

## 開発途上国向け小型高温ガス炉の概念設計

## Conceptual Design Study of Small-sized High Temperature Gas-cooled Reactor for Developing Countries

大橋 弘史*	後藤 実*	福家 賢**	鈴木 哲**
Hirofumi Ohashi	Minoru Goto	Masaru Fukuie	Tetsu Suzuki
大橋 一孝***	岡本 太志***	毛利 智聡****	大橋 準平*****
Kazutaka Ohashi	Futoshi Okamoto	Tomoaki Mouri	Junpei Ohashi

## 〔概要〕

日本原子力研究開発機構では、高温工学試験研究炉 (HTTR) の設計、建設、試験・運転などにより得られた知見や、高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300) の設計経験などを活用し、(株)東芝やFAPIG加盟会社である富士電機(株)、川崎重工業(株)および原子燃料工業(株)の協力も得ながら、早期に導入可能な開発途上国向け小型高温ガス炉 (HTR50S) の概念設計を進めている。本報では、小型高温ガス炉の全体概要や、原子炉設計、冷却設備設計などについて報告する。

## 1. はじめに

日本原子力研究開発機構 (以下、「原子力機構」という。) は、わが国初の高温ガス炉、高温工学試験研究炉 (HTTR)<sup>1)</sup> を有しており、各種の運転・試験を通して、商用炉にも利用できるデータの蓄積を行っている。また、2030年代以降の商用展開を想定した熱出力600MWtの高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300)<sup>2)</sup> および電力水素併産型高温ガス炉システム (GTHTR300C)<sup>3)</sup> の設計を行ってきた。これらをベースに、原子力機構は、開発途上国 (新興国を含む) への2020年代以降の展開を目指し、蒸気タービンによる発電、工業プロセスへの高温蒸気供給および地域暖房への低温蒸気供給を目的とし、将来的には水素製造も視野に入れた熱出力50MWtの小型高温ガス炉 (HTR50S) の概念設計を、(株)東芝およびFAPIG加盟会社である富士電機(株)、川崎重工業(株)および原子燃料工業(株)の協力の下で実施している。本報では、HTR50Sの全体概要や、原子炉設計、冷却設備設計などについて報告する。

## 2. 全体概要

HTR50Sは熱出力50MWt、原子炉入口冷却材温度325℃、原子炉出口冷却材温度750℃で発電および地域暖房若しくは蒸気供給を行う小型高温ガス炉システムである。HTR50Sの設計思想は、HTTRをベースに、極力、研究開発要素を排除した設計としながらも、HTTRの設計、建設、試験・運転などで得られた知見およびGTHTR300設計の成果を活用することで、商用化に向けた性能向上を図りながら高い先進性をもつ原子炉とすることである。これに基づき定めた基本仕様を表1に示す。また、本システムでは、将来的には原子炉出口温度の高温化 (900℃) と中間熱交換器 (IHX) の追設により、2次系でガスタービン発電や熱化学法による水素製造を行うシステムへの拡張も計画している。

IHXおよび水素製造設備を追設後のHTR50Sの冷却設備系統図を図1に示す。原子炉の冷却設備は、通常運転時に原子炉を冷却する1次冷却設備、通常停止時および原子炉スクラム後に炉心の崩壊熱および残留熱を除去する停止時冷却設備 (SCS)、ならびに、異常・事故時に崩壊熱および残留熱を

\* (国)日本原子力研究開発機構 高温ガス炉水素・熱利用研究センター

\*\* (株)東芝 電力システム社 原子力事業部

\*\*\* 富士電機(株) 原子力技術部

\*\*\*\* 川崎重工業(株) 新規プロジェクト推進部

\*\*\*\*\* 原子燃料工業(株) 企画部

表 1 小型高温ガス炉の基本仕様

原子炉熱出力	50MWt
冷却材	ヘリウムガス
原子炉入口／出口温度	325℃／ 750℃, 900℃
1次冷却材圧力	4MPa
炉心構造材	黒鉛
出力密度	3.5MW/m <sup>3</sup>
燃料	二酸化ウラン・被覆粒子／ 黒鉛分散型
ウラン濃縮度	15wt%未満
ウラン濃縮度数	6以下
燃料体形式	ブロック型
原子炉圧力容器	鋼製（軽水炉用低合金鋼）
蒸気温度，圧力	538℃， 12.5MPa
用途	蒸気タービン発電， 地域 暖房， プロセス蒸気供給， 水素製造など

