

## 特集 日本原子力研究開発機構の紹介

2005 年 10 月 1 日をもって日本原子力研究所(原研)と核燃料サイクル開発機構(JNC)が統合され、日本原子力研究開発機構(JAPAN ATOMIC ENERGY AGENCY)(略称 原子力機構, JAEA)が発足しました。素粒子から高速増殖炉サイクル技術の実用化研究に至るまで原子力に関するあらゆる範囲を網羅する総合研究開発機関になりました。

全体の業務計画や施設情報は、JAEA のホームページ  
(<http://www.jaea.go.jp/index.shtml>)でご覧になれます。

JAEA には、以下のように 11 の原子炉(初臨界年順)があります。(p.40 に概要を示す)

軽水臨界実験装置 TCA (Tank - type Critical Assembly)

JRR-3 (Japan Research Reactor-3)

JRR-4 (Japan Research Reactor-4)

高速炉臨界実験装置 FCA (Fast Critical Assembly)

材料試験炉 JMTR (Japan Materials Testing Reactor)

原子炉安全性研究炉 NSRR (Nuclear Safety Research Reactor)

高速実験炉「常陽」

高速増殖原型炉「もんじゅ」

定常臨界実験装置 STACY (Static Experiment Critical Facility)

過度臨界実験装置 TRACY (Transient Experiment Critical Facility)

高温工学試験研究炉「HTTR (High Temperature Engineering Test Reactor)

各施設には勿論、他の部署にも炉物理関連業務がありますが、部会員が比較的多く属している以下の部署(グループ)を編集者の一存で選択し、Gr リーダーに人員や主要な業務を紹介してもらいました。

核設計技術開発 Gr (旧原研東海)

核燃料サイクル施設安全評価研究 Gr (旧原研東海)

核変換工学技術開発 Gr (兼 核変換実験施設開発 Gr)(旧原研東海)

炉心性能評価 Gr (旧 JNC 大洗)

炉心燃料設計 Gr (旧 JNC 大洗)

炉心・燃料技術 Gr (旧 JNC 敦賀)

原子力基礎工学研究部門 核工学・炉工学ユニット 核設計技術開発 Gr

1. 主要業務

- ・ 炉心核設計技術に関する研究

2. 人員 (11 名 うち部会員 11 名)

3. グループ内の主な業務分担

高精度炉物理解析コードシステムの開発

- ・ 既存の原子炉概念を対象とした近似的な解析手法を排除し、多様な燃料・形状を有する次世代原子炉システム (特に革新的水冷却炉) に適用できる高精度炉物理解析コードシステムを開発する。

炉物理実験とデータベース構築

- ・ 臨界実験装置 FCA の特徴を活かした新たな炉物理実験手法を開発し、各種次世代炉の核特性評価のための炉物理実験基盤技術を確立する。これと並行して、FCA 等を用い、革新的原子炉システムを対象としたベンチマーク的な炉物理実験を実施し、炉物理実験データを拡充する。具体的には、文科省公募事業等に係る炉物理実験を実施し、既存の臨界実験データと合わせて、炉物理実験データベースを作成する。

核設計誤差評価プロトタイプシステムの構築

- ・ 上の炉物理実験データベース、核データの誤差データ、感度解析等の臨界試験と設計体系の核特性の類似性評価手法等を用いて、設計体系の核特性予測誤差を客観的かつ定量的に評価する手法を開発し、誤差評価プロトタイプシステムを構築する。

革新的水冷却炉の核設計精度評価

- ・ FCA 臨界実験等を活用し、革新的水冷却炉設計炉心の核設計精度を評価する。

4. 連絡先

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門

核工学・炉工学ユニット 核設計技術開発 Gr

森 貴正 (mori.takamasa@jaea.go.jp)

## 5 . 主な成果や計画

核設計技術開発グループ (旧原研炉物理グループ) のこれまでの主な成果と今後 4 年間  
の中期計画は、図 1 に示すとおりである。具体的な実施内容は 3 . のとおりである。これ  
らを実施に関連して、現在、以下の受託研究 (文科省公募等) を実施している。

- (1) 超高燃焼水冷却増殖炉用燃料集合体に関する技術開発  
(総括代表: 原子力機構, H14 ~ H18)
- (2) 燃料無交換炉心のために新型制御方式に関する技術開発  
(総括代表: 電中研, H14 ~ H18)
- (3) 強い核拡散抵抗性を有する Pu を生産する革新的原子炉に関する技術開発  
(総括代表: 東工大, H15 ~ H19)
- (4) ミクロ炉物理に基づく反応度係数の高精度測定手法と解析手法の開発  
(総括代表: 東芝, H17 ~ H19)
- (5) 軽水冷却スーパー高速炉に関する要素研究開発のうち核変換性能解析法整備  
(総括代表: 東大, H17 ~ H21)
- (6) 軽水炉 MOX 炉心ドップラ反応度測定調査 (原子力安全基盤機構, H17 ~ )
- (7) その他

最近の主な成果は以下のとおり。

- (1) Y.Nagaya and T. Mori : "Impact of Perturbed Fission Source on the Effective Multiplication Factor in Monte Carlo Criticality Calculations", J. Nucl. Sci. Technol., Vol.42, No.5, pp428-441 (2005).
- (2) T. Takeda, T. Kitada, I. Kinoshita, T. Matsumura, N. Ueda, M. Yamaoka, S. Okajima: "Application of Uncertainty Reduction Factor for Determining Critical Mockup", ICAPP'2005, CD-ROM(2005).
- (3) Teruhiko KUGO, Kensuke KOJIMA, Masaki Andoh, Shigeaki OKAJIMA, Takamasa MORI, Toshikazu TAKEDA (Osaka Univ.), Takanori KITADA (Osaka Univ.), Shogo MATSUOKA (Osaka Univ.) : "Preliminary Evaluation of Reduction of Prediction Error in Breeding Light Water Reactor Core Performance," ICAPP'2005, CD-ROM(2005).
- (4) T. Okubo, S. Uchikawa, T. KUGO, H. Akie, T. Iwamura: "Core Concept of Innovative Water Reactor for Flexible Fuel Cycle (FLWR)," ICAPP'2005, CD-ROM(2005).
- (5) I. Kinoshita, T. Koga, T. Takeda, T. Higuchi, S. Okajima: "Development of An Advanced Controlling System for Non-refueling Reactors", ICAPP'2005, CD-ROM(2005).
- (6) Haicheng WU, Keisuke OKUMURA and Keiichi SHIBATA, "Proposal of New 235U Nuclear Data to Improve keff Biases on 235U Enrichment and Temperature for Low Enriched Uranium Fueled Lattices Moderated by Light Water," JAERI-Research 2005-013 (2005).
- (7) T. Iwamura, S. Uchikawa, T. Okubo, T. Kugo, H. Akie and T. Nakatsuka: "Concept of Innovative Water Reactor for Flexible Fuel Cycle (FLWR)", Proceedings of ICONE13, ICONE13-50541, Beijing, China, May 16-20, (2005).
- (8) T. KUGO, T. MORI : "Benchmark Solution for Unstructured Geometry PWR Problem by Method of Characteristics using Combinatorial Geometry," M&C2005.
- (9) Y Nagaya, T. Mori, K. Okumura, and M. Nakagawa, "MVP/GMVP Version 2: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods," JAERI 1348

