

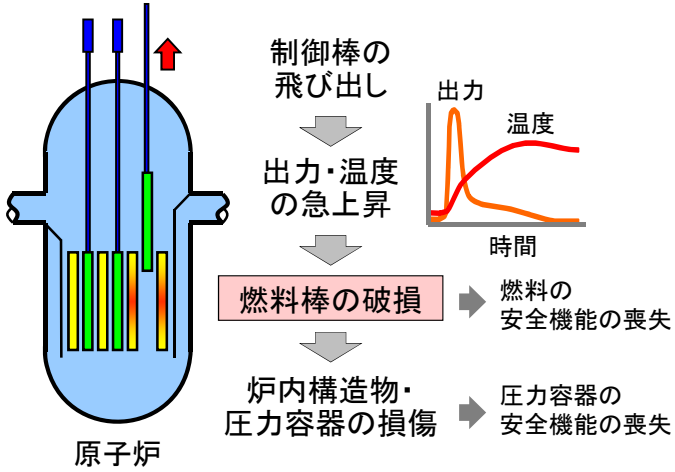
# 軽水炉燃料の事故時挙動に関する研究

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

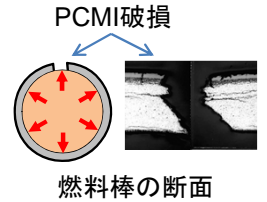
## 研究の目的

軽水炉燃料には「放射性物質の閉じ込め」、「冷却可能形状の維持」、「制御棒挿入性の維持」という安全上の役割が求められる。事故時にこれらの安全機能が失われる条件を定量化し、正しい現象理解に基づく適切な安全評価手法を開発するとともに、得られた知見を燃料挙動解析コードに反映する。これらを通して安全規制を支援する。

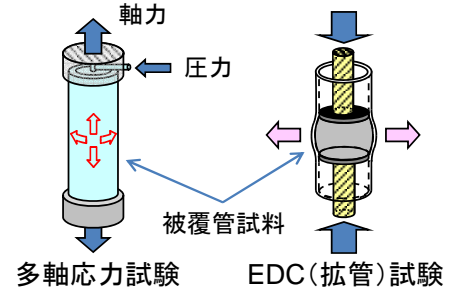
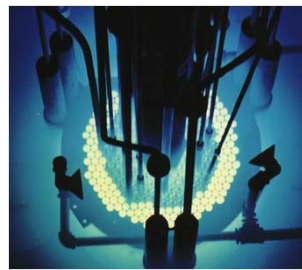
## 反応度事故(RIA)時の燃料挙動



- ・ 燃焼が進んだ燃料では被覆管が酸化及び水素化物析出により脆くなっている。
- ・ RIA時のペレット熱膨張による負荷(ペレット被覆管機械的相互作用; PCMI)により被覆管が破損する可能性がある。

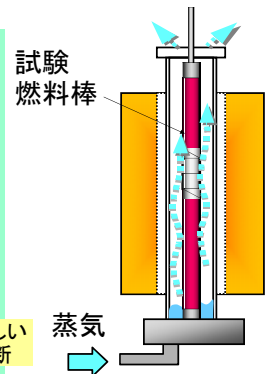
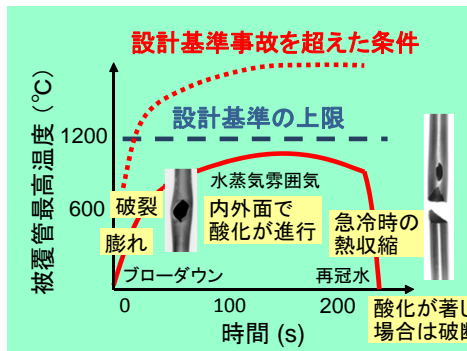
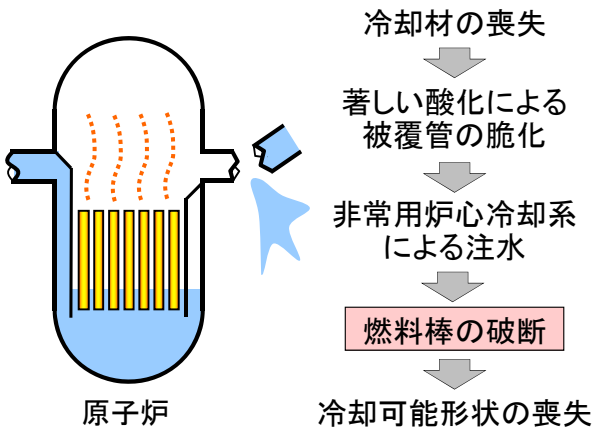


