



安全評価技術に関する研究

平成22年12月24日

第8回安全研究審議会

日本原子力研究開発機構

安全研究センター

(説明者： 中村 秀夫)

【重点安全研究計画の課題】

- 原子力安全委員会は、軽水炉の長寿命化、燃料の高燃焼度化、MOX燃料の利用(プルサーマル)、長サイクル運転、出力増強、などの軽水炉利用の高度化に対し、規制行政庁が行う行政判断の妥当性を確認する必要がある。
- 規制行政庁は、軽水炉利用の高度化に対応した安全基準の適合性の判断等を的確に行う必要があり、そのための安全評価技術の開発が必要である。
- 研究内容は、
 - **熱水力** 軽水炉の事故事象をできるだけ忠実に解析するための最適安全評価手法の開発
 - **燃料** ウラン燃料・MOX燃料の高い燃焼度範囲における事故時挙動を高い精度で評価する技術の開発等が重要

【原子力機構に期待する安全研究】

- 事故時の原子炉システム・格納容器内挙動最適評価技術の高度化
 - 受動安全設備の過渡事象、シビアアクシデント時の格納容器内ガス状ヨウ素放出に関する基礎データ拡充を含む
- 核熱水力挙動解析手法の高度化と評価用データの整備
 - 三次元二相流、流動と構造の相互作用、核熱の連成を含む炉心熱伝達など、複合的な過渡熱水力モデルの開発
- 燃料挙動解析手法の高度化と評価用データの整備
 - 高燃焼度燃料、プルトニウム燃料(プルサーマル、フルMOX)の反応度事故時、冷却材喪失時の現象評価モデルの高度化と燃料挙動解析コードの開発や被覆管健全性評価手法の開発など
- 炉物理解析手法の高度化と評価用データの整備
 - 高燃焼度燃料炉心、プルトニウム燃料炉心(プルサーマル、フルMOX)に対する炉物理解析手法と必要な核データなどの整備

安全評価技術(熱水力)

研究目的と実施体制(第1期) H17~21

【研究目的】

出力増強、燃料の高燃焼度化とプルサーマル、高経年化など軽水炉利用の高度化に対応して、安全余裕のより高精度な定量評価やリスク評価における不確実さ低減に必要な技術基盤を提供する。

【実施体制】

これらの研究目的を達成するため、以下の課題を通じて熱水力最適評価手法の開発、燃料健全性評価に係る熱水力評価手法開発ならびにシビアアクシデントに関する研究を実施した。

- ✓ LSTF、THYNC装置等を用いた熱水力安全に関するシステム効果実験及び個別効果実験
- ✓ 第1期、第2期 ROSAプロジェクト(OECD/NEA)
- ✓ LSTFを用いた冷却材喪失事故模擬実験(産業界)
- ✓ 放射線誘起表面活性効果による高性能原子炉に関する技術開発
(試験炉での沸騰熱伝達改善確認試験)(資源エネルギー庁)
- ✓ 原子力発電プラントの地震耐力予測シミュレーション(科学技術振興機構)
- ✓ シビアアクシデント晩期の格納容器閉じ込め機能の維持に関する研究
(ガス状ヨウ素基礎試験、ガス状ヨウ素放出抑制に関する試験)(原子力安全基盤機構 JNES)
- ✓ 軽水炉高精度熱水力安全評価技術調査(保安院)
- ✓ 高度化軽水炉燃料安全技術調査(保安院)
- ✓ 燃料等安全高度化対策事業(保安院)

安全評価技術(熱水力) 研究成果の概要と活用

【平成17～21年度の成果】

- **最適評価手法の開発** OECD/NEA ROSAプロジェクト等でLSTF実験を実施し、熱水力最適評価手法の検証・開発に有用なデータを得ると共に、同手法の性能検証と改造・整備を行った。さらに、炉心出口温度計の事故時有効性の検討等、国際的な安全向上に貢献した。
- **核熱安定性実験** 核熱結合実験装置(THYNC)実験により、核熱特性の相違(UO₂、MOX)はBWR炉心安定性に大きな影響を及ぼさない可能性が有るなど、核熱安定性に関する技術的知見を拡充した。
- **RISA伝熱促進実験** JMTR実験により、照射下の界面活性(RISA)効果による限界熱流束の向上を確認し、安全余裕の正確な評価に資する情報を得た。
→第39回原子力学会賞技術賞受賞(H18年度)
- **地震影響解析** 機構で開発した3次元核熱結合解析コードTRAC/SKETCHの方程式群に振動加速度を導入する改造を行い、地震時のBWR炉心安定性を詳細解析する環境を整えた。
- **ソースターム評価手法の開発** シビアアクシデント後の格納容器内における照射下のガス状ヨウ素放出へ影響を及ぼす諸条件(水温、pH、雰囲気、有機物など)に関する系統的パラメータ試験を行い、ヨウ素化学解析コードKicheを開発して実機評価に適用した。

また、保安院からの受託研究では以下の成果を得た。

- **過渡ボイド試験** BWRの全炉心核熱結合解析に基づく低温時と高温待機時のRIAを模擬する2種類の個別効果試験により、RIA時の出力過渡の評価に不可欠な過渡ボイド挙動データを取得した。
- **Post-BT試験** BWR異常過渡条件下でPost-BT領域の変化(ドライアウト、リウエット)に関するデータを取得し、学会基準推奨モデルの妥当性を評価した。

【成果の活用】

- ROSAプロジェクトLSTF実験に基づいて、過熱検出用炉心出口温度計の有効性に関するレポートがNEAより出され、機能の再確認が各国へ呼びかけられた。
- 過渡ボイド試験データをJNESへ提供し、クロスチェック用解析コードの整備に活用された。

【成果活用に向けた進行中の取り組み】

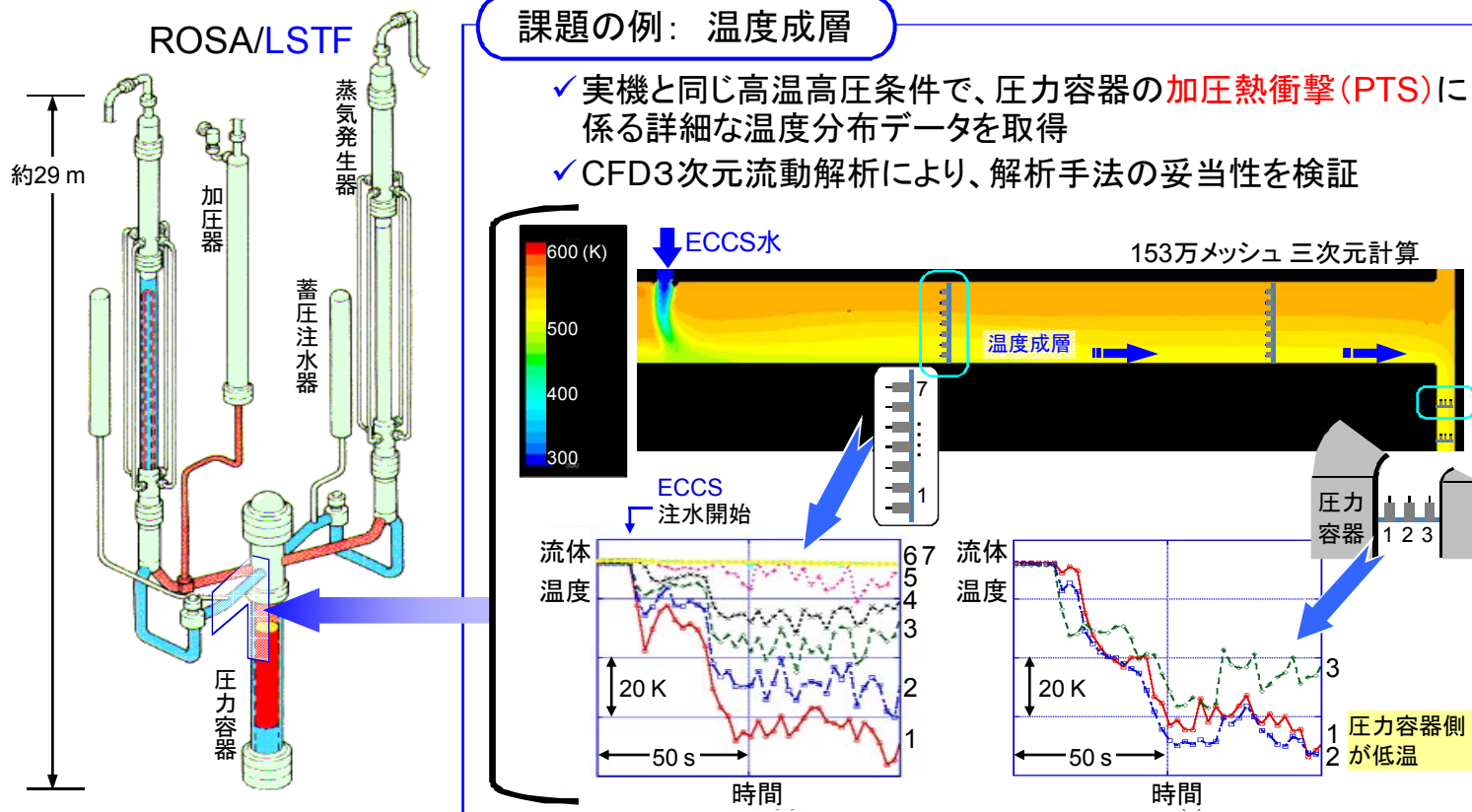
- 事故時熱水力挙動に関する詳細データと高精度の最適評価手法は、安全余裕の精度良い評価や安全基準の見直し、RIA時や過渡の燃料健全性に関するより合理的な安全評価に有用な技術基盤として利用できる。
- Post-BT基準の規制への導入や導入後の規制判断などを支援する技術基盤として活用される。
- 新たなアクシデントマネジメント(AM)策の立案や、事故後の防災対策解除の判断基準などの意思決定に必要な技術基盤として活用される。

安全評価技術(熱水力)

主な研究成果 (1/2)

【主な成果】 熱水力最適評価手法の開発

- 国際共同研究 **OECD/NEA ROSAプロジェクト** (14カ国18機関) をわが国で初めて主催
- 第一期 (6課題12回の **LSTF** 実験、4年間) を完遂。高精度・高空間分解能の実験データを取得
- 参加機関と熱水力最適評価手法やCFDコードの検証やモデル開発を実施
- 参加機関からの要請により、**第2期へ延長** (H21より3年間)
 - 規制要請に対応する試験 (H21: 中口径破断LOCA模擬試験) などを実施



