

小型高温ガス炉システムHTR50Sの第I期第1段階の
炉心の通常運転時における被覆燃料粒子の
健全性の予備的評価

Preliminary Evaluation of Integrity of
Coated Fuel Particles under Normal Operation
in Core of Small-sized HTGR System HTR50S at 1st Step of Phase I

相原 純 後藤 実 稲葉 良知 井坂 和義
大橋 弘史 橘 幸男

Jun AIHARA, Minoru GOTO, Yoshitomo INABA, Kazuyoshi ISAKA
Hirofumi OHASHI and Yukio TACHIBANA

原子力水素・熱利用研究センター
小型高温ガス炉研究開発ユニット

Small-sized HTGR Research and Development Division
Nuclear Hydrogen and Heat Application Research Center

May 2014

本レポートは独立行政法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

独立行政法人日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根2番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

小型高温ガス炉システム HTR50S の第 I 期第 1 段階の炉心の 通常運転時における被覆燃料粒子の健全性の予備的評価

日本原子力研究開発機構 原子力水素・熱利用研究センター

小型高温ガス炉研究開発ユニット

相原 純、後藤 実、稲葉 良知、井坂 和義[※]、大橋 弘史、橘 幸男

(2014 年 2 月 21 日 受理)

(独)日本原子力研究開発機構(JAEA)は 50 MWt の小型高温ガス炉(HTGR)である HTR50S の概念設計を行った。本稿においては、既存の核熱計算結果を用い、HTR50S の第 I 期第 1 段階の炉心(第 1 次炉心)の被覆燃料粒子(CFP)の通常運転時の健全性を評価した。高温ガス炉用被覆燃料粒子の通常運転時において起こる現象のうち、破損の原因になり得るものは、CFP 内の温度勾配による燃料核の移動、核分裂生成物(FP)である Pd と SiC との反応による SiC 層の腐食(Pd 腐食)、及び被覆燃料粒子内での内圧上昇であると考えられている。本稿においては、これらの現象に対して各々評価を行ったところ、CFP の健全性は維持されると判定された。

**Preliminary Evaluation of Integrity of Coated Fuel Particles under Normal Operation
in Core of Small-sized HTGR System HTR50S at 1st Step of Phase I**

Jun AIHARA, Minoru GOTO, Yoshitomo INABA, Kazuyoshi ISAKA[※], Hirofumi OHASHI
and Yukio TACHIBANA

Small-sized HTGR Research and Development Division,
Nuclear Hydrogen and Heat Application Research Center
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received February 21, 2014)

Japan Atomic Energy Agency (JAEA) is carrying out conceptual design of a 50MWt small-sized high temperature gas cooled reactor (HTGR), HTR50S. In this report, integrity of coated fuel particles (CFPs) is evaluated for core of HTR50S at 1st step of phase I (first core of HTR50S) under normal operation. CFPs are considered to be failed by fuel kernel migration by temperature gradient in CFPs or corrosion of SiC layer by fission product Pd (Pd corrosion) or increase in internal pressure under normal operation. In this report, integrity of CFPs is to be maintained for each phenomenon.

Keywords: HTR50S, Coated Fuel Particle, Intactness, Pd Corrosion, Kernel Migration, Pressure Vessel Failure, High Temperature Gas-cooled Reactor

※ Collaborating Engineer

目 次

1. 序論	1
1.1 はじめに	1
1.2 本稿における燃料要素の通常運転時に関わる設計方針	1
1.3 本稿の構成	1
1.4 用語等の説明	2
2. 燃料核移動	3
2.1 はじめに	3
2.2 本稿における判定法の決定	3
2.2.1 参考文献 7 における核移動距離計算法の適用性	3
2.2.2 参考文献 7 における要件に基づく HTR50S の場合の要件の決定	3
2.2.3 本稿における判定法	4
2.3 判定	4
3. Pd 腐食	5
3.1 はじめに	5
3.2 判定	5
4. 内圧上昇等	6
4.1 はじめに	6
4.2 解析による内圧上昇についての判定	6
4.2.1 概要	6
4.2.2 方法	6
4.2.3 内外挿計算条件及び計算結果・評価及び判定	7
4.3 内圧上昇等についてのまとめ	8
5. まとめ	9
参考文献	9
付録 A 燃料核移動距離の計算法	15
付録 B 本稿における解析による内圧上昇についての健全性の判定法及び判定基準の 決定	19

Contents

1. Introduction	1
1.1 Forward	1
1.2 Policy for design of fuel elements on normal operation in this report	1
1.3 Structure of this report	1
1.4 Basic data	2
2. Fuel kernel migration	3
2.1 Forward	3
2.2 Judgment method	3
2.2.1 Applicability of calculation method of fuel kernel migration distance in ref. 7	3
2.2.2 Prerequisites for HTR50S based on those in ref. 7	3
2.2.3 Judgment method	4
2.3 Judgment	4
3. Pd corrosion	5
3.1 Forward	5
3.2 Judgment	5
4. Increase in internal pressure, etc.	6
4.1 Forward	6
4.2 Judgment of integrity of CFPs on increase in internal pressure under normal operation by calculation	6
4.2.1 Outline	6
4.2.2 Method	6
4.2.3 Judgment	7
4.3 Summary on increase in internal pressure, etc.	8
5. Summary	9
References	9
Appendix A Calculation method for fuel kernel migration distance	15
Appendix B Decision of method and criterion for judgment of integrity of CFPs on increase in internal pressure	19

1. 序論

1.1 はじめに

原子力発電においては、スケールメリットによる発電価格低減の追求が図られてきたが、その一方で、開発途上国用として中小型炉開発に対する気運が世界的に高まっている¹⁾。(独)日本原子力研究開発機構(JAEA)においては上記のような背景を踏まえ、小型高温ガス炉(HTGR)システム(HTR50S)の概念設計を実施した²⁾。HTR50Sの設計においては、建設コストの低減および比較的近い将来における導入を可能とするために、新たな研究開発を必要とする先進的な技術はできるだけ用いず、我が国に唯一実在するHTGRである高温工学試験研究炉(HTTR)³⁾の技術をベースとすることとした。

HTR50Sの第I期第1段階における炉心(第1次炉心)の核・熱設計については、既に報告している⁴⁾⁶⁾。本稿では、通常運転時のHTR50Sの第1次炉心の被覆燃料粒子(CFP)の健全性維持について、参考文献7に基づき、予備的に評価する。参考文献7は、HTTR装荷用燃料の製造に向けて燃料メーカーの量産製造燃料の品質向上が図られていた時期に、20年間に渡るR&Dから得られた様々な知見及びデータを、HTTR条件下での健全性及び安全性評価の観点から整理したものであり、HTTRの設置許可申請書に反映されたものである。

本稿で行われる予備評価は、今後、核・熱設計の修正及びCFPの健全性の具体的な評価法もしくは評価基準の見直しに応じて見直す計画である。

1.2 本稿における燃料要素の通常運転時に関わる設計方針

参考文献7における燃料要素の設計方針のうち、本稿の範囲である通常運転時のCFPの健全性に関係することを抽出すると、「通常運転時のCFPからの核分裂生成物(FP)の放出を少なくするため、運転中に発生するCFP被覆層の破損は充分許容し得る小さな値に制限するよう燃料棒を設計すること。」である。この設計方針をHTR50Sにおいても採用する。

1.3 本稿の構成

HTGR用CFPの通常運転時において起こる現象のうち、追加破損の原因になり得るものは以下の3点と考えられている⁸⁻¹⁰⁾。

- 燃料核移動：被覆燃料粒子内での温度勾配による燃料核の移動。燃焼に伴って過剰となった酸素が被覆層中の炭素と反応してCOが生じるが、熱力学的な平衡からこの反応の進行が高温側と低温側で異なるため、反応によって生じたCOが高温側から定温側へ輸送され、低温側で酸素と析出炭素に乖離する結果、燃料核が高温側から低温側へ移動するものとされている^{7,11)}。
- Pd腐食：核分裂生成物(FP)であるPdとSiCとの反応によるSiC層の腐食。
- 内圧上昇等：被覆燃料粒子内での内圧上昇及び、その他諸々の現象。

本稿においては、参考文献7と同様に、上記の各々の現象に対して評価を行う。「CFP被覆層の破損は充分許容し得る小さな値に制限される」かどうかについて、具体的な評価法及び評価の基準も参考文献7に極力準拠する。

1.4 用語等の説明

(1) HTR50S の仕様

Table 1 に主要な仕様を纏めた⁶⁾。また、以下、本稿において最低限必要な範囲で述べる。

- 炉心は Fig. 1 に示すように 6 段の炉心層から成る。
- 燃料交換は effective full power day にして 730 [day]ごとに行われる。
- 第 1 次炉心については燃料交換時に燃料全部を交換する⁶⁾。
- 第 1 次炉心の被覆燃料粒子(CFP)としては、HTTR と同じ仕様(Table 2)のものをを用いる²⁾。

