

JAERI-Tech
2003-040



JP0350115



HTTR原子炉スクラム時の制御棒温度解析
(商用電源喪失試験の実測データに基づく評価)

2003年3月

高田 英治・藤本 望・松田 淳子*・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）で複写による実費頒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, 2003

編集兼発行 日本原子力研究所

HTTR 原子炉スクラム時の制御棒温度解析

(商用電源喪失試験の実測データに基づく評価)

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
高田 英治・藤本 望・松田 淳子^{*}・中川 繁昭

(2003 年 1 月 31 日受理)

HTTR は原子炉出口冷却材温度が 950°Cに達することから、制御棒の被覆管やスパイン等には特殊合金として Alloy800H が使用されている。この制御棒の使用条件については、Alloy800H の強度データに基づき、制限温度を 900°C以下と定めている。制御棒温度が 900°Cを超える可能性のある事象として高温試験運転からの商用電源喪失に伴う原子炉スクラムが挙げられる。本報では、設計段階で実施された制御棒温度解析の解析条件について、出力上昇試験（商用電源喪失試験）で得られた実測データにより見直しを行い、同事象時の制御棒温度解析を実施した結果を示す。解析の結果、高温試験運転時に商用電源喪失が発生したとしても、制御棒被覆管温度は制限値を上回ることはなく、健全性が確保されることを確認した。

Temperature Analysis of the Control Rods at the Scram Shutdown of the HTTR

- Evaluation by using Measurement Data at Scram Test of HTTR -

Eiji TAKADA, Nozomu FUJIMOTO

Atsuko MATSUDA^{*} and Shigeaki NAKAGAWA

Department of HTTR Project

Oarai Research Establishment

Japan Atomic Energy Research Institute

Oarai-machi, Higashibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received January 31, 2003)

In the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), since the primary coolant temperature become 950 degrees centigrade at the high temperature test operation, the special alloy Alloy800H is used for cladding tubes and spines of the control rods to endure the high temperature. The temperature limitation of control rod is 900 degrees centigrade according to the strength data of Alloy800H. The scram shutdown by loss of off-site electric power at the high temperature test operation was assumed as an transient of the temperature of the control rods cladding might exceed 900 degrees centigrade. In this report, the temperature of the control rods is analyzed by using the measurement data of the rise-to-power test. From the result of this analysis, it was confirmed that the control rod temperature does not exceed the limit even at the transient of the loss of off-site electric power from the high temperature test operation.

Keywords : HTTR, Control Rod Temperature Analysis, Scram, Alloy800H

^{*} Toshiba Corporation

目 次

1. 緒言.....	1
2. 制御棒の構造と使用条件.....	1
3. 制御棒の温度解析.....	2
3. 1 解析モデル.....	2
3. 2 解析手順.....	3
3. 3 解析条件.....	3
3. 4 解析結果.....	6
3. 4. 1 定格運転における商用電源喪失.....	6
3. 4. 2 高温試験運転における商用電源喪失.....	7
4. まとめ.....	8
参考文献.....	8

Contents

1. Introduction	1
2. Configuration and Limitation of Control Rod	1
3. Temperature Analysis of Control Rod	2
3. 1 Analytical Models	2
3. 2 Analytical Method	3
3. 3 Analytical Condition	3
3. 4 Results of Analysis	6
3. 4. 1 Results of Rated Operation Mode	6
3. 4. 2 Results of High Temperature Test Operation Mode	7
4. Summary	8
References	8

This is a blank page.

1. 緒 言

HTTR が原子炉出口冷却材温度 950°C の高温試験運転モードの運転中にスクラムした場合、炉心に挿入される制御棒の先端部が高温に曝される。HTTR の制御棒被覆管には Alloy800H と呼ばれる合金を使用しており、通常の使用条件として 900°C 以下という制限を設け、これを超えるような状態が生じた場合には、必要に応じて制御棒を交換する計画となっている。しかし、制御棒の被覆管温度は直接測定していないことから、解析により評価する必要がある。

HTTR では出力上昇試験として定格運転モード（原子炉出口冷却材温度 850°C）からのスクラム試験（商用電源喪失試験）を実施し、スクラム時の冷却材流量変化、炉内中性子束変化、原子炉入口冷却材温度変化などの実測データを得ることができた⁽¹⁾。このため、設計段階に実施された制御棒温度解析の解析条件について、これらの実測データによる見直しを行い、高温試験運転状態から原子炉がスクラムした場合の制御棒温度評価を行った。

本報では、第 2 章で HTTR の炉心構造及び制御棒の構造と使用条件について説明し、第 3 章で制御棒温度解析の内容について示す。

2. 制御棒の構造と使用条件

HTTR の原子炉断面を Fig.2.1 に示す。HTTR の炉心は黒鉛ブロックとそれらを支持・拘束する炉心拘束機構、炉心支持格子等の鋼構造物で構成されている。炉心領域は六角柱状の黒鉛ブロックが鉛直方向に 5 体積み重なってできており、燃料ブロック、制御棒案内ブロックに分類される。

冷却材であるヘリウムガスは 395°C の温度で原子炉圧力容器の下部から入り、原子炉側部を上昇したのち、上部プレナムで向きを下向きに変え、炉心に流入する。炉心を冷却して高温プレナムと 1 次冷却系出口管を経て原子炉圧力容器から出た冷却材の温度は 850°C（定格運転モード）または 950°C（高温試験運転モード）に達する。

HTTR には 16 対の制御棒が設けられており、炉心上部から挿入される。制御棒の配置と構造を Fig.2.2 に示す。スクラム時には制御棒の急激な温度上昇を避けるため、まず可動反射体領域に配置された 9 対の制御棒が炉心に挿入され、1 次冷却材温度が 750°C 以下あるいはスクラムから 40 分（2400 秒）が経過した段階で燃料領域の 7 対の制御棒が挿入される（これを「2 段階挿入」と呼んでいる）。制御棒は Fig.2.2 に示すように軸方向に多分割された制御棒要素、制御棒が落下した際の衝撃を吸収するショックアブソーバ、制御棒を吊り下げるワイヤロープにより構成され、制御棒の駆動は原子炉圧力容器の上鏡に林立するスタンドパイプ内に配置された制御棒駆動装置により行われる。制御棒の中性子吸收材は炭化ほう素と黒鉛粉末を混合焼結したもので、Alloy800H 製の被覆管内に収納されている。

制御棒は、所定の使用条件を満足しない事象が生じた場合には、原則として使用期間にかかわらず交換することとしている。制御棒の使用条件については、制御棒の構造解析、実験、および材料の強度データ等⁽²⁾に基づき定めているが、異常な過渡に対して繰り返し使用の条件となる使用温度については、Alloy800H のデータから 900°C以下で使用することとされている⁽³⁾。

設計解析では、運転中の燃料領域への制御棒誤挿入や 1 次冷却設備二重管破断事故が起きた場合には制御棒温度が 900°Cを超える可能性があると評価されている。一方、通常のスクラム時には、制御棒温度は 900°Cには至らないと評価されているが、HTTR の運転による実測データが得られた段階で再評価を行うこととなっていた。

3. 制御棒の温度解析

商用電源喪失により原子炉がスクラムした場合の制御棒温度解析について、設計解析で用いていた解析条件のうち、スクラム時の冷却材流量変化や原子炉入口冷却材温度変化などについて、HTTR の出力上昇試験（商用電源喪失試験）で得られた実測データにより見直しを行い、再解析を実施した。解析には、設計時と同様に有限差分法による非線形伝導プログラムの TRUMP コード⁽⁴⁾を用いた。解析ケースとして、出力上昇試験で実施した定格運転（原子炉出口冷却材温度約 850°C）からの商用電源喪失試験についての再現解析を行い、主要な温度について解析値と実測値を比較することで解析モデルの妥当性を確認した。続いて高温試験運転（原子炉出口冷却材温度 950°C）からの商用電源喪失を想定した制御棒温度解析を実施した。

解析条件は、以下に示す商用電源喪失時の安全保護設備と補助冷却設備の起動シーケンスに従い設定した。

「定格出力運転中、商用電源の喪失によって原子炉がスクラムする。同時に可動反射体領域の制御棒が炉心に挿入される。主冷却設備が停止するのに代わって補助冷却設備による炉心冷却が開始される。スクラムから 40 分（2400 秒）後、燃料領域の制御棒が炉心に挿入されるとともに、補助冷却設備の補助ヘリウム循環機 2 台のうち 1 台が、炉心の過冷却を避けるために停止し、冷却材の流量が半減する。」

3. 1 解析モデル

制御棒の温度解析には、炉心の 1/12 領域をモデル化した「炉心モデル」と、制御棒とその周囲の制御棒挿入孔をモデル化した「制御棒単体モデル」を使用する。

炉心モデルは、Fig.3.1.1 に示すように燃料ブロック、制御棒案内ブロック、可動反射体ブロック、固定反射体ブロック、側部遮へい体ブロックと各ブロック間のギャップ部をモデル化している。また、炉心モデルの制御棒挿入孔のモデルはヘリウム要素、制御棒要素、

黒鉛要素、表面要素からなり、各要素間での熱伝達や輻射伝熱、要素内での熱伝導、およびヘリウムの流れが考慮される。軸方向には7分割され、上部遮へい体と上部可動反射体で1段、燃料領域が5段、下部可動反射体1段となっている。可動反射体領域の制御棒案内ブロックは周囲を燃料ブロック、可動反射体ブロック、固定反射体ブロックに囲まれており、境界条件がそれぞれ異なることから、1つの制御棒挿入孔を円周方向に1/3分割し、燃料ブロックに面した領域、可動反射体ブロックに面した領域、固定反射体ブロックに面した領域を模擬している。

制御棒単体モデルは、Fig.3.1.2に示すように1本の制御棒と制御棒挿入孔の内面をモデル化している。定格出力運転時には制御棒の下端は炉心部1段目の上面付近に位置しているが、制御棒挿入後（スクラム後）には制御棒の下端が炉心部5段目の下端に移動する。制御棒要素も炉心モデルの制御棒挿入孔に合せて周方向を3つの領域に分割している。

