

RREP-2024-1001

安全研究成果報告

S/NRA/R Research Report

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

江口 裕 山内 紹裕 小澤 正明 北野 剛司

EGUCHI Hiroshi, YAMAUCHI Akihiro, OZAWA Masaaki, and KITANO Koji

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)

令和 6 年 6 月

June 2024

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究プロジェクトの活動内容・成果をとりまとめたものです。

なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本報告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

江口 裕 山内 紹裕 小澤 正明 北野 剛司

要 旨

高燃焼度燃料の冷却材喪失事故（LOCA）模擬試験において、燃料ペレットが細片化し、燃料棒軸方向に再配置し、その一部が燃料棒外に放出される現象（FFRD）が観察されている。また、反応度事故（RIA）模擬試験において、一部の高燃焼度燃料が、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投入エネルギー（エンタルピー）で破損し、高燃焼度混合酸化物（MOX）燃料が内圧破裂により破損したケースが見られた。これらの高燃焼度燃料に特異な破損挙動は、従来の知見や想定とは異なるものであり、事故時炉心冷却性を評価する上で重要であることから、発生条件及びメカニズムを十分把握した上で、規制基準の見直しの要否を検討する必要がある他、適合性審査に資する知見を得る必要がある。本プロジェクトはこれらの課題に対応するものであり、得られた主な成果は以下のとおりである。

FFRD 現象について、高燃焼度燃料を用いた LOCA 模擬試験等を実施し、燃焼に伴う燃料ペレットの微細組織変化と細片化挙動との相関、及び高温破裂時の燃料棒内圧が被覆管の破裂開口や燃料ペレット細片化挙動に及ぼす影響について知見を得た。

LOCA後の長期炉心冷却性評価に資することを目的に、LOCA条件を経験した被覆管に対し、地震時に燃料棒に加わる荷重を保守的に模擬した曲げ試験を実施し、調べた条件では、繰り返し負荷による曲げ破断強度への影響は小さいことを明らかにした。

RIA 模擬試験において低エンタルピー破損した燃料 OS-1 に関しては、添加物燃料ペレットの使用により、通常運転中の周方向引張応力が被覆管金属層中に析出する水素化物の管半径方向への配向割合を増加させ、被覆管の延性に影響を及ぼし、さらに試験中に比較的多くの核分裂生成物（FP）ガス放出が起こった可能性が高いことが分かった。したがって、これらの添加物燃料に特異な燃料挙動が、破損時エンタルピーの低下の原因であると考えられる。また、内圧破裂型破損を生じた高燃焼度 MOX 燃料 CN-1 に関しては、過渡時初期の PCMI 過程を通過した後に被覆管温度が上昇し、過渡時 FP ガス放出に伴い上昇した内圧に駆動され、燃料棒破裂に至ったとの確証を得た。

本プロジェクトでは、LOCA 後の長期炉心冷却性に関する被覆管応力解析を除き、LOCA 及び RIA 時燃料破損挙動に関する試験及び関連する解析等は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託事業及び国立大学法人大阪大学との共同研究において実施した。また、LOCA 時の燃料被覆管機械特性に関する研究は同機構との共同研究において実施した。

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

EGUCHI Hiroshi, YAMAUCHI Akihiro, OZAWA Masaaki, and KITANO Koji

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 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 as well as a failure due to the internal pressure rise for high burnup mixed oxide (MOX) fuel, was observed in a 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 expectations. Since the current regulatory criteria were based on this conventional knowledge and expectations, 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. Hence, this safety research project has been launched in order to obtain data on the new fuel failure behaviors of high burnup fuels under RIA and LOCA conditions.

Regarding the FFRD phenomenon, we conducted tests to investigate the behavior of high-burnup fuel during LOCA, and found that there is a significant correlation between microstructural changes in fuel pellets as combustion progresses and fragmentation behavior, and that there is a significant correlation between the microstructural changes in fuel pellets as combustion progresses and the fragmentation behavior at the time of high-temperature rupture of the cladding. It was suggested that the pressure within the free volume of the fuel rod strongly influences the shape of the burst opening and the fragmentation behavior of the fuel pellets.

Regarding the evaluation of core cooling performance after LOCA, we conservatively applied the load to fuel rods during an earthquake in a bending test, and tested the bending rupture of fuel cladding tubes that experienced the temperature history during LOCA. The strength was evaluated and it was confirmed that the effect of repeated loading was not significant.

In cases where the enthalpy at failure is lower than the PCMI failure threshold, which is one of the current regulatory standards (RIA test OS-1), the test fuel will be subjected to post-irradiation tests, analytical evaluations, and comparative RIA mock tests. Based on the results, the most important factors for lowering the failure limit were the large radial proportion of hydride in the metal layer of the cladding, and the higher level of transient FP gas release than in the case of conventional fuel, which contributed to large cladding deformation. In addition, regarding the case (CN-1) where high burnup MOX fuel caused an internal pressure burst failure that had not been seen before, post-irradiation tests of the same fuel rods and additional RIA tests for comparison revealed that in the case of MOX fuel, after the initial PCMI, the cladding temperature rose due to boiling transition, and the cladding, whose strength decreased, was driven by the internal pressure that increased due to transient FGR, resulting in large deformation and rupture. Furthermore, we investigated the wrap-around behavior of cracks through the cladding, which can occur when PCMI failure occurs in high-burnup fuel, and which is accompanied by an increase in the rate of fuel pellet ejection outside the rod. Tests revealed that the conditions under which this occurs can be determined from the degree of deformation at the time of failure and the biaxial stress level.

In this project, except for the cladding stress analysis during post-LOCA long-term core cooling, the tests and associated analyzes on the fuel failure during LOCA and RIA were carried out as a project commissioned to the Japan Atomic Energy Agency (JAEA) and a collaboration with Osaka university. In addition, the research on the mechanical properties of fuel cladding during LOCA was conducted in collaboration with JAEA.

目 次

1. 序論.....	1
1.1 背景.....	1
1.2 目的.....	2
1.3 全体行程.....	2
2. 本論.....	4
2.1 LOCA 時燃料破損が炉心冷却性に与える影響評価.....	4
2.1.1 FFRD 発生要因の調査及び炉心冷却性に関する評価.....	4
2.1.2 LOCA 後の長期炉心冷却性に関する評価.....	8
2.1.3 LOCA 時の燃料被覆管機械特性に関する評価.....	13
2.2 RIA 時燃料破損が炉心安全性に与える影響評価.....	16
2.2.1 高燃焼度添加物燃料の PCMI 破損に関する評価.....	16
2.2.2 高燃焼度 MOX 燃料の高温破裂に関する評価.....	19
2.2.3 RIA 模擬試験における発熱量評価に関する評価.....	22
2.2.4 高燃焼度燃料の PCMI 破損形態変化に関する評価.....	24
2.3 炉心損傷基準の設定に関する評価.....	25
3. 結論.....	27
3.1 成果の要点.....	27
3.2 目的の達成状況.....	28
3.3 成果の公表等.....	28
3.3.1 原子力規制庁の職員が著者に含まれる公表.....	28
3.3.2 委託先等による公表.....	29
3.4 成果の活用等.....	31
3.5 今後の課題等.....	31
参考文献一覧.....	32
執筆者一覧.....	40

目 次

図 1.1	本研究の全体行程	3
図 2.1	LOCA 模擬試験及び実機炉心のシミュレーションによる FFRD 影響評価研究	6
図 2.2	LOCA 時熱履歴模擬加熱試験後の燃料ペレット細片微細組織観察結果	7
図 2.3	高燃焼度燃料棒（燃焼度 73 GWd/t）を用いた LOCA 模擬試験結果.....	7
図 2.4	LOCA バースト時のベイズ統計燃料放出率予測結果.....	8
図 2.5	LOCA 模擬試験後試料の外観と破裂被覆管 FEM モデル.....	10
図 2.6	振動中の一次モード変形と破裂開口部の応力分布	10
図 2.7	4点曲げ試験結果（LOCA 模擬材）	12
図 2.8	4点曲げ試験結果（水素添加 LOCA 模擬材）	12
図 2.9	試料の金相写真及び硬さ分布測定結果の例.....	14
図 2.10	LOCA 材から得られた塑性仕事割合の分布.....	15
図 2.11	RIA 模擬試験 OS-1 で生じた破損限界低下のメカニズム整理	17
図 2.12	径方向へ投影した水素化物長さの最大値の肉厚に対する割合と被覆管内面の 破損時周ひずみの関係	18
図 2.13	RIA 模擬試験 OS-1、OS-2 下の被覆管周歪み履歴（RANNS 解析結果）	19
図 2.14	CN-1 実験後破損開口部外観	20
図 2.15	CN-1 実験データと現行の規制基準として用いられている燃料破損しきい値 （燃料許容設計限界）との比較.....	21
図 2.16	被覆管外周域の塑性不安定条件への近接度を表すパラメータによる CN-1（破 裂ケース）、TK-1/BZ-3（非破損ケース）解析結果の整理.....	22
図 2.17	照射後試験による実験値及び解析コードによる評価値の比較（1）	23
図 2.18	照射後試験による実験値及び解析コードによる評価値の比較（2）	23
図 2.19	(a)過去の RIA 模擬 NSRR 試験における破損形態・燃焼度・破損時エンタルピ 増分の関係、(b)二軸応力負荷試験における亀裂回り込み発生しきい値と先 行研究の比較、(c)RIA 模擬試験結果と亀裂回り込み発生しきい値の比較	24
図 2.20	注水開始温度をパラメータとした解析例	26
図 2.21	被覆管温度 1300°Cにおいて注水量をパラメータとした解析例	26

略 語 表

ADOPT	Advanced Doped Pellet Technology (二酸化ウラン(UO_2)にクロミア(Cr_2O_3)とアルミナ(Al_2O_3)を添加するウェスチングハウス社の大粒径化燃料技術)
BDBA	Beyond Design Basis Accident (設計基準事故を超える事故)
BWR	Boiling Water Reactor (沸騰水型原子炉)
DBA	Design Basis Accident (設計基準事故)
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)
JAEA	Japan Atomic Energy Agency (国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)
LOCA	Loss of Coolant Accident (冷却材喪失事故)
MELCOR	Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases (解析コード)
MOX	Mixed Oxide (Fuel) (ウランとプルトニウムを混合した酸化物 (核燃料))
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)
RELAP	Reactor Excursion and Leak Analysis Program (解析コード)
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^(注1)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¹⁻¹¹実施してきた。

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（LOCA）模擬試験において、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（FFRD）など、従来の想定とは異なる LOCA 時燃料破損挙動が観察された¹²。

また、原子力規制庁の上記研究で実施した反応度事故（RIA）模擬試験において、ペレット被覆管機械的相互作用（PCMI）破損の特徴である軸方向亀裂に加え、亀裂が周方向に回り込むことで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⁷、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裂破損したと考えられる事象¹¹など、従来とは異なる燃料破損挙動が観察されている。

さらに、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 PCMI 破損のしきい値より低いエンタルピで破損に至った例が観察されており¹¹、この破損時エンタルピ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。

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、必要なデータを取得した上で影響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^{13,14}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り、必要に応じて見直しの要否を検討する必要がある。

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（DBA）である LOCA の際の炉心冷却性維持を目的とした基準を保守的に適用し、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初期段階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、設計基準事故条件を超える非常に高い温度での燃料損傷挙動について知見を拡充する必要がある。

^(注1) 燃焼度とは、原子炉に装荷された燃料からどれだけのエネルギーが取り出されたかを示す尺度で、MWd/t や GWd/t などの単位で表される。

また、近年、事故耐性燃料（ATF）の開発が国内外で進められている。ATFの中には、Crコーティング Zr 合金被覆管のように、従来の UO_2 ペレットを使用するものもあるため、このような ATF の事故時安全性を評価する観点でも、非常に高い温度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

本プロジェクトでは、前節で述べた従来の想定とは異なる燃料破損挙動のように、現行指針類策定当時には観察されておらず、かつ、炉心冷却性への影響が懸念される燃料破損挙動について知見を取得することを目的とする。また、炉心損傷状態把握の精緻化のために、さらには、将来に向けた ATF の評価基盤構築のために、LOCA 基準を超えるような高温条件での燃料損傷挙動について知見を拡充することを目的とする。

1.3 全体行程

本研究は、令和元年度から令和 5 年度にかけて実施し、得られた成果¹⁵⁻¹⁸をまとめたものである。全体工程を図 1.1 に示す。これらの項目のうち、「LOCA 時燃料破損が炉心冷却性に与える影響」について行った LOCA 後の長期炉心冷却性に関する被覆管応力解析は原子力規制庁が行ったが、それ以外の試験及び解析は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（JAEA）への委託事業及び国立大学法人大阪大学との共同研究として実施した。また、「LOCA 時燃料破損が炉心冷却性に与える影響」に関連した LOCA 時の燃料被覆管機械特性に関する研究は同機構との共同研究において実施した。

RIA 模擬試験及び LOCA 模擬試験に供した燃料棒は、実機プラントから採取したものを JAEA の燃料試験施設において試験燃料棒へ加工した（本プロジェクトで用いた燃料棒は、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（過去の事業^{1-11, 19, 20}において実施）したものを用いた）。

LOCA 模擬試験については、ペレットのみを対象とした加熱試験を 9 回、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実燃料入り LOCA 模擬試験を 2 回実施した。実燃料入り LOCA 模擬試験は本プロジェクトで新たにホットセル内に整備した試験装置を用いて行った。また、LOCA 条件を経験した被覆管に対し、地震時に燃料棒に加わる繰り返し負荷を模擬した曲げ試験を 51 回実施した。

RIA 模擬試験については、JAEA が有する原子炉安全性研究炉（NSRR）を用いて、7 回のパルス照射試験を行った。

これらの試験と並行して、燃料挙動解析コード 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）、熱流動解析コード RELAP、シビアアクシデント解析コード MELCOR 等各種シミュレーションツールを用いて、事故条件下の燃料挙

動の分析、炉心冷却性への影響評価、現行基準を超える高温条件での燃料損傷挙動評価を進めた。

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適用されている現行 LOCA 基準（被覆管最高温度 1473 K（1200°C））について、LOCA 基準を超える高温条件での燃料損傷挙動に関する文献調査及び簡易的な解析を行った。

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 影響評価	実燃料入り LOCA 模擬試験装置セル内設置				
	FFRD 発生要因の調査（LOCA 模擬試験）				
	FFRD 発生要因の調査（ペレット加熱試験）				
	繰り返し曲げ試験・ナノインデンテーション試験				
	解析評価				総合評価
RIA 時燃料破 損が炉心安全 性に与える影 響評価	RIA 模擬試験				
	被覆管機械特性試験				
	解析評価				
					総合評価
炉心損傷基準 の設定に関する 評価	既往研究の調査、試験炉を用いた試験条件の検討、解析評価				

図 1.1 本研究の全体行程

Figure 1.1 Overall schedule of the research project.