HTR-50S のその他の基本仕様については参考文献 2 及び 12 を参照すること。

(2) 温度に関する用語¹³⁾

以下に簡単に解説する。

- ノミナル温度
出力分布及び炉内冷却材流量配分を用い、工学的安全係数を考慮せずに計算された温度。
- システムティック温度
工学的安全係数のうちシステムティック因子を考慮した温度。システムティック因子とは、出力分布や冷却材流量配分の不確かさ及び原子炉熱出力の測定誤差等を考慮した安全係数である。
- システムティックランダム温度
工学的安全係数のうちシステムティック因子に加えてランダム因子も併せて考慮した温度。ランダム因子とは、製造公差等及び熱流動関係の諸定数のばらつき等の統計処理に関する安全係数である。

(3) HTTR の運転モード

HTTR の運転モードには以下の 2 つが存在する。出力はどちらも 30 [MW]である。

- 定格運転：原子炉出口冷却材温度を約 1123 [K]とする運転モード。
- 高温試験運転：原子炉出口冷却材温度を約 1223 [K]とする運転モード。

2. 燃料核移動

2.1 はじめに

基本的には参考文献 7 における燃料核移動についての健全性維持の判定法に準拠する。HTTR では、燃料核移動について「CFP の健全性が維持される」と判定されるための要件は、後述の設計式を用い、システムティック温度を用いて核移動距離を計算し、以下の要件 a.及び b.の両方が満たされることであった。

要件 a. 高温試験運転を全運転期間（660 日）続けると仮定して核移動距離を評価した場合、燃料核の最大移動距離がバッファ層及び IPyC 層の平均厚さの合計（90 [μ m]）に達しないこと。

要件 b. CFP の製造公差（バッファ層及び IPyC 層の厚さのばらつき）を考慮し、燃料核の最大移動距離が 55 [μ m]以下となるよう、高温試験運転の期間を制限する。

2.2 本稿における判定法の決定

2.2.1 参考文献 7 における核移動距離計算法の適用性

核移動距離の計算は、HTR50S についても全く同様に行うことが可能である。

2.2.2 参考文献 7 における要件に基づく HTR50S の場合の要件の決定

(1) 上記 2.1 節中の 2 つの要件 a.及び b.の HTR50S の第 1 次炉心の場合の適用性を以下に検討する。

1) 要件 a.の適用性の検討

- HTR50S においては複数の運転モードは存在しない。
- HTR50S の第 1 次炉心における CFP の仕様は HTTR のそれと同じである。
- 従って、要件 a.は、通常運転時(冷却材出口温度 1023 [K])の CFP の健全性維持の検討が可能になるよう修正して適用する。

2) 要件 b.の適用性の検討

- 上記の通り、HTR50S においては複数の運転モードは存在しない。
- 上記の通り、HTR50S の第 1 次炉心における CFP の仕様は HTTR のそれと同じである。
- 従って、要件 b.は、通常運転時(冷却材出口温度 1023 [K])の CFP の健全性維持の検討が可能になるよう修正して適用する。

(2) HTR50S の第 1 次炉心の場合の要件の決定

上記 2.2.2 小節(1)で行った検討により、HTR50S の第 1 次炉心における燃料核移動についての健全性維持の評価においては、上記 2.1 節中の要件 a.及び b.を以下の a'及び b'に修正して適用することとする。

要件 a'. 既存の核・熱設計に基づいて計算した燃料核移動の最大値が 90 [μ m]以下であること。

要件 b'. 既存の核・熱設計に基づいて計算した燃料核移動の最大値が 55 [μm] 以下であること。

要件 b'が満たされるならば要件 a'は必ず満たされる。従って、実際には要件 b'のみを適用する。

2.2.3 本稿における判定法

以上により、本稿においては、まず別報の核・熱設計⁶⁾に基づき、参考文献 7 と同様の方法で燃料核移動距離を計算してその最大値を抽出し、それが 55 [μm]を超えなければ「燃料核移動について通常運転時における CFP の健全性は維持される」と判定する。

2.3 判定

Table 3 に示す燃料コンパクト寸法等⁶⁾、及び全 4 チャンネルの軸方向 6 段²⁾×12 分割= 72 箇所の T_{ni} , T_{no} , T_{so} ⁶⁾の履歴より、径方向に 1×10^{-4} [m]おきにシステムティック温度を用いた場合の核移動距離を、参考文献 7 と同様の方法で計算した。即ち、 $4 \times 72 \times 80 = 23040$ 点について計算した。(具体的な計算法の詳細は付録 A に収録)計算に用いた温度履歴の例として、核移動距離が最大である点を含んでいたチャンネル及び軸方向位置における T_{ni} , T_{no} , T_{so} の履歴を Fig. 2 に示す。

23040 点について計算した核移動距離から抽出した核移動距離の最大値は約 53.2 [μm]であり、55 [μm]より小さかった。従って、燃料核移動について通常運転時における CFP の健全性は維持されると判定される。

3. Pd 腐食

3.1 はじめに

基本的には参考文献 7 における燃料核移動についての健全性維持の判定法に準拠する。

参考文献 7 においては、Pd 腐食について「CFP の健全性が維持される」と判定されるための要件は、システムティック温度を用い、実験データに基づく設計式 7)により腐食距離を計算し、その最大値が SiC 層の平均厚さに比べて充分小さい値であることであった 7)。

3.2 判定

6 つの炉心層ごと (Fig. 1 参照) に最も保守的な計算条件を設定し、炉心層ごとに Pd 腐食距離の最大値を計算した。即ち、燃焼度 θ としては Table 4 に示す各炉心層における最大値を、温度履歴としては、Fig. 3 に示す各炉心層におけるシステムティック温度 θ の最高値の履歴を各々計算条件として設定した。計算には PdSiC コードを用いた。PdSiC コードは、参考文献 7 において行われたものと同等の方法 (参考文献 7 の 3.2.2 及び 3.3.2 小節参照) により SiC 層の最大腐食距離を計算するコードであり、JAEA において設計した別の HTGR である GTHTR300 の燃料健全性評価においても使用されたものである 14)。

計算の結果、Pd 腐食距離の最大値は約 10.6 [μ m] であった。これは領域ごと (本章の場合は 6 つの炉心層ごと) に最も保守的な条件を設定して計算した結果であるから、更に領域を細かく区切って (例: 各炉心層を上下 2 層に分割) 条件を設定して計算を行うと、最大値は確実に上記の値より小さくなる。従って、システムティック温度を用いて計算する Pd 腐食距離の最大値 D_{max} は約 10.6 [μ m] 未満と評価され、SiC 層の平均厚さ (Table 2 に示すように 25 [μ m]) よりも充分小さい。従って、燃料核移動について通常運転時における CFP の健全性は維持されると判定される。

4. 内圧上昇等

4.1 はじめに

参考文献 7 においては、内圧上昇その他諸々の総合的な結果として照射データを用いて健全性を実証している。この照射データは、燃焼度が HTTR における最大燃焼度を超えているのみならず、照射温度が HTTR の通常運転時の燃料のシステムティックランダム温度の最高値(参考文献 7 においては高温試験運転モードで 1765 [K]とされている)を考慮しても十分に高温といえる温度(1743[K]⁷⁾までの照射でのデータである。

この参考文献 7 における実証データは燃焼度 43 [GWd/t]までのものである⁷⁾。一方、HTR50S の第 1 次炉心においては、最大燃焼度は 50.4[GWd/t] (Table 4 参照)であり、全燃料領域の約 5.7 [%]が燃焼度 43 [GWd/t]を超える⁶⁾。また、上記の参考文献 7 における実証データ取得より後、JMTR における HTTR 燃料の先行照射試験¹⁵⁾において、最高 6.1 [%FIMA](約 57 [GWd/t])までの照射を行った。この燃焼度は HTR50S の第 1 次炉心における最大燃焼度を超えている。しかしながら、照射温度は 1573 [K]であり、HTR50S の第 1 次炉心の通常運転時の健全性実証試験としては十分な高温とみなすことはできない。HTR50S の第 1 次炉心における燃料のシステムティックランダム温度の最高値は 1740 [K]⁶⁾である。

従って、十分な高温・高燃焼度領域までの照射データが存在しないため、内圧上昇等については参考文献 7 に準拠した方法による HTR50S の第 1 次炉心における通常運転時の CFP の健全性の判定は現在のところできない。

そこで本章では、燃料核移動及び Pd 腐食についてと同様、内圧上昇に対する CFP の通常運転時の健全性について、解析による判定を行う。

4.2 解析による内圧上昇についての判定

4.2.1 概要

JAEA の CFP の内圧破損挙動解析コードにおいては、初期健全 CFP の健全性は SiC 層内面周方向応力で決まる¹⁶⁾。そこで本稿においては、内圧上昇についての判定基準を定めるにあたってはこの値に着目することとした。

具体的にはまず、核移動距離及び Pd 腐食距離の最大値の評価と同じく、システムティック温度を用い、初期健全 CFP の SiC 層内面周方向応力 u_s [MPa]を計算する。そして、この応力がある条件を満たせば、「内圧上昇について通常運転時における CFP の健全性は維持される」と判定する。

4.2.2 方法

(1) 初期健全 CFP の SiC 層内面周方向応力の計算

参考文献 17 と同様、材料試験炉(JMTR)における公称 7 [%FIMA]まで照射された HTTR 燃料の予備的な照射後試験(PIE)¹⁵⁾に基づき、 u_s [MPa]を内外挿計算する。本稿においては、照射温度及び被覆燃料粒子の仕様に関わらず、この JMTR における照射での燃焼度よりも小さい燃焼度における応力を計算/評価することを「内挿計算/評価」、大きい燃焼度における応力を