3. 2 解析手順

Fig.3.2.1に制御棒温度解析の手順を示す。まず炉心モデルでHTTRの定格出力運転状態を模擬した定常解析と原子炉スクラムを模擬した過渡解析を実施する。次に、本解析で求められた制御棒挿入孔の表面温度を温度境界条件として制御棒単体モデルでの定常解析と過渡解析を実施する。制御棒単体モデルの過渡解析では、制御棒の2段階挿入を模擬するため、0～40分と40分以降に分けて制御棒の位置を変えた解析を実施するとともに、スクラム直後に炉心に挿入される可動反射体領域制御棒と、40分後に挿入される燃料領域制御棒（代表として中心制御棒）を評価対象とする。

3. 3 解析条件

本解析では、HTTRの出力上昇試験（商用電源喪失試験）で得た実測データに基づき、解析条件を設定した。例えば、制御棒位置、冷却材温度、流量などは実測値を用いた。但し、冷却材の流量配分や出力分布など、実測データから直接求めることが不可能なものについては、解析値を使用した。解析に使用する物性値は、設計解析⁽⁵⁾のものを適用した。熱出力や冷却材流量の測定誤差や変動幅および物性値誤差には、工学的安全係数を考慮した。主要な解析条件について以下に示す。

なお、解析は以下の2ケース実施した。

ケース1：定格運転からの商用電源喪失

定格運転モード（原子炉出口冷却材温度850°C）の状態から商用電源喪失により原子炉をスクラムさせる試験をHTTR出力上昇試験において実施した。「炉心モデル」を用いて本試験の再現解析を実施し、炉心出口側の冷却材温度変化を比較する。本ケースでは工学的安全係数は考慮しない。

ケース2：高温試験運転からの商用電源喪失

高温試験運転モード（原子炉出口冷却材温度950°C）の状態から商用電源喪失により原

子炉がスクラムする事象を想定する。「炉心モデル」、「制御棒単体モデル」の解析を実施し、工学的安全係数を考慮して制御棒の最高温度が 900°C 以下となることを確認する。

(1) 定常時原子炉出力と出力分布

HTTR の定格出力は 30MW であるが、このうち約 0.9MW は冷却材の温度上昇に寄与せず、原子炉圧力容器やスタンドパイプの表面から放熱していることが出力上昇試験により確認されている⁽¹⁾。炉心モデルは、原子炉圧力容器からの放熱を模擬できないため、本解析で使用する定常時の原子炉出力は以下のとおり設定した。

$$\text{定格運転} : 29.8\text{MW} - 0.9\text{MW} = 28.9\text{MW}$$

(29.8MW : 解析対象とした試験日時の実測値)

$$\text{高温試験運転} : 30\text{MW} - 0.9\text{MW} = 29.1\text{MW}$$

なお、高温試験運転の解析については、運転中の原子炉熱出力変動と熱出力測定誤差、及び出力分布の評価誤差を工学的安全係数として考慮した。炉心の出力分布は、CITATION-1000VP コード⁽⁶⁾ を用いて求めた。定格運転時と高温試験運転時の定常時出力分布を Table 3.3.1 および Table 3.3.2 にそれぞれ示す。

(2) スクラム後の崩壊熱変化

原子炉スクラム後の崩壊熱として、遅発中性子によって生じる核分裂での発熱、核分裂性物質 (FP) の崩壊熱、およびアクチニド崩壊熱を考慮する。このうち、遅発中性子による発熱については商用電源喪失試験時の実測データを用いる。発熱量は以下の評価式を用いて算出した。

① 評価式

$$H(t) = H_0 \left(\frac{P_f(t)}{P_0} \times 1.135 + \frac{P_D(t)}{P_0} + \frac{P_{ACT}(t)}{P_0} \right)$$

$H(t)$: t 秒後の発熱量

H_0 : 定格運転時の発熱量

P_0 : 定格運転時の原子炉出力

$P_f(t)$: 遅発中性子に起因する核分裂による原子炉出力

$P_D(t)$: FP 崩壊熱

$P_{ACT}(t)$: アクチニド崩壊熱

t : 原子炉スクラム後の時間(秒)

係数 1.135 はスクラム設定値に運転時の出力変動幅等を考慮して設定したトリップレベル補正。ケース 2 (高温試験運転のケース) でのみ考慮。

(2)データ

- $P_f(t)/P_0$ は、出力上昇試験で実施した商用電源喪失試験時のスクラム後の原子炉出力実測値（出力領域中性子束）と初期原子炉出力との比を用いる。
- $P_D(t)/P_0$ は以下に示す Shure の式⁽⁷⁾ を用いる。

$$\frac{P_D(t)}{P_0} = \frac{A \times t^{-B}}{200}$$

時間 t の範囲	A	B
$0.1 \leq t < 10$	12.05	0.0639
$10 \leq t < 150$	15.31	0.1807
$150 \leq t < 4 \times 10^6$	26.02	0.2834
$4 \times 10^6 \leq t < 2 \times 10^8$	53.18	0.3350

- $P_{ACT}(t)/P_0$ には、アクチニド崩壊熱を考慮した以下の式⁽⁷⁾ を用いる。

$$\frac{P_{ACT}(t)}{P_0} = \frac{1}{Q} \{ F_{29}(t) + F_{39}(t) \}$$

$$F_{29}(t) = E_{29} \times R \times e^{-\lambda_1 t}$$

$$F_{39}(t) = E_{39} \times R \times \left\{ \frac{\lambda_1}{\lambda_1 - \lambda_2} \times e^{-\lambda_2 t} - \frac{\lambda_2}{\lambda_1 - \lambda_2} \times e^{-\lambda_1 t} \right\}$$

P_{ACT} : アクチニド崩壊熱、 P_0 : 原子炉定格出力
 t : 原子炉スクラム後の時間(sec)
 Q : 200.0(MeV)、 E_{29} : 0.474(MeV)、 E_{39} : 0.419(MeV)
 λ_1 : $4.91 \times 10^{-4} (s^{-1})$ 、 λ_2 : $3.41 \times 10^{-6} (s^{-1})$ 、 $R = 0.5$

(3)スクラム後の冷却材温度変化

原子炉入口での温度境界条件として設定する。定格運転からの商用電源喪失では、出力上昇試験（商用電源喪失試験）の実測値を使用する。冷却材温度として固定反射体ブロック上から 8 段目のレベルにおける炉心側部ガス側部遮へい体内外面温度 (Fig.2.1 参照) を使用する。スクラム直前の温度は 393.5°C であった。高温試験運転からの商用電源喪失では、初期温度を原子炉入口温度制御系の制御目標値である 395°C とし、スクラム後の温度変化については定格運転からの商用電源喪失試験の初期温度 (393.5°C) との差 (1.5°C) を試験の実測値に加算する。解析に使用した原子炉入口冷却材温度変化を Fig3.3.1 に示す。

(4)定常時冷却材流量、流量配分

- 定格運転からの商用電源喪失

定常時の冷却材流量は出力上昇試験での実測値（44.3t/h）を使用する。炉内での流量配分は解析コード（FLOWNET コード⁽⁸⁾）による解析値を用いる。冷却材流量配分を Table 3.3.3 に示す。

- ・高温試験運転からの商用電源喪失

定常時の冷却材流量は 1 次冷却材流量制御系の制御目標値（36.5t/h）を使用する。流量配分は解析コード（FLOWNET コード）による解析値を用いる。但し、冷却材流量の測定誤差、炉内流量配分評価誤差を工学的安全係数として考慮した。解析に使用した冷却材流量配分を Table 3.3.3 に示す。

(5)スクラム後の冷却材流量変化

定格運転からの商用電源喪失、高温試験運転からの商用電源喪失ともに出力上昇試験で実施した定格運転からの商用電源喪失試験の実測値を使用する。但し、高温試験の予測解析では、冷却材流量の測定誤差、及び炉内流量配分評価誤差を考慮する。解析に使用したスクラム後の冷却材流量変化を Fig.3.3.2 に示す。炉内での流量配分は定常時と同じ配分とした。

(6)工学的安全係数

高温試験運転からの商用電源喪失の解析では、工学的安全係数を考慮する。このとき、出力や流量配分などの測定誤差や評価誤差はシステムティック因子（乗算的因子）として取扱い、(1)～(5)に示した解析条件のなかで考慮した。物性値などの誤差は、ランダム因子（統計的因子）として考慮する。ランダム因子として制御棒温度に加算する温度は、以下の各温度の二乗平均で求められ、14°Cとなる。なお、以下の因子に対する加算温度は、設計時に行われたパラメータサーベイ計算によって求められたもの⁽⁵⁾を適用している。

黒鉛ブロック制御棒挿入孔温度に関する因子

- ・IG110、PGX 黒鉛の輻射率：+8°C
- ・熱伝達率：+2°C
- ・ブロック間ギャップ：+6°C

制御棒被覆管温度に関する因子

- ・B₄C 黒鉛の熱伝導率：+1°C
- ・Alloy800H の輻射率：+10°C

3. 4 解析結果

3. 4. 1 定格運転における商用電源喪失

炉心モデルの定常解析結果と出力上昇試験における実測値の比較を Table 3.4.1 に示す。解析結果を実測値と比較すると、冷却材温度は解析値の方が高くなっているが、制御棒温

度を評価するという観点からは安全側の評価結果になっていることが確認された。

過渡時の解析結果として、炉心入口冷却材温度変化を Fig.3.4.1 に示す。スクラム後 2400 秒で冷却材流量が半減することにより、解析値では温度が上昇しているが、実測値では逆に僅かながら温度が低下している。これは、解析ではモデル化されていない原子炉圧力容器表面からの放熱の効果が実測値に現れているものと考えられる。固定反射体表面温度の変化を Fig.3.4.2 に示す。実測値の測定位置は Fig.2.1 の「固定反射体外面（内面）温度」である。内面、外面ともに初期の温度挙動が実測値と異なるが、3000 秒以降の温度降下は実測値をほぼ再現している。高温プレナム部冷却材温度の変化を Fig.3.4.3（中心）および Fig.3.4.4（周辺）に示す。実測値の測定位置は Fig.2.1 に示した通りである。固定反射体表面温度と同様に、スクラム直後の温度挙動が実測値と異なるが、全体的な温度降下率は実測値と良く一致している。また、解析値は実測値を大きく下回ることがないことから、制御棒温度は安全側（高め）に評価されることを確認した。

3. 4. 2 高温試験運転における商用電源喪失

高温試験運転における商用電源喪失に伴う原子炉スクラム時の制御棒温度解析では、スクラム直後に炉心に挿入される可動反射体領域制御棒（R2 制御棒：Fig.3.1.1 参照）と、スクラムから 40 分後に挿入される燃料領域制御棒のうち、中心制御棒を解析対象とした。

