

令和6年度原子力規制庁委託成果報告書

原子力施設等防災対策等委託費
(事故耐性燃料等の事故時挙動研究) 事業
(令和6年度分)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
安全研究センター
令和7年3月

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

本報告書に関する問い合わせは、原子力規制庁までお願いします。

目 次

1 章 緒言	1-1
2 章 全体計画	2-1
2.1 目的	2-1
2.2 実施内容	2-1
2.2.1 ATF 等の燃料損傷挙動等に関する研究	2-2
2.2.2 現行基準で考慮されていない事故時燃料損傷挙動に関する研究	2-9
3 章 令和 6 年度事故耐性燃料等の事故時挙動研究事業の概要	3-1
3.1 ATF 等の燃料損傷挙動等に関する研究	3-1
3.2 現行基準で考慮されていない事故時燃料損傷挙動に関する研究	3-1
4 章 実施内容及び得られた成果	4.1.1-1
4.1 ATF 等の燃料損傷挙動等に関する研究	4.1.1-1
4.1.1 試験計画	4.1.1-1
4.1.2 高温酸化後の冷却履歴の違いが被覆管の延性に及ぼす影響	4.1.2-1
4.1.3 従来材を用いた片面（外面）酸化試験	4.1.3-1
4.1.4 高温条件における燃料棒損傷状態に関する試験	4.1.4-1
4.1.5 ペレットの加熱時挙動の調査	4.1.5-1
4.2 現行基準で考慮されていない事故時燃料損傷挙動に関する研究	4.2.1-1
4.2.1 LOCA 時 FFRD 挙動研究	4.2.1-1
4.2.2 RIA 試験	4.2.2-1
4.2.3 LOCA 後の地震荷重を模擬した四点曲げ試験	4.2.3-1
4.2.4 FFRD の炉心冷却性影響評価	4.2.4-1
4.3 廃棄物処分	4.3-1
4.4 専門部会の開催	4.4-1
4.5 事業の進捗管理	4.5-1
5 章 結言	5-1
(参考文献)	6-1
(用語の解説)	7-1
(付録)	8-1

1 章 緒言

原子力規制庁は、改良型燃料が国内に導入される際の適合性審査の判断根拠となる技術的知見の取得及び高燃焼度で顕在化する事故時燃料挙動の有無の確認のため、海外商業炉において高燃焼度まで照射された改良型燃料等¹を対象に、平成 30 年度まで「燃料等安全高度化対策事業」を実施した。

これらの燃料安全研究や海外の国際共同プロジェクトで実施された模擬試験において、

- ・ 燃料棒内で細片化した燃料ペレットの被覆管膨れ部への集積
- ・ 被覆管破裂開口部からの放出
- ・ 被覆管が幾つかの小片に分かれ試験前の燃料棒の形状喪失
- ・ 燃料ペレットからの核分裂生成物（FP）ガス放出に伴い燃料棒内圧が上昇し、被覆管が局所的に膨れて破損
- ・ 添加物燃料の破損時エンタルピーが現行規制基準の一つであるペレット・被覆管機械的相互作用（PCMI）破損しきい値を下回る知見
- ・ 高燃焼度混合酸化物（MOX）燃料で従来見られなかった内圧破裂型破損を示す知見

といった、従来の想定とは異なる燃料破損挙動が報告されていた。「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成二十五年原子力規制委員会規則第五号）」（以下、規則という。）の「解釈」において引用され、現在の適合性審査に用いられている燃料に関する判断基準を示した指針類は、旧原子力安全委員会が策定当時の知見に基づいて決定または了承したものである。これら従来知見に依拠する想定と異なる燃料挙動は、事故時及び事故後の炉心冷却性に影響を及ぼす可能性があり、その把握は原子炉施設の安全規制上の重要な課題の一つとなった。

そこで、今後の適合性審査に最新知見を反映させる観点及び規制基準見直し要否の検討の観点から、上述の試験研究等で新たに観察された事故時の燃料破損挙動について破損発生条件及びメカニズム把握を目的として、令和 5 年度まで「原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業」等の試験研究⁽¹⁻¹⁶⁾が実施された。同事業では併せて、設計基準事故を超えるような条件に原子炉施設が至る場合に、炉心の著しい損傷の開始や拡大防止策有効性判断の目安として、現行の設計基準の一つである冷却材喪失事故（LOCA）時の炉心冷却性維持を目的とした基準を用いることの妥当性について、上述の基準を超えるような高温条件下の燃料損傷挙動について知見を調査・再整理し、実際に炉心の著しい損傷が起きる条件の評価に基づく検討が実施された。

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

同事業⁽¹⁻¹⁶⁾において、LOCA 時の燃料ペレットの細分化、移動及び放出（FFRD（Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal））現象については、原子力機構燃料試験施設ホットセルに新たに整備された LOCA 模擬試験装置等を用いて得られた高燃焼度燃料の高温破裂・燃料ペレット細片化・放出に係る知見を踏まえて、被覆管高温破裂や燃料放出予測の統計モデルを備えた燃料挙動解析コード RANNS と熱流動解析コード RELAP、及び炉心計算コード CASMO/SIMULATE の連携解析により、4 ループ 加圧水型軽水炉（PWR）の大破断 LOCA 時における炉心スケールでの FFRD 影響が評価され、炉心冷却性に直ちに懸念が生じるものではないとの評価が得られている。高燃焼度 MOX 燃料において反応度事故（RIA）模擬条件下で認められた内圧破裂型破損の知見に関しては、追試験及び燃料挙動解析により、RIA という過渡事象の初期に起きる PCMI の後、沸騰遷移により被覆管温度が上昇し、強度の低下した被覆管が過渡時の FP ガス放出（FGR）に伴う内圧増加により大変形、破裂に至ったとの確証が得られた。高温条件下の燃料損傷挙動については、炉心の著しい損傷の開始と事故拡大防止策の有効性判断における現行 LOCA 基準 1200℃適用の妥当性検討の観点から、LOCA 基準を超える高温条件（BDBA）での燃料損傷挙動に関し、シビアアクシデント解析コードを用いた沸騰水型軽水炉（BWR）体系での全電源喪失事故解析が実施され、単調な温度上昇と安定的な水蒸気雰囲気といった典型的なシビアアクシデント条件を想定する限りにおいて、ジルカロイ（Zry）酸化反応熱の大きさと急峻な温度依存性を考慮すれば、現行の炉心損傷温度 1200℃ の設定は妥当と考えられることが確認されている。

上述の LOCA 時 FFRD の総合影響評価を構成する多数のモデル要素は、その多くで基本的に最適評価を期した設定・想定がなされており、FFRD 挙動自体についても現象の複雑さに比べてデータベース規模は世界的に見て未だに小さいうえ、燃焼度以外の支配因子に係る議論は必ずしも収斂されていない。影響評価手法の信頼性向上や適用範囲拡大に向けて、現在のデータベースがカバーしていない照射条件や燃料タイプ、想定過渡条件への適用性を更に検証することが重要である。特に、我が国で用いられる MOX 燃料は Pu 濃度が局所的に高い部分（以下「Pu スポット」という。）があり、LOCA 時の FFRD 挙動が UO₂ 燃料と異なる可能性が指摘されているものの、世界的にもごく限られた試験データしか存在しない。そのような試験データを拡充し、MOX 燃料について FFRD の発生条件に係る知見を拡充する必要がある。

高燃焼度 MOX 燃料の内圧破裂型破損に関しては、現行の高燃焼燃料破損しきい値（PCMI 破損しきい値）を超える領域での破損であるため、現行基準が直ちに非保守的な評価となるわけではないが、近い将来の導入が見込まれる改良合金被覆管や事故耐性燃料（Accident Tolerant Fuel、ATF）被覆管では、従来材に比べ被覆管の通常運転時水側腐食に伴う水素吸収は大幅に低減され、RIA 時の主な破損モードは PCMI 破損から高温破裂に変遷していくと考えられる。前述の事業では高温破裂発生予測に有効な指標も併せて検討されたが、MOX 燃料を含む新型燃料の導入・燃料利用の高度化に備えその信頼性を向上

させる必要があり、現状の解析モデルでは MOX 燃料からの過渡時の FGR や放出後の燃料棒内ガス移行等重要な因子を推定に依っていることから、これらの推定を裏付けるデータ・知見の拡充が課題である。

高温条件下の燃料損傷挙動に関して、近年、事故時の炉心溶融や燃料被覆材と水蒸気との酸化反応による水素発生の開始を遅らせることを目的とした ATF の開発が世界的に進められている。特に我が国においては Cr コーティング Zr 合金被覆管を用いた ATF について、令和 7 年に少数体の先行的な導入を開始し、その後令和 12 年に本格的な導入を行う計画が事業者より示されている。Cr コーティング Zr 合金被覆管については、従来の Zr 合金被覆管に比べ事故時の変形・酸化に耐性があり、事故時の水素発生が抑えられることにより事象進展を遅らせることが期待される一方、1332℃付近（平衡状態の場合）で Cr-Zr 共晶反応が生じることが知られている。このような特徴を踏まえ、炉心の著しい損傷の開始等の判断基準としての LOCA 基準適用の妥当性について、Cr コーティングを施したことによる BDDBA を含む設計拡張事象（DEC）条件下の燃料挙動への影響を明らかにし、保守性の程度を評価・検証する必要がある。また、通常運転時から事故時の燃料挙動についても従来型燃料と異なることが想定されることから、安全性向上の程度を評価するため、高温酸化の抑制効果や共晶等の高温反応開始後の酸化挙動等について、そのメカニズムを含めて詳細に把握し、審査における基準適合性の判断に資する技術根拠の整備が重要であり、事業者の申請内容の妥当性確認に資する技術的知見を取得する必要がある。なお上述の現行基準では考慮されていない燃料損傷挙動は、Cr コーティング ATF においても起こり得るものと考えられることから、必要に応じて規制基準等の見直しを検討し、ATF 導入に際し確かな規制を行う観点からも、引き続き技術的知見の蓄積を進めることが重要である。

以上の研究進展と課題を踏まえ、令和 6 年度から「事故耐性燃料等の事故時挙動研究」を開始した。本報告書は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構安全研究センターが原子力規制委員会原子力規制庁の委託を受け実施した、令和 6 年度原子力施設等防災対策等委託費（事故耐性燃料等の事故時挙動研究）事業で得られた成果をとりまとめたものである。

2 章 全体計画

2.1 目的

原子炉は、安全性確保の観点から異常な過渡事象や事故が発生した場合においても、それらが拡大せず収束できるよう設計されており、事業者は安全評価を通して、設計の妥当性を確認している。適合性審査においては、事業者による評価を基に、当該原子炉施設が規制基準に適合するものであるかが審査される。現行の規制基準では、燃料に対して、通常運転時及び異常な過渡変化時において燃料被覆材が破損しないこと、また、異常な過渡変化時及び設計基準事故（**Design Basis Accident**、**DBA**）時において、原子炉が安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能が維持されることが求められている。審査において、これら規制基準への適合性判断を行うためには、原子炉の通常運転時、異常な過渡変化時及び **DBA** 時の燃料挙動を十分把握しておく必要がある。現在「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成二十五年原子力規制委員会規則第五号）」（以下、規則という。）の「解釈」において引用され、適合性審査に用いられている燃料に関する判断基準を示した指針類は、旧原子力安全委員会が策定当時の知見に基づき決定あるいは了承したものであり、指針類策定時には観察されていなかった燃料破損挙動については反映されていない。現在まで十分な知見が得られていない燃料の損傷及び破損挙動に関しては、その発生条件やメカニズムを調べ、審査等の際の判断に必要な知見として整備するとともに、現行指針類の見直しの要否の検討に反映する必要がある。また、**LOCA** 時の炉心の著しい損傷開始と事故拡大防止策の有効性を判断する基準として、現在は設計基準事故を考慮した **LOCA** に関する基準（**LOCA** 基準）が用いられているが、その基準の妥当性判断に資する知見は十分ではない。

近年、事故時の炉心熔融や燃料被覆材と水蒸気との酸化反応による水素発生の開始を遅らせることを目的とした事故耐性燃料（**Accident Tolerant Fuel**、**ATF**）の開発が世界的に進められている。代表的な **ATF** として、従来の **Zr** 基合金被覆管の外側表面に **Cr** を薄くコーティングした **Cr** コーティング **Zr** 基合金被覆管等が挙げられる。**ATF** は安全性の向上が期待されるものの、通常運転時から **DBA** 時、さらに、**DBA** を上回る事故（**Beyond DBA**、**BDBA**）、すなわち設計拡張状態（**Design Extension Condition**、**DEC**）条件下の燃料挙動が従来型燃料と異なることが想定される。したがって、事業者による **Cr** コーティング **Zr** 基合金被覆管の導入申請に備え、各事象における規制基準への適合性を確認するための知見を取得することが必要である。例えば、炉心の著しい損傷対策の有効性判断の基準として、**DBA** の 1 つとして想定される冷却材喪失事故（**Loss Of Coolant Accident**、**LOCA**）基準（被覆管最高温度 $\leq 1200^{\circ}\text{C}$ 、被覆管酸化量 $\leq 15\%$ 化学量論的酸化量）が用いられている。令和 5 年度までに実施された「事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究」における検討の結果から、従来型燃料については、 1200°C を越える温度では被覆管の酸化速度が速く、 1200°C を著しい損傷開始の判断基準とすることは過度に保守的ではないとの見込みが

得られつつある。ATF については、1200℃を越える温度での損傷挙動が従来型燃料と比べて異なる可能性があるため、従来型燃料との相違に係る知見を取得し、安全性を損なうような想定外の反応や事象が発生しないことを確認する必要がある。DEC 条件における燃料挙動については、従来型燃料の研究も少ないため、著しい炉心損傷（燃料溶融）に至るまでの燃料損傷過程が明らかとなっておらず、ATF の比較対象となるデータもない。したがって、従来型燃料及び ATF の両者について DEC を模擬した試験等を実施して知見を拡充することに留意することが肝要である。

現行基準で考慮されていない事故時燃料損傷挙動のひとつとして LOCA 時の FFRD (Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal) 挙動が挙げられる。2000 年代にハルデン炉を用いた LOCA 模擬試験により、LOCA 条件下の昇温過程において燃料ペレットが細片化し、細片化した燃料ペレット片が燃料棒内軸方向に再配置し、燃料被覆管の破裂開口から燃料棒外に放出される現象が観察され、指針制定当時には想定されていなかった LOCA 時の新たな燃料破損挙動が懸念された。LOCA 時に膨れ破裂し、燃料被覆管の膨れ部に細片化した燃料ペレット片が高密度に集積した場合、燃料棒の出力が局所的に上昇し、燃料被覆管最高温度 (PCT) を上昇させる恐れがある。また、細片化した燃料ペレット片が燃料棒外に放出された場合、その放出量によっては、LOCA 時の炉心冷却性を阻害する恐れがある。原子力機構では、現行基準で考慮されていない FFRD 挙動に関して、炉心冷却性に及ぼす影響を評価する知見を拡充するために、令和元年度以降、照射済ペレット入り燃料棒を用いた LOCA 模擬試験装置を整備し、FFRD の発生条件に関する研究を実施している。

高燃焼度 MOX 燃料で従来見られなかった内圧破裂型破損を示す知見に関して、MOX 燃料については反応度投入事故 (Reactivity Initiated Accident、以下「RIA」という。) を模擬した試験において、従来見られなかった内圧の上昇による燃料破損が確認されている。内圧上昇の原因と考えられる核分裂生成ガス (Fission product ガス、以下「FP ガス」という。) の放出挙動を調べるため、試験データを拡充する必要がある。

さらに、LOCA 後の炉心冷却性維持の評価に資するため、LOCA による高温酸化・荷重負荷を経験した燃料被覆管を対象として、地震時に燃料棒に負荷されると考えられる繰り返し荷重に対する破損限界を調べる必要がある。

本事業では、設計基準事故時及びその後の炉心の冷却性等の安全性維持に関して、ATF について、従来型燃料とは異なる燃料材料や燃料設計が燃料挙動や破損メカニズム等に及ぼす影響を明らかにし、基準適合性の判断根拠に資する知見を取得するとともに、現行指針類策定当時には観察されていなかった燃料破損挙動が原子炉安全性・炉心冷却性等に及ぼす影響を評価するために必要な技術知見を拡充し、より確かな規制に資するため、以下の知見、データを取得することを目的とする。

(1) ATF 等の燃料損傷挙動等に関する研究

ATF の LOCA 時の燃料の変形、破裂、高温酸化、脆化挙動、損傷限界等についてのデー

タ及び知見、また LOCA 時急冷後の燃料被覆管等への地震時荷重負荷や被覆管温度 1200℃を超える高温条件等、設計基準事故の想定を超える条件下での燃料挙動に関するデータ及び知見を取得することを目的として、事故時模擬試験、高温条件における燃料棒損傷状態に関する試験を実施する。

(2) 現行基準で考慮されていない事故時燃料損傷挙動に関する研究

MOX 燃料を含む従来型軽水炉燃料における LOCA 時及び RIA 時の燃料挙動に関し、燃料の破損限界、破損挙動及び破損が炉心冷却性へ及ぼす影響に関するデータ及び知見を取得することを目的として、LOCA 時 FFRD 挙動研究、反応度模擬試験（RIA 試験）、LOCA 後の地震荷重を模擬した四点曲げ試験を実施する。

2.2 実施内容

2.2.1 ATF 等の燃料損傷挙動等に関する研究

近い将来導入が見込まれている Cr コーティング Zr 基合金被覆管については、従来の Zr 基合金被覆管に比べ事故時の変形・酸化に耐性があり、事故時の水素発生が抑えられることにより事象進展を遅らせることが期待される一方、1332℃付近で、Cr-Zr 共晶反応が生じ、Cr コーティング層の保護性能が喪失し、Cr は下地のジルコニウム合金部分に拡散することが知られている。Cr コーティング層が喪失し、下地の Zr 基合金の金属表面が高温水蒸気と直接反応すると、酸化反応熱により被覆管温度の急上昇、それに伴う水素発生や共晶反応に伴う被覆管の脆化が懸念される。Cr コーティング Zr 基合金被覆管の 1200℃を超える事故時挙動を把握しておくことは著しい炉心損傷が発生する条件を明確にする上でも重要である。本事業では、事故時燃料挙動を把握するために未照射の Cr コーティング被覆管を用いた LOCA 模擬試験及び RIA 模擬試験を行い、現行基準の適用性検討や著しく炉心が損傷する条件に係るデータを取得することを目的とする。

LOCA 模擬試験に関して、LOCA 時の高温酸化、破裂、再冠水時の急冷破断特性の観点で試験を行う。高温酸化試験は、LOCA 基準の 1200℃を含み、共晶温度を超える 1400℃付近まで、酸化時間については従来被覆管が脆化する領域の酸化量 30%程度までをカバーした条件において酸化反応に係るデータを取得し、DBA/BDBA (DEC-A) 領域における酸化特性について従来被覆管と比較する。破裂試験では、初期内圧、昇温速度をパラメータとした LOCA 時バースト試験を実施し、破裂温度、膨れ量、開口部大きさ等について従来被覆管と比較を行う。急冷破断試験では、急冷温度、冷却速度の影響も含めたパラメータで被覆管破裂、高温酸化、再冠水時急冷を模擬したインテグラル LOCA 模擬試験を実施し、急冷破断特性について従来被覆管と比較を行う。

RIA 模擬試験に関して、Cr コーティング被覆管は高温酸化に対する保護効果が高いことが知られているものの、燃料体の急激な温度上昇や高速変形に特徴づけられる RIA 時の挙動については、現状殆ど知見がない。原子炉安全性研究炉 NSRR を用いて RIA 模擬試験を

実施し、共晶反応により Cr コーティング層の喪失やそれに続く酸化反応の観点で、従来被覆管との比較を行う。

1200 °Cを超える高温域の DEC-A 条件における、被覆管の強度や延性等の機械特性や損傷条件については、従来型燃料の研究例がそもそも少なく、著しい炉心損傷に至るまでの損傷過程も明らかではない。本事業では、DEC-A 条件における被覆管の破損挙動を把握し、燃料棒損傷を評価できるようにすることを目的として、従来被覆管を用いて 1200°C超の高温下における被覆管の機械特性を取得する。四点曲げ試験や引張試験等を実施する計画であり、当該試験を行うための装置については、令和 6 年度から令和 8 年度にかけて製作する予定である。本試験で得た被覆管挙動の試験結果を用いて被覆管高温挙動モデルを整備・検証するとともに、ペレット加熱試験結果等の結果を踏まえ、DEC-A 条件下の著しい炉心損傷状態を把握する手法を整備する。

以上の得られたデータに基づき、通常運転時~DBA 条件~DEC-A 条件下の燃料挙動を評価するために燃料挙動解析コード RANNS に実装、整備を行う。

試験計画の詳細については、「4.1.1 試験計画」に記す。

2.2.2 現行基準で考慮されていない事故時燃料損傷挙動に関する研究

(a) LOCA 時 FFRD 挙動研究

FFRD 現象が LOCA 時の炉心冷却性に及ぼす影響の評価を目的として、令和元年度から令和 5 年度に実施された原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業において、燃料ペレットを除去しない状態の高燃焼度燃料を対象とした LOCA 模擬試験を実施できるよう、原子力機構燃料試験施設のホットセルに LOCA 模擬試験装置が整備された。令和 3 年度に MMDA3（スペイン・バンデロス炉で 73 GWd/t まで燃焼した燃料棒）を用いた LOCA 模擬試験、令和 4 年度に LZRT5（スイス・ライプシュタット炉で 47 GWd/t まで燃焼した燃料棒）を用いた LOCA 模擬試験が実施された。MMDA3 の試験では、ピンホール状の破裂開口を生じた一方、燃料棒外へのペレット放出は観察されなかった。LZRT5 の LOCA 模擬試験においても、破裂開口部の大きさは、ペレット細片化が顕著に認められた他機関での試験結果と比較して小さい傾向が認められた。先行研究との比較から、これらの結果は、燃焼度と独立なパラメータとして、プレナム体積等の試験条件が影響している可能性を示唆するものと分析された。そこで令和 5 年度は、支配因子としてのプレナム体積の影響を検証するため、MMDA3 と同じセグメント燃料棒（MMDA4）を用いた追試験が実施された。プレナム体積を増加させた LOCA 模擬試験の結果、燃料棒外へのペレット放出量増加が確認され、被覆管の高温破裂時点での燃料棒内の自由空間体積が被覆管の破裂開口や燃料ペレット細片化挙動に強く影響しているとの示唆が得られた。また MMDA3 の試験後金相観察より、主に高燃焼度組織を有するペレット領域が細片化、軸方向へ移動していたことが確認された。これは燃焼進行に伴う燃料ペレットの微細組織変化と細片化挙動の有意な相関を裏付ける知見である。

分離効果試験として、燃料ペレットの LOCA 時の温度変化を模擬する加熱試験が、令和元年度から令和 3 年度にかけて実施された。高燃焼度燃料ペレット片を用いた LOCA 模擬加熱試験及び同試験後の燃料ペレット片に対するマイクロ組織観察等が実施され、高燃焼度燃料ペレットの LOCA 時の顕著な細片化が、主としてダークゾーンないし高燃焼度組織に高密度に集積した FP ガス含有気泡による燃料ペレットマトリクス破壊に起因することを示唆する結果が得られている。前述のインテグラル試験やこれまでに他機関の試験研究により得られた知見も踏まえれば、燃料棒外へのペレット放出量はばらつきが大きい事象であるものの、LOCA 開始時の燃料ペレット内ガス量、また破裂時の燃料棒内のガス量が重要な因子であることが明らかである。

以上の知見に基づき、燃焼度と被覆管高温破裂時の燃料棒内の内圧を説明変数とした燃料放出予測統計モデル及び同モデルのトリガーとなる被覆管高温破裂統計モデルを整備した。両モデルを実装した燃料挙動解析コード RANNS、4 ループ PWR の大破断 LOCA 時炉心熱流動と取出し集合体燃焼度 55 GWd/t の平衡炉心状態をそれぞれモデル化した熱流動解析コード RELAP、炉心計算コード CASMO/SIMULATE の連成解析により、炉心スケールで FFRD の影響を評価したところ、FFRD 現象により当該条件プラントの炉心冷却性に直ちに懸念が生じるものではないと判断された。ただし、このような総合影響評価を構成する多数のモデル要素は基本的に最適評価を期した設定・想定がなされており、FFRD 挙動自体についても現象の複雑さに比してデータベース規模は世界的に見て未だ小さい。燃焼度以外の支配因子に係る議論は必ずしも収斂されておらず、各種国際プロジェクトでも活発な R&D が進められている状況である。

FFRD は、前述のようにペレットの微細組織や破裂開口部の大きさ等とも関係し、不確かさが大きい事象であり、炉心冷却性を評価する上で重要な点は FFRD の振れ幅の上限を把握しておくことである。またこれまでに実施された試験により、燃焼度以外にもプレナム体積に起因するガス量等の試験条件がペレット細片化や燃料棒外へのペレット放出特性に影響することが明らかになりつつある。本事業では、前事業に引き続き、FFRD 発生条件解明のための研究を進め、発生条件の支配因子を同定し、また海外で実施されている国際プロジェクトや海外機関の研究結果等も踏まえて、整備してきた FFRD 挙動モデル及び影響評価手法の妥当性を検証する。まず FFRD 発生条件の第一のパラメータである燃焼度に関して、前 3 試験に比べて中間的な燃焼度帯であり、FFRD 発生に近い燃焼度に近い条件の国内商用炉で照射された UO_2 燃料（燃料棒平均燃焼度 56 GWd/t）を用いた LOCA 模擬試験、ペレット加熱試験を実施する。特に前 3 試験で確認された燃料棒内ガス挙動の FFRD 挙動全体に及ぼす影響について、しきい燃焼度付近の条件に対し改めて検証することを目的とする。ペレット細片化、リロケーション挙動を前試験と比較するとともに、国際プロジェクトや海外機関の研究結果の更新状況等も踏まえて、FFRD 発生メカニズムやモデルへの反映方法を検討する。再検討を経たモデル・炉心スケール評価システムを用いて、LOCA 時の被覆管到達温度や燃料棒外へのペレット放出が炉心冷却性に与える影響を評価

