

平成25年度

燃料等安全高度化対策事業に関する

報告書

平成26年3月

(独) 日本原子力研究開発機構

安全研究センター

本事業は、原子力規制委員会原子力規制庁からの委託で実施したものです。

目 次

1 章 緒言	1-1
2 章 全体計画	2-1
2.1 目的	2-1
2.2 実施内容	2-1
2.2.1 RIA 試験	2-2
2.2.2 LOCA 試験	2-4
2.2.3 改良型燃料被覆管の照射成長試験	2-6
3 章 平成 25 年度燃料等安全高度化対策事業の概要	3-1
3.1 RIA 試験	3-1
3.2 RIA 試験解析	3-2
3.3 LOCA 試験	3-2
3.4 改良型燃料被覆管の照射成長試験	3-2
4 章 平成 25 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-6 実験	4.3-1
4.3.2 BZ-4 実験に関するパルス照射後試験	4.3-24
4.3.3 RIA 試験のまとめ	4.3-33
4.3.4 被覆管機械特性試験	4.3-38
4.4 RIA 試験解析	4.4-1
4.4.1 解析の概要	4.4-1
4.4.2 解析方法とモデル	4.4-2
4.4.3 ベース照射解析結果	4.4-3
4.4.4 RIA 試験解析結果	4.4-5
4.4.5 RIA 試験解析のまとめ	4.4-8
4.5 LOCA 試験	4.5-1
4.5.1 急冷破断試験	4.5-1
4.5.2 酸化速度評価試験	4.5-4
4.5.3 LOCA 試験のまとめ	4.5-5
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	試験片に係る中間検査	4.6-5
4.6.5	改良型燃料被覆管の照射成長試験のまとめ	4.6-6
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、事故時の燃料挙動に大きく影響することがこれまでの研究⁽¹⁻³⁾によって明らかになってきている。また、燃料被覆管の合金組成や製造時条件の違いが事故時の燃料挙動に影響を及ぼす可能性⁽⁴⁾も報告されている。従って、原子炉施設に関する安全規制上の判断を行う上では、照射済燃料等を用いた事故模擬試験によって取得した事故時燃料挙動に関するデータ及び知見が極めて重要である。このため、国は、照射済燃料を含む軽水炉燃料の反応度事故（Reactivity Initiated Accident : RIA）時や冷却材喪失事故（Loss of Coolant Accident : LOCA）時の健全性評価試験を行い、原子炉の安全審査を行う上で必要なデータ及び判断材料を自ら準備してきている。

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

燃料等安全高度化対策事業は、産業界が商用軽水炉等において照射した燃料（高燃焼度まで照射された現行型及び改良型燃料）を対象にその事故時挙動を調査するものであり、照射データ、照射後試験結果等、産業界の得た知見を有効に活用しつつ、規制のニーズに応えるものである。平成 14～19 年度までは現行型被覆管を使用し高い燃焼度まで照射されたウラン燃料やプルサーマル燃料（混合酸化物（MOX）燃料）を対象に RIA 及び LOCA 時挙動について調べ、RIA 時の燃料破損限界、核分裂ガス放出量、燃料破損時に発生する機械エネルギー、LOCA 時の被覆管酸化速度、被覆管の膨れ及び破裂挙動、酸化した被覆管の急冷時破断限界など、集合体最高燃焼度 55GWd/t を超える高燃焼度化及び MOX 燃料の利用に際して行われる安全審査で必要となる判断材料を得た⁽⁵⁻¹⁰⁾。また、改良型燃料の導入に係る事業者からの申請に対し、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 年度より開始した⁽¹¹⁻¹⁵⁾。

本報告書は、(独) 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 25 年度燃料等安全高度化対策事業で得た成果をとりまとめたものである。

2 章 全体計画

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

2.1 目的

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

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

2.2 実施内容

本事業では、欧州の原子力発電所等において高燃焼度まで照射された軽水炉燃料を（独）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、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 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を対象に、燃料集合体の変形等をもたらす原因となり得る照射成長挙動を調べる試験を実施する。

本事業で実施する具体的な内容を以下に示す。

2.2.1 RIA 試験

(1) 背景と目的

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

高燃焼度ウラン燃料の RIA については、原子力機構 NSRR 及び仏 CABRI 炉におけるパルス照射試験等の結果を基に、旧原子力安全委員会原子炉安全基準部会報告書「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取り扱いについて」（平成 10 年 4 月）がまとめられた。同報告書では、PWR 燃料についてはナトリウム冷却条件（CABRI 炉）で実施された燃料セグメント燃焼度 64GWd/t の実験、水冷却条件（NSRR）では 50GWd/t の実験、BWR 燃料については水冷却条件（NSRR）の 45GWd/t の実験における結果などに基づき破損しきい値が決定された。燃料セグメント燃焼度 65GWd/t を超える領域については工学的判断に基づき暫定的な破損しきい値が設定され、この暫定しきい値については、今後の試験の進捗や燃料設計の改良等に応じて見直していくこととなっている。

軽水炉における MOX 燃料利用については、旧原子力安全委員会原子炉安全基準部会報告書「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」（平成 7 年 6 月）により炉心装荷率 1/3 程度までの MOX 燃料では燃料集合体最高燃焼度 45GWd/t まで、また、同「改良型沸騰水型原子炉における混合酸化物燃料の全炉心装荷について」（平成 11 年 6 月）により改良型沸騰水型原子炉（ABWR : Advanced BWR）での全炉心装荷では燃料集合体最高燃焼度 40GWd/t までの範囲で安全評価における指標が検討された。しかしながら、これらの報告書の検討範囲を上回る燃焼度範囲については知見の拡大が求められている。

民間事業者によって開発が進められている改良型燃料では、既存の発電炉のさらなる有効利用及び安全性向上の観点で、合金成分や製造条件を変更して耐食性を向上させた被覆

管や、結晶組織を変化させることで FP ガス放出量を低減させた燃料ペレットの採用が見込まれている。これらの改良型燃料の導入においては、現行の燃料に対して加えられた改良が通常運転時の健全性や原子炉の事故時安全性に及ぼす影響など、規制判断を行う上で必要とされるデータの取得及び拡充が必要となっている。

以上より、本事業で行う RIA 試験では、改良型燃料を対象として、燃料棒の破損が生じる燃料エンタルピ（破損しきい値）、パルス照射による FP ガス放出、燃料棒破損が生じた場合の燃料微粒子化や機械的エネルギー発生量など事故時の影響評価に必要なデータ及び知見を取得する。

(2) 試験の概要

欧州で高燃焼度まで照射された改良型ウラン及び MOX 燃料を用いて、RIA 時の燃料挙動調査に関する試験を NSRR において実施する。入手した燃料を原子力機構燃料試験施設のホットセルで短尺の試験燃料棒に加工し、NSRR パルス照射試験前の状態を調べるためのパルス前試験を実施した後、NSRR 施設に輸送する。試験燃料棒の構造を図 2.2.1-1 に示す。室温大気圧試験用燃料棒は全長約 300mm、燃料スタック長約 110mm で、高温高圧試験用燃料棒は全長約 120mm、燃料スタック長約 50mm の寸法である。両燃料棒ともエンドピークを抑える目的で燃料スタックの両端にハフニウム (Hf) ディスクを配置し、新品の端栓を装着した構造となっている。

NSRR 施設に輸送した試験燃料棒を実験カプセルに封入してパルス照射試験を実施する。実験カプセルの構造を図 2.2.1-2 に示す。本事業では、室温大気圧用及び高温高圧用の二種類のカプセルを用いる。両カプセル共、内容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。

試験燃料棒を装填した実験カプセルを NSRR の炉心中央部の実験孔に装荷してパルス照射する。パルス照射試験では、RIA 時の出力暴走を模擬した条件での燃料の過渡挙動を、被覆管外面温度、被覆管変形量、燃料棒内圧等の測定により把握する。また、パルス照射試験後の燃料棒に対して、燃料試験施設にて照射後試験を実施する。この試験によって、燃料棒の破損が生じる燃料エンタルピ（破損しきい値）、パルス照射による FP ガス放出量、燃料棒破損が生じた場合の燃料微粒子化挙動や機械的エネルギー発生量など、事故の影響評価に必要なデータを取得する。NSRR 施設で行う作業の流れを図 2.2.1-3 に示す。

また、RIA 時の燃料挙動のうち、FP ガス放出の動的挙動の解明に特化した実験として、パルス照射中の FP ガス放出履歴を測定する試験を実施する。この試験は、被覆管の両端を開放した燃料棒または被覆管なしの燃料片を封入した小型容器を室温大気圧用の NSRR 実験カプセル内に設置してパルス照射を行うものである。この小型容器は高精度の圧力計と熱電対を備えており、圧力・温度の過渡計測によりパルス照射中の FP ガス放出挙動を調べる。この試験により、RIA 時燃料破損に対する FP ガスの寄与や、燃料棒表面で膜沸騰遷移

が起こった際に被覆管膨れの駆動力となる燃料棒内圧の評価に必要なデータを取得する。

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°C、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

先に述べたように、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は、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、スパ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。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、酸化速度評価試験を行う。

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⁽²⁻⁴⁾。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、アルゴンガスを加圧封入する。これ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、一定の拘束力を与えて急冷時の被覆管収縮を拘束する。

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⁽⁵⁾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⁽⁶⁾。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、この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。

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。

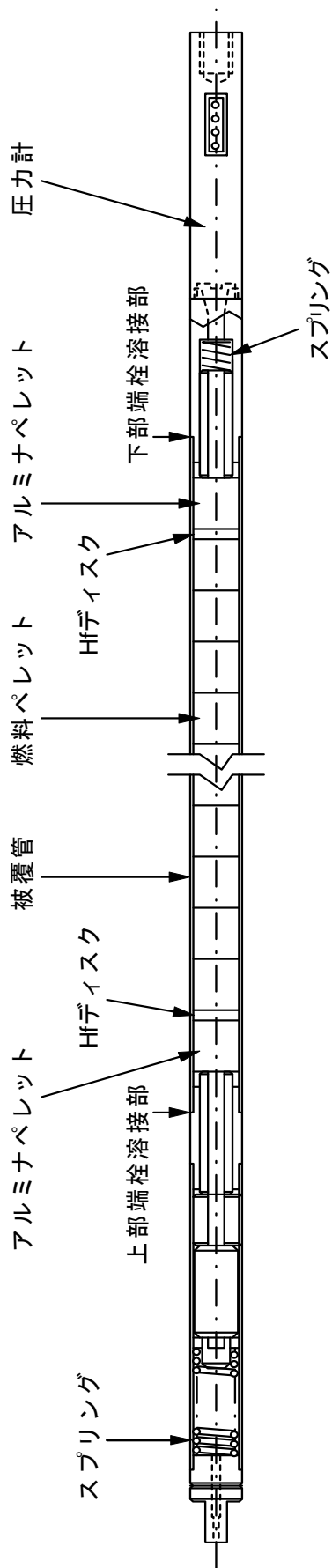
所定の照射期間毎に試験片を炉から取出し中間検査を行う。その項目は、外観観察、試験片伸び量測定及び重量測定である。また、所定の照射期間満了後には、照射後試験施設にて試験片の非破壊試験及び破壊試験を実施する計画である。具体的な試験項目としては、試験片外観観察、伸び量測定、重量測定、試験片断面金相観察等が考えられる。

試験の概要を図 2.2.3-1 に示す。

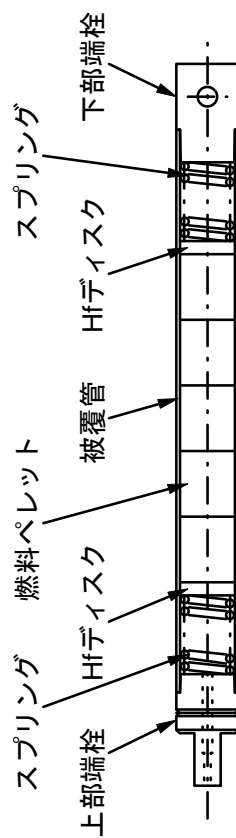
表 2.2-1 燃料等安全高度化対策事業の全体スケジュール

事故時燃料挙動試験								
平成年度	20	21	22	23	24	25	26	27
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
照射成長試験	試験準備		試験研究炉を用いた照射試験*及び中間検査					
解析評価								照射後試験 総合評価

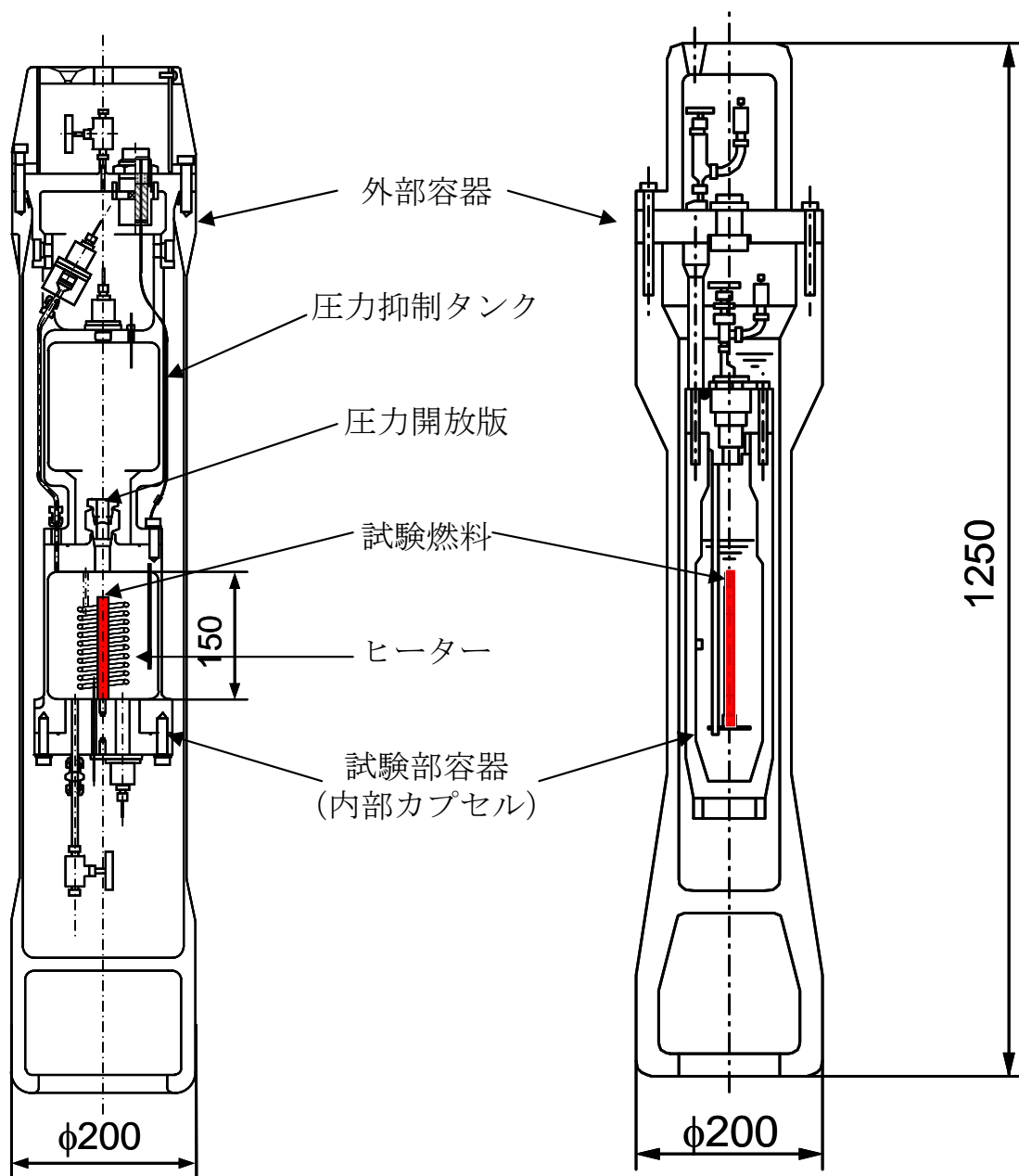


(1) 室温大気圧実験用燃料棒



(2) 高温高圧実験用燃料棒

図 2.2.1-1 NSRR 実験用燃料棒の概略構造



(単位: mm)

(1) 高温高压カプセル

(2) 室温大気圧カプセル

図 2.2.1-2 RIA 試験用の実験カプセルの概要

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

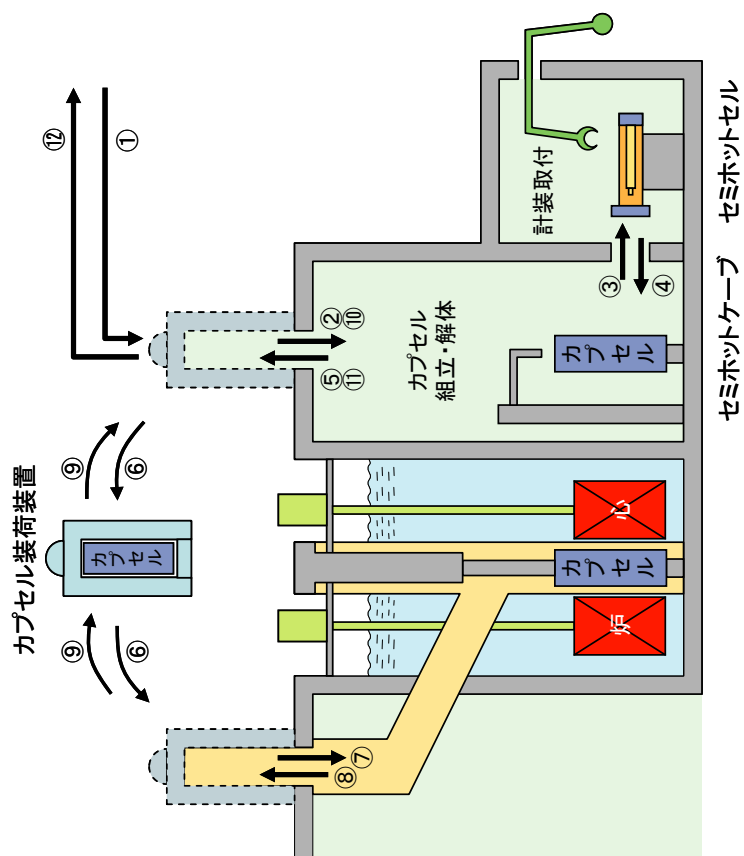


図 2.2.1-3 RIA 試験における NSRR 施設での試験燃料棒と実験カプセル取扱いの流れ

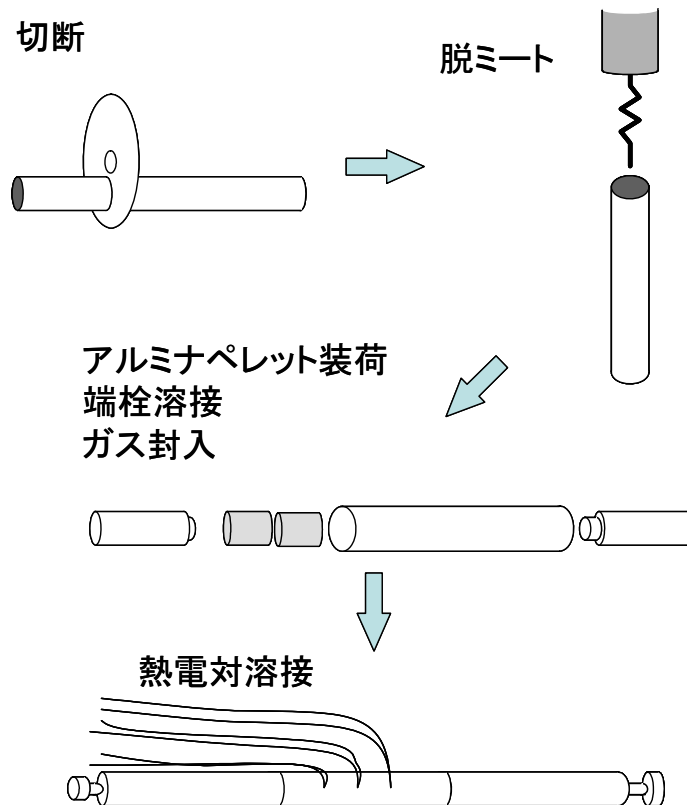


図 2.2.2-1 LOCA を模擬した急冷破断試験に用いる短尺模擬燃料棒の製作方法

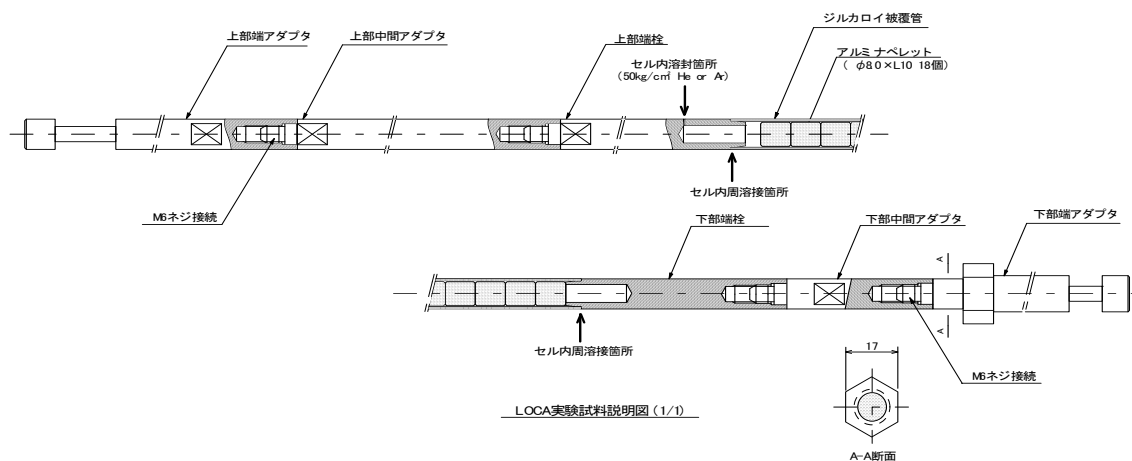


図 2.2.2-2 短尺模擬燃料棒

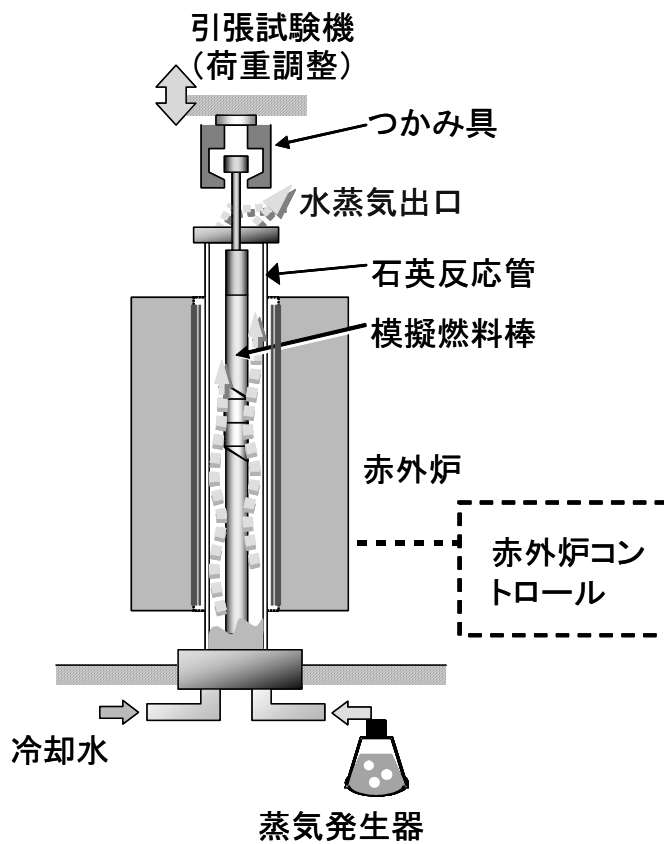


図 2.2.2-3 急冷破断試験装置 (模式図)

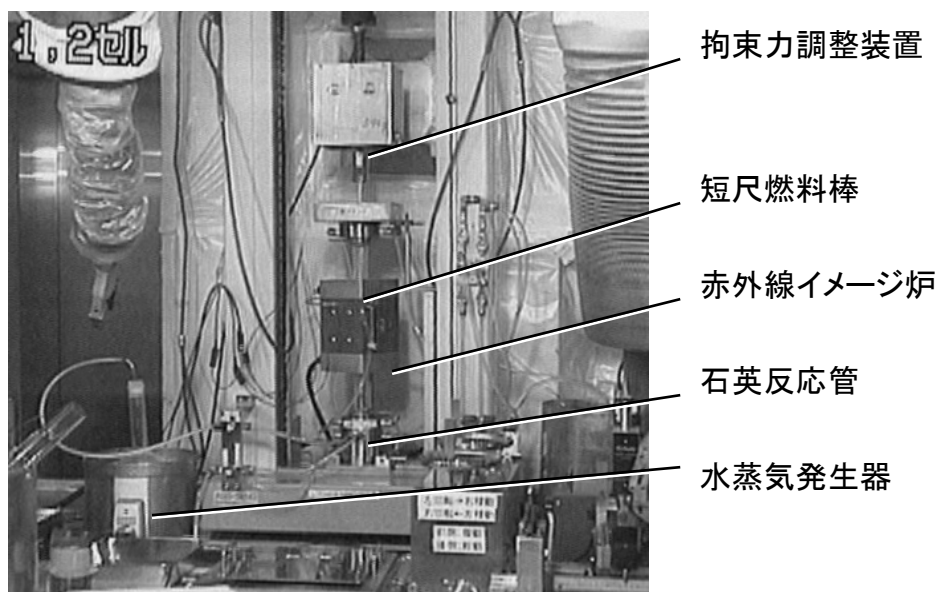


図 2.2.2-3 (つづき) 急冷破断試験装置 (写真)

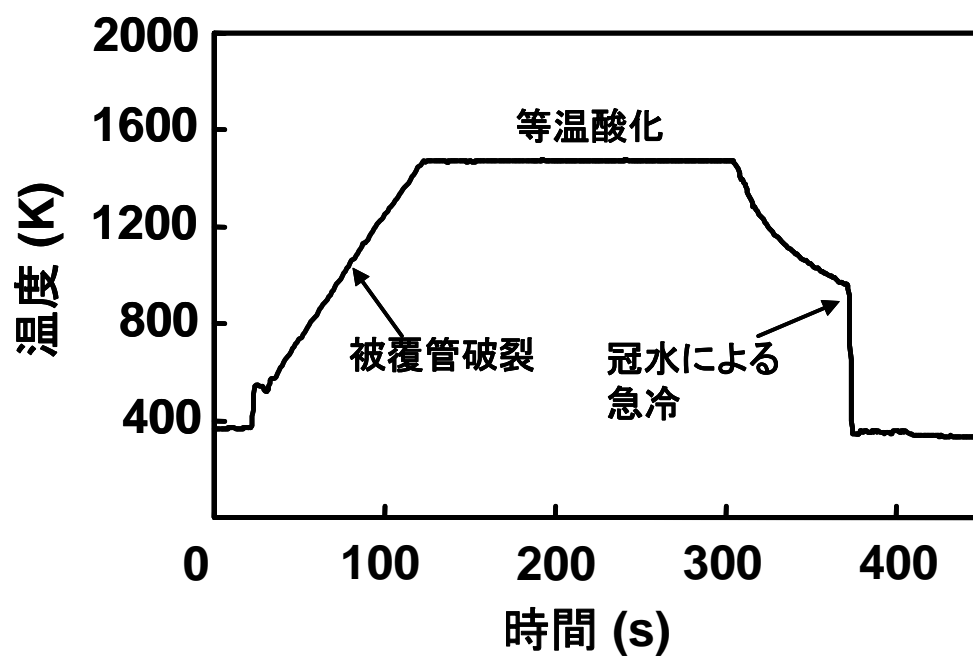


図 2.2.2-4 試験中の温度履歴の例

▶供試材

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

▶照射条件

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

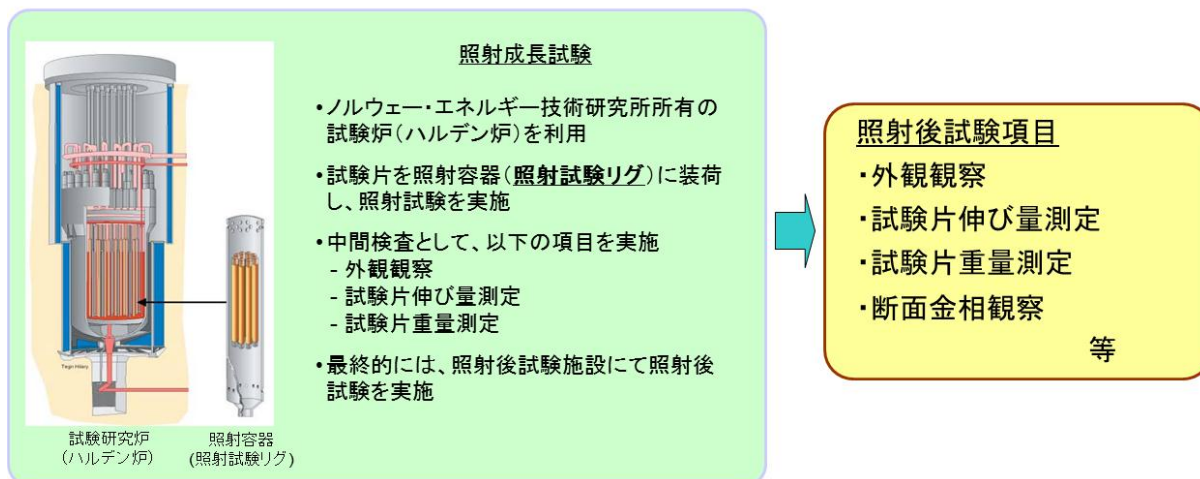


図 2.2.3-1 改良合金被覆管の照射成長試験の概要

3 章 平成 25 年度燃料等安全高度化対策事業の概要

既存の発電炉の安全性をより高める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、これらの照射試験で得られた燃料試料を入手し、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、破損防止、事故時の被ばく評価、炉心冷却性や圧力バウンダリ健全性の確保に必要なものである。RIA 試験で得られた結果に関しては、計算コード等を用いた解析的評価を行い、改良型燃料の RIA 時の挙動を確認する。

また、改良型燃料にも採用される Zr-Nb2 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 2 元系合金を含む被覆管合金をわが国の商用軽水炉条件を適切に模擬できる原子炉で照射し、照射成長に関するデータを取得する。

本事業では、平成 22 年度までに高燃焼度まで照射された改良型燃料を欧州から日本に輸送するとともにそれらに対する試験の実施のためのデータを取得してきた。また、改良型燃料被覆管の照射成長試験については、Zr-Nb 2 元系合金を含む被覆管の試験片の入手、それらの照射試験施設（ノルウェー・ハルデン炉）への輸送並びに試験機器準備等が完了し、平成 23 年度から照射試験を開始した。平成 25 年度は、入手した高燃焼度改良型燃料に対する RIA 試験、RIA 試験の前後に行う照射後試験、RIA 時に膨張したペレットから被覆管が受ける応力状態を適切に模擬できる試験機を用いた機械特性試験、RIA 試験に係る計算コードを用いた解析、LOCA 試験並びにハルデン炉において Zr-Nb 2 元系合金を含む改良型燃料被覆管の照射成長試験を実施した。

3.1 RIA 試験

- (1) 改良合金の一つである M-MDA を被覆材に用いた高燃焼度改良型燃料を対象に、（独）日本原子力研究開発機構が保有する原子炉安全性研究炉（NSRR）を使用して RIA 試験を実施し、同燃料の燃料破損限界等に関するデータを取得した。
- (2) 平成 24 年度までに RIA 試験を実施した燃料に対して、原子力機構燃料試験施設を利用した試験及び分析を継続実施し、RIA 試験前後の燃料の状態に関するデータを取得した。また、RIA 試験後の燃料に関する照射後試験を実施し、RIA 試験時の燃料破損挙動に関するデータを取得するとともに、これらの燃料挙動が RIA 時の原子炉の安全性に及ぼす影響を評価した。

平成 23 年 1 月に原子力機構の燃料試験施設に搬入された高燃焼度燃料について、受入時の燃料状態を調べる試験検査を実施した。

- (3)、RIA 時に膨張したペレットから被覆管が受ける応力条件（多軸性）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の機械特性試験を実施し、被覆管の製造条件（主に加工度）が高燃焼度燃料の破損に及ぼす影響に関するデータを取得した。

3.2 RIA 試験解析

平成 25 年度に実施した高燃焼度改良型燃料の RIA 試験について、計算コードを用いた実験解析を実施した。また、改良型燃料の RIA 試験条件の決定に資するため、試験実施予定の改良型燃料について、燃料提供者から入手した燃料仕様、ベース照射履歴などに基づき、通常時燃料挙動解析コード（FEMAXI）、RIA 時燃料挙動解析コード（RANNS）等を用いた燃焼解析、ベース照射解析および RIA 試験解析を行い、改良型燃料の RIA 試験条件の決定に必要なデータおよび知見を得た。

3.3 LOCA 試験

高燃焼度改良型燃料に対し LOCA 試験を実施し、高温酸化後に急冷される際の被覆管の破断限界や高温水蒸気中での被覆管酸化速度など、改良型燃料の LOCA 時安全性を評価するために必要なデータを取得した。

3.4 改良型燃料被覆管の照射成長試験

改良型燃料に用いられる被覆管合金を含む試験片をノルウェー・エネルギー技術研究所が保有するハルデン炉に装荷して照射することにより、それらの照射成長に関するデータを約 3.4×10^{21} n/cm² までの高速中性子フルエンスの範囲で取得した。

4 章 平成 25 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 で照射された改良 ZIRLO (optimized ZIRLO) 被覆 UO_2 燃料セグメント AP2-8 について検査を実施した。

燃料セグメント AP2-8 に関する試料採取計画を図 4.1-1(4)に示す。なお、昨年度までの報告書で示した他の燃料セグメントに関する試料採取計画についても最新版を示す。

(1) 燃料セグメントの外観写真

燃料セグメント AP2-8 の外観写真を図 4.1-2 に示す。各セグメントの 0° 方向の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。

(2) 燃料セグメントの X 線透過写真

燃料セグメント AP2-8 の X 線透過写真を図 4.1-3 に示す。実験において問題となり得る有害な欠陥等は見られなかった。

(3) 燃料セグメントの γ スキャン

燃料セグメント AP2-8 の軸方向 γ 線強度分布を図 4.1-4 に示す。燃焼度分布は僅かに勾配をもっている。

(4) 燃料セグメントの酸化膜厚さ測定

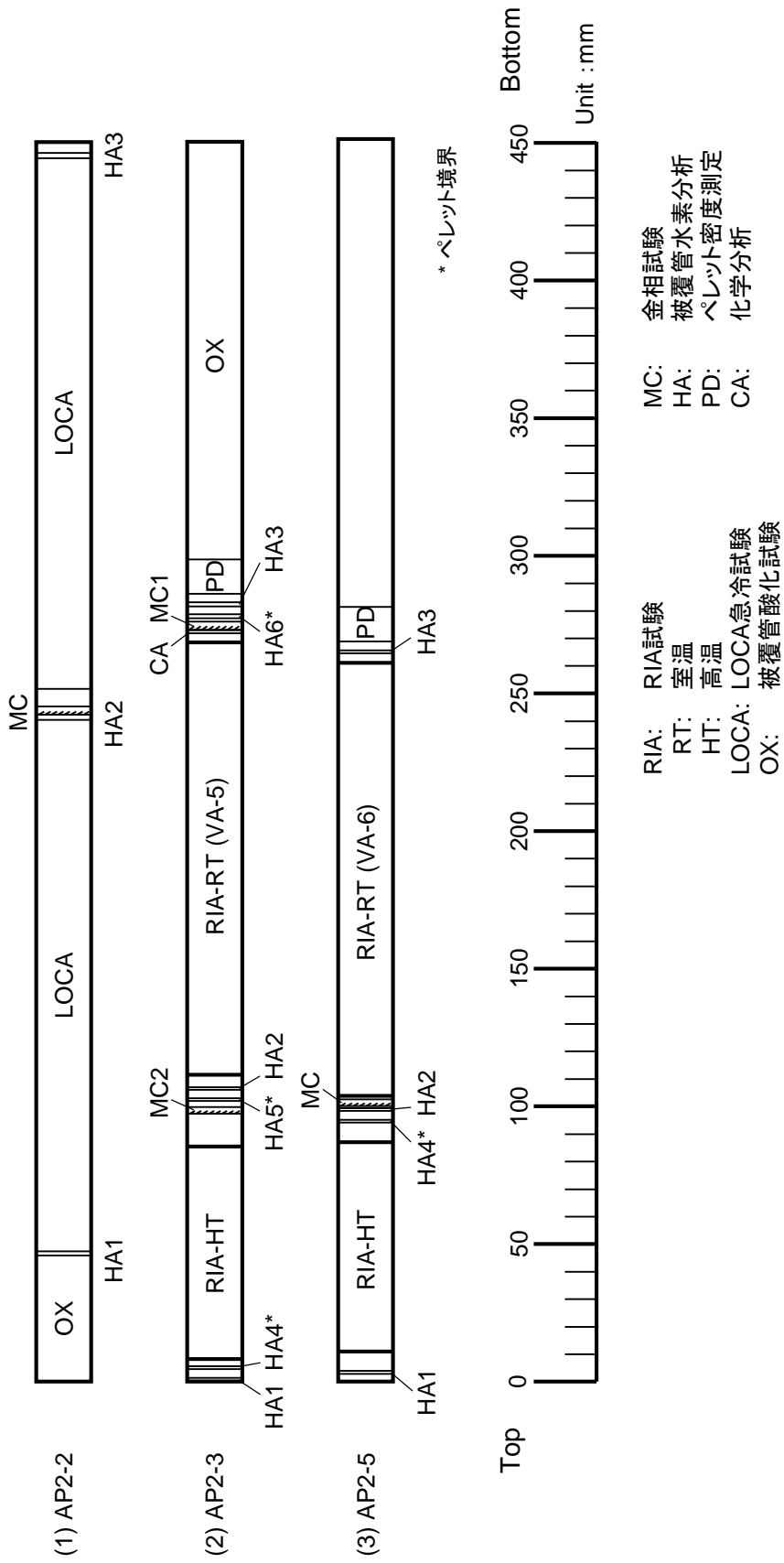
燃料セグメント AP2-8 の 0° 及び 180° の 2 方位について、それぞれ軸方向の 5 点で渦電流による酸化膜厚さ測定を行った。結果を図 4.1-5 に示す。レファレンス試料の金相観察を実施した時点でこの結果に対して補正を行う。

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)	径間 (mm)	理論 密度 (%TD)		U235 濃縮度 (%)	Pu/Puf 富化度 (HM%)	添加物					
AP2-1	73	バンデロス 燃料	PWR 17x17 UO ₂	Vandellos-2	EH48-A08	S2 (691・1141)	9.5	8.36	0.57	9.60	96.0	4.9	-	予備									
AP2-2	81				EH48-Q12	S4 (1807・2257)								LOCA試験									
AP2-3	81					S5 (2257・2707)								RIA試験									
AP2-4	77				EH48-L17	S4 (1807・2258)								-	-	-	-	-	-	-	-	-	予備
AP2-5	78					S5 (2258・2709)																	RIA試験
AP2-6	78				EH48-H01	S4 (1810・2259)								MDA	-	-	-	-	-	-	-	-	予備
AP2-7	78					S5 (2259・2709)																	予備
AP2-8	80				EH48-Q08	S3 (1249・1699)								ZIRLO (low-Sn)	9.5	8.36	0.57	9.60	8.19	96.4	4.9	-	-
AP2-9	80	S5 (2293・2743)	RIA試験																				
AP2-10	84	グラブリン 燃料	PWR 15x15 UO ₂	Gravelines-5	FXOGA1-A16	S3 (1230・1680)	9.5	8.25	0.63	13.65	95.3	4.49	-	LOCA試験									
AP2-11	84				FXOGA1-M14	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	PWR 17x17 MOX	Ringhals-2	AD23-D5	3-2 (2100・2550)	10.72	9.48	0.62	11.15	96.2	3.7	-	予備									
AP2-14	68				3-3 (2550・3000)	RIA試験																	
AP2-15	64	シンソ燃料	PWR 17x17 MOX	Chinon B3	FXP2LA-D09	S4 (1749・2200)	9.5	8.36	0.57	11.63	95.0	0.253	7.2/4.7	RIA試験									
AP2-16	63				EA (1218・1592)	FGD試験*2																	
AP2-17	47	ライプシュ タット燃料	BWR 10x10 UO ₂	Leibstadt	FBA004-a5	EA (699・900)	10.28	9.04	0.56	10.5	96.7	4.93	-	予備									
AP2-18	49				FBA004-a6	F (702・1150)								RIA試験									
AP2-19	91	オスカー 燃料	BWR 10x10 UO ₂	Oskarshamn-3	AGB108-G16	D (1309・1759)	9.62	8.36	0.63	8.7	95.8	4.46	-	RIA試験									
AP2-20	85				24565-C1	J/A (2372・2822)								LOCA試験									
AP2-21	73					K/A (3051・3501)								LOCA試験									
AP2-22	63	オスカー 燃料	BWR 10x10 UO ₂	Oskarshamn-3	24565-C1	1 (439・889)	9.62	8.36	0.63	10	97.4	4.1	-	RIA試験									
AP2-23	64				24565-A2	2 (1345・1795)								FGD試験*2									
AP2-24	61					1 (440・890)								予備									

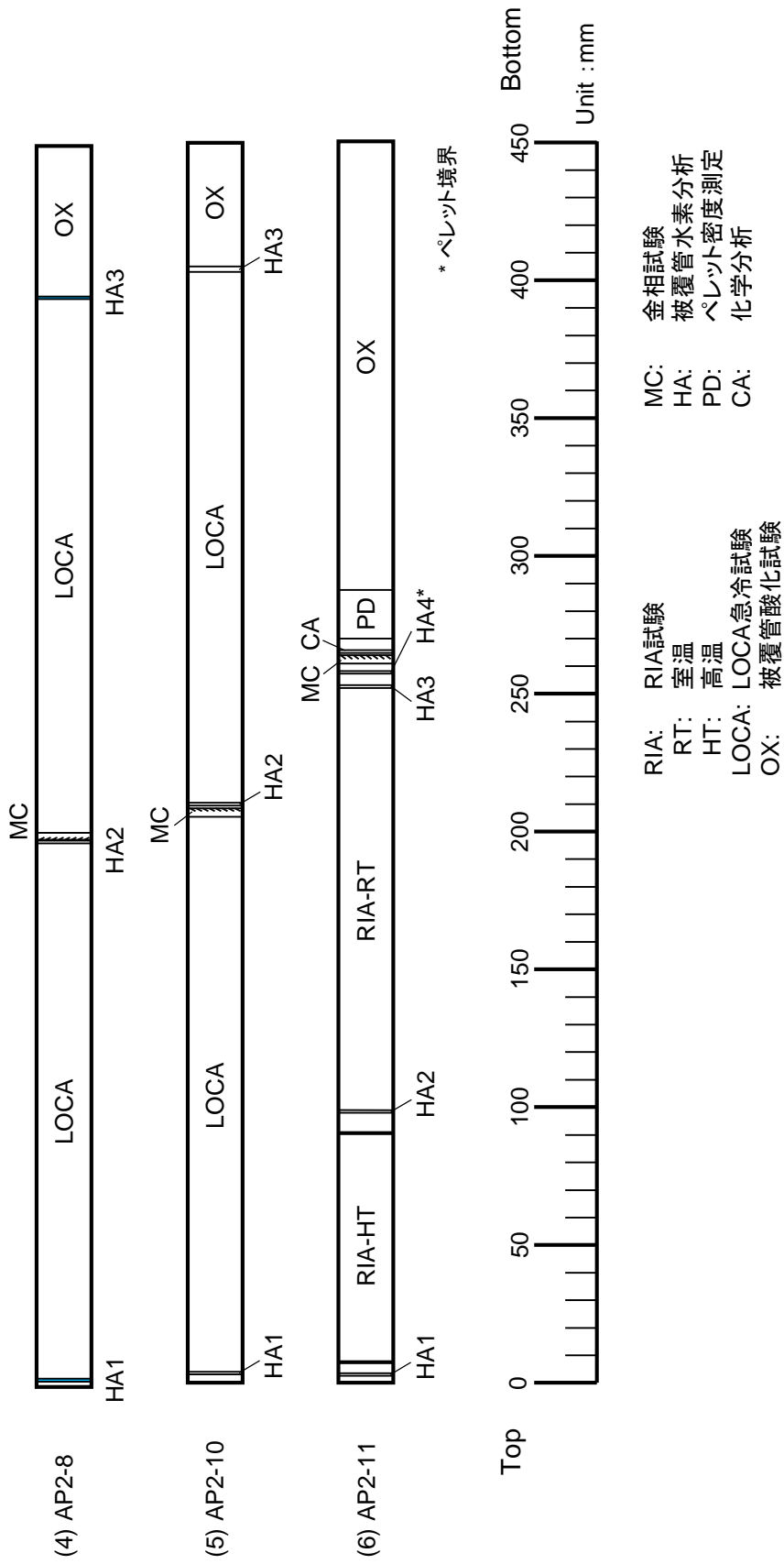
*2: RIA条件下でのFPガス動的放出挙動試験

*1: セグメント平均燃焼度



4.1-3

図 4.1-1 燃料セグメントからの試料採取計画



4.1-4

図 4.1-1 燃料セグメントからの試料採取計画(続き)

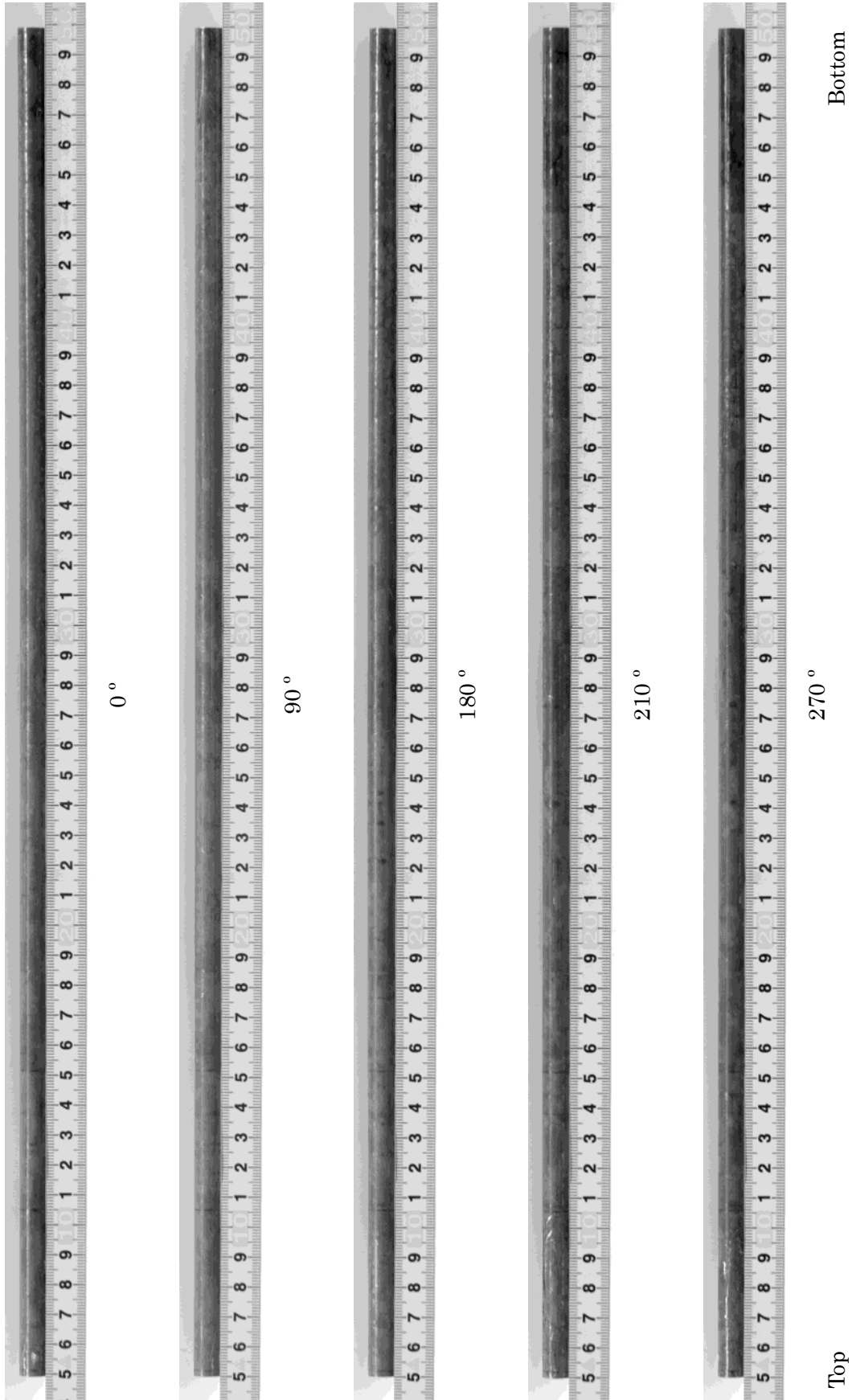


図 4.1-2 AP2-8燃料セグメントの外観

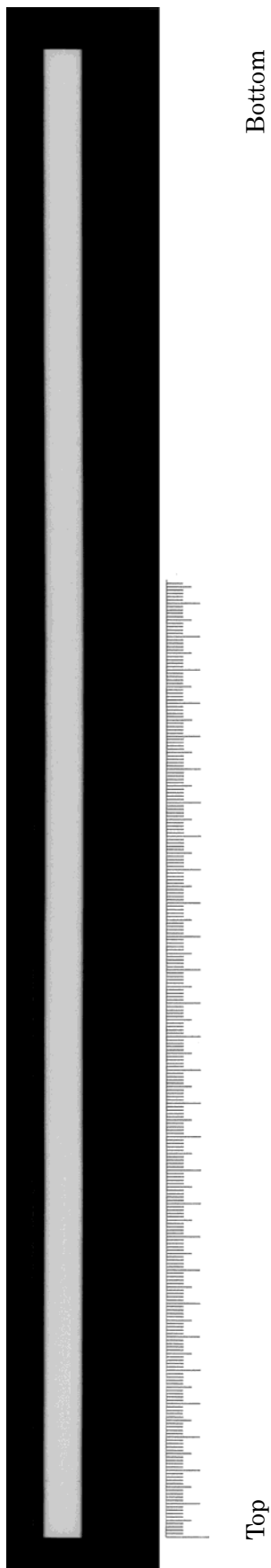


図 4.1-3 AP2-8 燃料セグメントの X 線透過写真(0° 方向)

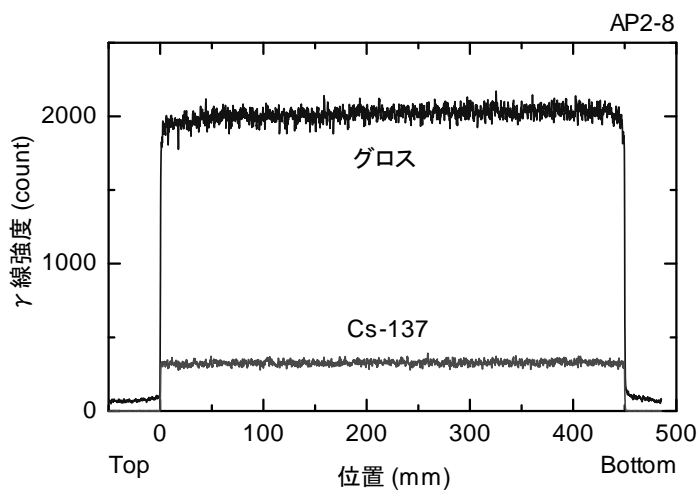


図 4.1-4 AP2-8 燃料セグメントの γ 線強度分布

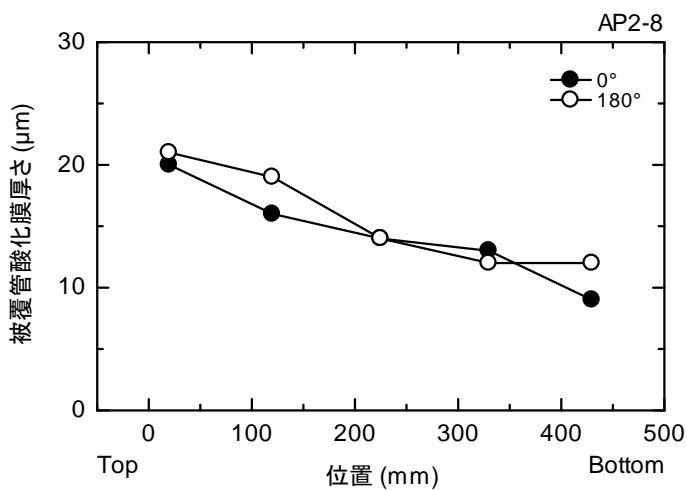


図 4.1-5 AP2-8 燃料セグメントの被覆管外面酸化膜厚さ分布

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。

(1) ペレット SEM/EPMA 観察

燃料セグメント AP2-3 から採取した輪切り金相試料 MC1 に対して断面の SEM (Scanning Electron Microscope) 及び EPMA (Electron Probe Micro Analysis) による観察を実施した。それぞれの観察位置を図 4.2-1 に示す。

方位 90° のペレット最外周からペレット中心にかけての SEM 連続写真並びに Nd、Xe、Cs 及び U に関する面分析の結果を図 4.2-2 に示す。方位 90° から 270° のペレット直径に対して実施した同じ元素に関する線分析の結果を図 4.2-3 に示すが、面分析の傾向に一致する結果が得られている。

図 4.2-4(1)~(4)により高倍率で撮影したペレット SEM 写真を示す。この燃料セグメントから採取した燃料棒を用いて室温及び高温条件での RIA 試験が計画されている (室温実験 VA-5 については 24 年度に実施済み⁽¹⁾)。今回調べた燃料ペレットの状態を RIA 試験後の状態と比較することにより、燃料エンタルピーの急速な増大がペレット組織や FP 気泡に及ぼす影響について知見を取得する見込みである。これらの知見は、燃料過渡挙動解析コードの高精度化に活用される。

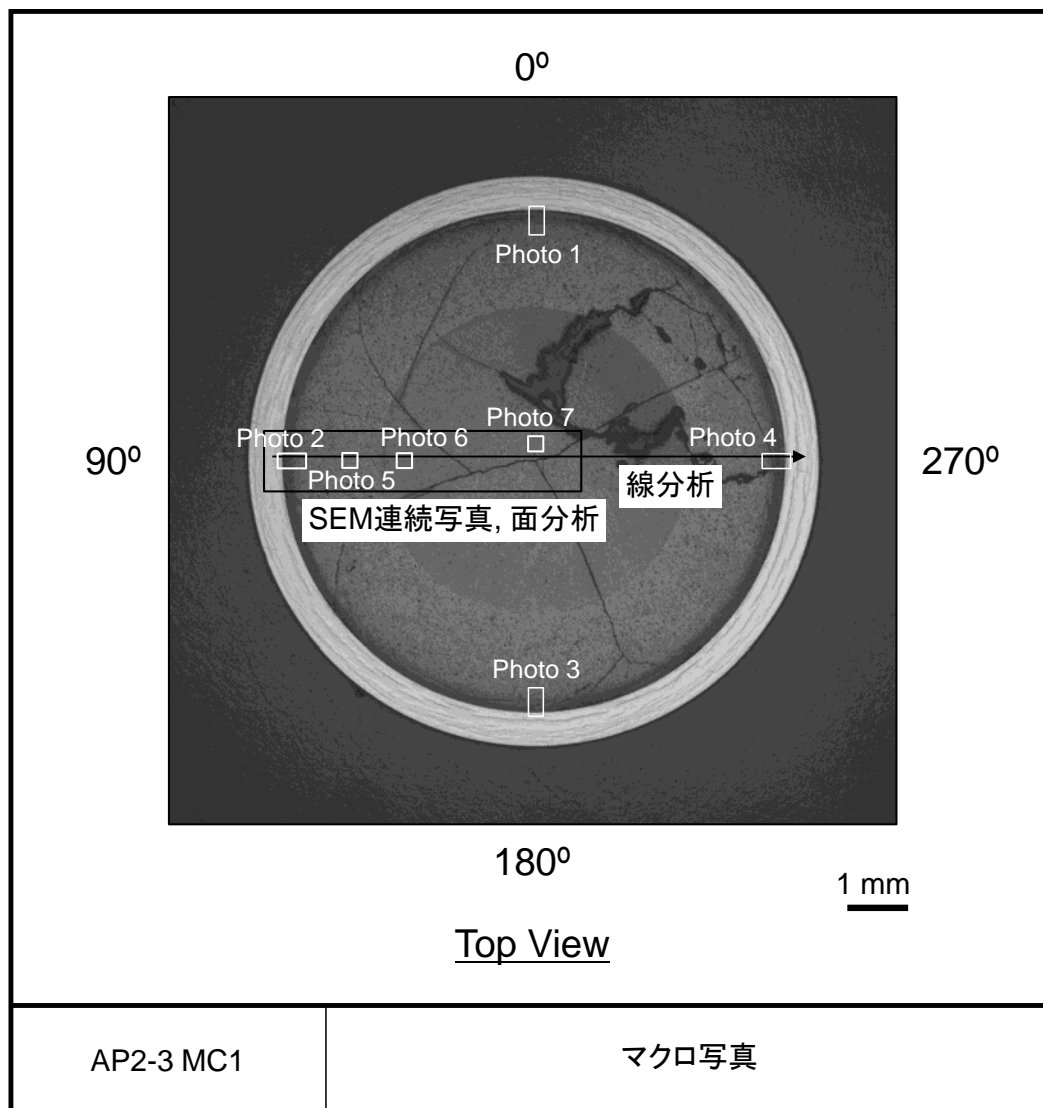


図 4.2-1 レファレンス試料の SEM/EMPA 観察位置 (AP2-3 MC1)

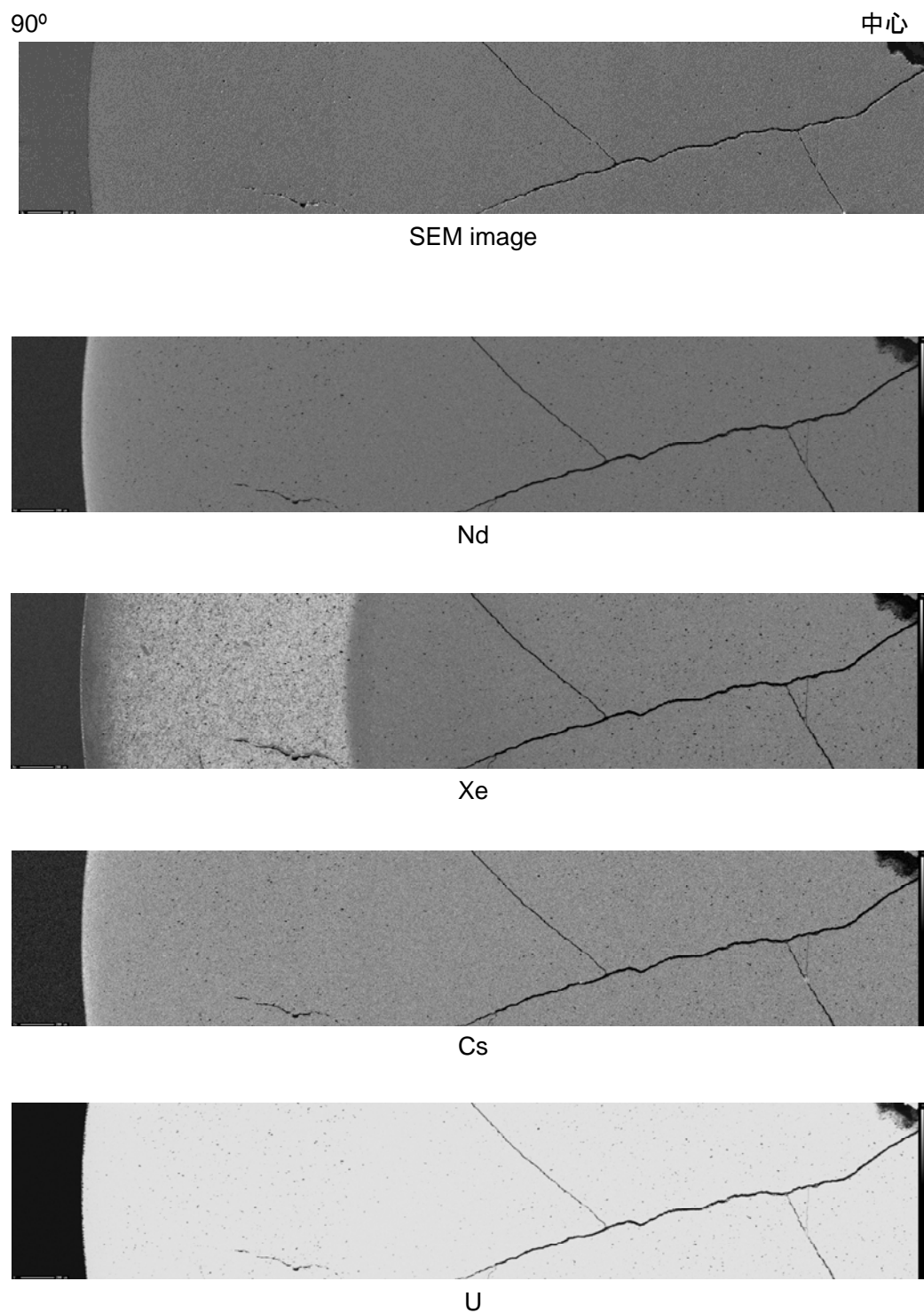


図 4.2-2 レファレンス試料のペレット SEM 観察及び面分析の結果 (AP2-3 MC1)

