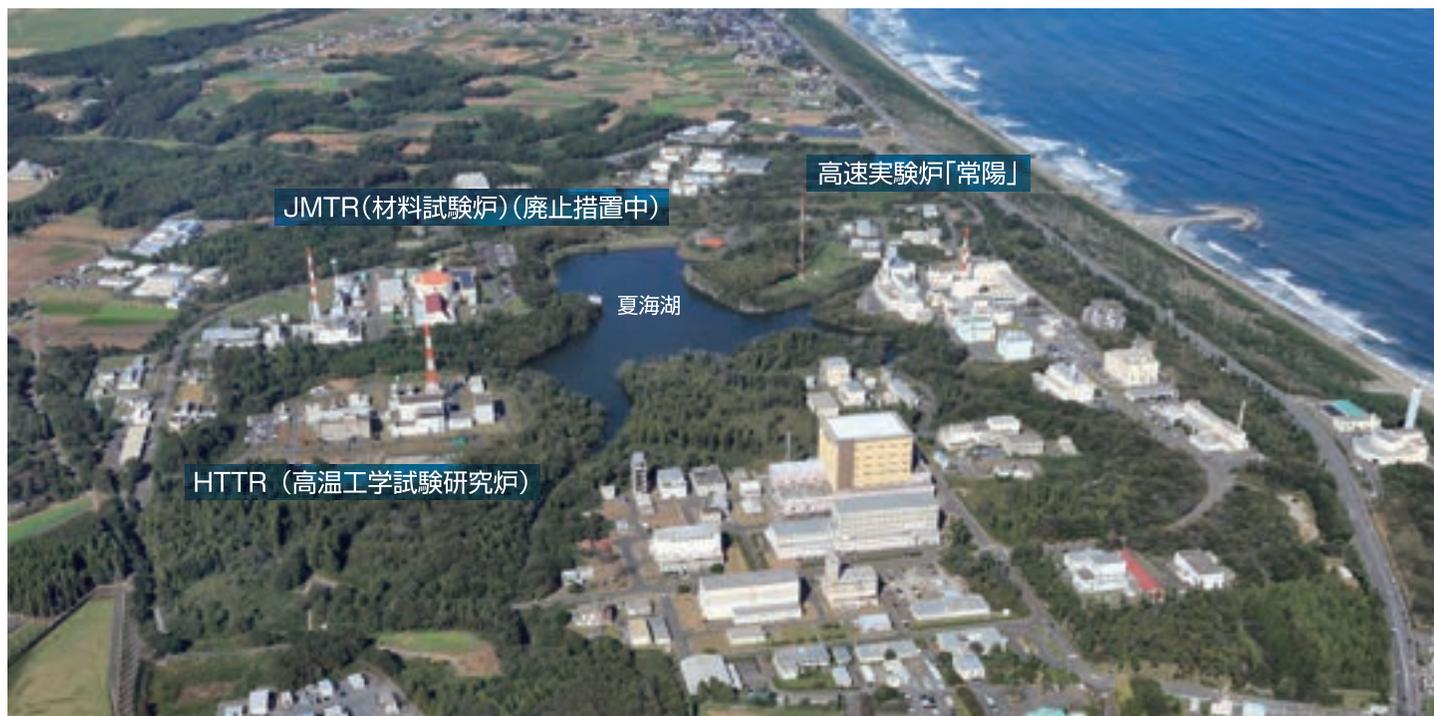


大洗原子力工学研究所



国立研究開発法人日本原子力研究開発機構



大洗原子力工学研究所全景

大洗原子力工学研究所は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構（原子力機構）における主要な研究開発拠点のひとつであり、原子力機構の前身である日本原子力研究所と動力炉・核燃料開発事業団がそれぞれ1967年4月、1970年3月に茨城県大洗町の地で業務を開始したことに始まる50年以上にわたる歴史と研究実績を有する研究所です。

当研究所の特徴は、次世代革新炉と呼ばれる未来の原子炉を作るための技術開発を開設当初より一貫して行ってきたことであり、国際的にも次世代革新炉研究の中核拠点として知られています。

次世代革新炉は、日本が目指すエネルギーの多様性確保や温室効果ガスの排出を全体としてゼロにするカーボンニュートラル社会の実現に向けて期待されている技術であるとともに、原子力機構が未来社会の実現のために目指す3つの柱、

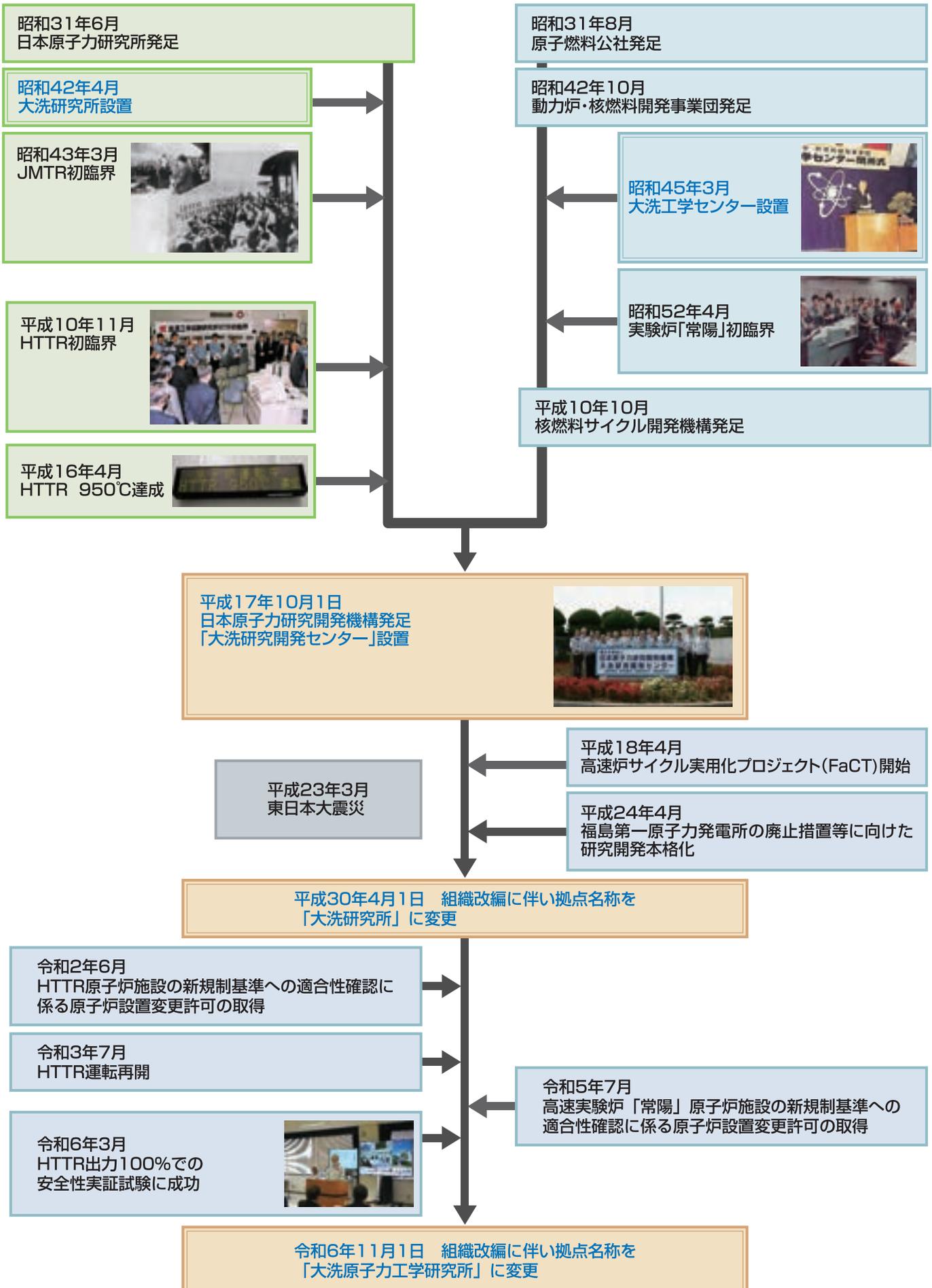
- ①原子力と再生可能エネルギーの長所短所を補完し合い相乗効果(synergy)を引き起こすこと
- ②放射性廃棄物やエネルギー資源の問題を解決し、原子力自体を持続可能なもの(sustainable)にすること
- ③エネルギー分野のみならず、社会を支えるあらゆる分野への原子力の適用可能性を追求し、原子力技術を多様化(ubiquitous)させることを実現させるために必要な技術となります。

当研究所では、この次世代革新炉である高温ガス炉HTTR（高温工学試験研究炉）、高速実験炉「常陽」及び関連する照射後試験施設等の研究施設を活用し、国の政策の下で高速炉の研究開発、高温ガス炉とこれによる熱利用技術の研究開発等を実施しています。また、今後高速実験炉「常陽」の特徴を活かして医療用ラジオアイソトープ製造に向けた技術実証にも取り組む計画です。このほか、これまでに培った研究実績や研究施設を最大限に活用し、福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた研究開発や国内外の人材育成への貢献を行うとともに、所期の役目を終えた原子力施設の廃止措置や放射性廃棄物管理を含む環境技術開発も進めています。