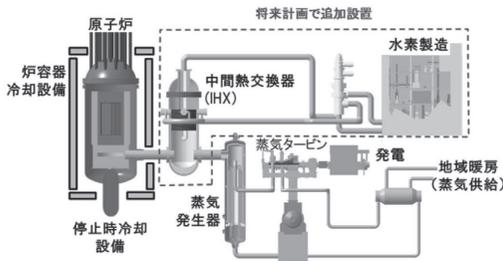


図 1 小型高温ガス炉の系統構成

除去する安全系の炉容器冷却設備 (VCS) から成る。

1次冷却設備には蒸気発生器 (SG) を配置し，原子炉で発生した熱を蒸気として取り出し，蒸気タービン発電設備や地域暖房などへ熱を供給する熱供給設備で使用する。また，原子炉冷却材出口温度を900℃に高温化した上で，IHXを原子炉圧力容器 (RPV) とSGの間に追設し，2次側の高温ヘリウム (He) を利用したガスタービン発電あるいは水素製造設備での熱利用が可能なシステムとする計画である。

### 3. 原子炉設計

#### 3.1. 炉心核熱設計

原子炉出口温度750℃のHTR50Sの炉心核熱設計について紹介する。

高温ガス炉の炉心核熱設計における重要な課題の一つは，通常時の燃料温度が制限値を満足する

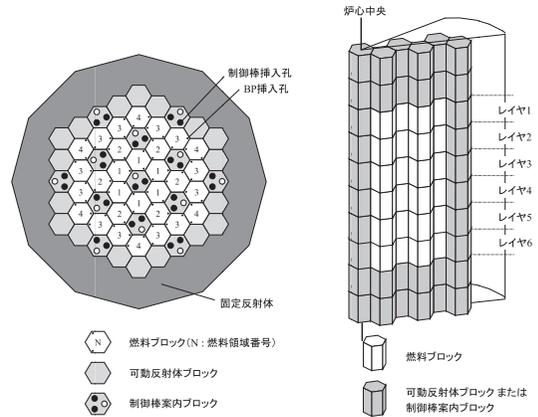


図 2 炉心の概略図

表 2 燃料および BP の配置

レイヤ	燃料領域番号			
	1	2	3	4
1	6.6	6.6	9.4	9.4
2	6.6	6.6	9.4	9.4
3	4.3	4.3	6.6	6.6
4	4.3	4.3	6.6	6.6
5	4.3	4.3	4.3	4.3
6	4.3	4.3	4.3	4.3

上段：燃料濃縮度 (wt%)

下段：BPの天然ホウ素濃度 (wt%) / 直径 (mm)

ために必要な炉心の出力分布の最適化である。これを実現するために，HTTRの設計では12種類の燃料濃縮度および2種類の可燃性毒物 (BP) が用いられている。多数の濃縮度の燃料製造はコストの上昇を招くことから，HTR50Sの設計では燃料およびBPの適切な配置 (図2，表2) により，濃縮度をHTTRの12種類から3種類に大幅に削減した。また，炉心最上段のレイヤ1の反応度調整は制御棒のみで行い，ここにはBPを装荷しないこととした。

HTTRでは炉心最外周に設置された3対 (6本) の制御棒は，二段階スクラム時にのみ使用する。二段階スクラムは，高温条件下での使用による制御棒の寿命低下を防ぐためのものであるが，HTR50Sの炉心出口温度はHTTRに比べて200℃程度低い採用しないこととした。また，HTTRの運転実績およ

表3 主要な設計要求および計算値  
(原子炉出口温度750°C)

項目	単位	設計要求	計算値
炉停止余裕	(%Δk/k)	>1	20
反応度温度係数	(%Δk/k/°C)	<0	<-0.004
燃焼期間	(year)	2	2
燃料最高温度	(°C)	<1,495	1,469

- 各被覆層の主な役割
- 第1層:低密度熱分解炭素(P<sub>2</sub>G/バッファ)層
  - ・気体状核分裂生成物および燃焼に伴い発生するCOガス溜め
  - ・燃料核移動、スウェーピング吸収
- 第2層:高密度熱分解炭素(P<sub>2</sub>VC)層
  - ・気体状核分裂生成物(FP)の閉じこめ
  - ・核分裂生成物と第3層との反応の抑制
- 第3層:炭化ケイ素(SiC)層
  - ・気体状及び金属状FPの閉じこめ
- 第4層:高密度熱分解炭素(OP<sub>2</sub>C)層
  - ・SiC層保護及びSiC層破壊の際の気体状FPの閉じこめ



図3 被覆燃料粒子

び試験結果からこれらの制御棒を設置しなくても、通常時において十分に安全な運転が可能であるとともに、十分な炉停止余裕も確保できると判断した。そこで、HTR50Sの設計では、HTTRの炉心最外周に設置された制御棒に相当する箇所は可動反射体とし、HTTRに比べて制御棒を3対削減した。