する。

これまでの FFRD 関連試験は UO_2 ペレットが対象であったが、本事業では MOX 燃料も対象に含める。MOX 燃料のペレット微細組織は UO_2 燃料と異なり、Pu スポットと呼ばれる Pu 濃度が局所的に高い領域を有することから、LOCA 時の FFRD 挙動が UO_2 燃料と異なる可能性が指摘されているものの、現状は世界的にもごく限られた試験データしか存在しない。 UO_2 燃料のペレット微細組織の違いに起因した FFRD 挙動の差異の有無を確認する観点から、本事業では FFRD 関連試験データを MOX 燃料まで拡充する。ペレットの細片化等のふるまいについて UO_2 燃料との違いが実験上認められた場合には、必要に応じて MOX 燃料の効果を FFRD 挙動モデル・炉心スケール解析に反映し、LOCA 時の被覆管到達温度や燃料棒外へのペレット放出が炉心冷却性に与える影響を評価する。

(b) 反応度模擬試験 (RIA 試験)

改良型被覆高燃焼度 MOX 燃料のデータが初めて取得された CN-1 実験では試験後の照射後試験で内圧破裂型と推定される貫通欠陥の形成が確認された。これは高燃焼度 PWR/BWR 燃料では初めて観測されるタイプの破損形態であったことから、今後の安全評価において PCMI 破損とは別途適切に考慮されるべき要素であり、当該燃料が MOX 燃料であったことの影響、M5 被覆燃料であったことの影響等、破損メカニズムや支配パラメータの解明に向けてデータ・知見の取得が必要である。本事業では、高燃焼度 MOX 燃料からの過渡 FGR や放出後の燃料棒内ガス移行等の推定因子を裏付けるデータ・知見の拡充するために MOX 燃料を用いた FP ガス動的 (FGD) 試験を実施する。

(c) LOCA 後の地震荷重を模擬した四点曲げ試験

LOCA 後の炉心冷却性の評価に関しては、地震時に燃料棒に加わる荷重として繰り返し荷重を負荷可能な曲げ試験装置を用いて、LOCA 時の温度履歴を経験した燃料被覆管の曲げ破断強度を評価し、繰り返し荷重の影響は低回数の場合には有意でないこと、水素添加は曲げ破断強度を有意に低下させることが過年度までの事業において確認されている。ただし、疲労破壊が問題となるようなより大きな繰り返し数下での破損挙動については依然として知見が乏しく、LOCA 後長期冷却性の維持を確実なものとするため、一層のデータ拡充が重要である。本事業では、PWR 用 17×17 型非照射 Zry-4 燃料被覆管を対象として地震時を想定した繰り返し荷重を負荷する四点曲げ疲労試験を実施し、LOCA 時の温度履歴や水素吸収を経験した燃料被覆管の曲げ疲労損傷挙動に関する知見を得ることを目的とする。そのため、令和 6 年度は四点曲げ疲労試験装置を整備し、令和 7 年度に Zry-4 燃料被覆管の受入材及び水素添加材を用いて LOCA 後四点曲げ疲労試験を実施する計画である。

3 章 令和 6 年度事故耐性燃料等の事故時挙動研究事業の概要

本章では、事業における令和 6 年度の実施概要について記す。

3.1 ATF 等の燃料損傷挙動等に関する研究

本事業全般に係る実験計画を策定し、以下の事項を実施した。ATF のうち近い将来導入が見込まれている Cr コーティング Zr 基合金被覆管及びそのレファレンスとなる Zr 基合金被覆管（Cr コーティング無し）を調達した。これら被覆管を対象とした実験計画を立案し、今年度の実施することとした LOCA 時に想定される温度履歴を模擬した実験を計画通り進めた。DEC-A 時に想定される温度条件下の荷重負荷試験装置について設計及び一部製作を行った。

3.2 現行基準で考慮されていない事故時燃料損傷挙動に関する研究

(1) LOCA 時 FFRD 挙動研究

現行の LOCA 基準で考慮されていない FFRD 挙動に関して、FFRD の発生条件を把握することを目的として、過年度までに海外商用炉で照射された燃料棒（MMDA3 / MMDA4 / LZRT5）を用いて実施された LOCA 模擬バースト試験を踏まえ、今年度は LOCA 後分析試験として非破壊試験及び破壊試験を実施した。

過年度までに得られた知見として、MMDA3 のバースト試験において、燃料棒外へのペレット放出は観察されず、破裂部付近の金相観察によりペレット外周部領域の高燃焼度組織においてペレット細片化、軸方向のリロケーションが観察されている。一方、高燃焼度組織以外ではペレットは比較的形狀を維持していた。また、分離効果試験として実施したペレット加熱試験において FP ガス放出とペレット細片化の相関が得られ、これらの結果を踏まえると、ペレット細片化の要因としてペレット外周の高燃焼度組織からの FP ガス放出が考えられた。プレナム体積を増加させた MMDA4 の LOCA 模擬バースト試験では、MMDA3 と比較して破裂温度は同等であったものの、破裂開口部の面積が増加し、燃料棒外へのペレット放出が若干量観察されている。

今年度実施した試験により得られた結果を以下にまとめて記す。MMDA4 の X 線撮影、ガンマスキャンの非破壊試験において膨れ部にペレットの集積が観察され、さらに、金相観察の破壊試験の結果、破裂開口部付近において高燃焼度組織だけでなく、ダークゾーンにおいても顕著なペレット細片化が認められた。その他の特徴として、X 線撮影よりペレットスタック下端部が上部側に約 5 mm 移動が観察され、この要因として、膨れによりペレットと被覆管のボンディングが外れ、プレナム領域のガス状態が破裂時にペレットに対して力学的作用を及ぼし、FFRD に影響していると推測された。

今後、FFRD のしきい燃焼度付近の国内商用炉で照射された UO_2 燃料（燃料棒平均燃焼度 56 GWd/t）を用いた LOCA 模擬試験、ペレット加熱試験を実施し、FFRD 発生条件へのモデル反映検討、炉心冷却性に与える影響を評価するとともに、MOX 燃料に対してデー

タを拡張する予定である。

(2) 反応度模擬試験 (RIA 試験)

前事業で実施された RIA 模擬実験の一つである CN-1 実験 (高燃焼度 M5TM 被覆 MOX 燃料、冷却材室温大気圧条件) で観察された高温破裂の発生条件及びメカニズムを調査するため、CN-1-燃料 (燃焼度 64 GWd/t) と同様の燃料仕様・照射条件である AP2-16 セグメント燃料から切出した試料を対象に、NSRR を用いて MOX 燃料の FP ガスの放出挙動に着目した FGD 実験 (CN-3 実験) を実施した。同実験時に過渡計測データを取得するとともに、試験後試験により FP ガス放出に関するデータを得た。また、AP2-16 セグメント燃料については、レファレンス試験を実施し、受入時の状態に関するデータを得た。

(3) LOCA 後の地震荷重を模擬した四点曲げ試験

地震時に燃料棒に加わる繰り返し荷重により、疲労破壊が問題となるようなより大きな繰り返し数下での破損挙動については知見が乏しく、LOCA 後の長期炉心冷却性の評価に資するため、一層のデータ拡充が重要である。そこで本事業では、今年度、低水素添加量 Zry-4 燃料被覆管の LOCA 模擬試験後の四点曲げ試験データの拡充を実施した。その結果、少量の水素量において LOCA 後開口部先端は硬化し、破損時の最大曲げ応力が低下することが分かった。また、四点曲げ疲労試験装置を導入し、試運転を実施した。次年度以降、LOCA 模擬急冷試験後の被覆管を用いた四点曲げ疲労試験を実施する予定である。

4 章 実施内容及び得られた成果

4.1 ATF 等の燃料損傷挙動に関する研究

4.1.1 試験計画

4.1.1.1 目的

(1) 本事業における ATF を対象とした研究のスコープ

本事業における ATF を対象とした研究のスコープを図 4.1.1-1 に示す。既存の原子力発電所のプラント状態の分類としては大きく分けて、①通常運転 (Normal operation)、②異常過渡 (Anticipated operational occurrences)、③設計基準事故 (Design basis accidents: DBA)、④設計拡張条件 (Design extension conditions: DEC) の 4 種類があり⁽¹⁾、その内、④の DEC は著しい炉心損傷の発生までの範囲に当たる DEC-A と炉心溶融を伴う条件範囲に当たる DEC-B に分類される。東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、規制要件となってから日が浅い SA 対策⁽²⁾及びその評価手法は未だ完成度が低いとされ⁽³⁾、燃料を含む機器等の総合的な事故耐性を把握するためには、設計基準条件に加え、SA 条件下の事故耐性の把握が重要である。特に燃料の規制研究で優先すべき領域としては、燃料挙動の事故進展・リスクへの影響が特に大きな DBA、DEC (DEC-A) 領域と考えられる。DBA 領域は、本事業が対象とする ATF に適用すべき基準に係る課題に直結し、また DEC-A の初期条件ともなることから、その考慮が重要である。また、DEC 領域のうち、特に DEC-A 領域は、確率論的リスク評価の前提として、入力条件の妥当性確認や従来からの知見から想定されない事象の発生を極力排除する上でその考慮が重要である。通常運転時及び異常過渡時については、最新研究の動向を調査しつつ、DBA や DEC-A に対して影響の大きい挙動を対象に必要な応じて着目していく。

本事業では、ATF のうち、令和 12 年以降に商用炉への導入計画が事業者より示されている^(4,5)Cr コーティング被覆燃料を対象とする。

(2) Cr コーティング被覆燃料の燃料損傷挙動として考慮すべき要素

Cr コーティング被覆燃料の燃料損傷挙動として考慮すべき要素の概略を図 4.1.1-2 に示す。要素の抽出にあたっては、PNNL や NUREG 等で示されている Cr コーティング被覆燃料に関する PIRT (Phenomenon Identification and Ranking Table: 現象の抽出と重要度分類)^(6,7)のうち、比較的影響度が高く (影響度 M 以上)、知識レベルが低い (知識レベル M 以下) 項目に着目した。DBA 領域における項目として、Cr-Zr 界面の影響、RIA 時 Cr コーティングによる限界熱流束の変化、Cr コーティングによる耐酸化性等が挙げられる。DBA 及び DEC 領域における共通項目として、Cr コーティングの割れ (剥がれ)、(Cr 拡散等による) 劣化、高温酸化挙動や高温酸化後の機械的挙動が挙げられる。DEC 領域においては炉内 Cr 量増加に対するソースタームへの影響に加え、従来材においても影響度が大きく、知識レベルが低いとされる⁽⁷⁾核分裂生成 (FP) ガスの放出挙動や化学的安定性などが挙

げられる。これらの項目についてはそれぞれ照射の影響も有り得る。なお、図 4.1.1-2 に示す実施機関については、事故耐性燃料開発に関するワークショップ（東京大学及び JAEA 主催）における報告⁽⁸⁾を参照した。

(3) 本事業における Cr コーティング被覆燃料を対象とした研究概要

Cr コーティング被覆燃料に対する研究概略を図 4.1.1-3 に示す。JAEA が所有する NSRR やホットラボ、コールド試験装置を用いて高温時燃料挙動データを取得するとともに、JAEA が開発した燃料挙動解析コード FEMAXI/RANNS^(9,10,11)等を用いて解析を行い、限定的な範囲に留まる実験データを補完する。また、得られたデータや知見を基に、FEMAXI / RANNS に適用されている高温酸化モデル等を更新する。これら実験解析を通じて Cr コーティングの効果（コーティングのクラック、Zr/Cr 共晶反応等）を考慮した、LOCA 及び DEC-A 条件下での高温酸化挙動評価 / 燃料被覆管破断限界評価、Station Black Out（SBO：全交流電源喪失）シナリオ等を模擬する条件下の水素発生量及び事故進展評価、RIA 条件下の高温酸化挙動及び破損限界評価を実施する。本事業で得られる結果は、RIA/LOCA 条件における現行基準の適用性確認/現行基準の見直し検討、SA 評価の入力となる DEC-A 挙動のモデル化に活用できると考えられる。

4.1.1.2 試験計画の詳細及び供試材の調達

本年度は、令和 6 年度から令和 10 年度までの 5 年間における ATF 等の燃料損傷挙動に関する試験計画を立案するとともに、同試験に供する試料である Cr コーティング MDA⁽¹²⁾被覆管及びコーティングがされていない MDA 被覆管（従来被覆管）の調達を実施した。供試材の仕様を図 4.1.1-4 に示す。

(1) LOCA 及び DEC-A 条件における燃料挙動評価

本事業で実施する LOCA 試験の概要を図 4.1.1-5 に示す。実施項目としては、(a) 要素試験、(b) インテグラル LOCA 試験、(c) SBO を模擬するシナリオベース試験、(d) 燃料挙動解析コード RANNS を用いた解析の 4 項目を設定した。以下それぞれの項目について記す。

(a) 要素試験

Cr コーティング被覆管の高温酸化メカニズムを把握するとともに、後述の RANNS コードに適用するためのモデリングに必要なデータを取得するため、以下の要素試験を設定した。

- ① Cr コーティングの影響を評価するための片面（外面）酸化試験
- ② 高温酸化後の冷却履歴の違いによる被覆管延性低下への影響を評価する試験
- ③ N₂ 条件下における酸化挙動を調べるための試験

① Cr コーティングの影響を評価するための片面（外面）酸化試験

Cr コーティング被覆管の高温酸化に及ぼす影響を調べるため、内面酸化の影響を排除し、外面側のみを酸化させて、酸化及び脆化程度の影響を調べる試験を行う。本試験で用いる試験装置（LOCA 模擬試験装置）を図 4.1.1-6 に示す。この LOCA 模擬試験装置は過去 JAEA で従来材を対象に実施された LOCA 模擬試験^(13, 14)においても使用されたものであり、LOCA 時の被覆管の高温酸化を模擬するための装置である。

片面（外面）酸化試験マトリクスを表 4.1.1-1 に、試験条件の設定根拠を表 4.1.1-2(a)に示す。試験パラメータとしては、Zr と Cr の共晶点である約 1330℃を含む被覆管温度 1200℃～1350℃、及び LOCA 時の現行基準である 15% ECR を含む計算上 10%・30% ECR に相当する被覆管温度及び酸化時間となるように設定した（例として、被覆管温度 1200℃条件では 10% ECR に相当する酸化時間は～230 s と評価される。片面酸化試験時には片面（外面）からの酸化のみを考慮して酸化時間を評価した。）。表 4.1.1-2(a)は、本事業で設定した被覆管長さ、被覆管初期内圧、昇温速度、酸化温度、ECR、急冷開始温度、冷却条件について、従来材を対象とした既往研究の試験条件との比較及び設定根拠とあわせて示している。

② 高温酸化後の冷却履歴の違いによる被覆管脆性への影響を評価する試験

Cr コーティング M5 被覆管を対象とした既往研究⁽¹⁵⁾によると、被覆管試料を高温加熱した後、急冷時までの冷却履歴の違いにより被覆管の脆性程度が変わることが報告されている。本試験では、Cr コーティング MDA 被覆管を対象とし、既往研究同様、冷却履歴の違いによる脆化の程度の変化を調べることを目的とする。従来材に対する既往研究を参考に、高温酸化終了後 700℃まで冷却してから水温への急冷（クエンチ）を行うパターンと高温酸化終了直後にクエンチを行うパターンの二パターンの冷却履歴を設定し、冷却条件の影響を調べる。試験装置（酸化試験装置）を図 4.1.1-7 に、試験マトリクスを表 4.1.1-3 に示す。この酸化試験装置は過去 JAEA で従来材を対象に実施された酸化試験⁽¹⁶⁾において使用されたものをベースに製作した。試験パラメータとしては、被覆管温度 1200℃・1400℃、ECR10・30%、冷却条件（自然冷却後 700℃から室温までクエンチ、等温酸化直後クエンチ、温度制御下の冷却）を設定した。表 4.1.1-2(b)には、被覆管長さ、被覆管初期内圧、昇温速度、酸化温度、ECR、急冷開始温度、冷却条件に対する設定値とその根拠（試験条件の設定根拠）を示す。

③ N₂ 条件下における酸化挙動を調べるための試験

既往研究⁽¹⁷⁾において、大破断 LOCA 等により原子炉冷却材一次圧力バウンダリが破損した際の空気の流入や使用済燃料プールでの LOCA 時の空气中酸化を想定

した被覆管の N_2 含有雰囲気での酸化試験が実施されており、 N_2 が被覆管の高温酸化を促進するという報告がなされている。本試験では、Cr コーティング被覆管の高温酸化特性に及ぼす N_2 雰囲気の影響について調べることを目的とする。試験装置（酸化試験装置）を図 4.1.1-7、試験マトリクスを表 4.1.1-4、試験条件の設定根拠を表 4.1.1-2(b)に示す。試験パラメータとしては、被覆管温度 1200°C - 1350°C 、ECR15%、冷却条件（自然冷却後 700°C から室温までクエンチ、等温酸化直後クエンチ）、雰囲気ガス中の N_2 割合 10%-80%を設定した。

(b) LOCA 模擬（インテグラル）試験

LOCA 時のバースト破損挙動や高温酸化後の再冠水時に被覆管に生じる熱衝撃による急冷破断限界 / 破断時の挙動を調べることを目的として、以下の LOCA 模擬試験を実施する。

① LOCA 時バースト試験

LOCA 時には、温度上昇に伴う被覆管強度の低下と被覆管内外圧力差の増加により燃料棒がバーストする可能性がある。Cr コーティングによるバースト破損発生条件の変化及び膨れ変形によるコーティング割れの程度を調べることを目的として、本試験を実施する。前者では、既往研究^(13,14)同様、バースト破損した際の被覆管応力と温度の関係を調べる。後者では、既往研究とは異なり、バースト破損する前のタイミングで加熱を停止し、膨れ変形量とコーティング割れの程度の関係を調べる。試験装置（LOCA 模擬試験装置）を図 4.1.1-6 に、試験マトリクスを表 4.1.1-5 に、試験条件の設定根拠を表 4.1.1-2(a)に示す。試験パラメータとしては、昇温速度（5 K/s をベースに 3 K/s 及び 10 K/s の昇温速度の影響も調べる。）、試料内圧 0.8-5 MPa、到達温度（バーストするまで昇温、バースト手前まで昇温）を設定した。

② インテグラルサーマルショック試験（LOCA 模擬試験：バースト、高温酸化、クエンチ）

LOCA 条件において被覆管バーストが生じ、両面（外面及び内面）酸化した後の急冷時の被覆管破断限界を調べ、破断マップを作成するとともに、高温酸化中の水素発生量を評価する。試験装置（LOCA 模擬試験装置）を図 4.1.1-6、試験マトリクスを表 4.1.1-6、試験条件の設定根拠を表 4.1.1-2(a)に示す。試験パラメータとしては、被覆管温度 1200°C - 1400°C 、ECR10-30%もしくは 10%-20%、冷却条件（自然冷却後 700°C から室温までクエンチ、等温酸化直後クエンチ）を設定した。

(c) 事故シナリオ模擬試験

前述の LOCA 模擬試験は、酸化量を定量評価するため高温時において一定時間を保持する過程を含んでいるが、実際の事故シナリオに近い、例えば、SBO（全交流電源喪失：Station Black Out）を模擬したような温度履歴を付与して酸化特性や水素発生挙動を把握し、コーティング有無の影響を評価する。試験装置（LOCA 模擬試験装置、酸化試験装置）をそれぞれ図 4.1.1-6 及び図 4.1.1-7 に示す。試験マトリクスを表 4.1.1-7、試験条件の設定根拠を表 4.1.1-2(a) (b) に示す。試験パラメータとしては、昇温速度 0.5-3 K/s、被覆管到達温度 1400°C-1600°C、冷却条件（温度制御して 700°C まで冷却し、700°C から室温までクエンチ、目標温度到達直後クエンチ）を設定した。まず酸化試験装置を用いて、水素発生量、酸化の程度を確認した後、ロッド体系に適用可能な LOCA 模擬試験装置を用いて試験を実施する。

(d) 燃料挙動解析コード RANNS を用いた解析

(a) 要素試験や (b) インテグラル LOCA 試験により取得したデータ・知見や先行研究の結果を踏まえ、RANNS の高温酸化モデル及び水素発生モデルを整備する。(b) インテグラル LOCA 試験や (c) 事故シナリオベース試験で得たデータ知見、先行研究の結果を用い、更新したモデルの妥当性確認を行った後、様々な条件下における Cr コーティングの有無の違いによる破損しきい値や DEC-A 条件におけるコーピング時間を評価できるようにする。解析結果は (a) (b) (c) それぞれの実験条件の設定や実験データの補完等に適宜フィードバックする。

(2) RIA 条件下の燃料挙動評価

Cr コーティング被覆管は高温酸化に対する保護効果が高いことで知られている^(12,18)ものの、燃料体の急激な温度上昇や高速変形に特徴づけられる RIA 時の挙動については、現状殆ど知見がないため、RIA 模擬試験を実施し、RIA 時挙動データを整備する必要がある。現行の RIA 基準である燃料の許容損傷限界⁽¹⁹⁾は、燃料棒内外圧差 0.6 MPa 以下で被覆管脆性破損、0.6 MPa 以上で高温破裂が生じることが示されている。

RIA 時の燃料の破損限界に及ぼす Cr コーティングの影響としては主に以下の項目が考えられる。(図 4.1.1-8)

- (a) 高温酸化に対する保護効果⁽¹⁸⁾による燃料破損限界の上昇
- (b) 剥がれ、Zr/Cr 拡散、共晶反応後の局所的/加速的な酸化⁽⁶⁾による破損限界の低下
- (c) 被覆管変形により生じ得るコーティングの割れ⁽⁶⁾や、沸騰熱伝達係数の変化による燃料破損限界の低下

本事業では、令和 7 年度以降、特に Cr コーティングによる影響が大きいと推定される(a)と(b)を優先的に JAEA にある原子炉安全性研究炉 NSRR を用いて RIA 模擬試験を実施する。試験マトリクスを表 4.1.1-8 に示す。まず、許容損傷限界の根拠となっている NSRR 実

験燃料（非照射、従来材）の破損限界である最大燃料エンタルピー 887 J/g-fuel (212 cal/g-fuel) 付近の条件下で、破損及び非破損データを取得する。次に、レファレンスの位置づけとして、これら条件より燃料エンタルピーが低い条件で試験を実施し、Cr コーティングと従来材の沸騰熱伝達挙動の違い、Zr/Cr 共晶反応の影響等を調べる。なお、試験マトリクスは、本試験で得られた結果等を踏まえ、適宜見直すこととする。

(3) 高温（1200℃以上）下における燃料棒損傷状態に関する試験

1200℃を超える高温域の DEC-A 条件における、被覆管の強度や延性等の機械特性については、1200℃超の温度域に適用可能なモデルがなく、現状、より低温域のモデルを目標温度域まで外挿する等により解析を行う必要がある。また、その温度域での LOCA 時の被覆管損傷条件については、従来材を対象としたバースト後の破断限界条件（1300℃以下）に係るデータ・知見⁽²⁰⁾はあるものの、より高温域まで網羅したデータ・知見はなく、著しい炉心損傷（燃料溶融）に至るまでの燃料損傷過程は明らかではない。DEC-A 条件における被覆管の破損挙動を把握し、1200℃超での燃料破損限界等を評価することを目的として、従来被覆管（コーティング無し被覆管）を用いて 1200℃超の高温下における四点曲げ試験やリング圧縮試験等を実施し、被覆管の機械特性を取得する計画である。令和 6 年度から令和 8 年度にかけて装置製作する予定である。試験装置(案)の概要を 4.1.3 項に記載する。

本試験で得た被覆管挙動の試験結果を用いて被覆管高温挙動モデルを整備・検証するとともに、1200℃超条件での燃料ペレット加熱試験 により得られる被覆管にかかる負荷（FP ガス放出挙動、ペレット内に蓄積する固体 FP によるペレットスウェリング等による被覆管内部からかかる負荷）の程度を踏まえ、DEC-A 条件下の著しい炉心損傷状態を把握する手法を整備する。試験は、Zry-4 及び MDA を対象として酸化量（BJ-ECR 0-100%）や試料温度（1200℃～2000℃程度）をパラメータとして実施することを計画している。ただし、本試験結果及び最新知見を踏まえ、適宜酸化量及び試料温度範囲について再検討する。なお、Cr コーティング Zr 基合金被覆管を用いた試験条件は、従来被覆管の試験結果を踏まえて検討する。

4.1.1.3 本年度のまとめ

ATF 等の燃料損傷挙動に関する研究に関して、本年度の実施項目及び内容を表 4.1.1-9 にまとめて示す。①LOCA 及び DEC-A 条件における燃料挙動評価、②RIA 条件下の燃料挙動評価、③高温（1200℃以上）下における燃料棒損傷状態に関する試験、④ペレット加熱試験の計 4 項目を行うこととしており、計画通り事業を進めることができた。具体的には、①については、計画立案した一部の試験を実施した。③については試験装置の設計及び一部製作を実施した。④については、同試験に係る先行研究の調査を実施した。なお、これらの詳細については 4.1.2～4.1.5 の各項にて記している。

