

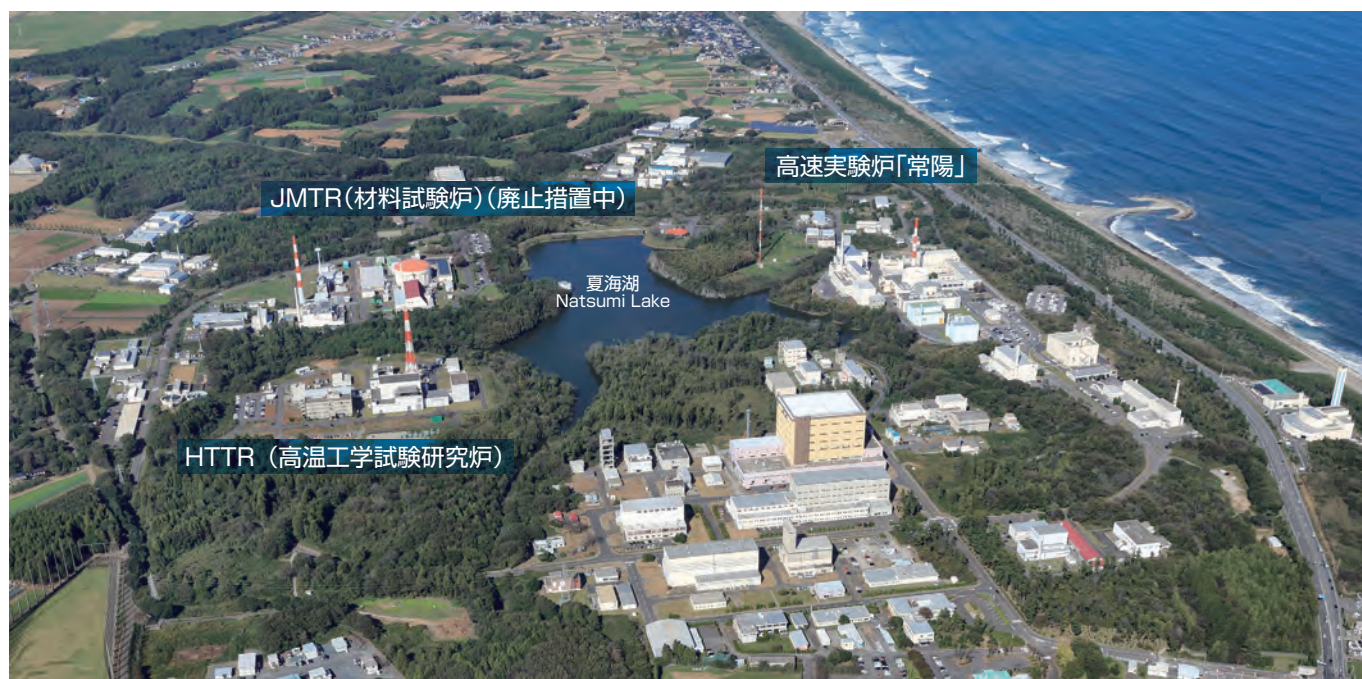
# 大洗研究所

Oarai Research & Development Institute



国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

Japan Atomic Energy Agency



大洗研究所全景  
Aerial view of the Oarai R&D Institute

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所は、茨城県大洗町の地で業務を開始して以来、約50年にわたる長い歴史と研究実績を有しています。当研究所は、新型原子炉に関する技術開発を一貫し行ってきた、我が国唯一のユニークな研究所であり、国内はもとより国際的にも新型炉研究の中核拠点として知られています。

当研究所では、仕様の異なる試験研究炉（HTTR（高温工学試験研究炉）、高速実験炉「常陽」）と関連する照射後試験施設等において、エネルギー基本計画等の国の政策のもとで、高温ガス炉とこれによる熱利用技術の研究開発、高速炉の研究開発、さらに、これらの研究施設や研究実績に基づいて福島技術支援、国内外の人材育成への貢献も行っています。

業務の実施に当たっては、研究施設の安全を最優先に掲げ、地域の皆様との共生を図りつつ、当研究所のミッションを果たすべく最先端を目指した研究開発に果敢に挑戦してまいります。

**The Oarai Research and Development Institute of Japan Atomic Energy Agency (JAEA) has a long history and tradition, since it was established in Oarai in 1967, with accumulated significant research achievements. The Institute is a unique nuclear research institute in Japan consistently dedicating to the research and development (R&D) of advanced reactor technologies, and is known today as an international Institute of excellence on the advanced reactor R&D.**

**Therefore, at the Post-irradiation examination facilities related to those differently specified experimental reactors such as HTTR (High Temperature Engineering Test Reactor) and Experimental Fast Reactor "Jojo", various R&D programs are conducted, based on the national policy such as Strategic Energy Policy, including : research and development on high-temperature gas-cooling reactor and related heat application technology ; development of fast reactor technology.**

**Putting top priority on safety and reliability of nuclear facilities and keeping good relationship with local communities, we will actively challenge in forefront of R&Ds to fulfill the mission of the Institute. We look for ward to receiving further guidance and support from you.**

大洗研究所長  
Director General of Oarai R&D Institute, JA EA

## 大洗研究所のミッション

### Missions of Oarai Research and Development Institute

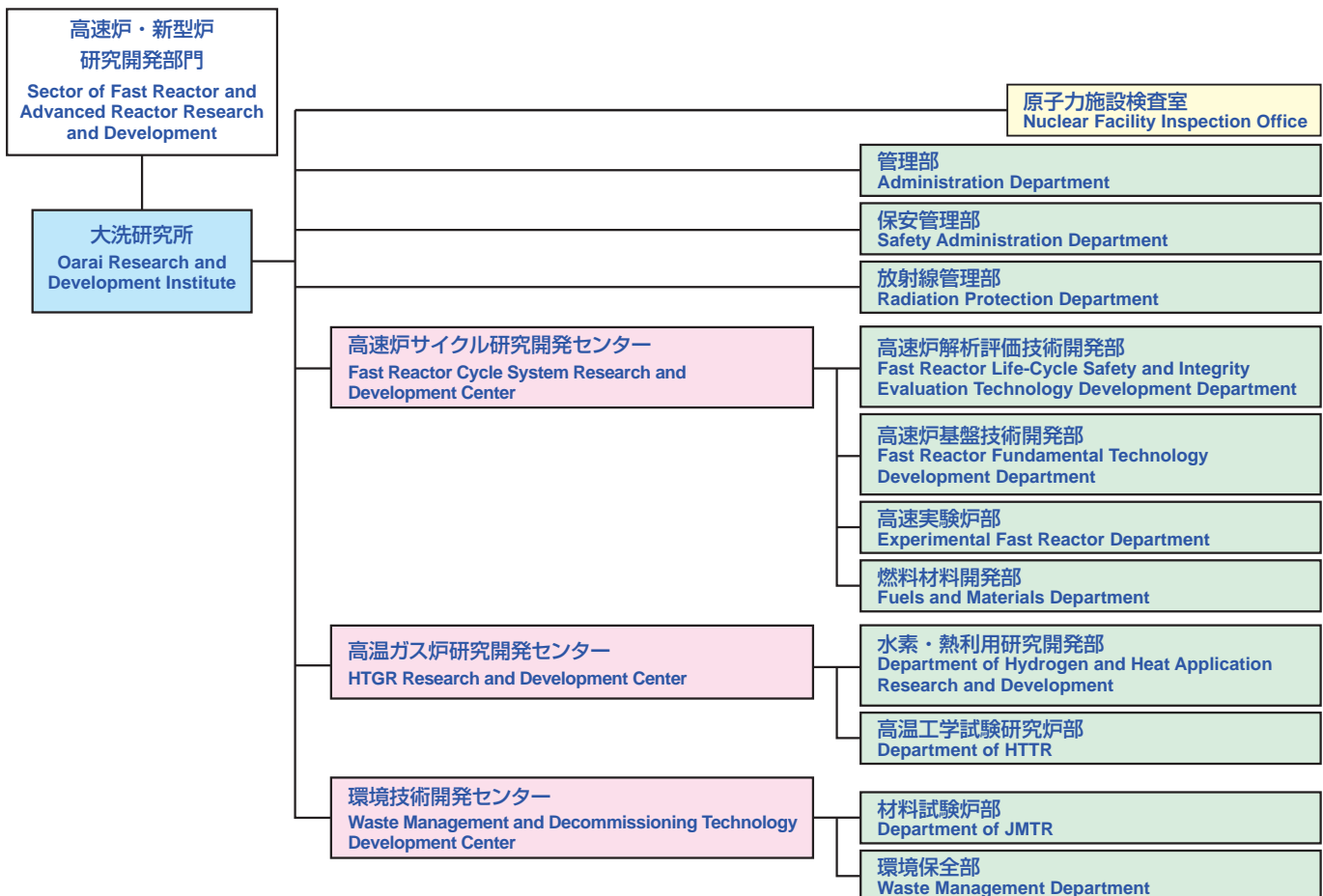
大洗研究所では、新型炉開発に関する長年の経験と技術を基に炉型の異なる2基の試験研究用原子炉(HTR及び「常陽」)と、関連する研究施設群を活用して、以下の研究開発を行っています。

The following R&D activities are being conducted at the Oarai Research and Development Institute, using two different types of research reactors (HTR and "Joyo") and related research facilities, based on our expertise and long experience in advanced reactor technology.

