

## 安全研究プロジェクトの中間評価用資料

安全研究プロジェクトの中間評価用資料  
(燃料技術評価検討会資料)

事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響  
評価研究

Evaluation study on fuel failure impact on reactor core coolability  
under accident conditions

北野 剛司 山内 紹裕 小澤 正明

KITANO Koji, YAMAUCHI Akihiro, and OZAWA Masaaki

システム安全研究部門

Division of Research for Reactor System Safety

原子力規制庁

長官官房技術基盤グループ

Regulatory Standard and Research Department,

Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

本資料は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループで実施している安全研究プロジェクトの中間評価で使用するため、安全研究プロジェクトの活動内容、途中段階における成果等を取りまとめたものです。このため、今後の研究進捗によって、考察、結論等が変更となる可能性があります。なお、最終的な成果報告書は、プロジェクト終了後に別途取りまとめて公表する予定です。

本資料の内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門  
〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル  
電 話：03-5114-2223  
ファックス：03-5114-2233

# 事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ  
システム安全研究部門  
北野 剛司 山内 紹裕 小澤 正明

## 要 旨

国際共同プロジェクトとして近年海外で実施されている高燃焼度燃料の冷却材喪失事故 (LOCA) 模擬試験において、燃料棒内で細片化した燃料ペレットの被覆管膨れ部への集積及び被覆管破裂開口部からの放出 (FFRD) が観察された。また、原子力規制庁が高燃焼度改良型燃料を対象に実施してきた反応度事故 (RIA) 模擬試験において、一部の改良型燃料が、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) 破損しきい値より低いエンタルピで破損に至った。これらの破損挙動は、従来の知見や想定とは異なるものであり、その発生条件及びメカニズムを十分把握した上で、従来知見に基づき策定されている規制基準の見直し可否を検討する必要がある。そこで、高燃焼度燃料を用いて、設計基準事故である LOCA 及び RIA の模擬試験を行い、事故時燃料挙動に関するデータの取得及び分析を進めている。

これまでに、LOCA 時の燃料挙動に関しては、高燃焼度燃料ペレット試験片の加熱試験により、ペレット細片化が顕著となる温度条件を明らかにするとともに、ペレット細片化と核分裂性ガス放出挙動との相関を示した。RIA 時の燃料挙動に関しては、しきい値より低いエンタルピでの破損が観察された改良型燃料の照射後試験及び炉外試験データ、並びに、燃料挙動解析に基づく分析により、被覆管金属層中に析出した水素化物の配向状態が破損エンタルピ低下に寄与した可能性が大きいことを示した。一方、改良型燃料と同様の照射履歴をもつ標準燃料の RIA 模擬試験では、非破損との結果になり、改良型燃料に装荷された添加物燃料ペレットの特性が、被覆管中の水素化物配向や破損エンタルピの低下に影響した可能性も示唆された。

今後は、FFRD 挙動研究用に新たに開発・製作した LOCA 模擬試験装置を用いて試験を開始するとともに、添加物燃料ペレットの特性を調べるための RIA 模擬試験などを実施し、高燃焼度化に伴う破損挙動変化の原因究明を更に進める。

Evaluation study on fuel failure impact on reactor core coolability  
under accident conditions

KITANO Koji, YAMAUCHI Akihiro, and OZAWA Masaaki  
Division of Research for Reactor System Safety  
Regulatory Standard and Research Department,  
Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

Abstract

Fragmentation and pulverization of fuel pellets followed by their relocation to the cladding burst location and release from the fuel rod (FFRD), were recently observed in the loss of coolant accident (LOCA) simulated experiments conducted in international joint experimental projects. Also, a fuel failure at an enthalpy lower than the current Japanese pellet cladding mechanical interaction (PCMI) failure criteria, was observed in the reactivity initiated accident (RIA) simulated experiment conducted in the research project of NRA on advanced fuel and cladding materials. These failure behaviors are different from the conventional knowledge and expectation. Since the current regulatory criteria was based on the conventional knowledge and expectation, it is necessary to review the current regulatory criteria by considering the conditions and mechanisms of such new fuel failure behaviors as observed in the LOCA and RIA simulated experiments. This safety research project has been hence launched in order to obtain data of the new fuel failure behaviors of the high burnup fuels under RIA and LOCA conditions.

The heating tests on high burnup fuel-pellet fragments simulating LOCA conditions have thus far demonstrated correlations between fuel pulverization and temperature, and also between fuel pulverization and fission gas release. Out-of-pile mechanical tests, analysis using a fuel performance code, and post irradiation examinations on the advance fuel rod that resulted in failure at an enthalpy lower than the criteria during the RIA test have suggested that radially-oriented hydride precipitates in the cladding metallic layer contributed to the failure at the lower enthalpy. The RIA-simulated test on a high burnup  $\text{UO}_2$  fuel rod which had a similar irradiation history to the advance fuel rod resulted in non-failure. This implies that the characteristics of doped fuel in the advance fuel rod affected the orientation of hydride precipitates and decrease of enthalpy at failure.

LOCA tests using newly installed LOCA test devices to simulate integral FFRD behavior and RIA tests to study the characteristics of doped fuels are planned to further elucidate the causes of the change in failure behavior with extension of burnup.

## 目次

1. 序論 .....	1
1.1 背景 .....	1
1.2 目的 .....	1
1.3 全体工程 .....	2
2. 本論 .....	4
2.1 研究の概要 .....	4
2.2 LOCA 模擬試験 .....	4
2.2.1 LOCA 模擬試験の概要 .....	4
2.2.2 高燃焼度燃料の LOCA 模擬試験 .....	9
2.2.3 燃料ペレットの加熱試験 .....	9
2.2.4 LOCA 後の長期炉心冷却性に関する検討 .....	17
2.3 RIA 模擬試験 .....	24
2.3.1 RIA 模擬試験の概要 .....	24
2.3.2 PCMI 破損しきい値の妥当性検討 .....	27
2.3.3 RIA 模擬試験条件及び結果 .....	32
2.3.4 OS-1 燃料のベース照射中周方向応力レベルの解析評価 .....	33
2.3.5 OS-1 実験で確認された PCMI 破損限界低下の原因分析 .....	34
2.3.6 CN-1 実験で観察された内圧破裂型の破損に関する調査 .....	34
2.4 事故時の燃料損傷状態変化 .....	36
3. 結論 .....	39
3.1 成果の要点 .....	39
3.2 目的の達成状況 .....	39
3.3 成果の公表等 .....	40
3.3.1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表 .....	40
3.3.2 委託先等による公表 .....	40
3.4 成果の活用等 .....	41
3.5 今後の課題等 .....	41
参考文献一覧 .....	42
執筆者一覧 .....	45

## 表目次

表 2.1	加熱試験に供した燃料 .....	9
表 2.2	バースト開口付近に発生した最大応力解析結果 .....	20
表 2.3	RIA 模擬試験の一覧 .....	31

## 図目次

図 1.1	本研究の全体工程	3
図 2.1	LOCA 模擬試験用燃料棒の構造図	6
図 2.2	LOCA 模擬試験装置の概略図	7
図 2.3	LOCA 模擬試験時の燃料被覆管温度と荷重履歴の例	8
図 2.4	加熱試験に供した燃料ペレット片のレファレンス試料の断面画像	12
図 2.5	加熱試験前の燃料ペレット片 No. 1 の SEM 画像	13
図 2.6	加熱試験後の燃料ペレット片の外観画像	15
図 2.7	加熱試験で細片化した燃料ペレット片 No. 6 の断面の 光学顕微鏡画像(エッチング後)	16
図 2.8	加熱試験で細片化した燃料ペレット片 No. 6 の SEM 画像	17
図 2.9	LOCA 模擬試験後試料の外観と破裂被覆管 FEM モデル	18
図 2.10	振動中の一次モード変形と破裂開口部の応力分布	18
図 2.11	燃料集合体有限要素法モデルの概観	19
図 2.12	振動時の燃料棒変形に関する解析結果の模式図	21
図 2.13	繰り返し荷重を負荷する四点曲げ試験装置の外観	22
図 2.14	四点曲げ試験時の荷重-変位曲線	23
図 2.15	最新データを反映した PCMI 破損マップ	25
図 2.16	NSRR 試験用燃料棒の概略構造	26
図 2.17	RIA 模擬試験用の実験カプセルの概要	26
図 2.18	RIA 模擬試験における NSRR 施設での試験燃料棒と 実験カプセル取扱いの流れ	27
図 2.19	OS-1 燃料の破損部断面金相	29
図 2.20	OS-2 試験測定データ	29
図 2.21	RIA 模擬試験時の線出力とエンタルピの関係	30
図 2.22	径方向へ投影した長さの最大値と破損時周ひずみの関係	32
図 2.23	OS-1 燃料等 BWR 燃料のベース照射中被覆管応力推移の比較	33
図 2.24	CN-1 試験燃料の外観及び X 線透過試験写真	35

## 略語表

ABWR	Advanced BWR (改良型沸騰水型原子炉)
BDBA	Beyond Design Basis Accident (設計基準事故を超える事故)
BWR	Bolting Water Reactor (沸騰水型原子炉)
DBA	Design Basis Accident (設計基準事故)
ECCS	Emergency Core Cooling System (非常用炉心冷却系)
ECR	Equivalent Cladding Reacted (等価被覆酸化量)
FFRD	Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal (燃料ペレットの細片化、軸方向の再配置及び燃料棒外への放出)
FGR	Fission Gas Release (FP ガス放出)
FP	Fission Product (核分裂生成物)
LOCA	Loss of Coolant Accident (冷却材喪失事故)
MOX	Mixed Oxide (Fuel) (混合酸化物 (燃料))
NSRR	Nuclear Safety Research Reactor (原子炉安全性研究炉)
PCMI	Pellet/Cladding Mechanical Interaction (ペレット被覆管機械的相互作用)
PWR	Pressurized Water Reactor (加圧水型原子炉)
RIA	Reactivity Initiated Accident (反応度事故)

## 1. 序論

### 1.1 背景

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を対象に、平成 30 年度まで「燃料等安全高度化対策事業」等の試験研究<sup>1-11</sup>を実施してきた。これらの研究で実施した反応度事故（Reactivity Initiated Accident : RIA）模擬試験において、被覆管が幾つかの小片に分かれ試験前の燃料棒の形状を喪失する破損、燃料ペレットからの FP ガス放出に伴い燃料棒内圧が上昇し、被覆管が局所的に膨れて破裂破損するなど、従来とは異なる燃料破損挙動が観察されている。また、海外で国際共同プロジェクトとして実施された冷却材喪失事故（Loss of Coolant Accident : LOCA）模擬試験において、燃料棒内で細片化した燃料ペレットの被覆管膨れ部への集積、被覆管破裂開口部からの放出など、従来の想定とは異なる LOCA 時燃料破損挙動が報告されている<sup>12</sup>。これらの燃料破損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るため、影響評価に必要なデータを取得した上で、その評価を実施する必要がある。また、「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の解釈（平成二十五年原子力規制委員会規則第五号）」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<sup>13, 14</sup>は、旧原子力安全委員会が策定当時の知見に基づいて決定または了承したものである。原子力規制庁が実施してきた RIA 模擬試験において、一部の改良型燃料が、現在の規制基準の一つであるペレット被覆管機械的相互作用（PCMI）破損のしきい値より低いエンタルピーで破損に至った例が観察<sup>11</sup>されており、この破損時エンタルピーの低下をもたらした原因について早急な解明が求められている。上記の他、設計基準事故を超えるような事象が生じる場合、現在は、設計基準事故である LOCA の際の炉心冷却性維持を目的とした保守的な基準に基づき炉心の著しい損傷の開始と拡大防止策の有効性を判断しているが、炉心の著しい損傷の開始に関する知見は少なく、保守性の程度を確認するためには、既往研究の再調査も含め、高温条件での燃料損傷挙動について知見を拡充する必要がある。また、近年、事故耐性燃料の開発が国内外で進められており、事故耐性燃料の性能を評価する観点でも、高温条件での燃料損傷挙動の知見拡充は役立つものと考えられる。

### 1.2 目的

背景に示したとおり、近年報告されている従来の知見と異なる事故時燃料破損挙動は、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、その影響把握と原因究明は重要な課題である。また、従来知見に基づき策定された現行規制基準の見直し要否の検討の観点からも、新たに観察された事故時の燃料破損挙動について、その発生条件及びメカニズムを把握する必要がある。そこで、従来の知見と異なる事故時燃料破損挙動が生じた原因を明らかにし、その影響評価に必要なデータを取得するため、高燃焼度燃料を用いて、

RIA 及び LOCA 模擬試験を実施する。また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 基準の保守性の程度の確認に向け、LOCA 基準を超える高温条件での燃料損傷挙動等に係る知見を取得する。

### 1.3 全体工程

本研究は、令和元年度から令和 5 年度にかけて国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 (JAEA) への委託事業として実施しているところであり、令和 2 年度まで得られた成果<sup>15, 16</sup>を本報告書にまとめる。全体工程を図 1.1 に示す。

RIA 模擬試験及び LOCA 模擬試験に供する燃料棒は、スペイン、仏国、スイス、スウェーデンの発電用原子炉にて燃料棒平均燃焼度約 49~84 GWd/t まで照射された改良型燃料から採取したものであり、平成 22 年度に日本に海上輸送した (過去の事業<sup>1-9, 17, 18</sup>において実施)。輸送された燃料棒は、JAEA の燃料試験施設において更に試験燃料棒へ加工し、各試験に供した。

LOCA 模擬試験については、JAEA の燃料試験施設において、令和元年度から令和 2 年度までに、6 回のペレット加熱試験を行った。また、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試験装置を、JAEA 燃料試験施設ホットセル内に設置するとともに、LOCA 時の温度履歴を経験した燃料被覆管に対し、地震時に燃料棒に加わる荷重を適切に模擬し、繰り返し荷重負荷可能な曲げ試験装置を整備した。RIA 模擬試験については、JAEA が有する原子炉安全性研究炉 (Nuclear Safety Research Reactor : NSRR) を用いて、令和元年度から令和 2 年度までに 3 回のパルス照射試験を行った。LOCA 模擬試験及び RIA 模擬試験の前後においては、試験対象燃料及び試験片の詳細な観察などを実施した。これらの試験及び観察と並行し、JAEA が開発した燃料挙動解析コードである FEMAXI (通常運転時及び過渡時挙動評価用) 及び RANNS (事故時挙動評価用) を用いて、発電用軽水炉でのベース照射中の燃料挙動及び RIA 模擬試験時の燃料挙動を解析し、試験条件の決定や試験結果の考察に必要な燃料内部の温度、ひずみ、応力などの状態量を評価した。現行基準を超える高温条件での燃料損傷挙動については文献調査を実施し、必要な知見、データ及び対応する試験条件を検討した。

令和年度 項目	1	2	3	4	5
LOCA 時燃料破損が炉心冷却性に与える影響	LOCA 模擬試験装置セル		LOCA 模擬試験		総合評価
		ペレット加熱試験			
		被覆管曲げ疲労試験			
		解析評価			
RIA 時燃料破損が炉心安全性に与える影響		RIA 模擬試験実施			総合評価
		被覆管機械特性試験			
		解析評価			
事故時の燃料損傷状態変化	既往研究の調査、試験炉を用いた試験条件の検討		燃料棒の損傷状態等を確認するための試験の準備及び実験技術開発 (必要に応じて)		照射試験、照射後試験 (必要に応じて)

図 1.1 本研究の全体工程  
Fig. 1.1 Overall schedule of the research project

## 2. 本論

### 2.1 研究の概要

本研究では、高燃焼度燃料を対象に以下に示す LOCA 模擬試験及び RIA 模擬試験を実施し、事故時の燃料挙動に関するデータを取得している。取得したデータは、RIA 時の燃料挙動に関しては、破損時エンタルピー及び破損挙動であり、また、LOCA 時の燃料挙動に関しては、燃料被覆管の急冷時破断限界、酸化速度、破裂挙動、ペレット細片化挙動などである（取得予定項目を含む）。LOCA 後の燃料健全性評価のために、燃料被覆管の機械強度データも取得した。いずれも発電用軽水炉における事故時及び事故後の安全性確保に重要な因子である。また、現行基準を超える高温条件での燃料損傷挙動について文献調査を実施し、必要な知見、データ及び対応する試験条件を検討した。

### 2.2 LOCA 模擬試験

#### 2.2.1 LOCA 模擬試験の概要

LOCA は、想定すべき設計基準事象のひとつであり、1 次系配管の破断などにより炉心の冷却材が喪失する事故である。LOCA が起こると制御棒の挿入により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-1473 K、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」<sup>14</sup>（以下「ECCS 性能評価指針」という。）において定められた。

