

## 第 14 章 試験研究炉

## 内容

第 14 章 試験研究炉.....	317
14.1 試験研究炉とは？.....	319
14.2 新型炉開発における試験研究炉の役割.....	321
14.3 試験研究炉の利用.....	322
14.3.1 照射利用 .....	323
14.3.2 ビーム利用.....	324
14.4 日本国内の主な試験研究炉.....	325
14.4.1 JRR-3 .....	326
14.4.2 原子炉安全性試験炉 NSRR .....	326
14.4.3 高速実験炉「常陽」 .....	327
14.4.4 材料試験炉 JMTR .....	327
14.4.5 高温工学試験炉 HTTR .....	327
14.4.6 京都大学研究炉 KUR .....	328
14.4.7 近畿大学原子炉 UTR-KINKI .....	328

【この章のポイント】

- ・ 試験研究炉とは発電を主目的としない原子炉の総称で、その特徴は設置目的に応じて多種多様である。
- ・ 本章では、日本国内の代表的な試験研究炉を紹介する。

原子炉は主に発電用原子炉（power reactor）と試験研究炉（test reactor）に大別される。発電用原子炉であれ試験研究炉であれ、どちらも原子炉である以上は核燃料物質による核分裂連鎖反応を維持・制御する装置であることに変わりはない。しかし、両者の特徴と役割には大きな違いがある。

本章では、試験研究炉の特徴や利用形態を述べ、加えて、日本国内の主な試験研究炉について紹介する。

#### 14.1 試験研究炉とは？

【この節のポイント】

- ・ 試験研究炉は、中性子を利用した研究・開発および教育を利用目的とする。
- ・ 試験研究炉は、それぞれの利用目的に適した中性子を発生させるために設計された原子炉である。
- ・ 試験研究炉には、研究開発段階にある新型の発電用原子炉や臨界集合体も含まれる。

発電用原子炉は、電気エネルギーの供給をその目的とし、核分裂により発生するエネルギーを電気の形でいかに効率良く、かつ安全に取り出すかを主眼に置いて設計される。それに対し試験研究炉は、そこで発生させる中性子を用いた研究・開発および教育をその利用目的とし、それぞれの目的に適した中性子を発生させるように設計されている。また、研究開発段階にある新型の発電用原子炉（新型炉）や第13章で述べられている臨界集合体も、（2019年現在の法律上の枠組みとしては）試験研究炉に含まれる。

試験研究炉には、その利用目的に応じて、実験試料の照射孔や、炉心から中性子ビームを取り出すビームライン、中性子のエネルギースペクトルを調整するための重水槽など、発電用原子炉には無い実験用の設備が設けられていることも特徴として挙げられる。

試験研究炉を分類する指標としては、炉心における中性子の主たるエネルギー領域や熱出力、使用する核燃料・減速材・冷却材の種類や形状、さらには使用目的など、様々な分類方法がある。主な分類例を表14-1に示す。

表 14-1 試験研究炉の分類例

分類項目	例
中性子のエネルギー領域	熱中性子領域、中速中性子領域、高速中性子領域
熱出力	0 W～250 MW
核燃料の種類	天然ウラン、濃縮ウラン、MOX、プルトニウム、トリウム
冷却材の種類	軽水、ガス、液体金属、冷却無し
減速材の種類	軽水、重水、黒鉛、減速無し
使用目的	中性子ビームの利用、中性子照射、材料試験、放射性同位元素 (RI) 製造、教育訓練、発電用原子炉の工学的実証など

臨界集合体を除く試験研究炉の多くは、中性子ビーム炉や照射炉、つまりは中性子の供給源としての利用を目的としており、このような試験研究炉そのものは原子炉物理研究の対象にはなりにくいと言えるかもしれない。しかし、試験研究炉において安定した中性子供給を支えている基幹技術の一つが原子炉物理であることを忘れてはならない。

また、新たな試験研究炉を設置するためには、その利用目的に合わせて炉心やその周辺設備を設計する必要があり、これまで設計・建造・運用されてきた多くの試験研究炉の知識はその一助になるだろう。

