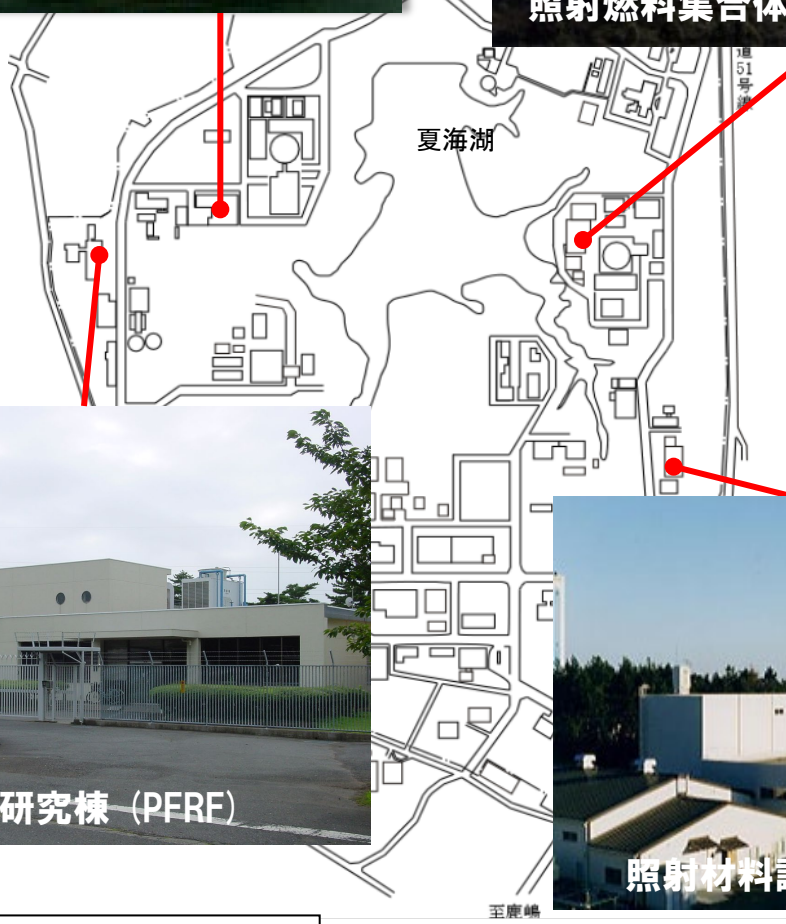
燃料材料開発部

燃料材料開発部では、主に原子炉で照射した燃料や材料の照射後試験を行っています。各施設では、核燃料物質を安全に取り扱うため、遠隔操作技術や閉じ込め技術を用いています。
　また、これまで培ってきた技術や施設の運転経験を駆使して福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた研究開発に取り組んでいます。



大洗原子力工学研究所

燃料材料開発部における研究開発概要

高速増殖炉の概要

高速増殖炉は、「高速」中性子による核分裂連鎖反応を利用した原子炉です。

高速増殖炉では、軽水炉の使用済燃料等を再処理したプルトニウムを含む燃料を使用し、さらに高速中性子により燃料を「増殖」できることから、資源の乏しい日本において重要な技術となります。日本原子力研究開発機構では、高速増殖炉の実用化に向け、様々な研究開発を実施しています。