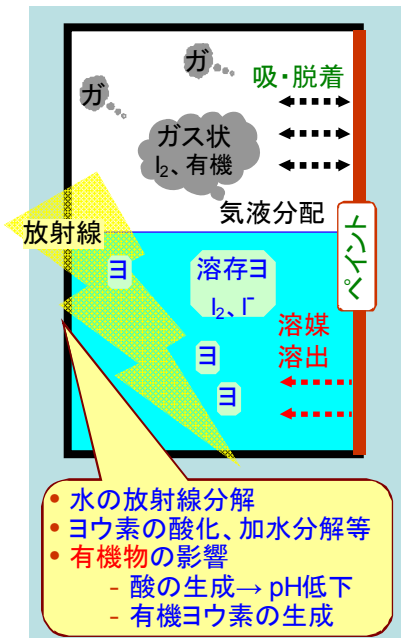
【今後の取り組み】

- 熱水力最適評価手法の **Verification & Validation**
- 統計的安全評価手法 (**BEPU**) の検証・整備
- **CFDコードの開発・検証**

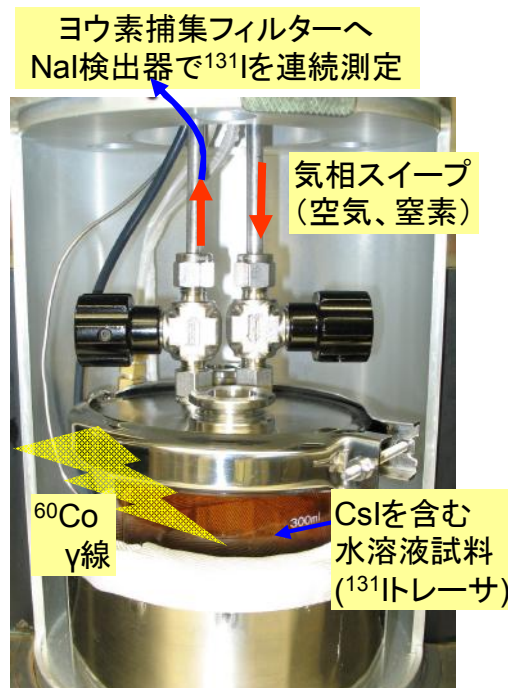
【主な成果】 ソースターム評価手法の開発

- シビアアクシデント後の照射下ガス状ヨウ素放出挙動に関するデータを、pH、雰囲気(酸素や水素)、水温、有機物(MIBK:メチルイソブチルケトン等)など、多様な格納容器内の諸条件の影響に関するパラメータ試験より取得した。
- 有機ヨウ素生成に係る主要な起因現象として、壁面ペイント中の有機溶媒の水中への溶出に関するデータを取得した。

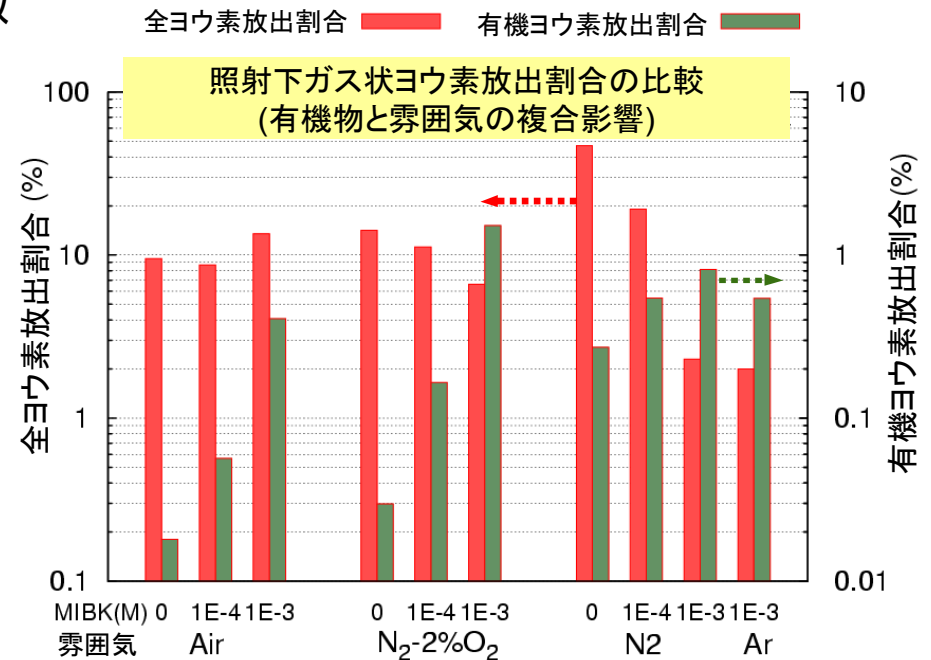
- 格納容器内ヨウ素化学コードKicheを開発し、実機への適用を図った。
- リスク評価上の不確かさを低減し、AM策の整備、防災対策/解除判断に必要な技術的知見を取得した。



格納容器 放射線照射下のヨウ素挙動



ガス状ヨウ素放出試験



【今後の取り組み】

- シビアアクシデント対応機器の有効性評価など、今後のニーズを考慮し、対応する解析技術を整備

安全評価技術(燃料)

研究目的と実施体制(第1期) H17~21

【研究目的】

軽水炉燃料の高燃焼度化とプルサーマル利用の本格化に向け、安全審査のための基準等の高度化に貢献する。

【実施体制】

これらの研究目的を達成するため、以下の課題を通じて燃料の高度化に対応したデータベースの拡充・解析コードの整備等を実施した。

- ✓ NSRR(原子炉安全性研究炉)やRFEF(燃料試験施設)等を活用した、高燃焼度燃料やMOX燃料を対象としたRIA及びLOCA時燃料挙動模擬実験や機械特性試験
- ✓ 高燃焼度燃料に特有な現象に関しモデルの改良等を行い、原子力機構が有する通常運転時及び事故時の燃料挙動解析コード(FEMAXI及びRANNS)の開発
- ✓ 発電用軽水型原子炉施設に関する燃料関連指針類の要求事項に係る基礎的・技術的検討調査(原子力安全委員会)
- ✓ 照射・高線量領域の材料挙動制御のための新しいエンジニアリング(文部科学省)
- ✓ 高度化軽水炉燃料安全技術調査(保安院)
- ✓ 燃料等安全高度化対策事業(保安院)
- ✓ 軽水炉燃材料詳細健全性調査(保安院)
- ✓ 軽水炉MOX炉心ドップラー反応度測定試験等(JNES)

安全評価技術(燃料) 研究成果の概要と活用

【平成17～21年度の成果】

- **メカニズム研究** 水素集積領域を起点とした高燃焼度PWR燃料のRIA時破損メカニズム等、高燃焼度燃料特有の現象に関する知見や、RIA時の燃料破損に対する指標に関する知見を得た。
- **解析手法の高度化** FEMAXI及びRANNSの開発を進め、通常運転時のFPガスバブルの成長予測、RIA時のFPガス放出等に関する改良と実験データを用いた検証を行い高精度化を進めた。
- **指針体系化** 燃料の破損を防止するための具体的要求事項を提案し原子力安全委員会の燃料関連指針類検討小委員会報告書の原案作成に協力するなど、安全審査指針類の体系化に貢献した。
- **データ拡充** 「燃料等安全高度化対策事業」においては、RIA時の破損しきい値に関するデータの範囲を77MWd/kgまで拡大し、65～75MWd/kgの範囲について安全基準の安全余裕を確認した。また、発電炉照射MOXに対する我が国初のRIA模擬実験や高燃焼度燃料被覆管のLOCA試験等を行い、見込まれる高燃焼度燃料やMOX燃料の安全審査に必要なデータを得た。

【平成17～21年度の成果】(続き)

また、「軽水炉燃材料詳細健全性調査」においては、新型BWR燃料の異常過渡時健全性確認試験に必要な装置の整備をJMTRにおいて進めた。

- **MOX炉心ドップラー反応度** U燃料炉心においてU-238ドップラー反応度実験データを取得。Puサンプルを用いた実験に向けて実験装置等を準備した。

【成果の活用】

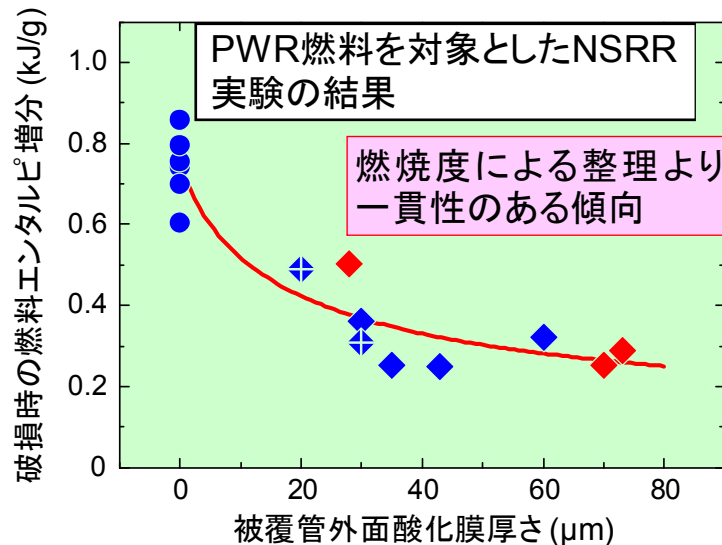
- RIA時の燃料破損しきい値について、燃料の性能向上を反映可能な基準の策定に向け、燃焼度に代わる新たな指標を提案した。この成果は原子力安全委員会による指針類見直しにおいて活用される見込み。
- 高い燃焼度までのRIA・LOCAデータ及びMOX燃料に関するRIAデータは、基準の改定、個別の安全審査や立地地域などへの説明に活用される。
- 高燃焼度燃料の通常時挙動に関するクロスチェック用解析コードをJNESに提供した。

