

JAERI-Data/Code
2005-003



JP0550290



TAC/BLOOSTコードの検証
(受託研究)

2005年6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。
入手の問い合わせは、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, 2005

編集兼発行 日本原子力研究所

TAC/BLOOST コードの検証
(受託研究)

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5月13日受理)

高温工学試験研究炉 (HTTR) では、安全性実証試験として循環機停止試験を実施しており、冷却材流量低下事象に対して原子炉を緊急に停止させなくても、原子炉出力は安定状態に落ち着き、炉内温度の過渡変化が非常に緩慢であるという高温ガス炉の固有の安全性を実証している。本研究では、循環機停止試験の試験データを用いて、動特性解析 TAC/BLOOST コードの検証を行った。TAC/BLOOST コードは、原子炉圧力容器表面からの放熱による原子炉残留熱挙動を解析でき、1 点炉近似動特性を考慮した原子炉出力の変化や原子炉圧力容器内の温度分布を求めることができる。検証の結果、解析結果は試験データを再現していることが明らかとなり、TAC/BLOOST コードによる炉心動特性解析は妥当であることを確認できた。

Validation of the TAC/BLOOST Code
(Contract Research)

Kuniyoshi TAKAMATSU and Shigeaki NAKAGAWA

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

(Received May 13, 2005)

Safety demonstration tests using the High Temperature engineering Test Reactor (HTTR) are in progress to verify the inherent safety features for High Temperature Gas-cooled Reactors (HTGRs). The coolant flow reduction test by tripping gas circulators is one of the safety demonstration tests. The reactor power safely brings to a stable level without a reactor scram and the temperature transient of the reactor core is very slow. The TAC/BLOOST code was developed to analyze reactor and temperature transient during the coolant flow reduction test taking account of reactor dynamics. This paper describes the validation result of the TAC/BLOOST code with the measured values of gas circulators tripping tests at 30 % (9 MW). It was confirmed that the TAC/BLOOST code was able to analyze the reactor transient during the test.

Keywords: HTTR, Safety Demonstration Test, HTGR, Reactor Characteristics, Reactor Performance, TAC/BLOOST, VHTR, Thermal Feedback, One Point Kinetic Equation

目次

1. 緒言	1
1.1 HTTR の経緯	1
1.2 安全性実証試験	1
1.3 本研究の目的	2
2. HTTR の概要	3
3. 基礎式及び解析モデル	4
3.1 TAC-NC コード部分の解析モデル	4
3.2 BLOOST-J2 コード部分の解析モデル	5
3.3 BLOOST-J2 コード部分と TAC-NC コード部分の結合	8
4. 循環機停止試験の概要	9
4.1 試験の目的	9
4.2 試験の内容	9
4.3 計測項目	9
4.4 試験の結果	9
5. 循環機停止試験の解析	10
5.1 定常温度分布解析	10
5.2 過渡解析	10
6. 結言	12
謝辞	12
参考文献	13

Contents

1. Introduction	1
1.1 History of the HTTR	1
1.2 Safety Demonstration Tests	1
1.3 Objective of This Study	2
2. Outline of the HTTR	3
3. Formulas and Analytical Model	4
3.1 Analytical Model of TAC-NC Code	4
3.2 Analytical Model of BLOOST-J2 Code	5
3.3 Connection between BLOOST-J2 Code and TAC-NC Code	8
4. Outline of Gas Circulator Trip Test	9
4.1 Objective of the Test	9
4.2 Contents of the Test	9
4.3 Measurement Items	9
4.4 Result of the Test	9
5. Analysis of Gas Circulators Trip Test	10
5.1 Steady State Analysis	10
5.2 Transient Analysis	10
6. Concluding Remarks	12
Acknowledgements	12
References	13

1. 緒言

1.1 HTTR の経緯

高温工学試験研究炉 (HTTR: High Temperature engineering Test Reactor: 以下 HTTR) は、高温ガス炉技術の基盤の確立、熱利用技術の基盤の確立及び高温での先端的照射研究を行う目的で、日本原子力研究所大洗研究所に建設された、原子炉出力 30MW、原子炉出口冷却材温度 850℃ (定格運転時)、950℃ (高温試験運転時) の我が国初の高温ガス炉である⁽¹⁾。なお、高温試験運転とは、定格運転時の炉心流量を約 2 割減らすことにより、原子炉出口冷却材温度を 100℃ 昇温させて 950℃ とした運転モードである。HTTR は 1998 年 11 月 10 日に初臨界に達した後、2001 年 12 月 7 日に原子炉出力 30MW で原子炉出口冷却材温度 850℃ を達成し、2004 年 4 月 19 日に原子炉出口冷却材温度 950℃ を達成した^{(2),(3)}。

1.2 安全性実証試験

2002 年 6 月から、高温ガス炉の固有の安全性を実証するための安全性実証試験を実施している。安全性実証試験は、原子炉の異常状態を模擬した試験であり、HTTR を用いて、高温ガス炉の固有の安全性を実験的に示すとともに、試験時の原子炉挙動データを取得し、安全解析コードの精度を向上させ、高温ガス炉の安全設計及び安全評価技術を高度化することを目的とする^{(4),(5),(6),(7)}。

安全性実証試験は大きく 2 段階に分けて実施する。第 1 期は異常な過渡変化に相当する試験 (但し、高温ガス炉の安全性を利用して ATWS (Anticipated Transient Without Scram) とする) を実施する。第 2 期では、事故を模擬した試験を中心に実施する。

第 1 期の安全性実証試験は、2002 年度から実施しており、第 2 期の安全性実証試験は、2006 年度以降に実施予定である。第 1 期の安全性実証試験は、行政庁の許可を取得済みであるが、第 2 期の試験については、第 1 期の試験結果に基づいて安全評価、原子炉設置変更許可申請等を行い、行政庁の許可を取得した後に実施する。

第 1 期の安全性実証試験は、反応度投入事象を模擬した制御棒引抜き試験及び 1 次冷却材流量低下事象を模擬した 1 次系流量部分喪失試験からなる。

1 次系流量部分喪失試験は、1 次冷却材流量制御系により流量の部分喪失を生じさせる循環機回転数試験と、1 次冷却材を循環させている 1 次ヘリウム循環機の内、1 台または 2 台停止して強制循環冷却機能の部分喪失を生じさせる循環機停止試験に分類される。なお、循環機停止試験では、1 次冷却材流量が定格流量の 3 分の 2 (67%)、3 分の 1 (33%) まで低下するが、冷却材流量の低下 (定格流量の 92%) による原子炉スクラムを伴わない試験であり、炉心熱容量が大きく、負の反応度フィードバック特性を有している高温ガス炉固有の安全性により、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、炉心温度の変化が緩慢であることを実証するものである。試験で得られたデータは、炉心動特性コード及びプラント動特性コードの予測精度向上のために利用することができ、国内外の高温ガス炉開発にとって非常に有益である。

第 2 期の安全性実証試験では、1 次冷却材を循環させている 3 台全ての 1 次ヘリウム循環機を停止し、1 次冷却材流量喪失事象を模擬する「1 次冷却材流量喪失試験 (1 次ヘリウム循環機 3

台停止試験)」、及び1次ヘリウム循環機3台停止に加え、炉容器冷却設備(VCS)を停止し、原子炉を冷却する設備が全て作動しない事象模擬する「炉容器冷却系停止試験」を実施する計画である。

1.3 本研究の目的

TAC/BLOOSTコードは、HTTRの安全解析に使用した2次元非定常伝熱解析コードTAC-NCコード⁽⁸⁾と炉心動特性解析コードBLOOST-J2コード⁽⁹⁾を組み合わせたものとして開発され⁽¹⁰⁾、高温ガス炉の反応度添加や流量低下時の炉心動特性とともに、原子炉圧力容器表面での伝熱を考慮しながら、炉内構造物等、原子炉全体の温度挙動解析が可能である。

TAC-NCコードについては、HTTRの減圧事故、1次冷却設備二重管内管破損事故等の温度解析^{(11),(12),(13)}に用いられており、温度解析については、減圧事故時の炉内への空気進入挙動を研究するための実験装置を用いた配管破断模擬試験の解析⁽⁸⁾、HTTRの定常運転及び安全性実証試験の解析⁽¹⁴⁾により検証している。

BLOOST-J2コードについては、HTTR施設本体の安全解析に使用されており、その安全審査において検証結果が示されている。また、BLOOST-J2コードは、高温ガス炉のプラント動特性解析コードACCORDの炉心動特性解析ルーチンとなっている⁽¹⁵⁾が、HTTRにおける安全性実証試験の制御棒引抜き試験の測定結果とACCORDコードの解析結果を比較することで、炉心動特性計算の信頼性が十分に高いことが示されている⁽¹⁶⁾。

TAC/BLOOSTコードの検証については、独国の高温ガス実験炉であるAVRで実施された流量低下試験の結果⁽¹⁰⁾により予備的に実施している。今回、HTTRで実施している安全性実証試験の循環機停止試験の詳細かつ正確な実測値が得られたことから、試験時の原子炉出力及び炉内温度の過渡変化について実測値と解析値を比較することで、TAC/BLOOSTコードの核熱計算ルーチンが妥当であることを確認する。

2. HTTR の概要⁽¹⁶⁾

Fig.1 に原子炉の鳥瞰図を示す。HTTR の炉心は、六角柱状の黒鉛ブロックである燃料体、制御棒案内ブロック及び可動反射体ブロックから構成され、これらのブロックを円柱状に積み上げたものである。また、ブロックを積み上げた軸方向の1列をカラムと称し、炉心は合計 61 カラムからなっている。炉心は Fig.2 に示すように、燃料体を含む燃料領域及びその外側を囲む可動反射体領域に分けられる。各々の領域には、制御棒を挿入するための制御棒案内ブロックが配置される。

燃料体の構造図を Fig.3 に示す。被覆燃料粒子は、二酸化ウランの燃料核を熱分解炭素層等で四重に被覆されており、燃料コンパクトは、この被覆燃料粒子を黒鉛と混合させ焼き固めて中空の円柱形状にしたものである。燃料棒は、黒鉛スリーブ及び燃料コンパクトから構成されており、燃料体は、六角柱状の黒鉛ブロックに燃料棒を挿入したものである。制御棒案内ブロックは、2本で一对の制御棒を挿入する2個の孔と炭化ホウ素ペレットを落下させる後備停止系のための1個の孔からなる。可動反射体ブロックは、燃料領域の上下及び側部に配置し、中性子の反射及び減速ならびに原子炉圧力容器に対する中性子の遮へい機能を有する。上下部の可動反射体ブロックは1次冷却材の流路を形成する。固定反射体ブロックは、炉心拘束機構により半径方向に締め付けられ、炉心の水平方向の変位を拘束して炉心を所定の位置に配置している。高温プレナムブロックは、炉心領域の下にあり、炉心を支持し、その荷重をサポートポストへ伝えるとともに、燃料領域で昇温された冷却材を高温プレナムに導く構造である。炉床部断熱層は、高温プレナムの下部にあって、炉心重量を支持する鋼構造物の高温化を抑制するもので、プレナム下部ブロック、炭素ブロック及び下端ブロックの積層構成である。

