

高温ガス炉の保全技術の開発

Development of preservation technology for High Temperature Gas-cooled Reactor

日本原子力研究開発機構 古澤 孝之、本間 史隆、猪井 宏幸、澤畠 洋明
根本 隆弘、渡辺 周二、太田 幸丸

Japan Atomic Energy Agency has constructed the HTTR (High Temperature engineering Test Reactor), which is the Japan's first High Temperature Gas-cooled Reactor (HTGR). The HTTR achieved the full power of 30MW and reactor outlet coolant temperature of 950°C on April 19, 2004. Based on the HTTR maintenance experiences, the preservation technology for HTGR are developed. This paper describes its preservation philosophy and typical developed technologies.

Keywords: HTGR, HTTR, Preservation technology, Preservation philosophy, Inspection method, High temperature component, Reserved shutdown system, Gas turbine

1. はじめに

日本原子力研究開発機構が大洗研究開発センターに建設した HTTR(High Temperature engineering Test Reactor)は、わが国唯一の高温ガス炉である。HTTR は、冷却材にはヘリウムガス、炉心の構造材には黒鉛などのセラミックスを使用している。また、燃料には二酸化ウランを核としてその周囲を四重に被覆した被覆粒子燃料を使用している。HTTR の冷却系統を図 1 に示す。1 次冷却設備には中間熱交換器(IHX)と 1 次加圧水冷却器(PPWC)の二つの熱交換器がある。最大熱出力は 30MW で、原子炉出口冷却材の最高温度は 950°C であり、2004 年 4 月に到達した[1]。

本報では、高温ガス炉の保全技術開発に向けてこれまでに HTTR で実施してきた保全内容を述べる。

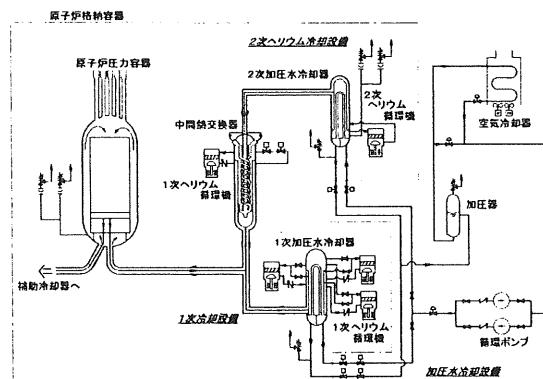


図 1 HTTR の原子炉冷却系統

2. HTTR の保全の考え方

HTTR では、設備の保全にあたり、安全上の重要度等を考慮して予防保全及び事後保全に保全方式を分類し、さらに、予防保全について、時間基準保全及び状態基準保全に分類している。

保全方式及び保全対象を定めるに当たっては、①時間基準保全方式は、性能が確保されている段階での交換による保全コストが増大、②状態基準保全は、現実的な管理基準を設けるための知見の蓄積等に時間が必要、③事後保全方式は、突発的な不具合に対する早急な対応が困難、等の特徴を考慮した。

予防保全の対象は、安全機能の性質(異常の発生防止、異常の影響緩和)及び安全機能の重要度による分類がされている機器、それに付随する部品としている。事後保全の対象は、安全機能の性質及び安全機能の重要度による分類がされていない機器、それに付随する部品としている。

時間基準保全の対象は、保安上特に管理を必要とする機器、すなわち、原子炉施設保安規定に基づく施設定期自主検査の対象機器並びに回転機器の軸受等機器に付随する部品としている。状態基準保全の対象は、劣化の過程を把握できる検出器及び演算回路、IXH や PPWC 等の HTTR 特有の高温機器等としている。これらの部品等については、運転及び保全等から得られた経験に基づく知見を基に、判定基準の再設定、状態監視技術の高度化に取組んでいる。

HTTRにおいては、図 2 に示すように時間基準保全方式及び状態基準保全方式の考慮すべき点(①と②)を

相互補完させ、信頼性を確保した適切な部品交換頻度の特定、維持管理コストの低減、保全期間の短縮等による保全の効率化並びに状態監視技術の開発による保全の高度化を目指している。

このため、状態基準保全の中で把握した劣化状態等に係る知見を継続的に蓄積し、合理的な判定基準及び状態監視技術を模索し、時間基準保全にフィードバックすることが不可欠であるという認識のもと、保全の効率化及び高度化に向けた保全技術の開発に取組んでいる。

