

## 超高温原子炉（VHTR）

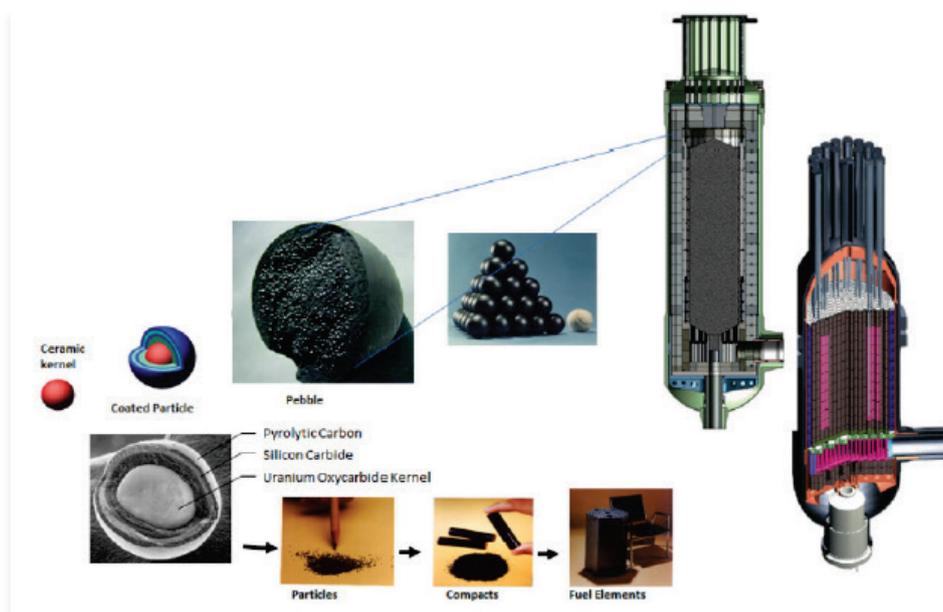
### システムの主な特徴

超高温原子炉は、1970年代から1980年代に開発された高温原子炉から派生したものである。これらは、完全にセラミックでコーティングされた粒子燃料、中性子減速材としての黒鉛の使用、冷却材としてのヘリウム、自己崩壊熱除去能力を特徴とし、固有の安全性とプロセス熱応用能力をもたらす。

冷却材としてヘリウムを、炉心構造材料としてセラミックを使用することで、炉心出口での稼働温度が850℃以上になり、熱化学サイクル（硫黄・ヨウ素プロセス）や高温水蒸気電解（HTSE）といった温室効果ガスの無いプロセスを使用して水素を生成できる。高温原子炉は、発電と水素生成に加えて、化石燃料の用途に代わって、他の産業で使用するためのプロセス熱を提供することができる。

前述の通り、VHTRの基本技術は、米国のPeach BottomやFort Saint-Vrainプラント、ドイツのAVRおよびTHTRプロトタイプ、日本の試験炉HTTR、および中国のHTR-10といった以前の高温ガス冷却炉で確立されている。これらの原子炉は、VHTR炉心の2つの基本概念である柱状ブロック型とペブルベッド型を指している（図VHTR 1参照）。

図VHTR 1. 六角形のブロックおよびペブルベッド炉心設計の基礎としてのTRISO被覆粒子燃料



燃料サイクルは、最初は低濃縮ウラン燃料と非常に高い燃料燃焼で、代替としてプルトニウムまたはトリウムベースの燃料を使用して、ワンスルーとなる。燃料サイクルのバックエンドを適切に管理するためのソリューションを開発する必要がある。閉じられた燃料サイクルの可能性を完全に確立する必要がある。VHTRシステム内ではさまざまな燃料設計が検討されているが、TRISO被覆粒子燃料形態がすべての共通の基準であるため、すべての概念は一貫したR&Dアプローチを可能にする広範な類似性を示す。この燃料は、多

孔質炭素緩衝材に囲まれ、小さな核物質の粒子で構成されており、熱分解炭素/炭化ケイ素/熱分解炭素の 3 つの層でコーティングされている。これらのコーティングは、通常の動作および事故条件下での核分裂生成物の放出に対する最初の障壁となる。

AVR や HTTR などの以前の HTR 原子炉は、すでに最大 950°C の温度で稼働されていた。VHTR は現在、700~950°C、また将来的には 1,000°C を超える炉心出口温度で熱と電気を供給することができる。熱交換器および金属部品に使用される利用可能な高温合金によって、VHTR の現在の温度範囲 (~700-950°C) が決まる。GIF VHTR の最終目標は 1,000°C 以上に設定されており、これは新しい超合金、セラミック、複合物などの革新的な材料の開発を意味している。これは、業界に超高温プロセス熱を提供するという VHTR の目的を達成するために、炉心出口で非常に高い温度が必要とされる一部の非電氣的用途で特に必要である。

VHTR の現在のプロジェクトでは、電力変換ユニットは、この技術が利用可能であるため、従来の発電所の最新技術を適用する間接ランキンサイクルである。直接ヘリウムガスタービンまたは間接（ガス混合タービン）ブレイトンタイプのサイクルは、長期的に想定することができる。

実験炉 HTTR（日本、30 MWth）および HTR-10（中国、10 MWth）は、VHTR の先進原子炉の概念開発を支援している。これらは、VHTR の安全性と動作特徴の実証と分析に重要な情報をもたらす。それにより、商用サイズの検証 VHTR の設計とライセンス供与のための分析ツールを改良できる。特に HTTR は、先進水素製造技術を最大 950°C の核熱源と結合させるためのプラットフォームを提供できるようになるであろう。

HTR-PM、NGNP、GT-MHR、NHDD、GTHTR300C といった中国、米国、韓国、日本のいくつかのプラント販売業者と国立研究所がそれぞれ主導する中期プロジェクトを通じて、この技術は進歩している。HTR-PM 実証プラント（210 MWe を生成する 1 つの過熱蒸気タービンを備えた 2 基のペブルベッド型モジュール炉）の建設が現在完了している。各モジュール炉の熱出力は 250 MWth である。冷却ガスの温度は 750°C になる予定である。これは、最先端の材料と高温蒸気発生要件を表している。いずれかの原子炉からの 566°C の高品質蒸気は、共通の蒸気ヘッダーとターボ発電機セットに供給される。HTR-PM 実証炉は、2020 年にグリッドに接続される予定で、これは第 4 世代実証炉に向けた大きな一歩を意味する。

