

高温ガス炉の研究開発動向



安野 武彦*

The Recent Trend of Research and Development on High Temperature Gas-cooled Reactor

Takehiko YASUNO

1. はじめに

我が国における高温ガス炉の開発は、原子炉の多目的利用、すなわち原子炉で発生する熱エネルギーを直接産業に利用しようとすることを目標に続けられてきた。通産省の大型プロジェクトとしての原子力製鉄の研究開発が行われたことは良く知られており、これも高温ガス炉を利用しようとした。しかし近年になり、社会的な諸条件の変化により、原子力のプロセスへの利用については、必ずしも緊急の課題ではないと考えられるに至っている。諸外国においても、最近のエネルギー事情から大型の発電用高温ガス炉に対する関心は薄れ、むしろ高温ガス炉の持つ安全性に着目し、小型炉への期待が高まりつつある。

高温ガス炉の最近の動向のあらましを報告する。

2. 高温ガス炉の特徴

現在世界で運転されている高温ガス炉は Table 1 に示すように実験炉 1 基と原型炉が 2 基である。米国の Fort St. Vrain 炉では、黒鉛で構成された六角柱状のブロック燃料体が用いられているのに対し、西独の AVR および THTR ではペブルと呼ばれる球状の燃料体が用いられている。Fig. 1 に AVR の断面図¹⁾を示した。原子炉は、反射体の役割を有する黒鉛製の円筒状容器の中に直径 6 cm の球状の燃料体が充填されている構造で、冷却材のヘリウムガスは燃料体の充填層（ペブルベッドと呼ばれる）の中を上方向に向かって流れ、燃料体を冷却する。ブロックおよびペブル燃料体とも被覆粒子を用いて燃料体を構成している。被覆燃料粒子は直径約 1 mm の球で、中心に燃料核といわれる UO_2 、UCO または UC_2 があり、そのまわりに炭素、炭化けい素などの被

Table 1. World high temperature gas-cooled reactors.

Name of plant	AVR	Fort St. Vrain	THTR
Owner	Arbeitsgemeinschaft Versuchs-Reaktor GmbH	Public Service Co. of Colorado	THTR-Association
Designer	Arbeitsgemeinschaft BBC/Krupp West Germany	GA Technologies U. S. A.	HRB West Germany
Start of construction	1961	1968	1971
Critical	1966	1974	1983
Regular operation	1967	1981	1985
Output (MWt)	46	841	750
Output (MWe)	13.2	330	307.5
Efficiency (%)	28.7	39.2	41
Burn up (MWd/t)	77 000	100 000	1.37 (fifa)
Power density (kW/l)	2.2	6.3	6
Coolant temp. ($^{\circ}\text{C}$)	275	403	250
Coolant temp. (Out) ($^{\circ}\text{C}$)	950	775	750
Coolant pressure (kg/cm ²)	10	49.5	40
Core diameter (m)	3	5.9	125 (m ³)
Core height (m)	3	4.7	
Type of fuel	Spherical	Hexagonal	Spherical
Type of reactor vessel	Steel vessel	PCRV	PCRV

覆がある。この被覆層により、核分裂生成物が冷却材ヘリウム中に放出されるのを防いでいる。セラミックで構成される被覆燃料粒子は極めて耐熱性に優れ、約 1800 $^{\circ}\text{C}$ まで使用することができる。さらに減速材および炉心構造材として黒鉛を用いているため高温を得るのに都合が良く、冷却材出口温度も 700 $^{\circ}\text{C}$ 以上にすることができる。このため発電炉の場合は、効率 40% が得られている。

高温ガス炉はヘリウム冷却であること、黒鉛で炉心を

昭和 61 年 9 月 30 日受付 (Received Sep. 30, 1986) (依頼展望)

* 日本原子力研究所東海研究所高温工学部部長 (Department of High Temperature Engineering, Tokai Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute, 2-4 Shirane Shirakata Tokaimura Naka-gun Ibaraki pref. 319-11)

Key words : nuclear reactor ; high temperature ; gas cooling ; graphito ; helium ; heat source ; multi-purpose ; safety ; state of art.