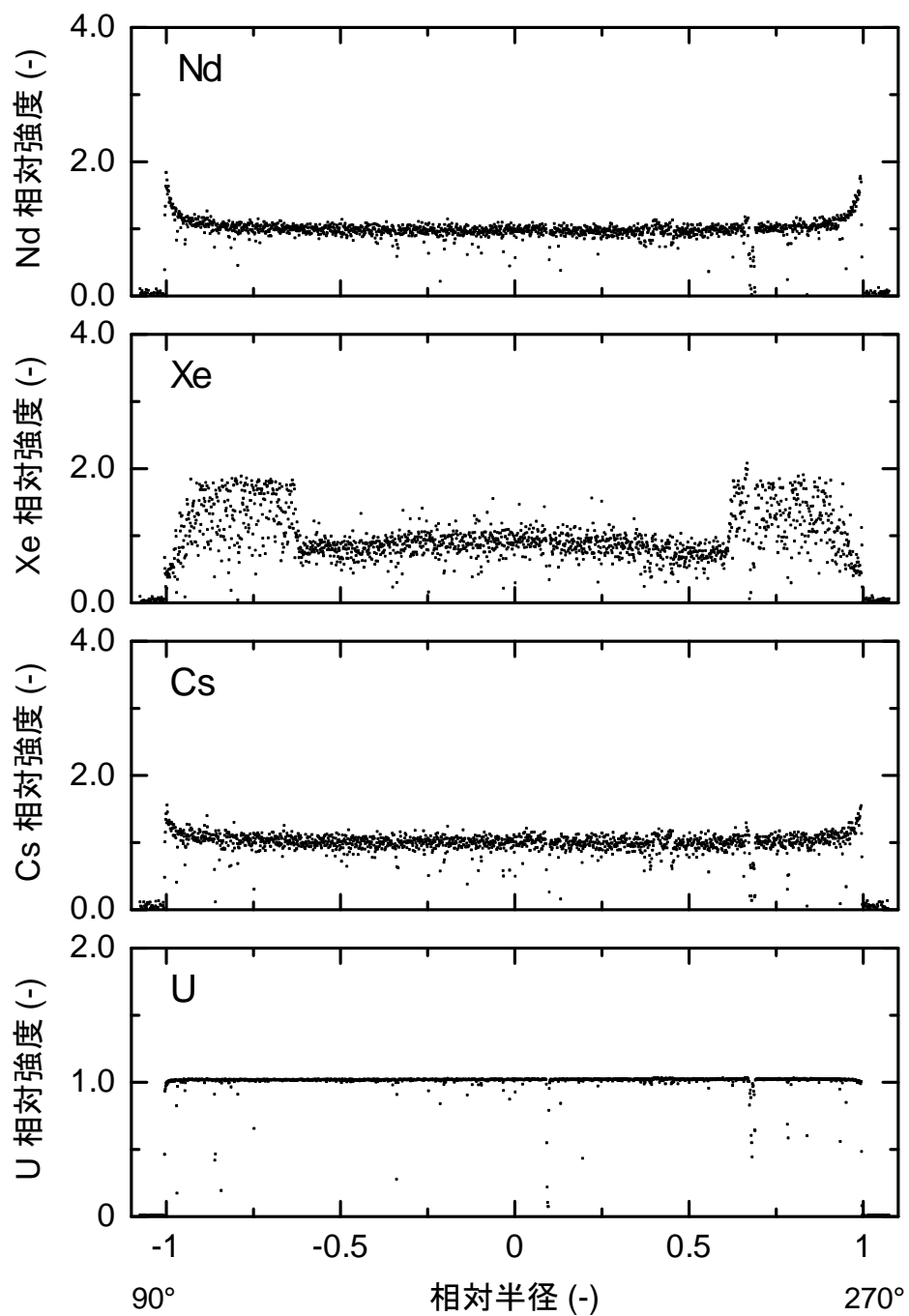


図 4.2-3 レファレンス試料のペレット線面分析の結果 (AP2-3 MC1)

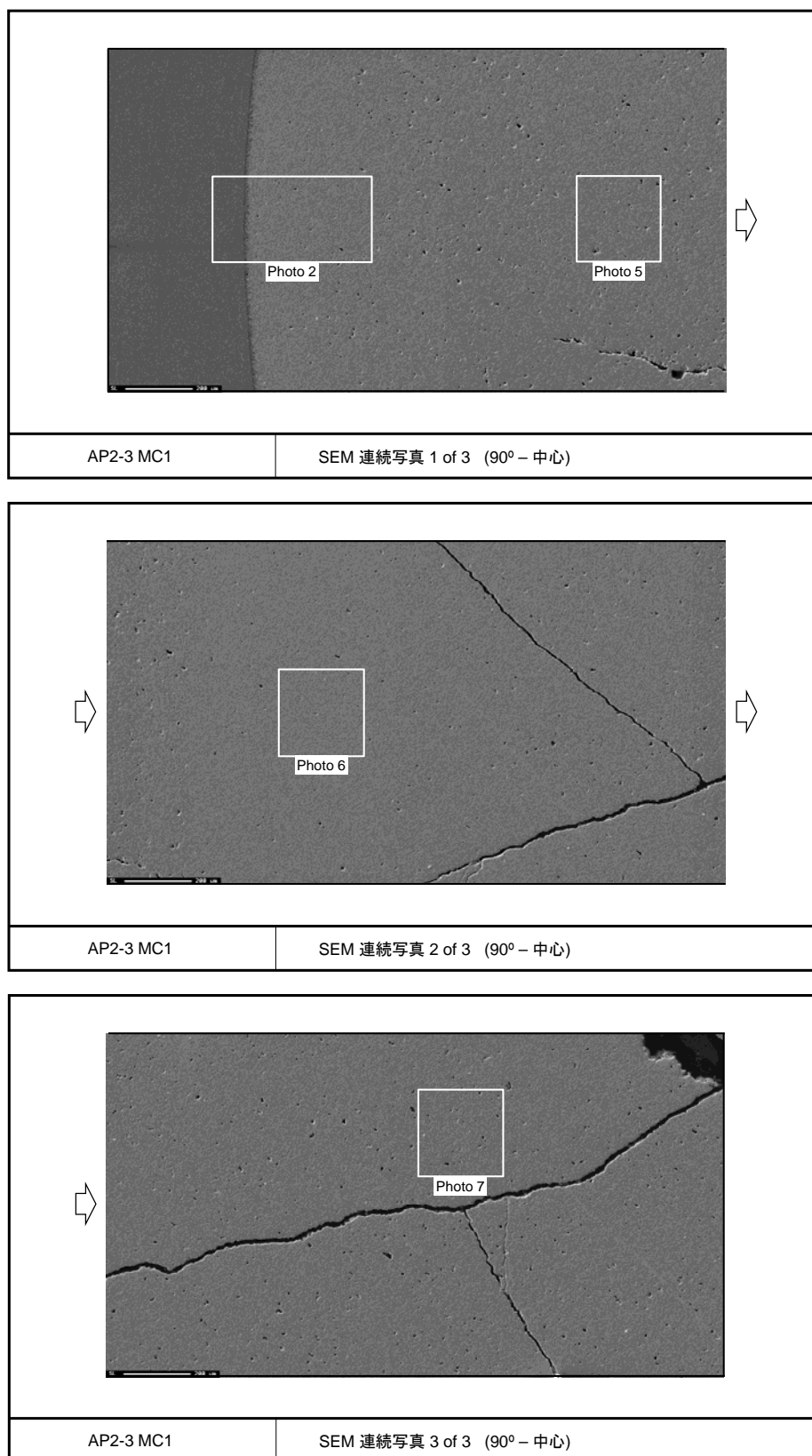


図 4.2-4(1) レファレンス試料のペレット SEM 写真 (AP2-3 MC1)

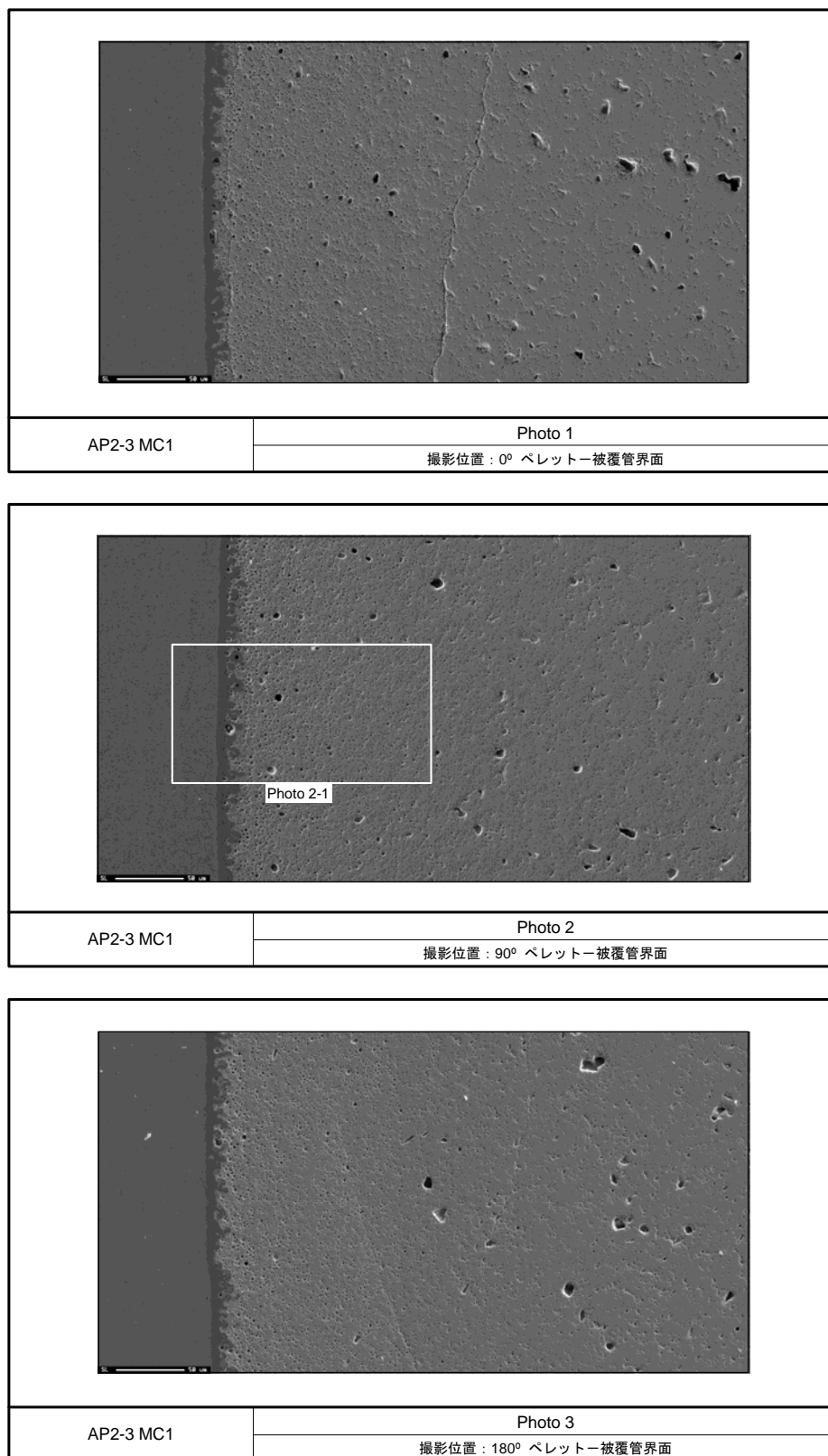


図 4.2-4(2) レファレンス試料のペレット SEM 写真 (AP2-3 MC1)

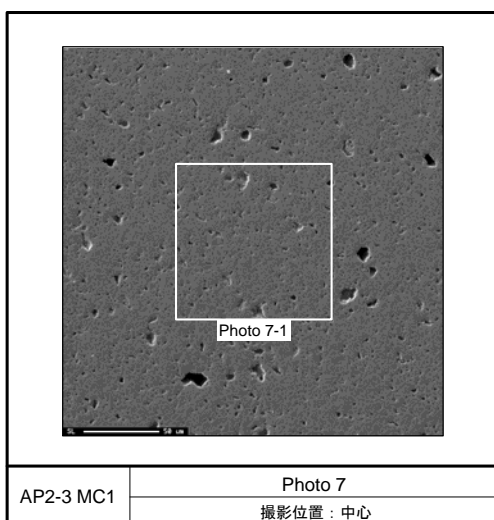
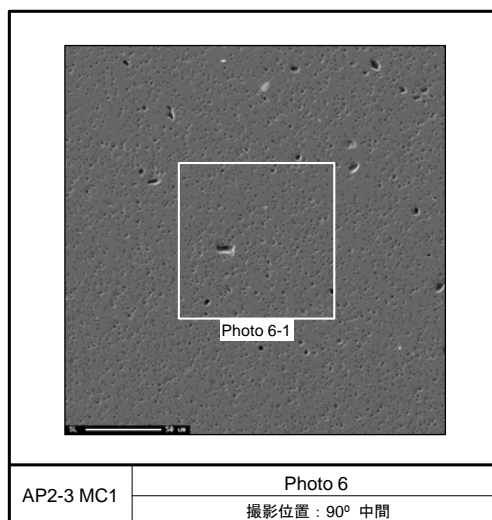
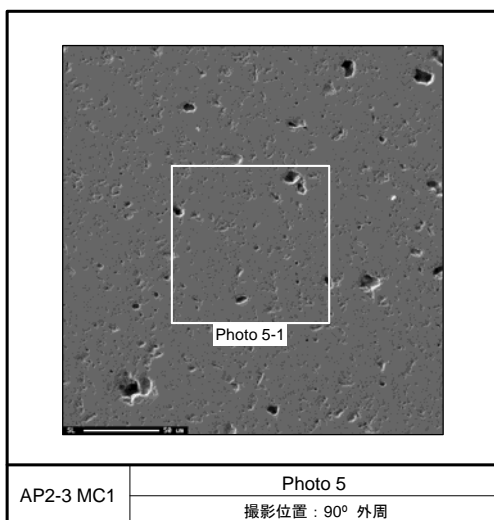
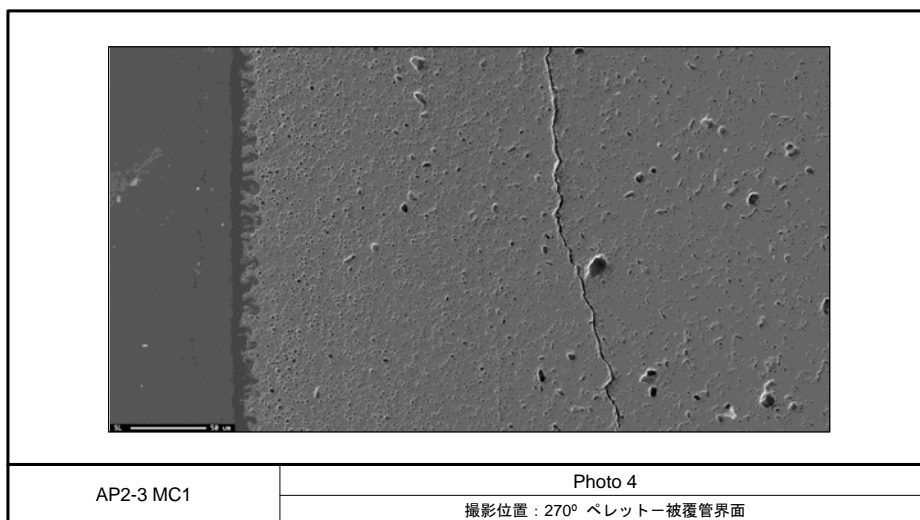


図 4.2-4(3) レファレンス試料のペレット SEM 写真 (AP2-3 MC1)

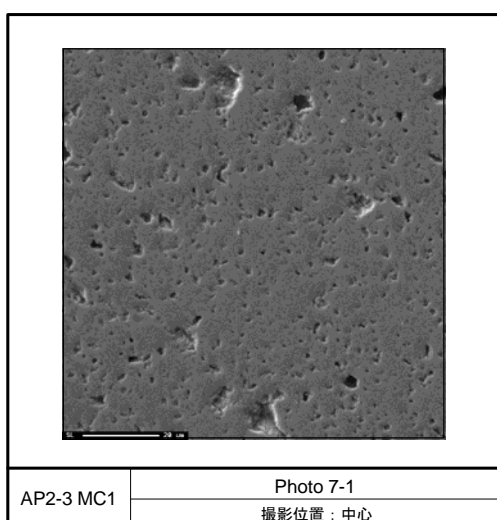
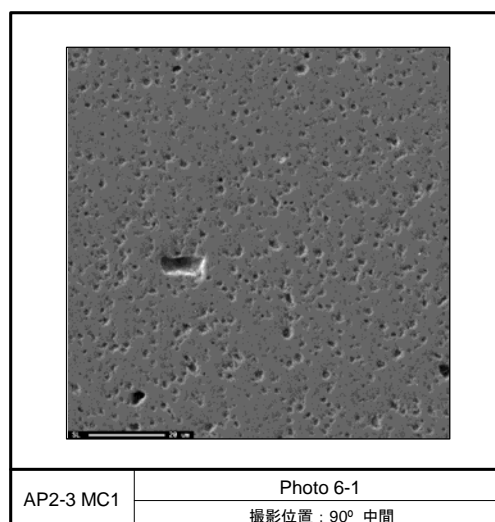
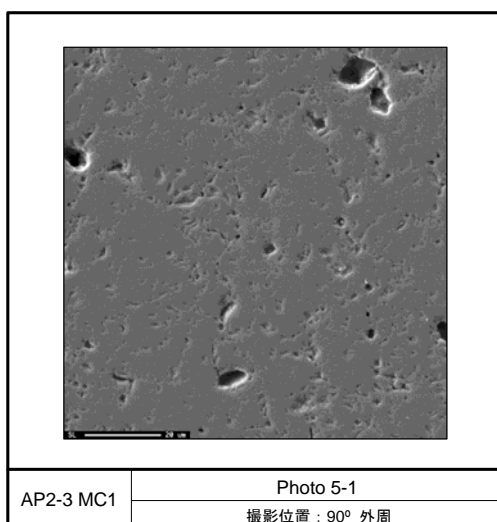
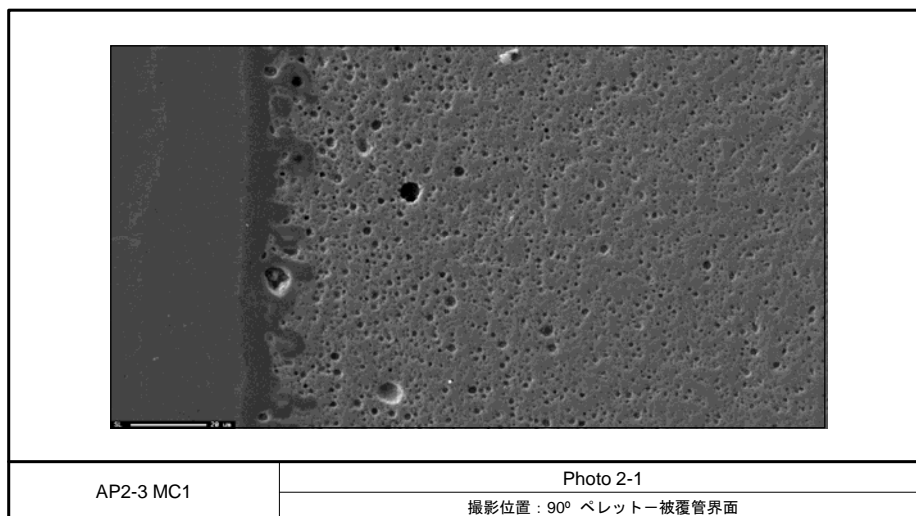


図 4.2-4(4) レファレンス試料のペレット SEM 写真 (AP2-3 MC1)

4.3 RIA 試験

RIA 時の燃料挙動及び破損限界に対する初期温度の影響についてデータを取得するため、室温条件下における RIA 模擬試験を NSRR において 1 回実施した。本年度に実施した VA-6 実験は、表 4.1-1 中の燃料セグメント AP2-5 から採取した燃料を対象とした。

また、平成 16 年度に欧州から輸送した高燃焼度 PWR-MOX 燃料を対象として平成 22 年 7 月 2 日に実施した BZ-4 実験⁽²⁾に関して、パルス照射後燃料の SEM/EPMA 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-6 実験

VA-6 実験は、高燃焼度 PWR-UO₂ 燃料を対象とした室温実験として平成 26 年 3 月 18 日に実施した。燃料エンタルピ増分のピーク値 603 J/g (144 cal/g) の実験条件に対し、燃料エンタルピが 142 J/g (34 cal/g) に達した時点で燃料が破損した。

本年度は実験カプセルを開封しておらず、過渡記録のみに基づいて破損と判断した。また、燃料棒を採取した AP2-5 燃料セグメントのレファレンス試験も未実施であり、被覆管断面の組織観察や水素分析は次年度以降に実施される。今後、カプセルから取り出した燃料棒の詳細観察やレファレンス試験の結果に基づき情報を改訂する可能性がある。

(1) 試験燃料棒

試験燃料は、表 4.1-1 に示す AP2-5 燃料セグメント（スペイン・バンデロス 2 PWR 照射 再結晶焼鈍 M-MDA 被覆 UO₂ 燃料）から採取した。M-MDA 被覆管は近い将来の実用化が計画されている新型被覆管であり、実用化に向けて応力除去焼鈍材（SR 材）が開発されたが、開発の過程で被覆管結晶組織の違いによる影響を調べるために再結晶焼鈍材（RX 材）も試作され、SR 材とともにバンデロス 2 における照射試験に供された。

図 4.3.1 に燃料セグメントからの採取位置及び上下端栓取付け後の燃料棒概略を示す。スタック長はペレット 12 個分で、X 線写真撮影に基づく測定によれば約 117 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 78 GWd/t と評価した。試料採取範囲における被覆管外面酸化膜厚さの平均値は暫定的に約 60μm と評価したが、今後実施する断面の金相観察により補正する予定である。被覆管水素吸収量の分析も未実施であるが、同一化学組成で焼鈍条件が異なる被覆管（応力除去焼鈍管）を備えた AP2-3 燃料セグメント燃料棒から採取した VA-5 実験燃料棒⁽¹⁾（酸化膜厚さ約 30μm、水素吸収量の暫定評価値約 250ppm）との比較から、同燃料棒よりも有意に高い水素濃度と予想される。

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、寸法測定の結果をそれ

それ図 4.3.1-2 から図 4.3.1-4 に示す。いずれの結果においても、パルス照射実験において問題となり得る傷、欠陥、扁平化、曲がりなどは見られなかった。

(2) 実験条件および計装

パルス照射実験の条件を以下に示す。

実験カプセル：	X-IV 型 (室温・大気圧用)
パルス照射時冷却水条件：	17°C、0.1 MPa の静止水
投入反応度：	\$4.6
燃料エンタルピー増分ピーク値：	603 J/g (144 cal/g)

計装項目を以下に示す。また、図 4.3.1-5 に計装取付けの概要を示す。

カプセル内圧計 2 箇所 (液相: #1, 気相: #2)
 燃料棒内圧計 (スタック下部)
 AE センサ 2 個 (燃料破損検出用)
 カプセル外面歪みゲージ
 被覆管表面温度測定用シース熱電対 1 箇所
 冷却水温度測定用シース熱電対 2 箇所

(3) 過渡計測記録の概要

2 台の中性子検出器で測定した NSRR の炉出力履歴を図 4.3.1-6(1)及び(2)、積分出力履歴を図 4.3.1-6(3)及び(4)に示す。また、前節で示した計測項目に関する過渡記録を図 4.3.1-6(5)から(14)に示す。時刻 0 から 10 秒まで、0 から 1 秒まで及び 0.24 から 0.29 秒までの 3 区間について示す。

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

(a) NSRR 出力・積分出力

図 4.3.1-6 (1), (2)及び(3), (4)に NSRR 出力履歴及び積分出力履歴をそれぞれ示す。いずれについても、#1 と#2 の平均値で評価を行った。NSRR 出力は時刻 0.2541 秒においてピーク値約 21.4 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 127.4 MJ に達した。

(b) カプセル内圧

図 4.3.1-6 (5)及び(6)に、それぞれカプセルの液相部及び気相部で計測した圧力の履歴を示す。液相部では時刻 0.25 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。時刻 0.253 秒付近に見られるスパイク状の圧力波は、燃料破損による圧力上昇と解釈される。この時刻が破損に対応することは、後に示す AE センサ出力によっても示されている。破損時刻をより高い時間分解能で読み取り、さらに、圧力波の発生位置が燃料棒のペレットスタック中心と仮定して圧力センサ位置までの圧力波伝播時間を考慮し、破損時刻を 0.25291 秒と評価した。また、この時刻における燃料エンタルピー増分 142 J/g(34 cal/g)を破損時燃料エンタルピー増分とした。

気相部では時刻 0.25 秒過ぎから圧力の上昇が見られるが、これは燃料破損に伴う蒸気発生により冷却水塊が飛び上がり（水塊速度計信号履歴を参照）、カプセルプレナムの気体が圧縮されたためと解釈される。

(c) 燃料棒内圧

図 4.3.1-6 (7)に燃料棒内圧の履歴を示す。時刻 0.25 秒以降に圧力上昇が見られるが、今回の計測では評価に有効な情報を取得することができなかった。

(d) AE センサ出力

図 4.2.1-6 (8)及び(9)に AE センサ#1 及び#2 の出力信号を示す。このセンサはカプセル構造材を伝わる音響波を計測するものであり、燃料破損の検出を目的として設置した。AE センサ#1 の出力において振幅の急激な増大が見られており、冷却水中で計測したカプセル内圧でスパイク上の圧力波が観測された時刻とほぼ一致することから、この時に燃料が破損したと解釈した。

なお、AE センサ#2 では出力信号に変化が見られなかった。燃料支持具への設置または信号線の接続に不具合があったと考えられる。

(e) 水塊速度計信号

図 4.3.1-6 (10)に水塊速度計の出力信号を示す。時刻 0.253 秒付近から記録されている激しい振動は、冷却水の水面が上向きに移動したことを示す。時刻 0.262 秒付近で振幅が急速に収束しているのは、速度計のフロートが計測限界に達したためと解釈され、それ以後の信号はフロート（及び冷却水塊）の落下に対応する。

過去の研究から⁽³⁾、冷却水塊の上昇は被覆管の PCMI 破損に伴い放出された燃料ペレットが冷却材と接触した際に生じた激しい蒸気発生によると解釈される。本実験ではまだカプセルを開封しておらず、実験後の燃料の状態に関するデータ取得は次年度以降に実施するが、従来の PCMI 破損例に従えば燃料ペレットが微粒子化していると予想される。燃料ペレットの回収、粒径分布測定及び顕微鏡観察を実施した上で、今回得た水塊速度計信号から推定した水塊の挙動との関係を考察し、PCMI 破損時の機械的エネルギー発生について評価を行う予定である。

(f) カプセル外面歪み

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

(g) 被覆管表面温度

図 4.3.1-6 (12)に被覆管表面温度履歴を示す。測定は、燃料スタック中心高さ付近の被覆管表面に板バネにより外径 0.25mm の冷接点付 K 型シース熱電対を押し付けて行ったが、燃料破損時刻 (0.25291 秒) 以降は被覆管には接触していなかったと考えられる。燃料破損時刻の直後に大きく負の温度に転じている理由は不明であるが、NSRR パルス出力に同期したノイズの可能性がある。

(h) 冷却水温度

図 4.3.1-6 (13)及び(14)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が、これは被覆管表面温度計測で見られた挙動とよく似ており、NSRR パルス出力に同期したノイズである可能性がある。

熱電対#2 は、冷接点 (温度基準点) がカプセル蓋付近に設けられていたため、パルス照射時のガンマ発熱により冷接点部分の温度が上昇したことで見かけ上の温度低下が生じ得る。冷接点の温度低下に伴い、指示値が本来の水温に漸近したと解釈される。

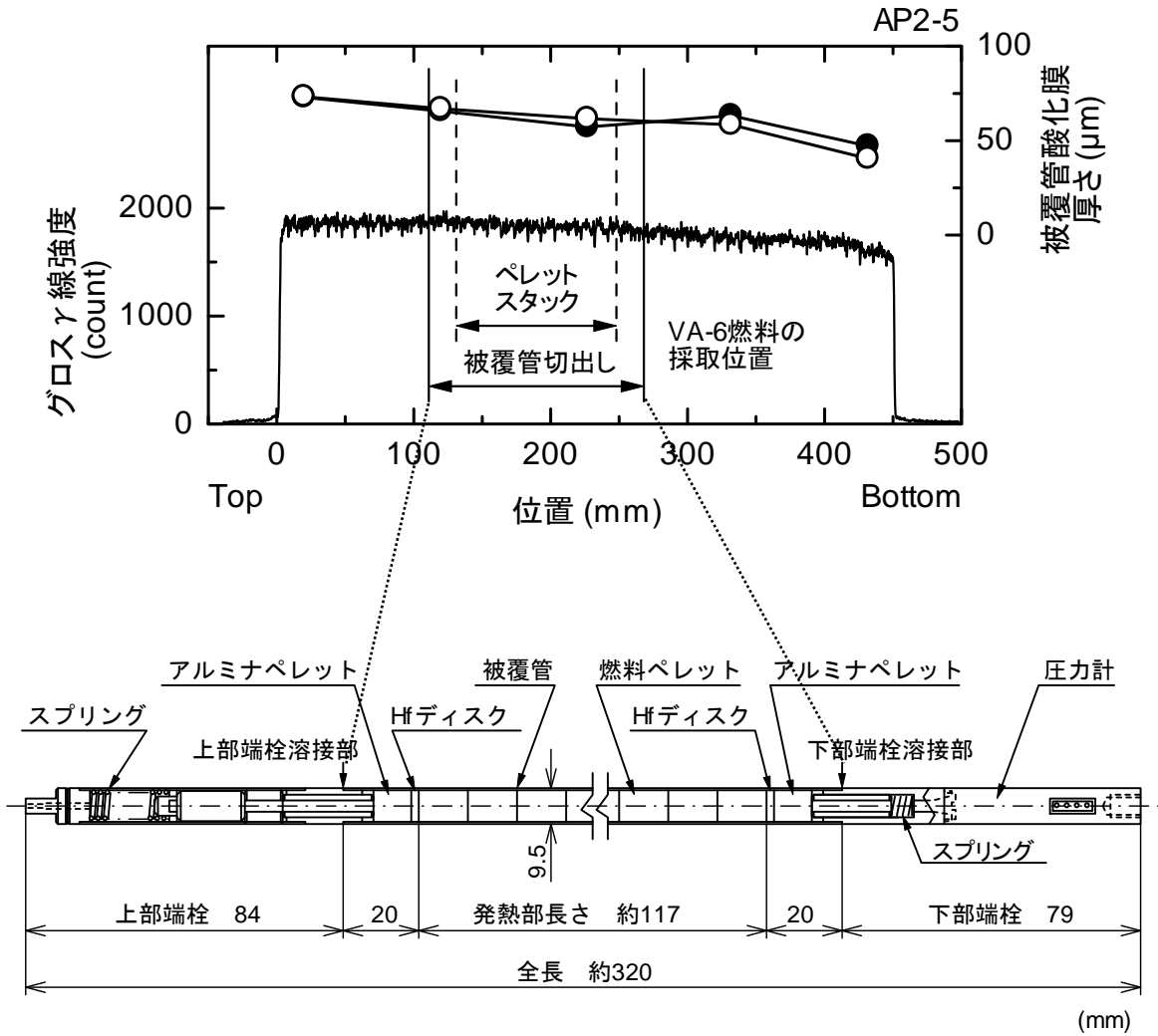
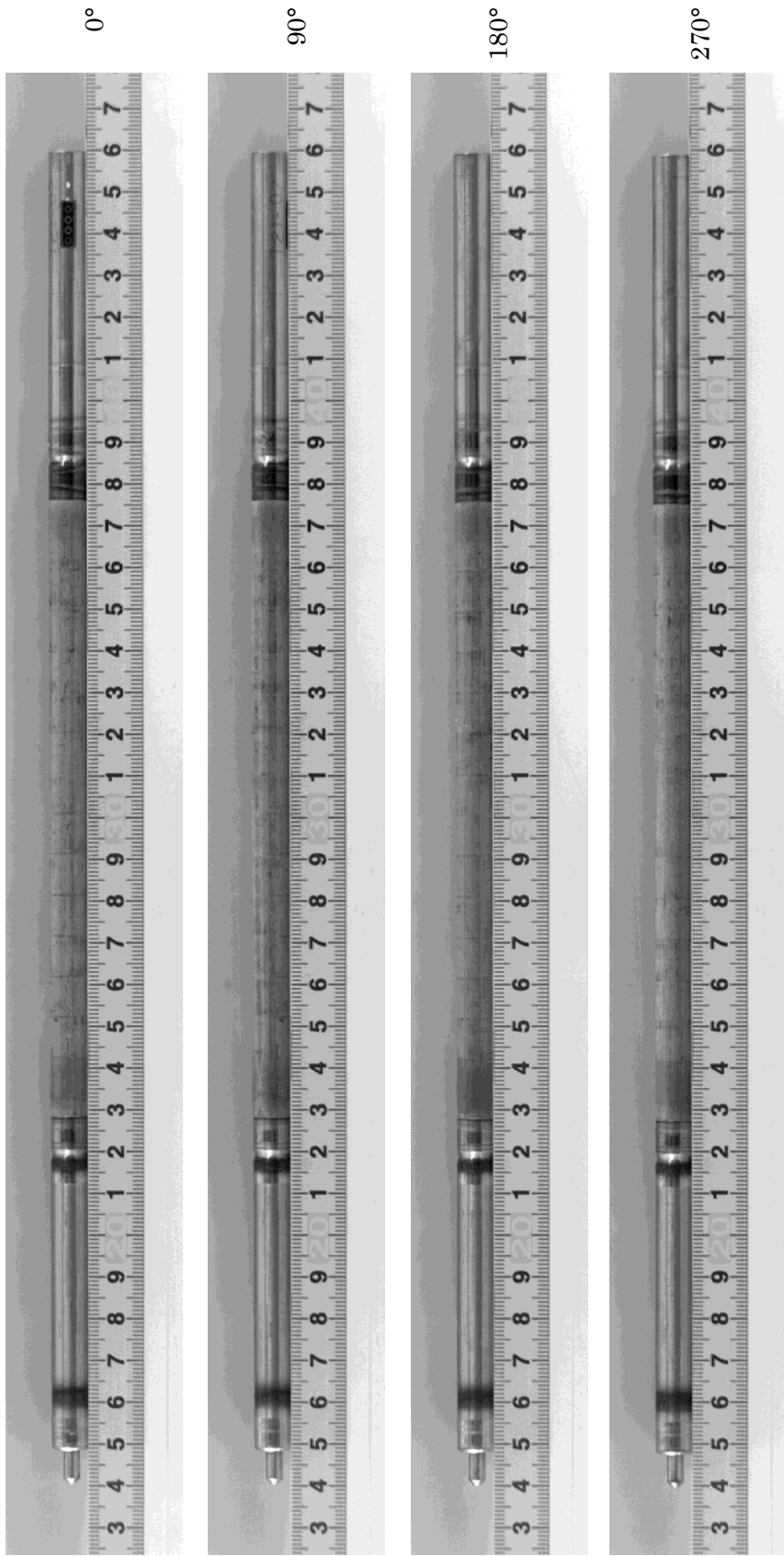


図 4.3.1-1 VA-6 試験燃料棒の構造概略



Bottom

Top

図 4.3.1-2 VA-6 試験燃料棒のパルス照射前外観写真

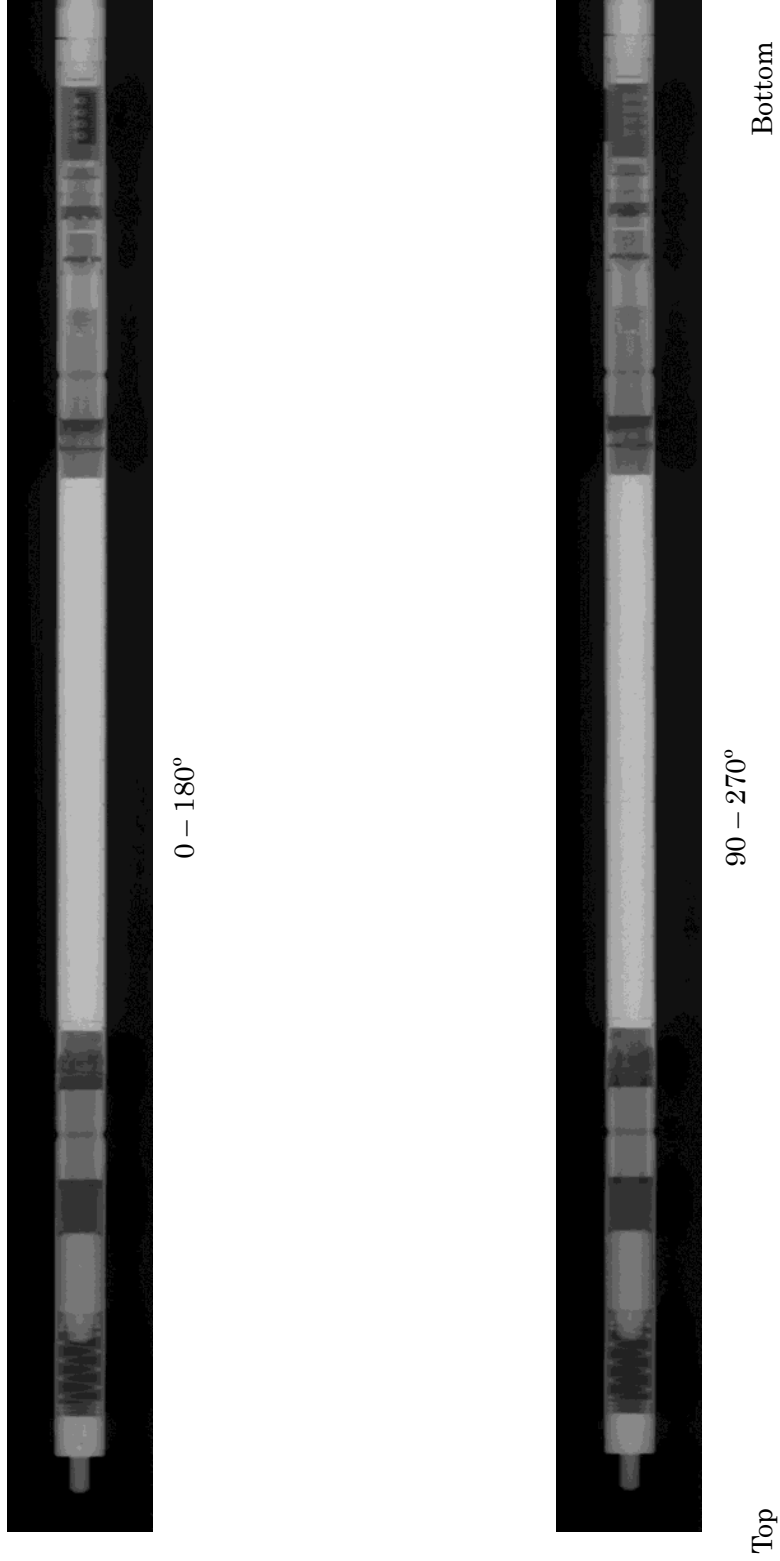
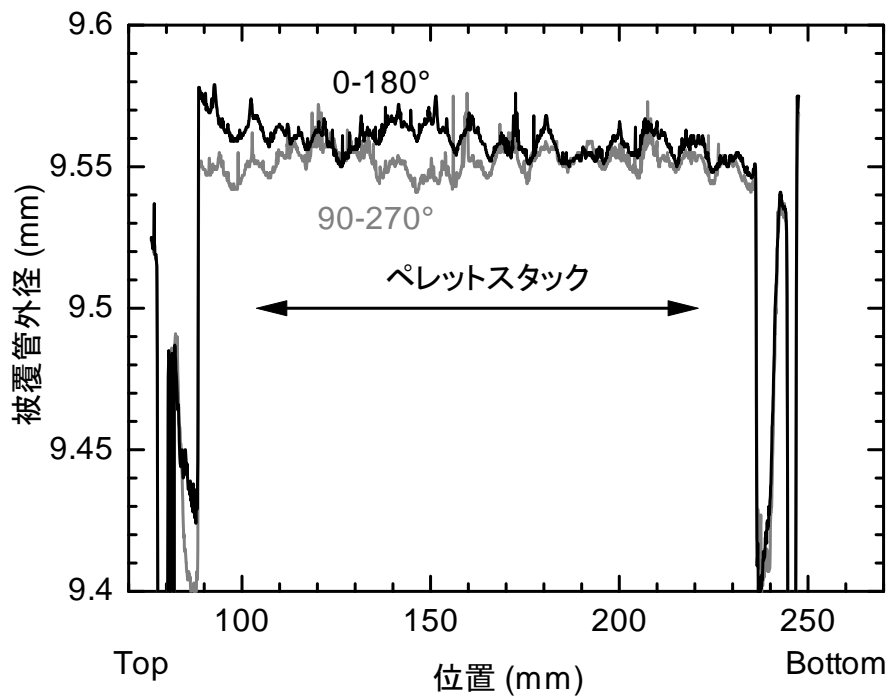


図 4.3.1-3 VA-6 試験燃料棒のパルス照射前 X 線写真



被覆管外径プロフィール

図 4.3.1-4 VA-6 試験燃料棒のパルス照射前寸法測定結果

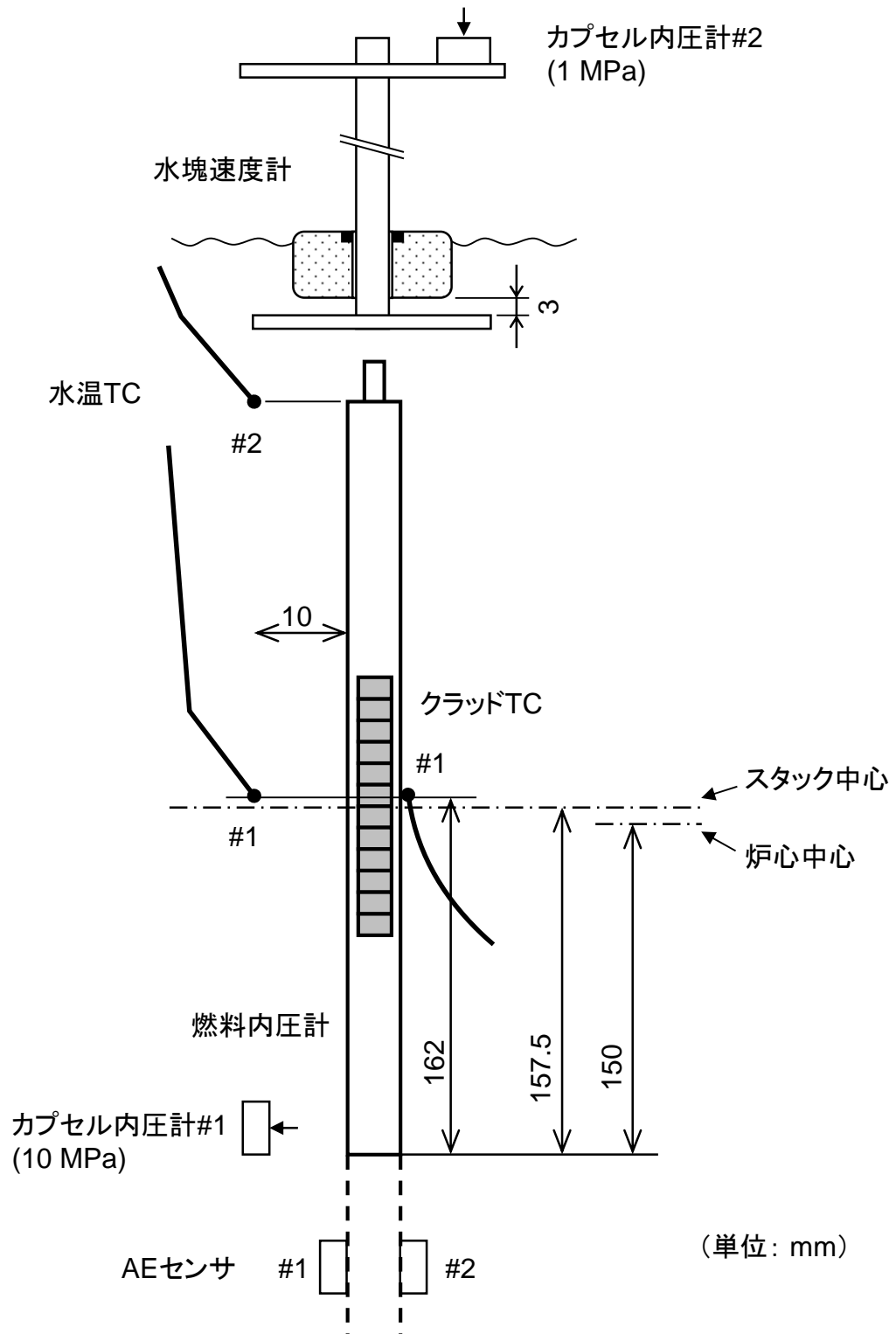


図 4.3.1-5 VA-6 実験における計装取付けの概要

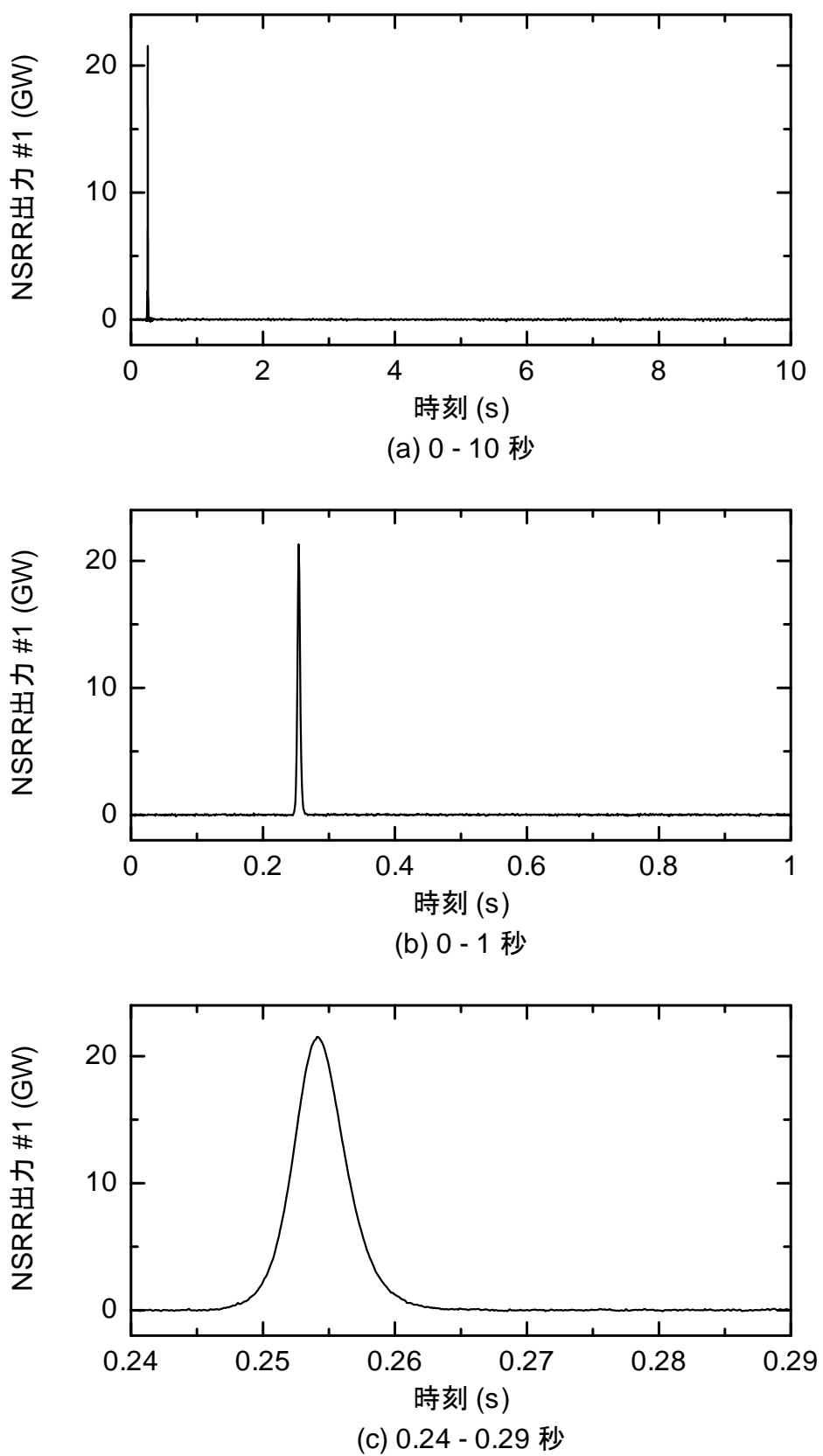


図 4.3.1-6 (1) VA-6 実験における原子炉出力履歴 (#1)

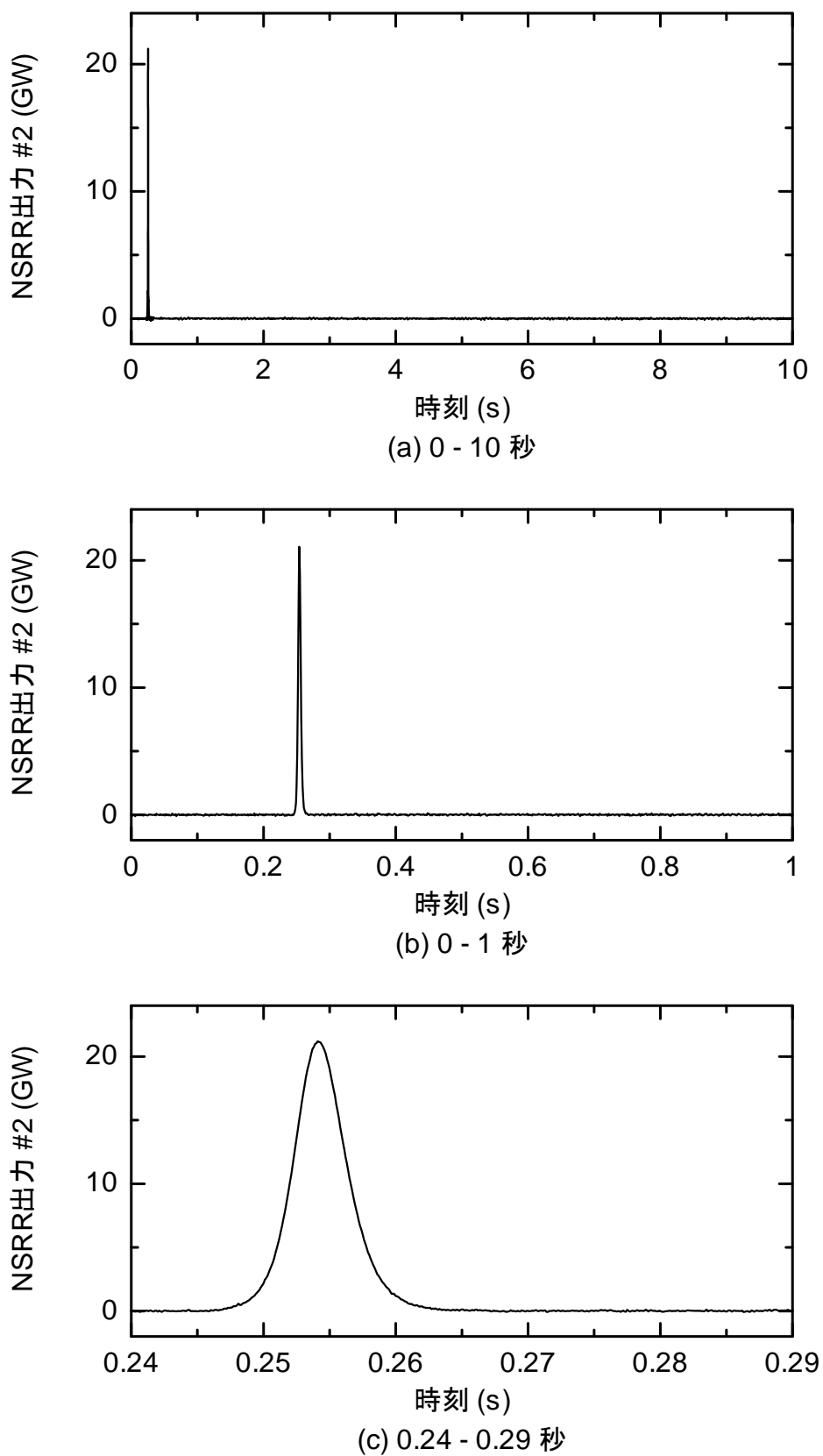


図 4.3.1-6 (2) VA-6 実験における原子炉出力履歴 (#2)

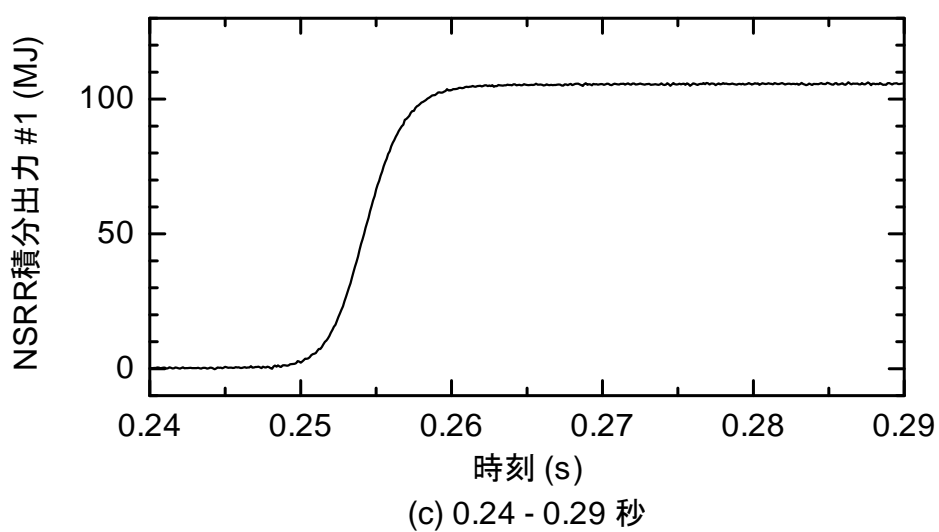
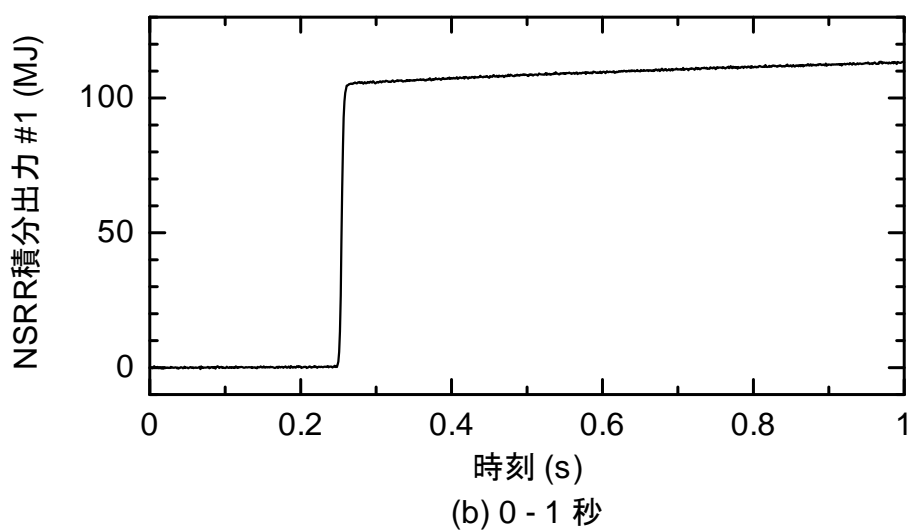
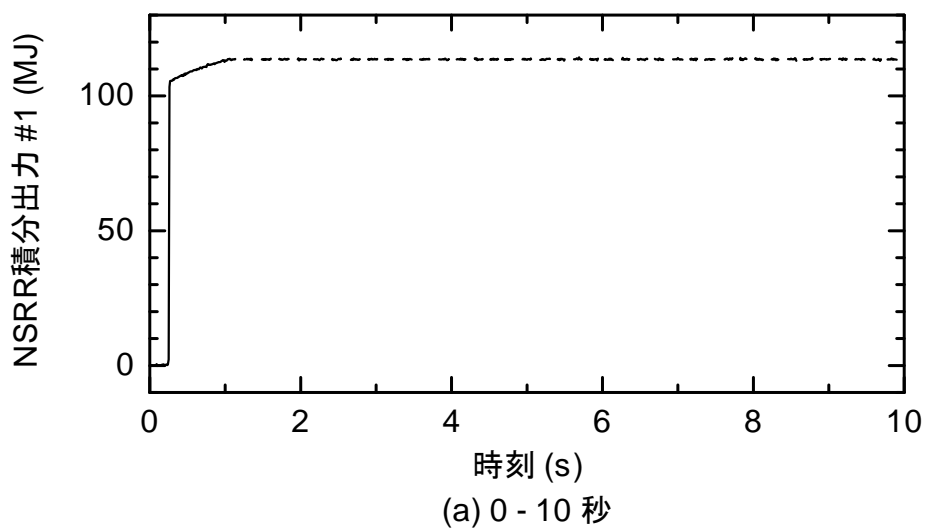


図 4.3.1-6 (3) VA-6 実験における原子炉積分出力 (#1)

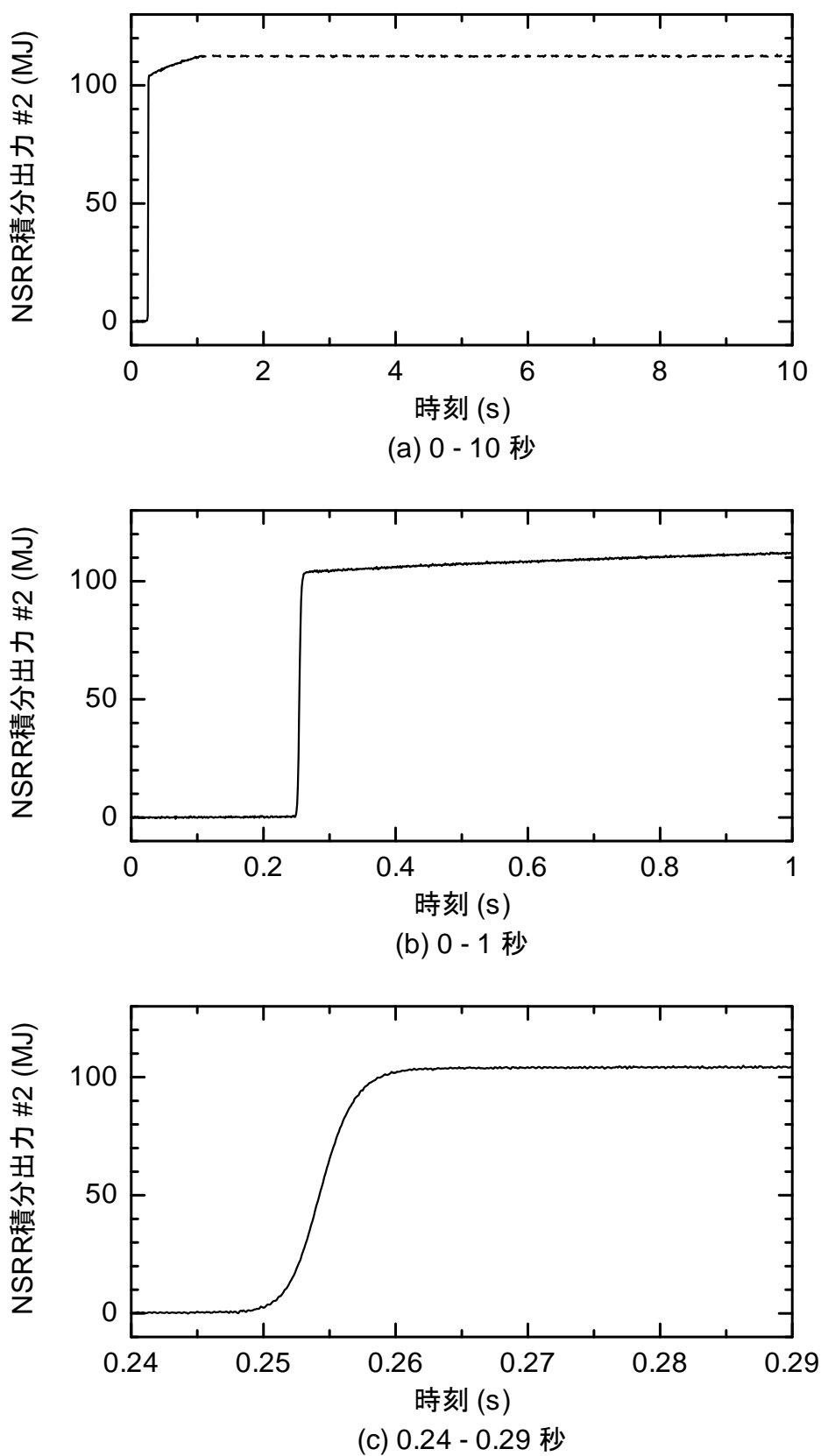


図 4.3.1-6 (4) VA-6 実験における原子炉積分出力 (#2)