## 協力の状況

VHTR システム協定は、2006 年 11 月に、カナダ、Euratom、フランス、日本、韓国、スイス、および米国が署名している。2008 年 10 月、中国は北京で開催された政策グループ会議で VHTR SA に正式に署名した。南アフリカは、2008 年に正式に GIF フレームワーク協定に加盟したが、2011 年 12 月に、VHTR SA に加盟する予定はないと発表した。カナダは 2012 年末に SA から脱退したが、オブザーバーであり、水素製造プロジェクトで活動を続けている。その後、オーストラリア（2017 年 12 月）と英国（2019 年 1 月）が署名し、システム協定の新メンバーとなった。

燃料および燃料サイクルプロジェクト協定は、Euratom、フランス、日本、韓国、および米国の実施組織が参加しており、2008 年 1 月 30 日に発効した。このプロジェクト協定は、中国からのインプットを盛り込むために拡張され、2013 年に修正された。プロジェクト

トは 2018 年に 10 年間延長された。

当初の材料プロジェクト計画 (PP) の期間は 2012 年に終了したが、材料プロジェクト協定 (PA) は、署名国として中国を加えた 1 回目の修正に従い 2019 年まで継続され、同時に、2018 年から 2022 年までの新しい活動 PP を盛り込み、オーストラリアを署名国として加える 2 回目の修正も進められている。2018~2022 年の新しい PP への貢献は、現在加盟している 6 カ国 (中国、フランス、日本、韓国、スイス、米国) および欧州連合と、PA に参加する予定のオーストラリアによってもたらされた。この PA の 2 回目の修正 (新しい PP とオーストラリアを含む) は、2019 年 4 月に SSC によって承認され、2019 年 11 月 20 日に署名のために NEA によって配布された。

水素製造 PA は、カナダ、フランス、日本、韓国、米国、および Euratom の実施組織が参加しており、2008 年 3 月に発効した。2019 年には、中国の貢献と他の国の最新の貢献を取り込むために、次の 5 年間のプロジェクト計画が作成された。最終的なプロジェクト計画は 2020 年初頭に予定されている。

計算方法の検証とベンチマーク (CMVB) PA は暫定的なままである。2019 年には、複数年の作業計画の最終決定に関する詳細な議論が参加者によって行われた。これにより、PA は VHTR SSC による最終承認の準備が整った状態にある。

## R&D 目標

VHTR の開発は、主に新しい用途に高い熱効率を提供する超高温を達成することで進められているが、次の他の重要なトピックが現在の R&D を推進している。固有の安全特性と高い燃料性能 (温度、燃焼) の実証、プロセス熱アプリケーションとの結合、熱と電力のコージェネレーション、およびそれらの挑戦的な R&D 目標間での考えられる競合の解決。

VHTR システム研究計画では、VHTR システムの基礎技術を確立するための R&D プログラムが説明されている。そのため、これは、第 4 世代技術ロードマップおよび GIF R&D Outlook (2018 年更新) に記載されている開発計画の実行可能性およびパフォーマンス段階のニーズをカバーすることを目的としている。以下に説明するように、VHTR SRP で概説されている 6 つのプロジェクトのうち 3 つは有効で、1 つは暫定的である。

- 燃料および燃料サイクル (FFC) の調査は、VHTR の基本的な燃料概念である TRISO 被覆粒子の性能に焦点を合わせている。R&D は、標準設計 (SiC/PyC コーティングを施した  $\text{UO}_2$  カーネル) の理解を深め、燃焼能力の向上、核分裂生成物の優れた閉じ込め、炉心過熱事故 ( $1,600^\circ\text{C}$  以上) に対する耐性の向上のために、酸化ウラン UCO カーネルおよび ZrC コーティングの使用を調査することを目的としている。この作業には、燃料の特性評価、照射後試験、安全性試験、核分裂生成物の放出評価、および代表的な運用および事故条件での化学的および熱機械的材料特性の評価が含まれる。R&D では、使用済み燃料の処理と廃棄 (使用済み黒鉛の管理を含む)、および閉じたドサイクルをサポートするプルトニウムとマイナーアクチニド (MA) の深部燃焼にも取り組んでいる。
- VHTR システムの開発には、材料 (MAT) の開発と認定、設計コードと規格、および製造方法が不可欠である。VHTR 構造材料の主な課題は、照射によって誘発される、および/または経時的な故障と動作環境における微細構造の不安定性である。炉心冷却材の出口温度が最大約  $950^\circ\text{C}$  の場合、既存の材料を使用することが想定されて

いる。ただし、通常とは異なる条件下での安全な操作や腐食性のプロセス流体を含む 1,000°C のストレッチ目標には、新しい材料の開発と認定が必要である。非弾性有限要素設計解析をサポートするには、改良されたマルチスケールモデリングが必要である。他の高温熱交換器に加えて、蒸気発生器の金属性能にも新たに注意が払われている。これは、750~850°C のやや低い炉心出口温度での蒸気ベースのプロセスアプリケーションに対する現在の関心を反映している。構造材料は、黒鉛（炉心構造、燃料マトリックス用など）、超/中・高温金属、セラミックと複合材料の 3 つのカテゴリで検討されている。材料ハンドブックが作成され、VHTR データを効率的に保存および管理し、国際的な R&D 調整を促進し、損傷と寿命の評価を予測するためのモデリングをサポートするために使用されている。