HTR50Sの核計算は、高温ガス炉用に改良を施したSRACコードシステム<sup>4,5)</sup>およびJENDL-3.3<sup>6)</sup>を用いて行った。燃料温度計算はFLOWNET/TEM DIM<sup>7,8)</sup>を用いて行った。炉心核熱設計に関わる主要な設計要求および計算値を表3に示す。全ての項目について計算値は設計要求を満たしており、HTTRに比べて濃縮度の種類を1/4に削減するとともに制御棒を3対削減したHTR50Sの成立性を確認した。

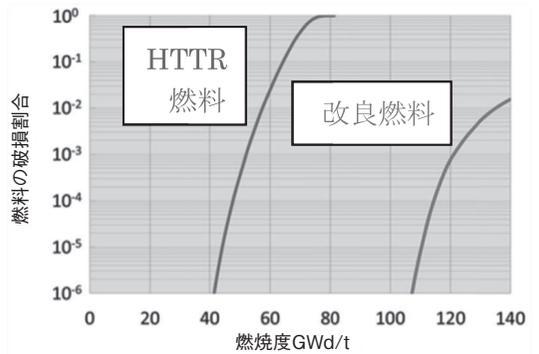
### 3.2. 燃料設計<sup>9)</sup>

HTR50Sは、極力、研究開発要素を排除しつつ商用化に向けた性能向上を図ることを目標としている。

このため燃料設計としては経済性向上および廃棄物量低減を目的として、HTTR燃料の燃焼度33GWd/tに対して3倍以上高い100GWd/t規模の燃焼度が必要とされている。原子力機構と原子燃料工業(株)は、この燃焼度規模においてガス状の核分裂生成物(FP)閉じ込め機能を維持できる改良燃料の開発を目指している。

表4 改良燃料の仕様

項目	単位	改良燃料		HTTR 設計仕様
		仕様	製造試験実績 (平均値)	
燃焼度	GWd/t	100(目標)	—	33(最高)
燃料核直径	μm	500±40	504	600±55
第1層 (バッファ層)厚さ	μm	95±30	97	60±12
第3層 (SiC層)厚さ	μm	35±5	34	25+12/-0



照射条件  
 温度 1439 [K]  
 照射日数 1100 EFPD  
 燃焼度 15.6 [%FIMA]  
 高速中性子束 3.91E+25 [/m<sup>2</sup>]

図4 通常時燃料破損割合の燃焼度依存性

高温ガス炉燃料の高燃焼度下における主要な被覆燃料粒子の閉じ込め機能喪失機構は複数知られており、そのひとつにFPなどの生成に伴う内圧上昇による被覆層の破損がある。原子力機構では、燃焼度100GWd/tを超える高燃焼度燃料の設計に当たって、内圧上昇による破損率をHTTR燃料と同等の10<sup>-4</sup>以下とする設計目標を設定した。また、高燃焼度下において、被覆層に発生する応力を緩和するため、被覆燃料粒子(図3)の①UO<sub>2</sub>燃料核の小径化、②ガス溜めの役割をもつ第1層(バッファ層)の厚肉化、③FP拡散障壁と压力容器の役割をもつ第3層(SiC層)の厚肉化を目指すこととし、原子力機構が開発した内圧破損挙動コードを用いて被覆層の破損を抑制できる改良燃料の設計を行い、仕様を設定した。設定した設計仕様を表4に、同仕様に基づく燃料破損割合の評価結果を図4に示す。図4より、改良燃料が燃焼度100GWd/tに対応可能で



写真1 商用規模の燃料製造施設

あることが分かる。

一方、原子燃料工業(株)では、初装荷用および取替燃料用の計2回のHTTR燃料製造に用いられた商用規模の燃料製造施設(写真1)を用いて、改良燃料の製造試験を実施し、表4の製造試験実績の欄に示すように、設計仕様を満足する被覆燃料粒子の製造に成功した。

この結果、設計仕様を満足するHTR50S用高燃焼度燃料を商用規模で量産することが可能であると技術的見通しが得られた。

上記で製造した改良燃料に対する100GWd/tを目標とした照射試験が、国際科学技術センター(ISTC)の枠組みにより、カザフスタン共和国国立原子力センターのWWR-K炉にて、現在実施されている。

### 3.3. 炉内構造物設計

HTR50Sは、強制冷却喪失時の崩壊熱除去を、RPV表面から炉室壁に配置した炉容器冷却設備(VCS)の水冷管パネルへ自然放熱のみによって伝達させるという受動的な冷却方式で実現させることを目的とし、さらに原子炉出口のクロスダクトにおいて900℃の高温冷却材の取出しを可能とする一方で、圧力容器材として軽水炉で実績があるものの使用温度制限の厳しいSQV鋼を採用する計画である。また、熱出力はHTTRの30MWtに比べると50MWtに増大されている。炉内構造物設計では、実績のあるHTTR炉構造をベースとした上でこれらの課題に対応するために、900℃の出口温度の実現に対しては炉心有効流量確保のための金属製拘束機構の使用を、軽水炉用圧力容器材料の採用に対しては

