



令和6年度JAEA-NRA安全研究成果報告会

# 燃料の設計変更及び長期運用に伴う 事故時高温破損モードの出現 —PWR-MOX燃料のNSRRパルス照射実験—

令和6年11月14日

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 燃料安全研究グループ

谷口 良徳

本発表内容は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)事業及び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)事業として実施されたものである。

# 目次

---

- 背景
  - 燃料の開発動向、改良型燃料、事故時安全評価について
  - NSRRを用いた反応度事故(RIA)模擬実験及び結果の安全規制への反映
- 研究目的
  - RIA時改良被覆MOX燃料実験(CN-1実験)の破損挙動調査
- 研究結果及び得られた知見
  - CN-1実験結果
  - 現行基準との比較
  - 高温破損(高温破裂)予測に係る解析的検討
- まとめ、今後の展開

# 背景(燃料の開発動向)

## 国内外の燃料の開発動向

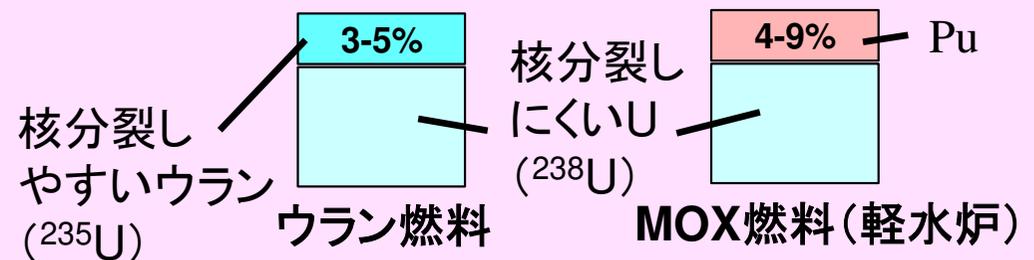
- 2011年の東京電力福島第一原子力発電所事故以前は、長期運用(高燃焼度\*化)のために改良型燃料の開発、導入が進められていた。
- 2011年以降、事故時の安全性向上を目指した事故耐性燃料(ATF)の開発が国内外で進行しており、米国ではATFを使用した先行照射試験が開始されている。
- 米国では、長期運用(高燃焼度化、長サイクル運転)の観点から燃焼度制限の引き上げや濃縮度5%超のウラン燃料の導入が検討されている。
- 国内では、新規規制基準のもと、安全性を向上させた新型燃料(BWR 10x10燃料体)等の導入が検討されている。

\* 燃焼度: 燃料がそれまでに発生したエネルギーを表す。使用期間とともに増加

## MOX(ウラン・プルトニウム混合酸化物)燃料の利用

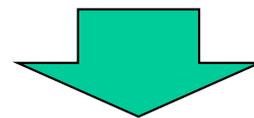
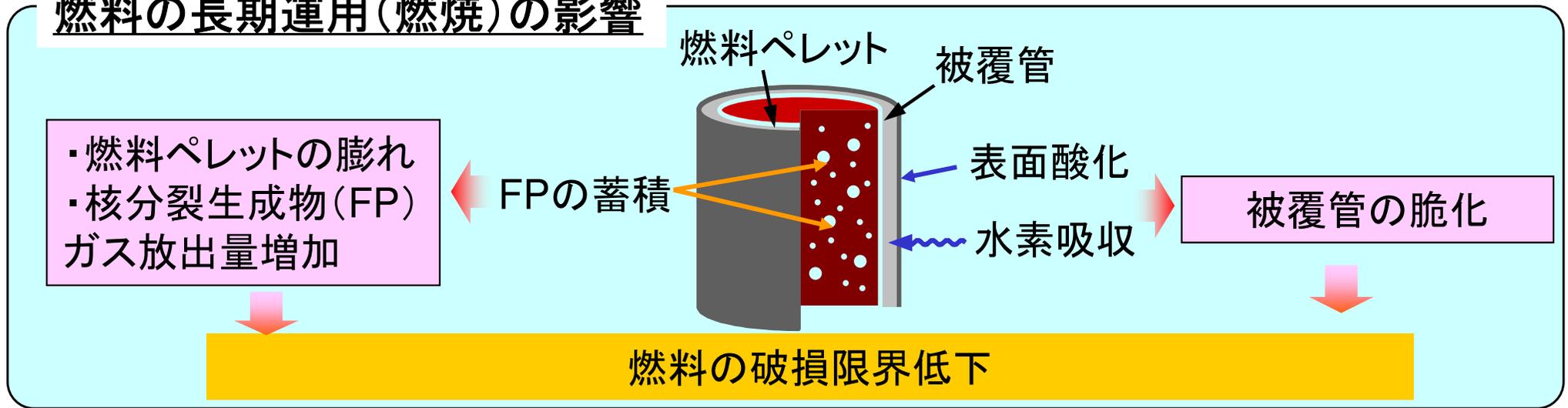
- 国内では、Pu回収とPu利用のバランスの観点から軽水炉へのMOX燃料利用(プルサーマル)が推進されている。
- フランスでは、改良型MOX燃料の高燃焼度化が検討されている。

将来、軽水炉におけるMOX燃料の長期運用が見込まれる。



# 背景(改良型燃料の開発状況)

## 燃料の長期運用(燃焼)の影響



## 安全性向上を目的とした改良型被覆管

- 耐腐食性向上を目的とした改良合金被覆管 (Nb等添加合金)
- さらに、改良合金を母材とした事故耐性Crコーティング被覆管の開発が進められている。

\*高耐腐食性のCrを被覆管外面にコーティング

➡ 長期運用に伴う被覆管の脆化を抑制

## 改良型被覆管について

|              |                    |
|--------------|--------------------|
| Zr-Sn-Fe系    | Zry-4(従来材)         |
| Zr-Nb系       | M5(仏)              |
|              | E110opt(露)         |
| Zr-Nb-Sn-Fe系 | M-MDA(日)           |
|              | Optimized ZIRLO(米) |
|              | ZIRLO(米)           |