#### 【コラム】試験研究炉での炉物理実験

臨界集合体を除いた試験研究炉では、炉心の組み換えは容易ではなく、炉物理実験を行う場合には、燃料や制御棒、中性子検出器の種類や配置など、様々な事柄に制約が発生する。試験研究炉において有用な炉物理実験を実施するためには、実験上の制約を十分に把握する必要がある。

## 14.2 新型炉開発における試験研究炉の役割

## 【この節のポイント】

- ・ 試験研究炉は、新型炉開発において工学的な実証を行うという重要な役割を担っている。

試験研究炉と新型炉開発との関わりを図 14-1 に示す。

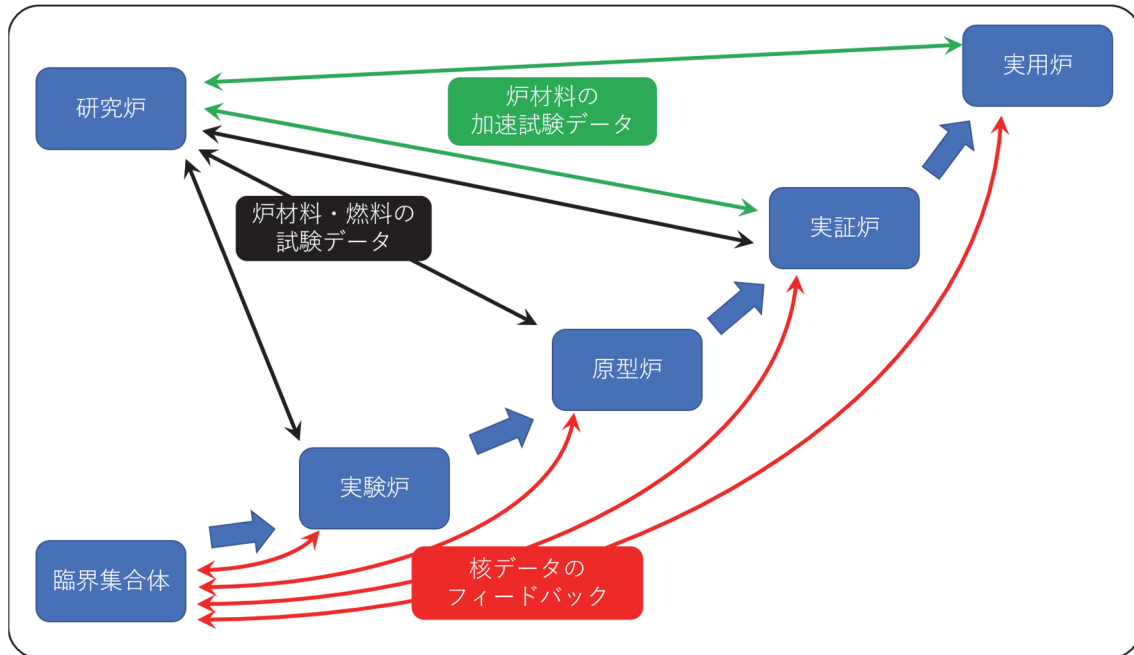


図 14-1 新型炉開発と試験研究炉との関わり

発電用原子炉を代表とする実用炉を実現するにあたっては、図 14-1 の青色矢印で示すように、研究開発を段階的に進める必要がある。まず始めに、**臨界集合体 (critical assembly)** でモックアップ炉心を構築し、炉型そのものの臨界性など基礎的な炉物理特性を調査・研究する。第 13 章で説明したように、臨界集合体は極低出力で運転され、いつでも安全に停止できること、また、温度変化がないことから、基礎的な炉物理特性の検討には最適である。続いて臨界集合体で得られた知見・成果を**実験炉 (experimental reactor)** の設計に展開する。実験炉では、臨界集合体で収集した特性値 (反応度や反応率などの積分データ) などを基に、燃料の燃焼や温度上昇による核的影響 (フィードバック) を調査するとともに、新型炉の材料や燃料の研究開発のためのデータを取得する。さらにそれに引き続く**原型炉 (prototype reactor)** では、実験炉で得られた成果を反映しつつ、炉心および冷却系の大型化や周辺設備・機器の設計開発などを行い、新型炉システムの工学的な成立性を確立する。最後に**実証炉 (demonstration reactor)** においては、ここまでの研究開発の成果を集約し、経済性と安全性について確証し、実用炉へと発展させる。