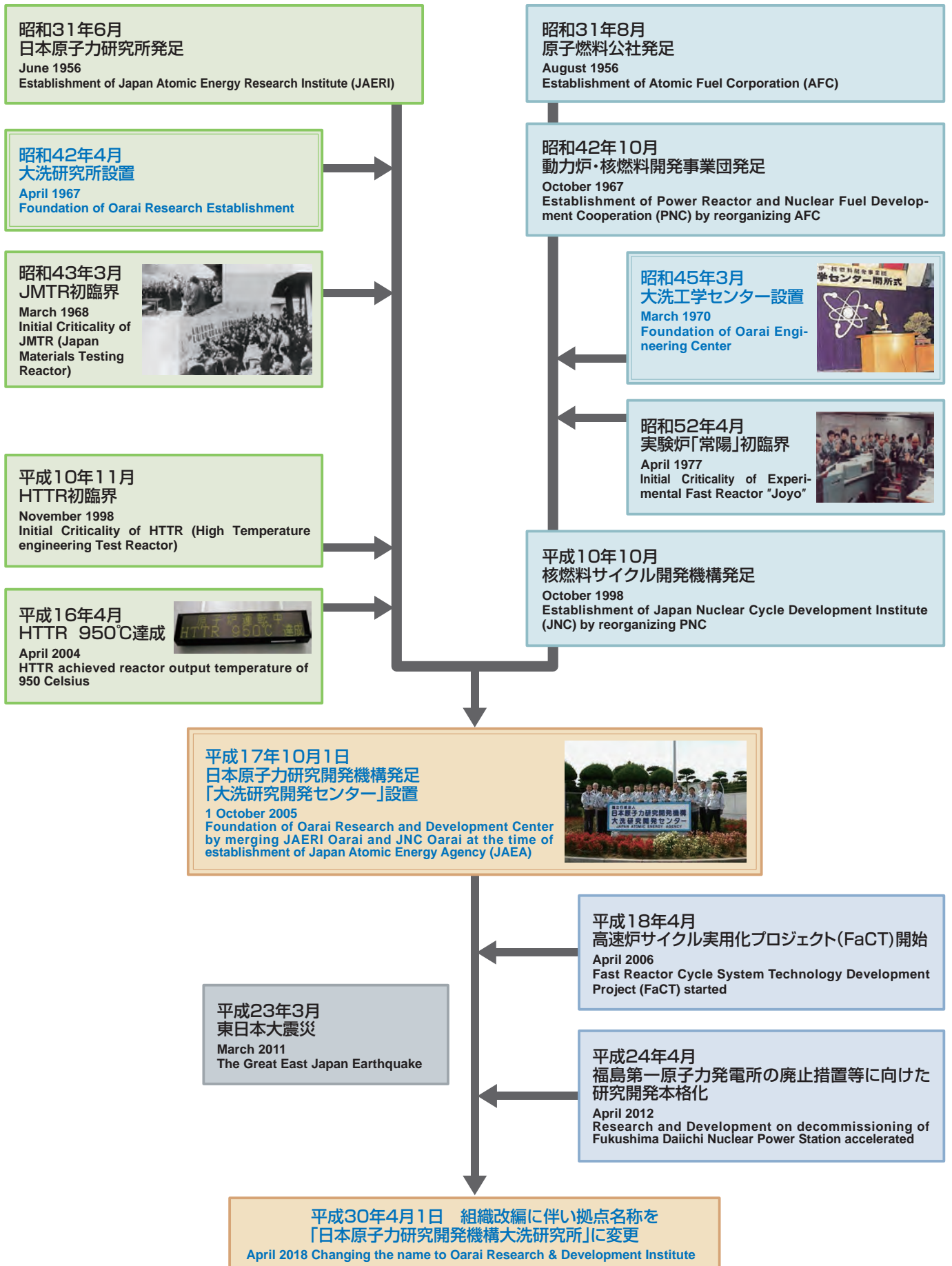
- 福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた研究開発  
R&D to support decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station
- 高温ガス炉とこれによる熱利用技術の研究開発  
R&D on High-temperature Gas-cooled Reactor and Related Heat Application Technology
- 高速炉サイクル技術に関する研究開発  
R&D on Fast Reactor Cycle Technology
- 材料試験炉の廃止措置及び技術開発  
Decommissioning and R&D of Japan Materials Testing Reactor
- 廃止措置・放射性廃棄物処理処分に係る技術開発  
R&D on Decommissioning and Radioactive Waste Management
- 安全の確保・地域との共生  
Ensuring Safety and Coexisting with Local Communities

## 大洗研究所の組織

### Organization Structure



# 大洗研究所の歩み History of the Institute



## 福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた研究開発

### R&D to Support Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station

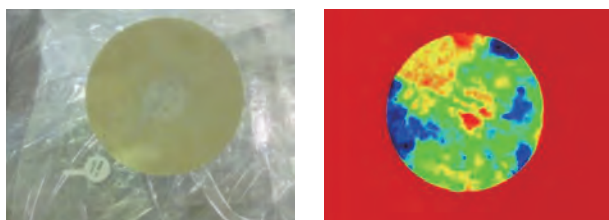
高レベル放射性物質を安全に取り扱える試験施設やこれまで培ってきた技術を駆使して、福島第一原子力発電所(1F)の廃止措置等に向けた研究開発に取り組んでいます。

On the basis of examination technologies accumulated over years and using post-irradiation examination facilities for the safe use of radioactive materials, we conduct research and development on decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (1F).

#### 原子炉建屋内の除染に向けた研究開発

##### R&D for Decontamination in the Reactor Building

- ・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
- ・遠隔除染技術開発に反映
- ・ To confirm contamination characteristics on concrete core samples taken from 1F reactor operation floor, measurements of contamination distribution using an imaging plate, identification of nuclides, and comparative tests of decontamination methods have been performed.
- ・ These results could be reflected in remote decontamination technology development.



試料外観

Appearance of sample

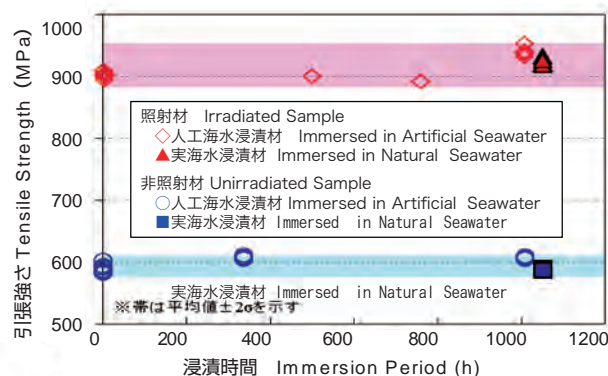


コンクリートボーリングコア試料の線量率測定結果  
Result of dose rate measurement of concrete core sample

#### 使用済燃料の取出しに向けた研究開発

##### R&D for Spent Fuel Removal from SFP

- ・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、強度試験を実施
- ・ For the evaluation of long-term integrity of spent fuels removed from SFP, sea water corrosion test and strength test have been performed on the cladding material.