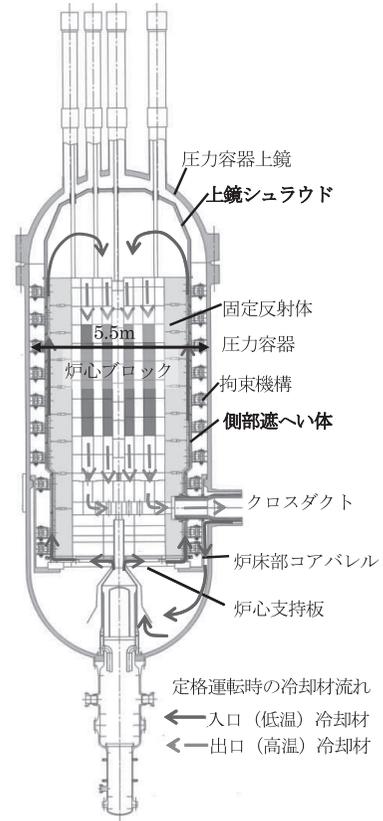


図5 原子炉構造概念

炉側部冷却構造の見直しによる冷却特性の強化を検討した。

図5に示すように、定格運転時にクロスダクト外管からRPV内へ流入する325℃の冷却材は炉床部コアバレルにより下部プレナムに充満してから炉心支持板下面を冷却して炉側部上昇流路に導かれる。ここで、炉側部上昇流は側部遮へい体の内側を流し外側の空間には流さないことで定格運転時のRPVと拘束機構を低温に保ち、冷却材循環喪失時の加熱による温度ピークが出来るだけ低くなる設計とした。さらに側部遮へい体の上部に上鏡シュラウドを設置してRPV上鏡も高温の冷却材に触れず低温に保たれるようにした。冷却材循環喪失時には、崩壊熱はRPV外側に設置されたVCSにより受動的に除去されるが、炉心燃料およびRPVが制限温度(炉心燃料:1600℃, RPV:425℃)を超えて過熱されないように、側部遮へい体と上鏡シュラウドの断熱性を適切に設計した。設計結果に基づき、炉心プロ

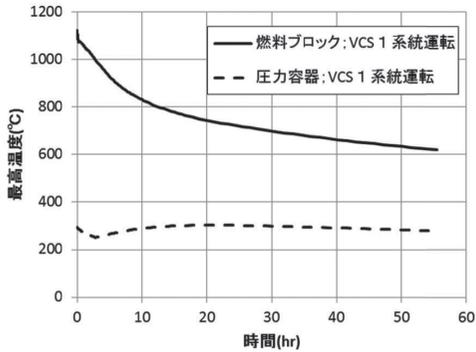


図6 冷却材循環喪失時温度解析結果

ック、炉内構造物、RPVおよびVCSの冷却パネルを対象にした3次元モデルによる冷却材循環喪失時の伝熱解析を行って、受動的な冷却方式により崩壊熱は安定して除熱され、図6に示す通り燃料ブロックおよびRPVは制限温度を越えないことを確認した。

#### 4. 冷却設備設計

##### 4.1. 蒸気発生器 (SG)

原子炉出口温度750°CのHTR50Sに用いるSGの設計概念について紹介する。

SGは、発電および地域暖房の熱供給や高温蒸気供給を組合せた多様な熱利用に対応するため、小型かつ高温ガス炉に適応した設計が要求される。

SGの構造概念図を図7に、主要仕様を表5に示す。1次冷却設備のSGの構造には、HTTR<sup>1)</sup>のIHXとして実績があり、かつ、SGの小型化が可能なヘリカルコイル式伝熱管を採用し、蒸発部と過熱部を一体のSG胴内に収めた貫流型としている。伝熱管の材質は、米国における高温ガス炉のSGでの使用実績<sup>10)</sup>を勘案して、蒸発部は2・1/4Cr-1Mo鋼 (STBA24)、過熱部はAlloy800 (インコイ800H)を選定している。内部構造物ライナーの材質は、高温Heが流れることから、HTTRでの使用実績<sup>11)</sup>を勘案して Hastelloy XR と Hastelloy X を選定している。

SGの隔離とドレン設備については、米・独の設計検討例<sup>10)~13)</sup>を参考にして、図8に示すように系統構成を定めた。SGでは、安全性の観点から、SGの隔離が重要となる。SG伝熱管破損事故において、黒鉛酸化量が問題にならない水侵入量となるようにSGを隔離する必要がある。そのため、SGの2次側