- 水素製造 (HP) については、水を分解するための 2 つの主要なプロセス（硫黄/ヨウ素の熱化学サイクルと高温蒸気電解プロセス）が当初考えられていた。追加的なサイクルの評価により、より低い温度要件を持つ 2 つの追加サイクル（ハイブリッド銅-塩素熱化学サイクルとハイブリッド硫黄サイクル）に注目が集まっている。この PMB での R&D は、小規模および大規模水素製造の実現可能性、最適化、効率、および経済性評価に取り組んでいる。プロセスのパフォーマンスと最適化は、実験室規模からパイロットおよび実証規模までの統合された試験ループを通じて評価され、先進プロセス熱交換器といったコンポーネント開発も行われている。原子炉との水素プロセス結合技術も調査され、原子力システムと非原子力システム間の考えられる相互作用を扱う設計関連のリスク分析が行われる予定である。熱化学またはハイブリッドサイクルは、専用またはコージェネレーション水素製造モードでの技術的および経済的実現可能性の観点から調査され、温度範囲がより低い他の第 4 世代原子炉システムとも互換性を持たせるために、稼働温度要件を下げることを目的としている。
- 熱力学、熱機械学、炉心物理学、および化学輸送の分野における計算方法の検証とベンチマーク (CMVB) は、通常、異常および事故の状態での原子炉性能の評価とライセンス供与に必要な主要活動である。コードの検証は、HTTR および HTR-10 試験、または過去の高温炉のデータ (AVR、THTR、Fort Saint-Vrain など) によってサポートされる、基本的な現象から統合実験までのベンチマーク試験およびコード間の比較を通じて行う必要がある。改良された計算方法も、不必要な設計の保守化傾向の排除を容易にし、建設費の見積もりを改善させる。
- 現在は行われていないが、主要な原子炉システム（炉心構造、吸収ロッド、コアバレル、圧力容器など）およびエネルギー変換または結合プロセス（蒸気発生器、熱交換器、ホットダクト、バルブ、計装、ターボ機械など）のコンポーネントの開発に取り組む必要がある。一部のコンポーネントでは、新しい溶接や溶接後の熱処理技術など、製造および現場での建設技術の進歩が必要になる。そのようなコンポーネントは、正常および異常な事象をシミュレートできる専用の大規模ヘリウム試験ループでも試験を行う必要がある。コンポーネントに関するプロジェクトでは、要件が特定された場合に、共通の R&D を想定できるように GFR のニーズに部分的に共通する開発ニーズに対応するべきである。

システム統合と評価 (SIA) は、さまざまな VHTR ベースラインの概念やコージェネレーションや水素製造といった新しい用途のニーズを満たす R&D の指針とするために必要である。短期および中期プロジェクトは、さらなる技術と経済性向上の可能性を特定するために、設計に関する情報を提供する必要がある。現時点では、このトピックはシステム運営委員会によって直接扱われている。

## マイルストーン

短期的には、早期応用に関心のある現在の業界のニーズを満たすために、低温の実証プロジェクト（700°Cから 950°C）が進められている。将来の高温（1,000°C以上）での運用には、高温合金の開発、新しい黒鉛タイプの認定、および複合セラミック材料の開発が必要である。VHTR の低温バージョン（700°Cから 950°C）は、2020 年に稼働する予定の中国の HTR-PM の経験に基づいて、2020 年頃に実証段階に入る。将来の高温バージョン（1,000°C以上）にはさらに多くの研究が必要となる。

## 主な活動と成果

燃料および燃料サイクル（FFC）プロジェクト：超高温原子炉（VHTR）の燃料および燃料サイクル（FFC）プロジェクトは、VHTR 燃料（設計、製造、および認定）と新しい燃料サイクルオプションを含むそのバックエンド管理の実証済みソリューションを提供することを目的としている。

VHTR の基本的な燃料概念である三重等方性（TRISO）被覆粒子は、関連する運用条件に適合している必要がある。さらに、その標準設計（二酸化ウラン（ $\text{UO}_2$ ）カーネルが多孔質黒鉛、高密度パイロカーボン（PyC）、炭化ケイ素（SiC）、次に PyC の連続層に囲まれている）は、燃焼能力を高め、核分裂生成物の放出を最小限に抑え、炉心過熱事故（1,600°C以上）に対する耐性を高めるために、酸化ウラン（UCO）カーネルまたは炭化ジルコニウム（ZrC）コーティングを使用することで、性能の向上とともに進化する可能性がある。燃料の特性評価作業、照射後試験（PIE）、安全性試験、核分裂生成物の放出評価、および代表的な条件下での化学的および熱機械的材料特性の評価により、燃料材料のデータベースのデータが得られる。物理モデルをさらに開発すれば、通常および異常な条件下での炉内燃料の挙動の評価が可能になる。

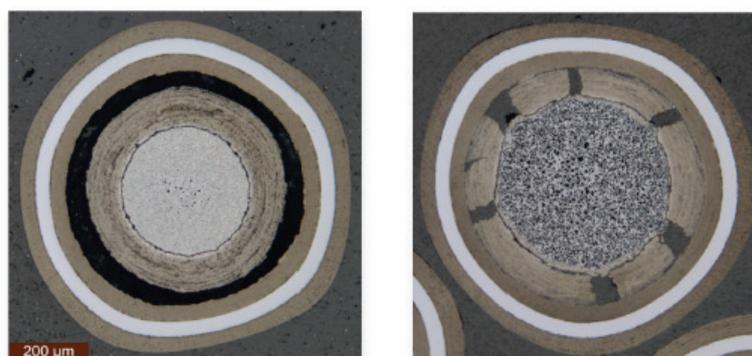
燃料サイクルのバックエンドには、使用済み燃料の処理と廃棄、および使用済み黒鉛の管理が含まれる。黒鉛を扱うための最適化されたアプローチを定義する必要がある。ワンスルーサイクルが最初に想定されているが、VHTR でのプルトニウムとマイナーアクチニドの深部燃焼の可能性、およびトリウムベースの燃料の使用は、閉じたサイクルに向けた進化として説明される。さまざまなワークパッケージでの最近の活動を以下に要約する。

## 照射と PIE

このワークパッケージには、燃料照射試験、PIE 施設および機器の開発、および燃料試験の照射後試験の活動が含まれる。中国では、国内の燃料照射後試験能力の開発が続けられている。それには、ホットセルと燃料加熱試験用の機器が含まれている。

AGR-2 燃料（UCO と  $\text{UO}_2$  TRISO 粒子の両方を含む）の照射後試験は、米国で継続されている。これには、燃料コンパクトと粒子の破壊試験が含まれる。これまでに、11 の UCO と 2 つの  $\text{UO}_2$  コンパクトが試験されており、照射中の粒子とコンパクト内の核分裂生成物の保持に関する情報、およびコーティング層の状態と層内の核分裂生成物の移動に関する詳細な微細構造情報が得られている（図 VHTR2 参照）。