- (2005).
- (10) 奥村啓介, 川崎憲二, 森貴正, "KRITZ-2 臨界実験のベンチマーク解析," JAERI-Research 2005-018 (2005).
  - (11) Okajima, Fukushima et.al.:"Development of Neutronics Analysis Technique for Non-refueling Core (Part 1: Experiment)", ANS winter meeting(2005).
  - (12) Sadao Uchikawa, Tsutomu Okubo, Teruhiko Kugo, Hiroshi Akie, Yoshihiro Nakano, Akira Onuki and T. Iwamura : "Investigation on Innovative Water Reactor for Flexible Fuel Cycle(FLWR) (1) Conceptual Design", Proceedings of GLOBAL 2005, Paper 358, Tsukuba, Japan, Oct. 9-13, (2005).
  - (13) Tsutomu Okubo, Sadao Uchikawa, Teruhiko Kugo, Hiroshi Akie and Renzo TAKEDA : " Investigation on Innovative Water Reactor for Flexible Fuel Cycle(FLWR) (2) Recycle Characteristics", Proceedings of GLOBAL 2005, Paper 359, Tsukuba, Japan, Oct. 9-13, (2005).
  - (14) T. Iwamura, S. Uchikawa, T. Okubo, T. Kugo and H. Akie : " Investigation on Innovative Water Reactor for Flexible Fuel Cycle(FLWR)", Proceedings of the Second Asian Specialist Meeting on Future Small-Sized LWR Development, Yogyakarta, Indonesia, Nov. 22-24, (2005).

## 核工学・炉工学ユニット 核設計技術開発Gr.

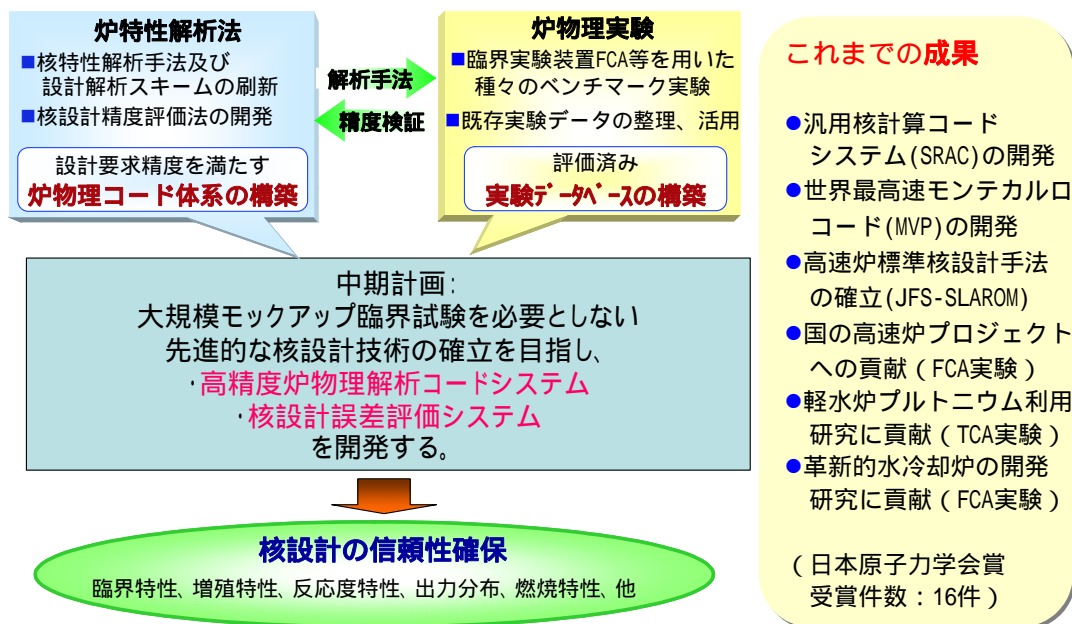


図 1 核設計技術開発グループ

**安全研究センター 原子力エネルギー関連施設安全評価研究ユニット  
核燃料サイクル施設安全評価研究グループ**

1. 主要業務

- ・ 臨界安全性に関する研究
- ・ 事故時放射性物質の放出・移行特性に関する研究

2. 人員 (17 名 うち部会員 5 名)

3. グループ内の主な業務分担

臨界安全性に関する研究

- ・ 定常臨界実験装置 (STACY) を用いた、溶液燃料体系の臨界ベンチマークデータの取得
- ・ 過渡臨界実験装置 (TRACY) を用いた、溶液燃料体系の臨界超過時の出力特性等に関するデータの取得
- ・ 燃焼度クレジットに関わる研究
- ・ 臨界安全評価手法の整備
- ・ MOX 燃料加工施設における臨界事象の評価

事故時放射性物質の放出・移行特性に関する研究

- ・ 火災、爆発、臨界事故時における放射性物質の放出及び移行特性に関するデータ取得

4. 連絡先

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2-4

日本原子力研究開発機構 安全研究センター

原子力エネルギー関連施設安全評価研究ユニット

核燃料サイクル施設安全評価研究 Gr

柳澤宏司 (yanagisawa.hiroshi@jaea.go.jp)

## 5 . 主な成果や計画

### 【臨界安全性に関する研究】

核燃料サイクル施設の臨界安全性に関する研究として、実験的及び解析的な研究を進めている。実験的研究としては、燃料サイクル安全工学研究施設 (NUCEF) に設置されている定常臨界実験装置 (STACY) と過渡臨界実験装置 (TRACY) の二基の臨界実験装置を利用している。STACY では、再処理施設等で取扱われる溶液状の核燃料に対する高精度の臨界ベンチマークデータの取得を進めており、モンテカルロ臨界解析コード等の検証に資するデータの蓄積を行っている。TRACY では、溶液燃料体系の臨界超過事象を模擬する実験を行い、出力、発生エネルギー、反応度フィードバック特性、放射線量等に関する系統的なデータの取得を進めるとともに、溶液燃料動特性解析手法の整備を行っている。