種々の試験により被覆管が破損に至る条件や破損による影響を評価。



被覆管の機械特性試験

## 冷却材喪失事故(LOCA)時の燃料挙動

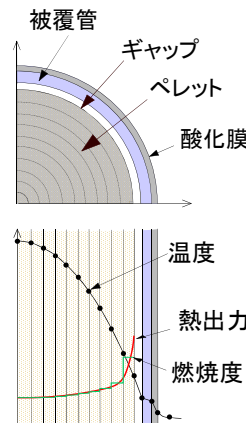


- ・ LOCA条件を模擬し、被覆管の高温酸化挙動や耐破断特性を解明。
- ・ LOCA後の燃料棒健全性を評価。
- ・ 従来の想定(設計基準事故)より厳しい条件における挙動を解明。

## 燃料挙動解析コードの開発

### モデル化

- リング要素
- ペレット・被覆管熱物性モデル
- ペレット・被覆管機械特性モデル
- 被覆管表面熱伝達モデル
- FPガス放出モデル、etc...



2種類の解析コードを開発

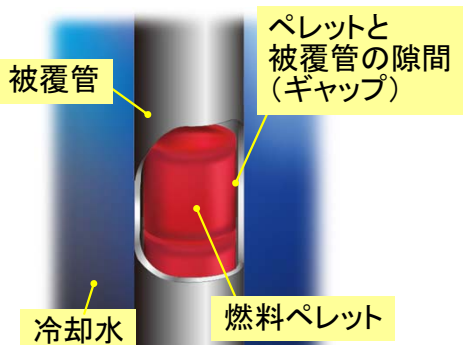
**FEMAXI-7** → 通常運転時

**RANNS** → 事故時

様々な条件下に置かれた燃料について、

- 温度変化
- 変形量(伸び、膨れ)
- FPガス放出量

等々を評価



# LOCA時の被覆管挙動に関する研究

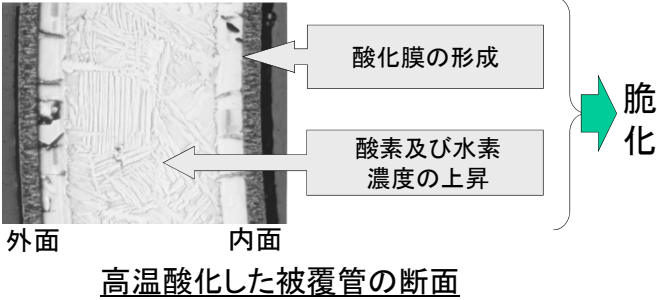
日本原子力研究開発機構 安全研究センター 燃料安全研究グループ

## 被覆管の脆化に関する安全基準

**目的**  
被覆管の著しい脆化を防ぎ、炉心の冷却が可能な形状を維持する。(広範な燃料棒の破断や破砕を防止する)

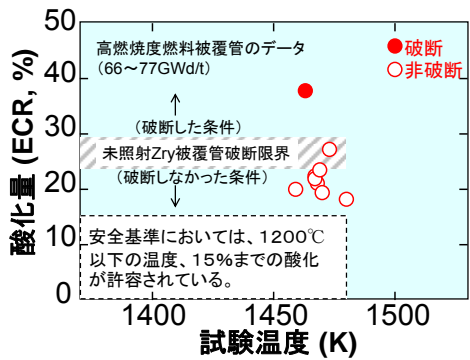
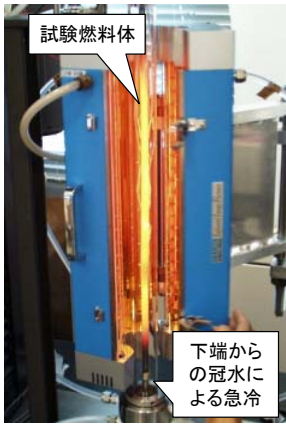
- 基準値**
- 燃料被覆最高温度は、1200℃以下
  - 酸化割合は、被覆管厚さの15%以下

**根拠**  
急冷によっても被覆管が破断しない酸化条件



## 急冷時の被覆管破断試験

LOCA時の燃料挙動を模擬した条件で、破断および高温酸化を実施する。その後、スパーサグリッド間で生じる軸方向拘束力を模擬した状態で急冷時に生じる熱衝撃に対して被覆管が破断するか調べる試験である。