図 VHTR 2. 平均燃焼度 12.0%FIMA に照射された AGR-2 コンパクトからの UCO TRISO 粒子の顕微鏡写真



UCO TRISO 燃料の米国 AGR-5/6/7 の照射は、先進試験炉で継続されている。この試験は、最終的な燃料認定用の照射と個別の高温燃料性能マージン試験（ピーク温度～1,500℃）の両方の試験であり、194 の燃料コンパクトに約 570,000 の燃料粒子が含まれている。照射はほぼ半分完了している。

米国はまた、最近、加熱試験を実施する前に燃料試料を再照射する機能を開発し、現在使用している。この機能は、原子炉事故時の周辺の線量に大きく寄与する可能性のある短寿命の核分裂生成物（ $^{131}\text{I}$  を含む）の放出を測定するために不可欠である。燃料試料（先進試験炉で既に照射したもの）は、INL の高温燃料試験施設にある中性子ラジオグラフ（Neutron Radiograph : NRAD）原子炉で再照射され、加熱試験のために、原子炉からすばやく取り出してホットセルに送ることができる。

### 燃料の属性と材料特性

FFC PMB は、2019 年 5 月に ORNL で開催された PMB の第 15 回公式会議に合わせて、高温ガス冷却炉の SiC 材料特性に関する第 5 回ワークショップを開催した（5 カ国から 34 人が参加）。参加者は、学界、産業界、国立研究所、政府間機関のメンバーに及んだ。会議は、HTGR 用の三重等方性（TRISO）燃料に伴う科学的課題に焦点を当てた重要な議論とともに、16 の技術プレゼンテーションを含む技術セッションに分割された。技術的なトピックでは、TRISO 燃料の SiC コーティング層に関わる問題と TRISO 燃料材料の酸化という 2 つの異なる領域が広範に取り上げられた。会議には、ORNL の過去と現在の原子力研究開発能力に焦点を当てた一連のツアーも含まれていた。

米国、中国、および韓国は、製造時の燃料の特性評価「ラウンドロビン」試験の最終段階を完了している。この作業には、十分に特性化された粒子試料に対して浸出 - 燃焼 - 浸出（leach-burn-leach）分析を行い、欠陥のある SiC コーティングと完全なスルーレイヤー・コーティングの欠陥を検出することが含まれる。試料は米国と中国から提供された。2019 年末現在、すべての試験作業が完了している。米国は、これらの結果をまとめた最終報告書を作成している。

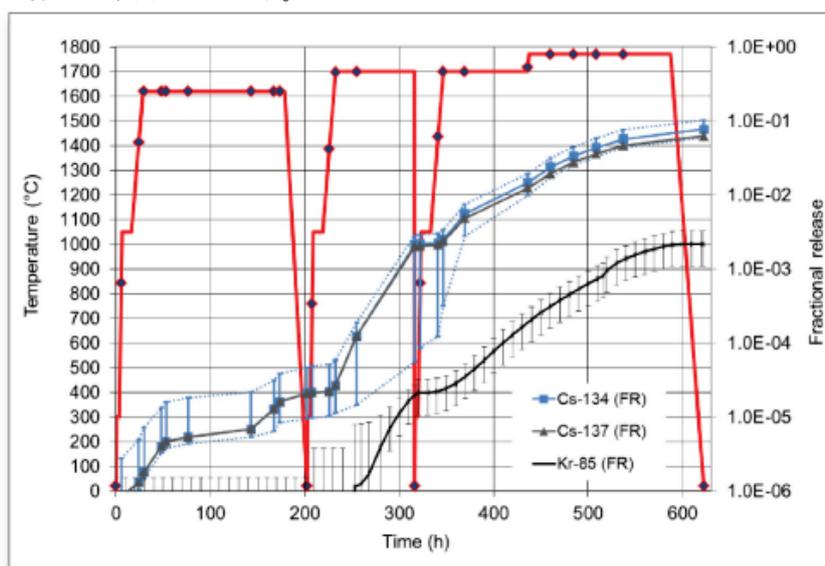
米国、日本、および韓国も、TRISO 燃料事故試験のコンピュータ・ベンチマーク・タスクを完了している。3 カ国の参加者全員が、燃料性能モデルを使用して、純ヘリウムでの加

熱試験中の TRISO 燃料からの核分裂生成物の放出を予測した。予測の結果は、米国および EU で燃料に対して実施された安全性試験の実験結果と比較された。報告書の草稿が作成されており、2020 年に発行される予定である。

## 安全性

高温安全性試験は、JRC Karlsruhe で、HFR で既に照射している HTR-PM の燃料粒 (sphere) に対して行われている。試験は、1,620~1,770°Cの温度で、各燃料粒に対して合計 450 時間行われている。合計 4 回の試験が完了している。試験中のクリプトン放出は単一粒子のレベルを下回ったままであり、完全な TRISO 欠陥のある粒子がないことを示している。セシウムの放出は、1,620°Cおよび 150 時間で $\sim 2 \times 10^{-5}$ 未満であったが、曝露時間を増やし温度を上げると増加し、SiC 層の段階的な劣化を示した。セシウムとクリプトンの放出データの例を図 VHTR3 に示す。Karlsruhe での HTR-PM 燃料粒試験に加えて、中国は INET のホットセルで KÜFA 加熱試験機能も展開させている。同システムはホットセルに導入され、現在試験中である。

図 VHTR 3. HFR Petten で照射され、KÜFA 施設で加熱された HTR-PM 燃料試料からの核分裂生成物 Cs-134、Cs-137、および Kr-85 の放出割合。加熱プログラムは赤色で表示している。



米国では、純ヘリウムでの AGR-2 の UCO および  $\text{UO}_2$  燃料コンパクトの高温安全性試験が継続されている。1,500°Cから 1,800°Cの温度で合計 16 回の安全性試験が実施された。これらの試験の 1 つは、減圧した強制冷却喪失中にモジュール HTGR で予測されるピーク燃料温度と同様に、経時的に変化させた試験温度で行われた。その結果からは、300 時間、1,800°Cの UCO 温度および 300 時間、1,700°Cの  $\text{UO}_2$  の試験中に TRISO 欠陥がないことが示された。UCO 燃料からのセシウム放出は試験中は低いまだが（最高放出は 1,800°C で 300 時間後に $\sim 3 \times 10^{-4}$ ）、 $\text{UO}_2$  燃料ではやや高くなる（1,700°C で 300 時間後に $9 \times 10^{-2}$ もの高い放出を観測）。

