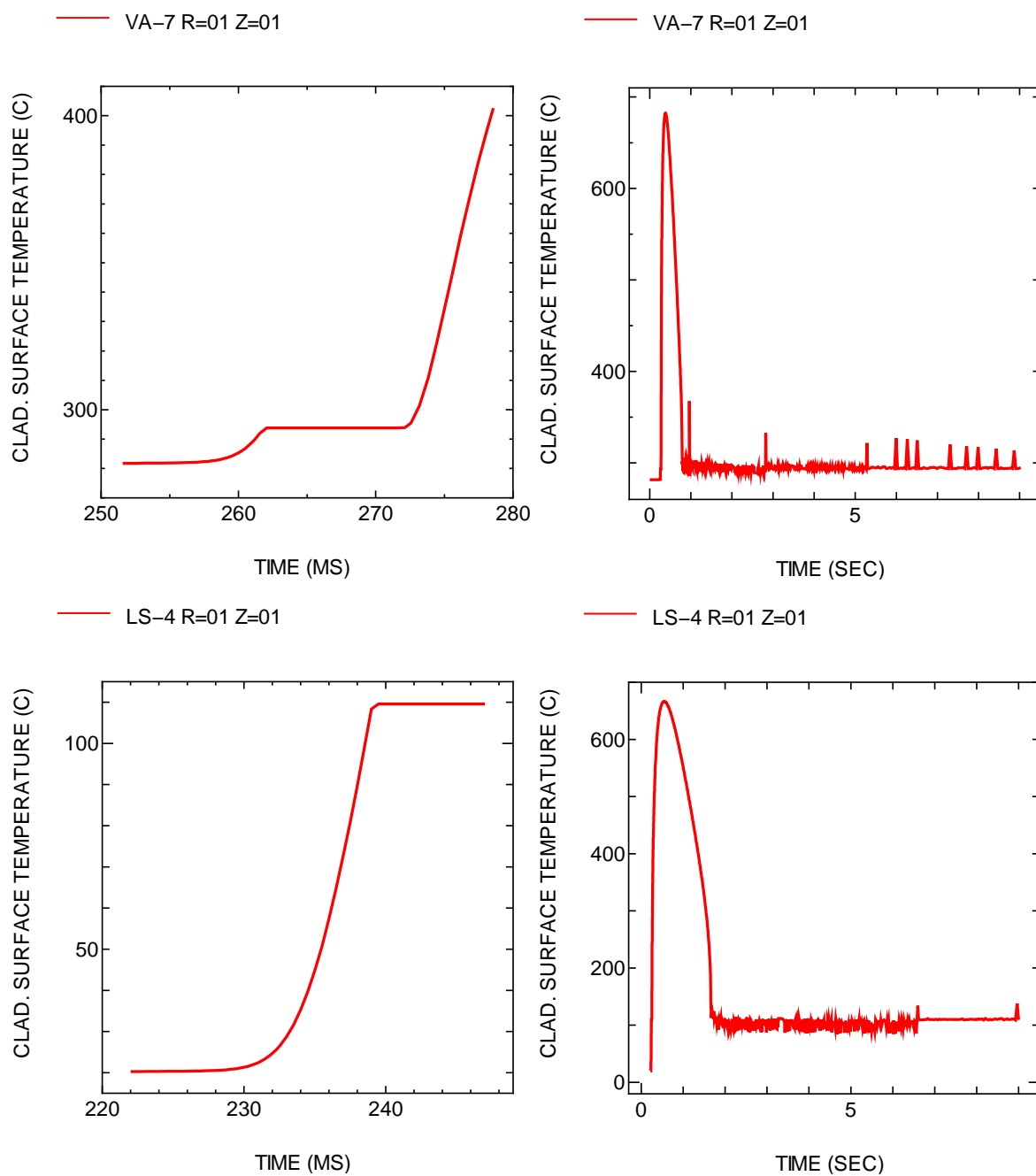


図 4.4-21 RIA 実験時被覆管表面温度履歴 (解析結果)

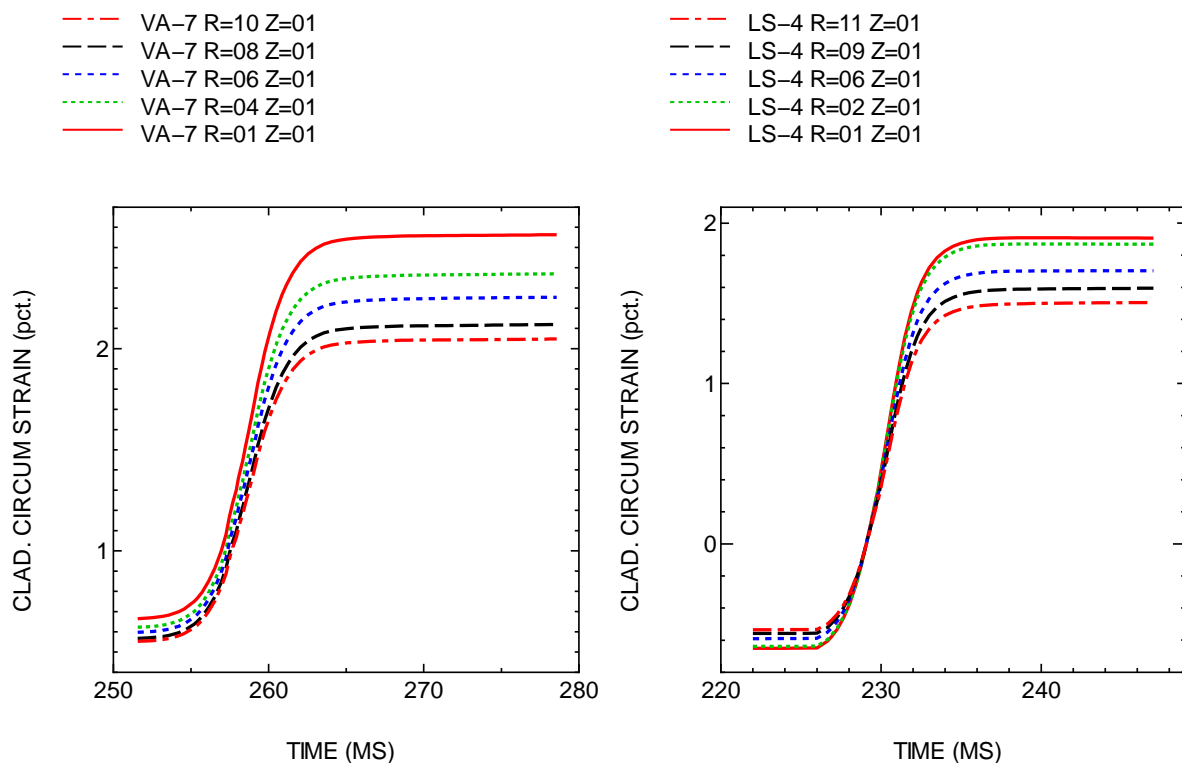


図 4.4-22 RIA 実験時被覆管周方向全ひずみ履歴 (解析結果)

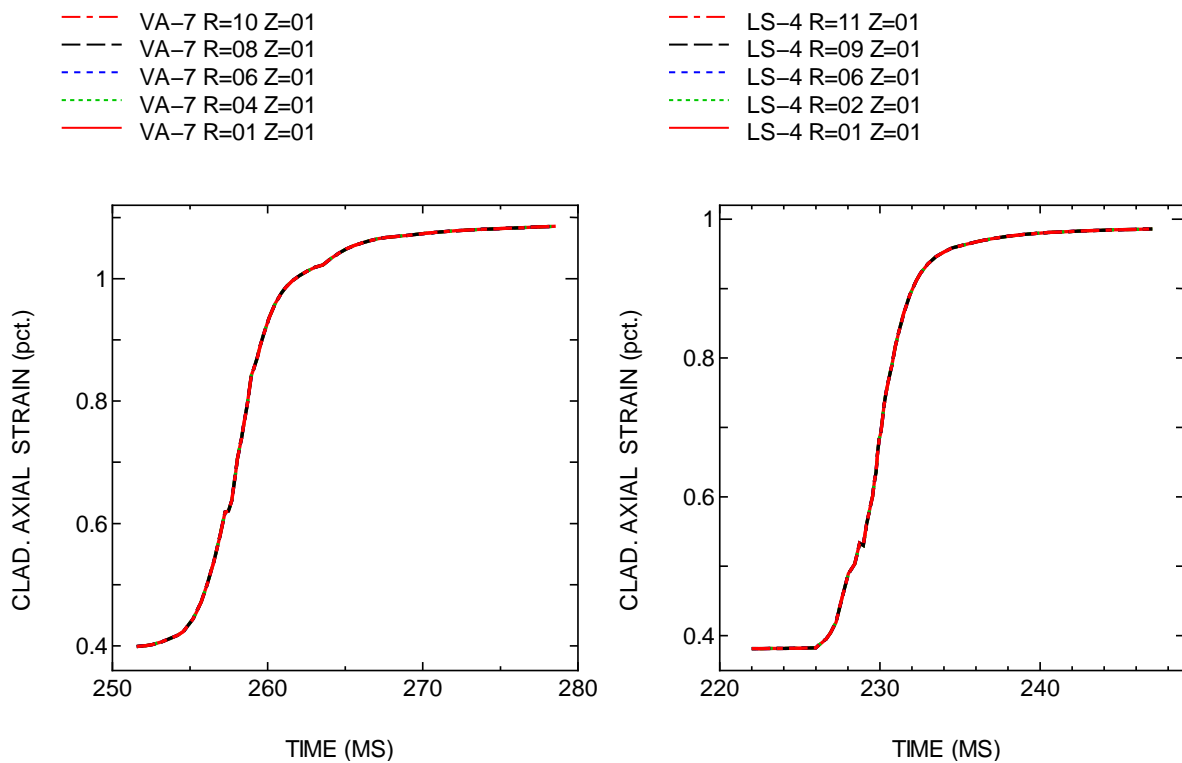


図 4.4-23 RIA 実験時被覆管軸方向全ひずみ履歴 (解析結果)

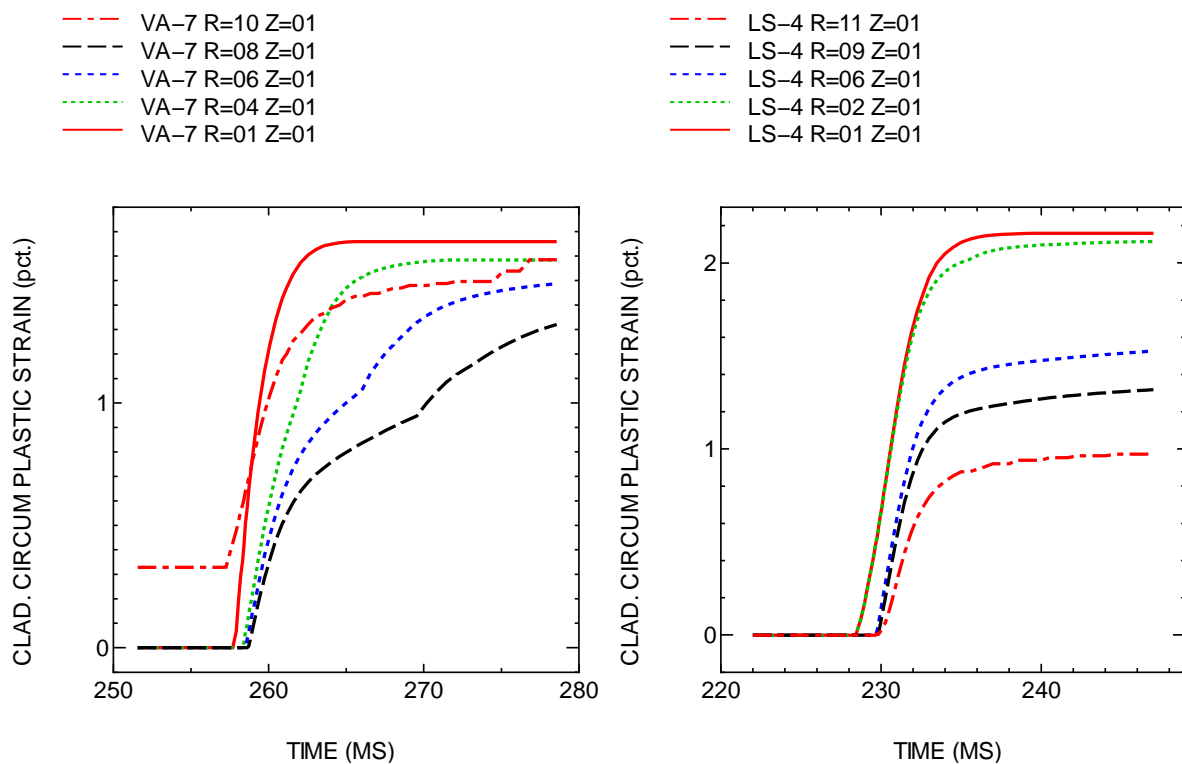


図 4.4-24 RIA 実験時被覆管周方向塑性ひずみ履歴 (解析結果)

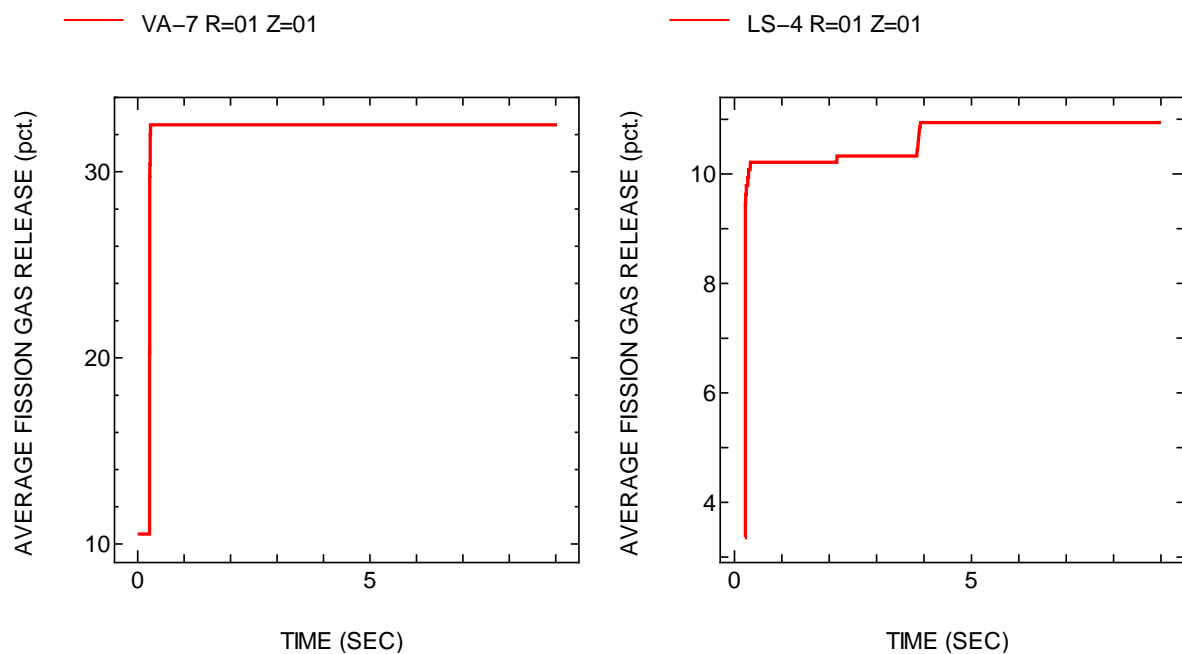


図 4.4-25 RIA 実験時 FP ガス放出率履歴 (解析結果)

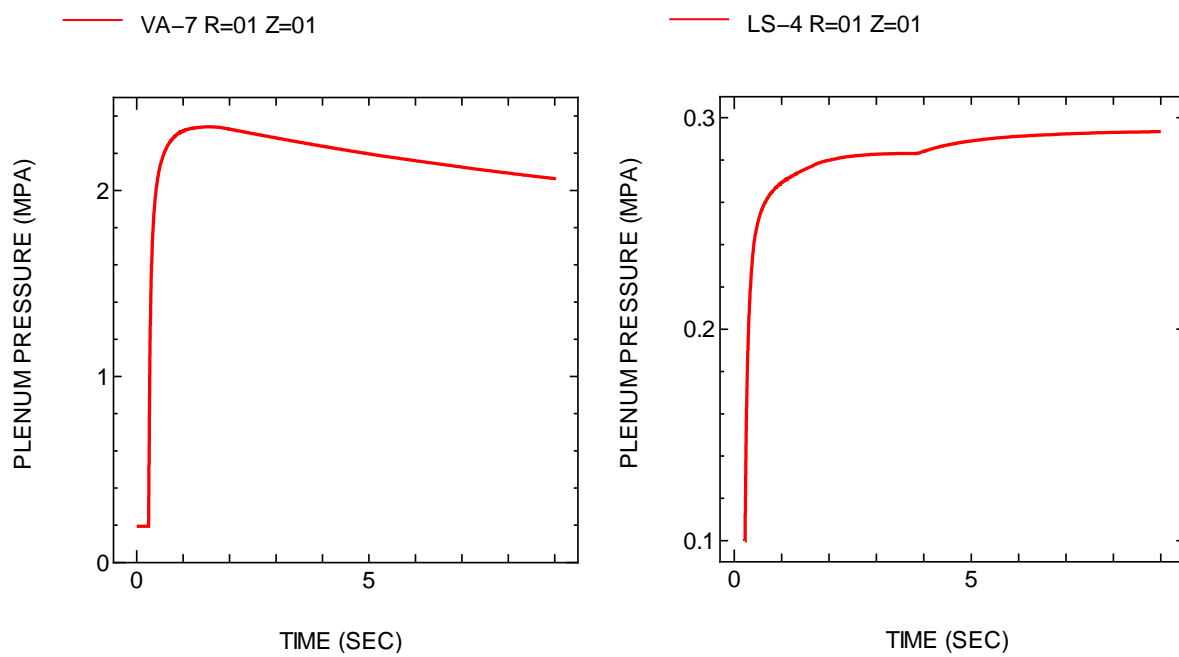
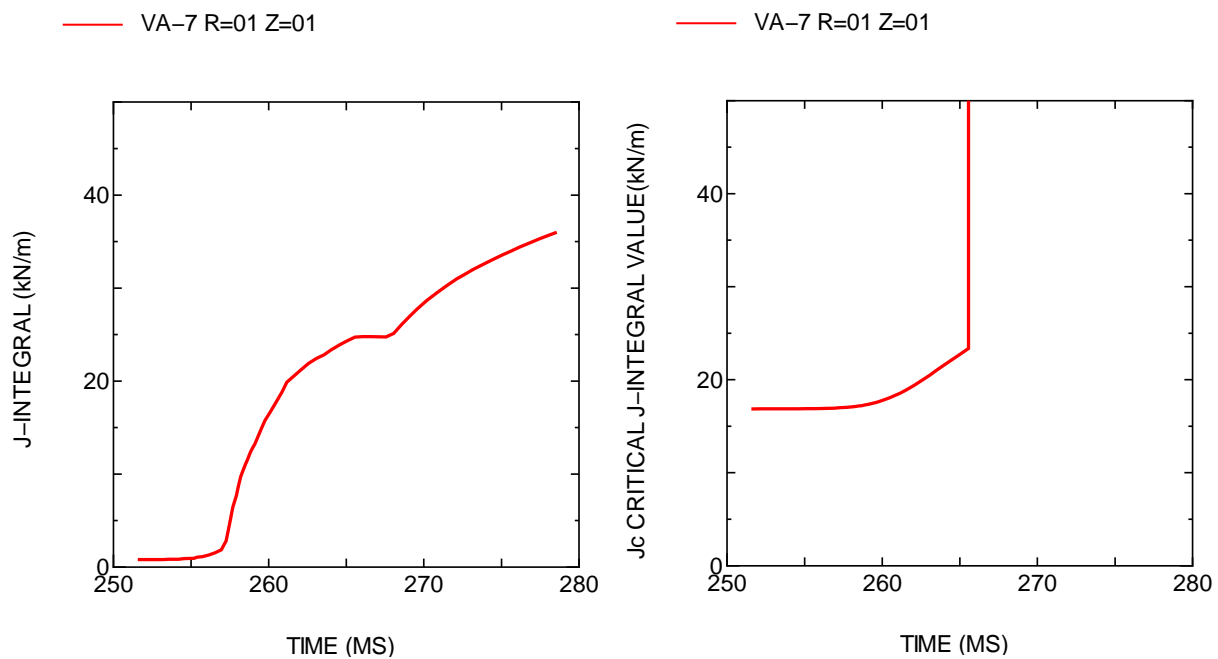
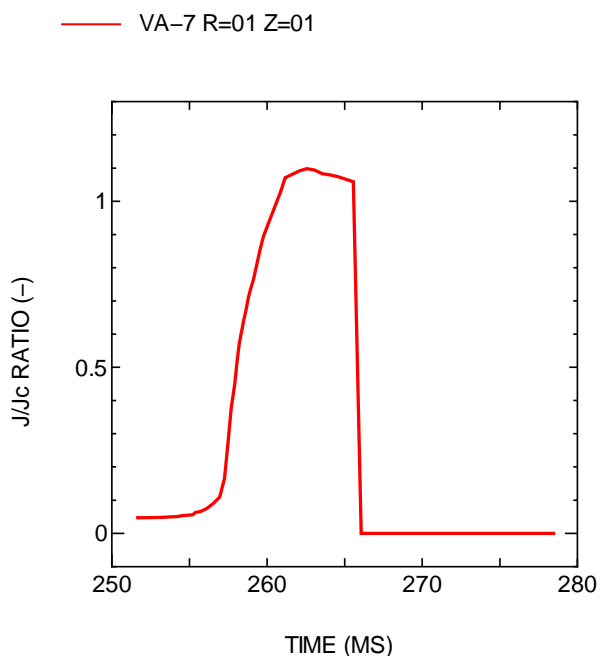


図 4.4-26 RIA 実験時燃料棒内圧 (解析結果)



(1) J 積分値履歴

(2) Jc 値履歴



(3) J 積分値/Jc 比履歴

図 4.4-27 J 積分に基づく VA-7 実験の破損限界評価結果

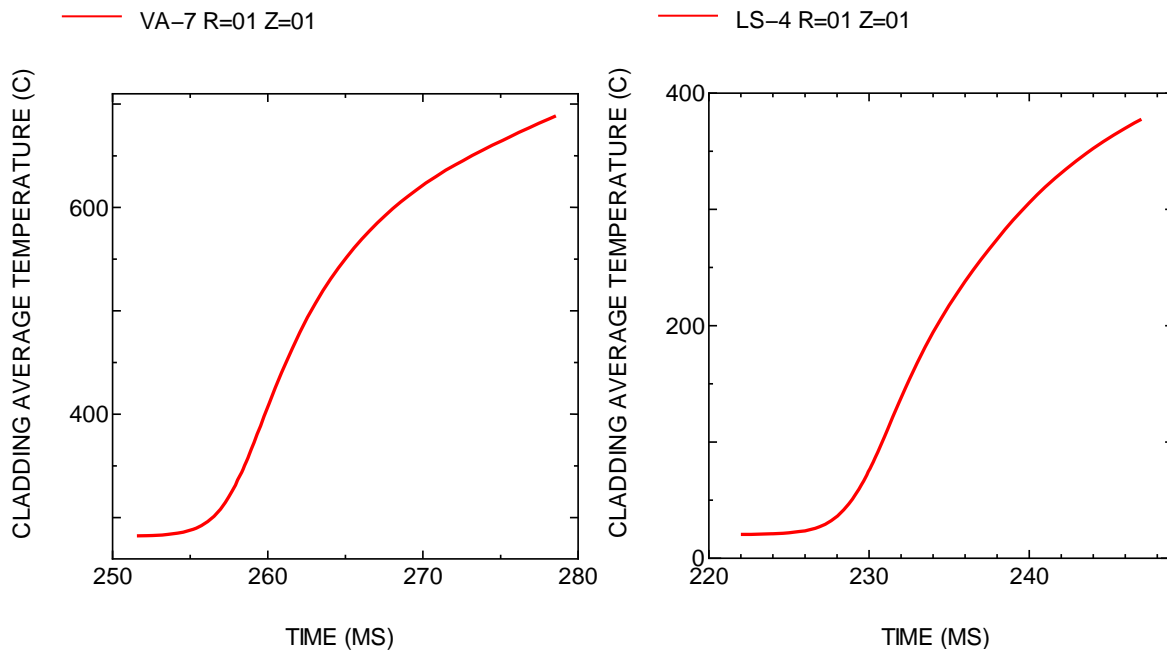


図 4.4-28 RIA 実験時被覆管平均温度履歴 (解析結果)

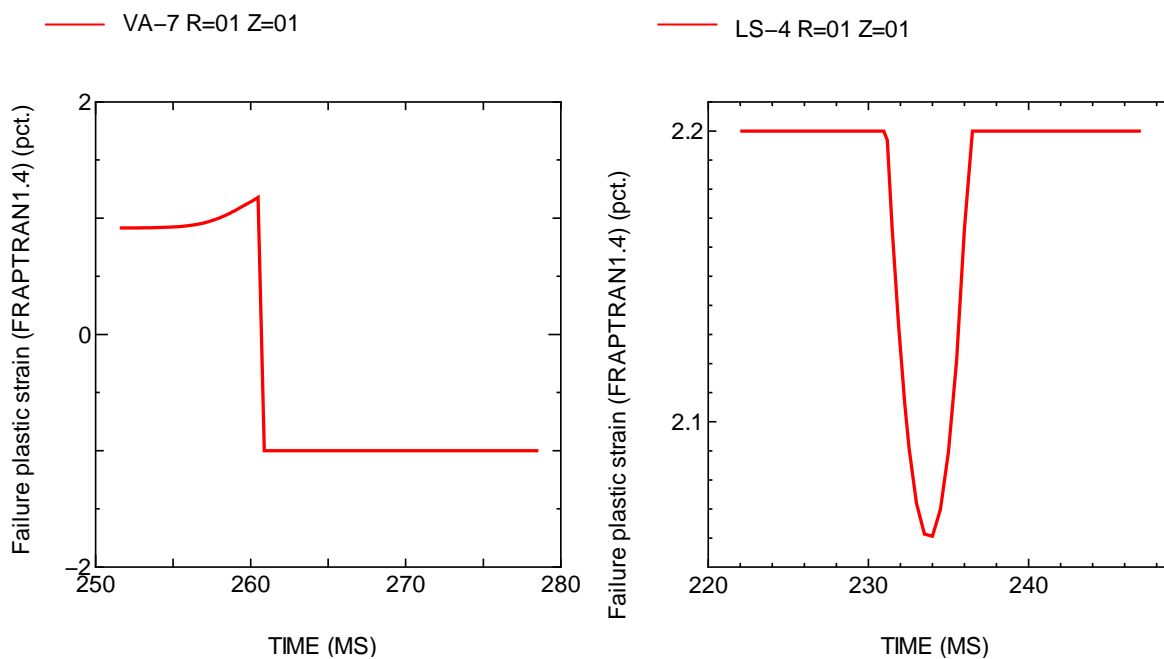


図 4.4-29 FRAPTRAN1.4 モデルによる被覆管破損限界履歴 (解析結果)

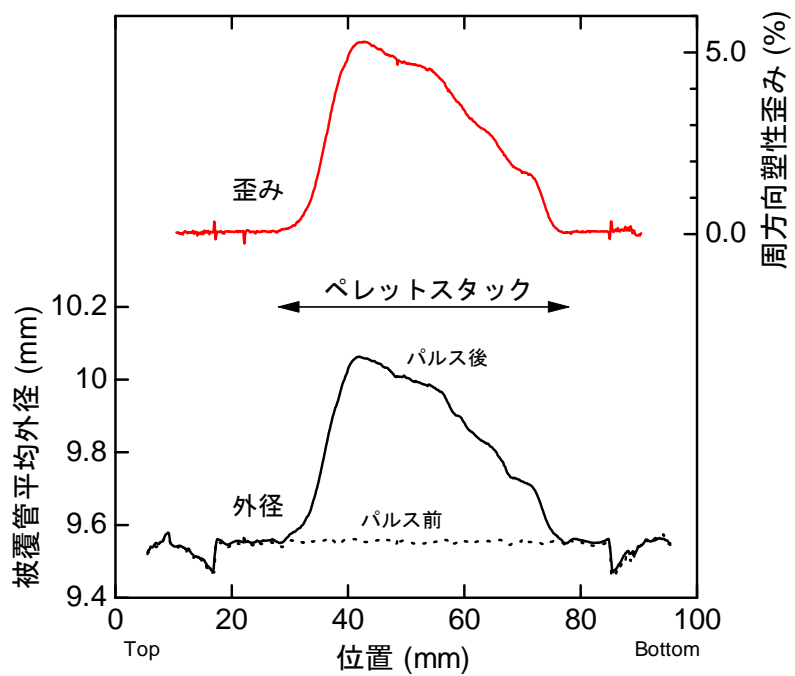


図 4.4-30 前年度までに報告済の VA-7 実験前後の燃料棒外径(PIE 結果)

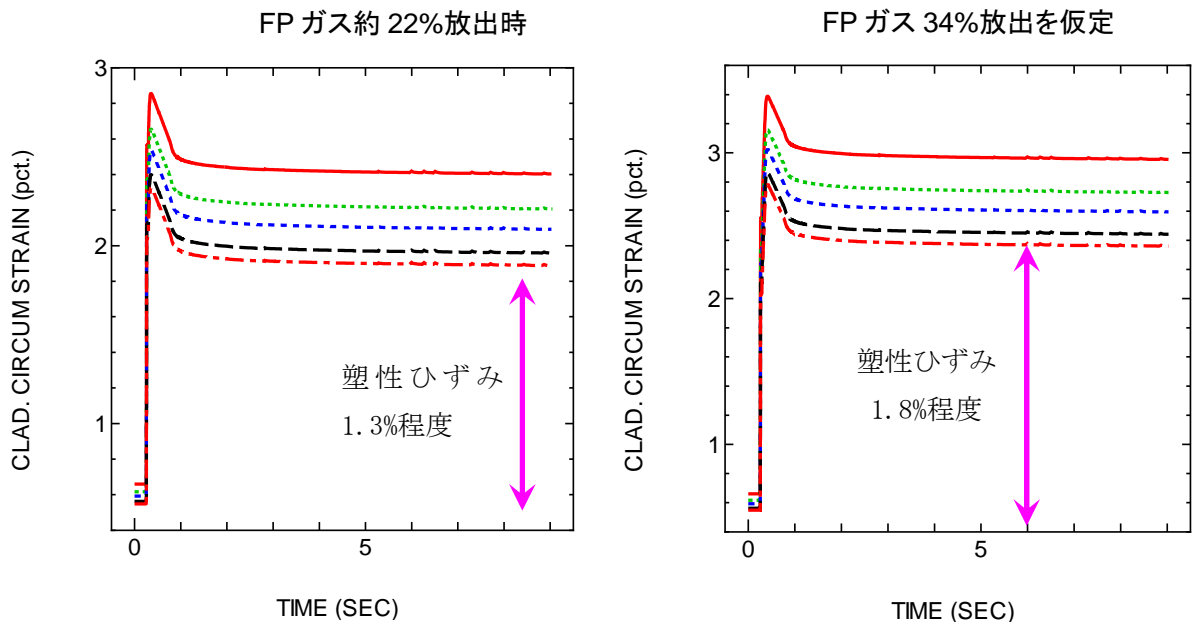


図 4.4-31 FP ガス放出率の感度解析結果

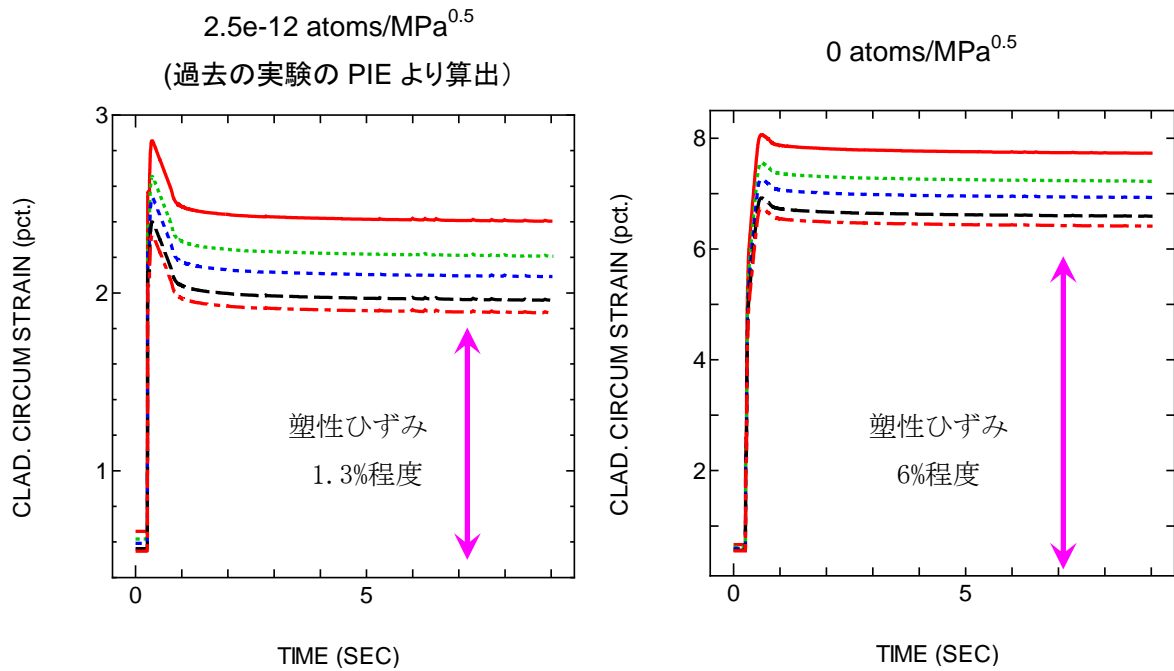


図 4.4-32 FP ガス浸透速度の比例係数の感度解析結果

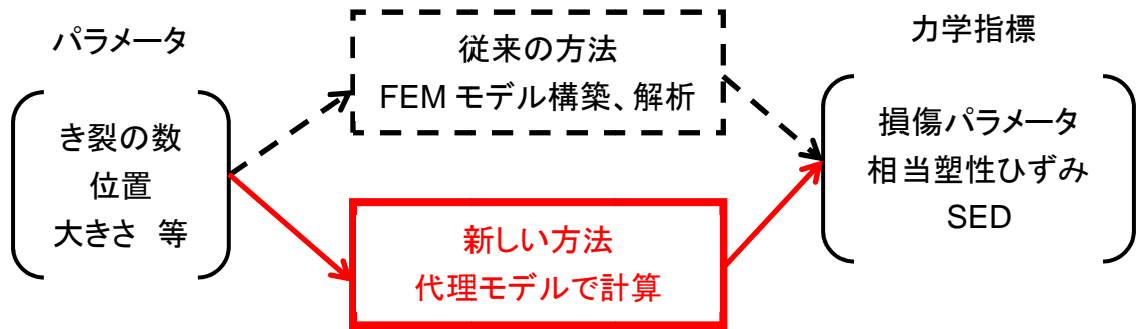


図 4.4-33 き裂評価方法の概略

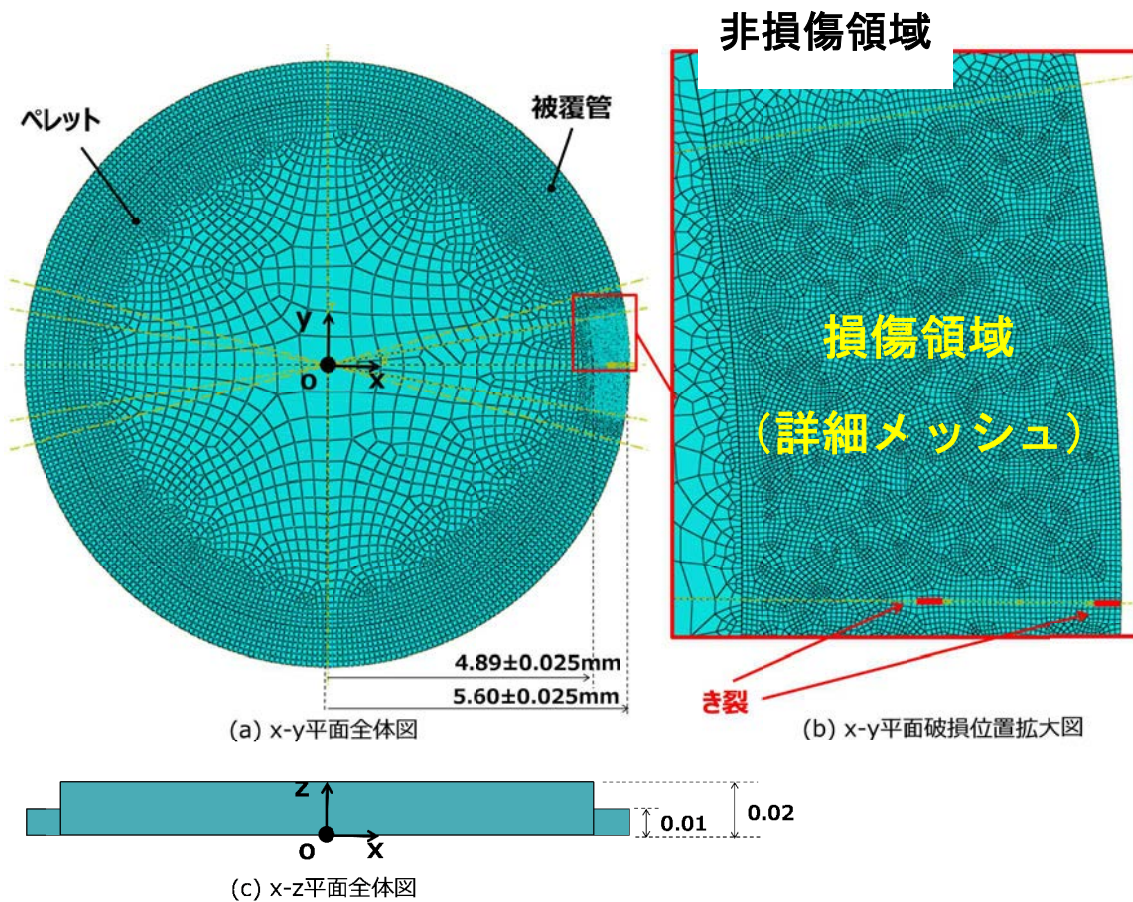
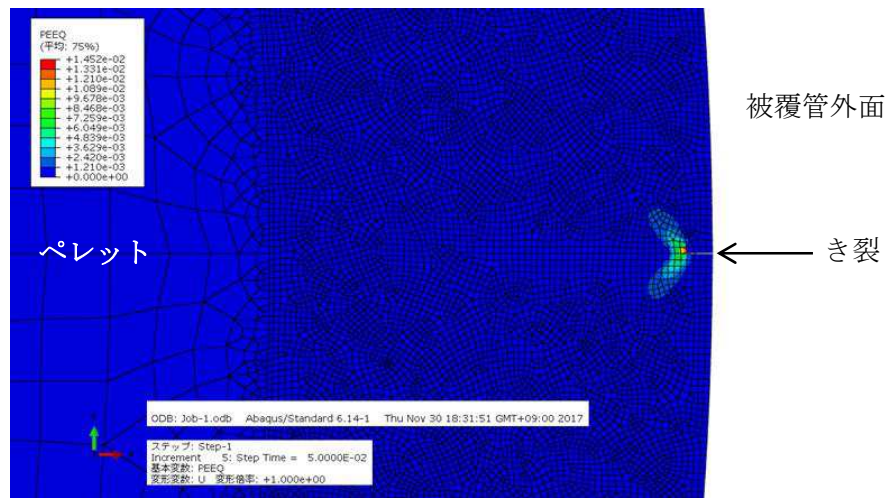
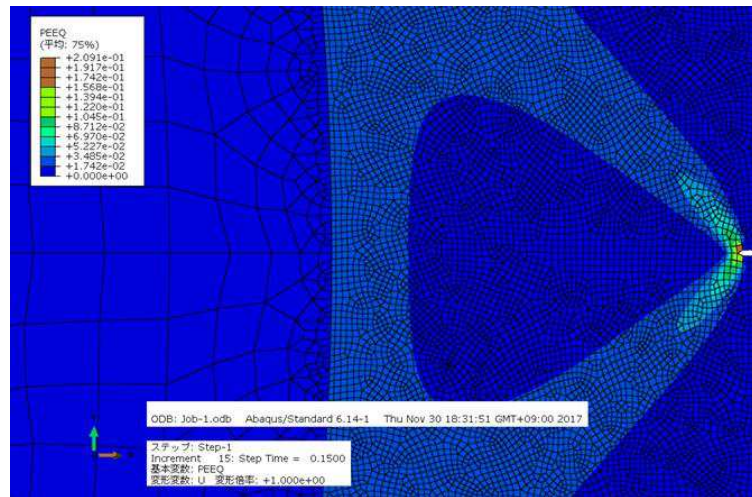


図 4.4-34 燃料棒 FEM モデルの解析メッシュ

(t=0.05s)



(t=0.15s)



(t=0.268s)

