

JAERI-Tech

JP0550285

2005-030



高温ガス炉における原子炉出口冷却材温度の 評価手法の提案

2005年5月

高松 邦吉・中川 繁昭

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-1195, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2005

編集兼発行 日本原子力研究所

高温ガス炉における原子炉出口冷却材温度の評価手法の提案

日本原子力研究所大洗研究所高温工学試験研究炉開発部

高松 邦吉・中川 繁昭

(2005年3月9日受理)

高温工学試験研究炉 (High Temperature engineering Test Reactor : HTTR) は原子炉出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 (定格運転 850°C／高温試験運転 950°C) の黒鉛減速ヘリウムガス冷却型の高温ガス炉である。

HTTR では高温試験運転として 2004 年 3 月 31 日に開始し、4 月 19 日に最大熱出力 30MW の状態で 1 次冷却材原子炉出口温度 950°C を達成した。高温ガス炉による原子炉出口冷却材温度 950°C の達成は、今回 HTTR が世界で始めて成功したものである。これにより、高温ガスタービンによる高効率発電が可能となるとともに、水を原料とした水素製造に十分な温度を達成したこととなり、原子力の非発電分野での利用の可能性が広がったことになる。

本報は、高温ガス炉における原子炉出口冷却材温度の評価手法の提案として、(1)PRM 指示値と原子炉出口冷却材温度の関係、(2)PRM 指示値と熱出力の関係、(3)VCS 除熱量の予測値と実測値の関係、から原子炉出口冷却材温度の予測式を導出した。この予測式は高温ガス炉の原子炉出口冷却材温度の設計に用いることができる。また、本研究における原子炉出口冷却材温度の検討過程は、将来の高温ガス炉 (HTGRs) の設計に十分活用することができる。

Proposal for Evaluation Methods of Reactor Outlet Coolant Temperature in HTGRs

Kuniyoshi TAKAMATSU and Shigeaki NAKAGAWA

Department of HTTR Project
Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received March 9, 2005)

The High Temperature engineering Test Reactor (HTTR) is a graphite moderated and gas cooled reactor with the thermal power of 30MW and the reactor outlet coolant temperature of 850°C/950°C.

Rise-to-power test in the HTTR was performed from March 31th to May 1st in 2004 as phase 5 test up to 30MW in the high temperature test operation mode. It was confirmed that the thermal reactor power and the reactor outlet coolant temperature reached to 30MW and 950 °C respectively on April 19th. Achievement of the reactor outlet coolant temperature of 950°C outside of the reactor pressure vessel is the first time in Japan as well as the world. It means to extend the HTGR use to various heat utilizations such as highly effective power generation with a high-temperature gas turbine and hydrogen production from water with a high-temperature.

This report describes proposal for evaluation methods of reactor outlet coolant temperature in the HTGRs through the HTTR operation experiments. The equation is derived from relationships among PRM reading values, reactor outlet coolant temperature, reactor thermal power and heat removal by VCS. The deliberation processes in this study will be applicable to the research and developments of HTGRs in the future.

Keywords: HTTR, Rise-to-power Test, HTGR, Reactor Characteristics, Reactor Outlet Coolant Temperature, Reactor Operation

目次

1. はじめに -----	1
2. 高温ガス炉の設計-----	2
2.1 高温ガス炉の目的 -----	2
2.2 热流力設計の工夫 -----	2
3. 原子炉出口冷却材温度の評価手法の提案-----	3
3.1 高温ガス炉における原子炉出口冷却材温度の評価手法 -----	3
3.2 PRM 指示値と原子炉出口冷却材温度の関係式 -----	3
3.3 PRM 指示値と熱出力の関係式 -----	4
3.4 炉容器冷却設備（VCS）による除熱量 -----	5
3.5 補助冷却設備（ACS）による除熱量 -----	8
3.6 スタンドパイプ（SP）からの放熱量 -----	8
3.7 原子炉出口冷却材温度の予測式の導出 -----	9
4. 予測値と試験結果の比較 -----	11
4.1 HTTR の原子炉出口冷却材温度の近似式 -----	11
4.2 単独運転（PT-5S）の試験結果 -----	11
4.3 並列運転（PT-5P）の試験結果 -----	11
4.4 原子炉出口冷却材温度と炉心流量 -----	12
4.5 将来の高温ガス炉（HTGRs）の設計 -----	12
5. おわりに -----	13
謝辞 -----	13
参考文献 -----	14

Contents

1. Introduction -----	1
2. Design of HTGRs -----	2
2.1 Objectives of HTGRs-----	2
2.2 Thermal and Hydraulic Design Ideas -----	2
3. Proposal for Evaluation Methods of Reactor Outlet Coolant Temperature-----	3
3.1 Evaluation Methods of Reactor Outlet Coolant Temperature in HTGRs -----	3
3.2 A Relational Equation between PRM Reading Values and Reactor Outlet Coolant Temperature -----	3
3.3 A Relational Equation between PRM Reading Values and Reactor Thermal Power-----	4
3.4 Heat Removal by VCS -----	5
3.5 Heat Removal by ACS-----	8
3.6 Heat Removal from SP -----	8
3.7 Derivation of a Prediction Equation for Reactor Outlet Coolant Temperature-----	9
4. Comparison between Predicted Values and Experimental Results-----	11
4.1 Approximate Equation for Reactor Outlet Coolant Temperature in the HTTR -----	11
4.2 Experimental Results of PT-5S -----	11
4.3 Experimental Results of PT-5P -----	11
4.4 Reactor Outlet Coolant Temperature and Core Flow Rate-----	12
4.5 Design of HTGRs in the Future-----	12
5. Concluding Remarks -----	13
Acknowledgement-----	13
References -----	14

1. はじめに

日本原子力研究所（原研）は、1987年6月原子力委員会が策定した「原子力開発利用長期計画」に則り、高温工学試験研究の中核施設としての役割を担い、高温ガス炉技術の基盤の確立と高度化ならびに高温工学に関する先端的基礎研究を目的とした、高温工学試験研究炉（HTTR：High Temperature engineering Test Reactor）を、原研大洗研究所内の南西部の5万m²（東西約200m×南北約250m）の敷地に建設した。HTTRは世界で6基目に当たる高温ガス炉である。

HTTRの基本仕様を表1.1に、原子炉本体の構造及び冷却設備系統を図1.1及び図1.2に示す。HTTRは、燃料に被覆燃料粒子、減速材に黒鉛、冷却材にヘリウムガスを使用する熱出力30MW、原子炉入口冷却材温度395℃、原子炉出口冷却材温度850℃／950℃（定格運転時／高温試験運転時）の我が国最初の高温ガス炉である。燃料としては、六角柱状の黒鉛ブロックに被覆燃料粒子を内蔵した燃料棒を挿入したピン・イン・ブロック型を採用している。炉心の主要構造物には黒鉛が用いられており、原子炉本体を納める原子炉圧力容器は、外径5.7m、高さ13mの円筒形鋼製容器である。原子炉圧力容器と主要な冷却系機器等は鋼製の原子炉格納容器に納められている。原子炉冷却設備は、通常運転時に原子炉を冷却する主冷却設備、原子炉スクラム時等の異常時に原子炉の残留熱を除去する補助冷却設備及び炉容器冷却設備から成る。主冷却設備は、1次冷却設備として中間熱交換器（IHX：Intermediate Heat Exchanger）と1次加圧水冷却器（PPWC：Primary Pressurized Water Cooler）の2種類の熱交換器を並列に配置し、原子炉で発生した熱を最終的に加圧水冷却設備の加圧水空気冷却器により大気へ放散するものである。HTTRの運転方法には、PPWCで20MW及びIHXで10MWの除熱を行う並列運転と、IHXは使用せずPPWCのみで30MWの除熱を行う単独運転がある^{(1),(2)}。HTTRでは高温試験運転として2004年3月31日に開始し、4月19日に最大熱出力30MWの状態で1次冷却材原子炉出口温度950℃を達成した後、4月23日に高温試験運転の単独運転（PT-5S）の使用前検査、6月24日に並列運転（PT-5P）の使用前検査を受検し、使用前検査合格証を受領した。これにより、HTTRの設置許可申請に係る原子炉の性能試験はすべて終了した^{(3),(4)}。