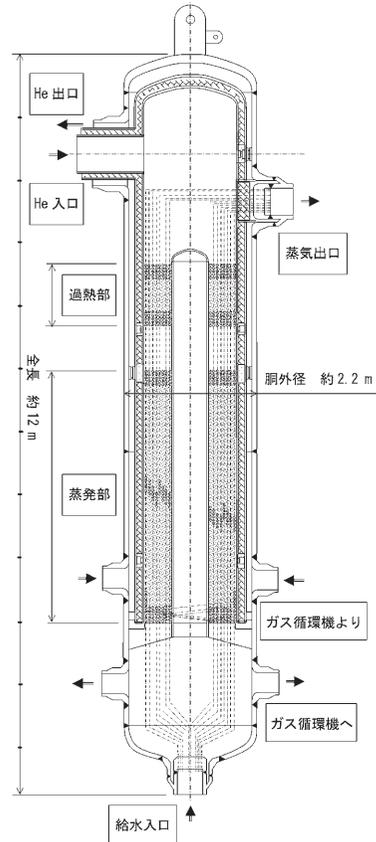


図7 蒸気発生器の構造概念

表5 蒸気発生器の主要仕様

主要目	単位	仕様 (蒸発部/過熱部)
熱出力	MWt	50
水側流量	T/h	69.6
水側入口温度	°C	200
水側出口温度	°C	538
水側出口圧力	MPa	12.5
He側流量	T/h	81
He側入口温度	°C	750
He側出口温度	°C	325
He側入口圧力	MPa	4
伝熱管材質	-	STBA24/Alloy800
伝熱管口径	mm	31.8
伝熱管厚さ	mm	3.5
伝熱管本数	本	36
コイル層数	-	8
伝熱面積	m <sup>2</sup>	260

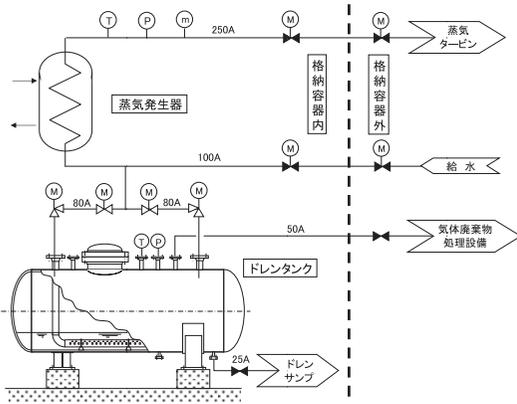


図8 蒸気発生器の隔離とドレン設備の系統構成

に隔離弁を設けている。隔離弁は動的機器であるため、単一故障を想定しても確実に機能を果たすように多重性を持たせ、2次側の入口側と出口側に各々2個、合計4個設置する。また、SG伝熱管破損事故において、設備保護の観点から、1次系安全弁が作動しないようにSGの保有水をドレンする必要がある。そのため、要求されるドレン時間に基づきドレン配管とダンプ弁の仕様を決定している。ドレン水が貯蔵されるドレン貯蔵タンクは、SGの保有水を全て収納できる容量として、格納容器内に配置している。

4.2. 中間熱交換器 (IHX)

原子炉出口温度を900℃に高温化してIHXを設置することにより、ガスタービン発電や水素製造などの熱利用が可能となる。本項では、HTR50S向けのIHXの設計概念について紹介する。

HTR50Sの1次冷却設備では原子炉、IHX、SGがシリーズに接続される。原子炉から出た1次Heは、IHXで2次Heと熱交換され、取り出された熱は熱利用系に供給される。また、2次Heと熱交換した後、1次HeはSGへ供給される。IHXの交換熱量は20MWtである。IHXは上記のヒートマスバランスを成立させる機能を持ち、かつ高温での健全性を維持できる設計が要求される。設計はHTTRのIHXを踏襲して、伝熱管をヘリカルコイル型とし、材質は Hastelloy XR を使用した。HTTRのIHXと比較して、交換熱量が2倍あるため伝熱面積が増え、同時に1次He全流量が流れるため伝熱管束径が大きくなり、伝熱管支持点の自重による応力が増加する。

表6 中間熱交換器設計結果

	単位	HTTR 10MWt IHX (参考)	小型高温ガス炉 20MWt IHX伝面計算結果
流量	kg/Hr	14,900*	59,700
1次冷却材入口/ 出口温度	℃	850/387*	900/670
2次冷却材入口/ 出口温度	℃	244/782*	560/850
対数平均温度差	℃	101*	76
伝熱管外径	mm	31.8	45.0
伝熱管長さ	m	22.4	24.7
伝熱管本数	本	96	159
最外層径	mm	1,310	2,240
有効伝熱部高さ	mm	4,870	5,140
有効伝熱面積	m <sup>2</sup>	215	556
伝熱管総重量	Ton	5.4	14.0