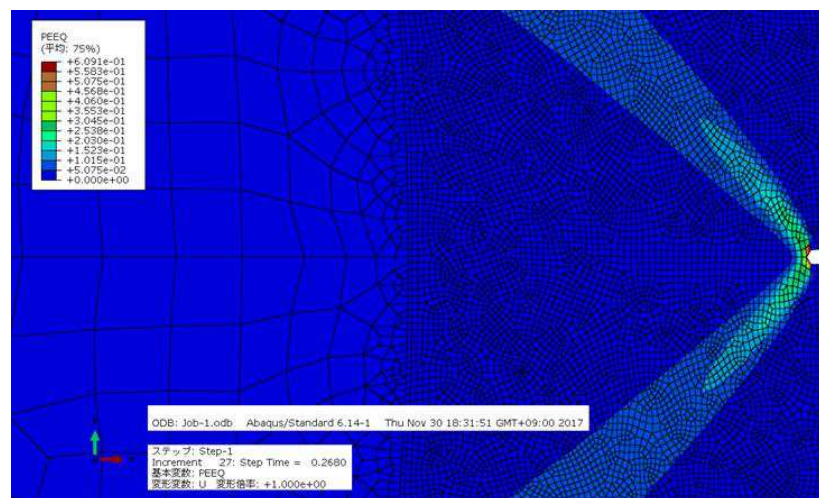
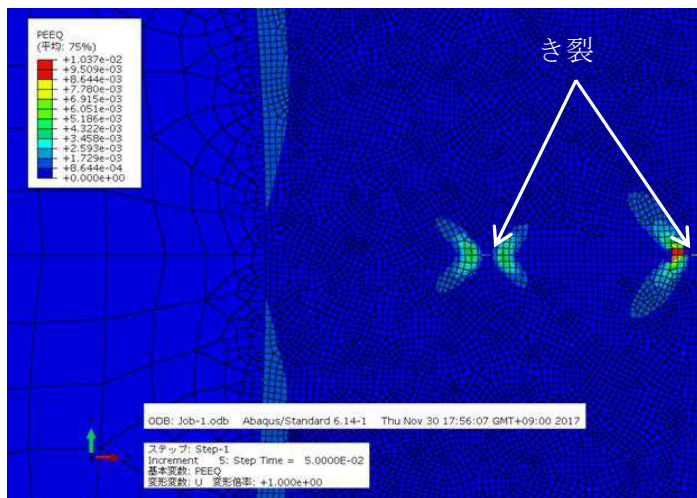
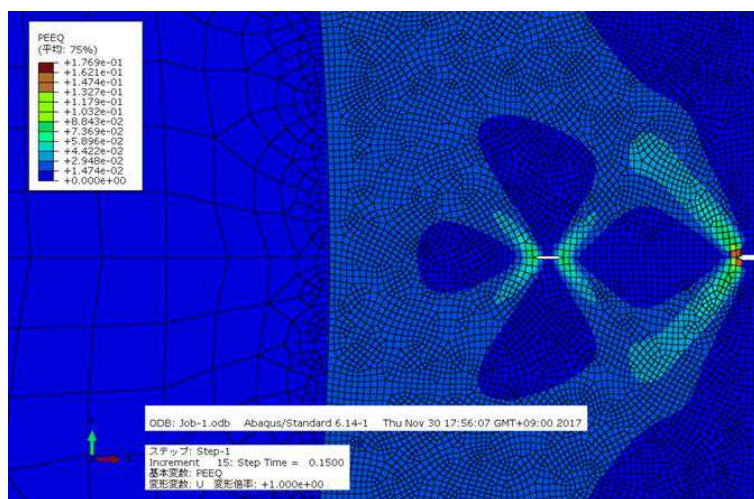


図 4.4-35 相当塑性ひずみの FEM 解析結果 (き裂 1 本)

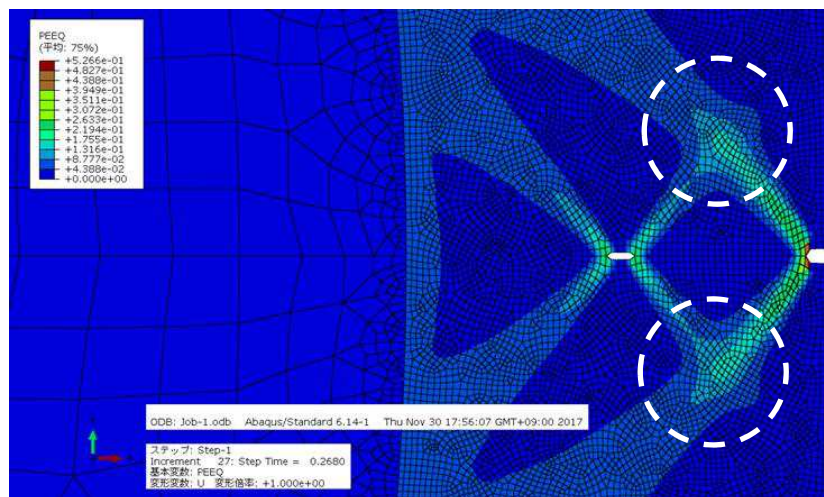
(t=0.05s)



(t=0.15s)

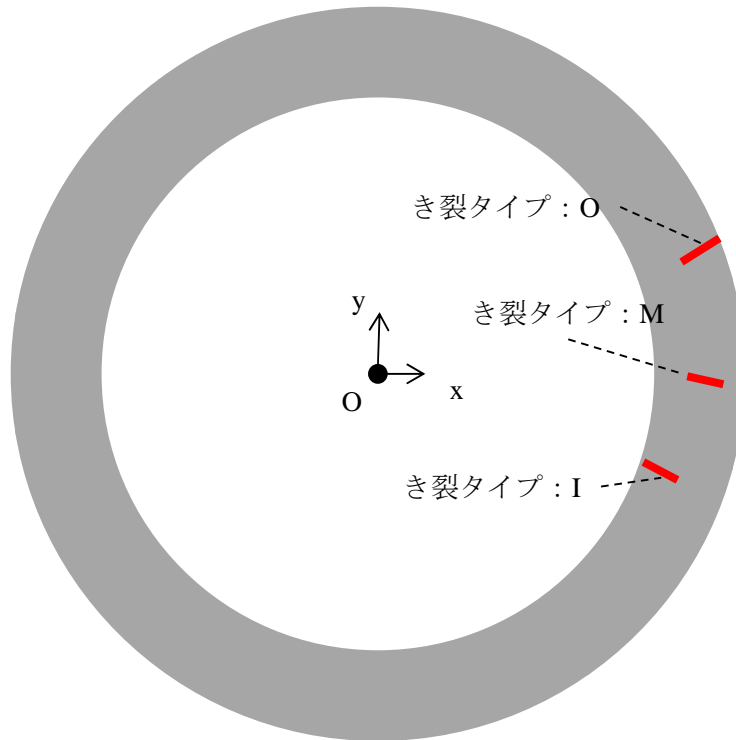


(t=0.268s)

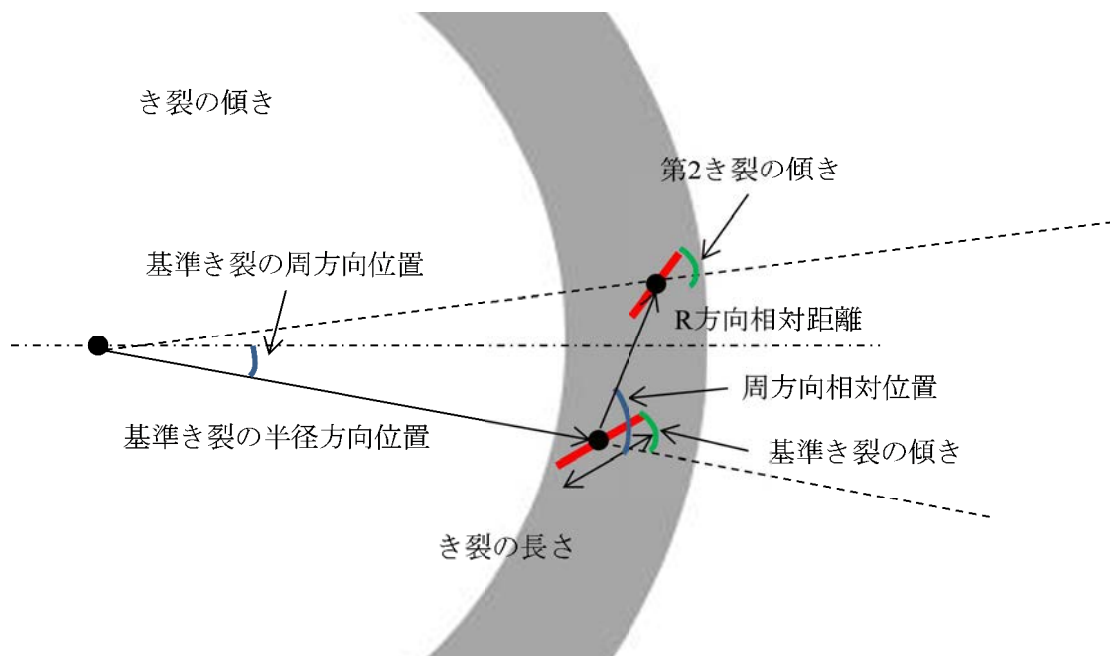


交差する
位置でひ
ずみが大
きい

図 4.4-36 相当塑性ひずみ FEM 解析結果 (き裂 2 本)



(1) き裂タイプの分類



(2) き裂の位置関係の定義

図 4.4-37 き裂条件に関するパラメータ

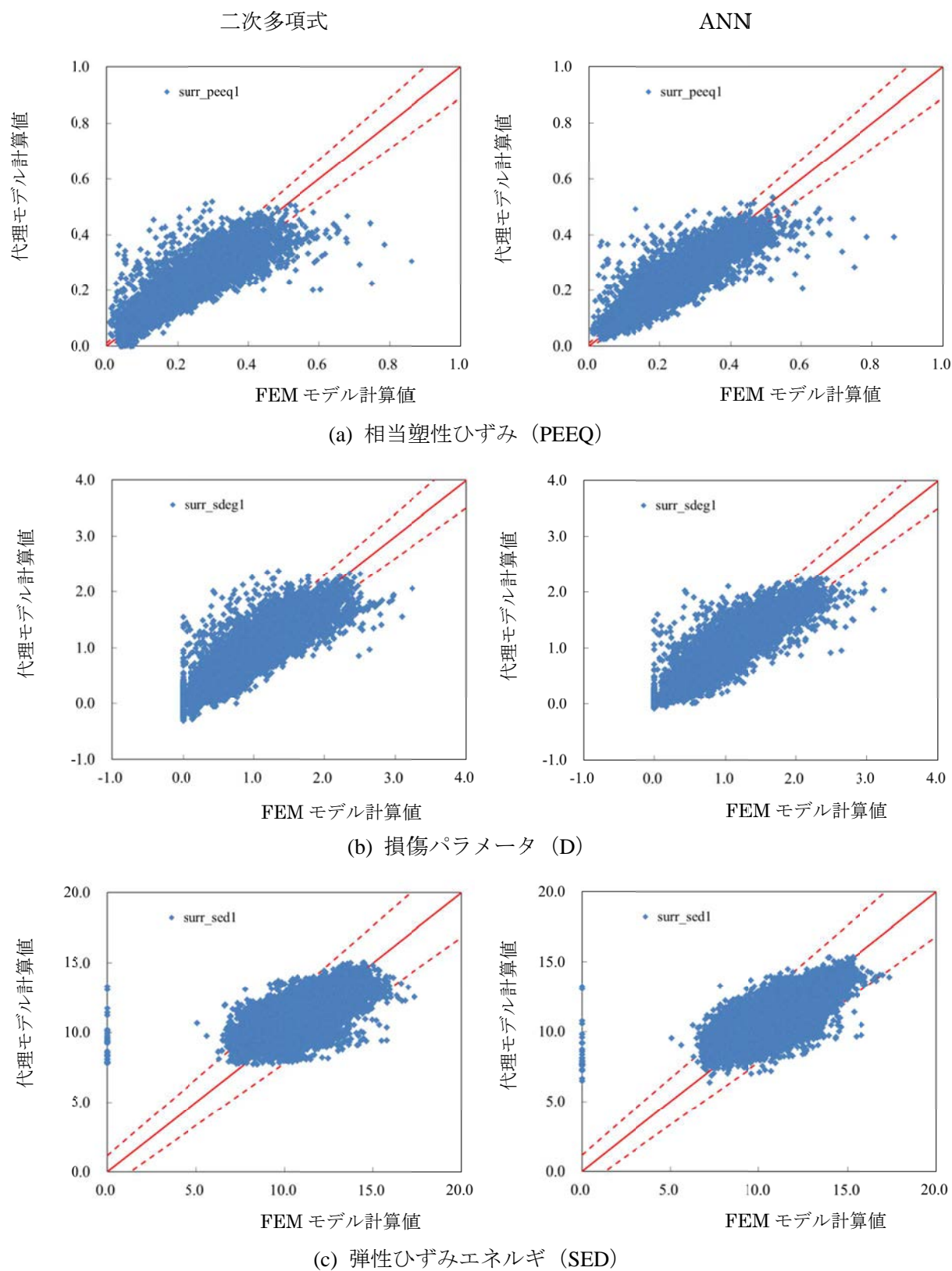


図 4.4-38 代理モデル(二次式及び ANN)と FEM 解析結による力学指標の比較 (き裂端点)

4.5 LOCA 試験

スペイン・バンデロス炉において照射され、平成 23 年度に急冷破断試験に供した M-MDA 被覆管、及び同じくスペイン・バンデロス炉において照射され、平成 26 年度に急冷破断試験に供した低スズ ZIRLO 被覆管に対し急冷破断試験後の分析・評価を実施した。また、仏国・グラブリン炉において照射され、平成 28 年度に 4 点曲げ試験に供した M5 被覆管、スペイン・バンデロス炉において照射され、平成 27 年度に 4 点曲げ試験に供した低スズ ZIRLO 被覆管、及びスイス・ライプシュタット炉において照射され、平成 28 年度に 4 点曲げ試験に供した Zircaloy-2 (Zry-2, LK3) 被覆管に対し、4 点曲げ試験後の分析・評価を実施した。さらに、仏国・グラブリン炉において照射され、平成 27 年度に酸化速度評価試験に供した M5 被覆管、スペイン・バンデロス炉において照射され、平成 27 年度及び 28 年度に酸化速度評価試験に供した低スズ ZIRLO 被覆管、並びにスイス・ライプシュタット炉において照射され、平成 28 年度に酸化速度評価試験に供した Zry-2 (LK3) 被覆管に対して、酸化速度評価試験後の分析を実施した。

4.5.1 急冷破断試験

(1) 急冷破断試験後の分析・評価

(a) MMDA1 に対する分析・評価

平成 23 年度に急冷破断試験に供した燃料被覆管の材料である M-MDA は耐食性を高めるとともに水素吸収率を低減させ、また機械的強度を向上させる目的で Zr に Nb 及び Sn をそれぞれ 0.5 wt% 程度、Fe 及び Cr をそれぞれ 0.3–0.4 wt% 程度添加した Zr-Sn-Fe-Cr-Nb 系合金である。急冷破断試験に用いた試験燃料棒は長さ約 190 mm であり、スペイン・バンデロス炉で照射された PWR ウラン燃料セグメント AP2-2 から採取した（以後、MMDA1 という）。MMDA1 の情報を表 4.5-1 に示す。

本年度は MMDA1 に対して断面ミクロ組織観察及び水素分析を行った。図 4.5-1 に MMDA1 の試験後の外観写真と金相試料の採取位置を示す。

MMDA1 は急冷破断試験中に破断しなかった。MMDA1 は熱電対 No. 2 の下約 5 mm の高さ、熱電対 No. 1–3 を溶接した方向から約 180°回転した方向に破裂開口が生じている。破裂開口は熱電対溶接位置から離れており、膨れ及び破裂に関し熱電対溶接の影響はないと考えられる。破裂開口の長さは約 4.9 mm、幅は約 2.2 mm であった。また、破裂開口の正射影の面積は約 6.6 mm² であった。被覆管は完全に冷却した後も破断することはなかった。熱電対 No. 1、2 及び 4 の位置における温度から二次関数補間により推定される破裂開口部での平均酸化温度は 1505 K であり、等温酸化時間は 112 s であった⁽¹⁾。

破裂開口中央位置の断面マクロ写真を図 4.5-2 に示す。マクロ写真に対する画像解析から求められる膨れ率は 26.0% であった。通常運転中に被覆管外表面に形成された腐食酸化膜及び急冷破断試験時の膨れによる被覆管の肉厚減少を考慮した金属層厚さに対し、等温酸化中の破裂開口位置における被覆管表面の平均温度と等温酸化時間から、被覆管内外面

の両面酸化を仮定し Baker–Just 酸化速度式^②)を用いて計算される酸化量は 21.6%ECR である。なお、初期（試験前）の金属層厚さに対する酸化量は 16.7%ECR となる。

図 4.5-2 中の位置 A–D における拡大写真（腐食（エッチング）前及び腐食後）を図 4.5-3 に示す。被覆管外面については全周に渡って酸化膜が形成されている。位置 C における外面酸化膜厚さは最大で 28%ほど薄かった。この位置 C においては、通常運転中に被覆管外面に形成された腐食酸化膜がほぼ全面に渡り残存していることから、この腐食酸化膜が有する高温水蒸気中での酸化抑制効果が酸化膜成長に影響したと考えられる。被覆管内面については位置 C を除き酸化膜が形成されている。位置 C においては被覆管内面に酸化膜の形成が確認できなかった。この原因として、C 部は破裂開口部の反対側に位置するため、破裂開口部から被覆管内部に流入する水蒸気量が他の部位に比べ少なく酸化が進まなかったことが挙げられる。加えて、位置 C は外面の酸化膜も薄いことから、試験時の被覆管周方向に温度分布が生じており、位置 C において温度が低かったことが酸化膜が薄くなった原因として推測される。円周方向 5 か所で測定した急冷破断試験中に被覆管外面に形成した酸化膜厚さの平均値は $(41 \pm 5) \mu\text{m}$ 、位置 C を除く円周方向 4 か所で測定した急冷破断試験中に被覆管内面に形成した酸化膜厚さの平均値は $(44 \pm 6) \mu\text{m}$ であった。

図 4.5-4 に急冷破断試験中に吸収された水素量（試験後濃度と初期濃度との差）の軸方向分布を示す。分析には高温抽出法を用いた。同図には比較として平成 18、19、23、25 及び 27 年度に急冷破断試験に供した照射材の水素吸収量（試験後水素濃度と初期水素濃度との差）⁽³⁻⁷⁾を併せて示す。MMDA1 の初期水素濃度には本試験に供した燃料棒の両端位置で測定した水素吸収量の平均値を採用し、その値は 249 wppm であった。MMDA1 の破裂開口部中心から上側 19、39、60 mm の位置、及び下側約 22、約 40、約 60 mm の位置において試験中に吸収された水素濃度はそれぞれ、575、-5、-4、59、-19、-12 wppm であった。一般には、破裂開口近傍における水素吸収量は少なく、破裂開口部中心から 20–50 mm 程度離れた位置で水素吸収量のピークが生じることが多い。MMDA1 においては破裂開口中心位置における水素吸収量を評価していないものの、破裂開口部中心から約 20 mm 離れた位置に水素吸収量のピークが生じたと推測される。

(b) LZIR5 に対する分析・評価

平成 26 年度に急冷破断試験に供した燃料被覆管の材料である低スズ ZIRLO は、耐食性が良好で水素吸収率も低いと考えられている Zr に Nb を 1.0 wt% 添加した Zr-Nb 二元合金をベースとして、機械的強度の向上のため Sn を 1.0 wt% 及び Fe を 0.1 wt% 添加した Sn-Fe-Nb 系ジルコニウム基合金である ZIRLO の Sn 含有量を 0.6–0.8 wt% 程度まで低下させ、更なる耐食性の向上を図ったものである。急冷破断試験に用いた燃料は長さ約 190 mm であり、スペイン・バンデロス炉で照射された PWR ウラン燃料セグメント AP2-8 から採取した（以後、LZIR5 という）。LZIR5 の情報を表 4.5-1 に示す。

LZIR5 については、平成 27 年度に急冷破断試験後の破壊試験として断面マイクロ組織観

察を実施した。本年度は同破壊試験として水素分析を実施した。

図 4.5-5 に急冷破断試験中に吸収された水素量（試験後水素濃度と初期水素濃度との差）の軸方向分布を示す。分析には高温抽出法を用いた。同図には比較として平成 18、19、23、25 及び 27 年度に急冷破断試験に供した照射材の水素吸収量（試験後水素濃度と初期水素濃度との差）⁽³⁻⁷⁾を併せて示す。LZIR5 の初期水素濃度には本試験に供した燃料棒の両端位置で測定した水素吸収量の平均値を採用し、その値は 123 wppm であった。LZIR5 の破裂開口部中心から上側 0、18、38、57 mm の位置、及び下側 20、38、58 mm の位置において試験中に吸収された水素濃度はそれぞれ、-13、1448、968、39、959、109 及び 28 wppm であった。LZIR5 は破裂開口部中心から約 20 mm 離れた位置に水素吸収量のピークが確認された。LZIR5 の水素吸収のピーク位置及び水素吸収量は未照射の Zircaloy-4 (Zry-4) 被覆管の文献値⁽⁸⁻¹⁰⁾と比較してほぼ同等であった。

4.5.2 4 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。これまで、LOCA 時及び LOCA 後の燃料被覆管の延性及び強度を評価するために様々な機械試験が実施されてきた。しかしながら、これらの機械試験の大部分は破裂していない被覆管試料に対する試験であり、これらの試験結果のみから、LOCA 時に発生し得る膨れ及び破裂開口、この破裂開口から燃料棒内に侵入した水蒸気による内面酸化及び二次水素化、等を有する燃料被覆管について地震等の外力作用時の機械強度を評価することは困難である。

このような軸方向に異なる形状及び材料特性の分布を有する燃料被覆管の機械強度を評価する手法として 4 点曲げ試験がある。4 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。この特長に着目して、原子力機構では 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未照射の Zry-4 及び Zry-2 被覆管を対象とした 4 点曲げ試験を実施し、それらの機械強度に係るデータを取得してきた⁽¹¹⁾。しかしながら、LOCA 後の燃料被覆管の機械強度について、燃焼の進展や材料の改良が及ぼす影響に関する十分な知見が得られていないことから、本事業において急冷破断試験に供した高燃焼度改良型燃料被覆管を対象とした 4 点曲げ試験を実施してきた。本年度は、平成 28 年度までに 4 点曲げ試験に供した高燃焼度 M5、低スズ ZIRLO、及び Zry-2 (LK3) 被覆管に対する試験後の分析・評価を実施した。

(1) 4 点曲げ試験後の分析・評価

(a) LMF13 に対する分析・評価

平成 28 年度に 4 点曲げ試験に供した燃料被覆管の材料である M5 は、耐食性を高める

とともに水素吸収率を低減させ、また機械的強度を向上させる目的で Zr に Nb を 1.0 wt% 程度、Fe を 0.04 wt% 程度添加した Zr-Nb 系合金である。4 点曲げ試験に用いた試験燃料棒は長さ約 190 mm であり、仏国・グラブリン炉で照射された PWR ウラン燃料セグメント AP2-10 から採取した（以後、LMFI3 という）。LMFI3 の情報を表 4.5-2 に示す。

本年度は LMFI3 に対して断面マイクロ組織観察及び水素分析を行った。図 4.5-6 に LMFI3 の試験後の外観写真と金相試料の採取位置を示す。

LMFI3 は急冷破断試験中に破断しなかった。急冷破断試験において LMFI3 には熱電対 No. 1 及び 2 の間の高さ（中間高さより 10 mm 程度上）、熱電対 No. 1-3 を溶接した方向から 270°回転した方向に破裂開口が生じた。破裂開口は熱電対溶接位置から離れており、膨れ及び破裂に関し熱電対溶接の影響はないと考えられる。破裂開口の長さは約 9.6 mm、幅は約 0.9 mm であった。また、破裂開口の正射影の面積は約 7.2 mm² であった。被覆管は完全に冷却した後も破断することはなかった。熱電対 No. 1、2 及び 3 の位置における平均温度から二次関数補間を用いて推定される破裂開口部での平均酸化温度は 1474 K であり、等温酸化時間は 187 s であった⁽⁵⁾。

破裂開口中央位置の断面マクロ写真を図 4.5-7 に示す。マクロ写真に対する画像解析から求められる膨れ率は 27.2% であった。通常運転中に被覆管外表面に形成された腐食酸化膜及び急冷破断試験時の膨れによる被覆管の肉厚減少を考慮した金属層厚さに対し、等温酸化中の破裂開口位置における被覆管表面の平均温度と等温酸化時間から、被覆管内外面の両面酸化を仮定し Baker-Just 酸化速度式⁽²⁾を用いて計算される酸化量は 21.5% ECR である。なお、初期（試験前）の金属層厚さに対する酸化量は 16.5% ECR となる。

図 4.5-7 中の位置 A-D における拡大写真（腐食（エッチング）前及び腐食後）を図 4.5-8 に示す。被覆管の内外面には全周に渡ってほぼ均一な酸化膜が形成されている。円周方向 5 か所で測定した急冷破断試験中に被覆管外面に形成した酸化膜厚さの平均値は (44 ± 5) μm、被覆管内面に形成した酸化膜厚さの平均値は (46 ± 6) μm であり、被覆管の内外面の両面はほぼ同等に酸化したと考えられる。

図 4.5-9 に急冷破断試験中に吸収された水素量（試験後水素濃度と初期水素濃度との差）の軸方向分布を示す。分析には高温抽出法を用いた。同図には比較として平成 18、19、23、25 及び 27 年度に急冷破断試験に供した照射材の水素吸収量（試験後水素濃度と初期水素濃度との差）⁽³⁻⁷⁾を併せて示す。LMFI3 の初期水素濃度には本試験に供した燃料棒の両端位置で測定した水素吸収量の平均値を採用し、その値は 64 wppm であった。LMFI3 の破裂開口部中心から上側 0、20、40、60 mm の位置、及び下側 20、40、60 mm の位置において試験中に吸収された水素濃度はそれぞれ、412、2063、46、-13、1603、16、11 wppm であった。LMFI3 においては、破裂開口部中心から上側に 20 mm 離れた位置で水素吸収量が最も多かった。LMFI3 の水素吸収のピーク位置及び水素吸収量は未照射の Zry-4 被覆管⁽⁸⁻¹⁰⁾と比較してほぼ同等であった。

(b) LZIR4 に対する分析・評価

平成 27 年度に 4 点曲げ試験に供した高燃焼度低スズ ZIRLO 被覆管（以後、LZIR4 という）に対し、断面マイクロ組織観察及び水素分析を行った。LZIR4 の情報を表 4.5-2 に示す。図 4.5-10 に LZIR4 の試験後の外観写真と金相試料の採取位置を示す。

LZIR4 は急冷破断試験中に破断しなかった。急冷破断試験において LZIR4 には熱電対 No. 2 の高さ、熱電対 No. 1-3 を溶接した方向から約 180° 回転した方向に破裂開口が生じた。破裂開口は熱電対溶接位置から離れており、膨れ及び破裂に関し熱電対溶接の影響はないと考えられる。破裂開口の長さは約 17.2 mm、幅は約 2.1 mm であった。また、破裂開口の正射影の面積は約 24.4 mm² であった。被覆管は完全に冷却した後も破断することにはなかった。熱電対 No. 1、2 及び 3 の位置における温度から二次関数補間により推定される破裂開口部での平均酸化温度は 1474 K であり、等温酸化時間は 119 s であった⁽⁶⁾。

破裂開口中央位置の断面マクロ写真を図 4.5-11 に示す。マクロ写真に対する画像解析から求められる膨れ率は 39.7% であった。通常運転中に被覆管外表面に形成された腐食酸化膜及び急冷破断試験時の膨れによる被覆管の肉厚減少を考慮した金属層厚さに対し、等温酸化中の破裂開口位置における被覆管表面の平均温度と等温酸化時間から、被覆管内外面の両面酸化を仮定し Baker-Just 酸化速度式⁽²⁾を用いて計算される酸化量は 21.0% ECR である。なお、初期（試験前）の金属層厚さに対する酸化量は 14.6% ECR となる。

図 4.5-11 中の位置 A-D における拡大写真（腐食（エッチング）前及び腐食後）を図 4.5-12 に示す。被覆管の内外面には全周に渡ってほぼ均一な酸化膜が形成されている。円周方向 5 か所で測定した急冷破断試験中に被覆管に形成した酸化膜厚さの平均値は、被覆管の内外面共に (30 ± 2) μm であり、被覆管はその内外面でほぼ同等に酸化したと考えられる。

図 4.5-13 に急冷破断試験中に吸収された水素量（試験後水素濃度と初期水素濃度との差）の軸方向分布を示す。分析には高温抽出法を用いた。同図には比較として平成 18、19、23、25 及び 27 年度に急冷破断試験に供した照射材の水素吸収量（試験後水素濃度と初期水素濃度との差）⁽³⁻⁷⁾を併せて示す。LZIR4 の初期水素濃度には本試験に供した燃料棒の両端位置で測定した水素吸収量の平均値を採用し、その値は 144 wppm であった。LZIR4 の破裂開口部中心から上側 21、40、60 mm の位置、及び下側 1、20、40、60 mm の位置において試験中に吸収された水素濃度はそれぞれ、966、1111、81、101、1547、28、57 wppm であった。LZIR4 においては、破裂開口部中心から上側に 20-40 mm 離れた位置で水素吸収量が最も多かった。LZIR4 の水素吸収のピーク位置及び水素吸収量は未照射の Zry-4 被覆管⁽⁸⁻¹⁰⁾と比較してほぼ同等であった。

(c) LZRT4 に対する分析・評価

平成 28 年度に 4 点曲げ試験を実施した燃料被覆管の材料である Zry-2 は Fe、Cr、Ni の添加量を Zry-2 の規格の範囲内ではあるが高い側で制御したものであり、LK3 と呼ばれる。この Zry-2 被覆管の内側には厚さ 70 μm のジルコニウムが内張りされており、ジルコニウ

ムライナ管である。4点曲げ試験に用いた燃料は長さ約 190 mm であり、スイス・ライブシュタット炉で照射された BWR ウラン燃料セグメント AP2-20 から採取した（以後、LZRT4 という）。LZRT4 の情報を表 4.5-2 に示す。LZRT4 については、平成 28 年度に 4 点曲げ試験後の破壊試験として断面マイクロ組織観察を実施した。本年度は同破壊試験として、水素分析を実施した。

図 4.5-14 に急冷破断試験中に吸収された水素量（試験後水素濃度と初期水素濃度との差）の軸方向分布を示す。分析には高温抽出法を用いた。同図には比較として平成 18、19、23、25 及び 27 年度に急冷破断試験に供した照射材の水素吸収量（試験後水素濃度と初期水素濃度との差）^(3,7)を併せて示す。LZRT4 の初期水素濃度には本試験に供した燃料棒の両端位置で測定した水素吸収量の平均値を採用し、その値は 395 wppm であった。LZRT4 は、破裂開口中央位置において LOCA 時の水素吸収量が最大となる傾向を示した。破裂開口中央位置において LOCA 時の被覆管の水素吸収量が增大する傾向は、平成 18 年度に本事業において取得した高燃焼度 MDA 被覆管⁽²⁾、並びに先行研究において報告されている 39-44 GWd/t まで照射された Zry-4 被覆管⁽¹²⁾及び未照射 Zry-4 被覆管⁽⁸⁾の一部についても確認されている。先行研究においては、LOCA 模擬試験時の水蒸気流量を小さくした場合に、破裂開口位置における LOCA 時の被覆管水素吸収量が增大することが報告されている⁽⁸⁾。また、破裂開口が小さく、燃料棒内部への水蒸気流量が小さいと考えられた高燃焼度 MDA 被覆管で破裂開口位置において水素吸収量が大きくなる傾向を示した⁽³⁾。LZRT4 は破裂開口面積が約 0.4 mm²と微小であり、被覆管の内面酸化が限定的であったことから、燃料棒内部に流入する水蒸気流量が小さかったと考えられる。このような場合には、破裂開口近傍において水素分圧が比較的高く、かつ被覆管内面は酸化膜の形成が限定的であり、水素吸収を妨げない状態にあると考えられ、破裂開口位置において観察された LOCA 時の被覆管の水素吸収量が大きくなる傾向を合理的に説明できる。従って、LZRT4 で観察された破裂開口位置において LOCA 時の被覆管水素吸収量が最大化する原因は、微小な破裂開口に起因する燃料棒内へ流入する水蒸気流量の低下にあると考えられる。

4.5.3 酸化速度評価試験

(1) 酸化速度評価試験後の分析

(a) OMFI2-6-15 に対する分析

平成 27 年度に酸化速度評価試験に供した試験片⁽¹³⁾である OMFI2-6-15 の情報を表 4.5-3 に、同酸化速度評価試験の試験条件を表 4.5-4 に示す。本年度は OMFI2-6-15 に対して断面マイクロ組織観察及び水素分析を行った。

図 4.5-15(1) - (4)には酸化速度評価試験後の試験片の断面金相写真（腐食（エッチング）前及び腐食後）を示す。すべての試料において、被覆管外面には通常運転中に形成された腐食酸化膜が残存し、多数のクラックが観察される。高温酸化はこのクラック位置から開始し、酸化温度 1273 K で 120 s 酸化させた試料に見られるように、低温かつ短時間側で

は高温酸化の進行は局所的であった。

被覆管の内外面に形成された高温酸化層の平均厚さを酸化時間に対してプロットした結果を図 4.5-16 に示す。比較のため、平成 18 年度に取得された未照射の M5 被覆管に対する酸化速度評価試験結果⁽³⁾も併せて示す。この図において、測定された高温酸化層厚さの最大値及び最小値をエラーバーとして示したが、未照射材では被覆管内面と外面で高温酸化層厚さにほとんど違いが見られなかったため、両者の平均値のみをプロットしている。この図から分かるように、高燃焼度 M5 の被覆管外面の高温酸化層厚さは未照射材に比べ薄かった。照射材の外面酸化膜が未照射材のそれと比べ薄くなる傾向は過去に本事業で実施した照射材の酸化速度評価試験^(3, 4, 7, 13)や従来知見^(14, 15)と一致しており、通常運転中に被覆管外面に形成された腐食酸化膜が有する、高温水蒸気中での酸化抑制効果によるものと考えられる。一方、高燃焼度 M5 の被覆管内面の酸化膜厚さの平均は未照射の酸化膜厚さの平均よりも厚かった。この傾向は過去に本事業で実施した照射材の酸化速度評価試験においても確認されており^(6, 7, 13)、両者の差の原因としては、試験片製作時の燃料ペレット除去処理の際に被覆管内表面が研磨されたことに伴う表面粗さの変化が考え得る。

図 4.5-17 に酸化速度評価試験中に試料の母材に吸収された水素量（試験後水素濃度と初期水素濃度との差）の酸化時間依存性を示す。分析には高温抽出法を用いた。水素吸収量は最大で約 56 wppm であり、顕著な水素吸収は確認されなかった。酸化時間が短いケースにおいて水素吸収量に減少傾向がみられた。酸化速度評価試験中は、酸化試験装置の反応管中に水蒸気を供給していることから、ジルコニウム-水反応によって生じる水素は試料周りの雰囲気中に滞留しにくく、雰囲気中の水素分圧が高まらないと考えられるため、ブレイクアウェイ酸化に伴う急激な水素吸収量の増大が起こらない限り、ジルコニウム基合金の水蒸気中酸化による水素発生量と試料の水素吸収量は必ずしも強い相関関係にあるとは言えない。また、水素吸収量の評価においては、酸化速度評価試験前の水素吸収量として試料採取位置近傍から採取したレファレンス試料の水素濃度を用いているが、実際には個々の試料の初期の水素濃度にはばらつきがあると考えられる。今回観察された水素吸収量の減少傾向も、これらに由来するデータのばらつきを示したものと考えられる。

(b) OZIR2-1-15 に対する分析

平成 27 年度及び 28 年度に酸化速度評価試験に供した試験片^(7, 13)である OZIR2-1-15 の情報を表 4.5-3 に、同酸化速度評価試験の試験条件を表 4.5-5 に示す。本年度は OZIR2-1-15 に対して断面マイクロ組織観察及び水素分析を行った。

図 4.5-18(1) - (6)には酸化速度評価試験後の試験片の断面金相写真（腐食（エッチング）前及び腐食後）を示す。すべての試料において、被覆管外面には通常運転中に形成された腐食酸化膜が残存し、多数のクラックが観察される。高温酸化はこのクラック位置から開始し、酸化温度 1273 K、酸化時間 120 s のように低温かつ短時間側では高温酸化の進行は局所的であった。酸化温度 1373 K で 1800 s 酸化した試料、及び酸化温度 1473 K で酸化

した試料においては、被覆管外面全周にわたり高温酸化層の成長が確認できる。酸化温度 1473 K で 900 s 酸化した試料については、被覆管外面に形成した高温酸化層に径方向のクラックが生じており、このクラック位置において局所的な酸化の進行が確認された。この試料は 1473 K で 900 s 酸化しており、酸化量にして 40%ECR に相当することから、非常に厚い高温酸化膜が形成され、酸化膜に対し比較的大きな圧縮応力が生じた結果、径方向のクラックが生成し局所的に酸化が進行したものと推測される。この高温酸化層における径方向クラックの形成とそれに伴う局所的な酸化の進行はこの試料のみで確認されたものであり、設計基準事故としての LOCA 条件（酸化温度 1200°C 以下、ECR15%以下）では確認されなかった。酸化温度 1273 K で 3600 s 酸化した試料については、被覆管外面の高温酸化層において単斜晶に似た ZrO_2 、及び周方向のクラックの形成、並びに被覆管内外面の高温酸化層と金属相との境界が波を打ち、多数のクラックが形成されていることが確認された。被覆管内面においては、すべての試料で高温酸化層がほぼ一様に成長していることが分かる。なお、酸化温度 1373 K で 120 s 酸化した試料については、断面金相観察の結果、被覆管の内外面に高温酸化層、酸素安定化 α 相、及び変態 β 相の形成が確認できなかった。この試料は酸化速度評価試験前後で重量増加が確認されなかったことから⁽⁷⁾、試験時に何らかの原因により試料を取り違えた結果、この試料を酸化試験に供さなかったと考えられる。

被覆管の内外面に形成された高温酸化層の平均厚さを酸化時間に対してプロットした結果を図 4.5-19 に示す。比較のため、平成 22 年度に取得された未照射の低スズ ZIRLO 被覆管に対する酸化速度評価試験結果⁽¹⁶⁾も併せて示す。この図において、測定された高温酸化層厚さの最大値及び最小値をエラーバーとして示したが、未照射材では被覆管内面と外面で高温酸化層厚さにほとんど違いが見られなかったため、両者の平均値のみをプロットしている。この図から分かるように、高燃焼度低スズ ZIRLO の被覆管外面の高温酸化層厚さは未照射材に比べ、酸化温度 1473 K において同等であり、酸化温度 1273 及び 1373 K の条件では薄かった。この低温側において照射材の外面酸化膜が未照射材のそれと比べ薄くなる傾向は通常運転中に被覆管外面に形成された腐食酸化膜が有する、高温水蒸気中での酸化抑制効果によるものと考えられる。一方、高燃焼度低スズ ZIRLO の被覆管内面の酸化膜厚さの平均は未照射の酸化膜厚さの平均よりも厚かった。両者の差の原因としては、試験片製作時の燃料ペレット除去処理の際に被覆管内表面が研磨されたことに伴う表面粗さの変化が考え得る。酸化温度 1373 K で 120 s 酸化した試料に関しては、前述の通り酸化膜の成長が確認できなかった。

図 4.5-20 に酸化速度評価試験中に試料の母材に吸収された水素量（試験後水素濃度と初期水素濃度との差）の酸化時間依存性を示す。分析には高温抽出法を用いた。酸化温度 1273 K で 3600 s 酸化させた試料において 516 wppm の顕著な水素吸収が確認された。ジルコニウム基合金被覆管を 1273 K 程度の温度において長時間水蒸気中で酸化させた場合、急激に酸化速度が増加するブレークアウェイ酸化が起こることがある⁽¹⁷⁾。過去の報告例によ

ると、Zry-4 被覆管では 1 時間を超える酸化時間で起こるといわれている⁽¹⁷⁾。ブレークアウェイ酸化が起こると酸化膜の成長が著しいだけでなく、多量の水素吸収が起こるため、この現象は被覆管の脆化の観点から重要である。高燃焼度低スズ ZIRLO については顕著な水素吸収を生じたこと、及び断面金相観察において確認された高温酸化層における単斜晶に似た ZrO_2 及び周方向のクラックの形成、並びに高温酸化層と金属相との界面におけるクラック、等、ブレークアウェイ酸化と考えられる兆候⁽¹⁸⁻²⁰⁾が確認された。上述した通り、酸化温度 1273 K におけるブレークアウェイ酸化開始時間は非照射の Zry-4 について約 3600 s と報告されており⁽¹⁷⁾、今回の結果から、燃焼の進展がブレークアウェイ酸化開始時間に及ぼす影響は認められない。

(c) OZRT2-1-15 に対する分析

平成 28 年度に酸化速度評価試験に供した試験片⁽⁷⁾である OZRT2-1-15 の情報を表 4.5-3 に、同酸化速度評価試験の試験条件を表 4.5-6 に示す。本年度は OZRT2-1-15 に対して水素分析を行った。

図 4.5-21 に酸化速度評価試験中に試料の母材に吸収された水素量（試験後水素濃度と初期水素濃度との差）の酸化時間依存性を示す。分析には高温抽出法を用いた。酸化温度 1273 K で 3600 s 酸化させた試料において 933 wppm の顕著な水素吸収が確認された。高燃焼度 Zry-2 (LK3) については酸化速度の急激な加速が確認されており⁽⁷⁾、これと今回確認された顕著な水素吸収量を考慮すれば、この試料についてはブレークアウェイ酸化が発生したものと考えられる。この他の試料については顕著な水素吸収は確認されなかった。

4.5.4 LOCA 試験のまとめ

本年度は欧州で照射した高燃焼度 M-MDA 及び低スズ ZIRLO 被覆管に対する急冷破断試験後の分析、並びに M5、低スズ ZIRLO 及び Zry-2 被覆管に対する 4 点曲げ試験及び酸化速度評価試験の両試験の試験後分析を実施し、高燃焼度改良型燃料の LOCA 時挙動に関して以下の知見を得た。