高速実験炉「常陽」

※ 高速実験炉「常陽」は、高速増殖炉の技術的経験を得ることを目的に建設されました。燃料や材料の照射試験も実施されています。

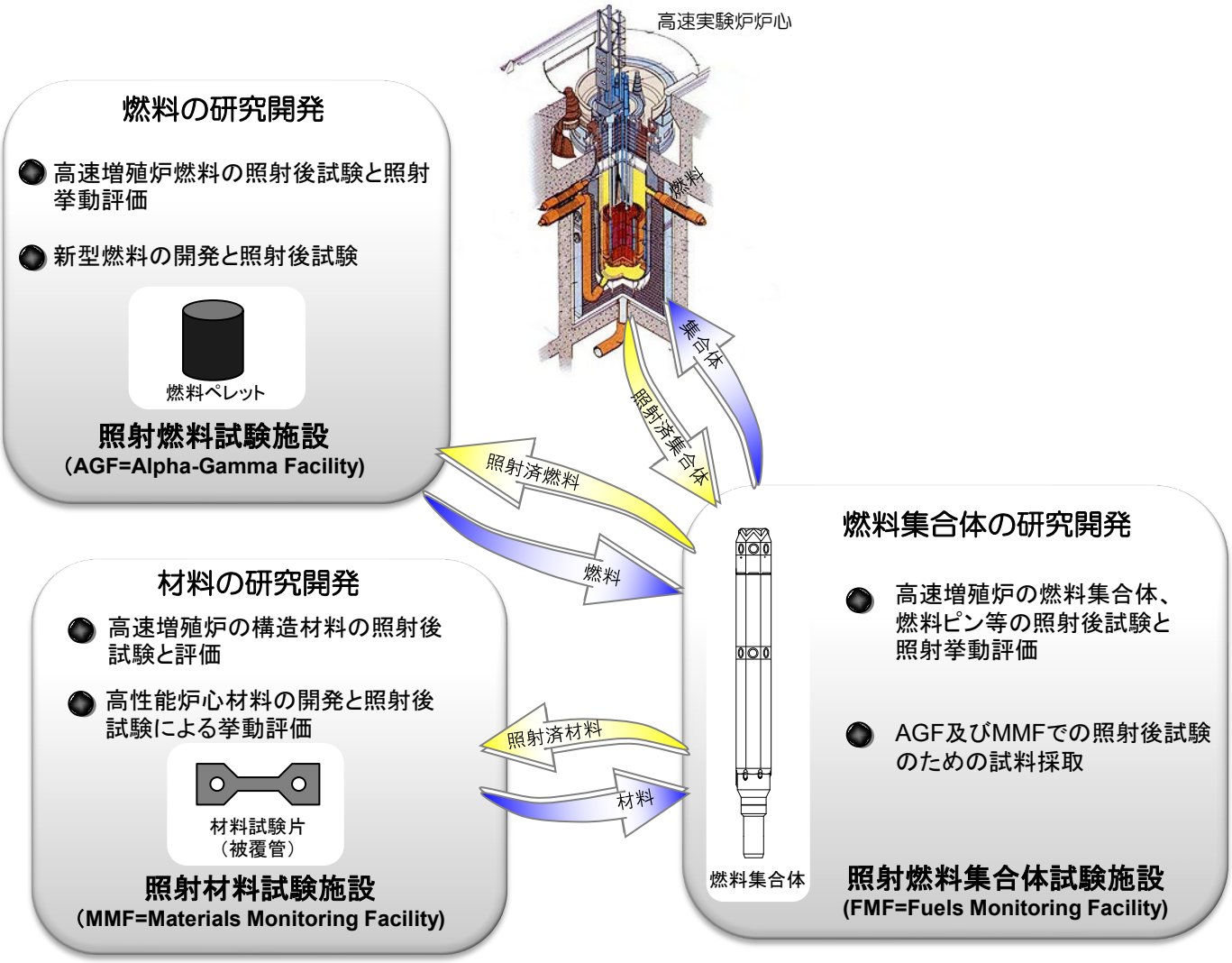
燃料材料開発部における研究開発概要

高速増殖炉では、“燃料ピン(※)”を束ねた“燃料集合体”を炉心に装荷します。高い経済性を有する高速増殖炉の実用化のためには、燃料の高燃焼度化が必要となります。高速増殖炉の炉心は、軽水炉に比べ高温・高中性子線量といった苛酷な環境にさらされており、高燃焼度における燃料や燃料を覆う材料（燃料ピンや燃料集合体の部材）の健全性・安全性確認が重要となります。

燃料材料開発部では、「常陽」等で照射された燃料や材料について様々な照射後試験を実施するとともに、燃料や材料の健全性・安全性を評価し、将来的に建設する高速増殖炉の設計に反映できる基礎データを取得しています。