表 4.1.1-1 要素試験・片面酸化試験のマトリクス

試料	条件	長さ (mm)	圧力 (MPa)	昇温速度 (K/s)	等温試験		試験後試験
					温度 (°C)	BJ-ECR	
MDA/ CC-MDA	DBA条件	190	0.1	5	1200	10, 20, 30	試料の外観 観察 ↓ 試料の切断 と研磨 ↙ ↓ ↘ リング圧縮 Vickers H ₂ 分析 試験 硬さ ↓ SEM
	共晶点未満の温 度条件	↑	↑	↑	1250	10, 20, 30	
	共晶点以上の温 度条件	↑	↑	↑	1350	10, 20, 30	
CC-MDA	コーティング亀 裂模擬条件 (コーティング 表面に亀裂)	↑	↑	↑	1250	20	
CC-MDA	剥離模擬条件 (コーティング表 面にひっかき傷)	↑	↑	↑	1250	20	

※MDA⁽¹²⁾ : Mitsubishi Developed Alloy (三菱重工製改良合金)、CC-MDA : Cr-coated MDA (外面に Cr をコーティングした MDA)

表 4.1.1-2 (a) 試験条件の設定根拠 (LOCA 模擬試験装置を用いた試験) (15,20,21,22,23,24)

条件項目	本事業における設定値	備考	
		従来材の ケース	条件設定根拠
被覆管長さ (mm)	190	190	比較のために、JAEAが実施した過去のLOCA模擬試験と同等の条件を設定
被覆管初期内圧 (MPa)	0.8 - 5	-	NUREG-0630同様、破裂応力-温度関係を調べる。従来材同様、5 MPa以下の領域で設定。
昇温速度 (°C/s)	- 5 K/s (LOCA試験) - 0.5 → 3 K/s (シナリオ試験)	3 → 10	温度の均一性を高めるため、昇温速度を5°C/sに設定 (NUREG/CR7219参照。) した。この昇温速度は、典型的なLOCAシーケンスのものに近いが、LOCA現象における被覆管の昇温速度は、燃料内の残留熱放出によるもので約2~4 K/sとなる (NEA No. 6846)。また、炉内によるSBO解析 (JAEA-NRA安全研究成果報告会2023ポスター発表) に基づくと、昇温速度は0.5~3 K/sとなる。
等温酸化温度 (°C)	1200 - 1400	900~1200	DRA条件以上の温度域で1330°Cを超える温度までを設定した。Crコーティング被覆管は、約1330°Cに共晶点があるため、共晶温度以下及び以上での被覆管の挙動を明確にすることが重要となる。
酸化量 (ECR, %)	10 - 30	約15~40	H. Uetsuka et al. (1983)のように、ECRの関数での破断マップを作成する。
急冷開始温度 (°C)	700°C、直接急冷	700°C	Bracher et al. (2023)によると、1200°C及び1300°Cで1000 K/sを超える直接急冷が、Zr金属中のCrの過飽和により被覆管 (CC-M5) の脆化が促進するという結果があるため、パラメータとして設定した
急冷時軸方向拘束力上限	部分拘束 最大 540N	完全拘束 or 非拘束 or 部分拘束	従来材と同様の部分拘束条件を設定 (~540 N) した。 LWRでは、完全な拘束条件を適用することは現実的ではないため、540 Nの部分拘束を使用する。この保守的な仮定は、Honma et al. (2001) 及びMurata et al. (2001) の研究に基づいており、JAEAで実施されたLOCA試験において採用されている。レファレンス被覆管の膨大なデータとの比較が可能となる。 本パラメータについては、最新知見等を踏まえ、必要に応じて適宜検討することとする。

表 4.1.1-2 (b) 試験条件の設定根拠 (酸化試験装置を用いた試験) (25)

条件項目	本事業における設定値	条件設定根拠
被覆管長さ (mm)	10	・ 同試料サイズの酸化試験では酸化が比較的均一であり、また切断時に亀裂が発生するリスクを排除できる。 ・ リンク圧縮試験 (RCT) に適したサイズ
被覆管初期内圧 (MPa)	0.1	キャリアガス (Ar) の圧力
昇温速度 (°C/s)	5	インテグラル試験と同様
等温酸化温度 (°C)	1200 - 1400 (LOCA) -1600 (シナリオ試験)	インテグラル試験と同様。シナリオ試験について、LiuらのCrコーティングZry-4高温酸化試験の先行研究*では1600 °Cまでの昇温で酸化が顕著であるという結果が得られており、これを踏まえ、まずは1600 °Cまでの領域を設定した。 *J. Liu et al., Journal of Corrosion Science vol 192, 109805, 2021
酸化量 (ECR, %)	10 - 30	インテグラル試験と同様
急冷開始温度 (°C)	700°C、直接急冷	安全上、インテグラル試験では急冷温度が制限されているが、この装置はサンプルを落下させることで高温 (1200~1400°C) での酸化後直接急冷が実施できる。これにより、破壊挙動評価 (脆性基準) 及びRANNSコードの検証 (酸化速度論) のための追加データを取得できる。
Cooling rates	>1000 K/s (直接急冷) ; ~15K/s (炉の停止による自然冷却) ; 2~5K/s (プログラム)	冷却速度は、O及びCrの拡散による急冷後の延性/脆性に影響を及ぼす。 ・ 非常に高い冷却速度では、prior-β相のCr/O濃度を固定化させ、これが脆化に影響を及ぼし得る。 ・ 低い冷却速度では、Cr/Oが析出し、prior-β相の濃度が低下し延性が回復し得る。

表 4.1.1-3 高温加熱後の冷却履歴の違いによる被覆管脆性への影響を評価する
試験のマトリクス

試料	長さ (mm)	圧力 (MPa)	昇温 速度 (K/s)	等温条件		冷却条件	急冷温度 (°C)	雰囲気	試験後試験
				温度 (°C)	2-side BJ- ECR (%)				
MDA/ CC- MDA	10	0.1	5	1200, 1250, 1350, 1400	10, 15, 20, 30	等温酸化後雰囲気ガスによる自然冷却	700	Ar + steam	- 質量増加 - RCT - 金相 - HV - H 分析
	10	0.1	5	1200, 1250, 1350, 1400	10, 15, 20, 30	—	等温酸化直後急冷	Ar + steam	
	10	0.1	5	1200, 1250, 1350, 1400	20	- <u>コントロール</u> 冷却 2K/s - <u>コントロール</u> 冷却 5K/s	700	Ar + steam	

※RCT：リング圧縮試験、HV：ビッカース硬さ

表 4.1.1-4 N₂ 条件下における酸化挙動を調べるための試験のマトリクス

試料	長さ (mm)	圧力 (MPa)	昇温速度 (K/s)	等温条件		冷却条件	急冷温度 (°C)	雰囲気	試験後試験
				温度 (°C)	BJ-ECR* (%)				
MDA/ CC-MDA	10	0.1	5	1200	15	等温酸化後 雰囲気ガス による 自然冷却	700	Steam + N ₂ (10%, 20%, 50%, 80%)	RCT ↓ 試料の切断 と研磨 ↓ Vickers 硬さ SEM
	↑	-	↑	1250	↑		700	↑	
	↑	-	↑	1350	↑		700	↑	
	↑	-	↑	1200	↑	等温酸化 直後急冷	1200	↑	
	↑	-	↑	1250	↑		1250	↑	
	↑	-	↑	1350	↑		1350	↑	

表 4.1.1-5 バースト試験のマトリクス

試料	条件	長さ (mm)	圧力 (MPa)	昇温速度 (K/s)	等温試験			試験後試験
					温度 (°C)	保持 時間 (s)	BJ-ECR (%)	
MDA/ CC-MDA	昇温速度 5K/s	190	5	5	バースト するまで	—	—	サンプルの外観 断面SEM 表面光学顕微観察 3Dスキャナ 亀裂密度とひずみ
		↑	3	↑	↑	—	—	
		↑	1.5	↑	↑	—	—	
		↑	0.8	↑	↑	—	—	
CC-MDA		↑	5	↑	バースト 直前	—	—	
		↑	3	↑	↑	—	—	
		↑	1.5	↑	↑	—	—	
MDA/ CC-MDA	昇温速度の 影響	↑	5	10	バースト するまで	—	—	
		↑	5	3	↑	—	—	

表 4.1.1-6 インテグラルサーマルショック試験（LOCA 模擬試験）のマトリクス

試料	状態	長さ (mm)	圧力 (MPa)	昇温 速度 (K/s)	等温試験			試験後試験
					温度 (°C)	BJ-ECR (%)	急冷	
MDA/ CC-MDA	DBA	190	5	5	1200	10, 15, 20, 30	700 or 等温酸化直後	サンプルの 外観 ↓ 4-PBT or RCT ↓ SEM, HV, H分析
	共晶点以下 の温度条件	↑	↑	↑	1250	10, 15, 20	700 or 等温酸化直後	
	共晶点以上 の温度条件	↑	↑	↑	1350	10, 15, 20	700 or 等温酸化直後	
		↑	↑	↑	1400	10, 15, 20	700 or 等温酸化直後	

表 4.1.1-7 事故シナリオベース試験のマトリクス

試料	状態	長さ (mm)	圧力 (MPa)	昇温速 度 (K/s)	酸化試験				備考	試験後試験
					温度 (°C)	保持 時間 (s)	急冷温度	冷却速 度		
MDA/ CCMDA	SBO模擬 シナリオ	10	5	0.5-3	1600	無し	目標温度 到達後	-	酸化試験体系	サンプルの 外観 ↓ RCT/4-PBT ↓ SEM, HV ↓ 破裂箇所等での O, Cr, H 濃度
		190	↑	↑	1600		700	コント ロール	LOCA試験体系	
	TBD	10	↑	↑	1400/ 1500		目標温度 到達後	-	酸化試験体系	
		190	↑	↑	1400/ 1500		700	コント ロール	LOCA試験体系	

表 4.1.1-8 RIA 条件における燃料挙動評価試験のマトリクス

テストID	エンタルピー (J/g)	冷却水 [※] / 燃料棒予加圧条件	目的
CCZ-1	887 (~221 cal/g)	RT,AP/0.1 MPa-He	被覆管脆性破損限界 (破損ねらい)
CCZ-2	887 (~212 cal/g)	RT,AP/0.1 MPa-He	被覆管脆性破損限界 (非破損ねらい)
CCZ-3	711 (~170 cal/g)	RT,AP/0.1 MPa-He	被覆管溶融しない条件での - 共晶反応による腐食への影響確認 - Cr中性子吸収影響確認/燃料エンタルピー評価 - 沸騰熱伝達挙動の違いの把握 【referenceの位置づけ】
CCZ-4a ^{※※}	TBD	RT,AP/ 0.6 MPa以上-He	コーティング割れによるDNB特性への影響評価 ←加圧ケース
CCZ-4b	TBD	RT,AP/0.1 MPa-He	PCMI時のCrとZryの熱膨張差による挙動評価 (共晶反応が起こらない温度域での実験)
CCZ-4c	TBD	RT,AP/0.1 MPa-He	被覆管脆性破損限界 (CCZ1の結果次第。)
CCZ-4d	TBD	RT,AP/0.1 MPa-He	U濃縮度の違いによる破損限界への影響確認
CCZ-4e	887 (~212 cal/g) 付近	RT,AP/ ~0.5 MPa-He	バースト領域ではないが膨れるケースの破損限界 ←0.6 MPa弱加圧ケース
CCZ-4f	711	RT,AP/0.1MPa-He	サブクール~0条件での伝熱挙動 (DNB保守側条件)
※冷却水条件 RT:室温 AP:大気圧 ※※CCZ-4については、CCZ-1~3の結果を踏まえ決定 (CCZ-4a~4fは候補)			

表 4.1.1-9 令和 6 年度の実施項目及び実施内容のまとめ

試験等実施項目	令和 6 年度実施内容
LOCA 及び DEC-A 条件における 燃料挙動評価	- 試験計画を立案した。 - 要素試験のうち、「高温酸化後の冷却履歴の違いによる被覆管延性低下への影響を評価する試験」及び「Cr コーティングの影響を評価するための片面 (外面) 酸化試験」の一部試験条件について、レファレンス試料である MDA (Cr コーティング無し) 被覆管を対象に実施した。 【4.1.2、4.1.3 参照】
RIA 条件下の燃料挙動評価	試験計画を立案した。
高温 (1200℃以上) 下における 燃料棒損傷状態に関する試験	- 試験計画を立案した。 - 試験装置の概念設計及び装置の一部整備/設置を実施した。 【4.1.4 参照】
ペレット加熱試験	先行研究の調査を実施した。 【4.1.5 参照】

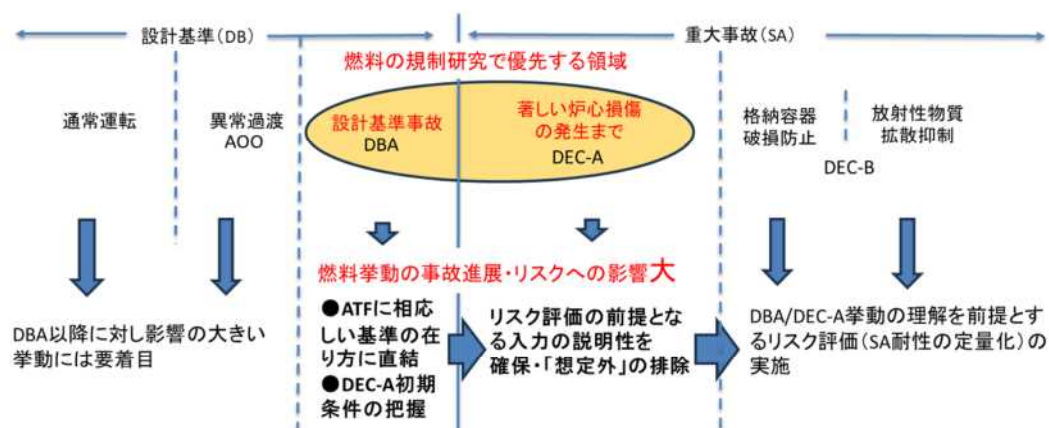


図 4.1.1-1 本事業における ATF を対象とした研究のスコープ



図 4.1.1-2 Cr コーティング被覆燃料において考慮すべき要素の概略



図 4.1.1-3 Cr コーティング被覆燃料を対象とした研究概要

	MDA被覆管*	CrコーティングMDA被覆管 (CC-MDA)
被覆管のタイプ	PWR17×17	
外径 (mm)	9.5	
肉厚 (mm)	0.57	MDAが母材
成分	0.8% Sn - 0.5% Nb - 0.2% Fe - 0.1% Cr - Bal. Zr	
コーティング条件	なし	INLの研究炉照射試験 ⁽¹⁾ に供された CrコーティングMDA被覆管と同じ成膜条件
成膜手法		スパッタリング
厚さ (μm)		10 (外面表面のみ)

注) 必要に応じて、Zry-4被覆管を用いた試験も検討

*Mitsubishi Developed Alloy: 三菱重工製の改良合金被覆管

(1)Y. Okada et. al., Proceedings of Topfuel2024 (2024)

図 4.1.1-4 供試材 (Cr コーティング被覆管及び従来被覆管) ⁽¹⁹⁾

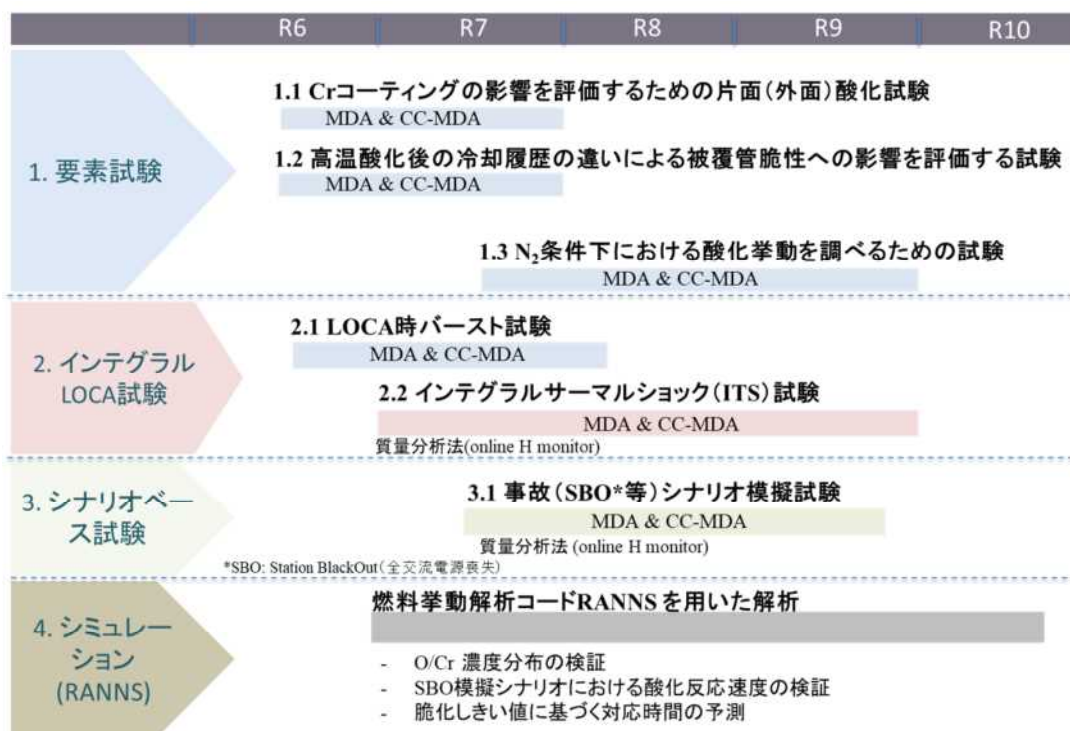


図 4.1.1-5 LOCA 試験項目の概要

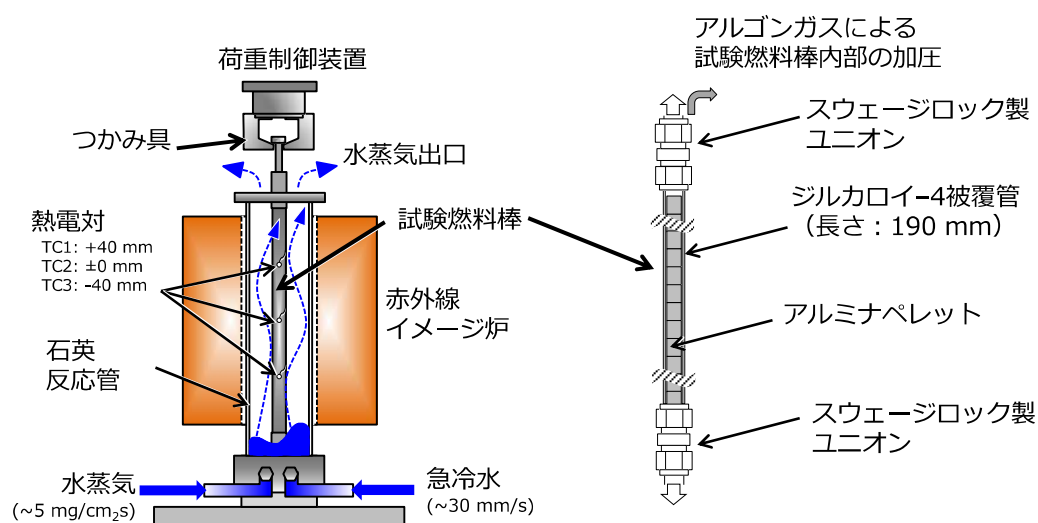


図 4.1.1-6 LOCA 模擬試験装置の概略図

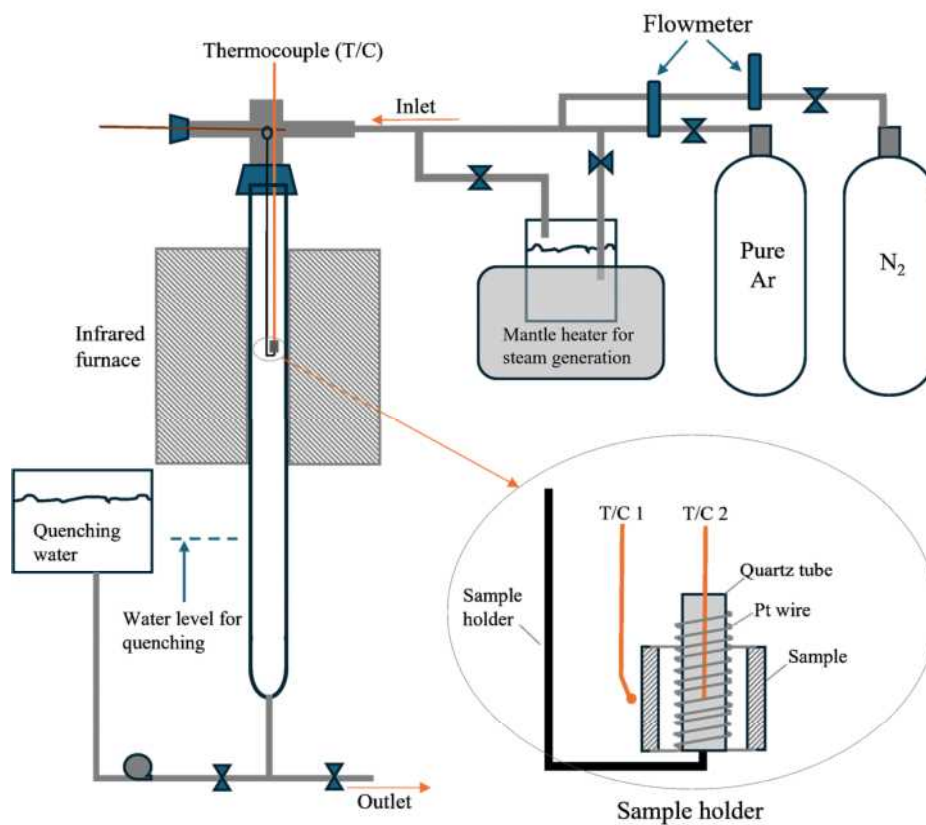


図 4.1.1-7 酸化試験装置の概略図

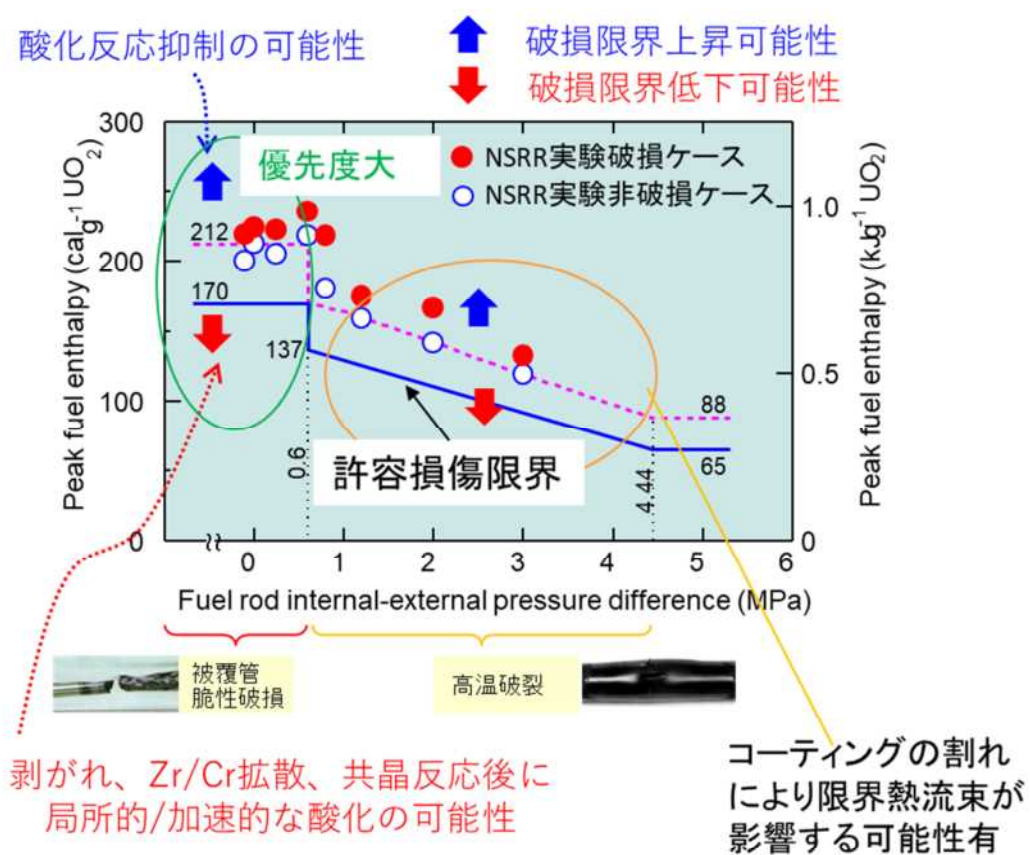


図 4.1.1-8 RIA 時燃料挙動に対する Cr コーティングの影響可能性の概略図(6, 16, 17, 18)

4.1.2 高温酸化後の冷却履歴の違いが被覆管の延性に及ぼす影響

4.1.2.1 背景

事故耐性燃料 (ATF) は、設計基準事故 (DBA) や冷却材喪失事故 (LOCA) 等の DBA を超える事故において、原子炉の安全性と性能を向上させることを目的として検討されたものである。LOCA が発生した場合、崩壊熱により温度上昇した燃料棒は、その後非常用炉心冷却系 (Emergency Core Cooling System : ECCS) の作動により、数分程度で冷却されるが、冷却されるまでの間、高温状態の被覆管は水蒸気によって酸化される。被覆管が著しく酸化し、脆化した場合には、ECCS による再冠水時の熱衝撃により破断し、核分裂生成物が燃料棒外に放出される可能性がある。ATF の一つである Cr コーティング被覆管は、Cr コーティング層の効果により事故時に想定される高温条件での酸化及び Zr 金属層への酸素拡散が抑制されることが期待され、事故時に生じる被覆管の脆化の程度が小さくなると考えられる。