新型炉開発の一連の流れの初期段階で、臨界集合体は炉心のモックアップ実験に供されるが、その後も、核データ・核計算手法の精度の検証のためのデータを継続して取得すると

いう役割がある。

日本における高速増殖炉開発を例にとると、臨界集合体が「FCA」、実験炉が「常陽」、原型炉が「もんじゅ」に対応する。「常陽」では、MK-I 炉心、MK-II 炉心、MK-III 炉心の順に炉心構成を大型化する改造を行っており、MK-I 炉心では特に高速炉における燃料の増殖の実証を、MK-II 炉心および MK-III 炉心では、新燃料や材料の開発および加速照射試験を行った。

### 14.3 試験研究炉の利用

**【この節のポイント】**

- 多くの試験研究炉では放射線の多目的利用がなされており、その利用形態は炉内に試料をセットする「照射利用」と炉外に中性子を引き出して分析等を行う「ビーム利用」に大別される。

それぞれの試験研究炉で重点的に行っている実験はあるものの、ほとんどの研究炉は放射線の多目的利用が主である。試験研究炉の利用形態を分類すると、図 14-2 に示すように、炉内に試料をセットする照射利用 (irradiation utilization) と、炉外に中性子を引き出して分析等を行うビーム利用 (beam utilization) とに大別され、その他にも、炉物理実験や核データの積分実験、人材育成といった利用目的がある。以降では、照射利用とビーム利用について代表的な例を紹介する。

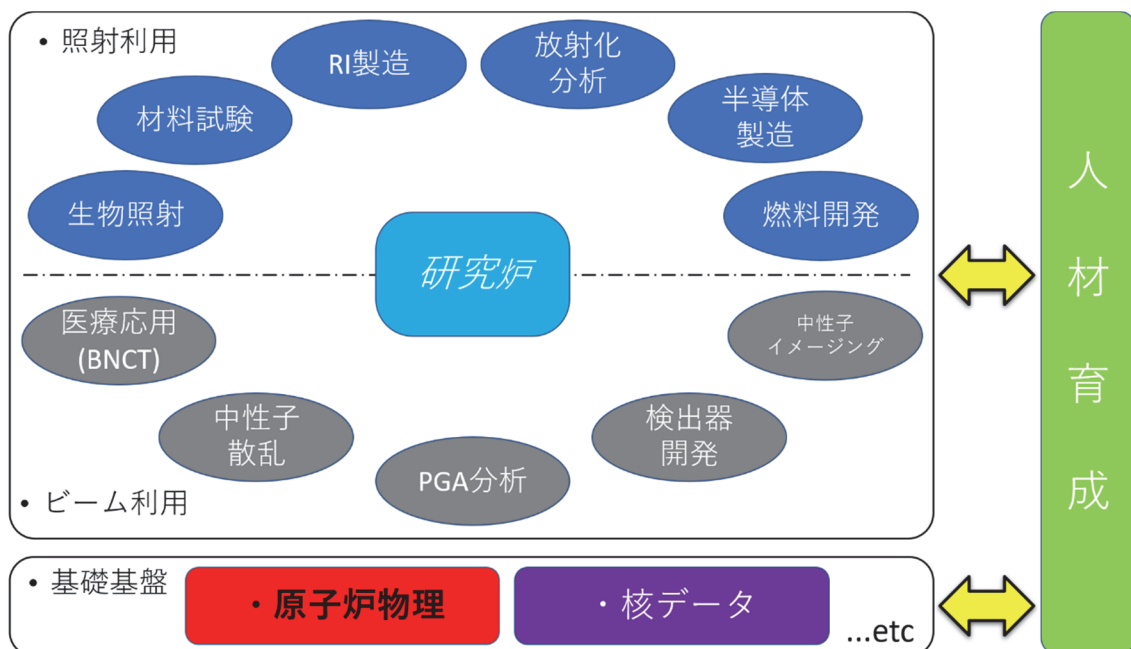


図 14-2 研究炉の多目的利用

### 14.3.1 照射利用

炉心内部に設けられた照射設備を利用して以下に挙げるような照射利用が行われる。なお、炉心内部での照射であるため、照射場は中性子と $\gamma$ 線の混合場となる。照射試料は、原子炉の停止中に直接出し入れするか、運転中に特殊な管を用いて炉心外から挿入することが多い。