計算/評価することを「外挿計算/評価」と各々定義する。

具体的には、下記 a)~c)のように改良した FIGHT コード⁸⁾を用いて応力の内外挿計算を行う。

- a) CFP の内圧及び健全粒子の被覆層の応力計算には Code-B-2¹⁶⁾を用いることとする。
- b) PyC の照射寸法変化率(高速中性子束の関数)と照射クリープ定数は参考文献 18 に基づいて設定する。
- c) 参考文献 18 に基づいて PyC の照射寸法変化率(高速中性子束の関数)を設定するにあたって必要な PyC のベーコン異方性因子(BAF) は 1.007980 とする¹⁶⁾。

なお、この改良 FIGHT コードで使用する BAF(1.007980)は、下記 i)~iii)のような方法で、定められた値である¹⁶⁾。

- i) 様々な BAF を仮定し、上記の a), b)によって u_s を計算する。
- ii) u_s を使い、本来の FIGHT コード⁸⁾と同じ方法で計算した内圧破損率を、仮定した BAF に対してプロットする。
- iii) 作成したグラフより、HTTR 燃料の先行照射試験結果¹⁵⁾と合致する BAF を読み取る。

(2) 判定

まず、上記(1)で計算した u_s の、全炉心・全運転期間における最大値 u_{smax} を評価する。この u_{smax} が、 $u_{scrR} = \text{約}328 \text{ [MPa]}$ を超えていなければ「内圧上昇について通常運転時における CFP の健全性は維持される」と判定する。

なお、この u_{scrR} の値は、現時点における HTR50S の第1次炉心のみについての判定基準である。(判定基準の決定については付録Bに収録)

4.2.3 内外挿計算条件及び計算結果・評価及び判定

ここでは各炉心層を 1 つの領域とした。内外挿計算に用いた各領域の燃焼度・高速中性子フルエンスとしては、その領域での最大値を採用した。燃料温度としては、各タイムステップ、各領域で最も高いシステムティック温度⁶⁾を採用した。内外挿計算に用いた各領域の照射温度⁶⁾、CFP 仕様及び燃焼度・高速中性子フルエンス⁶⁾については本編中の Fig. 3、Table 2 及び Table 4 を参照すること。

この計算条件を用いて内外挿計算した初期健全 CFP の u_s の最大値は、約 121 [MPa]であった。

これは領域ごと（本章の場合は 6 つの炉心層ごと）に最も保守的な条件を設定して計算した結果であるから、更に領域を細かく区切って（例：各炉心層を上下 2 層に分割）条件を設定して計算を行うと、最大値は確実に上記の値より小さくなる。従って、システムティック温度を用いて計算する初期健全 CFP の u_{smax} は約 121 [MPa]未満と評価され、約 328 [MPa]を超えない。従って「内圧上昇について通常運転時における CFP の健全性は維持される」と判定される。

4.3 内圧上昇等についてのまとめ

十分な高温・高燃焼度領域までの照射データが存在しないため、内圧上昇等については参考文献 7 に準拠した方法による HTR50S の第 1 次炉心における通常運転時の CFP の健全性の判定は現在のところできない。そこで、内圧上昇についてシステムティック温度を用いた解析による判定を行った。その結果、「内圧上昇について通常運転時における CFP の健全性は保持される」と判定された。

5. まとめ

参考文献 7 に極力準拠し、燃料核移動、Pd 腐食及び内圧破損等の各々について、熱出力 50 MWt の小型高温ガス炉システム HTR50S の第 1 次炉心の通常運転時における CFP の健全性の予備的な評価を行った。参考文献 7 は、HTTR 装荷用燃料の製造に向けて燃料メーカーの量産製造燃料の品質向上が図られていた時期に、20 年間に渡る R&D から得られた様々な知見及びデータを、HTTR 条件下での健全性及び安全性評価の観点から整理したものであり、HTTR の設置許可申請書に反映されたものである。

- (1) 燃料核移動についての CFP の健全性判定は、参考文献 7 における方法に準拠し、HTR50S にあわせて要件の修正を行った。システムティック温度を用いて計算した核移動距離の最大値は約 53.2 [μm] であり、判断基準(55 [μm])を超えなかった。従って、HTR50S の第 1 次炉心について、燃料核移動についての通常運転時の CFP の健全性は維持されると判定された。
- (2) Pd 腐食についての CFP の健全性判定は、参考文献 7 における方法に準拠して行った。システムティック温度を用いて評価した Pd 腐食距離の最大値は約 10.6 [μm]未満であり、SiC 層の平均厚さ(25 [μm])よりも充分小さいかった。従って、HTR50S の第 1 次炉心について、通常運転時の Pd 腐食についての CFP の健全性は維持されると判定された。
- (3) 十分な高温・高燃焼度領域までの照射データが存在しないため、内圧上昇等については参考文献 7 に準拠した方法による判定は現在のところできない。そこで、内圧上昇について解析による判定を行った。システムティック温度を用いて評価した初期健全 CFP の SiC 層の内面周方向応力の最大値は約 121 [MPa]未満であり、判断基準(約 328 [MPa])を超えなかった。従って、HTR50S の第 1 次炉心について、内圧上昇についての通常運転時の CFP の健全性は維持されると判定された。

以上の予備評価は、今後、核・熱設計の修正及び CFP の健全性の具体的な評価法もしくは評価基準の見直しに応じて見直す計画である。

参考文献

- 1) IAEA: "Innovative small and medium sized reactors: Design features, safety approaches and R&D trends", IAEA-TECDOC-1451 (2005).
- 2) 大橋弘史 他: "小型高温ガス炉システムの概念設計 (I) - 基本仕様及び系統概念設計-", JAEA-Technology 2011-013 (2011), 67p.
- 3) S. Saito et al.: "Design of high temperature engineering test reactor (HTTR)", JAERI 1332 (1994), 247p.
- 4) 後藤実 他: "小型高温ガス炉システムの概念設計 (II) - 核設計-", JAEA-Technology 2012-017 (2012), 29p.

- 5) 稲葉良知 他：“小型高温ガス炉システムの概念設計（III）－炉心熱流動設計－”，JAEA-Technology 2012-019 (2012), 142p.
- 6) H. Ohashi et al.：“A Small-Sized HTGR System Design for Multiple Heat Applications for Developing Countries”, Int. J. Nucl. Ener., 2013, Article ID 918567 (2013).
- 7) 林君夫 他：“高温工学試験研究炉用燃料の健全性の評価と許容設計限界”，JAERI-M 89-162 (1989), 83p.
- 8) K. Sawa et al.：“Development of a coated fuel particle failure model under high burnup irradiation”, J. Nucl. Sci. Technol., 33, 712 (1996).
- 9) 福田幸朔 他：“高温ガス炉用燃料に関する試験研究”，JAERI-M 89-007 (1989), 603p.
- 10) K. Minato et al.：“Fission product palladium-silicon carbide interaction in HTGR fuel particles”, J. Nucl. Mater. 172 184 (1990).
- 11) M. Wagner-Loeffler：“Amoeba behavior of UO₂ coated particle fuel”, Nucl. Technol., 35, 392 (1977).
- 12) 大橋弘史 他：“小型高温ガス炉の概念設計(IV)”，JAEA-Technology 2013-016 (2013), 176p.
- 13) 栃尾大輔 他：“高温ガス炉 HTTR の高温試験運転における燃料温度の評価”，日本原子力学会和文論文誌, 5, 57 (2006).
- 14) 方西昌司 他：“高温ガス炉ガスタービン発電システム(GTHTR300)用高燃焼度燃料の成立性評価,その1”，日本原子力学会和文論文誌, 1, 373, (2002).
- 15) S. Ueta et al.：“Preliminary Test Results for Post Irradiation Examination on the HTTR Fuel”, J. Nucl. Sci. Technol., 44, 1081 (2007).
- 16) 相原純 他：“SiC-TRISO 燃料粒子の応力計算のための Code-B-2”，JAEA-Data/Code 2012-030 (2013), 13p.
- 17) 相原純 他：“実用高温ガス炉システムにおける被覆燃料粒子の健全性評価”，JAEA-Technology 2012-044 (2013), 9p.
- 18) NP-MHTGR Material Models of Pyrocarbon and Pyrolytic Silicon Carbide, CEGA-002820, Rev. 1, CEGA Corporation, (1993).