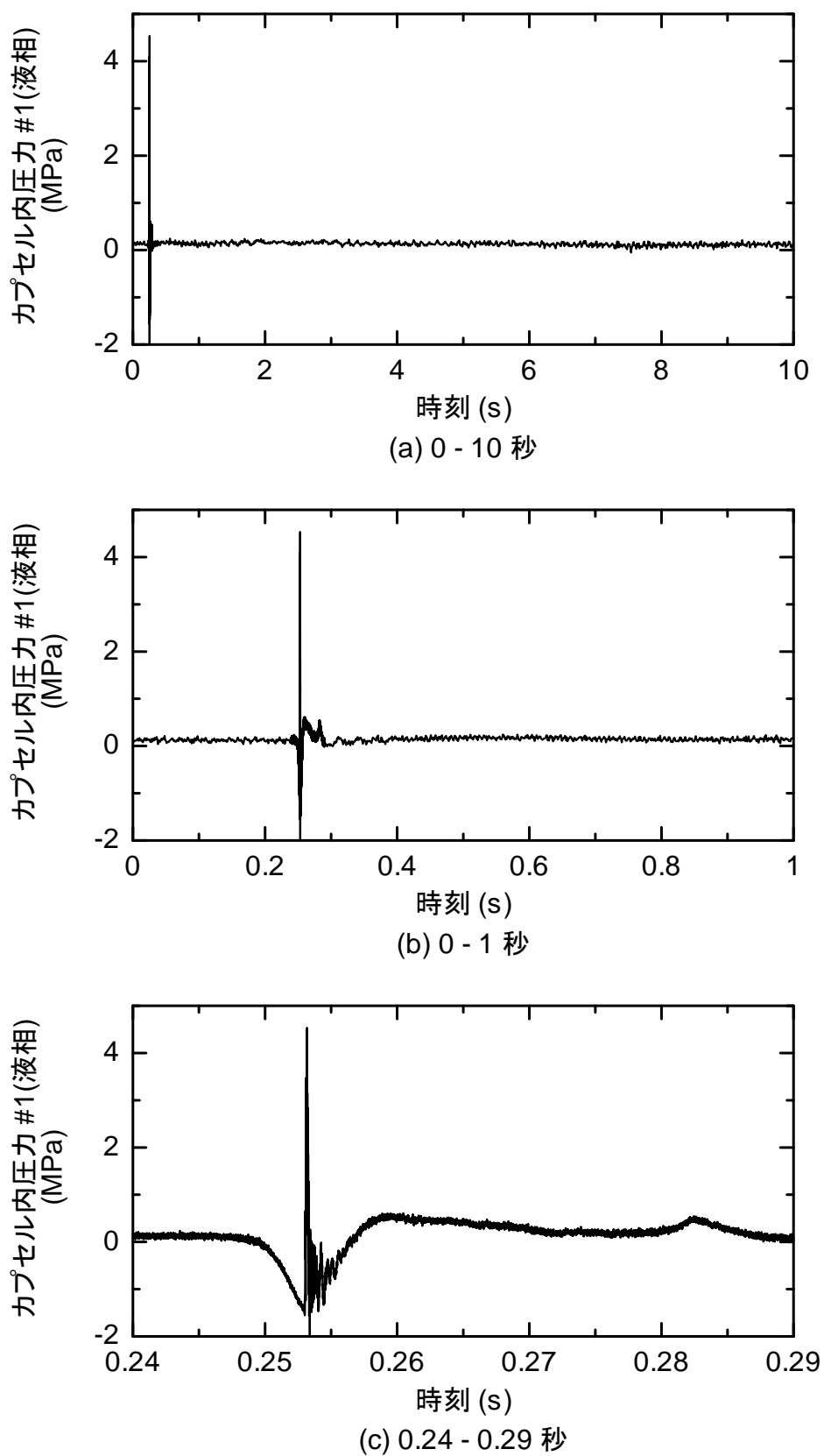


図 4.3.1-6 (5) VA-6 実験におけるカプセル内液相圧力履歴

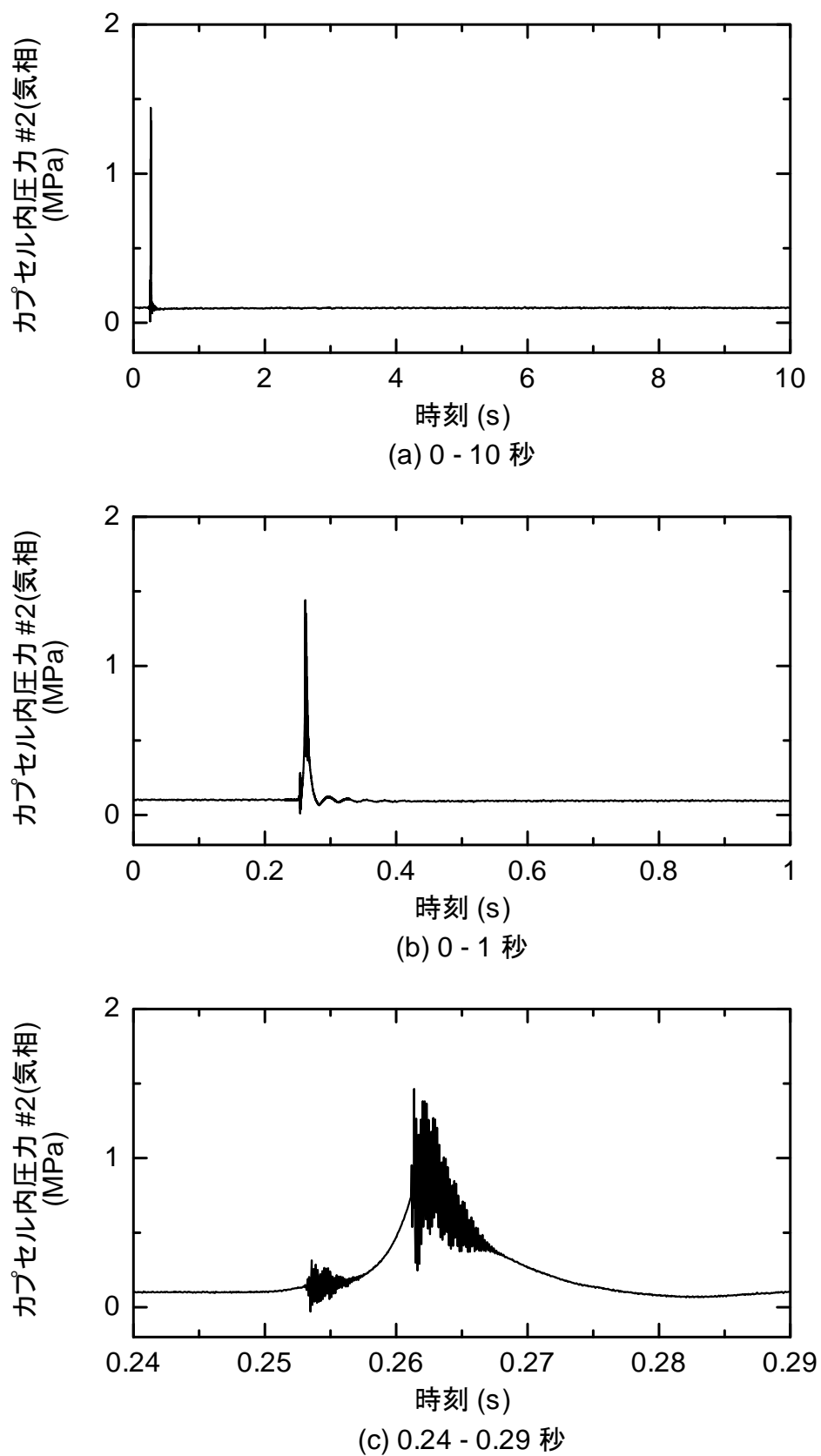


図 4.3.1-6 (6) VA-6 実験におけるカプセル内気相圧力履歴

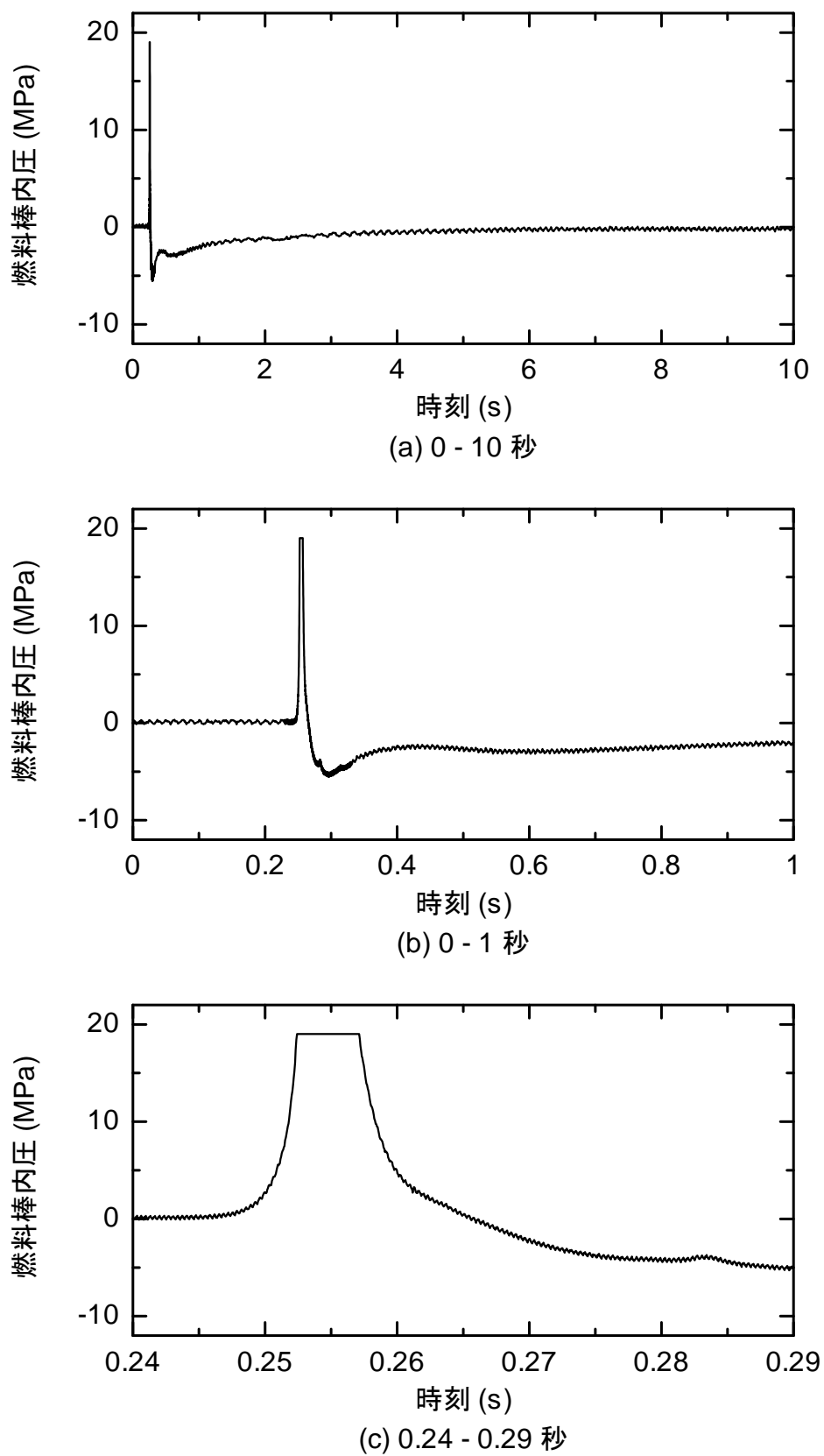


図 4.3.1-6 (7) VA-6 実験における燃料棒内圧履歴

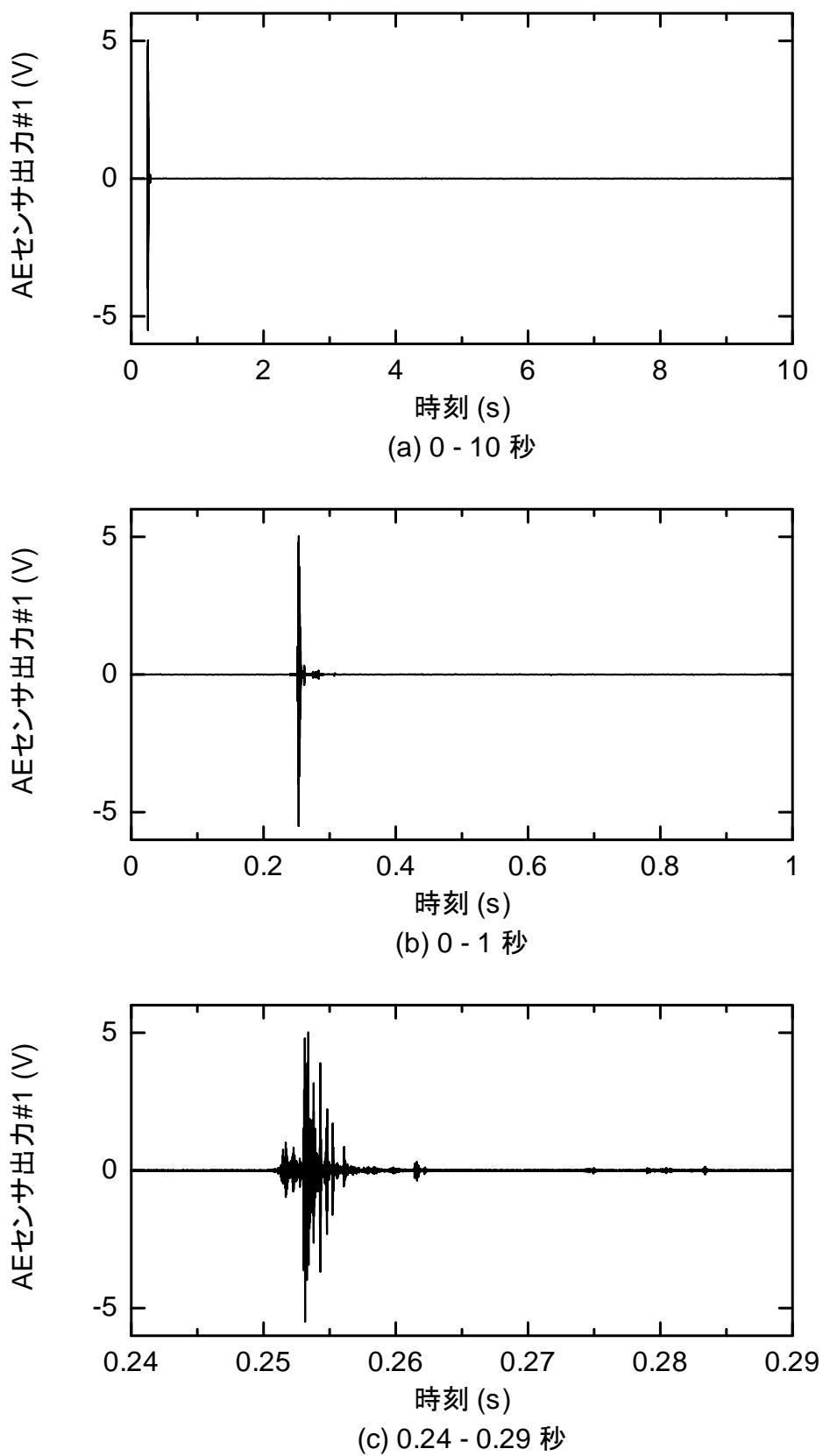


図 4.3.1-6 (8) VA-6 実験における AE センサ出力履歴 (1)

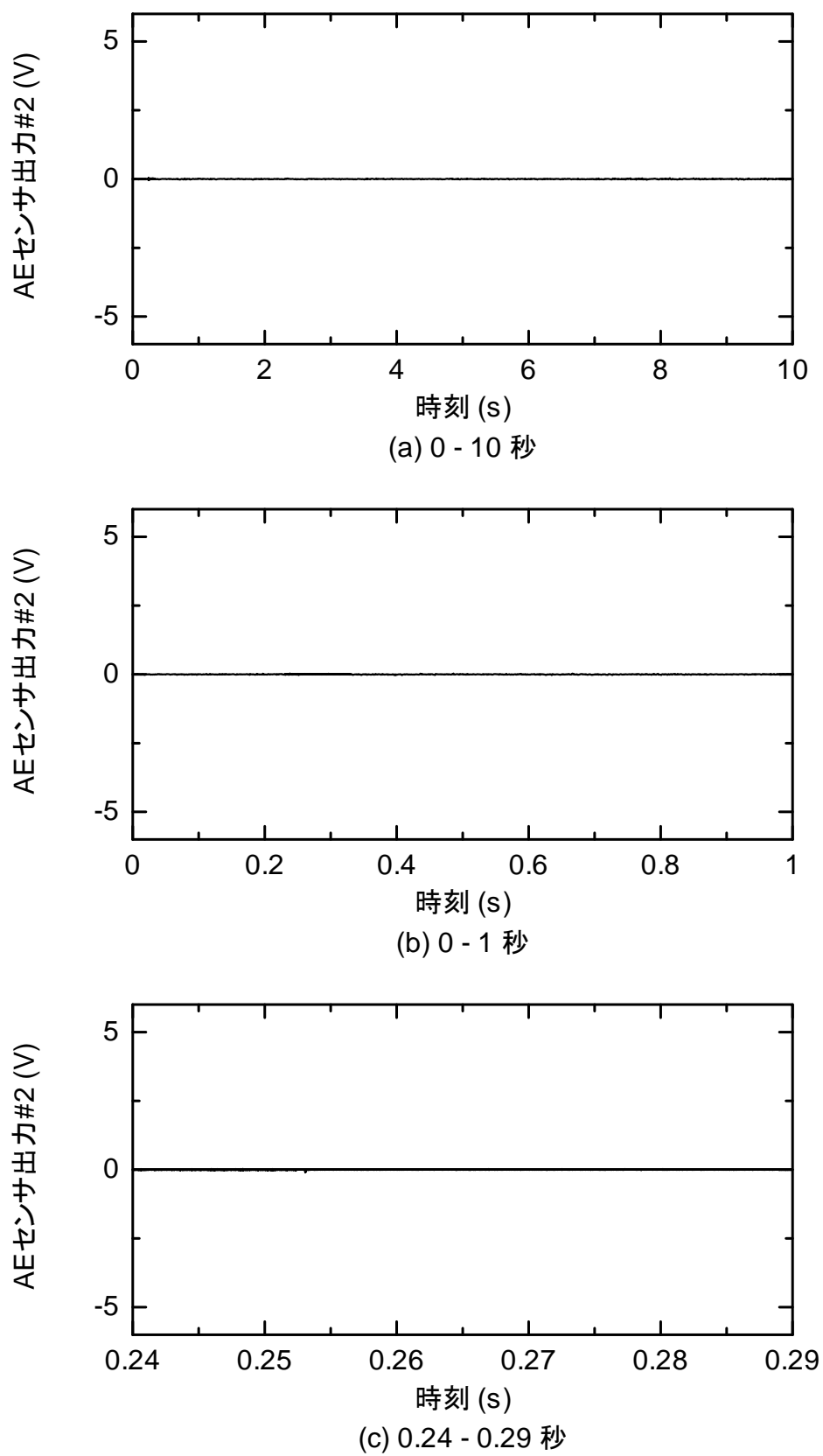
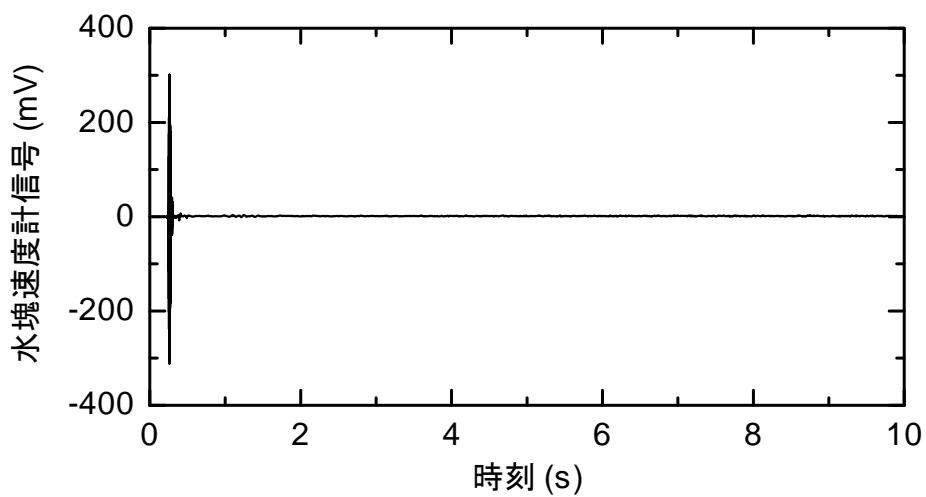
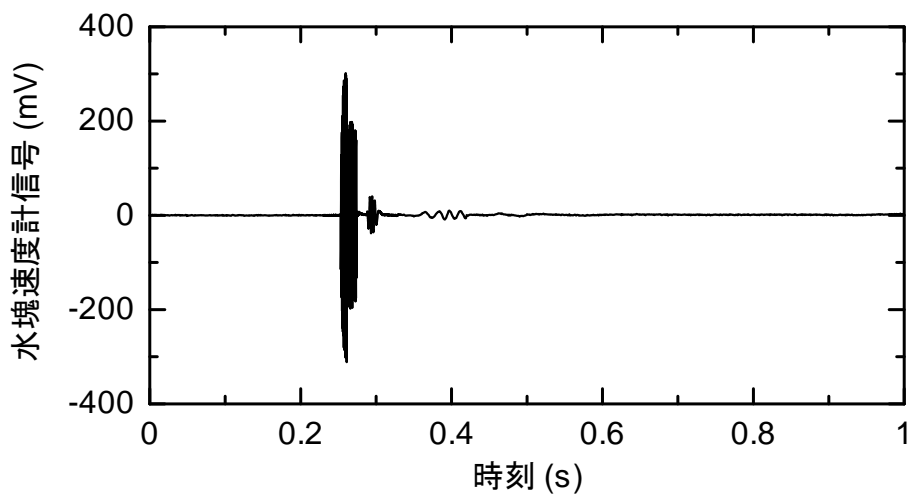


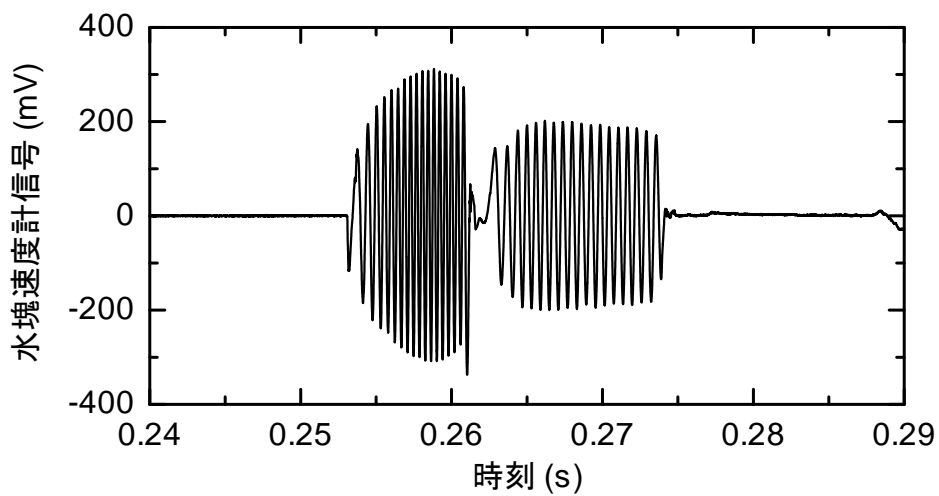
図 4.3.1-6 (9) VA-6 実験における AE センサ出力履歴 (2)



(a) 0 - 10 秒



(b) 0 - 1 秒



(c) 0.24 - 0.29 秒

図 4.3.1-6 (10) VA-6 実験における水塊速度計出力履歴

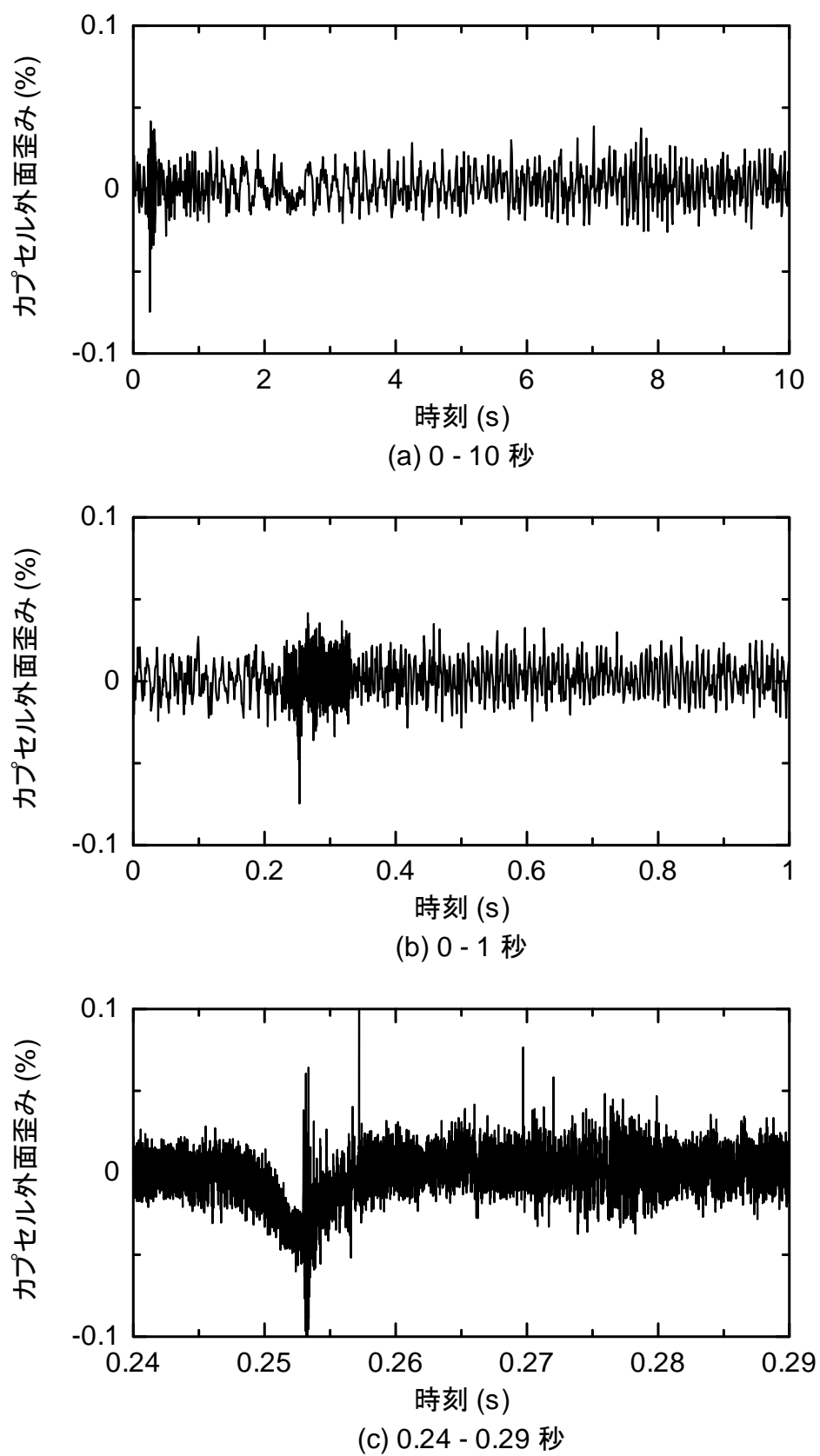


図 4.3.1-6 (11) VA-6 実験におけるカプセル外面歪み履歴

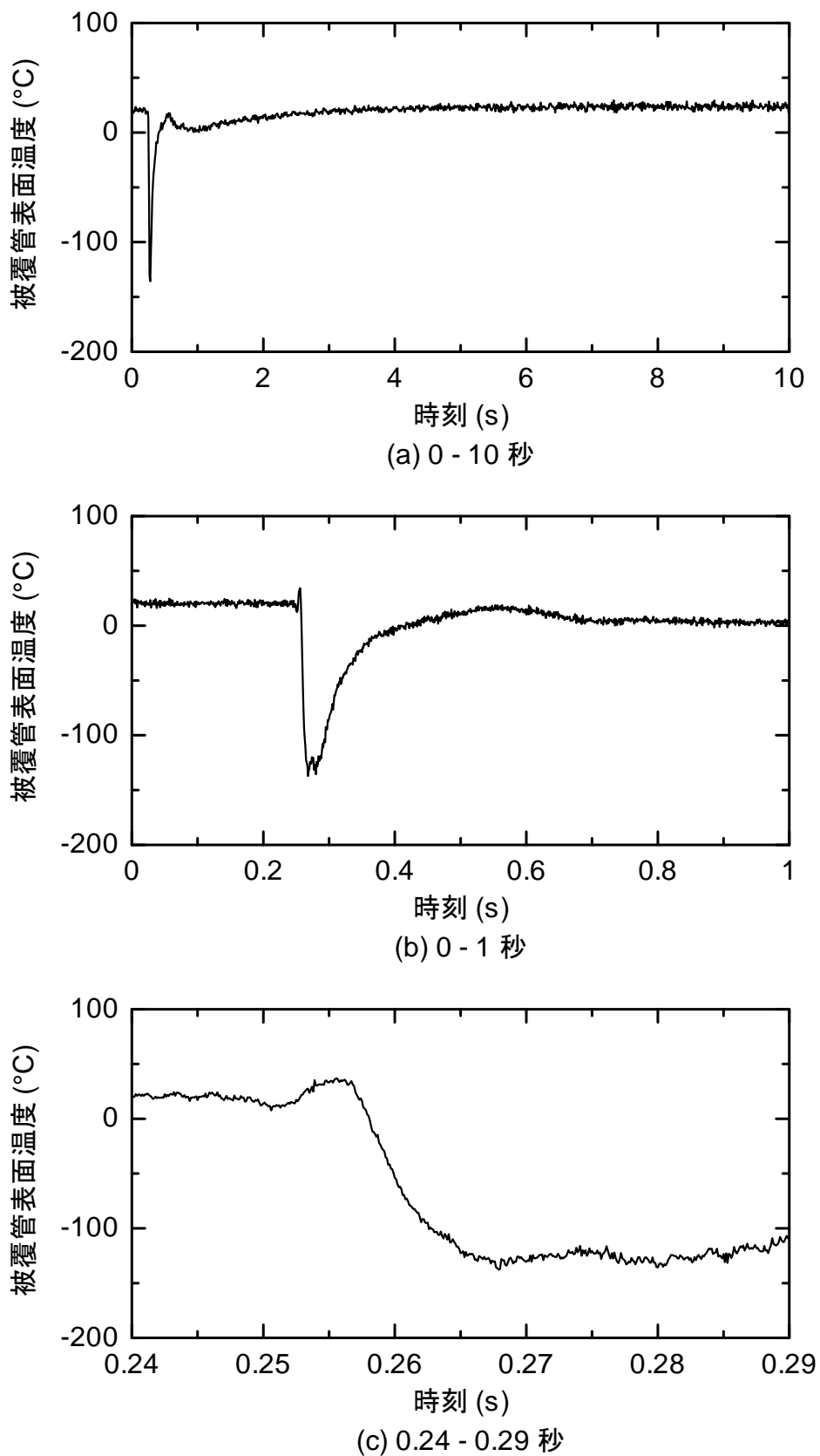


図 4.3.1-6 (12) VA-6 実験における被覆管表面温度履歴

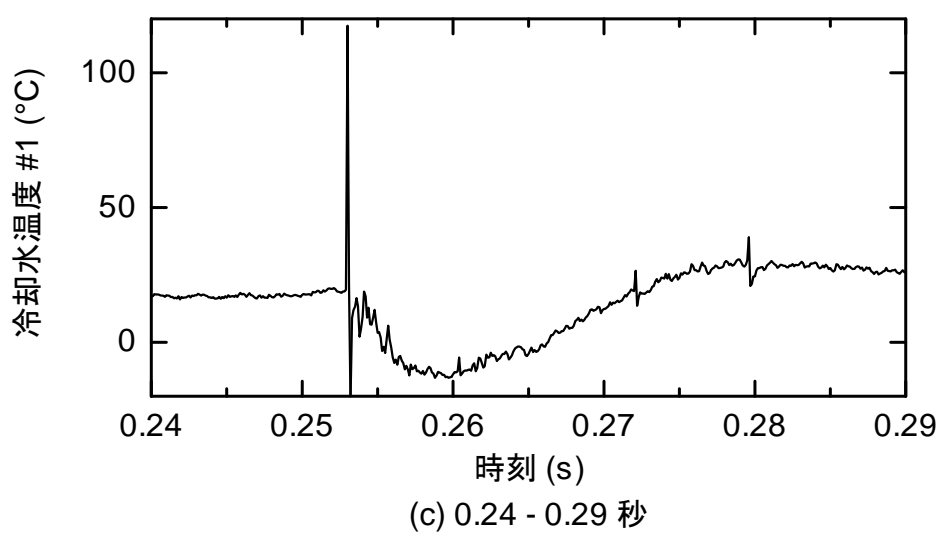
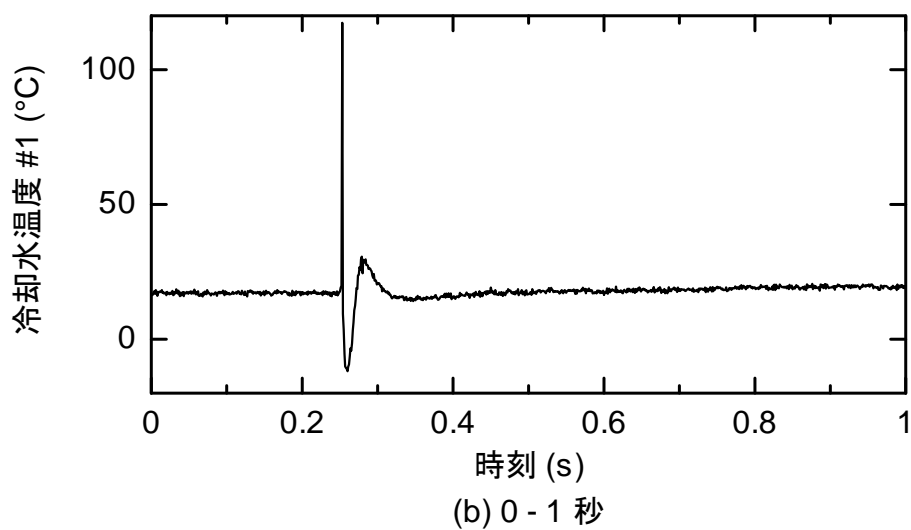
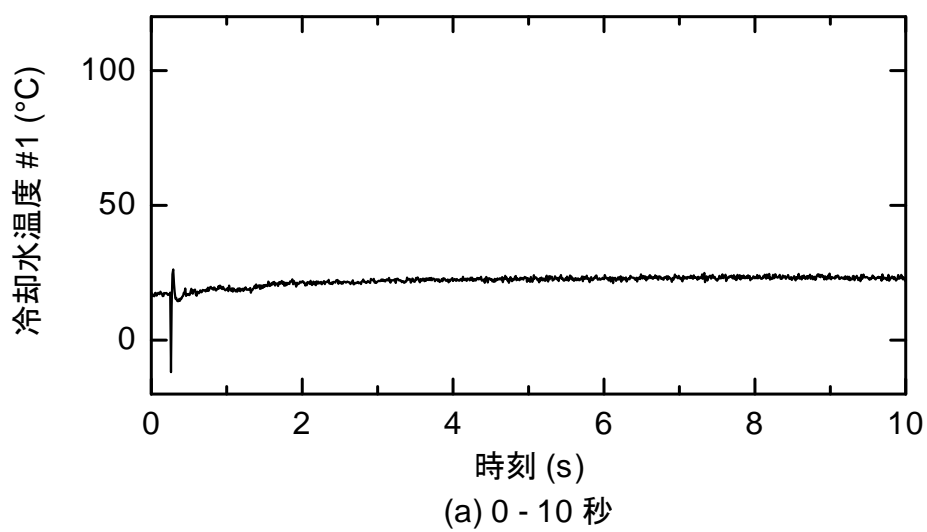


図 4.3.1-6 (13) VA-6 実験における冷却水温履歴 (#1 : 中央)

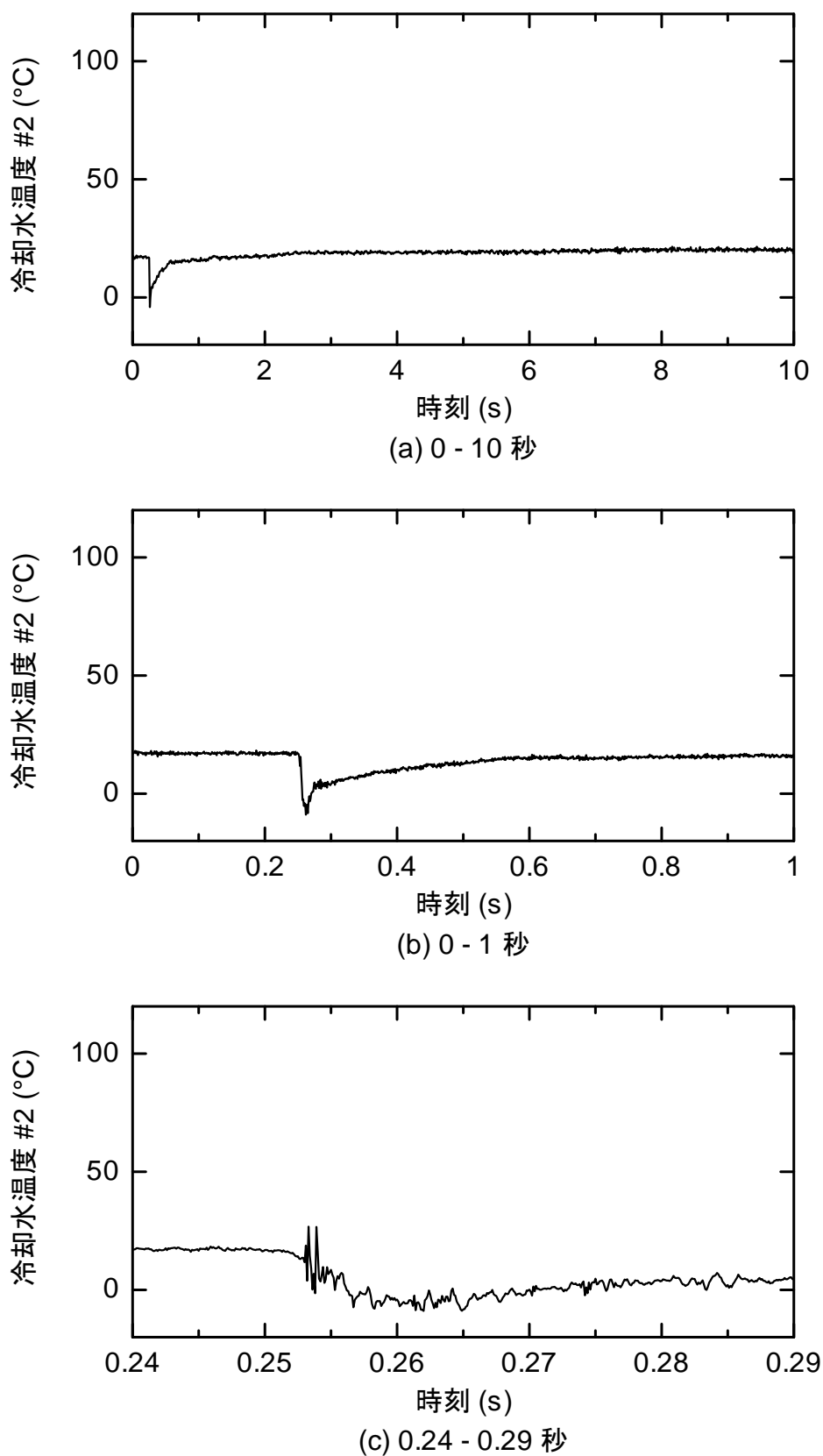


図 4.3.1-6 (14) VA-6 実験における冷却水温履歴 (#2 : 上部)

4.3.2 BZ-4 実験に関するパルス照射後試験

BZ-4 実験は、平成 16 年度に欧州から輸送した高燃焼度 PWR-MOX 燃料を対象として平成 22 年 7 月 2 日に室温条件で実施したものである。パルス照射中の過渡記録及び照射後試験結果の一部については既に平成 19 年度に報告した⁽⁴⁾。本報告では、パルス照射実験結果の概要とともに、照射後試験で新たに得られた結果を示す。

(1) BZ-4 実験の概要

目的

先に実施した BZ-2 実験では、高燃焼度 PWR-MOX 燃料の室温条件における PCMI 破損限界データを取得した。また、高温条件で実施した BZ-3 実験では燃料が破損に至らなかったが、高い FP ガス放出率 (FGR) と大きな被覆管変形を観測した。

BZ-4 実験は、室温で FGR 及び被覆管変形のデータを取得し、BZ-3 との比較によりそれらの挙動に対する冷却材温度の影響を評価することを目的とした。そこで、BZ-2 及び BZ-3 実験燃料棒と同一の燃料セグメントから採取した燃料棒を用い、破損が生じないよう意図的に低く抑えた燃料エンタルピ条件で実施した。

試験燃料棒

- スイス・ベツナウ炉照射
- PWR 14×14 型 Zircaloy-4 被覆 MIMAS-MOX 燃料
- U-235 濃縮度： 0.3%
- Pu 富化度： 5.6% (全 Pu) , 4.1% (核分裂性 Pu)
- 燃料棒番号： M308_K7 (SM39)
- 試験燃料棒採取位置： 下端より約 1100～1200 mm
- 試験燃料棒平均燃焼度： 59 GWd/t
- 被覆管酸化膜厚さ： 約 20 μm
- 水素吸収量： 約 140 ppm

図 4.3.2-1 に BZ-4 試験燃料棒の構造概略を示す。

パルス照射条件

実験カプセル：	XI-II 型 (室温・大気圧、MOX 用)
パルス照射時冷却水条件：	22℃、0.1 MPa の静止水
投入反応度：	\$3.85
燃料エンタルピ増分ピーク値：	451 J/g (108 cal/g)

実験結果の概要

- 燃料は破損せず
- 被覆管の周方向塑性歪み: 最大 1.3%

(2) パルス照射後試験

RIA 試験後の燃料棒に対してペレットの SEM/EPMA 観察を実施した。図 4.3.2-1 に観察位置を示す。

方位 90°のペレット最外周からペレット中心にかけて SEM 連続写真の撮影並びに Nd、Xe、Cs、U 及び Pu に関する面分析を実施した。これらの結果を図 4.3.2-2 に示す。また、方位 90°から 270°のペレット直径に対して同じ元素に関して実施した線分析の結果を図 4.3.2-3 に示す。

図 4.3.2-4(1)~(4)にペレット SEM 写真を示す。ペレットの最外周付近で周方向クラックが生じている点を除くと、パルス照射前の状態（同一燃料セグメントから採取したレファレンス試料に関する観察結果⁽⁴⁾）から大きな違いは生じていない。

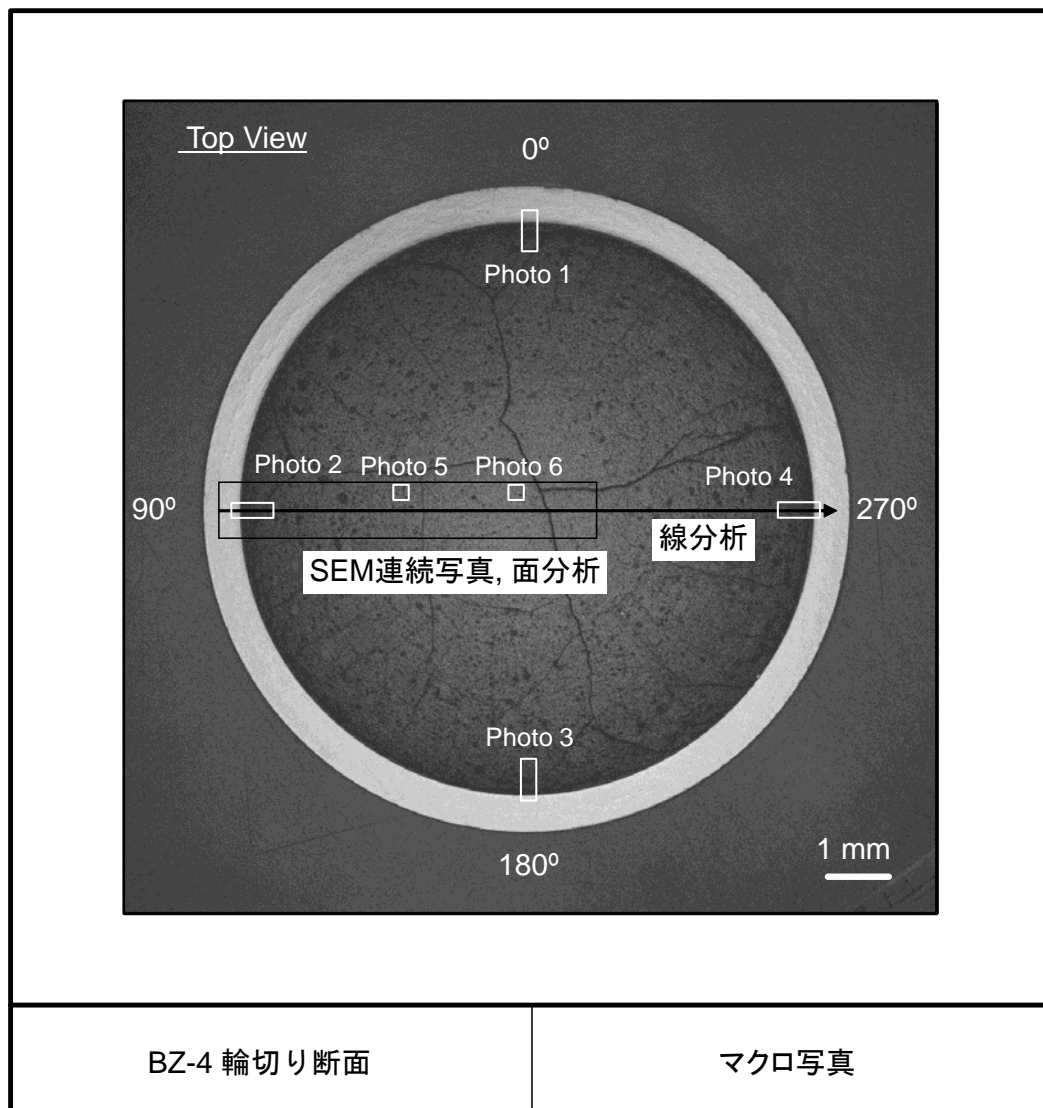


図 4.3.2-1 BZ-4 実験後の燃料棒断面における SEM/EMPA 観察位置

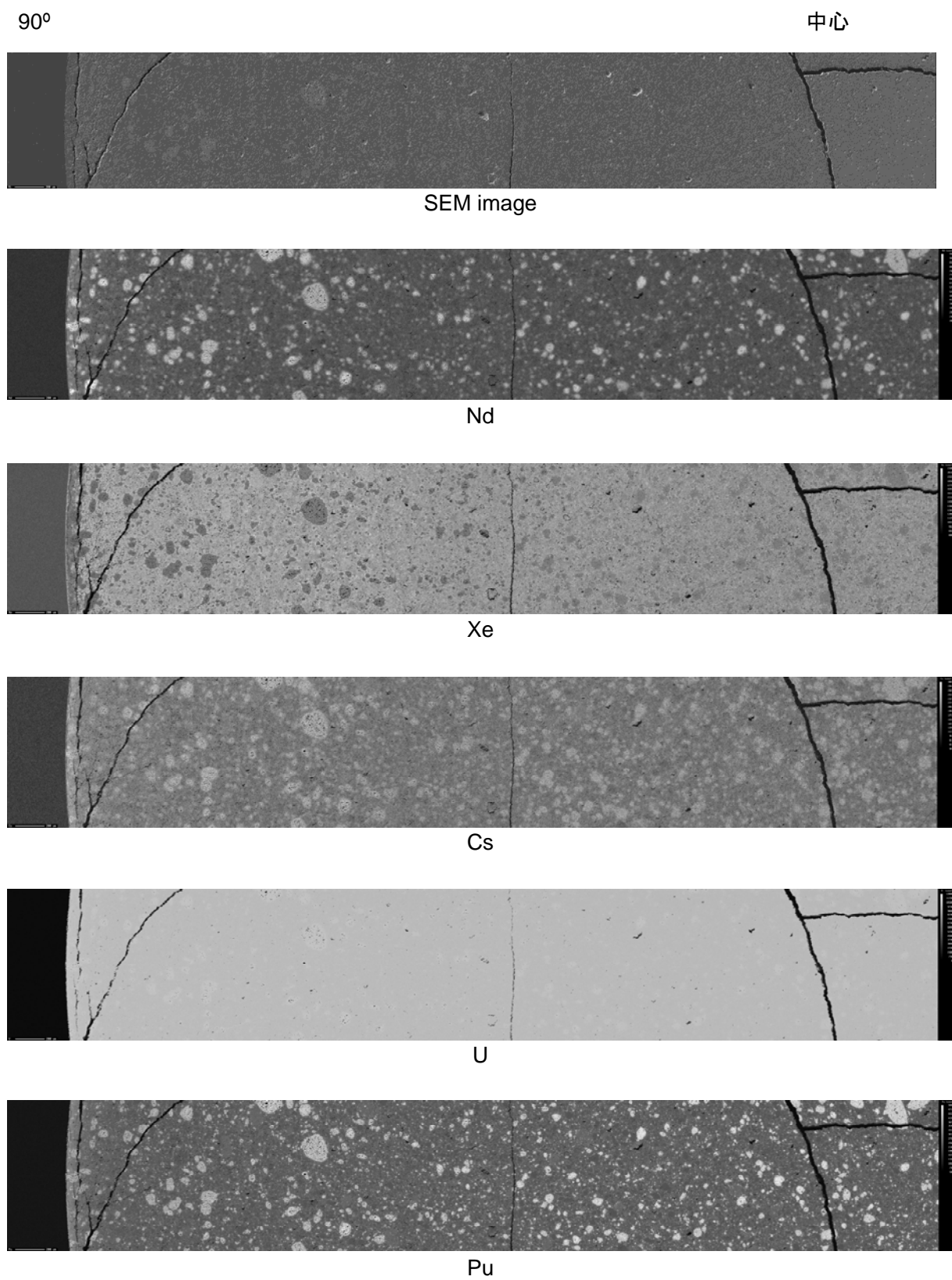


図 4.3.2-2 BZ-4 実験後のペレット SEM 観察及び面分析の結果

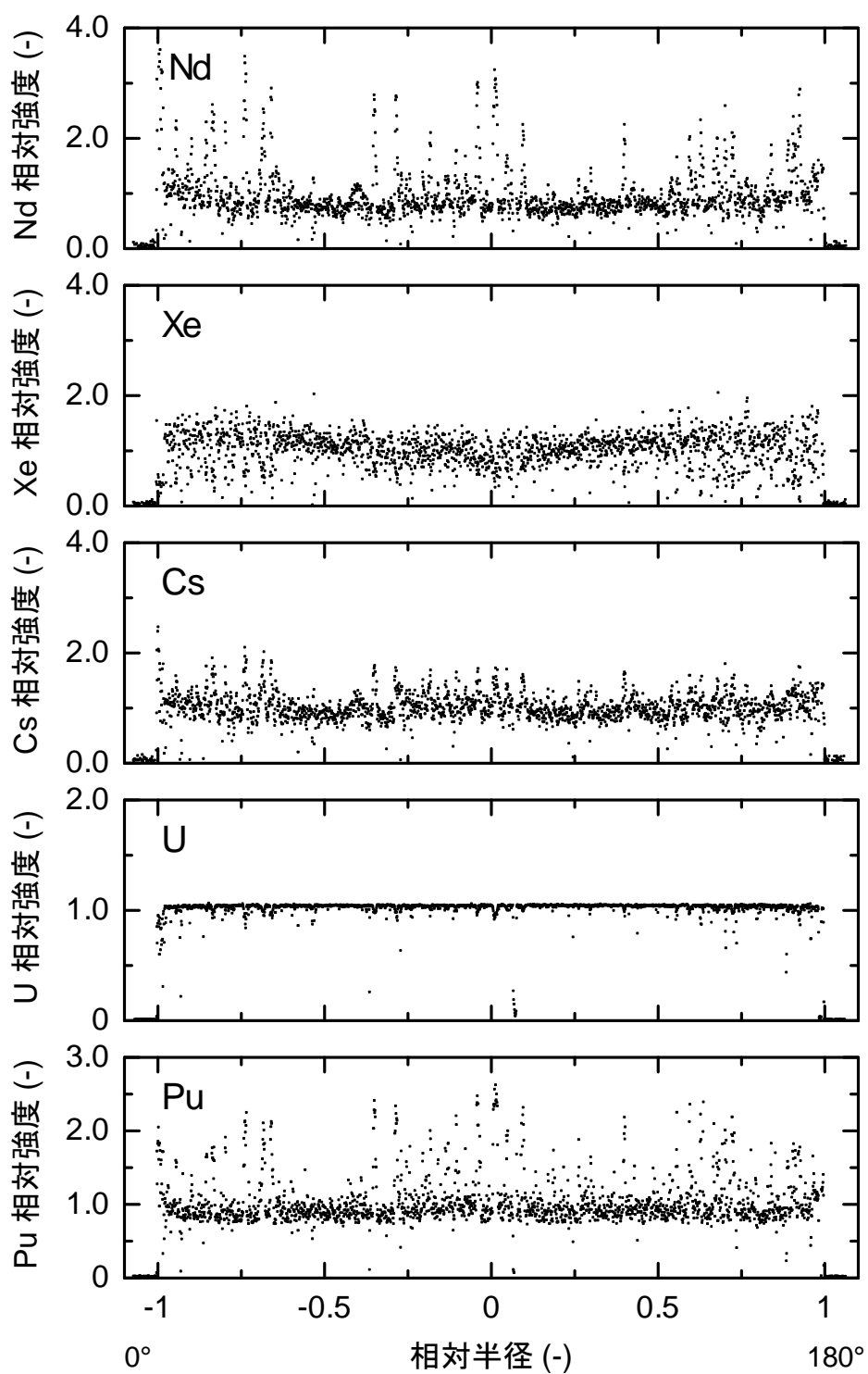


図 4.3.2-3 BZ-4 実験後のペレット線面分析の結果

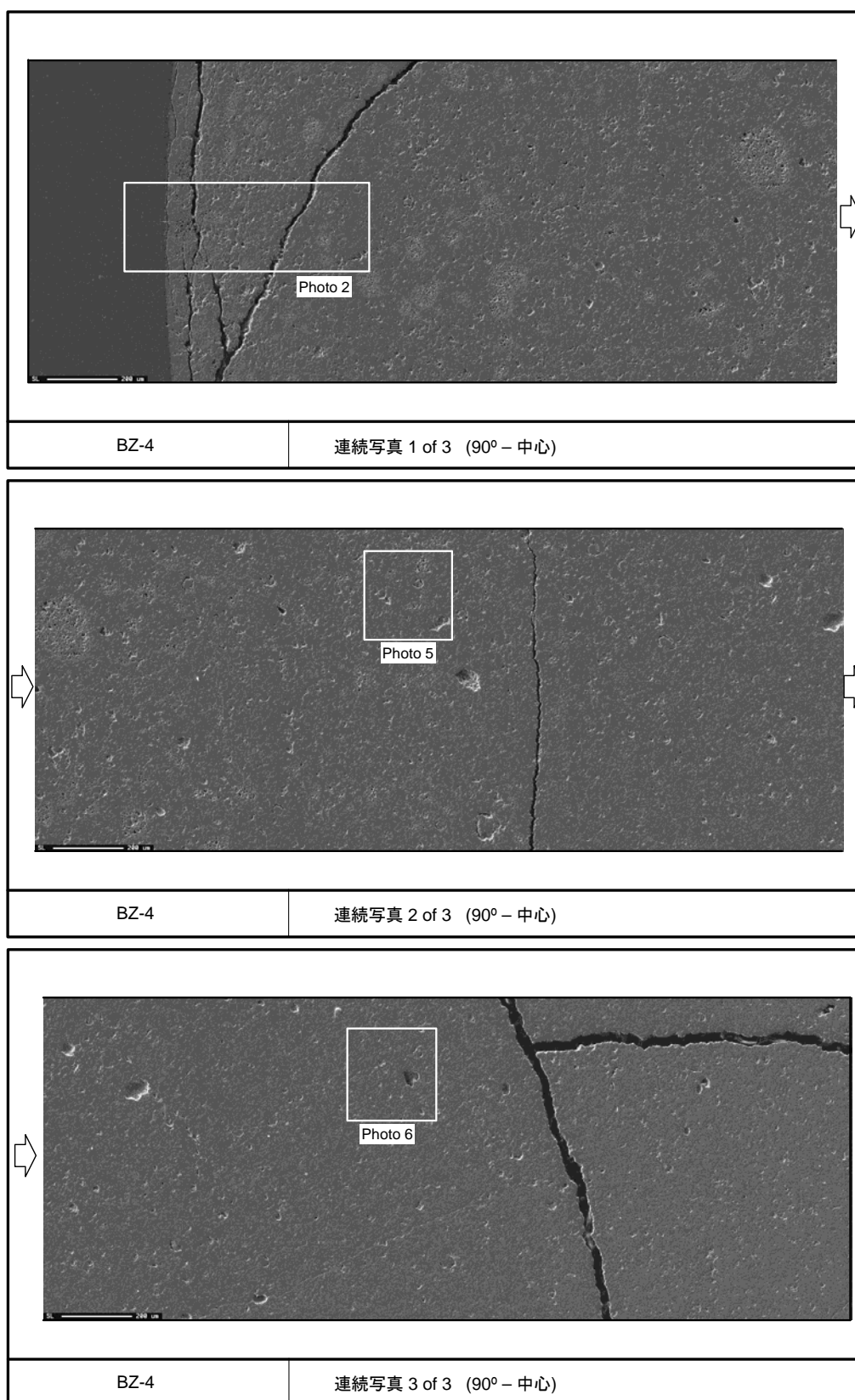


図 4.3.2-4(1) BZ-4 実験後のペレット SEM 写真

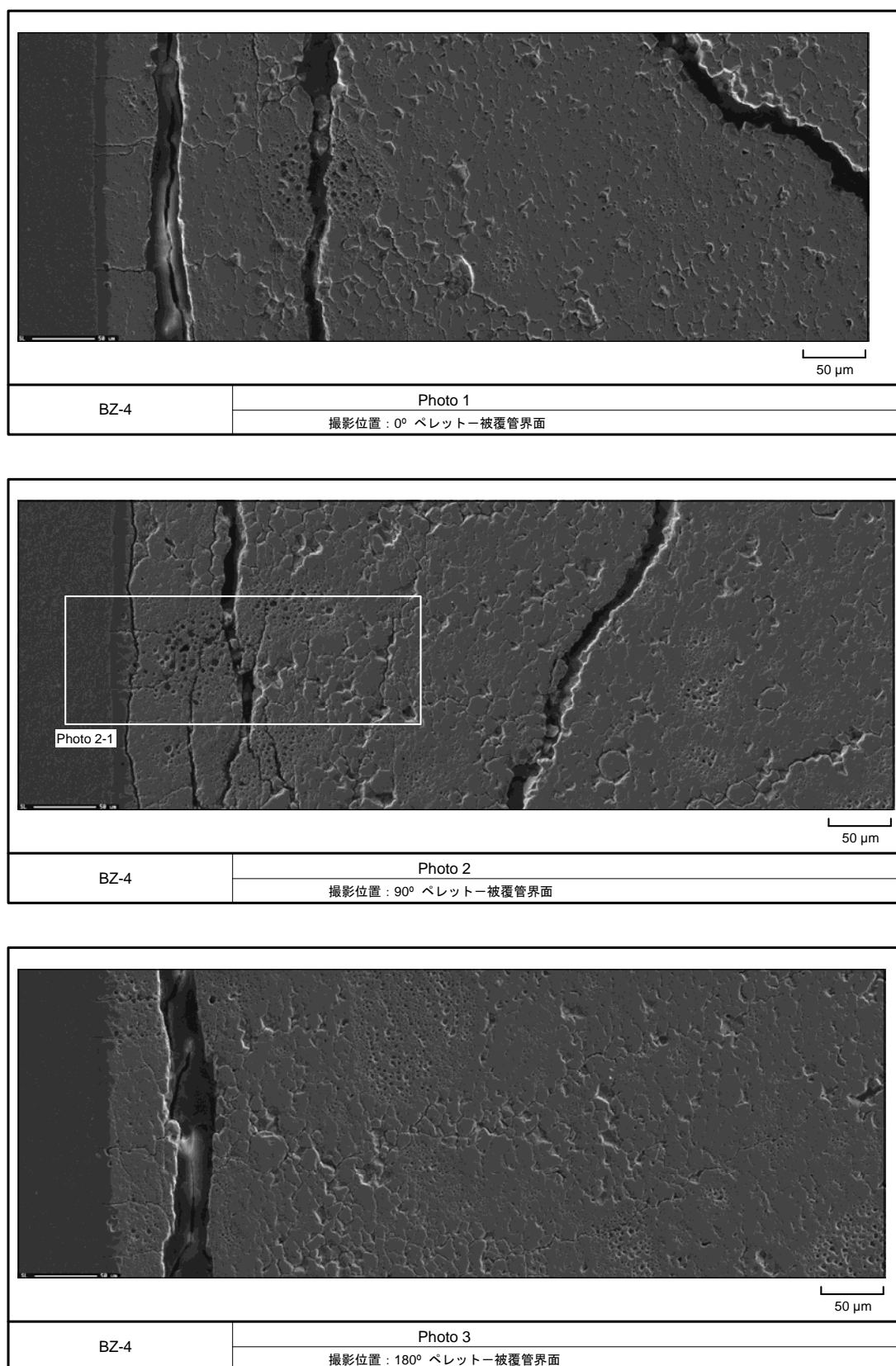


図 4.3.2-4(2) BZ-4 実験後のペレット SEM 写真

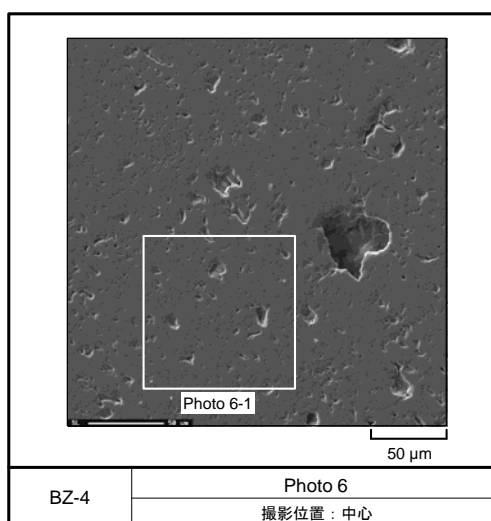
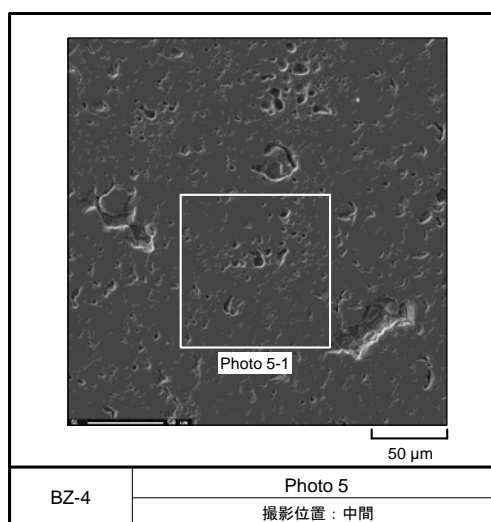
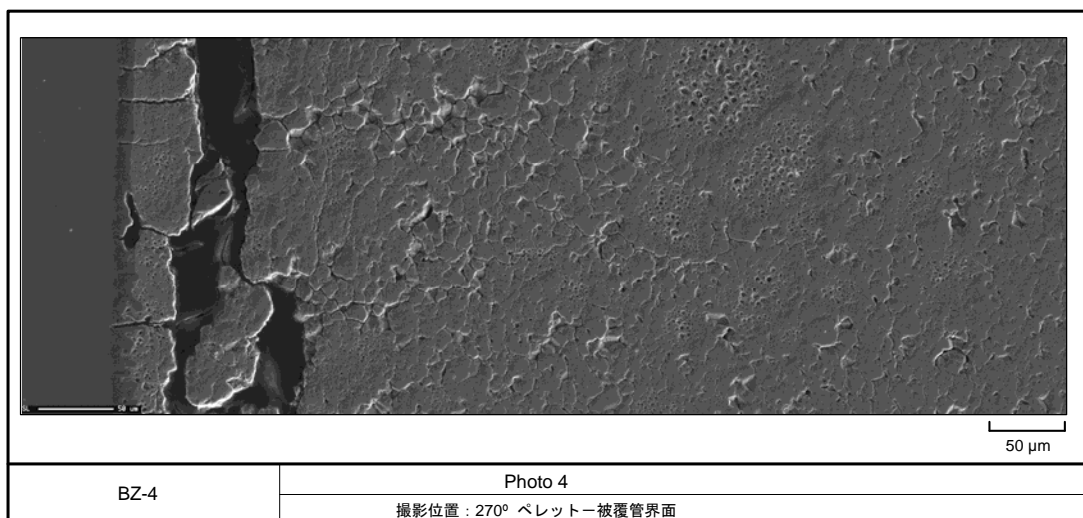