\*定格運転時

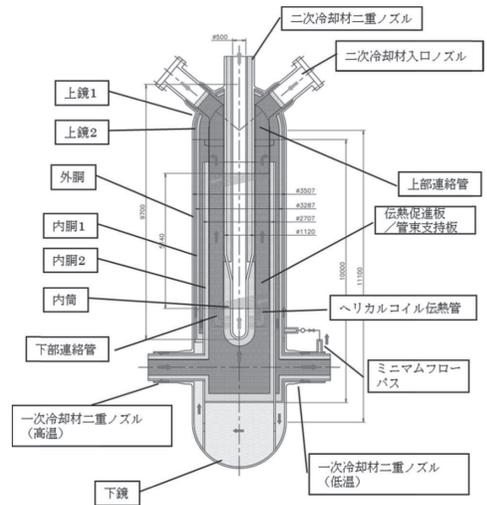


図9 中間熱交換器の構造概念

自重による応力は、高温での構造健全性に悪影響をもたらす。そこで、必要伝熱面積を一定とし、伝熱管径と伝熱管本数をパラメータとして自重応力に対するクリープ損傷を評価し、伝熱管径45mm、本数159本の案を採用した。クリープ強度を満足する範囲で、これより径が小さい場合、本数が増えて製作性に問題があり、径が大きい場合は重量が増加する。径45mmの場合のIHX伝熱管設計結果を表6に示す。この計算結果に基づきIHXの構造を検討した。図9にIHXの構造案を示す。この構造は、

GTHTTR300CのIHXの構造を参考に、下部に1次冷却材の入口ノズルと出口ノズルを同一レベルに配置，入口／出口ノズル共に二重ノズルとし，胴の部分三重胴としたものである。この構造では，入口ノズルの内管に原子炉からの高温1次Heが流入し，伝熱管へと導かれる。その外管には，SGからの低温の戻り1次Heが流れ，原子炉に向け流れる。また，出口ノズルでは，伝熱管束で熱交換を終えた1次Heが内管内側をSGに向けて流出し，外管にはSGから戻り1次Heが流入する。外胴内面の流路は，SG

からの戻り1次Heの一部を流し，胴を冷却する。SGからの戻り1次Heのほとんどは，下部プレナムを通過し，原子炉に戻る。このような構造とすることで，胴の熱応力の緩和などの利点がある。また，後述する1次冷却系機器のサイド・バイ・サイド配置が可能となり，高温配管短縮に寄与する。

### 4.3. 炉容器冷却設備設計 (VCS)

VCSは，RPV，原子炉支持構造物および炉室壁コンクリートを冷却する設備であり，工学的安全施設のひとつである。

運転時の異常な過渡変化時および事故時に，RPVの周りに配置した水冷管パネルを用いて輻射と自然対流によって，炉心の崩壊熱を間接的に除去する設備である。通常運転時には1次遮へい体のコンクリート温度を制限値以下に保つ機能も有する。

HTTRでは，冷却水を循環ポンプにより強制循環させて除熱を行っているのに対して，HTR50Sの概念設計では，より信頼度の高い受動冷却設備化を図り，ポンプなどの動的機器を使用しない独立2系統の自然循環水冷方式を採用した。

VCSの系統概念を図10に示す。VCSは，水冷管パネル，空気冷却器，加圧・膨張タンクなどから成る。水冷管パネルは，上部パネル，側部パネルおよび下部パネルから構成され，並列流路となっており，HTTRの構造と構成を踏襲している。側部パネルの仕様と構造を図11に示す。空気冷却器は，冷却空

