

2021年 第5回 軽水炉燃料・材料・水化学 夏期セミナー
2021年8月10日（火）、11日（水）
場所：オンライン方式

事故後10年 ～核燃料部会の取り組みと 燃料研究～

核燃料部会 部会長

加藤 正人

トピックス

➤福島第一発電所事故

◆核燃料部会の取りくみ

- 事故に関する活動 燃料デブリ
- 将来の原子炉のための燃料研究に関する活動

◆ポジションステートメント 『燃料デブリ』

➤燃料研究の紹介

◆損傷炉心から燃料デブリを取り出す

◆事故耐性燃料の開発

◆酸化物燃料の研究

- 材料としての面白さ
(酸素不定比 熱物性 計算科学 フォノン分散)
- 燃料を新しい技術で製造する
- 燃料の限界を知る
- 燃料の変化をシミュレーションする

福島第一発電所の過酷事故

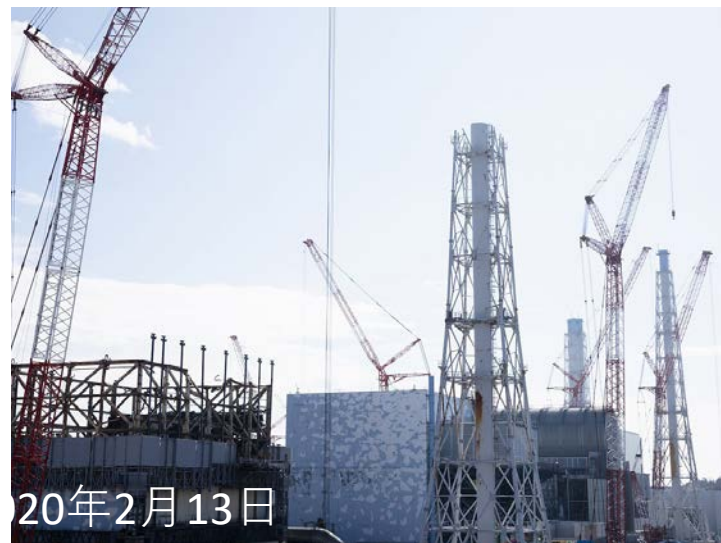
東電HPより

2011(H23)年3月11日の地震発生

- ◆ 約50分後に大きな津波の直撃
- ◆ 海側に設置された、原子炉の熱を海に逃がすためのポンプなどの屋外設備が破損
- ◆ ほぼ全域が津波によって浸水
- ◆ タービン建屋などの内部に浸水
- ◆ 原子炉への注水や状態監視などの安全上重要な設備の機能喪失
- ◆ 1号機～3号機は停止後の炉心冷却に失敗、炉心を損傷する事故（過酷事故）



事故後の福島第一原子力発電所(左から1、2、3、4号機/2011年3月16日撮影)



燃料中のFPの崩壊熱が、炉心溶融を引き起こした。

核燃料部会の主な取りくみ

□ 原子力学会 企画セッション

□ 核燃料部会賞 学会講演賞 奨励賞

□ 夏期セミナー

□ ワーキンググループ・研究専門委員会の設置

福島第一発電所事故に関連した活動

□ 国際会議 主催/共催

WRFPM、アジアジルコニウム会議など

□ 原子力学会誌 連載講座 (企画セッション連動)

将来の原子炉のための核燃料研究に関する活動

核燃料部会の取りくみ

➤ 福島第一発電所事故に関連した活動

◆ 溶融事故における核燃料関連の課題検討ワーキンググループ

H23年10月～H.25年2月 10回 主査：山中先生

福島第一原子力発電所事故における核燃料に関する課題を検討する。

- 核燃料の専門家としての我々の責務
- 福島第一原子力発電所における様々な取組に 寄与
- 今後の原子力の安全性向上に繋がるもの

・ 溶融燃料SWG

・ 燃料溶融事故を踏まえた軽水炉燃料に係る研究課題検討SWG

◆ 軽水炉燃料等の安全高度化ロードマップ検討ワーキンググループ

H27年6月～H.30年12月 9回 主査：阿部先生

専門家集団として、核燃料関係の安全性向上に係る課題を掘り下げて検討する。そして、核燃料に関するローリング活動を行う。

■グループ1：燃料信頼性 ■グループ2：安全評価 ■グループ3：炉心 ■グループ4：ATF

◆ ポジションステートメント 私たちの考え方(原子力学会HP) 「燃料デブリ」

核燃料部会の取りくみ

日本原子力学会誌「**ATOMOS**」連載講座

2021 年～

原子力学会誌 連載講座

多様な原子燃料の概念と基礎設計

第1回	軽水炉燃料の設計と開発経緯	2021	年	63	巻	4月号
第2回	軽水炉燃料のふるまい	2021	年	63	巻	5月号
第3回	高速炉燃料(MOX燃料)	2021	年	63	巻	6月号
第4回	高速炉用金属燃料とADS用窒化物燃料	2021	年	63	巻	7月号
第5回	高温ガス炉と熔融塩炉の燃料	2021	年	63	巻	8月号
第6回	新しい原子炉のための核燃料開発	2021	年	63	巻	9月号

