

企画セッション | 総合講演・報告：総合講演・報告2「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

■ 2016年3月26日(土) 13:00 ~ 14:30 | ⅢD会場 講義棟B棟 B104

[OV02] 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）

座長：植田 伸幸（電中研）

[OV0201] (1)研究専門委員会の活動状況

＊植田 伸幸¹ (1.電中研)

[OV0202] (2)高温ガス炉の特長と安全設計

＊須山 和昌¹ (1.MHI)

[OV0203] (3)高温ガス炉燃料の安全性

＊本田 真樹¹ (1.原燃工)

[OV0204] (4)高温ガス炉黒鉛の安全性

＊國本 英治¹ (1.東洋炭素)

[OV0205] (5)IAEA CRPの活動状況

＊大橋 弘史¹ (1.JAEA)

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)」

(1) 研究専門委員会の活動状況

(1) Status of the research committee

電力中央研究所 植田 伸幸

1. はじめに

高温ガス炉は安全性に優れ、高温の核熱を発電以外の用途にも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進められている。我が国では高温工学試験研究炉（HTTR）を用いた高温ガス炉の技術基盤の確立が、日本原子力研究開発機構（JAEA）により進められている。平成26年4月に閣議決定された「エネルギー基本計画」をはじめ、「経済財政運営と改革の基本方針2014」（いわゆる「骨太の方針」）（平成26年6月閣議決定）や「日本再興戦略」改定2014（平成26年6月閣議決定）において、高温ガス炉などの安全性の高度化に貢献する技術開発の国際協力等を行うことが明記されており、東京電力福島第一原子力発電所の事故を踏まえて、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。

諸外国では、欧米において1960年代から高温ガス炉技術の研究開発が進められてきたが、近年では、米国、韓国において実証炉の概念設計、中国において実証炉の建設が進められている。特に中国やインドネシアにおいては、商用炉の導入計画を有しており、高温ガス炉に関する国際競争が高まりつつある状況にある。我が国の高温ガス炉技術の優位性を保ちつつ当該技術を海外へ積極的に展開し、原子力安全の国際貢献に資するため、HTTRの設計、建設、運転・試験などを通じて蓄積した知見を取り込んだ高温ガス炉の安全基準を早急に示す必要がある。

このような背景のもと、平成25年4月に日本原子力学会「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会を設立し、高温ガス炉の固有の安全性を反映させた実用高温ガス炉の安全要件の検討を進め（図1）、平成27年3月までの2カ年の検討内容を取りまとめた。

高温ガス炉の安全基準の整備にあたり、「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会の検討を経て作成された高温ガス炉における新たな安全確保方策に係る安全要件を具体化するため、安全設計と安全評価との相互関係を踏まえた安全設計プロセスを検討し、安全設計及び安全評価に関する基本的な考え方を構築することが必要であると考え（図2）。そこで、高温ガス炉の安全設計プロセスを具現化することを目的として、平成27年度より日本原子力学会に専門委員会を設立し、検討を開始した。

本報告では、研究専門委員会の活動の概要について報告する。

2. 検討の進め方

高温ガス炉の安全基準作成の一環として、高温ガス炉の新たな安全確保方策に係る安全要件（機能要求）と安全指針（性能水準要求）をつなぐ考え方を構築し、昨年度までに作成した安全要件の実用高温ガス炉への適用性を確認すると共に、安全要件を具体化していく安全設計プロセスについて、安全設計と安全評価を繰り返していく際の手順や設計基準事象選定、設計評価項目、判断基準、評価手法などに関する基本的な考え方をまとめる（図3）。

なお、高温ガス炉全般を対象とするが、燃料要素形式については、我が国で技術開発を行っているプリズマティック型（ブロック型）を中心に検討を進めている。

以下に、各検討項目の概要を示す。また、検討スケジュールを図4に示す。

① 安全設計プロセスの検討

安全設計、システム設計、安全評価などに関するプロセスを系統的に整理し、安全設計のプロセス、性能要求項目（安全設計における評価項目）をまとめる。検討に際しては、設計と評価の相互関係を整理し、安全評価におけるリスク論の適用も視野に入れる。

② 設計基準事象の検討

決定論的手法及び確率論的手法を活用し、事象の包絡性を考慮しつつ、多重故障を伴う事象シーケンスを含む設計基準事象選定の考え方を構築する。また、代表的な設計に対する、具体的な設計基準事象の検討も行う。

③ 許容基準の検討

保守的評価に加え、最適評価の適用性を考慮しつつ、安全上重要な構築物、系統及び機器（SSC）に対する許容基準をまとめる。

④ 新たな安全性評価法の検討

水炉や高速炉で適用されている確率論的安全評価に拘らない、高温ガス炉の特長を踏まえた、新たな安全評価手法の可能性について、動的安全性、受動的安全性、固有の安全特性などを定量的に比較するための評価指標を含めて検討する。

⑤ IAEA CRP における活動のフォローアップ

JAEA が参画している IAEA の高温ガス炉の安全設計に関する協力研究計画（Coordinated Research Project: CRP）の第1回研究調整会合において、下記の方針が定められたことから、当該活動をフォローし、必要に応じて本研究専門委員会の活動に反映させる。

日本が提案した安全要件をベースに、米国のアプローチによって作成した安全要件、独、中国や南アフリカ等における過去の許認可に関する知見によって補完することにより、1つの安全要件としてまとめる。

3. 成果の活用

本成果は、今後の高温ガス炉の安全指針（性能水準要求）の策定などに活用する。

4. おわりに

本総合報告・講演では、活動の概要（本報告）に加え、本研究専門委員会における中間報告として、高温ガス炉の特長を踏まえた安全設計の考え方をセッション(2)で報告すると共に、安全設計の特長の基盤である燃料と主要な構造材料である黒鉛の安全性についてそれぞれ、セッション(3)、(4)で報告する。また、国際標準化を目指した活動として、IAEA の CRP における活動状況についてもセッション(5)で報告する。