図 4.3.2-4(3) BZ-4 実験後のペレット SEM 写真

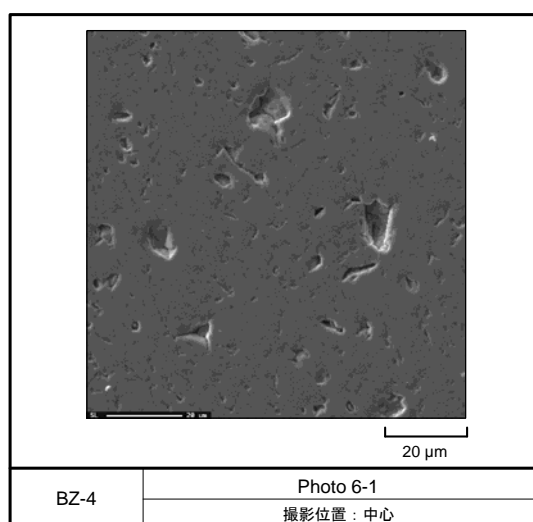
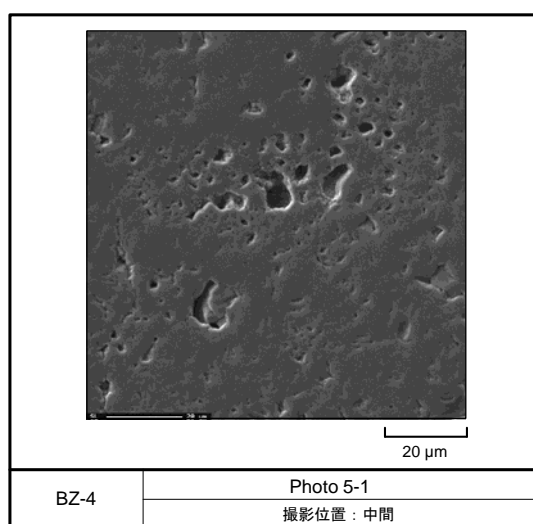
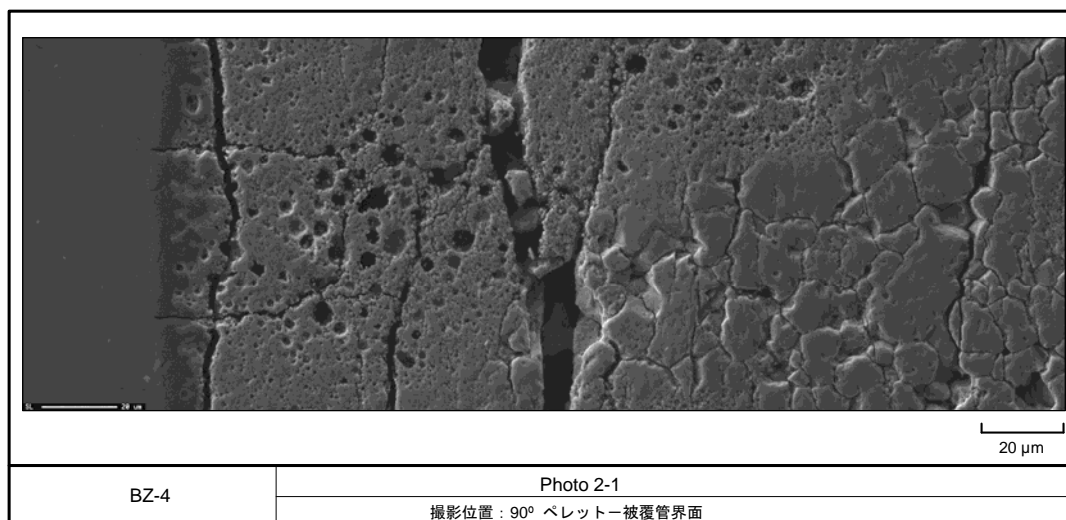


図 4.3.2-4(4) BZ-4 実験後のペレット SEM 写真

4.3.3 RIA 試験のまとめ

本事業でこれまでに実施した RIA 試験の試験条件及び破損時燃料エンタルピー増分を、平成 16 年度輸送燃料及び平成 22 年輸送燃料のそれぞれについて、表 4.3.3-1 及び表 4.3.3-2 にまとめる。本年度は表 4.3.3-2 の VA-6 実験データを新たに得た。

図 4.3.3-1 は、これまでに NSRR で実施したすべての照射済燃料実験の結果を燃焼度と PCMI 破損限界の観点からまとめたものである。現行の PCMI (ペレット被覆管機械的相互作用) 破損しきい値は燃焼度 75GWd/t までの範囲で定義されており、燃焼度 65~75GWd/t に対するしきい値は 40 cal/g である。

新たに追加された VA-6 実験では、燃焼度 78 GWd/t の燃料棒が 34 cal/g において破損に至った*。ここで、VA-6 実験燃料棒は M-MDA 被覆管を備えているが、実用化に向けて開発された応力除去焼鈍材 (SR 材) ではなく、再結晶焼鈍材 (RX 材) である**。一方、24 年度に実施した VA-5 実験では、SR 材の M-MDA 被覆管を備えた燃焼度 81 GWd/t の燃料棒が 71 cal/g で破損した。

VA-5 及び VA-6 実験の結果を被覆管結晶組織の違いという観点で比較するため、図 4.3.3-2 に、PCMI 破損時燃料エンタルピー増分 (以下、破損限界と記す) を被覆管外面酸化膜厚さで整理した結果を示す。

これまでの実験結果より SR 材の破損限界は酸化膜厚さの増大とともに低下する傾向を持つことが判っており、VA-5 実験では従来傾向と一致する結果が得られた。RX 材の破損限界も酸化膜厚さやそれに依存する水素吸収量に対して何らかの傾向を持つと考えられるが、限られた酸化膜厚さのデータしか得られていなかった。しかし、SR 材と RX 材における水素化物析出形態の違いから (図 4.3.3-3)、等しい酸化膜厚さまたは水素吸収量で比較した場合には RX 材の破損限界が SR 材よりも低いことが以前から予想されていた。これは、SR 材では析出物が周方向に成長するのに対し、RX 材では様々な向きの析出物が生じるため一定割合で存在する被覆管径方向 (厚さ方向) の析出物に沿って破損に直結する割れが生じる可能性があるためである。

今回、VA-6 実験により酸化膜厚さ約 60 μm の RX 材の破損限界データが得られ、同等の腐食量における SR 材と RX 材の破損限界に関するこれまでの予想が裏付けられた。ただし、VA-6 実験燃料棒の被覆管の水素吸収量及び水素化物析出形態は未確認であるため、今後、水素分析や金相試験等を実施した上で PCMI 破損限界への影響を改めて評価する。なお、この比較において重要な点は、水素化物の析出形態が破損限界に影響する可能性が、実機照射燃料を用いた RIA 試験で示されたことである。

* VA-6 実験カプセルは未開封であり、破損の判断は過渡記録のみによる。今後実施する試験により解釈が変わる可能性がある。

** この被覆管 (M-MDA の RX 材) の実用化は計画されていない。

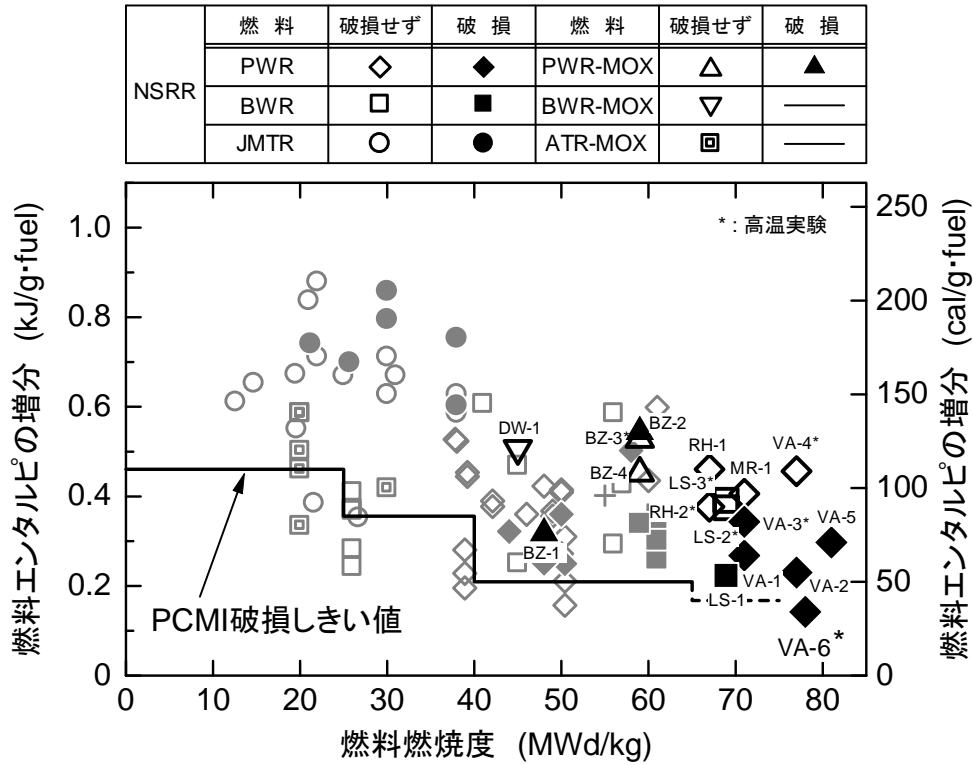
表 4.3.3-1 RIA 試験の一覧 (平成 16 年度輸送燃料)

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 $^{\circ}\text{C}$) 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					20	160	18	0.1	0 (0)	644 (154)	545 (130)
BZ-3	PWR 14x14	MOX	59	Zircaloy-4	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 4.3.3-2 RIA 試験の一覧 (平成 22 年度輸送燃料)

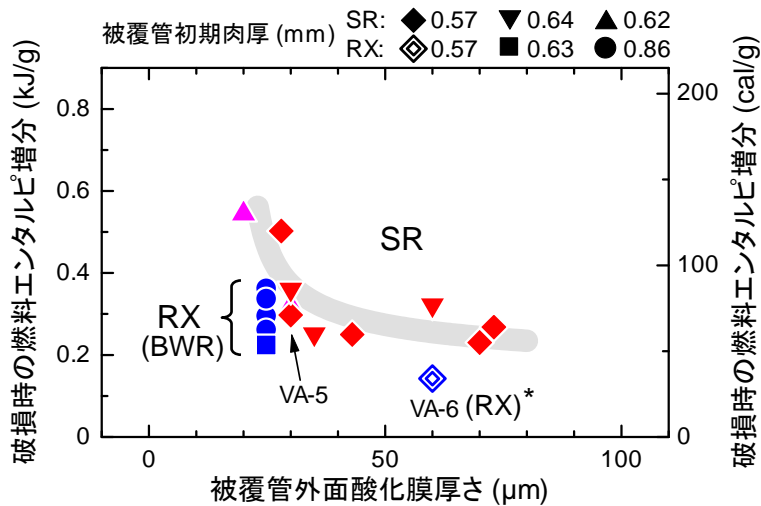
実験 番号	燃料型式	燃料	燃焼度 (GWd/t)	被覆管	被覆管 酸化膜 (μm)	被覆管 水素吸収 (ppm)	初期 冷却水 温度 ($^{\circ}\text{C}$)	初期 冷却水 圧力 (MPa)	初期 燃料エンタルピー (基準温度 20 $^{\circ}\text{C}$) (J/g (cal/g))	エンタルピー増分 の最大値 (J/g (cal/g))	破損時の エンタルピー増分 (J/g (cal/g))
VA-5	PWR 17x17	UO ₂	81	M-MDA (SR)	30	250*	15	0.1	0 (0)	581 (139)	298 (71)
VA-6			78	M-MDA (RX)	60	—**	17	0.1	0 (0)	603 (144)	142 (34)

* 暫定値, ** 測定未実施



* この燃料に使われている被覆管（M-MDA の RX 材）の実用化は計画されていない。

図 4.3.3-1 NSRR 実験で得られた PCMI 破損マップ



* この燃料に使われている被覆管（M-MDA の RX 材）の実用化は計画されていない。

図 4.3.3-2 PCMI 破損限界と被覆管酸化膜厚さの関係

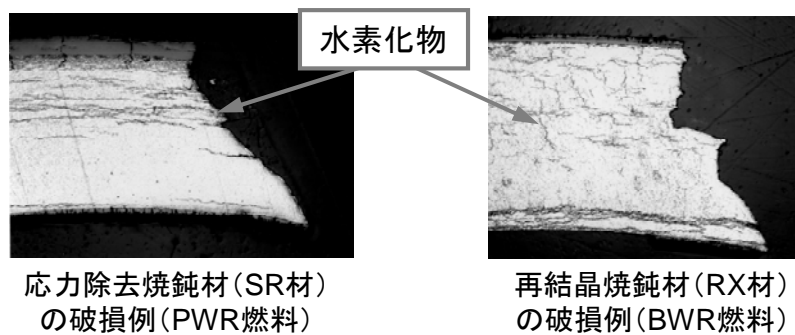


図 4.3.3-3 結晶組織と水素化物析出形態の関係

4.3.4 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多軸性を有しており、この多軸性が燃料被覆管の変形・破損挙動に及ぼす影響を調査する必要がある。

平成 23 年度までに、Zry-4 被覆管のうち、PWR で使用されている被覆管の熱処理条件を施した応力除去焼鈍材(SR*材)及び主に BWR で使用されている被覆管の熱処理条件を施した再結晶焼鈍材(RX**材)について、真応力制御により被覆管機械特性試験を実施し、本計画で開発した試験機で多軸応力条件下での被覆管機械特性試験ができることを確認した^(2,5)。平成 24 年度は、冷間加工材 (CW 材***) 及び製造条件を変更させた被覆管 (SR 材) を対象とした試験を実施した⁽¹⁾。本年度は、製造条件を変更させた被覆管 (RX 材) を対象とした試験を実施した。

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

(1) 試験方法

多軸応力条件下での被覆管機械特性試験は、CNC サーボ型多軸応力負荷制御試験機⁽⁶⁾により実施した。

この試験機では、試験時応力が歪みゲージ出力のフィードバックを行うことによって試験中の周方向及び軸方向の応力比が一定になるように制御できる。歪みゲージは、測定される歪みが引張歪みである場合は 2 mm、圧縮歪みである場合は 1 mm のゲージ長さのものを用いた。これは、ゲージ長さ 2mm の歪みゲージが引張歪みの測定範囲が広いのに対し、ゲージ長さ 1mm の歪みゲージが圧縮歪みの測定範囲が広いためである。これらの歪みゲージの有効計測範囲は、圧縮方向で 10% 程度まで、引張方向で 20% 程度までである。本年度は、昨年度と同様に表 4.3.4-1 に示す 9 条件下での被覆管変形挙動データを取得した。ここで、(軸方向応力/周方向応力) を応力比 α と定義する。

試料は表 4.3.4-2 に示す 3 条件で、その試験片の長さが 180 mm である被覆管を用いて実施した。本年度は、室温で熱処理条件 RX の製造条件において Q 値を変更した被覆管 (Q 値変更管) を用いて実験を実施した。

Q 値は以下の式で定義される⁽⁷⁾。本試験では、被覆管の集合組織 (結晶配向) により周方向と軸方向には異なる機械的特性が生じる可能性があることから、結晶配向を変えることができる Q 値を変更した被覆管を試料とした。

$$Q \text{ 値} : Q = \frac{(t_0 - t)/t_0}{(d_0 - d)/d_0} \dots \dots \dots (4.3.4-1)$$

ここで t_0 =加工前肉厚、 t =加工後肉厚、 d_0 =加工前直径、 d =加工後直径

Q 値変更管の極点図の測定結果を図 4.3.3-1 から図 4.3.3-3 に示す。これらによると集合組織に大きな違いはなかった。

なお、同条件での試験を 2 回以上行った。

(2) 試験結果

室温での Q 値変更 Zry-4 被覆管(RX 材)の真応力制御による試験結果をまとめる。

図 4.3.4-4 から図 4.3.4-6 に RX 材 Q 値変更 Zry-4 被覆管の Q=2、3 及び 4 の試験後試験片外観を示す。

図 4.3.4-4 から図 4.3.4-6 によると、破損形態や破損歪みは応力比によって変化することが分かる。全ての試料で以下のような傾向がみられる。 $\alpha = \infty$ では軸方向応力のみにより引っ張られるため、ネッキングを伴い軸方向に破断したことが分かる。 $\alpha = 4, 2, 1.33$ と周方向応力が大きくなるに伴いネッキングが小さくなり、 $\alpha = 1.33$ においてはほとんど周方向に変位せずに破断に至る。これは、周方向歪みの変位が小さいことからわかる(後述)。 $\alpha = 1$ では軸方向に破断せずに膨れと軸方向のき裂を伴い破裂した。 $\alpha = 0.75, 0.5, 0.25$ と周方向応力が大きくなるに伴い膨れが大きくなり $\alpha = 1$ と同様に軸方向のき裂を伴い破裂した。 $\alpha = 0$ では斜めに亀裂が発生したが、これは膨れを伴って破裂する際に被覆管の肉厚が薄くなり、軸方向圧縮荷重の軸がずれ、座屈したためと考えられる。一部の結果に破損や破裂をしていない結果があるが、歪みゲージの限界や治具の状態により複数回の実験にも関わらず破損や破裂をさせることができなかった。

図 4.3.4-7 から図 4.3.4-9 に真応力制御により得られた軸方向、周方向の真応力-真歪み曲線の結果を示す。真応力-真歪み曲線は、 $\alpha = \infty$ で軸方向の単軸の真応力-真歪み曲線が得られた。 $\alpha = 4, 2, 1.33$ と周方向応力が大きくなるに伴い、周方向の真応力-真歪み曲線の最大真応力が大きくなった。 $\alpha = 2$ まで圧縮歪みを伴って変形したが、 $\alpha = 1.33$ 以降は引張歪みを伴い変形した。 $\alpha = 1$ では軸方向と周方向の真応力-真歪み曲線はほぼ同じ曲線を通り変形した。

RIA 時の応力状態は $\alpha = 1$ から 0.5 の範囲で変化する。この応力比範囲である $\alpha = 1, 0.75$ 及び 0.5 における変形・破損挙動に及ぼす影響を調べた。図 4.3.4-10 から図 4.3.4-12 に RX 材 Q=2, 3 及び 4 の応力比 $\alpha = 1, 0.75$ 及び $\alpha = 0.5$ の応力-真歪み曲線を示す。これより $\alpha = 1$ では周方向の真応力-真歪み曲線はほぼ同じ経路を通るが、軸方向の真応力-真歪み曲線は Q 値が増加するに伴い同じ軸歪みにおける軸応力は大きくなることが分かった。 $\alpha = 0.75$ では軸方向歪みの小さい変形である平面ひずみ条件での変形であり、その経路は Q 値に依存せずほぼ同じであった。また、 $\alpha = 0.5$ では周方向及び軸方向の両方の真応力-真歪み曲線は Q 値に依存せずほぼ同じ経路で変化した。これらより Q 値によって変化させた集合組織は $\alpha = 0.75, 0.5$ においては影響を与えないが、 $\alpha = 1$ においては軸方向の真応力-真歪み曲線に影響を与えた。また、 $\alpha = 1, 0.75, 0.5$ では破損時周方向歪み条件は、 $\alpha = 1$ でもっとも小さな値を示し、等歪み条件で周ひずみが低下することが分かった。

(3) 被覆管機械的特性試験のまとめ

- 3種類の集合組織条件(Q=2, 3及び4)のRX材 Zry-4 被覆管(14x14型)を対象に機械特性試験を実施し、多軸応力条件下での真応力-真歪み曲線のデータを取得した。
- 試験後の試験片外観観察及び真応力-真歪み曲線のデータ測定の結果、破損形態や真応力-真歪み曲線はすべての試料とともに(軸方向応力/周方向応力)の比によって変化した。
- Q値変更したRX材の真応力-真歪み曲線の結果よりQ値によって変化させた集合組織は $\alpha=0.75$ 、 0.5 においては影響を与えないが、 $\alpha=1$ においては軸方向の真応力-真歪み曲線に影響を与えた。また、 $\alpha=1$ 、 0.75 、 0.5 の中で破損時周方向歪み条件は、 $\alpha=1$ でもっとも小さな値を示した。

表 4.3.4-1 データを取得した応力比条件

応力比 (軸方向：周方向)	応力比 α	備考
1 : 0	∞	
4 : 1	4	
2 : 1	2	
4 : 3	1.33	
1 : 1	1	ペレットと被覆管の間にボンディングが発生した場合に想定される応力比
3 : 4	0.75	
1 : 2	0.5	クローズドエンドバースト条件
1 : 4	0.25	
0 : 1	0	オープンエンドバースト条件

表 4.3.4-2 本試験に供した試料

試料名称	タイプ	最終処理条件	Q 値
RX 材 Q=2	14x14 型	RX	2
RX 材 Q=3	14x14 型	RX	3
RX 材 Q=4	14x14 型	RX	4

測定条件：200 μm \times 200 μm 0.5 μm ステップ

TD回りに90° 変換

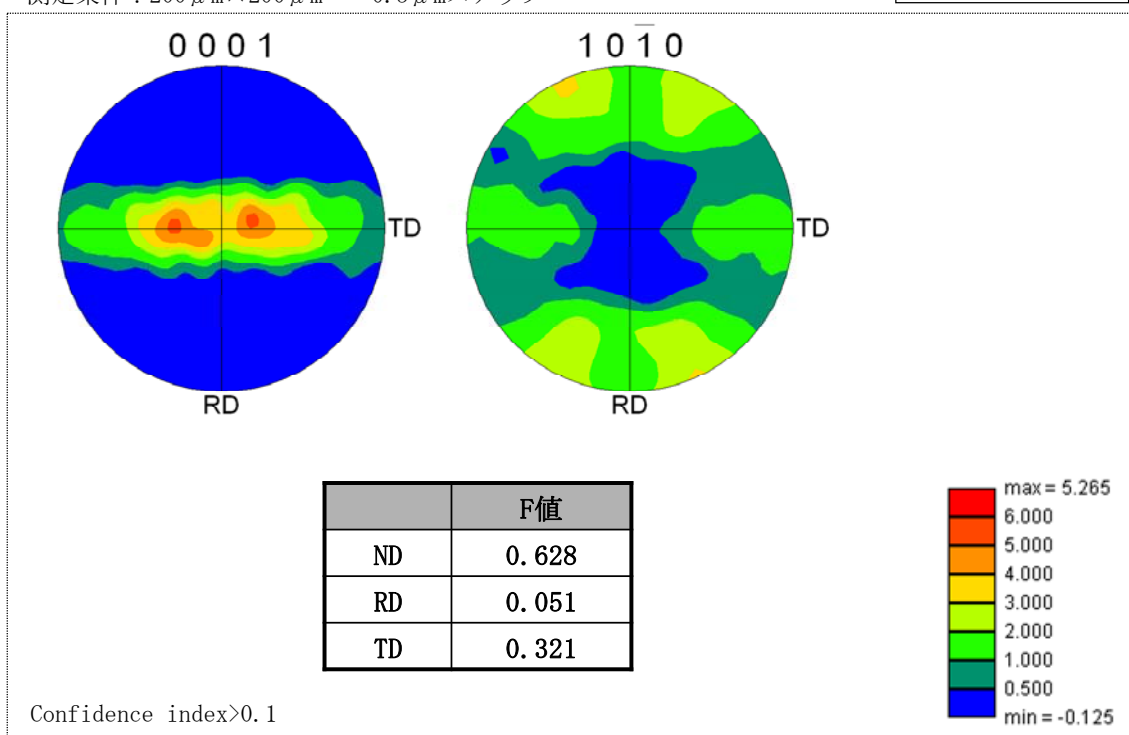


図 4.3.4-1 RX 材 (Q=2) の正極点図

測定条件：400 μm \times 400 μm 1 μm ステップ

TD回りに90° 変換

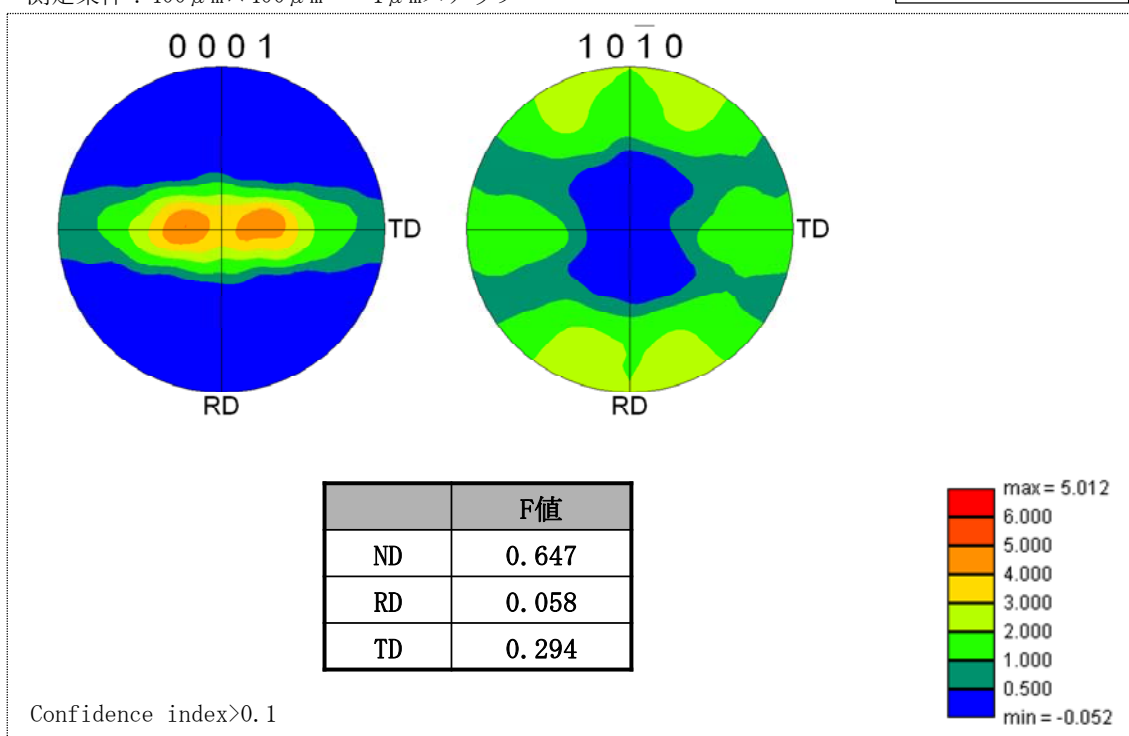


図 4.3.4-2 RX 材 (Q=3) の正極点図

測定条件：400 μm \times 400 μm 1 μm ステップ

TD回りに90° 変換

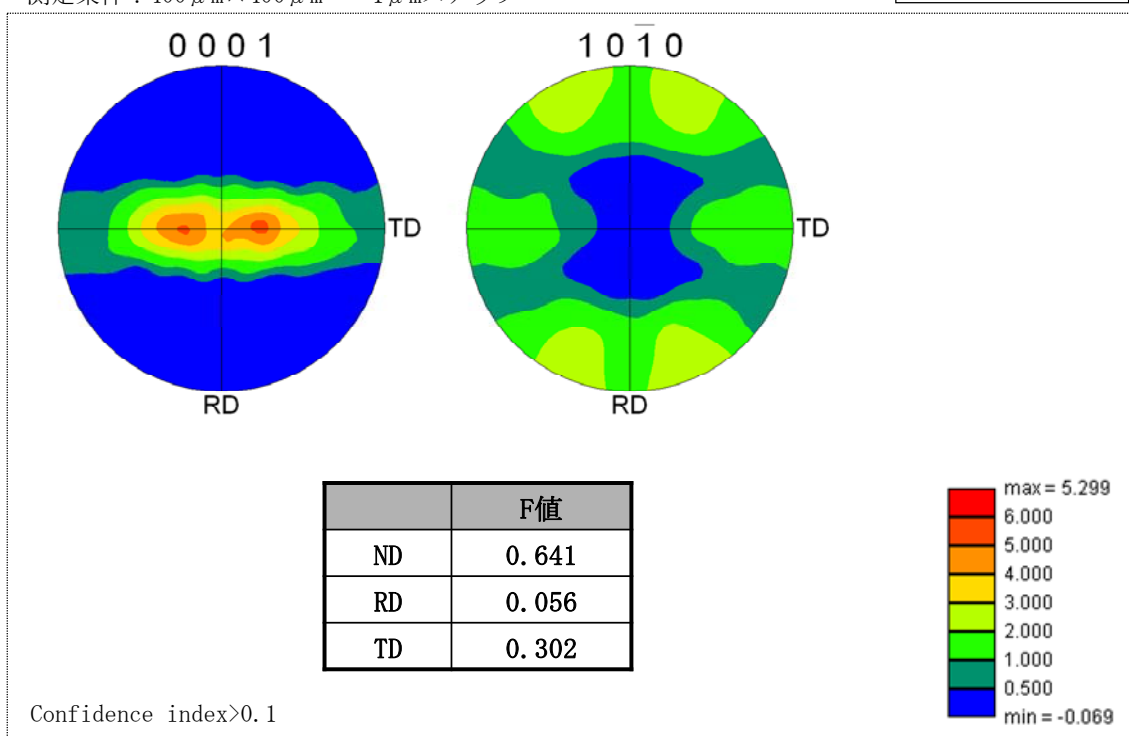


図 4.3.4-3 RX 材 (Q=4) の正極点図

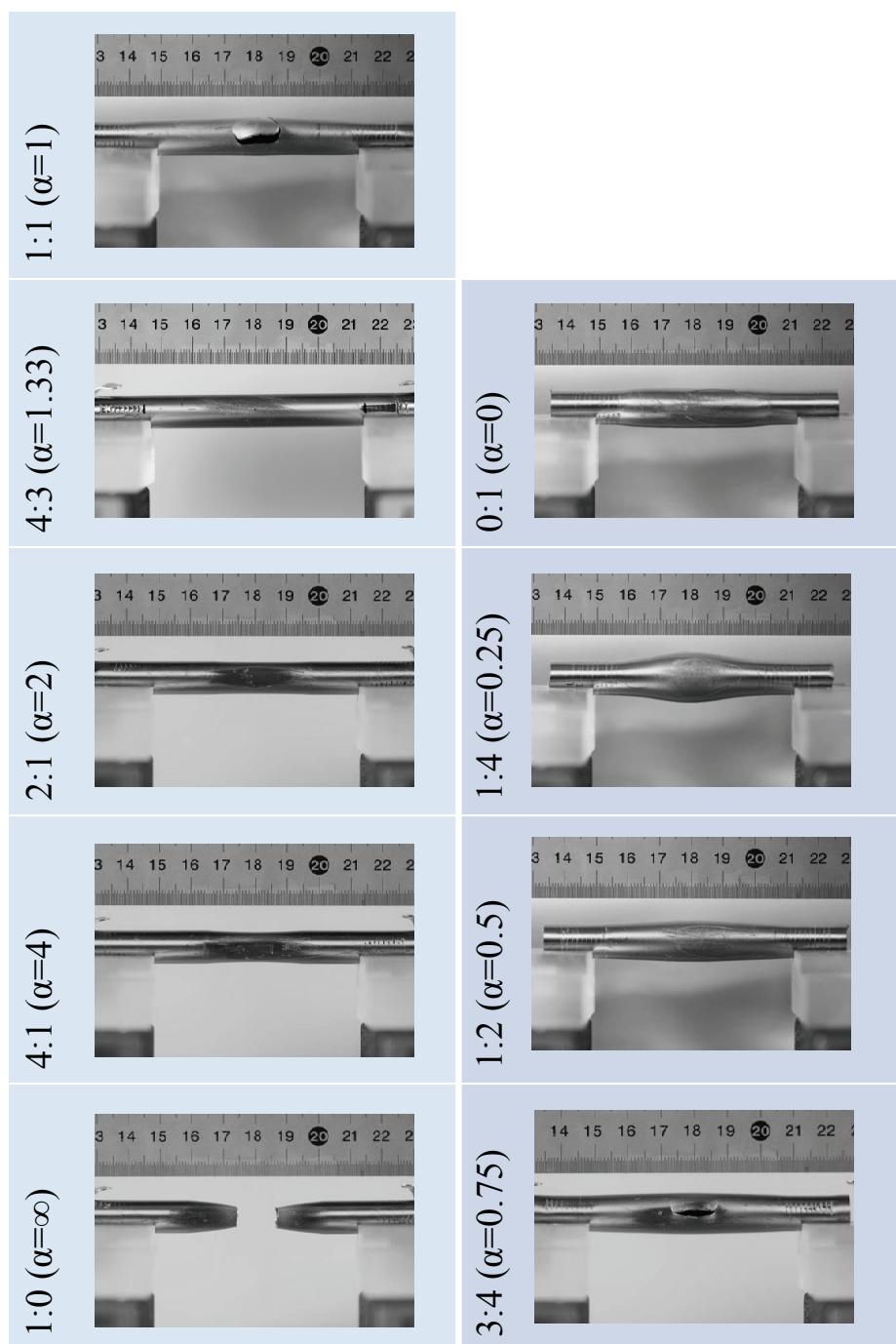


図 4.3.4-4 異なる応力比において破損した試験後の試験片の外観(Q 値変更管、RX 材、Q=2)

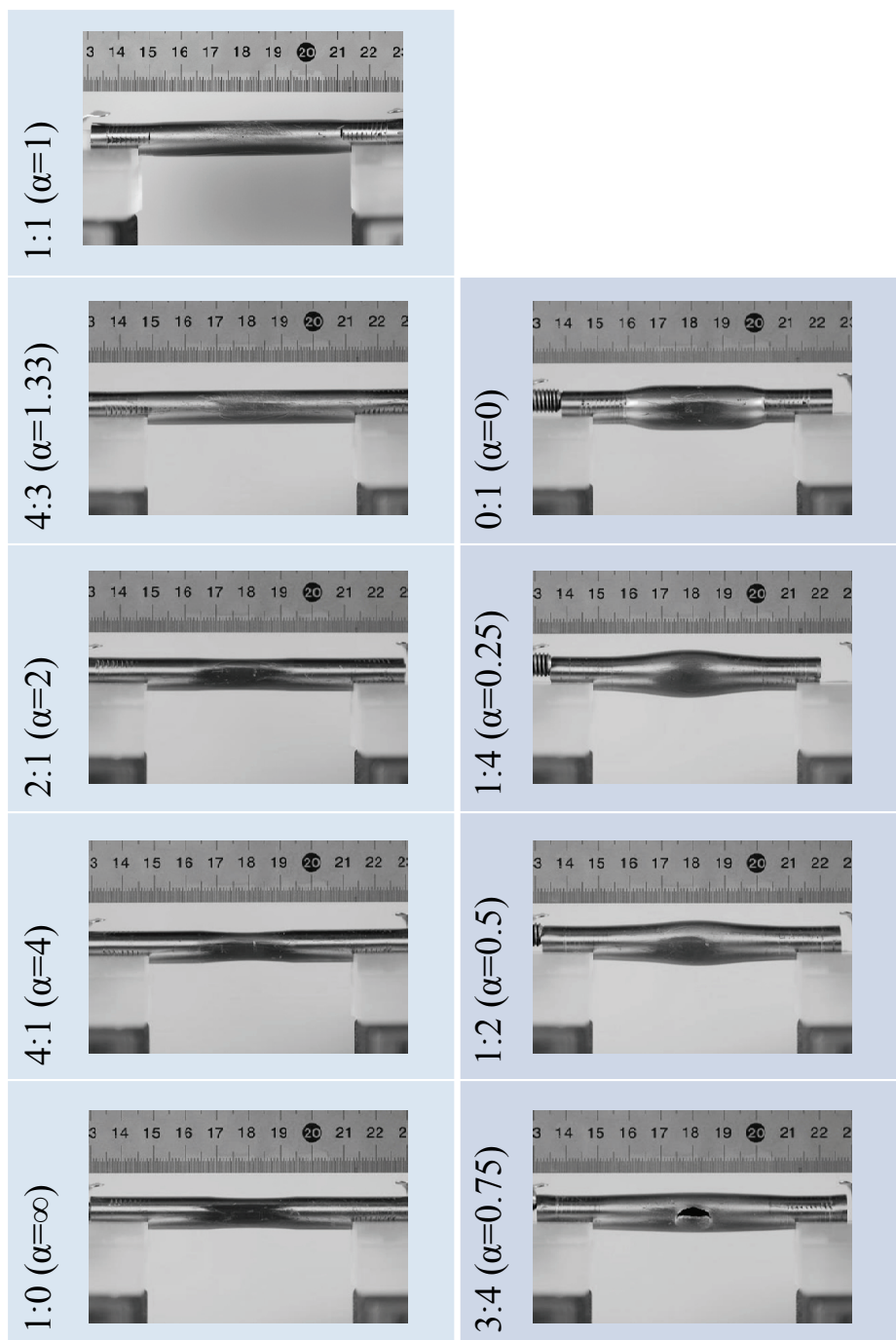


図 4.3.4-5 異なる応力比において破損した試験後の試験片の外観(Q 値変更管、RX 材、Q=3)

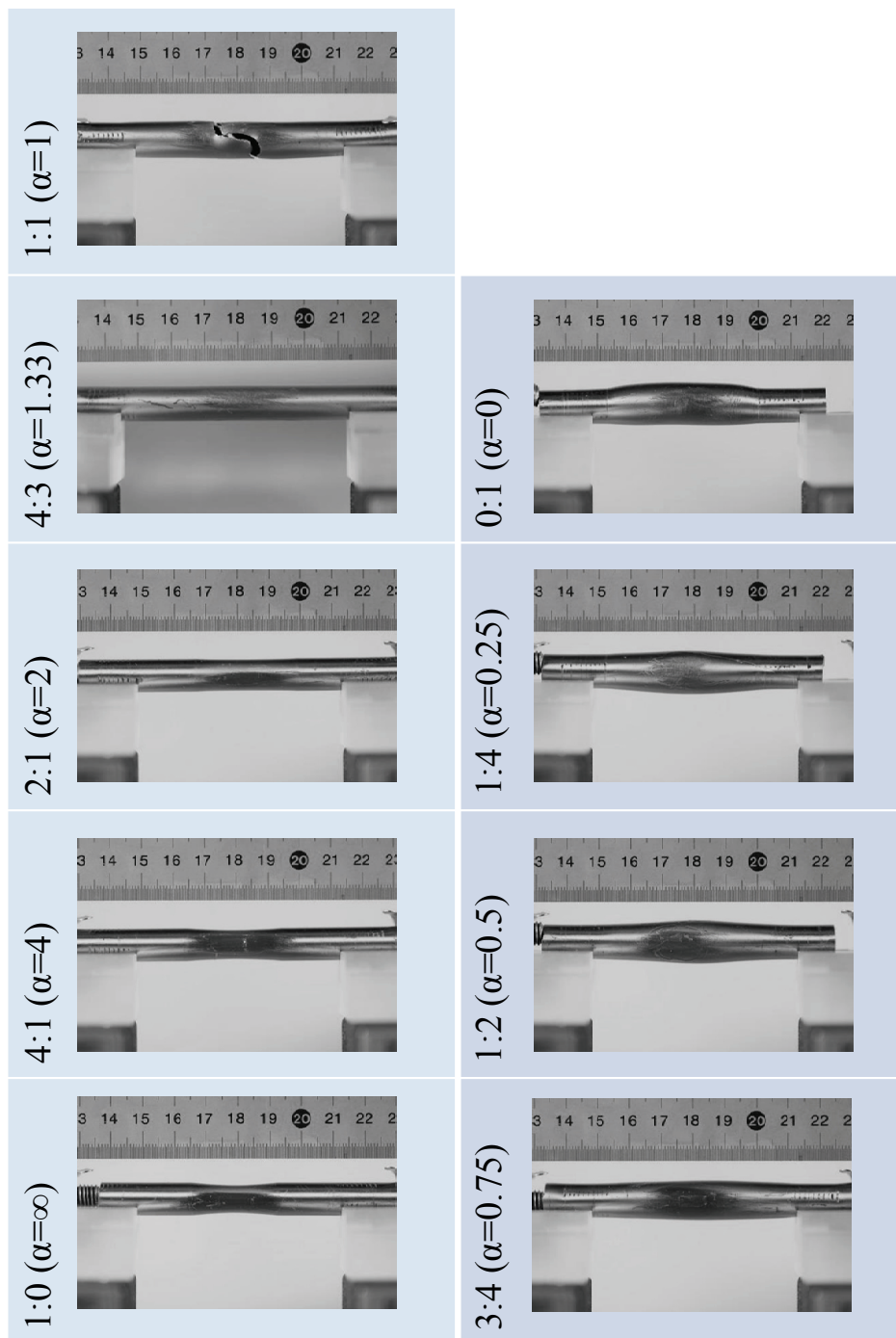


図 4.3.4-6 異なる応力比において破損した試験後の試験片の外観(Q 値変更管、RX 材、Q=4)

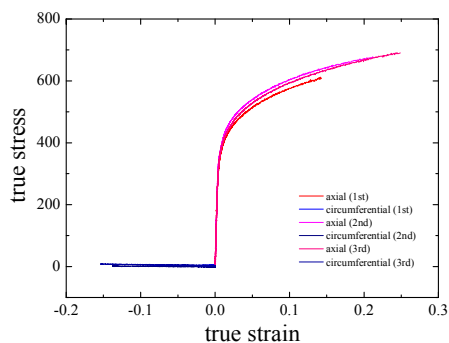


図 4.3.4-7(a) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=2$, $\alpha = \infty$)
赤系：軸歪み、青系：周歪み

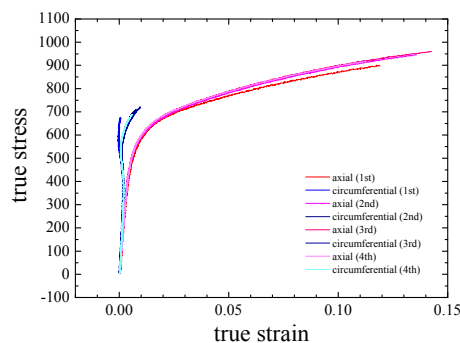


図 4.3.4-7(d) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=2$, $\alpha = 1.33$)
赤系：軸歪み、青系：周歪み

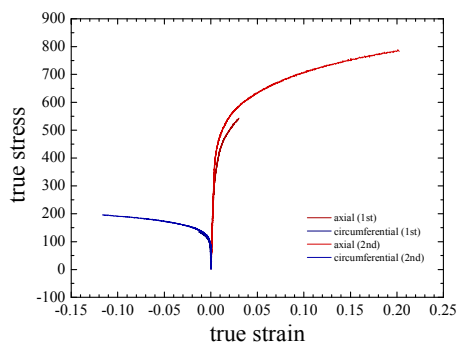


図 4.3.4-7(b) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=2$, $\alpha = 4$)

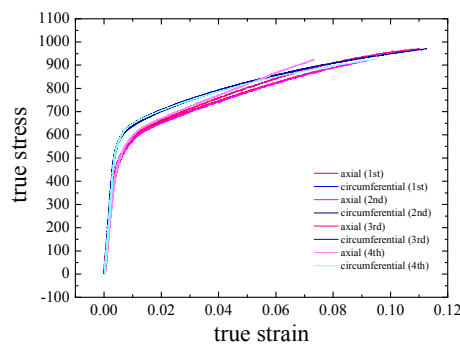


図 4.3.4-7(e) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=2$, $\alpha = 1$)

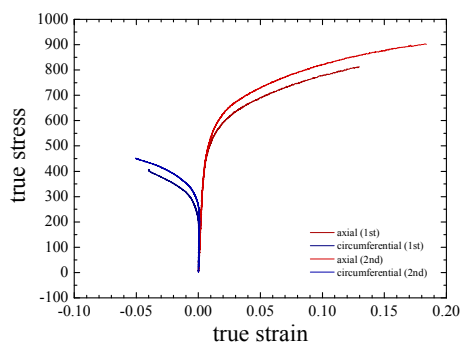


図 4.3.4-7(c) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=2$, $\alpha = 2$)

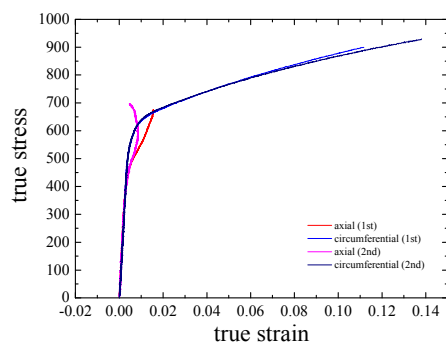


図 4.3.4-7(f) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=2$, $\alpha = 0.75$)

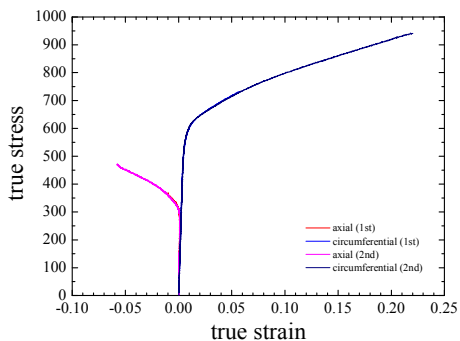


図 4.3.4-7 (g) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=2$ 、 $\alpha = 0.5$)
赤系：軸歪み、青系：周歪み

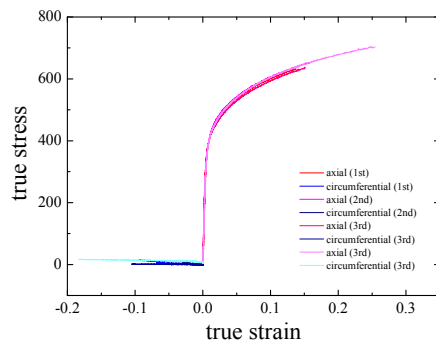


図 4.3.4-8(a) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=3$ 、 $\alpha = \infty$)
赤系：軸歪み、青系：周歪み

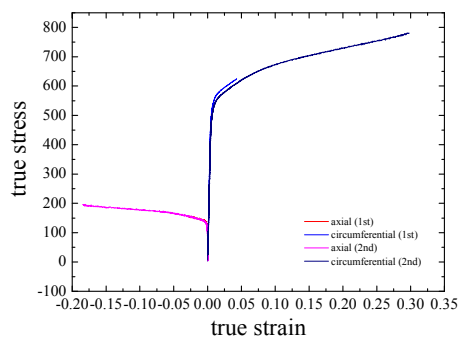


図 4.3.4-7 (h) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=2$ 、 $\alpha = 0.25$)

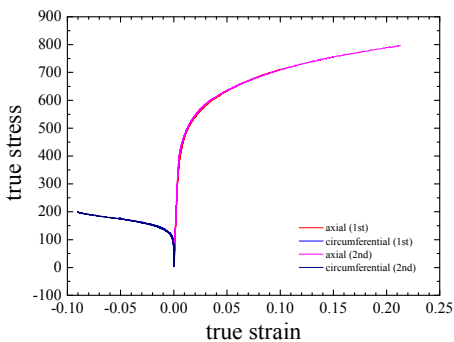


図 4.3.4-8 (b) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=3$ 、 $\alpha = 4$)

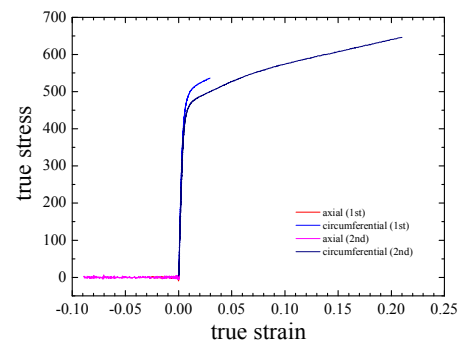


図 4.3.4-7 (i) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=2$ 、 $\alpha = 0$)

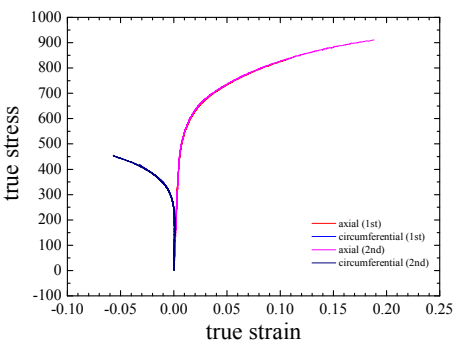


図 4.3.4-8 (c) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=3$ 、 $\alpha = 2$)

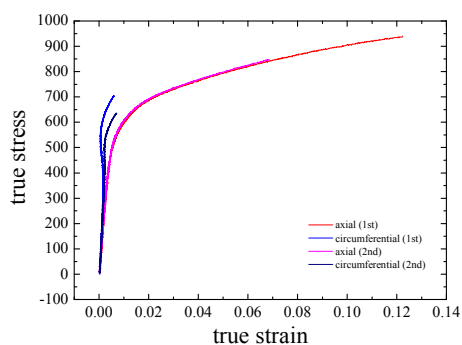


図 4.3.4-8 (d) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=3$ 、 $\alpha = 1.33$)
赤系：軸歪み、青系：周歪み

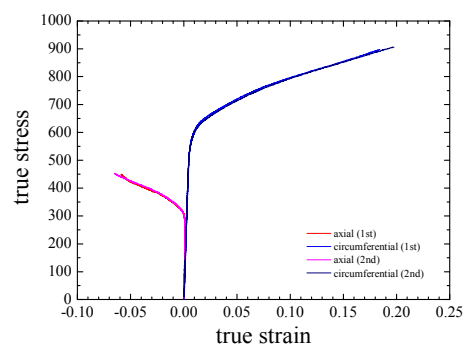


図 4.3.4-8 (g) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=3$ 、 $\alpha = 0.5$)
赤系：軸歪み、青系：周歪み

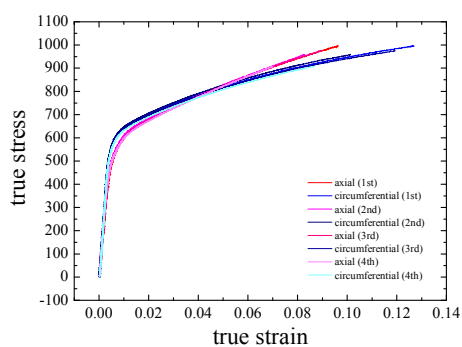


図 4.3.4-8 (e) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=3$ 、 $\alpha = 1$)

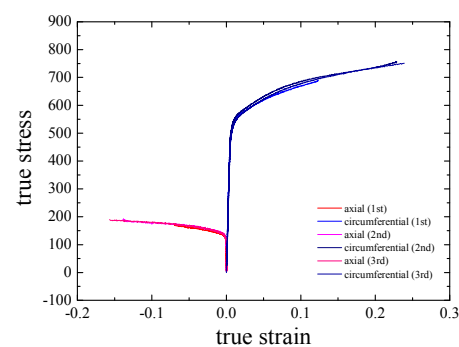


図 4.3.4-8 (h) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=3$ 、 $\alpha = 0.25$)

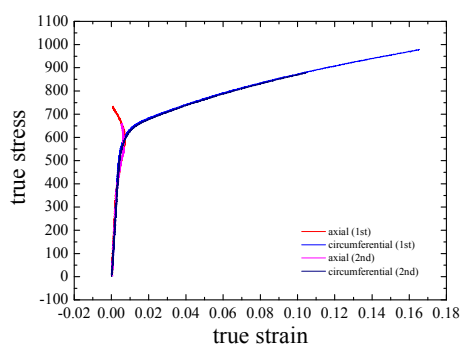


図 4.3.4-8 (f) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=3$ 、 $\alpha = 0.75$)

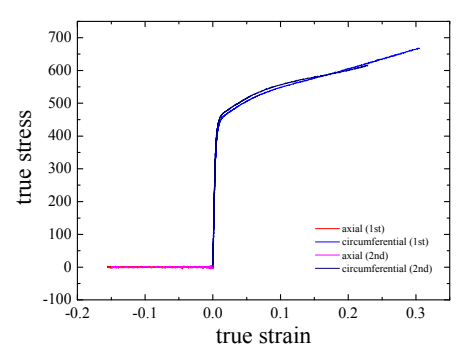


図 4.3.4-8 (i) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=3$ 、 $\alpha = 0$)

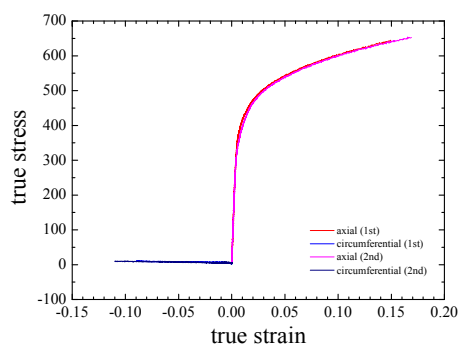


図 4.3.4-9(a) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=4$, $\alpha = \infty$)
赤系：軸歪み、青系：周歪み

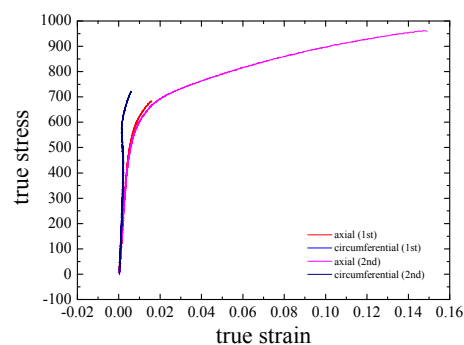


図 4.3.4-9(d) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=4$, $\alpha = 1.33$)
赤系：軸歪み、青系：周歪み

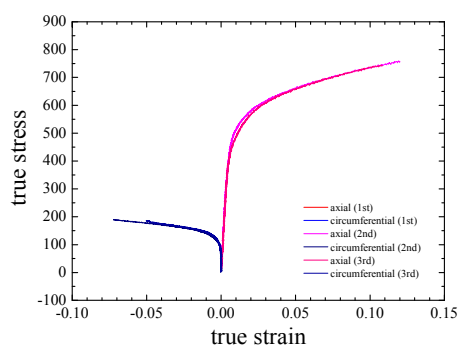


図 4.3.4-9(b) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=4$, $\alpha = 4$)

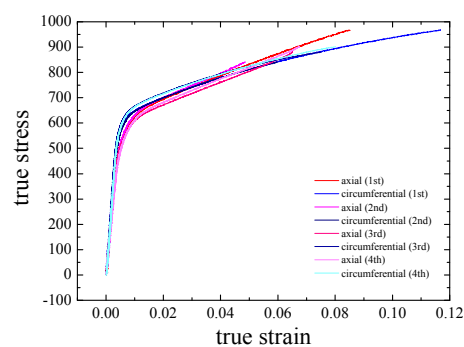


図 4.3.4-9(e) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=4$, $\alpha = 1$)

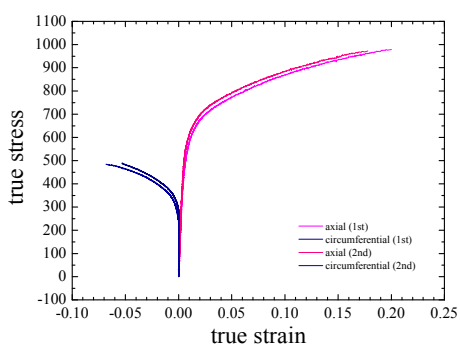


図 4.3.4-9(c) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=4$, $\alpha = 2$)

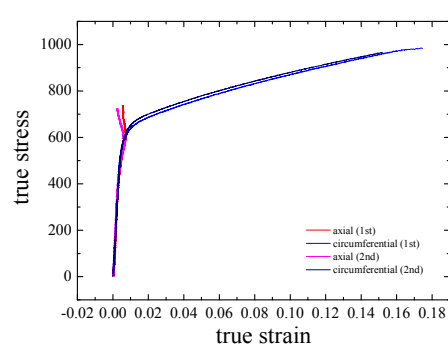


図 4.3.4-9(f) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=4$, $\alpha = 0.75$)

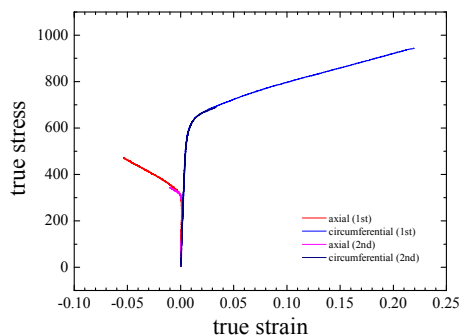


図 4.3.4-9 (g) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=4$, $\alpha=0.5$)
赤系：軸歪み、青系：周歪み

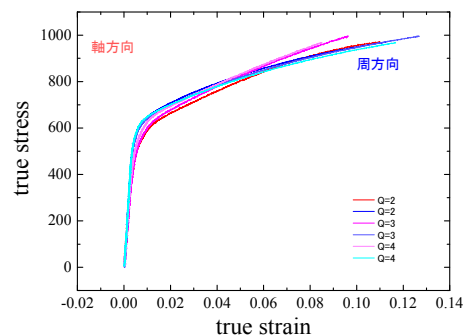


図 4.3.4-10 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=2, 3, 4$, $\alpha=1$)

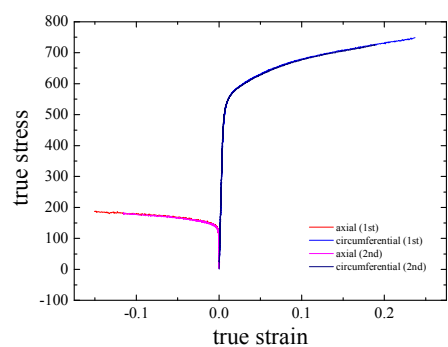


図 4.3.4-9 (h) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=4$, $\alpha=0.25$)

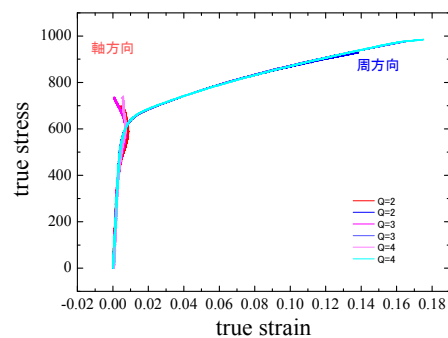


図 4.3.4-11 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=2, 3, 4$, $\alpha=0.75$)

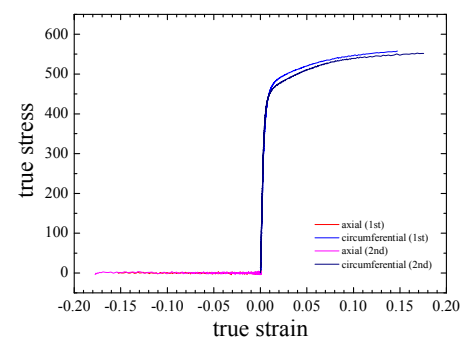


図 4.3.4-9 (i) 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=4$, $\alpha=0$)