企画セッション

2021年春の学会

多様な原子燃料の概念と基礎設計 —将来の原子炉のための燃料開発—

2021年秋の学会

核燃料の今後の展望 —討論バージョン—

「燃料デブリ」について

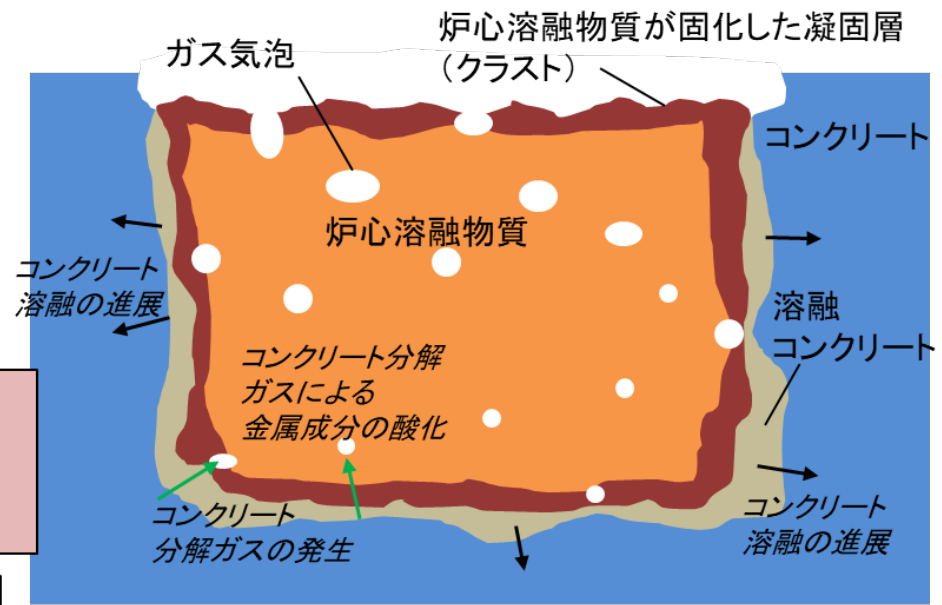
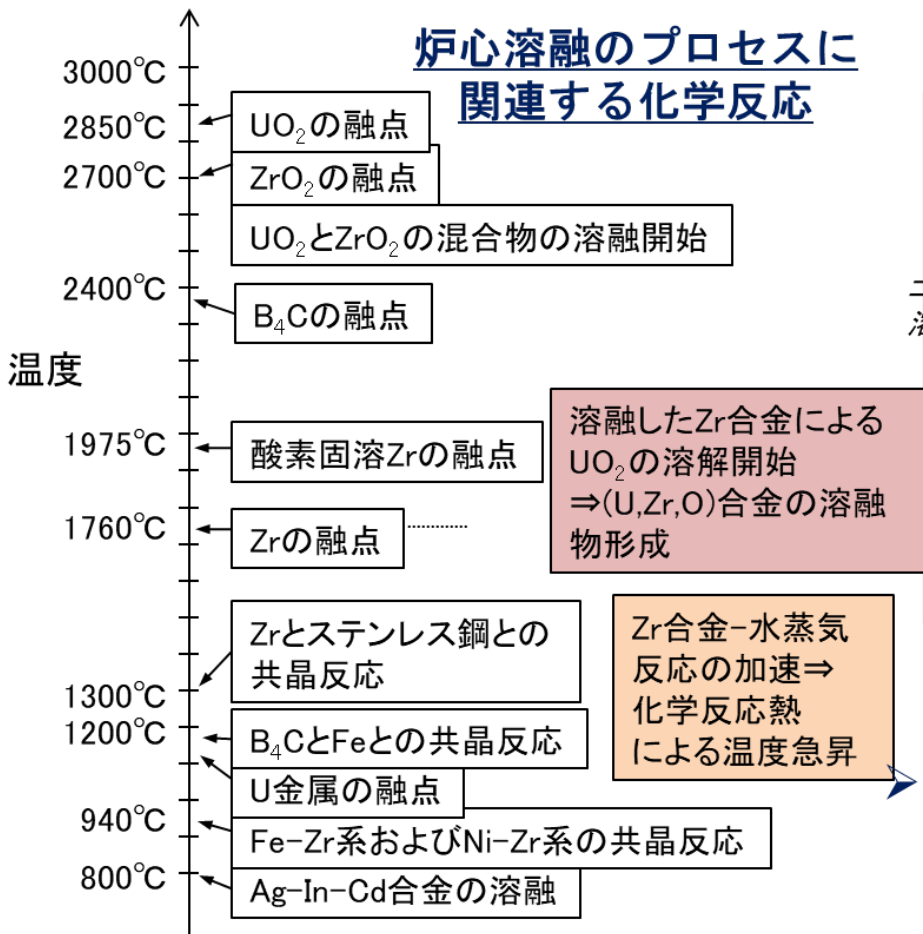
2020年9月17日
核燃料部会

1. はじめに

- 炉心溶融事故では、溶融によって様々な物質が生成する。
- 炉心溶融物質が固化する条件によって、塊状、粒状、殻状、多孔質、緻密質など様々な形態を示す。
- 燃料デブリとは、炉心溶融物質が塊状や粒状に固化したものや溶融しなかった燃料棒の破片などを指す。
- 国内では、炉心が溶融－固化してできる様々な物質は全て燃料デブリと総称されている。
- 1F廃止措置において、放射性物質の環境への放出防止、作業員の放射線被ばく低減、臨界防止、核物質管理などに配慮しつつ、燃料デブリの取り出し・保管・管理を適切に進めるためには、燃料デブリの組成や性状を把握しておく必要がある。
- 国内で燃料デブリの組成や性状の概略を示すため、燃料デブリの生成過程と代表例、燃料デブリの研究の重要性を解説した。

2. 燃料デブリの生成過程

- 炉心溶融のプロセスは様々で、多様な化学反応から成り、炉心内の場所、燃料棒の燃焼度、炉心内に残った冷却水の量、注水の条件などによって変化する



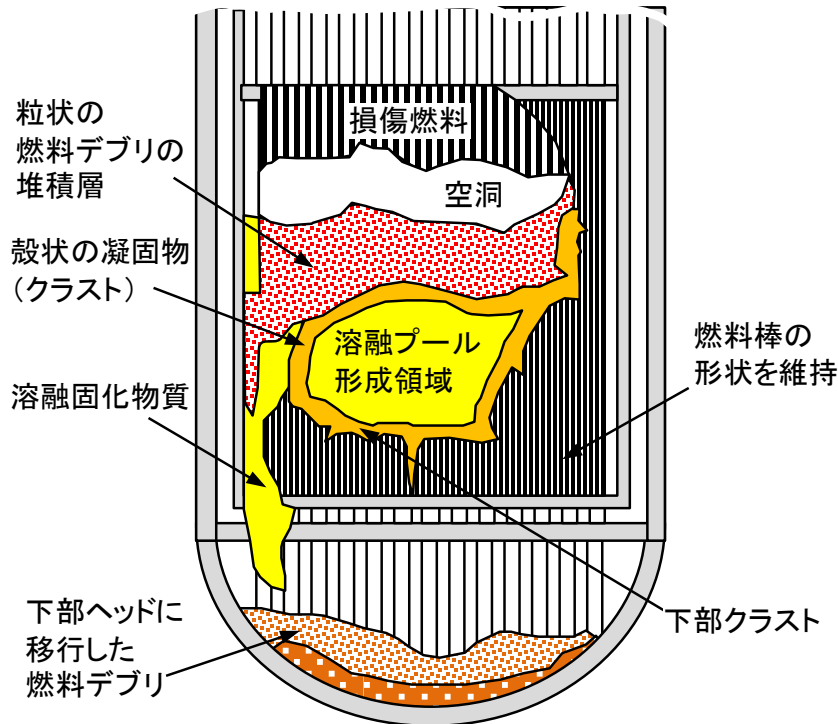
炉心溶融物質-コンクリート相互作用

格納容器底部に落下した炉心溶融物質はコンクリートと相互作用

3. 燃料デブリの代表例

- ▶ 米国TMI-2の事故では、炉心全体の約45%に相当する約62tが溶融した
- ▶ 燃料デブリは、(U,Zr)O₂固溶体などの酸化物・事故前の形状を残した燃料ペレット・ZrやFeを主成分とする金属部分など様々な物質から構成され、多孔質・塊状・粒状など様々な性状を示した

TMI-2炉心溶融事故後の状況



TMI-2燃料デブリの例
(日本原子力研究開発機構より提供)