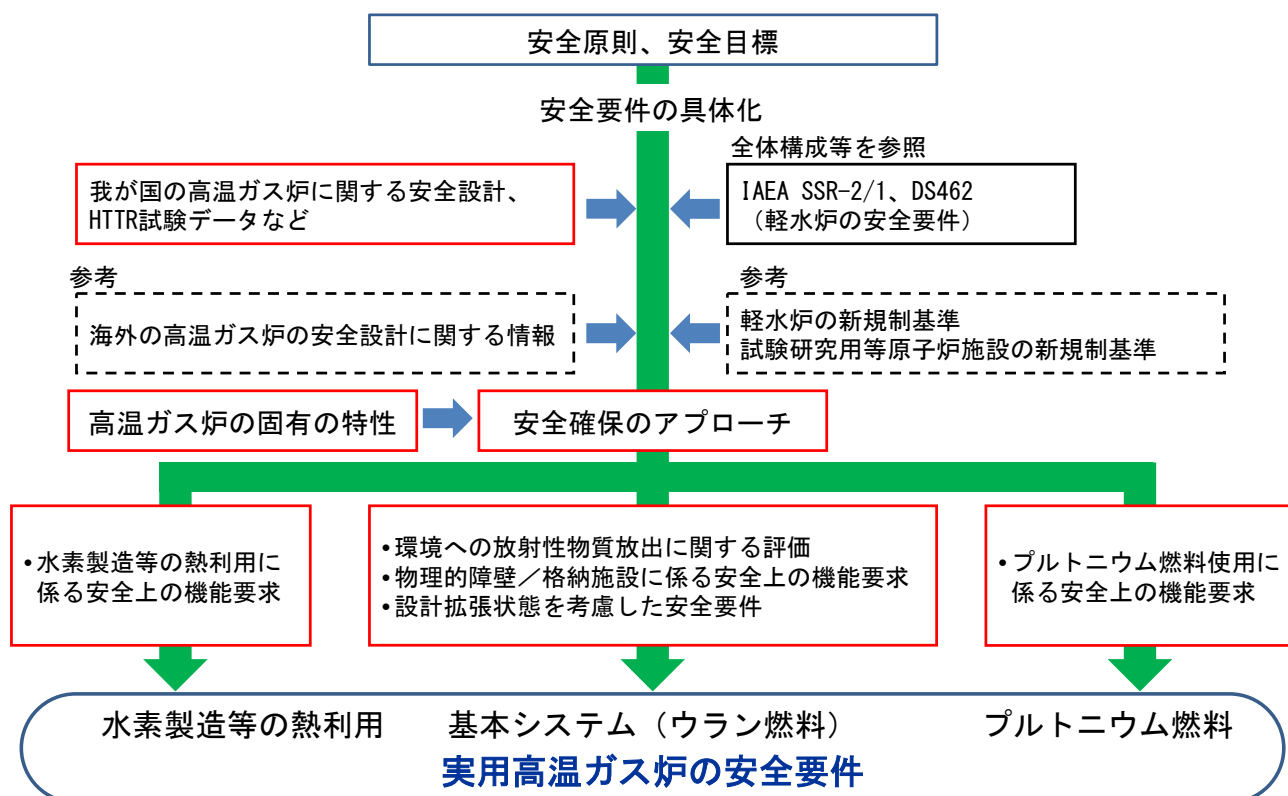


図1 「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会の概要（前研究専門委員会）における検討フローの全体概要