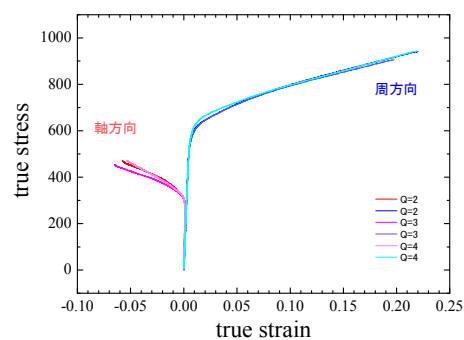


図 4.3.4-12 真応力-真歪み曲線
(RX 材 $Q=2, 3, 4$, $\alpha=0.5$)

4.4 RIA 試験解析

4.4.1 解析の概要

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^(1,2)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⁽³⁾。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。

本年度は現在計画中の 3 実験を解析の対象とした。解析対象実験の主要な条件を表 4.4-1 に示す。

VA-7、VA-8 実験は、高温高压条件で行う M-MDA 合金被覆 PWR 燃料実験として計画されている。試験燃料には VA-7 の SR 材に対し VA-8 の RX 材と最終熱処理条件のみ異なる M-MDA 合金被覆管がそれぞれ用いられており、他の燃料仕様、照射条件等についてはほぼ共通となっていることから、被覆管の最終熱処理が燃料の破損挙動に及ぼす影響が注目される。室温大気圧条件についても同様の関係を持つ VA-5、VA-6 の 2 実験が行われることから、VA-7、VA-8 実験では事故時初期温度条件が燃料の破損挙動に及ぼす影響についても注目される。

LS-4 実験は、OS-1 実験⁽⁴⁾に続く大粒径ペレット BWR 燃料の室温大気圧条件実験となる（本解析実施時点で OS-1 実験は未実施）。OS-1 実験燃料の予測解析では、大粒径ペレットの効果が顕著に見られ、ベース照射時とパルス照射時双方において FP ガス放出の抑制を予測する結果が得られた。LS-4 実験燃料でも同様の FP ガス放出抑制効果の有無が注目される。ベース照射解析に用いる FEMAXI-7 コードの FP ガス移行モデルでは、ペレット結晶粒内で生成された FP ガス原子の移行は FP ガス原子濃度ゼロを仮定した結晶粒界への熱拡散によって生じるため、大粒径ペレットでは通常粒径のペレットに比べ FP ガス原子の生成から粒界到達までに要する時間が大きくなり、結果として粒界や自由空間への移行が抑制される。FEMAXI-7 コードの FP ガス移行モデルの概念図を図 4.4-1 に示す。

またこれまでに室温大気圧条件で行われた 60 GWd/t 超の高燃焼度 BWR 燃料実験では多くのケースで PCMI 破損が確認されているが、LS-4 実験燃料の燃焼度は 49 GWd/t と最近の高燃焼度燃料実験としては低く、燃料の破損限界低下の原因となる水素吸収量は比較的小さいものと予想される。一方で初期濃縮度についても過去最も高いグループに属する燃料であることから、破損の駆動力となる RIA 試験時のエンタルピーは大きくなることが予想され、水素吸収量の少なさととの兼ね合いから破損の有無を定性的に予測することが難しいケースと言える。同実験燃料については現時点で酸化膜厚さ等の PIE データが提供

されていないことから、本解析では直近の LS-1 実験解析⁽⁵⁾で用いた被覆管腐食モデルパラメータ及び FEMAXI-7 が内蔵するモデルを用いて、同実験燃料のベース照射期間における酸化量及び水素吸収量を見積もった。

4.4.2 解析方法とモデル

(1) VA-5、VA-6 実験の FEMAXI-7/RANNS 解析モデル

図 4.4-2 に本解析で用いた FEMAXI-7/RANNS の燃料棒一次元円筒体系モデルを示す⁽⁶⁾。ペレットスタックは 36 等体積リング要素によりモデル化される。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される。Zr ライナー付き被覆管の場合は金属層の内側に Zr ライナー層リング要素が設けられるが、本年度の解析は該当しない。また内面酸化膜もリング要素としては取り扱わない。

NSRR 実験において試験燃料棒軸方向の出力分布はほぼ平坦とみなせることから、軸方向セグメントの分割は行っていない。即ち本解析では、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。

(2) 解析手順

まず VA-7、VA-8、LS-4 それぞれの燃料棒の初期仕様及びベース照射が行われた各原子炉における照射履歴等を入力として、高燃焼度燃料解析コード FEMAXI-7⁽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）が得られた。照射終了時における酸化膜厚みについて参考 PIE データが得られている VA-7、VA-8 については、同データとベース照射解析結果が一致するよう、被覆管酸化速度を調整した。これらベース照射後の燃料状態に関する情報をファイル化し、RANNS コードへ入力の一部として与えることにより、NSRR 実験解析の初期条件の設定に用いた。

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

FEMAXI-7/RANNS で必要となるペレット半径方向発熱密度分布及び被覆管高速中性子フルエンスは、ペレットを 36 等体積リング要素でモデル化し、MVP-burn⁽⁶⁾コードを用いて計算した。

ベース照射時の FP ガス放出モデル、反応度事故条件下における被覆管表面熱伝達モデル、燃料被覆管の破損予測モデルや FP ガス放出モデル等その他の主要モデルの設定については、H23 報告書⁽⁴⁾にまとめたと同様の条件で解析を行った。

4.4.3 ベース照射解析結果

各燃料の燃料仕様及び、線出力履歴、高速中性子束履歴等の照射条件を入力として、FEMAXI-7によるベース照射期間の燃料挙動解析を行った。ベース照射解析の主要な計算を表 4.4-2 に、各燃料の線出力履歴、高速中性子束を図 4.4-3、図 4.4-4 に示す。同表に示していない燃料仕様の内、ペレットや被覆管の寸法等については表 4.1-1 に示す情報を用いた。大粒径ペレットである LS-4 燃料のペレット結晶粒径については、文献値を参考に 55 μm とした⁽⁷⁾。一方 VA-7 と VA-8 については標準的な値 (約 10 μm) を用いた。ペレットのディッシュ・チャンファについても標準的な値を用いた。また解析に先立ち、ベース照射終了時における酸化膜厚みがレファレンス試験燃料 PIE データと一致するよう酸化膜成長速度の調整を行い、VA-7、VA-8 についてそれぞれ $\text{RCORRO} = 0.186463$ 、 0.334202 (腐食モデル $\text{ICORRO}=2$ に対する速度係数)、LS-4 については LS-1 燃料の PIE データに基づく解析で得られた $\text{RCORRO} = 1.04492$ (腐食モデル $\text{ICORRO}=9$ に対する速度係数) にパラメータを設定した⁽⁸⁾。照射条件については、VA-7 及び VA-8 では照射前半に線出力レベルが高く、後半に低くなるのに対し、LS-4 では到達燃焼度自体が低いものの、照射期間に亘り相当程度高い線出力レベルが継続している特徴がある。

ベース照射解析の結果得られたペレット温度、被覆管酸化膜厚、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 4.4-5~15 に示す。以下の図で、凡例の径方向メッシュ番号 ("R=01" 等) は図 4.4-2 に示したペレット及び被覆管それぞれの Ring element No. に対応する。

燃料挙動全体を決定づけるペレット温度については、線出力履歴を反映したふるまいとなっている。VA-7 及び VA-8 については、特に線出力レベルの高い照射初期にはペレット中心温度が 1200~1300 $^{\circ}\text{C}$ と比較的高いレベルで推移する一方、線出力レベルの小さくなる後半では 900 $^{\circ}\text{C}$ を下回る。これに対して照射期間に亘り線出力の高い LS-4 では、ペレット中心温度が時期に関わらず 1200 $^{\circ}\text{C}$ 前後で推移している。ベース照射終了時における被覆管水素吸収量は、VA-7、VA-8 では酸化量 (図 4.4-6) と被覆管毎の水素ピックアップ率 (M-MDA 合金である VA-7、VA-8 では 0.125) に基づき、それぞれ約 240、500 wtppm と評価された。LS-4 については水素吸収モデルの特性上酸化量と水素吸収量の間に関係はなく、水素吸収量は燃焼度の関数として 100 wtppm 程度と評価された。

冷却水温、圧力共に高い VA-7、VA-8 では、ペレット-被覆管ギャップは照射の早い段階でほぼゼロとなり、この状態が照射終了まで続く (図 4.4-8)。ギャップ閉塞に伴って生じるペレット-被覆管ボンディングの形成も 25 GWd/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 4.4-9)。一方、LS-4 ではギャップ閉塞までに約 20 GWd/tU を要し、ボンディング形成によるギャップコンダクタンス上昇もベース照射期間内には飽和していない。ペレットと被覆管の間には RIA 試験直前まで継続的に PCMI 応力が生じて

いる（図 4.4-10）ことから、これらの燃料がベース照射を終え、RIA 条件下に置かれた場合には、熱膨張したペレットが直ちに被覆管に接触し、被覆管に機械的負荷（PCMI）を与える事が予想される。但し LS-4 については照射終了時点で若干（10 μm ）のギャップが残存しており、VA 燃料に比べ PCMI の発生がやや遅れることが予想される（図 4.4-8）

FP ガス放出率については、VA-7 と VA-8 で約 9-10%、LS-4 で約 7%と評価された（図 4.4-12）。VA-5 と VA-6 では特に線出力レベルが高く、燃料温度の高い照射初期に急速に粒内から粒界への FP ガス移行が進み（図 4.4-13、14）、この期間に放出された FP ガスが放出されたガスの大部分を占める。LS-4 は大粒径ペレットで且つ比較的低い到達燃焼度であるにも関わらず VA 燃料と同等の FP ガス放出率を示しており、同じ大粒径ペレットで 64 GWd/tU まで照射された後の FP ガス放出率が 1%に満たなかった OS-1 の解析⁽⁴⁾とは対照的な結果となった。これは LS-4 の線出力レベルが OS-1 のケースよりも平均して 30%以上高く、且つペレット外径が数%大きかったため、ペレット中心温度が 1100 $^{\circ}\text{C}$ を超えたのは照射初期の僅かな期間であった OS-1 に対して、LS-4 では照射期間に亘り 1200 $^{\circ}\text{C}$ 前後と、平均的に見て遥かに高い燃料ペレット温度で推移したことによるものと考えられる。粒内から粒界への FP ガス移行速度はこの温度レベルとしては小さく、大粒径ペレットの効果が見られるが（図 4.4-13）、粒界インベントリは照射初期に増加後 3%程度と低いレベルで推移しており（図 4.4-14）、粒界に FP ガスが留まり辛く、粒内から移行してきたガスは直ちに自由空間へ放出され易い照射条件であったと理解できる。またペレット平均で 80 GWd/tU 程度前後となる VA-7 と VA-8 では高燃焼度燃料であるため、40 GWd/tU 付近から開始したリムポアへの FP ガス移行率がベース照射終了時点で 20%を超えているが、燃焼度の低い LS-4 ではリムポアへの FP ガス移行は殆ど見られない（図 4.4-15）。即ち LS-4 燃料では、大粒径ペレットの効果によりそもそも粒内からの FP ガス移行量が小さい上、粒界へ移行したガスの殆どがベース照射中に自由空間へ放出されており、且つリムポアへの FP ガス移行も限定されていることから、RIA 試験時に放出される燃料中の FP ガスインベントリは他ケースに比べ相当小さいであろうことを示唆する結果と言える。

4.4.4 RIA 試験解析結果

前節の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 VA-7、VA-8、LS-4 の RANNS コードによる解析を行った。RIA 試験解析に反映した RIA 試験条件を表 4.4-3 に示す。表に示していない条件、燃焼に伴う燃料ペレットや被覆管の熱的及び機械的特性、実験直前の応力及びひずみ条件、ペレット内径方向出力密度分布等については、FEMAXI-7 の入力条件及び計算結果を読み込んで使用している。各パルス照射実験における試験燃料棒中線出力履歴を図 4.4-16 に示す。図の線出力は、4.6\$ の投入反応度の下で行うパルス照射実験時に想定される NSRR 原子炉出力履歴に、炉出力と試験燃料棒発熱密度の換算係数を乗じることにより算出している。換算係数の評価は以下の方法により行っている。VA-7、VA-8 については、照射環境が等しい VA-5 実験燃料の質量分析で得られた U 及び Pu 中に占める核分裂性同位体 (U235、Pu239、Pu241) の割合 (fissile 比) 0.0137 を用いて、中性子スペクトルを調整した燃焼計算 (SWAT コード⁽⁹⁾) を行い、RIA 試験燃料直前の燃料組成を評価した。一方 LS-4 については、ベース照射中の中性子スペクトル効果を補正するための質量分析データ取得が現時点で完了していないため、ORIGEN2 コードによる燃焼計算を行い⁽¹⁰⁾、RIA 試験燃料直前の燃料組成を評価した。これらの燃料組成を入力情報として、TWO-DANT コード⁽¹¹⁾による NSRR 炉心の中性子輸送計算解析を行うことで、RIA 試験時の炉出力と試験燃料棒発熱密度の換算係数が得られた。VA-7 と VA-8 は燃料仕様、ベース照射条件共に近いことから、RIA 試験時についてもほぼ同じ線出力履歴となっている。LS-4 燃料は初期濃縮度が高い一方燃焼度は低く、且つ換算係数が高温高圧実験に比べ大きくなる傾向のある室温大気圧実験であること等により、前 2 実験に比べ有意に高い線出力レベルとなっている。但し LS-4 については RIA 試験燃料直前の燃料組成を ORIGEN2 コードに依っているため、現段階では比較的誤差の大きい評価である点に留意する必要がある。

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、被覆管外面温度、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、試験燃料棒全体の FP ガス放出率、試験燃料棒内圧、被覆管 J 積分値、Jc 値、J 積分値/Jc 比、被覆管平均温度、FRAPTRAN1.4 モデルによる被覆管破損限界の履歴を図 4.4-17~32 に示す。VA-7、VA-8、LS-4 実験における燃料ペレットエンタルピーの到達最大値はいずれも約 550 J/g となった (図 4.4-17)。但し高温実験である VA-7、VA-8 はパルス照射前の予加熱段階で約 70 J/g の燃料ペレットエンタルピー上昇を生じるため、パルス照射によるエンタルピー増分としてはそれぞれ約 480 J/g 程度と、LS-4 に比べて小さい。各実験のペレット温度推移は燃料エンタルピーの大小関係にほぼ沿ったものとなっており (図 4.4-18)、到達最大値は VA-7、VA-8 の中心部で 1500~1600 °C 程度、LS-4 の中心部で 1600 °C、VA-5、VA-6 の外周部で 1900 °C、LS-4 の外周部で 1700 °C 程度である。LS-4 で中心温度と外周部温度の差が小さいのは、燃焼度が比較的 low、ペレットの外周部における高 Pu 比の領域形成が進んでいないため、出力密度の径方向ピーキ

ングが小さいことによる。

被覆管表面温度については、VA-7 と VA-8 でそれぞれ 1000 °C 程度まで、LS-4 では 600 °C 程度まで上昇している (図 4.4-22)。高温実験である VA-7 と VA-8 では、初期温度が高いことに加え、冷却水のサブクール度が 10 K 程度と小さく、室温実験に比べて膜沸騰時の被覆管表面熱伝達率が低くなる。結果として、エンタルピーの点では有意に大きい LS-4 に比べても、大幅に高い被覆管表面温度となっている。PCMI 破損挙動に影響を与えるパルス直後の被覆管温度推移についても、初期温度の影響が大きい (図 4.4-21)。被覆管表面温度は PC ギャップの推移には大きく影響しておらず、主として PCMI 負荷時に生じる被覆管の塑性変形の大きい LS-4 で PC ギャップの開口が大きい (図 4.4-19)。PCMI 負荷による応力は初期温度の影響を強く受けており、VA-7 と VA-8 で小さく、LS-4 で大きい (図 4.4-20)。

被覆管外周部に生じる周方向ひずみの大きさは全ひずみにして VA-7 と VA-8 で約 1.4%、LS-4 で約 1.9%、塑性ひずみにして VA-7 と VA-8 で約 1.2~1.3%、LS-4 で 1.4% 程度と予測される (図 4.4-23、25)。軸方向ひずみの大きさは全ひずみにして VA-7 と VA-8 で約 1.1~1.2%、LS-4 で約 0.9% と予測され (図 4.4-24)、VA-7、VA-8 と LS-4 の間の大小関係は周ひずみから逆転している。これは本解析では被覆管とペレットの機械的なボンディングを想定しており、被覆管の軸方向変形量はペレットの軸方向への膨張量で決定していることによる。ペレットは一定の応力・温度条件を満足した時点で降伏を生じ、このとき軸方向への膨張量は降伏が生じない場合に比べて抑制される。ペレットに作用する応力は被覆管の機械特性に依存するため、初期温度、従って PCMI 時の被覆管温度も高い VA-7 と VA-8 では、室温実験の LS-4 に比べペレットに対する拘束力が大幅に小さく (図 4.4-20)、結果としてペレットの降伏が遅れ、最終的なペレットの軸方向膨張量が LS-4 に比べて大きくなったものと理解できる。

RIA 模擬実験時の FP ガス放出率は VA-7、VA-8、LS-4 でそれぞれ約 14%、15%、2% と予測された (図 4.4-26)。ベース照射解析の結果で見られたように、LS-4 燃料では、大粒径ペレットの効果によりそもそも粒内からの FP ガス移行量が小さい上、粒界へ移行したガスの殆どがベース照射中に自由空間へ放出されており、且つ低い到達燃焼度によりリムポアへの FP ガス移行も限定された結果、RIA 試験時の FP ガス放出率は極めて低いものとなった。VA-7、VA-8 ではプレナム圧力が 1.5 MPa に達し、安定な膜沸騰の発生も予測されている (図 4.4-22) が、燃料棒内ガス圧上昇はひずみに有意な影響を及ぼしていない。

VA-7 燃料については被覆管が応力除去焼鈍材であるため、J 積分に基づく破損限界評価式⁽¹²⁾により PCMI 破損発生の可能性を検討した (図 4.4-28~30)。これによれば、PCMI フェーズにおける J 積分値の破損しきい値 J_c に対する比が 0.6 と、破損発生の基準となる 1.0 を大きく下回っており、PCMI 破損が発生する可能性は小さいものと予測される。一方 VA-8 燃料と LS-4 燃料の被覆管は再結晶焼鈍材であるため、水素化物の配向挙動がモデ

ルの想定と異なる可能性が大きく、J 積分値の評価は参考値として考えるべきである。これらの再結晶材被覆管については、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より簡易的にまとめた FRAPTRAN1.4 モデル⁽¹³⁾を用いて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。VA-7 と VA-8 では 230 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 に負の値が表れたものである。VA-7 では 240 ms までに被覆管の塑性ひずみが平均で 1% に達しておらず（図 4.4-25）、同モデルにおいて破損と非破損の境界付近にあたるケースと言える。VA-8 の塑性ひずみは VA-7 とほぼ同等であるが、水素吸収量が比較的高いため、破損ひずみが 230 ms 時点で 1% を下回っており（図 4.4-32）、同モデルによれば破損の可能性が高いケースとなる。LS-4 は塑性ひずみが他 2 ケースに比べ大きいものの、水素吸収量が小さいことから、破損に至る塑性ひずみは 2.2% と大きく（図 4.4-32）、破損が生じる可能性は小さいと考えられる。

4.4.5 RIA 試験解析のまとめ

FEMAXI-7 コード及び RANS コードにより VA-7、VA-8、LS-4 実験のシミュレーションを行い、以下の解析結果を得た。

- VA-7、VA-8、LS-4 の燃料エンタルピー最大値は何れも約 550 J/g となる (VA-7、VA-8 のエンタルピー増分はそれぞれ約 480 J/g)。
- いずれのケースでも 1 sec を超える安定した膜沸騰を生じる。被覆管温度は高温実験 VA-7、VA-8 で約 1000 °C、LS-4 では 600 °C 程度に達する。
- 被覆管に生じる周方向ひずみの大きさは全ひずみにして VA-7 と VA-8 で約 1.4%、LS-4 で約 1.9%、塑性ひずみにして VA-7 と VA-8 で約 1.2~1.3%、LS-4 で約 1.4% 程度となる
- FP ガス放出率は VA-7、VA-8、LS-4 でそれぞれ約 14%、15%、2%となる。
- 被覆管変形挙動に及ぼす FP ガス圧の影響は無視しうる程度である。
- LS-4 実験で PCMI 破損が生じる可能性は小さい。VA-7 実験では適用モデルにより破損の有無についての予測結果が異なる。VA-8 実験では PCMI 破損が生じる可能性が大きい。

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	被覆管および ペレット材料	実験の条件及び位置付け
PWR	VA-7	81	UO ₂ 燃料 バンデロス炉照射 外面酸化膜約 35 μ m 17 \times 17type M-MDA(SR)	高温高圧条件、 M-MDA(SR) 被覆高燃焼度 PWR 燃料の破損限界の把握
PWR	VA-8	78	UO ₂ 燃料 バンデロス炉照射 外面酸化膜約 35 μ m 17 \times 17type M-MDA(RX)	高温高圧条件、 M-MDA(RX) 被覆高燃焼度 PWR 燃料の破損限界の把握
BWR	LS-4	49	UO ₂ 燃料、大粒径ペレット ライブシュタット炉照射 外面酸化膜厚：不明 10 \times 10type Zry-2 liner	室温大気圧条件、 大粒径ペレットを用いた高燃 焼度 BWR 燃料の FP ガス放出 挙動に関する知見の取得

表 4.4-2 ベース照射解析の主要な計算条件

項 目	単 位	VA-7	VA-8	LS-4
試験部燃焼度	(MWd/tU)	81000	78000	49000
燃料棒				
燃料有効長	(cm)	11.2	11.2	12.6
上部プレナム容積	(cm ³)	0.28	0.28	0.28
下部プレナム容積	(cm ³)	0.0	0.0	0.0
初期ガス圧力	(MPa)	2.4	2.4	0.7
初期ガス組成	—	He 100%	He 100%	He 100%
冷却材				
入口温度	(K)	565.150	565.150	550.150
圧力	(MPa)	15.5	15.5	7.0
流速	(m/s)	4.5	4.5	3.0
流路断面積	(cm ²)	0.879	0.879	0.811
燃焼後冷却期間				
冷却期間	(day)	2467	2467	1930

表 4.4-3 解析に反映した RIA 試験条件

項 目	単 位	VA-7, VA-8	LS-4
燃料棒			
初期ガス圧力	(MPa)	0.1	0.1
初期ガス組成	—	He 100%	He 100%
冷却材			
入口温度	(°C)	558.150	293.150
圧力	(MPa)	6.8	0.1
流速	(m/s)	0.01	0.01
流路断面積	(cm ²)	112.0	112.0

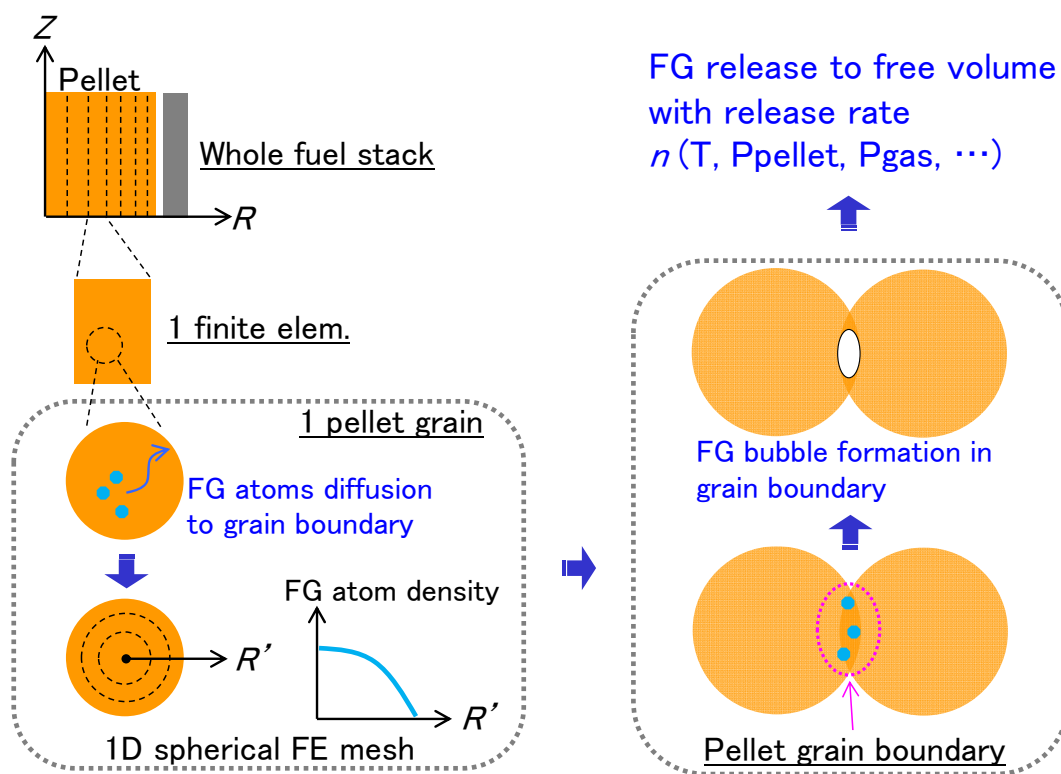


図 4.4-1 FEMAXI-7 コードの FP ガス移行モデル概念図

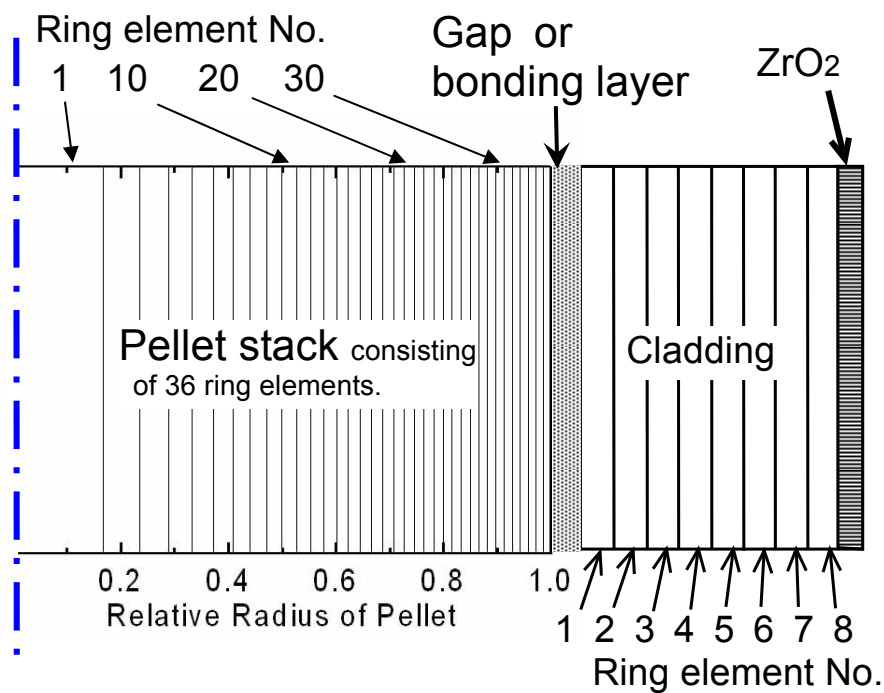


図 4.4-2 FEMAXI/RANNS における一次元モデルのペレットと被覆管の要素体系

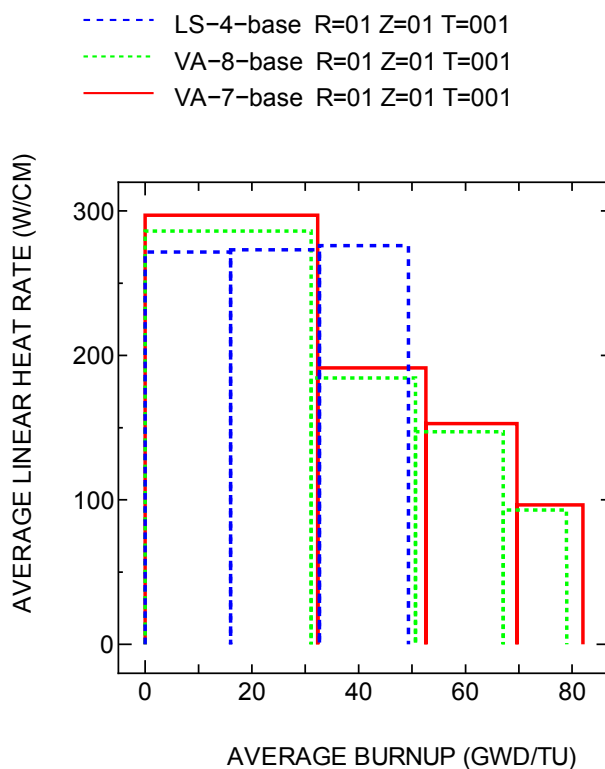


図 4.4-3 ベース照射時線出力履歴

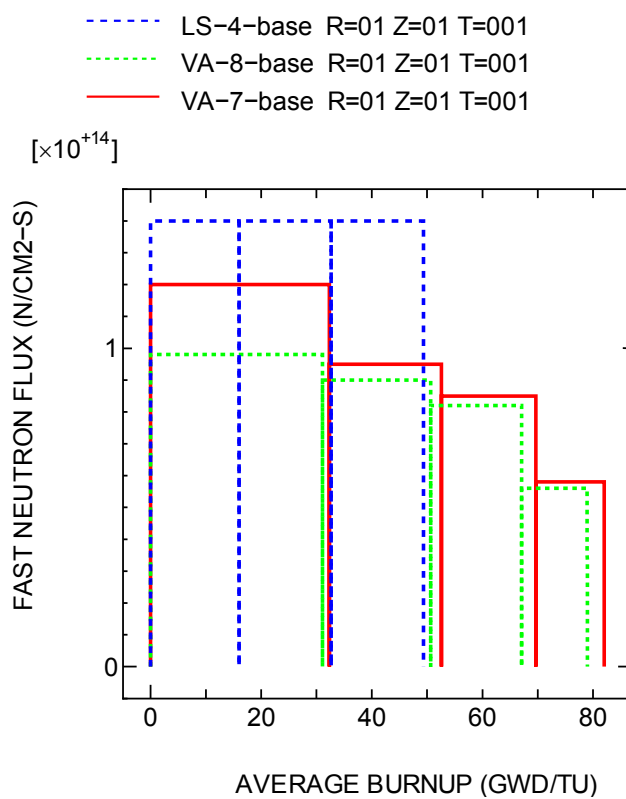


図 4.4-4 ベース照射時高速中性子束履歴

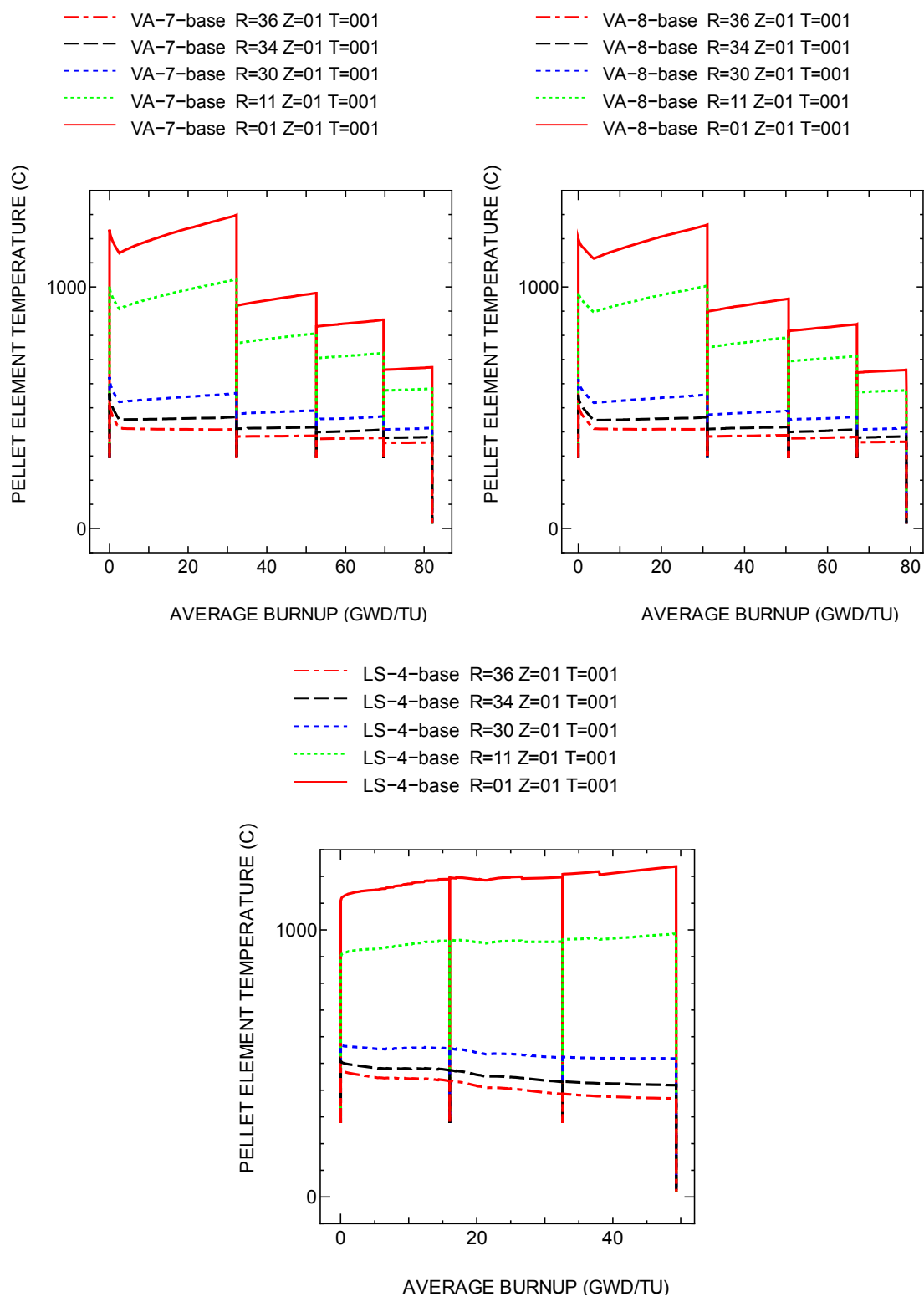


図 4.4-5 ベース照射時ペレット温度履歴

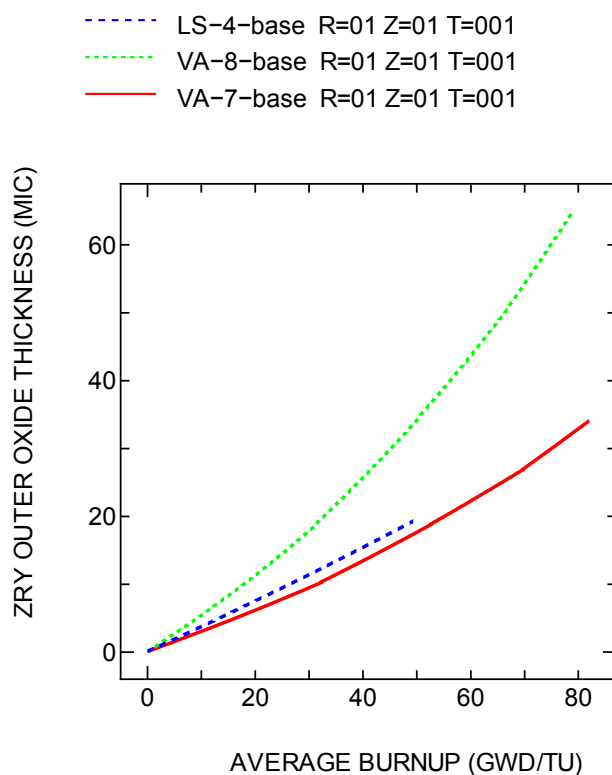


図 4.4-6 ベース照射時被覆管表面酸化膜厚履歴 (解析結果)

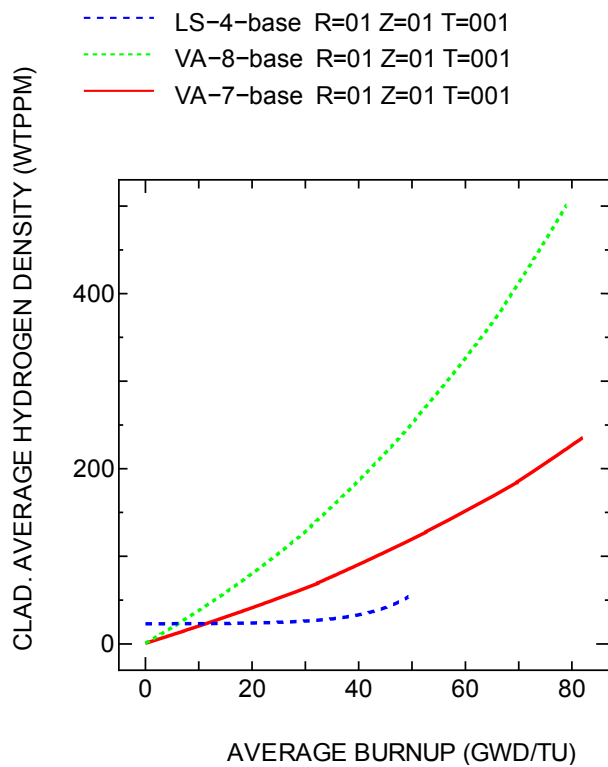


図 4.4-7 ベース照射時被覆管水素吸収量履歴 (解析結果)

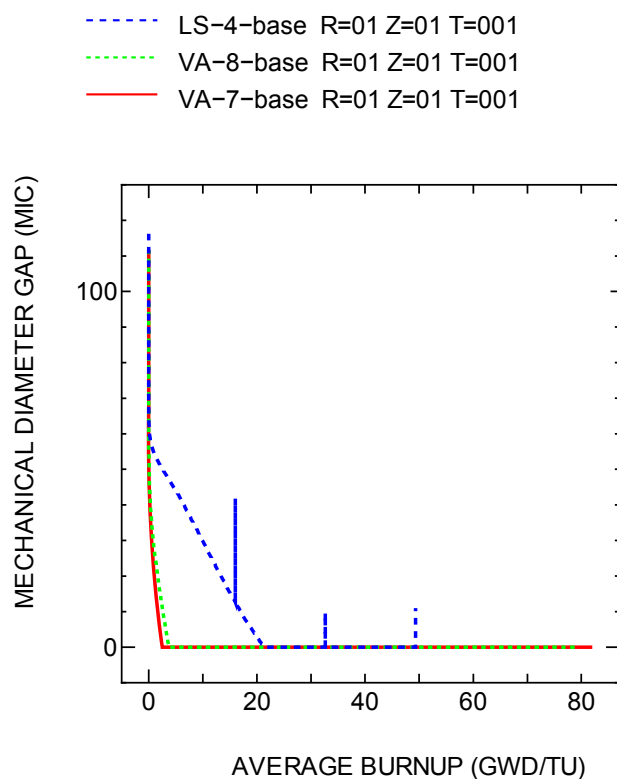


図 4.4-8 ベース照射時 PC ギャップ幅履歴 (解析結果)

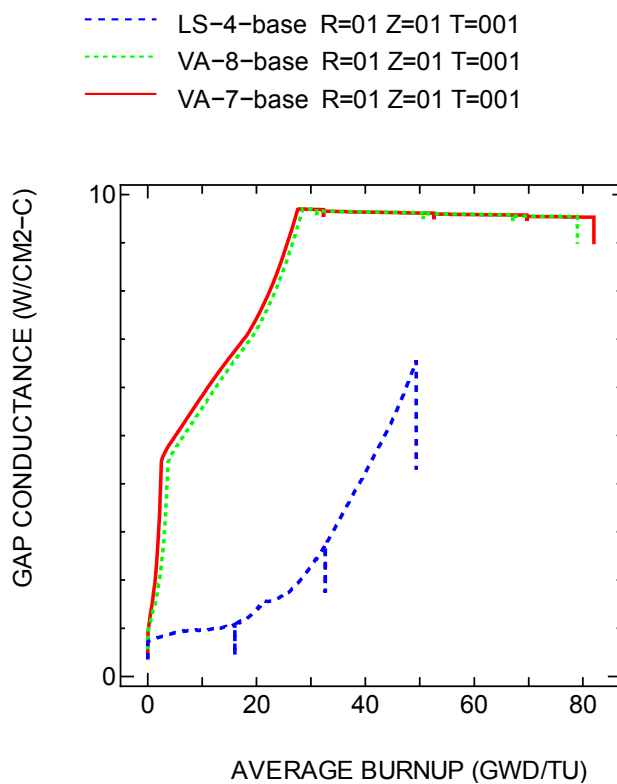


図 4.4-9 ベース照射時 PC ギャップコンダクタンス履歴 (解析結果)

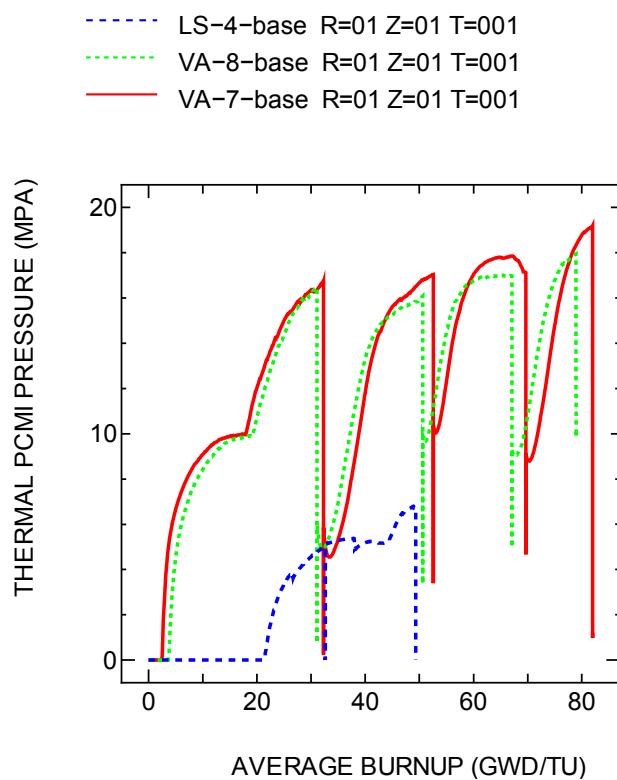


図 4.4-10 ベース照射時 PCMI 圧力履歴 (解析結果)

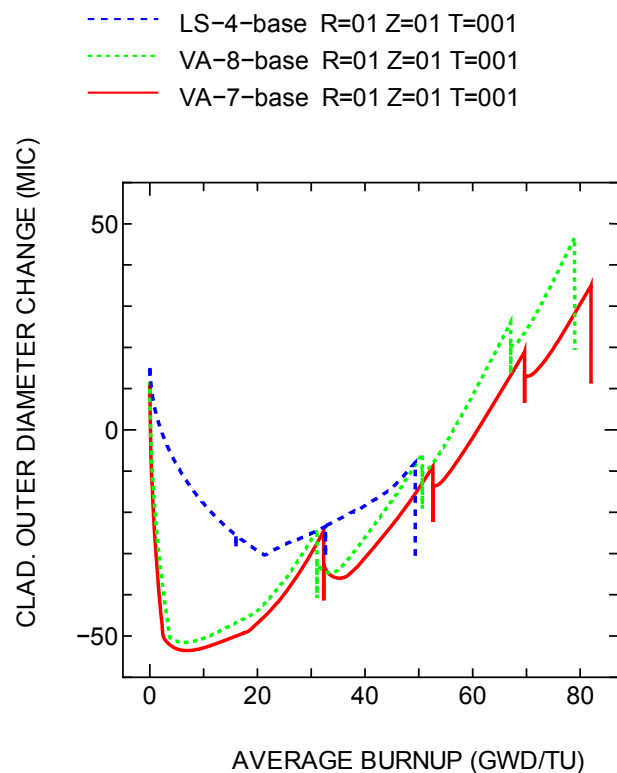


図 4.4-11 ベース照射時被覆管酸化表面外径変位履歴 (解析結果)

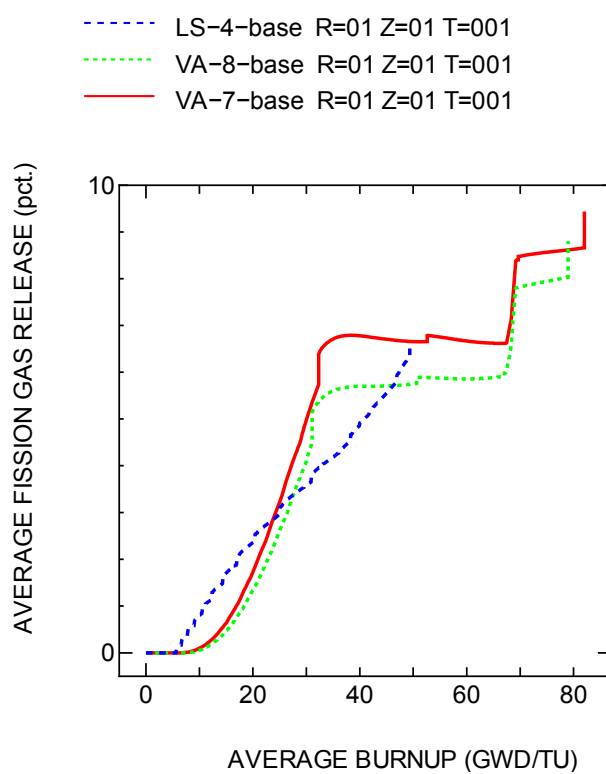


図 4.4-12 ベース照射時 FP ガス放出率履歴 (解析結果)

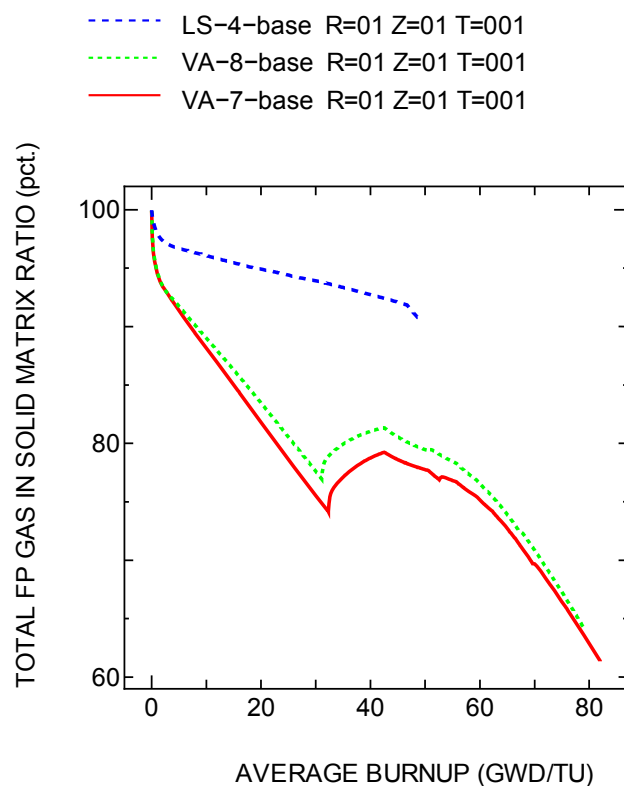


図 4.4-13 ベース照射時ペレット結晶粒内 FP ガス比率の履歴 (解析結果)

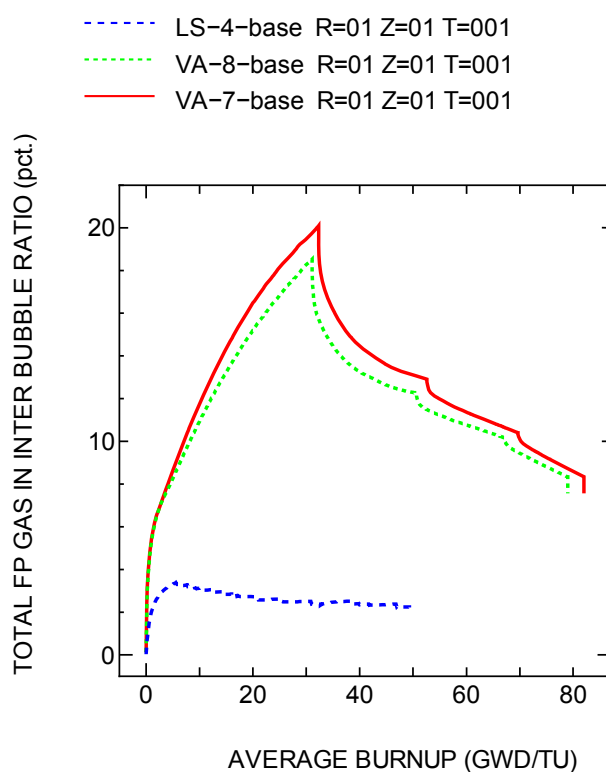


図 4.4-14 ベース照射時ペレット結晶粒界 FP ガス比率の履歴 (解析結果)

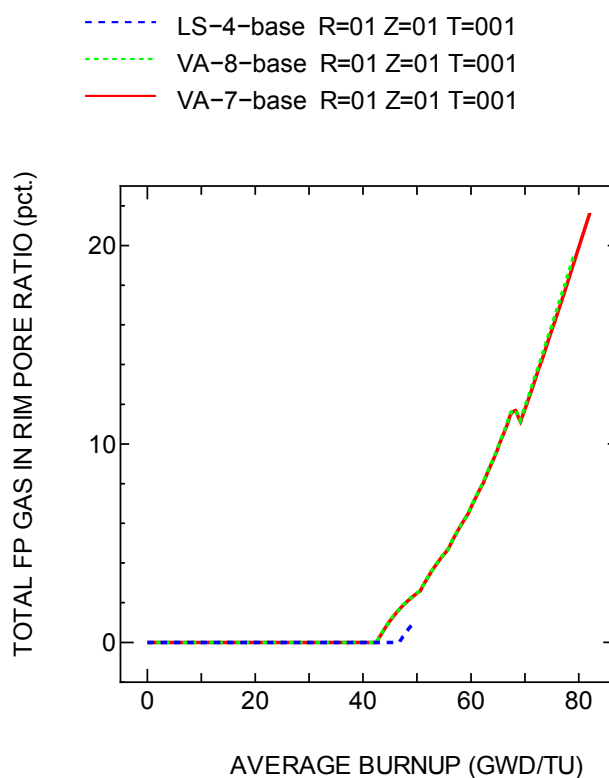


図 4.4-15 ベース照射時リムポア内 FP ガス比率の履歴 (解析結果)

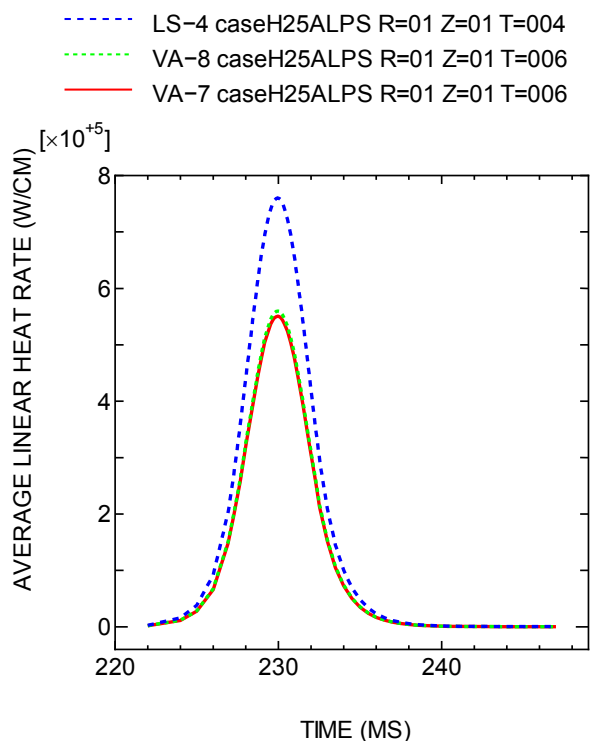


図 4.4-16 RIA 実験時線出力履歴 (解析結果)

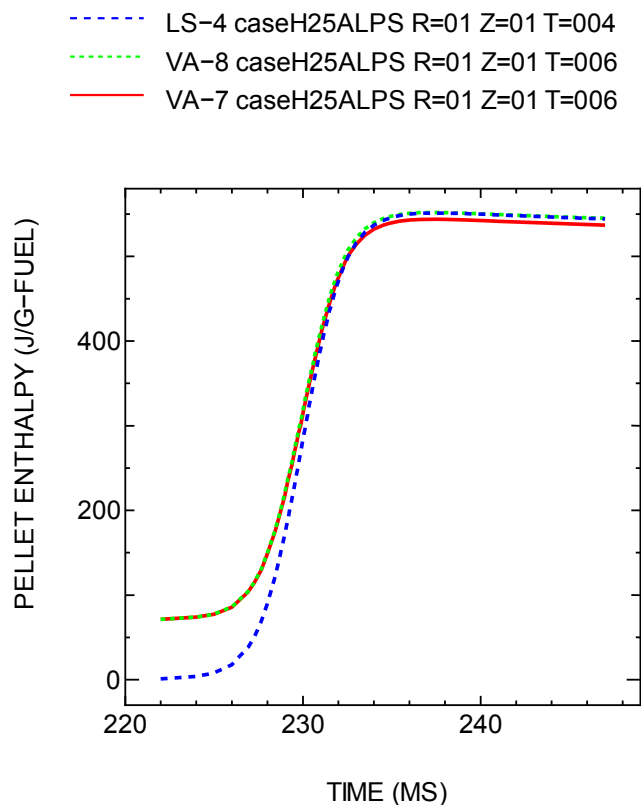


図 4.4-17 RIA 実験時燃料ペレットエンタルピー履歴 (解析結果)

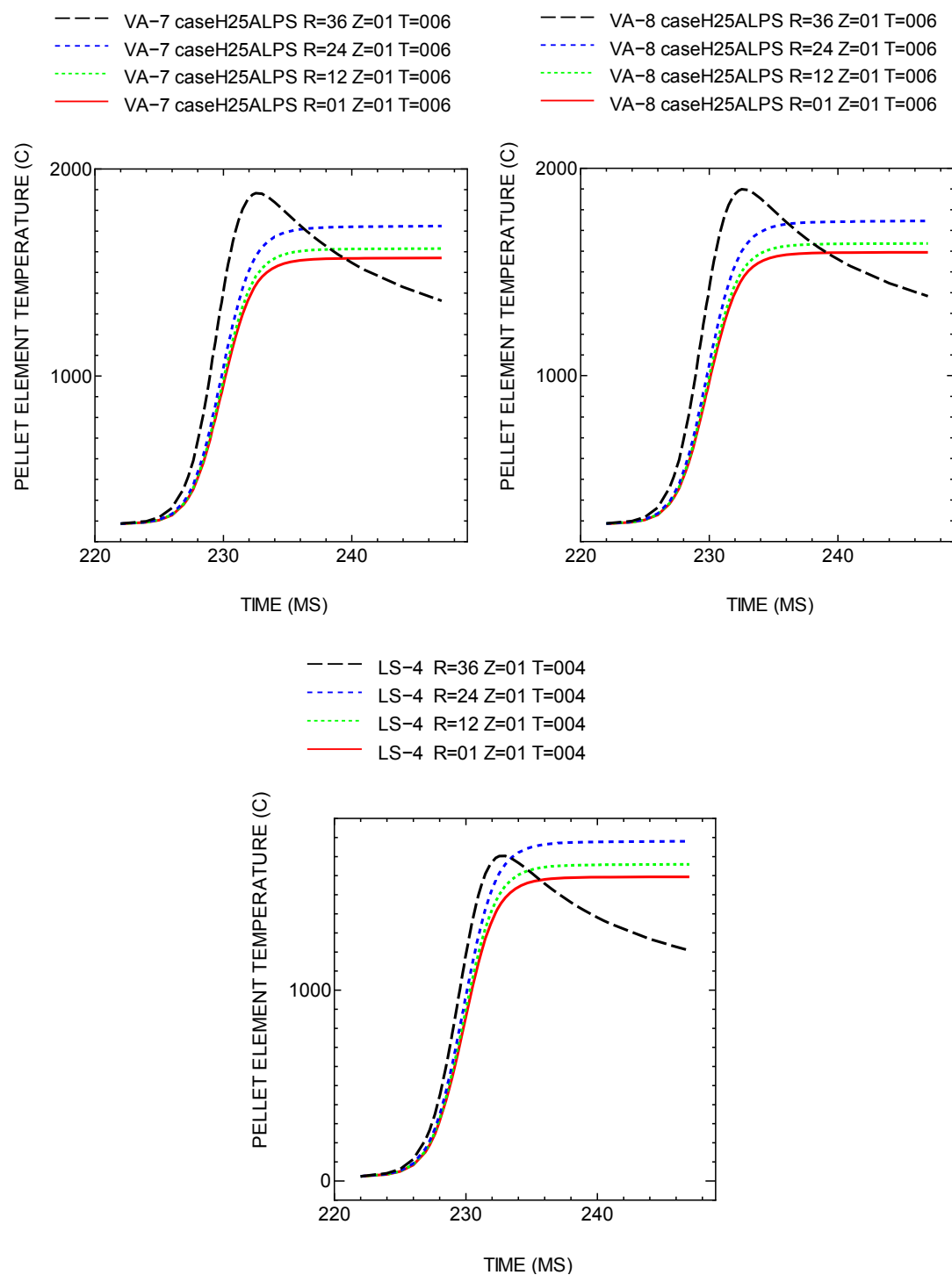


図 4.4-18 RIA 実験時ペレット温度履歴 (解析結果)

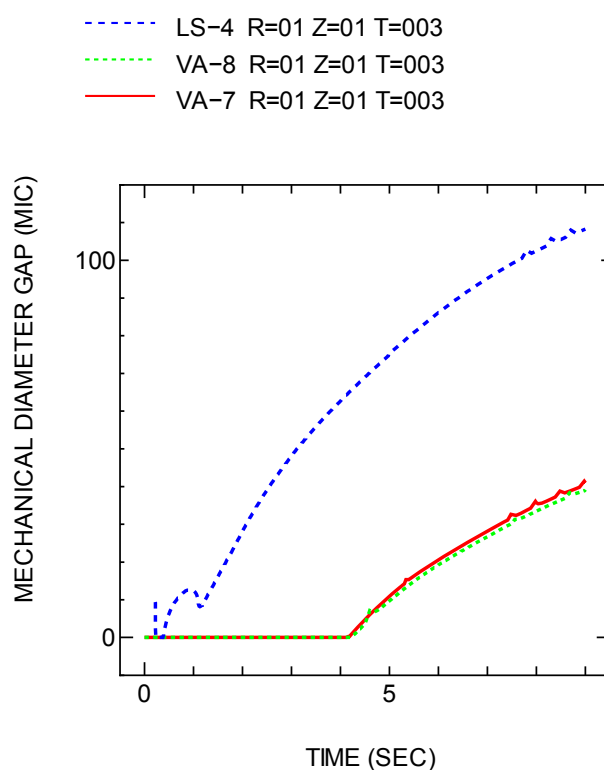


図 4.4-19 RIA 実験時 PC ギャップ履歴 (解析結果)

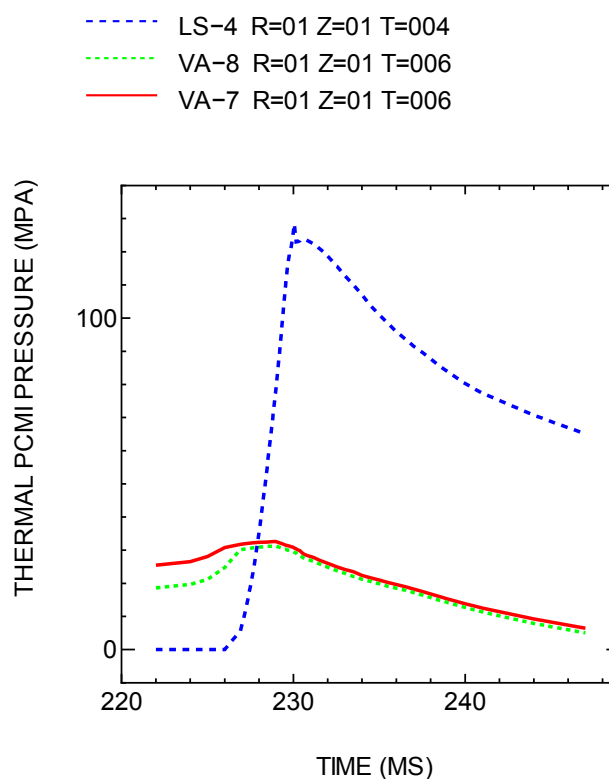


図 4.4-20 RIA 実験時 PCMI 圧力履歴 (解析結果)