4. 燃料デブリに関する研究の重要性

- 燃料デブリは、 $(U,Zr)O_2 \cdot UO_2 \cdot ZrO_2$ 等の酸化物、 $Zr \cdot Fe \cdot Fe-Zr$ 合金等の金属、未反応あるいは未熔融の燃料ペレット、制御棒、各種構造材、核分裂生成物など（MCCIに至った場合は砂や砂利などを含むコンクリートの成分も）が混在したもので、その組成は広範囲に変化する。
- 燃料デブリの組成や性状は、原子炉圧力容器内あるいは格納容器内で存在する場所によって異なる。
- 燃料デブリの組成や性状、これらの存在する場所による違いなどを詳細に調査、分析することによって、実際の事象進展をある程度推定することができる。（TMI-2事故後調査がその実例）
- 1Fの燃料デブリの調査と分析は、燃料デブリの取り出し・保管・管理だけでなく、事象進展状況の推定にも有用である。
- 水蒸気との反応を含むホウ素の挙動やMCCIにおける核分裂生成物の挙動など、燃料デブリの生成過程と特性に関する未解明の点に対する研究も重要である。
- 1Fの燃料デブリの詳細な調査と分析および燃料デブリに関する研究は、シビアアクシデントの事象進展過程の理解の深化を通じて、軽水炉の安全性向上にも役立つ。

事故後10年 燃料研究の紹介

福島事故関連と安全性向上の研究

- 損傷炉心から燃料デブリを取り出す
- 事故耐性燃料の開発

燃料の研究 酸化物を中心に

- 材料としての面白さ
- 新しい技術で製造する
- 燃料の限界を知る
- 燃料挙動のシミュレーション

損傷炉心から燃料デブリを取り出す

事故耐性燃料の開発

1F事故の教訓 (2) :

事故解析から推測される過酷事故事象発生的主要因素

- ジルコニウム燃料被覆管等の炉心構成材料と、高温水或いは水蒸気との酸化反応による1kgあたりの水素発生量と発熱量
⇒22molと6.6MJと見積もられる
⇒1F事故では、水素と熱が大量に発生し、これらが主要因となり、最終的に「水素爆発」と「炉心溶融」に至ったと推測
- 炉心に装荷されているジルコニウム合金の全量（32.7-44.8トン）が酸化したとして見積もった場合
⇒ダイナマイト43.3-59.4トンの爆発力に相当
- 「炉心溶融」に至るまでの過程では、高温での炉心構成材料間の化学反応（ジルカロイ-UO₂、SS^{*}）-ジルカロイ、SS-B₄C）による損傷も同時進行していた可能性あり

*)SS : Stainless Steel

LWRに導入するための国内での取り組み：

EATF&Cに関する国の研究開発プロジェクト

福島事故以降複数のEATF&C候補概念に関する研究開発プロジェクトが国（MEXT/METI）からの支援を受けて進められてきた（2021年度現在も複数のプロジェクトが継続中）

- a. SiC複合材のフィージビリティ研究 (MEXT, 2012-2016)
- b. FeCr-ODS(*), FeCrAl-ODS(*)合金のフィージビリティ研究
(MEXT, 2013-2016)
- c. EATF&C(SiC複合材、改良ステンレス鋼、ペブルベット型燃料)のための製造技術開発 (METI, 2012-2017)
- d. 既存軽水炉の安全性向上に資するEATF&C(燃料被覆管、チャンネルボックス、燃料、制御棒等)の実用化に向けた技術基盤の整備
(METI, 2015-)
- e. 各EATFの個別要素技術開発 (METI, 2019-)

