

## 高温ガス炉(HTGR)の実用化を目指して

清水 明\*・藤川 卓爾\*\*・川添 強\*\*\*

## For the Implementation of the High Temperature Gas-cooled Reactor(HTGR)

SHIMIZU Akira, FUJIKAWA Takuji, KAWAZOE Tsuyoshi

As the high temperature gas-cooled reactor(HTGR) can supply high-temperature gas to application systems, HTGR is expected to be applied for generating hydrogen, which will play a central role as a secondary energy source in the 21st century along with electricity.

By HTGR, hydrogen can be generated without using fossil fuels, or at least with less fossil fuels. Also, HTGR is expected to be the heat source in the “closed cycle gas turbine power generation system”.

This paper describes HTGR, the differences from existing light-water reactors, the possibility of its application and the current status of its development, introducing, as an example of HTGR, the high temperature engineering test reactor (HTTR) which is a Japanese test facility to demonstrate the feasibility of HTGR.

## 1. 緒 言

高温ガス炉(HTGR: High Temperature Gas-cooled Reactor)は、①高温の熱エネルギーが取り出せる、②安全性が高い、③多様な燃料サイクルに対応可能である等、現在発電用に多数実用されている軽水炉に比べて有利な特長を有している。このうち①の高温の熱エネルギーが取り出せるという特長があるため、電気とともに21世紀の2次エネルギー源として中心的な役割を担うであろう水素の製造に高温ガス炉を適用することが期待されている。また、高温ガス炉は発電効率が40～45%に達する閉サイクルガスタービンシステムの熱源

としての役割も期待されている。

本稿では、化石燃料を全く使わずに、あるいはより少ない化石燃料から多量の水素ガスを製造することを可能にする高温ガス炉に着目し、その概要、既存の軽水炉との相違点、利用分野拡大の可能性、開発の現状について、高温ガス炉の試験・研究用原子炉である高温工学試験研究炉(HTTR: High Temperature Engineering Test Reactor)を例にして説明する。

\* 大学院工学研究課 社会人博士課程

\*\* 工学部機械工学科 教授

\*\*\*長崎大学工学部機械システム工学科 教授

2007年3月30日受付

## 2. 原子炉の原理と種類

### 2.1 原子炉の原理

図1に示すように熱中中性子(低速の中中性子)をウラン(U)235に当てると、中中性子を吸収してウラン236になった直後に質量がほぼ同じ2つの原子核(例えばバリウム(Ba)とクリプトン(Kr))に分裂する<sup>1)</sup>。分裂する際、平均2〜3個の高速中中性子が放出され、この中中性子が別のウラン235に再び吸収され、新たな核分裂反応を引き起こす。これを核分裂連鎖反応という。分裂前と分裂後の質量を比較すると分裂後の質量が減少しており、核分裂を起こすとこの質量の差に相当するエネルギーが外部に放出される。図2に模式的に示すように、原子爆弾の場合は1回の分裂のたびに中中性子が2個以上発生し、それがねずみ算的に増えて爆発を引

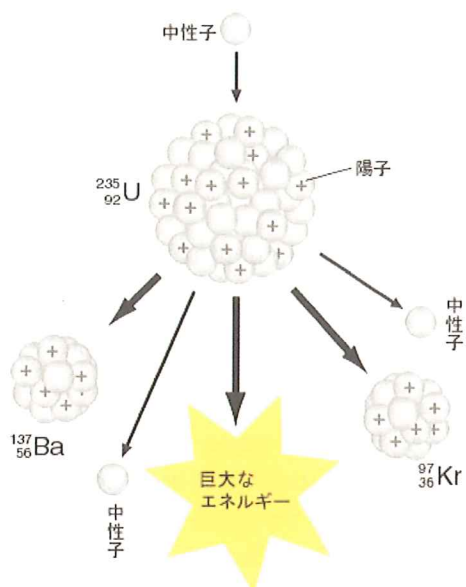


図1 核分裂模式図

[出典] 高田健次郎 インターネットセミナー  
「ミクロの世界—その3—(原子核の世界)」

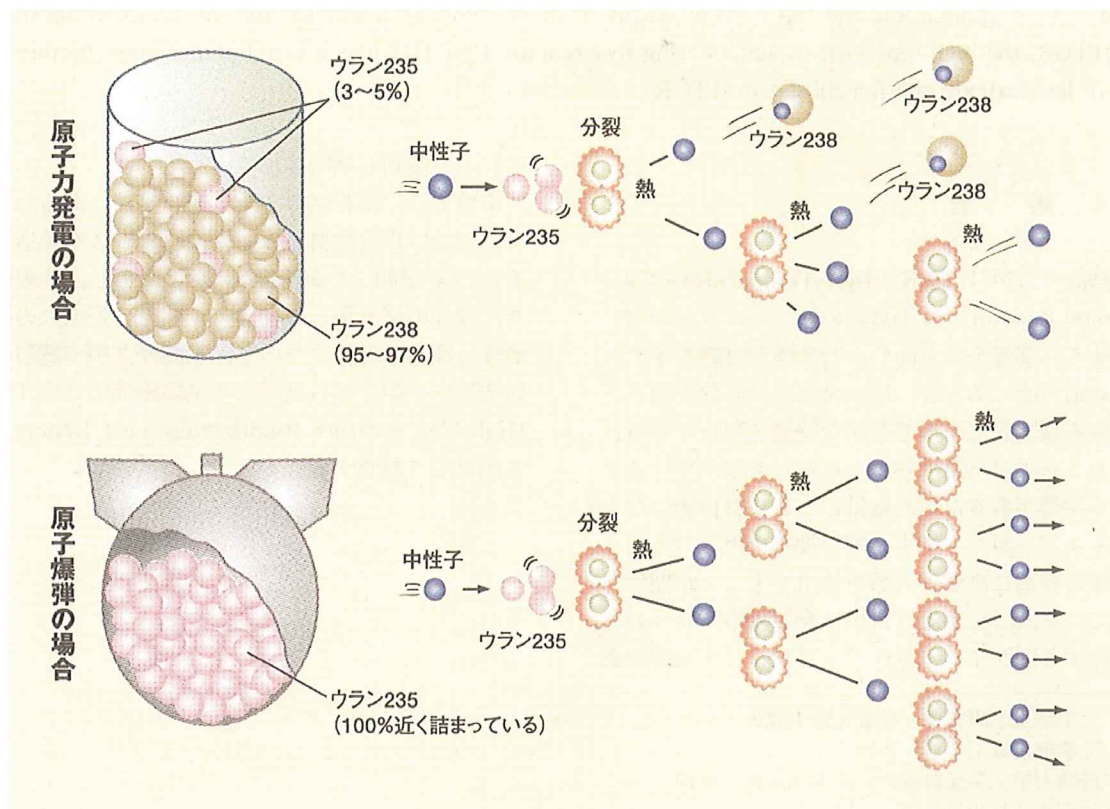


図2 原子力発電と原子爆弾の違い

[出典] 電気事業連合会「CONSENSUS」原子力2006, p6.