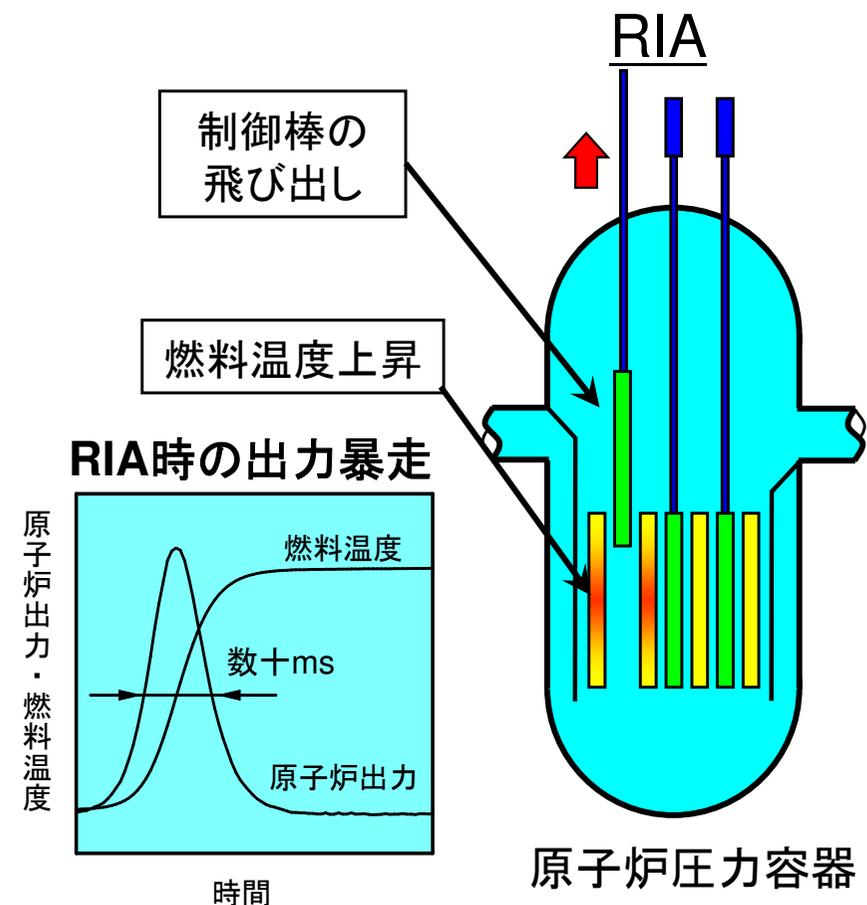
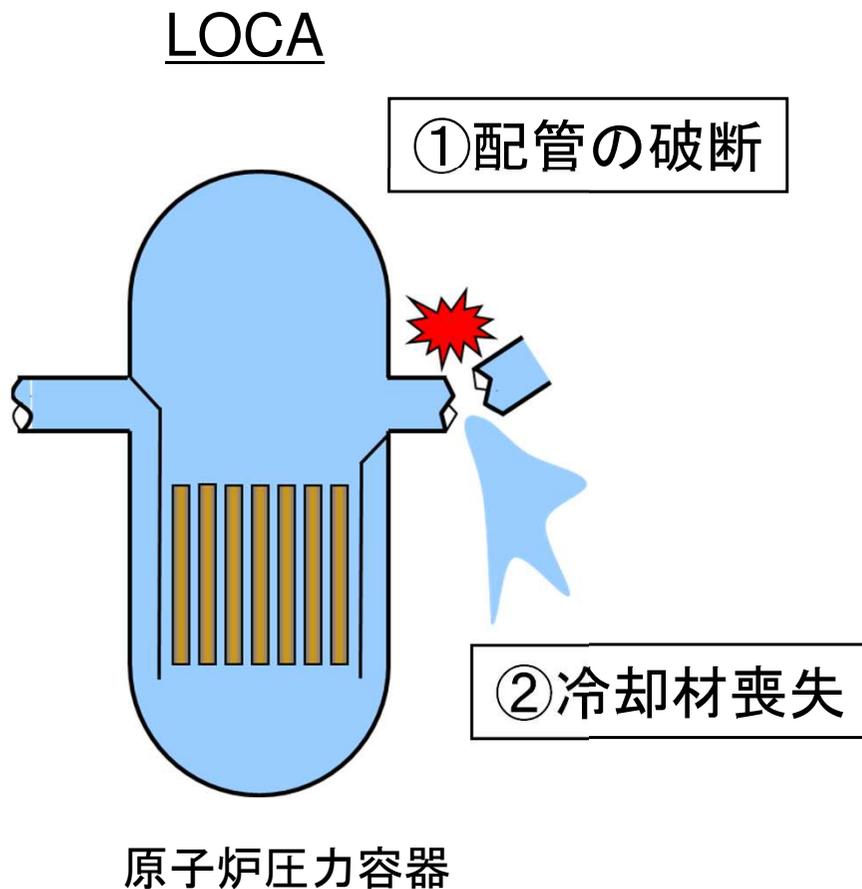
# 安全評価で想定する事象

## 冷却材喪失事故 (LOCA : Loss of coolant accident)

- 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断等により、1次冷却材が系外に流出し、炉心の冷却能力が失われる事象。

## 反応度事故 (RIA : Reactivity-Initiated Accident)

- 短時間での異常反応度の投入により、原子炉の出力が急上昇し、燃料温度が急上昇し、燃料破損や炉心破壊を伴う事象。

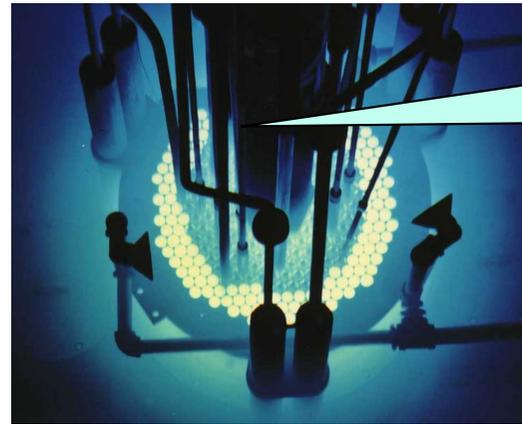
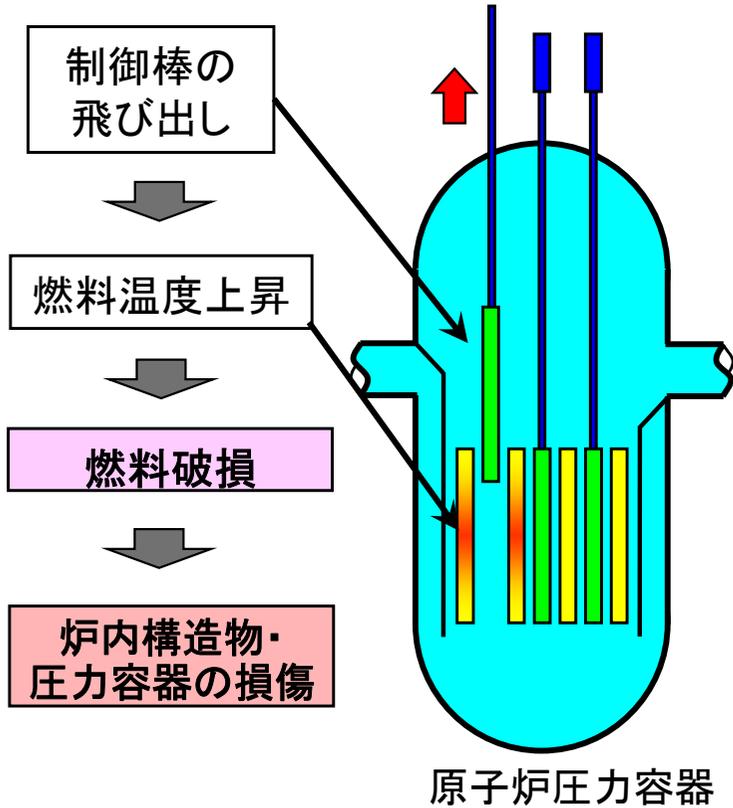


