

事故耐性燃料等の事故時挙動研究 事前評価 説明資料

令和5年11月

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

目次

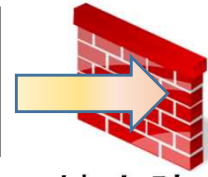
1. 背景
2. 課題
3. 目的
4. 研究の概要
5. 研究計画(行程表)

1. 背景

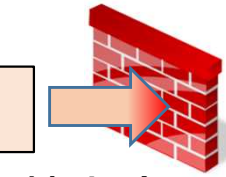
核燃料分野安全研究の全体像

原子炉の状態

通常運転及び運転時の異常な過渡変化



設計基準事故



重大事故

燃料への要求
機能基準

設置許可基準規則第13条

(1)燃料被覆材が破損しないこと

第13条、第19条

(3)炉心の冷却機能を維持できること

第15条

(2)原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に(3)炉心の冷却機能を維持できること

(1):閉じ込める (2):止める (3):冷やす

第13条(運転時の異常及び事故の拡大防止)
第15条(炉心等)、第19条(非常用炉心冷却設備)

安全研究
の目的

- ・ 現行の判断基準値等が、異常過渡及び設計基準事故の拡大防止に十分であるか、その妥当性を確認するためのデータを取得する。
- ・ 事業者が実施する評価の妥当性を判断するためのデータを取得する。

アウトプット

規制への最新知見の反映

アウトカム

規制庁職員の専門性の向上

事業者による安全対策の実施及び安全な運転

政策目的

原子力に対する確かな規制を通じて、人と環境を守る

2. 課題

(1) ATFの燃料損傷挙動等に関する研究

- 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（以下「ATF」という。）の開発が世界的に進められている。
- 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一方で、通常運転時から設計基準事故（以下「DBA」という。）時、さらに、DBAを上回る事故（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考えられる。
 - 既往の研究では、高温におけるCr-Zrの共晶反応による液相形成³、Cr層へのZr拡散による保護効果の喪失⁴、Cr層の剥がれが生じた場合にはCr-Zr界面での応力集中⁵、電池形成による腐食⁶等、安全性に影響を及ぼし得る現象が報告されている。

2. 課題(続き)

(1) ATFの燃料損傷挙動等に関する研究(続き)

- 前述の状況を踏まえ、事業者によるATF導入申請に備え、想定外事象が発生することなく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必要がある。
- 具体的には、指針類で規定されるLOCA等の事象における具体的判断基準値がCrコーティングZr合金被覆管に適用できるかを判断し、また、それら基準値が従来型燃料に対して有していた安全裕度がCrコーティングZr合金被覆管に対しても同様に確保されるのかを確認するための根拠データを取得する必要がある。
 - 例: LOCA時の炉心冷却可能形状維持に係る基準
($PCT \leq 1200^{\circ}\text{C}$ 、 $\text{ECR} \leq 15\%$)
- また、BDBA条件についても従来型燃料との損傷挙動の違いを調べ、従来型燃料と同様に現行の炉心の著しい損傷対策の有効性判断の基準(1200°C)が使用できること、また、 1200°C を越える高温において、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。
 - 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の安全性向上の程度を確認するためには、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する必要がある。

2. 課題(続き)

(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

- 従来型燃料については、LOCA時の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(以下「FFRD」という。)等の、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、事故を模擬した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。

2. 課題(続き)

(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(続き)

- 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(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知見しか存在しないため、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燃料を用いた反応度投入事故(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、内圧上昇の原因となる核分裂生成物の希ガス(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。

3. 目的

- 今後導入が想定されるCrコーティングZr合金被覆管について、コーティング層として存在するCrが燃料挙動や破損メカニズム等を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。
- 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・炉心冷却性等を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。

(1) ATFの燃料損傷挙動等の把握に関する研究

- ◆ CrコーティングZr合金被覆管のDBA及びBDBA時の挙動の把握

(2) 現行基準で考慮されていない事故時燃料損傷挙動の把握に関する研究

- ◆ MOX燃料の事故時挙動の把握
- ◆ 事故後の被覆管機械的性質の把握

4. 研究の概要

(1) ATFの燃料損傷挙動等に関する研究

◆CrコーティングZr合金被覆管のDBA及びBDBA時の挙動の把握



被覆管炉外高温試験の様子⁷



試験炉を用いた
RIA模擬試験の様子⁷

- CrコーティングZr合金被覆管に対して、LOCA及びRIA等の事故条件を模擬した試験を実施。
 - 燃料の変形、破裂、高温酸化、脆化挙動、損傷限界等についての知見を取得。
 - DBA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。
- 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。
 - 高温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し、著しい炉心損傷(燃料溶融)に至るまでの燃料損傷過程解明に資する。