き起す。原子炉の場合は放出された中性子のうち過剰な中性子を制御棒等に吸収させて、そのうちの1個を次のウラン235に当てるようにして、連鎖反応をゆっくりと進行させる<sup>2)</sup>。このようにすると、人間の制御下で持続的にエネルギーを取り出すことが可能となる。この原理を応用して現在発電用に原子炉 (主に軽水炉) が広く利用されている。

核分裂が起こる際に発生する中性子は高速中性子と呼ばれ、秒速1.4万kmと極めて高速であるため、効率よく核分裂性の原子核に吸収させることができない。そこで中性子の速度を下げるために減速材が用いられる。減速材としては、軽水炉の場合は水、高温ガス炉の場合は黒鉛が用いられる。

一方、原子炉で発生した熱エネルギーを取り出すために、冷却材が用いられる。減速材に水を用いる場合は、減速材と冷却材が共用できる。高温ガス炉の場合には、減速材として固体の黒鉛を使用し、冷却材として高圧のヘリウムガスを使用する。

## 2.2 原子炉の種類

原子炉には表1に示すような種類がある。原子炉の炉型によって異なった種類の減速材、冷却材が選定されている。

### 2.2.1 軽水炉

現在日本で発電用に広く使用されている原子炉は減速材および冷却材として軽水 (いわゆる普通の水、重水と区別するための名称) を使用しているので軽水炉と呼ばれ、加圧水型炉 (PWR: Pressurized Water Reactor) と沸騰水型炉 (BWR: Boiling Water Reactor) の2種類がある。

PWR では、冷却材の軽水を高圧にして原子炉

に供給するので、炉内で加熱され高温になっても沸騰させずに取り出すことができる。この高温高圧水を蒸気発生器に送って熱交換により蒸気を発生させる。この蒸気をタービン発電機へ送って発電する。前者の高温高圧水の系統を1次系、後者の蒸気の系統を2次系と呼ぶ。BWR では、冷却材の軽水を原子炉内 (炉心) で沸騰させて蒸気を発生させ、この蒸気をタービン発電機に導いて発電する<sup>3)</sup>。

これらの2形式を比較して図3に示す。

BWR では、原子炉内で水を蒸発させるので、原子炉自体の構造が複雑となる。例えば圧力容器上部に主蒸気系配管が通っているため、制御棒は下から挿入する構造とせざるを得ない。PWR の場合は原子炉自体の構造が簡潔になる反面、冷却系統が1次系と2次系の2段階になり物量増大を招く。しかしながら、これは放射能漏洩を起こしにくい構造ということができる。

火力発電所では、ボイラで石炭、石油、天然ガス等の燃料を燃焼させて作った高温の燃焼ガスの熱エネルギーによって蒸発管内の水を蒸発させて高温高圧の蒸気とし、この蒸気をタービン発電機に導いて発電する。原子力発電所でも、原子炉で発生する熱エネルギーによって高温高圧の蒸気をつくり、この蒸気をタービン発電機に導いて発電する点では火力発電所と同じであるが、蒸気をつくる機構が異なる。すなわち、ボイラの代わりに原子炉内で核分裂連鎖反応を起こし、燃料棒から発生する熱エネルギーを原子炉冷却材である水 (軽水) に伝えて、直接または間接に高温高圧の蒸気を作る。BWR では、冷却材の水を原子炉内で蒸発させる。

表1 原子炉の種類

分類	炉型	減速材	冷却材	燃料
軽水炉	PWR (加圧水型炉)	軽水	軽水 (非沸騰)	低濃縮 U*・酸化物
	BWR (沸騰水型炉)	軽水	軽水 (沸騰)	低濃縮 U*・酸化物
新型炉	HTGR (高温ガス炉)	黒鉛	He*ガス	低濃縮 U*・酸化物
	FBR (高速増殖炉)	なし	液体 Na*	U/Pu*混合酸化物
	重水減速炉 (新型転換炉)	重水	軽水	U/Pu*混合酸化物

He: ヘリウム, Na: ナトリウム, U: ウラン, Pu: プルトニウム



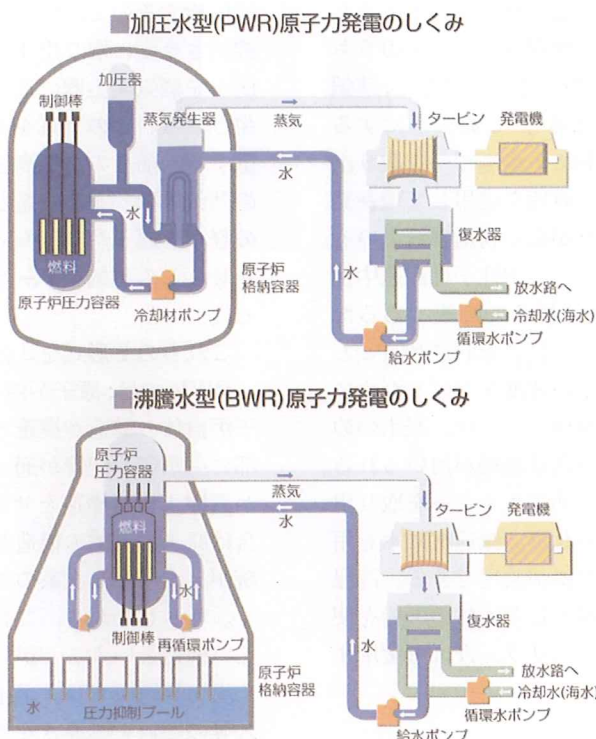


図3 軽水炉(PWRとBWR)の原子力発電のしくみ

[出典] 文部科学省「高速増殖炉もんじゅ研究開発の必要性」, p4.

表2 火力発電所と原子力発電所の蒸気条件の違い

発電所	中国電力三隅	東京電力柏崎刈羽	関西電力大飯
ユニット	1号機	5号機	4号機
種類	微粉炭焚き火力	BWR 原子力	PWR 原子力
定格出力 MW	1000	1100	1180
蒸気条件			
主蒸気圧力 MPa	24.6	6.6	5.8
主蒸気温度 °C	600	282	273.9

[出典] 資源エネルギー庁原子力政策課 原子力広報ページ他

表2に示すように、原子力発電所の蒸気条件は火力発電所に比べて低い。火力発電の場合は燃料が燃焼してそれ自体が高温の燃焼ガス(加熱用流体)となる。原子力発電の場合は燃料が核分裂を起こして熱エネルギーを発生するが、図4に示すように燃料自体は元のままのペレット状で、被覆管と呼ばれる容器内に留まっている。運転中の原子炉内の燃料ペレットは中心に近いほど温度は高く、被覆管の外側は水で冷却されているため、周辺部

へ行くほど温度が下がる。運転中のペレット中心部は最高約2,600°Cを超えないように設計されている。燃料被覆管に用いる材料は、核分裂反応を継続させる上で重要な熱中性子の吸収が非常に小さいこと、熱伝導率が高いこと、加工性がよいこと、内側からの高温高压に耐えうることを考慮してジルコニウム(Zr)合金を採用している。ジルコニウム合金は高温になると水と反応するので、安全余裕を見込んで燃料棒の表面温度がPWRでは

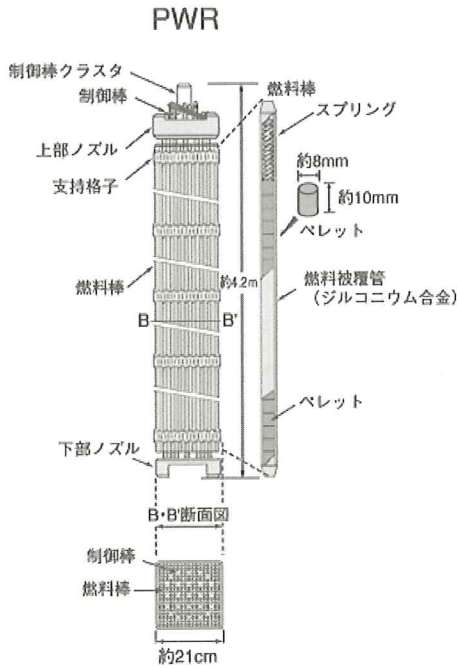


図4 PWR 燃料集合体の構造

〔出典〕 電気事業連合会ホームページ「原子力・エネルギー」図面集, (2005-2006), 5-7

350°C, BWR では310°Cとなるように設計されている。

このような理由で原子力発電所における蒸気条件は、火力発電所よりかなり低い。火力発電所では一般に高温の過熱蒸気が使われるが、原子力発電所では比較的低温の飽和蒸気が使われる。したがって、プラント熱効率は火力発電所の約40%に比べ原子力発電所では約33%と低くなる。