【成果活用に向けた進行中の取り組み】

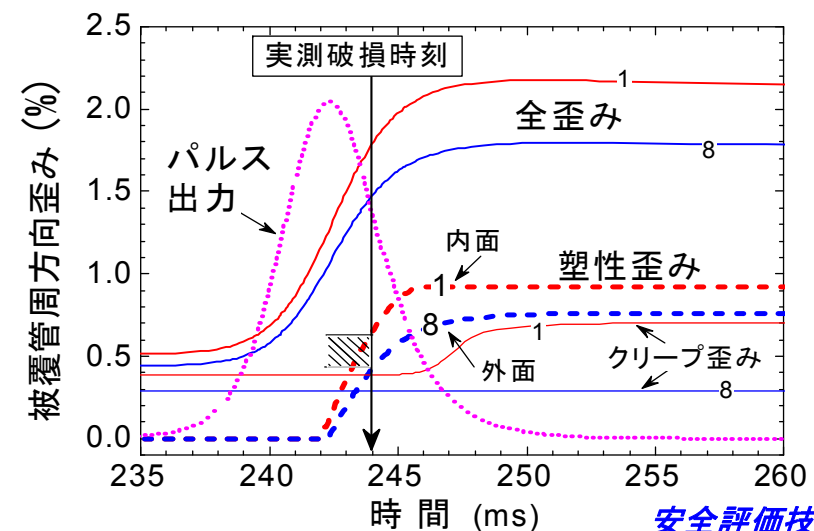
- 原子力安全委員会における指針体系化等の検討に対して参画・支援を行っている。

【主な成果】 安全評価手法の高度化に向けた研究

- ✓ RIA条件下で燃料が破損に至る際のメカニズムを解明し、破損限界と被覆管外面酸化膜厚さとの相関を実験的及び解析的に明らかにした。
- ✓ NSRR実験で得られた破損限界を燃焼度に代えて被覆管外面酸化膜厚さで整理し、高耐食性被覆燃料に対しても一貫した傾向を得た。
- ✓ これらの知見は、燃料の性能を反映可能な、より高い科学的合理性を備えた安全基準の策定に資するものである。
- ✓ 高燃焼度燃料の通常時解析コードFEMAXI及び事故時解析コードRANNSを開発を進めた。
- ✓ 実機照射終了時のFPガス蓄積状態等をFEMAXIにより予測した。
- ✓ RIA時のペレット/被覆管機械的相互作用により生じる被覆管内応力歪み分布やペレット内の熱応力分布などをRANNSにより計算し、被覆管破損が生じる条件やFPガス放出条件などについてNSRR実験の結果を評価した。



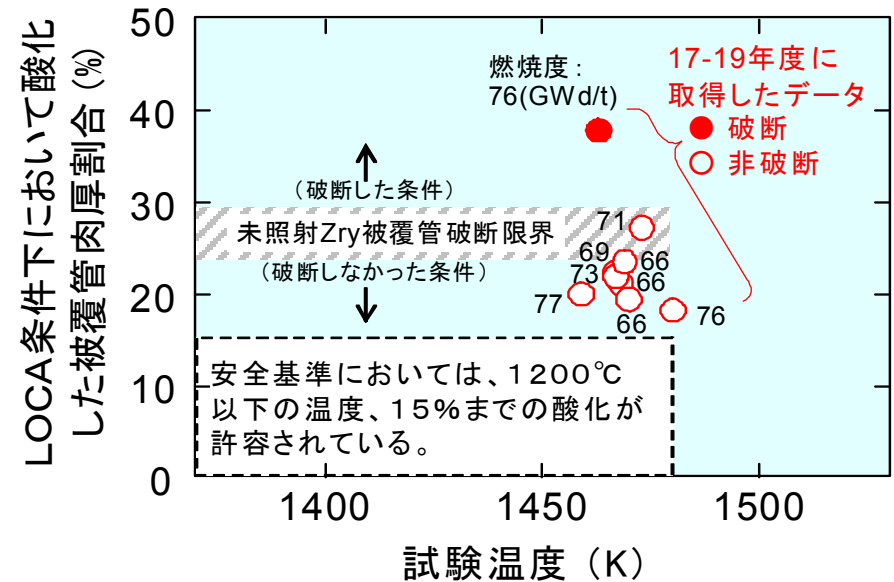
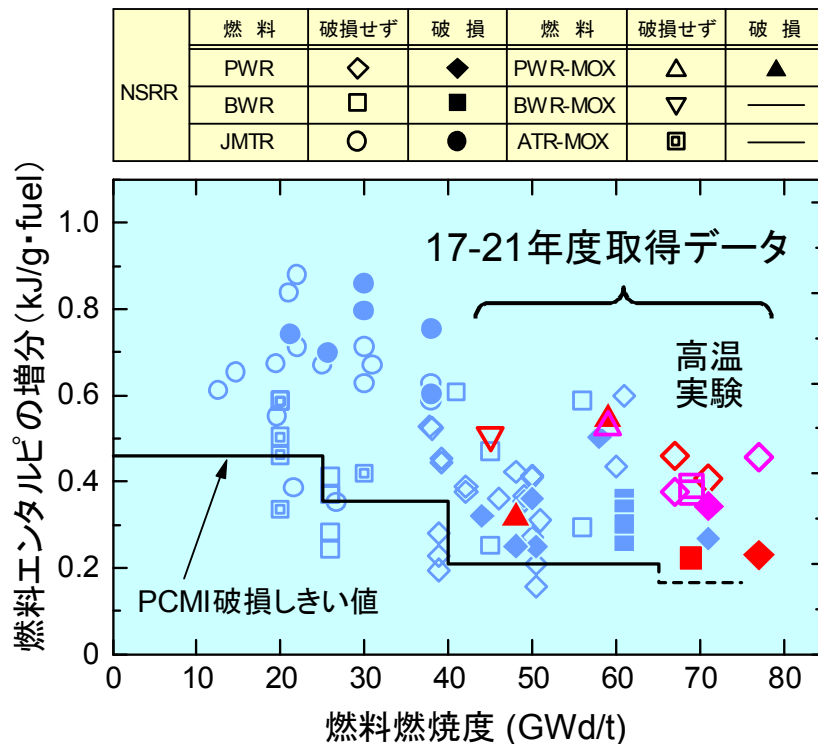
高温RIA試験において被覆管に生じる歪みの時間変化に関する解析例



【主な成果】 事故時燃料挙動データベースの拡充

- ✓ **RIA**時の燃料破損しきい値に関するデータの範囲を燃焼度77GWd/tまで拡充した。(従来は<61GWd/t)
- ✓ 新たに開発した高温カプセルを用いて実機の冷却条件を模擬し、燃料挙動データを取得した。
- ✓ 実機照射MOX燃料を対象に実験を行い、室温及び高温条件において燃料挙動データを取得した。

- ✓ **LOCA**時の燃料健全性評価上最も重要な「急冷時破断限界」に関するデータの範囲を、これまでの燃焼度44GWd/tから76GWd/tに拡大。被覆管酸化速度についてもデータを取得。



安全評価技術 まとめ

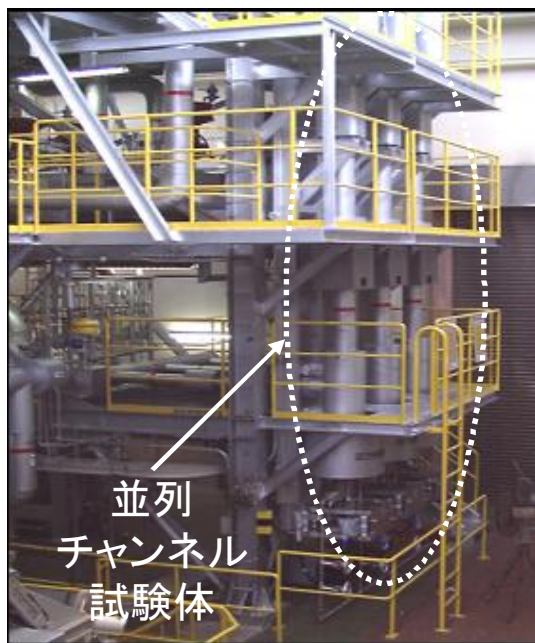
- **軽水炉利用の高度化** 軽水炉の長寿命化、燃料の高燃焼度化、MOX燃料の利用(プルサーマル)、長サイクル運転、出力増強、など
- **安全評価技術の開発** 軽水炉利用の高度化に対応した安全基準の適合性の判断等の的確な実施に必要
- **対象分野と主要課題**
 - 熱水力** 軽水炉の事故事象をできるだけ忠実に解析するための最適安全評価手法の開発 → **7件のテーマ**
 - 燃料** ウラン燃料・MOX燃料の高い燃焼度範囲における事故時挙動を高い精度で評価する技術の開発 → **9件のテーマ**
- **主な成果**
 - 指針・基準類の見直しに必要な技術情報の提供
 - 個別の安全審査などの説明への活用
 - 試験データやクロスチェック解析コードのJNESへの提供
 - OECD/NEA国際共同研究を通じた国際的な安全向上

1. 主な成果 熱水力 5件
 2. 主な成果 燃料 7件
 3. 原子力の重点安全研究計画(第2期) H22~26
- H17~21

主な成果 (熱水力 1/5)

【主な成果】 核熱水力安定性実験

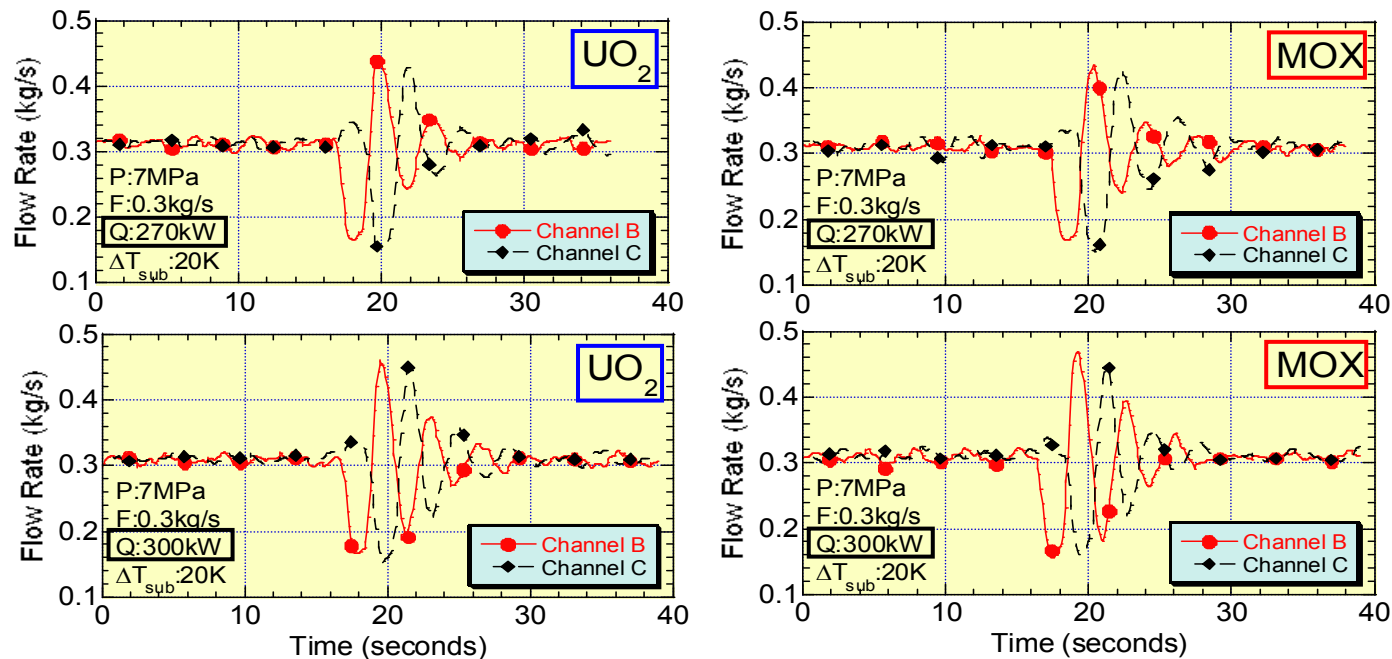
- BWRの圧力、模擬燃料出力、冷却材流量、温度等をパラメータとする核熱結合模擬実験を実施し、炉心の安定性評価と不安定時の燃料健全性評価に有用なデータを得た
- UO_2 炉心とMOX炉心の領域安定性には大差ないことを示唆する知見を得た
- 安全余裕を現実的に評価する三次元核熱結合解析コードTRAC/SKETCHの検証・開発を行った



