

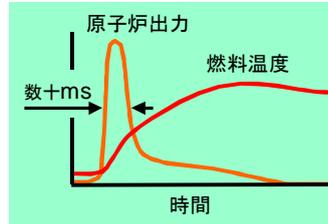
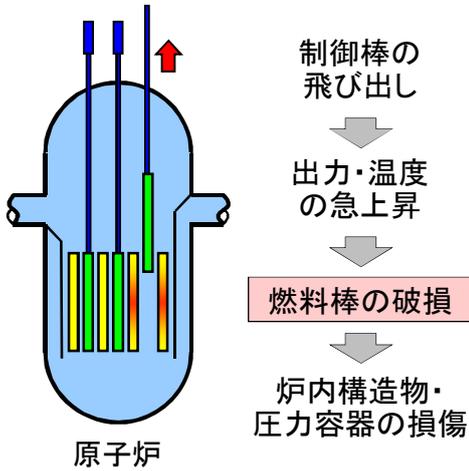
軽水炉燃料の事故時挙動に関する研究

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

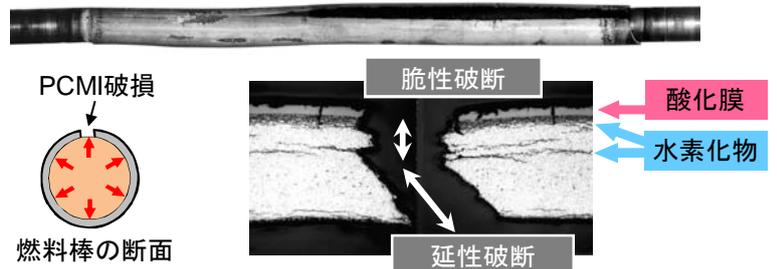
研究の目的

従来よりも安全性能が向上した改良型燃料の導入が見込まれている。軽水炉燃料の事故時挙動に関するデータを取得し、現象理解に基づくより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、安全性が向上した燃料に合理的に対応した安全規制を支援する。

反応度事故(RIA)時の燃料挙動

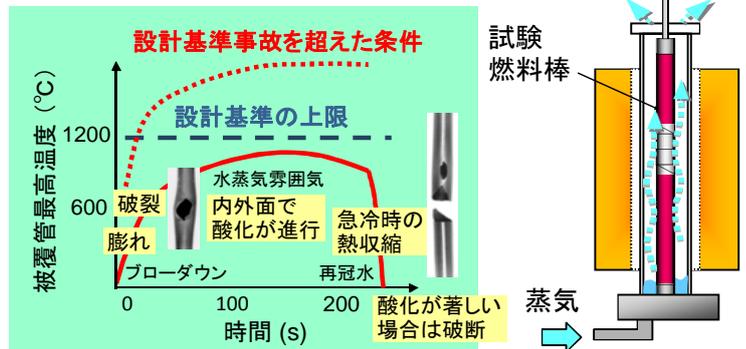
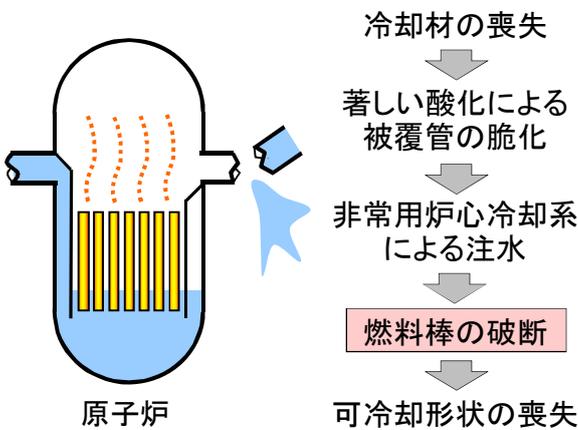


原子炉の出力暴走をNSRRのパルス出力運転により模擬し、RIA時の燃料挙動を解明する。



ペレット被覆管機械的相互作用(PCMI)により破損した高燃焼度燃料棒

冷却材喪失事故(LOCA)時の燃料挙動



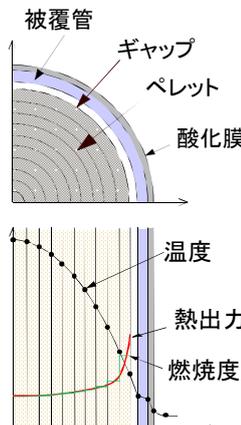
- ・ LOCA条件を模擬し、被覆管の高温酸化挙動や耐破断特性を解明。
- ・ LOCA後の燃料棒健全性を評価。
- ・ 従来の想定(設計基準事故)より厳しい条件における挙動を解明。

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...



