

平成 30 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
(燃料設計審査分野の規制研究) 事業
(平成 30 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	2-5
3 章 平成 30 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
3.5 事故時燃料冷却性評価に関する研究	3-2
4 章 平成 30 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 VA-9 実験	4.3-1
4.3.2 CN-1 実験	4.3-24
4.3.3 OS-1 実験に関するパルス照射後試験	4.3-50
4.3.4 LS-4 実験に関するパルス照射後試験	4.3-81
4.3.5 燃料エンタルピの評価	4.3-99
4.3.6 被覆管機械特性試験	4.3-105
4.3.7 RIA 時の燃料挙動に関する総合評価	4.3-110
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-8/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	4.4-4
4.4.5 燃老被覆管中のき裂解析	4.4-9
4.4.6 RIA 試験解析のまとめ	4.4-13
4.5 LOCA 試験	4.5-1

4.5.1	酸化速度評価試験	4.5-1
4.5.2	LOCA 時の燃料挙動に関する総合評価	4.5-2
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	試験片のハルデン炉照射及び冷却材ループ運転状況	4.6-3
4.6.4	試験片に係るハルデン炉施設での最終検査	4.6-5
4.6.5	試験片に係る照射後試験	4.6-6
4.6.6	改良型燃料被覆管の照射成長試験のまとめ	4.6-7
4.7	実燃料入り LOCA 模擬試験装置の設置準備作業	4.7-1
4.7.1	実燃料入り LOCA 模擬試験の概要	4.7-1
4.7.2	実燃料入り LOCA 模擬試験用燃料棒の作製	4.7-4
4.7.3	実燃料入り LOCA 模擬試験装置の設置作業	4.7-5
4.7.4	実燃料入り LOCA 模擬試験装置の設置準備作業のまとめ	4.7-5
4.8	燃料ペレットの LOCA 時温度変化模擬加熱試験	4.8-1
4.8.1	加熱試験	4.8-1
4.8.2	加熱試験のまとめ	4.8-4
4.9	廃棄物処分	4.9-1
4.10	専門部会の開催	4.10-1
4.11	事業の進捗管理	4.11-1
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。

燃料設計審査分野の規制研究事業は、平成 29 年度までの燃料等安全高度化対策事業及び事故時燃料冷却性評価に関する研究事業を統合する形で実施している。この事業は、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 29 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⁽¹¹⁻²⁰⁾。平成 30 年度は、これらのデータ取得等を継続するとともに現在までに得られている成果をとりまとめた。

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 30 年度原子力施設等防災対策等委託費(燃料設計審査分野の規制研究) 事業で得た成果をとりまとめたものである。

2 章 全体計画

本燃料設計審査分野の規制研究事業は、平成 29 年度まで実施されてきた燃料等安全高度化対策事業及び事故時燃料冷却性評価に関する研究事業が統合されたものである。

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、制御棒の飛び出したまたは落下により原子炉出力が局所的に急上昇し、燃料エンタルピが急激に増大する事故である。燃料エンタルピの増大によって燃料は破損に至る可能性があり、更には、燃料破損に伴い発生する水撃力及び衝撃圧力により炉内構造物や圧力容器が損傷を受ける恐れがあることから、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」(昭和 59 年 1 月)において、RIA 時における燃料破損しきい値や、燃料エンタルピの最大値が制限されている。原子力機構は、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

る燃料エンタルピー（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ー（破損しきい値）、パルス照射による FP ガス放出量、燃料棒破損が生じた場合の燃料微粒子化挙動や機械的エネルギー発生量など、事故の影響評価に必要なデータを取得する。NSRR 施設で行う作業の流れを図 2.2.1-3 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%ECR : Equivalent Cladding Reacted）が「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（昭和 56 年 7 月）（ECCS 性能評価指針）において定められた。

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ことで、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。

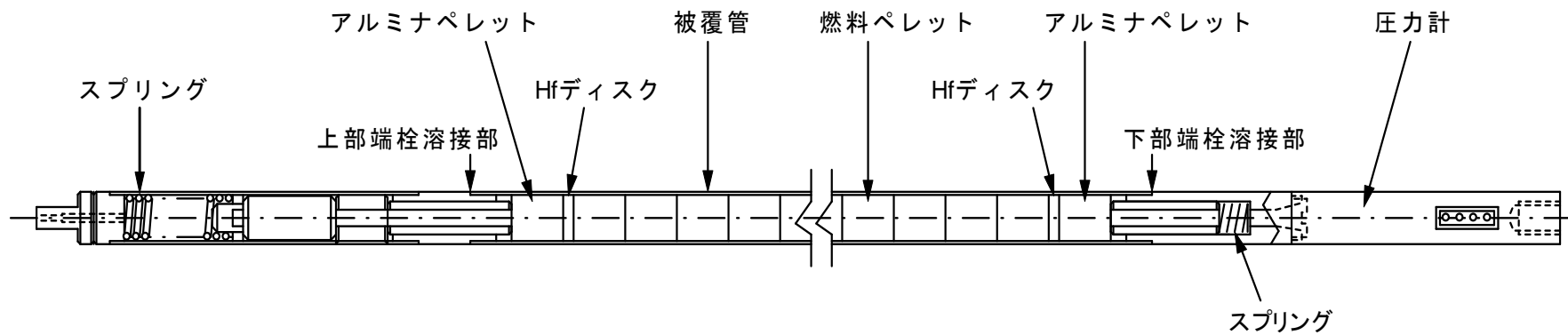
表 2.2-1 燃料等安全高度化対策事業の全体スケジュール

高燃焼度改良型燃料の事故時挙動調査

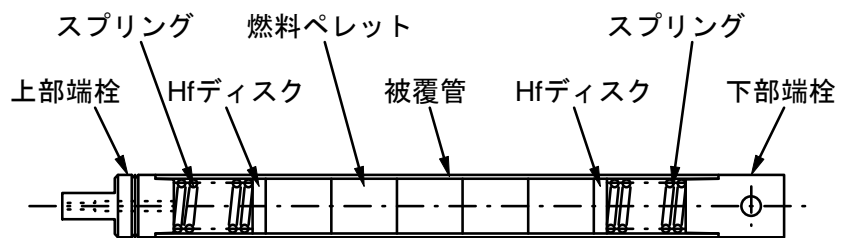
平成年度	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30
燃料輸送	欧州内輸送・諸手続		欧日海上輸送								
RIA/LOCA試験	試験準備・予備試験			高燃焼度改良型燃料のRIA試験、 LOCA試験等の実施							総合評価
解析評価					予測解析・実験解析						総合評価

改良合金の照射成長試験

平成年度	22	23	24	25	26	27	28	29	30	
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								照射後試験
解析評価										

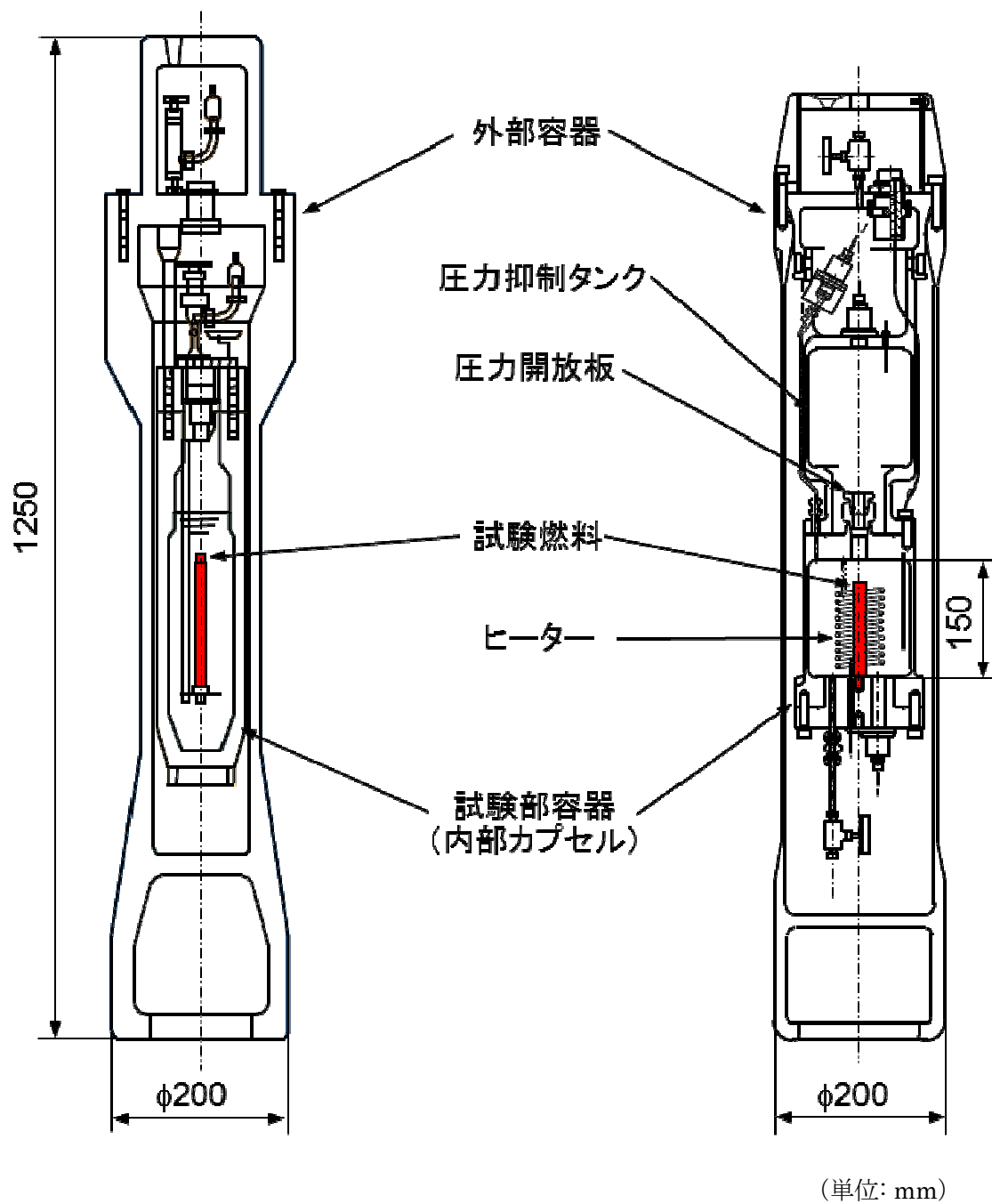


(1) 室温大気圧試験用燃料棒



(2) 高温高圧試験用燃料棒

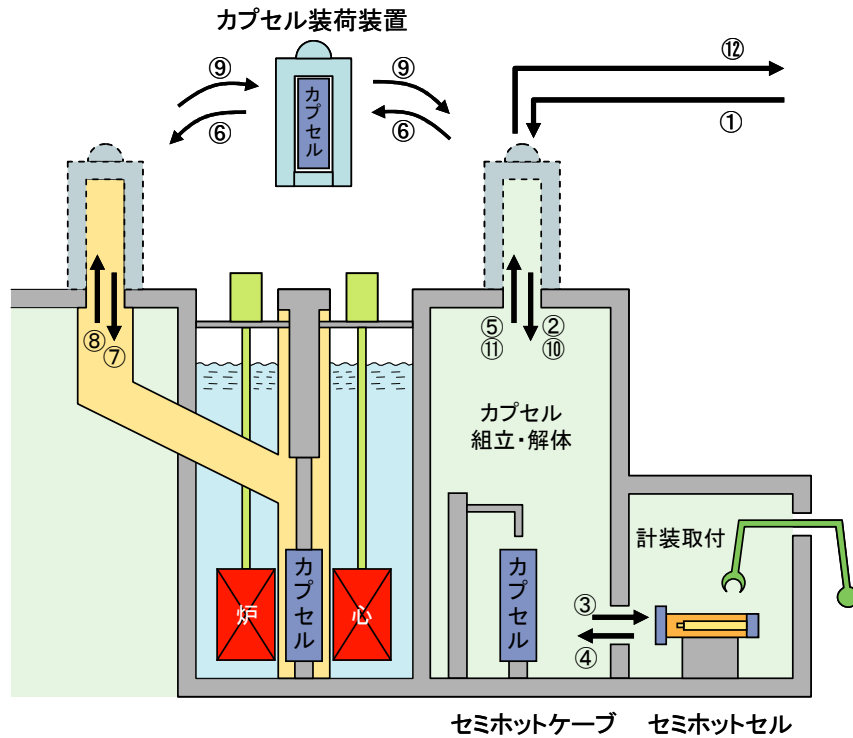
図 2.2.1-1 NSRR 試験用燃料棒の概略構造



(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 {
 - ③ {
 - ④ {
 - ⑤ {
 - ⑥ {
 - ⑦ {
 - ⑧ {
 - ⑨ {
 - ⑩ {
 - ⑪ {
 - ⑫ {
- パルス照射

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

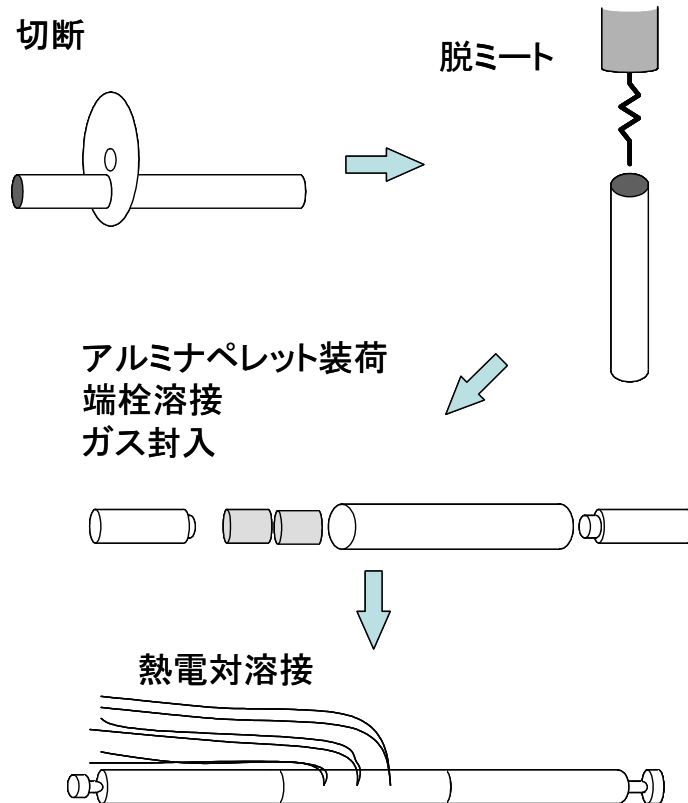


図 2.2.2-1 LOCA を模擬した急冷破断試験に用いる短尺模擬燃料棒の製作方法

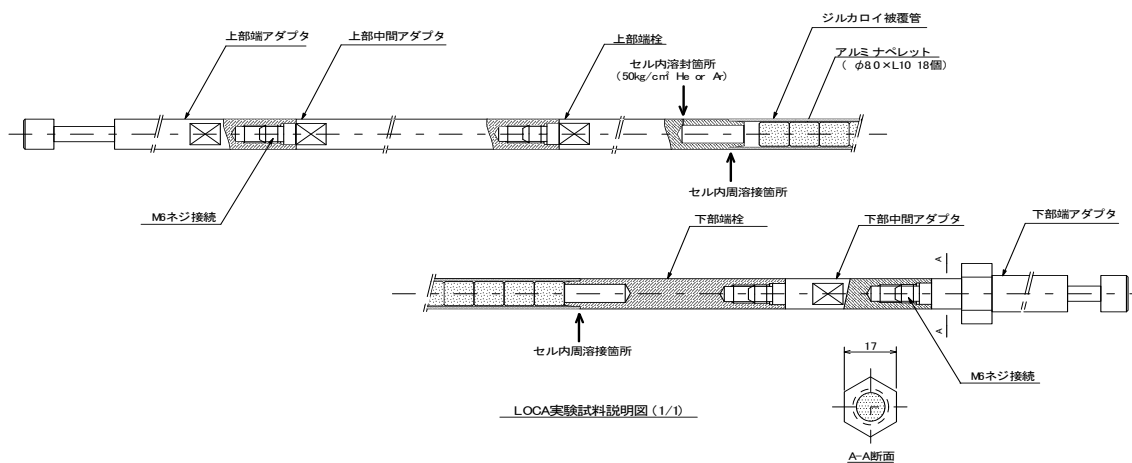


図 2.2.2-2 短尺模擬燃料棒

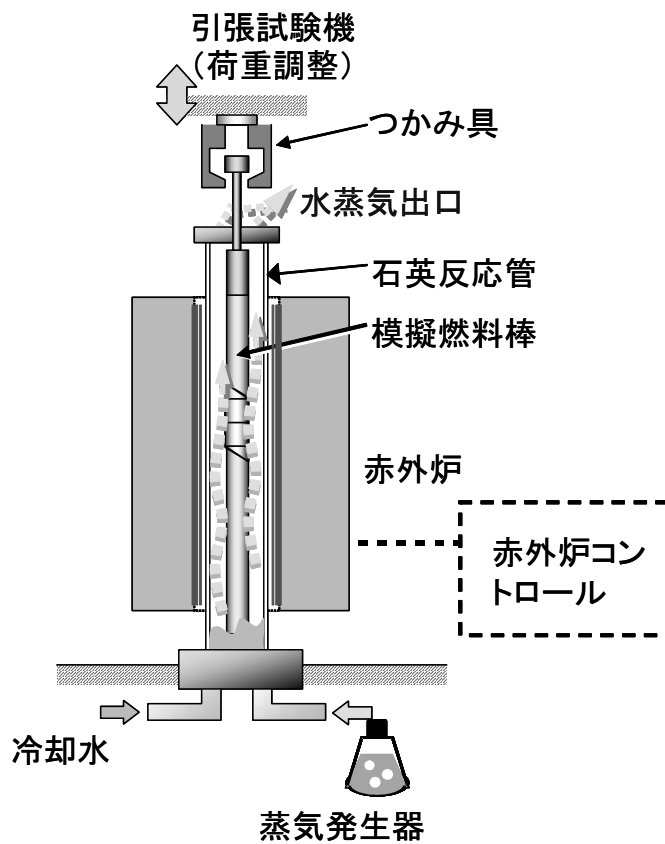


図 2.2.2-3 急冷破断試験装置 (模式図)

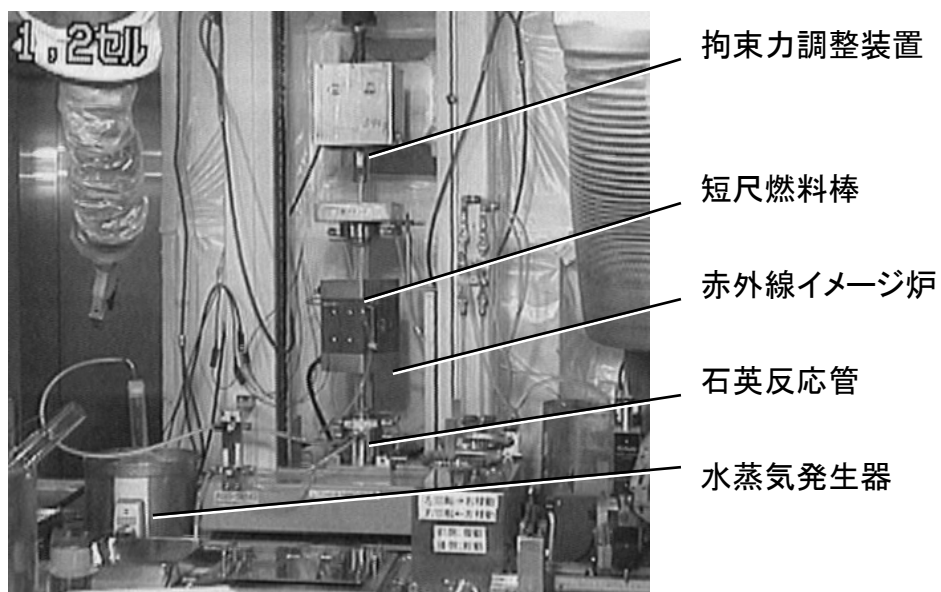


図 2.2.2-3 (つづき) 急冷破断試験装置 (写真)

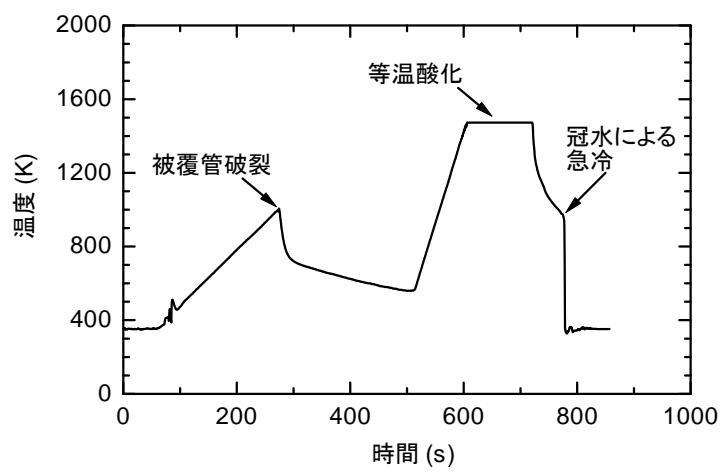


図 2.2.2-4 試験中の温度履歴の例

➤ 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: 高温高圧水中(PWR模擬)

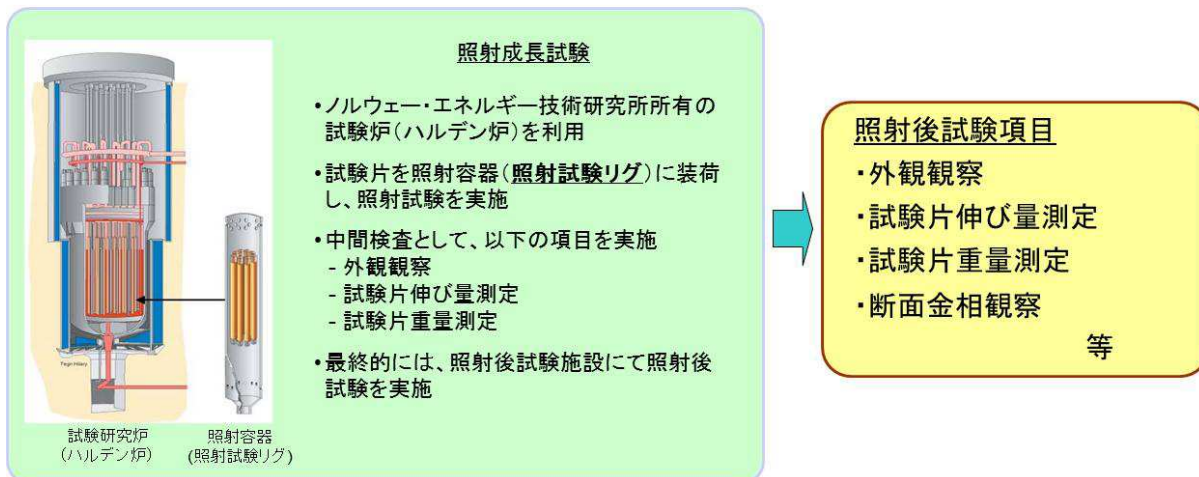


図 2.2.3-1 改良合金被覆管の照射成長試験の概要

3 章 平成 30 年度燃料設計審査分野の規制研究事業の概要

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。

この事業は、平成 29 年度まで実施されてきた燃料等安全高度化対策事業及び事故時燃料冷却性評価に関する研究事業が統合されたものであり、これらの前身の事業においては、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 30 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するとともに、得られたデータ等について、国による発電用軽水炉施設の安全審査時の技術的な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、それらの破損限界、破損挙動及び破損時の影響に関するデータを取得した。
- (2) 平成 30 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。

- (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。
- (4) 前年度までに実施した RIA 試験及び関連試験結果に基づく総合評価を実施した

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 29 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。

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後の試料分析等を実施し、高温水蒸気中での被覆管酸化膜成長に関するデータを取得した。また、前年度までに実施した LOCA 試験及びその他の試験結果に基づく総合評価を実施した。

3.4 改良型燃料被覆管の照射成長試験

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て約 7.8×10^{21} n/cm² までの高速中性子フルエンスまで照射された、改良型燃料に用いられる被覆管合金を含む試験片を対象に照射後試験を実施し、照射に伴う伸び（照射成長）等に関するデータを取得した。

3.5 事故時燃料冷却性評価に関する研究

燃料ペレットを除去しない状態の高燃焼度試験燃料棒を対象とする LOCA 模擬試験装置をホットセルに設置するための準備作業を実施した。また、高燃焼度燃料ペレットを LOCA 時に想定される燃料温度まで加熱する試験等を実施し、LOCA 時のペレット性状変化挙動に関するデータを取得した。

4 章 平成 30 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、スペイン・バンデロス PWR で照射された UO_2 燃料セグメント AP2-1 について検査を実施した。また、同じくスペイン・バンデロス PWR で照射された UO_2 燃料セグメント AP2-9 についてレファレンス試験である金相試験(詳細については 4.2 に記載)を実施し、得られた酸化膜厚さを用いて酸化膜厚さの補正を実施した。燃料セグメント AP2-1 及び 9 に関する試料採取計画を図 4.1-1 及び図 4.1-2 にそれぞれ示す。

(1) 燃料セグメントの外観写真

AP2-1 燃料セグメントの外観写真を図 4.1-4 に示す。燃料棒上端に見える白い印は方位と上下方向を示すマーキングである。実験に影響を及ぼすような有害な欠陥等は観察されなかった。

(2) 燃料セグメントの X 線透過写真

AP2-1 燃料セグメントの X 線透過写真を図 4.1-5 に示す。実験に影響を及ぼすような有害な欠陥等は観察されなかった。

(3) 燃料セグメントの γ スキャン

AP2-1 燃料セグメントの軸方向 γ 線強度分布を図 4.1-6 に示す。 γ 線強度には採取位置に応じた燃焼度分布が反映されており、AP2-1 燃料セグメントにおいては γ 線強度の有意な勾配は観察されない。

(4) 燃料セグメントの酸化膜厚さ測定

AP2-1 燃料セグメントについて、渦電流により測定した軸方向酸化膜厚さ分布を図 4.1-7 に示す。酸化膜は両端部で若干薄い傾向が観察される。また、Top 側の酸化膜厚さは Bottom 側に比べ若干薄い傾向である。今回取得した酸化膜厚さの絶対値については、今後レファレンス試料の金相観察から得られる酸化膜厚さの値により補正する必要がある。

AP2-9 燃料セグメントについて、2 方位 (0° 及び 180°) における軸方向 5 点での渦電流測定を平成 27 年度報告書に結果を掲載した。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 4.1.8 に示す。

表 4.1-1 試験対象燃料一覧（平成 22 年度輸送分）

燃料 セグメント 番号	燃焼度*1 (GWd/t)	燃料名	燃料 タイプ	照射炉	燃料棒 番号	試験採取位置 (下から、mm)	被覆管							ペレット					試験項目																																		
							材質 (-)	外径 (mm)	内径 (mm)	肉厚 (mm)	高さ (mm)	外径 (mm)	ディッ シユ (mm)	チャン ファ	理論 密度 (%TD)	U235 濃縮度 (%)	Pu/Puf 富化度 (HM%)	添加物		U235 濃縮度 (%)	理論 密度 (%TD)	試験項目																															
																							外径 (mm)	高さ (mm)	肉厚 (mm)	内径 (mm)	材質 (-)	外径 (mm)	内径 (mm)	肉厚 (mm)	高さ (mm)	外径 (mm)	ディッ シユ (mm)	チャン ファ	理論 密度 (%TD)	U235 濃縮度 (%)	Pu/Puf 富化度 (HM%)	添加物	試験項目														
AP2-1	73	バンデロス 燃料	PWR 17x17 UO ₂	Vandellios-2	EH48-A08	S2 (691 - 1141)	M-MDA (SR)	9.5	8.36	0.57	9.83	8.19	有	有	96.0	4.9	-	-	子備																																		
AP2-2	81				EH48-Q12	S1 (1807 - 2257)	M-MDA (RX)	9.5	8.36	0.57	9.83	8.19	有	有	有	有	96.4		4.9	-	LOCA試験																																
AP2-3	81					S5 (2257 - 2707)															RIA試験																																
AP2-4	77				EH48-L17	S4 (1807 - 2258)															M-MDA (RX)	9.5	8.36	0.57	9.83	8.19	有	有	有	96.0	4.9	-	子備																				
AP2-5	78					S5 (2258 - 2709)																											RIA試験																				
AP2-6	78				EH48-H01	S4 (1810 - 2259)																											MDA	9.5	8.36	0.57	9.83	8.19	有	有	有	96.4	4.9	-	子備								
AP2-7	78					S5 (2259 - 2709)																																							RIA試験								
AP2-8	80				EH48-Q08	S3 (1249-1699)																																							ZIRLO (low-Sn)	9.5	8.36	0.57	9.60	8.19	有	有	有
AP2-9	80	S5 (2293-2743)	RIA試験																																																		
AP2-10	84	グラブリン 燃料	Gravelines-5	S3 (1230 - 1680)	M5	9.5	0.63	13.65	8.09	有	有	有	95.3	4.49	-	LOCA試験																																					
AP2-11	84			S6 (2769.7 - 3219.7)												RIA試験																																					
AP2-12	87			S3 (1279 - 1579)												FGD試験*2																																					
AP2-13	68	リングハルス 燃料	Ringhals-2	3-2 (2100-2550)												M5	10.72	0.62	11.15	9.29	有	有	有	96.2	3.7	-	子備																										
AP2-14	68			3-3 (2550-3000)																							RIA試験																										
AP2-15	64	シノン燃料	Chinon B3	S4 (1749 - 2200)																							M5	9.5	0.57	11.63	8.19	有	有	有	95.0	0.253	7.2/4.7	RIA試験															
AP2-16	63			S3 (1218 - 1592)																																		FGD試験*2															
AP2-17	47	ライブシユ タツト燃料	Leibstadt	EA (699-900)																																		Zry-2 with liner (95 µm)	10.28	9.04	0.56	10.5	8.87	有	無	96.7	4.93	-	子備				
AP2-18	49			F (702-1150)	RIA試験																																																
AP2-19	91			D (1309-1759)	RIA試験																																																
AP2-20	85	オースカーシヤ ム燃料	Oskarshamn-3	J4 (2372-2822)	Zry-2 with liner (70 µm)	9.62	8.36	0.63	8.7	8.19	有	有	95.8	4.46	-																																		LOCA試験				
AP2-21	73			KA (3051-3501)												LOCA試験																																					
AP2-22	63	1 (439 - 889)	Zry-2 with liner (70 µm)	24565-C1												9.62	8.36	0.63	10	8.19	有	有	97.4	4.1	-	Cr ₂ O ₃ Al ₂ O ₃ (ADOPY)																							RIA試験				
AP2-23	64	2 (1345 - 1798)																									FGD試験*2																										
AP2-24	61	1 (440 - 890)																									子備																										

*1: セグメント平均燃焼度

*2: RIA条件下でのFPGガス動的放出挙動試験

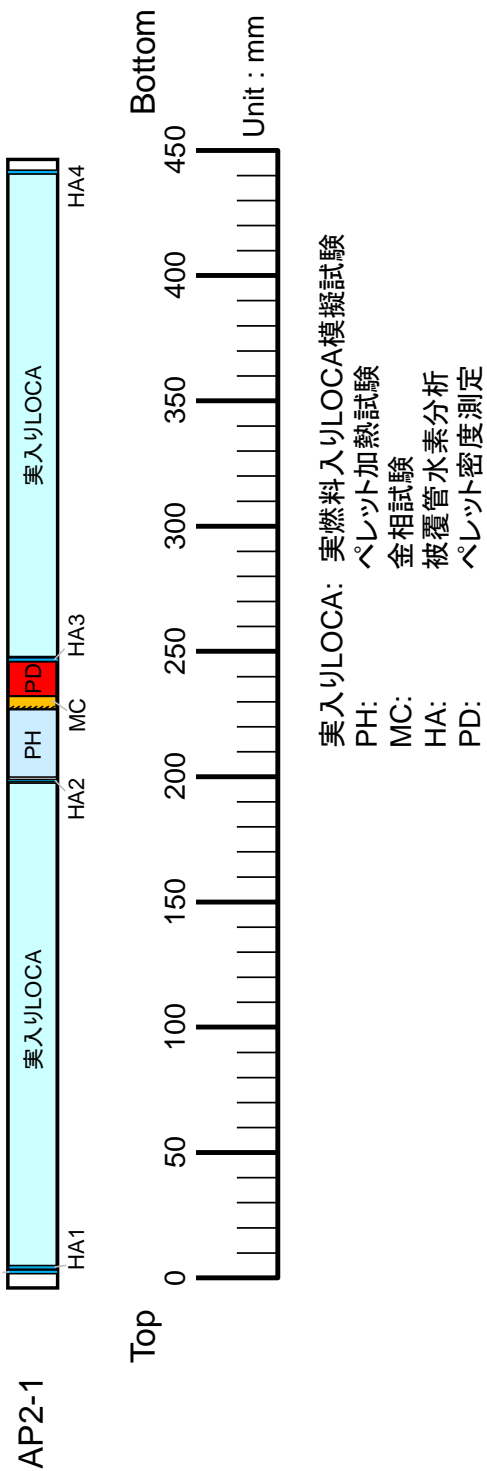


図 4.1-2 燃料セグメントからの試料採取計画 (AP2-1 セグメント)

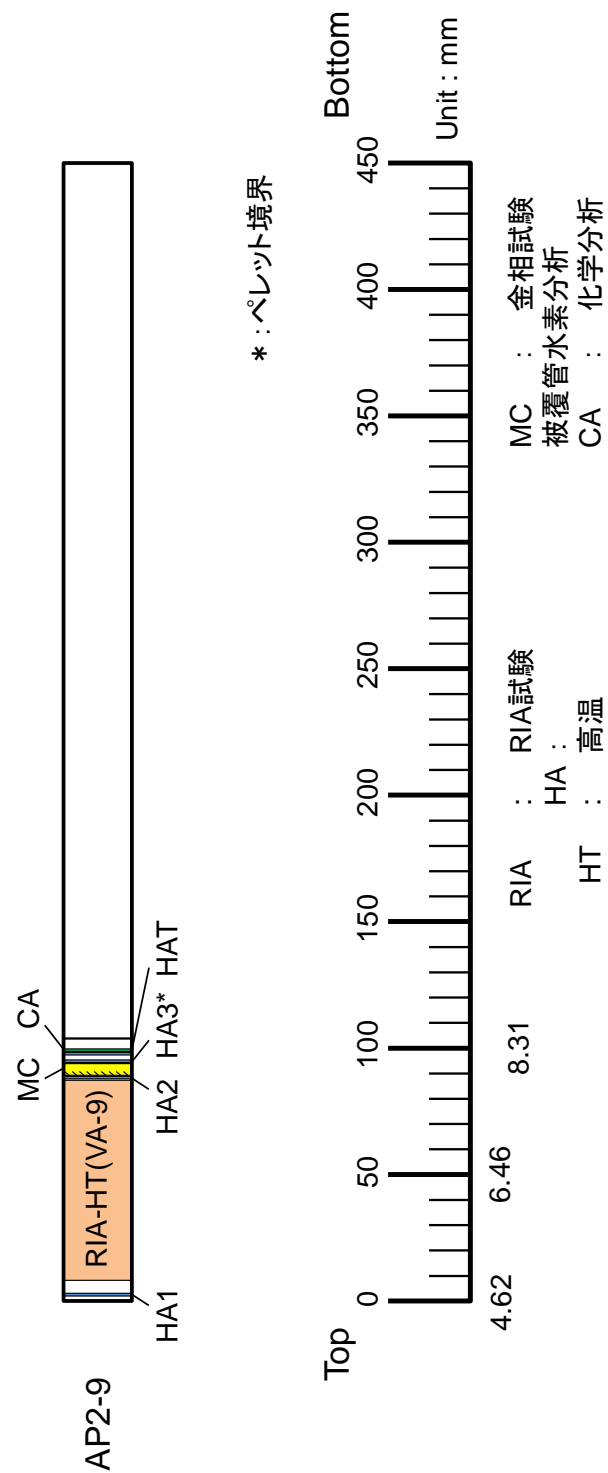


図 4.1-2 燃料セグメントからの試料採取計画 (AP2-9 セグメント)

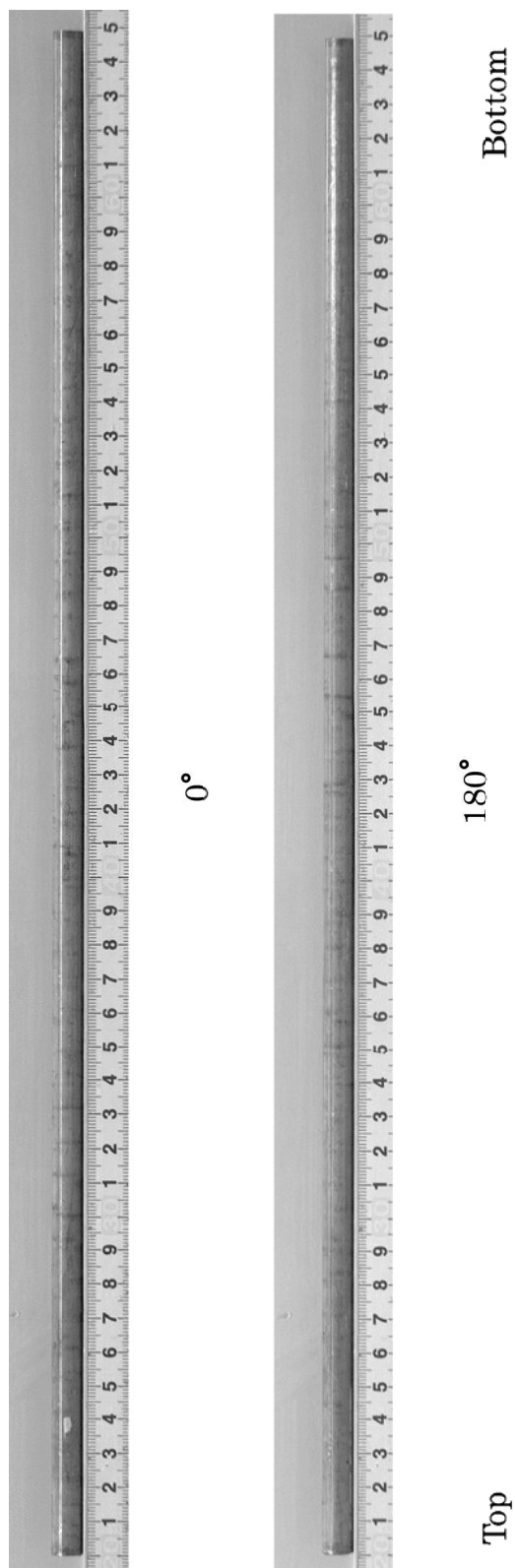


図 4.1-4 AP2-1 燃料セグメントの外観

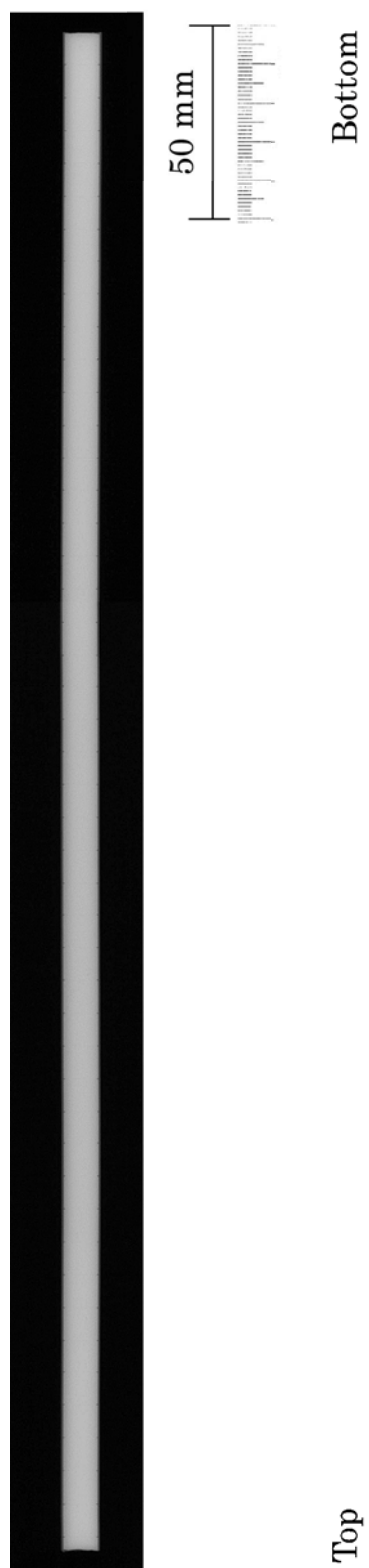
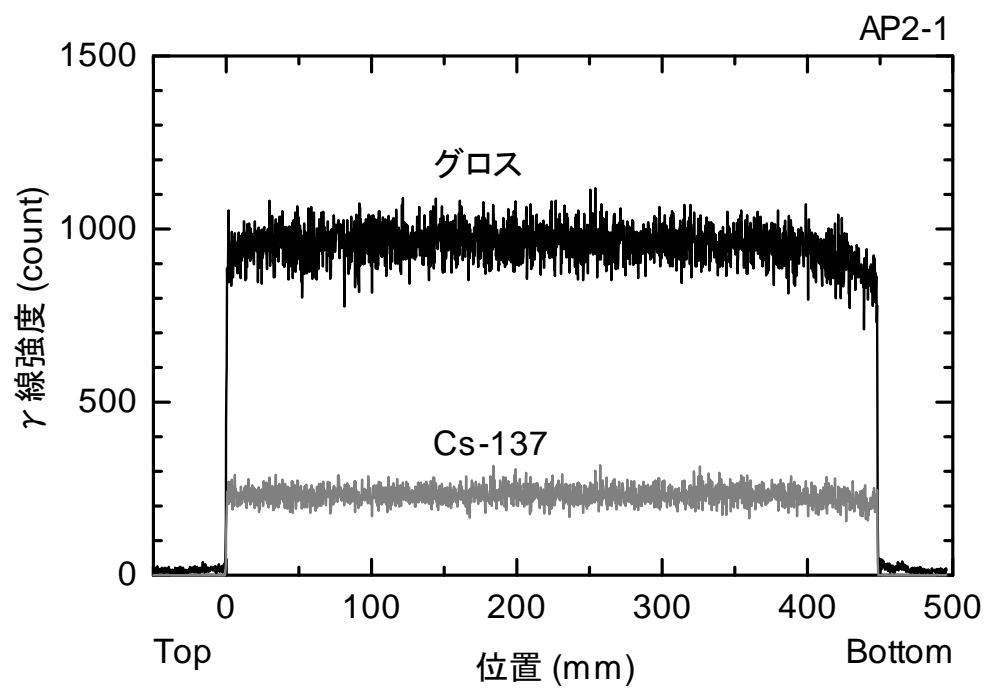


図 4.1-5 AP2-1 燃料セグメントの X 線透過写真

図 4.1-6 AP2-1 燃料セグメントの γ 線強度分布

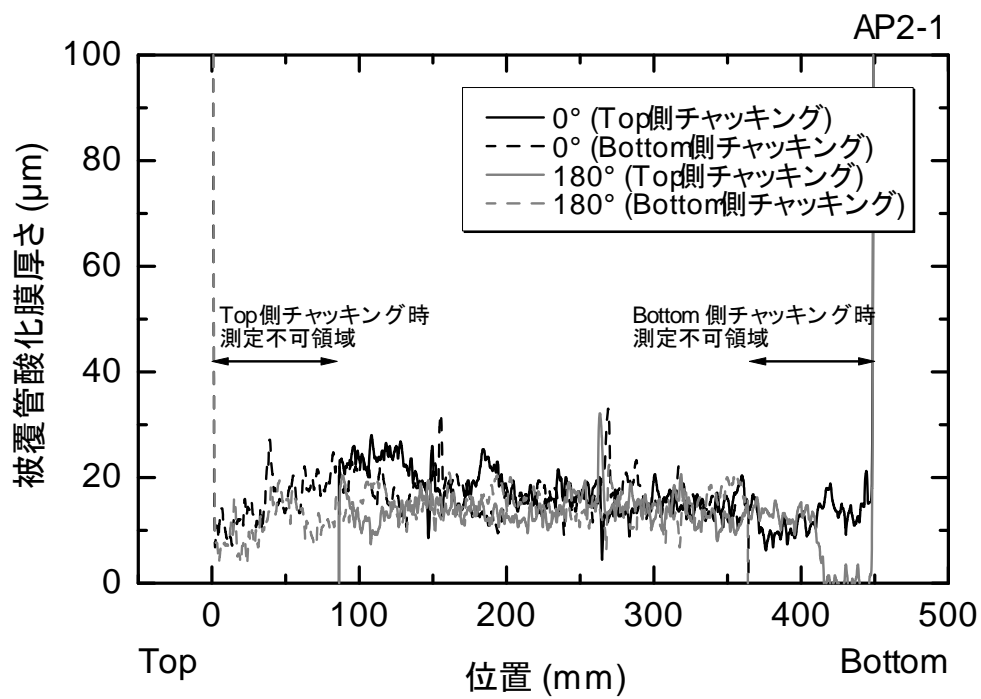


図 4.1-7 AP2-1 燃料セグメントの被覆管外面酸化膜厚さ分布

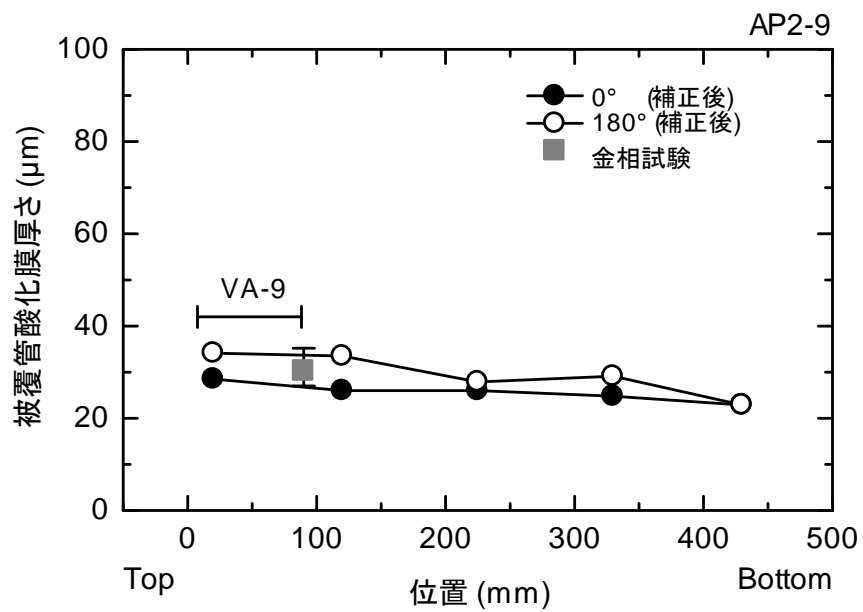


図 4.1-8 AP2-9 燃料セグメントの被覆管外面酸化膜厚さ分布

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 AP2-9 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 AP2-9 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 4.1-1 の MC の位置から試料を採取し、被覆管について、エッチング前後の観察を行った。それぞれの結果に対する図番は以下の通りである。

図 4.2.1-1 (1)(2)(3)(4): AP2-9 MC ペレットエッチング前

図 4.2.1-2 (1)(2)(3)(4): AP2-9 MC ペレットエッチング後

図 4.2.1-3 (1)(2)(3)(4): AP2-9 MC 燃料被覆管エッチング前

図 4.2.1-4 (1)(2)(3)(4): AP2-9 MC 燃料被覆管エッチング後

図 4.2.1-3 の Photo 1-1、1-2、1-3、1-4 に示すエッチング前の断面写真から、MC 位置の周方向平均酸化膜厚さを約 30.2 μm と評価した。

図 4.2.1-4 の被覆管エッチング後の断面では、各方位において周方向に長く析出した水素化物が見られた。一般に高燃焼度 PWR 被覆管では、酸化膜のすぐ内側の領域において高い密度で水素化物が析出した層（水素化物リム）が観察されるが、本試料では水素化物リムの厚さは他の被覆管に比べて厚くなかった。また、各方位ともに被覆管厚さの中心付近や内側付近においても水素化物が観察された。一部、被覆管内面側に径方向に配向した水素化物が観察された (Photo 4-5 及び Photo 4-6)。

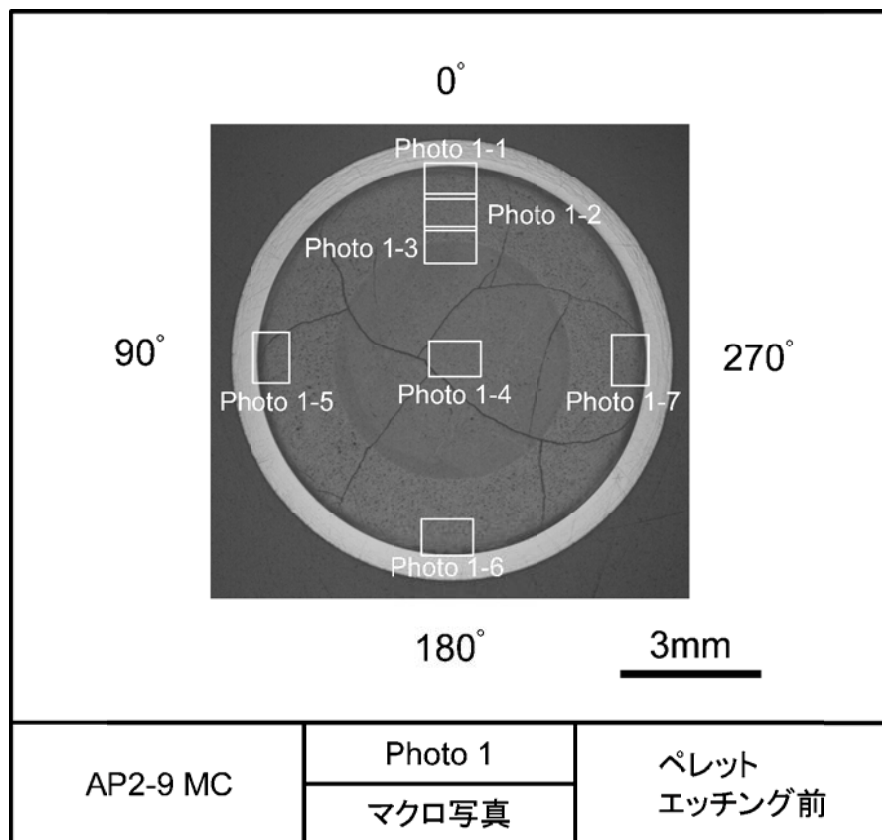


図 4.2.1-1(1) リファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング前, AP2-9 MC)

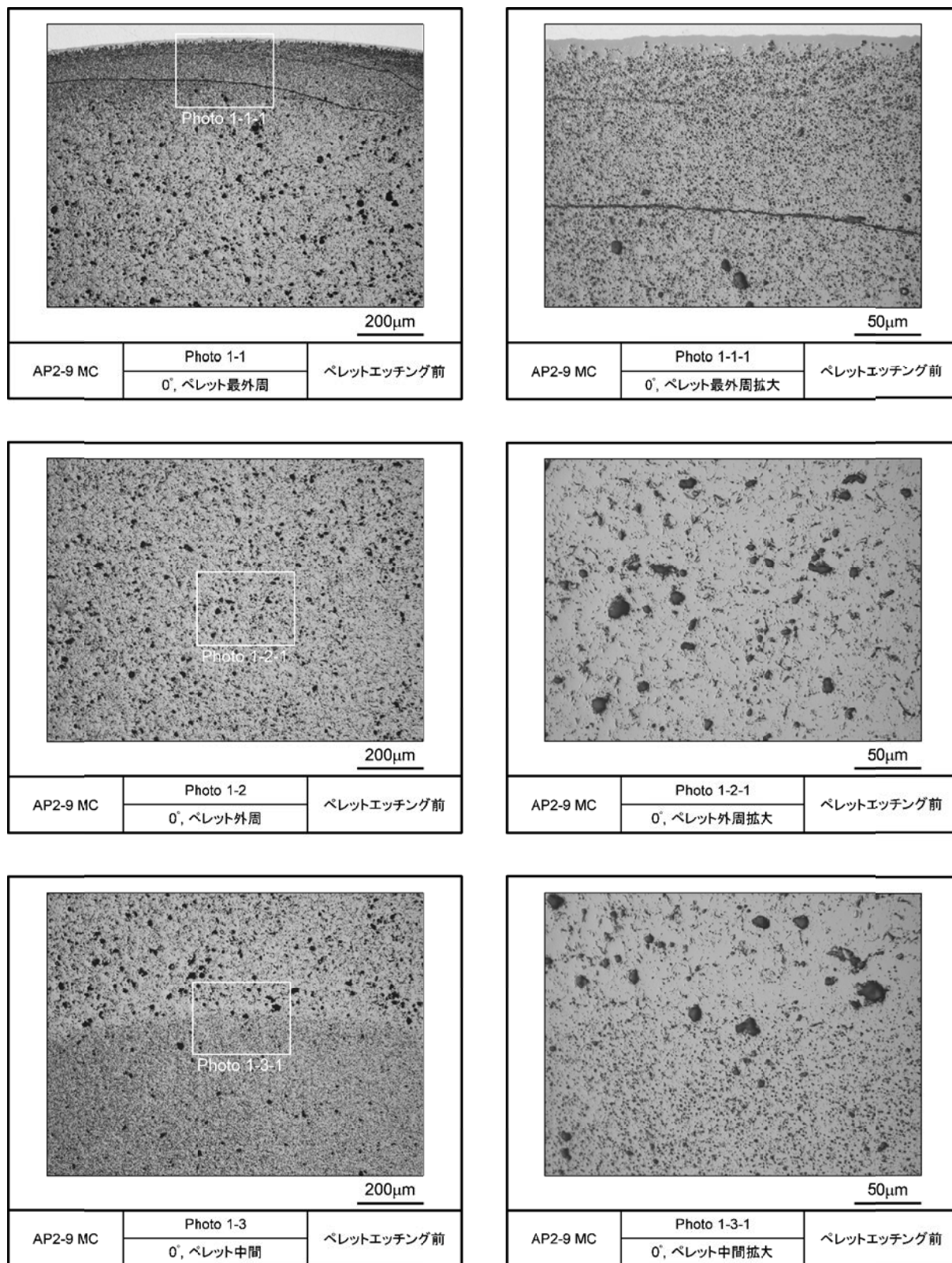


図 4.2.1-1(2) リファレンス試料の金相写真（ペレットエッチング前，AP2-9 MC）

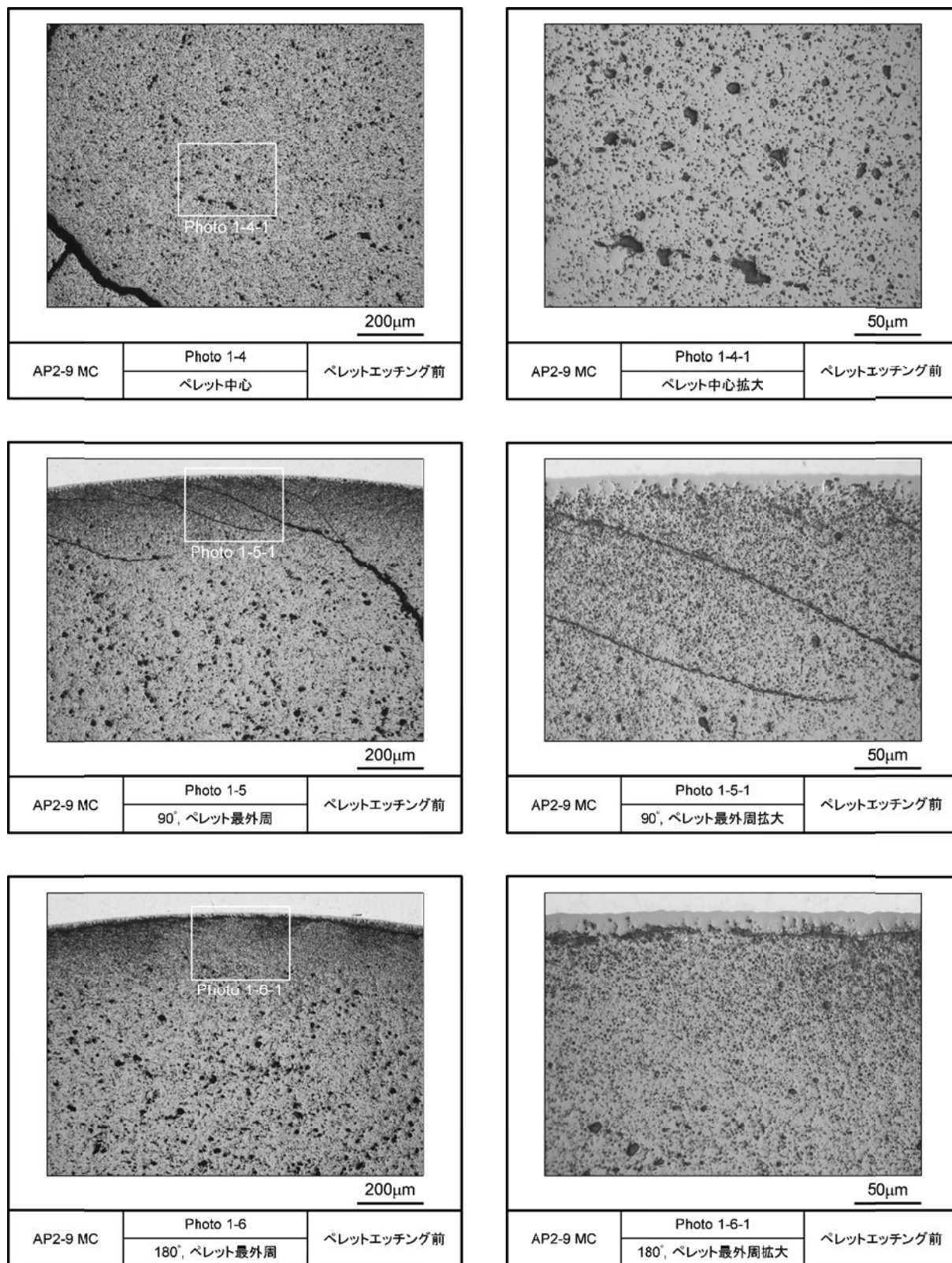


図 4.2.1-1(3) リファレンス試料の金相写真（ペレットエッチング前，AP2-9 MC）

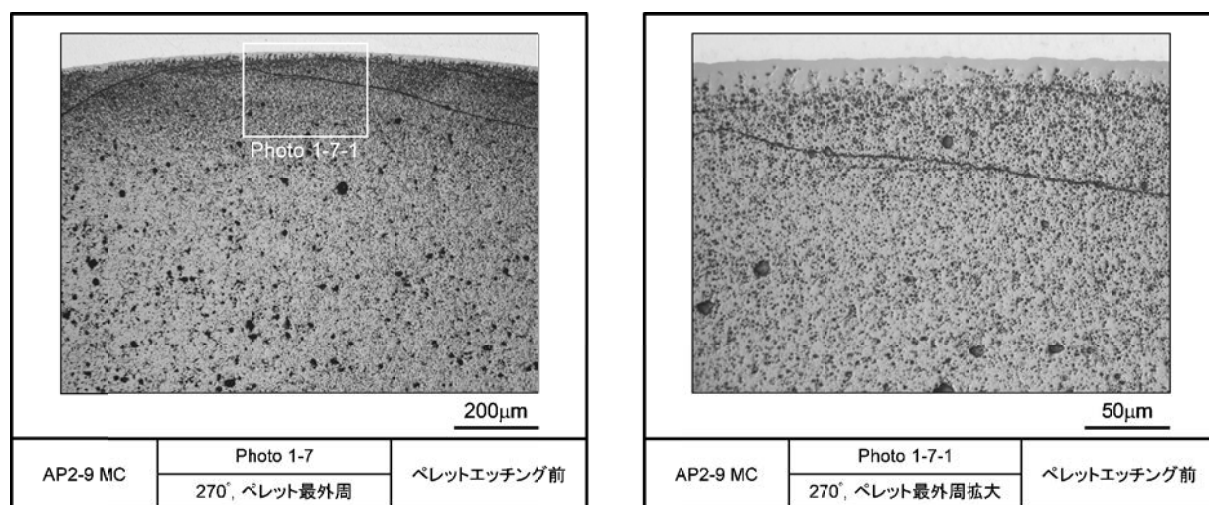


図 4.2.1-1(4) リファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング前, AP2-9 MC)

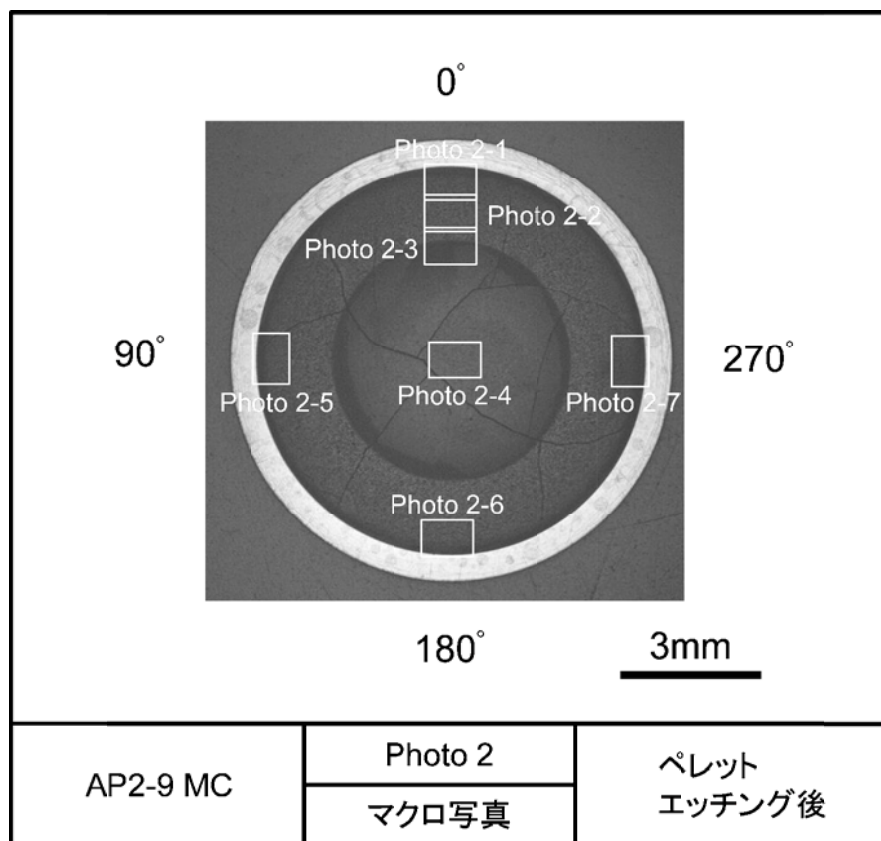


図 4.2.1-2(1) リファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング後, AP2-9 MC)

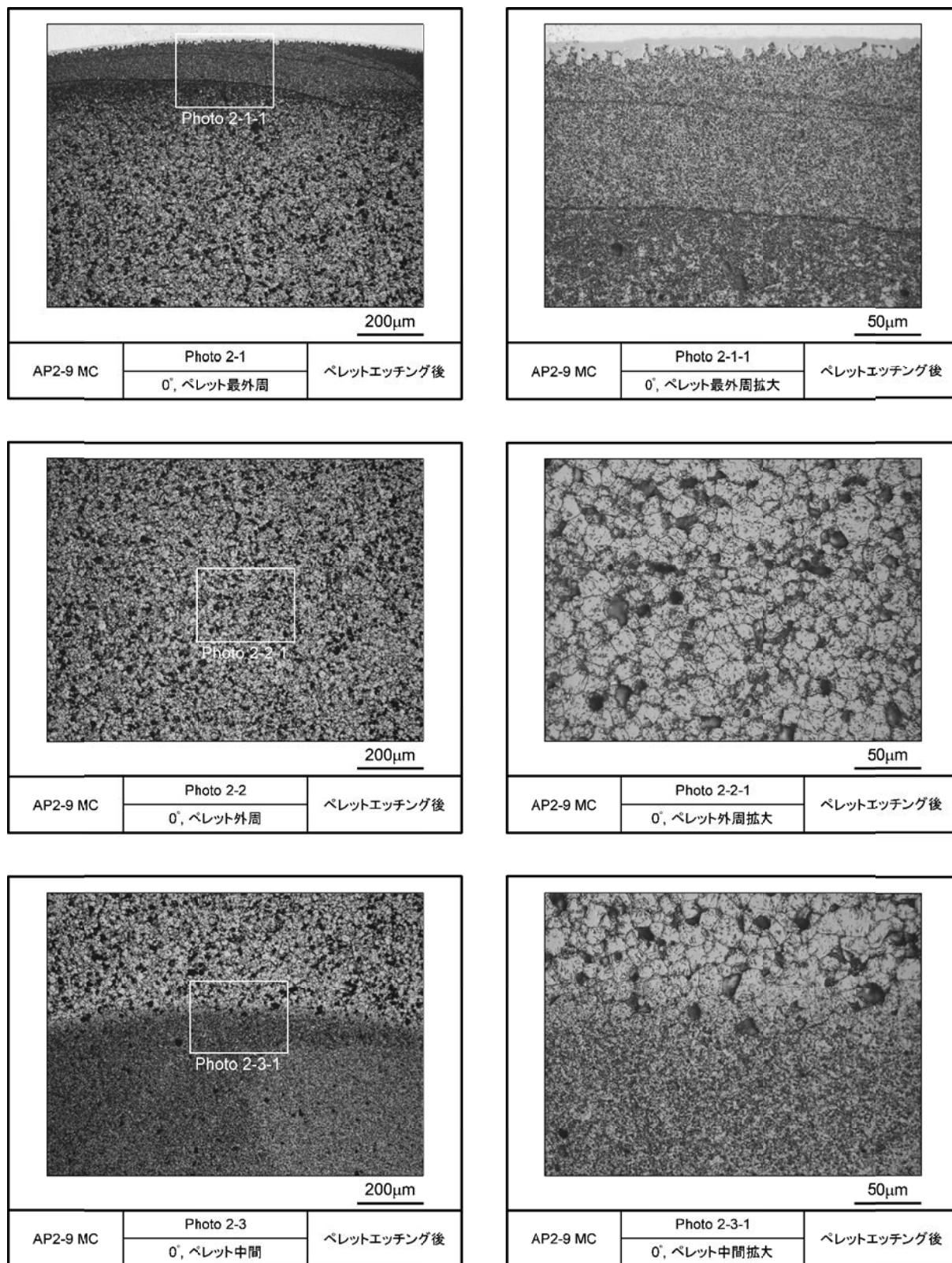


図 4.2.1-2(2) リファレンス試料の金相写真（ペレットエッチング後，AP2-9 MC）

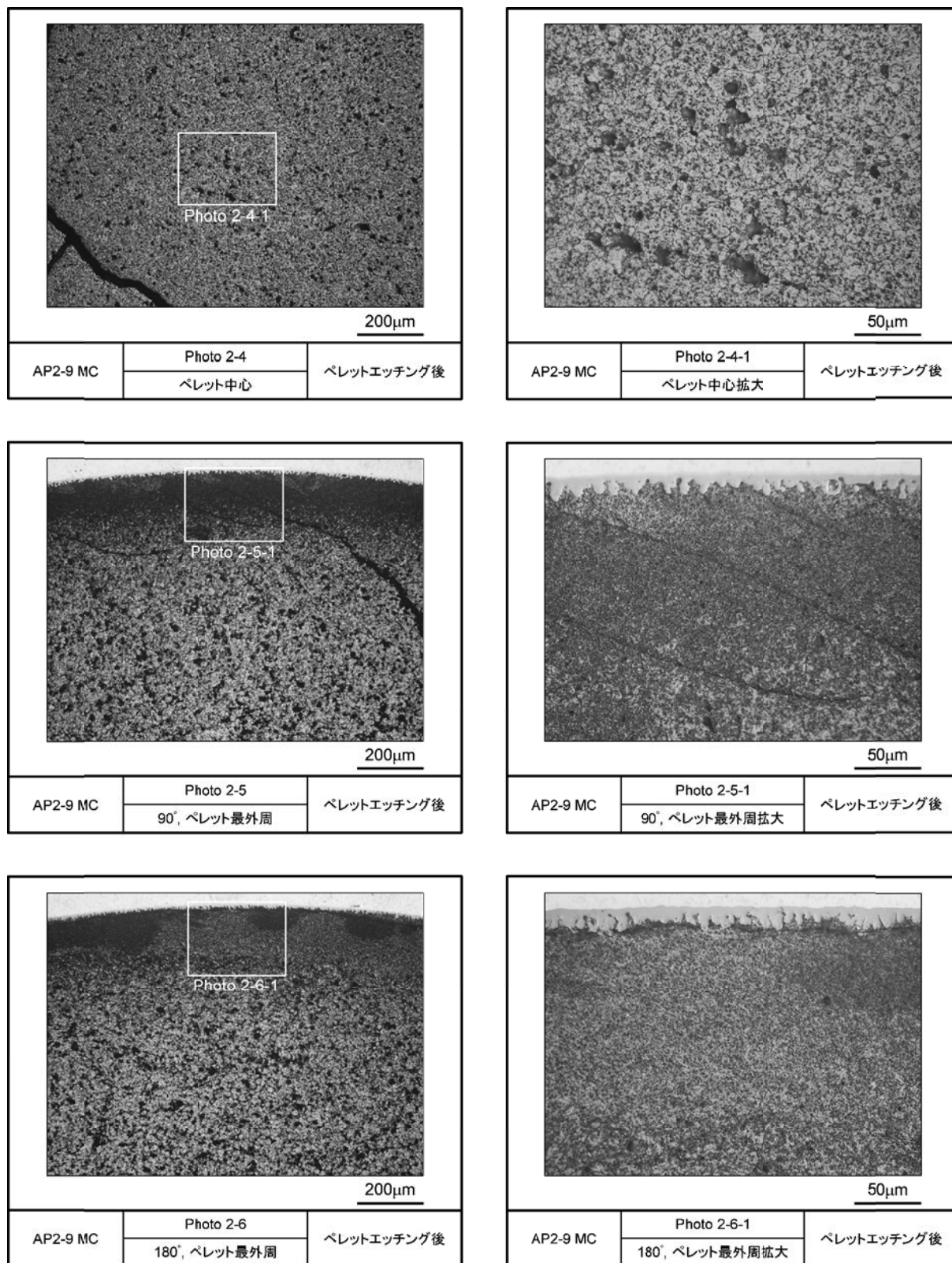


図 4.2.1-2(3) リファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング後, AP2-9 MC)

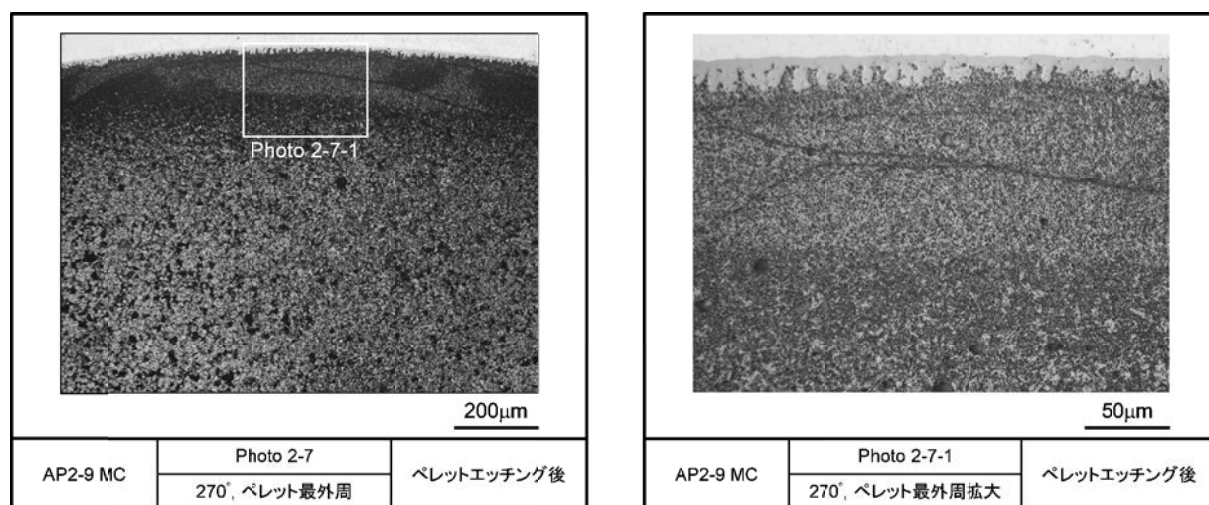


図 4.2.1-2(4) リファレンス試料の金相写真 (ペレットエッチング後, AP2-9 MC)

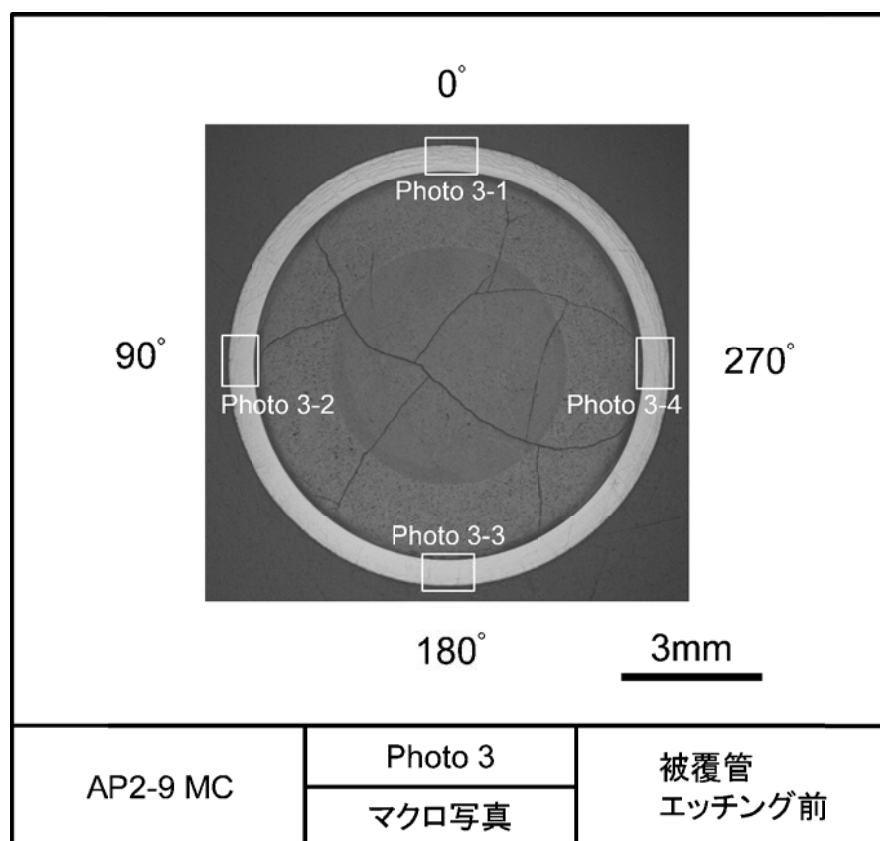


図 4.2.1-3(1) リファレンス試料の金相写真 (被覆管エッチング前, AP2-9 MC)

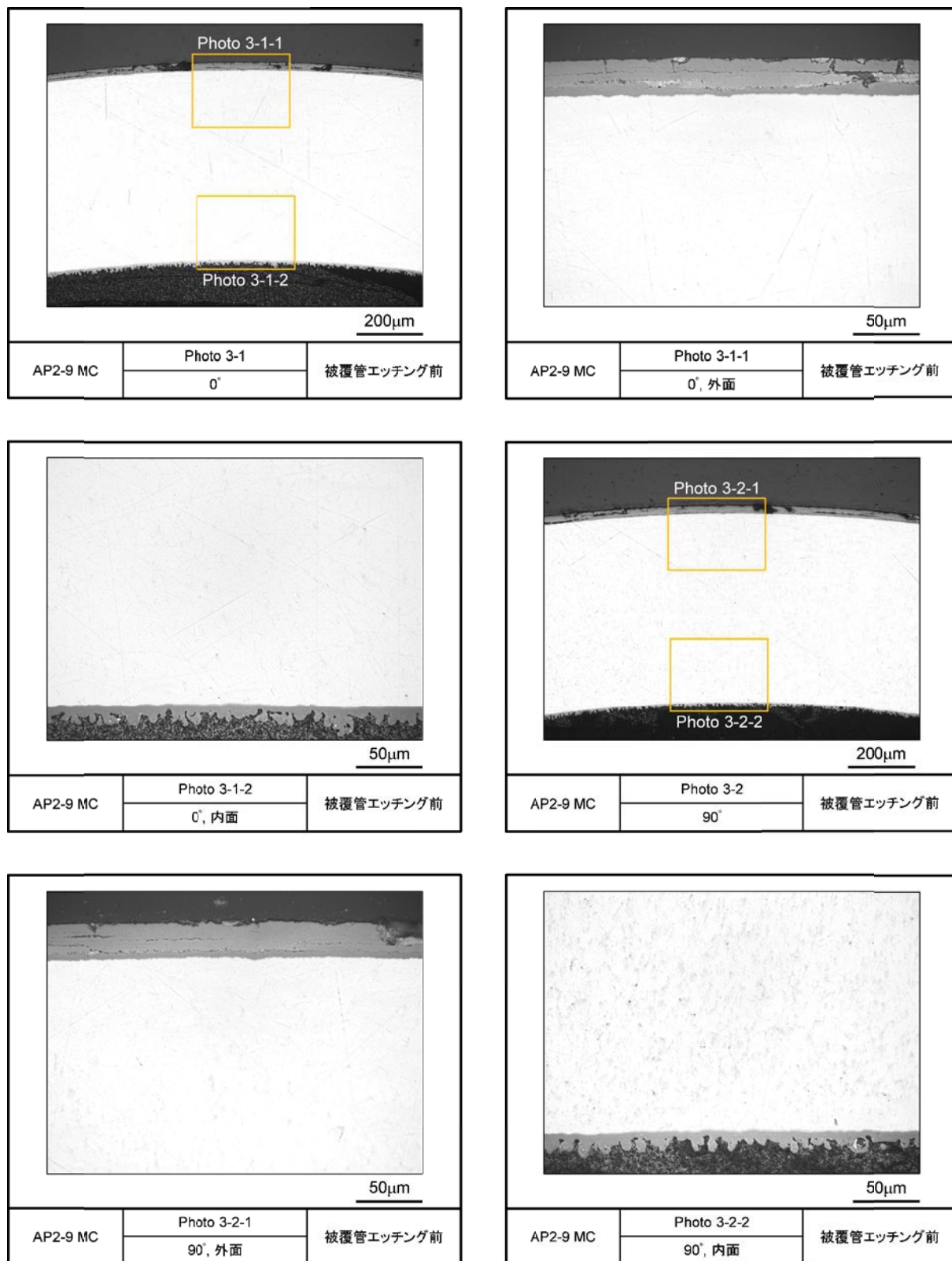


図 4.2.1-3(2) リファレンス試料の金相写真（被覆管エッチング前，AP2-9 MC）

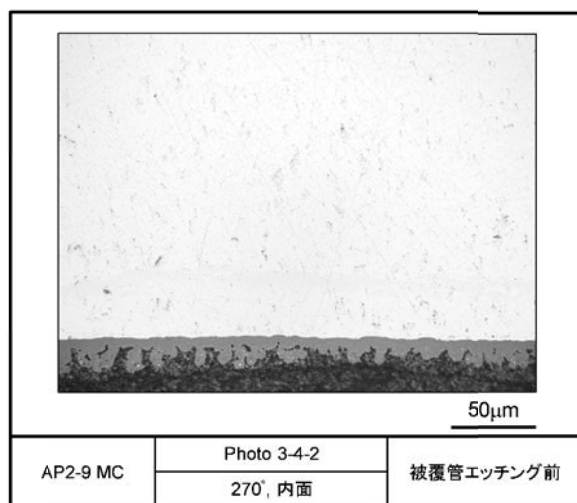
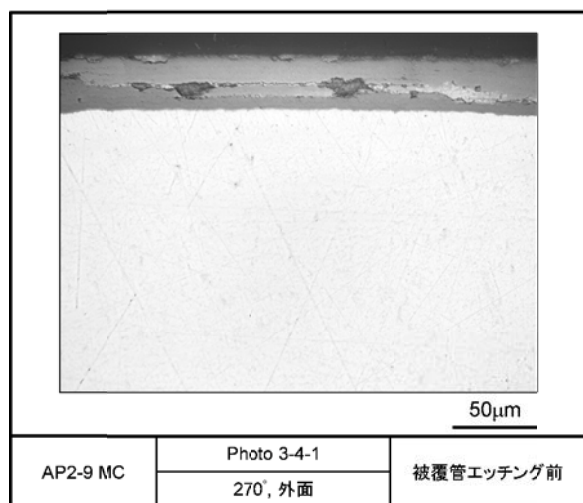
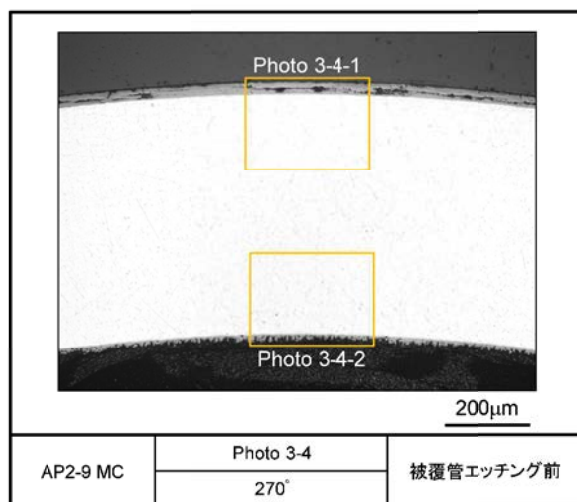
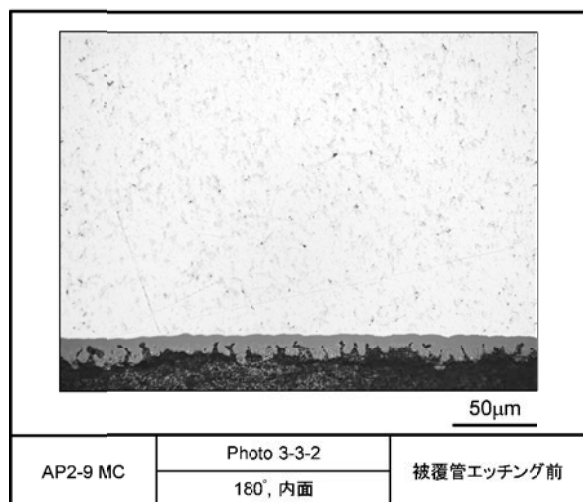
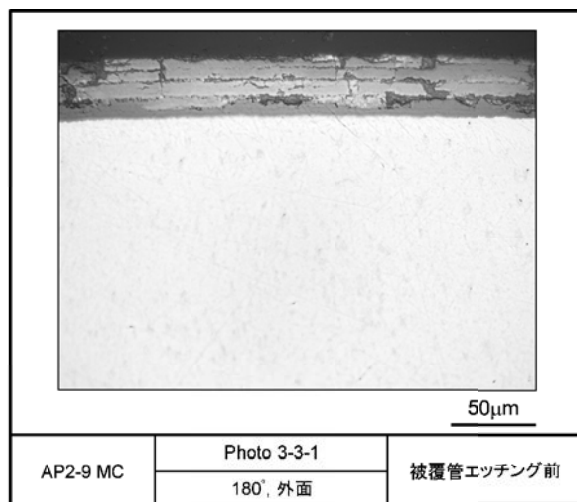
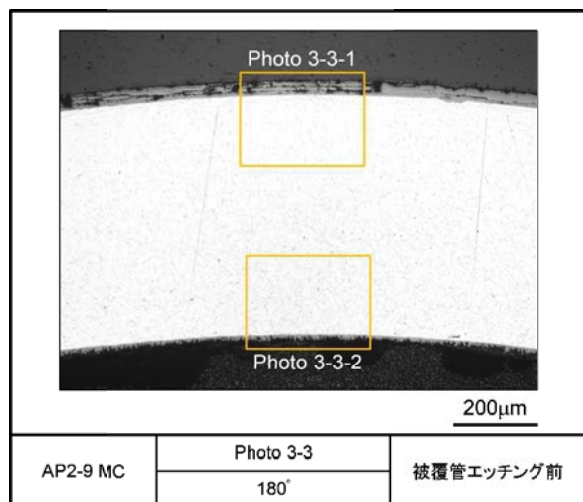