核熱結合試験装置 (THYNC)

BWR炉心の核熱動特性を模擬

UO_2 炉心及びMOX炉心を模擬した領域安定性実験

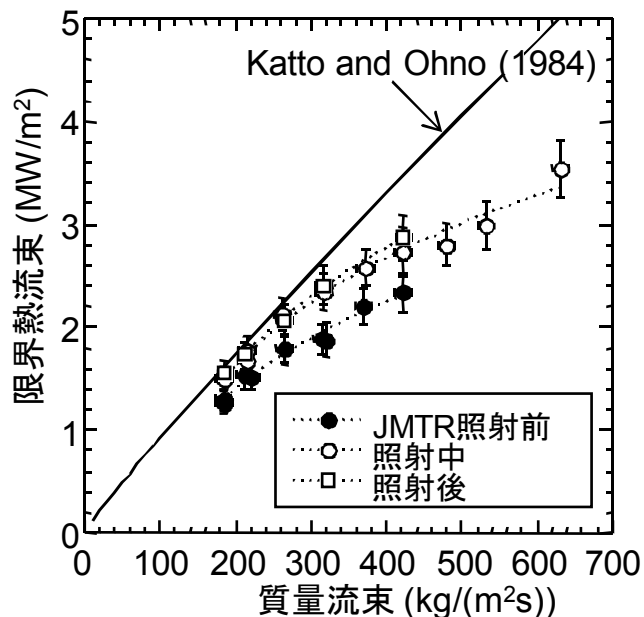


主な成果 (熱水力 2/5)

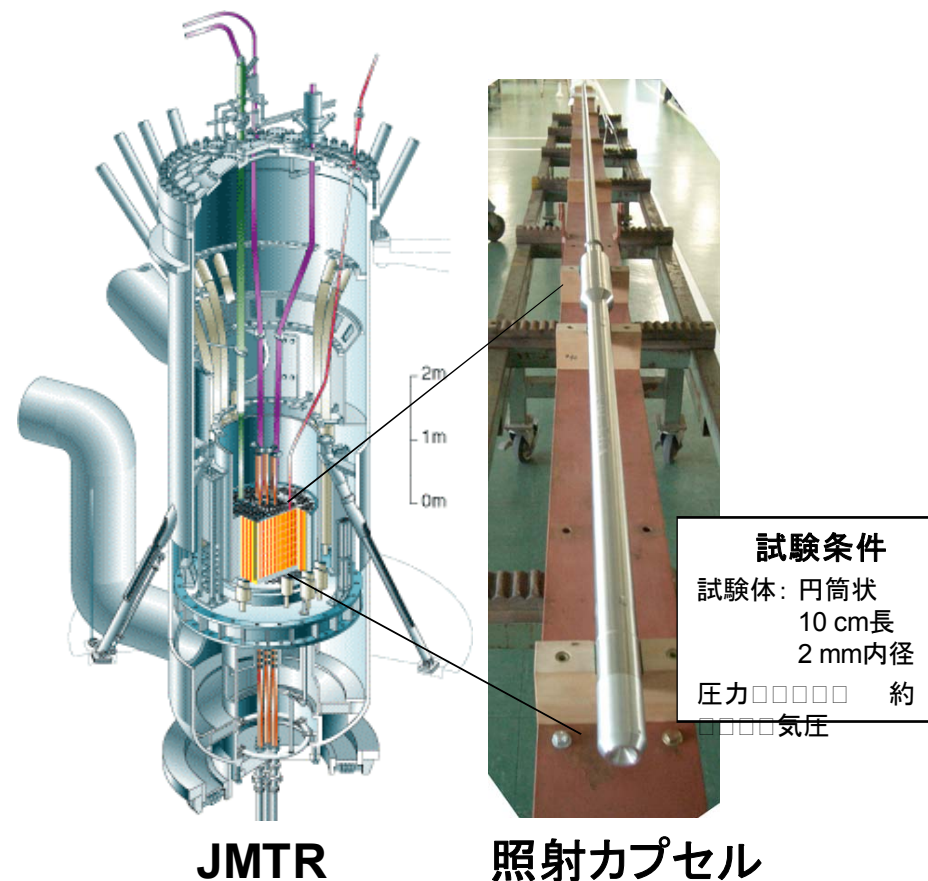
【主な成果】 放射線誘起表面活性効果による伝熱促進技術の開発

- JMTRの照射前・照射中・照射後に同一の強制沸騰伝熱条件で計測
- 限界熱流束 (CHF) が **RISA** 効果により平均で約17%増加していることを初めて確認した
- JMTR照射後試験 (PIE) により、濡れ性の変化や伝熱面性状に関する詳細データを取得した
- 安全余裕の現実的評価に有用な有用な知見を取得した

RISA 効果 Radiation Induced Surface Activation



限界熱流束の比較

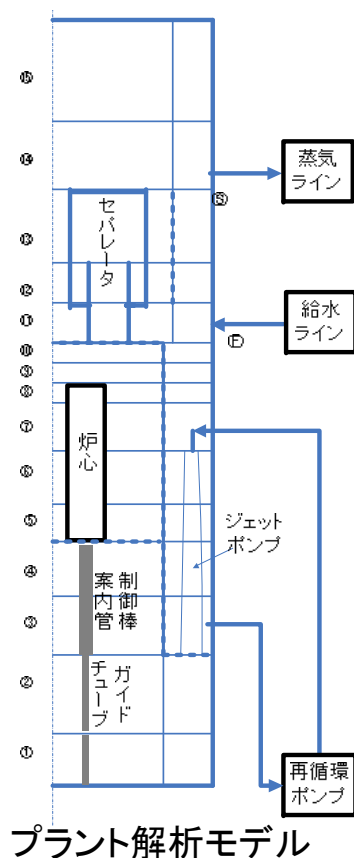


第39回 原子力学会賞技術賞 受賞

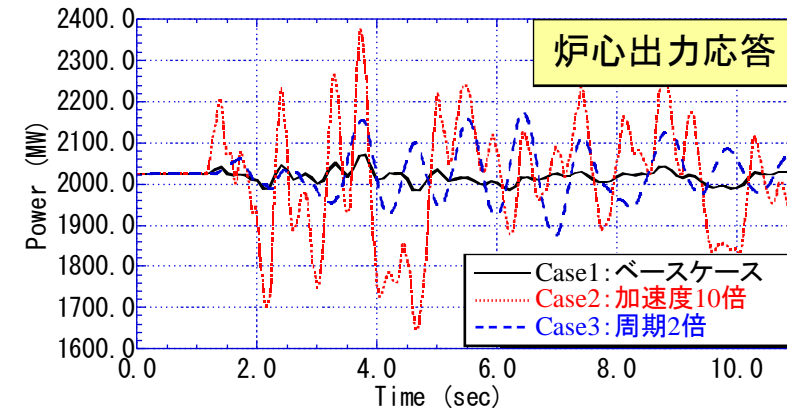
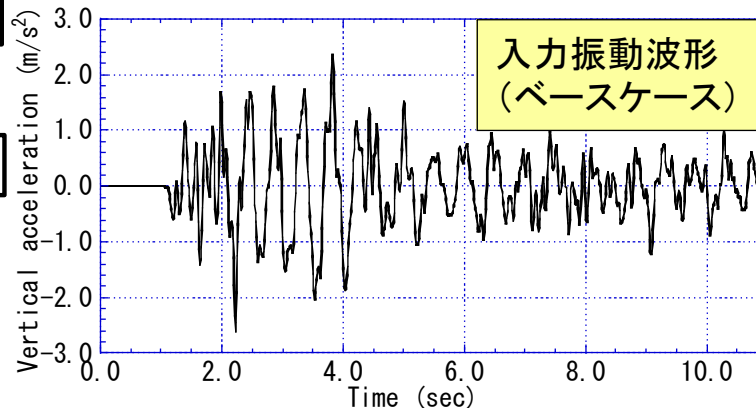
主な成果 (熱水力 3/5)

【主な成果】 地震影響解析

- 地震時におけるBWRの挙動及び炉心安定性を評価する手法の構築を目的として、3次元核-熱水力連成解析コードTRAC-BF1/SKETCH-INSをベースに、冷却水に働く変動加速度を考慮可能なコードを開発。
- 実機BWRを対象として、正弦波振動および実地震波 (El Centro波) を入力した場合の、原子炉の挙動を解析。



- 感度解析を実施し、種々のパラメータが炉心出力応答に与える影響についての知見を取得。



El Centro波に対する炉容器下部応答振動を用いた感度解析結果

【今後の取り組み】

- 詳細なプラントモデルを用いた、より高精度な解析の実施
- 熱流動相関式への振動加速度の影響調査

主な成果 (熱水力 4/5)