米国はまた、AGR-3/4 照射試験コンポーネントの PIE と、AGR-3/4 の TRISO 燃料コン

パクトの加熱試験を行っている。これらのコンパクトには、約 1,900 個の TRISO 燃料粒子と、照射中にコーティングの不具合が発生する 20 個の「失敗するように設計された」粒子が含まれている。これらのコンパクトのいくつかは、短寿命の  $^{131}\text{I}$  を生成するために加熱試験の前に、NRAD 原子炉で再照射されている。したがって、これらの試験は、曝露させたカーネルからの核分裂生成物の放出を評価するために使用されている。

現在、米国の INL では、照射した TRISO 燃料試料を酸化性雰囲気中で  $1,600^{\circ}\text{C}$  まで加熱するように設計された専用炉が開発されている。このシステムは、核分裂生成物と反応生成物の放出をリアルタイムで監視し、空気/He および水分/He のガス混合物中の燃料と燃料材の酸化挙動を試験するために使用される。このシステムは 2021 年に導入される予定である。

米国はまた、電力研究所 (Electric Power Research Institute : EPRI) と協力して、AGR-1 および AGR-2 照射実験とその後の PIE の結果を記載した UCO TRISO 燃料性能に関するトピックレポートを作成した。レポートは、レビューのために原子力規制委員会 (NRC) に提出された。このレポートと NRC レビューの目的は、これらの試験の燃料性能データを将来の原子炉設計者がライセンス申請で使用してもよいという米国の規制当局からの合意を得ることである。

日本では、研究者が SiC-OPyC 境界での TRISO SiC 層の酸化を研究している。これには、酸化のメカニズムと、温度、 $\text{O}_2$  (g) 濃度、OPyC を介した SiC 層への輸送などのパラメータの影響の計算モデリングが含まれる。最大  $1,600^{\circ}\text{C}$  の温度と 20 ppm から 20% の  $\text{O}_2$  濃度で、代替カーネルを備えた TRISO 粒子を使用した一連の試験が提案されている。JAEA は、短寿命核分裂ガスの放出挙動に焦点を当てた新しいコンピュータによるベンチマーク作業を提案している。

## 改良および先進的な燃料製造

韓国では、TRISO 燃料で一般的に使用されるより大型の  $\text{UO}_2$  カーネルの製造の開発が進められている。研究者は、事故に強い燃料の応用の可能性を目指し、 $800\ \mu\text{m}$  の焼結カーネルサイズを目標としている。実験では直径  $800\ \mu\text{m}$  を超えるカーネルの製造に成功しており、カーネルの特性を改善するためにプロセスを改良する作業が続けられている。この取り組みに関連して、より大型のカーネルのコーティングプロセスも開発されている。現在まで、これには流動化粒子床の計算モデリングが含まれており、将来的に実験が計画されている。最後に、韓国では、特性が改善された 2 層 ZrC/SiC TRISO コーティングの開発が引き続き研究されている。

中国は、TRISO 燃料の SiC の代替可能品として、ZrC コーティングを製造するための装置とプロセスを研究している。UCO カーネルの製造も進められている。

TRISO 燃料の PIE および安全性試験に関して重要な作業が最近行われ、複数のメンバーが新しい PIE および安全性試験機能を開発している。プロジェクト管理委員会は、LBL ラウンドロビン試験および事故試験のコンピュータによるベンチマークという 2 つの共同プロジェクトで結果を出した。それにより、3 番目の 5 年計画が立てられた。

## 材料プロジェクト

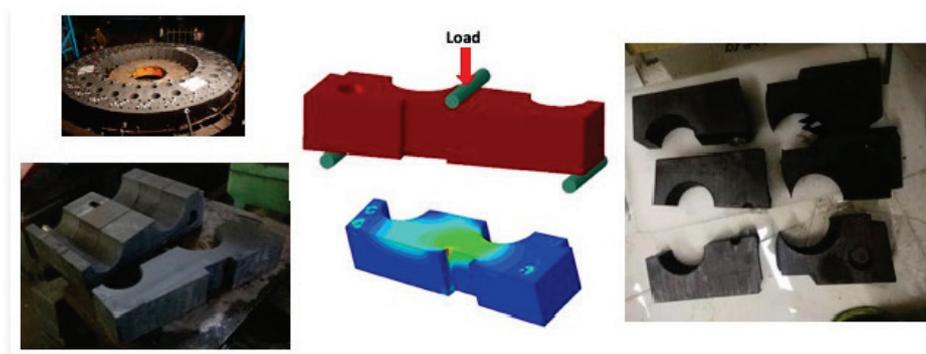
新しいプログラム計画の策定の一環として、すべての高レベル成果物 (High-Level

Deliverable : HLD) の徹底的なレビューが行われた。2015 年末までに完了する予定だったすべての HLD は、新しい PP の期間中に完了するように調整された。さらに、2019 年末までに、すべての署名者からの貢献を示す 420 を超える技術報告書と 10,000 を超える材料試験記録が、この PMB で材料情報を共有するために使用されるデータベースである第 4 世代材料ハンドブックにアップロードされた。これは、システム設計とコードおよび標準の開発を支援するために現在共有されているメンバーシップの卓越した技術的成果を反映している。

2019 年も、研究活動は短期および中期的なプロジェクトのニーズ（つまり、黒鉛と高温金属合金）に重点が置かれ、セラミックと複合材料に関連する長期的な活動は限定的であった。

候補黒鉛グレードの固有のばらつき、および選択された基準データの追加的な特性評価と分析が複数のメンバーによって行われた。多くのグレードで機械的、物理的、および破壊特性の挙動が調べられた。黒鉛の照射、照射後試験および分析からは、特性の変化に関する重要なデータが入手できており、酸化に関する関連研究では、短期間の空気と蒸気の侵入、および黒鉛への慢性曝露の影響が調査された。署名機関が大きな関心を示す分野の 1 つは、寸法変化と地震から予想される黒鉛の多軸荷重応答 (loading response) の検証である。図 VHTR4 は設計モデルを検証する黒鉛ブロックの大規模実験を示したものである。