私たちは、安全確保の徹底を業務運営の大前提とし、地域の皆様との共生に努めつつ、原子力科学技術を通じて人類社会の福祉と繁栄に貢献するという原子力機構の使命を果たすべく研究開発に果敢に挑戦してまいります。今後とも、皆様のご指導、ご支援を賜りますようお願い申し上げます。

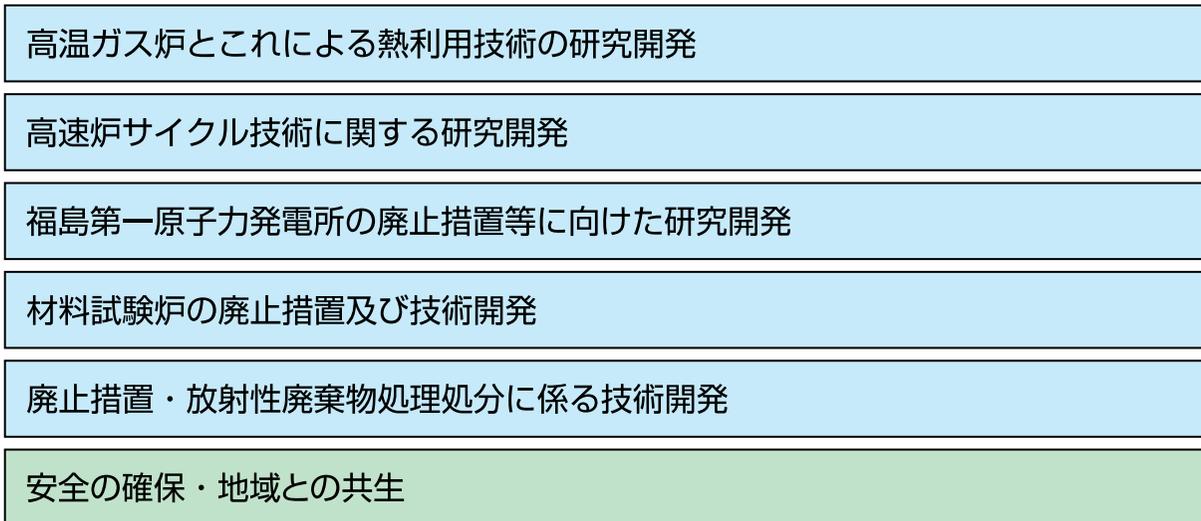
大洗原子力工学研究所長

大洗原子力工学研究所の歩み

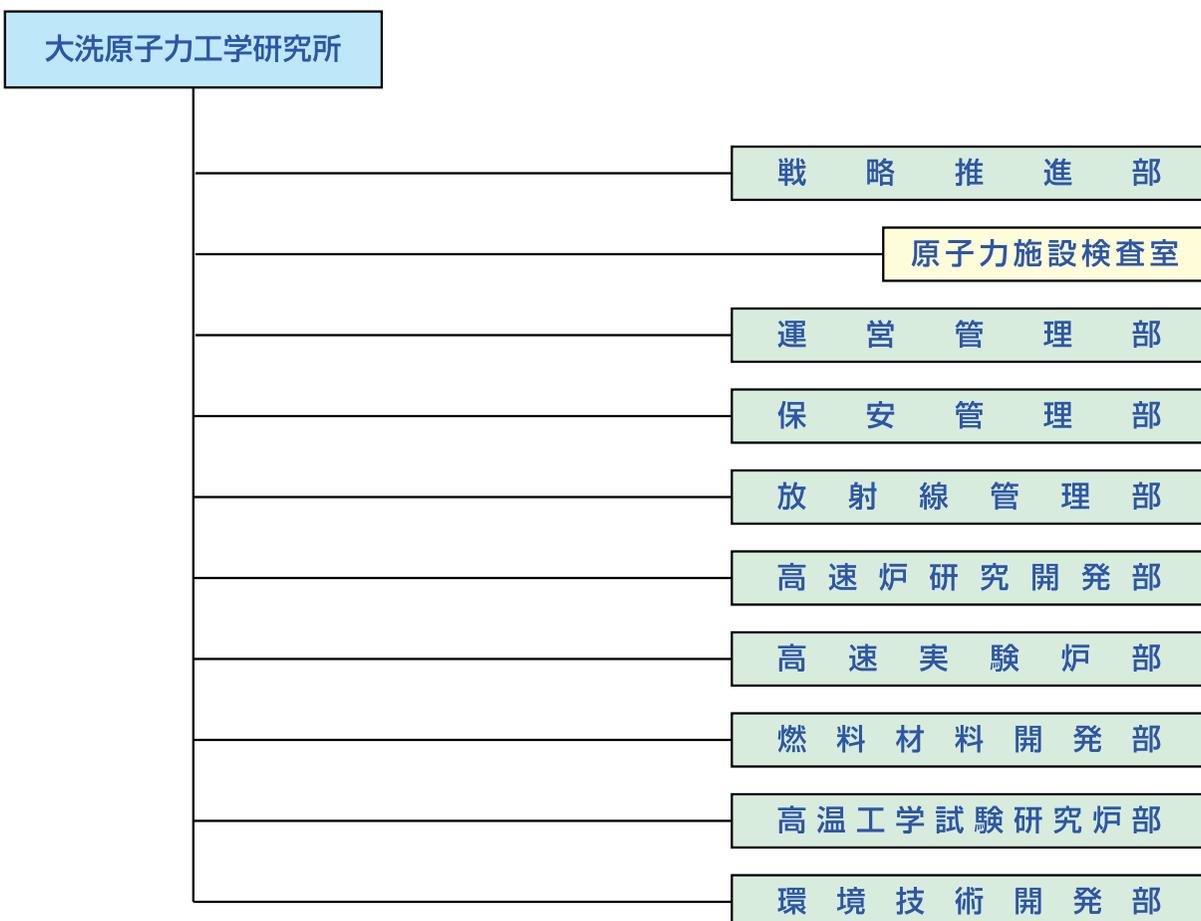


大洗原子力工学研究所のミッション

大洗原子力工学研究所では、新型炉に関する長年の開発経験と知見を基に、炉型の異なる2基の試験研究用原子炉（HTTR及び「常陽」）と関連する研究開発施設を活用し、安全確保を大前提に、地域との共生を図りつつ以下の研究開発を行っています。



大洗原子力工学研究所の組織



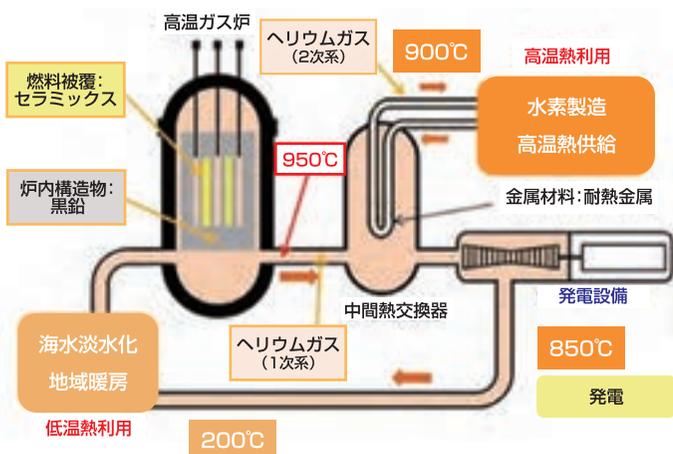
※福井県敦賀市白木地区にも実験施設設置

高温ガス炉とこれによる熱利用技術の研究開発

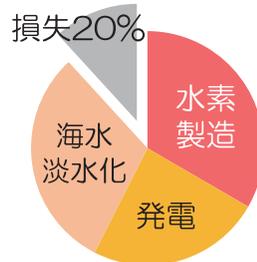
－高温ガス炉の特徴－

高温ガス炉の基盤技術を確立し、水素社会に向けて高温ガス炉の高温熱を用いた水素製造を実現するための貴重なデータを取得・蓄積しています。

高温ガス炉とは



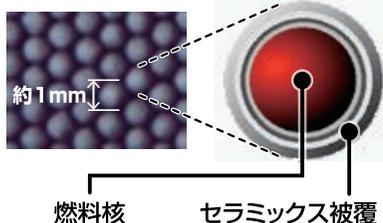
- ・ヘリウムガスで950°Cの熱を取り出すことのできる原子炉です。
- ・水素製造、発電及び海水淡水化を組み合わせたカスケード熱利用により80%の熱を利用可能です。



優れた安全性

セラミックス被覆燃料

耐熱性が高く、高温(1600°C)でも放射性物質を閉じ込めることができます。



ヘリウム冷却材

化学反応、蒸発しないため水素・水蒸気爆発が発生しません。



電源や冷却材が喪失しても、自然に出力が低下し、冷え、炉心から放射性物質は放出されません。

黒鉛構造材

異常時・事故時においても熱をため、原子炉容器から放熱することで燃料を冷却できます。



燃料ピン

燃料ブロック
(耐熱温度2500°C)

HTTR(高温工学試験研究炉)