HTTR の冷却系統図を Fig.4 を示す。冷却材であるヘリウムガスは、1次ヘリウム配管（高温二重配管外管）より原子炉圧力容器内へ流入し、原子炉圧力容器の内側を冷却しながら上昇する。原子炉圧力容器の上部プレナム領域で流れは反転し、炉心内で加熱され、1次ヘリウム配管（高温二重配管内管）より原子炉圧力容器外へ流出し、1次加圧水冷却器及び中間熱交換器に導かれ、冷却されて原子炉圧力容器へと還流する。

炉容器冷却設備（VCS : Vessel Cooling System）を Fig.5 に示す。炉容器冷却設備は、強制循環による炉心の冷却が期待できない減圧事故及び1次冷却設備の二重管内管破損事故時等に、原子炉圧力容器、炉内構造物、炉心構成要素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に、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及び他の残留熱を除去するために設けるものであり、水冷管パネル、循環ポンプ等から構成する。水冷管パネルは、原子炉圧力容器を取囲む1次遮へい体等の表面に設け、ふく射及び自然対流によって、原子炉圧力容器の外側から間接的に炉心を冷却する。炉容器冷却設備は、原子炉の通常運転時において、原子炉圧力容器を取囲む1次遮へい体のコンクリートを冷却するために稼動しており、事故が発生した場合には継続して運転する。

HTTR は、炉心の出力密度に対して熱容量が大きいことから、炉心冷却能力の異常な低下などが生じて、炉心温度変化が緩慢であり、燃料及び黒鉛の耐熱性も高い。また、冷却材に化学的に不活性なヘリウムを使用していることから、冷却材中の不純物との化学的相互作用はあるが、冷却材と燃料等との化学的相互作用はないという特長を有している。これらの特徴は、高温ガス炉としての固有の安全性である。

3. 基礎式及び解析モデル

解析に用いた TAC/BLOOST コードは、TAC-NC コードと BLOOST-J2 コードを組み合わせたものであり、反応度、冷却材の流量、入口温度等の変化した時に、原子炉の核熱挙動、原子炉圧力容器等の非定常温度挙動を解析するコードである。

3.1 TAC-NC コード部分の解析モデル

TAC-NC コード部分の炉心部モデルを Fig.6 に示す。TAC-NC コード部分により、原子炉圧力容器等、原子炉の全体の非定常温度挙動を解析する。なお、TAC-NC コード部分は、HTTR 本体の安全解析で使用した TAC-NC コードと同一の計算ルーチンである。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 温度分布は、軸対称 2 次元非定常熱伝導方程式から求める。
- b. 炉心は等価な物性値をもつ均質体としてモデル化し、温度挙動を求める。
- c. 炉心側部の冷却材領域では対流及びふく射による伝熱を、上部プレナム及び下部プレナムでは熱伝導とふく射による伝熱を考慮する。
- d. 炉心部の自然循環流量は、流路が共通のプレナムをもつものとして、それぞれの流路における流動抵抗のバランスから求める。

① 伝熱計算

構造材の伝熱計算については、以下に示す非定常熱伝導方程式を用いる。

$$\rho C \frac{\partial T}{\partial t} = \nabla \cdot (k \nabla T) + q \quad (1)$$

k : 熱伝導率

∇ : 2 次元ナブラ

T : 温度

t : 時間

q : 発熱量

ρ : 密度

C : 構造材の比熱

冷却材領域（圧力容器と側部遮へい体間、側部遮へい体と固定反射体間）については、冷却材と構造物の間の伝熱量を以下の式で求める。

$$WC_p \cdot dT_C = hS(T_B - T_C)dz \quad (2)$$

C_p : 冷却材の比熱

z : 冷却材流れ方向の長さ

h : 熱伝達率

S : 単位長さ当たりの伝熱面積

T_B : 構造材温度

T_C : 冷却材温度

W : 冷却材流量

圧力容器外面と冷却パネルの間のふく射による伝熱量については、以下の式で評価する。

$$q_r = \frac{A\sigma(T_1^4 - T_2^4)}{\frac{1}{\varepsilon_1} + \frac{1}{\varepsilon_2} - 1} \quad (3)$$

q_r : ふく射伝熱量

A : ふく射面の伝熱面積

T_1 : ふく射面 1 の温度

T_2 : ふく射面 2 の温度

σ : ステファンボルツマン定数

ε_1 : ふく射面 1 のふく射率

ε_2 : ふく射面 2 のふく射率

② 自然循環計算

冷却材の強制循環が失われた際、冷却材流路の浮力と圧力損失による炉心内の冷却材と炉心側部の冷却材流路間の自然対流を考慮する。自然対流による冷却材の流速は以下の式で評価する。

$$\frac{Du_i}{Dt} = -\frac{1}{\rho_i} \frac{\partial p_i}{\partial z} + g - \left(\frac{\lambda_i}{d_i} + c_i \right) \frac{1}{2} |u_i| u_i \quad (4)$$

c : 流路の出入口損失係数

d : 流路の等価直径

p : 冷却材圧力

u : 流速

ρ : 密度

λ : 流路の摩擦損失係数

i : 流路番号

z : 流れ方向の座標

g : 重力加速度

3.2 BLOOST-J2 コード部分の解析モデル

BLOOST-J2 コード部分の炉心部モデルを Fig.7 に示す。BLOOST-J2 コード部分により、原子炉の核熱挙動に応じた原子炉出力挙動を解析する。なお、BLOOST-J2 コード部分は、HTTR 本体の安全解析で使用した BLOOST-J2 コードの計算ルーチンに、Xe 濃度の変化による反応度

の計算ルーチンを追加したものである。

計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。

- a. 炉心を核的には遅発中性子 6 群の一点近似、熱的には 2 次元円筒でモデル化し、原子炉出力、燃料温度等を求める。
- b. 炉心は、ホットチャンネルと平均チャンネルの 2 チャンネルモデルで取扱う。
- c. 燃料、減速材の温度分布は、軸対称の熱伝導方程式から求める。
- d. 冷却材温度は、エネルギー保存則及び熱伝達式を解くことにより求める。

① 炉心動特性計算

1 点炉近似動特性方程式に Xe-135 の濃度計算式を加えたモデルを用いる。遅発中性子 6 群の 1 点炉近似動特性方程式を以下に示す。

$$\frac{dN}{dt} = \frac{\rho_{total} - \beta}{l} \cdot N + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i + S \quad (5)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_i}{l} \cdot N - \lambda_i C_i \quad (6)$$

N : 原子炉出力

ρ_{total} : 全反応度

β_i : 第 i 群の遅発中性子生成率

$$\beta : \sum_{i=1}^6 \beta_i$$

l : 即発中性子寿命

λ_i : 第 i 群の遅発中性子先行核崩壊定数

C_i : 第 i 群の遅発中性子先行核密度

S : 中性子源

U-235 の核分裂及び I-135 の β 崩壊による生成と Xe-135 の β 崩壊及び中性子吸収による消失の過程に基づく Xe-135 の濃度を以下に示す。

$$\frac{dI}{dt} = \gamma_{Te} \sum_f \phi - \lambda_I I \quad (7)$$

$$\frac{dX}{dt} = \gamma_{Xe} \sum_f \phi + \lambda_I I - X \sigma_{ax, Xe} \phi - \lambda_{Xe} X \quad (8)$$

I : I-135 の濃度

γ_{Te} : Te-135 の核分裂収率

Σ_f : U-235 の巨視的核分裂断面積

ϕ : 炉内平均中性子束

λ_I : I-135 の崩壊定数

X : Xe-135 の濃度

γ_{Xe} : Xe-135 の核分裂収率

σ_{ax_e} : Xe-135 の微視的吸収断面積

λ_{Xe} : Xe-135 の崩壊定数

時間 t 及び平衡状態における Xe-135 の濃度と反応度 ρ_{Xe} の関係を以下に示す。

$$\rho_{Xe} = \frac{1}{\nu} \frac{\Sigma_{ax_e}}{\Sigma_f} = \frac{1}{\nu} \frac{\sigma_{ax_e}}{\Sigma_f} X \quad (9)$$

$$\rho_{Xe_0} = \frac{1}{\nu} \frac{\Sigma_{ax_e,0}}{\Sigma_f} = \frac{1}{\nu} \frac{\sigma_{ax_e}}{\Sigma_f} X_0 \quad (10)$$

ν : 核分裂毎に発生する核分裂中性子数

1 点炉近似動特性方程式の全反応度 ρ_{total} を以下に示す。

$$\rho_{total} = \rho_{ex} + \rho_{scram} + \int \alpha_{fuel} dT_{fuel} + \int \alpha_{mod} dT_{mod} + \Delta\rho_{Xe} \quad (11)$$

ρ_{ex} : 外部からの添加反応度

ρ_{scram} : スクラム反応度

α_{fuel} : 燃料温度係数

α_{mod} : 減速材温度係数

T_{fuel} : 燃料平均温度

T_{mod} : 減速材平均温度

② 伝熱計算

伝熱計算は、以下に示す非定常熱伝導方程式を用いる。

$$\rho C \frac{\partial T}{\partial t} = \nabla \cdot (k \nabla T) + q \quad (12)$$

k : 熱伝導率

∇ : 2次元ナブラ

T : 温度

t : 時間

q : 発熱量

ρ : 密度

C : 構造材の比熱

冷却材領域については、冷却材と構造物の間の伝熱量を以下の式で求める。

$$WC_p \cdot dT_C = hS(T_B - T_C)dz \quad (13)$$

C_p : 冷却材の比熱

z : 冷却材流れ方向の長さ

h : 熱伝達率

S : 単位長さ当たりの伝熱面積

T_B : 構造材温度

T_C : 冷却材温度

W : 冷却材流量

3.3 BLOOST-J2 コード部分と TAC-NC コード部分の結合

TAC-NC コード部分と BLOOST-J2 コード部分間のデータの受け渡しについては、TAC-NC コード部分の原子炉出力には、BLOOST-J2 コード部分により計算された原子炉出力を使用し、BLOOST-J2 コード部分のチャンネルモデル径方向最外側の境界条件には、TAC-NC コード部分により計算された炉心温度分布を使用する。具体的には Fig.6 に示す TAC-NC コード部分の解析モデル図中網掛け部の温度を、Fig.7 に示す BLOOST-J2 コード部分の解析モデル図中の最外側(網掛け部)境界条件として与えている。