図 4.2.1-3(3) リファレンス試料の金相写真（被覆管エッチング前，AP2-9 MC）

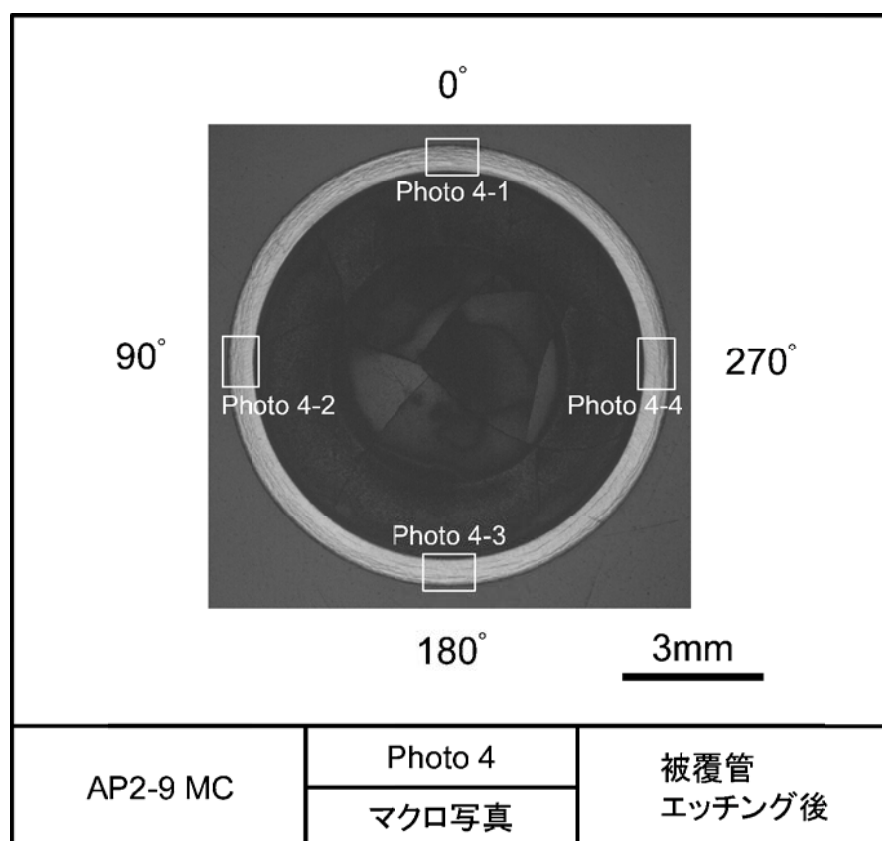


図 4.2.1-4(1) リファレンス試料の金相写真（被覆管エッチング後，AP2-9 MC）

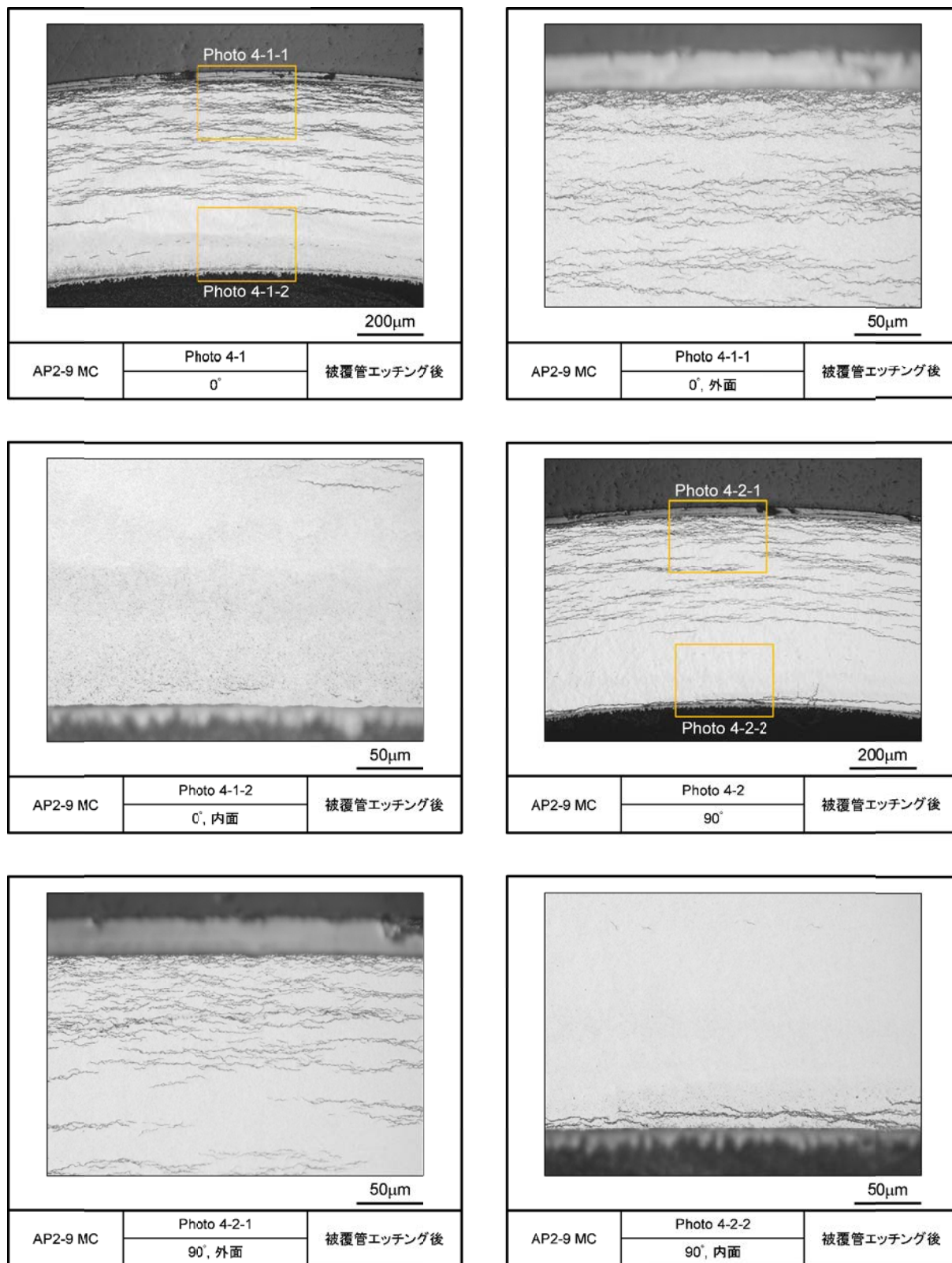


図 4.2.1-4(2) リファレンス試料の金相写真（被覆管エッチング後，AP2-9 MC）

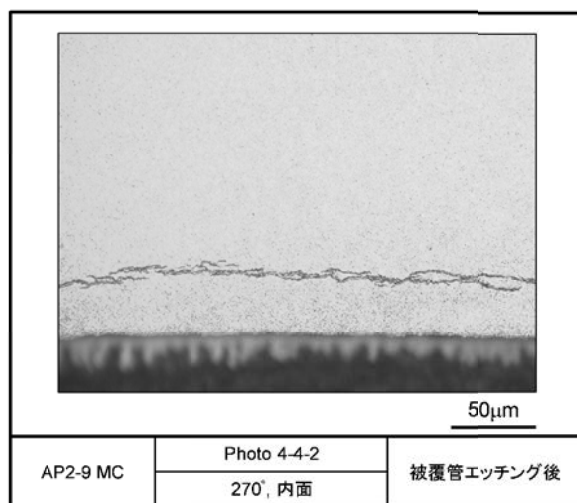
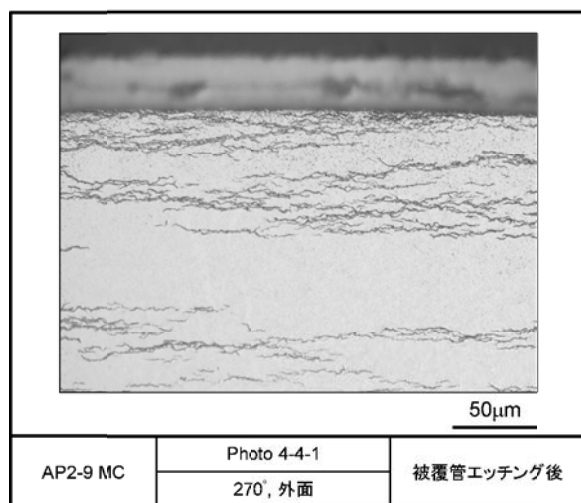
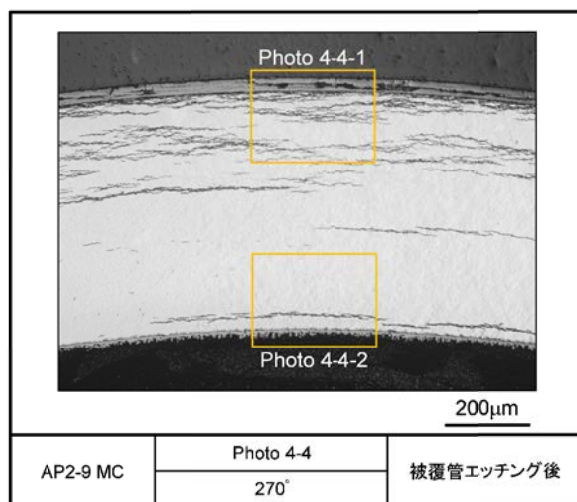
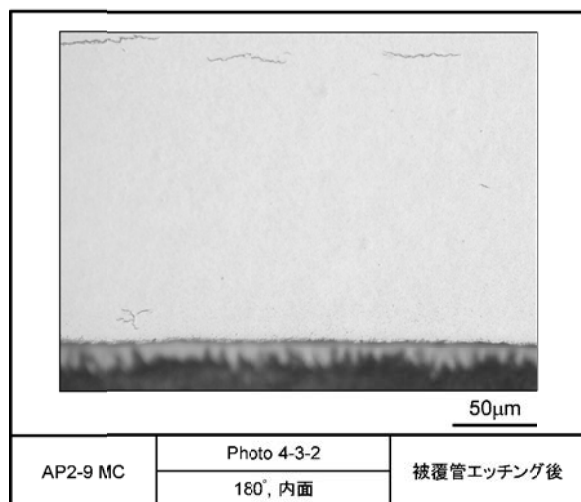
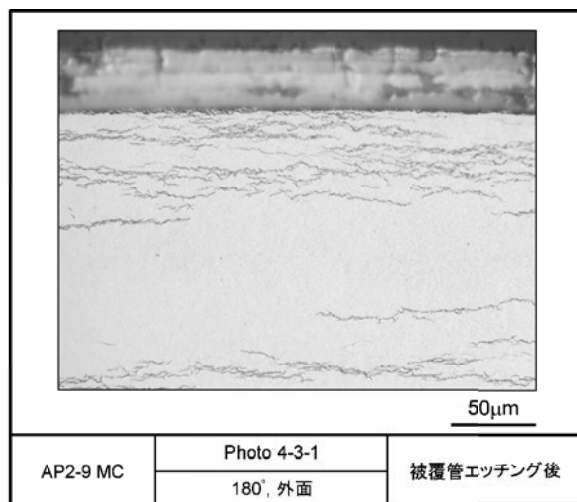
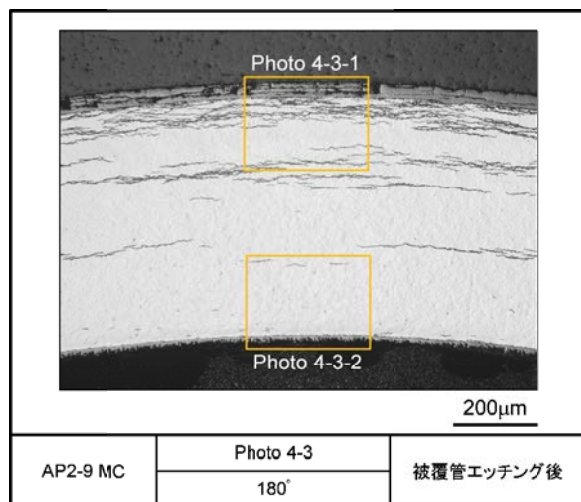


図 4.2.1-4(3) リファレンス試料の金相写真（被覆管エッチング後，AP2-9 MC）

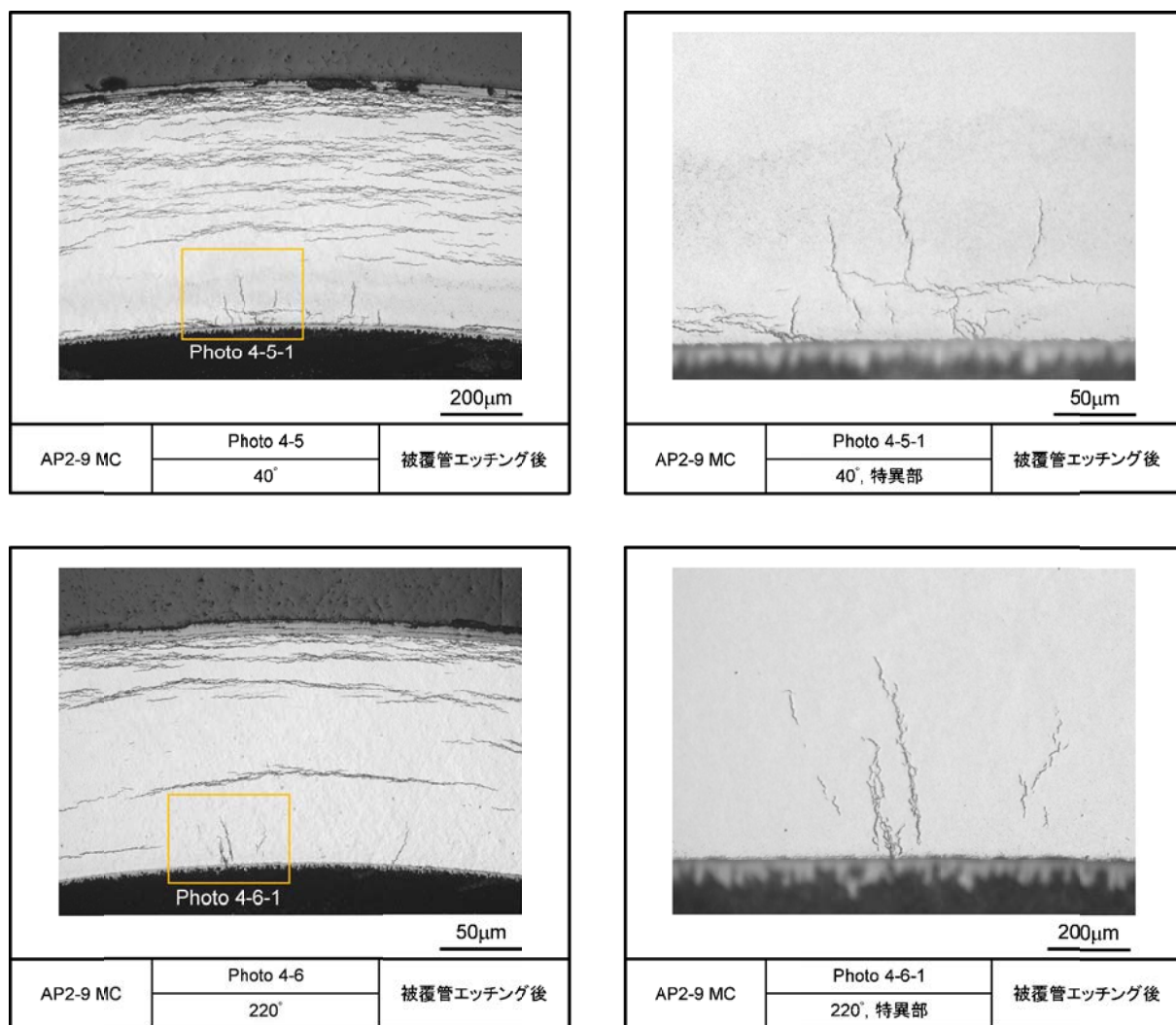


図 4.2.1-4(4) リファレンス試料の金相写真 (被覆管エッチング後, AP2-9 MC)

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、高温条件下における RIA 模擬試験を 1 回 (VA-9 実験) 及び室温条件下における RIA 模擬試験を 1 回 (CN-1 実験)、NSRR において実施した。また、パルス照射後試験を実施した。

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 VA-9 実験

VA-9 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 30 年 8 月 2 日に実施した。燃料エンタルピ増分のピーク値 481 J/g (115 cal/g) の実験条件に対し、過渡計測データの分析によれば、燃料は破損しなかったものと考えられる。

(1) 試験燃料棒

試験燃料は、表 4.1-1 に示す AP2-9 燃料セグメント (スペイン・バンデロス 2 PWR 照射、low-Sn ZIRLO 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 5 個分で、X 線写真撮影に基づく測定によれば約 49.1 mm であった。ガンマ線強度分布がほぼフラットであることから、試験燃料の平均燃焼度はセグメント燃焼度と同じ約 80 GWd/t と評価した。被覆管水素吸収量は、切出し位置近傍における水素分析結果に基づいて約 347 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。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 30 μm と評価した。

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、寸法測定、軸方向 γ 線強度分布の結果をそれぞれ図 4.3.1-2 から図 4.3.1-5 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 :	B-I 型 (高温・高圧用)
パルス照射時冷却水条件 :	286°C、6.8 MPa の静止水
投入反応度 :	\$4.55
燃料エンタルピ初期値 (基準温度 20°C) :	71 J/g (17 cal/g)
燃料エンタルピ増分ピーク値 :	481 J/g (115 cal/g)

計装項目を以下に示す。また、図 4.3.1-6 に計装取付けの概要を示す。

カプセル内圧計 2 箇所（気相：#1, 液相：#2）

カプセル内熱電対 4 箇所（気相：#1, 液相：#2, #3, #4）

被覆管表面熱電対 1 箇所

AE センサ（燃料破損検出用）

(3) 冷却水昇温条件

パルス照射に先立ち、カプセル内の冷却水を電気ヒータにより昇温した。図 4.3.1-7 (1) 及び(2)に昇温中の温度及び圧力の履歴をそれぞれ示す。電気ヒータの通電はパルス照射時刻の約 3.2 時間前に開始し、通電開始から約 2 時間後に冷却水温度は目標温度に到達した。その後、電気ヒータ出力を制御して目標温度を約 1.2 時間維持した。

(a) カプセル内温度の履歴

昇温過程におけるカプセル内温度は位置及び液相／気相間で若干異なり、気相部は液相よりも温度が低い傾向、液相部ではカプセル下部（カプセル内温度#4）で温度が低い傾向が見られた。また、液相部では、カプセル内温度#3 が#2 に比べ僅かに高い状態で推移した。

なお、昇温開始時の水位はカプセル内熱電対#2 位置よりも下だが、冷却水の熱膨張により、最終的な水位は、図 4.3.1-5 に示すようにカプセル内熱電対#1 位置と#2 位置の間となる。

(b) カプセル内圧力の履歴

カプセル内の気相部と液相部において圧力を計測した。液相部圧力#2 は常に気相部圧力#1 よりも高い値となったが、冷却水温度に対応する飽和圧力との比較から、気相部圧力#1 が正確と判断した。

(c) パルス照射直前の冷却水状態

図 4.3.1-8 (1)に、カプセル内の気相部圧力#1 及び気相部温度#1 に対応する飽和圧力の履歴をパルス照射直前の 50 秒間について示す。電気ヒータの通電をパルス照射の約 90 秒前に停止した後、カプセル内の温度は約 1~2℃/分の割合で低下し、それに伴い圧力も低下した。気相部圧力#1 と、気相部温度#1 に対応する飽和圧力との間には約 0.4 MPa の差があるが、ここに、カプセルに冷却水とともに封入された空気の分圧と飽和圧力の和とを比較すると気相部圧力#1 は 0.1 MPa 低い関係となる。以上からカプセル内圧力は約 6.8 MPa と評価した。同様に、図 4.3.1-8 (2)では、カプセル内の液相部温度#2、#3 及び#4 のそれぞれに対応する飽和圧力を気相部圧力#1 と比較した。液相部温度#2 及び#3 に対する

飽和圧力が気相部圧力#1 より 0.1 から 0.5MPa 程度高い。熱電対#2 及び#3 の位置はほぼ飽和状態にあると解釈される。一方、燃料棒下端部の熱電対#4 の位置については、約 9°C 程度サブクールされた状態であると解釈される。

(4) パルス照射時の過渡計測記録

2 台の中性子検出器で測定した NSRR の炉出力履歴を図 4.3.1-9 (1)及び(2)、積分出力履歴を図 4.3.1-9 (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 4.3.1-9 (5)から(12)に示す。時刻 0 から 10 秒まで、0 から 1 秒まで及び 0.244 から 0.259 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 4.3.1-9 (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 0.2507 秒においてピーク値約 20.1 GW に達し、半値幅は約 4.4 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 118.0 MJ に達した。

(b) カプセル内圧

図 4.3.1-9 (5)及び(6)に、それぞれカプセルの気相部及び液相部で計測した圧力の履歴を示す。気相部圧力 (#1) では時刻 0.245 秒付近から圧力上昇が見られるが、これは燃料棒表面での沸騰により蒸気が発生したためと解釈され、高温条件下で行われた従来の NSRR 実験でも同様の傾向が得られている。液相部では時刻 0.245 から 0.255 秒に掛けて急激な圧力の上昇が見られている。この波形から NSRR 出力パルスに同期したノイズと考えられる。また、カプセルの液相部で計測される圧力履歴において破損を示唆する信号は検出されなかった。

(c) AE センサ出力

図 4.3.1-9 (7)に AE センサの出力信号を示す。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。信号の振幅は 0.247

秒以降増大し、0.25 秒にピークを示したが、AE センサ出力信号の振幅増大は、PCMI 発生に伴う燃料ペレットと被覆管の摩擦等の機械的な振動が検出されたものと推測される。高温条件下で行われた過去の NSRR 実験の内、燃料が破損した VA-3 実験と比べて、信号の振幅(V)のピーク値は非常に小さかった。カプセル液相内圧だけでなく、AE センサ出力信号でも破損を示唆する信号は検出されなかったことから、燃料棒は破損しなかったと考えられる。

(d) カプセル内温度

図 4.3.1-9 (8)~(11)に、それぞれ、カプセル内温度#1~#4 の履歴を示す。このうち、#1 が気相部、その他は液相部である。パルス照射開始時刻（約 0.25 秒）付近で温度が急上昇しているのはガンマ発熱による熱電対自身の温度上昇によるものである。冷却水への熱の散逸により温度指示値は一旦低下するが、燃料の発熱による本来の冷却水温度上昇に伴い再び上昇した。

カプセル内温度#3 及び#4 の履歴においては、0.245 から 0.25 秒にかけて、短時間だけ僅かに温度が低下している。波形の比較から、他の計装と同様に NSRR パルス出力に同期したノイズである可能性がある。またパルス照射時のガンマ発熱による冷接点部分の温度上昇が熱電接点側の温度上昇を上回った場合にも、見かけ上の温度低下が生じ得ることから、これらノイズと冷接点の温度上昇の影響が複合して計測値のゆらぎをもたらしたものと解釈される。

(e) 被覆管表面温度

図 4.3.1-9 (12)に被覆管表面温度履歴を示す。本計装はパルス照射開始時刻の約 20 分前に計測限界値を超えた状態になった。計装線の断線等により測定不能となったと考えられ、有効な情報は取得することができなかった。

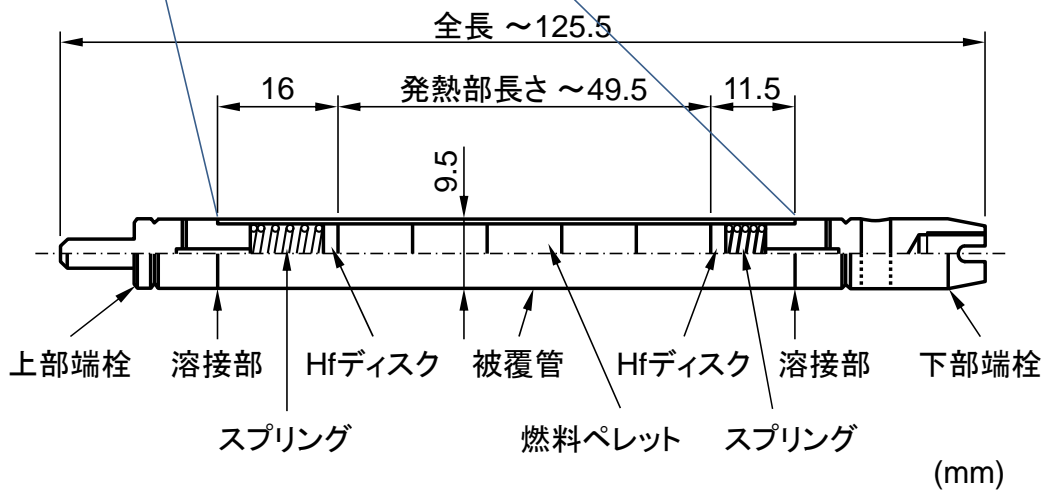
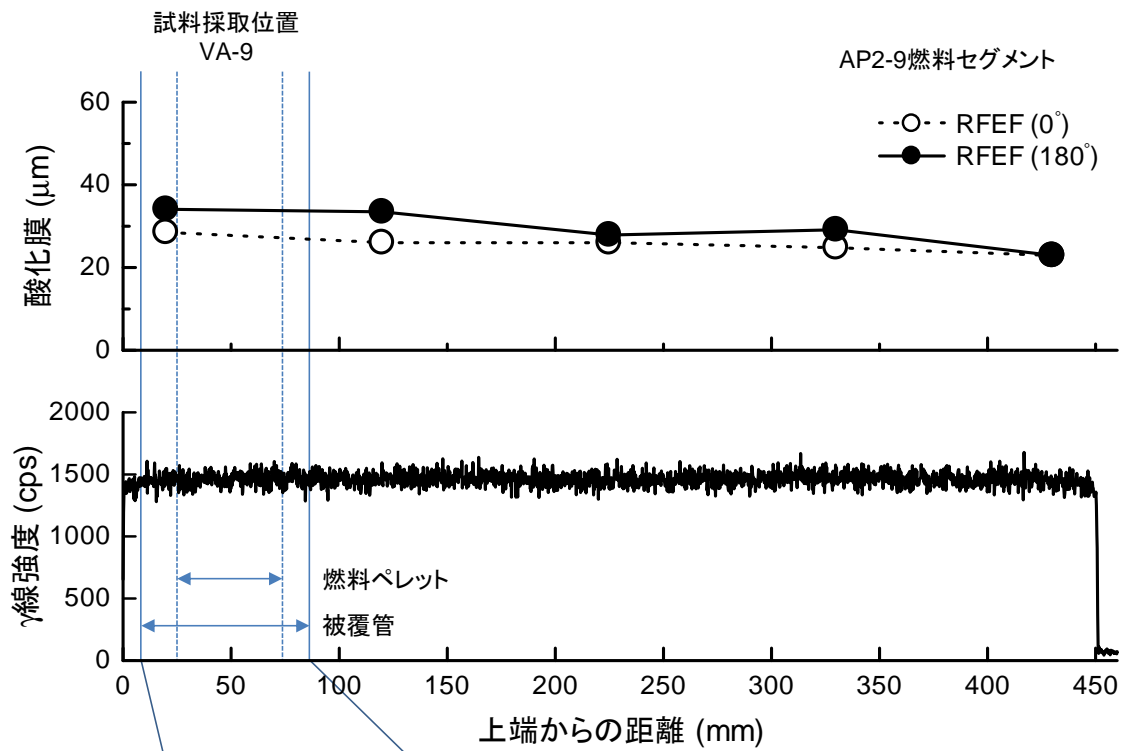


図 4.3.1-1 VA-9 試験燃料棒の構造概略

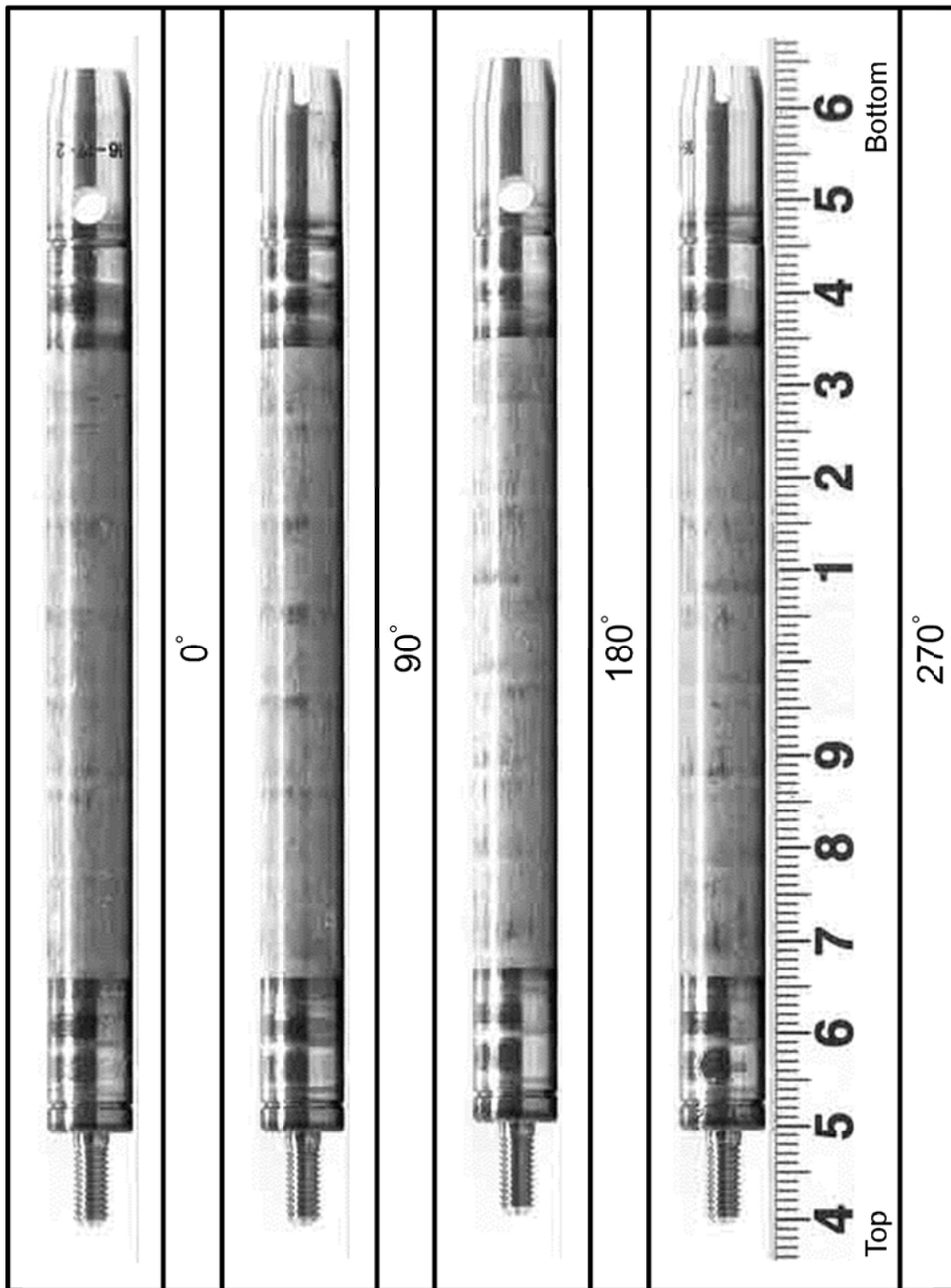


図 4.3.1-2 VA-9 試験燃料棒のパルス照射前外観写真

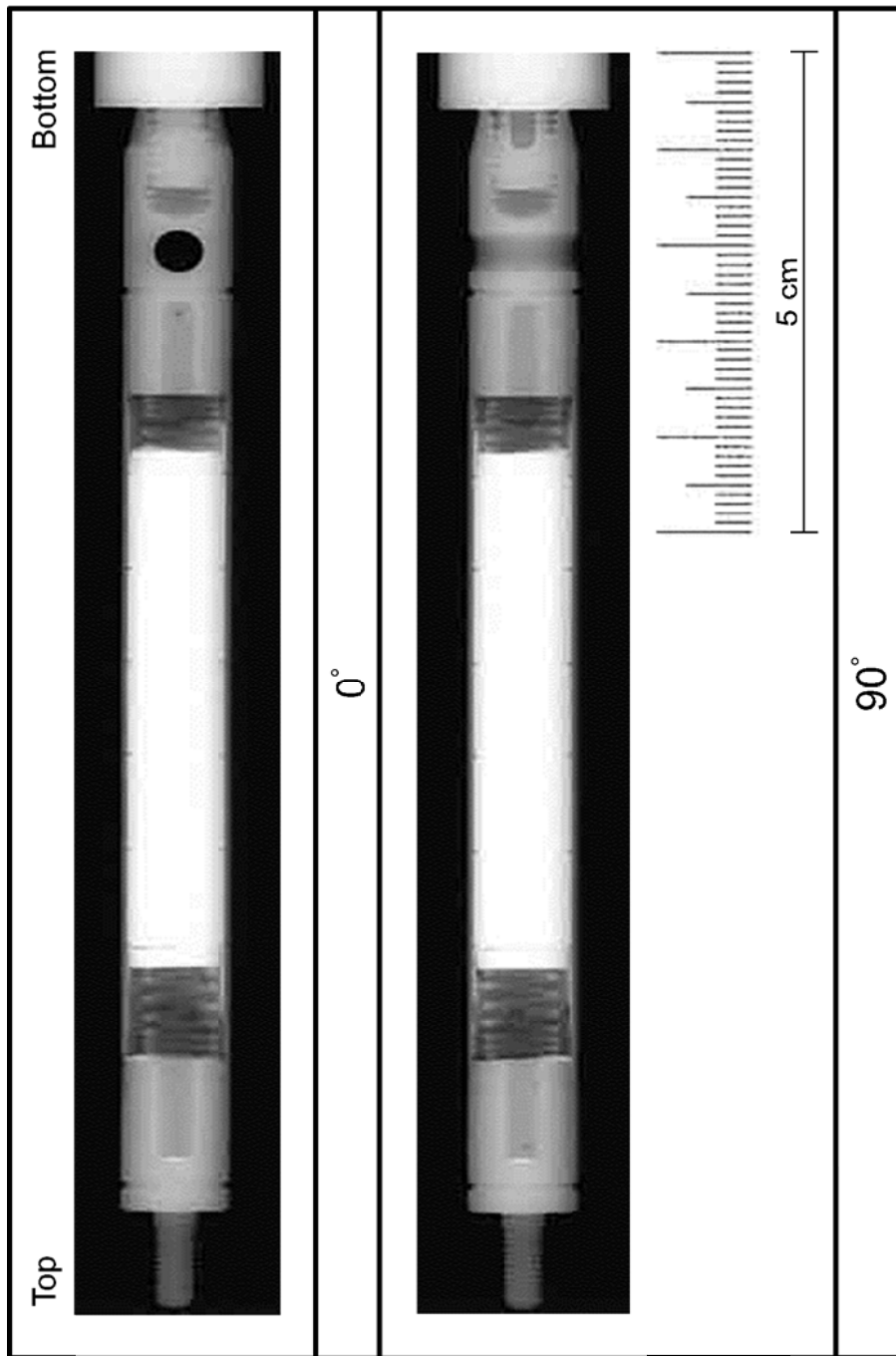


図 4.3.1-3 VA-9 試験燃料棒のパルス照射前 X 線写真

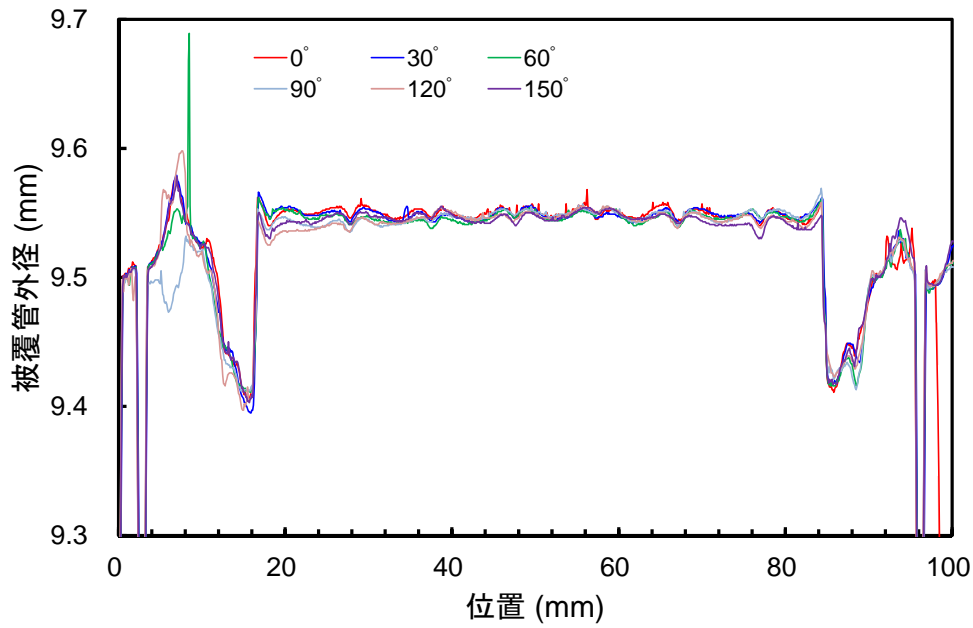


図 4.3.1-4 VA-9 試験燃料棒のパルス照射前寸法測定結果

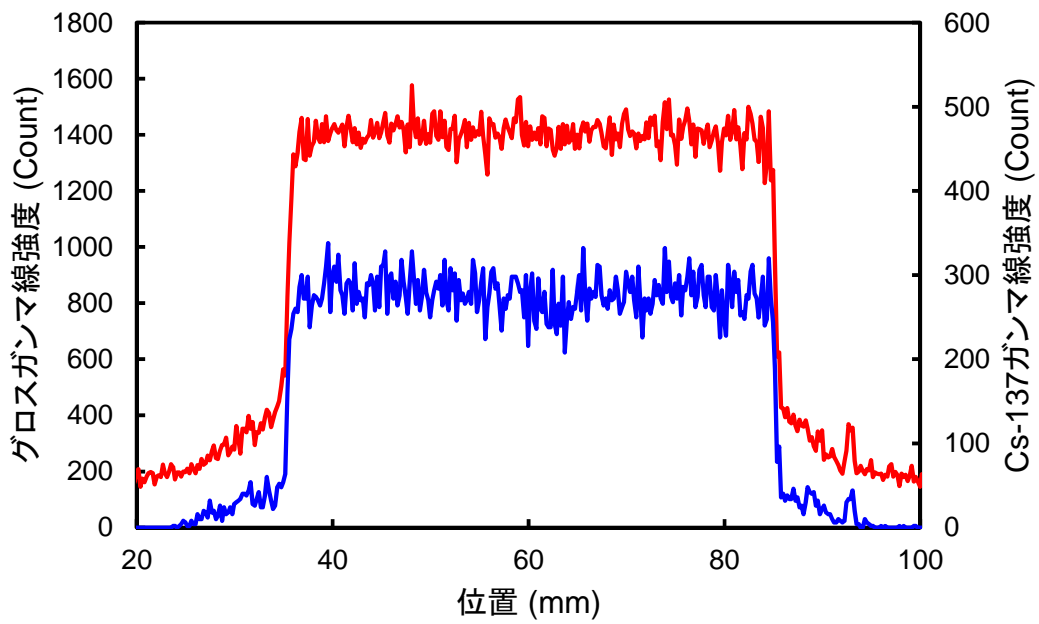


図 4.3.1-5 VA-9 試験燃料棒のパルス照射前軸方向 γ 線強度分布

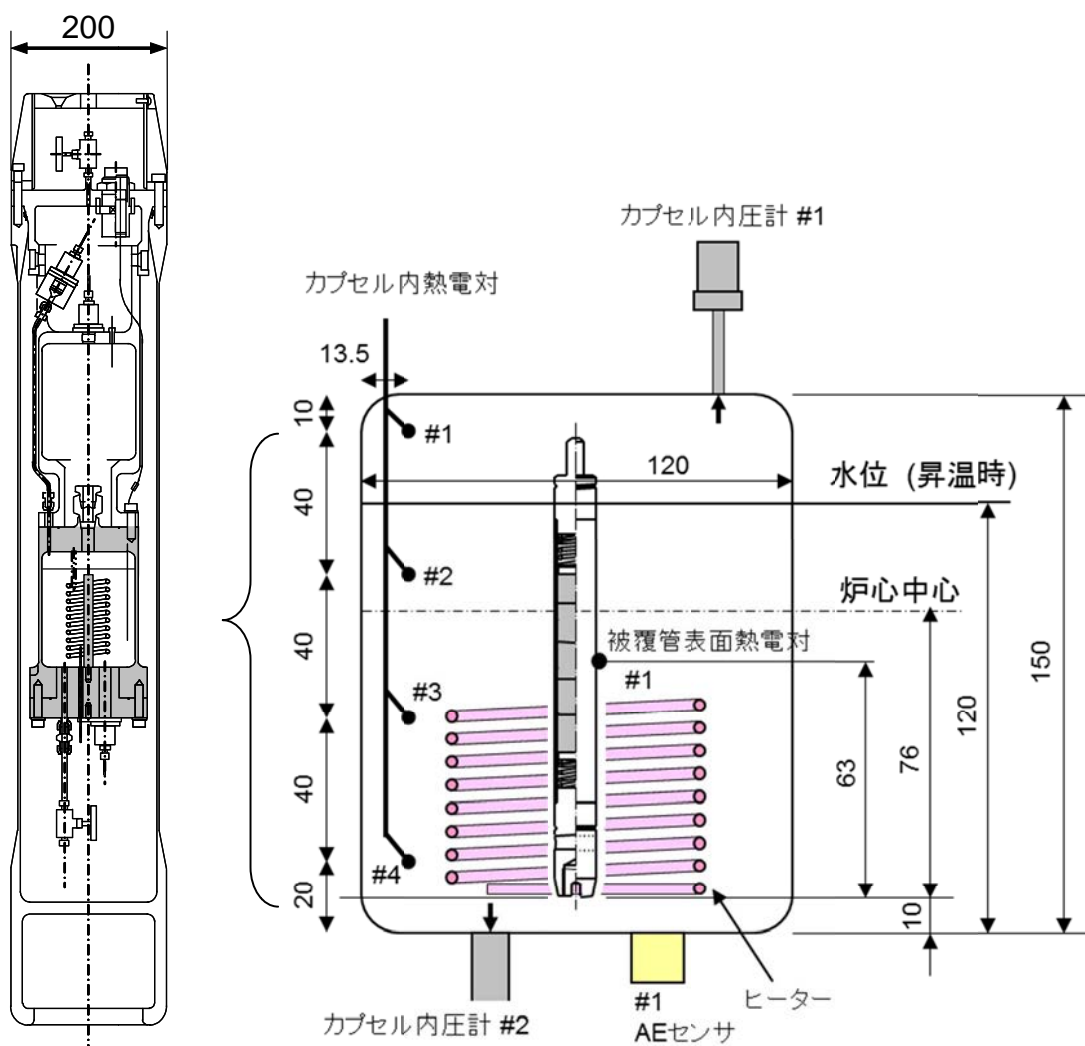


図 4.3.1-6 VA-9 実験における計装取付けの概要

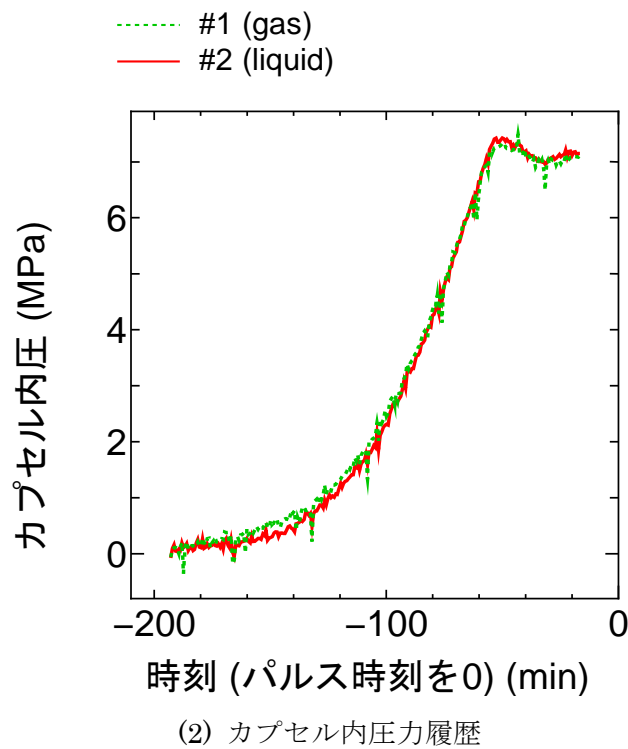
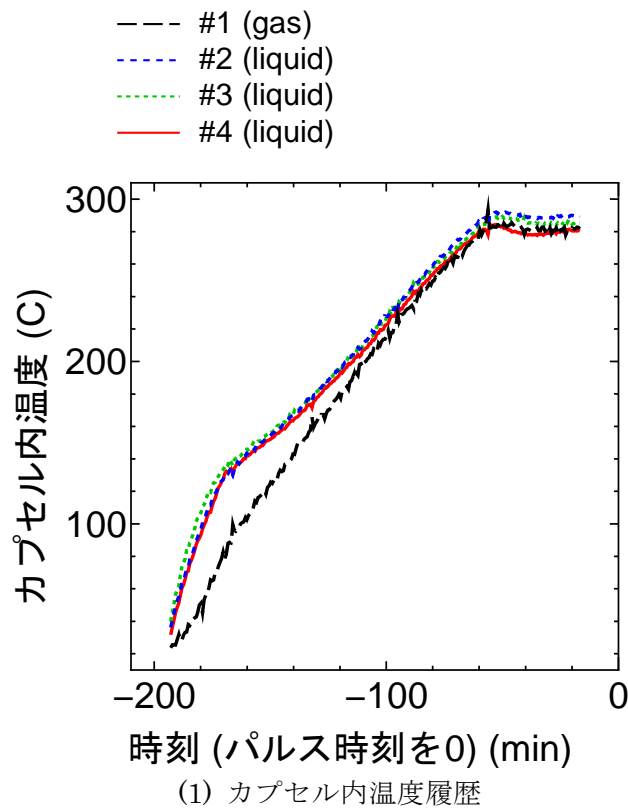
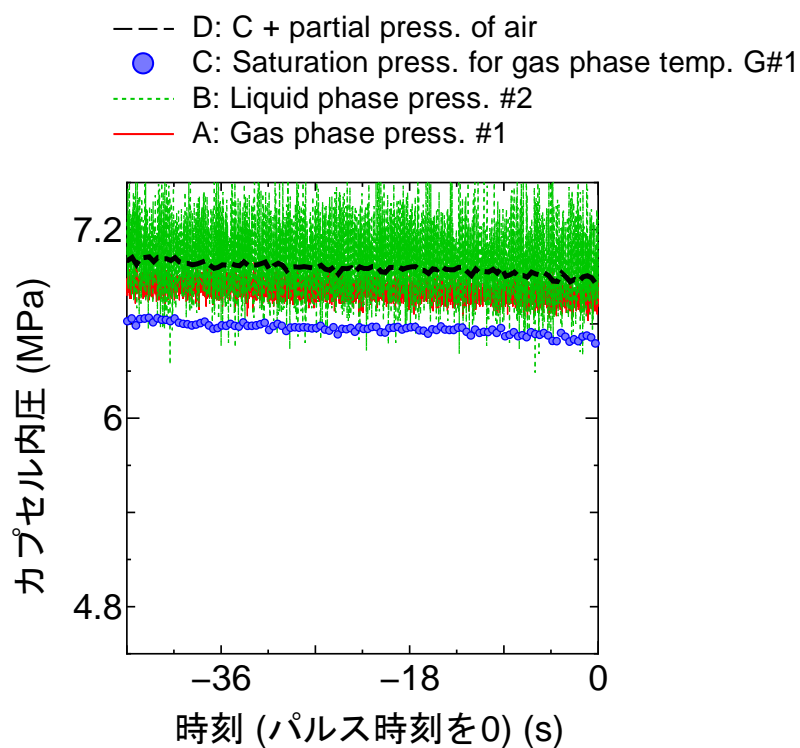
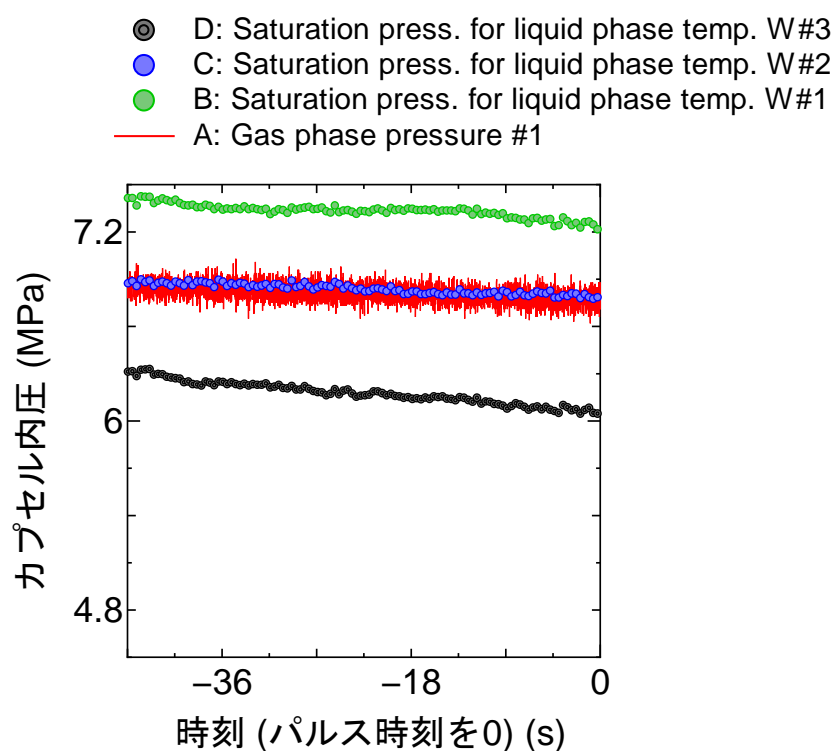


図 4.3.1-7 VA-9 昇温過程におけるカプセル内温度及び圧力の履歴



(1) 気相部温度#1 との比較



(2) 液相部温度#2, #3 及び#4 との比較

図 4.3.1-8 VA-9 パルス照射実験前のカプセル内温度と圧力の関係

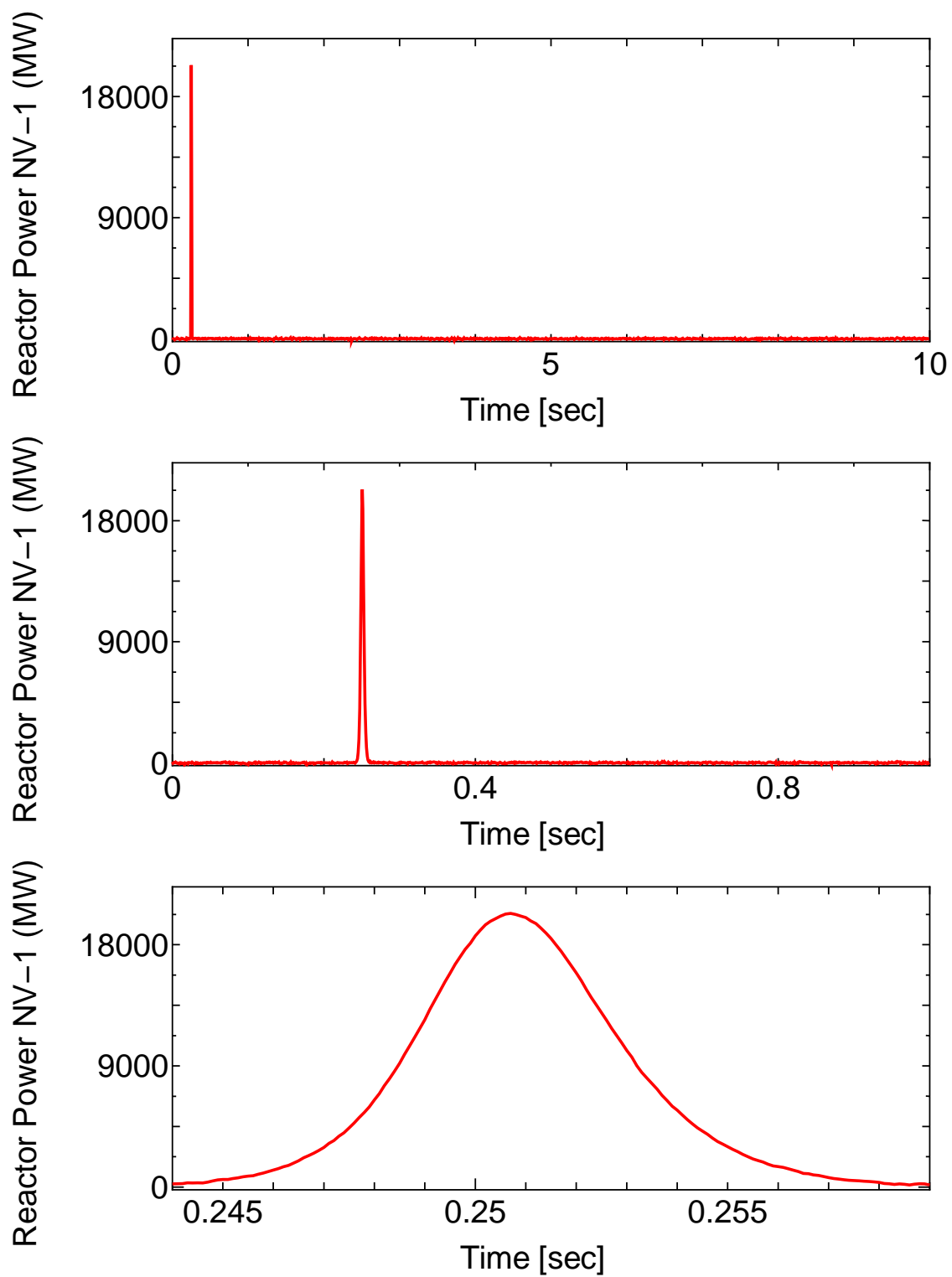


図 4.3.1-9 (1) VA-9 実験における原子炉出力履歴 (#1)

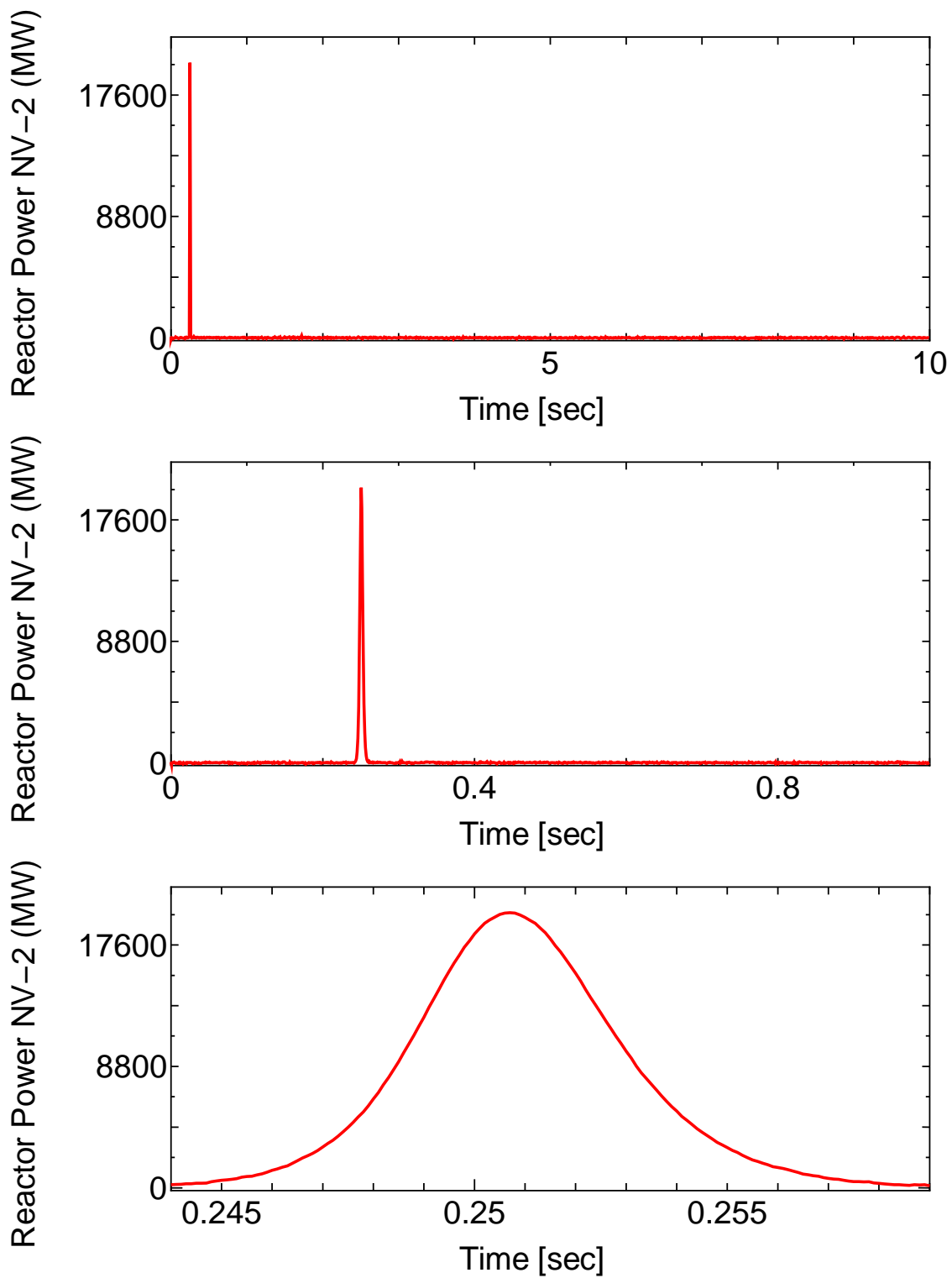


図 4.3.1-9 (2) VA-9 実験における原子炉出力履歴 (#2)

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

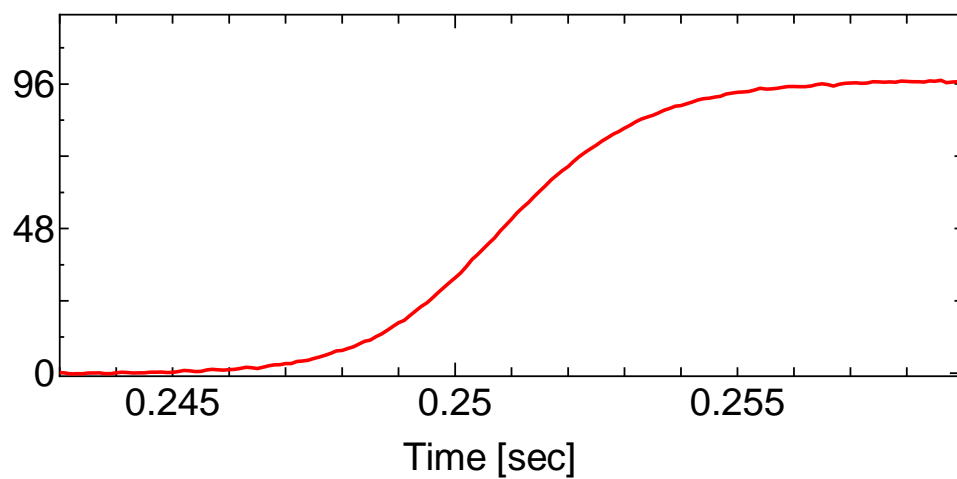
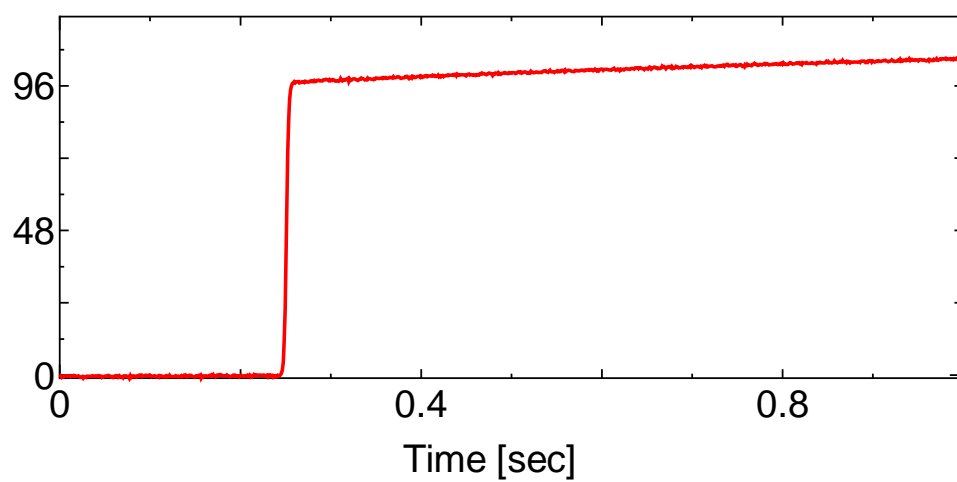
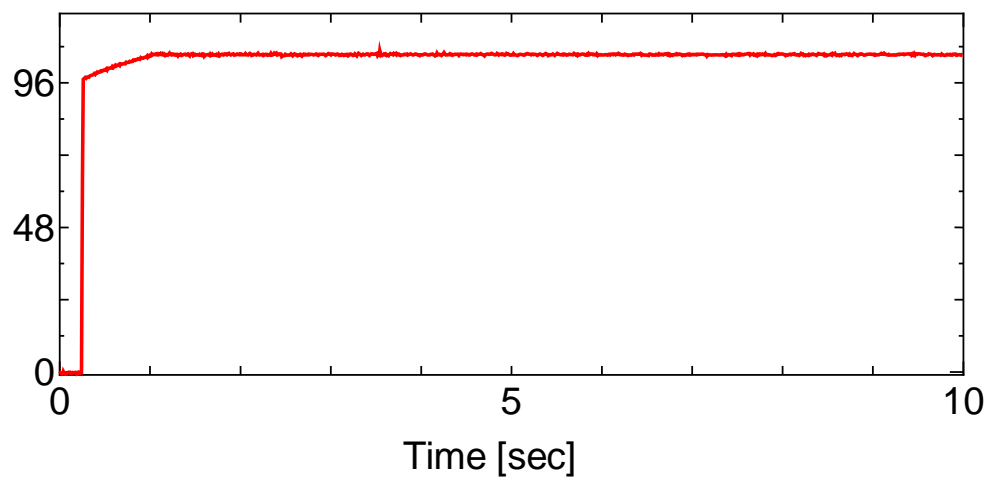


図 4.3.1-9 (3) VA-9 実験における原子炉積分出力 (#1)

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

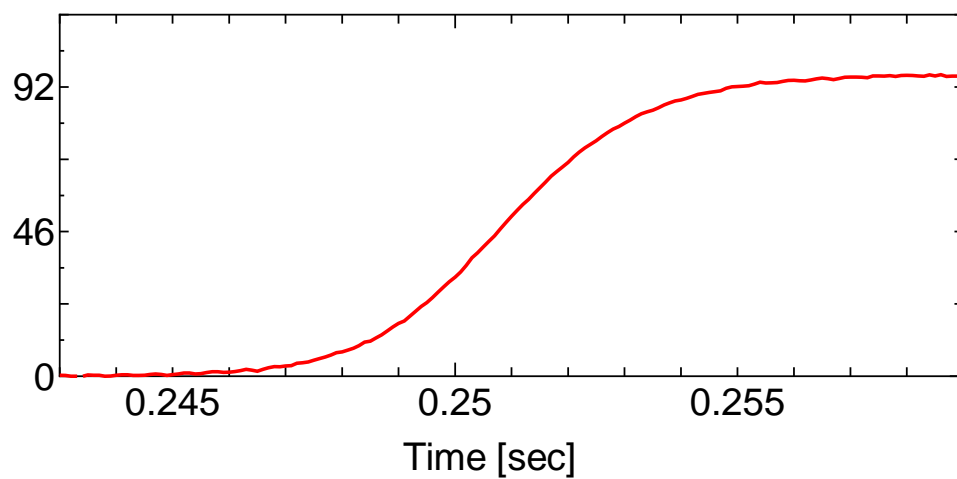
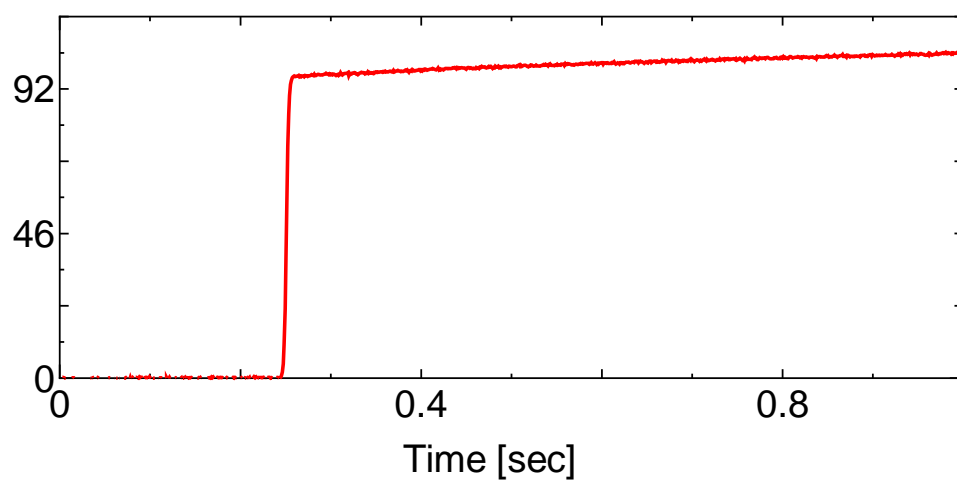
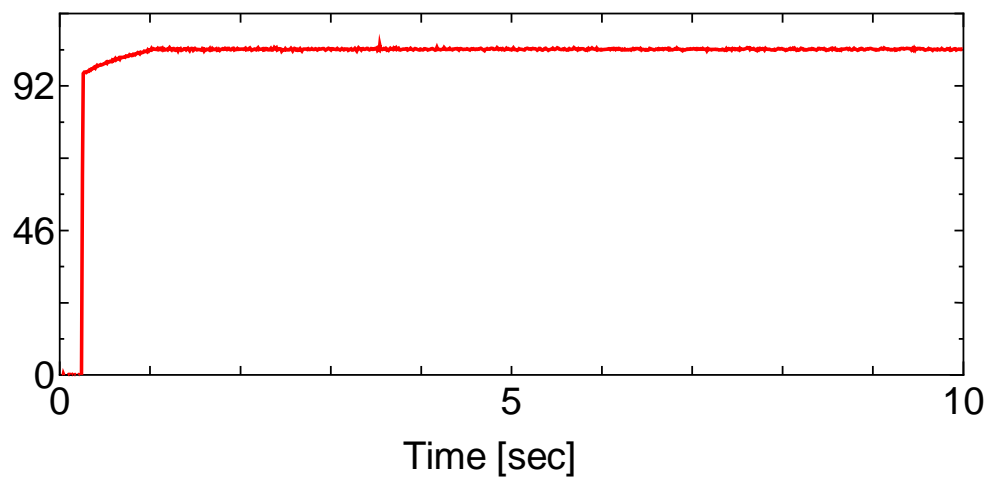
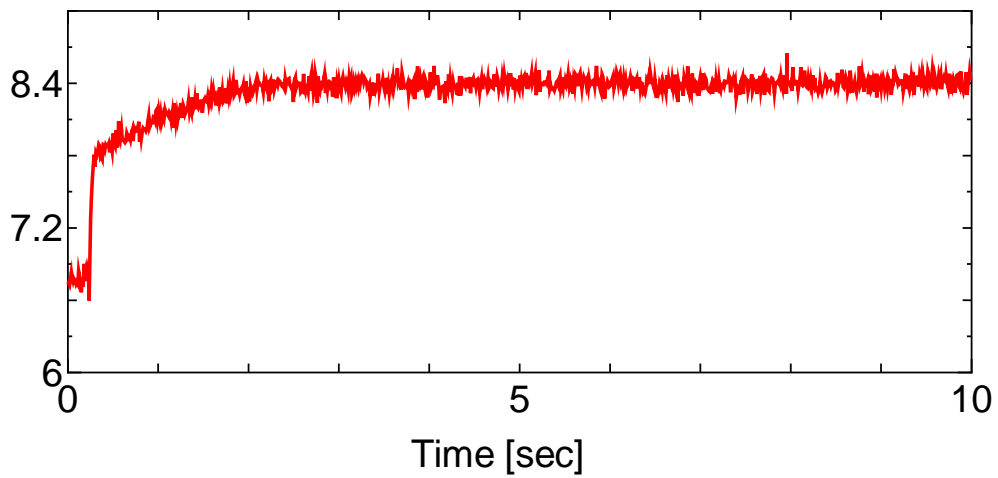
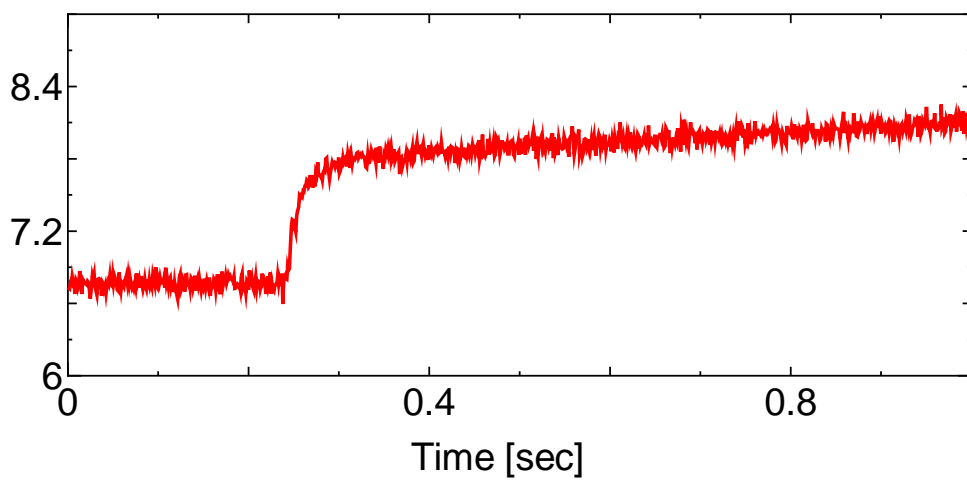


図 4.3.1-9 (4) VA-9 実験における原子炉積分出力 (#2)

Capsule Pressure #1 (MPa)



Capsule Pressure #1 (MPa)



Capsule Pressure #1 (MPa)

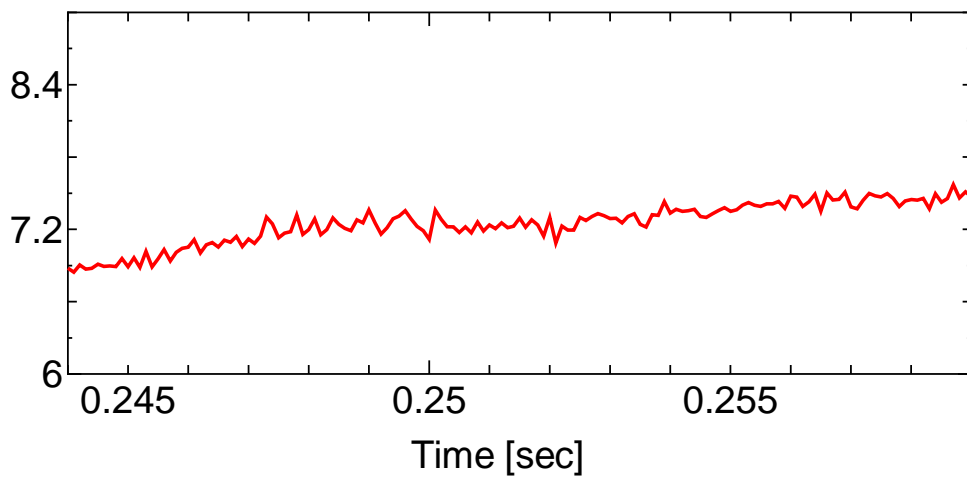


図 4.3.1-9 (5) VA-9 実験におけるカプセル内気相圧力履歴

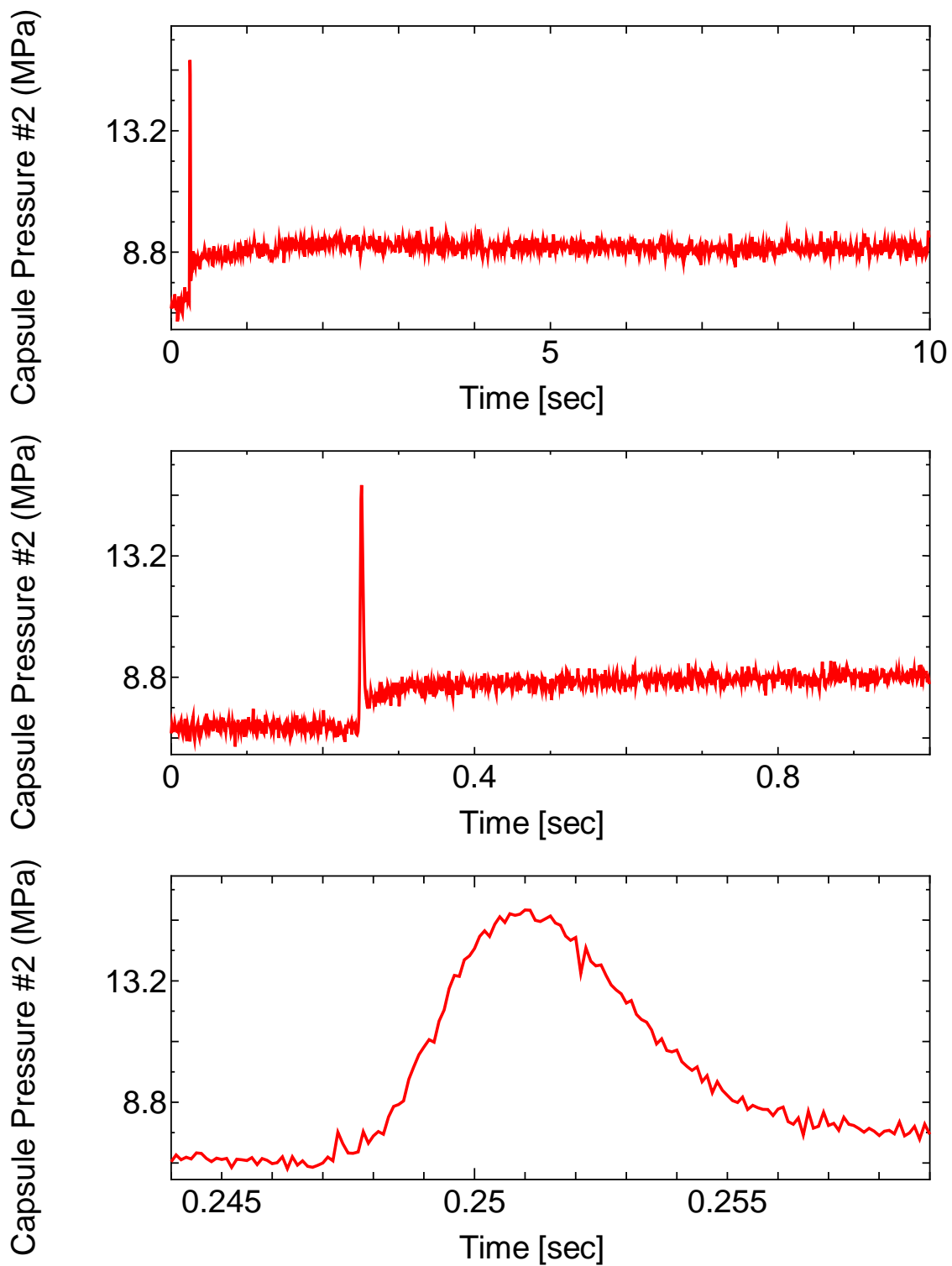


図 4.3.1-9 (6) VA-9 実験におけるカプセル内液相圧力履歴

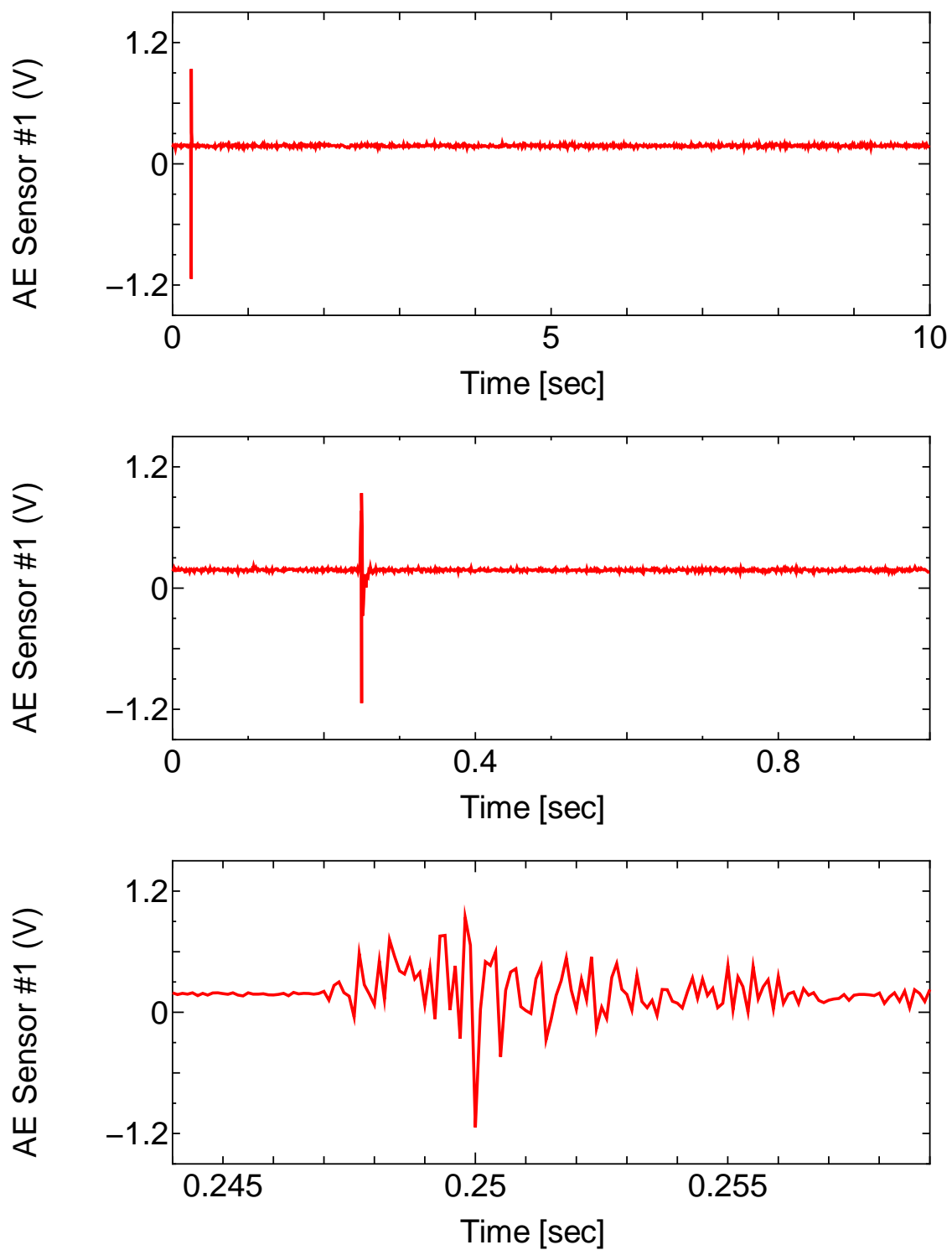


図 4.3.1-9 (7) VA-9 実験における AE センサ出力履歴

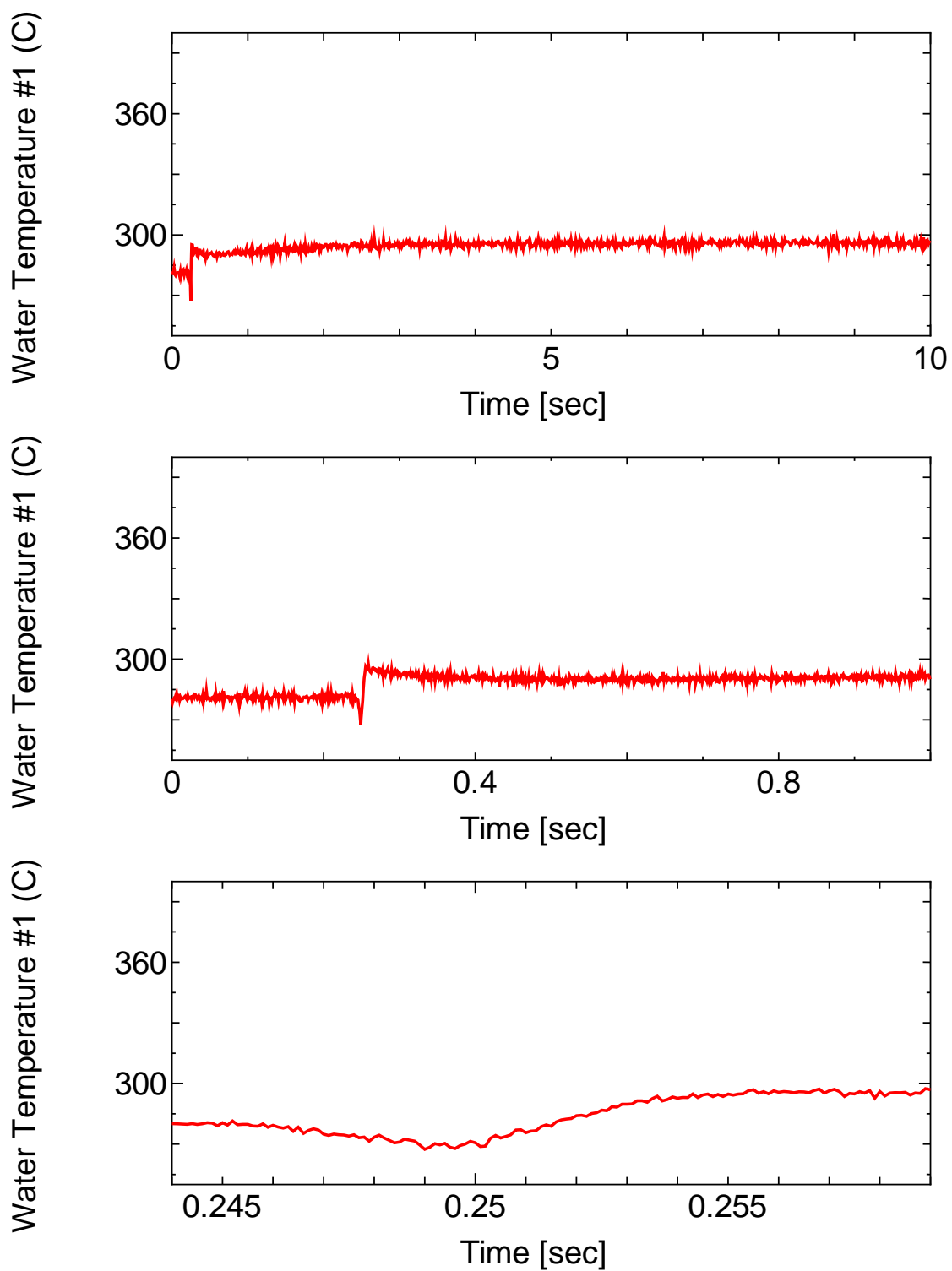


図 4.3.1-9 (8) VA-9 実験におけるカプセル内温度履歴(#1)