軽水炉の燃料には、低濃縮ウランが使われる。天然に存在するウランには、同位元素として燃えるウラン235が0.7%, 燃えないウラン238が99.3%混在する。この燃えるウラン235の比率を高めることをウラン濃縮と呼び、軽水炉はウラン235を3~5%に濃縮した低濃縮ウランを使用している。

現在、日本の原子力発電所の大部分は軽水炉であり、2005年末の時点で合計54基、総出力約4,800万kWが設置されている。

## 2.2.2 高速増殖炉

原子炉には表1のように、軽水炉(PWR, BWR)の他にも新しい形式のものがあ、現在研究・開発中である。高温ガス炉(HTGR)は本稿のテーマであるが、ここでは高速増殖炉(FBR: Fast Breeder Reactor)について概要を説明する。

高速増殖炉の「高速」は核分裂連鎖反応が高速中性子によって維持されることを意味する。軽水炉はウランを核分裂させるために、高速の中性子を減速材で速度を下げた後熱中性子として核分裂を起こさせるが、高速増殖炉の燃料であるプルトニウム(Pu)は、中性子を減速させなくても高速の方が効率よく核分裂を起こすので、減速材は必要ない。

また「増殖」は燃やした燃料より、作り出した燃料が多くなることを意味する。FBRでは、プルトニウムが核分裂した際に発生した高速中性子がウラン238に当たると、ウラン238がプルトニウム(239)に変換される。ウラン238は核分裂しないので燃えないウランと呼ばれているが、プルトニウムは核分裂性物質であるため原子炉の燃料として使用できる。高速増殖炉では、燃料として使用されたプルトニウムの量より、ウラン238から変換されて生成するプルトニウムの量の方が多い。そのため増殖炉と呼ばれ、自然界に大量に存在する燃えないウラン238から新しい核燃料が製造できるので、ウラン資源の利用度を飛躍的に高めることができる。現在研究開発されているFBRの燃料はウランとプルトニウムの酸化物を混合した燃料(MOX: Mixed Oxide)であり、液体金属ナトリウムを冷却材としている。

高速増殖炉発電プラントの概略系統図を図5に示す<sup>3)</sup>。主要機器である原子炉容器、中間熱交換器、蒸発器、過熱器、タービンが順次ループで繋がっている。原子炉容器内の炉心部で発生した熱エネルギーは1次系ナトリウム、2次系ナトリウムの各ループで運ばれて蒸発器、過熱器で高温・高圧の蒸気を発生し、タービン発電機で発電する。

仮に高速増殖炉で水を冷却材として使用した場合は、水が減速材として働き、高速中性子が減速

### ■高速増殖炉(FBR)原子力発電のしくみ

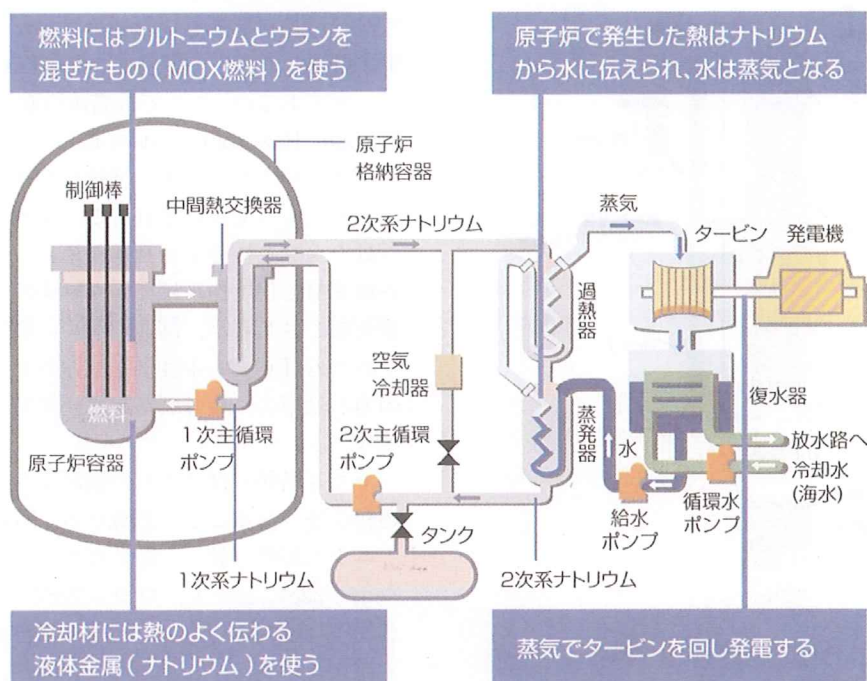


図5 高速増殖炉(FBR)発電プラント

[出典] 文部科学省「高速増殖炉もんじゅ研究開発の必要性」, p4.

して熱中性子となり、プルトニウムの核分裂が効率良く行われたい。そのため、冷却材には中性子を減速させない液体金属ナトリウムを使用する。この冷却材は熱伝達性能が良い反面、常に加熱しておかないと固まってしまうこと、腐食性があることなどの性質があり、それに応じた設計が必要となる。

## 3. 高温ガス炉の特長と利用分野

### 3.1 原子力エネルギーの役割

図6に示すように、現在の日本では発電に利用される1次エネルギーの割合は、総エネルギー需要の約40%程度である。原子力発電は、需要に応じてこまめに発電量を調整することが困難なので、基幹となる電力（ベースロード）は原子力でま

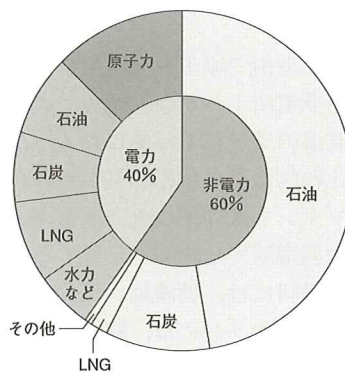


図6 日本の電力・非電力分野における1次エネルギー供給割合

[出典] 1998年度 総合エネルギー統計

かない、変動分（サイクリックロード）は火力、水力発電に頼らざるを得ない。すなわち全電力を原子力発電でまかなうことはできない。

また、約60%を占める非電力分野、すなわち化



学工業や輸送事業等の産業分野では、現状はその大部分を化石燃料に依存している。化石燃料の割合を減らすために、非電力分野で原子力エネルギーを多目的に有効利用するシステムとして、高温ガス炉に期待が寄せられている<sup>4)</sup>。

### 3.2 高温ガス炉の特長

高温ガス炉は1,000°Cに近い高温のガスを取り出せる原子炉である。冷却材出口温度を上げるためには、原子炉内の構造物、被覆材等に、高温強度の高い黒鉛を使用するのが有効である。黒鉛を使用した炉に水を冷却材として注入すると、黒鉛と水(水蒸気)が反応してしまい、原子炉として成立しなくなる。ヘリウムは化学的に安定な物質であるので、冷却材にヘリウムガスを使用すると化学反応を起こさず、安定して900°C以上の高温の熱エネルギーを原子炉外に取り出すことができる。

このように高温の熱エネルギーを取り出せるので、高温ガス炉は発電用だけではなく、その熱エネルギーを直接水素製造等の化学工業用に利用できる。

### 3.3 利用分野—1(発電用)

熱力学の法則により、タービン入口の蒸気条件を高めると熱効率が向上するので、高温ガス炉の熱エネルギーから高温高圧蒸気を発生させることにより、軽水炉に比べて熱効率を向上させることができる。

火力発電では、ボイラの火炉で発生させた蒸気をさらに過熱器を通して過熱蒸気としている。最近のプラントではタービン入口圧力25MPa、温度600°C級の蒸気条件を採用している。これに対し、軽水炉を使用した原子力発電では、2.2.1で述べた理由により主蒸気条件は圧力約6MPa、温度約280°Cの飽和蒸気である。このため、熱効率が低くなり、その分だけ蒸気流量が増大するので、大容量機には1800/1500rpmの大型タービンが使われている。