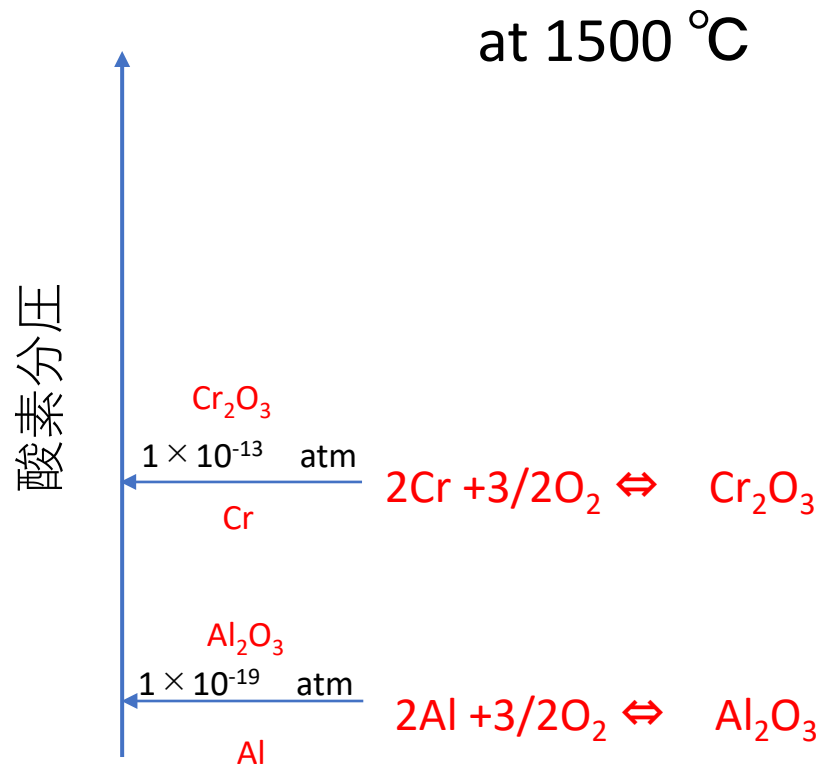
(*) ODS : Oxide Dispersion Strengthened

MOX燃料に関する研究

材料としての面白さ

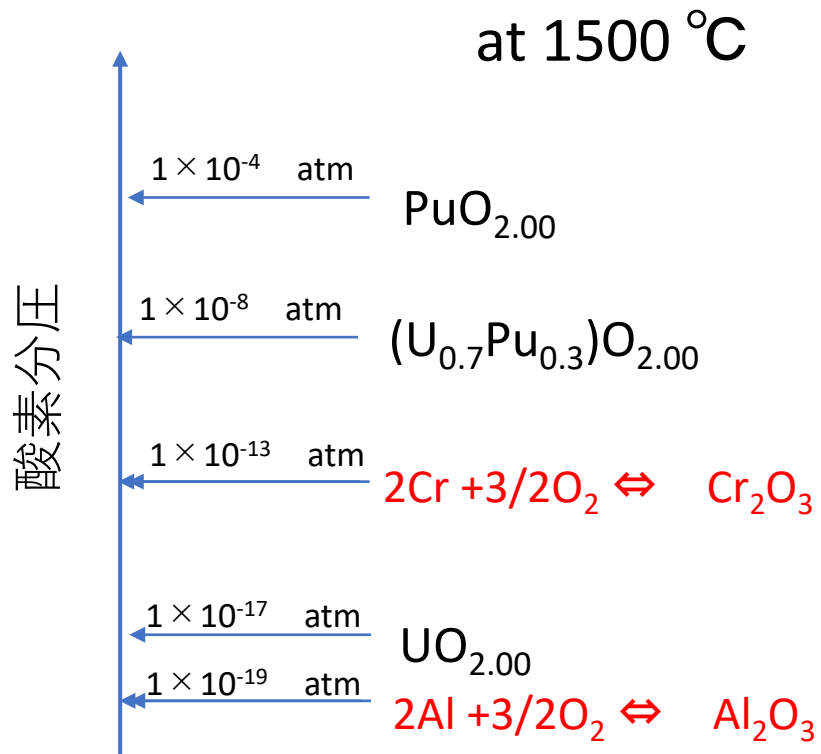
材料としての面白さ

酸素分圧と O/M ~ 酸素ポテンシャル



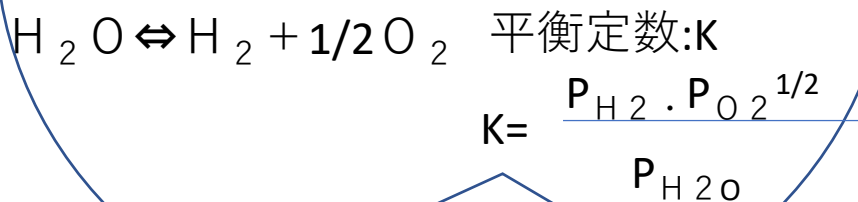
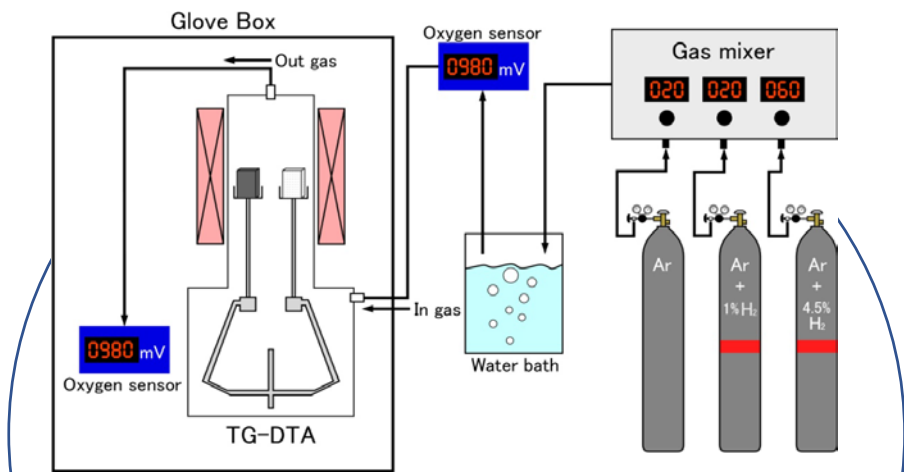
材料としての面白さ

