

総合講演・報告 2 「高温ガス炉の安全性について
 (「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会中間報告)」

(2) 高温ガス炉の特長と安全設計

(2) Safety characteristics and safety design of HTGR

須山 和昌

三菱重工業株式会社

1. はじめに

高温ガス炉は安全性に優れ、1000℃近い高温の核熱を水素製造やガスタービン発電等に利用できることから、第 4 世代原子炉のひとつとして世界各国で実用化に向けた研究開発が実施されている。我が国では日本原子力研究開発機構（原子力機構）と三菱重工業株式会社（三菱重工）をはじめとする国内産業界の技術の結集によって建設された我が国初の高温ガス炉である高温工学試験研究炉（HTTR）を用いて、原子力機構により高温ガス炉技術基盤の確立が進められている。また、平成 26 年 4 月に閣議決定された「エネルギー基本計画」や「日本再興戦略」改定 2015（平成 27 年 6 月閣議決定）などにおいては、高温ガス炉など安全性の高度化に貢献する原子力技術の研究開発を国際協力の下で推進することが明記され、東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえて、原子力の安全性の高度化に対する高温ガス炉への期待が高まっている。日本原子力学会では、HTTR の設計、建設及び運転・試験、並びに、実用高温ガス炉の設計研究等を通じて蓄積してきた我が国の高温ガス炉技術に基づく実用高温ガス炉の安全基準を作成し、これの国際標準化に資するため、「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会（平成 25 年度～平成 26 年度）において、実用高温ガス炉の安全要件（機能要求）の検討を行ってきた。これに引き続き本年度から 2 年計画で開始した「プリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会では、高温ガス炉の新たな安全確保方策に係る安全要件と安全指針（性能水準要求）をつなぐ考え方の構築を進めている。本講演では、実用高温ガス炉の安全基準の根幹となる高温ガス炉の安全上の特長、安全設計の考え方及び HTTR による安全性実証試験について報告する。

2. 高温ガス炉の安全上の特長

表 1 原子炉の基本構成

2-1. 高温ガス炉の原子炉基本構成

(1) 燃料（被覆燃料粒子）

軽水炉では、金属材料で被覆した燃料を使用するが、高温ガス炉では、セラミックで被覆した三重等方性（TRISO）被覆燃料粒子を用いる（表 1）。高温ガス炉燃料の一例として、

	高温ガス炉	軽水炉
燃料	セラミック被覆 (被覆燃料粒子)	金属被覆
減速材	黒鉛	水
冷却材	ヘリウムガス	水

HTTR の燃料¹⁾を図 1 に示す。被覆燃料粒子は、燃料核（二酸化ウラン、ウランの炭化物と酸化物混合等）を熱分解炭素及び炭化ケイ素（SiC）で 4 重に被覆した直径約 1mm の粒子型の燃料である。被覆燃料粒子の 4 重の被覆材は、内側から、①気体状の核分裂生成物（FP）及び一酸化炭素のガス溜め等用の低密度の熱分解炭素（PyC）層（バッファー層）、②気体状 FP 閉じ込め、機械的保護等用の内側高密度 PyC 層（IPyC 層）、③気体状 FP 及び金属状 FP の閉じ込め、構造的強度保持等用の炭化ケイ素層（SiC 層）、④最外層の気体状 FP 閉じ込め、内側被覆材の機械的保護等用の外側高密度 PyC 層（OPyC 層）で構成されている。高温ガス炉で使用される被覆燃料粒子は耐熱性に優れ、1600℃以上の高温においても被覆の健全性は損なわれず核分裂生成物（FP）を確実に燃料内に閉じ込め、2000℃以上にならなければ短時間うちに FP 保持機能が失われる

ことはない¹⁾。被覆燃料粒子は、黒鉛マトリックスを用い燃料コンパクトとして成型され、燃料コンパクトと黒鉛スリーブから燃料棒が構成される。更に、燃料ブロックとなる六角柱の黒鉛ブロックの空孔に燃料棒が装荷され、燃料棒と黒鉛ブロック間の環状流路が冷却流路孔となる。炉心は、燃料ブロックを積み重ねるとともに、外周を反射体ブロックで取り囲むことにより形成される。高温ガス炉用燃料の安全性の詳細については、本セッション（3）で報告する。