高温ガス炉を発電用に利用する場合には原子炉出口のヘリウム温度は800~950°C程度になる。こ

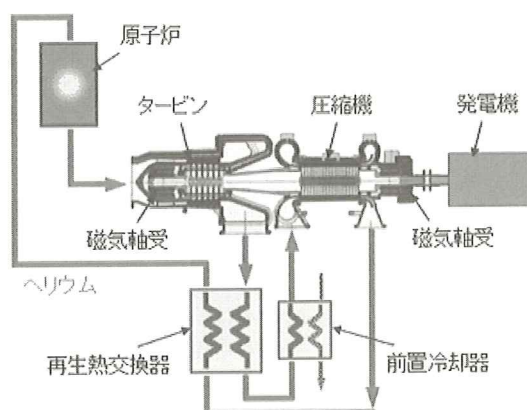


図7 閉サイクルガスタービン発電システム  
[出典] 三菱重工業資料

のため、図7に示す閉サイクルガスタービンシステムを介して発電すると、発電効率が40~45%に達し、軽水炉の約33%に比べて大幅に改善する。なお、ガスタービン出口のヘリウムガスはまだ500°C程度の高温を保っているので、これを蒸気タービンと組み合わせたコンバインドサイクルとすると合計で50%以上の熱効率が得られる。

### 3.4 利用分野—2(水素製造等の化学工業用)

原子炉冷却材の出口温度が300°C以下の軽水炉の場合は利用分野は発電用のみである。また、高速増殖炉の冷却材出口温度約530°Cの熱源は化学工業用に利用するとしても、重質油の改質と石油精製用に範囲が広がる程度である。これに対して、熱源温度が700°Cを超えると、メタンガスの水蒸気改質による水素製造、800°Cを超えると直接還元法による製鉄、水の熱化学分解による水素製造等に利用対象が広がる。各種産業で利用される熱源の温度と高温ガス炉の利用範囲を図8に示す<sup>4)</sup>。

原子炉からの高温熱エネルギーを利用して、水素を製造する方法には、水を水素と酸素に分解する熱化学法、天然ガスと水蒸気から水素と二酸化炭素を製造する水蒸気改質法がある<sup>5),6)</sup>。前者は、化石燃料を全く使用しない方法で、究極の方法といえるが、耐蝕性、耐衝撃性を併せ持った熱交換器の開発等の課題が残っている。まずは、後者の実用化に向けての開発が進められている。

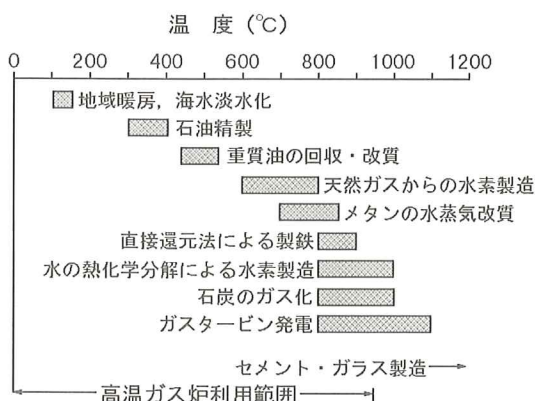


図8 各種産業で利用される熱源の温度と高温ガス炉の利用範囲

〔出典〕 原子力百科事典 ATOMICA 「高温ガス炉による核熱エネルギー利用の拡大 (03-03-05-01)」

#### 4. 高温ガス炉開発の現状と将来

図9にこれまで建設および運転された、あるいは建設計画中の高温ガス炉の原子炉出口ヘリウムガス温度と熱出力の関係を示す<sup>7)</sup>。高温ガス炉の開発は、OECD(Organization for Economic Co-operation and Development: 経済協力開発機構)と英国が行った研究用実験炉ドラゴン(DRAGON)炉(ブロック燃料要素炉心, 1966~1976年)が最初であり、その後はドイツ(球状燃料)と米国(ブロック型燃料)が中心となって開発が進められた。ドイツのユーリッヒ研究所に建設された発電用実験炉AVR(電気出力15MW)は、1967年から炉心出口ガス温度850°Cの全出力運転に入って順調に運転され、1974年には炉心出口温度を950°Cまで上げることに成功し、1988年12月に20年余にわたる運転を終了して閉鎖した。また米国では、オークリッジ国立研究所(ORNL)やGA社が主体となって開発を進め、発電用実験炉ピーチボトム炉は、高い

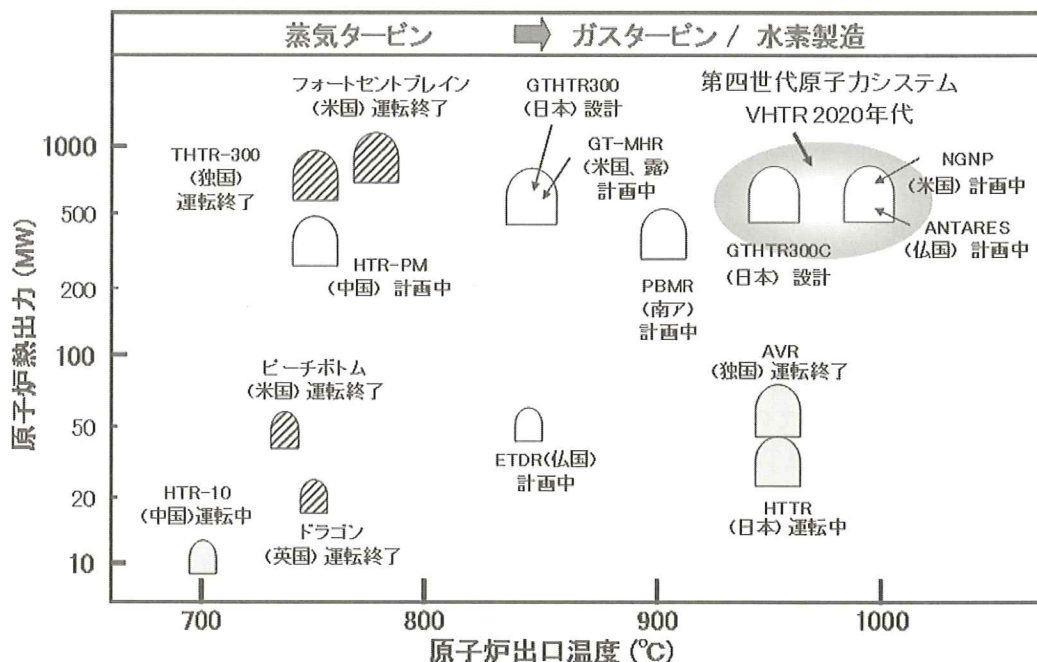


図9 高温ガス炉のヘリウムガス温度と熱出力の関係

〔出典〕 原子力百科事典 ATOMICA 「高温ガス炉概念の特徴 (03-03-01-02)」



稼働率で順調な運転実績を残して、1974年に運転を終了した。原型炉は、フォートセントブレイン(Fort St. Vrain)炉(米国、電気出力330MW)とTHTR(ドイツ、電気出力300MW)でそれぞれ1981年と1986年に営業運転を始めたが、いずれも政治・経済的な理由により既に運転終了している。

日本では、日本原子力研究所(以下「原研」と呼ぶ：現在は、日本原子力研究開発機構に統合改組されている)において核熱利用を目的とした高温ガス炉の設計および関連要素技術の開発が行われて来ている。

日本の高温ガス炉技術の研究開発を効率的に進めるため、原研では政府間協定の下、各国の研究実施機関との間の取り決め、覚書を締結し、米国、フランス、中国との研究開発協力を進めるとともに、国際原子力機関(IAEA)およびOECD/NEA(経済協力開発機構原子力機関)とも研究協力・情報交換を行っている。また、将来炉の計画としては、南アフリカの、ペブルベッド型炉心でガスタービンをを用いた発電を行うモジュラー型高温ガス炉PBMR(Pebble Bed Modular Reactor、熱出力400MW、電気出力165～185MW、出口温度900～950℃)計画、米国のガスタービン発電を採用したGT-MHR(Gas Turbine Modular Helium Reactor、熱出力600MW、電気出力290MW)計画等が進められている。両者とも高温のヘリウムガスで直接ガスタービンを回し、45～50%の高い熱効率での発電を目指した高温ガス炉の実用化計画である。