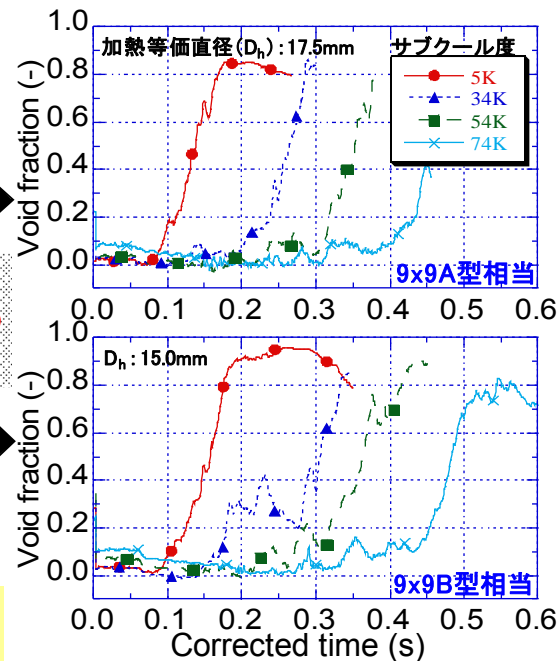
【主な成果】 反応度事故 (RIA) 時の過渡ボイド試験

- RIA時の高燃焼度BWR燃料の燃料エンタルピ評価に必要な熱水力境界条件に係る基盤情報を提供するため、低温時、高温待機時RIAを対象とした低圧、高圧試験を3種類の試験体を用いて実施した。
- 急速加熱による蒸気泡の過渡的な生成/消滅の挙動について、サブチャンネルでの空間分布を含めて計測し、初期水温など過渡ボイド挙動に大きな影響を及ぼす因子を把握した
- 最適評価コードTRAC-BF1の性能評価を行うと共に、ボイド離脱など過渡条件に適用可能なモデルを新たに構築した。

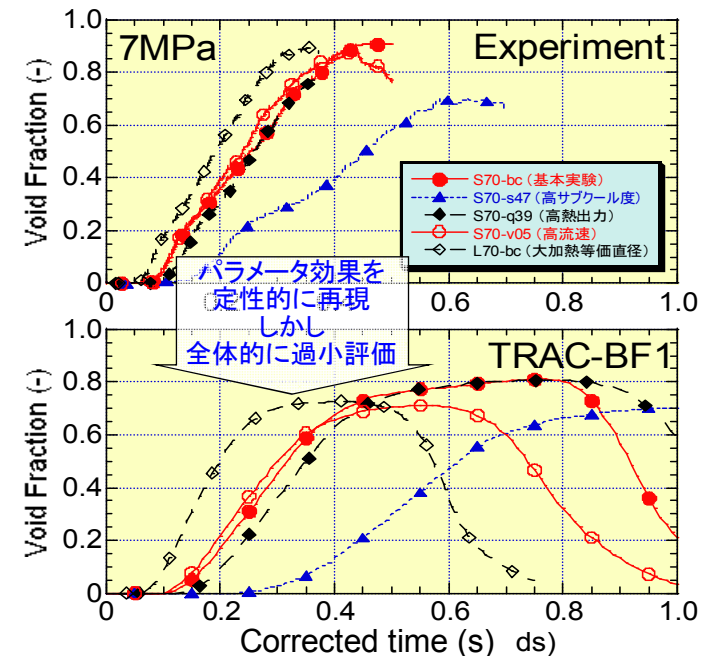


概ね同様の
変化

低圧・バンドル試験における
流路内平均ボイド率



最適評価コード (TRAC-BF1) による
高圧・単ピン試験の解析



- ✓ 直接通電加熱によるRIA時の急速発熱模擬
- ✓ JAEA開発の高速応答電気抵抗式ボイド計で過渡的なボイド率変動を多点計測

主な成果 (熱水力 5/5)

【主な成果】 沸騰遷移後 (Post-BT) 熱伝達試験

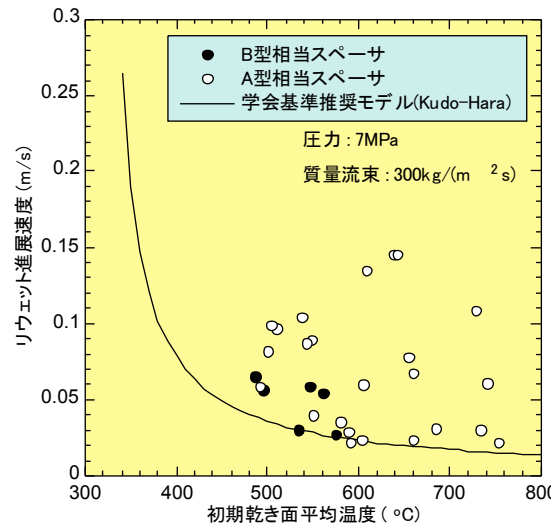
- BWRの異常過渡変化時の沸騰遷移 (BT) に伴う燃料棒被覆管の温度挙動に大きな影響を及ぼすリウエット挙動に関するデータを、BWRの実機熱水力条件を模擬する2種類の実験より取得した。
- 学会基準の推奨モデルが概ね保守的な予測を与えることを確認した。
 - ✓ リウエット進展速度予測モデルは試験結果を概ね包絡
- Post-BT熱伝達挙動に係る種々の知見を用いて、サブチャンネル解析コードCOBRA-TFの予測性能評価およびモデル改良を実施した



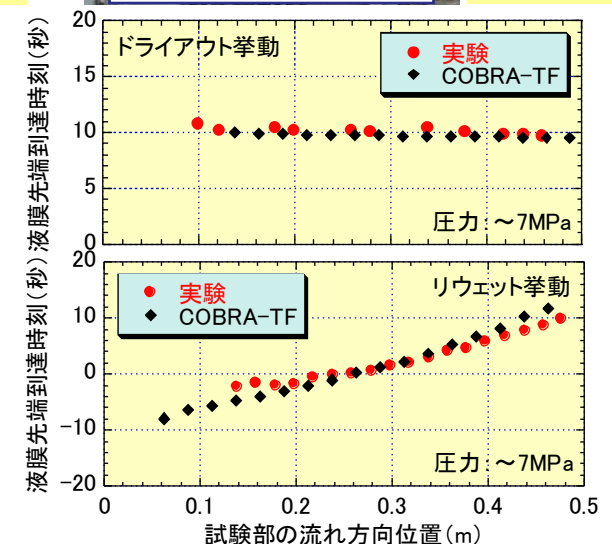
- ✓ 直接通電加熱
- ✓ 高過熱度の伝熱面



- ✓ 実長燃料棒
- ✓ 2x2管群
- ✓ 実機相当のスペーサ



学会基準推奨モデルとバンドル試験の比較

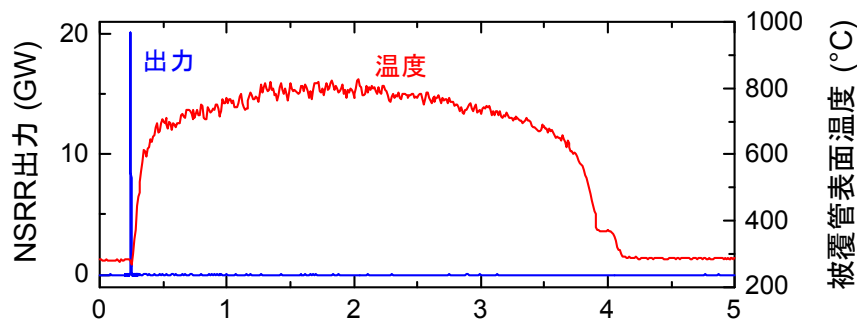


ドライアウト及びリウエット挙動に関するCOBRA-TF解析結果と単管試験の比較

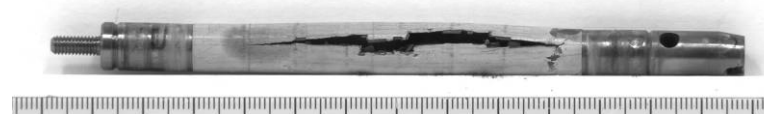
主な成果 (燃料 1/7)

【主な成果】 反応度事故(RIA)時の燃料挙動

- ✓ 燃料破損しきい値に関するデータの範囲を 燃焼度77 GWd/tまで拡充した。
(従来は61 GWd/tまで)
- ✓ 新たに開発した高温カプセルを用いて実機の冷却条件を模擬し、燃料挙動データを取得した。
(高温水条件で世界初)
- ✓ 実機照射MOX燃料を対象に実験を行い、室温及び高温条件において燃料挙動データを取得した。(水条件下で世界初)

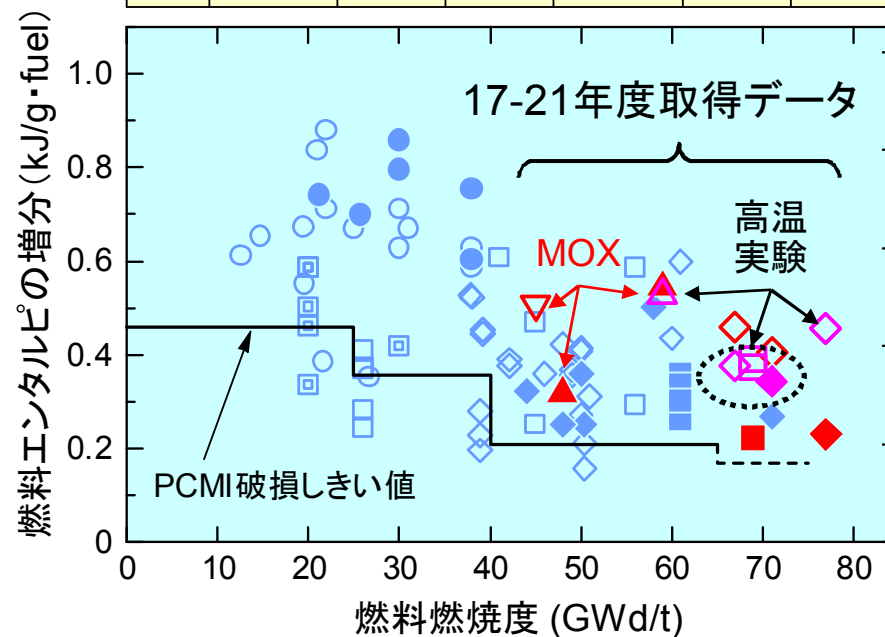


高温実験における被覆管表面温度(PWR-MOX燃料)



高温実験で破損した高燃焼度PWR-UO₂燃料

NSRR	燃料	破損せず	破損	燃料	破損せず	破損
	PWR	◇	◆	PWR-MOX	△	▲
BWR	□	■	BWR-MOX	▽	—	
JMTR	○	●	ATR-MOX	回	—	