- 高燃焼度 M-MDA、M5、低スズ ZIRLO 及び Zry-2 被覆管（燃焼度 80–85 GWd/t）の LOCA 時の水素吸収量の軸方向プロファイルは被覆管の破裂開口サイズの影響を受けると考えられるものの、水素吸収量は未照射 Zry-4 被覆管の文献値に比べ同等以下であった。従って、最高 85 GWd/t までの燃焼の進展や合金組成の変更により LOCA 時の水素吸収量が著しく増大することはないと考えられる。
- 高燃焼度 M-MDA、M5 及び低スズ ZIRLO 被覆管（燃焼度 80–84 GWd/t）の高温水蒸気中酸化において、通常運転中に被覆管に形成された腐食酸化膜の保護膜効果により酸化が抑制される傾向が確認された。但し、LOCA 時に被覆管が膨れ破裂し腐食酸化膜にクラックが生じた場合や 1473 K の高温条件では腐食酸化膜による保護効果が確認されなかった。従って、高燃焼度燃料被覆管の安全評価に際しては、通常運転中

に形成される腐食酸化膜による酸化抑制効果を考慮せずに酸化速度を評価するべきと考えられる。

- 1273 K の温度で 3600 s 酸化させた高燃焼度低スズ ZIRLO 及び Zry-2 被覆管（燃焼度はそれぞれ 80 及び 85 GWd/t）にブレイクアウェイ酸化の発生が認められたものの、ブレイクアウェイ酸化の開始時間は文献で報告されている未照射の Zry-4 被覆管と同等であった。従って、最大 85 GWd/t までの燃焼の進展や合金組成の変更がブレイクアウェイ酸化開始条件に及ぼす影響は顕著でないと考えられる。

表 4.5-1 急冷破断試験に供した試験燃料棒

試験燃料棒 番号	採取 セグメント 番号	試料燃焼度 (GWd/t)	被覆管 材料	腐食酸化膜 厚さ (μm)	初期 水素濃度 (wppm)
MMDA1	AP2-2	81	M-MDA (SR*)	27.0	249
LZIR5	AP2-8	80	低スズ ZIRLO	17.9	123

(* SR : 応力除去焼鈍)

表 4.5-2 4点曲げ試験に供した試験燃料棒

試験燃料棒 番号	採取 セグメント 番号	試料燃焼度 (GWd/t)	被覆管 材料	腐食酸化膜 厚さ (μm)	初期 水素濃度 (wppm)
LMFI3	AP2-10	84	M5	10.3	64
LZIR4	AP2-8	80	低スズ ZIRLO	17.9	144
LZRT4	AP2-21	73	Zry-2 (LK3) with liner (70 μm)	34.6	395

表 4.5-3 酸化速度評価試験に供した試験片

試験片番号	採取 セグメント 番号	試料燃焼度 (GWd/t)	被覆管材料	腐食酸化膜 厚さ (μm)	初期 水素濃度 (wppm)
OMFI2-6-15	AP2-11	84	M5	NA	94
OZIR2-1-5	AP2-8	80	低スズ ZIRLO	17.9	99
OZIR2-6-15	AP2-9			27.5	260
OZRT2-1-15	AP2-20	85	Zry-2 (LK3) with liner (70 μm)	38.9	488

表 4.5-4 M5 被覆管試料 (OMFI2-6-15) に対する酸化速度評価試験条件

試験片番号	試料燃焼度 (GWd/t)	被覆管 材料	等温酸化条件		酸化量 ECR (%)*
			温度 (K)	時間 (s)	
OMFI2-6-10	84	M5	1373	120-1800	7-28
OMFI2-11-15			1273	120-3600	4-21

*通常運転中の腐食前の金属層厚さに対し、Baker-Just 酸化速度式⁽²⁾を用いて等温酸化温度と時間から、被覆管の内外面両面酸化を仮定し算出。

表 4.5-5 低スズ ZIRLO 被覆管試料 (OZIR2-1-15) に対する酸化速度評価試験条件

試験片番号	試料燃焼度 (GWd/t)	被覆管 材料	等温酸化条件		酸化量 ECR (%)
			温度 (K)	時間 (s)	
OZIR2-1-5	80	低スズ ZIRLO	1473	120-900	15-40 ^{*1}
OZIR2-6-9, 14			1373	120-1800	8-31 ^{*2}
OZIR2-10-13, 15			1273	120-3600	4-23 ^{*2}

*1 通常運転中に被覆管外表面に形成された腐食酸化膜を除く金属層厚さに対し、Baker-Just 酸化速度式⁽²⁾を用いて等温酸化温度と時間から、被覆管の内外面両面酸化を仮定し算出。

*2 通常運転中の腐食前の金属層厚さに対し、Baker-Just 酸化速度式⁽²⁾を用いて等温酸化温度と時間から、被覆管の内外面両面酸化を仮定し算出。

表 4.5-6 Zry-2 (LK3) 被覆管試料 (OZRT2-1-15) に対する酸化速度評価試験条件

試験片番号	試料燃焼度 (GWd/t)	被覆管 材料	等温酸化条件		酸化量 ECR (%) [*]
			温度 (K)	時間 (s)	
OZRT2-1-5	85	Zry-2 (LK3) with liner (70 μm)	1473	120-900	13-36
OZRT2-6-10			1373	120-1800	8-29
OZRT2-11-15			1273	120-3600	4-22

*通常運転中に被覆管外表面に形成された腐食酸化膜を除く金属層厚さに対し、Baker-Just 酸化速度式⁽²⁾を用いて等温酸化温度と時間から、被覆管の内外面両面酸化を仮定し算出。

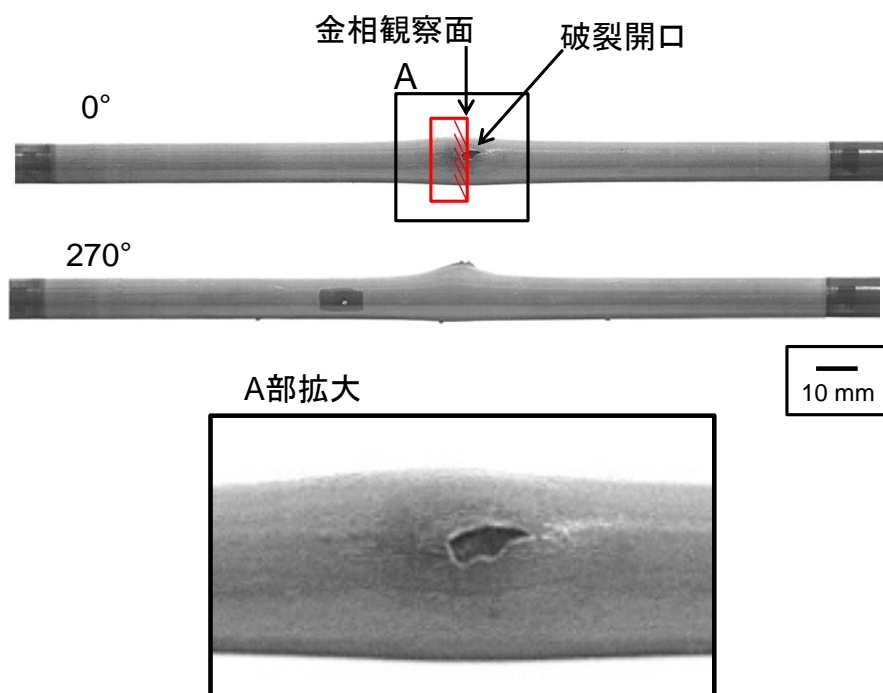


図 4.5-1 MMDA1 の試験後外観写真と金相試験の試料採取位置

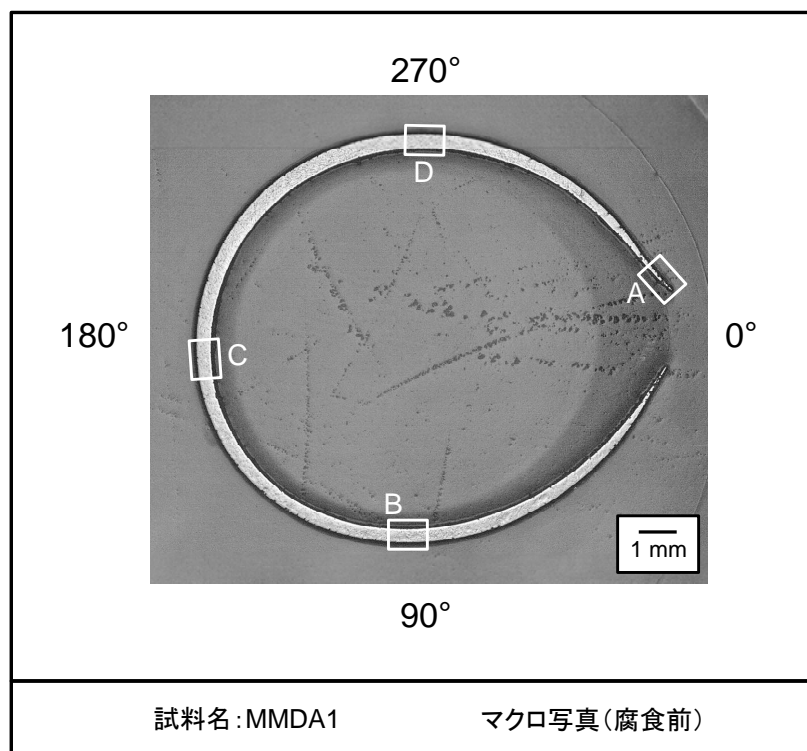


図 4.5-2 MMDA1 の試験後断面マクロ写真

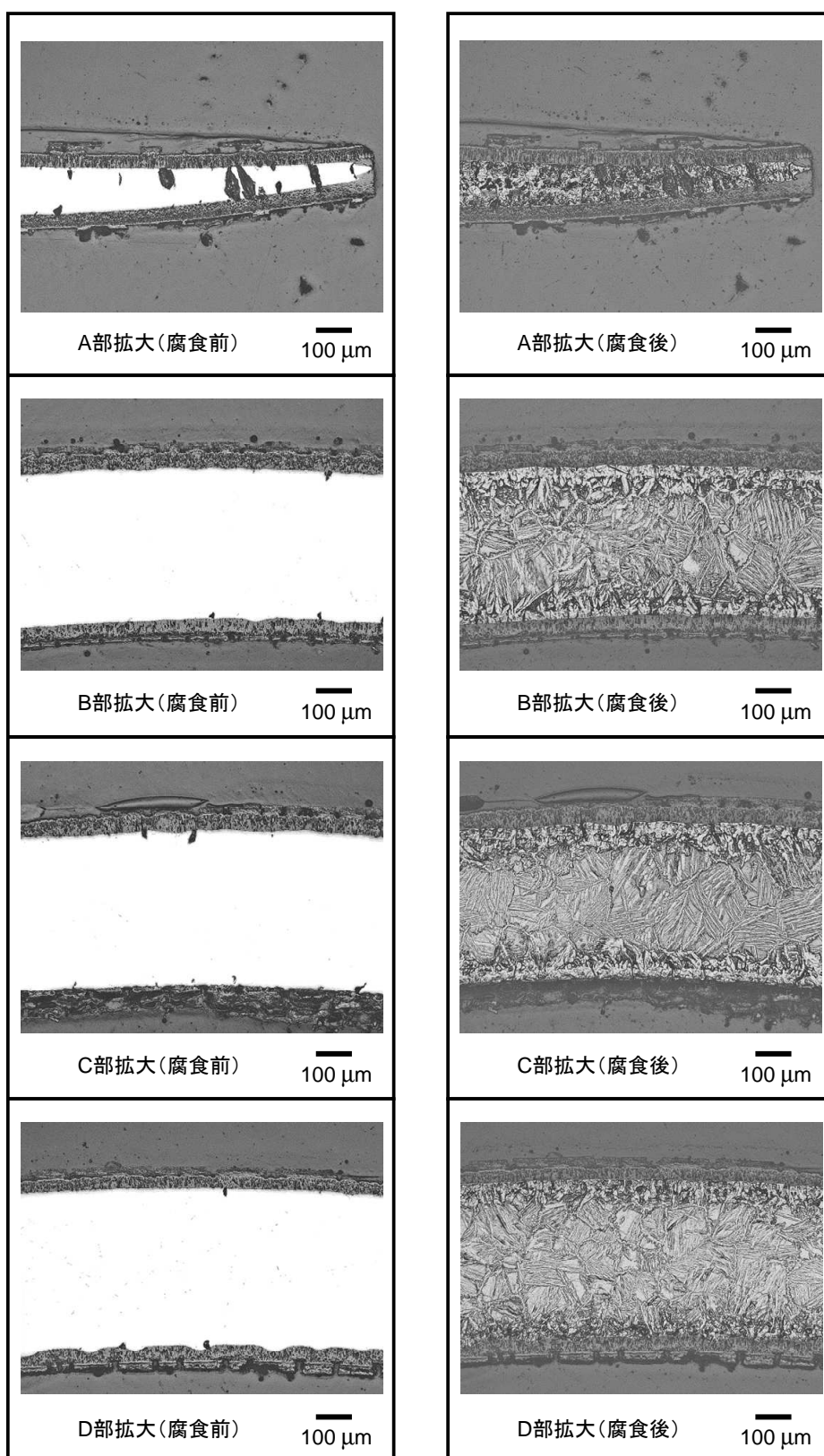


図 4.5-3 MMDA1 の試験後断面拡大写真

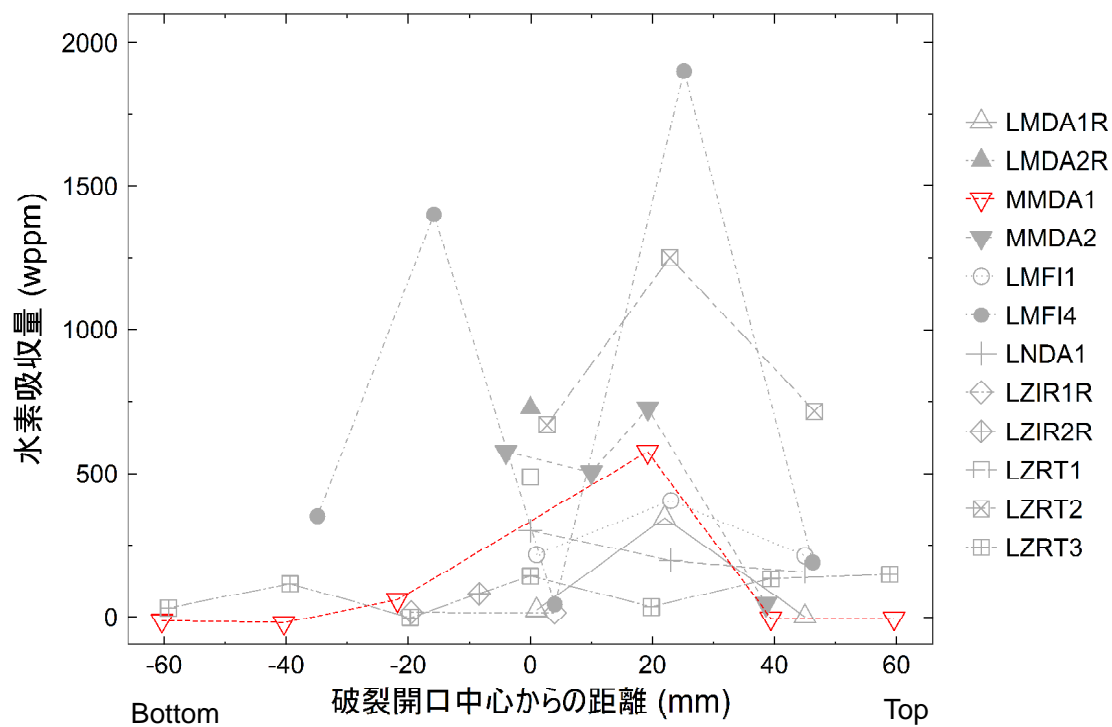


図 4.5-4 急冷破断試験中に試料に吸収された水素濃度の軸方向分布 (MMDA1)

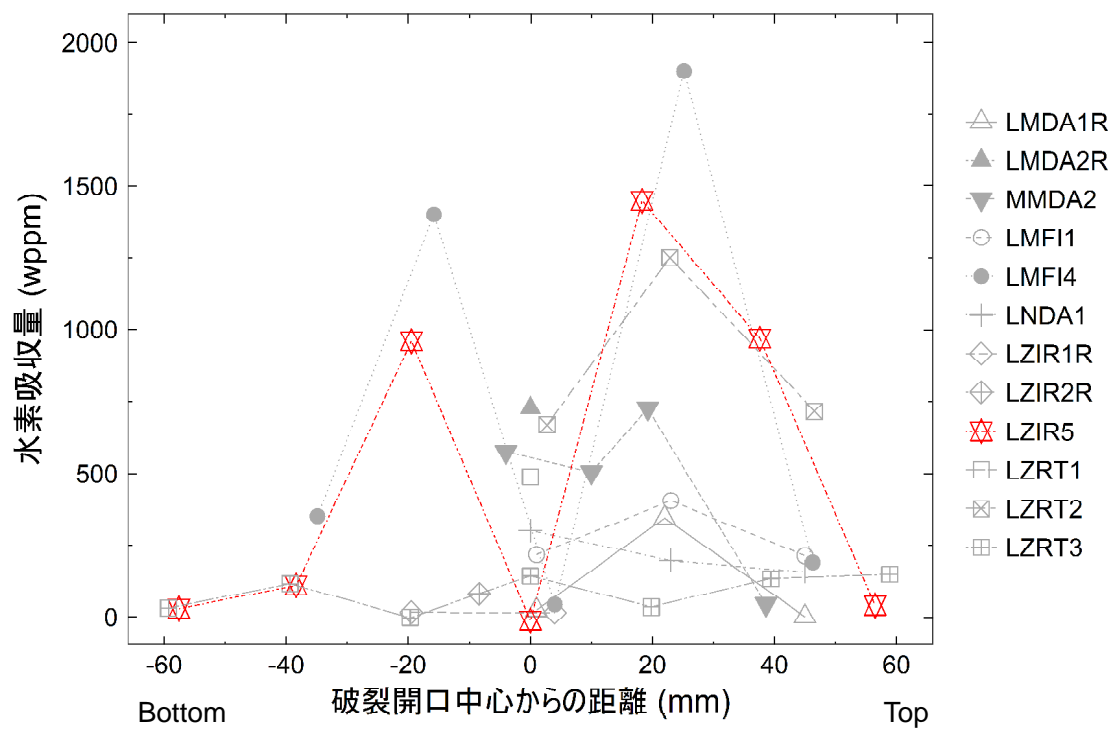


図 4.5-5 急冷破断試験中に試料に吸収された水素濃度の軸方向分布 (LZR5)

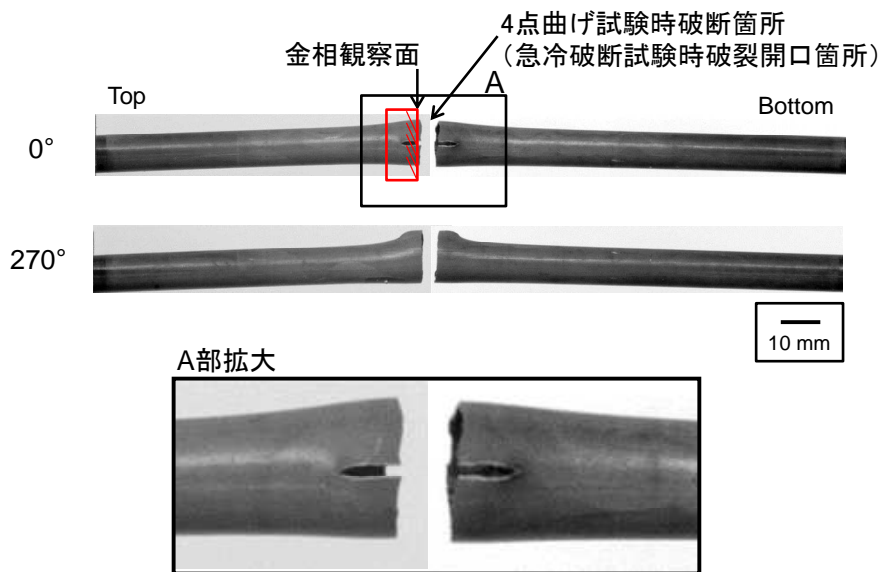


図 4.5-6 LMFI3 の試験後外観写真と金相試験の試料採取位置

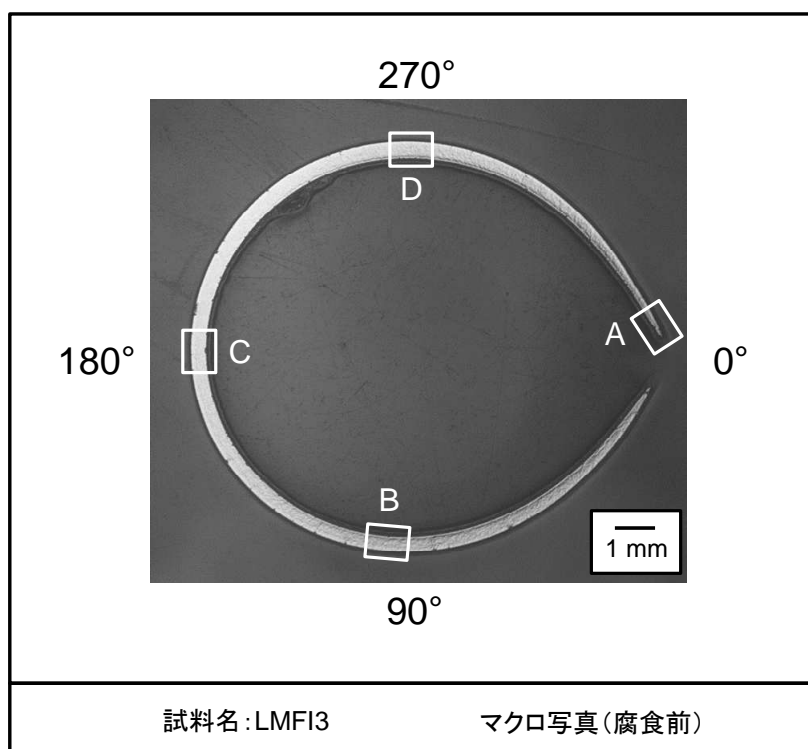


図 4.5-7 LMFI3 の試験後断面マクロ写真

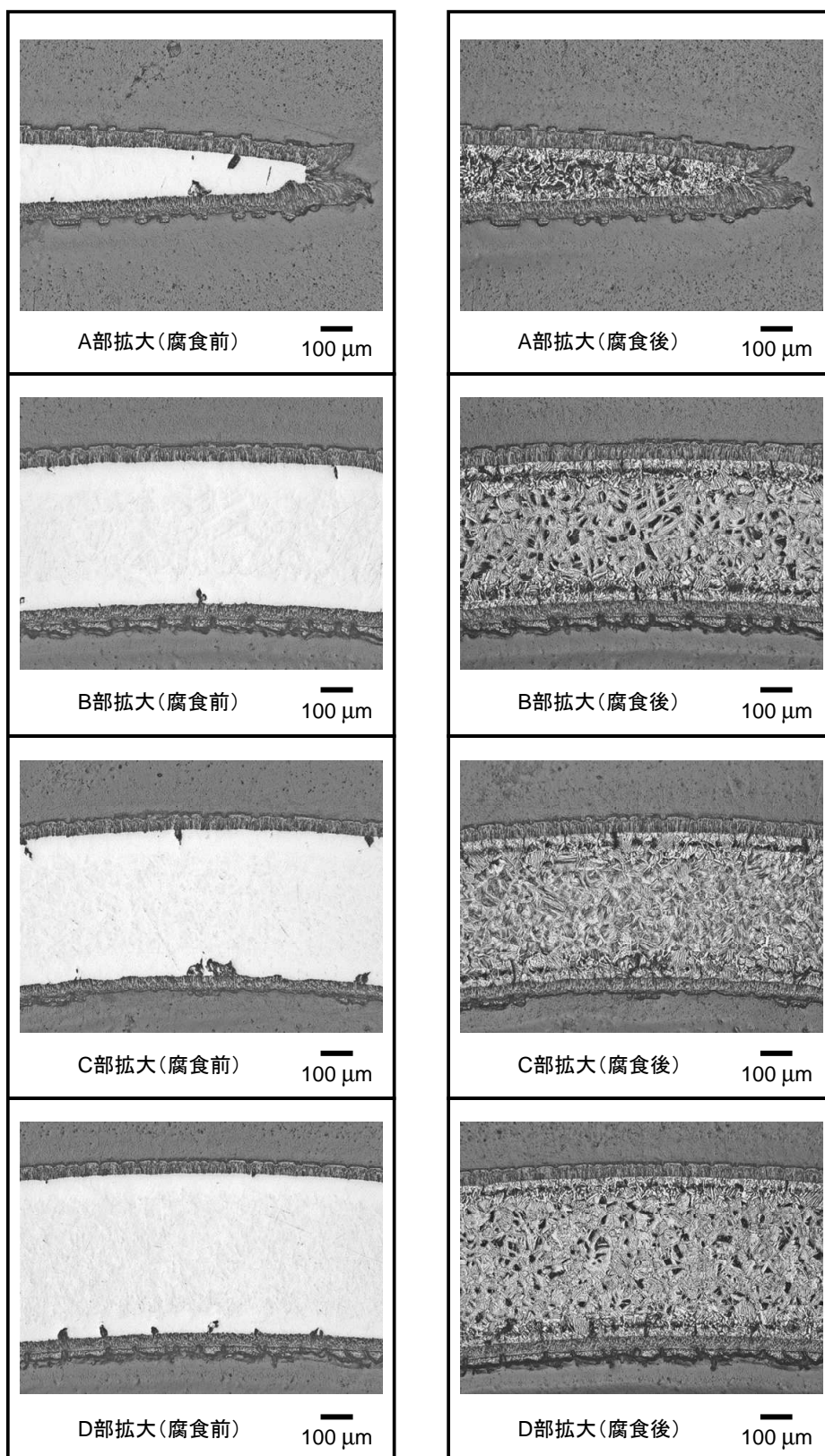


図 4.5-8 LMF13 の試験後断面拡大写真

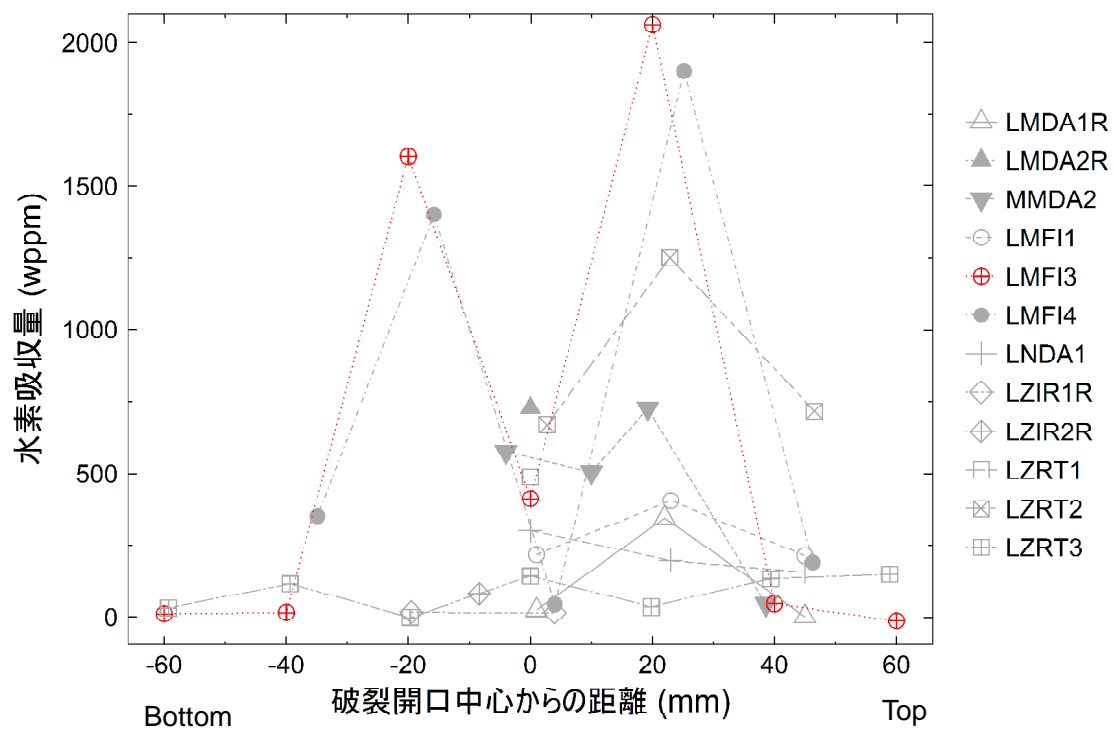


図 4.5-9 急冷破断試験中に試料に吸収された水素濃度の軸方向分布 (LMF13)

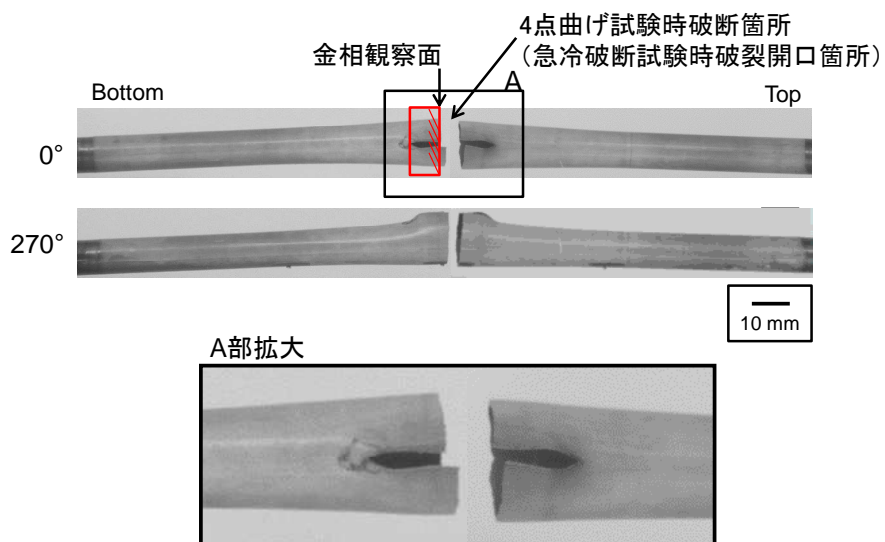


図 4.5-10 LZIR4 の試験後外観写真と金相試験の試料採取位置

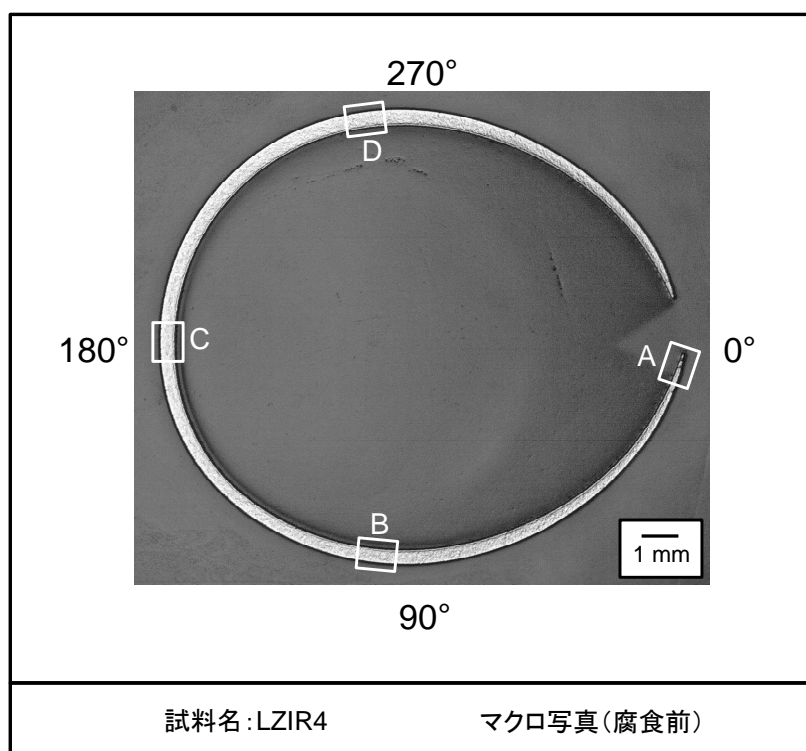


図 4.5-11 LZIR4 の試験後断面マクロ写真

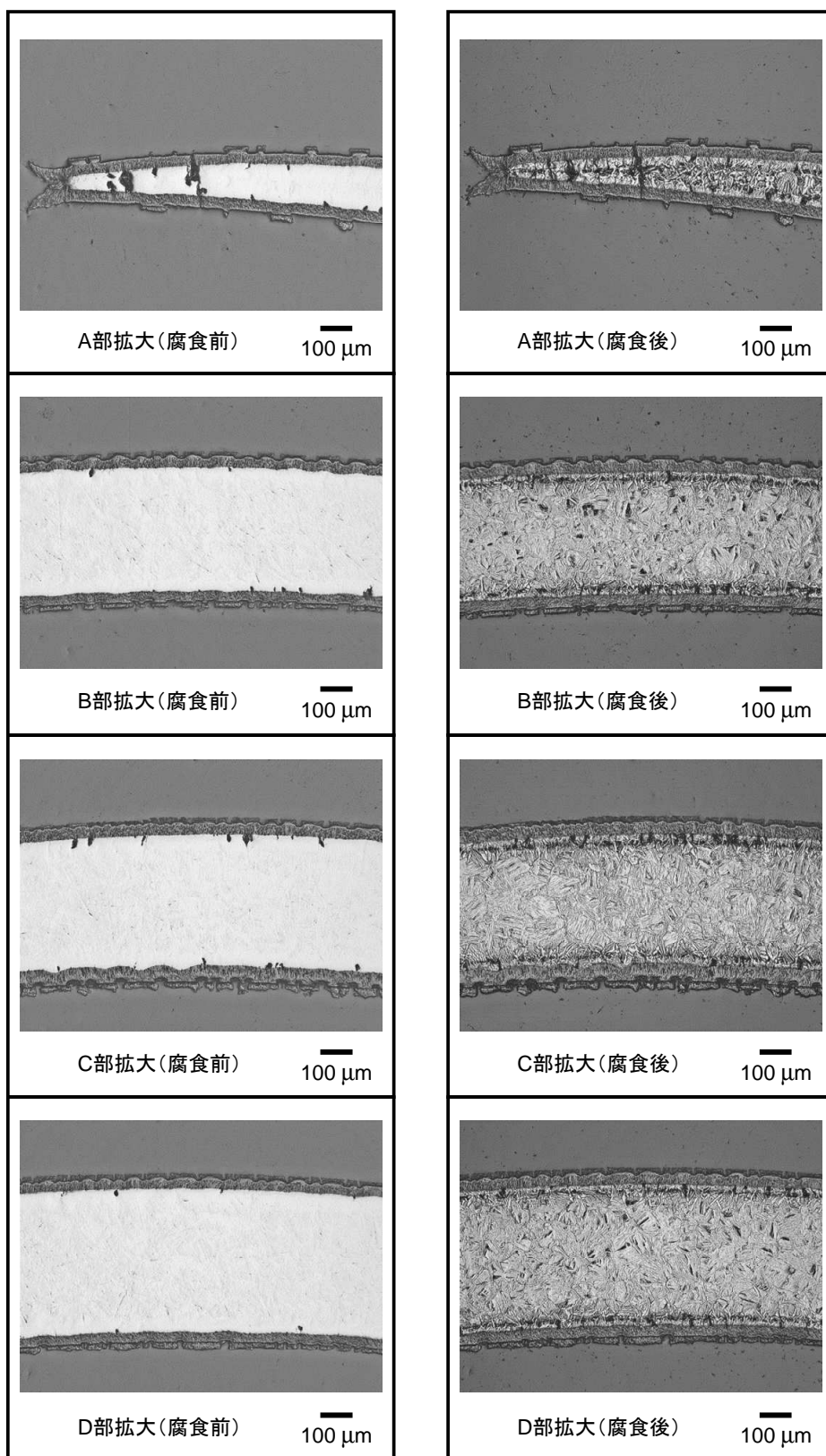


図 4.5-12 LZIR4 の試験後断面拡大写真

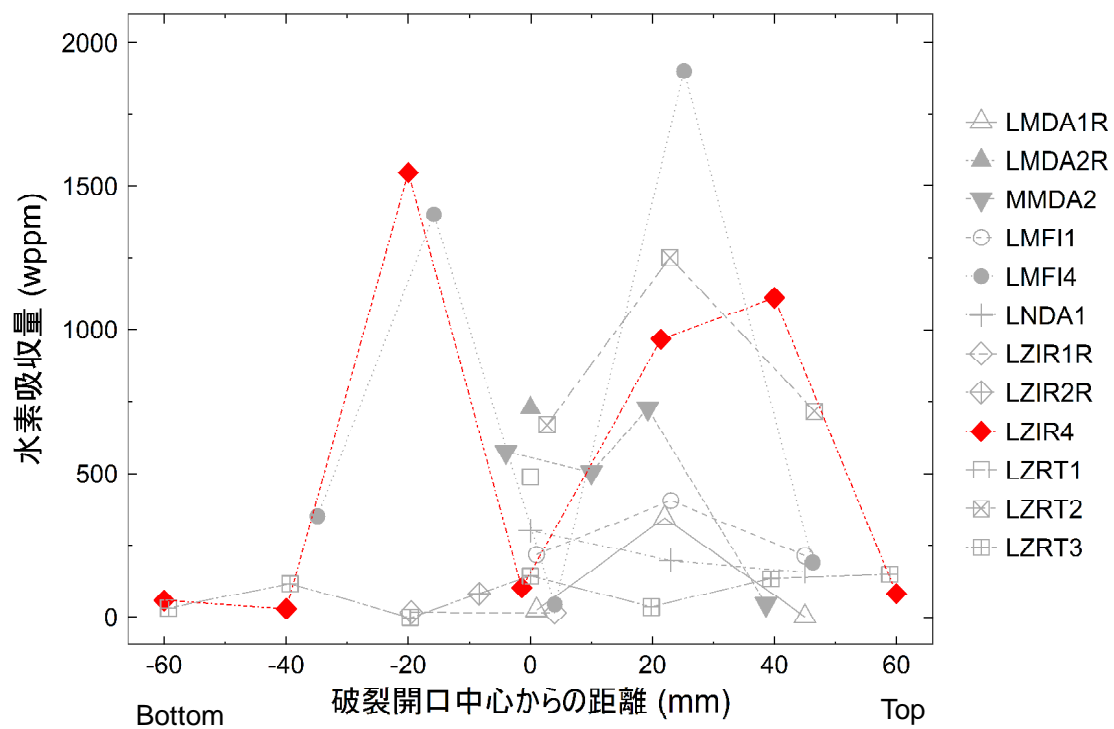


図 4.5-13 急冷破断試験中に試料に吸収された水素濃度の軸方向分布 (LZIR4)

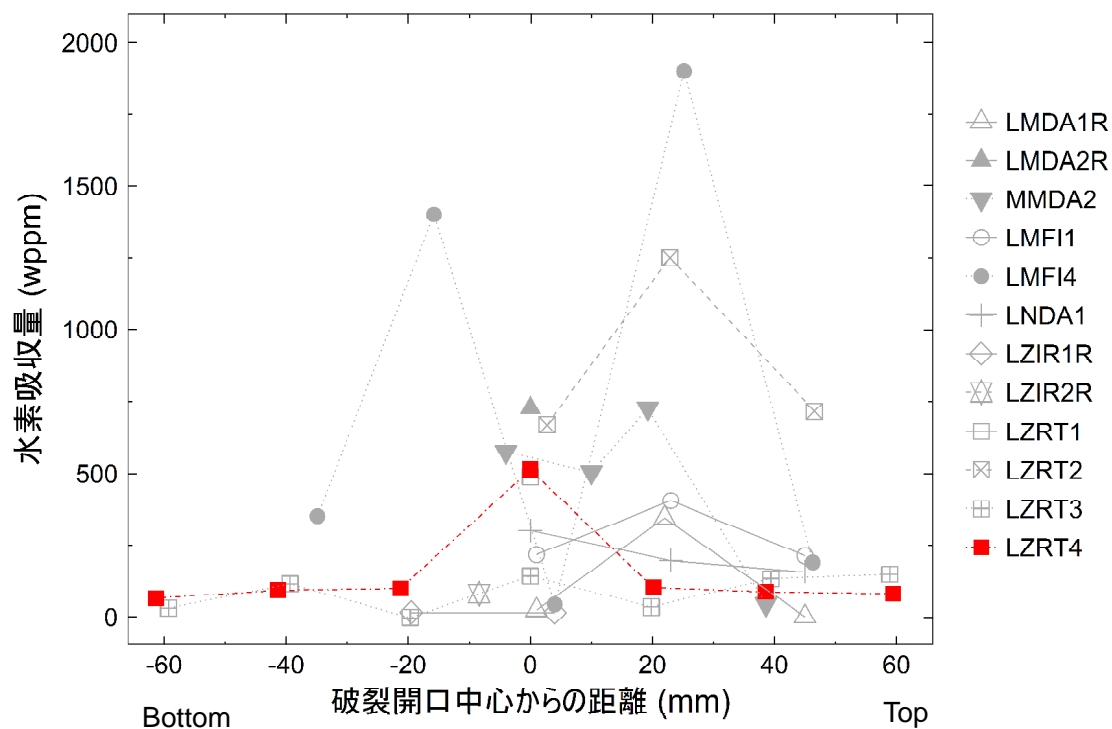


図 4.5-14 急冷破断試験中に試料に吸収された水素濃度の軸方向分布 (LZRT4)