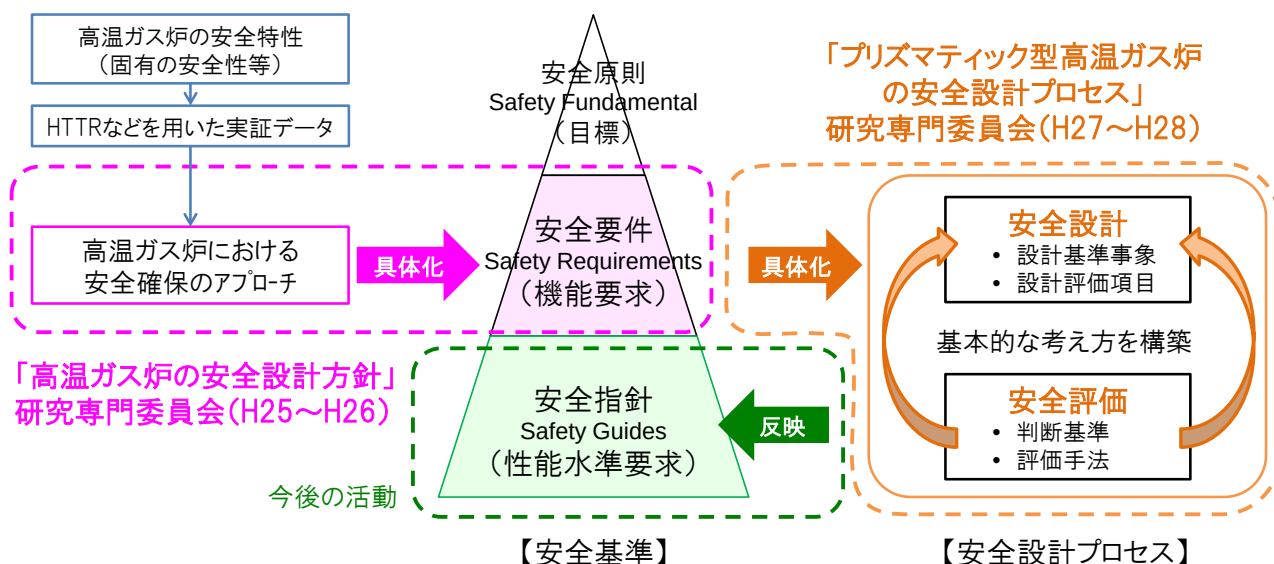


図2 前研究専門委員会と本研究専門委員会の関係

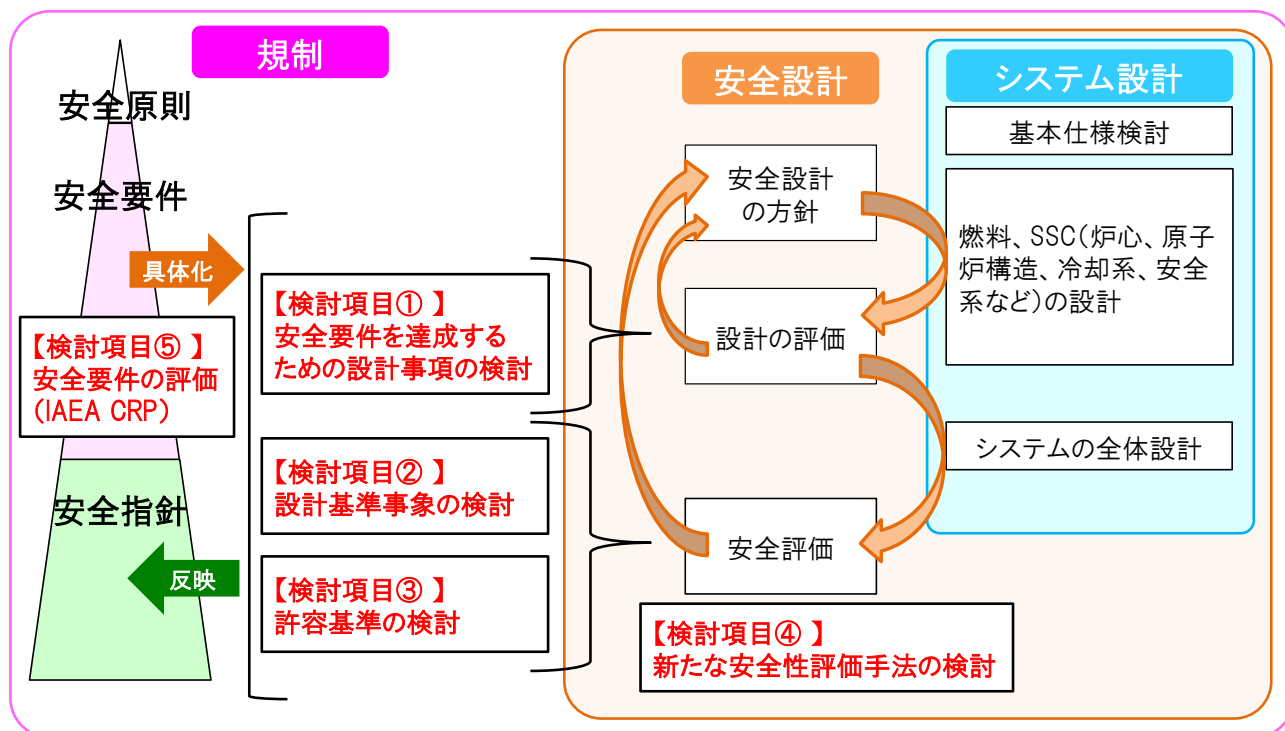


図3 本研究専門委員会における検討の全体像

項目	H27年度 (2015年度)												H28年度 (2016年度)											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3
研究専門委員会				第1回			第2回			第3回			第4回		第5回		第6回			第7回			第8回	
・ 全体概要、検討方針																								
① 安全設計プロセスの検討																								
② 設計基準事象の検討																								
③ 許容基準の検討																								
④ 新たな安全性評価手法の検討																								
⑤ 安全要件の評価 (IAEA CRPのフォローアップ)			1st RCM												2nd RCM									
・ 報告書																								
・ 成果の公表																								

図4 本研究専門委員会の検討スケジュール

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することから、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、

燃料	高温ガス炉	軽水炉
	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。高温ガス炉で使用す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。

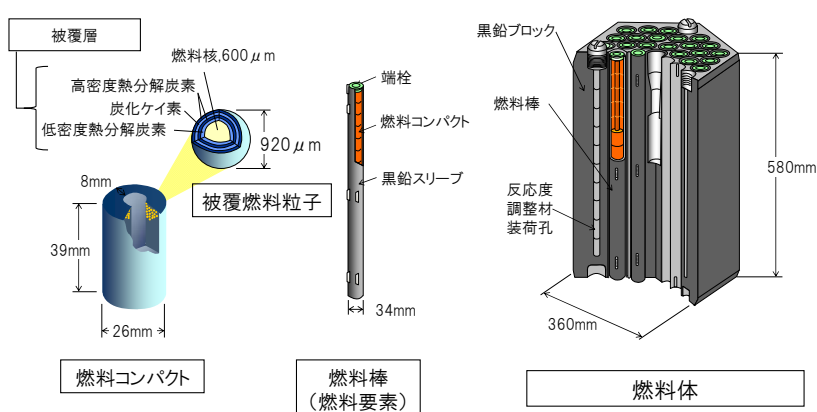


図1 高温ガス炉の燃料（HTTR 燃料）¹⁾

(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

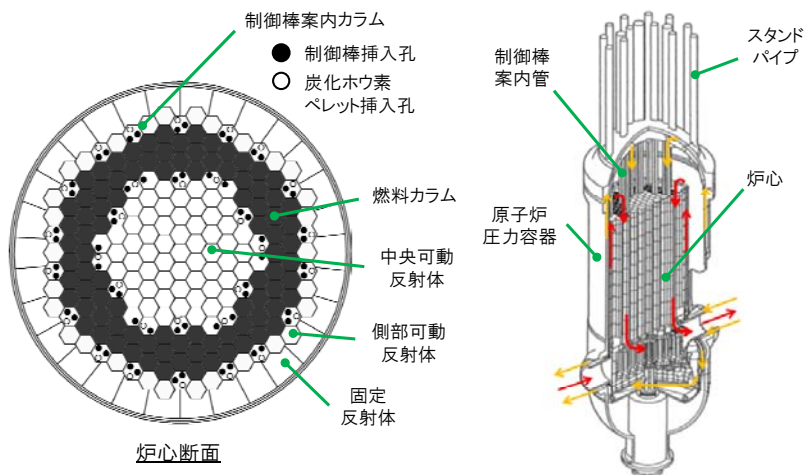


図3 炉心断面及び原子炉構造

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

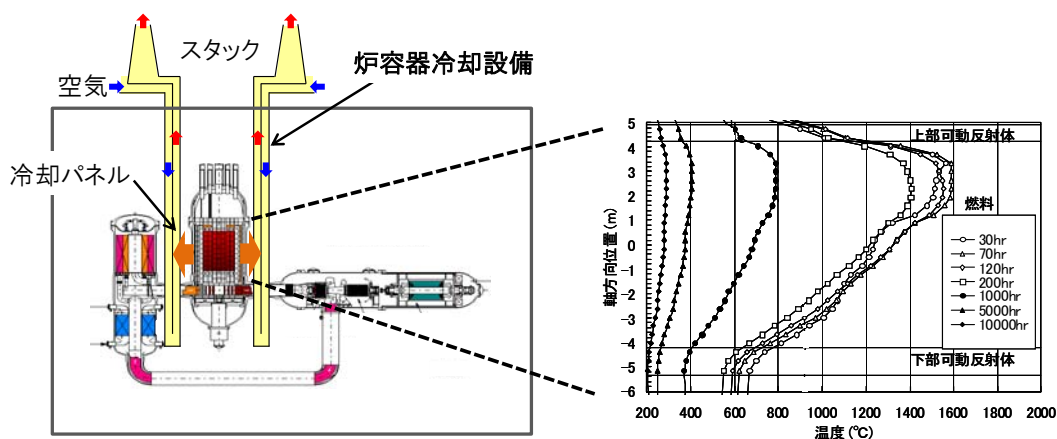


図4 炉容器冷却設備の概要と減圧事故時の燃料温度解析結果

することなく、原子炉圧力容器の周囲の大気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.

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）

（3） 高温ガス炉燃料の安全性

（3） Safety of HTGR fuel

原子燃料工業株式会社 本田 真樹

1. はじめに

高温ガス炉は高温の熱を取り出せるため、様々な分野での熱利用が期待でき、また、安全性にも優れることから、海外においても導入に向けた様々な活動や検討が行われている。高温ガス炉の安全性の大きな要因の一つは、燃料が高燃焼度域まで高温照射に耐え、事故時においても核燃料物質を閉じ込めることが出来る性能を持っているためである。本講演では、高温ガス炉用燃料の製造方法や品質管理方法、安全性について報告する。

2. 高温ガス炉燃料の概要と特徴

高温ガス炉の燃料には、ゲル化法で製造した微小な二酸化ウラン粒子（燃料核）に化学蒸着法により形成する熱分解炭素（PyC）や炭化ケイ素（SiC）のセラミックスの多重の被覆層を有する特殊な被覆燃料粒子が用いられる。