HTTRの概要

日本で唯一の高温ガス炉です。
1998年初臨界、2004年原子炉出口温度950°Cを達成しました。

HTTRの仕様

- ・原子炉出力：30 MW
- ・冷却材：ヘリウムガス
- ・原子炉入口冷却材温度：395°C
- ・原子炉出口冷却材温度：850, 950°C
- ・炉心構造材：黒鉛
- ・燃料：二酸化ウラン

高温ガス炉とこれによる熱利用技術の研究開発

－高温ガス炉の実用化に向けた研究開発－

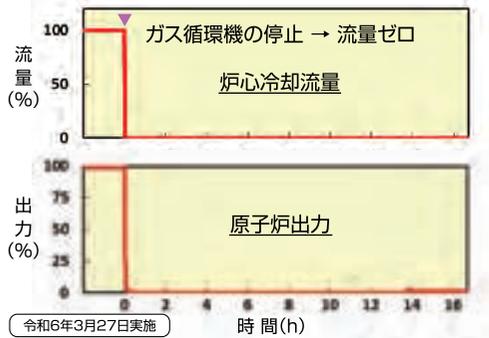
HTTRを活用した試験

安全性実証試験

試験手順

- ・原子炉出力100%(30MW)から試験を開始
- ・ガス循環機を停止し、原子炉を冷却している1次冷却材の流れをゼロにする → **原子炉を冷却しない!**
- ・原子炉のスクラム操作をしない(制御棒を挿入しない) → **原子炉の停止操作をしない!**

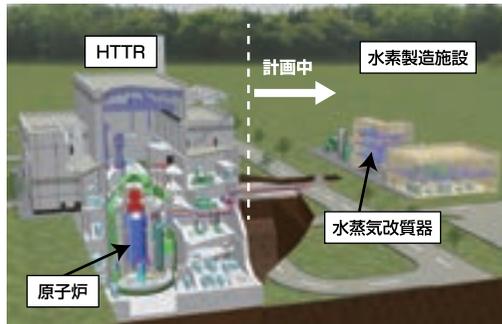
試験結果



- ・炉心流量がゼロになると原子炉の出力は自然に低下しました。(スクラム操作不要)
- ・その後時間が経過しても大きな変動はなく安定な状態が維持されました。
(燃料は壊れず、大事故への進展なし)

なにもしなくても安全!

HTTR-熱利用試験



試験目的

- ・脱炭素高温熱源(高温ガス炉)と水素製造施設の高い安全性を実現する接続技術を確認します。

内容

- ・高温ガス炉と水素製造施設の接続に係る安全設計及び安全評価技術の確認します。
- ・水素製造施設をHTTRに接続し、高温ガス炉と水素製造施設の接続に必要な機器及びシステム設計技術を確認します。
- ・2028年の水素製造試験実施を目指します。

高温熱を活用できる水素製造技術

水素製造技術	メタン水蒸気改質法	高温水蒸気電解法* (SOEC)	メタン熱分解法*	熱化学水素製造法* (IS法)
概要	<ul style="list-style-type: none"> ・大規模な水素製造法として成熟した技術 ・原子力で反応熱を補い、化石資源を高効率利用 	<ul style="list-style-type: none"> ・高温の水蒸気をセラミックス製固体電解質を用いて電解 	<ul style="list-style-type: none"> ・メタンを触媒を用いて熱分解 ・副生成物の炭素(C)は固体のため、大気に拡散しない 	<ul style="list-style-type: none"> ・ヨウ素(I)と硫黄(S)を利用した吸熱反応を用い、約900°Cの熱で水を熱分解
CO ₂ 排出	CO ₂ 排出あり(現在は減る) CCSにより地中に貯留可能	CO ₂ 排出なし	CO ₂ 排出なし	CO ₂ 排出なし
開発状況	大型のプロセスが世界中で多数稼働	三菱重工、東芝ESS等が開発中	三菱重工、米国モノリス社等が開発中	原子力機構が開発中

*将来的に高温ガス炉に接続する最適な水素製造法に関する技術成立評価を実施

高速炉サイクル技術に関する研究開発

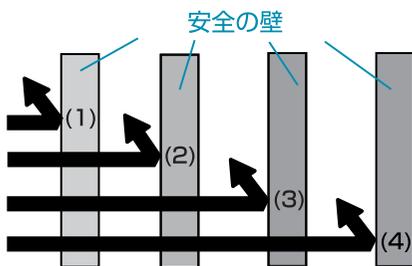
－高速炉サイクルの確立を目指して－

長期的エネルギー安全保障・脱炭素化社会へ貢献するため、ナトリウム冷却高速炉を中核とする核燃料サイクルの確立に向けた技術開発に取り組んでいます。「常陽」や「もんじゅ」の知見、国際協力を活用しながら、高速炉システムの設計、計算や実験による原子炉の挙動を評価する研究、安全確保のためのルール作りなどを行うとともに、再処理・燃料製造に係る技術開発を行っています。

現在は、実証炉の概念設計のため、将来、製造や建設を担う中核企業として選定された三菱重工業(株)と協力しながら研究開発を進めています。

ナトリウム冷却高速炉の設計

深層防護の原則を忠実に守り、徹底的に安全性を強化した設計を追求しています。



- (1) 異常発生を防止
- (2) 事故への拡大を抑制
- (3) 事故の影響を緩和
- (4) シビアアクシデントに徹底対応

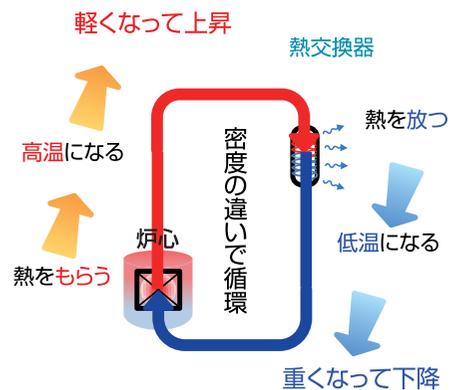
安全確保の基本

実証炉の概念図



ナトリウム冷却タンク型高速炉
(経済産業省委託事業研究成果を含む)

冷却材として用いる液体ナトリウムが温度変化による密度の違いだけで自然に流れる(自然循環)性質を利用し、原子炉を止めた後も出続ける熱(崩壊熱)を安全に取り除きます。



ナトリウムの自然循環

国際機関(GIF、IAEA)を通じて、様々な国と協力しながら、ナトリウム冷却高速炉の安全確保のための世界標準のルールを作り、実証炉の安全設計方針への反映を進めています。

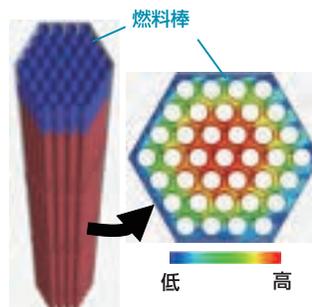


あるべき安全の方向性(SDC)とそれを具体化したルール(SDG)を作っています。

安全基準の階層

安全確保のためのルール作り

プラントの様々な動きを予測し、より安全でより高性能な高速炉を探求する研究に、計算科学技術を活用しています。



燃料棒は六角形の管に収められ、ナトリウムは管の中の隙間を流れます。管の近くは隙間が大きいのでナトリウムの温度が低くなります。六角形の管が多数集まって炉心を構成します。

ナトリウムの温度分布

計算でプラントの様子を見る研究

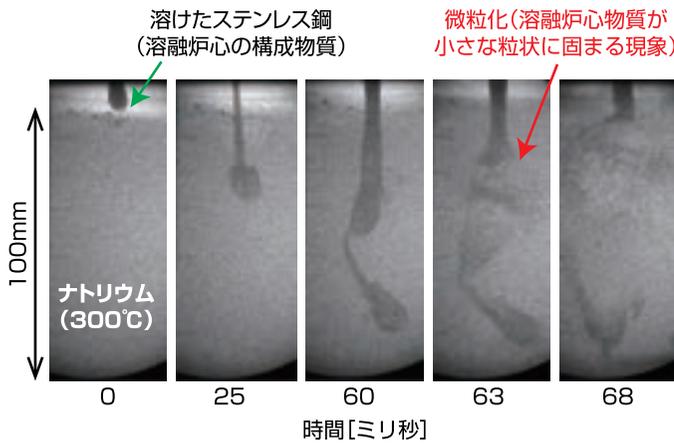
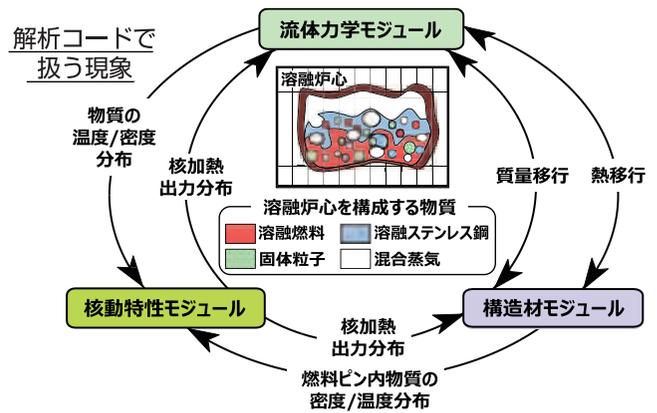
高速炉サイクル技術に関する研究開発