#### (1) 生物照射

炉心内に培養細胞や小動物などを試料として挿入し、中性子および $\gamma$ 線の照射による影響を調査する。植物の種子を原子炉で照射することによる品種改良なども行われている。

#### (2) 材料試験

新型炉を含む発電用原子炉の構造材や被覆管などを炉内で照射し、物性の変化を観測する。本来使用される条件に比べて極めて強い中性子場を利用できるため、発電用原子炉で長期間かけて照射される同等量の中性子を用いて短時間で照射する加速試験を行うことができる。

#### (3) 燃料開発

新型炉を含む発電用原子炉の新型の燃料や可燃性毒物を、研究炉の炉心特性に大きな影響を及ぼさない程度に少量装荷し、照射および燃焼させて燃料の物性の変化や燃焼特性を調査する。

#### (4) 放射性同位元素製造 (Radio Isotope (RI) production)

非放射性的の安定同位元素を炉内で照射し、特定の放射線源を製造する。主に医療用の Mo-99/Tc-99m や工業用の Co-60、Cf-252 などの放射線源が製造される。

#### (5) 放射化分析 (activation analysis)

一部の成分が不確かな試料を中性子で照射して放射化させると、ある期間、原子核の壊変に伴う $\gamma$ 線 (壊変 $\gamma$ 線) が放出される。放出される $\gamma$ 線のエネルギースペクトルや強度は放射化された物質に特有であり、試料に含まれている成分の「指紋」のようなものと言える。この $\gamma$ 線の測定結果から、未知物質の特定やその含有量の推定ができる。

#### (6) 半導体製造 (silicon doping)

ケイ素試料に中性子を吸収させることにより、ケイ素の一部が放射化し、それが $\beta$ 崩壊することでリンが生成され、N型半導体を作ることができる。通常の化学的製造手法に比べてケイ素中におけるリンの分布が均一となるという利点がある。

### 14.3.2 ビーム利用

炉心から主に水平方向に延びたビームラインを用いて、中性子ビームを炉外に取り出して照射を行う。炉心内における照射に比べて中性子ビームの強度は落ちるが、 $\gamma$ 線との分離や、エネルギースペクトルの調整などが比較的容易である。

#### (1) 医療応用

**ホウ素中性子補足療法 (Boron Neutron Capture Therapy: BNCT)** とは、ホウ素 (B-10) の中性子吸収反応により発生する粒子線 ( $\alpha$ 線と Li-7 原子核) を利用したがん治療法で、発生する粒子線の飛程が細胞 1 個分程度であることから、がん細胞を選択的に破壊できるという利点がある。ホウ素が含まれている薬剤を患部に集めたうえで、人体の外部から中性子を照射し、がんの治療を行う。B-10 は極めて大きい熱中性子吸収断面積を有することから、主に熱中性子を利用する。

#### (2) 中性子散乱分析 (neutron diffraction analysis)

物質に中性子ビームを当てた際の中性子の散乱角を観測することにより、物質中の原子および分子の配列を測定する手法であり、その物質の特性・機能と原子および分子の配列との関係性の解明などに用いられる。

#### (3) 即発 $\gamma$ 線分析 (Prompt $\gamma$ -ray Analysis: PGA)

物質が中性子を吸収した時に即時に放出される即発 $\gamma$ 線が元素固有のエネルギーを有していることを利用し、即発 $\gamma$ 線のエネルギーと強さを測定することで物質中の元素の種類と量を分析することができる。放射化分析のできない核種にも使用でき、炉外でのビームラインで行うことから大型の試料にも対応可能である。