図 1 STACY の炉心タンク

解析的な研究としては、臨界安全ハンドブック等の臨界条件データの更新、燃料不均一分布を考慮した最適燃料分布の評価等を進めており、さらに燃焼度クレジットの考慮に関して、燃焼燃料の核種組成評価手法及び臨界解析手法の整備を進めている。また、MOX 燃料加工施設で取扱われる粉体系の核燃料についての臨界事象の解析的評価も実施している。

### 【事故時放射性物質の放出・移行特性に関する研究】

核燃料サイクル施設で想定される火災、爆発、臨界事故時における放射性物質の放出・移行特性に関して、実験的な研究を進めている。これら想定事故時における放射性物質の放出メカニズムの定量的なモデル化、放射性物質の閉じ込め解析手法の整備に向けて、火災等に関しては、燃焼物質の放出エネルギー特性、煤煙の放出特性等についての基礎データの取得を進めている。また、溶液燃料体系の臨界事故時のソースターム特性として、放射線照射条件でのヨウ素の放出特性データを取得する予定である。



図 2 火災時ソースターム試験装置

原子力基礎工学研究部門 核工学・炉工学ユニット 核変換工学技術開発 Gr  
(兼 量子ビーム応用研究部門 陽子加速器施設開発ユニット 核変換実験施設開発 Gr)

1. 主要業務

- ・ 加速器駆動システム (ADS) を中心とした核変換技術の研究開発
- ・ 長寿命核種の分離変換技術の導入効果検討
- ・ J-PARC における核変換実験施設に検討と技術開発

2. 人員 (14 名 うち部会員 5 名)

3. グループ内の主な業務分担

ADS を用いた核変換技術の研究開発

- ・ 効率の良いマイナーアクチノイド核変換を目指した ADS の核設計と安全性検討
- ・ 鉛ビスマスを用いた ADS 用核破砕ターゲットと関連する材料の研究
- ・ 超伝導陽子線形加速器を用いた ADS 用加速器に関する検討

J-PARC における核変換実験施設の検討と技術開発

- ・ 大強度陽子加速器計画 J-PARC において、核変換物理実験施設と ADS ターゲット試験施設で構成する核変換実験施設を検討し、必要な技術開発を実施
- 長寿命核種の分離変換技術の導入効果検討
- ・ 廃棄物処理・処分において分離変換技術を導入する効果と導入シナリオの検討

4. 連絡先

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 - 4

日本原子力研究開発機構 原子力基礎工学研究部門

核工学・炉工学ユニット 核変換工学技術開発 Gr

大井川 宏之 ([oigawa.hiroyuki@jaea.go.jp](mailto:oigawa.hiroyuki@jaea.go.jp))



5 . 主な成果や計画

【ADS を用いた核変換技術の研究開発】

ADS の炉物理的な特徴としては、 高エネルギー陽子による核破砕中性子を用いる、マイナーアクチノイド (MA) の含有率の高い燃料を用いる、 未臨界状態で出力運転する 等が挙げられる。当グループでは、これらを考慮した ADS 核設計の最適化に関する研究を行っている。また、ADS の冷却材として鉛ビスマス用いる場合、鋼材腐食を抑制するために冷却材最高温度を 550 程度以下に抑える必要があり、核設計が非常に重要な役割を果たす。

また、当グループでは核設計だけでなく、ADS 全体の設計検討を実施すると共に、鉛ビスマスを用いた核破砕ターゲット技術、関連する材料技術、ADS 用加速器技術等の幅広い要素技術の研究開発に取り組んでいる。

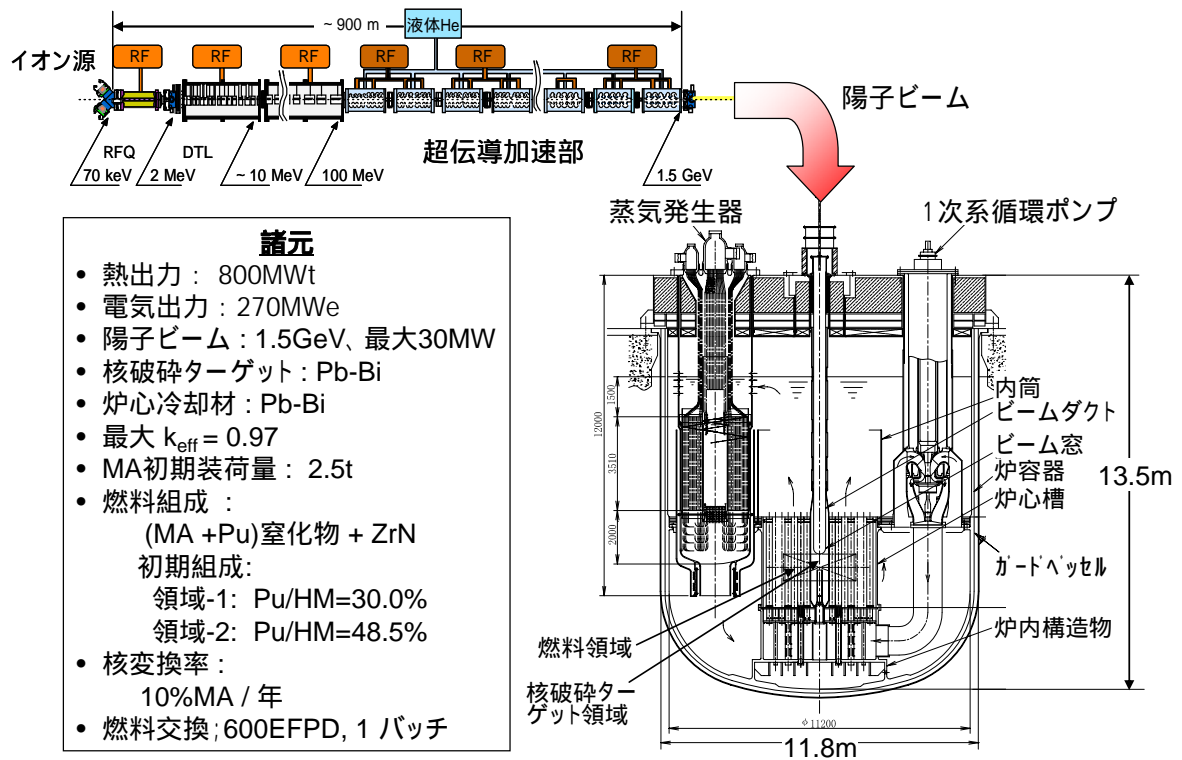


図 1 ADS の概念

【J-PARC における核変換実験施設の検討と技術開発】

J-PARC の第 期に位置づけられている核変換実験施設として、MA 核変換の炉物理実験を行う「核変換物理実験施設」と、核破砕ターゲット技術の研究を行う「ADS ターゲット試験施設」の概念を検討している。この内、核変換物理実験施設は、図 2 に示すように FCA と同様な臨界実験装置であり、10W 程度の陽子ビームを導入して核破砕中性子源を用いた実験が可能である。また、図 3 に示すようにピン状の MA 含有燃料を装



