

JAERI-Tech
2005-024



JP0550129



革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発計画
(受託研究)

2005年 3月

沢 和弘・植田 祥平・柴田 大受・角田 淳弥・大橋 準平・柄尾 大輔

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

革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発計画
(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
沢 和弘・植田 祥平・柴田 大受・角田 淳弥・大橋 準平*・柄尾 大輔

(2005年2月10日受理)

第四世代(GEN-IV) 原子炉システムの有力な候補となっている超高温ガス炉(VHTR)では、燃料は 15~20%FIMA、高速中性子照射量 $6 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$)においても健全性を保つ必要があるが、従来の SiC 被覆燃料粒子では、このような厳しい条件下で健全性を保ったデータはない。原研で開発してきた ZrC 被覆燃料粒子は、SiC 被覆燃料粒子よりも高温かつ高燃焼度下で健全性を維持できると期待されている。そこで本技術開発では、(1) 従来よりも大型の被覆装置による ZrC 蒸着技術の開発、(2) ZrC 検査技術の開発、(3) ZrC 被覆層の照射試験及び照射後試験を実施する。また、反応度投入試験を実施して被覆燃料粒子の破損機構を把握し、反応度事故時の燃料温度制限の緩和を目指す。VHTR では、炉心の黒鉛構造物も高い中性子照射条件下で健全性を維持しなくてはならない。そこで、黒鉛構造物の超音波伝播特性や微小硬度計による圧子の押込み特性により、黒鉛構造物の機械的特性を非破壊的に評価できる技術を開発する。

本報告書は、文部科学省の受託研究「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」の成果である。

大洗研究所：〒311-1394 茨城県東茨城郡大洗町成田町新堀 3607

*業務協力員

**Research and Development Plan for Advanced High Temperature Gas Cooled Reactor Fuels
and Graphite Components
(Contract Research)**

Kazuhiro SAWA, Shohei UETA, Taiju SHIBATA, Junya SUMITA,
Junpei OHASHI* and Daisuke TOCHIO

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

(Received February 10, 2005)

The Very-High-Temperature Reactor (VHTR) is the most promising candidate for the Generation IV Nuclear Energy System. The VHTR fuel should exhibit excellent safety performance up to burn-ups of about 15 to 20% fissions per initial metal atom (FIMA) and fluences of $6 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$). There is no experimental data which has proved the intactness of conventional SiC-coated fuel particles under such severe condition. JAERI has developed Zirconium carbide (ZrC)-coated fuel particle, the ZrC coating layer of which is expected to maintain its intactness under higher temperature and burn-up compared with SiC-coating layer. In this research and development (R&D), JAERI plans to carry out (1) ZrC-coating process development by large-scale coater, (2) inspection method development of ZrC coating and (3) irradiation test and post irradiation experiment of ZrC coated particles. Also, JAERI will conduct reactivity insertion tests to clarify the coating failure mechanism and try to increase allowable temperature limit in case of a reactivity insertion accident. In the VHTR, graphite core components should also maintain integrity under high fluence condition. JAERI plans to develop non-destructive evaluation methods for mechanical properties of graphite components by ultrasonic testing and micro-indentation technique.

Keywords: Generation-IV, Very High Temperature Reactor, High Temperature Engineering Test Reactor, Coated Fuel Particle, ZrC, Reactivity Insertion Accident, Graphite, Non-destructive Inspection

Present study is entrusted from Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology.

* Cooperative Staff

目 次

1.はじめに	1
2. ZrC 被覆燃料粒子の開発	3
2.1 これまでの研究実績と本研究開発の目標	3
2.2 5年間の研究計画	5
2.3 平成 16 年度の成果	6
2.4 平成 17 年度の計画	8
3. 反応度投入事象での高温ガス炉燃料挙動の研究	18
3.1 これまでの研究実績と本研究開発の目標	18
3.2 5年間の研究計画	18
3.3 平成 16 年度の成果	19
3.4 平成 17 年度の計画	21
4. 黒鉛構造物の機械的特性の非破壊的評価技術開発	27
4.1 これまでの研究実績と本研究開発の目標	27
4.2 5年間の研究計画	28
4.3 平成 16 年度の成果	29
4.4 平成 17 年度の計画	30
5.まとめ	32
謝辞	32
参考文献	33

Contents

1. Introduction	1
2. Development of ZrC-coated Particle	3
2.1 Previous Works and R&D Scope	3
2.2 Overall R&D Plan	5
2.3 Results in FY 2004	6
2.4 Plan for FY 2005	8
3. Research on Fuel Behavior under Reactivity Insertion Accident	18
3.1 Previous Works and R&D Scope	18
3.2 Overall R&D Plan	18
3.3 Results in FY 2004	19
3.4 Plan for FY 2005	21
4. Development of Non-destructive Evaluation Methods for Mechanical Properties of Graphite Components	27
4.1 Previous Works and R&D Scope	27
4.2 Overall R&D Plan	28
4.3 Results in FY 2004	29
4.4 Plan for FY 2005	30
5. Summary	32
Acknowledgements	32
References	33

1. はじめに

高温ガス炉は 1000°C 近い高温のガスを取り出すことができ、高い固有の安全性を持つなど、優れた特長を有する原子炉であり、我が国では高温工学試験研究炉（HTTR）を中心に研究開発が進められている。

燃料及び黒鉛材料の分野では、原研ではこれまで、SiC 被覆粒子燃料の製造技術の開発、設計で必要となる通常時、過渡変化時等におけるデータ取得、受入検査技術の開発等を、燃料製造メーカーの協力を得て行ってきた。本成果により、高品質の HTTR 燃料の大量生産が可能となった^(1,2)。具体的には、高温ガス炉燃料の品質の代表的指標である貫通破損率は、これまで世界最高品質とされていた独国製燃料と同等のレベル (10^{-6} オーダー) を達成した⁽³⁻⁵⁾。黒鉛の研究においては、高純度で高強度の黒鉛材料の開発、設計で必要となる照射特性等のデータ取得、黒鉛構造設計方針の策定、受入検査技術の開発等を黒鉛製造メーカーの協力を得て行ってきた。また、中国の高温ガス炉である HTR-10 でも本材料が使用されている。HTTR の出力上昇試験等の運転により、HTTR 初装荷燃料、黒鉛材料の実炉規模での照射が行われており、特に、照射により生成する核分裂生成物希ガスの放出率 (10^{-8} オーダー) は、独国のそれよりも一桁低く、照射特性においても HTTR 燃料、黒鉛材料の品質の高さが示されている⁽⁶⁾。

一方、海外では、超高温ガス炉（Very High Temperature Gas-cooled Reactor ; VHTR）が米国を中心進められている第四世代（GEN-IV）原子炉システムで有力な候補となっている。VHTR は、従来の高温ガス炉に比べてより高温のガスを取り出すことを目的としており、燃料は 15~20%FIMA、高速中性子照射量 $6 \times 10^{25} \text{ m}^{-2}$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$) においても健全性を保つ必要がある。しかし、従来の SiC 被覆燃料粒子では、このような厳しい条件下で健全性を保ったデータはない。そのため、VHTR の性能向上のためには、現在の SiC 被覆燃料粒子（許容設計限界は 1600°C）よりも高温かつ高燃焼度まで使用できる燃料の開発や炉内構造物の長寿命化が望まれている。そこで、現在の燃料よりも耐熱性・化学的安定性等に優れると期待される ZrC 被覆燃料粒子について、製造技術の確立及び照射挙動の解明を行う。また、現在の高温ガス炉燃料の反応度事故時の判断基準は、極短時間においても保守的に 1600°C としているが、技術的には時間の関数として判断基準を策定できると考えられている。そこで、高温ガス炉の反応度事故条件を模擬したデータを取得し、反応度事故時の燃料破損挙動を評価できるモデルを開発する。さらに、燃料体の黒鉛ブロック等を安全に長期間使用するために、炉内での使用に伴って変化する黒鉛構造物の機械的特性を非破壊的に評価し健全性を確認するための技術を開発する。

具体的には、SiC 被覆燃料粒子に比べて難しい ZrC 被覆燃料粒子の製造技術の確立及び照射挙動の解明を行う。ZrC 被覆燃料粒子の製造技術の開発においては、模擬燃料核及び実燃料核を使用して被覆実験を行うとともに、ZrC 被覆燃料粒子に特有の検査技術を開発する。照射試験及び照射後試験は、過去に被覆燃料粒子の照射実績のある米国オークリッジ国立研究所 (ORNL) の High Flux Isotope Reactor (HFIR) 又はアイダホ国立工学研究所 (INEEL)

の Advanced Test Reactor (ATR) において実施する計画である。また、反応度事故時の燃料挙動については、原子炉安全性研究炉（NSRR）において HTGR の反応度事故を模擬したパルス照射試験を実施し、燃料破損限界を適切に評価できるモデルを開発し、高温ガス炉燃料の反応度事故時の判断基準の策定に資する。さらに、超音波伝播特性や圧子の押し込み特性により、照射に伴う黒鉛構造物の機械的特性の変化を非破壊的に直接評価できる技術を開発し、黒鉛構造物の長寿命化に資する。評価技術の開発にあたっては、大型の黒鉛構造物に対してその有効性を検証する。

本報は、文部科学省からの受託研究として平成 16 年 11 月から開始した以上の技術開発の全体計画、開始年度である平成 16 年度の成果、及び平成 17 年度の計画についてまとめたものである。

2. ZrC 被覆燃料粒子の開発

2.1 これまでの研究実績と本研究開発の目標

高温ガス炉は、高温のガスを取り出すことができ、固有の安全性にも優れた原子炉であり、日本原子力研究所において、HTTR 計画をもとに研究・開発が進められている。米国においても、GEN-IV 原子炉システムの VHTR は、1000°Cを超える高温のガスを取り出すことを目的とした開発の優先度の高い原子炉とされている。しかしながら、現在の SiC 被覆燃料粒子を VHTR に適用すると、燃料の許容設計限界である 1600°Cを守るために、出力密度、運転期間等を制限せざるを得ない。そこで、本技術開発では、1600°Cを超えても使用できると期待されている ZrC 被覆燃料粒子の製造技術の確立、検査技術の開発及び照射挙動の解明を目的とする。