—高速炉の社会実装を支援する安全性向上を目指した研究開発—

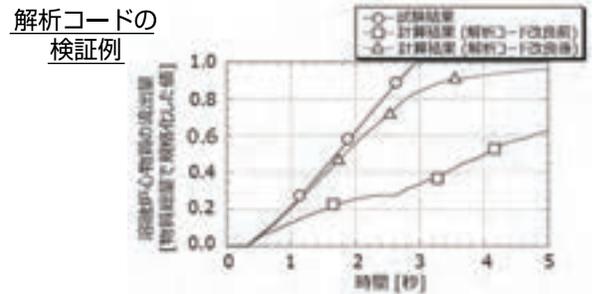
炉心の安全性に関する研究

炉心の著しい損傷を伴う過酷事故が発生した場合の溶融炉心物質の挙動や炉心・構造材料の強度特性を把握するため、さまざまな試験研究を行うとともに、事故の影響を評価するための解析コードの開発と精度検証などを行っています。

これらの試験研究によって得られたデータや解析コードを使った成果は、安全対策が十分図られていることを確認するなど、高速炉の安全性の評価に反映されています。



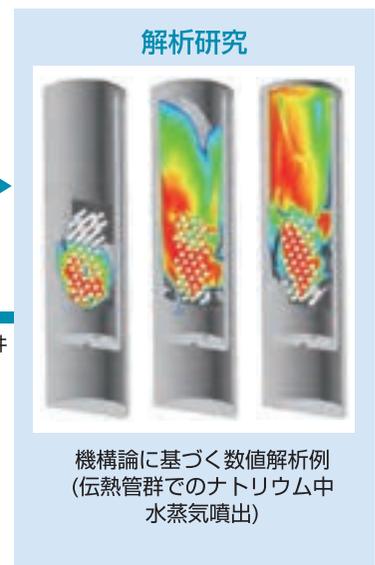
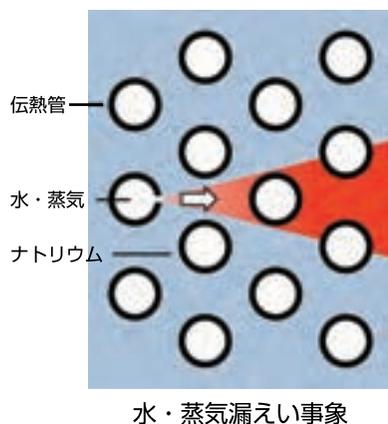
ナトリウム中に流出した溶融炉心物質の挙動



解析コードによる事故進展と影響の把握

蒸気発生器の安全性に関する研究開発

蒸気発生器は、原子炉の熱を水・蒸気系統に伝える重要な熱交換器です。伝熱管の内部を流れる水・蒸気がナトリウム中へ漏えいした場合を想定して、蒸気発生器の安全性を評価するための研究開発を行っています。



モデル構築
妥当性確認

実験条件
最適化

試験と解析の相互活用により研究開発を効率化

高速炉サイクル技術に関する研究開発

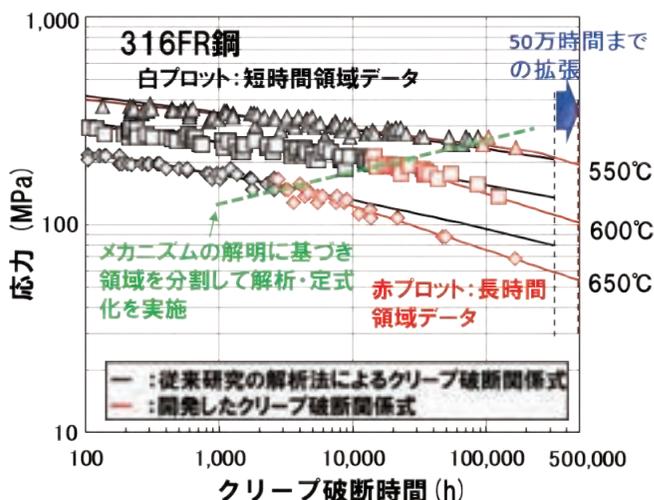
—高速炉の社会実装を支援する構造・材料と大型ナトリウム機器の開発—

高速炉の構造・材料に関する研究開発

高速炉構造材料の高い信頼性を確保するため、様々な材料試験を実施し、原子炉構造物の健全性判断のよりどころとなる設計評価法や材料強度基準の長寿命設計（60年≒50万時間、「もんじゅ」は30年設計）への拡張とその高度化を行っています。



クリープ試験



クリープ破断式の開発・高度化

冷却系機器開発試験施設（AtheNa）の整備

高速炉実証炉へ実装される革新技術を採用した大型のナトリウム機器（蒸気発生器等）の開発を行っています。革新技術の実証試験を行うために、冷却系機器開発試験施設（AtheNa）の整備を行っています。

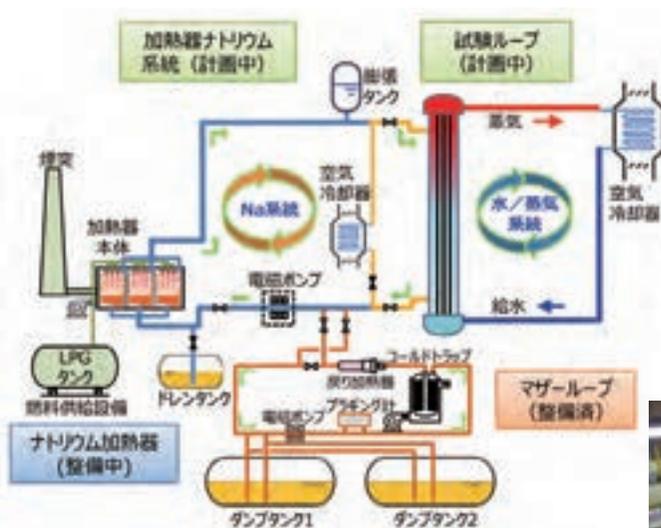


AtheNa施設外観

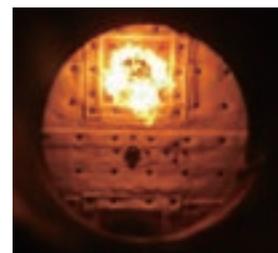
建屋：幅約130m、
奥行約60m、高さ約55m



ナトリウム加熱器完成予想図



AtheNa完成予想系統図



加熱器内主バーナ着火の様子



整備中のナトリウム加熱器本体

高速炉サイクル技術に関する研究開発

—高速炉の社会実装を支援するシミュレーション技術開発—

崩壊熱除去時の原子炉容器内熱流動現象の予測

原子炉の停止から崩壊熱除去運転による安定冷却に至るまでの一連の挙動を数値解析によって予測評価することが必要です。ナトリウム試験装置でのプラント挙動の把握と合わせ、プラントの全体挙動を予測するマルチレベル・シミュレーション技術(多次元熱流動解析とプラント動特性解析との連成)の開発を行っています。



ナトリウム試験装置

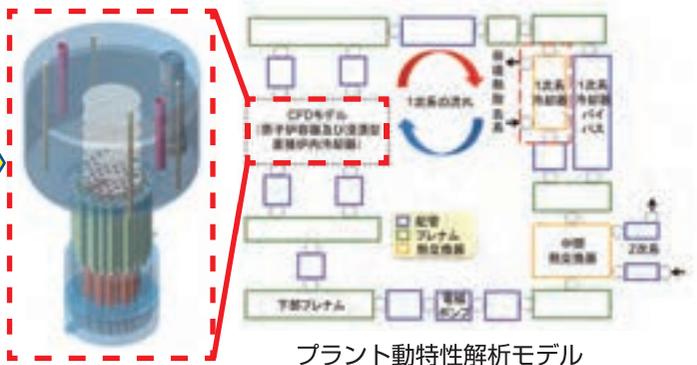


試験装置鳥瞰図



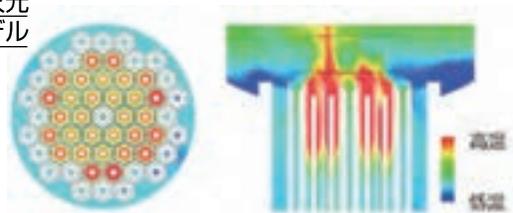
制御装置

ナトリウム試験装置でのプラント挙動の把握



プラント動特性解析モデル

原子炉容器多次元熱流動解析モデル



数値解析による炉心部の温度分布

AI支援型革新炉ライフサイクル最適化手法・ARKADIAの開発

設計支援、革新的プラント概念創出、開発プロセス変革、技術伝承と人材育成などを目的に、AIや高度シミュレーション技術を活用した最適化・解析・ナレッジ化を担う3つのシステムを内包するプラットフォームとしてARKADIAを開発し、高速炉の社会実装を支援します。