LOCA 条件下での急冷後の被覆管の延性低下は、主に Zr 金属層内の酸素濃度の増加による⁽¹⁾もので、Zr 金属中の酸素の溶解度により、 α -incursion (α 析出物) を形成して酸素が析出し、その形状と割合は、急冷時の被覆管温度履歴に依存すると考えられる。

宇田川らの研究⁽²⁾では、酸化された被覆管の急冷後の延性に対する冷却速度と急冷温度の影響について、急冷後の延性が α -incursion の面積割合に依存し、急冷温度が低くなるほど延性が低下すること、冷却速度が 2~7 K/s の範囲で変化した場合、急冷後の延性には大きな影響を及ぼさないことから、急冷温度が冷却速度よりも大きな影響を及ぼすという報告がなされている。宇田川らの研究対象は酸化温度 1200℃までの DBA 条件に限定されているが、DBA 条件を超える条件下の Cr コーティング被覆管の適用性を検討するためには、1200℃を超える酸化温度条件について調べる必要がある。Brachet らの研究⁽³⁾では、1200℃及び 1300℃での温度履歴が Cr コーティング Zr 基合金被覆管に及ぼす影響について報告されており、酸化温度 1200℃や 1300℃から室温に直接急冷された場合、prior- β 相中の Cr 濃度が 1.5wt%以上の領域では、Cr が過飽和に固溶された状態となり、硬化するとされている。一方、酸化温度から 700℃まで徐冷された後、水中に急冷された場合には、延性が回復する結果が示されており、その原因は、徐冷中に過飽和な Cr が Zr と反応して $ZrCr_2$ として析出するためであると考えられる。これらの温度履歴に伴う相違は、Cr コーティングされた Zr 基合金被覆管において着目すべき特徴であるといえる。

今年度は、Cr コーティング MDA (Mitsubishi Developed Alloy) 被覆管のレファレンスとして、従来被覆管 (コーティング無し MDA 被覆管) の酸化挙動を調べた。酸化温度は 1200~1350℃、ECR はそれぞれ 10~30% ECR で、試験後の検査 (PTE) として、微細構造観察、重量増加、リング圧縮試験 (RCT)、ビッカース硬さ試験を実施した。

4.1.2.2 試験

(a) 酸化試験

本研究では、MDA 及び Zry-4 被覆管から長さ 9～10 mm、外径 9.5 mm、及び壁厚 0.57 mm の管状試料を準備した。標準的な化学組成は表 4.1.2-1 に示す。

酸化試験は、水蒸気雰囲気下で Baker-Just の式に基づく 10%、20%、30% 等価被覆酸化量 (ECR) に対応する様々な曝露時間で、1200°C、1250°C、1350°C の温度で実施した。図 4.1.2-1 に酸化及び急冷装置の概略図を示す。蒸気は、マントルヒーターを使用して水を約 90°C まで加熱することによって生成し、石英管の上部から Ar ガス (純度: 99.9999 %) をキャリアガスとして流量 150 ml/min で供給した。温度の制御及び測定には、Pt-Rh 熱電対 (TC) を使用した (図 4.1.2-1)。TC 1 は酸化試験前の正確な温度を測定するため、試料を落下させる急冷方法により熱電対を試料にスポット溶接することができないことから、熱電対を試料外表面に沿わせるように試料に取り付けた。TC 2 は石英管内に配置され、垂直方向の温度変動を最小限に抑えるために、サセプター (Pt ワイヤ) で囲んだ。図 4.1.2-2 に、試料温度 (TC 1) と制御温度 (TC 2) との温度差が示されており、1200°C、1250°C、1350°C でそれぞれ 18°C、22°C、28°C であることが分かった。これらの温度差を用いて酸化試験の試料温度を補正した。

予備試験で、試料の位置が酸化に及ぼす影響はないことが示され、垂直方向に沿った温度分布が均一であることを確認した。また、酸化雰囲気が石英管内で均等に分布するために十分な時間 (15 分) が経過した後、炉が所定の温度に達するようにし、図 4.1.2-3 に示すように Zry-4 及び MDA 試料を、それぞれ上下の位置に配置し、試験を実施した。表 4.1.2-2 に、すべての試験における酸化試験及び急冷条件を示す。試料は、5 K/s の速度で目標酸化温度まで加熱し、保持時間が経過した後、急冷温度と冷却速度が機械的特性に及ぼす影響を調査するため、急冷を以下の 2 つの方法で行った。

1. 試料を急冷する前に水 (25°C) を一定の高さまでポンプで供給し (図 4.1.2-1 参照)、その後試料を落下させて急冷を行う
2. 試料を 2～15 K/s の異なる冷却速度で約 700 °C までゆっくり冷却し、その後試料を落下させて急冷を行う

試料温度は、5 K/s 以下の冷却速度を制御することはできたが、5 K/s より高い冷却速度を制御することが不可能であったため、炉をオフにして、試験片をより高い速度で冷却できるようにした。この条件での平均冷却速度はおおよそ 15 K/s であった。

25°C まで急冷した後、試料を炉から取り出し、手持ちのドライヤーを使用して迅速に乾燥させ、各試料の重量増加を精度 0.01 mg の電子天秤を使用して測定した。一部の試料では、酸化が著しく (30% ECR)、直接急冷プロセスにより酸化膜層が剥がれていた。これにより、剥離のない試料と比較して 30% ECR での重量増加値が約 10 % 過小評価さ

れる結果となった。

(b) リング圧縮試験

リング圧縮試験は、延性を評価し、破壊が延性から脆性への遷移を決定するのに効果的な試験方法である。本研究では、リングの長さが 8～9 mm の試料を、NRC⁽⁴⁾が推奨する方法に従って、インストロン試験機を使用して 0.0333 mm/s の変位速度及び LOCA の際に ECCS の再冠水中での飽和温度と見なせる 135℃の温度で圧縮試験を実施した。

脆性の評価は、試験により取得される荷重-変位曲線に基づき行った。まず荷重-変位曲線を線形化し、次に、サンプルの長さに沿って貫通亀裂が存在することを示す大きな荷重低下（約 30 %以上）が発生する直前のピーク荷重でオフセット変位を決定する。このオフセット変位は、酸化前の被覆管の外径（9.5 mm）で正規化した相対オフセットひずみのことであり、オフセットひずみが 2 %未満の場合、被覆管は脆性と分類される⁽⁴⁾。

(c) ビッカース硬さ測定及び断面観察

リング圧縮試験後、試料を樹脂に埋め込み、その断面はアルミナ研磨剤（粒子サイズ 0.05 μm ）を使用した鏡面仕上げを行った。

100 g の荷重と 10 秒の保持時間でビッカース硬さ（HV）測定を実施した。各試料について、prior- β 相に対応する組織の試料中間部で 5 箇所の硬さ測定を実施し、また、200 倍の倍率で撮影した光学顕微鏡写真を用いて、試料厚さと酸化膜厚さを測定した。さらに、ビッカース硬さ（HV）値の計算に必要な圧痕サイズを正確に測定するために 500 倍の倍率で追加の顕微鏡写真を撮影した。

4.1.2.3 結果

(a) 金相観察

1222℃、1276℃、1378℃で酸化試験を実施した後の MDA 被覆管試料の横断面の金相写真を図 4.1.2-4、図 4.1.2-5、図 4.1.2-6 に示す。酸化された試料の各断面には、径方向に 3 つの異なる層が示された：(1) ZrO_2 層は内外の両表面に暗灰色の層として現れる。(2) ZrO_2 層の下にある明るい層は、いわゆる安定化 α 相（ Zr(O) 相）であり、脆く、非常に高い酸素濃度となっている。(3) 中央部は prior- β 相として知られ、この領域は酸素含有量が少なく、酸化試験温度条件において β 相が存在したことを示している。prior- β 相内の明るい相は、酸素析出物や α -incursion に対応する。 α -incursion の面積割合について定量的な評価は行っていないが、直接急冷条件下ではその面積割合が増加する傾向が見られた。

図 4.1.2-7 に、酸化膜の平均厚さ（内外表面の平均値）と、残存する prior- β 相の厚さを示す。特に、1222℃での試験を除いて、直接急冷及び 700℃で急冷した場合の酸化膜の厚さはほぼ同じであった。これに対して、残存する prior- β 相の厚さは急冷温度の影響

で大きく変化した。この結果から、直接急冷の方が残存する **prior- β** 相が薄いと考えられる。この理由については、現状明らかではないが、今後の試験後分析を通じて明らかにしていく。試料被覆管の機械特性はこの **prior- β** 相の特性と強く関連しているため、**prior- β** 相が薄くなると耐荷重が減少した。この現象は、後続の節で示すように、直接急冷時に観察される硬さ (HV) の上昇とも関連している。

(b) 重量増加

図 4.1.2-8 に 1222°C、1276°C、1378°C で酸化された MDA 被覆管試料の ECR に対する重量増加を示す (参考として **Zry-4** の重量増加も含める)。これらの温度において MDA と **Zry-4** の重量増加はどちらも同程度であり、また酸化速度も同程度であった。直接急冷条件における 30% ECR の MDA 試料は、同 ECR の **Zry-4** 試料に比べて重量増加が約 10% 小さかったが、断面金相観察の結果から、**ZrO₂** 層が剥離したためと考えられる。また、直接急冷と 700°C での急冷の比較から、直接急冷したことによる重量増加はばらつきが小さく、700°C で急冷した試料よりもわずかに低いことが明らかになった。

図 4.1.2-9 は、直接急冷と比較して、20% ECR まで酸化した後の重量増加に対する 2 ~ 15 K/s の冷却速度が及ぼす影響を示す。冷却速度が低下すると、重量増加が増す傾向となった。この現象は、冷却中に発生する追加の酸化によるものと考えられる。特に、冷却速度が 5 K/s 以下となる範囲では、重量増加に対して重要な影響を及ぼす。この効果は、宇田川らの研究^②でも報告されている。

(c) リング圧縮試験

図 4.1.2-10 に、直接急冷及び 700°C からの急冷下で酸化された MDA 被覆管の荷重-変位曲線を示す。急冷温度の影響は低い酸化レベル (10% ECR) で顕著に現れるが、より高い酸化レベルでは顕著な差は観察されなかった。荷重-変位曲線に基づく脆性の程度の評価では、1222°C-10% ECR-700°C 急冷 (オフセット歪: ~3%) のケースを除く他のすべてのケースでオフセット歪は 2% より低く、貫通亀裂 (荷重低下 > 30%) によって特徴付けられ脆性と判断された。

これらの結果は、酸化温度が 1200°C を超えると、10% という低い ECR でも被覆管が脆くなることを示している。一方、熱衝撃下で破壊を引き起こすと予想される ECR は、拘束条件に依存して 20~30% の範囲であった^(1,5)。この脆さは、温度の上昇に伴う酸素の溶解度及び拡散係数の増加に起因すると推定される。**Zr-O** の二元状態図に基づくと、**Zr** 中の最大酸素濃度は、1200°C、1222°C、1276°C、及び 1378°C の温度において、それぞれ 0.57 wt%、0.62 wt%、0.75 wt%、及び 1.05 wt% である。この酸素濃度は、Brachet らの研究^③及び Kim らの研究^⑥により報告された、延性から脆性への転移が起こる臨界濃度 (0.4~0.5 wt%) よりも著しく高い。また、1222°C での低酸化レベル (10% ECR) 及び 700°C での急冷の場合、酸素は飽和レベルに達しない可能性があり、冷却過程によって α -

incursion として酸素が析出しているが、**Zr** 金属中の酸素含量が低い場合は、被覆管が局部的に延性破壊を示すようになると考えられる。

(d) ビッカース硬さ

図 4.1.2-11 は、2 つの異なる急冷方法での、酸化された **MDA** 被覆管の肉厚中央部ビッカース硬さを示す。一般的に、直接急冷は 700 °Cでの急冷に比べて高い硬さを示す。特に、直接急冷下での硬さは、**Brachet** らの研究⁷⁾により、延性から脆性への転移の臨界しきい値と見なされている~350 HV を超えている。この観察結果は **RCT** 試験の結果と一致している。対照的に、700°Cから急冷した 2 つの試料（1222°Cで 10% **ECR** 及び 1276°Cで 10% **ECR**）では、硬さが~350 HV 未満であり、延性が維持されていたと考えられる。1222°Cの試料は **RCT** 試験の結果と一致したが、1276°C－10% **ECR** の試料は **RCT** 試験の結果と一致しなかった。ただし、ビッカース硬さは局所的な特性のみを反映し、材料が部分的な延性を示す場合は **RCT** 試験中の全体的な材料特性を正確に表すわけではないことに注意することが重要である。

表 4.1.2-1 MDA 及び Zry-4 被覆管の化学組成⁽⁸⁾

合金	Sn (wt%)	Nb (wt%)	Fe (wt%)	Cr (wt%)	Zr
MDA	0.8	0.5	0.2	0.1	Bal.
Zry-4	1.2-1.7	N/A	0.18 – 0.24	0.1	Bal.

表 4.1.2-2 酸化試験及び急冷条件

試験 No.	昇温速度 (K/s)	温度 (°C)	ECR (%)	冷却条件	試験後検査
MDA 1-1	5	1200	10	1. 直接急冷 2. 700 °C急冷 (冷却速度 15 K/s)	OM, weight gain, RCT, HV
Zry 1-1	5	1222	10		Weight gain
MDA 1-2	5	1222	20		OM, weight gain, RCT, HV
Zry 1-2	5	1222	20		Weight gain
MDA 1-3	5	1222	30		OM, weight gain, RCT, HV
Zry 1-3	5	1222	30		Weight gain
Zry 1-4	5	1222	20	700 °C急冷 (冷却速度 5 K/s)	Weight gain
MDA 1-4	5	1222	20		Weight gain
MDA 2-1	5	1276	10	1. 直接急冷 2. 700 °C急冷 (冷却速度 15 K/s)	OM, weight gain, RCT, HV
Zry 2-1	5	1276	20		Weight gain
MDA 2-2	5	1276	20		OM, weight gain, RCT, HV
Zry 2-2	5	1276	30		Weight gain
MDA 2-3	5	1276	30		OM, weight gain, RCT, HV
Zry 2-3	5	1276	10		Weight gain
Zry 2-4	5	1276	20	700 °C急冷 (冷却速度 5 K/s)	Weight gain
MDA 2-4	5	1276	20		Weight gain
MDA 3-1	5	1378	20	1. 直接急冷 2. 700 °C急冷 (冷却速度 15 K/s)	OM, weight gain, RCT, HV
Zry 3-1	5	1378	20		Weight gain
MDA 3-2	5	1378	30		OM, weight gain, RCT, HV
Zry 3-2	5	1378	30		Weight gain
MDA 3-3	5	1378	30		OM, weight gain, RCT, HV
Zry 3-3	5	1378	30		Weight gain
Zry 3-4	5	1378	20	700 °C急冷 (冷却速度 5 K/s)	Weight gain
MDA 3-4	5	1378	20		Weight gain
Zry 3-5	5	1378	20	700 °C急冷 (冷却速度 2 K/s)	Weight gain
MDA 3-5	5	1378	20		Weight gain

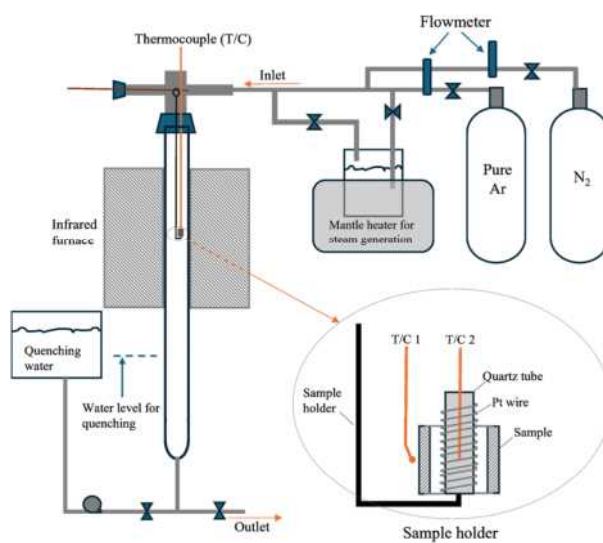


図 4. 1. 2-1 酸化及び急冷装置の概略図

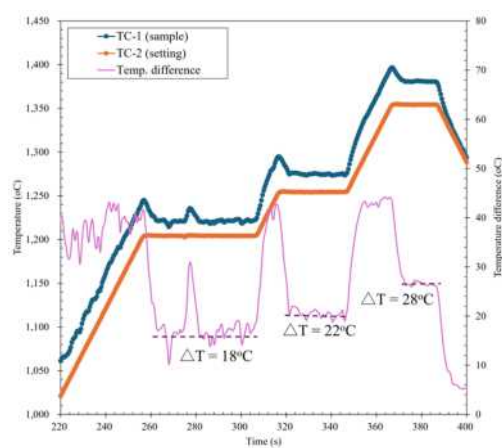


図 4. 1. 2-2 設定温度 (TC 2) と試料表面温度 (TC 1) との温度差



図 4. 1. 2-3 酸化前及び酸化試験後の試料の写真
(各酸化試験では、Zry-4 は上部に、MDA は下部に配置)

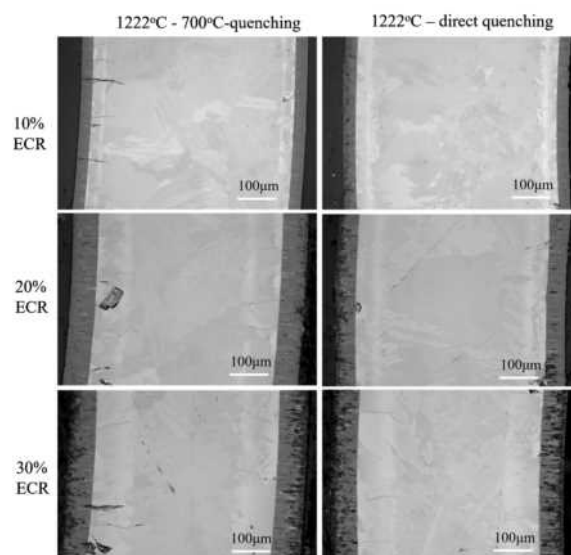


図 4. 1. 2-4 1222°Cの蒸気雰囲気暴露され、異なる酸化レベル
(10%、20%、30% ECR) で 700°C急冷及び直接急冷の下で処理された
試料の断面の光学顕微鏡写真

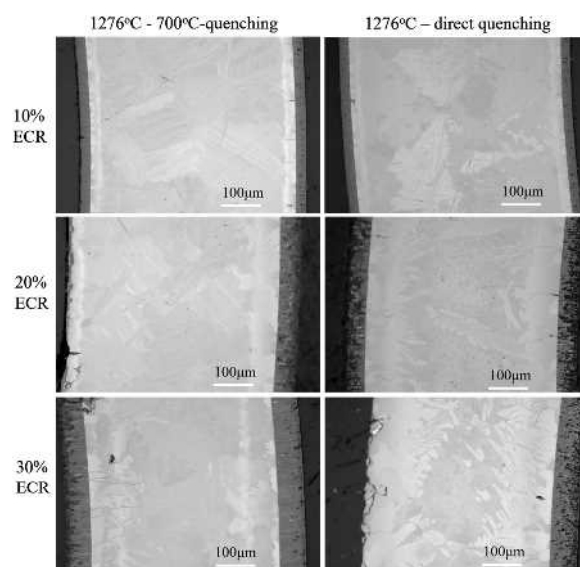


図 4.1.2-5 1276°Cの水蒸気雰囲気中、種々の酸化量
(10%、20%、30% ECR) において 700°C急冷及び直接急冷の下で処理された
試料断面の光学顕微鏡写真

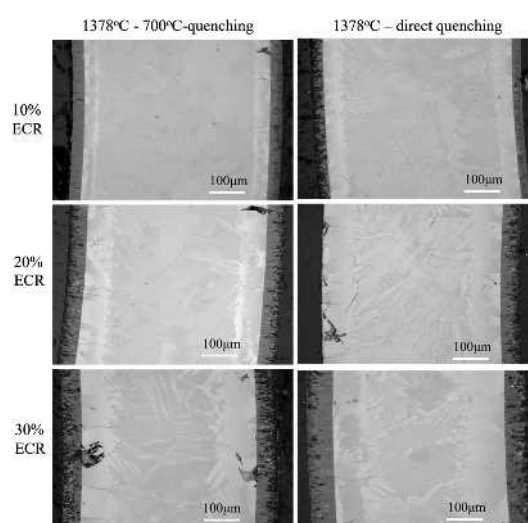


図 4.1.2-6 1378°Cの水蒸気雰囲気中、種々の酸化量
(10%、20%、30% ECR) で 700°C急冷及び直接急冷の下で処理された
試料の断面の光学顕微鏡写真

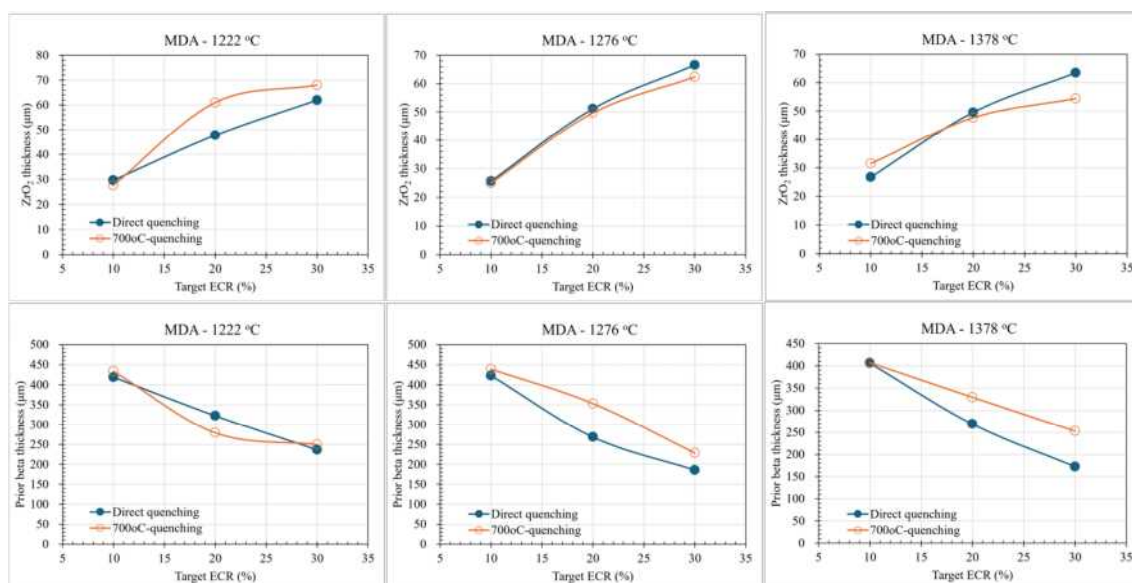


図 4.1.2-7 種々の酸化量及び急冷条件下での酸化層厚さ（内外の平均値）（上）と prior- β 相の厚さ（図 4.1.2-4、図 4.1.2-5、図 4.1.2-6 に対応）

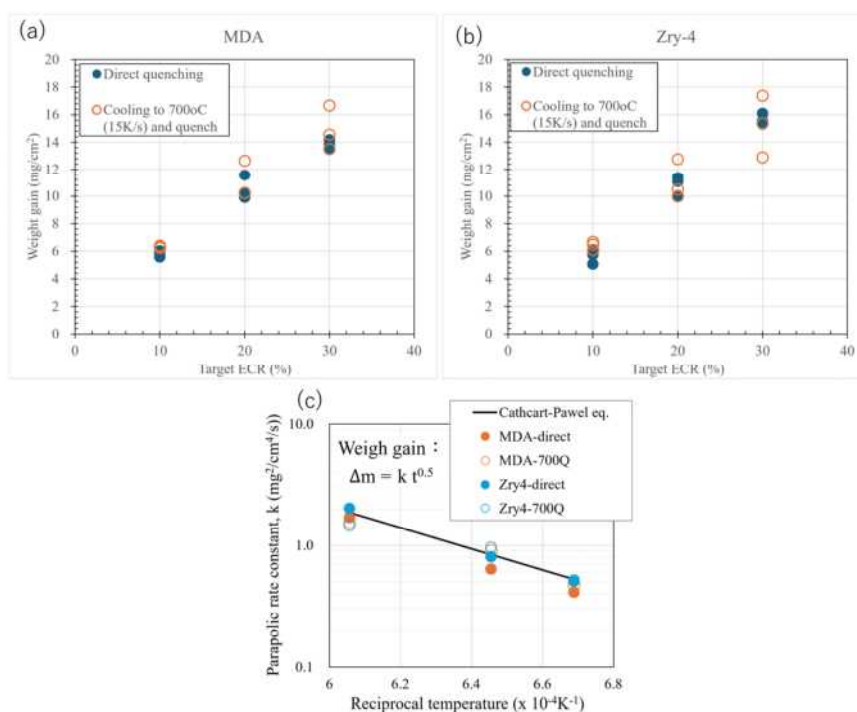


図 4.1.2-8 異なる酸化温度での ECR に対する重量増加 (a) (b) 及び酸化反応係数 (c)