4. 循環機停止試験の概要

4.1 試験の目的

循環機停止試験は、原子炉出力制御系を切り離し、1次ヘリウム循環機3台のうち1台ないし2台を停止し、炉心冷却材流量を減少させる。この試験により、原子炉停止系が通常の流量設定値で作動しない場合でも、炉心の負の反応度フィードバック特性により原子炉出力が低下し、原子炉が安定に所定の状態に落ち着き、この間、冷却材温度、炉内構造物温度等の変化が緩慢であることを実証する。

4.2 試験の内容

Fig.8に循環機停止試験の概要を示す。原子炉出力制御系を切り離した状態で、中央制御室にある停止スイッチにより1次ヘリウム循環機を1台ないし2台を停止させることにより試験を実施し、データを取得する。但し、停止にあたっては急速制動停止は実施しない。

4.3 計測項目

循環機停止試験中に計測する項目を以下に示す。試験開始後は、これらの計測項目を中心に原子炉の挙動を監視し、異常が無いことを確認する。なお、実測値はプラント計算機、反応度測定装置及び高速データ収集システム (TETRIS) により取得する。

- (1) 原子炉出力 (出力領域中性子束)
- (2) 反応度
- (3) 炉心差圧
- (4) 冷却材流量
- (5) 炉心入口温度 (制御棒案内管表面温度)
- (6) 高温プレナム部冷却材温度
- (7) 固定反射体ブロック温度
- (8) 高温プレナムブロック温度

4.4 試験の結果

原子炉出力 9MW からの循環機 1 台停止試験の試験結果を Fig.9(a)及び Fig.9(b)に示す。循環機 3 台のうち 1 台を停止すると、冷却材流量は定格流量である 45ton/hr の 3 分の 2 まで減少するため、炉心の負の反応度フィードバック特性により原子炉出力 9MW (約 30%) から 7.2MW (約 24%) まで低下する。

原子炉出力 9MW からの循環機 2 台停止試験の試験結果を Fig.10(a)及び Fig.10(b)に示す。循環機 3 台中 2 台を停止すると、冷却材流量は定格流量の 3 分の 1 まで減少するため、炉心の負の反応度フィードバック特性により 9MW (約 30%) から 4.2MW (約 14%) まで低下する。

5. 循環機停止試験の解析

5.1 定常温度分布解析⁽¹⁴⁾

原子炉出力 9MW の定常温度分布の解析条件として入力した冷却材圧力、原子炉入口冷却材温度、冷却材流量を Table1 に示す。なお、Table1 に示す冷却材流量の内の約 90% を炉心有効割合とした。

定常温度分布の解析結果を Fig.11 に、実測値と解析値の比較を Table2 に示す。実測値と解析値の比較については、Fig.1 (★印が計測点) 及び Fig.2 に示すように固定反射体の炉心側 (内側) 及び圧力容器側 (外側) の熱電対、及び Fig.1 に示す高温プレナムブロックの熱電対の実測値と当該箇所の解析値に対して行った。なお、定常温度の解析結果は、後述の循環機停止試験の解析における初期状態となる。

均質化炉心の燃料温度は 300~350℃、側部固定反射体温度の解析値は 178~225℃、高温プレナムブロックの温度は約 270℃であり、実測値に対して 10% の範囲内 (15℃の温度差÷実測値) で一致する。

5.2 過渡解析

① 循環機 1 台停止試験の解析

循環機停止から 3 時間半までの炉内温度分布の過渡変化を Fig.12 に示す。緑色の矢印の根元が初期状態であり、矢印の方向へ温度は変化する。固定反射体 3 段目内側と 8 段目外側の解析値は実測値に対して 20℃の温度差、高温プレナムブロックの温度は 275℃であり実測値と 5℃の温度差であり、実測値に対して 10% の範囲内 (20℃の温度差÷実測値) で一致する。

原子炉出力の過渡変化を Fig.13 に示す。循環機停止による冷却材流量の減少により、炉心の冷却能力が低下し、炉心温度が上昇するため負の反応度フィードバック特性により、試験開始直後の原子炉出力は低下する。その後、原子炉出力は燃料温度及び減速材温度の変化による反応度変化と Xe 濃度変化による反応度変化が釣り合う状態で整定する。解析値は、1 次冷却材流量低下時の炉心動特性を再現しており、かつ、原子炉出力については実測値と一致していることが示された。

② 循環機 2 台停止試験の解析

循環機停止から 3 時間半までの炉内温度分布の過渡変化を Fig.14 に示す。時間が経過し炉内温度が低下するほど 8 段目内側、外側及び高温プレナムブロックの解析値は実測値より高めに表れるが、固定反射体 3 段目内側と 8 段目外側の解析値は実測値に対して 20℃の温度差、高温プレナムブロックの温度は 280℃であり実測値に対して 10℃の温度差であり、実測値に対して 10% の範囲内で一致する。

原子炉出力の過渡変化を Fig.15 に示す。1 次冷却材流量低下時の炉心動特性を再現しており、解析値は実測値に対して 0.4MW の出力差、実測値に対して 10% の範囲内 (0.4MW の出力差÷実測値) で一致する。また、原子炉出力は実測値より安全解析上保守的な結果となることが示されている。

反応度の過渡変化を Fig.16 に示す。試験開始から 0.06hr (3.6 分) までの負の反応度は、解析値の方が実測値より小さいが、原子炉出力に対する影響は短時間である。また、0.06hr 以降は減速材反応度が徐々に零に向かっていくことから、炉内構造物から原子炉压力容器、炉容器冷却設備への除熱特性が計算されていることを確認できた。

③ 過渡解析結果のまとめ

以上より TAC/BLOOST コードの解析モデルは、循環機 1 台及び 2 台停止試験の炉心動特性を再現していることが確認された。循環機 3 台停止試験の流量喪失事象を解析する際、本解析モデルの結果に保守性（安全裕度）を考慮することで、燃料温度等の安全解析を実施できることを確認した。

6. 結言

本研究では、TAC-NC コードと BLOOST-J2 を組み合わせた TAC/BLOOST コードによる解析結果を、HTTR で実施している安全性実証試験の実測値により検証により、以下のことが明らかになった。

- (1) 定常温度分布解析は、実測値を再現できることが確認された。
- (2) 循環機 1 台及び 2 台停止試験の過渡解析を行った結果、側部固定反射体温度、高温プレナムブロック温度を 10% の範囲内で再現できること、及び原子炉出力を 10% の範囲内で再現し、且つ保守的に予測できることを確認した。
- (3) 燃料温度等の安全解析を実施するにあたり、本解析モデルの結果に保守性（安全裕度）を考慮することで、燃料温度等の安全解析を実施できることを確認した。

本研究により、原子炉の実測値に基づき検証した TAC/BLOOST コードは、高温ガス炉の特徴である炉心の大きな熱容量及び径方向の熱移動を十分評価しており、将来の高温ガス炉 (HTGRs) 及び第 4 世代原子炉の候補の一つである VHTR の設計及び研究開発に活用できる。

本報告は、文部科学省からの受託事業「高温ガス炉固有の安全性の定量的実証」の成果である。

謝辞

本報をまとめるにあたり、高温工学試験研究炉開発部 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、実測値の取得にあたり HTTR 試験室各位、並びに、解析については株式会社ケーシーエスの室伏昭氏から協力を得たことを記し、ここに深く謝意を表します。

参考文献

- (1) S. SAITO et al. : JAERI-1332, "Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)", (1994).
- (2) S. Fujikawa, et al. : J. Nucl. Sci. Technol., Vol.41, No.12, "Achievement of Reactor-outlet Coolant Temperature of 950°C in HTTR", (2004).
- (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) Y. Tachibana, et al. : Nucl. Eng. Des., 224, 179-197, "Plan for first phase of safety demonstration tests of the High Temperature Engineering Test Reactor", (2003).
- (5) 中川繁昭, 他 : JAERI-Tech 2003-049, "HTTR 安全性実証試験 (SR-1/S1C-1) の試験計画 (受託研究)", (2003).
- (6) N. Sakaba, et al. : JAERI-Tech 2003-074, "Safety Demonstration Test (S1C-2/S2C-1) Plan Using the HTTR (Contract Research)", (2003).
- (7) N. Sakaba, et al. : JAERI-Tech 2004-014, "Safety Demonstration Test (SR-2/S2C-2/SF-1) Plan Using the HTTR (Contract Research)", (2004).
- (8) 國富一彦, 他 : JAERI-M 89-001, "高温工学試験研究炉の炉内 2 次元温度分布解析コード TAC-NC とその検証", (1989).
- (9) 中川繁昭, 他 : JAERI-M 89-013, "高温ガス炉の炉心動特性解析コード BLOOST-J2", (1989).
- (10) S. Nakagawa, et al. : Nucl. Tech., 133, 141-152, "Development of a Simulation Model and Safety Evaluation for a Depressurization Accident Without Reactor Scram in an Advanced HTGR", (2001).
- (11) K. Kunitomi, et al. : Nucl. Eng. Des., 166, 179-190, "Passive heat removal by vessel cooling system of HTTR during no forced cooling accidents", (1996).
- (12) 丸山創, 他 : JAERI-M 90-195, "HTTR の 1 次冷却設備配管破断事故に関する安全解析", (1990).
- (13) 國富一彦, 他 : JAERI-M 91-163, "高温工学試験研究炉の減圧事故時の温度分布解析", (1991).
- (14) 高松邦吉, 他 : 日本原子力学会和文論文誌 Vol3, No.4, 369-380, "HTTR の安全性実証試験結果による TAC-NC コードの検証", (2004).
- (15) 竹田武司, 他 : JAERI-Data/Code 96-032, "高温ガス炉用プラント動特性解析コード ACCORD の開発", (1996).
- (16) 高田英治, 他 : JAERI-Tech 2004-048, "HTTR 制御棒引抜き試験の動特性解析 (受託調査)", (2004).
- (17) 日本原子力研究所, "日本原子力研究所 大洗研究所 原子炉設置変更許可申請書 HTTR (高温工学試験研究炉) 原子炉施設の設置", (1990).