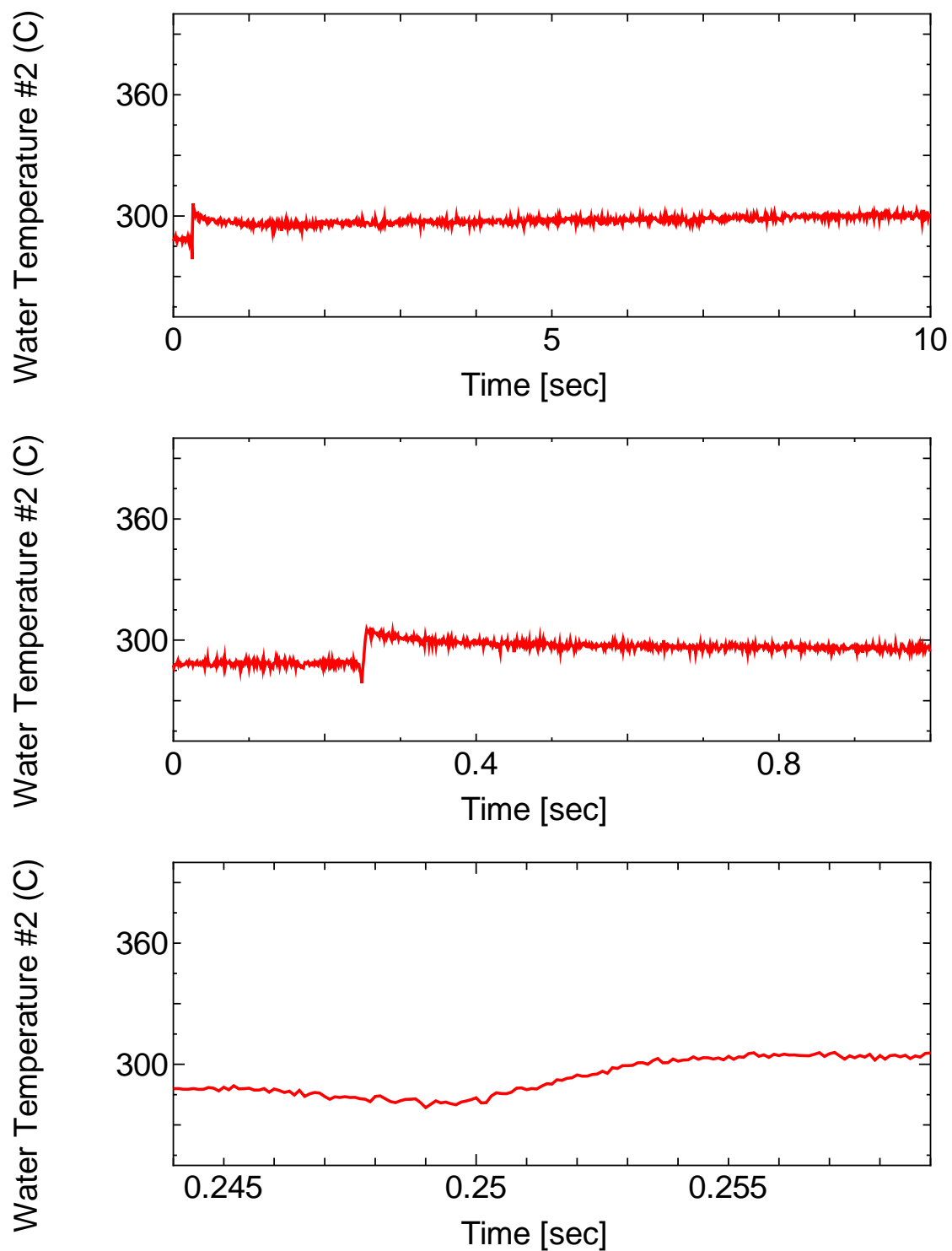


図 4.3.1-9 (9) VA-9 実験におけるカプセル内温度履歴(#2)

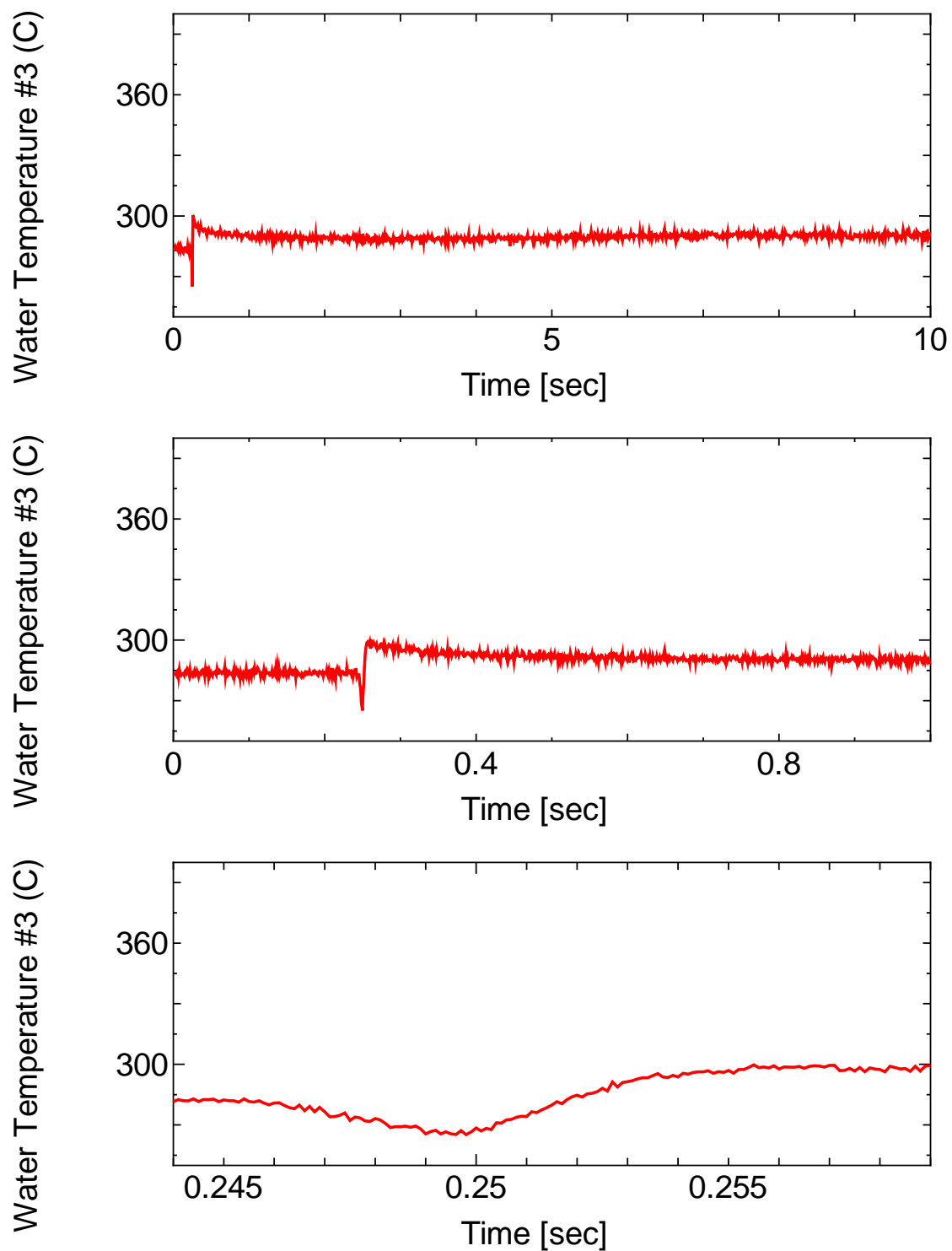


図 4.3.1-9 (10) VA-9 実験におけるカプセル内温度履歴(#3)

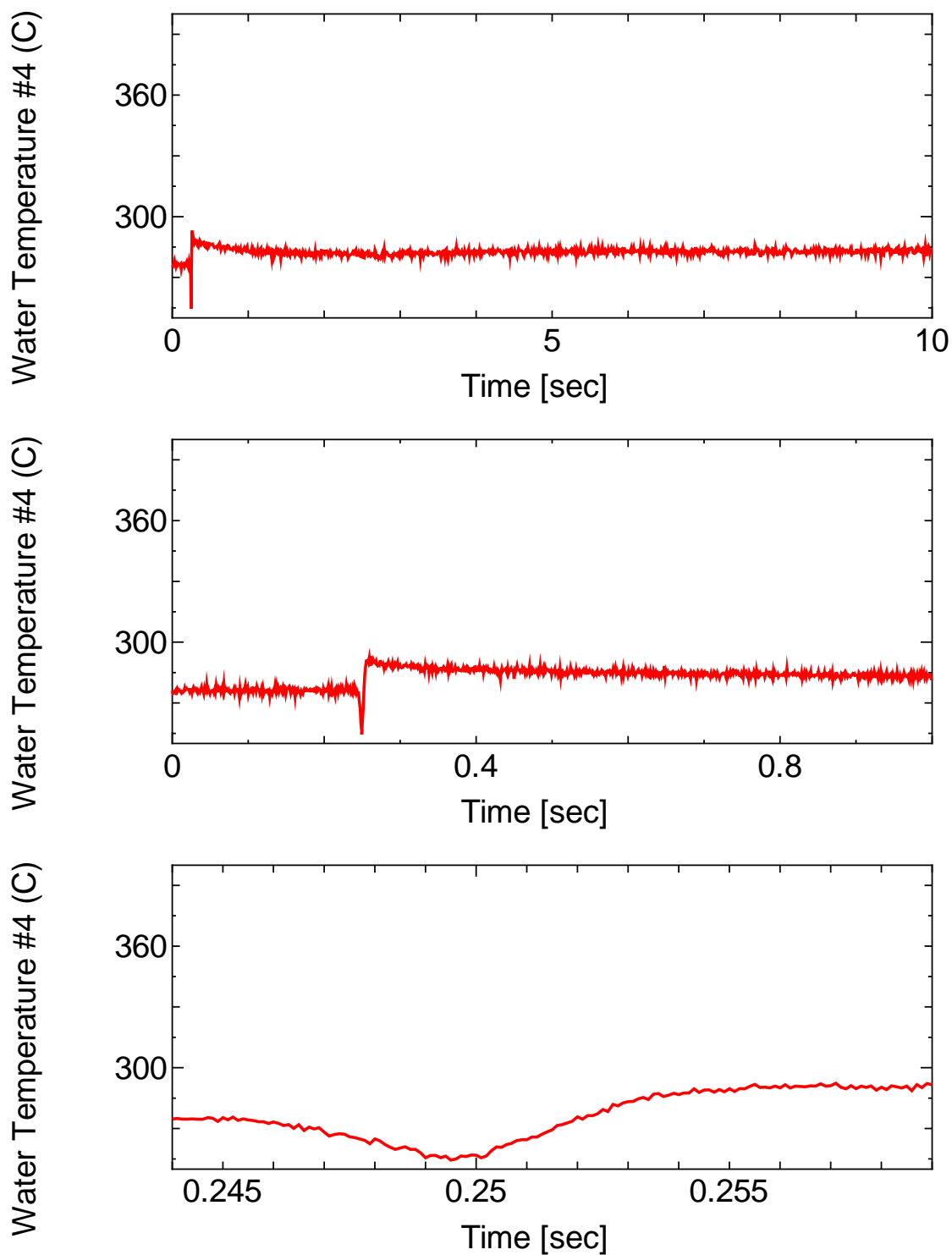


図 4.3.1-9 (11) VA-9 実験におけるカプセル内温度履歴(#4)

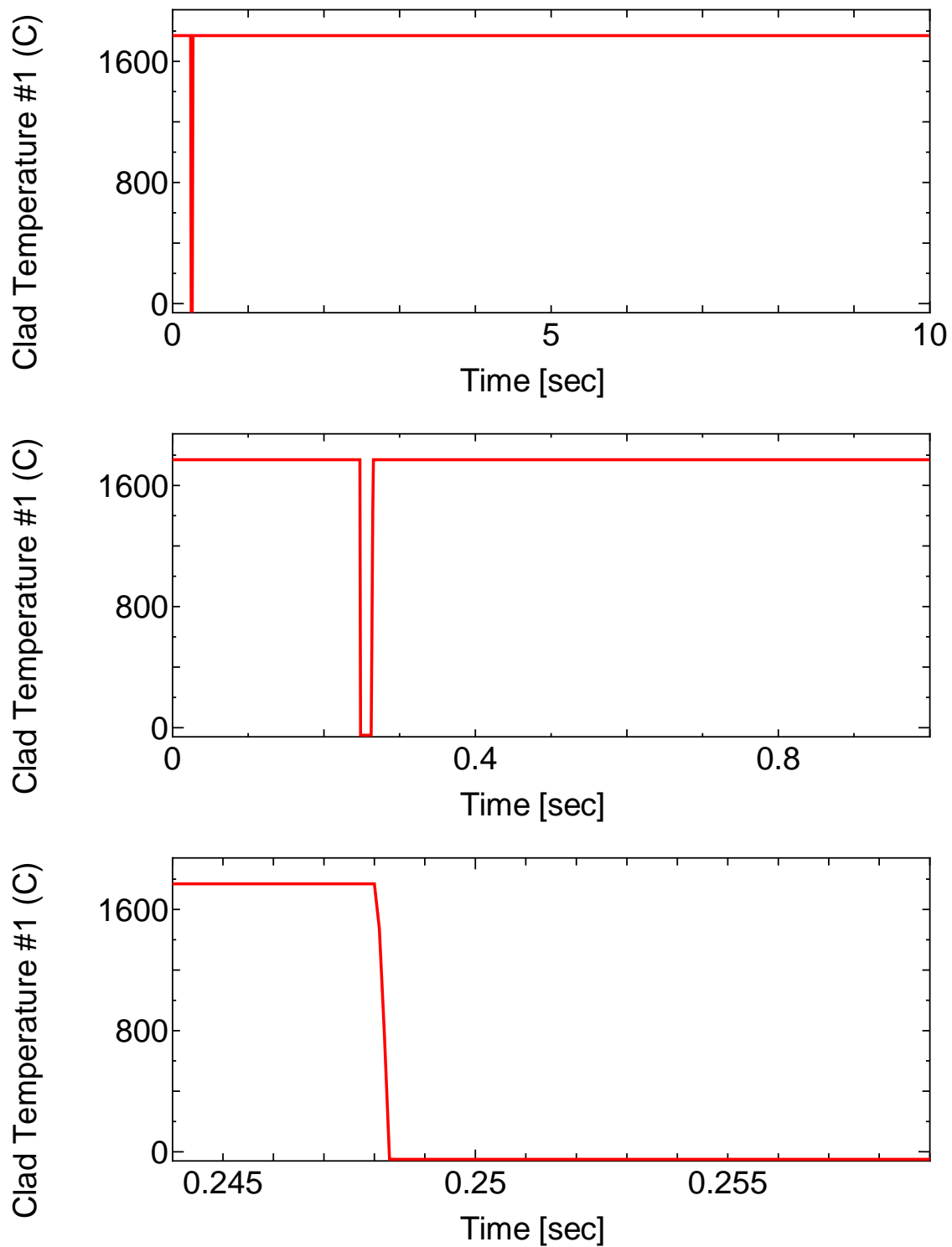


図 4.3.1-9 (12) VA-9 実験における被覆管表面温度履歴

4.3.2 CN-1 実験

CN-1 実験は、高燃焼度 PWR-MOX 燃料を対象とした室温大気圧実験として平成 30 年 9 月 7 日に実施した。燃料エンタルピー増分のピーク値 670 J/g (160 cal/g)の実験条件に対し、実験時過渡データからは燃料破損の傾向が見られなかったが、照射後の外観観察により燃料破損が確認された。

(1) 試験燃料棒

試験燃料は、表 4.1-1 に示す AP2-15 燃料セグメント (フランス・シノン B3 PWR 照射、M5 被覆 MOX 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 116 mm であった。ガンマ線強度分布がほぼフラットであることから、試験燃料の平均燃焼度はセグメント燃焼度と同じ約 64 GWd/t 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。ベース照射後の照射後試験に基づき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 $10 \mu\text{m}$ と評価した。

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、寸法測定、軸方向 γ 線強度分布の結果をそれぞれ図 4.3.1-2 から図 4.3.1-5 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 II-I 型 (室温・大気圧用)
パルス照射時冷却水条件 :	21°C 、 0.1 MPa の静止水
投入反応度 :	$\$4.15$
燃料エンタルピー増分ピーク値 :	670 J/g (160 cal/g)

計装項目を以下に示す。また、図 4.3.1-6 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)
 被覆管表面熱電対 2 箇所
 水塊速度計
 カプセル外面歪みゲージ
 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 4.3.1-7(1)及び(2)、積分出力履歴を図 4.3.1-7(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 4.3.1-7(5)から(13)に示す。時刻 0 から 10 秒まで、0 から 1 秒まで及び 0.249 から 0.266 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 4.3.1-7 (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 16.1 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。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 106.5MJ に達した。

(b) カプセル内圧

図 4.3.1-7 (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 0.25 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。気相部のデータについては、パルス照射直前まで値が安定せず、ゼロ点補正をパルス照射 30s 前まで実施していたことから、参考データである。

気相部データの時刻 0.05 秒、8 秒、8.5 秒、9 秒あたりに見られるピークは前述のとおり、計装の不具合によると考えられる。0.25 秒過ぎに見られるピークは液相部同様の出力パルスに同期したノイズであると考えられる。

(c) 燃料棒内圧

図 4.3.1-7 (7)に燃料棒内圧の履歴を示す。時刻 0.252 秒以降に圧力低下が見られるが、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、燃料棒内圧力が下降しマイナスを示すとは考えにくいことから、主として NSRR 出力パルスに関連したノイズであると考えられる。時刻 0.2565 秒付近からデータ取得範囲の下限值を超えたため一定の信号となっている。時刻 0.27 秒付近から再び圧力が上昇した後、0.41 秒付近で圧力の低下

が見られ、燃料棒の破損の発生による燃料棒内圧低下を示している可能性もあるが、下限値を超えた後のセンサー出力の信頼性については判断が困難である。

(d) 被覆管表面温度

図 4.2.1-7 (8)及び(9)に被覆管表面熱電対#1 及び#2 の出力信号を示す。燃料スタック下部 (#1)、上部 (#2) のいずれにおいても飽和温度 (100°C) を有意に超える温度に達しており、DNB が生じたと判断される。下部 (#1)の温度については、高エンタルピを反映し、高燃焼度燃料としては非常に高い水準である約 800°Cにまで達した。

(e) 水塊速度計信号

図 4.3.1-7 (10)に水塊速度計の出力信号を示す。時刻 0.263 秒付近から 0.2 秒間程度記録されている振動は、冷却水の水面が上下に移動したことを示す。

この信号は、過去の NSRR 実験において、非破損ケースでも観測された波形と類似しており、また信号の出力の絶対値⁽¹⁾についても同程度であった。したがって、この信号から破損の発生を判断することは難しい。燃料棒内圧計、カプセル内圧計及び水塊速度計の信号においても高燃焼度 NSRR 実験において過去観察されているような PCMI 破損の発生を示唆する信号パターンは見られなかった。

(f) カプセル外面歪み

図 4.3.1-7 (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。カプセル圧力計等の出力と同様に、NSRR パルス出力に同期したノイズが記録された。

(g) 冷却水温度

図 4.3.1-7 (12)及び(13)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。

(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 (冶具付)

図 4.3.1-8 に、パルス照射後の燃料棒の外観写真を示す。燃料棒被覆管の中心部に軸方向の小さな開口部が見られた。開口部の様子は、ロシアの BGR 炉において高燃焼度 VVER 燃料を対象に実施された RIA 模擬実験 (RT-9 実験⁽²⁾) で観察された被覆管の破損形態に

類似している。この RT-9 実験燃料の破損が内圧破裂型であったと考えられていること、計装データにおいて PCMI 破損が検出されなかったこと等から、CN-1 実験で生じた燃料破損は、内圧破裂型であった可能性が大きい。

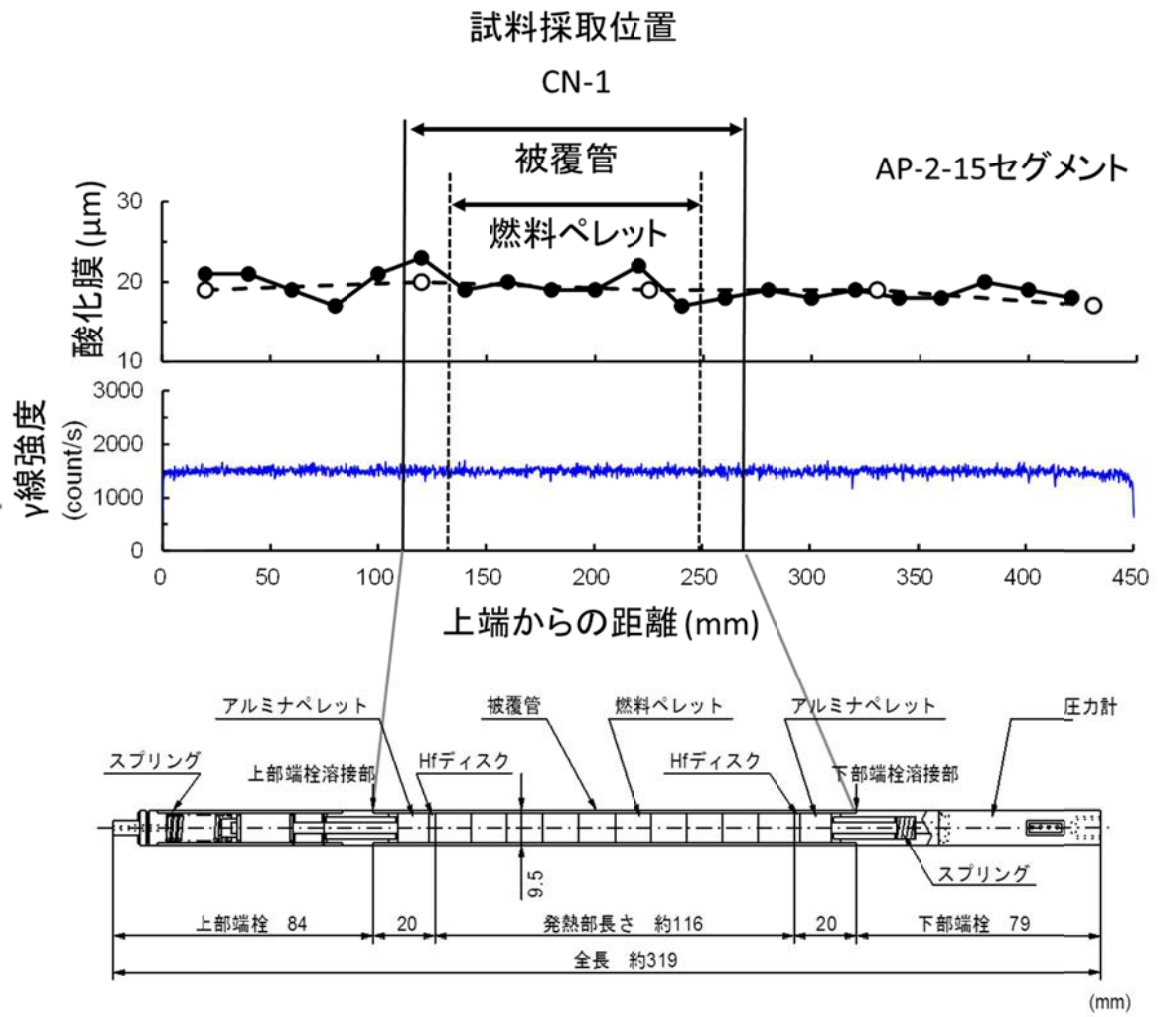


図 4.3.1-1 CN-1 試験燃料棒の構造概略

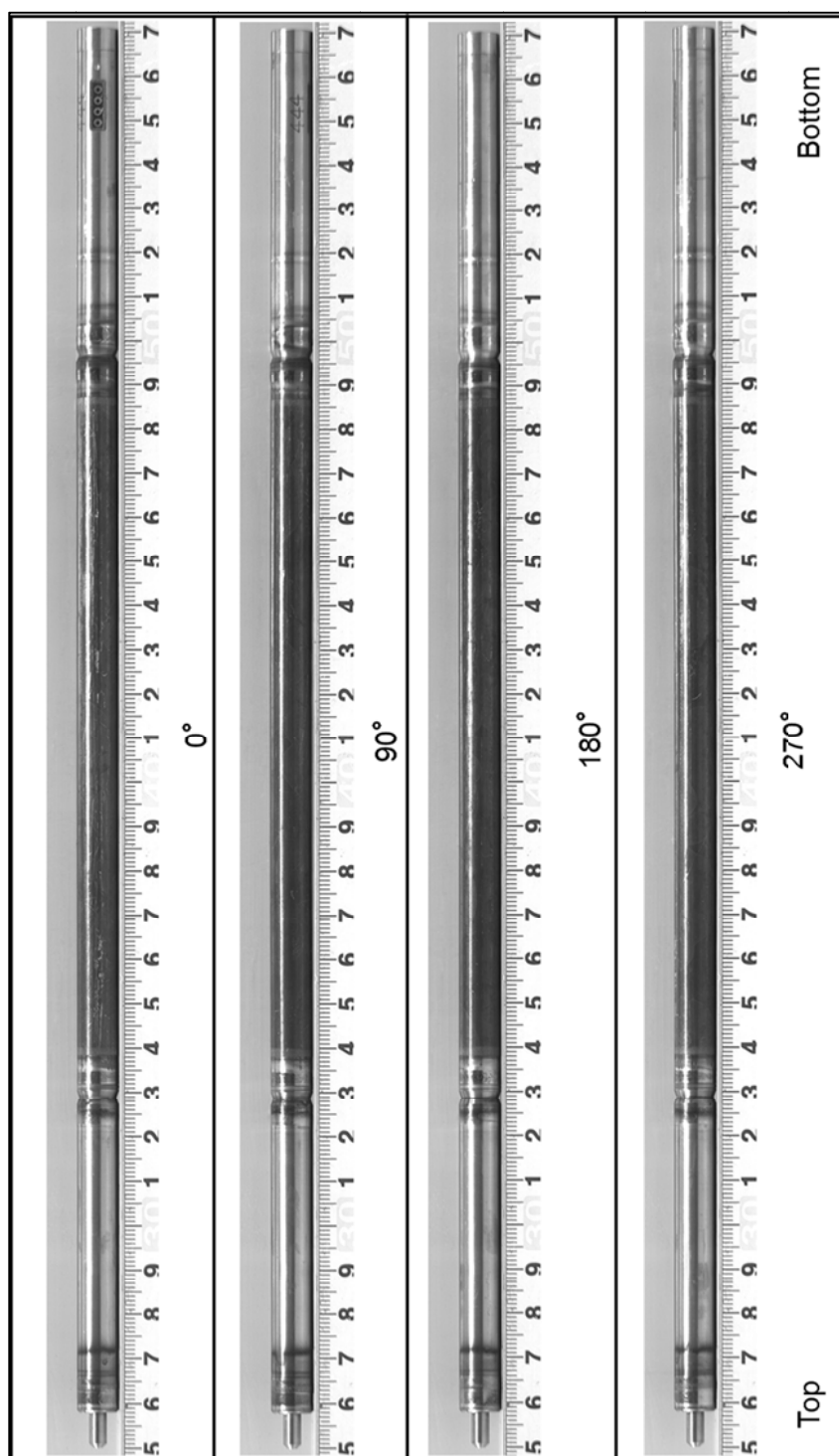


図 4.3.1-2 CN-1 試験燃料棒のパルス照射前外観写真

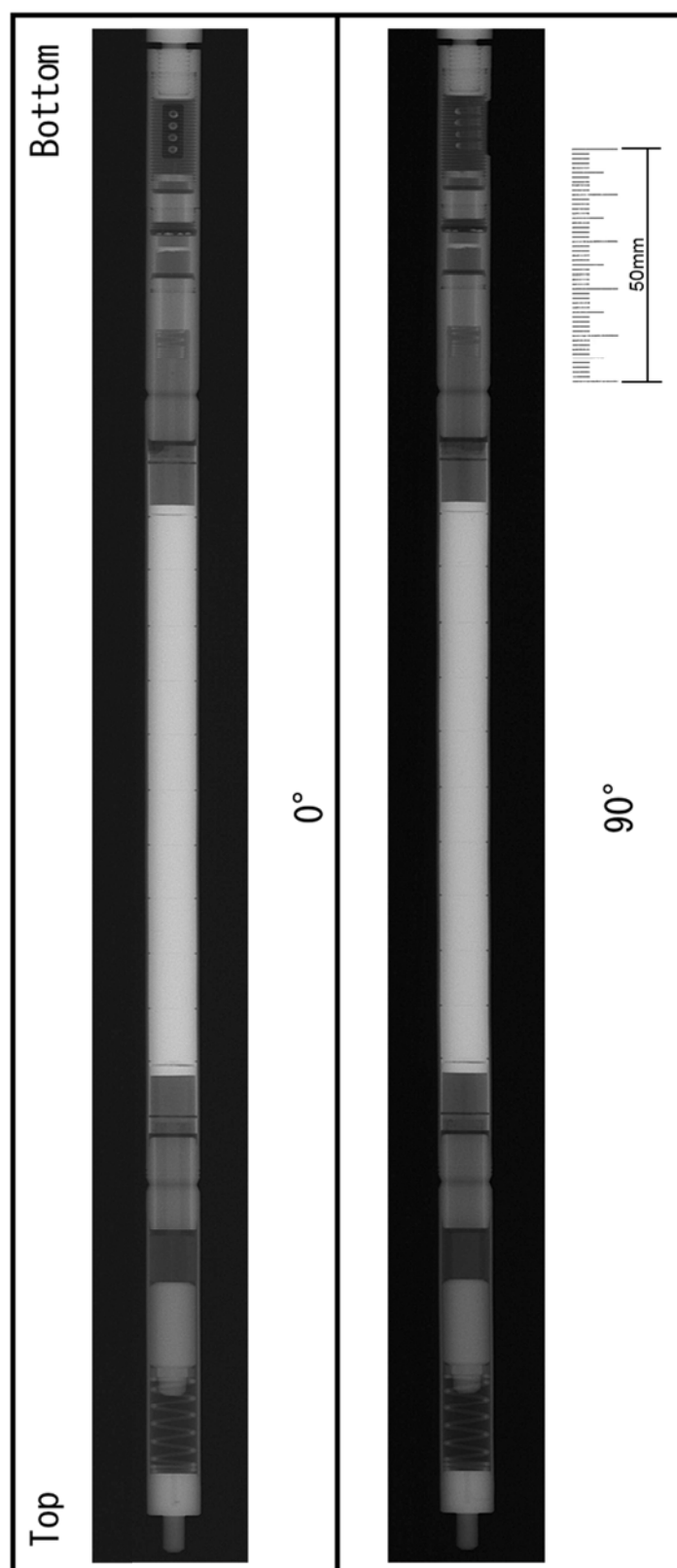


図 4.3.1-3 CN-1 試験燃料棒のパルス照射前 X 線写真

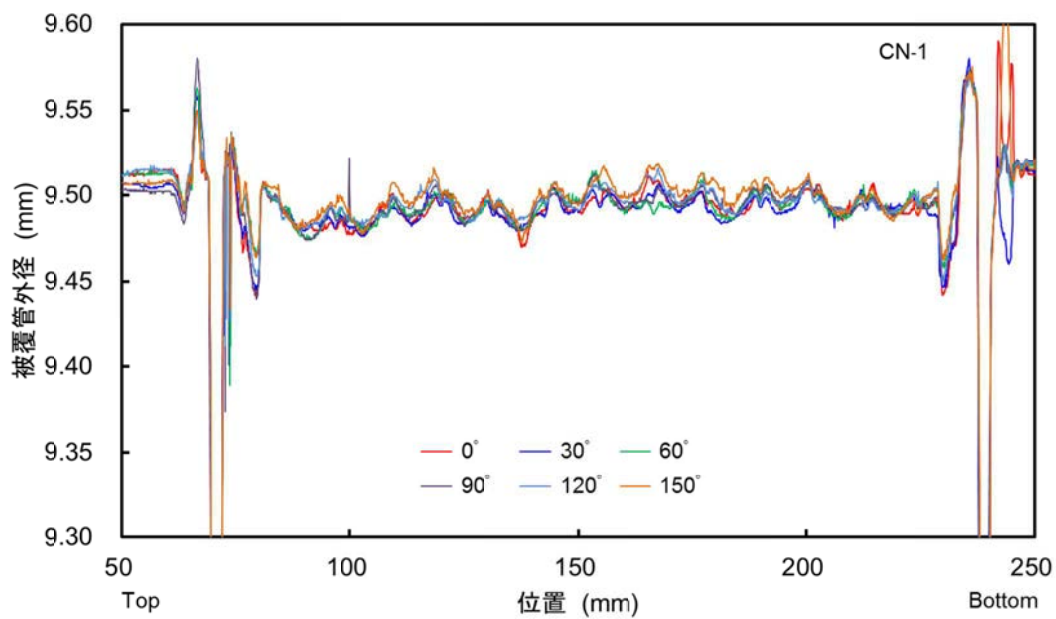


図 4.3.1-4 CN-1 試験燃料棒のパルス照射前寸法測定結果

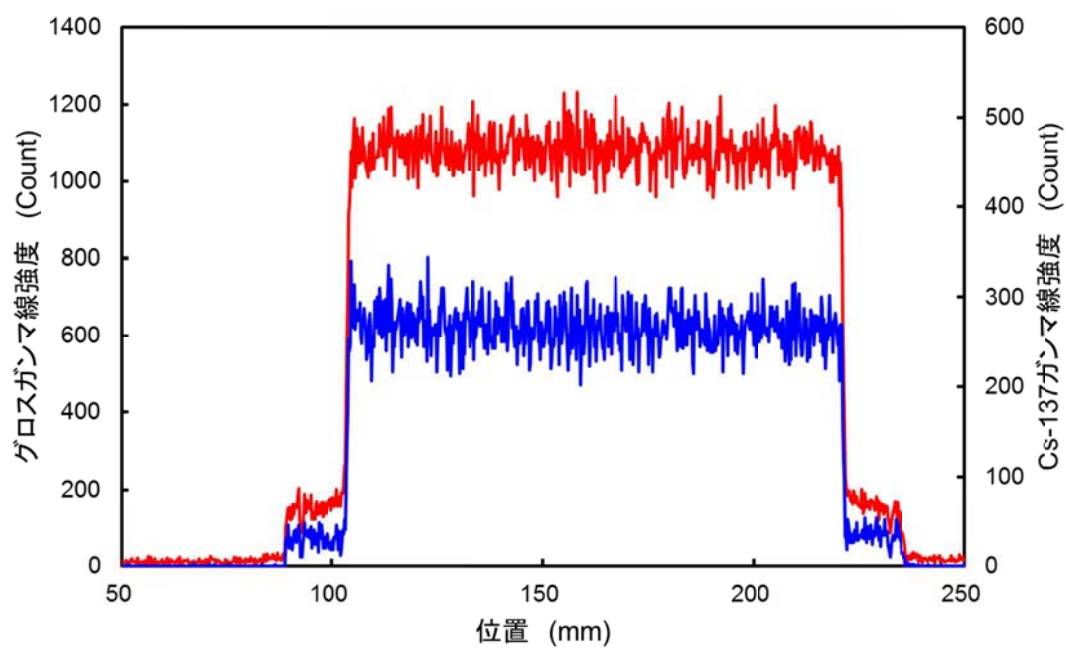


図 4.3.1-5 CN-1 試験燃料棒のパルス照射前軸方向 γ 線強度分布

CN-1実験 計装取付け図

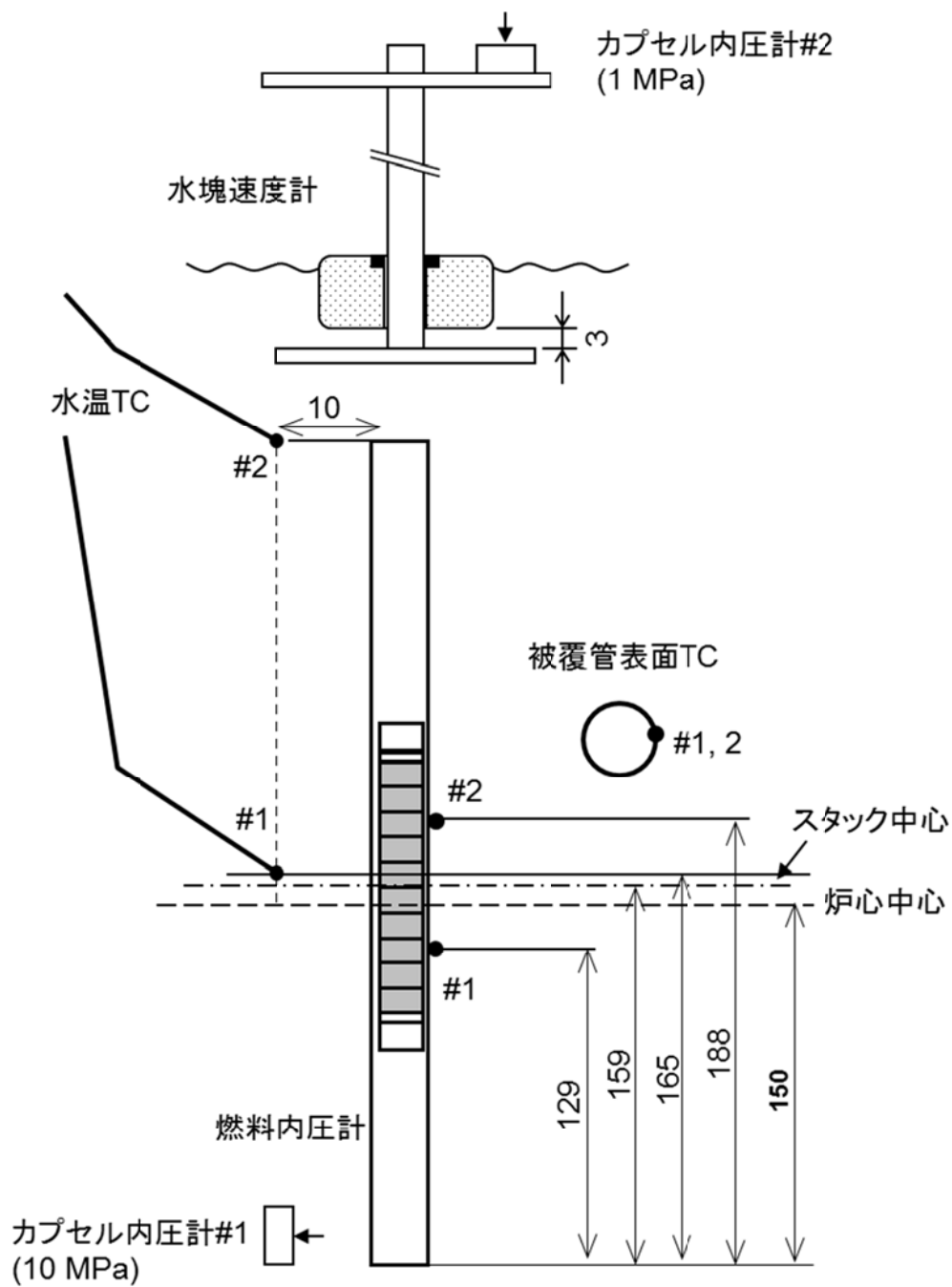


図 4.3.1-6 CN-1 実験における計装取付けの概要

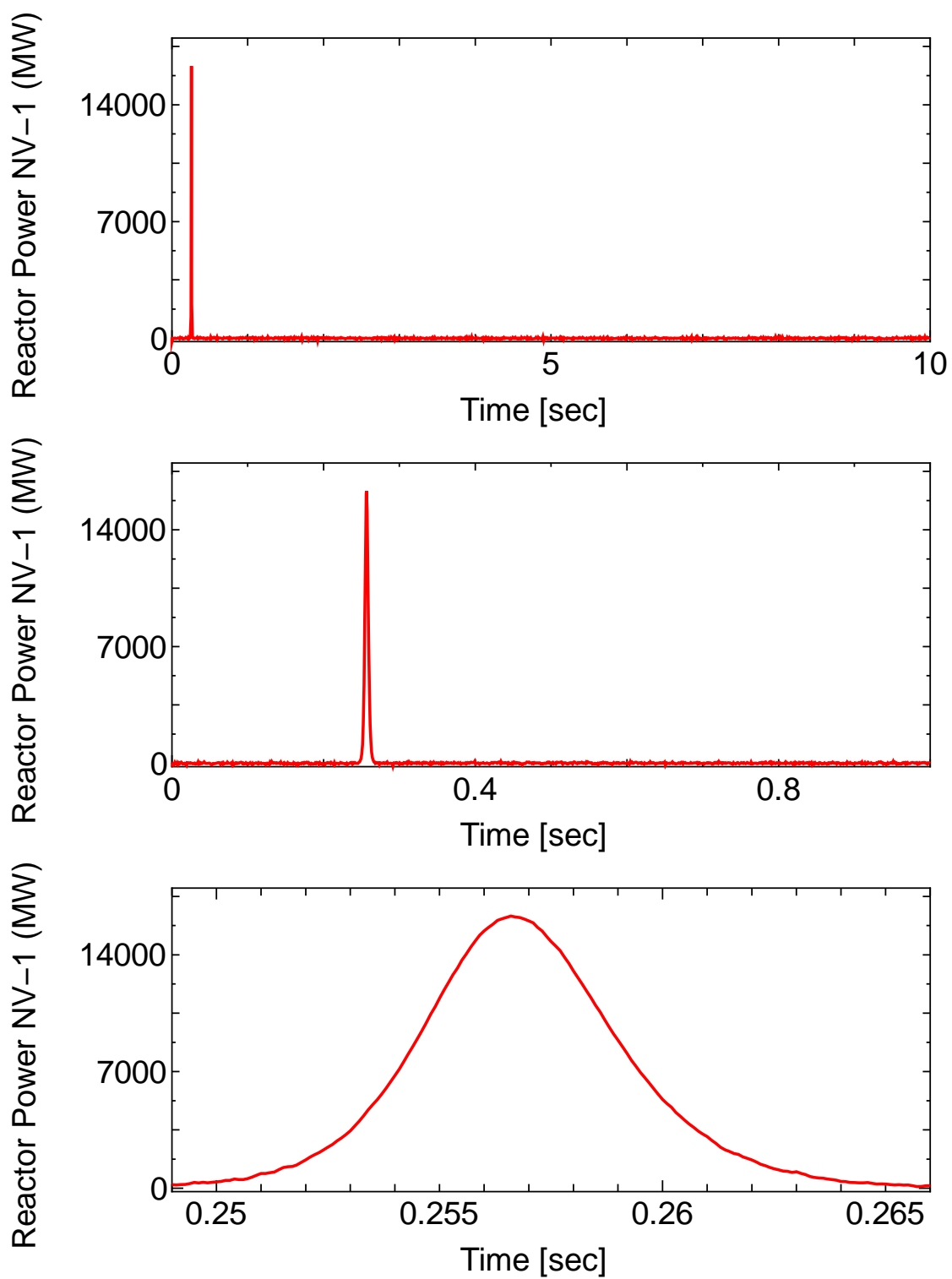


図 4.3.1-7 (1) CN-1 実験における原子炉出力履歴 (#1)

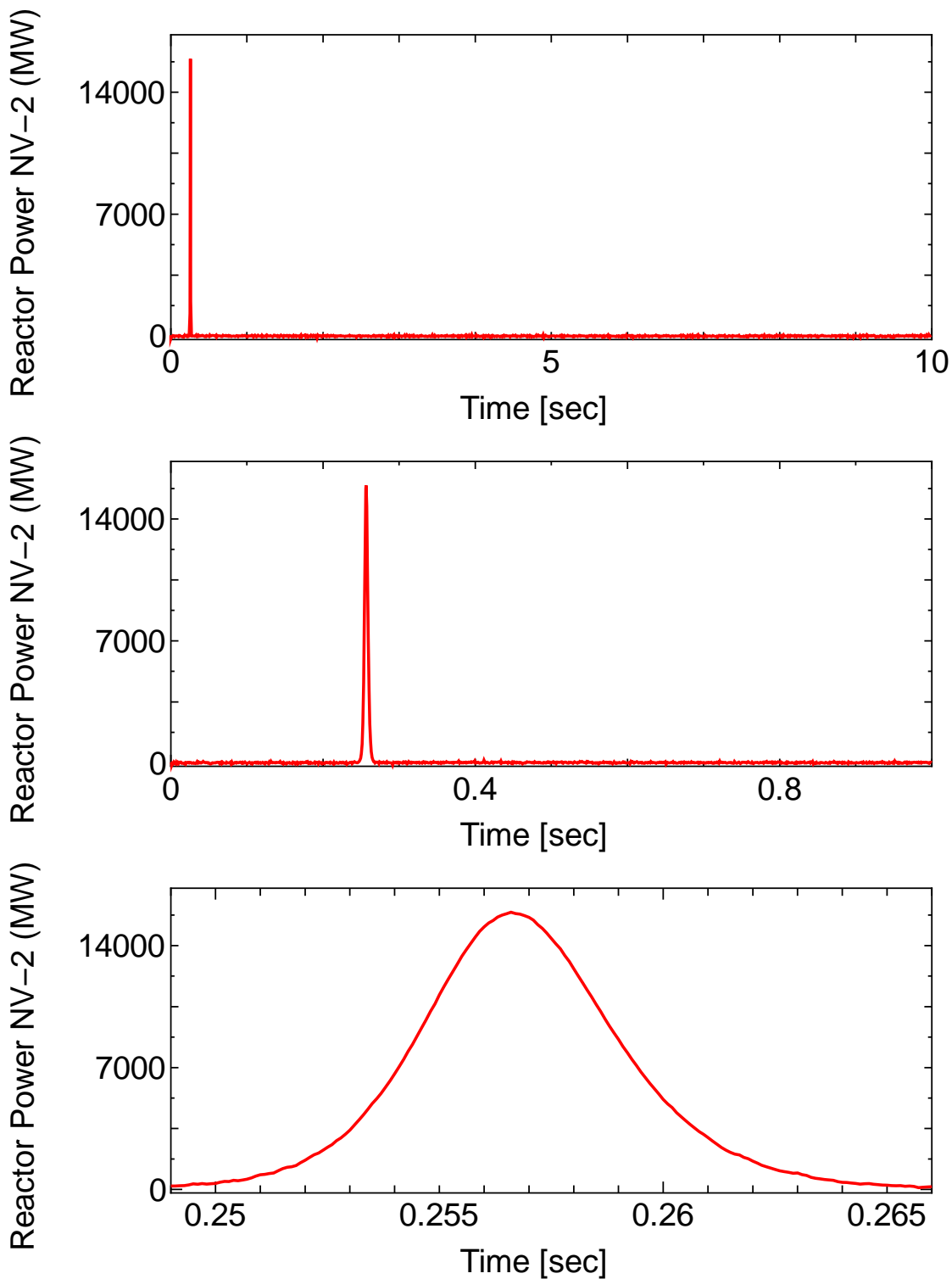


図 4.3.1-7 (2) CN-1 実験における原子炉出力履歴 (#2)

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

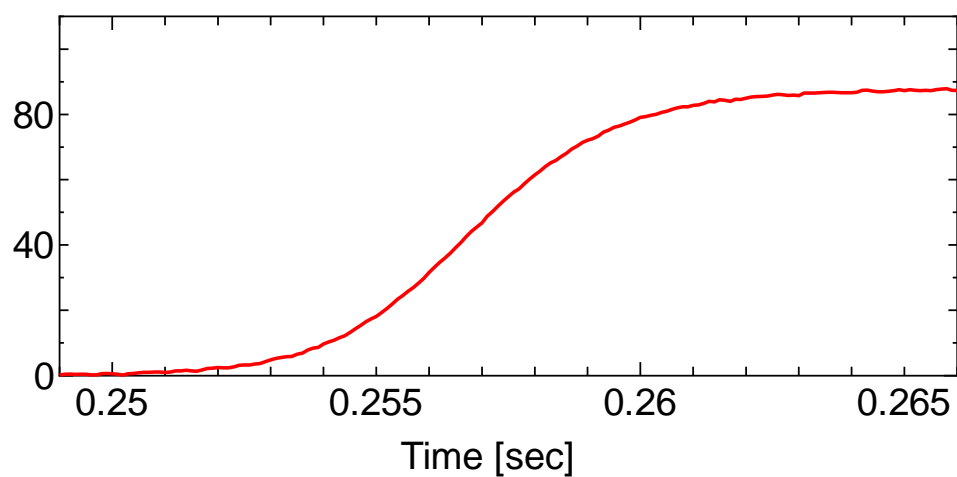
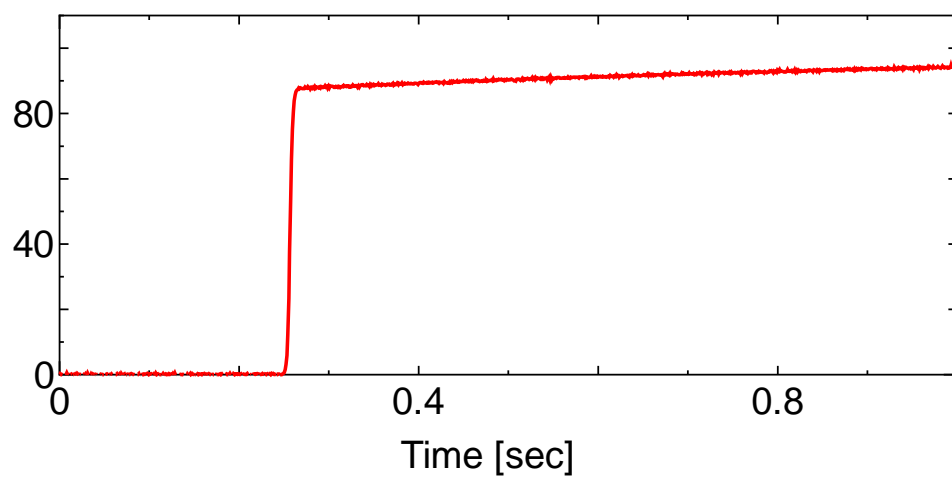
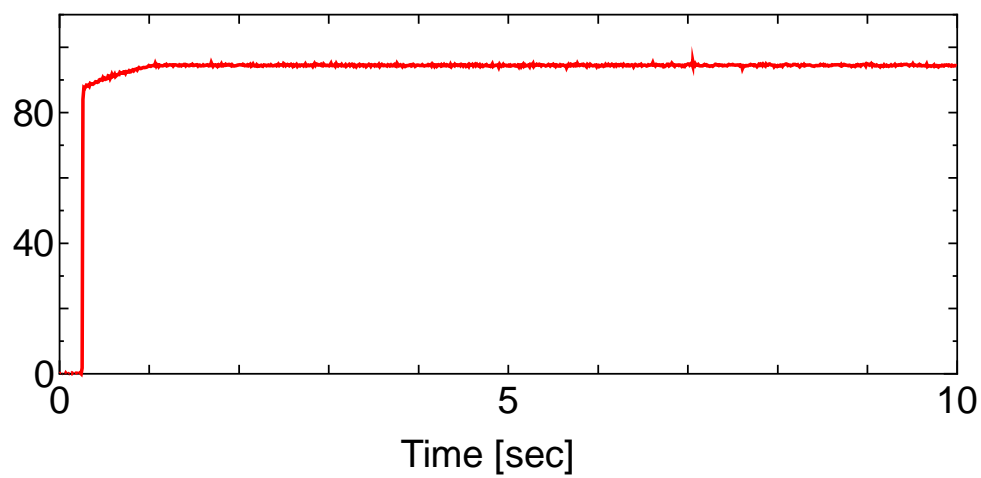


図 4.3.1-7 (3) CN-1 実験における原子炉積分出力 (#1)

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

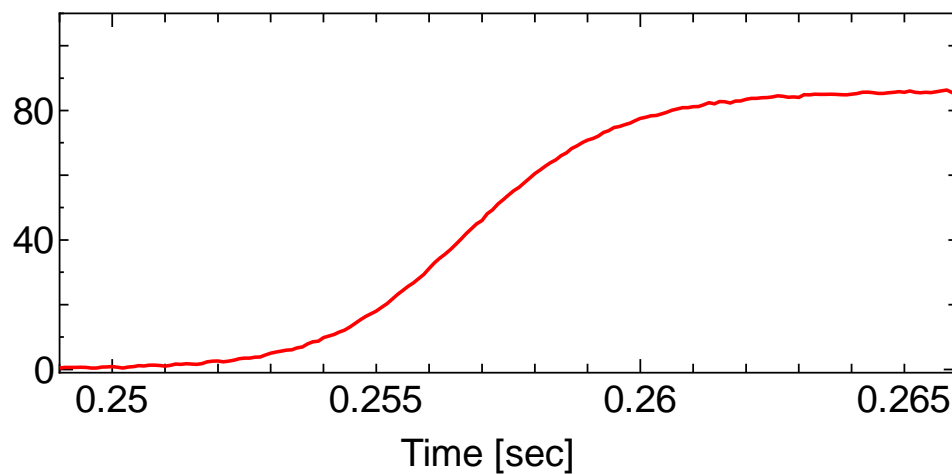
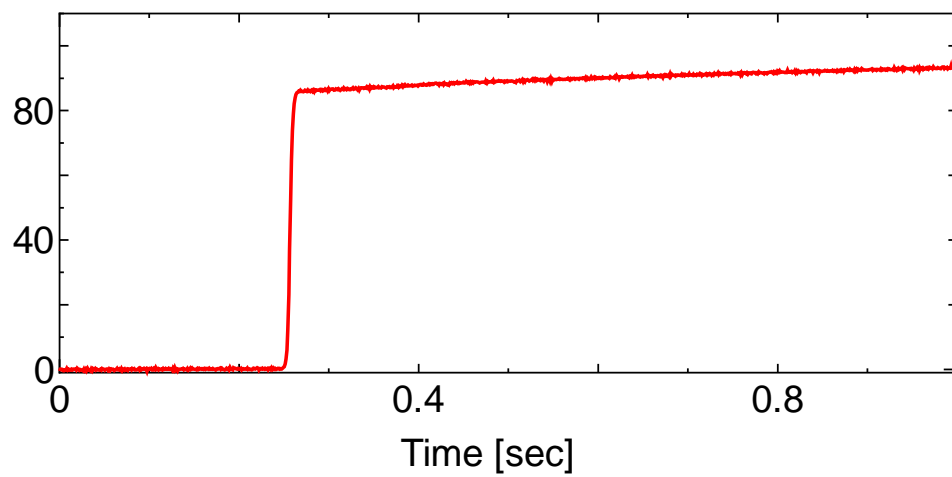
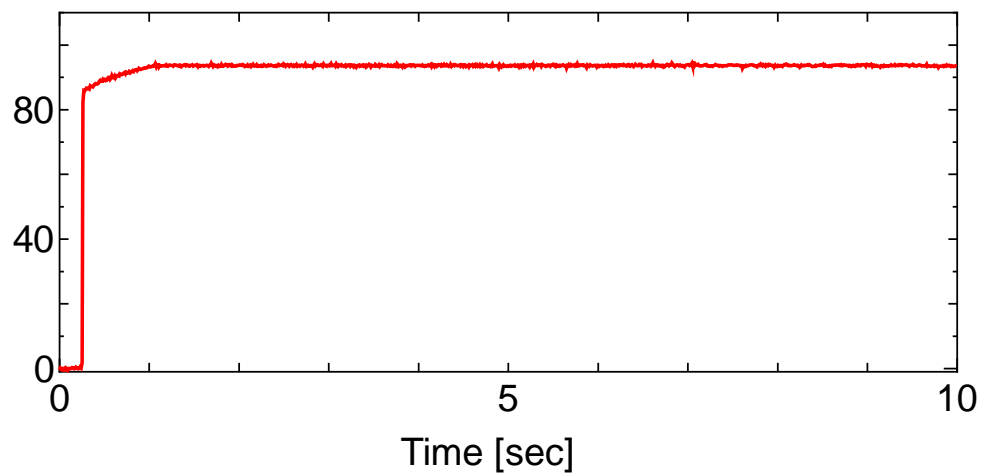


図 4.3.1-7 (4) CN-1 実験における原子炉積分出力 (#2)

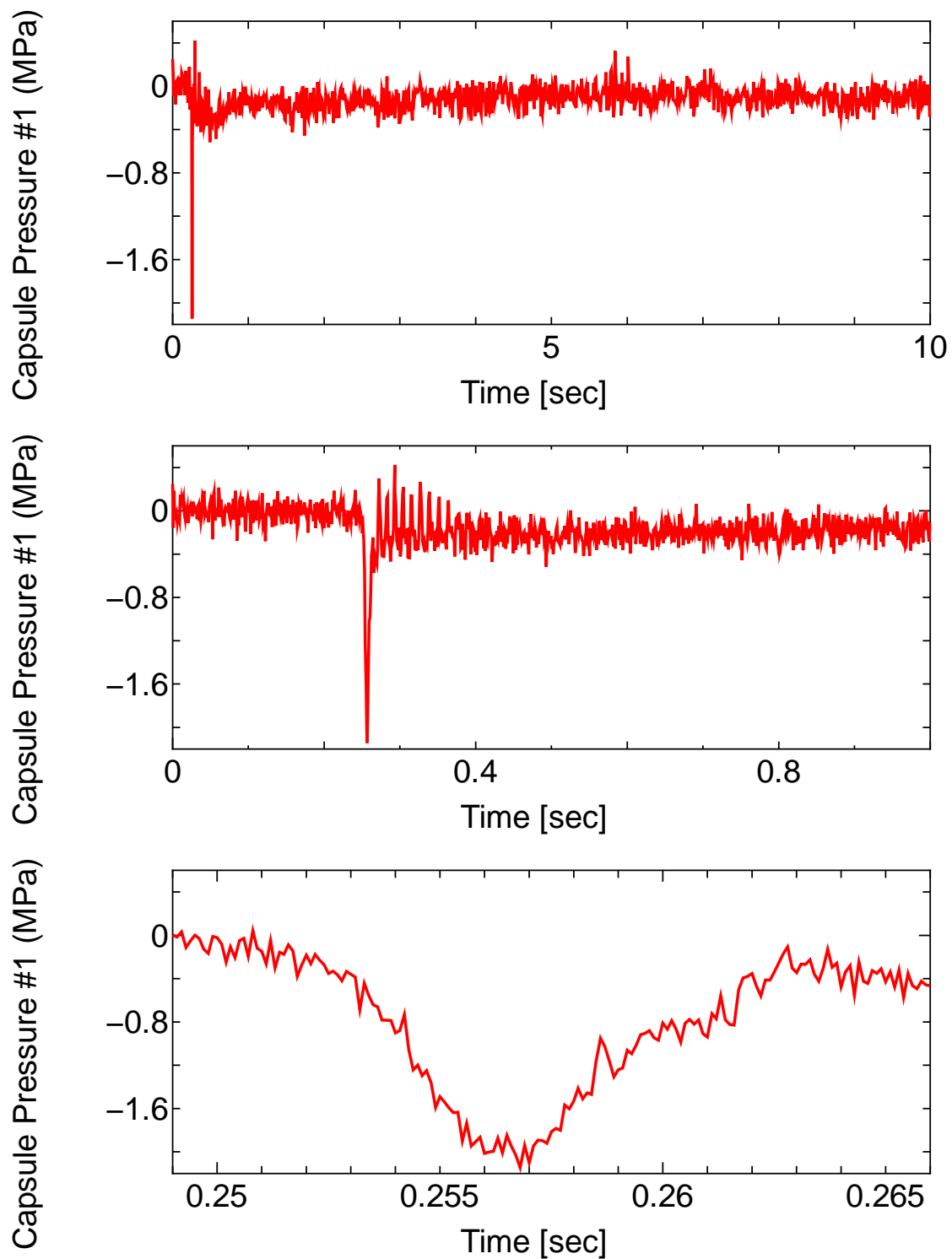


図 4.3.1-7 (5) CN-1 実験におけるカプセル内液相圧力履歴

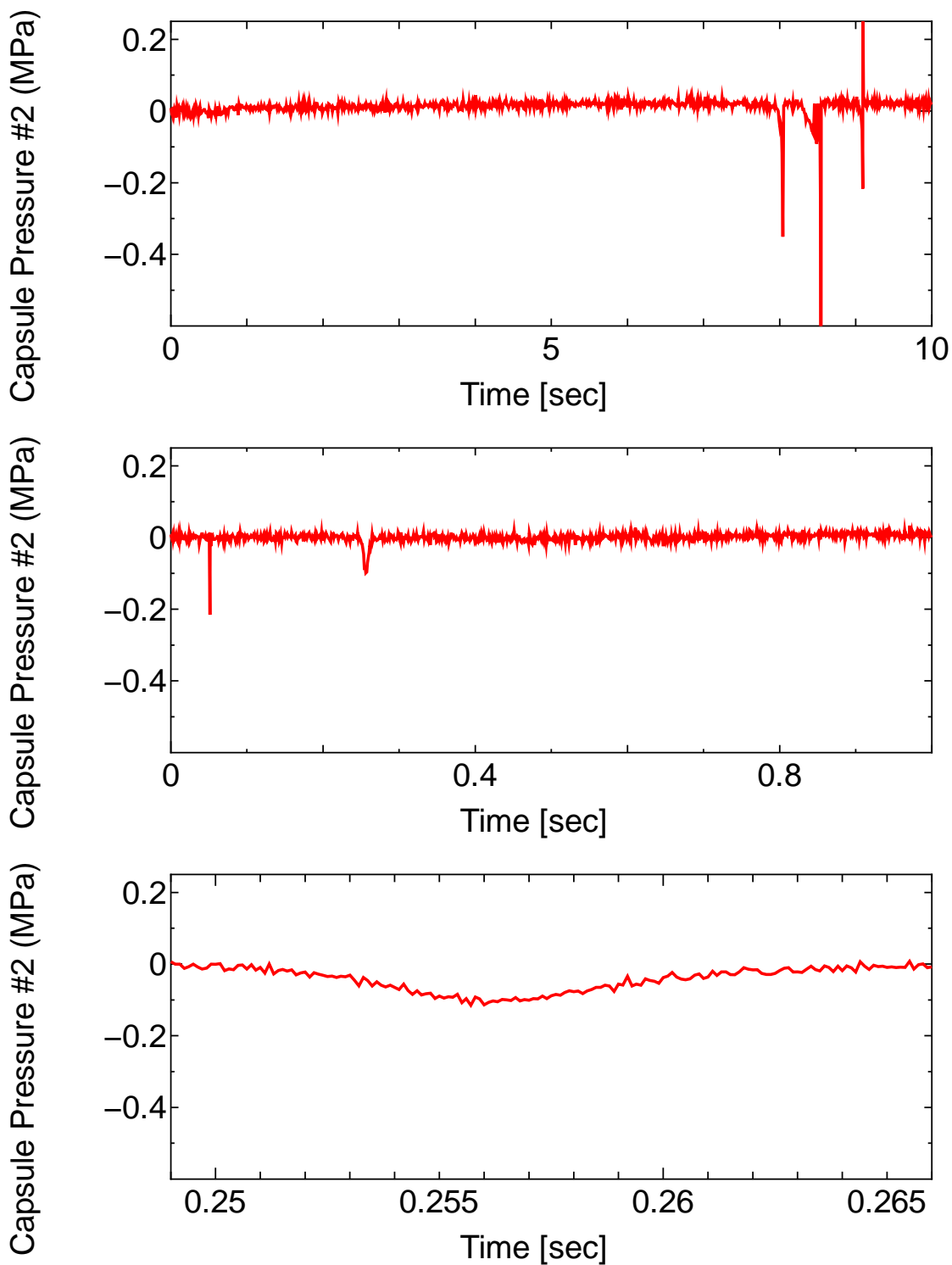


図 4.3.1-7 (6) CN-1 実験におけるカプセル内気相圧力履歴

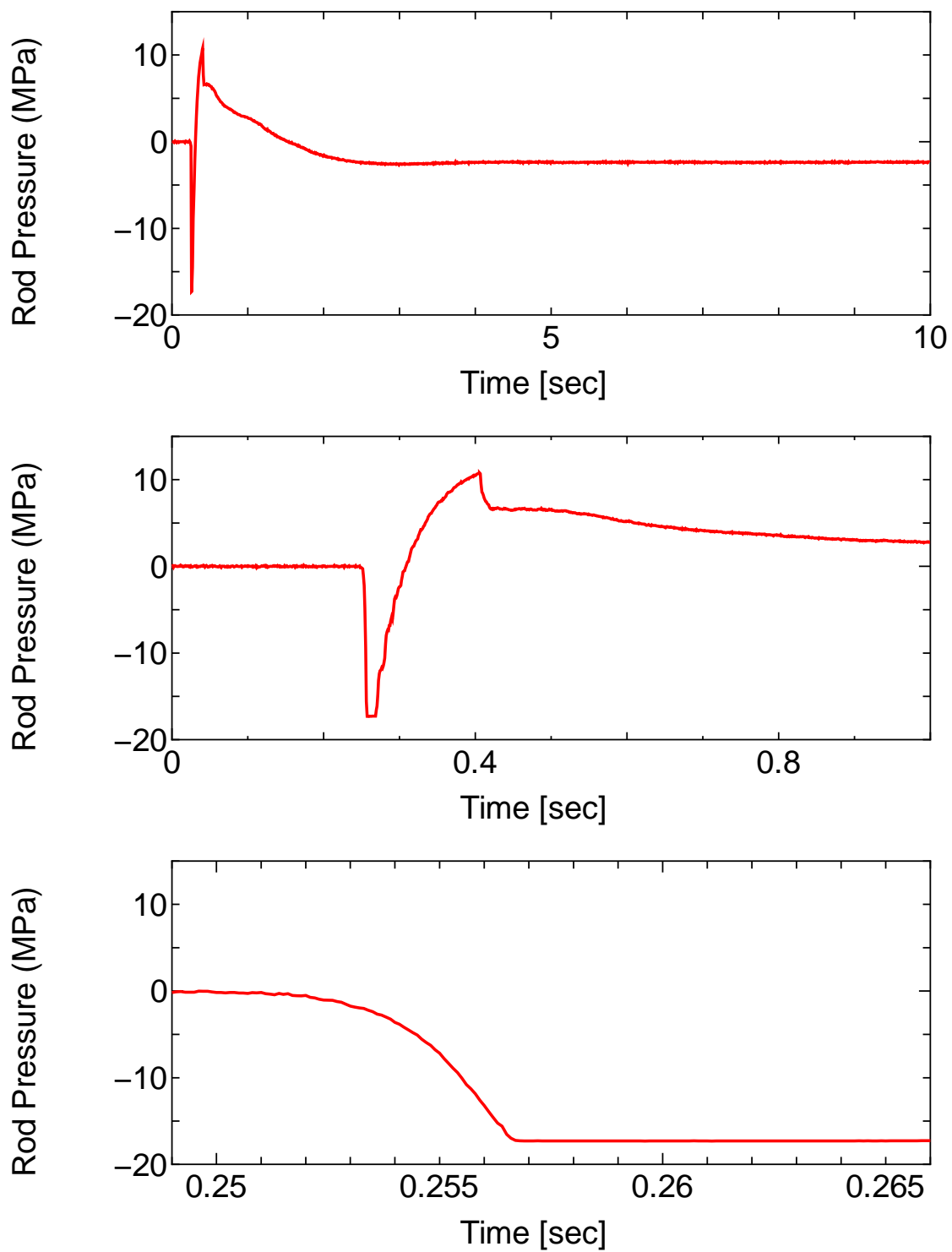


図 4.3.1-7 (7) CN-1 実験における燃料棒内圧履歴

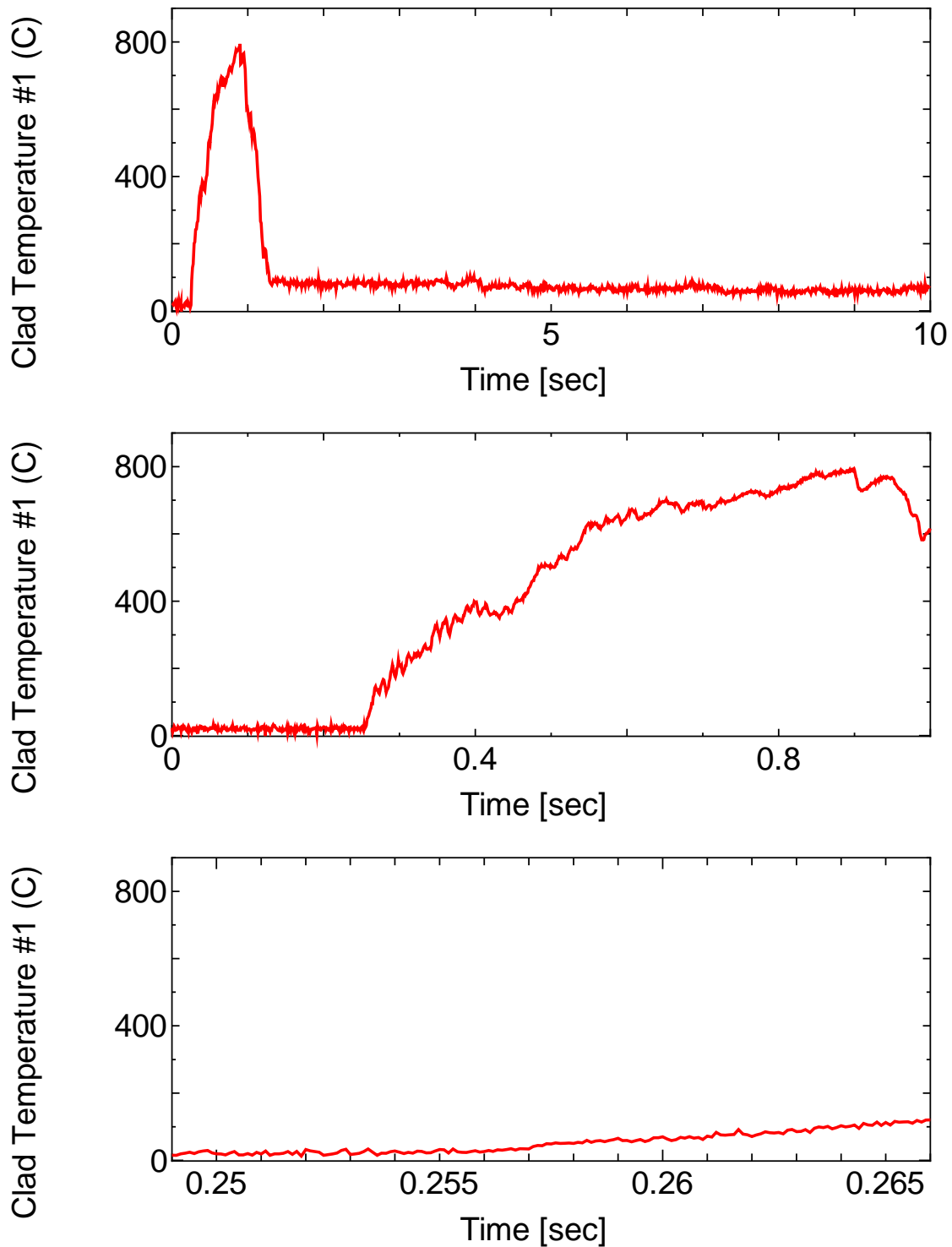


図 4.3.1-7 (8) CN-1 実験における被覆管表面温度履歴 (#1)

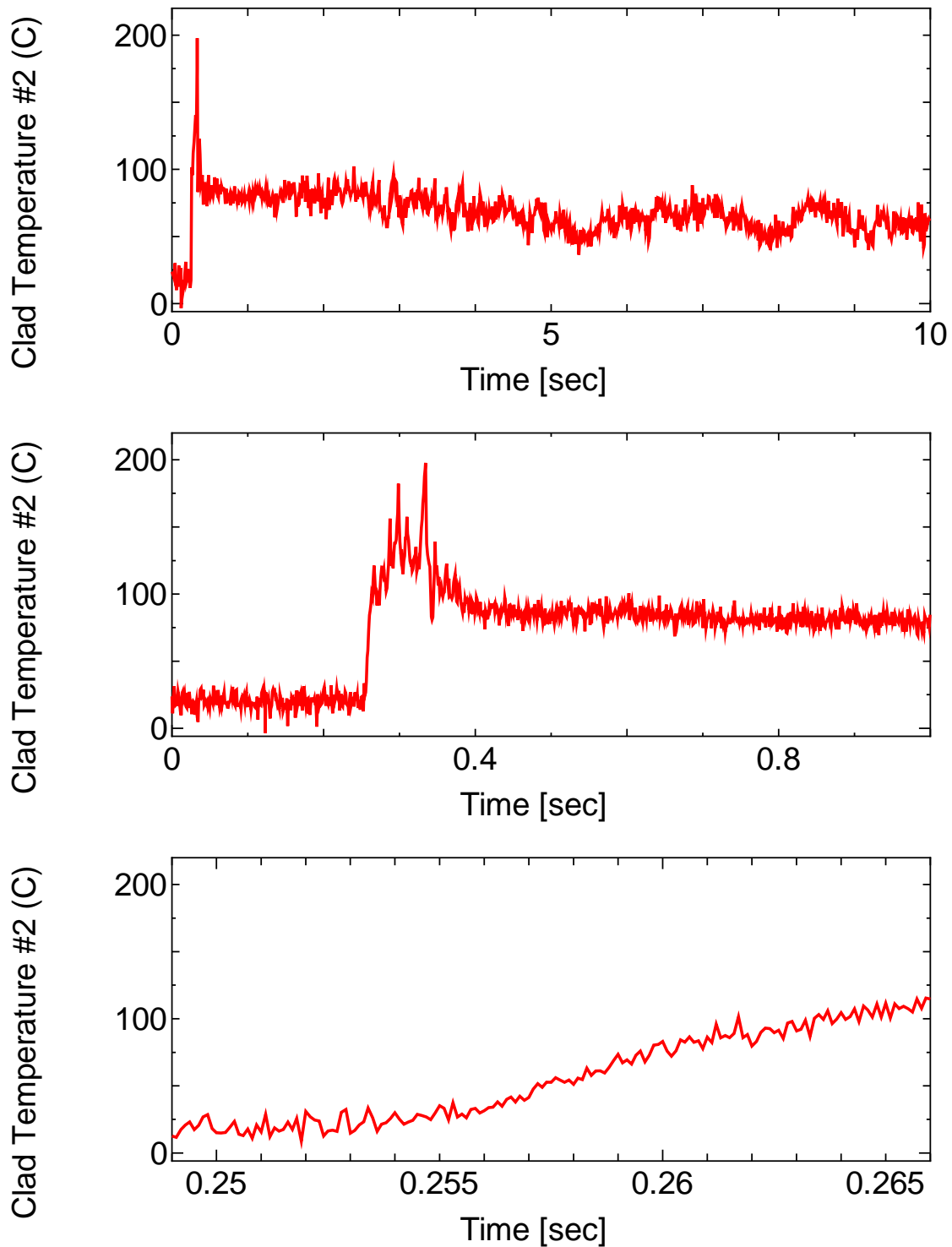


図 4.3.1-7 (9) CN-1 実験における被覆管表面温度履歴 (#2)