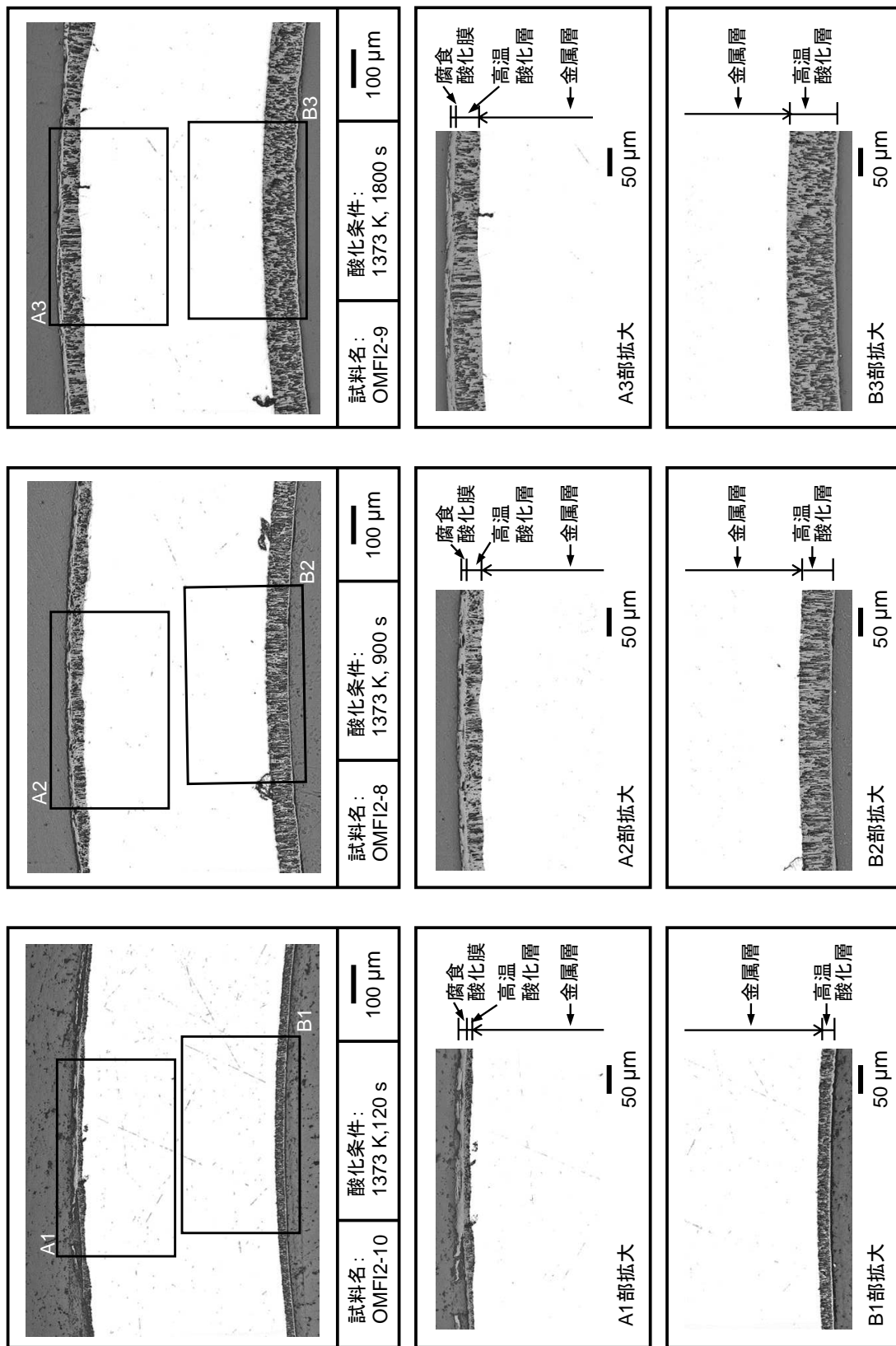


図 4.5-15 (1) 高燃焼度 M5 被覆管の酸化速度評価試験後の試料断面 (酸化温度：1373 K、腐食前)

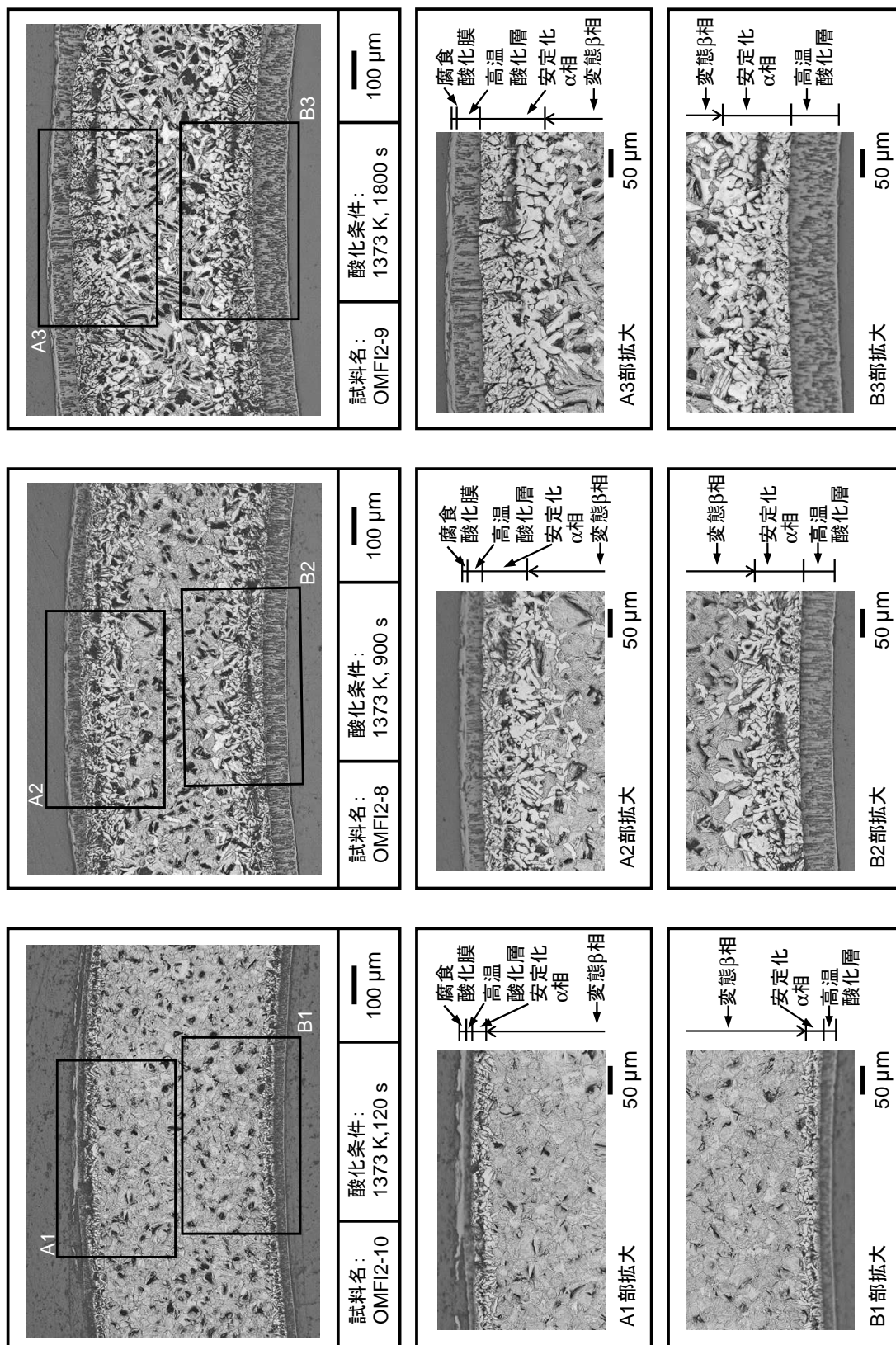


図 4.5-15 (2) 高燃焼度 M5 被覆管の酸化速度評価試験後の試料断面 (酸化温度：1373 K、腐食後)

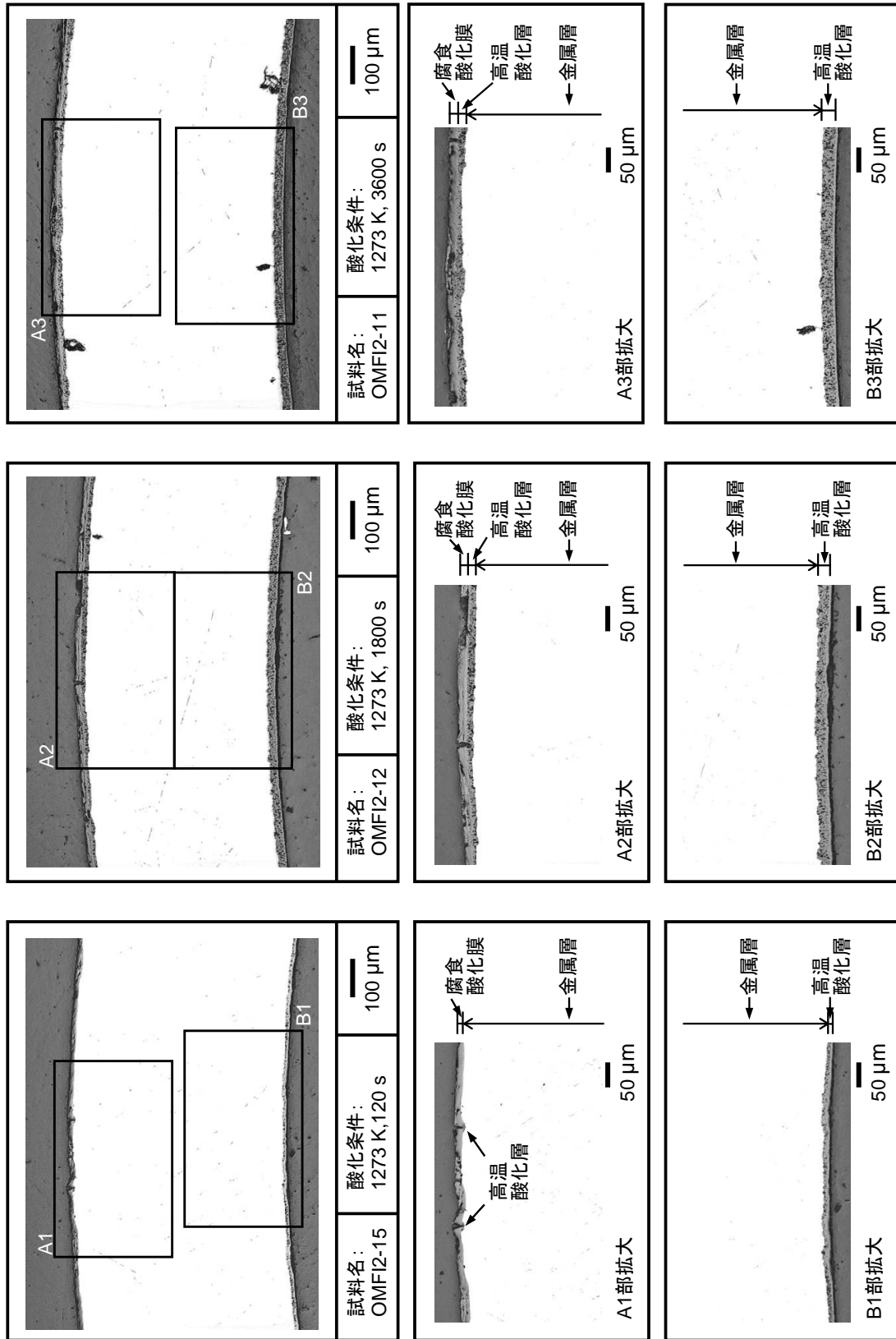


図 4.5-15 (3) 高燃焼度 M5 被覆管の酸化速度評価試験後の試料断面 (酸化温度：1273 K、腐食前)

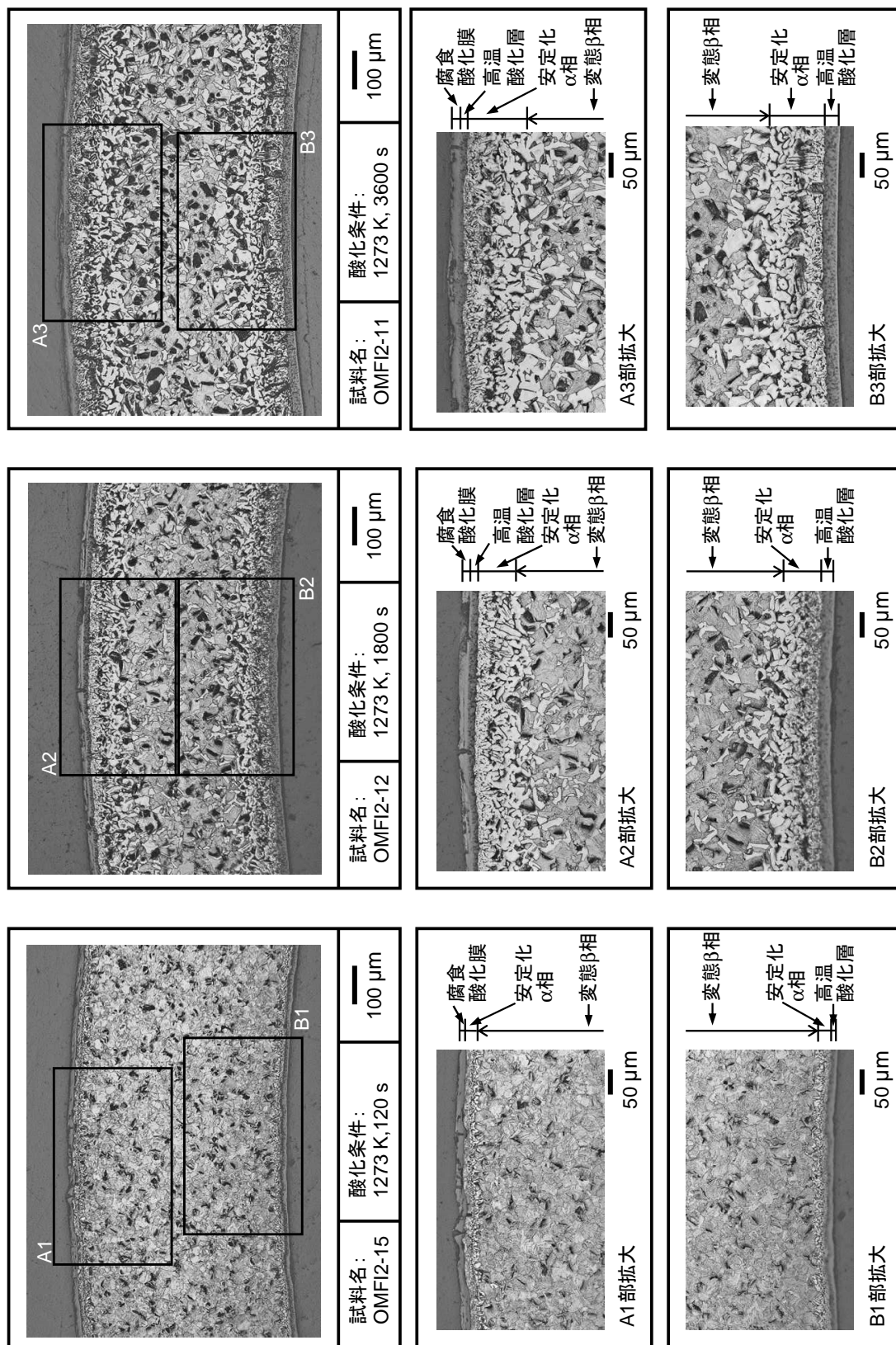


図 4.5-15 (4) 高燃焼度 M5 被覆管の酸化速度評価試験後の試料断面 (酸化温度 : 1273 K、腐食後)

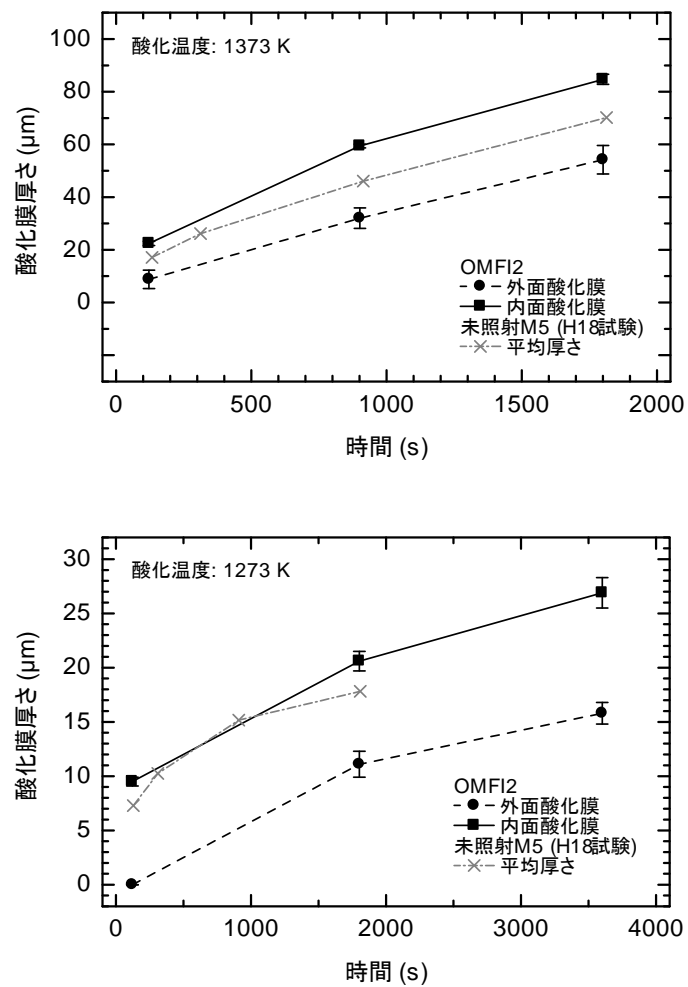


図 4.5-16 M5 の高温酸化層厚さと酸化時間の関係

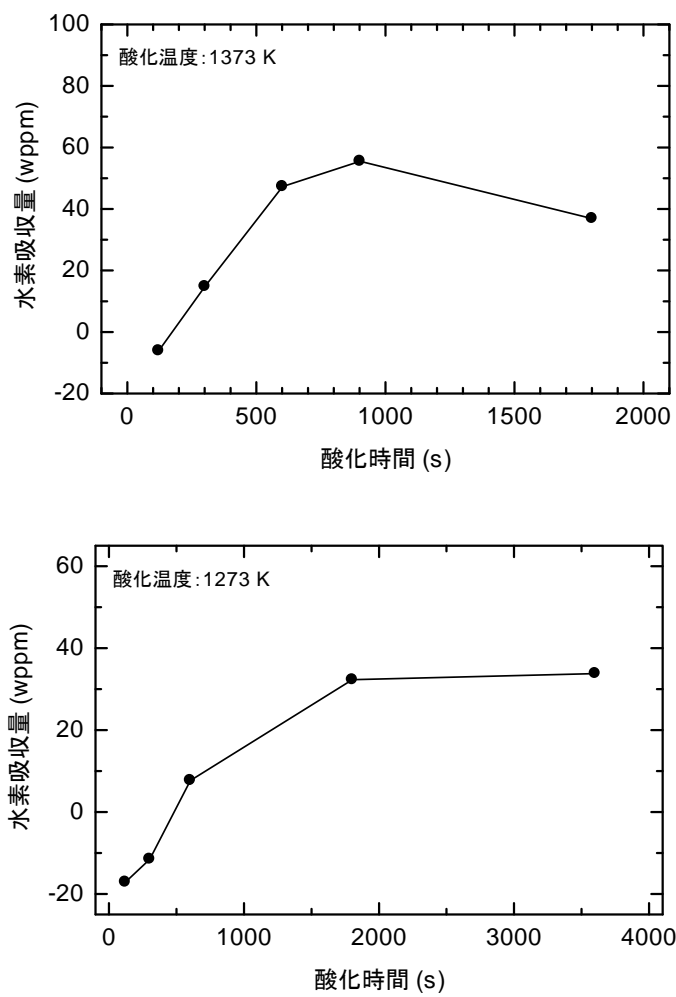


図 4.5-17 M5 試料において酸化速度評価試験中に吸収された水素量の酸化時間依存性

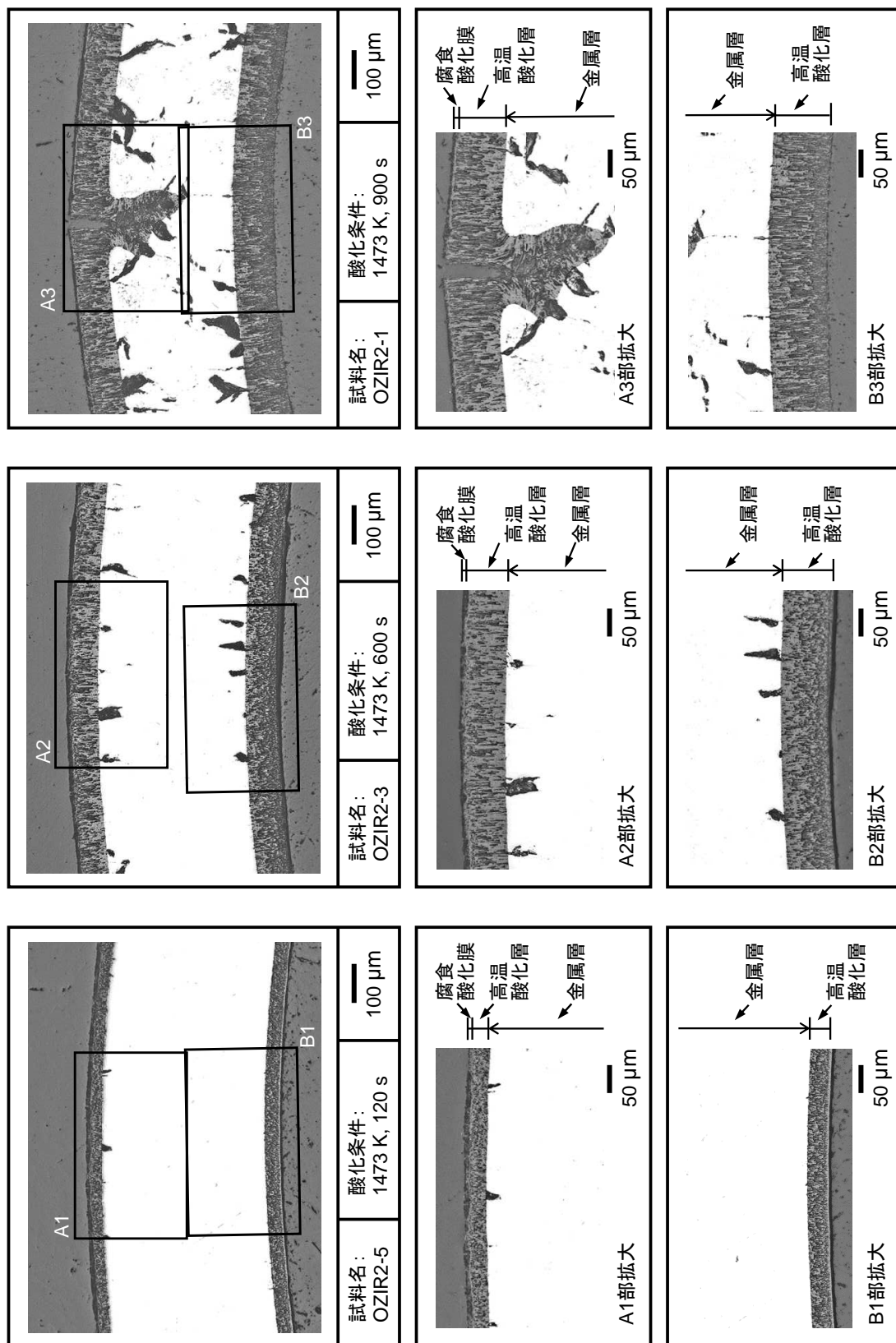


図 4.5-18 (1) 高燃焼度低スズ ZIRLO 被覆管の酸化速度評価試験後の試料断面 (酸化温度: 1473 K、腐食前)

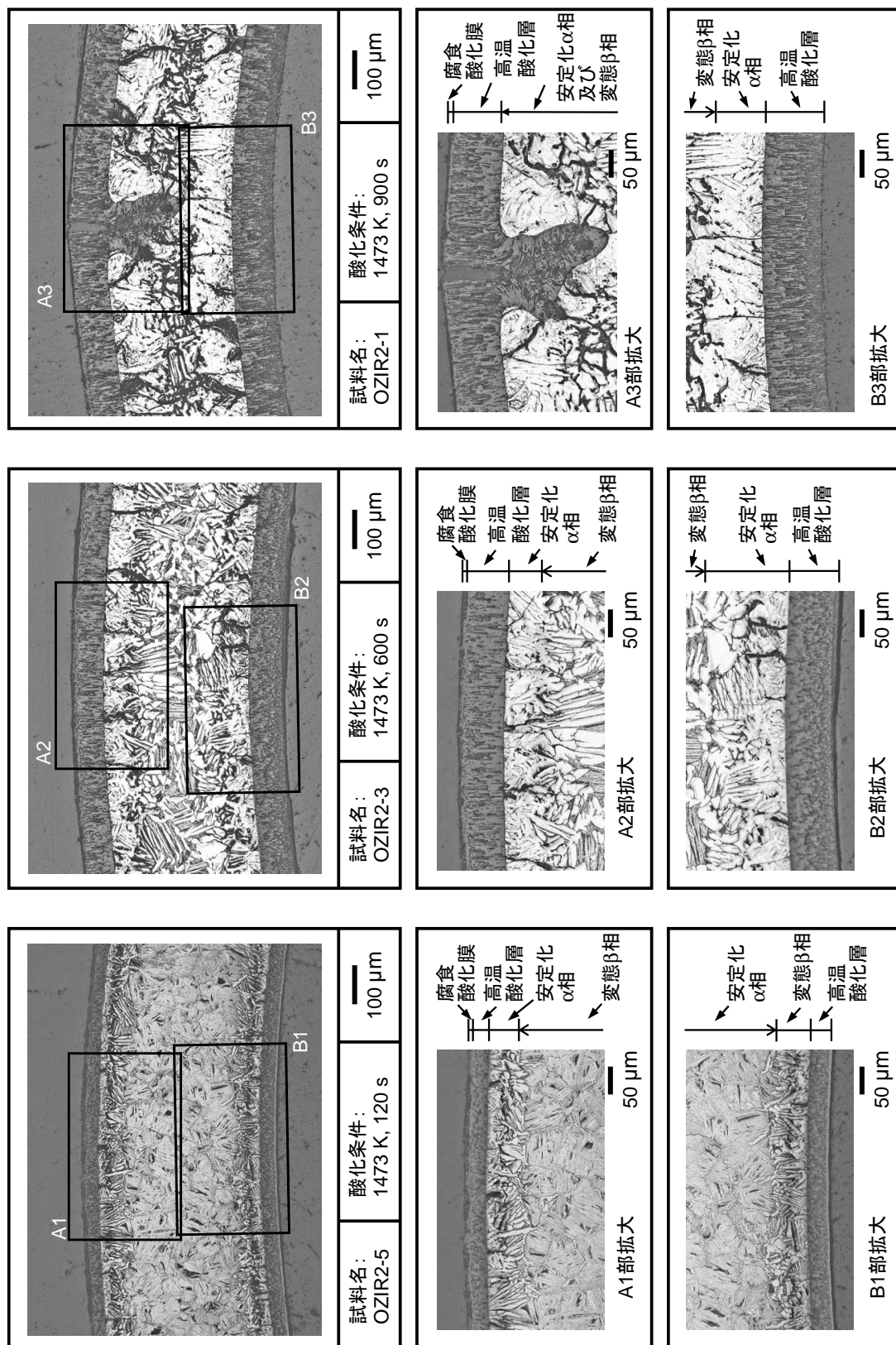


図 4.5-18 (2) 高燃焼度低スズ ZIRLO 被覆管の酸化速度評価試験後の試料断面 (酸化温度: 1473 K、腐食後)

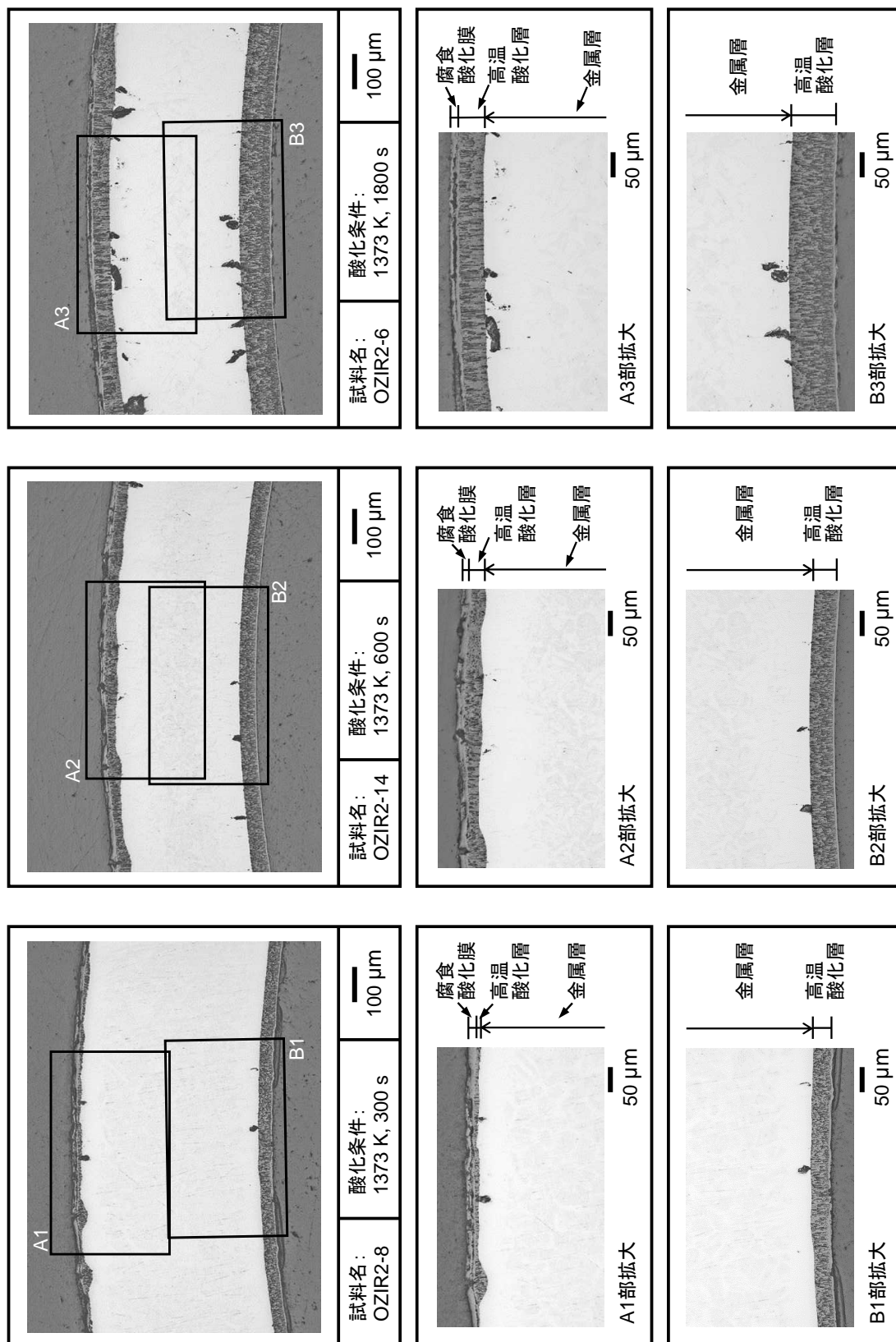


図 4.5-18 (3) 高燃焼度低スズ ZIRLO 被覆管の酸化速度評価試験後の試料断面 (酸化温度：1373 K、腐食前)

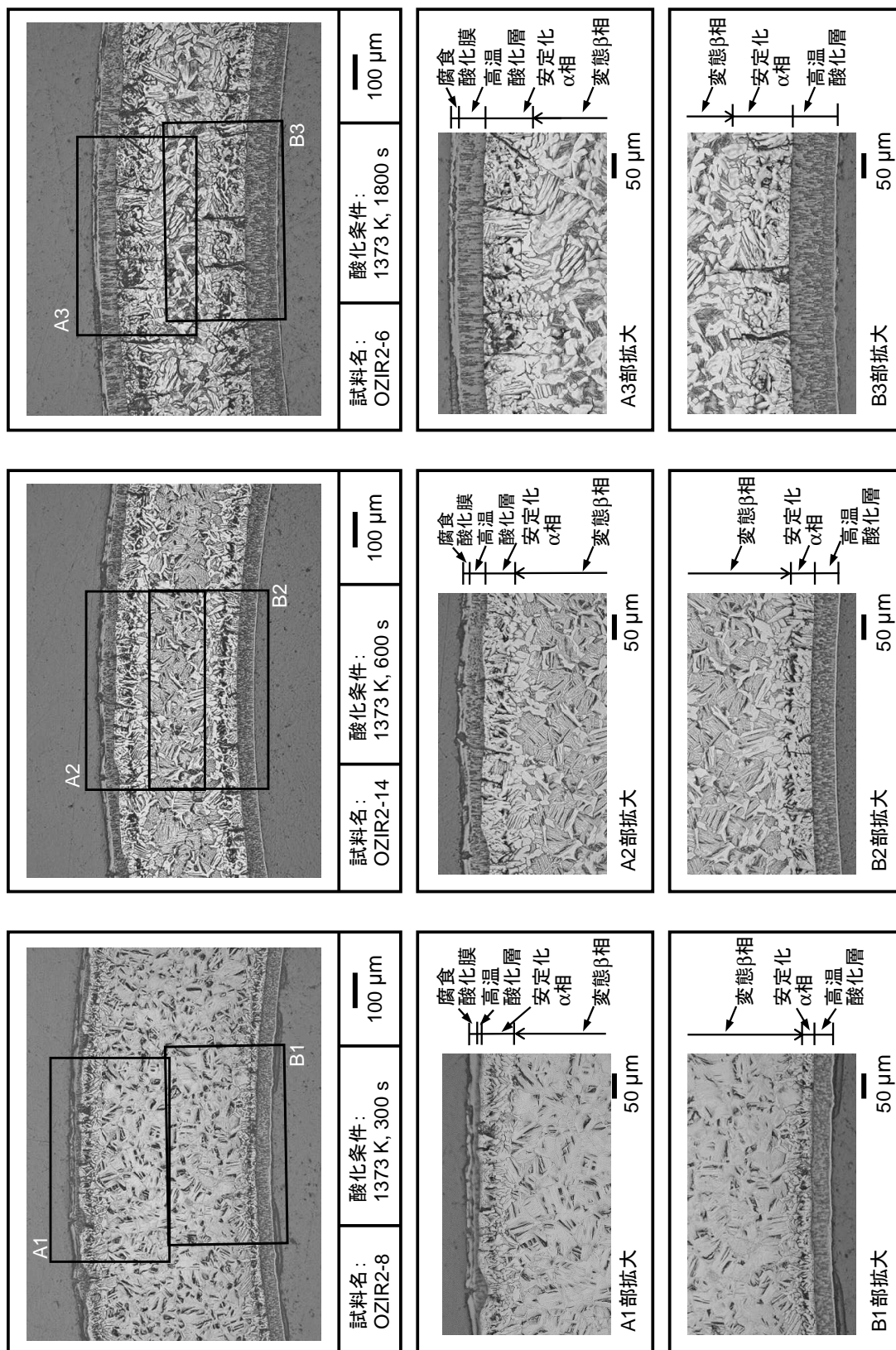


図 4.5-18 (4) 高燃焼度低スズ ZIRLO 被覆管の酸化速度評価試験後の試料断面 (酸化温度 : 1373 K、腐食後)

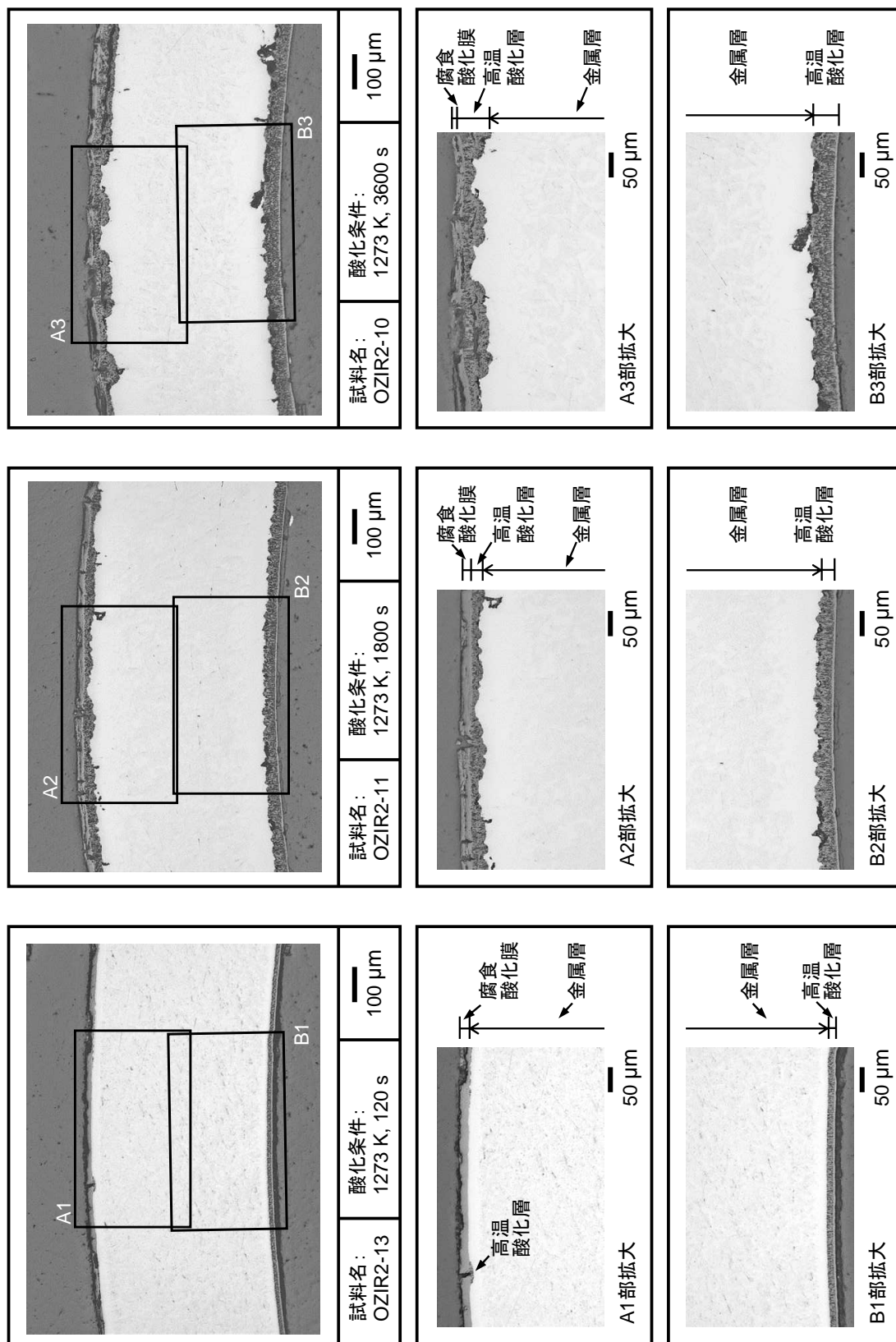


図 4.5-18 (5) 高燃焼度低スズ ZIRLO 被覆管の酸化速度評価試験後の試料断面 (酸化温度: 1273 K、腐食前)

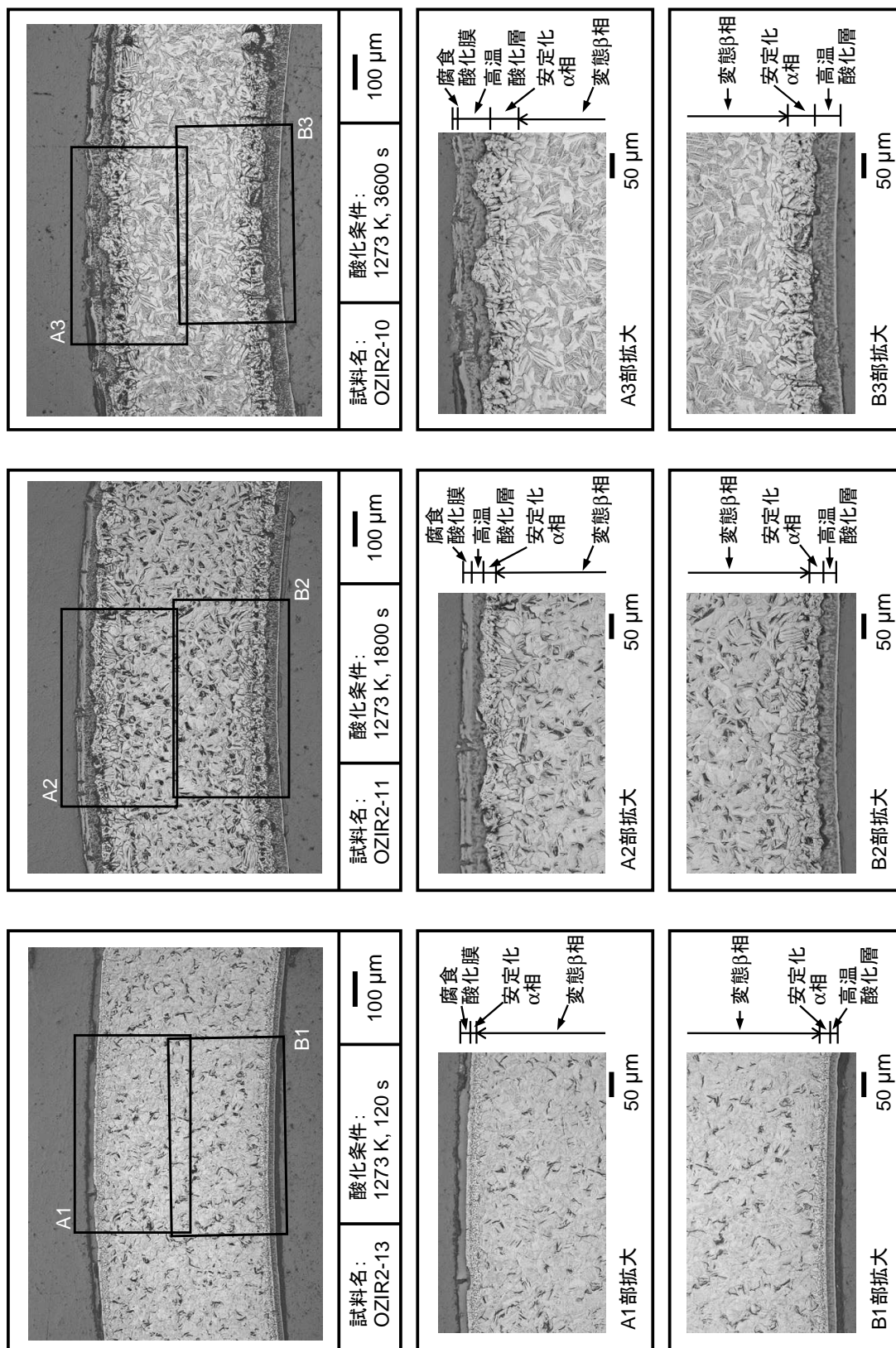


図 4.5-18 (6) 高燃焼度低スズ ZIRLO 被覆管の酸化速度評価試験後の試料断面 (酸化温度：1273 K、腐食後)