## 5. 高温工学試験研究炉 HTTR の開発

### 5.1 開発の経緯

日本では1969年以来、多目的高温ガス実験炉の設計および関連要素技術の開発が行われた。燃料、材料、炉物理、熱流動、高温計測、高温機器実証試験、機器耐震、機器信頼性等の研究開発成果を踏まえ、1991年に、熱出力30MW、原子炉出口冷却材温度950℃の高温工学試験研究炉(HTTR:

High Temperature Engineering Test Reactor)の建設に着手し、1998年11月に初臨界、2001年12月に原子炉出口温度850℃の全出力運転、2004年6月には原子炉出口温度950℃の高温試験運転を達成した<sup>4)</sup>。原研では、これまでに得られた知見をもとに水素製造、および閉サイクルガスタービン発電システムの開発を進めている。

### 5.2 原子炉の概要

#### 5.2.1 基本仕様

HTTRは、熱出力が30MW、原子炉出口ヘリウム温度は850℃(高温試験運転時は950℃)、入口ヘリウム温度は395℃である。基本仕様を表3に示す。

#### 5.2.2 燃料

被覆燃料粒子と呼ばれる直径約1mmの球状の粒が燃料として使用される。これは、図10に示すように、二酸化ウラン等の燃料核の周囲を、核分裂放射性物質を閉じ込めるために炭化ケイ素製の被覆層と呼ばれる薄い被膜で3重から4重に包んだ

表3 HTTR 原子炉基本仕様

項目	単位	仕様
原子炉熱出力	MW	30
1次冷却材	—	ヘリウムガス
原子炉入口冷却材温度	℃	395
原子炉出口冷却材温度	℃	850(定格運転時) 950(高温試験時)
1次冷却材圧力	MPa	4.0
炉心構造材	—	黒鉛
炉心有効高さ	m	2.9
炉心等価直径	m	2.3
出力密度	MW/m <sup>3</sup>	2.5
燃料	—	二酸化ウラン・ 被覆粒子／黒鉛分散型
ウラン濃縮度	%	3～10(平均6)
燃料体形式	—	ブロック型
原子炉圧力容器	—	2-1/4Cr-1Mo 鋼製
冷却回路数	ループ	1 中間熱交換器、加圧水冷却器

[出典] 日本原子力研究所高温工学試験研究炉開発部  
「高温工学試験研究の現状1998年」、  
日本原子力研究所、(1999-3)、p13.

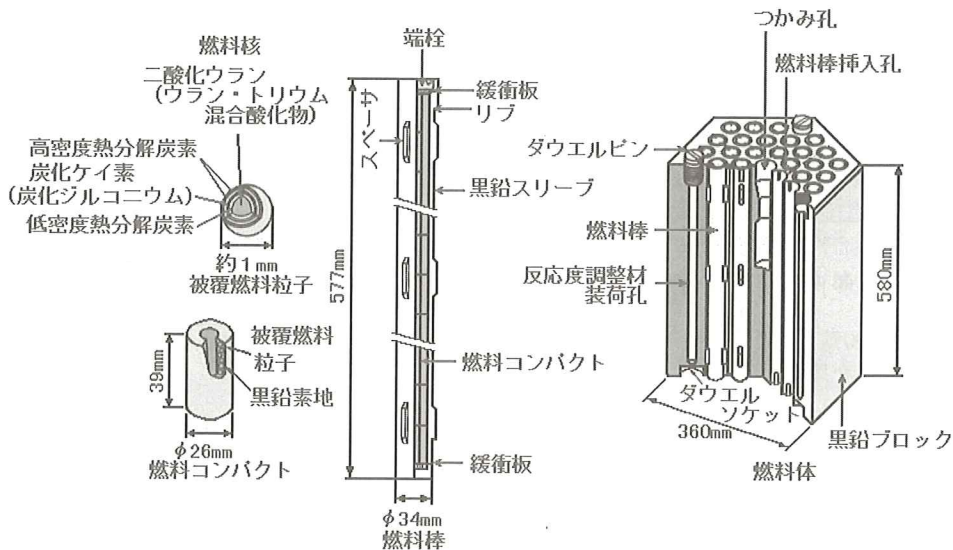


図10 HTTR 燃料体説明図

[出典] 日本原子力研究所「高温工学試験研究の現状1996年」

ものである。日本ではブロック型燃料体を採用し、被覆燃料粒子を円柱型黒鉛素地中に分散して燃料コンパクトを形成し、これを円筒状の黒鉛スリーブに複数個挿入し燃料棒としている<sup>7)</sup>。

### 5.2.3 冷却材

冷却材にはヘリウムガスが用いられる。前述のように、ヘリウムガスは高温でも安定な不活性ガスであり、サイクル中に相変化がなく、燃料や構造材と反応を起こすことがないという長所がある。しかし、水や液体金属に比べ単位体積あたりの熱容量が小さく冷却効果が小さいため、燃料の出力密度を小さくしなければならない。

### 5.2.4 減速材

減速材として使用されている黒鉛は軽水ほど中性子の減速能が大きくないため、炉心が相対的に大きくなるという不利な点を持っている。

### 5.2.5 炉内構造物

原子炉内の1,000°C近い高温では、耐熱合金を使用しても、許容応力が極端に小さくなるので、炉内構造物を金属材料で製作することができない。そのため、減速材、反射体、その他の構造物には黒鉛が使用される。黒鉛は中性子の吸収が少なく、耐熱、耐放射線性に優れ、かつ熱伝導率が良いと

いう特長がある。一方、金属材料に比べて、延性、加工性、強度等の点で劣っているため、それに応じた構造設計が必要となる。

## 5.3 原子炉の構造と材料

### 5.3.1 概要

HTTRの原子炉内部構造図を図11に示す。HTTRでは、1,000°C近い高温ヘリウムガスを取り出すため、炉心の燃料の温度が公称で最高1,320°C程度まで上昇する。ヘリウムガスは、黒鉛ブロックに設けられた燃料棒挿入孔と燃料棒との間の流路を下降する際に加熱され、高温試験運転時には950°Cで原子炉外に取り出される。前述のように、炉内構造物は黒鉛で作られるが、黒鉛は特に引張り応力の許容値が小さい。また金属のように溶接により、複雑な形状にすることも不可能である。六角柱型の燃料体はそれぞれの上下面に穴を設けて、ダウエルピンをはめ込んで下段の燃料体に上段の燃料体を積み上げる。炉心に配置された燃料体の周囲には黒鉛製の固定反射体ブロックが設置され、中性子を閉じ込める役割を果たしている。これらの構造体の重量は、炉床部にある金属製の炉心支持板で支えられている。