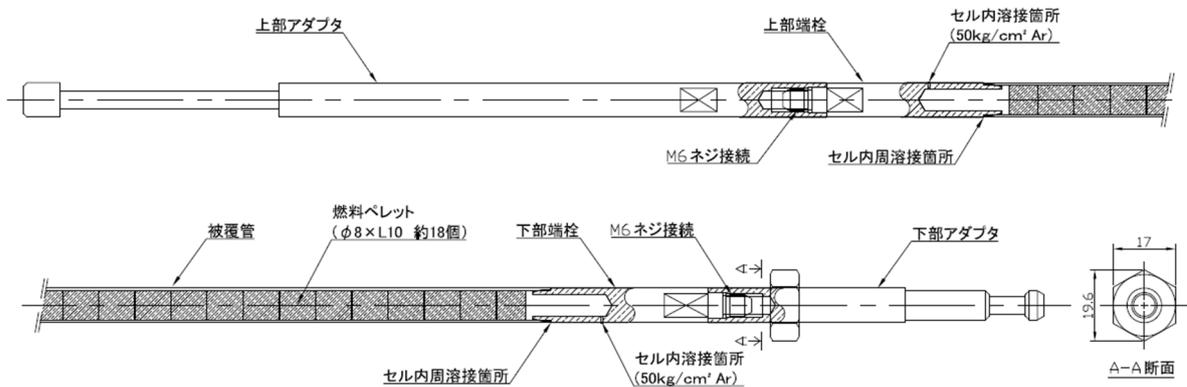
この ECCS 性能評価指針の制定以降、燃料の炉内滞在時間の延伸（燃焼度の延伸）に伴い、照射済燃料の LOCA 時挙動について多数の研究が行われ、当該指針制定当時には想定されていなかった LOCA 時の新たな燃料破損挙動が観察されている。非常に高い燃焼度に到達した燃料を対象に実施された LOCA 模擬実験において観察された燃料被覆管の膨れ・破裂に伴う燃料ペレットの細片化、軸方向の再配置及び燃料被覆管破裂開口からの燃料棒外への放出（Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal : FFRD）はその例である<sup>19</sup>。FFRD は LOCA 時の炉心冷却性に影響を及ぼす可能性があるが、その影響評価に必要となる FFRD の発生機構やしきい条件などは明らかになっておらず、現在国際的にも試験研究が進められている段階である<sup>12</sup>。本研究<sup>15,16</sup>では、高燃焼度の軽水炉燃料を対象とした LOCA 模擬試験及び燃料ペレット加熱試験を実施し、LOCA 時の燃料ペレットの顕著な細片化の発生条件とその程度、細片化した燃料ペレットの燃料被覆管膨れ部における充填率及び燃料棒外放出量などに係るデータを取得し、FFRD が LOCA 時の炉心冷却性に及ぼす影響を評価する。

LOCA 模擬試験には、燃料ペレットを除去しない状態の短尺の照射済燃料棒に不活性ガスを加圧封入し、その被覆管表面に試験中の温度制御及び測定を行うための熱電対を数箇所スポット溶接した試験燃料棒を使用する。不活性ガスを封入するのは、実機の LOCA 時に想定される燃料棒の破裂を模擬するためである。図 2.1 に LOCA 模擬試験用燃料棒の構造を示す。この試験燃料棒を図 2.2 に示す実燃料入り LOCA 模擬試験装置の中央部に装荷し、LOCA 時に想定される燃料棒の温度履歴を与える。試験時の昇温過程においては、燃料棒の内圧上昇と被覆管強度の低下によって試験燃料棒が膨れ破裂し、場合によっては膨れに伴うペレットの燃料棒内軸方向再配置や破裂開口部を通じた試験燃料棒外へのペレット放出が生じる可能性がある。本試験においては、図 2.3 (a)及び(b)に示す 2 種類の温度履歴にて試験燃料棒を加熱昇温することとする。細片化したペレットの燃料棒内軸方向再配置挙動や被覆管破裂時の細片化ペレットの燃料棒外移行挙動を評価する場合には燃料棒が破裂するまで昇温させる図 2.3 (a)の温度履歴を、細片化した燃料ペレットが LOCA 急冷時の燃料棒破断限界に及ぼす影響や、燃料棒破断時の細片化ペレットの放出量を評価する場合には図 2.3 (b)の温度履歴を用いて試験を実施する計画である。上記 2 種類の温度履歴の試験をそれぞれ破裂試験及び急冷破断試験と呼ぶこととする。急冷破断試験では破裂の後、試験燃料棒の破裂開口位置及び膨れ破裂による被覆管周長の増加率、すなわち膨れ率に基づき所定の被覆管酸化量に達する条件（等温酸化温度及び時間）を算出し、この等温酸化温度及び時間にて被覆管を高温水蒸気中において酸化させた後、急冷水を下部から注入して試験燃料棒を冠水させ急冷する。この急冷の際に試験燃料棒には熱衝撃が加わるため、被覆管が著しく脆化している場合には燃料棒が破断し、これに伴って内部のペレットが放出される可能性もある。被覆管の膨れ破裂に伴うペレットの細片化、軸方向移動及び試験燃料棒外放出の各挙動に関するデータ及び知見は試験後分析により取得する。また、急冷時の燃料被覆管の破断の有無から急冷時に破断に至る被覆管酸化量のしきい値に係る情報を得るとともに、破断が生じた場合には、試験後分析により破断時のペレット放出挙動に関するデータ及び知見を取得する。

燃料ペレットの加熱試験では、照射済燃料ペレットの系方向の様々な領域から採取した燃料ペレット片を、LOCA 時の燃料棒の温度変化を模擬した条件で高周波誘導加熱方式により真空中で加熱する。加熱試験中は、四重極質量分析計を用いて燃料ペレットの細片化に伴いペレットの結晶粒内又は粒界から放出されると予想される FP ガスをリアルタイムに連続的に分析する。加熱試験後には、燃料ペレット片に対し外観観察、マイクロ組織観察などを実施する。以上より、LOCA 時の燃料ペレットの顕著な細片化の発生条件の評価や発生メカニズムなどの解明に不可欠な知見を取得する。

ECCS 性能評価指針では、燃料被覆管温度と酸化割合の上限の他に、燃料の形状の変化を考慮しても崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることを求めている。LOCA が収束した後、炉心から燃料が取り出されるまでの期間については具体的に示されたものはなく、ある程度の長期にわたって燃料が炉心にとどまることが予想される。この LOCA 後の炉心

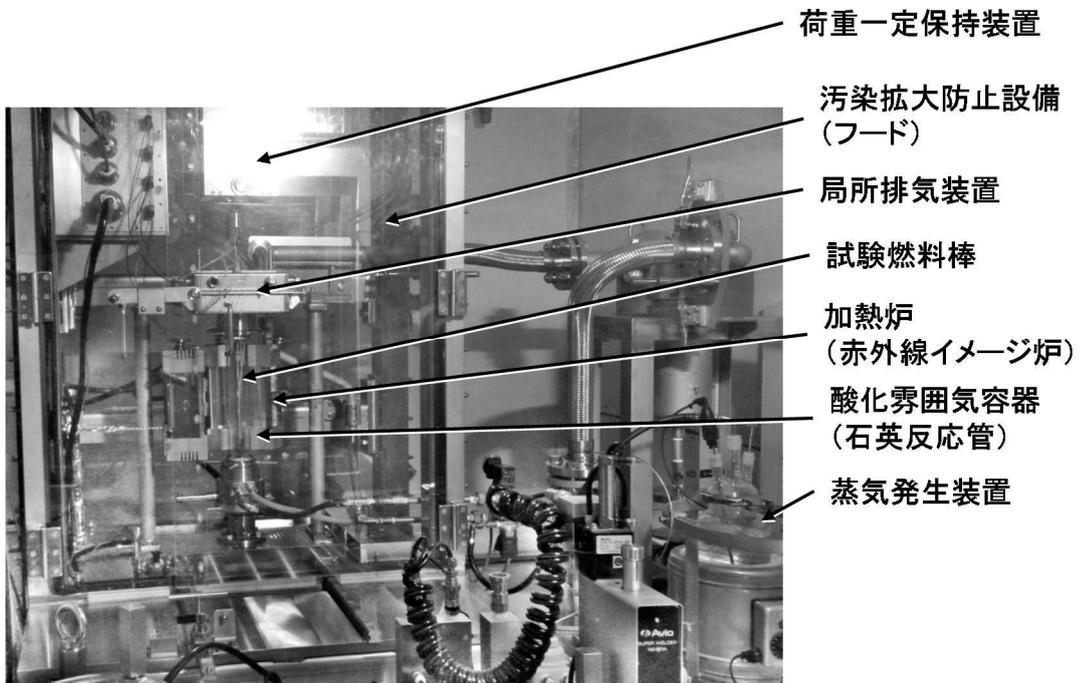
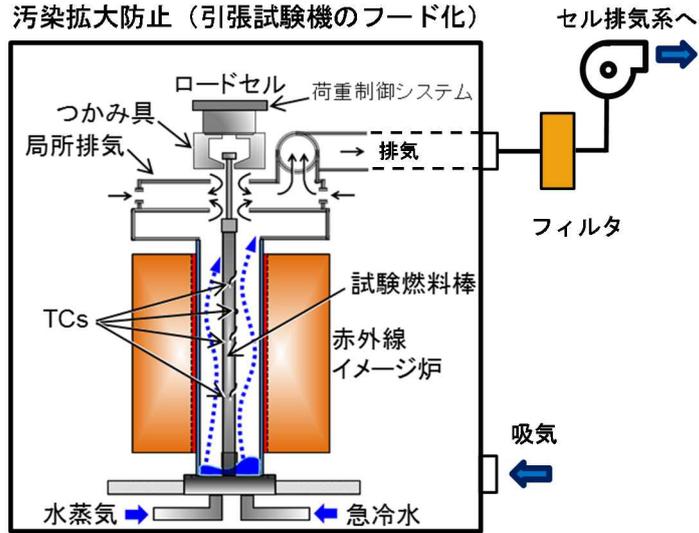
の長期冷却期間中においては地震による外力が作用する可能性が考えられ<sup>20</sup>、これらの外力作用時にも炉心の冷却可能形状が維持されることを評価する必要がある。特に、東京電力福島第一原子力発電所事故後に多くの余震が発生したことを考慮すれば<sup>21</sup>、LOCA 後の炉心冷却性を考える上で地震による外力発生を考慮することは極めて重要である。このような背景の下、LOCA 後の炉心冷却性を評価するために、LOCA 条件下の温度・荷重履歴を経験した軽水炉燃料被覆管を対象とした機械強度試験が国内外で実施されてきた<sup>22-26</sup>。しかし、いずれの試験も圧縮の静的荷重を負荷する試験であり、圧縮と引張りの繰り返し荷重負荷や荷重振幅の変化など、地震時に燃料棒に負荷されると考えられる荷重条件を適切に模擬できていない。そこで本研究では、LOCA 時の温度履歴を経験した軽水炉燃料被覆管を対象とした繰り返し荷重を負荷する四点曲げ試験を実施し、LOCA 後の燃料被覆管の曲げ強度に係るデータを取得し、LOCA 後の長期冷却期間中における炉心冷却性を評価する。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究) 事業 (平成 31 年度分)”、2020.<sup>15</sup>

図 2.1 LOCA 模擬試験用燃料棒の構造図

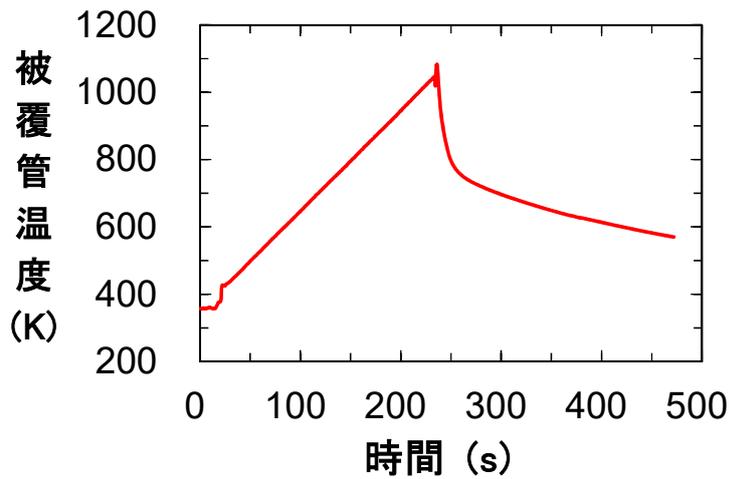
Fig. 2.1 Schematic diagram of a test fuel segment rod for LOCA test



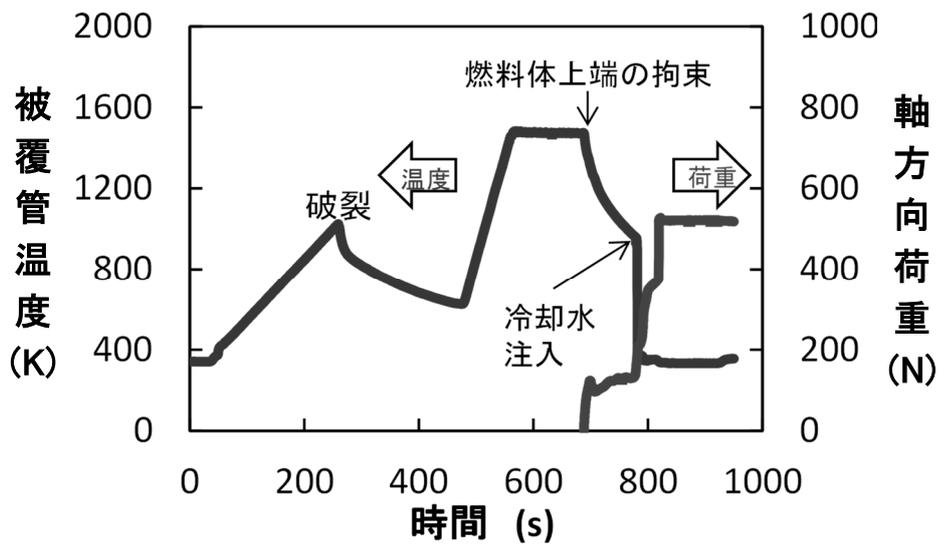
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業（平成 31 年度分）”、2020.<sup>15</sup>

図 2.2 LOCA 模擬試験装置の概略図

Fig. 2.2 Schematics of the apparatus for LOCA test



(a) 破裂試験  
Burst test



(b) 急冷破断試験  
Integral thermal shock test

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究) 事業 (平成 31 年度分)”、2020.<sup>15</sup>

図 2.3 LOCA 模擬試験時の燃料被覆管温度と荷重履歴の例

Fig. 2.3 An example of fuel cladding temperature and load histories during LOCA tests

## 2.2.2 高燃焼度燃料の LOCA 模擬試験

燃料ペレットを除去しない状態の高燃焼度燃料を対象とした LOCA 模擬試験を実施できるように、LOCA 模擬試験装置の設計・製作、同装置の原子力機構燃料試験施設ホットセル内への設置などの整備を進めた<sup>15,16</sup>。

図 2.2 に示すように、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）、酸化雰囲気容器などが内装された構造）、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、制御盤などにより構成されている。ホットセル内への装置設置後には性能試験を実施し、同装置が所定の性能を満足し、LOCA 時に燃料が経験すると考えられる温度履歴、雰囲気及び荷重を適切に模擬出来ることを確認した。

## 2.2.3 燃料ペレットの加熱試験

スペイン・バンデロス炉において照射された高燃焼度燃料棒から採取した燃料ペレット片に対し、LOCA 時の温度変化を模擬した加熱試験及び同試験後分析を実施することで、LOCA 時の燃料ペレットの顕著な細片化の機構の解明及びしきい条件の評価に必要なデータを取得した<sup>15,16</sup>。表 2.1 に加熱試験に供した燃料をまとめる。

表 2.1 加熱試験に供した燃料

Table 2.1 Pellet pieces used in the pellet heating test

試験片番号	採取 セグメント 番号	照射炉	燃料タイプ	試料燃焼度 (GWd/t)
1, 2, 4, 5*, 6*	AP2-3	Vandellos-2	PWR 17×17 UO <sub>2</sub>	81

\*試験片番号 5 及び 6 については過去の事業において加熱試験を実施済み<sup>27</sup>。

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業（平成 31 年度分）”、2020.<sup>15</sup>