# 反応度事故(RIA)及びNSRRを用いたRIA模擬実験

## 安全評価における想定事象: RIA

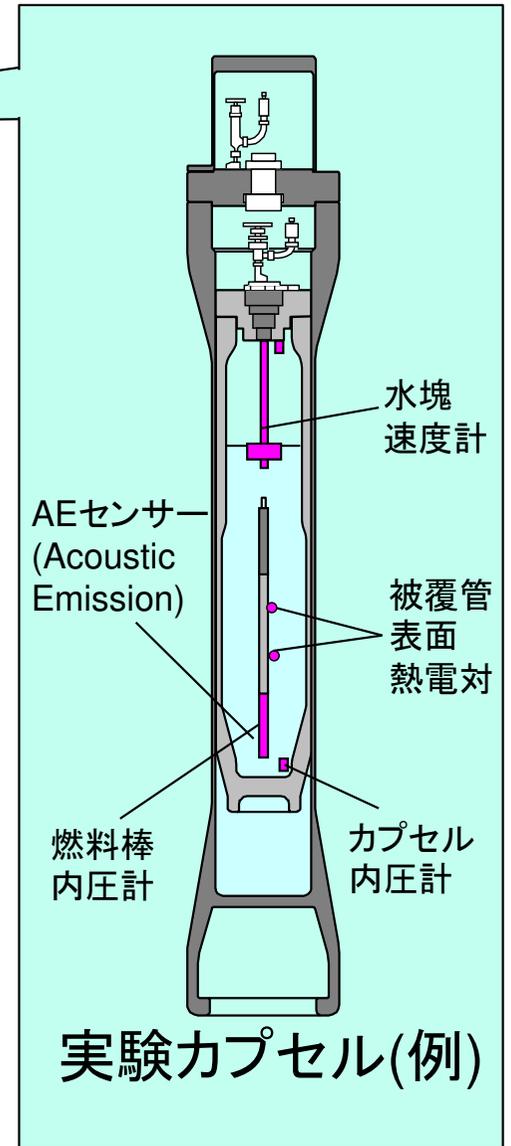
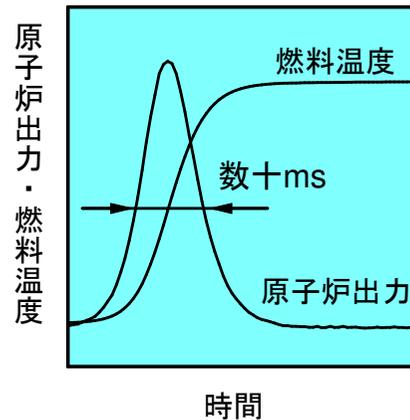
## NSRRを用いたRIA模擬実験

NSRR: Nuclear Safety Research Reactor



パルス運転中のNSRR炉心部外観

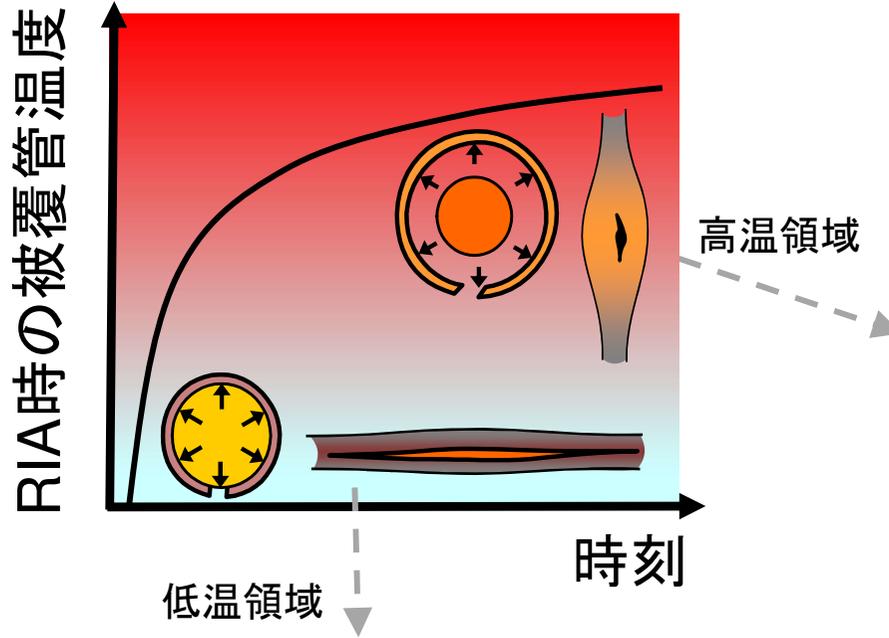
### RIA時の出力暴走



### 国際プロジェクト等

- 高燃焼度改良型被覆 $UO_2$ /MOX燃料実験
- Crコーティング被覆燃料実験 など実施中/予定

# NSRRによる研究成果の安全規制への反映



## 高温破損モード

**未照射燃料**

高温で燃料棒内圧増加 → 内外圧差により被覆管破裂

規制反映 ↓ 高温破裂 (燃料内外圧差関数)

**PCMI破損モード⇒ 燃焼の進んだ燃料の破損モード**  
 (PCMI : Pellet Cladding Mechanical Interaction、ペレット被覆管機械的相互作用)

**照射済燃料**

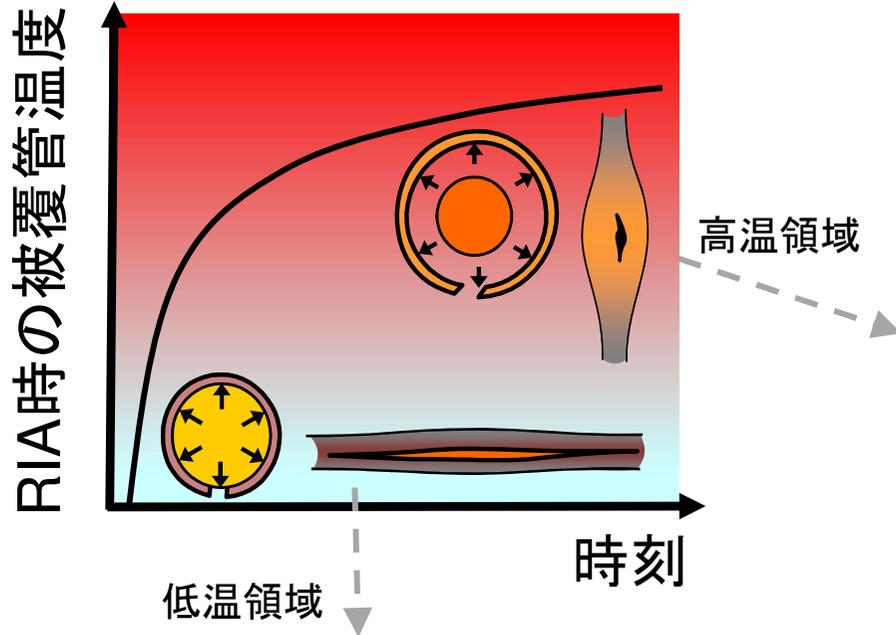
長期間の照射(高燃焼度化)に伴う酸化、水素吸収により被覆管が脆化  
 ⇒ 燃料ペレットの熱膨張により破損

規制反映 → PCMI破損 (燃焼度関数)

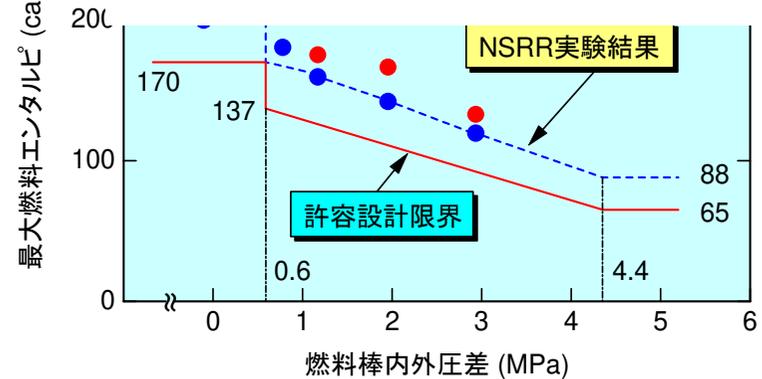
1984 発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針

1998 発電用軽水型原子炉施設における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて

# NSRRによる研究成果の安全規制への反映



## 燃料棒内外圧差の関数 (許容設計限界)



規制反映 ↓ 高温破裂 (燃料内外圧差関数)