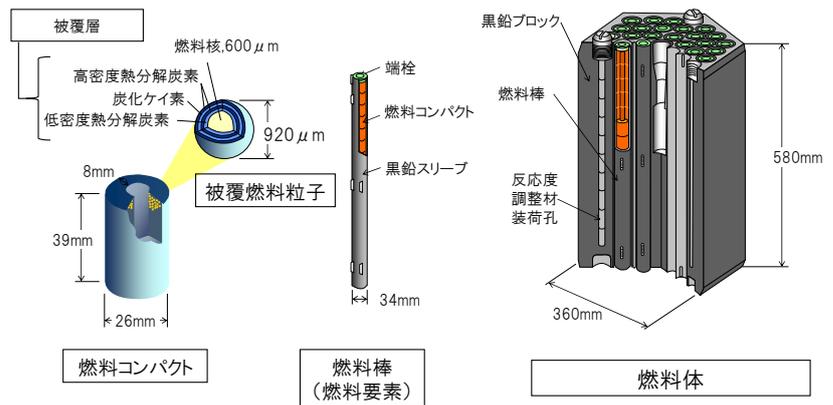


図1 高温ガス炉の燃料（HTTR 燃料）¹⁾

(2) 減速材（黒鉛）

高温ガス炉では、減速材として黒鉛を用いる。黒鉛は減速能が水に比べて低いため相対的に大きな質量、すなわち大きな体積を必要とする。このため、炉心出力密度は軽水炉の1/10以下になるが、炉心は発熱密度に比して大きな熱容量を持つことになる。これにより、出力の過渡変化や冷却能力の異常な低下に対する炉心構成要素の温度変化は小さく、かつ、緩慢となる。黒鉛は、耐熱性に優れ（昇華温度約3000℃）、2500℃程度までは強度の低下がなく、燃料の制限温度よりも高温においても構造健全性を維持することができる²⁾。また、黒鉛は熱伝導が高いことも特長であり、事故時における炉心径方向への熱輸送に大きく寄与する。更に、核分裂生成物を保持する能力も有しており、炉心からの放射性物質放出量の低減に寄与できる。なお、高度に構造化され、高密度、高純度で耐食性に優れた原子炉級黒鉛（graphite）は、石炭（coal）及び木炭（charcoal）とは別の材料であって自己燃焼しない³⁾。高温ガス炉用黒鉛の安全性の詳細については、本セッション（4）で報告する。

(3) 冷却材（ヘリウムガス）

高温ガス炉では、冷却材として4～7MPaに加圧したヘリウムガスを用いる。冷却材のヘリウムは原子炉の使用条件下では気体であり相変化がなく、また核的な効果（中性子の減速や吸収など）をほとんど持たないため、1次冷却系配管の破損などによりヘリウムガスが喪失（「減圧事故」という。軽水炉の冷却材喪失事故に対応）しても、水・蒸気の二相流で生じるような相変化に起因する温度変化がなく、炉心の反応度にも影響を与えない。また、化学的に不活性で放射化しないため、燃料、構造材及び事故時に関与する可能性がある化学物質（酸素、水蒸気、水素、一酸化炭素、二酸化炭素）との化学反応や核反応を起こさず、材料腐食や腐食生成物の放射化の問題もない。

2-2. 高温ガス炉の固有の安全性

上記の原子炉の基本構成要素の特長から得られる高温ガス炉の固有の安全性は、以下のようにまとめられる。

- 燃料の耐熱温度が高い。
- 炉心構造物（黒鉛）の耐熱温度が高い。このため、炉心構造物の熔融のおそれがない。
- 発熱密度に比して炉心の熱容量が大きいいため、出力の過渡変化や冷却能力の異常な低下に対する炉心構成要素の温度変化が小さく、かつ、緩慢である。
- 低出力密度、炉心の長尺設計により、原子炉圧力容器表面からの熱放射等により崩壊熱除去が可能である。

- 全運転状態を通じて、大きな負の反応度温度係数をもつ。このため、反応度温度フィードバックによる自然炉停止特性、出力自己制御性が得られる。

3. 高温ガス炉の安全設計

高温ガス炉では前述した安全上の特長に基づき、受動的設備及び固有の安全性によって、事故時に交流電源を用いずに被覆燃料粒子から環境への大規模な放射性物質の放出を防止する設計が可能となり得る。ここでは、2030 年代以降の商用展開を想定し、原子力機構が三菱重工をはじめとする国内産業界の協力の下で設計した高温ガス炉ガスタービン発電システム⁴⁾ (GTHTR300) を中心に、高温ガス炉における安全設計(止める、冷やす、閉じ込める)の考え方を概説する。

3-1. 放射性物質の閉じ込め(閉じ込める)