また、これらの知見をもとに、燃料や材料の高性能化に向けた研究開発を行っています。

※ 多数の燃料ペレットを積み重ねて一本の被覆管（鋼製）に収めたもの。

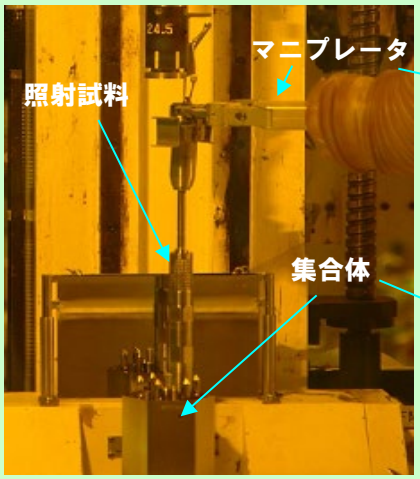


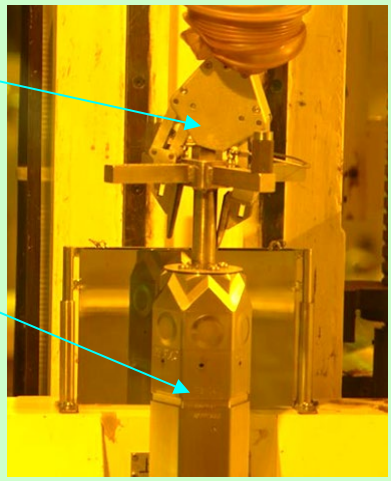
燃料材料開発部における研究開発成果

燃料集合体の照射後試験

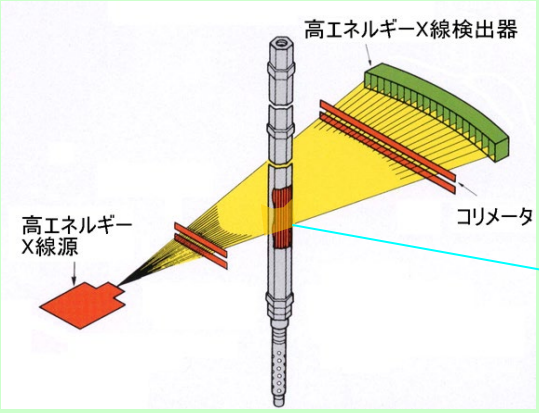
高速増殖炉で照射した燃料集合体の照射による影響を調べるため、非破壊試験及び破壊試験を実施しています。

また、高速実験炉「常陽」で照射した材料を集合体解体により取り出し、健全性等を確認するための中間検査を行っています。中間検査後、再度原子炉で照射するために、検査済試料と解体した部材を組み直し、集合体として「常陽」に再装荷しています。再組立てを行い継続照射することで従来に比べ非常に高い燃焼度まで照射することに成功しています。

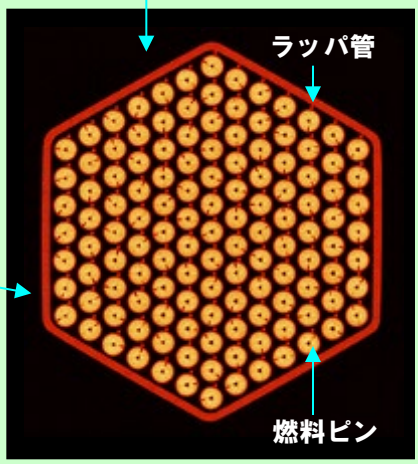




照射による燃料ピンの変形、燃料ペレットに生じる中心空孔の分布状況等を把握するため、X線CT試験を行っています。X線CT試験では、集合体内の全燃料ピン、燃料ペレットについて観察することが可能であり、得られる膨大なデータを用いて燃料ピン等の照射挙動の評価を行っています。