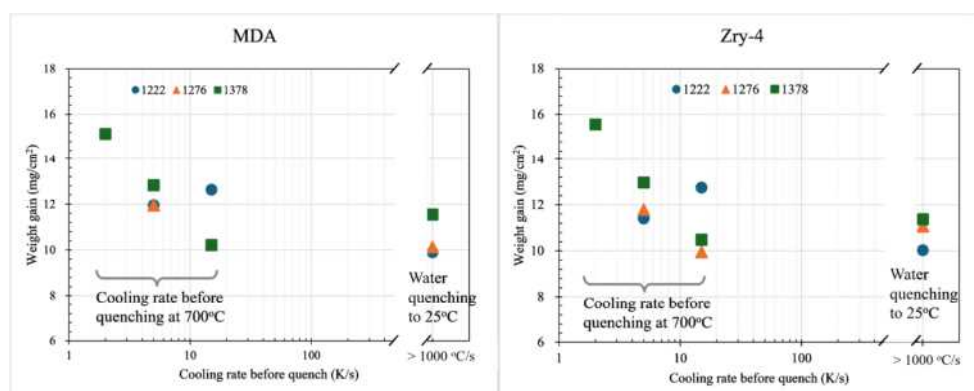


図 4. 1. 2-9 異なる酸化温度での冷却速度に対する重量増加

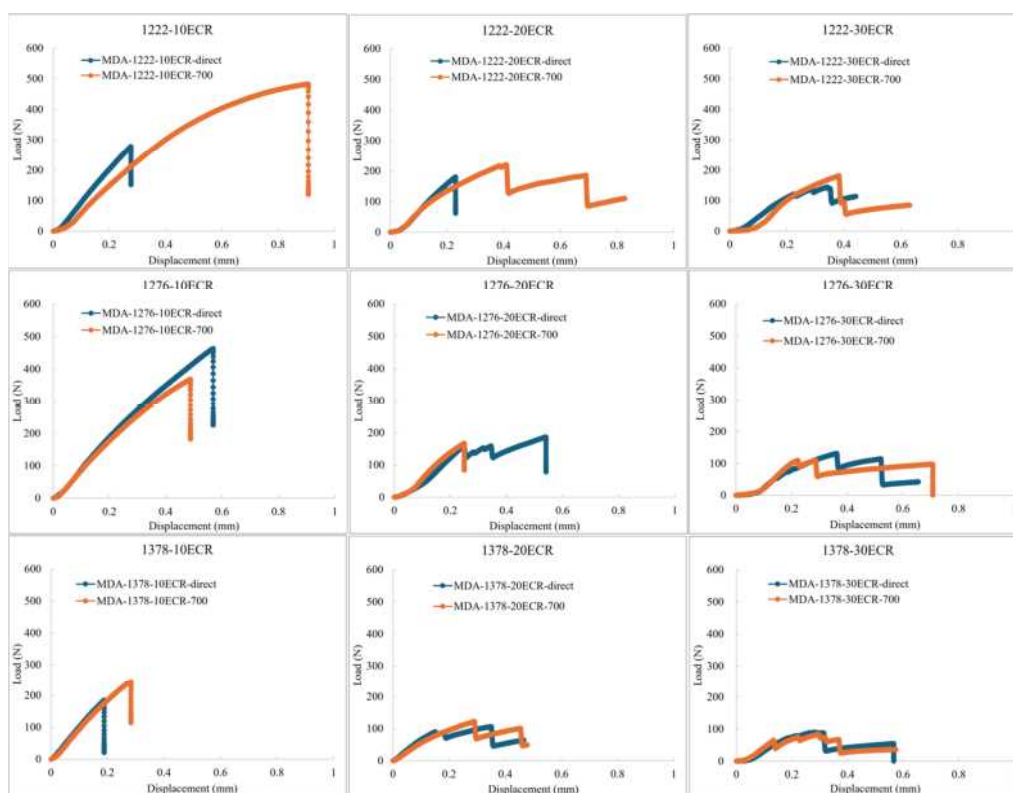


図 4. 1. 2-10 直接急冷及び 700°Cでの急冷下で酸化された MDA 被覆管の荷重-変位曲線

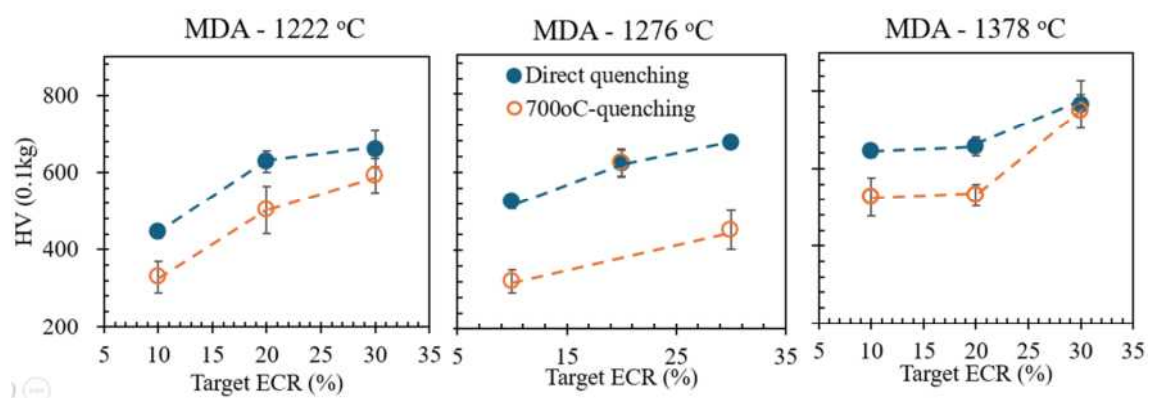


図 4.1.2-11 直接急冷及び 700℃急冷下で酸化された MDA 被覆管の中央部で測定されたビッカース硬さ

4.1.3 従来材を用いた片面（外面）酸化試験

令和 7 年度以降実施予定である Cr コーティング MDA 被覆管を対象とした試験のレファレンス試験として、MDA（Cr コーティング無し）被覆管を対象にインテグラル LOCA 試験装置を使用し、1250℃を目標として、550 秒間の片面（外面）酸化試験を実施した（～20% Baker-Just ECR に対応する被覆管温度と高温酸化時間を設定した）。試験条件を表 4.1.3-1 に示す。

MDA 被覆管表面の温度履歴を図 4.1.3-1 に示す。炉の温度制御に使用した熱電対 2（TC2）を被覆管の軸方向中心位置にスポット溶接で取付け、それが炉の軸方向中心に位置するように炉を設置した。高温酸化時における TC2 の平均値は 1248℃であり、目標値を概ね満足している。被覆管軸方向中心位置（TC2）から上下部それぞれ 40 mm の位置に取付けた TC1 及び TC3 は、TC2 に比べ低い温度を示した。

図 4.1.3-2 に、MDA 被覆管の試験後の外観を示す。被覆管の温度が高いと推定される中心部において白色の酸化物が観察された。

図 4.1.3-3 に、被覆管軸方向中心部（TC2 位置）での MDA の断面観察を示す。外表面には約 92 μm の酸化膜と、約 112 μm の $\alpha\text{-Zr(O)}$ 相が形成された。

表 4.1.3-1 片面（外面）酸化試験の条件

試料	長さ (mm)	圧力 (MPa)	昇温速度 (K/s)	温度 (°C)	BJ-ECR (%)
MDA	190	0.1	5	1248	20

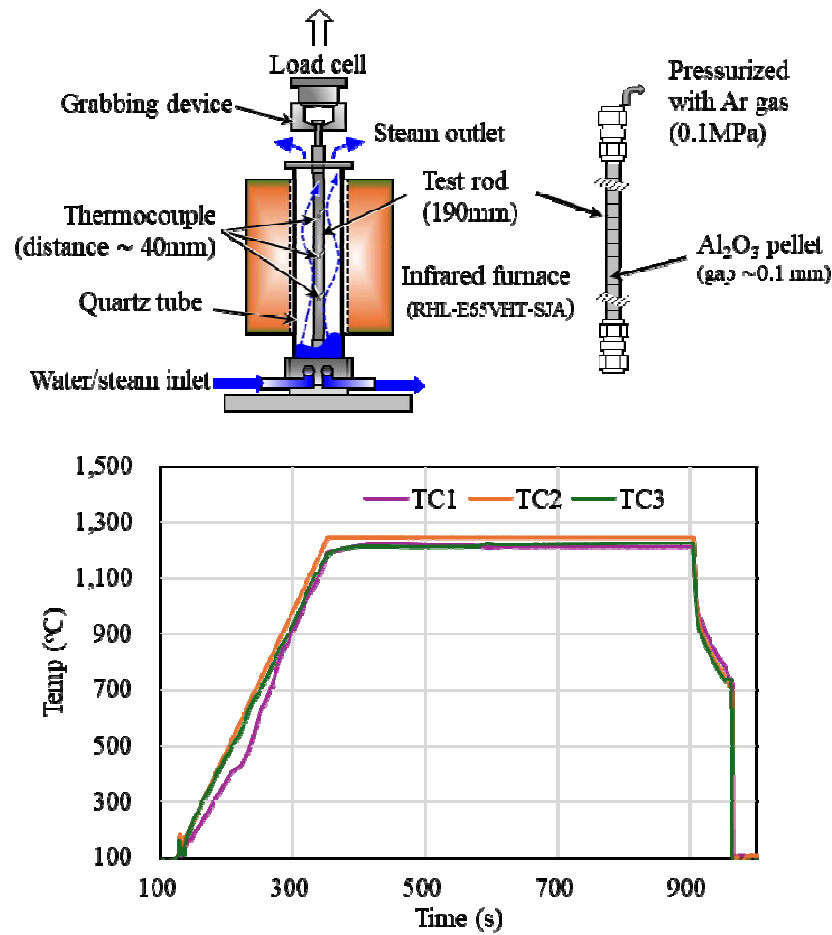


図 4.1.3-1 片面（外面）酸化試験における MDA 被覆管の温度履歴
(1248°C ~20% BJ-ECR)

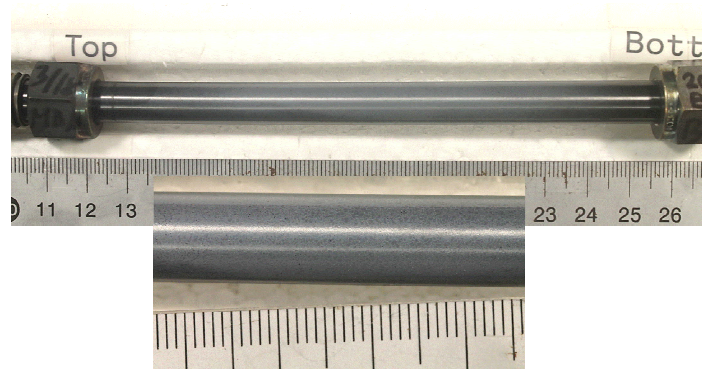


図 4.1.3-2 MDA 被覆管の酸化試験後（1248℃ ～20%BJ-ECR）の外観

MDA, after 550 s at 1248℃ (～20% BJ-ECR)

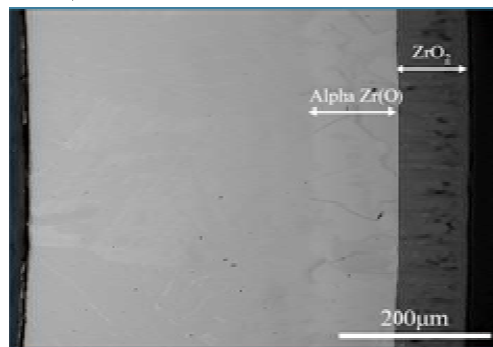


図 4.1.3-3 試験後の MDA 被覆管の断面金相写真

4.1.4 高温条件における燃料棒損傷状態に関する試験

非照射の燃料被覆管を対象に 1200℃を超える高温条件下での荷重試験を行うための装置（以下「高温機械試験装置」という。）の概念設計及び同装置の一部（荷重負荷試験機）の整備及び設置を実施した。高温機械試験装置の主な仕様（一部案）及び概略図（案）をそれぞれ表 4.1.4-1 及び図 4.1.4-1 に示す。この装置は荷重負荷試験機（島津製作所製、AGX-50kNV2）、真空容器（試料固定/荷重負荷治具、加熱炉）、制御盤等により構成される。令和 7 年度以降、この概念設計をベースとして装置の詳細設計及び製作を実施する。試料固定/荷重負荷治具は、試験項目である四点曲げ試験（若しくは三点曲げ試験）、リング圧縮試験等に対応する構造とし、加熱炉は Zr 基合金被覆管の融点を超える温度域までを目標に加熱できる構造とする。

表 4.1.4-1 (1) 高温機械試験装置の主な仕様（荷重負荷試験機）

項目	仕様
型名	島津製作所製 AGX-50 KNV2 W1000 耐力ヨーク 機柱延長モデル
外径寸法	幅 1606 mm×奥行 765 mm×高さ 3070 mm 程度
ロードセル	5 kN 用 （50 kN 用 に取替え可能）

表 4.1.4-1 (2) 高温機械試験装置の主な仕様（案）
（真空容器：試料固定治具、荷重負荷治具、加熱炉）

項目	仕様
試験温度範囲	常用：1000℃～2000℃程度
雰囲気	真空及び Ar ガス（N ₂ ガス）置換雰囲気
制御温度計測 （雰囲気制御）	モリブデンシース熱電対 （WRe5-26）（2300℃対応）
加熱炉の寸法	外径 150 mm ×高さ 200 mm 程度
試料温度計測 （試料固定治具表面温度）	放射温度計及びモリブデンシース熱電対 （WRe5-26）
試料セット可能数量	4 試料（レボルバー機構付）
試験項目	・四点曲げ試験 ・三点曲げ試験 ・リング圧縮試験
試験治具（試料固定/荷重負荷治具）	・TZM（Mo 合金）製（1000℃～1500℃） ・炭素製（1500℃～2000℃程度）[500 N 荷重程度を想定]

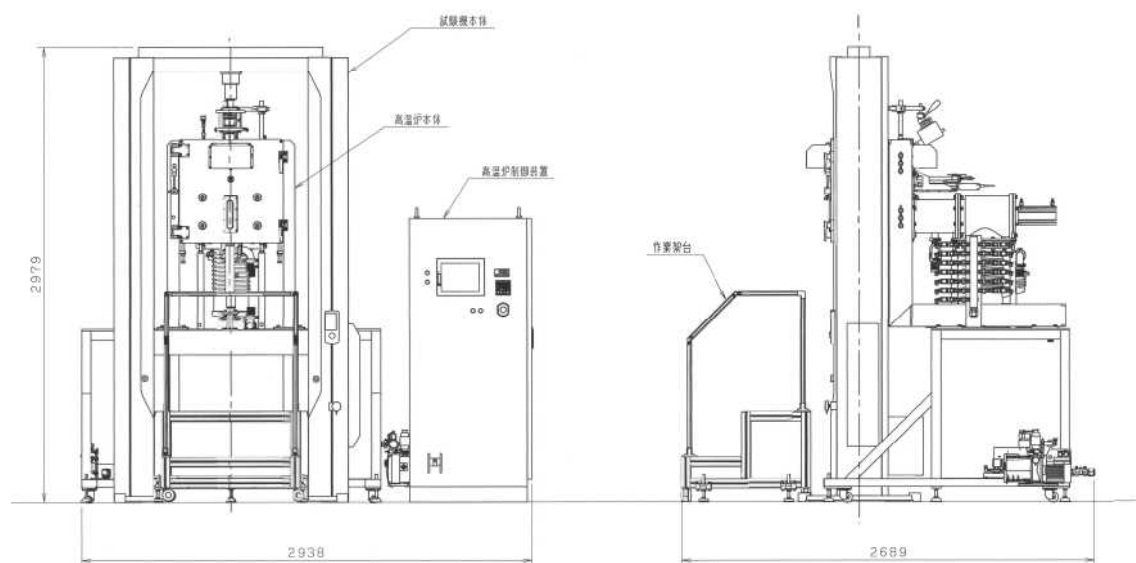


図 4.1.4-1 (1) 高温機械試験装置（全体）の概略図（案）

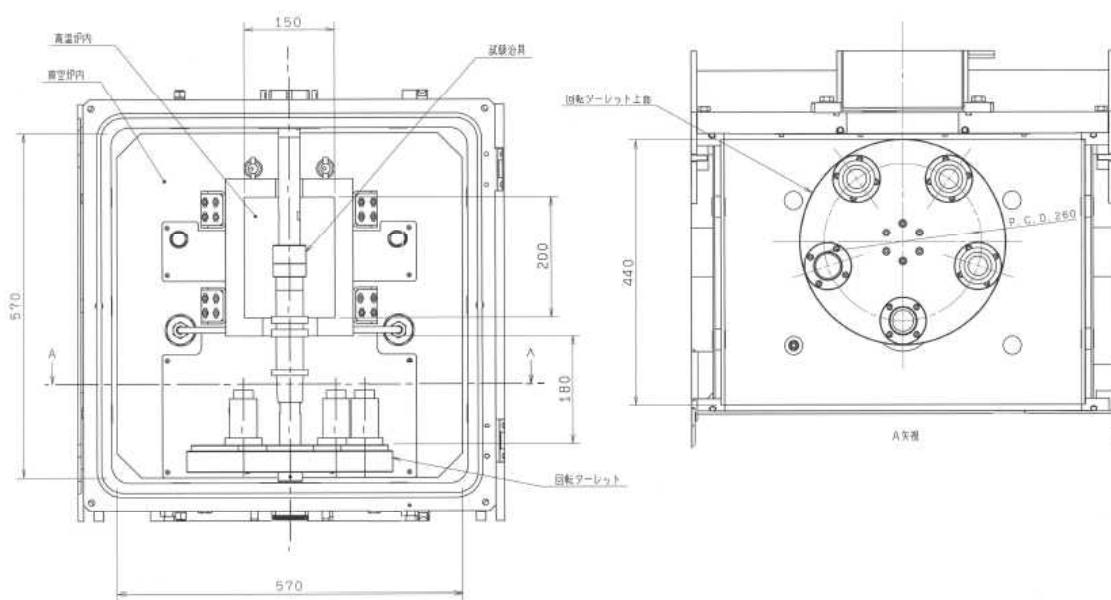


図 4.1.4-1 (2) 高温機械試験装置（真空容器）の概略図（案）

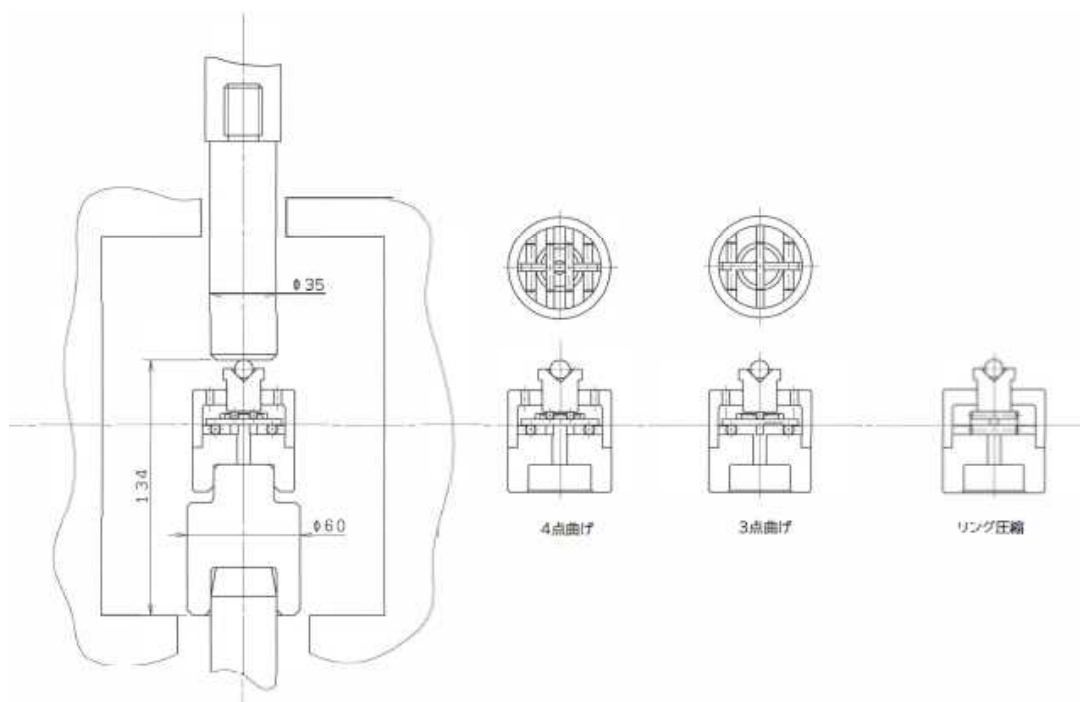


図 4.1.4-1 (3) 高温機械試験装置（試料固定/荷重負荷治具）の概略図（案）

4.1.5 ペレットの加熱時挙動の調査

事故時の炉心溶融や燃料被覆材と水蒸気との酸化反応による水素発生の開始を遅らせることを目的として開発が進められている ATF（本事業では特に Cr コーティング被覆管）にあっては、被覆管温度 1200°C を超える高温条件等、設計基準事故の想定を超える DEC 条件下の挙動が従来型燃料と異なることが想定される。DEC-A 条件における燃料挙動については、DBA 条件範囲までの燃料挙動に比して従来型燃料に関する知見自体必ずしも十分でなく、著しい炉心損傷（燃料溶融）に至るまでの燃料損傷過程の把握に基づく燃料棒損傷条件の評価手法は確立されていない。

DEC-A で想定される高温下の燃料挙動については、被覆管温度が 800°C を超えてから被覆管の高温破裂を生じる燃料棒が現れ、そのような燃料棒について更なる燃料損傷進行を促す因子として、ペレットが膨張して被覆管を内側から押し上げる PCMI（機械的負荷）が重要になると考えられる。特に燃焼が進んだ燃料では、固体熱膨張だけではなく燃料ペレット内に蓄積された FP ガスがバブルとなって膨張に寄与する効果が現れる。このような追加的な負荷の発生は内部の FP ガス蓄積状態の影響を受ける為、温度上昇に伴いほぼ線形に効果が表れる固体熱膨張に比べ遥かに不確かさが大きく、FP ガスの寄与を考慮した過渡的なスウェリング挙動として把握することが重要である。他方、FP ガスがペレットの膨張に寄与するのはペレット内部（粒内、粒界）に閉じ込められた条件においてであり、ひとたび自由空間へ放出されれば PCMI への寄与は消失するので、過渡的な FP ガス放出挙動の把握も同時に重要となる。

燃焼の進んだ燃料について、ある温度域の FP ガス蓄積状態の変化とこれに紐づくスウェリング挙動を明らかにし、燃焼度・温度・スウェリングの関係を把握することで、DEC-A 条件下、特に 1200°C 以上の高温下で被覆管に作用し得る機械的な負荷の程度を見積もること、即ち DEC-A 条件下の燃料損傷挙動モデルを構成する技術的な根拠の一つを得ることができる。この様な情報を、本事業で並行して取得を計画している、高温下での荷重負荷に対する被覆管の機械的応答に係る知見・データと合わせて、それぞれペレットのスウェリングモデル、被覆管の変形・破損・破断モデルとして、例えば相関式の形で燃料挙動解析コードへ組み入れることで、DEC-A 条件下での燃料損傷進展可能性の有無、事故条件や燃料状態による違い等をより定量的に評価することが可能となると考えられる。例えば一律に被覆管融点到達を以て燃料棒崩落と判定する様な極めて簡易的な取り扱いの保守性を確認する等、DEC-A 下燃料挙動の安全評価における取り扱いの妥当性を確認するためのツールとなる。

以上の課題認識の下、高温下の燃料ペレット挙動に対する代表的な分離効果試験であるペレット加熱試験について、先行研究の状況を調査した結果を表 4.1.5-1 に整理した。Une ら⁽¹⁾は、高燃焼度燃料のペレット加熱試験による系統的な研究を実施した。具体的には、燃焼度範囲 36～86 GWd/t、加熱温度 600～1800°C、加熱速度 1.7～4600°C/s の条件範囲で実験を行い、過渡 FP ガス放出（FGR）を燃焼度、加熱条件（加熱速度、到達温度）に対して整理した。Capps⁽²⁾らは Une ら⁽¹⁾の結果を含め、過去のデータについて分析し、燃焼度、加

熱速度、到達温度に基づき再整理した。主にこれらの先行研究に基づく FGR メカニズムの理解を次節にまとめる。ペレットのスウェリング挙動については Une ら⁽³⁾や Kashibe ら⁽⁴⁾により詳細に調べられており、これについても次々節にまとめる。

(1) FP ガス放出メカニズム

Une ら⁽¹⁾により、高温下の FP ガス放出は主に 2 つのプロセスによって起きることが報告されている。拡散支配型のメカニズムとマイクロクラッキングのメカニズムである。前者は、FP ガスが、粒内から粒界に拡散し、粒界バブルにトラップされ、最後にはバブルが成長結合し、粒界トンネルを通してペレットから放出されるものである。後者は、燃焼度が高くなると重要になる。FP ガスバブルや固体 FP の析出により粒界が脆化する効果に加えて、粒界 FP ガスバブルや粗大化リムバブルの平衡圧力を超えた過圧状態になることにより、被覆管による PCMI 拘束の急激な開放や温度急昇時にマイクロクラックが発生し、FP ガスが放出されるものと理解されている。

拡散支配メカニズムに関して、粒界・リムバブルの安定的な成長は 1250-1450℃のしきい値以上での高温で起こり、燃焼度が増加するに伴いこのしきい値が低下することが報告されている。マイクロクラッキングメカニズムは加熱速度が 90℃/s を超えると起こり、FGR だけでなく、バブルの成長からペレットに亀裂が発生するという燃料細片化現象に発展する。マイクロクラッキングのしきい値温度は 700℃程度であり、ベース照射温度よりも高いことが報告されている。また高燃焼度燃料ペレットにおいては、FP ガスバブルが大きなエネルギーを内包することがこれらの力学的作用の要因となっていると考え、燃焼度が低い場合にはマイクロクラッキングによる FGR はほとんど起きないとしている。この FGR 開始のしきい燃焼度は、60～72 GWd/t の間と報告されている^(1,2)。