PCMI破損モード⇒**燃焼の進んだ燃料の破損モード**  
(PCMI : Pellet Cladding Mechanical Interaction、ペレット被覆管機械的相互作用)

### 照射済燃料



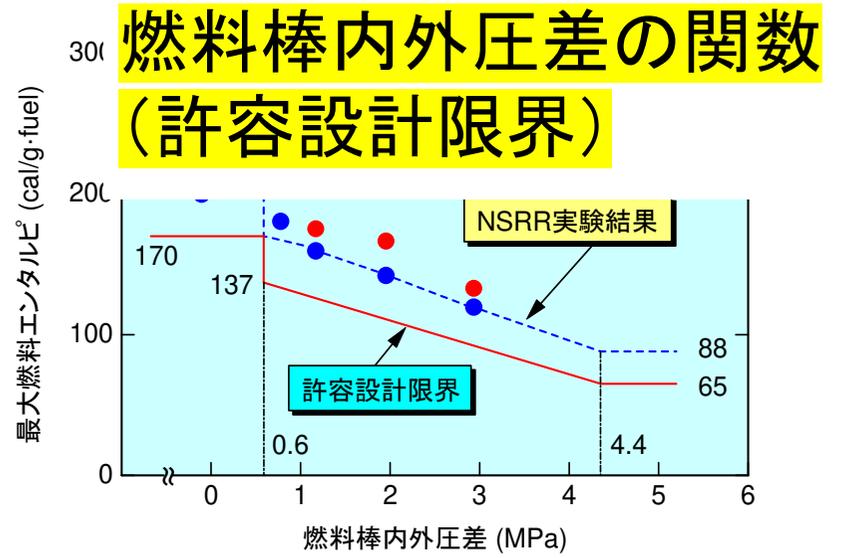
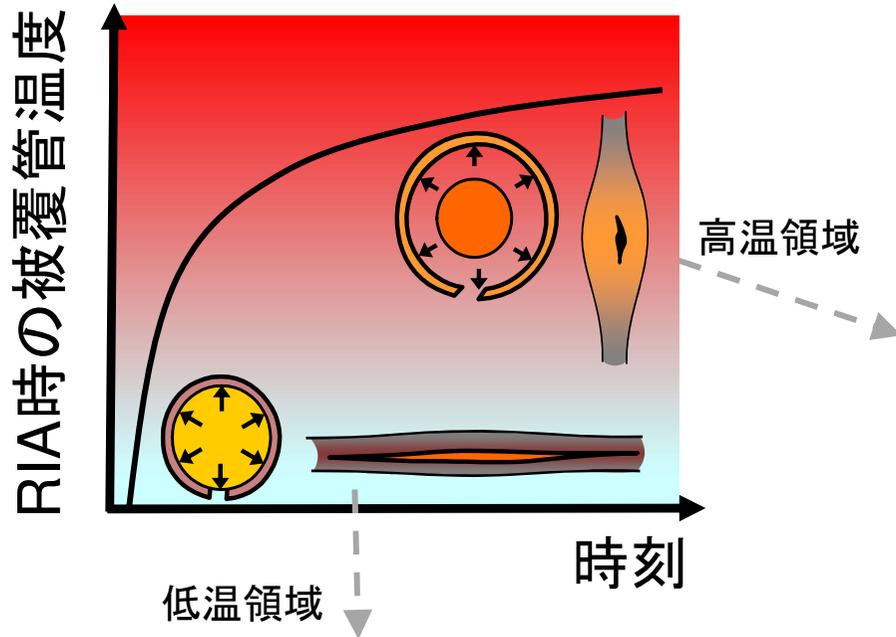
長期間の照射(高燃焼度化)に伴う酸化、水素吸収により被覆管が脆化  
⇒燃料ペレットの熱膨張により破損

規制反映  
PCMI破損 (燃焼度関数)

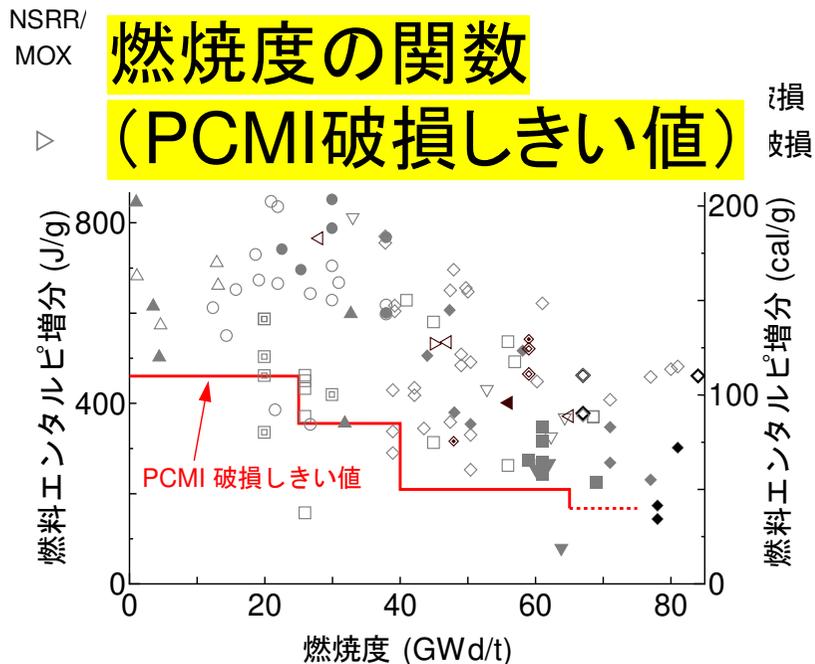
1984 発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針

1998 発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて

# NSRRによる研究成果の安全規制への反映



規制反映 ↓ 高温破裂 (燃料内外圧差関数)



規制反映 → PCMI破損 (燃焼度関数)

1984 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

1998 発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて

燃料の設計変更及び長期運用に対して、現行基準の適合性確認が必要

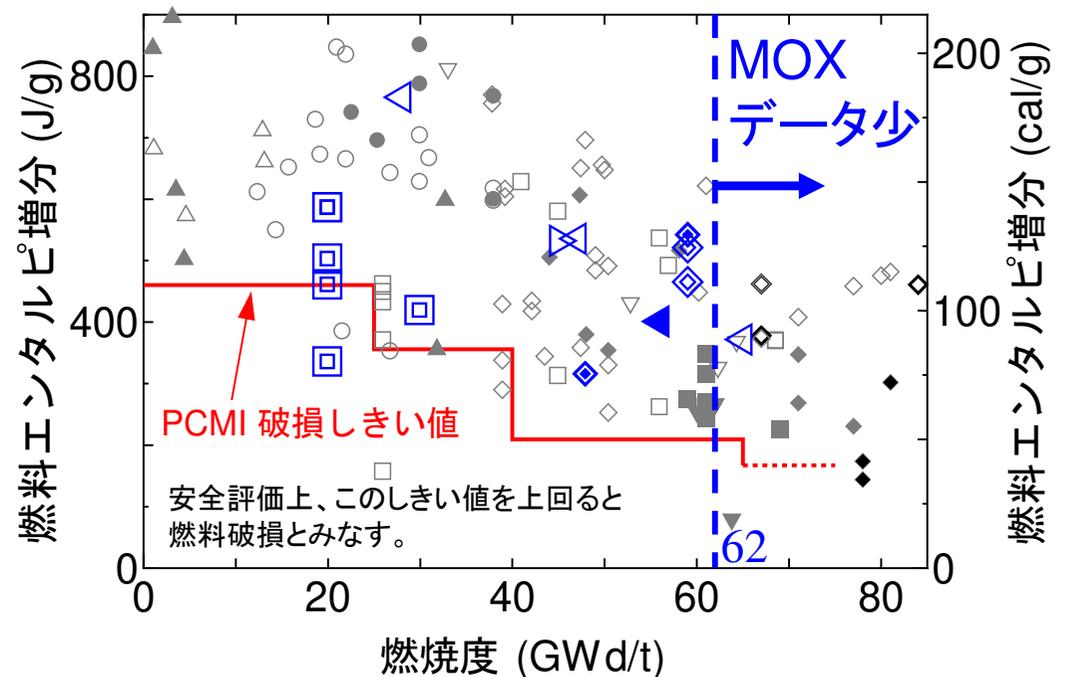
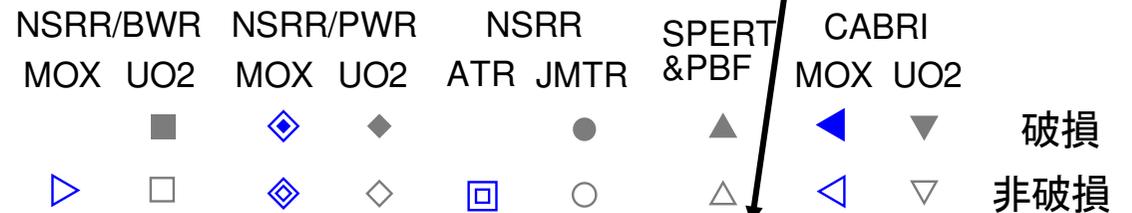
# 目的