集合体のＣＴ画像

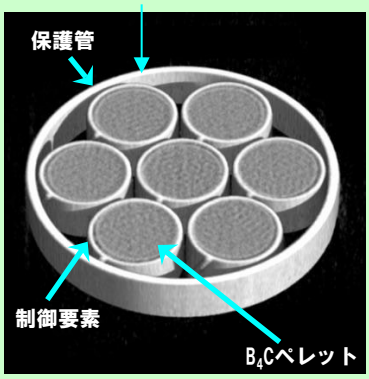


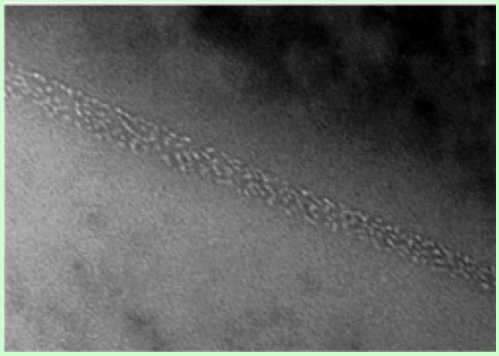
制御棒の照射後試験

制御棒の長寿命化を図るため、照射後試験を実施しています。

制御棒内には7本の制御要素を装荷しており、中性子吸収材料には、B_4Cペレットを用いています。照射による制御要素の変形挙動を調べるために、X線CT試験を行っています。また、B_4Cペレットの密度測定や組織観察を行うことにより、照射挙動評価を進めています。

制御棒のＣＴ画像





B_4Cペレットの組織観察

1nm = 1 x 10^{-9}m

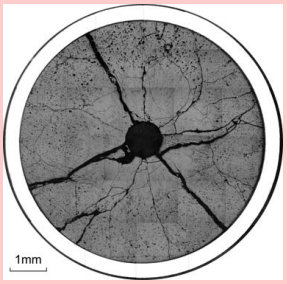
燃料材料開発部における研究開発成果

燃料ペレットの化学分析等の照射後試験

高速増殖炉で使用されるウラン-プルトニウム混合酸化物(MOX)燃料の設計に反映するために、高速実験炉等で照射されたMOX燃料の諸特性について調べ、照射挙動評価を実施しています。

照射中に最大で2000℃以上の高温となるMOX燃料の健全性や事故時における燃料挙動を調べるために、照射後MOX燃料の高温時における核分裂生成物等の物質挙動の測定を行っています。また、燃料断面の金相観察等を行い、燃料中で生じる諸現象のメカニズム解明に向けた研究を行っています。

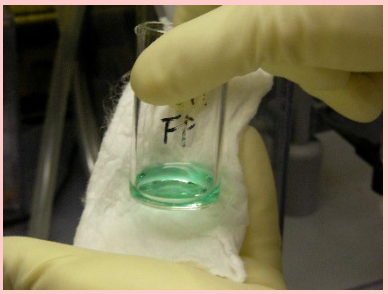
燃料中でウランやプルトニウム等が核分裂した割合を示す“燃焼率”を正確に同定するために、照射済燃料を溶解し、ウランやプルトニウム、ネオジムの同位体比測定を行い、高精度で燃焼率を評価しています。また、燃料中に生成するネプツニウム、アメリシウムおよびキュリウムなどについても分析を行い、マイナーアクチニドの核変換挙動に関する希少なデータを蓄積しています。



照射後ＭＯＸ燃料の微細組織

セル内加熱装置
（核分裂生成物放出挙動試験のための照射済燃料加熱装置）

グローブボックス対応型
質量分析装置



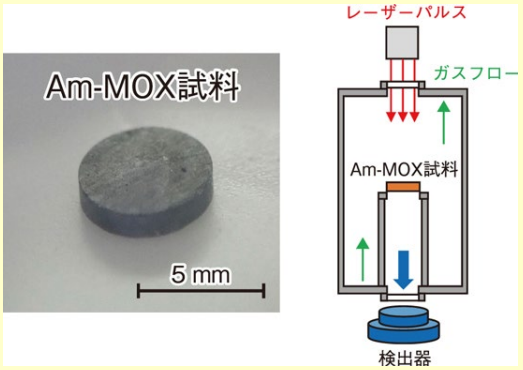
溶解液からの元素分離（ウラン、プルトニウム除去後の溶液）

マイナーアクチニド含有燃料開発

半減期が長く、放射能毒性が高いアメリシウム等のマイナーアクチニドを含む高速増殖炉燃料サイクルシステムを実証するために、その候補となる新型燃料の研究開発を行っています。

セル内の遠隔製造設備において、アメリシウムをMOX燃料に含有した燃料（Am-MOX）の作製を行い、その技術的成立性を実証しました。また、熱伝導度等の各種物性を評価し、マイナーアクチニド含有燃料に関する希少なデータを蓄積すると共に、新型燃料の基礎基盤技術の開発を行っています。