Table 1 Major specification of HTR50S (phase I)

Thermal power	50 [MW]
Coolant	Helium
Reactor inlet temperature	598 [K]
Reactor outlet temperature	1023 [K]
Coolant pressure	4 [MPa]
Coolant flow rate	22.3 [kg/s]
Core structure material	Graphite
Core type	Prismatic / Pin-in-block
Effective core height	3.48 [m]
Equivalent core diameter	2.30 [m]
Numbers of fuel blocks	180
Reactor pressure vessel	Mn-Mo steel (SA533B/SA508)
Number of main cooling loop	1
Heat removal	Single mode SG = 50 [MWt]

Table 2 Specification of CFPs for first core of HTR50S (same as that of HTTR CFPs)

Kernel diameter [μ m]	600
Buffer thickness [μ m]	60
IPyC thickness [μ m]	30
SiC thickness [μ m]	25
OPyC thickness [μ m]	45

Table 3 Dimension of fuel compact and systematic factor for calculation of fuel kernel migration distance

Inner diameter of fuel compact [m]	5.0×10^{-3}
Outer diameter of fuel compact [m]	1.3×10^{-2}
Uncertainty factor for systematic temperature	1.0506

Table 4 Maximum final burnup and fast neutron fluence in each core layer

Layer	Burnup [GWd/t]	Fast neutron fluence (E>0.18 [MeV])[10 ²⁵ /m ²]
1	41.8	1.42
2	50.4	1.75
3	40.7	1.60
4	39.8	1.47
5	33.8	1.22
6	25.3	0.89

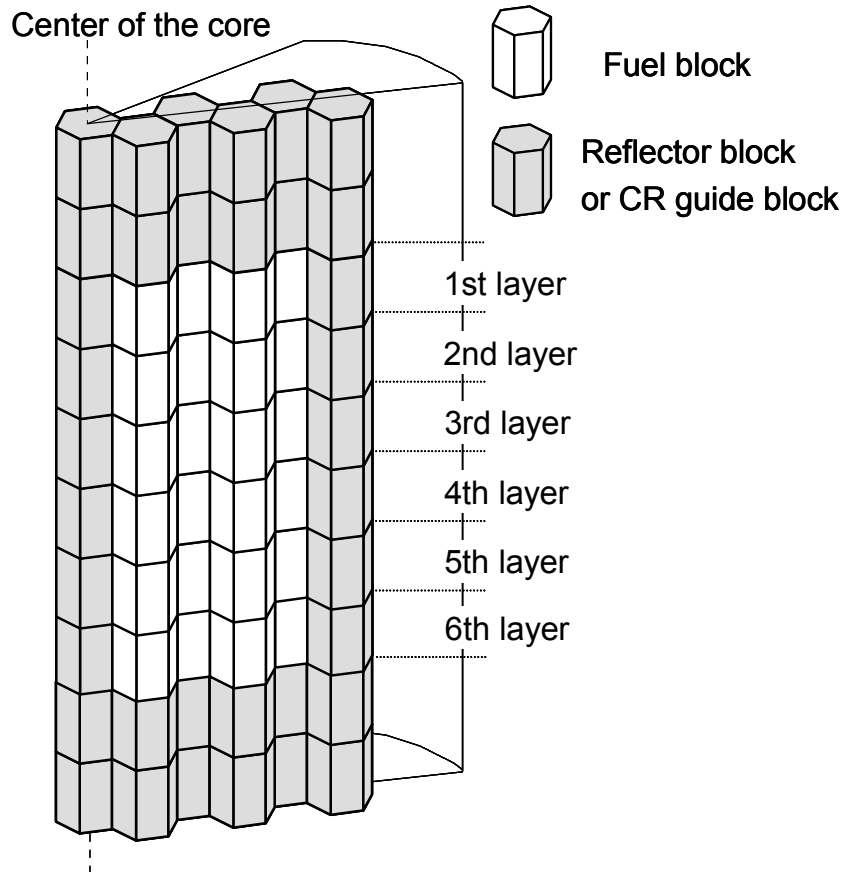
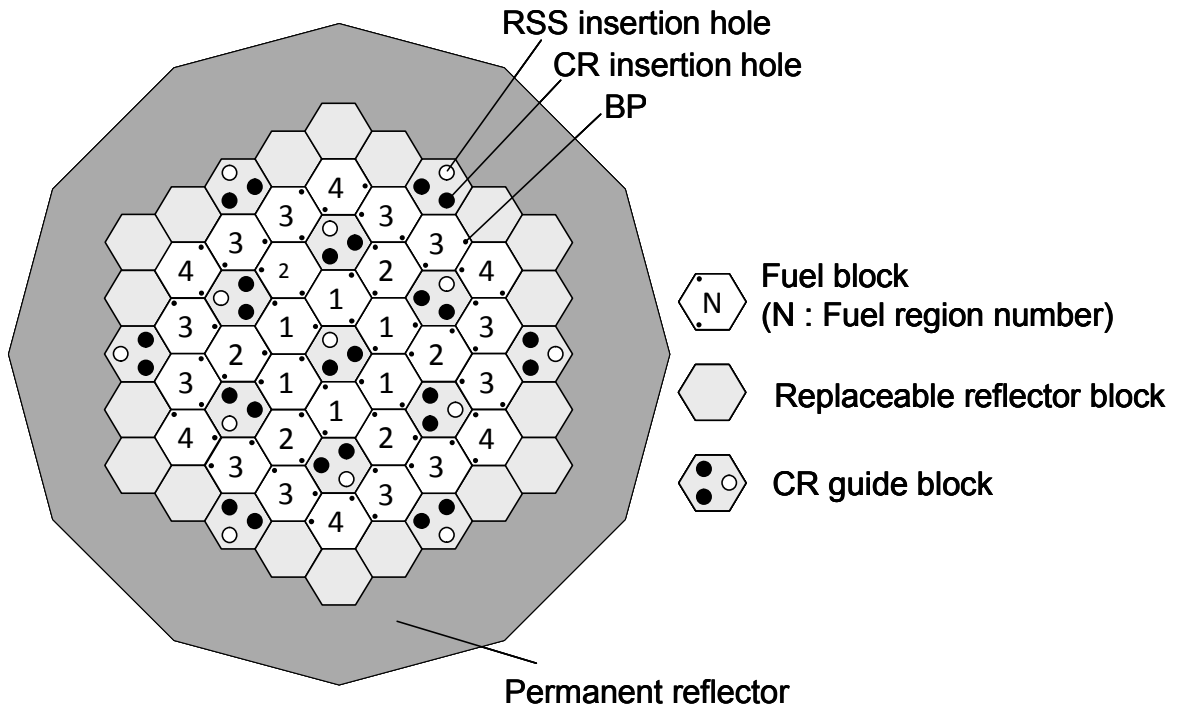


Fig. 1 Core of HTR50S⁴⁾

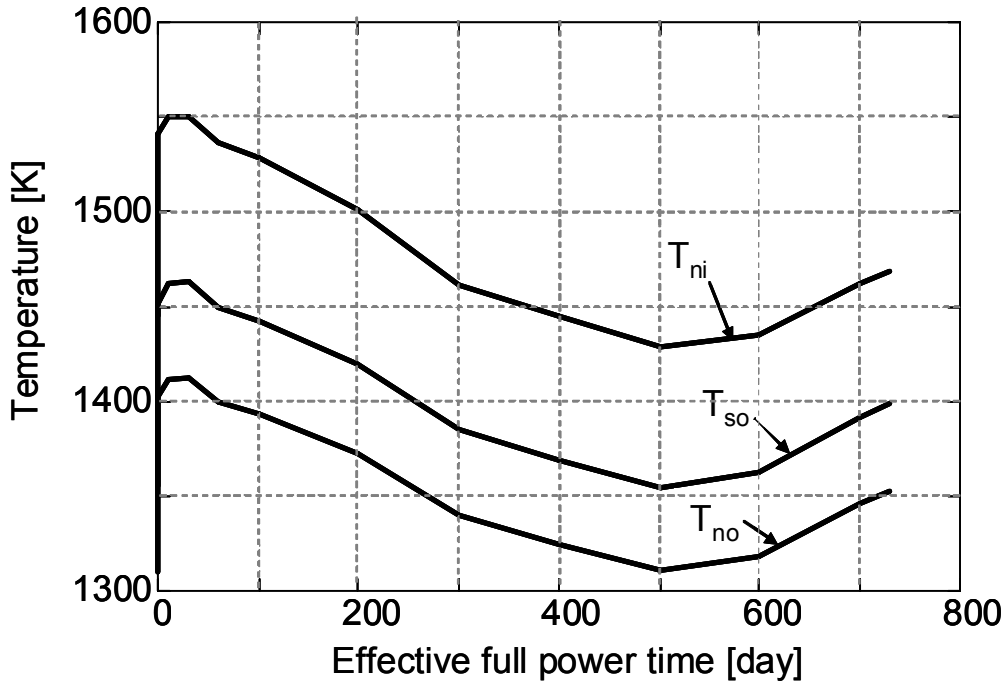


Fig. 2 Temperature histories at the axial position in the channel including the point of the maximum fuel kernel migration distance, T_{no} and T_{ni} : nominal temperatures of outer and inner surfaces of fuel compact, T_{so} : systematic temperature of outer surface of fuel compact.