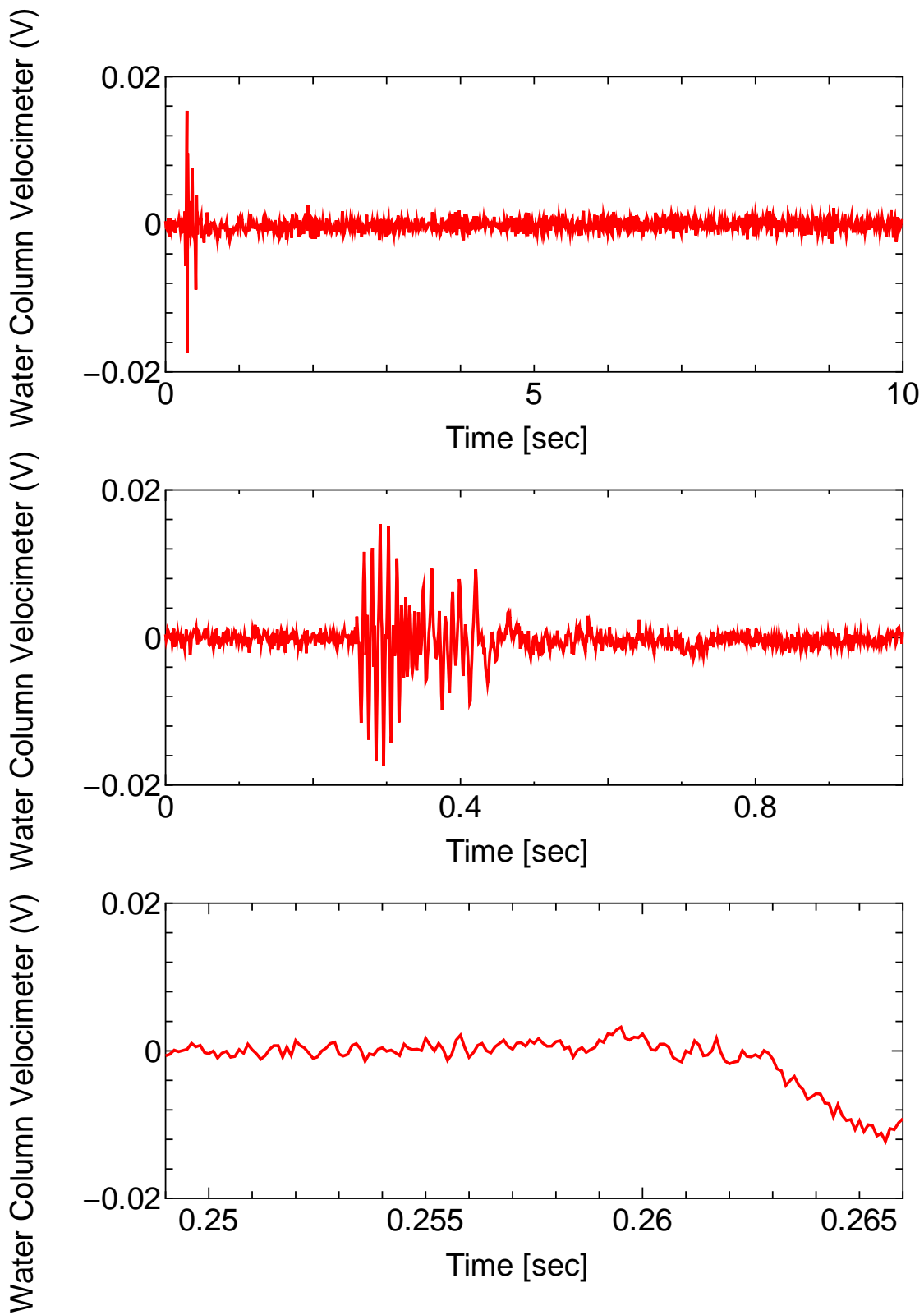


図 4.3.1-7 (10) CN-1 実験における水隼速度計信号履歴

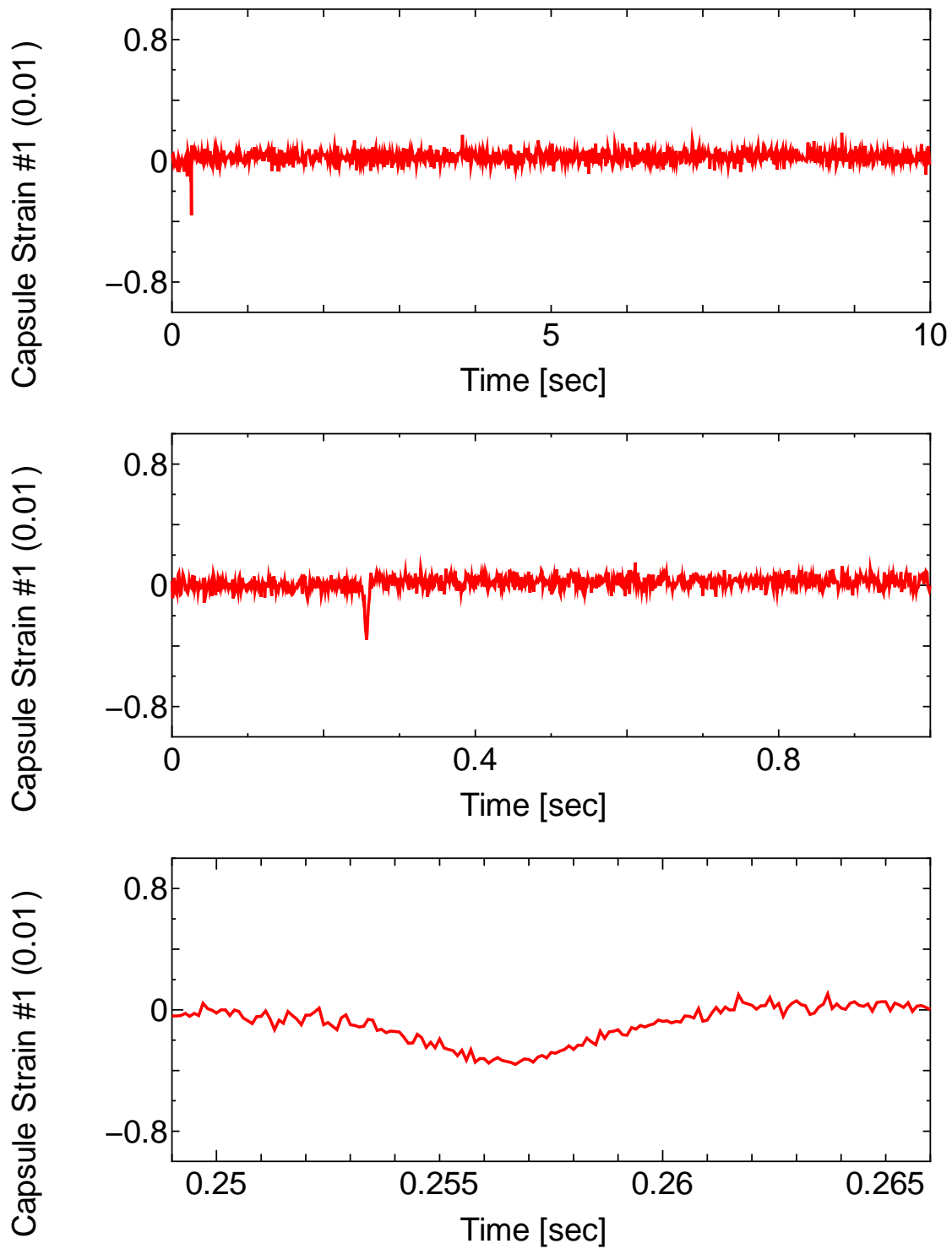


図 4.3.1-7 (11) CN-1 実験におけるカプセル外面歪み履歴

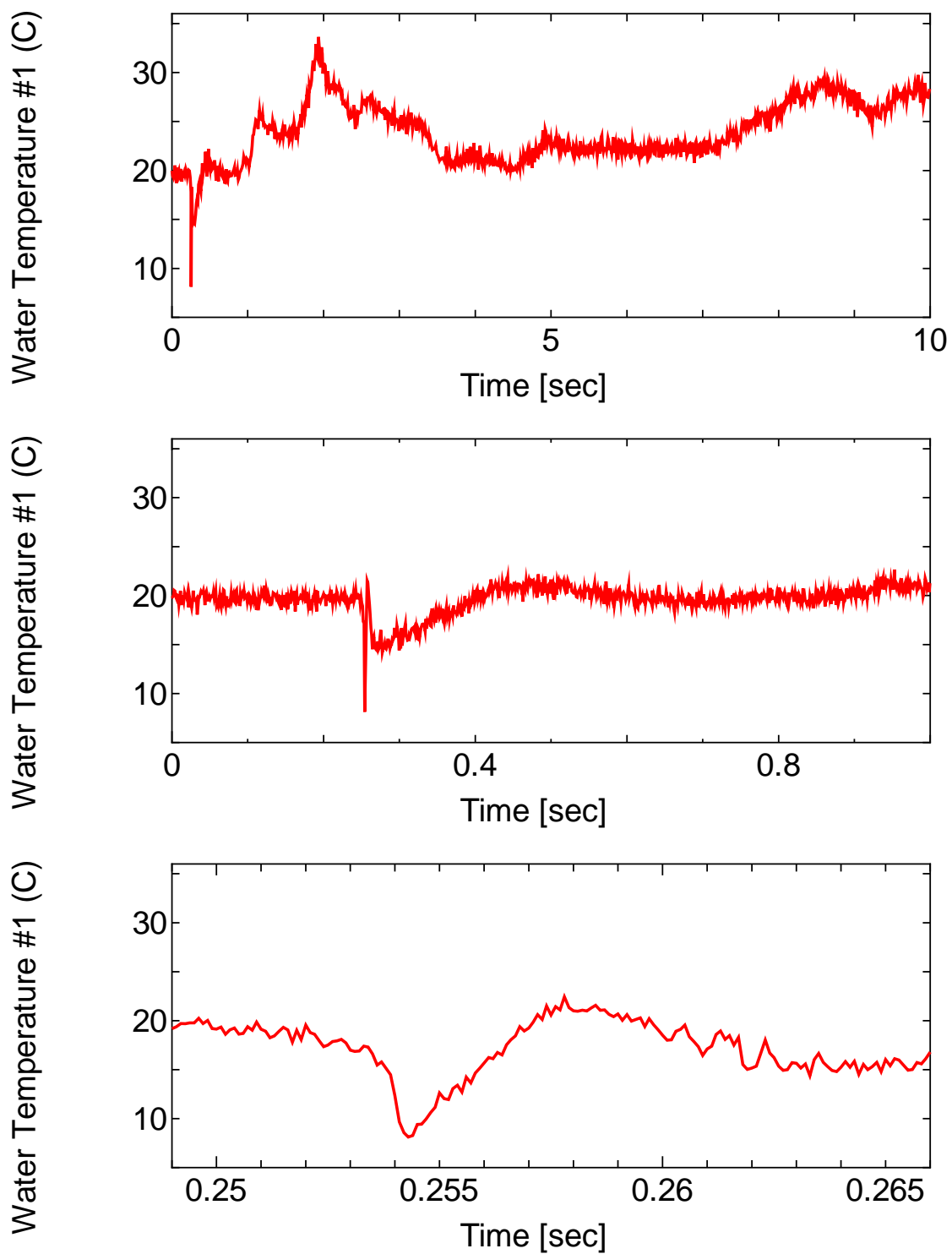


図 4.3.1-7 (12) CN-1 実験における冷却水温度履歴 (#1)

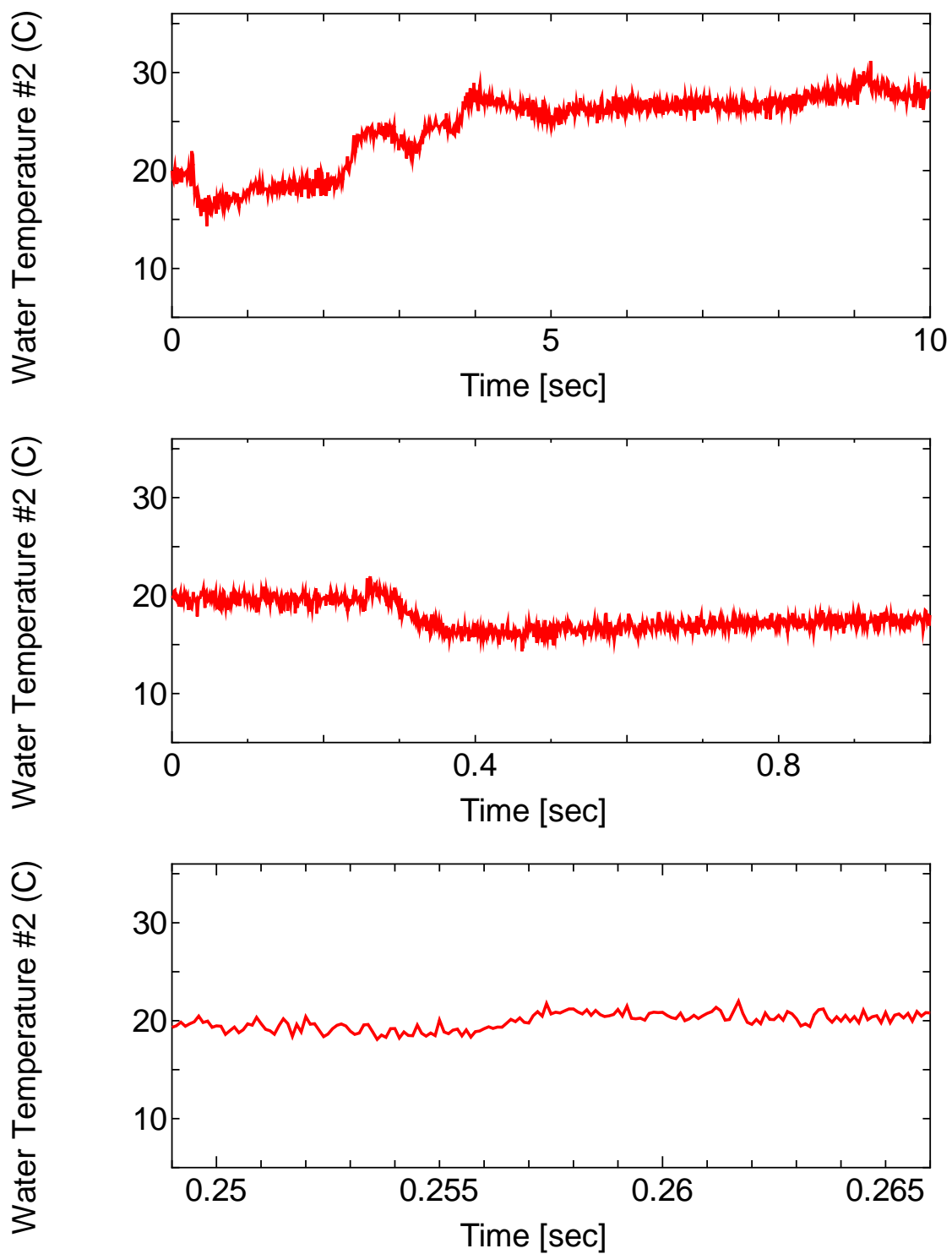


図 4.3.1-7 (13) CN-1 実験における冷却水温度履歴 (#2)



図 4.3.1-8 (1) CN-1 試験燃料棒のパルス照射後外観写真 (0° 方向)

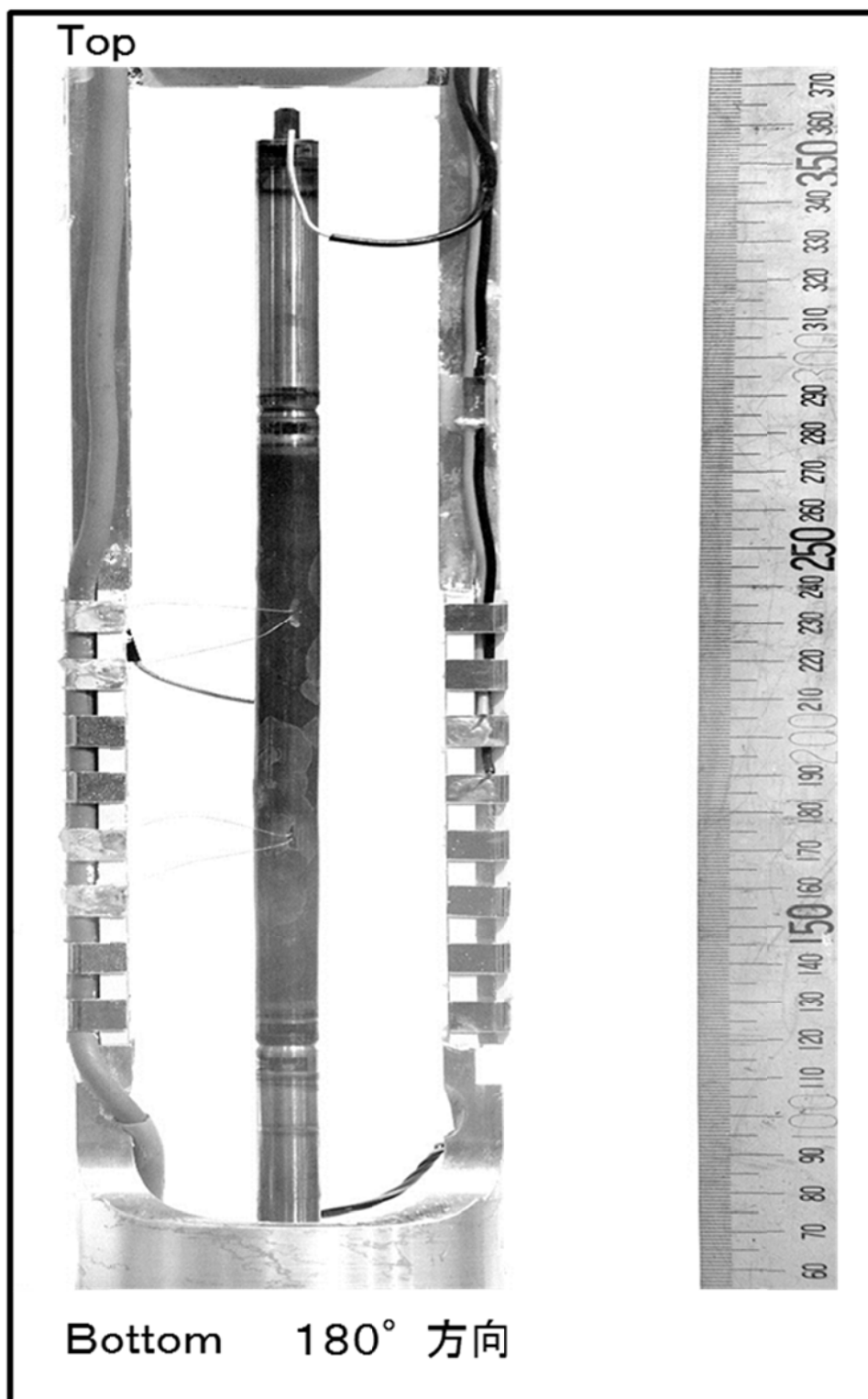


図 4.3.1-8 (2) CN-1 試験燃料棒のパルス照射後外観写真 (180° 方向)

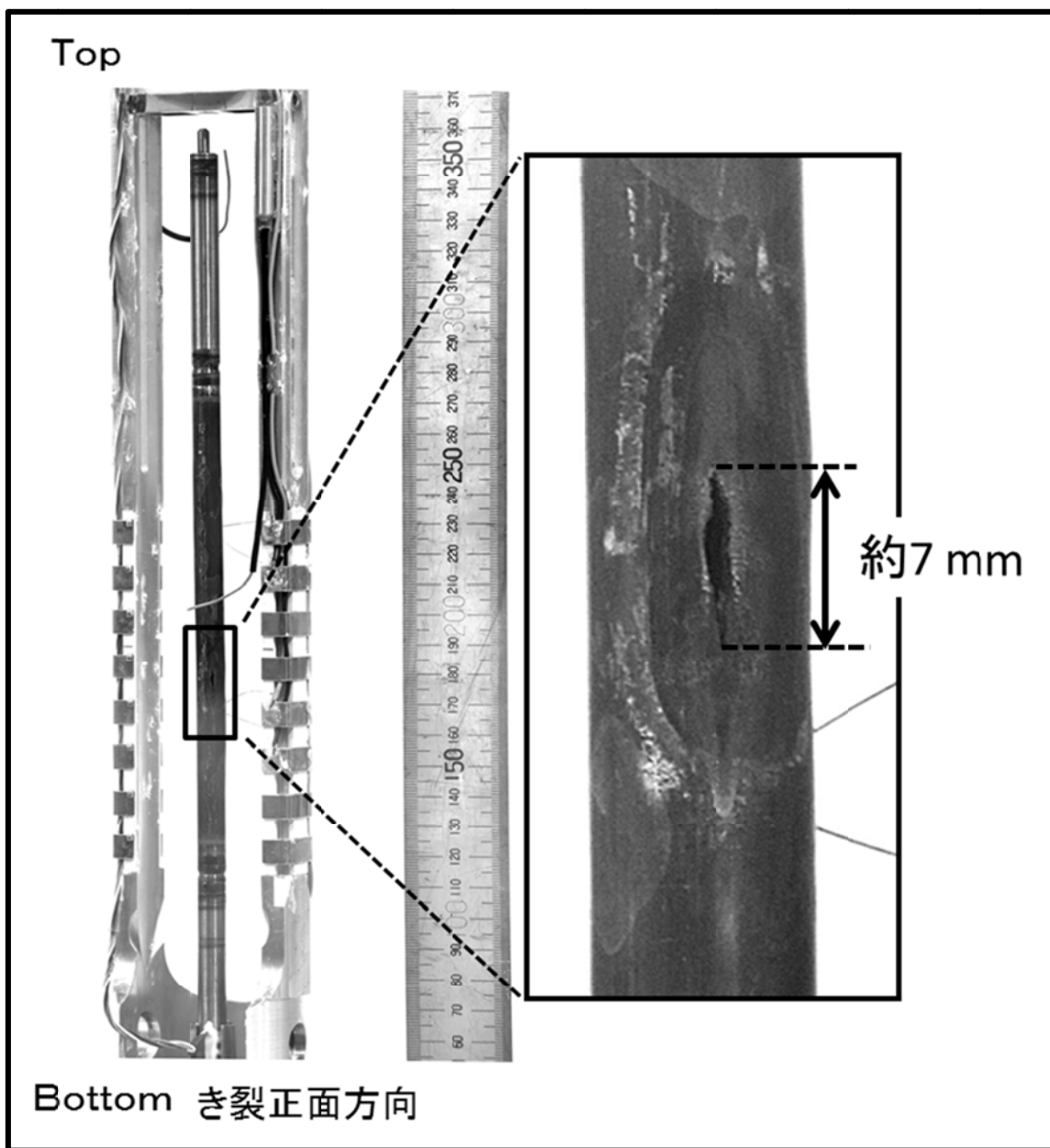


図 4.3.1-8 (3) CN-1 試験燃料棒のパルス照射後外観写真 (き裂正面)

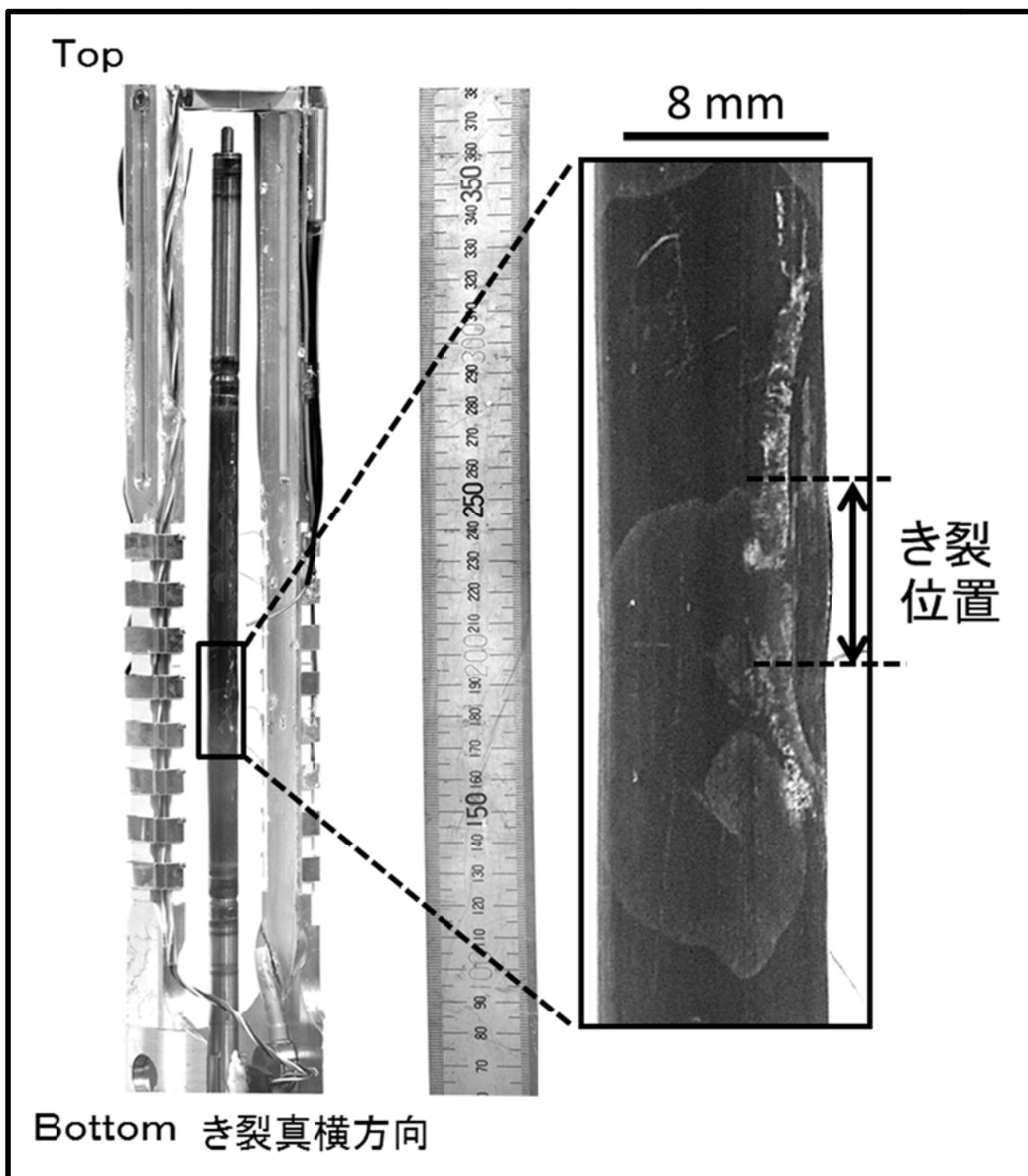


図 4.3.1-8 (4) CN-1 試験燃料棒のパルス照射後外観写真 (き裂真横)

4.3.3 OS-1 実験に関するパルス照射後試験

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、パルス照射中の過渡記録⁽³⁾については既に報告した。本報告では、新たな照射後試験で得られた結果を示す。

(1) 燃料棒外観観察

実験カプセルから取り出した燃料棒の外観を観察した。燃料棒外観写真を図 4.3.3-1 に示す。被覆管の約 90° 方向において軸方向割れが生じており、カプセルから取り出した時点で被覆管の内部には燃料ペレットがほとんど残っておらず、冷却材中に放出されていた。また、パルス照射後に被覆管の一部が欠落していた。その写真を図 4.3.3-2 に示す。

(2) 被覆管の破面観察 (金属顕微鏡)

被覆管の破面観察は欠落した被覆管に対して実施した。観察範囲を図 4.3.3-3 に、観察結果を図 4.3.3-4 に示す。被覆管肉厚中央部に比較的平坦な領域が形成されていることが分かる。

(3) 被覆管金相観察

図 4.3.3-5 に示すように、燃料棒被覆管から金相試料 (MC1) を採取した。図のように観察面の周方向位置の 3 か所にき裂があることから、この面において金相試料が 3 試料 (MC1-1、MC1-2、MC1-3(欠落した被覆管の断面)) となる。MC1 の金相断面を試験燃料棒上端側から観察した。それぞれの結果に対する図番は以下の通りである。

図 4.3.3-6 : MC1-1 試料断面エッチング前

図 4.3.3-7 : MC1-1 試料断面エッチング後

図 4.3.3-8 : MC1-2 試料断面エッチング前

図 4.3.3-9 : MC1-2 試料断面エッチング後

図 4.3.3-10 : MC1-3 試料断面エッチング前

図 4.3.3-11 : MC1-3 試料断面エッチング後

図 4.3.3-6 よりき裂が発生した 90° 方向 (Photo 1-2-1、Photo 1-3-1) では、被覆管のき裂近傍における外面酸化膜に径方向のき裂が多数観察される。図 4.3.3-11 より RIA 試験前と同様に水素化物が肉厚方向に連続的に密集した領域はさほど厚くはないものの、肉厚方向に広い範囲で水素化物が存在し、径方向に配向した水素化物が多く存在していることが分かる。Photo 6-1 に示された開口部付近の金相断面に着目すると、外面から中央部にかけて径方向に配向した水素化物が多く存在しており、被覆管の肉厚方向にき裂が進行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を経由しながらき裂が進展し、最終的に貫通したと考えられる。このようなき裂進展は従来観察されてきた典型的な BWR 燃料の PCMI 破損の破損形態と同様であり、OS-1 実験燃料棒が PCMI により破損したことが裏付けられる。また、Photo 6-1 にみられるように OS-1 実験で観察される径方向に配向した水素化物の割合が従来観察されてきた燃料に比して高い傾向

にあることから、低い破損限界の原因の一つとなった可能性がある。

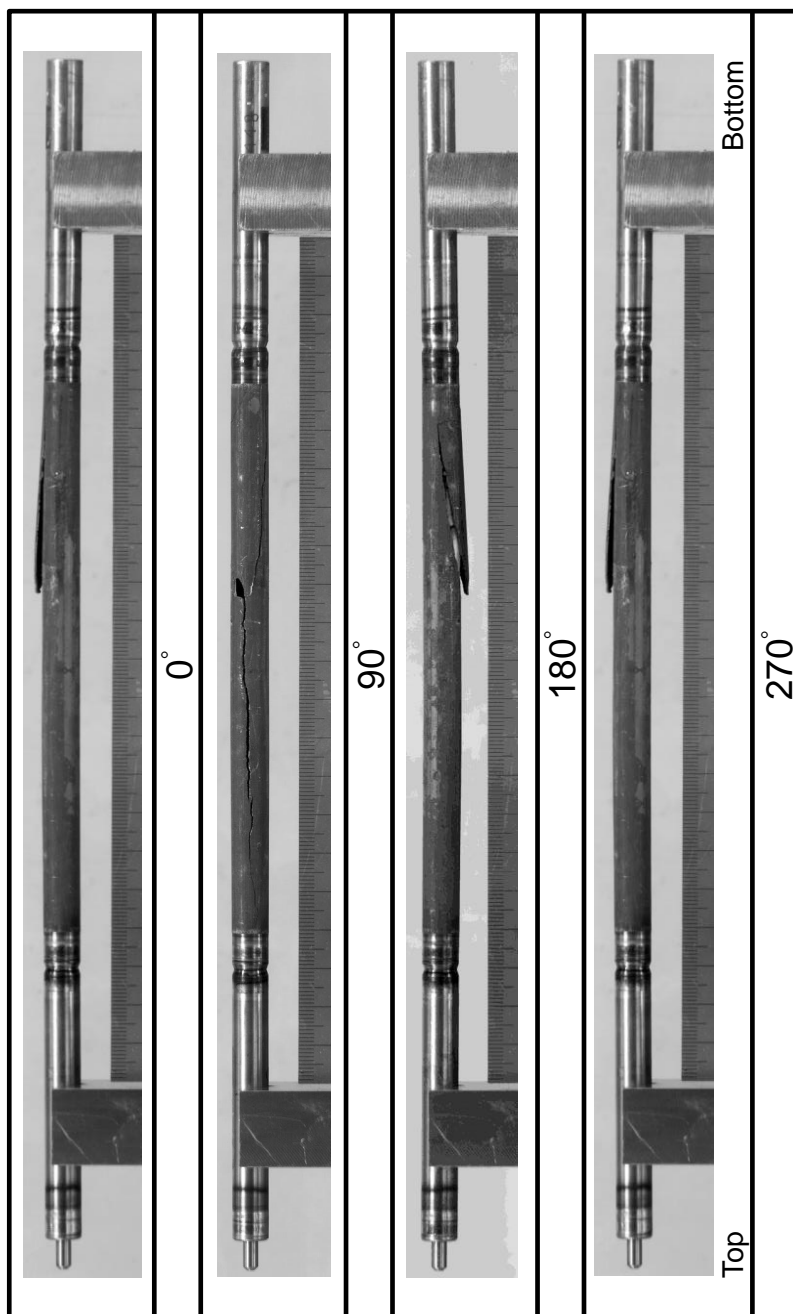


図 4.3.3-1 OS-1 試験燃料棒のパルス照射後外観写真

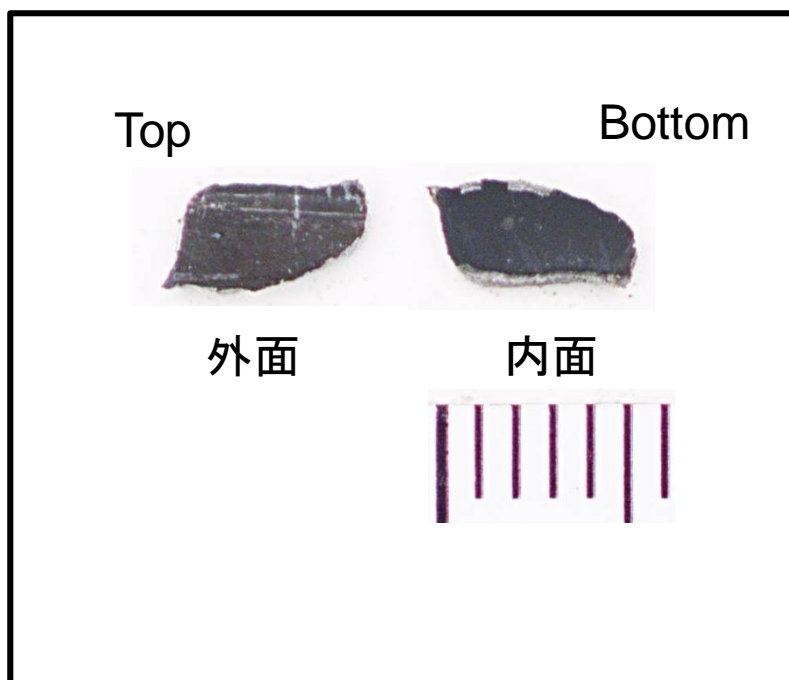


図 4.3.3-2 OS-1 試験燃料棒のパルス照射後に欠落していた被覆管の外観写真

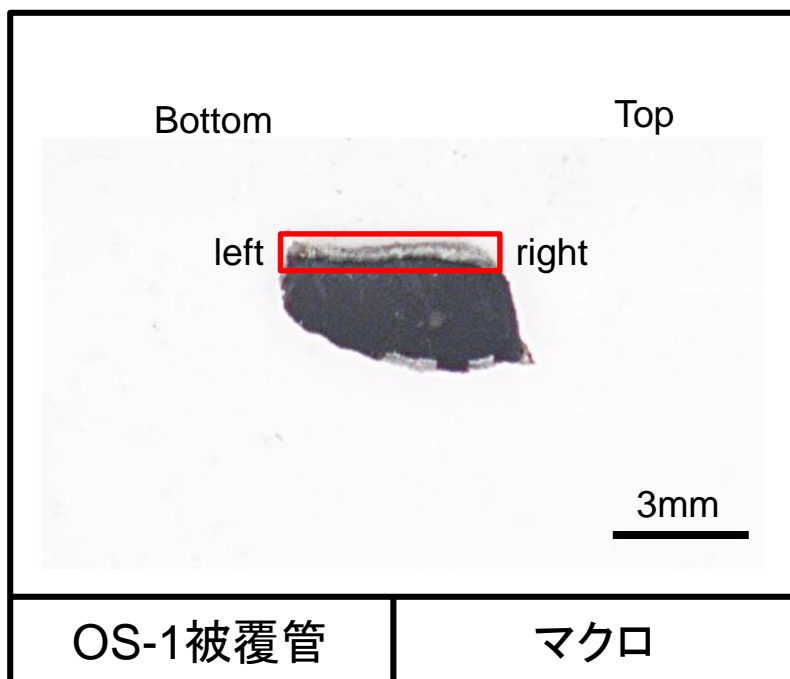


図 4.3.3-3 OS-1 試験燃料棒のパルス照射後に欠落していた被覆管における破面観察箇所

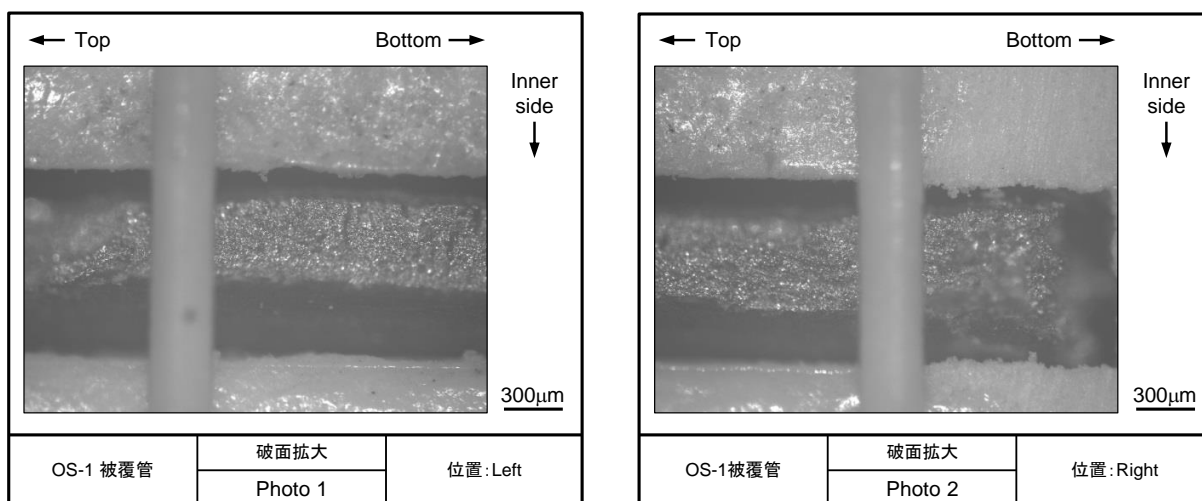


図 4.3.3-4(1) OS-1 パルス照射実験後の被覆管の破面拡大写真

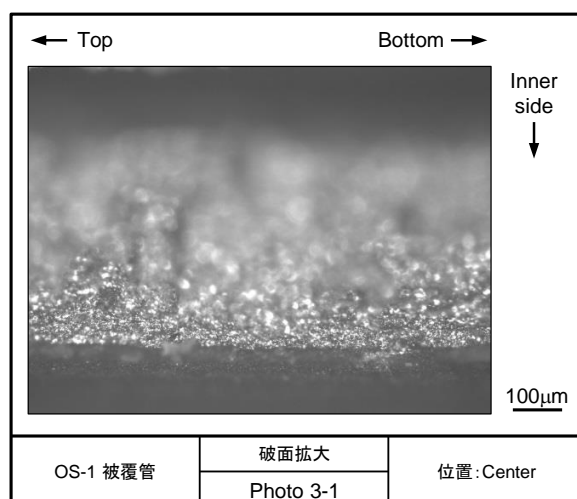
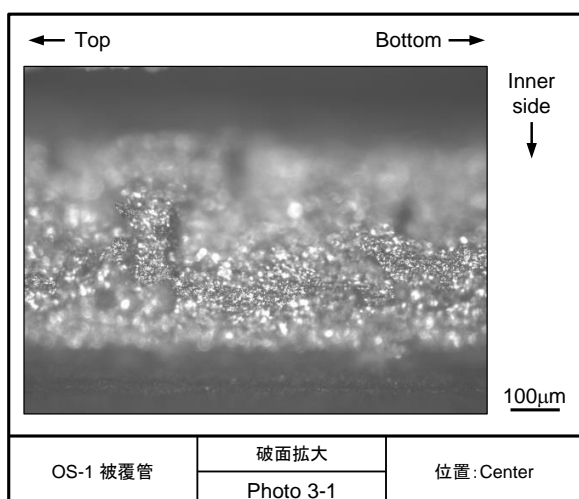
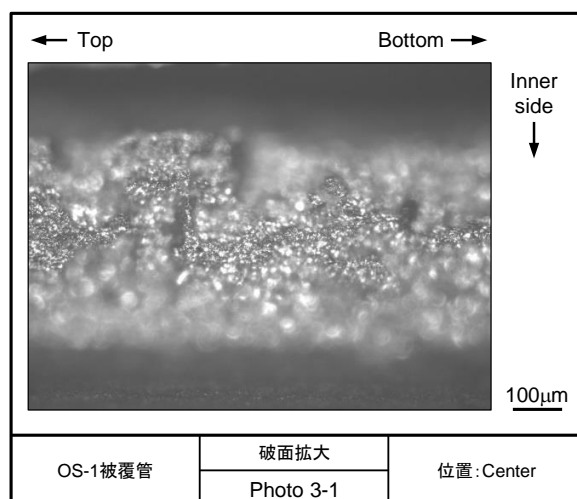
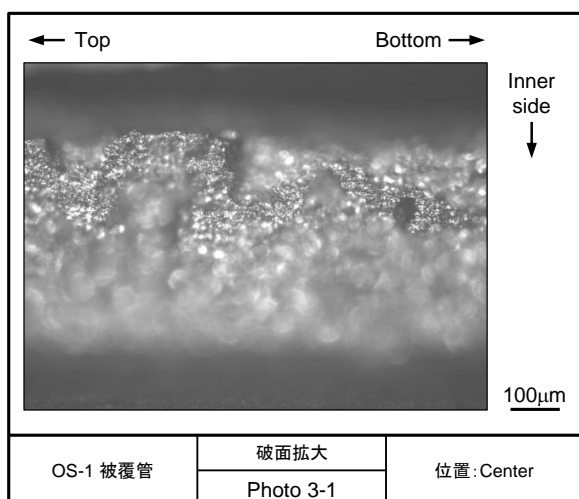
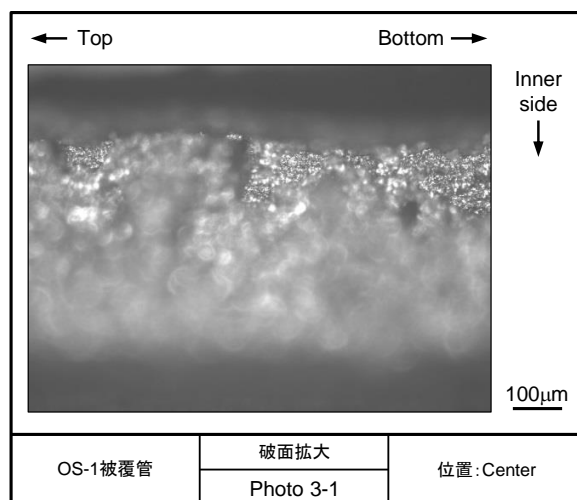
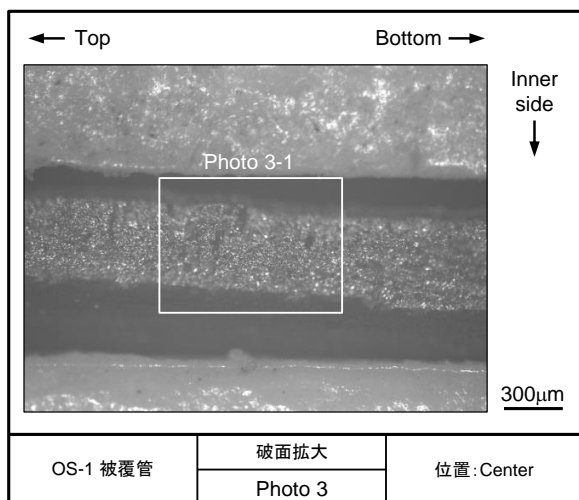


図 4.3.3-4(2) OS-1 パルス照射実験後の被覆管の破面拡大写真

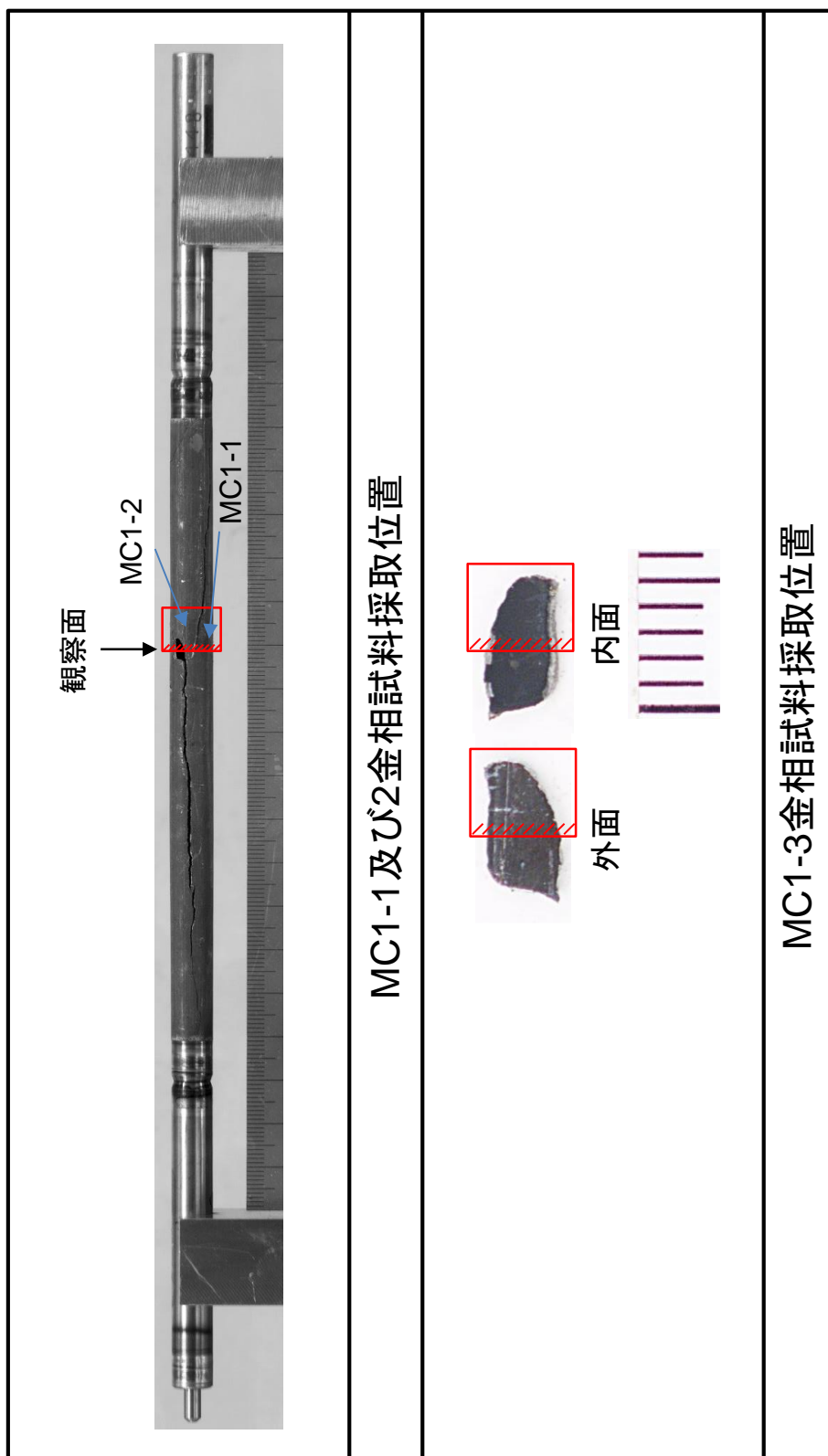


図 4.3.3-5 OS-1 実験で破損した被覆管の金相試料採取位置

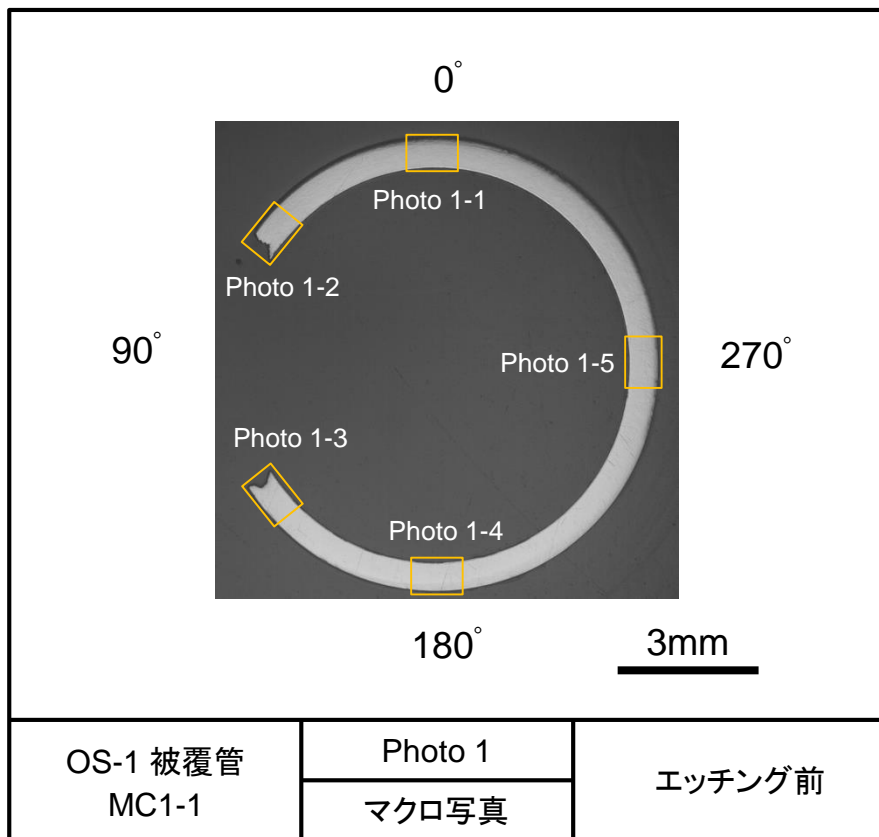


図 4.3.3-6(1) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-1, エッチング前)

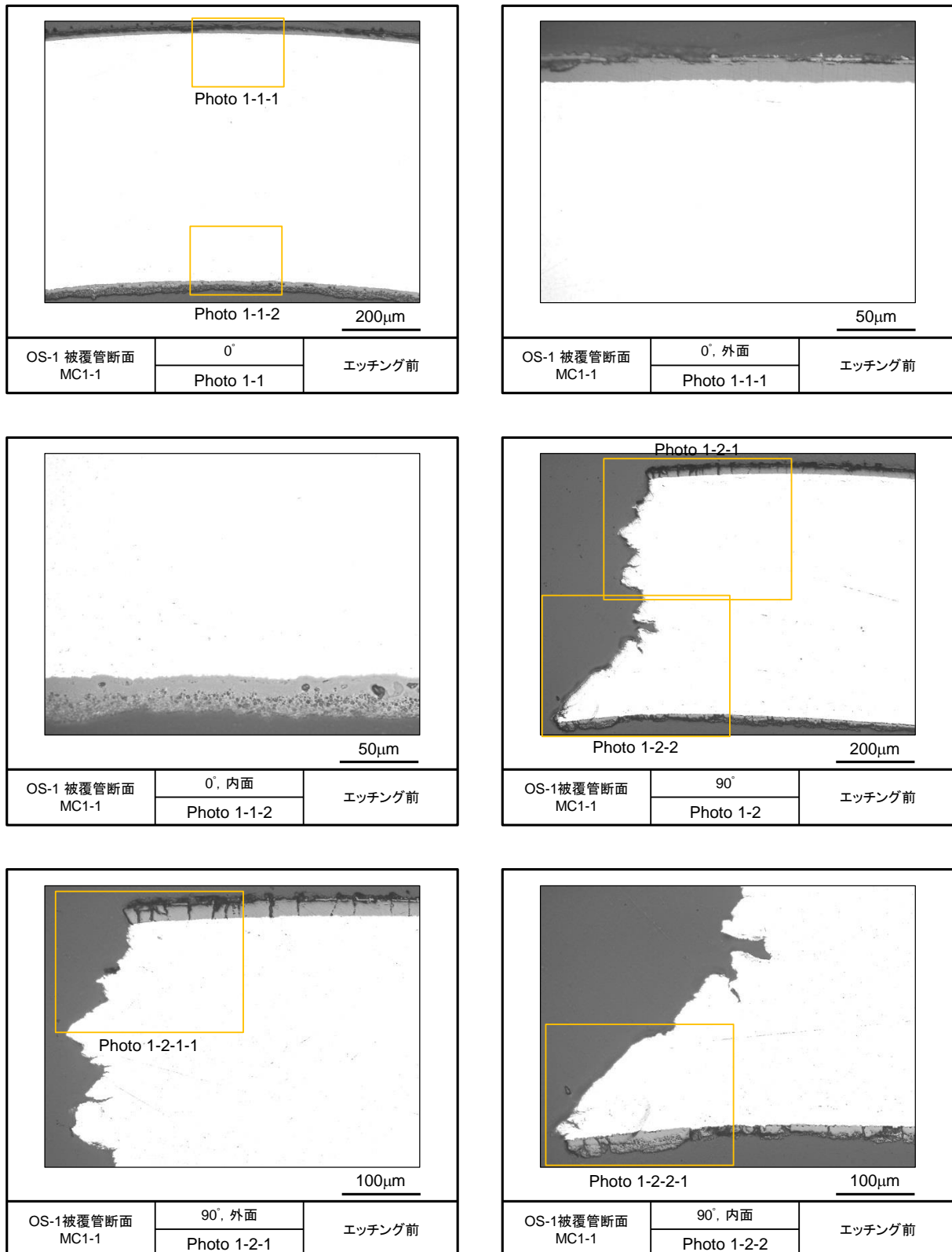


図 4.3.3-6(2) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-1、エッチング前)

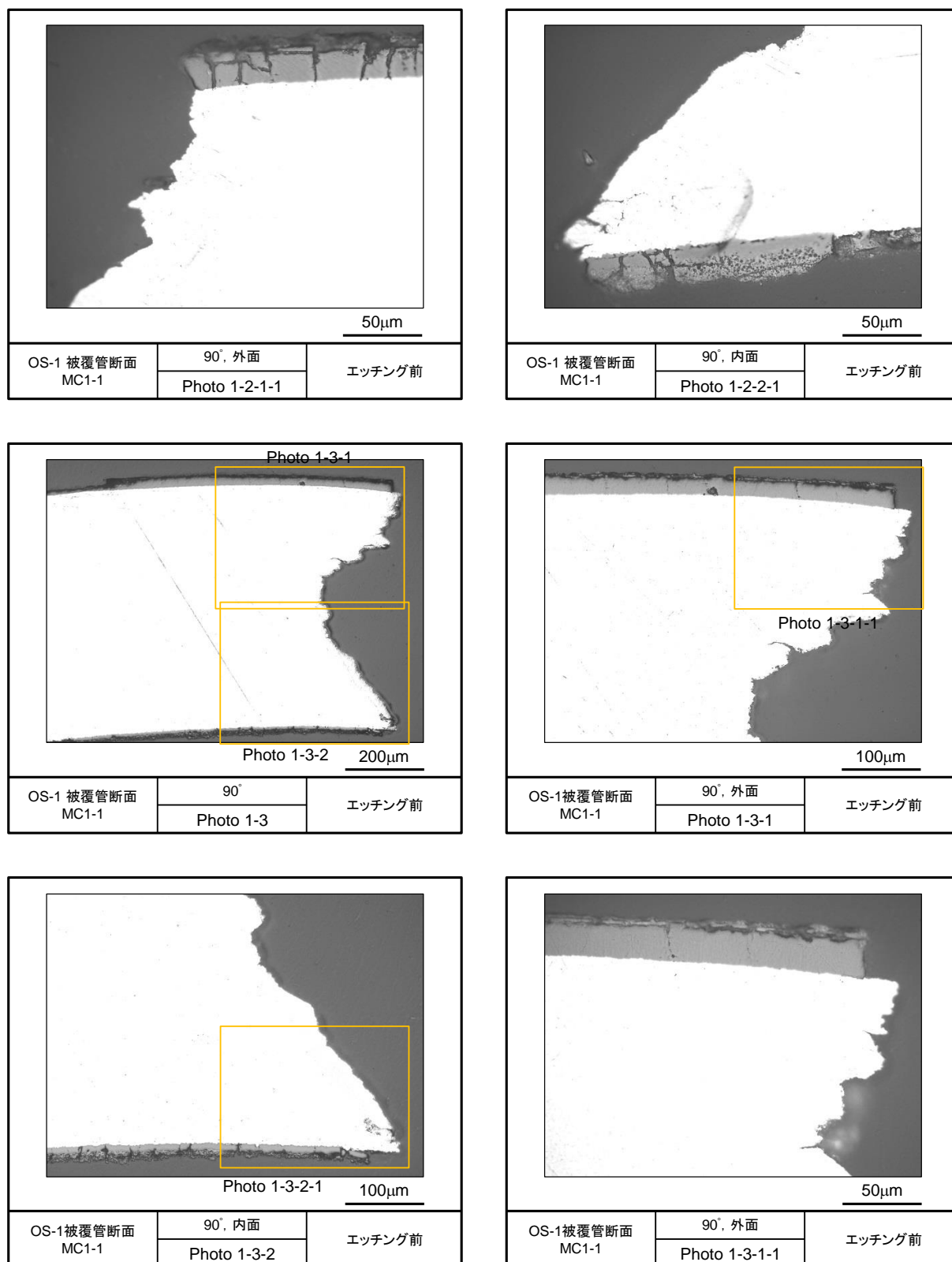


図 4.3.3-6(3) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-1、エッチング前)

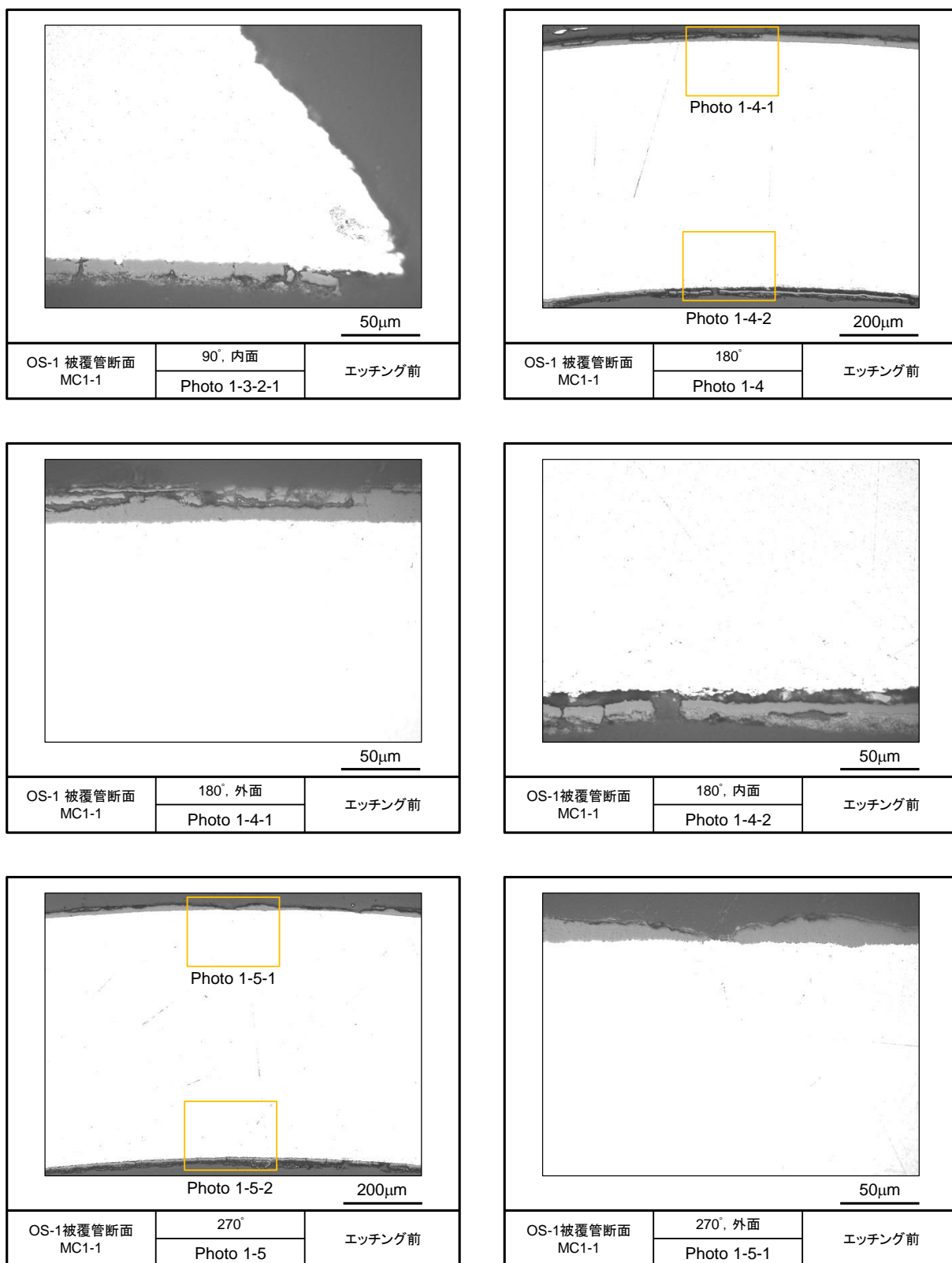


図 4.3.3-6(4) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-1、エッチング前)

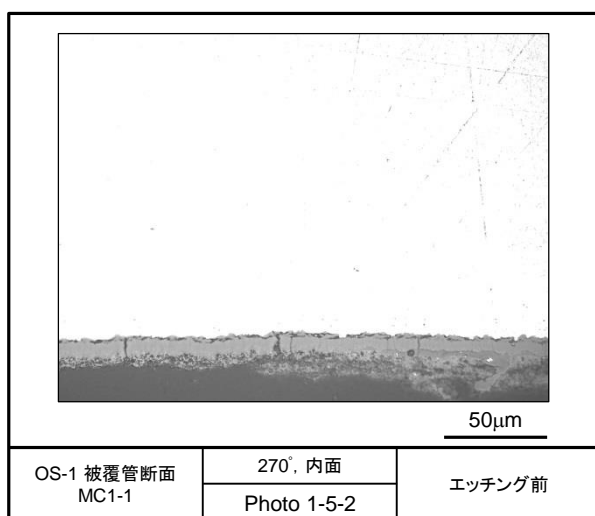


図 4.3.3-6(5) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-1、エッチング前)

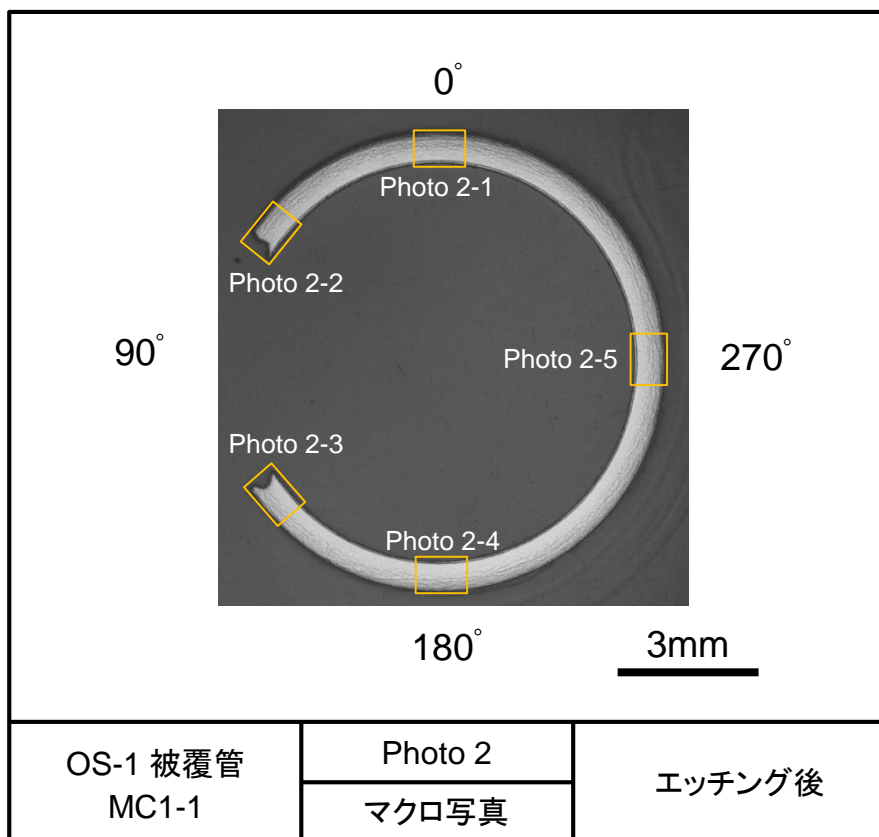


図 4.3.3-7(1) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-1, エッチング後)

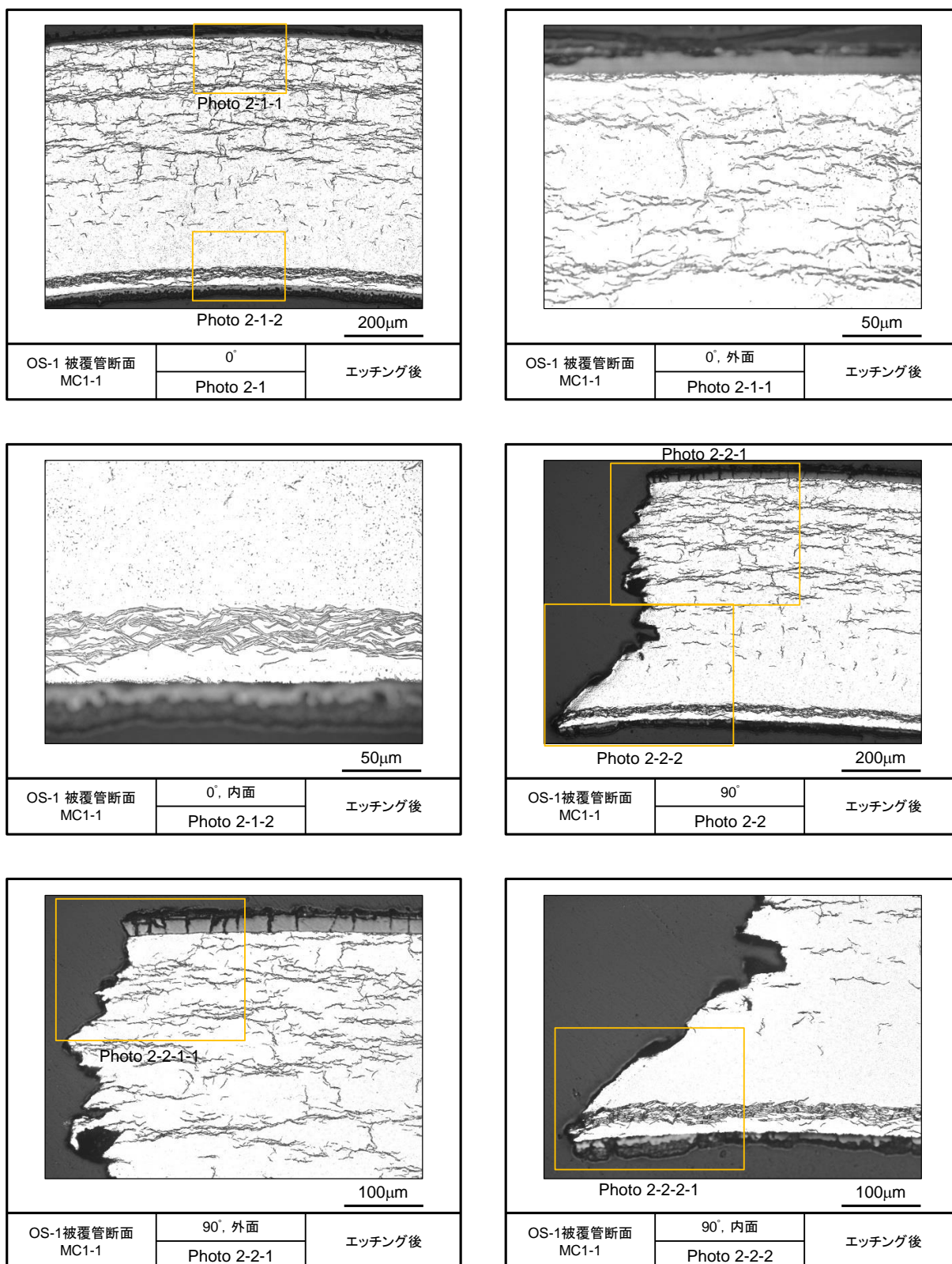


図 4.3.3-7(2) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-1, エッチング後)

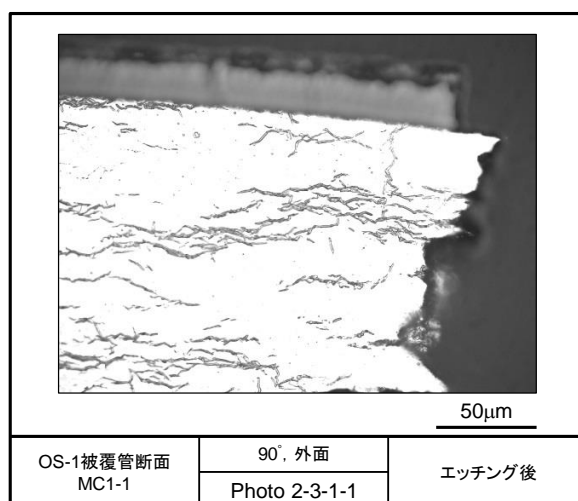
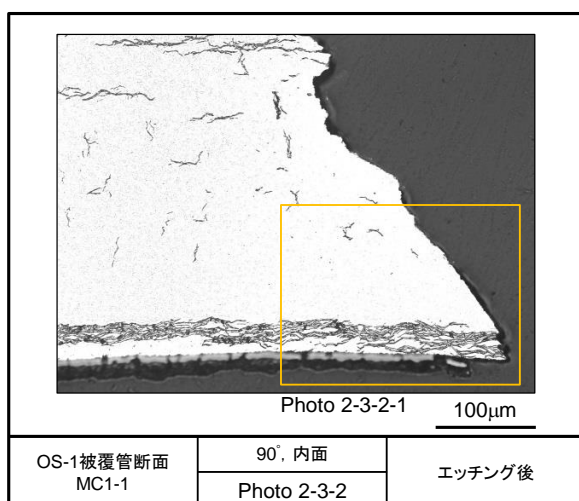
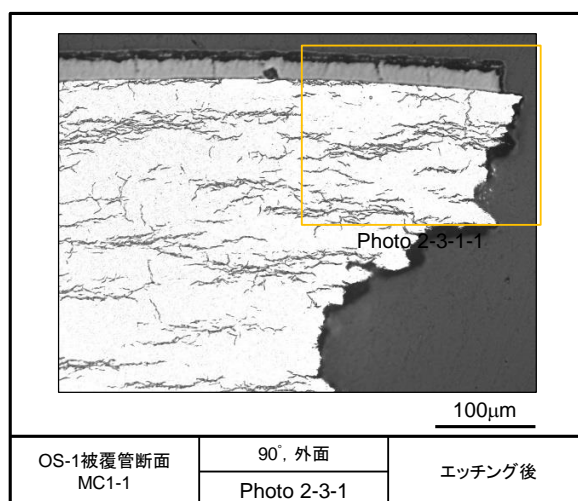
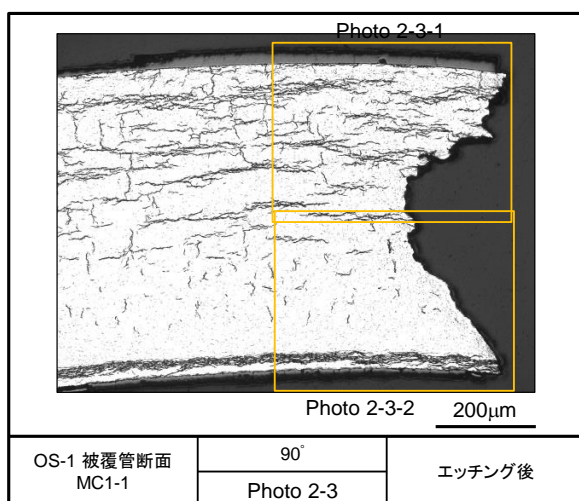
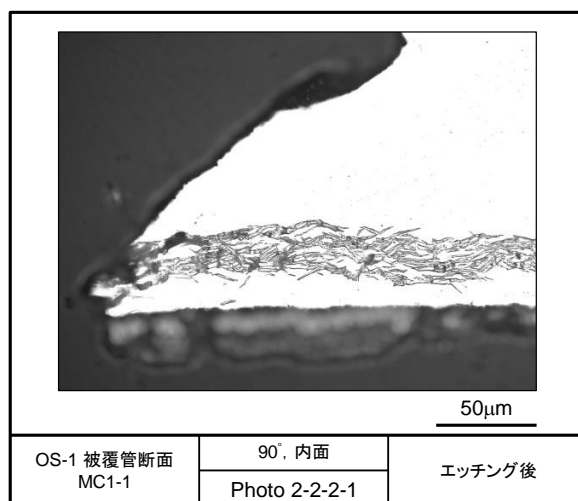
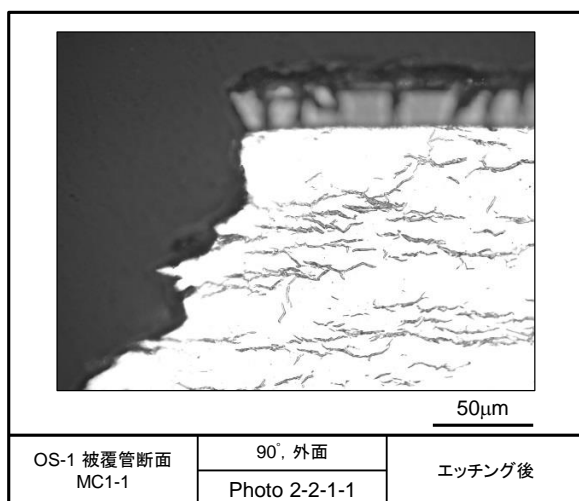


図 4.3.3-7(3) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-1, エッチング後)

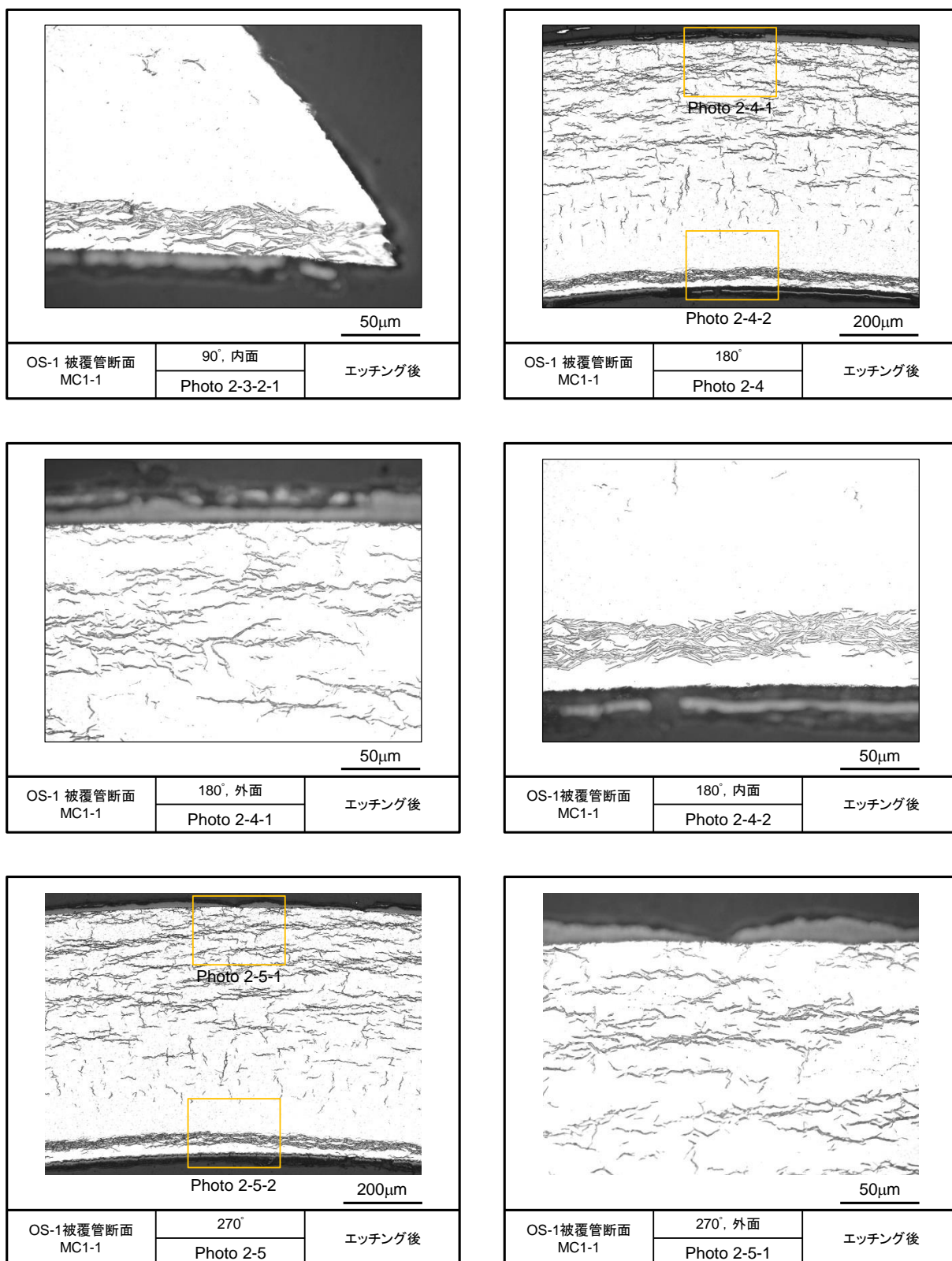


図 4.3.3-7(4) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-1, エッチング後)

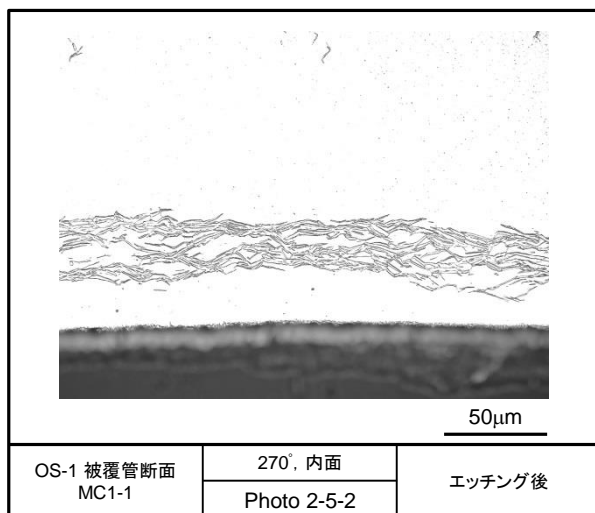


図 4.3.3-7(5) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-1, エッチング後)

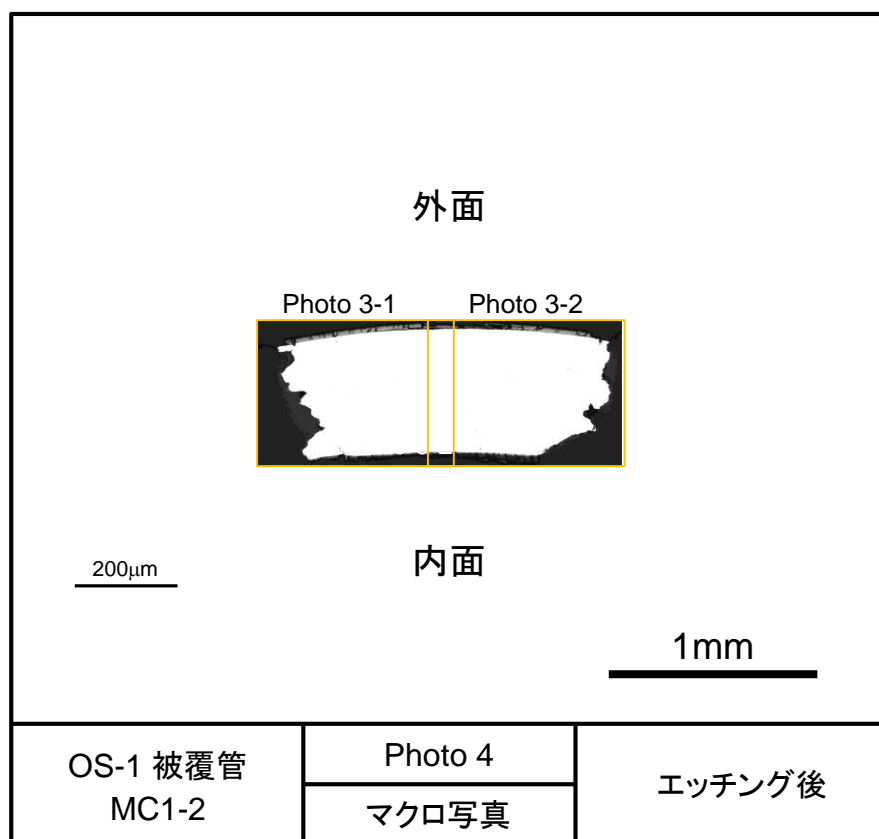


図 4.3.3-8(1) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-2, エッチング前)

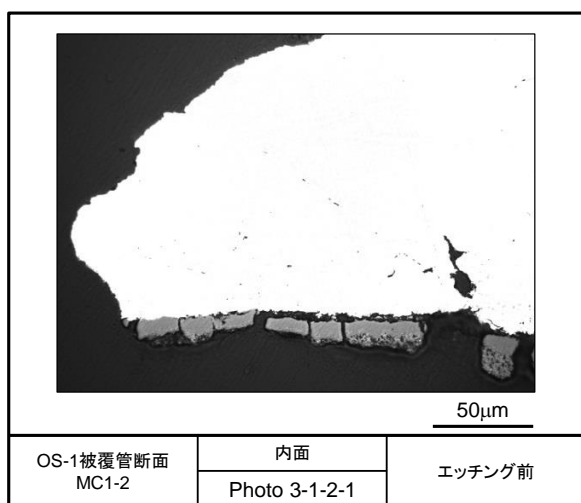
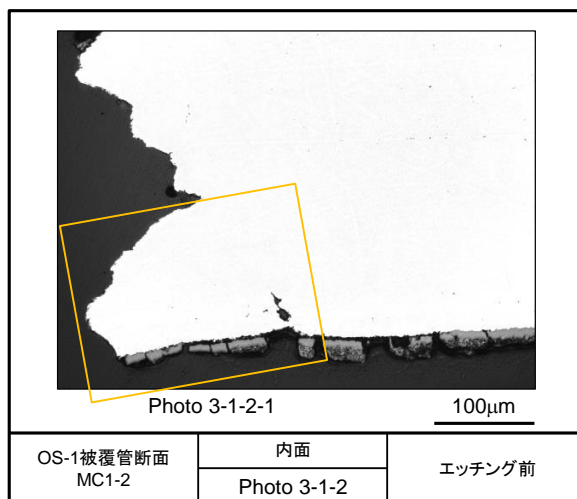
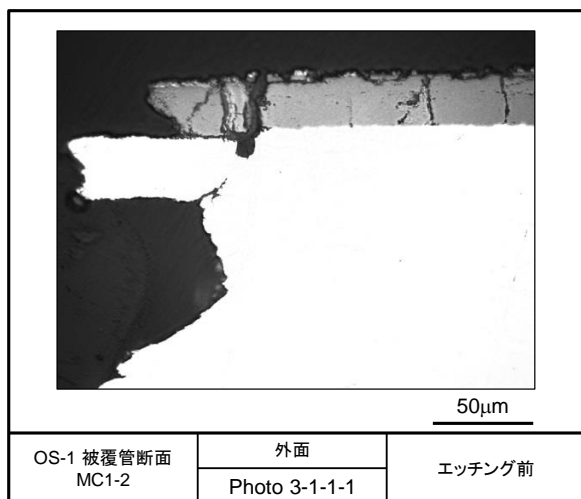
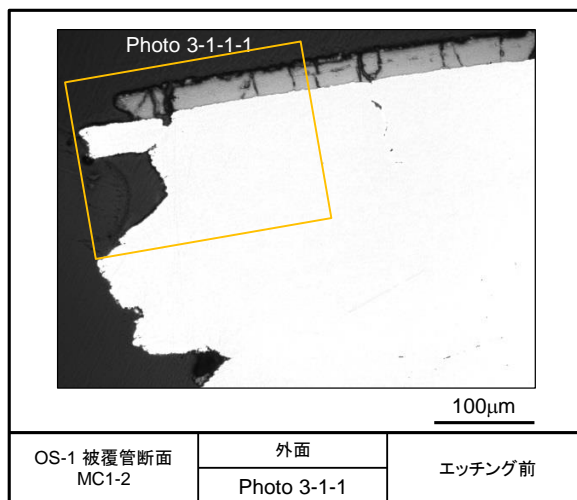
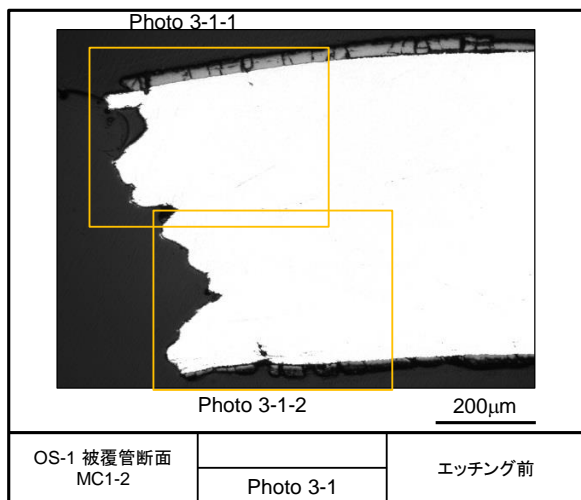


図 4.3.3-8(2) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-2 被覆管エッチング前)

