

研究計画(案)

1. プロジェクト (始期: R6年度 終期: R10年度)	10 事故耐性燃料等の事故時挙動研究	担当部署	技術基盤グループ システム安全研究部門
		担当責任者	江口裕 主任技術研究調査官
2. カテゴリー・ 研究分野	【原子炉施設】G)核燃料	主担当者	福田拓司 主任技術研究調査官 山内紹裕 副主任技術研究調査官
3. 背景	<p>(1)規制課題</p> <p>原子炉は安全性確保の観点から、異常な過渡事象や事故が発生した場合でもそれらが拡大せず収束できるよう設計されており、事業者は安全評価を通して、設計の妥当性を確認している。適合性審査においては、事業者が行った評価をもとに、当該原子炉施設が規制基準に適合するものであるかを審査している。現行の規制基準*では、燃料に対して、通常運転時及び異常な過渡変化時において燃料被覆材が破損しないものであること、また、異常な過渡変化時及び設計基準事故(Design Basis Accident、以下「DBA」という。)時において、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できるものであることを求めており、審査において、これら規制基準への適合性を判断するためには、原子炉の通常運転時、異常な過渡変化時及びDBA時の燃料挙動を十分把握しておく必要がある。</p> <p>現在、事故時の炉心溶融や燃料被覆材と水蒸気との酸化反応による水素発生を開始を遅らせることを目的とした事故耐性燃料(Accident Tolerant Fuel、以下「ATF」という。)の開発が世界的に進められている。代表的なATFとして、従来のZr合金被覆管の外側表面にCrを薄くコーティングしたCrコーティングZr合金被覆管(図1)、改良ステンレス鋼(FeCrAl)被覆管、炭化ケイ素(SiC)被覆管等がある。我が国においてはCrコーティングZr合金被覆管を用いたATFについて、令和7年に少数体の先行的な導入を開始し、その後令和12年以降に本格的な導入を行う計画が事業者により示されている^{[1],[2]}。ATFは、使用する材料や設計の変更により事故時の安全性の向上が見込まれるものの、通常運転時からDBA時、さらに、DBAを上回る事故(Beyond DBA、以下「BDBA」という。)条件下の燃料挙動が従来型燃料と異なることが想定される。従って、事業者によるCrコーティングZr合金被覆管の導入申請に備え、各事象において規制基準へ適合することを確認するための知見を取得することが必要である。なお、現行の規制基準では、重大事故への拡大防止として炉心の著しい損傷の防止、また、想定される重大事故等が生じた場合には原子炉格納容器の破損の防止を求めているが、この炉心の著しい損傷対策の有効性判断の基準として、LOCA基準(被覆管最高温度$\leq 1200^{\circ}\text{C}$、被覆管酸化量$\leq 15\%$化学量論的酸化量)を用いている。安全研究プロジェクト「事故時炉心冷却性に対する燃料破損影響評価研究」(R1-R5)における検討の結果から、従来型燃料については、1200°Cを越える温度では被覆管の酸化速度が速く、1200°Cを著しい損傷開始の判断基準とすることは過度に保守的ではないとの見込みが得られつつあるが、ただし、ATFについては上述のように1200°Cを越える温度での損傷挙動が従来型燃料と比べて異なる可能性があるため、損傷挙動の従来型燃料との違いについて知見を取得し、安全性を損なうような想定外の反応や事象が発生しないことを確認する必要がある。