荷できるようにして、ADS だけでなく FBR 等を用いた核変換システムの炉物理特性も実験的に検証することを目指している。

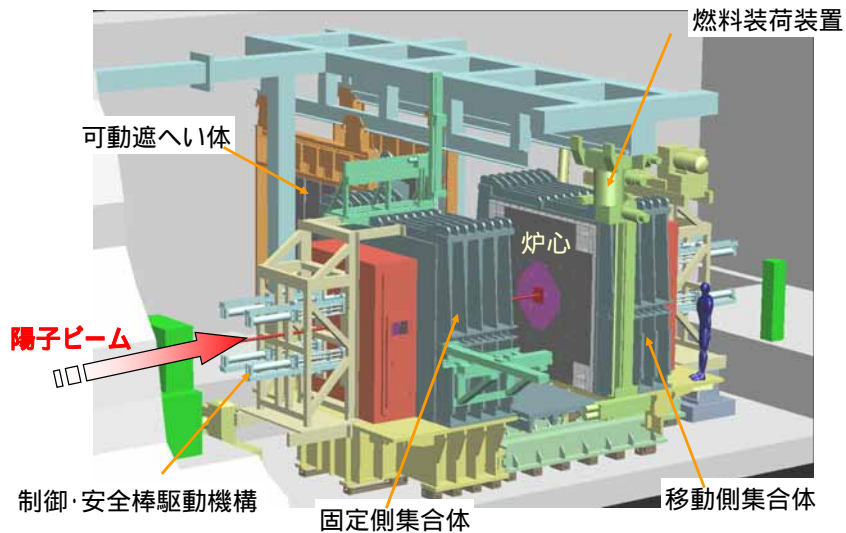


図 2 核変換物理実験施設の装置概念

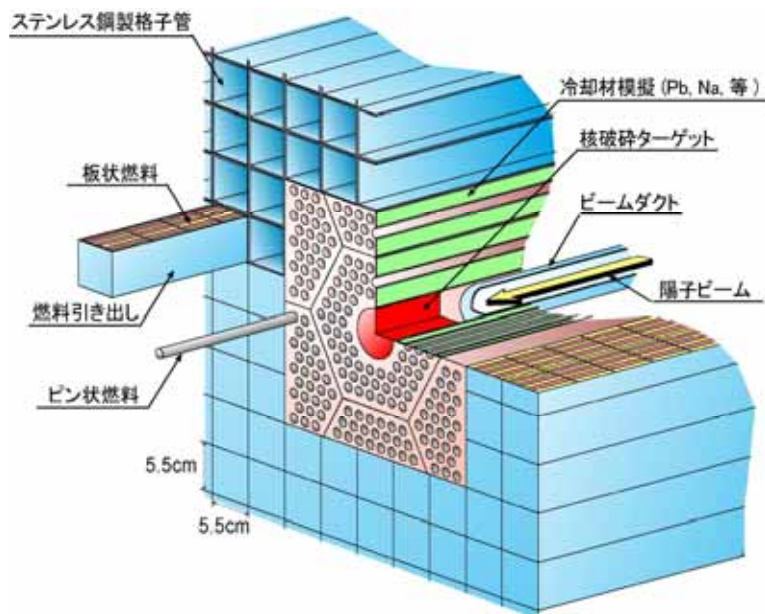


図 3 核変換物理実験施設のピン燃料装荷状態の概念

**【長寿命核種の分離変換技術の導入効果検討】**

長寿命核種の分離変換技術の導入効果として、MA 核変換による潜在的放射能毒性の低減だけでなく、Sr-Cs を高レベル放射性廃棄物 (HLW) から分離回収して冷却後に廃棄することによる地層処分場の面積削減効果等についても検討している。

次世代原子力システム研究開発部門 FBR システムユニット 炉心性能評価 Gr

1. 主要業務

- ・ FBR サイクルの炉心核特性に係る研究開発
- ・ 長寿命核種の核変換技術に係る研究開発

2. 人員 ( 7 名 うち部会員 5 名 )

3. Gr 内の主な業務分担

炉心解析システム・実験解析データベースチーム

- ・ 核特性解析や設計精度評価に必要なコードシステムやデータベース ( まとめて核設計基本データベースという ) の整備

核変換・実機評価チーム

- ・ 実機に係る核設計データベースの開発・整備、および実用化戦略調査研究に係る詳細評価

次世代解析チーム

- ・ オブジェクト指向プログラミングに基づく次世代解析システムの開発

分離研究開発チーム

- ・ MA、LLFP 及び発熱性 FP の適切な分離を達成するための基盤データの整備

4. 連絡先

〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002

日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター

次世代原子力システム研究開発部門 炉心性能評価 Gr

石川 眞 ([Ishikawa.makoto@jaea.go.jp](mailto:Ishikawa.makoto@jaea.go.jp))

5. 主な成果や計画

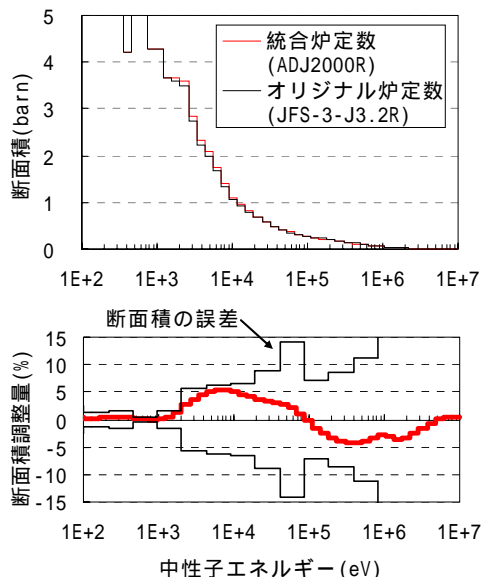
【統合炉定数の開発】

高速炉の核特性解析で使用する核データ（炉定数）には広いエネルギー範囲に渡って高い精度が要求される。しかし現状では 10%以上の誤差を伴う場合もあり、核特性解析値に過剰な裕度を見込む要因となっている。