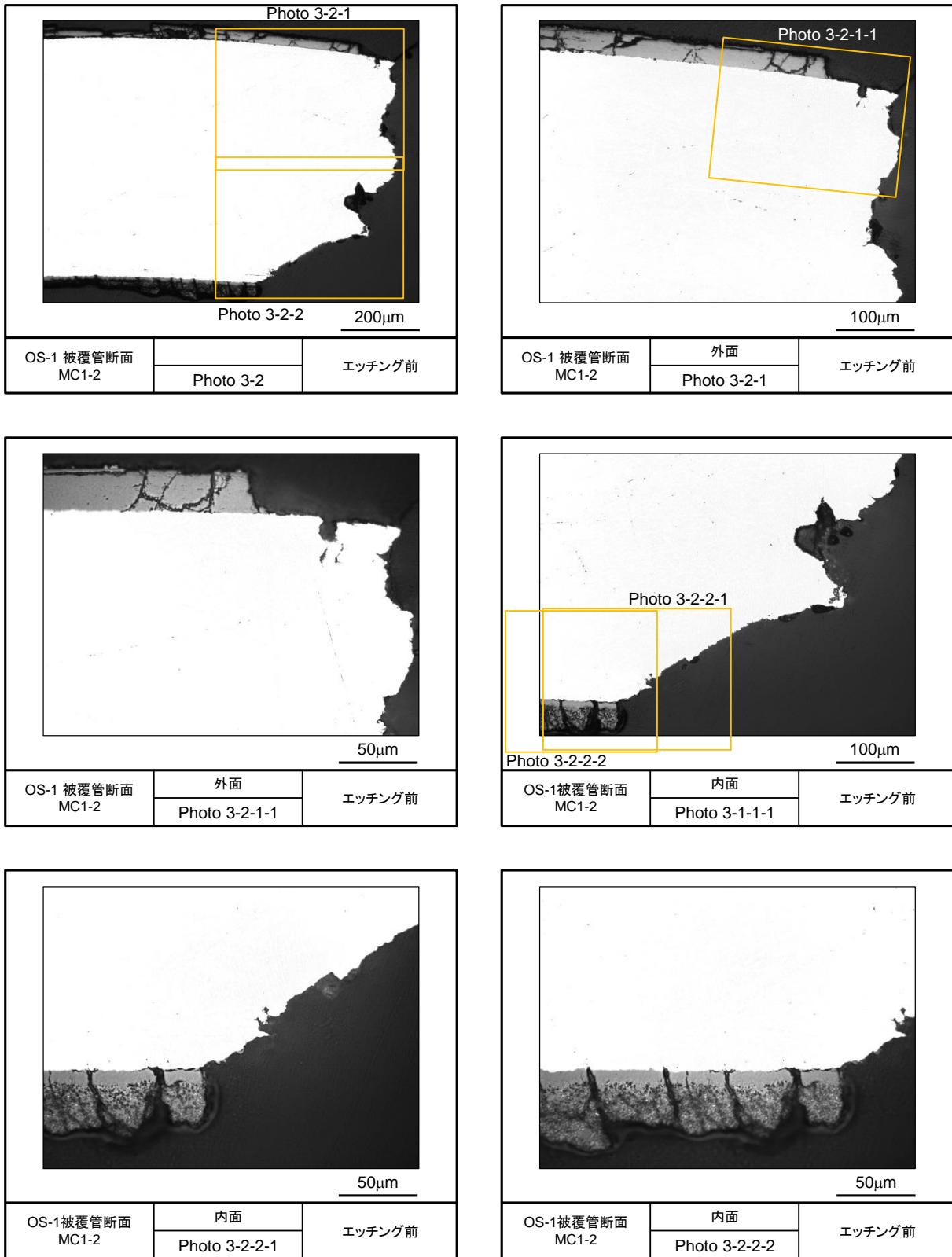


図 4.3.3-8(3) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-2 被覆管エッチング前)

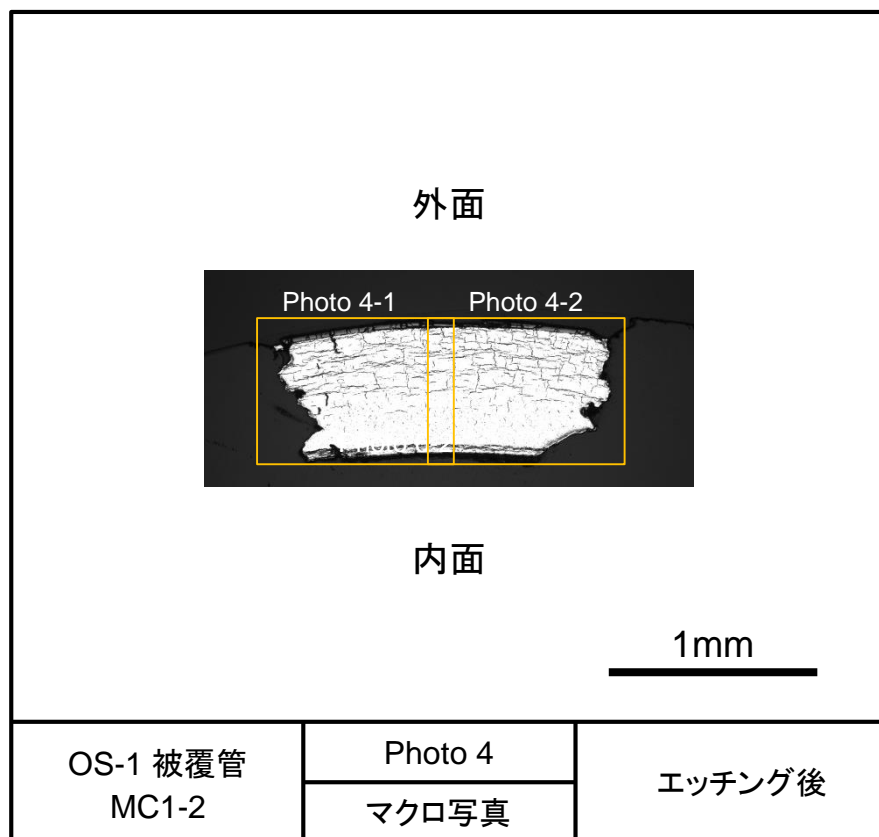


図 4.3.3-9(1) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-2, エッチング後)

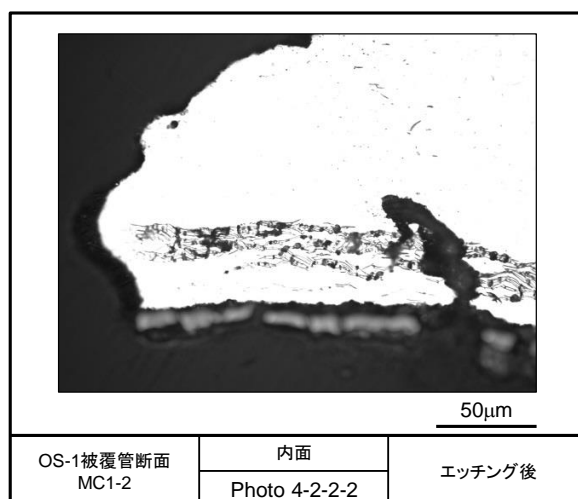
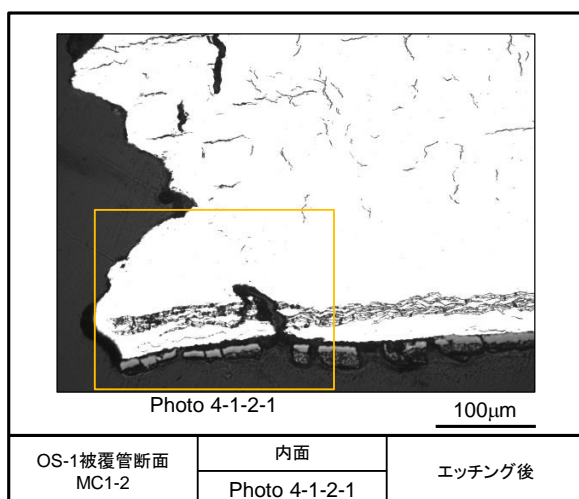
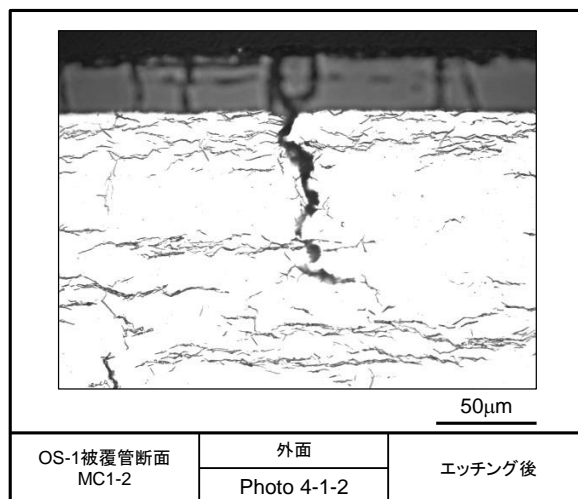
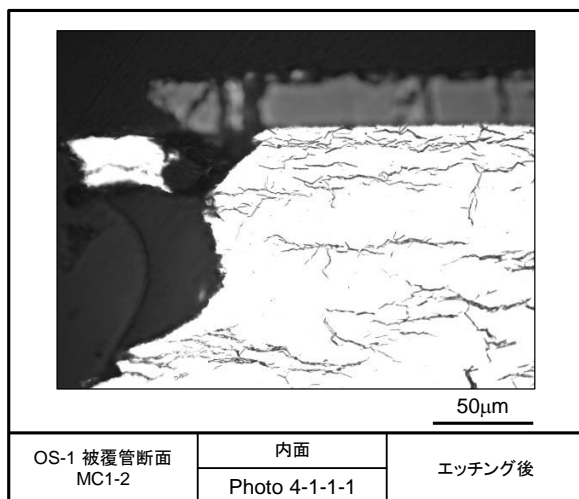
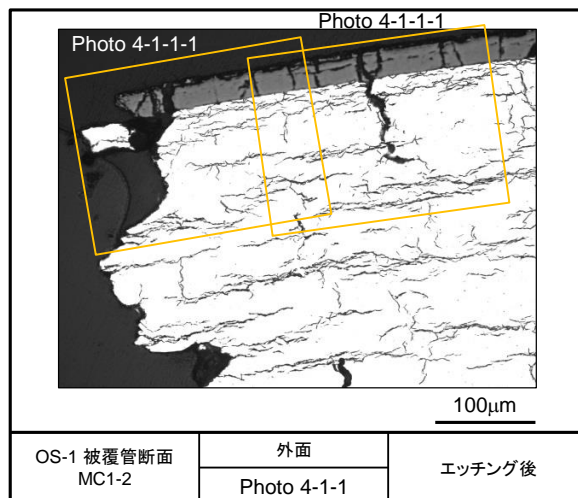
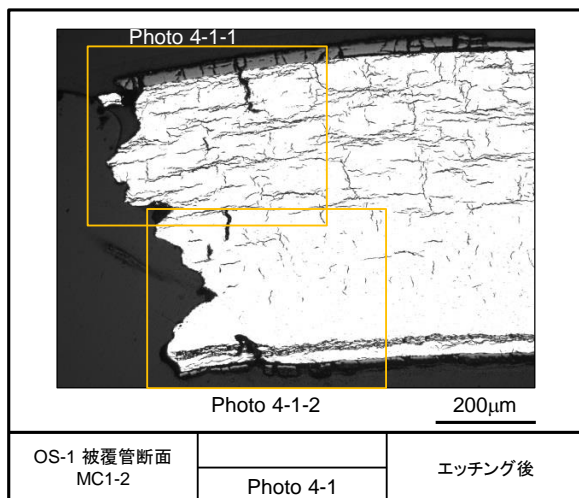


図 4.3.3-9(2) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-2 被覆管エッチング後)

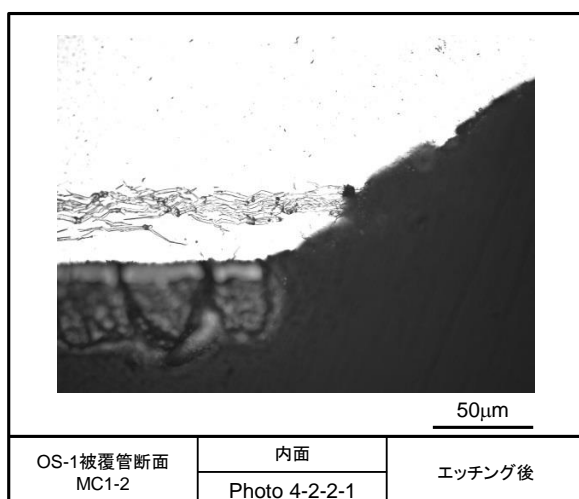
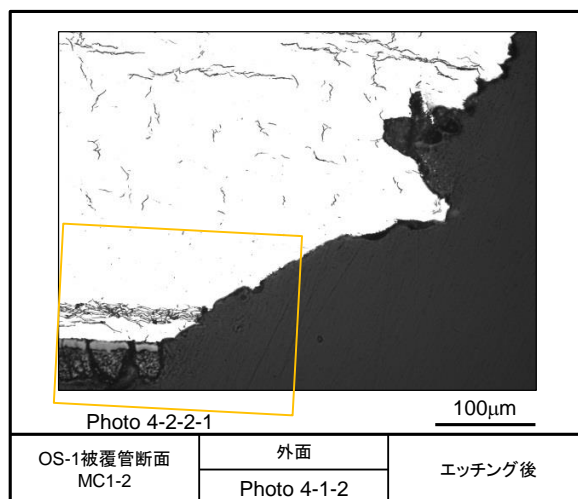
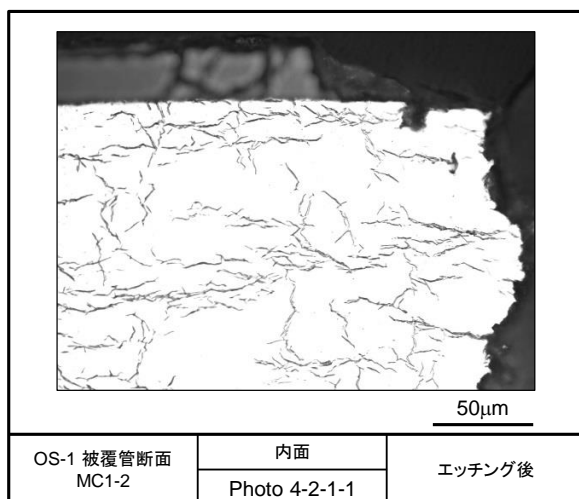
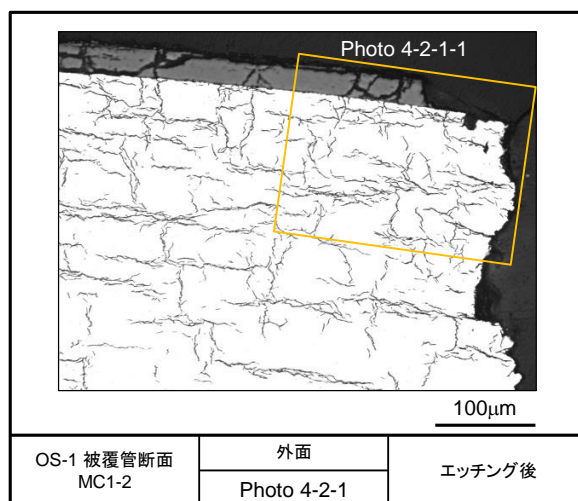
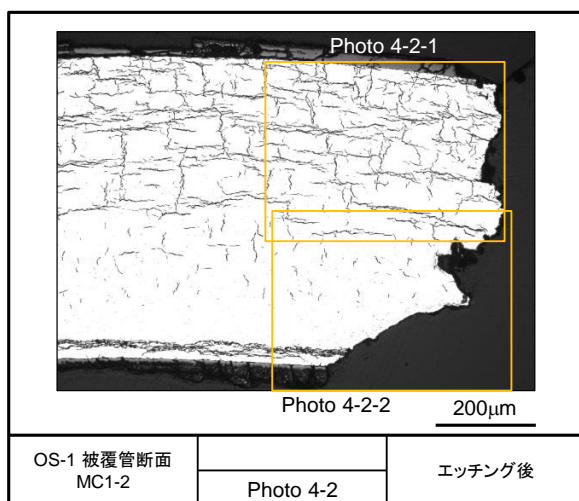


図 4.3.3-9(3) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-2 被覆管エッチング後)

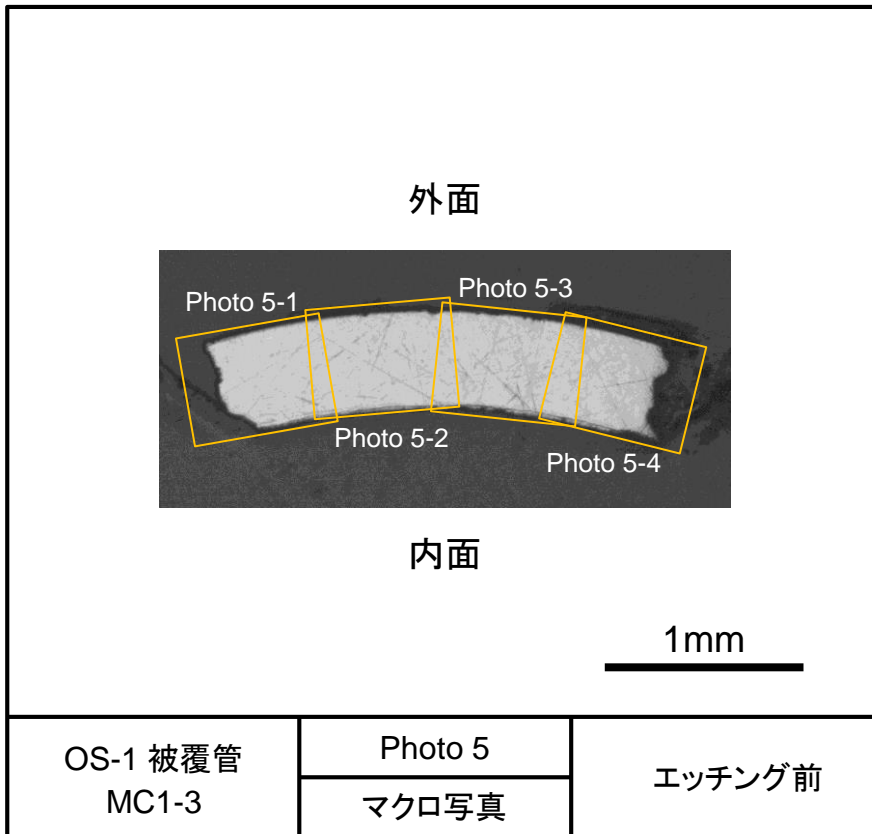


図 4.3.3-10(1) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-3, エッチング前)

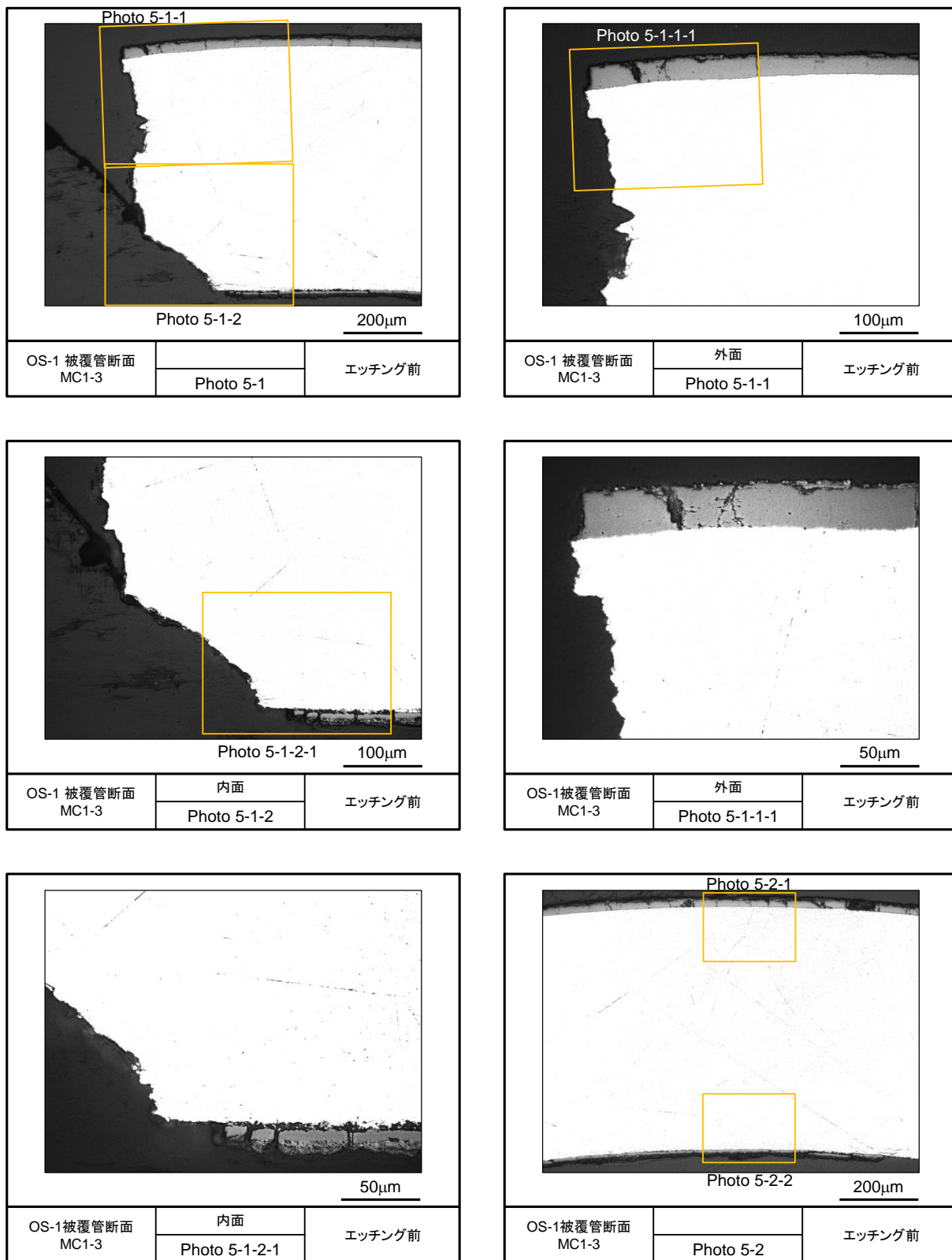


図 4.3.3-10(2) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-3 被覆管エッチング前)

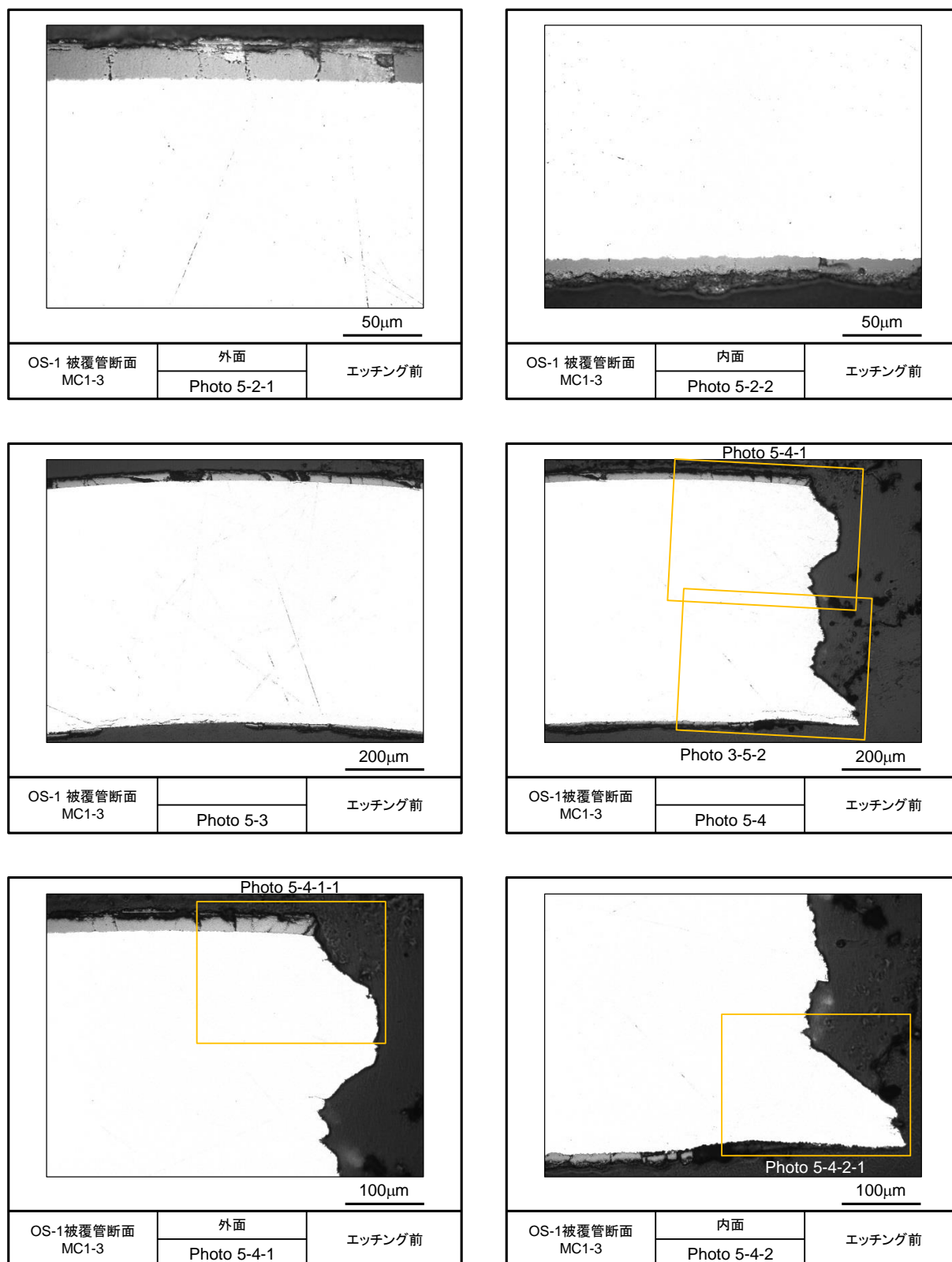


図 4.3.3-10(3) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-3 被覆管エッチング前)

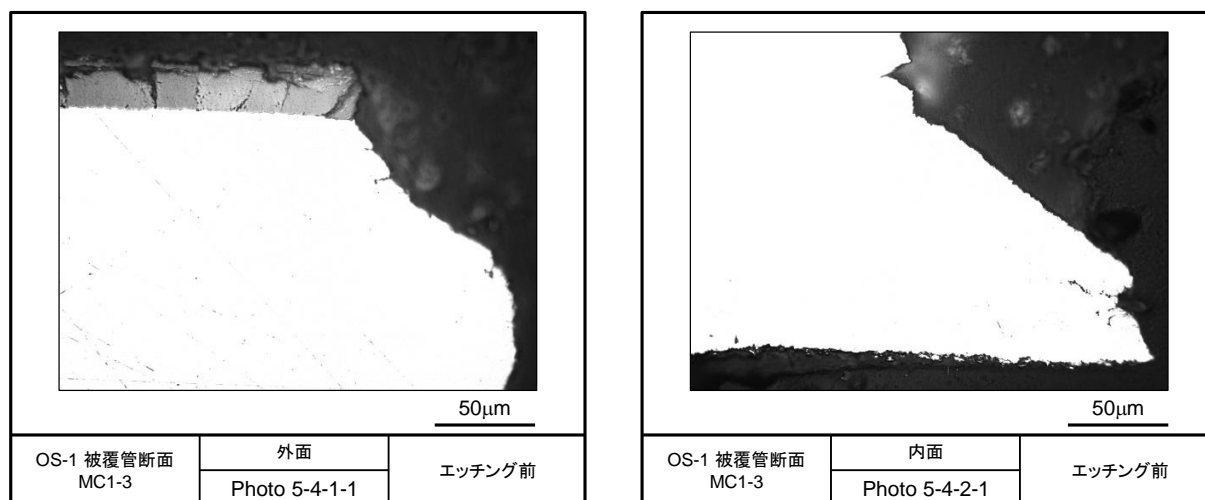


図 4.3.3-10(4) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-3 被覆管エッチング前)

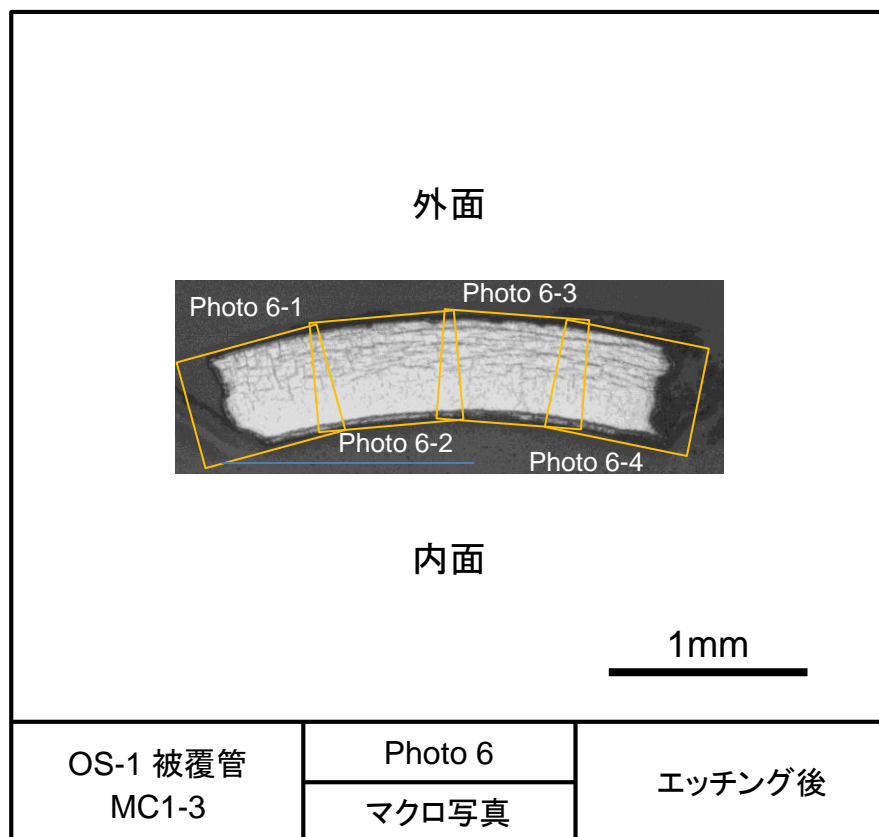


図 4.3.3-11(1) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-3, エッチング後)

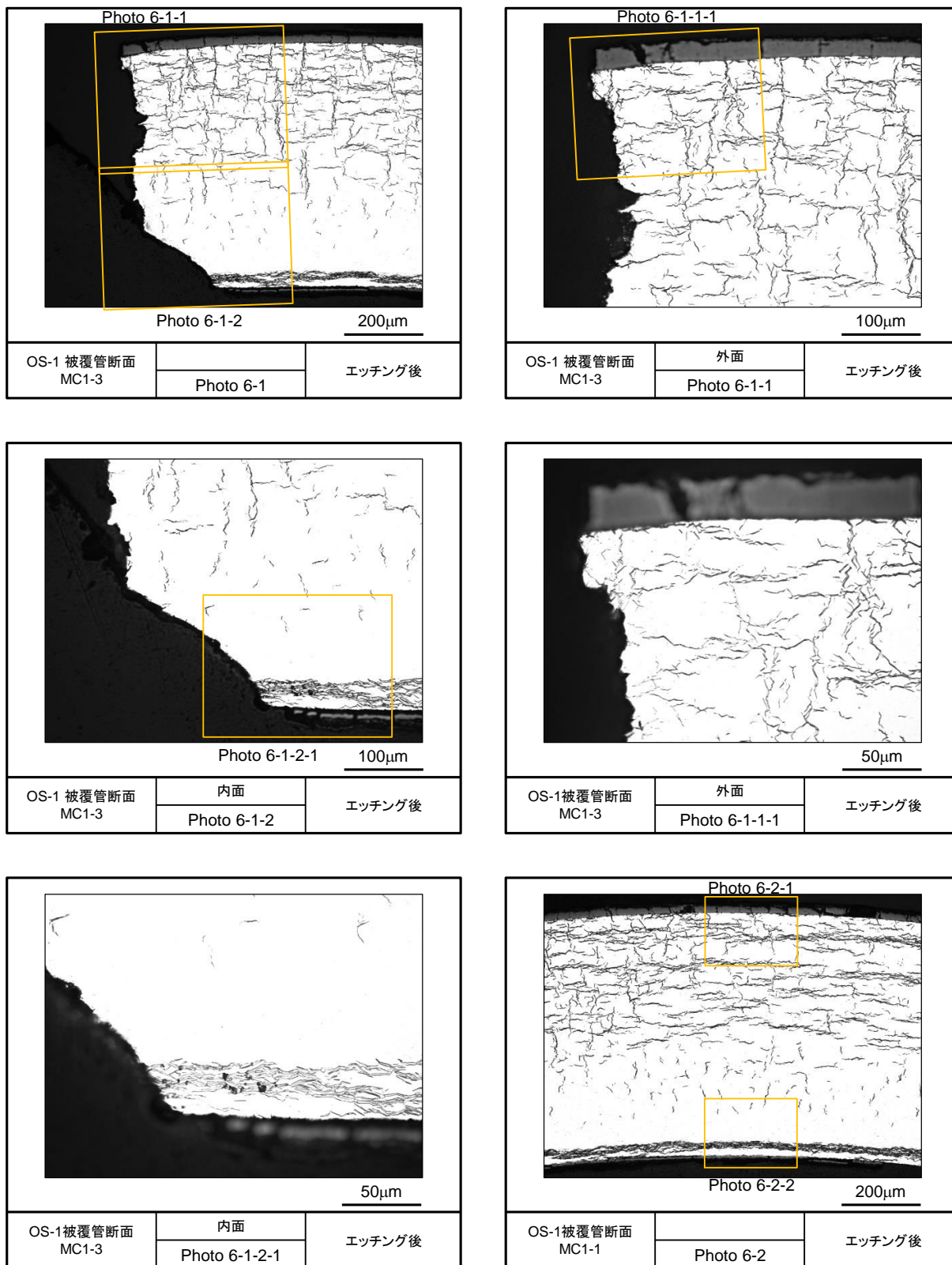


図 4.3.3-11(2) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-3 被覆管エッチング後)

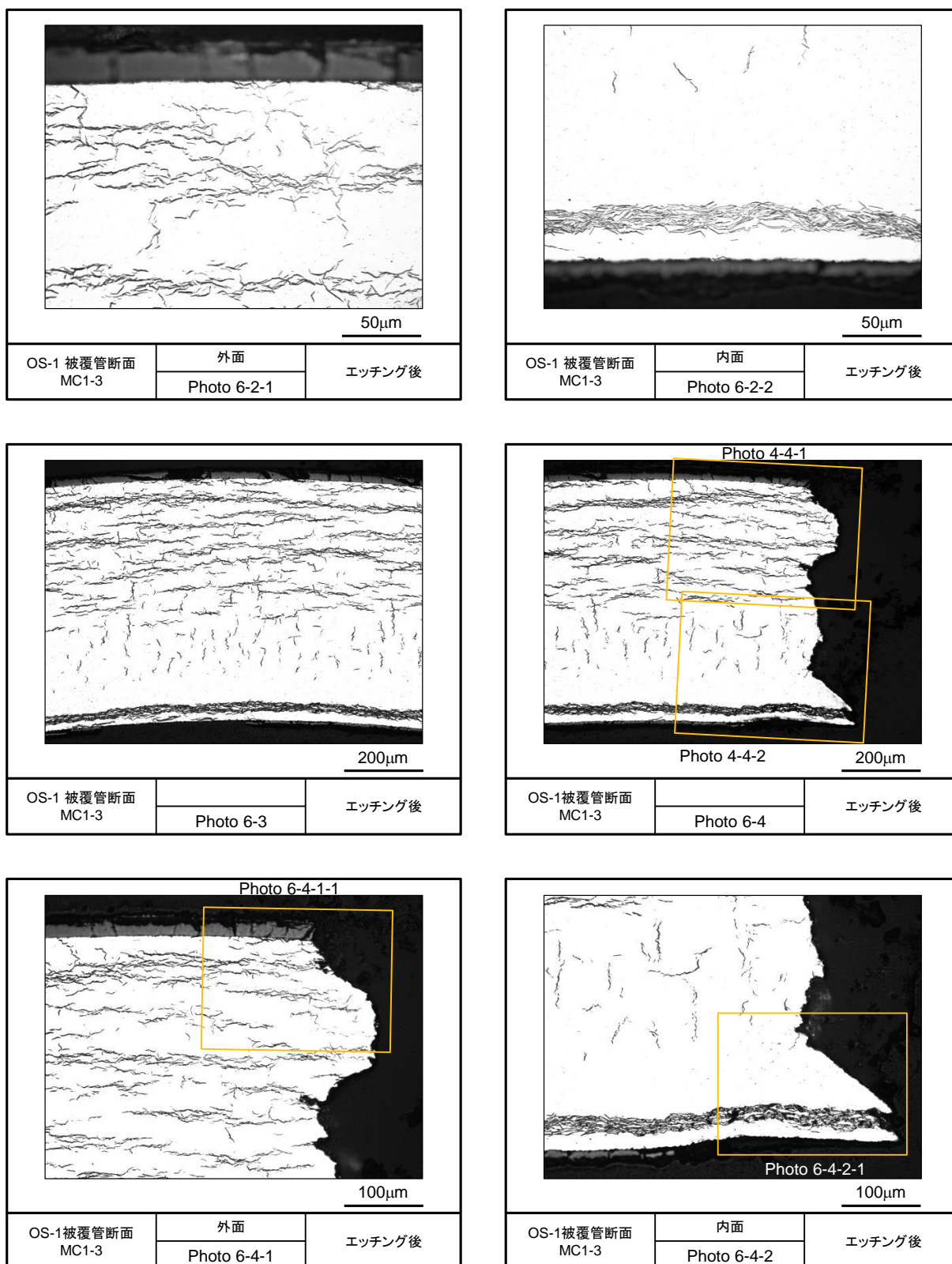


図 4.3.3-11(3) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-3 被覆管エッチング後)

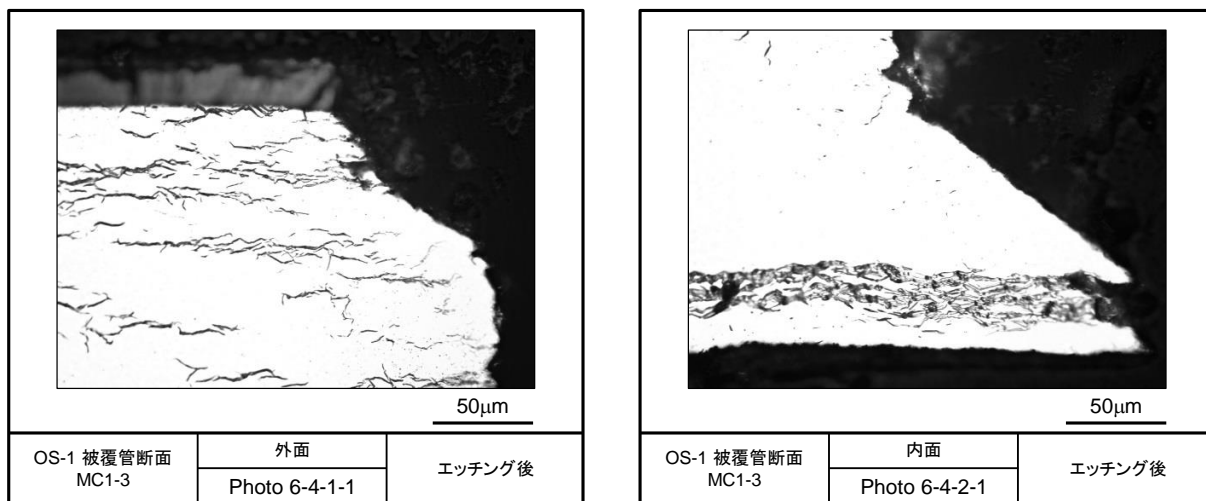


図 4.3.3-11(4) OS-1 パルス照射実験後の被覆管金相写真 (MC1-3 被覆管エッチング後)

4.3.4 LS-4 実験に関するパルス照射後試験

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、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）については既に報告した⁽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) X 線透過試験

パルス照射実験後の X 線透過写真を図 4.3.4-1 に示す。スタック上下端以外のペレットについては、ペレット境界の位置がパルス照射の前後でほぼ同じであるが、上下端のペレットは、それぞれ約 1 mm ずつ軸方向に伸びていることがわかる。また、スタックの上下に配置してあるアルミナペレット部分に、パルス照射前には見られなかった影が見えるが、これは燃料ペレットの一部と考えられる。

(2) γ スキャン

パルス照射実験後の γ スキャン結果を図 4.3.4-2 に示す。スタック上下端部のペレット位置において通常測定される γ 線強度の低下は認められなかったが、燃料棒上下端部において γ 線強度の高い部位が観察された。このことから、X 線透過写真において観察された少量の燃料ペレットが燃料棒上下端部に移動したことを示唆している。

(3) 燃料棒寸法測定

パルス照射後に燃料棒の寸法測定を行った。図 4.3.4-3 及び図 4.3.4-4 にそれぞれ燃料棒外径及び燃料棒曲がりの測定結果をパルス照射前の結果と併せて示す。図 4.3.4-3 (1) に示す 0-180° 方向の外径測定結果において、位置約 115 mm、145 mm 及び 175 mm でスパイク状の外径増大がみられるが、それらはそれぞれ熱電対 #3、#2、#1 の取付けに対応したものである。なお、図 4.3.4-4 において、3 カ所にスパイク状の曲がりが見られるが、これは外径測定と同様、熱電対の取付け位置に対応したものである。

図 4.3.4-3(7) に全方向で平均した外径及び歪みを示す。被覆管の塑性ひずみはペレットスタック部の平均で 1.73 %、最大部で 2.36 % であった。解析結果（4.4 節参照）によると、被覆管肉厚中心の被覆管周方向塑性ひずみは 2 % 程度であり、測定された塑性ひずみは解析結果よりもやや上回る程度であった。これは、歪みの駆動力がペレットの熱膨張に加えて、FP ガスによる被覆管内面への負荷で説明できる範囲であり、添加物燃料ペレットで着目される PCMI 挙動への有意な影響は見られなかった。

(4) ガスパンクチャ

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 4.3.4-1 に示す。現在、ガス組成分析をまだ実施していないため、過去に実施した実験の結果を利用して計算した。ライブシュタット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、

暫定的に FGR を約 3-10 % と導出した。

(5) RIA 時に生成された Ba-140 の定量分析

添加物燃料に係るデータの拡充のため、過去用いられてきた RIA 時の燃料エンタルピー増分の実験的評価手法である Ba-140 の定量分析を実施した。

Ba-140 の定量分析は以下の手順である。

1. RIA 試験後の試験燃料棒から採取した燃料試料を酸により溶解し、溶解液中に含まれる核分裂生成核種の Ba-140 (半減期 12.75 日) 量を化学分離後 γ 線計測により評価する。
2. 溶解液中の燃料を定量する*。
3. 1 及び 2 で得られた結果と文献⁽⁴⁾記載の式を用いて、発熱量を評価する。

*溶解過程における(電子天秤を用いた)重量測定から溶解液中の燃料を定量する方法と、溶解液中に含まれる U、Pu を化学分離後、質量分析により U、Pu 定量することで溶解液中の燃料を定量する方法の二種類があるが、過去多くの評価においては重量測定の値を用いていることから、今回の評価では重量測定による定量法を採用することとする。なお、今回、質量分析による定量法に必要なデータも取得した。

LS-4 実験燃料に関して、図 4.3.4-5 で CA と示される位置から厚さ約 1.6 mm のディスク状試料を切り出した。切り出した試料を硝酸中で加熱・溶解し、溶解液を濾過することで、被覆管及び不溶性の溶解残渣を溶液中より除いた。次に溶解液の一部を分取し、AMP (リンモリブデン酸アンモニウム添着シリカゲル無機交換体) を用いた分離法及び共沈分離法により試料溶液中から U、Pu 及び一部核分裂生成物を除去した後、試料溶液に硫酸を添加することで BaSO₄ の沈殿物を生成し、それを濾過することで、Ba を化学分離した。その後、Ge 検出器を用いて Ba-140 量を γ 線測定により定量した。なお、Ba の化学収率を求めるため、質量及び同位体組成が既知の Ba-133 試料 (スパイク) 溶液を用いて化学分離前後における Ba-133 の γ 線強度 (γ 線エネルギー : 356.0 keV) の変化を測定した。溶解液の分取量について、ピペットの目盛から算出した値 0.000400 と電子天秤を用いた重量測定から算出した値 0.000417 があるが、今回の評価においては暫定的に重量測定から算出した値を用いた。Ge 検出器における Ba-133、Ba-140 の検出効率については、標準線源 (Ba-133、Eu-152、Cs-137、Co-60) を用い、245keV から 1408 keV (計 13 点) の γ 線エネルギー領域におけるエネルギーと γ 線強度の関係式を fitting して求めたのち、Ba-133、Ba-140 の γ 線エネルギーそれぞれ 356.0 keV、537.3 keV における検出効率を算出して用いた。

上記の手順 2 に関して、溶解液中の燃料量を定量するため、LS-4 実験燃料における U、Pu 組成比を測定した。分析対象核種は U-234、U-235、U-236、U-238、Pu-238、Pu-239、Pu-240、Pu-241、Pu-242 である。陰イオン交換樹脂を用いた分離法により、試料溶液中から核分裂生成物を除去すると共に、U と Pu を分離し、U 同位体溶液と Pu 同位体溶液を得た。これらの同位体溶液につい

て、誘導結合プラズマ質量分析計 (ICP-MS) を用いてそれぞれ質量分析を行った。質量分析により直接得られるのは、U と Pu について、それぞれの同位体が占める数的割合 (U-235 が全 U 中に占める割合など) である。これに加えて溶解直後の燃料溶液中における U と Pu の量的割合を評価するため、質量及び同位体組成が既知の U、Pu 試料 (スパイク) 溶液を混合した同位体溶液についても、同様の手順で質量分析を行った。スパイクの有無によって生じる質量分析結果の差を利用して、U と Pu の量的割合及び U/Pu 量を評価した。重量測定による算出した燃料重量から算出した発熱量は 156 cal/g で、ピークエンタルピは、119 cal/g となった。この結果は、4.3.5 節の手法によるエンタルピの評価値 131 cal/g と比べ、10 cal/g 程度小さい。差の要因としては、まず測定時誤差が考えられる。誤差としては、主に γ 線検出効率、溶解液の分取率、重量測定から生じるものが考えられるが、誤差となり得る項目が多岐にわたるため、現状誤差の定量はできていない。

Ba-140 の定量分析手法による評価値は、現在主に用いている手法 (4.3.5 節) による評価値と比較すると、多くの実験ケースで低い値となっている。従来手順 1 では、溶解残渣及び被覆管の内面に固着していると考えられる燃料の中に含まれる Ba-140 の定量は実施されておらず、溶解残渣及び被覆管に Ba-140 が存在している可能性が検討されていない。そこで、上記の手法に加え、溶解残渣及び被覆管に固着している燃料についても Ba-140 の定量分析を実施し、データを取得した。溶解残渣及び被覆管に固着していると考えられる燃料の Ba-140 定量分析にあたっては、溶解残渣及び被覆管を同じ容器に移し替えたのち、混酸 (9M 濃塩酸:15M 濃硝酸=10:1) を用いて溶解した。その後、同様に Ba を化学分離し、 γ 線測定を実施した。なお、今回の測定においては、溶解残渣、被覆管に固着している燃料及び被覆管の各溶解量が未知のため、残渣及び固着している燃料あたりの放射エネルギーは評価していない。残渣溶解液の分取にあたっては、ピペットの目盛から算出した値 0.395 と電子天秤を用いた重量測定から算出した値 0.420 があるが、今回の評価においては暫定的に重量測定から算出した値を用いた。Ge 検出器の検出効率については、前述の手法と同様に算出した。今回の LS-4 燃料 (添加物燃料) における溶解残渣の量は、燃料溶解量の 1%程度と少ないが、過去の評価では、溶解残渣の量が 10%程度となったものも存在する。化学分析用試料の切断後、分析用試料の外観を確認した際には、粉末状となった燃料の量が過去の UO_2 燃料ケースと比べて多く見られたことから、LS-4 燃料は比較的溶解し易い、残渣が生じ難い性状の燃料であった可能性がある。燃料溶解液中の Ba-140 の放射エネルギーと残渣溶解液中の Ba-140 の放射エネルギーはおよそ 5000 分の 1 程度の値となっており、当該燃料について被覆管に固着している燃料及び残渣中の Ba-140 の影響は小さいと考えられる。

燃料溶解及び溶解残渣溶解試験結果を表 4.3.4-2 に、化学分離前後の Ba-133 の γ 線測定結果を表 4.3.4-3 に、化学分離後の Ba-140 の γ 線測定結果を表 4.3.4-4 に、質量分析結果を表 4.3.4-5 に示す。

表 4.3.4-1 LS-4 パンクチャー試験結果

燃料棒内自由空間体積	4.3 cm ³
燃料棒内圧力	268.9 kPa (at 0 °C)
ガス量	11.3 cm ³ (at 0 °C, 1 atm)

表 4.3.4-2 燃料溶解及び溶解残渣溶解試験結果

試験名	内容物	測定重量(g)
燃料溶解試験	①燃料収納容器1+溶解前燃料	6.0393
	②燃料収納容器1風袋	4.9020
	③被覆管収納容器2+溶解後被覆管	8.8050
	④被覆管収納容器2風袋	8.6120
	⑤溶解残渣収納容器3+ろ紙 +燃料溶解残渣	392.7178
	⑥溶解残渣収納容器3風袋	392.6221
	⑦ろ紙風袋	0.0859
	⑧溶解前燃料重量(①-②)	1.1373
	⑨溶解後被覆管重量(③-④)	0.1930
	⑩溶解残渣重量(⑤-⑥-⑦)	0.0098
	⑪溶解液中の燃料重量(⑧-⑨-⑩)	0.9345
溶解残渣溶解試験	⑫[溶解残渣+被覆管]の残渣収納容器4+残渣+ろ紙	8.8324
	⑬残渣収納容器4風袋	8.5948
	⑭ろ紙風袋	0.1971
	⑮溶解残渣溶解試験の残渣(⑫-⑬-⑭)	0.0405
	⑯残渣溶解液中の溶解残渣及び被覆管(⑨+⑩-⑮) [ろ紙をすり抜けた微粒子の沈殿物有]	0.1623
	⑰残渣溶解液中微粒子の沈殿物	0.0279
	⑱残渣溶解液に溶けた溶解残渣及び被覆管(⑯-⑰)	0.1344

表 4.3.4-3 Ba-133 の γ 線測定結果(化学収率評価結果)

Ba-133の γ 線測定					
	Ba-133化学分離前		燃料溶解液		残渣溶解液
	測定値①	測定値②	Ba-133化学分離後 測定値(1回目測定)	Ba-133化学分離後 測定値(2回目測定)	Ba-133化学分離後 測定値
測定日	2018/8/10	2018/8/16	2018/8/8	2018/8/16	2018/8/10
Live Time(s)	20401	15334	149560	73969	486944
gross-count	10662	7759	179655	160207	529320
net-counts	10045	7273	64141	26358	191987
STD(%)	1.03	1.21	0.66	1.52	0.38
検出効率	0.0213	0.0213	0.0213	0.0213	0.02134
放射エネルギー(Bq)	37.15	35.79	32.36	26.89	29.75
Ba-133溶液の分取量(g)	0.1036	0.1024	0.1030	0.1034	0.1032
Ba-133溶液の分取量あたりの放射エネルギー(Bq/g)	359	349	314	260	288
Ba-133溶液の分取量あたりの放射エネルギー平均値(Bq/g)		354	—	—	—
化学収率(%)	—		88.7	73.5	81.4

表 4.3.4-4(1) 燃料溶解中の Ba-140 の γ 線測定結果

溶解燃料中に含まれるBa-140の γ 線測定		
	1回目測定結果	2回目測定結果
パルス照射日	2018/6/28	2018/6/28
Ba-140測定開始	2018/8/8 15:58	2018/8/16 16:57
Ba-140測定終了	2018/8/10 9:31	2018/8/17 13:30
Live Time(s)	149560	73969
Real Time(s)	152053	76141
net-counts	15304	4028
計数率(cps)	1.02.E-01	5.45.E-02
STD(%)	1.51	5.42
検出効率	0.0149	0.0149
化学収率(%)	88.7	73.5
γ 線測定に用いた燃料溶解試料中のBa-140放射能(Bq) [半減期を考慮しパルス時の放射能に換算]	316	312
燃料溶解液の分取率 [燃料溶解液から分取した容液の割合]	0.000417	0.000417
溶解燃料中のBa-140放射能(Bq) [半減期を考慮しパルス時の放射能に換算]	7.57.E+05	7.47.E+05
溶解燃料重量(g)	0.935	0.935
燃料重量あたりのBa-140の放射能(Bq/g-fuel) [半減期を考慮しパルス時の放射能に換算]	8.10.E+05	8.00.E+05

なお、Ba-140の γ 線放出率、 γ 線エネルギー、半減期はそれぞれ24.4%、537.3keV、12.75 dayとした。

表 4.3.4-4(2) 残渣溶解液中の Ba-140 の γ 線測定結果

残渣及び被覆管に固着した燃料中に含まれるBa-140のガンマ線測定	
パルス照射日	2018/6/28
Ba-140測定開始	2018/8/10 17:25
Ba-140測定終了	2018/8/16 8:41
Live Time(s)	486944
Real Time(s)	493216
net-counts	17927
計数率(cps)	3.68E-02
STD(%)	5.42
検出効率	0.0149
化学収率(%)	81.4
γ 線測定に用いた残渣溶解試料中のBa-140放射能量(Bq) [半減期を考慮しパルス時の放射能に換算]	1.53E+02
残渣溶解液の分取率 [残渣溶解液から分取した容液の割合]	0.420
溶解した残渣及び被覆管中のBa-140放射能量(Bq) [半減期を考慮しパルス時の放射能に換算]	3.64E+02
溶解した残渣及び被覆管の重量(g)	0.1344
なお、Ba-140の γ 線放出率、 γ 線エネルギー、半減期はそれぞれ 24.4%、537.3keV、12.75 dayとした。	

表 4.3.4-5 LS-4(パルス照射後)U、Pu 質量分析結果

LS-4	
	number ratio % (standard error %)
測定日	2019.2.8
Fissile/(U+Pu)	1.898 (1.67)
Pu-total / U-total	1.057 (2.60)
U-234 / U-total	0.027 (3.78)
U-235 / U-total	1.222 (0.58)
U-236 / U-total	0.682 (0.73)
U-238 / U-total	98.069 (0.70)
Pu-238 / Pu-total	2.578 (0.88)
Pu-239 / Pu-total	57.023 (0.66)
Pu-240 / Pu-total	25.467 (0.79)
Pu-241 / Pu-total	8.834 (0.84)
Pu-242 / Pu-total	6.098 (0.63)
	溶解直後の燃料溶液中 のU、Pu mol数* (standard error %)
U	3.237E-03 (1.23)
Pu	3.421E-05 (2.29)
U + Pu	3.272E-03 (1.21)
U-235	3.956E-05 (1.36)
Pu-239	1.951E-05 (2.36)
Pu-241	3.022E-06 (2.42)
fissile(= U-235 + Pu-239 + Pu-241)	6.209E-05 (1.15)
*燃料溶解液から分取した溶液の割合を0.0000387として計算した。	

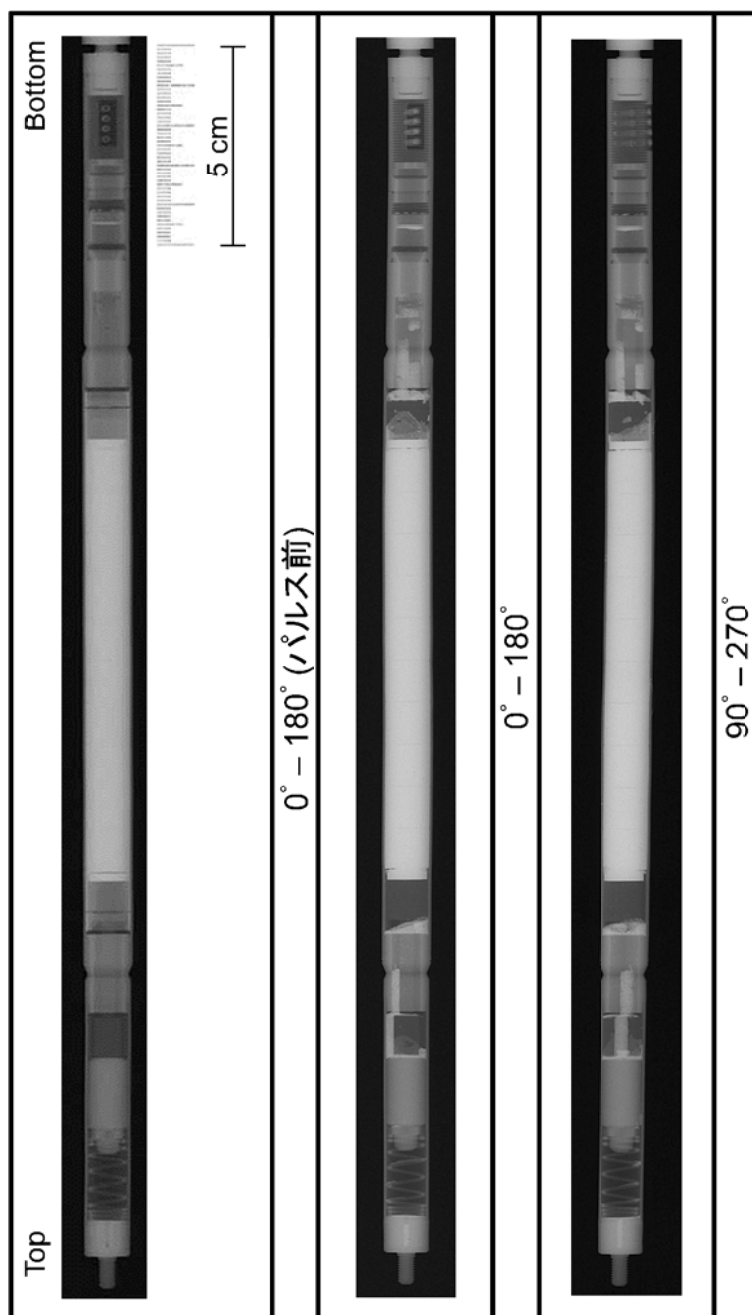
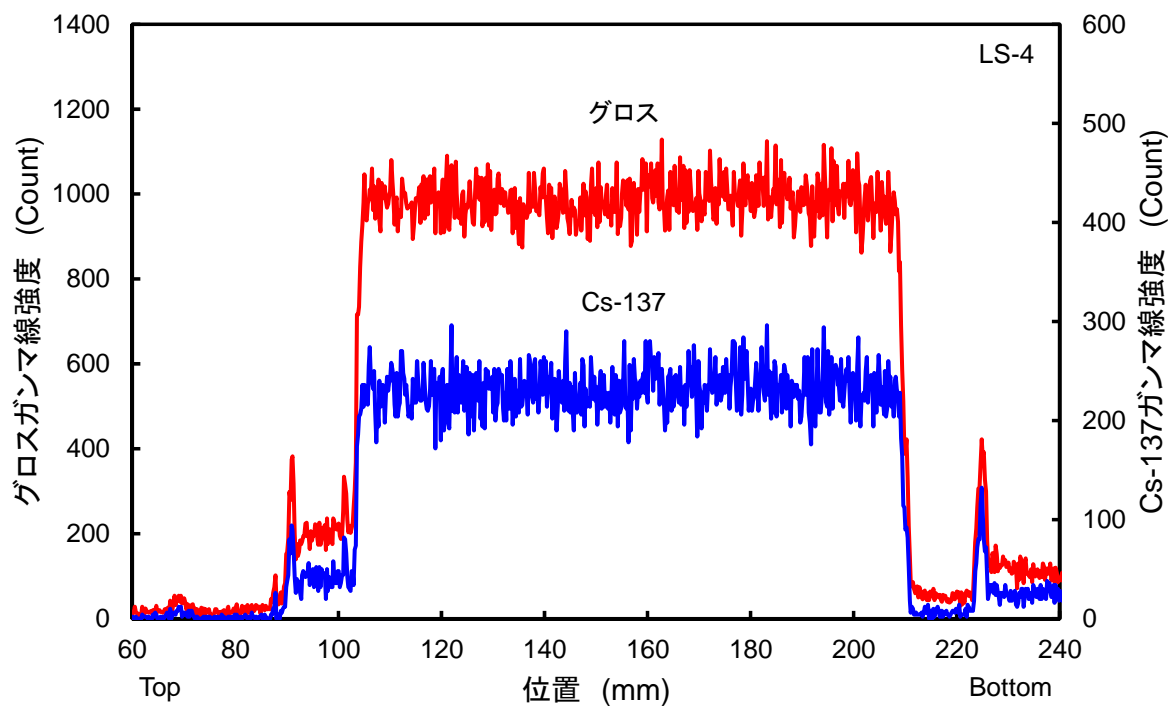
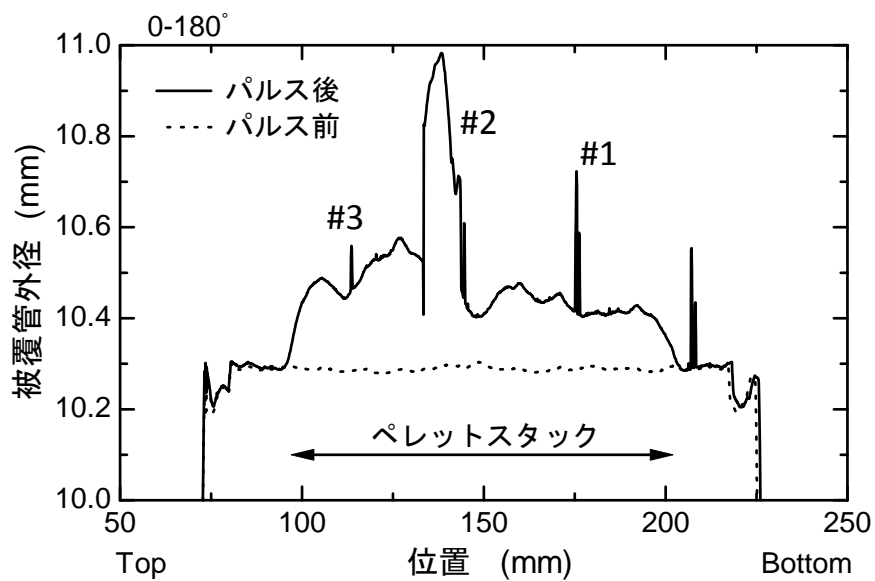
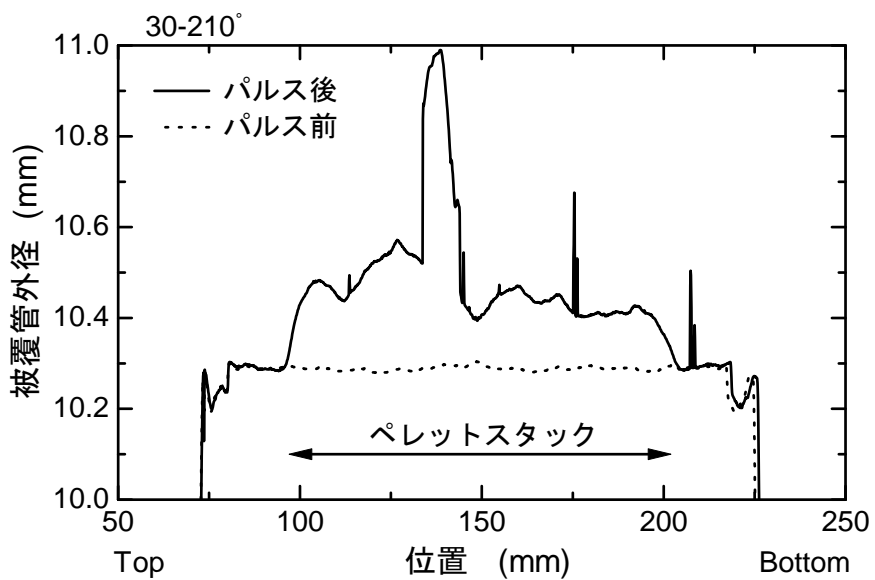


図 4.3.4-1 IS-4 試験燃料棒のパルス照射後 X線写真

図 4.3.4-2 LS-4 パルス照射実験後の軸方向 γ 線強度分布

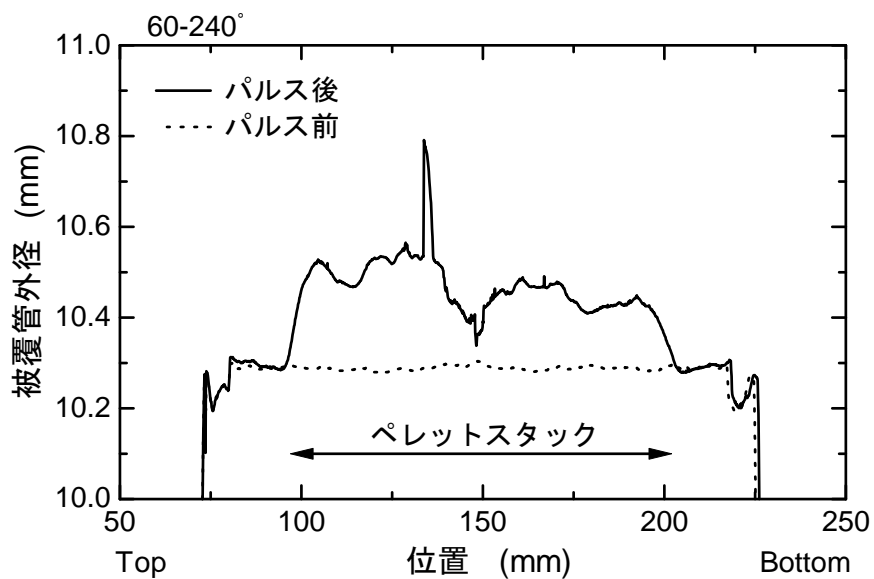


(1) 0 - 180° 方向

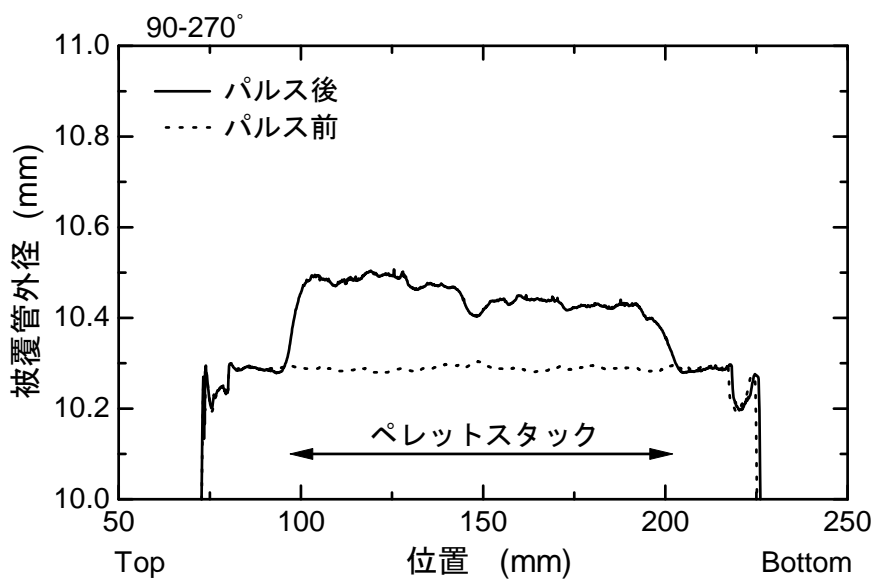


(2) 30 - 210° 方向

図 4.3.4-3 LS-4 実験前後の燃料棒外径 (1/4)

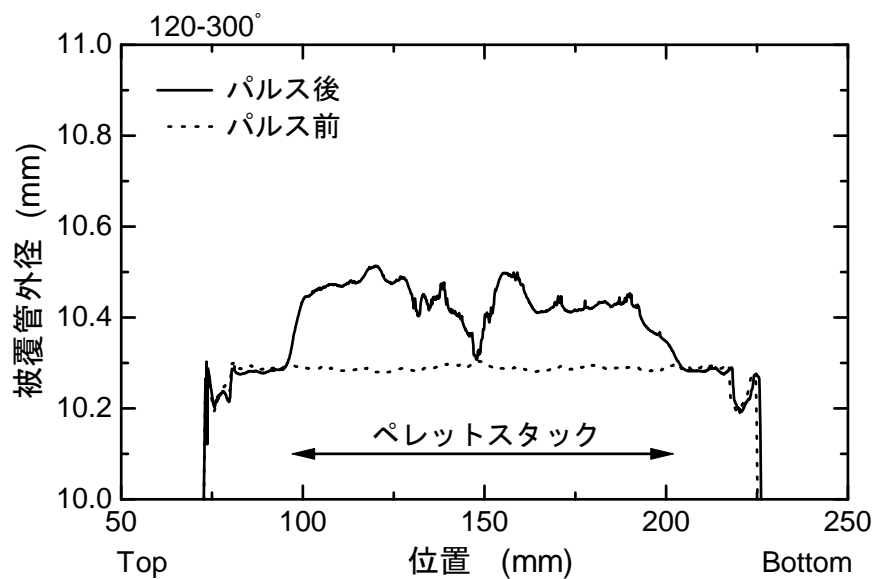


(3) 60 - 240° 方向

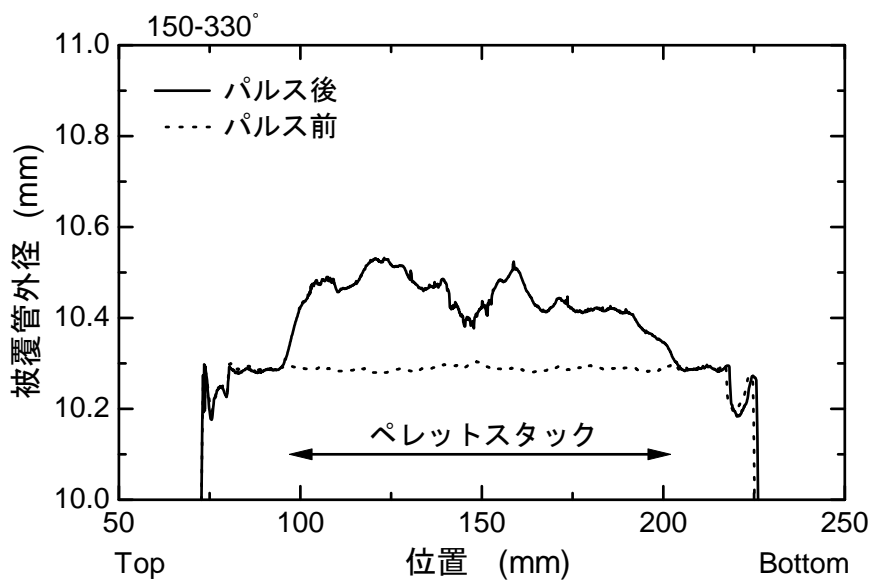


(4) 90 - 270° 方向

図 4.3.4-3 LS-4 実験前後の燃料棒外径 (2/4)



(5) 120 - 300° 方向



(6) 150 - 330° 方向

図 4.3.4-3 LS-4 実験前後の燃料棒外径 (3/4)

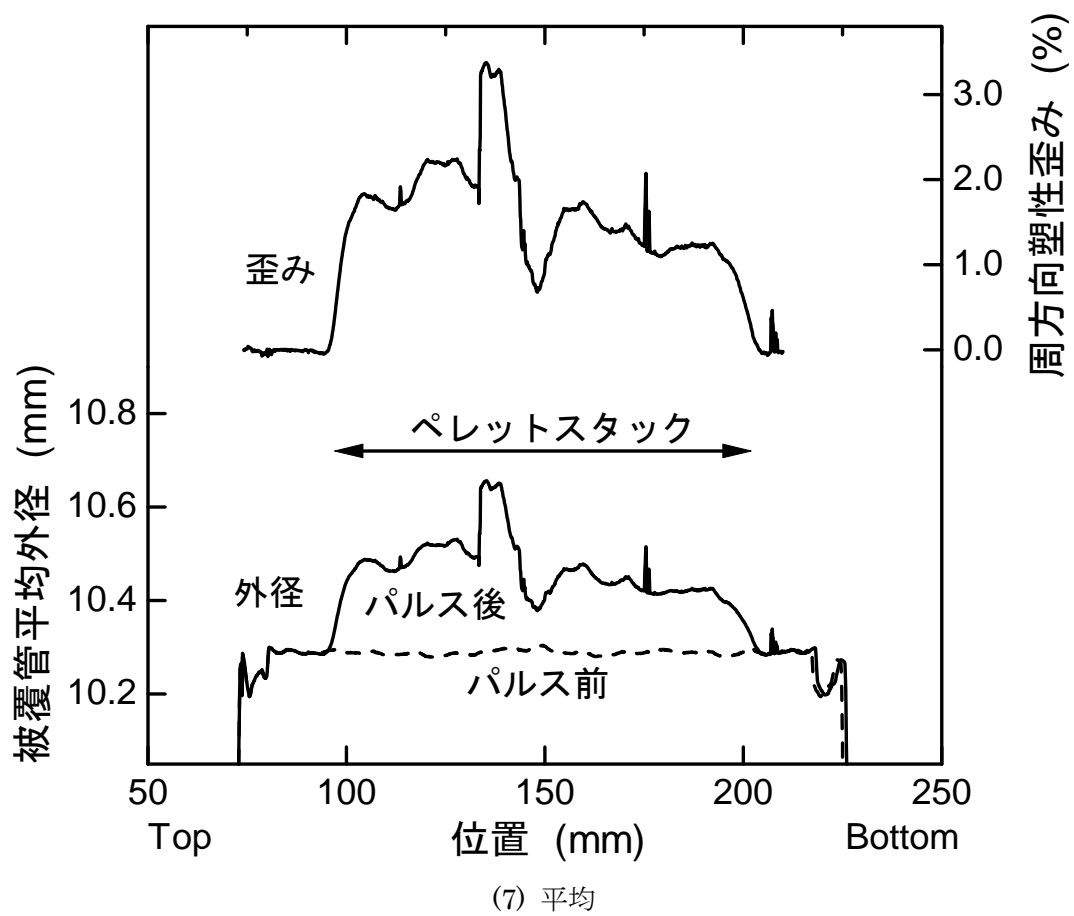
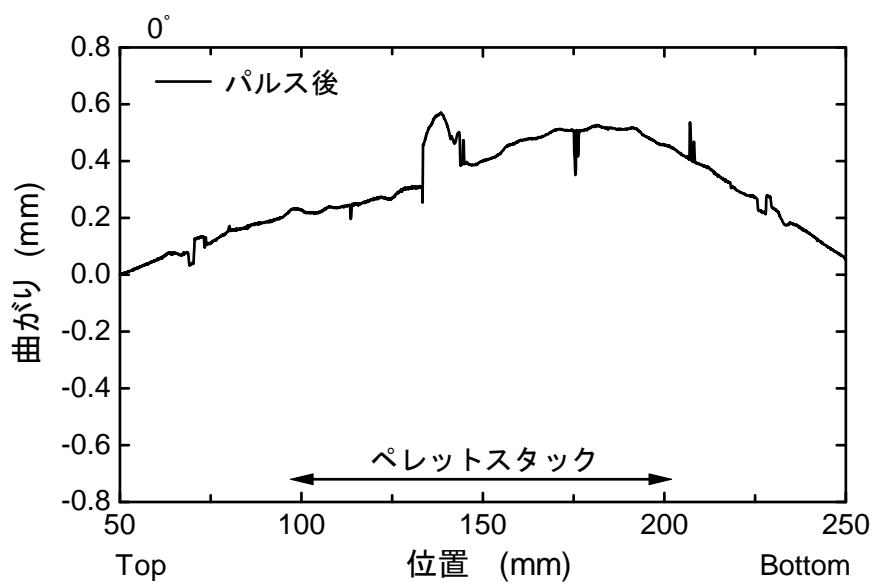
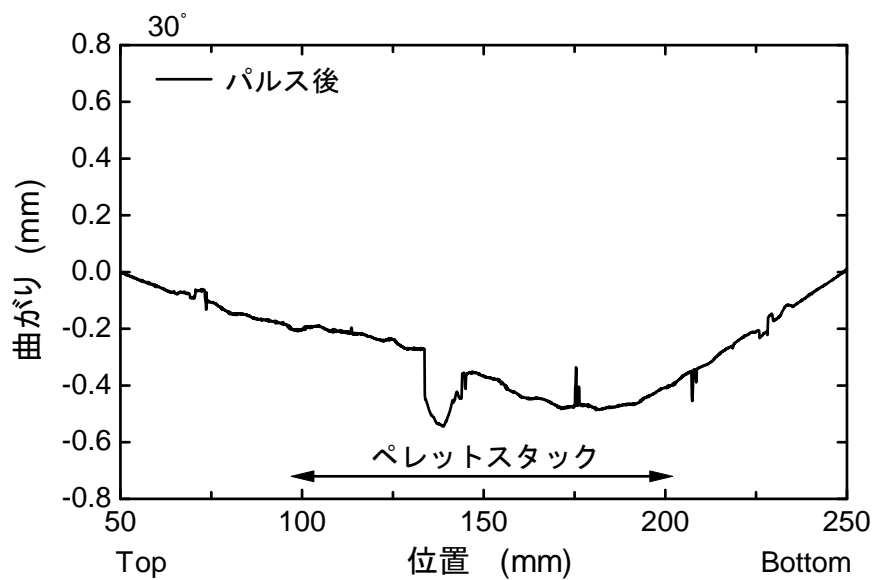


図 4.3.4-3 LS-4 実験前後の燃料棒外径 (4/4)

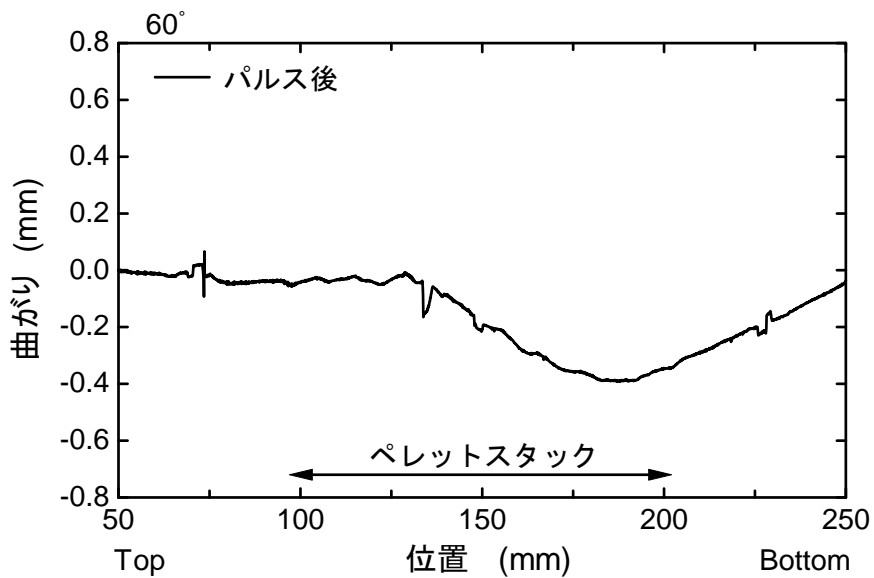


(1) 0° 方向

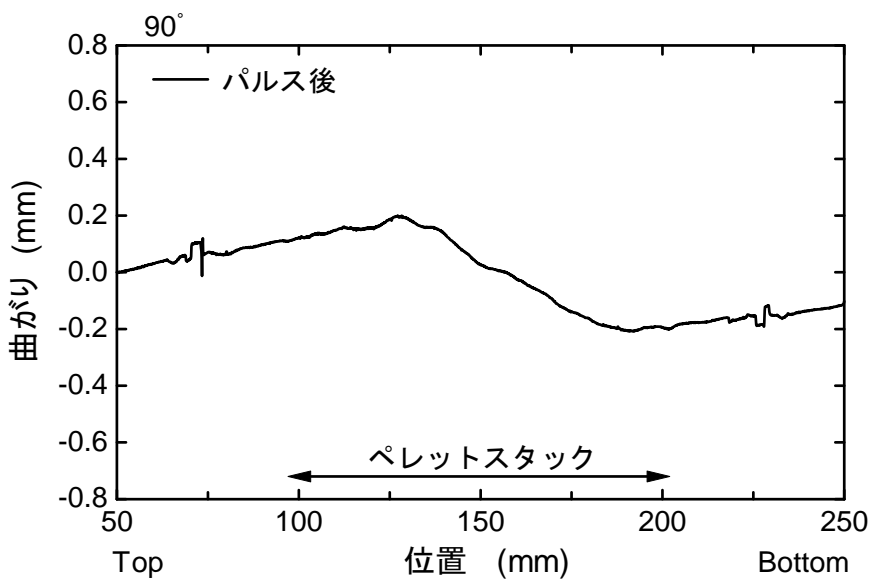


(2) 30° 方向

図 4.3.4-4 LS-4 実験後の燃料棒曲がり (1/3)

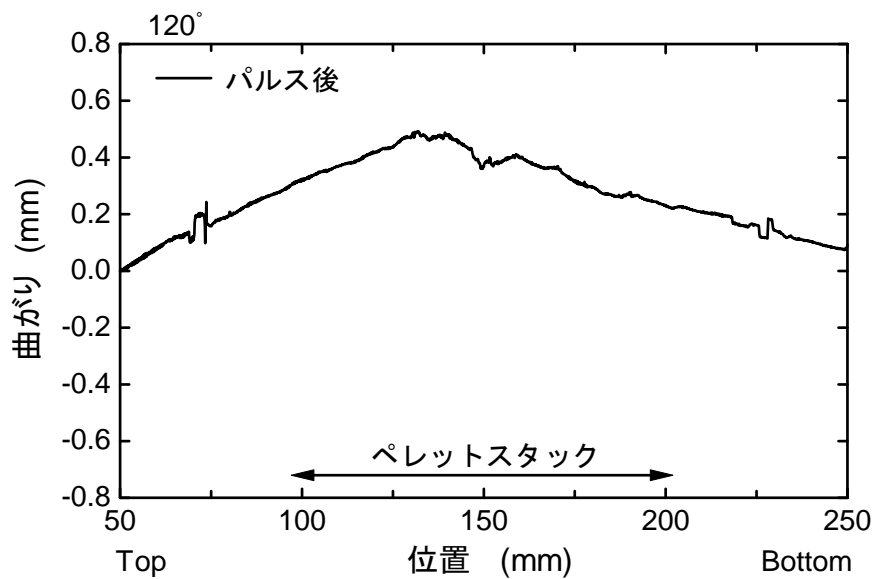


(3) 60° 方向

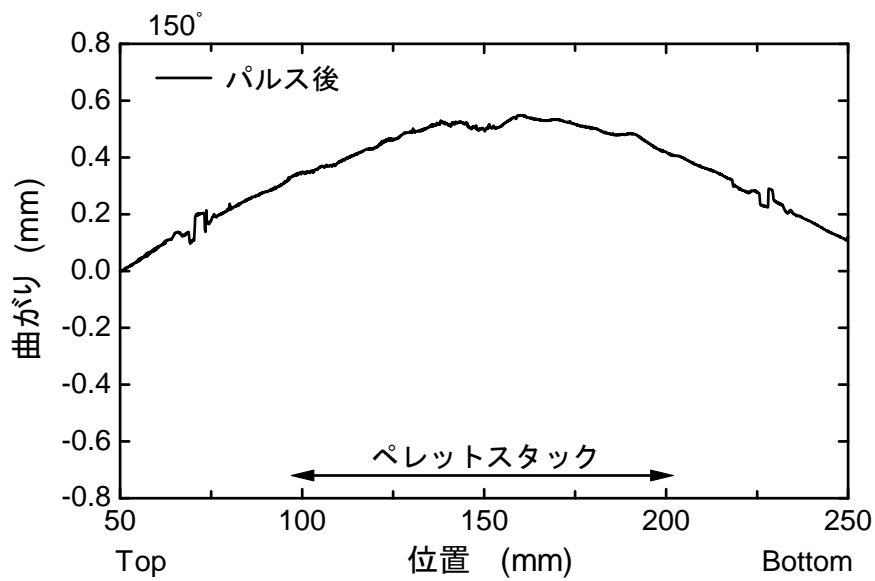


(4) 90° 方向

図 4.3.4-4 LS-4 実験後の燃料棒曲がり (2/3)