高温ガス炉の開発において、目標とする原子炉出口冷却材温度を達成し、高温の冷却材を安定に供給できること、及び高温試験運転（PT-5）で取得した実測値に検討及び評価を加え整理することは非常に重要である。

本報では、高温ガス炉のヒートバランスから導出した原子炉出口冷却材温度の評価手法を提案し、PT-5で取得した実測値と比較及び検討を行う。具体的には、II章で高温ガス炉の特徴、高温ガス炉の設計の工夫を述べ、III章で高温ガス炉の原子炉出口冷却材温度の予測式を導出する。IV章では実測値を用いてHTTRの原子炉出口冷却材温度の近似式を導出し、PT-5における実測値と比較する。

2. 高温ガス炉の設計

2.1. 高温ガス炉の目的

高温ガス炉の特徴は、他の炉型と比較して高温の冷却材を取り出せることであり、ガスタービン発電機を組み合わせることによって、高効率の原子力発電、高温の熱利用による水素等の製造を行うことができる⁽⁶⁾。

現在稼働中の高温ガス炉はピン・イン・ブロック型である HTTR とペブルベット型である中国の HTR-10 であるが、過去には他の炉型の高温ガス炉も存在した。しかしながら、全ての炉型において原子炉出口冷却材温度 950℃は達成されていない。世界で最も高温の冷却材を取り出すことで、将来の実用高温ガス炉の開発、第 4 世代原子炉（GenerationIV）の候補の一つである水素製造を目的とした超高温ガス炉（VHTR）及び高温ガスタービンによる高効率発電の研究開発に大きく寄与することができる。

2.2. 热流力設計の工夫

高温ガス炉において目標とする高温の原子炉出口冷却材温度を達成することは最も重要なことである。日本で初めての高温ガス炉である HTTR は、以下に示す工夫及び処置を行うことで、世界初の原子炉出口冷却材温度 950℃を達成することができた。

- (1) 原子炉入口冷却材温度、原子炉出力及び 1 次冷却材流量を精度良く制御
- (2) 1 次系機器等を保温材で覆い、熱損失を極力低減
- (3) 保温材で覆うことができない原子炉圧力容器（RPV）からの放熱量を精度良く評価
- (4) 热出力校正を正確に実施

(1)については、原子炉出口冷却材温度について 0℃から 1200℃までの熱電対を 1 点、700℃から 1000℃までは非常に狭い測定範囲を持つ熱電対を 3 点設置した。これにより温度、出力及び流量を精度良く制御することができた。(3)については、原子炉圧力容器からの放熱量を 2 次元伝熱解析コードで詳細に計算し、原子炉出口冷却材温度 950℃を達成するための最大除熱量である 600kW（定格熱出力 30MW の 2%）になるよう設計した。(4)については、機器からの放熱量も評価の対象にすることで、熱出力校正の精度を向上させた。これらの工夫により、HTTR は原子炉出口冷却材温度 950℃を達成することができた。

3. 原子炉出口冷却材温度の評価手法の提案

3.1 高温ガス炉における原子炉出口冷却材温度の評価手法

高温ガス炉の運転において、低熱出力の原子炉出口冷却材温度から最大熱出力の原子炉出口冷却材温度を予測することは、温度の目標値を達成することはもちろんのこと、燃料温度及び炉内構造物の健全性を確認するためにも重要である。本章では原子炉出口冷却材温度の評価手法を提案するために、(1) 中性子検出器（PRM）指示値と原子炉出口冷却材温度の関係式、(2) PRM 指示値と熱出力の関係式、(3) VCS による除熱量を導出する。

3.2 PRM 指示値と原子炉出口冷却材温度の関係式

高温ガス炉の原子炉熱出力は図 3.1 に示す炉心部の熱収支バランスから以下の式で示すことができる⁽⁶⁾。

$$H_{TP} = (T_{OUT} - T_{IN}) \times W \times 5.19 \times 10^{-3} + H_{VCS} + H_{ACS} + H_{SP} \quad (1)$$

H_{TP} : 原子炉熱出力 (MW)

T_{IN} : 原子炉入口冷却材温度 (°C)

T_{OUT} : 原子炉出口冷却材温度 (°C)

W : 炉心流量 (kg/sec)

5.19 : ヘリウムの定圧比熱 (kJ/kgK)

H_{VCS} : 炉容器冷却設備 (VCS) による除熱量 (MW)

H_{ACS} : 補助冷却設備 (ACS) による除熱量 (MW)

H_{SP} : スタンドパイプからの放熱量 (MW)

式(1)より原子炉出口冷却材温度は以下の式で示すことができる。

$$T_{OUT} = \frac{H_{TP} - H_{VCS} - H_{ACS} - H_{SP}}{W \times 5.19 \times 10^{-3}} + T_{IN} \quad (2)$$

また、原子炉出力制御系で用いる PRM 指示値と原子炉熱出力の関係は以下の式で示すことができる。

$$H_{TP} = H_{PRM} \times 10^{-2} \times H_{TP}^{\max} \quad (3)$$

H_{PRM} : PRM 指示値 (%)

H_{TP}^{\max} : 最大熱出力 (MW)

式(2)、(3)より PRM 指示値と原子炉出口冷却材温度の関係は以下の式で示すことができる。

$$\begin{aligned}
 T_{OUT} &= \frac{(H_{PRM} \times 10^{-2} \times H_{TP}^{\max}) - H_{VCS} - H_{ACS} - H_{SP}}{W \times 5.19 \times 10^{-3}} + T_{IN} \\
 &= \frac{(H_{PRM} \times 10 \times H_{TP}^{\max}) - (H_{VCS} + H_{ACS} + H_{SP}) \times 10^3}{W \times 5.19} + T_{IN}
 \end{aligned} \tag{4}$$

高温ガス炉において、原子炉入口温度制御系は安定な原子炉出口冷却材温度を維持するために必要なものであり、原子炉入口温度が原子炉出力に比例するよう加圧水温度を調整している。原子炉入口冷却材温度は以下の式で示すことができる。

$$T_{IN} = T_{IN}(0) + \frac{T_{IN}^2 - T_{IN}^1}{H_{PRM}^2 - H_{PRM}^1} \times H_{PRM} \tag{5}$$

T_{IN}^1 : PRM 指示値が H_{PRM}^1 (%) 時の原子炉入口冷却材温度 (°C)

T_{IN}^2 : PRM 指示値が H_{PRM}^2 (%) 時の原子炉入口冷却材温度 (°C)

$T_{IN}(0)$: PRM 指示値が 0% の原子炉入口冷却材温度

HTTRにおいては、PRM 指示値が 30% の時の原子炉入口冷却材温度は 180°C、PRM 指示値が 100% の時の原子炉入口冷却材温度は 395°C であり、原子炉入口冷却材温度は以下の式で示すことができる。

$$\begin{aligned}
 T_{IN} &= 180 + \left(\frac{395 - 180}{70} \right) \times (H_{PRM} - 30) \\
 &= 180 + 3.07 \times (H_{PRM} - 30)
 \end{aligned} \tag{6}$$