酸素分圧と O/M ~ 酸素ポテンシャル

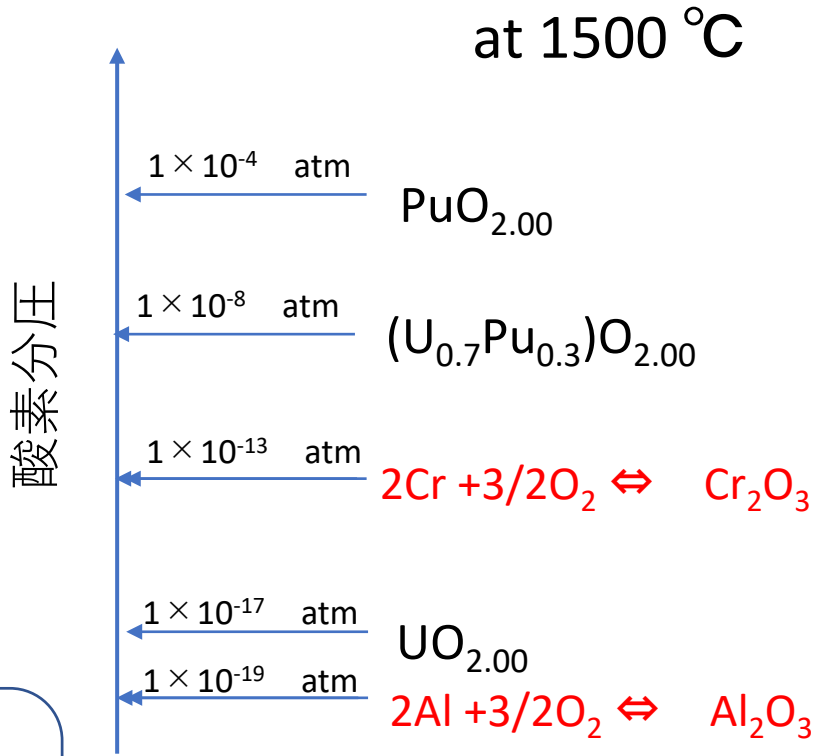


材料としての面白さ

酸素分圧と O / M



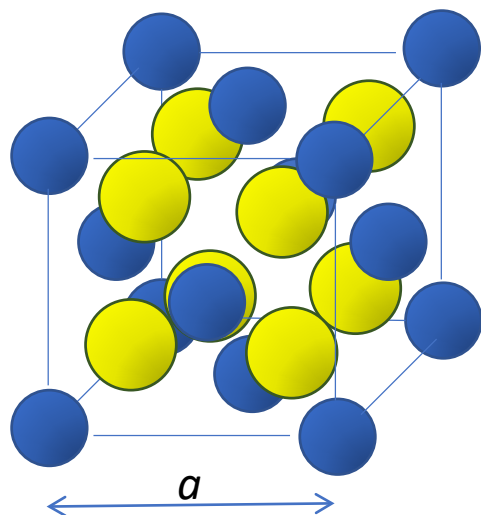
⇒ %オーダーの水素と水分比をコントロールすることによって、酸素分圧を制御。



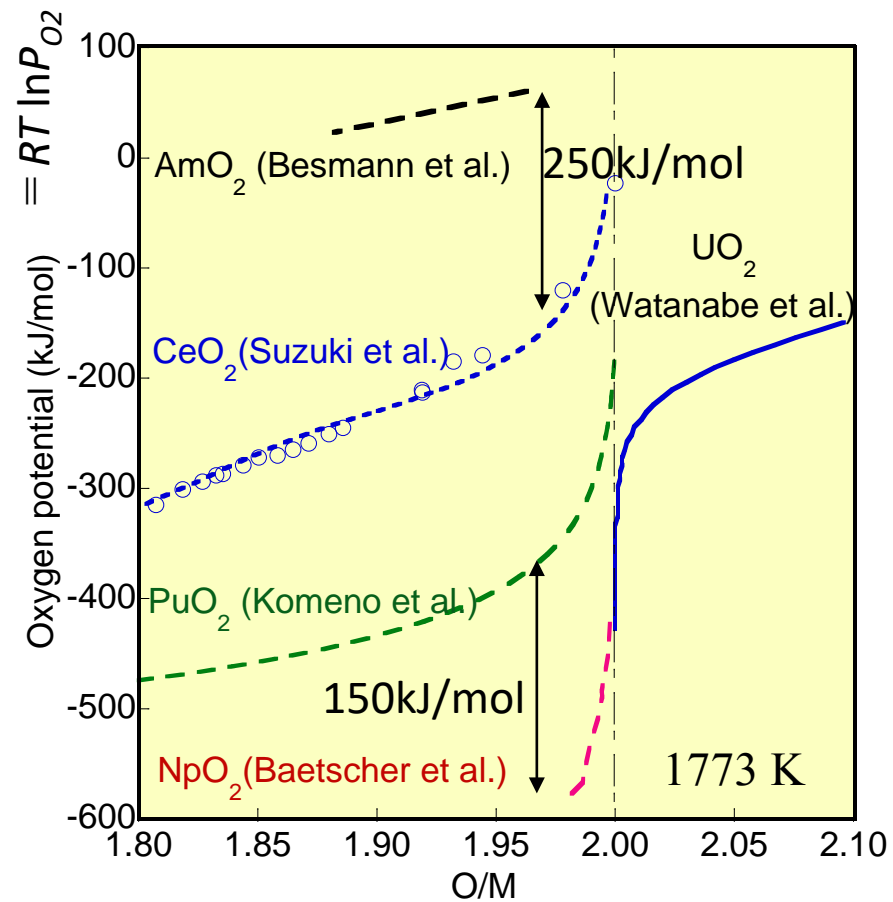
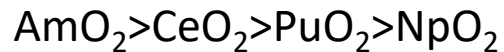
材料としての面白さ

酸素分圧と O / M

不定比性と物性の変化

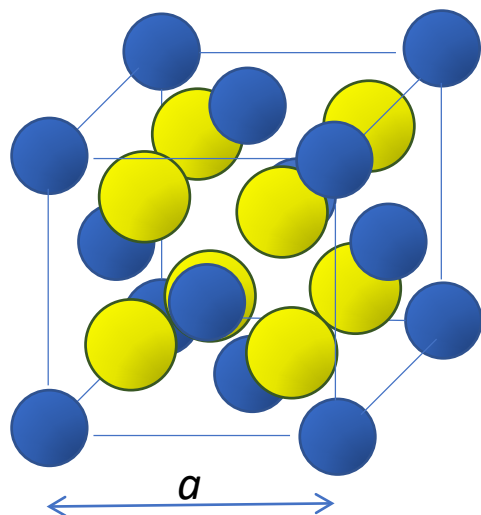


金属原子：面心立方
酸素原子：単純立方



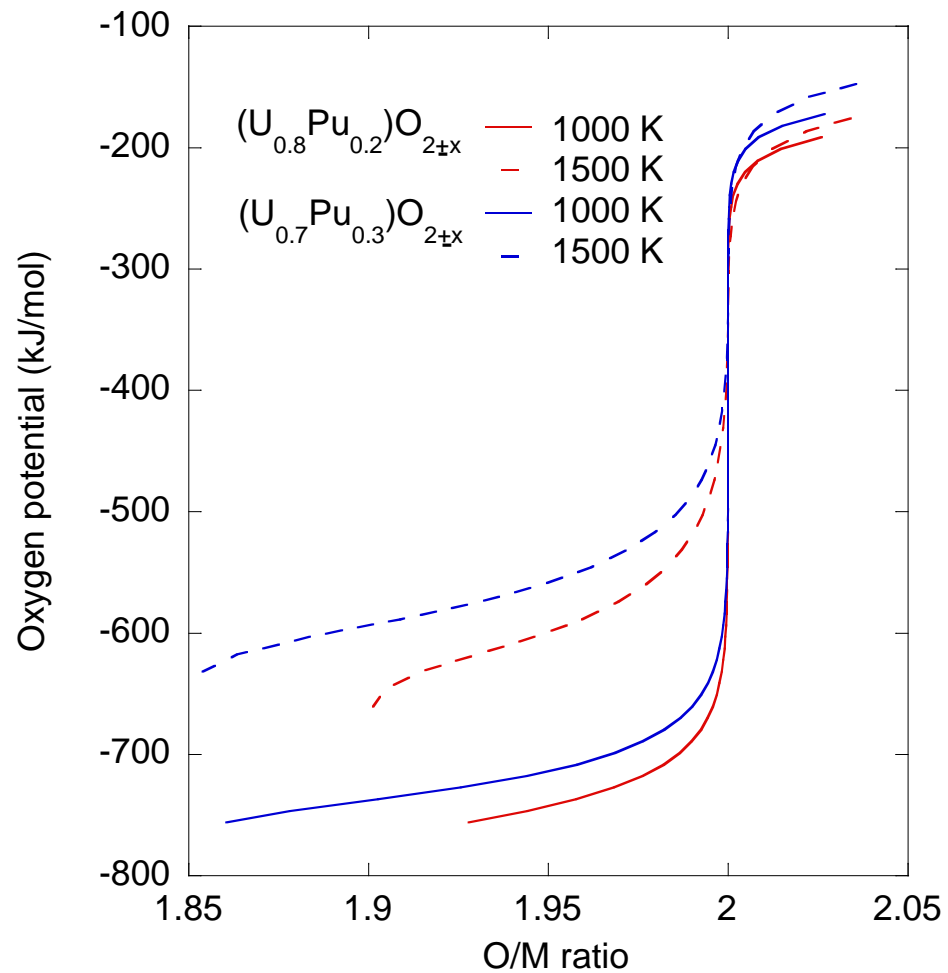
材料としての面白さ

不定比性と物性の変化



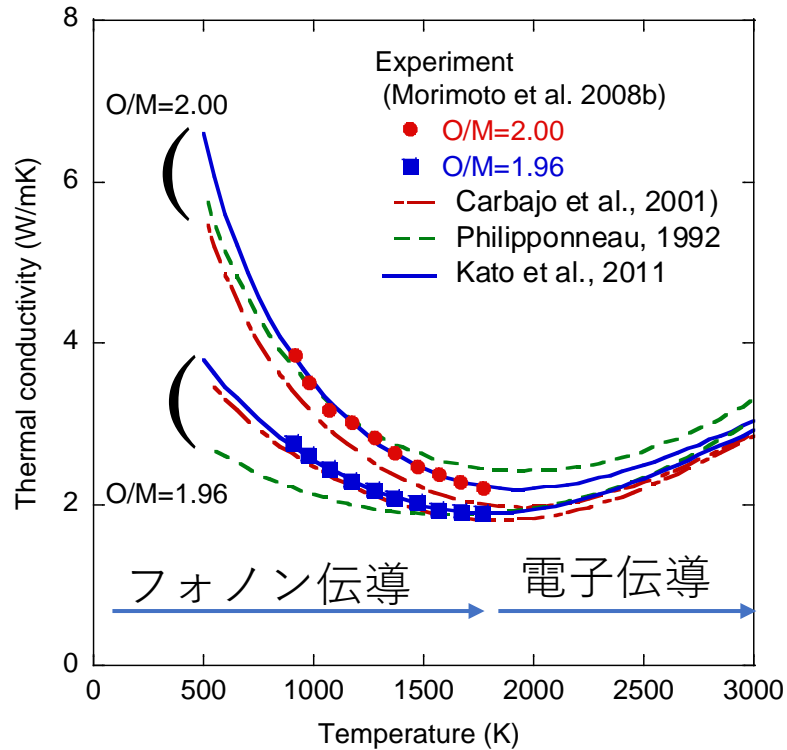
(a) CaF_2 structure
 $(\text{U,Pu})\text{O}_2$