2. 本論

2.1 LOCA 時燃料破損が炉心冷却性に与える影響評価

軽水炉の DBA の LOCA 時の燃料挙動として、高燃焼度燃料の模擬試験において FFRD 現象が観察されている。FFRD は現行基準・指針制定時には想定されていない。そのため、FFRD と炉心冷却性との関係、並びに、FFRD 挙動評価に着眼した各 LOCA 模擬試験の設計や条件等を検討した。また、LOCA 後の燃料の長期冷却性について検討した。

本節では、2.1.1 において FFRD について、2.1.2 において LOCA 後の長期冷却期間における地震荷重が炉心冷却性に及ぼす影響について、令和 5 年度までに実施してきた各種試験及び解析評価に基づく検討をまとめる。

なお、本項は、2.1.2(1)及び 2.1.3 を除き、JAEA への委託による成果¹⁵⁻¹⁸をまとめたものである。

2.1.1 FFRD 発生要因の調査及び炉心冷却性に関する評価

FFRD 影響評価研究における試験・解析等取り組みの全体像¹⁸を図 2.1 に示す。LOCA 時には燃料の残留熱及び崩壊熱により燃料棒の温度が上昇し、破裂することが想定される。一方で、FFRD が顕在化する高燃焼度域では燃料棒線出力は低下する傾向にある。そのため、FFRD が炉心冷却性に及ぼす影響を合理的に評価するためには、まず、①炉心全体として、燃料棒破裂に至る燃料集合体割合の評価（同図(a)）、②破裂した燃料棒での FFRD による燃料放出量の評価（同図(b)）、さらに、③炉心冷却性への影響が顕在化する燃料放出量の評価（同図(c)）を行う必要がある。

各段階の評価のうち、①及び②については、国内の代表的プラント条件として、取り出し平均集合体燃焼度 55 GWd/t の 4 ループ PWR 平衡炉心状態を CASMO-5 コードにより解析評価した^{18, 21}。続いて、同炉心における大破断 LOCA 発生時の熱流動を RELAP5 コードにより解析評価した¹⁷。さらに、CASMO-5 から受けた線出力履歴を用いて通常運転時燃料挙動解析コード FEMAXI-8²²により、集合体ごとの定常出力運転時燃料挙動を計算した。この計算結果としての燃料状態と RELAP5 から受けた LOCA 時の熱的境界条件を事故時燃料挙動解析コード RANNS²³の解析条件として、被覆管破裂や燃料放出等 LOCA 時の燃料挙動を解析した²⁴。③については現行 RIA 指針の評価例を参考とし、原子炉圧力容器底部や集合体内スペーサ・グリッドへの放出燃料堆積を想定の上、堆積燃料層の冷却性が十分に確保されるかを解析により評価した^{15, 16}。

影響評価において重要な燃料放出率予測モデル（同図(c)）については、国際協力^{28, 29}、³⁰及び海外／先行研究の成果を集約したデータベース³¹（同図(d)）と、並行して令和 5 年度までに実施した各種 LOCA 模擬試験で得られた知見に基づき決定した。被覆管破裂時の燃料ペレット細片化や放出が顕在化するの、異なる燃料タイプ・試験体系においても、ある程度高い特定の燃焼度を超えた場合である¹²ことが知られている。

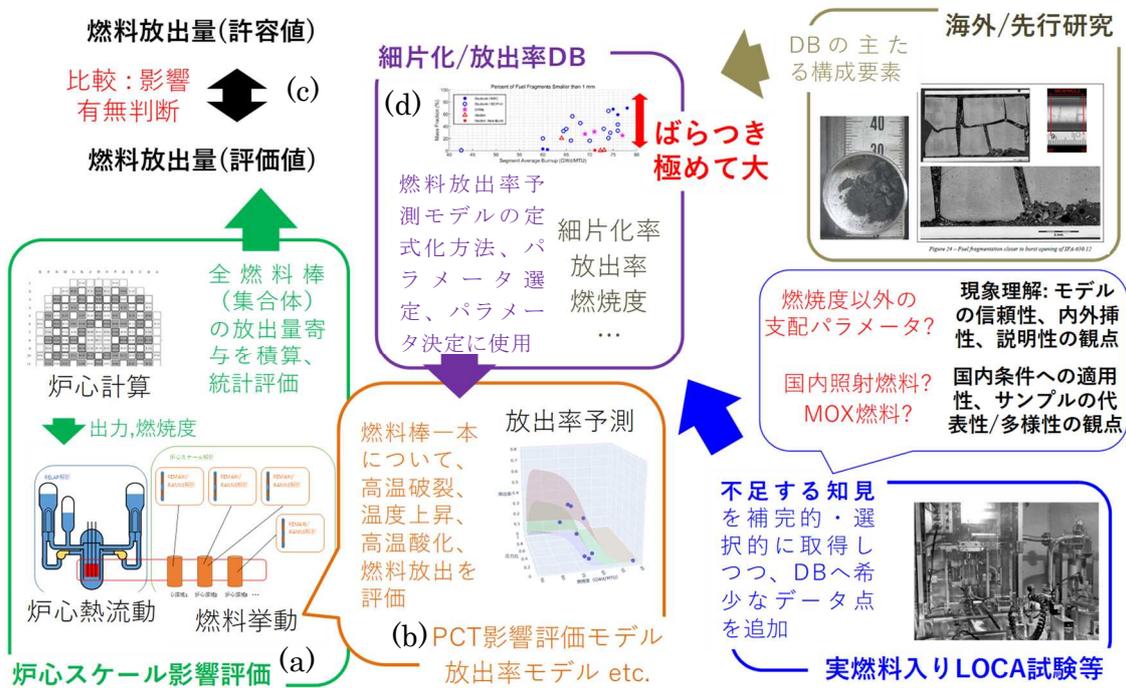
本研究では、高燃焼度燃料ペレット小試験片に対する LOCA 時の熱履歴を模擬した加熱試験を実施し、被覆管による拘束や水蒸気雰囲気の影響を排除した試験条件の下、同一の定常出力運転条件であって異なる炉心位置から採取した異なる局所燃焼度（73 及び 81 GWd/t）のペレット間で細片化挙動を直接比較した。この燃焼度は FFRD が生じるとされるしきい燃焼度 65~70GWd/t に近いものである。その結果、LOCA 時燃料棒破裂温度域での細片化割合が燃焼度とともに増大することが確認された。また、試験後の燃料ペレット細片の微細組織観察により、顕著に細片化した小径のペレット片ほど、高燃焼度組織やダークゾーン由来の割合が大きいこと³²が示唆された（図 2.2）。これらはいずれも燃焼に伴い、燃料ペレットの微細組織が変化し、細片化が生じやすくなることを裏付ける知見である。そのため、燃焼度（セグメント燃焼度）を放出率予測モデルの第一の説明変数とした。

他方、加熱試験供試ペレット（73 GWd/t）と同一燃料セグメントから採取・製作した試験燃料棒を用いた実燃料入り LOCA 模擬試験では、燃料ペレットを取り出して被覆管のみを試験体として供した LOCA 模擬試験に比べ、高温破裂時の被覆管膨れ、破裂開口面積が小さく（図 2.3）、燃料ペレット細片化及び軸方向の再配置もわずかであった。また、燃料ペレット片の放出は有意なものではなかった。さらに、それより低い燃焼度（47 GWd/t）の燃料での実燃料入り LOCA 模擬試験でも同様の傾向であった。

開口形成及び開口に伴うペレット細片化の進行や放出が抑制された要因として、燃料棒内の自由体積に封じられたガス量と破裂開口面積大小の相関に関する知見³⁴と、過去に実施された類似試験との試験条件の比較を踏まえると、当該実燃料入り LOCA 模擬試験では、プレナム体積が小さくガス量が少ないため、被覆管の膨れに伴う自由体積増により高温破裂時点までに燃料棒内圧が低下したことが考えられる。そこで放出率予測モデルには、破裂開口時の燃料棒内圧を第二の説明変数として導入した。

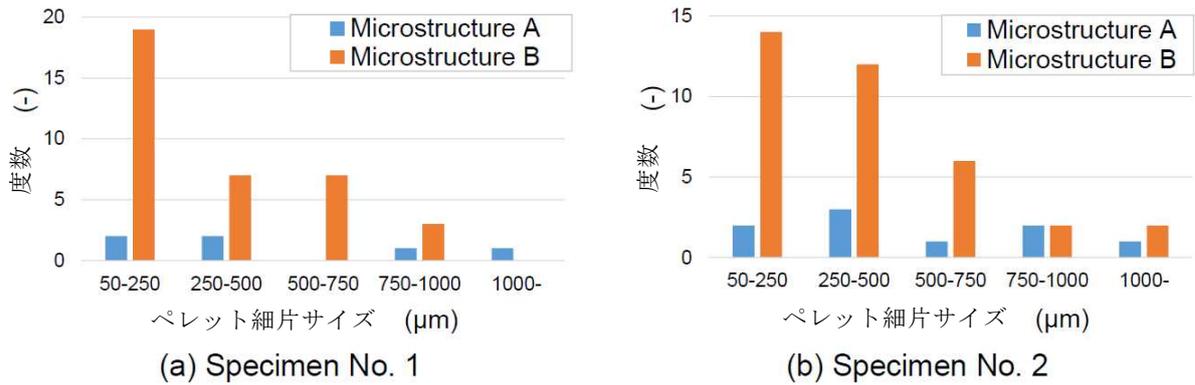
次に FFRD が実機 PWR プラントにおける冷却性に与える影響を解析で評価した。まず、LOCA 解析に用いた PWR 平衡炉心は、集合体平均燃焼度を約 10~55 GWd/t の範囲とし、また、典型的な炉心装荷パターンとして、概ね高燃焼度集合体では出力を低く、逆に低燃焼度集合体では出力を高く設定した。この炉心に対する LOCA 解析を行い、最も温度上昇が顕著であった集合体で被覆管最高温度が 1073 K（約 800 °C）を超えた例について、ベイズ統計破裂予測モデル^{16,17,18}により被覆管破裂本数を予測した。次に、ベイズ統計燃料放出率予測モデル^{16,17,18}（図 2.4）により、燃料棒あたりの燃料放出割合及び炉心全体での燃料放出量をその不確かさと共に評価した²⁴。放出された燃料ペレット細片が集合体内（グリッドスペーサ位置等）及び原子炉压力容器底部において過剰に堆積した場合、炉心冷却性に影響が生じるが、評価された放出割合及び放出量は、別途、Lipinski モデルにより評価した冷却性が損なわれる燃料ペレット細片堆積量^{15,16}を下回った。本評価で対象とした PWR 平衡炉心について、LOCA 時の 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無いと考えられる。

ただし、この評価における多数の物理モデルは、燃料放出率の予測モデルや被覆管の破裂予測モデルは統計的不確かさをパラメータに取り込んでいるが、それ以外のものは、燃料挙動に関する最適評価モデル及び保守的なLOCA解析条件を用いている。そのため、解析結果の不確かさをより正確に見積もる観点で改善の余地があると考えられる。また、FFRD 挙動自体については現象が複雑であり、データベースの規模は未だ小さく、燃焼度以外の支配因子に関しては検討過程にある。したがって、今後はデータベースに含まれていない照射条件や燃料タイプ、例えばデータの少ない MOX 燃料への適用性を確認することも併せ、構築した FFRD 影響評価手法の信頼性向上や適用範囲拡大に向けた取り組みが重要である。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 4 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 4 年度分)」、令和 5 年 3 月¹⁸

図 2.1 LOCA 模擬試験及び実機炉心のシミュレーションによる FFRD 影響評価研究
Figure 2.1 Overview of FFRD study: integrated approach of LOCA testing and core-scale simulation.

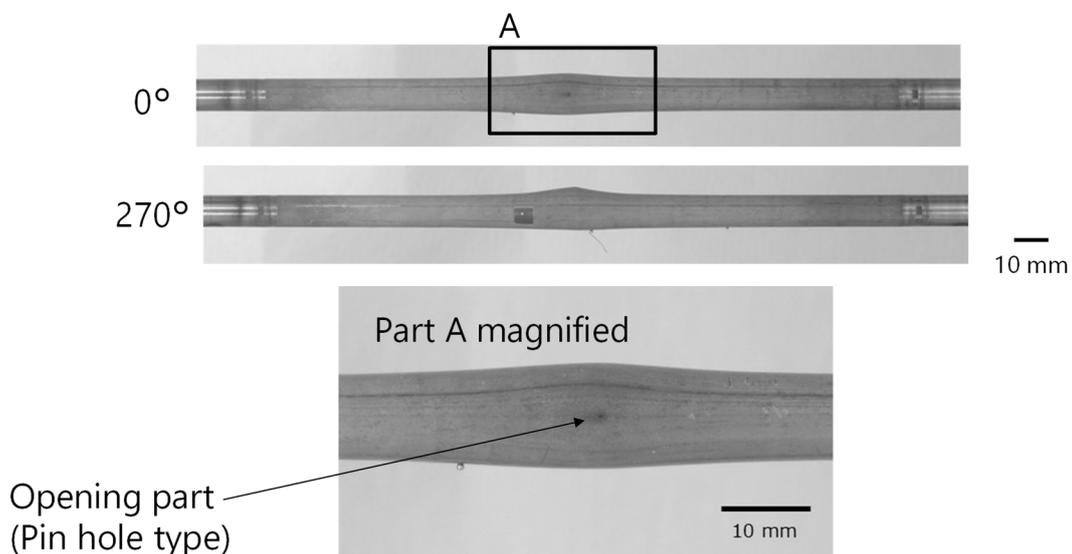


出典) Narukawa, T., and Udagawa, Y., “Study on mechanism and threshold conditions for fuel fragmentation during loss-of-coolant accident conditions,” Proc. TopFuel2021, Santander, Spain, October 24–28, 2021. ³²

図 2.2 LOCA 時熱履歴模擬加熱試験後の燃料ペレット細片微細組織観察結果

Figure 2.2 Fuel fragment size distribution sorted by microstructure.