PRM 指示値と熱出力に差が無い場合、PRM 指示値と原子炉出口冷却材温度 Y_1 は以下の式で示すことができる。

$$\begin{aligned}
 Y_1 &= \frac{(H_{PRM} \times 10 \times H_{TP}^{\max}) - (H_{VCS} + H_{ACS} + H_{SP}) \times 10^3}{W \times 5.19} \\
 &\quad + T_{IN}(0) + \frac{T_{IN}^2 - T_{IN}^1}{H_{PRM}^2 - H_{PRM}^1} \times H_{PRM}
 \end{aligned} \tag{7}$$

HTTRにおいては、PRM 指示値が 30% 以上の場合、原子炉出口冷却材温度の予測値は以下の式で示すことができる。

$$Y_1 = \frac{H_{PRM} \times 300 - (H_{VCS} + H_{ACS} + H_{SP}) \times 10^3}{W \times 5.19} + 180 + 3.07 \times (H_{PRM} - 30) \tag{8}$$

180 : PRM 指示値が 30% のときの原子炉入口冷却材温度

H_{PRM} : PRM 指示値 (%)

なお、3.07 については次項に説明する。

3.3 PRM 指示値と熱出力の関係式

PRM 指示値と熱出力に差が生じた場合、熱出力校正を行う必要がある。その際、熱出力に対し

て PRM 指示値を合わせるため、原子炉出力に比例した原子炉入口冷却材温度が変化し、原子炉出口冷却材温度も影響を受ける。PRM 指示値と熱出力の差が最大熱出力 H_{TP}^{\max} (MW) の 1%にあたる $H_{TP}^{\max} \times 10^{-2}$ (MW) 存在した場合、PRM 指示値 1%当たりの原子炉入口冷却材温度の変化分は $(T_{IN}^2 - T_{IN}^1) / (H_{PRM}^2 - H_{PRM}^1)$ (°C/%) であるため、PRM 指示値と熱出力の差による原子炉出口冷却材温度 Y_2 への影響は以下の式で示すことができる。

$$\begin{aligned} Y_2 &= \frac{\left\{H_{TP} \times 10^3 - (H_{TP}^{\max} \times 10^3) \times H_{PRM} \times 10^{-2}\right\}}{10 \times H_{TP}^{\max}} \times \frac{T_{IN}^2 - T_{IN}^1}{H_{PRM}^2 - H_{PRM}^1} \\ &= \frac{\left\{H_{TP} \times 10^3 - (10 \times H_{TP}^{\max}) \times H_{PRM}\right\}}{10 \times H_{TP}^{\max}} \times \frac{T_{IN}^2 - T_{IN}^1}{H_{PRM}^2 - H_{PRM}^1} \end{aligned} \quad (9)$$

HTTRにおいては、PRM 指示値と熱出力の差が最大熱出力 30MW の 1% (300kW) の場合、原子炉入口冷却材温度は 3.07°C 变化する。PRM 指示値と熱出力の差による原子炉出口冷却材温度への影響は以下の式で示すことができる。

$$Y_2 = \frac{\left\{H_{TP} \times 10^3 - 300 \times H_{PRM}\right\}}{300} \times 3.07 \quad (10)$$

300 : 300kW (PRM 指示値と熱出力の差が 1%)

3.07 : 300kW で原子炉出口冷却材温度の変化分

3.4 炉容器冷却設備 (VCS) による除熱量

保温材で覆うことができない原子炉圧力容器からの放熱は、炉容器冷却設備 (VCS) を用いて、ふく射及び空気の自然対流により除熱される。さらに、VCS は強制循環による炉心の冷却が期待できない減圧事故時及び 1 次冷却設備の二重管内管破損事故時に、原子炉圧力容器、炉内構造物等の健全性を維持し、燃料に過大な損傷を生じさせないよう、崩壊熱及び他の残留熱を除去する機能を持つ^⑦。

式(7)、(8)に示すように原子炉出口冷却材温度に影響する VCS 除熱量は以下の式で示すことができる。

$$H_{VCS} = h_m \times (T_{RPV} - T_{VCS}) \times A \times 10^{-6} \quad (11)$$

H_{VCS} : VCS 除熱量 (MW)

h_m : 総括熱伝達率 (W/m²K)

T_{RPV} : 原子炉圧力容器の代表温度 (K)

T_{VCS} : VCS 表面の代表温度 (K)

A : 伝熱面積 (m^2)

なお、原子炉圧力容器の代表温度 T_{RPV} は 3 点で測定された絶対温度を平均化した。一方、1 次側部遮へい体胴部の温度と VCS 冷却水温度が同値であることから、VCS 表面の代表温度 T_{VCS} は 1 次側部遮へい体胴部の 4 点で測定された絶対温度を平均化した。

総括熱伝達率 h_m を自然対流による平均熱伝達率とふく射による平均熱伝達率に分ける。平均又セルト数と空気の熱伝導率から自然対流による平均熱伝達率を以下の式で示すことができる。

$$h_{NAT} = \frac{\text{Nu}_m \cdot \lambda}{L} \quad (12)$$

h_{NAT} : 自然対流による平均熱伝達率 ($\text{W}/\text{m}^2\text{K}$)

Nu_m : 平均ヌセルト数

λ : 空気の熱伝導率 (W/mK)

L : 代表長さ (m)

なお、原子炉圧力容器外面と VCS 表面の間の平均熱伝達率は、de Vahl Davis, G. と Thomas, R. W. の同心環状空間で内筒加熱、外筒冷却の場合の平均ヌセルト数の式を用い、代表長さは内筒加熱と外筒冷却の半径の差とした。

$$\text{Nu}_m = 0.286 \times \text{Ra}^{0.258} \times \text{Pr}^{0.006} \times H^{-0.238} \times K^{0.442} \quad (13)$$

$$\text{Ra} = \text{Gr} \times \text{Pr} \quad (14)$$

$$L = r_o - r_i \quad (15)$$

$$H = \frac{l}{r_o - r_i} \quad (16)$$

$$K = \frac{r_o}{r_i} \quad (17)$$

Ra : レーリー数

Pr : プラントル数

H : アスペクト比

K : 同心環状空間の外筒と内筒の半径比

l : 同心環状空間高さ (m)

HTTRにおいては、式(12)から自然対流による平均熱伝達率 ($\text{W}/\text{m}^2\text{K}$) を以下の式で示すことができる。

$$h_{NAT} = \frac{38.0 \times (29 \sim 45) \times 10^{-3}}{1.23} = 0.896 \sim 1.39 \quad (18)$$

一方、ステファン・ボルツマン定数と放射率から、ふく射によるVCS除熱量を以下の式で示すことができる。

$$\begin{aligned} H_{RAD} &= \sigma \epsilon \times (T_{RPV}^4 - T_{VCS}^4) \times A \\ &= \sigma \epsilon \times (T_{RPV}^2 + T_{VCS}^2) \times (T_{RPV} + T_{VCS}) \times (T_{RPV} - T_{VCS}) \times A \\ &= h_{RAD} \times (T_{RPV} - T_{VCS}) \times A \times 10^{-6} \end{aligned} \quad (19)$$

$$h_{RAD} = \sigma \epsilon \times (T_{RPV}^2 + T_{VCS}^2) \times (T_{RPV} + T_{VCS}) \quad (20)$$

H_{RAD} : ふく射による除熱量 (MW)

h_{RAD} : ふく射による平均熱伝達率 (W/m²K)

σ : ステファン・ボルツマン定数 (W/m²K⁴)

ϵ : 热反射板を考慮した等価放射率

热反射板を考慮した等価放射率 ϵ を以下の式で示すことができる。

$$\epsilon = \frac{1}{\frac{1}{\epsilon_{RPV}} + \frac{1}{\epsilon_{VCS}} + \frac{2}{\epsilon_{Shield}} - 2} \quad (21)$$