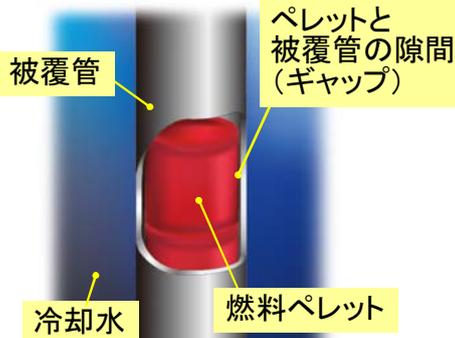
2種類の解析コードを開発

FEMAXI-7

通常運転時の燃料挙動を解析

RANNS

反応度事故時の燃料挙動を解析



福島第一原子力発電所事故の教訓から、設計基準事象を超えた条件やシビアアクシデント条件下での燃料挙動(被覆管高温酸化、燃料溶融、使用済燃料プールでの燃料挙動)に研究範囲を拡大。

LOCA時の被覆管脆化に関する研究

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

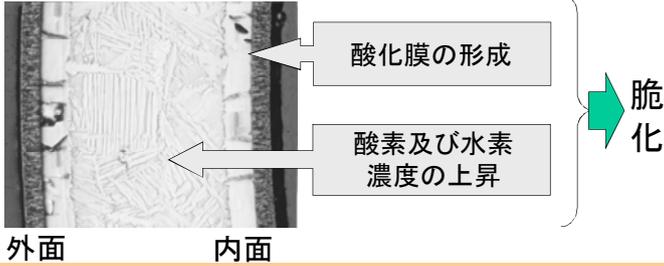
目的
被覆管の著しい脆化を防ぎ、炉心の冷却が可能な形状を維持する。(広範な燃料棒の破断や破砕を防止する)

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

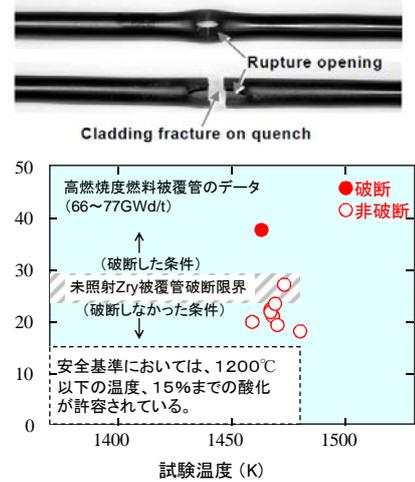
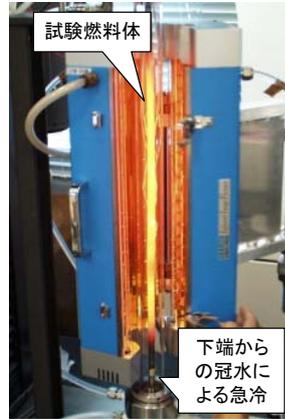
根拠
急冷によっても被覆管が破断しない酸化条件

高温酸化した被覆管の断面



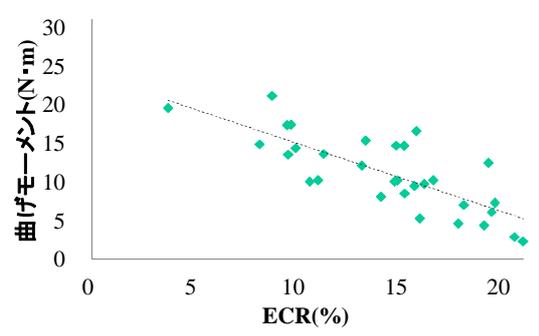
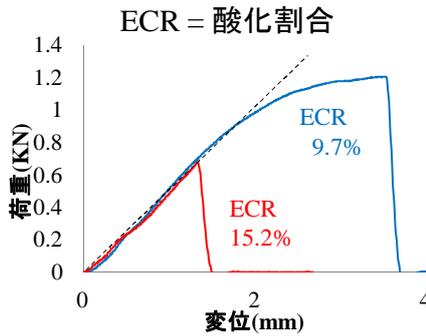
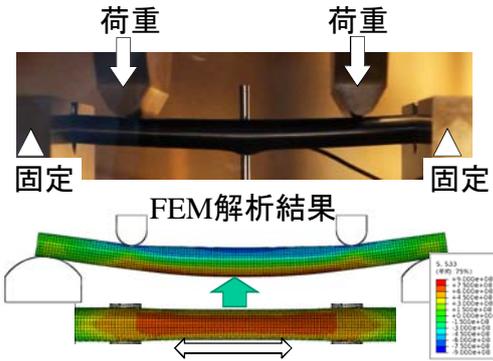
急冷時の被覆管破断試験