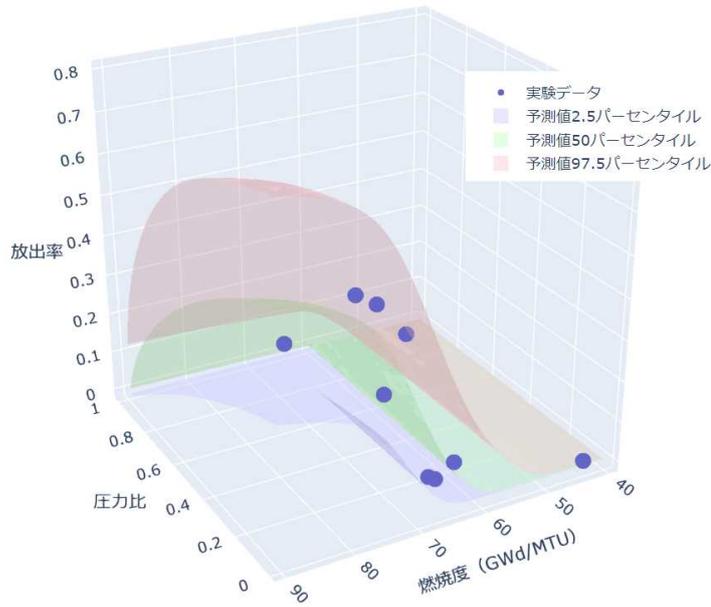
注) 微細組織ごとに分類された燃料片サイズ分布、微細組織 A：製造時粒径(～10μm)を維持した構造、微細組織 B：ダークゾーンまたは高燃焼度微細組織の特徴であるポアが密に形成された構造)



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 4 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 4 年度分）」、令和 5 年 3 月 ¹⁸

図 2.3 高燃焼度燃料棒（燃焼度 73 GWd/t）を用いた LOCA 模擬試験結果

Figure 2.3 Result of LOCA simulated testing using high burn up fuel rod (73 GWd/t).



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 4 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 4 年度分)」、令和 5 年 3 月²⁴

図 2.4 LOCA バースト時のベイズ統計燃料放出率予測結果

Figure 2.4 Bayesian statistical model for fuel release fraction at cladding high-temperature burst under LOCA conditions.

2.1.2 LOCA 後の長期炉心冷却性に関する評価

(1) 被覆管応力解析

LOCA 模擬実験や RIA 模擬実験では、主に円周方向応力により被覆管は破損に至るが、地震等により曲げ応力が作用した場合、被覆管は破断する可能性がある。ここでは、これらの破損モードを区別するため、曲げ応力による破損を曲げ破断と呼ぶこととする。LOCA 後の燃料被覆管では、局所的な膨れや破裂により被覆管肉厚が薄くなっていること、また、高温酸化が進んでいることにより材料強度が低下しており、LOCA 後長期冷却期間中に地震が発生した場合、曲げ破断することが懸念される。そこで、曲げ破断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³⁴。図 2.5 に示すように、参考文献^{35, 36}などで報告されている LOCA 模擬試験後の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。さらに、支持格子との相互作用によって発生する応力の影響を調べるために、燃料集合体の有限要素法モデルも作成した。モデルにおいては図 2.5 に示す破裂部を、振動時の曲げ応力が大きくなると考えられ

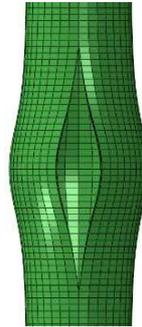
る燃料棒軸方向中央部に位置させ、同燃料棒モデルを燃料集合体モデルに挿入し、燃料集合体モデルを水平方向に一次モード周期で加振した。

支持格子の保持力が1段当たり35 Nとして、燃料棒中央部の相対変位が60 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 2.6 (b)に示す。なお、保持力35 NはLOCA 模擬試験時³⁸に測定された拘束力を参考に、また、相対変位60 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³⁹を参考に、保守的な値として設定した。破裂開口が図 2.6(a)に示す弓形変形の外側方向(図の右側方向)に向いた場合、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100 MPaとなった。

解析結果を基に、燃料被覆管開口部の最大応力を計算する式³⁴を提案するとともに、支持格子の保持力が50 Nとする報告⁴⁰があったため、支持格子保持力50 N及び相対変位60 mmの非常に保守的な条件にて、同計算式を用いて最大応力を計算した。その結果、燃料被覆管開口部の最大応力は120 MPaとなった。LOCA 模擬試験後の被覆管の曲げ試験⁴²において、15 %ECR以下の酸化量では被覆管は120 MPaより高い曲げ破断強度を有することが示されており、本研究で得られた燃料被覆管開口部の最大応力は非常に保守的な条件において100～120 MPaであり、現実的な条件で発生する応力はそれより低いことから、LOCA後の長期冷却期間中に地震が発生した場合でも、被覆管は曲げ破断せずに冷却形状を保つと評価できる。



(a) LOCA 模擬試験後の被覆管³⁶
 (a) Cladding tube after LOCA test



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

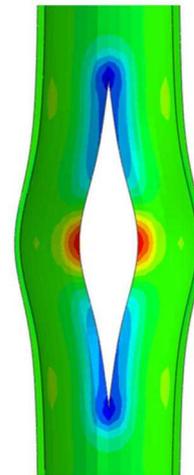
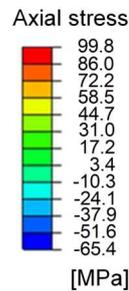
出典) Kitano, K., Ozawa, M., “Analysis of stress applied to a ruptured cladding tube under horizontal vibration”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol 57, Issue 9, pp.1051-1061, 2020.³⁷

図 2.5 LOCA 模擬試験後試料の外観と破裂被覆管 FEM モデル

Figure 2.5 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) Kitano, K., Ozawa, M., “The effect of spacer grids on the stress applied to a post-LOCA cladding tube under horizontal vibrations.”, J. Nucl. Sci. Technol, Vol. 61, No. 4, pp. 498-508.³⁴

図 2.6 振動中の一次モード変形と破裂開口部の応力分布

Figure 2.6 The first mode deformation during vibration and stress distribution around the rupture opening.

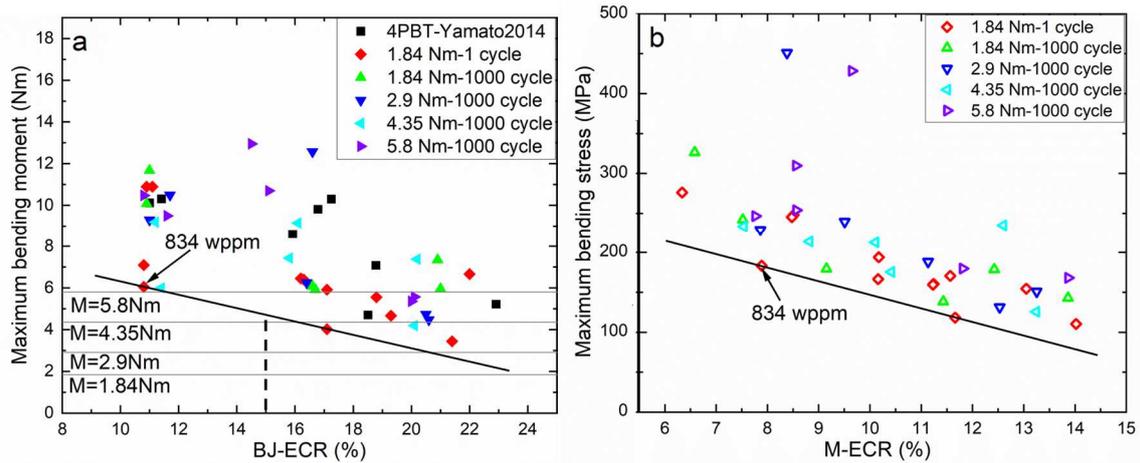
(2) 繰り返し荷重条件下での燃料被覆管曲げ破断強度

LOCA 後の冷却期間中に作用する可能性のある地震等による負荷の下で燃料被覆管が曲げ破断する条件を把握するため、LOCA を模擬した高温酸化・急冷試験後の燃料被覆管試料を四点曲げ試験に供し、曲げ破断強度等を評価した。特に本研究では、現実の地震動下で想定されるが従来知見の乏しかった、繰り返し曲げ負荷条件下での破断挙動を重点的に調べた。

LOCA を模擬した高温酸化・急冷試験後のジルカロイ 4 被覆管試料を用い、東日本大震災等の地震動条件を踏まえて保守的に設定した曲げモーメント 5.8 Nm (最大) 及び繰り返し回数 1000 回で試験を行った結果を図 2.7(a)に示す。1000 回に至る途中で破断した試料はなく、1000 回の繰り返し曲げ終了後に破断するまで曲げを負荷して、最大曲げモーメントを測定するとともに、比較のため、1 回のみ繰り返し曲げを負荷し、その後、破断するまで曲げを負荷する試験も行った。試験の結果、試料はいずれも膨れ部の中央で破断した。図 2.7(a)は、酸化量の指標である Baker-Just ECR⁴¹ と最大曲げモーメントの関係を示す。酸化量によって最大曲げモーメントが低下する傾向は見られるが、繰り返し負荷する曲げモーメントの大きさにより、最大曲げモーメントが低下する傾向は見られない。また、1 回繰り返しと 1000 回繰り返しの試験結果を比較しても、繰り返し回数により最大曲げモーメントが低下する傾向は見られない。なお、LOCA 模擬の高温酸化試験に供した被覆管では、膨れ部の軸方向上下に水素吸収量の高い部分が現れる場合があるが、図 2.7 及び図 2.8 に示す 834wppm は、破断した膨れ部中央で高水素吸収量が測定されたため、注記として記載しておく。

試験後試料の断面微細組織から評価した酸化量 (以下「M-ECR」という。) と最大曲げモーメントから被覆管の膨れ・破裂を考慮して変換した応力との関係を図 2.7(b)に示す。ここでは、最大曲げモーメントから変換された最大曲げ応力を曲げ破断強度と呼ぶこととする。図 2.7(b)の傾向は、図 2.7(a)と同様であり、曲げ破断強度に対する繰り返し曲げの影響は見られない。

LOCA を模擬した高温酸化・急冷試験の前にあらかじめ水素を添加した被覆管材料に対しても同様の試験を行い、データを拡充した。これについては 1 回のみ繰り返し曲げを負荷し、その後、破断するまで曲げを負荷する試験を行った。試験結果について、水素添加処理を行っていない試料(as-recieved)と、200ppm～1050ppm の範囲で水素添加処理を行った試料(pre-hydride)との比較を図 2.8 に示す。水素添加処理を行った試料の方が、水素添加処理なしの場合よりも全体的に最大曲げモーメントや最大曲げ応力つまり曲げ破断強度は低下しており、曲げ破断強度に対する水素の影響が示唆された。



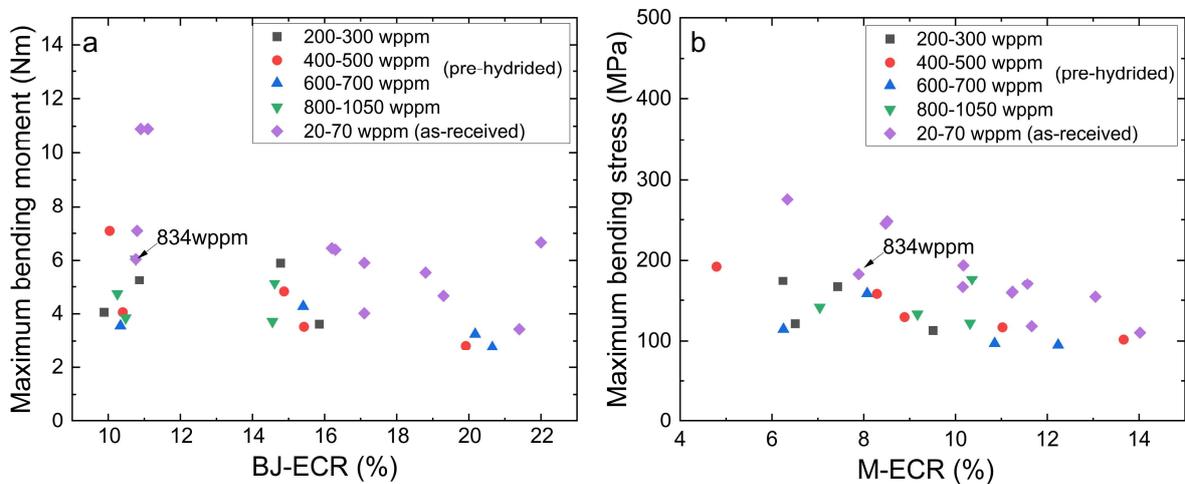
出典) Li, F., Narukawa, T., Udagawa, Y., "The effect of a cyclic bending load on the bending resistance of ballooned, ruptured, and oxidized Zircaloy-4 cladding", J. Nucl. Sci. Technol., DOI:/10.1080/00223131.2023.2293100

図 2.7 4点曲げ試験結果 (LOCA 模擬材)

(a) 最大曲げモーメントと BJ-ECR、(b) 最大曲げ応力と M-ECR との関係

Figure 2.7 Result of 4PBT(as-received cladding samples).

(a) The relationship between the maximum bending moment and BJ-ECR and (b) the maximum bending stress and M-ECR.



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 5 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 5 年度分)」、令和 6 年 3 月 (予定) ²⁴

図 2.8 4点曲げ試験結果 (水素添加 LOCA 模擬材)

(a) 最大曲げモーメントと BJ-ECR との関係、(b) 最大曲げ応力と M-ECR との関係

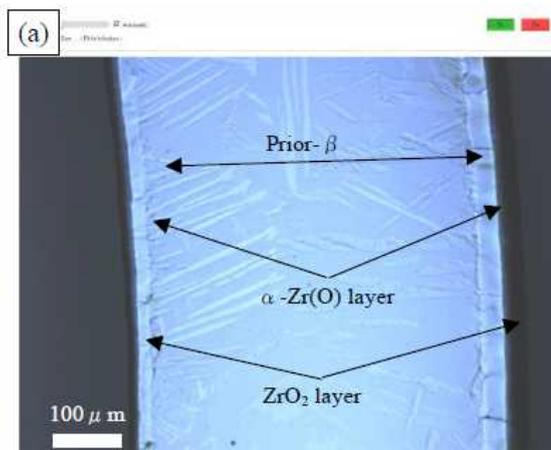
Figure 2.8 Result of 4PBT (Pre-hydrated cladding samples).