#### (4) 検出器開発

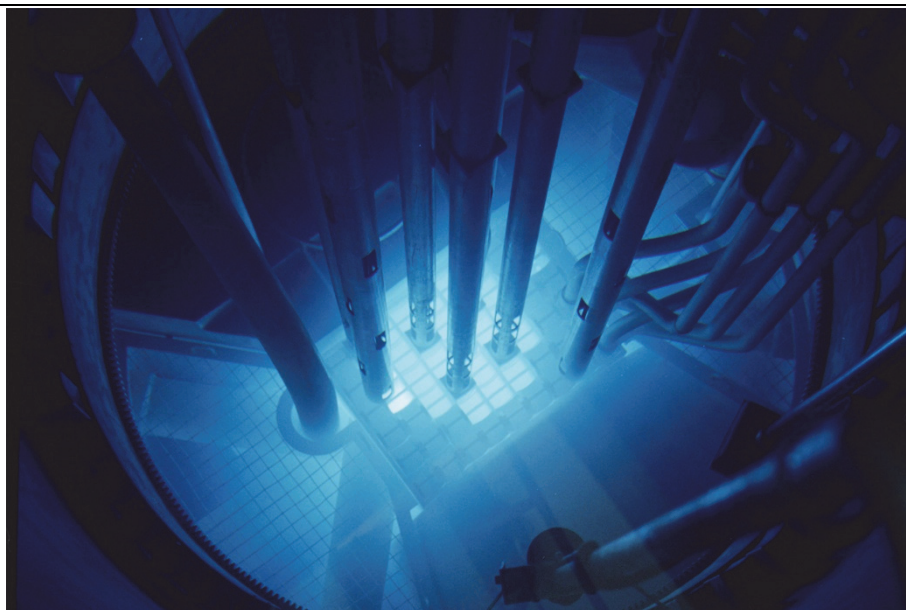
中性子検出器の開発には中性子照射場が必要であるが、Am-Be 等の中性子源で用意できる中性子照射場は強度が弱いことから、研究炉のビームラインのようにエネルギースペクトルや強度を設定できる中性子照射場が中性子検出器開発に有用である。また、Am-Be や加速器等の中性子源は、中性子の発生プロセスに由来して特有のエネルギースペクトルを有しているのに対し、研究炉のビームラインで提供される中性子ビームの多くは中性子のエネルギースペクトルが幅広であるという特徴があり、検出器開発には両方の中性子場を利用することが望ましい。

#### (5) 中性子イメージング (neutron imaging)

中性子が軽元素により散乱・吸収されやすい性質を利用した透過写真 (または、動画等) で、金属を主とした重元素を写し出す X 線イメージングとは逆に、物体中の水素やリチウム、炭素といった軽元素を写し出すことができる。



【コラム】 炉心から溢れ出す青い光



この写真は京都大学が所有する研究用原子炉（Kyoto University Research Reactor: KUR）の運転終了直後の炉心内部である。写真中央に位置する燃料の周辺が青白く光っているが、青白い照明を当てているわけではない。これは、チェレンコフ放射と呼ばれる現象である。チェレンコフ放射とは、荷電粒子（電子線）の移動速度がその物質中の光の速度よりも早い場合に光が放出される現象で、この光をチェレンコフ光という。KUR のようなプール型の試験研究炉では肉眼でチェレンコフ光が確認できる。

#### 14.4 日本国内の主な試験研究炉

【この節のポイント】

- ・ 日本国内の試験研究炉について、主な利用目的と概要を紹介する。

試験研究炉は達成すべき目的がそれぞれで異なるため、それぞれに特有で、かつ種々の工夫がなされ、それが特徴として表れている。表 14-2 に日本国内の主な試験研究炉の概要を示す。

表 14-2 日本国内の試験研究炉の概要

	熱出力	燃料	減速材	冷却材	主な利用目的
JRR-3 <sup>*1</sup>	20 MW	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al 分散型 (板状燃料)	軽水	軽水	ビーム利用
NSRR	300 KW (23 GW <sup>*4</sup> )	U-ZrH 合金 (TRIGA 燃料)	軽水	軽水	事故研究
常陽 <sup>*2</sup>	140 MW	U-Pu 混合酸化物 (MOX 燃料)	—	金属 Na	高速炉開発
JMTR <sup>*3</sup>	50 MW	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al 分散型 (板状燃料)	軽水	軽水	材料試験
HTTR	30 MW	二酸化ウラン (被覆燃料粒子)	黒鉛	He ガス	高温ガス炉開発
KUR <sup>*3</sup>	5 MW	U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al 分散型 (湾曲板燃料)	軽水	軽水	多目的
UTR-KNKI	1 W	U-Al 合金 (板状燃料)	軽水	—	人材育成

