

これは仮訳です。誤訳がある可能性がありますので、英文をご確認ください。FN

米国エネルギー省

核エネルギー



U.S. DEPARTMENT OF
ENERGY

Nuclear Energy

U.S. Fast Reactor Research and Development Activities:

米国高速炉研究と開発活動：

Outlook for Monju Collaborations

もんじゅ共同作業の見通し

Thomas J. O'Connor
Director, Office of Advanced Reactor Technologies
U.S. Department of Energy

April 25, 2013

トマス・J・オコーナー¹
高度新型炉技術部門 ディレクター²
米国エネルギー省³ 2013年4月25日

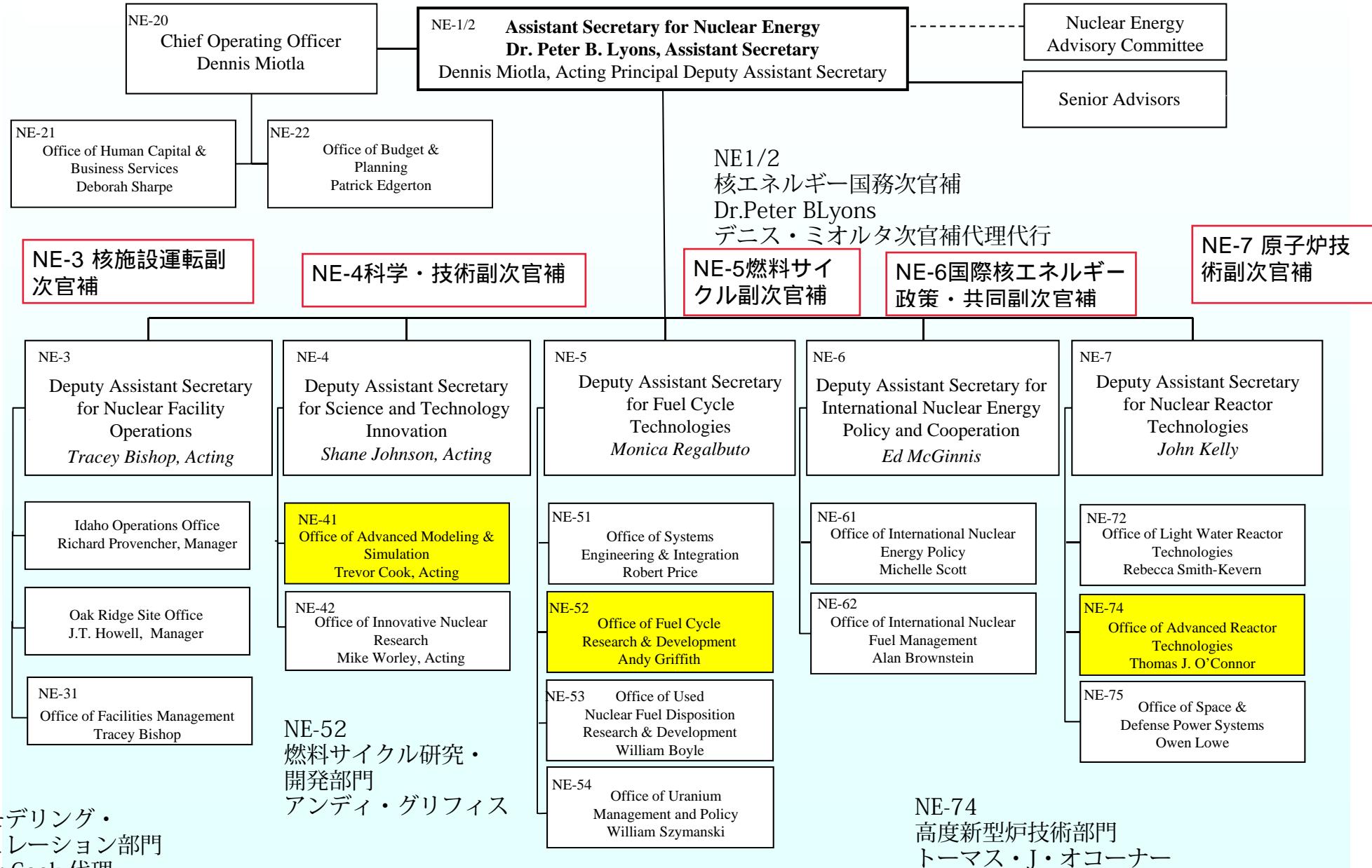


Nuclear Energy

核エネルギー

Effective – December 2, 2012

2012.12.2 発効



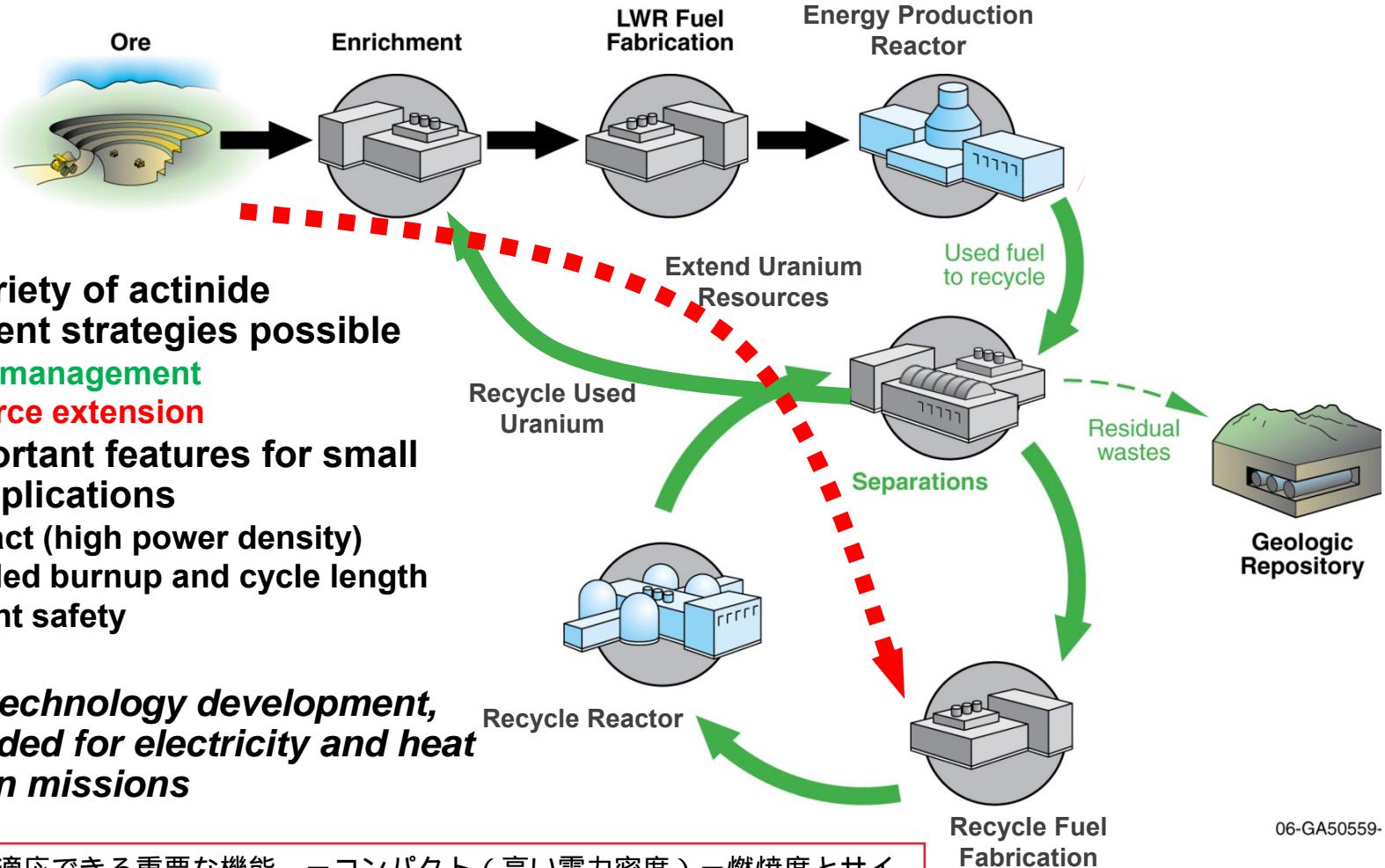


Actinide Management in Fast Reactors

高速炉におけるアクチニド管理

多種多様なアクチニド管理戦略
- 廃棄物管理
- リソースの拡張
を可能とする

- A wide variety of actinide management strategies possible
 - Waste management
 - Resource extension
- Also, important features for small reactor applications
 - Compact (high power density)
 - Extended burnup and cycle length
 - Inherent safety
- With key technology development, also intended for electricity and heat production missions



また、小型炉として適応できる重要な機能
- コンパクト（高い電力密度）- 燃焼度とサイクルの寿命拡張
- 固有の安全性
鍵となる技術の発展と共に電気と熱の生産の達成とする使命もある。

06-GA50559-