(5) 120° 方向



(6) 150° 方向

図 4.3.4-4 LS-4 実験後の燃料棒曲がり (3/3)

LS-4実験燃料

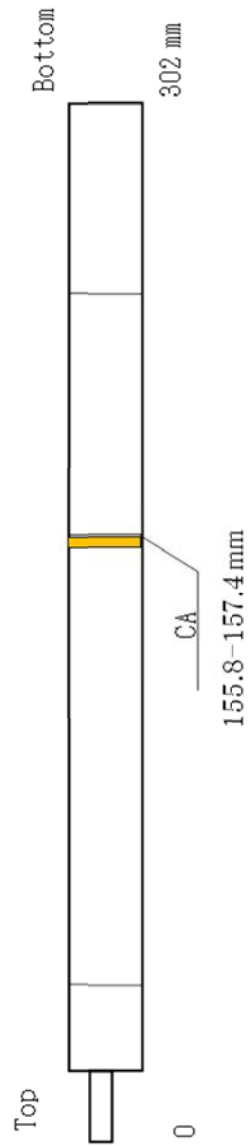


図 4.3.4-5 LS-4 実験燃料からの試料採取計画

4.3.5 燃料エンタルピーの評価

ウラン及びプルトニウムの組成分析

RIA 試験時の燃料エンタルピー増分を評価するため、燃料に含まれる核分裂性物質の量を評価する必要がある。そこで、RIA 試験に供する実験燃料棒を採取する燃料セグメント AP2-9、AP-2-12、AP-2-15、AP-2-18、AP-2-19 及び AP-2-22 に対して、ウラン (U) 及びプルトニウム (Pu) の同位体組成比を評価した。

RIA 試験における燃料エンタルピー増分の評価は現在以下の手順で行っている。

1. RIA 試験燃料棒または元の燃料セグメントから採取した燃料試料に含まれる U 及び Pu 同位体の組成比を質量分析により評価する。
2. 同燃料の元素及び同位体組成を SWAT⁽⁶⁾コードによる燃焼計算で求め、燃料中のフィッサイル量を評価する。このとき、発電炉での照射履歴、試料採取位置の冷却水温度、取出し後の冷却期間などを考慮した上で、1 の質量分析から得た核分裂性の U 及び Pu (フィッサイル核種) と (U+Pu) の比 (以下フィッサイル比) が再現されるように中性子スペクトル(具体的には燃料棒ピッチ)を調整する。ここでフィッサイル核種とは、U-235、Pu-239、Pu-241 の合計を指す。以降の評価では、この調整後に得られた解析結果を用いる。
 - (ア) 質量分析試料が、RIA 試験対象燃料棒と同一炉で照射された異なる燃料棒から採取された場合
 - (イ) 質量分析試料は、RIA 試験対象燃料棒と同一の燃料棒から採取されているが、採取位置が離れているため、局所燃焼度や冷却水温度の違いが無視できない場合
 - (ウ) RIA 試験と質量分析の実施時期が大きく離れており、核種崩壊による組成の変化が無視できない場合
 などには、質量分析試料の解析から適宜条件を変更した解析を別途行い、RIA 試験燃料のフィッサイル比を評価する。
3. NSRR 炉心体系 (カプセル、カプセル冷却材、試験燃料棒等を含む) を対象とした中性子輸送計算を SRAC-TWODANT コード⁽⁶⁾により行い、NSRR 炉心の単位積分出力あたりの試験燃料中発熱密度を評価する。
4. RIA 試験時の NSRR 炉心積分出力を過渡計測データより評価する。
5. 3 及び 4 の結果 (NSRR 炉心の単位積分出力あたりの試験燃料中発熱密度と NSRR 炉心積分出力の乗算) に基づき、RIA 試験燃料中の発熱量を評価する。さらに、過去の NSRR 実験データに基づく相関式より燃料エンタルピー増分の最大値を評価する。燃料が破損した場合には、破損時刻までの NSRR 積分出力を用いて破損時燃料エンタルピー増分を評価する。

発熱量評価の手法の概略を図 4.3.5-1 に示す。現在の主な評価手法は、図中の評価手法その 2 にあたる。図中の評価手法その 1 については、時間的制約等のため実施が容易ではないため、近年では、ほぼ実施されていない。

上記の手順 1 に必要な情報を取得するため、燃料セグメント AP2-9、AP-2-12、AP-2-15、AP-2-18、AP-2-19 及び AP-2-22 における U、Pu 組成比を測定した。分析対象核種は U-234、U-235、U-236、U-238、Pu-238、Pu-239、Pu-240、Pu-241、Pu-242 である。

AP2-9、AP-2-12、AP-2-15、AP-2-19 及び AP-2-22 燃料セグメントに関して、図 4.1-2 及び図 4.3.5-2 で CA と示される位置から厚さ約 1 mm のディスク状試料を切り出した。切り出した試料を硝酸中で加熱・溶解し、溶解液を濾過することで、被覆管及び他の不溶性残渣を溶液中より除いた。次に陰イオン交換樹脂を用いた分離法により、試料溶液中から核分裂生成物を除去すると共に、U と Pu を分離し、U 同位体溶液と Pu 同位体溶液を得た。これらの同位体溶液について、誘導結合プラズマ質量分析計 (ICP-MS) を用いてそれぞれ質量分析を行った。

質量分析により直接得られるのは、U と Pu について、それぞれの同位体が占める数的割合 (U-235 が全 U 中に占める割合など) である。上述のフィッサイル比を算出するためには、これに加えて溶解直後の燃料溶液中における U と Pu の量的割合の情報が必要となる。U と Pu の量的割合を評価するため、質量及び同位体組成が既知の U、Pu 試料 (スパイク) 溶液を混合した同位体溶液についても、同様の手順で質量分析を行った。スパイクの有無によって生じる質量分析結果の差を利用して、U と Pu の量的割合を評価し、これを用いてフィッサイル比を算出した。

質量分析結果を表 4.3.5-1 に示す。なお、AP-2-3、AP2-11 については、過去に報告済であるが、追加情報として測定日を記載するため、再掲載している。表中に記した標準誤差は、分離作業における試料分取で生じる可能性のある誤差、質量分析を同一試料について繰り返し実施することにより得られた標準偏差など、各段階の誤差伝搬を考慮して評価した。例えば AP2-3 のフィッサイル比は $1.373\% \times (1.96/100) = 0.027\%$ の標準誤差を伴う。

表 4.3.5-1 U、Pu 質量分析結果

	number ratio % (standard error %)							
	AP2-3	AP2-9	AP2-11	AP2-12	AP-2-15	AP-2-18	AP-2-19	AP-2-22
測定日	2013.4.9	2016.3.22	2013.4.9	2017.9.19	2015.4.15	2014.2.13	2015.4.15	2014.2.13
Fissile/(U+Pu)	1.373 (1.96)	1.428 (1.61)	0.970 (2.51)	0.816 (2.77)	2.108 (2.38)	1.838 (1.41)	0.647 (3.23)	0.536 (1.44)
Pu-total / U-total	1.697 (2.16)	1.641 (2.16)	1.600 (2.54)	1.401 (3.08)	4.797 (2.61)	1.107 (1.82)	1.447 (3.31)	0.947 (1.57)
U-234 / U-total	0.022 (6.67)	0.025 (3.41)	0.021 (7.97)	0.024 (2.22)	0.023 (4.36)	0.026 (1.42)	0.018 (7.45)	0.016 (5.15)
U-235 / U-total	0.457 (0.61)	0.499 (1.04)	0.169 (3.32)	0.147 (1.45)	0.088 (1.88)	1.134 (0.87)	0.048 (1.65)	0.107 (2.63)
U-236 / U-total	0.733 (0.62)	0.776 (0.79)	0.659 (1.95)	0.692 (1.53)	0.039 (4.72)	0.683 (0.90)	0.646 (1.39)	0.615 (0.59)
U-238 / U-total	98.788 (0.41)	98.699 (0.35)	99.150 (1.98)	99.138 (1.54)	99.850 (0.71)	98.157 (0.86)	99.288 (1.30)	99.262 (0.22)
Pu-238 / Pu-total	11.043 (0.54)	6.284 (0.97)	9.090 (0.81)	6.559 (0.43)	6.622 (0.67)	2.779 (0.75)	12.990 (2.01)	4.806 (0.97)
Pu-239 / Pu-total	43.883 (0.54)	47.303 (1.10)	42.067 (0.35)	41.424 (0.54)	31.582 (0.83)	54.345 (0.64)	34.730 (1.72)	36.736 (1.09)
Pu-240 / Pu-total	22.905 (0.49)	24.509 (1.70)	25.328 (0.49)	28.117 (0.47)	33.820 (0.87)	25.162 (0.67)	26.573 (1.71)	31.543 (1.11)
Pu-241 / Pu-total	11.510 (0.65)	10.706 (1.38)	8.956 (0.49)	7.200 (0.54)	12.647 (0.85)	11.142 (0.73)	7.278 (2.11)	9.056 (0.98)
Pu-242 / Pu-total	10.659 (0.46)	11.198 (1.66)	14.559 (0.34)	16.699 (0.54)	15.330 (0.85)	6.571 (0.85)	18.429 (1.78)	17.859 (1.16)

現在の主な評価手法

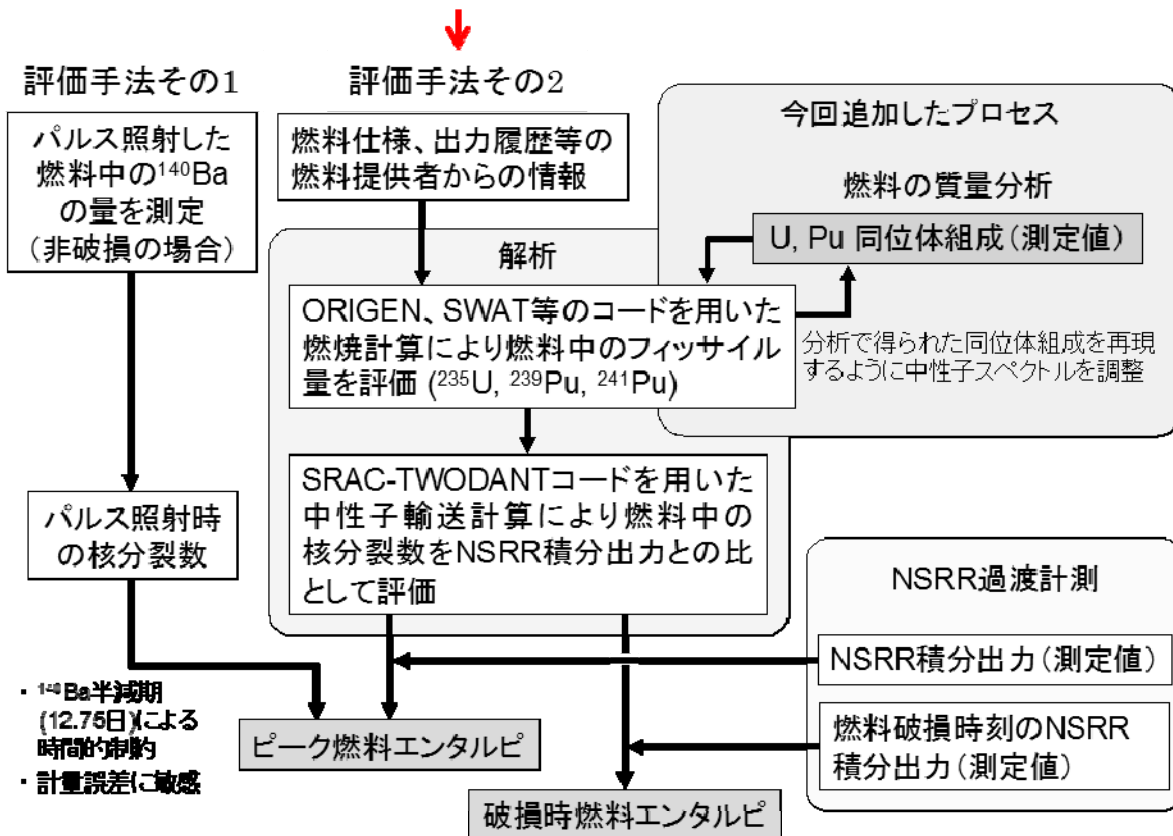


図 4.3.5-1 発熱量評価のフロー

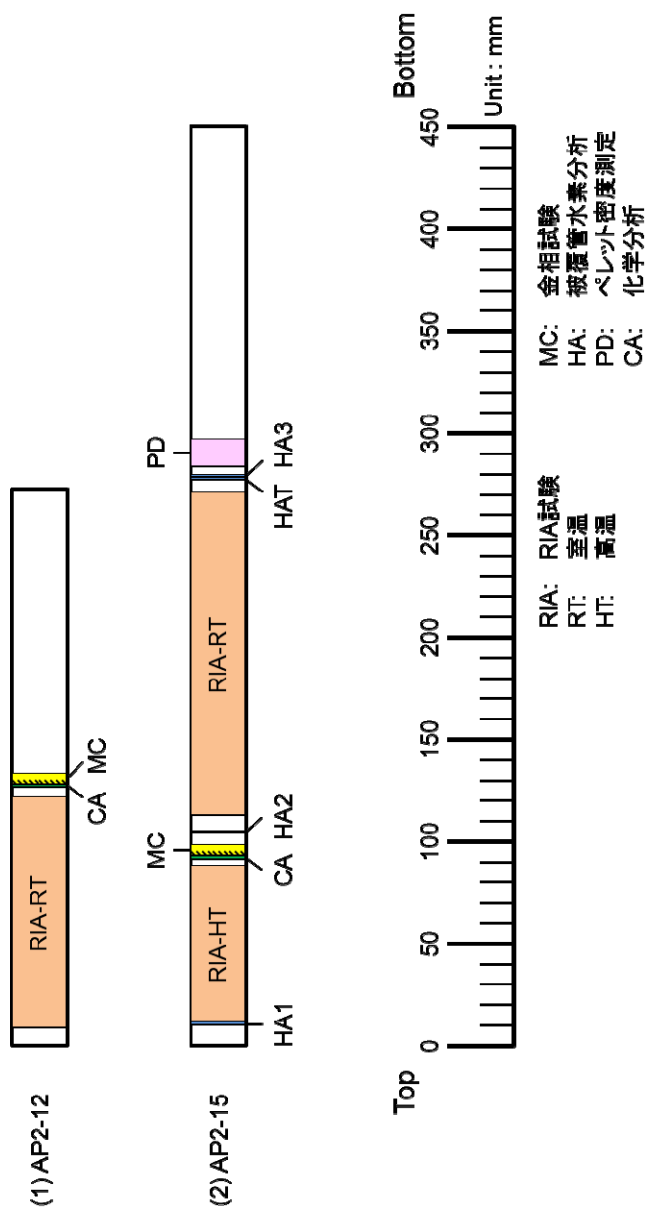


図 4.3.5-2 燃料セグメントからの試料採取計画

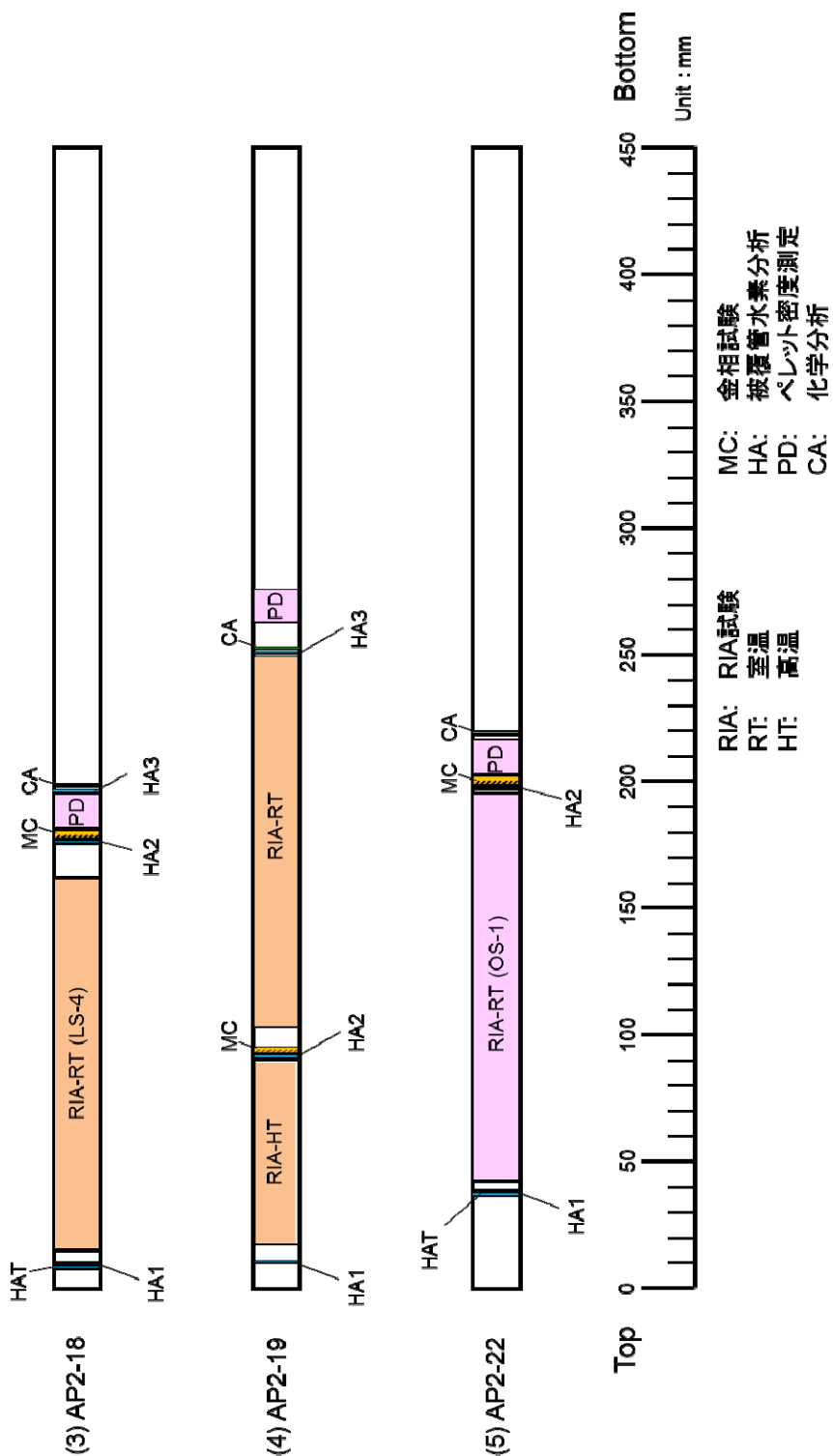


図 4.3.5-2 燃料セグメントからの試料採取計画(続き)

4.3.6 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⁷⁾。

この試験装置を用い、Zry-4 被覆管を対象として試験を平成 23 年度から実施してきている^(3・8-13)。本試験では被覆管の最終処理条件として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***) を準備した。

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^(3・8-13)。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) を準備し、試験を実施した。平成 28 及び 29 年度は、水素吸収処理に水素混合ガスを用いて水素化物を析出させた被覆管 (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を作製し、それらを対象とした試験を実施した。

本年度は、昨年度に引き続き水素化物の析出方位を再配向させた被覆管 (昨年度よりも低水素濃度) の作製及び試験を実施した。

(* 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 サーボ型二軸応力負荷制御試験機⁷⁾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 $\alpha = 0.75$ (軸方向: 周方向=3:4) で実施した。試験試料は水素化物の析出方位を周方向だけでなく、径方向に配向させた被覆管 (水素化物再配向試料 (SR 材)) 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) に、被覆管に内圧をかけた状態で水素化物を径方向に再配向させた水素化物再配向試料 (公称外径 9.5 mm、肉厚約 0.57 mm) を作製した。試験条件及び試料詳細を表 4.3.6-1 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、約 170°C に到達時に空冷に変更した。この温度履歴を 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 4.3.6-1 に示す。表に示した条件で試料を 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。

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 4.3.6-1 に示す。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たこの 2 点の平均値、及び約 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をそれぞれ水素濃度（中央部）及び平均水素濃度として示した。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、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 4.3.6-1 に水素化物再配向試料の試験前断面金相、試験後外観、断面金相及び破面を示す。試験前断面金相より、水素化物再配向試料の水素化物は周方向だけでなく、径方向にも配向していることが分かる。条件 2-2 は他の試料よりも径方向に配向した水素化物が多いことが分かる。これらの試料は試験実施により全て破損した。試験後の外観より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、き裂が軸方向に進行し、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、すべての試料でき裂が径方向に進んでいることが分かる。径方向水素化物に沿ってき裂が進展したことによると考えられる。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 4.3.6-2 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-真ひずみ曲線がほぼ線形に増加しているときに破損したのに対し、周方向では条件 1 及び条件 2-1 でやや傾きが減少開始後に破損し、条件 2-2 では線形で増加中に破損した。条件 2-2 では他の条件と比べて試験前金相でみられたように径方向水素化物の析出が多いことから、破損限界に差が生じ、径方向に配向した水素化物により弾性変形中に破損に至ったことを示している。図 4.3.6-3 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する傾向にある。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。

(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、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 $\alpha = 0.75$ の条件で実施した。径方向水素化物の再配向割合が高い条件で軸及び周方向の破損ひずみは減少する傾向が確認された。また、径方向水素化物により破損ひずみが低下することが再確認された。

表 4.3.6-1 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	86	83	1	1	9.0	軸：周= 3：4、 $\alpha = 0.75$
条件 1-2			102	101				
条件 2-1			85	85	2	3		
条件 2-2			111	108				



図 4.3.6-1 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 ($\alpha = 0.75$)

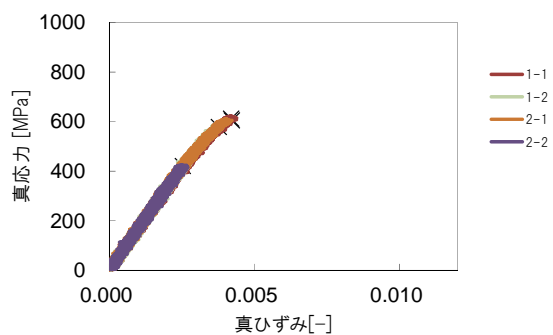


図 4.3.6-2(a) 水素化物再配向試料の軸方向の真
応力と真ひずみの関係
(表中の数字は試料名称、×：破損点)

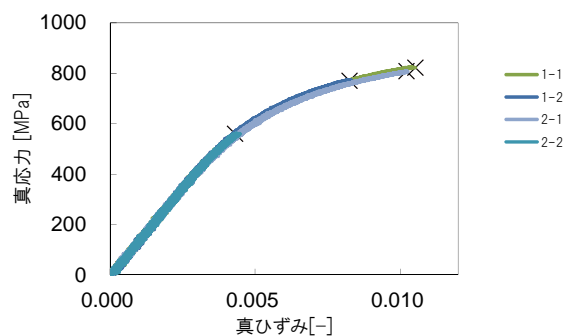


図 4.3.6-2(b) 水素化物再配向試料の周方向の真
応力と真ひずみの関係
(α 表中の数字は試料名称、×：破損点)

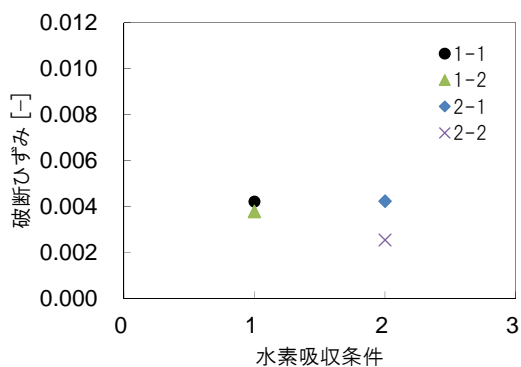


図 4.3.6-3(a) 軸方向破損ひずみと水素吸収条件
の関係

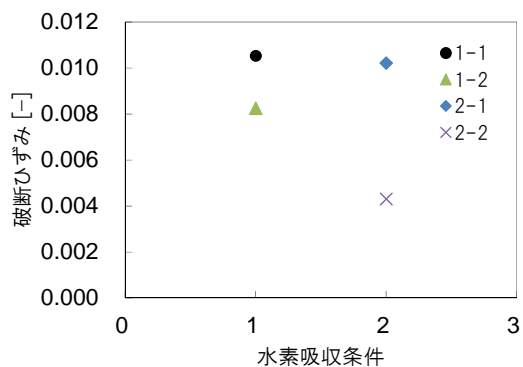


図 4.3.6-3(b) 周方向破損ひずみと水素吸収条件
の関係

4.3.7 RIA 時の燃料挙動に関する総合評価

本年度までに実施した RIA 試験の一覧を表 4.3.7-1 及び 2 に示す。これらの結果について、本事業以前に実施した NSRR 実験結果と併せて評価する。

(1) 試験データがカバーする条件範囲の拡大

本事業及び前事業（燃料等安全高度化対策事業：～H19）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増分を、平成 16 年度輸送燃料（前事業実施分）及び平成 22 年輸送燃料（本事業実施分）のそれぞれについて、表 4.3.7-1 及び 2 に示す。本年度は VA-9、CN-1 実験データを新たに取得している。

図 4.3.7-1 に、本事業までに NSRR においてデータを取得した燃焼度範囲を燃料型式別に示す。図中の黒い部分が本事業により拡大された範囲である。PWR・ウラン燃料については 84GWd/t まで、PWR-MOXBWR・ウラン燃料については 64GWd/t まで燃焼度範囲を拡大した。BWR・ウラン燃料では二種類の添加物入り燃料ペレットのデータを新たに取得した。被覆管材料については、前事業までに PWR 改良被覆である ZIRLO、MDA、NDA、M5 に関するデータを取得しているが、本事業では新たに M-MDA(SR)、M-MDA(RX)、Low-Sn ZIRLO 被覆に関するデータも取得した。また M5 被覆のデータについてもより高い燃焼度までデータを拡充している。BWR 被覆については、ジルカロイ-2 の規格内で Fe の割合を高くするなどの組成の変更、及び熱処理条件の最適化が図られた、LK3 被覆及び LTP 被覆に関するデータを取得した。

RIA 試験時の冷却水温度条件については、室温大気圧条件に加え、前事業の一環として開発した高温カプセルにより、約 290℃、7MPa までの高温高压条件の設定が可能であった。燃料破損限界の温度依存性解明に資するデータの取得を企図した一部実験シリーズ（VA-5～8）については室温、高温両方の条件で同一タイプの実験燃料毎に 1 回ずつ実験を実施した一方、他の実験燃料については炉型（PWR、BWR）毎の想定事故条件に対する代表性及び従来データ取得条件との比較性等を考慮してそれぞれ室温大気圧、高温条件高压の何れかの条件についてデータを取得した。

(2) 破損時燃料エンタルピ

図 4.3.7-2 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ペレット被覆管機械的相互作用（PCMI）破損限界の観点からまとめたものである。横軸は燃料燃焼度であり、縦軸は、破損しなかった実験についてはピーク燃料エンタルピ、破損した実験については破損時燃料エンタルピを示す。また、パルス照射実験における初期冷却水温度が高かった実験（高温実験）については、初期燃料エンタルピからの増分のピーク値を示す。旧原子力安全委員会が定めた現行の PCMI 破損しきい値（平成 10 年）は燃焼度の関数として燃焼度 75 GWd/t までの範囲で定義されており、この内燃焼度 65～75 GWd/t におけるしきい値 40 cal/g は当該領域について実験データの無かった当時の工学的判断に

基づいて定められたものである。前事業では、65 から 75GWd/t の燃焼度域、さらにこれを超える 77GWd/t までのデータが取得され、これらの燃焼度域において現行の破損しきい値が適切な安全余裕を有することが明らかとなった。本事業では前節に述べたとおり、より先進的な燃料材料について新たにデータを取得すると共に、燃焼度域についても更に 84GWd/t までデータを拡充し、現行しきい値の適用性に関する検証範囲を更に拡大することが出来た。改良合金 M-MDA(SR)、M5、Low-Sn ZIRLO 被覆燃料については、現行しきい値（燃焼度 65~75 GWd/t におけるしきい値 40 cal/g）を燃焼度 80GWd/t 前後まで適用することが可能と考えられる。

同図から確認される通り、まず初めてのデータ取得となった改良型燃料の内、M-MDA(SR)被覆燃料（VA-5 及び7）と Low-Sn ZIRLO 被覆燃料（VA-9）については、約 80GWd/tU と極めて高い燃焼度にあっても破損限界は現行しきい値を大きく上回っており、これらの材料に対し現行しきい値が適切な安全余裕を有することが明らかとなった。M-MDA(RX)被覆燃料については全体に破損限界が低い、この材料については商用利用の予定はない。対応する VA-6 及び8 実験は被覆管製造時焼鈍条件が燃料破損限界に及ぼす影響の解明を企図したデータの取得が主たる目的であり、後述の様に当初の目的は達している。M5 被覆である GR-1 及び CN-1 燃料についても共にエンタルピ増分が現行しきい値を大きく上回っても PCMI 破損に至っておらず、M5 被覆燃料に対し現行しきい値が適切な安全余裕を有することを示している。但し CN-1 実験は PCMI 破損こそ生じなかったものの、試験後の照射後試験で内圧破裂型と目される貫通欠陥の形成が確認されている。これは高燃焼度 PWR/BWR 燃料では初めて観測されるタイプの破損形態であることから、今後の安全評価において PCMI 破損とは別途適切に考慮されるべき要素であり、当該燃料が MOX 燃料であったことの影響、M5 被覆燃料であったことの影響等、破損メカニズムや支配パラメータの解明に向けデータ・知見の取得が必要である。

二種類の添加物入り BWR 燃料ペレットのデータを新たに取得した LS-4 及び OS-1 実験では、LS-4 燃料が高い投入エンタルピに対し非破損であった一方、OS-1 燃料は破損し、その破損限界は現行しきい値を下回った。前節において既に指摘した様に、OS-1 燃料の被覆管微細組織観察結果は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してまず考えられる。H30 年度に実施した RIA 試験解析（き裂進展解析）の結果、及び未照射水素吸収・再配向ジルカロイ試料を供した炉外機械特性試験の結果は、ともに径方向水素化物の破損限界低下への寄与を裏付けており、これらの結果に照らしても、OS-1 燃料の試験前燃料状態、即ちベース照射終了時における燃料状態の形成要因を明らかにしていくことが今後の重要な調査・検討項目と考えられる。更に、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エリング挙動に有意な差が生じるケースがあることは従前から報告・指摘されていることを踏まえれば、被覆管の

脆化度合だけでなく、PCMI の駆動力としての燃料ペレット側のスェリングにおいても ADOPT に特有の挙動が生じ、これが破損限界に影響を及ぼした可能性も現段階では否定できない。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。

他方、被覆管の振る舞いとしての PCMI 破損については、破損した燃料の詳細検査などを通じたデータ・知見の蓄積により、破損プロセスにおいて高燃焼度燃料被覆管に吸収されている水素が果たす役割、被覆管温度が破損に及ぼす影響、これら因子の相関など、大きく解明が進んでいる。発電炉の運転期間中、燃料被覆管の外表面は高温の冷却水と接触するために酸化（腐食）し、この酸化反応に伴って被覆管中に水素が吸収される。被覆管金属層はジルコニウム基合金であるため水素の固溶量は小さく、固溶限を超えた水素が水素化物として析出し、被覆管の延性を低下させることが知られている。即ち燃料の PCMI 破損限界も被覆管水素吸収量と強い相関を持つと理解される。

PWR 燃料で多く採用される応力除去焼鈍(SR)材被覆管では、析出水素化物が周方向に長く配向する傾向があり、被覆管外面酸化膜のすぐ下に水素化物が高密度で析出する層（水素化物リム）で特に延性が低くなる結果、PCMI に起因する周方向応力が作用した際にこの水素化物リム内で径方向き裂が発生し、き裂の先端で生じる応力集中とその内側領域への進展が最終的に貫通欠陥すなわち巨視的破損をもたらすものと考えられる。一方、一般に BWR 燃料に用いられる再結晶焼鈍(RX)材被覆管では、径方向に析出した水素化物の割合が SR 材に比べて大きい傾向があり、被覆管に周方向応力が与えられたとき、径方向の水素化物に沿ってき裂が発生する、従って相対的に少量の水素化物で深い径方向き裂が発生すると考えられる。このようにいずれのタイプ(SR と RX)の被覆管においても、水素吸収量が PCMI 破損限界を左右する点は共通であるものの、作用のメカニズムは異なり、SR 材及び RX 材を一元的に扱うことは適切ではない。図 4.3.7-3 は本事業までに得られた PCMI 破損限界データを被覆管水素吸収量で整理したもので、全体的な傾向として水素吸収量の増大と共に破損時燃料エンタルピが低下していること、RX 材被覆燃料の破損時エンタルピは SR 材被覆燃料のそれに比べやや低いことが確認され、上述の理解を強く裏付けている。

図 4.3.7-3 において、VA-5 及び 7 は SR 材、VA-6 及び 8 は RX 材被覆燃料について、それぞれ同一の燃料セグメントから切り出した試験燃料棒を、室温条件及び高温条件でのパルス照射に供した実験であり、高温実験 VA-7 及び 8 の結果を VA-5 及び 6 実験の結果と比較することで、ほぼ同一条件の被覆燃料それぞれについて、初期温度条件のみが異なる場合の破損限界の変化を見積もることができる。従来の実験データベース中でこのような直接的な比較が可能であったのは、VA-1 及び 3 実験、BZ-2 及び 3 実験、LS-1 及び 2 実験の組み合わせのみである。VA-5、6、7 及び 8 実験によって取得されたデータは、約 80GWd/t という

高燃焼度域のデータセット二件を新たに追加した点で、破損限界に及ぼす温度の効果を理解する上で重要な位置付けを占める。破損した VA-5 と非破損であった VA-7 の比較から、水素濃度約 300 ppm の SR 材被覆管において、破損限界は初期温度の違いにより約 180 J/g 上昇したことになる。一方、共に破損した VA-6 と VA-8 の比較から、水素濃度約 700 ppm の RX 材被覆管において、初期温度の違いによる破損限界の上昇は約 30 J/g であったことになる。また VA-1 と VA-3 の比較で得られていた破損限界上昇は約 80 J/g である。以上の比較から、SR 材、RX 材共に、また酸化膜厚さや水素濃度の大小を問わず温度上昇による破損限界上昇の効果が見られること、またその上昇程度はある一定温度における破損限界が高い程大きいことを示す傾向が得られたと言える。

以上の議論を踏まえ、被覆管焼鈍条件と水素化物配向特性及び破損挙動との相関を考慮した PCMI 破損しきい値を検討した（同図’ threshold’）。図中に定義したしきい値は4本のカーブにより構成される。各カーブは、ばらつきを有する破損限界データ実験値の下限を包絡した上で、実験時のエンタルピ評価に伴う不確実さを 10%として縦軸の値を決定したものである。燃焼度に代え水素吸収量を横軸即ち主パラメータに取る形で、水素吸収量増大に伴う破損限界が低下する点、及び照射の効果は限定的である点を反映している。また被覆管焼鈍条件と温度が破損限界に対して系統的な影響を及ぼすと判断されることから、これらの条件別にカーブを設定している。このようなしきい値が今後 RIA に関する安全評価において活用されることにより、燃料の性能及び事故発生時点での燃料状態が適切に考慮され、より合理的且つ確実な安全確保、燃料破損の防止が可能となるものと考えられる。ただし、ある燃料のある燃焼度時点における水素吸収量の評価について、適切な考え方がしきい値と併せて示されない状況では、運用上の混乱、相克が予想されることから、設定したしきい値単体では、直ちに現行基準を代替する上で十分とは言えない。最新知見の反映による安全評価の合理化/実効性向上に向けては、破損限界の支配パラメータに基づくしきい値の設定は不可欠なプロセス/要素であった一方、今後は支配パラメータである被覆管水素吸収量評価の安全評価上の適切なあり方について、議論の深化が必要と考えられる。

(3) FP ガス放出

パルス照射中に生じた FP ガス放出率を、PWR 及び BWR 燃料について図 4.3.7-4(a)及び(b)に示す。同図縦軸に示した放出率は、通常照射中に生成された Xe 及び Kr の量に対する比を意味しており、通常照射中の FGR(fission gas release)を評価する場合と分母は共通である。従来 NSRR 実験で得られた FP ガス放出率のデータは、PWR 燃料についてはピーク燃料エンタルピにより、また BWR 燃料については通常運転期間中のガス放出率(通常時 FGR)により整理が試みられてきたが、同図(a)に見られる通り、最新のデータを含めて改めて整理すると、ピークエンタルピに対する依存性は必ずしも明瞭ではない。ピークエンタルピが燃料の温度上昇幅を始め殆どの燃料状態量の振れ幅を決定する以上、全体として放出率がピークエンタルピに対し何かしらの正の相関を示すことは自明であり、この

ことは同図(a)からも見て取れるが、同図(b)の整理から確認できるように、ピークエンタルピよりも燃焼度に対する依存性がより明瞭であり、本事業において VA-5、-6、GR-1 等高燃焼度側のデータが充実したことで、この傾向が一層鮮明となったと言える。前事業までに取得されたデータにより確認されている他の傾向としては、高温実験で放出率が高い点、またデータ点数が少ないものの MOX 燃料で放出率がやや高い点、大粒径ペレットでは放出率が低い点が上げられ、燃焼度に加えこれら複数のパラメータの存在、更に燃料毎の照射条件の違いが、同図のバラツキの構成要素と理解される。

本事業ではクロミア添加による大粒径化が施された LS-4 燃料についてもデータが取得されている。過去に取得された大粒径ペレット燃料供試実験 OI-10 のデータと比較すると、同実験の様な顕著な FP ガス放出抑制効果は表れていない。LS-4 実験データ点は、同実験で放出されたガスの組成分析結果の考慮を経おらず、現段階では不確実さの大きい暫定値であるが、クロミア添加燃料自身の特性以外の要素として、ベース照射期間の線出力レベルが比較的高い燃料であった点が影響した可能性が挙げられる。

(4) 被覆管残留変形

図 4.3.7-5(a)及び(b)に、パルス照射前の寸法を基準としたパルス照射後の被覆管周方向残留歪みを示す。RIA 条件下の燃料被覆管の変形には 2 つ乃至 3 つの駆動力が存在すると考えられている。一つはペレットの熱膨張による PCMI であり、同図(a)に見られる様にピーク燃料エンタルピの増大に対し直線的な残留歪みの増大をもたらす。実験結果の内半分程度のデータは概ねこの傾向に従っている。但し BWR 燃料については、一般にペレット-被覆管(P-C)ギャップが PWR 燃料よりも大きいため、ペレット熱膨張初期の変位は被覆管変形に寄与しないなど、ばらつきの要素は他に存在する。次に、ペレットからのガス放出による燃料棒内圧の上昇が駆動力として考えられる。この場合、圧力の上昇と同時に、膜沸騰遷移による被覆管温度上昇、さらには降伏点低下が生じて初めて被覆管の大変形が起こる。このことは、歪みと被覆管温度の関係により示唆されている。即ち図中で、被覆管が高温に達したことが確認された実験ではペレットの熱膨張から予測される範囲を超えて歪みが大きいケースが多い。

表 4.3.7-1 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 燃料エンタルピー (基準温度 20°C) J/g (cal/g)	エンタルピー増分 の最大値 J/g (cal/g)	破損時の エンタルピー増分 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

表 4.3.7-2 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 燃料エンタルピー (基準温度 20°C) J/g (cal/g)	エンタルピー増分 の最大値 J/g (cal/g)	破損時の エンタルピー増分 ^a 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)	483 (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)
VA-9	PWR 17x17	UO ₂	80	Low-Sn ZIRLO	35	346	284	6.6	70 (17)	481 (115)	非破損
GR-1	PWR 17x17	UO ₂	84	M5	15	95	24	0.1	0 (0)	452 (108)	非破損
CN-1	PWR 17x17	MOX	64	M5	10	未評価	15	0.1	0 (0)	670 (160)	←b
LS-4	BWR 10x10	UO ₂ Cr ₂ O ₃ doped	49	Zircaloy-2 (LTP)	未評価	未評価	15	0.1	0 (0)	549 (131)	非破損
OS-1	BWR 10x10	UO ₂ ADOPT ^c	64	Zircaloy-2 (LK3)	24	245	15	0.1	0 (0)	287 (69)	160 (38)

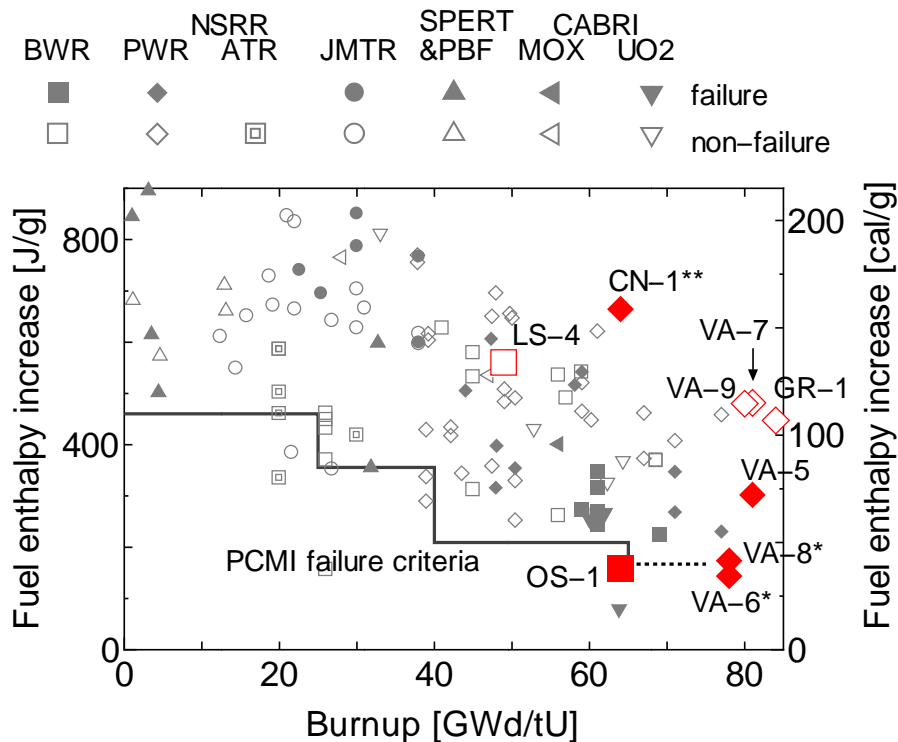
^a J/g 表記及び cal/g 表記の値は、評価値の小数第一位をそれぞれ四捨五入したもの

^b 照射後試験により燃料破損が確認されたが、過渡計測データに基づく破損時刻決定は困難であったケース

^c Cr₂O₃ and Al₂O₃ doped

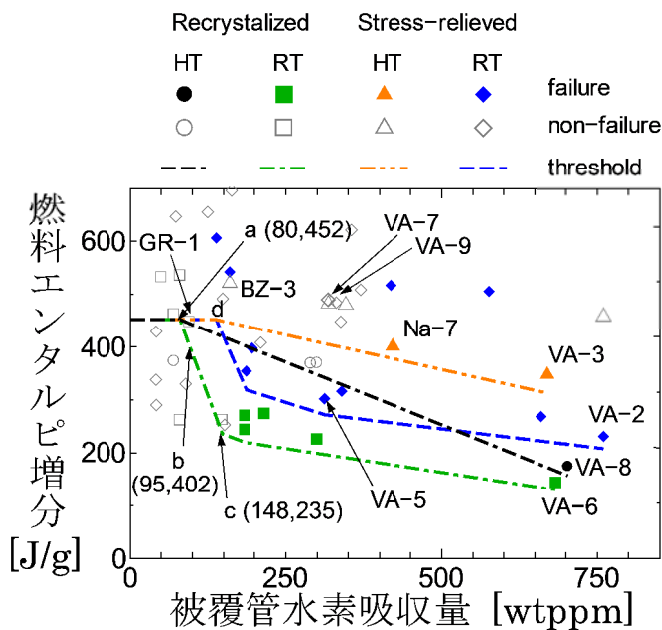
試験燃料	燃料燃焼度 (GWd/t)								実験回数	左のうち 本事業による 実験回数
	10	20	30	40	50	60	70	80		
PWR/VO ₂ (14x14, 17x17)				■	■	■	■	■	38	6
PWR/MOX (14x14)				■	■	■			4	1
BWR/VO ₂ (7x7, 8x8, 10x10)		■		■	■	■	■		19	2
BWR/MOX (8x8)				■					1	-
ATR/MOX (8x8)		■	■						6	-
JMTR予備照射VO ₂	■	■	■						22	-

図 4.3.7-1 実験データの燃焼度範囲



*商用利用の予定の無い M-MDA(RX)被覆燃料
 **燃料は破損したが、PCMI 破損ではなく内圧破裂型の破損であったと目されること、
 過渡計装による破損時刻決定がなされていないことから、暫定値とする。

図 4.3.7-2 最新データを反映した破損マップ



* ()内の数字は"threshold"を構成する節点のグラフ上座標を示す

図 4.3.7-3 被覆管水素吸収量で整理した PCMI 破損限界

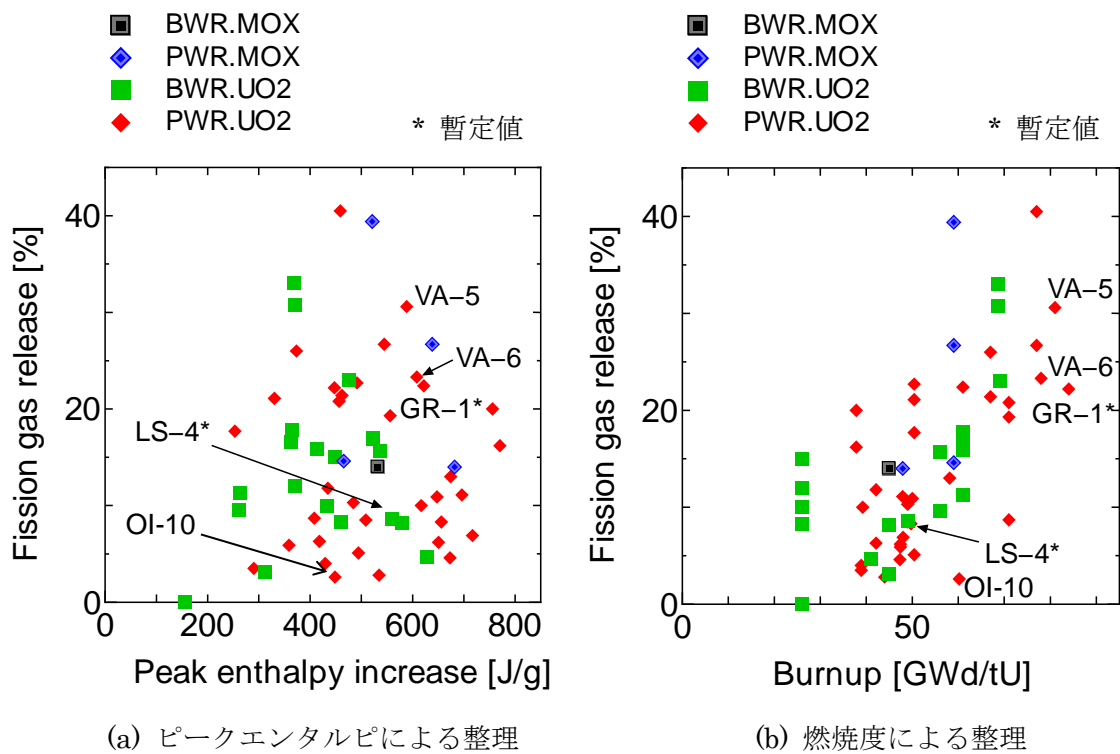


図 4.3.7-4 パルス照射時の FP ガス放出率

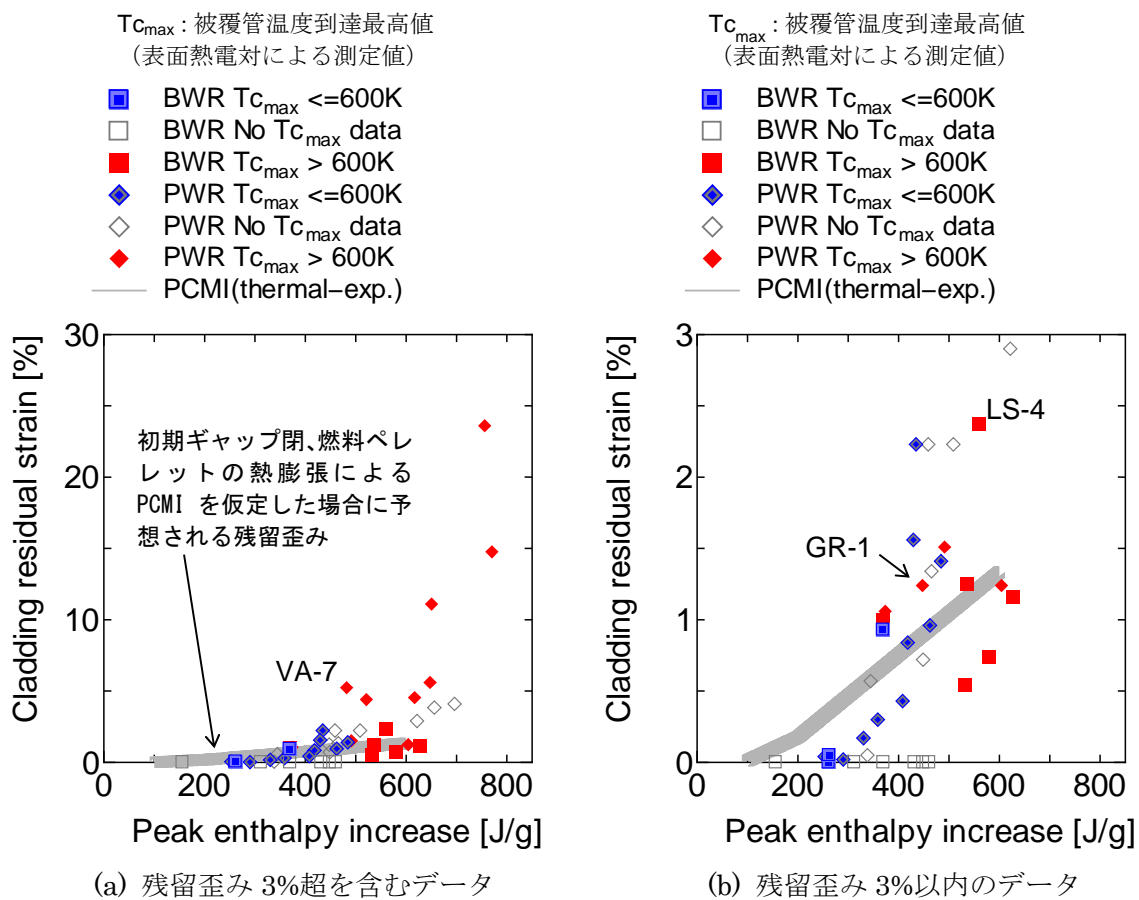


図 4.3.7-5 RIA 条件下での被覆管塑性変形

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 試験候補燃料を用いて H29 年度事業で実施した LS-4 実験及び OS-1 実験、並びに本年度に実施した VA-9 実験及び CN-1 実験を対象とした実験解析を実施した。これら 4 実験について、予備解析は昨年度までに実施・報告済であるが^(2,3,4)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、FEMAXI-7 コードから FEMAXI-8 コードに更新したこと、RANNS コードのバグフィックス、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。

解析対象実験の主要な条件を表 4.4-1 に示す。

更に H29 年度に引き続いて ABAQUS コードによる複数き裂進展解析手法の検討を進め、本年度一部の実験に同手法を適用した解析を実施した。

4.4.2 FEMAXI-8/RANNS 解析の方法

(1) LS-4、OS-1、VA-9、CN-1 実験燃料の FEMAXI-8/RANNS 解析モデル

図 4.4-1 に本解析で用いた FEMAXI-8/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 12 等体積リング要素、力学計算では 3 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、4 実験とも内面酸化膜は考慮していない。LS-4、OS-1 のライナ層は、2 リング要素によりモデル化している。

RIA 試験燃料棒相当部を含むマザーロッド全体を対象としたベース照射解析では、照射中の軸方向出力分布を考慮して適宜軸方向ノードを分割した。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、RIA 試験解析時に更に軸方向セグメント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により取り扱った。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⁽⁵⁾を、また RIA 試験時の FP ガス放出モデル及び被覆管表面熱伝達モデルについては、表 4.4-3⁽⁶⁾に示すパラ

メータを指定した。燃料被覆管の破損予測モデル等その他の主要モデルの設定には、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-8⁽⁶⁾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、RIA 試験解析の燃料棒初期状態を決定した。

RANNS による RIA 試験解析では、ベース照射解析の結果に加えて試験燃料棒仕様、NSRR のパルス出力（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-8/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 12 等体積リング要素でモデル化し、SWAT 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-8 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 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、LS-4、OS-1、VA-9、CN-1 についてそれぞれ ICORRO=9、9、8、7（それぞれ Zry-2 合金、ZIRLO、M5 向けのモデル）とした。LS-4 については、パルス照射前の PIE において酸化膜厚さが推定されていないため、同様の被覆管を用いている LS-1 で用いた RCORRO（酸化速度補正係数）の値を使用した。OS-1、VA-9 については、昨年度までに報告済である実験燃料棒の酸化膜厚さ推定値を再現するよう、RCORRO を調整した。CN-1 については、アレバからの情報に基づき調整した。更に、OS-1 の水素吸収モデルについては、PIE により得られた水素吸収量 245 ppm となるよう F_H_PICKUP（水素吸収割合）を 0.209 とした。

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。照射条件については、LS-4 燃料のベース照射期間における線出力は約 270 W/cm と高いレベルにある。OS-1 燃料は照射初期に約 210 W/cm の線出力を経験するが、線出力はその後徐々に低くなり、燃焼度 40GWd/t 以降では 60 W/cm 以下の低い線出力となっている。VA-9 燃料は、照射初期に約 260 W/cm と高い線出力を経験し、線出力は中期、後期にかけて 140 W/cm まで徐々に下がっていく。CN-1 燃料は、照射初期に最大約 200 W/cm の線出力を経験した後、中期

後期にかけて線出力が 140 W/cm まで下がっていく。

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。また RIA 試験解析における燃料セグメントは、LS-4、OS-1、VA-9、CN-1 についてそれぞれベース照射解析における Z=2、4、5、5 (燃料スタック下端側からそれぞれ第 2、4、5、5 番目の軸方向ノード) に相当する軸方向位置のものを用いている。

各実験のベース照射において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。LS-4 燃料のペレット中心温度は、最も線出力の高くなる照射末期で最大 1500°C に達する。OS-1 燃料のペレット中心温度は照射期間中で最も高い初期に最大 1000°C となり、照射後期 (40GWd/t 以降) では 500°C 程度である。VA-9 では、線出力レベルの高い第一サイクルの末期 (30GWd/t) にペレット中心温度が約 1100°C に達するが、線出力レベルが小さくなる照射末期では 800°C 程度である。CN-1 では、照射期間中で線出力が最も高くなる第二サイクルで (10-20GWd/t) ペレット中心温度が約 1000°C に達するが、その後徐々に線出力レベルが小さくなり、照射後末期で 800°C 前後となる。

ベース照射終了時における被覆管表面酸化膜厚さ (図 4.4-5) 及び水素吸収量 (図 4.4-6) は、LS-4 でそれぞれ 22 μm 及び 100 wtppm 程度、OS-1 で、24 μm 及び 245wtppm 程度、VA-9 でそれぞれ 30 μm 及び 210wtppm 程度、CN-1 でそれぞれ 12 μm 及び 60wtppm 程度となる。

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、LS-4 で約 13 GWd/t までにギャップが閉塞するが (図 4.4-7)、ボンディングの進行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 PCMI 応力が、継続的に生じている (図 4.4-9)。OS-1 では、約 30GWd/t までにギャップが閉塞するが (図 4.4-7)、ボンディングの進行は照射末期まで継続する (図 4.4-8)。ギャップ閉塞後は、PCMI 圧力 (図 4.4-9) が約 40 MPa まで徐々に上昇していく。VA-9 では約 5GWd/tU までにギャップが閉塞し、この状態が照射終了まで続く (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進行も 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、燃焼度に応じて増加していく PCMI 圧力が RIA 試験直前まで継続的に生じている (図 4.4-9)。CN-1 では約 25GWd/tU までにギャップが閉塞し、この状態が照射終了まで続く (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進行は照射末期まで継続する (図 4.4-8)。ギャップ閉塞後は、PCMI 圧力が約 35 MPa まで徐々に上昇していく (図 4.4-9)。いずれの燃料でもベース照射を終え、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）を与える条件と言える。

被覆管外径変位は、LS-4、VA-9 では取り出し時点で製造時を上回るが、OS-1、CN-1 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、LS-4 で約 24%、OS-1 で約 0.08%、VA-9 で約 4.5%、CN-1 で約 0.4%となった（図 4.4-11）。LS-4 燃料は照射前半においても線出力レベルが高いため、第 1 サイクル終了前後から FP ガス放出が開始している。OS-1 燃料は中高燃焼度となる照射期間において線出力レベルが小さいため、FP ガス放出量が少ない。VA-9 燃料は、LS-4 同様、照射初期に線出力が高いため、第一サイクル終了前後から FP ガス放出が開始している。CN-1 燃料は、OS-1 燃料同様線出力が平均的に低いため、FP ガス放出量は少ない。この結果はベース照射後の照射後試験結果よりもわずかに小さい。

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、LS-4 で約 2%、OS-1 で約 3%、VA-9 で約 19%、CN-1 で約 10%となった（図 4.4-14）。RIA 試験時に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、LS-4 で約 9%、OS-1 で約 8.9%、VA-9 で約 24%、CN-1 で約 24%となった（図 4.4-13）。

4.4.4 RIA 試験解析結果

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、RIA 模擬実験 LS-4、OS-1、VA-9、CN-1 について RANNS コードによる RIA 試験解析を行った。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-8 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。各実験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、OS-1、VA-9、CN-1 の線出力は、それぞれ \$4.10、\$4.53、\$4.53、\$4.15 の投入反応度の下で行うパルス照射実験時の 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 4.3.5 節の手法により評価した。

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、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、被覆管周方向応力、試験燃料棒全体の FP ガス放出率、試験燃料棒内圧、被覆管平均温度、J 積分値、J 積分モデルによる被覆管破損限界の履歴、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。

LS-4 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 560 J/g となった。OS-1 では、到達最大値は約 290 J/g となった。VA-9 では、到達最大値は約 550 J/g であり、パルス照射による増分は約 480 J/g となった。CN-1 では、到達最大値は約 670 J/g となった。（図 4-4-16）。

LS-4 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、550°C 程度まで上昇している (図 4.4-21)。

LS-4 について、解析による被覆管到達温度の結果と LS-4 実験で得られた被覆管表面熱電対の結果を比較すると、熱電対#1 は最大 400°C 程度、熱電対#2 は最大 600°C 程度、熱電対#3 は最大 430°C 程度で解析結果の最大 540°C 程度の値と概ね同程度である。解析で使用した熱伝達モデルは、過去の BWR・PWR 燃料実験結果に基づくモデルであり、本モデルによる解析結果と実験結果が同等であったことから、添加物ペレットの熱伝達に関する特性は UO_2 燃料と大きく変わらないものと考えられる。

OS-1 では、燃料ペレット温度の到達最大値は中心部で 800°C 程度、外周部で 1400°C 程度である (図 4.4-17)。被覆管表面温度については、280°C 程度まで上昇している。

VA-9 では、燃料ペレット温度の到達最大値は中心部で 1500°C 程度、外周部で 2200°C 程度である (図 4.4-17)。被覆管表面温度については、880°C 程度まで上昇している。

CN-1 では、燃料ペレット温度の到達最大値は中心部で 1800°C 程度、外周部で 2400°C 程度である (図 4.4-17)。被覆管表面温度については、最大 580°C 程度であり、実験時の計装から得られた最大温度約 800°C と比べ小さい値となった。被覆管表面温度は、冷却材との接触面である被覆管の表面状態に大きく依存するため、被覆管表面の位置によって温度上昇にばらつきが生じる。解析で用いた表面熱伝達モデルのパラメータには過去の NSRR 実験データに基づく調整が施されているが、こうしたばらつきを持つ温度分布の上限をとらえきれていない。本実験の検出最大値である 800°C は比較可能な実験条件の範囲内では過去最も高い温度であり、過渡時表面温度の空間的な分布もより振幅の大きな変動を伴うものであったと解釈される。

LS-4、OS-1、VA-9、CN-1 について、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は閉塞したままである (図 4.4-18)。LS-4、OS-1 及び VA-9 について、PCMI 負荷による圧力は、燃料ペレットからの伝熱による被覆管温度の上昇が有意になる前にピークとなり、LS-4 で約 65 MPa、OS-1 で約 70 MPa、VA-9 で約 50 MPa、CN-1 で約 70 MPa 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、LS-4 で全ひずみにして約 2.4%、塑性ひずみにして約 2.2%、OS-1 で全ひずみにして約 0.6%、塑性ひずみにして約 0.4%、VA-9 で全ひずみにして約 4.6%、塑性ひずみにして約 1.1%、クリープひずみにして、約 3.5%、CN-1 で全ひずみにして約 5%、塑性ひずみにして約 4.5%となる (図 4.4-22、24)。軸方向ひずみの大きさは全ひずみにして LS-4 で約 2.4%、OS-1 で約 1.5%、VA-9 で約 2.5%、CN-1 で約 2.1%となる (図 4.4-23)。

FP ガス追加放出率は LS-4 で約 1.9%、OS-1 で約 0.5%、VA-9 で約 30%、CN-1 で約 57% と予測された (図 4.4-26)。

上述の通り、LS-4、OS-1 では、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 ガス放出率を下回る値となった。

プレナム圧力のピーク値は LS-4 で約 0.16 MPa、OS-1 で約 0.16 MPa、VA-9 で 2.4 MPa、CN-1 で 1.07 MPa 程度である (図 4.4-27)。

LS-4 について、解析結果である追加 FP ガス放出率 1.9%は、パルス後ガスパンクチャで得られた FP ガス放出率約 3-10% (暫定値) と同程度となった。ベース照射時終了時点において、FP ガス放出率が 24%程度、結晶粒界、リム層に存在する FP ガスは合わせて 11%程度に対し粒内ガスは 65%程度であり、実験直前にペレット中に残存していた FP ガスの大半は粒内に存在したことに相当する。解析に表れたようにベース照射中の高出力履歴に起因する高い FGR が原因で粒界インベントリが小さかったのか、LS-4 燃料の特徴である大粒径化の効果が表れたものかについては、今後試験前後のペレット EPMA 分析データ等との比較により検討・判断する必要がある。

LS-4 実験のパルス後 PIE で得られた被覆管の塑性ひずみは、ペレットスタック部の平均で 1.73 %、最大部で 2.36 %である。解析による被覆管の外径変位量から算出したひずみ量は 2.46%であり、その内訳は、熱膨張による値が、約 1.8%で、ペレットのリロケーションによる歪み量の増加が約 0.5%、FP ガス放出に伴う内圧上昇によるひずみ量が約 0.2%程度と考えられる。同実験における FP ガス由来の変形量は比較的小さいと判断されることから、実験で生じた被覆管変形量はペレット熱膨張寄与でほぼ説明できることになり、このことから、添加物ペレットの事故時挙動における着目点の一つである PCMI への影響が少なくとも有意なレベルでは生じなかったと判断される。

VA-9 について解析による外径変位から算出した被覆管のひずみ量は 4.61%となり、同様の燃焼度、入力、線出力履歴である VA-7 の PIE で得られた変形量の最大値 5.29%と比較すると近い値となった。VA-9 の解析から得られた FP ガス追加放出率は 30%程度で VA-7 の PIE で得られた FP ガス追加放出率の約 44%~48%と比べ小さい。VA-9 のベース照射終了時点で、結晶粒界、リム層に存在する FP ガスはそれぞれ約 24%、約 19%であることから、VA-9 実験が VA-7 実験と同程度の FP ガスを追加放出すると仮定すると、VA-9 実験の FP ガス追加放出は結晶粒界からのみでなく、リム層からも生じていることになる。

CN-1 について、解析による被覆管の塑性歪は、ペレットの熱膨張により 2.5%程度、ペレットリロケーションで、1.5%程度、FP ガス放出に伴う内圧上昇の寄与で 1%程度であり、ひずみ量が増加に対し FGR の有意な寄与がある。なお被覆管周方向の応力 (図 4.4.25) に着目すると、実験計装により得られた被覆管表面温度が最大 (約 800°C) となる時刻 0.9 秒において、解析上径方向平均 300 MPa 程度の値となっている。文献⁽⁷⁾によれば、被覆管温度 800°Cでは、約 40 MPa 以上の周方向応力が生じた時、膨れ破損を生じる可能性が高いとされている。FP ガス放出率が 57%と大きいこと、被覆管表面温度が局所的には 800°Cに到達したこと、周方向応力が内圧破裂に関するしきいレベルの報告値を上回っていること等の情報は、いずれも CN-1 燃料の破損が内圧破裂型であったとの解釈と整合的である。ただし、例えば VA-9 についても、解析における被覆管表面温度が最大(約 900°C)となる時刻 0.5

秒において径方向平均 150 MPa 程度の値となっており、周方向応力が内圧破裂に関するしきいレベルの報告値を上回っている。即ち、必ずしも被覆管の内圧破裂に関する応力・被温度条件の知見により RIA 時の内圧破裂破損条件を整理できるわけではない点に注意する必要がある。

J 積分に基づく破損限界評価式⁽⁶⁾により VA-9 の PCMI 破損発生の可能性を検討した (図 4.4-28~30)。本モデルは、応力除去焼鈍材にのみ適用可能であるため、LS-4、OS-1、CN-1 については参考値である。VA-9 の J 積分値の破損しきい値 J_c に対する比は破損発生の基準となる 1.0 を下回っており、解析による予測は非破損となる。

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⁽⁸⁾を用いて LS-4、OS-1、VA-9 及び CN-1 の破損の可能性を検討した。図 4.4-32 は同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。

LS-4 については、同モデルによる評価結果が解析で得られた被覆管の塑性ひずみに比べ高いため、非破損と予測できる。実験でも破損は確認されておらず、解析結果は実験に一致している。

OS-1 についても、同モデルによる評価結果が 0.8%以上あり、被覆管の塑性ひずみに比べ十分高いので FRAPTRAN 破損モデルによれば非破損の判定となる。しかし実際には同実験で低エンタルピでの破損が生じており、解析結果と大きく矛盾している。このことは、OS-1 燃料の破損限界が従来の水素吸収量による整理で得られる傾向から大きく下振れしていることを意味しており、水素化物の配向特性等の他の要因が破損に寄与していることが示唆される。実験での破損時刻における被覆管ひずみ量の解析結果は全周方向ひずみで、被覆管内面 0.23%、肉厚中央部 0.20%、外面 0.17%であった。また、周方向塑性ひずみについては、被覆管内面 0.13%、肉厚中央部 0%、外面 0%であった。破損時刻における被覆管温度は、内面で約 280°C、肉厚中央部で約 50°C、表面で 20°Cであり、被覆管の温度が有意に上がる前に破損したと考えられる。

なお破損時刻における燃料温度は、中心部で約 500°C、外周部で約 750°Cであり、RIA 条件としては非常に低い温度レベルの間に破損に至ったことになる。この温度条件では当然、破損時刻までの FP ガス放出は解析上生じていない。

このように OS-1 燃料の破損時刻においては、燃料温度の上昇も限定的であり、FP ガス放出も生じていなかったため、内圧上昇による被覆管変形への影響は考え難い。被覆管のひずみレベルも過去の PCMI 破損ケースに比して非常に低く、解析でモデル化されていない、即ち本解析では全く捉えられていない他の駆動力が存在した可能性にも留意すべき実験結果と考えられる。

VA-9 は、FRAPTRAN 破損モデルによれば、破損時ひずみ値 1.1%を下限に推移した後、時刻 253 ms を超えた時点で被覆管平均温度が 700 K に到達しており (図 4.4-31)、同モデ

ルの適用上限を超えた結果、図 4.4-32 に負の値が現れたものである。一方、被覆管の塑性ひずみは時刻 253 ms において高々0.5%程度であり、判定は J-積分モデルと同様非破損である。

CN-1 は、FRAPTRAN の破損モデルによれば、破損時ひずみ値 2.0%を下限に推移した後、時刻 261 ms を超えた時点で被覆管平均温度が 700 K に到達しており（図 4.4-30）、同モデルの適用上限を超えた結果、図 4.4-31 に負の値が現れたものである。一方、被覆管の塑性ひずみは時刻 261 ms において高々1.85%程度であり、PCMI 破損が生じる可能性が低い条件である。高エンタルピ条件にもかかわらず破損の可能性が小さい評価となるのは、M5 合金である CN-1 燃料被覆管の水素吸収量が非常に低い水準であることによる。

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 H29 年度に整備した。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）の適用可能性についても検討を行った。

H29 及び H30 年度は合わせて 4 回の RIA 試験が実施されたが、この内 H29 実施の OS-1 実験では、過去 NSRR を用いて実施された高燃焼度 BWR 燃料実験中最も低い破損限界が観測された。同燃料の被覆管も RX 材であること、及び、PCMI 破損しきい値の議論における同破損限界データの重要性に鑑み、本年度の解析では、OS-1 実験で生じた PCMI 破損における析出水素化物の影響に着目し、H29 年度に整備したシステムを用いて作成した FEM モデルを用いたき裂進展解析を実施した。

(2) き裂進展解析手法

複数き裂を有する被覆管の FEM モデル構築を目的として、以下の特徴を有するシステムを H29 年度に整備した。

- ① Python スクリプト、bash スクリプト、および 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 ファイルおよび 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。

OS-1 実験燃料被覆管の金属層に析出した水素化物をき裂とみなした場合に、これらの複数き裂の力学的な寄与が破損限界に及ぼす影響について、上記システムで生成した FEM モデルを用いて定量化を試みた。

解析の入力条件とするため、まず H29 年度に実施したレファレンス試験で得られた OS-1 燃料切り出し元セグメントの被覆管水平断面金相画像データの画像処理を行った。画像処理は、エッチング処理により析出水素化物の被覆管金属層中の分布状態が明瞭な金相画像を対象とし、析出水素化物とそれ以外の領域（マトリクス）に二値化処理した後、視野内の全ての水素化物について、その位置と長さの情報を線分（2組の x,y 座標データ）としてテキストデータファイルに出力する。このテキストデータファイルを、被覆管の内外径情報と共に上記システムへ入力することで、水素化物と同じ位置、大きさを持つき裂がマッピングされた FEM モデルを生成した（図 4.4-33）。

FEM 解析には、上述の通り汎用非線形有限要素解析プログラム ABAQUS を使用している。但し通常の破壊力学解析では各き裂先端の応力集中挙動は再現することはできても、き裂間の連結やその後の進展まで追跡することは不可能であるため、本解析では、JAEA が過去に実施した解析において動的なき裂進展解析における有効性が確認された、損傷力学解析モデルを採用した⁹⁾。但し、これらの解析で適用された塑性モデルや損傷モデルパラメータは未照射 Zry-4 の SR 材について検証されたもので、高燃焼度 BWR 燃料被覆管への適用性は独立に検証されていないことから、本解析においてはいずれの要素についても感度解析パラメータとして取り扱っている。即ち、過去に実施された実験中より、OS-1 燃料と同程度の燃焼度及び水素吸収量であった LS-1 燃料を比較対象とし、この LS-1 燃料についても OS-1 燃料同様に金相画像データを元に生成した複数き裂を含む FEM モデルを作成した。こうして準備した OS-1、LS-1 両 FEM モデルに対して共通の塑性モデル及び損傷モデルパラメータを適用し、被覆管内面に作用する PCMI 負荷を徐々に増大させた場合について、FEM モデルが巨視的な破損（貫通欠陥の形成）に至る時点のマクロな周方向ひずみの大小を比較した。これにより、OS-1 燃料と LS-1 燃料それぞれの水素化物（と一致する空間分布を持つ複数き裂）の力学的寄与の違いが巨視的な破損限界に及ぼし得る影響の程度について、情報を得ることが出来る。このような比較が現象解釈の材料として有効であるためには、少なくとも両燃料被覆管（金属層マトリクス）の機械特性が同等に近いものである必要があるが、上述の通り共に BWR 照射燃料であり、燃焼度、水素吸収量とも比較的近い条件であることから、この条件は概ね満足されているものと考えられる。一方両燃料の機械特性が全く等価であった場合でも、き裂進展挙動は塑性モデル及び損傷モデルパラ

メータ自身に依存することから、これらのモデルの感度を確認するため、2通りの大きく異なるモデルパラメータセットについて解析を実施し(表 4.4-6)、結果の変化を確認した。

(3) 解析結果

図 4.4-34 に解析により得られたき裂進展挙動の例を示す。図は、FEM モデルの内き裂をマッピングした領域における相当応力分布の推移を模式的に表したものである。PCMI 負荷の増大と共に、まず各き裂の周辺(正確にはき裂端の周囲)で応力集中が発生している。100 を超えるき裂が体系内に散在していることから、応力分布は極めて複雑であるが、一方でとくに応力の高い領域は数か所に限定されていることも分かる。また距離の近い2つのき裂の端点間領域で特に大きな応力集中が生じていることが分かる。PCMI 負荷増大が進むと、この内一か所でき裂の連結が生じている。き裂の連結はより長い、従って更に大きな応力集中効果を持つき裂の発生を意味するため、最初の連結が生じて以降は相次いでき裂の連結が生じ、非常に小さなひずみ増分の間に巨視的な破損(貫通欠陥の形成)に至っている。巨視的破損の発生後に残った破面の形状は、被覆管肉厚中央付近では径方向に垂直に近く、また内面近くではせん断型となっており、従来高燃焼度 BWR 燃料の RIA 試験後 PIE で観察されてきた被覆管破面の性状と概ね一致している。

より定量的な結果として、図 4.4-35 に巨視的破損発生時の被覆管内面全ひずみを示す。モデルパラメータは、Model-1 と Model-2 で互いに大きく異なる塑性モデルを充てた上で、両者の巨視的破損時ひずみが LS-1 モデルについて概ね一致する様、あらかじめパラメータ②の大きさを調整している。OS-1 モデルでの解析は、レファレンスとなる LS-1 モデルについて定めたモデルパラメータをそのまま適用することで、両モデルによる解析の差異をき裂の幾何学的な分布のみに限定して、その破損限界への影響を調べたものである。解析結果によれば、OS-1 モデルの破損限界は LS-1 モデルに比べ2割弱低い。異なる2種類のモデルパラメータが類似の結果を与えていることから、ここでみられる破損限界の低下は、モデルパラメータの特異性と複数き裂という複雑な条件の下で偶発的に表れた傾向である可能性は小さく、両 FEM モデルにマッピングしたき裂分布の効果であると判断できる。

本解析結果は、OS-1 実験で観察された低い燃料エンタルピ増分での PCMI 破損に対して、同燃料被覆管中の径方向水素化物の配向状態が寄与しているとの解釈を強く裏付けている。一方、今回比較対象とした LS-1 実験の破損時燃料エンタルピ増分に対し OS-1 実験の破損時燃料エンタルピ増分は4割強落ち込んでおり、解析が示した2割弱の破損限界低下という結果のみでは両実験結果の違いを説明するには十分でない。これに関し、本年度 OS-1 実験燃料の試験後試験が進捗し、本解析で利用したレファレンス試験時の金相データに加えて破損部周辺の被覆管金相データの取得が進んでいる。OS-1 実験の破損限界データに対しより代表性が高いと目されるこれら新規金相データについても今後き裂進展解析への適用を進めることで、径方向水素化物の寄与(き裂分布の違いによる破損限界の低下)がより大きかったとの結論を導ける可能性がある。

(4) 代理モデルの整備について

損傷力学モデルを用いたき裂進展の直接シミュレーションにより、OS-1 実験結果の解析に有効な解析を実施することが出来たが、同解析はき裂進展を直接 FEM で取り扱う特性上陽的な時間発展による解法が必須であり、かつき裂先端の応力集中を取り扱う必要から有限要素メッシュのサイズも極めて小さく取らざるを得ないため、結果として1 ケース当たりの計算コストは極めて大きい上、任意の入力条件に対し必ずしも安定に計算が完了しない。従って解析パラメータの効果をより細かく且つ大規模に調べるような網羅的な解析評価は困難である。

そこで並行して、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）の成立性を調べるため、H29 年度に引き続き検討を進めた。H30 年度は H29 年度作業と同様の枠組みで、代理モデルの入力となる ABAQUS 解析を追加して実施し、代理モデルの精度向上を図った。一方、き裂進展解析への適用に必要なステップとして、代理モデルのパラメータ（説明変数）に被覆管の巨視的ひずみを追加、即ちフィッティングの次元を増やしている。この結果、レファレンスである ABAQUS 解析結果で得られたき裂先端の応力集中に関する力学的パラメータ再現精度の水準については最終的に H29 年度と同程度であった。今後、き裂進展解析に最低限必要となる ABAQUS 解析に要するコストを評価し、代理モデルのき裂進展解析の成立性・適用性についてはこれを踏まえて判断することが適当と考えられる。

4.4.6 RIA 試験解析のまとめ

FEMAXI-8 コード及び RANNS コードを用いた LS-4、OS-1、VA-9 及び CN-1 実験の解析、並びに ABAQUS コードによる複数き裂進展解析手法の検討を行い、以下の結果を得た。

- LS-4 について、実験解析を実施した。FRAPTRAN の破損モデルによると、非破損であり、実験結果と一致した。PIE データに基づく暫定値との比較では解析値 1.9% は過小評価である可能性が大きい。比較的值の小さい点において傾向は一致する。解析によれば追加放出率が小さいことの原因として大粒径化されたペレットの他にベース照射期間中の高い線出力履歴も考えられ、大粒径ペレットの効果の程度については PIE の進捗をふまえて更に検討する必要がある。被覆管の塑性ひずみは、実験値で最大 2.36% であり、熱膨張によるひずみ量の解析値約 1.8% よりやや大きい。追加 FGR が小さい点を考慮しても、本実験で添加物ペレット固有のふるまいが PCMI 挙動に影響した可能性は小さい。
- OS-1 について、実験解析を実施した。発熱量や水素濃度等入力情報の更新を反映した FRAPTRAN 破損モデルの判定は非破損であり、低エンタルピで破損が生じた実験結果と大きく矛盾した。モデルのパラメータとなっている水素吸収量だけでなく、水素化物の配向特性等の他の要因が破損に寄与していると考えられる。また解析上、破損時刻において FP ガス追加放出は生じておらず、被覆管温度は内面で約 280°C、肉厚中央部で約 50°C、表面で 20°C と低いレベルにあることから、内圧を駆動力とする変形が破損に関与したとは考え難い。
- VA-9 について、実験解析を実施した。J 積分モデル及び FRAPTRAN の破損モデルともに判定は非破損であった。解析によると被覆管ひずみ量は、4.61% となり、同様の燃焼度、入力、線出力履歴である VA-7 の PIE で得られたひずみ量の最大値 5.29% と比較すると近い値となった。
- CN-1 実験解析では、M5 合金の高耐食性により水素吸収量が低い水準で維持されており、FRAPTRAN 破損モデルによる判定は非破損であった。燃料ペレット温度の到達最大値は中心部で 1800°C 程度、外周部で 2400°C 程度と高く、RIA 時の FP ガス追加放出率が 57% と大きくなった。実験後の PIE では燃料の破損が確認されたが、燃料温度、被覆管温度共高いレベルで推移したこと、FP ガス放出量が極めて大きいこと、PCMI 破損は生じないとの判定であったこと等の解析結果はいずれも、同燃料の破損が PCMI 破損ではなく内圧破裂型の破損であったとの解釈に整合する。
- 昨年度に整備した ABAQUS コードによる複数き裂進展解析手法を用いて、OS-1 及び LS-1 実験に対するき裂進展解析を実施し、OS-1 燃料の PCMI 破損における被覆管中径方向水素化物の分布・配向状態の差が破損限界の低下に寄与したとの解釈を裏付ける解析結果を得た。但し本解析で示唆された寄与だけでは両実験結果の違いを説明するには十分とは言えない。

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
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
	OS-1	64	UO ₂ 燃料 (Cr ₂ O ₃ , Al ₂ O ₃ 添 加による大粒径化燃料) オスカーシャム 3 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
PWR	VA-9	80	UO ₂ 燃料 バンデロス 2 炉照射 17×17type ZIRLO	高温高圧条件、 低スズ ZIRLO 被覆高燃焼度 PWR 燃料の破損限界の把握
	CN-1	64	MOX 燃料 シノン B3 炉照射 17×17type M5	室温大気圧条件、 高燃焼度 PWR-MOX 燃料の FP ガス放出挙動、破損挙動に 関する知見の取得

表 4.4-2 FEMAXI-8 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 ⁽⁵⁾
IGASP	3	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
APORE	1.0	粒内ガスバブル半径初期値
IDCNST	7	粒内ガス原子拡散係数は Matzke 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	20	応力の軸方向平均値を粒界ガスバブルに作用する圧力とするオプション
FBCOV	9	レンズ状バブルが粒界を覆う割合
RF_CM	0.00005	粒界バブル限界半径
HBS	4	リムポアへのガス移行は Lassman モデルに JAEA 実効燃焼度モデルを適用して評価
FPINF	0.25	Lassman 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 8.1.103m。

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 ⁽⁶⁾
GRSEP	2	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	30.0	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 30% が放出される