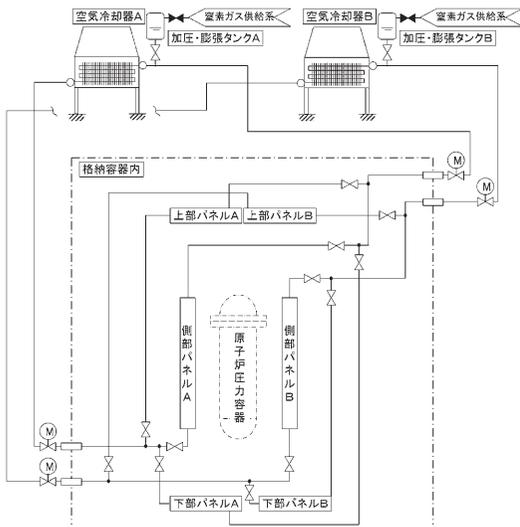


図10 炉容器冷却設備の系統概念

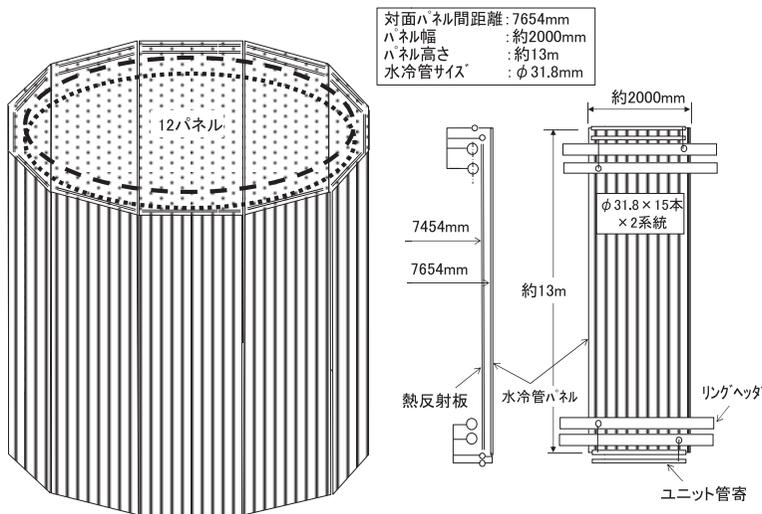


図11 水冷管パネル構造概念（側部パネル）

気を自然通風方式とするため水平設置型とし、また、自然循環による冷却水の必要流量を確保するため

表7 水冷管パネル最高温度

項目	1系統運転時		
	側部	上部	下部
交換熱量(kW)	550.3	38.1	59.8
炉壁温度(℃)	295	295	295
水冷管パネル平均温度(℃)	58.8	59.7	58.1
空気入口温度(℃)	29.4	29.4	29.4
空気出口温度(℃)	53.6	53.6	53.6
空気流量(m <sup>3</sup> /min)	1,440	1,440	1,440
空気冷却器 空気側圧損(Pa)	3.32	3.32	3.32
空気冷却器 伝熱面積(m <sup>2</sup> )	10,042	10,060	10,039
空気冷却器 循環流量(ton/h)	52.6	52.5	52.6
フィン付き伝熱管長さ(m)	38.5	38.5	38.5
フィン付き伝熱管段数	8	8	8
空気出口スタック高さ(m)	4.0	4.0	4.0
冷却水入口温度(℃)	50.5	50.5	50.5
冷却水出口温度(℃)	61.1	60.7	61.1
冷却水循環流量(ton/h)	44.7	3.2	4.9
伝熱面積中心間距離(m)	30	23	37
空気冷却器 合流部圧損(Pa)	543.21	457.01	458.45
循環ヘッド(Pa)	1,543.27	1,181.65	1,897.80
水冷管パネル最高温度(℃)	64.0	64.8	63.3

空気冷却器の伝熱面積中心と水冷管パネルの伝熱面積中心の距離が十分確保できるように原子炉建屋の屋上に設置される。また、自然通風力増強のために、出口スタックを設けている。加圧・膨張タンクは、冷却水の体積変化の吸収および局所的沸騰の抑制のため設置している。

表7に示すようにVCSの1系統の運転時であっても、水冷管パネルの最高温度は65℃以下になると評価されている。VCSは、原子炉通常運転時の1次遮へい体のコンクリート温度を制限値65℃未満に冷却することが可能である。

### 5. 配置計画

HTR50Sの配置計画として、HTTRの設計をベースとして、原子炉格納容器内の1次冷却系機器の配置概念と原子炉建屋および蒸気タービン建屋内機器配置概念を検討した。なお、ガスタービン発電設備および水素製造設備は今後の検討とし、今回は検討範囲外とした。図12に原子炉建屋および蒸気タービン建屋鳥瞰図を示す。HTR50SはHTTRより出力が大きく、機器の容積も増大するため、大型化によるコストアップを抑制する必要がある。そこで、鋼材などの物量削減を目的として、原子炉格納容器をHTTRの鋼製容器から鉄筋コンクリート製原子炉格納容器(RCCV)へ変更した。また、RPV支持構