統合炉定数は実験値の解析精度をフィードバックすることによって精度を高めた炉定数であり、積分データ（核特性の実験解析データ）を統合するという意味合いを持つ。

積分データの信頼性が統合炉定数の信頼性を左右するため、その誤差評価や取捨選択基準の客観性には特に注意を払うとともに、多数の多様性のある積分データを反映できるようにデータの収集、評価を進めている。

最新の統合炉定数「ADJ2000R」では、200 個以上の積分データにより断面積を調整することにより、大型 Na 冷却炉(120 万 kW<sub>e</sub>)の核特性予測値に対する誤差（不確かさ）を低減している。



核特性予測値の誤差低減\*

核特性	オリジナル炉定数を使用した場合の誤差	ADJ2000Rを使用した場合の誤差	誤差の低減率
実効増倍率	1.0	0.2	83
Na <sup>23</sup> イ <sup>+</sup> 反応度	4.3	2.1	52
ド <sup>+</sup> ッ <sup>+</sup> ラ <sup>+</sup> 反応度	7.6	6.3	18

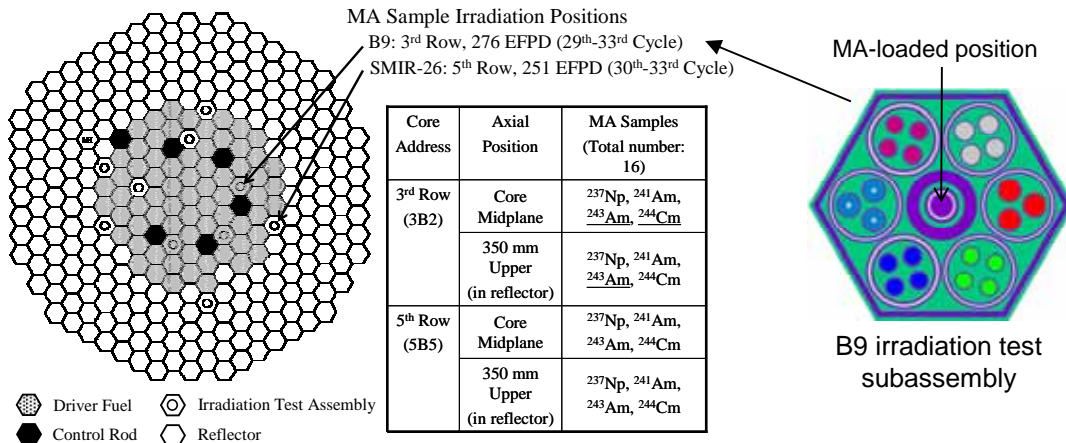
\*) 誤差は断面積の誤差に起因するもの (単位 %)

炉定数の調整量 (例: Pu-239 捕獲断面積)

【積分実験解析による MA 核データの検証】

次世代原子力システムの研究開発では、マイナーアクチニド (Minor Actinide: MA) の積極的なりサイクルを想定していることから、MA 核データ (主に核分裂断面積と捕獲断面積) に対する要求精度が従来と比べて高いものとなる。MA の核分裂断面積については、微分断面積測定等による数多くの実験データが存在しており、評価済核データの精度向上が図られてきている。しかしながら、MA の捕獲反応断面積については、微分的断面積測定は容易でなく測定データが不十分であることから、その精度は要求を満足していないものと考えられる。そこで、炉心性能評価 Gr では、捕獲反応断面積を中心とした高速炉エネルギー領域の MA 核データ検証を主目的として、高速実験炉「常陽」等を用いた MA サンプル

の照射試験解析を進めている。



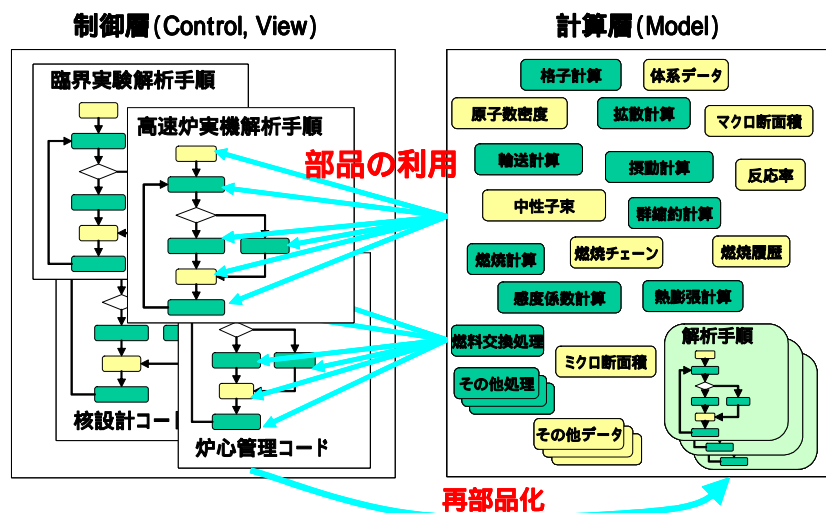
「常陽」Mk-II における MA サンプル照射試験

【オブジェクト指向技術に基づく次世代解析システムの開発】

解析手法や機能は計算機の発達とともに高度化しており、約 30 年の歴史を持つ現在の解析システムでは、出力データの複雑化、システムの保守・拡張の困難さが徐々に顕在化している。原子力開発において解析システム及びその計算結果の品質保証は重要な要件であり、品質保証を確保しつつ今後の解析手法や機能の発展を支えていくためには抜本的なシステムの再構築が求められている。次世代解析システムの開発ではオブジェクト指向技術を採用

することによって、利便性や解析コード間の組み合わせの自由度（拡張性）を高めるとともに、ソフトウェアとしての内的品質を高めることを目的としている。オブジェクト指向の拡張性を活かして、将来的には熱流動等

の他の分野と連携した総合的な解析システムに発展させる予定である。この分野で先行するフランスとの協力体制も整いつつあり、今後の飛躍的な開発の進捗が期待されている。



- 複合部品の再部品化によりシステムの拡張性を確保 (再帰的な構造)
- 再部品化された部品の追加により、特定分野のツールボックスとして発展

次世代炉心解析システムの基本構成と概念

## 次世代原子力システム研究開発部門 FBR システムユニット 炉心燃料設計グループ

### 1. 主要業務

FBR サイクル実用化戦略調査研究における炉心・燃料設計研究 (ナトリウム冷却高速炉、ヘリウムガス冷却高速炉、鉛ビスマス冷却高速炉)

### 2. 人員 (11 名 うち部会員 4 名)

### 3. グループ内の主な業務分担

ナトリウム冷却炉 (大型炉、中型炉)・炉心燃料設計  
鉛・ビスマス冷却炉 (中型炉、小型炉)・炉心燃料設計  
ヘリウムガス冷却炉・炉心燃料設計  
ナトリウム小型炉・炉心燃料設計