**RANNS のバージョンは 8.1.103m。

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	LS-4	OS-1	VA-9	CN-1
試験部燃焼度	(MWd/tU)	49000	63000	80000	64000
燃料棒					
燃料有効長	(cm)	358.1	375.0	362.8	358.9
上部プレナム容積	(cm ³)	7.47	8.96	10.28	7.39
下部プレナム容積	(cm ³)	0.0	0.0	0.0	3.46
初期内圧	(MPa)	0.7	0.8	2.1	2.6
初期ガス組成	—	He	He	He	He,N ₂
冷却材					
入口温度	(K)	550	550	563	553
圧力	(MPa)	7.0	7.0	15.5	15.5
流速	(m/s)	3.0	3.0	4.6	4.0
流路断面積	(cm ²)	0.960	1.220	0.879	0.879
燃焼後冷却期間					
冷却期間	(day)	3590	3525	4046	3948

表 4.4-5 解析に反映した RIA 試験条件

項 目	単位	LS-4	OS-1	VA-9	CN-1
燃料棒					
初期内圧	(MPa)	0.1	0.1	0.1	0.1
初期ガス組成	—	He 100%	He 100%	He 100%	He 100%
冷却材					
入口温度	(°C)	20	20	282	20
圧力	(MPa)	0.1	0.1	6.6	0.1
流速	(m/s)	0.01	0.01	0.01	0.01
流路断面積	(cm ²)	112.0	112.0	112.0	112.0

表 4.4-6 き裂進展解析対象実験

パラメータセット ID	パラメータ①：有限要素の損傷が開始するひずみ	パラメータ②：有限要素が破断する変位	パラメータ③：塑性モデル
Model-1	2%	0.5 μ m	照射材向け（高フルエンス）
Model-2	2%	0.7 μ m	未照射材向け（フルエンスゼロ）

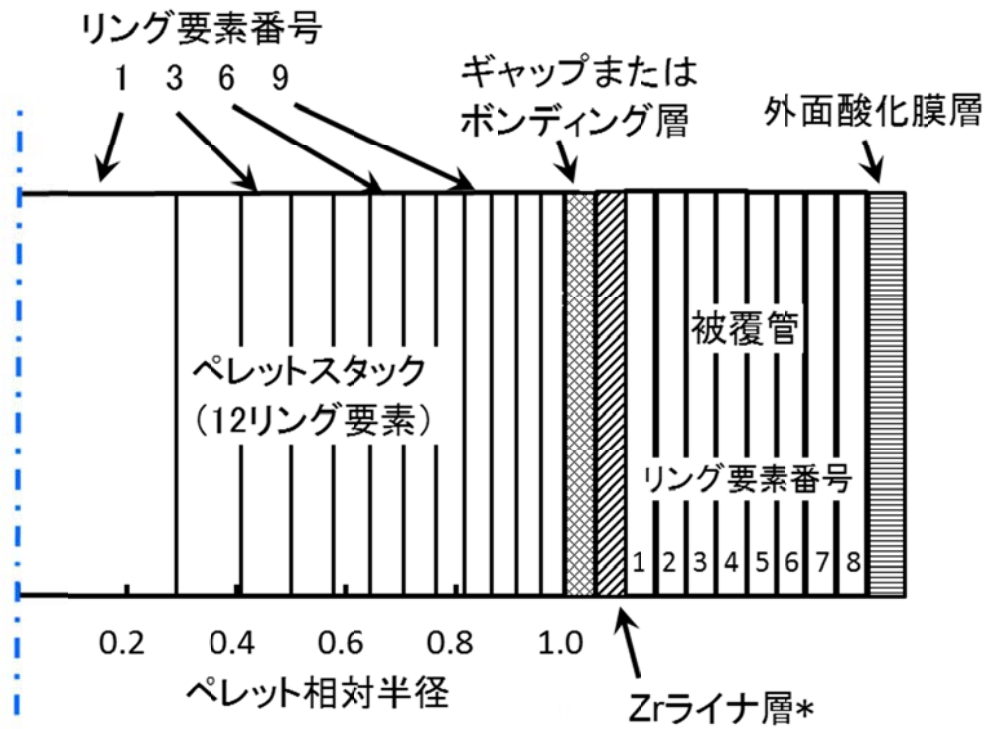


図 4.4-1 FEMAXI/RANNS 一次元モデルのペレット/被覆管要素
(* : Zr ライナ層は OS-1 と LS-4 のみ)

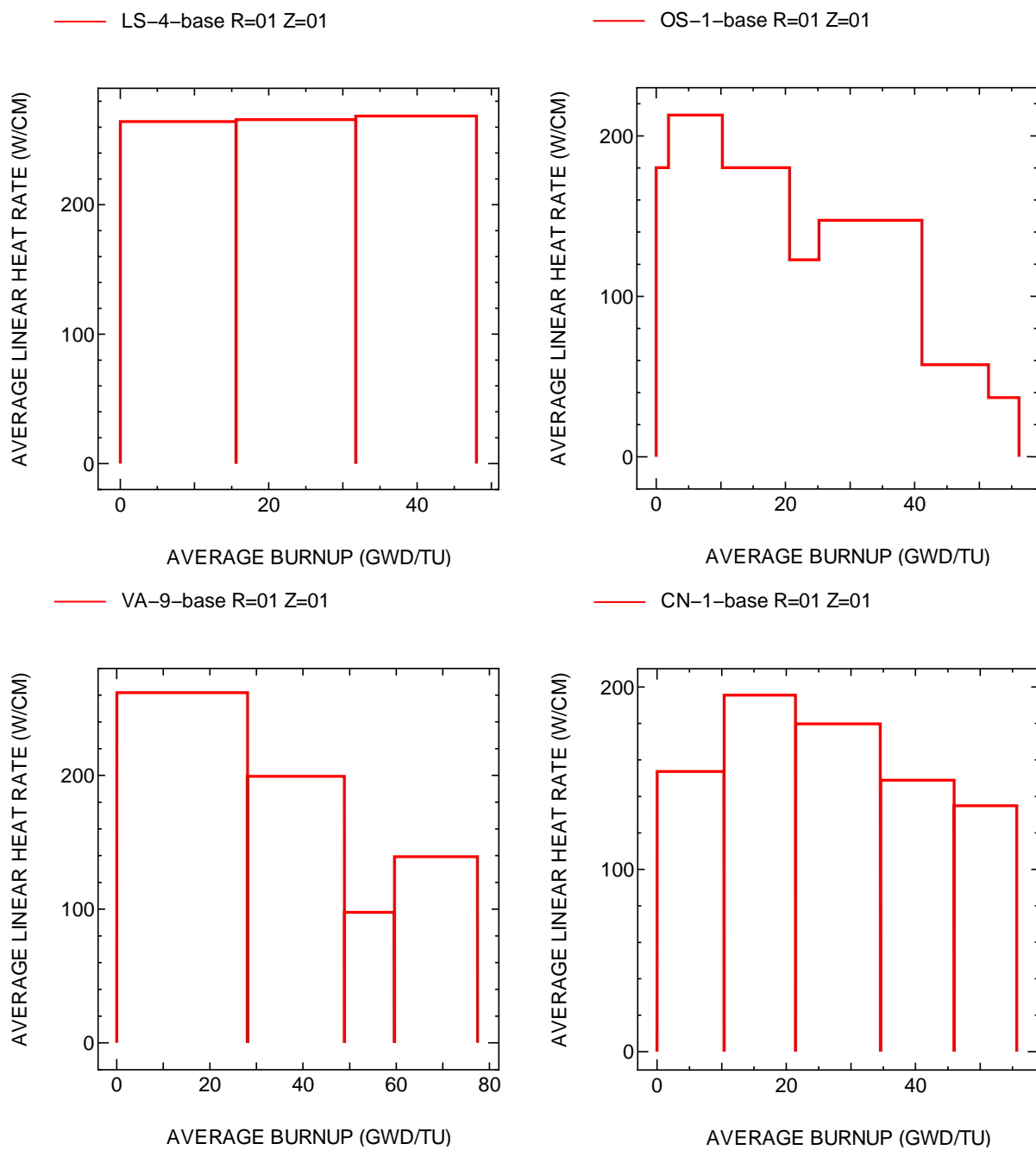
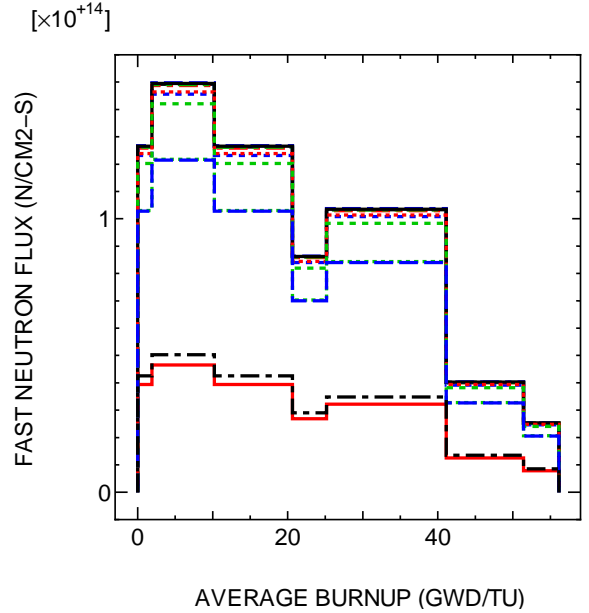
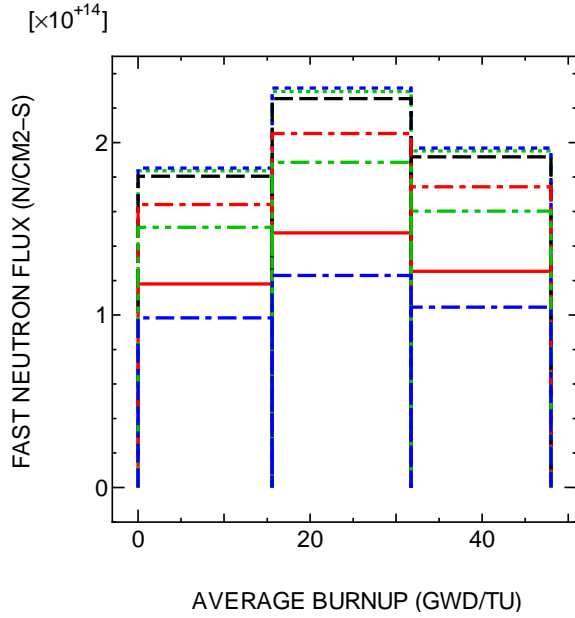


図 4.4-2 ベース照射時線出力履歴

- LS-4-base R=01 Z=07
- LS-4-base R=01 Z=06
- LS-4-base R=01 Z=05
- LS-4-base R=01 Z=04
- LS-4-base R=01 Z=03
- LS-4-base R=01 Z=02
- LS-4-base R=01 Z=01

- OS-1-base R=01 Z=06
- OS-1-base R=01 Z=05
- OS-1-base R=01 Z=04
- OS-1-base R=01 Z=03
- OS-1-base R=01 Z=02
- OS-1-base R=01 Z=01
- OS-1-base R=01 Z=12
- OS-1-base R=01 Z=11
- OS-1-base R=01 Z=10
- OS-1-base R=01 Z=09
- OS-1-base R=01 Z=08
- OS-1-base R=01 Z=07



- VA-9-base R=01 Z=04
- VA-9-base R=01 Z=03
- VA-9-base R=01 Z=02
- VA-9-base R=01 Z=01
- VA-9-base R=01 Z=08
- VA-9-base R=01 Z=07
- VA-9-base R=01 Z=06
- VA-9-base R=01 Z=05

- CN-1-base R=01 Z=04
- CN-1-base R=01 Z=03
- CN-1-base R=01 Z=02
- CN-1-base R=01 Z=01
- CN-1-base R=01 Z=08
- CN-1-base R=01 Z=07
- CN-1-base R=01 Z=06
- CN-1-base R=01 Z=05

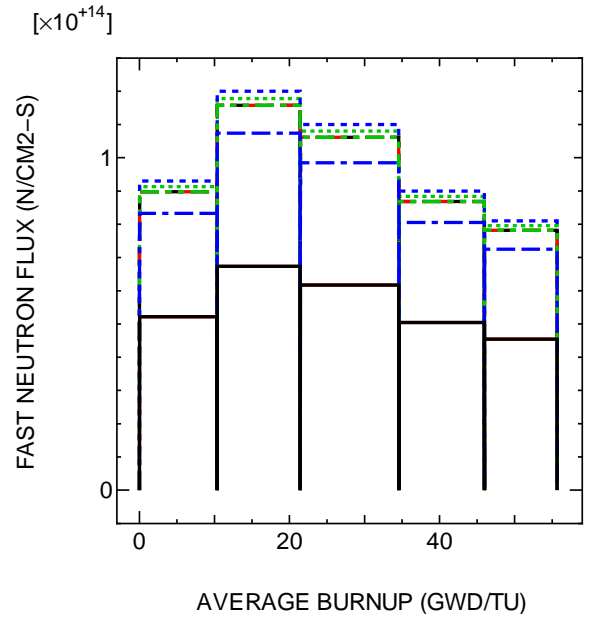
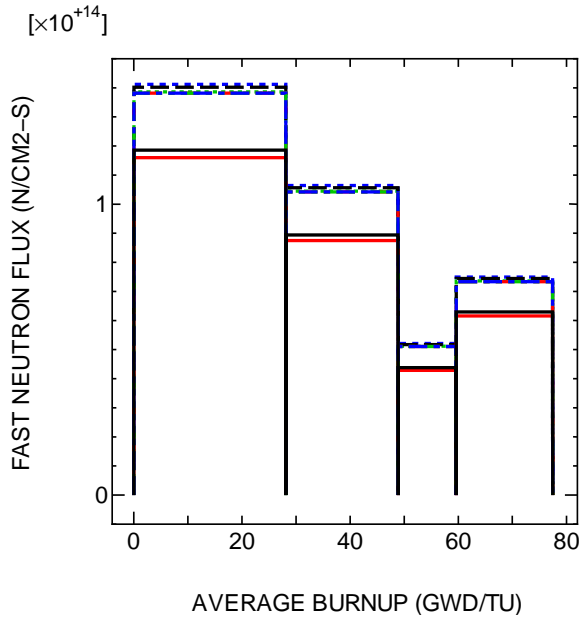
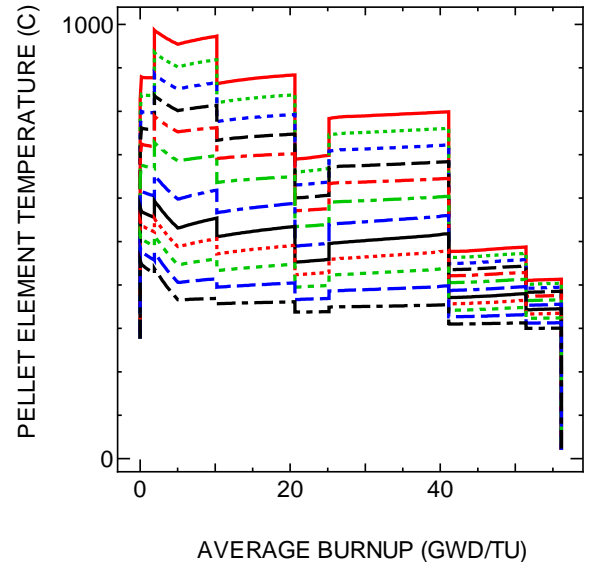
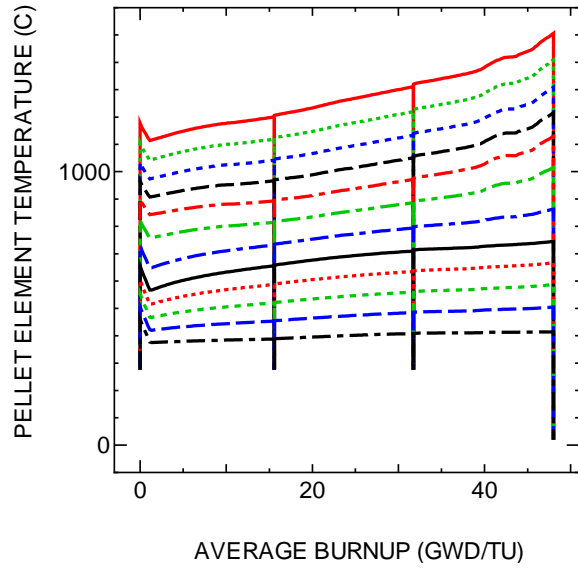


図 4.4-3 ベース照射時高速中性子束履歴

- | | | | | | | | |
|-----|---------------------|-----|---------------------|-----|---------------------|-----|---------------------|
| --- | LS-4-base R=06 Z=02 | --- | LS-4-base R=12 Z=02 | --- | OS-1-base R=06 Z=04 | --- | OS-1-base R=12 Z=04 |
| --- | LS-4-base R=05 Z=02 | --- | LS-4-base R=11 Z=02 | --- | OS-1-base R=05 Z=04 | --- | OS-1-base R=11 Z=04 |
| --- | LS-4-base R=04 Z=02 | --- | LS-4-base R=10 Z=02 | --- | OS-1-base R=04 Z=04 | --- | OS-1-base R=10 Z=04 |
| --- | LS-4-base R=03 Z=02 | --- | LS-4-base R=09 Z=02 | --- | OS-1-base R=03 Z=04 | --- | OS-1-base R=09 Z=04 |
| --- | LS-4-base R=02 Z=02 | --- | LS-4-base R=08 Z=02 | --- | OS-1-base R=02 Z=04 | --- | OS-1-base R=08 Z=04 |
| --- | LS-4-base R=01 Z=02 | --- | LS-4-base R=07 Z=02 | --- | OS-1-base R=01 Z=04 | --- | OS-1-base R=07 Z=04 |



- | | | | | | | | |
|-----|---------------------|-----|---------------------|-----|---------------------|-----|---------------------|
| --- | VA-9-base R=06 Z=05 | --- | VA-9-base R=12 Z=05 | --- | CN-1-base R=06 Z=05 | --- | CN-1-base R=12 Z=05 |
| --- | VA-9-base R=05 Z=05 | --- | VA-9-base R=11 Z=05 | --- | CN-1-base R=05 Z=05 | --- | CN-1-base R=11 Z=05 |
| --- | VA-9-base R=04 Z=05 | --- | VA-9-base R=10 Z=05 | --- | CN-1-base R=04 Z=05 | --- | CN-1-base R=10 Z=05 |
| --- | VA-9-base R=03 Z=05 | --- | VA-9-base R=09 Z=05 | --- | CN-1-base R=03 Z=05 | --- | CN-1-base R=09 Z=05 |
| --- | VA-9-base R=02 Z=05 | --- | VA-9-base R=08 Z=05 | --- | CN-1-base R=02 Z=05 | --- | CN-1-base R=08 Z=05 |
| --- | VA-9-base R=01 Z=05 | --- | VA-9-base R=07 Z=05 | --- | CN-1-base R=01 Z=05 | --- | CN-1-base R=07 Z=05 |

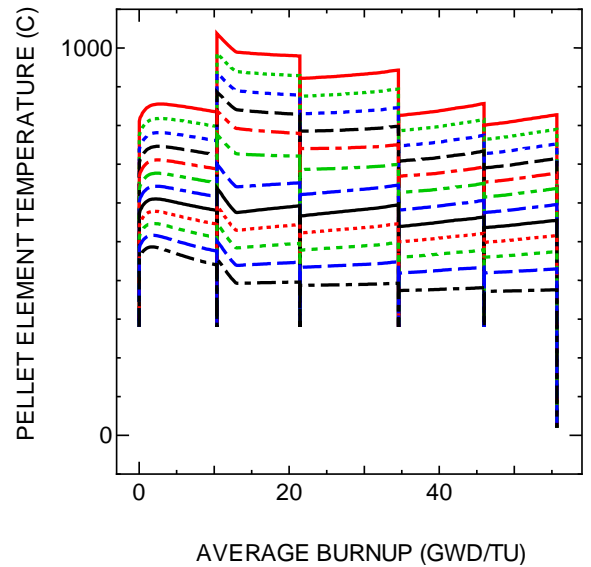
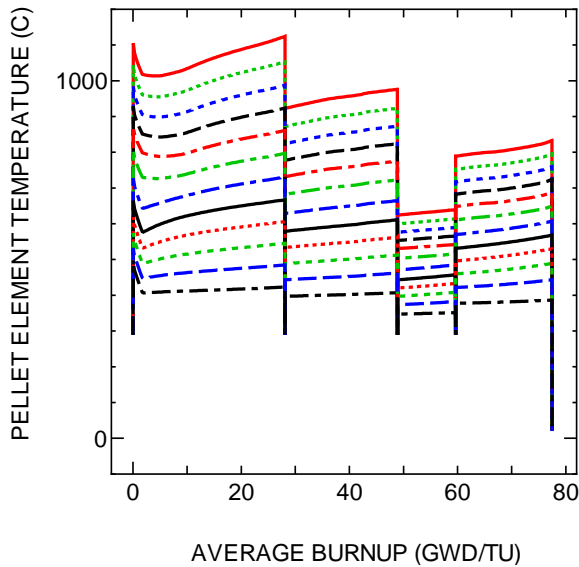


図 4.4-4 ベース照射時ペレット温度履歴

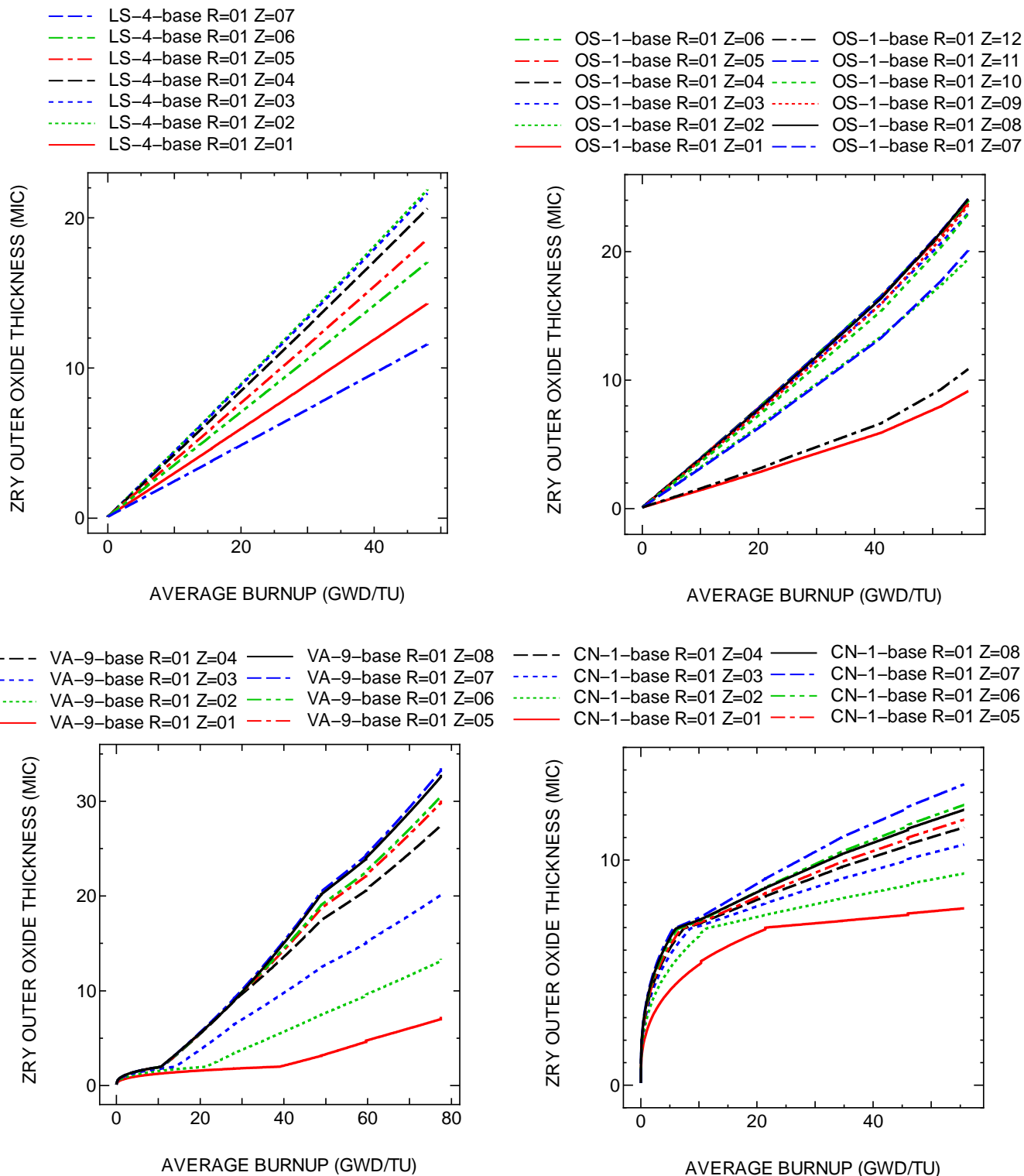


図 4.4-5 ベース照射時被覆管表面酸化膜厚履歴 (解析結果)

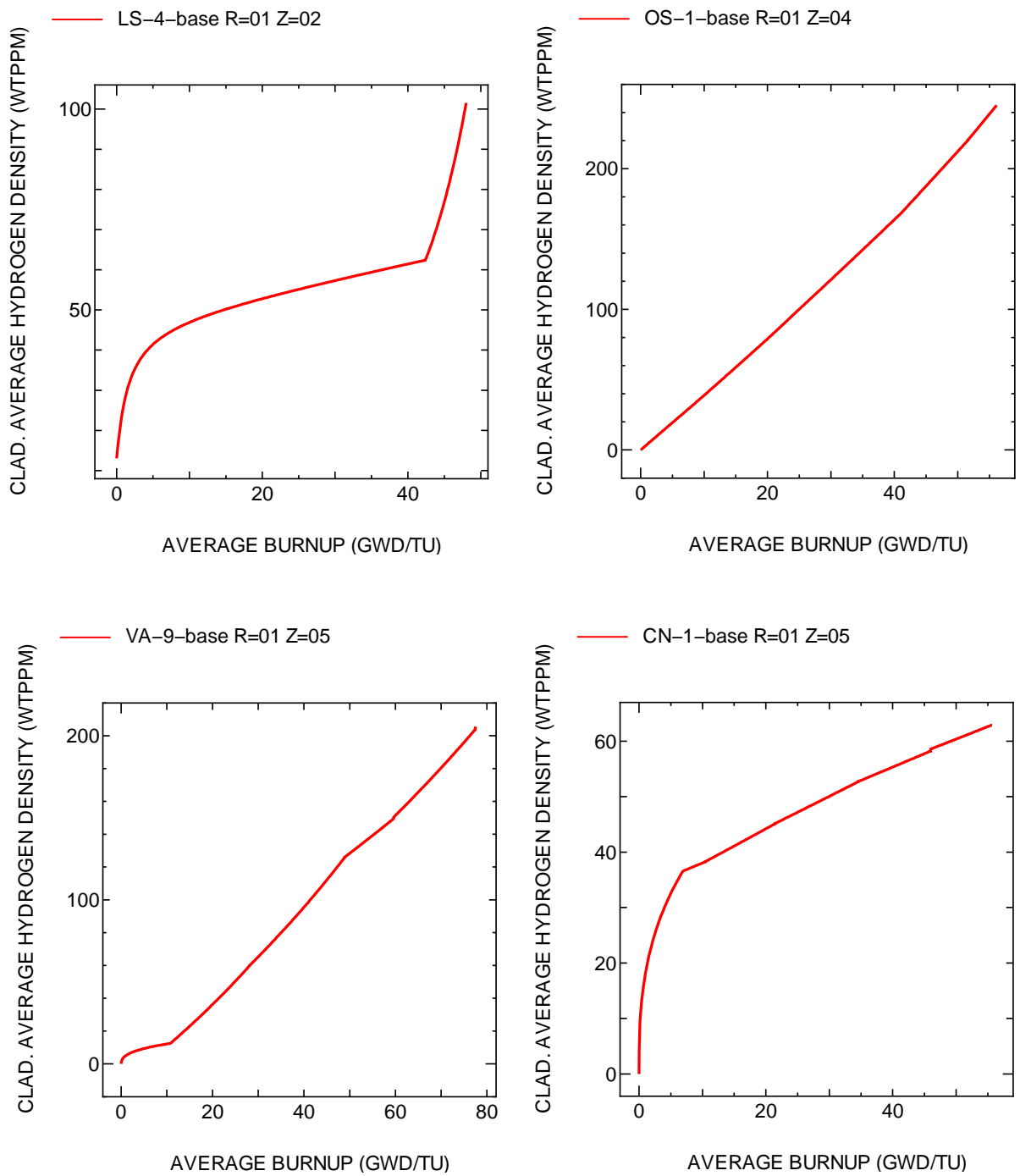


図 4.4-6 ベース照射時被覆管水素吸収量履歴 (解析結果)

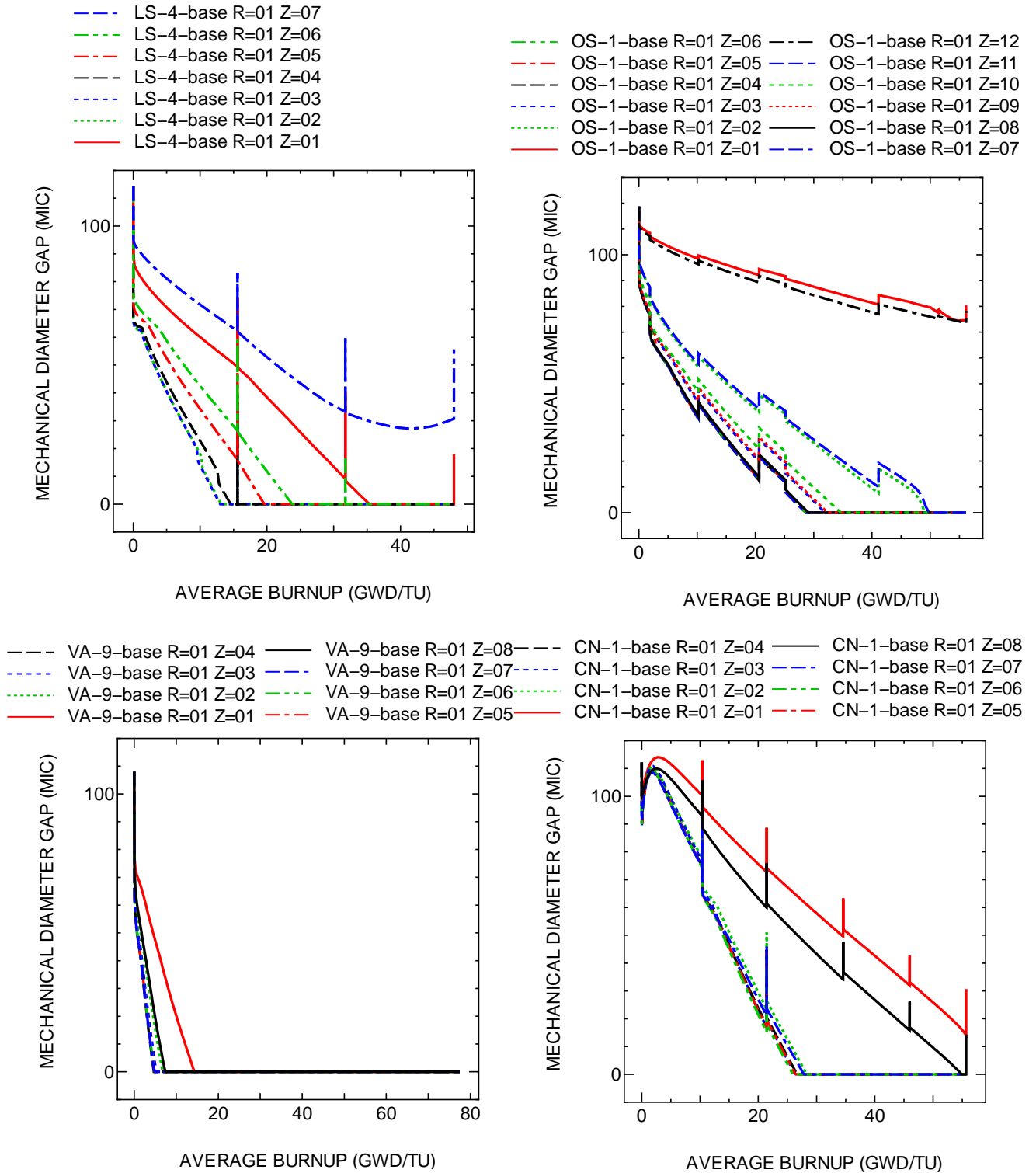


図 4.4-7 ベース照射時 PC ギャップ幅履歴 (解析結果)

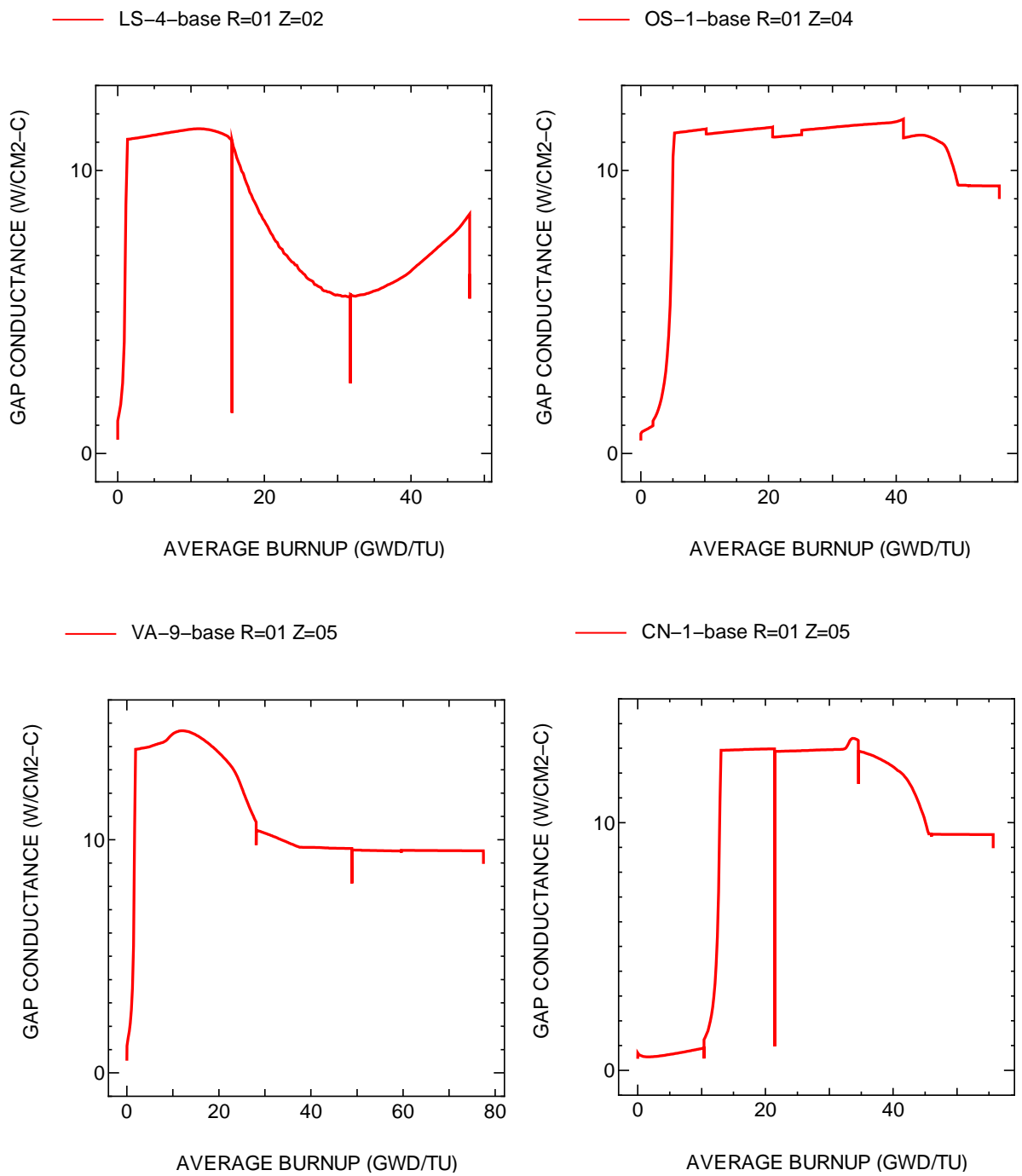


図 4.4-8 ベース照射時 PC ギャップコンダクタンス履歴 (解析結果)

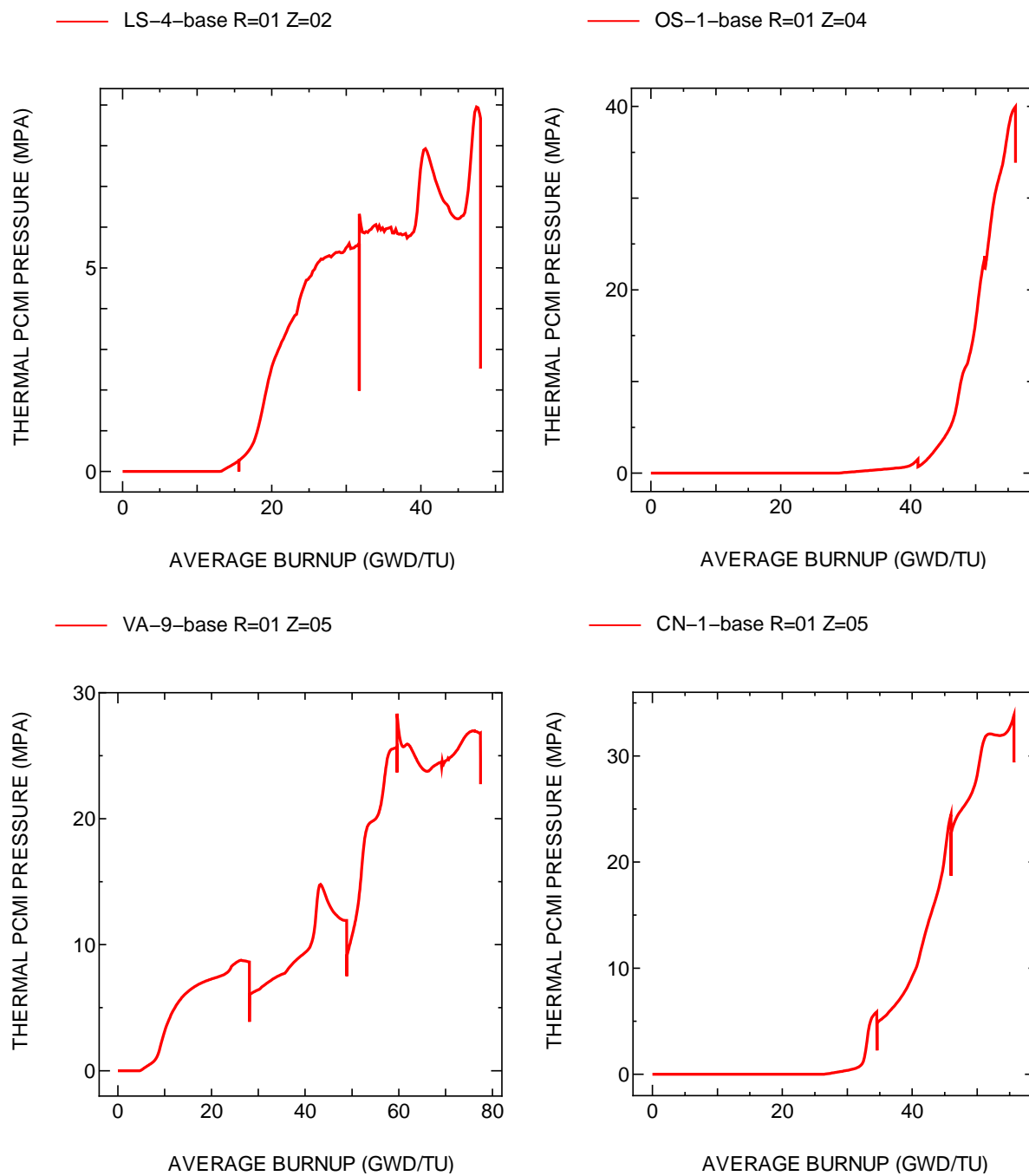


図 4.4-9 ベース照射時 PCMI 圧力履歴 (解析結果)

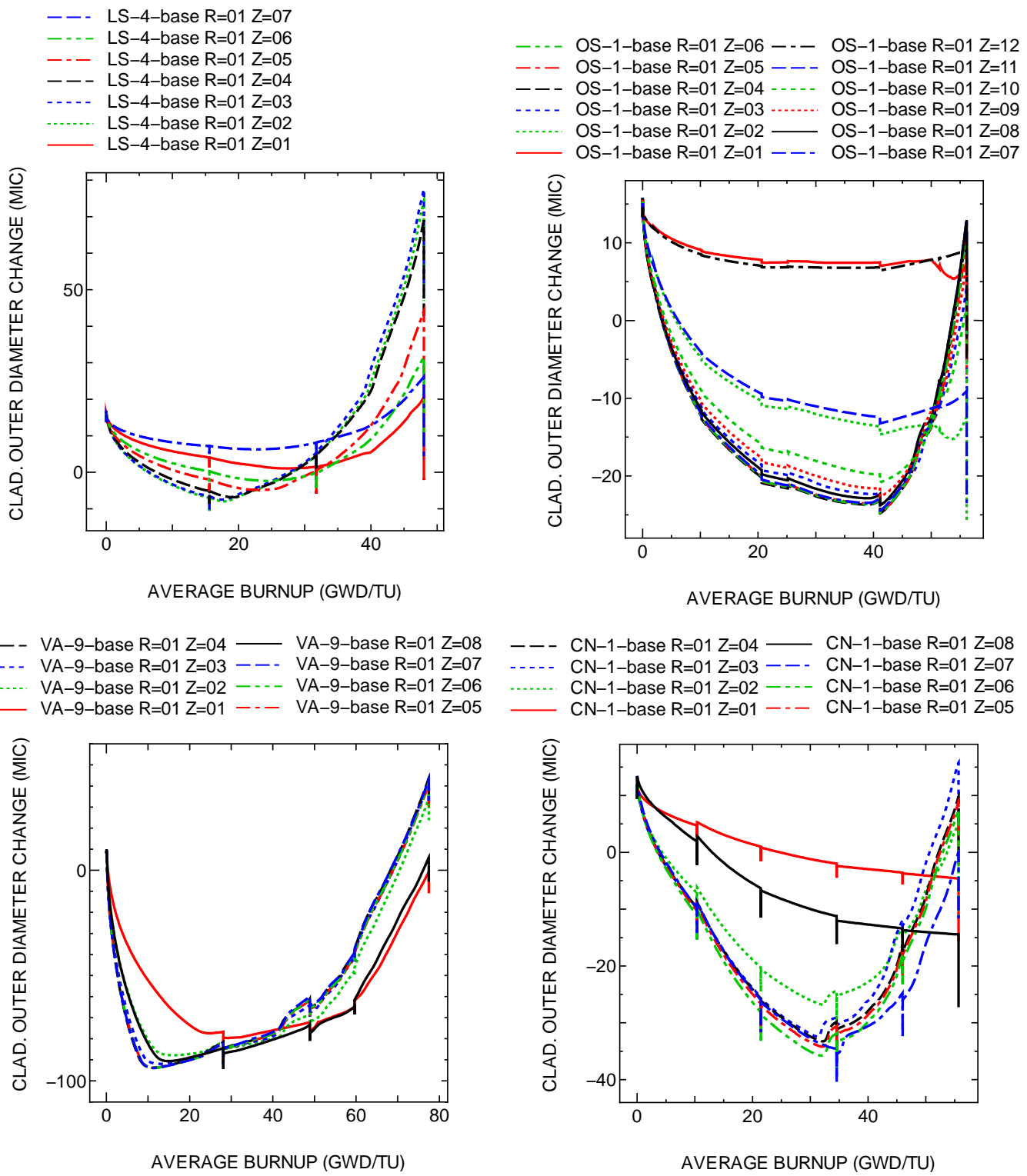


図 4.4-10 ベース照射時被覆管酸化膜表面外径変位履歴 (解析結果)

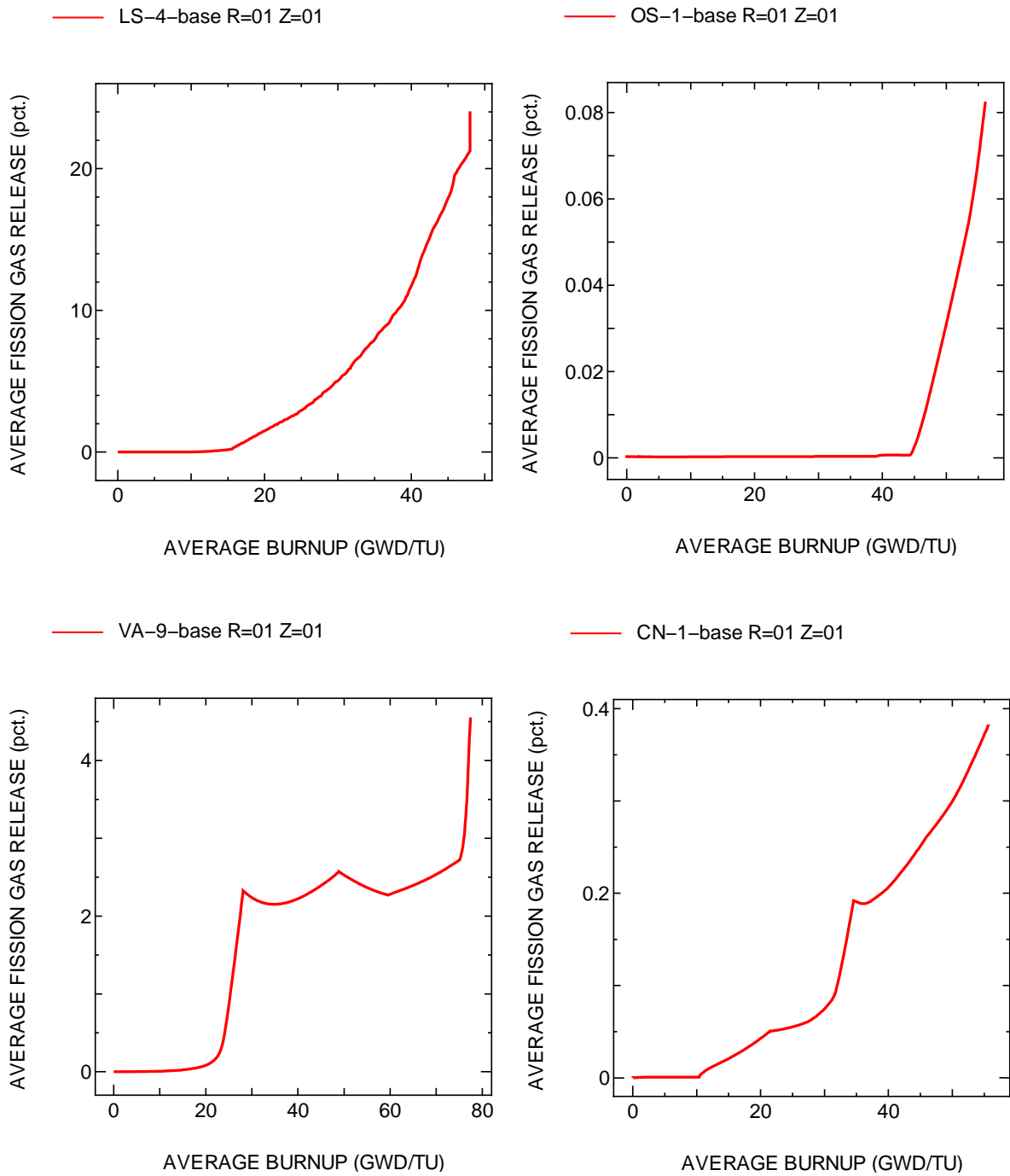


図 4.4-11 ベース照射時 FP ガス放出率履歴 (解析結果)

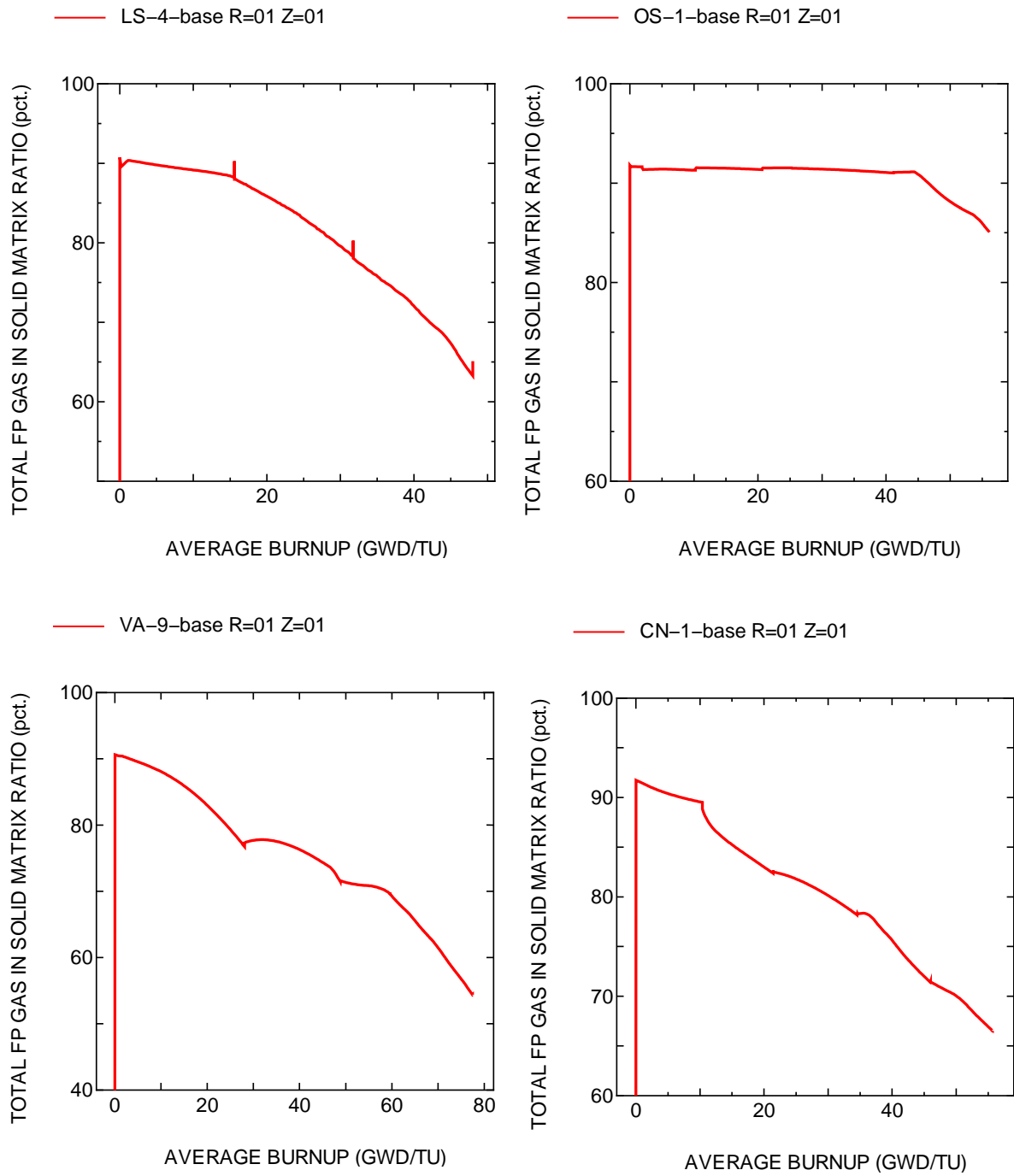


図 4.4-12 ベース照射時ペレット結晶粒内 FP ガス比率の履歴 (解析結果)

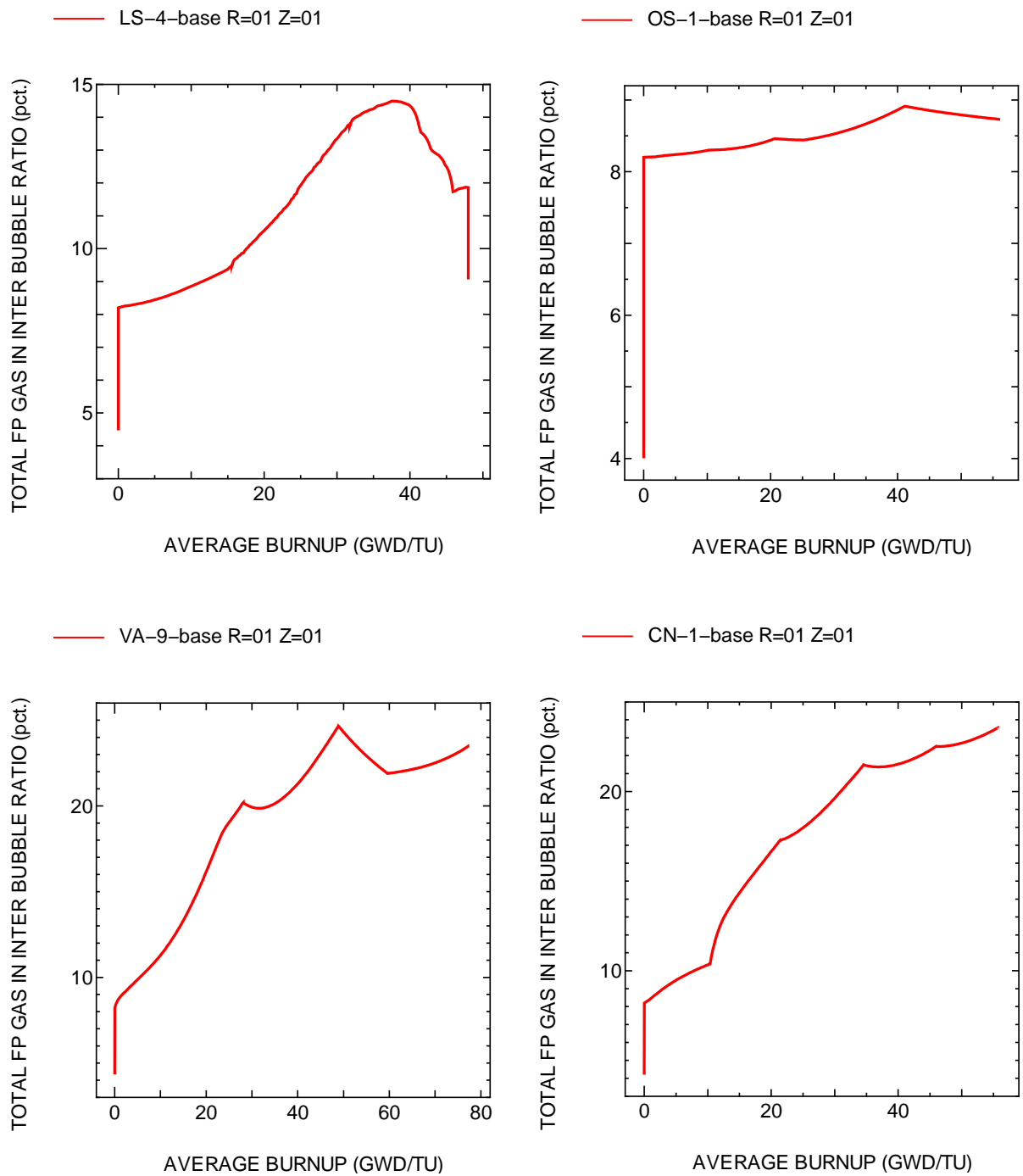


図 4.4-13 ベース照射時ペレット結晶粒界 FP ガス比率の履歴 (解析結果)

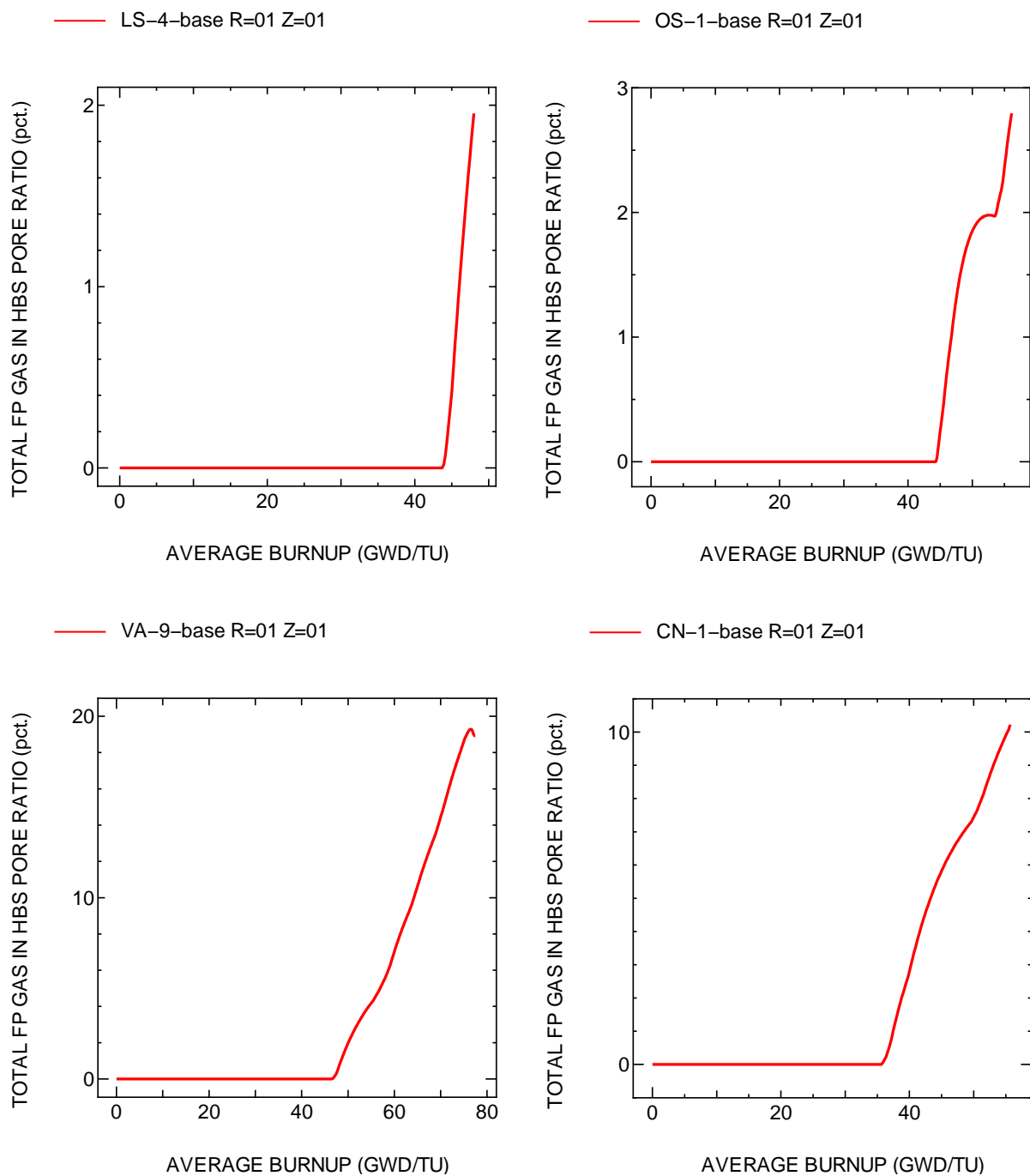


図 4.4-14 ベース照射時リムポア内 FP ガス比率の履歴 (解析結果)

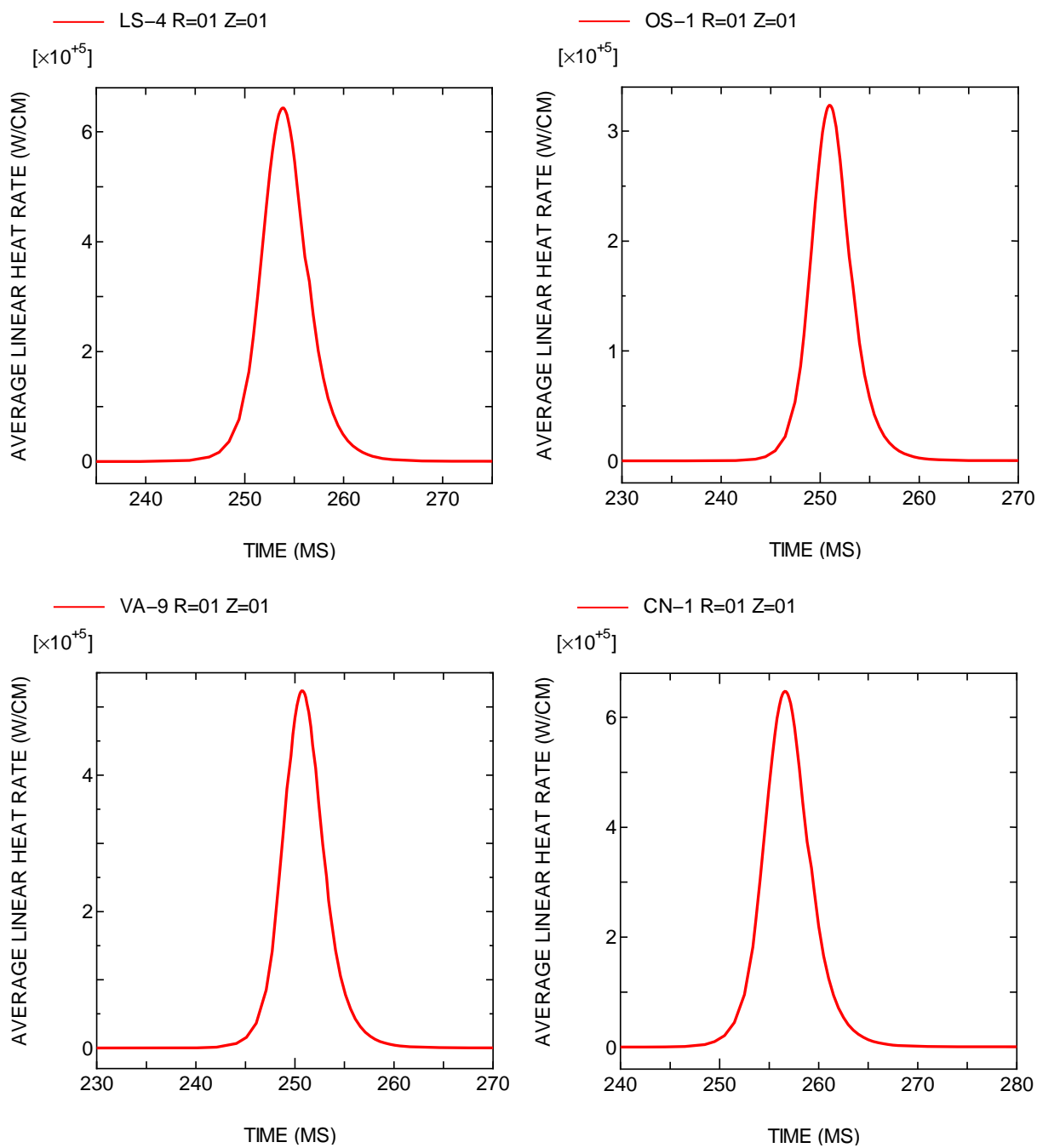


図 4.4-15 RIA 実験時線出力履歴 (解析結果)

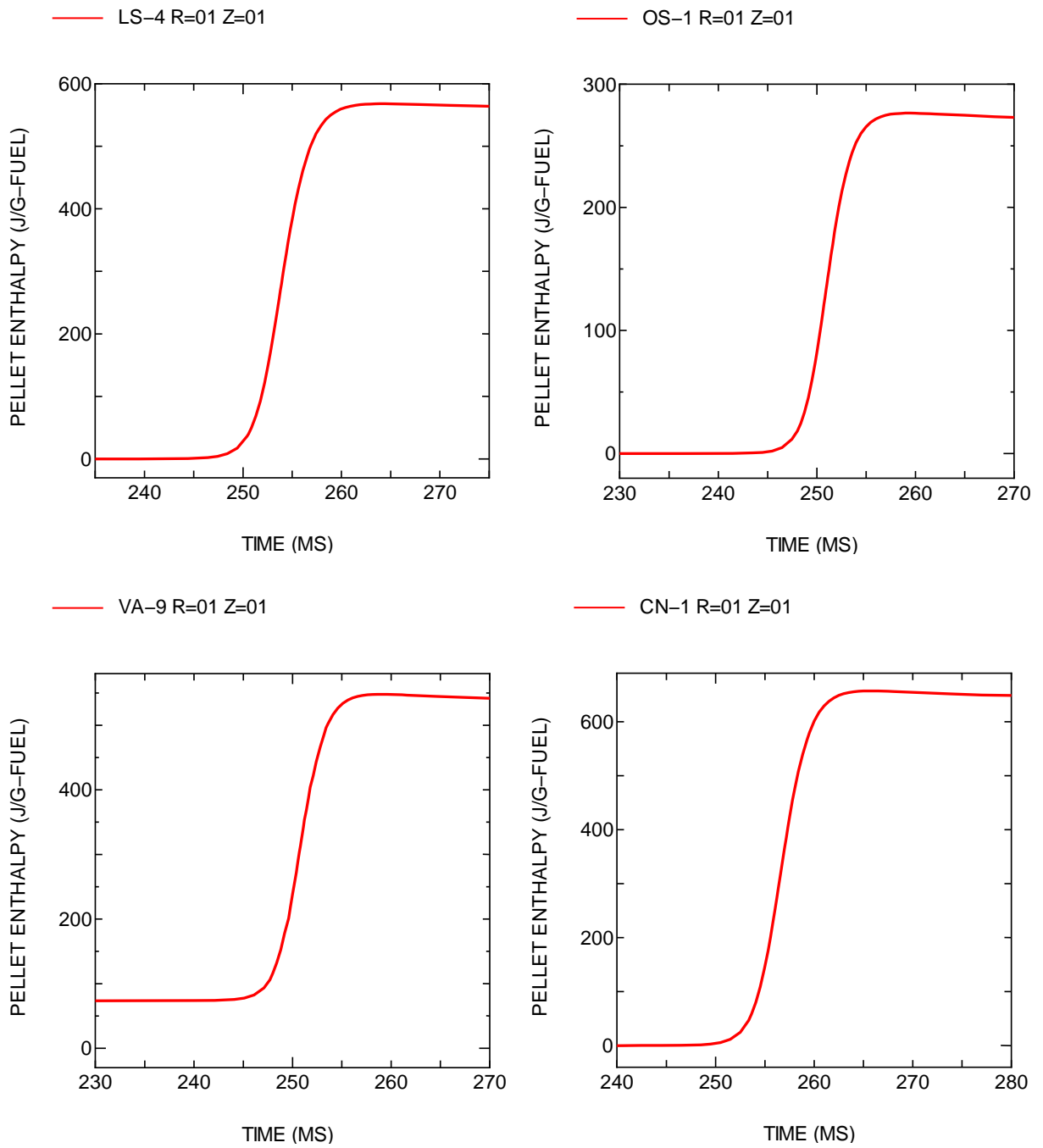


図 4.4-16 RIA 実験時燃料ペレットエンタルピ履歴 (解析結果)

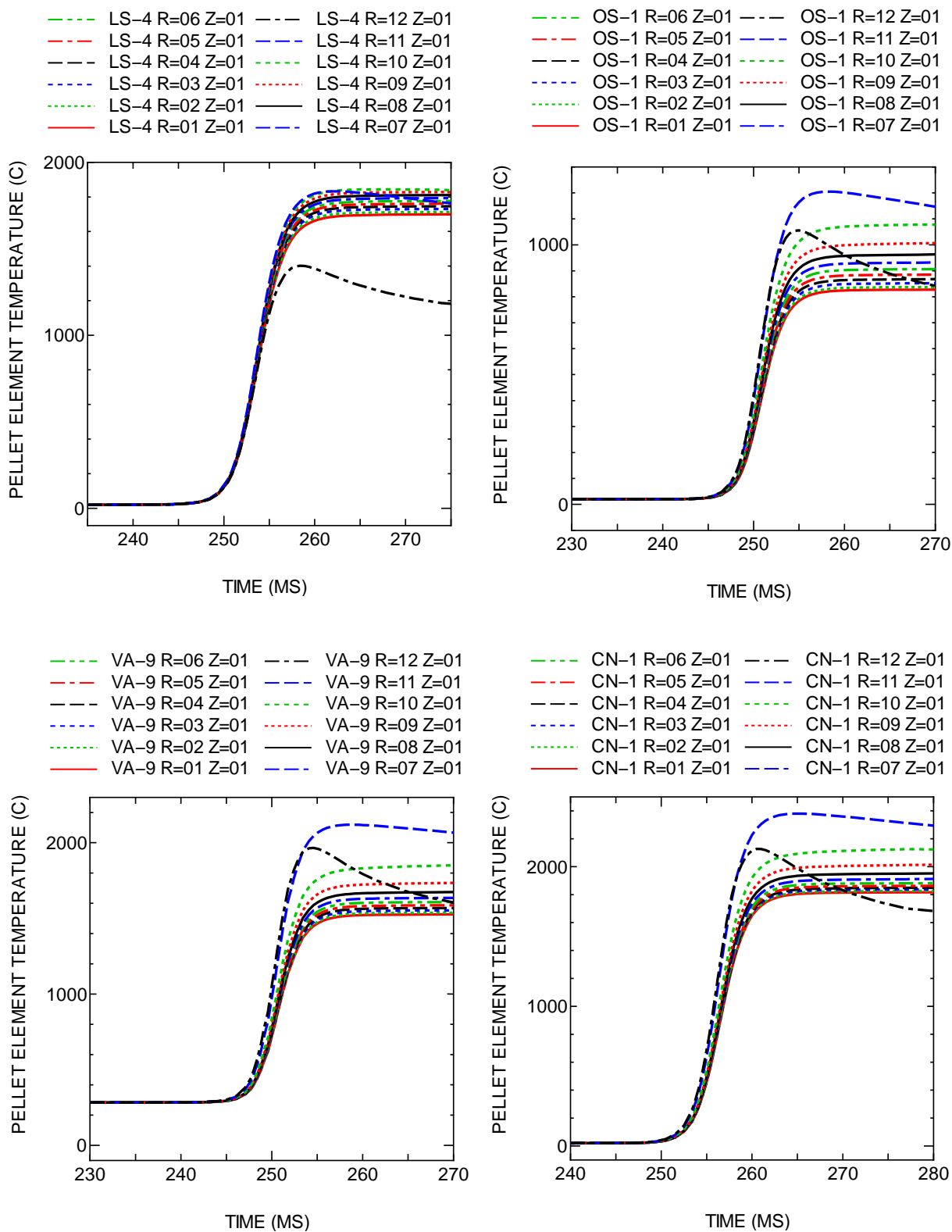


図 4.4-17 RIA 実験時ペレット温度履歴 (解析結果)

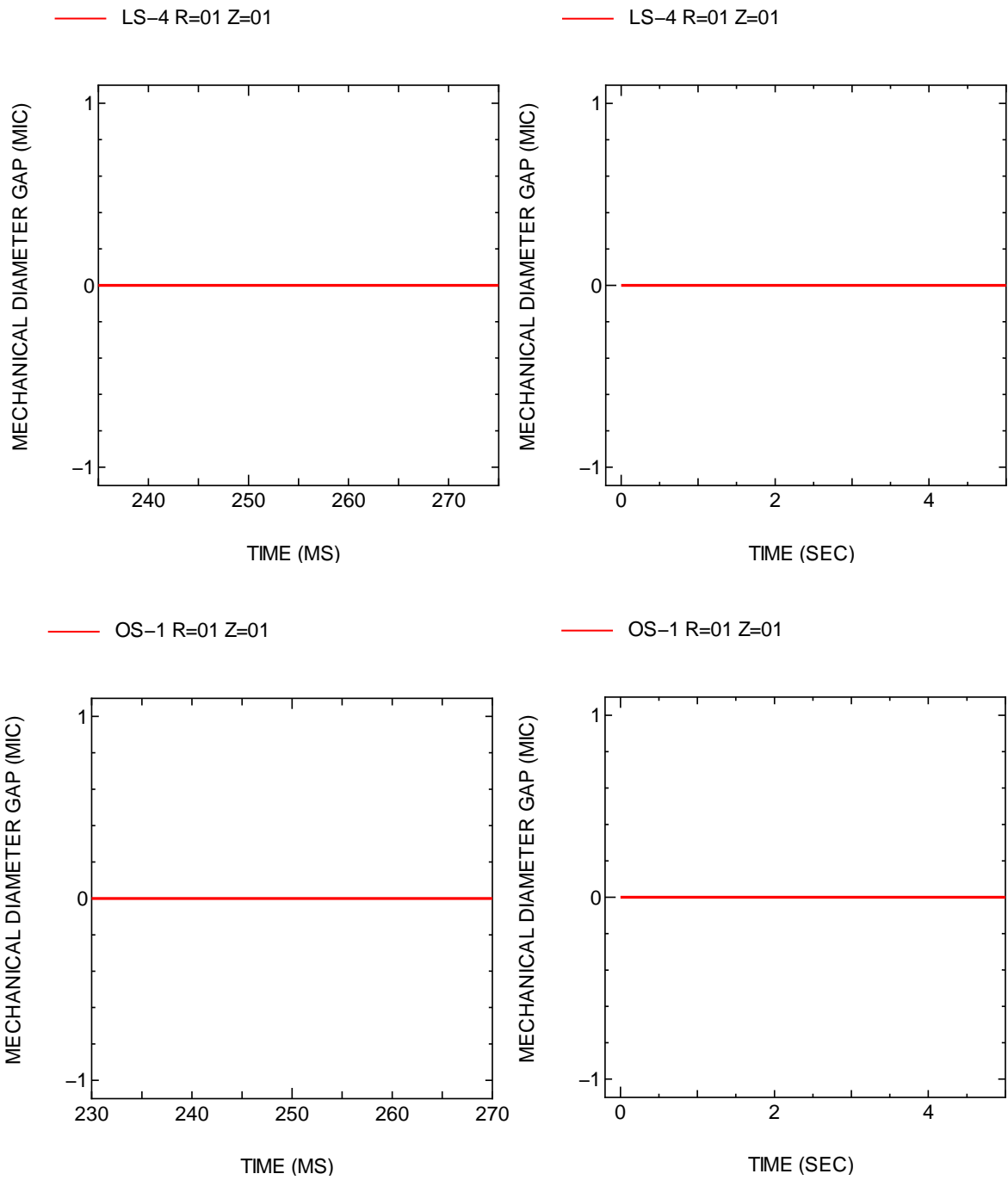


図 4.4-18(1) RIA 実験時 PC ギャップ幅履歴 (解析結果)

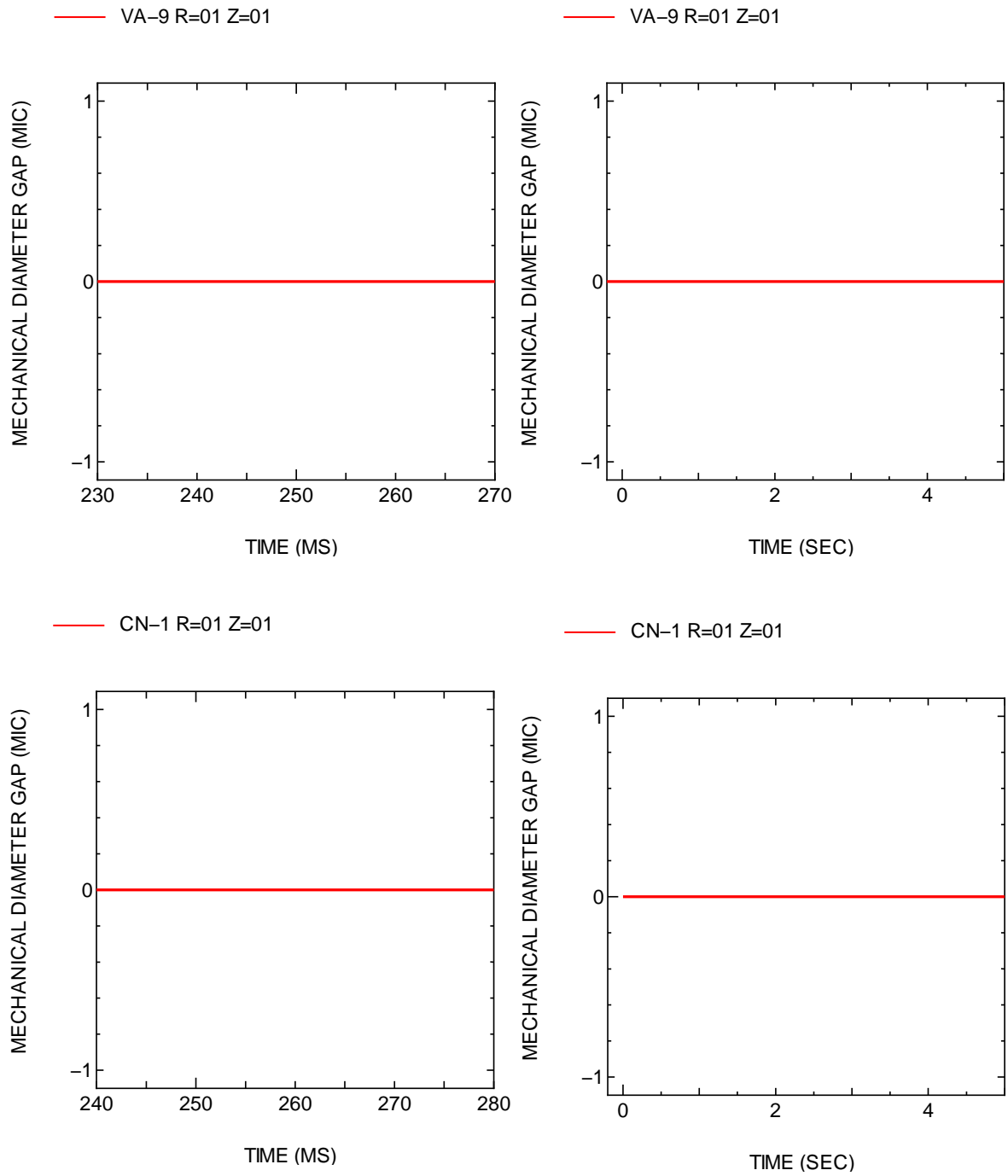


図 4.4-18(2) RIA 実験時 PC ギャップ幅履歴 (解析結果)

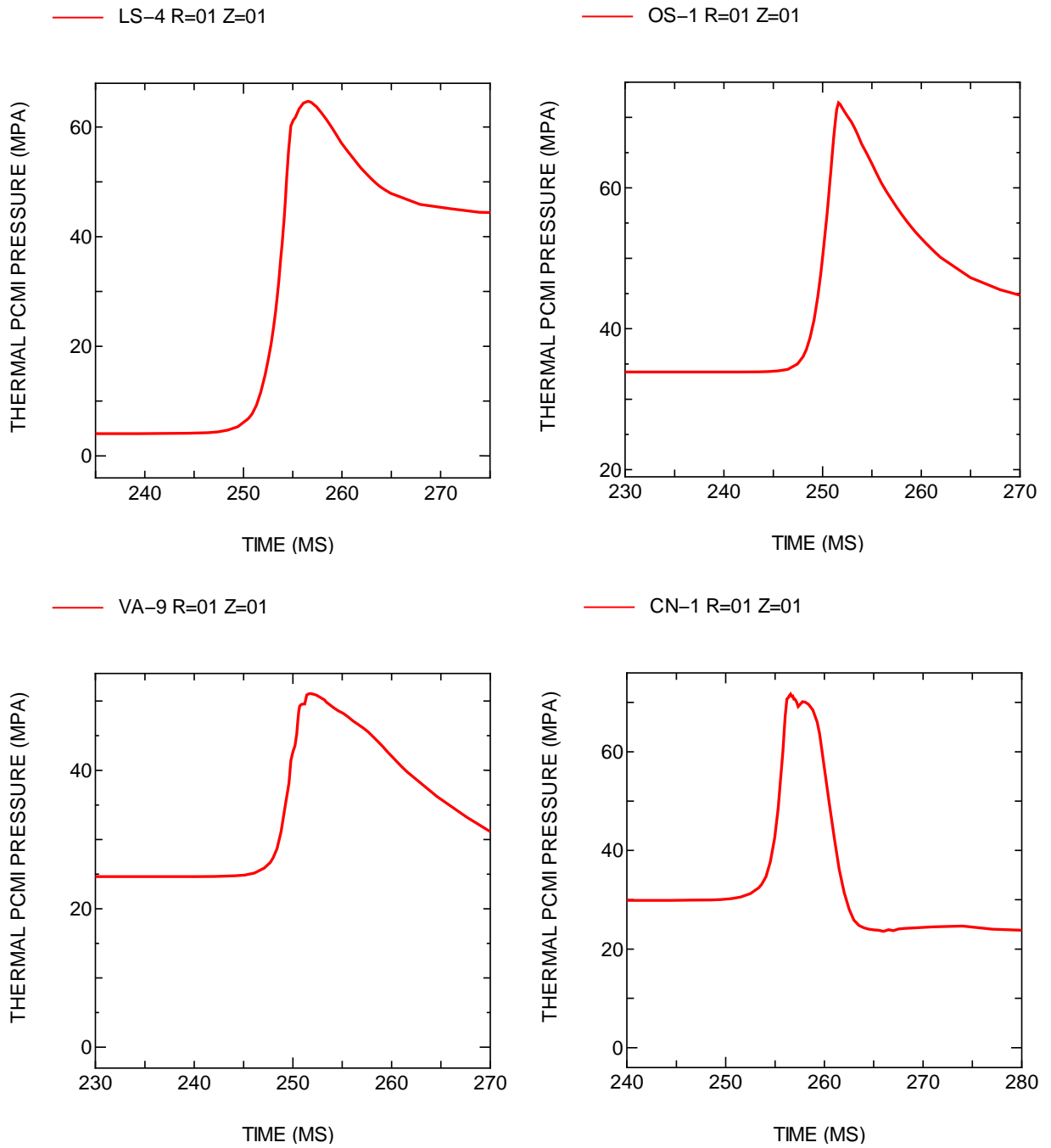


図 4.4-19 RIA 実験時 PCMI 圧力履歴 (解析結果)