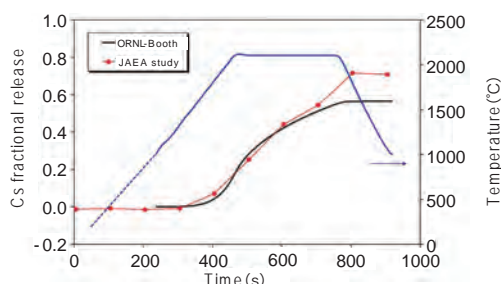


海水浸漬したZry-2被覆管の強度特性  
Tensile Strength of Zry-2 Cladding Tube Immersed in Seawater

#### 燃料デブリの取出しに向けた研究開発

##### R&D for Fuel Debris Removal

- ・シビアアクシデント進展解析コードの高度化を目的
- ・核燃料からの核分裂生成物及びアクチノイドの放出挙動評価の研究を実施
- ・FP放出挙動基礎データ等を蓄積
- ・ For improving severe accident analysis code
- ・ Research on release behavior of fission products and actinide from nuclear fuel is being conducted.
- ・ Basic data on the FP release behavior were obtained.

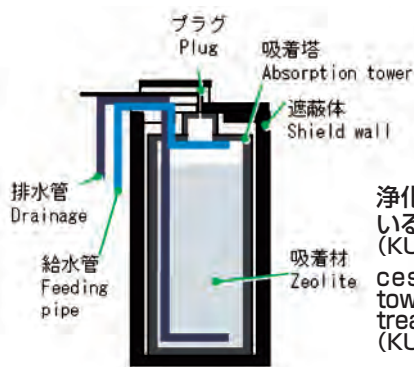


照射済MOX燃料—ジルカロイ溶融試験結果(加熱時のセシウム放出挙動)  
Results of heating test of irradiated MOX fuel and zircaloy  
(Cs release behavior during heating test)

#### 廃ゼオライトの長期保管に向けた研究開発

##### R&D for long-term storage of waste zeolite

- ・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社及び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
- ・ For long-term storage of cesium adsorption tower used in water-treatment facility, we are undertaking evaluation of corrosion due to residual salt.

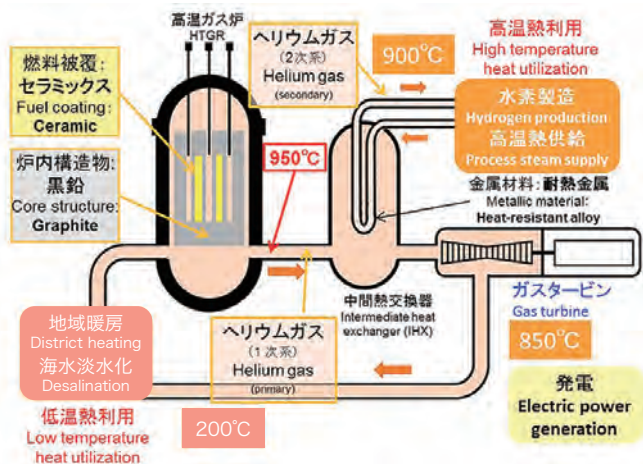


浄化装置に用いられているセシウム吸着塔(KURION社)  
cesium adsorption tower used in water-treatment facility (KURION Inc.)

# 高温ガス炉とこれによる熱利用技術の研究開発

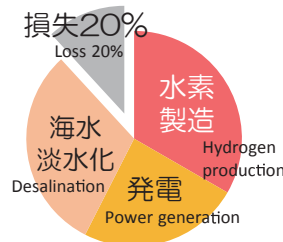
## R&D on High-Temperature Gas-cooled Reactor and Related Heat Application Technology

### 高温ガス炉とは？ What is High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR) ?



- ・ヘリウムガスで950°Cの熱を取り出す原子炉
- ・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

- ・ Helium gas cooled reactor with outlet coolant temperature of 950°C.



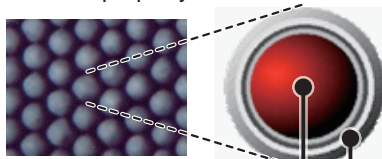
- ・ 80% of reactor thermal power can be utilized by a cascade energy system for hydrogen production, power generation and desalination.

### 優れた安全性 Superior inherent safety

#### セラミックス被覆燃料 Ceramic coated particle fuel

耐熱性が高く燃料溶融しない。

Hard to melt due to extremely heat-resistant property.

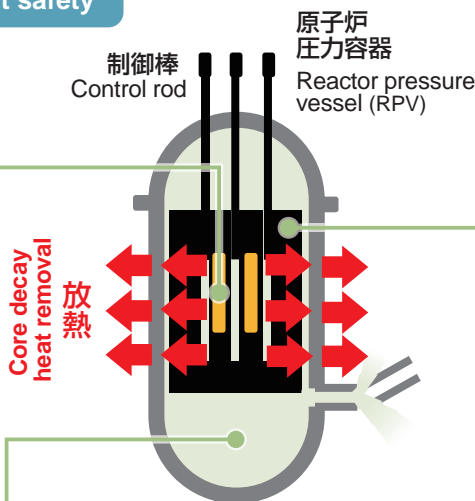


燃料核 Fuel kernel      セラミックス被覆 Ceramic coating

#### ヘリウム冷却材 Helium coolant

化学反応、蒸発しないため水素・水蒸気爆発が発生しない。

No hydrogen/vapor explosion due to chemical inertness and absence of phase change of helium.



電源や冷却材の喪失時に制御棒を挿しなくても自然に止まり、冷え、放射性物質が閉じ込められる。

Radionuclides can be retained within the plant by inherent reactor shutdown and core cooling without any equipment or operator action in case of loss of coolant accident or station blackout.

#### 黒鉛構造材 Graphite moderator

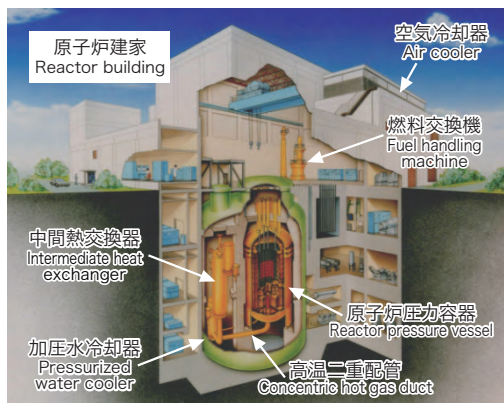
大熱容量・高熱伝導であるため原子炉容器外側での放熱で燃料が冷える。

Capable to keep the fuel temperature below the allowable limit due to high heat capacity and large thermal conductivity of graphite.



燃料ピン Fuel pin      燃料ブロック Fuel block

### HTTR(高温工学試験研究炉)仕様 HTTR (High Temperature engineering Test Reactor)



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

Reactor thermal power	30MW
Reactor coolant	Helium gas
Reactor inlet/outlet coolant temperature	395/850, 950°C
Reactor core material	Graphite
Fuel	UO <sub>2</sub>

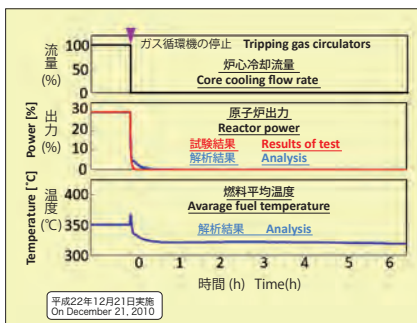
# HTTRを活用した試験計画 Test plan using HTTR

## HTTR安全性実証試験 Safety demonstration test with HTTR

### 試験手順 Test procedures

- ・ 原子炉出力30%(9MW)
- ・ 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!**
- ・ **Reactor power 30%(9MW)**
- ・ **Tripping all gas circulators to reduce primary coolant flow rate to zero.** → **No core cooling !**
- ・ **No reactor scram operation (No control rod insertion).** → **No core reactivity control !**

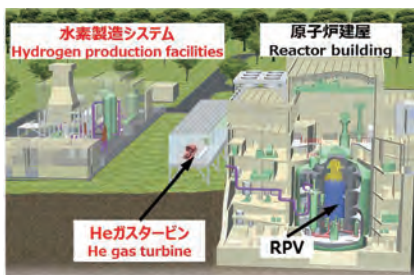
### 試験結果 Test results



- ・ 炉心流量がゼロになると原子炉は自然に停止(スクラム操作不要)
- ・ その後時間が経過しても安定(燃料は壊れず、大事故への進展なし)
- ・ **Reactor was naturally shut down as soon as the core cooling flow rate had been reduced to zero. (Scram operation is not required.)**
- ・ **Reactor was kept stable for hours after the loss of core cooling. (No fuel damage. No escalation into severe accident)**

**なにもしなくても安全!**  
**Naturally Safe!**

### HTTR-熱利用試験(計画中) HTTR heat utilization test (Under planning)

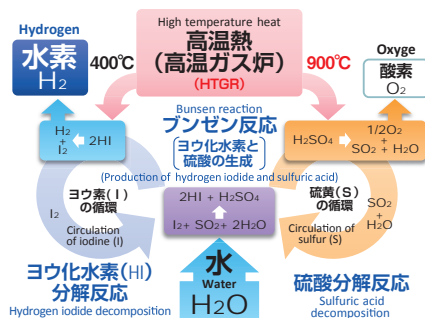


**HTTR-熱利用試験**  
HTTR heat utilization test

- 試験目的：原子炉と水素製造施設の接続に係る安全基準の策定  
高温ガス炉から取り出した熱を用いた水素製造とヘリウムガスタービン発電の実証
- Purpose: Development of safety standards for connection between nuclear reactors and hydrogen production facilities  
Demonstration of hydrogen production and helium gas turbine power generation using heat from HTGR.