</p> <p>従来型燃料については、DBAの一つとして想定される冷却材喪失事故(Loss Of Coolant Accident、以下「LOCA」という。)において、燃料ペレットの破碎・細片化、発生したペレット細片の被覆管膨れ部への移動・集積及び破裂部からの放出(Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal、以下「FFRD」という。)等のように、原子炉の安全性に影響を及ぼし得るが現行基準では考慮されていない燃料損傷挙動が事故模擬試験等から確認されている。それら挙動のうち、知見の蓄積が十分でないものについては、引き続き試験研究を進め、必要に応じて規制基準等の見直しの検討を行うことが重要である。</p> <p>(2)研究課題</p> <p>CrコーティングZr合金被覆管については、安全性が向上すること及び規制基準へ適合することを確認するための知見を取得することが研究課題となる。CrコーティングZr合金被覆管は、従来のZr合金被覆管に比べ事故時の変形・酸化に耐性があり、また水素発生が抑えられることにより事象進展を遅らせることが期待される一方で、高温においてはCr-Zr共晶反応により液相が生じること^[3]、Cr層へのZr拡散により保護効果が喪失すること^[4]、Cr層の剥がれが生じた場合にはCr-Zr界面で応力集中が生じること^[5]、電池形成により腐食が生じ得ること^[6]等が知られている。そのため、DBAやBDBA時の燃料挙動に対するCrコーティングの影響を明らかにする必要がある。なお、BDBA条件における燃料挙動については、従来型燃料の研究も少ないため、著しい炉心損傷(燃料溶融)に至るまでの燃料損傷過程が明らかとなっておらず、ATFの比較対象となるデータがない。ATF単独で試験した場合はATFの安全性向上の程度を確認できないことから、従来型燃料及びATFの両方についてBDBAを模擬した高温試験等を実施して知見を拡充し、ATFの安全性向上を確認する必要がある。</p> <p>現行基準で考慮されていない燃料損傷挙動のうち、FFRDが発生するしきい燃焼度については国際共同研究プロジェクト^[7]等において明らかになりつつあるが、燃焼度以外の発生条件が未だ明らかになっていないため、引き続き発生条件解明のための研究を進める必要がある。特に、我が国で用いられる混合酸化物(Mixed Oxide、以下「MOX」という。)燃料は、Pu濃度が局所的に高い部分(以下「Puスポット」という。)があり、LOCA時のFFRD挙動がUO_2燃料と異なる可能性が指摘されているものの、世界的にもごく限られた試験データしか存在しない。そのため、試験データを拡充し、MOX燃料のFFRD発生条件を明らかにする必要がある。また、MOX燃料については反応度投入事故(Reactivity Initiated Accident、以下「RIA」という。)を模擬した試験において、従来見られなかった内圧の上昇による燃料破損が確認されており^[8]、内圧上昇の原因となる核分裂生成物の希ガス(Fission product gas、以下「FPガス」という。)の放出挙動を調べる必要がある。さらに、LOCA後の炉心冷却性維持の評価に資するため、LOCAによる高温酸化・荷重負荷を経験した燃料被覆管を対象として、地震時に燃料棒に負荷されると考えられる繰り返し荷重に対する破損限界を調べる必要がある。</p> <p>*「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」</p>		