金属原子：面心立方
酸素原子：単純立方



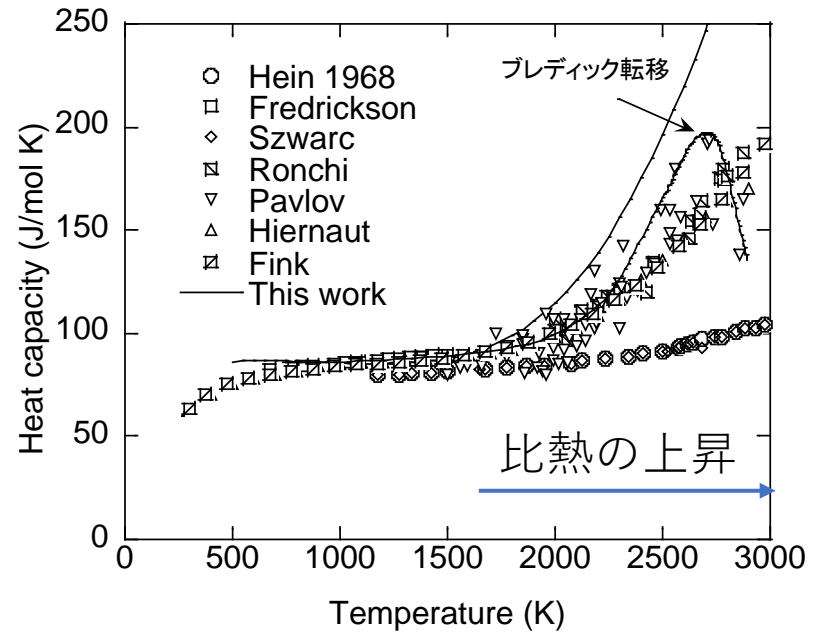
材料としての面白さ

不定比性と物性の変化



MOXの熱伝導率

< 1500K : フォノン伝導
 > 1500K : 電子伝導が寄与
 酸素空孔は、フォノン散乱因子



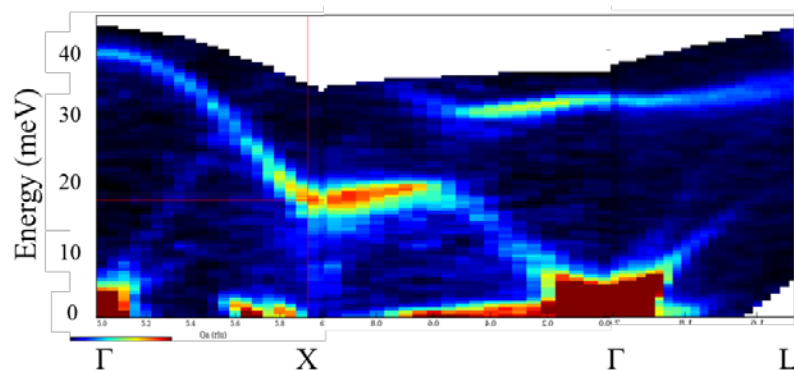
UO₂の比熱

高温で比熱が上昇
 ブレディック転移

材料としての面白さ

量子ビームの利用と計算科学 CaF₂を用いた研究

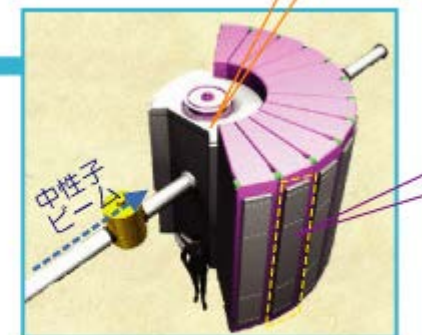
J-ParcのHPより



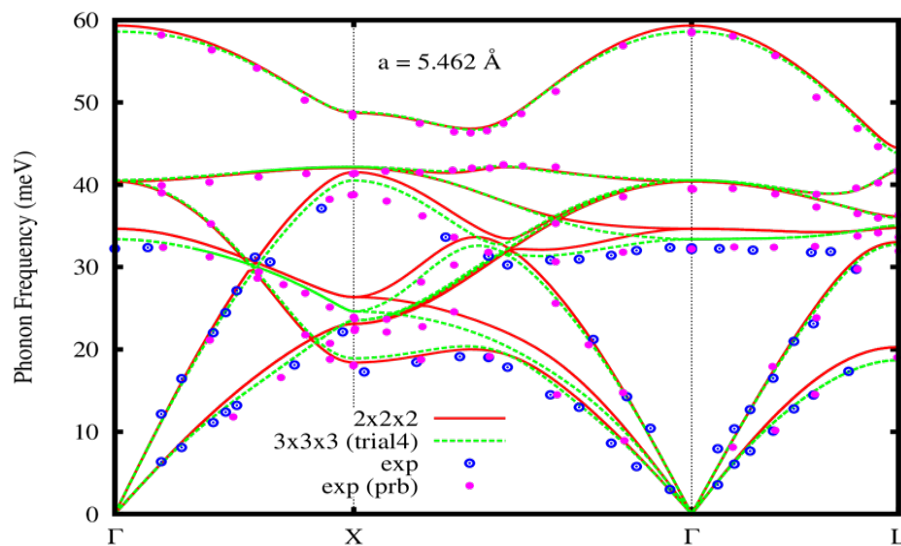
室温での中性子非弾性散乱測定による
フォノン分散曲線の評価



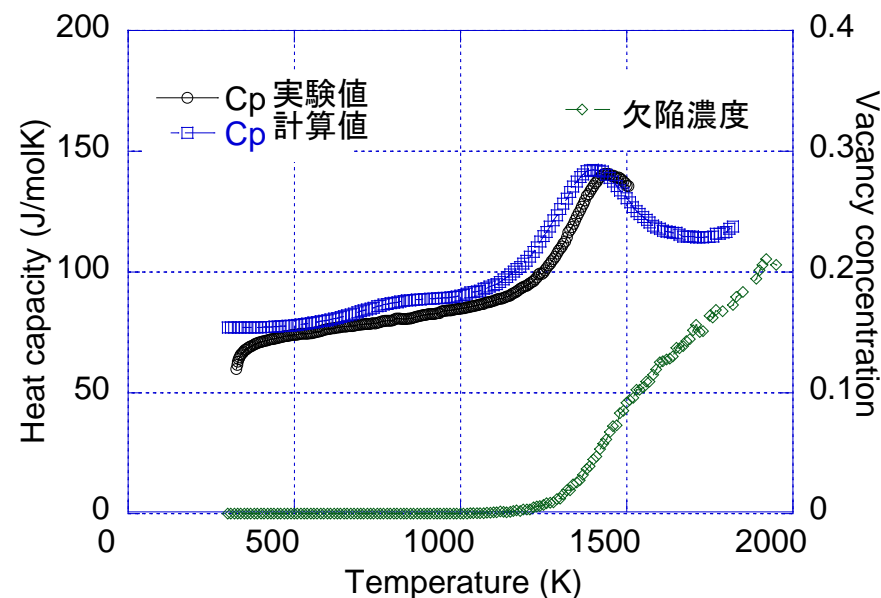
施設運転停止中のメンテナンス作業
(平成21年4月6日撮影)



