☆

1 解説

高温ガス炉開発の現状

(日本原子力研究所) 佐野川 好 母, 斎 藤 伸 三

高温ガス炉は高温熱供給、高い固有の安全性、燃料の高燃焼度等の優れた特徴を有している。西独、米国では、これらの特徴を生かした発電用原型炉が運転中であるが、近年さらに高い固有の安全性を追求し、かつ経済性のあるモジュール炉の設計が進み、建設を検討中である。我が国では、高温ガス炉の技術基盤の確立・高度化および高温に関する先端的基础研究を行うため日本原子力研究所において高温工学試験研究炉の建設準備が進められている。

☆

☆

I. ま え が き

8年前のスリーマイル島2号炉(TMI-2炉)の炉心溶融事故、そして1986年のチェルノブイリ4号炉の炉心破壊-大規模な環境汚染のように、これまで予想もされなかった原子炉事故が発生したのがきっかけで、どのような事故が起こっても、このような事態に至らないような固有の安全性を有する原子炉“固有安全炉”が一躍注目されるようになり、軽水炉型、高速炉型も含めて固有安全炉の設計研究が行われるようになった。その中でも、原子炉として固有の安全性が高く、実験炉等により実証されている炉型の代表的なものとして高温ガス炉を挙げる事ができよう。

高温ガス炉開発の原点は約30年前にさかのぼるが、当時の目的としては、発電炉としてより熱効率の高い炉、そして原子炉としては発電以外にも核熱を有効に利用できる炉としての開発に重点が置かれていた。一般に、金属製の被覆管を用いた燃料では、被覆管温度を650℃以上にする事は難しく、したがって、原子炉出口冷却材温度を600℃以上にする事は困難である。元来、被覆管は燃料を収納するとともに核分裂生成物(FP)の放散を防ぐ役割を果たすもので、この金属製の被覆管の代わりに役目を果たし、かつ650℃以上の高温にも耐えるものが開発されなければならなかった。英国ハーウェル研究所で、この問題を解決するために被覆燃料粒子が開発されたのは1956年であった。そして、具体的に OECD プロジェクトとして、冷却材出口温度750℃の高温ガス実験炉「ドラゴン計画」へと進み、ドラゴン炉は1964年に臨界となった。その後、西独、米国で独自に実験炉、発電用原型炉が建設、運転されている。

一方、我が国では昭和44年以来、日本原子力研究所において核熱利用を主要な目的とした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、産

業界においても通産省の大型プロジェクトとして原子力製鉄の研究開発が48年から55年まで行われた。しかし近年、核熱プロセス利用の動向等、高温ガス炉を取り巻く社会情勢も変化してきたため、原子力委員会は57年に策定された「原子力開発利用長期計画」における高温ガス炉研究開発計画について改めて検討、評価を行うこととし、61年3月、高温ガス炉研究開発計画専門部会を設置した。同専門部会は、同年12月に核熱利用の需要の動向、高温ガス炉研究開発の意義、今後の高温ガス炉研究開発の進め方等について最終報告をまとめた⁽¹⁾。その中で、

「高温核熱の利用については、技術的見通しはあるものの近い将来(今世紀中)に経済性が成り立つ情勢にはないので、高温ガス炉の早期の実用化への1ステップとして位置付けられている実験炉を建設する計画は見直すことが適当である。しかしながら、高温ガス炉は、高温熱供給、高い固有の安全性、燃料の高燃焼度等の優れた特長を有する炉型であり、利用分野の拡大、熱効率の向上、経済性の向上等原子力開発上重要な課題の解決に寄与し得る点で、その研究開発の推進は大きな意義を有する。したがって、高温ガス炉の技術基盤の確立および高度化を図り、また各種の高温に関する先端的基础研究を実施するための施設として、高温ガス試験研究炉を早急に建設することが適当である。」

と報告している。原研は、この報告に沿った高温工学試験研究炉を建設すべく、従来の実験炉の設計を見直し、安全審査の準備を進めている。

II. 高温ガス炉の特徴

高温ガス炉の特徴としては、前述のように高い固有

Present Status of High Temperature Gas-cooled Reactor Development: Konomo SANOKAWA, Shinzo SAITO. (1987年 5月6日 受理)