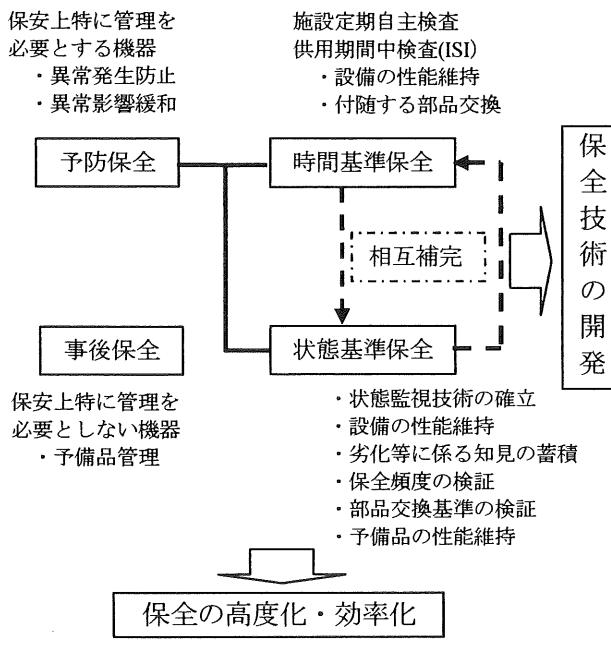


図2 HTTRの保全概念

3. HTTR 保全技術の開発・高度化

HTTR でこれまで取組んできた保全技術の開発への取り組みのうち、高温機器の ISI 技術の開発、後備停止系駆動装置の健全性確認及び非常用発電設備のガスタービン発電機の保全管理について示す。

3.1 高温熱交換器の ISI 技術の開発

IHX 及び PPWC の伝熱管は、原子炉冷却材圧力バウンダリとして構造健全性が重要であるだけではなく、後述するように新素材を使用していること等から、供用中の健全性に係るデータは高温ガス炉開発上も重要な。従って、状態監視技術の開発による保全の高度化を目的に、IHX 及び PPWC 伝熱管の検査装置をそれぞれ開発した。

最初に IHX 伝熱管は、ヘリカルコイル型で、材質は、原子力機構が三菱マテリアルと共同で開発したニッケル基耐熱耐食超合金（ハステロイ XR）[2]を使用している。また、伝熱管は、全長が約 25m、外径 31.8mm、厚さ 3.5mm で合計 96 本あり、図3 に示すように、最内層から最外層まで約 47mm ピッチの 6 層で構成し、管束支持板で支持している。

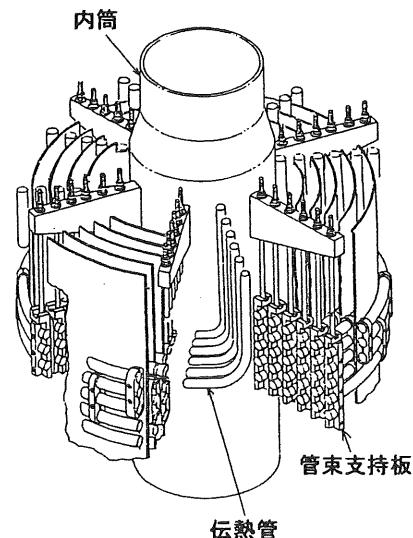


図3 中間熱交換器伝熱管の構造図

伝熱管の探傷は、渦流探傷試験で行うこととし、多重周波数法を採用することで伝熱管支持部、溶接部の影響を取り除ける[3]ことはすでに示されていたため、本開発ではその周波数が 20kHz 及び 40kHz が最適であることを明らかにした。

また、図4 に示すように、形状の複雑な高温ヘッド部付近及び伝熱管全般を低温管板部から検査する二種類の検出器挿入装置を製作した。検査装置の性能確認のため、欠陥を有する模擬の伝熱管で試験を行った。試験の結果、多重周波数法を用いたことで欠陥と伝熱管支持部又は溶接部との区別が可能で、欠陥も伝熱管の内面、外面共に 20% の減肉率を検出できることを示した。

開発した検査装置を用いて供用前検査を行い、IHX 伝熱管の初期データを取得した。今後、IHX の運転実績に基づき、適切な時期に ISI を行いその健全性を確認する予定である。