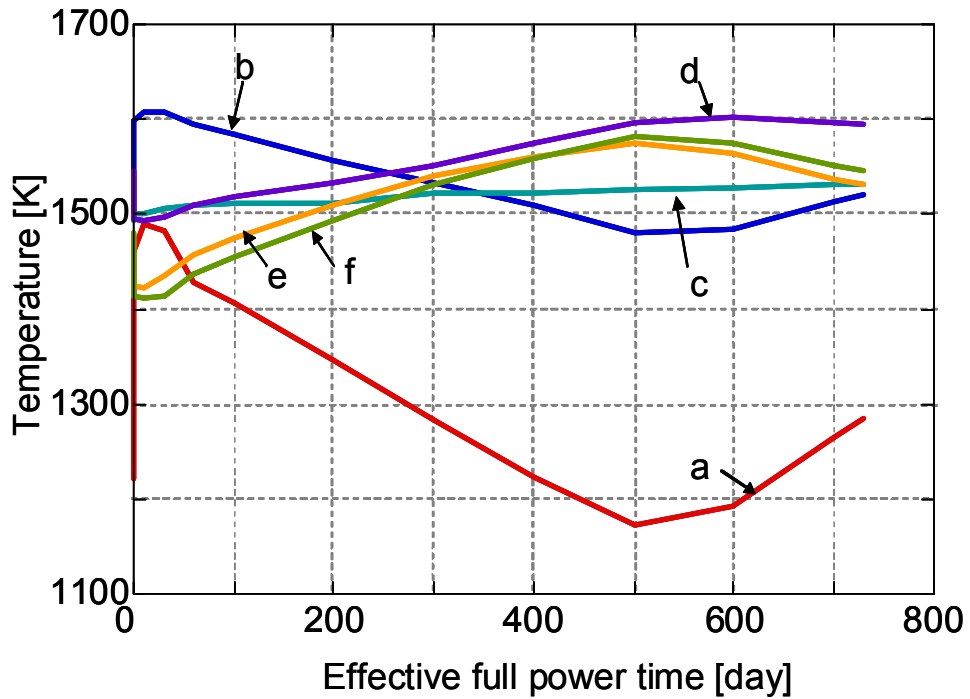


Fig. 3 Maximum systematic temperature histories in each core layer, (a) 1st layer, (b) 2nd layer, (c) 3rd layer, (d) 4th layer, (e) 5th layer, (f) 6th layer.

付録 A 燃料核移動距離の計算法

目次

A-1 全体の流れ	16
A-2 燃料コンパクト内の径方向温度分布の計算	16
A-2.1 入力データ	16
A-2.2 燃料コンパクトのノミナル温度分布の計算	16
A-2.3 燃料コンパクトのシステマティック温度分布の計算	17
A-3 核移動速度の計算	17
A-4 核移動距離の計算	18
参考文献	18

Contents

A-1 Whole process	16
A-2 Calculation of radial distribution of temperature in fuel compact	16
A-2.1 Input data	16
A-2.2 Calculation of radial distribution of nominal temperature in fuel compact	16
A-2.3 Calculation of radial distribution of systematic temperature in fuel compact	17
A-3 Calculation of fuel kernel migration rate	17
A-4 Calculation of fuel kernel migration distance	18
References	18

A-1 全体の流れ

燃料領域内のある 1 点（チャンネル-X、軸方向位置-Y、径方向位置-R）における核移動距離の計算法の全体の流れは以下の通りである。

- ① あるタイムステップにおける、チャンネル-X、軸方向位置-Yにおける径方向温度分布を計算する。（下記 A-2 章参照）
- ② 上記①の計算結果より、そのタイムステップでのチャンネル-X、軸方向位置-Y、径方向位置-R における核移動速度を計算する。（下記 A-3 章参照）
- ③ 上記②で計算された核移動速度を積算し、核移動距離を計算する。（下記 A-4 章参照）

A-2 燃料コンパクト内の径方向温度分布の計算

燃料温度解析に関しては、まず、HTTR の設計にも用いられた燃料温度解析コード TEMDIM^{A-1)}と同等の簡易計算法にて行った^{A-2)}。核移動距離の計算においては、この計算結果の一部を用いて径方向温度分布を計算する。

上記の TEMDIM^{A-1)}と同等の簡易計算の計算結果の一部を用いる方法により、取り扱うデータの量を大幅に削減することができる。具体的には、あるチャンネルの軸方向の 1 点における核移動距離の計算に用いる入力データは、下記 A-2.1 節に挙げる数値のうち、すべてのチャンネル、軸方向位置、径方向位置において共通である 3 つ(r_i , r_o , f_s)を除いて 3 つである。一方、本稿においては径方向に 80 分割した各点における核移動距離を計算しているので、TEMDIM^{A-1)}と同等の簡易計算での径方向温度分布計算を用いるとすると、あるチャンネルの軸方向の 1 点における核移動距離の計算のためには 80 個の温度データが必要である。

A-2.1 入力データ

あるチャンネル、ある軸方向位置における燃料コンパクト内の径方向システムティック温度分布を計算するために必要なデータは以下の通りである。

- 燃料コンパクトの内径(r_i [m])及び外径(r_o [m])
- システムティック因子(f_s)
- 各タイムステップにおける各チャンネル、各軸方向位置における以下の温度
 - 燃料コンパクト内面及び外面におけるノミナル温度(T_{ni} , T_{no} [K])
 - 燃料コンパクトの外面におけるシステムティック温度(T_{so} [K])

A-2.2 燃料コンパクトのノミナル温度分布の計算

以下の仮定をおく。

- 燃料コンパクトを一様な連続体として扱う。
- 燃料コンパクト中の発熱密度は径方向に対して一様である。
- 熱の流れは径方向にのみ存在する。
- 定常状態である。

また、境界条件は以下の通りである。

- 燃料コンパクト内面において断熱。

従って、燃料コンパクト内面において温度勾配は0である。

- ノミナルの燃料コンパクトの内外面温度。

上記 A-2.1 節において境界条件として一定値を与えている。

以上により、あるタイムステップ、あるチャンネル、ある軸方向位置における燃料コンパクト中のノミナル温度分布は、1次元円筒座標系における定常熱伝導方程式を解くことにより、以下(A-1)-(A-4)式で表される。

$$T_n(r) = -A r^2 + B \ln(r) + C \quad (\text{A-1})$$

$$A = (T_{ni} - T_{no}) / \{(r_o^2 - r_i^2) - 2r_i^2 \ln(r_o / r_i)\} \quad (\text{A-2})$$

$$B = 2Ar_i^2 \quad (\text{A-3})$$

$$C = T_{ni} + Ar_i^2 - 2Ar_i^2 \ln(r_i) \quad (\text{A-4})$$

ただし、 r [m] : 径方向位置(燃料コンパクト中心からの距離)($r_i \leq r \leq r_o$)、 $T_n(r)$ [K] : あるチャンネル、ある軸方向位置、径方向位置 r [m] である位置におけるノミナル温度

なお、計算には使用しないが、(A-2)式における A は下記で表される。

$$A = q' / (4\lambda) \quad (\text{A-5})$$

ただし、 q' [W/m³] : 燃料コンパクト発熱密度、 λ [W/m/K] : 燃料コンパクトの熱伝導率

A-2.3 燃料コンパクトのシステムティック温度分布の計算

上記 A-2.2 節にて計算したノミナル温度より、あるチャンネル、ある軸方向位置、径方向位置が r [m] である位置における工学的安全係数 f を考慮した温度 $T_f(r)$ [K] は以下の(A-6)式で表される。

$$T_f(r) = T_{fo} + f (T_n(r) - T_{no}) \quad (\text{A-6})$$

ただし、 T_{fo} [K] : 工学的安全係数を考慮した場合の燃料コンパクト外面の温度

従って、あるチャンネル、ある軸方向位置、径方向位置が r [m] である位置におけるシステムティック温度 $T_s(r)$ [K] は、

$$T_s(r) = T_{so} + f_s (T_n(r) - T_{no}) \quad (\text{A-7})$$

A-3 核移動速度の計算

システムティック温度を用いた場合、あるチャンネル、ある軸方向位置、径方向位置 r [m] である位置におけるあるタイムステップでの核移動速度 $KMR(r)$ [m/s] は、燃料核移動についての設計式である(A-9)式を用いて(A-8)式で表される。

$$KMR(r) = KMC(r) T_s(r)^{-2} |dT_s(r)/dr| \quad (\text{A-8})$$

$$KMC(r) = 2 \times 10^{-6} \exp\{-1.48 \times 10^4 / T_s(r)\} \quad (\text{A-9})$$

設計式(A-9)式の決定については参考文献 A-3 の 3.2.1~3.2.2 小節に、また、その根拠となる燃料核移動の機構及び設計式の根拠については参考文献 A-3 の付録 2[B]に、各々解説されている。

なお、(A-1)、(A-3)及び(A-7)式より、

$$dT_s(r)/dr = -2Af_s \{r^2 - r_i^2\} / r \quad (\text{A-10})$$

A-4 核移動距離の計算

タイムステップ k におけるあるチャンネル、ある軸方向位置、ある径方向位置における核移動速度を KMR_k [m/s]とすると、核移動距離 KM [m]は以下の(A-11)及び(A-12)式で表されるとする。

$$KM = KM_2 + KM_3 + KM_4 + \dots + KM_n \quad (\text{A-11})$$

$$KM_i = (t_i - t_{i-1})(KMR_{i-1} + KMR_i) / 2 \quad (\text{A-12})$$

ただし、 t_i [s] : タイムステップ i の時刻 ($t_1 = 0$)

参考文献

- A-1) 丸山創 他: "燃料温度解析コード TEMDIM の検証", JAERI-M 88-170 (1988), 72p.
 A-2) H. Ohashi et al.: "A Small-Sized HTGR System Design for Multiple Heat Applications for Developing Countries", Int. J. Nucl. Ener., 2013, Article ID 918567 (2013).
 A-3) 林君夫 他: "高温工学試験研究炉用燃料の健全性の評価と許容設計限界", JAERI-M 89-162 (1989), 83p.