(a) The relationship between the maximum bending moment and BJ-ECR and (b) the maximum bending stress and M-ECR.

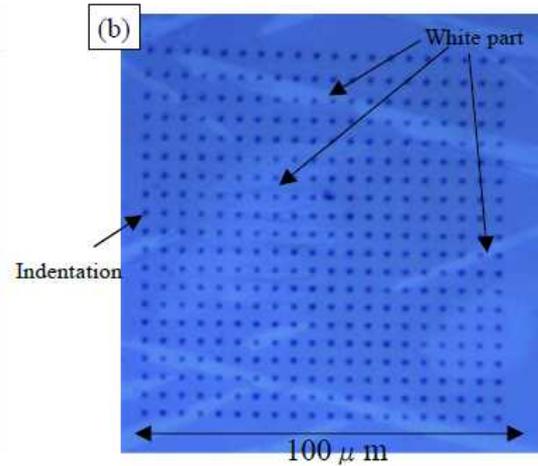
2.1.3 LOCA 時の燃料被覆管機械特性に関する評価

LOCA 時にジルコニウム合金被覆管と高温水蒸気の酸化反応が進行すると、被覆管の微細組織は、表面側から順に、酸化膜 (ZrO_2) 層、酸素安定化 α 相 (α -Zr(O)相) 及び変態 β 相 (冷却後は prior- β 相) の複層構造を形成する。また、変態 β 相中では徐冷期間中に α -Zr(O)相の析出が進む⁴³。この内、 ZrO_2 や α -Zr(O)相は相対的に脆く、それらが生成した場合、被覆管全体の延性が低下する⁴³。したがって、それら生成物自体の機械特性を調べ、その生成が被覆管の機械特性への影響を把握することが、事故時の燃料挙動をモデル化、評価する上で重要かつ必要である。しかし、 α -Zr(O)相等は単体での生成が難しく、引張試験等の従来手法を適用することが困難である。また、仮にそれら物質の単体を生成できたとしても、単体の状態及び被覆管中に析出した状態では、欠陥量や応力状態が異なるため、機械的性質も異なると考えられる。そこで、本項では、微小領域の機械特性を測定できるナノインデンテーション法を、LOCA を模擬した高温酸化・急冷試験後のジルコニウム合金被覆管に適用し、被覆管中に生成した状態の α -Zr(O)相等の局所的な機械特性を直接測定することを試みた。なお、本検討は、JAEA との共同研究により実施した。

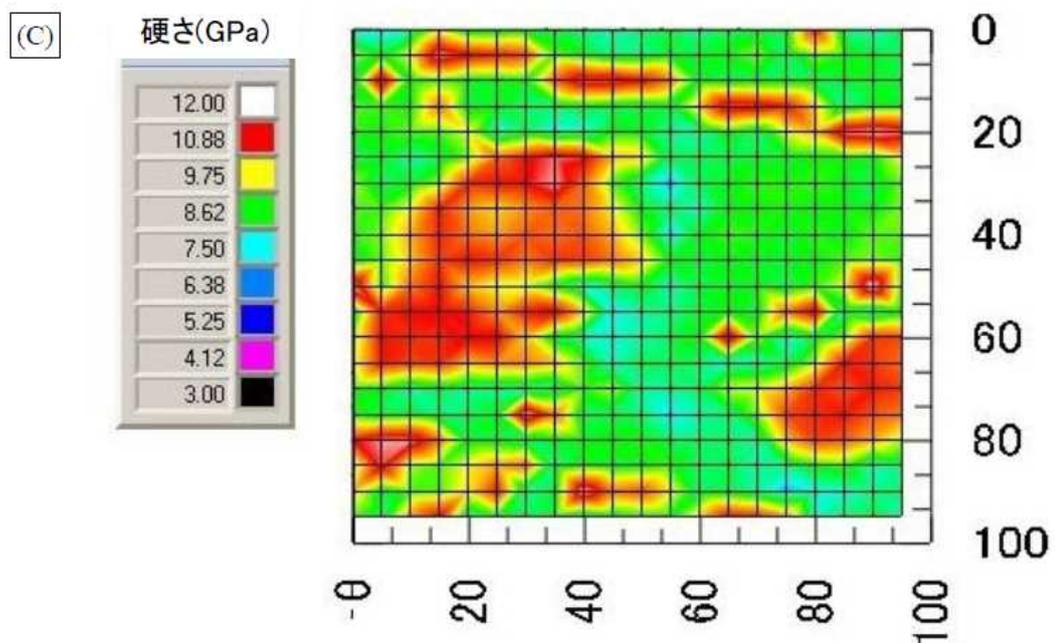
予備試験として、ジルコニウム合金被覆管にナノインデンテーション試験を行ったところ、圧痕周辺にパイルアップ (塑性変形に由来する盛り上がり) が生じたが、その圧痕投影面積への影響の補正について検討し、硬さ、ヤング率ともに従来手法で取得されたジルコニウム合金被覆管の文献値と同等の測定値をナノインデンテーション法により得ることができた。それらの検討を基に、LOCA を模擬した条件で高温酸化・破裂させた被覆管試料 (以下「LOCA 材」という。) に対してナノインデンテーション試験を行うことで、針状の α -Zr(O)相及び prior- β 相領域を区別して局所の硬さ (図 2.9) 及びヤング率を評価することができた²⁵。また、荷重-変位曲線から得られる塑性仕事割合を破裂開口部と二次水素化部と比較すると (図 2.10)、破裂開口部の塑性仕事割合は、総じて二次水素化部より高い値を示した。本結果は、破裂開口部の延性が二次水素化部より高いことと対応しており、塑性仕事割合が定性的には延性に対応する指標であることが確認された。さらに、本試験で得られた結果と、LOCA 材を用いた既往のマクロ試験²⁷の結果とを比較することで延性-脆性遷移に対応する塑性仕事割合の値について検討したところ²⁶、塑性仕事割合 0.65~0.85 の範囲に LOCA 材の脆性-延性の境界が存在し、塑性仕事割合が延性/脆性を判断する指標として有効であることが示唆された。



Optical micrograph of cladding tube



Optical micrograph of indentation



Hardness distribution

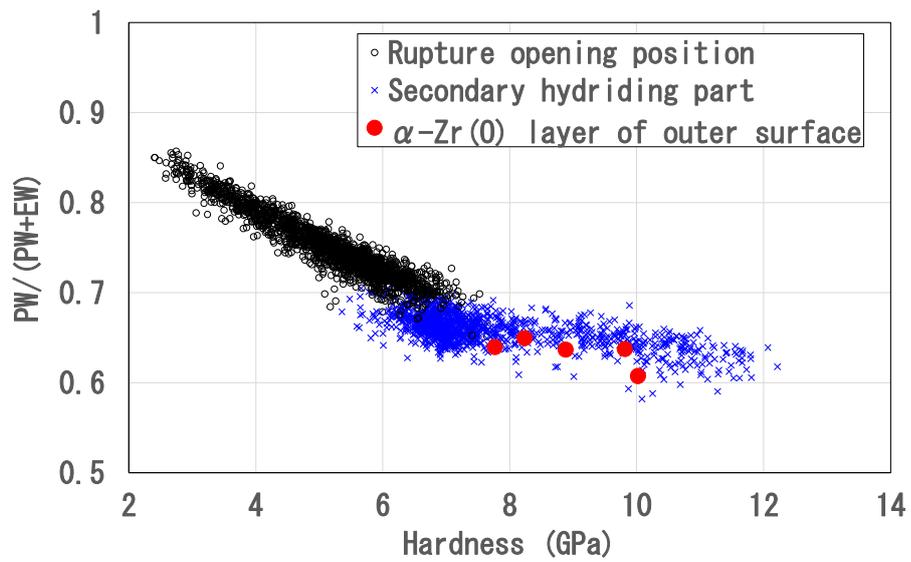
出典：国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「ナノインデンテーション法による LOCA 模擬試験後ジルカロイ被覆管の機械特性評価」、JAEA-Research 2022-001²⁵

図 2.9 試料の金相写真及び硬さ分布測定結果の例

(a) 被覆管試料径方向断面マクロ写真 (b) 試験後の圧痕 (c) 硬さの分布

Figure 2.9 Examples of the metallography of the sample and the hardness distribution.

(a) cross sectional micrograph of the cladding specimen (b) indentations after the test (c) hardness distribution



出典：国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「ナノインデンテーション法による LOCA 模擬試験後ジルカロイ被覆管の機械特性評価」、JAEA-Research 2022-001²⁵

図 2.10 LOCA 材から得られた塑性仕事割合の分布

Figure 2.10 Distribution of ratio of plastic work to total work obtained from the LOCA-sample.

2.2 RIA 時燃料破損が炉心安全性に与える影響評価

本項は、JAEA への委託による成果^{15-18,24}をまとめたものである。

2.2.1 高燃焼度添加物燃料の PCMI 破損に関する評価

UO₂にクロミア(Cr₂O₃)及びアルミナ(Al₂O₃)を添加した ADOPT (Advanced Doped Pellet Technology) 燃料が装荷された BWR 燃料 (燃焼度 64 GWd/tU) に対する RIA 模擬試験において、当該高燃焼度域に対応する現行 PCMI 破損しきい値を下回るエンタルピでの破損が確認された (OS-1^(注2))⁴⁴。そのため、破損限界が低下するメカニズムの解明に向け本研究でデータ・知見を蓄積し、これらの成果に基づいて推測される現象の相関図を構築した (図 2.11)。

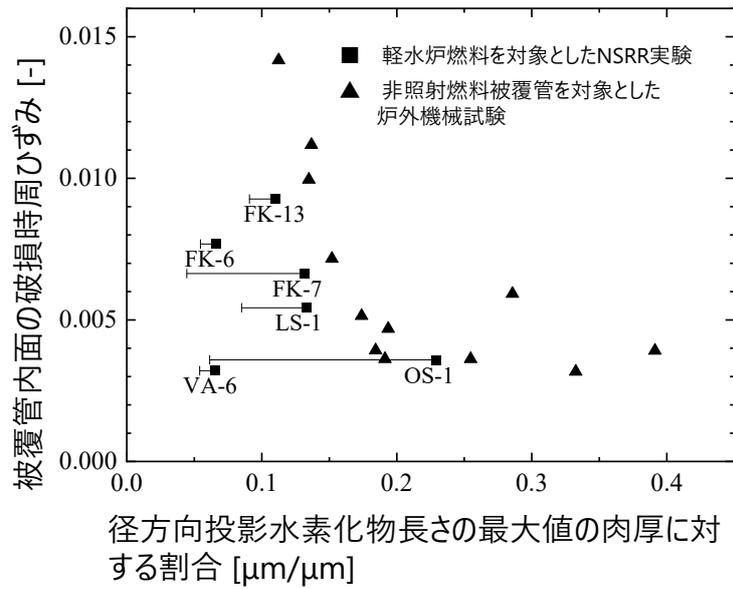
まず OS-1 燃料の破損部の被覆管母材金属中では、被覆管横断面上での径方向に配向した Zr 水素化物が多く観察された (図 2.11 中の(A))⁴⁵。ベース照射後の燃料棒外径データをもとに被覆管応力を燃料挙動解析コードにより解析したところ、OS-1 燃料は過去の RIA 模擬試験に用いられた従来型の BWR 燃料に比べベース照射時の周方向引張応力が高いとの結果が得られた。Zr 水素化物が引張応力に対して垂直な径方向に配向を強めることが知られており、OS-1 燃料では、ベース照射中に水素化物の径方向配向・成長が促進された可能性が高い (図 2.11 中の(B))。その結果、被覆管の延性が低下し、破損限界低下に至ったと推定された。上記の解析結果は、ADOPT 燃料の焼きしまりが小さく早期に PCMI を生じやすいという従来知見における ADOPT 燃料の特性⁴⁶と整合する。

この他にも、水素化物を径方向に配向させた非照射被覆管を供した炉外破壊試験で、径方向配向の度合を近づける事で破損限界は OS-1 並みに低下 (図 2.12) したこと (図 2.11 中の(C))^{15, 24,48}、添加物なしの UO₂ペレットを装荷した高燃焼度 BWR 燃料同士での比較において被覆管中の水素化物の径方向への配向割合が大きかった燃料 (LS-5^(注3)) が比較的低いエンタルピで破損したこと (図 2.11 中の(D))、有限要素損傷力学解析による被覆管中の亀裂進展の数値実験で、径方向に配向した水素化物の度合いの増大により数十%の破損限界低下が予測されたこと (図 2.11 中の(E))⁵⁰等、本研究で得た複数の結果が、水素化物の径方向配向が破損限界低下に寄与した役割に関する、上述の推定を支持している。なお、被覆管中に析出した水素化物による破損限界低下のより機構論的な理解・モデル化に資するため、国立大学法人大阪大学との共同研究により、水素化物そのものを試験対象としたナノインデンテーション試験等による水素化物の機械的性質評価を実施中である (令和 5~7 年度)。

(注2) オスカーシャム (Oskarshamn) 3 号炉 (BWR、スウェーデン) で照射した燃料を使用した RIA 試験

の試験番号、OS-番号 (試験順)

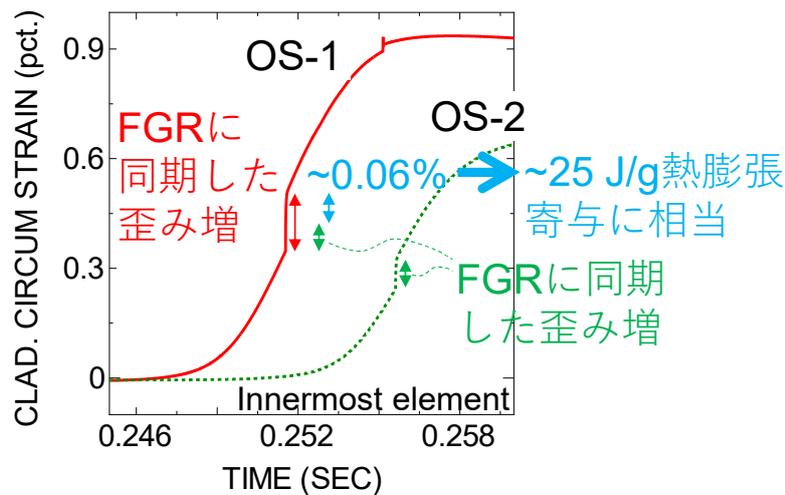
(注3) 同じく、ライプシュタット (Leibstadt) 炉 (BWR、スイス) で照射した燃料を使用した試験番号



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）」、令和 2 年 11 月¹⁵ 及び国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 5 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 5 年度分）」、令和 6 年 3 月予定²⁴

図 2.12 径方向へ投影した水素化物長さの最大値の肉厚に対する割合と被覆管内面の破損時周ひずみの関係

Figure 2.12 Cladding inner surface circumferential strain at failure as function of the ratio of maximum length of radially-projected hydride to cladding thickness.