ϵ_{RPV} : 原子炉圧力容器の放射率

ϵ_{VCS} : VCS表面の放射率

ϵ_{Shield} 热遮へい板の放射率

各々の放射率が全て等しいと仮定すると、热遮へい板を n 枚挿入した場合のふく射による除熱量 H_{RAD} (MW) は $1/(n+1)$ 倍に低減される。

HTTRにおいては、式(20)からふく射による平均熱伝達率 (W/m²K) を以下の式で示すことができる。

$$h_{RAD} = 5.67 \times 10^{-8} \times 0.36 \times (T_{RPV}^2 + T_{VCS}^2) \times (T_{RPV} + T_{VCS}) \quad (22)$$

最終的に式(12)及び式(20)を用いることで、式(11)に示す平均熱伝達率 h_m (W/m²K) 及び VCS 除熱量 (MW) の予測式を求めることができる。

$$h_m = h_{NAT} + h_{RAD} = \frac{\text{Nu}_m \cdot \lambda}{L} + \sigma \epsilon \times (T_{RPV}^2 + T_{VCS}^2) \times (T_{RPV} + T_{VCS}) \quad (23)$$

$$H_{VCS} = \left\{ \frac{\text{Nu}_m \cdot \lambda}{L} + \sigma \epsilon \times (T_{RPV}^2 + T_{VCS}^2) \times (T_{RPV} + T_{VCS}) \right\} \times (T_{RPV} - T_{VCS}) \times A \times 10^{-6} \quad (24)$$

図3.2にPRM指示値に対するVCS除熱量の関係を、(24)式の評価値と実測値で示す。VCS除

熱量の(24)式は、実測値を再現していることがわかる。ここで総括熱伝達率 h_m を自然対流による平均熱伝達率とふく射による平均熱伝達率に分け、原子炉圧力容器の代表温度 T_{RPV} と VCS 表面の代表温度 T_{VCS} から VCS 除熱量を導出した方法は、将来の高温ガス炉（HTGRs）を設計する際に利用することができる。

HTTRにおいては、式(24)に各々の値を代入すると以下の式で示すことができる。

$$H_{VCS} = \left\{ \frac{38.0 \times (29 \sim 45) \times 10^{-3}}{1.23} + 5.67 \times 10^{-8} \times 0.36 \times (T_{RPV}^2 + T_{VCS}^2) \times (T_{RPV} + T_{VCS}) \right\} \times (T_{RPV} - T_{VCS}) \times 238 \times 10^{-6} \quad (25)$$

自然対流とふく射による除熱量の合計値とふく射のみによる除熱量の値を図 3.2 に比較する。

VCS 除熱量 H_{VCS} (MW) に対する自然対流の除熱量 H_{NAT} (MW) の割合は、PRM 指示値が 30% の場合で 25% (50kW)、PRM 指示値が 100% の場合で 12.5% (100kW) となり、自然対流の除熱量が無視できないことが確認された。

3.5 補助冷却設備 (ACS) による除熱量

原子炉出口冷却材温度を示す式(7)には、補助冷却設備 (ACS) による除熱量 H_{ACS} (MW)、スタンドパイプからの放熱量 H_{SP} (MW) が含まれており、原子炉出口冷却材温度に影響を与える。補助冷却設備 (ACS) による除熱量は以下の式で示すことができる。

$$H_{ACS} = (T_{OUT}^{ACS} - T_{IN}^{ACS}) \times W_{ACS} \times 5.19 \times 10^{-3} \quad (26)$$

H_{ACS} : 補助冷却設備 (ACS) による除熱量 (MW)

T_{IN}^{ACS} : 補助冷却設備入口冷却材温度 (°C)

T_{OUT}^{ACS} : 補助冷却設備出口冷却材温度 (°C)

W_{ACS} : 補助冷却設備流量 (kg/sec)

3.6 スタンドパイプ (SP) からの放熱量

格納容器 (CV) 内には PPWC、SPWC 及び SP からの機器放熱が存在し、再循環冷却装置で CV 内の空気を冷却している。CV 内での機器放熱量は以下の式で示すことができる。

$$H_{CV} = (T_{OUT}^{CV} - T_{IN}^{CV}) \times W_{CV} \times 5.19 \times 10^{-3} \quad (27)$$

H_{CV} : CV 内での機器放熱量 (MW)

T_{IN}^{CV} : 再循環冷却装置入口冷却水温度 (℃)

T_{OUT}^{CV} : 再循環冷却装置出口冷却水温度 (℃)

W_{CV} : 再循環冷却装置冷却水流量 (kg/sec)

機器放熱量に対するスタンドパイプからの放熱量は以下の式で示すことができる。

$$\begin{aligned} H_{SP} &= H_{CV} \times \chi_{SP} \\ &= (T_{OUT}^{CV} - T_{IN}^{CV}) \times W_{CV} \times 4.19 \times 10^{-3} \times \chi_{SP} \end{aligned} \quad (28)$$

$$\chi_{PPWC} + \chi_{IHX} + \chi_{SP} = 1 \quad (29)$$

H_{SP} : スタンドパイプからの放熱量 (MW)

χ_{PPWC} : 機器放熱における PPWC からの放熱割合

χ_{IHX} : 機器放熱における IHX からの放熱割合

χ_{SP} : 機器放熱におけるスタンドパイプからの放熱割合

4.19 : 水の定圧比熱 (kJ/kgK)

これらの値は各々の機器の表面積から、 $\chi_{PPWC} = 0.3$ 、 $\chi_{IHX} = 0.4$ 、 $\chi_{SP} = 0.3$ として、熱収支評価に利用した。

3.7 原子炉出口冷却材温度の予測式の導出

本章では(1) PRM 指示値と原子炉出口冷却材温度の関係式、(2) PRM 指示値と熱出力の関係式、(3)VCS 除熱量の予測値と実測値の関係式を導出した。各々の関係式は、将来の高温ガス炉 (HTGRs) の設計、目標とする原子炉出口温度を達成するための評価式として用いることができる。

式(7),(9),(24),(26)及び(28)より、最終的な原子炉出口冷却材温度は以下の式で示すことができる。

$$\begin{aligned}
Y &= Y_1 + Y_2 \\
&= \frac{(H_{PRM} \times 10 \times H_{TP}^{\max}) - (H_{VCS} + H_{ACS} + H_{SP}) \times 10^3}{W \times 5.19} \\
&\quad + T_{IN}(0) + \frac{T_{IN}^2 - T_{IN}^1}{H_{PRM}^2 - H_{PRM}^1} \times H_{PRM} \\
&\quad + \frac{\{H_{TP} \times 10^3 - (10 \times H_{TP}^{\max}) \times H_{PRM}\}}{10 \times H_{TP}^{\max}} \times \frac{T_{IN}^2 - T_{IN}^1}{H_{PRM}^2 - H_{PRM}^1}
\end{aligned} \tag{30}$$

$$H_{VCS} = \left\{ \frac{N u_m \cdot \lambda}{L} + \sigma \epsilon \times (T_{RPV}^2 + T_{VCS}^2) \times (T_{RPV} + T_{VCS}) \right\} \times (T_{RPV} - T_{VCS}) \times A \times 10^{-6} \tag{31}$$

$$H_{ACS} = (T_{OUT}^{ACS} - T_{IN}^{ACS}) \times W_{ACS} \times 5.19 \times 10^{-3} \tag{32}$$

$$H_{SP} = (T_{OUT}^{CV} - T_{IN}^{CV}) \times W_{CV} \times 4.19 \times 10^{-3} \times \chi_{SP} \tag{33}$$