の安全性, 高温の熱供給, 高熱効率, 高燃焼度等が挙げられる。

高温ガス炉が固有の安全性に優れているのは, 燃料に被覆粒子燃料, 減速材に黒鉛, 冷却材に He ガスを用いていることによるものである。すなわち,

- (1) 出力密度が小さく熱容量が大きいため, 反応度の異常な上昇や冷却能力の異常な低下などが生じても, 炉心温度の変化が極めて緩慢である。
  - (2) 中性子寿命が長く, 反応度の温度係数が負で大きいと, 大きな反応度が印加された場合でも出力が急上昇しにくい。
  - (3) 炉心が高温になっても燃料被覆や炉心構造物は溶融することなく, 炉心溶融の心配がない。
  - (4) He ガスは化学的に不活性であり, 燃料や構造物との化学的相互作用が少なく, He ガス, 黒鉛とも放射化されにくいので, 従事者の被曝線量が低く, 放射性廃棄物の発生量が少ない。
- 等である。これらについては, 原子炉を用いた実験, 運転実績あるいは解析によって定量的に実証または確認されている。

(1)に関しては, 出力密度は軽水炉で 50 MW/m^3 (BWR)~ 100 MW/m^3 (PWR) であるのに対して, 高温ガス炉では $2\sim6 \text{ MW/m}^3$ と数 $1/10$ であり, 熱容量は運転温度から炉心損傷温度まで(高温ガス炉の場合は FP 放出の観点から $1,600^\circ\text{C}$ までと仮定)で軽水炉の冷却材の潜熱をも含めても, 高温ガス炉は軽水炉の約 5 倍の熱容量を有している。この 2 つの特徴により, 高温ガス炉は種々の異常事象に対しても炉心の温度変化は緩慢となる。これを配管破断による冷却材喪失事故(高温ガス炉では全く冷却材がなくなることはないので減圧事故の一種となる)を例にとり, 軽水炉と比較して示すと第 1 表のようになる。

これは数年前に米国が検討した結果であるが, 冷却

原子炉型	冷却回復までの時間余裕	冷却回復しない場合	
		燃料からの FP 放出	格納容器の損壊
2240 MWt HTGR	2-3 h	7-8 h	>20 D
HTR-500	5 h	12 h	—
HTR-モジュール	∞	∞	—
PWR	~1min	minutes	hours

第 1 表 炉心昇温事故(冷却材喪失)後の経過⁽²⁾

材喪失から炉心損傷が起こらないような冷却が回復するまでの時間的余裕が軽水炉では 1 min 程度であるのに対して大型の高温ガス炉で 2~3 h, 西独で開発を進めている HTR-500 で 5 h 程度であり, より固有の安全を高めた小型のモジュール炉 (~200 MWt) では冷却が回復しなくても自然放熱のみで炉心は十分冷やされ, 炉心損傷には至らない。このことは, 冷却が回復しなかった場合に燃料から大量の FP が放出されるまでに必要とされる時間についても同様であり, 軽水炉では min のオーダーであるのに対して, 大・中型の高温ガス炉では 10 h 前後と著しい差を示している。また, 同表には格納容器損壊までの時間も示してあるが, 中・小型の高温ガス炉では一般に格納容器は不要というのが, 西独, 米国の考え方である。

(2)に関しては, 西独の高温ガス実験炉 AVR で実際に制御棒引き抜き実験を行っている。実験条件としては, 出力 82% において 10.6¢ の反応度をランプ状に 25.6s で印加したもので, 第 1 図に示すように, 原子炉出力は最初急上昇するが, 燃料の最高温度はそれほど上がらず原子炉の平均温度も非常にゆっくりした変化を示し, 原子炉出力は数%上昇したレベルで落ち着いている。事象が緩慢である 1 つの理由は中性子寿命が長いことにより, 調整後の出力レベルが初期とあまり変わらないのは反応度係数が負で大きいことによる。

第 1 図 AVR による制御棒引き抜き実験結果

(3)に関しては, 高温ガス炉の燃料は被覆粒子燃料に特徴があり, 被覆燃料粒子は第 2 図に示すように, 一番内側に UO_2 , UC あるいは ThO_2 の燃料核があり, そのすぐ外側を低密度のバッファゾーンの炭素層, さらにその外側を 3 層に高密度の炭素あるいは炭化ケイ素で囲い, FP の閉じ込め機能を持たせている。燃料体としては, この被覆燃料粒子を黒鉛とともに中空ペレット状に焼き固め(コンパクト), 黒鉛のスリーブに収めて燃料棒とし, これを六角柱状の黒鉛ブロッ