加熱速度の影響に関し、Capps ら⁽²⁾は 1℃/s 以上と以下で挙動の違いを整理し、明確な傾向は得られなかったものの、これはデータのばらつきが原因であり、追加データが必要であると指摘している。Une ら⁽¹⁾は加熱速度 1.7, 10, 60, 90, 4600℃/s という条件で実験を実施し、90℃/s を超えるとマイクロクラッキングが起こることを指摘している。また LOCA 時に想定される昇温速度に相当する 0.4～90℃/s の条件範囲での実験は 60℃/s の 1 回のみに留まっており、この範囲でのデータ拡充の必要性を指摘している。

これらの結果を燃焼度と過渡 FGR 発生温度の関係として整理した図を図 4.1.5-1 に示す。60 GWd/t 以下の燃焼度の燃料ペレットは 1200℃程度以下の温度で FP ガスは放出しない。より高い温度になると粒界拡散メカニズムによる FGR が発生する。しきい温度は燃焼度が高くなるにつれて低下する。60 GWd/t を超える高燃焼度の燃料ペレットはマイクロクラッキングメカニズムにより FGR が発生する。高燃焼度燃料ペレットでも高温領域で粒界拡散メカニズムにより FGR が発生する。1800℃を超える温度での報告は非常に限られているが、Colle ら⁽⁶⁾によれば、再焼結が進行し、大きな粒内バブルや金属析出物がみられるようになることが報告されている。

本事業における課題を鑑みると、LOCA 時の取得データの少ない $0.4\text{-}90^{\circ}\text{C/s}$ の加熱速度条件範囲について、マイクロクラッキングに起因する FGR 挙動の知見・データの拡充が重要である。先行研究により、そのメカニズムは粒界バブル連結と競合し、これが FGR の加熱速度に依存した放出挙動として表れるものと理解される。条件によりいずれのメカニズムが支配的となるかは、ペレットの挙動としてスウェリングが優勢となり被覆管に機械的負荷を与えるのか、クラッキングが優勢となり細片化に向かう（定性的には被覆管への機械的負荷は弱まるものと推測される）のかに直結する重要な分岐となるため、加熱速度の影響を正しく理解・把握することが肝要である。

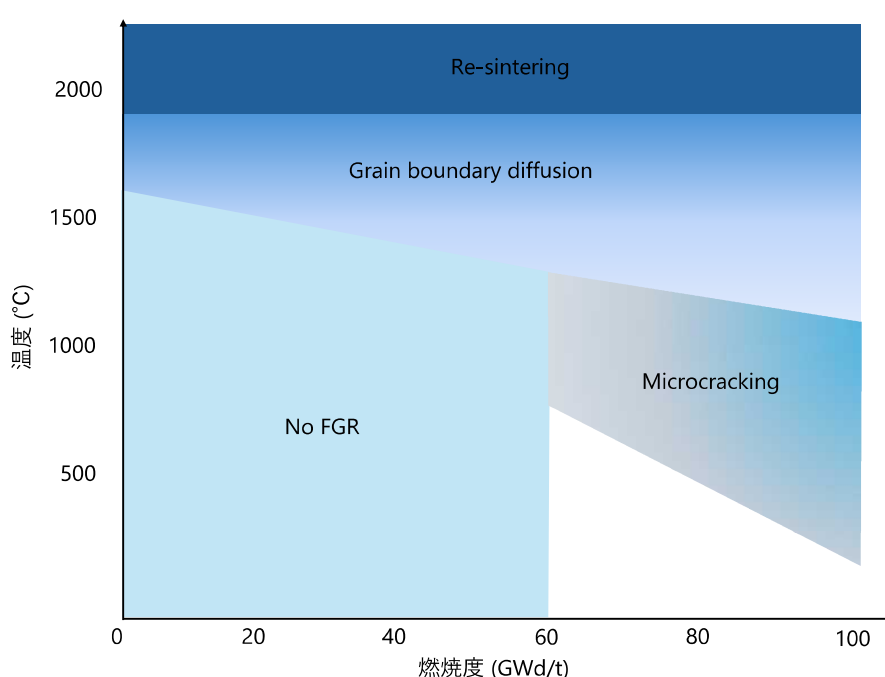


図 4.1.5.1-1 過渡 FGR メカニズムの発生温度範囲と燃焼度の関係

(2) 過渡時スウェリング挙動

Kashibe ら^⑥は未照射燃料ペレットを対象に外圧下で炉外加熱試験を行った。浸漬法により測定されたペレットの体積変化は、バブル内圧と外部静水圧の差に依存し、差がほぼ 0 の時に体積変化がなくなり、バブルの成長によるスウェリングは内圧が高い条件で増大することが示された。スウェリングはバブル径とバブル数密度から評価され、浸漬法により測定された体積変化とよい一致を示したと報告された。

Une ら^③は燃焼度 $6\text{-}28\text{ GWd/t}$ の BWR 燃料を対象に到達温度 $1500\text{-}1800^{\circ}\text{C}$ で炉外加熱試験を行った。FP ガスバブルのスウェリングは試験前後のペレット金相のポロシティの変化に基づき評価されており、 1600°C 、5 h 焼鈍した試料、 1800°C 、5 h 焼鈍した試料のガスバブルのスウェリングはそれぞれ 7%、9-10%であり、燃焼度には依存しないとしている。こ

れら 7-10%の飽和スウェリングは **Turnbull** ら^(7,8)の結果と概ね一致していたとのことである。また **Une** が提案した予測式⁽⁹⁾は、結晶粒径、バブル径及び二面角に応じたレンズ状バブルの体積補正係数の関数として飽和スウェリングを算定し、それらは観察された値とよい一致を示したと報告されている。

Kashibe ら⁽⁴⁾は 37 GWd/t の照射済 BWR 燃料を対象に到達温度 1500-1800°C で外圧 10-150 MPa の条件下で炉外加熱試験を行った。FP ガスのバースト放出開始圧力は 1500°C で 40-60 MPa の範囲であり、その時のスウェリングは 7.4%であった。これは前述の式⁽⁹⁾で計算される粒界バブルによる飽和スウェリングに概ね対応したものであった。

Une、**Kashibe** ら^(10,11)は、6 から 44 GWd/t 及び 83 GWd/t の照射済燃料を対象に 1800°C の到達温度で炉外加熱試験を行った。FP ガスバブルのスウェリングは粒内バブルと粒界バブルの試験前後の変化から評価されており、粒内バブルスウェリングは燃焼度が高くなるにつれて大きくなる（燃焼度 83 GWd/t で 24%に到達）のに対し、粒界バブルスウェリングは 10%程度で飽和し、燃焼度にほとんど依存しないことが報告された。**Une** ら⁽¹²⁾は先行研究の 37、54 GWd/t の結果と合わせて、90 GWd/t の 1500°C、6 h の加熱試験によるバブルスウェリング結果を示し、リム組織形成の影響を示している。

以上の先行研究から、54 GWd/t 以下及び 83、90 GWd/t の FP ガスバブルのスウェリングの評価が実施されている一方、FGR が有意となるしきい温度付近の条件に対して、54-80 GWd/t 範囲での試験はほとんど実施されていない。即ち、FGR 挙動とスウェリング挙動の間に想定される強い相関を考慮すれば、50-80 GWd/t の範囲の燃料ペレットを対象とした加熱試験によるデータ拡充が望ましく、本事業において取得すべきデータの候補となる。燃焼度が 60 GWd/t を超えると、前述の通りマイクロクラッキングメカニズムが表れ始め、それにより形成された亀裂が放出経路となるが、FP ガス放出がスウェリング抑制因子として作用する可能性もあり、着眼点の一つとなる。また、到達温度 1700-1800°C では数分でバブルの形成が飽和することも報告⁽¹¹⁾されており、加熱速度の影響にも留意が必要である。また 1800°C を超える加熱試験のデータは非常に限られており、例えば被覆管の高温酸化が先行するシーケンスで且つジルコニウム酸化膜に一定の延性が期待できる場合には、当該温度領域のデータ拡充も重要となる。

FP ガスの寄与を考慮した過渡的なスウェリング挙動として把握するためには、マイクロクラッキングの発生やその程度の結果として生じる FP ガスの存在状態変化に応じたスウェリングの傾向を把握する必要がある。供試燃料には、実入り LOCA 試験に供試予定の、大飯原子力発電所で照射された UO₂ 燃料 (J6 燃料、約 56 GWd/t)、及びバンデロス原子力発電所で照射された UO₂ 燃料 (VA 燃料、73 及び 81 GWd/t) が候補にあり、これら燃料条件はデータの乏しい 54-80 GWd/t の範囲にあり、これら試料によりマイクロクラッキング発生有無を変えた試験が可能である。60 GWd/t 以上では到達温度や昇温速度によってマイクロクラッキングの程度が変化し、それに伴う FGR 挙動の変化が FP ガスの存在状態に影響を与えることで、スウェリングの変化が生じると考えられるが、その詳細は明らかになっ

ていない。現在の検討では、到達温度（800、1000、1200℃）、昇温速度（1、10、17℃/s(装置最高速度)）を主な試験変数として設定し、これら組み合わせに基づく試験を VA 燃料に対して実施することにより、異なる FP ガスの存在状態におけるスウェリングのデータを取得することを考えている。また、MOX 燃料に関するデータは Colle ら⁽⁵⁾による結果に限定され、データが極めて乏しい。ベツナウ原子力発電所で照射された MOX 燃料（48 及び 59 GWd/t）を用いることで MOX 燃料のスウェリング挙動における特徴の有無に関するデータが取得可能である。また、1800℃を超える高温条件の被覆管試験結果によっては、到達温度（1600、1800、2000℃）を試験変数とした試験により、FP ガスの存在状態に基づくスウェリングデータを取得することが必要と考えられる。これら FP ガスの存在状態とスウェリングの関係に関するデータを取得することで FP ガスの寄与を考慮した過渡的なスウェリングモデルを提案することができると考えられる。

表 4.1.5-1 先行文献まとめ

先行文献 ID	到達温度 (°C)	昇温速度 (°C/s)	燃焼度 (GWd/t)	ベース照射条件	拘束条件	雰囲気	過渡 FGR 測定実施	スウェリング/ポロシティ増評価の有無	参考文献
baker1977	1360-1880	-	10	AGR	N	-	×	P	(13)
une1990	1500-1800	1.7	<28	NPP	N	He/H2	O	P	(3)
kashibe1991	1400	0.03-10	<28	BWR	N	He/H2	O	-	(14)
une1992JNM	1200-1800	0.4-1.7?	4, 27	NPP	N	He/2%H2	O	P	(15)
une1992, kashibe1993	1800, 1600	0.03-10	<44	NPP	-	He/H2	O	P	(10,11)
une1992, kashibe1993	1800	0.03-10	83	BR3	-	He/H2	O	P	(10,11)
une1993	1600-1800	1.7	23	NPP	N	He/2%H2	O	P	(16)
kashibe1997	1350-1700	0.097	未照射	-	P10-90	He/2%H2	-	D,P	(17)
kashibe1998	1100-1600	1.7	中性子照射	JRR3	N	He/2%H2	O	-	(6)
kashibe2000	1500-1800	0.4	37	BWR	P10 150	Ar/0.2%H2	O	-	(4)
une2002	1500	0.4	60,74	HBWR	P10 150	Ar/0.2%H2	O	-	(12)
une2002	1500	0.4	90	JRR3	P10 150	Ar/0.2%H2	O	P	(12)
une2006	1200-1800	90-4600	60,74,86	HBWR	N	He/H2	O	-	(1)
zacharie1998	1130-1714	9.42-14.29	25	PWR	N	vac.	×	P	(18)
GASPARD2004	1000-1200	0.2-20	49,72	PWR, MTR		He,He+H2, Air	O	-	(19)

表 4.1.5-1 先行文献まとめ (続き)

先行文献 ID	到達温度 (°C)	昇温速度 (°C/s)	燃焼度 (GWd/t)	ベース照 射条件	拘束条件	雰囲気	過渡 FGR 測 定実施	スウェリング/ ポロシティ増 評価の有無	参考文献
marcet2009	1200	20	62.7	PWR		Ar, Air	O		(20)
noiro2014	300-1200	0.2	103	HBWR		Ar	O	-	(21)
hiernaut2008	2750	0.5	102	PWR	N	vac.	O	-	(22)
hiernaut2008	900-1850	0.167	102	PWR	N	vac.	O	-	(22)
colle2013	1100-2600	0.167	44.5	PWR- MOX	N	vac.	O	-	(5)
EPRI pellet heating test	<800	2.5,16	5,64,68,74	NPP	C,CS	He/Air	×	-	(23,24)
harp2024	500-1000	1	70	PWR	C	He	O	-	(25)
heating test SCIP	<1000	< 5	FGR 開始領域	NPP	拘束 しない	Ar	×	-	
IAEA heating test P1	2000	0.7, 1.2	5.6×10^{-6} , 35	NSRR, PWR	N	vac.	×	-	(26)
IAEA heating test P2	600-1200	5-10	73-81	NPP	N	vac.	O	-	(27-31)

記号の説明

- ・スウェリング／ポロシティ増評価の有無 (P: 金相等からポロシティを評価、D: 密度測定、-: 評価無)
- ・拘束条件 (N: 無し、P はガス加圧(MPa)、C:被覆管付き、CS:スリット付き被覆管)

4.2 現行基準で考慮されていない事故時燃料損傷挙動に関する研究

4.2.1 LOCA 時 FFRD 挙動研究

(1) 背景及び研究目的、計画について

(a) 背景

冷却材喪失事故（LOCA : Loss of coolant accident）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 が起きると原子炉スクラムと同時に原子炉内で減圧が生じ、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）が作動し数分で燃料棒は冷却されるものの、高温に曝されている間に被覆管は減圧に伴い気化した水蒸気によって燃料は酸化される。その酸化が著しい場合には、燃料被覆管は脆化し、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の防止が不可欠であるという考えに基づき、LOCA 時における燃料被覆管温度と酸化割合の上限（1200℃、15%ECR : Equivalent Cladding Reacted）が「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（昭和 56 年 7 月）（ECCS 性能評価指針）において定められた。現行の ECCS 性能評価指針では、LOCA 時の炉心を冷却可能な形状を維持しつつ事故を収束させる機能及び性能を燃料が有していることを確認するため、LOCA を想定した解析を行い、次の基準を満足することを示すよう求めている。

- ・燃料被覆の温度の計算値の最高値は、1200℃以下であること。
- ・燃料被覆の化学量論的酸化量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15% 以下であること。

この ECCS 性能評価指針の制定以降、原子力機構では未照射（予め水素を吸収させた被覆管）及び国内外の商用炉で照射された高燃焼度燃料被覆管（燃料棒内のペレットを除去した被覆管）を用いた急冷破断試験が実施され、その結果、運転中に吸収される水素濃度の増加に伴い破断条件（下限）が低下すること、試験範囲（燃焼度 < 約 80 GWd/t、酸化膜厚さ < 80 μm 、水素濃度 < 800 ppm）においては、現行基準値の範囲（PCT : 1200℃以下、酸化量 : 15%ECR 以下）で未照射及び照射済み被覆管は急冷時に破断せず、実験及び評価における不確かさを考慮しても破損しきい値に対して十分な余裕があることが確認されている⁽¹⁾。一方、2000 年代に実施されたハルデン炉を用いた LOCA 模擬試験により、LOCA 条件下の昇温過程において燃料ペレットが細片化し、細片化した燃料ペレット片が燃料棒内軸方向に再配置し、燃料被覆管の破裂開口部から燃料棒外に放出される現象（Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal : FFRD）が観察され⁽²⁾、指針制定当時には想定されていなかった LOCA 時の新たな燃料破損挙動が懸念された。LOCA 時に膨れ破裂した燃料被覆管の膨れ部に細片化した燃料ペレット片が高密度に集積した場合には、燃料棒の出力が局所的に上昇し、燃料被覆管最高温度（PCT）を上昇させる恐れがある。また、細片

化した燃料ペレット片が燃料棒外に放出された場合、その放出量によっては、LOCA 時の炉心冷却性を阻害する恐れがある。

原子力機構では、現行基準で考慮されていない FFRD 挙動に関して、炉心冷却性に与える影響を評価する知見を拡充するために、令和元年度以降、照射済ペレット入り燃料棒を用いた LOCA 模擬試験装置を整備し、FFRD の発生条件に関する研究を実施している⁽³⁾。

(b) 最近の知見について

本節では、FFRD の最新知見に関し、米国原子力規制委員会（NRC）から発行されている PIRT (Phenomena Identification and Ranking Tables on High Burnup Fuel Fragmentation, Relocation, Dispersal, and Its Consequences for Design-Basis Accidents in Pressurized and Boiling-Water Reactors) 及び燃料国際会議の Topfuel2024 での報告を中心に下記に纏める。

米国 NRC の"Research Information Letter(RIL 2021-13, 2021)"⁽⁴⁾、PIRT(NUREG/CR-7307, 2024)⁽⁵⁾、NRC's Research Information Letter on Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal, Topfuel 2022)⁽⁶⁾によると、スウェーデンのスタズビックで実施された照射材を用いた LOCA 模擬試験結果を中心にレビューし、ペレット細片化が発生する燃焼度のしきい値として 55 GWd/t、破裂に伴うペレット放出の条件として保守的に被覆管ひずみ 3%以上と提案されている。試験中にペレット放出が限定的に観察された場合においても、燃料棒内ペレットが細片化していることが確認されている。被覆管膨れ部への細片化ペレットの集積を示す指標としてペレット充填率（Packing factor）が提案され、多くのデータでは充填率が 60%～85%の範囲であり、充填率は軸方向に対して変化し、破裂開口部の充填率が下部側で高く、上部側で低い傾向がみられた。破裂開口部における被覆管温度やその他の性能を評価するためには、充填率をモデル化することが重要であると報告されている。

PIRT (NUREG/CR-7307, 2024)⁽⁵⁾では、米国の専門家による調査に基づく、FFRD に関連する技術的課題に対処するための現象識別及びランク付けが検討されている。FFRD に影響する DBA（設計基準事故）シナリオについては、高燃焼度条件下における安全評価に対して、LOCA 時のシナリオが最も大きな影響をもたらすと結論づけられている。ペレット細片化の支配的な要因として、十分な知識や確実性はないものの、燃料ペレット中のダークゾーンや高燃焼度組織領域の気泡に含有される核分裂生成（FP）ガスの過圧力によりクラックが発生し、細片化が引き起こされと考えられた。燃料ペレットのリロケーションは、ペレット細片化や被覆管膨れに伴う軸方向の移動速度に依存する不確かさの大きい現象であるため、その発生と範囲を予測することは容易ではない。燃料棒外へのペレット放出は PIRT の中でも多くの議論がなされたテーマであったが、破裂開口部の大きさと形状については、不確かさが大きく、その形状特定の合意には至らなかった。また、高燃焼度領域の燃料では、被覆管の水素吸収量の増加と、被覆管の破裂温度や膨れ量の相関についても留意する必要がある。燃焼の進展によるペレットの微細構造の変化や細片化、FP ガス放出及びそ

れに伴う被覆管内圧と膨れの増加、さらに軸方向へのペレットのリロケーションが局所的な被覆管温度の変化に影響を及ぼし、被覆管温度と酸化が基準を超えないことを示す必要があり、LOCA 基準への影響について慎重な評価が求められると報告されている。重要な点は、炉心損傷への影響を評価する上で最大でどの程度の細片化したペレットが放出される可能性があるかを理解することであると考えられる。

EPRI の "Technical Expert Panel Assessment of Existing Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal Data(2022)"⁽⁷⁾では、専門家パネルによって実施された現在利用可能な分離効果試験及び LOCA 模擬試験の結果がレビューされた。これまでの LOCA 模擬試験は、燃料被覆管の破裂の影響を最大化するような条件で実施されており、FFRD に対して上限を示す結果が得られていると考えられた。具体的には、LOCA 模擬試験でピーク温度が許可限界に近い温度が設定されており、破裂後にガスが流出し、燃料と被覆管の加熱が続くことにより、破裂後においてもペレット細片化が発生すると考えられた。これらの試験データは、FFRD 現象の一部に過ぎず、様々な仮説が含まれおり、モデル開発や基準適合の観点からデータを得るためには、更なる研究が必要であると報告されている。

EPRI の "BEST-ESTIMATE INTERPRETATION OF RESEARCH DATA ON HIGH BURNUP FUEL FRAGMENTATION, RELOCATION, AND DISPERSAL (Topfuel2024)、Fuel Fragmentation and Mechanistic Understanding (Topfuel 2024)"⁽⁸⁾⁽⁹⁾によると、ペレット細片化は、局所燃焼度、温度、燃料棒内ガス圧力及び破裂後の減圧、被覆管による拘束等の独立した変数の影響を受ける複雑なプロセスで、ペレット細片化の指標として、ペレット細片化サイズ 1 mm 未満で、重量 10 wt% が提案された。燃焼度のしきい値は局所的な燃焼度で 60~65 GWd/t の間にあり、高燃焼度組織において細片化が生じることがあるが、高燃焼度で大きいばらつきを示し、破裂開口や燃料棒内圧力等の他因子の影響も含まれると報告されている。

ORNL の "RUPTURE PROPERTIES OF HYDRIDED FUEL CLADDING DURING SIMULATED LOCA CONDITIONS (Topfuel 2024)"⁽¹⁰⁾によると、予め水素吸収させた未照射ジルカロイ-4 被覆管に対して、LOCA 模擬高温破裂試験を実施し、被覆管の破裂温度は水素吸収量の増加に伴い低下（水素濃度 100 wppm が増加するに伴い-9.8℃程度低下）し、被覆管の膨れ量は水素吸収量の増加とともに減少し、破面観察により被覆管延性が低下することが示唆された。これらの結果は、水素濃度が破損限界に明確な影響を及ぼすこと、高燃焼度領域において FFRD にも影響を及ぼすことを示唆している。

ORNL の "POST-TEST EXAMINATIONS OF A LOCA SAMPLE FROM AN IRRADIATED HIGH-BURNUP PWR M5 FUEL ROD (Topfuel 2024)"⁽¹¹⁾によると、米国 PWR North Anna 炉で照射された高燃焼度 M5 被覆燃料を用いた LOCA 模擬試験を実施した結果、膨れ量 39%、破裂温度 790℃ 及び破裂圧力 8.4 MPa であった。これらの値は未照射 Zry-4 被覆管を用いてアルゴンヌで実施された LOCA 模擬試験結果と概ね一致した。LOCA 模擬試験より得られたペレット細片化に関する結果は、燃料挙動解析コード及びモ

デリングの検証に貴重なデータを提供し、事故シナリオの燃料挙動の予測向上に寄与する。

PNNL の "ENHANCEMENTS TO FAST FOR MODELING FUEL FRAGMENTATION, RELOCATION, AND DISPERSAL DURING LOCA (Topfuel 2024)"⁽¹²⁾によると、定常状態及び過渡状態を対象とした燃料解析コード (FAST) は、原子炉内での長期運転、過渡的な運転事象、設計基準事故、乾式貯蔵条件下での原子炉燃料棒の定常状態及び過渡的な応答を解析するために NRC が開発した解析コードである。今回、LOCA 中に予想されるペレット細片化、リロケーション、放出レベルをより正確に予測するため、軸方向燃料移動モデルと軸方向被覆管膨張モデルが FAST に追加された。

これまでの FFRD 研究で用いられた主な対象は UO_2 燃料であり、MOX 燃料を用いた研究はほぼなく、EDF が実施した "Fuel Fragmentation during LOCA simulated transients: investigation of irradiated MOX vs UO_2 fuel (Topfuel 2019)"⁽¹³⁾に限定される。燃焼度約 57 GWd/t の MOX 燃料に対して、昇温速度約 $3\sim 4^\circ\text{C/s}$ 、最大 900°C に達する条件で LOCA 模擬試験が実施され、 UO_2 燃料との比較評価が行われた。その結果、 UO_2 燃料と比較して膨れ量が大きく、次いでペレット細片化、リロケーションも観察されたが、MOX 燃料特有の挙動は観察されなかった。

(c) これまでに得られた成果について

FFRD 現象が LOCA 時の炉心冷却性に及ぼす影響の評価を目的として、令和元年度から令和 5 年度に実施された原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究) 事業において、燃料ペレットを除去しない状態の高燃焼度燃料を対象とした LOCA 模擬試験を実施できるよう、原子力機構燃料試験施設のホットセルに LOCA 模擬試験装置が整備された。同装置は引張試験機 (荷重一定保持装置、加熱炉 (赤外線イメージ炉)、酸化雰囲気容器、等が内装された構造)、蒸気発生装置、局所排気装置、冷却水循環装置、熱電対溶接装置、制御盤等で構成されている。

LOCA 模擬試験の全体試験マトリクスを表 4.2.1-1 に示す。LOCA 模擬試験は令和 3 年度より着手されており、報告されている⁽³⁾燃料ペレット細片化の発生しきい燃焼度を踏まえて、しきい燃焼度付近を含む高燃焼度及び低燃焼度側を供試材とした LOCA 模擬試験を実施し、被覆管破裂挙動、ペレット細片化挙動、ペレットのリロケーション、燃料棒外へのペレット放出挙動を評価する全体計画とした。

過年度の事業では、令和 3 年度に MMDA3 (スペイン・バンデロス炉で 73 GWd/t まで燃焼した燃料棒) を用いた LOCA 模擬試験、令和 4 年度に LZRT5 (スイス・ライブシュタット炉で 47 GWd/t まで燃焼した燃料棒) を用いた LOCA 模擬試験が実施された。MMDA3 の試験では、ピンホール状の破裂開口部で、燃料棒外へのペレット放出は観察されなかった。LZRT5 の LOCA 模擬試験においても破裂開口部の大きさは他機関で実施されたペレット細片化が顕著に認められた試験結果と比較して小さい傾向であった。先行研究との比較から、これらの結果は、燃焼度と独立なパラメータとして、プレナム体積等の試験条件が影響