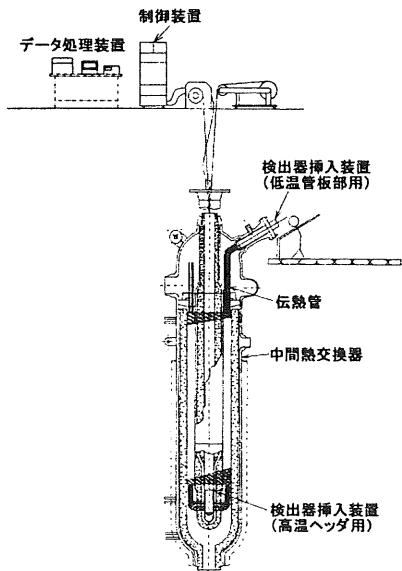


図4 伝熱管の検査イメージ図

次に PPWC 伝熱管は、逆 U 字型、材質は SUS321、外径 25.4mm、厚さ 2.6mm で合計 136 本ある。この伝熱管の厚さは軽水炉における蒸気発生器伝熱管の厚さの約 2 倍で、伝熱管の高さ方向にバッフル板等を設置している。このため、IHX 伝熱管と同様に、渦流探傷試験で多重周波数法を採用（バッフル板等の影響を取り除く）し、その周波数を最適化することとした。

開発の結果[4]、渦流探傷試験の探傷周波数は、図 5 に示すように 30kHz で信号／ノイズ比が良好であり、目標欠陥の検出も可能であった。

開発した装置を用いて供用前検査を行い、PPWC 伝熱管の初期データを取得した。その後、定格出力到達後に ISI を行い、初期データとの比較等評価した結果、PPWC 伝熱管は異常なく健全性が維持されていることを確認した。

今後、運転実績に基づき ISI を行い、PPWC 伝熱管の状態を確認していく予定である。

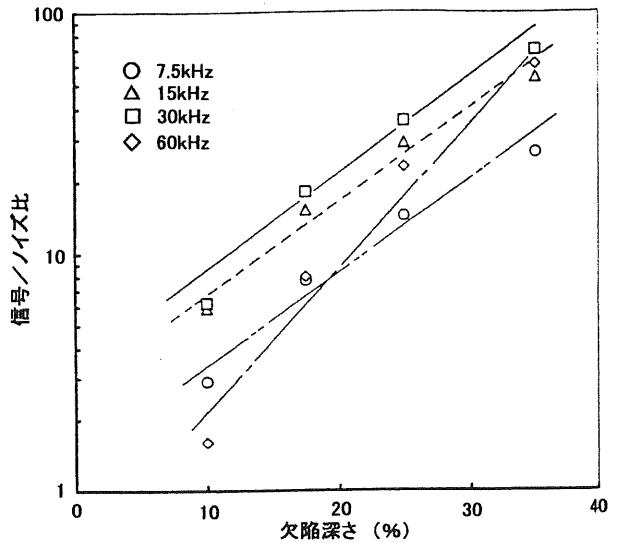
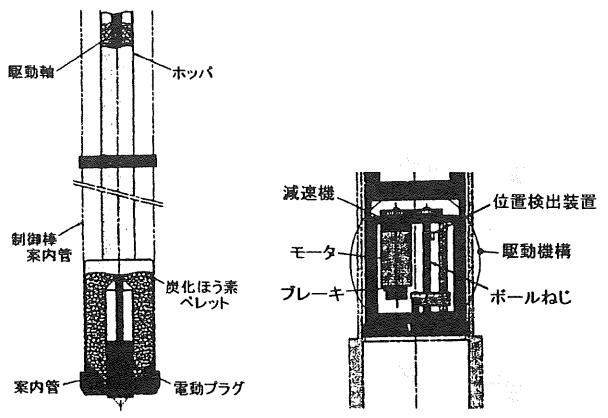


図5 渦流探傷試験の探傷周波数の最適化

3.2 後備停止系駆動装置の健全性確認

HTTR の反応度制御設備は、制御棒系と後備停止系の原理の異なる 2 つの独立した系で構成しており、原子炉圧力容器内に 16 基ある。後備停止系は図 6 に示すとおり、中性子吸収材である炭化ほう素ペレット、炭化ほう素ペレットを収納するホッパ、電動プラグ、電動プラグを動作させる駆動機構及び案内管で構成されている。後備停止系は、何らかの異常により制御棒が炉心に挿入できない場合に、中央制御室から電動プラグを上昇させることで、ホッパ内の炭化ほう素ペレットを炉心に落下させて、原子炉を確実に停止させる機能を有する重要な機器である。