加熱試験に供した燃料ペレット片採取元燃料棒の燃焼度は、セグメント平均で 81 GWd/t と評価されており、先行研究において報告されている燃料ペレットの顕著な細片化を生じるしきい燃焼度 60–75 GWd/t<sup>12</sup> より高い。図 2.4 に光学顕微鏡（LOM）を用いてレファレンス試料（加熱試験に供した燃料ペレット片と同じセグメント燃料棒から採取）に対し実施した組織観察結果を示す。燃料ペレットの径方向中間位置（Photo 1-1）において、製造時とは異なる微小な気泡が結晶粒内に高密度に形成されたダークゾーンが確認された。また、燃料ペレットの径方向最外周部（Photo 3-1）においても、微小な気泡が高密度に析出

した領域が観察され、高燃焼度組織が形成されていることがわかった。加熱試験前に各燃料ペレット片に対し走査型電子顕微鏡（SEM）による組織観察を実施した。この組織観察の代表例として、No. 1 の SEM 画像を図 2.5 に示す。図 2.5 の Photo 1-4 に示すように、微小な気泡が高密度に形成された領域が観察された。このような組織は No. 1 以外のペレット片でも観察され、それぞれのペレット片試料がダークゾーン又は高燃焼度組織を含むことが確認された。

加熱試験の概要は次のとおりである。

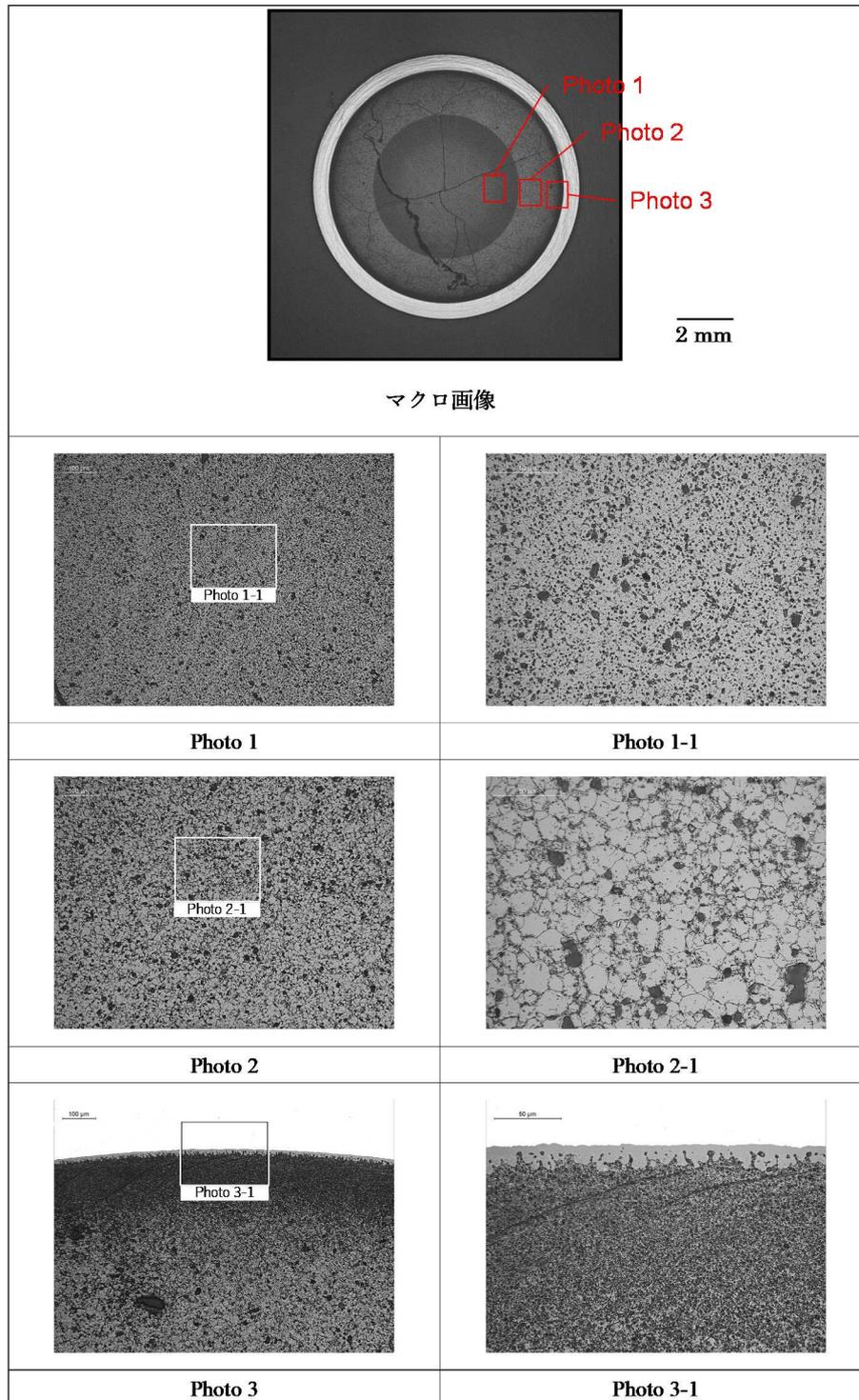
- ・ タングステン製のるつぼに入れた燃料ペレット片を真空中、LOCA 時の燃料棒の昇温速度<sup>28,29</sup>に近い約 5 K/s の速さで加熱する。
- ・ 本研究の供試燃料と同一の燃料セグメントから採取した燃料ペレット片に対して過去に実施した加熱試験において、1073 K－1273 K の温度範囲に顕著な細片化を生じる温度しきい値（細片化発生しきい温度）があると推測された<sup>27</sup>。本研究ではこの細片化発生しきい温度を同定するため、燃料ペレット片 No. 4 に対する加熱試験の到達温度を 1073 K、1173 K 及び 1273 K の 3 条件とし、到達温度ごとに 1 回、計 3 回の試験を実施した。燃料ペレット片 No. 2 及び No. 1 に対する加熱試験の到達温度は、No. 4 に対する試験結果を踏まえ、それぞれ 1273 K 及び 1173 K とした。
- ・ 試験中に燃料ペレット片から放出される FP ガスを四重極質量分析計により測定する。
- ・ 各到達温度に到達した時点で直ちに加熱を停止し、室温まで炉冷した後に燃料ペレット片の外観を観察する。燃料ペレット片 No. 4 に対する試験では、各到達温度に達した後、燃料ペレット片のうち細片化した部分を回収し、細片化していない部分のみを次の到達温度の試験に供する。

全ての試験で加熱試験中にキセノン及びクリプトンの顕著な放出が確認された。図 2.6 に加熱試験後の燃料ペレット片の外観を示す。到達温度が 1073 K の試験で局所的な細片化が、1173 K 及び 1273 K の試験で比較的顕著な細片化が観察された。細片化後の個々の燃料ペレットの粒子（以下「燃料ペレット粒子」という。）のサイズは粉末状の非常に小さいものから数ミリ程度のもので様々であった。過去の事業で実施した試験と同様<sup>26</sup>、加熱時の到達温度が高くなるほど燃料ペレットの細片化が著しくなる傾向が見られ、燃料ペレットの細片化の駆動力は、加熱に伴う燃料ペレット内 FP ガス気泡の圧力上昇及びそれに伴うペレットマトリクスへの応力負荷であると考えられる。また、本試験の結果から、細片化が発生するしきい温度が 1073-1173 K 付近に存在することが示唆された。なお、先行研究においては燃料被覆管にスリットを入れた状態の燃料棒片を加熱し、1023 K で試料端部において僅かな細片化が、1123 K でより顕著な細片化が確認されており<sup>30</sup>、本試験で得られた結果はこれらの報告とおおむね整合する。

過去の事業<sup>27</sup>において加熱試験を実施したペレット片 No. 5 及び 6 に対して、加熱試験後の分析として LOM 及び SEM を用いたマイクロ組織観察を実施した。このマイクロ組織観察

の代表例として、加熱試験後の燃料ペレット片 No. 6 の断面 LOM 画像を図 2.7 に、同試料の SEM 画像を図 2.8 にそれぞれ示す。LOM 観察は燃料ペレット粒子の内、サイズが比較的大きく ( $> 1 \text{ mm}$ )、樹脂による埋め込みが可能なものを対象とした。図 2.7 に示す燃料ペレット粒子はサイズが約  $3 \text{ mm}$  であり、細片化が比較的顕著でなかった組織と考えられる。同図から、製造時の結晶粒径 (約  $10 \mu\text{m}$ ) と同等サイズの結晶粒や、結晶粒界に沿ったき裂の形成が観察された。図 2.8 に示す SEM 画像から、比較的大きな燃料ペレット粒子 (粒子サイズ  $500 \mu\text{m}$  以上) には製造時の結晶粒径 (約  $10 \mu\text{m}$ ) と同等サイズの結晶粒が観察され、比較的小さな燃料ペレット粒子 (粒子サイズ  $500 \mu\text{m}$  未満) には製造時の結晶粒径 (約  $10 \mu\text{m}$ ) と同等サイズの結晶粒からなるものと、ダークゾーン又は高燃焼度組織の特徴<sup>31, 32</sup>である多数の気泡や細粒化した結晶粒からなるものの 2 種類が観察された。以上のマイクロ組織観察から、細片化した燃料ペレット粒子のサイズと燃料ペレットの微細組織との間に概ね以下の傾向が示唆された。

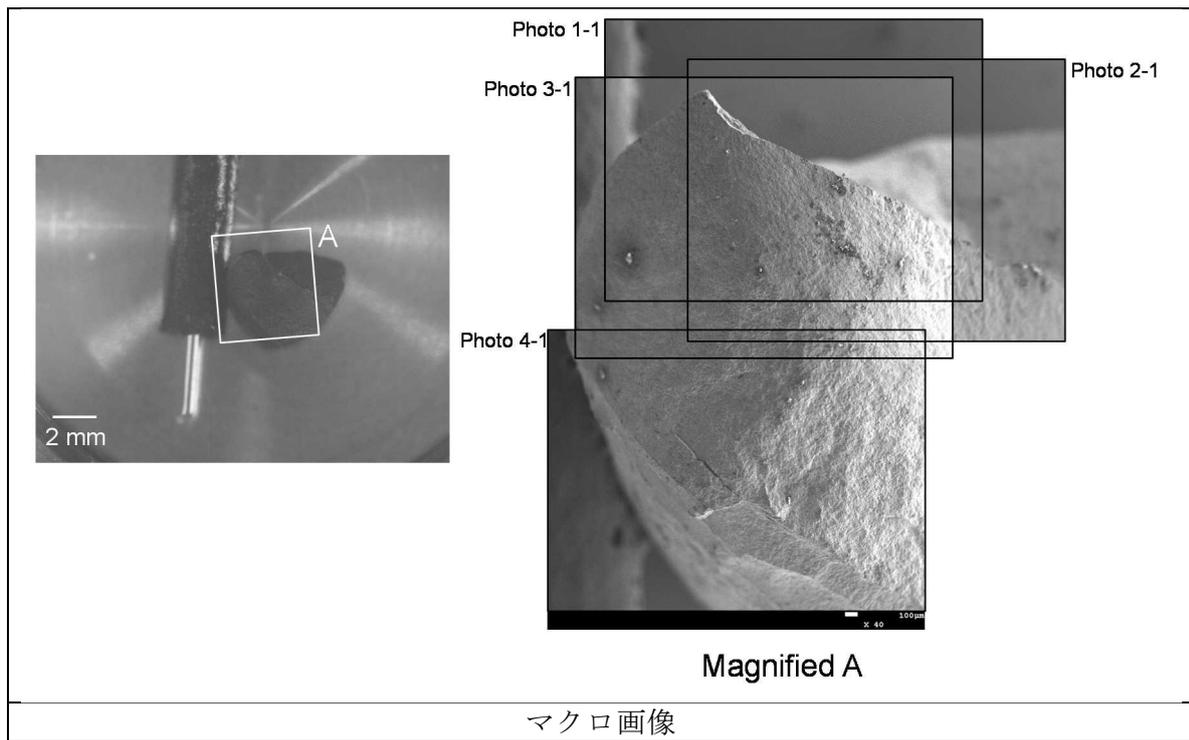
- 比較的大きな燃料ペレット粒子 (粒子サイズ  $500 \mu\text{m}$  以上) には製造時の結晶粒径 (約  $10 \mu\text{m}$ ) と同等サイズの結晶粒が観察される傾向であった。この結晶粒は、加熱試験前のレファレンス試料 (加熱試験に供した燃料ペレット片と同じセグメント燃料棒から採取した燃料ペレット試料) に対する光学顕微鏡観察において観察されたダークゾーンの外側からリム組織の内側に位置する組織のそれとよく似ている。また、これらの燃料ペレット粒子に存在するき裂は結晶粒界に沿って形成しているように見えることから、比較的大きな燃料ペレット粒子はダークゾーンの外側からリム組織の内側に位置する組織が加熱試験時に粒界割れしたことによって形成された可能性が高いと考えられる。
- 比較的小さな燃料ペレット粒子 (粒子サイズ  $500 \mu\text{m}$  未満) には製造時の結晶粒径 (約  $10 \mu\text{m}$ ) と同等サイズの結晶粒からなるものと、ダークゾーン又は高燃焼度組織の特徴<sup>31, 32</sup>である多数の気泡や細粒化した結晶粒からなるものの 2 種類が観察された。これらの組織は様々なサイズの燃料ペレット粒子において観察され、燃料ペレット片の組織と細片化後のサイズとの間に明確な関係は認められなかった。また、燃料ペレット片の破面からは粒界割れや脱粒、粒内割れとみられる様子が観察され、割れの様子も様々であった。
- 以上の分析は燃料ペレット粒子のある断面又はある一方向の破面のみの観察に基づいているため、分析結果には不確かさが存在する。したがって、これらの分析の不確かさに留意しつつ、燃料ペレットの細片化発生と燃焼の進展に伴う微細組織変化との関係に係るデータ及び知見を拡充する必要があると考えられる。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究) 事業 (平成 31 年度分)”、2020.<sup>15</sup>

図 2.4 加熱試験に供した燃料ペレット片のレファレンス試料の断面画像

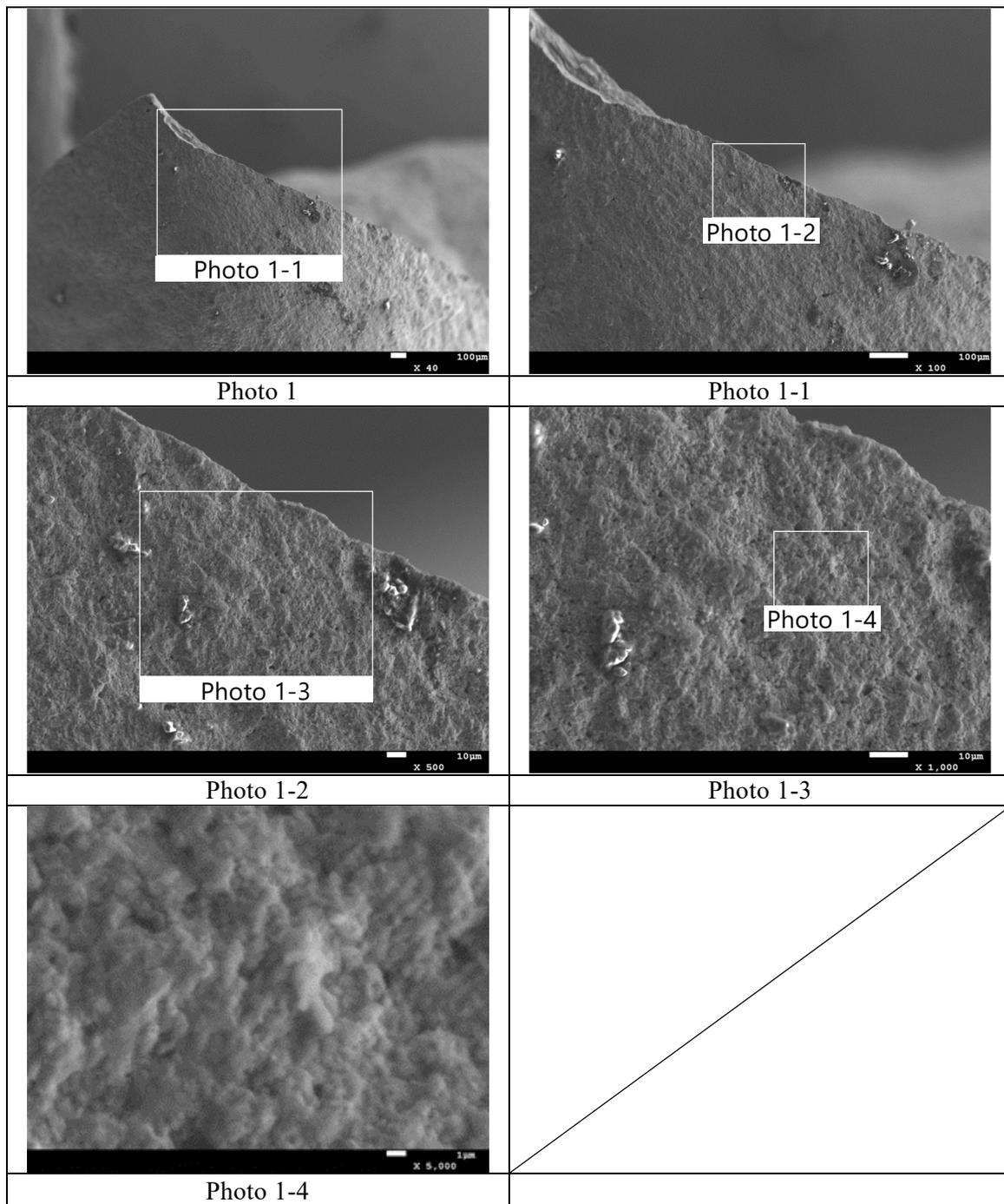
Fig. 2.4 Ceramographs of transverse cross sections of the reference fuel pellet