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 5 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 5 年度分)」、令和 6 年 3 月予定²⁴

図 2.13 RIA 模擬試験 OS-1、OS-2 下の被覆管周歪み履歴 (RANNS 解析結果)

Figure 2.13 Cladding circumferential strain histories in the RIA-simulated tests OS-1 and OS-2 (RANNS calculation).

解析コード RANNS によれば、添加物燃料 OS-1 では添加物なし従来型 UO_2 燃料よりも高い水準の過渡時 FP ガス放出に伴って、追加的に被覆管を変形させる駆動力が発生したと評価された。それによる変形量は、25 J/g 程度 (図 2.13) の熱膨張に相当する 0.06 % の寄与が推定された。

2.2.2 高燃焼度 MOX 燃料の高温破裂に関する評価

高燃焼度 MOX 燃料 (燃焼度 64 GWd/t、M5 被覆管 (Zr-Nb 合金)) に対する RIA 模擬試験 (CN-1^(注4)) において、従来から高燃焼度燃料の破損モードとされていた PCMI 破損ではなく、被覆管膨れ量は小さいものの、高温破裂に類似した貫通欠陥による破損が確認された^{47, 53} (図 2.14)。このような破損は高燃焼度 PWR/BWR 燃料では観察例の無い破損形態であり、今後の安全評価においては PCMI 破損と区別し適切に考慮する必要があると考えられることから、破損メカニズムや支配パラメータの解明に向け、データ・知見を蓄積した。

CN-1 実験燃料の破損開口位置で被覆管の周方向変形量は PCMI から推定される変形量以上であり、また、開口部付近では燃料ペレットが広範囲で粒界分離しており、過渡的な

(注4) シノン (Chinon) B3 号炉 (PWR、仏国) で照射した燃料を使用した RIA 試験の試験番号、CN-番号 (試験順)

FP ガス放出 (FGR) に伴う燃料棒内圧上昇が変形挙動へ寄与したことが示唆された。同開口位置での被覆管硬さは、同じく高温過渡を経験した Zry-4 被覆燃料⁵⁴や試験前の M5 被覆管に比べ低く、CN-1 実験中の被覆管が膨れ変形を生じる温度まで上昇したことを裏付けている。

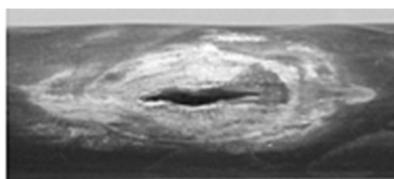
また CN-1 実験燃料と同一セグメントの燃料について、実炉条件により近い高温高压条件 (冷却水温度: ~ 555 K (282°C)、冷却水圧力: 6.8 MPa、燃料棒内予加圧: 室温において約 5 MPa) 下で実施した RIA 模擬試験 (CN-2) では、高温での高い延性、また、予加圧による、より低い PCMI 負荷でも燃料は破損し⁴⁹、破損後の被覆管外観は明瞭に高温破裂の特徴を示した。

以上の試験結果より、CN-1 実験では、RIA の初期に起こる PCMI の後、被覆管温度が上昇し、強度が低下し延性が高まった被覆管が過渡 FP ガス放出に伴い上昇した内圧上昇により膨れ、破裂に至ったものと理解される。

現行の規制基準 (燃料棒の許容設計限界)^{55, 56}では、熔融及び脆性型破損が生じるとされている領域 (燃料棒内圧 <0.6 MPa) で高温破裂が生じたことから (図 2.15)、高温破裂の発生予測を可能とする指標を導入することが、図 2.15 の熔融・脆性型破損のしきい値と高温破裂型破損のしきい値を補完する上で有用である。

そこで、燃料挙動解析コード RANNS を用いて CN-1 及びこれまでの NSRR 実験⁵⁷下の燃料挙動 (図 2.16) を詳細に解析した。その結果、塑性不安定条件への近接度を表すパラメータ (局所的な変形や延性破損の発生を判断する際に用いられる) を用いることで、破裂発生ケース (CN-1) を非破損ケースと弁別することができた (図 2.16)⁵²。

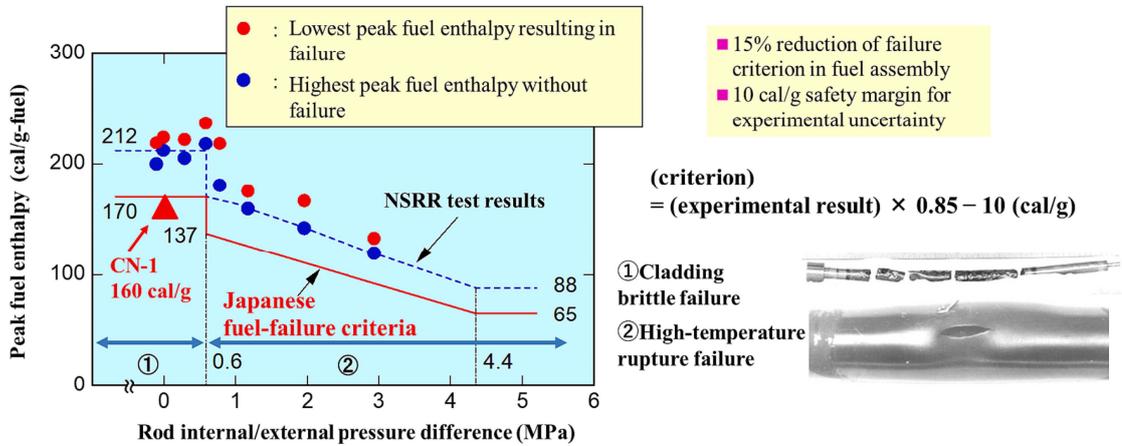
改良合金被覆管や事故耐性燃料被覆管では、現行材に比べ被覆管の通常運転時の水側腐食に伴う水素吸収の低減を狙いとしており、RIA 時の主な破損モードは PCMI 破損から CN-1 燃料で見られたような高温破裂に変遷していくと考えられる。そのため、本研究で破損有無の判断に有効性が確認された高温破裂発生予測手法は、MOX 燃料を含めて、今後の新型燃料の導入・燃料利用の高度化に備えその信頼性向上が望まれる。現状のモデル・解析 (図 2.16) では、高燃焼度 MOX 燃料からの過渡 PF ガス放出や放出後の燃料棒内ガス移行等の因子を推定するにとどまっており、これらの推定を裏付けるデータ・知見の拡充が重要である。



出典) Taniguchi Y., Mihara T., Kakiuchi K., Udagawa Y., “High-temperature rupture failure of high-burnup LWR-MOX fuel under a reactivity-initiated accident condition”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 195, pp. 110144_1 - 110144_11, 2024⁵²

図 2.14 CN-1 実験後破損開口部外観

Figure 2.14 Appearance of the rupture opening after the CN-1 experiment



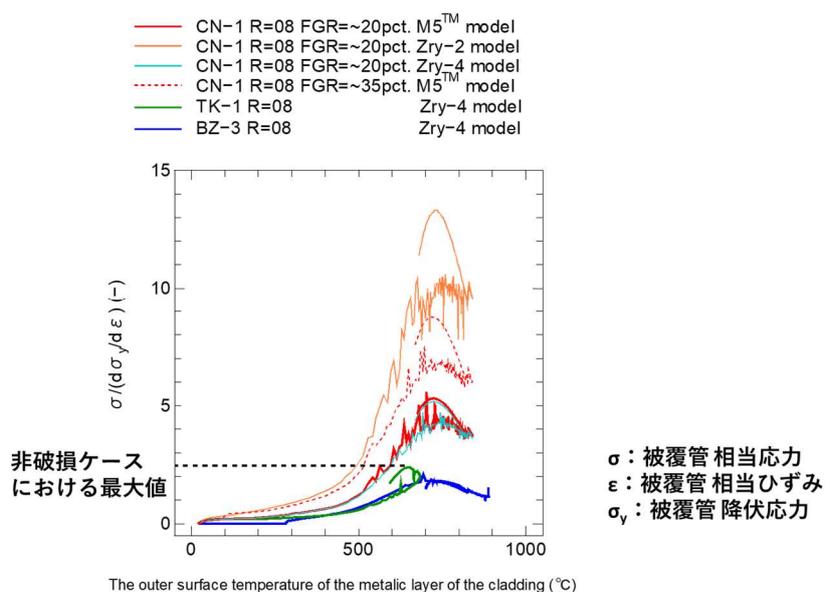
出典) Taniguchi Y., Mihara T., Kakiuchi K., Udagawa Y., “High-temperature rupture failure of high-burnup LWR-MOX fuel under a reactivity-initiated accident condition”, Annals of Nuclear Energy, Vol. 195, pp. 110144_1 - 110144_11, 2024. ⁵²

Fuketa, T., Sugiyama, T., “Current RIA-related regulatory criteria in Japan and their technical basis”, Proceedings of OECD/NEA Workshop on Nuclear Fuel Behaviour during Reactivity Initiated Accidents, Paris, France, 2009. ⁵⁵

Ishikawa, M., Shiozawa, S., “A study of fuel behavior under reactivity initiated accident conditions – review”, J. Nucl. Mater. 95 (1-2), 1–30, 1980. ⁵⁶

図 2.15 CN-1 実験データと現行の規制基準として用いられている燃料破損しきい値（燃料許容設計限界）との比較

Figure 2.15 Comparison of CN-1 experimental data and fuel failure threshold (fuel permissible design limit) used as current regulatory standard.



出典) Taniguchi Y., Mihara T., Kakiuchi K., Udagawa Y., “High-temperature rupture failure of high-burnup LWR-MOX fuel under a reactivity-initiated accident condition”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 195, pp. 110144_1 - 110144_11, 2024.⁵²

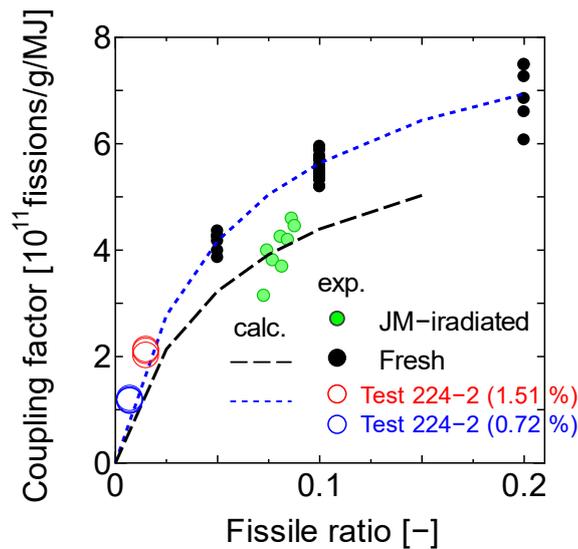
図 2.16 被覆管外周域の塑性不安定条件への近接度を表すパラメータによる CN-1（破損ケース）、TK-1/BZ-3（非破損ケース）解析結果の整理

Figure 2.16 Analysis results of CN-1 (rupture case) and TK-1/BZ-3 (non-rupture case) using parameters that represent the proximity of the outer peripheral area of the cladding to the plastic instability condition.

2.2.3 RIA 模擬試験における発熱量評価に関する評価

現行規制基準の内、PCMI 破損しきい値の根拠である RIA 模擬試験のデータベースは、高燃焼度燃料を対象とした NSRR 実験結果を主要なデータとしている。実験結果としての燃料エンタルピー増分は、NSRR 実験ごとに反応度事象時の中性子照射による試験燃料棒内発熱量を、中性子輸送計算解析コードを用いて算定している。従来、同評価手法の実験データによる検証は、主にウラン-235 濃縮度 5 %以上の条件範囲に限られたものであり^{23,51}、核分裂性ウランが消費された高燃焼度燃料の多くのケースに相当する濃縮度／核分裂性物質割合 2 %未満の領域については検証データが無かった。

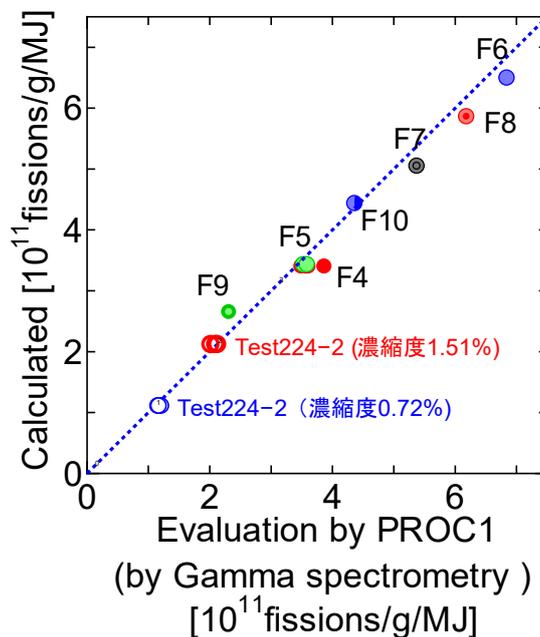
本研究では、RIA 模擬試験データベース及びそれを根拠とする PCMI 破損しきい値の信頼性向上のため、濃縮度 2%未満のデータを拡充した。低濃縮度の未照射燃料（濃縮度 1.51 %及び 0.72 %UO₂）を対象に NSRR で RIA 模擬試験を実施し、中性子照射中の試験燃料棒内の発熱量を評価した。その結果、新たに取得されたデータ点は従来評価されていた不確かさの範囲内に収まっており、低濃縮度条件における評価手法の信頼性を確認することができた（図 2.17、図 2.18）。



出典) Udagawa Y., Sugiyama T., Amaya M., “Thresholds for failure of high-burnup LWR fuels by pellet cladding mechanical interaction under reactivity-initiated accident conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol 56, No. 12, pp.1063-1072, 2019. ⁵¹

図 2.17 照射後試験による実験値及び解析コードによる評価値の比較 (1)

Figure 2.17 Comparison of experimental values from post-irradiation tests and evaluation values from analysis codes (1).