4. 目的	<p>以下を目的として本プロジェクトを実施する。</p> <p>(1) 今後導入が想定される ATF について、従来型燃料とは異なる燃料材料や燃料設計が燃料挙動や破損メカニズム等に与える影響を明らかにし、基準適合性の判断根拠に資する知見を取得する。</p> <p>(2) 現行基準では考慮されていない燃料損傷挙動が原子炉安全性・炉心冷却性等に与える影響を評価するために必要な技術知見を拡充し、LOCA、RIA 等に関する指針類の見直しの検討に資する。</p>
5. 知見の活用先	<p>本プロジェクトで得られた知見は、将来事業者により ATF 導入の申請があった際に、適合性審査において事業者が実施する安全性評価の妥当性を確認するための技術的根拠として活用する。また、最新知見の規制への反映として、必要に応じて現行の LOCA、RIA 等に関する指針類の見直し要否の検討に活用する。さらに、本プロジェクトにおける研究活動は、中長期的な規制課題に備え、職員の解析技術の向上及び燃料試験施設の維持につながる。</p>
6. 安全研究概要	<p>本プロジェクトの研究は、「原子力規制委員会における安全研究の基本方針」(令和元年5月29日原子力規制委員会決定)における安全研究のうち以下の分類に基づき実施する。</p> <p>①規制基準等の整備に活用するための知見の収集・整備(以下「分類①」という。)</p> <p>②審査等の際の判断に必要な知見の収集・整備(以下「分類②」という。)</p> <p>④技術基盤の構築・維持(以下「分類④」という。)</p> <p>(1)ATF 等の燃料損傷挙動等に関する研究【分類①②④】</p> <p>現在、ATF は種々の設計概念が提案され、開発が進められている。それらの中で、事業者により早期の導入が想定される ATF である Cr コーティング Zr 合金被覆管について、安全性評価の妥当性確認に資する知見を取得し、また、従来型燃料も含め BDBA 模擬条件における燃料棒損傷状態に関する知見を取得するため、以下の項目を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ Cr コーティング Zr 合金被覆管を用いて LOCA(図 2)及び RIA(図 3)等の事故条件(温度、雰囲気、燃料棒内圧、熱・機械荷重)を模擬した試験を実施し、燃料の変形、破裂、高温酸化、Cr-Zr 共晶、脆化挙動、損傷限界等についての知見を取得する。 ・ Cr コーティング Zr 合金被覆管及び通常の Zr 合金被覆管を用いて BDBA 模擬条件を含む高温下における、被覆管の強度や延性等機械特性及び損傷条件についての知見を取得する。 ・ BDBA 模擬条件における燃料棒損傷条件の評価、特に被覆管に作用する機械的負荷の種別及び程度の把握のため、照射済燃料ペレットの 1200℃超での加熱試験を実施し、高温での燃料ペレットの状態、膨張量、FP ガス放出量に関するデータを取得する。 ・ 上記で得られた被覆管及びペレット挙動の試験結果より、ペレット-被覆管の力学的相互作用の有無等を検討し、BDBA 模擬条件での燃料棒損傷状態を評価する。 ・ 上記で得られた被覆管挙動の試験結果を用いて被覆管高温挙動モデルを検証するとともに、同試験結果やペレット試験結果を用いて被覆管の破断・崩落モデル及びペレットのスウェリングモデル等を作成し、これらを用いることにより、BDBA 模擬条件での著しい炉心損傷状態を把握する手法を整備する。 <p>(2)現行基準で考慮されていない事故時燃料損傷挙動に関する研究【分類①②④】</p> <p>FFRD 等の現行基準で考慮されていない燃料損傷挙動のうち、知見の蓄積が十分ではなく、かつ、原子炉の安全性に影響を与える懸念がある挙動について、データを拡充するため以下を実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 照射済 MOX 燃料を用いて LOCA 時の温度条件を模擬した加熱試験等を実施し、Pu の添加が LOCA 時の FFRD 挙動に与える影響、特にペレット細片化の度合いや FP ガス放出挙動との相関について調査する。さらに、Pu スポットが点在する MOX 燃料及び Pu スポットのない均一組織を持つ MOX 燃料の結果を比較し、Pu スポットの影響について把握する。 ・ 照射済燃料を用いて LOCA 時の温度、雰囲気、燃料棒内圧等条件を模擬した加熱試験等によりペレット細片化や被覆管膨れ部への移動・集積、放出量等のデータを取得し、また、国際共同研究プロジェクト(SCIP-4 等)で実施されている照射済燃料を用いた LOCA 模擬試験等で得られるデータと合わせることで、LOCA 時の被覆管到達温度、温度上昇速度等が FFRD 挙動に与える影響についての知見を取得する。 ・ 上記項目で取得した燃料試験データを用いて、FFRD に関わる挙動、特に被覆管の変形・破裂、ペレット細片化発生、被覆管膨れ部への移動・集積による局所温度増、その高温酸化への影響、ペレットの燃料棒外放出量を評価可能なモデルを実装した燃料挙動解析コードを検証するとともに、実機プラントの LOCA 解析を実施し、FFRD 発生の有無及び発生した場合の影響(特に、ペレット細片の再配置による線出力の増加及び炉内放出量等)を評価する。 ・ Pu スポットの点在する照射済 MOX 燃料を用いて RIA 時の急峻な核加熱と温度上昇を模擬した条件の実験を行い、UO₂ 燃料との比較により FP ガス放出挙動における MOX 燃料の特性を評価する。 ・ RIA 試験後における Pu スポットの状態を観察し、FP ガス放出挙動データと合わせて、Pu スポット内の微小 FP ガス気泡が RIA 時のペレット細片化に与える影響を検討する。 ・ LOCA 模擬試験により破裂及び高温酸化した被覆管試料を用いて繰り返し曲げ試験を行い、LOCA 後の地震に対する被覆管の折損強度を評価する。