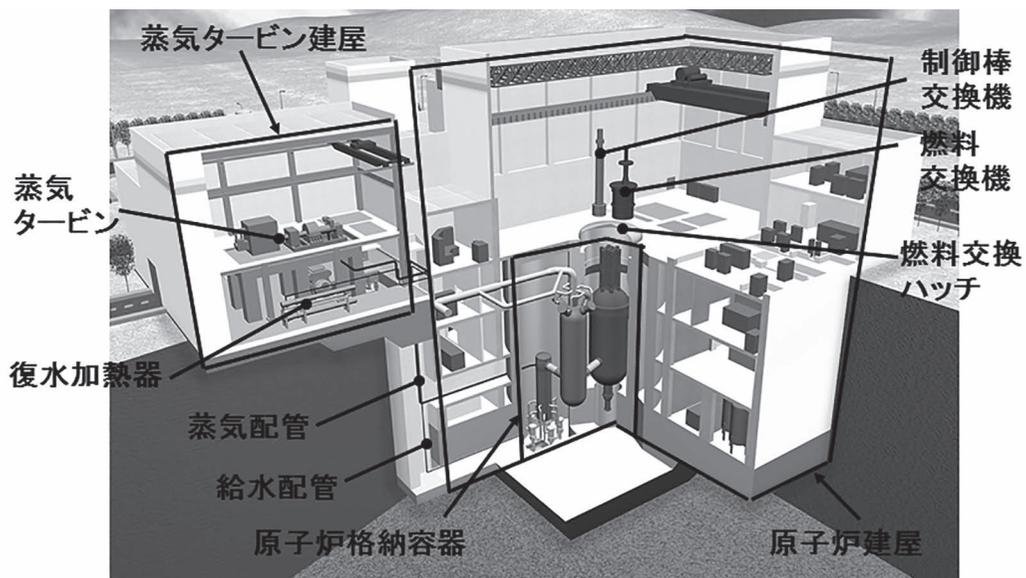


図12 原子炉建屋および蒸気タービン建屋鳥瞰図

造を簡素化し、高温配管の配管長をできるだけ短くするため、RPV、IHXおよびSGを横に並べ、接続二重配管を同一平面上に配置するサイド・バイ・サイド配置を採用した。更に、安全上の要求として、1次冷却設備二重管破断事故時の可燃性ガス(CO)濃度、黒鉛酸化の抑制のため、RCCV内自由空間容積を制限する必要がある、SGをIHXの横方向(平面上で斜め方向)に配置してRCCV内径を縮小すると共に、IHX下部などの余剰空間にインナーコンクリートを設置して自由空間を制限した。ただし、1次冷却系配管破断時の内圧上昇を一定値以下に抑制するために必要な自由空間容積は確保している。原子炉建屋は、HTTRから増加となるSGから蒸気タービン発電設備へ蒸気を送る主蒸気配管と蒸気タービン発電設備からSGへ復水を戻す給水配管、IHXからガスタービン発電設備へ2次Heを送る2次He配管およびRCCVの外径に合わせて寸法を拡大した。主蒸気配管および給水配管は、配管破断時の蒸気リーク量を最小とするため、蒸気止め弁からSGまでの配管長が最短となるよう配置されている。2次He配管は、高温配管を短縮するため、IHX上部のノズルから地上1階に設置されることが想定されるガスタービン設備までの距離が最短となるよう考慮されている。蒸気タービン建屋内は17.2MWeの蒸気タービンと発電機、復水設備が設置される。タービンミサイルを考慮してタービンの向きを原子炉に対し軸直に配置している。

## 6. まとめ

原子力機構が中心となって(株)東芝およびFAPIG加盟会社である富士電機(株)、川崎重工業(株)および原子燃料工業(株)の協力により進めてきた、開発途上国向けの小型高温ガス炉(HTR50S)の概念設計の成果について紹介した。今後、開発途上国、新興国などでの小型高温ガス炉建設にあたっての基本設計において、今回紹介した概念設計の成果が活用されることを期待したい。

## 参考文献

- 1) Saito, S. et al., Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), JAERI 1332, 1994.
- 2) 國富一彦ほか, 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, 2002, pp. 352-360.
- 3) Kunitomi, K. et al., JAEA's VHTR for Hydrogen and Electricity Cogeneration : GTHTR300C", Nucl. Eng. Technol., Vol.39, No.1, 2007, pp. 9-20.
- 4) Okumura, K. et al., SRAC2006 : A Comprehensive Neutronics Calculation Code System, JAEA-Data/Code 2007-004, 2007.
- 5) 後藤実ほか, 高温ガス炉に対する核特性解析手法の比較(1), 原子力学会 2005 春の年会的比較(1), 原子力学会 2005 春の年会
- 6) Shibata, K. et al., Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3, J. Nucl. Sci. Technol. 39, 2002, pp.1125-1136.
- 7) 丸山創ほか, 炉内流動解析コード FLOWNET の検証, JAERI-M-88-138 1988.
- 8) 丸山創ほか, 燃料温度解析コード TEMDIM の検証, JAERI-M-88-170 1988.
- 9) Ueta, S. et al., Development of high temperature gas-cooled reactor (HTGR) fuel in Japan, Progress in Nuclear Energy., 53 2011, pp.788-793
- 10) DOE-HTGR-87-092 "Conceptual Design Summary Report Modular HTGR Plant"
- 11) HTGR-86-024 "Preliminary Safety Information Document For The Standard MHTGR"
- 12) G. H. Lohnert, "The consequences of water ingress into the primary circuit of an HTR-Module - From design basis accident to hypothetical postulates", Nuclear Engineering and Design 134, 159-176 (1992)
- 13) I. A. Weisbrodt, "Engineering and Licensing Progress of the HTR-Module", GCRA Tenth International Conference (1988)