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究) 事業 (平成 31 年度分)”、2020. <sup>15</sup>

図 2.5 加熱試験前の燃料ペレット片 No. 1 の SEM 画像

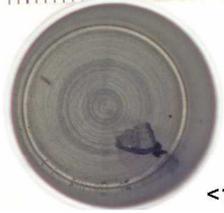
Fig. 2.5 Scanning electron micrographs of the pellet piece No. 1 before the heating test



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業（平成 31 年度分）”、2020.<sup>15</sup>

図 2.5 加熱試験前の燃料ペレット片 No. 1 の SEM 画像(続き)

Fig. 2.5 Scanning electron micrographs of the pellet piece No. 1 before the heating test  
(Continued)

ペレット片 番号	到達温度(°C)		
	800	900	1000
No. 4	 <1%	 <1%	 2%
No. 2			 3%
No. 1		 3%	

2 mm

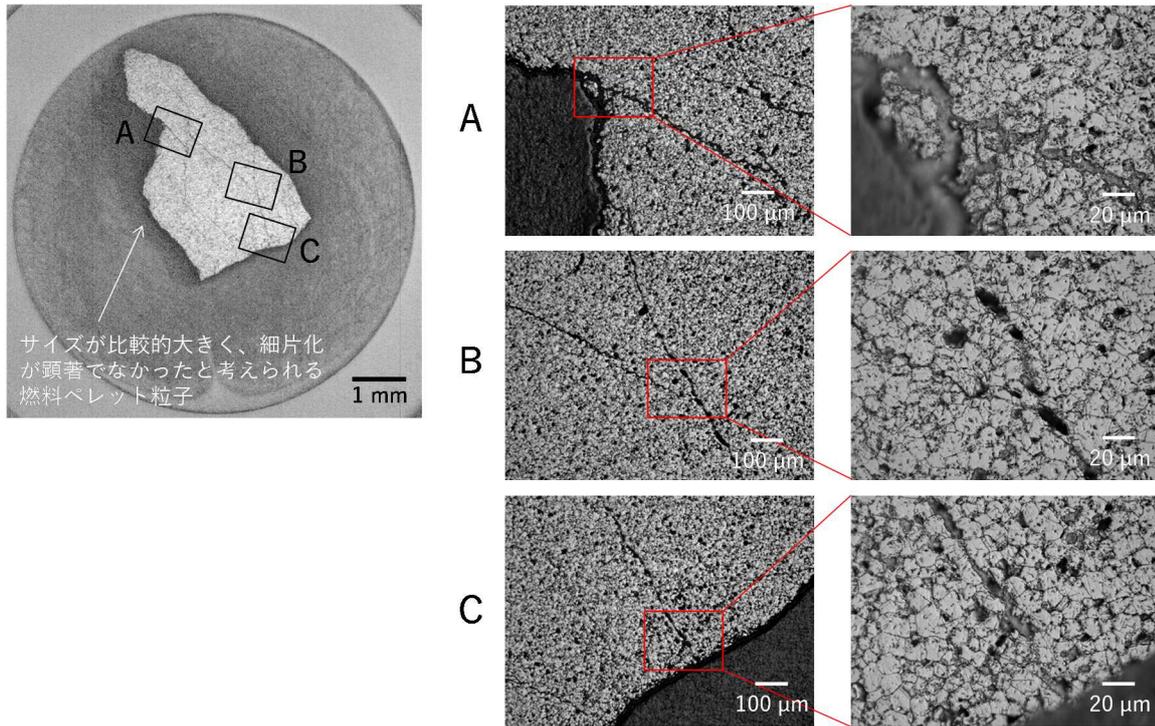
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究) 事業 (平成 31 年度分)”、2020.<sup>15</sup>

図 2.6 加熱試験後の燃料ペレット片の外観画像

(図中数値は約 1 mm 以下のサイズに細片化した燃料ペレット粒子の試験前の燃料ペレット片に占める重量割合)

Fig. 2.6 Appearances of the pellet pieces after the heating tests

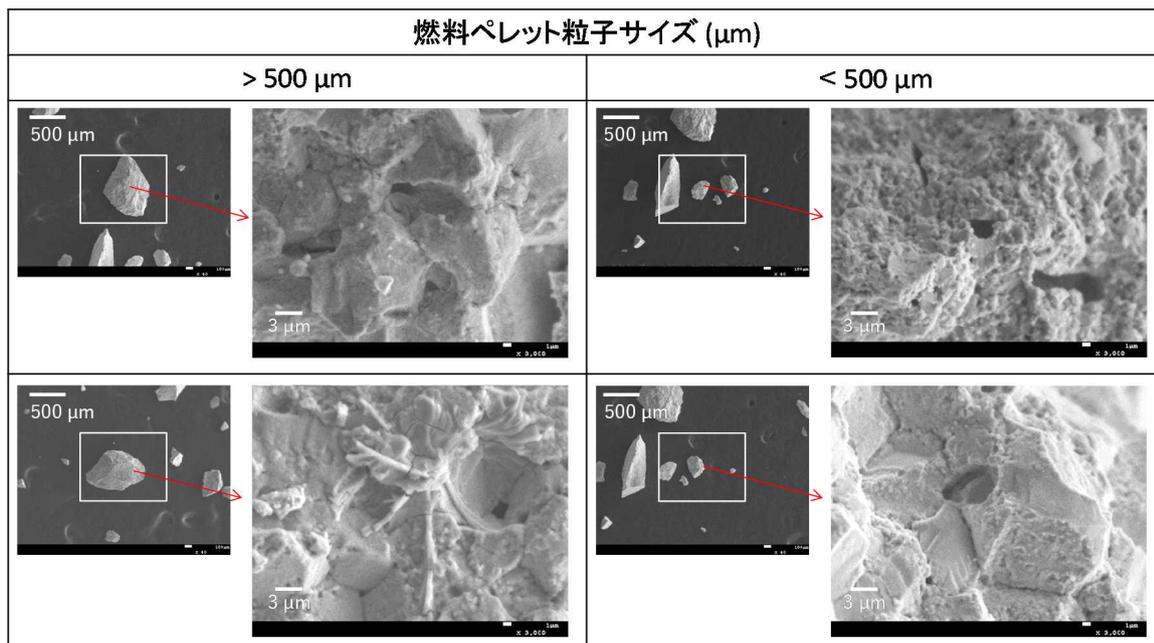
(The numbers in this figure show the weight percentages of fuel pellet fragments with a size of less than 1 mm to the fuel pellet pieces before the test)



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業（平成 31 年度分）”、2020.<sup>15</sup>

図 2.7 加熱試験で細片化した燃料ペレット片 No. 6 の断面の  
光学顕微鏡画像（エッチング後）

Fig. 2.7 LOM images of cross-section of the pellet piece no. 6 that was fragmented during the heating test (as etched)



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究) 事業 (平成 31 年度分)”、2020.<sup>15</sup>

図 2.8 加熱試験で細片化した燃料ペレット片 No. 6 の SEM 画像  
 Fig. 2.8 SEM images of the pellet piece no. 6 that was fragmented during the heating test

## 2.2.4 LOCA 後の長期炉心冷却性に関する検討

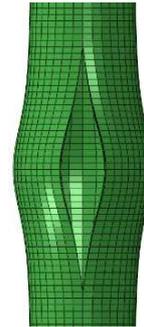
### (1) 被覆管応力解析

LOCA後の燃料被覆管では、局所的な膨れや破裂が生じ、その部分の肉厚が薄くなっているため、LOCA後長期冷却期間中に地震が発生した場合、振動に伴う燃料被覆管の曲げにより、膨れ破裂部に応力が集中し、被覆管の酸化の程度によっては、折損する可能性がある。そこで、折損の可能性を検討するために、振動時に、破裂した燃料被覆管に発生する応力を解析により求めた<sup>33</sup>。図2.9に示すように、参考文献<sup>22, 23</sup>などで報告されているLOCA模擬試験後燃料被覆管の破裂形状を参考に、燃料被覆管の有限要素モデルを作成した。モデル対象は、全長約3.9mの17×17型PWR燃料棒1本として、燃料被覆管、ペレット、プレナムスプリング及び上下部端栓をソリッド要素でモデル化した。図2.9に示す破裂部は、振動時の曲げ応力が大きくなると考えられる燃料棒軸方向中央部に位置させ、燃料棒の上下端を拘束して、水平方向に一次モード (図2.10(a)参照) 周期で加振した。

相対変位が58 mmに達したときの破裂開口付近の軸方向応力の解析結果を図2.10(b)に示す。なお、相対変位58 mmについては、過去に行われた17×17型PWR燃料集合体を用いた振動試験<sup>34</sup>を参考に、保守的な値として設定した。加振方向と破裂開口方向が同じケースで、



(a) LOCA 模擬試験後の被覆管<sup>23</sup>  
 (a) Cladding tube after LOCA test

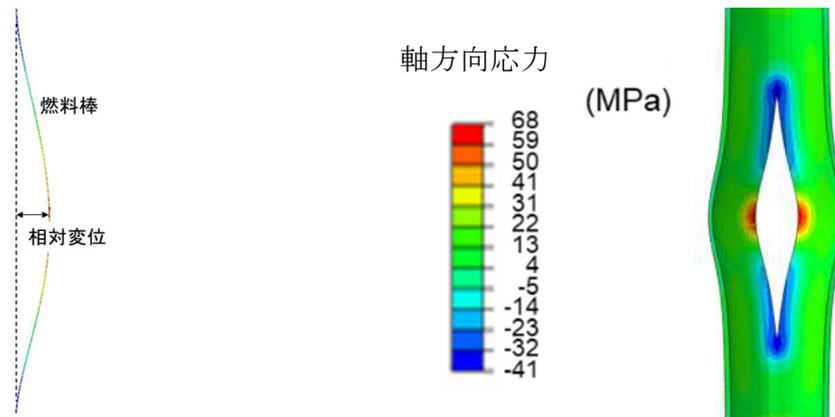


(b) 破裂被覆管モデル  
 (b) FEM model of ruptured cladding tube

出典) K. Kitano and M. Ozawa, “Analysis of stress applied to a ruptured cladding tube under horizontal vibration,” J. Nucl. Sci. Technol., Vol 57, Issue 9, pp.1051-1061, 2020.<sup>33</sup>

図 2.9 LOCA 模擬試験後試料の外観と破裂被覆管 FEM モデル

Fig. 2.9 Appearances of a sample of ruptured cladding tube and the FEM model



(a) 一次モード変形  
 (a) The first mode deformation  
 (b) 応力分布  
 (b) Stress distribution

出典) K. Kitano and M. Ozawa, “Analysis of stress applied to a ruptured cladding tube under horizontal vibration,” J. Nucl. Sci. Technol., Vol 57, Issue 9, pp.1051-1061, 2020.<sup>33</sup>

図 2.10 振動中の一次モード変形と破裂開口部の応力分布

Fig. 2.10 The first mode deformation during vibration and stress distribution around the rupture opening

燃料被覆管開口部に作用する応力が最も大きくなり、その大きさは約68 MPaとなった。

燃料棒の振動解析では、燃料棒1本の上下端付近のみを拘束し、その拘束点を同時に、かつ、同方向に変位させ、燃料棒を一次モードに変形させたが、実際の燃料では、燃料棒は支持格子によって束ねられており、支持格子との接触部分が拘束点として作用する。そこで、被覆管応力に対する支持格子拘束の影響を調べるために、燃料集合体モデルを作成し、燃料集合体全体を加振して、そのときの破裂開口部付近の応力を解析した。

図2.11に、燃料集合体モデルの概観を示す。燃料集合体モデル作成にあたっては、17×17型PWR燃料の燃料体設計認可申請書を参考にした。ただし、モデル作成に必要なすべての



図2.11 燃料集合体有限要素法モデルの概観  
 Fig. 2.11 Appearance of the FEM model of a fuel assembly

情報は公開されてはいないため、一部の寸法や形状は仮定した。したがって、図2.11に示す燃料集合体モデルは、実際の17×17型PWR燃料集合体を正確に模擬しているわけではないが、支持格子による拘束が被覆管応力に与える定性的な影響を調べる上では問題ないと考えられる。燃料棒モデルについては、解析対象の破裂被覆管燃料棒1本のみ、ペレットと被覆管をそれぞれソリッド要素で作成し、集合体コーナー部に配置した。破裂部は、燃料棒1本の解析と同様に燃料棒軸方向中央部に設置した。その他の健全燃料棒については、はり要素で作成し、ソリッド要素燃料棒とはり要素燃料棒の振動特性が同じになるように調整した。支持格子はシェル要素により作成した。支持格子による燃料棒の拘束は、ばね要素により模擬し、支持格子と燃料棒をばね要素で接合した。ただし、軸方向（Z方向）については、支持格子と被覆管との摩擦による軸方向拘束とすべりを模擬するために、弾塑性ばね要素を用い、設定値以上のばね力が発生しないようにした。つまり、ばね力が最大静摩擦力に対応する設定値に到達すると、それ以上の力は作用せずに、被覆管は軸方向に変位することができる。シングル管は、はり要素で作成し、支持格子とシングル管は剛結合とした。解析では、シングル管の上下端面を拘束して、水平方向に変位させることにより、燃料集合体を加振した。解析は、支持格子と被覆管間の最大静摩擦力をパラメータとし、最大静摩擦力がゼロの場合は、燃料棒が飛び抜けないように、燃料棒軸方向中央部の座標を固定した。

破裂開口方向及び加振方向をX方向として、一次振動モードで加振した場合に、バースト開口付近に発生した最大応力を表2.2に示す。燃料棒1本体系の解析と同様、被覆管長手

方向に沿った軸方向応力が最も大きく、相対変位が61mm程度で、最大摩擦力に応じて、166 MPaから206 MPaとなった。なお、軸方向応力の分布状態については、図2.10(b)と同様であり、開口部中央で引張応力が最大となった。

支持格子と被覆管間の最大静摩擦力の影響を見ると、最大静摩擦力が大きいほど、軸方向応力が小さくなっている。振動に伴う弓型変形の外側では、わん曲により被覆管の全長が伸びるように変形するため、その結果、軸方向の引張応力が生じるが、支持格子との摩擦力はこの伸びを抑える方向に作用するため、最大静摩擦力が大きいほど、発生する軸方向引張応力は小さくなると思われることができる。しかしながら、燃料棒1本体系との比較のために実施した最大静摩擦力ゼロのケースについて、その結果を見ると、相対変位は燃料棒1本体系で58 mm、最大静摩擦力ゼロのケースで61.5 mmとほぼ同じであるが、軸方向応力の解析結果は、68 MPaと206 MPaで大きく異なっている。この差異は拘束条件の違いあるいは解析方法の影響によるものと考えられる。図2.12に、振動時の燃料棒変形について、解析結果の模式図を示す。燃料棒1本体系の解析では、振動による弓形変形によって、燃料棒上下端間の軸方向距離は、静止状態に比べて短くなっている。一方、集合体体系の解析では、支持格子と被覆管間の最大静摩擦力がゼロの場合であっても、弓形変形の外側においては静止状態に比べて上下端間の距離は長くなり、逆に、内側においては短くなっている。集合体体系では、最大静摩擦力がゼロの場合でも、軸方向9箇所において、支持格子による構造的な拘束が被覆管に作用しており、この影響により、被覆管全体の伸びが大きくなったものと考えられる。また、本解析では、剛性一定の微小変形を仮定して、解析を行っており、この影響も考えられる。引き続き、集合体体系の解析条件を見直し、解析を継続し、被覆管応力に対する支持格子拘束の影響について検討する。