高温ガス炉では、「止める、冷やす、閉じ込める」のうち最も重要な「閉じ込める」が他炉型と比較して特に特徴的である。軽水炉では事故時に炉心損傷防止対策により燃料で放射性物質閉じ込めを図る一方、炉心損傷を想定し高気密性の原子炉格納容器で放射性物質を閉じ込める設計である。これに対して、高温ガス炉では被覆燃料粒子の頑健性を活用し、事故時において

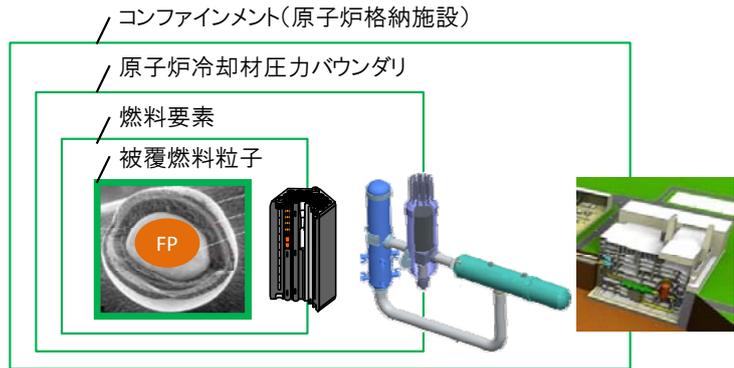


図2 事故時放射性物質閉じ込めに係る物理的障壁

も被覆燃料粒子の放射性物質閉じ込め機能維持を図る設計としている。GTHTR300 における放射性物質閉じ込めに係る物理的障壁の模式図を図 2 に示す。被覆燃料粒子の他、燃料要素、原子炉冷却材圧力バウンダリ及びコンファインメントから構成される複数の物理的障壁の組合せによって事故時に放射性物質を閉じ込め、規制要求を満足させる概念である。なお、全ての物理的障壁について必ずしも高気密性あるいは気密性能維持を期待するものではない。具体的には、燃料要素や原子炉冷却材圧力バウンダリには事故時の気密性は期待しないが、これらを構成する機器内面への放射性物質の沈着による環境への放出低減効果を考慮している。また、原子炉格納施設については、軽水炉で採用されている高気密性の格納容器ではなく、被覆燃料粒子他による閉じ込め機能を考慮し気密性能を緩和したコンファインメントを採用している。なお、原子力機構では、更なる安全性向上を目指し、事故時に被覆燃料粒子による閉じ込め機能のみで安全確保が達成できる高温ガス炉概念の検討を行っている⁵⁾。

3-2. 反応度の制御(止める)

原子炉停止系としては、各々が低温未臨界維持の反応度余裕を有する制御棒系と後備停止系の原理の異なる 2つの独立した系を設けている。原子炉スクラム時や電源喪失時には、スタンドパイプ内に収納されている制御棒駆動部の電磁クラッチが切離され、制御棒が重力により炉心内(制御棒案内カラムの制御棒挿入孔)へ落下挿入される(図 3)。後備停止系は制御棒系が何らかの原因で挿入できない

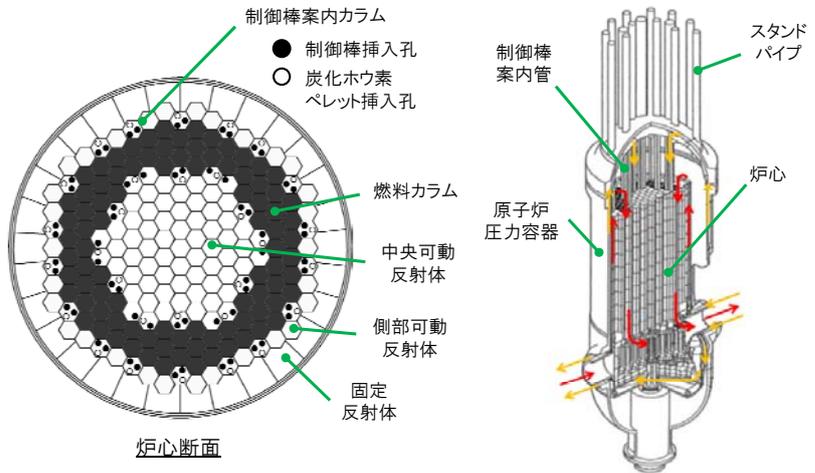


図3 炉心断面及び原子炉構造

場合にも原子炉を停止できようバックアップとして設けられているものであり、重力により炭化ホウ素ペレットを炉心内（制御棒案内カラムの炭化ホウ素ペレット挿入孔）に落下挿入する。