<sup>\*1</sup> 改造後、<sup>\*2</sup> MK-III 炉心、<sup>\*3</sup> 低濃縮化後、<sup>\*4</sup> パルス運転時

#### 14.4.1 JRR-3

JRR-3 (Japan Research Reactor No.3) は日本で初めての国産原子炉として 1962 年 9 月に初臨界を迎えた。その後、一括抛出工法という炉心を丸ごと交換する方法 (事実上の廃止措置および新規設置) を用いた大改造を行った。現行炉は、U-235 濃縮度が約 20 wt% の U<sub>3</sub>Si<sub>2</sub>-Al 分散型板状燃料を用いた軽水減速軽水冷却重水反射体のプール型原子炉であり、その熱出力は 20 MW である。

JRR-3 はいわゆる中性子ビーム炉と呼ばれ、炉外の実験設備に安定した中性子ビームを供給することを目的としており、高い中性子束と、液体水素冷却材を用いることで得られる、熱中性子よりもエネルギーの低い冷中性子ビームが大きな特徴である。

なお、改造前の炉心は、天然ウラン金属の U-Al 分散型板状燃料を用いた重水減速重水冷却のタンク型原子炉であり、その熱出力は 10 MW であった。

#### 14.4.2 原子炉安全性試験炉 NSRR

原子炉安全性試験炉 (Nuclear Safety Research Reactor: NSRR) は反応度事故時における核燃料の安全性を研究するための専用原子炉として建造され、1975 年 6 月に初臨界を迎えた。炉心はいわゆる TRIGA 型で、通称 TRIGA 燃料と呼ばれる 17%U-ZrH<sub>1.6</sub> 合金 (水素化ウラン-ジルコニウム合金) を燃料としている。TRIGA 燃料は、温度上昇時の負のフィードバック効果が大きく、自己制御性が極めて高い燃料と言われている。

NSRR の最大の特徴は、トランジェント棒と呼ばれる制御棒の引き抜きにより瞬間的に正

の反応度（最大で 4.7 \$）を添加するパルス運転が可能で、パルス運転時の最高熱出力は 23 GW と、電気出力が 118 万 kW の発電用原子炉の熱出力に対応する約 3.4 GW と比べても格段に高い。ただし、出力パルスの発生幅（時間）が短いため、出力パルスの間に燃料に蓄積するエネルギーは小さく、パルス運転により燃料が破損することはない。

NSRR では、パルス運転機能に加えて、発電用原子炉内の高温・高圧の環境を再現できる実験設備を備えており、発電用原子炉の反応度事故の模擬実験が可能である。

#### 14.4.3 高速実験炉「常陽」

高速実験炉「常陽」は MOX 燃料と液体ナトリウム冷却材を用いる日本で初めての高速増殖炉であり、1977 年 4 月に初臨界を迎えた。「常陽」は、その後の原型炉「もんじゅ」や実証炉の開発のための基礎研究を目的として建造された。「もんじゅ」の運転を想定し、熱出力 75 MW の MK-I 炉心から 100 MW の MK-II 炉心、140 MW の MK-III 炉心へと段階的に改造され、これまでに行われた多くの研究開発の成果も含め、現在も高速増殖炉開発に大きく貢献している。

#### 14.4.4 材料試験炉 JMTR

材料試験炉（Japan Materials Testing Reactor: JMTR）は原子炉材料や核燃料の照射試験及び放射性同位元素製造用の原子炉として建造され、1968 年 3 月に初臨界を迎えた。軽水減速軽水冷却のタンク型原子炉で熱出力は 50 MW である。設置当初は濃縮度 93 wt% の高濃縮ウランを燃料としていたが、1994 年からは約 20 wt% の低濃縮ウランを燃料としており、日本国内で初めてウラン燃料の低濃縮化を行った試験研究炉である。

JMTR の最大の特徴は高い中性子束（最大  $4 \times 10^{18}$  n/m<sup>2</sup>/sec）にあり、他の試験研究炉と比べて短期間で原子炉材料や核燃料の照射試験を行うことができる。