安全性については、高温ガス炉は、燃料として、ウラン酸化物の燃料核をセラミックスで多層に被覆した被覆粒子燃料を使用していること、使用温度が高温となる減速材や炉心構造材には、耐熱性に優れた黒鉛材料を用いていること、冷却材には化学的に安定なヘリウムガスを用いていることが特徴である。これらの構造上の特徴から、高温ガス炉は、①反応度投入事象時や減圧事故（冷却材喪失事故）のような想定される最も厳しい事故時においても、燃料の温度は健全性が損なわれる温度に至らず、燃料の大規模破損や炉心溶融が発生しない、②炉心の熱容量は大きく、構造材である黒鉛の熱伝導率が良いため、異常が発生して出力が大きくなつた場合でも、炉心温度の変化が極めて緩やかで局所的な温度上昇はない、等の安全上の特徴を有する設計が可能となるといわれている。ここで、安全評価上は SiC 被覆燃料の設計限界温度である 1600°Cを超えると破損に至るものと仮定している。1600°Cより高い温度で使用できる新しい被覆材を開発できれば、さらに経済性・安全性の高い高温ガス炉システムが可能となる。

経済性については、高温ガス炉は、発生した熱を有效地に利用することで、70%を超える熱利用が可能となり、エネルギー資源の有効利用が図られ、排熱も削減でき、環境への負荷の低減に貢献できる。ZrC 被覆燃料粒子は、SiC 被覆燃料粒子に比べて高温時の耐破損性能に優れていることから、燃料温度の高温化、出力密度の拡大が期待でき、高温ガス炉プラントとしての熱効率を向上できる。ZrC 被覆燃料粒子の使用により燃料のさらなる高燃焼度化が期待でき、核燃料を有效地に利用できる。

これまでの研究開発として、ZrC 燃料については、臭化物法による ZrC 層被覆、物性の基礎研究、照射試験が実施された。被覆試験については、小規模（数 10g バッチ規模）の ZrC 被覆実験装置を用いて、臭化物法により ZrC 被覆燃料粒子の性能を決定づける上で重要な定比性の良い ZrC 被覆層を得た。ZrC 被覆燃料粒子の照射特性については、これまで燃焼度約 1.5%FIMA、照射温度約 900°Cまでの照射試験を完了している⁽⁷⁻¹⁰⁾。さらに、わずかではあるが、最高 1650°Cで約 4.5%FIMA までの照射試験が行われた⁽⁷⁾。以下に、これまでに原研で得られた ZrC 被覆燃料粒子の照射試験による知見について述べる。

被覆燃料粒子の健全性の観点から、燃料核移動と核分裂生成物の Pd による腐食について調べられている^(7,11,12)。燃料核移動については、TRISO 粒子の場合、燃料核が SiC 層に接触

すると、SiC 層がその健全性を維持できなくなると考えており、HTTR 初装荷燃料の場合、高温試験運転（原子炉冷却材出口温度が 950°C の運転）の期間を制限する一要因となっている。ZrC 層の場合、UO₂ 燃料核が ZrC 層と接触しても ZrC 層には反応は見られなかった^(11,12)。このように、ZrC は高温で化学的に安定であり、燃料核移動による破損は SiC 被覆燃料粒子に比べて軽減できると考えられる。また、Pd による腐食については、SiC 層は、高燃焼度において Pu の核分裂により生成する Pd と反応して化合物を生成し、結果として内面から腐食され、健全性を喪失すると考えられている。一方、ZrC 層については、Pd との腐食は観察されていないが、Pd が ZrC と反応せず透過してしまうと考えられている⁽⁷⁾。すなわち、ZrC 層は Pd 腐食に対して SiC よりも耐性が大きいと言えるが、Pd が透過する原因については、高燃焼度での被覆層の劣化及び ZrC 層の粒界の粗大化によるものを含めて検討する必要がある。

また、高燃焼度での核分裂生成物の保持能力については、これまでの照射試験は主に低照射（1.5%FIMA）で行われたが、近年比較的高い照射（4.5%FIMA）を行った ZrC 被覆燃料粒子の照射後試験結果が得られている⁽⁷⁾。その結果、内側熱分解炭素（IPyC）層のガス透過性及び ZrC 粒界の変化と ZrC 層の健全性に相関がある可能性があることが分かった。すなわち、1800°C で 3000 時間加熱後の ZrC 被覆燃料粒子において、IPyC 層が破損した粒子については ZrC 層の内側に変質が見られた。また、2000°C で 100 時間加熱後の ZrC 被覆燃料粒子研磨断面の観察では、外側熱分解炭素（OPyC）層の破損は認められなかつたが、ほとんどの粒子において、IPyC 層の破損及び ZrC 層の変質が見られた。この加熱試験中には、核分裂ガスの放出は検出されなかつた。このことは、被覆層の貫通破損が生じなかつたことを意味している。加熱試験後の粒子の X 線ラジオグラフによつても、被覆層の貫通破損がないことを確認した。しかし、2000°C の加熱試験においては、大量のセシウムの放出が検出された。この原因は、研磨断面で見られた ZrC 層の変質によるものと考えられる。

以上のように、ZrC 燃料については、臭化物法による小規模の ZrC 被覆層被覆、物性の基礎研究、照射試験が実施され、優れた特性を持つ可能性があることが明らかとなっている。

前述のように、原研で実施された ZrC 被覆燃料粒子の先行研究では、小規模（数 10g バッチ規模）の ZrC 被覆実験装置を用いて、臭化物法により ZrC 被覆燃料粒子の性能を決定づける上で重要な定比性の良い ZrC 被覆層を得られる見通しを得た。しかし、ZrC の物性は被覆条件に対して敏感であり、バッチ量を拡大することによって粒子流動条件や温度条件等が変動し、ZrC 被覆燃料粒子の性能を決定づける上で重要な ZrC 定比性が不安定となることが分かつており、スケールアップする際には問題となる。そのため、模擬粒子及び実燃料を用いて、被覆条件と ZrC の物性との相関を系統的に取得し、定比 ZrC の被覆メカニズムを解明し、大型規模の ZrC 被覆のための技術開発を行う。また、ZrC は高温酸化雰囲気下で酸化被膜を形成しないため、従来の SiC 被覆燃料粒子の検査に用いている前処理法が適用できない。そのため、プラズマエッティング法の適用や還元雰囲気での反応のアプローチから ZrC 及び熱分解炭素（PyC）のプラズマとの相互作用及び還元反応過程を検討し、ZrC 被覆粒子から PyC 層を選択的に除去する前処理技術を開発する。

2.2 5年間の研究計画

Table 2-1に「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」全体計画を示す。本技術開発は、ZrC 被覆燃料粒子の製造条件の確立及び照射特性の把握を行うことにより、ZrC 被覆燃料粒子の開発を目指す。開発内容は、「ZrC 被覆粒子の製造技術の開発」における ZrC 被覆実験、試料の分析、ZrC 被覆条件の解析・検討の実施及び検査技術の開発、「ZrC 被覆粒子の照射試験・照射後試験及びモデル開発」における照射試験、照射後試験及び燃料評価モデルに分類して進める。ZrC 被覆実験装置は、模擬粒子によるコールド実験設備として製作されており、本提案の ZrC 被覆実験を行うための技術は整っている。照射試験及び照射後試験は、過去に高温ガス炉燃料の照射実績を有する米国 ORNL の HFIR 又は INEEL の ATR において実施する。

(1) ZrC 被覆粒子の製造技術の開発

「ZrC 被覆粒子の製造技術の開発」での主要な実施項目とその概要を以下に示す。Fig. 2-1 に ZrC 被覆実験装置構成図⁽¹³⁾を示す。

ZrC 被覆装置の大型化を可能とする ZrC 被覆条件の確立を目的として、100g バッチ規模へ拡大した ZrC 被覆実験装置⁽¹³⁾を用いて、ZrC 層及び PyC 層の連続被覆法による ZrC 被覆実験を実施する。まず、実際の燃料核を模擬した高密度粒子を使用し、装荷バッチ量、蒸着温度条件、原料ガス組成、粒子流動条件等をパラメータとして模擬粒子上に ZrC 被覆層を蒸着した粒子を製造する。製造した粒子の ZrC 定比性、密度、結晶組織、被覆層厚さ等のデータを取得し、被覆条件パラメータとの相関を得る。また、熱化学平衡計算等により、定比 ZrC 被覆条件を定量的に解析評価する。なお、そのための準備として、Fig. 2-1 に示す ZrC 被覆実験装置について連続被覆のための改造を行う。

実験で得られた被覆粒子試料の分析は、先行研究にて実施された手法及び SiC 被覆燃料粒子の検査手法に基づいて行う。この中で、ZrC 定比性測定や密度測定等の前処理として重要な、ZrC 被覆粒子から ZrC 被覆層を選択的に取り出す技術をプラズマ酸化による方法や還元ガスを用いる方法等により開発する。

最終的に、酸化ウラン燃料粒子を用いて同様に ZrC 被覆実験を行い、ZrC 被覆条件を最適化する。そのために、Fig. 2-1 に示す ZrC 被覆実験装置を核燃料使用施設へ移設する。以上により、定比 ZrC の被覆メカニズムの解明及び被覆条件のより高い精度での最適化が可能となり、大型規模の ZrC 被覆の実現に寄与できる。

上記の ZrC 被覆実験については、既設装置の改造及び分析機器等の整備を平成 17 年度までに行い、模擬粒子による研究を平成 17 年度から平成 19 年度まで行う計画である。また、既設装置の核燃料使用施設への移設を平成 19 年度までに行い、実燃料による研究を平成 20 年に行う計画である。

ZrC 被覆実験及び試料の分析は、原子燃料工業株式会社（以下、原燃工）と協力して行う。ZrC 被覆条件の解析・検討は、物質科学研究所アクトノイド科学研究グループ及び大阪大学大学院工学研究科西川研究室の協力を得て行う。検査技術開発は、分析機器メーカー及び大

阪大学と協力して行う。

(2) ZrC 被覆粒子の照射試験・照射後試験及びモデル開発

「ZrC 被覆粒子の照射試験・照射後試験及びモデル開発」での主要な実施項目とその概要を以下に示す。

① 照射試験

米国の照射炉を用いて照射試験を行うための試験計画の検討及び照射試料の輸送を行う。キャプセル設計及び製作、並びに照射試験は、米国 ORNL 又は INEEL が実施する。試験計画及び試料の輸送は、米国 ORNL、INEEL と協力して実施する。米国 ORNL 又は INEEL にて平成 18 年度までにキャプセル設計・製作及び日本から米国への試料の輸送を行い、平成 18 年度から平成 19 年度まで米国にて照射試験を実施する。

② 照射後試験

照射試験を実施した試料について、結晶組織観察、ZrC 被覆層の破壊強度等の物性データの取得方法を検討する。照射後試験は、米国 ORNL 又は INEEL が担当する。試験計画は、米国 ORNL 又は INEEL と協力して立案する。平成 19 年度までに米国 ORNL 又は INEEL 及び日本にて試験方法の検討を行い、ORNL 又は INEEL にて実験機器の整備を行い、平成 20 年度に実施する。