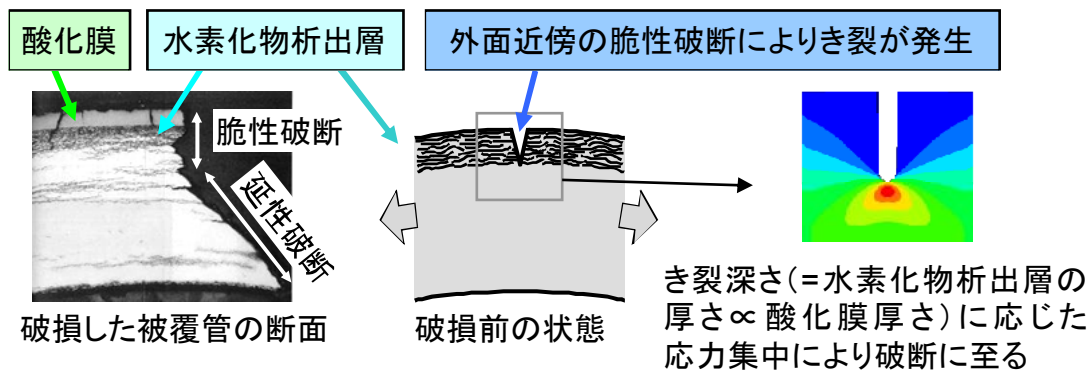


現行の基準が高燃焼度ウラン及びMOX燃料に対して適切な安全余裕を有すること、また、高温条件のRIAに対してより大きな安全余裕を持ち得ることを確認

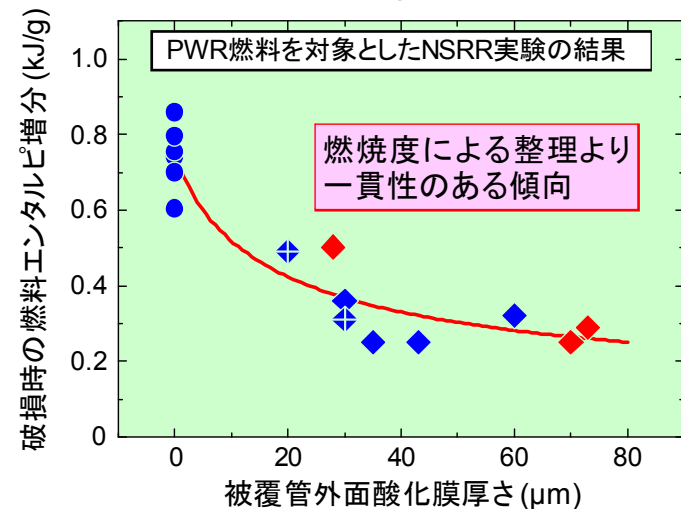
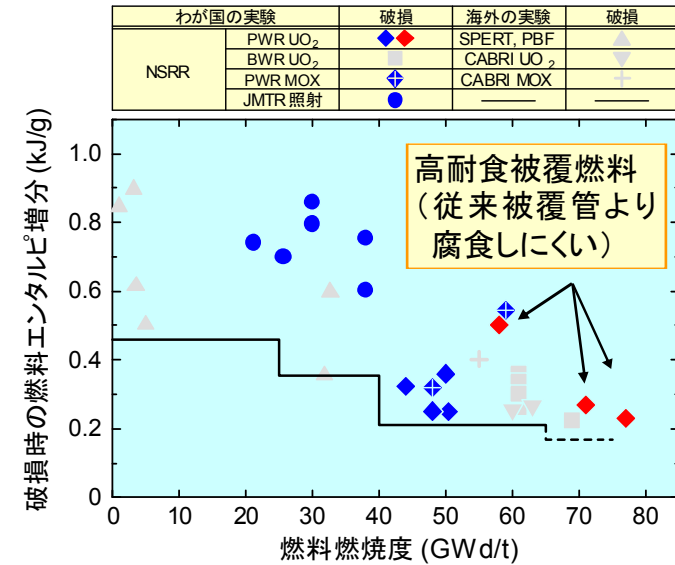
主な成果 (燃料 2/7)

【主な成果】 RIA時燃料破損限界に対する指標の抽出

- ✓ RIA条件下で燃料が破損に至る際のメカニズムを解明し、破損限界と被覆管外面酸化膜厚さとの相関を実験的及び解析的に明らかにした。
- ✓ NSRR実験で得られた破損限界を燃焼度に代えて被覆管外面酸化膜厚さで整理し、高耐食性被覆燃料に対しても一貫した傾向を得た。
- ✓ これらの知見は、燃料の性能を反映可能な、より高い科学的合理性を備えた安全基準の策定に資するものである。



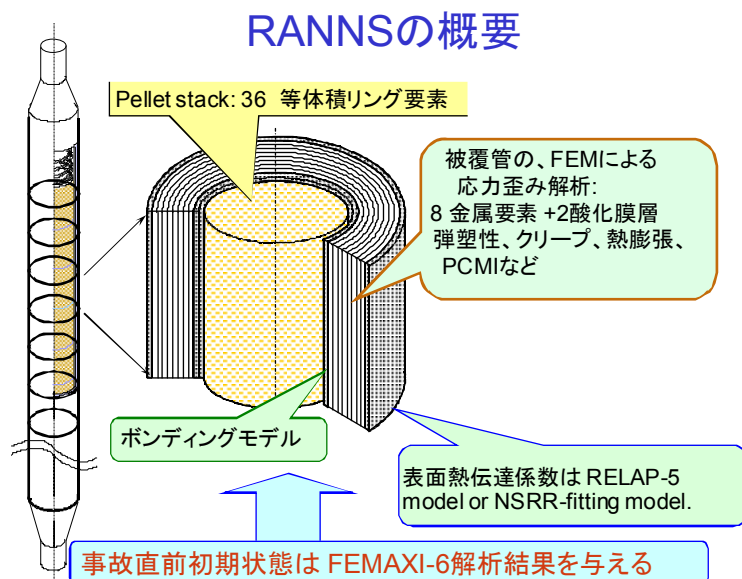
RIA条件下における高燃焼度燃料の破損メカニズム



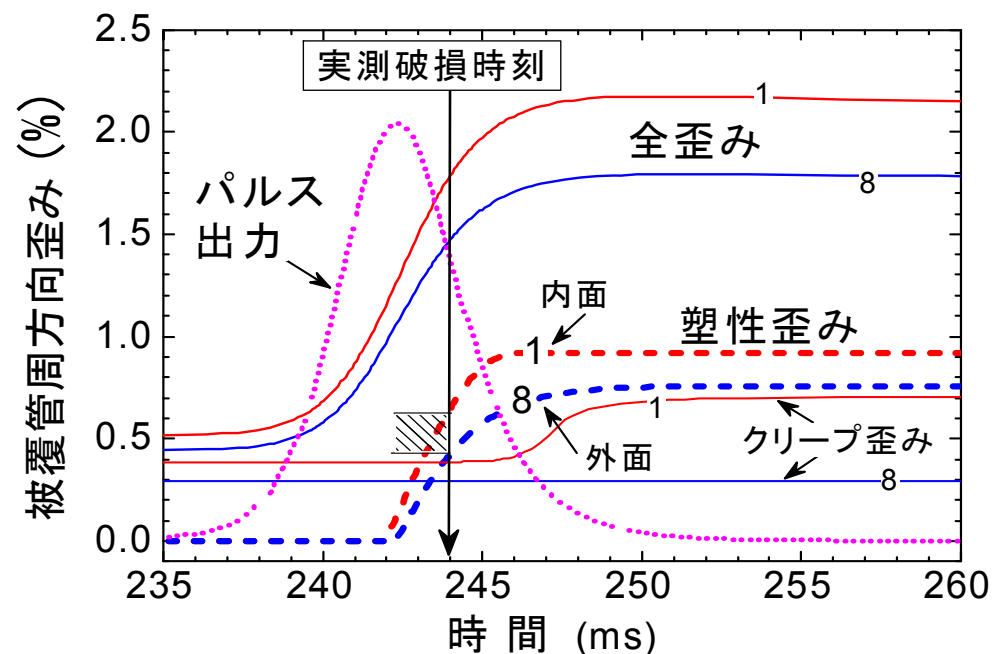
主な成果 (燃料 3/7)

【主な成果】 燃料挙動解析コードの高度化

- ✓ 高燃焼度燃料の通常時解析コードFEMAXI及び事故時解析コードRANNSを開発した。
- ✓ 実機照射終了時のFPガス蓄積状態等をFEMAXIにより予測した。
- ✓ ペレット/被覆管機械的相互作用により生じる被覆管内の応力歪み分布や燃料ペレット内の熱応力分布などをRANNSにより計算し、被覆管破損が生じる条件や核分裂(FP)ガス放出条件などについてNSRR実験の結果を評価した。



高温RIA試験において被覆管に生じる歪みの時間変化に関する解析例



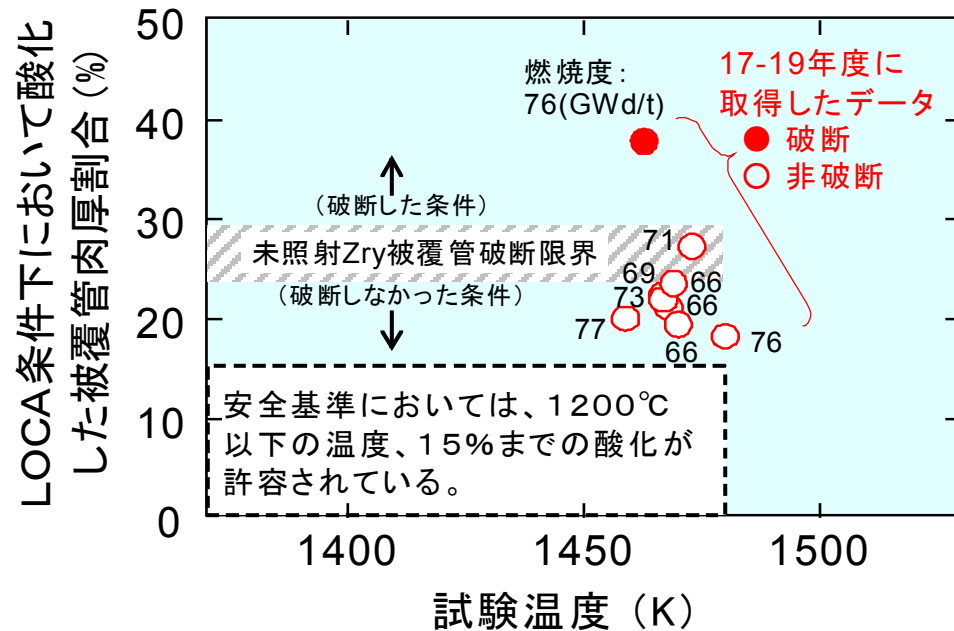
285°Cでは被覆管の延性が増大する。破損時の周方向応力は被覆管の外面で690MPa程度、塑性歪みは0.4～0.6%である。