表2.2 バースト開口付近に発生した最大応力解析結果

Table 2.2 Analysis results of stress generated around the rupture opening

支持格子 1段当たり 最大静摩擦力 [N]	相対変位 [mm]	最大応力		
		x方向 応力 [MPa]	y方向 応力 [MPa]	z方向 (軸方向) 応力 [MPa]
0	61.5	18	27	206
7.5	60.5	17	25	190
15	60.5	16	24	180
35	60.8	15	22	166

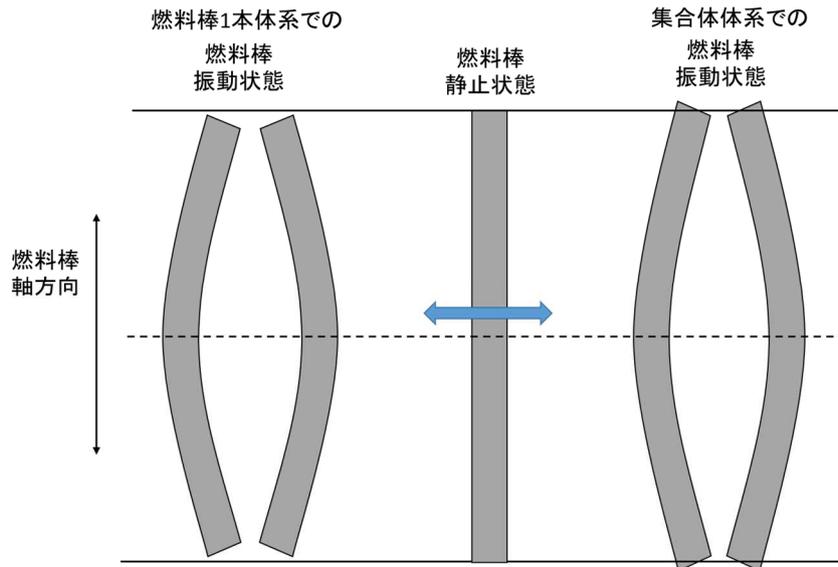


図2.12 振動時の燃料棒変形に関する解析結果の模式図

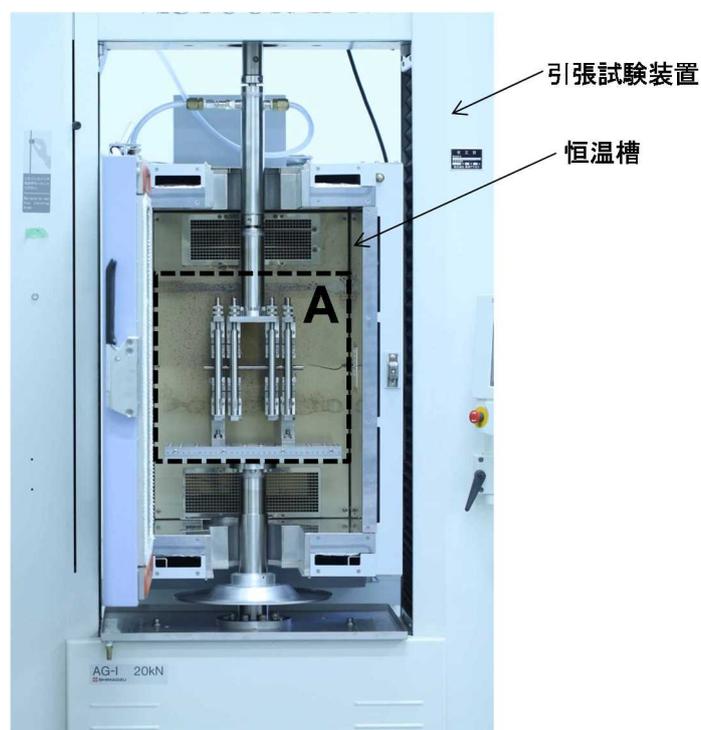
Fig. 2.12 Schematics diagrams of analysis results of fuel rod deformation during vibration

## (2) 繰り返し荷重試験

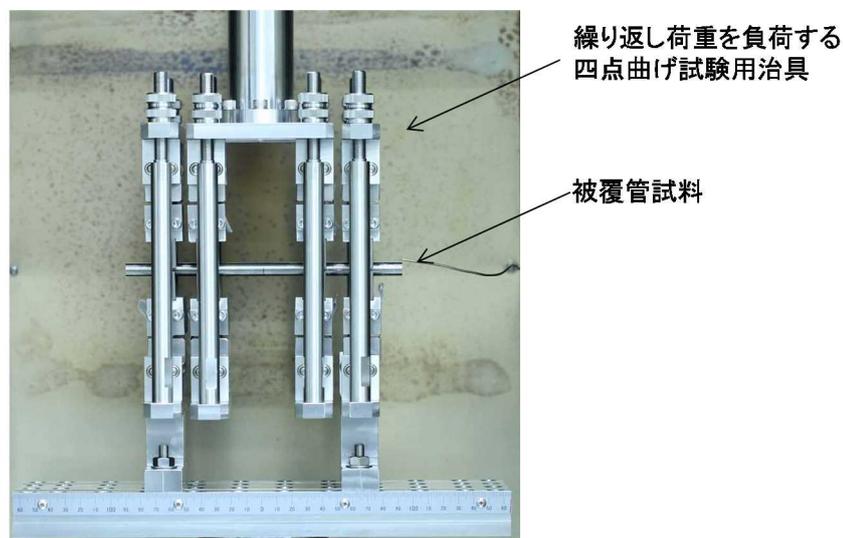
地震により加振された燃料被覆管はいくつの変形モードを取るが、図 2.10(b)及び図 2.12 に示す一次モードつまり弓型に変形した場合に、被覆管に作用する応力は最も大きくなる。弓型変形の外側では、引張応力が被覆管に作用し、内側では圧縮応力が作用する。地震時には、被覆管は振動するために、被覆管には引張応力と圧縮応力が交互に作用する。LOCA 時の高温酸化と膨れ・破裂を模擬した被覆管の静的な曲げ試験は、LOCA 後被覆管の機械特性を評価するために実施されている<sup>22-26</sup>が、圧縮と引張の繰り返し応力や応力振幅の変化など、地震時に燃料棒に負荷されると考えられる応力条件を模擬した試験は実施されていない。そこで、被覆管に繰り返しの曲げを負荷する四点曲げ試験を実施するために、試験の実施に必要な治具を整備した。

整備した治具は破裂開口部が荷重点間の中心に位置し、かつ垂直方向において下向きになるように設置した LOCA 模擬急冷破断試験後の軽水炉燃料被覆管試料の破裂開口部に、圧縮と引張の荷重を交互に繰り返し負荷できる構造とした。当該治具は原子力機構に設置された既設のオートグラフ（島津製作所製、AG-I 20 kN）に取り付けて使用できるものとし、試験時の荷重に十分耐える剛性を有する構造とした。製作品の外観画像を図 2.13 に示す。燃料被覆管試料の支持部の構造は次のとおりである。荷重点間及び支持点間距離は既存の四点曲げ試験装置<sup>25, 26</sup>との比較ができるよう、それぞれ 72 mm 及び 130 mm とした。ピン・ローラー機構を採用し、荷重負荷時の燃料被覆管試料の変位又は変形に伴う鉛直方向及び水平方向への移動に対し、追従性を有する構造とした。整備した治具の性能確認試験として、PWR 用 17×17 型非照射ジルカロイ-4 被覆管（受接管）を対象に繰り返し荷重を負荷する四点曲げ試験を実施した。図 2.14 に得られた荷重-変位曲線を示す。図に示す通

り、燃料被覆管試料に対して圧縮と引張りの荷重を交互に繰り返し負荷できることを確認した。



(a) 装置全体

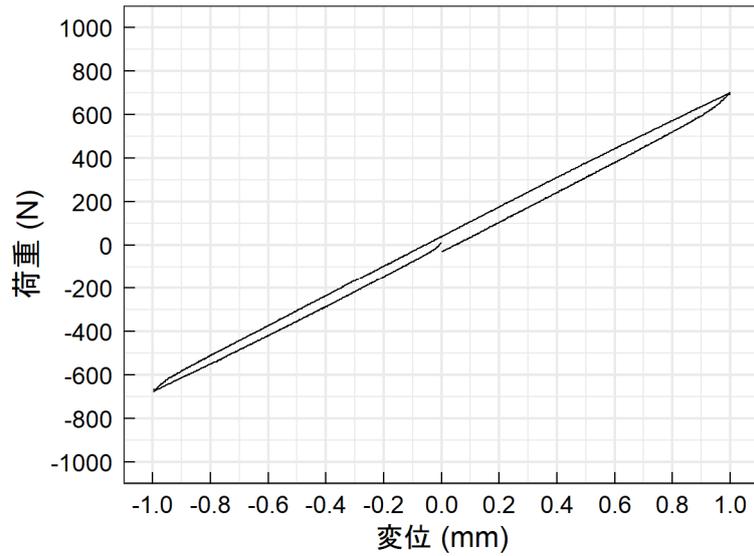


(b) A 部拡大

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業（平成 31 年度分）”、2020.<sup>15</sup>

図 2.13 繰り返し荷重を負荷する四点曲げ試験装置の外観

Fig. 2.13 Appearance of apparatus for four-point-bend test that can apply cyclic loading on fuel cladding tube



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“令和2年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費(燃料破損に関する規制高度化研究)事業(令和2年度分)”、2022年3月公表予定。<sup>16</sup>

図 2.14 四点曲げ試験時の荷重-変位曲線  
 (図中縦軸の符号は、  
 作用点を鉛直方向下向きに押し下げた際の荷重を正、  
 上向きに押し上げた際の荷重を負とする。)

Fig. 2.14 Load-displacement curve during four-point-bend test  
 (The sign of the vertical axis in the figure is positive for the load  
 when the working point is pushed downward in the vertical direction,  
 and negative for the load when it is pushed upward.)

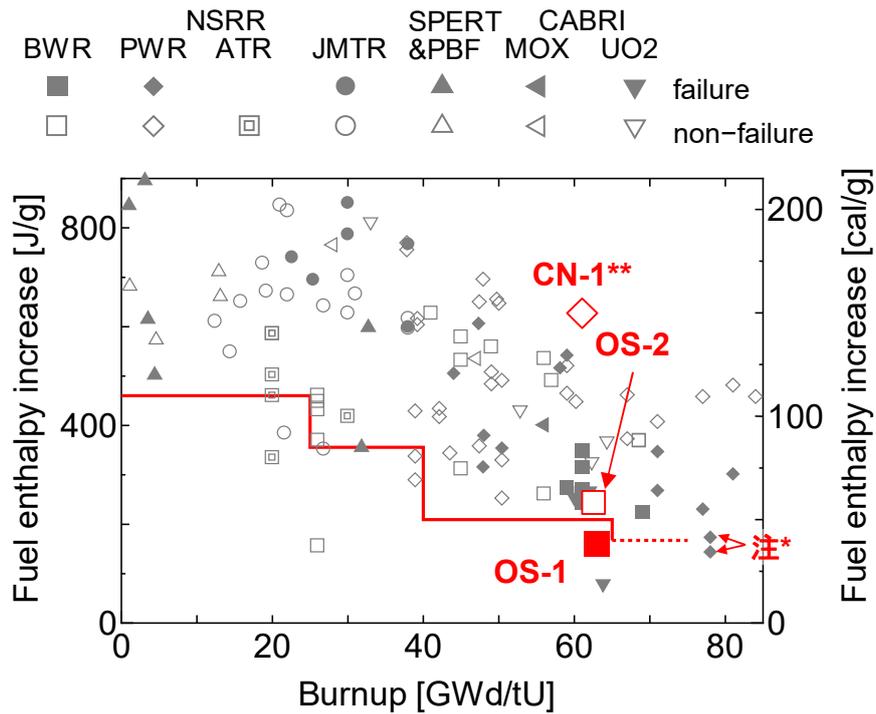
## 2.3 RIA 模擬試験

### 2.3.1 RIA 模擬試験の概要

RIA は想定すべき設計基準事象のひとつであり、制御棒の飛び出しまたは落下により原子炉出力が局所的に急上昇し、燃料エンタルピが急激に増大する事故である。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、破損に伴い压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。さらに、平成 30 年度まで、導入が見込まれる改良型燃料を対象として 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を確認してきた<sup>27</sup>。平成 30 年度に実施した RIA 模擬試験<sup>27</sup>において、図 2.15 に示すように、一部の改良型燃料で、破損時エンタルピが現在の規制基準の一つである PCMI 破損しきい値を下回るケース(OS-1)及び従来見られなかった内圧破裂型の破損を生じるケース(CN-1)が確認された。これらの破損時エンタルピの低下や特徴的な破損の発生をもたらした原因について、破損発生の条件及びメカニズムを踏まえた分析を進めている。

本研究で行う RIA 模擬試験では、欧州で高燃焼度まで照射された燃料（UO<sub>2</sub> 燃料及び MOX 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。試験実施にあたっては、まず入手した燃料を JAEA の燃料試験施設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試験を実施し、その後、NSRR 施設に輸送する。試験燃料棒の構造を図 2.16 に示す。室温大気圧試験用燃料棒は全長約 300 mm、燃料スタック長約 110 mm で、高温高压試験用燃料棒は全長約 120 mm、燃料スタック長約 50 mm の寸法である。両燃料棒とも燃料スタックの両端面で生じる過剰な核分裂反応を抑える目的で燃料スタックの両端に中性子吸収材であるハフニウム（Hf）ディスクを配置し、試験用として設計製造された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、その後、実験カプセルを NSRR の炉心に挿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 2.17 に示す。本事業では、室温大気圧用及び高温高压用の二種類のカプセルを用いる。両カプセルとも、内容器と外容器から構成される二重カプセル型の構造であるが、高温高压用カプセルには、内容器の安全性確保のため制限内圧を超えた場合の圧力逃がし用として圧力抑制用タンクが設けられている。



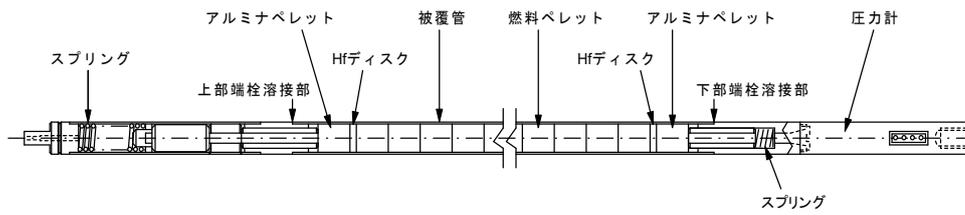
\* 商用利用の予定の無い M-MDA(RX)被覆管燃料

\*\* CN-1 試験では、燃料は破損したが、PCMI 破損ではなく内圧破裂であったと考えられるため、PCMI 破損からは除外し、ここでは白抜きプロットで示している。

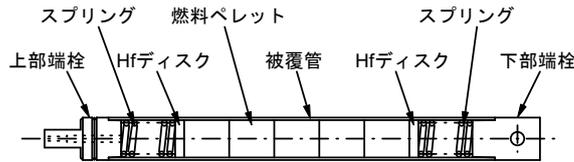
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究) 事業 (平成 31 年度分)”、2020. <sup>15</sup>

図 2.15 最新データを反映した PCMI 破損マップ

Fig. 2.15 PCMI failure map updated with the latest RIA test results



(1) 室温大気圧試験用燃料棒

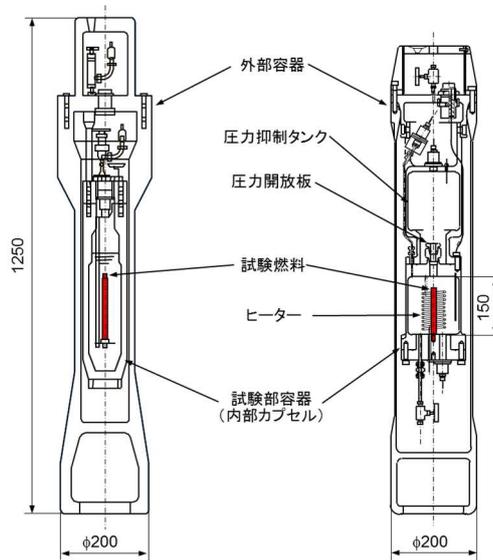


(2) 高温高圧試験用燃料棒

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究) 事業 (平成 31 年度分)”、2020.<sup>15</sup>