## 水を原料とした水素製造技術 –熱化学法ISプロセス– Technology of water splitting hydrogen production –Thermochemical IS process–

### 原理と特長 Reaction scheme and features



- 水の熱分解：4000°C以上の高温熱が必要  
熱化学法ISプロセス：ヨウ素(I)と硫黄(S)の化学反応により約900°Cの温度で水の熱分解が可能
- ・ ヨウ素と硫黄はプロセス内で循環 → 有害物質の排出なし
  - ・ 高温ガス炉との組合せ → 炭酸ガスの排出なし
- Thermal water decomposition: Heat over 4000°C is required.  
IS Process: Chemical reactions of iodine (I) and sulfur (S) enable water decomposition at about 900°C.
- ・ I and S re-circulate in the process. (No release of harmful chemicals)
  - ・ HTGR supplies heat energy driving the process. (No emission of CO<sub>2</sub>)

### 連続水素製造試験装置 Hydrogen production test facility



- 試験目的：実用装置材料製機器の信頼性及び連続水素製造性能確認

Purpose: Verification of integrity of total process components made of industrial materials.

- ◆ 30L/h/時で連続150時間の水素製造試験に成功(平成31年1月)
- ◆ 92L/h/時の連続水素製造試験に成功(令和2年10月)
- ◆ Continuous hydrogen production was achieved at the rate of 30 L/h for 150 hours. (January 2019)
- ◆ Continuous hydrogen production was achieved at the rate of 92 L/h. (October 2020)

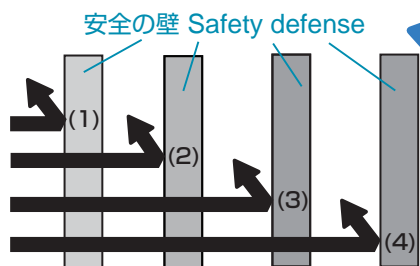
# 高速炉サイクル技術に関する研究開発 – 高速炉サイクルの確立を目指して – Toward Establishment of Fast Reactor Cycle

長期的エネルギー安全保障・地球環境問題に対応するため、次世代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。大洗と東海に研究者・技術者を配し、大洗では様々な試験研究成果、国際協力を活用しながら、高速炉システムの設計、計算で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、東海で行う次世代再処理・燃料製造に係る技術開発を含む事業全体の調整等も行っています。

We are working on technology development toward establishment of fast reactor (FR) cycle to address long-term energy security and global environmental issues. While advanced reprocessing and fuel fabrication technologies are studied in Tokai, advanced FR plant design, research on computational evaluation technologies, and study for establishment of safety requirements are carried out in Oarai.

## 液体ナトリウムを使う次世代高速炉の設計 Design of advanced sodium-cooled FR system

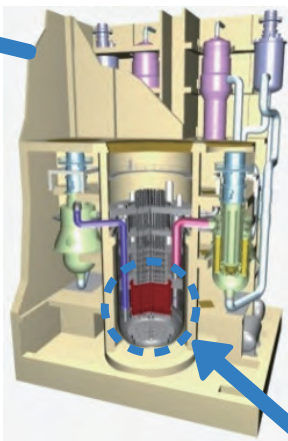
深層防護の原則を忠実に守り、徹底的に安全性を強化した設計を追求しています。  
We pursue a safety enhanced plant design in strict accordance with the defense-in-depth principle.



- (1) 異常発生を防止  
Prevention of abnormal occurrences
- (2) 事故への拡大を抑制  
Restriction of propagation to accidents
- (3) 事故の影響を緩和  
Mitigation of consequence of accidents
- (4) シビアアクシデントに徹底対応  
Strict management against severe accidents

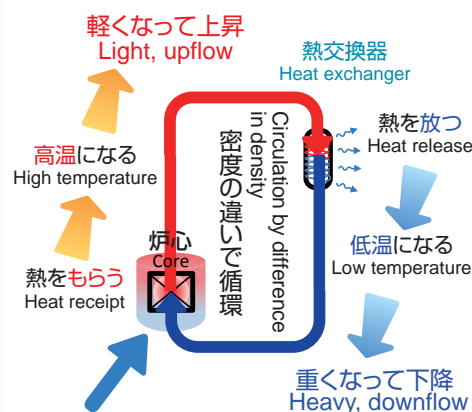
安全確保の基本 Basis for ensuring safety

### 次世代ナトリウム冷却高速炉 Advanced Sodium-cooled Fast Reactor



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、原子炉を止めた後でも出続ける熱(崩壊熱)を安全に取り除きます。

Core decay heat is removed by liquid sodium natural convection.



ナトリウムの自然循環  
Natural convection of sodium

様々な国と協力しながら、ナトリウムを使う次世代高速炉の安全確保のための世界標準のルール作りを進めています。  
Through multilateral cooperation, we are establishing internationally standardized safety requirements for advanced sodium-cooled FRs.



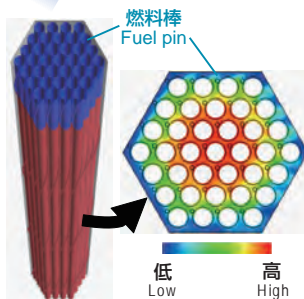
あるべき安全の方向性 (SDC)とそれを具体化したルール (SDG) を作っています。

We are establishing SDC, as well as SDG to be practically applied to the plant design.

安全基準の階層 Hierarchy of safety standards

安全確保のためのルール作り  
Study for establishment of safety requirements

計算機を使ってプラントの様々な動きをとらえる研究を行っています。  
We perform research on computer simulation technologies to comprehend various physical and/or chemical behaviors in the plant.



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。  
Fuel pins are enclosed in a hexagonal wrapper tube. Sodium flows in the spaces of the tube. The temperature is lower in the peripheral larger space. A number of hexagonal tubes configure a reactor core.

ナトリウムの温度分布 Sodium temperature distribution

計算でプラントの様子を見る研究  
Development of computational evaluation methods



# 高速炉サイクル技術に関する研究開発 — 高速炉安全性向上を目指した試験研究 — Experimental Studies on Safety Enhancement of Fast Reactor

高速炉システムの安全性向上を目指し、炉心の著しい損傷を伴う過酷事故（シビアアクシデント）やナトリウムの化学反応に関する試験研究に取り組んでいます。得られた成果は、国内外の高速炉開発に反映されます。

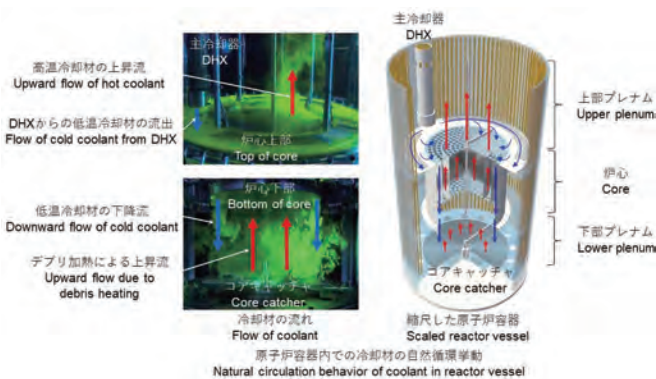
We conduct experimental studies for a severe accident with significant core damage and chemical reaction of sodium for the safety enhancement of FR systems. The obtained knowledge is reflected to the development of future domestic and international FRs.