している可能性を示唆するものと分析された。そこで令和 5 年度は、支配因子としてのプレナム体積の影響を検証するため、MMDA3 と同じセグメント燃料棒 (MMDA4) を用いた追試験が実施された。プレナム体積をパラメータとした燃料棒 (MMDA4) を用いた LOCA 模擬試験の結果、燃料棒内のプレナム体積の増加に伴い燃料棒外へのペレット放出量が増加した。MMDA3 の金相観察より、主に高燃焼度組織を有するペレット領域が細片化、軸方向への移動が確認された。燃焼進行に伴う燃料ペレットの微細組織変化と細片化挙動の有意な相関を裏付ける知見が示され、被覆管の高温破裂時点での燃料棒内の自由空間体積が被覆管の破裂開口や燃料ペレット細片化挙動に強く影響しているとの示唆が得られた。

燃料ペレットの LOCA 時の温度変化を模擬する加熱試験が、令和元年度から令和 3 年度にかけて、高燃焼度ペレットを用いて実施された。ペレット加熱試験の全体試験マトリクスを表 4.2.1-2 に示す。燃料ペレット単体を用いた LOCA 模擬加熱試験及び同試験後の燃料ペレットに対するマイクロ組織観察等が実施され、高燃焼度燃料ペレットの LOCA 時の顕著な細片化が、主としてダークゾーンないし高燃焼度組織に高密度に集積した FP ガス含有気泡による燃料ペレットマトリクスの破壊に起因することを示唆する結果が得られた。

他機関の試験研究により得られた知見を踏まえると、燃料棒外へのペレット放出量は不確かさが大きい事象であるものの、破裂時の燃料棒内のガス量が重要な因子であることが明らかである。

以上を踏まえて、燃焼度と被覆管高温破裂時の燃料棒内の内圧を説明変数とした燃料放出予測統計モデル及び同モデルのトリガーとなる被覆管高温破裂統計モデルが整備された。両モデルを実装した燃料挙動解析コード RANNS、4 ループ PWR の大破断 LOCA 時炉心熱流動と取出し集合体燃焼度 55 GWd/t の平衡炉心状態をそれぞれモデル化した熱流動解析コード RELAP、炉心計算コード CASMO/SIMULATE の連成解析により、炉心スケールで FFRD の影響を評価した結果、燃料ペレットの放出割合及び放出量はそれぞれ集合体内及び原子炉圧力容器底部に想定される燃料片堆積層で冷却性が損なわれる水準を下回り、本評価で想定されたプラント条件では、FFRD 現象により炉心冷却性に直ちに懸念が生じるものではないと判断された。ただし、当該研究で実施された総合影響評価を構成する多数のモデル要素は基本的に最適評価を期した設定・想定がなされており、FFRD 挙動自体についても現象の複雑さに比してデータベース規模は世界的に見て未だ小さい。燃焼度以外の支配因子に係る議論は必ずしも収斂されておらず、各種国際プロジェクトでも活発な R&D が進められている状況である。今後は現在のデータベースがカバーできていない照射条件や燃料タイプ、例えば極めてデータの乏しい MOX 燃料への適用性を検証する等、構築した影響評価手法の信頼性向上や適用範囲拡大に向け取り組みが重要となる。

(d) 本事業の研究目的及び計画について

前述したように FFRD はペレットの微細組織や破裂開口部の大きさ等とも関係するため、不確かさが大きい事象である。炉心冷却性を評価する上で重要な点は FFRD の振れ幅の上

限を把握しておくことである。FFRD の発生条件について、これまでに実施された試験により燃焼度以外にもプレナム体積に起因するガス量等の試験条件がペレット細片化や燃料棒外へのペレット放出特性に影響することが明らかになりつつある。本事業では、前事業に引き続き、FFRD 発生条件解明のための研究を進め、発生条件の支配因子を同定し、海外で実施されている国際プロジェクトや海外機関の研究結果等も踏まえて、FFRD 挙動を評価可能なモデルを検討する。これまでに高燃焼度燃料を用いた LOCA 模擬試験、ペレット加熱試験を実施し、高燃焼度組織やダークゾーンのようなペレット組織に応じてペレット細片化、リロケーション挙動が異なり、さらに燃料棒内のガス状態がペレットに対する力学的作用の観点から重要なパラメータであると推定された。本事業では、FFRD 発生条件のひとつである燃焼度に着目して、FFRD 発生 of のしきい燃焼度に近い条件の国内商用炉で照射された UO_2 燃料（燃料棒平均燃焼度 56 GWd/t）を用いた LOCA 模擬試験、ペレット加熱試験を実施し、ペレット細片化、リロケーション挙動を高燃焼度燃料と比較して、FFRD 発生 of のメカニズムに関するデータを取得し、国際プロジェクトや海外機関の研究結果等も踏まえて FFRD 発生条件についてモデル化し、燃料棒外への放出量に関して推定される上限を把握するとともに、このモデルを炉心スケールに導入し、LOCA 時の被覆管到達温度や燃料棒外へのペレット放出が炉心冷却性に与える影響を評価する。

また、これまでは UO_2 ペレットが対象であったが、本事業では MOX 燃料も対象に含める。MOX 燃料は、Pu スポットと呼ばれる Pu 濃度が局所的に高い部分があり、ペレット微細組織は UO_2 燃料と異なり、LOCA 時の FFRD 挙動が UO_2 燃料と異なる可能性が指摘されているものの、世界的にもごく限られた試験データしか存在しない。ペレット微細組織の違いに起因した FFRD 挙動を把握するため、本事業では LOCA 模擬試験等のデータを MOX 燃料まで拡充することを目的とする。以上の実験データから得られる MOX 燃料 of の FFRD 挙動モデルを炉心スケール解析に導入し、LOCA 時の被覆管到達温度や燃料棒外へのペレット放出が炉心冷却性に与える影響を評価する。

全体計画を表 4.2.1-3 に示す。MMDA4 の LOCA 後試験を継続し、国内商用炉で照射した燃料棒（NDA2）を対象とした LOCA 模擬試験、次いで、MOX 燃料を用いた LOCA 模擬試験を予定している。

(2) 令和 6 年度の実施内容

(a) 試験燃料棒（J6）について

本試験に供する J6 は、大飯発電所 4 号機で照射された耐食性改良型被覆燃料（NDA）である。NDA は、従来材（Zry-4）と同等の機械特性を維持しつつ耐食性を高めるとともに、腐食量を低減させる目的で Zr に Nb を 0.1 wt% 程度、Sn、Fe、Cr 及び Ni をそれぞれ 1.0、0.27、0.16、0.01 wt% 程度添加した Zr-Sn-Fe-Cr-Ni-Nb 系合金である⁽¹⁴⁾。

試験燃料棒の諸元を表 4.2.1-4 に示す。試験燃料棒の平均燃焼度は約 56 GWd/t と評価されている。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、通常運転中に被覆管外表面に形成された酸化膜厚さは 30-40 μm と評価した。

(b) 試験燃料棒 (J6) の製作

試験燃料棒の概要を図 4.2.1-1 に示す。試験燃料棒は約 200 mm に切断した。LOCA 模擬試験に加えて、金相観察、水素分析、ペレット密度試験、ペレット加熱試験のための試料を採取した。試料の切断位置を表 4.2.1-5、切断後のそれぞれの試料の外観写真を図 4.2.1-2 に示す。試験燃料棒の上下端栓部分の自由体積は約 5 cc とし、自由体積を確保するために燃料棒の上部側ペレットの脱ミート作業を実施した。また、燃料棒製作に必要となる上部端栓、下部端栓、アダプターを製作した。

(c) LOCA 模擬試験後 (LZRT5) の分析・評価

・ガンマスキャン

LZRT5 に対する LOCA 模擬試験後の軸方向ガンマ線強度分布を図 4.2.1-3 に示す。軸方向分布に大きな変化は認められなかった。

(d) LOCA 模擬試験後 (MMDA4) の分析・評価

・X 線撮影

LOCA 模擬試験後の燃料棒の X 線透過写真を図 4.2.1-4 に示す。撮影は、 0° と 90° の 2 方向に対して実施した。脱ミートした燃料棒上部領域においてやや黒くなっている様子が分かる。燃料棒は曲がりが生じ、開口部付近では細片化ペレットが集積している様子が確認された。また、下部プレナムの底部に細片化したペレット片が少量観察された。

・ガンマスキャン

LOCA 模擬試験前の軸方向 γ 線強度分布を図 4.2.1-5 に示す。脱ミートした燃料棒上部領域においてガンマ線カウントが低下していることが分かる。破裂部付近においてガンマ線強度のピークが観察され、軸方向リロケーションが生じていることが確認された。

・金相観察

MMDA4 に対する LOCA 模擬試験後の金相観察を実施した。観察位置を図 4.2.1-6 に示す。破裂開口部の近傍及び下部側より縦断面試料を採取した。マクロ写真を図 4.2.1-7(1)～図 4.2.1-7(2)に示す。破裂開口部近傍において、ペレット細片化、集積が顕著に生じていることが確認された。

(e) 被覆管高温破裂時の燃料棒力学挙動

被覆管破裂時の急激な減圧に伴って解放される、被覆管に蓄積されていた弾性エネルギーの力学的作用、即ち弾性波の発生がペレットの力学的状態に及ぼす影響を確認するため、よ

り簡易なモデルを用いた有限要素解析（汎用有限要素解析コード Abaqus 2022）を実施した。モデルの概要を図 4.2.1-7 に示す。被覆管外径 9.5 mm、内径 8.36 mm、全長 150 mm とし、上下両端の 55 mm 範囲に対して直径 8.36 mm のペレットを装荷し、ペレットと被覆管のボンディングを模擬するためにペレット外表面と被覆管内面を互いに拘束する境界条件を設定した。また中央部（長さ 40 mm）に対して、長さ 10 mm、直径 8.32 mm のペレット 4 個を装荷し、ペレットとペレット間の接触条件は一定の摩擦係数を考慮した。被覆管及びペレットのヤング率には、770℃相当の文献値⁽²⁵⁾を用いた。被覆管とペレットの変形に係る解析条件については、被覆管の塑性変形 10%程度までのひずみ硬化則、ペレットは弾性変形のみを仮定した。中央部のペレット外表面と被覆管内表面（ギャップ）及び中央部ペレットの上部、下部の両側から軸方向に内圧 8 MPa を模擬した応力を作用させ、系が安定後に減圧する操作を施した。減圧条件については以下の 2 つのケースを設定した。

ケース 1： 瞬時減圧

ケース 2： ギャップ及び上部軸方向は瞬時減圧し、下部軸方向は時間遅れ（2 msec）で減圧

時間積分には陽解法を採用した。解析結果は中央部ペレット下部側に位置するペレットの中心から取得した。ケース 1 の軸方向応力、半径方向応力及び弾性ひずみエネルギー密度を図 4.2.1-8 に示す。軸方向応力、半径方向応力は横軸の 0.4～0.5 msec の間で初期加圧 8 MPa よりも大きな応力が発生しているが、これは減圧に伴い発生した応力波の影響と考えられる。また、ケース 1 とケース 2 を比較した軸方向応力を図 4.2.1-9 に示す。ケース 2 の方が 0.4 msec 付近でケース 1 よりも軸方向の圧縮応力が大きい傾向となった。ケース 2 は時間遅れで減圧することで軸方向荷重がより大きく作用したと考えられる。

(3) まとめ

本年度実施した LOCA 模擬試験後 MMDA4 の X 線撮影、ガンマスキャンの非破壊試験において、膨れ部にペレットの集積が観察され、さらに、金相観察の破壊試験の結果、破裂開口部付近において、高燃焼度組織だけでなく、ダークゾーンにおいても顕著なペレット細片化が認められた。その他の特徴として、X 線撮影よりペレットスタック下端部が上部側に約 5 mm 移動が観察され、この要因として、膨れによりペレットと被覆管のボンディングが外れ、プレナム領域のガス状態が破裂時にペレットに対して力学的作用を及ぼし、FFRD に影響していると推測された。

今後、FFRD のしきい燃焼度付近の国内商用炉で照射された UO_2 燃料（燃料棒平均燃焼度 56 GWd/t）を用いた LOCA 模擬試験、ペレット加熱試験を実施し、FFRD 発生条件へのモデル反映検討、炉心冷却性に与える影響を評価するとともに、さらに MOX 燃料に対してデータを拡張する予定である。

表 4.2.1-1 令和元年から令和 5 年度にかけて実施した LOCA 模擬試験マトリクス

試験番号	燃料タイプ	被覆管	照射炉	燃焼度	備考
MMDA3 (令和 3 年度)	PWR 17×17 UO ₂	M-MDA	Vandellos-2 (スペイン)	73 GWd/t	ピンポール 破損形状
LZRT5 (令和 4 年度)	BWR 10×10 UO ₂	Zircaloy-2 (liner)	Leibstadt (スイス)	47 GWd/t	—
MMDA4 (令和 5 年度)	PWR 17×17 UO ₂	M-MDA	Vandellos-2 (スペイン)	73 GWd/t	試験条件パ ラメータ

表 4.2.1-2 令和元年から令和 3 年度にかけて実施したペレット加熱試験マトリクス

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

表 4.2.1-3 全体試験計画

	R6 年度	R7 年度	R8 年度	R9 年度	R10 年度
LOCA 試験	LOCA 後試験(MMDA4)	燃料棒製作 非破壊試験	▽LOCA 試験(NDA2) 非破壊試験 破壊試験		MOX 燃料 LOCA 試験
ペレット加熱試験 (分離効果試験)		試料調製 (UO ₂ / MOX ペレット)			
		加熱試験			
炉心冷却性への 影響評価		モデルへの反映検討、炉心スケール解析 炉心冷却性に与える影響評価			

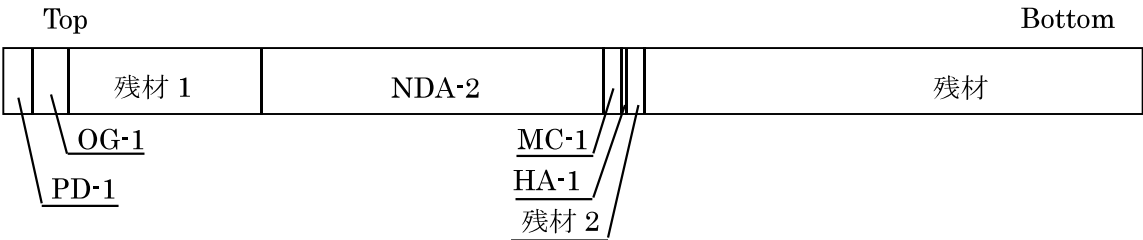
表 4.2.1-3 の補足：試験番号とその詳細

試験番号	燃料タイプ	被覆管	照射炉	燃焼度 (GWd/t)
NDA2	PWR17×17 UO ₂	NDA	Ohi Unit-4	56
MOX	TBD	TBD	TBD	TBD

表 4.2.1-4 試験燃料棒の諸元⁽¹⁴⁾

Test ID	J6
燃料型式	PWR 17x17
U-235 初期濃縮度	4.5 wt%
ペレット初期密度	95%
ペレット結晶粒径	7~8 μ m (現行粒径)
被覆管	NDA
被覆管外面酸化膜厚さ	30~40 μ m
燃料棒平均燃焼度	約 56 GWd/t

表 4.2.1-5 燃料棒（J6）の切断位置について



試料名	寸法測定結果(mm)	採取位置(mm)
PD-1	16.00	934.00 ～ 950.00
OG-1	20.10	950.40 ～ 970.50
残材 1	114.20	970.90 ～ 1085.10
NDA-2	202.00	1085.50 ～ 1287.50
MC-1	9.70	1287.90 ～ 1297.60
HA-1	0.85	1298.00 ～ 1298.85
残材 2	15.45	1299.25 ～ 1314.70
残材	355.00	1315.70 ～ 1670.70

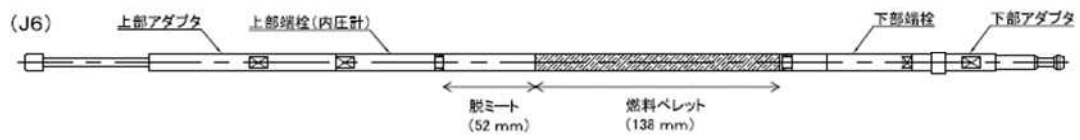
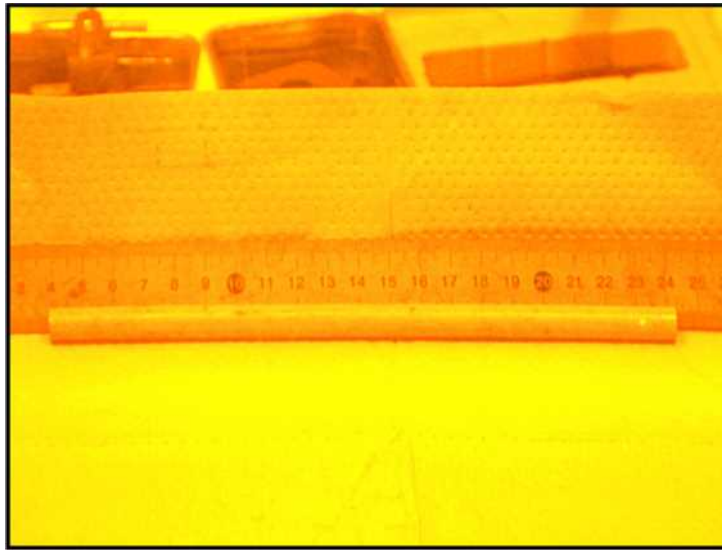
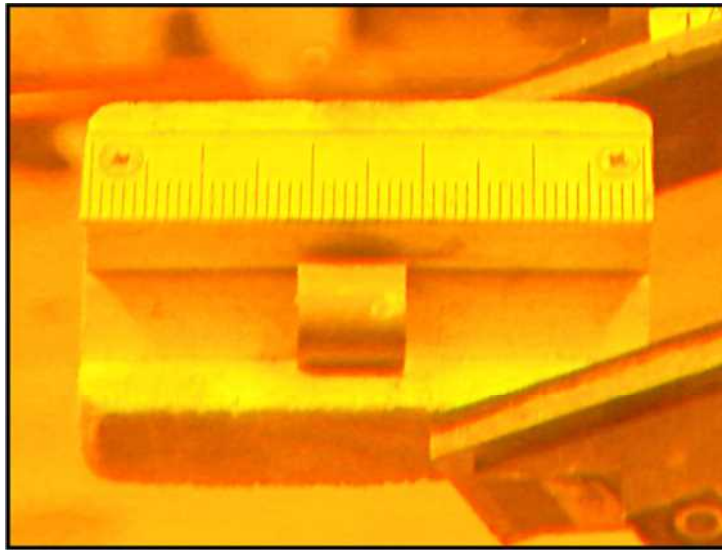