◆CrコーティングZr合金被覆管のDBA及びBDBA時の挙動の把握(続き)



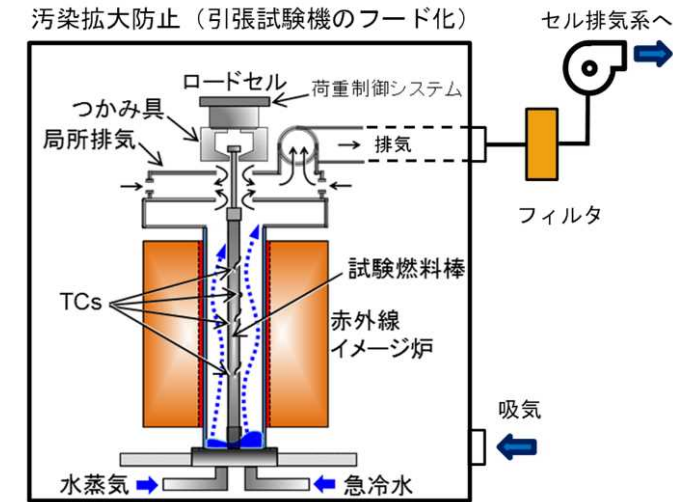
ペレット加熱試験装置の外観⁸

- BDBA条件における燃料棒損傷条件の解明に関連し、照射済燃料ペレットの1200°C超での加熱試験も実施する。
 - 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し、ペレット-被覆管の力学的相互作用による被覆管への機械的負荷の種別及び程度を把握する。
- 1200°C超における被覆管機械特性試験及びペレット加熱試験の結果を用いて、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。
 - 被覆管高温挙動モデルの検証
 - 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の作成

(2) 現行基準で考慮されていない
事故時燃料損傷挙動に関する研究

◆MOX燃料の事故時挙動の把握

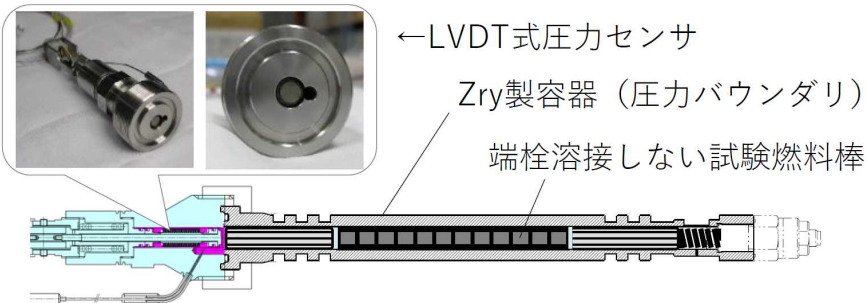
MOX燃料のFFRD挙動確認



照射済燃料棒を用いた
LOCA模擬試験の概要⁹

- Puスポットを有する試料及びPuスポットがない均一組織を有する試料の加熱試験等を実施し、LOCA時FFRD発生に対するPuスポットの影響を調査する。
- 国際共同研究プロジェクトSCIP-4等の成果とあわせて、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。

MOX燃料のFPガス放出挙動確認



FPガス動的放出挙動の評価に
使用するカプセルの模式図⁷

- Puスポットを有するMOX燃料のRIA実験を行い、カプセル内圧の経時変化から、FPガス放出挙動を評価する。
- 試験後にPuスポット内の微小FPガス気泡の状態を観察する。
- FPガス放出と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。