付録 B 本稿における解析による内圧上昇についての健全性の判定法及び判定基準の決定

目次

B-1	はじめに	21
B-2	参考文献B-1における燃料核移動についての判定法及び判定基準の意味の推定 ..	21
	B-2.1 概要	21
	B-2.2 関数 $F_{KM}(\tau_{KM})$ の推定	22
	B-2.3 許容し得る破損率 F_{KMcr1} 及び F_{KMcr2} の推定	24
B-3	推定した参考文献 B-1 における燃料核移動についての判定法の一般化	24
B-4	内圧上昇への適用	24
B-5	本稿における解析による内圧破損についての健全性判定法及び基準の決定	25
	B-5.1 はじめに	25
	B-5.2 変更その1:許容し得る破損確率の変更	25
	B-5.3 変更その2(第1段階):制限すべきパラメータの変更(第1段階)	25
	B-5.3.1 概要	25
	B-5.3.2 制限すべきパラメータ	25
	B-5.3.3 パラメータ s の制限値	26
	B-5.4 変更その2(第2段階):制限すべきパラメータの変更(第2段階)	26
	B-5.4.1 概要	26
	B-5.4.2 保守性の確認	27
	B-5.4.3 本稿における制限値の計算	28
	B-5.5 まとめ	28
B-6	重大な注意事項	28
B-7	付記	28
	参考文献	29

Contents

B-1 Forward	21
B-2 Presumption of meaning of method and criteria for judgment of integrity of CFPs on fuel kernel migration in ref. B-1	21
B-2.1 Outline	21
B-2.2 Presumption of $F_{KM}(\tau_{KM})$	22
B-2.3 Presumption of acceptable failure probabilities F_{KMcr1} and F_{KMcr2}	24
B-3 Generalization of presumed judgment method in ref. B-1	24
B-4 Application to increase in internal pressure	24
B-5 Decision of method and criterion for judgment of integrity of CFPs on increase in internal pressure	25
B-5.1 Forward	25
B-5.2 Change 1: Acceptable failure probability	25
B-5.3 Change 2 (step 1): Parameter to be limited and criterion (step 1)	25
B-5.3.1 Outline	25
B-5.3.2 Parameter to be limited	25
B-5.3.3 Limit of parameter s	26
B-5.4 Change 2 (step 2): Parameter to be limited and criterion (step 2)	26
B-5.4.1 Outline	26
B-5.4.2 Confirmation of conservativeness	27
B-5.4.3 Limit in this report	28
B-5.5 Summary	28
B-6 Very important point to note	28
B-7 Additional remarks	28
References	29

B-1 はじめに

本付録は、本編4.2節で行った解析による内圧破損についての通常運転時におけるCFPの健全性の判定法及び判定基準をいかにして定めたか説明するものである。

基本的には参考文献B-1に準拠するように定めた。参考文献B-1においては燃料核移動についてのCFPの健全性保持の判定基準についてのみ、具体的数値及びその意味を推定する手がかりが記載されている。「Pd腐食」及び「内圧破損等」については、参考文献B-1には判定基準の具体的数値が記載されていない。従って解析による内圧破損についての判定基準を定めるにあたって参考にはできない。

そこで、

- 1) 参考文献B-1における燃料核移動についてのCFPの健全性の判定法及び判定基準の意味を推定し(B-2章)、
- 2) 推定した意味を一般化し(B-3章)、
- 3) 一般化した判定法の意味を、解析による内圧破損のために翻訳し(B-4章)、
- 4) 翻訳した判定法及び推定した判定基準に対し、我々の考えにより変更を加え、本稿における解析による内圧破損についての判定法及び判定基準を定める(B-5章)

こととした。

B-2 参考文献B-1における燃料核移動についての判定法及び判定基準の意味の推定

B-2.1 概要

本編中 2.1 節で述べたように、参考文献 B-1 においては燃料核移動について「CFP の健全性が維持される」と判定されるための要件は、システムティック温度を用いて核移動距離を計算し、以下の要件 a.及び b.の両方が満たされることであった B-1)。

要件 a. 高温試験運転を全運転期間（660 日）続けると仮定して核移動距離を評価した場合、燃料核の最大移動距離がバッファ層及び IPyC 層の平均厚さの合計（90 [μ m]）に達しないこと。

要件 b. CFP の製造公差（バッファ層及び IPyC 層の厚さのばらつき）を考慮し、燃料核の最大移動距離が 55 [μ m]以下となるよう、高温試験運転の期間を制限する。

更に、参考文献 B-1 においては「燃料核が SiC 層と接触すると破損が生じるとする」としている。これは「燃料核移動距離がバッファ及び IPyC 層の合計厚さを超えると破損が生じる」とことと等価である。

従って、参考文献 B-1 においては、燃料核移動について通常運転時における CFP の健全性判定法及び判定基準の意味は下のようなものであったと推定される。（添え字 KM は kernel migration を表す）

核移動距離を τ_{KM} [μ m]とし、健全 CFP が燃料核移動により破損する確率を $F_{KM}(\tau_{KM})$ とする。 $F_{KM}(\tau_{KM})$ は、 τ がバッファ及び IPyC 層の合計厚さを超える確率と等価である。以下の要件 a'及び b'の両方が満たされれば、燃料核移動について通常運転時の CFP の健全性は維持されると判定される。

要件 a'. 高温試験運転を全運転期間続けると仮定し、システムティック温度を用いて評価した燃料核移動による初期健全 CFP の破損確率が、全炉心中のすべての点・全照運転間中において $F_{KMcr1}(=F_{KM}(90))$ に達しない。

要件 b'. 実際の運転条件(全運転期間中の一部のみが高温試験運転)を仮定し、システムティック温度を用いて評価した燃料核移動による初期健全 CFP の破損確率が、全炉心中のすべての点・全運転期間中において、許容し得る破損確率 $F_{KMcr2}(=F_{KM}(55))$ を超えない。

なお、本編中 1.2 節で述べたように、参考文献 B-1 における通常運転時に関係する燃料要素の設計方針は「CFP 被覆層の破損は充分許容し得る小さな値に制限する」であって「CFP 被覆層の破損を起こさない」ではない。

以下、まず関数 $F_{KM}(\tau_{KM})$ を推定し(B-2.2 節)、推定した $F_{KM}(\tau_{KM})$ を用いて許容し得る破損率 F_{KMcr1} 及び F_{KMcr2} を推定する(B-2.3 節)。

B-2.2 関数 $F_{KM}(\tau_{KM})$ の推定

(1) 上記のように、燃料核移動距離 τ_{KM} [μm] に対して健全 CFP が燃料核移動により破損する確率を $F_{KM}(\tau_{KM})$ とすると、

$F_{KM}(\tau_{KM})$ は、 τ_{KM} がバッファ及び IPyC 層の合計厚さ以上である確率と等価である。

→ 従って、バッファ及び IPyC 層の合計厚さが $\tau_{KM} \sim \tau_{KM} + d\tau_{KM}$ である確率が

$$\frac{dF_{KM}}{d\tau_{KM}} d\tau_{KM} \text{ である。}$$

→ 即ち、 $\frac{dF_{KM}}{d\tau_{KM}}$ は、バッファ及び IPyC 層の合計厚さの分布と等価である。

(2) また、バッファ層及び IPyC 層の厚さの分布は、

- 各々正規分布で近似でき、
- かつ、互いに独立である

と考えられるため、バッファ及び IPyC 層の合計厚さの分布も正規分布で近似できると考えられる。

(3) 上記(1)(2)を纏めると、以下のようになる。

- $\frac{dF_{KM}}{d\tau_{KM}}$ は平均 μ_{KM} [μm]、標準偏差 σ_{KM} [μm] の正規分布で近似できると考えられる。
- μ_{KM} はバッファ及び IPyC 層の合計厚さの平均と一致する。
- σ_{KM} はバッファ及び IPyC 層の合計厚さの分散と一致する。

(4) 上記(2)より、バッファ層及び IPyC 層の合計厚さの標準偏差 σ_{1+2} [μm] は、下記の (B-1)

式で近似できると考えられる。

$$\sigma_{1+2} \doteq (\sigma_1^2 + \sigma_2^2)^{0.5} \quad (\text{B-1})$$

ただし、 σ_1 : バッファ層厚さの標準偏差(公差) [$\mu\text{ m}$]

σ_2 : IPyC 層厚さの標準偏差(公差) [$\mu\text{ m}$]

参考文献 B-1 においては、バッファ層と IPyC 層の厚さの公差は、各々 12 及び 2 [$\mu\text{ m}$]とされていたことから、 F_{KMcr2} を定めるにあたっては、

$$\sigma_{1+2} = \text{約 } 12.17$$

とされていたと推定される。

(5) また、HTTR 用 CFP のバッファ層と IPyC 層の厚さの和は 90 [$\mu\text{ m}$]である^{B-1)}と記載されているため、バッファ及び IPyC 層の合計厚さの平均を μ_{1+2} とすると、

$$\mu_{1+2} = 90$$

である。

(6) 上記(3)~(5)より、下記のように推定される。

i) 燃料核移動距離 τ_{KM} [$\mu\text{ m}$]に対し、 $\frac{dF_{KM}}{d\tau_{KM}}$ は、平均 μ_{KM} [$\mu\text{ m}$]、標準偏差 σ_{KM} [$\mu\text{ m}$]