## 原子炉容器内の崩壊熱除去に関する試験研究

Experimental studies on decay heat removal in reactor vessel

高速炉は全電源喪失時においても、ナトリウムが自然循環することによって炉心の崩壊熱を除去する設計になっています。また、炉心の著しい損傷を伴うような過酷事故が発生した場合でも、炉心を安全に冷却できるように、多様な冷却方法を実証するために試験研究を行っています。

In the FR plant system, core decay heat is designed to be removed by sodium natural convection even under the station blackout condition. In addition, we are carrying out tests to demonstrate the several methods for the core cooling in case of severe accident.



## 炉心の安全性に関する試験研究

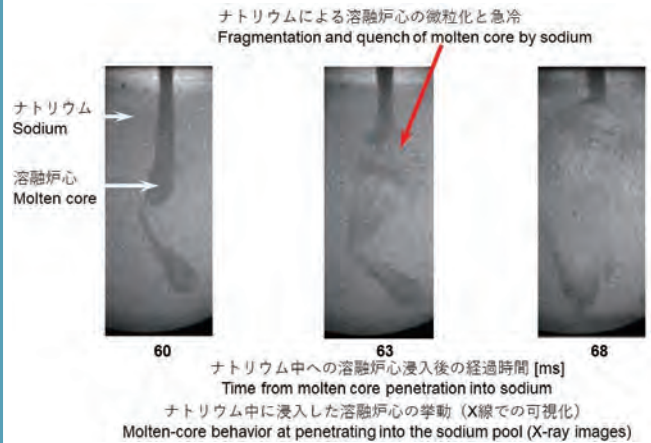
Experimental studies on the safety of reactor core

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っています。

これらの試験研究によって得られたデータは、国内外の高速炉の安全性の評価に反映されています。

We conduct experimental studies to clarify the behavior of molten core materials in case of core disruptive accidents and mechanical properties of the core and structural materials.

Knowledge obtained through above studies is reflected to safety evaluations of domestic and international FRs.



## ナトリウムの化学的活性度抑制に関する試験研究

Experimental studies on suppression of chemical reactivity of sodium

ナトリウムの弱点である化学的活性度を抑制するため、ナノ粒子をナトリウム中に分散させたナノ流体に関する基礎的な試験研究を行っています。

得られた知見は、高速炉の安全性向上のための設計に反映されます。

We perform fundamental studies of nanofluid formed by nanoparticles and liquid sodium to investigate the suppression behavior of the chemical reactivity of sodium itself.

Obtained knowledge will be reflected to the design of the safety enhancement of fast reactor.



## 原子炉容器外の事故事象に関する試験研究

Experimental studies on ex-vessel event

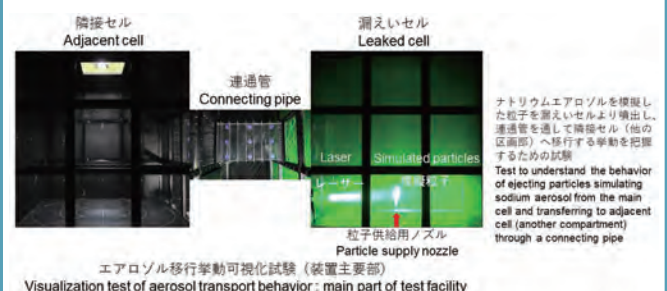
過酷事故研究の一環として、事故が原子炉容器の外へ拡大した「炉外事象」を解明するための試験研究を行っています。近年では、模擬粒子を使用したエアロゾル移行挙動試験やソースターム<sup>(注)</sup>挙動に関する試験を実施しています。

(注) 環境へ放出される放射性物質の種類と量

As part of the severe accident research, we conduct experimental studies to clarify the "ex-vessel event" when the accident had extended out of the reactor vessel.

In recent years, we have been conducting experiments on aerosol transport behavior using simulated particles, and source term\* behavior.

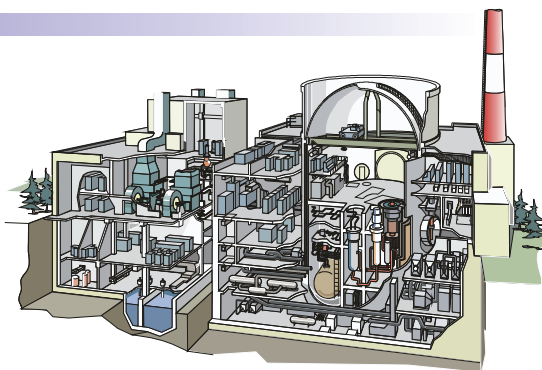
\*The types and quantities of radionuclides released to the environment



# 高速炉サイクル技術に関する研究開発 – 高速実験炉「常陽」 – Experimental Fast Reactor "Joyo"

## ○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
- ・安全性・経済性を向上するため開発を進めている燃料や材料の照射試験、革新技術の実証
- ・高速中性子の量が多い特徴を活かした基礎基盤研究



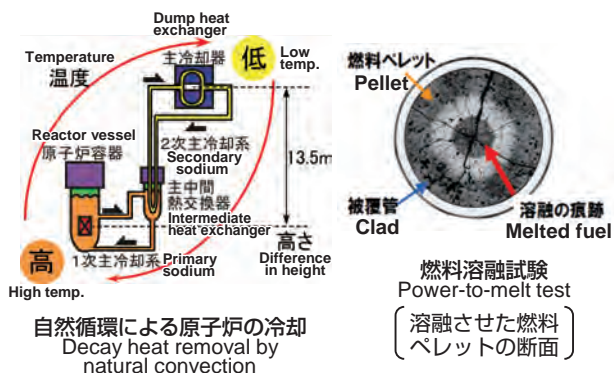
## ○Roles of "Joyo"

- ・ Demonstration of basic sodium-cooled FR technologies.
- ・ Irradiation testing of fuels and materials, and validation of innovative technologies for the development of future reactors.
- ・ Basic research using high fast neutron flux.

- ・原子炉熱出力：100MW(申請中)
- ・燃料：ウラン・プルトニウム混合酸化物
- ・冷却材：ナトリウム
- ・Reactor thermal power : 100 MW (applying)
- ・Fuel : MOX
- ・Reactor coolant : Sodium

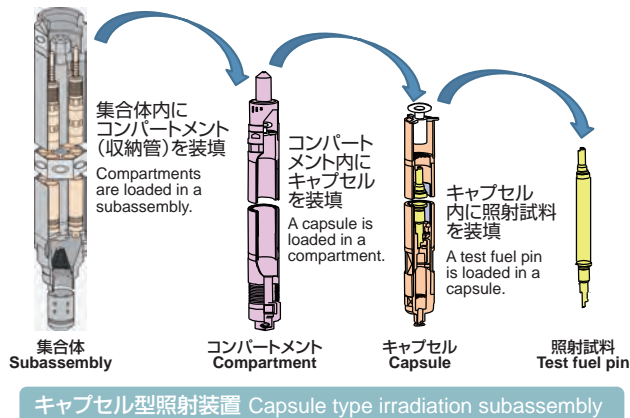
### 高速炉の安全性の実証 Safety demonstration

- ・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を冷却できることを実証
- ・MOX燃料性能把握・安全性向上に関する試験(燃料溶融試験、高燃焼度試験の実施)
- ・ Demonstration of decay heat removal by natural convection under the station blackout condition.
- ・ To obtain MOX fuel irradiation performance data. (Power-to-melt tests, high burn-up tests)



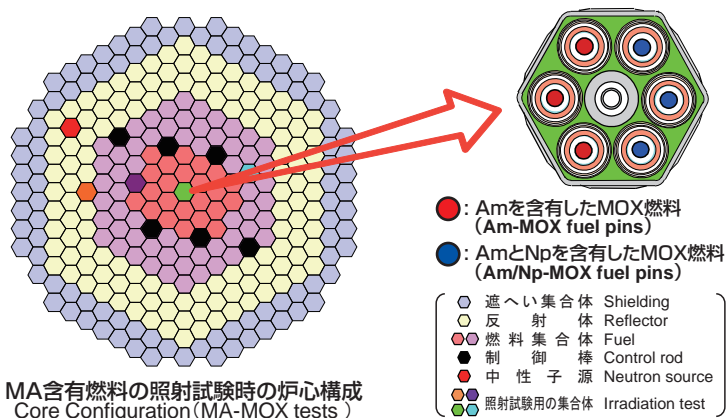
### 様々な照射試験への対応 Respond to the needs of irradiation