一方で、高温ガス炉は、1次系の冷却機能が喪失し、かつ、原子炉スクラムに失敗したような場合でも、原子炉停止に係る系統・機器に頼らず、物理現象のみによって反応度が自然に低下し、燃料温度が制限温度以下に自然に静定する固有の安全性を有する⁶⁾。具体的には、1次系の冷却機能が喪失した場合でも、炉心の熱容量によって急激に燃料温度が上昇することがなく、通常時燃料温度と異常時燃料制限温度との間の温度余裕の範囲内で、ある程度の燃料温度の上昇が許容される。この温度上昇に伴い、負の温度係数によって炉心に負のフィードバック反応度が添加され（ドップラー効果等）、原子炉の出力は自然に低下し未臨界となる。その後、蓄積したキセノンが崩壊し原子炉は再び臨界になるが、核分裂発生熱量は炉心からの除熱量に応じた値に静定し過度の温度上昇は生じない。なお、原子炉スクラムに失敗した場合、高温ガス炉においても事故収束のために、いずれは何らかの中性子吸収材の挿入によって原子炉を停止させる必要があるが、事故後短時間での緊急対応が不要であることが他炉型とは大きく異なる高温ガス炉の特長である。

3-3. 炉心からの熱除去（冷やす）

高温ガス炉では、出力の過渡変化や冷却能力の異常な低下に対して、炉心の温度変化が少なく、かつ、緩慢である特性を持つよう、発熱密度に比して大きな熱容量を有するように炉心が設計されている。更に、この特性とあいまって燃料温度が制限値を超えることなく原子炉圧力容器表面からの熱放射と自然対流による残留熱除去が可能ないように設計されている。具体的には、出力密度を制限するとともに、炉心径に対して炉心高さを比較的大きくすることによって原子炉圧力容器表面からの熱除去に寄与する外表面積を大きくする長尺形状を採用した炉心設計により、事故時の燃料最高温度を被覆燃料粒子が余裕をもって健全性を維持できる1600℃以下に保ちつつ、崩壊熱を炉内黒鉛構造物の熱伝導、原子炉圧力容器表面からの熱放射と大気との自然対流によって原子炉圧力容器外への熱放散が図れるようにしている。原子炉圧力容器からの放散熱は、炉容器冷却設備によって除去する。炉容器冷却設備は、冷却水の強制循環、冷却水もしくは大気との自然循環など種々の方式があるが、GTHT300では受動的な大気（外気）の自然循環方式を採用し、減圧事故時の燃料最高温度が制限値（1600℃）を満足できる設計となっている⁷⁾（図4）。

一方で、万一の炉容器冷却設備の機能喪失を想定して出力密度と炉心半径を適切に設計しておくことにより、炉室を取り囲む土壌や大気への放熱によって、燃料最高温度を制限温度以下に自然に静定させる設計も可能である⁸⁾。このように、高温ガス炉は、1次冷却材循環機の異常等による炉心の強制冷却喪失や1次冷却設備配管破断等による1次冷却材喪失が発生しても、冷却材（ヘリウムガス）を緊急に炉心に注入