可動反射体領域制御棒の挿入孔の温度変化と、制御棒下端部の温度変化の解析結果を Fig.3.4.5～Fig.3.4.8 に示す。Fig.3.4.5 に示すように、制御棒の挿入孔温度は初期から 4000 秒付近までは燃料側の温度が最も高く、可動反射体側、固定反射体側の順に低くなっている。Fig.3.4.6～Fig.3.4.7 に示す制御棒温度もこの影響を受けている。何れの結果も、スクラム後 1000 秒～2000 秒の間で最高温度に達し、その後温度は低下している。スクラムから 2400 秒後に冷却材流量が半減することにより外側ヘリウムの温度は上昇しているが、制御棒の温度はほとんど影響を受けていない。

中心制御棒の挿入孔の温度変化と制御棒下端部の温度変化を Fig.3.4.9～Fig.3.4.10 に示す。中心領域制御棒は周囲を全て燃料体で囲まれているため、可動反射体領域制御棒のように分割したモデルにはなっていない。Fig.3.4.9 の制御棒挿入孔温度は、制御棒の先端部に相当する高さ位置での温度を示しているため、スクラムから 2400 秒までは燃料 1 段目上端部の挿入孔温度であり、2400 秒以降は燃料 5 段目下端部の挿入孔温度を示している。Fig.3.4.10 に示すように、中心制御棒の下端部の温度は 2400 秒で炉心に挿入された後急激に上昇するが、被覆管の最高温度は可動反射体領域の制御棒に比べて 100°C 以上低い温度となっている。これは、スクラムから 2400 秒経過するまでの間に、炉心が冷却されているためである。

以上から、制御棒最高温度の解析結果を Table 3.4.2 に示す。制御棒の最高温度は、スクラム直後に炉心に挿入される可動反射体領域制御棒の場合 876°C、2400 秒後に挿入される中心制御棒の場合 732°C となり、何れも制御棒の繰り返し使用に対するしきい値（900°C）以下であることを確認した。

4. まとめ

商用電源の喪失によって原子炉がスクラムした場合の制御棒温度解析を実施した。解析では、出力上昇試験として実施した定格運転モードからの商用電源喪失試験で得られた実測データをもとに条件を設定した。

炉心モデルについて商用電源喪失試験の再現解析を行った結果、モデルは制御棒温度を安全側に高く評価するようになっていることを確認した。

高温試験運転からの商用電源喪失による原子炉スクラムを想定した制御棒温度解析を実施した。スクラム直後に可動反射体領域の制御棒が炉内に挿入され、40分後に燃料領域の制御棒が挿入されるが、このときの制御棒最高温度はそれぞれ 876°C および 732°C となり、何れも制御棒の繰り返し使用に対するしきい値 (900°C) 以下であることを確認した。

参考文献

- (1) 中川繁昭 他 : JAERI-Tech 2002-069 (2002), “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—”
- (2) Y. TACHIBANA et. al. : Nuclear Engineering and Design 172 (1997) 93-102, “Integrity assessment of the high temperature engineering test reactor (HTTR) control rod at very high temperatures”
- (3) 西口磯春 他 : JAERI-M 90-152 (1990), “高温工学試験研究炉の制御棒構造設計の考え方”
- (4) EDWARDS L. : UCRL-14754, Rev.3, Lawrence Livermore Laboratory (1972), “TRUMP : A Computer Program for Transient and Steady-State Temperature Distribution in Multidimensional Systems”
- (5) 丸山創 他 : JAERI-M 90-104 (1990), “高温工学試験研究炉 (HTTR) の制御棒温度解析”
- (6) 原田裕夫 他 : JAERI-M 89-135 (1989), “高温工学試験研究炉の炉心核特性解析コード CITATION-1000VP”
- (7) SHINZO SAITO et. al. : JAERI 1332 (1994), “Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)”
- (8) 丸山創 他 : JAERI-M 88-138 (1988), “炉内流動解析コード FLOWNET の検証”

Table 3.3.1 Power distribution for calculation of
rated operation mode (for 1/12 core model)

(unit : watt)

axial position	Fuel column			Control rod guide column		Replaceable reflector block	Permanent reflector block
	ID*	Fuel	Graphite	ID*	Graphite		
Upper replaceable reflector block	F1		3.6E+02	CR1	1.2E+01	7.8E+01	7.0E+01
	F2		3.7E+02	CR2	9.6E+01		
	F3		6.9E+02	CR3	2.7E+01		
	F4		3.5E+02	CR4	2.7E+01		
1st layer fuel block	F1	1.1E+05	5.9E+03	CR1	2.0E+02	1.3E+03	1.2E+03
	F2	8.9E+04	4.7E+03	CR2	1.6E+03		
	F3	1.9E+05	9.8E+03	CR3	4.6E+02		
	F4	1.0E+05	5.3E+03	CR4	4.5E+02		
2nd layer fuel block	F1	1.2E+05	6.3E+03	CR1	2.2E+02	1.4E+03	1.3E+03
	F2	1.1E+05	5.9E+03	CR2	1.7E+03		
	F3	2.5E+05	1.3E+04	CR3	5.0E+02		
	F4	1.2E+05	6.5E+03	CR4	5.0E+02		
3rd layer fuel block	F1	1.1E+05	5.8E+03	CR1	1.9E+02	1.2E+03	1.1E+03
	F2	1.1E+05	5.7E+03	CR2	1.5E+03		
	F3	2.4E+05	1.2E+04	CR3	4.2E+02		
	F4	1.1E+05	5.7E+03	CR4	4.1E+02		
4th layer fuel block	F1	7.1E+04	3.7E+03	CR1	1.3E+02	8.0E+02	7.2E+02
	F2	7.1E+04	3.7E+03	CR2	1.0E+03		
	F3	1.5E+05	7.6E+03	CR3	2.8E+02		
	F4	7.1E+04	3.8E+03	CR4	2.8E+02		
5th layer fuel block	F1	5.0E+04	2.6E+03	CR1	9.7E+01	5.6E+02	5.1E+02
	F2	4.9E+04	2.6E+03	CR2	7.3E+02		
	F3	1.0E+05	5.3E+03	CR3	2.0E+02		
	F4	4.7E+04	2.5E+03	CR4	2.0E+02		
Bottom replaceable reflector block	F1		1.8E+02	CR1	5.9E+00	3.4E+01	3.1E+01
	F2		1.8E+02	CR2	4.4E+01		
	F3		3.0E+02	CR3	1.2E+01		
	F4		1.5E+02	CR4	1.2E+01		

* refer to Fig.3.1.1

**Table 3.3.2 Power distribution for calculation of
high temperature test operation mode (for 1/12 core model)**

(unit : watt)

axial position	Fuel column			Control rod guide column		Replaceable reflector block	Permanent reflector block
	ID*	Fuel	Graphite	ID*	Graphite		
Upper replaceable reflector block	F1		3.7E+02	CR1	1.2E+01	7.9E+01	7.1E+01
	F2		3.8E+02	CR2	9.7E+01		
	F3		7.0E+02	CR3	2.8E+01		
	F4		3.5E+02	CR4	2.8E+01		
1st layer fuel block	F1	1.1E+05	5.9E+03	CR1	2.0E+02	1.3E+03	1.2E+03
	F2	9.0E+04	4.7E+03	CR2	1.6E+03		
	F3	1.9E+05	1.0E+04	CR3	4.6E+02		
	F4	1.0E+05	5.3E+03	CR4	4.6E+02		
2nd layer fuel block	F1	1.2E+05	6.4E+03	CR1	2.2E+02	1.4E+03	1.3E+03
	F2	1.1E+05	6.0E+03	CR2	1.8E+03		
	F3	2.7E+05	1.4E+04	CR3	5.0E+02		
	F4	1.2E+05	6.5E+03	CR4	5.1E+02		
3rd layer fuel block	F1	1.1E+05	5.9E+03	CR1	1.9E+02	1.2E+03	1.1E+03
	F2	1.1E+05	5.8E+03	CR2	1.5E+03		
	F3	2.5E+05	1.3E+04	CR3	4.2E+02		
	F4	1.1E+05	5.8E+03	CR4	4.2E+02		
4th layer fuel block	F1	7.2E+04	3.8E+03	CR1	1.4E+02	8.1E+02	7.3E+02
	F2	7.2E+04	3.8E+03	CR2	1.0E+03		
	F3	1.5E+05	8.0E+03	CR3	2.8E+02		
	F4	7.2E+04	3.8E+03	CR4	2.9E+02		
5th layer fuel block	F1	5.0E+04	2.7E+03	CR1	9.8E+01	5.7E+02	5.1E+02
	F2	4.9E+04	2.6E+03	CR2	7.4E+02		
	F3	1.1E+05	5.6E+03	CR3	2.0E+02		
	F4	4.8E+04	2.5E+03	CR4	2.0E+02		
Bottom replaceable reflector block	F1		1.8E+02	CR1	6.0E+00	3.4E+01	3.1E+01
	F2		1.8E+02	CR2	4.5E+01		
	F3		3.1E+02	CR3	1.2E+01		
	F4		1.5E+02	CR4	1.2E+01		

* refer to Fig.3.1.1

Table 3.3.3 Flow rate distribution for calculation of full power operation

Flow path	ID*	Flow rate (g/s) (for 1/12 core model)	
		Rated operation mode	High temperature test operation mode
Fuel channel	F1	194.4	156.5
	F2	195.5	158.3
	F3	361.2	293.5
	F4	181.0	147.9
Control rod channel	CR1	3.3	2.8
	CR2	20.6	17.5
	CR3	21.5	18.4
	CR4	21.9	19.0
Gap between Blocks	GI1	1.1	1.0
	GI2	1.6	1.5
	GI3	0.5	0.5
	GI4	0.3	0.3
	GI5	1.2	1.2
	GI6	0.3	0.3
	GI7	1.5	1.5
	GI8	0.3	0.3
	GI9	0.2	0.2
	GO1	3.7	2.3
	GO2	2.0	1.4
	GO3	0.5	0.4
	GO4	1.2	0.8
	GO5	0.3	0.3
	GO6	5.1	3.1
	GS1	2.9	3.0
Outside of Permanent reflector Block	GS2	511.1	415.9
Outside of side shielding block	GS3	511.1	415.9

* refer to Fig.3.1.1

Table 3.4.1 Comparison between calculation results and measurement value
at steady-state of rated operation mode