第2図 被覆燃料粒子と燃料体(ブロック型燃料の寸法は高温工学試験研究炉の例である。)

クの孔に挿入したブロック型燃料と、被覆燃料粒子を黒鉛とともに直径6 cm程度の球に焼き固めた球状燃料とがある。これらの燃料や炉心構成物の黒鉛は、金属製の被覆管や構造物のように、ある温度を超えると急に溶融して炉心崩壊を起こすことはない。被覆粒子燃料は、第3図に示すように、ある温度を超えると温度とともに徐々に破損率が増え、気体状のFPなどが放出される。

第3図 被覆粒子燃料の高温における健全性⁽³⁾

(4)に関しては、軽水炉では水を使うために腐食生成物による ^{60}Co 、 ^{54}Mn 、 ^{59}Fe 等の放射化生成物ができるが、高温ガス炉では冷却材のHeガスが化学的に不活性であり腐食生成物がほとんどない。実際、冷却材中の放射エネルギー(Ci/MWt)は西独のAVRでは軽水炉に

比べて1桁以上低く、従業員被曝線量はビーチボトム1号炉やフォート・セント・ブレイン炉では、米国の軽水炉の場合の $\frac{1}{4} \sim \frac{1}{6}$ である。

このように、高温ガス炉は固有の安全性が極めて高いので、①原子炉1次冷却系を含めて非原子炉級の機器を大幅に増加したり、②運転員数を減らすとともに運転員資格を緩やかにする、③さらに、供用期間中検査なども最小限にする、④都市近郊立地を図り送電コストを低減する、などより容易で経済性の高い原子力プラントの可能性を有しており、実際に西独、米国ではこれらの検討が進められている。

高温の熱供給は高温ガス炉の本来の目的であるが、現在運転されている原型炉級の原子炉出口冷却材温度は750~770℃止りである。しかし、もし極めて高温のガスが得られれば、第4図に示すように、発電分野では熱効率が格段に増すとともに、非電力分野でも得られるガス温度によって石炭のガス化、液化、水蒸気改質、鉄鉱石の直接還元、熱化学法による水素製造等利用分野が拡大する。また、熱電併給や熱のカスケード利用も可能であり、我が国のようにエネルギー資源の乏しい国にとっては、将来性のある魅力を持った原子炉である。

また、燃料の燃焼度については、AVRで137,000 MWd/tを達成しており、一般的に80,000~100,000 MWd/tの燃焼度はそれほど難しくなく、将来的には

第4図 高温ガス炉による利用分野拡大の可能性

150,000~200,000 MWd/t を目指している。なお、高燃焼度の達成と連動して、現段階では積極的に燃料の再処理を行うという考えは主流ではない。

Ⅲ. 海外における高温ガス炉開発の現状

前述のように、ドラゴン計画を引き継いで高温ガス炉開発を熱心に行ってきたのは、西独と米国である。これらの国を中心として海外の高温ガス炉開発の現状を述べる。

1. 西 独

ドラゴン計画の有力な加盟国であった西独は、早くから独自に球状燃料を用いた独特なペブルベッド型高温ガス炉開発をユーリッヒ研究所やHRB社、KWU/INTERATOM社を中心に進めてきた。このペブルベッド型炉の特徴は、運転中に連続燃料交換を行えること、濃縮度の異なる燃料の領域別装荷が不要なこと、優れた炉心伝熱特性により冷却材温度と燃料最高温度との差が小さいこと、などである。ペブルベッド型の最初の原子炉はユーリッヒに建設されたAVRであり、1967年に臨界となった。AVRは、第5図のように、鋼製压力容器内に蒸気発生器も収めたイン・ラ

イン型で、炉心と蒸気発生器との間は配管でつながれてなく極めてコンパクトな炉である。1978年に蒸気発生器から水漏れを起こして約1年間修復に時間を要したが、その他は大きなトラブルもなく順調に運転を続け、燃料照射、安全性の実験など実験炉としての役割を果たしてきている。

AVRの優れた運転実績を基に、発電用原型炉として建設されたのがTHTRである。THTRは電気出力300MWで、大口径配管破断を想定しなくてもよいように1次冷却系全体を単一のキャビティを有するPCRVR(プレストレストコンクリート製压力容器)に収めたものである。THTRは1983年に臨界となり、86年には全出力に達したが、球状燃料で構成された炉心部への制御棒の強制的な挿入により燃料が密に詰められ過ぎて燃料球の破損がかなり出て、その対策に頭を痛めているようである。