図 VHTR 4. HTR-PM 構造の故障確率計算を検証するための、複雑なジオメトリの大型黒鉛ブロックの破壊試験



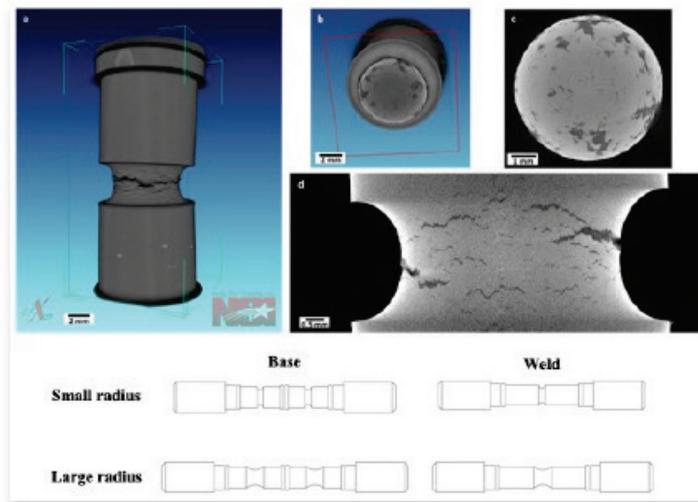
Courtesy of Institute of Nuclear and New Energy Technology.

黒鉛モデルの開発を支援するデータは、微細構造の進化、照射損傷メカニズム、およびクリープの分野から得られた。原子炉用黒鉛の使用に必要なコードと規格の ASTM および ASME の開発に対する支援が提供され、それらは継続的に更新および改良されている。高温合金（特に 800H および 617 での溶接挙動）の試験からは、熱交換器および蒸気発生器の使用に非常に役立つ情報が得られた。これらの研究には、既存のデータベースの評価と、老朽化、クリープ、クリープ疲労、およびクリープ亀裂成長率の 950°C までの試験によるデータベースの拡張が含まれていた。コンパクトな熱交換器を構築するための改良された拡散接合技術の試験からは、非常に有望な結果が示されている。高温合金試験での最も重要な成果は、10 万時間および 950°C の温度まで、高温原子炉コンポーネントの新しい建設材料として Alloy 617 を使用する ASME コードケースの承認であった。コードケースのデータは、複数の署名機関 (DOE、KAERI、CEA) から提供された。他の金属材料の調査も行われた。照射および照射クリープは、9Cr-1Mo フェライト・マルテンサイト系鋼および酸化物分散強化鋼で研究され、さらに、クリープ挙動は、蒸気発生器用の 2.25Cr-1Mo 鋼で研究

された。

高温設計方（High Temperature Design Methodology : HTDM）を改良する情報も参加者から提供された。分析手順の改良によって不必要な保守化傾向を取り除き、規則の適用範囲をより長寿命またはより広範な材料の選択に拡張することで、設計の柔軟性と考えられる革新的な設計を提供し、安全性を高め、建設費用を削減したりできる。2019年、構成モデルと非弾性解析法が開発され、簡略化された設計手法の適用性をより適切に定義し、最大上限温度まで拡張した。多軸荷重に関する HTDM の改良に必要な実験的支援の例を図 VHTR5 に示す。ノッチ強度からノッチ弱化へのクロスオーバーが Alloy 617 ベースおよび溶接金属で最大 10 万時間発生したかどうかを判断するために、さまざまな V および U ノッチの試験片のクリープ試験と破損プロセス評価が行われた。

図 VHTR 5. ノッチ強化とノッチ弱化の効果を評価するための 800°Cでの Alloy 617 のクリープ試験の試験片と試験例



Courtesy of Idaho National Laboratory.

短期/中期的には、金属合金は、約 850°C未満の温度を目標とする VHTR プロジェクトの制御棒および内部構造の主要オプションと見なされる。ただし、将来のプロジェクトでは、放射線量、環境上の課題、または温度（1,000°C以上）が金属材料の能力を超えるセラミックおよびセラミック複合材の使用を検討している。これは、制御棒、原子炉内部、断熱材、および燃料被覆に特に当てはまる。限定的な作業で、SiC および SiC-SiC 複合材の熱機械的特性と C-C 複合材の酸化の調査を継続している。複合材の特性と破壊メカニズムに関する製造、アーキテクチャ、および処理の研究が行われている。この作業の結果は、複合材の試験基準と設計コードの開発、およびこれらのタイプの用途のセラミック複合材への照射影響の調査に積極的に組み込まれている。この分野での重要な節目は 2019 年であり、ASME コードセクション III ディビジョン 5 のセラミックコンポーネントの一般要件と設計規則（高温炉コンポーネントの建設規則）に関連するすべての論文の草稿が完成し、投票のために提出された。

## 水素製造プロジェクト

2019年、国際水素コミュニティは、輸送部門が主導するさまざまな応用を通じて水素経

済を実現することに大きな関心を寄せた。この熱意は、今年 Grenoble と上海でそれぞれ開催される第 19 回および第 20 回の公式水素 PMB 会議で署名者によって報告された進捗状況でも示された。

水素製造に関するカナダの取り組みは、主に 2021 年 3 月までの実験室規模（50 L/h H<sub>2</sub> 製造）での統合された銅-塩素サイクル（ハイブリッド熱化学プロセス）の実証に焦点を合わせていた。プロセスの 4 段階をそれぞれ実行するために必要な機器の実験的開発により、その年に次の点で進展があった。最大 100 L/h の H<sub>2</sub> を生成できる電解槽（CuCl/HCl の電気分解による H<sub>2</sub> の生成）設計が一貫したパフォーマンスで数週間動作した。CuCl/CuCl<sub>2</sub> の分離が簡素化された。そして、Cu<sub>2</sub>OCl<sub>2</sub>（中間生成物）を分解して O<sub>2</sub> を生成する革新的な方法の実証が成功した。関連するすべての工程の統合を完了するために、加水分解段階（CuCl<sub>2</sub> と蒸気間の反応）の効率的な方法の開発が調査されている。並行して、Aspen Plus V9 を使用したプロセスのモデリングは、プロセスに関与するさまざまな種の物理的特性の更新されたデータベースを使用して実行されている。