Item	Calculated Results	Measured Value
Core inlet coolant temperature (°C)	404	396
RPV outlet coolant temperature (°C)	847	828
Coolant temperature at Hot Plenum (center region) (°C)	867	853
Coolant temperature at Hot Plenum (outer region) (°C)	844	832
Permanent reflector block outer surface temperature(3rd layer) (°C)	445	453
Permanent reflector block inner surface temperature (3rd layer) (°C)	510	507

Table 3.4.2 Results of temperature analysis of control rod at loss of off-site electric power at High temperature test operation mode

	Maximum temperature of control rod (°C)			Center control rod	
	Reflector region control rod				
	Fuel block side	Replaceable reflector block side	Permanent reflector block side		
Spine	780	780	780	701	
Inside sleeve	840	785	760	717	
Outside sleeve	876	798	763	732	

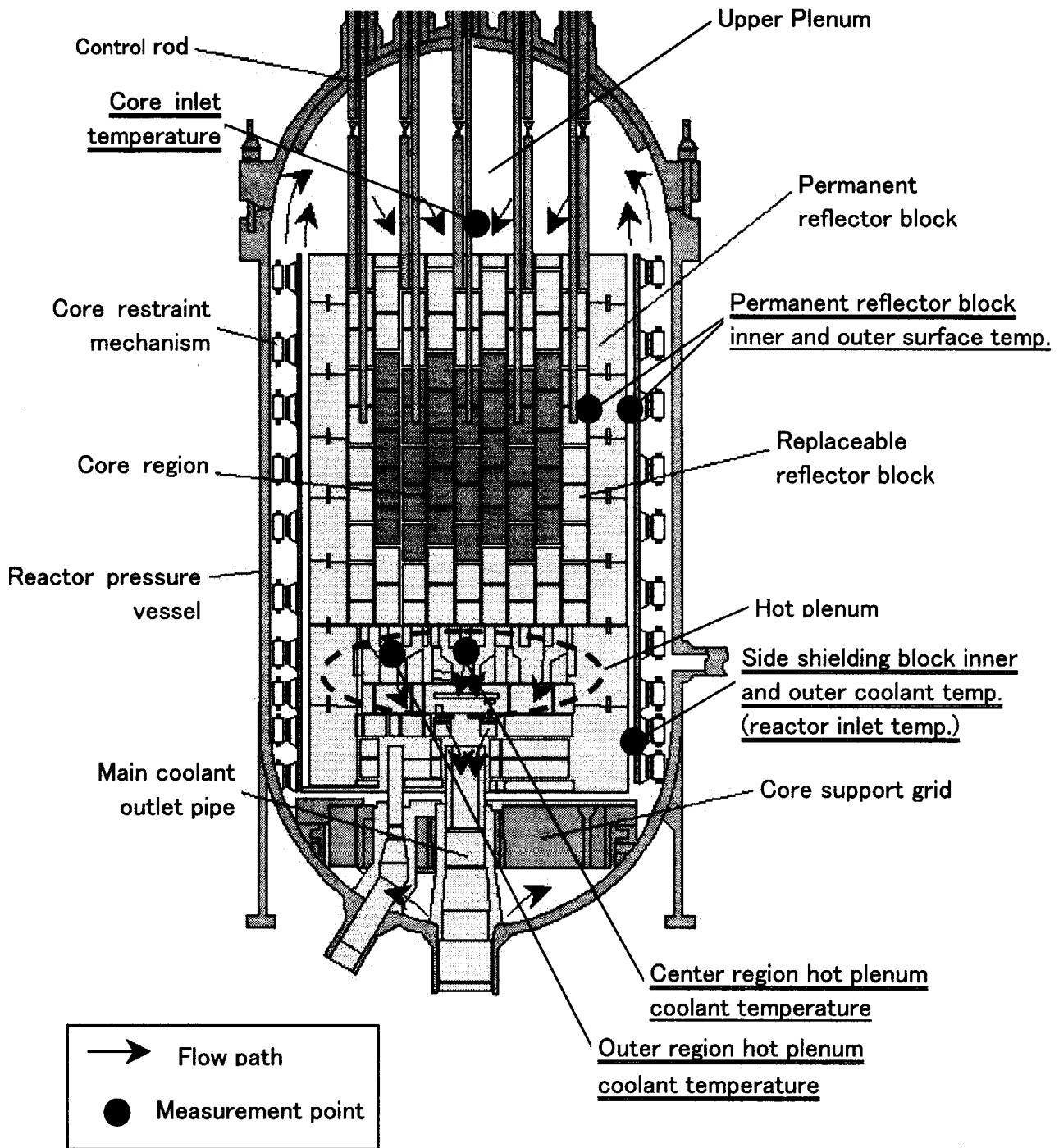


Fig.2.1 Vertical view of HTTR reactor core and measurement point

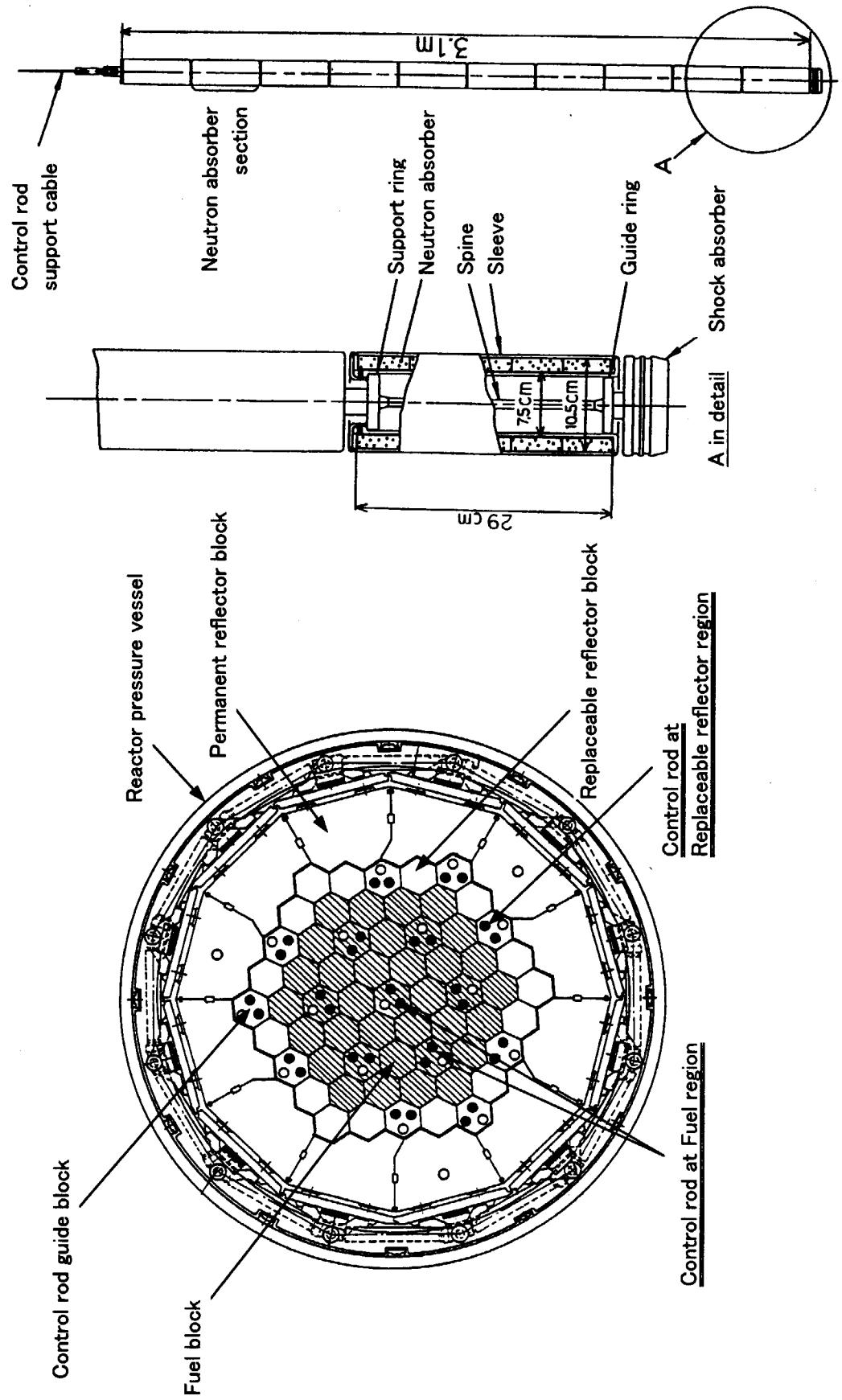


Fig.2.2 Core arrangement and configuration of control rod

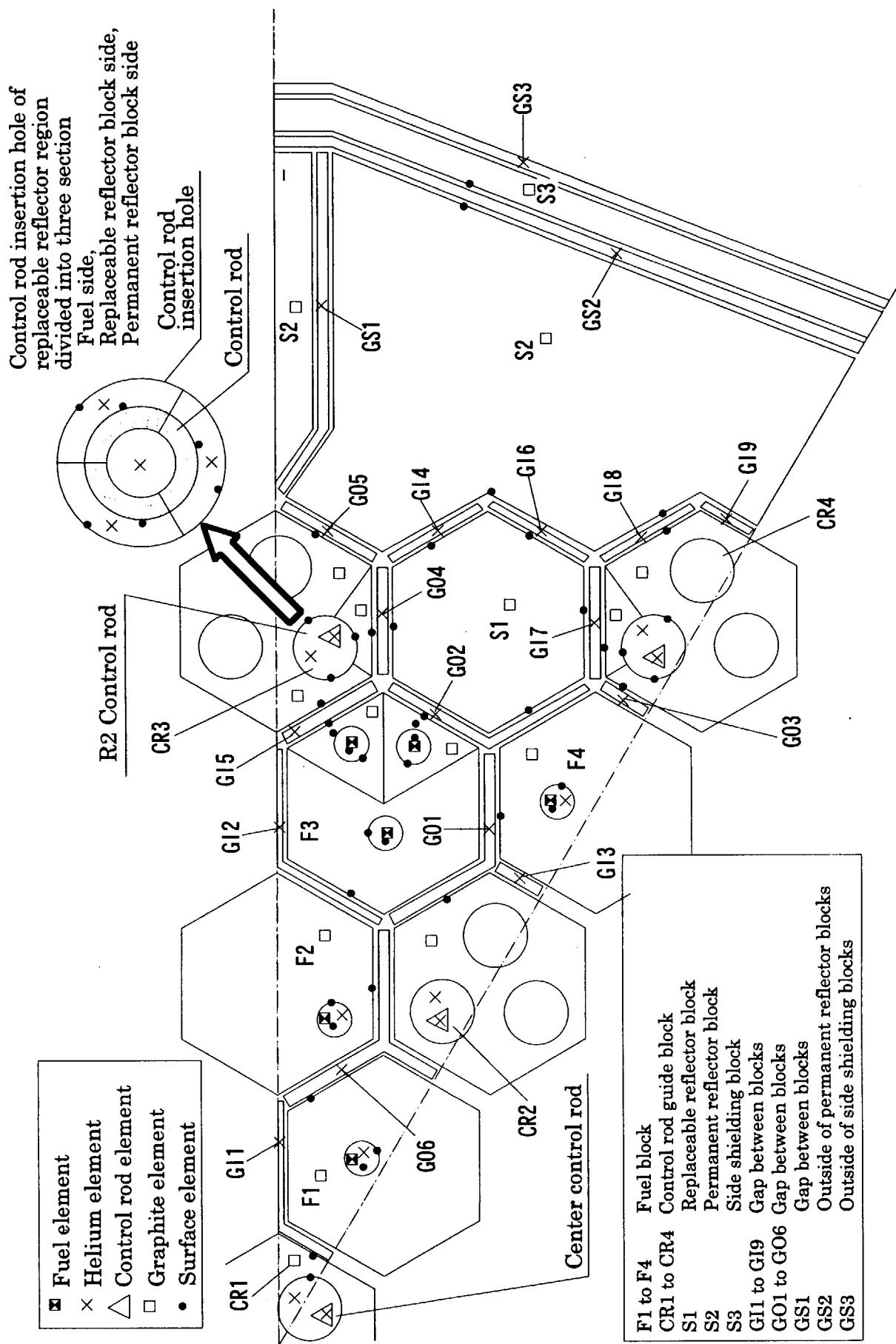


Fig.3.1.1 1/12 Core Model for the control rod temperature analysis

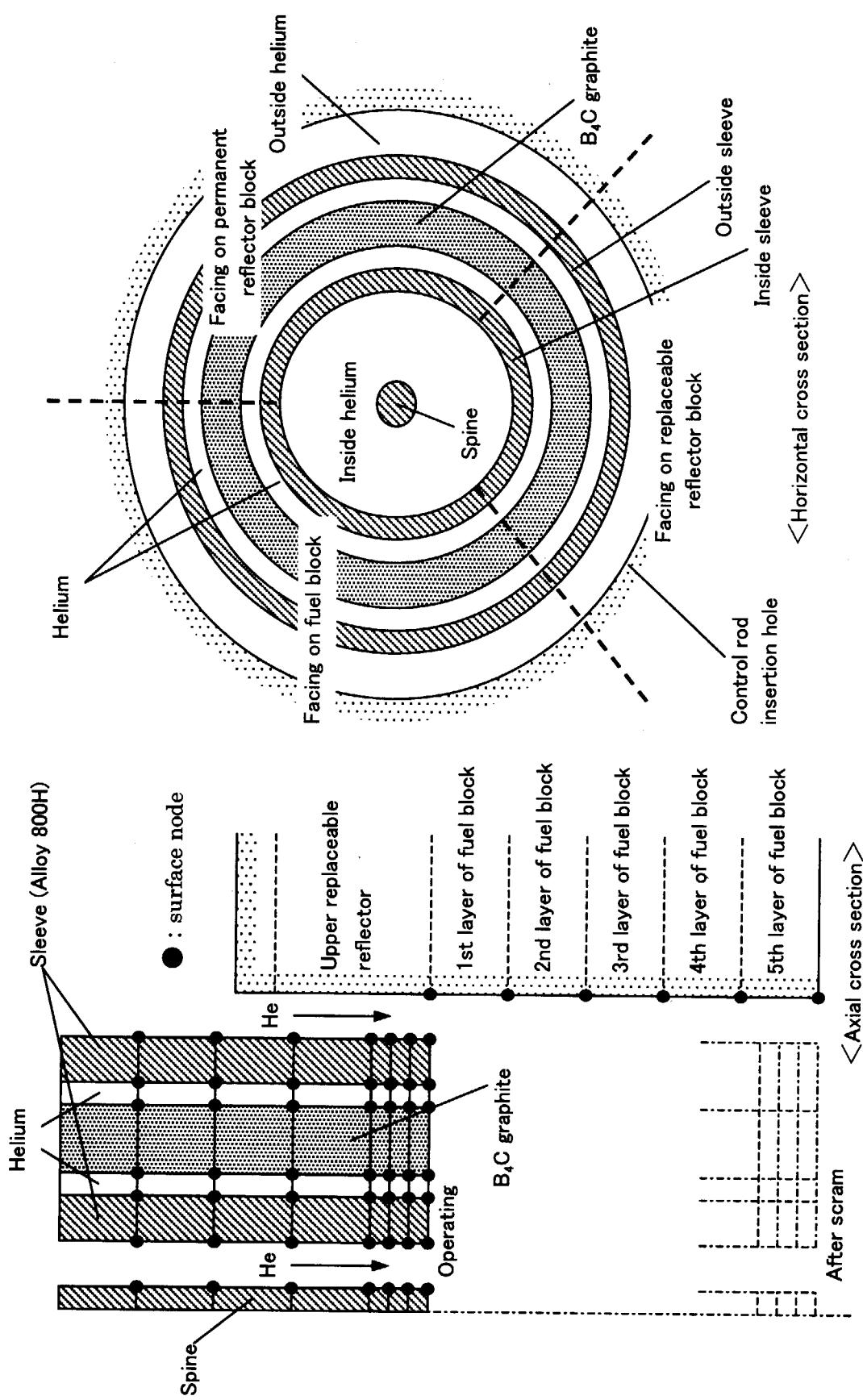


Fig.3.1.2 Control Rod Model for control rod temperature analysis



Fig.3.2.1 Flow diagram of Control rod temperature analysis

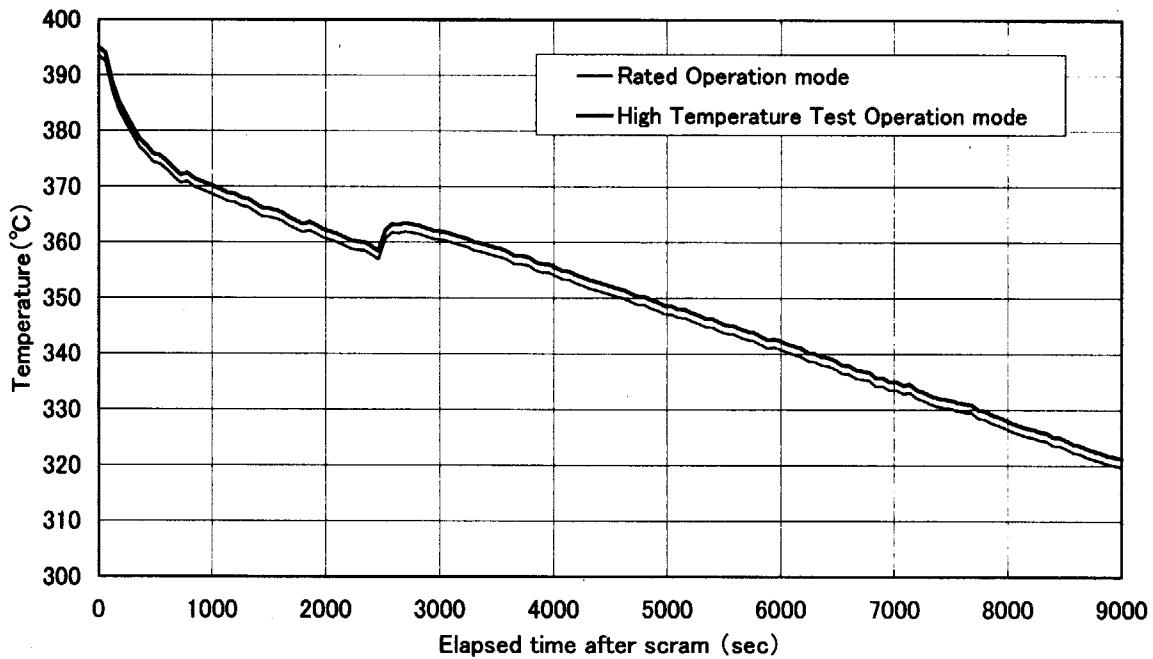


Fig.3.3.1 RPV inlet temperature transient during loss of off-site electric power

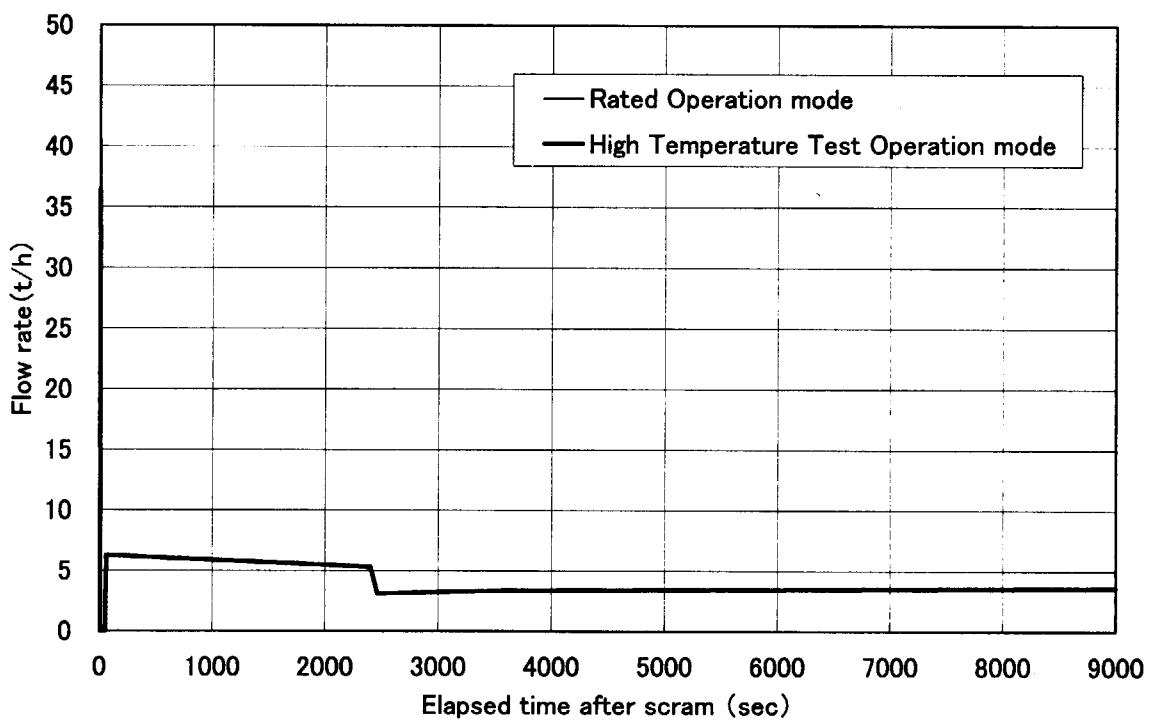