被覆管延性の増大により破損が遅れ、破損エンタルピは室温実験の場合に比べて増大すると考えられる。

主な成果 (燃料 4/7)

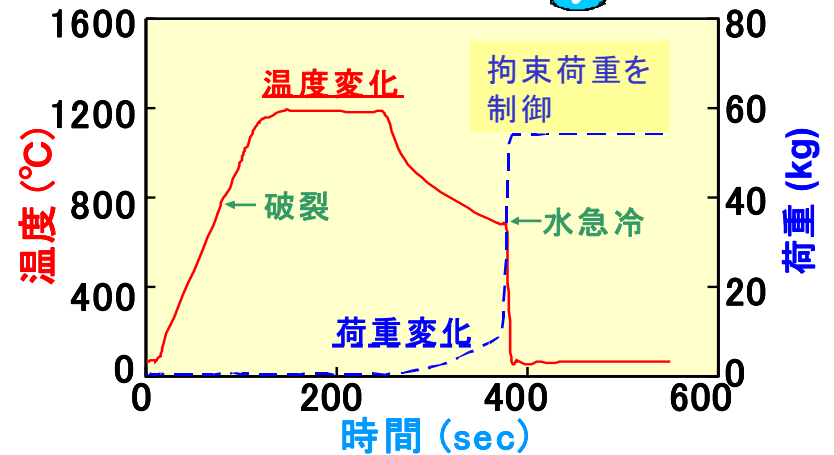
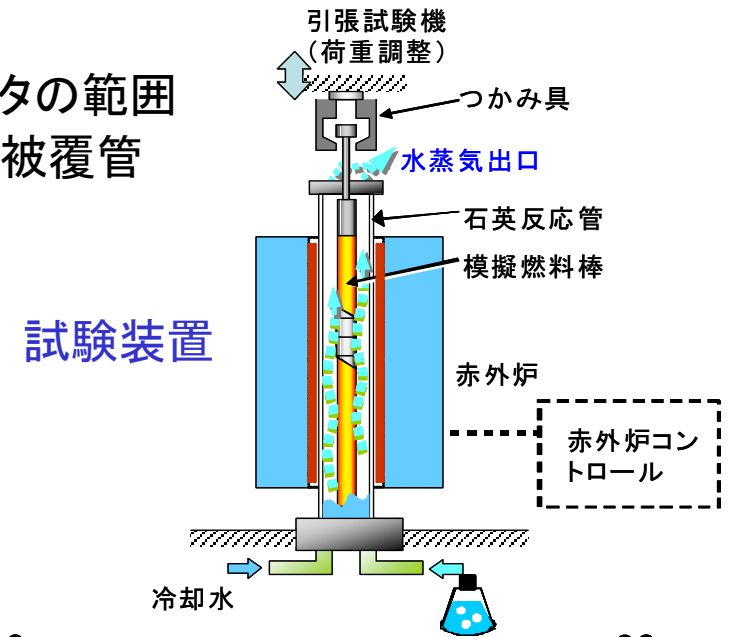
【主な成果】 冷却材喪失事故(LOCA)時の燃料挙動

- ✓ 安全評価上最も重要な「急冷時破断限界」に関するデータの範囲を、これまでの燃焼度44 GWd/tから76 GWd/tに拡大。被覆管酸化速度についてもデータを取得。



基準値を超える17~23%まで酸化させても高燃焼度燃料被覆管は急冷時に破断しない。

→ 現行の基準値の適用性を確認



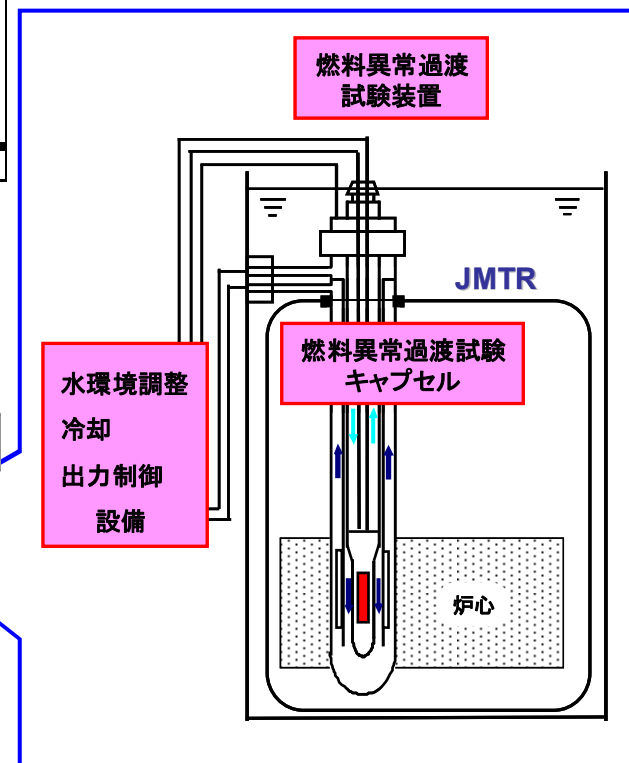
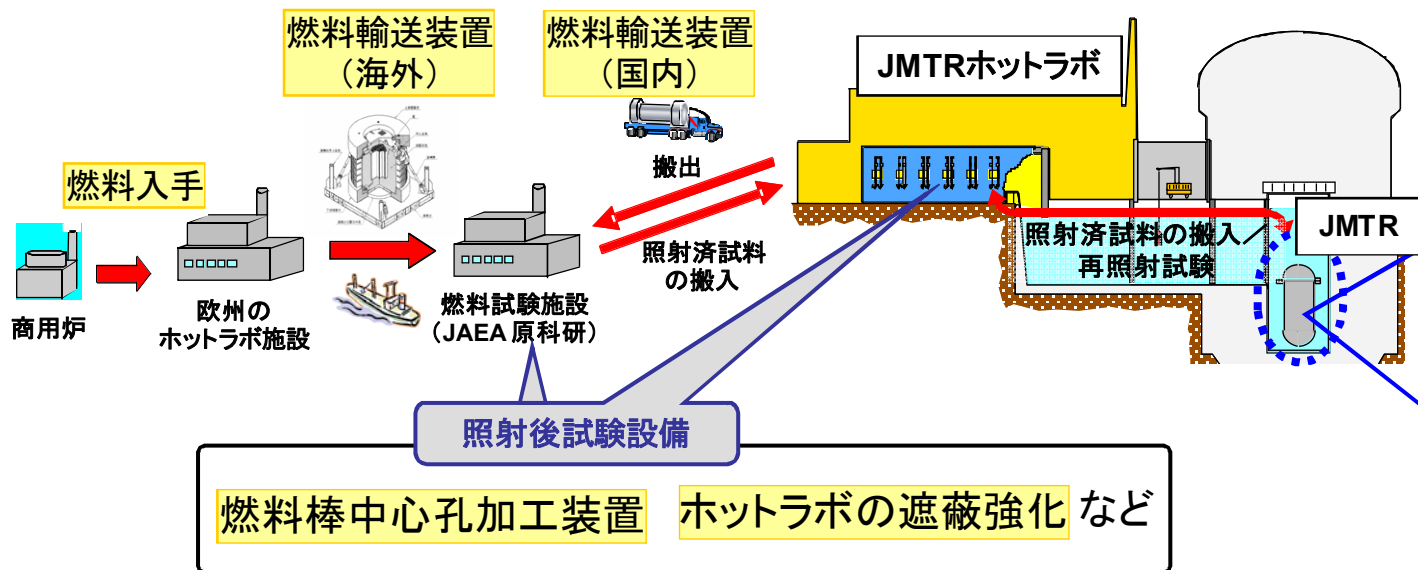
試験中の温度変化の例

主な成果 (燃料 5/7)

【主な成果】 異常過渡試験装置の整備

- BWR10x10型燃料の異常過渡時の破損限界、破損メカニズムなどを調べるための燃料異常過渡試験装置の整備を進め、平成23年度にBWR燃料の出力過渡に対応した試験を開始するための準備を進めた。

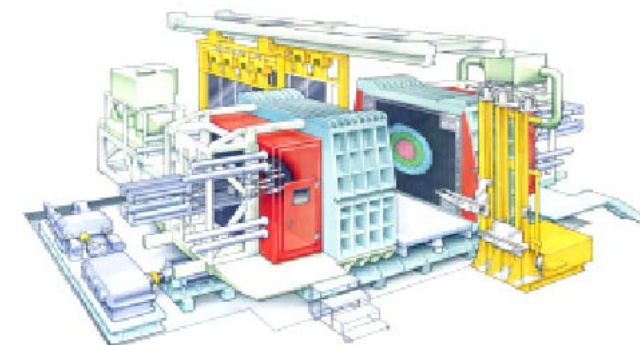
H18	H19	H20	H21	H22	H23	H24~28
		装置製作				
装置設計		欧日燃料輸送			燃料加工	
					異常過渡試験	



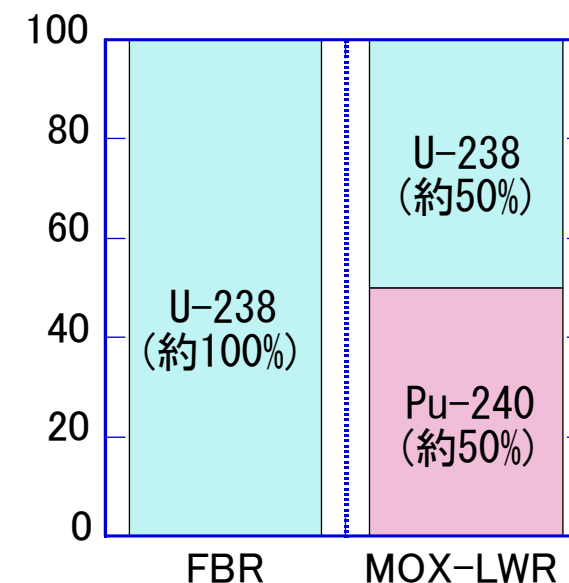
主な成果 (燃料 6/7)

【概要】

- 出力上昇時に即発的に出力降下に作用する安全係数であるドップラー反応度係数の予測精度を評価することを目的として、FCAを用い、軽水炉MOXを模擬した試験炉心においてドップラー反応度を測定する。
- 軽水炉MOX炉心においてはU-238とPu-240が重要な役割を担う。
- FCAの特徴: 燃料組成や中性子スペクトルの選択自由度が大きい。様々な試験用サンプルを用いて幅広くデータ取得が可能。



臨界実験装置 (FCA)