INPUT

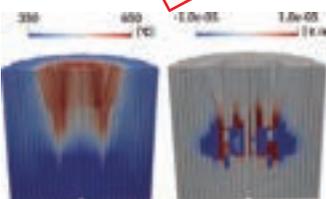
- プラント設計例
- 評価指標
 - ▶ 開発目標
 - ▶ 設計要求

OUTPUT

- 最適化オプション
- 評価指標充足性
 - ▶ 安全性
 - ▶ 経済性・・・

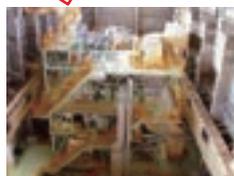


最先端数値シミュレーション技術



数値解析

実験的知見・データベース



試験装置

プラント運転経験、Na取扱技術、照射データ



「常陽」

プラント設計知見、運転データ、今後の廃止措置経験



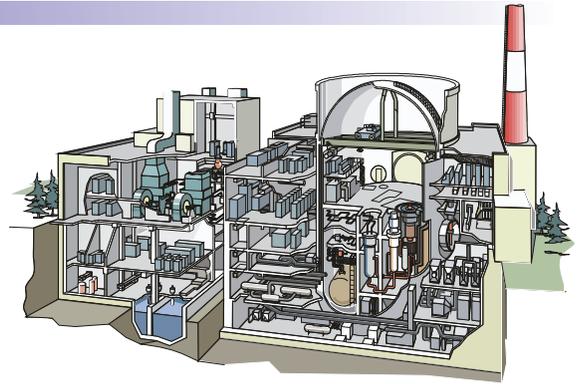
「もんじゅ」

高速実験炉「常陽」の研究開発目的

日本初のナトリウム冷却高速炉として、炉心の特性やプラント設備の性能を確認しています。

燃料や材料の照射試験、革新技术の実証など安全性・経済性を向上するため開発を進めています。

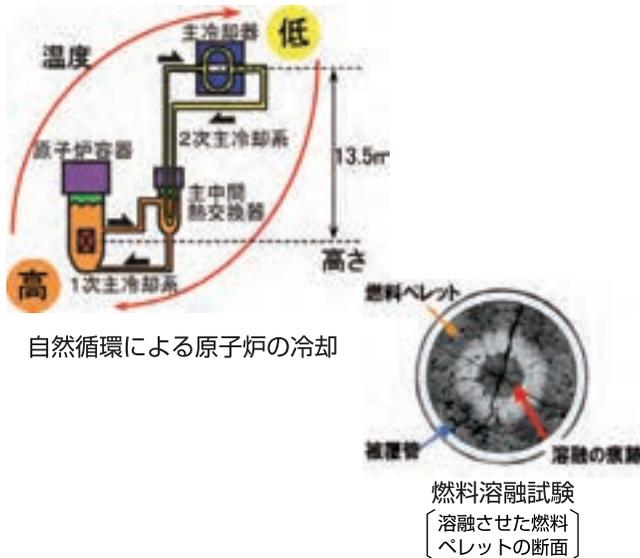
高速中性子の量が多い特徴を活かした幅広い研究開発を行っています。



- ・原子炉熱出力：100MW
- ・燃料：ウラン・プルトニウム混合酸化物
- ・冷却材：ナトリウム

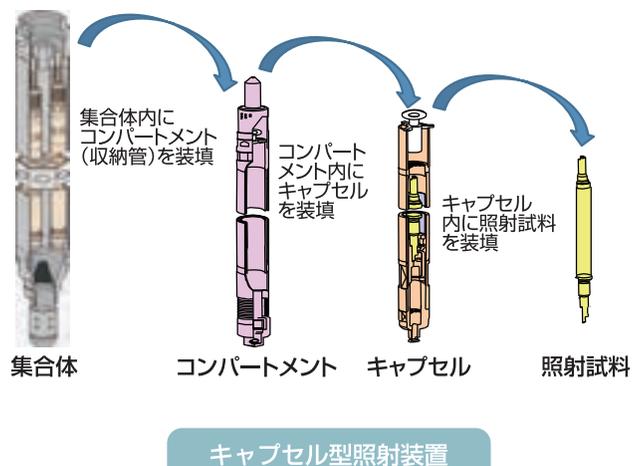
高速炉の安全性の実証

- ・全ての電源を失っても、ナトリウムの自然循環により原子炉の崩壊熱を冷却できることを実証しました。
- ・MOX燃料性能把握・安全性向上に関する試験を行っています。(燃料溶融試験、高燃焼度試験の実施)



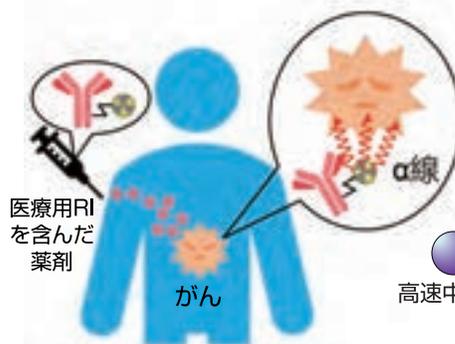
様々な照射試験への対応

- ・世界最高レベルの高速中性子 (3×10^{15} n/cm²・s) により、効率良く照射試験を実施します。
- ・多種・多様な照射試験を実施できるキャプセル型照射装置(集合体)を開発しています。



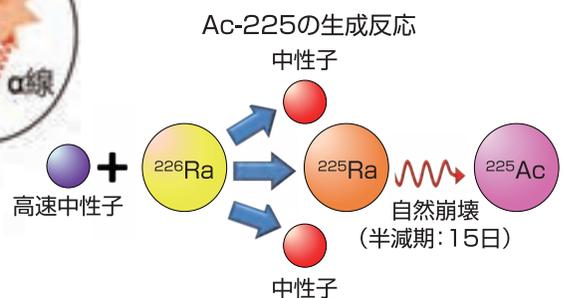
医療用RIの製造

- ・「常陽」を用いた医療用ラジオアイソトープ (RI) の国産化に係る研究を進めています。
- ・「常陽」は高速中性子を用いた核反応により、がん治療に期待されるアクチニウム (Ac)-225を大量に生成できる可能性があり、実証試験を進めます。



アルファ線内用療法の原理

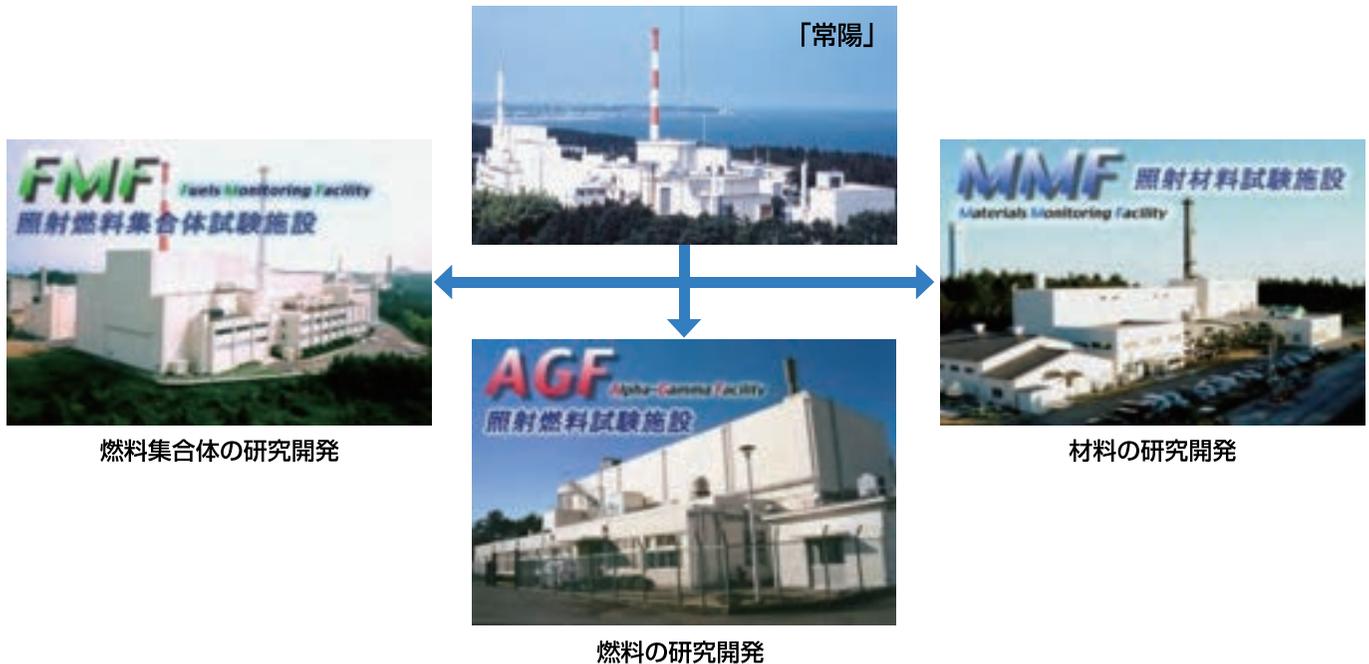
がん細胞に医療用RIを集めて死滅させる



※ラジウム (Ra)-226へ高速中性子を照射し、ラジウム (Ra)-225を生成します。

高速炉サイクル技術に関する研究開発 — 照射後試験施設 —

照射後試験施設では、高速実験炉「常陽」等で照射した様々な燃料や材料の照射後試験(PIE)により、燃料や材料の健全性を確認しています。また、PIE技術と経験を活用して、放射性廃棄物を減らすための研究開発も進めています。