③ 燃料評価モデルの開発

ZrC は SiC に比べて延性が大きく、より金属的な性質を持つ等により、照射中の破損メカニズムは解明されておらず、燃料設計及び安全設計のための燃料評価モデルはこれまで構築されていない。そこで、これまで原研が SiC 被覆燃料粒子について開発してきた燃料挙動モデル（内圧破損モデル）⁽¹⁴⁾をもとに、ZrC 層の破壊強度等のデータを用いて改良する。また、米国 INEEL と協力し、同研究所で開発中の PERFUME コード⁽¹⁵⁾との比較検討を行う。平成 18 年度までに日本及び米国 INEEL にて燃料評価モデルを構築し、照射試験及び照射後試験の結果に基づいて最適化する。

2.3 平成 16 年度の成果

Table 2-2 に平成 16 年度「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」計画を示す。平成 16 年度は、平成 17 年度から実施する ZrC 被覆実験に向けて、模擬被覆粒子の製作を実施した。模擬被覆粒子は、燃料核を模擬したジルコニア (ZrO_2) 球の表面に熱分解炭素 (PyC) を単層被覆したものである。模擬被覆粒子の設計では、実際の被覆燃料粒子の流動条件を模擬できるよう、粒子の比重を同じとすることとした。模擬被覆粒子は、HTTR の照射用燃料として許認可を取得している B-2 型と同等の比重とすることとした。製作は、HTTR 用被覆燃料粒子の製造実績を有する原燃工にて実施した。模擬被覆粒子の仕様を Table 2-4 に示す。

また、16 年度は、装置の改造のための概念検討等の準備作業を進めた。装置の改造にあたっては、臭化物法で使用する腐食性ガス及び可燃性ガスに対する安全設計と、流動床温度分布等のプロセスパラメータ取得のための計装設置を重点的に行うこととした。この中で、臭

素ガス供給系については、プロセスフローの見直しを含めて新規に設計することとした。また、電気炉系については温度測定機器等を追加し、プロセスパラメータを拡充するとともに、過加熱やガス漏洩等に対するインターロック回路を充実させることとした。さらに、電気炉・ガス供給系・排気ガス処理系の制御盤を統一化するとともに、平成19年度以降に原燃工で実施する実燃料核を用いた被覆実験に向けて、核燃料使用施設への移設を可能とするための構造材強度の見直しを行うこととした。Table 2-5 に被覆条件とパラメータの取得方法を示す。

また、米国での照射試験及び照射後試験に向けて、試験計画等の検討を行った。これまでに ZrC 被覆燃料粒子の照射後試験で得られた粒子研磨断面の観察及び熱力学的解析の結果から、ZrC 被覆燃料粒子に見られた性能劣化の機構は次のように考えられる⁽¹⁶⁾。

① IPyC 層の破損

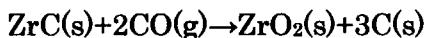
PyC 層の照射収縮により引張応力が生じる。さらに、核分裂生成物ガスや CO ガスによる引張応力が加わり、機械的に破損する。IPyC 層の破損により、ZrC 層が CO ガスに直接曝され、ZrC 層の劣化の原因となる。

② ZrC 層と CO ガスの接触

破損のない IPyC 層であっても、CO ガスを透過しやすいものは ZrC 層の劣化を生じさせる。IPyC 層の CO ガス透過特性は、被覆条件に依存することが分かっている。

③ ZrC 層の CO ガスによる酸化

IPyC 層に破損がある場合及び IPyC 層の CO ガス透過特性が高い場合は、以下の反応により ZrC 層中に ZrO₂ と C を生じ、ZrC 層が劣化すると考えられている。



解析の結果からは、上記の反応は通常運転時の燃料温度に相当する温度範囲 1200°C～2200°C で起こりうる。その裏付けとして、燃焼度 1.5%FIMA の ZrC 被覆燃料粒子についての 1800°C・3000h 及び 2000°C・100h の照射後加熱試験の結果、ZrC 反応層中に C の存在が確認されている⁽¹⁶⁾。

④ ZrC 層の照射による体積変化

これまでの ZrC 被覆燃料粒子の照射試験の結果、高温下では ZrC 層にクリープ特性があることが確認されており、寸法安定性の点で問題となる。しかし、PyC 層及び黒鉛マトリクスによってクリープ変形は抑制されると期待できるが、VHTR 燃料としての使用条件や異常高温時を想定する場合、PyC 層、黒鉛マトリクス共にクリープ変形量が大きくなる可能性があり、実験的確認が必要である。

⑤ ZrC 層の照射による機械的強度変化

健全な ZrC 層の場合、高温下において結晶粒が粗大化するが、CO ガスにより劣化した ZrC 層の場合、粒界が成長し、組織は緻密化することが分かっている⁽¹⁶⁾。こうした ZrC 層の微細組織と機械的強度の相関については系統的に把握されていない。また、原研が開発した SiC 被覆燃料粒子の内圧破損モデルは、一軸圧縮法による粒子破壊強度のワイブル分布を考慮して破損確率を評価するものであるが、各被覆層の機械的強度を考慮することにより高度化を図ることが可能となる。

これらの ZrC 被覆燃料粒子の破損機構の解明及び、燃料設計・安全設計評価のための破損モデルの開発を、本照射試験を通して実施する予定である。Table2-6 に、ZrC 被覆粒子の破損メカニズムと取得するデータをまとめた。

2.4 平成 17 年度の計画

Table 2-3 に「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」計画を示す。平成 17 年度は、平成 16 年度に進めた改造設計を元に、ZrC 被覆実験装置の改造を行う。その上で、定比 ZrC 被覆条件を得るためのパラメータ試験を実施する。パラメータ試験においては、まずは先行研究で得られた被覆条件に基づき、100g バッチでの被覆ガス条件や流動状態に対する蒸着物物性の相関を取得する。特に、Table 2-5 に示す定比 ZrC に重要なメタン熱分解効率や、Zr 臭化物の生成効率との相関を重点的に取得する。その上で、100g を超えるバッチ量での被覆条件の検討を行う。

Table 2-7 に ZrC 被覆燃料粒子の検査技術開発項目をまとめた。平成 17 年度は、被覆粒子から PyC 層のみを選択的に除去するための前処理手法について、プラズマエッティング法及び水素還元による予備実験を ZrC 被覆粒子、ZrC 板材及び等方性炭素板材を用いて実施する。板材を使用するのは、材料に関する基礎物性データ取得の便宜を考慮したものである。また、プラズマエッティング法については、PyC 層のみを効率よく除去するためのプラズマのガス組成、基板に入射するイオンのエネルギー及びフラックス及び試料温度条件を明らかにする。試料のエッティングレートについては、重量測定法により算出する。加えて、被覆粒子の表面を一様にエッティング可能なエッティング装置の概念検討に着手する。また、ZrC 定比性については、従来手法の CO ガス定量法の他、ICP-MASS による方法及びスペクトル分光法による方法について予備実験を行い、X 線回折による結果との相関等から有効性を検討する。ZrC 被覆層密度測定については、回転密度計の適用を目的とした予備実験を実施し、さらに従来の浮遊沈降法に関して、比重 6.6 を超える重液の予備検討を実施する。被覆層厚さ測定については、従来の X 線ラジオグラフ-AVMS 法を最適化するため、主に X 線強度等の条件についてデータを取得する。

米国における照射試験については、具体的に照射条件を検討する。また、Table2-6 に示した破損メカニズムを考慮した新しい破損モデルを検討する。モデル化にあたっては、SiC 被覆燃料粒子の破損モデルに基づき、SiC 被覆燃料粒子とは異なる ZrC 被覆燃料粒子の破損機構を摘出し、新たに破損モデルを開発することを検討している。なお、17 年度に製作する化学蒸着 ZrC 試料及び PyC 試料を 17 年度中に米国へ輸送する予定である。米国においては、照射キャップセルの設計検討及び照射後試験のための準備を行うこととしている。

Table 2-1 「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」全体計画

項目	年度	平成16年度	平成17年度	平成18年度	平成19年度	平成20年度
(1) ZrC被覆粒子の製造技術の開発		ZrC蒸着実験・試料の分析 (複数被覆粒子による)		ZrC蒸着実験・試料の分析 (実燃料粒子による)		
		実験準備; ZrC蒸着実験装置の改造・整備		ZrC被覆条件の移設		
				ZrC被覆条件の解析 評価		
				検査技術開発 前処理手法等)		
(2) ZrC被覆粒子の照射試験・照射後試験及びモデル開発				試験計画・検討、燃料挙動モデル開発 (原研、米国)		
		試料の輸送準備・輸送 (原研)				
				キャプセル設計・製作 (米国)	照射試験・照射後試験 (米国)	
(3) 反応度投入事象での高温ガス炉燃料挙動の研究				試験計画・検討、モデル開発、測定・解析評価		
				燃料試料の製作 (被覆燃料粒子、燃料コンパクト)		
					パルス照射試験・照射後試験 (被覆燃料粒子、燃料コンパクト、未照射・照射後試料)	
(4) 黒鉛構造物の機械的特性の非破壊的評価技術開発				評価モデルの開発		
					大型の黒鉛構造物による検証	
					実験準備、黒鉛の機械的特性の測定・解析評価	