4次元空間中性子探査装置
(四季分光器)



計算による室温のフォノン分散曲線

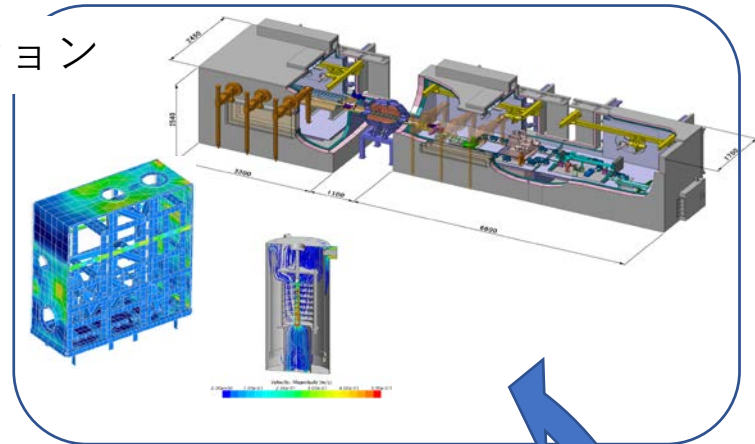


MD計算による比熱とフレンケル欠陥濃度

新しい技術で製造する

実施設

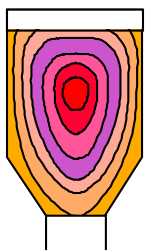
シュミレーション



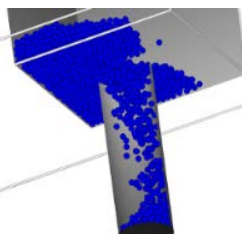
- ・ 工程管理、効率化
- ・ 製造条件最適化
- ・ 製造プロセス高度化
- ・ 設備故障予測
- ・ 保守
- ・ 設計技術
- ・

物理・化学モデル

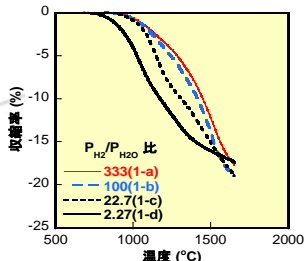
基礎データを用いた構築



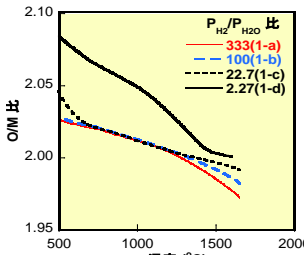
粉末温度解析



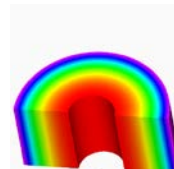
充填挙動



収縮特性



O/M変化



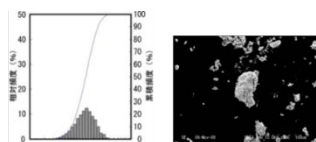
照射挙動解析

物理化学モデル + 統計・AIモデル

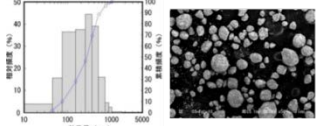
製造技術



混合



造粒前のMOX粉



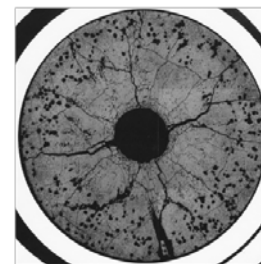
造粒後のMOX顆粒
造粒



成型



焼結



照射挙動

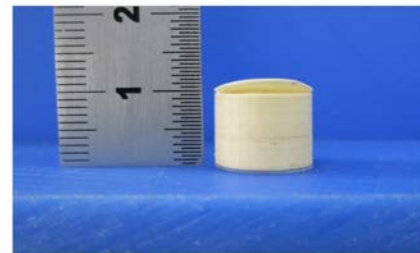
燃料製造技術の高度化技術開発

2.簡素化プロセスによるMA燃料製造技術

□ 三次元積層造形技術の開発

- 模擬物質を用いて核燃料製造技術への適用性を評価
- DLP(Digital Light Processing)方式はスラリーの流動性を最適化することで、 CeO_2 の造形に成功。
- スラリーの光硬化に対する原料粉末粒子径の影響を評価するため、デスクトップ型光硬化3Dプリンター等の整備

～ 革新技術の適用



CeO_2 の3Dプリンターによる造形

□ 放電プラズマ焼結法による短時間焼結技術の開発

- 放電プラズマ焼結法 (SPS法) の適用性を模擬物質を用いて評価
- 焼結中の還元反応等を評価するため、複数種の金型を用いて反応性確認試験を実施



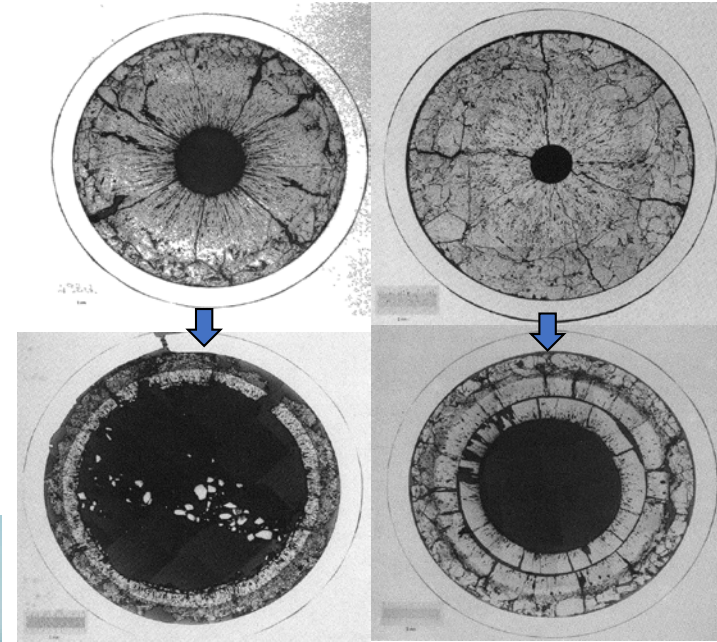
燃料の限界を知る

【過渡照射試験】

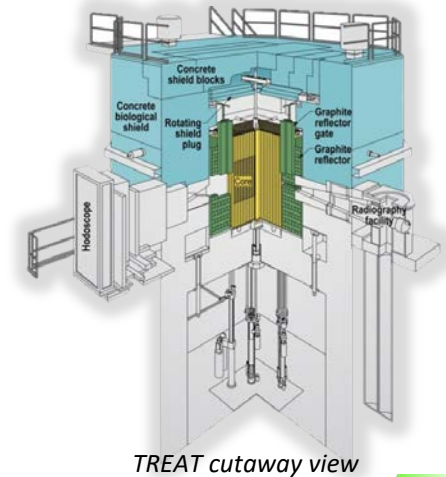
- ✓ Na環境下で高速中性子ホドスコープにより燃料破損の状況をモニターしながら過渡試験を実施