電動プラグは、モータ下部のブレーキが解除されると駆動し、ブレーキがかかっている時は駆動しない。



炭化ほう素収納部 電動プラグ駆動機構
図6 後備停止系構造図

後備停止系の定期的な動作試験では、炭化ほう素ペレットを炉心に落下させることができないため、電動プラグを20mm引抜き及び挿入して、表示ランプの点灯により動作が正常であると判定している。しかし、原子炉起動前に電動プラグの作動試験を実施したところ表示ランプが点灯せず、電動プラグ駆動機構に問題が発生した。この原因調査の過程で、モータに異常がある場合、図7に示すようにモータ起動後に電流が安定するまでの時間(モータ起動電流継続時間)に変化が現れること、また、ブレーキに異常がある場合、図8に示すようにブレーキのコイルに電流が流れ始め、アーマチュアがコイルに吸引(ブレーキ解除)され、電流応答波形に特異点が現れるまでの時間(ブレーキ解放時間)にも変化が現れることが、他の正常な電動プラグの駆動機構との比較試験から明らかとなった[4]。

のことから後備停止系電動プラグ作動試験を行う際には、表示ランプの点灯を確認するのみならず、電動プラグのモータ起動電流継続時間及びブレーキ解放時間を測定し、その健全性を確認するよう状態基準保全技術を高度化した。

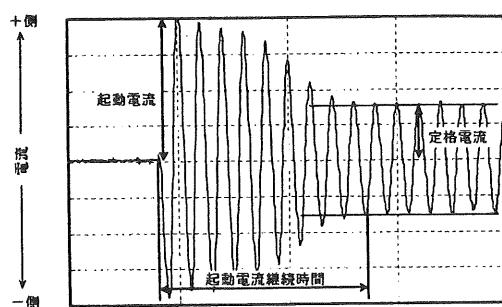
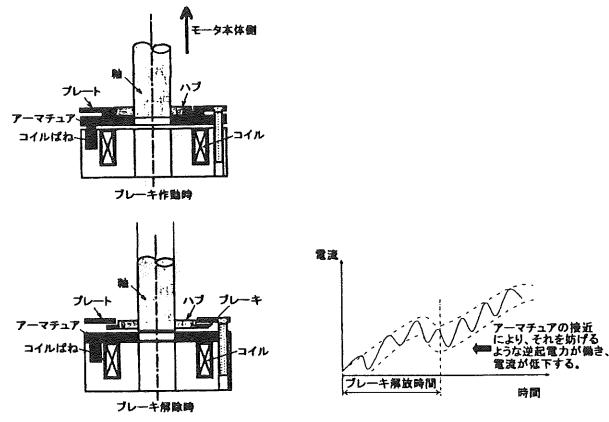


図7 モータ起動電流継続時間説明図



ブレーキ動作説明図

ブレーキ電流応答波形

図8 ブレーキ解放時間説明図

3.3 非常用ガスタービン発電機の保全管理

高温ガス炉は固有の安全性を有していることから、商用電源喪失時の非常用発電機の起動時間は軽水炉ほど短時間である必要はない。そのため、HTTRでは非常用発電機としてガスタービン発電機を採用している。ガスタービン発電機は、ディーゼル発電機と同等の安全性があり、ディーゼル発電機に比べて軽量、コンパクト、冷却水が必要ない等、保全を簡易に行うことができる。HTTRガスタービン発電機の主な仕様は、タービンブレードが3段、出力2500kVA、エンジン回転数22000rpm、発電機回転数1500rpmである。ガスタービンエンジンの構造図を図9に示す。

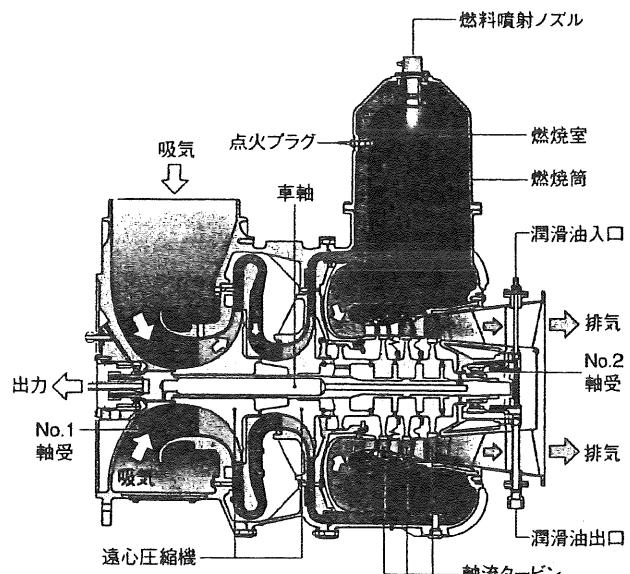


図9 ガスタービンエンジンの構造図

非常用発電機は、平成7年に2基納入され、以降設備全体として定期的に点検を実施してきた（時間基準保全）。その点検の中で実施しているボアスコープによる内部点検は、通常3年毎の点検項目であるが、HTTRとしては1年毎に点検を実施し、原子炉施設における非常用発電機として、より信頼性の高い管理を行ってきた。