- ・世界最高レベルの高速中性子束により、効率良く照射試験を実施( $3 \times 10^{15}$  n/cm<sup>2</sup>·s)
- ・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)の開発
- ・ High fast neutron flux ( $3 \times 10^{15}$  n/cm<sup>2</sup>·s)
- ・ Development of capsule type rig



### 放射性廃棄物を減らすための研究 Volume and harmfulness reduction of radioactive waste

- ・高レベル放射性廃棄物に含まれる放射性核種のうち、長寿命のマイナーアクチノイド(MA)を高速炉の中で核変換する研究の実施
- ・MAの一種であるアメリシウム(Am)とネプツニウム(Np)を含有する燃料の短時間の試験を実施今後、長期の照射試験を実施する計画
- ・ Research on transmutation of long-lived minor actinides (MA) in fast reactors
- ・ Two short-term irradiation tests of MA containing MOX fuels have been conducted. Long-term irradiation test are planned.



# 高速炉サイクル技術に関する研究開発 — 照射後試験施設 — Post-Irradiation Examination Facilities

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。

The post-irradiation examinations(PIEs) of FR fuels and materials irradiated in the Experimental Fast Reactor "Joyo" have been conducted to investigate the integrity of irradiated fuels and materials for FR. Based on PIE technology and experiences, the R&D for reducing volume and harmfulness of radioactive waste is also promoted.



## 放射性廃棄物を減らすための研究開発 Research and development for volume and harmfulness reduction of radioactive waste

放射性廃棄物中に長期に残留する放射性核種を分離・核変換し、放射性廃棄物を減容・有害度を低減  
既存施設を用いたマイナーアクチノイド(MA)の小規模リサイクル試験(SmARTサイクル研究)を推進

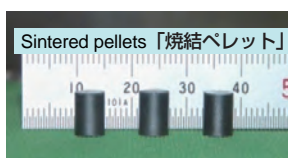
- Research on separation and transmutation of long-lived minor actinides (MA) in fast reactors to reduce the volume and harmfulness of radioactive waste.
- Planning a Small Amount of Reused fuel Test (SmART) using the existing PIE and other hot cell facilities.

### MA-MOX 燃料製造の開発 Development of MAs-containing MOX fuel

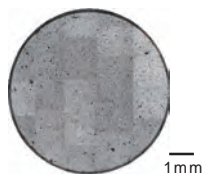
- ・ アメリシウム(Am)をMOX燃料に含有した燃料の製造に関する研究開発を実施
- ・ 遠隔操作によるMA含有燃料の技術的成立性を実証
- ・ The R&D of MA-containing fuels, e.g. Am-containing MOX fuel has been carried out.
- ・ The MA-containing fuels with good characteristics were successfully fabricated by a remote handling technique.

### 照射試験、照射後試験 Irradiation test in "Joyo" & post-irradiation examination

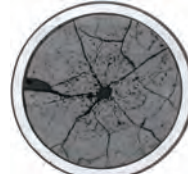
- ・ 短時間照射(10分,24時間)試験を実施
- ・ 照射後のMOX燃料の諸特性を調べ照射挙動評価を実施、MOX燃料の設計に反映
- ・ さらに長期の照射試験を実施する計画
- ・ Two short-term (10 minutes and 24 hours) irradiation tests of MA containing MOX fuels have been conducted.
- ・ PIEs of MOX fuels for a FR are carried out, and their irradiation behaviors have been evaluated for a fuel design.
- ・ Long-term irradiation test are planned.



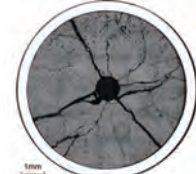
外観  
Appearances



照射前  
pre irradiation



10分間照射後  
10 minutes irradiation



24時間照射後  
24 hours irradiation

Am含有MOX燃料の外観及び微細組織  
Appearances and ceramograph images of Am-MOX fuels

## SmARTサイクル研究 Small Amount of Reused fuel Test cycle concept

照射済み燃料から回収した少量のMAを用い、高速炉核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。

The SmART cycle research using a small amount of MA recovered from irradiated fuel is promoted to confirm the irradiation behavior of MA-MOX fuel and to demonstrate the consistency of an overall fast reactor fuel cycle system.

## JMTR（材料試験炉）の廃止措置及び技術開発 Decommissioning and R&D of JMTR (Japan Materials Testing Reactor)

### JMTR(材料試験炉)による技術開発 R&D of JMTR (Japan Materials Testing Reactor)

- ・建設開始：昭和40年4月  
Start of construction : April 1965
- ・初臨界：昭和43年3月  
First criticality : March 1968
- ・供用開始：昭和45年9月  
Start of operation : September 1970
- ・原子炉熱出力：50MW  
Reactor thermal power : 50MW
- ・高速中性子束：最大  $4 \times 10^{18}$  (n/m<sup>2</sup>/s)  
Fast neutron flux :  $4 \times 10^{18}$ (n/m<sup>2</sup>/s) (Maximum)
- ・熱中性子束：最大  $4 \times 10^{18}$  (n/m<sup>2</sup>/s)  
Thermal neutron flux :  $4 \times 10^{18}$ (n/m<sup>2</sup>/s) (Maximum)

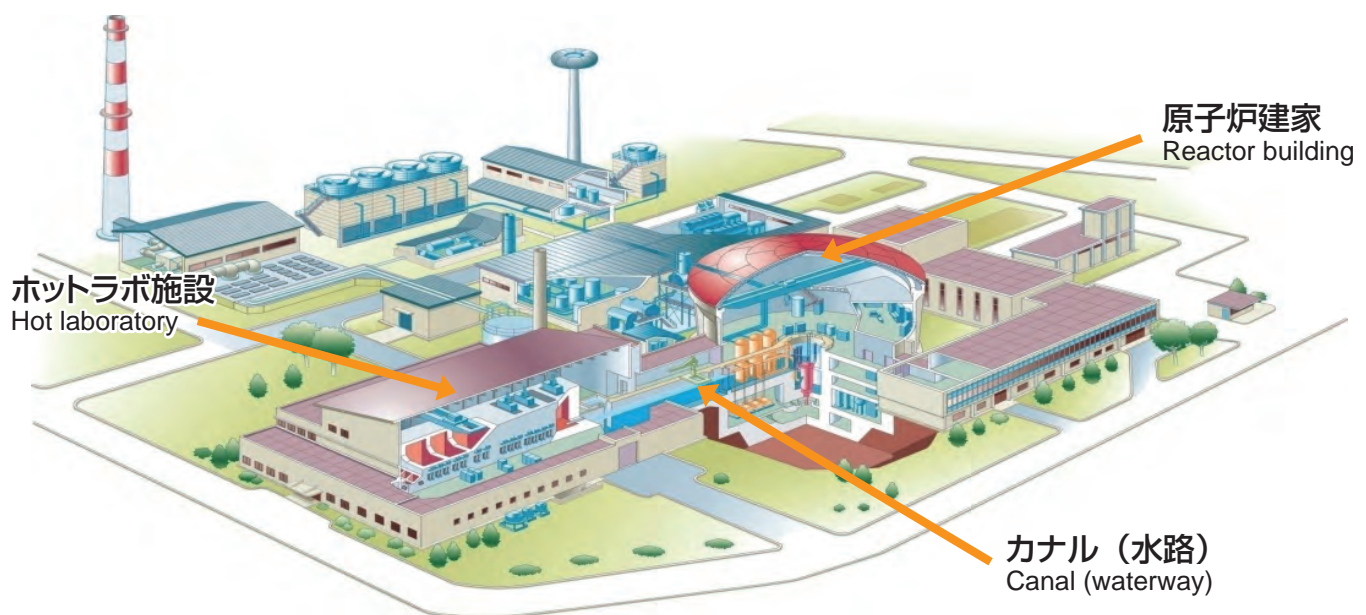
JMTR（材料試験炉）は昭和43年の運転開始から原子炉材料や燃料の基礎研究、安全研究、発電炉の開発やRI製造のような様々な原子力研究開発活動に貢献しました。令和3年3月にJMTRの廃止措置計画が認可され、原子炉の解体や放射性廃棄物の処理・処分が計画的に行われます。一方、これまで蓄積した照射技術を継承し、将来の新しい照射試験炉の建設に向けた検討を開始します。

JMTR (Japan Materials Testing Reactor) has been contributed to various R&D activities in the nuclear research such as the fundamental research of nuclear materials/fuels, safety research, development of power reactors, radio isotope (RI) production since its beginning of the operation in 1968.