の正規分布で近似できる。

ii) $\mu_{KM} = \mu_{1+2} = 90$

iii) $\sigma_{KM} = \sigma_{1+2} = \text{約 } 12.17$

(7) 上記(6)中の i)より、 $F(\tau)$ は以下(B-2)式で表されると推定される。

$$\begin{aligned} F_{KM}(\tau_{KM}) &= \int_0^{\tau_{KM}} \frac{dF_{KM}(x)}{dx} dx \doteq 1 / \sqrt{2\pi \sigma_{KM}^2} \int_0^{\tau_{KM}} \exp\{-(x - \mu_{KM})^2 / (2 \sigma_{KM}^2)\} dx \\ &\doteq 1 / \sqrt{2\pi} \int_{-\infty}^{-\alpha_{KM}} \exp(-x^2 / 2) dx \\ &= 1/2 - 1 / \sqrt{2\pi} \int_0^{\alpha_{KM}} \exp(-x^2 / 2) dx \\ &= \{1 - \text{erf}(\alpha_{KM} / \sqrt{2})\} / 2 \end{aligned} \quad (\text{B-2})$$

$$\alpha_{KM} = (\mu_{KM} - \tau_{KM}) / \sigma_{KM} \quad (\text{B-3})$$

ただし、 erf : 誤差関数

B-2.3 許容し得る破損率 F_{KMcr1} 及び F_{KMcr2} の推定

(1) 上記 B-2.2 節(6)中の i) 及び ii) より、

$$F_{KMcr1} = F_{KM}(\mu_{KM}) \doteq 0.5$$

と推定される。

(2) また、(B-3)式で表される α_{KM} の $\tau_{KM} = 55$ に対応する値を α_{KM55} とすると、(B-3)式及び上記 B-2.2 節(6)中の ii), iii) より、

$$\alpha_{KM55} = \text{約 } 2.88$$

である。従って、(B-2)式より、

$$F_{KMcr2} = F_{KM}(55) \doteq \{1 - \text{erf}(\alpha_{KM55} / \sqrt{2})\} / 2 = \text{約 } 2.01 \times 10^{-3}$$

と推定される。

B-3 推定した参考文献 B-1 における燃料核移動についての判定法の一般化

上記 B-2.1 節において推定した参考文献 B-1 における燃料核移動についての判定法は、以下のように一般化される。

以下の条件(a)及び(b)が両方満たされれば、破損機構 X について通常運転時の CFP の健全性は維持されると判定される。

(a) 原子炉の運転モードのうち、最も厳しいモードでの運転を全運転期間続けると仮定し、システムティック温度を用いて評価した破損機構 X による初期健全 CFP の破損確率が、全炉心中のすべての点・全運転期間中において許容し得る破損確率(その 1) F_{Xcr1} に達しない。

(b) 実際の運転条件を仮定し、システムティック温度を用いて評価した破損機構 X による初期健全 CFP の破損確率が、全炉心中のすべての点・全運転期間中において許容し得る破損確率(その 2) F_{Xcr2} を超えない。

B-4 内圧上昇への適用

ここで、上記 B-3 章において一般化した参考文献 B-1 における燃料核移動についての判定法を HTR50S における内圧上昇による破損へ適用する。

HTR50S においては複数の運転モードは存在しない。従って、上記 B-3 章で一般化したものを HTR50S における内圧上昇による破損についての健全性判定に適用すると下記のようになる。(添え字 IP は internal pressure を表す)

システムティック温度を用いて評価した内圧上昇による初期健全 CFP の破損確率が、全炉心のすべての点・全運転期間中において F_{IPcr} を超えなければ、内圧破損について通常運転時の CFP の健全性は維持されると判定される。

F_{IPcr} としては、B-2.3 節中の「 F_{KMcr1} に達しない」及び「 F_{KMcr2} を超えない」のうち、より厳しい後者を採用すれば良い。

B-5 本稿における解析による内圧破損についての健全性判定法及び基準の決定

B-5.1 はじめに

本章では、上記B-4章で述べた、一般化した参考文献B-1における燃料核移動についての判定法等対し、我々の考えによって変更を加え、本稿における解析による内圧破損についての健全性判定法及び基準を決定する。

B-5.2 変更その1：許容し得る破損確率の変更

我々は、許容し得る破損確率として、下記の値 F_{IPcrR} を採用し、 F_{IPcr} と置き換えることとした。

$$F_{IPcrR} = 1/2 - 1/\sqrt{2\pi} \int_0^3 \exp(-x^2/2) dx$$

$$= \{1 - \text{erf}(3/\sqrt{2})\}/2 = \text{約 } 1.35 \times 10^{-3}$$

この値は、 F_{KMcr2} (= 約 2.01×10^{-3}) よりも厳しい値であるため、参考文献 B-1 に準拠して判定基準を定めるにあたっては保守性に問題はない。

B-5.3 変更その2(第1段階)：制限すべきパラメータの変更(第1段階)

B-5.3.1 概要

上記 B-2.2 節で述べた参考文献 B-1 における燃料核移動についての判定法及び判定基準と同様に、制限すべきパラメータとして、まずは破損確率から破損確率が依存するパラメータに変更することとした。即ち、上記 B-4 章で述べた要件を、下記のように書き換える。

パラメータ τ_{IP} に対して、内圧上昇による初期健全 CFP の内圧破損確率が、 τ_{IP} の増加関数 $F_{IP}(\tau_{IP})$ と表されるとする。また、許容し得る破損確率を F_{IPcrR} とし、

$$F_{IP}(\tau_{IPcrR}) = F_{IPcrR} \quad (\text{B-4})$$

とする。システムティック温度を用いて評価したパラメータ τ_{IP} が全炉心中のすべての点・全運転期間中において τ_{IPcrR} を超えなければ、通常運転時における内圧上昇について通常運転時の CFP の健全性は維持されると判定される。

以下、制限すべきパラメータを定め(B-5.3.2 小節)、それに対して制限値を計算する(B-5.3.3 小節)。

B-5.3.2 制限すべきパラメータ

JAEAのCFPの内圧破損率計算コードにおいては、初期健全CFPが内圧上昇により破損(SiC破損及び貫通破損の両方を含む)する確率を F_{IP} は以下の(B-8)式で表される^{B-2)}。

$$u_{s0} = u_{s00} - \Delta \times \phi \quad (\text{B-5})$$

$$W_s = u_s / u_{s0} \quad (\text{B-6})$$

$$s = \{\max(W_s, 0)\}^{ms} \quad (\text{B-7})$$

$$F_{IP} = 1 - 0.5^s \quad (\text{B-8})$$

ただし、 u_{s0} ：破損確率 0.5 に対応する SiC 層内面周方向応力 [MPa]

ただし、 $u_{s0} > 0$ である場合しか考えないこととする。

$$u_{s00} : \text{未照射 SiC 層における破損確率 0.5 に対応する SiC 層内面周方向応力} \\ = 834 \text{ [MPa]}$$

Δ ：SiC 層の照射による劣化速度 = 88 [MPa/($10^{25}/\text{m}^2$, $E > 0.18$ [MeV])]

ϕ ：高速中性子フルエンス ($E > 0.18$ [MeV]) [$10^{25}/\text{m}^2$]

u_s ：SiC 層内面における周方向応力 [MPa]

ms ：係数 = 8

F_{IP} はパラメータ s の増加関数である。従って、パラメータ s を制限すべきパラメータ(上記(B-4)式におけるパラメータ τ_{IP})として設定できる。

B-5.3.3 パラメータ s の制限値

(B-4)(B-7)(B-8)式より、 F_{IPcrR} に対応するパラメータ s の制限値を s_{crR} とすると、

$$s_{crR} = \text{約 } 1.95 \times 10^{-3}$$

である。

B-5.4 変更その 2(第 2 段階)：制限すべきパラメータの変更(第 2 段階)

B-5.4.1 概要

上記 B-5.3 節における変更により、参考文献 B-1 における燃料核移動についての判定法及び判定基準と同様に、 s_{crR} の理由の説明を省略すれば「破損」「確率」という言葉を避けることができる。しかし我々は、制限すべきパラメータとしてはイメージしやすそうな物が望ましいと考え、最終的にはパラメータ s ではなく u_s (SiC 層内面における周方向応力)を制限すべきパラメータとして採用することとした。(ただし、B-5.4.3 小節で後述するように、この変更によって「汎用性が全くない」という問題が生じることになった。)

そして、全炉心・全運転期間において、 u_s の最大値 u_{smax} が、以下の(B-9)式で計算される u_{scrR} を超えなければ、内圧破損について CFP の健全性は保持されるとした。

$$s_{crR} = (u_{scrR} / u_{s0min})^{ms} \quad (\text{B-9})$$

即ち、

$$u_{scrR} = u_{s0min} \times s_{crR}^{1/ms} \quad (\text{B-10})$$

ただし、 u_{s0min} ：上記(B-5)式で表される u_{s0} の全炉心・全運転期間における最小値 [MPa]