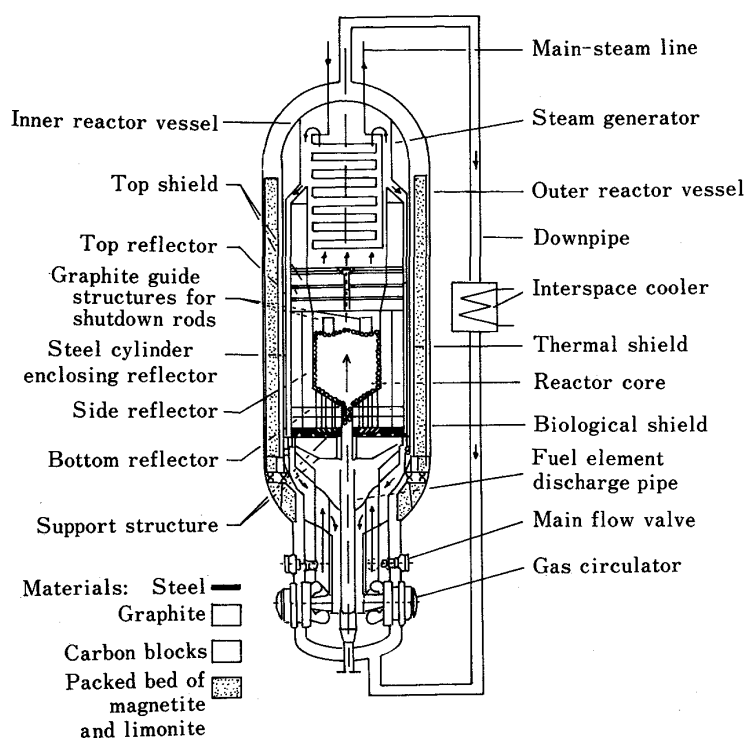


Fig. 1. Vertical section AVR reactor.

Table 2. Safety significance of HTGR Inherent features.

Inherent feature	Relevant properties	Safety significance
Helium Coolant	Single phase	No boiling, bubbles, liquid level or pump cavitation problems Coolant injection system not required No ambiguity of signal indicating presence of coolant Reduced containment damage potential
	Low stored energy content	
	Neutronically inert	No reactivity effects
	Chemically inert	No fuel/helium chemical interaction, low primary system radioactivity levels
Graphite core	High heat capacity, low power density	Slow transient response Time for prevention and mitigation of accident
	Graphite cannot melt	Strength maintained to over 3 300°C
Coated fuel particle	Ceramic material	Maintains integrity at very high temperature
	Multiple pressure vessels	Slow controlled release of volatile nuclides under no cooling conditions

構成していることおよび被覆燃料粒子を用いることにより固有の安全性を持っている。Table 2²⁾に重要な安全上の特長を示した。

ヘリウムを冷却材に用いることによりいくつかの特長が生まれる。まず相変化がなく、1次冷却材が持つエネルギーが少ないため、減圧事故時に放出されるヘリウムによる原子炉格納容器の損傷の可能性が少ない。またヘリウムは中性子とほとんど反応しないため反応度効果はなく、原子炉1次系内の誘導放射能も零に近い。さらに化学的に安定であるため炉内構造材料との反応はなく、腐食も発生しない。この結果、1次系内の放射性物質による汚染は極めて少なく、プラントの保守管理のための従業員の被曝量は低く抑えられている。

黒鉛を減速材および炉心構造材料に用いることにより

炉心の熱容量が大きくなる。後に示すように、事故時などにおける炉心の温度変化はゆるやかで、対策のための時間に余裕がある。また黒鉛は 3 300°C 程度まで強度を有し、炉心の構造健全性に優れている。

被覆燃料粒子を用いることにより燃料体の高温安全性と放射能に対する多重障壁が確保できる。

このように高温ガス炉は、特に安全上の特長があることが認められてきた。

3. 海外における開発動向

3.1 米国

米国においては³⁾、Fort St. Vrain 炉の建設の後、電力需要の伸びがなく、また高い建設費のため大型高温ガス炉の発注が中止された。この他の計画もなかつたため、