THTRの後継炉としては、BBC/HRB社のHTR-500とKWU/INTERATOM社のモジュラー型の2炉型の設計が進んでおり、双方とも設置場所を特定しない設計許可申請を提出し審査を受けている。HTR-500(第6図)はTHTRで確立された技術を基盤に信頼性、

第5図 AVRの原子炉断面

安全性を確保しつつ経済性を改善したもの⁽⁴⁾で、その発電原価は130万 kWe 級 PWR の 12.7 ペニヒ/kWh に対して、HTR-500 では 12.3 ペニヒ/kWh と試算されている。また、BBC/HRB 社は、AVR で実証された原理を最大限に活用し、可能な限り工場製作を行い、極地用や開発途上国用としても適する HTR-100 の開発も行っており、最近、チェルノブイリ事故後のソ連と商談がまとまった。

一方 KWU/INTERATOM 社は、固有の安全性を経済性が成立する範囲で追求したモジュラー型高温ガス炉を考案した⁽⁵⁾。その思想は、炉心の諸元を定める上では、

- (1) 炉心の直径は、反射体領域のみに制御素子を挿入しても低温停止が可能のように 3 m に制限する。また、炉心高さは、圧力損失と軸方向の出力密度分布の観点から 9.5 m と決められた。
- (2) 原子炉の熱出力は、過酷な事故を想定しても燃料が破損せず、静的機器のみで残留熱を除去できることを設計基準とし、減圧事故時の残留熱除去を炉容器の外側での熱放射と対流のみにより行った場合の燃料最高温度と炉心出力密度との関係を求め、燃料の破損が起これないとき

第6図 HTR-500 原子炉 1 次系の概略(一体型)

れる 1,600℃ を超えない出力密度 3 MW/m^2 が設定された。炉心の大きさや出力密度より、熱出力は約 200MWt となる。

- (3) 燃料球 (6 cmφ) 1 個当たりの重金属装荷量は水・蒸気浸入事故を想定し、それによる反応度増加を最小とするため約 7 g と抑える。

というものである。また、原子炉容器と熱交換器を収容する压力容器とを接続する高温二重管の外管は原子炉容器並みに製造し、かつ供用期間中検査 (ISI) を行うこととし、二重管の破断は想定しないこととしている。このような設計をサイド・バイ・サイド型あるいは 3 ベッセル概念と呼んでいる (第 7 図)。KWU/INTERATOM 社の HTR-モジュールは第 7 図の蒸気発生器の代わりに He/He 熱交換器や蒸気改質器の置き換えができるようになっており、核熱利用にも適した設計となっている。

核熱利用については、ユーリッヒ研究所を初め関連機関で研究開発が進められている。主要なものは次のとおりである。

- (1) 高温金属材料の開発
- (2) 熱交換器、改質器等の主要機器の開発
- (3) メタン化反応による核熱の遠距離輸送パイロットプラント (ADAM-EVA) の運転試験
- (4) HKV (褐炭の水添ガス化) パイロットプラントの運転試験
- (5) WKV (石炭の水蒸気改質、ガス化) テストプラント、パイロットプラントの運転試験

2. 米国

高温ガス炉の開発は 1950 年代の後半より GAT 社

第7図 HTR-モジュール1次系の概略
(サイド・バイ・サイド型)

(GA Technologies Inc.) がピーチボトム炉(1966年臨界, 116 MWt/40 MWe)を建設したのが始まりである。次いで、原型炉フォート・セント・ブレイン(FSV)炉が建設され1976年より発電を行っている。FSV 炉はブロック型燃料を用いた PCRV 型の最初の本格的な高温ガス炉であり、従事者の放射線被曝量が極めて少なく実質上何の制限もなく原子炉建屋内に常時立ち入りできる特異な炉である。78年には GCRA (ガス冷却炉協会)が発足し、電力会社を中心としたユーザー側の高温ガス炉開発・支援体制が生まれ、国の予算的支援の下にリードプロジェクトと呼ばれる開発計画が進められた⁽⁶⁾。このリードプラントは熱出力 2,240 MW、電気出力 855 MW の PCRV/一体型炉で、核熱利用としての蒸気供給も行えるものであった。しかし、前述のような近年の状況にかんがみ、より安全性の高いモジュラー型の設計、開発が行われるようになった。