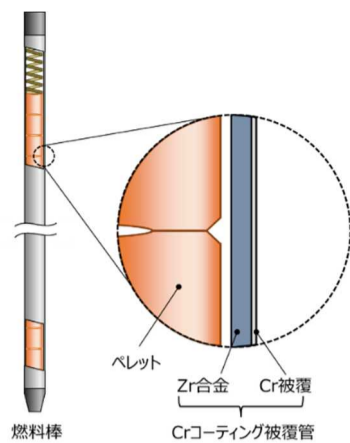


図1 Crコーティング Zr 合金被覆管の概念図

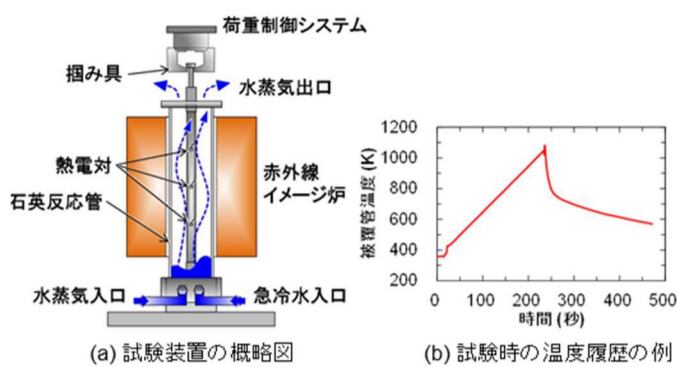


図2 LOCA 模擬試験の概要^[9]

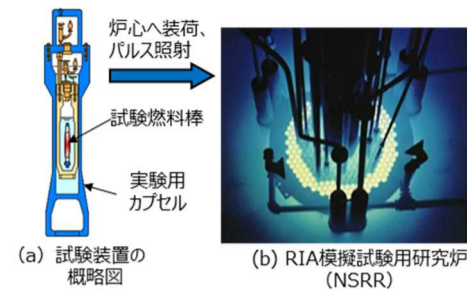


図3 RIA 模擬試験の概要^{[10],[11]}

(1) ATF 等の燃料損傷挙動等に関する研究

成果目標: Crコーティング Zr 合金被覆管について、DBA からbdba 模擬条件の範囲において、燃料挙動や被覆管の損傷挙動について知見を取得する。特に、Cr-Zr 共晶反応等に注目して各種試験を実施し、Cr コーティングの影響について知見を取得する。また、従来型燃料も含め、bdba 模擬条件における燃料棒損傷状態に関する知見を取得する。得られた成果は論文等にまとめ公表する。

実施計画: Crコーティング Zr 合金被覆管について、令和6年度から令和9年度にかけて、LOCA 及び RIA の事故条件及びbdba 模擬条件における Crコーティングの耐性及び Cr と Zr との共晶反応等の影響を調べる。また、1200°C超において被覆管の機械特性を測定する試験装置を製作し、bdba 模擬条件における被覆管の破損挙動に係るデータを取得する。さらに、1200°C超におけるペレットの膨張量、FP ガス放出量等のデータを取得する。令和10年度に、それまで得られた DBA からbdba 模擬条件の範囲における燃料挙動や被覆管の損傷挙動についての試験結果から、審査における基準適合性の判断根拠とするための技術的知見を取りまとめる。また、解析コードに実装されている現行の bdba 条件での被覆管高温挙動モデルを検証するとともに、被覆管の破断・崩落モデル等を作成する。

(2) 現行基準で考慮されていない事故時燃料損傷挙動に関する研究

成果目標: UO₂ 燃料及び MOX 燃料の FFRD 発生条件及び MOX 燃料の Pu スポットが FFRD 及び RIA 時燃料挙動に及ぼす影響に係る知見を取得する。また、FFRD を考慮した実機 LOCA 解析手法を整備する。さらに、LOCA 後の地震に対する被覆管の折損強度を評価する。得られた成果は論文等にまとめ公表する。

実施計画: FFRD 発生条件に係る知見の取得のため、令和6年度から令和9年度にかけて、照射済み UO₂ 燃料及び照射済み MOX 燃料 (Pu スポットを持つ燃料及び持たない燃料) を用いて LOCA 及び RIA を模擬した試験を行い、FFRD 及び RIA 時の FP ガス放出挙動における Pu スポットの影響等のデータを取得する。また、令和6年度から令和10年度にかけて、MOX 燃料を対象とした各種事故模擬試験データを用いて LOCA・FFRD モデルを備えた燃料挙動解析コードを検証するとともに、実機プラントの LOCA 解析に適用し、FFRD 及び FFRD 発生条件下における MOX 燃料の介在が炉心冷却性に及ぼす影響を評価する。さらに、令和6年度及び令和7年度に、LOCA 模擬試験により破裂及び高温酸化した被覆管試料を用いて、くり返し曲げ試験を行い、LOCA 後の地震に対する被覆管の折損強度を評価する。令和10年度に、本プロジェクトにおいて得られたデータを取りまとめ、既存のデータと併せて現行基準の見直しの要否を検討する。