米国の高温ガス炉研究開発体制支援を目的として、電力会社を中心としたガス冷却炉協会 (Gas-Cooled Reactor Associates: GCRA) が 1978 年に設立され、リードプロジェクトと呼ばれる計画が進められた。このプロジェクトで検討されたのは、リードプラントといわれた熱出力 2 240 MW (885 MW(e)) の一体型高温ガス炉である。この炉では、発電のみでなく蒸気の一部をプロセス用に併せて供給する (Co-generation) 計画であつた。蒸気の利用としては、タールサンドからの油の採取などいろいろ検討された。

1984 年、米国議会技術評価局 (OTA) の報告書「不確実性の時代の原子力発電」⁴⁾ は、リードプロジェクトの見直しのきっかけとなつた。この報告書には、高温ガス炉の持つ固有の安全性に注目し、原子炉の小型化、単純化により投資リスクを軽減し、沈滞した原子力発電の活性化を図るための提言があつた。GCRA はこれに対応して中小型炉の検討を行った。GCRA の調査⁴⁾ によると米国の発電所の規模についての要望は、200~700 MW(e) 程度が多く、大型炉は少ないことが明らかになった。

Fig. 2 に現在米国で開発を予定している小型炉⁵⁾ (モジュラー型高温ガス炉) の構造を示す。この炉の設計上の基本概念は原子力発電の安全基準をまもりつつ利用者 (電力会社) の要求を満たすものである。主な要求事項としては、発電所の規模 130~550 MW、稼働率 80% 以上、発電コストは石炭火力より 10% 減などがある。

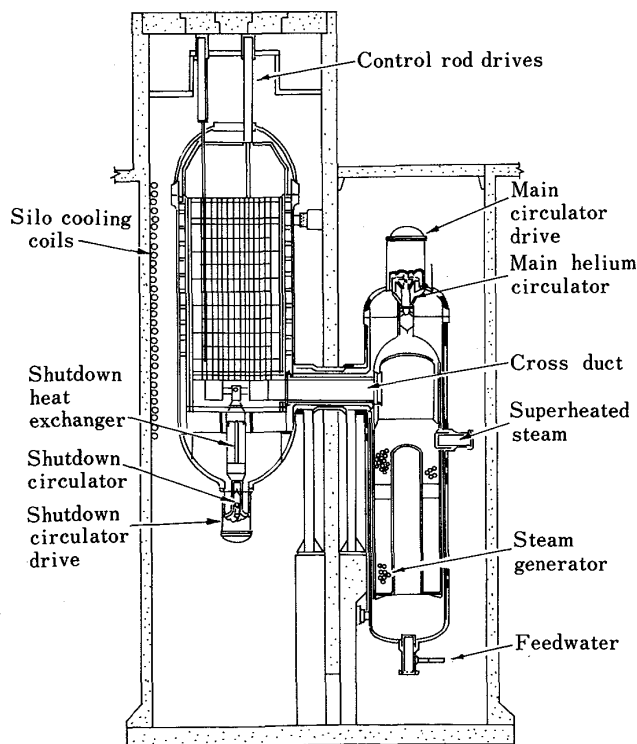


Fig. 2. Silo installation modular HTGR.

モジュラー型原子炉一基当たりの熱出力は 350 MW で、この小型炉 3 基をもつて発電所を構成する。この発電所の発電容量は 404 MW(e) となる。モジュラー型原子炉であるため、発電所の規模は自由に構成できること、パッシブ安全性 (Passive safety) が採用できることなどが特長となつている。パッシブ安全性とは、事故時に運転員の操作、動力源を要する安全系の運転などなしに原子炉を冷却できることをいい、公衆の安全確保のため有利な特性である。Fig. 3 にこの炉の事故解析例⁵⁾を示す。減圧事故時に、炉心の冷却を直接行わなくても炉心の最高温度は約 1 600°C で、この程度の温度では被覆粒子からの放射能の放出はない。米国では、今後の研究開発の重点をこの炉型に置くことにしている。