図 2.16 NSRR 試験用燃料棒の概略構造

Fig. 2.16 Schematic diagrams of test fuel rods for NSRR experiment



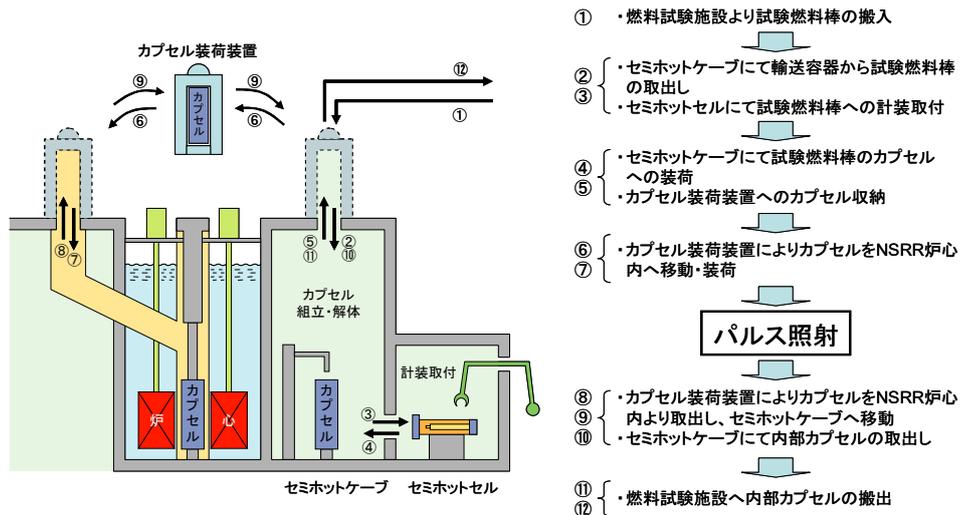
(1) 室温大気圧カプセル (2) 高温高圧カプセル

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究) 事業 (平成 31 年度分)”、2020.<sup>15</sup>

図 2.17 RIA 模擬試験用の実験カプセルの概要

Fig. 2.17 Schematic diagrams of experimental capsules for RIA-simulating test

試験燃料棒を封入した実験カプセルを NSRR の炉心中央部の実験孔に装荷してパルス照射する。パルス照射試験では、RIA 時の出力暴走を模擬した条件での燃料の過渡挙動を燃料被覆管外面温度、燃料被覆管変形量、燃料棒内圧などの測定により把握する。パルス照射試験後には、燃料試験施設にて照射後試験を実施し、燃料棒の変形や破損状態の観察を行う。これらの試験及び観察によって、燃料棒の破損が生じる燃料エンタルピ、パルス照射による FP ガス放出量など、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 2.18 に示す。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業（平成 31 年度分）”、2020. <sup>15</sup>

図 2.18 RIA 模擬試験における NSRR 施設での試験燃料棒と実験カプセル取扱いの流れ

Fig. 2.18 The flow of handling test fuel rod and experimental capsule in the NSRR facility, regarding the RIA experiment

### 2.3.2 RIA 模擬試験 OS-1 及びその関連試験 LS-4 及び OS-2 の条件及び結果

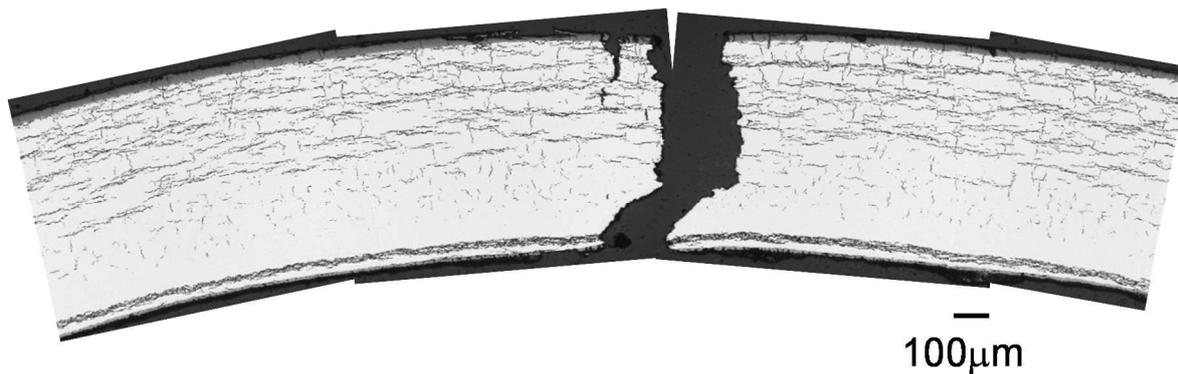
破損時エンタルピが PCMI 破損しきい値を下回った OS-1 実験燃料の照射後試験及び関連試験の供試燃料である LS-4 のレファレンス試験を実施した。また、OS-1 の比較対照実験として OS-2 を実施した。さらに、前身の事業 <sup>27</sup> で実施した炉外多軸応力負荷試験で取得した被覆管の破損限界データの分析を実施し、PCMI 破損限界に及ぼす水素化物析出形態の影響について調査を進めた <sup>15</sup>。

前身の事業 <sup>27</sup> で実施した OS-1 実験及び LS-4 実験の条件及び結果を表 2.3 に示す。OS-1 は、 $UO_2$  にクロミア及びアルミナを添加した燃料（ADOPT 燃料）、LS-4 はクロミアを添加した燃料である。LS-4 燃料の供試燃料を対象として被覆管の水素濃度測定及び金相観察を実施したところ、水素濃度は 53 ppm と低く、水素化物は疎らに分布していた。このこと

は、LS-4 燃料が破損しなかった結果と整合的で、OS-1（破損）との結果の違いは主に被覆管水素濃度の差によるものと考えられる。OS-1 燃料の断面金相観察（図 2.19）では、径方向に配向した水素化物を経由しながら亀裂が進展し、最終的に貫通欠陥の形成に至った様子が観察されている。このような亀裂進展は従来観察されてきた BWR 燃料の PCMI 破損における典型的な破損形態であり、OS-1 実験燃料棒の破損においても、径方向に配向した水素化物が重要な役割を果たしたことが示唆される。

OS-2 実験の条件及び結果を同様に表 2.3 に示す。OS-2 は、OS-1 の燃料破損における ADOPT 燃料ペレットの影響を検証する取り組みの一環として、同燃料と同じ集合体で照射された無添加  $\text{UO}_2$  燃料を対象とし、かつ OS-1 に可能な限り近い条件でのパルス照射を行ったケースである。図 2.20 に、実験中に測定された NSRR 出力、NSRR 積分出力、試験燃料棒内圧、カプセル内圧を示す。NSRR での RIA 模擬実験は、パルス照射試験とも呼ばれ、急激な核分裂反応が生じるが、非常に短時間で収束する。図 2.20 の NSRR 出力履歴からは、約 0.01 s で出力変動が収束していることがわかる。実験燃料棒の出力及び発熱量の経時変化は、それぞれ NSRR 出力及び NSRR 積分出力と同様である。実験燃料棒内の残留核分裂性同位体の量と NSRR の出力履歴から、実験燃料棒の出力及び発熱量を評価している。実験燃料棒に破損が生じた場合は、高温状態となっている燃料ペレットとカプセル内冷却水との相互作用が生じるため、急激な圧力変化が実験燃料棒内圧及びカプセル内圧に現れ、破損が生じたタイミングを特定することができる。図 2.21 に、実験燃料棒内に生じる発熱と燃料エンタルピの関係を示す。NSRR でのパルス照射により、実験燃料棒内では急激に核分裂反応が進み、発熱量（発生エネルギー量）は増加する。時間の経過とともに、発熱の一部は冷却材に伝わり除熱されるが、パルス照射直後は冷却材に伝わる時間がないため、発熱量はすべて実験燃料棒内の燃料ペレットに蓄積される。この蓄積される発熱量を燃料エンタルピと呼んでいる。実験燃料棒の破損タイミングは上記のとおり燃料棒内圧履歴などから知ることができ、その時の燃料エンタルピを破損時エンタルピと呼んでいる。時間の経過により発熱量の一部は冷却材に伝わるため、燃料ペレットに蓄積される発熱量は最大値をとる。これをピークエンタルピと呼んでおり、破損が生じなかった場合には、ピークエンタルピにより試験結果を整理している。

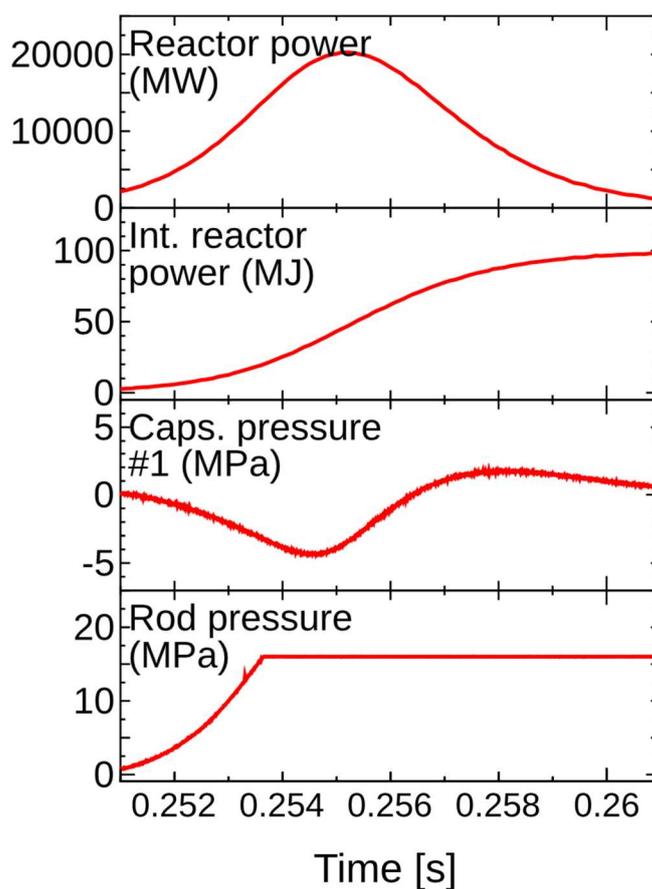
OS-2 試験燃料では、燃料エンタルピ増分が 260 J/g (62 cal/g) に達したが、過渡計測において燃料破損を示唆する信号は検出されなかった。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究) 事業 (平成 31 年度分)”、2020.<sup>15</sup>

図 2.19 OS-1 燃料の破損部断面金相

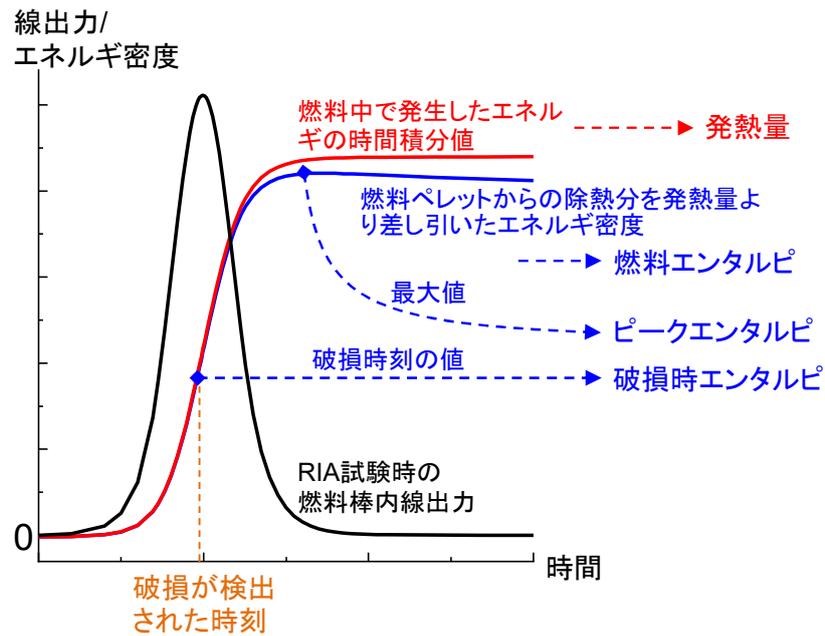
Fig. 2.19 Metallographic image of cladding cross-section of failed OS-1 rod



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究) 事業 (平成 31 年度分)”、2020.<sup>15</sup>

図 2.20 OS-2 試験測定データ

Fig. 2.20 Transient data for test OS-2



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“令和2年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業（令和2年度分）”、2022年3月公表予定.<sup>16</sup>

図 2.21 RIA 模擬試験時の線出力とエンタルピーの関係  
 Fig. 2.21 Relations of linear heat rate and enthalpy in RIA test

表 2.3 RIA 模擬試験の一覧  
Table 2.3 Summary of RIA tests

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 (°C)	初期冷却水圧力 (MPa)	初期燃料エンタルピー (基準温度 20°C) J/g (cal/g)	エンタルピー増分の最大値 <sup>a</sup> J/g (cal/g)	破損時のエンタルピー増分 <sup>a</sup> J/g (cal/g)
LS-4	BWR 10x10	UO <sub>2</sub> Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub> doped	49	Zircaloy-2 (LTP)	16 <sup>c</sup>	53 <sup>c</sup>	23	0.1	0 (0)	549 (131)	非破損
OS-1	BWR 10x10	UO <sub>2</sub> ADOP <sup>d</sup>	64	Zircaloy-2 (LK3)	24	245	26	0.1	0 (0)	287 (69)	160 (38)
OS-2 <sup>e</sup>	BWR 10x10	UO <sub>2</sub>	63	Zircaloy-2 (LK3)	未評価	未評価	16	0.1	0 (0)	260 (62)	非破損 <sup>e</sup>
CN-1	PWR 17x17	MOX	64	M5	10	未評価	21	0.1	0 (0)	670 (160)	← <sup>b</sup>

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

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

<sup>c</sup> 本研究プロジェクトにおいて評価を実施したもの

<sup>d</sup> Cr<sub>2</sub>O<sub>3</sub> and Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> doped

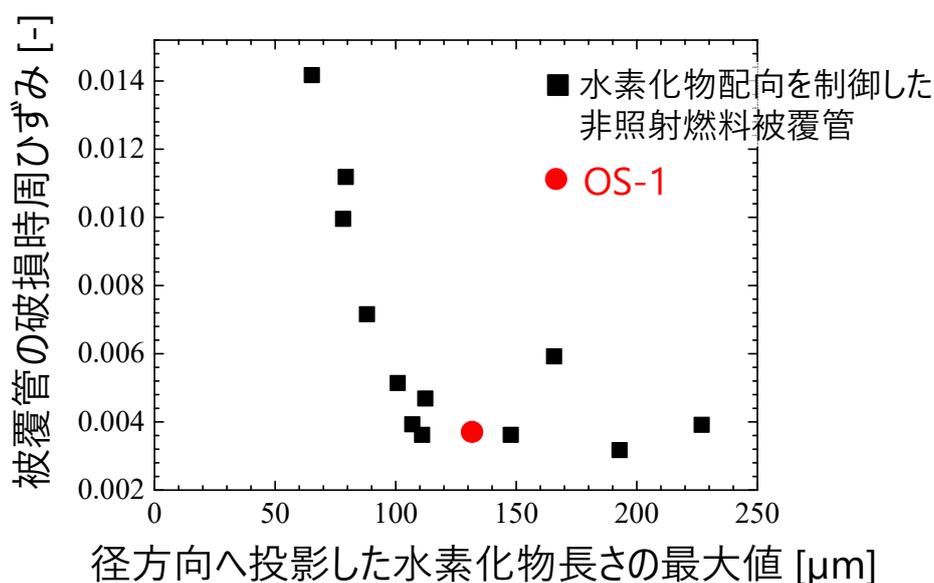
<sup>e</sup> 過渡計測データ及びカプセル内ガスの放射線測定に基づくもの

出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“令和 2 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費 (燃料破損に関する規制高度化研究) 事業 (令和 2 年度分)”、2022 年 3 月公表予定。<sup>16</sup>