- RIA時の燃焼度62 GWd/t以上のMOX燃料を対象としたデータは少ない。
- Nb添加被覆(M5被覆)MOX燃料を対象としたデータは未取得(62 GWd/t以上)



RIA条件における高燃焼度(64 GWd/t) M5被覆MOX燃料の破損挙動を調べる。

## 燃料ペレット燃焼度制限値(国内MOX)

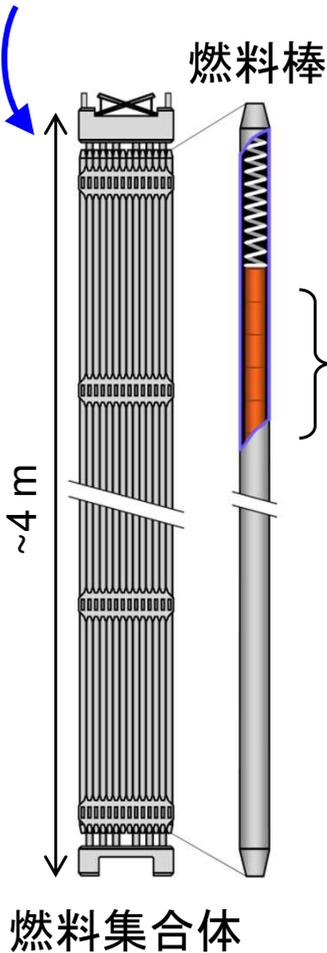


様々な燃焼度の燃料に対する RIA模擬実験結果

# 照射済燃料を用いたNSRR実験



国内外の原子力発電所

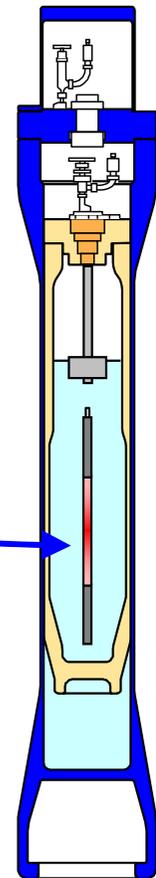


## 実験カプセル組立

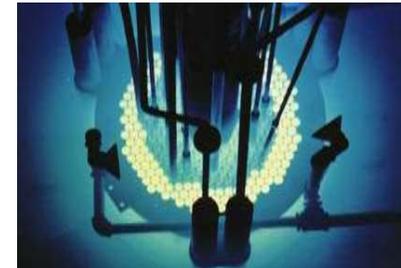
実験燃料棒  
の製作\*

実験燃料棒  
ペレットスタック  
約110 mm

実験カプセル



## NSRRパルス照射実験



### 過渡計測

- 被覆管表面温度、冷却材温度
- 燃料棒内圧力、カプセル内圧力
- その他

## 燃料照射後試験\*



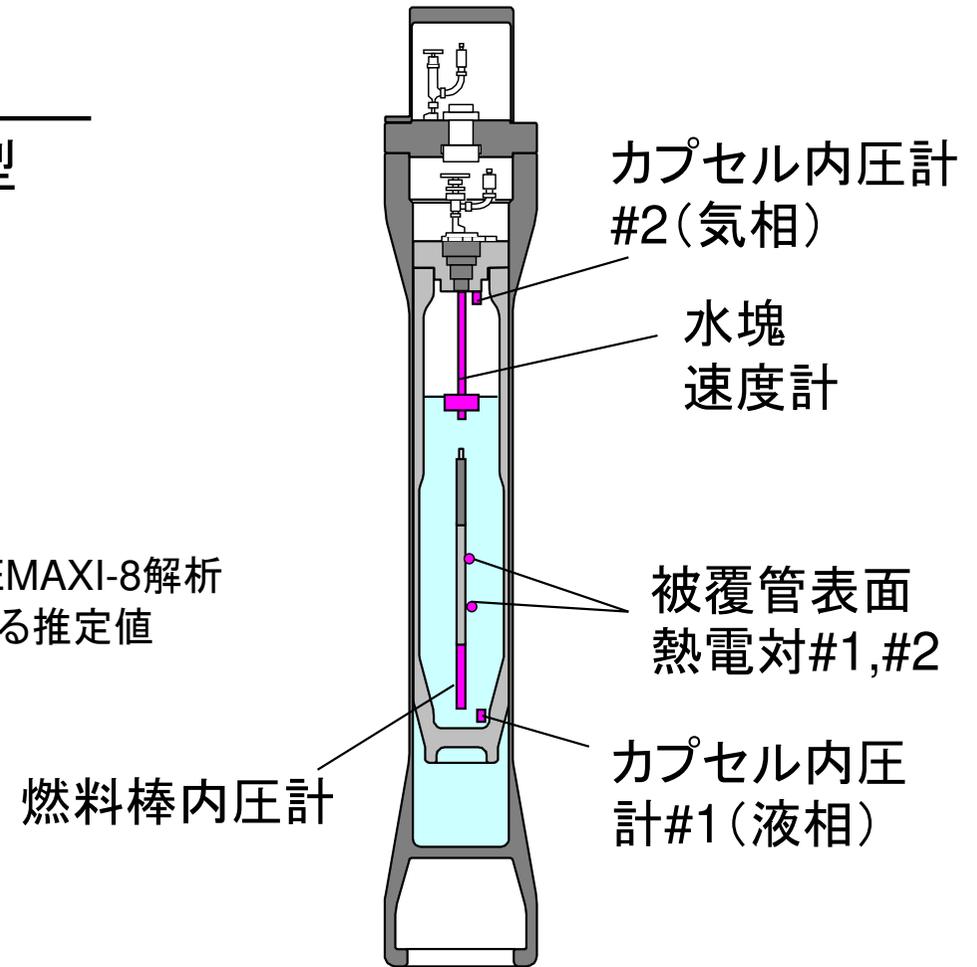
- 外観検査
- 寸法測定
- X線写真
- 金相試験
- その他

\* 燃料試験施設で実施

# 改良被覆MOX燃料実験 (CN-1実験) の概要

フランス Chinon (CN) B3炉で照射

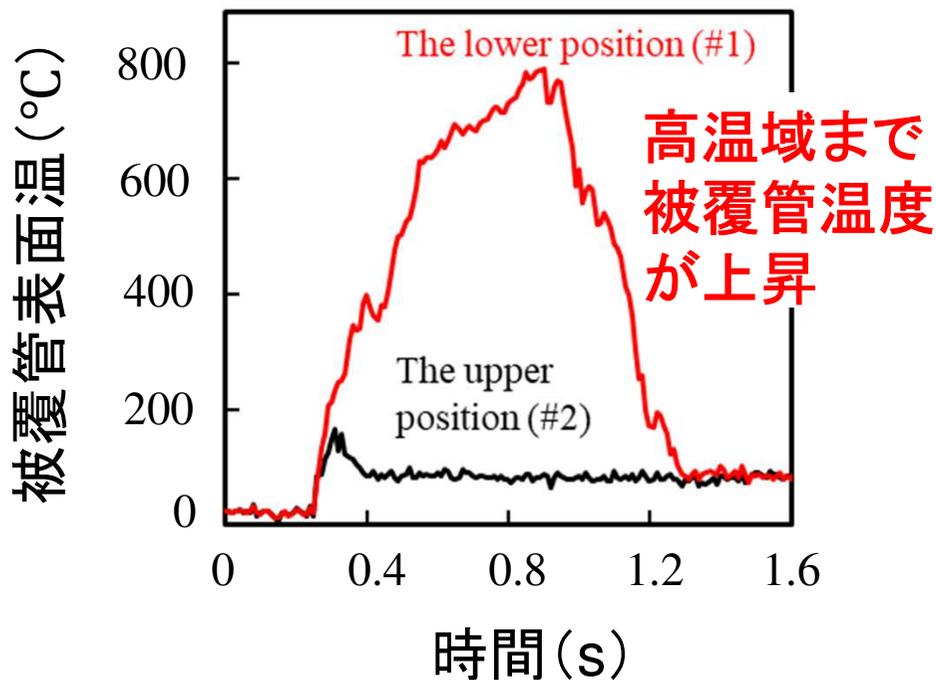
|                   |              |                        |  |
|-------------------|--------------|------------------------|--|
| 燃料タイプ             | PWR17×17型    |                        |  |
| 燃料ペレット            | MOX          |                        |  |
| 燃料燃焼度 (GWd/t)     | 64           |                        |  |
| 燃料被覆管             | M5 (Zr 1%Nb) |                        |  |
| 被覆管酸化膜厚さ (μm)     | 約10          |                        |  |
| 被覆管水素吸収量 (wtppm)  | 約80*1        | *1FEMAXI-8解析<br>による推定値 |  |
| 室温時燃料内圧 (MPa)     | 約0.1         |                        |  |
| 冷却水温度 (°C)        | 室温           |                        |  |
| 冷却水圧力 (MPa)       | 0.1          |                        |  |
| ピーク燃料エンタルピー (J/g) | 670          |                        |  |



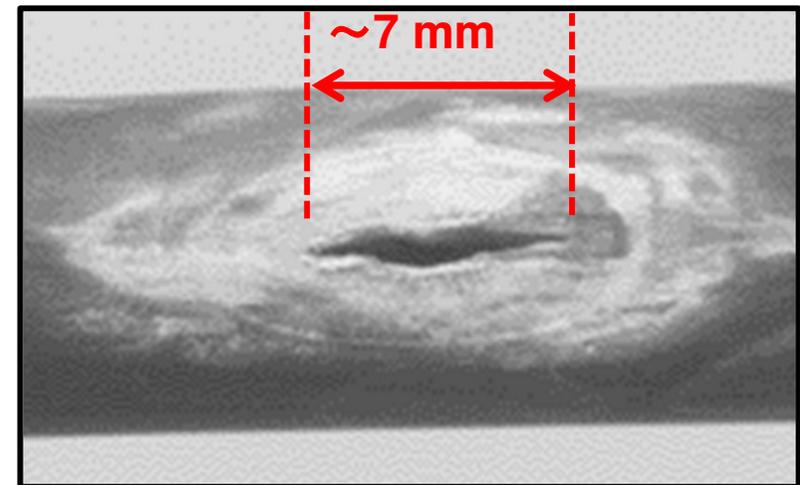
実験カプセル及び  
主な実験時オンライン計装

# CN-1実験結果(オンライン計測データ及び外観観察)

CN-1オンライン計測データ  
(被覆管表面熱電対により計測)