### 4. 連絡先

〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002  
日本原子力研究開発機構 次世代原子力システム研究開発部門  
FBR システムユニット 炉心燃料設計グループ  
林 秀行 ([hayashi.hideyuki@jaea.go.jp](mailto:hayashi.hideyuki@jaea.go.jp))

### 5. 主な成果や計画

#### 【FBR サイクル実用化戦略調査研究における炉心・燃料設計研究】

1999 年から開始された FBR 実用化戦略調査研究 (以下、FS と略す) では、これまで開発してきたナトリウム冷却高速炉システムだけでなく、冷却材種類、燃料種類・形態毎に様々な FBR サイクルシステムの可能性を検討することとなり、当グループは炉心・燃料設計研究を担当し、前述のような分担で設計解析作業を実施してきた。以下に検討の具体例を挙げる。

#### (1) 高出口温度条件に対応した金属燃料炉心 (ナトリウム冷却炉)

従来から金属燃料は被覆管との共晶反応を避ける観点から、原子炉出口温度を上げることが困難であるとされてきたが、炉心内の出力分布変動を抑制することにより、原子炉出口温度 550 でも被覆管内面温度 650 以下とすることが可能な概念を創出した。

従来の Pu 富化度 2 領域炉心では、内側炉心と外側炉心の内部転換比が異なることにより、燃焼に伴って内外炉心の出力分担割合が変化し、燃料被覆管最高温度が上昇する結果をもたらしていた。一方、Pu 富化度は一種類とし、内外炉心の重金属密度の違いにより出力分布を平坦化する場合には、炉心全体に亘って内部転換比は一定であることから、燃焼に伴う出力分布変動が非常に小さくなり、燃料被覆管温度の低減が可能となった。図 1

には、当 Gr が創出（特許出願済）した Pu 富化度 1 領域・重金属密度 2 領域の高出口温度対応金属燃料炉心の出力分布を平衡初期、平衡末期について比較して示した。同図から分かるように、燃焼に伴う出力分布変動が、従来概念（Pu 富化度 2 領域炉心）に比べて著しく改善されていることが分かる。

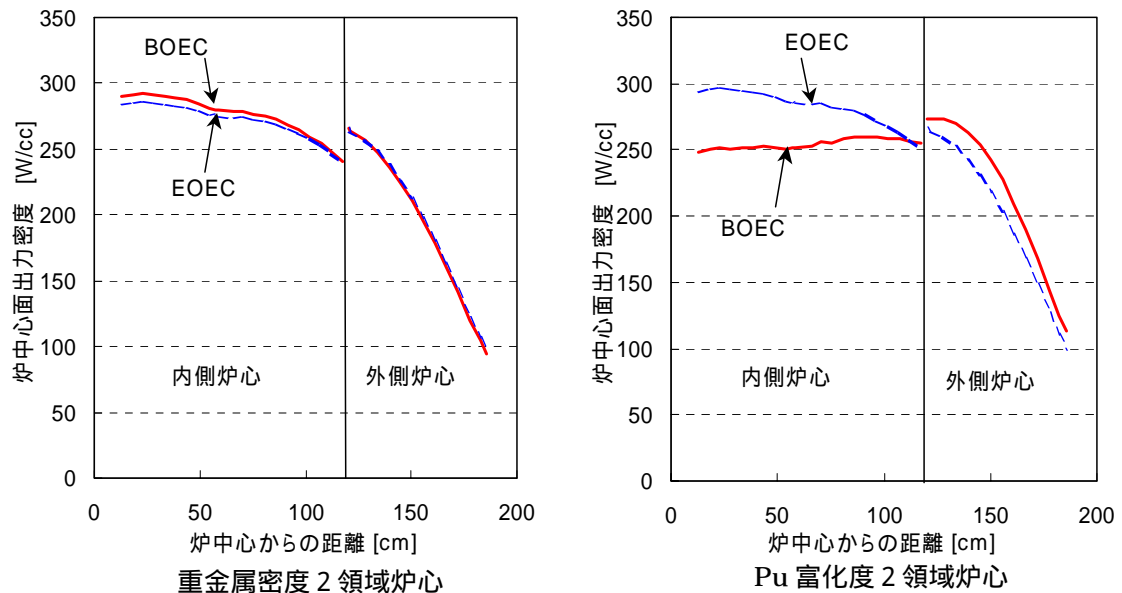


図 1 従来概念との出力分布の比較

(2) 多様なヘリウムガス冷却高速炉心の検討

FS では、不活性なヘリウムガスと被覆粒子型燃料の耐熱性を活かし、原子炉出口温度を 850 として、ガスタービン直接発電による高熱効率を達成し、更に、将来的には水素製造等の原子力エネルギーの多目的利用も可能とする概念を検討している。図 2 には、検討の対象とした燃料形態の概念例、図 3 には、燃料形態毎に、中性子スペクトルをナトリウム冷却炉、炭酸ガス冷却炉と比較して示した。



	燃料体	燃料体構成要素	燃料
耐熱被覆ピン型	<p>ピン型縦方向流冷却概念</p> <p>燃料ピン ラッパ管 冷却材流路</p>	<p>燃料ピン (被覆管+燃料)</p> <p>燃料ペレット (燃料核) 被覆管 (Al-SiC) 下部ガスフレナム</p>	<p>燃料ペレット (現状核設計: 中空構造)</p> <p>窒化物など</p>
被覆粒子型	<p>コンパートメント型燃料体</p> <p>被覆粒子燃料 充填管 入口冷却材流路 出口冷却材流路 内側フリット 外側フリット フリット支持柱</p>	<p>内外フリット (両円筒形状) + 被覆粒子燃料</p> <p>内側フリット (Al-SiC) 被覆粒子燃料 外側フリット (Al-SiC)</p>	<p>被覆粒子燃料 (現状核設計: 核+2層構造)</p> <p>燃料核 (窒化物など) ハフニウム層 (低密度TiN) + 強度層 (高密度TiN)</p>
	<p>六角ブロック型燃料体</p> <p>六角ブロック型燃料体 ラッパ管 冷却管</p>	<p>六角マトリクス + 被覆粒子燃料</p> <p>六角マトリクス (Al-SiC) 被覆粒子燃料 六角マトリクス (Al-SiC)</p>	<p>被覆粒子燃料 (現状核設計: 核+1層構造)</p> <p>燃料核 (窒化物など) ハフニウム層 (低密度TiN)</p>