モジュラー型の選定は DOE の主導の下に GCRA が行い、燃料の型(ペブルまたはブロック)、出力(複数で 200~500 MWe)、炉容器の型式等種々のパラメータから16の型式を考えた。一方、石炭火力よりも10%以上安価であること、静的機器のみによる残留熱除去等種々の安全上の要求を満たすことなどの判断基準が

ら、最終的に 350 MWt (140 MWe) のブロック燃料・鋼製压力容器使用のサイド・バイ・サイド型の MHTGR を決めている。

MHTGR は事故時の燃料温度を 1,600℃ 以下に制限するために、第8図に示すように、環状炉心を採用している⁽³⁾。西独および米国の各高温ガス炉の設計を比較して第2表に示す。MHTGR は現在概念設計を終了し、ライセンスビリティに関して規制当局との話し合いが行われている。DOE および GCRA としては、1993~95年にデモプラントを建設して種々の安全性の実験を行い、その2~3年後には商業炉を建設したいとの意向である。

第8図 MHTGR の炉心断面

3. ソ連、中国

ソ連では、西独と同様に球状燃料を用いた PCRV 型高温ガス炉の開発を行なっている。具体的には出力 50 MWe の実験炉 VGR-50、アンモニア製造を主目的とした核熱プロセス利用原型炉 VG-400 (1,060 MWt/265 MWe) の設計が進められている。要素技術の開発でも燃料、耐熱合金、高温機器の開発が行われており、被覆燃料粒子の製造ではかなりの経験を有しているといわれている。しかし、チェルノブイリ炉事故以後、高温ガス炉の分野において急速に西独への接近を示し、HTR-100 に関する技術導入を図っている。

一方、中国もペブルベッド型高温ガス炉の設計を行っており、重質油の回収用にモジュール500と200の計画を進めている。これは高温ガス炉で得られる高温の水蒸気(180気圧, 400℃)を地下に注入し、一方の孔から重質油を回収しようとするもので、石油を用いた小型ボイラより格段に安価で経済性的の見通しがあるとしている。海外における高温ガス炉開発の状況を第3表に示す。

Ⅳ. 高温工学試験研究炉の計画

我が国における高温ガス炉計画は、“まえがき”に述

第2表 西独および米国の高温ガス炉の設計比較

項目	運 転 中			計 画 中			M H T G R (米 国)
	A V R (西 独)	T H T R (西 独)	Fort St. Vrain (米 国)	H T R - 5 0 0 (西 独)	H T R - 1 0 0 (西 独)	H T R - モジュール (西 独)	
1. 目 的	実験炉 (発電)	発電 (原型炉)	発電 (原型炉)	発電、核熱利用、併用	発電、核熱利用、併用	発電、核熱利用、併用	発電、核熱利用、併用
2. 炉 型 式	一体型 (イン・ライン)	一 体 型	一 体 型	一 体 型	一体型 (イン・ライン)	サイド・バイ・サイド	サイド・バイ・サイド
3. 熱出力 (MW)	4.6	7.50	8.42	13.90	2.65	2.00	3.50
4. 電気出力 (MW)	1.5	2.96	3.41	5.50	1.00	7.6	14.0 (正味)
5. 原子炉入口/出口温度 (°C)	275/950	250/750	400/770	260/700	253/700	250/700 (950)	258/887
6. 一次系圧力 (bar)	10.8	3.9	5.0	5.5	7.0	6.0	6.6
7. 燃料の種類	ペブル $UO_2 - ThO_2$	ペブル $UO_2 - ThO_2$	ブロック $UO_2 - ThO_2$	ペブル UO_2	ペブル UO_2	ペブル UO_2	ブロック $UO_2 - ThO_2$
8. 燃焼度 (MWD/t)	137.000	110.000	100.000			80.000	82.460
9. 出力密度 (W/cm ²)	2.6	6	6.3	6.6	4.2	3	5.9
10. 原子炉容器	プレストレスト・コンクリート	プレストレスト・コンクリート	プレストレスト・コンクリート	プレストレスト・コンクリート	鋼 製	鋼 製	鋼 製
11. 特 徴	・18年間の運転実績 ・出口温度 950°C で 5 年間の運転実績 → 核熱利用の可能性実証 ・高稼働率、低放射線環境の実証 ・高い固有の安全性の実証	・ペブル型炉の発電用原型炉	・ブロック型炉の発電用原型炉	・ AVR で実証された原理 ・開発途上国、他国利用 ・可能な限りの工場製作 ・反射体中の制御棒でスクラム、長期炉停止はボロン球 ・炉心直径 3 m → 反射体中の制御棒で制御できる。 ・炉心高さ 10 m 以下 → 圧力損失、Xe 挙動 ・燃料機器のみで事故時でも燃料温度 1600°C 以下 ・出力密度制限 ・発電用、核熱利用、併用、船舶のすべてに適する。 ・炉邊熱除去に強制循環冷却系不要 ・周辺住民の緊急時対応不要	・石炭火力より 10% 安い。 ・高い固有の安全性 (passive safety)。 ・住民避難不要 ・稼働率 80% 以上 ・計画停止 10% / 年以下 ・16 の燃料補給から選択	・燃料交換はワンスルー	G A T