さらに HTTRにおいては以下の式で示すことができる。

$$\begin{aligned}
Y &= Y_1 + Y_2 \\
&= \frac{H_{PRM} \times 300 - (H_{VCS} + H_{ACS} + H_{SP}) \times 10^3}{W \times 5.19} + 180 + 3.07 \times (H_{PRM} - 30) \\
&\quad + \frac{\{H_{TP} \times 10^3 - 300 \times H_{PRM}\}}{300} \times 3.07
\end{aligned} \tag{34}$$

$$\begin{aligned}
H_{VCS} &= \left\{ \frac{38.0 \times (29 \sim 45) \times 10^{-3}}{1.23} + 5.67 \times 10^{-8} \times 0.36 \times (T_{RPV}^2 + T_{VCS}^2) \times (T_{RPV} + T_{VCS}) \right\} \\
&\quad \times (T_{RPV} - T_{VCS}) \times 238 \times 10^{-6}
\end{aligned} \tag{35}$$

4. 予測値と試験結果の比較

前章で示した原子炉出口冷却材温度の予測式を用いて、PT-5 で取得した実測値と比較及び評価を行う。これにより PT-5 の総括、HTTR の運転及び将来の高温ガス炉（HTGRs）の設計に寄与できる。

4.1 HTTR の原子炉出口冷却材温度の近似式

HTTRにおいては、(1)全ての制御系が正常に動作、(2)熱出力校正が正確に行われ PRM 指示値と熱出力が一致、(3) VCS 除熱量の予測値と実測値が一致と仮定すると、式(34)の予測式は以下の式に変形できる。

$$Y = Y_1 + Y_2 \\ \approx \left(\frac{1000}{W \times 5.19} + 10.23 \right) \times H_{TP} + 87.9 - \frac{(H_{VCS} + H_{ACS} + H_{SP}) \times 10^3}{W \times 5.19} \quad (36)$$

熱出力 H_{TP} (MW) が 30MW の場合、VCS 除熱量 H_{VCS} が 0.8 (MW)、ACS 除熱量 H_{ACS} が 0.2 (MW)、SP からの放熱量 H_{SP} 0.75 が (MW) とすると、原子炉出口冷却材温度が 950°C となるための炉心流量 W は以下の式で示すことができる。

$$950 \approx \left(\frac{1000}{W \times 5.19} + 10.23 \right) \times 30 + 87.9 - \frac{1075}{W \times 5.19} \quad (37)$$

$$W = 10.03 \quad (38)$$

4.2 単独運転 (PT-5S) の試験結果

図 4.1 に PT-5S における原子炉出口冷却材温度の実測値と線形補間式を示す。図 4.1 に示す補間式の熱出力 H_{TP} に 30 (MW) を代入すると、原子炉出口冷却材温度は以下の式で示すことができる。

$$Y \approx 28.81 \times H_{TP} + 91.4 \\ = 28.81 \times 30 + 91.4 = 955.7 \quad (39)$$

原子炉出口冷却材温度が 955.7°C の場合、式(36)より炉心流量 W (kg/sec) が求まる。

$$955.7 = \left(\frac{1000}{W \times 5.19} + 10.23 \right) \times 30 + 87.9 - \frac{1075}{W \times 5.19} \quad (40)$$

$$W = 9.93 \quad (41)$$

炉心流量 9.93kg/sec は、式(36)に代入した炉心流量 10.03kg/sec より 1% 少なく流れていることがわかる。

4.3 並列運転 (PT-5P) の試験結果

図 4.2 に PT-5P における原子炉出口冷却材温度の実測値と線形補間式を示す。図 4.2 に示す補間式の熱出力 H_{TP} に 30 (MW) を代入すると、原子炉出口冷却材温度は以下の式で示すことができる

きる。

$$\begin{aligned} Y &\approx 28.37 \times H_{TP} + 94.0 \\ &= 28.37 \times 30 + 94.0 = 945.1 \end{aligned} \quad (42)$$

原子炉出口冷却材温度が 945.1°C の場合、式(36)より炉心流量 W (kg/sec) が求まる。

$$945.1 = \left(\frac{1000}{W \times 5.19} + 10.23 \right) \times 30 + 87.9 - \frac{1075}{W \times 5.19} \quad (43)$$

$$W = 10.12 \quad (44)$$

炉心流量 10.12kg/sec は、式(36)に代入した炉心流量 10.03kg/sec より 0.9% 多く流れていることがわかる。

4.4 原子炉出口冷却材温度と炉心流量

PT-5S の炉心流量 9.93kg/sec は、式(36)に代入した炉心流量 10.03kg/sec より 1% 少なく、PT-5P の炉心流量 10.12kg/sec は、式(36)に代入した炉心流量 10.03kg/sec より 0.9% 多く流れていることがわかったが、1 次ヘリウム流量の変動幅は 2% 見込んでおり、通常運転時の変動幅内である。

一方、熱出力 30MW 換算で比較すると、PT-5P での原子炉出口冷却材温度が PT-5S の場合よりも 10°C 程度低いが、この原因は主に 1 次ヘリウムガス循環機流量計（4 台）の測定誤差に基づくものと考えられ、先に示すように PT-5P の炉心流量 10.12kg/sec は PT-5S の炉心流量 9.93kg/sec よりも 0.19kg/sec 多くなっていたと推定される。これは PT-5P での炉心差圧が PT-5S の場合よりも大きいこと、主冷却系熱交換器において水側の交換熱量を用いて求めた PT-5P でのヘリウム流量が、PT-5S の場合よりも大きいことから明らかである。

4.5 将来の高温ガス炉 (HTGRs) の設計

本研究より新たに確認された点、及び将来の高温ガス炉 (HTGRs) における熱流力設計の際、原子炉出口冷却材温度の目標値を達成するための方法を以下にまとめると、

- (1) 循環機流量計の測定誤差を 1~2%まで減少させても、原子炉出口冷却材温度を正確に達成することは困難である。
- (2) 原子炉出口冷却材温度を ±5°C 以内に制御するには、流量制御の誤差を 1%未満にすることが必要である。

5. おわりに

本論文では、高温ガス炉における原子炉出口冷却材温度の評価手法の提案として、(1)PRM 指示値と原子炉出口冷却材温度の関係、(2)PRM 指示値と熱出力の関係、(3)VCS 除熱量の予測値と実測値の関係、から原子炉出口冷却材温度の予測式を導出した。この予測式は高温ガス炉の原子炉出口冷却材温度の設計に用いることができる。

また、(1)全ての制御系が正常に作動、(2)熱出力校正が正確に行われ PRM 指示値と熱出力が一致、(3)VCS 除熱量の予測値と実測値が一致、との仮定より、原子炉出口冷却材温度の近似式が導出され、高温ガス炉の運転中に原子炉出口冷却材温度の予測が簡単にできるようになった。

一方、HTTR の原子炉出口冷却材温度の予測値と PT-5 の実測値との比較から、PT-5においては、原子炉出口冷却材温度 950°C を達成する炉心流量 10.03kg/sec に対して、PT-5S は 1%少なく流れしており、PT-5P は 0.9%多く流れていることがわかったが、1 次ヘリウム流量の変動幅は 2% 見込んでおり、通常運転時の変動幅内である。

さらに PT-5P での原子炉出口冷却材温度が PT-5S の場合よりも 10°C 程度低い原因是、主に 1 次ヘリウムガス循環機流量計（4 台）の測定誤差に基づくものと考えられ、PT-5S と PT-5P の炉心流量の差 0.19kg/sec は定格流量の 10.03kg/sec に対して 1.89% であり、これは PT-5P での炉心差圧が PT-5S の場合よりも大きいこと、主冷却系熱交換器において水側の交換熱量を用いて求めた PT-5P でのヘリウム流量が、PT-5S の場合よりも大きいことから明らかである。