### 2.3.3 炉外破壊試験データに基づく水素化物析出形態の破損限界への影響評価

前身の事業<sup>27</sup>で、水素化物の析出方位を再配向させた非照射燃料被覆管を対象に炉外破壊試験を実施、破損限界データを取得し、試験後被覆管試料の断面金相観察を実施した。本事業では、同金相画像データから抽出した水素化物の析出形態情報を用いて、径方向水素化物の破損限界低下に及ぼす影響を評価した<sup>15</sup>。

径方向水素化物の形態の特徴（水素化物配向パラメータ）量として、水素化物を径方向に投影した長さの最大値、及び、周方向に投影した長さの最大値を評価した。水素化物配向パラメータと破損限界データとの関係から、径方向へ投影した水素化物の長さを用いた指標と破損時ひずみの間には、明瞭な負の相関が確認された（図 2.22）。周方向の配向パラメータによる整理では、予期された通り、有意な相関は表れなかった。破損時エンタルピが現行しきい値を下回った OS-1 燃料被覆管の破損限界及び配向パラメータを同様に取得・算出した結果を、同図に併せて示す。OS-1 の破損限界は、水素化物配向を制御した非照射被覆管の炉外破壊試験結果と概ね整合している。OS-1 燃料で見られた破損時エンタルピ低下の要因と考えられる径方向水素化物の寄与の重要性が、炉外機械試験データを加味した定量的な分析により示唆された。



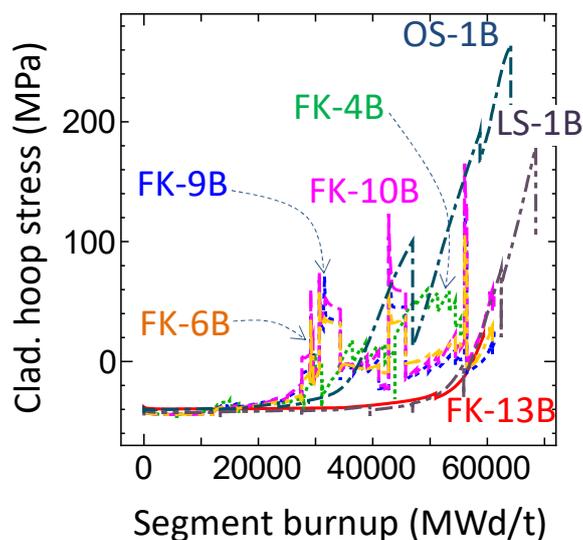
出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業（平成 31 年度分）”、2020.<sup>15</sup>

図 2.22 径方向へ投影した長さの最大値と破損時周ひずみの関係

Fig. 2.22 Relationship between maximum length of radially-projected hydride and circumferential failure strain

### 2.3.4 OS-1 燃料のベース照射中周方向応力レベルの解析評価

OS-1 実験で確認された、従来知見に比べて低い水準の破損時エンタルピについては、試験前後の当該実験燃料被覆管の水平断面金相観察において、径方向に配向又は成長したジルコニウム水素化物の割合が比較的大きい点が併せて明らかになっており、径方向に配向した水素化物割合の増大が破損時エンタルピ低下の主たる要因となった可能性が考えられる。RIA 実験は極めて短い過渡条件であることから、析出水素化物の最終的な配向特性は、ベース照射期間終了時点までに決定すると考えてよい。また、ジルコニウム合金中の水素化物析出・配向挙動は応力条件の影響を強く受け、水素化物は引張り応力に対して垂直な面に配向する傾向が一般によく知られている。以上を踏まえれば、OS-1 実験で生じた破損時エンタルピ低下の主たる要因と考えられる径方向水素化物の生成に対して、ベース照射期間における被覆管中周方向応力が影響したことが考えられる。そこで FEMAXI-8 コードを用いて、OS-1 燃料を対象としたベース照射挙動解析を行い、照射中の応力推移を評価した<sup>35</sup>。図 2.23 に、OS-1 実験燃料及び過去の NSRR 実験供試 BWR 燃料について実施したベース照射挙動解析の結果を示す。OS-1 燃料は、ベース照射中に経験した周方向応力レベル又は PCMI 負荷レベルが全燃料中で最も高い。相対的に高い周方向応力条件の下で水素化物の再配向が促進され、破損時エンタルピ低下の一因となったことが示唆される。



出典) Y. Udagawa, T. Mihara, Y. Taniguchi, K. Kakiuchi, M. Amaya, “The effect of base irradiation on failure behaviors of UO<sub>2</sub> and chromia-alumina additive fuels under simulated reactivity-initiated accidents: A comparative analysis with FEMAXI-8”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 139, pp. 107268\_1 - 107268\_9, 2020.<sup>35</sup>

図 2.23 OS-1 燃料等 BWR 燃料のベース照射中被覆管応力推移の比較

Fig. 2.23 Comparison of cladding stress histories under base irradiation between BWR fuels including OS-1 fuel

### 2.3.5 OS-1 実験で確認された PCMI 破損限界低下の原因分析

PCMI 破損とは、延性の低下した被覆管が燃料ペレットの膨張による内側からの荷重に耐えられず破損に至る現象であることから、OS-1 実験で見られた破損時エンタルピー低下の要因については、被覆管自身の破損限界低下とペレットによる変形駆動力増大の二者が可能性として考えられる。令和元年度はそれぞれの観点に関して、以下の知見を得た<sup>15</sup>。

#### ① 被覆管側の要因

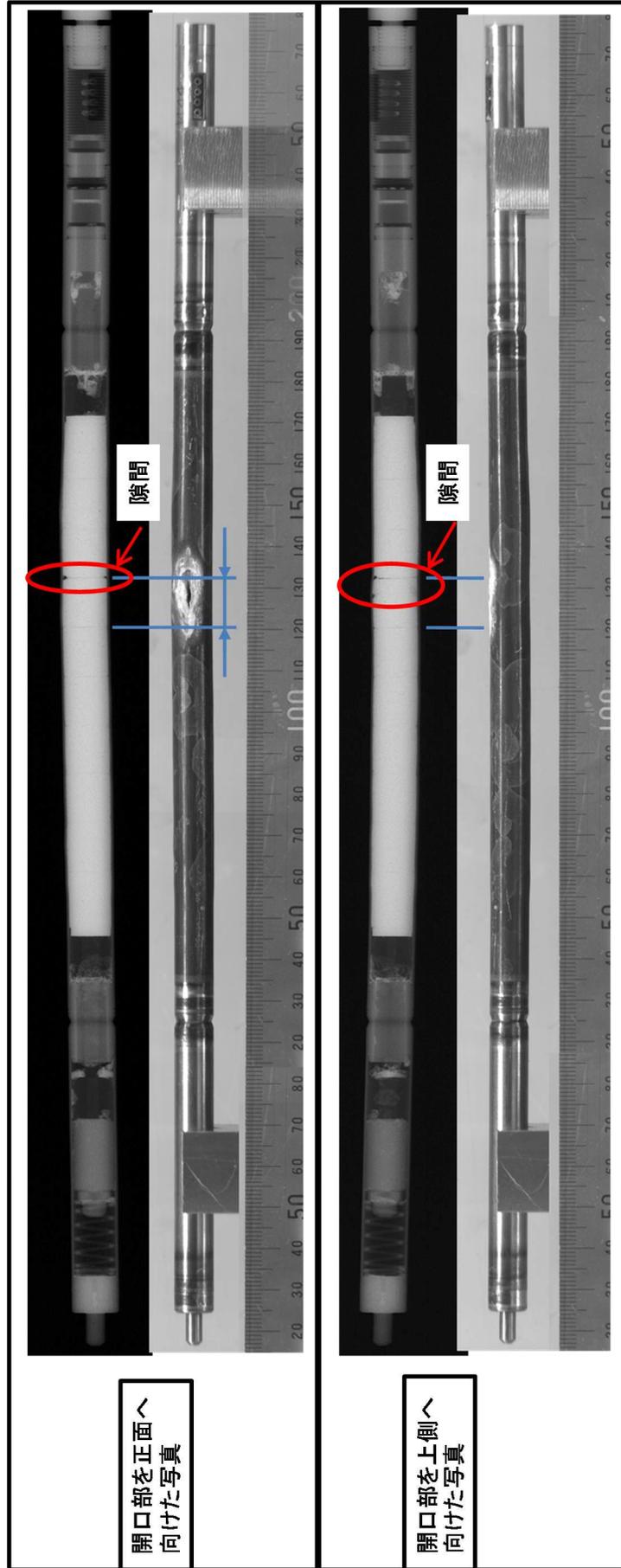
- ・ 炉外被覆管破壊試験結果及びその水素化物配向パラメータに基づく分析により、被覆管の破損限界に及ぼす径方向水素化物析出状態の影響について、定量的な情報が得られた。
- ・ 水素化物配向パラメータを介した炉外被覆管破壊試験との比較結果によれば、OS-1 燃料の破損時エンタルピーの低下において径方向水素化物の寄与があったとの解釈は妥当と考えられる。
- ・ 今後上記整理・分析により得られた水素化物配向パラメータと破損限界の相関をモデル化し、OS-1 実験結果など BWR 燃料の破損時エンタルピーのより詳細な分析・評価に活用する。

#### ② ペレット側の要因

- ・ OS-1 燃料がベース照射中に経験した周方向応力もしくは PCMI 負荷のレベルは、過去 NSRR で RIA 実験に供された BWR 燃料と比較して高く、径方向水素化物形成が生じやすい条件であった可能性が解析により示唆された。
- ・ OS-1 (ADOPT 燃料) の比較対照実験である OS-2 (無添加燃料) で燃料は破損しなかったものと見られ、この結果によれば、ADOPT ペレットが過渡時において何らかの機構により高い PCMI 駆動力を被覆管に負荷した可能性も、現時点では排除できない。ADOPT ペレットの過渡時の挙動については、今後更に多角的な検討を重ね、慎重に議論を進める必要がある。

### 2.3.6 CN-1 試験で観察された内圧破裂型の破損に関する調査

前事業<sup>27</sup>において実施され、内圧破裂型の破損の発生が確認された RIA 実験 CN-1 の実験後燃料棒を対象として、照射後試験を進めた。CN-1 実験の条件及び結果を表 2.3 に示す。CN-1 は、MOX 燃料ペレットと M5 被覆管を用いた燃料である。本事業において、CN-1 燃料実験後外観観察及び X 線透過試験を実施した。図 2.24 にそれらの結果を示す。亀裂部周辺において小さな空間が観察され、ペレットが亀裂部から放出されたこと、又は FP ガスに伴う燃料棒内圧上昇により被覆管が膨れたことによるものと推測された。今後、CN-1 燃料と同一燃料セグメントから切り出した実験燃料棒を対象とした高温高圧実験である CN-2 を実施し、併せて CN-1 実験の照射後試験を進め、破損メカニズムや破損限界の推定に役立てる。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業（平成 31 年度分）”、2020.<sup>15</sup>

図 2.24 CN-1 試験燃料の外観及び X 線透過試験写真

Fig. 2.24 Visual appearance and X-ray radiographs of CN-1 test rod

## 2.4 事故時の燃料損傷状態変化

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 基準適用の妥当性検討に向け、LOCA 基準を超える高温条件での燃料損傷挙動などに係る文献調査を実施し知見を整理すると共に、上記の検討を進める上で有効と考えられる知見、データの拡充に資する試験条件を検討した<sup>16</sup>。

LOCA 基準の 1473 K を超える、いわゆる、設計基準事故を超える条件 (Beyond Design Basis Accident : BDBA) 又はシビアアクシデント条件における燃料挙動に関しては、これまでに分離効果試験や集合体を用いた熔融試験などがなされているが、それら研究の多くは燃料熔融後の事象やソースターム評価に着目したものであり、1473 K から熔融開始までの温度領域における燃料損傷挙動に関する研究は相対的に少ない。1473 K を超えて被覆管の融点に至る程度までの温度領域における燃料棒の損傷挙動に関する知見を拡充することにより、アクシデントマネジメントの有効性をより精度よく評価することができ、また、より詳細に炉心損傷状態を把握することも可能になると考えられる。

1473～1873 K 温度範囲において燃料形状喪失の観点から重要な現象は、被覆管外面酸化及び内面側で生じる燃料ペレット-被覆管の化学反応である。これらの反応に関して、過去に個別効果分離試験が実施され、様々な報告書など<sup>36-38</sup>で知見がとりまとめられている。被覆管外面酸化に関しては、1970 年代に 1273～1773 K 程度の高温酸化試験によりデータが取得され、その後、TMI-2 事故以降にジルカロイの融点よりも高温領域までデータが拡張された。これらの結果より、高温酸化反応は発熱反応であり、酸化反応は一般に放物線測に従うこと、また、反応速度定数がアレニウス式に従い温度とともに指数関数的に増加することがわかった。

炉心燃料の崩壊熱は、原子炉スクラム後から約 1 時間後で定格出力の約 1%程度の水準まで減少する。例えば、典型的な BWR-4 型式を仮定すると、崩壊熱は概ね 20-30 MW となるが、ジルカロイの酸化反応熱はこの崩壊熱に比べて非常に大きいものとなる。酸化速度が放物線側に従うため初期の酸化膜厚さに依存することになるが、初期酸化膜厚さを 20  $\mu\text{m}$  と仮定すると約 1700 K、初期酸化膜厚さを 50  $\mu\text{m}$  と仮定すると約 1900 K の被覆管温度条件で、酸化反応熱は 300 MW を超える。発熱速度が徐熱速度を上回ることで、燃料温度は急速に上昇するが、シビアアクシデントコードを用いた解析<sup>39</sup>では、被覆管温度が約 1500K を超える付近から、被覆管温度は急上昇し、酸化による反応熱は約 30MW を超えて、炉心損傷の開始に至っている。また、Phebus プログラム<sup>40</sup>の燃料集合体を用いた熔融試験においても、おおよその被覆管温度範囲において温度の急上昇が発生している。多くの熔融試験で模擬されている様な単調な温度増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、ジルカロイの酸化反応熱の観点から、現行の炉心損傷開始温度 1473 K の設定は妥当と考えられた。

被覆管とペレットの内面反応に着目すると、Hofmann は、短尺燃料棒を用いて、1273～1973 K の温度範囲かつ外圧負荷環境で  $\text{UO}_2$  とジルカロイの反応について詳細に調べてい

る<sup>41</sup>。この中で、 $\text{UO}_2$ はその融点よりも 1273 K 程度低い温度で容易に液化することが確認されており、被覆管内側に形成される反応層は、 $\alpha\text{-Zr(O)}+(\text{U}, \text{Zr})$ や $(\text{U}, \text{Zr})$ などで、反応速度は放物線測に従い、その活性化エネルギーは、ジルカロイ-水蒸気反応と同程度と報告している。

反応度事故を模擬した条件下ではあるが、NSRR においても未照射燃料を対象として多くの実験が過去に実施され、高温時の破損挙動データが取得されている<sup>42</sup>。燃料ペレット到達温度の上昇に伴い被覆材は酸化、変形、クラック、分断に至る。被覆材の内面溶融により、被覆材の薄肉化が促進され、局所的に最終肉厚に対する酸化膜厚の割合が 20%以上の部分が観察されている。また、被覆管が溶融していない場合では、酸化量、肉厚減少は少なく、脆性破壊には至らないことから、破損を生じさせる重要な因子は、ペレットと被覆管の反応による被覆材の内面溶融であると結論付けている。これらは反応度事故模擬試験から得られた知見ではあるが、燃料が比較的急速に加熱される条件にも適用できると考えられる。

先行研究により示されている通り、1473 K 超の高温条件では、燃料棒の冷却可能形状が失われるような著しい損傷が生じる要因として、被覆管と燃料ペレットの反応に伴う溶融（液化）が重要となる。溶融進展挙動は、ジルカロイの融点に到達するまでのより低い温度領域（1473～2073 K）における酸化、結晶組織の変態に強く影響されることが知られており、この条件領域での燃料挙動に関する知見の拡充が、想定される様々な高温条件下での燃料損傷挙動を的確に把握する上で必要である。また、実験によっては、1273 K 超でパースト的な FP ガス放出挙動が報告されていること、2073 K 以下においても Zr による  $\text{UO}_2$  還元反応で形成される局所的な液相 U や液相 U-Zr-O 三元系<sup>43</sup>については、液化した領域から内部に保持されていた FP ガスが急速に放出される可能性があることを考慮すると、燃料棒からの不連続な FP ガス放出と燃料損傷挙動との関係を明らかにすることにより、核分裂生成ガス測定データや放射線量データから、炉心損傷状態を判定できる可能性がある。また、今後の実用化が期待されている事故耐性燃料の一つであるコーティング被覆管では、コーティング材により被覆管外面の酸化反応は抑制されることが考えられることから、燃料棒の冷却可能形状が維持される限界条件の評価では、被覆管内面反応を考慮することがより重要となる。