Fig.3.3.2 Coolant flow rate transient during loss of off-site electric power

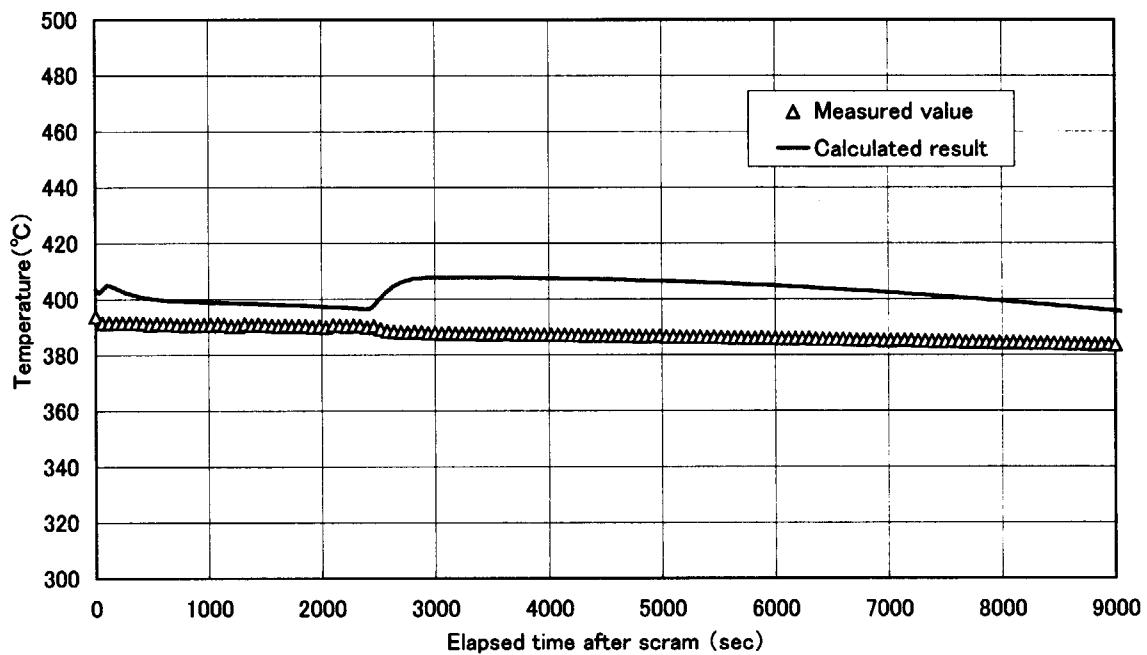


Fig.3.4.1 Comparison of calculation and measurement result of core inlet temperature transient during loss of off-site electric power at rated operation mode

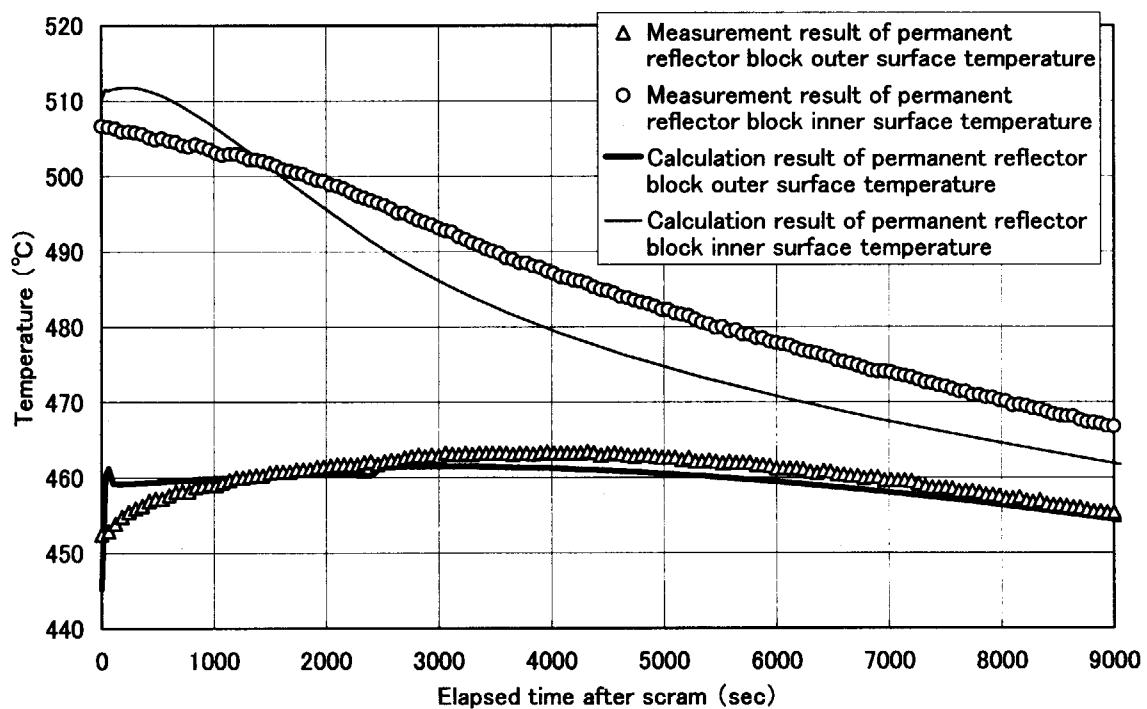


Fig.3.4.2 Comparison of calculation and measurement result of permanent reflector block inner and outer surface temperature transient during loss of off-site electric power at rated operation mode

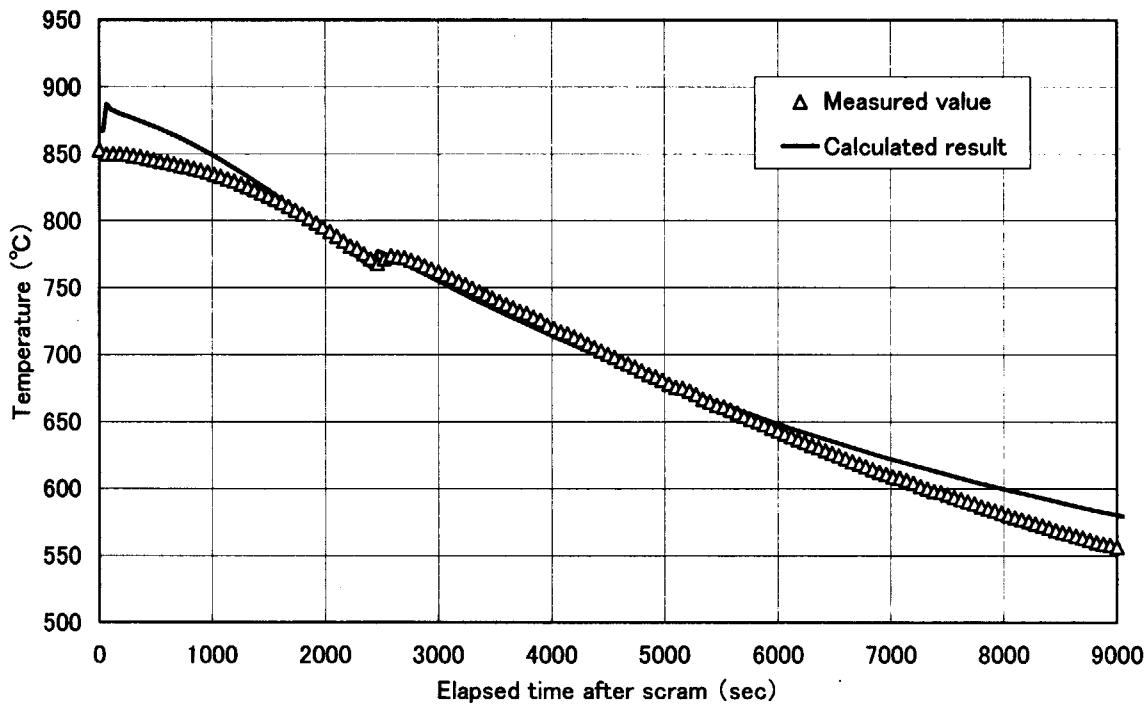


Fig.3.4.3 Comparison of calculation and measurement result
of center region hot plenum coolant temperature transient
during loss of off-site electric power at rated operation mode