放射性廃棄物を減らすための研究開発

- 放射性廃棄物中に長期に残留する放射性核種であるマイナーアクチノイド(MA)を分離・核変換することで、放射性廃棄物を減容し、その有害度を低減する研究開発を進めています。
- 既存施設を用いたMAの小規模リサイクル試験(SmARTサイクル研究)を推進しています。

MA-MOX 燃料製造の開発

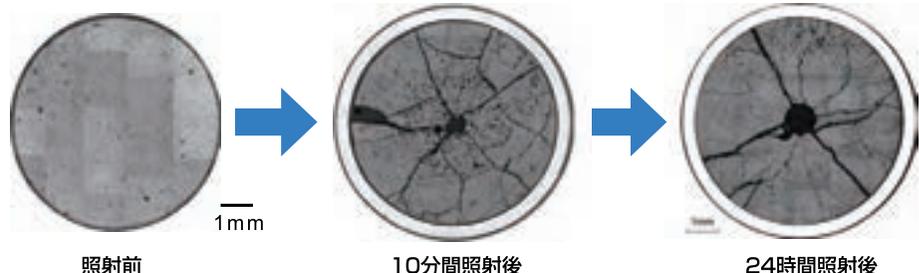
- ・ アメリシウム(Am)をMOX燃料に含有させた燃料の製造に関する研究開発を実施
- ・ 遠隔操作によるMA含有燃料の技術的成立性を実証

照射試験、照射後試験

- ・ 短時間照射(10分,24時間)試験を実施
- ・ 照射後のAm含有MOX燃料の諸特性を調べ照射挙動評価を実施、高速炉燃料の設計に反映



外観
(照射前)



Am含有MOX燃料の外観及び微細組織

SmARTサイクル研究

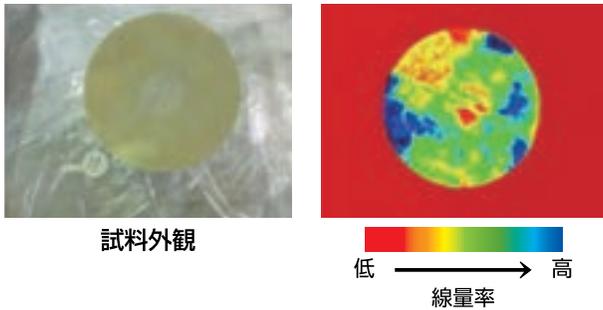
照射済み燃料から回収した少量のMAを用い、高速炉・燃料サイクルシステムの一貫性やMA-MOX燃料の照射挙動等を確認するSmARTサイクル研究を進めています。

福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた研究開発

高レベル放射性物質を安全に取り扱える試験施設やこれまで培ってきた技術を駆使して、東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所(1F)の廃止措置等に向けた研究開発に取り組んでいます。

原子炉建屋内の除染に向けた研究開発

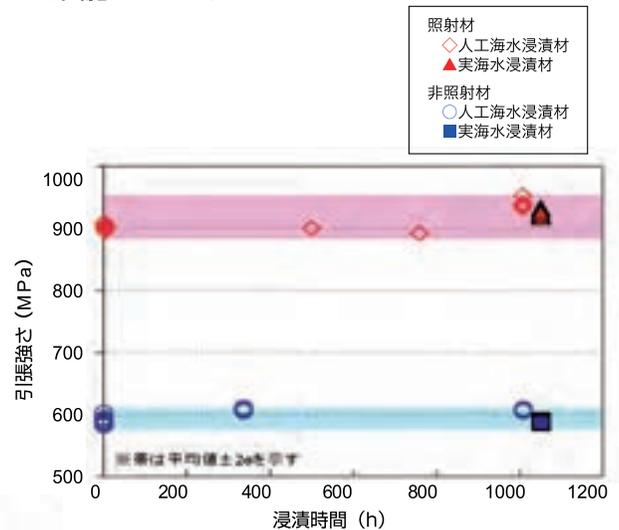
- 福島第一原発(1F)建屋オペレーションフロア等の汚染状態を確認するため、1F建屋から採取したコンクリートコア試料を用い、イメージングプレート測定による汚染分布の把握、核種の同定、除染方法の比較等を実施しています。分析結果は、遠隔除染技術開発に反映されています。



コンクリートボーリングコア試料の線量率測定結果

使用済燃料の取出しに向けた研究開発

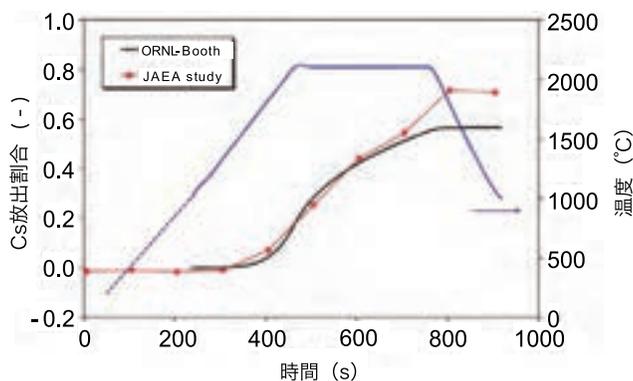
- 使用済燃料プールから取り出した燃料の長期健全性評価をするため、海水腐食試験、海水浸漬材の強度試験を実施しています。



海水浸漬したZry-2被覆管の強度特性

燃料デブリの取出しに向けた研究開発

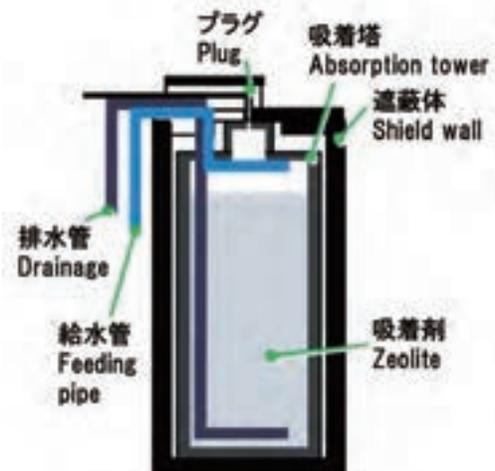
- シビアアクシデント進展解析コードの高度化を目的として、核燃料からの核分裂生成物(FP)及びアクチニドの放出挙動評価の研究を実施しています。FP放出挙動基礎データ等を蓄積し、1F各号機の炉内状況や燃料デブリ性状の把握への反映を図っています。



照射済MOX燃料—ジルカロイ溶融試験結果
(加熱時のセシウム放出挙動)

廃ゼオライトの長期保管に向けた研究開発

- 原子炉建屋の水処理施設で使用されたセシウム吸着塔(KURION及びSARRY)の長期保管を目的として、残留塩分による腐食評価を実施しています。



浄化装置に用いられているセシウム吸着塔
(KURION)

材料試験炉の廃炉措置及び技術開発

－JMTR(材料試験炉)・ホットラボ施設の廃止措置及び技術開発－

本格的な廃止措置に向けた使用済燃料の搬出、設備機器の解体撤去方法の検討、試験研究用等原子炉特有の放射性廃棄物の処理・処分のための技術開発を実施しています。

JMTR(材料試験炉)・ホットラボ施設の廃止措置

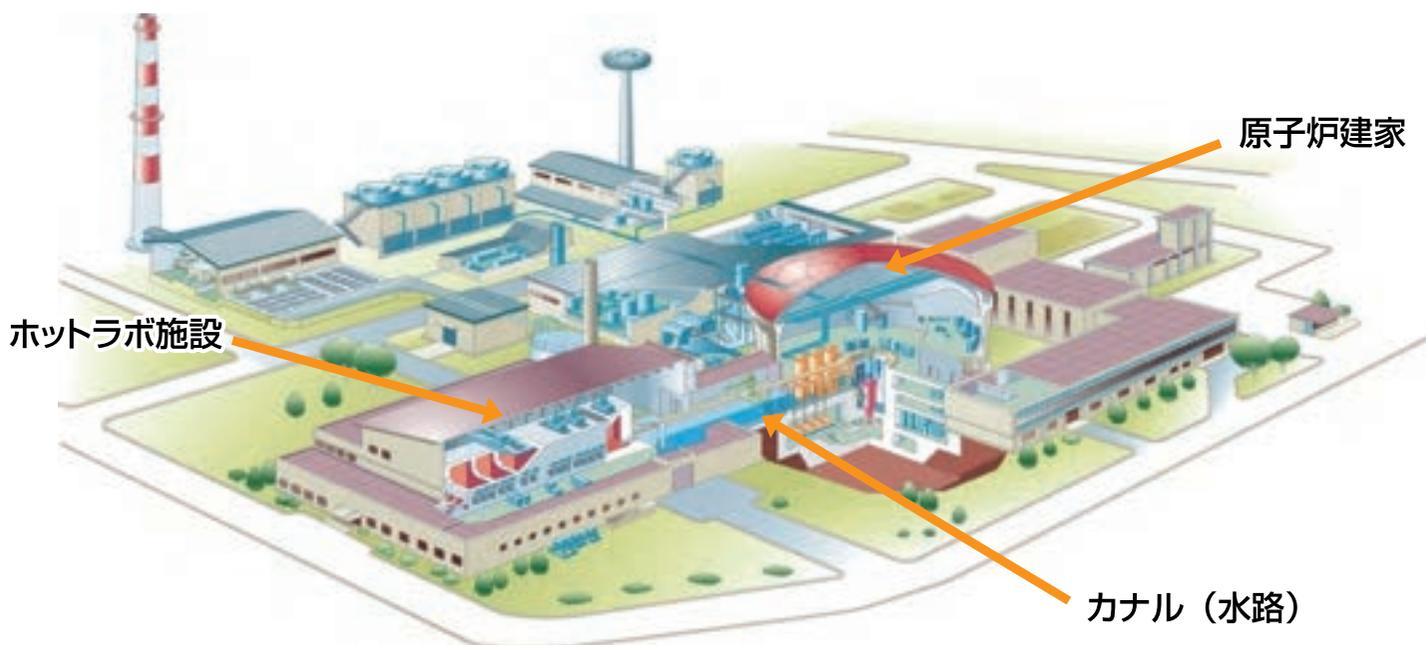
- ・建設開始 : 昭和40年4月
- ・初臨界 : 昭和43年3月
- ・供用開始 : 昭和45年9月
- ・廃止措置計画認可 : 令和3年3月