出典) Udagawa Y., Sugiyama T., Amaya M., “Thresholds for failure of high-burnup LWR fuels by pellet cladding mechanical interaction under reactivity-initiated accident conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol 56, No. 12, pp.1063-1072, 2019. ⁵¹

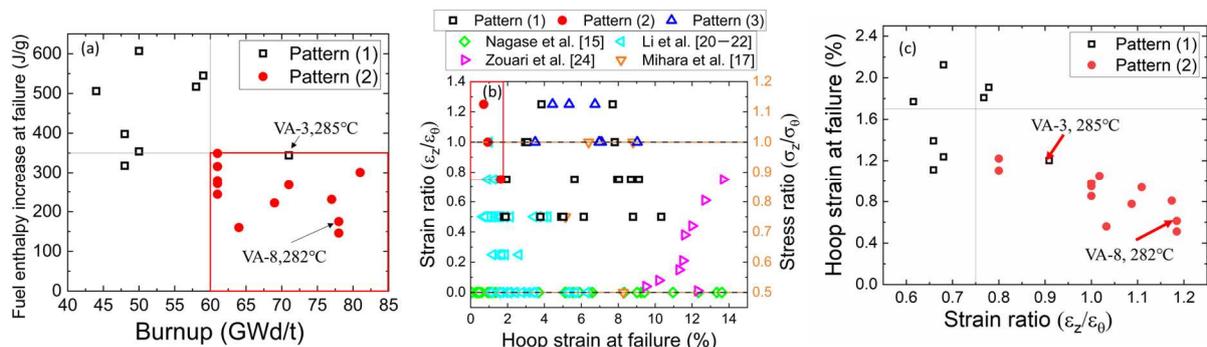
図 2.18 照射後試験による実験値及び解析コードによる評価値の比較 (2)

Figure 2.18 Comparison of experimental values from post-irradiation tests and evaluation values from analysis codes (2).

2.2.4 高燃焼度燃料の PCMI 破損形態変化に関する評価

高燃焼度燃料の RIA 模擬試験において、従来からの PCMI 破損の特徴である軸方向亀裂に加え、亀裂が周方向に回り込む破損形態が観察された（図 2.19 (a)において、Pattern (2)とする）。これらのケースでは燃料ペレットの燃料棒外放出率が大きくなるため、炉心冷却性評価の観点から、その発生条件やメカニズムについて研究を進めた。

高燃焼度燃料被覆管を模擬するために水素をあらかじめ吸収させた被覆管試料に対して軸方向及び周方向の二軸応力負荷試験を実施した。この試験は、高燃焼度燃料の PCMI 破損を模擬した分離効果試験としてのものである。その結果、①破損時の周方向ひずみが 2%未満、②軸対周ひずみ比が 0.75 以上、の 2 点を同時に満足する条件で、周方向への回り込みを伴う破損形態となることが明らかとなった（図 2.19 (b)、Pattern (2)）。この判定条件をこれまでの RIA 模擬試験に適用すると、破損形態の変化をほぼ捉えることができた（図 2.19 (c)、Pattern (2)）。したがって、安全評価上、PCMI 破損時に燃料ペレット放出割合が高くなる条件を判断するためのモデルとして活用可能といえる。



出典) Li, F., Mihara, T., Udagawa, Y., “A study on the fracture pattern change of high-burnup fuel cladding failed by pellet-cladding mechanical interaction failure under reactivity-initiated accident conditions”. J. Nucl. Sci. Technol., 2023. (受理済) ⁵⁸

図 2.19 (a)過去の RIA 模擬 NSRR 試験における破損形態・燃焼度・破損時エンタルピ増分の関係、(b)二軸応力負荷試験における亀裂回り込み発生しきい値と先行研究の比較、

(c)RIA 模擬試験結果と亀裂回り込み発生しきい値の比較

Figure 2.19 (a) The relationship between fracture pattern and burnup and fuel enthalpy increase at failure in RIA simulated tests, (b) comparison between biaxial stress test result and triggering condition and references, (c) comparison between RIA simulated test results and the triggering condition obtained from biaxial stress tests.

2.3 炉心損傷基準の設定に関する評価

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いて設定されている現行基準（LOCA 基準：被覆管最高温度 1473 K（1200 °C）と同一）の保守性の程度を検討する観点及び事故耐性燃料（ATF）の事故時の耐性を確認する観点から、LOCA 基準を超える高温条件（BDBA）での燃料損傷挙動、FP 放出挙動に係る文献調査⁶⁰⁻⁹⁶を実施した。

その調査の結果、被覆管外面酸化に関してはジルカロイの融点を上回る高温領域まで含め高温水蒸気中酸化反応速度定数が評価されていること、単調な温度上昇での水蒸気雰囲気という典型的なシビアアクシデント条件を想定すれば、1473 K 以上ではジルカロイ酸化反応熱により被覆管温度が急上昇し、短時間に燃料棒の熔融温度に達することが見込まれることが明らかとなった。すなわち、1473 K を超えると、短時間の内に炉心熔融温度まで上昇する可能性が高い。以上より、現行の炉心損傷開始温度 1473 K の設定は過度に保守的ではないと考えられる^{16,17}。

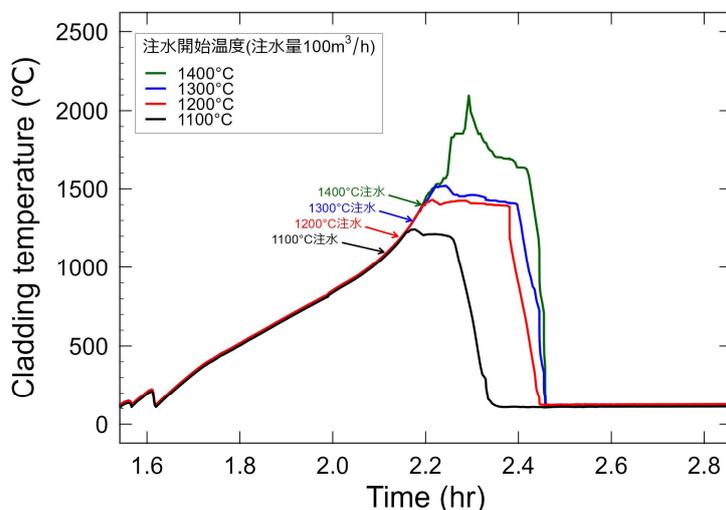
上記に加え、炉心各部の温度の時間変化及び炉心への注水との関係に関し、シビアアクシデント解析コード MELCOR 2.2⁹⁷による BWR 体系での全電源喪失事故解析を併せて実施し、同様の結論を得た。解析結果（図 2.20）から、現実的な注水量 100m³/h であれば、被覆管温度が 1300°C に到達するまでに注水することにより、その後の被覆管温度上昇を抑えられる。しかし、1200°C 付近からの被覆管温度の上昇速度が大きく、短時間で 1200°C から 1300°C に到達し、時間的余裕も少ないことから、1200°C を基準として冷却を求めることは過度に保守的でないと考えられる。

また、高温酸化反応の抑制をねらいとする ATF の開発が各国で進められており、日本では特に Cr コーティング被覆管の早期実用化を目指し、高温酸化試験等の炉外試験や先行照射試験が進行中である⁸³⁻⁹⁶。ATF としての Cr コーティング被覆管を想定して高温酸化反応の開始温度を 1573 K（1300 °C）とした解析では、被覆管熔融を 10 数分遅らせる、また注水による温度抑制が有効な時間区間についても有意に延伸させる効果（図 2.21）が確認された^{24,98}。一方、高温酸化反応開始後の温度急昇の度合いが従来材を上回ることが一部の実験的研究でも指摘されており^{85,98}、今後は ATF における高温酸化の抑制効果及びコーティング材料との共晶等の高温反応開始後における酸化挙動について、そのメカニズムとともに詳細を把握することが重要である。

上述の調査結果から、従来材（ジルカロイ）被覆管、ATF 被覆管に共通する課題として、著しく酸化が進んだ被覆管の高温条件下での強度あるいは延性について知見が十分ではなく、炉心崩壊の過程の推定が難しいこと、また、燃料ペレット-被覆管の高温化学反応⁶²は燃料挙動評価技術の多くで十分に取込まれていないことが挙げられる。ATF の一つである Cr コーティング被覆管では、事故時初期の段階においては被覆管外面の高温酸化反応が抑制されることから、被覆管内面での反応に関する評価が重要である。

調査やシビアアクシデント解析を通じ抽出した以上の課題認識を踏まえ、軽水炉の事故拡大防止策の有効性判断の信頼性向上及び ATF 導入も念頭においたより適切な炉心損

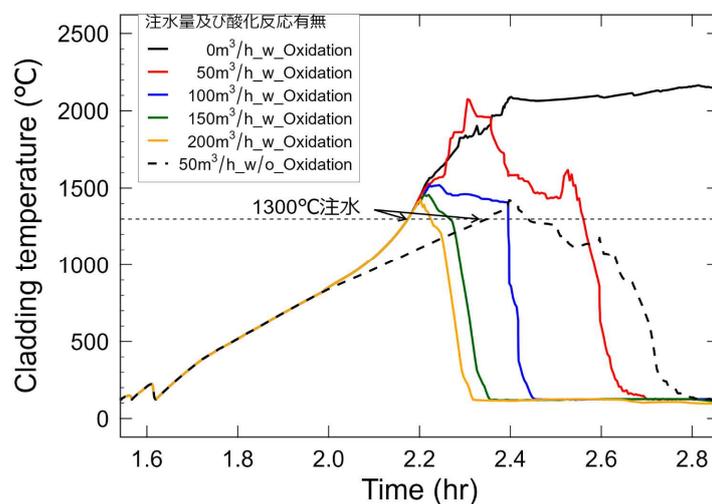
傷基準の検討に向け、今後は主に BDBA を想定した高温条件下の燃料挙動について知見を補完する試験手法、また、対応する高温挙動解析手法の整備を進めることが重要である。



出典) 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「令和 5 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 5 年度分)」、令和 6 年 3 月予定²⁴より改変

図 2.20 注水開始温度をパラメータとした解析例

Figure 2.20 Analysis example for the initiation of water injection at different cladding temperatures



出典) 燃料安全研究グループ、「軽水炉燃料の事故時挙動に関する研究」、令和 5 年度 原子力機構安全研究・防災支援部門-原子力規制庁長官官房技術基盤グループ合同研究成果報告会、2023 年 11 月⁹⁸

図 2.21 被覆管温度 1300°Cにおいて注水量をパラメータとした解析例

Figure 2.21 Analysis example for the water injection as the parameter at the cladding

temperature of 1300°C.

注) 「0 ~ 200 m³/h」は注水量を、「w_Oxidation」及び「w/o_Oxidation」はそれぞれ酸化反応の有無を示す。

3. 結論

3.1 成果の要点

国際研究プロジェクトで観察された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を目的として、JAEA燃料試験施設のホットセルに整備したLOCA模擬試験装置等を用いて高燃焼度燃料のLOCA時挙動を調べ、燃焼に伴う燃料ペレットの微細組織変化とLOCA時細片化挙動の相関を裏付ける知見を得た。また、被覆管の高温破裂時点での燃料棒内圧力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するとの示唆を得た。これらの結果を踏まえて、燃焼度と被覆管高温破裂時の燃料棒内圧力を説明変数とする被覆管破裂予測モデル及び燃料放出率予測統計モデルを整備した。両モデルを実装した燃料コードRANNS、4ループPWRの大破断LOCA時炉心熱流動と取り出し集合体燃焼度 55 GWd/tの平衡炉心状態をそれぞれモデル化したRELAP、CASMO/SIMULATEの解析により、炉心スケールでのFFRD影響を評価した。その結果、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の堆積により冷却性が損なわれると考えられる水準を下回り、本評価で想定し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考えられる。

さらに、LOCA後の長期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の大きさを保守的に模擬し、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に繰り返し荷重を負荷した曲げ破断強度を評価し、繰り返し荷重の影響は小さいことを確認した。

RIA時の破損エンタルピが、現行規制基準の一つであるPCMI破損しきい値を下回ったケース(RIA模擬試験OS-1)に関しては、同試験燃料の照射後試験や解析評価、比較対象RIA模擬試験に基づき、破損限界低下の最も重要な因子は被覆管金属層中の水素化物の径方向割合が大きかったことに加え、添加物燃料において従来型UO₂燃料よりも高い水準の過渡FPガス放出が、大きな被覆管変形に寄与したという知見を得た。また、高燃焼度MOX燃料において、従来UO₂燃焼では見られなかった内圧破裂型破損を生じたケース(CN-1)に関しては、同燃料棒の照射後試験及び比較のための追加のRIA試験を実施し、これら高燃焼度MOX燃料においては、初期のPCMIの後に被覆管の温度が上昇することにより強度が低下し、過渡FPガス放出に伴い内圧が上昇し、大変形、破裂に至ったとの確証を得た。さらに、高燃焼度燃料のPCMI破損時に見られ、燃料ペレットの棒外放出率増大を伴う、被覆管貫通亀裂の回り込み(破断)挙動について、軸/周二軸応力負荷

試験装置を用いた炉外分離効果試験により、その発生条件は破損時の変形度合いと二軸応力レベルから判定可能であることを明らかにした。

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適用されている現行基準（被覆管最高温度 1473 K（1200℃））について、LOCA 基準を超える高温条件での燃料損傷挙動に関する文献調査及び簡易的な解析を行い、現行 LOCA 基準は過度に保守的ではないと考えられた。

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高燃焼度燃料の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の検討及び適合性審査に資することを目的として、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模擬試験及びRIA模擬試験、FFRD現象が炉心冷却性に及ぼす影響の評価、燃焼度や燃料タイプがRIA時燃料破損限界や破損形態に及ぼす影響の評価などを実施することができた。

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）

- ① Yamauchi, A., “Study on the relationship between fuel fragmentation during a LOCA and pellet microstructure”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 58, No. 12, pp. 1330-1342, 2021.
- ② Kitano, K., Akiyama, H., “Research on the properties of high-burnup and high plutonium content mixed-oxide fuels”, J. Nucl. Mater., p.572. 2022.
- ③ Kitano, K., Ozawa, M., “The effect of spacer grids on the stress applied to a post-LOCA cladding tube under horizontal vibrations”, J. Nucl. Sci. Technol, Vol. 61, No. 4, pp. 498-508.