7. 成果目標と実施計画

行程表

	令和6年度	令和7年度	令和8年度	令和9年度	令和10年度
(1) ATF 等の燃料損傷挙動等に関する研究	LOCA 試験条件の検討及び資料の調達	LOCA 試験の実施	LOCA, RIA 試験の実施	LOCA, RIA 試験の実施	試験後分析
	高温機械試験装置設計・一部製作	高温機械試験装置設計・一部製作 ペレット加熱試験調査・検討	高温機械試験装置製作・試験実施 ペレット加熱試験実施	高温機械試験実施 ペレット加熱試験実施	照射後試験 コード検証、モデル化、総合評価 ▽論文投稿
(2) 現行基準で考慮されていない	LOCA 試験の実施(照射材)	LOCA 試験の実施(照射材)	照射後試験	照射後試験	

	い事故時燃料損傷挙動に関する研究	FGD 試験の実施 曲げ試験の実施 実機 LOCA 解析手法の整備	FGD 試験の実施 曲げ試験の実施 実機 LOCA 解析手法の整備	照射後試験 MOX ペレット加熱試験実施 実機 LOCA 解析手法の整備	照射後試験 MOX ペレット加熱試験実施 実機 LOCA 時 FFRD 影響の検討	照射後試験 コード検証、モデル化、総合評価
8. 実施体制	<p>【システム安全研究部門における実施者(実施項目ごとに主担当者に○を記載)】</p> <p>江口 裕 主任技術研究調査官</p> <p>○福田 拓司 主任技術研究調査官(実施項目(2)関係)</p> <p>○山内 紹裕 副主任技術研究調査官(実施項目(1)、(2)関係)</p> <p>小澤 正明 技術参与</p> <p>秋山 英俊 技術参与</p>					
9. 備考	<p>文 献</p> <p>[1] 原子力エネルギー協議会、「事故耐性燃料(ATF)導入に向けた対応」、2022年12月12日、https://www.nra.go.jp/data/000413504.pdf</p> <p>[2] 山下真一郎、「原子力の安全性向上に資する技術開発事業での事故耐性燃料の開発」、事故耐性燃料開発に関するワークショップ、2022年12月21日 https://nsec.jaea.go.jp/ATFWS/pdf/2022w/atfws_material_5.pdf</p> <p>[3] Geelhood, K.G.; Luscher, W.G., “Degradation and Failure Phenomena of Accident Tolerant Fuel Concepts: Chromium Coated Zirconium Alloy Cladding”, PNNL-28437, January 2019.</p> <p>[4] J. C. Brachet et al., “High Temperature Steam Oxidation of Chromium-Coated Zirconium-Based Alloys: Kinetics and Process” Corrosion Science 167, 108537 (2020).</p> <p>[5] J. Kim. et. al., “Effect of Cr coating on the mechanical integrity of Accident Tolerant Fuel cladding under ring compression test”, Jour. Nucl. Mater. 585 (2023) 154603</p> <p>[6] US. NRC, “Supplemental Guidance Regarding the Chromium-Coated Zirconium Alloy Fuel Cladding Accident Tolerant Fuel Concept”, ATF-ISG-2020-01</p> <p>[7] OECD/NEA, “Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP)”, https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_25445/studsvik-cladding-integrity-project-scip</p> <p>[8] Y. Taniguchi et al., “Behavior of High-burnup LWR-MOX Fuel under a Reactivity-Initiated Accident Condition”, TopFuel2019, p551-558.</p> <p>[9] 成川隆文、「冷却材喪失事故時及び事故後の燃料被覆管の破損挙動に関する研究」、平成 29 年度 安全研究センター報告会、平成 29 年 11 月、https://www.jaea.go.jp/04/anzen/archives_seikahoukoku/h29/pre3_Narukawa.pdf</p> <p>[10] T. Mihara, K. Kakiuchi, Y. Taniguchi and Y. Udagawa, “Behavior of high-burnup BWR UO₂ fuel with additives under reactivity-initiated accident conditions”, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 60, No. 5, 2023.</p> <p>[11] 燃料安全研究グループ: 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 燃料安全グループ研究内容、https://www.jaea.go.jp/04/anzen/group/fsrg/index.html</p>					