第 3 表 海外における高温ガス炉開発の状況

	原子炉名	利用目的	1960年	1970	1980	1990	2000
			臨界				
+ 運 転 中	ドラゴン炉 (OECD)	研究用実験炉	臨界	終了			
	AVR (西 独)	発電用実験炉					
	ビーチ・ボトム炉 (米 国)	発電用実験炉		終了			
	フォート・セント・ブレン炉 (米 国)	発電用原型炉					
	THTR (西 独)	発電用原型炉					
計 画 中	HTR-500 (西 独)	核熱蒸気供給発電用実用炉				設計	建設決定
	HTR-100 (西 独)	核熱蒸気供給発電用実用炉					建設決定
	HTR-モジュール-200 (西 独)	核熱蒸気供給発電用実用炉					
	HTR-モジュール-170 (西 独)	核熱プロセス利用実用炉 (石炭のガス化)					
	PNP-500 (西 独)	核熱プロセス利用原型炉 (石炭のガス化)					
	MHTGR (米 国)	中小規模発電炉					建設決定
	モジュール-200/500 (中 国)	核熱プロセス利用実用炉 (重質油の回収)					
	VGR-50 (ソ 連)	発電用実験炉					
	VG-400 (ソ 連)	核熱プロセス利用原型炉 (アンモニア製造)					

+: 運転終了を含む

べたように、昭和61年の原子力委員会の専門部会報告において、まず試験研究炉を早期に建設することが提唱された。原研では、この報告に沿って高温工学試験研究炉の設計を行い建設のための準備を進めている。

高温工学試験研究炉(専門部会報告では高温ガス試験研究炉であるが、より広く高温工学に関する試験も行う意味から名称を変更)は熱出力30MWで各種の照射に適したブロック型炉心構造を持ち、原子炉出口冷却材温度は、現在の技術レベルで達成可能な850℃から段階的に上昇させ、最終的に950℃を目標としている。

高温工学試験研究炉の主要目を第4表に、原子炉建屋の鳥かん図を第9図に示す。燃料はこれまで我が国で研究開発を行ってきたピン・イン・ブロック型とし、原子炉容器としては鋼製の压力容器を採用している。ピン・イン・ブロック型燃料では冷却ガスは燃料棒とそ

第4表 高温工学試験研究炉の主要目

原子炉熱出力	30MW
原子炉入口 出口冷却材温度	395 850~950℃
一次系冷却材圧力	4MPa
炉心有効高さ	2.9m
炉心等価直径	2.3m
出力密度	2.5 MW m ⁻³
燃料	二酸化ウラン・被覆粒状/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
圧力容器	鋼製 (2 $\frac{1}{4}$ Cr-1Mo)
熱交換方式	中間熱交換器及び加圧水による熱交換方式
主冷却回路数	1ループ

第9図 高温工学試験研究炉の原子炉建屋鳥かん図

の挿入孔間のギャップを流れ、燃料棒内で発生した熱を除去する(第2図参照)。炉心は、第10図に示すように、燃料チャンネル30カラムと制御棒チャンネル7カラムにより構成され、六角柱状黒鉛ブロックからなる可動反射体により囲まれ、さらに多角形状の大型ブロックからなる固定反射体が可動反射体を囲んでいる。炉心の等価直径は2.3mで、各カラムの有効高さは燃料体5ブロック分の高さ2.9mである。各六角柱状黒鉛ブロックは、上面に3つのダウエルピンと下面に3つのダウエルソケットを有し、ピン・ソケットのはめ

合いによりブロック間を固定し、地震に耐えられるような設計となっている。

反応度制御は、炉心領域および可動反射体領域の制御棒案内ブロックの2つの孔を用いて制御棒を2本ずつ

対駆動することによって行う。制御棒案内ブロックの第3の孔は後備停止系として非常時にB₄C/Cペレットをホッパーから電動バルブの開放により炉心内へ自然落下させるためのものである。