Fast Reactor R&D Priorities

高速炉 研究開発の優先順位

■ Capital investment in reactors is the dominant cost of any nuclear fuel cycle; thus,

原子炉への投資は核燃料サイクルにおいて支配的なコストです。；従って

■ The primary research focus is capital cost reduction through application of innovative technology solutions

- Concept development studies (improved design approach)
- Advanced structural materials
- Supercritical CO₂ Brayton cycle energy conversion
- Advanced modeling and simulation

初期の研究の焦点は革新的技術の解決の適用によるコスト削減です。
— 開発研究概念（設計手法の改善）
— 最新の構造材料
— 超臨界CO₂ブレイトンサイクルエンジニアリング
— 最新のモデリングとシミュレーション

■ Other important technology research topics that must be addressed for successful application:

- Safety (and licensing)
- Undersodium viewing (reliability and maintenance)
- Fuels development (performance and fabrication)

その他の重要な技術研究テーマは成功した手法の為取り組まなければなりません。

- 安全性（及びライセンス）
- より少ないナトリウムを展望（信頼性とメンテナンス）
- 燃料の開発（生産と加工製造）



Fast Reactor Advanced Concept Studies (examples)

- FY11 and FY12 work focused on SMR (~100 MWe) concepts: unique features include long-lived core and fuel shuffling strategies

- Developed compact fuel handling mechanism:

- Single rotating plug configuration
- Pantograph design
- Offset from center

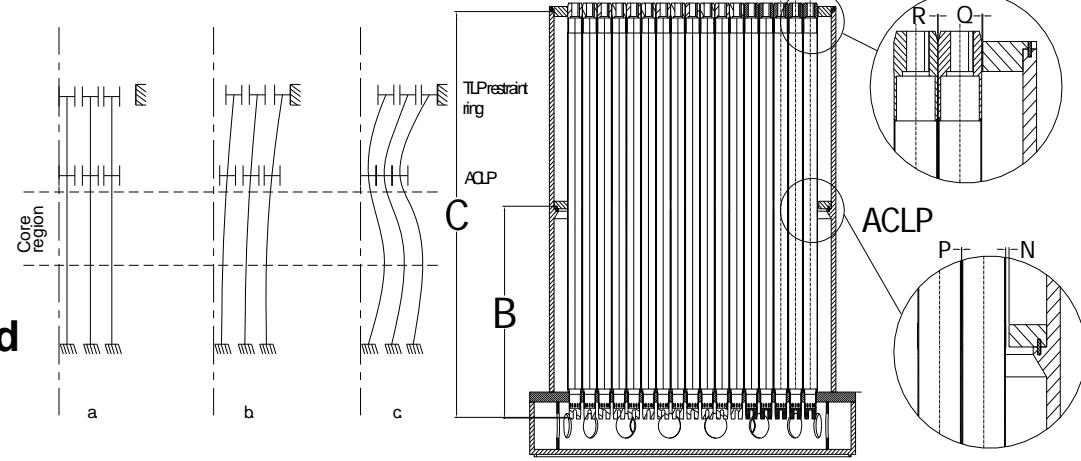
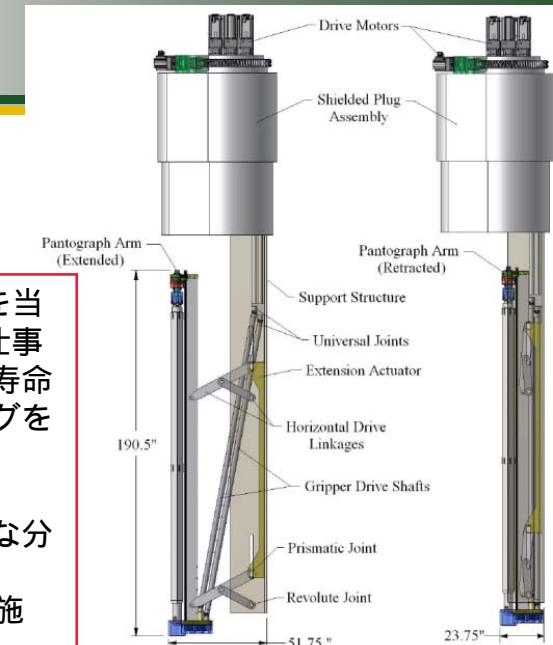
- Detailed analysis and design options for core restraint

- A key feature for inherent safety reactivity feedbacks
- NUBOW bowing analysis code recovered and refined
- Limited free bow design

- AFR-100 safety analyses conducted

- Verify inherent safety in double fault transients

SMR (~100MWe)に焦点を当てる2011年度と2012年度の仕事
概念：ユニークな特徴は、長寿命のコア、燃料のシャッフリングを含む戦略
小型燃料取扱機構の開発
コアを抑制するための詳細な分析、設計オプション
AFR-100の安全性解析を実施





U.S. DEPARTMENT OF
ENERGY

Nuclear Energy

高速炉 先端材料
開発と技術

Fast Reactor Advanced Materials Development and Qualification

一定の温度に対する高い強度
高温でも耐圧
上記二つの組み合わせ

Advanced Steels Provide Greater Safety Margin and Design Flexibility

■ Higher strength for constant temperature:

- Reduced commodities
- Greater safety margins
- Longer lifetimes

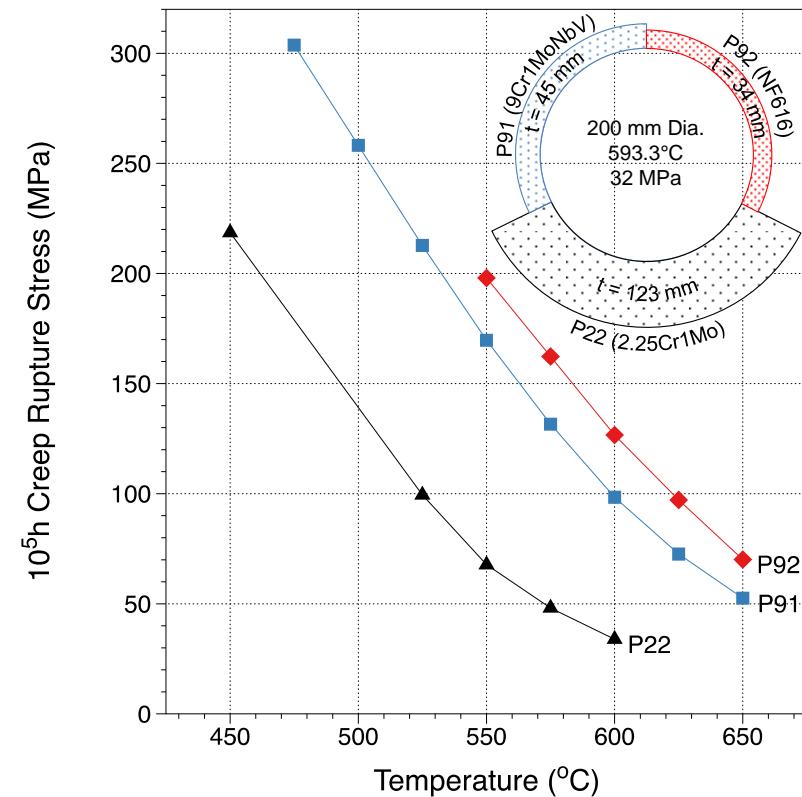
■ Higher temperature for constant stress:

- Higher plant performance (e.g., thermal efficiency)
- Reduced commodities
- Greater safety margins in accident scenarios

■ Combinations of above:

- Greater design flexibility

最新のスチール（鋼）はより安全な余裕と設計の柔軟性を提供





U.S. DEPARTMENT OF
ENERGY

Nuclear Energy

研究開発は実験レベル(1MW)でこのシステムの能力を実証した

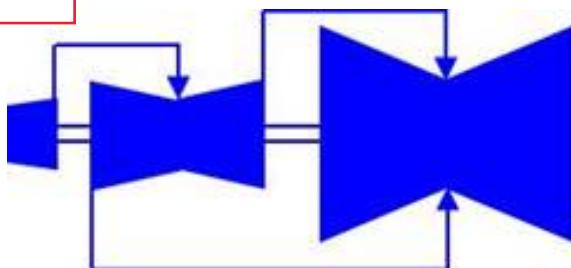
エネルギー省のサショットプログラムは10MWレベルまでの財源を用意している

アメリカの産業はこの技術に興味を示している

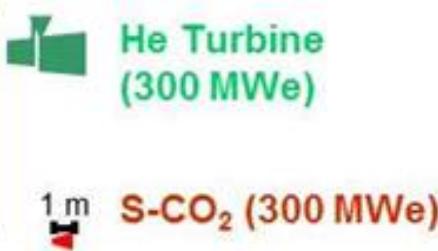
超臨界CO₂ブレイトン変換サイクル

Supercritical CO₂ Brayton Conversion Cycle

- R&D has demonstrated this system's capability at the lab level (1MW).
- DOE's Sun Shot program is funding ramp up to the 10MW level.
- U.S. industry has shown interest in this technology.



Steam Turbine (250 MWe)



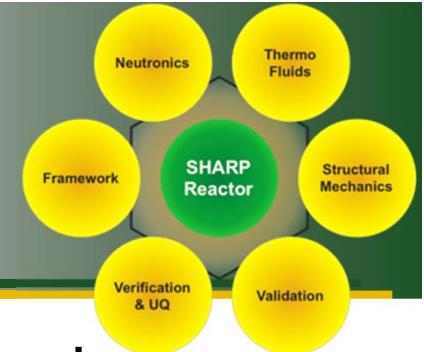
S-CO ₂ Turbine	1 M
He Turbine	3 M
Steam Turbine	22 M



Sandia National Lab
Brayton Cycle Test Loop



Advanced Simulation Goals and Strategy



■ Goal: Apply modern, high-performance computing techniques to nuclear reactor modeling

目標：原子炉のモデリングに高性能コンピュータ技術を適用します。

- Use advanced simulation tools to improve accuracy allowing reduced conservative margins, and improved safety assurance
- Provide local data needed to enable predictive fuel performance simulations, allowing exploration of broad range of reactor features
- Understand and reduce uncertainty of computational models
- Develop user and code interfaces to facilitate design integration and promote optimization of advanced reactors

■ Strategy: Develop flexible, mission-agile toolbox for construction of virtual reactor models

戦略：仮想原子炉モデルを構築するため柔軟な、ミッションアジャイルツールボックスを開発する

- Adopt multi-scale strategy to enable application to problems relevant to industry using a wide range of computing platforms
- Utilize modular architecture to enable component-wise use by most advanced users or integrated user interface driven application by less advanced users.
- Develop collaborations with customers to define near term applications/demonstrations



U.S. DEPARTMENT OF
ENERGY

Nuclear Energy

核燃料照射：照射試験
ATRのプログラム

Fuel Irradiation: Irradiation Testing Program in ATR

	AFC-1	AFC-2	AFC-3	SET-1
Test Strategy	Scoping – Many compositions	Scoping – Focused compositions	Focused compositions	Generic
	Nominal conditions	Nominal conditions	Nominal conditions	Variable conditions
Capsule Type	Drop-in	Drop-in	Drop-in	Instrumented lead
Fuel Types	Metallic Nitrides	Metallic (2 A&B) Oxides (2 C&D)	Advanced Metallic Concepts	Generic
Key Features	Baseline + MA	Baseline + MA + RE	FP control, annular fuel, FCCI barriers, ultra-high burnup	Temperature control/measurement; deploy advanced sensors
Time Frame	FY 2003 – FY 2008	FY 2008 – FY 2012	FY 2011 – FY 2017 +	FY 2014 – ?

Past test series

Test series in progress

Future test series

MONJU R&D Collaborations: System Startup Tests

■ The main objective is to obtain unrestricted Monju startup tests data valuable for validating advanced reactor simulation tools

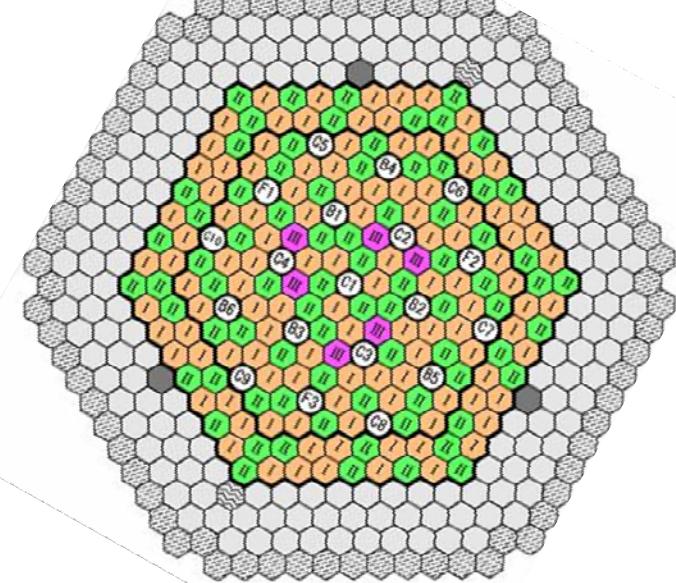
■ 主な目的は高度新型炉シミュレーションツール検証のため、もんじゅ起動試験の価値あるデータを制限なく得ることです。