Table 2-2 平成 16 年度「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」計画

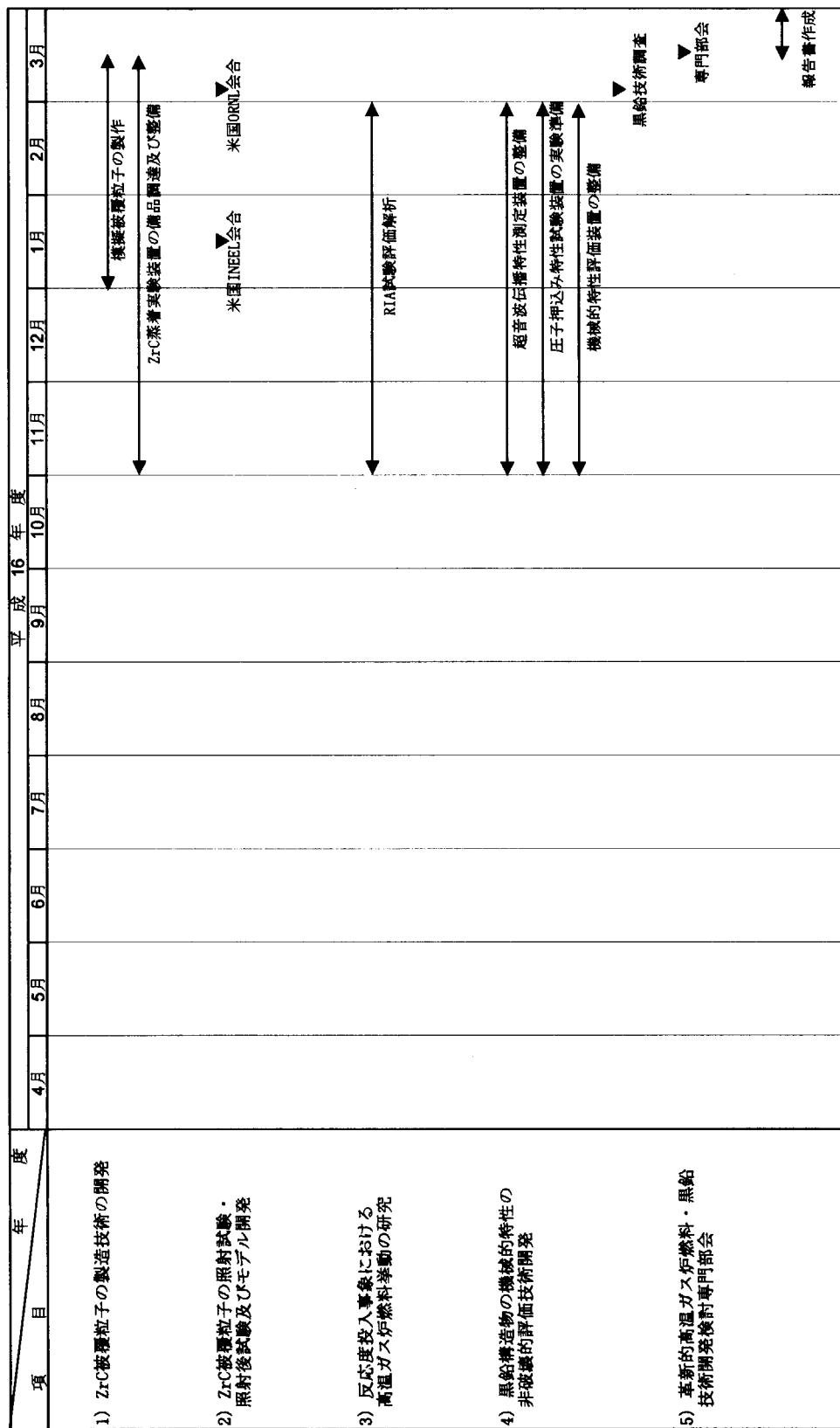


Table 2-3 平成 17 年度「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」計画

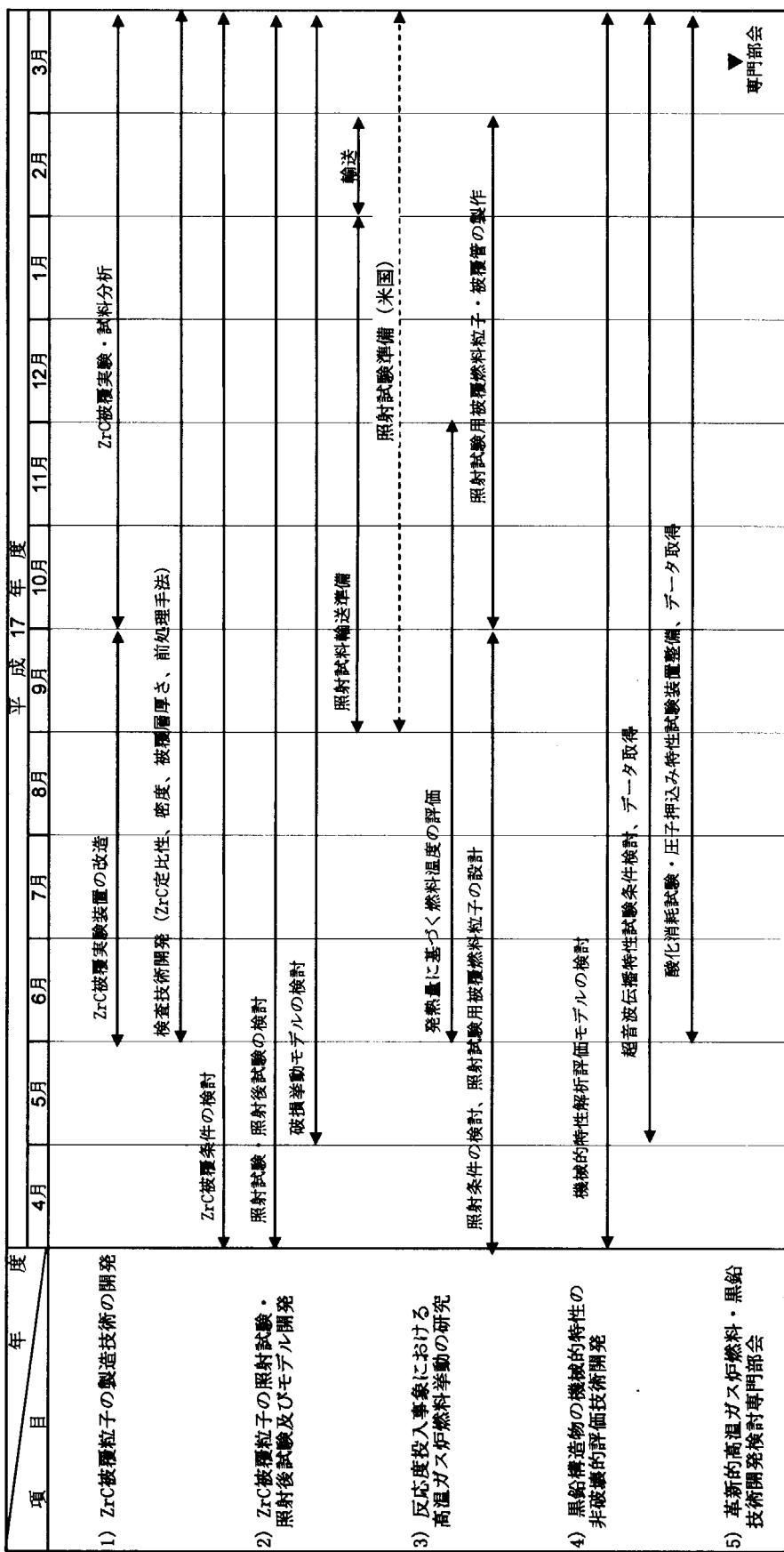


Table 2-4 模擬被覆粒子の仕様

(1) 仕様

項目		仕様
模擬燃料核	材質	ジルコニア (ZrO_2)
直径(μm)	平均値	720 (± 66 : 目標値)
	標準偏差	≤ 30 (目標値)
	真球度	直径の最大値と最小値の比が 1.2 を超えないものが 95%以上 (目標値)
	密度(g/cm^3)	6 (目標値)
不純物		— (ミルシート記載値を参考値とする)
被覆層	材質	高密度熱分解炭素 (プロピレン熱分解による)
厚さ(μm)	平均値	35 ± 7
	標準偏差	6 (目標値)
	密度(g/cm^3)	1.85 ± 0.10
被覆粒子	外観	有害な割れ、欠け、傷、付着物のないこと
直径(μm)	平均値	790 (± 45 : 目標値)
	標準偏差	— (参考値)
	粒子密度	4.9 (参考値)
	真球度	— (参考値)

(2) 試験・検査

項目		検査法	検査個数	備考
模擬燃料核	外観 ^{*1}	目視	1試料 ^{*2} /模擬核ロット	^{*1} 写真撮影を実施
	直径	PSA 法*	100 粒子/模擬核ロット	^{*2} 1 試料 2000 粒子程度
	密度	水銀置換法又は液浸置換法	2 試料 ^{*3} /模擬核ロット	^{*3} 1 試料は 0.5g 程度
	真球度	PSA 法*	100 粒子/模擬核ロット	^{*4} 1 試料 1000 粒子程度
被覆層	被覆層健全性 ^{*1}	X 線ラジオグラフ法	1 試料 ^{*4} /被覆バッチ	^{*5} 1 試料は 4g 程度
	厚さ	X 線ラジオグラフ法	50 粒子/被覆バッチ	
	密度	液浸置換法	3 試料 ^{*5} /被覆バッチ	
被覆粒子	外観 ^{*1}	目視	1 試料 ^{*2} /被覆バッチ	
	直径	PSA 法*	50 粒子/被覆バッチ	
	粒子密度	液浸置換法	2 試料/被覆バッチ	
	真球度	PSA 法*	50 粒子/被覆バッチ	

*自動粒径測定装置 (Particle Size Analyzer; PSA) による測定法

Table 2-5 被覆条件とパラメータの取得方法

被覆条件	被覆条件を構成する パラメータ	パラメータの取得方法
流動条件	① 流動状態 ② ガス流量、圧力、差圧 ③ ガス温度 ④ ガス粘性 ⑤ バッチ量 ⑥ 流動床 ⑦ ノズル ⑧ ディストリビューター	① 目視 ② 流量計、供給圧力、差圧計 ③ 温度計、仮設 T/C 等 ④ 文献値よりガス種類、ガス組成から計算 ⑤ 粒子装荷量 ⑥ 角度、表面積、高さ等の形状変更、実験後の寸法変化を測定 ⑦ 孔径、長さ等の形状変更 ⑧ 孔数、底面積等の形状変更
ZrC 蒸着 温度	① 流動床 annulus での粒子温度 ② 流動床黒鉛の軸方向温度 ③ 均熱幅・高さ ④ バッチ量	① 温度計、仮設 T/C 等 ② 温度計、仮設 T/C 等 ③ 粒子装荷量、ベッド形状、ワークコイル幅、ワークコイル位置等 ④ 粒子装荷量
Zr 臭化物 の生成効率	① Zr臭化物の生成温度 ② 金属 Zr 量 $\Delta M(Zr)$ ③ Br ガス濃度 ④ 金属 Zr ⑤ Zr 臭化物組成 ⑥ 金属 Zr リサイクル頻度	① 温度計、仮設 T/C 等 ② 重量変化を測定 ③ 液体臭素温度・体積、Ar 流量等より計算 ④ 粒径の変更 ⑤ 解析により評価 ⑥ 実験回数×被覆時間
メタンガスの熱分 解効率	① ZrC 中 C 量 ($W(C)_{ZrC}$) ② メタン中 C 量 ($W(C)_{CH_4}$) ③ H ₂ ガス量 ④ 流動床黒鉛の寄与率 ⑤ 遊離炭素の析出量 ⑥ 流動床黒鉛の温度 ⑦ バッチ量	① 燃焼法により計算 ② メタンガス流量、供給圧力、室温より計算 ③ H ₂ ガス流量、供給圧力、室温より計算 ④ 流動床黒鉛の減肉量を測定（寸法測定、重量測定等） ⑤ 流動床等黒鉛の寸法測定、重量測定 ⑥ 温度計、仮設 T/C 等 ⑦ 粒子装荷量