被覆燃料粒子は、その個々の粒子内部に核分裂生成物（FP）を閉じ込める機能を有する。国内唯一の高温ガス炉である国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構（JAEA）の高温工学試験研究炉（HTTR）において被覆燃料粒子は、黒鉛マトリックス中に分散した燃料コンパクトに成形され、これらを黒鉛製のスリーブへ装荷した燃料棒、また、燃料棒を黒鉛製のブロックへ装荷した燃料体として炉心へ装荷・使用されている（図 1）。

被覆燃料粒子は直径約 0.9mm の微小粒子であり、図 1 に示すように、燃料核を中心として内側から、①第 1 層として、ガス状の核分裂生成物（FP）等を溜める緩衝帯（バッファ）の役割を果たす低密度 PyC 層、②第 2 層として、ガス状 FP に対する障壁である高密度 PyC 層、③第 3 層として、最も高い機械的強度を有し、金属 FP に対する障壁や粒子内部に蓄積したガスに対する圧力容器の機能を果たす SiC 層、④第 4 層として、ガス状 FP に対する最終的な障壁、脆性を有する SiC 層の保護、ならびに自身の照射収縮に伴う SiC 層への締めつけ効果によって SiC 層の強度保持の役割を併せ持つ高密度 PyC 層、の 4 重の被覆層から成る。

この様に、高温ガス炉用燃料は SiC や PyC、黒鉛等のセラミックスのみで構成されるため、非常に高い耐熱性を有するとともに、耐放射線性も高い。国内外の照射後加熱試験において得られた被覆燃料粒子の加熱温度と破損率の関係（図 2）¹⁾ から、被覆燃料粒子は温度約 1800℃では破損は認められず、約 2000℃でも著しい破損は生じないことが確認されている。また、被覆燃料粒子は温度 1600℃を超える範囲まで FP を完全に閉じ込めることが可能である²⁾。さらに海外では独国の発電用実験炉 AVR の運転実績などを通じて、燃焼度 120Gwd/t を超える照射条件下においても燃料は高い健全性を維持することが確認されている³⁾。こうした特徴に示されるように、高温ガス炉用燃料は万一の事故により燃料温度が上昇した場合でも溶融せず FP を保持でき、高燃焼度まで使用できるという高い安全性と優れた性能を有している。

高温ガス炉の炉心を構成する被覆燃料粒子は膨大な数になる。HTTR 用燃料の場合、被覆燃料粒子の数は 1 炉心分で約 8.7 億個である。したがって、如何に破損率の低い被覆燃料粒子を安定して供給するか、が原子炉の健全性を維持するための要件となる。

3. 被覆燃料粒子の品質と運転実績

図 1 に原子燃料工業株式会社（NFI）における高温ガス炉用燃料の製造工程を示す。また、表 1 に NFI における HTTR 用燃料の被覆燃料粒子健全性に関する主な品質管理項目とその検査方法を示す。これらは、HTTR の安定的な運転を実現させるために JAEA と NFI が長年にわたって燃料製造技術開発を行った成果をもとに、高温ガス炉用燃

料の量産技術として確立したものである。

HTTR 用燃料製造時の被覆粒子破損率の実績³⁾を図3に示す。この、被覆粒子破損率は、被覆燃料粒子の安全性や健全性の直接的な指標となるものである。

また、HTTR と各国の高温ガス炉における運転中の Kr の放出率実績の比較^{3)、5)、6)}を図4に示す。ここで Kr は運転時に破損した被覆燃料粒子より 1 次冷却材（ヘリウムガス）中へ放出される希ガスの FP で、高温ガス炉の 1 次冷却系配管へ沈着しないことや、特に ⁸⁸Kr は先行核種の影響がないことから、その放出率は燃料の照射健全性を把握するための尺度とされている。

図4に示される通り、海外炉における Kr の放出率は独国で 10^{-7} レベル、米国で 10^{-6} レベルの実績であったのに対し、HTTR の実績は 10^{-9} レベルと 2～3 桁も低く、燃料の製造時に生じた極僅かな破損と表面汚染に起因する放出レベルと評価されている^{5)、6)}。また、HTTR における連続 50 日間、原子炉出口温度 950℃（世界最高温度）での運転実績（図5）⁷⁾からも、Kr の放出率が低いレベルで安定しており、燃料が非常に良好な健全性を有していることが実証されている。

以上のように、高温ガス炉においては燃料製造時の品質がその後の高温ガス炉の照射性能や安全性を決定する上で極めて重要であり、我が国の高温ガス炉用燃料技術は世界的にも最高レベルで確立されつつある。

4. 安全性の更なる向上

現在、高温ガス炉用燃料の安全性を更に向上させるための研究がおこなわれている。JAEA はカザフスタン共和国の INP（The Institute of Nuclear Physics）の研究炉 WWR-K を用いてより先進的な高燃焼度型高温ガス炉燃料の照射試験を実施している。

NFI が製造を担当したこの照射試料の被覆粒子は、HTTR 燃料用被覆粒子に比べ、表2に示す様に第1層の低密度 PyC 層と第3層の SiC 層をより厚くしている。このように被覆層を厚く設計することにより被覆層破損への耐久性向上を図っている。図6に示される様に、製造時に SiC 層が破損していた粒子が貫通破損粒子に至るまでの燃焼度が HTTR 燃料では青実線であったものが、改良燃料では赤実線まで大幅に改善されるなど、安全性の更なる向上が見込まれている。⁸⁾

5. まとめ

耐熱性、耐放射線性の高いセラミック材料のみで構成される高温ガス炉用燃料は、高温ガス炉の安全を担保する優れた特徴を有し、燃料製造時の品質がその後の高温ガス炉の健全性や安全性を決定する上で極めて重要である。我が国の高温ガス炉用燃料技術は世界的にも最高レベルで確立され、更なる向上も検討されている。

今後は、安全性に優れた高温ガス炉用燃料を健全且つ量産規模で製造できる技術と経験をもとに、高温ガス炉の安全設計や燃料製造プロセスを国際標準化することで、日本のみならず諸外国における安全なエネルギー源としての高温ガス炉普及実現に貢献することができると考えられる。

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) W. Shenk, G. Pott, H. Nabelek, *Fuel Accident Performance Testing for Small HTRs*, J. Nucl. Mater. 171, 19-30 (1990).
- 3) International Atomic Energy Agency, *Fuel performance and fission product behavior in gas cooled reactors*, IAEA-TECDOC-978, International Atomic Energy Agency (1997).