LOCA時の燃料挙動を模擬した条件で、破裂および高温酸化を実施する。その後、スペ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。



LOCA時およびLOCA後の被覆管機械特性に関する研究

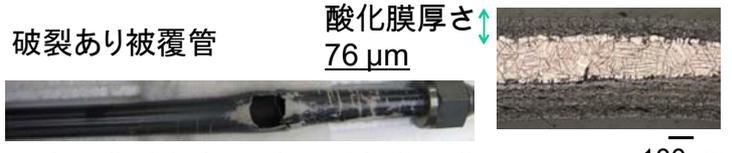
LOCA時およびLOCA後における被覆管健全性を評価する試験手法として、4点曲げ試験の開発を行っている。膨れ、破裂および高温酸化を経験した未照射被覆管に対する曲げ試験を行い、曲げ強度等を測定した。その結果、酸化割合に依存して曲げ強度が低下し、また、ECR約15%以上において弾性領域で破損することがわかった。



高温酸化による被覆管脆化に関する研究

被覆管を特定の高温(1273K等)で酸化した場合、ある時点から急激に脆化が進む現象(Breakaway)が知られている。既存の研究では破裂していない試料を用いて評価されてきたが、本研究ではLOCA時の燃料棒挙動を想定し、破裂した試料を用いて評価した。その結果、破裂した被覆管ではBreakawayの開始時刻が早くなることがわかった。

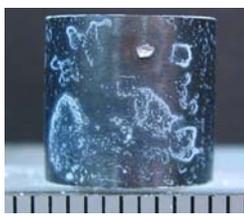
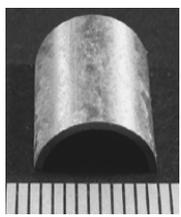
1273K、2400s 酸化



白い酸化膜が生成し、脆化が急激に進行

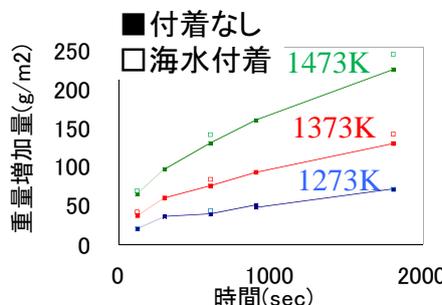
100μm

海水成分付着による高温酸化への影響に関する研究



海水付着試料

高温酸化後



福島第一原発事故において炉心を海水により冷却した。海水を付着させた燃料被覆管の高温酸化試験を実施し、高温酸化挙動に対する海水の影響を調べた。その結果酸化速度は変わらず、高温酸化挙動に大きく影響しないことが分かった。

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。

原子炉の燃料が RIA や LOCA に対しても健全性を維持出来ることを確認するためには燃料が破損に至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取得を行っています。さらに、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。

東京電力福島第一原子力発電所の事故を通して、従来の想定より厳しい条件についても燃料挙動を把握しておくことの重要性が明らかになりました。そこで、試験条件の範囲を拡げてデータの取得を開始しました。また、RIA および LOCA に関する従来の安全基準が妥当であること、想定している状態に抜け落ちのないことについても再確認を行っています。

■ LOCA 時の被覆管脆化に関する研究

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緊急炉心冷却系が起動するため、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し、また、基準の上限値を超えて酸化させた試料は弾性領域で破損することが分かりました。

被覆管を特定の高温度(1273K 等)で酸化した場合、ある時点から急激に被覆管の脆化が進む現象(Breakaway)が知られています。既存の研究では破裂していない被覆管を高温酸化することで評価されてきましたが、本研究では LOCA 時の燃料棒挙動を想定し、破裂した被覆管を用いて評価しました。その結果、破裂した被覆管では破裂していない被覆管よりも早い時点で急激な脆化が開始することを明らかにしました。

通常 LOCA 時の炉心は軽水で冷却されていますが、福島第一原発事故では海水を用いて冷却しました。そこで LOCA 時に想定される高温酸化時における海水成分付着による被覆管への影響を調べました。その結果海水成分が付着した試料と海水が付着しない試料では酸化速度は変わらず、海水成分付着によって高温酸化挙動へ大きく影響しないことが分かりました。