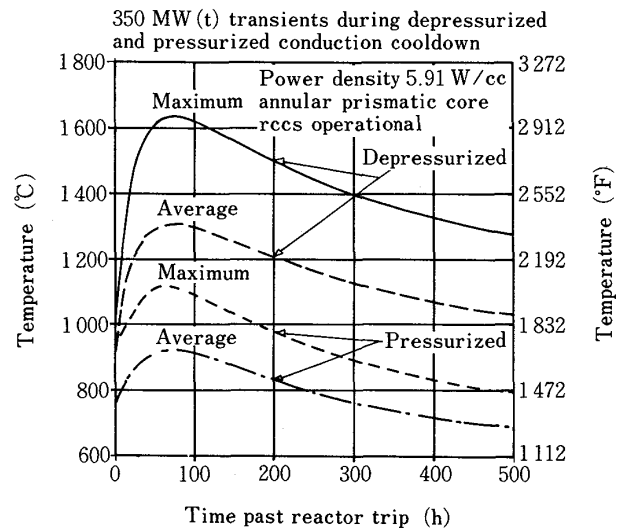


Fig. 3. Fuel temperatures during depressurized and pressurized conduction cooldown.

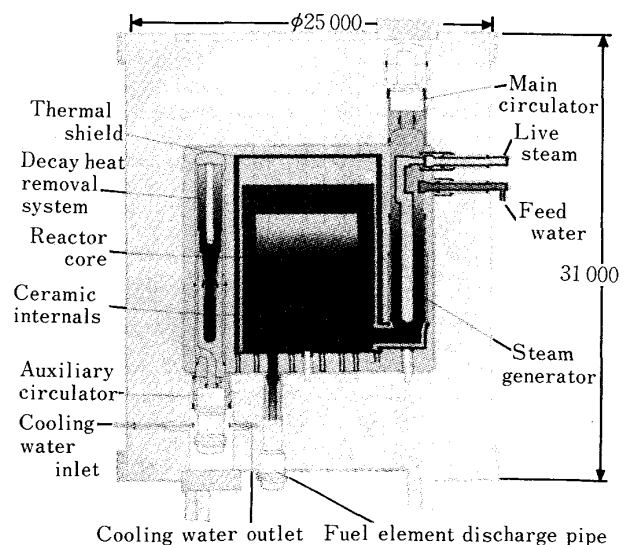


Fig. 4. HTGR-500 MW(e) PCR with internals.

3.2 西独

西独では、THTR が定格運転に入り、その後継炉として HTR-500 とモジュラー炉が提案されている。HTR-500 は、電気出力 500 MW (e) の一体型炉で、従来から西独で採用されているボール状燃料を用いるペブルベッド炉である。Fig. 4 に HTR-500 の断面図⁶⁾を示す。この炉は THTR の技術を基に BBC/HRB 社が設

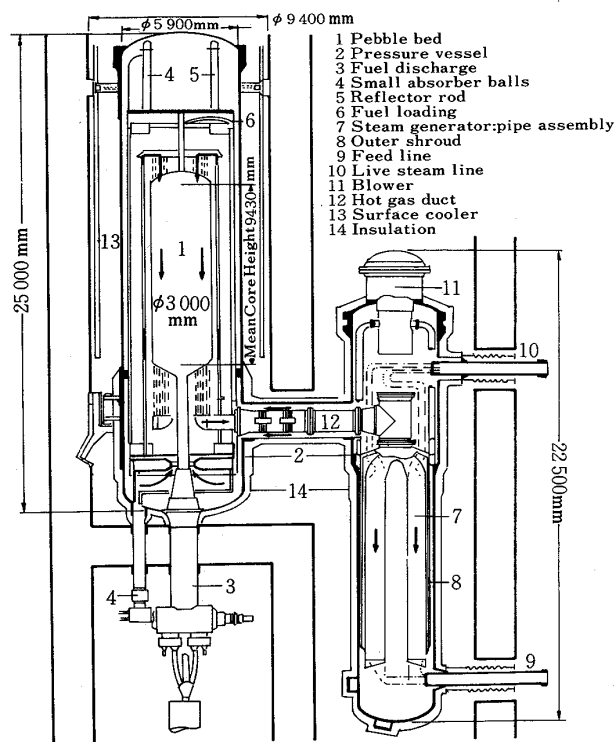


Fig. 5. Cross section of a modular unit with steam generator (primary circuit).