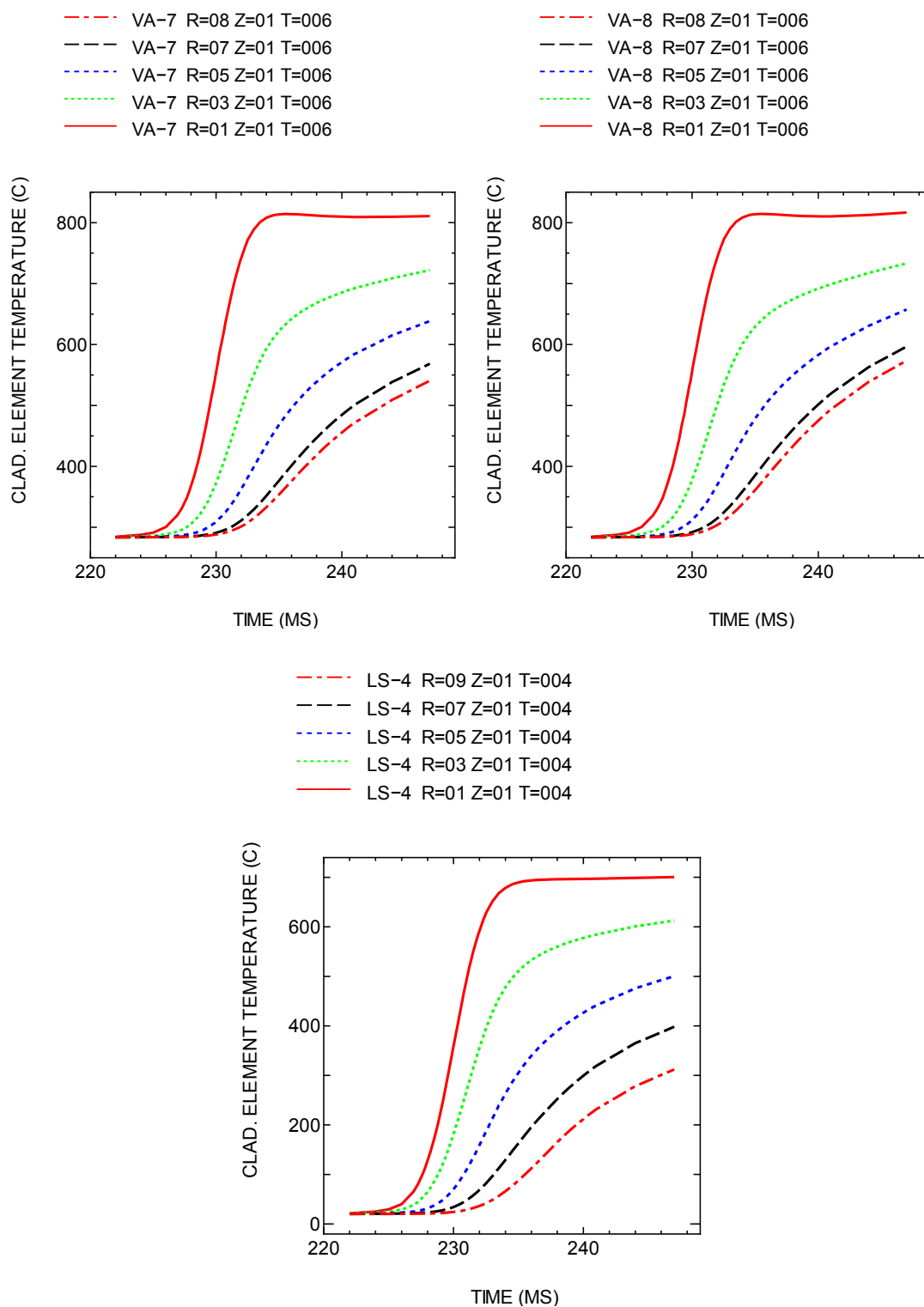


図 4.4-21 RIA 実験時被覆管内温度履歴 (解析結果)

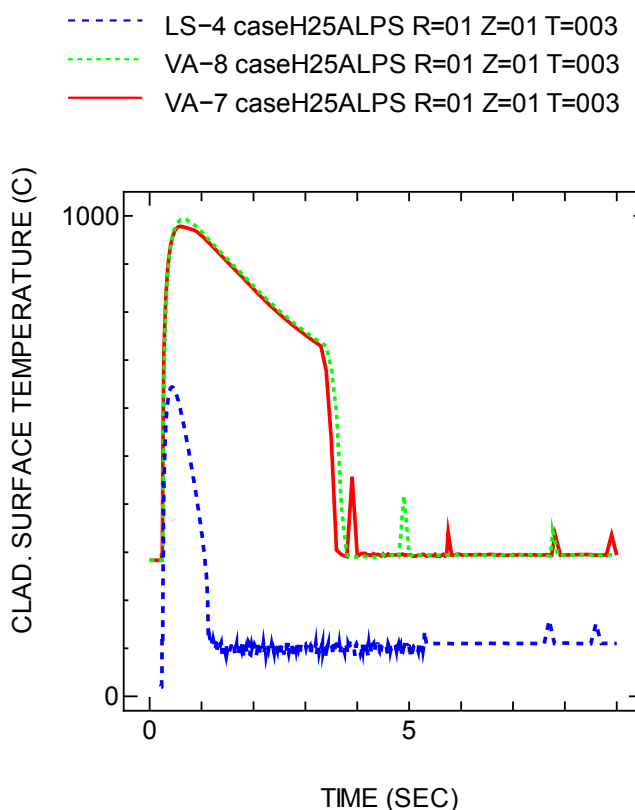
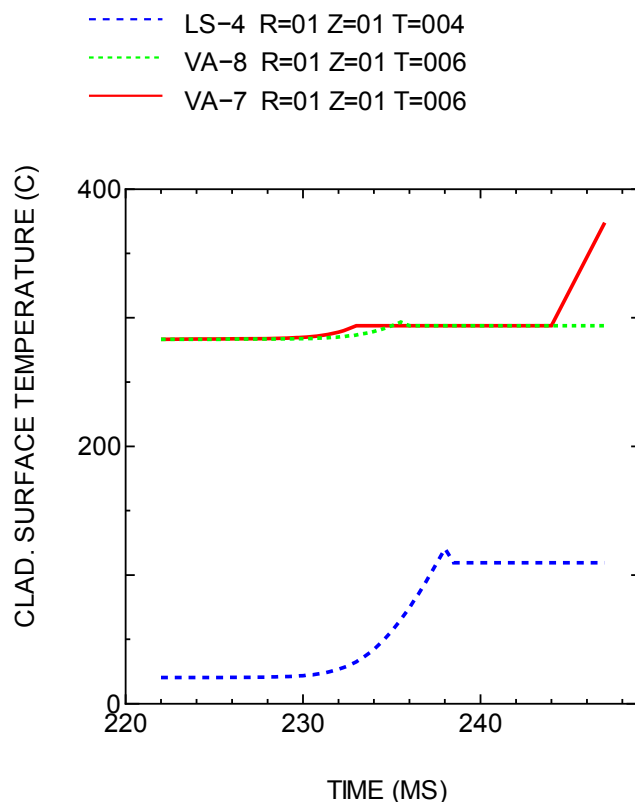


図 4.4-22 RIA 実験時被覆管表面温度履歴 (解析結果)

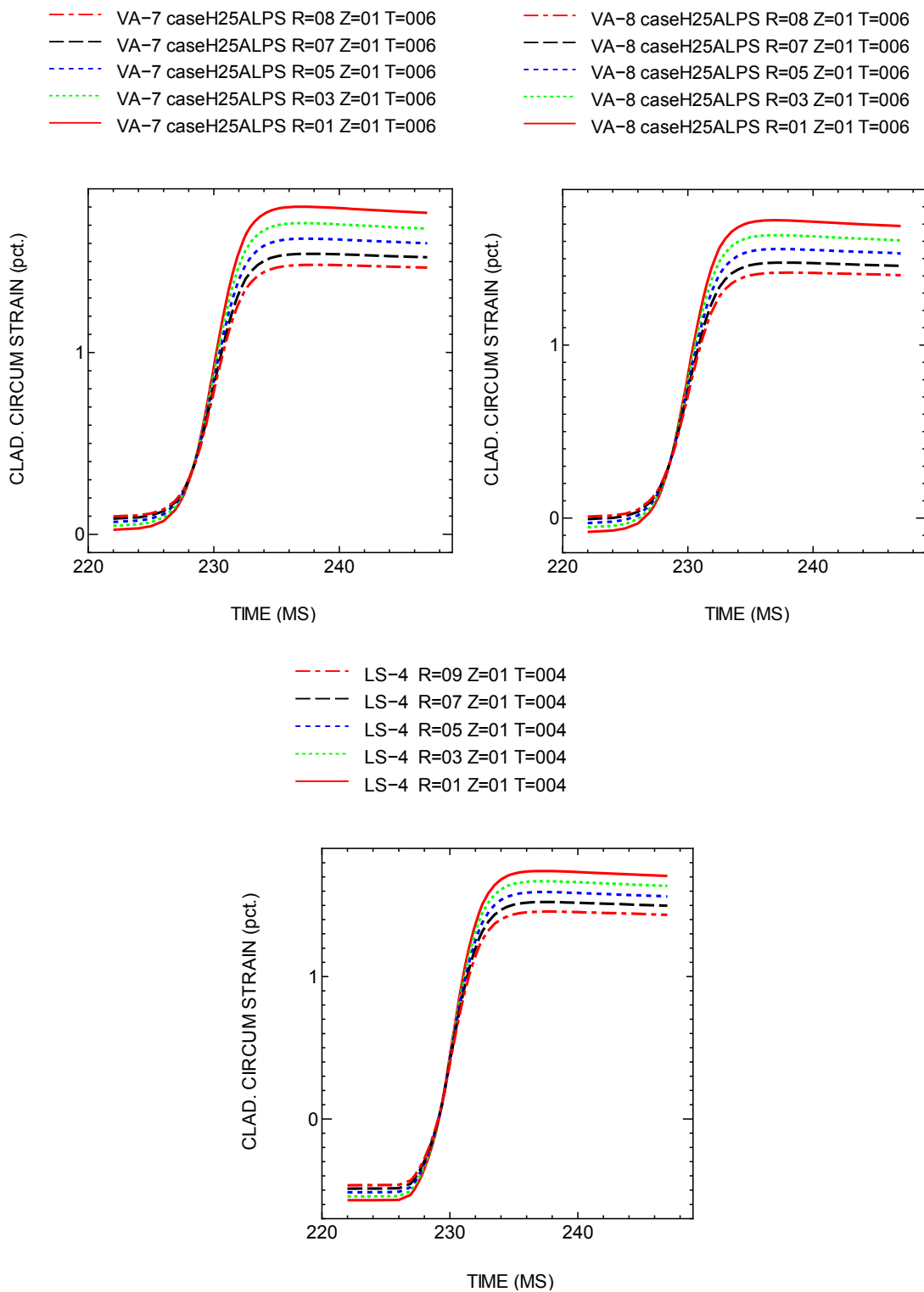


図 4.4-23 RIA 実験時被覆管周方向全ひずみ履歴 (解析結果)

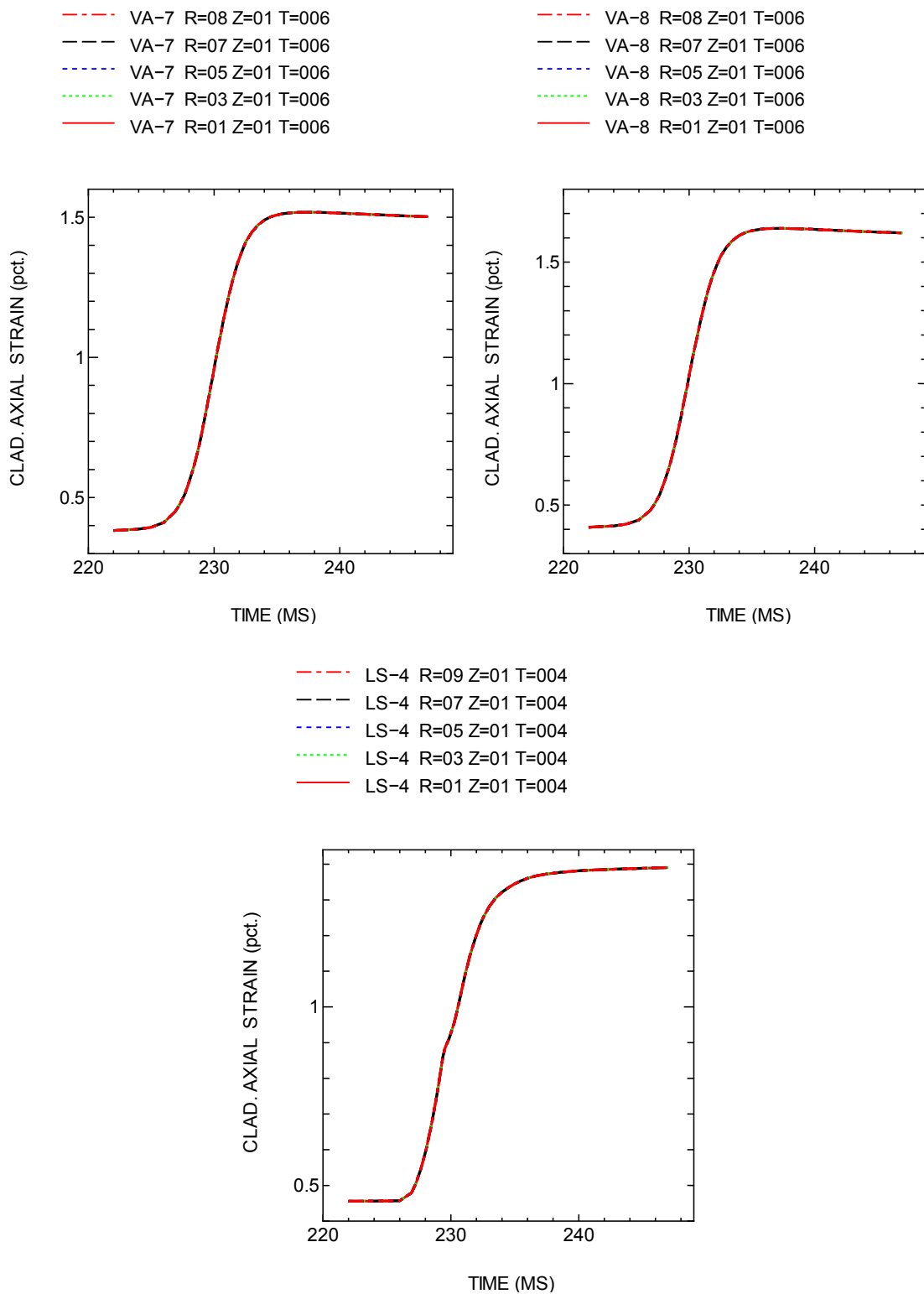


図 4.4-24 RIA 実験時被覆管軸方向全ひずみ履歴 (解析結果)

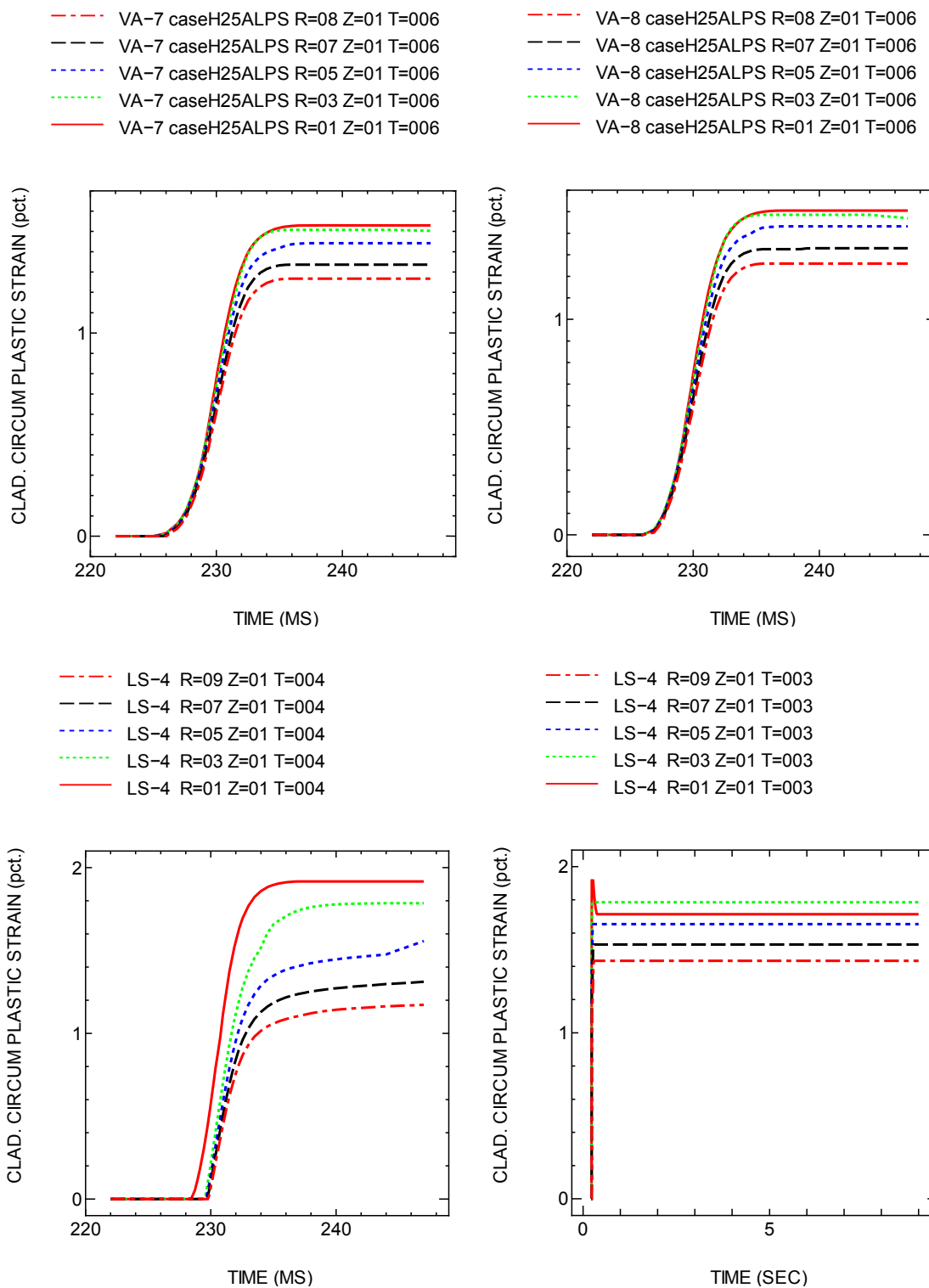


図 4.4-25 RIA 実験時被覆管周方向塑性ひずみ履歴 (解析結果)

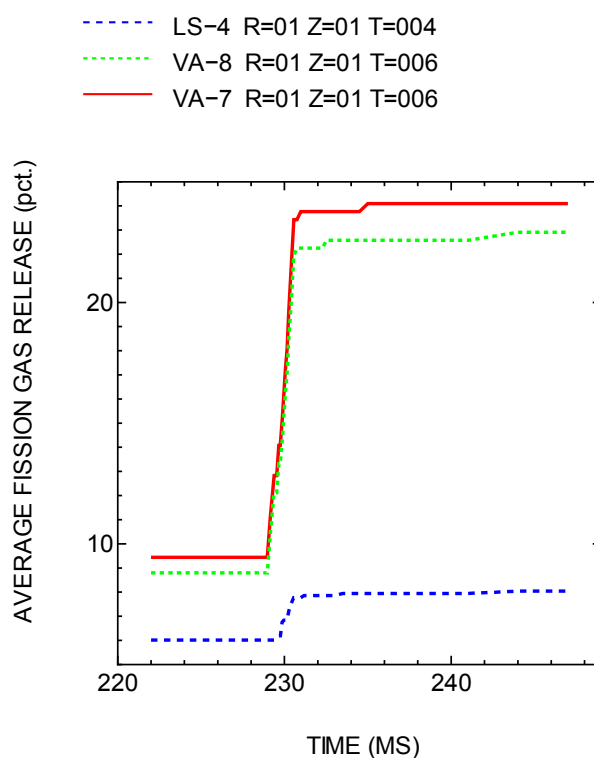


図 4.4-26 RIA 実験時 FP ガス放出率履歴 (解析結果)

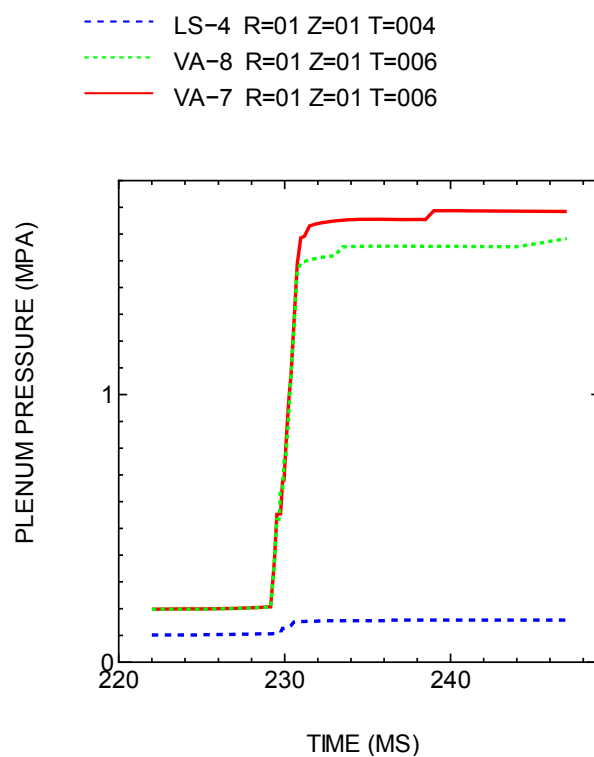


図 4.4-27 RIA 実験時燃料棒内圧 (解析結果)

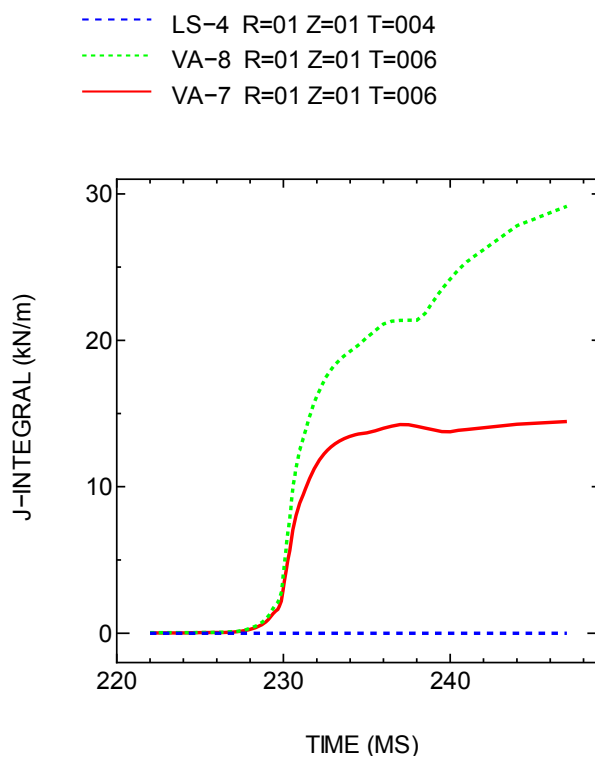


図 4.4-28 RIA 実験時 J 積分値履歴 (解析結果)

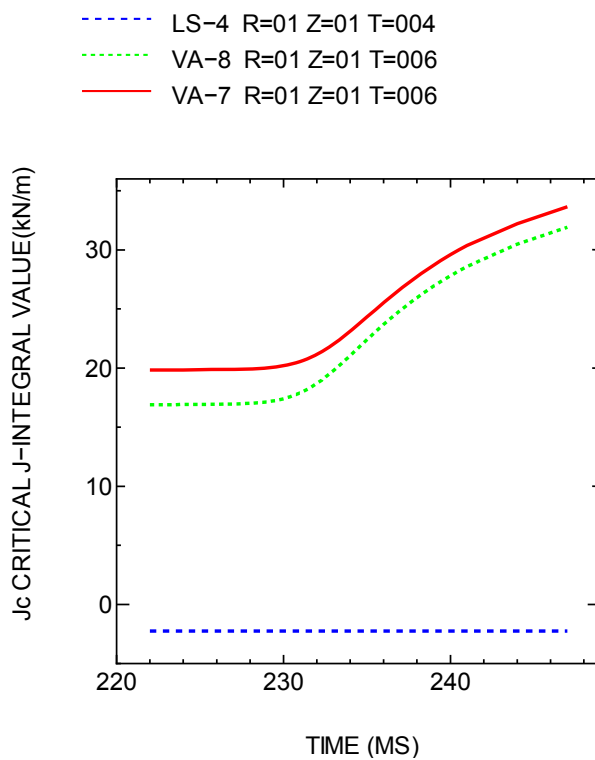


図 4.4-29 RIA 実験時 J_c 値履歴 (解析結果)

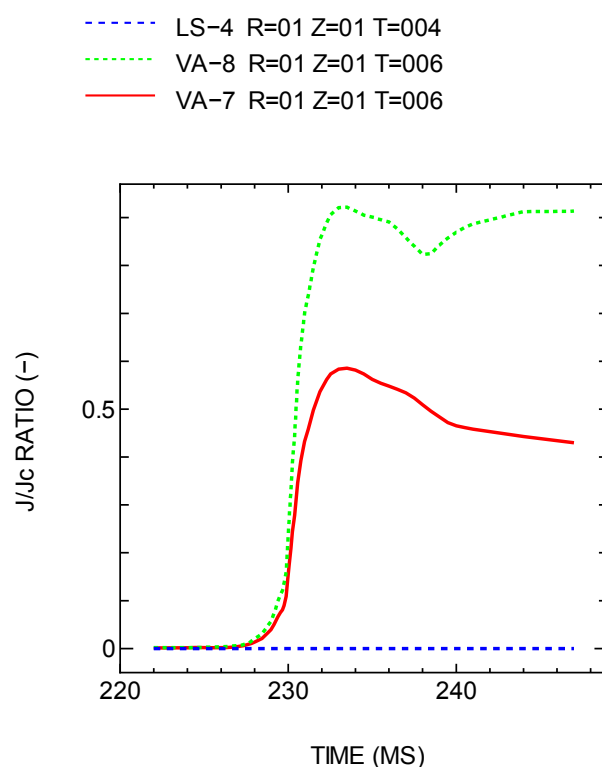


図 4.4-30 RIA 実験時 J 積分値/Jc 比履歴 (解析結果)

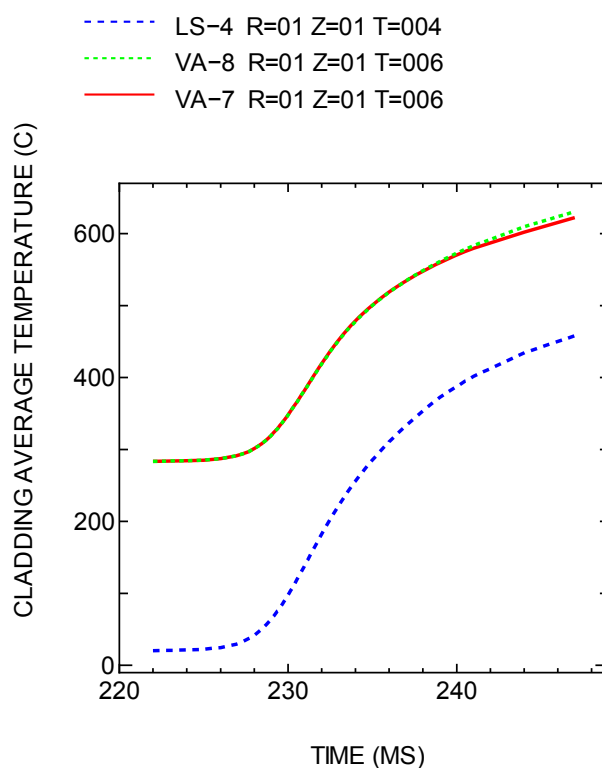


図 4.4-31 RIA 実験時被覆管平均温度履歴 (解析結果)

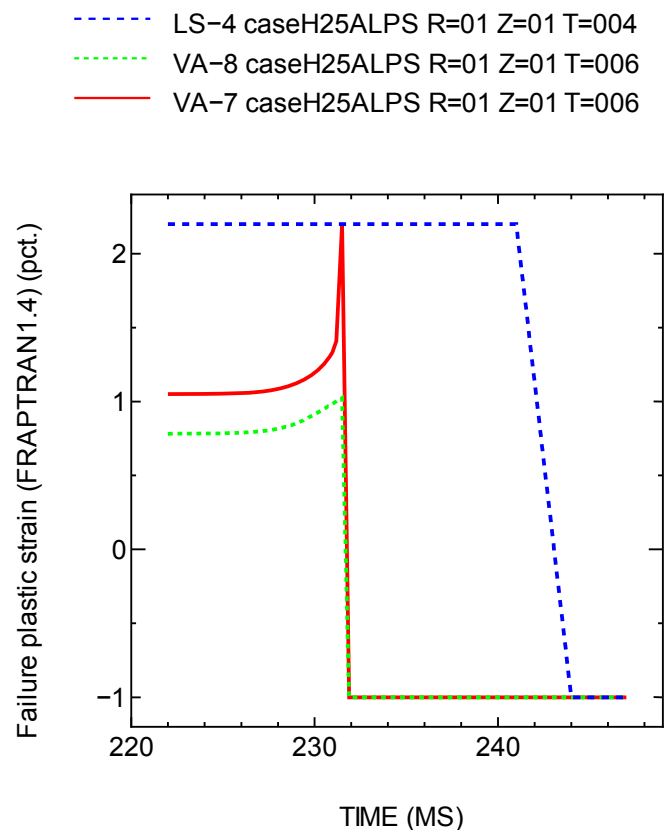


図 4.4-32 FRAPTRAN1.4 モデルによる被覆管破損限界履歴 (解析結果)

4.5 LOCA 試験

仏国・グラブリン炉において照射された PWR・ウラン燃料から採取した M5 被覆管に対し、急冷破断試験及び酸化速度評価試験を行った。

4.5.1 急冷破断試験

(1) 急冷破断試験用試験燃料棒の作製

(a) 試験燃料棒の採取

本年度の試験に供した燃料被覆管の材料である M5 は、耐食性を高めるとともに水素吸収率を低減させ、また機械的強度を向上させる目的で Zr に Nb を 1.0wt%程度、Fe を 0.04wt%程度添加した Zr-Nb 系合金である。

急冷破断試験に用いた燃料は長さ約 190mm であり、仏国グラブリン炉で照射された PWR ウラン燃料セグメント AP2-10 から採取した（以後、LMFI4 という）。AP2-10 セグメント内での試験燃料棒採取位置を図 4.5-1 に示す。試験燃料棒の採取位置での燃焼度は 84GWd/t と評価されている。また、発電炉照射中に形成された腐食酸化膜厚さについては、試験燃料棒の採取位置に近接する位置から採取した試料に対する断面金相観察から 10.3 μm と評価した。その結果を表 4.5-1 に示す。

(b) 燃料ペレットの除去

冷却材喪失事故（LOCA）時の燃料の安全性に関して最も重要な点は酸化による被覆管の脆化と急冷時の破断条件の評価にあること、および実験中に燃料ペレットから放出される放射性物質によるホットセルの汚染及び環境への放出を抑える必要があることから、上記の試験燃料棒から燃料ペレットをできるだけ除去して本試験に供した。燃料ペレットの除去作業では、直径 5.0～6.0mm のコンクリートドリルを用いた予備せん孔を行い、その後直径 7.0mm のドリルを用いた最終仕上げを行った。ここで、ドリル径は被覆管内面に損傷を与えることがないように被覆管内径より十分小さなものとしたため、被覆管内面には上の除去作業で取り除くことのできないペレット層が薄く残留していた。

(c) 試験燃料棒への加工

実機の LOCA 時の熱的な条件（主に冷却条件に影響すると考えられる熱容量）を実際の燃料棒に近づけるとともに燃料棒内の自由体積を調整するため、燃料ペレット除去後の被覆管にはアルミナペレットを装荷した。その両端にジルカロイ製の端栓を溶接し、試験燃料棒とした。

また、実機の LOCA 時には、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り燃料棒が破裂し、被覆管は外面だけでなく内面も酸化する可能性がある。これを模擬するために、本試験では試験燃料棒に 5MPa のアルゴンガスを封入し、加熱による内圧上昇と被覆管強度低下により、試験燃料棒が試験中に破裂するようにした。

試験装置にセットするため試験燃料棒の上下端栓にステンレス鋼製のコネクションロッドを接続し、最終的な試験体形状とした (図 4.5-2)。

(d) 熱電対の溶接

試験中の被覆管表面温度の制御及び測定のために、4本のRタイプ熱電対をスポット溶接した。溶接位置は被覆管高さ中間(熱電対番号 No.2)、その上下40mmの位置 (No.1及びNo.3)、及びNo.1とNo.2熱電対の中間高さにあり円周方向に90°回転した位置(No.4)である。なお、熱電対溶接のために原子炉照射中に被覆管表面に形成された腐食酸化膜をリユーターにより局所的に除去した。

(2) 急冷破断試験の実施

非常用炉心冷却系 (ECCS) 性能評価指針に規定される被覆管最高温度が1200°Cであること、従来研究^(1,2)により1000°C以上で酸化後の被覆管脆化がより顕著であることと1000~1200°Cの温度範囲で被覆管脆化に温度依存性が見られないことが明らかになっていることから、急冷破断試験における等温酸化温度は1200°Cを超えないがそれに近い温度、すなわち1150~1200°Cを目標とした。また、ECCS性能評価指針における酸化量の基準値が15%ECRであることから、LMFI4に対して15%ECRを超える酸化量を与え安全性を確認することとした。ここで、酸化量の計算には設置変更許可申請時等における安全評価と同様にBaker-Just式⁽³⁾を用いている。また、酸化量は、原子炉照射中に形成された酸化膜を除く金属層厚さに対し評価した。

集合体にはグリッドスペーサや制御棒案内管があるため、これらによって急冷時に起こる燃料棒の収縮が拘束され燃料棒に軸方向の荷重が負荷される可能性がある。このような急冷時の燃料棒に負荷される拘束荷重は事故シナリオや集合体設計等に依存するため、これを定量的に評価することは非常に困難である。PWR燃料棒についてはいくつかの評価例があり^(4,5)、最大490Nという拘束荷重が報告されている。そこで、本試験では、冷却開始時に試験燃料棒を固定し、被覆管収縮が拘束されることに伴い引張荷重を発生させ、集合体内で発生する拘束を模擬した。本試験での拘束荷重については、従来の知見を保守的に考慮して約540Nが上限となるよう設定した。なお、試験燃料棒の昇温及び等温酸化中は、試験燃料棒上端を引張試験機のクロスヘッド (昇降機構) により保持し被覆管にかかる負荷がゼロになるよう、すなわち温度上昇と酸化に伴う被覆管の軸方向への伸長が妨げられないように調整した。

LMFI4に対する試験で得られた温度と荷重の履歴を図4.5-3に示す。

本試験では、まず燃料棒を水蒸气流中に置き、温度制御用熱電対としてNo.2を使用し、3°C/sで加熱した。昇温中、熱電対No.2の指示値が769°Cに達した時点 (図4.5-3中の矢印) で、セル内に設置したマイクロフォンから燃料棒破裂に伴う衝撃音が確認された。

急冷時に被覆管が破断する場合、破裂開口部で破断する可能性が高いことから、破裂開

口位置の温度を代表的な試験温度としこれに基づき酸化量評価及び急冷時破断条件の評価を行った。具体的には、破裂直後に一旦赤外線炉を停止し破裂開口の形成と位置を確認した後、開口部位置での温度並びに破裂開口近傍で目標とした酸化量（30%ECR 超）を得るために必要な等温酸化時間を評価した。破裂開口の形成と位置を確認した後再び赤外線炉を起動して 10°C/s で加熱し、燃料棒高さはほぼ中間の熱電対 No.2 位置で約 1200°C に達した後、目標酸化量が得られるまで温度を保持した。等温酸化時間は 384s であった。この等温酸化中の平均温度は、No.1、2、3、4 熱電対位置でそれぞれ、1196、1200、1158、1202°C であり、燃料棒の高さ中間付近で最も温度が高かった。

本試験では、等温酸化終了後に徐冷期間を設けてから急冷した。これは、酸化温度から直接急冷する場合と当該温度区間を徐冷した場合とでは被覆管のマイクロ組織が異なり、徐冷を経た被覆管の方が脆化しやすいためである⁽⁶⁾。なお、徐冷中の冷却速度は、酸化温度から 900°C までは約 10°C/s、900 から 700°C までは約 4°C/s である。また、急冷開始は熱電対 No.2 の指示値が約 700°C に達した時点であり、急冷水の水面上昇速度は 20~30mm/s であった。

急冷開始とともに被覆管にかかる軸方向荷重は増大し、最終的に設定値に近い 519N に達した。急冷完了後、数分間拘束を維持した。

(3) 急冷破断試験後の分析・評価

LMFI4 の試験後の外観写真を図 4.5-4 に示す。この図から分かるように、熱電対 No.2 の高さ、熱電対 No.1~3 を溶接した方向から約 270°回転した方向に破裂開口が生じている。破裂開口は熱電対溶接位置から離れており、膨れ及び破裂に関し熱電対溶接の影響はないと考えられる。破裂開口の長さは 15mm 程度であった。被覆管は完全に冷却した後も破断することはなかった。熱電対 No.1、2 および 3 の位置における平均温度から二次関数補間を用いて推定される破裂開口部での平均酸化温度は 1200°C である。

外観観察結果より試験後試料の外径を算出し、破裂開口した膨れ部を楕円形と仮定して試験後の円周長を求めた。試験後の円周長の増加量である膨れ率は 29% であった。膨れに伴う被覆管の肉厚減少を考慮し、かつ被覆管の内外面両面酸化を仮定した場合、破裂開口部での平均温度と等温酸化時間から Baker-Just 式を用いて計算される酸化量は、原子炉照射中に形成された腐食酸化膜を除く金属肉厚に対して 31.3%ECR である。なお、初期(試験前)金属肉厚に対する酸化量は 23.5%ECR となる。なお、酸化量を確定させるためには、試験燃料棒を半径方向に切断して膨れ率を測定する必要がある。

図 4.5-5 に LMFI4 の試験後の X 線写真を示す。この図において、試験燃料棒の軸方向に白黒の濃淡の異なる 3 つの領域が観察される。すなわち、破裂開口部近傍で黒く、この領域を挟んだ燃料棒の上下部で白い領域が観察される。本試験では燃料ペレットの除去工程において被覆管内面に損傷を与えることがないようにドリル径を被覆管内径より十分小さなものとしたため、被覆管内面にはペレット層が厚さ 0.7mm 程度残留していた。また、

その内部にはアルミナペレットが装填されている。燃料ペレットとアルミナペレットの X 線透過率の違いを考慮すると、破裂開口部近傍で観察された黒い領域では、試験燃料棒製作時に残存していた燃料ペレット層が消失しているものと考えられる。なお、燃料ペレット層が消失した部分においてペレット状の薄い影が確認されるが、これは試験燃料棒に装荷されたアルミナペレットである。この燃料ペレット層が剥がれ落ちた部分と残った部分の境界（図 4.5-5 中の X 線透過部と非透過部の境界）の被覆管膨れ率を膨れの断面を楕円近似することで算出した。その結果、燃料ペレット層が被覆管内面から剥がれ落ちる被覆管膨れ率のしきい値は、上部側で 2%、下部側で 6%であった。この値は、Studsvik 社において照射済燃料（燃焼度約 72GWd/t）を対象に炉外で実施された LOCA 模擬試験結果⁽⁷⁾にて報告されている、LOCA 模擬試験中にペレット放出が生じた領域での膨れ率の下限値と同程度であった。

(4) 従来データとの比較

図 4.5-6 は、平成 18、19、23 及び 24 年度に実施した高燃焼度燃料被覆管の急冷破断試験で得られた結果⁽⁸⁻¹¹⁾と本試験の結果を比較したものである。同図において、縦軸が LOCA 模擬条件での酸化量（膨れによる肉厚減少を考慮）、横軸が等温酸化温度である。黒の白抜き丸が本試験の結果、灰色の中実丸及び白抜き丸が平成 18、19、23 及び 24 年度に実施した試験の結果である。

この図から分かるように、本試験結果は平成 18、19、23 及び 24 年度に実施した急冷破断試験の結果と同等であった。また、安全基準値（15%ECR）を超える約 30%ECR という酸化量を与えても、高燃焼度の M5 被覆管は、519N の拘束力条件下において破断することはなかった。すなわち、M5 燃料被覆管については、現行燃料被覆管に比べて破断限界が著しく低下することはないと考えられる。

4.5.2 酸化速度評価試験

(1) 酸化速度評価試験に用いる試験片の作製

酸化速度評価試験に用いる試験片の切出し位置を、図 4.5-7 に示す。M5 被覆管材料については、グラブリン炉で照射した AP2-10 セグメント（燃焼度 84GWd/t）から 5 個（OMFI2-1～5）の試験片を切出した。耐破断特性試験用の試験燃料棒と同様の工程で被覆管内表面に金属部が現れるまで燃料ペレットを除去した後、長さ約 8.5mm に切断した。切断後の試験片をアセトンで洗浄し充分乾燥させた後、試験前に各試験片の内外径、長さ及び重量を測定した。

(2) 酸化速度評価試験の実施

図 4.5-8 に試験装置の概略を示す。酸化試験では、電気炉中央部に位置する反応管を水蒸気雰囲気下で予め設定した温度に保持しておき、試料ポートに載せた試験片を挿入して

加熱する。目標温度まで加熱し、設定した酸化時間保持した後、速やかに試験片を取り出して冷却する。試料ポートに載せたまま試験後の重量を測定し、重量増加量を評価する。試験中の温度は、試料ポート直下のホルダーに取り付けた R タイプ熱電対で雰囲気温度を測定しており、試料の表面温度は直接測定していない。事前に熱電対を溶接した模擬試験片を用いて加熱実験を行い、試料表面－ホルダー間の温度差を評価し、本試験では試料表面温度が目標温度になるように電気炉の出力を調整している。

本年度に実施した OMFI2-1 の試験条件を表 4.5-2 に示す。また、図 4.5-9 に、酸化温度 1473 K、酸化時間 120s 及び 600s の条件で実施した試験の温度履歴を示す。図から分かるように、加熱時の昇温速度や等温酸化中の試料温度は酸化時間が増加しても同じである。目標温度 1473K までの加熱時間は、121s であった。等温酸化中の温度は、各目標温度に対して $\pm 10^{\circ}\text{C}$ 以内に制御されている。

図 4.5-10 に、試験片の表面積で除して単位面積あたりに換算した重量増加量の酸化時間依存性を示す。ここで、試験片の表面積は端面の画像解析結果及びノギスを用いた寸法測定結果に基づき評価した。同図には、比較として、平成 18 年度に取得された未照射の M5 被覆管に対する酸化試験の結果⁽⁸⁾を併せて示している。図から、照射材と未照射材とで重量増加量に顕著な差が見られず、酸化膜成長に対して高燃焼度化の影響はほとんどないと考えられる。また、図 4.5-11 に酸化速度定数の温度依存性を示す。同図には、比較として平成 18 年度に実施した未照射の M5 被覆管に対する酸化試験結果⁽⁸⁾及び平成 21 年度に実施した未照射の Zry-4 被覆管に対する酸化試験結果⁽¹²⁾を併せて示す。酸化速度定数とは、酸化の進行（単位面積当たりの重量増加： ΔW ）が 2 乗則（ $\Delta W^2=kt$, t ：酸化時間）に従うものと仮定したときの定数（ k ）である。図から、被覆管の種類の違いによる酸化速度の変化、及び高燃焼度化による酸化速度への影響は小さいことが分かる。

4.5.3 LOCA 試験のまとめ

欧州で照射された PWR 高燃焼度改良型燃料（燃焼度 84GWd/t）から採取した M5 被覆管を対象に急冷破断試験を実施し、その LOCA 時挙動を評価した。

- ・ 約 1200°C で約 30%ECR の酸化量を与えた後に冠水により急冷したが、被覆管試料は破断しなかった。
- ・ 高燃焼度 M5 被覆管は、安全基準値（15%ECR）を超える約 30%ECR という酸化量を与えても約 520N の拘束力条件下において破断することはないと、平成 18、19、23 及び 24 年度に実施した急冷破断試験の結果と同等であったことから、M5 燃料被覆管に関しては、燃焼が進んだ場合においても現行燃料被覆管に比べて破断限界が著しく低下することはないと考えられる。

また、同 PWR 高燃焼度改良型燃料から採取した M5 被覆管を対象に、約 1473K におけ

る酸化速度評価試験を実施した。酸化温度 1473 K において照射材と未照射材とで酸化速度に違いはほとんど見られなかったことから、調べた範囲において酸化膜成長に対して高燃焼度化の影響はほとんどないと考えられる。

表 4.5-1 急冷破断試験に供した試験燃料棒

試験燃料棒 番号	採取セグメント 番号	燃焼度 (GWd/t)	被覆管材料*	腐食酸化膜 厚さ(μm)
LMFI4	AP2-10	84	M5	10.3

表 4.5-2 M5 被覆管試料 (OMFI2) に対する酸化試験条件

試験片番号	燃焼度 (GWd/t)	被覆管 材料	腐食酸化膜 厚さ(μm)	等温酸化条件		酸化量 ECR (%)
				温度 (K)	時間 (s)	
OMFI2-1~4	84	M5	10.3	1473	120~900	13~36

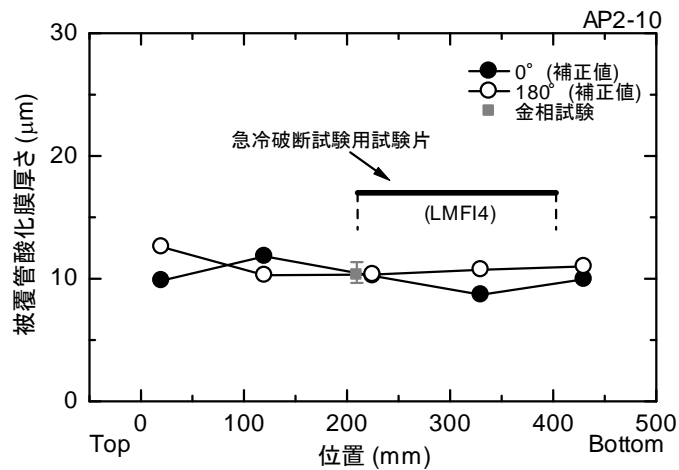


図 4.5-1 急冷破断試験に用いる試験燃料棒の採取位置 (AP2-10 セグメント)

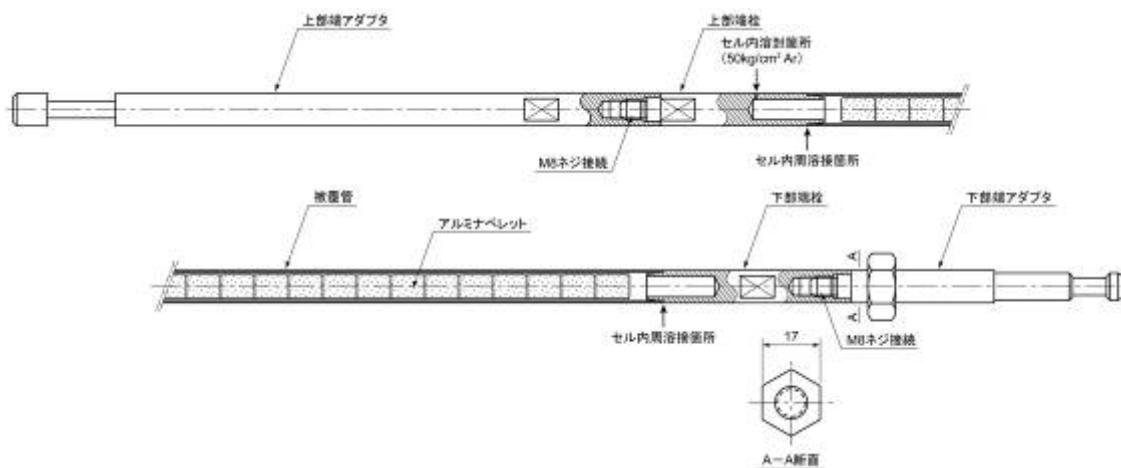


図 4.5-2 試験装置にセットするために両端にジョイントを接続した試験燃料棒の形状

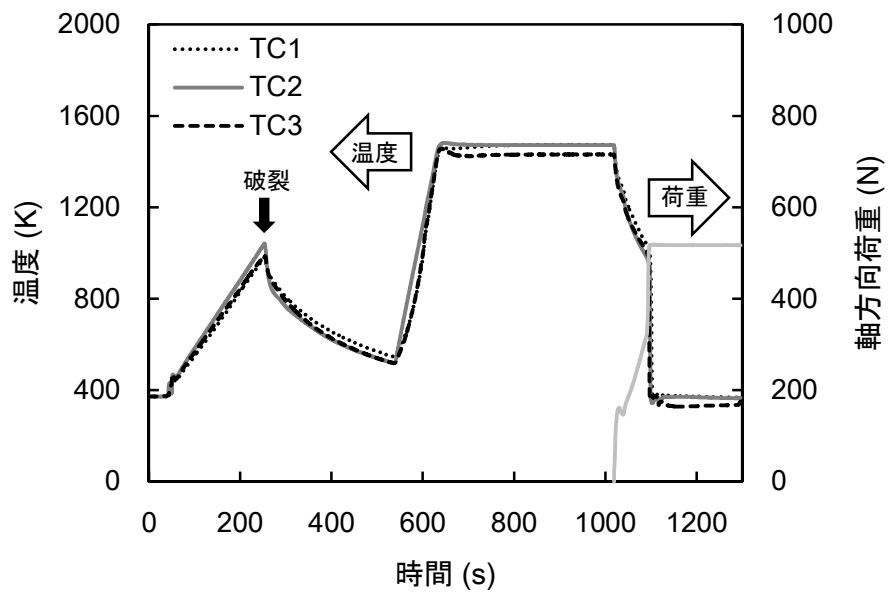


図 4.5-3 LMFI4 に対する試験での温度及び荷重履歴

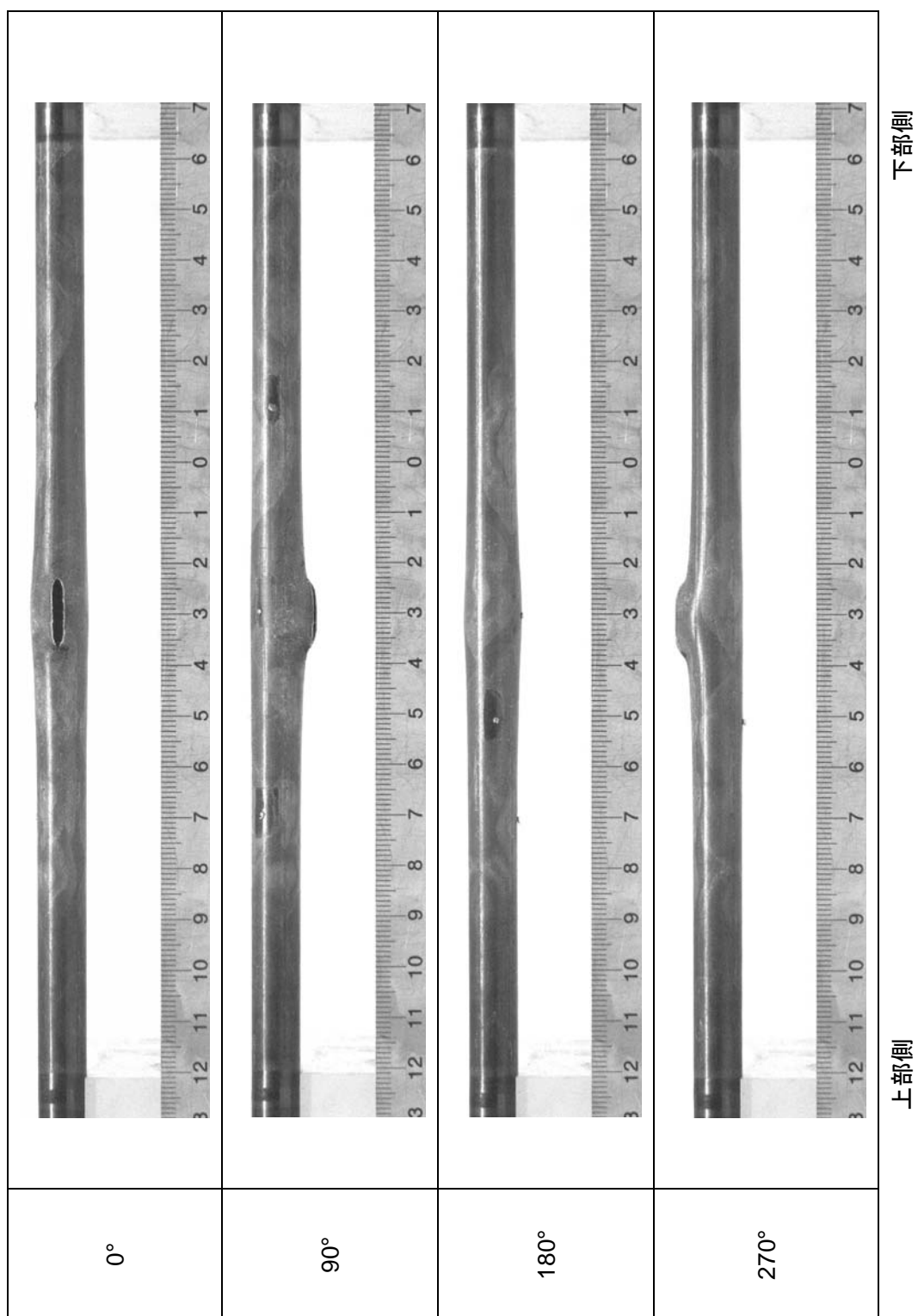


図 4.5-4 LMFI4 の試験後外観写真

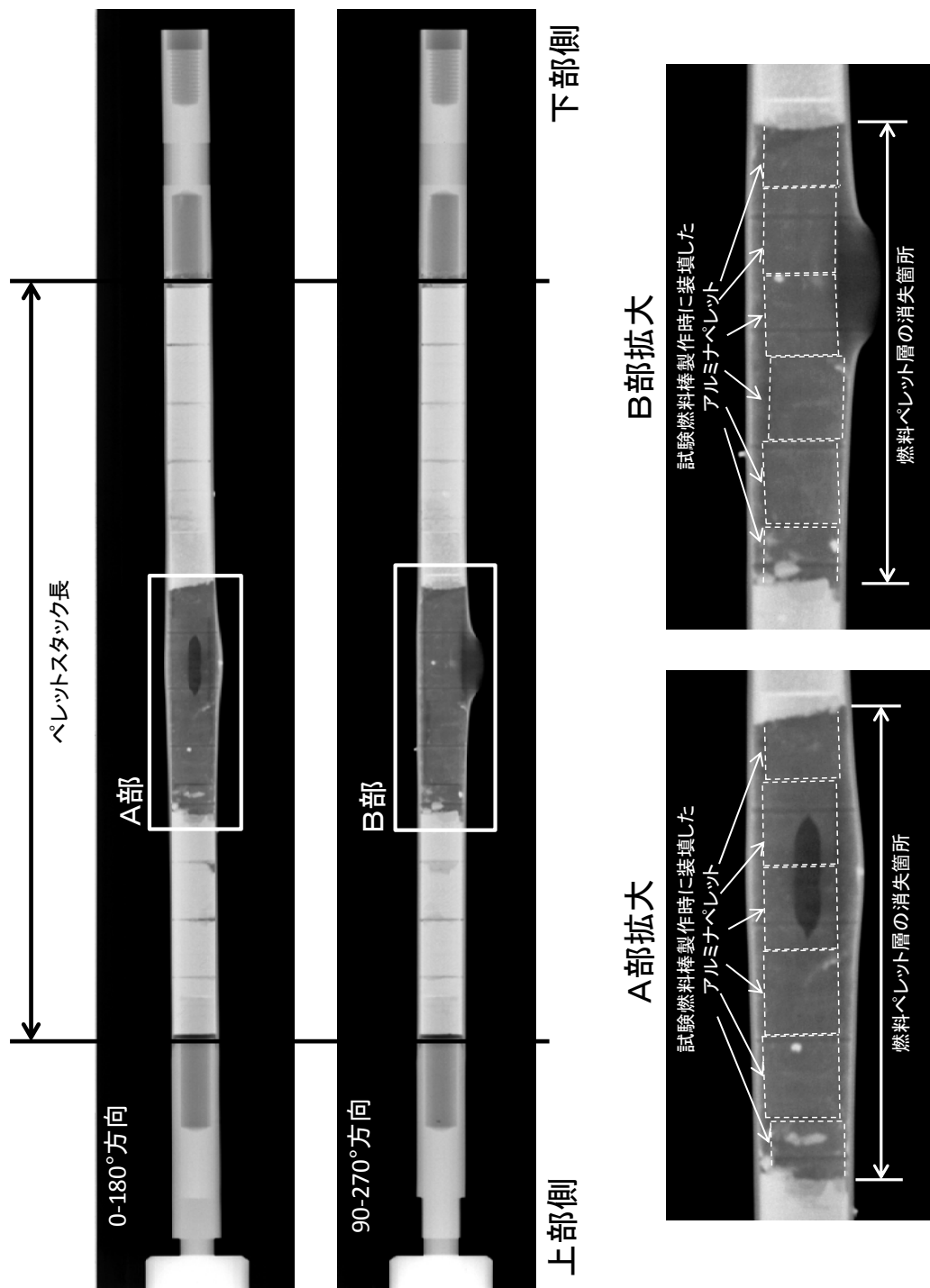
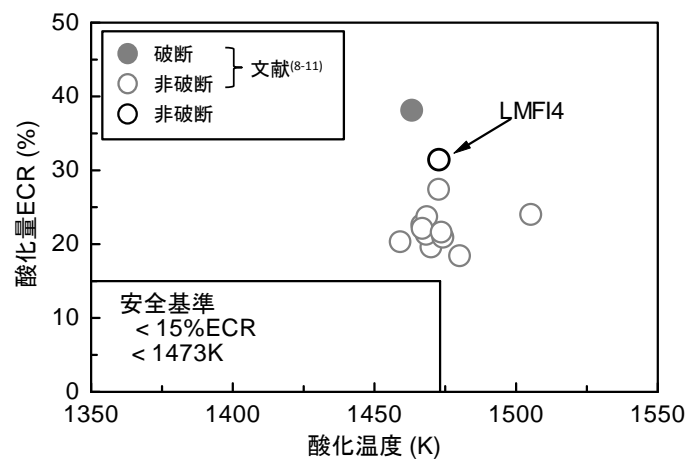
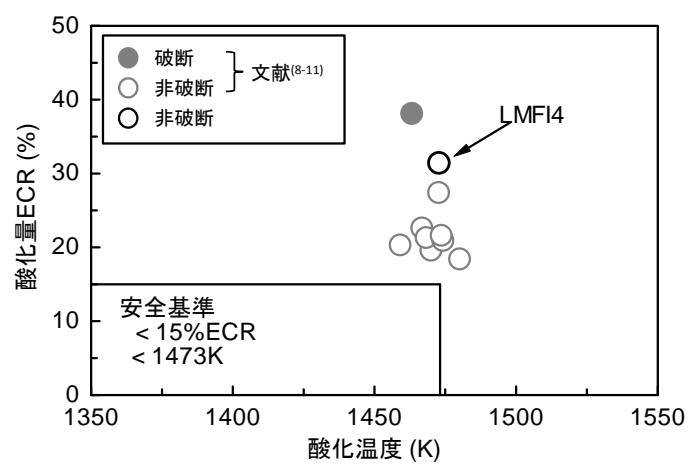


図 4.5-5 LMFI4 の試験後 X 線写真



(a) 非拘束試験結果を含むプロット



(b) 拘束試験のみのプロット

図 4.5-6 LOCA 模擬条件での酸化量(膨れによる肉厚減少を考慮)と酸化温度に関する破断マップ

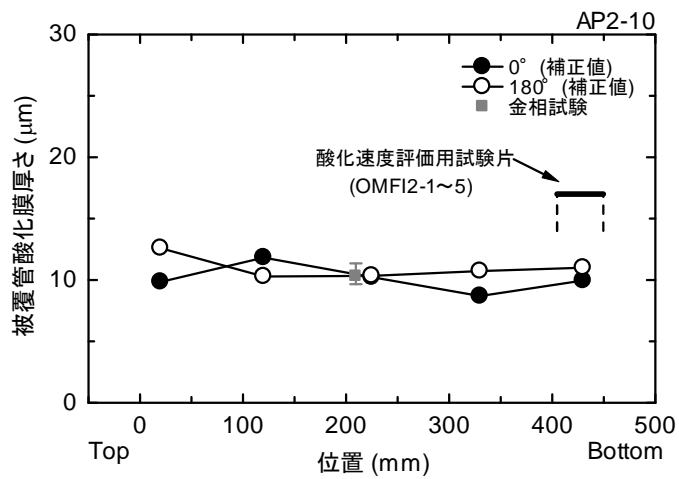


図 4.5-7 酸化速度評価試験に用いる試験片の採取位置 (AP2-10 セグメント)