- 4) S. Ueta, et al., *Development of high temperature gas-cooled reactor (HTGR) fuel in Japan*, Progress in Nuclear Energy 53 (2011) 788-793
- 5) K. Sawa, et al., *Integrity Confirmation Tests and Post-irradiation Test Plan of the HTTR First-Loading Fuel*, J. Nucl. Sci. Technol. 38(6), 403-410 (2001).
- 6) S. Fujikawa, et al., Achievement of Reactor-Outlet Coolant Temperature of 950°C in HTTR, J. Nucl. Sci. Technol. 41(12), 1245-1254 (2004).
- 7) 植田他「HTTR (高温工学試験研究炉) の高温連続運転完遂 (3) 燃料の挙動」日本原子力学会 2010 年秋の大会 平成 22 年 9 月 15 日(水) 北海道大学
- 8) S. Ueta, et al., *Irradiation Performance of HTGR Fuel in WWR - K Research Reactor*, HTTR2014 Paper HTR2014-31213, October 27-31(2014)

表 1 HTTR 用燃料における主な品質管理項目と検査方法

検査対象	項目	方法	検査目的
燃料核	直径	PSA(Particle Size Analyzer)	燃料の核的・熱的性能の保証
	真球度	PSA(Particle Size Analyzer)	燃料の健全性の保証
	密度	水銀置換法	燃料の核的・熱的性能の保証
	不純物	発光分光分析法、 吸光光度法など	燃料の健全性の保証
被覆燃料粒子	被覆層厚さ	PSA(Particle Size Analyzer) 、 X線ラジオグラフ	燃料の機械的強度、耐照射性能の保証
	密度	第1層－水銀ピクノメーター法 第2層－浮遊沈降法 第3層－浮遊沈降法 第4層－液体置換法	燃料の耐照射性能の保証
	光学的異方性因子	光学的異方性測定装置 (第2層、第4層について実施)	燃料の耐照射性能の保証
燃料コンパクト	露出ウラン率	電気解砕－硝酸浸出法	燃料の健全性の保証
	SiC破損率	燃焼－硝酸浸出法	燃料の健全性の保証
	圧縮破壊強度	一軸圧縮法	燃料の健全性の保証
	マトリックス密度	計算法	燃料の核的・熱的性能の保証

表 2 WWR-K 照射高燃焼度型被覆燃料粒子の概要⁸⁾

	HTTR	Precursor researches	This study
Target burnup [GWd/t]	33	70 - 90	≥ 100
(Mean.)			
Kernel dia. [μm]	600	500 - 550	500
Buffer thick. [μm]	60	90	95
SiC thick. [μm]	28	30 - 35	35

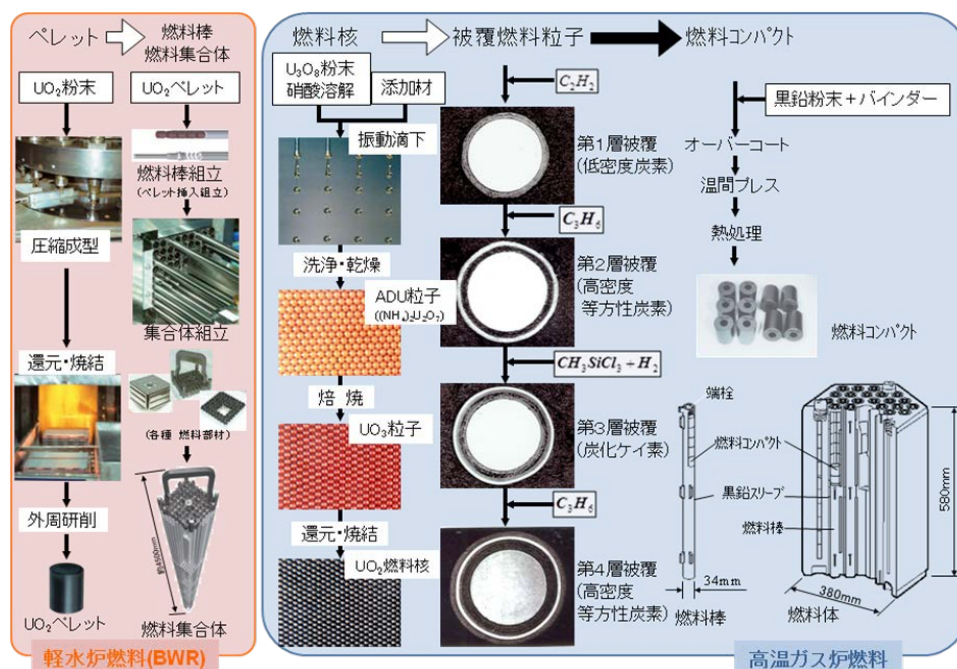
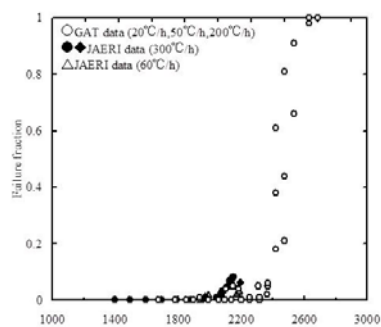
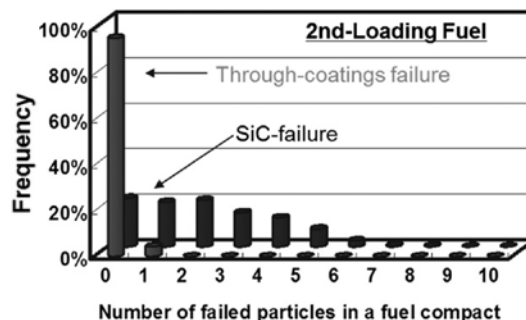
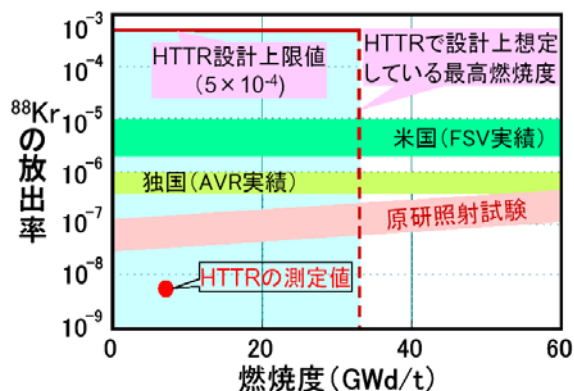
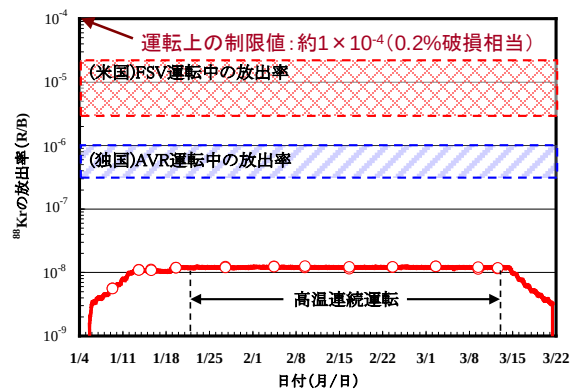


図1 高温ガス炉用燃料の製造工程 (軽水炉燃料製造工程との比較)

図2 温度と破損率の関係¹⁾図3 被覆燃料粒子の破損率 (HTTR 取替燃料)⁴⁾図4 HTTR の運転実績の例^{3, 5, 6)}図5 HTTR 連続 50 日間 950°C 運転時の実績⁷⁾

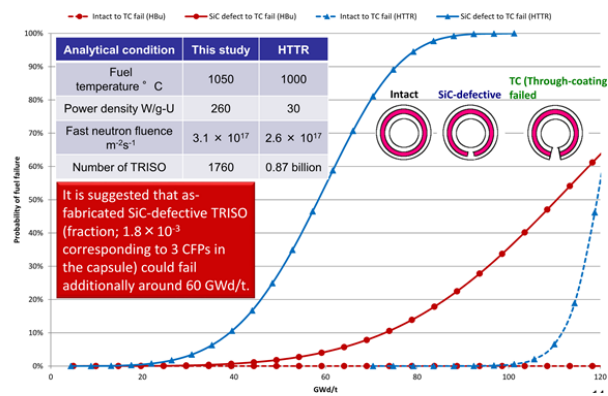


図6 WWR-K 照射高燃焼度型燃料の破損予測⁸⁾

Masaki Honda

Nuclear Fuel Industries, LTD.