(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。

(4) その他

- ① 山内紹裕、垣内一雄、宇田川豊、北野剛司、「ナノインデンテーション法を用いた燃料被覆管の機械特性評価」、日本原子力学会 2021 年秋の大会、令和 3 年

3.3.2 委託先等による公表

(1) 論文（査読付）

- ① Udagawa, Y., Sugiyama, T., Amaya, M., “Thresholds for failure of high-burnup LWR fuels by Pellet Cladding mechanical interaction under reactivity-initiated accident conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol 56, No. 12, pp.1063-1072, 2019.
- ② 垣内一雄、天谷政樹、「燃料被覆管用改良合金の照射成長挙動」、日本原子力学会和文論文誌、19 巻、1 号、pp. 24-33, 令和 2 年
- ③ Narukawa, T., Amaya, M., “Four-point-bend tests on high-burnup advanced fuel cladding tubes after exposure to simulated LOCA condition”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol 57, No. 7, pp.782-791, 2020.
- ④ Narukawa, T., Amaya, M., “Fracture limit of high-burnup advanced fuel cladding tubes under loss-of-coolant accident conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol 57, No. 1, pp.68-78, 2020.
- ⑤ Udagawa, Y., Mihara, T., Taniguchi, Y., Kakiuchi, K., Amaya, M., “The Effect of base irradiation on failure behaviors of UO₂ and chromia-alumina additive fuels under simulated reactivity-initiated accidents; A Comparative analysis with FEMAXI-8”, Annals of Nuclear Energy, Vol. 139, No. 107268, 2020.
- ⑥ Li, F., Mihara, T., Udagawa, Y., Amaya, M., “Fracture-mechanics-based evaluation of failure limit on pre-cracked and hydrided Zircaloy-4 cladding tube under biaxial stress states”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol 57, No. 6, pp.633-645, 2020.
- ⑦ Kakiuchi, K., Udagawa, Y., Amaya, M., “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, Vol 155, No.108171, 2021.
- ⑧ Kakiuchi, K., Udagawa, Y., Amaya, M., “Irradiation growth behavior and effect of hydrogen absorption of Zr-based cladding alloys for PWR”, Annals of Nuclear Energy, Vol 171, No.109004, 2022.
- ⑨ Li, F., Narukawa, T., Udagawa, Y., “Evaluation of anisotropic elastic and plastic parameters of zircaloy-4 fuel cladding from biaxial stress test data and their application to a fracture mechanics analysis”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol 59, No. 12, pp.1455-1464, 2022.
- ⑩ Kakiuchi, K., Amaya, M., Udagawa, Y., “Engineering formulation of the irradiation growth behavior of zirconium-based alloys for light water reactors” , J. Nucl. Mater., Vol 573, 154110, 2023.
- ⑪ Li, F., Narukawa, T., Udagawa, Y., “The effect of a cyclic bending load on the bending resistance of ballooned, ruptured, and oxidized Zircaloy-4 cladding”, J. Nucl. Sci. Technol.,

DOI:/10.1080/00223131.2023.2293100

- ⑫ Li, F., Mihara, T., Udagawa, Y., “A study on the fracture pattern change of high-burnup fuel cladding failed by pellet-cladding mechanical interaction failure under reactivity-initiated accident conditions”. J. Nucl. Sci. Technol., 2023. (受理済)
- ⑬ Mihara, T., Kakiuchi, K., Taniguchi, Y., Udagawa, Y., “Behavior of high-burnup BWR UO₂ fuel with additives under reactivity-initiated accident conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol 60, No. 5, pp.512-525, 2023.
- ⑭ Taniguchi, Y., Mihara, T., Kakiuchi, K., Udagawa, Y., “High-temperature rupture failure of high-burnup LWR-MOX fuel under a reactivity-initiated accident condition”, Annals of Nuclear Energy, Vol. 195, No. 110144, 2024.

(2) 国際会議のプロシーディング (査読付)

- ① Amaya, M., Mihara, T., Kakiuchi, K., “Irradiation growth Behavior of improved Zr-based alloys for fuel cladding”, Proceeding of Top Fuel 2019, 2019.
- ② Mihara, T., Udagawa, Y., Amaya, M., Taniguchi, Y., Kakiuchi, K., “Behavior of LWR fuels with additives under reactivity-initiated accident conditions”, Proceeding of TopFuel 2019, 2019.
- ③ Taniguchi, Y., Mihara, T., Udagawa, Y., “Simulation of the effect of radially oriented hydride precipitates on failure limit of high-burnup BWR fuel cladding under PCMI loading”, Proceeding of TopFuel2021, 2021.
- ④ Mihara, T., Kakiuchi, K., Taniguchi, Y., Udagawa, Y., “Follow-up experimental study on causes of the low-enthalpy failure observed in the reactivity-initiated-accident-simulated test on LWR additive fuels”, Proceeding of TopFuel2021, 2021.
- ⑤ Narukawa, T., Udagawa, Y., “Study on mechanism and threshold conditions for fuel fragmentation during loss-of-coolant accident conditions,” Proceeding of TopFuel2021, 2021.
- ⑥ Li, F., Udagawa, T., Amaya, M., “Effects of pre-crack depth and hydrogen absorption on the failure strain of Zircaloy-4 cladding tubes under biaxial strain conditions”, Proceeding of ICONE2020, 2020.

(3) その他

- ① 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、平成 31 年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)、令和 2 年
- ② 垣内一雄、天谷政樹、「ジルカロイ 4 被覆管の照射成長に及ぼす製造条件の影響」、日本原子力学会 2020 年春の年会、令和 2 年

- ③ 垣内一雄、天谷政樹、「ジルカロイ-4被覆管の照射成長に及ぼす水素吸収の影響」、日本原子力学会 2020 年秋の年会、令和 2 年
- ④ 三原武、谷口良徳、秋山佳也、村松靖之、宇佐美浩二、吉田拓矢、宇田川豊、「高燃焼度 BWR 燃料及び PWR-MOX 燃料の反応度事故模擬実験；最近観察された破損限界低下及び破損モード変化の原因特定に向けた検討」、日本原子力学会 2021 年秋の大会、令和 3 年

3.4 成果の活用等

本研究で実施した、LOCA時燃料破損が炉心冷却性に与える影響評価、RIA時燃料破損が炉心安全性に与える影響評価及び炉心損傷基準の設定に関する評価から得られた成果から、本研究の範囲では、設置許可に関する燃料及び炉心の健全性及び冷却性に関する基準の妥当性を確認することができた。また、得られた成果は、今後事業者が改良型燃料を導入する際の適合性審査において、事業者による申請内容の技術的妥当性を判断する際の技術的根拠としても活用することができる。

3.5 今後の課題等

本研究で実施した、FFRDが実機PWRプラントに与える影響評価におけるモデルや解析条件は、最適評価モデル及び保守的なLOCA解析条件を用いているため、解析結果の不確かさをより正確に見積もる観点で改善の余地があると考えられる。また、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ため、不確かさが大きい。燃焼度以外の支配因子に係る議論は必ずしも収斂しておらず、各種国際プロジェクトでも活発な研究が継続している状況である。今後は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ことも併せ、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を発展させることが重要である。高温条件下の燃料損傷挙動については、本研究で実施した調査やシビアアクシデント解析を通じ抽出された課題を踏まえ、軽水炉の事故拡大防止策有効性判断の信頼性向上及びATF導入も念頭においた炉心損傷基準の検討のため、今後はATFを含めた高温条件下の燃料挙動について試験の実施及び高温挙動についての解析手法の整備を進めることが重要である。

参考文献一覧

- 1 独立行政法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、「平成 20 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書」、平成 21 年
- 2 独立行政法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、「平成 21 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書」、平成 22 年
- 3 独立行政法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、「平成 22 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書」、平成 23 年
- 4 独立行政法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、「平成 23 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書」、平成 25 年
- 5 独立行政法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、「平成 24 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書」、平成 26 年
- 6 独立行政法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、「平成 25 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書」、平成 26 年
- 7 独立行政法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、「平成 26 年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書」、平成 27 年
- 8 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、「平成 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」、平成 28 年
- 9 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、「平成 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）」、平成 30 年
- 10 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、「平成 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）」、平成 31 年
- 11 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、「平成 30 年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）」、平成 31 年
- 12 OECD/NEA, “Report on fuel fragmentation, relocation, dispersal”, NEA/CSNI/R (2016) 16, 2016.
- 13 原子力安全委員会、「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」、原子力安全委員会決定、昭和 59 年
- 14 原子力安全委員会、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」、原子力安全委員会決定、昭和 59 年
- 15 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、「平成 31 年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）」、令和 2 年
- 16 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 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）」、令和4年
- 17 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3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3年度分）」、令和4年
 - 18 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4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4年度分）」、令和5年
 - 19 独立行政法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、「平成18年度燃料等安全高度化対策事業に関する報告書」、平成19年
 - 20 独立行政法人日本原子力研究開発機構 安全研究センター、「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」、平成20年
 - 21 関西電力株式会社、「大飯発電所発電用原子炉設置許可申請書（3,4号炉完本）本文及び添付書類 令和3年5月現在」、令和3年
 - 22 宇田川豊、山内紹裕、北野剛司、天谷政樹、「燃料挙動解析コード FEMAXI-8 の開発—軽水炉燃料挙動モデルの改良と総合性能の検証—」、JAEA-Data/Code 2018-016、平成31年
 - 23 宇田川豊、鈴木元衛、天谷政樹、「軽水炉燃料の事故時挙動解析コード RANNS の反応度事故解析モデル開発」、JAEA-Data/Code 2014-025、平成27年
 - 24 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5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5年度分）」、令和6年（予定）
 - 25 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、「ナノインデンテーション法による LOCA 模擬試験後ジルカロイ被覆管の機械特性評価」、JAEA-Research 2022-001、令和4年
 - 26 原子力規制庁長官官房技術基盤グループ、「共同研究成果報告書燃料被覆管の機械特性及び熱物性に及ぼす水素吸収・酸化の影響評価」、令和5年
 - 27 H. Uetsuka, T. Furuta, and S. Kawasaki, “Zircaloy-4 Cladding Embrittlement due to Inner Surface Oxidation under Simulated Loss-of-Coolant Condition,” J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 18, No. 9, pp. 705–717, 1981
 - 28 Wiesenack, W., “HRP-380, Summary of the Halden Reactor Project LOCA test series IFA-650”, Halden Reactor Project, 2013.
 - 29 Raynaud, P. A. C., “Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal During the Loss-of-Coolant Accident”, NUREG-2121, 2012.
 - 30 Karlsson, J., Engman, U., Janzon, C., Jädernäs, D., Kese, K., König, M., Magnusson, P., Minghetti, D., Puranen, A., Tejland, P., Zwicky, H.U., “SCIP III – Test Method Descriptions”,

- Studsvik Nuclear AB, STUDSVIK/N-15/315, SCIP III-196, 2015.
- 31 Bales, M., Chung, A., Corson, J., Kyriazidis, L., "Interpretation of research on fuel fragmentation, relocation, and disposal at high burnup", RIL 2021-13, U.S.NRC, 2021.
 - 32 Narukawa, T, Udagawa, Y., "Study on mechanism and threshold conditions for fuel fragmentation during loss-of-coolant accident conditions", Proceedings of TopFuel2021, 2021.
 - 33 Furumoto, K., Udagawa, Y., "Effects of azimuthal temperature distribution and rod internal gas energy on ballooning deformation and rupture opening formation of a 17 × 17 type PWR fuel cladding tube under LOCA-simulated burst conditions", J. Nucl. Sci. Technol., Vol 60, No. 5, pp.500-511, 2023.
 - 34 Kitano, K., Ozawa, M., "The effect of spacer grids on the stress applied to a post-LOCA cladding tube under horizontal vibrations.", J. Nucl. Sci. Technol, Vol. 61, No. 4, pp. 498-508.
 - 35 Billone, M. C., "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.
 - 36 Flanagan, M., "Mechanical behavior of ballooned and ruptured cladding", Washington (DC): The U.S. Nuclear Regulatory Commission. (Report no. NUREG-2119), 2012.
 - 37 Kitano, K., Ozawa, M., "Analysis of stress applied to a ruptured cladding tube under horizontal vibration", J. Nucl. Sci. Technol., Vol 57, Issue 9, pp.1051-1061, 2020.
 - 38 永瀬文久、更田豊志、「LOCA 条件下における燃料棒—グリッド間相互作用」、日本原子力学会、2006 年秋の大会、平成 18 年
 - 39 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、平成 18 年
 - 40 Nagase, F., "An experimental study related to axial constraint of fuel rod under LOCA conditions", Ann. Nucl. Energy. Vol.171, No. 109052, 2022.
 - 41 Baker L, Just LC. "Studies of metal–water reaction at high temperatures, III. Experimental and theoretical studies of the zirconium–water reaction ANL-6548", 1962.
 - 42 Yumura, T., Amaya, M., "Effects of ballooning and rupture on the fracture resistance of Zircaloy-4 fuel cladding tube after LOCA-simulated experiments." Ann. Nucl. Energy. Vol.120, pp. 798-804, 2018.
 - 43 Nagase, F., Uetsuka, H, "Behavior of pre-hydrided Zircaloy-4 cladding under simulated LOCA conditions", J. Nucl. Sci. Technol. Vol. 42, pp.209-218, 2005.
 - 44 Mihara, T., Udagawa, Y., Amaya, M., Taniguchi, Y., Kakiuchi, K., "Behavior of LWR fuels with additives under reactivity-initiated accident conditions", Proceedings of TopFuel 2019, ,

2019.