CN-1実験後燃料外観

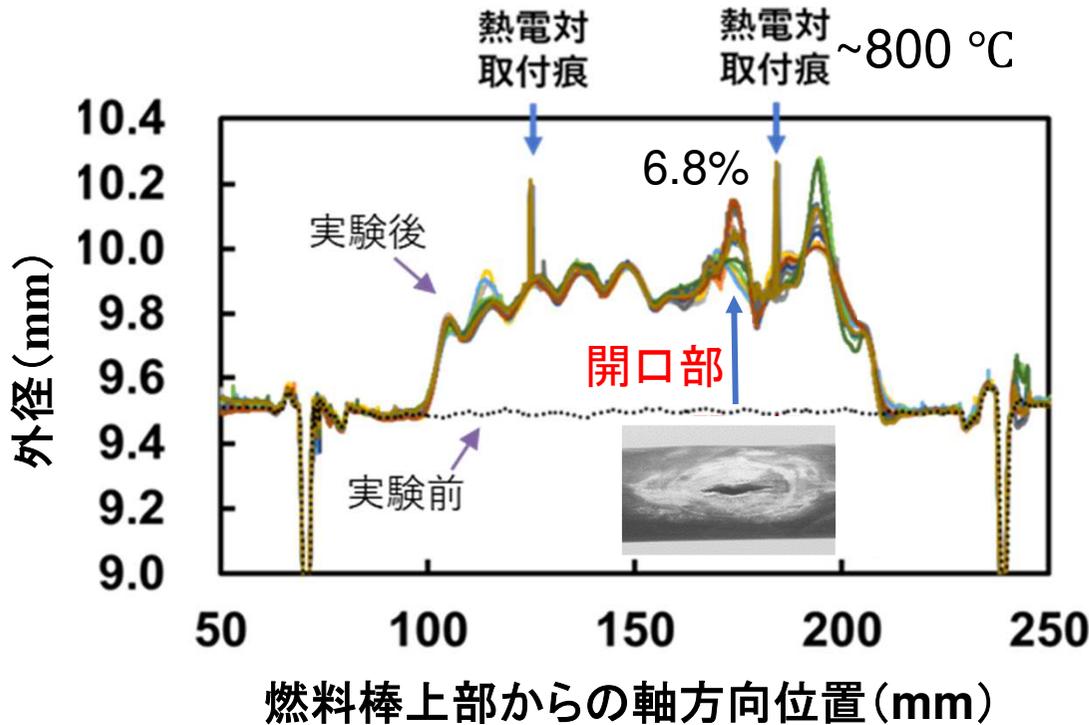


被覆管温度、外観を踏まえると、**高温破裂が発生したと考えられる。**

## (外径測定\*、燃料ペレット断面観察\*)

\*JAEA燃料試験施設 (ホットラボ)にて実施

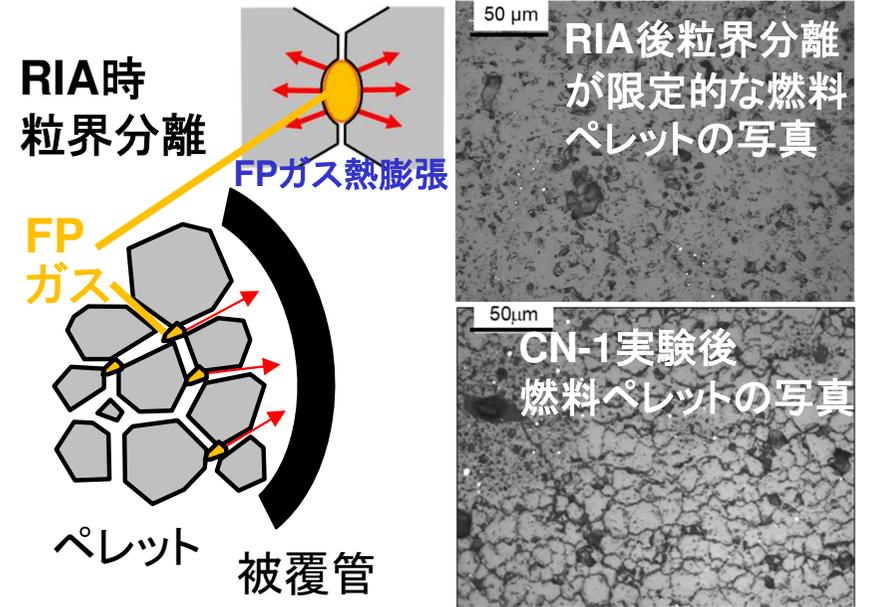
### CN-1実験前後の外径測定結果



燃料ペレット熱膨張( $\sim 2.5\%$ )によって生じるひずみ量を有意に超える変形



### 実験後の燃料ペレットの様子



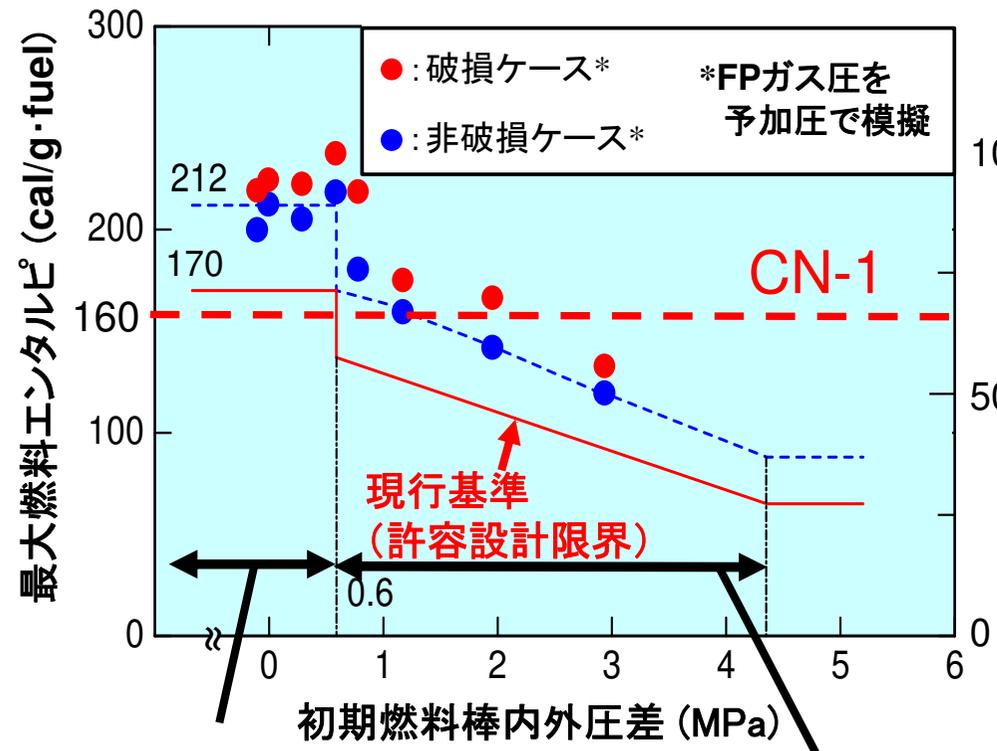
CN-1は従来の高燃焼度燃料に比してペレットの粒界に蓄積したFPガスがペレット外に放出しやすい状態



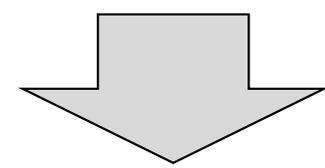
RIA時のFPガス放出に伴う急激な内圧上昇がCN-1の破損(高温破裂)の主たる駆動力となったと考えられる。