- ・原子炉熱出力 : 50MW
- ・高速中性子束 : 最大 4×10^{18} (n/m²/s)
- ・熱中性子束 : 最大 4×10^{18} (n/m²/s)

JMTR(材料試験炉)は、昭和43年の運転開始から原子炉材料や燃料の基礎研究、安全研究、発電炉の開発やRI製造のような様々な原子力研究開発活動に貢献してきました。

ホットラボ施設では、JMTRで照射した試料をカナル(水路)を用いて移送した後、セル内でさまざまな照射後試験を行ってきました。

今後は、使用済燃料の搬出、原子炉の解体や放射性廃棄物の処理・処分を計画的に行います。



JMTR(材料試験炉)・ホットラボ施設の技術開発

本格的な廃止措置に向けて、試験研究用等原子炉特有の放射性廃棄物の処理・処分のための技術開発を実施しています。

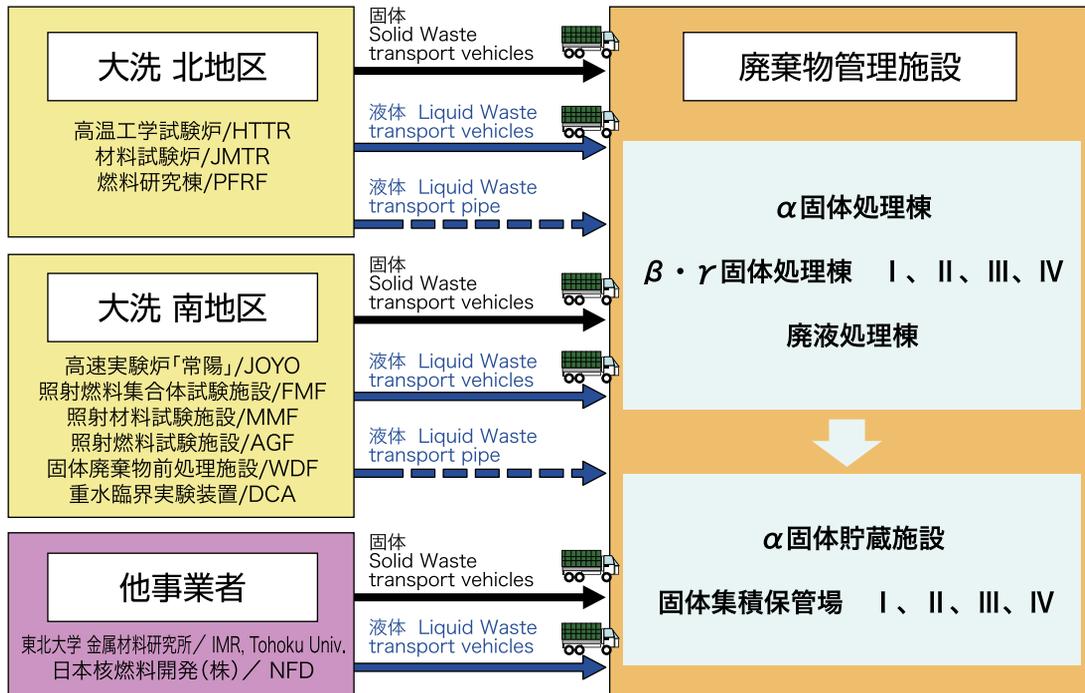
一方、これまでJMTRで蓄積した照射試験技術及び照射後試験技術は国内外の試験研究用等原子炉で利用できるよう継承していきます。

廃止措置・放射性廃棄物処理処分に係る技術開発

－放射性廃棄物の安全な管理及び減容処理、原子力施設の合理的な廃止措置－

廃棄物管理施設では、大洗地区で発生する放射性廃棄物の安全な処理及び保管を一元的に行っています。平成8年3月からは廃棄物管理の事業を開始し、大洗原子力工学研究所、東北大学金属材料研究所及び日本核燃料開発(株)から、原子炉の運転や核燃料物質の使用に伴って発生する固体及び液体の廃棄物を受け入れ、処理を行い、容器に封入又は固型化して安全に管理しています。

廃棄物管理施設に係る放射性廃棄物の管理



廃棄物管理施設に係る放射性廃棄物の管理

原子力施設の廃止措置に係る技術開発

放射性廃棄物発生量の低減やコスト削減を図りつつ、原子力施設の合理的な廃止措置を行っています。

放射性廃棄物処理処分に係る技術開発

大洗原子力工学研究所内各施設で発生する放射性廃棄物の処理・保管を行うとともに、浅地中埋設処分に向け、放射性濃度に係る廃棄物データの収集を行います。

また、低レベル固体廃棄物のうち線量の高い固体廃棄物を減容処理する固体廃棄物減容処理施設(OWTF)の試運転を進めています。

OWTF 全体外観写真



国際協力

大洗原子力工学研究所では、さまざまな分野で国際協力を行っています。

高温ガス炉分野

二国間協力

英国：国立原子力研究所 (NNL)



英国の高温ガス炉実証炉計画
及び高温ガス炉燃料開発計画への協力

ポーランド：国立原子力研究センター (NCBJ)



ポーランドの高温ガス炉研究炉計画への協力

カザフスタン：核物理研究所 (INP)



国際科学技術センター (ISTC) プロジェクトを活用した
高温ガス炉燃料材料開発の協力

米国：エネルギー省 (DOE)



民生用原子力研究開発ワーキンググループ (CNWG) に参加

中国：清華大学 INET



研究成果に関する情報交換

多国間協力

経済協力開発機構原子力機関 (OECD/NEA)

HTTR共同試験の実施

国際原子力機関 (IAEA)

ガス冷却炉技術ワーキンググループ (TWG-GCR) への
参加

第4世代原子力システム国際フォーラム (GIF)

超高温ガス炉の水素製造、燃料・燃料サイクル、材料
及び計算手法検証・ベンチマークの各プロジェクトに
参加

高速炉分野

二国間協力

仏国：原子力・代替エネルギー庁 (CEA)、フラマトム



ナトリウム冷却高速炉開発計画の協力

仏国：放射線防護原子力安全研究所 (IRSN)



原子力安全・放射線防護の協力の内、高速炉分野での協力

米国：エネルギー省 (DOE)



民生用原子力研究開発ワーキンググループ (CNWG) に参加

米国：テラパワー社



ナトリウム冷却高速炉技術に関する協力

カザフスタン：国立原子力センター (NNC)



カザフスタンの実験施設を利用した過酷事故を模擬した研究協力

多国間協力

経済協力開発機構原子力機関 (OECD/NEA)

Nuclear Innovation 2050 (NI2050) に参加

国際原子力機関 (IAEA)

高速炉技術ワーキンググループ (TWG-FR) 及び
核燃料サイクルオプション技術ワーキンググループ
(TWG-NFCO) 等への参加

第4世代原子力システム国際フォーラム (GIF)

ナトリウム冷却高速炉の先進燃料、機器・BOP、安全・
運転性、及びシステム統合・評価の各プロジェクトに
参加 ナトリウム冷却高速炉の安全設計クライテリア/
ガイドライン構築を主導

「常陽」における国際協力と国際的な人材育成

「常陽」では、国際的な協力の下、高速炉開発のための試験を行っています。



「常陽」

日仏が開発した燃料を
交換して試験



フェニクス (フランス)



- ・フランスが開発した材料を使用した燃料の「常陽」での試験結果 (X線CTによる集合体の断面図)
- ・長期間使用後の燃料の健全性を確認

「常陽」では、各国の高速炉技術者と、原子炉の運転や設備の保守経験等について情報交換を行い、高速炉の安全性向上に努めています。

海外のインターンシップ生を「常陽」に受け入れて、高速炉開発を担う若手技術者を育成しています。



海外の高速炉技術者との協力



海外技術者のインターンシップ

安全と環境への取組

大洗原子力工学研究所で働く従業員と周辺に居住する人々の安全確保に万全を期すため、厳重な放射線管理と環境放射線監視を行っています。また、原子力施設での万が一の事故に備えて原子力防災体制の充実・強化を図っています。