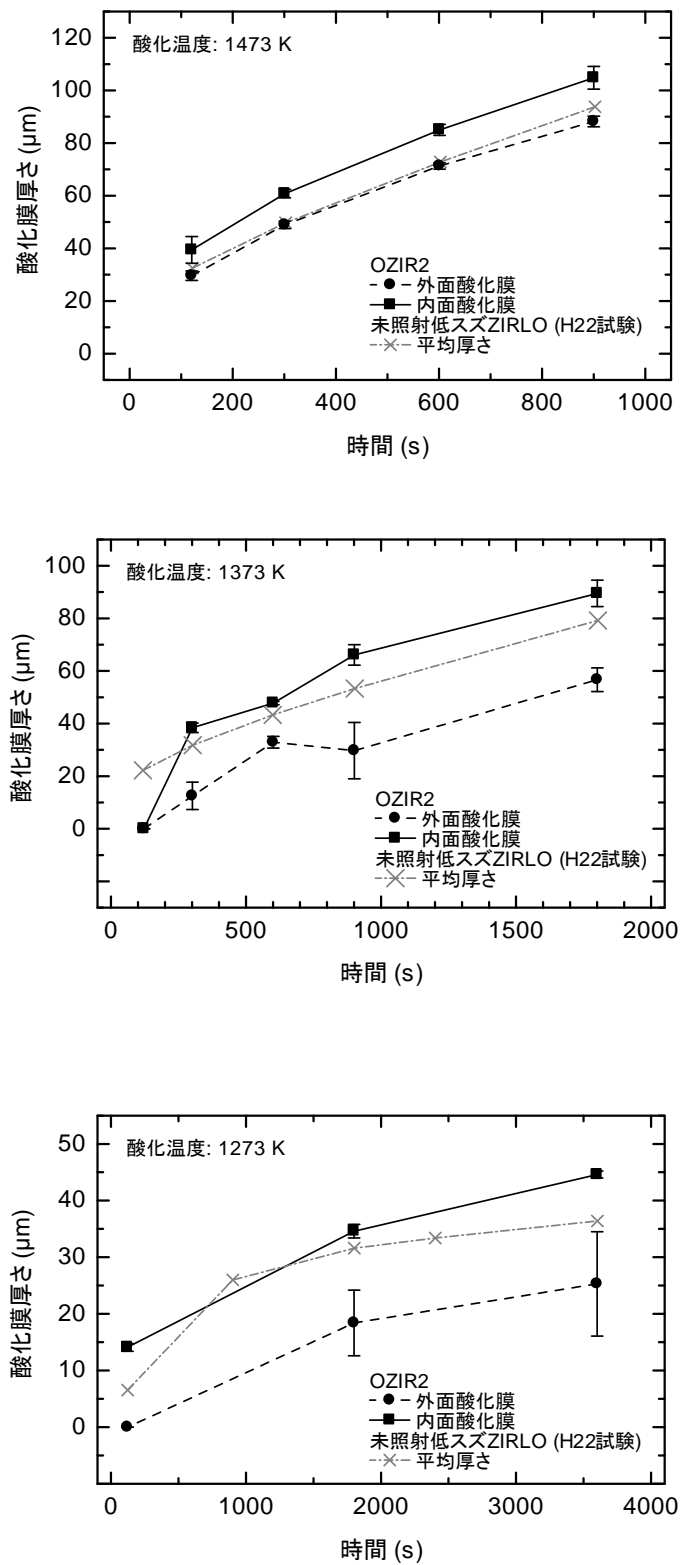


図 4.5-19 OZIR2 の高温酸化層厚さと酸化時間の関係

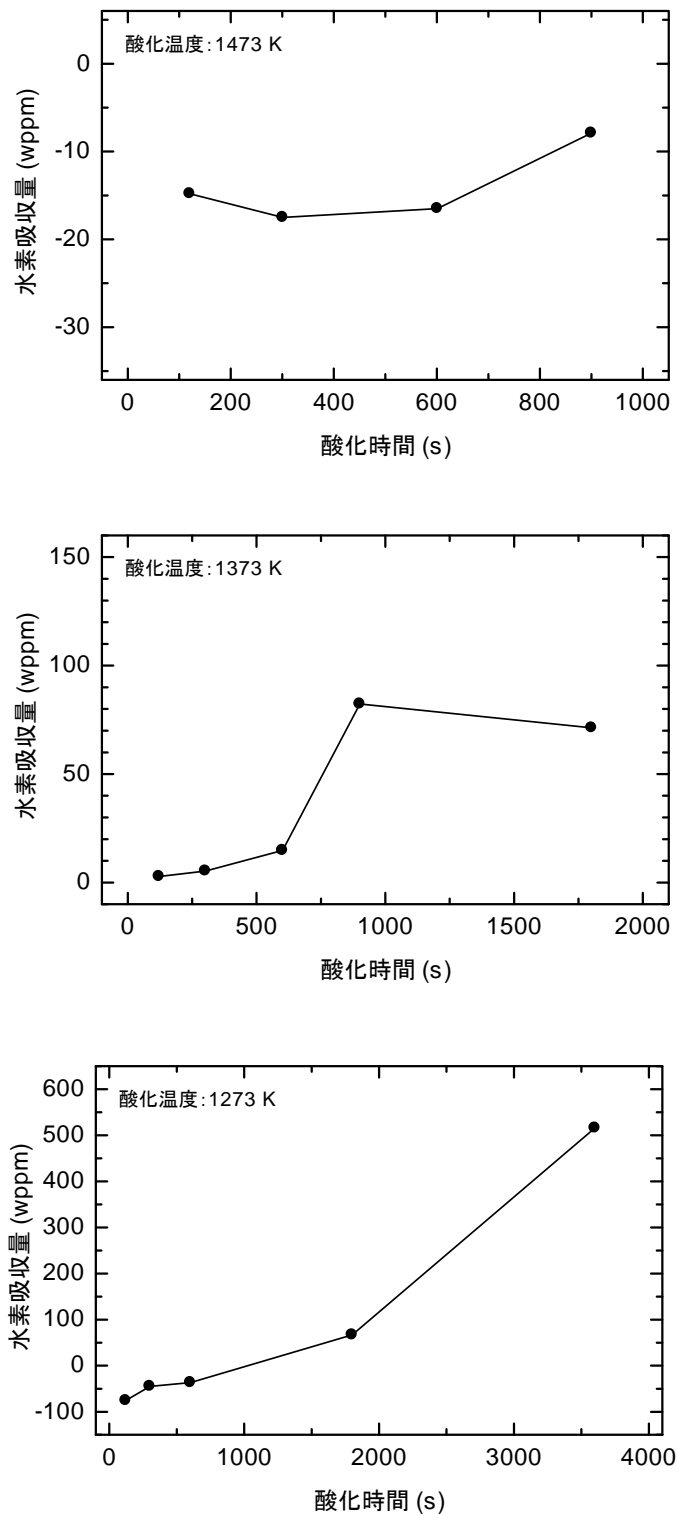


図 4.5-20 OZIR2 試料において酸化速度評価試験中に吸収された水素量の酸化時間依存性

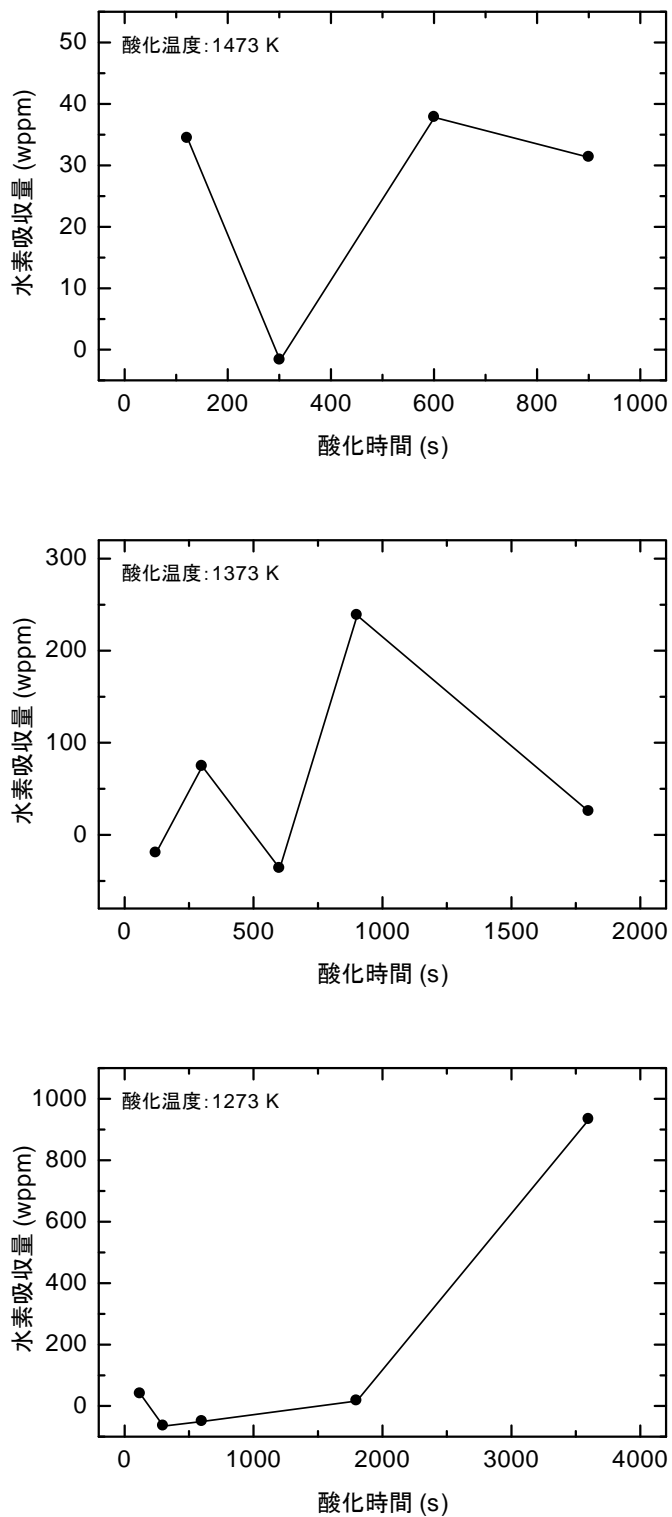


図 4.5-21 OZRT2 試料において酸化速度評価試験中に吸収された水素量の酸化時間依存性

4.6 改良型燃料被覆管の照射成長試験

4.6.1 改良型燃料被覆管の照射成長試験の概要

民間事業者は、既存の発電用軽水炉のさらなる有効活用と安全性向上等のため、軽水炉燃料被覆管の組成を従来の材料から変更することで外表面腐食量や水素吸収量の抑制を図った改良型燃料被覆管合金の開発を進めてきている。この改良合金を使用した燃料集合体が特に国内の PWR において近い将来導入されることが見込まれるが、改良型燃料の被覆管等の材料として今後導入が見込まれる改良合金は、従来使用されてきた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。そこで、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、ノルウェー・エネルギー技術研究所 (IFE) が保有する試験炉を用いた照射試験によってこれら改良合金の照射成長に関するデータを取得する。

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、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。

4.6.2 照射成長試験に供する材料の選定、照射条件及び試験片の配置

(1) 供試材の選定

(a) 材料

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、種々の改良型被覆管合金が開発されている。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、試験に供する。

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入手して試験に供し、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、試験に供する。

供試材の合金組成を表 4.6.2-1 にまとめる。

(b) 試験片の数、寸法等

得られる結果の再現性、寸法依存性を確認するため、同じ材料について複数の試験片を準

備し、本照射成長試験に供する。

従来の被覆管材料を用いた燃料棒の場合に燃焼度 60GWd/t 相当の高速中性子照射量における照射成長が 1%程度⁽¹⁾であること、ならびに試験炉施設での長さ測定精度が 1 μ m 程度であることから、照射成長量を有効数字 3 桁程度で測定するためには、100mm 程度の試験片長さが必要と考えられる。また、長さの異なる試験片を同じ条件で照射して、試験片の寸法が測定結果に及ぼす影響について把握する必要がある。加えて、本照射成長試験を実施するハルデン炉において、炉心軸方向中性子束分布がほぼフラットとなる領域の幅が 150mm 程度であることを考慮すると、50 および 100mm の 2 種類の長さを有する試験片を準備し、試験に用いるのが妥当と考えられる。

また、得られる結果の再現性を確認するため、一部の材料については同一条件で複数の試験片を照射することにする。

(2) 照射条件

PWR 冷却水条件を模擬した条件で本照射成長試験を実施する。冷却材温度は、PWR の冷却材平均温度及び出口温度に近い 300 及び 320 °C(573 及び 593K)、冷却材圧力は 155 bar (15.5MPa)を目標とする。さらに、ハルデン炉の冷却材温度 240 °C(513K)においても照射し、照射成長挙動と照射中の温度との関係を調べるとともに、被覆管の酸化が照射成長挙動に及ぼす影響についても把握する。なお、ハルデン炉の冷却材温度における被覆管材料の酸化はほぼ無視できる。

水化学条件については、ホウ素濃度、リチウム濃度、溶存酸素濃度及び溶存水素濃度に関して典型的な PWR 冷却水条件を模擬するようにし、照射成長試験中にはこれらの濃度が妥当な値に保持されていることを定期的にチェックする。

(3) 試験片の配置と製作

以上の検討に基づき、平成 22 年度に 2 種類の照射試験リグ(IFA-735 及び IFA-736)を設計製作した⁽²⁾。これらの照射試験リグには試験片装荷用のホルダが設けられており、ホルダ 1 箇所あたり内側と外側の 2 個の試験片を装荷できるようになっている。

IFA-735 は、炉心軸方向の 2 領域（上部及び下部）に長さ 50mm および 100mm の試験片をそれぞれ 14 個ずつ、計 28 個を装荷することができる。IFA-736 は、炉心軸方向の 3 領域（上部、中間及び下部）に長さ 50mm の試験片をそれぞれ 14 個ずつ、計 42 個を装荷することができる。また、PWR を模擬した冷却材温度および圧力下で試験片の照射を行うため、圧力フラスコ内にこれらの照射試験リグを装荷する。照射試験リグ IFA-735 および IFA-736 を装荷する圧力フラスコは、それぞれ FFA-030-S および FFA-031-S である。IFA-735 を装荷する FFA-030-S の外側には、ハルデン炉冷却材条件で試験片の照射を行うためのホルダが設けられており、長さ 100mm の試験片を 12 個装荷することができる。

試験片の形状と試験片装荷部の構造の例を図 4.6.2-1 に示す。また、各照射試験リグ内での

試験片の配置を表 4.6.2-2 に示す。

試験片の製作は平成 23 年度に実施した⁽³⁾。

4.6.3 試験片のハルデン炉照射及び冷却材ループ運転状況

(1) ハルデン炉運転中の計装データ等の取得及び管理

照射試験リグ IFA-735 及び IFA-736 の両方について、ハルデン炉運転中の計装データ等は、各照射サイクルの期間にわたって、5 秒間隔のオンライン測定及び 15 分間隔のオフライン測定で取得された。

リグ内を流れる冷却材の水化学条件については、ハルデン炉運転期間中、定期的(1～3 日おき)に測定した。分析元素はホウ素及びリチウムであり、冷却材の pH も測定した。

(2) 照射履歴

平成 27 年度の照射成長試験に関する試験条件の目標値は以下の通りである。照射試験リグ IFA-735 及び IFA-736 とも、ハルデン炉に設置されている、PWR 条件を模擬できる冷却材ループ(Loop 6)に接続され照射された。

照射試験リグ	冷却材入口目標温度	冷却材ループ圧力	冷却材流量
IFA-735	307±2 (°C) (580±2 (K))	162±2 (bar) (16.2±0.2 (MPa))	300±50 (l/min)
IFA-736	330±2 (°C) (603±2 (K))		

照射試験は平成 23 年度に開始され同年度中に第 1 照射サイクルを、平成 24 年度に第 2 及び第 3 照射サイクルを、平成 25 年度に第 4 及び第 5 照射サイクルを、平成 26 年度に第 6 及び第 7 照射サイクルを、平成 27 年度に第 8 及び第 9 照射サイクルを、平成 28 年度に第 10 照射サイクルを終了した⁽⁴⁾。第 11 及び第 12 照射サイクルは、それぞれ 2017 年 9 月まで、及び 2018 年 2 月まで実施された。この間の原子炉運転日数はそれぞれ約 90 及び 110 日であった。この期間中、ハルデン炉は定常運転状態にあり、その熱出力は 16～18.5 MW であった。照射開始から第 12 照射サイクル終了までの原子炉運転状況及び Loop 6 の熱水力条件を図 4.6.3-1 及び 2 に示す。

なお、第 11 照射サイクル中には、試験リグ及び燃料交換のための炉停止が 1 回、緊急の修理作業のための炉停止が 3 回あった。また、第 12 照射サイクル中には、本試験以外の試験リグの装荷及び取出のための炉停止が 3 回、スクラムによる炉停止が 2 回あった。

両照射試験リグ内を流れる冷却材中ホウ素及びリチウム濃度並びに冷却材 pH に関し、照射期間中の平均値を以下に示す。溶存水素濃度については図 4.6.3-3 に示す。

- ・ホウ素濃度：約 1000 (ppm)

- ・リチウム濃度：約 4.6 (ppm)
- ・pH：約 7.3

(3) 計装の状態

照射試験リグ IFA-735 及び IFA-736 に係る計装は、第 12 照射サイクル終了までの期間中、全て健全に動作しており、照射初期に不安定な挙動を示している中性子検出器を除いて特に異常な様子は認められなかった。現時点では、周囲の照射孔に装荷された他の照射試験リグの中性子検出器出力を利用することで IFA-735 及び IFA-736 の中性子束の評価を行っている。

IFA-735 及び IFA-736 に設置された中性子検出器は熱中性子束測定用のバナジウム型であるため、本照射成長試験で重要なパラメータである高速中性子束の直接測定には適していない。高速中性子束については、バナジウム中性子検出器とこれらのリグ内に装荷されたフルエンスモニタ(コバルト-アルミニウム、ニッケル、鉄のワイヤの放射化分析を利用)から別途評価する予定である。

ハルデン炉の典型的な炉心軸方向中性子束分布に基づき、試験片装荷領域における中性子束分布を評価した。その結果を図 4.6.3-4 に示す。現時点で、試験片領域間の中性子束の差は、照射試験リグによらず 1%以内と評価された。

(4) 試験片装荷領域の温度並びに高速中性子束及び高速中性子フラックスの評価

(a) 試験片装荷領域の温度評価

照射試験リグ IFA-735 及び IFA-736 の試験片装荷領域における温度の評価値(TS)を求めするため、冷却材の照射試験リグ入口(TIA)及び出口(TOA)における平均温度、照射試験リグ内を下降上昇する冷却材間の熱伝達、照射試験リグ内冷却材と原子炉減速材間の熱伝達及び炉内ガンマ発熱を考慮したモデルを構築し、収束計算を行った。その計算結果を定式化することで次式を得た。

$$TS = (2 \times TIA + TOA) / 3 + 1.3 \quad (1)$$

この式により評価された試験片装荷領域における温度は、第 11 及び第 12 照射サイクルにおいて、IFA-735 の場合 298～301℃、IFA-736 の場合 317～320℃であった。なお、モデル計算の結果によれば、 TS が高くなるほど試験片装荷領域での温度分布が大きくなる傾向が見られたが、その最高と最低の差は、 TS が 320℃付近の場合でも 1℃以下と評価されている。照射開始から第 12 照射サイクル終了までの評価温度(TS)の履歴を図 4.6.3-5 に示す。

IFA-735 の装荷された圧力フラスコ(FFA-030-S)の外表面に装荷された試験片については、ハルデン炉内を流れる冷却材(重水)に接していることからその照射中の温度はハルデ

ン炉内の冷却材温度と同等と考えられる。これらの試験片の温度履歴を図 4.6.3-5 に合わせて示す。

(b) 高速中性子束及び高速中性子フルエンス

照射試験リグ IFA-735 及び IFA-736 の高速中性子束及び高速中性子フルエンスについては、各照射試験リグ内に装荷された中性子検出器の出力に基づき評価した。これらの中性子検出器はバナジウム型であり、その検出特性から高速中性子束を直接測定することができない。そこで、ハルデン炉で使用されている核計算コード(HELIOS)を利用し、以下のようなバナジウム型中性子検出器の出力と高速中性子束との関係式を求め、これを利用して照射試験リグ内の高速中性子束を評価した。

$$\Phi = FRND \cdot ND \quad (2)$$

ここで、*FRND* はブースター燃料の燃焼度に依存する係数である。ハルデン炉における過去の実績によれば、この方法による評価値には 10~20% の不確かさがあると考えられる。

照射開始から第 12 照射サイクル終了までの照射試験リグ IFA-735 及び IFA-736 の高速中性子束履歴を図 4.6.3-6 に、また高速中性子フルエンス履歴を図 4.6.3-7 に示す。これらの図から分かるように、両照射試験リグとも、第 12 照射サイクル終了時に達した高速中性子フルエンスは約 7.8×10^{21} (n/cm²) と評価される。但し、これは暫定値であり、今後フルエンスモニタを用いてこの評価値の妥当性を確認する予定である。

4.6.4 試験片に係る中間検査

ハルデン炉には年 2 回の定期停止期間があり、この期間に照射試験リグを取出して試験片の中間検査を実施した。中間検査項目は、試験片の外観観察、試験片長さ及び重量の測定である。照射試験リグから取り出した試験片は、超音波洗浄後 100℃ で 1 時間乾燥させ、各検査に供した。

なお、外観観察と試験片重量測定は試験片に異常な腐食等が生じていないことを確認するため、試験片長さ測定は照射成長量を評価するために実施している。

(1) 外観観察結果

図 4.6.4-1 及び-2 に示す。いずれの試験片についても異常な腐食等は生じていなかった。

(2) 試験片長さ測定結果

表 4.6.4-1 及び-2 に示す。ここで、試験片長さ測定の誤差(1 σ)は、測定機器の精度及び再現性から 2.8×10^{-3} (mm) と評価され、この値に基づくと、初期長さに対する試験片伸び量の比の評価誤差(1 σ)は、50 及び 100mm の試験片でそれぞれ 5.7×10^{-5} 及び 2.8×10^{-5} であ

る。

第 11 及び第 12 照射サイクル終了時点での相対伸び量と高速中性子フルエンスとの関係を図 4.6.4-3、-4 及び-5 に示す。

(3) 試験片重量測定結果

表 4.6.4-3 及び-4 に示す。ここで、試験片重量測定の見誤差(1σ)は、測定機器の精度及び再現性から $2.8 \times 10^{-2}(\text{mg})$ と評価された。

第 11 及び第 12 照射サイクル終了時点での試験片単位面積当たりの増量(mg/dm^2)と高速中性子フルエンスとの関係を図 4.6.4-6、-7 及び-8 に示す。ここで、試験片の表面積は製作仕様値に基づいて評価した。また、試験片重量測定の見誤差に基づき評価した、試験片の単位面積当たりの増量の評価見誤差(1σ)は、50 及び 100mm の試験片でそれぞれ 0.54 及び 0.27(mg/dm^2)である。

なお、理論密度の ZrO_2 が試験片表面に形成されると仮定した場合、照射温度 320°C の ZIRLO(RX)、E635M 及び M-MDA(RX)を除き、第 12 照射サイクル終了時点での酸化膜厚さは 3~10 μm のオーダーと評価される。照射温度 320°C の ZIRLO(RX)、E635M 及び M-MDA(RX)については、第 12 照射サイクル終了時点での酸化膜厚さは 10~20 μm のオーダーと評価される。

4.6.5 改良型燃料被覆管の照射成長試験のまとめ

民間事業者は、既存の発電用軽水炉のさらなる有効活用と安全性向上等のため、軽水炉燃料被覆管の組成を従来の材料から変更することで外表面腐食量や水素吸収量の抑制を図った改良型燃料被覆管合金の開発を進めてきている。この改良合金を対象として、ノルウェー・エネルギー技術研究所が保有する試験用原子炉(ハルデン炉)を用いた照射成長試験を平成 23 年度より実施している。

平成 29 年度には、昨年度に引続き 2 つの照射試験リグ(IFA-735 及び-736)を用いて試験片の照射を実施し、試験片に照射された高速中性子フルエンスは約 $7.8 \times 10^{21} (\text{n}/\text{cm}^2)$ に到達した。また、原子炉の停止期間中に試験片の中間検査を実施した。中間検査項目として、外観観察、試験片の長さ測定及び重量測定を行った。長さの変化量(伸び量)及び重量増量は試験片の種類(被覆管の製造方法、合金組成、水素添加の有無、等)及び照射温度によって異なる傾向が見られている。これらのパラメータの影響を定量的に議論するためには、照射を継続しさらにデータを蓄積する必要がある。

表 4.6.2-1 改良型燃料被覆管の照射成長試験に供する材料の合金組成

合金名	組成 (wt%)						備考
	Nb	Sn	Fe	Cr	O	Zr	
M5	1.0	—	0.04	—	0.14	Bal.	
M-MDA	0.5	0.5	0.3	0.4	—		
Q12	1.0	0.5	0.1	—	0.14		
J-Alloy_J2	1.6	—	—	0.1	0.1		
J-Alloy_J3	2.5	—	—	—	0.1		
Opt-ZIRLO	1	0.67	0.1	—	—		
Zircaloy-4	—	1.20–1.70	0.18–0.24	0.07–0.13	0.09–0.13	Bal.	比較対照 材料
ZIRLO	0.9–1.13	0.90–1.2	0.1	—	0.09–0.15		
E110opt	1.0	—	0.04	—	—		
E635M	0.8	0.8	0.35	—	—		

表 4.6.2-2 照射試験リグ内での試験片の配置

(a) IFA-735

- ・ 目標温度 240°C(513K) : 圧力フラスコ FFA-030-S 上。ホルダ 1 箇所当たり試験片 1 個を装荷。

ホルダ位置	材質 ^a (長さ 10cm)	ホルダ位置	材質 ^a (長さ 10cm)
1	M5	7	M5
2	Zry-4(RX)	8	Zry-4(RX)
3	Zry-4(SR)	9	Zry-4(RX)+H*
4	M-MDA(SR)	10	M-MDA(RX)
5	J-Alloy_J2	11	Opt-ZIRLO(P-RX)
6	J-Alloy_J3	12	ZIRLO(RX)

- ・ 目標温度 300°C(573K)

ホルダ位置	材質 ^a			
	軸方向位置 1 (リグ下部、長さ 10cm)		軸方向位置 2 (リグ上部、長さ 5cm)	
	ホルダ内側	ホルダ外側	ホルダ内側	ホルダ外側
1	M5	M5	M - MDA(RX)	M5
2	Zry-4(RX)	Zry - 4(RX)	M - MDA(RX)+H*	M5+H*
3	J-Alloy_J3	Zry - 4(SR)	J - Alloy_J2	Zry - 4(RX)
4	ZIRLO(RX)	M - MDA(SR)	J - Alloy_J2(RX)+H*	Zry - 4(RX)+H*
5	Opt-ZIRLO(P-RX)	M - MDA(RX)	Zry-4(SR, High-Q)	Zry - 4(SR)
6	ZIRLO(SR)	J - Alloy_J2	Zry-4(RX, High-Q)	M - MDA(SR)
7	Zry-4(CW, High-Q)	Zry-4(CW)	Zry-4(RX, High-Q)+H*	M - MDA(SR)+H*

^a CW:冷間加工材、SR:応力除去焼鈍材、RX:再結晶焼鈍材、P-RX:部分的再結晶焼鈍材、H*:約 200ppm 水素吸収処理材、High-Q:高 Q 値^{*}材(Q=4)。

※ Q 値は、次式で定義される(t_0 : 管への加工前の肉厚、 t : 管への加工後の肉厚、 d_0 : 管への加工前の直径、 d : 管への加工後の直径)。

$$Q = \{(t_0 - t)/t_0\} / \{(d_0 - d)/d_0\}$$

(b) IFA-736

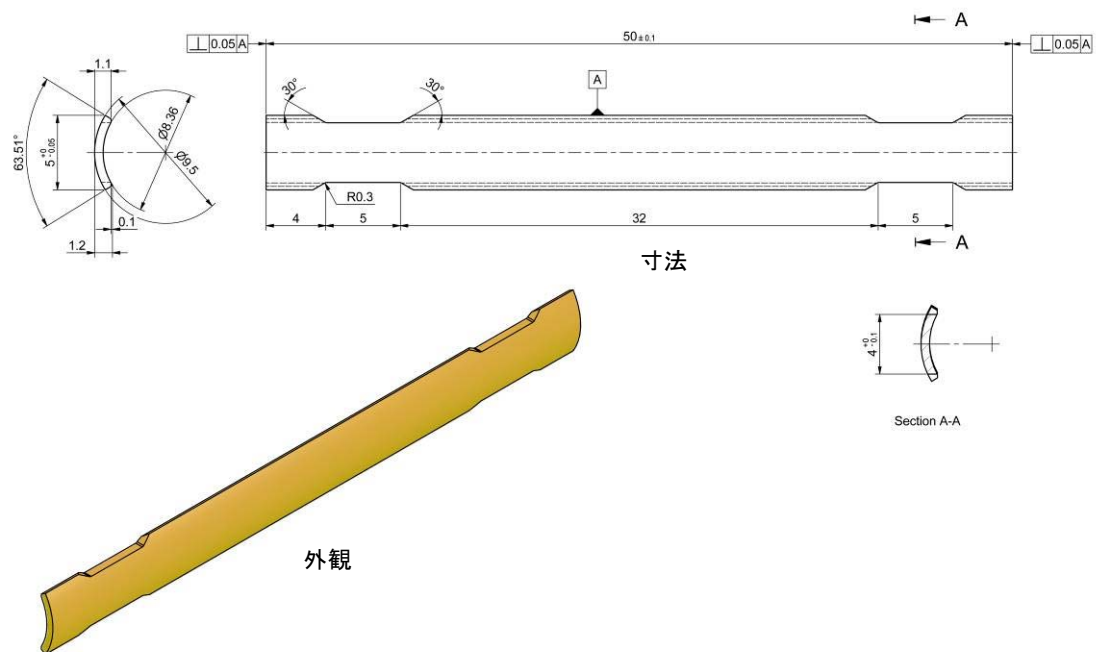
・目標温度 320°C(593K)

ホルダ 位置	軸方向位置 1(リグ下部、長さ 5cm)		軸方向位置 2(リグ中央部、長さ 5cm)		軸方向位置 3(リグ上部、長さ 5cm)	
	ホルダ内側	ホルダ外側	ホルダ内側	ホルダ外側	ホルダ内側	ホルダ外側
1	J-Alloy_J3	M5	Opt-ZIRLO(P-RX)	M5	M - MDA(RX)	M5
2	ZIRLO(RX)	M5	ZIRLO(SR)	M5	M-MDA(RX)+H*	M5+H*
3	E110-Opt	Zry-4(RX)	J-Alloy_J3	Zry-4(RX)	J - Alloy_J2	Zry - 4(RX)
4	Zry-4(CW)	Zry-4(SR)	ZIRLO(RX)	Zry-4(SR)	J - Alloy_J2+H*	Zry-4(RX)+H*
5	Zry-4(CW, High-Q)	J-Alloy_J2	E110-Opt	M-MDA(SR)	Q12	Zry - 4(RX)+H**
6	Zry-4(RX, High-Q)	Opt-ZIRLO(P-RX)	Q12	M-MDA(RX)	Q12+H*	M - MDA(SR)
7	Zry-4(RX, High-Q)+H**	ZIRLO(SR)	E635M	J - Alloy_J2	Q12+H**	M-MDA(SR)+H*

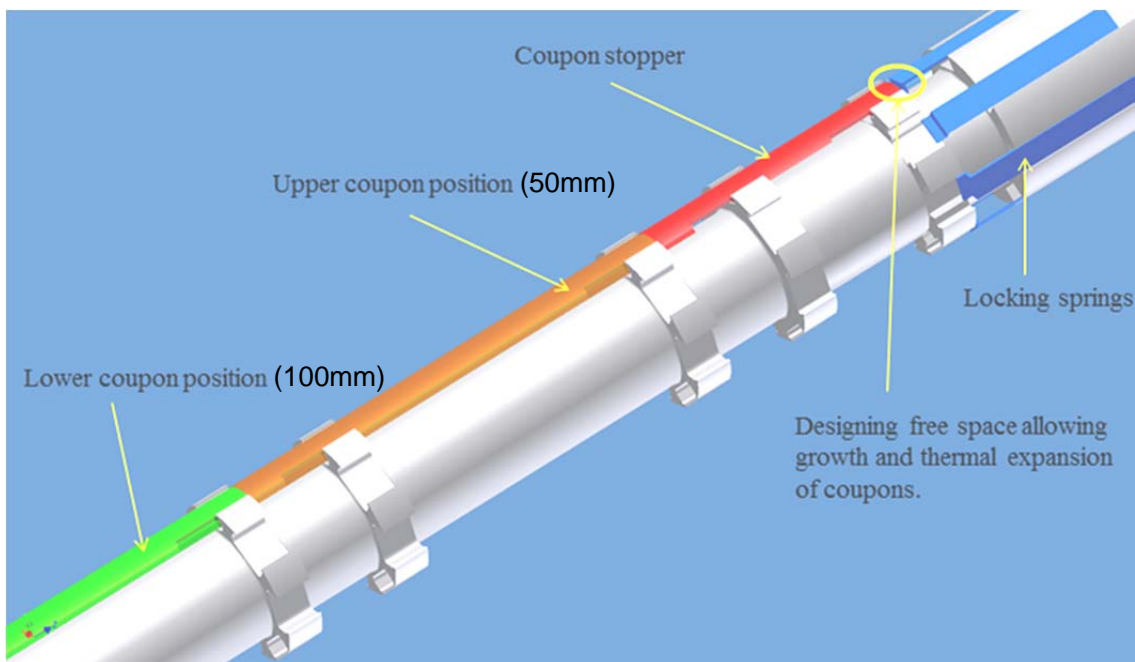
^a CW:冷間加工材、SR:応力除去焼鈍材、RX:再結晶焼鈍材、P-RX:部分的再結晶焼鈍材、H*:約 200ppm 水素吸収処理材、H**:約 400ppm 水素吸収処理材、High-Q:高 Q 値*材(Q=4)

※ Q 値は、次式で定義される(t_0 : 管への加工前の肉厚、 t : 管への加工後の肉厚、 d_0 : 管への加工前の直径、 d : 管への加工後の直径)。

$$Q = \{(t_0 - t)/t_0\} / \{(d_0 - d)/d_0\}$$



(a) 試験片の形状(長さ 50mm の場合)



(b) 試験片装荷部の構造(IFA-735 の場合)

図 4.6.2-1 試験片の形状と試験片装荷部の構造(拡大図)

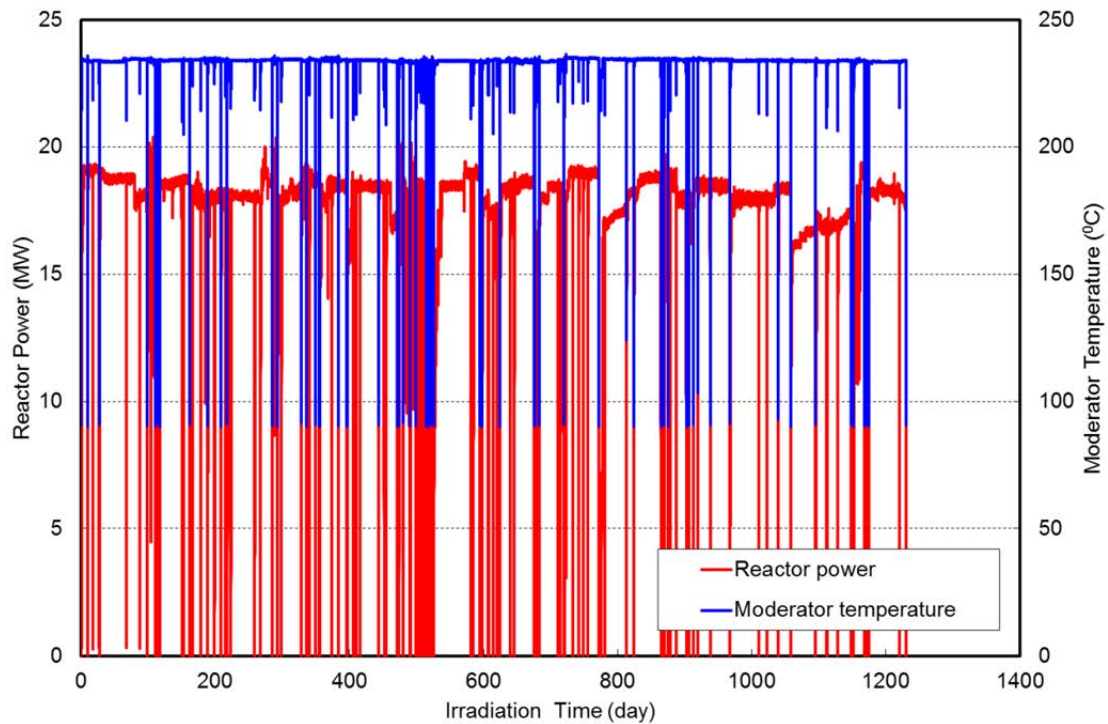
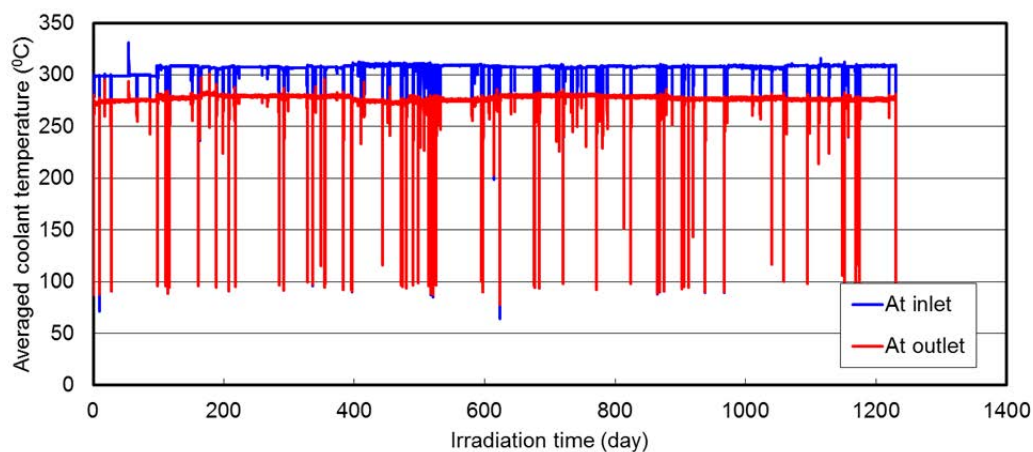
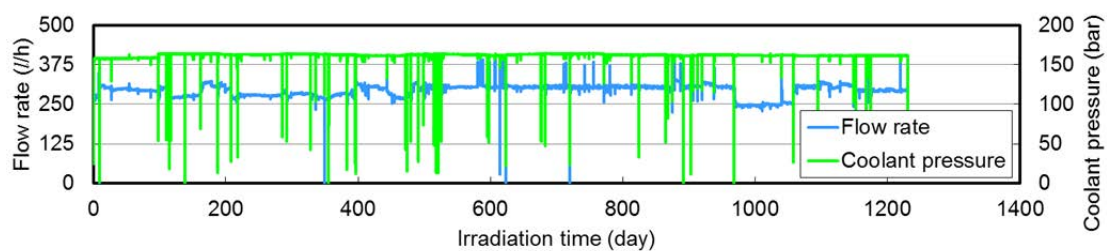
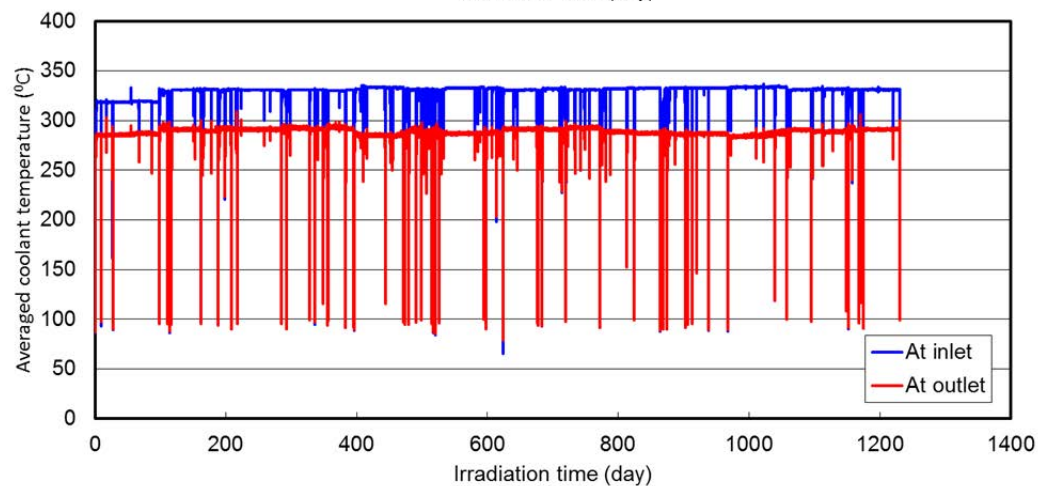
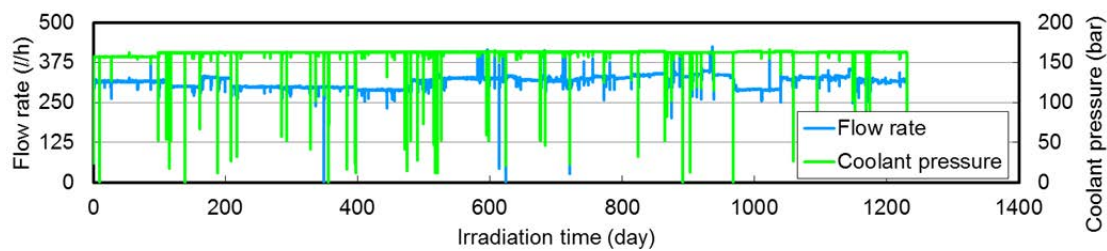