計したもので、西独における 1 240 MW (e) の加圧小型炉と経済的に競争できるものとして、ユーザーが現れるのを待っている状況である。

一方モジュラー型高温ガス炉は KWU/Interatom 社の提案で、構造概念⁷⁾を Fig. 5 に示す。この炉の熱出力は 200 MW で、4 基の原子炉で発電所を構成し、発電に併せてプロセス用蒸気の供給も行う構想である。この小型炉も、米国の炉と同様に安全性が優れている。Fig. 6 に事故時における炉心の温度の解析⁸⁾を示した。温度変化はゆるやかで、ペブルベッド炉心のため最高温度も

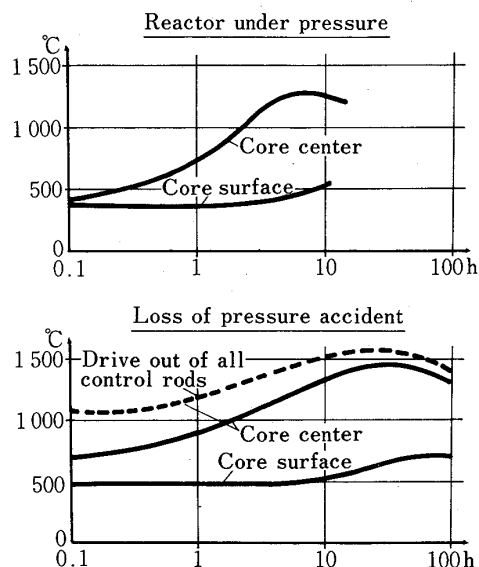
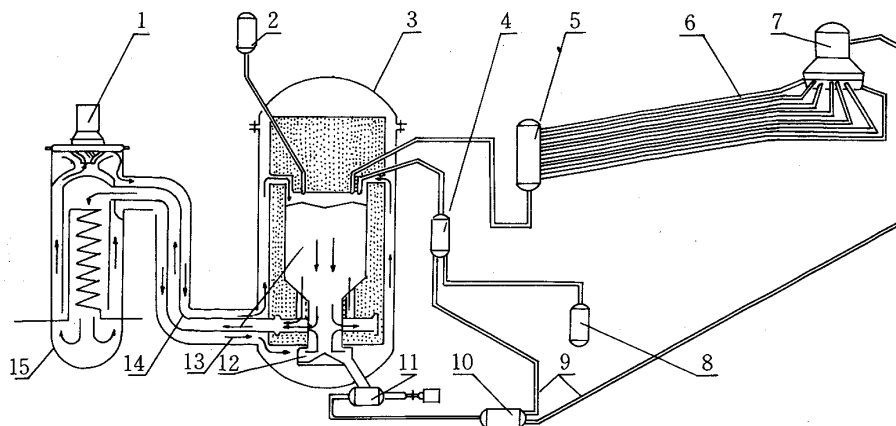


Fig. 6. Behaviour of fuel element temperatures under accident conditions of the HTGR module reactor.



1. Centrifugal gas circulator. 2. Fresh fuel element and absorber element loading machine. 3. VGR-50 reactor. 4. Device for checking leak-tightness of fuel elements and extraction of absorbers. 5. Irradiator removal mechanism. 6. Irradiator. 7. Distribution mechanism. 8. Absorber element release cylinder. 9. Pebble tubes. 10. Separation mechanism. 11. Selection and transport mechanism. 12. Reactor gas collector. 13. Core. 14. Coaxial pipe. 15. Steam generator.

Fig. 7. Basic outline of combined power production and chemical plant with VGR-50 reactor.