将来の高温ガス炉 (HTGRs) の熱流力設計の際、原子炉出口冷却材温度を ±5°C 以内に制御するには、流量制御の誤差を 1% 未満にする必要がある。

また、本研究で提案した原子炉出口冷却材温度の予測手法は、将来の高温ガス炉 (HTGRs) の設計に十分寄与すると考えられる。

謝　　辞

試験の実施及び評価にあたり多大な助言を頂いた、小森芳廣部長、林秀行次長、中澤利雄次長及び伊与久達夫次長兼 HTTR 技術開発室長に深く感謝の意を表します。また、藤川正剛元部長、藤本望原子炉主任技術者及び川崎幸三計画室長からの貴重なご助言、ご指摘に深く感謝いたします。更に、出力上昇試験を安全かつ着実に進めることができたのは、原子炉の運転、放射線管理、工程管理等について HTTR 試験室及び放射線管理課の方々の着実な業務の遂行によるものと思います。各部署の関係者に深く感謝いたします。

参考文献

- (1) S. SAITO et. al. : JAERI-1332, "Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)" (1994).
- (2) 高温工学試験研究炉開発部:JAERI-Review 2003-043, "HTTR(高温工学試験研究炉)の試験運転と技術開発(2002年度)" (2003).
- (3) 高松邦吉 他:JAERI-Tech 2004-063, "高温工学試験研究炉の出力上昇試験 (高温試験運転)－試験方法及び結果の概要－" (2004).
- (4) S. Fujikawa, et al : J. Nucl. Sci. Technol., Vol.41, No.12, "Achievement of Reactor-outlet Coolant Temperature of 950°C in HTTR" (2004).
- (5) 國富一彦 他:日本原子力学会和文論文誌 Vol.1, No.4, "高温ガス炉ガスタービン発電システム (GTHTR300) の設計研究" (2002).
- (6) 中川繁昭 他:JAERI-Tech 2002-069, "高温工学試験研究炉の出力上昇試験－試験経過及び結果の概要－" (2002).
- (7) 七種明雄 他:私信, "炉容器冷却設備 (VCS) に関する試験データ集" (1998).

表 1.1 HTTR の基本仕様

原子炉熱出力	30MW
1 次冷却材	ヘリウムガス
原子炉入口冷却材温度	395°C
原子炉出口冷却材温度	850°C (定格運転時) 950°C (高温試験運転時)
1 次冷却材圧力	4MPa
炉心構造材	黒鉛
炉心有効高さ	2.9m
炉心等価直径	2.3m
出力密度	2.5MW/m ³
燃料	二酸化ウラン・被覆粒子・黒鉛分散型
ウラン濃縮度	3~10% (平均 6%)
燃料体形式	ブロック型
原子炉圧力容器	鋼製 (2.25Cr-1Mo 鋼)
冷却回路数	1 ループ (中間熱交換器および加圧水冷却器)