The decommissioning plan of JMTR was approved on March 2021.

Thus, reactor dismantling and treatment/disposal of radioactive wastes will be conducted systematically.

On the other hand, we inherit the accumulated irradiation technologies and start the study for the construction of new irradiation testing reactor in future.



### ホットラボ施設での照射後試験 Post irradiation examination at hot laboratory

照射した試料は、ホットラボ施設にあるセル内にて様々な照射後試験が行われます。このため、ホットラボ施設は、発電用原子炉、新型炉、核融合炉の開発やRI製造などの産業利用に役立ってきました。施設中長期計画により、照射済燃料や高線量材料の搬出後にホットラボ施設を廃止します。

Various post irradiation examinations (PIEs) are conducted using irradiated specimens in the hot cells at JMTR-HL (Hot laboratory).

Thus, the JMTR-HL have been utilized for the R&D of power reactors, advanced reactors and fusion reactors, and RI production.

JMTR-HL will be decommissioned based on the Medium-/Long-Term Management Plan for JAEA Facilities after transferring the irradiated fuels and high-dose materials to another facility.

## 廃止措置・放射性廃棄物処理処分に係る技術開発

### R&D on Decommissioning and Radioactive Waste Management

#### 廃棄物管理施設に係る放射性廃棄物の管理

##### Waste Management and Decontamination Facilities in the Oarai site

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。

Waste management facilities systematically and safely collect, treat and store radioactive wastes. Radioactive wastes treated in the facilities are low level solid/liquid wastes generated from the nuclear reactors and nuclear fuel handling facilities in JAEA's Oarai site, the Institute for Materials Research of Tohoku University and Nippon Nuclear Fuel Development Co., Ltd.



廃棄物管理施設に係る放射性廃棄物の管理 Waste Management Facilities in the Oarai site

#### 原子力施設の廃止措置に係る技術開発

##### Technology Development for Decommissioning

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。

Decommissioning of nuclear facilities are being carried out while developing technologies for rational implementation by reducing the amount of radioactive waste generation and the cost on the premise of ensuring safety.

#### 放射性廃棄物処理処分に係る技術開発

##### Technology Development for Radioactive Waste Treatment and Disposal

大洗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。

Radioactive wastes generated in the Oarai site have been properly treated and stored while collecting data on their physical characteristics required for near-surface disposal. In addition, Oarai Waste Reduction Treatment Facility(OWTF), a new facility for reducing the volume of high-level solid waste, is under test operation.

OWTF 全体外観写真  
Overview of OWTF



## 安全と環境への取り組み

### Safety Management and Environmental Monitoring

大洗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。

Radiation control of nuclear facilities and environmental radiation monitoring around the site have been carried out strictly to ensure safety of workers in the site as well as of neighboring residents. In preparation for an accident at nuclear facilities, we are improving and strengthening our nuclear emergency response system.

#### 環境放射線モニタリング Environmental Radiation Monitoring

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。

Radiation dose rate near the boundary of the site is continuously monitored. The air, soil, water and foods around the site are sampled and confirmed the concentration of radioactivity regularly.



モニタリングポスト  
Monitoring Post



監視盤  
Environmental Data  
Display Board



気象観測塔  
Meteorological  
Observation Tower



モニタリングカー  
Monitoring Vehicle



#### 安全衛生管理 Safety and Health Management

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醸成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行っています。

Work at nuclear facilities must be carried out in compliance with laws and safety regulations. To this end, it is important to promote safety and health activities and foster and maintain an organization's safety culture. We are engaged in a variety of activities to ensure compliance with laws and safety regulations and to ensure that our quality management system functions properly.



安全パトロール  
Safety patrol



TBM(ツールボックスミーティング)  
TBM(Tool Box Meeting)

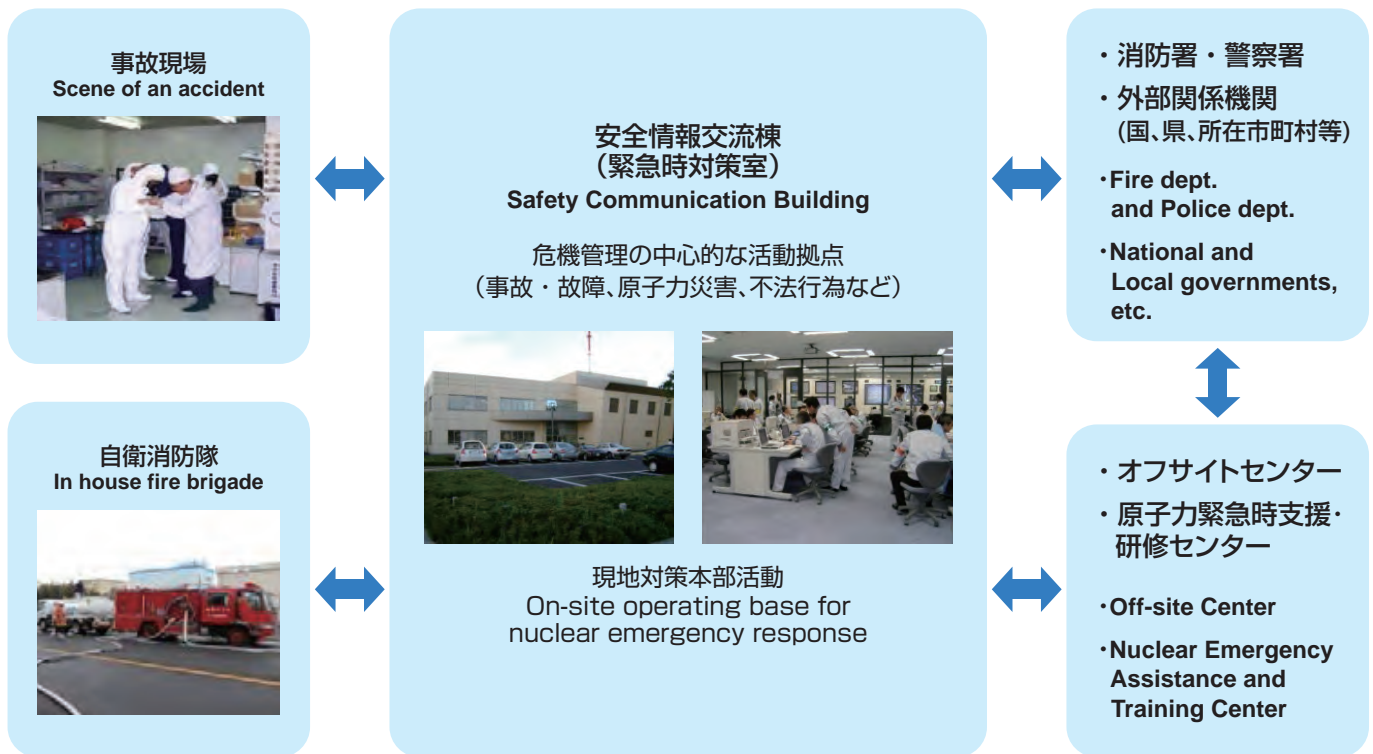


品質保証講演会  
Quality assurance training

## 原子力防災体制 Preparedness for On-site Emergency Response

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。

In preparation for an accident at nuclear facilities, we are improving and strengthening our nuclear emergency response system by developing equipment and accident response organizations.



## 核物質防護 Physical Protection (PP)

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。

To prevent the theft of nuclear fuel materials, sabotage and trespass of nuclear facilities, these lawbreaking acts are under surveillance and detected all the time. Furthermore, our Physical Protection activities are strengthened and drill for PP has been carried out at any time to protect our nuclear fuel materials and nuclear facilities. The Safeguards information consisting of quantity and transportation of nuclear fuel materials has been managed by Safety Management Division, and finally the Safeguards information is submitted to the Government and International Atomic Energy Agency.