点検は、設備全体の時間基準保全として、各種フィルタ交換、内部点検、計器校正などを1年毎に実施し、非常用発電機に求められる起動から電圧確立までの時間（50秒）を厳守している。

平成18年2月にボアスコープによる内部点検を行った結果、非常用発電機B号機の第1段タービンノズル（タービンブレード手前で整流を行うもの）にクラック

が発生し、また、スクロール(燃焼室からタービン側へ燃焼ガスを導くもの)の燃焼室とのはめあい部分にフレッティング磨耗による破口が確認された。第1段タービンノズルでは、ボアスコープによる確認が可能な翼である前縁で最大約2mmのクラックが発生していたが、許容目安値(翼長の1/10(6mm))まで至っていないため継続使用した。表1に第1段タービンノズルのクラックの進展状況を示す。

表1 第1段タービンノズルのクラックの進展状況

起動回数	クラックの発生程度	許容目安値
293	なし	
318	なし	
351	2mm程度*	6mm
380	4mm程度*	

(* : ボアスコープによる確認)

第1段タービンノズルのクラック発生は、部品の劣化であるため、部品の劣化に係る状態基準保全として、約50時間の負荷運転後にクラックの進展状況に係る目視点検をおこなったが、クラックの進展は見られなかつた。タービンノズルのクラック等が進展した場合、ガスタービンエンジン内の気流に乱れが発生し、排気最高温度に変化が現れることから、排気最高温度に係る監視項目を月例点検に追加した。このことは、タービンノズルのクラックの進展を早期に確認することができ、部品の劣化に係る状態基準保全として有効であると考える。また、フレッティング磨耗によるスクロールの破口拡大を最小限にするため、月例点検の運転時間を機能維持の確認ができる時間まで短縮し(1時間→15分)、分解点検の計画を立てた。

分解点検では、等価運転時間が1000時間(分解点検周期)を超えていたため、部品の劣化評価を実施し、交換の要否を判断した。第1段タービンノズルは、翼の前縁で最大約4mm、後縁で最大約14mm程度のクラックが発生しており、後縁のクラック基準値である20mmを超えてはいないが、交換推奨値である許容目安値6mmは超えているため全数交換を実施した。スクロールについても、フレッティング磨耗による破口

が発生しているため交換した。なお、工場で分解点検を実施した結果、空気の遠心圧縮機部品であるインペラに、ピット状の腐食が発生していたことから、サーメテルコーティングされた部品に改良した。また、燃焼器ライナーについても、燃焼による焼損が確認されたため、セラミックコーティングされた部品に改良した。サーメテルコーティング及びセラミックコーティングにより、部品の寿命を高めることで、今後の分解点検における当該部品の交換の必要性を極めて少なくし、また、原子炉施設における非常用発電機としての信頼性向上を図った。監視強化項目として追加監視を行っていた排気最高温度の監視は、エンジンの異常を早期に発見できるため、今後も継続監視を行うこととし、部品の劣化に係る状態基準保全技術を高度化した。

4. おわりに

高温ガス炉技術基盤の確立に向けて、HTTRでは、今後も運転及び保全経験の蓄積、保全技術の開発等を行ない、信頼性を確保した適切な交換頻度での部品交換や ISI の実施、維持管理コストの低減、保全期間の短縮等の保全の高度化、効率化を図る。

参考文献

- [1] S. Fujikawa, et al., "Achievement of reactor-outlet coolant temperature of 950°C in HTTR", *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol.41, 2004, pp.1245-1254.
- [2] M. Shindo and T. Kondo, "Studies on improving compatibility of nickel-base alloys with a high-temperature helium-cooled reactor (VHTR) environment", Pro. Int. Conf. on Gas-cooled Reactors today, Bristol, UK, British nuclear Energy Society, Vol.2, 1982, pp.179-184
- [3] 稲垣嘉之他, "HTTR 中間熱交換器伝熱管用渦流探傷プローブの特性試験", 原子力誌, Vol.35, 1993, pp.227-236.
- [4] 篠崎正幸他, "HTTR1 次加圧水冷却器用 ISI 装置の開発", JAERI-Tech 99-064, 1999.
- [5] 濱本真平他, "HTTR 後備停止系不具合の調査報告書", JAEA-Technology 2006-030, 2006.