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)」

(4) 高温ガス炉黒鉛の安全性

(4) Safety of graphite components in HTGR

東洋炭素株式会社 國本英治

1. はじめに

高温ガス炉 (HTGR) は、安全性に優れ、第 4 世代原子力システムの有力な候補の一つとして注目されており、世界的に研究開発が進められている。我が国においては、(国研)日本原子力研究開発機構 (JAEA) において、1998 年に初臨界を達成した高温工学試験研究炉 (HTTR) を中心に研究開発が進められている。

黒鉛材料は、高速の中性子を減速する減速材及び中性子を反射する反射材としての特性を備えており、耐放射線性・耐熱性・耐食性を有することから、高温ガス炉等の炉心用構造材として用いられている。HTTR の炉内構造物として採用されている IG-110 黒鉛は、世界で稼働中 (HTR-10 (中国))、および建設中の HTR-PM (中国) にも採用されている。本セッションでは、その高温ガス炉用 IG-110 黒鉛の化学的・機械的特性、照射挙動を示し、安全性及び健全性について紹介する。

2. 黒鉛について ¹⁾

黒鉛は、他の工業材料にない導電性、耐熱性、伝熱性、潤滑性、耐薬品性などの優れた特徴がある。また、原料及び製造方法の組合せにより、多種多様な特性を設計できる材料である。さらに軽量で加工性が良いことから、冶金、化学、電気、航空宇宙や原子力など多くの産業分野で使用されている。しかしながら一般生活において黒鉛の存在を目にする機会は少なく、いわゆる「工業界の黒子」として活躍している。

2.1 黒鉛の化学的・機械的特性

黒鉛は完全還元雰囲気では、2500～3000℃でも物理的・化学的に安定した物質であり、高温構造材として使用されている。また、黒鉛の化学的特徴として、高温での酸化反応が挙げられる。約 3000℃で黒鉛化された黒鉛は揮発成分が無いいため難燃性であるが、IG-110 黒鉛は、ハロゲンガス中、約 2000℃に加熱し、酸化触媒となる金属不純物を低沸点のハロゲン化合物にして揮発させ除去した高純度材料であるため、炭素原子の酸化反応が極めて遅く、さらに難燃性の材料である。さらに、IG-110 黒鉛は緻密で内部気孔が少なく、反応表面積が小さいため、反応ガスが黒鉛内部まで拡散しにくく、耐酸化性を向上させている。

黒鉛の特筆すべき特徴として、強度が 2500℃まで温度と共に増大し、さらに常温強度の約 2 倍にも達することが挙げられる。この特異な性質により高温の用途には必要不可欠な材料となっている。また、微粒等方性黒鉛は、粗粒黒鉛と比較して、高強度でばらつきが小さい特徴を有している。

2.2 黒鉛の照射挙動

黒鉛は高速中性子の照射により、結晶中の炭素原子の層に垂直な c 軸方向では伸び、層平面の a 軸方向では収縮する挙動を示す。これは、中性子にはじき出された炭素原子が層間に入りクラスターを形成するためである。さらに照射が進むとクラスターは、成長し格子間型の転位ループとなり、新たな一層を形成し、c 軸方向に伸びが生じる。この結果、炭素原子が抜けた空孔の応力緩和により a 軸方向は収縮する。このように大きなループは、格子中に新たな結晶平面ができていることを意味しており、巨視的な寸法変化を引き起こす要因となる。その他にも、黒鉛は照射によって熱伝導、ヤング率、強度、熱膨張係数等が変化し、照射によるクリープも引き起こされる。

3. 高温ガス炉黒鉛構造物に関する安全要件について

日本原子力学会「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会（平成 25 年 5 月～平成 27 年 2 月）において策定された「実用高温ガス炉の安全要件」のうち、高温ガス炉黒鉛構造物に対する安全機能と安全上の機能要求の達成に必要な、「構造物として求められる特性」と「材料として求められる特性」を以下に示す。

3.1 構造物として求められる特性

構造物としての設計における基本的な考え方は次のとおりである。

黒鉛構造物は、すべての原子炉システム状態で生じ得るすべての劣化プロセスとの組み合わせにおいて、その構造上の健全性を維持するとともに炉心の構造材として必要な性能を有し、また、原子炉の炉心内で予想される放射線レベルとその他の条件に十分に耐えるように設計されなければならない。

黒鉛構造物に構造物として求められる特性は、次のとおりである。

- ① 黒鉛構造物から構成される炉心は、発熱密度に比して大きな熱容量を有すること
- ② 黒鉛構造物から構成される炉心は、炉心からの除熱に関する性能要求を満足できる伝熱特性を有すること
設計において考慮すべき伝熱特性に関する劣化プロセスは、次のとおりである。

✓ 照射及び温度変化による変形及び物性値の変化

- ③ 構造上の健全性を維持できること

構造上の健全性維持については、設計限度として黒鉛構造物の応力制限を規定するとともに、発生する応力評価を行い、これが応力制限を満足するように設計する。設計においては、次の荷重を考慮する。(1) 自重、(2) 他の構造物の重量、(3) 地震荷重、(4) 熱荷重、(5) 流体振動、(6) 関連構造物との摩擦相互作用、(7) 照射ひずみ（炉心黒鉛構造物）、(8) 炉心差圧（炉心支持黒鉛構造物）また、発生応力の評価に当たっては、照射効果、酸化効果を考慮する。これらより、設計において考慮すべき強度に関する劣化プロセスは、次のとおりである。

- ✓ 流体励起振動などを含む静的及び動的な荷重
- ✓ 照射又は化学的影響に起因する変形及び物性値の変化

また、黒鉛構造物は、取り扱いに伴う荷重及び応力に耐えるものでなければならない。

3.2 材料として求められる特性

黒鉛構造物として使用する黒鉛に求められる材料特性及びこれに関する指標をまとめると、以下となる。

- ① 高熱伝導特性 : 熱伝導率(炉床部断熱層は除く)
- ② 高強度特性 : 曲げ強さ、引張強さ、圧縮強さ
- ③ 耐酸化性特性 : 灰分量
- ④ 低放射化特性 : 放射化性不純物