核物質防護訓練  
PP training



出入管理  
Access control

## 国際協力

### International Cooperation

大洗研究所では、さまざまな分野で国際協力を行っています。

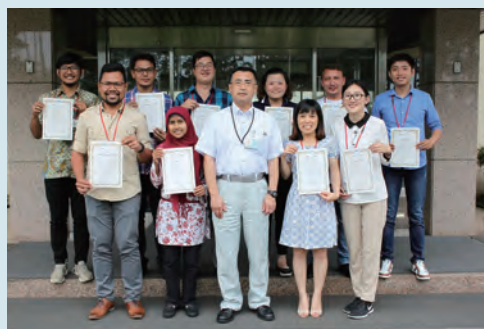
We promote the international cooperation in various fields.

#### 海外若手研究者等のためのJMTRオンサイト研修 JMTR on-site training course for foreign young researchers and engineers

材料試験炉部では、原子力基礎・基盤技術の強化に向けた国際協力体制を構築するとともに、海外研究炉と相互協力を通じた人材交流・育成を行っています。その一環として、平成24年から海外若手研究者・技術者を対象として、原子力人材確保の拡大とその育成に貢献し、また、将来の照射利用の促進を図ることを目的とした体験型実践研修を実施しています。研修では、原子力の基礎理論やJMTRにおける照射利用、安全管理等に関する講義を行った後、照射利用のための核・熱設計、シミュレータを用いた原子炉や照射設備の運転、JMTRホットラボでの照射済試料の取扱い等に関する実習を行っています。

The Department of JMTR at Oarai has established an international cooperative framework for strengthening the basis of nuclear technology and promoted the personnel exchange and development between the research reactors in foreign countries. As part of these efforts, we have been organizing an on-site training course since 2012, targeted for foreign young researchers and engineers. The training course is contributing to securing and developing human resource in nuclear energy field, as well as promoting future utilization of the irradiation testing reactors.

This course includes lectures etc. such as basic lecture of nuclear energy, lectures of irradiation research and safety management at the JMTR, practical trainings of nuclear and thermal design, reactor operation using the simulator, handling of irradiated specimen at the JMTR Hot Laboratory.



#### 高温ガス炉分野 (Field of High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR))

##### 二国間協力 Bilateral cooperation

ポーランド：国立原子力研究センター / Poland : National Centre for Nuclear Research (NCBJ)

高温ガス炉実験炉計画への協力

Cooperation on HTGR Deployment Plan (Experimental HTGR)

英国：国立原子力研究所、原子力規制局 / United Kingdom : National Nuclear Laboratory (NNL)  
Office for Nuclear Regulation (ONR)

高温ガス炉開発への協力

Cooperation on HTGR development

高温ガス炉安全性に関する情報交換

Information exchange on HTGR safety

米国：エネルギー省 / USA : Department of Energy (DOE)

民生用原子力研究開発ワーキンググループに参加

Participation in Civil Nuclear Energy R&D Working Group (CNWG)

韓国：韓国原子力研究所 / South Korea : Korea Atomic Energy Research Institute (KAERI)

研究成果に関する情報交換

Information exchange on research progress

中国：清華大学 INET / China : Tsinghua University, INET

研究成果に関する情報交換

Information exchange on research progress

##### 多国間協力 Multilateral cooperation

経済協力開発機構原子力機関 / OECD/NEA

HTTR共同試験の実施、NI2050への参加

Implementation of joint tests by HTTR

Participation in Nuclear Innovation 2050 (NI2050)

国際原子力機関 / IAEA

ガス冷却炉技術ワーキンググループ及びSMR技術ワーキンググループへの参加

Participation in Technical Working Groups on Gas Cooled Reactors (TWG-GCR) and Small Modular Reactors (TWG-SMR)

第4世代原子力システム国際フォーラム / Generation IV International Forum (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

Participation in four projects related to Very High Temperature gas-cooled Reactor System: (1) hydrogen production, (2) fuel and fuel recycle, (3) material and (4) computational methods validation and benchmarking



## ナトリウム冷却高速炉分野 (Field of Sodium-cooled Fast Reactor (SFR))

### 二国間協力 Bilateral cooperation

米国：エネルギー省 / USA : Department of Energy (DOE)



民生用原子力研究開発ワーキンググループ(CNWG)に参加 Participation in Civil Nuclear Energy R&D Working Group (CNWG)

仏国：原子力・代替エネルギー庁、フラマトム / France : CEA, FRAMATOME



ナトリウム冷却高速炉開発計画の協力

Cooperation on the SFR Research and Development

仏国：放射線防護原子力安全研究所 / France : 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

Cooperation in the field of fast reactor

カザフスタン：国立原子力センター / Kazakhstan : 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

Collaborative researches with Kazakhstan that simulate severe accidents

### 多国間協力 Multilateral cooperation

経済協力開発機構原子力機関 / OECD/NEA

国際原子力機関 / IAEA

Nuclear Innovation 2050 (NI2050) に参加  
Participation in Nuclear Innovation 2050 (NI2050)

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) への参加  
Participation in Technical Working Groups on Fast Reactors (TWG-FR) and Nuclear Fuel Cycle Options and Spent Fuel Management (TWG-NFCO)

第4世代原子力システム国際フォーラム / Generation IV International Forum (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

Participation in the four projects related to Sodium-cooled Fast Reactor System: (1) Advanced Fuel, (2) Component Design and Balance-Of-Plant, (3) Safety and Operation, and (4) System Integration and Assessment, Leading formulation of the SFR Safety Design Criteria (SDC) and Safety Design Guidelines (SDGs)

### 「常陽」における国際協力と国際的な人材育成 International cooperation on FR development and human resources development

「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。

We promote irradiation tests in Joyo for Fast Reactor (FR) technological development under international cooperation.



「常陽」

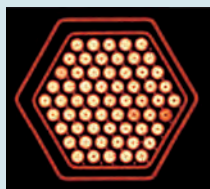
日仏が開発した燃料を  
交換して試験



Joyo-Phenix cooperation on  
the exchange of test specimens



フェニックス (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
- ・The fuel subassembly with a cladding material developed by CEA has been irradiated in Joyo (as shown in X-ray CT picture).
- ・The integrity of long-term irradiated FR fuel was confirmed.

「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。

We exchange information on reactor operating and maintenance experience with foreign FR engineers to enhance the safety of FRs.

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。

We support international young FR engineers on internship programs.



海外の高速炉技術者との協力  
Cooperation with international  
FR engineers



海外技術者のインターンシップ  
International internship  
program

# 地域とのより良い共生を目指して For the Better Coexisting with Local Communities

## 広報・広聴活動 Public Relations



施設公開  
On-site Facility Tours



事業計画説明会  
Briefing on Annual R&D Plan to local governments



交流会  
Site tour event



地元向け広報誌の発行  
Newsletters for local residents



広報チームによる出張授業  
Mobile classes at local schools

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、施設見学会を開催するとともに、イベントやボランティア活動を積極的に行っています。

また、次世代を担う青少年の科学技術全般にわたる知識の普及啓発を図ることを目的とした「大洗わくわく科学館」を運営しています。

Good relationship with local communities and public understanding of nuclear energy are indispensable factors for implementing our R&D activities. In this regard, we actively participate in local events as well as provide various opportunities, such as on-site facility tours, science cafés, etc., for the public to learn more about our activities.

In addition, "Oarai Waku-Waku Science Museum," operated by the Institute, aims at disseminating a wide range of scientific and technological knowledge to the children, who will lead the next generation.

## 大洗わくわく科学館 Oarai WAKU-WAKU Science Museum



学校教育支援活動  
Educational support



理科実験教室の開催  
Science experiments school

## 地域との共生 Community Relations



大洗八朔祭り  
Local festival



海岸清掃ボランティア  
Beach Clean-up Campaign



地域行事への参加  
Joining local event



## 人材育成 Human Resource Development



放射線取扱講座  
Radiation treatment class



インターンシップ  
Internship program





国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
大洗研究所

〒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/O4/o-arai/index.html>

Japan Atomic Energy Agency (JAEA)  
Oarai Research and Development Institute

4002 Narita-cho, Oarai-machi, Higashi-ibaraki-gun, Ibaraki-ken, 311-1393, Japan  
TEL (+81)29-267-4141 / FAX (+81)29-267-1668  
URL <https://www.jaea.go.jp/O4/o-arai/en/index.html>