Ａｍ－ＭＯＸペレット外観



レーザーフラッシュ法による熱伝導率測定

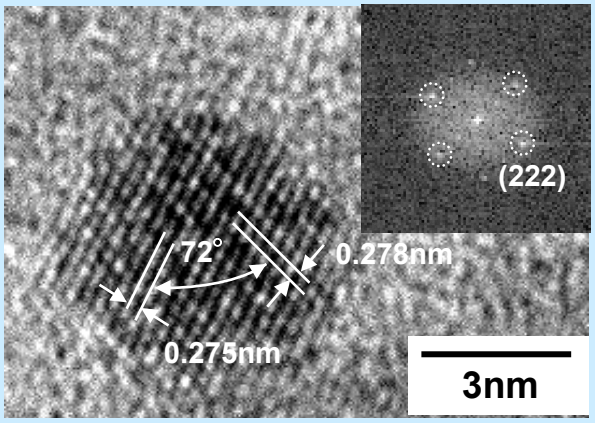
燃料材料開発部における研究開発成果

炉心材料の照射後試験

材料の機械的特性（引張特性、硬さ特性、衝撃特性など）や微細構造（金相組織、ミクロ組織など）に対する照射効果あるいは照射下環境効果（燃料要素の有無、冷却材Naの有無など）の影響を調べるために、照射した材料の各種機械的強度試験（右写真：照射前後の被覆管の引張強度試験）や透過型電子顕微鏡（右下写真）を用いたミクロ組織観察を行っています。

照射温度、照射量の異なる被覆管試験片の引張強度試験等から、機械的特性に対する温度の影響や照射量の影響を系統的に評価してきています。また、高倍率まで拡大した組織の観察から、数ナノメートルサイズ（ナノメートルは10億分の1メートル）の析出物の格子縞を直接観察し、照射に対する微細組織の安定性を評価しています。

引張試験



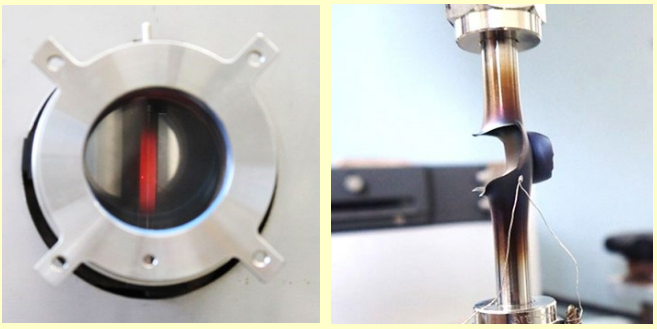
酸化物分散粒子の高分解能像

電界放射形透過型電子顕微鏡（加速電圧200kV）

事故耐性に優れた高性能燃料被覆管開発

高い経済性を実現するためのプラント運転温度の高温化や、事故時の安全性を高めることを目的に、高性能燃料被覆管材料として酸化物分散強化型（ODS）鋼の研究開発を進めています。

燃料被覆管の事故耐性を評価するため、温度が大きく経時変化する事故時環境を模擬した超高温内圧試験として、不活性雰囲気で急速加熱バースト（破裂）試験を実施し（右写真）、開発を進めているODS鋼燃料被覆管の限界性能評価を行っています。また、得られたデータを用いて、高速炉の安全評価につながる、超高温度域での変形メカニズムの研究を行っています。