【試験燃料】

- ✓ 1990年代後半、日米協力においてEBR-IIで照射
- ✓ 照射済MOX燃料ピンは保管施設にて保管中
 - 中実／中空高密度燃料
 - 最高燃焼度：約130GWd/t



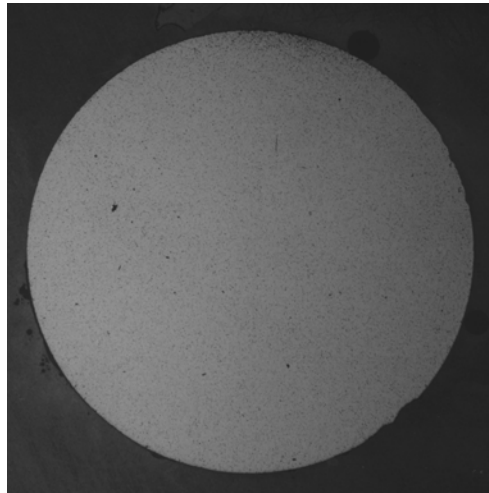
Historic TREAT MOX failure results



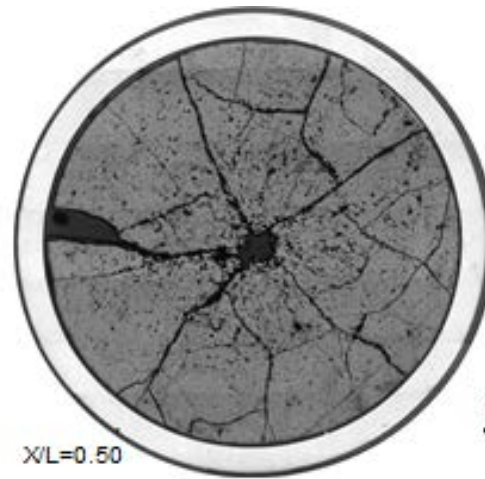
TREAT cutaway view

燃料挙動のシミュレーション

MOX燃料の照射による組織変化



焼結ペレット



X/L=0.50



X/L=0.45

430 W/cm × 10 min, × 24 hr
高線出力照射試験

組織再編

- ・ ボイド移動
- ・ 柱状晶形成
- ・ 中心空孔形成

再分布

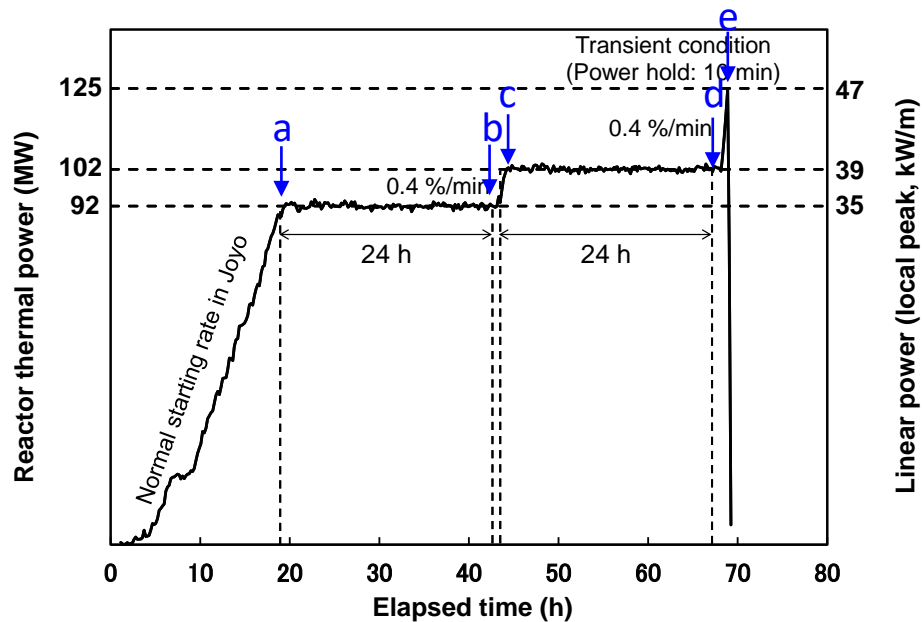
- ・ O/M ratio
- ・ アクチニド元素

シミュレーション

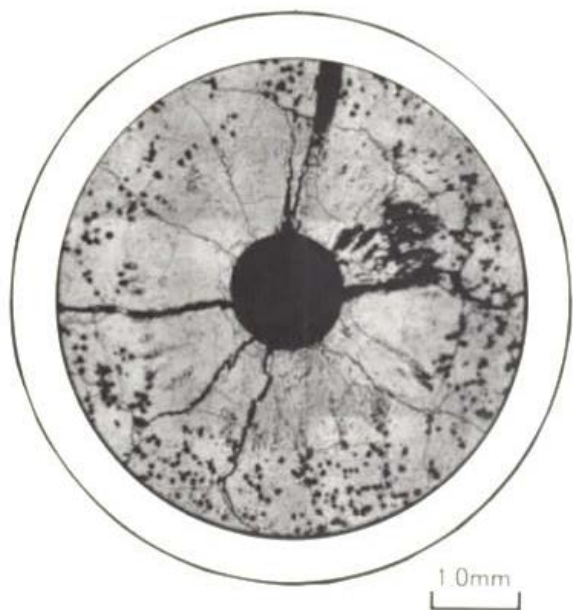
MA含有MOX燃料照射試験(B14)

	PTM002
O/M ratio (as-fab.)	1.982
Fuel pellet diameter (Pellet-cladding gap size)	5.35 mm (210 μm)
Fuel density (as-fab.)	85.74 %T.D.

DFCC	+33 mm
Linear power	47.2 kW/m
Fast neutron flux	3.46×10^{15} n/cm ² /sec
Cladding Surface Temp.	593 °C



原子炉出力履歴



燃料温度解析結果



燃料気孔率解析結果

材料としての面白さ
新しい技術で製造する
燃料の限界を知る
燃料挙動のシュミレーション



燃料技術

基礎特性
製造技術
照射試験
燃料設計・性能評価

各燃料技術は、相互に関係。
新しい燃料の開発のために、
すべての燃料技術が必要。

福島第一発電所の事故から10年が経ち

復興へ向けて損傷炉心から燃料デブリの取り出しへ

持続可能なエネルギーを目指して、新しい燃料の研究をスタート

それぞれの専門性を生かした研究開発を