B-5.4.2 保守性の確認

「 s が s_{scrR} を超えない」ことと「 u_s が u_{scrR} を超えない」ことは等価ではない。従って、ここで保守性を確認する。具体的には、全炉心・全運転期間において、

$$u_s \leq u_{smax} \leq u_{scrR} \quad (B-11)$$

であれば、許容し得る破損確率 F_{IPcrR} が守られるかどうか調べる。

(1) さて、

$$u_{s0} \geq u_{s0min} \quad (B-12)$$

であるから、全炉心・全運転期間における s の最大値を s_{max} とすると、

i) $s_{max} > 0$ である場合、

$$s_{max}^{1/ms} \leq u_{smax} / u_{s0min} \leq u_{scrR} / u_{s0min} = (u_{s0min} \times s_{scrR}^{1/ms}) / u_{s0min} = s_{scrR}^{1/ms}$$

である。 ms は正の値なので、即ち、

$$s_{max} \leq s_{scrR} \quad (B-13)$$

である。

ii) B-5.3.3 小節より、 s_{scrR} は正の数であるから、 s_{max} が 0 であっても(B-13)式は成立する。

iii) 上記 i)ii) より、任意の s_{max} について(B-13)式は成立する。上記(B-7)式より、 s は負にはならないことに注意せよ。

(2) F_{IP} は s の増加関数であるから、全炉心・全運転期間における F_{IP} の最大値を F_{IPmax} とすると、

$$F_{IPmax} = F_{IP}(s_{max}) \leq F_{IP}(s_{scrR}) = F_{IPcrR}$$

である。即ち、

$$F_{IPmax} \leq F_{IPcrR} \quad (B-14)$$

である。

(3) 従って、上記(B-11)式が満たされれば、許容し得る破損確率 F_{IPcrR} は確実に守られる。即ち、保守性に問題はない。

B-5.4.3 本稿における制限値の計算

最後に、本編における u_{scrR} の具体的な値を計算する。

本編中の Table 4 及び(B-5)式より、

$$u_{s0min} = \text{約 } 680 \text{ [MPa]}$$

である。従って、(B-10)式より、

$$u_{scrR} = \text{約 } 328 \text{ [MPa]}$$

である。

この u_{scrR} の値は照射条件に依存する。従って、核設計ごとに計算しなければならない汎用性が全くない値である。制限すべきパラメータを s_{scrR} のままか、もしくは W_s にしておけば、判定法/判定基準の見直しや(B-5)~(B-8)式の形式/パラメータの修正を行わない限りはそのような必要はなかった。しかし我々は、イメージしやすさの方を優先した。

B-5.5 まとめ

以上により、本稿においては、解析による内圧破損についての健全性判定法及び基準は以下の通りとした。

システムティック温度を用いて評価した初期健全 CFP の SiC 層内面周方向応力の、全炉心・全照射期間における最大値 u_{smax} が、 $u_{scrR} = \text{約 } 328 \text{ [MPa]}$ を超えなければ、内圧上昇について通常運転時の CFP の健全性は維持されると判定される。

B-6 重大な注意事項

本稿で採用した u_{scrR} の値は照射条件に依存する(B-5.4 節参照)。従って、異なる核設計について評価を行う場合には、その都度 u_{scrR} の値を計算しなおさなければならない。

B-7 付記

(1) 本稿で用いた s_{scrR} (約 1.95×10^{-3})は、初期健全 CFP の破損確率が(B-5)~(B-8)式の形式及びパラメータで表されるという前提に基づいて計算したものである。

従って今後、核・熱設計の修正及び CFP の健全性の具体的な評価法もしくは評価基準の見直し以外にも、上記(B-5)~(B-8)式の形式 and/or パラメータの見直しが行われる場合には、本稿で行われた CFP の健全性の予備評価を見直す必要が生じる。その場合、B-3 章に遡って検討すれば良い。

(2) 初期健全 CFP が内圧上昇により破損(SiC 破損及び貫通破損の両方を含む)する確率 $F_{IP}(s)$ の微分 $\frac{dF_{IP}}{ds}$ は、上記(B-8)式に示すように正規分布ではない。従って、破損が生じる時のパラメータ s の平均 μ_s から標準偏差 σ_s の 3 倍を引いた値を $s_{3\sigma}$ とすると、 $F_{IP}(s_{3\sigma})$ は約 1.35×10^{-3} ではない。

(3) また、破損が生じる時のパラメータ W_s が、平均 μW_s から標準偏差 σW_s の 3 倍を引いた値 $W_{s3\sigma}$ である時の s の値を $s_{W_{s3\sigma}}$ とすると、 $F_{IP}(s_{W_{s3\sigma}})$ も約 1.35×10^{-3} ではない。

数値計算により μW_s 及び σW_s を求めると、

$$\mu W_s = \text{約 } 0.9859$$

$$\sigma W_s = \text{約 } 0.1463$$

である。従って(B-7)(B-8)式より、

$$F(\tau_{W_{s3\sigma}}) = \text{約 } 5.55 \times 10^{-3}$$

である。

なお、破損が生じる時の SiC 層内面周方向応力の平均と破損確率が 0.5 である時の SiC 層内面周方向応力の比である μW_s が 1 ではないことは、破損が生じる時の SiC 層内面周方向応力の平均と、破損確率が 0.5 である時の SiC 層内面周方向応力(= u_{s0})とは異なることを示す。

(4) 0 より大きい任意の核移動距離に対し、燃料核移動による初期健全 CFP の破損確率は理論上は 0 ではない。

上記 B-2.1 節中の「要件 b.」に記載されているように、バッファ及び IPyC 層の厚さにはばらつきが存在し、0 より大きい閾値は理論上存在しない。従って、バッファ及び IPyC 層の合計厚さが 0 である確率は理論上は 0 ではない。

(5) 一方、内圧上昇による初期健全 CFP の破損確率は、上記(4)の燃料核移動によるものと異なり、理論的上 0 になり得る。

上記(B-7)(B-8)式より、 u_s が 0 または負であれば $F_{IP}=0$ である。即ち、SiC 層内面周方向応力が 0 または負（圧縮応力）であれば、内圧上昇による初期健全 CFP の破損確率は理論上 0 である。そして一般に、内圧が充分に上昇するまでは、IPyC 及び OPyC 層の照射収縮による締め付けにより SiC 層内面周方向応力は負である。

(6) 上記 B-2.1 節で述べた参考文献 B-1 における燃料核移動について「CFP の健全性が維持される」と判定されるための要件である要件 a.及び b.のうち、要件 a.の存在意義は不明である。

参考文献

B-1) 林君夫 他: “高温工学試験研究炉用燃料の健全性の評価と許容設計限界”, JAERI-M 89-162 (1989), 83p.

B-2) 相原純 他: “SiC-TRISO 燃料粒子の応力計算のための Code-B-2”, JAEA-Data/Code 2012-030 (2013), 13p.

This is a blank page.

国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	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량	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立法メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比体積	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率 ^(b)	(数字の)	1
比透磁率 ^(b)	(数字の)	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	他のSI単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(c)	1 ^(b)
周波数	ヘルツ ^(d)	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
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s
電荷, 電気量	クーロン	C	s A
電位差 (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	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	Vs
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 ^(e)	°C	K
光照射量	ルーメン	lm	cd sr ^(c)
放射線量	グレイ	Gy	J/kg
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq	s ⁻¹
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg
酸素活性化	カタール	kat	s ⁻¹ mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみに使用される。
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
 (g) 単位シーベルト (PV.2002.70,205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位	
	名称	記号
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s
表面張力	ニュートンメートル	N m
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s
角加速度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²
熱流密度, 放射照度	ワット毎平方メートル	W/m ²
熱容量, エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)
比エネルギー	ジュール毎キログラム	J/kg
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	J/m ³
電界の強さ	ボルト毎メートル	V/m
電荷密度	クーロン毎立方メートル	C/m ³
電表面電荷	クーロン毎平方メートル	C/m ²
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²
誘電率	ファラド毎メートル	F/m
透磁率	ヘンリー毎メートル	H/m
モルエネルギー	ジュール毎モル	J/mol
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)
照射線量 (X線及びγ線)	クーロン毎キログラム	C/kg
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s
放射線強度	ワット毎ステラジアン	W/sr
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)
酵素活性濃度	カタール毎立方メートル	kat/m ³

表5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	zepto	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	yocto	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1 L=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1 MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322 Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1 nm=100 pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852 m
バイン	b	1 b=100 fm ² =(10 ¹² cm) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600) m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的関係は、 対数量の定義に依存。
ベール	B	
デジベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
エル	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1 Pa s
ストークス	St	1 St=1 cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1 cd cm ² =10 ⁴ cd m ²
フオト	ph	1 ph=1 cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1 cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1 Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(c)	Oe	1 Oe _e =(10 ³ /4π) A m ⁻¹

(c) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「△」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1 cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 メートル系カラット=200 mg=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1858 J (「15°C」カロリ), 4.1868 J (「IT」カロリ), 4.184 J (「熱化学」カロリ)
マイクロン	μ	1 μ=1 μm=10 ⁻⁶ m