第 10 図 高温工学試験研究炉の炉心と原子炉の断面

冷却系は、第11図に示すように、主冷却系および補助冷却系それぞれ1系統並びに2系統の炉容器冷却系により構成されている。主冷却系は圧力容器外でHe-He 中間熱交換器 (IHX) により冷却する系統と、加圧水冷却器 (PWC) により直接冷却する系統の2系統に分かれる。IHX は 10MW の熱交換能力を有するが、これは将来、試験研究炉に核熱利用のデモプラントを接続して試験を行う場合に備えたものであり、通

産省の大型プロジェクトで開発された、縦置きヘリカルコイル対向流型熱交換器を採用し、1次冷却材は胴側、2次冷却材は管側を流れ、低温側圧力バウンダリーには2 $\frac{1}{4}$ Cr-1 Mo鋼、高温構造材としてはハステロイXRを用いる。原子炉とIHX およびPWCをつなぐ配管は二重管構造で、原子炉からの高温Heガスは内管の中を流れ、約400℃の低温Heガスは内管と外管の間を流れる。内管の内側はカオウルにより断熱し、

第 11 図 高温工学試験研究炉の冷却系統構成

ハステロイ XR によりライニングすることにより、内管の温度は外管とほぼ等しくする。また、内管は約 1 kg/cm^2 の内外差圧に対して強度を有すればよいこととし、圧力バウンダリーは外管により形成される。

事故時の残留熱除去に関しては、1 次系ガス循環機の故障、2 次系による除熱機能の喪失のような事故に対しても、燃料最高温度を $1,600^\circ\text{C}$ 以下に維持するとともに圧力容器温度を設計温度以下に維持するため、補助冷却系を用いる。また、逆止弁を設けられないので、1 次冷却系の配管破断のように冷却材流路が確保できない場合に対しては、原子炉室の壁に設けた冷却パネル(炉容器冷却系)により炉心および圧力容器を冷却する。なお、本系統は通常時も運転しコンクリート壁の冷却に用いる。

高温工学試験研究炉による照射の特徴は、大きな照射領域がとれ、 $400\sim 1,000^\circ\text{C}$ 以上の範囲で高温照射できる点である。中性子束は、速中性子束で $2 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ 、熱中性子束で $5 \times 10^{13} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}$ である。照射可能な領域については第10図に示したとおりであるが、照射物としては高温ガス炉用の燃料、黒鉛、金属材料、炭素複合材や各種セラミックス材、および大試料照射として軽水炉の圧力容器材の照射等が考えられる。

高温ガス炉用燃料としては、ブロック大の燃料の照射や第12図に示すような黒鉛バスケット容器を用いた球状燃料の照射も可能である。また、核融合炉関連では、 Li_2O 等を可動または固定反射体領域に装荷してトリチウムの製造や、スーパカプセルを用いて炉外装

第12図 高温工学試験研究炉の照射容器の例

第5表 高温工学試験研究炉建設のための研究開発成果

項 目・研究開発成果
燃 料 ○低濃縮 UO_2 被覆粒子燃料 国産、年間 300 kg 製造ライン確立 OGL-1 (1~10次燃料, 15,000 h 運転), キャプセル照射等による試験 (約 $1,300^\circ\text{C}$, 50,000 MWd/t)
材 料 ○炉心用黒鉛材料: IG-110 の開発 照射 (約 $1,200^\circ\text{C}$, $1 \times 10^{21} \text{ n/cm}^2$) 照射クリープデータ取得 ○構造物用黒鉛材料: PGX (米国製) 腐食、物性、強度等のデータ取得 ○断熱用炭素材料: ASR-0RB (西独製) 物性、強度等のデータ取得 ○中間熱交換器の伝熱管、高温機器・配管の 耐熱ライナ材 ハステロイ XR 合金の開発 $800\sim 950^\circ\text{C}$, 20,000 h (腐食) 24,000 h (クリープ) までのデータ取得 ○圧力容器材料 $2\frac{1}{4}\text{Cr-1Mo}$ 鋼, NT 材 (N: 焼ならし, T: 焼もどし) 強度と靱性(含中性子照射脆化) データ取得中
炉 工 学 ○高温ガス炉臨界実験装置 (VHTRC) による精度評価 臨界質量、制御棒・可燃性毒物の反応度値、温度 係数等炉物理データの取得 (炉心温度 200°C ; 燃料棒 1 本については 800°C まで) ○高温中性子検出器 (800°C) の開発 ○高温熱電対、燃料破損、FP 監視計装などの開発 ○原子炉制御方式と異常診断技術の開発
高温技術 ○マザー・アダプターセクション (M+A) 20 サイクル, 最高 $1,000^\circ\text{C}$, 6,480 h 運転 高温機能の実証 ○燃料体スタック実証試験部 (T_1) 最高 $1,000^\circ\text{C}$, 7,760 h 運転 (M_1) 燃料棒の伝熱流動の実証 ○炉内構造物実証試験部 (T_2) 製作性の実証 炉床部の伝熱流動、構造の健全性の検証 ○炉心内の伝熱、漏れ流れ、炉心構造、高温配管、中間 熱交換器等に関する設計データベース取得
設計方針 ○各種設計方針の確立 安全設計 安全評価 黒鉛構造設計 高温構造設計