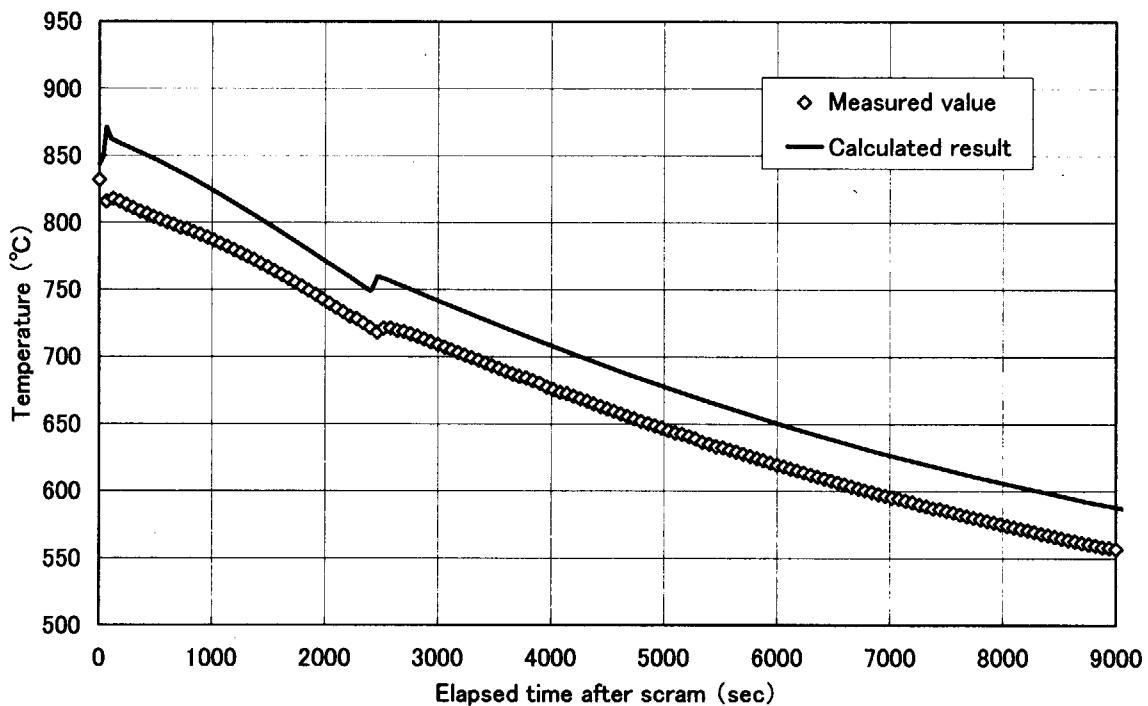


Fig.3.4.4 Comparison of calculation and measurement result
of outer region hot plenum coolant temperature transient
during loss of off-site electric power at rated operation mode

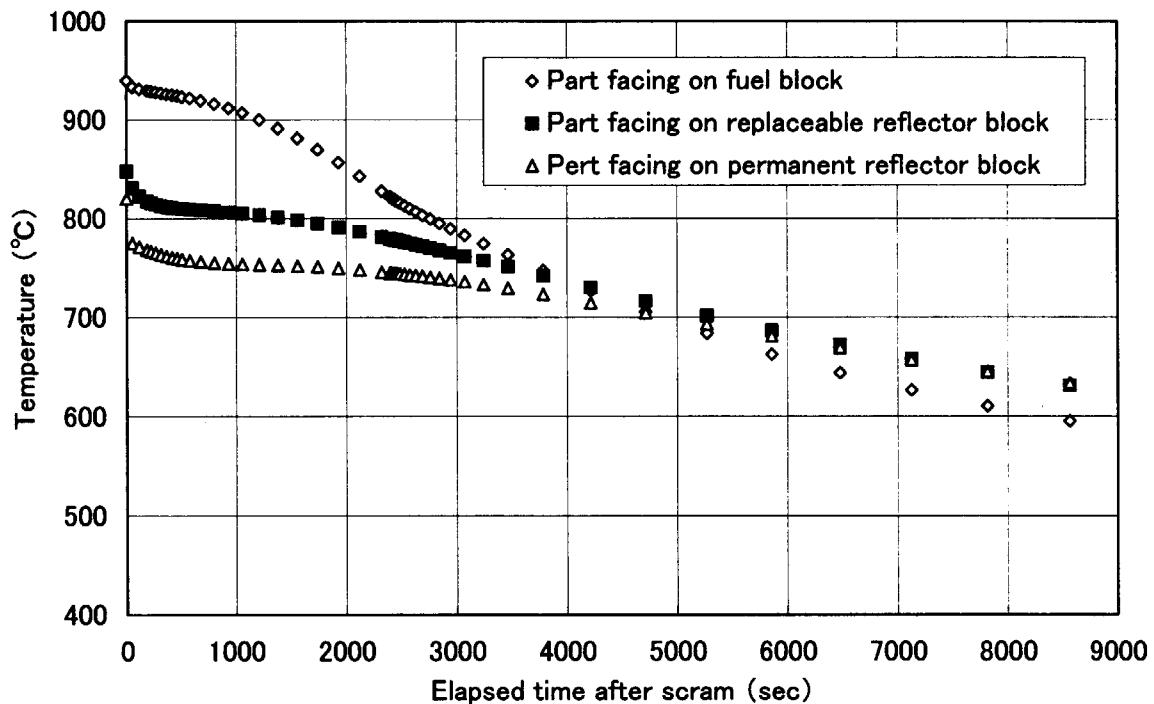


Fig.3.4.5 Calculated results of temperature transient of R2 control rod insertion hole bottom area during loss of off-site electric power at high temperature test operation mode

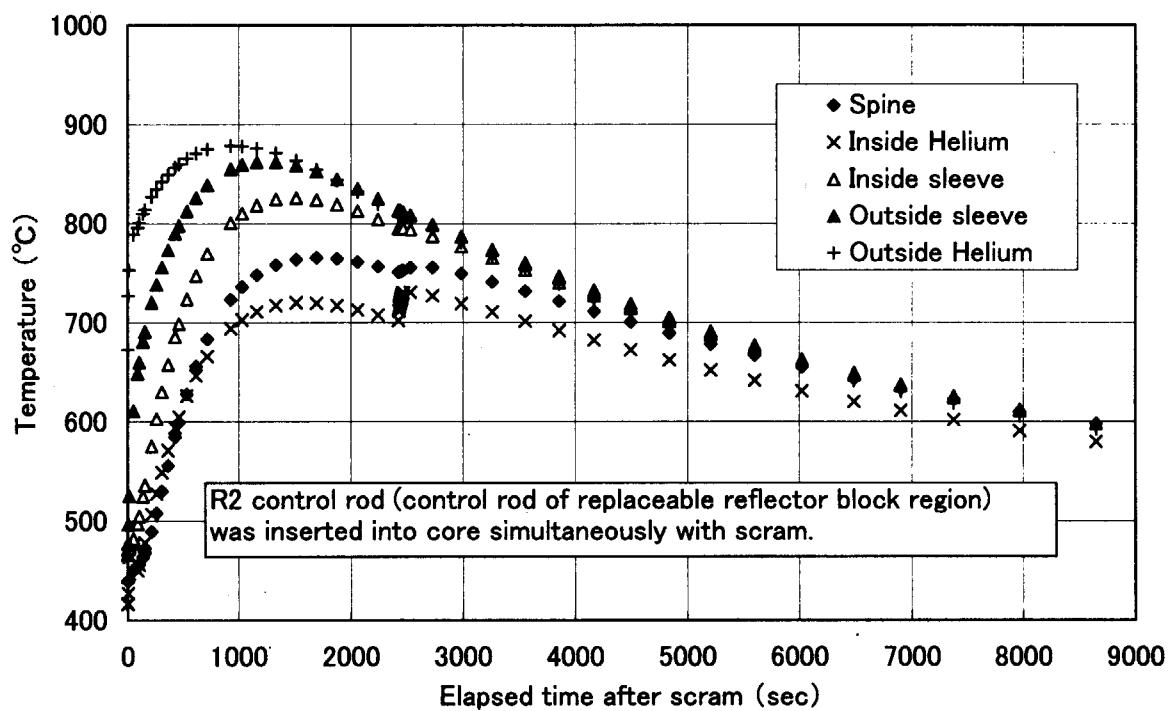


Fig.3.4.6 Calculated results of temperature transient of R2 control rod point part during loss of off-site electric power at high temperature test operation mode

— Part facing on fuel block —

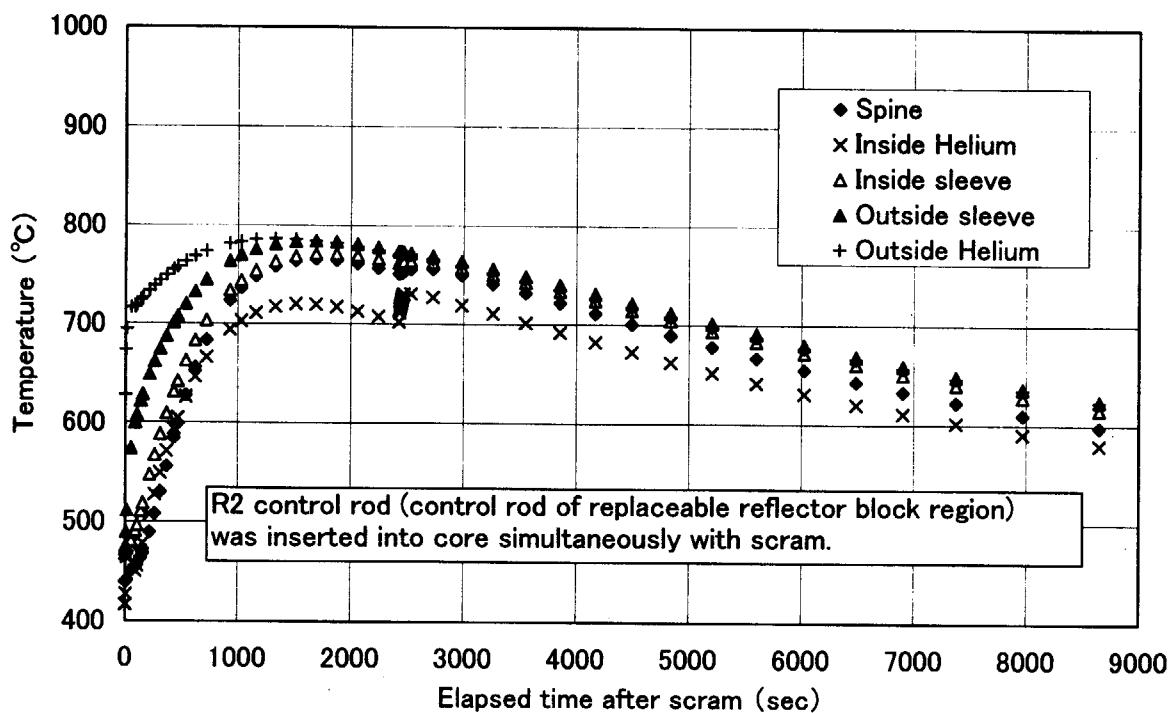


Fig.3.4.7 Calculated results of temperature transient of R2 control rod point part during loss of off-site electric power at high temperature test operation mode
— Part facing on replaceable reflector block —