—長期の原子炉停止の間に蓄積された大量のアメリシウム（コア平均～1.5%）は貴重な既存データベースへの追加になる。

—クリーンコアのため初期起動時のテストデータ（1994-1995）は不可欠です。

—プラント、炉内の設備、一次/二次系冷却システムの詳細な動作応答データ。

- Large amount of americium (~1.5% on the core average) accumulated during the long-term reactor shutdown is valuable addition to existing database
- The initial startup test data (1994-1995) for clean core is essential
- Detailed operational response data of plant and equipment in reactor, primary/secondary cooling systems



■ 国際的な専門家の参加を得ることは、実験計画や解析の両方にとり有益であります。

Participation of international experts would be beneficial to both experiment design and analysis

- Minimize the biases due to specific simulation tool and physics data to assure more robust experimental results and uncertainty evaluations

確固たる実験結果と不確実性の評価を保証する明確なシミュレーションツールと物理的データによってバイアスを最小限にします。



U.S. DEPARTMENT OF
ENERGY

Nuclear Energy

もんじゅ共同研究開発：主な照射挑戦

MONJU R&D Collaborations: Main Irradiation Challenge

反応炉と燃料サイクルの研究開発プログラムをサポートする効果的照射施設のため:

For an effective irradiation facility to support reactor and fuel cycle R&D programs:

What is required:

Stable, well characterized, test spaces, capable of testing fuels & materials from coupon size up to assembly sizes in a neutron environment, characteristic of thermal or fast spectrum nuclear reactors

何が要求されているか：安定性、特徴付けられた吹き抜け、試験空間、中性子環境における燃料束の
サイズアップされた試験片から燃料と材料試験の可能性、熱炉または高速スペクトラム核炉の特性

Key High Level Considerations:

- **Flux Spectrum - model both thermal and fast spectrum reactors**
- **Fuel Pin Coolant environment - water, sodium/lead, gas, molten salt**
- **Flexibility of fuels to be tested - homogeneous/heterogeneous, LEU, plutonium/thorium bearing**
- **Instrumentation – capable of characterizing fuel, clad, coolant temperatures**

主なハイレベルの考慮事項

- ・ フラックススペクトラム-熱炉と高速スペクトラム炉両方のモデル
- ・ 燃料ピン冷却環境-水、ナトリウム/鉛、ガス、溶融塩
- ・ 試験に適した燃料の適応性-均質/不均質、LEU、プルトニウム/トリウム拳動
- ・ 計装-特徴付けられた燃料の可能性、クラッド、冷却材、温度



Technical Irradiation Requirements:

“Useful to NE Advanced Development Needs”

- **Test Volume:**
 - coupon size up to 100 liters
 - well characterized test space
- **Irradiation Temperature** - e.g. ambient up to 300 C – 1000 C
- **Neutron Energy** - thermal to 14 MeV – maximum
- **Neutron Flux range** - peak value of up to 5×10^{15} neutrons s⁻¹ cm⁻²
- **Displacement per Atom range** - few dpa up to 50 dpa per year

Associated post irradiation examination or international shipping capabilities must also be planned



Nuclear Energy

■ U.S. Fast reactor R&D is focused on key technologies innovations for performance improvement (cost reduction)

- Design Improvements
- Advanced Structural Materials
- Advanced Energy Conversion
- Advanced Modeling and Simulation

米国の高速炉研究開発は、パフォーマンスの向上（コスト削減）のためのキーテクノロジーの革新に焦点を当てています
— デザインの改善
— 先進構造材料
— 高度なエネルギー変換
— 高度なモデリングとシミュレーション

■ Fuel Cycle R&D is also working on fast reactor fuels

- Metal alloy fuel irradiation testing

燃料サイクルの研究開発はまた、高速炉の燃料に取り組んでいます
- 金属合金燃料照射試験

■ Collaboration using Monju can support these R&D activities

- Participation in startup testing – generation of validation data
 - Requires resolution of export control for data sharing
- Demonstration of plutonium utilization
- Well characterized fuels and materials irradiation locations

もんじゅを使用するコラボレーションはこれらの研究開発活動を支援することができます

- スタートアップ・テストへの参加 - 検証データの生成
 - データ共有のための輸出管理の解決が必要です
- プルトニウム利用のデモンストレーション
- 良好な性質に特徴付けられた燃料・材料の照射配置