Table1 Analytical conditions in case of 9MW

Reactor power	9 MW
Primary coolant pressure	27.5 kg/cm ²
Inlet coolant temperature	180 °C
Total coolant flow	44.6 ton/h

Table2 Comparison between measured value
and analytical result in case of 9MW

Thermocouple measuring points	Measured Value	Analytical Result
Upper permanent reflector block (outside)	188°C	178°C
Middle permanent reflector block (outside)	199°C	206°C
Lower permanent reflector block (outside)	193°C	206°C
Upper permanent reflector block (inside)	187°C	182°C
Middle permanent reflector block (inside)	210°C	225°C
Lower permanent reflector block (inside)	206°C	201°C
Hot plenum block	273°C	269°C

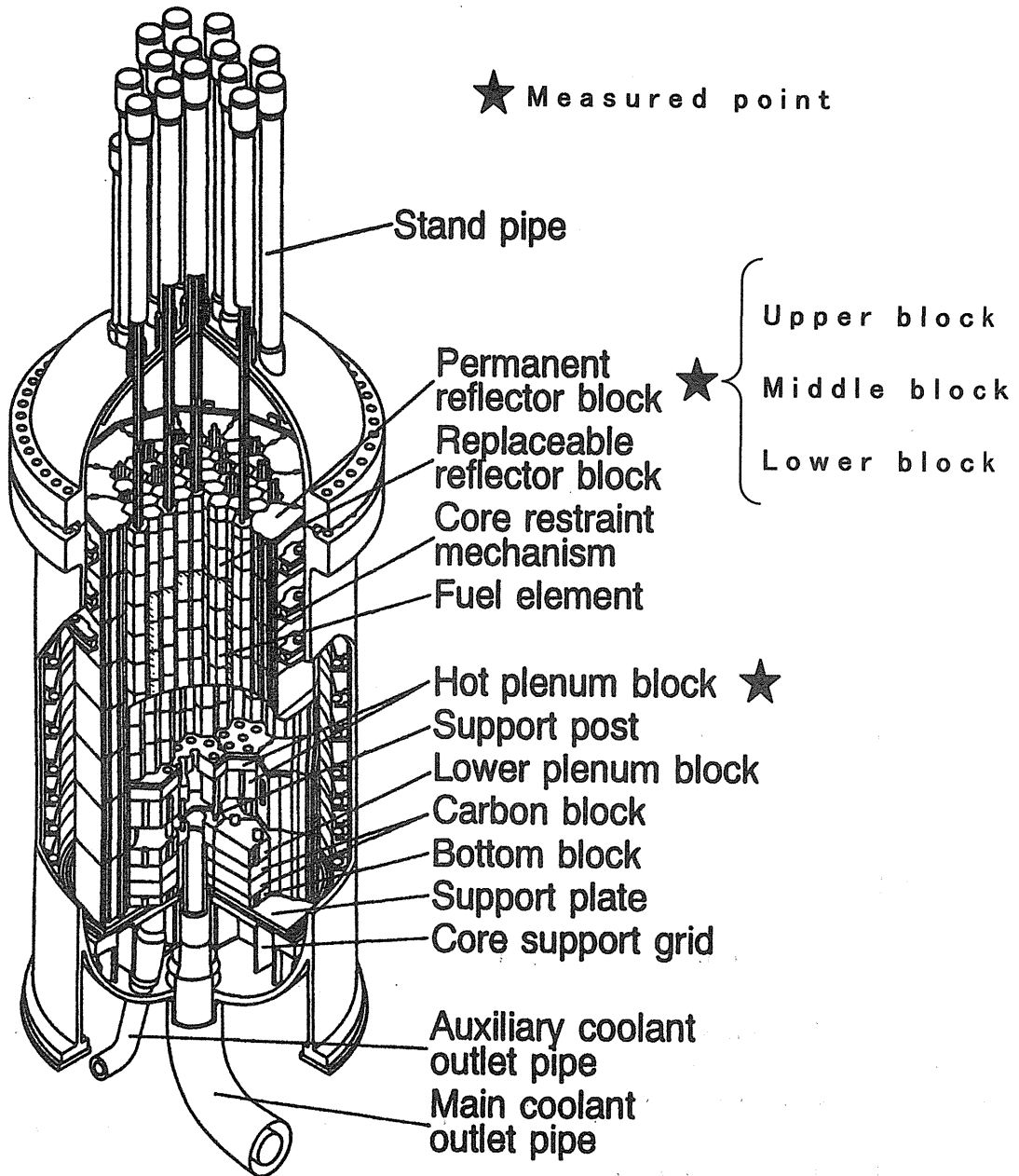


Fig.1 Bird's-eye view of reactor pressure vessel (RPV) and core

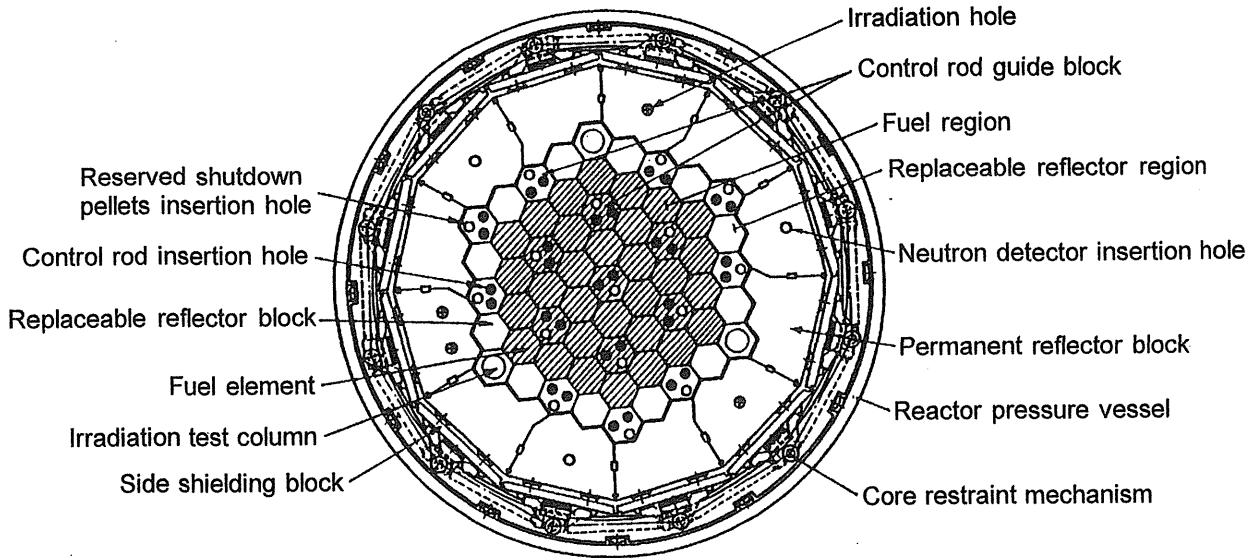


Fig.2 Horizontal arrangement of core

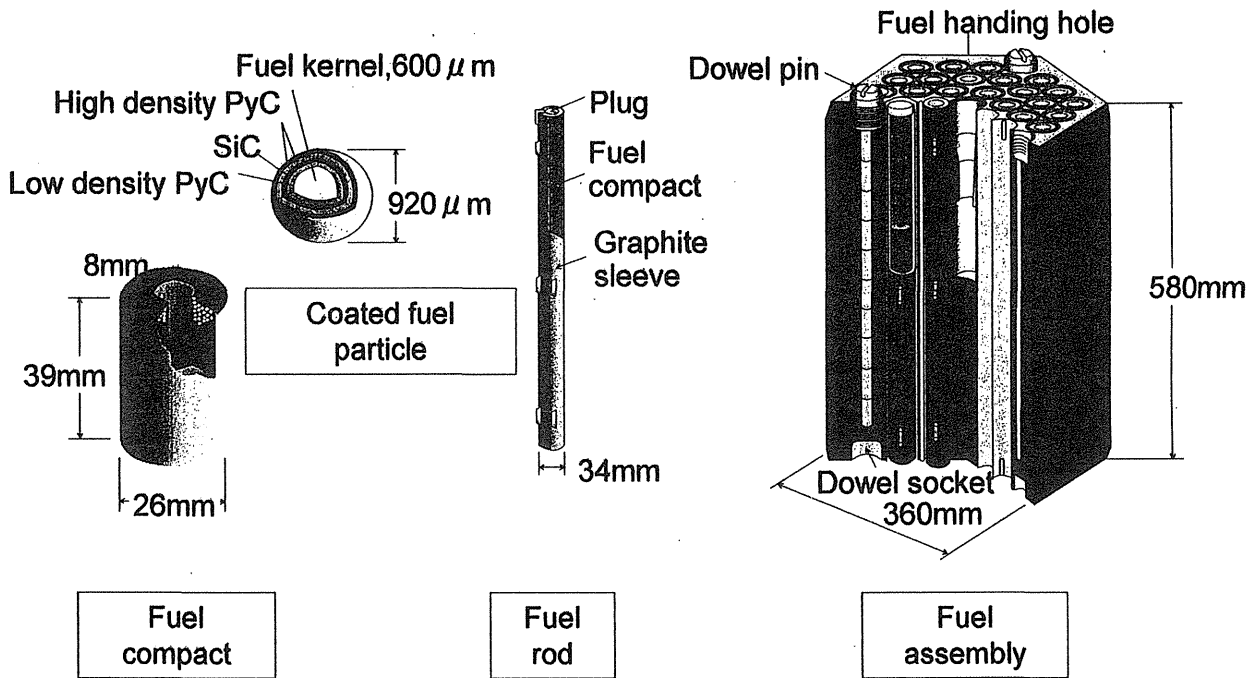
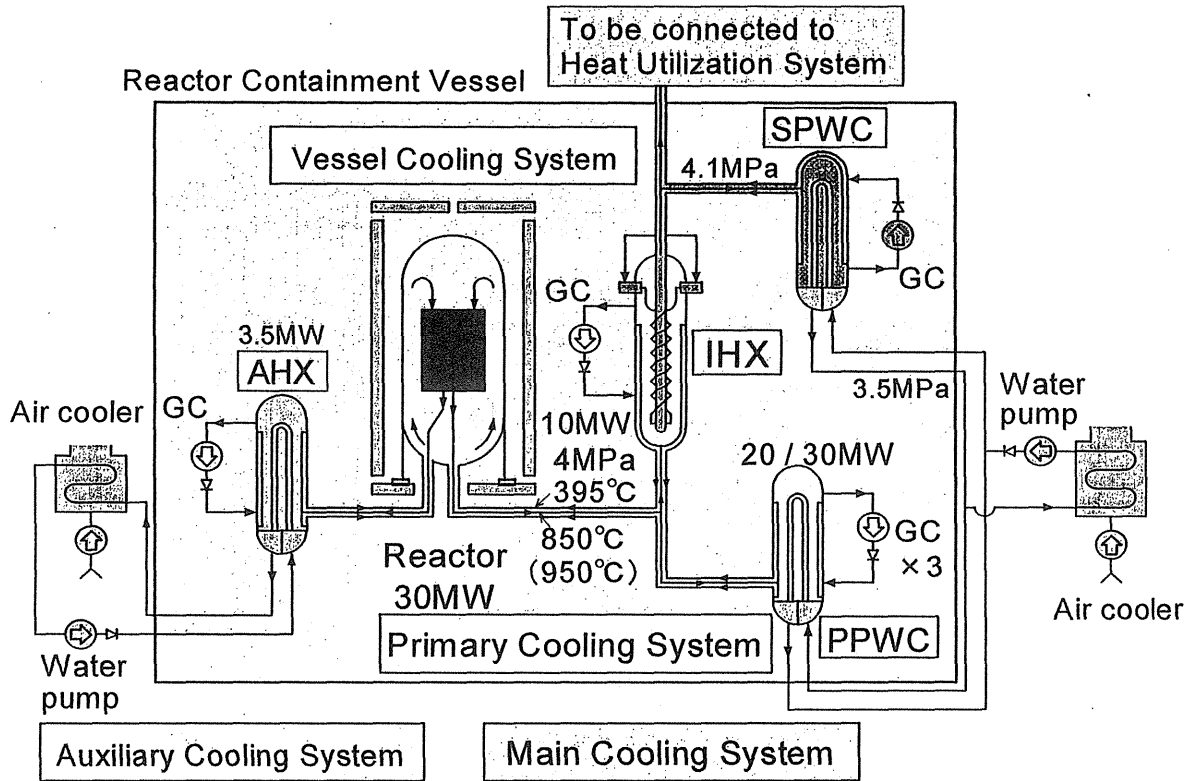