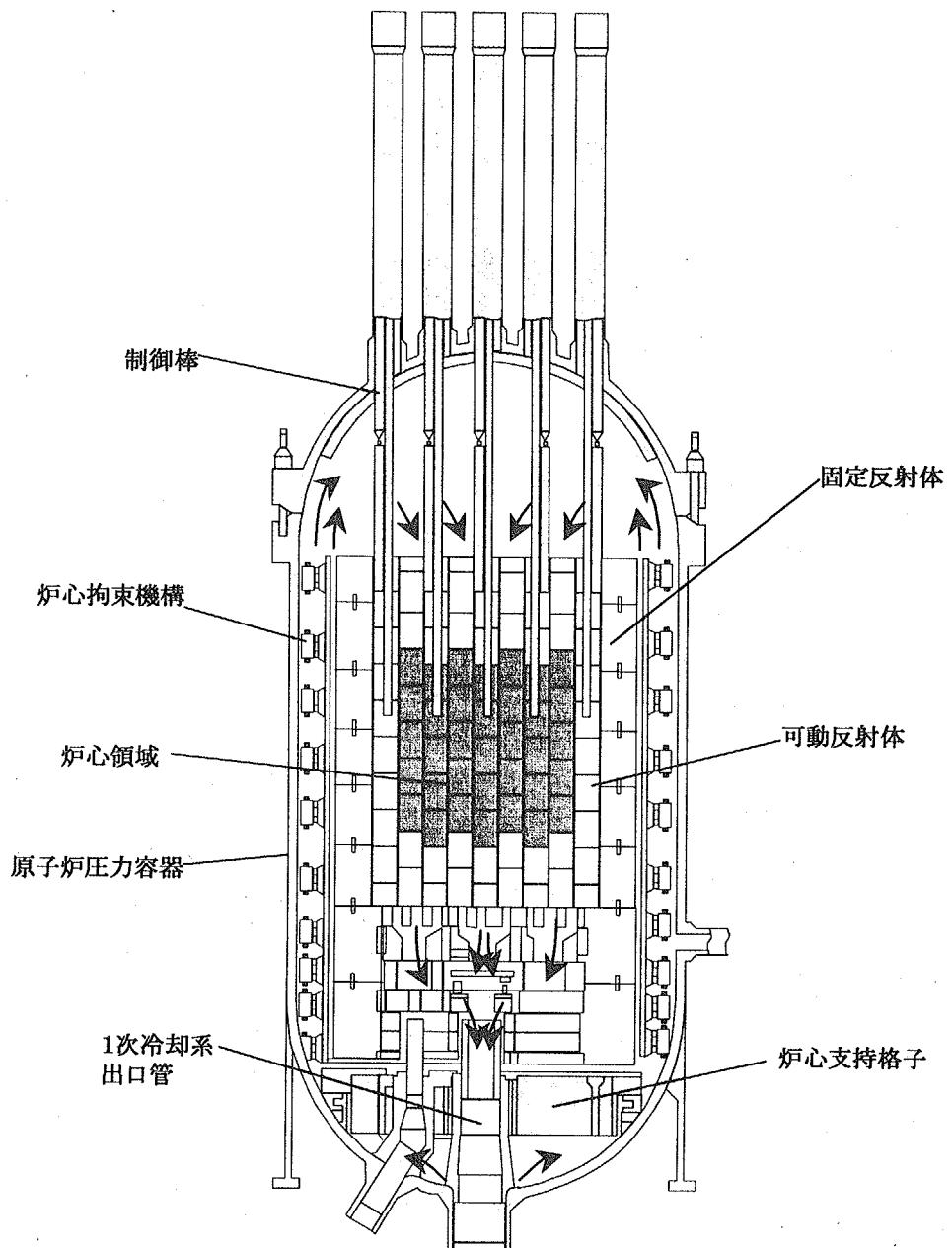


図1.1 HTTRの原子炉垂直断面図

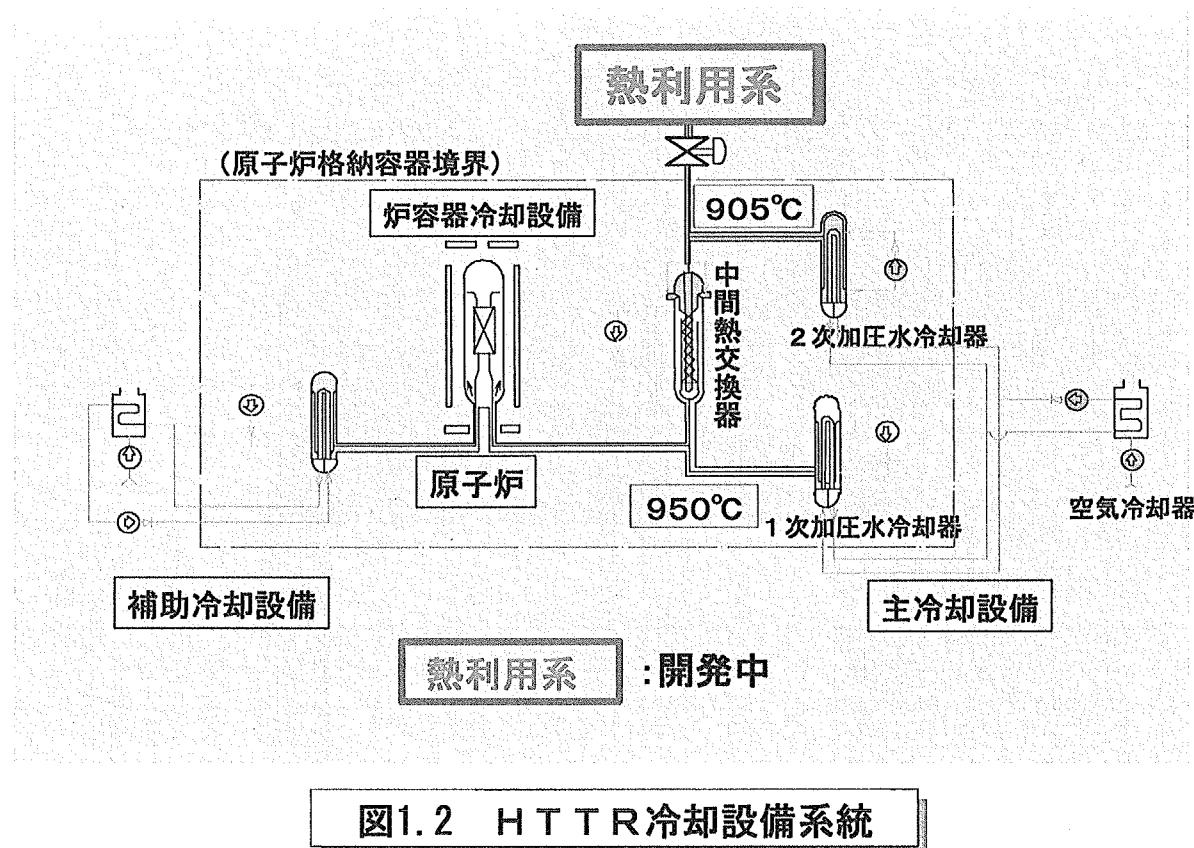


図1.2 HTTR冷却設備系統

This is a blank page.