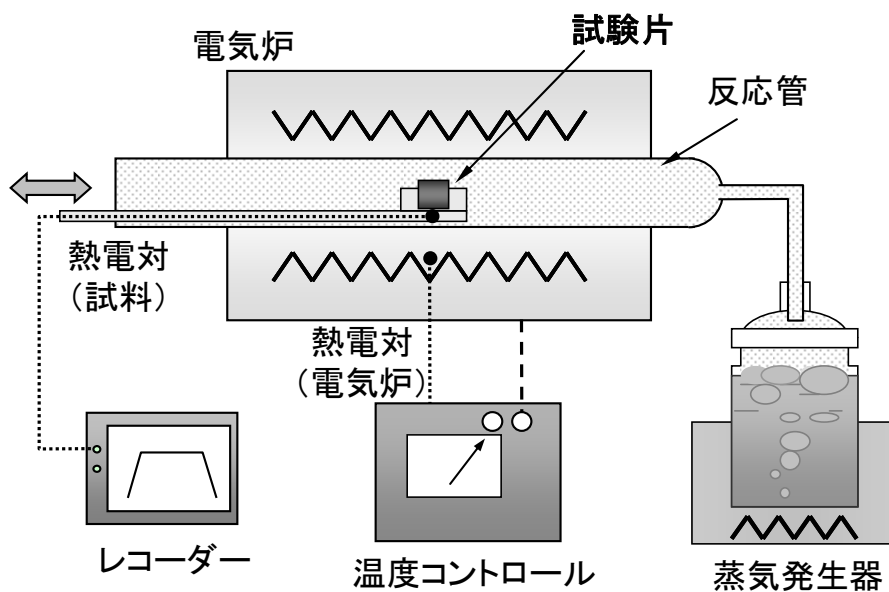


図 4.5-8 酸化速度評価試験装置の概略

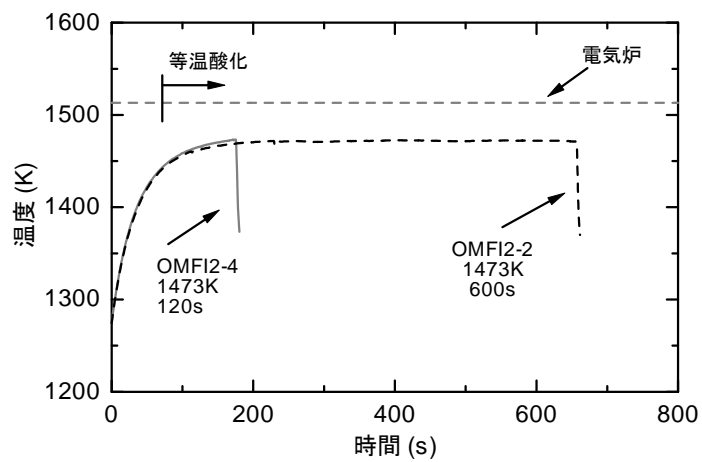


図 4.5-9 酸化温度 1473 K で実施した酸化試験中の温度履歴

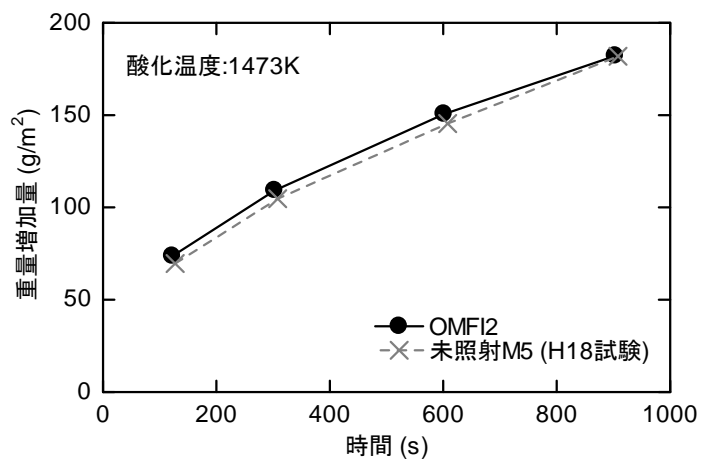


図 4.5-10 等温酸化試験後の重量増加量

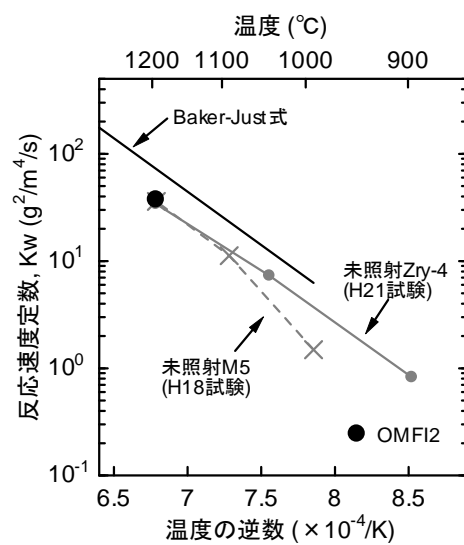


図 4.5-11 酸化速度定数の温度依存性

4.6 改良型燃料被覆管の照射成長試験

4.6.1 改良型燃料被覆管の照射成長試験の概要

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

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

4.6.2 照射成長試験に供する材料の選定、照射条件及び試験片の配置

(1) 供試材の選定

(a) 材料

高燃焼度化に伴う軽水炉燃料被覆管の外表面腐食量や水素吸収量を抑えるため、種々の改良型被覆管合金が開発されている。近い将来、国内の発電炉に導入される可能性の高いものについて入手し、試験に供する。

また、PWR と異なる型式の発電炉で使用実績があり上記の改良合金と成分が似ている合金、ならびに製造条件の異なる被覆管についても入手して試験に供し、上記の改良合金の結果と比較することにより、合金成分や被覆管の加工及び熱処理条件等が照射成長挙動に及ぼす影響を把握する。

さらに、高燃焼度領域では燃料被覆管の水素吸収量が増加することから、この水素吸収が照射成長に及ぼす影響を評価するため、一部の材料について水素を吸収させたものを作製し、試験に供する。

供試材の合金組成を表 4.6.2-1 にまとめる。

(b) 試験片の数、寸法等

得られる結果の再現性、寸法依存性を確認するため、同じ材料について複数の試験片を準備し、本照射成長試験に供する。

従来の被覆管材料を用いた燃料棒の場合に燃焼度 60GWd/t 相当の高速中性子照射量における照射成長が 1%程度⁽¹⁾であること、ならびに試験炉施設での長さ測定精度が 1 μ m 程度であることから、照射成長量を有効数字 3 桁程度で測定するためには、100mm 程度の試験片長さが必要と考えられる。また、長さの異なる試験片を同じ条件で照射して、試験片の寸法

が測定結果に及ぼす影響について把握する必要がある。加えて、本照射成長試験を実施するハルデン炉において、炉心軸方向中性子束分布がほぼフラットとなる領域の幅が 150mm 程度であることを考慮すると、50 および 100mm の 2 種類の長さを有する試験片を準備し、試験に用いるのが妥当と考えられる。

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

(2) 照射条件

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

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

(3) 試験片の配置と製作

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

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

試験片の形状と試験片装荷部の構造の例を図 4.6.2-1 に示す。また、各照射試験リグ内での試験片の配置を表 4.6.2-2 に示す。

試験片の製作は平成 23 年度に実施した⁽³⁾。

4.6.3 試験片のハルデン炉照射及び冷却材ループ運転状況

(1) ハルデン炉運転中の計装データ等の取得及び管理

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

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

(2) 照射履歴

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

照射試験リグ	冷却材入口目標温度	冷却材ループ圧力	冷却材流量
IFA-735	300±2 (°C) (573±2 (K))	155±2 (bar) (15.5±0.2 (MPa))	300±50 (l/min)
IFA-736	320±2 (°C) (593±2 (K))		

照射試験は平成 23 年度に開始され同年度中に第 1 照射サイクルを、平成 24 年度に第 2 及び第 3 照射サイクルを終了した⁽⁴⁾。第 4 及び第 5 照射サイクルは、それぞれ 2013 年 6 月から 10 月まで、及び 2013 年 11 月から 2014 年 1 月まで実施された。この間の原子炉運転日数はそれぞれ約 80 日及び 85 日であった。この期間中、ハルデン炉は定常運転状態にあり、その熱出力は 16～20 MW であった。照射開始から第 5 照射サイクル終了までの原子炉運転状況及び Loop 6 の熱水力条件を図 4.6.3-1 及び 2 に示す。

なお、第 4 照射サイクル中には、スクラムによる炉停止が 2 回、軽微な修理作業のため短時間の炉停止が 3 回、本試験以外の試験実施及び新規試験リグの装荷のための炉停止がそれぞれ 2 回及び 1 回あった。また、第 5 照射サイクル中には、スクラムによる炉停止が 2 回、軽微な修理作業のため短時間の炉停止が 2 回、本試験以外の試験リグの装荷及び取出のための炉停止が 6 回あった。

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

- ・ホウ素濃度：約 1000 (ppm)
- ・リチウム濃度：4.6 (ppm)
- ・pH：7.3

(3) 計装の状態

照射試験リグ IFA-735 及び IFA-736 に係る計装は、第 5 照射サイクル終了までの期間中、全て健全に動作しており、照射初期に不安定な挙動を示している中性子検出器を除いて特に異常な様子は認められなかった。現時点では、周囲の照射孔に装荷された他の照射試験リグの中性子検出器出力を利用することで IFA-735 及び IFA-736 の中性子束の評価を行っている。

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

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

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

(a) 試験片装荷領域の温度評価

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

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

この式により評価された試験片装荷領域における温度は、第 4 及び第 5 照射サイクルにおいて、IFA-735 の場合 298～301℃、IFA-736 の場合 317～320℃であった。なお、モデル計算の結果によれば、 TS が高くなるほど試験片装荷領域での温度分布が大きくなる傾向が見られたが、その最高と最低の差は、 TS が 320℃付近の場合でも 1℃以下と評価されている。照射開始から第 5 照射サイクル終了までの評価温度(TS)の履歴を図 4.6.3-5 に示す。

IFA-735 の装荷された圧力フラスコ(FFA-030-S)の外表面に装荷された試験片については、ハルデン炉内を流れる冷却材(重水)に接していることからその照射中の温度はハルデン炉内の冷却材温度と同等と考えられる。これらの試験片の温度履歴を図 4.6.3-5 に合わせて示す。

(b) 高速中性子束及び高速中性子フルエンス

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

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

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

照射開始から第 5 照射サイクル終了までの照射試験リグ IFA-735 及び IFA-736 の高速中性子束履歴を図 4.6.3-6 に、また高速中性子フルエンス履歴を図 4.6.3-7 に示す。これらの図から分かるように、両照射試験リグとも、第 5 照射サイクル終了時に達した高速中性子フルエンスは約 3.4×10^{21} (n/cm²) と評価される。但し、これは暫定値であり、今後フルエンスモニタを用いてこの評価値の妥当性を確認する予定である。

4.6.4 試験片に係る中間検査

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

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

(1) 外観観察結果

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

(2) 試験片長さ測定結果

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

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

(3) 試験片重量測定結果

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

第 3 及び第 4 照射サイクル終了時点での試験片単位面積当たりの増量(mg/dm^2)と高速中性子フルエンスとの関係を図 4.6.4-5 及び 6 に示す。ここで、試験片の表面積は製作仕様値に基づいて評価した。また、試験片重量測定の見誤差に基づき評価した、試験片の単位面積当たりの増量の評価見誤差(1σ)は、50 及び 100mm の試験片でそれぞれ 0.54 及び $0.27(\text{mg}/\text{dm}^2)$ である。

なお、理論密度の ZrO_2 が試験片表面に形成されると仮定した場合、第 4 照射サイクル終了時点での酸化膜厚さは $3 \sim 5 \mu\text{m}$ のオーダーと評価される。

4.6.5 改良型燃料被覆管の照射成長試験のまとめ

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

平成 25 年度には、昨年度に引続き 2 つの照射試験リグ(IFA-735 及び-736)を用いて試験片の照射を実施し、高速中性子フルエンスは約 $3.4 \times 10^{21} (\text{n}/\text{cm}^2)$ に到達した。また、原子炉の停止期間中に試験片の中間検査を実施した。中間検査項目として、外観観察、試験片の長さ測定及び重量測定を行った。長さの変化量(伸び量)及び重量増量は試験片の種類によって異なる傾向が見られているが、その関係を定量的に把握、議論するためには、照射を継続しさらにデータを蓄積する必要がある。

表 4.6.2-1 改良型燃料被覆管の照射成長試験に供する材料の合金組成

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

表 4.6.2-2 照射試験リグ内での試験片の配置

(a) IFA-735

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

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

・ 目標温度 300°C(573K)

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

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

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

$$Q = \left\{ \frac{t_0 - t}{t_0} \right\} / \left\{ \frac{d_0 - d}{d_0} \right\}$$

(b) IFA-736

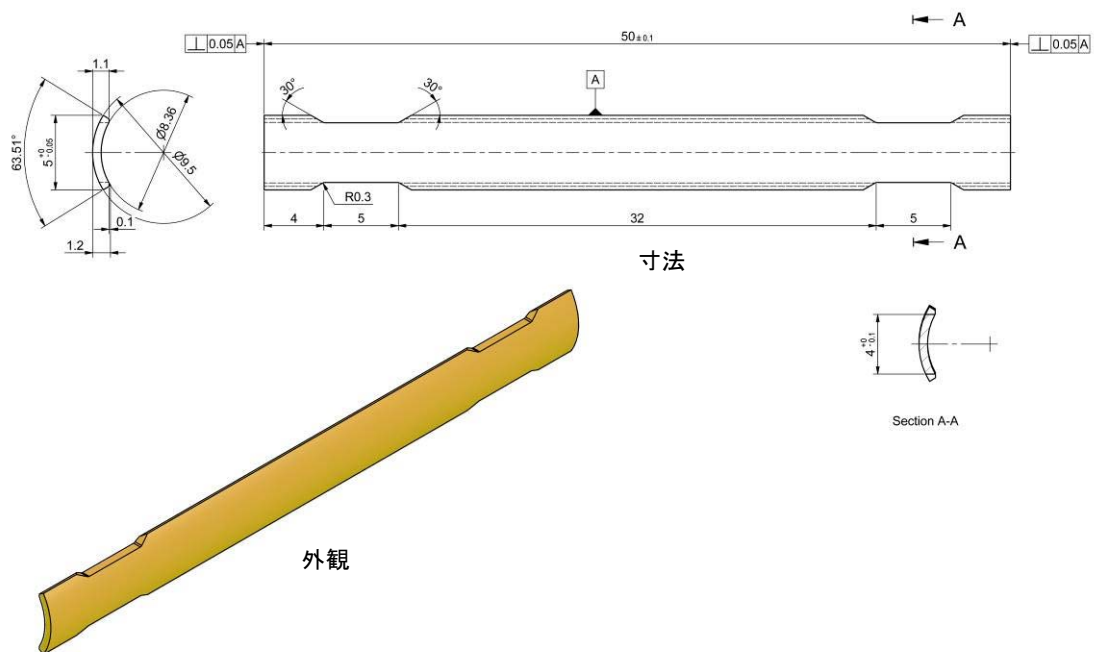
・ 目標温度 320°C(593K)

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

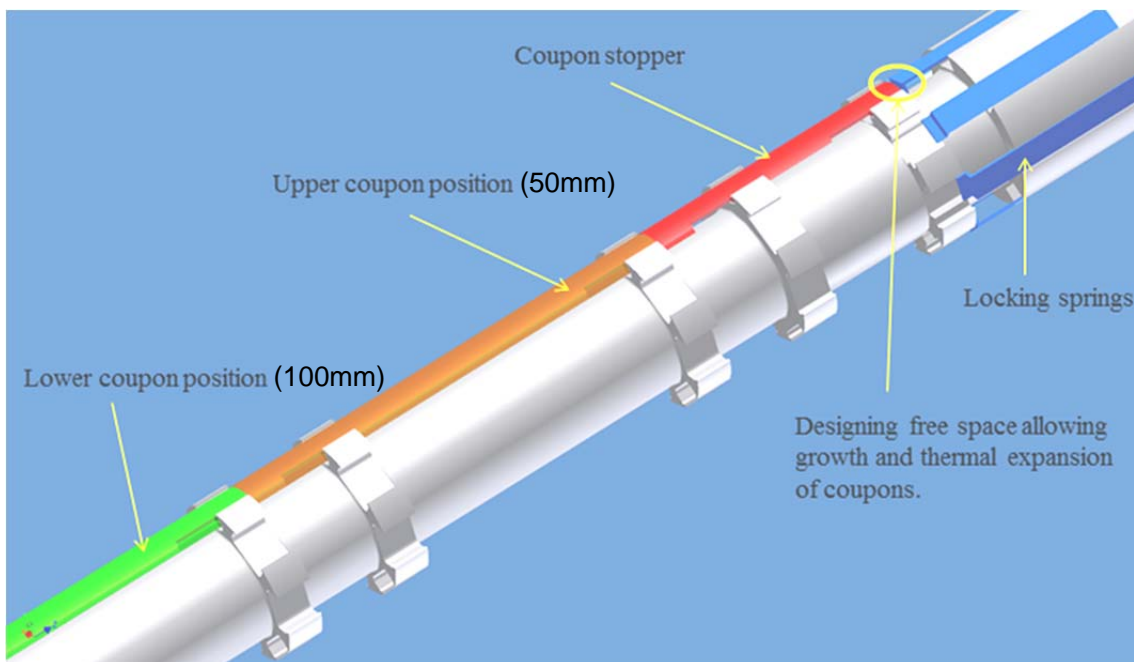
^a CW:冷間加工材、SR:応力除去焼鈍材、RX:再結晶焼鈍材、P-RX:部分的再結晶焼鈍材、H*:約 200ppm 水素吸収処理材、H**:約 400ppm 水素吸収処理材、High-Q:高 Q 値^{*}材(Q=4)

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

$$Q = \left\{ \frac{t_0 - t}{t_0} \right\} / \left\{ \frac{d_0 - d}{d_0} \right\}$$



(a) 試験片の形状(長さ 50mm の場合)



(b) 試験片装荷部の構造(IFA-735 の場合)

図 4.6.2-1 試験片の形状と試験片装荷部の構造(拡大図)

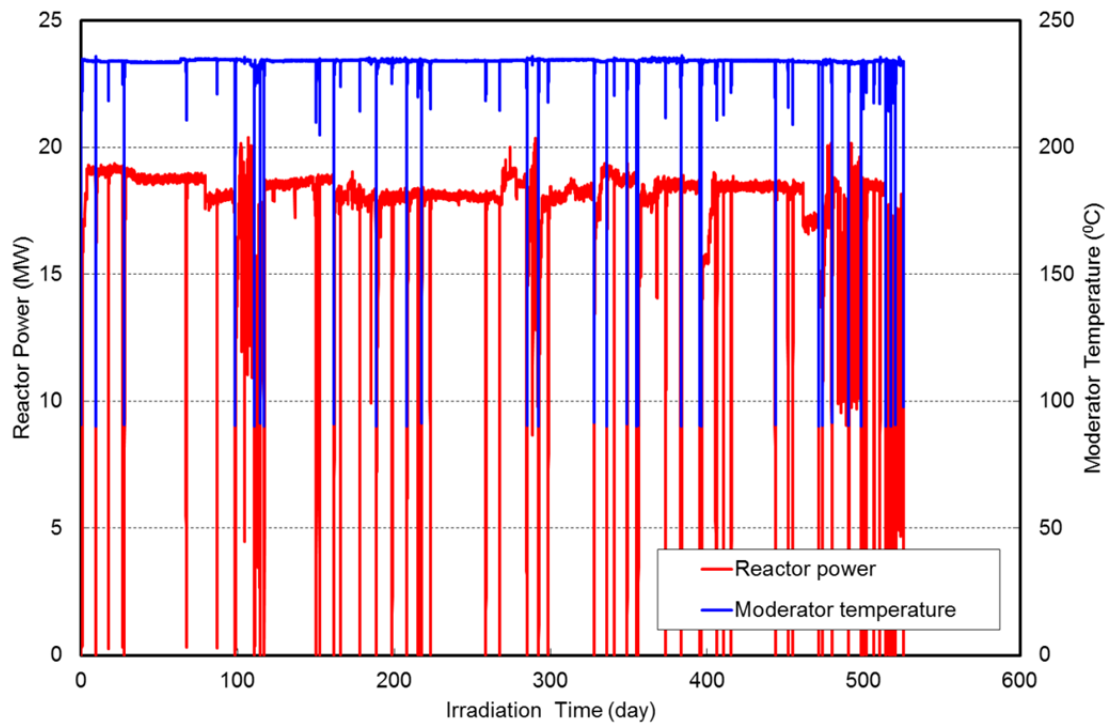
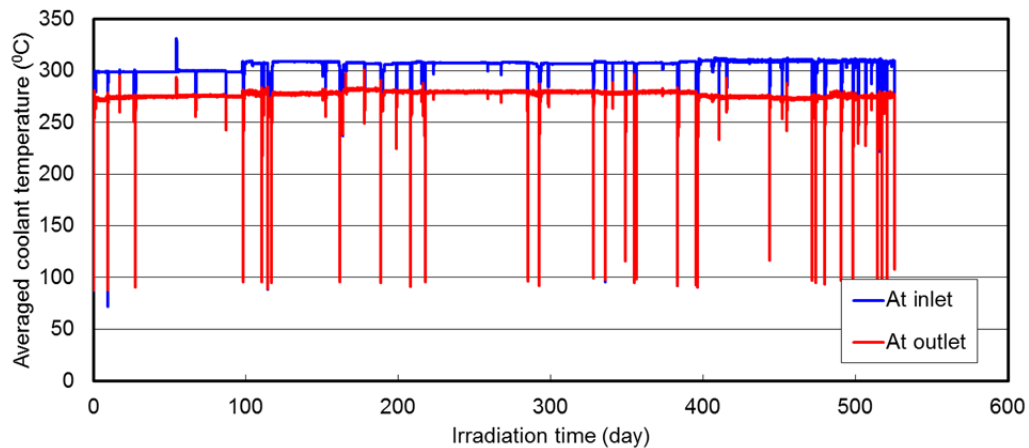
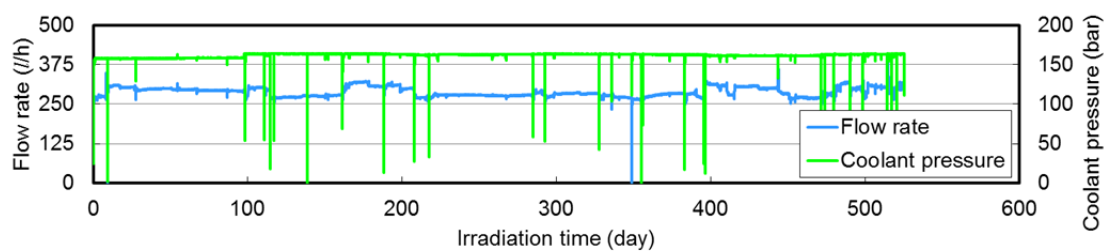
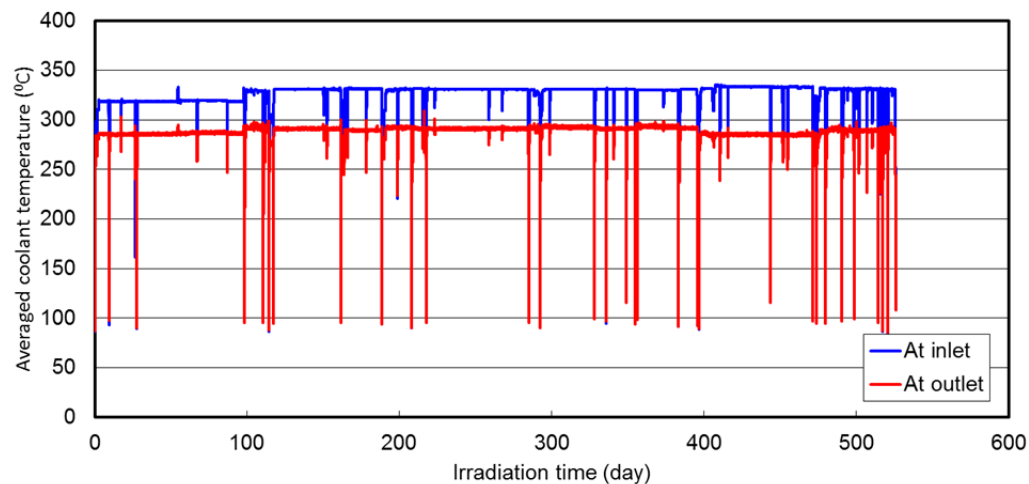
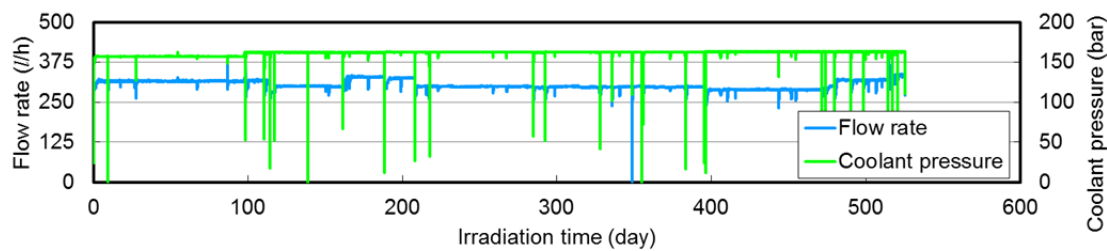


図 4.6.3-1 照射開始から第5照射サイクル終了までのハルデン炉熱出力及び減速材温度履歴



(a) IFA-735



(b) IFA-736

図 4.6.3-2 照射開始から第 5 照射サイクル終了までの照射試験リグ内の熱水力条件の履歴

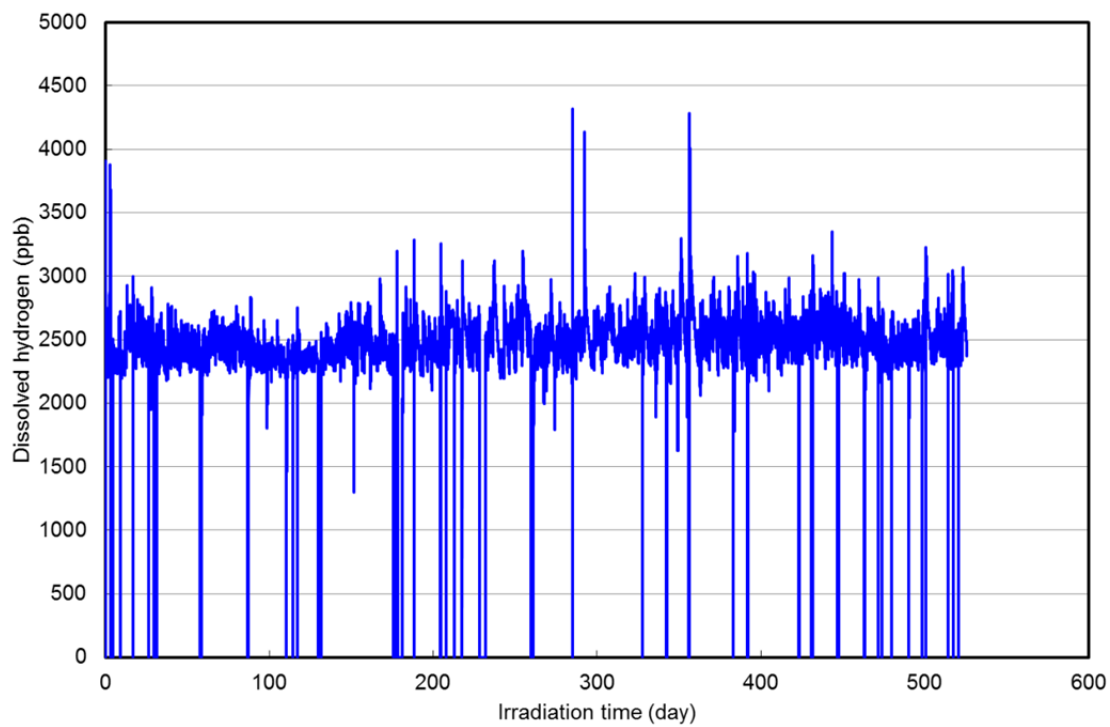


図 4.6.3-3 照射試験リグ内を流れる冷却材中溶存水素濃度の履歴

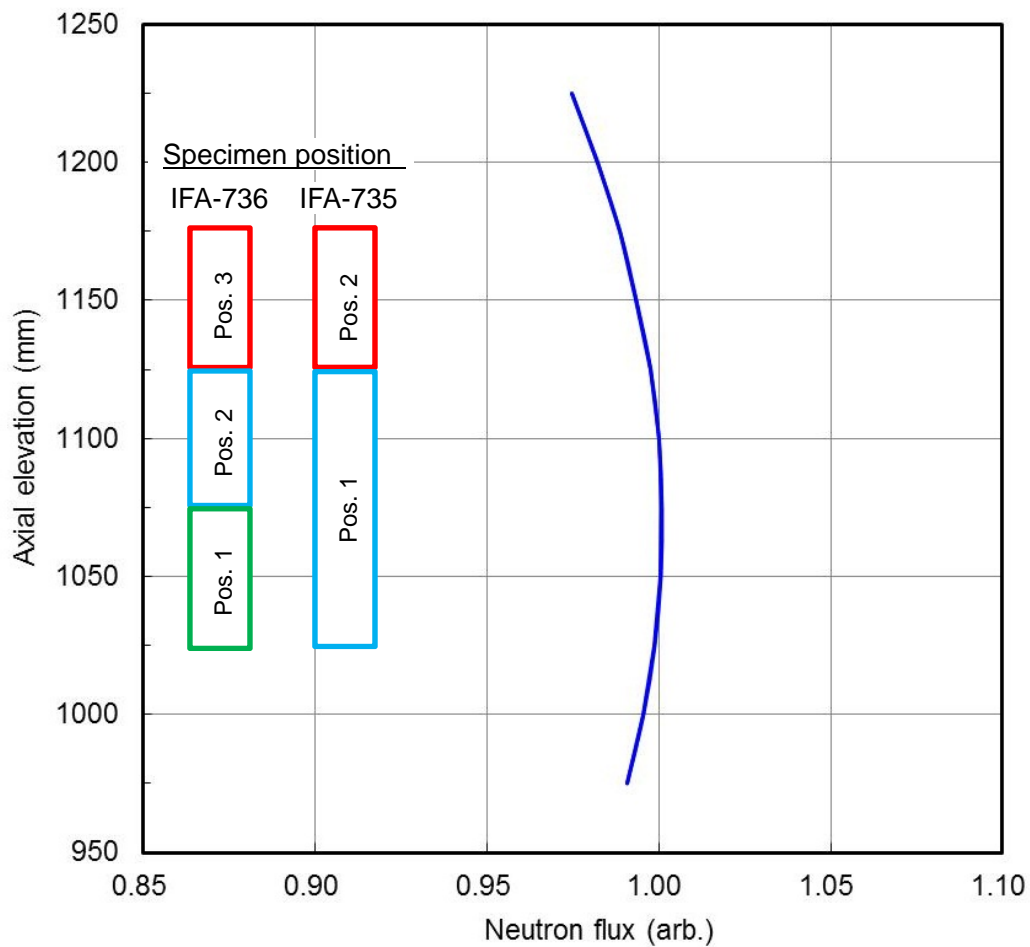
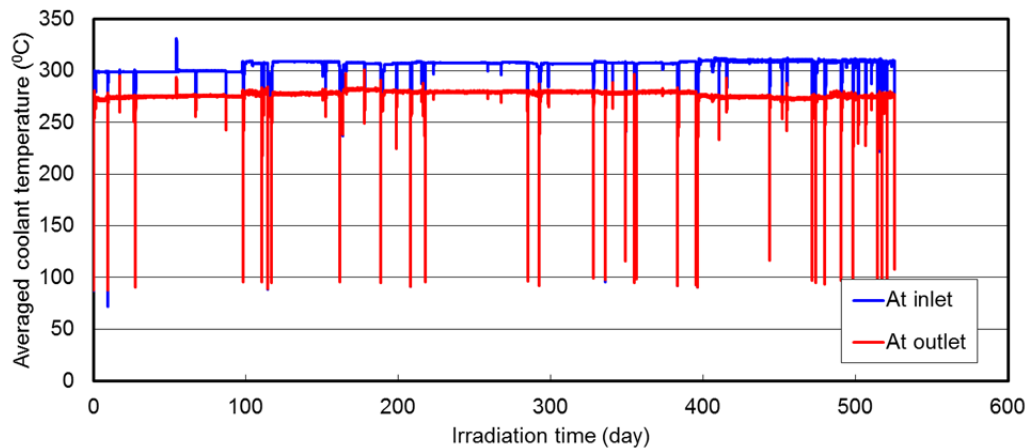
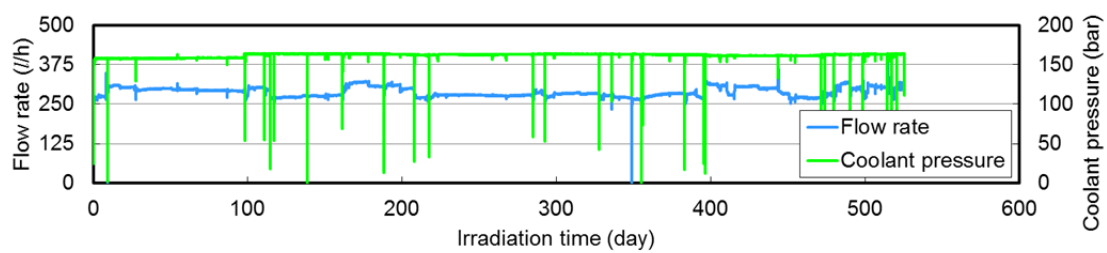
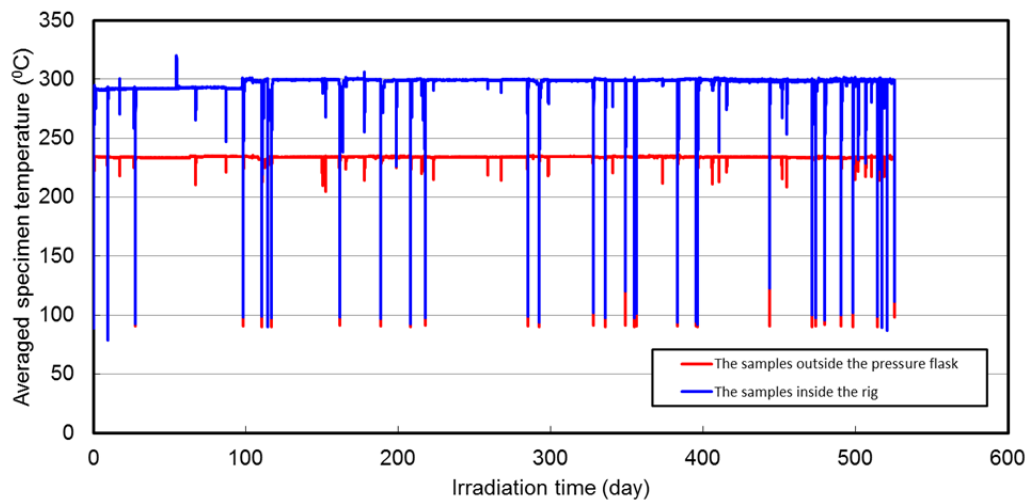
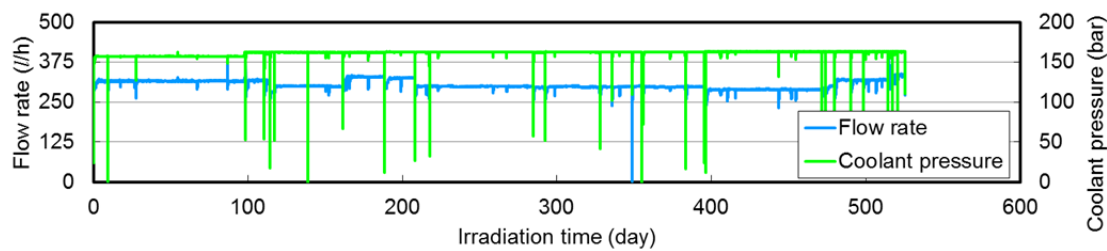


図 4.6.3-4 試験片近傍の炉心軸方向中性子束分布（ハルデン炉における典型例）

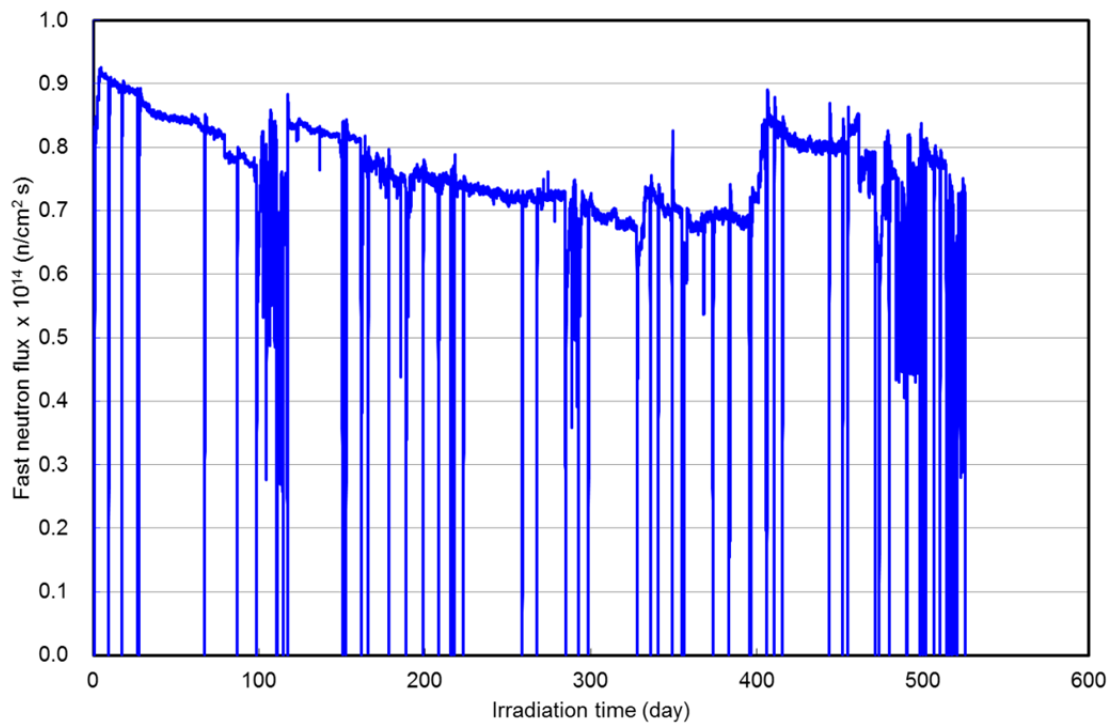


(a) IFA-735

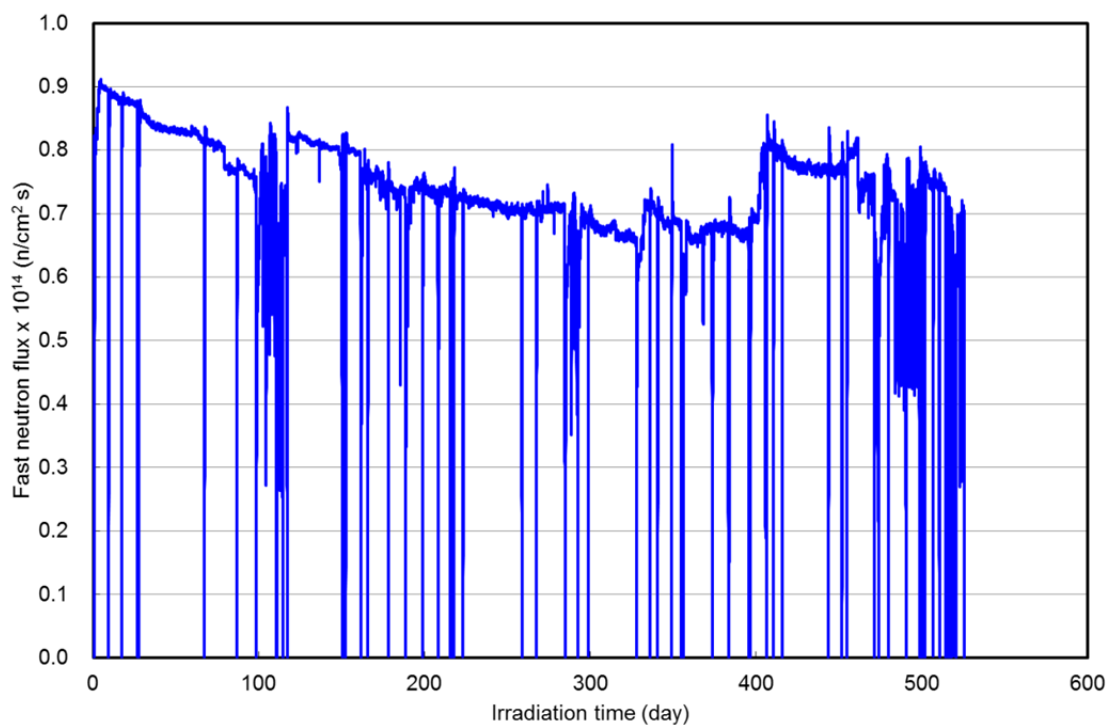


(b) IFA-736

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

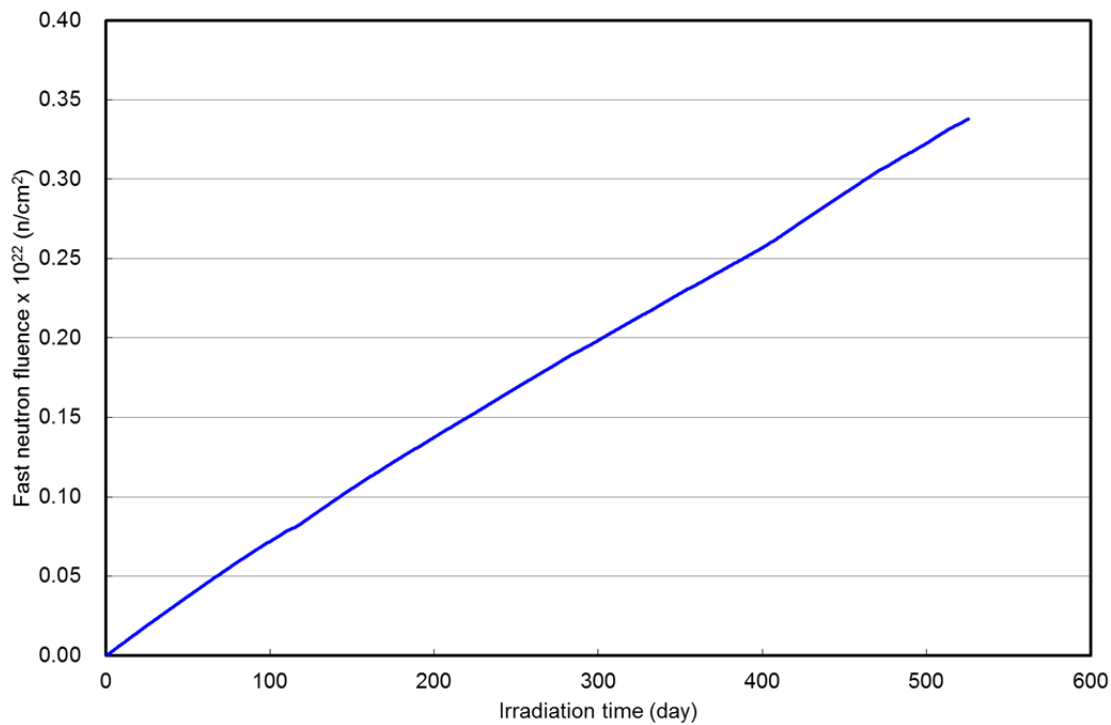


(a) IFA-735

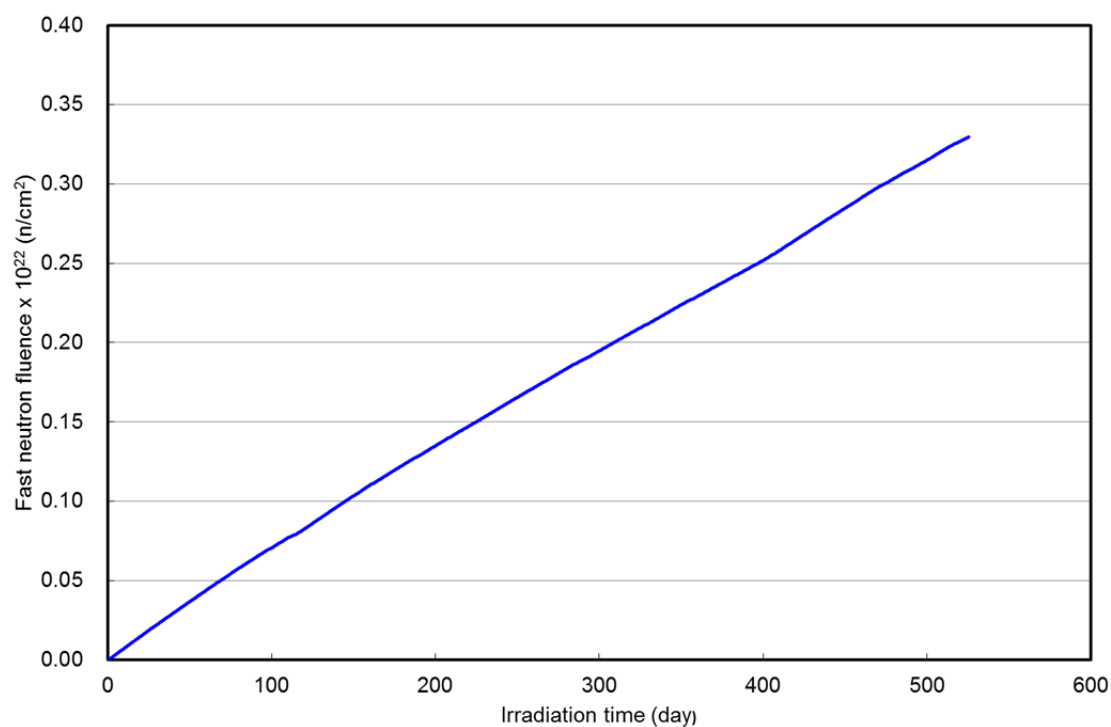


(b) IFA-736

図 4.6.3-6 照射開始から第 5 照射サイクル終了までの試験片領域での高速中性子束履歴



(a) IFA-735



(b) IFA-736

図 4.6.3-7 照射開始から第 5 照射サイクル終了までの試験片領域での
高速中性子フルエンス履歴


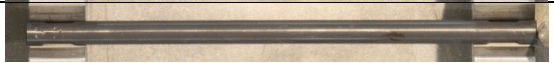





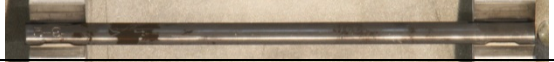



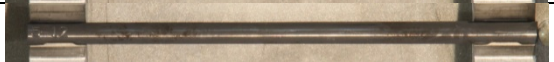






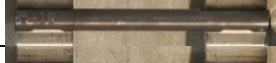
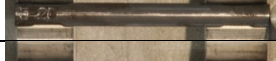

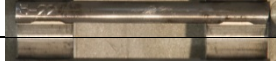

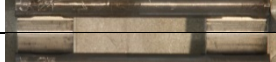
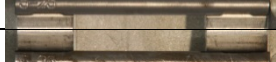

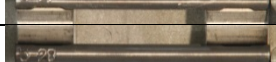
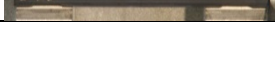
試験片 番号	第 3 照射サイクル後	第 4 照射サイクル後
5-1		(Blank area for 4th cycle images)
5-2		
5-3		
5-4		
5-5		
5-6		
5-7		
5-8		
5-9		
5-10		
5-11		
5-12		
5-13		
5-14		
5-15		
5-16		
5-17		
5-18		
5-19		
5-20		
5-21		
5-22		
5-23		
5-24		
5-25		
5-26		
5-27		
5-28		

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


試験片 番号	第 3 照射サイクル後	第 4 照射サイクル後
5-29		
5-30		
5-31		
5-32		
5-33		
5-34		
5-35		
5-36		
5-37		
5-38		
5-39		
5-40		

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

試験片 番号	第3照射サイクル後	第4照射サイクル後
6-1	(Image of irradiated samples after 3 cycles)	(Image of irradiated sample 6-1 after 4 cycles)
6-2		(Image of irradiated sample 6-2 after 4 cycles)
6-3		(Image of irradiated sample 6-3 after 4 cycles)
6-4		(Image of irradiated sample 6-4 after 4 cycles)
6-5		(Image of irradiated sample 6-5 after 4 cycles)
6-6		(Image of irradiated sample 6-6 after 4 cycles)
6-7		(Image of irradiated sample 6-7 after 4 cycles)
6-8		(Image of irradiated sample 6-8 after 4 cycles)
6-9		(Image of irradiated sample 6-9 after 4 cycles)
6-10		(Image of irradiated sample 6-10 after 4 cycles)
6-11		(Image of irradiated sample 6-11 after 4 cycles)
6-12		(Image of irradiated sample 6-12 after 4 cycles)
6-13		(Image of irradiated sample 6-13 after 4 cycles)
6-14		(Image of irradiated sample 6-14 after 4 cycles)
6-15		(Image of irradiated sample 6-15 after 4 cycles)
6-16		(Image of irradiated sample 6-16 after 4 cycles)
6-17		(Image of irradiated sample 6-17 after 4 cycles)
6-18		(Image of irradiated sample 6-18 after 4 cycles)
6-19		(Image of irradiated sample 6-19 after 4 cycles)
6-20		(Image of irradiated sample 6-20 after 4 cycles)
6-21		(Image of irradiated sample 6-21 after 4 cycles)

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




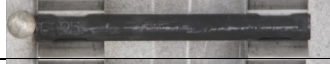
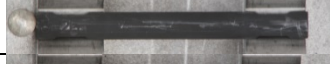
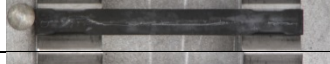
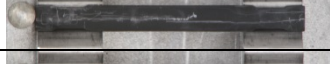
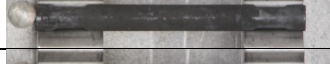
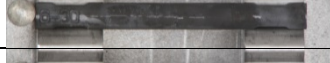

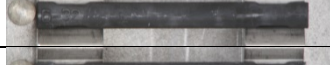
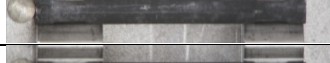


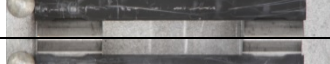

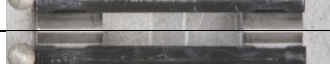

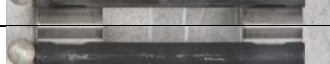
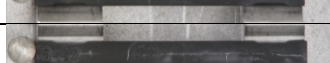

試験片 番号	第3照射サイクル後	第4照射サイクル後	
6-22	\		
6-23			
6-24			
6-25			
6-26			
6-27			
6-28			
6-29			
6-30			
6-31			
6-32			
6-33			
6-34			
6-35			
6-36			
6-37			
6-38			
6-39			
6-40			
6-41			
6-42			

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

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

試験片 番号	材 質	試験片 作製後 (mm)	第 3 照射サイクル後 (mm)	第 4 照射サイクル後 (mm)
5-1	M5	99.965	100.008	
5-2	Zry-4(RX)	99.982	100.029	
5-3	J-Alloy_J3	99.993	100.028	
5-4	ZIRLO(RX)	99.960	100.029	
5-5	Opt-ZIRLO(P-RX)	100.014	100.064	
5-6	ZIRLO(SR)	99.994	100.050	
5-7	Zry-4(CW, High-Q)	99.937	100.084	
5-8	M5	99.959	99.999	
5-9	Zry-4(RX)	99.981	100.022	
5-10	Zry-4(SR)	99.989	100.139	
5-11	M-MDA(SR)	99.969	100.007	
5-12	M-MDA(RX)	99.990	100.085	
5-13	J-Alloy_J2	100.001	100.026	
5-14	Zry-4(CW)	99.946	100.082	
5-15	M-MDA(RX)	49.955	50.001	
5-16	M-MDA(RX)+H*	49.974	50.022	
5-17	J-Alloy_J2	49.967	49.976	
5-18	J-Alloy_J2+H*	49.999	50.008	
5-19	Zry-4(SR, High-Q)	49.924	49.993	
5-20	Zry-4(RX, High-Q)	49.985	49.998	
5-21	Zry-4(RX, High-Q)+H*	49.967	49.982	
5-22	M5	49.950	49.970	
5-23	M5+H*	49.968	49.977	
5-24	Zry-4(RX)	49.974	49.992	
5-25	Zry-4(RX)+H*	49.992	50.007	
5-26	Zry-4(SR)	49.975	50.043	
5-27	M-MDA(SR)	49.934	49.950	
5-28	M-MDA(SR)+H*	49.971	49.992	

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

試験片 番号	材 質	試験片 作製後 (mm)	第 3 照射サイクル後 (mm)	第 4 照射サイクル後 (mm)
5-29	M5	99.961	100.037	
5-30	Zry-4(RX)	100.005	100.060	
5-31	Zry-4(SR)	99.988	100.271	
5-32	M-MDA(SR)	99.977	100.152	
5-33	J-Alloy_J2	100.003	100.065	
5-34	J-Alloy_J3	100.004	100.070	
5-35	M5	99.930	100.021	
5-36	Zry-4(RX)	100.002	100.054	
5-37	Zry-4(RX)+H*	100.008	100.078	
5-38	M-MDA(RX)	99.988	100.092	
5-39	Opt-ZIRLO(P-RX)	99.973	100.106	
5-40	ZIRLO(RX)	99.975	100.052	

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

試験片 番号	材 質	試験片 作製後 (mm)	第 3 照射サイクル後 (mm)	第 4 照射サイクル後 (mm)
6-1	J-Alloy_J3	49.947		49.953
6-2	ZIRLO(RX)	49.942		49.978
6-3	E110-Opt	49.941		49.956
6-4	Zry-4(CW)	49.949		50.005
6-5	Zry-4(CW, High-Q)	49.952		50.013
6-6	Zry-4(RX, High-Q)	49.975		49.987
6-7	Zry-4(RX, High-Q)+H**	49.978		50.006
6-8	M5	49.961		49.976
6-9	M5	49.952		49.970
6-10	Zry-4(RX)	49.975		49.995
6-11	Zry-4(SR)	49.965		50.039
6-12	J-Alloy_J2	49.940		49.949
6-13	Opt-ZIRLO(P-RX)	49.932		49.950
6-14	ZIRLO(SR)	49.935		49.953
6-15	Opt-ZIRLO(P-RX)	49.930		49.950
6-16	ZIRLO(SR)	49.964		49.984
6-17	J-Alloy_J3	49.977		49.985
6-18	ZIRLO(RX)	49.972		50.008
6-19	E110-Opt	49.954		49.969
6-20	Q12	49.963		49.986
6-21	E635M	49.975		50.013

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

試験片 番号	材 質	試験片 作製後 (mm)	第 3 照射サイクル後 (mm)	第 4 照射サイクル後 (mm)
6-22	M5	49.962		49.979
6-23	M5	49.949		49.965
6-24	Zry-4(RX)	49.979		49.999
6-25	Zry-4(SR)	49.915		49.985
6-26	M-MDA(SR)	49.965		49.971
6-27	M-MDA(RX)	49.942		49.993
6-28	J-Alloy_J2	49.977		49.985
6-29	M-MDA(RX)	49.923		49.974
6-30	M-MDA(RX)+H*	49.964		50.016
6-31	J-Alloy_J2	49.980		49.990
6-32	J-Alloy_J2+H*	49.961		49.971
6-33	Q12	49.945		49.966
6-34	Q12+H*	49.954		49.979
6-35	Q12+H**	49.925		49.946
6-36	M5	49.962		49.979
6-37	M5+H*	49.963		49.976
6-38	Zry-4(RX)	49.969		49.987
6-39	Zry-4(RX)+H*	49.990		50.007
6-40	Zry-4(RX)+H**	49.977		50.016
6-41	M-MDA(SR)	49.955		49.958
6-42	M-MDA(SR)+H*	49.973		49.985

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

試験片 番号	材 質	試験片 作製後 (mg)	第 3 照射サイクル後 (mg)	第 4 照射サイクル後 (mg)
5-1	M5	1535.80	1537.91	
5-2	Zry-4(RX)	1909.59	1912.25	
5-3	J-Alloy_J3	1681.23	1683.12	
5-4	ZIRLO(RX)	1690.42	1693.43	
5-5	Opt-ZIRLO(P-RX)	1641.87	1644.27	
5-6	ZIRLO(SR)	1645.78	1648.36	
5-7	Zry-4(CW, High-Q)	1959.28	1962.13	
5-8	M5	1533.67	1535.95	
5-9	Zry-4(RX)	1962.64	1965.37	
5-10	Zry-4(SR)	1904.58	1907.45	
5-11	M-MDA(SR)	1707.46	1709.82	
5-12	M-MDA(RX)	1702.92	1705.40	
5-13	J-Alloy_J2	1687.89	1689.97	
5-14	Zry-4(CW)	1927.98	1930.80	
5-15	M-MDA(RX)	856.99	858.21	
5-16	M-MDA(RX)+H*	858.13	859.31	
5-17	J-Alloy_J2	854.63	855.72	
5-18	J-Alloy_J2+H*	857.72	858.59	
5-19	Zry-4(SR, High-Q)	944.88	946.15	
5-20	Zry-4(RX, High-Q)	927.93	929.22	
5-21	Zry-4(RX, High-Q)+H*	938.28	938.97	
5-22	M5	755.79	756.74	
5-23	M5+H*	678.71	679.65	
5-24	Zry-4(RX)	938.74	940.10	
5-25	Zry-4(RX)+H*	954.34	955.02	
5-26	Zry-4(SR)	923.54	924.96	
5-27	M-MDA(SR)	850.08	851.18	
5-28	M-MDA(SR)+H*	856.46	857.68	

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

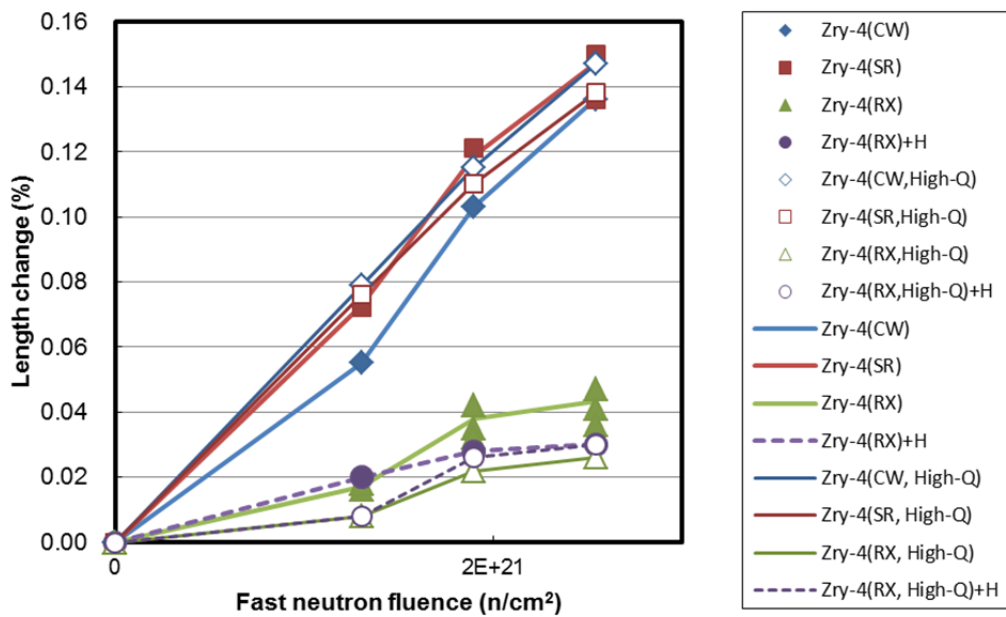
試験片 番号	材 質	試験片 作製後 (mg)	第 3 照射サイクル後 (mg)	第 4 照射サイクル後 (mg)
5-29	M5	1536.57	1542.32	
5-30	Zry-4(RX)	1991.55	1996.85	
5-31	Zry-4(SR)	1874.44	1879.70	
5-32	M-MDA(SR)	1701.47	1707.44	
5-33	J-Alloy_J2	1691.98	1697.24	
5-34	J-Alloy_J3	1663.31	1668.58	
5-35	M5	1537.56	1543.14	
5-36	Zry-4(RX)	1937.21	1942.41	
5-37	Zry-4(RX)+H*	1939.83	1943.29	
5-38	M-MDA(RX)	1697.47	1702.64	
5-39	Opt-ZIRLO(P-RX)	1679.83	1685.13	
5-40	ZIRLO(RX)	1728.02	1732.65	

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

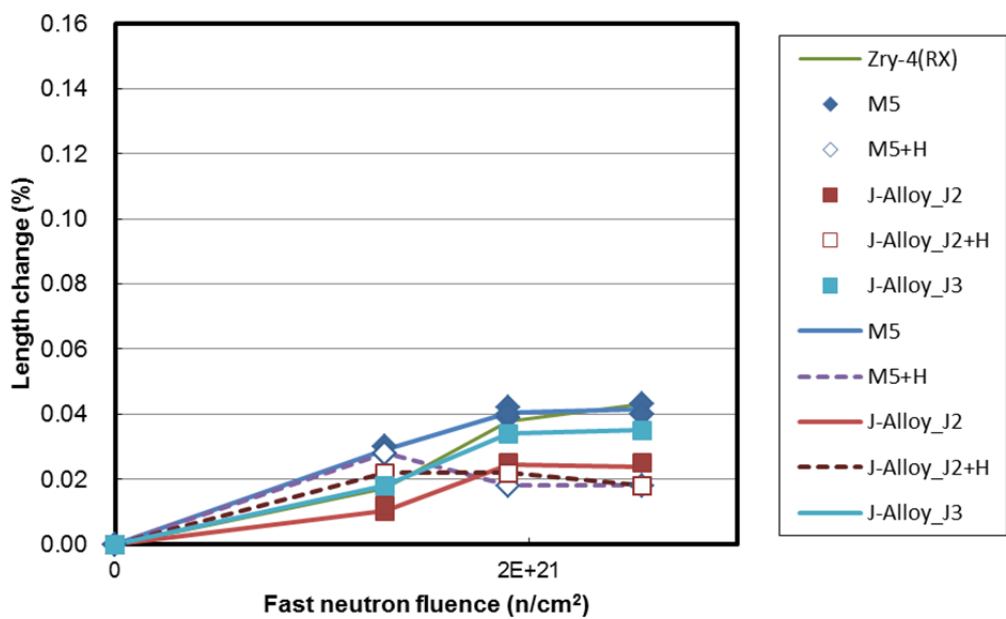
試験片 番号	材 質	試験片 作製後 (mg)	第 3 照射サイクル後 (mg)	第 4 照射サイクル後 (mg)
6-1	J-Alloy_J3	844.46		846.08
6-2	ZIRLO(RX)	820.53		825.36
6-3	E110-Opt	846.24		848.40
6-4	Zry-4(CW)	960.56		962.59
6-5	Zry-4(CW, High-Q)	964.44		966.45
6-6	Zry-4(RX, High-Q)	929.86		931.89
6-7	Zry-4(RX, High-Q)+H**	911.15		913.13
6-8	M5	756.27		757.89
6-9	M5	753.91		755.46
6-10	Zry-4(RX)	969.50		971.42
6-11	Zry-4(SR)	948.20		950.31
6-12	J-Alloy_J2	835.45		837.08
6-13	Opt-ZIRLO(P-RX)	825.92		827.59
6-14	ZIRLO(SR)	832.37		834.55
6-15	Opt-ZIRLO(P-RX)	816.98		818.82
6-16	ZIRLO(SR)	827.45		829.64
6-17	J-Alloy_J3	836.24		837.71
6-18	ZIRLO(RX)	836.16		840.90
6-19	E110-Opt	859.35		861.51
6-20	Q12	765.05		767.21
6-21	E635M	827.24		830.11