核種別ドップラー反応度比較

【主な成果と計画】

- これまで、基礎データ取得のため、U燃料炉心においてU-238ドップラー反応度を測定し実験データを取得。
- 現在、次年度以降に実施予定のPuサンプルを用いた実験に向けて実験準備中。

主な成果 (燃料 7/7)

高燃焼度燃料の事故時燃料挙動評価する上で重要な被覆管の機械特性、腐食について基礎的な知見を取得し、炉内試験結果等の評価に役立てるとともに、安全評価手法に反映する。

【テーマ】

- ① RIA時に想定される多軸応力が被覆管の破損に及ぼす影響

★ 東京農工大との共同研究

応力比を任意に制御できる試験装置を用い、機械特性や破損条件を調べる。

- ② BWR燃料被覆管において観察された特異腐食

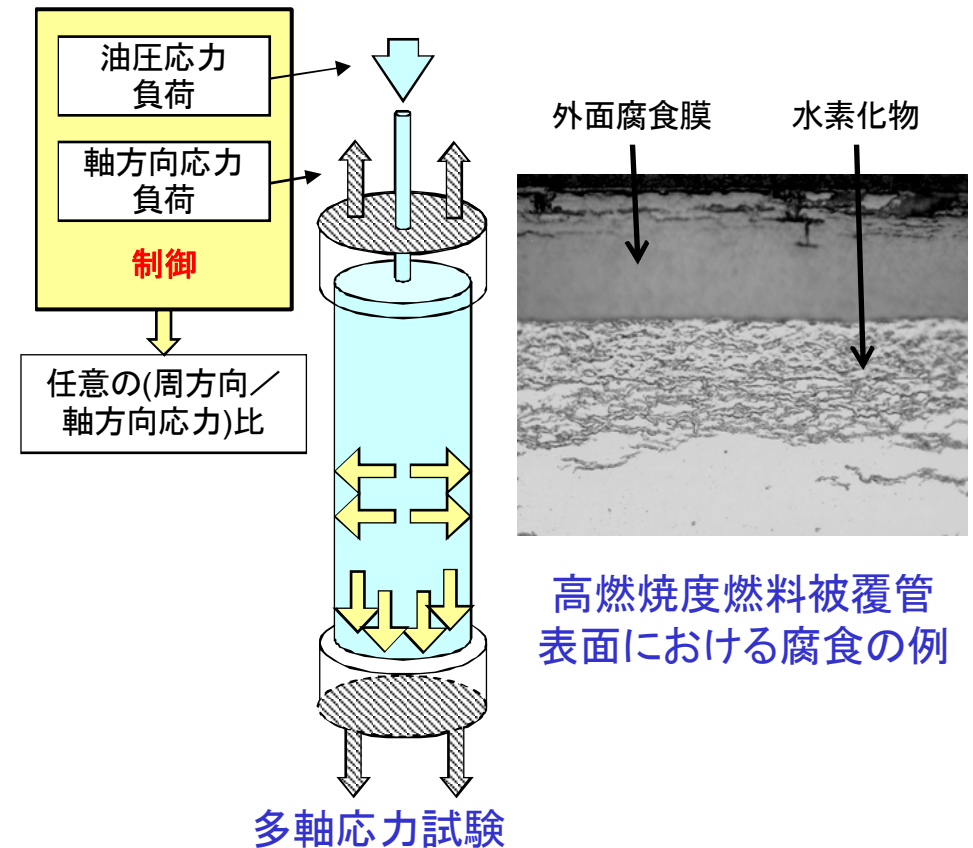
★ 原子燃料工業との共同研究

照射済被覆管に対する腐食試験、詳細分析により材料、照射環境、照射期間が腐食に及ぼす影響を調べる。

- ③ Zr-Nb二元系合金の腐食メカニズム

★ 22年度先行基礎工学研究 (計画)

腐食膜の分析から高耐食性の理由を調べる。



原子力の重点安全研究(第2期) H22~26

2010 2014

【重点安全研究計画の課題】

- 原子力安全委員会は、軽水炉の供用期間延長、燃料の高燃焼度化、MOX燃料の利用(プルサーマル)、長サイクル運転、出力増強等の軽水炉利用の高度化に対応して、規制行政庁が行う安全評価の妥当性を確認していく必要がある。
- 規制行政庁は、軽水炉利用の高度化に対応した安全基準の適合性の判断等を的確に行う必要があり、そのための安全評価技術の開発およびデータベースの構築・整備が必要である。
- 研究内容は、以下の課題等が重要
 - **熱水力** 熱水力学的安全評価技術の高精度化に関する研究
 - **燃料** 軽水炉利用の高度化に際して導入される燃料の安全性に関する知見・データの整備および安全評価技術に関する研究
- これらの研究に必要な研究開発施設の維持が重要
 - 原子炉安全性研究炉(NSRR)、燃料試験施設(RFEF)、ROSA/LSTF、廃棄物安全試験施設(WASTE F)等

【原子力機構に期待する安全研究】

- 単相及び二相3次元流動に係る数値流体力学解析(CFD)手法の整備と最適安全評価手法の開発への応用
- LSTFを利用した総合試験や核熱結合実験装置(THYNC)等を利用した個別効果試験によるデータベースの拡充
- シビアアクシデントに係る技術基盤の検討・整備
- 燃料の高度化に対応した安全評価技術の整備とNSRR、RFEF、WASTE Fなどを利用したデータベースの拡充ならびに解析コードの整備
- 次世代軽水炉用の燃料および新型安全系に係る安全評価技術に関する研究
- 関連した基礎・基盤研究を実施するとともに、国内研究機関、大学、規制行政庁、(独)原子力安全基盤機構との連携、国際協力により研究の効率化を図る必要がある

【研究目的】

システム効果実験及び3次元二相流や炉心熱伝達に係る個別効果実験を行って最適評価手法の整備を進めると共に、不確かさ評価手法の開発を行う。また、3次元熱流動解析手法の整備を継続する。

シビアアクシデントについては、ソースタームを含む諸現象および対応機器の有効性を精度良く評価する最適評価手法を整備する。

【実施体制】

これらの研究目的を達成するため、以下の課題を通じて熱水力最適評価手法の開発、シビアアクシデントに関する研究を実施する。

- ✓ ROSAプロジェクト第2期計画(OECD/NEA)
- ✓ LSTFを用いた冷却材喪失事故模擬実験(産業界)
- ✓ LSTFを用いた次世代軽水炉の新型安全機器の性能確認試験(産業界)
- ✓ THYNC装置等を用いた熱水力安全個別効果実験
- ✓ 原子力発電プラントの地震耐力予測シミュレーション(科学技術振興機構)
- ✓ シビアアクシデント晩期の格納容器閉じ込め機能の維持に関する研究(ガス状ヨウ素基礎試験、ガス状ヨウ素放出抑制に関する試験)(原子力安全基盤機構)

【具体的研究計画】

熱水力システム効果試験や個別効果試験を通じて内外の規制ニーズに対応した熱水力試験データを取得するとともに、熱水力最適評価手法、3次元流動解析手法、シビアアクシデント解析手法の整備を進める。

H22年度には、

- 炉内伝熱流動に係る個別効果試験、OECD ROSA-2プロジェクト等によるLSTFシステム効果試験を行う。
- 最適評価手法の妥当性評価を行い、不確かさ評価手法の開発・整備に着手する。
- BWRの熱水力挙動に影響を及ぼす地震動の影響に関する解析を継続する。
- シビアアクシデントについては、格納容器内ガス状ヨウ素放出に係る試験を終了し、実機評価を行って研究をとりまとめる。

【達成目標】

LSTFを用いたシステム効果試験やTHYNC等による熱水力個別効果試験を行い、炉心熱伝達や炉心出口温度計の有効性、次世代軽水炉の新型安全系の性能確証など、内外の規制ニーズに対応した熱水力試験データを取得する。

さらに、不確かさ評価手法を含む熱水力最適評価手法、ならびにCFDコードによる3次元二相流動解析技術の開発・整備と最適評価手法の高精度化への応用を行い。

シビアアクシデントについては、ソースタームを含む諸現象の解析手法、ならびにシビアアクシデント対応機器の有効性評価に必要な最適評価解析手法を整備する。

【研究目的】

軽水炉の高度利用に対応した改良型燃料など新型燃料の安全性に関するデータ及び知見を整備し、安全評価技術を高精度化することにより、安全審査に用いられる基準等の高度化に貢献する。

【実施体制】

研究目的を達成するため、以下の課題を通じて燃料の健全性及び安全性に関する研究を実施する。

- ✓ 産業界が導入を計画する改良燃料について、異常過渡時及び事故時の燃料挙動、破損限界や破損影響などに関する知見を取得し、FEMAXI及びRANNSの高精度化を行う。
- ✓ 新型軽水炉や高温ガス炉など、将来、規制の対象となる燃料にも対応していく。
- ✓ 保安院受託「燃料等安全高度化対策事業」においては、欧州において照射済新型燃料を入手し、事故時挙動模擬試験を行い安全審査に必要なデータを取得する。
- ✓ 保安院受託「軽水炉燃材料詳細健全性調査」においては、改良型BWR燃料の異常過渡時健全性を確認するための出力急昇試験をJMTRにおいて行う。

研究計画と達成目標(第2期) H22～26

【具体的研究計画】

未照射燃料や高燃焼度燃料を対象にRIAを模擬したNSRRパルス照射実験や被覆管機械特性試験、RIA模擬試験前後の燃料に関する各種分析等を行うとともに、FEMAXI及びRANNSにおけるモデルの開発や実験結果を用いた検証を行う。

特に「燃料等安全高度化対策事業」においては、導入が見込まれる改良型燃料を対象として、RIA/LOCA模擬試験等を実施する。また、燃料挙動解析コードを用いた実験解析を行う。試験研究炉を用いて改良合金被覆管等の照射成長試験を実施する。

「軽水炉燃材料詳細健全性調査」においては、JMTRにおいて必要な装置整備を行い、改良型燃料の燃料異常過渡試験を実施する。また、照射後試験を行う。

【達成目標】

改良型燃料のRIA及びLOCA時挙動、被覆管水素脆化、ペレット径方向FPガス残存量分布等に関するデータ取得、及び径方向FPガスインベントリ解析モデルの整備など解析コードの高精度化を行う。

改良型燃料の安全審査に必要な事故時の破損・破断限界、破損・破断挙動、破損の影響に関するデータなどを取得する。照射中の改良合金被覆管等の照射成長に関するデータを取得する。(燃料等安全高度化対策事業)

燃料異常過渡試験を実施するための装置整備を行い、改良型BWR燃料の異常過渡時の安全性を確認するためのデータを取得する。