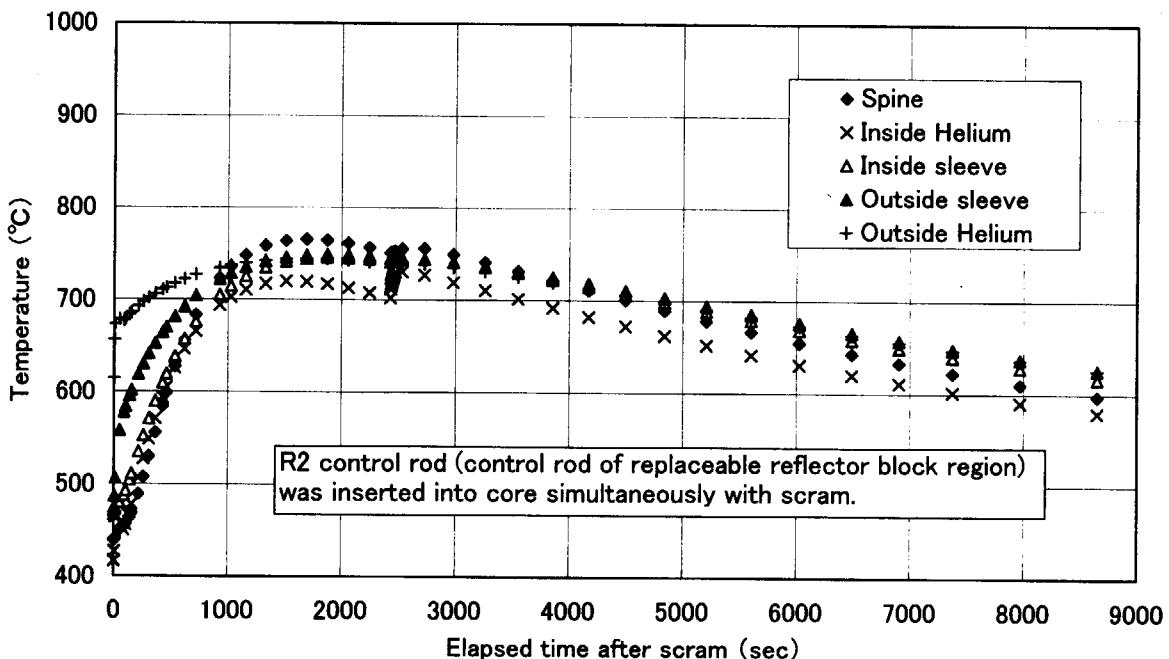


Fig.3.4.8 Calculated results of temperature transient of R2 control rod point part during loss of off-site electric power at high temperature test operation mode
— Part facing on permanent reflector block —

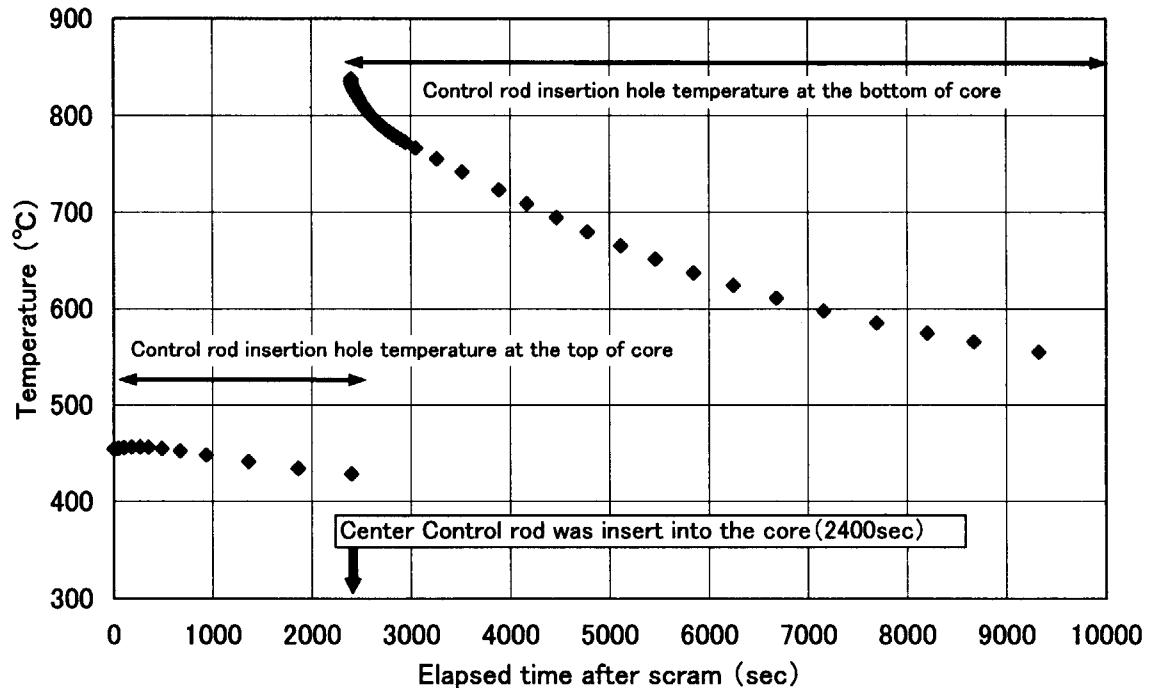


Fig.3.4.9 Calculated results of temperature transient of center control rod insertion hole bottom area during loss of off-site electric power at high temperature test operation mode

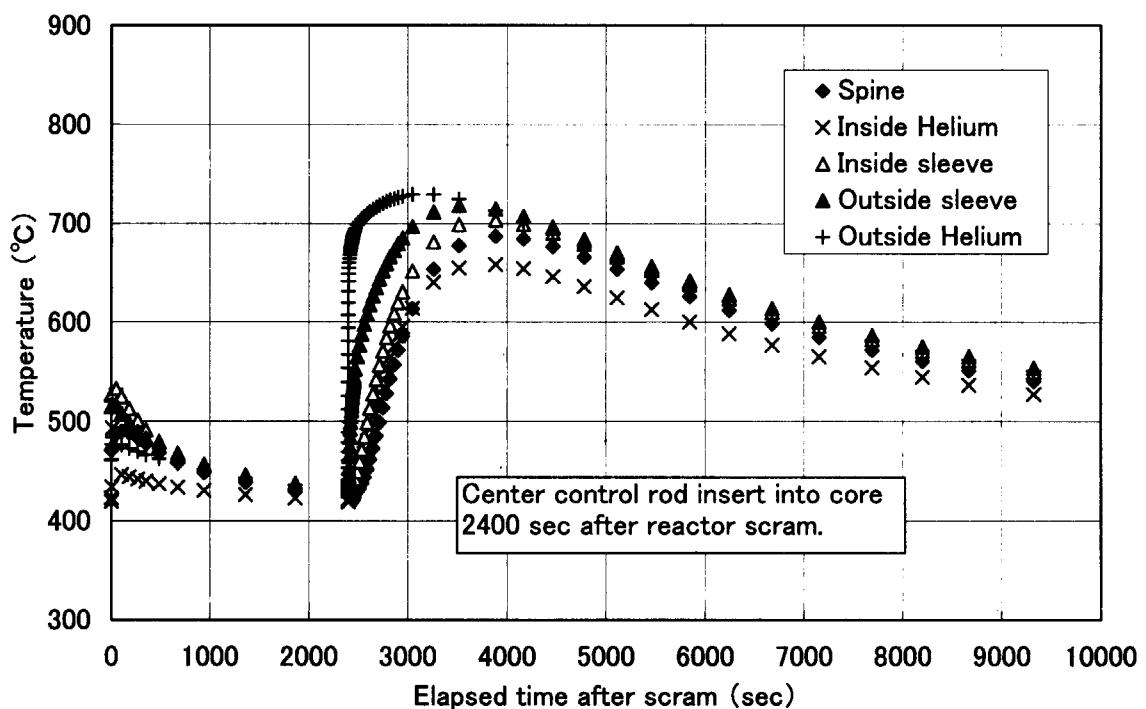


Fig.3.4.10 Calculated results of temperature transient of center control rod point part during loss of off-site electric power at high temperature test operation mode

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
工率、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	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
線量当量	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	min, h, d
度、分、秒	°, ', "
リットル	l, L
トント	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4 SIと共に暫定的に維持される単位

名 称	記 号
オングストローム	Å
バーン	b
バル	bar
ガル	Gal
キュリ	Ci
レンントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

$$1 \text{ Å} = 0.1 \text{ nm} = 10^{-10} \text{ m}$$

$$1 \text{ b} = 100 \text{ fm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$$

$$1 \text{ bar} = 0.1 \text{ MPa} = 10^5 \text{ Pa}$$

$$1 \text{ Gal} = 1 \text{ cm/s}^2 = 10^{-2} \text{ m/s}^2$$

$$1 \text{ Ci} = 3.7 \times 10^{10} \text{ Bq}$$

$$1 \text{ R} = 2.58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

$$1 \text{ rad} = 1 \text{ cGy} = 10^{-2} \text{ Gy}$$

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ cSv} = 10^{-2} \text{ Sv}$$

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、ヘクト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 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

$$\text{粘度 } 1 \text{ Pa}\cdot\text{s} (\text{N}\cdot\text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P} (\text{ポアズ}) (\text{g}/(\text{cm}\cdot\text{s}))$$

$$\text{動粘度 } 1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St} (\text{ストークス}) (\text{cm}^2/\text{s})$$

圧	MPa(=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
力	1	10.1972	9.86923	7.50062×10^3	145.038
	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322×10^{-4}	1.35951×10^{-3}	1.31579×10^{-3}	1	1.93368×10^{-2}
	6.89476×10^{-3}	7.03070×10^{-2}	6.80460×10^{-2}	51.7149	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 = 4.18605 J (計量法)
								= 4.184 J (熱化学)
	1	0.101972	2.77778×10^{-7}	0.238889	9.47813×10^{-4}	0.737562	6.24150×10^{18}	= 4.1855 J (15 °C)
	9.80665	1	2.72407×10^{-6}	2.34270	9.29487×10^{-3}	7.23301	6.12082×10^{19}	= 4.1868 J (国際蒸気表)
	3.6×10^6	3.67098×10^5	1	8.59999×10^3	3412.13	2.65522×10^6	2.24694×10^{25}	
	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}	= 735.499 W
	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 收 線 量	Gy	rad	照 射 線 量	C/kg	R	線 量 當 量
	1	2.70270×10^{-11}	0.01	1	100	1	3.876	1	100
	3.7×10^{10}	1					2.58×10^{-4}	1	1

照 射 線 量	C/kg	R
	1	3876

Sv	rem
1	100

(86年12月26日現在)

HTR原子炉スクラム時の制御棒温度解析(商用電源喪失試験の実測データに基づく評価)

R100

古紙配合率100%
白色度70%再生紙を使用しています。