Fig.3 Structure of fuel assembly



IHX : Intermediate heat exchanger SPWC: Secondary pressurized water cooler
 PPWC: Primary pressurized water cooler AHX : Auxiliary heat exchanger
 GC : Gas Circulator

Fig.4 Schematic diagram of reactor cooling system

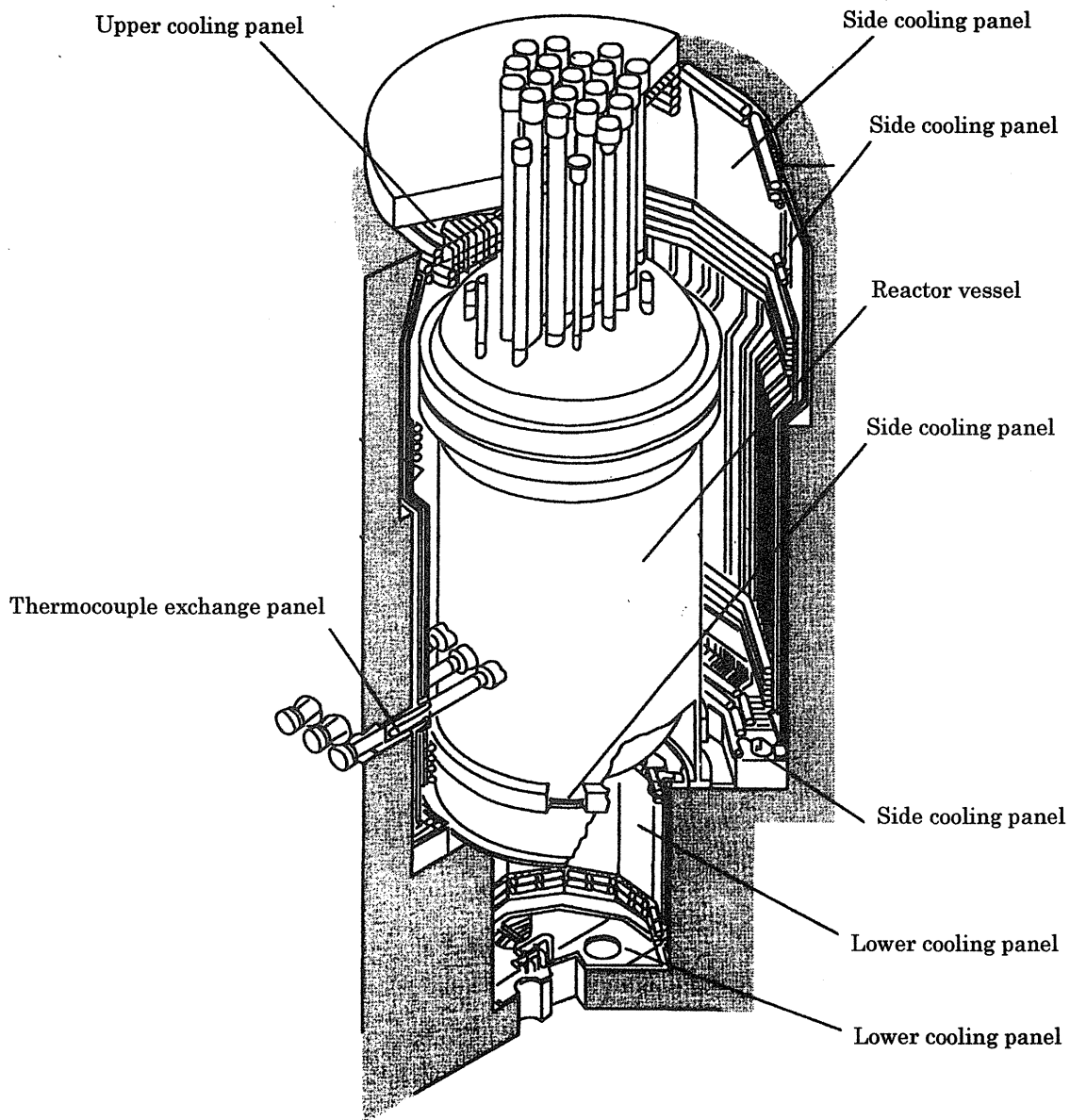
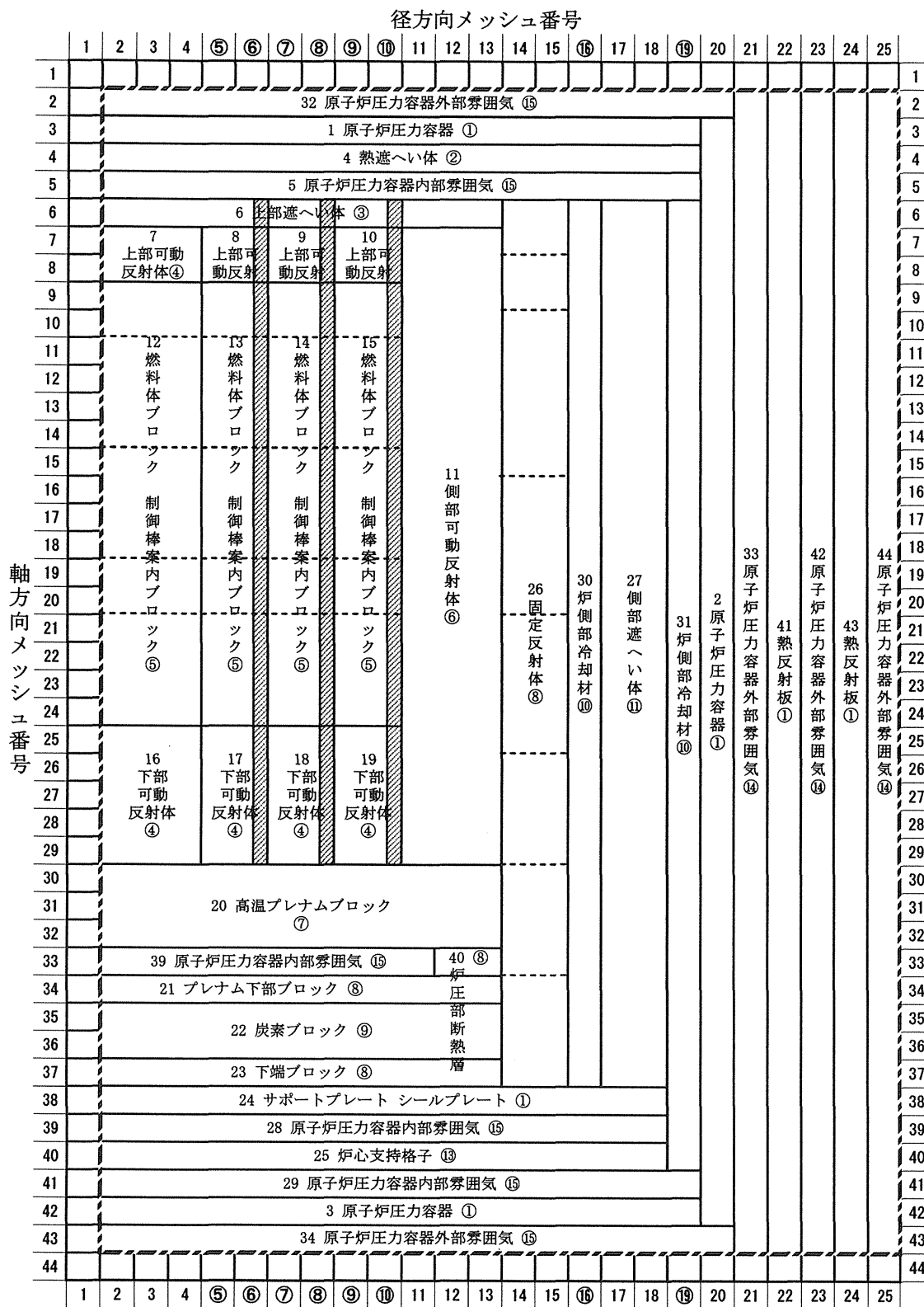