# CN-1実験と現行基準の比較

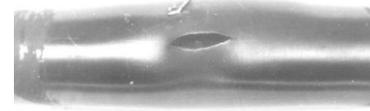
NSRR実験(未照射燃料)結果に基づく現行基準の高温破裂限界との比較



- ✓ 現行基準(許容設計限界)では、RIA時FPガス放出に伴う燃料棒内圧上昇の影響が未考慮
- ✓ RIA時のFPガス放出に伴い内圧が上昇したと推定



被覆管脆性破損  
(RIA時の高温酸化による破損)

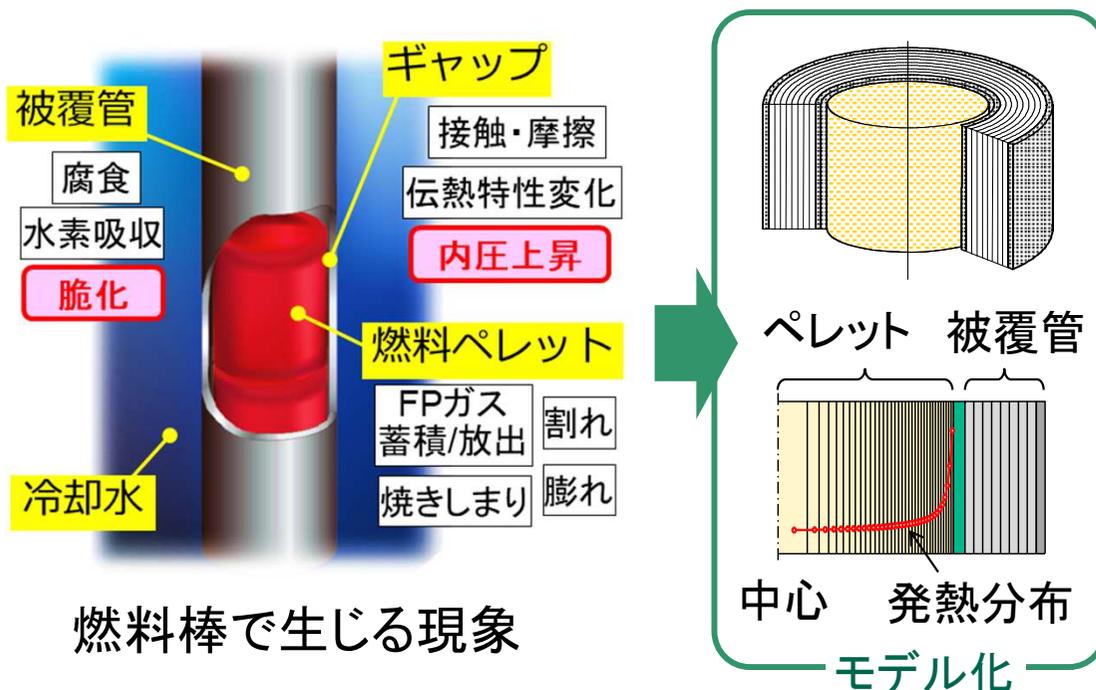


高温破裂

**FPのガス放出の効果 considering 高温破裂を予測することが必要  
⇒解析コードを用いて検討**

# 燃料挙動解析コード

- 有限要素法に基づく力学計算、熱計算、核燃料特有の要素モデルを組み合わせ、燃料棒の挙動を解析
- 通常運転中及び事故時の核燃料挙動を評価可能なツール
- JAEAにて**FEMAXI-8**(通常運転時)/**RANNS**(RIA時)コードを開発
  - それぞれ照射試験データやRIA模擬実験データを基に検証実施