上記の特性項目について、未照射時及び原子炉の炉心内で予想される放射線レベルとその他の条件下において、十分な特性を有することが必要であり、これを満足するのが等方性黒鉛または準等方性黒鉛である。

なお、原子力の黒鉛構造物に使用される黒鉛には、核的特性（低ホウ素当量）が要求されるが、安全上の機能を果たすための要件ではないため、ここでは考慮しない。

また、商業用高温ガス炉の黒鉛構造物として採用するためには、上記の「材料と求められる特性」を満たし、なおかつ以下 4 点を満たすことが重要である。

1. 優れた耐中性子照射特性を持ち、設計上有効な熱的、機械的な照射データを有すること。

2. 構造上の安全性の観点から、高強度でばらつきの少ない材料であること。
3. 等方的性質を有し、大型サイズが製造出来ること。
4. コストパフォーマンスに優れて、長期間安定した供給が可能であること。

我が国では、1977 年から HTTR の建設に向けた各種材料の R&D が開始された。IG-110 黒鉛は、高耐熱性、十分な強度、高い品質安定性を有していることが立証され、中性子損傷に関する数多くのデータも有していることから、現在稼働中の高温ガス炉（HTTR,HTR-10）に採用されている。

3.3 高温ガス炉黒鉛構造物の規格案

将来の実用高温ガス炉の黒鉛構造物の規格化に必要な内容を検討するため、2008 年に「高温ガス炉黒鉛構造物規格化のための調査検討」特別専門委員会が日本原子力学会に設立された。委員会においては、実用高温ガス炉の黒鉛構造物の規格化のため、HTTR の黒鉛構造物設計方針を見直し、IG-110 黒鉛の設計用照射データを示すと共に、照射データの内外挿による評価手法を検討した。また、米国機械学会(ASME)で検討されていた高温ガス炉黒鉛構造物の規格の調査、相互の整合性の検討がなされた。委員会の活動の結果、2009 年に ASME に先駆けて世界的に受け入れられる「高温ガス炉黒鉛構造物規格原案」がまとめられた。

3.4 IG-110 黒鉛の健全性・安全性

通常、黒鉛製造では、厳しい品質保証体制のもと、種々の検査項目を設定することにより、健全性を確保している。中でも、IG-110 黒鉛は、原子力用黒鉛として数十年にわたり安定した品質を維持し、長期間安定した供給が可能な材料である。

IG-110 黒鉛は高強度で、ばらつきが小さいため、高温ガス炉黒鉛構造物の設計上、十分な安全上の裕度が確保できる。等方性黒鉛の製法及び検査項目については、既に多くの解説があるので詳しくはそれらを参照されたい¹⁾²⁾。

4. まとめ

- ・高温ガス炉黒鉛構造物が構造上の健全性を維持するためには、高熱伝導特性、高強度特性、耐酸化特性、低放射化特性に優れた黒鉛であることが求められる。
- ・高温ガス炉黒鉛構造物の設計においては、十分な安全上の裕度が必要である。この要求には高強度でばらつきが小さく、安定的に供給され、さらに豊富な照射データを持つ黒鉛を使用することが重要である。
- ・微粒等方性である IG-110 黒鉛は、原子力用黒鉛として HTTR（日本）、HTR-10（中国）に使用された実績を持ち、建設中の HTR-PM（中国）にも採用されている。
- ・実機の HTGR から取得される様々な IG-110 黒鉛のデータは、将来建設されるであろうカザフスタン、中国、米国等の HTGR に活かす事が期待される。

参考文献

- 1) 東條純, 等方性黒鉛の製法と主な用途, TANSO, No.234, pp.234-243(2008)
- 2) 東洋炭素(株)ホームページ, <http://www.toyotanso.co.jp/>

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）」

(5) IAEA CRP の活動状況

(5) Status of IAEA CRP on HTGR safety design

大橋 弘史

日本原子力研究開発機構

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、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、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基準のうち機能要求を規定する安全要件を作成した。日本原子力研究開発機構（原子力機構）は、平成26年12月から3年計画で開始した国際原子力機関（IAEA）の高温ガス炉の安全設計に関する協力研究計画（Coordinated Research Project：CRP）に参画し、日本原子力学会で作成した実用高温ガス炉の安全要件の国際標準化を目指した活動を進めている。本講演では、実用高温ガス炉の安全要件の概要及びIAEA CRPの活動状況について報告する。

2. 実用高温ガス炉の安全要件

2-1. 安全確保の考え方

安全要件の作成にあたり、実用高温ガス炉における安全確保の基本的な考え方を以下のように定めた。

- ・ 放射性物質の重大な放出を招く可能性のある状況が実質的に排除されるようにする
- ・ 被覆燃料粒子による放射性物質の閉じ込め機能が維持されるようにする
- ・ 受動的な安全設備あるいは固有の特性に基づき、必要な安全機能を達成する

すなわち、実用高温ガス炉の安全設計では、多重故障を伴う事象に対しても設計で対処し、炉心の著しい損傷事故（被覆燃料粒子被覆層の損傷に伴う環境への著しい放射性物質の放出）が発生しないように設計することを要求することとした。

2-2. 実用高温ガス炉の安全要件の概要

上記の安全確保の考え方に基づき、実用高温ガス炉の安全要件を作成している。このうち、原子炉の基本的な安全機能である「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」を中心に、軽水炉の安全要件との違いを含めながら以下に概説する（図1）。

(1) 放射性物質の閉じ込め

軽水炉の安全要件では、燃料要素及び燃料集合体に関して、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時にのみ、これらの健全性維持が要求されている。一方、実用高温ガス炉では、被覆燃料粒子の優れた放射性物質閉じ込め機能を活用し、原子炉格納施設への放射性物質閉じ込め機能要求を緩和すること、更に、

究極の安全性を目指した高温ガス炉では、事故状態に被覆燃料粒子のみに放射性物質閉じ込め機能を期待することを目指している。そこで、運転状態及び事故状態のすべてにおいて、安全確保の観点から要求される放射性物質閉じ込め性能が維持されるように設計することを被覆燃料粒子に対する安全要件としている。また、軽水炉の安全要件では、事故時の放射性物質の閉じ込め機能要求を課す設備として「格納容器」の設置を規定しているが、実用高温ガス炉の安全要件では、燃料に対して事故時における放射性物質閉じ込め機能維持を要求することにより、気密性能の緩和（コンファインメントの適用）を容認している。

(2) 原子炉の停止

高温ガス炉では、原子炉停止系として制御棒系と後備停止系（制御棒系が何らかの原因で挿入できない場合のバックアップ）を設ける設計が一般的である。一方、HTTR を用いた安全性実証試験で確認されているように、高温ガス炉は優れた固有の炉停止特性を有し、燃料の高い耐熱性や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小さくかつ緩慢である特性とあいまって、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、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²⁾。このような特長を考慮し、軽水炉の安全要件では原理の異なる独立 2 系統を要求しているのに対し、高温ガス炉の安全要件では原理の異なる 2 つの手段を要求することとし、固有の炉停止特性を 1 つの停止手段とみなす考え方としている。