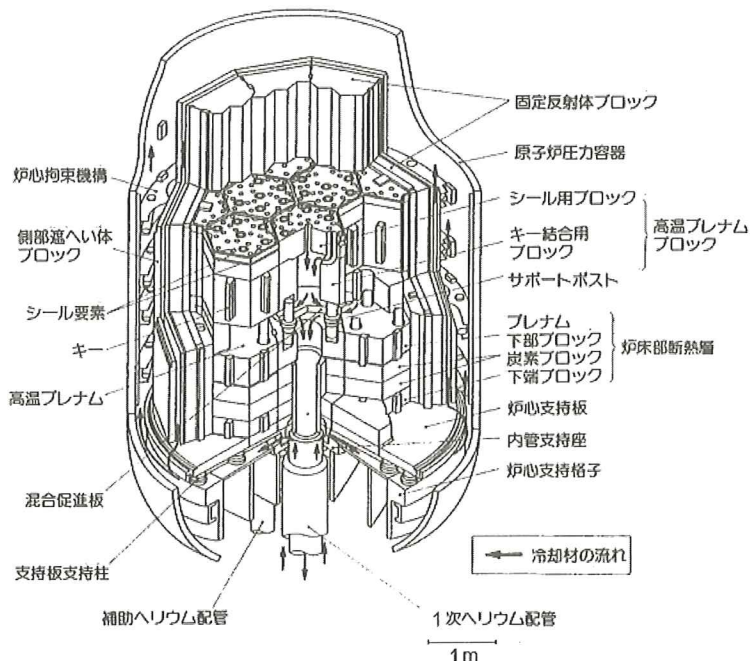


図11 HTTRの原子炉内構造図

[出典] 日本原子力研究所「高温工学試験研究の現状1993年」

### 5.3.2 原子炉の冷却方法と熱応力の低減

高温機器の設計では、構造体の自重を支える箇所を低温部分に設定することにより許容応力が大きくとれるようにすることと、熱伸びを吸収できるようにして熱応力を小さくすることが重要である。HTTRにおいては、炉心の構造物の自重を支える炉心支持板を、原子炉に流入した直後の低温の1次冷却材ヘリウムガスにより冷却する。燃料体等の高温になる炉心の構造物との間には、黒鉛製の断熱層を設けて炉心支持板の温度が高くないようにする。

炉心支持板は炉心の構造物の熱伸びの基点となる。黒鉛ブロックの鉛直方向の熱伸びに対しては最上部を自由にすることによって、熱応力を防止している。半径方向に対しては、黒鉛ブロック間に隙間を設けて、熱伸びを吸収する。原子炉に流入する約400℃の1次冷却材ヘリウムガスは、炉床部を冷却した後、炉の周辺部に配置された固定反射体ブロックを外側から冷却しながら、原子炉圧力容器の内面壁沿いに容器の上部まで上昇し、こ

こで反転して、燃料体黒鉛ブロックに設けられた冷却材流路を下降する。燃料から発生する熱エネルギーは1次冷却材ヘリウムガスに伝えられ、最高950℃で原子炉外に取り出される。

### 5.3.3 材料の選定と適用

#### (1) 金属材料

ニッケル基および鉄基超合金は、高温強度と耐食性に優れた材料であり、表4に示すように、インコネル(ニッケル基)、ハステロイ(ニッケル基)、インコロイ(鉄基)などの合金がある。HTTRの例では、原子炉内制御棒被覆管、高温ヘリウムガスの配管材および中間熱交換器の伝熱管としてハステロイXRというハステロイの高温耐食性を改良した材料が使用されている。

#### (2) 黒鉛

黒鉛は中性子の反射特性、減速特性が優れているので、通常反射材、減速材として使用される。通気性があること、引張強さが小さく、圧縮強さが大きいのが特徴である。したがって、大きな引張応力のかかる部分や気密を要する圧力容器には



表4 HTTR用超合金材料

合 金 名	主要化学組織 Wt%	一 般 的 特 性	用 途 例	JIS 記号
インコネル 625	Ni 61.0 Cr 21.5 Mo 9.0 Fe 2.5 Nb+Ta 3.6	当初ガスタービン用に開発された 熱処理なしで高強度を発揮する Nb を添 加した固溶強化型合金 耐食性にも優れて高温で高いクリープ強 度あり	ガスタービン部品, 核融合炉設備, 原子炉部品, 航空宇宙機器部品, 海水処理設備	NCF625
ハステロイ X	Ni 47.5 Cr 21.8 Mo 9.0 Fe 18.5 Co 1.5 W 0.6	1,200°Cの高温まで強度と耐酸化性を有 する固溶強化型の耐熱合金で、強度が高 いが加工性は良好	ガスタービン部品, 工業炉部材, 熱処理設備, 原子力設備 ○高温ガス炉関連で は中間熱交換器の伝 熱管	
インコロイ 800	Ni 32.5 Cr 21.0 Fe 46.0 C 0.04	高温雰囲気において強度と耐酸化耐浸炭 性が良く、長時間保持にも組織が安定し ており、湿潤環境での耐蝕性も良好で、 加工性も良好	化学・石油化学工業 の熱交換器・配管, 浸炭装置 ○原子力蒸気発生管	
インコロイ 800HT (800H)	Ni 32.5 Cr 21.0 Fe 45.0 C 0.08 Al+Ti 1			NCF800H

[出典] 「各種合金の特性表」, 丸栄産業ホームページ

使用できない。しかし、不活性気体中であれば、1,000°C以上の高温における強度が金属よりも大きいという特長がある。高温ガス炉では、特に炉心の温度が高いため、燃料粒子の被覆層、燃料棒の被覆スリーブ、炉床部断熱材、周辺部固定反射体等に多量の黒鉛材料を用いている<sup>8)</sup>。

### (3) セラミック材料

一般にセラミック材料は、変形し難いという特徴を持っているが、熱絶縁性・電気絶縁性を利用して原子炉の色々な部分で用いられる。炭化ホウ素(B<sub>4</sub>C)のように中性子吸収物質を含む材料は、原子炉の制御材料として利用される。

## 5.4 HTTR施設

HTTR施設とはHTTR原子炉と冷却系統、高温機器を含めた総称であり、図12に示す原子炉建屋、機械棟内に配置されている。原子炉建屋は地

上2階、地下3階の48m×50mの大きさである。主要な設備である原子炉圧力容器、1次加圧水冷却系統は原子炉格納容器内に収められている。原子炉で発生した熱エネルギーは最終的には原子炉建屋の屋上に配置されている空気冷却器で大気に放出される。

原子炉冷却系統は、図13に示すように、通常運転時の熱を除去する中間熱交換器(IHX: Intermediate Heat Exchanger)、1次加圧水冷却器(1次PWC: Primary Pressurized Water Cooler)、2次加圧水冷却器(2次PWC: Secondary Pressurized Water Cooler)および加圧水冷却設備からなる主冷却設備、原子炉スクラム時に作動して原子炉崩壊熱、残留熱を除去する補助冷却設備、全ての強制冷却系が作動しない場合に原子炉崩壊熱、残留熱を除去し、燃料、原子炉圧力容器等の温度を許容値以下に保つための炉容器冷却設備からな

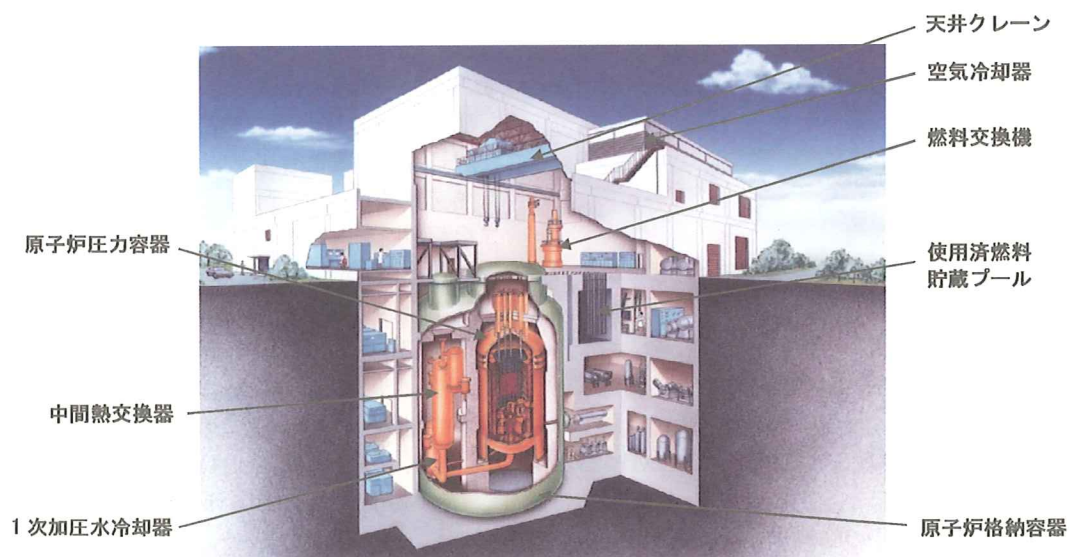


図12 HTTR 施設

[出典] 成瀬日出男, 山本隆夫他, HTTR(高温工学試験研究炉)プロジェクトについて, 北海道大学衛生工学シンポジウム, (1993-11)