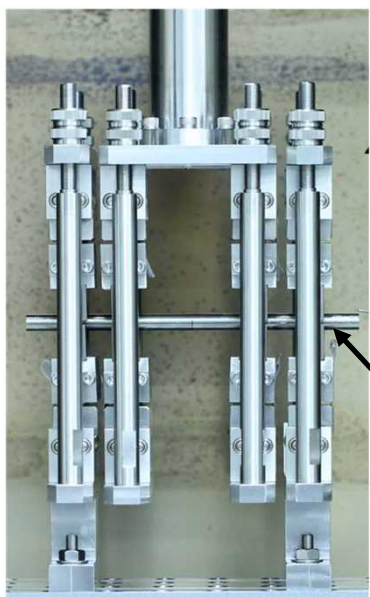
FFRDに関する燃料解析手法の整備

燃料の解析モデル及び実機プラントにおけるFFRDの影響評価のための解析手法を整備

現状: 燃料挙動解析コードと熱水力解析コードを結合し、FFRDモデルを実装したコードを開発。
実機PWRプラントのLOCA解析に適用中。

R6以降:
 ・取得した燃料試験データを用いてFFRDモデルを実装した解析コードを検証
 ・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

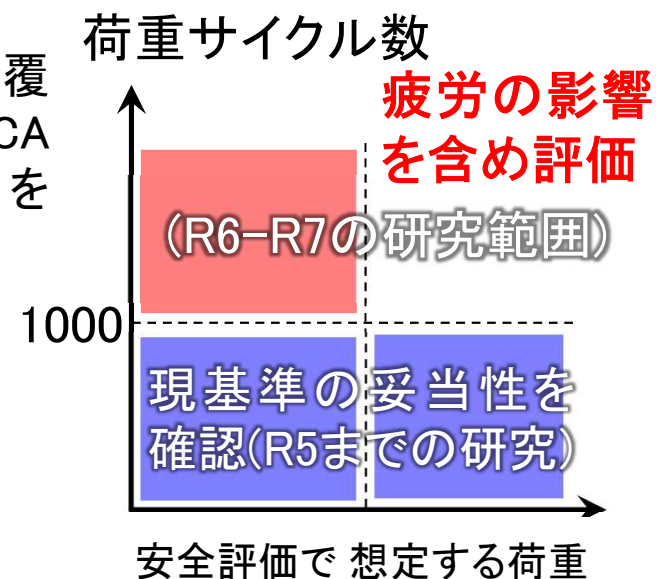
◆事故後の被覆管機械的性質の把握



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後地震に対する被覆管の破損限界(折損強度)を評価する。

被覆管
試料

くり返し曲げ試験装置¹⁰



5. 研究計画(行程表)(1/2)

研究期間: 令和6年度～令和10年度(5年間)

研究項目	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	論文発表▽	論文発表▽			論文発表▽	
	・CrコーティングZr合金被覆管を用いたLOCA試験の実施				・試験結果の分析	
			・CrコーティングZr合金被覆管を用いたRIA試験の実施		・試験結果の分析	
	・高温機械試験装置設計・製作		・高温機械試験実施			
		・燃料ペレットに加熱試験			・照射後試験	
					・コード検証、モデル化、総合評価 ↓ ・CrコーティングZr合金被覆管の事故耐性及びCrコーティングZr合金被覆管に関する現行基準の適用性を評価	

5. 研究計画(行程表)(2/2)

研究期間: 令和6年度～令和10年度(5年間)

研究項目	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	
(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	論文発表▽	論文発表▽				
	・照射済燃料を用いたLOCA試験の実施		・照射後試験			
	・FGD試験の実施		・照射後試験			
			・MOXペレット加熱試験		・照射後試験	
	・曲げ試験					
	・実機LOCA解析手法の整備			・実機LOCA時FFRD影響の検討	・コード検証、モデル化、総合評価	
					・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。	

参考文献

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>
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
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.
4. J. C. Brachet et al., “High Temperature Steam Oxidation of Chromium-Coated Zirconium-Based Alloys: Kinetics and Process” Corrosion Science 167, 108537 (2020).
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
6. US. NRC, “Supplemental Guidance Regarding the Chromium-Coated Zirconium Alloy Fuel Cladding Accident Tolerant Fuel Concept”, ATF-ISG-2020-01
7. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、令和3年度研究開発・評価報告書 研究開発課題「原子力安全規制行政への技術的支援及びそのための安全研究」(事後評価・事前評価)、令和4年11月
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(事故時燃料冷却性評価に関する研究)事業に関する報告書、平成28年3月
9. 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5年3月
10. 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3年3月