Fig.5 Structure of vessel cooling system



網掛け部の炉心温度を BLOOST-J2 の境界温度に使用

Fig.6 TAC-NC コードの炉心部モデル

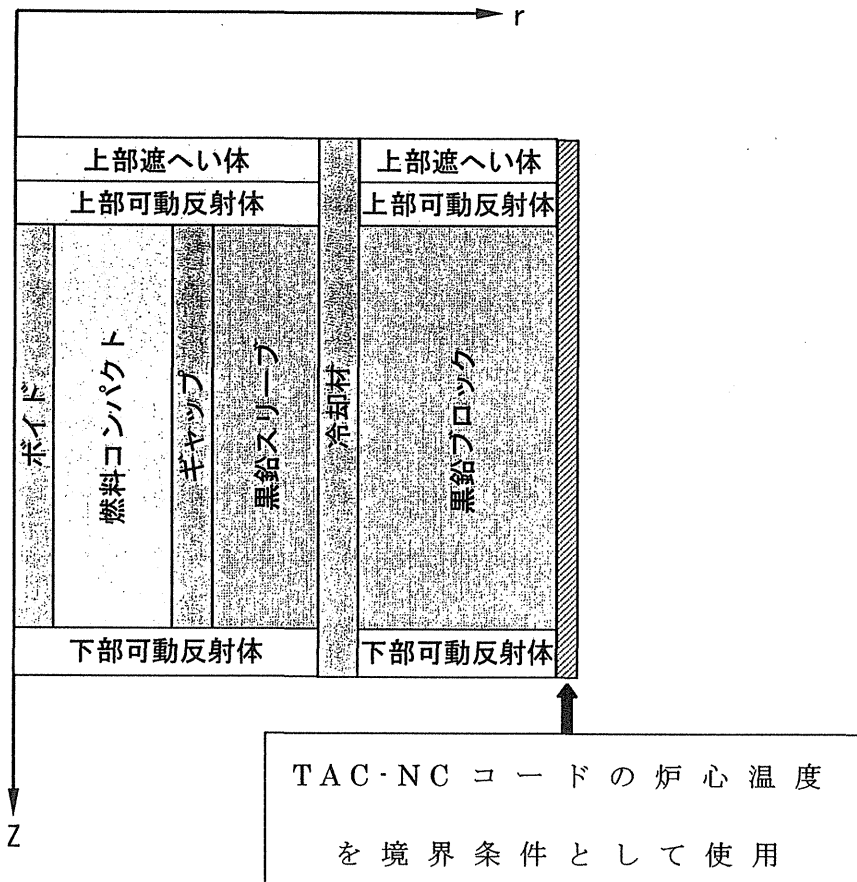


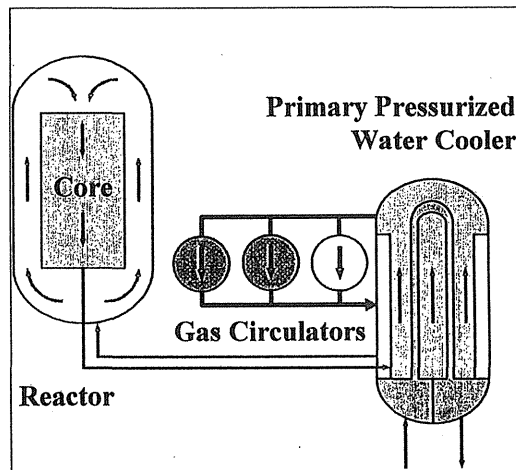
Fig.7 BLOOST-J2 コードの炉心部モデル

Coolant Flow Reduction Test - Test Method -

Test Conditions

- Reactor Power 30~100%
- Reactor Outlet Coolant Temperature
 - Initial Below 850°C
 - During Test Below 950°C
- Gas Circulators to be Stopped 1 or 2 (out of 3)
- Reactor Power Control System Disabled*

* Power supply for driving all control-rods is cut off.
 ** Scram set-values of primary coolant flow rate (Low), etc. are modified to prevent a reactor scram.



Transient Data of Reactor Power, Reactor Inlet & Outlet Coolant Temperature, etc. are obtained.