中国では、HTGR 原子炉の開発が継続され、完成すると、開発中の水素製造プロセス、つまり、硫黄-ヨウ素プロセス（Sulphur-Iodine process : S-I）、高温水蒸気電解（High Temperature Steam Electrolysis : HTSE）、およびハイブリッド硫黄（Hybrid Sulphur : HyS）プロセスに必要な電力と熱が供給されると予想されている。S-I プロセスの開発では、S-I プロセスの熱要件を満たすために、硫酸バイオネット型分解装置の開発とシミュレーション、1 Nm<sup>3</sup>/h での水素製造用のヨウ化水素分解装置の開発、および中間 He ループ熱交換器（100 kW）に焦点が当てられている。HyS プロセスの開発では、プロセスのシミュレーション、二酸化硫黄減極電解（SO<sub>2</sub> depolarized electrolyser : SDE）のシミュレーションを含む基礎研究に力が注がれている。SDE の 6 ユニット（それぞれ 200 cm<sup>2</sup>）を試験するための施設が設計および建設されている。その間、清華大学、中国核工業集団および中国宝鋼集団は、刺激的な開発である製鋼での原子力水素技術を共同で進歩させるという合意に署名した。

フランスの CEA は、全体的なエネルギーシステムを確立する際に、原子力と再生可能エネルギーを統合する統合された R&D アプローチを採用している。水素製造に関するフランスの低炭素エネルギー部門の主な重点は、HTSE の開発にある。セルとスタックの一般的な開発には、性能の向上と長期耐久性のためのセルコンポーネント劣化の最小化、およびより厚い酸素電極とより薄いバリア層による固体酸化物セルの最適化が含まれている。また、CEA は元の厚いセルスタック設計を薄いセルおよび固体酸化物形燃料電池（Solid Oxide Fuel Cell : SOFC）の運用に適合させた。同年、CEA は、原子炉が発電していないときに電解槽の動作を低電力燃料電池モードに切り替えることができるようにする、原子力結合用の可逆システムの開発に重点を置いた。1 つのスタックが燃料電池モードで 1kWe と 1Nm<sup>3</sup>/h の水素を生成する最初の可逆産業システム（2018 年に供給）は、電解槽モードで 84%、燃料電池モードで 55% の電気効率で動作し続けている。

EU の水素製造技術関連の開発は、HTSE および HyS プロセスに焦点が合わせられている。報告された研究は、これらのプロセスを太陽光発電に結合することに焦点を当てていたが、これらの水素製造プロセスの実際の技術的側面は、原子力システムにも同様に適用されている。6.7 NL/min の水素を製造する蒸気電解槽システムが構築され、DLR（Deutsches Zentrum für Luft- und Raumfahrt）で ~750°C で稼働されている。ハイブリッド硫黄プロセスの開発は、欧州の研究プロジェクト SOL2HY2 で進められている。2 つの主な段階の最初の段階では、硫酸が高温で分解され、生成物として酸素を生成し、次の電気分解段階で SO<sub>2</sub> を生成する。その後、SO<sub>2</sub> は約 80°C で水と電気分解され、主生成物と

して水素を生成する。この電解段階に必要な電圧は低いため、従来の水電解に比べて消費電力が大幅に低くなり、効率が大幅に向上する。

JAEA は、S-I プロセス用のさまざまな耐食性コンポーネントを開発しており、30 L/h の水素製造用統合システムの最新の 150 時間試験（2019 年 1 月に完了）にそれらを組み込んでいる。試験後、コンポーネント材料の試験を実施し、試験中に発生する可能性のあるすべての腐食とその影響を調査した。最初の観察から、HI セクションのガラスライニングのシースの改良がうまく機能していることが明らかになった。

この年、韓国政府は次の 2 つのロードマップを発表した。1) 成長の原動力を推進し、韓国を環境にやさしいエネルギーに支えられた社会に変えるための 2019 年 1 月の「水素経済ロードマップ」と 2) 水素エネルギー部門における国内の技術競争力を強化することにより、水素経済の実行を支援するための省庁間の技術開発のための 2019 年 10 月の「水素技術開発ロードマップ」。この水素経済に関するロードマップの作成は、この年の水素 PMB 会議で報告された水素製造に関する活動に弾みをつけた。シミュレーションは、さまざまな水素製造プロセスを 350 MWth HTGR に結合することで実行された。水素製造プロセスには、水蒸気メタン改質、HTSE、および S-I プロセスが含まれていた。硫酸分解器、耐食性、流体チャンネルの SiC コーティングに関する研究を含め、コードの検証と妥当性を確認するデータベースを得るために、それぞれ 60kWe と 600kWe、および 950°C で動作する窒素（図 VHTR 6）とヘリウムループを備えたコンポーネント試験施設が使用されている。コンポーネントの製造と民間への技術移転にも重点が置かれている。

図 VHTR 6. 硫酸分解および SiC 被覆プロセス熱交換器を含む研究に使用される小規模窒素ガスループ



この年、DOE-NE 原子力再生可能統合エネルギーシステム (Integrated Energy System IES)での米国の活動は、モデリングとシミュレーション、実証/実験システム、および利害関係者の関与に焦点を合わせてきた。INL は、熱および電気ネットワークを介して結合された複数の熱および電力生産者、熱および電気貯蔵、複数の熱および電気の顧客で構成される動的エネルギー輸送および統合研究所 (Dynamic Energy Transport and Integration Laboratory : DETAIL) を設立した (図 VHTR7)。この統合されたシステムで、電力網、再生可能エネルギー投入、エネルギー貯蔵、およびエネルギーユーザーとのリアルタイム統合を実証させる。システム内のすべての資産の安定性と効率的な運用を維持しながら、

エネルギーフローを最適化する方法を理解するために、エネルギーネットワーク全体をシミュレートできる。高度な水素製造研究に関連して、25 kW の高温電解研究および実証施設（図 VHTR 8 参照）が設計、設置され、5kW 規模での初期試験が開始された。実際の電解槽スタックコンポーネントの製造（相互接続、電解質、およびセル）、スタックアセンブリ、サイクリングおよび長期運転による試験に焦点が当てられている。その計画は、R&D のために NuScale SMR モジュールを DETAIL に結合することである。

図 VHTR 7. INL のシステム統合研究所



図 VHTR 8. INL エネルギーシステム研究所内の DETAIL にある 25kW HTSE 試験施設



### 計算方法の検証とベンチマークプロジェクト

計算方法の検証とベンチマーク（CMVB）プロジェクトは 2014 年に再開された。2015 年から 2018 年にかけて、CMVB 暫定プロジェクト管理委員会（pPMB）が主催する 8 つ