置と連結させトリチウムの連続回収試験が高温であることの利を生かして行うことが可能である。

一方、高温工学試験研究炉建設のための研究開発は長年、原研を中心に進められてきた。第5表にこれまでに得られている成果の概要を示す。

高温工学試験研究炉の建設スケジュールとしては、第13図に示すように、63年度より国の安全審査を受けて64年度半ばに着工、69年度末に臨界の予定である。また臨界後の試験としては、第14図に示すように、高温

第13図 高温工学試験研究炉の建設・試験スケジュール

研究開発項目	年	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11~
試験研究炉の設計、製作、運転	設計・製作	初期炉心	出力・温度上昇試験	30MW/850°C運転試験	30MW/950°C運転	特性試験	高性能炉心	出力密度: 5~10W/cc	最高燃焼度: 100 Gwd/t			
(I) 高温ガス炉技術の基礎の確立及び高度化												
1) 高温ガス炉技術の基礎の確立												
(a) 試験研究炉に必要なデータの取得												
(b) 機械試験による原子炉システムの特性把握												
(c) 原子炉の核・熱特性の把握												
(d) プラントの動特性及び運転制御特性の把握												
(e) 高温機器の健全性能の把握												
(f) FFP放出動向等の評価												
(g) 運転保守作業の習熟及び長時間連続運転												
2) 高温ガス炉技術の高度化												
(a) 要素技術の高度化												
○ 軽微粒子燃料の開発												
○ 燃料体の開発												
○ 燃料材料等の開発												
○ 制御棒等の耐熱材料の開発												
○ 高温配管等の耐熱材料及び高温機器の開発												
(b) 炉心特性の高性能化												
(II) 高温熱利用技術の確立と熱効率の向上												
(a) パッシブセイフティ技術の確立												
(b) 材料照射試験												
(c) 原子炉計装・プラント制御技術の開発												
(d) トリウム燃料に関する基礎研究												
(e) 核融合炉に関する基礎研究												
(f) 放射線化学に関する基礎研究												

(注) 試験研究炉による照射試験は、実績で示した期間内に調査のうえ、実施するものである。

第14図 高温工学試験研究炉による試験内容とタイムスケジュール

ガス炉の技術基盤の確立、高度化および高温に関する先端的基礎研究として各種の試験を計画している。

高温工学試験研究炉は、原研にとっても、また我が国としても久し振りに建設する新型で大型の研究炉であり、かつ将来の原子力の利用分野の拡大に大きな可能性を秘めた試験炉である。本計画は原研が中心となって進めることとなっているが、大学、国立試験研究機関、産業界の協力を得て初めて実りあるものとなる。誌面をお借りして関係各位のご協力を切にお願いする次第である。

—参考文献—

- (1) 原子力委員会 高温ガス炉研究開発計画専門部会報告書、(昭61.12.)
- (2) GCRA: HTGR Program Overview, Feb. 1984.
- (3) DEAN, R.A., et al.: Development of the modular HTGR in the U.S.A., Proc. ENCA & FORATOM IX, June, 1986.
- (4) BAUST, E.: State of commercialization of the high-temperature reactor in the Federal Republic of Germany, *ibid.*
- (5) KWU/INTERATOM: The HTR-Module.
- (6) 都甲泰正, 他: 高温ガス炉をめぐる最近の海外動向, 原子力工業, 30(9), 23~54 (1984).