Table 2-6 ZrC 被覆燃料粒子の破損メカニズムと取得するデータ

破損メカニズム	必要な物性データ	データ取得方法
IPyC 層の破損	① 照射量、温度に対する PyC の収縮 ② 照射量、温度に対する PyC 異方性 ③ 照射量、温度に対する内圧上昇	① PyC 材（板状、シース形状）による照射試験、 PIE : 寸法測定、X 線ラジオグラフ ② BAF 等 ③ 解析評価
	① 被覆条件に対する PyC 物性の相関 ② PyC 物性、照射量、温度に対する CO ガス透過率	① 被覆実験・検査（被覆層厚さ、密度、微細組織、異方性） ② ICP-MASS 等（試験方法要検討）
	① 照射下での CO による酸化特性 ② ZrC 反応層中の C 定量、ZrO ₂ 定量	① 加圧 CO 霧囲気中での照射後加熱試験、PIE : EPMA、X 線回折 ② EPMA、X 線回折
ZrC 層の CO ガスによる酸化	① 照射量、温度による寸法変化 ② ZrC 結晶構造、原子配列とクリープ特性との相関	① 照射クリープ試験、試料形状（板、シース）、 ZrC 材、PyC 材 PIE : 寸法測定等 ② 高温加熱試験 + TEM
	① 照射量、温度による体積変化	① ZrC、PyC の選択的取り出し、ORNL の手法 (ガス内圧印可による) ② 一軸圧縮法
被覆層の照射による機械的強度変化	① 照射量、温度に対する ZrC、PyC 被覆層の破壊強度変化 ② 粒子破壊強度	

Table 2-7(1/2) ZrC 被覆燃料粒子の検査技術開発項目

検査項目	従来法 (SiC 被覆燃料粒子を対象)	ZrC 被覆粒子に従来法を適用する場合の問題点	開発項目
第 1 層厚さ	(前処理) X 線撮影	(前処理) ZrC 密度が高く X 線が透過しにくいため、第 2 層との境界が判別できない可能性あり。	① X 線条件取得 (線源強度、ネガの改良等) ② 必要ならば AVMS の性能向上 (感度、精度)
第 2 層厚さ	(測定) AVMS	(現状問題なし)	
第 3 層 (ZrC) 厚さ			
第 4 層厚さ			
第 1 層密度	水銀置換法		
第 2 層密度	(前処理) 研磨 (測定) 浮遊沈降法		
第 3 層 (ZrC) 密度	(前処理) 酸化燃焼法 (測定) 浮遊沈降法	(前処理) ZrC が酸化する (測定) ZrC 密度 (6.6g/cm ³) と同等の重液がない。	① ZrC 相当の重液 (調査、予備実験) ② 回転密度計 (調査、予備実験) ③ その他の方法に関する調査
第 4 層密度		(前処理) 第 4 層除去時に ZrC 層も除去される。 (前処理) 燃焼法 (測定) 液体置換法	① 第 4 層のみ採取する手法 (第 2 層の浮遊沈降法の適用検討) ② 前処理としてのプラズマエッチング法 (最適プラズマの開発及び物理スパッタリング、化学スパッタリング等の組み合わせ法開発、エッチング装置の粒子形状への最適化等) 開発。

Table 2-7(2/2) ZrC 被覆燃料粒子の検査技術開発項目

検査項目	従来法 (SiC 被覆 燃料粒子を対象)	ZrC 被覆粒子に従来法を適用する場 合の問題点	開発項目
PyC 層 異方性因子	(前処理) 研磨 (測定) OPTAF		
粒子直径 粒子真球度	PSA		
第 3 層 (ZrC) 破損率	(前 处 理) Burn-leach 法 (測定) ウラン吸 光法	(前処理) ZrC が酸化する (測定) 模擬粒子には適用不可	① 模擬粒子での測定法 (予備実験、模擬核材質の検 計)
検査前処理 (PyC 層 除 去)		ZrC が酸化する。	① プラズマ法 (酸化・還元) (概念検討、予備実験、 装置設計製作、データ取得) ② 水素ガス還元法 (予備検討、予備実験、装置設計 製作、データ取得)
ZrC 定比性	(A) 酸化燃焼後 CO ガス定量等に よる計算法 (B) X 線回折	(A) 精度 (CO 定量は PyC、燃料核の 影響あり。試料バッチが異なる、等) (B) 局所的測定による精度の問題	① 酸化燃焼法の確立 (予備実験、概念検討) ② X 線回折法 (データ取得、①との比較で有効性確 認) ③ ICP-MASS 法の検討 (予備実験、装置設計製作、 データ取得) ④ スペクトル分光法の検討 (文献調査、概念検討、 予備実験)

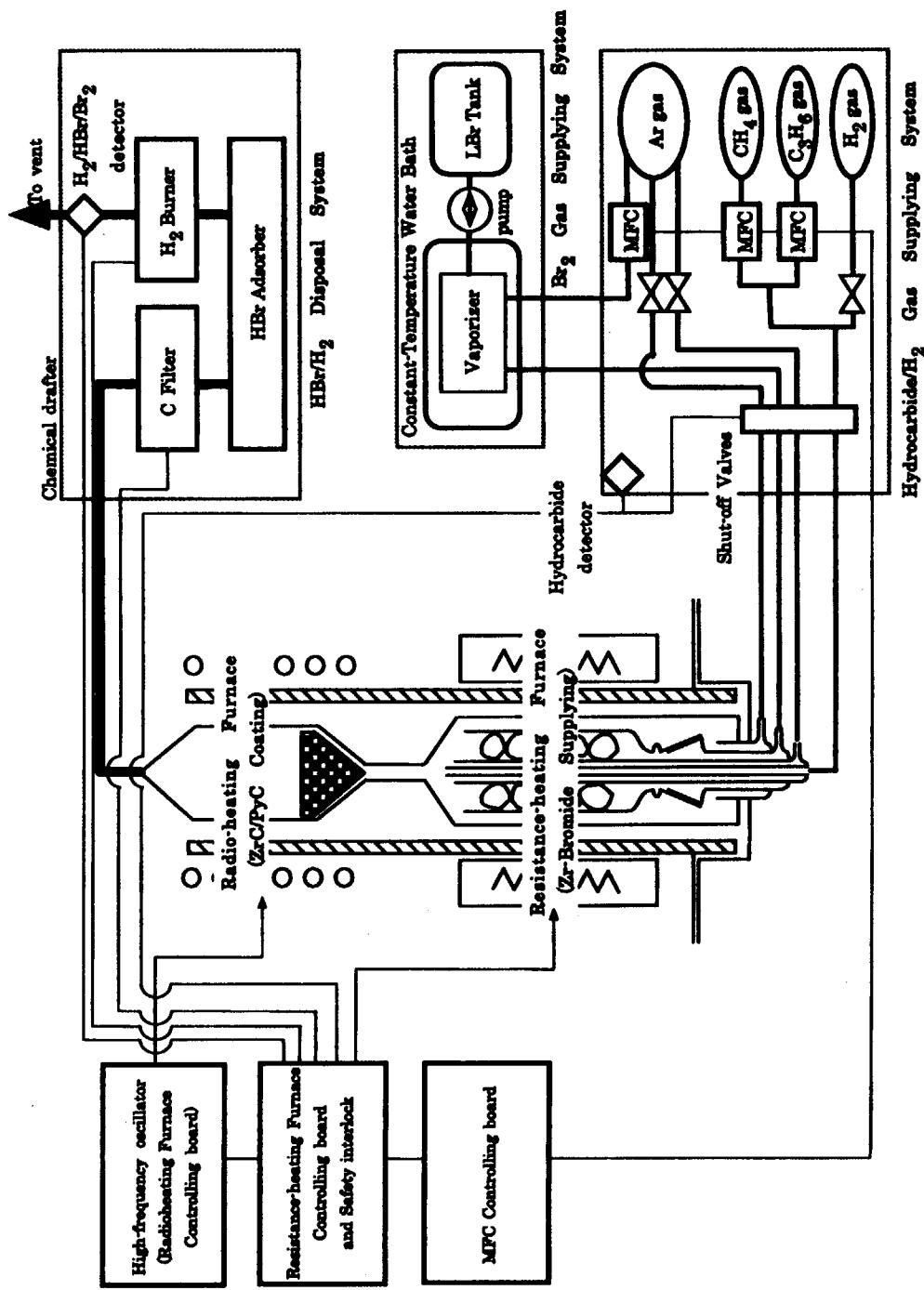


Fig. 2-1 Process flow diagram of the ZrC coating device (13).

3. 反応度投入事象での高温ガス炉燃料挙動の研究

3.1 これまでの研究実績と本研究開発の目標

現在の高温ガス炉燃料である SiC 被覆燃料粒子の反応度事故時の判断基準は、極短時間においても保守的に 1600°C としているが、技術的には時間の関数として判断基準を策定できると考えられている。そこで、高温ガス炉の反応度事故条件を模擬したデータを取得し、反応度事故時の燃料破損挙動を評価できるモデルを開発する。

原研においては、過去に反応度事故を模擬した照射試験が試みられたが、発熱量が大きく、断熱的な温度上昇により燃料核が蒸発し、被覆層が内圧破損に至った⁽¹⁷⁾ことから、軽水炉等に比べて緩慢な高温ガス炉の反応度投入条件におけるデータを取得できなかった。そのため、NRC においても反応度事故時の燃料破損挙動の把握を最優先研究開発テーマの一つと位置付けている。本研究では、過去の実験を踏まえて、より高温ガス炉の反応度事故時の燃料挙動を模擬できる実験条件の設定を行い、微視的な粒子の破損機構について解明を行うこととする。今回の NSRR による照射試験では、高温ガス炉における反応度事故条件下における燃料挙動データを世界で初めて取得でき、高温ガス炉の安全性をさらに確固たるものにできる。また、急激な反応度投入事象での高温ガス炉燃料の限界性能が実験的に示されれば、制御棒飛び出し防止機構等の安全設備を排除できる等、高温ガス炉システムの経済性の向上が期待できる。

3.2 5 年間の研究計画

Table 2-1 に「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」全体計画を示す。反応度事故時の燃料の限界性能を実験的に把握し、高温ガス炉の反応度事故時の判断基準に新たな知見が得られ、反応度事故時の判断基準の緩和を技術的に可能とする。そのため、「反応度投入事象での高温ガス炉燃料挙動の研究」におけるパルス照射試験、照射後試験、解析・評価及び燃料破損モデルの開発を実施する。なお、反応度事故を模擬した試験を実施する NSRR は、現在稼働している世界で唯一のパルス照射炉であり、軽水炉用未照射燃料及び照射済燃料を対象とした反応度投入試験の経験が豊富である。