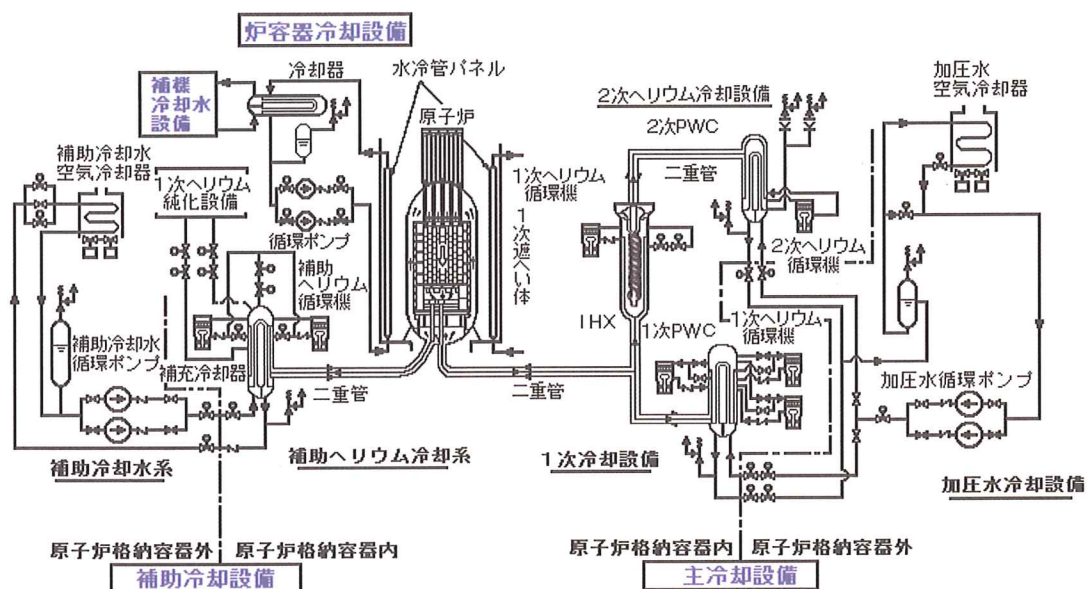


図13 HTTR 原子炉冷却材系統図

[出典] 日本原子力研究所「高温工学試験研究の現状1998年」

る。なお、将来の水素製造試験等の HTTR を用いた熱利用試験の際は、中間熱交換器 2 次側から原子炉格納容器外に原子炉の熱を取り出す予定である<sup>9),10)</sup>。

## 5.5 HTTR の冷却系統

### 5.5.1 1 次冷却設備

1 次冷却設備は、IHX と 1 次 PWC の 2 種類の熱交換器を並列に設置し、原子炉で発生した熱エネルギーを、最終的に加圧水に伝える設備である。

HTTR は試験炉であるので、現状では熱利用系に接続されていない。本設備の運転方法には、1 次 PWC で約 20MW および IHX で約 10MW の除熱を行う並列運転と、IHX は使用せず 1 次 PWC のみで約 30MW の除熱を行う単独運転とがある。IHX は 1 次冷却材入口温度の計画値が約 930°C、2 次冷却材（ヘリウムガス）出口温度が約 905°C という高温で使用されるので、高温部分の設計に工夫が必要となる。1 次冷却設備を構成する機器は、容器の健全性を保つために、二重胴構造および二重管構造にして外胴あるいは外管側に低温のヘリウムガスを流して耐圧部の使用温度を約 400°C に下げた設計としており、IHX もこの方法を採用している<sup>11)</sup>。これにより、高温のヘリウムガスが流れる内胴あるいは内管側には、内圧応力がかからないようにすることができる。

### 5.5.2 2 次冷却設備

2 次冷却設備は、IHX を介して 1 次ヘリウムガスから 2 次ヘリウムガスへ伝達された熱エネルギーを 2 次 PWC を介して加圧水冷却設備に伝達する設備である。IHX からの高温の 2 次冷却材を導く配管および 2 次 PWC は、それぞれ二重胴構造および二重管構造として耐圧部の使用温度を約 300°C に下げている。

### 5.5.3 加圧水冷却設備

加圧水冷却設備は、1 次 PWC および 2 次 PWC を介して加圧水に伝達された熱エネルギーを加圧水空気冷却器により大気へ放出する設備である。

## 5.6 中間熱交換器 (IHX)

### 5.6.1 構造と仕様

IHX の構造図を図 14 に、設計仕様を表 5 に示す。IHX は縦置きヘリカルコイル向流型ガスーガス熱交換器であり、胴部は二重構造になっている。二重胴の内胴内面にはライナーにより表面を覆った断熱材 (Thermal insulation) が設けられている。IHX には 96 本のヘリカルコイル型伝熱管 (Helically-coiled heat transfer tube) が設けられており、図 15 に示すように 6 層の同心円状の積層構造で配置されている<sup>12)</sup>。原子炉で加熱された高温の 1 次ヘリウムガスは容器最下部の 1 次冷却材二重ノズル内側 (Primary helium from Reactor)

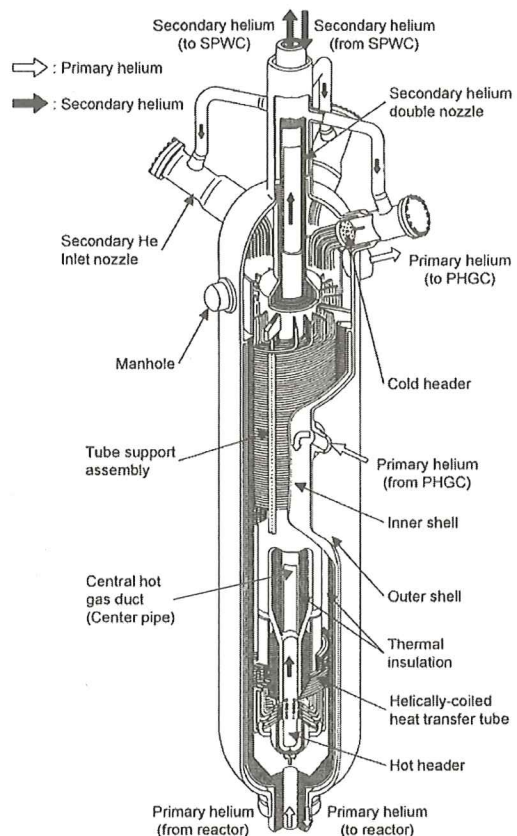


図14 HTTR の中間熱交換器構造図

[出典] 栃尾大輔他「高温ガス炉 HTTR の高温試験運転における主冷却系熱交換器の性能評価」, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 4, No. 2, (2005)



より930℃で流入し、伝熱管の外側を上昇しながら、伝熱管の管内を流れる2次ヘリウムガスを加熱する。熱交換によって390℃まで温度降下した1次ヘリウムガスは上部の1次冷却材出口ノズル (Primary helium to PHGC) より1次ヘリウムガス循環機 (PHGC: Primary Helium Gas Circulator) に導かれる。PHGCで昇圧された1次ヘリウムガスは1次冷却材入口ノズル (Primary helium from PHGC) より内胴と外胴の間の環状部に流入して、胴部を冷却しながら下降し、最下部の1次冷却材二重ノズル外管 (Primary helium to reactor) から流出して、原子炉に向かう<sup>11)</sup>。

一方、容器の最上部に設けられた二重管外管 (Secondary helium from SPWC) から流入する低温の2次ヘリウムガスは、容器に入る直前に4本の分配管に分配され、2次ヘリウム入口ノズル (Secondary helium inlet nozzle) から容器内に流入し、低温管板 (Cold header) で伝熱管に分配され、ヘリカルコイル型の伝熱管内を下降しながら加熱され