図 2 ヘリウムガス冷却高速炉心の燃料形態例

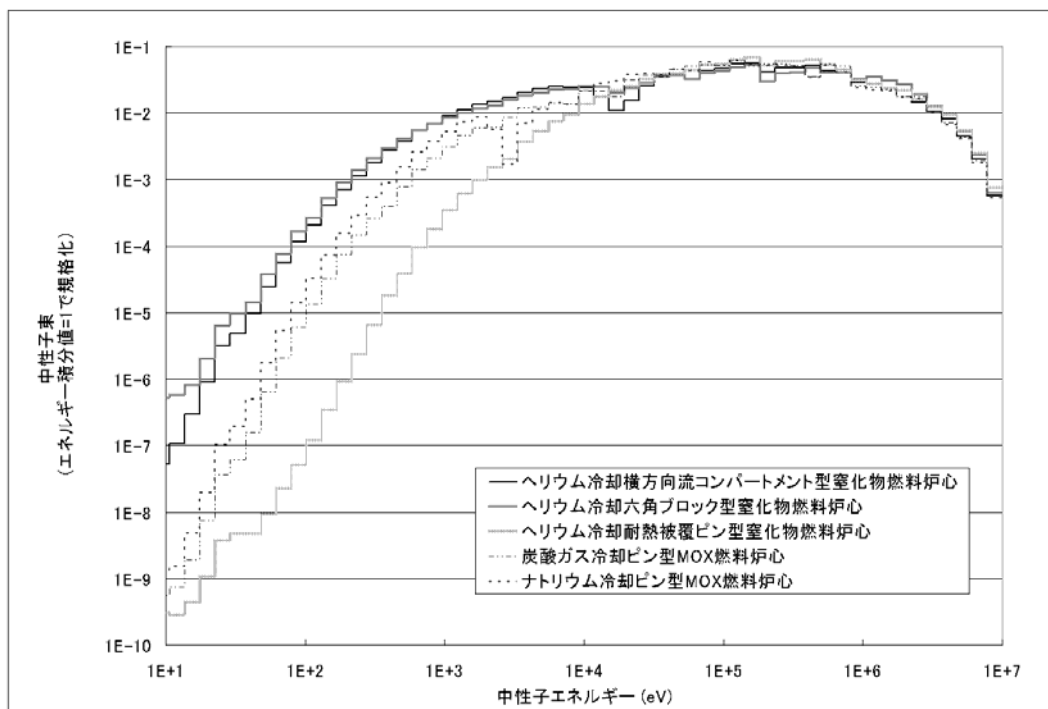


図 3 各種ヘリウムガス冷却高速炉心の中性子スペクトル



次世代原子力システム研究開発部門 FBR プラント技術ユニット 炉心・燃料技術 Gr.

1. 主要業務

- ・高速増殖炉「もんじゅ」の炉心・燃料性能高度化に関する研究開発
- ・「もんじゅ」の炉心特性評価技術の高度化と設計余裕合理化に関する研究開発
- ・「もんじゅ」を用いた三国間協力 MA 燃料照射試験計画に関する研究開発

2. 人員 (10 名、うち部会員 3 名)

3. グループ内の主な業務分担

「もんじゅ」炉心・燃料性能高度化研究

「もんじゅ」の次回再起動炉心の炉心・燃料特性を評価し、再起動炉心計画の検討を行う。また、将来的な「もんじゅ」炉心・燃料性能の高度化 (高燃焼度化、長期運転サイクル化等) に向けた炉心概念検討、炉心特性評価及び炉心移行計画策定を行う。

「もんじゅ」性能試験評価と設計余裕合理化

「もんじゅ」性能試験結果を最新知見に基づいて再評価し、解析手法の高度化及び現行設計余裕の合理化の検討を行うとともに、「もんじゅ」再起動後の性能試験計画に関する研究を行う。

MA 燃料照射試験計画・研究

日仏米三国間協力による国際共同研究プロジェクトとして、「もんじゅ」を用いた MA 燃料照射試験計画を検討し、炉心特性への影響や MA 燃焼挙動等を評価する。

炉心特性解析システム開発

上記 1) ~ 3) を遂行するために必要なツールとして、パソコン版対話型炉心特性解析計算システム「MEISTER」等の炉心特性解析システムの整備を行う。

4. 連絡先

〒919-1279 福井県敦賀市白木 1 丁目

日本原子力研究開発機構 次世代原子力システム研究開発部門

FBR プラント技術ユニット 炉心・燃料技術 Gr.

宇佐美 晋 ([usami.shin@jaea.go.jp](mailto:usami.shin@jaea.go.jp))

5 . 主な成果、計画

【「もんじゅ」炉心・燃料性能高度化及び設計  
余裕合理化検討】

現在進められている「もんじゅ」の Na 漏えい対策改造工事終了後の運転再開に向けて、次回再起動炉心の核特性 / 燃料燃焼特性を中心とした評価解析を実施し、「もんじゅ」再起動炉心計画の検討・評価を実施中である。また、性能試験データ等に基づく「もんじゅ」設計余裕合理化の可能性につき検討している。さらに、燃焼度向上、長期運転サイクル化、MA 燃料照射試験、実用化燃料照射等を含め、運転再開後の将来の炉心高度化計画について、検討を実施している。図 1 に、将来の「もんじゅ」高度化炉心への移行イメージを示す。

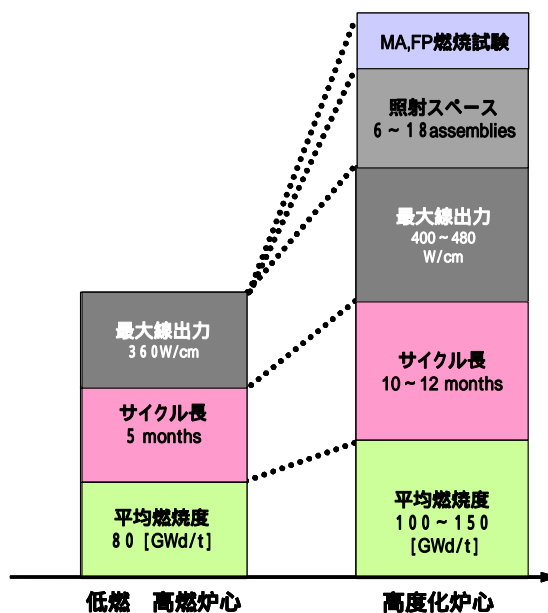


図 1 「もんじゅ」高度化炉心への移行イメージ

【日米仏 MA 燃料照射協力プロジェクト】

「もんじゅ」での MA 燃料照射試験については、実用化 FBR システム技術体系の確立に貢献することを目標とし、実用化技術体系を 2015 年頃までに確立するために、MA 含有燃料のピン規模での照射試験を 2010 年頃から開始する計画としている。一方、高速炉における MA サイクル技術開発の重要性については日本だけでなく仏国、米国も共通認識としていていることから、「もんじゅ」での MA 含有燃料照射試験を GIF (Generation International Forum) プロジェクトの枠組み内において日仏米 MA 燃料照射協力プロジェクト Global Actinide Cycle International Demonstration (GACID) として実施して行くため、三国間で協議中である。