入力データ(燃料仕様・線出力履歴)

FEMAXI-8: 通常運転中燃料挙動解析

RIA前燃料状態 (FPガス量、変形量等)

RANNS: RIA時燃料挙動解析

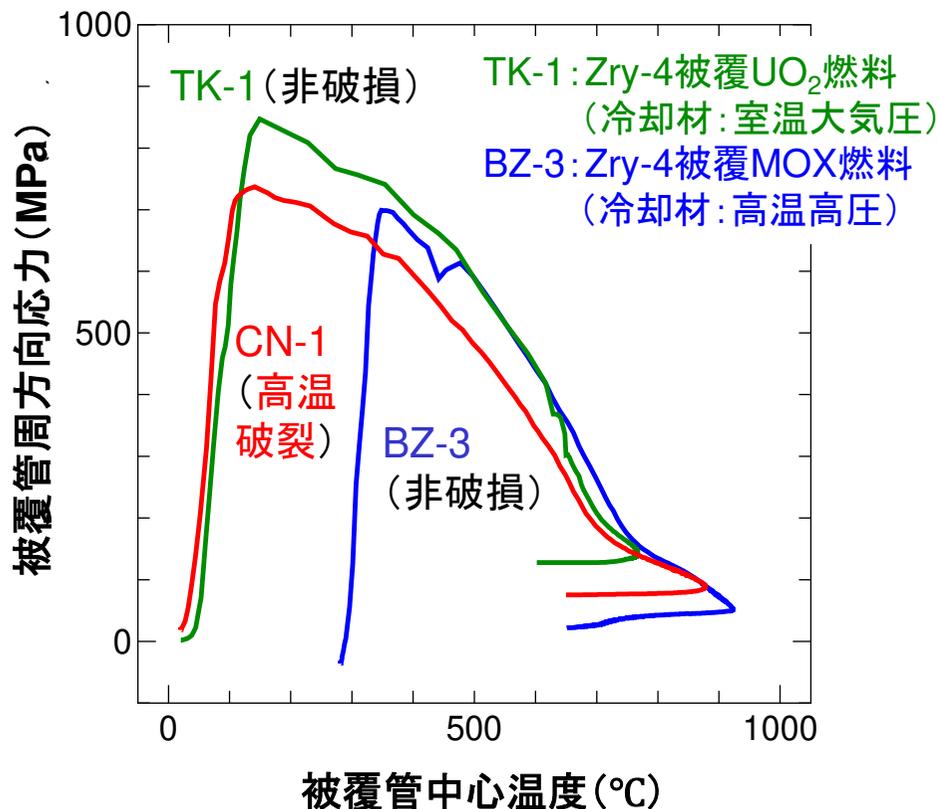
RIA時のFPガス放出量、変形量等

解析の流れ

# 高温破裂予測に係る解析的検討

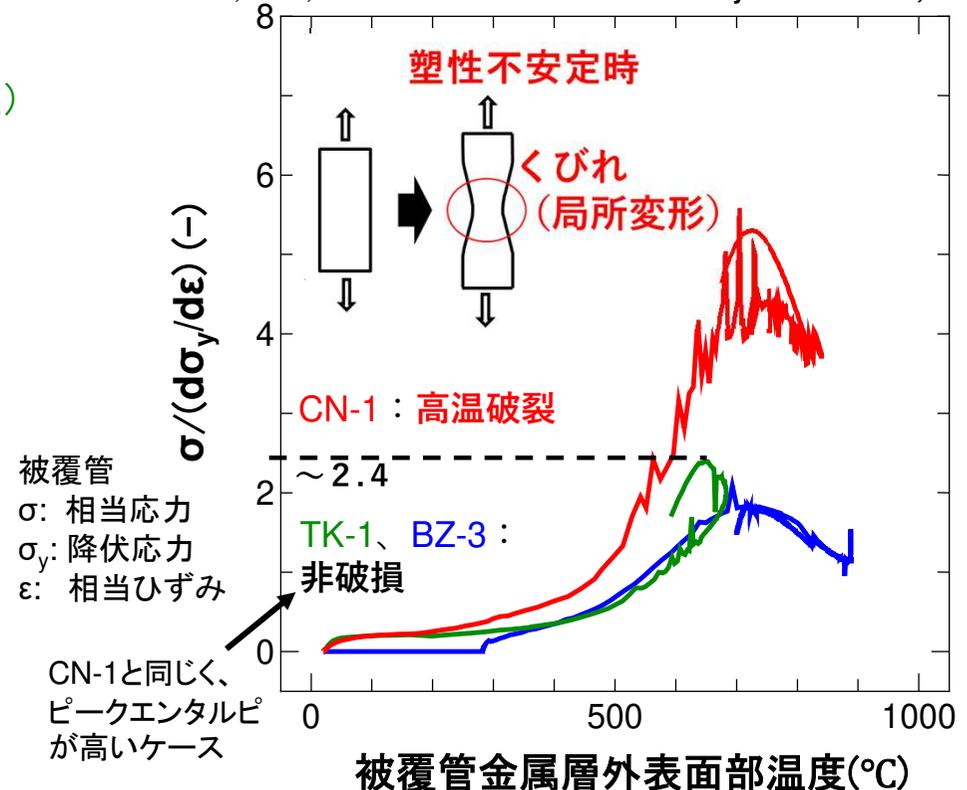
高温破裂に近い条件に達していたと考えられた非破損ケース(NSRR照射済燃料実験)とCN-1実験について、解析により算出されるいくつかのパラメータで比較

## 被覆管周方向応力



## 塑性不安定の程度を表すパラメータ\*

\*Swift, H.W., Journal of the Mechanics and Physics of Solids, Vol. 1, 1952



- 被覆管(周方向)応力では破裂発生の有無を説明できない。
- 塑性不安定の程度を表すパラメータ( $\sigma/(d\sigma_y/d\varepsilon)$ )を用いると、そのピーク値は高温破裂発生の有無によく対応 ⇒ **高温破裂の発生を予測する上で有効**

# まとめ・今後の展開

## まとめ

- 高燃焼度M5被覆MOX燃料を対象としたRIA模擬実験(CN-1実験)を実施
  - 62 GWd/tを超える領域の改良型被覆MOX燃料データを初めて取得
  - 高燃焼度燃料の典型的なPCMI破損ではなく高温破裂が発生
    - ✓ 被覆管温度上昇、RIA時のFPガス放出に伴う急激な内圧上昇による
- 高温破裂予測に係る解析的検討
  - RIA時FPガス放出の効果を取入れた塑性不安定の程度を表すパラメータが  
高温破裂発生予測に有効

## 今後の展開

- 高燃焼度化・改良型燃料に対する規制の観点から  
耐腐食性改良型燃料(ATF含む)を対象に実機条件でより合理的に  
高温破裂を予測する手法を整備

## 参考文献

---

- 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, 195, 110144 (2024)
- 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 H30年報告書
- 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)H31/R2/R3/R4年報告書