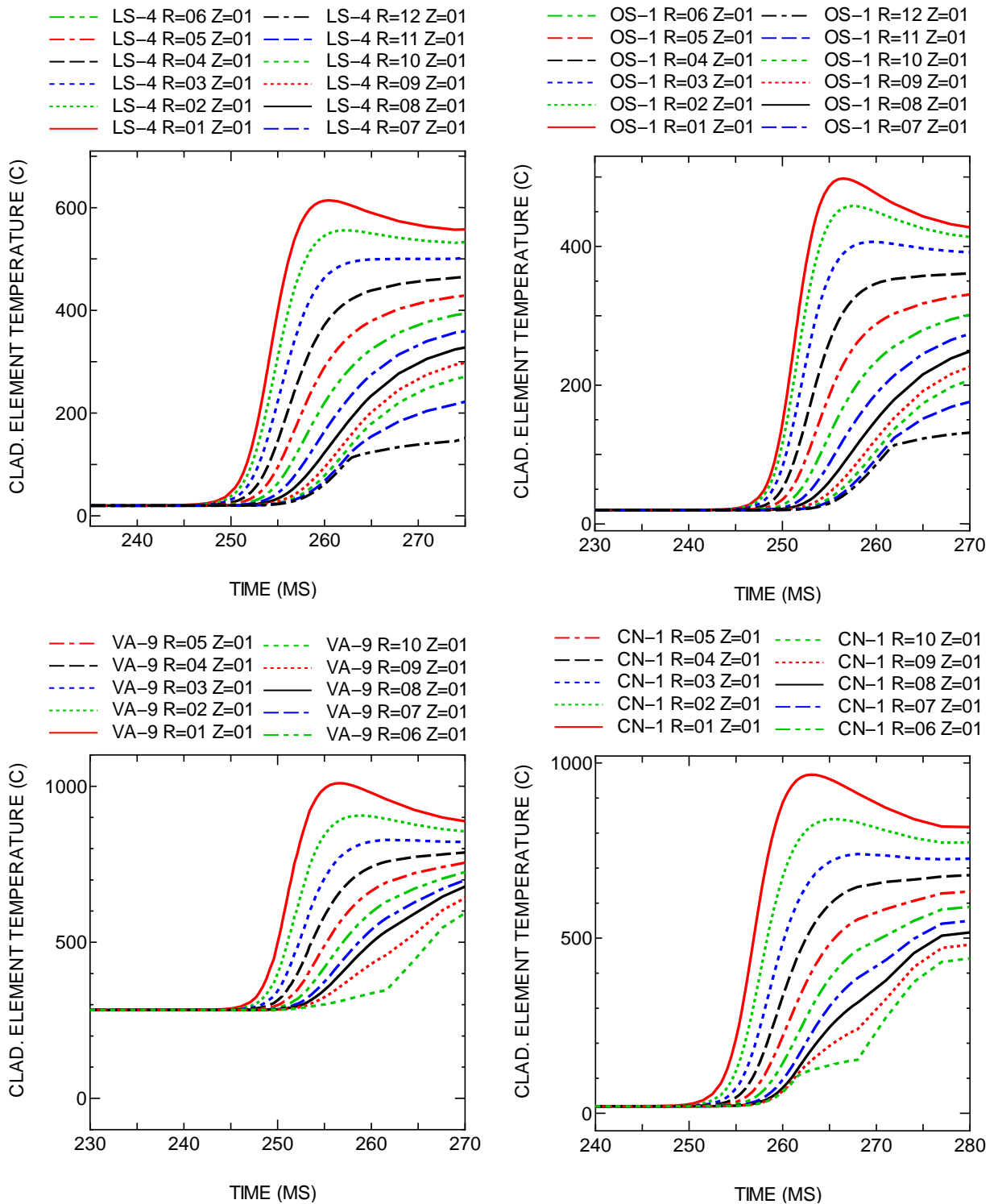


図 4.4-20 RIA 実験時被覆管内温度履歴 (解析結果)

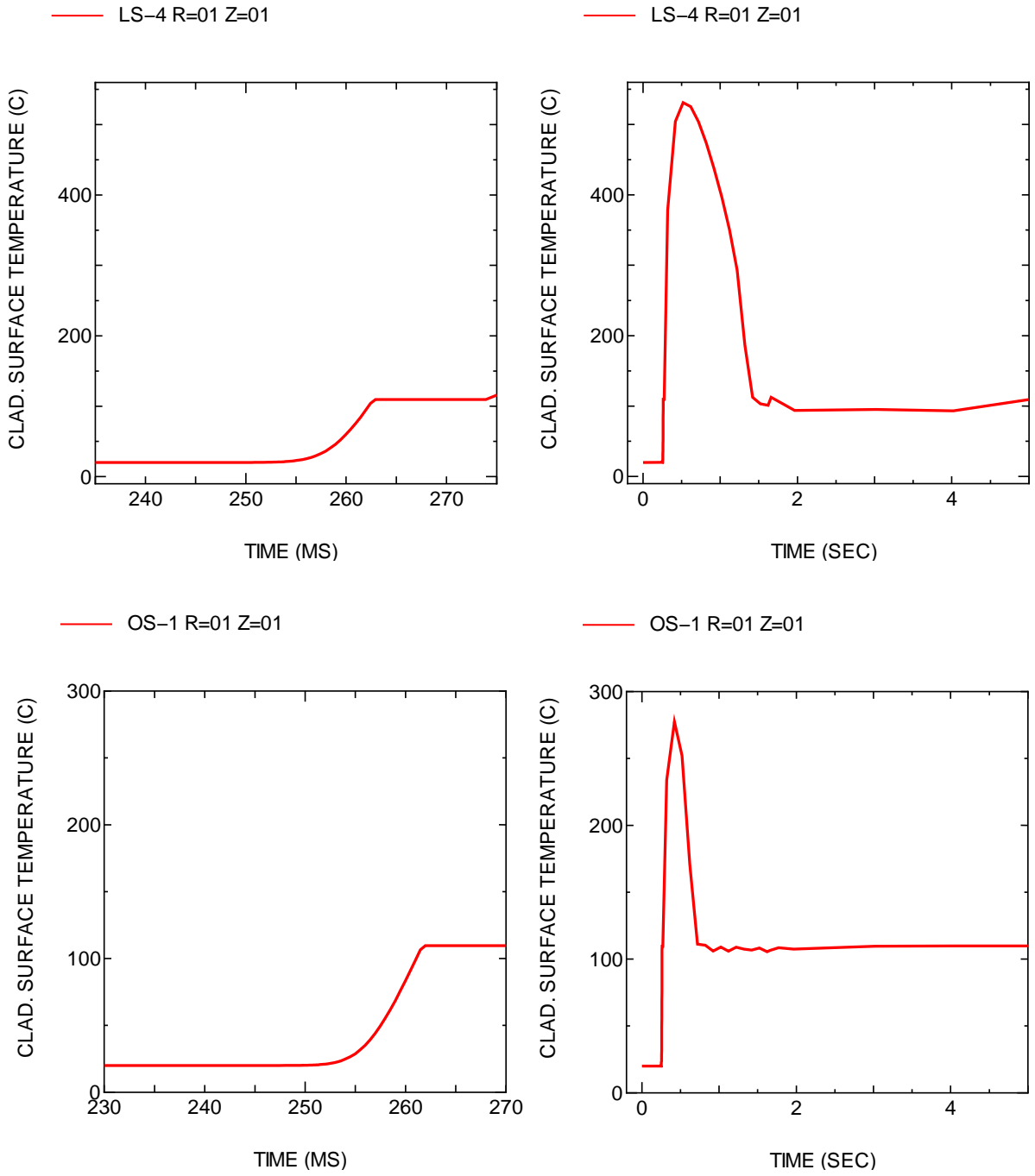


図 4.4-21(1) RIA 実験時被覆管表面温度履歴 (解析結果)

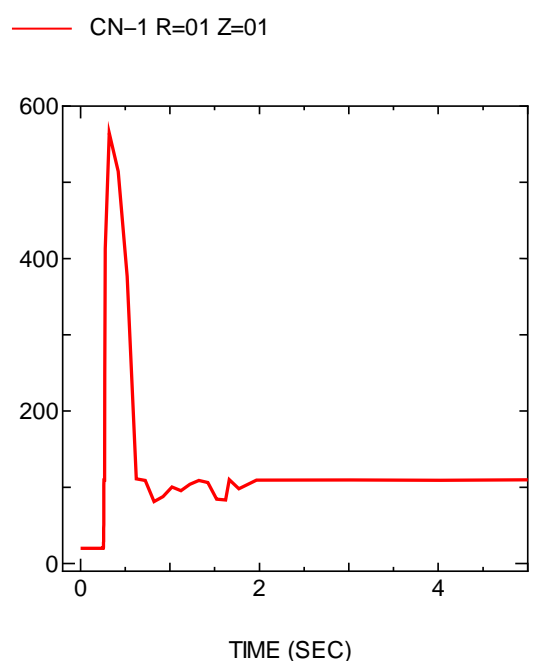
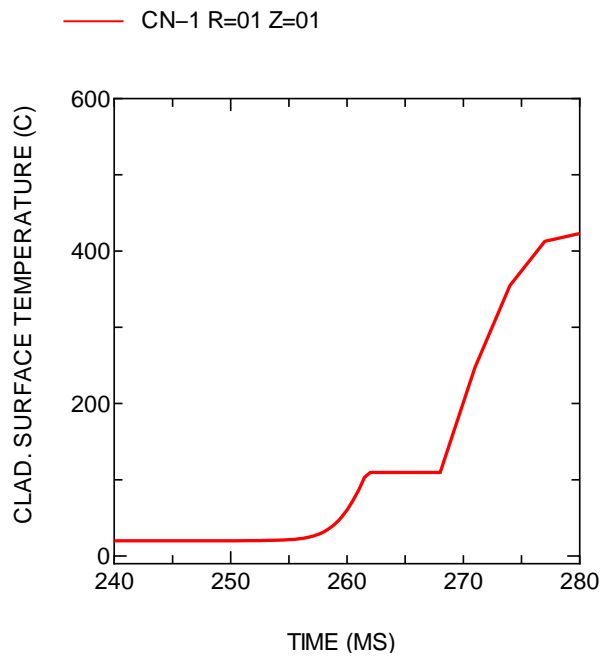
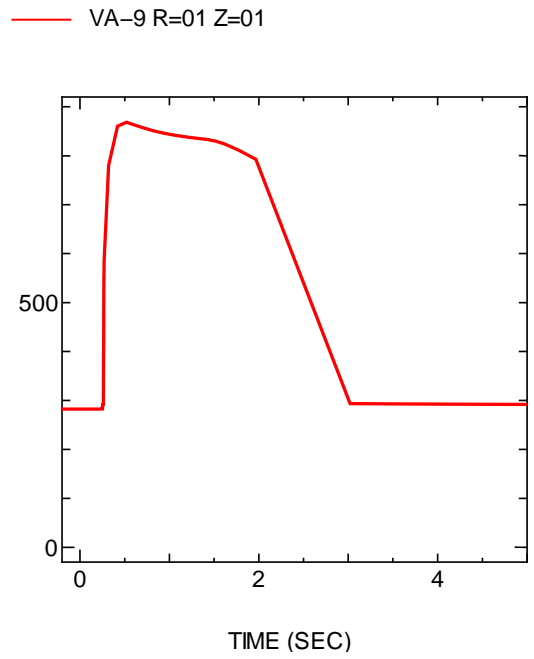
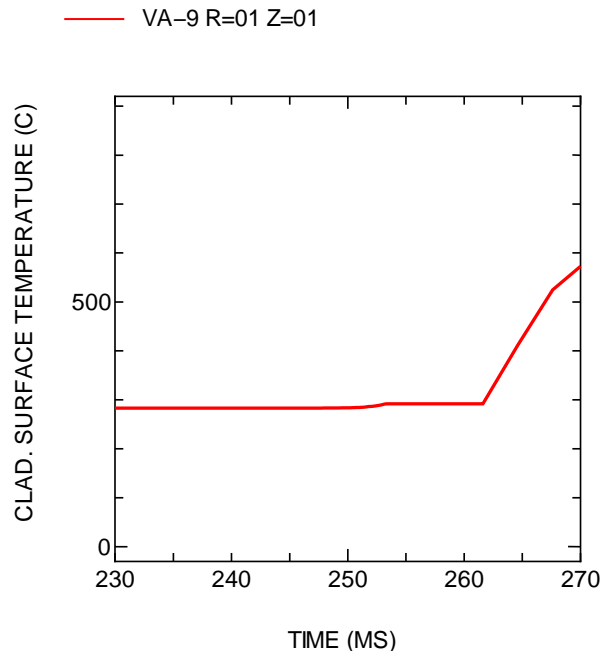


図 4.4-21(2) RIA 実験時被覆管表面温度履歴 (解析結果)

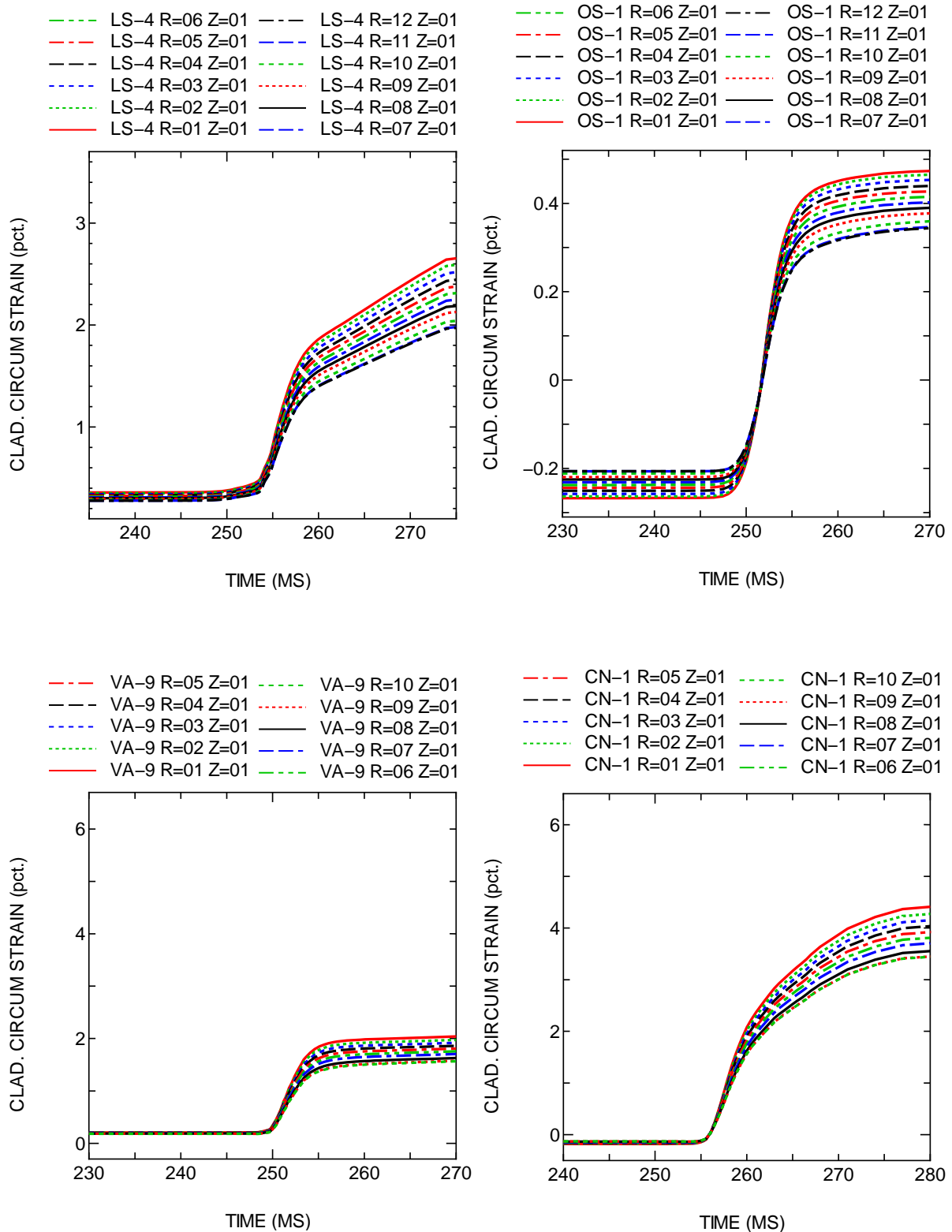


図 4.4-22(1) RIA 実験時被覆管周方向全ひずみ履歴 (解析結果)

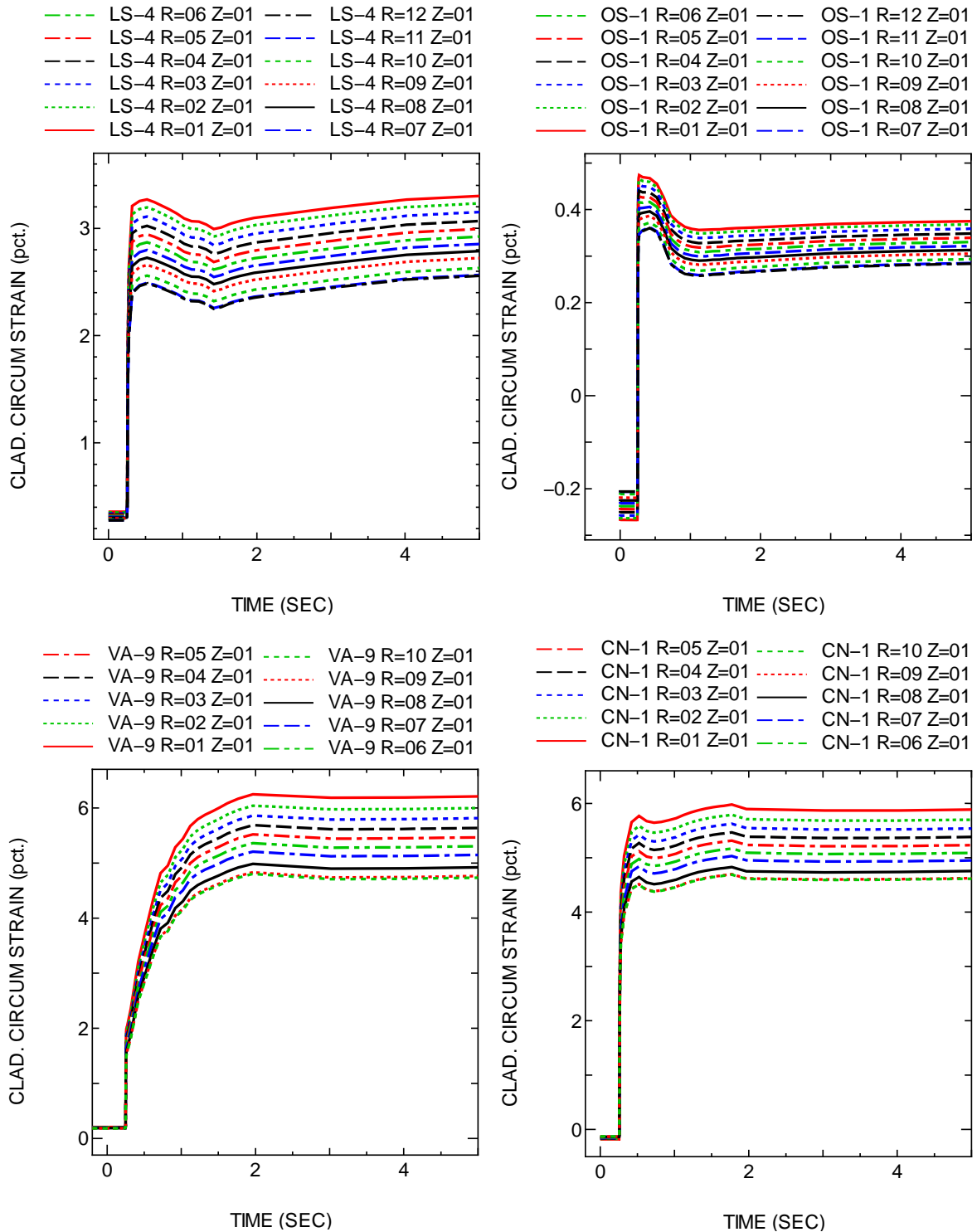


図 4.4-22(2) RIA 実験時被覆管周方向全ひずみ履歴 (解析結果)

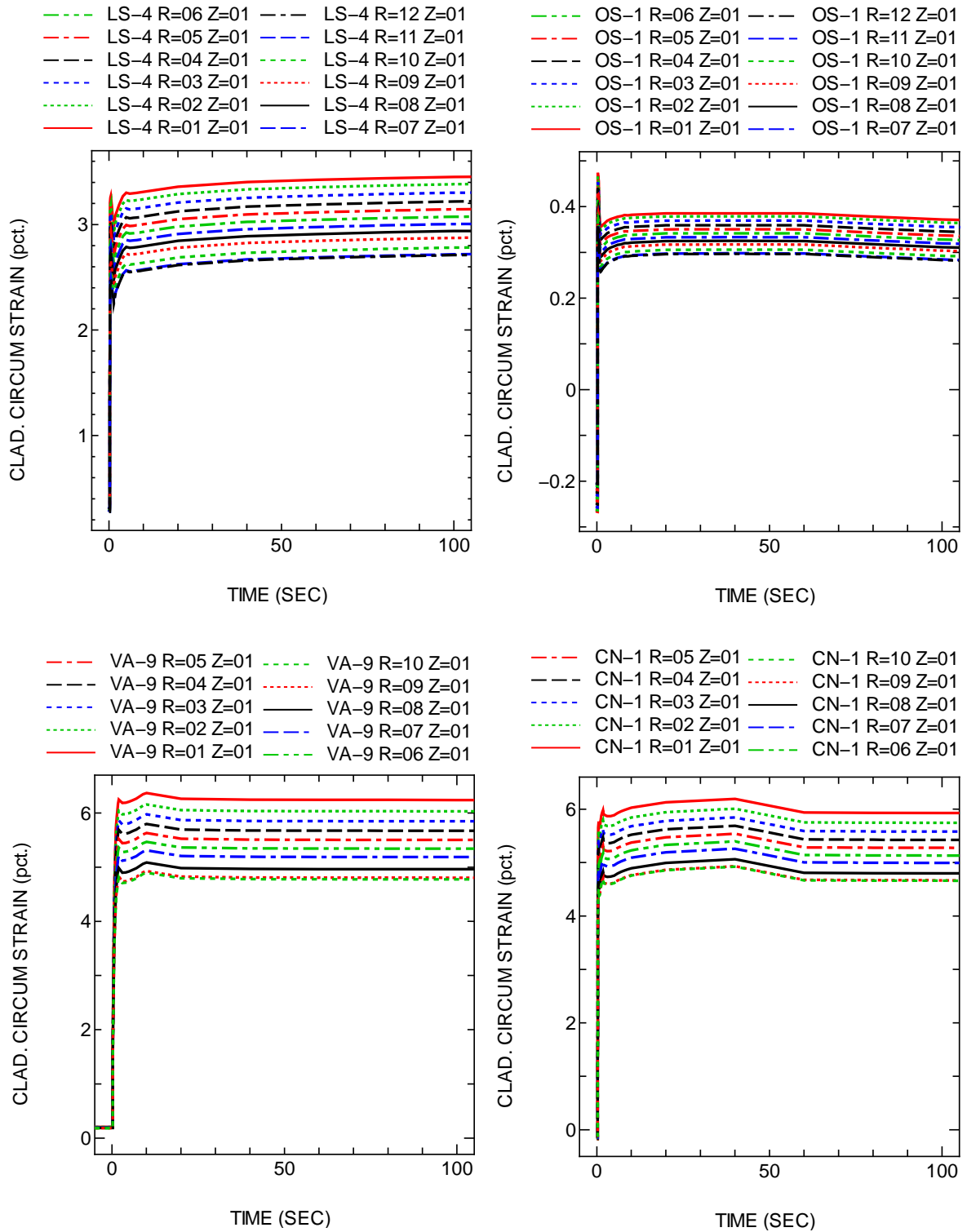


図 4.4-22(3) RIA 実験時被覆管周方向全ひずみ履歴 (解析結果)

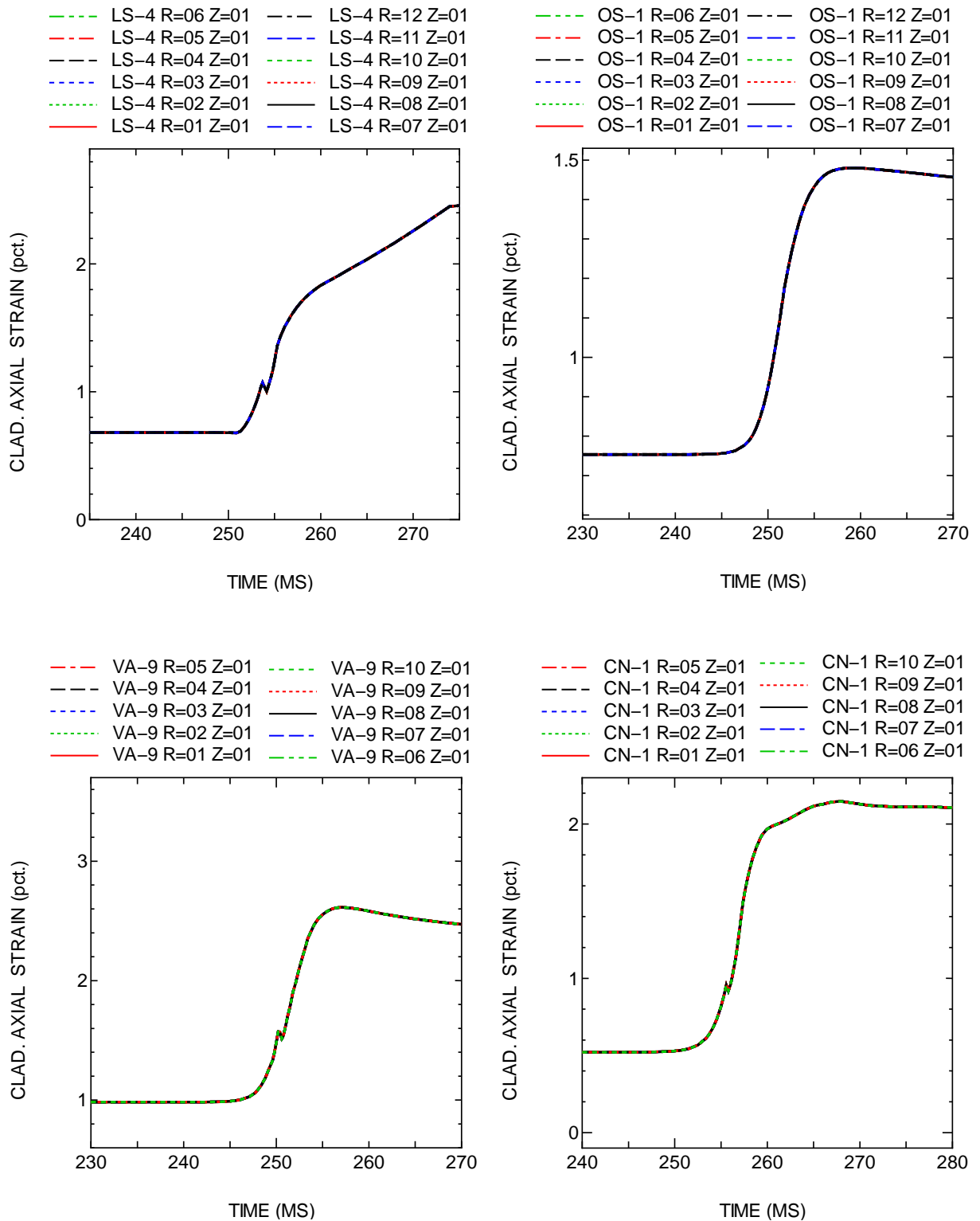


図 4.4-23 RIA 実験時被覆管軸方向全ひずみ履歴 (解析結果)

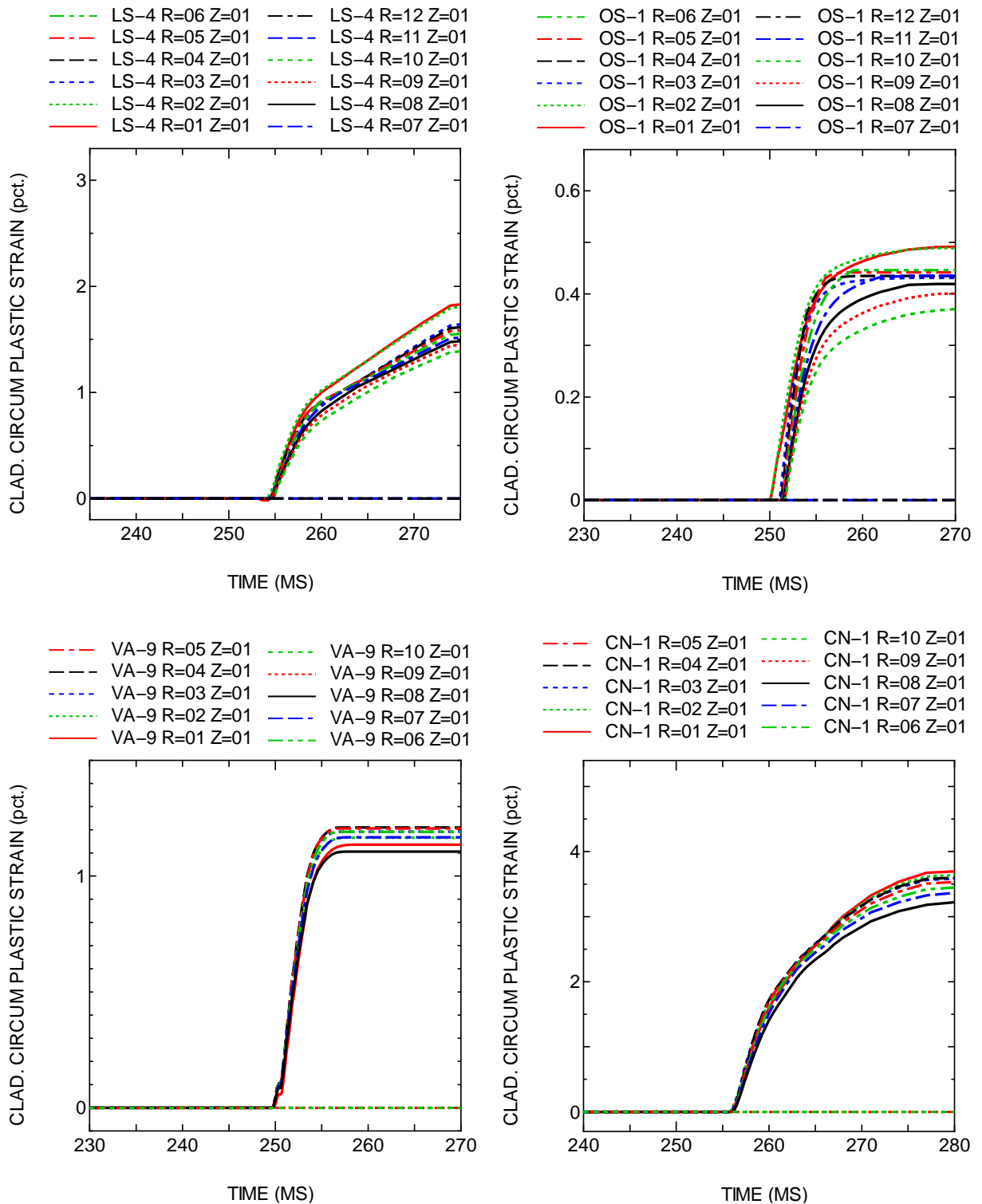


図 4.4-24(1) RIA 実験時被覆管周方向塑性ひずみ履歴 (解析結果)

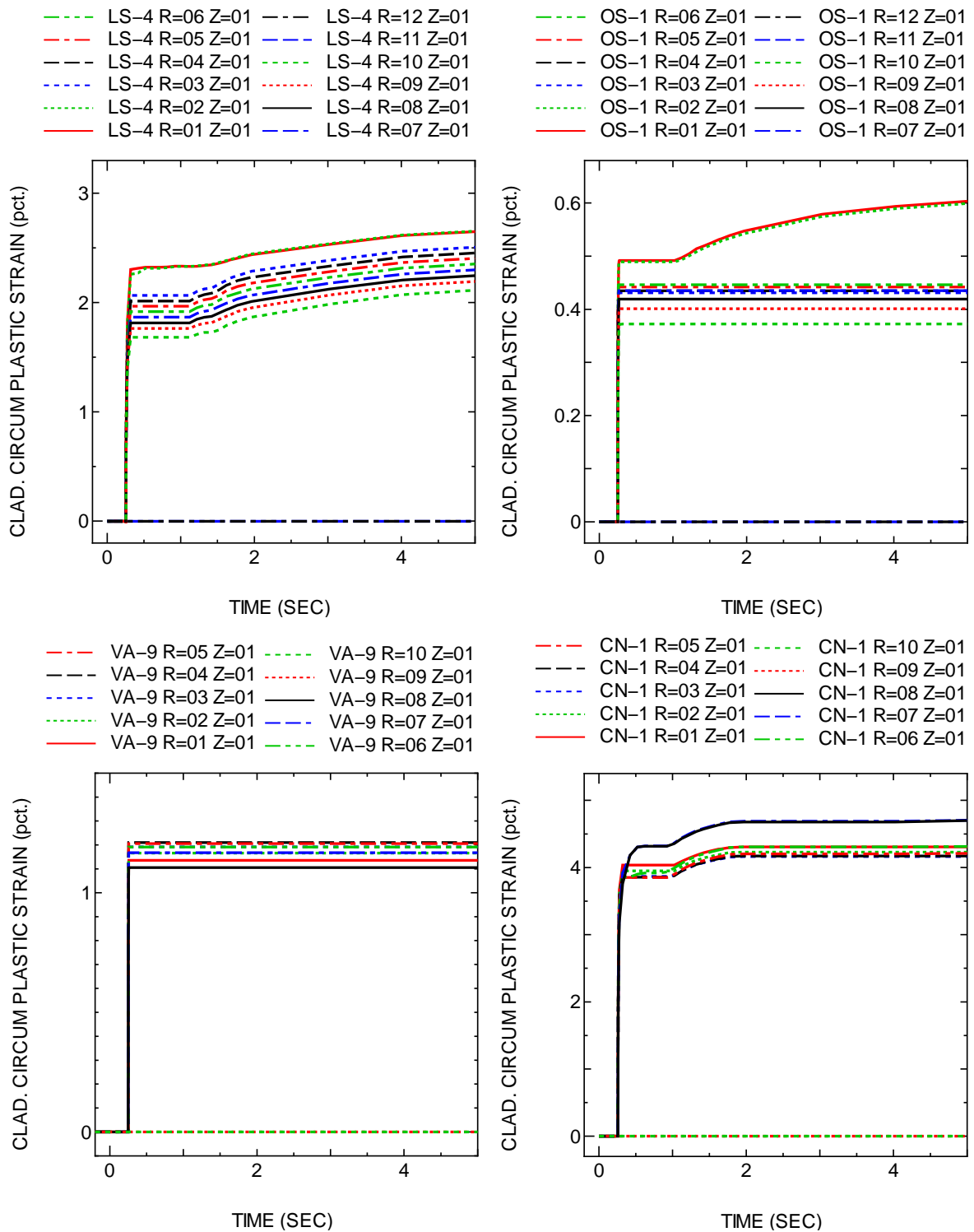


図 4.4-24(2) RIA 実験時被覆管周方向塑性ひずみ履歴 (解析結果)

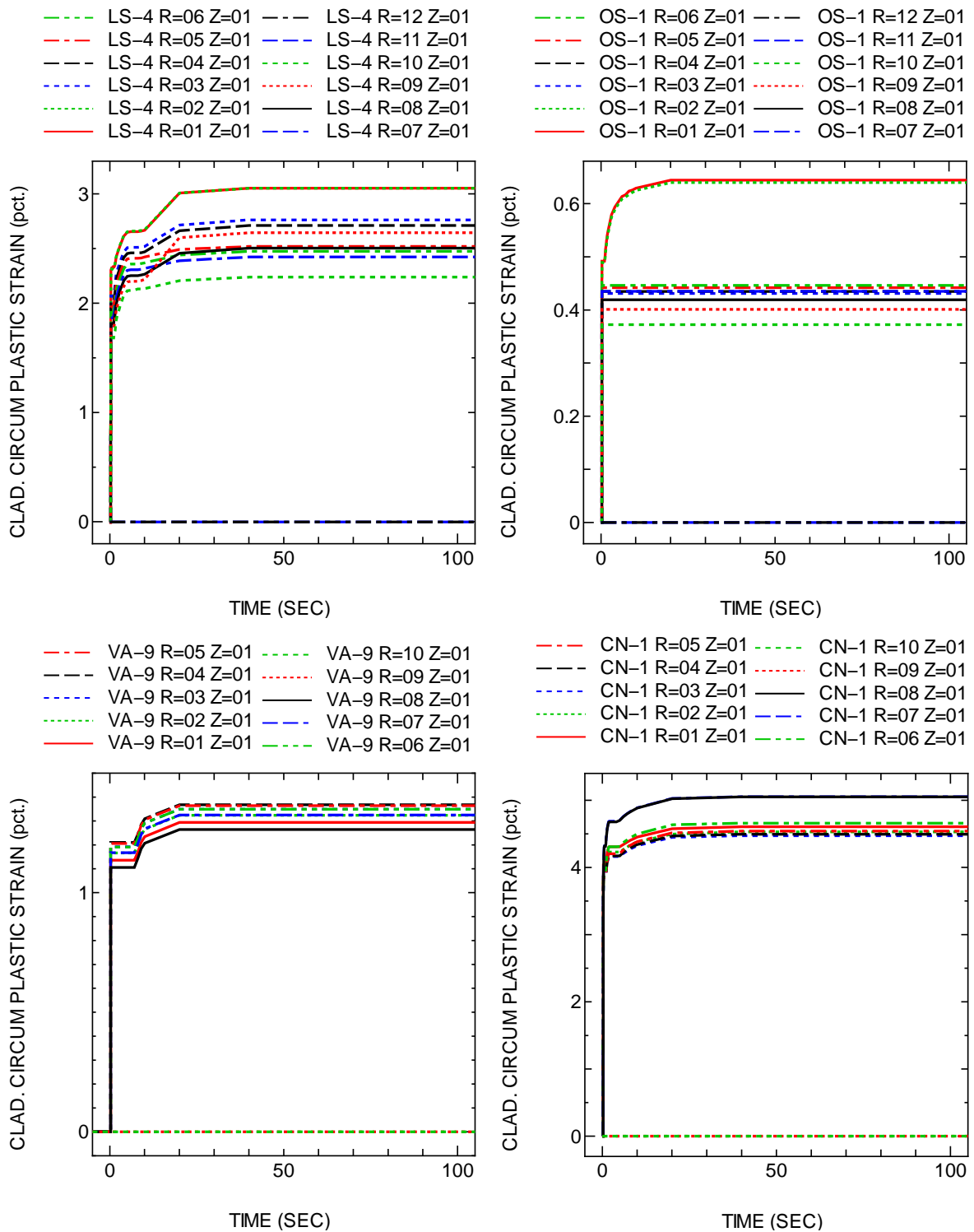


図 4.4-24(3) RIA 実験時被覆管周方向塑性ひずみ履歴 (解析結果)

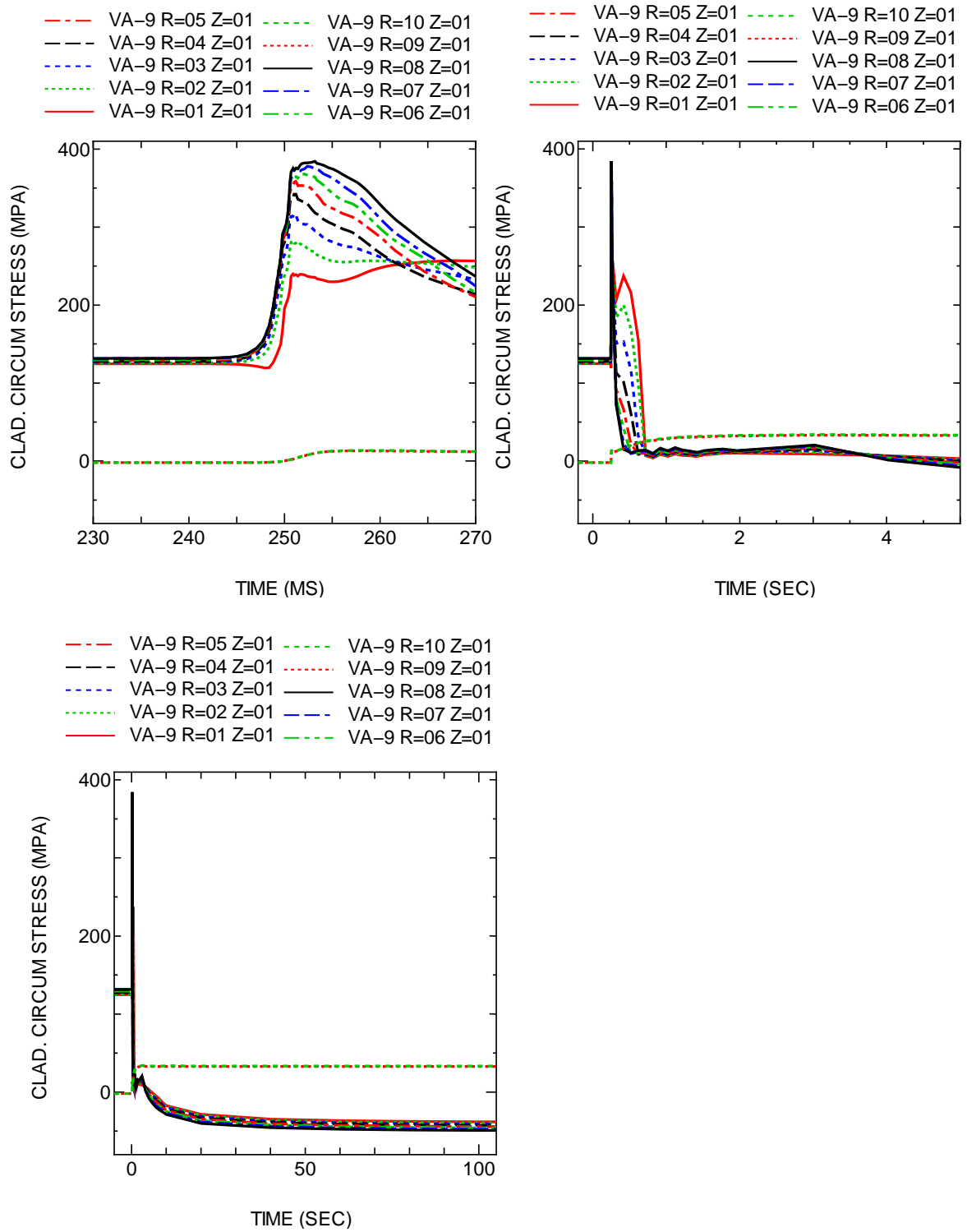


図 4.4-25(1) VA-9 RIA 実験時被覆管周方向応力履歴 (解析結果)

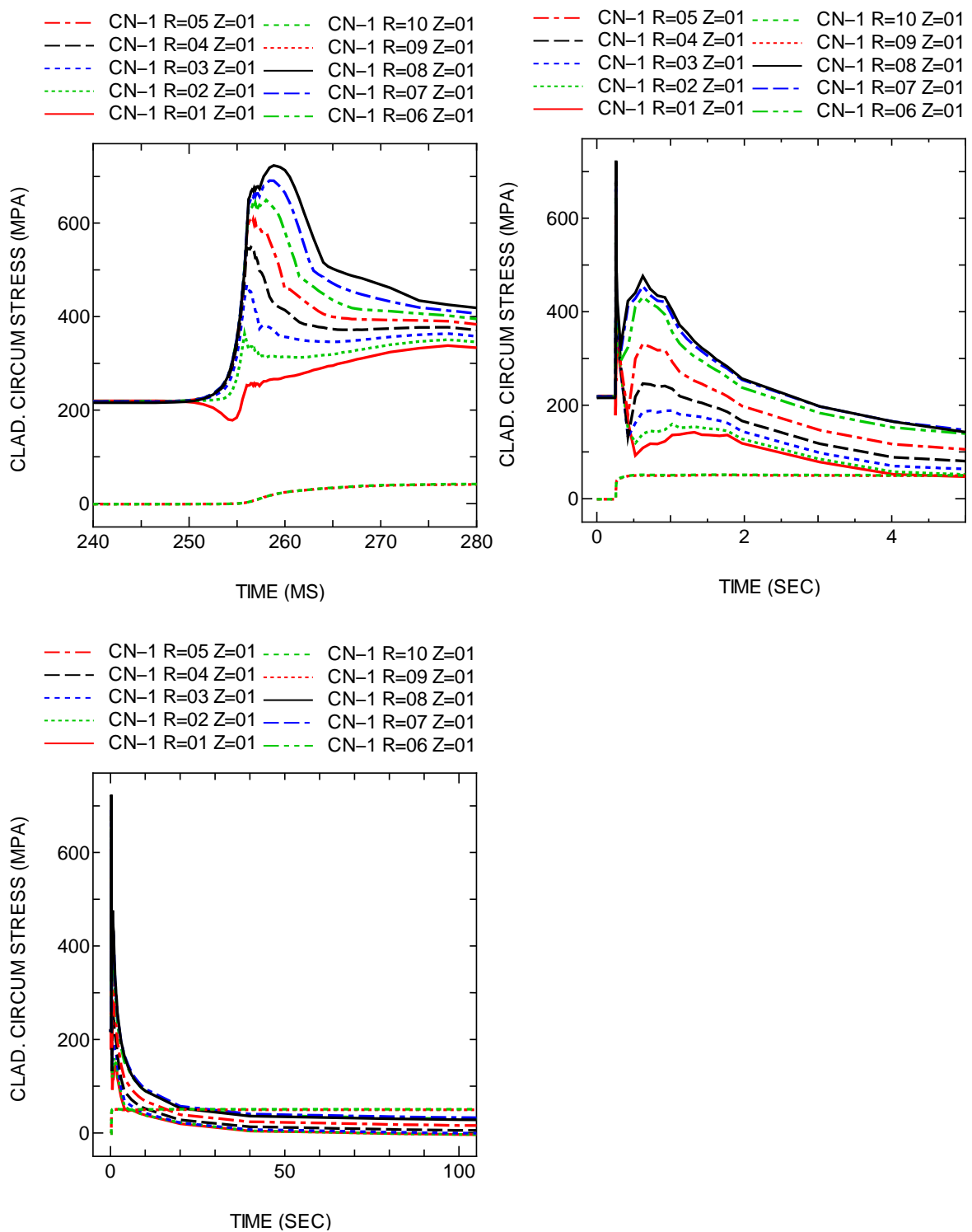


図 4.4-25(2) CN-1 RIA 実験時被覆管周方向応力履歴 (解析結果)

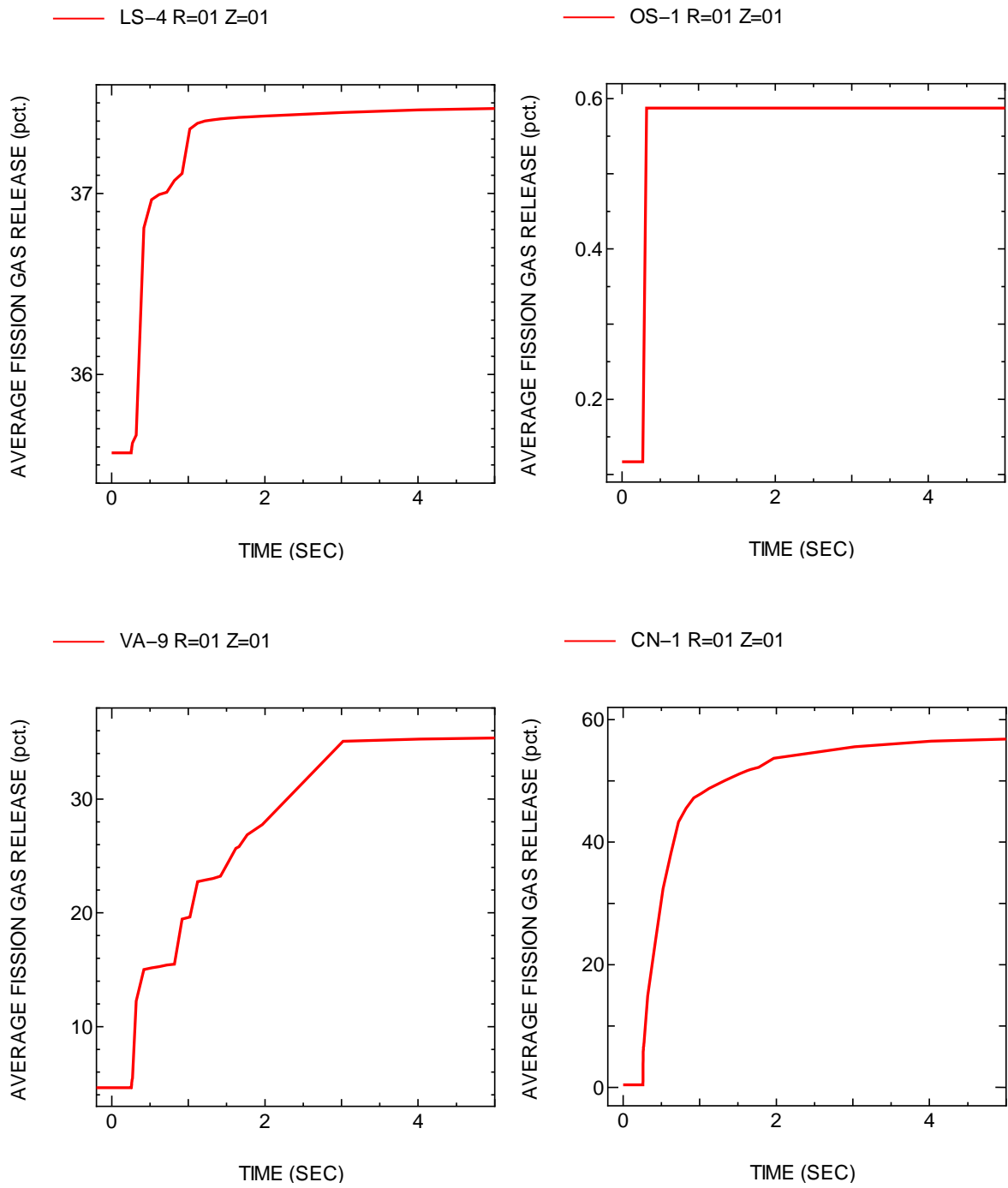


図 4.4-26 RIA 実験時 FP ガス放出率履歴 (解析結果)

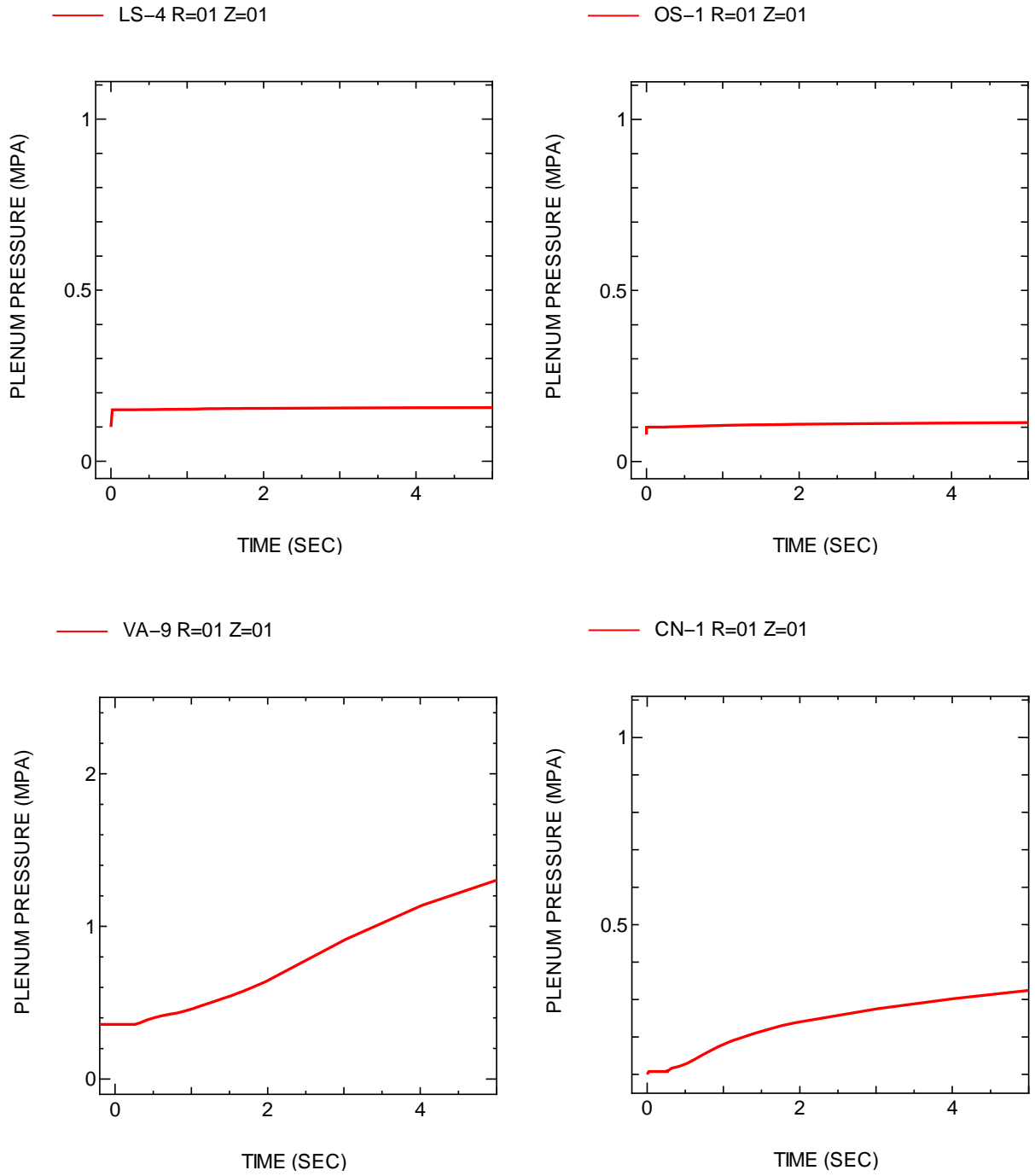


図 4.4-27(1) RIA 実験時燃料棒内圧 (解析結果)

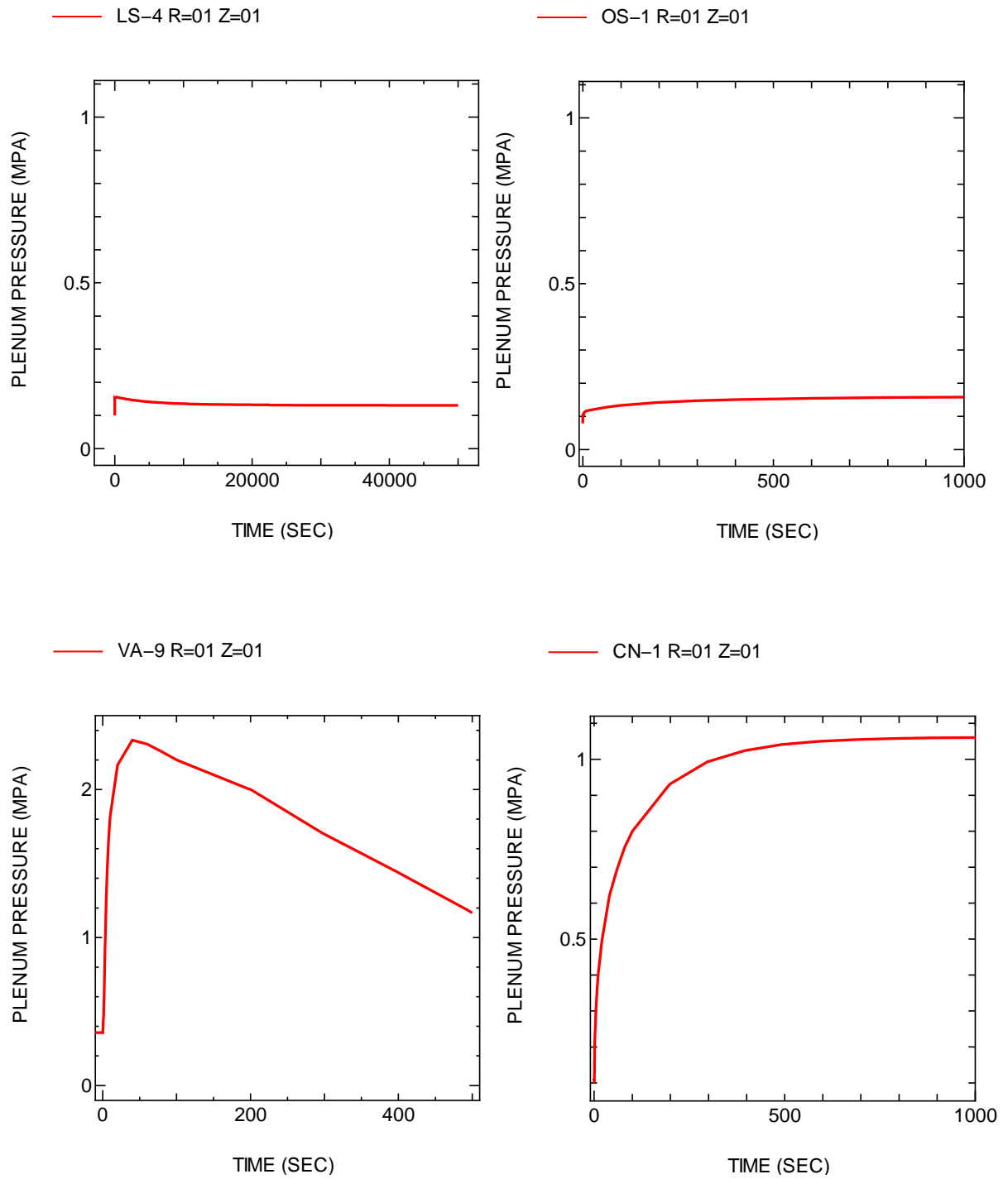


図 4.4-27(2) LS-4 RIA 実験時燃料棒内圧 (解析結果)

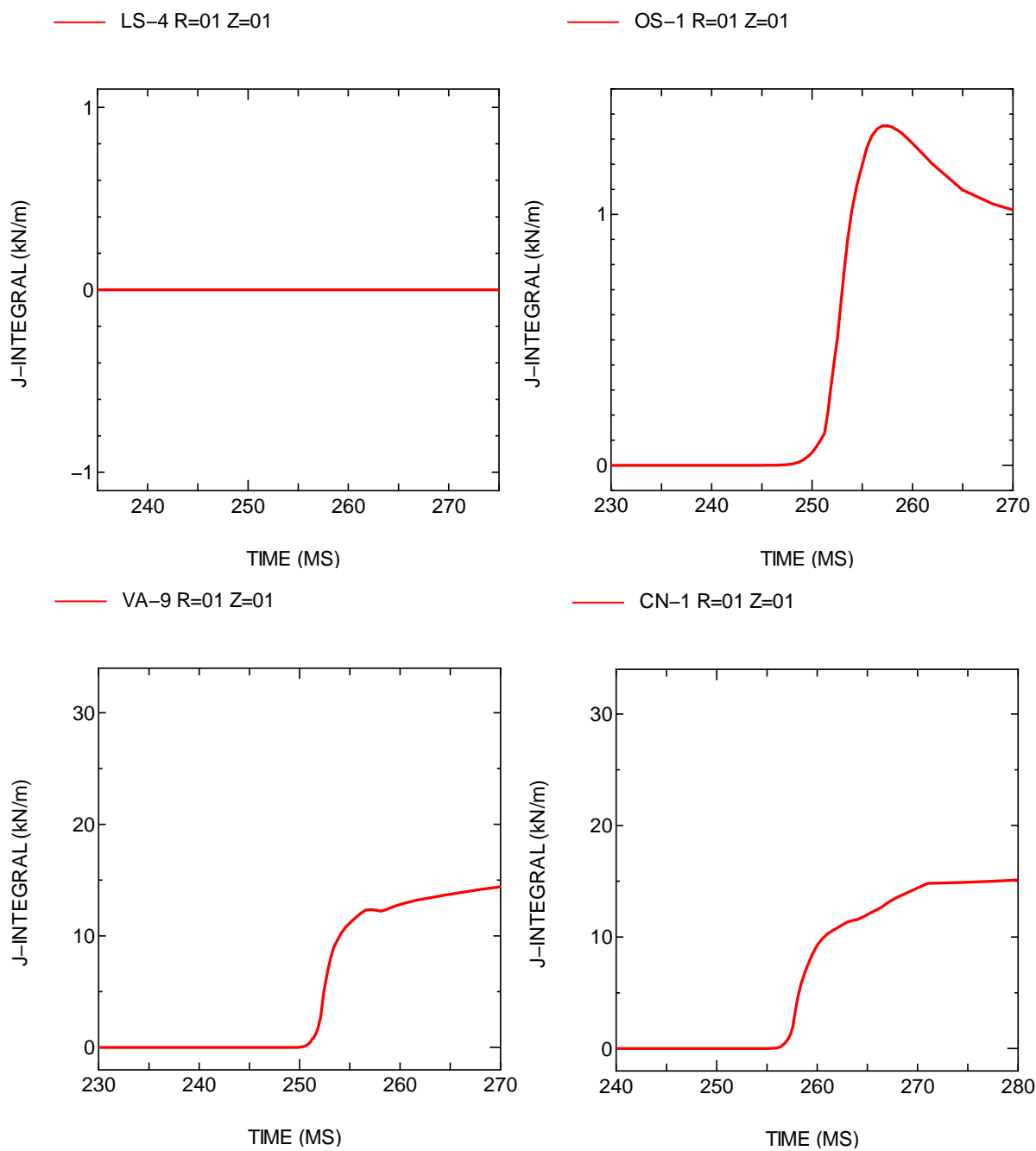


図 4.4-28 RIA 実験時 J 積分値履歴 (解析結果)

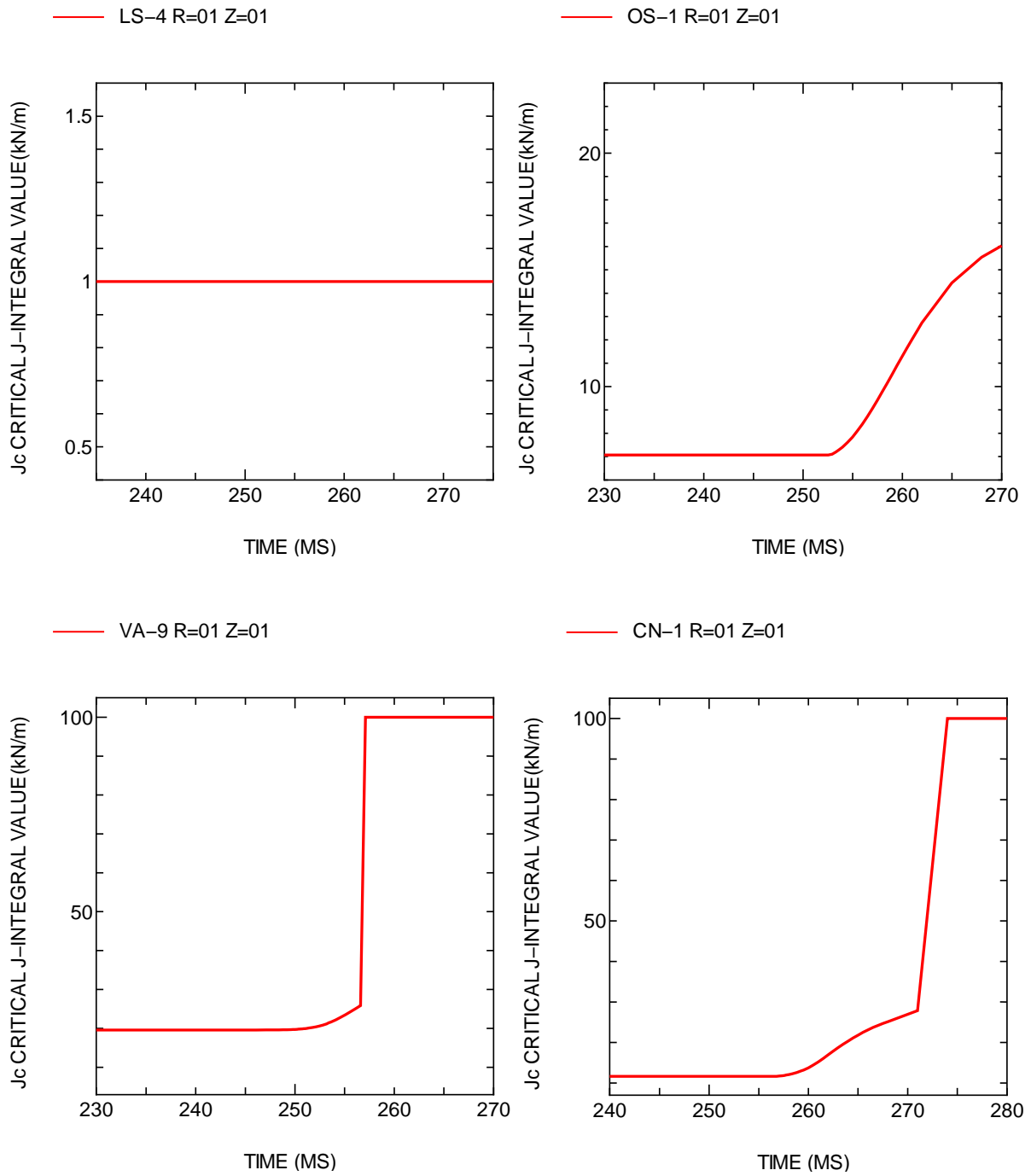


図 4.4-29 RIA 実験時 J_c 値履歴 (解析結果)

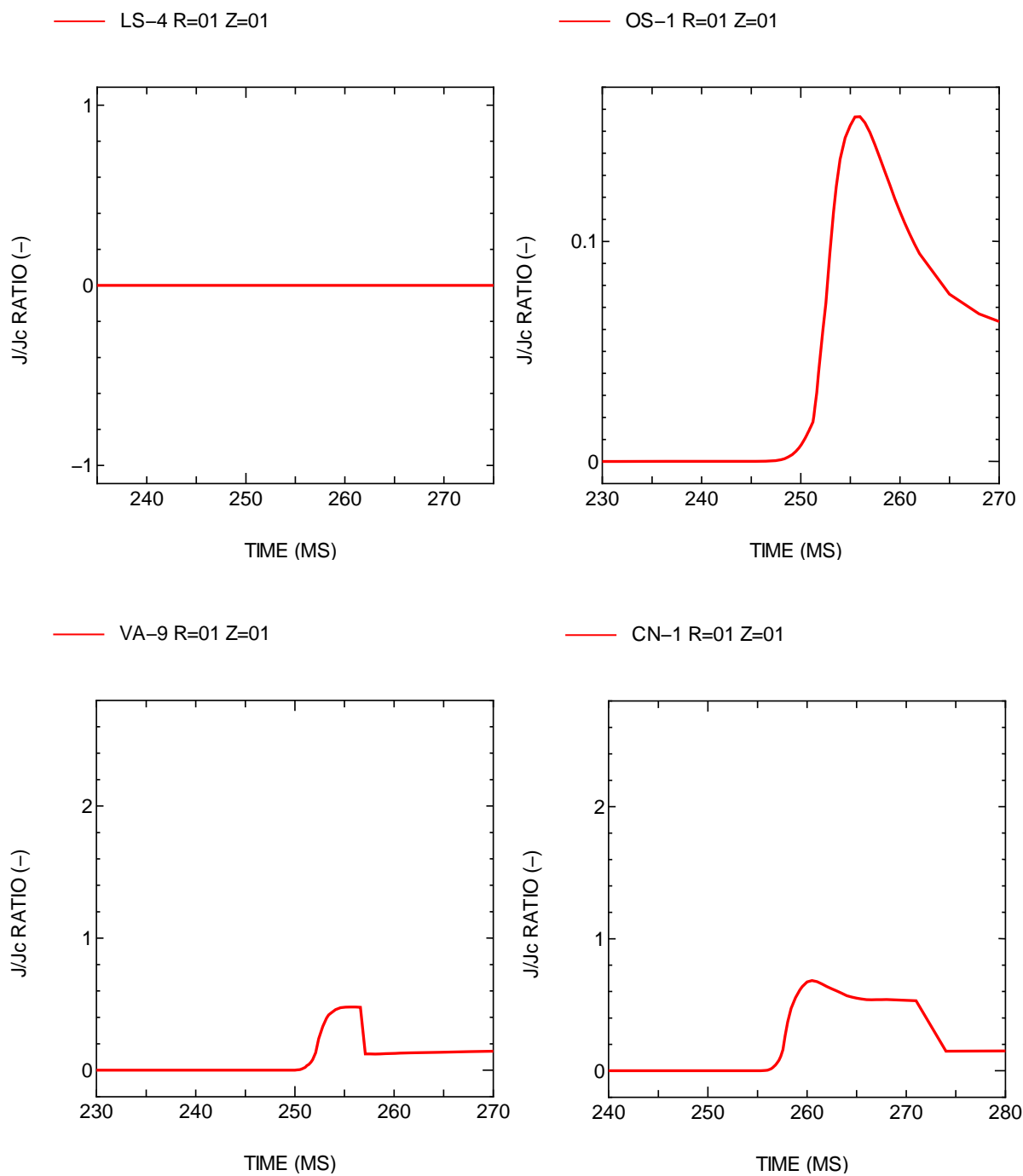


図 4.4-30 RIA 実験時 J 積分値/J_C 比履歴 (解析結果)

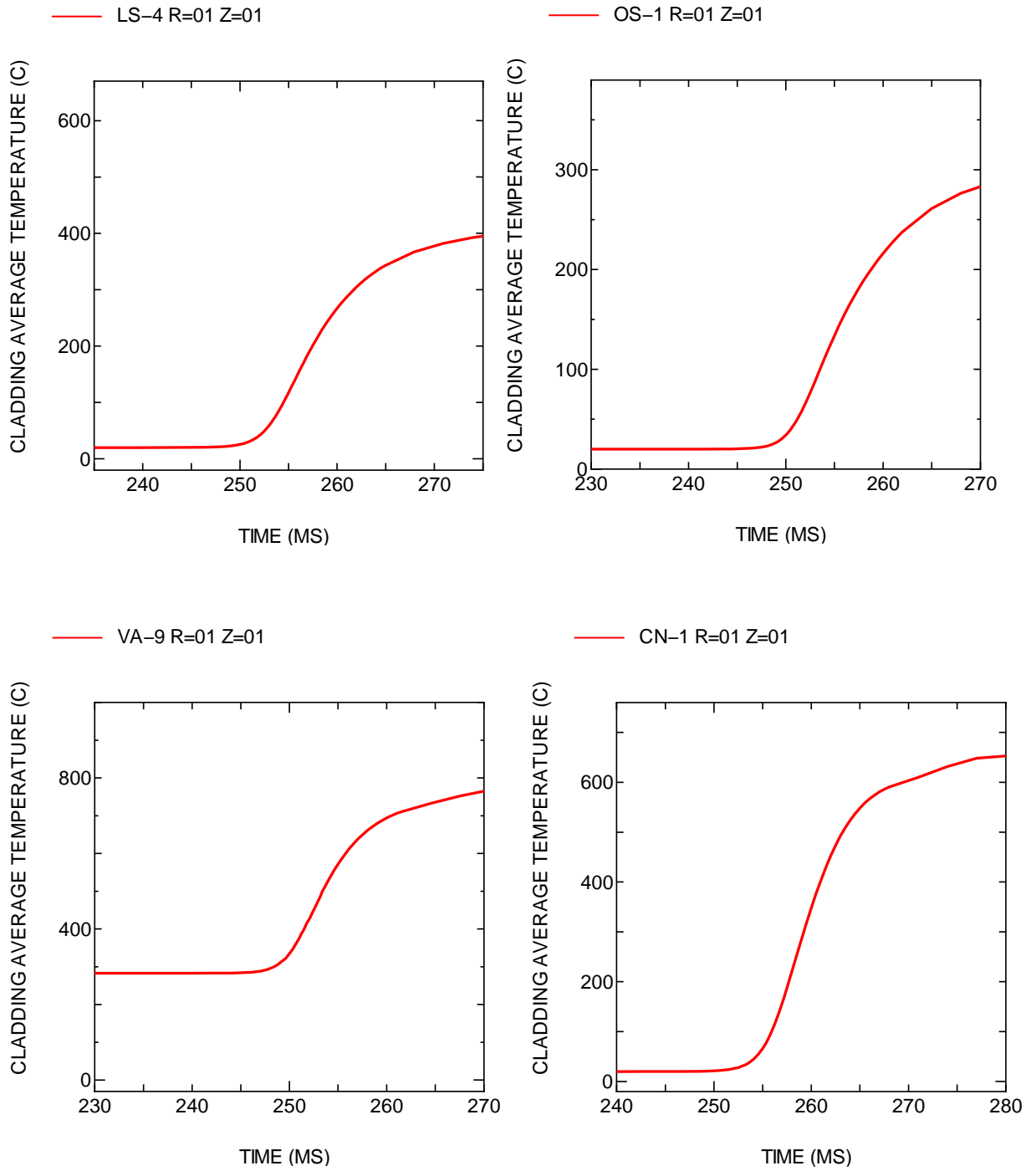


図 4.4-31 RIA 実験時被覆管平均温度履歴 (解析結果)

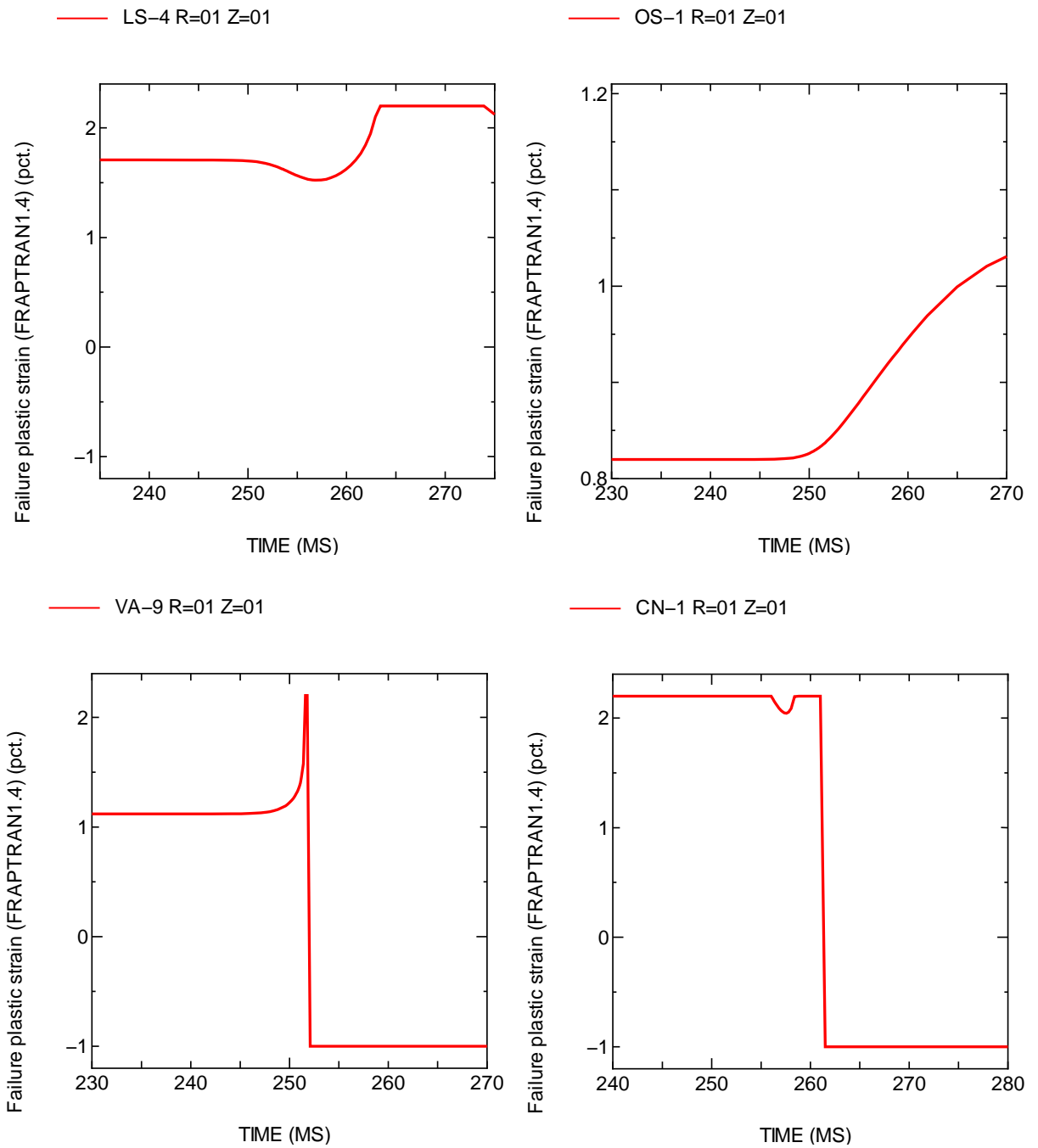


図 4.4-32 FRAPTRAN1.4 モデルによる被覆管破損限界履歴 (解析結果)

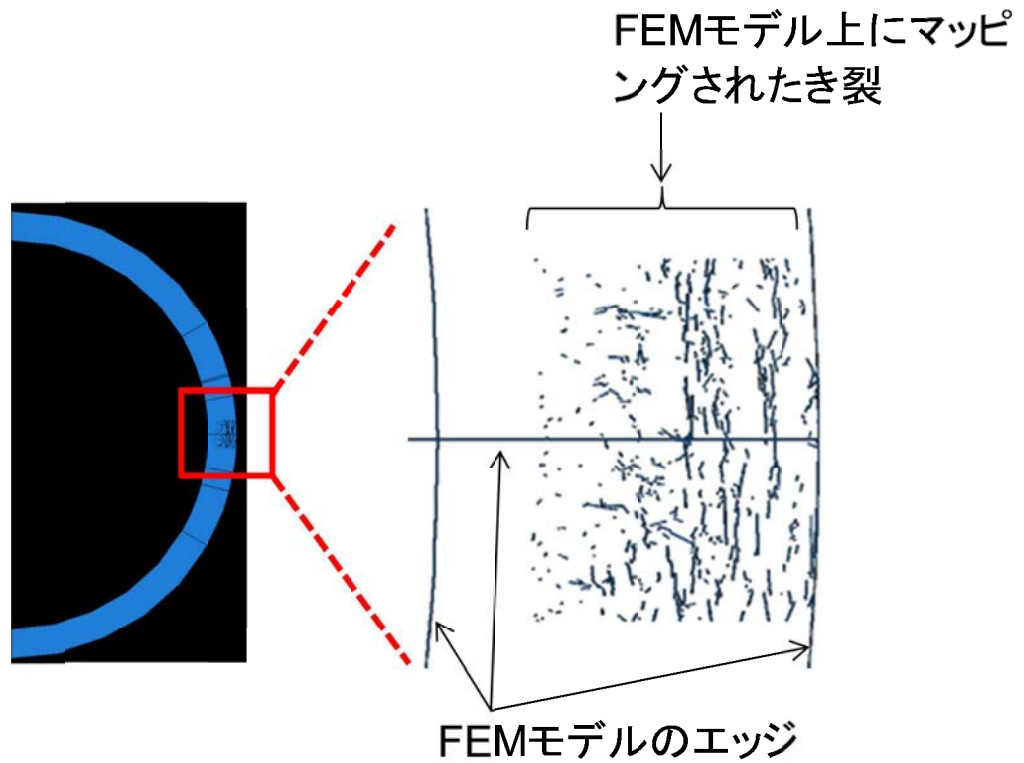


図 4.4-33 金相画像解析で得られた水素化物分布をき裂としてマッピングした被覆管 FEM モデル (LS-1 燃料)

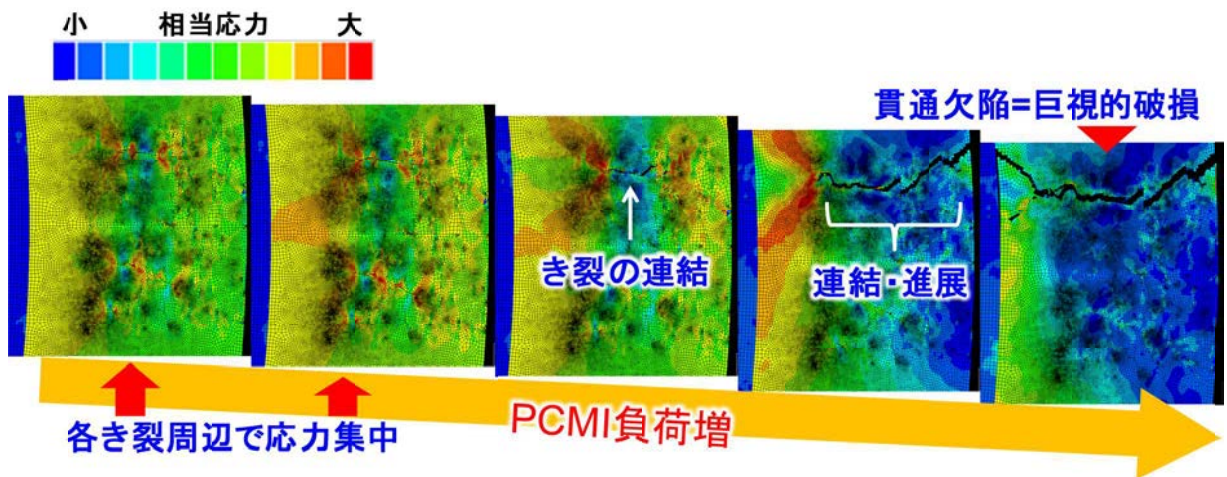


図 4.4-34 損傷シミュレーション結果の例 (LS-1 燃料金相画像に基づきき裂を生成したモデル)

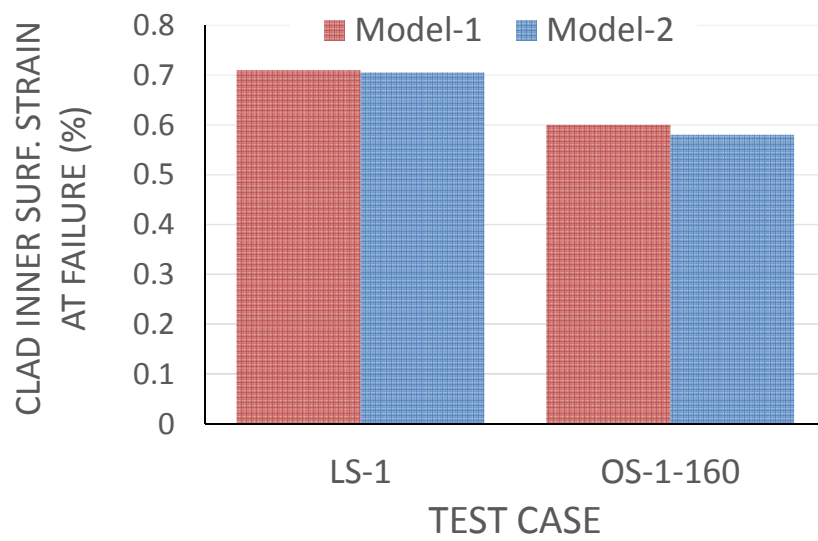


図 4.4-35 損傷シミュレーション結果：巨視的破損発生時の被覆管内面全ひずみ。
 “OS-1-160”の 160 は、金相画像データを取得した周方向位置（角度）を意味する（H29 レファレンス試験参照）