現在は、平成 16 年から計 9 回の日仏米三国間専門家会合を開催し、計画の具体化を図るとともに協定締結に向けて最終的な協議・調整を行っている。

【パソコン版対話型炉心特性解析計算システムの開発】

将来の「もんじゅ」炉心のより効率的な運用や高速増殖炉実用化に向けた有効活用に資するべく、核特性・熱特性・炉心構成要素強度特性の各種炉心特性をより精確で迅速に、かつ簡便で効率的に解析評価できるパソコン版対話型もんじゅ炉心特性解析システム (MEISTER : Monju Easy-to-Introduce System for Total Evaluation of Reactor Core) を開発中である。

本システムは、三つのモジュールから構成され、核・熱・炉心構成要素強度特性解析からなる計算コード群が組み込まれている。ユーザ・インターフェイスは、対話型画面で制御され、プリプロセッサでは、各計算コードの入力データを視覚的・統一的に作成できる。ポストプロセッサでは、解析結果を可視化表示することができる(図2)。

なお、本システムは基本的部分が完成した段階であるので、今後も輸送計算、摂動計算等の機能追加を図るなど、システムの機能充実・高度化を図り、より汎用性と自由度のあるシステムとして整備していく予定である。

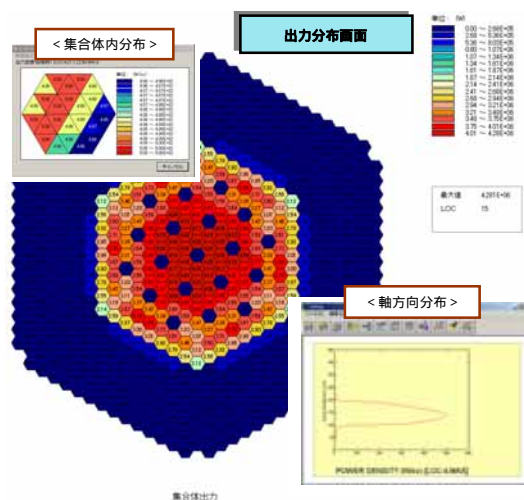


図2 ポストプロセッサによる可視化表示例(核計算結果)

【外部研究機関との共同研究等】

- ・「もんじゅ」性能試験データに基づく増殖比・反応率評価と評価手法の高度化 (大阪大学)
- ・高出力ミリ波加熱セラミック焼結法による高性能原子炉材料の開発 (福井大学)
- ・セラミック材料照射効果に関する基礎調査 (若狭湾エネルギー研究センター)

## JAEA の有する原子炉一覧 (炉型、主な燃料、主な用途)

出典：原子力百科事典ATOMICA (<http://mext-atm.jst.go.jp/atomica/index2.html>)

### 軽水臨界実験装置 TCA (Tank - type Critical Assembly)

炉型：軽水減速タンク型臨界実験装置、熱出力 200W

燃料：濃縮ウラン酸化物燃料・MOX 燃料

用途：軽水炉心に関する実験研究、原子炉研修所の運転実習

### JRR-3 (Japan Research Reactor-3)

炉型：中性子ビーム実験と照射利用による R I 生産、燃料材料照射試験

燃料：軽水減速軽水冷却プール型原子炉、熱出力 20MW

用途：ウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料 (濃縮度 20%)

### JRR-4 (Japan Research Reactor-4)

炉型：軽水減速軽水冷却スイミングプール型、最大熱出力 3.5MW

燃料：ウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料 (濃縮度 20%)

用途：医療照射および原子炉研修所の運転実習

### 高速炉臨界実験装置 FCA (Fast Critical Assembly)

炉型：水平二分割型臨界実験装置、熱出力 2kW

燃料：ウラン・プルトニウム金属板

用途：高速中性子炉の設計、運転、安全評価に必要な炉物理データの取得

### 材料試験炉 JMTR (Japan Materials Testing Reactor 炉)

炉型：軽水減速冷却タンク型原子炉、熱出力 50MW

燃料：ウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料 (濃縮度 20%)

用途：原子炉の燃料、材料の耐久性、健全性の試験や基礎研究、RI(ラジオアイソトープ)の製造等

### 原子炉安全性研究炉 NSRR (Nuclear Safety Research Reactor)

炉型：スイミングプール定出力パルス両用炉、熱出力 300kW (パルス運転時 23GW)

燃料：水素化ウラン - ジルコニウム合金燃料 (濃縮度 12%)

用途：反応度事故 (出力が暴走する事故) における燃料安全性の研究

高速実験炉「常陽」

炉型：ナトリウム冷却、ループ型高速増殖炉、熱出力：140MW

燃料：MOX 燃料

用途：高速炉に関する技術的経験の蓄積や燃料・材料等の照射試験

高速増殖原型炉「もんじゅ」

炉型：ナトリウム冷却、ループ型高速増殖炉、熱出力：714MW、電気出力：280MW

燃料：MOX 燃料

用途：ナトリウム冷却高速炉の発電プラントとしての機能や大型化への技術的可能性の確認

定常臨界実験装置 STACY (Static Experiment Critical Facility)

炉型：タンク型臨界実験装置、熱出力 200W

燃料：ウラン溶液、二酸化ウラン燃料棒

用途：溶液燃料に関する実験研究、燃焼度クレジットなどの臨界安全管理技術に関する研究

過度臨界実験装置 TRACY (Transient Experiment Critical Facility)

炉型：タンク型臨界実験装置、熱出力 10kW (過渡出力運転時 5GW)

燃料：ウラン溶液

用途：燃料溶液体系の臨界事故時に係る研究

高温工学試験研究炉「HTTR (High Temperature Engineering Test Reactor)

炉型：黒鉛減速ヘリウムガス冷却炉、熱出力 30MW

燃料：濃縮二酸化ウラン被覆粒子燃料

用途：高温ガス炉の技術基盤の確立と高度化に関する試験、高温炉心を用いた照射試験

その他、近年停止した原子炉

JRR-2 (1997 年停止)、高温ガス炉臨界実験装置 VHTRC (1999 年停止)、重水臨界実験装置 DCA (2001 年停止)、新型転換炉「ふげん」(2003 年停止)