なお、JMTR は、令和元年 9 月に廃止措置計画の認可申請を行っており、今後廃止措置に入る予定である。

#### 14.4.5 高温工学試験炉 HTTR

高温ガス炉は、原子炉を熱源として利用することを目的として研究開発が進められてきた。冷却材としてガスを用いることにより、炉心出口における冷却材温度は 1,000°C に迫り、極めて用途の広い熱源となることが期待されている。

高温工学試験炉（High Temperature engineering Test Reactor: HTTR）は、炭化ケイ素（SiC）で多重に被覆した小さな粒状の二酸化ウランを黒鉛中に分散させた特殊な燃料コンパクトを燃料として用い、かつ反射体として黒鉛、冷却材として He ガスを用いる高温ガス炉で、1998 年 11 月に初臨界を迎えた。

その特徴は何と言っても極めて高い冷却材出口温度で、2004 年 4 月 19 日に 950°C を達成しており、現在は熱化学水素製造法のひとつである IS プロセスによる水素製造の熱源として研究開発が進められている。また、ガス冷却炉の特徴として、出力密度が水冷却炉に比べ

て小さいことが挙げられる。この特徴は、同出力の水冷却炉に比べて炉心を含む様々な設備が大型化するという欠点にもつながるが、冷却機能が喪失した時に、熱容量が大きいことから温度の変化が緩やかであり、また自然循環での冷却が期待できるといった大きな利点にもなる。

#### 14.4.6 京都大学研究炉 KUR

京都大学研究炉（Kyoto University Research Reactor: KUR）は軽水減速軽水冷却のスイミングプール型原子炉で、1964年6月に初臨界を迎えた。設置当初の熱出力は1 MWで、後に熱出力を5 MWまで上昇した。燃料には、当初濃縮度が約93 wt%のウラン板状燃料を使用していたが、現在は燃料の低濃縮化を実施し、濃縮度が約20 wt%のウラン板状燃料（ $U_3Si_2-Al$ ）を使用している。また、制御棒にはホウ素入りステンレス鋼を使用している。

KURは炉内の照射孔に試料を送る輸送管や炉外に中性子ビームを取り出すビームラインを多く有しているが、特徴的な設備として重水中性子照射設備が挙げられる。この設備は、重水を用いて効率的に熱中性子を取り出すためのものであり、 $\gamma$ 線の混在の少ない熱中性子場を得ることができる。この設備では、ホウ素中性子補足療法（BNCT）によるガン治療の臨床研究が進められており、その治療件数は世界最多を誇る。

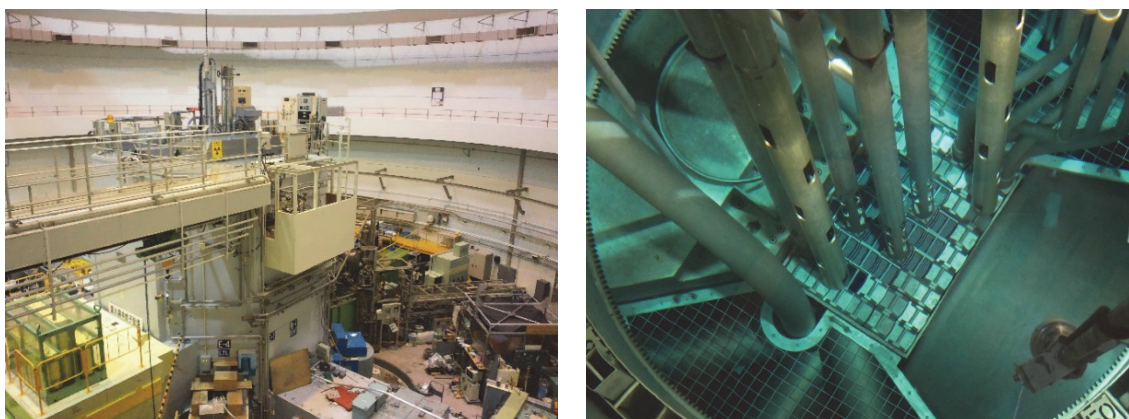


図 14-3 KUR 外観および炉心

#### 14.4.7 近畿大学原子炉 UTR-KINKI

近畿大学原子炉（University Teaching and Research reactor: UTR-KINKI）は日本初の民間によって運営される原子炉である。軽水減速黒鉛反射の二分割炉心を有するアルゴノート型原子炉（Argonne Nuclear Assembly University Training: Argonaut）で、燃料には板状の U-Al 合金を、制御棒にはカドミウム板を使用している。初臨界は1961年11月で、2019年現在で運転を継続する国内の原子炉では最も古い。