急速加熱バースト試験中（左）と試験後（右）のODS鋼燃料被覆管試験片

福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた研究開発

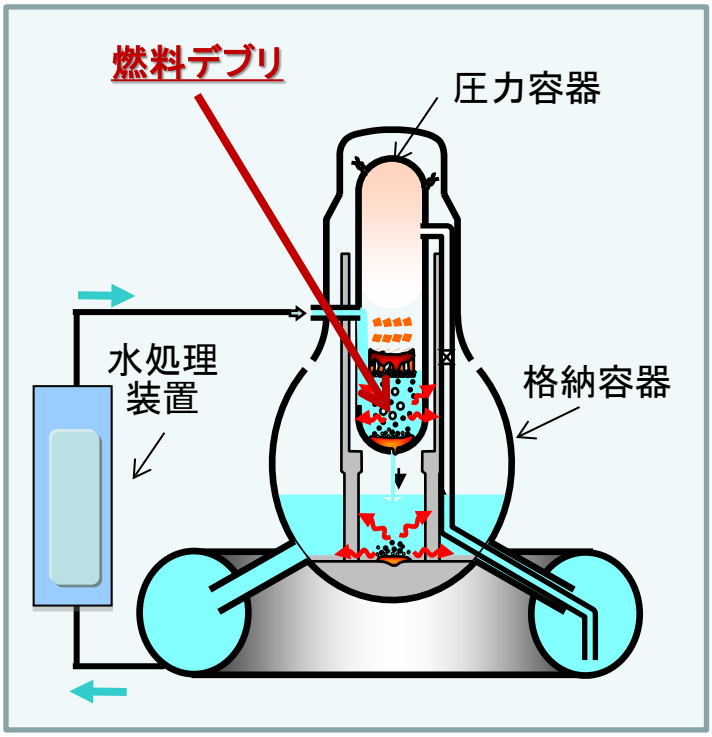
燃料材料開発部は、高レベル放射性物質を安全に取り扱える試験施設や技術を有しています。これらを駆使して福島第一原子力発電所（1F）の廃止措置等に向けた研究開発に取り組んでいます。

◆燃料デブリの性状把握・分析技術の開発

1Fの燃料デブリの取り出しや処理・処分を進めるためには、燃料デブリの性状（化学組成、同位体組成、化学形など）を把握する必要があります。

今後取り出される燃料デブリの性状を把握するためには、ファーストステップとして、燃料デブリ近傍の固形サンプル等を採取し（汚染サンプル）、この汚染サンプルの性状分析と分析技術の確立（分析前処理手法等）が不可欠です。

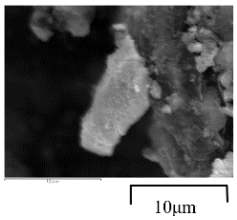
燃料材料開発部では、燃料デブリの性状把握に向けて、汚染サンプルの分析及び分析技術の開発を進めています。特に、1F原子炉建屋内等から採取した汚染サンプルに付着している放射性物質含有粒子等に着目し、分析前処理を行い、性状分析（SEM-WDX、ICP-MS、SIMS、TEM-EDX等による分析）を実施しています。

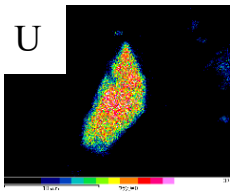


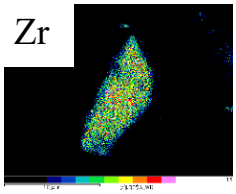
SEM：走査型電子顕微鏡、WDX：波長分散型X線分析
ICP-MS：誘導結合プラズマ質量分析計
SIMS：二次イオン質量分析計
TEM：透過型電子顕微鏡、EDX：エネルギー分散型X線分析