図 4.6.3-1 照射開始から第 12 照射サイクル終了までのハルデン炉熱出力及び減速材温度履歴



(a) IFA-735



(b) IFA-736

図 4.6.3-2 照射開始から第 12 照射サイクル終了までの照射試験リグ内の熱水力条件の履歴

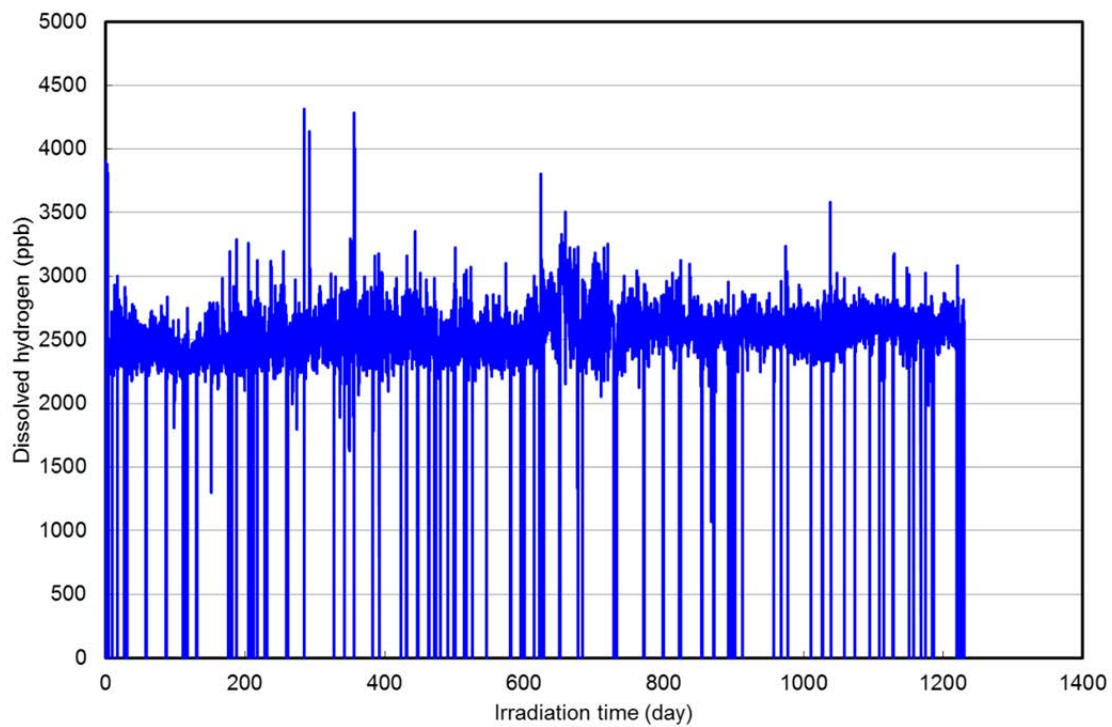


図 4.6.3-3 照射試験リグ内を流れる冷却材中溶存水素濃度の履歴

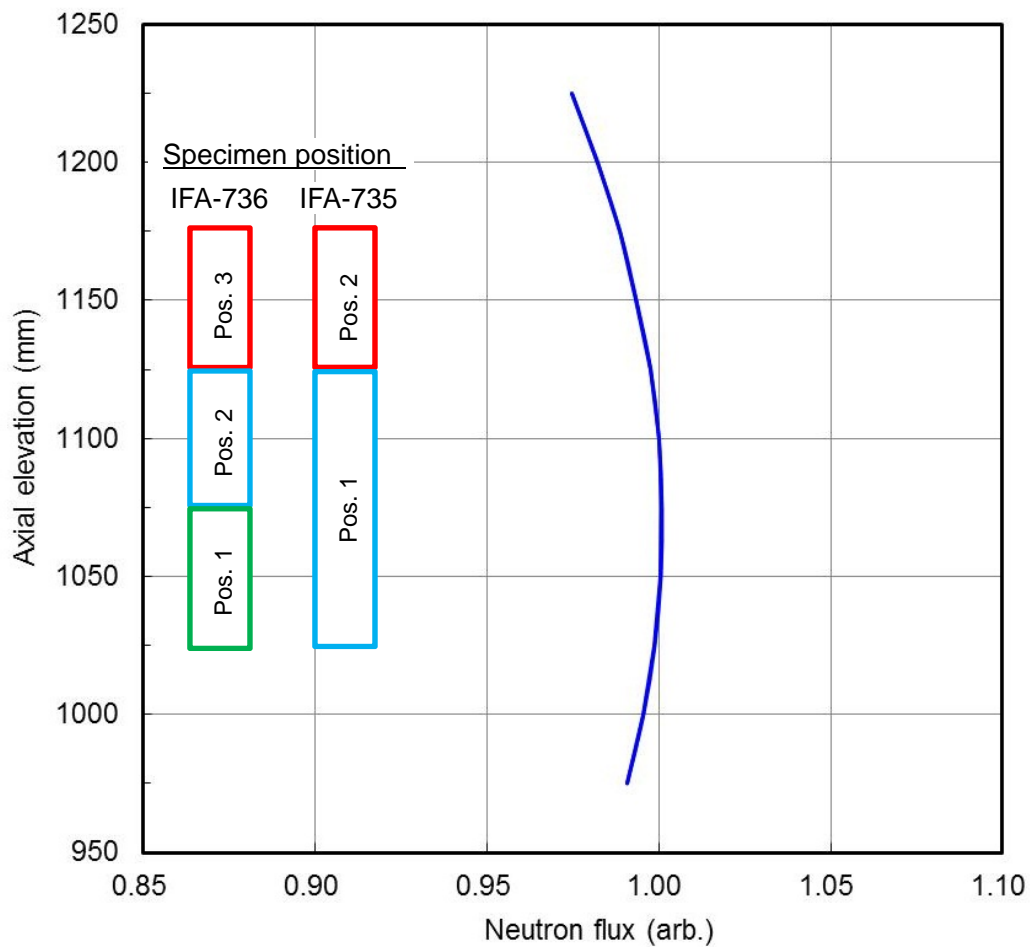
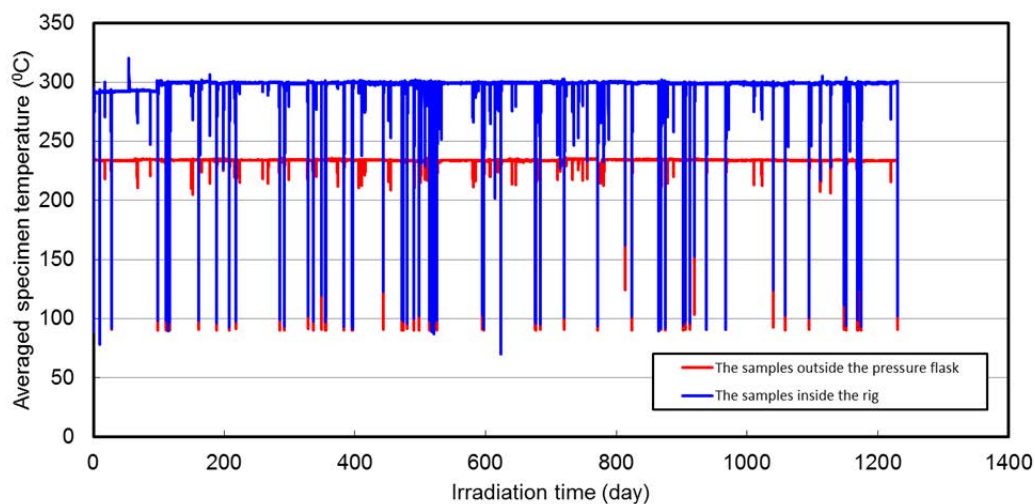
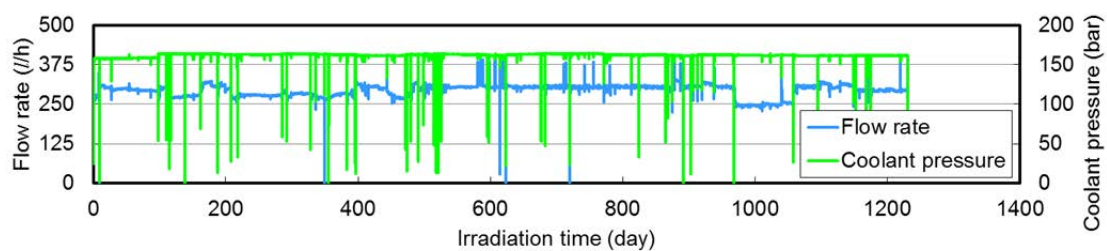
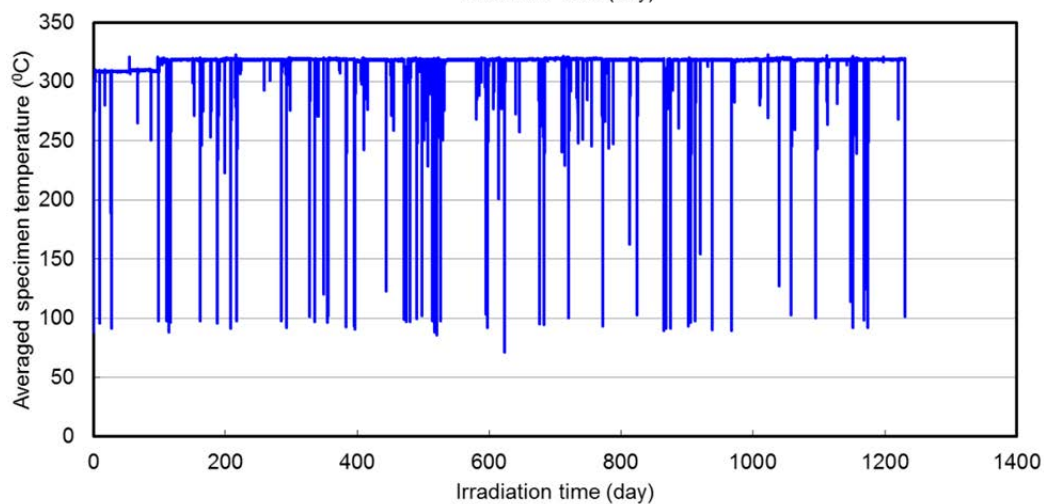
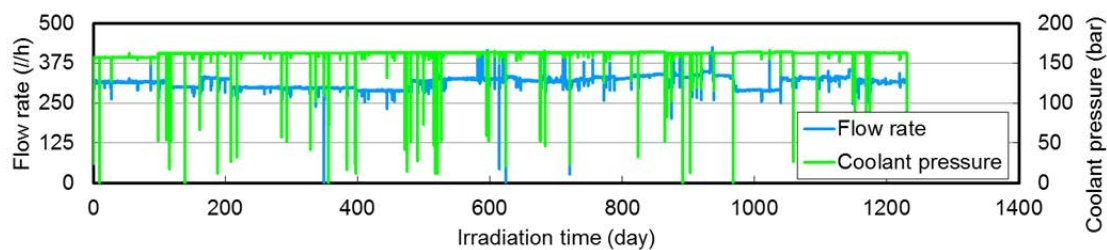


図 4.6.3-4 試験片近傍の炉心軸方向中性子束分布 (ハルデン炉における典型例)

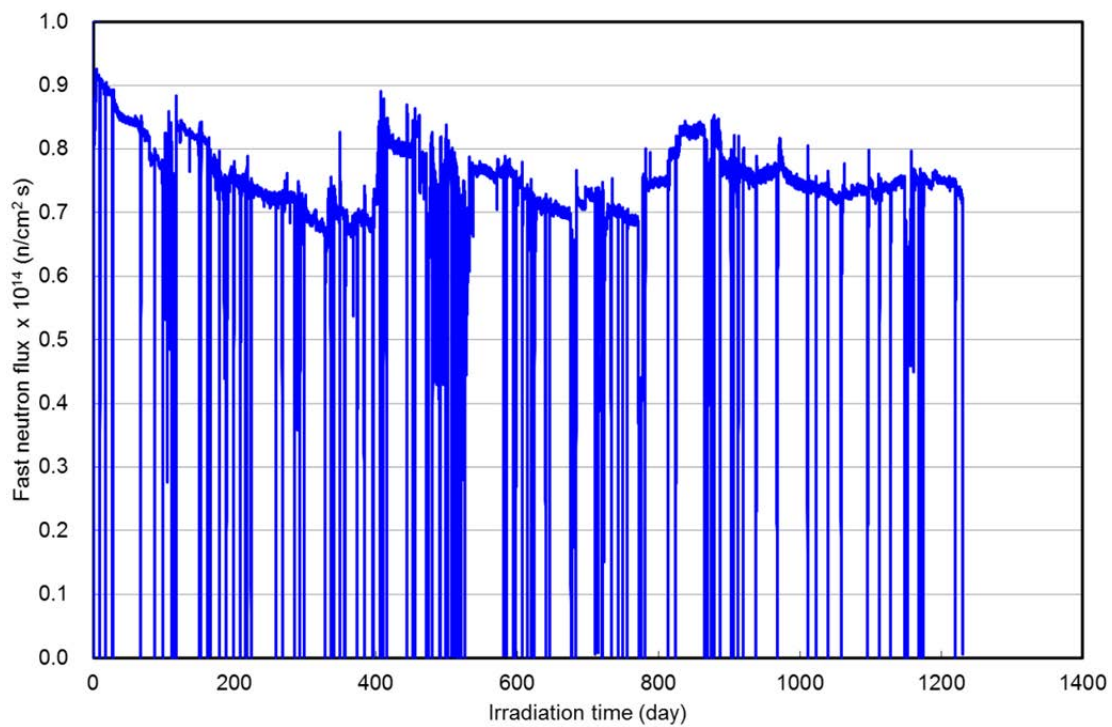


(a) IFA-735

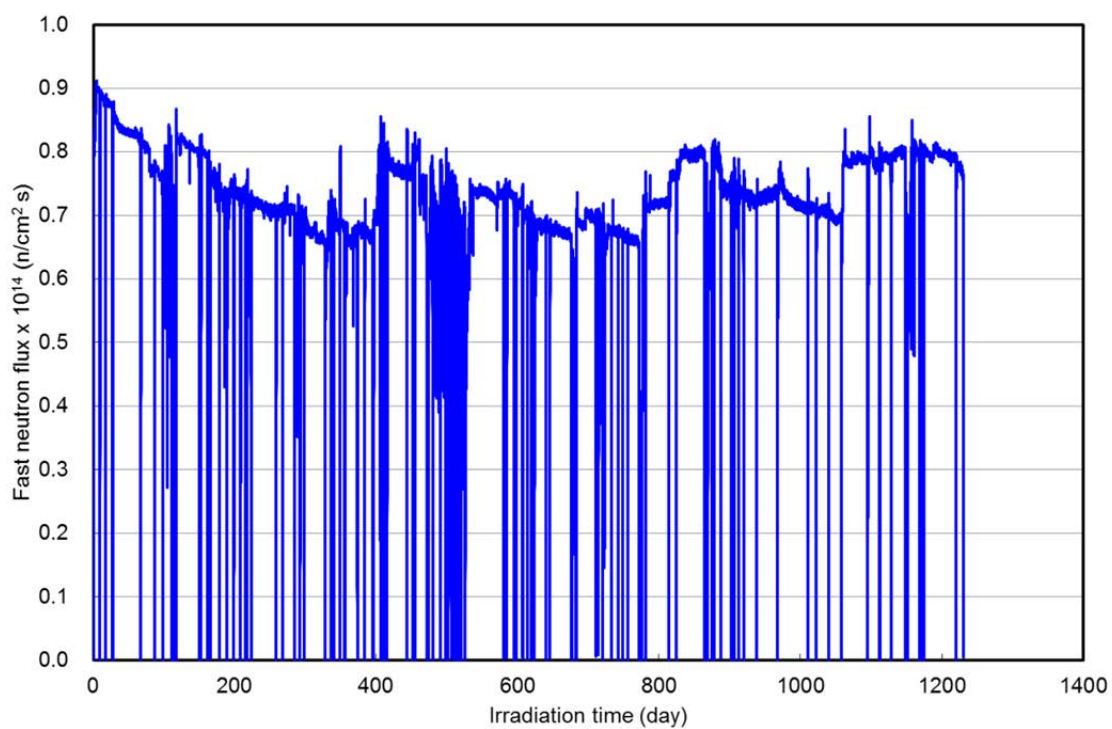


(b) IFA-736

図 4.6.3-5 照射開始から第 12 照射サイクル終了までの試験片の温度履歴

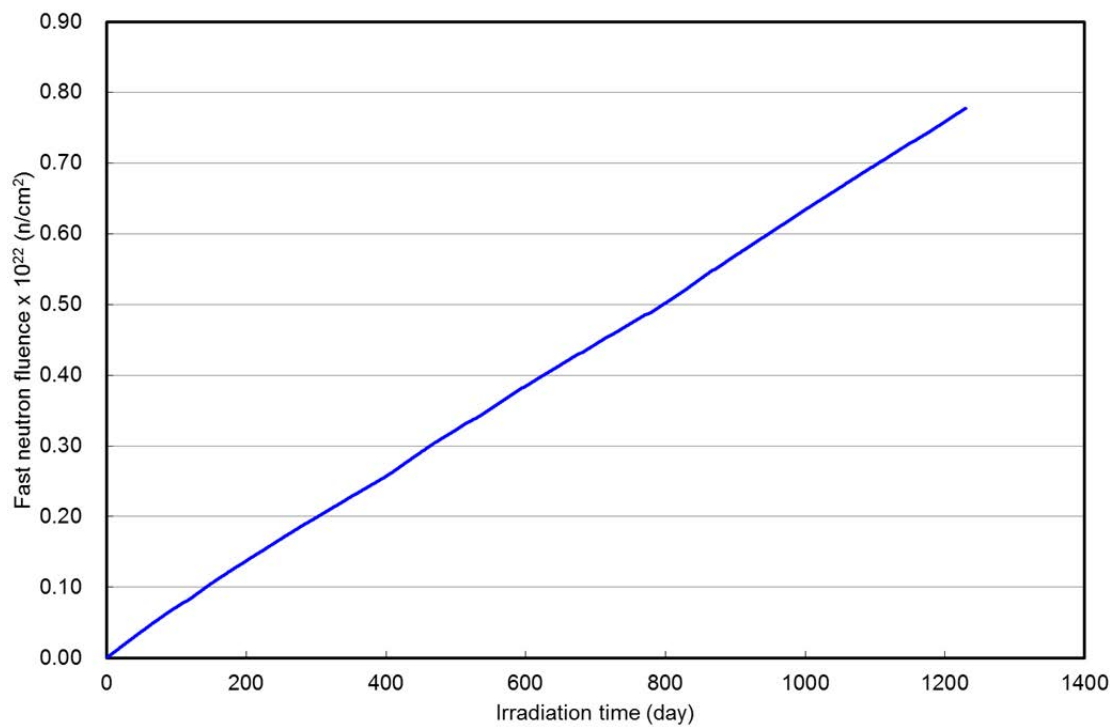


(a) IFA-735

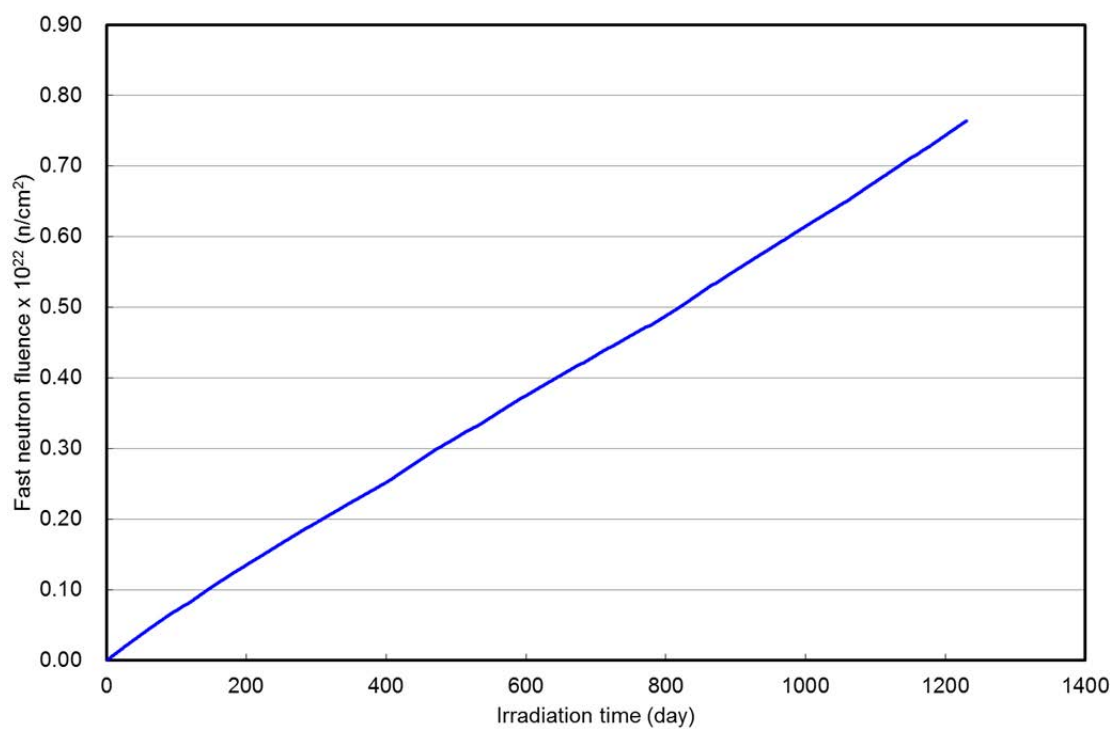


(b) IFA-736

図 4.6.3-6 照射開始から第 12 照射サイクル終了までの試験片領域での高速中性子束履歴



(a) IFA-735



(b) IFA-736

図 4.6.3-7 照射開始から第 12 照射サイクル終了までの試験片領域での
高速中性子フルエンス履歴

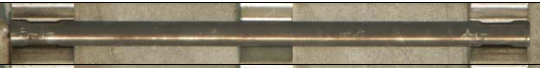



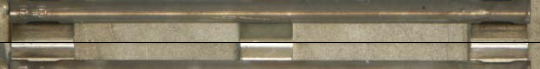

















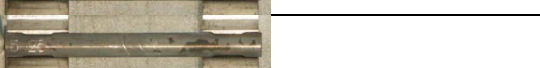


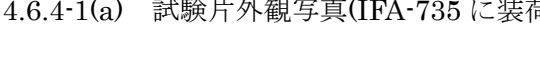


試験片 番号	第 11 照射サイクル後	第 12 照射サイクル後
5-1		(Blank area with diagonal line)
5-2		
5-3		
5-4		
5-5		
5-6		
5-7		
5-8		
5-9		
5-10		
5-11		
5-12		
5-13		
5-14		
5-15		
5-16		
5-17		
5-18		
5-19		
5-20		
5-21		
5-22		
5-23		
5-24		
5-25		
5-26		
5-27		
5-28		

図 4.6.4-1(a) 試験片外観写真(IFA-735 に装荷されたもの。被覆管外表面側)

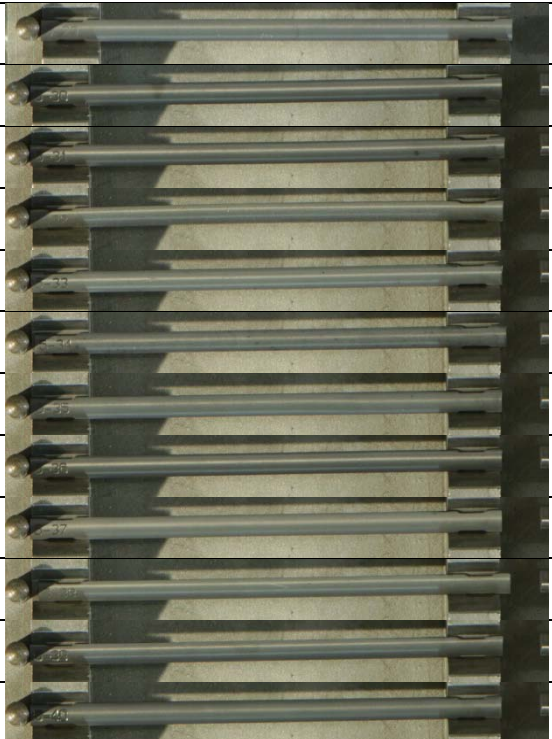
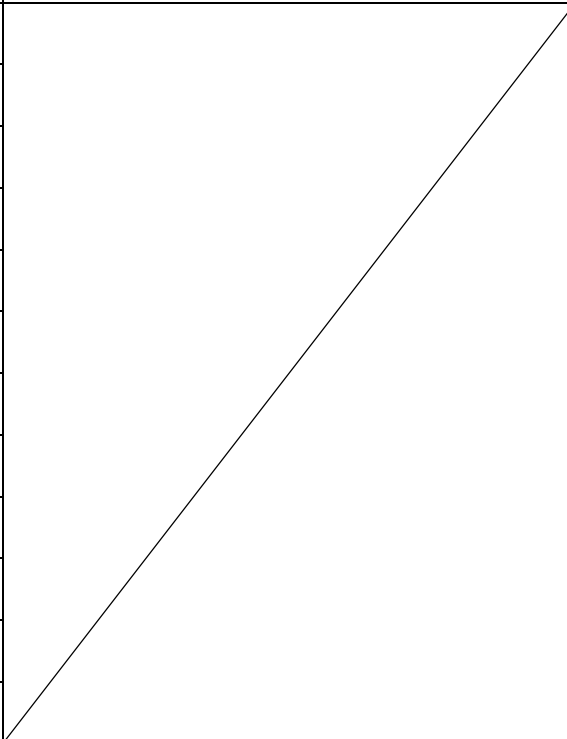
試験片 番号	第 11 照射サイクル後	第 12 照射サイクル後
5-29		
5-30		
5-31		
5-32		
5-33		
5-34		
5-35		
5-36		
5-37		
5-38		
5-39		
5-40		

図 4.6.4-1(b) 試験片外観写真(IFA-735(圧力フラスコ外)に装荷されたもの。被覆管外表面側)






















試験片 番号	第 11 照射サイクル後	第 12 照射サイクル後	
6-1	/		
6-2			
6-3			
6-4			
6-5			
6-6			
6-7			
6-8			
6-9			
6-10			
6-11			
6-12			
6-13			
6-14			
6-15			
6-16			
6-17			
6-18			
6-19			
6-20			
6-21			

図 4.6.4-2(a) 試験片外観写真(IFA-736 に装荷されたもの。被覆管外表面側)

















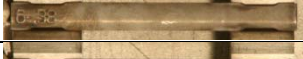




試験片 番号	第 11 照射サイクル後	第 12 照射サイクル後
6-22	(Image area is blank in the original document)	
6-23		
6-24		
6-25		
6-26		
6-27		
6-28		
6-29		
6-30		
6-31		
6-32		
6-33		
6-34		
6-35		
6-36		
6-37		
6-38		
6-39		
6-40		
6-41		
6-42		

図 4.6.4-2(b) 試験片外観写真(IFA-736 に装荷されたもの。被覆管外表面側)

表 4.6.4-1(a) 試験片長さ測定結果(IFA-735 に装荷されたもの)

試験片 番号	材 質	試験片 作製後 (mm)	第 11 照射サイクル後 (mm)	第 12 照射サイクル後 (mm)
5-1	M5	99.965	100.024	
5-2	Zry-4(RX)	99.982	100.076	
5-3	J-Alloy_J3	99.993	100.042	
5-4	ZIRLO(RX)	99.960	100.083	
5-5	Opt-ZIRLO(P-RX)	100.014	100.155	
5-6	ZIRLO(SR)	99.994	100.185	
5-7	Zry-4(CW, High-Q)	99.937	100.274	
5-8	M5	99.959	100.013	
5-9	Zry-4(RX)	99.981	100.071	
5-10	Zry-4(SR)	99.989	100.330	
5-11	M-MDA(SR)	99.969	100.048	
5-12	M-MDA(RX)	99.990	100.127	
5-13	J-Alloy_J2	100.001	100.035	
5-14	Zry-4(CW)	99.946	100.283	
5-15	M-MDA(RX)	49.955	50.022	
5-16	M-MDA(RX)+H*	49.974	50.040	
5-17	J-Alloy_J2	49.967	49.977	
5-18	J-Alloy_J2+H*	49.999	50.032	
5-19	Zry-4(SR, High-Q)	49.924	50.086	
5-20	Zry-4(RX, High-Q)	49.985	50.022	
5-21	Zry-4(RX, High-Q)+H*	49.967	50.003	
5-22	M5	49.950	49.975	
5-23	M5+H*	49.968	50.004	
5-24	Zry-4(RX)	49.974	50.015	
5-25	Zry-4(RX)+H*	49.992	50.036	
5-26	Zry-4(SR)	49.975	50.142	
5-27	M-MDA(SR)	49.934	49.966	
5-28	M-MDA(SR)+H*	49.971	50.005	

表 4.6.4-1(b) 試験片長さ測定結果(IFA-735(圧力フラスコ外)に装荷されたもの)

試験片 番号	材 質	試験片 作製後 (mm)	第 11 照射サイクル後 (mm)	第 12 照射サイクル後 (mm)
5-29	M5	99.961	100.067	
5-30	Zry-4(RX)	100.005	100.116	
5-31	Zry-4(SR)	99.988	100.706	
5-32	M-MDA(SR)	99.977	100.349	
5-33	J-Alloy_J2	100.003	100.086	
5-34	J-Alloy_J3	100.004	100.090	
5-35	M5	99.930	100.031	
5-36	Zry-4(RX)	100.002	100.111	
5-37	Zry-4(RX)+H*	100.008	100.133	
5-38	M-MDA(RX)	99.988	100.145	
5-39	Opt-ZIRLO(P-RX)	99.973	100.276	
5-40	ZIRLO(RX)	99.975	100.084	

表 4.6.4-2(a) 試験片長さ測定結果(IFA-736 に装荷されたもの)

試験片 番号	材 質	試験片 作製後 (mm)	第 11 照射サイクル後 (mm)	第 12 照射サイクル後 (mm)
6-1	J-Alloy_J3	49.947		49.959
6-2	ZIRLO(RX)	49.942		50.026
6-3	E110-Opt	49.941		49.965
6-4	Zry-4(CW)	49.949		50.109
6-5	Zry-4(CW, High-Q)	49.952		50.113
6-6	Zry-4(RX, High-Q)	49.975		50.027
6-7	Zry-4(RX, High-Q)+H**	49.978		50.078
6-8	M5	49.961		49.988
6-9	M5	49.952		49.978
6-10	Zry-4(RX)	49.975		50.031
6-11	Zry-4(SR)	49.965		50.159
6-12	J-Alloy_J2	49.940		49.959
6-13	Opt-ZIRLO(P-RX)	49.932		49.988
6-14	ZIRLO(SR)	49.935		50.020
6-15	Opt-ZIRLO(P-RX)	49.930		49.993
6-16	ZIRLO(SR)	49.964		50.052
6-17	J-Alloy_J3	49.977		49.994
6-18	ZIRLO(RX)	49.972		50.058
6-19	E110-Opt	49.954		49.983
6-20	Q12	49.963		50.005
6-21	E635M	49.975		50.049

表 4.6.4-2(b) 試験片長さ測定結果(IFA-736 に装荷されたもの)

試験片 番号	材 質	試験片 作製後 (mm)	第 11 照射サイクル後 (mm)	第 12 照射サイクル後 (mm)
6-22	M5	49.962		49.991
6-23	M5	49.949		49.976
6-24	Zry-4(RX)	49.979		50.035
6-25	Zry-4(SR)	49.915		50.098
6-26	M-MDA(SR)	49.965		49.983
6-27	M-MDA(RX)	49.942		50.025
6-28	J-Alloy_J2	49.977		49.994
6-29	M-MDA(RX)	49.923		50.010
6-30	M-MDA(RX)+H*	49.964		50.058
6-31	J-Alloy_J2	49.980		50.002
6-32	J-Alloy_J2+H*	49.961		50.024
6-33	Q12	49.945		49.982
6-34	Q12+H*	49.954		50.000
6-35	Q12+H**	49.925		49.968
6-36	M5	49.962		49.994
6-37	M5+H*	49.963		50.003
6-38	Zry-4(RX)	49.969		50.023
6-39	Zry-4(RX)+H*	49.990		50.064
6-40	Zry-4(RX)+H**	49.977		50.095
6-41	M-MDA(SR)	49.955		49.965
6-42	M-MDA(SR)+H*	49.973		50.017

表 4.6.4-3(a) 試験片重量測定結果(IFA-735 に装荷されたもの)

試験片 番号	材 質	試験片 作製後 (mg)	第 11 照射サイクル後 (mg)	第 12 照射サイクル後 (mg)
5-1	M5	1535.80	1540.56	
5-2	Zry-4(RX)	1909.59	1915.63	
5-3	J-Alloy_J3	1681.23	1685.70	
5-4	ZIRLO(RX)	1690.42	1705.76	
5-5	Opt-ZIRLO(P-RX)	1641.87	1647.44	
5-6	ZIRLO(SR)	1645.78	1651.57	
5-7	Zry-4(CW, High-Q)	1959.28	1964.34	
5-8	M5	1533.67	1538.77	
5-9	Zry-4(RX)	1962.64	1968.78	
5-10	Zry-4(SR)	1904.58	1910.62	
5-11	M-MDA(SR)	1707.46	1713.17	
5-12	M-MDA(RX)	1702.92	1713.51	
5-13	J-Alloy_J2	1687.89	1692.48	
5-14	Zry-4(CW)	1927.98	1933.46	
5-15	M-MDA(RX)	856.99	862.28	
5-16	M-MDA(RX)+H*	858.13	861.55	
5-17	J-Alloy_J2	854.63	857.15	
5-18	J-Alloy_J2+H*	857.72	860.17	
5-19	Zry-4(SR, High-Q)	944.88	947.66	
5-20	Zry-4(RX, High-Q)	927.93	930.97	
5-21	Zry-4(RX, High-Q)+H*	938.28	939.51	
5-22	M5	755.79	758.31	
5-23	M5+H*	678.71	681.29	
5-24	Zry-4(RX)	938.74	941.97	
5-25	Zry-4(RX)+H*	954.34	955.64	
5-26	Zry-4(SR)	923.54	926.67	
5-27	M-MDA(SR)	850.08	852.91	
5-28	M-MDA(SR)+H*	856.46	859.03	

表 4.6.4-3(b) 試験片重量測定結果(IFA-735(圧力フラスコ外)に装荷されたもの)

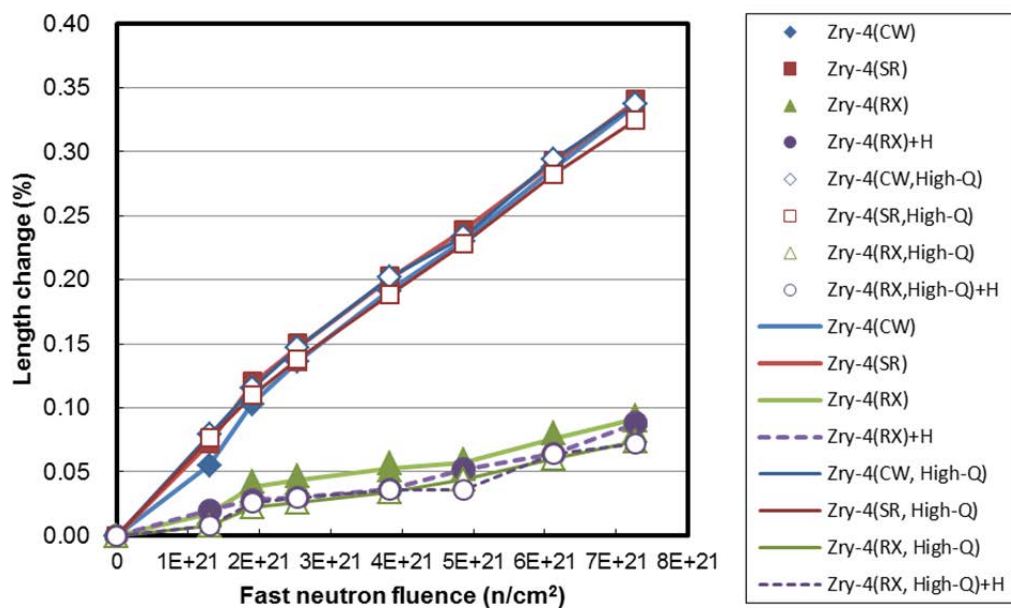
試験片 番号	材 質	試験片 作製後 (mg)	第 11 照射サイクル後 (mg)	第 12 照射サイクル後 (mg)
5-29	M5	1536.57	1550.71	
5-30	Zry-4(RX)	1991.55	2003.49	
5-31	Zry-4(SR)	1874.44	1886.51	
5-32	M-MDA(SR)	1701.47	1715.39	
5-33	J-Alloy_J2	1691.98	1703.38	
5-34	J-Alloy_J3	1663.31	1671.84	
5-35	M5	1537.56	1551.52	
5-36	Zry-4(RX)	1937.21	1948.96	
5-37	Zry-4(RX)+H*	1939.83	1949.16	
5-38	M-MDA(RX)	1697.47	1710.18	
5-39	Opt-ZIRLO(P-RX)	1679.83	1692.60	
5-40	ZIRLO(RX)	1728.02	1738.65	

表 4.6.4-4(a) 試験片重量測定結果(IFA-736 に装荷されたもの)

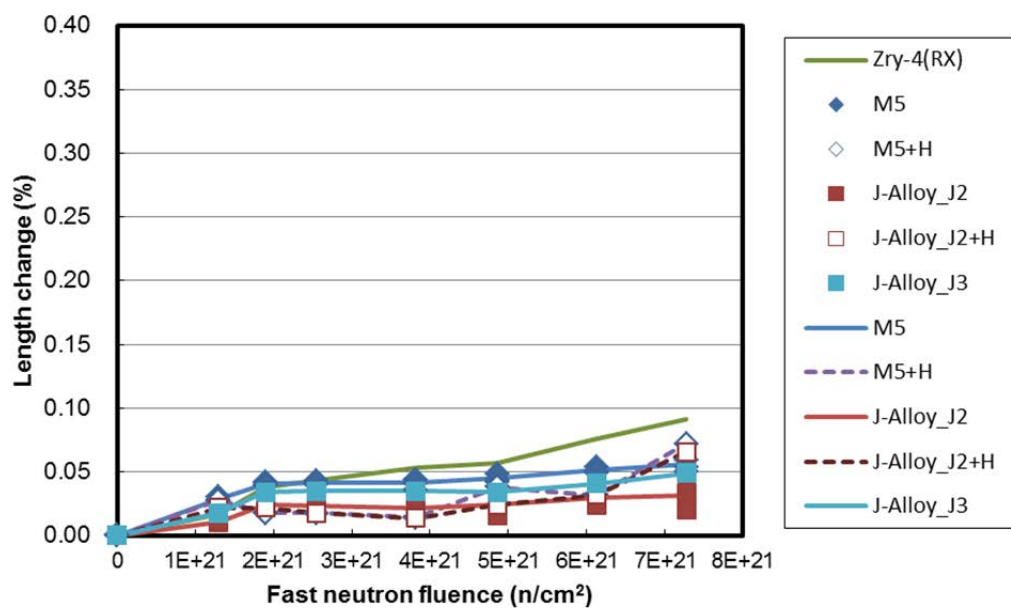
試験片 番号	材 質	試験片 作製後 (mg)	第 11 照射サイクル後 (mg)	第 12 照射サイクル後 (mg)
6-1	J-Alloy_J3	844.46		848.05
6-2	ZIRLO(RX)	820.53		835.40
6-3	E110-Opt	846.24		850.48
6-4	Zry-4(CW)	960.56		966.26
6-5	Zry-4(CW, High-Q)	964.44		969.86
6-6	Zry-4(RX, High-Q)	929.86		935.96
6-7	Zry-4(RX, High-Q)+H**	911.15		918.29
6-8	M5	756.27		760.66
6-9	M5	753.91		758.16
6-10	Zry-4(RX)	969.50		975.45
6-11	Zry-4(SR)	948.20		954.22
6-12	J-Alloy_J2	835.45		839.65
6-13	Opt-ZIRLO(P-RX)	825.92		830.79
6-14	ZIRLO(SR)	832.37		839.28
6-15	Opt-ZIRLO(P-RX)	816.98		822.10
6-16	ZIRLO(SR)	827.45		834.27
6-17	J-Alloy_J3	836.24		839.74
6-18	ZIRLO(RX)	836.16		850.89
6-19	E110-Opt	859.35		863.63
6-20	Q12	765.05		770.52
6-21	E635M	827.24		841.15