(1) パルス照射試験

反応度投入による異常高温時の SiC 被覆燃料粒子及び燃料コンパクトの限界性能を把握するため、未照射及び照射済の SiC 被覆燃料粒子及び燃料コンパクトのパルス照射試験を行う。

照射試験の第 1 段階として、燃料温度評価と破損モードの対応がとれるよう、濃縮度 2~10% の未照射 SiC 被覆燃料粒子を用いて、発熱量をパラメータとした試験を実施する。第 2 段階として、燃料コンパクトのパルス照射試験を行い、燃料コンパクトでの限界性能の把握及び粒子の照射特性との比較検討を行う。最終的に、照射済 SiC 被覆燃料粒子および燃料コンパクトのパルス照射試験を行い、未照射試料により開発した燃料温度評価手法及び燃料破損モデルを検証する。

パルス照射試験を平成 18 年度から平成 20 年度まで毎年実施する。そのため、未照射燃料試料を平成 17 年度から平成 18 年度にかけて製作する計画である。また、平成 19 年度と 20 年度に材料試験炉部ホットラボ課から NSRR 原子炉施設へ照射済燃料を輸送する計画である。

(2) 照射後試験

パルス照射条件に対応した燃焼度評価、燃料破損率測定を行う。微細組織・被覆層間ギャップの観察等により、SiC 層の劣化に関するデータを取得する。パルス照射後の試料は、ホット試験室又は材料試験炉部ホットラボ課へ輸送し、照射後試験を実施する計画である。

(3) 解析・評価及び燃料破損モデルの開発

高温ガス炉の反応度事故を模擬するため、燃料温度評価のための解析コードを改良する。反応度事故時における燃料破損挙動の定量的評価を可能とするため、照射後試験で得た被覆層の特性変化や破損率等のデータに基づき燃料破損モデルを構築する。そのため、パルス照射試験データと燃料特性の相関から、破損モードを内圧破損、被覆層の劣化による破損、機械的相互作用による破損等に分類し、検討する。

燃料温度評価は平成 16 年度から予備検討を行い、平成 17 年度からのパルス照射試験により最適化する。また、燃料破損モデルの開発は (2) の結果を反映させて行う計画である。

3.3 平成 16 年度の成果

Table 2-2 に平成 16 年度「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」計画を示す。平成 16 年度は、平成 18 年度以降に行う照射試験に向けて、高温ガス炉における反応度事故時の燃料挙動をできるだけ模擬できる試験条件の検討を行った。

まず初めに、パルス照射試験の全体計画を検討した。Table 3-1 にパルス照射試験の全体計画を示す。平成 18 年度以降に実施する第 1 次パルス照射試験は、被覆燃料粒子についての破損温度しきい値を把握することを目的として実施する。この時、本研究では初めての照射となるため、パルス照射試験を複数回実施し、被覆燃料粒子での照射体系を最適化していく必要がある。また、高温ガス炉のように遅い反応度条件では、非断熱的な振る舞いが支配的と考えられるため、従来の断熱的仮定に基づく解析手法により燃料温度や発熱量を評価するのは困難と言える。そのため、第 1 次よりも詳細な条件で第 2 次実験を行い、従来の解析手法に非断熱的挙動を考慮して改良を加えていくと共に、実験値との相関を取得しながら評価モデルを構築していく。並行して、各実験毎に実施する照射後試験により、燃料破損挙動モデルを構築していく予定である。最終的には、粒子の状態で最適化された評価モデル及び燃料破損挙動モデルを、燃料コンパクト形状や照射済燃料試料を用いた試験により最適化する。

次に、第 1 次パルス照射試験の試験条件を検討した。第 1 次試験においては、発熱量や燃料温度の解析結果に対応する燃料温度等のデータを実験的に取得することが特に重要であるが、極短時間の発熱による燃料温度の上昇を熱電対等により直接測定することは極めて困難である。そこで、第 1 次試験では、被覆燃料粒子を黒鉛ホルダーへ装荷し、黒鉛の温度上昇を測定することで間接的に燃料温度を評価することとした。その際、黒鉛ホルダーの形状及

び装荷粒子数によっては、黒鉛の熱容量に対する粒子の発熱量が不足する恐れがあるため、粒子数に対する黒鉛の温度条件を検討することとした。

Table 3-2 に、検討した第 1 次試験での試験条件を示す。まず、パルス条件は断熱条件が得られる NP パルスとし、破損しきい値が想定される燃料温度 1500°C～2700°C の照射温度を 6 回のパルス照射試験により得ることとした。解析評価については、従来手法に基づく発熱量評価及び燃料温度評価を実施する。また、発熱量が十分得られるような未照射燃料を用いることとし、仕様を Table 3-3 に示すように定めた。

また、燃料温度を正確に評価できるよう、黒鉛ホルダーをヒートシンクとした計装付き試料ピンの概念検討を行った。概略図を Fig. 3-1 に示す。試料ピンは通常 NSRR で使用する軽水炉用照射ピン（材質ジルカロイ-2、外径 ϕ 13～16mm）を用いることとし、断熱条件を得るために試料ピン外側を真空 2 重構造とすることとした。黒鉛ホルダーは蓮根状の粒子装荷孔を有するものとし、中心と試料ピン外側にそれぞれ熱電対を設置するものとした。また、1 ピン当たり 3 段のホルダーを設置し、それぞれ異なる ^{235}U 濃縮度の被覆燃料粒子を装荷し、発熱量はパルス速度で制御し、6 回の実験で 1500°C～2700°C の燃料温度分布を 300°C 毎に得ることとした。なお、1 黒鉛ホルダー当たりの装荷粒子数は照射後試験に十分な量となるよう 400 粒子とした。

さらに、照射後試験において破損モードに関する物性値を取得するための試験項目の検討を行った。被覆燃料粒子の主な破損モードとしては、被覆層の化学的劣化による破損、機械的相互作用による破損、内圧による破損に分類できる。

(1) 被覆層の化学的劣化による破損

SiC 層は 1700°C 以上の温度で β 相から α 相への変化し、機械的強度が低下する⁽¹⁸⁾。また、未照射の被覆燃料粒子及び燃料コンパクトの超高温加熱試験においては、2500°C、10sec の加熱により SiC 層中に気泡が生成し、2200°C、51h の加熱では SiC 層の厚さ低下（減肉）が観測されている⁽¹⁷⁾。しかしながら、数 10sec 以内であれば、以上のような SiC 層の化学的劣化はあるものの、2500°C 程度までは健全性を保持する結果が得られている⁽¹⁷⁾。以上のような SiC 層の組織変化が、反応度投入事象のような極短時間での高温状態かつ照射下において起こりうるかどうかは十分に知られていないのが現状である。そこで、本パルス照射試験では、パルス照射時間及び燃料温度に対する SiC 層の組織変化の相関を取得し、反応度事故時における被覆燃料粒子の温度限界を定量的に把握する。

(2) 機械的相互作用による破損

① 被覆層間及び燃料核・被覆層間のギャップ

被覆層間及び燃料核・被覆層間にギャップが存在すると、被覆燃料粒子の機械的強度が低下する要因となる。また解析上は、熱伝導による燃料核からの熱の逃げが小さくなり、温度に大きな影響を及ぼす可能性が指摘されている⁽¹⁹⁾。そこで、被覆層間及び燃料核・被覆層間のギャップ及び粒子・コンパクトマトリクス間のギャップについて、パルス照射前後での違いを把握する。また、ギャップを考慮した燃料温度評価を行う。

② 被覆層の熱膨張の違いによる破損

極短時間に被覆層の温度が上昇する場合、SiC 層、PyC 層の熱膨張率の違いにより破損する可能性が考えられる。そこで、各被覆層の熱膨張の違いを照射中の温度測定値及び解析評価値より得られた燃料温度に基づき解析的に評価する。

③ 燃料核に起因する破損

過去に NSRR で行われた高温ガス炉燃料のパルス照射試験では、ボイド生成による燃料核の体積膨張及びバッファ層との干渉が観察されている⁽¹⁷⁾。ボイド生成が極めて大きいと、燃料核とバッファ層及び第 2 層との相互作用により破損に至る可能性が示唆される。また、未照射燃料の超高温加熱試験では、2400°C以上、30min 以上の加熱により燃料核の炭化が観察されている⁽¹⁷⁾。これらの現象が破損の原因となる可能性は大きくはないと考えられるが、パルス照射時間及び燃料温度に対する燃料核の組織変化を定性的に把握することは破損モードを解明する上で重要と言える。

(3) 内圧による破損

過渡的に大きな反応度が投入された場合、燃料核が融点を超える温度まで上昇し、蒸発による内圧上昇により破損する⁽¹⁷⁾。また、照射済試料の場合、上記の他に FP ガス及び CO ガスによる内圧が存在するため、特に高燃焼度下において、被覆燃料粒子は内圧上昇に対し極めて敏感な状態となる。そこで、照射中の温度測定値及び解析評価値より得られた燃料温度に基づき、被覆燃料粒子の内圧を解析的に評価し、燃料破損との相関を取得する。

本パルス照射試験では、以上の各破損モードに着目した照射後試験を実施する必要がある。

Table 3-4 に燃料の破損モード及び照射後試験で取得するデータをまとめた。

上記の照射条件に基づき、カプセルを含む NSRR 炉心体系について未照射被覆燃料粒子及び照射済被覆燃料粒子を使用したケースでの発熱量の計算を実施した。まず、実験燃料を含むカプセル及び NSRR 炉心を R-Z2 次元にモデル化し、各領域の特性を示す群定数を JENDL3.2 を基本に衝突確率法によるセル計算、ANISN による 1 次元中性子輸送計算等により求めた。これを元に TWOTRAN-II、ANISN コードを含む SRAC コードシステムにより実験燃料と NSRR 炉心の出力比を評価し、発熱量を求めた。この結果を受けて、ABAQUS コードによる非定常状態での燃料温度解析を平成 17 年度に実施する予定である。

3.4 平成 17 年度の計画

Table 2-3 に平成 17 年度「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」計画を示す。平成 17 年度は、平成 16 年度に設定した燃料温度条件が現れるような発熱量を設定するため、発熱量を変化させた条件で燃料温度の評価を行い、実際の試験で必要となる発熱量の評価を行う。これらの結果を基に燃料の濃縮度および中性子照射量の詳細な決定を行う。