1300°C 程度で低く抑えられる。

3.3 その他

外国で高温ガス炉の検討を行っている国としては、この他に、ソ連と中国がある。

ソ連においては、電気出力 50 MW (e) のペブルベッド型高温ガス実験炉の設計を行つた。この原子炉の構造概念⁹⁾を Fig. 7 に示す。この原子炉では発電とガンマ線照射の機能を持つている。現在、建設のための研究開発が続けられているとのことである。

中国は、ペブルベッド型高温ガス炉のフィジビリティスタディを進めていると伝えられている。この原子炉の熱出力は 200 MW で、炉心出口冷却材温度 750°C である。この計画の目的は、中国に埋蔵されている重質油の回収に用いる 540°C の蒸気供給である。

4. 我が国における最近の情勢

我が国の高温ガス炉の開発は、核熱の産業への直接利用、すなわち多目的利用を行い、エネルギー源の多様化、安全確保などエネルギー政策上極めて重要な意義を持つものとの認識が進められてきた。

原子力委員会は、昭和 57 年の長期計画において、多目的高温ガス炉の研究開発について、当面実験的段階までの開発を進めること、実験炉は 1990 年頃の運転開始を目途に建設を進めること、実験炉出口冷却材温度は早期実現を考慮し 950°C 程度が適当であること、今後とも 1000°C 以上を目標に研究開発を進めること、利用系技術をいつそう発展させるため日本原子力研究所の大型構造機器実証試験ループ (HENDEL) の活用を図ること、などを定めた。Photo. 1 に最近の HENDEL の写真を示す。HENDEL は 1000°C、40 気圧のヘリウムを循環できる装置で、原子炉系の試験をすでに実施している。

上記長期計画策定後のエネルギー事情、核熱プロセス利用の需要動向、国の財政事情など高温ガス炉を取り巻く社会情勢が著しく変化したため、原子力委員会は、61 年 4 月「高温ガス炉研究開発計画専門部会」を設置し、今後の高温ガス炉研究開発計画について再度検討、評価を開始した。昭和 61 年 4 月より、核熱利用の需要動向、高温ガス炉研究開発の意義、今後の研究開発の進め方などについて検討を進め、同年 8 月に中間報告¹⁰⁾をとりまとめた。

高温ガス炉研究開発の進め方について、この報告書では、次のような方針を示した。

(1) 産業界による高温核熱利用の見通し

技術的見通しはある。しかし近い将来に経済性が成り立つ情勢にはない。

(2) 高温ガス炉研究開発の意義

高温ガス炉は、1000°C 程度の高温の熱を供給でき、固有の安全性も優れている。また燃料は高い燃焼度を達

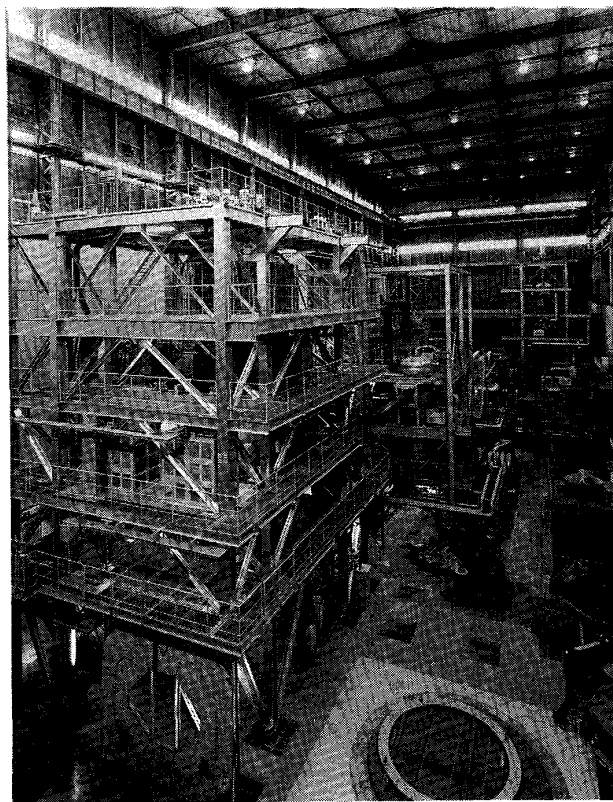


Photo. 1. Helium engineering demonstration loop (HENDEL).