の会議がさまざまな参加国で順番に開催された。これらの会議の主な活動には、各ワークパッケージ (WP) の研究タスクの議論と確認、プロジェクト計画 (PP) 草稿 (最終版はプロジェクト協定 (PA) の不可欠な付属書となる) のレビューと承認、および、このプロジェクトの基本的なリソースとなる、考えられる試験施設といくつかの一般的なトピックの議論が含まれる。

表 VHTR 1. CMVB のワークパッケージの構成

WP No	WP 名	リーダー
1	Phenomena identification and ranking table (PIRT) methodology	DOE (米国)
2	Computational fluid dynamics (CFD)	INET (中国)
3	Reactor core physics and nuclear data	DOE (米国)
4	Chemistry and transport	INET (中国)
5	Reactor and plant dynamics	INET (中国)

上記のすべての取り組みは、PA のレビューと PP の実行方法の議論に焦点を合わせて、2019 年に PA の署名プロセスを開始するために行われた。pPMB 会議を通じて、過去、現在、および新しい試験施設とプロジェクトが、HTR 物理、熱水力、CFD、核分裂生成物輸送などを扱うコードとモデルの開発と評価を実行するための基本的なリソースとして特定、提案、および確認された。

中国では、実証プロジェクトの HTR-PM が建設中および試運転中である。圧力容器、蒸気発生器、原子炉内部およびその他の重要なコンポーネントの設置が完了している。電力 600MW の商用プラントである HTR-PM600 の標準設計は、独立した原子力工学会社によって実施およびレビューされている。HTR-PM プロジェクトを支援するための工学検証試験が終了した。このような試験には、ヘリウム循環機、燃料処理システム、制御棒駆動システムといった HTR-PM の主要コンポーネントが含まれる。いくつかのベンチマークケースは、HTR-PM の将来の最初の臨界と低電力物理試験に基づいて CMVB PP で定義および予想された。HTR-10 が再稼働され、燃料要素内の温度を検出することを目的とした温度測定実験が完了した。さらに、主要な運転パラメータのモニタリングが行われた。その一例は、水冷 RCCS の挙動を計算するシステム分析ツールの機能を評価するために CMVB プロジェクトで使用される RCCS 実験データである。

図 VHTR 9. RCCS と組み合わせた HTR-10 原子炉

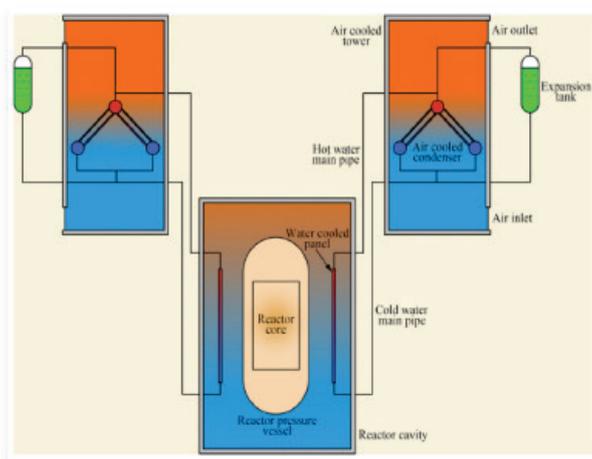
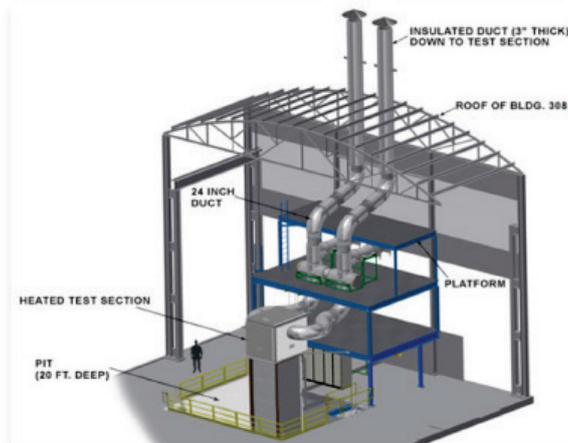


図 VHTR 10. アルゴンヌ国立研究所の自然循環シャットダウン熱除去システム



米国では、先進原子炉技術 (Advanced Reactor Technology : ART) プログラムが、燃料、黒鉛、および合金の照射試験からのデータを提供できるため、CMVB プロジェクトを強力にサポートしている。設計方法と検証に関しては、ANL 自然循環遮断熱除去施設 (Natural Circulation Shutdown Heat Removal Facility : NSTF、図 VHTR 10)、高温試験炉 (High Temperature Test Facility : HTTF)、一致屈折率 (Matched Index of Refraction : MIR) 施設など、さまざまな施設を通じて多くの関連する試験とベンチマークが実施されている。NSTF の実験データは、空冷および水冷の RCCS モデルの検証に利用できる。

HTGR と CMVB に関連する EU の活動には、熱水力、ニュートロニクス、プラントバランス (balance-of-plan) 計算を用いて設計反復を行っている GEMINI+プロジェクト、ARCHER、RAPHAEL、PUMA、NC2I-R などの以前の Euratom Framework Program プロジェクト、および NACOK、HELOKA、EVO、HeFUS3 などの過去のいくつかの実験プロジェクトが含まれる。Horizon 2020 フレームワークプログラムの新しい提案書が提出された (HYDRO-GeN-IV)。2020 年春に資金提供を受ければ、2020 年 8 月以降に GEMINI+ で開始された作業を継続および拡大することができる。

韓国の VHTR R&D プログラムは、設計コードの開発と評価の観点から VHTR の主要技術を改良し、同時に高温材料とコンポーネントの技術も改良することを目的としている。縮小した標準燃料ブロック試験、主要な設計パラメータのコード間の比較など、CMVB WP の範囲に含まれるいくつかのコード検証作業が完了している。

JAEA は、できるだけ早く HTTR を再稼働するために力を尽くしている。JAEA は、HTTR の設計、建設、過去および将来の運転データベースに基づいて、原子炉物理、熱流体などのさまざまなモデルと分析方法およびコードの開発とベンチマークを行っている。これらの分野の JAEA R&D は、ATR 照射データを用いたベンチマーク活動といった CMVB 協力活動の計画を支援することが期待されている。



VHTR SSC の Michael Fuetterer 議長とすべての貢献者