U.S. DEPARTMENT OF
ENERGY

Nuclear Energy

Backup



U.S. DEPARTMENT OF
ENERGY

Nuclear Energy

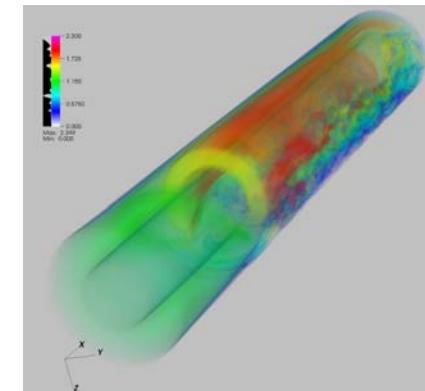
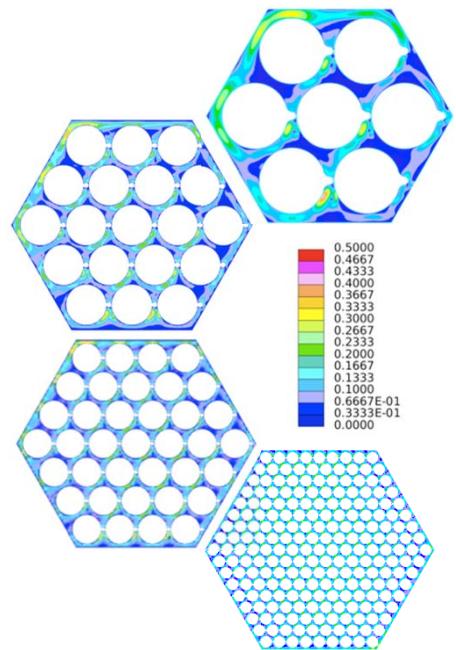
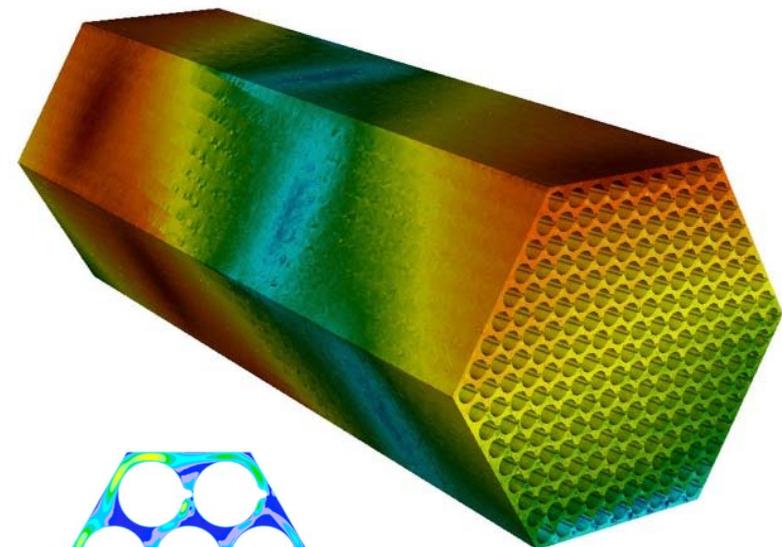
NEAMSツールキットの
主な技術革新

Major Innovations of NEAMS ToolKit (example)

大型原子炉問題へ 高信頼度CFDツールの適用を可能にする

Enables application of high-fidelity CFD tools to large reactor problems

- More accurate predictions of temperature and flow effects
- Reduced reliance on engineering correlations with limited applicability
- Capability for benchmarking or calibrating lower-fidelity methods
- Improved understanding of pin bundle flow and heat transfer phenomena

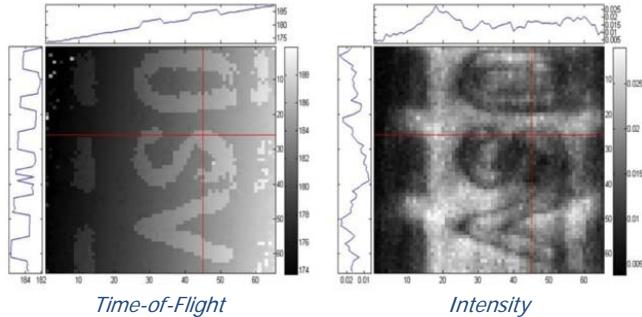




U.S. DEPARTMENT OF
ENERGY

Nuclear Energy

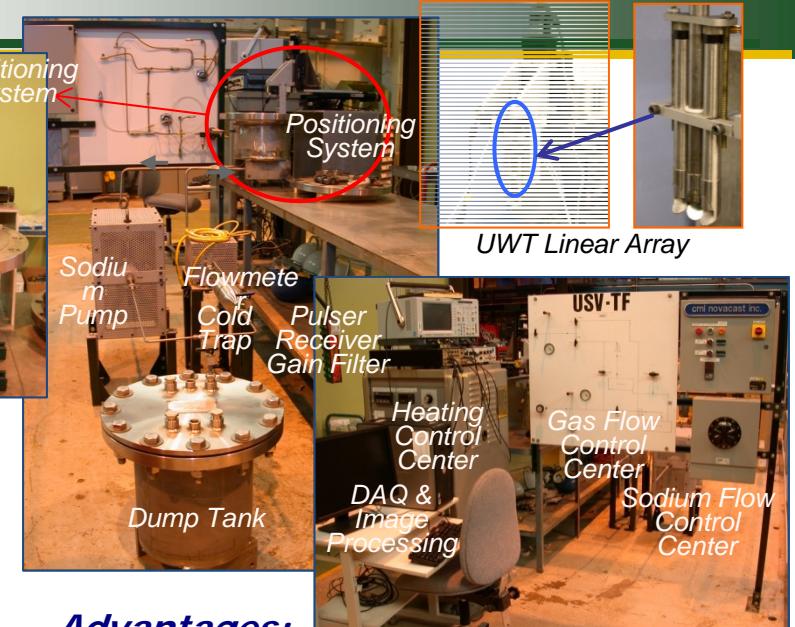
- *Linear UWT Array*
 - Fabricate and evaluate linear UWT array
 - Develop signal and image processing software
 - Demonstrate crack detection/loose-part identification capabilities
- *Develop brush-type linear UWT Array*
 - Construct a brush-type waveguide for side-view imaging application
 - Develop dry-coupling technique for linear UWT array application
 - Develop the imaging algorithm applicable to the linear UWT array
- *Sodium Test*
 - Complete new USV test facility for in-sodium tests of linear UWT array (ANL) and phased array transducer (PNNL)
 - Demonstrate crack detection/loose-part identification capabilities in sodium
- *US-Japan Collaboration*



USVの現状と今後の課題
第二世代USV試験施設

USV Ongoing and Future Works

2nd Generation of USV Test Facility



Advantages:

- Larger opening and tank for linear array
- Larger Testing Components/Targets
- Easier target and transducer setup and replacement
- Add an EM pump (5G/min) and cold trap to circulate and clean sodium
- Better temperature control and Higher Operation Temperature (650°C)
- Closed-loop design for Safer operation



U.S. DEPARTMENT OF
ENERGY

Nuclear Energy

次世代燃料と事故余裕軽水炉燃料－サポートと関連した
重大な照射を必要とする活動の例

Advanced Fuels and Accident Tolerant LWR Fuels – example of an activity needing significant irradiation related support

軽水炉
燃料の技
術改革と
被覆
閉鎖を
サポート
する次世
代燃料又
は部分的
に閉じた
燃料サイ
クル
損失度
が低い新
型燃料加
工方法

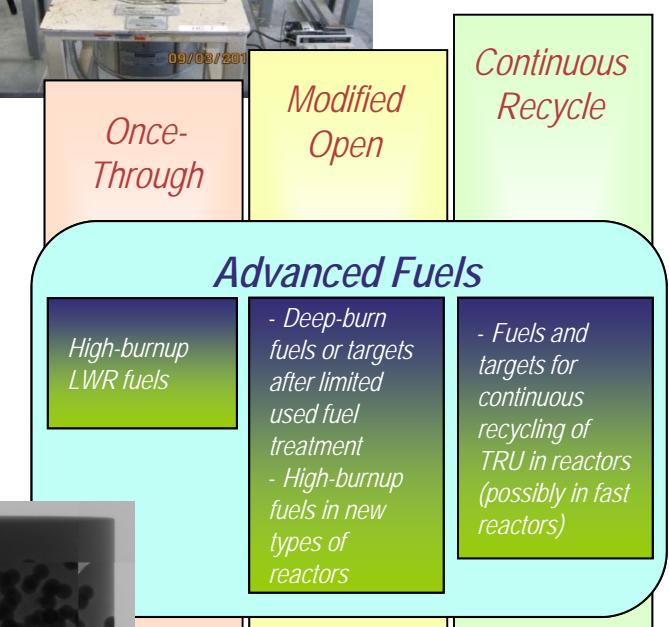
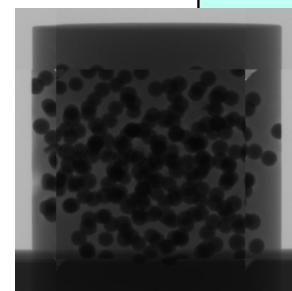
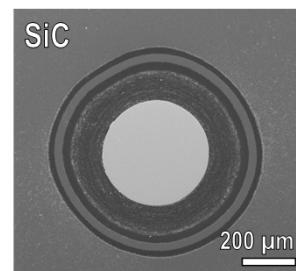
■ Innovative LWR Fuels and Cladding

- Better safety performance (e.g. during normal operation, design basis accidents and beyond design basis accidents)
- Reliability and fuel configurations similar to current fleet
- Acceptable economics
- Favorable neutronics and licensing characteristics



■ Advanced fuels in support of closed or partially closed fuel cycles

■ Advanced fuel fabrication methods with a low degree of losses





U.S. DEPARTMENT OF
ENERGY

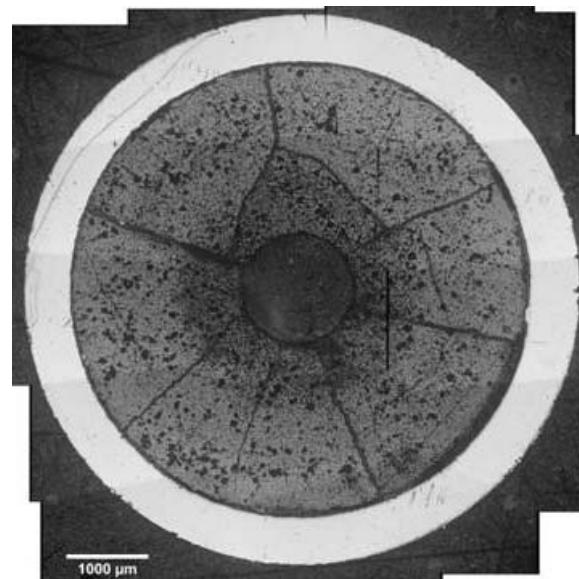
Nuclear Energy

FFTF&EBR- から受け継がれた燃料のPIE (照射後試験)

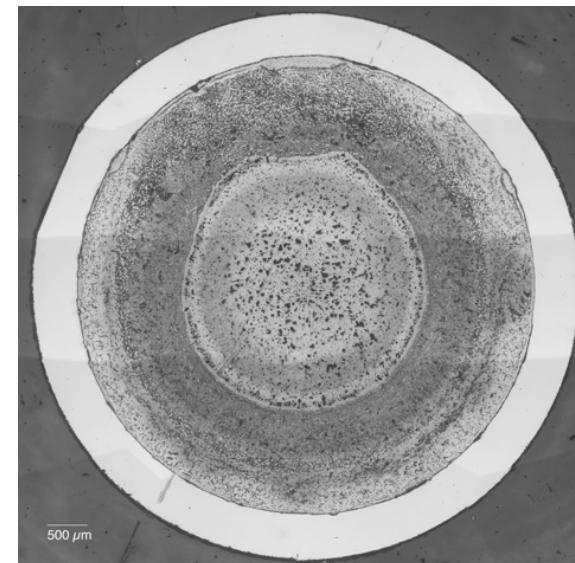
PIE of Legacy Fuels from FFTF & EBR-II

PIE underway on fuel pins from FFTF/EBR-II with relevance to current transmutation mission

- **ACO-3**: ultra-high burnup (>20%), annular MOX fuels from FFTF
- **MFF-3,5**: U-10Zr fuels from FFTF with HT9 cladding (PICT > 600° C)
- **X496**: U-10Zr fuels from EBR-II with low smear density (56%)



High Burnup MOX Fuel from
ACO-3 Experiment in FFTF.