以上を踏まえれば、現行 LOCA 基準を超える条件での燃料棒損傷挙動評価に有効な知見、データの取得に向けて、下記のアプローチが考えられる。

- ・ 未照射燃料棒を用いた NSRR 実験により、燃料ペレットや被覆管が試験時に経験した温度と燃料棒の状態の関係から、著しい損傷が開始する被覆管及び燃料ペレットの温度条件を明らかにする。比較的緩やかな温度上昇速度の下で高温状態を達成、維持できる NSRR の台形パルス運転を利用した高温試験を想定する。
- ・ NSRR では核熱反応により 1473 K 以上のペレット加熱環境を容易に達成でき、燃料棒の設計によりペレットと被覆管に拘束力を発生させることも可能である。単一の

燃料棒について、検証された核計算コードによる発熱量評価の他、燃料棒中心熱電対、複数の被覆管表面熱電対からオンライン計測データが得られるため、高温条件下の燃料挙動を解析する上で最も重要な温度境界条件について、信頼性の高いデータを取得することが出来る。またペレット自身の発熱により現象が進行し、ペレット中心部を頂点に温度勾配が形成する点においては、炉外試験に比べ、実炉での事故時に経験すると想定される条件に対して代表性の高い条件になるものと考えられる。

- 被覆管－燃料ペレット境界部（接触部）の状態変化と燃料棒状態の関係から、局所的に著しい損傷が開始する条件及び機構（被覆管内面における反応状態など）を明らかにする。先行研究の知見によれば、被覆管－燃料ペレット境界部（接触部）での反応は両材料の接触状態の影響を受けるとされており、上述の如く燃料ペレットの加熱が先行する結果、実機で想定されるような被覆管－燃料ペレット間の接触状態が照射中に期待できる NSRR 実験は、実機でのペレット被覆管反応発生の有無を評価する上で適している。
- さらに、照射済燃料を対象とした NSRR 実験を行い、実験後のカプセル中 FP ガスに対する定量分析と試験後の燃料組織の微細観察結果に基づき、高温条件下の FP ガス挙動と燃料損傷挙動の相関についても評価することができれば、炉心損傷の検出、判定の指標としての核分裂生成ガス測定データのより有効な活用に結びつくと期待される。

### 3. 結論

#### 3.1 成果の要点

近年、国際研究プロジェクトで観察されているFFRD現象については、同現象がLOCA時の炉心冷却性に及ぼす影響の評価に必要な知見の取得を目的として、燃料ペレットを除去しない状態の高燃焼度燃料棒を対象としたLOCA模擬試験を計画している。これまでにLOCA模擬試験装置の製作及び原子力機構燃料試験施設のホットセル内への設置などの整備を進めた<sup>15,16</sup>。また、LOCA時の燃料ペレット細片化の発生条件や発生メカニズムなどを解明するため、高燃焼度燃料ペレットを対象とした加熱試験を実施した<sup>15,16</sup>。同試験から、高燃焼度領域で燃料ペレットに生じる微細組織の変化及び到達温度が燃料ペレット細片化発生に影響を及ぼすことがわかった。燃料ペレット細片化の程度と加熱時の到達温度との傾向から、加熱に伴うFPガス気泡内圧の増加により、気泡を囲むペレットマトリックに負荷される応力が上昇し、それによりペレットマトリクスが破壊するという細片化メカニズムが考えられる。FFRD現象の発生条件や発生メカニズムに関する知見は未だ十分でなく、今後も研究を継続していく。

さらにLOCA後の炉心長期冷却性の評価に関して、LOCA時の温度履歴を経験した燃料被覆管に対し、地震時に燃料棒に加わる荷重を適切に模擬し、繰り返し荷重負荷可能な曲げ試験装置を整備した。

破損時エンタルピが、現在の規制基準の一つであるPCMI破損のしきい値を下回ったケース（RIA模擬試験OS-1）に関しては、OS-1燃料を対象とした照射後試験、LS-4試験のレフアレンス試験、炉外破壊試験及びベース照射中応力の解析評価により、比較的高い水素濃度に加えて径方向に配向した水素化物がOS-1の破損に重要な役割を果たしたこと、また、OS-1燃料がベース照射中に経験した周方向応力は、過去に実験に供された他のBWR燃料と比較して高く、そのため径方向水素化物形成が促進された可能性があることがわかった<sup>15</sup>。また、OS-1（ADOPT燃料）の比較対照実験であるOS-2（ $\text{UO}_2$ 燃料）で燃料は破損しなかったことから、ADOPTペレットが過渡時において何らかの機構により高いPCMI駆動力を被覆管に負荷した可能性も考えられる。ADOPTペレットの過渡時の挙動については今後更に多角的な検討を重ね、慎重に議論を進める必要がある。

また、従来見られなかった内圧破裂型破損を生じるケースに関しては、CN-1燃料棒のX線透過試験結果より、亀裂部周辺において小さな空間が観察され、ペレットが亀裂部から放出されたこと、また、FPガスに伴う燃料棒内圧上昇により被覆管が膨れたことが推測された<sup>15</sup>。今後、RIA模擬試験及び照射後試験を進め、破損メカニズムや破損限界の推定に役立てる。

#### 3.2 目的の達成状況

本研究では、近年報告された従来の知見と異なる事故時燃料破損挙動について、事故時及び事故後の炉心冷却性に対する影響の把握と原因究明、並びに、規制基準見直し要否検

討に資することを目的とし、事故時の燃料挙動に関するデータ及び知見を取得するための試験を計画し、計画どおり、主に高燃焼度まで使用された燃料を対象としたLOCA模擬試験、RIA模擬試験によるデータ取得及び試験実施に向けた装置整備、調査などを実施することができた。

FFRD現象がLOCA時の炉心冷却性に及ぼす影響の評価に向けては、燃料ペレットを除去しない状態の高燃焼度燃料棒を対象としたLOCA模擬試験装置を整備した。また、燃料ペレットを対象とした加熱試験を実施し、LOCA時の燃料ペレットの顕著な細片化の発生条件の評価や発生メカニズムなどの解明に資する知見を取得した。LOCA後の炉心冷却性の評価に関して、地震時に燃料棒に加わる荷重を適切に模擬した曲げ試験の実施に向け、繰り返し荷重負荷可能な曲げ試験装置を整備した。

OS-1で観察された、破損時エンタルピーの低下の原因については、原因究明に向けた調査として、OS-1燃料の破損部周辺の断面金相観察、被覆管に析出する水素化物を径方向へ配向させた被覆管を対象とした炉外破壊試験、及びその径方向への配向に関わるベース照射中の応力レベルの評価を実施し、水素化物の配向特性が破損時エンタルピーの低下に及ぼす影響評価を進めた。さらに、CN-1で観察された内圧破裂型破損の発生をもたらした原因を調査するため、試験後燃料のX線透過試験を実施し、燃料ペレットの破損時挙動に関する知見を取得した。

### 3.3 成果の公表等

#### 3.3.1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表

##### (1) 論文（査読付）

なし。

##### (2) 国際会議のプロシーディング（査読付）

なし。

##### (3) 表彰・受賞

なし。

#### 3.3.2 委託先等による公表

##### (1) 論文（査読付）

- ① M. Negyesi, M. Amaya, “The Influence of Specimen Surface Roughness and Temperature of Steam Injection on Breakaway Oxidation Behavior of Zry-4 Fuel Cladding in Steam at 1273 K,” *Oxidation of Metals*, 94:283–299, 2020.
- ② K. Kakiuchi, Y. Udagawa, M. Amaya, “Fission gas release from irradiated mixed-oxide fuel pellet during simulated reactivity-initiated accident conditions:

Results of BZ-3 and BZ-4 tests,” Annals of Nuclear Energy 155, 108171, 2021.

(2) 国際会議のプロシーディング（査読付）

- ① F. Li, T. Mihara, Y. Udagawa, M. Amaya, “Effects of pre-crack depth and hydrogen absorption on the failure strain of Zircaloy-4 cladding tubes under biaxial strain conditions,” Proceedings of the ASME 2020 International Conference on Nuclear Engineering ICONE2020, 2020.

### 3.4 成果の活用等

本研究の成果は、旧原子力安全委員会原子炉安全基準専門部会の報告書などに示されている燃料状態の判断基準値の妥当性確認に活用できる。また、今後導入が計画されている改良型燃料の審査の際に、基準への適合性を判断するための技術的根拠として活用することができる。

### 3.5 今後の課題等

今後、LOCA模擬試験については整備を完了した試験装置によるLOCA模擬試験及び曲げ試験を実施し、FFRDの影響やLOCA後の炉心冷却性の評価に必要なデータを取得する。

また、RIA模擬試験については、主に核分裂ガスの挙動に着目した試験を実施し、添加物燃料のPCMI破損限界やMOX燃料の内圧破裂側破損の発生条件解明に資するデータ及び知見を取得する。

高温条件下の燃料損傷挙動については、FP放出挙動に着目した調査を実施すると共に、この調査結果も踏まえてより具体的な試験条件検討を行う。

## 参考文献一覧

- 1 独立行政法人日本原子力研究開発機構、“平成 20 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書”、2009.
- 2 独立行政法人日本原子力研究開発機構、“平成 21 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書”、2010.
- 3 独立行政法人日本原子力研究開発機構、“平成 22 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書”、2011.
- 4 独立行政法人日本原子力研究開発機構、“平成 23 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書”、2013.
- 5 独立行政法人日本原子力研究開発機構、“平成 24 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書”、2014.
- 6 独立行政法人日本原子力研究開発機構、“平成 25 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書”、2014.
- 7 独立行政法人日本原子力研究開発機構、“平成 26 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書”、2015.
- 8 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費（燃料等安全高度化対策）事業に関する報告書”、2016.
- 9 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 28 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料等安全高度化対策）事業（平成 28 年度分）”、2018.
- 10 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 29 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料等安全高度化対策）事業（平成 29 年度分）”、2019.
- 11 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料設計審査分野の規制研究）事業（平成 30 年度分）”、2019.
- 12 OECD/NEA, “Report on fuel fragmentation, relocation, dispersal,” NEA/CSNI/R (2016) 16, 2016.
- 13 “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 19 日原子力安全委員会決定）
- 14 “軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針”（昭和 59 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定）
- 15 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“平成 31 年度原子力規制庁委託成果報告書 原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業（平成 31 年度分）”、2020.
- 16 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、“令和 2 年度原子力規制庁委託成果報告書

- 原子力施設等防災対策等委託費（燃料破損に関する規制高度化研究）事業（令和2年度分）”、2022年3月公表予定。
- 17 独立行政法人日本原子力研究開発機構、“平成18年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書”、2007.
  - 18 独立行政法人日本原子力研究開発機構、“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”、2008.
  - 19 P. Raynaud, “Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal During the Loss-of-Coolant Accident,” Washington (DC): The U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-2121, 2012.
  - 20 P. D. Parsons, E. D. Hindle, C. A. Mann, “PWR fuel behaviour in design basis accident conditions. The deformation, oxidation and embrittlement of PWR fuel cladding in a loss-of-coolant accident,” A State-of-the-Art Report by the Task Group on Fuel Behaviour of CSNI Principal Working Group No 2. Paris (France): Organization for economic co-operation and development nuclear energy agency (Report no. CSNI Report 129), 1986.
  - 21 International Atomic Energy Agency, “The Fukushima Daiichi accident,” technical volume 1/5 description and context of the accident, 2015.
  - 22 M. C. Billone, “Assessment of current test methods for post-LOCA cladding behavior,” Washington (DC): The U.S. Nuclear Regulatory Commission. (Report no. NUREG/CR-7139, ANL-11/52), 2012.
  - 23 M. Flanagan, “Mechanical behavior of ballooned and ruptured cladding,” Washington (DC): The U.S. Nuclear Regulatory Commission. (Report no. NUREG-2119), 2012.
  - 24 M. C. Billone, Y. Yan, T. A. Burtseva, R.O. Meyer, “Cladding behavior during postulated loss-of-coolant accidents,” Washington (DC): The U.S. Nuclear Regulatory Commission. (Report no. NUREG/CR-7219, ANL-16/09), 2016.
  - 25 M. Yamato, F. Nagase, M. Amaya, “Evaluation of fracture resistance of ruptured, oxidized, and quenched Zircaloy cladding by four-point-bend tests,” J. Nucl. Sci. Technol. 51, pp.1125-1132, 2014.
  - 26 T. Narukawa and M. Amaya, “Four-point-bend tests on high-burnup advanced fuel cladding tubes after exposure to simulated LOCA conditions,” J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 57, No. 7, pp.782-791, 2020.
  - 27 北野、山内、小澤、“安全研究成果報告、事故時燃料安全性に関する規制高度化研究”、原子力規制庁、PREP-2019-1006, 2019.
  - 28 M. E. Nissley, C. Frepoli, and K. Ohkawa, “Realistic assessment of fuel rod behavior under large-break LOCA conditions,” Proc. of the Nuclear Fuels Sessions of the 2004 Nuclear Safety Research Conference (NUREG/CP-0192). Proceedings; 2004 Oct 22–27; Washington (DC): Marriott Hotel at Metro Center; 2005, 2005.
  - 29 H. M. Chung, “Fuel behavior under loss-of-coolant accident situations,” Nucl. Eng. Technol.,

- Vol. 37, pp.327–362, 2005.
- 30 K. H. Yueh, N. Snis, D. Mitchell, and C. Munoz-Reja, “Fuel Fragmentation Data Review and Separate Effects Testing”, Proc. of WRFPM 2014, Sendai, Japan, September 14-17, 2014, paper no. 100117, 2014.
  - 31 V. V. Rondinella, T. Wiss, “The high burn-up structure in nuclear fuel,” *Materials Today*, Vol. 13, Issue 12, pp.24–32, 2010.
  - 32 D. Baron and J. Spino, “Does Rim Microstructure Formation Degrade the Fuel Rod Performance?”, Proc. of IAEA Technical Committee Meeting on Technical and Economic Limits to Fuel Burnup Extension, San Carlos de Bariloche, Argentina, 15–19 November 1999, 1999.
  - 33 K. Kitano and M. Ozawa, “Analysis of stress applied to a ruptured cladding tube under horizontal vibration,” *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol 57, Issue 9, pp.1051-1061, 2020.
  - 34 独立行政法人原子力安全基盤機構、“平成17年度原子力施設等の耐震性評価技術に関する試験及び調査機器耐力その2 (PWR制御棒挿入性)に係る報告書”、06 基構報-0001、2006.
  - 35 Y. Udagawa, T. Mihara, Y. Taniguchi, K. Kakiuchi, M. Amaya, “The effect of base irradiation on failure behaviors of UO<sub>2</sub> and chromia-alumina additive fuels under simulated reactivity-initiated accidents: A comparative analysis with FEMAXI-8”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 139, pp. 107268\_1 - 107268\_9, 2020.
  - 36 (財)原子力安全研究協会、“軽水炉燃料のふるまい”、2013.
  - 37 川崎了ほか、“炉心損傷に関する研究の現状と課題”、JAERI-M82-039, 1982.
  - 38 日本原子力学会 日本原子力学会水化学部会、“Phebus FP プロジェクトにおける核分裂生成物挙動のまとめ—福島プラント廃炉計画およびシビアアクシデント解析への適用—”、2017.
  - 39 Zehua Guo et al.,”Effect of ATF Cr-coated-Zircaloy on BWR In-vessel Accident Progression during a Station Blackout” *Nuclear Engineering and Design* 372, 110979, 2021.
  - 40 M. Barrachin et al.,” Late phase fuel degradation in the Phébus FP tests” *Annals of Nuclear Energy* 61, pp.36–53, 2013.
  - 41 P. Hofmann, D. Kerwin-Peck “UO<sub>2</sub>/Zircaloy-4 chemical interactions from 1000 to 1700°C under isothermal and transient temperature conditions” *Journal of Nuclear Materials* 124, pp.80-105, 1984.
  - 42 星蔦雄、“反応度事故条件下における未照射燃料の破損挙動”、*日本原子力学会誌*, vol.20, No.9, 1978.
  - 43 M. Kurata et. al., “Phenomenology of BWR fuel assembly degradation” *Journal of Nuclear Materials* 500, pp.119-140, 2018.

## 執筆者一覧

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門

北野 剛司 上席技術研究調査官

山内 紹裕 技術研究調査官

小澤 正明 技術研究調査官