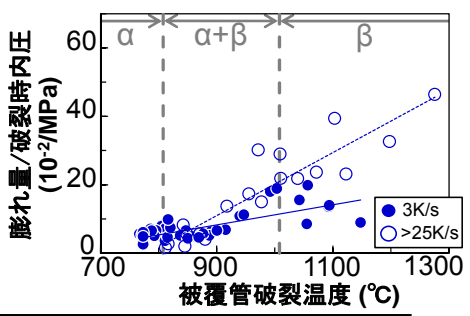
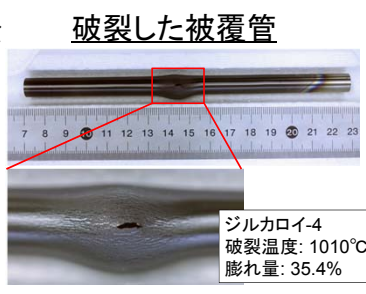


現行の安全基準は77GWd/tまでの燃焼度範囲で妥当であることを確認

## LOCA時の被覆管の膨れ・破裂挙動に関する研究

LOCA時に被覆管が破裂した際に燃料ペレットが燃料棒外に放出される現象が確認されている。その際の放出量や放出挙動は破裂部の変形や開口状態の影響を受ける。

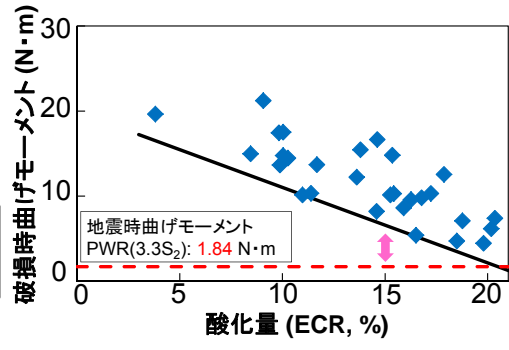
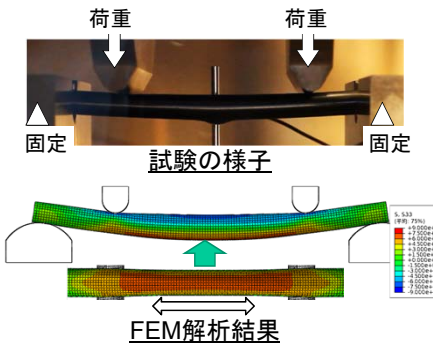
水蒸気中での破裂部の変形(膨れ)挙動を調べるため、燃料棒の破裂時の内圧と昇温速度を変化させた試験を実施した。



被覆管の膨れ量を破裂時の内圧で除した(規格化した)値は、破裂時の温度と結晶相状態に依存

## LOCA時およびLOCA後の被覆管健全性に関する研究

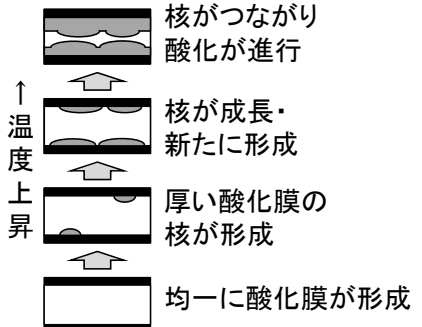
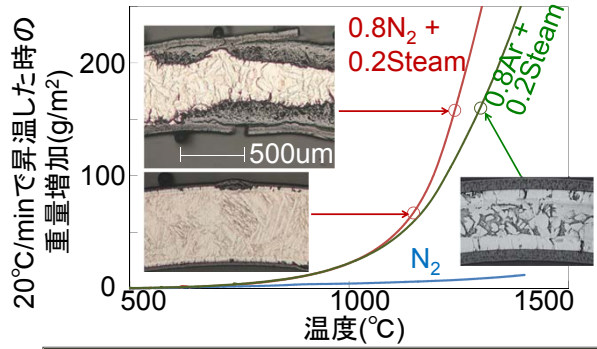
4点曲げ試験手法を開発し、膨れ、破裂及び高温酸化を経験した未照射被覆管の曲げ強度を測定した。



・酸化割合に依存して曲げ強度が低下  
 ・実機の曲げモーメント\*と比較した結果、現在の安全基準内(ECR15%以下)の被覆管強度は、基準地震動S<sub>2</sub>で生じる曲げモーメントより大きい  
 (\*「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(JNES)」の結果より評価)