その上で、平成 17 年度は、決定した各濃縮度について、Table 3-4 に示す仕様の HTTR 用被覆燃料粒子を新規に製作する予定である。被覆燃料粒子は原燃工にて製作し、照射キャップセルへ装荷するための試料ピンへの加工を NSRR にて実施する予定である。

Table 3-1 パルス照射試験 全体計画

	目的	パルス形狀	ピンNo.	照射燃料	U-235濃縮度	目標燃料温度	照射後試験
第1次 (18年度)	・未照射CFPでの破損限界温度範囲の把握		1・4			1500, 1800, 2100	SEIによる評定(初期)
	・非断熱条件に対応した発熱量・燃料温度評価手法の開発	NP	2・5	未照射CFP	10wt%以下	1800, 2100, 2400	SEIによる評定(SIM)
			3・6			2100, 2400, 2700	SEIによる評定(中期)
第2次 (19年度)	・未照射CFPでの破損温度しきい値の同定		1・5				SEIによる評定(中期)
	・反応度事故時の燃料破損挙動モデルの構築	NP	2・4	未照射CFP			SEIによる評定(中期)
第3次 (19年度)	・高燃焼度用CFP、コンパクト形状での破損温度しきい値の同定	SP	1・4	高燃焼度用CFP			HTTR用CFPによる評定(中期)
	・燃料破損挙動モデルの妥当性の確認	SP	2・5	HTTR用コンパクト			HTTR用CFPによる評定(中期)
	・照射済CFP、コンパクトでの破損温度しきい値の同定	SP	3・6				HTTR用CFPによる評定(中期)
第4次 (20年度)	・燃料破損挙動モデルの最適化	SP	1	照射済CFP			未照射燃料での結果に基づき決定
		SP	2	照射済コンパクト			

パルス形状：NP (Normal Pulse ; 単一パルス)、SP (Shaped Pulse ; 台形パルス)

Table 3-2 第1次パルス照射試験での試験条件

試料ピン番号 (照射試験番号)	①～⑥ (照射は1ピン毎とする) (1ピンに3段の試料ホルダーを含む)
パルス形状	① NP (小A) ② NP (大A) ③ NP (小B) ④ NP (大B) ⑤⑥NP (①～④の結果をうけて決定)
燃料温度の目標値 (T/C測定点数)	1回当たり3点の温度を取得。 全体で1500°C～2700°Cを300°C毎に5点取得。 ピン毎の燃料温度は3種類の濃縮度で調整。 ピン同士の燃料温度はパルスで調整。 ① 1500, 1800, <u>2100</u> °C (3段×2箇所=6点) ② <u>2100</u> , 2400, 2700°C (3段×2箇所=6点) ③ 1500, 1800, <u>2100</u> °C (3段×2箇所=6点) ④ <u>2100</u> , 2400, 2700°C (3段×2箇所=6点) ⑤⑥: ①～④で得た破損しきい温度近辺 (3段×2箇所=6点)
照射試料	①～⑥共、SiC被覆燃料粒子
濃縮度	10wt%以下の3種類。 各濃縮度の必要粒子数: 400粒子/段×6ピン=2400粒子
試料ホルダー (燃料装荷数)	① 黒鉛ディスク (400粒子×3段=1200粒子) ② 黒鉛ディスク (400粒子×3段=1200粒子) ③ 黒鉛ディスク (400粒子×3段=1200粒子)
試料ホルダー形状	黒鉛ディスク (蓮根形状) 黒鉛をヒートシンクとする。 外側熱電対は被覆管外側に設置する。
被覆管	被覆管: Zry-2 二重管構造 (真空断熱)
雰囲気ガス	He

Table 3-3 被覆燃料粒子の仕様

燃料核直径 (μm)	500～550
バッファ層厚さ (μm)	90
IPyC 層厚さ (μm)	30
SiC 層厚さ (μm)	35
OPyC 層厚さ (μm)	40
粒子直径 (μm)	890～940

Table 3-4 燃料の破損モード及び取得するデータ

破損モード	取得するデータ	データの取得方法（実施施設）
被覆層の化学的劣化	① SiC 層の X 線回折図形 ② SiC 層厚さ ③ SiC 層の微細組織	① X 線回折（照射前：原燃工、照射後：ホット試験室） ② 照射前：AVMS（原燃工）、照射後：金相+SEM（ホット試験室） ③ 金相、SEM、EPMA（照射前：原燃工、照射後：ホット試験室）
被覆粒子内部のギャップによる影響	① 被覆層間ギャップ ② 燃料核・被覆層間ギャップ ③ 粒子破壊強度	①②金相+顕微鏡（照射前：原燃工、照射後：ホット試験室） ③一軸圧縮試験装置（照射前：原燃工）
被覆層の熱膨張の違いによる破損	① 発熱量	① ガンマ核種分析（NSRR）
燃料核に起因する破損	① 燃料核寸法 ② 燃料核の微細組織 ③ 発熱量 ④ 燃料核 X 線回折図形	① 照射前：PSA（原燃工）、照射後：X 線写真、金相+顕微鏡（ホット試験室） ② 金相、SEM、EPMA（照射前：原燃工、照射後：ホット試験室） ③ ガンマ核種分析（NSRR） ④ X 線回折（照射前：原燃工、照射後：ホット試験室）
内圧上昇による破損	① 発熱量	① ガンマ核種分析（NSRR）
燃料コンパクトでの破損	① 破損率 ② コンパクト寸法 ③ マトリクスの微細組織 ④ 粒子・マトリクス間ギャップ	① 電解酸浸出（照射前：原燃工、照射後：JMTR ホットラボ） ② 寸法測定（照射前：原燃工、照射後：JMTR ホットラボ） ③ 金相、SEM、EPMA（照射前：原燃工、照射後： JMTR ホットラボ等）

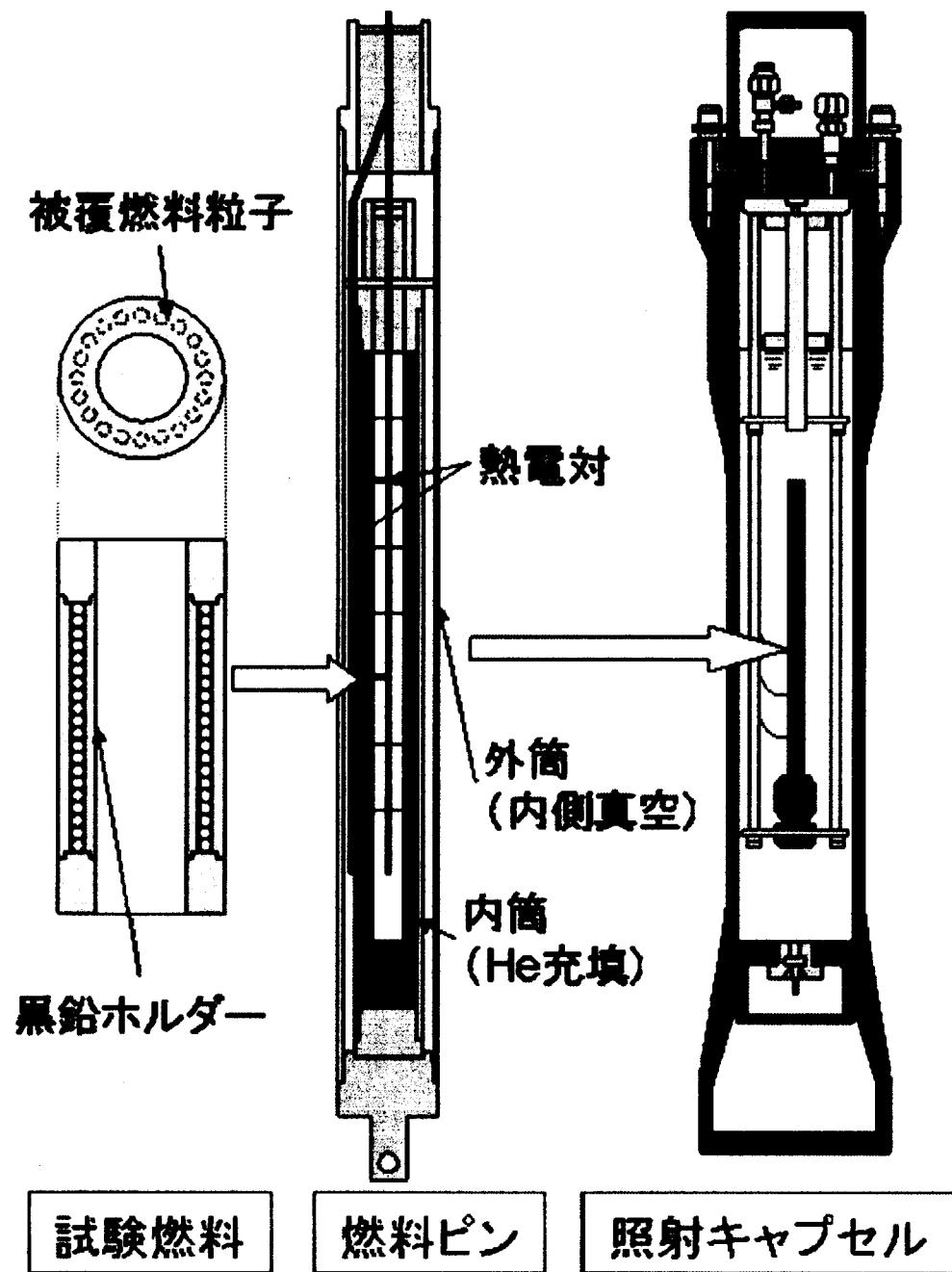


Fig. 3-1 被覆燃料粒子の照射体系概略

4. 黒鉛構造物の機械的特性の非破壊的評価技術開発

4.1 これまでの研究実績と本研究開発の目標

高温ガス炉の炉内構造材としては、中性子の減速性能や耐熱性に優れる黒鉛材料（炭素材も含む、以下同じ）が用いられている。HTTR の炉内に用いられている黒鉛構造物の設計は、「高温工学試験研究炉の黒鉛構造設計方針」⁽²⁰⁾に基づいて行われている。この設計方針では、黒鉛構造物を炉の寿命期間中使用して交換する予定の無い炉心支持黒鉛構造物と、数年ごとに交換を予定している炉心黒鉛構造物とに分類し、それぞれに設計基準を設定している。そのため、前者の基準が後者の基準より厳しくなっており、それは安全係数の違いとなって現れている。黒鉛構造物の受け入れ時には、「黒鉛構造設計方針」で要求される材料特性が満足されるよう、原研においては「高温工学試験研究炉の黒鉛検査基準」⁽²¹⁾を定め、これに基づき構造物の受け入れ検査を実施している。素材の荒加工が済んだ段階では超音波探傷検査により構造健全性上有害な欠陥の検出を行い⁽²²⁾、最終加工後には渦流探傷検査により構造物表面近傍に存在する有害の欠陥の有無が調べられる^(23,24)。これらの非破壊検査は、黒鉛構造物のうち特に発生応力が高くまた原子炉の安全上重要な制御棒案内ブロックや寿命期間中に交換を予定しない永久構造物について実施されている。