表 4.6.4-4(b) 試験片重量測定結果(IFA-736 に装荷されたもの)

試験片 番号	材 質	試験片 作製後 (mg)	第 11 照射サイクル後 (mg)	第 12 照射サイクル後 (mg)
6-22	M5	751.35		755.81
6-23	M5	753.03		757.36
6-24	Zry-4(RX)	972.47		978.65
6-25	Zry-4(SR)	924.60		930.41
6-26	M-MDA(SR)	859.62		865.05
6-27	M-MDA(RX)	855.71		865.29
6-28	J-Alloy_J2	844.92		849.20
6-29	M-MDA(RX)	855.01		865.34
6-30	M-MDA(RX)+H*	853.27		861.51
6-31	J-Alloy_J2	841.53		845.80
6-32	J-Alloy_J2+H*	852.31		856.60
6-33	Q12	760.88		766.32
6-34	Q12+H*	737.48		742.88
6-35	Q12+H**	741.38		746.51
6-36	M5	752.26		756.75
6-37	M5+H*	720.52		724.83
6-38	Zry-4(RX)	951.45		957.93
6-39	Zry-4(RX)+H*	970.97		975.00
6-40	Zry-4(RX)+H**	929.93		938.75
6-41	M-MDA(SR)	853.24		858.79
6-42	M-MDA(SR)+H*	850.12		855.63

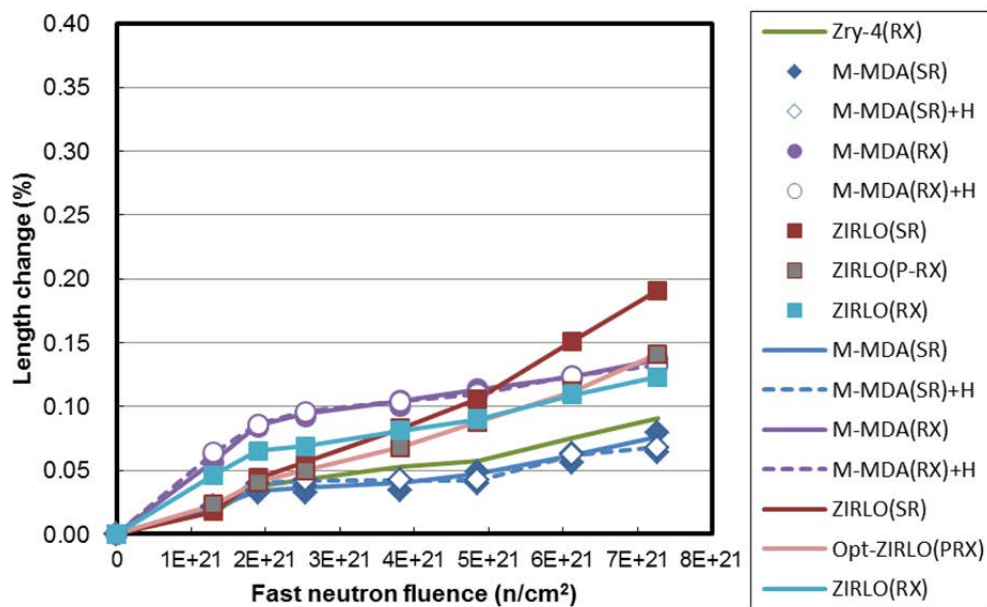


(a) Zry-4



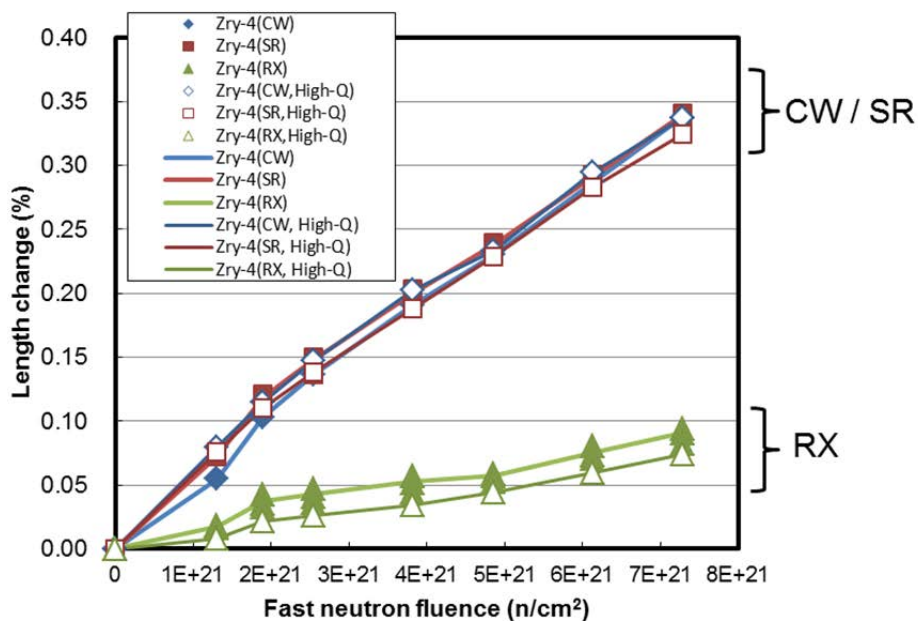
(b) Zr-Nb(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-3 照射成長量と高速中性子フルエンスとの関係(IFA-735。照射温度 300°C)

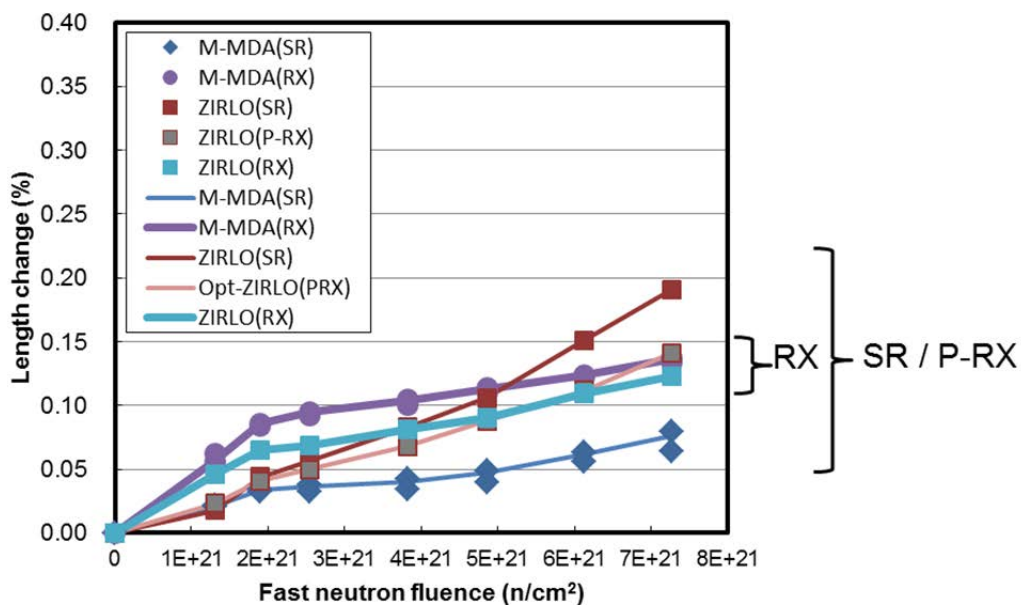


(c) Zr-Nb-Sn(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-3(続き) 照射成長量と高速中性子フルエンスとの関係(IFA-735。照射温度 300°C)

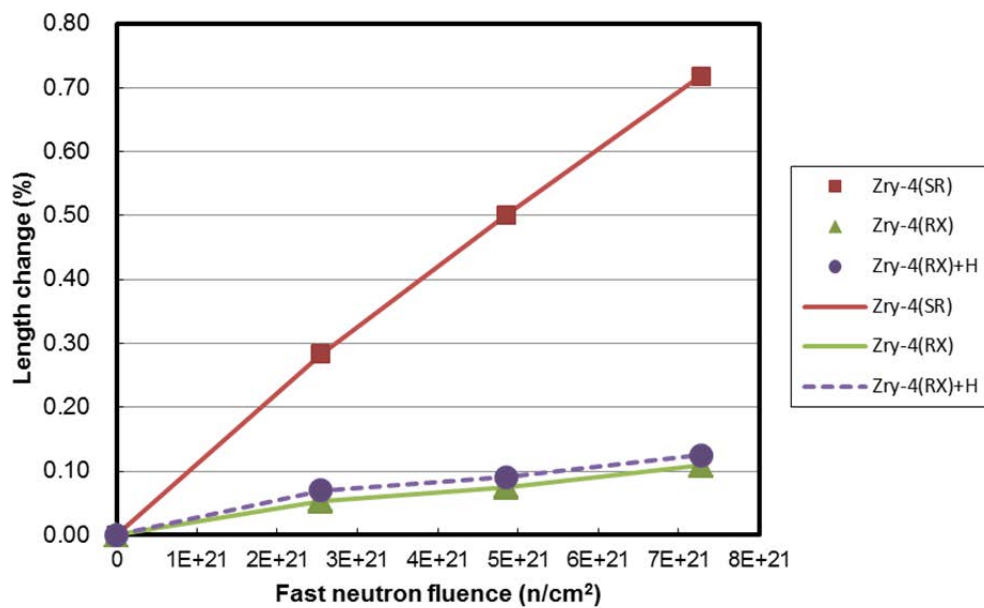


(d) Zry-4

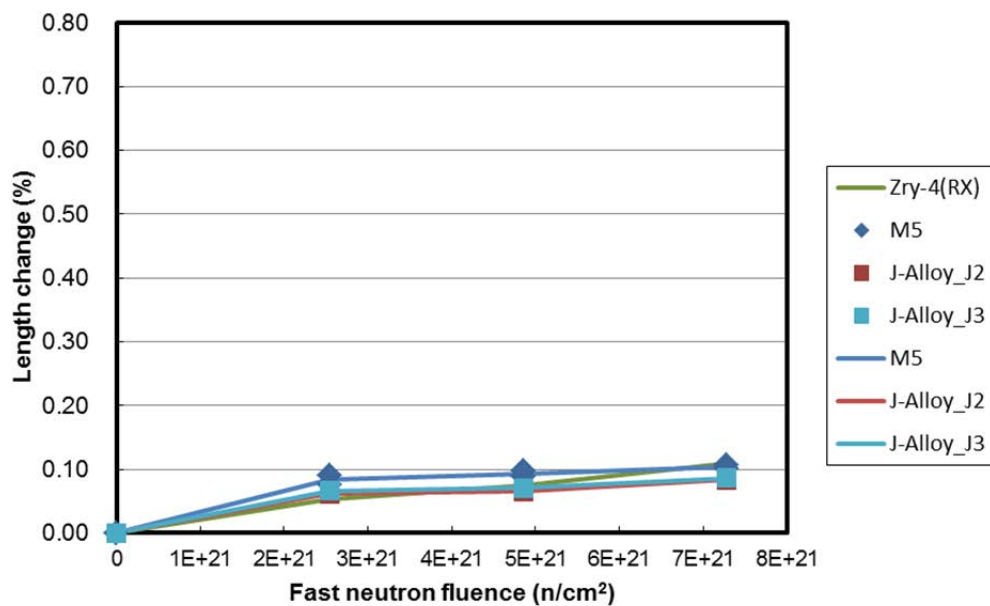


(e) Zr-Nb-Sn(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-3(続き) 照射成長量と高速中性子フルエンスとの関係(IFA-735。照射温度 300°C)

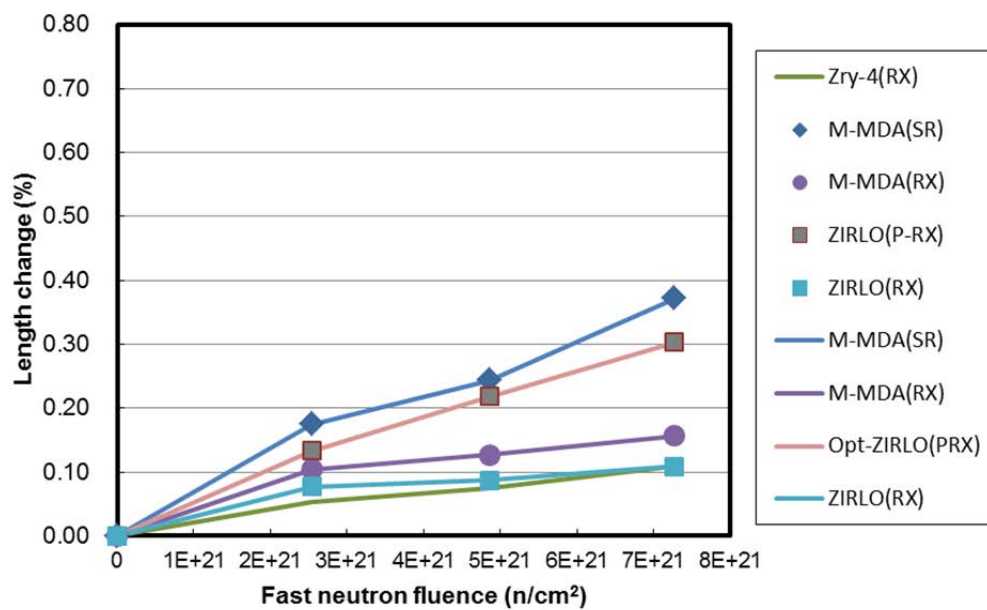


(a) Zry-4



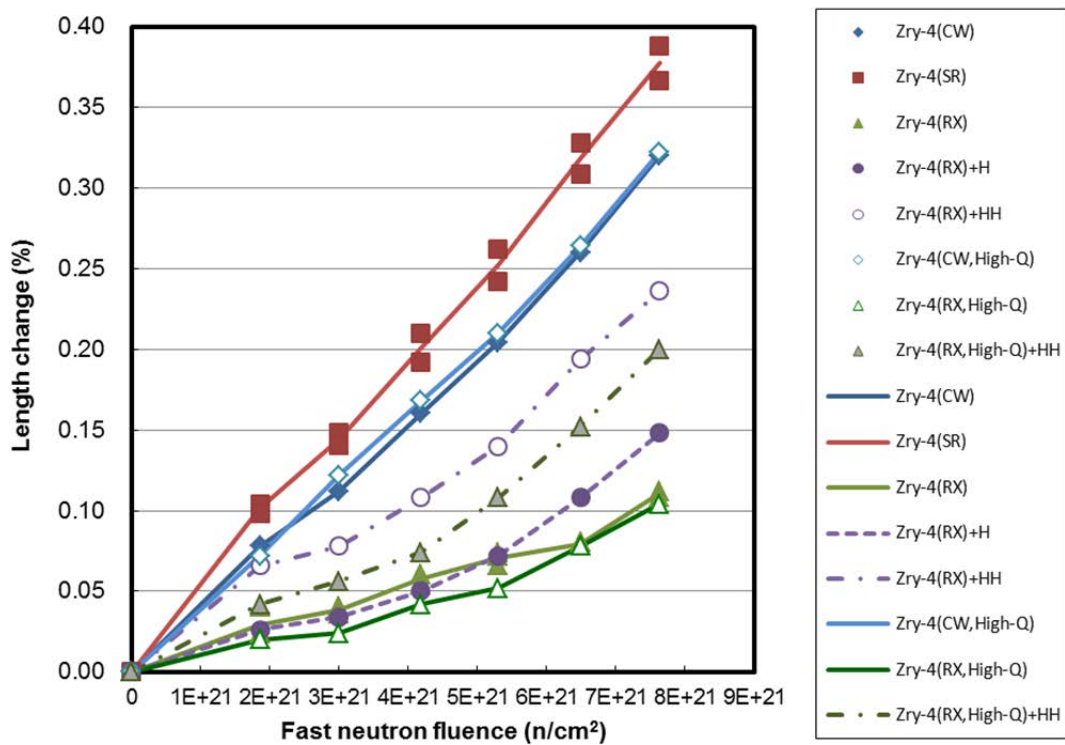
(b) Zr-Nb(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-4 照射成長量と高速中性子フルエンスとの関係(IFA-735, 240°C)

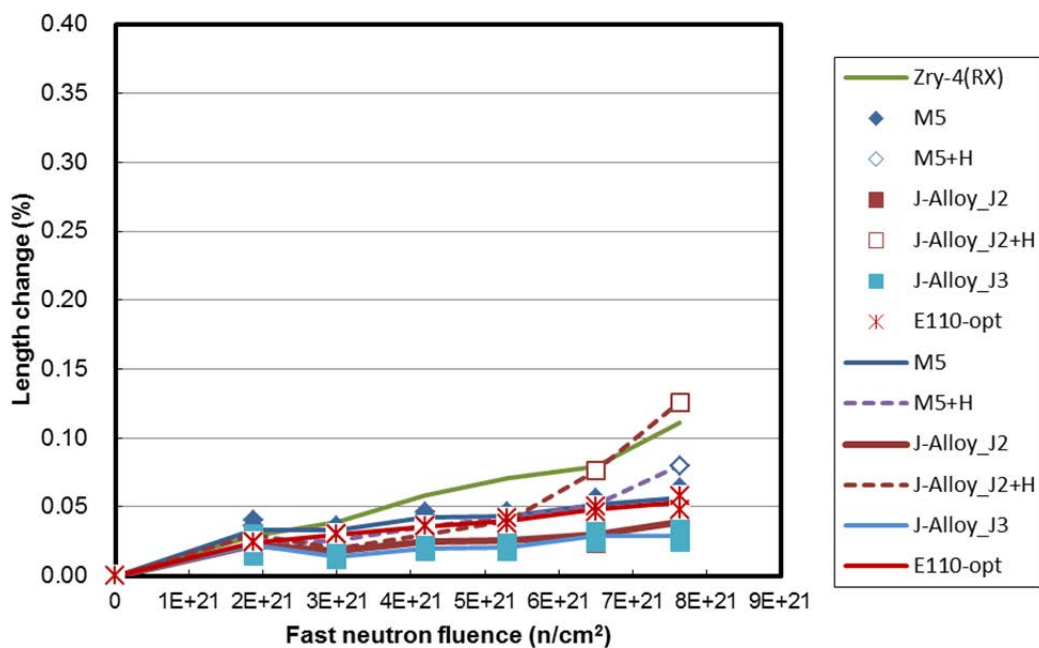


(c) Zr-Nb-Sn(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-4(続き) 照射成長量と高速中性子フルエンスとの関係(IFA-735。240°C)

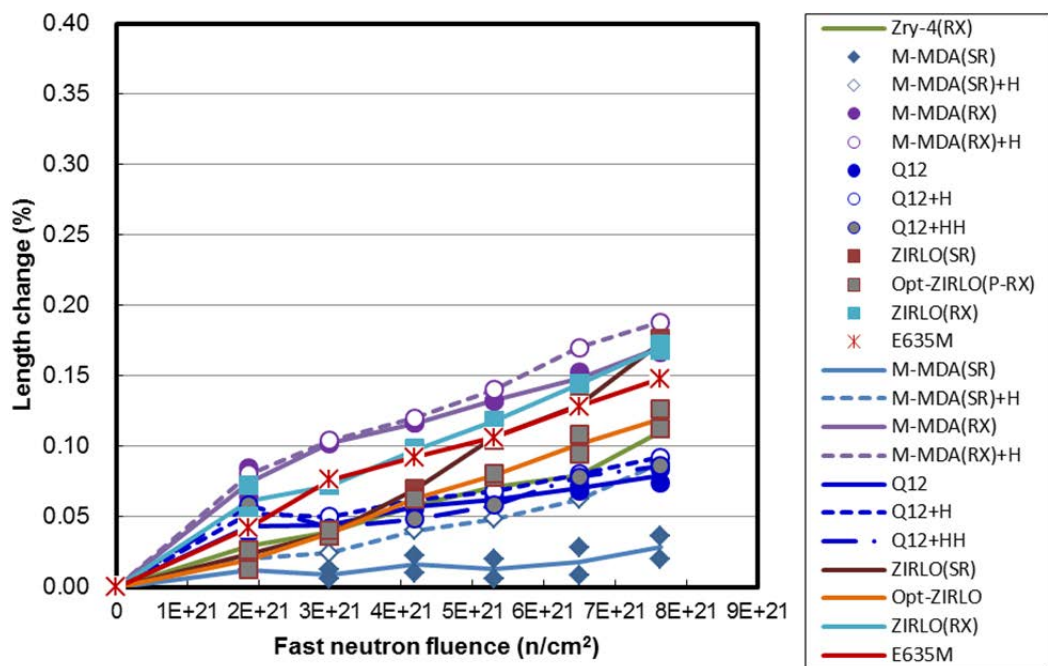


(a) Zry-4



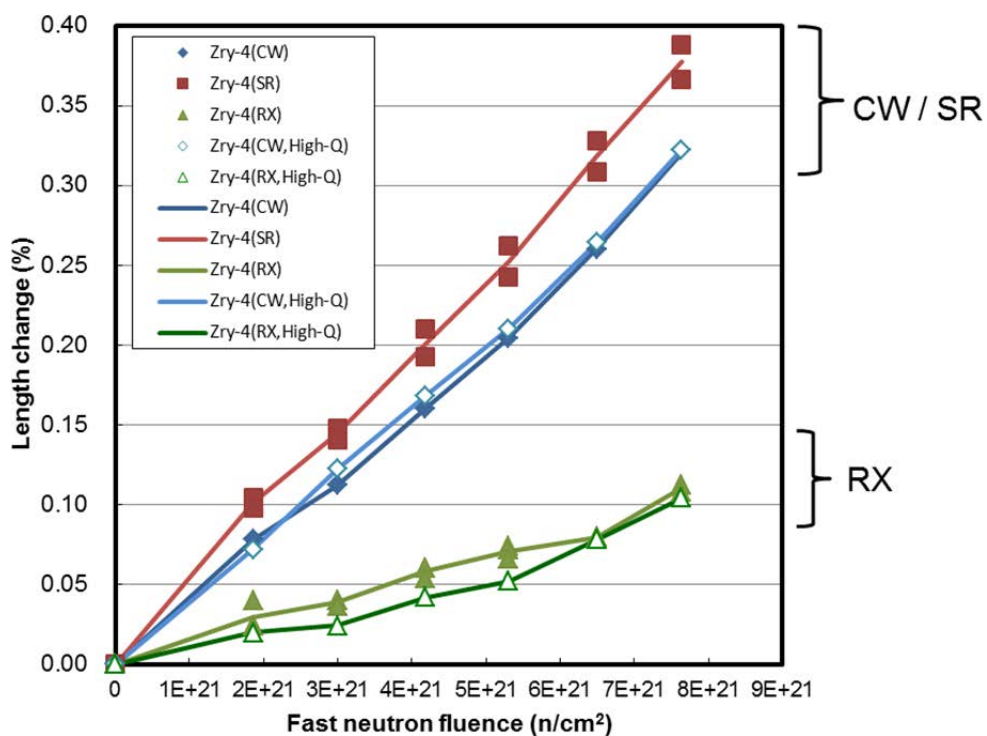
(b) Zr-Nb(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-5 照射成長量と高速中性子フルエンスとの関係(IFA-736。照射温度 320°C)

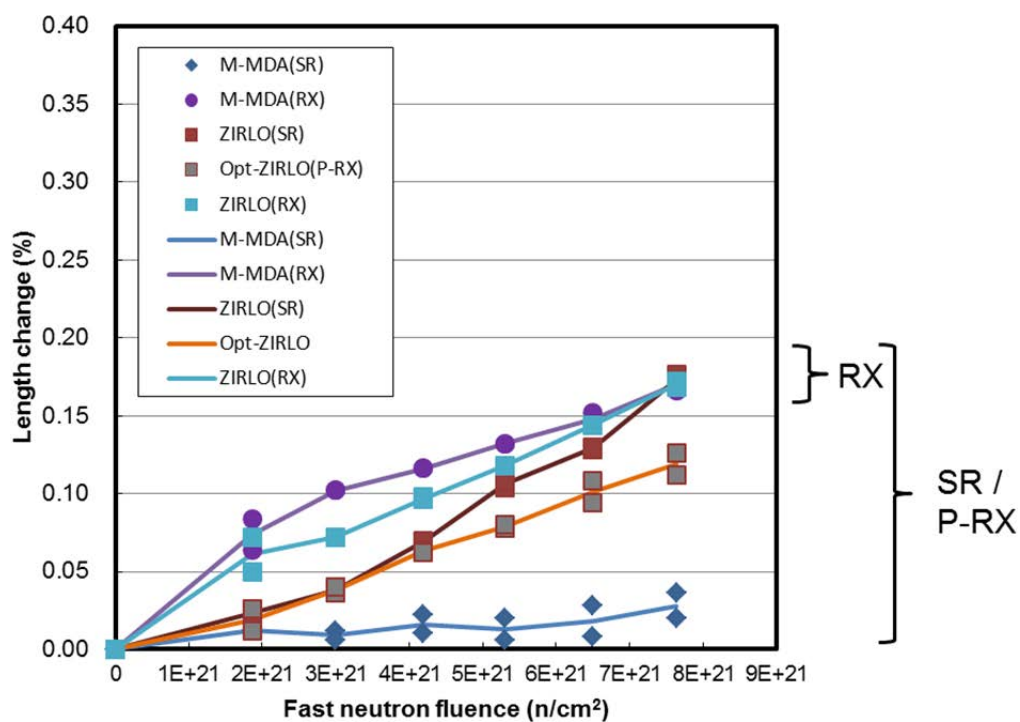


(c) Zr-Nb-Sn(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-5(続き) 照射成長量と高速中性子フルエンスとの関係(IFA-736。照射温度 320°C)

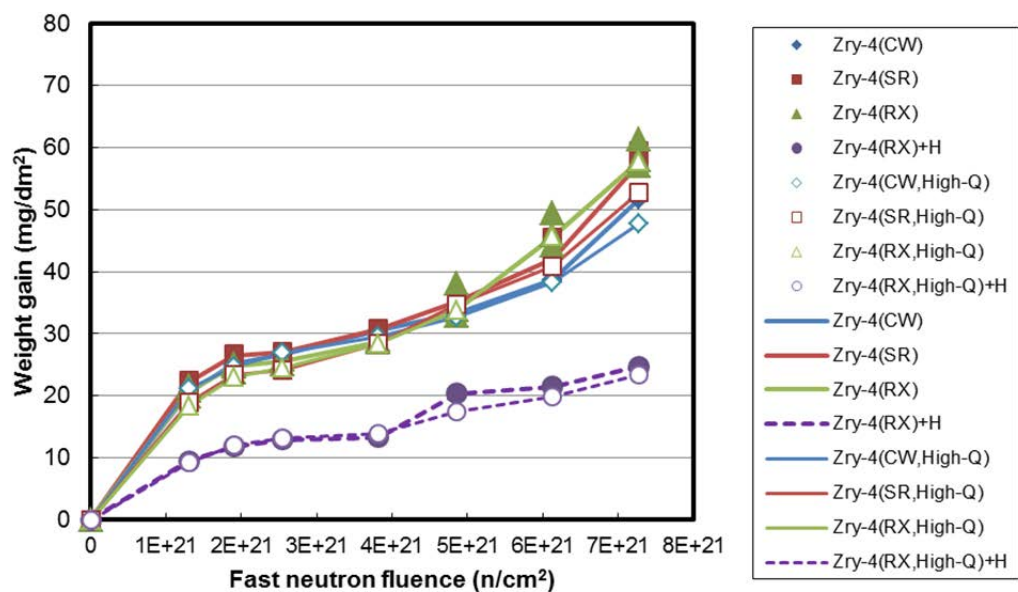


(d) Zry-4

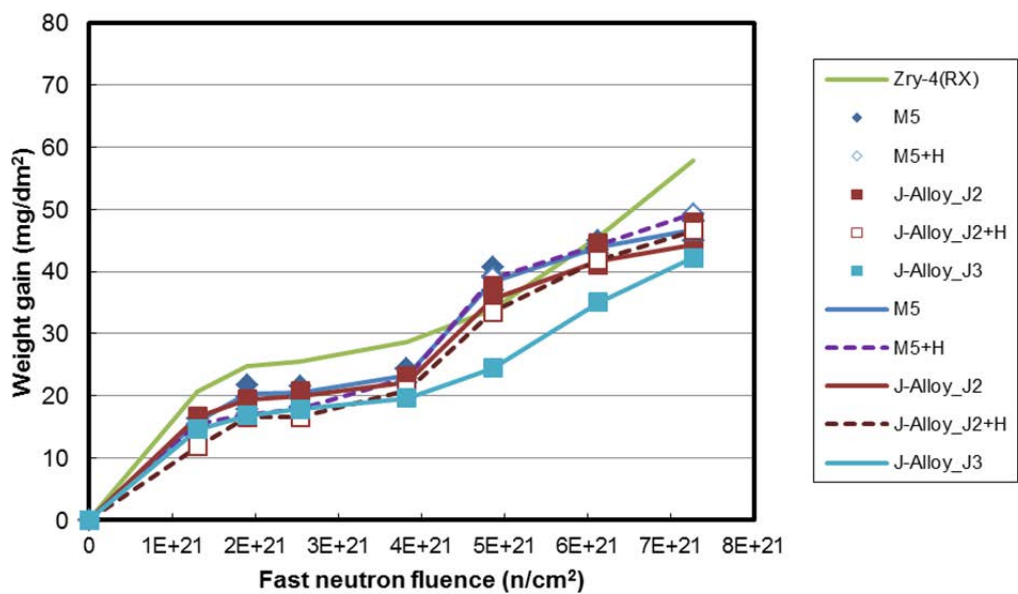


(e) Zr-Nb-Sn(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-5(続き) 照射成長量と高速中性子フルエンスとの関係(IFA-736。照射温度 320°C)

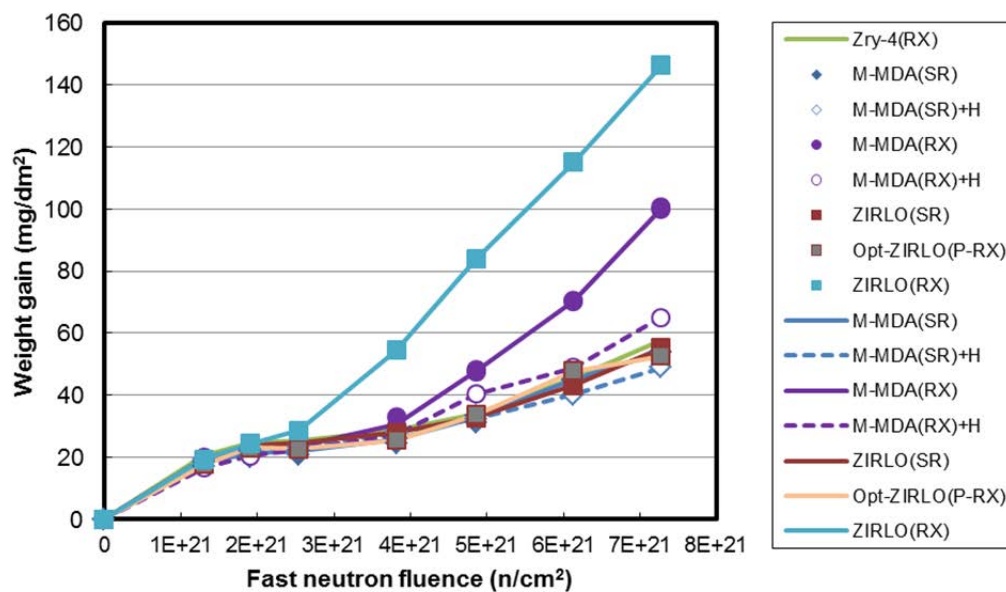


(a) Zry-4



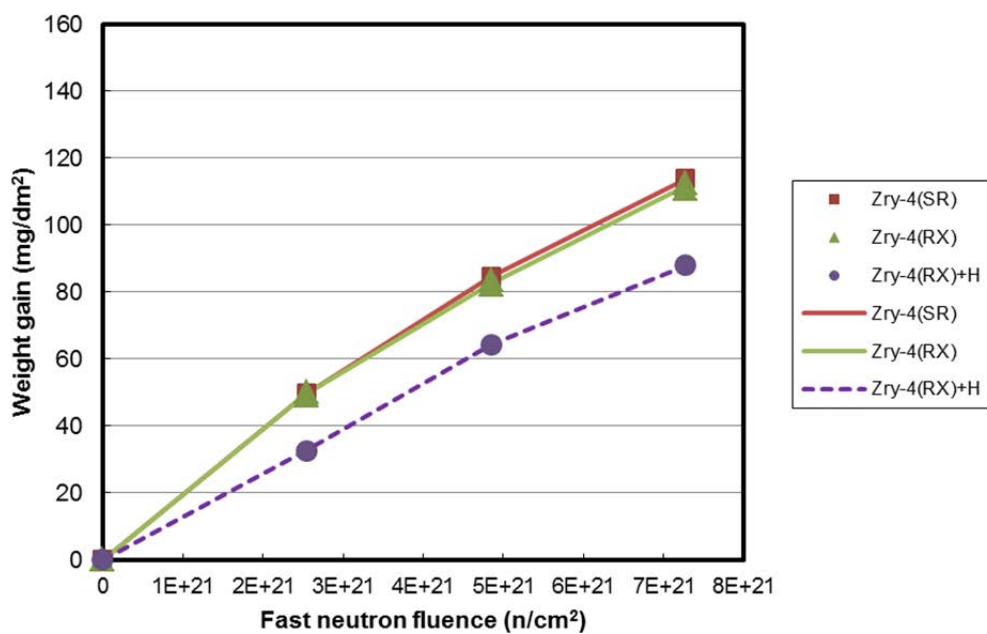
(b) Zr-Nb(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-6 単位面積当たりの増量(mg/dm²)と高速中性子フルエンスとの関係 (IFA-735。照射温度 300°C)

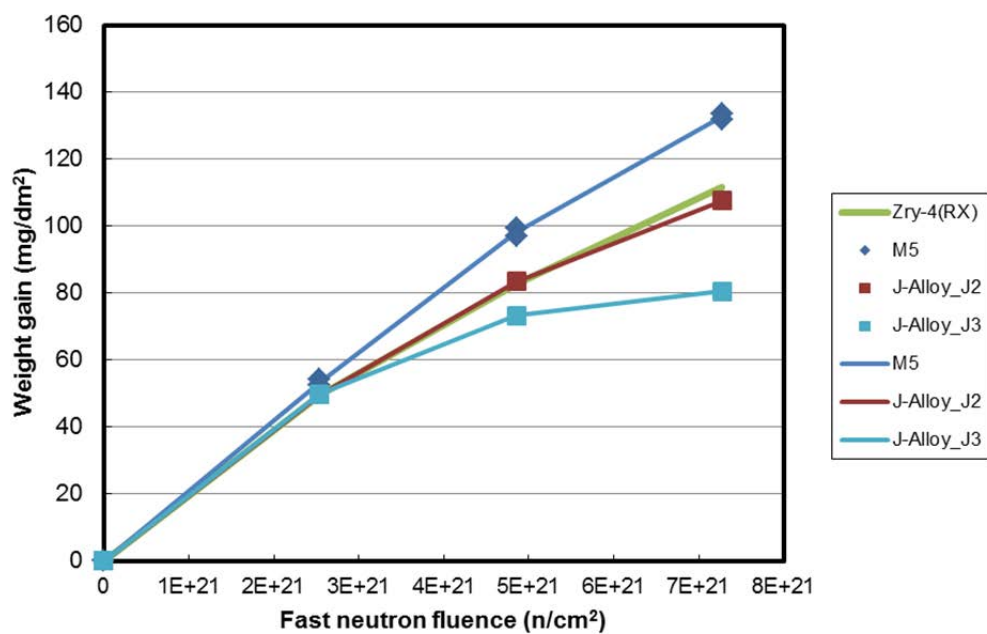


(c) Zr-Nb-Sn(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-6(続き) 単位面積当たりの増量(mg/dm²)と高速中性子フルエンスとの関係
(IFA-735。照射温度 300°C)

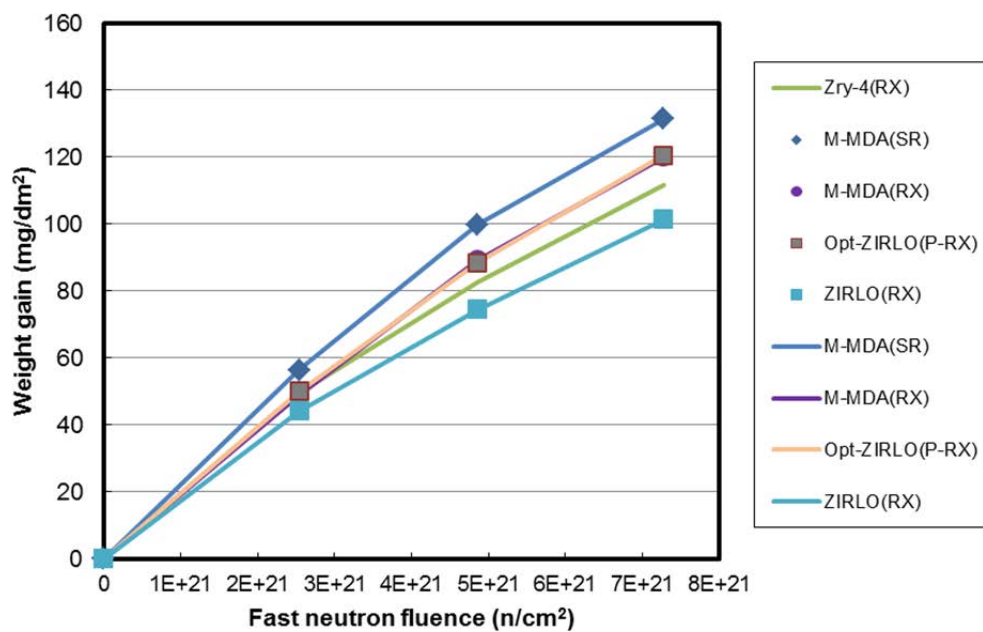


(a) Zry-4



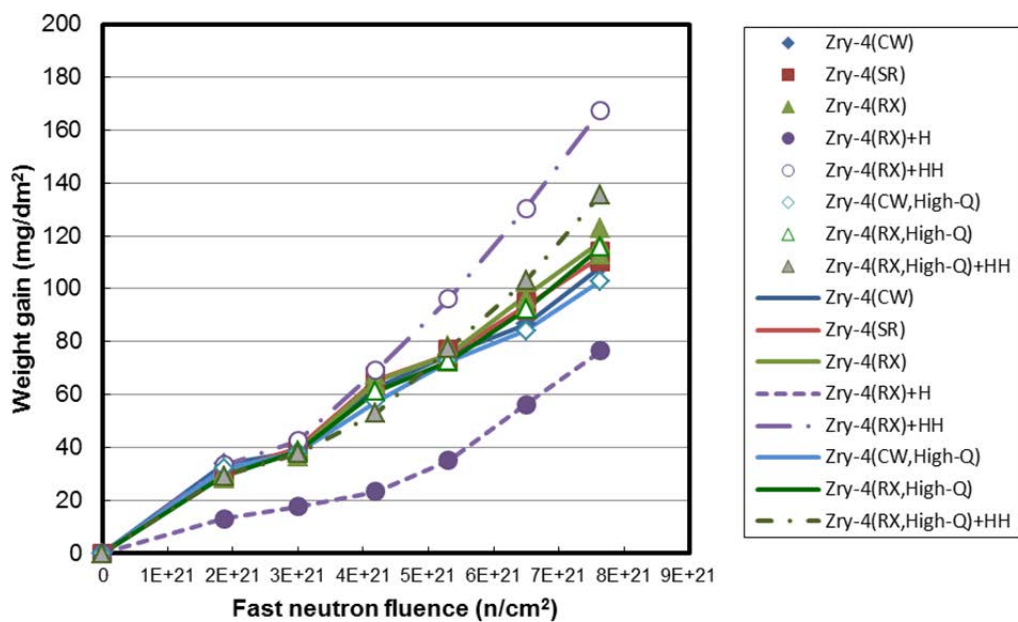
(b) Zr-Nb(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-7 単位面積当たりの増量(mg/dm²)と高速中性子フルエンスとの関係
(IFA-735, 240°C)