て IHX 下部の高温ヘッダ (Hot header) に再び集められる。この高温の2次ヘリウムガスは、内筒 (Center pipe) 内を上昇し、IHX 最上部の2次冷却材二重ノズル (Secondary helium double nozzle) より二重管内管 (Secondary helium to SPWC) を経て2次PWCへと還流する。

将来、熱利用系と接続される場合は、IHX から流出する約905℃の高温2次ヘリウムガスが、IS システムによる水素製造の場合はSO<sub>3</sub>分解器に、水蒸気改質による水素製造システムの場合は水蒸気改質器に送られる<sup>5)</sup>。

### 5.6.2 IHX の高温設計

ヘリカルコイル型伝熱管の重量は胴内の上部に

表5 HTTR 中間熱交換器 (IHX) 仕様

項 目		単位	仕 様	
形 式		—	縦置き向流式ヘリカルコイル型	
基 数		—	1	
容 量		MW	10	
流 体	管 側	—	ヘリウムガス	
	胴 側	—	ヘリウムガス	
最高使用圧力	外 胴	MPa	4.8	
	伝熱管	MPa	0.3(差圧)	
最高使用温度	外 胴	℃	430	
	伝熱管	℃	955	
冷却材要目			定格運転時	高温試験運転時
1次冷却材流量		t/h	15	12
1次冷却材入口温度		℃	850	950
1次冷却材出口温度		℃	390	390
2次冷却材流量		t/h	14	12
2次冷却材入口温度		℃	300	300
2次冷却材出口温度		℃	775	860
伝熱管寸法	外 径	mm	31.8	
	厚 さ	mm	3.5	
	本 数	—	96	
胴 部 外 径		m	2.0	
全 高		m	11.0	
主 要 材 質	外 胴	—	2-1/4Cr-1Mo 鋼	
	伝熱管	—	ハステロイ XR	

[出典] 板尾大輔他, 「高温ガス炉 HTTR の高温試験運転における主冷却系熱交換器の性能評価」, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 4, No. 2, (2005)

設けられた支持梁 (Support beam) より吊り下げられた伝熱管支持金物 (図14: Tube support assembly, 図15: Heat transfer tube support plate) で支える。伝熱管および伝熱管支持金物の全重量がかかる支持梁は、1次冷却材ヘリウムガスが2次冷却材ヘリウムガスと熱交換して低温になった部分に設けられているので、許容応力が大きくとれる。また、伝熱管支持金物は下部に行くほど高温の1次ヘリウムガスに曝されて温度が上がるが、下部に行くほど伝熱管の重量による引張応力も小さくなるので、許容応力に対して余裕を保つことができる。

伝熱管支持金物の熱伸びは支持梁が起点となる。

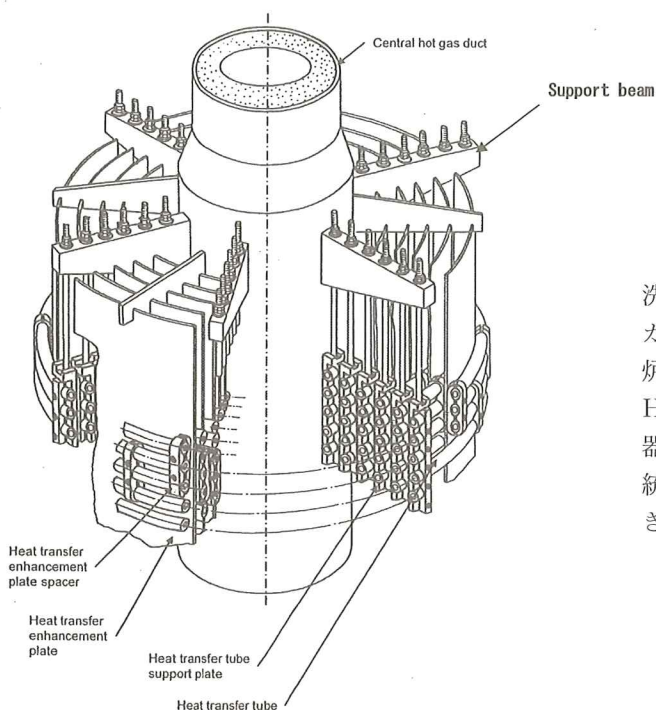


図15 HTTR の中間熱交換器伝熱管支持構造  
 [出典] 栃尾大輔「HTTR の中間熱交換器の伝熱性能に関する評価」, JAERI-Tech 2005-040

伝熱管支持金物の鉛直方向下向きの熱伸びと内筒の鉛直方向下向きの熱伸びの差は、内筒最下部の高温ヘッダと接続する部分の伝熱管にフレキシビリティを持たせることによって吸収する。

## 6. 結 論

高温ガス炉は、原子炉冷却材にヘリウムガスをを用いることにより、最高約950°Cの高温の熱エネルギーが取り出せるので、発電のみならず他の多くの工業プロセスにも広く利用できる。そのため、高温ガス炉は今後、自動車や定置用の燃料電池への急激な需要増が見込まれる水素製造のための熱源として有望視されている。高温ガス炉を利用した水素製造方法のうち、近々に実現が有力視されているのは、メタンガスの水蒸気と混合し、それを加熱する水蒸気改質法による水素製造である。

本稿では、高温ガス炉について概説し、わが国

の高温ガス炉開発の先駆けとして現在稼働中の HTTR の原子炉、冷却系統、施設設計の特徴を紹介した。

## 謝 辞

本稿をまとめるに当たり、元日本原子力研究所大洗研究所長 塩沢周策氏の「革新型炉としての高温ガス炉の特長、開発現状及び展望」から高温ガス炉全般の開発動向を、栃尾大輔氏の「高温ガス炉 HTTR の高温試験運転における主冷却系熱交換器の性能評価」から、HTTR の熱交換器および系統の流体の流れと内部構造を参考にさせていただきました。ここに記して深く御礼申し上げます。

## 参考文献

- 1) 高田健次郎：インターネットセミナー「ミクロの世界—その3—(原子核の世界)」, 九州大学大学院理学研究所 粒子物理学講座
- 2) 電気事業連合会：CONSENSUS, 原子力2006, p 6.
- 3) 文部科学省「高速増殖炉もんじゅ研究開発の意義と必要性」, (2006-3), p 4.
- 4) 塩沢周策：革新型炉としての高温ガス炉の特長、開発現状及び展望, 季報 エネルギー総合工学 Vol.24, No.1, (2001-4)
- 5) 清水明, 藤川卓爾：水素エネルギー社会に向けて, 長崎総合科学大学紀要, Vol.47, No.1, (2006-9), pp 1-16.
- 6) 原子力百科事典 ATOMICA：高温ガス炉による核熱エネルギー利用の拡大 (03-03-05-01), 高温ガス炉概念の特徴 (03-03-01-02)
- 7) 原子力百科事典 ATOMICA：高温工学試験研究炉 (HTTR) (03-04-02-07)
- 8) 原子力百科事典 ATOMICA：原子炉材料の基礎(2) (03-06-01-10)
- 9) 西原哲夫, 清水明, 稲垣嘉之, 谷平正典：HTTR 水素製造システムの系統構成および制御性, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.2, No.4, (2003), pp139-146.
- 10) 西原哲夫, 清水明, 谷平正典, 内田正治：HTTR に接続する水素製造システムの系統及び機器設

- 計(受託研究), JAERI-Tech 2002-101,  
(2003-1), pp 1-46.
- 11) 栃尾大輔, 中川繁昭, 古澤孝之: 高温ガス炉 HTTR の高温試験運転における主冷却系熱交換器の性能評価, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 4, No. 2, (2005), pp55-63.
  - 12) 栃尾大輔, 中川繁昭: HTTR の中間熱交換器の伝熱性能に関する評価, JAERI-Tech 2005-040, (2005-7), pp 1-39.