Fig.8 Coolant flow reduction test

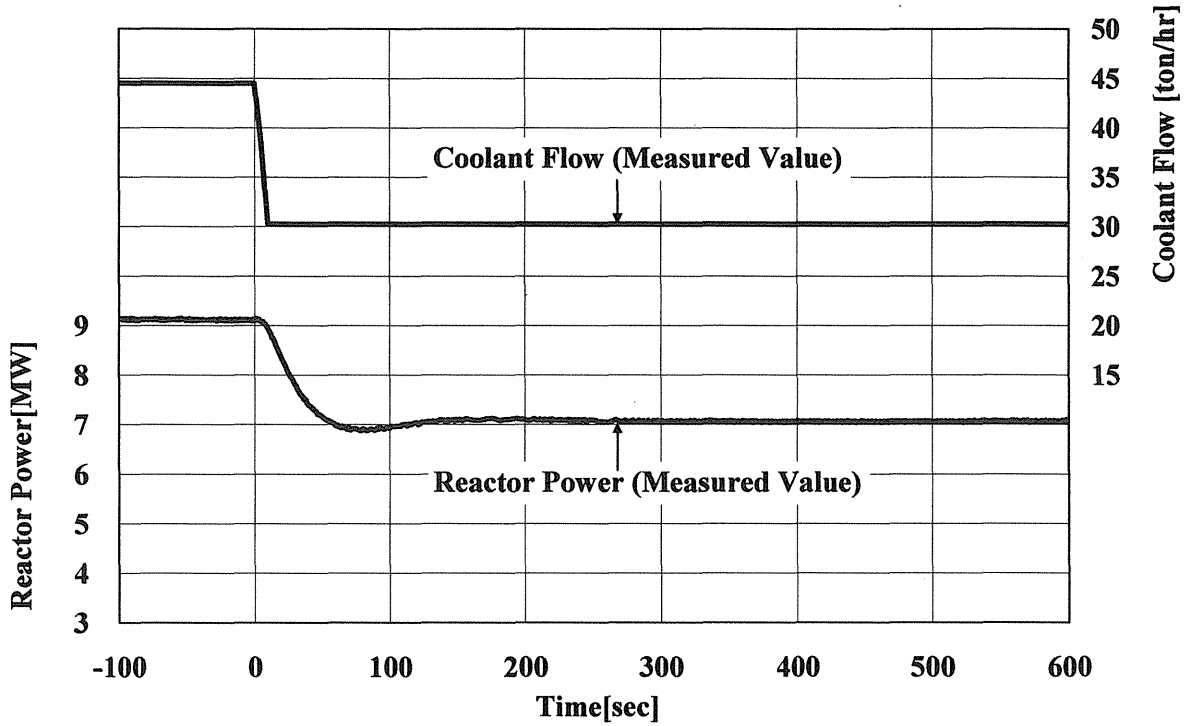


Fig.9(a) Measured values of one gas circulator tripping test

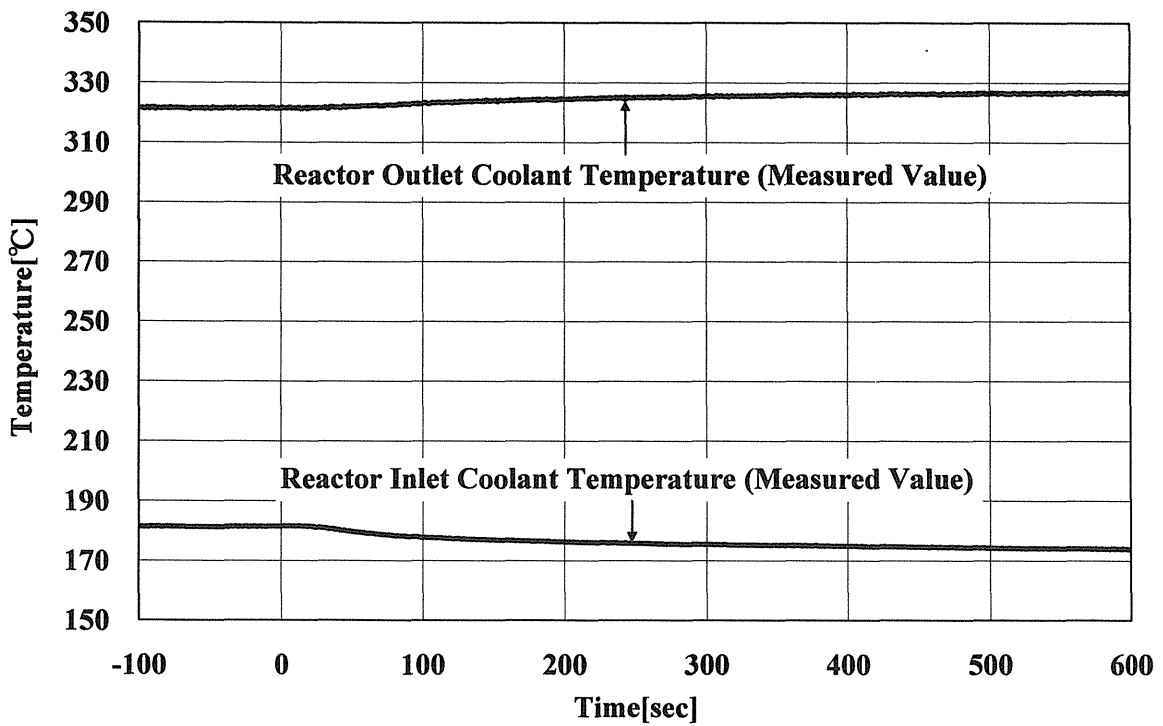


Fig.9(b) Measured values of one gas circulator tripping test

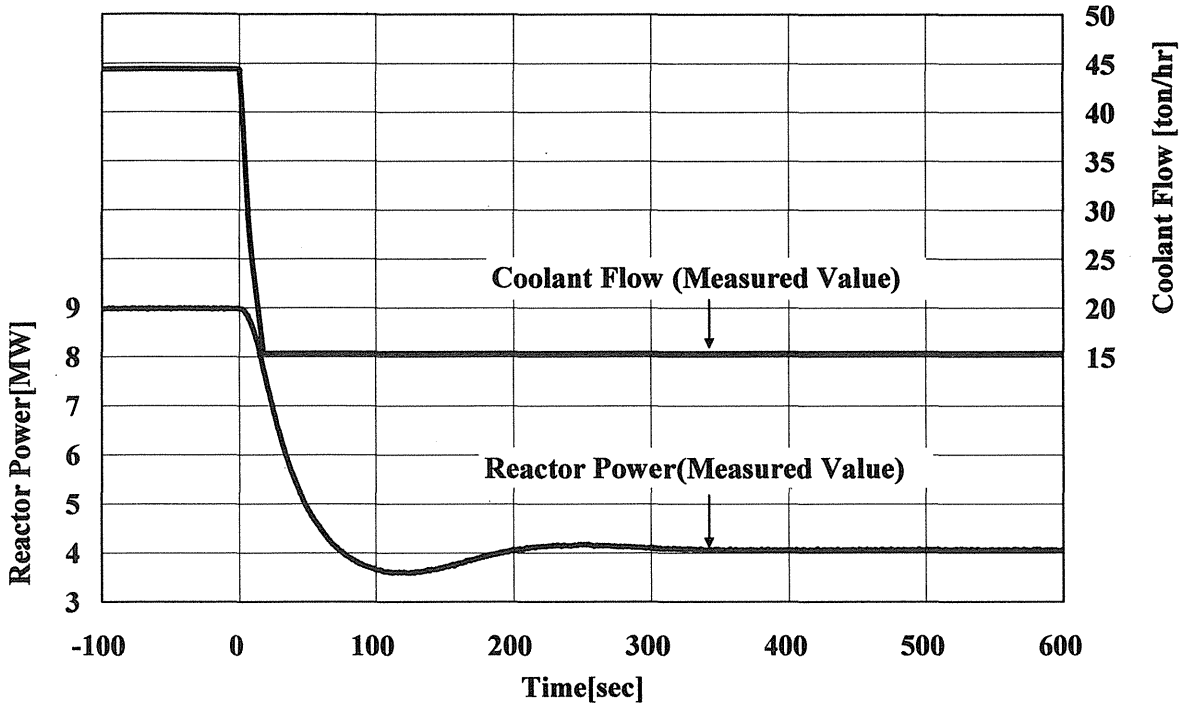


Fig.10(a) Measured values of two gas circulator tripping test

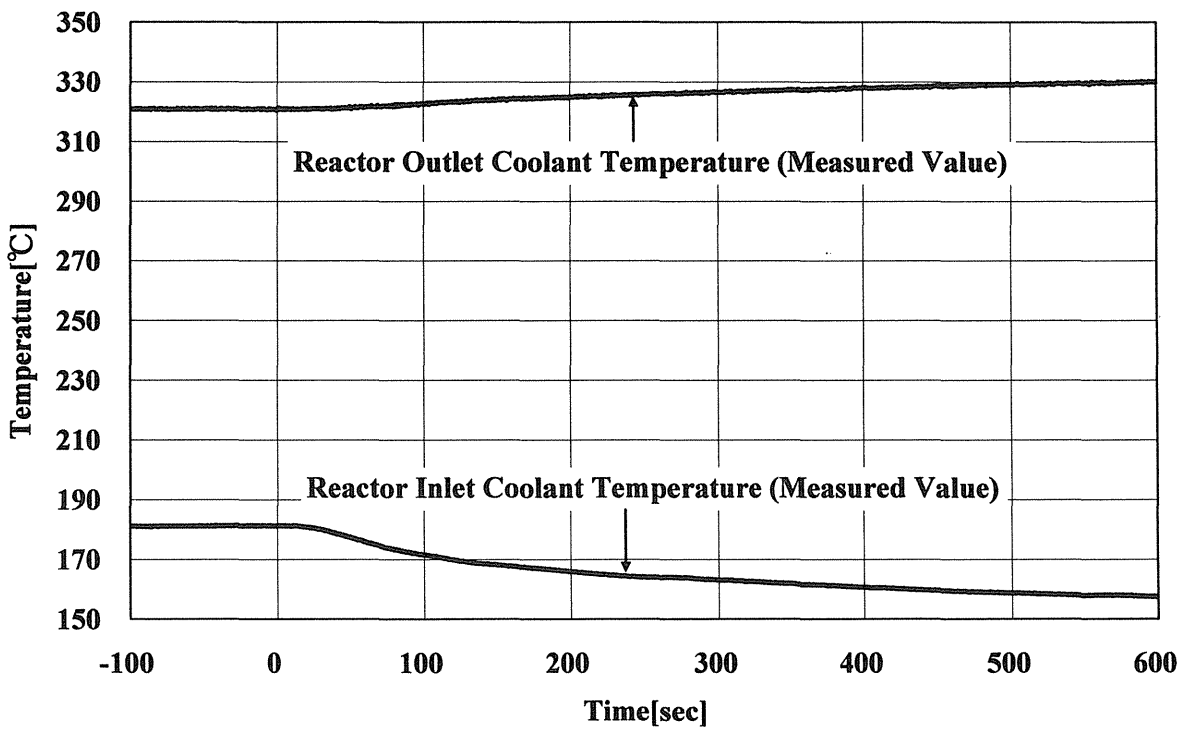


Fig.10(b) Measured values of two gas circulator tripping test

This is a blank page.

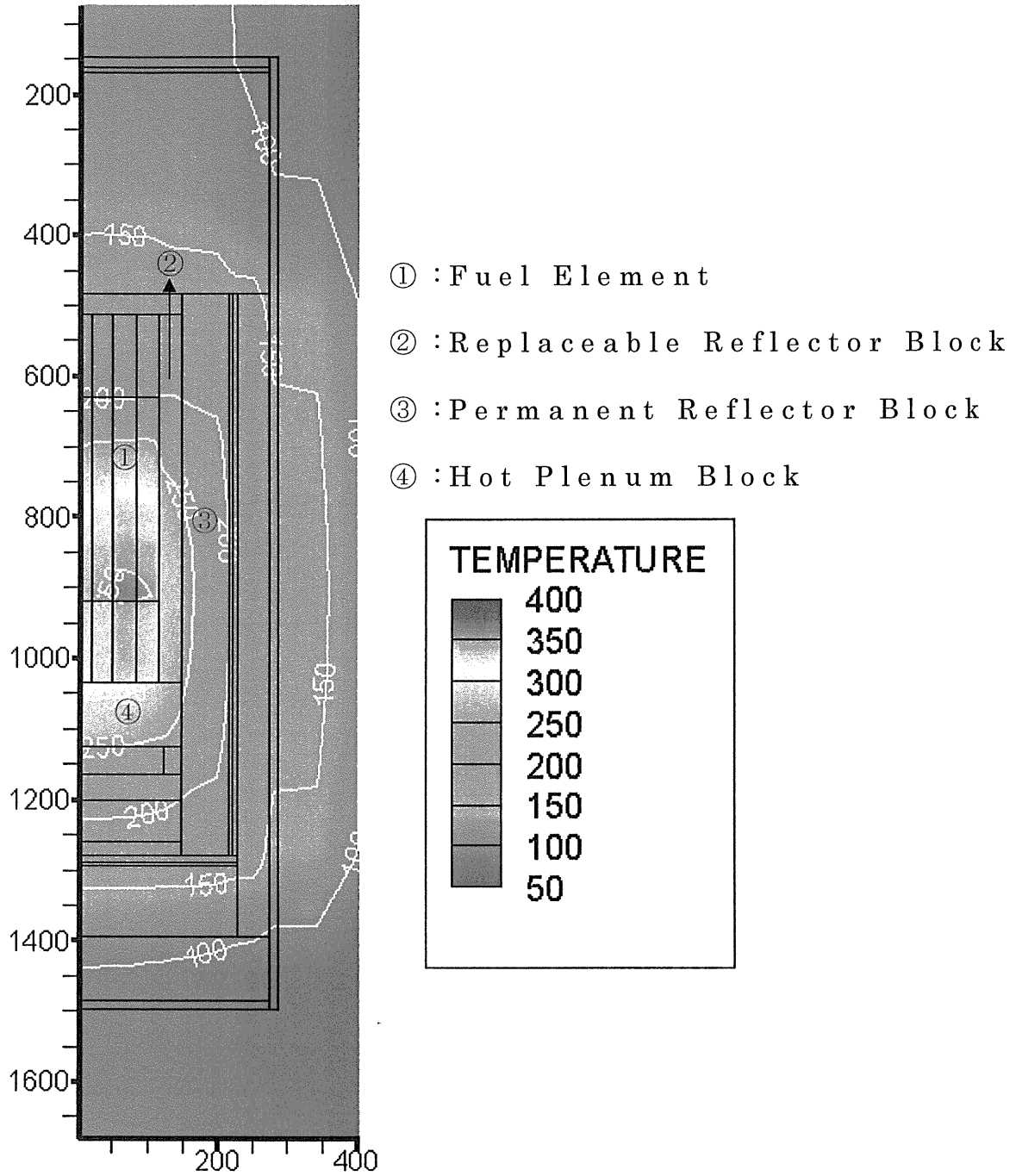


Fig.11 Steady state temperature distribution
 in case of 9MW

This is a blank page.

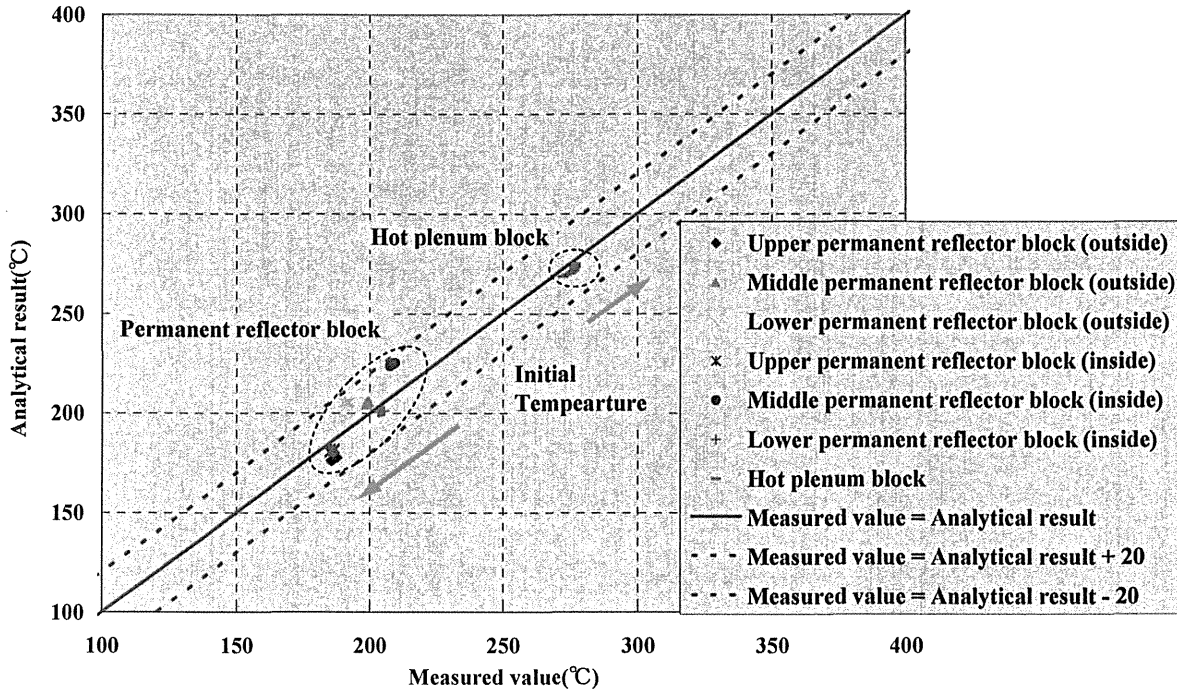


Fig.12 Transient temperature distribution in one gas circulator tripping test

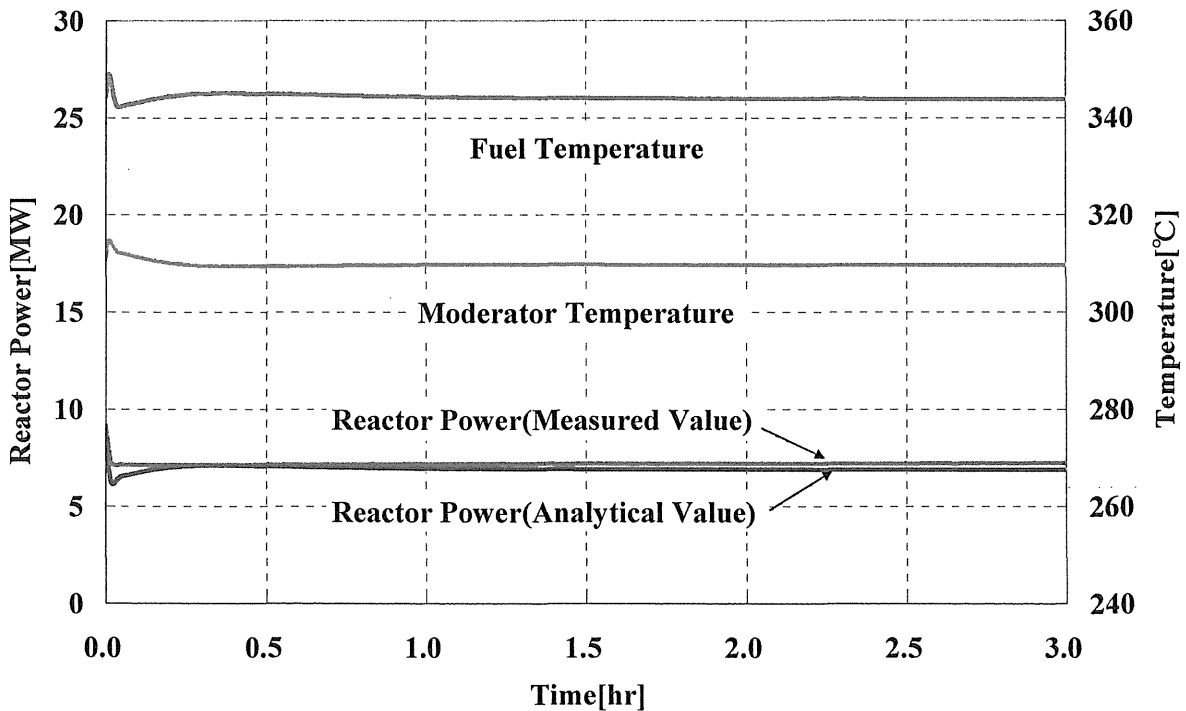


Fig.13 Transient reactor power and temperature in one gas circulator tripping test

This is a blank page.