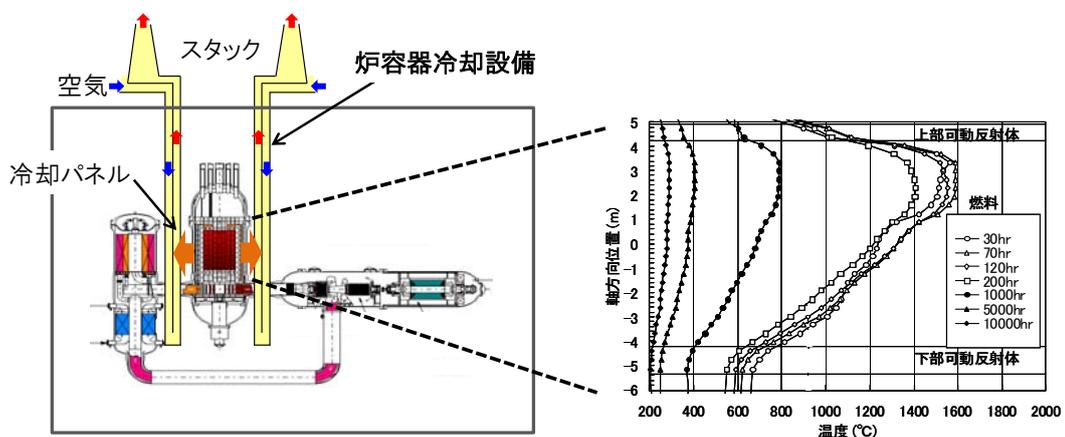


図4 炉容器冷却設備の概要と減圧事故時の燃料温度解析結果

することなく、原子炉圧力容器の周囲の気体による自然対流と熱放射によって崩壊熱を除去できる。炉心損傷防止のために冷却材の存在がいかなる場合にも求められる他の炉型と異なり、高温ガス炉では冷却材の存在は必須ではなく、冷却材が喪失しても熱輸送パスが寸断されないことが特長である。また、高温ガス炉では、炉心構造物の熔融のおそれがないため、軽水炉に設置されている原子炉格納容器熱除去系が不要であることも特長である。

4. HTTR による高温ガス炉の安全性実証

高温ガス炉の固有の安全性を実炉で実証することは重要な課題であり、原子力機構が HTTR を用いて高温ガス炉における異常や事故を模擬した試験（安全性実証試験）を実施し、固有の安全性の実証と解析コードの高度化に取り組んでいる。これまでに、制御棒引抜き試験、1次冷却材流量部分喪失試験及び1次冷却材全流量喪失試験（ヘリウム循環機全てを停止し1次冷却材流量をゼロとする試験）を実施してきた。東日本大震災前に実施した原子炉初期出力 30%（9MW）からの1次冷却材全流量喪失試験では、炉心を常時冷却している1次冷却材流量をゼロとし、かつ、制御棒を一切挿入しなくても、原子炉出力は自然に低下し原子炉が未臨界状態になることが実証されている⁹⁾。HTTR の稼働後には、原子炉出力 100%（30MW）からの1次冷却材全流量喪失試験や原子炉出力 30%からの全交流電源喪失模擬試験（全てのヘリウム循環機を停止すると同時に炉容器冷却設備を停止する試験）を OECD/NEA の国際協力の枠組みで実施する計画である。

5. まとめ

高温ガス炉の安全上の特長、安全設計及び HTTR による安全性実証試験の概要について報告した。諸外国が実用化に向けて高温ガス炉の研究開発を進める中、我が国の高温ガス炉技術の優位性を保ちつつ国際的な原子力安全性の高度化へ貢献するため、本研究専門委員会では、国際標準化を目指して我が国の高温ガス炉技術に基づく高温ガス炉安全基準の検討を進めていく。

参考文献

- 1) S. Saito, T. Tanaka, Y. Sudo, et al., “Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR),” JAERI 1332, Japan Atomic Energy Research Institute (1994).
- 2) 林君夫, 沢和弘, 塩沢周策, 福田幸朔, “高温工学試験研究炉用燃料の健全性の評価と許容設計限界,” JAERI-M 89-162, Japan Atomic Energy Research Institute (1989).
- 3) D. G. Schweitzer, D. H. Gurinsky, E. Kaplan, C. Sastre, “A Safety Assessment of the Use of Graphite in Nuclear Reactors Licensed by the U.S. NRC,” NUREG/CR-4981 (1987).
- 4) 國富一彦, 片西昌司, 高田昌二ほか, “高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300) の設計研究,” 日本原子力学会和文論文誌, Vol.1, No.4, p. 352-360 (2002).
- 5) 大橋弘史, 佐藤博之, 國富一彦, 小川益郎, “高温ガス炉における本質的安全性の概念,” 日本原子力学会和文論文誌, Vol.13, No.1, p. 17-26 (2014).
- 6) H. Sato, X. L. Yan, Y. Tachibana, et al., “Transient analysis of depressurized loss-of-forced-circulation accident without scram in high temperature gas-cooled reactor,” Nuclear Technology, Vol. 185, p. 227-238 (2014).
- 7) S. Katanishi, K. Kunitomi, “Safety evaluation on the depressurization accident in the gas turbine high temperature reactor (GTHTR300),” Nuclear Engineering and Design, 237, p. 1372-1380 (2007).
- 8) H. Sato, H. Ohashi, Y. Tachibana, et al., “Analysis of Core Heat Removal Capability under DLOFC Accidents for HTGRs,” Nuclear Engineering and Design, 271, p. 530-536 (2014).
- 9) K. Takamatsu, D. Tochio, S. Nakagawa, et al., “Experiments and validation analyses of HTTR on loss of forced cooling under 30% reactor power,” J. Nucl. Sci. Technol., Vol.51, No.11-12, p.1427-1443 (2014).

Kazumasa Suyama

Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.