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

試験片 番号	材 質	試験片 作製後 (mg)	第 3 照射サイクル後 (mg)	第 4 照射サイクル後 (mg)
6-22	M5	751.35		753.14
6-23	M5	753.03		754.65
6-24	Zry-4(RX)	972.47		974.52
6-25	Zry-4(SR)	924.60		926.68
6-26	M-MDA(SR)	859.62		861.42
6-27	M-MDA(RX)	855.71		858.38
6-28	J-Alloy_J2	844.92		846.61
6-29	M-MDA(RX)	855.01		857.71
6-30	M-MDA(RX)+H*	853.27		855.54
6-31	J-Alloy_J2	841.53		843.12
6-32	J-Alloy_J2+H*	852.31		853.89
6-33	Q12	760.88		763.08
6-34	Q12+H*	737.48		739.69
6-35	Q12+H**	741.38		743.19
6-36	M5	752.26		754.13
6-37	M5+H*	720.52		722.11
6-38	Zry-4(RX)	951.45		953.57
6-39	Zry-4(RX)+H*	970.97		971.89
6-40	Zry-4(RX)+H**	929.93		932.17
6-41	M-MDA(SR)	853.24		855.13
6-42	M-MDA(SR)+H*	850.12		852.20

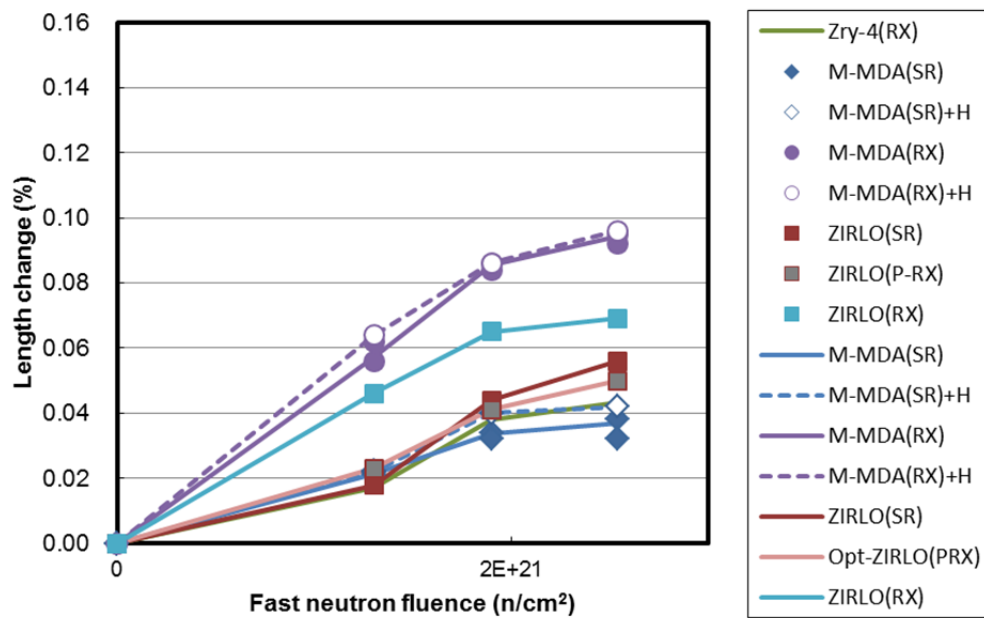


(a) Zry-4



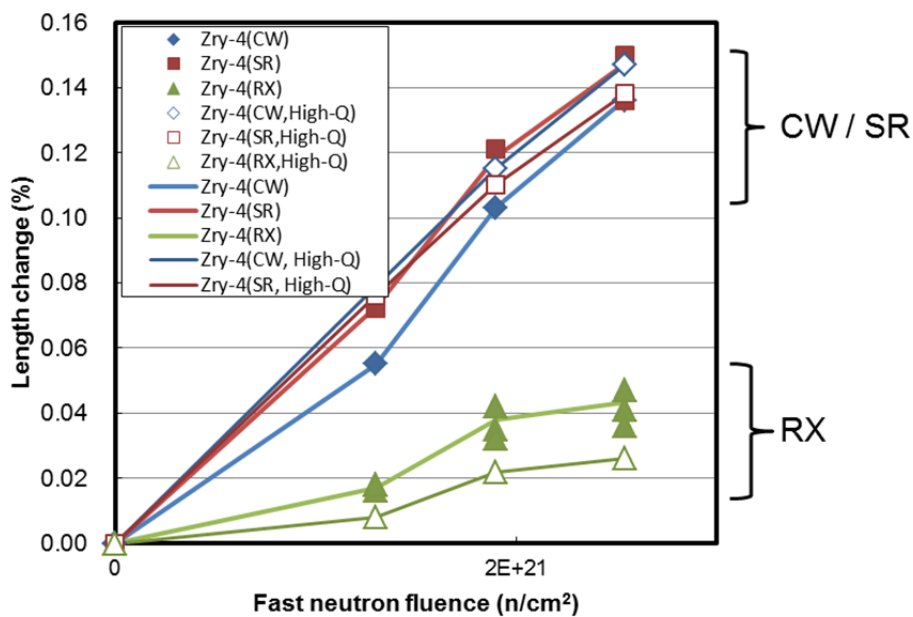
(b) Zr-Nb(-Fe or Cr)系合金

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

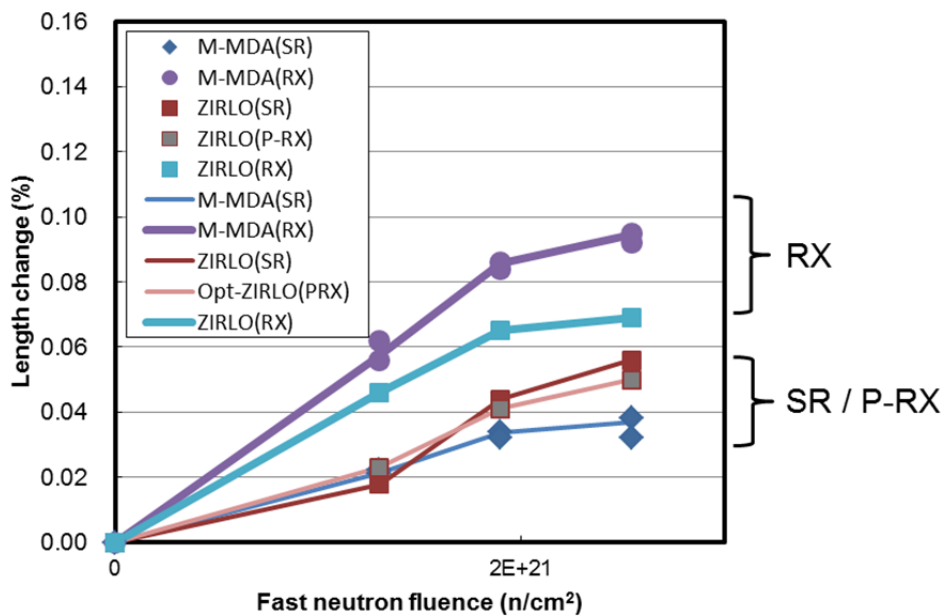


(c) Zr-Nb-Sn(-Fe or Cr)系合金

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

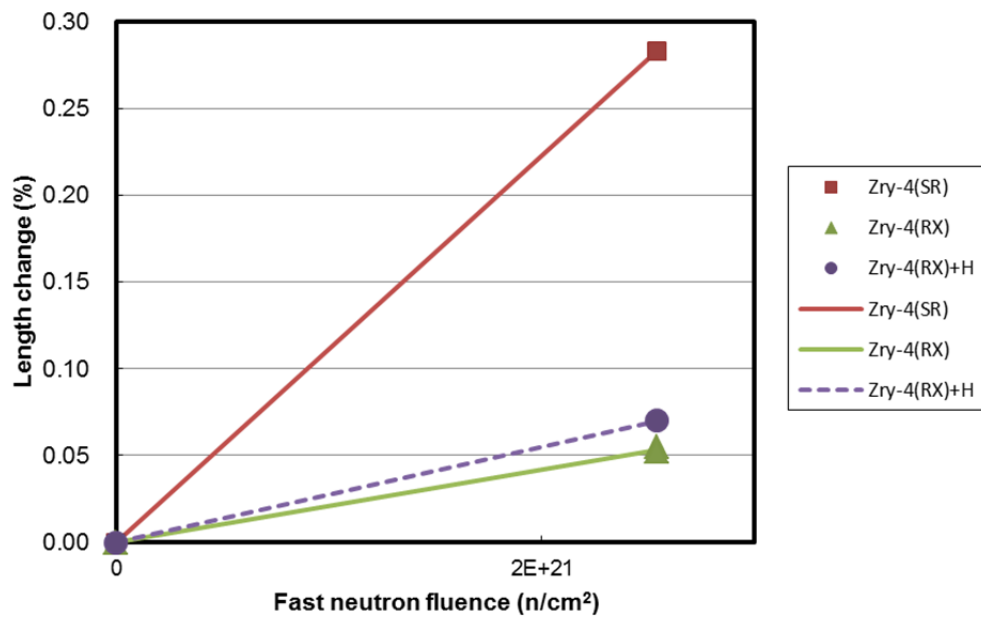


(a) Zry-4

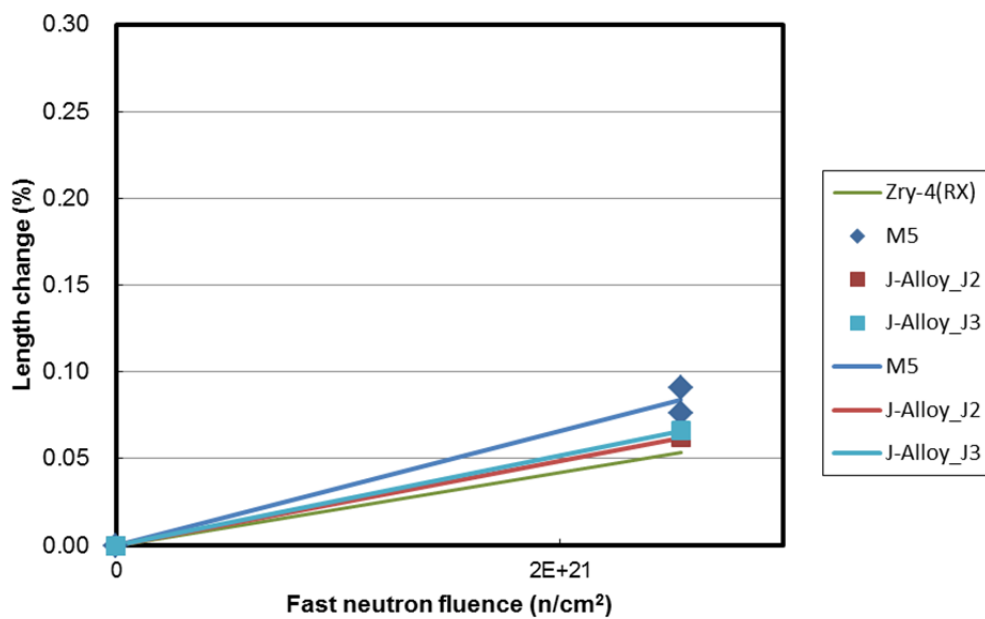


(b) Zr-Nb-Sn(-Fe or Cr)系合金

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

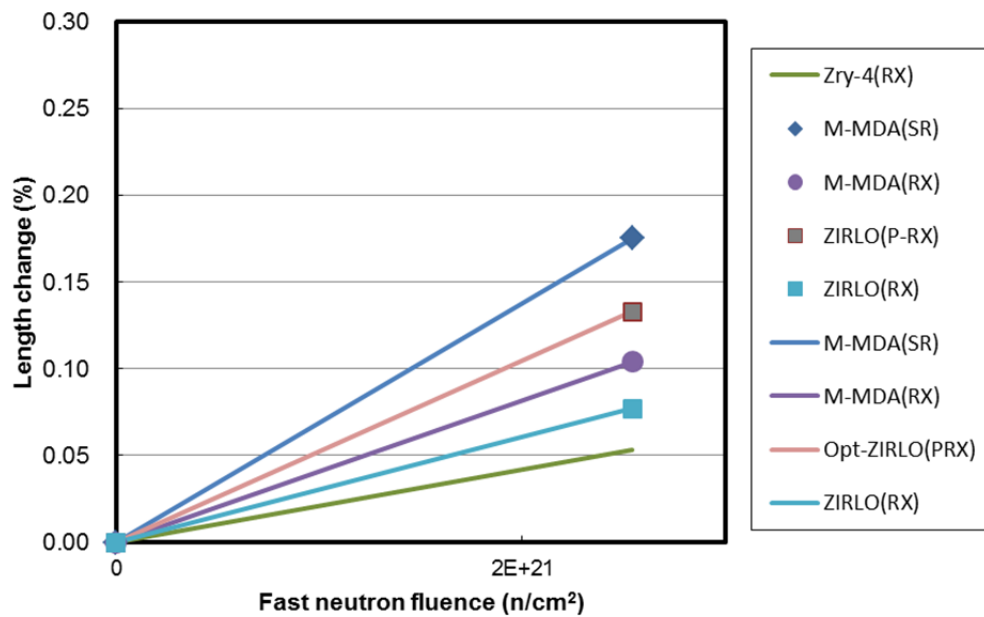


(a) Zry-4



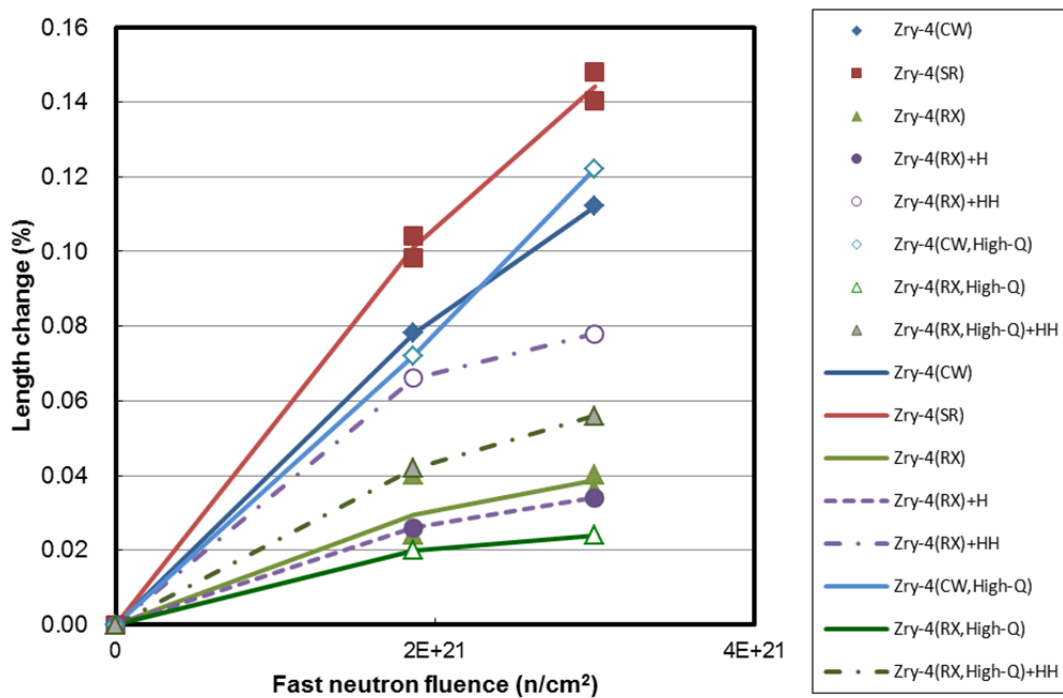
(b) Zr-Nb(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-3(続き) 照射成長量と高速中性子フルエンスとの関係(IFA-735。240℃)

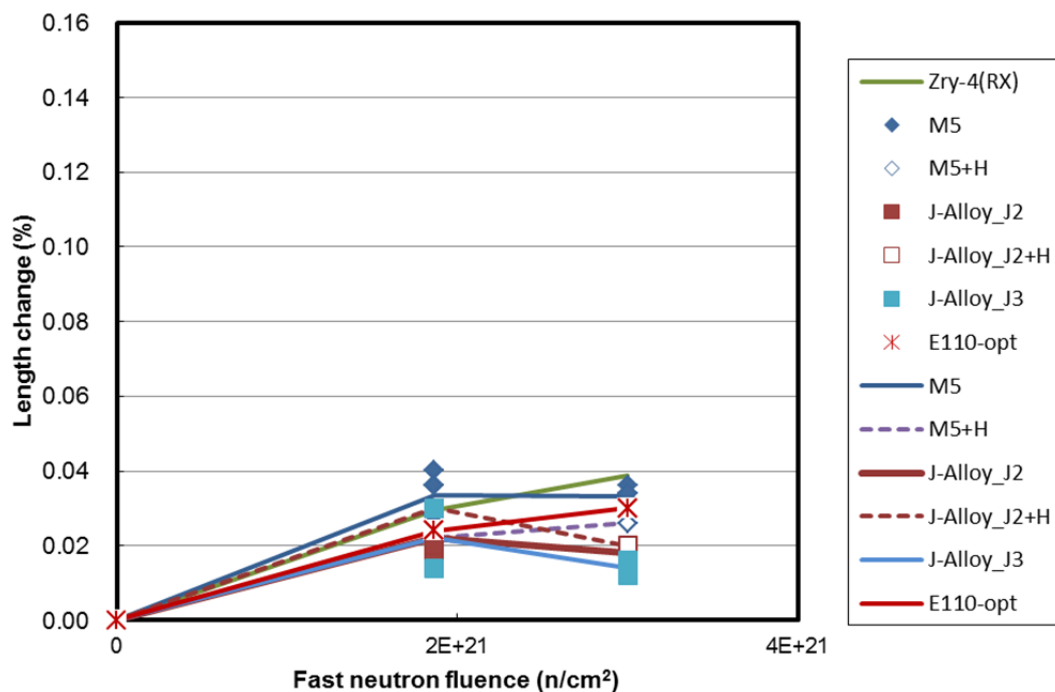


(c) Zr-Nb-Sn(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-3(続き) 照射成長量と高速中性子フルエンスとの関係(IFA-735。240°C)

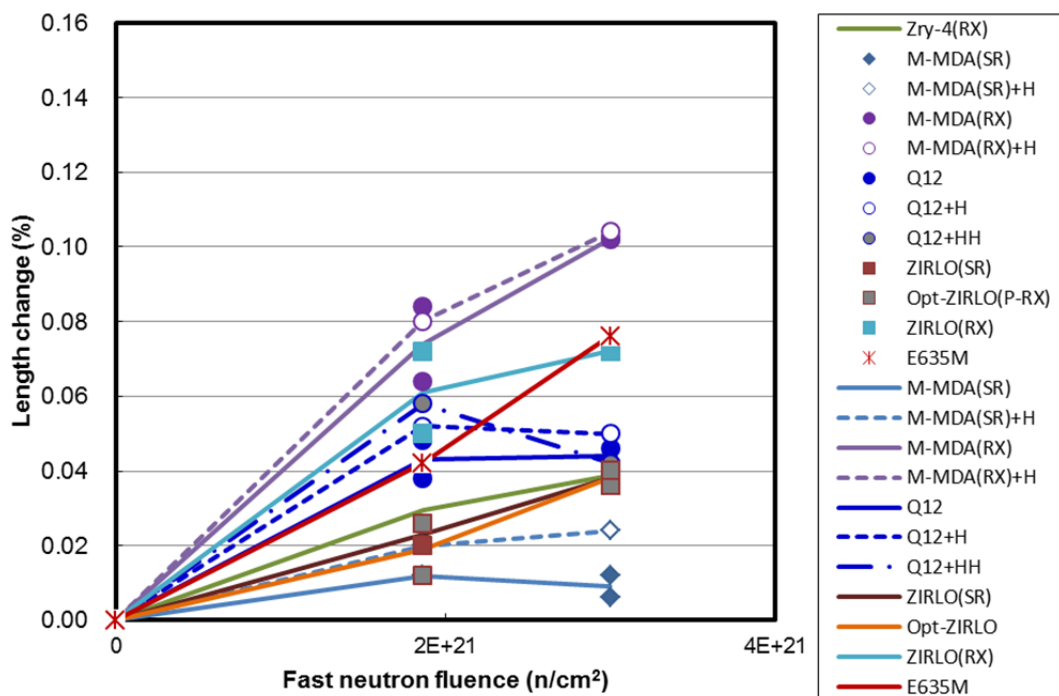


(a) Zry-4



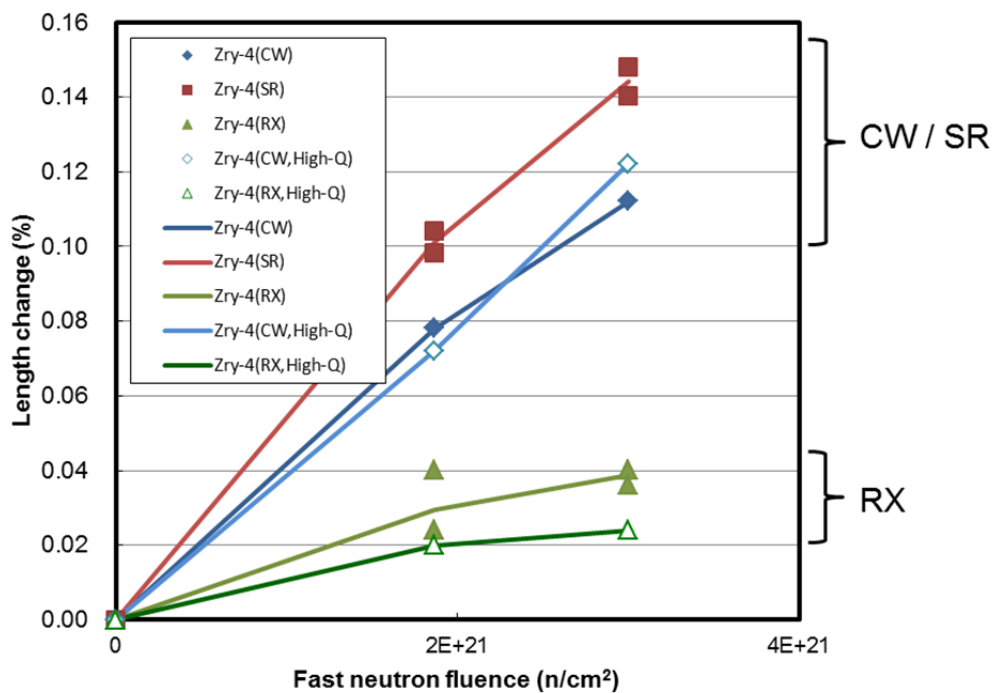
(b) Zr-Nb(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-4 照射成長量と高速中性子フルエンスとの関係(IFA-736)

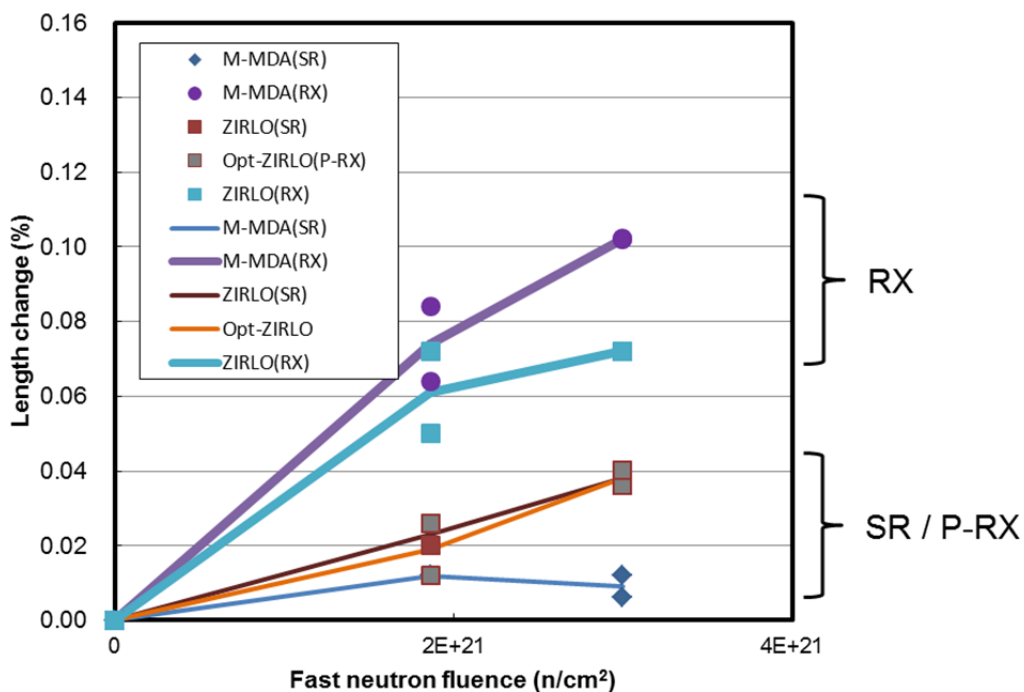


(c) Zr-Nb-Sn(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-4(続き) 照射成長量と高速中性子フルエンスとの関係(IFA-736)

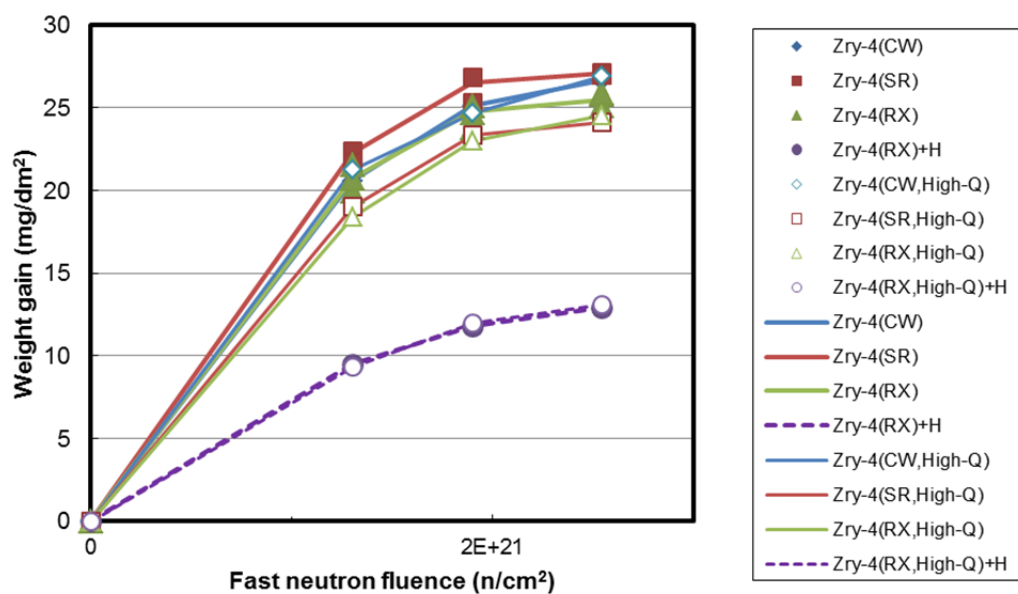


(a) Zry-4

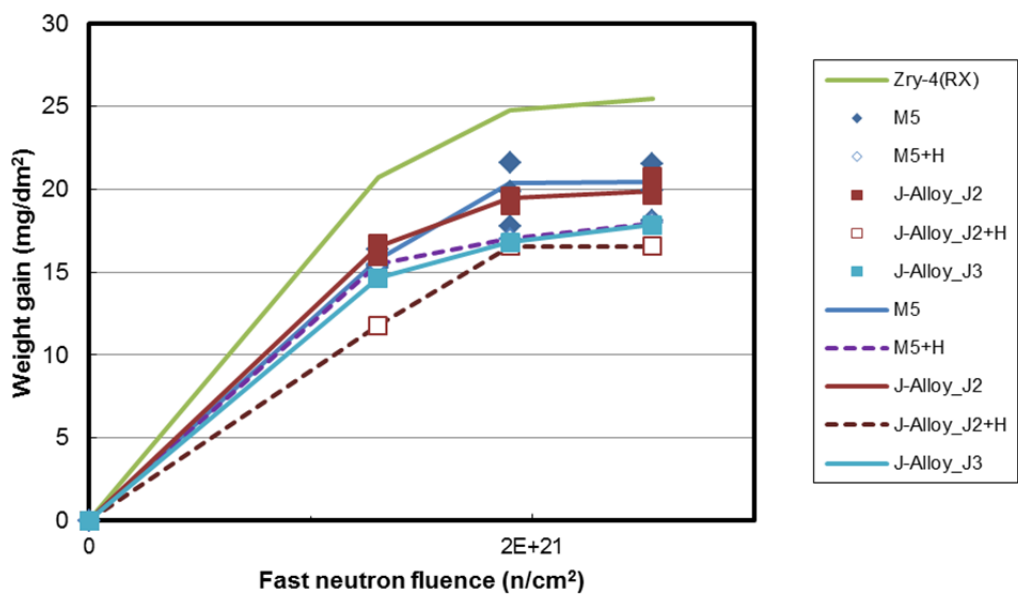


(b) Zr-Nb-Sn(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-4(続き) 照射成長量と高速中性子フルエンスとの関係(IFA-736)

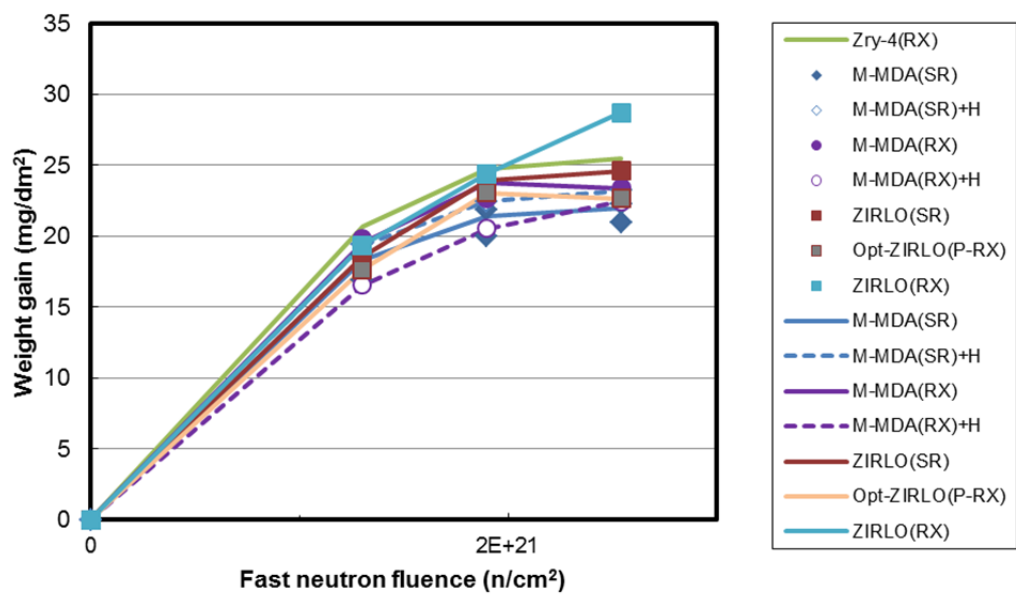


(a) Zry-4



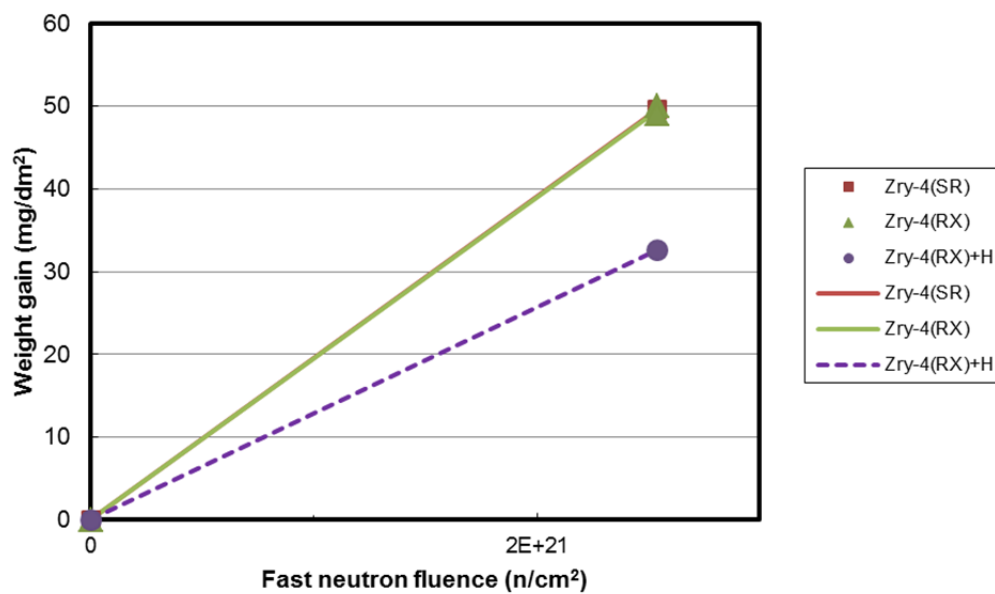
(b) Zr-Nb(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-5 単位面積当たりの増量(mg/dm²)と高速中性子フルエンスとの関係
(IFA-735。300°C)

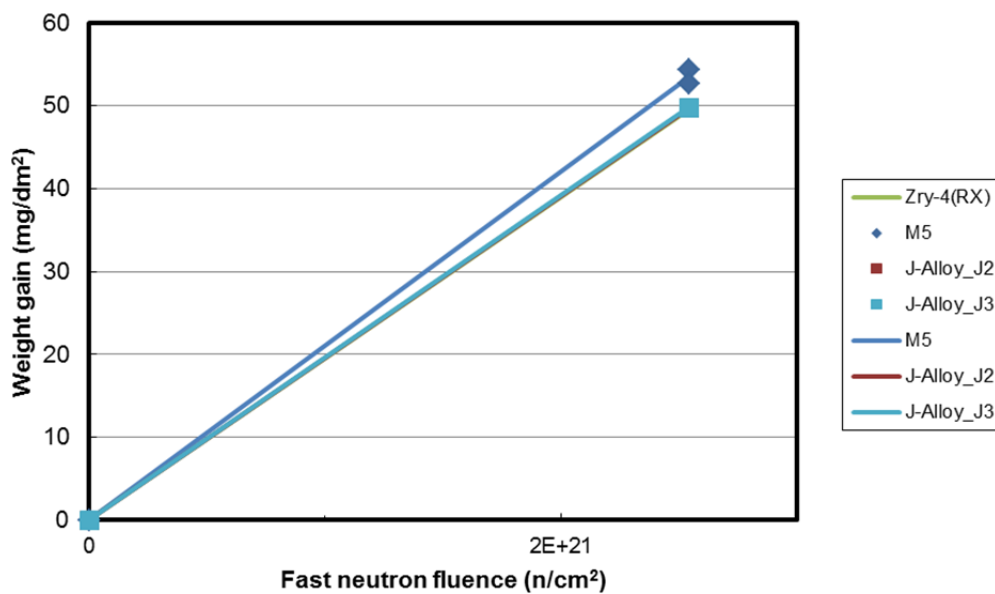


(c) Zr-Nb-Sn(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-5(続き) 単位面積当たりの増量(mg/dm²)と高速中性子フルエンスとの関係
(IFA-735, 300°C)

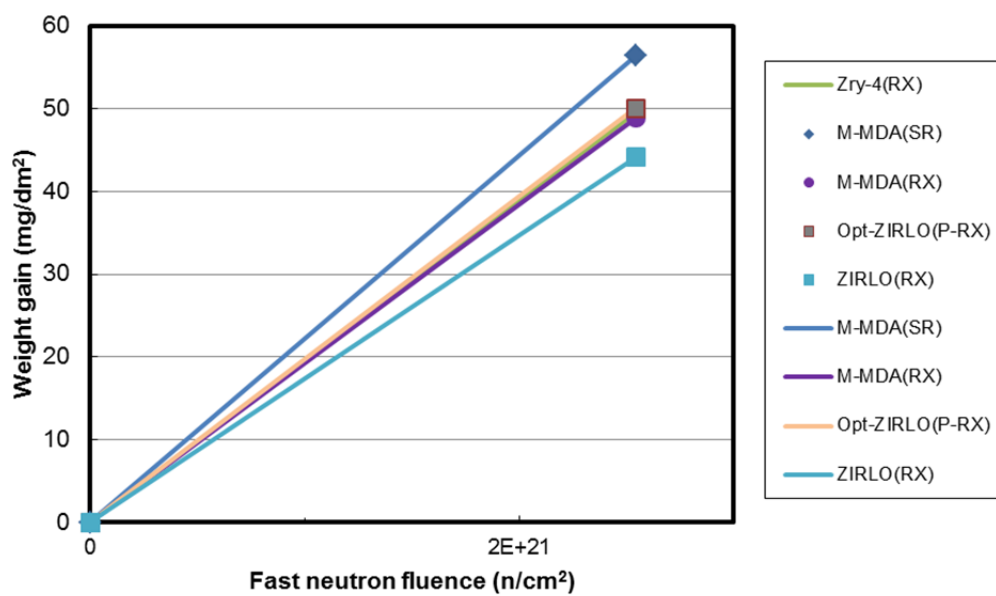


(c) Zry-4



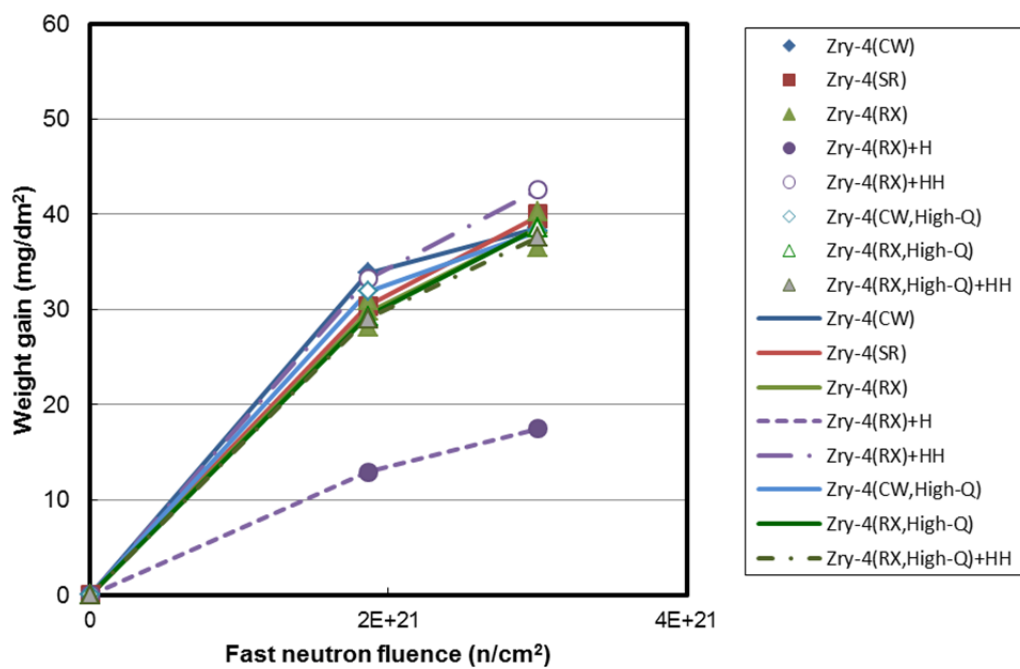
(d) Zr-Nb(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-5(続き) 単位面積当たりの増量(mg/dm²)と高速中性子フルエンスとの関係
(IFA-735。240°C)

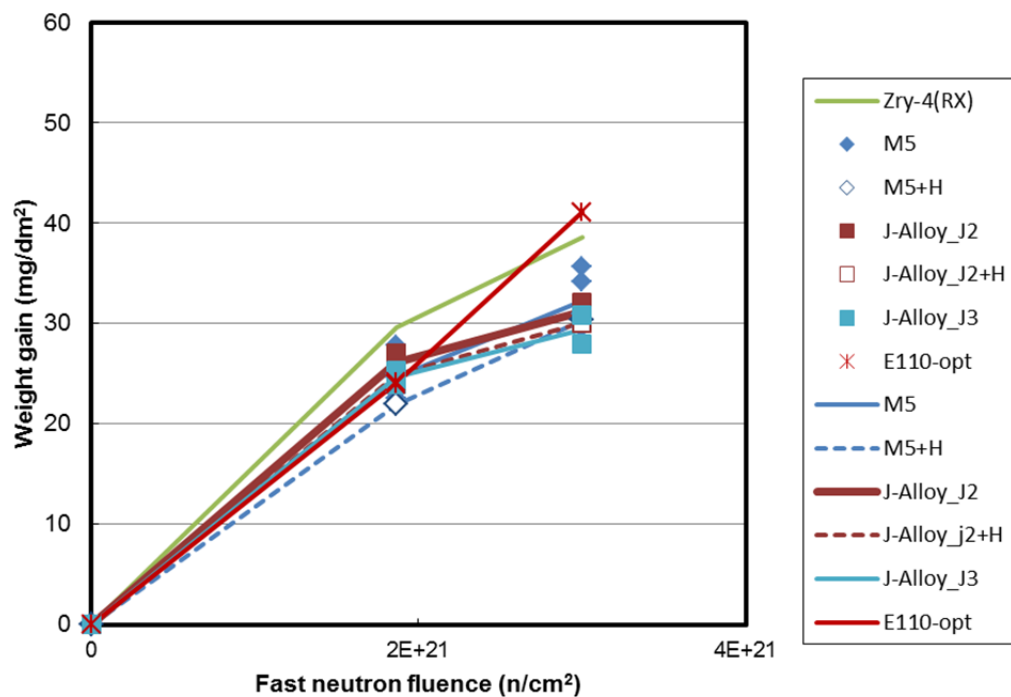


(c) Zr-Nb-Sn(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-5(続き) 単位面積当たりの増量(mg/dm²)と高速中性子フルエンスとの関係
(IFA-735, 240°C)

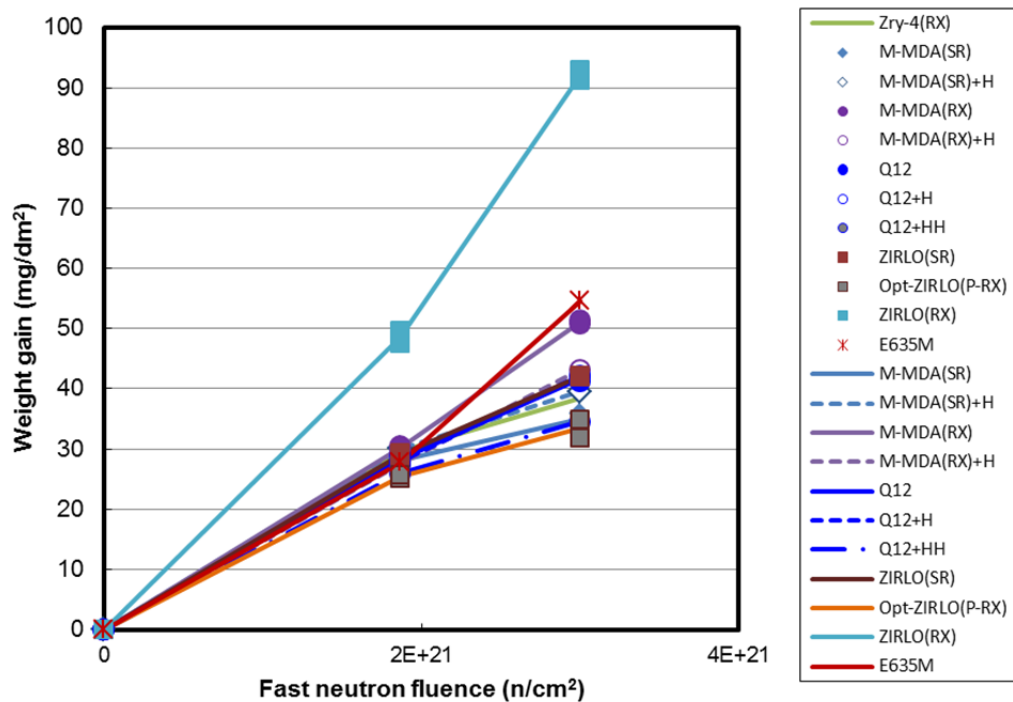


(a) Zry-4



(b) Zr-Nb(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-6 単位面積当たりの増量(mg/dm²)と高速中性子フルエンスとの関係(IFA-736)



(c) Zr-Nb-Sn(-Fe or Cr)系合金

図 4.6.4-6(続き) 単位面積当たりの増量(mg/dm²)と高速中性子フルエンスとの関係(IFA-736)

5 章 結言

民間事業者は、資源の有効利用や二酸化炭素の放出削減などの社会的要請に一層応えるため、原子力発電炉の安全性を確保しつつ更なる高燃焼度化をはじめとする高度利用を目指した燃料、いわゆる「改良型燃料」の研究開発を現在まで進めてきた。

改良型燃料は、従来の規格を大幅に超えて合金成分を変更した新合金被覆管や結晶組織を変更したペレットを採用することで、現行型の燃料に比べて発電用軽水炉で使用中の燃料被覆管の腐食や照射損傷等による劣化の抑制を図ったものであり、このような改良型燃料の発電用軽水炉への導入は、原子力発電の安全性をより高めるものと考えられている。

本事業においては平成 27 年度までに、今後導入が見込まれる改良型燃料の照射試験で得られた燃料試料を対象に反応度事故模擬実験 (RIA 試験)、冷却材喪失事故模擬実験 (LOCA 試験) を実施し、RIA 時の燃料挙動に関し、燃料破損限界、破損挙動及び破損影響 (被覆管破損形態、核分裂ガス放出、燃料微粒子化など)、LOCA 燃料挙動に関し、被覆管の酸化速度、急冷時破断限界、膨れ及び破裂挙動、といった安全審査に反映できるデータを取得する計画である。また、試験で得られた結果の評価を行うために、燃料挙動解析コード等を用いた解析的評価を行う。さらに、平成 29 年度までに、改良型燃料にも採用される Zr-Nb 2 元系合金被覆管を含む改良合金被覆管を試験炉で照射し照射に伴う伸び (照射成長) に関するデータを取得する計画である。

平成 25 年度は、入手した高燃焼度改良型燃料に対する RIA 試験、RIA 試験の前後に行う照射後試験、RIA 時に膨張したペレットから被覆管が受ける応力状態を適切に模擬できる試験機を用いた機械特性試験、RIA 試験に係る計算コードを用いた解析、LOCA 試験並びにハルデン炉において Zr-Nb 2 元系合金を含む改良型燃料被覆管の照射成長試験を実施した。

得られた成果を以下にまとめる。

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

25 年度の RIA 試験 VA-6 は、燃焼度 78 GWd/t の PWR-UO₂ 燃料を対象として実施した。燃料棒の被覆材料は M-MDA であるが、昨年度の VA-5 実験燃料棒に用いた応力除去 (SR) 焼鈍材ではなく、再結晶 (RX) 焼鈍材である。室温条件において NSRR 最大パルス出力で照射したところ、燃料エンタルピー増分が 34 cal/g に達した時点で燃料棒が破損した (現時点では過渡記録のみに基づく判断である)。破損時燃料エンタルピー増分を被覆管の外面酸化膜厚さで整理した結果において、VA-6 実験の結果は従来結果から得られた SR 材の傾向を下回っており、被覆管の水素吸収量に加えて水素化物析出形態が PCMI 破損限界に影響を及ぼすことが示唆された。

多軸応力負荷試験では、被覆管製造時の圧延条件に関連し、被覆管の結晶組織に影響を及ぼす Q 値を 2、3、4 と変え、熱処理条件が再結晶焼鈍 (RX) のジルカロイ-4 未照射被覆管試料に対して、様々な比の軸方向・周方向応力を与えて真応力-真ひずみ曲線のデータを取得した。今後、これらの試料に水素を吸収させ、高燃焼度燃料被覆管における水素化物析出の効果を模擬した試料についてもデータを拡充し、被覆管材料の異方性や組織の違いに起因する影響を正しく反映した機械特性モデルを構築し、燃料挙動解析コードに組み込むことによって、RIA 時に燃料が破損に至る際の被覆管応力状態のより正確な把握を目指す。さらに、NSRR 実験の結果を、温度、圧力、出力パルス幅等の条件が異なる発電炉条件に対して適用して被覆管変形・破損挙動を予測する際の精度向上を目指す。

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

平成 25 年度は、改良型燃料を対象とした RIA 試験の現象理解に資する知見を取得するため、SR 材 M-MDA 被覆 PWR 燃料実験 VA-7、RX 材 M-MDA 被覆 PWR 燃料実験 VA-8、Zry-2 被覆 BWR 大粒径ペレット燃料実験 LS-4 を対象とした RIA 試験の予測解析を行った。NSRR で実現可能な最大の投入反応度 (\$4.6) 条件下で解析を行った結果、VA-7、VA-8、LS-4 実験のパルス照射によるエンタルピー増分最大値はそれぞれ 480、480、550 J/g、核分裂ガス放出率はそれぞれ 14%、15%、2%、被覆管最高温度はそれぞれ 1000°C、1000°C、600°C、被覆管周方向永久ひずみは 1.2%、1.2%、1.4% 程度となることが予測された。PCMI 破損の有無については、RANNS コードの破壊力学モデル等により、VA-7 実験と LS-4 実験では非破損、VA-8 実験では破損が生じる可能性があることがわかった。

各実験の実施条件、計装項目等決定にあたっての上記解析結果に基づく留意点は以下

の通りである。近年の高燃焼度燃料実験では、被覆管表面温度取得のため行う溶接式の被覆管熱電対取り付けが PCMI 破損挙動に影響を及ぼす可能性を排除するため、被覆管の腐食がある程度進んだ燃料については、熱電対の取り付けを行わないケースがあった。VA-7 実験では PCMI 破損が生じる可能性は小さいものと予想され、熱電対溶接が燃料挙動に及ぼす影響は小さいと見込まれることから、熱電対取り付けを行った方が有効なデータを取得できる可能性は大きい。一方 VA-8 では相対的に破損の可能性が大きく、また破損した場合には RX 材で初めての高温条件での破損となることから、溶接式の被覆管熱電対取り付けは避け、破損時刻評価精度向上のための計装に注力することも有力な選択肢と考えられる。LS-4 実験燃料は大粒径ペレットである上、ベース照射中の燃料温度が高く、更にリムへの FP ガス移行も小さいことから、RIA 試験時点で非粒内 FP ガスが殆ど残っていないものと予想される。また照射済 BWR 燃料としてはエンタルピが最も高い一方、被覆管の腐食が小さく、PCMI 破損の確率は小さいと見込まれることから、温度データ取得に力点を置いた試験条件、計装項目の設定が望ましい。

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

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

平成 25 年度は、欧州で照射された高燃焼度改良型 PWR 燃料 (燃焼度 84Gwd/t) から採取した M5 燃料被覆管を対象に急冷破断試験を実施し、その LOCA 時挙動を評価した。

- ・ 約 1200°C で約 30% ECR の酸化量を与えた後に冠水により急冷したが、被覆管試料は破断しなかった。
- ・ 高燃焼度 M5 燃料被覆管は、安全基準値 (15% ECR) を超える約 30% ECR という

酸化量を与えても約 520N の拘束力条件下において破断することはなく、平成 18、19、23 及び 24 年度に実施した急冷破断試験の結果と同等であったことから、M5 燃料被覆管に関しては、燃焼が進んだ場合においても現行燃料被覆管に比べて破断限界が著しく低下することはないと考えられる。

また、同高燃焼度改良型 PWR 燃料から採取した M5 燃料被覆管を対象に、約 1473K における酸化速度評価試験を実施した。酸化温度 1473 K において照射材と未照射材とで酸化速度にほとんど差が見られなかったことから、調べた範囲において高温酸化速度に対する燃焼度の影響はほとんどないと考えられる。

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

平成 25 年度には、昨年度に引続き 2 つの照射試験リグ(IFA-735 及び-736)を用いて試験片の照射を実施し、高速中性子フルエンスは約 3.4×10^{21} (n/cm²)に到達した。また、原子炉の停止期間中に試験片の中間検査を実施した。中間検査項目として、外観観察、試験片の長さ測定及び重量測定を行った。長さの変化量(伸び量)及び重量増量は試験片の種類によって異なる傾向が見られているが、その関係を定量的に把握、議論するためには、照射を継続しさらにデータを蓄積する必要がある。

(参考文献)

1 章

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

構、平成 26 年 3 月.

2 章

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

4 章

4.3 RIA 試験

- (1) 平成 24 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構、平成 26 年 3 月.
- (2) 平成 22 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構、平成 23 年 9 月.
- (3) T. Sugiyama, T. Fuketa, “Mechanical Energy Generation during High Burnup Fuel Failure under Reactivity Initiated Accident Conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 37, No.10, pp.877-886, (2000).
- (4) 平成 19 年度燃料等安全高度化対策事業（高度化軽水炉燃料安全技術調査）に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構、平成 20 年 3 月.
- (5) 平成 23 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構、平成 25 年 3 月.
- (6) 桑原利彦、成原浩二、吉田健吾、高橋進、塑性と加工、第 44 巻、第 506 号 pp.281-286 (2003).
- (7) 「軽水炉燃料のふるまい」、(財)原子力安全研究協会、平成 10 年 7 月.

4.4 RIA 試験解析

- (1) M.Suzuki, H.Saitou and T.Fuketa, “Analysis on split failure of cladding of high burnup BWR rods in reactivity- initiated accident conditions by RANNS code”, Nucl.Eng.Design, 236, pp.128-139, (2006).

- (2) M.Suzuki, H.Saitou and T.Fuketa, “Analysis on Pellet-Clad Mechanical Interaction Process of High Burnup PWR Fuel Rods by RANNS Code in Reactivity-Initiated Accident Conditions”, Nuclear Technology, 155, pp.282-292, (2006).
- (3) M. Suzuki, H. Saitou, T. Fuketa, “RANNS Code Analysis on the Local Mechanical Conditions of Cladding of Cladding of High Burnup Fuel Rods under PCMI in RIA Simulated Experiments in NSRR”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 43, No.9, pp.1097-1104, (2006).
- (4) 平成 23 年度高度化軽水炉燃料安全技術調査に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 平成 24 年 3 月
- (5) 平成 21 年度高度化軽水炉燃料安全技術調査に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 平成 22 年 3 月
- (6) K. Okumura, T. Mori, M. Nakagawa and K. Kaneko, “Validation of a continuous-energy Monte Carlo burn-up code MVP-BURN and its application to analysis of post irradiation experiment”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 37, No. 2, pp.128-138, (2000).
- (7) S.E. Cole, C. Delafoy, R.F. Graebert, P.H. Louf, N. Teboul, “AREVA OPTIMIZED FUEL RODS FOR LWRS”, Proc.Top Fuel 2012, Manchester, Sep. 2-6, 2012.
- (8) 鈴木元衛、斎藤裕明、宇田川 豊, “軽水炉燃料解析コード FEMAXI-7 のモデルと構造”, JAEA-Data/Code 2010-035 (2011).
- (9) 須山 賢也、清住 武秀、望月 弘樹, “統合化燃焼計算コードシステム SWAT 改訂版”, JAERI-Data/Code 2000-027 (2000).
- (10) K. Suyama, K. Junichi, U. Ookawa, M. Ishikawa, “Libraries based on JENDL-3.2 for ORIGEN2 code : ORLIBJ32”, JAERI-Data/Code 99-003, (1999).
- (11) R.E. Alcouffe, F.W. Brinkley, D.R. Marr, R.D. O’Dell, “User’s Guide for TWODANT: A Code Package for Two-Dimensional, Diffusion-Accelerated, Neutral-Particle Transport”, LA-10049-M (1984).
- (12) Y. Udagawa, T. Sugiyama, M. Suzuki, F. Nagase, “PCMI FAILURE LIMIT ASSESSED BY FRACTURE MECHANICS APPROACH BASED ON NSRR HIGH-BURNUP PWR FUEL TESTS”, Proc. IAEA Technical Meeting on Fuel Behavior Under Transient and LOCA, Mito, Oct. 19-22, 2011.
- (13) K.J. Geelhood, W.G. Luscher, C.E. Beyer, J.M. Cuta, “FRAPTRAN 1.4: A computer code for the transient analysis of oxide fuel rods”, NUREG/CR-7023 (2011).

4.5 LOCA 試験

- (1) H. Uetsuka, T. Furuta and S. Kawasaki, “Zircaloy-4 cladding embrittlement due to inner surface oxidation under simulated loss-of-coolant condition,” J. Nucl. Sci.

- Technol., Vol. 18, No.9, 705 (1981).
- (2) H. Uetsuka, T. Furuta and S. Kawasaki, "Failure-bearing capability of oxidized Zircaloy-4 cladding under simulated loss-of-coolant condition," J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 20, No. 11, 941 (1984).
 - (3) L. Baker and L. C. Just, "Studies of Metal-Water Reaction at High Temperatures; III. Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reaction," ANL-6548, Argonne National Laboratory (1962).
 - (4) K. Honma, S. Doi, M. Ozawa, et al., "Thermal-Shock Behavior of PWR High-Burnup Fuel Cladding Under Simulated LOCA Conditions," Proc. ANS Annual Meeting, Milwaukee, Wisconsin (2001).
 - (5) T. Murata, Y. Taniguchi, S. Urata, et al., "LOCA Simulation Test of the Cladding for High-Burnup Fuel," Proc. ANS Annual Meeting, Milwaukee, Wisconsin (2001).
 - (6) Y. Udagawa, F. Nagase and T. Fuketa, "Effect of Cooling History on Cladding Ductility under LOCA Conditions," J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 43, No. 8, 844 (2006).
 - (7) "Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal during the Loss-of-Coolant Accident," NUREG-2121, (2012).
 - (8) 平成 18 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 平成 19 年 3 月
 - (9) 平成 19 年度燃料等安全高度化対策事業(高度化軽水炉燃料安全技術調査)に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 平成 20 年 3 月
 - (10) 平成 23 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 平成 25 年 3 月
 - (11) 平成 24 年度燃料等安全高度化対策事業(高度化軽水炉燃料安全技術調査)に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構 平成 26 年 3 月
 - (12) 平成 21 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構、平成 22 年 3 月

4.6 改良型燃料被覆管の照射成長試験

- (1) 「軽水炉燃料のふるまい」、(財)原子力安全研究協会、平成 10 年 7 月。
- (2) 平成 22 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構、平成 23 年 9 月。
- (3) 平成 23 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構、平成 25 年 3 月。
- (4) 平成 24 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書、(独) 日本原子力研究開発機構、平成 26 年 3 月。

(用語の解説)

(ア行)

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

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

異常過渡 :

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

一次元円筒体系 :

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

E110、**E635** :

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

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

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

FP : **Fission Product**, 核分裂生成物

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

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

燃料内で生成された**Xe**や**Kr**といった気体状核分裂生成物(**FP**ガス)は、その多くが燃料の結晶粒内に蓄積されるが、一部は拡散により結晶粒の表面に到達し、結晶粒界気泡を

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

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

M5 :

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

M5をさらに改良した材料（Q12等）の開発も進められている。

M-MDA :

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

（カ行）

機械的エネルギー :

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

金相試験 :

金属等の断面のマイクロ組織観察を行う試験のこと。

高温待機時 :

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

降伏 (Yielding) :

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

(サ行)

再冠水：

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

ZIRLO™：

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

J 合金：J-Alloy

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

Zry：Zircaloy ジルカロイ

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

照射成長：

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

照射試験リグ：

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

水撃力：

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

スペーサーグリッド（スペーサ）：

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

制御棒案内管：

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

脆化：

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

設計基準事象：

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

(タ行)

多軸応力条件：

使用中の燃料の被覆管が受ける力学的負荷は、通常は周方向応力が主(一軸応力状態)であるが、ペレットと被覆管が強い接触状態にあるなど、条件によっては周方向以外の方向にも応力が作用する場合がある。このとき、被覆管は多軸応力条件下にあるという。

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

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

低温時 :

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

等体積円筒リング要素 :

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

(ナ行)

二次元解析 :

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

燃料スタック :

燃料棒に装填された燃料ペレット全体のこと。

燃料セグメント :

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

(ハ行)

パルス照射試験 :

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

ハルデン炉 :

ノルウェー南部のハルデン市に設置された、ノルウェー・エネルギー技術研究所(Institutt

for energiteknikk: IFE)が所有する重水沸騰型試験炉(HBWR)。重水を冷却水として使用しているため炉心が大きく計装の設置等が容易であるという特徴を有する。冷却材温度および圧力は240°C、33MPaである。

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

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

プルサーマル :

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

Baker-Just 式 :

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

(マ行)

MIMAS 法 : Micronized MASTer 法

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

MOX 燃料 : Mixed OXide fuel, 混合酸化物燃料

使用済燃料の再処理により得られたプルトニウムをウランと混合して製造した燃料。軽水炉における利用(プルサーマル計画)が本格化しつつあるが、高速増殖炉及び新型転換炉の燃料もMOXである。

(ラ行)

RIA : Reactivity Initiated Accident, 反応度事故

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

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

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