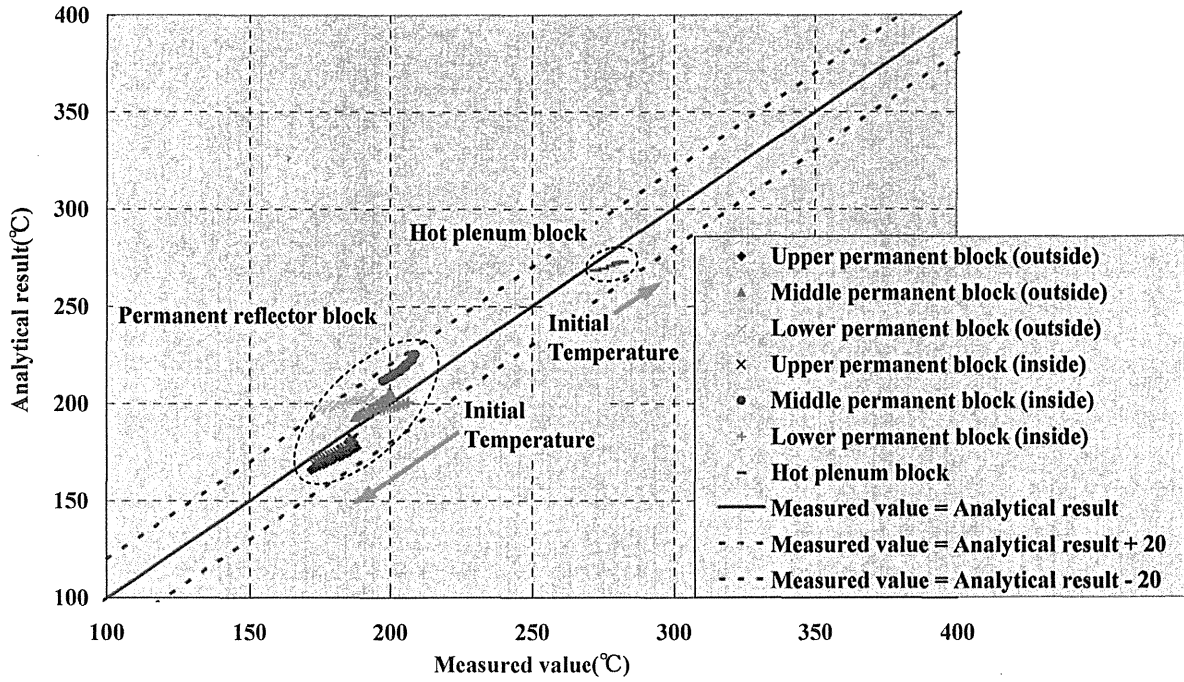


Fig.14 Transient temperature distribution in two gas circulator tripping test

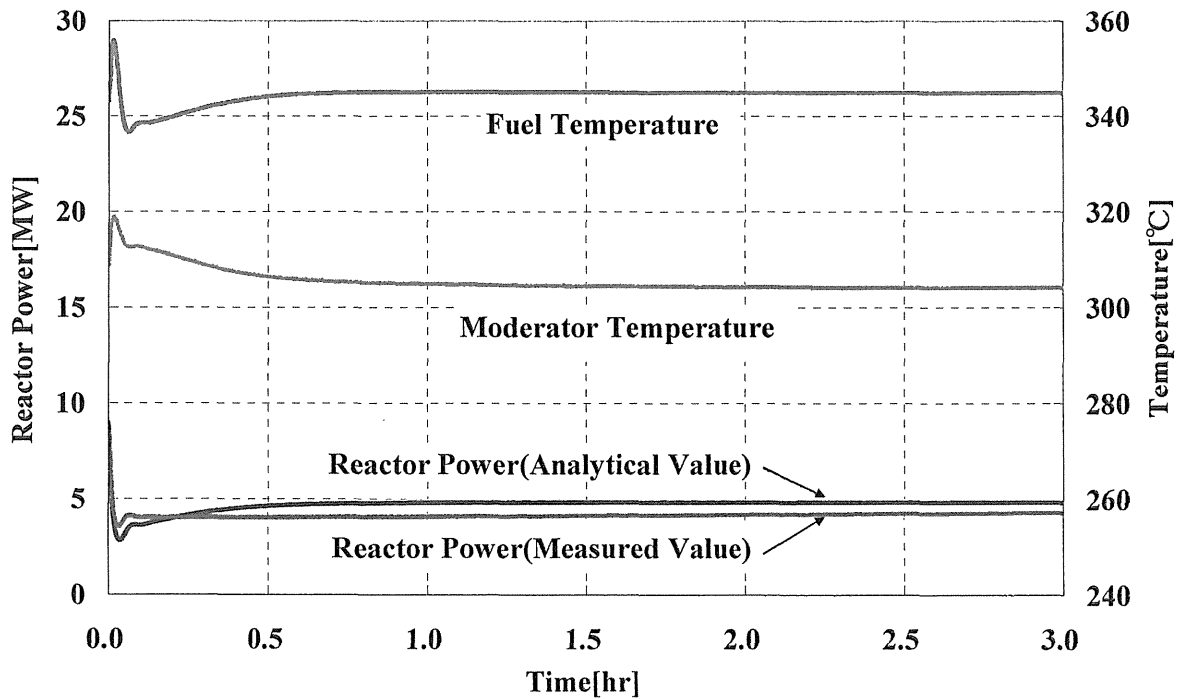


Fig.15 Transient reactor power and temperature in two gas circulator tripping test

This is a blank page.

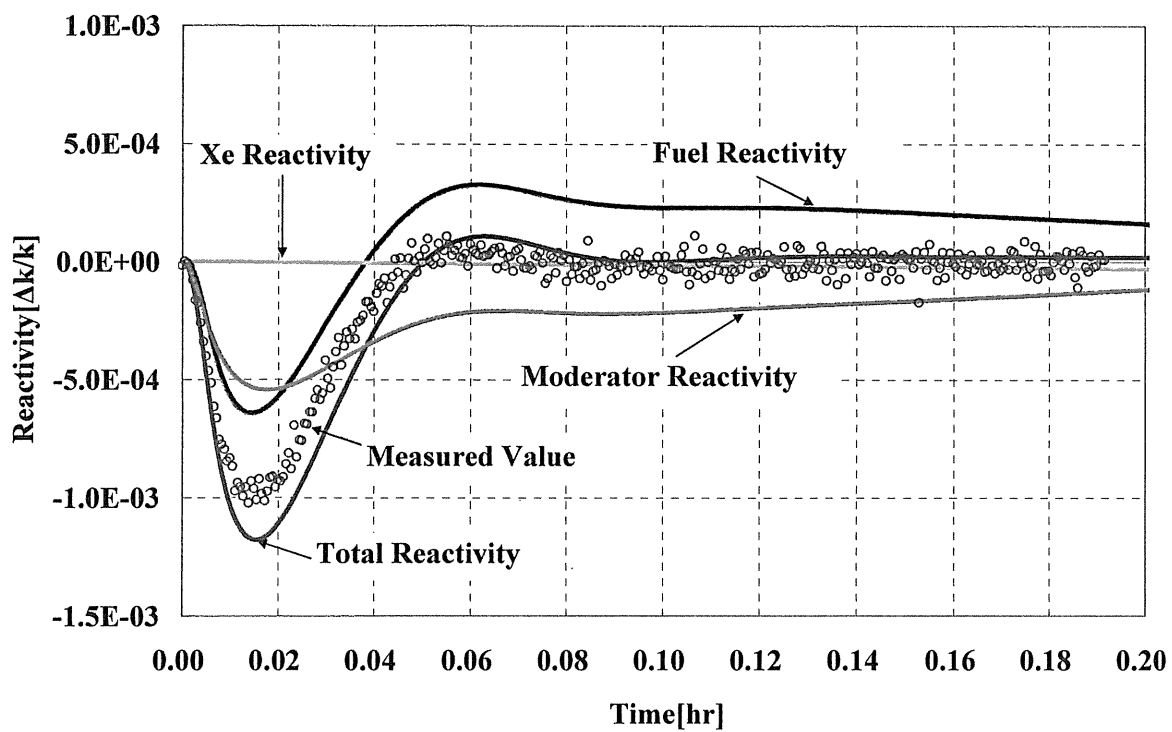


Fig.16 Transient reactivity in two gas circulator tripping test

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	ジーメンズ	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
照射度	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	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV = 1.60218 × 10⁻¹⁹ J
 1 u = 1.66054 × 10⁻²⁷ 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 - ン	b
バ - ル	bar
ガ - ル	Gal
キュリ -	Ci
レントゲン	R
ラ - ド	rad
レ - ム	rem

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m
 1 b = 100 fm² = 10⁻²⁸ m²
 1 bar = 0.1 MPa = 10⁵ Pa
 1 Gal = 1 cm/s² = 10⁻² m/s²
 1 Ci = 3.7 × 10¹⁰ Bq
 1 R = 2.58 × 10⁻⁴ C/kg
 1 rad = 1 cGy = 10⁻² Gy
 1 rem = 1 cSv = 10⁻² 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, 1 eV および 1 u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わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令では 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

粘度 1 Pa·s(N·s/m²) = 10 P(ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 10⁴ St(ストークス) (cm²/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
力	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	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	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
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸
	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

1 cal = 4.18605 J (計量法)
 = 4.184 J (熱化学)
 = 4.1855 J (15 °C)
 = 4.1868 J (国際蒸気表)
 仕事率 1 PS (仏馬力)
 = 75 kgf·m/s
 = 735.499 W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹
	3.7 × 10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

TAC/BLOOSTコート
の検証(受託研究)

R100

古紙配合率100%
白色度70%再生紙を使用しています。