UTR-KINKIの熱出力は1 Wと他の試験研究炉と比べても極めて低く、炉心の冷却は不要である。また、核燃料から放出される放射線量も少ないことから、教育訓練に適した原子炉である。



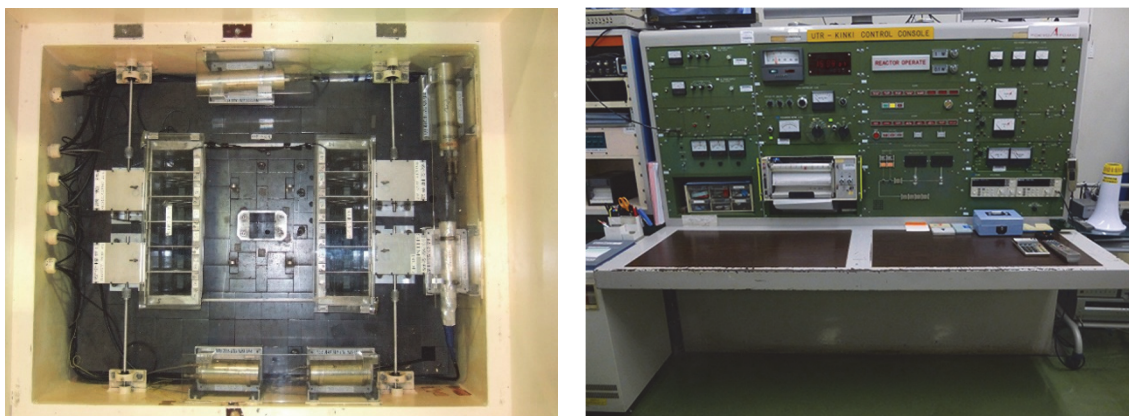


図 14-4 UTR-KINKI 炉心及び制御盤

【コラム】人類史上初の原子炉と日本初の原子炉

人類史上、初めて臨界に達した原子炉は CP-1 (Chicago Pile 1) で、アメリカ合衆国シカゴ大学のフットボール場の観客席下に秘密裏に作られた。球状の天然ウラン燃料と黒鉛ブロックの減速材を積み上げて作られ、初臨界は 1942 年 12 月 2 日の 15 時 25 分ごろと言われている。反応度制御にはカドミウム制御棒が、出力監視には BF-3 検出器が使われた。

日本国内で初めて臨界に達した原子炉は JRR-1 (Japan Research Reactor No.1) であり、初臨界は 1957 年 8 月 27 日である。JRR-1 は溶液燃料を用いた研究炉で、運転中に放射線分解により気泡が発生し、水が沸騰しているように見えることから、ウォーターボイラー型と呼ばれた。稼働期間中は照射利用から人材育成まで幅広く利用されたが、2019 年現在では廃止措置も完了し、建物や設備が記念展示館として公開されている。

【コラム】原子力船「むつ」

原子力船「むつ」は日本では初めての原子力動力船であり、1969 年 6 月 12 日に進水、1974 年 8 月 28 日に太平洋上で初臨界を迎えた。原子炉本体は PWR の小型版と言え、熱出力は 36 MW であった。原子炉で発生した熱により蒸気タービンを回し、スクリューを駆動させるが、この方式は、基本的にアメリカ合衆国やロシアが所有する原子力空母や原子力潜水艦などの他の原子力船舶と同様である。

原子力船「むつ」の原子炉本体や原子炉の制御盤等は船体から取り出され、2019 年現在、むつ科学技術館に展示されている。また、船体は、動力をディーゼル機関に換装し、海洋地球研究船「みらい」として現在も運用されている。