FMF

SEM-WDX







放射性物質含有粒子の測定結果例

AGF

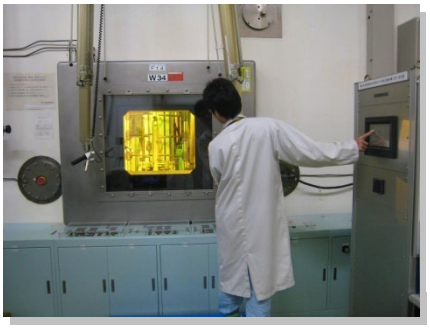
ICP-MS

照射済試料を扱うための設備

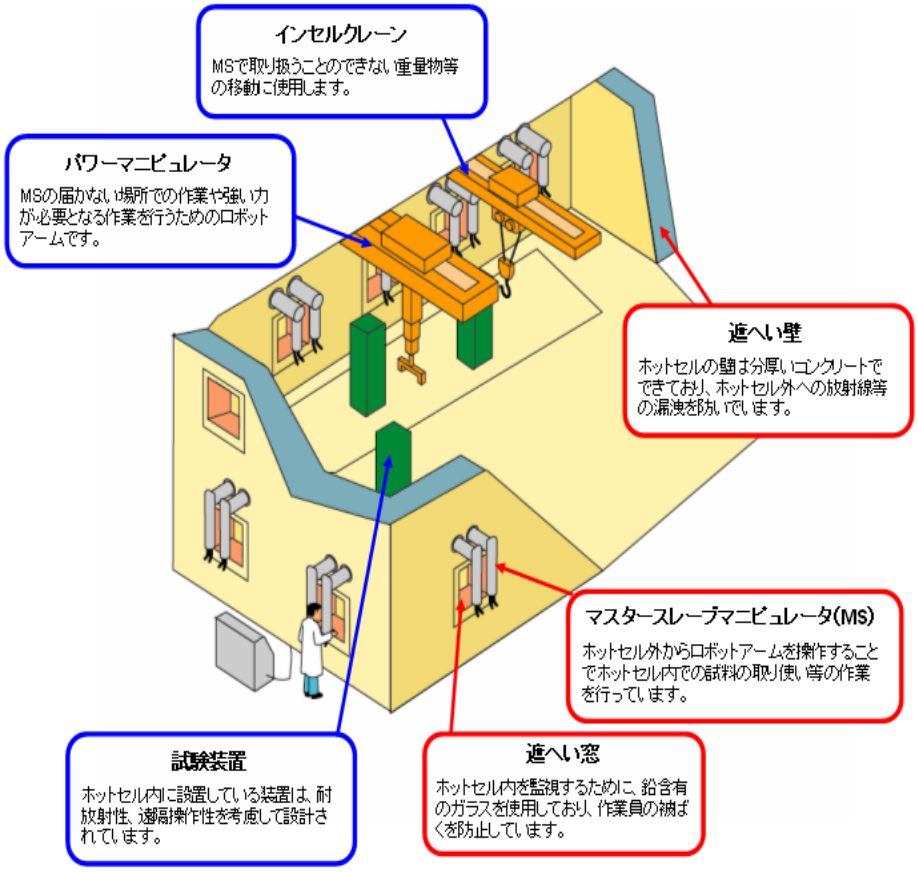
セル構造

セルはコンクリートや鉄・鉛でできた設備です。セル内はセルの外と比較して負圧に維持されており、放射性物質を閉じ込めることができるようになっています。燃料材料開発部では、数多くのセルを有しており、非常に高い放射能を有する照射済みの燃料や材料を扱うことができます。セル内における試験装置の運転や作業は、マニピュレータ等を用いた遠隔操作により行っています。

※コンクリートや鉄、鉛は放射線をしゃへいする効果があります。



セル内での試験を遠隔操作で行っている様子



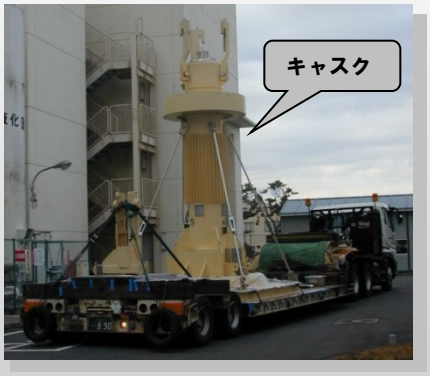
グローブボックス

グローブボックスは気密性の高いボックスで、比較的放射能の低い物質に対して、アクリル等の窓越しに試験装置の運転や作業を行うことができます。グローブボックスは、セルと同様の負圧維持に加え、その密閉性により放射性物質を閉じ込めることができます。

グローブボックス作業時の様子

キャスク

照射済みの燃料や材料を輸送する際は、放射能を安全に閉じ込めるキャスクと呼ばれる専用の容器を用います。燃料材料開発部では、輸送物の放射能レベルに応じた様々なキャスクを有しており、安全に試料移動できる設備を持っています。



キャスク輸送時の様子

原子力人材育成

原子力発電所の建設や運転・保守を支える技術基盤の維持・向上は、原子力発電所の安全性を継続的に高めていくためにも重要です。国内で原子力発電所の建設を継続し、世界で信頼さ れる原子力技術を確立・維持すること及びそれを支える人材を育成することが重要であり、このための人材の確保・育成のために様々な協力を行っています。

◆放射性物質・放射線取扱への正しい理解を持った若手教育者の育成
◆夏期休暇実習生、特別研究生、博士研究員等の受入れ

放射性物質取扱の模擬実習

身体除染の模擬体験

ホットラボラトリーの見学実習