- 45 Mihara, T., Kakiuchi, K., Taniguchi, Y., Udagawa, Y., “Follow-up experimental study on causes of the low-enthalpy failure observed in the reactivity-initiated-accident-simulated test on LWR additive fuels”, Proc. TopFuel2021, Santander, Spain, October 24–28, 2021.
- 46 Udagawa, Y., Mihara, T., Taniguchi, Y., Kakiuchi, K., Amaya, M., “The effect of base irradiation on failure behaviors of UO₂ 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.
- 47 Arborelius, J., Backman, K., Hallstadius, L., Limbäck, M., Lilsson, J., Rebensdorff, B., Kitano, K., Löfström, R., Rönnerberg, “Advanced doped UO₂ pellets in LWR applications”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 43, No. 9, pp.967-976, 2006.
- 48 Mihara, T., Kakiuchi, K., Taniguchi, Y., Udagawa, Y., “Behavior of high-burnup BWR UO₂ fuel with additives under reactivity-initiated accident conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol 60, No. 5, pp.512-525, 2023.
- 49 三原武、谷口良徳、秋山佳也、村松靖之、宇佐美浩二、吉田拓矢、宇田川豊、「高燃焼度 BWR 燃料及び PWR-MOX 燃料の反応度事故模擬実験；最近観察された破損限界低下及び破損モード変化の原因特定に向けた検討」、日本原子力学会 2021 年秋の大会、令和 3 年
- 50 Taniguchi, Y., Mihara, T., Udagawa, Y., “Simulation of the effect of radially oriented hydride precipitates on failure limit of high-burnup BWR fuel cladding under PCMI loading”, Proceedings of TopFuel2021, 2021.
- 51 Udagawa, Y., Sugiyama, T., Amaya, M., “Thresholds for failure of high-burnup LWR fuels by pellet cladding mechanical interaction under reactivity-initiated accident conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 56, No. 12, pp.1063-1072, 2019.
- 52 Taniguchi, Y., Mihara, T., Kakiuchi, K., Udagawa, Y., “High-temperature rupture failure of high-burnup LWR-MOX fuel under a reactivity-initiated accident condition”, Annals of Nuclear Energy, Vol. 195, pp. 110144_1 - 110144_11, 2024.
- 53 Fuketa, T., Sugiyama, T., Umeda, M., Sasajima, H., Nagase, F., “Behavior of LWR/MOX fuels under reactivity-initiated accident conditions”, Proceedings of Top Fuel 2009, 2009.
- 54 谷口良徳、三原武、垣内一雄、袴塚駿、吉田拓矢、宇田川豊、「高燃焼度燃料の反応度事故時破損挙動に関する研究(PWR-MOX 燃料で観察された破損モード変化の分析と発生条件の解析)」、日本原子力学会 2022 年秋の大会、令和 4 年
- 55 Fuketa, T., Sugiyama, T., “Current RIA-related regulatory criteria in Japan and their technical basis”, Proceedings of OECD/NEA Workshop on Nuclear Fuel Behaviour during Reactivity Initiated Accidents, Paris, France, 2009.
- 56 Ishikawa, M., Shiozawa, S., “A study of fuel behavior under reactivity initiated accident

- conditions – review”, *J. Nucl. Mater.*, Vol. 95 Issues 1-2, pp. 1–30, 1980.
- 57 Fuketa, T., Sasajima, H., Sugiyama, T., “Behavior of high-burnup PWR fuels with low-Tin Zircaloy-4 cladding under reactivity-initiated-accident conditions”, *Nucl. Technol.*, Vol. 133, No. 1, pp. 50-62, 2001.
- 58 Li, F., Mihara, T., Udagawa, Y., “A study on the fracture pattern change of high-burnup fuel cladding failed by pellet-cladding mechanical interaction failure under reactivity-initiated accident conditions”. *J. Nucl. Sci. Technol.*, 2023. (受理済)
- 59 川崎了、生田目健、村尾良夫、成富満夫、内田正明、星蔦雄、西尾軍治、藤城俊夫、塩沢周策、植田脩三、「炉心損傷に関する研究の現状と課題」、JAERI-M82-039、昭和 52 年
- 60 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ー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ー」、平成 29 年
- 61 Urbanic, V. F., Heidrich, T. R., “High-Temperature Oxidation of Zircaloy-2 and Zircaloy-4 in Steam”, *J. Nucl. Mater.*, Vol. 75, pp. 251-261, 1978.
- 62 Hofmann, P., Kerwin-Peck, D., “UO₂/Zircaloy-4 chemical interactions from 1000 to 1700°C under isothermal and transient temperature conditions”, *J. Nucl. Mater.*, Vol. 124, pp.80-105, 1984.
- 63 Hofmann, P., Stuckert, J., Miassoedov, A., Veshchunov, M.S., Berdyshev, A.V., Boldyrev, A.V., ”ZrO₂ Dissolution by Molten Zircaloy and Cladding Oxide Shell Failure. New Experimental Results and Modelling”, FZKA 6383 INV-CIT(98)-P026, 1999.
- 64 Hofmann, P., " Current knowledge on core degradation phenomena, a review", *J. Nucl. Mater.*, Vol. 270, pp. 194-211, 1999.
- 65 Kurata, M., Barrachin, M., Haste, T., Steinbrueck, M., “Phenomenology of BWR fuel assembly degradation” , *J. Nucl. Mater.*, Vol. 500, pp. 119-140, 2018.
- 66 Ikegawa, T., Kondo, T., Sakamoto, K., Yamashita, S., "PERFORMANCE EVALUATION OF ACCIDENT TOLERANT FUEL CLADDINGS DURING SEVERE ACCIDENTS OF BWRs", *Proceedings of TopFuel 2018*, , 2018.
- 67 Guo, Z., Dailey, R., Zhou, Y., Sun, Z., Wang, J., Corradini, M., L., ”Effect of ATF Cr-coated-Zircaloy on BWR In-vessel Accident Progression during a Station Blackout”, *Nuclear Engineering and Design* 372, 110979, 2021.
- 68 Barrachin, M., de Luze, O., Haste, T., Repetto, G., ”Late phase fuel degradation in the Phébus FP tests”, *Annals of Nuclear Energy* 61, pp.36–53, 2013.
- 69 Itoh, A., Kobayashi, Y., Suzuki, A., Sato, T., Shirasu, N., Nagae, Y., Kurata, M., "Thermodynamic approach for determination of fuel relocation condition in severe accident

- progression", *J. Nucl. Mater.*, Vol.529, 151925, 2020.
- 70 IAEA, "Fission gas release and fuel rod chemistry related to extended burnup", IAEA-TECDOC-697, Proceedings of a Technical Committee Meeting held in Pembroke, 1992.
- 71 Lemire, R.J., Dickson, L.W., "Overview of Release Phenomenology in Phebus FP and Comparison with Out-of-Pile Experiments", AECL-CONF-1371, 2003.
- 72 Brillant, G., Marchetto, C., Plumecocq, W., "Fission product release from nuclear fuel II. Validation of ASTEC/ELSA on analytical and large scale experiments", *Annals of Nuclear Energy* Vol. 61, pp. 96–101, 2013.
- 73 Osborne, M. F., Collins, J. L., Lorenz, R. A., "Experimental Studies of Fission Product Release from Commercial Light Water Reactor Fuel Under Accident Conditions", *NUCLEAR TECHNOLOGY*, Vol. 78, pp. 157-169, 1987.
- 74 Gauntt, P. O., "Synthesis of VERCORS and Phebus Data in Severe Accident Codes and Applications", SAND2010-1633, 2010.
- 75 Andre, B., Ducros, G., Leveque, J. P., Osborne, M. F., Lorenz, R. A., Maro, D., "Fission Product Releases at Severe Light Water Reactor Accident Conditions: ORNL/CEA Measurements Versus Calculations", *NUCLEAR TECHNOLOGY*, Vol. 114, pp.23-50, 1996.
- 76 Hidaka, A., Kudo, T., Nakamura, T., Uetsuka, H., "Enhancement of Cesium Release from Irradiated Fuel at Temperature above 2,800 K", *Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY*, Vol. 39, No. 3, pp. 273–275, 2002.
- 77 Hidaka, A., Kudo, T., Nakamura, T., Uetsuka, H., "Decrease of Cesium Release from Irradiated UO₂ Fuel in Helium Atmosphere under Elevated Pressure of 1.0 MPa at Temperature up to 2,773K", *Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY*, Vol. 39, No. 7, pp. 759–770, 2002.
- 78 Hidaka, A., Kudo, T., Ishikawa, J., Fuketa, T., "Radionuclide Release from Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Terms", *Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY*, Vol.42, No.5, pp.451-461, 2005.
- 79 Pontillon, Y., Ducros, G., "Behaviour of fission products under severe PWR accident conditions The VERCORS experimental programme—Part 2: Release and transport of fission gases and volatile fission products", *Nuclear Engineering and Design*, Vol. 240, pp. 1853–1866, 2010.
- 80 Pontillon, Y., Malgouyres, P.P., Ducros, G., Nicaise, G., Dubourg, R., Kissane, M., Baichi, M., "Lessons learnt from VERCORS tests. Study of the active role played by UO₂–ZrO₂–FP interactions on irradiated fuel collapse temperature", *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 344, pp. 265-273, 2005.
- 81 Ducros, G., Pontillon, Y., Malgouyres, P.P., "Synthesis of the VERCORS experimental programme: Separate-effect experiments on Fission Product release, in support of the

- PHEBUS-FP programme”, *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 61, pp. 75–87, 2013.
- 82 Lewis, B.J., Dickson, R., Iglesias, F.C., Ducros, G., Kudo, T., “Overview of experimental programs on core melt progression and fissionproduct release behaviour”, *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 380, pp.126-143, 2008.
- 83 Kim, D., Steinbrück, M., Grosse, M., Tang, C., Lee, Y., “Eutectic reaction and oxidation behavior of Cr-coated Zircaloy-4 accident-tolerant fuel cladding under various heating rates”, *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 583, No. 154538, 2023.
- 84 Kashkarov, E.B., Sidelev, D.V., Syrtanov, M.S., Tang, C., Steinbrück, M., “Oxidation kinetics of Cr-coated zirconium alloy: Effect of coating thickness and microstructure”, *Corrosion Science*, Vol. 175, No. 108883, 2020.
- 85 Steinbrück, M., Stegmaier, U., Große, M., Czerniak, L., Lahoda, E., Daum, R., Yueh, K., ”High-temperature oxidation and quenching of chromium-coated zirconium alloy ATF cladding tubes with and w/o pre-damage”, *Journal of Nuclear Materials*, Vol. 559, No. 153470, 2022.
- 86 Tang, C., Grosse, M., Steinbrueck, M., Shirvan, K., “OXIDATION AND QUENCH BEHAVIOR OF COLD SPRAYING Cr-COATING ZIRCONIUM FUEL CLADDING UNDER SEVERE ACCIDENT SCENARIOS”, *Proceedings of Top Fuel 2019*, 2019.
- 87 Wang, J., Yeom, H., Humrickhouse, P., Sridharan, K., Corradini, M., “Effectiveness of Cr-Coated Zr-Alloy Clad in Delaying Fuel Degradation for a PWR During a Station Blackout Event”, *NUCLEAR TECHNOLOGY*, Vol. 206, pp.467–477, 2020.
- 88 Feng, T., Wang, J., Zhou, Y., Song, P., Wang, M., Dailey, R., Tian, W., Corradini, L., “Quantification of the effect of Cr-coated-Zircaloy cladding during a short term station black out”, *Nuclear Engineering and Design* Vol. 363, No. 110678, 2020.
- 89 Goldner, F, Mccaughey, W., Wachs, D., Nelson, A., Saleh, T., "THE U.S. ACCIDENT TOLERANT FUELS PROGRAM —Transforming the Future of LWR Fuels", *Proceedings of TopFuel 2022*, 2022.
- 90 Karoutas, Z., Metzger, K., Pitruzzella, E., Vallencour, C., "Westinghouse EnCore Accident Tolerant Fuel And High Energy Program", *Proceedings of TopFuel 2022*, 2022.
- 91 Vioujard, N., Lewis, C., Maxson, W., Reed, J., "PROtect: The E-ATF solution by Framatome – overview of recent achievements and next steps", *Proceedings of TopFuel 2022*, 2022.
- 92 Nimishakavi, K., Schweitzer, E., Buchanan, K., "Framatome’s Evolutionary E-ATF Solution: Feedback from the irradiation programs on PROtect Cr-coated M5Framatome Cladding", *Proceedings of TopFuel 2022*, 2022.
- 93 Fallot, L., Martínez, L., Doncel, N., Walters, J., Zhang, J., Meert, A., "Poolside Visual Inspection of Cr-Coated Lead Test Rods at Doel 4 after One Irradiation Cycle", *Proceedings*

- of TopFuel 2022, 2022.
- 94 Olson, L., Pitruzzella, E., Walters, J., Roberts, E., Mitchell, D., "Accident Tolerant and High Burnup Hotcell PIE at ORNL", Proceedings of TopFuel 2022, 2022.
- 95 Vidal, J., Río, I., Walters, J., Long, Y., Linsuaín, O., "Out-Of-Reactor Creep Analysis Of Chromium Surface-Coated Optimized ZIRLO™ Cladding", Proceedings of TopFuel 2022, 2022.
- 96 Steinbrüeck, M., Große, M., Tang, C., Stuckert, J., "Limiting Degradation Mechanisms for High-Temperature Oxidation Resistance of Promising ATF Cladding Solutions", Proceedings of TopFuel 2022, 2022.
- 97 Humphries L., "MELCOR Computer Code Manuals", Version 2.2.9541 2017, SAND2017-0876, 2017.
- 98 燃料安全研究グループ、「軽水炉燃料の事故時挙動に関する研究」、令和 5 年度 原子力機構安全研究・防災支援部門-原子力規制庁長官官房技術基盤グループ合同研究成果報告会、2023 年

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

江口 裕 主任技術研究調査官

山内 紹裕 技術研究調査官

小澤 正明 技術参与

北野 剛司 安全技術管理官（システム安全担当）