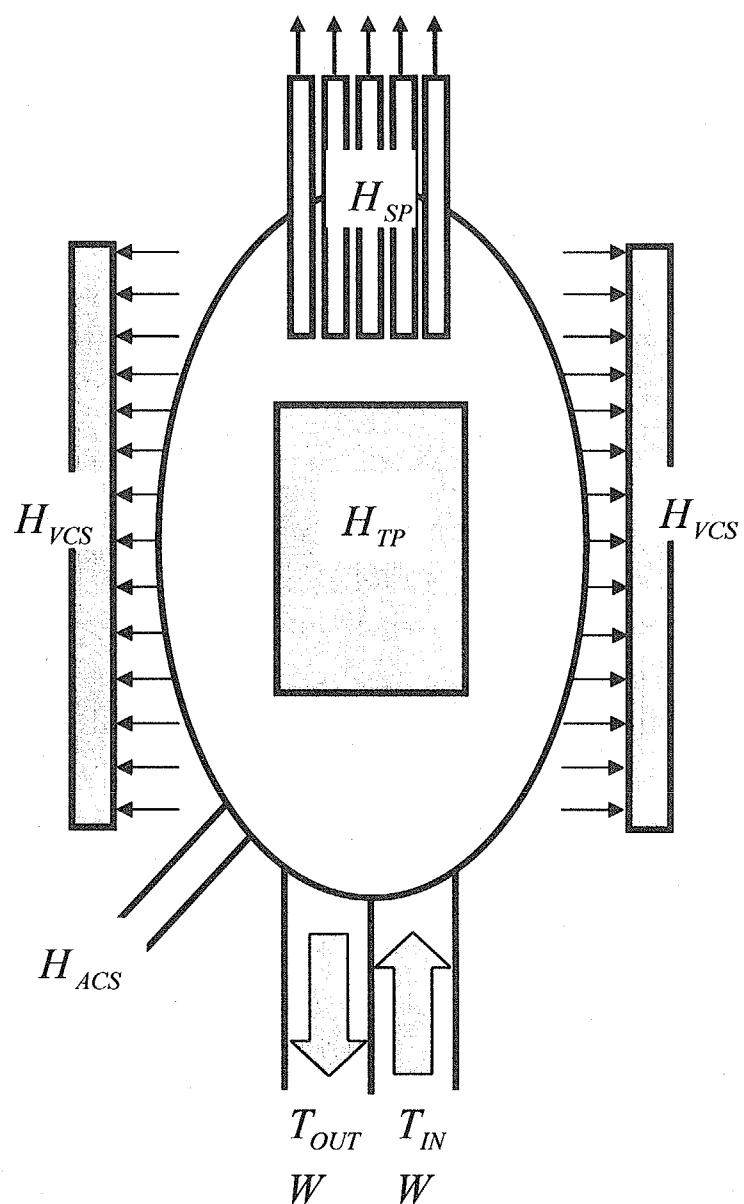


図 3.1 炉心部の熱収支バランス

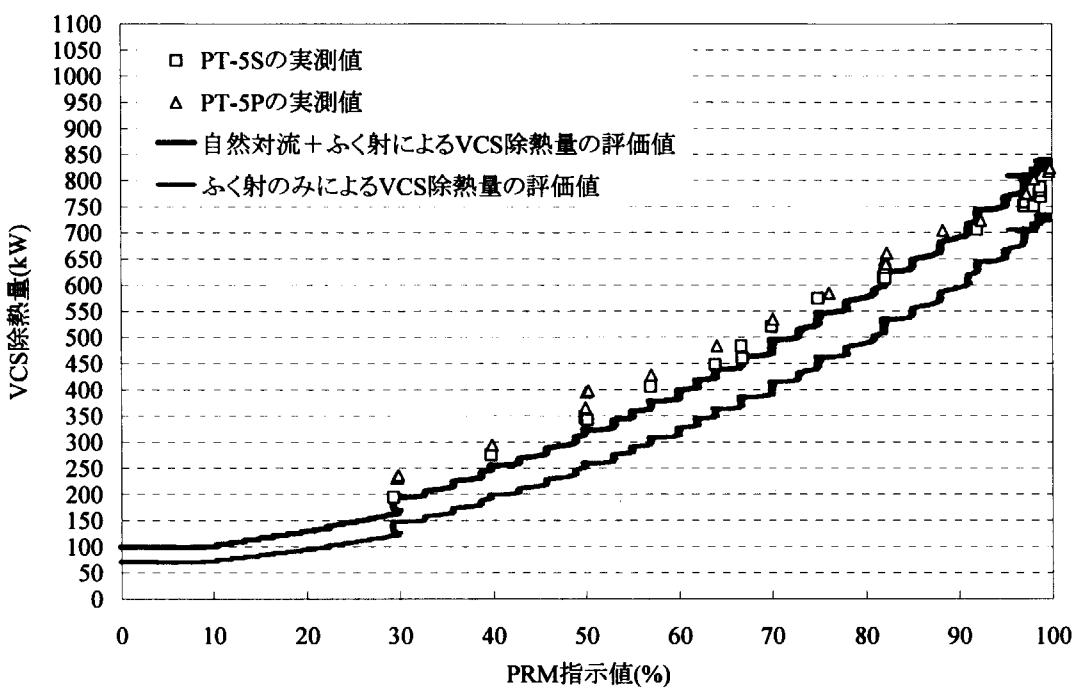


図 3.2 PRM 指示値と VCS 除熱量の関係

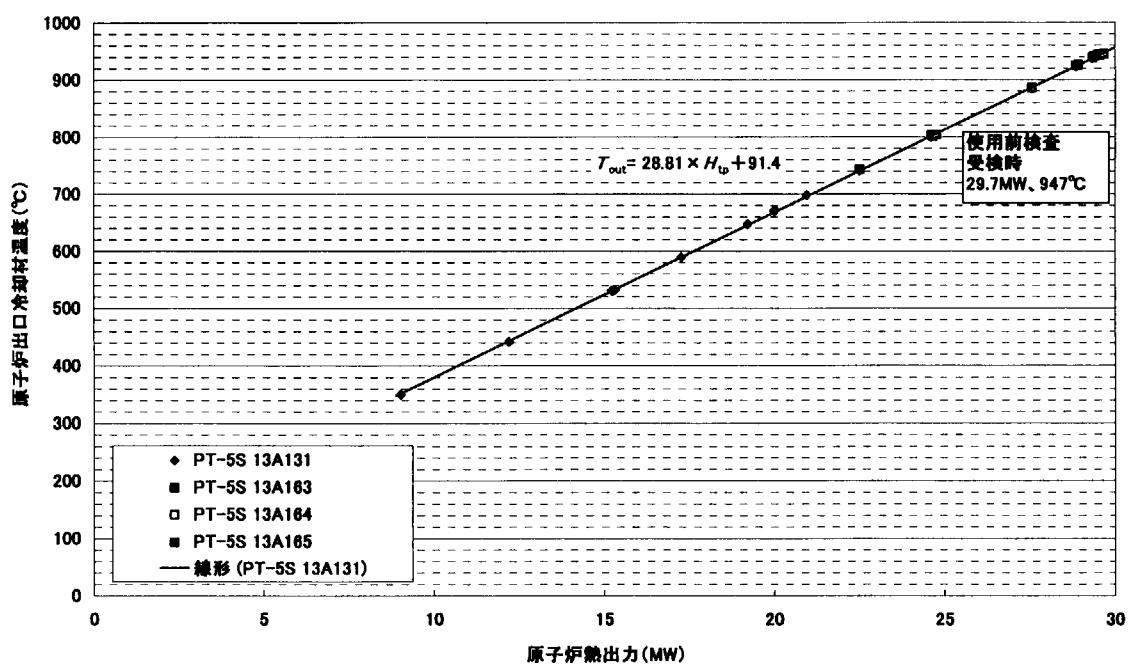


図 4.1 原子炉出口冷却材温度 PT-5S

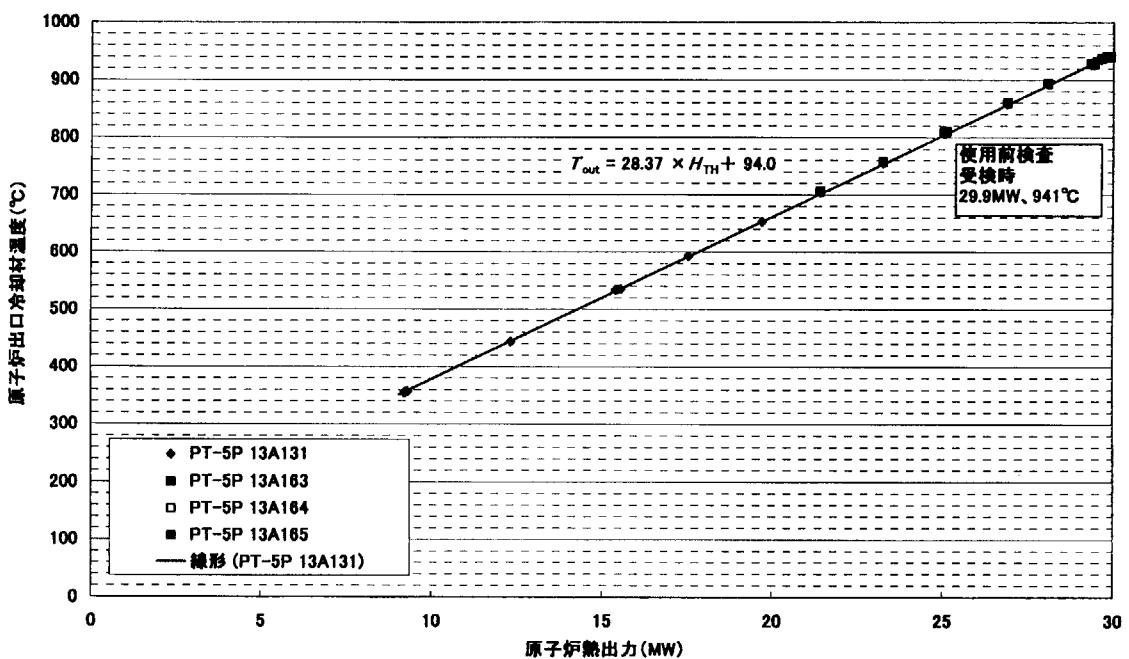


図 4.2 原子炉出口冷却材温度 PT-5P

This is a blank page.

国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質量	モル	mol
光强度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー、仕事、熱量	ジュール	J	N·m
功率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	A·s
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	cd·sr
照度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分、時、日 度、分、秒	min, h, d °, ', "
リットル	L, L
トントン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

$$1 \text{ eV} = 1.60218 \times 10^{-19} \text{ J}$$

$$1 \text{ u} = 1.66054 \times 10^{-27} \text{ kg}$$

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1～5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局1985年刊行による。ただし、1eVおよび1uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC開発理事会指令ではbar、barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力 N(=10 ³ dyn)	kgf	lbf	MPa(=10bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
			1	10.1972	9.86923	7.50062×10 ³	145.038
力 N(=10 ³ dyn)	9.80665	1	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	4.44822	0.453592	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	粘度 1 Pa·s(N·s/m ²)=10 P(ボアズ)(g/(cm·s))		1.33322×10 ⁻⁴	1.35951×10 ⁻³	1.31579×10 ⁻³	1	1.93368×10 ⁻²
	動粘度 1 m ² /s=10 ⁴ St(ストーカス)(cm ² /s)		6.89476×10 ⁻³	7.03070×10 ⁻²	6.80460×10 ⁻²	5L7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J(=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV	1 cal= 4.18605J (計量法)
								= 4.184J (熱化学)
1	9.80665	1	2.72407×10 ⁻⁶	2.34270	9.29487×10 ⁻³	7.23301	6.12082×10 ¹⁹	= 4.1855J (15°C)
3.6×10 ⁹	3.67098×10 ⁵	1	8.59999×10 ⁵	3412.13	2.65522×10 ⁶	2.24694×10 ²⁵		= 4.1868J (国際蒸気表)
4.18605	0.426858	1.16279×10 ⁻⁶	1	3.96759×10 ⁻³	3.08747	2.61272×10 ¹⁹		仕事率 1 PS(仮馬力)
1055.06	107.586	2.93072×10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515×10 ²¹		= 75 kgf·m/s
1.35582	0.138255	3.76616×10 ⁻⁷	0.323890	1.28506×10 ⁻³	1	8.46233×10 ¹⁸		= 735.499W
1.60218×10 ⁻¹⁹	1.63377×10 ⁻²⁰	4.45050×10 ⁻²⁶	3.82743×10 ⁻²⁰	1.51857×10 ⁻²²	1.18171×10 ⁻¹⁹	1		

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad
	1	2.70270×10 ⁻¹¹		1	100
	3.7×10 ¹⁰	1		0.01	1

照射線量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem
	1	3876		1	100
	2.58×10 ⁻⁴	1		0.01	1

(86年12月26日現在)

高温ガス炉における原子炉出口冷却材温度の評価手法の提案

R100
古紙配合率100%再生紙を使用しています