## 窒素を含む水蒸気雰囲気下でのジルカロイ被覆管の酸化挙動に関する研究

シビアアクシデントや使用済燃料プールにおける冷却材喪失時には、燃料が水蒸気だけではなく空気等の窒素を含む雰囲気さらされる可能性がある。こうした雰囲気下でのジルカロイ被覆管の酸化挙動を調べた。



窒素の影響で1000℃以上で酸化が加速

## 軽水炉燃料の事故時挙動に関する研究 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

### ■ 事故時の燃料挙動に関する研究

原子炉が安全に設計されていることを確認するため、通常時に加え、様々な事故を想定した場合についても安全評価が行われます。このように想定される事故は設計基準事故と呼ばれ、その代表例が、制御棒が急に抜けた際の出力暴走すなわち反応度事故（RIA）および配管の破断等により原子炉の水が失われる冷却材喪失事故（LOCA）です。

原子炉の安全確保は様々な機器類によって達成されますが、燃料には「放射性物質の閉じ込め」、「冷却可能形状の維持」及び「制御棒挿入性の維持」という安全上の役割が求められます。RIA や LOCA が起こった場合でも必要な安全機能が維持されることを確認するためには、それらの事故時に燃料の安全機能が失われる条件を把握しておく必要があります。

そこで、燃料安全研究グループでは原子炉安全性研究炉（NSRR）や燃料試験施設（RFEF）といった施設を活用して RIA や LOCA の模擬実験を行い、設計基準事故における燃料挙動や破損メカニズムに関する理解を深めるとともに、安全評価に必要なデータの拡充及びより適切な安全評価手法の開発を行っています。さらに、設計基準事故を超えた条件における燃料挙動に関するデータの取得も進めており、重大事故対策の有効性評価に活用できる知見の取得に努めています。

得られた理解に基づき、燃料挙動を適切に予測するための解析コードの開発を進めており、常に最新の知見を取り込むことで予測精度の向上に努めています。

### ■ LOCA 時の被覆管挙動に関する研究

上に挙げた LOCA では、配管の破断等により炉心水位が低下するため、燃料棒温度が上昇します。炉心に冷却水を送り込む非常用炉心冷却系（ECCS）が起動するため、まもなく燃料温度は低下しますが、高温時に起こる酸化が著しい場合は被覆管が脆くなります。急冷時の熱衝撃により、脆化した燃料棒の破断や破砕が広範に起こると水を入れても炉心を冷却できなくなる可能性があるため、被覆管の著しい脆化を防ぐための基準が決められています。この基準の妥当性は、LOCA 時の燃料挙動を模擬した条件で被覆管の高温酸化を起こさせ、その後実機で生じる軸方向拘束力を模擬した状態で急冷したときに被覆管が破断するか調べる試験で確認されています。

急冷時以外にも地震および事故後の燃料の取り扱い時等に、被覆管に機械的な負荷が生じる可能性があります。そこで LOCA 時および LOCA 後の機械特性を評価するために、LOCA 時の燃料挙動を経験した未照射燃料被覆管を用いた曲げ試験を実施しています。その結果、酸化量に依存して曲げ強度が低下すること、実機の燃料集合体を対象とした耐震性評価試験結果に基づいて評価した曲げモーメントと比較すると現在の安全基準内（化学量論的酸化量（ECR）15%以下）の被覆管強度は基準地震動  $S_2$  で生じる曲げモーメントより大きいことが分かりました。

また、LOCA 時に被覆管が破裂した際に燃料ペレットが燃料棒外に放出される現象が知られています。その際の放出量や放出挙動は破裂部の変形や開口状態の影響を受けます。水蒸気中での破裂部の変形（膨れ）挙動を調べるため、燃料棒の破裂時の内圧と昇温速度を変化させた試験を実施しました。その結果、被覆管の膨れ量を破裂時の内圧で除した（規格化した）値は破裂時の温度と結晶相状態に依存することが分かりました。

シビアアクシデントや使用済燃料プールにおける冷却材喪失時には、燃料が水蒸気だけでなく空気等の窒素を含む雰囲気さらされる可能性があります。こうした雰囲気下でのジルカロイ被覆管の酸化挙動を調べました。その結果、窒素-水蒸気下でのジルカロイの酸化速度は、窒素を含まない場合に比べ特に 1000°C 以上の温度で大きくなることが分かりました。