図 4.2.1-1 LOCA 模擬試験用燃料棒 (J6) の概要

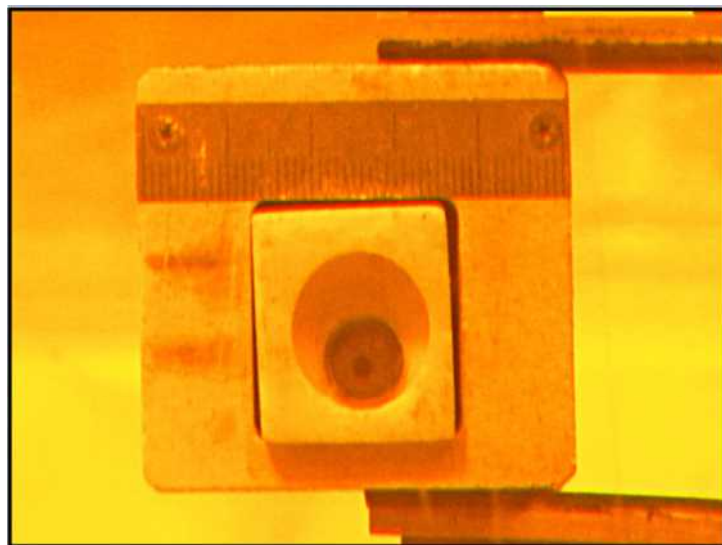


LOCA 模擬試験用

図 4.2.1-2(1) 燃料棒 (J6) 切断後の試料外観

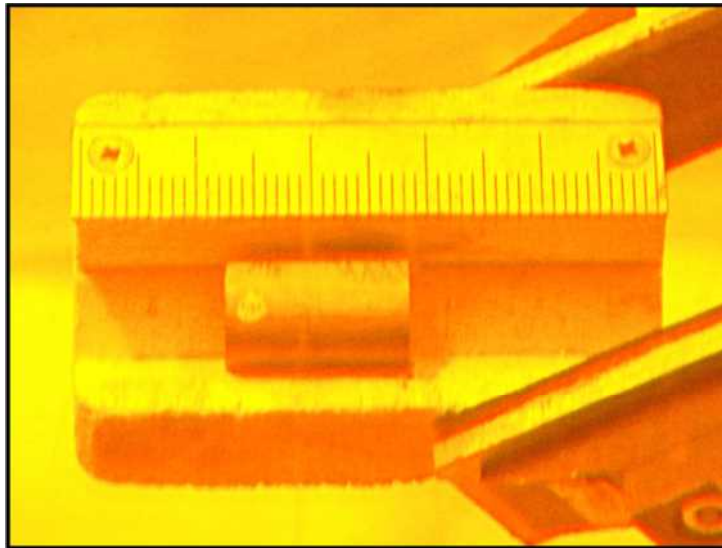


金相観察用

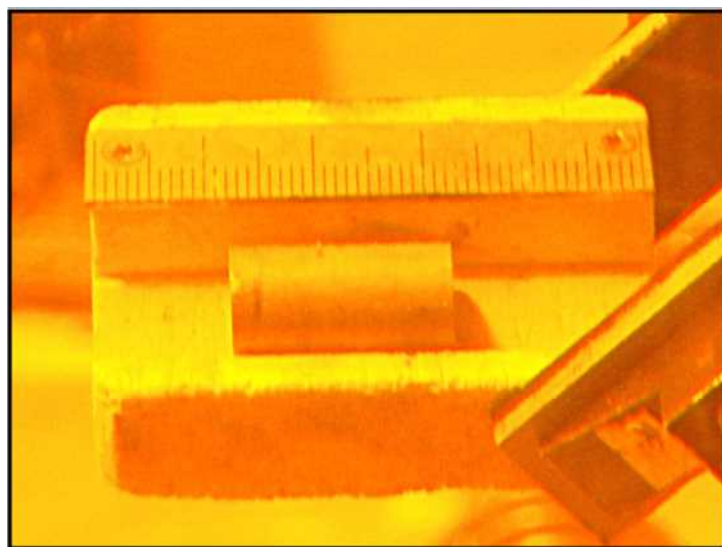


水素分析用

図 4.2.1-2(2) 燃料棒 (J6) 切断後の試料外観



ペレット密度試験用



ペレット加熱試験用

図 4.2.1-2(3) 燃料棒 (J6) 切断後の試料外観

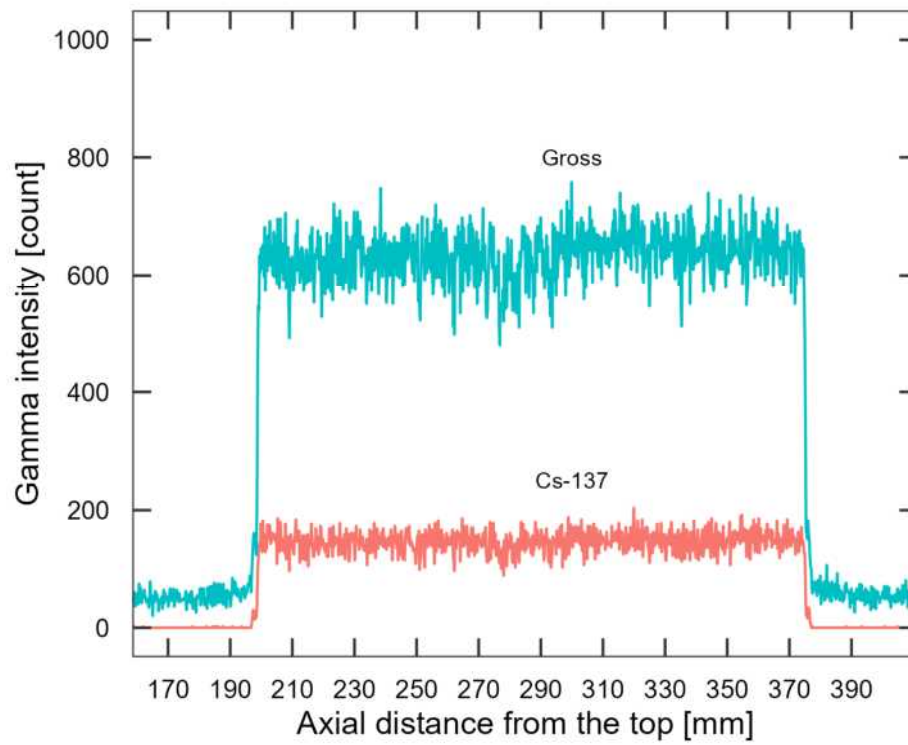


図 4.2.1-3 LZRT5 に対する LOCA 模擬試験後の軸方向ガンマ線強度分布

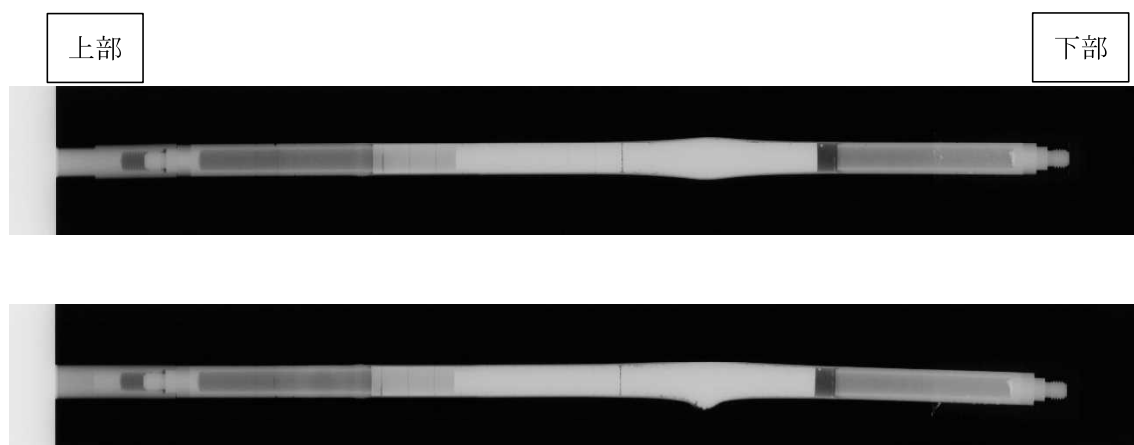


図 4.2.1-4 MMDA4 に対する LOCA 模擬試験後の X 線透過写真

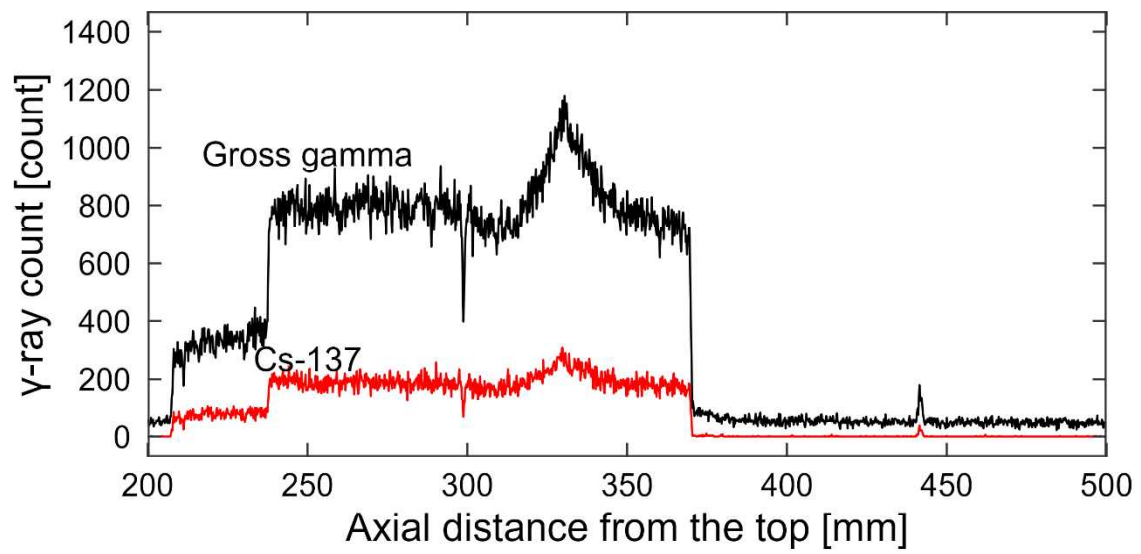


図 4.2.1-5 MMDA4 に対する LOCA 模擬試験後の γ スキャン測定

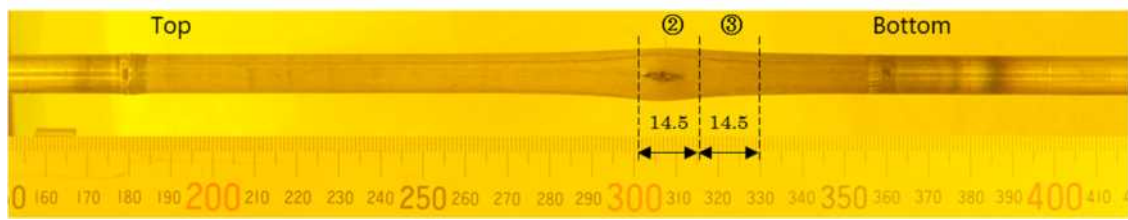


図 4.2.1-6 MMDA4 の LOCA 模擬試験後金相の観察位置について

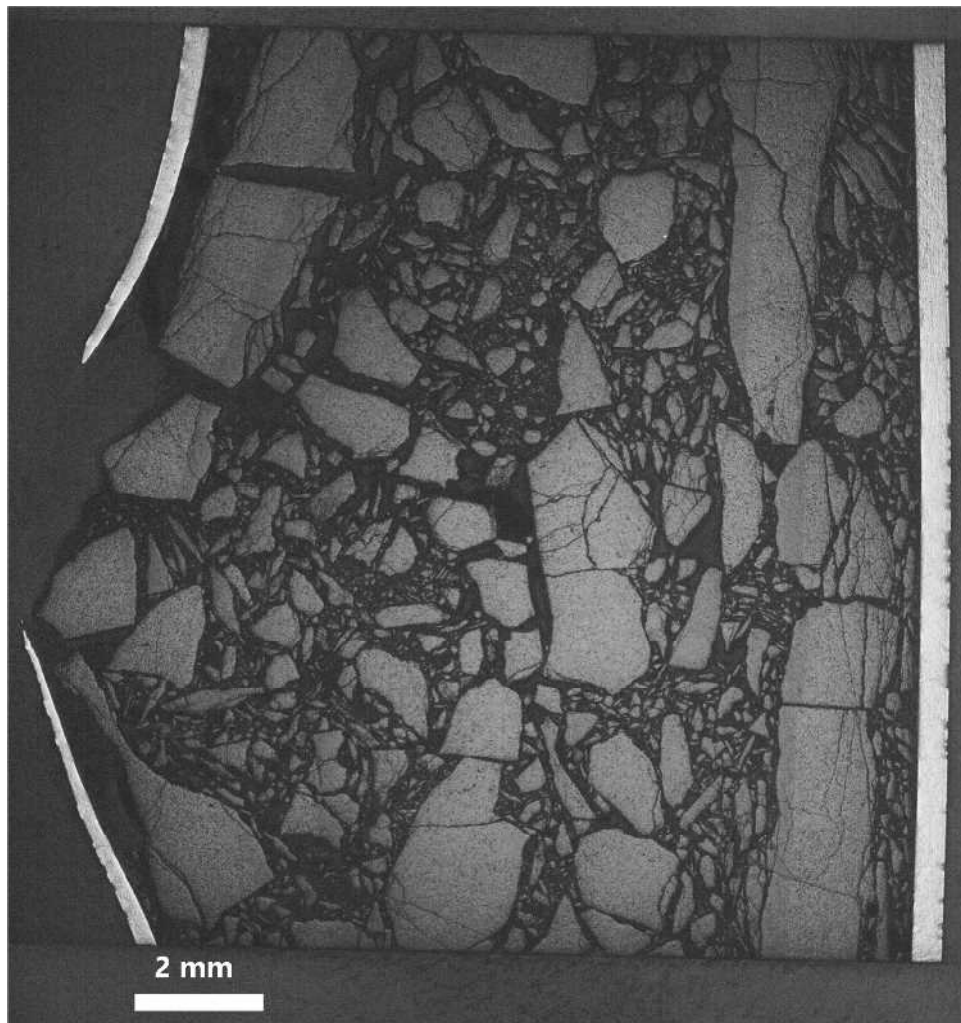


図 4.2.1-7(1) MMDA4 の LOCA 模擬試験後金相観察

(図 4.2.1-6 の②、縦断面ペレット金相、研磨後)

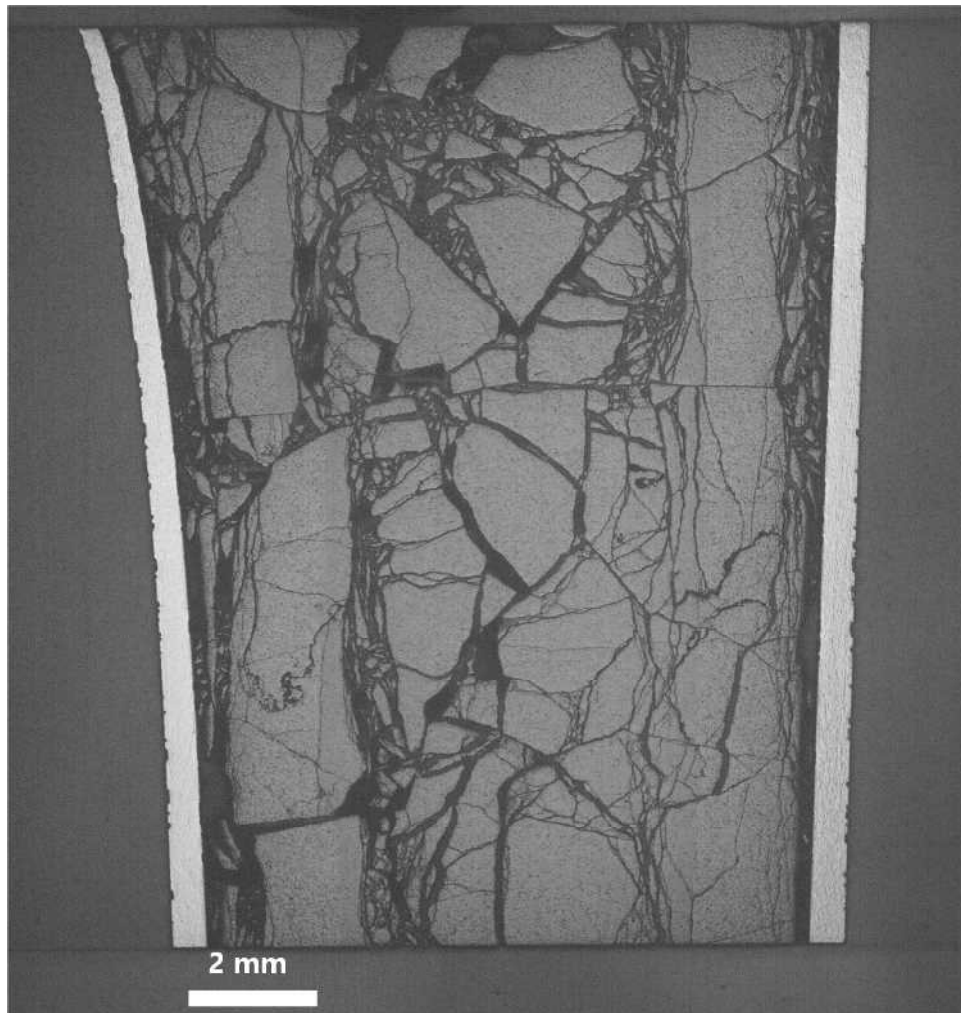


図 4.2.1-7(2) MMDA4 の LOCA 模擬試験後金相観察
 (図 4.2.1-6 の③、縦断面ペレット金相、研磨後)

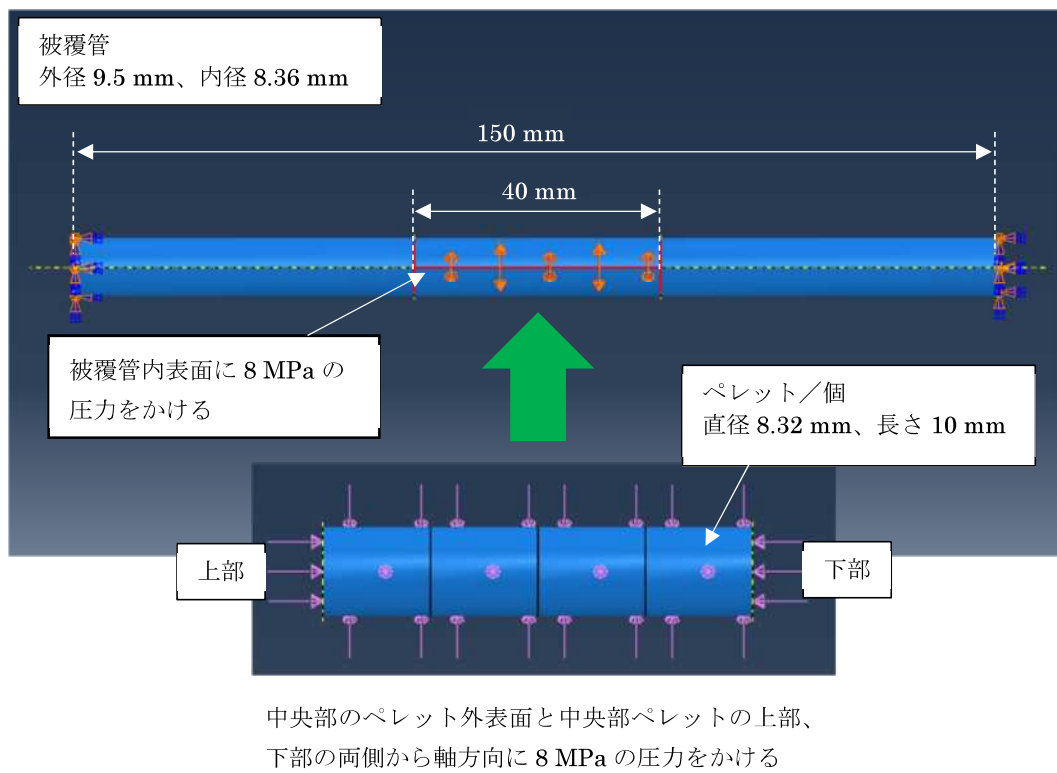
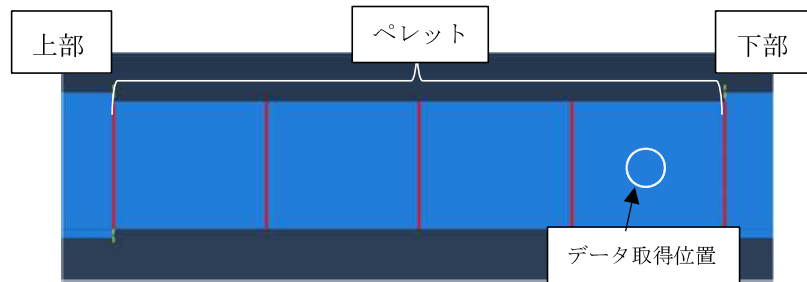


図 4.2.1-7 有限要素法モデルの概要



弾性ひずみエネルギー密度

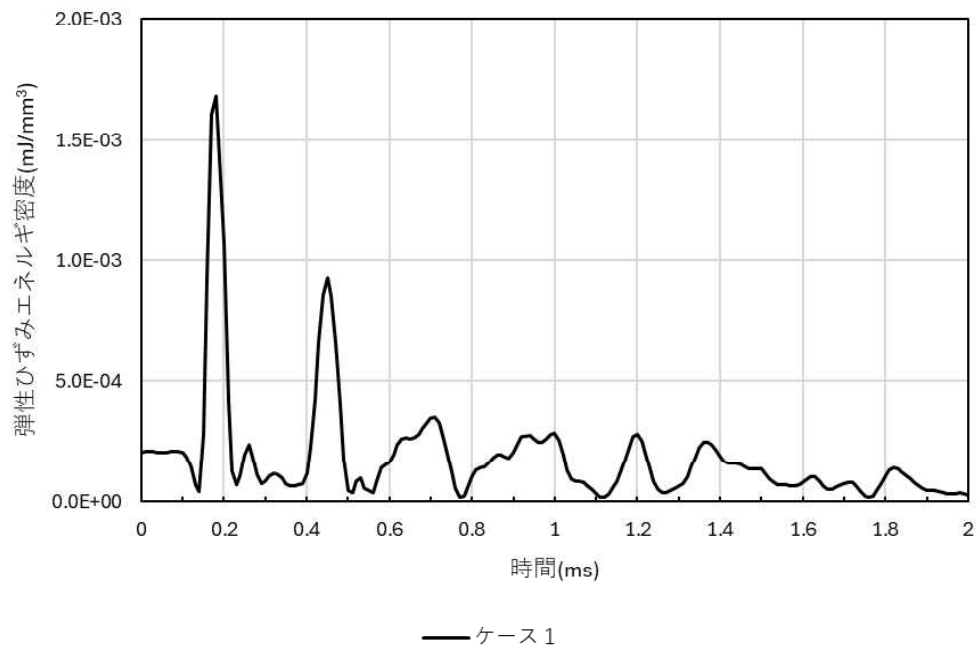
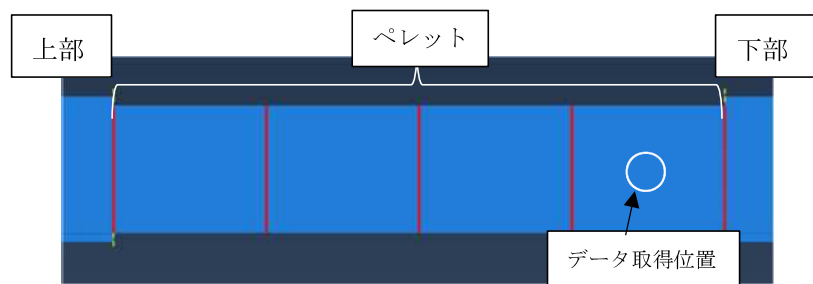


図 4.2.1-8(a) 燃料棒内のガス圧力を減圧させた際の応力評価
(0 秒で瞬時減圧)



軸方向の応力

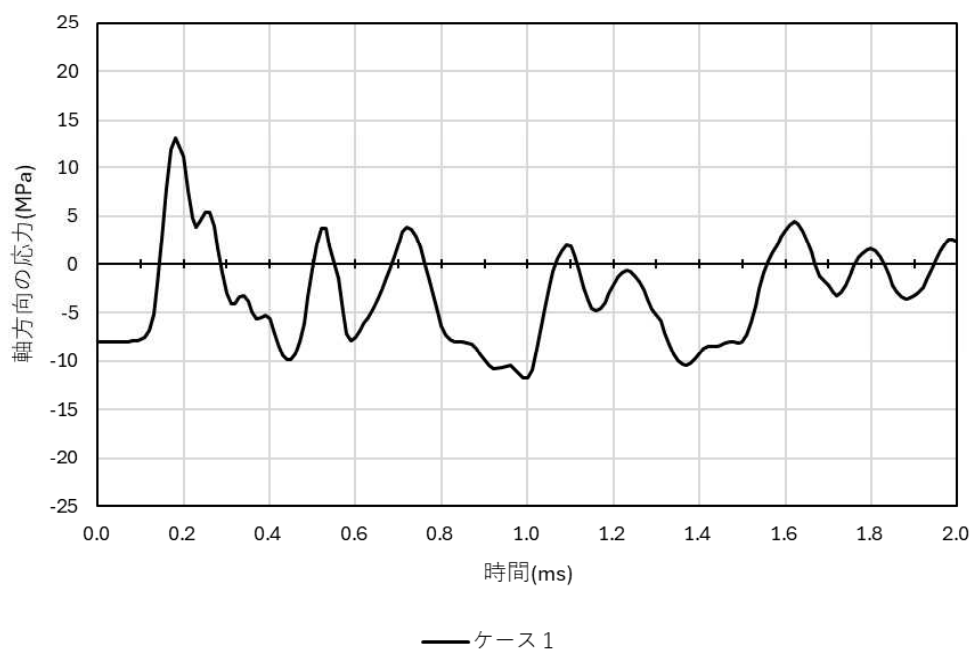
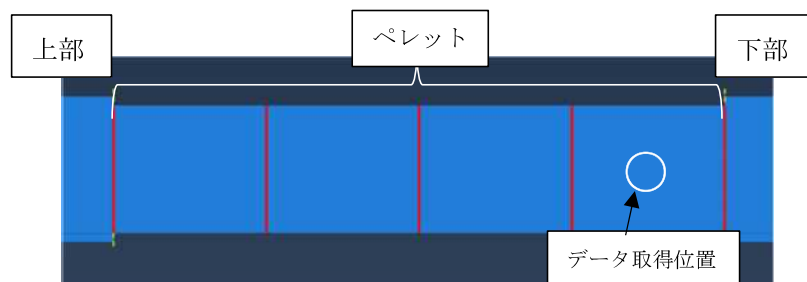


図 4.2.1-8(b) 燃料棒内のガス圧力を減圧させた際の応力評価
(0 秒で瞬時減圧)



半径方向の応力

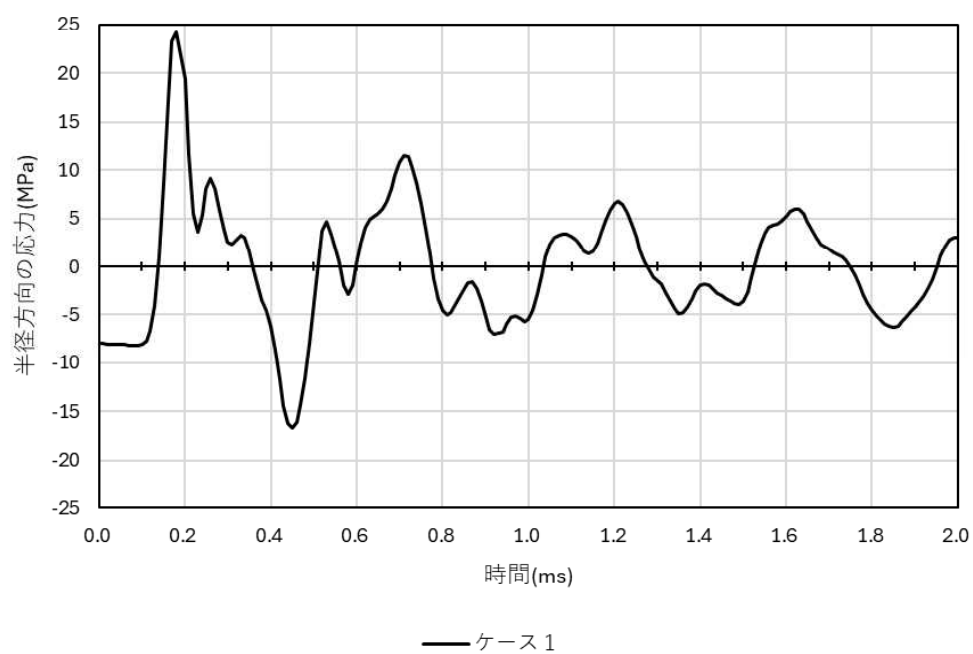


図 4.2.1-8(c) 燃料棒内のガス圧力を減圧させた際の応力評価
(0 秒で瞬時減圧)

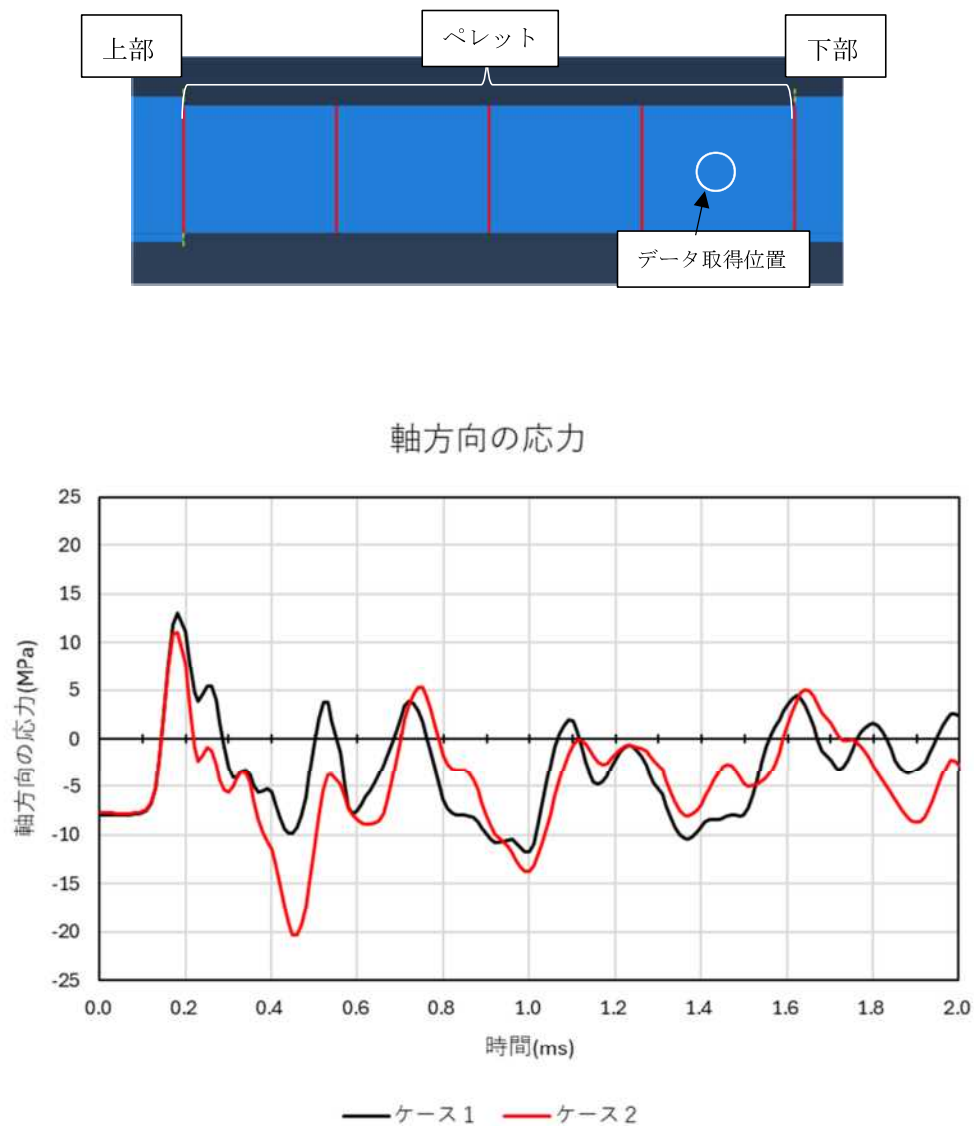


図 4.2.1-9 燃料棒内のガス圧力を減圧させた際の応力評価
(下部側の荷重を 0~2msec にかけて減圧)