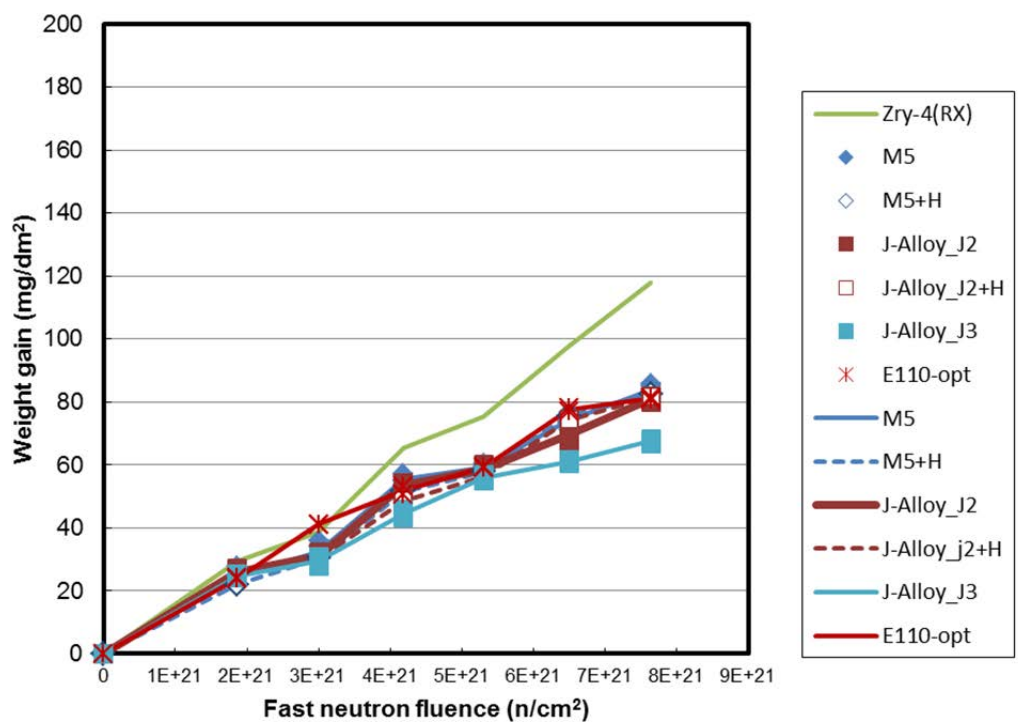


(c) Zr-Nb-Sn(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-7(続き) 単位面積当たりの増量(mg/dm²)と高速中性子フルエンスとの関係
(IFA-735。240°C)

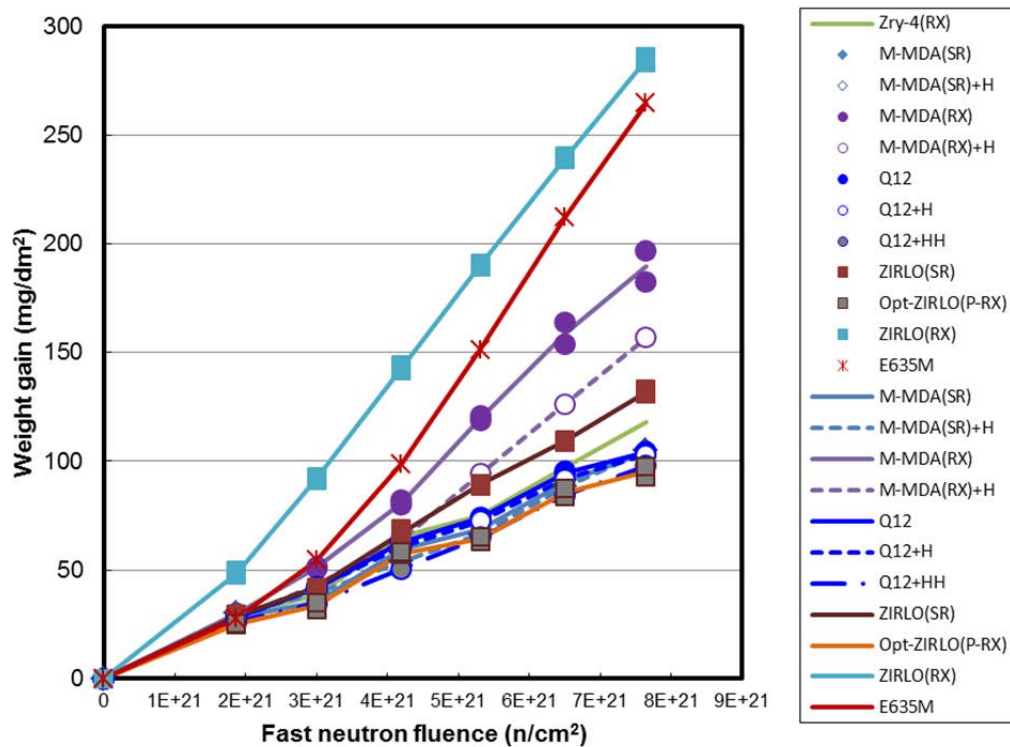


(a) Zry-4



(b) Zr-Nb(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-8 単位面積当たりの増量(mg/dm^2)と高速中性子フルエンスとの関係
(IFA-736。照射温度 320°C)



(c) Zr-Nb-Sn(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-8(続き) 単位面積当たりの増量(mg/dm²)と高速中性子フルエンスとの関係
(IFA-736。照射温度 320°C)

4.7 廃棄物処分

本事業における照射後試験の実施に伴い発生した放射性廃棄物は、性状（固体廃棄物及び液体廃棄物）及び表面線量率により区分し、機構内の放射性廃棄物処理場へ引き渡し、処理又は保管廃棄を行った。発生した放射性廃棄物の量については、RIA 試験に付随する照射後試験では固体廃棄物約 5.5m³ 及び液体廃棄物約 6.1m³、また LOCA 試験関連では固体廃棄物約 3.6m³ 及び液体廃棄物約 3.9m³ であった。

4.8 専門部会の開催

事業で得られた成果の内容を精緻化するための専門部会を、平成 30 年 3 月 9 日（金）に開催した。

本専門部会では、事業の全体概要、RIA 試験、RIA 試験解析、LOCA 試験、改良型燃料被覆管の照射成長試験について、平成 29 年度に得られた成果が原子力機構担当者からそれぞれ報告され、出席した専門部会委員との質疑応答により、成果の明確化及び精緻化を行った。

4.9 事業の進捗管理

事業計画内容を漏れの無いように遂行するための原子力規制庁担当官との打合せを平成29年6月29日、10月31日及び平成30年1月12日に実施した。

各打合せにおいては、その時点での事業の進捗状況等を報告した。

5章 結言

民間事業者は、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ため、原子力発電炉の安全性を確保しつつ更なる高燃焼度化をはじめとする高度利用を目指した燃料、いわゆる「改良型燃料」の研究開発を現在まで進めてきた。

改良型燃料は、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たものであり、このような改良型燃料の発電用軽水炉への導入は、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。

本事業においては、今後導入が見込まれる改良型燃料の照射試験で得られた燃料試料を対象に反応度事故模擬実験（RIA 試験）、冷却材喪失事故模擬実験（LOCA 試験）を実施し、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）、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、といった安全審査に反映できるデータを取得する計画である。また、試験で得られた結果の評価を行うために、燃料挙動解析コード等を用いた解析的評価を行う。さらに、改良型燃料への採用が考えられている Zr-Nb 二元系合金被覆管を含む改良合金被覆管を試験炉で照射し照射に伴う伸び（照射成長）に関するデータを取得する計画である。

平成 29 年度は、入手した高燃焼度改良型燃料に対する RIA 試験、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試験機を用いた機械特性試験、RIA 試験に係る計算コードを用いた解析、LOCA 試験並びにハルデン炉において Zr-Nb 二元系合金を含む改良型燃料被覆管の照射成長試験を実施した。

得られた成果を以下にまとめる。

- (1) 反応度事故（RIA）に対する安全評価においては、原子炉出力の急上昇によって破損に至る燃料棒の本数を評価し、破損本数に応じて、破損に伴い圧力容器内で発生する機械的エネルギーや冷却材中に放出される放射性物質質量の評価を行う。したがって、燃料が破損に至ると判断するための基準（破損しきい値）が適切に定められていることが重要である。燃焼が進んだ燃料の破損については、その主な原因がペレット被覆管機械的相互作用（PCMI）であること、また、燃焼度の増大とともに破損が起りやすくなることが明らかになったことを受けて、平成 10 年に PCMI 破損しきい値が燃焼度 75 GWd/t までの範囲について定められた。しかし、既存の発電炉のさらなる安全性向上に向け改良型燃料の導入も見込まれる現在、RIA 時の安全を確保するためには、75 GWd/t を超える燃焼度域で燃料が破損に至る条件の定量化及び現行 PCMI 破損しきい値が改良型燃料に対して有する安全余裕の把握が必要である。

平成 29 年度は、燃焼度 48 及び 64 GWd/t の BWR-UO₂ 燃料を対象として、それぞれ RIA 実験 LS-4 及び OS-1 を実施した。クロミア添加燃料ペレットを燃料要素とする LS-4 実験燃料棒は、室温条件において燃料エンタルピー増分が 549 J/g(131 cal/g)に達したが、破損しなかった。現行の燃焼度 65～75 GWd/t における暫定的な PCMI 破損しきい値は

40 cal/g と定義されているが、LS-4 実験の燃料エンタルピー増分はそれを十分な余裕をもって上回っている。ADOPT 燃料ペレットを燃料要素とする OS-1 実験燃料棒は、室温条件において燃料エンタルピー増分が 160 J/g (38 cal/g) に達した時点で破損した。この破損限界値は現行しきい値の燃焼度 64 GWd/t に対応する値 50 cal/g を下回っている。また、昨年度までに実施した M-MDA(SR)被覆 PWR-UO₂ 燃料実験 VA-7 (高温条件)、及び M-MDA(RX)被覆 PWR-UO₂ 燃料実験 VA-6 (室温条件)、VA-8 (高温条件)、M5 被覆 PWR-UO₂ 燃料実験 GR-1 (室温条件) 及び Zry-4 被覆 PWR-MOX 燃料実験 BZ-4 (室温条件) の照射後試験、炉外多軸応力負荷試験を進め、以下の知見を得た。

- ・ 破損した OS-1 燃料の切り出し元であるセグメント燃料 AP2-22 の被覆管微細組織観察結果によると、同燃料被覆管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)の割合は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、破損限界低下の一因となったものと考えられる。
- ・ 破損した VA-8 燃料の被覆管金相観察より、水素化物の析出形態としては周方向に配向したものの割合が多いが、径方向に配向した水素化物もまた相当程度存在していることが分かる。破損が進行した領域周辺においても径方向に配向した水素化物が多く析出しており、同実験の破損限界が従来実験に比して低い値となった要因は、径方向に配向した水素化物であった可能性が大きい。
- ・ Zry-4 被覆管(17×17 型、SR 材)に水素を吸収させた被覆管と水素化物の析出方位を径方向に配向させた被覆管を対象に、室温で真応力制御による二軸応力負荷試験を実施した。水素を吸収させた被覆管では、軸及び周方向の破壊ひずみは水素濃度増加に伴い、単調に減少する傾向にあり、受入まま試料と比較して破壊周ひずみは軸応力：周応力 = 1：1 で水素濃度約 300 ppm で 30%程度の低下、軸応力：周応力 = 3：4 で水素濃度約 750 ppm で 80%程度の低下であった。水素濃度約 100 ppm の水素化物再配向試料では、径方向に配向した水素化物が多い条件では少ない条件に比べて軸及び周方向ともに破損ひずみが低下し、破損限界の径方向水素化物への強い感度を示す結果となった。

- (2) RIA 試験解析の目的は、燃料ペレット及び被覆管内部における温度や応力の分布といった直接計測できないデータを取得し、さらに、試験装置の制約を超えた条件下での燃料挙動を予測することで、RIA 試験から得られる知見を補完し、試験結果に対する理解を深めることである。このため、燃料のベース照射開始時から終了時までの燃料ふるまいを FEMAXI-7 コードにより解析し、これにより得られた燃料状態に関する情報を入力として、RANNS コードによる RIA 試験時燃料ふるまいの解析を行う。

平成 29 年度は、FEMAXI-7 コード及び RANS コードにより RIA 試験候補燃料を用いた VA-7 実験の実験解析と来年度実施予定の LS-4 実験の予備解析、並びに燃料被覆管金属中のき裂による力学指標を評価する FEM モデルの作成とプログラムの整備を実施し、以下の知見を得た。また再結晶焼鈍被覆管(RX 材)の水素化物の析出形態で想定される

複数のき裂が被覆管の破損に及ぼす影響の解明に向け、燃料被覆管金属中に存在する複数のき裂の PCMI 条件下における力学的なふるまいを取り扱うための解析手法について検討・整備を行った。

- ・ VA-7 実験について、実験解析を実施した。FP ガス放出率及び FP ガスの軸方向浸透速度に関する感度解析の結果によれば、FP ガス軸方向浸透速度の被覆管塑性ひずみに対する影響は大きい。同実験の試験後試験で測定された被覆管周方向塑性ひずみは、PCMI により FP ガスのプレナムへの移行が阻害されたとの仮定により説明可能な範囲であったと言える。
- ・ LS-4 燃料を対象とした質量分析の実施等データ更新に伴い、LS-4 実験の予測解析を再度実施した。H25 年度報告時と比べパルス照射時の線出力が 1.1 倍程度上昇したが、PCMI 破損の確率は依然小さいと予測された。ペレットの大粒径化の効果により、FP ガス放出率についても解析上 8%程度と小さい。
- ・ 有限要素解析プログラム ABAQUS を用いて、被覆管金属層中の複数のき裂による力学指標を評価する FEM モデル及びその半自動生成システムを整備した。今後作成した FEM モデルを用いて高燃焼度燃料実験におけるき裂進展の直接シミュレーションを実施する。またよりコストの小さい代替手法の成立性を検討する観点から、FEM モデルの代替評価モデル（代理モデル）を作成・評価するプログラムを併せて整備した。引き続き詳細解析(ABAQUS)データの蓄積と反映による代理モデルの精度向上を図る。

(3) LOCA 時の安全性を確保するためには、炉心の冷却性すなわち冷却可能形状の維持が必要とされる（ECCS 性能評価指針）。同指針では、被覆管最高温度が 1200°C を超えないこと、化学量論的酸化量が被覆管肉厚の 15%を超えないことが規定されているが、これは被覆管の著しい脆化を防ぎ脆化による広範な燃料棒の破損を防ぐことにより炉心の冷却可能形状を維持することを目的としている。最高温度及び酸化量に関する基準値はジルカロイ被覆管に関するデータを基に決められたものであり、改良型被覆管についてはジルカロイ被覆管と比較した LOCA 時性能の確認が基本的に必要である。確認すべき性能は以下の通りである。

- ・ 脆化に関する基準は酸化量を指標としていることから、酸化量を評価する酸化速度を精度良く求めておく必要がある。また、酸化速度がジルカロイと比べて著しく大きくないことが必要である。
- ・ 被覆管の酸化挙動を調べ酸化量と脆化の関係に影響する不均一な酸化膜の成長や、特定の条件における酸化速度の増大や過度の水素吸収（ブレークアウェイ酸化）が起こらないことを確認する必要がある。
- ・ 脆化や LOCA 時に被覆管の破断が起こりやすくなる酸化量（しきい酸化量）について調べ、しきい酸化量が基準値（15%）以下にならないことを確認する必要がある。

平成 29 年度は平成 23 年度に急冷破断試験に供した高燃焼度改良型 PWR 燃料（燃焼度 81 GWd/t）から採取した M-MDA 被覆管、及び平成 26 年度に急冷破断試験に供した

を高燃焼度改良型 PWR 燃料（燃焼度 80 GWd/t）から採取した低スズ ZIRLO 被覆管、を対象に急冷破断試験後の分析・評価を実施した。また、成 28 年度に 4 点曲げ試験に供した高燃焼度改良型 PWR 燃料（燃焼度 84 GWd/t）から採取した M5 被覆管及び平成 27 年度に 4 点曲げ試験に供した高燃焼度改良型 BWR 燃料（燃焼度 73 GWd/t）から採取した Zry-2 (LK3) 被覆管を対象に、4 点曲げ試験後の分析・評価を実施した。以上の分析・評価から以下の知見を得た。

- ・ 高燃焼度 M-MDA、M5、低スズ ZILRO 及び Zry-2 被覆管（燃焼度 80-85 GWd/t）の LOCA 時の水素吸収量の軸方向プロファイルは被覆管の破裂開口サイズの影響を受けると考えられるものの、水素吸収量は未照射 Zry-4 被覆管の文献値に比べ同等以下であった。従って、最高 85 GWd/t までの燃焼の進展や合金組成の変更により LOCA 時の水素吸収量が著しく増大することはないと考えられる。

本年度はさらに平成 27 年度に酸化速度評価試験に供した高燃焼度改良型 PWR 燃料（燃焼度 84 GWd/t）から採取した M5 被覆管、並びに平成 28 年度に酸化速度評価試験に供した高燃焼度改良型 PWR 燃料（燃焼度 80 GWd/t）から採取した低スズ ZIRLO 被覆管及び高燃焼度改良型 BWR 燃料（燃焼度 85 GWd/t）から採取した Zry-2 (LK3) 被覆管に対して、酸化速度評価試験後の分析を実施し、以下の知見を得た。

- ・ 1273 K の温度で 3600 s 酸化させた高燃焼度低スズ ZIRLO 及び Zry-2 被覆管（燃焼度はそれぞれ 80 及び 85 GWd/t）にブレイクアウェイ酸化の発生が認められたものの、ブレイクアウェイ酸化の開始時間は文献で報告されている未照射の Zry-4 被覆管と同等であった。従って、最大 85 GWd/t までの燃焼の進展や合金組成の変更がブレイクアウェイ酸化開始条件に及ぼす影響は顕著でないと考えられる。

- (4) 民間事業者は、既存の発電用軽水炉のさらなる有効活用と安全性向上等のため、軽水炉燃料被覆管の組成を従来の材料から変更することで外表面腐食量や水素吸収量の抑制を図った改良型燃料被覆管合金の開発を進めてきている。この改良合金を対象として、ノルウェー・エネルギー技術研究所が保有する試験用原子炉（ハルデン炉）を用いた照射成長試験を平成 23 年度より開始している。

平成 29 年度には、昨年度に引続き 2 つの照射試験リグ（IFA-735 及び-736）を用いて試験片の照射を実施し、高速中性子フルエンスは約 7.8×10^{21} (n/cm²) に到達した。また、原子炉の停止期間中に試験片の中間検査を実施した。中間検査項目として、外観観察、試験片の長さ測定及び重量測定を行った。長さの変化量（伸び量）及び重量増量は試験片の種類（被覆管の製造方法、合金組成、水素添加の有無、等）及び照射温度によって異なる傾向が見られている。これらのパラメータの影響を定量的に議論するためには、照射を継続しさらにデータを蓄積する必要がある。

(参考文献)

1 章

- (1) T. Fuketa, H. Sasajima and T. Sugiyama, “Behavior of High Burnup PWR Fuels with Low-Tin Zircaloy-4 Cladding Under Reactivity-Initiated-Accident Conditions”, Nuclear Technology, Vol. 133, No.1, pp.50-62, (2001).
- (2) T. Nakamura, K. Kusagaya, T. Fuketa and H. Uetsuka, “High-burnup BWR Fuel Behavior under Simulated Reactivity-Initiated-Accident Conditions”, Nuclear Technology, Vol.138, pp.246-259, (2002).
- (3) F. Nagase and H. Uetsuka, “Study of High Burn up Fuel Behavior under LOCA Conditions at JAERI: Hydrogen effects on the failure bearing capability of cladding tubes”, Nuclear Safety Research Conference, Washington, U.S.A., October 22-24, 2001(NUREG/CP-0176, May 2002).
- (4) “Cladding Embrittlement during Postulated Loss-of-Coolant Accidents”, NUREG/CR-6967, ANL-07/04, (2008).
- (5) 平成 14 年度高度化軽水炉燃料安全技術調査に関する報告書、日本原子力研究所、平成 15 年 3 月.
- (6) 平成 15 年度高度化軽水炉燃料安全技術調査に関する報告書、日本原子力研究所、平成 16 年 3 月.
- (7) 平成 16 年度高度化軽水炉燃料安全技術調査に関する報告書、日本原子力研究所、平成 17 年 3 月.
- (8) 平成 17 年度高度化軽水炉燃料安全技術調査に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 18 年 3 月.
- (9) 平成 18 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 19 年 3 月.
- (10) 平成 19 年度燃料等安全高度化対策事業 (高度化軽水炉燃料安全技術調査) に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 20 年 3 月.
- (11) 平成 20 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 21 年 11 月.
- (12) 平成 21 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 22 年 3 月.
- (13) 平成 22 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 23 年 9 月.
- (14) 平成 23 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 25 年 3 月.
- (15) 平成 24 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構

構 安全研究センター、平成 26 年 3 月。

- (16) 平成 25 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 26 年 3 月。
- (17) 平成 26 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 27 年 3 月。
- (18) 平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料等安全高度化対策）事業に関する報告書、(国研) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 28 年 3 月。
- (19) 平成 28 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（燃料等安全高度化対策）事業（平成 28 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、平成 30 年 1 月。

2 章

- (1) “Cladding Embrittlement during Postulated Loss-of-Coolant Accidents”, NUREG/CR-6967, ANL-07/04, (2008).
- (2) F. Nagase, T. Otomo and H. Uetsuka, “Oxidation Kinetics of Low-Sn Zircaloy-4 at the Temperature Range from 773 to 1,573K”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.40, No.4, pp.213-219 (2003).
- (3) M. Billone, Y. Yan, T. Burtseva and R. Daum, “Cladding Embrittlement During Postulated Loss-of-Coolant Accidents”, NUREG/CR-6967 (2008).
- (4) F. Nagase and T. Fuketa, ” Recent results from LOCA study at JAERI”, Nuclear Safety Research Conference, Washington D. C. , U.S.A., Oct. 20-21 (2003).
- (5) F. Nagase and T. Fuketa, “Behavior of pre-hydrated Zircaloy-4 cladding under simulated LOCA conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.42, No.2, pp.209-218 (2005).
- (6) 平成 19 年度燃料等安全高度化対策事業（高度化軽水炉燃料安全技術調査）に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 20 年 3 月。
- (7) 「軽水炉燃料のふるまい」、(財)原子力安全研究協会、平成 10 年 7 月。
- (8) V. Fidleris, “The irradiation creep and growth phenomena”, J. Nucl. Mater., Vol. 159, pp.22-42 (1988).

4 章

4.3 RIA 試験

- (1) 平成 26 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 27 年 3 月。
- (2) 平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料等安全高度化対策）事業に関する報告書、(国研) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 28 年 3 月。
- (3) 平成 28 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（燃料等安

全高度化対策) 事業 (平成 28 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、平成 30 年 1 月。

- (4) 平成 25 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 26 年 3 月
- (5) 平成 22 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 23 年 9 月。
- (6) 平成 19 年度燃料等安全高度化対策事業 (高度化軽水炉燃料安全技術調査) に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 20 年 3 月。
- (7) 平成 23 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 25 年 3 月。
- (8) 平成 24 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 26 年 3 月。
- (9) Y. Udagawa, T. Sugiyama, M. Suzuki, F. Nagase, “PCMI FAILURE LIMIT ASSESSED BY FRACTURE MECHANICS APPROACH BASED ON NSRR HIGH-BURNUP PWR FUEL TESTS”, Proc. IAEA Technical Meeting on Fuel Behavior Under Transient and LOCA, Mito, Oct. 19-22, 2011.

4.4 RIA 試験解析

- (1) 宇田川豊、鈴木元衛、天谷政樹, “軽水炉燃料の事故時挙動解析コード RANNS の反応度事故解析モデル開発”, JAEA-Data/Code 2014-025 (2015).
- (2) 平成 25 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 26 年 3 月
- (3) 鈴木元衛、斎藤裕明、宇田川 豊, “軽水炉燃料解析コード FEMAXI-7 のモデルと構造”, JAEA-Data/Code 2010-035 (2011).
- (4) Y. Udagawa, T. Sugiyama, M. Suzuki, F. Nagase, “PCMI FAILURE LIMIT ASSESSED BY FRACTURE MECHANICS APPROACH BASED ON NSRR HIGH-BURNUP PWR FUEL TESTS”, Proc. IAEA Technical Meeting on Fuel Behavior Under Transient and LOCA, Mito, Oct. 19-22, 2011.
- (5) 須山 賢也、清住 武秀、望月 弘樹, “統合化燃焼計算コードシステム SWAT 改訂版”, JAERI-Data/Code 2000-027 (2000).
- (6) R.E. Alcouffe, F.W. Brinkley, D.R. Marr, R.D. O’Dell, “User’s Guide for TWODANT: A Code Package for Two-Dimensional, Diffusion-Accelerated, Neutral-Particle Transport”, LA-10049-M (1984).
- (7) K.J. Geelhood, W.G. Luscher, C.E. Beyer, J.M. Cuta, “FRAPTRAN 1.4: A computer code for the transient analysis of oxide fuel rods”, NUREG/CR-7023 (2011).
- (8) K.J. Geelhood, W.G. Luscher, P.A. Beyer, I.E. Porter, “FRAPCON 4.0: A Computer

Code for the Calculation of Steady-State, Thermal-Mechanical Behavior of Oxide Fuel Rods for High Burnup”, PNNL-19418, Vol.1 Rev.2 (2015).

- (9) 平成 28 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（燃料等安全高度化対策）事業（平成 28 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、平成 30 年 1 月。
- (10) Y. Udagawa, T. Mihara, T. Sugiyama, M. Suzuki, M. Amaya, “Simulation of the fracture behavior of Zircaloy-4 cladding under reactivity-initiated accident conditions with a damage mechanics model combined with fuel performance codes FEMAXI-7 and RANNS”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 51, No. 2, pp.208-219, (2014).

4.5 LOCA 試験

- (1) 平成 23 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 25 年 3 月。
- (2) L. Baker and L. C. Just, “Studies of Metal-Water Reaction at High Temperatures; III. Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reaction,” ANL-6548, Argonne National Laboratory (1962).
- (3) 平成 18 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 19 年 3 月。
- (4) 平成 19 年度燃料等安全高度化対策事業（高度化軽水炉燃料安全技術調査）に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 20 年 3 月。
- (5) 平成 24 年度燃料等安全高度化対策事業(高度化軽水炉燃料安全技術調査)に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 26 年 3 月。
- (6) 平成 26 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 27 年 3 月。
- (7) 平成 28 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（燃料等安全高度化対策）事業（平成 28 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、平成 30 年 1 月。
- (8) H. Uetsuka, T. Furuta, and S. Kawasaki, “Zircaloy-4 Cladding Embrittlement due to Inner Surface Oxidation under Simulated Loss-of-Coolant Condition,” J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 18, No. 9, pp. 705–717 (1981).
- (9) F. Nagase and T. Fuketa, “Effect of Pre-Hydriding on Thermal Shock Resistance of Zircaloy-4 Cladding under Simulated Loss-of-Coolant Accident Conditions,” J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 41, No. 7, pp. 723-730 (2004).
- (10) F. Nagase and T. Fuketa, “Behavior of Pre-hydrided Zircaloy-4 Cladding under Simulated LOCA Conditions,” J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 42, No. 2, pp. 209–218 (2005).

- (11) M. Yamato, F. Nagase, and M. Amaya, "Evaluation of fracture resistance of ruptured, oxidized, and quenched Zircaloy cladding by four-point-bend tests," J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 51, No. 9, pp. 1125–1132 (2014).
- (12) F. Nagase and T. Fuketa, "Fracture Behavior of Irradiated Zircaloy-4 Cladding under Simulated LOCA Conditions," J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 43, No. 9, pp. 1114–1119 (2006).
- (13) 平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料等安全高度化対策）事業に関する報告書、(国研) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 28 年 3 月。
- (14) M. Ozawa, T. Takahashi, T. Homma, and K. Goto, "Behavior of irradiated Zircaloy-4 fuel cladding under simulated LOCA conditions," Zirconium in the Nuclear Industry: Twelfth International Symposium, ASTM STP 1354, pp. 279-299 (2000).
- (15) T. Chuto, F. Nagase, and T. Fuketa, "High temperature oxidation of Nb-containing Zr alloy cladding in LOCA conditions," Nucl. Eng. Technol., Vol. 41, No. 2, pp. 163-170 (2009).
- (16) 平成 22 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 23 年 9 月。
- (17) F. Nagase, T. Otomo, and H. Uetsuka, "Oxidation kinetics of low-Sn Zircaloy-4 at the temperature range from 773 to 1,573 K," J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 40, No. 4, pp. 213-219 (2003).
- (18) MC. Billone, Y. Yan, TA. Burtseva, and RO. Meyer. "Cladding Behavior during Postulated Loss-of-Coolant Accidents," The U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-7219, ANL-16/09 (2016).
- (19) M. Billone, Y. Yan, T. Burtseva, and R. Daum, "Cladding Embrittlement During Postulated Loss-of-Coolant Accidents," Washington (DC): The U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG/CR-6967 (2008).
- (20) M. Yamato, F. Nagase, and M. Amaya, "Reduction in the onset time of breakaway oxidation on Zircaloy cladding ruptured under simulated LOCA conditions," J. Nucle. Mater., Vol. 445, pp. 78-83 (2014).

4.6 改良型燃料被覆管の照射成長試験

- (1) 「軽水炉燃料のふるまい」、(財)原子力安全研究協会、平成 10 年 7 月。
- (2) 平成 22 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 23 年 9 月。
- (3) 平成 23 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 25 年 3 月。
- (4) 平成 28 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（燃料等安全

高度化対策) 事業 (平成 28 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、平成 30 年 1 月。

(用語の解説)

(ア行)

ECCS : **Emergency Core Cooling System**, 非常用炉心冷却系

原子炉冷却系の配管破断が起きるなどして冷却材が炉心から喪失した場合に、直ちに冷却材を炉心に注入して炉心を冷却する安全システム。

異常過渡 :

原子炉運転時の異常な過渡変化。原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障、運転員の単一の誤操作等によって生じる異常な状態をいう。

一次元円筒体系 :

燃料棒の数値解析モデルにおいて、燃料棒を中心軸に対称な円筒形状で近似し、温度及び変形を、軸方向に一様で半径方向に分布を持つと近似して計算する体系。

E110、**E635** :

VVER 型原子炉用燃料被覆管に使用されている材料。**E110** が **Zr-Nb2** 元系合金であるのに対し、**E635** は **Zr-Sn-Nb-Fe** の 4 元系合金である。

NSRR : **Nuclear Safety Research Reactor**, 原子炉安全性研究炉

燃料の安全性研究を目的として、1975年に日本原子力研究所(現:(国研)日本原子力研究開発機構)に建設された研究炉。原子炉出力の上昇に対して強い負のフィードバックを有するため、意図的な制御棒引抜きにより過大な反応度を投入しても、出力暴走には至らず、短時間のうちに自動的に出力が収束するという特長を備える。この特長を利用したパルス出力運転により、反応度事故(**RIA**)時の原子炉出力履歴を安全に模擬することが可能である。

FP : **Fission Product**, 核分裂生成物

核分裂により生成される核種。**FP**の多くが核的に不安定(放射性)であり、環境に放出された場合には公衆の被ばく要因となる。原子炉においては、燃料ペレット、燃料被覆管、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、原子炉建家といった障壁により、環境への**FP**放出を防止している。

FGR : **Fission Gas Release**, **FP** ガス放出率

燃料内で生成された**Xe**や**Kr**といった気体状核分裂生成物(**FP**ガス)は、その多くが燃料

の結晶粒内に蓄積されるが、一部は拡散により結晶粒の表面に到達し、結晶粒界気泡を形成する。結晶粒界気泡がペレット外部に連結していた場合、FPガスはペレットの外部に放出される。FPガスの生成量に対して放出量が占める割合をFPガス放出率と呼ぶ。特に指定しない限り、ペレットから燃料棒内の自由空間への放出率を示すものであり、被覆管の外部への放出を意味するものではない。

なお、RIA時に燃料温度が急上昇する場合には、ペレットの熱応力や結晶粒界蓄積ガスの熱膨張により、結晶粒界気泡と外部との連結が増大するため、FPガス放出率も増大する。

M5 :

AREVA社（旧フラマトム社）が開発した高耐食性燃料被覆管合金。ジルコニウムとニオブの2元系合金。仏では多くの使用実績があり、国内でも今後、実用化が見込まれる。

M5をさらに改良した材料（Q12等）の開発も進められている。

M-MDA :

三菱原子燃料株式会社が開発している高耐食性燃料被覆管合金で、Zry-4の組成に近く、ニオブが添加されたもの。MDA（PWRステップ2燃料（55000 MWd/t）の被覆管として使用されている）の耐食性および水素吸収率をさらに改善した材料である。

（カ行）

機械的エネルギー :

原子炉の炉心あるいは燃料棒の破損によって発生する機械的な破壊力。発生する原因としては、高温の溶融した燃料や炉心構造材が冷却材と接触して生ずる蒸気爆発等が考えられている。

金相試験 :

金属等の断面のマイクロ組織観察を行う試験のこと。

高温待機時 :

温態停止状態ともいう。緊急停止などの一時的な計画外停止での待機状態で、一次冷却材ポンプからの入熱などで、一次冷却材の温度が一定（約 286℃）に維持される状態をいう。

降伏 (Yielding) :

ペレットや被覆管のような固体結晶に応力を加えると初めは弾性的なふるまいを示すが、応力がある一定レベルを超えると塑性変形（永久変形）が生じる。この、弾性変形の限

界を降伏という。

(サ行)

再冠水：

冷却材喪失事故 (LOCA) が発生して原子炉圧力容器内の水位が低下し、炉心部燃料が露出する状態になった後、非常用炉心冷却系 (ECCS) の作動により炉心に水が注入され、再び炉心燃料が水に浸かり (冠水)、炉心が冷却される過程をいう。この過程を経ることにより燃料棒温度は低下し、長期にわたる炉心崩壊熱除去が可能となる。

ZIRLO™：

米国ウェスティングハウス社が開発した高耐食性燃料被覆管合金。Zry-4の組成に近く、鉄及びニオブを添加したもの。また、ZIRLO™をさらに改良したOpt-ZIRLO™の開発が現在進められている。

J 合金：J-Alloy

PWR 用燃料被覆管の更なる耐食性向上および水素吸収率低減を目的として、PWR 5 電力、燃料メーカーおよび材料メーカーが共同で開発した材料。Zr-1.8%Nb、Zr-1.6%Nb-0.1%Cr、Zr-2.5%Nb の 3 種類が開発され、それぞれ J1、J2、J3 合金と呼ばれている。

Zry：Zircaloy ジルカロイ

商用発電炉において黎明期から使用されてきた被覆管合金。ジルコニウムとスズを主成分とする。添加物の違うZircaloy (Zry)-1~4が開発され、使用条件での性能を考慮して、PWRにおいてはZry-4が、BWRにおいてはZry-2が使用されている。近年の高燃焼度化に伴い耐食性の高い合金に置き換えられつつある。

照射成長：

ジルコニウム合金燃料被覆管は、一般に高速中性子の照射によって燃料棒長手 (軸) 方向に伸びる傾向がある。この現象を照射成長という。これは、六方晶の結晶構造を有するジルコニウムにおいて高速中性子照射により生成する結晶格子欠陥のうち、空孔が底面に、格子間原子が柱面に集積しやすいことと関係していると言われている。

照射試験リグ：

ノルウェー・エネルギー技術研究所が所有するハルデン炉 (別項参照) において燃料試料や材料試料を照射するための計装付き照射容器。試験片、温度測定用熱電対等の計装類およびこれらを支える構造材等からなる。計装付き燃料体 (Instrumented Fuel

Assembly: IFA) と呼ばれる。

水撃力：

水塊や水柱が壁面に衝突あるいは管内を流れる流体が塞き止められた時に生ずる衝撃力。原子炉の安全評価においては、水蒸気爆発等によって吹き上げられた冷却材が炉内構造物や圧力容器の上面に衝突することが想定される。

スペーサーグリッド（スペーサ）：

燃料棒相互の間隔を正確に保持する目的で、燃料集合体の軸方向に数箇所分布して用いられる支持格子のこと。BWR 燃料における支持格子は、ジルカロイ製の円筒状部材とインコネル製のスプリングを組み合わせる燃料棒を支持する構造となっている。PWR 燃料においては、インコネル製あるいはジルカロイ製の薄板を格子状に組み上げ、板ばねと対面する突起により燃料棒を水平方向に支持する。

制御棒案内管：

PWR 燃料集合体において、制御棒の円滑な出し入れ案内を目的として設置される内部構造物。グリッドスペーサーを所定の位置に固定する役目も果たしており、案内管／グリッドスペーサー／上下部ノズルが一体となって燃料集合体骨格を形成し、構造強度の担い手となっている。

脆化：

材料の変形において、抗力が大きく変形能が小さくなり、さらに伸びや断面収縮率が低下することを脆化といい、その性質を脆性またはもろさという。軽水炉燃料においては、中性子照射による照射損傷の蓄積、水側腐食層の成長および腐食に伴う水素吸収と水素化物の析出などにより被覆管の延性が低下する。

設計基準事象：

原子炉施設の安全設計とその評価に当たって考慮される事象。事象の分類として、安全保護回路、工学的安全施設などの設計の妥当性を確認する観点で選定された「運転時の異常な過渡変化」及び放射性物質の放出の可能性がある事象における工学的安全施設などの妥当性を確認する観点で選定された「設計基準事故」がある。

(夕行)

多軸応力条件：

使用中の燃料の被覆管が受ける力学的負荷は、通常は周方向応力が主（一軸応力状態）

であるが、ペレットと被覆管が強い接触状態にあるなど、条件によっては周方向以外の方向にも応力が作用する場合がある。このとき、被覆管は多軸応力条件下にあるという。

DNB : Departure from Nucleate Boiling (核沸騰膜沸騰遷移)

燃料被覆管表面から冷却水への伝熱において、熱流束の増加とともに核沸騰状態から膜沸騰状態へ伝熱モードが急速に遷移すること。

低温時 :

冷態停止状態ともいう。定期検査時、燃料取替作業時及び長期間におよぶ保守作業を伴うような場合に維持される状態で、一次冷却材の温度が約 90℃以下の状態をいう。

等体積円筒リング要素 :

燃料棒を一次元円筒体系で解析する場合、ペレットスタックを半径方向に複数の、かつ等体積の (=軸方向長さは等しいが厚みが異なる) リング要素に分割し、要素内では温度は一定として、応力歪みは連続的に変化するとして、数値計算を行う。

(ナ行)

二次元解析 :

一次元解析は、軸方向が一様で半径方向のみの (温度、変形) 分布を計算するが、二次元解析では、軸方向及び半径方向の分布を計算する。

燃料スタック :

燃料棒に装填された燃料ペレット全体のこと。

燃料セグメント :

発電炉で使用されている長尺 (約 4 m) の燃料棒に対し、実験用に短くした燃料棒のこと。

(ハ行)

パルス照射試験 :

NSRRのパルス出力運転を利用したRIA模擬試験。試験においては、高い耐圧性及び気密性を備えたステンレス鋼製のカプセルに試験対象となる燃料を封入してNSRR炉心にて照射する。このため、試験燃料が破損した場合でも影響が及ぶ範囲はカプセル内に限られ、事故模擬試験を安全に行うことが可能である。また、カプセルごと試験燃料を交換するため、比較的短期間に複数回の試験を実施することが可能である。

ハルデン炉：

ノルウェー南部のハルデン市に設置された、ノルウェー・エネルギー技術研究所(Institutt for energiteknikk: IFE) が所有する重水沸騰型試験炉 (HBWR)。重水を冷却水として使用しているため炉心が大きく計装の設置等が容易であるという特徴を有する。冷却材温度および圧力は 240℃、3.3MPa である。

PCMI : Pellet-Clad Mechanical Interaction (ペレット被覆管機械的相互作用)

照射とともに燃料ペレットはFPガスバブルの成長などによって体積膨張し、一方被覆管は冷却水圧力によってクリープダウンし、ギャップ空間は減少する。この状況で、出力上昇によりペレットがさらに熱膨張して被覆管と接触し、被覆管を押し広げようとする。このときペレットは被覆管から反力を受ける。こうしてペレットと被覆管は変形する。このような、ペレットと被覆管の間の力学的な相互作用をPCMIと呼ぶ。ボンディング層が生じている場合は、ペレットの変形が直接被覆管に作用するので、PCMIは強くなる。また高燃焼度燃料の反応度事故においては、ペレットの急速な熱膨張により発生するPCMIが燃料破損の主要因となる。

プルサーマル：

プルトニウムを熱 (サーマル) 中性子炉で利用することを意味する和製英語。MOX 燃料を軽水炉において使用することを指す。

Baker-Just 式：

ジルコニウムと水の反応速度について、米国・オークリッジ国立研究所で 1960 年代に求められた式。その後に行われたジルカロイ被覆管を用いた酸化速度式と比較して、大きな酸化速度を与えることが知られているが、酸化量に関して安全側の評価を行うために現在も安全評価において使用されている。

(マ行)

MIMAS 法 : Micronized MASTer 法

MOX燃料製造法の一つ。燃料ペレット中のPuO₂とUO₂の混合状態をより均一化させるために開発された製造手法。まずPuO₂粉末とUO₂粉末を粉碎混合してマスターブレンド粉末を得、このマスターブレンド粉末にUO₂粉末を加える2段階混合によって所定の富化度に調整する。ベルゴニュークリア社などが採用している。

MOX 燃料 : Mixed OXide fuel, 混合酸化物燃料

使用済燃料の再処理により得られたプルトニウムをウランと混合して製造した燃料。高

速増殖炉及び新型転換炉用の燃料としてだけでなく、軽水炉において利用される場合もある（プルサーマル）。

(ラ行)

RIA : Reactivity Initiated Accident, 反応度事故

原子炉設計時に想定する設計基準事象の一つであり、制御棒の落下（BWRの場合）や飛び出し（PWRの場合）などにより原子炉の出力が急速に上昇する事故である。出力暴走事故とも呼ばれる。

LOCA : Loss Of Coolant Accident, 冷却材喪失事故

原子炉設計時に想定する設計基準事象の一つであり、炉心で発生した熱を除去し熱交換器あるいは蒸気タービンへ熱を伝達する役目をもつ原子炉冷却材が、1次系配管の破断等によって流れ出し炉心の冷却機能が損なわれる事故。