(3) 炉心からの除熱

HTTR を用いた安全性実証試験によって、炉心の強制冷却を行わなくても、各種の制限値を上回ることなく、原子炉圧力容器の外面からの熱除去により炉心からの残留熱除去が可能であることの実証を進めている²⁾。すなわち、安全上、炉心の強制冷却は不要であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が維持されない事故時を含め残留熱の除去が必要なすべての状態において、炉室の自然対流及び原子炉圧力容器からの熱放射によって間接的に炉心を冷却できる可能性がある。このことから、実用高温ガス炉の安全要件では、軽水炉に要求されている非常用炉心冷却（能動的な炉心の強制冷却）を適用除外とし、原子炉圧力容器の外面からの受動的な残留熱除去（受動的な炉心の間接冷却）のみを要求する考え方としている。

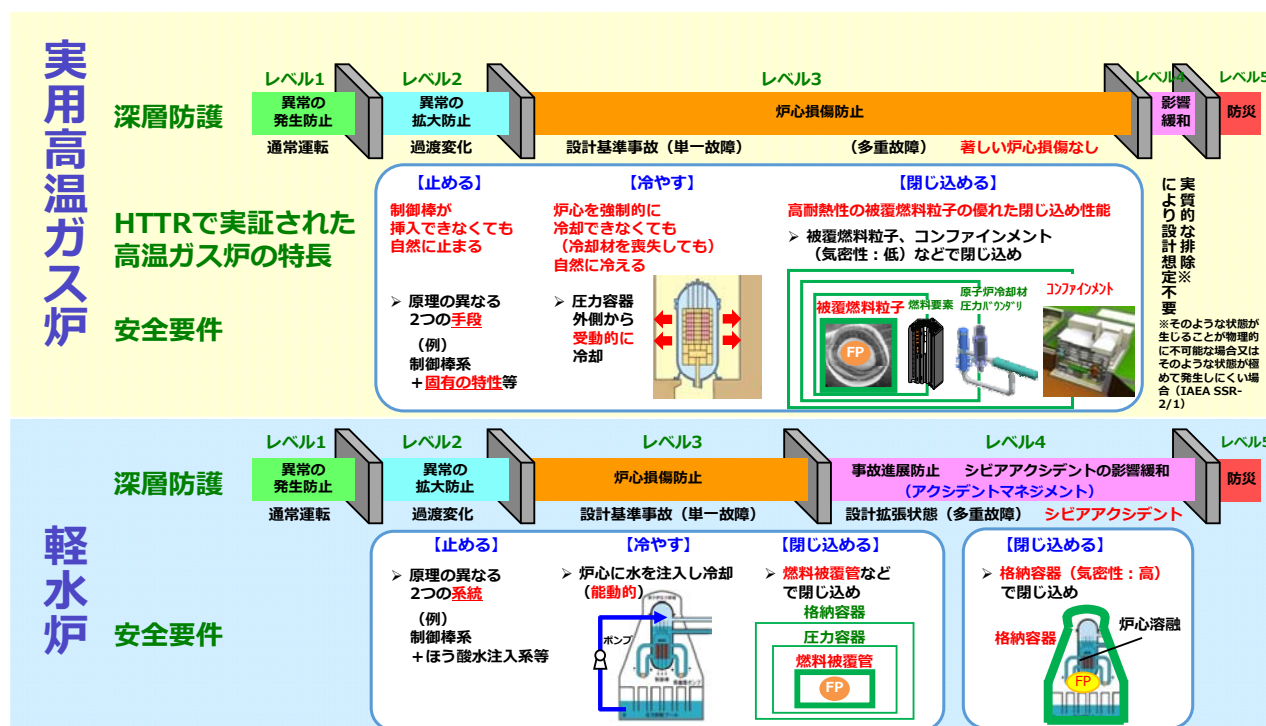


図1 実用高温ガス炉の安全要件の概要

また、外部電源喪失に対しては、受動的な設備と固有の安全性による安全確保を要求しているため、軽水炉で規定されている炉心の溶融の影響を緩和するために必要な設備への電源供給は不要であり、プラントパラメータ監視、放射線モニタリングへの電源供給のみを要求している。

3. IAEA CRP の活動状況

3-1. IAEA CRP の概要

高温ガス炉の安全設計に関する CRP (CRP on Modular High Temperature Gas Cooled Reactor Safety Design) は、高温ガス炉の優れた安全上の特長を考慮した国際標準となる安全要件案を検討することを目的とし、平成 26 年 12 月に IAEA 協力研究計画委員会において、その開始が決定された。期間は 3 年間、参加国は日本、中国、独国、インドネシア、カザフスタン、韓国及び米国の 7 カ国であり、日本からは原子力機構が参加している。これまで、平成 27 年 6 月に IAEA (オーストリア・ウィーン) において、第 1 回研究調整会合が開催されている。

3-2. 第 1 回研究調整会合の概要

第 1 回研究調整会合には、CRP 参加国 7 カ国とオブザーバー 2 カ国 (英国、南アフリカ) から 15 名が参加し、CRP におけるタスクの分担、各タスクのリード国、報告書の内容、今後の進め方などが議論された。原子力機構からは、日本原子力学会において作成した高温ガス炉の安全要件を提示し、これをたたき台として検討を進めることを提案した。また、米国からは、米国 DOE の主導により取りまとめられた新型炉の Safety Design Criteria (SDC) が紹介された。議論の結果、本 CRP では日本と米国が提案する 2 つの安全要件を検討しつつ、日本が提案した安全要件をベースとして、米国の SDC や他国 (独、中国や南アフリカ等) における過去の許認可に関する知見を必要に応じて補足することにより、NE Series Technical Report にまとめることとなった。

3-2. 現在の活動状況

現在、CRP 参加国が日本から提示した安全要件をレビューするとともに、原子力機構は米国 SDC などのレビューを進めている。原子力機構による米国 SDC のレビュー内容は、日本原子力学会「ブリズマティック型高温ガス炉の安全設計プロセス」研究専門委員会において報告され、日本原子力学会で作成した安全要件に対する過不足などについて議論している。次回の第 2 回研究調整会合 (平成 28 年 6 月) では、日本が提示した安全要件及び米国 SDC の技術的な内容などについて議論を行う予定である。

4. まとめ

本講演では、IAEA における国際標準化を目指して日本原子力学会「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会で作成した実用高温ガス炉の安全要件の概要及び IAEA CRP の活動状況について報告した。原子力機構は、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、日本原子力学会で作成した実用高温ガス炉の安全要件の国際標準化を目指し、IAEA CRP を主導していく。

参考文献

- 1) IAEA, Safety of Nuclear Power Plants: Design Safety Requirements, IAEA Safety Standards Series No. SSR-2/1 (2012).
- 2) 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).

Hirofumi Ohashi

Japan Atomic Energy Agency