成できるため、経済性の向上が期待できるほか利用分野の拡大といった重要課題を解決し得る炉型である。したがって、中長期的な視点から、高温ガス炉の研究開発の推進は、非電力分野への原子力の利用など原子力の未踏領域への展開を図る上で十分意義がある。また将来の技術革新の契機となる各種の新技术の萌芽の創立に貢献できる。

(3) 今後の研究開発の進め方

エネルギー資源の乏しい我が国においては、とくに高温熱供給による原子力利用分野の拡大により、将来エネルギー供給の多様化に資する可能性を高めておくことが重要であり、これまでに蓄積された技術および人材を分散させることなく、引き続き高温ガス炉技術の基盤の確立と高度化を展開していくべきである。

このためには、高温ガス炉の基盤技術および高度化技術に関する試験を所要の機能を有する原子炉システムにおいて実施することが不可欠であり、研究施設としての高温ガス試験炉を建設するのが適当である。

以上の報告を受けて、日本原子力研究所では、原子炉出口温度 950°C、熱出力 30 MW の「高温工学試験研究炉」の建設を中心とする研究開発を展開し、高温ガス炉の技術に関し体系的な試験研究を行い、併せて高温における先端的基礎研究に役立てる計画を進めている。

5. お わ り に

原子力発電においては、現在用いられている軽水炉が定着し、軽水炉の時代は当初考えられていたよりはるかに長くなると予想されている。また最近のエネルギー事情より核熱の必要時期はかなり先のことと思われる。これらのことは世界的な趨勢であり、高温ガス炉早期導入の意義を明確にするのは困難な状況にある。

しかしながら、高温ガス炉は安全性に優れ、熱効率を従来の軽水炉より高くすることができることなどから発電用としても魅力ある炉型である。さらに、将来において化石エネルギーの代替としての高温ガス炉を用いる核熱エネルギーは、我が国にとって極めて重要で、この技術開発の必要性は大方の認めるところであろう。

発電用の高温ガス炉については、米国、西独とも、ユーザーの多様な要求に対応するためモジュラー型高温ガス炉を用いた発電プラントの提案がなされている。また、日本では、原子力委員会がこれまで進めてきた多目的高温ガス炉開発の方針を変更し、高温ガス試験研究炉計画を立案した。

世界各国ともそれぞれの高温ガス炉計画を決定し、現実的な進展を遂げるには、もう少しの時間が必要であろう。

文 献

- 1) 10 Jahre Stromerzeugung mit dem Kugelhaufenreaktor der AVR (Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH) (1977)
- 2) A. P. KELLEY, Jr.: Status and Plans of Advanced Nuclear Concept Evaluations in The Areas of Safety Investment Protection and Licensing, 6th GCRA Annual Conference (1984)
- 3) 徳光正司: 原子力工業, 30 (1984), p. 42
- 4) Nuclear Power in an Age of Uncertainty (Office of Technology Assessment) (1984)
- 5) A. J. NEYLAN: MHTGR Design Development Overview with Emphasis on Meeting Regulatory and Utility/User Requirements, 8th Annual International Conference on the HTGR (1986)
- 6) E. BAUST: Technical Concept and Design of the HTR-500, The VGB-Special Conference Coal Conversion and HTGR (1985)
- 7) I. A. WEISBRODT: Survey on the Design Status of Inter-atom/KWU's HTR-Module, 8th Annual International Conference on the HTGR (1986)
- 8) G. H. LOHNERT and H. REUTLER: The Modular HTR, a New Design of HTR Pebble-Bed Reactor, BNES Gas-Cooled Reactor Today (1982)
- 9) V. M. GREBENNIK: Status of the Gas-Cooled Reactor Development in the USSR, Fourth annual Meeting of the International Working Group on Gas-Cooled Reactors, IAEA (1982)
- 10) 高温ガス炉研究開発計画専門部会中間報告 (原子力委員会) (1986年8月)