Metallic Fuel with HT9 Cladding
Operated at High Temperature
from MFF-3 Experiment in FFTF.



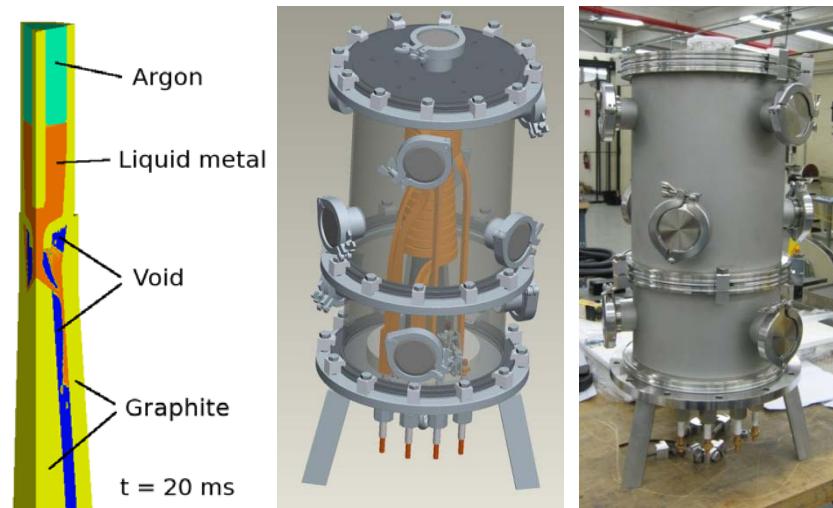
U.S. DEPARTMENT OF
ENERGY

Nuclear Energy

燃料加工開発への挑戦

Fuel Fabrication Development Challenges

- Minimize/eliminate process losses
- Minimize/eliminate waste streams
- Maximize throughput
- Reduce cost
- Use M/S for development
- Scalable and remote operation
- Flexibility and adaptability
- Meet fuel specification





米国と日本はナトリウム冷却高速炉用の設計や分析のため独自のシミュレーションツールソフトを持っています。そして、予測バイアスおよび不確実性を低減するための高度な機能の開発を継続しています。

Motivations for Collaboration on MONJU Startup Test Analyses

—すべてのモデリングとシミュレーションツールは、よく検証する必要があります。特に規制の分野ため発生した情報は実験に照らして検証されなければなりません。そこでは正確かつ説得力のある挙動を予測する能力が重要です。

- U.S. and Japan have their own suite of simulation tools for sodium-cooled fast reactor design and analysis, and continues to develop advanced capabilities to reduce prediction biases and uncertainties
 - All the modeling and simulation tools should be well verified and validated against experiments, in particular to generate information for the regulatory arena, where the ability to accurately and convincingly predict behavior is important

もんじゅの起動テストは、米国と日本で開発されている高度なシミュレーションツールを検証するための貴重なデータを提供します
- MONJU startup tests will provide valuable data for validating the advanced simulation tools which are being developed in U.S. and Japan
 - In particular, the physics test data of the initial core with relatively large amount of americium (~1.5% on the core average) accumulated during the long-term reactor shutdown will be valuable addition to the existing database

特に、長期の原子炉停止時に蓄積された比較的大量のアメリシウムの量（～コア平均で1.5%）と初期コアの物理試験データは、既存のデータベースへの貴重な追加となります。
- Participation of U.S. with U.S. suite of codes would be beneficial to experiment design and analysis
 - Minimize the biases due to the specific simulation tools and physics data used in processing the raw measurement data

コードの米国製ソフトを持って米国の参加は実験の設計と解析に有益であろう
- 特定のシミュレーションツールや生の測定データを処理する際に物理データに使用しバイアスを最小化します。

GENIV SFR - GACID Overview

もんじゅライセンスのためTRU酸化物燃料構成試験

ステップ1：限
定された
MA（マイナ
ーアクチノイド）
の挙動
常陽での燃料予
備照射試験

ステップ2：ピ
ンスケールの
Cm（キュリウ
ム）の挙動
常陽、もんじゅ
での燃料照射試
験

ステップ-3：バ
ンドルスケール
MAの挙動もん
じゅでのデモン
ストレーション
燃料照射
(現在の契約か
ら削除)

Testing TRU Oxide Fuel Compositions for Monju licensing

**Step 1: Limited MA bearing
fuel preparatory irradiation
test in JOYO**

**Step 2: Pin-scale Cm
bearing fuel irradiation test
in JOYO and then Monju**

**Step-3: Bundle-scale MA
bearing fuel irradiation
demonstration in Monju
(removed from current
agreement)**



Monju Driver Fuel Assembly

- **Monju Core Fuel Assembly:**
- Pin Diameter : 6.5 mm*
- Pellet Diameter : 5.4 mm*
- Number of Pins : 169/Assbly*
- Core Height : 930 mm*
- Upper Blanket : 300 mm*
- Lower Blanket : 350mm*

• **MA irradiation test:**
MA (especially Np & Am) can be mixed with MOX fuel pellet, which enables engineering-scale demonstration of MA burning (transmutation) in the fast neutron power plant.

Some modifications of the fuel design might be necessary due to the mixed MA.