環境放射線モニタリング

敷地周辺の放射線を常時監視するとともに、周辺の水、土、農作物、海産物の試料を定期的に採取し、それらに含まれる放射能に異常がないか評価しています。



モニタリングポスト



監視盤



気象観測塔



モニタリングカー



環境モニタリング情報は、以下のサイトからご覧いただけます。
https://www.jaea.go.jp/O4/o-arai/Oantai_j/html/map_10m.html

安全衛生管理

原子力施設での作業に当たっては、法律や安全規則を遵守して進めなければなりません。

そのためにも作業における安全衛生活動を推進し、組織の安全文化を確実に育成し維持して行くことが重要です。

当研究所では、法律や安全規則に対するコンプライアンスを確実なものとし、安全のマネジメントシステムが確実に機能するよう様々な活動をしています。



安全パトロール



TBM (ツールボックスミーティング)

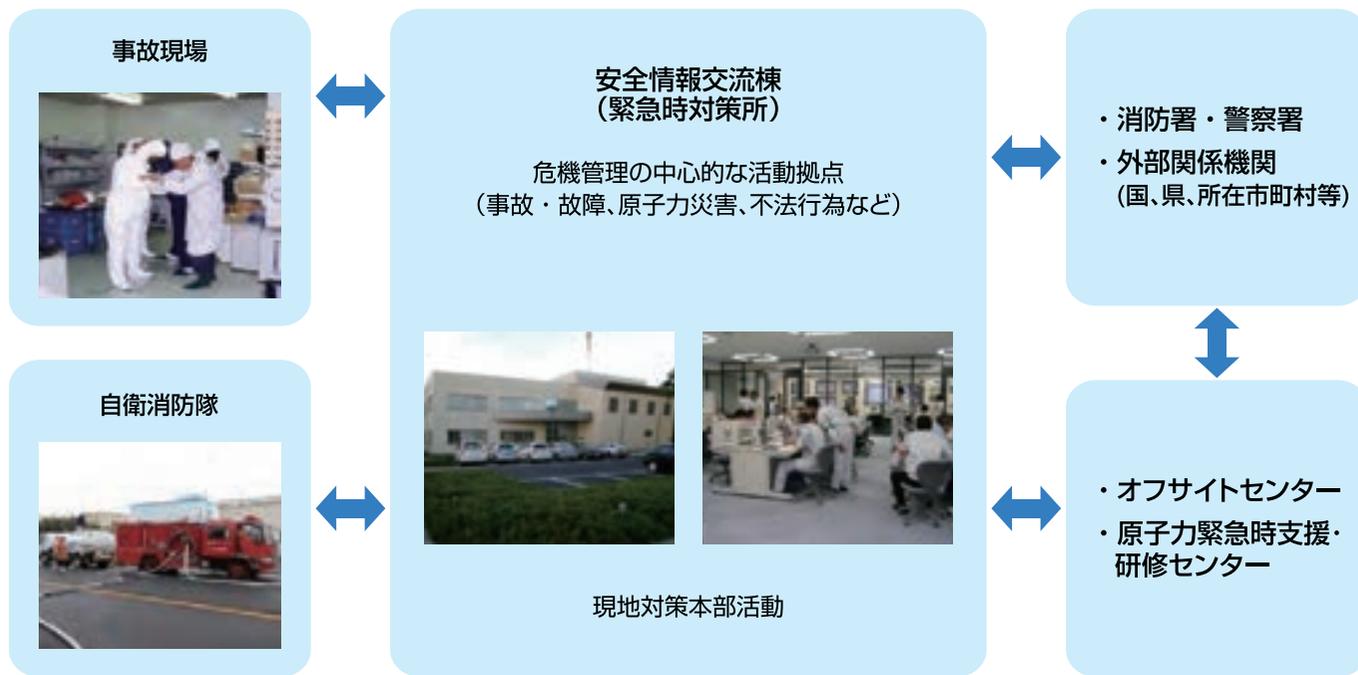


品質保証講演会

安全と環境への取組

原子力防災体制

原子力施設での万が一の事故に備えて、機材や事故対応組織を整備し、原子力防災体制の充実・強化を図っています。



核物質防護／計量管理・保障措置

核燃料物質及びそれらの関連施設に係る盗取、妨害破壊行為、無許可立ち入り等の行為を防止するため、当研究所では、これらの行為を監視、検知しています。また、核燃料物質に対する防護が必要な施設における確実な核物質防護強化措置を実施し、継続的な防護訓練の実施に努めています。さらに、原子力施設で取り扱っている核燃料物質の保管量、移動量の国への報告及び国・国際原子力機関が行う確認行為の対応を行っています。



核物質防護訓練



出入管理



地域とのより良い共生を目指して

広報・広聴活動



広報チームによる出張授業



外部広報イベントへの参加

原子力に対する理解を深めていただくことや、地域の皆様との交流を深めるため、地域共生行事などに積極的に参加しています。また、次世代を担う子供たちに対し、科学技術に興味を持ち、原子力に対する理解を深めてもらうため、地域の学校への教育支援活動を行っています。

大洗わくわく科学館



学校教育支援活動



理科実験教室の開催

地域との共生



大洗八朔祭り



海岸清掃ボランティア

人材育成



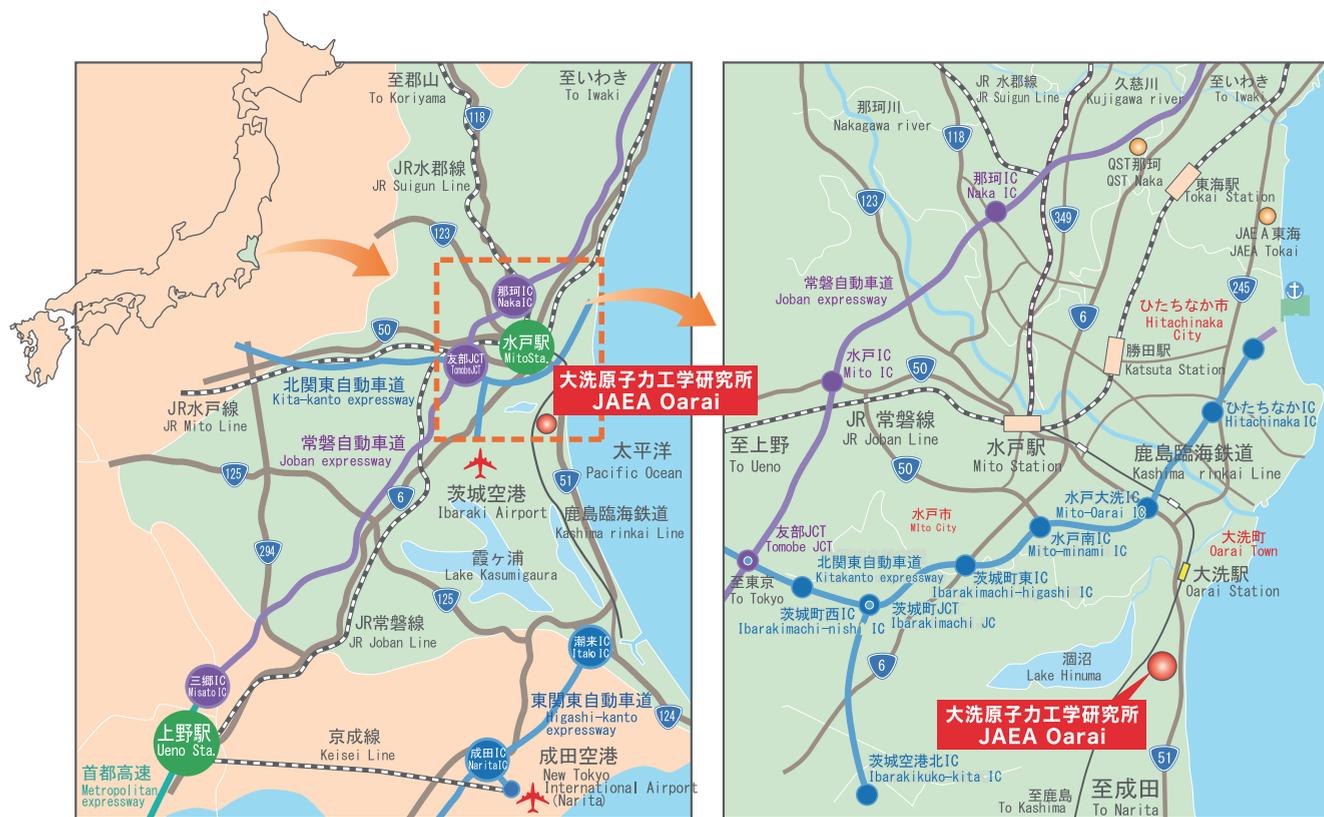
放射線取扱講座



インターンシップ



大洗町・銚田市等地域行事への参加



国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
大洗原子力工学研究所

〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002番地
TEL 029-267-4141(代表) / FAX 029-267-1668
URL <https://www.jaea.go.jp/04/o-arai/index.html>