原子炉の運転に伴い、炉内の黒鉛構造物は、熱や中性子による損傷を受け、また冷却材ガス中に極微量含まれる水分等により寿命期間中の長期にわたって徐々に酸化腐食される。HTTR では、炉心黒鉛構造物は数年ごとに交換し、また、交換する予定の無い炉心支持黒鉛構造物については供用期間中検査によりその健全性を確認することとしている。供用期間中検査では、耐放射線性を有する TV カメラにより炉停止時に構造物表面を目視検査し⁽²⁵⁾、サーベイランス試験片により黒鉛の寸法変化や酸化状態を評価する予定である⁽²⁶⁾。しかし、前者の手法は表面の観察であり、後者の手法は小型の試験片であることから、VHTR の炉内のような過酷な条件で使用されて万が一の異常が発見された場合には、それが黒鉛構造物全体を代表する事象であるかを判断するのが困難である。また、サーベイランス試験片では、炉内から試験片を取り出して試験を行いその結果を検討して間接的に構造物の健全性を評価するため、試験に多くの時間を要し、信頼性をさらに高めるためには多数の試験片を必要とする。

もし、使用されている黒鉛構造物そのものの機械的特性を直接的に測定・評価することができれば、炉内から取り出すことのできない黒鉛構造物の健全性を直接的に評価することができる。さらに、これまで定期的に交換することにしていた黒鉛構造物についても、健全な構造物は炉内へ再装荷して使用することが可能となる。本研究は、高温ガス炉に用いる黒鉛構造物を安全に高い信頼性で長期間使用するために、炉内での使用に伴って変化する機械的特性を非破壊的に直接評価し、健全性を確認する技術を開発することを目的としたもので、黒鉛構造物の長寿命化、交換頻度の低減による経済性の向上、廃棄物の低減化等を目指している。

4.2 5年間の研究計画

Table 2-1に「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」全体計画を示す。「黒鉛構造物の機械的特性の非破壊的評価技術開発」は項目(4)として実施し、小型の試験片を用いて評価モデルを開発し、その後、モデルの成立性を実用規模の大型の黒鉛構造物を用いて検証する計画である。

(1) 評価モデルの開発

高温ガス炉の炉内の黒鉛構造物は、長期の運転期間中に熱や照射によって残留応力が生じ、また冷却材中に極微量含まれる不純物によって徐々に酸化腐食されるなど損傷を受ける。ここでは、まず、黒鉛に対する超音波伝播特性と微小硬度計による圧子の押込み特性に着目し、これらの測定結果から黒鉛の損傷度合いを評価する技術を開発することとした。なお、これらの手法は相互に補完することを目指し、また、研究の進歩に伴い他の有望な方法が発見された場合にはその手法も適用性を検討していくこととする。

(a) 超音波伝播特性による評価手法

黒鉛材料は多結晶体であるので、結晶粒界には気孔が存在する。黒鉛構造物に超音波を入射した場合、超音波は構造物中に多数存在する気孔と相互作用しながら伝播していくと考えられる。そのため、この超音波伝播特性を解析することにより、黒鉛構造物中の気孔状態を評価することができると考えられる。多孔質セラミックスについては、Fig.4-1に示すような気孔との相互作用に基づく超音波伝播モデルが提案されている⁽²⁷⁾。このモデルは、気孔が構造物中に均一に存在する場合に、気孔と衝突して生じる超音波の伝播時間遅れを統計的に処理して超音波伝播特性を評価するものである。これまでに、黒鉛中に気孔が均一に存在し酸化によって均一に気孔寸法が増大した場合について、この評価モデルが高温ガス炉用の黒鉛材料にも適用可能であることを示してきた^(28,29)。しかし、原子炉の運転に伴う黒鉛構造物の酸化状態の変化を評価するためには、気孔寸法、形状、空間分布などの不均一性に対応できる評価モデルを開発する必要がある⁽³⁰⁾。本研究では、原子炉の運転によって黒鉛構造物に生じる残留応力及び酸化状態を模擬し、超音波伝播特性から黒鉛構造物中の気孔状態を解析評価する評価モデルの開発を行う。モデルの開発にあたっては、黒鉛の組織観察による微細構造の観点からも検討する。

平成17年度までに、超音波測定体系を整備し、酸化状態を5段階程度にパラメータとした小型の黒鉛製の試験片について超音波伝播特性の測定を行う。測定にあたっては、周波数などについて最適な実験条件を得られるようにする。また、平行して解析評価の検討を進める。平成18年度には継続して測定、解析評価を実施し、非破壊的評価モデルを開発する。なお、黒鉛材料は、まず東洋炭素製のIG-110及びIG-430などの微粒等方性黒鉛を対象とし、評価モデル開発の目処がついた時点で、PGXなどの結晶粒の大きな黒鉛についても応用を試みる。

(b) 圧子押込み特性による評価手法

微小硬度計により、黒鉛構造物の表面の圧子押込み特性を取得する場合について、荷重-押込み深さの模式図を Fig.4-2 に示す。同一の荷重条件で比較した場合、圧縮応力下では押込み深さが減少し、引張応力下では押込み深さが増加すると考えられる。そのため、黒鉛構造物について圧子の押込み特性を解析することで、原子炉の運転によって生じる残留応力の評価ができると考えられる。石原らは、東洋炭素製の微粒等方性黒鉛 IG-11 について、このような評価手法が有望であることを示している⁽³¹⁾。また、著者らは圧子の押込み特性により、セラミックス材料の機械的特性の評価が可能であることを示してきた⁽³²⁾。本研究では、黒鉛材料に様々な応力条件を与えて圧子の押込み特性を取得・評価し、その結果から黒鉛構造物中に生じている応力状態を評価するモデルを開発する。モデルの開発にあたっては、黒鉛の組織観察による微細構造の観点からも検討する。なお、本手法では、構造物の表面状態の検出・評価が主であるので、(a) の超音波伝播特性と組み合わせることで、相互に補完する非破壊評価モデルの開発を試みる。

平成 17 年度までに、微小硬度の測定体系を整備し、小型の黒鉛試験片に圧縮、引張、曲げ条件下で応力条件を 5 段階程度にパラメータとし、圧子の押込み特性を取得し、解析評価を行う。また、酸化条件も 5 段階程度にパラメータとする。平成 18 年度には継続して測定、解析評価を実施し、評価モデルを開発する。なお、黒鉛材料は、まず IG-110 及び IG-430 などを対象とし、次に PGX などについても応用を試みる。

(2) 大型の黒鉛構造物による検証

上記 (1) で開発した評価モデルの成立性を HTTR で使用されているものと同規模の大きさの黒鉛構造物を用いて検証する。検証にあたっては、大型の黒鉛構造物に温度勾配を与えて熱応力を生じさせたり、構造物の内部にわたって均一に酸化させるなど、炉内での使用期間中の損傷を模擬した状態を与え、超音波伝播特性や圧子の押込み特性を取得して開発した評価モデルの成立性を調べる。

平成 18 年度までに大型の黒鉛構造物を作成し、その後、熱応力や酸化状態を模擬し、平成 20 年度までに実験データを取得してモデルを検証する予定である。

4.3 平成 16 年度の成果

Table 2-2 に平成 16 年度「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」計画を示す。平成 16 年度は、機械的特性の測定・解析評価のための機器の整備を行った。具体的には、超音波伝播特性を測定する超音波伝播特性装置の整備、黒鉛試験片に荷重をかけた状態で超音波伝播特性や圧子の押込み特性を取得するための試験用治具類の整備、大型の黒鉛構造物について圧子の押込み特性を取得するための実験体系の設計である。また、取得した超音波伝播特性や圧子押込み特性などのデータ解析評価を行うため、茨城大学において機械的特性評価装置を整備した。

4.4 平成 17 年度の計画

Table 2-3 に平成 17 年度「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」計画を示す。平成 17 年度は、機械的特性の測定・解析評価のための機器の整備及び試験片の製作を行い、測定を開始する。具体的には、圧子押込み特性を測定するための微小硬度計の整備を行う。微小硬度計は、大型の黒鉛構造物の機械的特性を測定できるように、設計製作する予定である。また、形状や酸化状態を変化させた黒鉛試験片の製作を行なう。これらの機器及び試験片を整備し、平成 16 年度に整備した治具を用いて超音波伝播特性測定試験及び圧子押込み特性測定試験を開始する。さらに、取得した試験データを基に、茨城大学と協力して解析評価を行い、評価モデルの開発を進める。

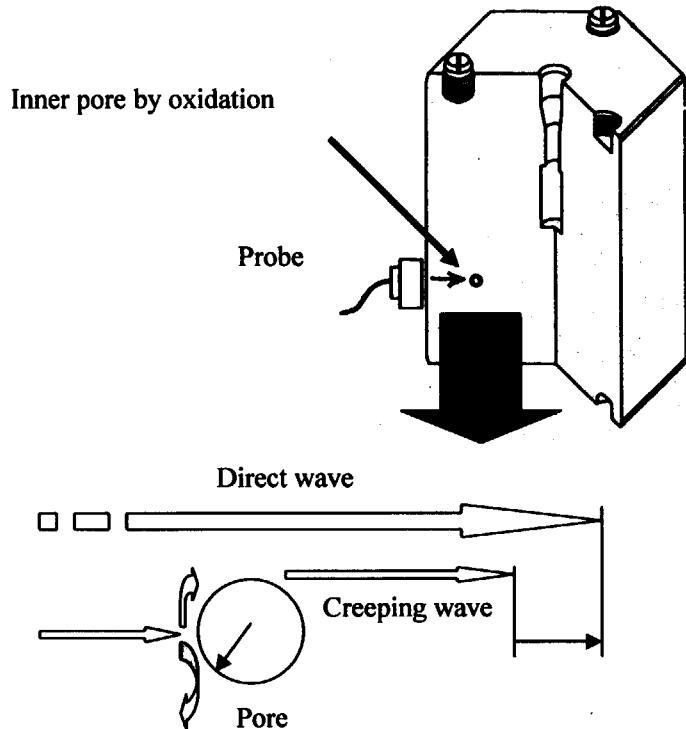


Fig.4-1 Ultrasonic wave propagation model in porous body.

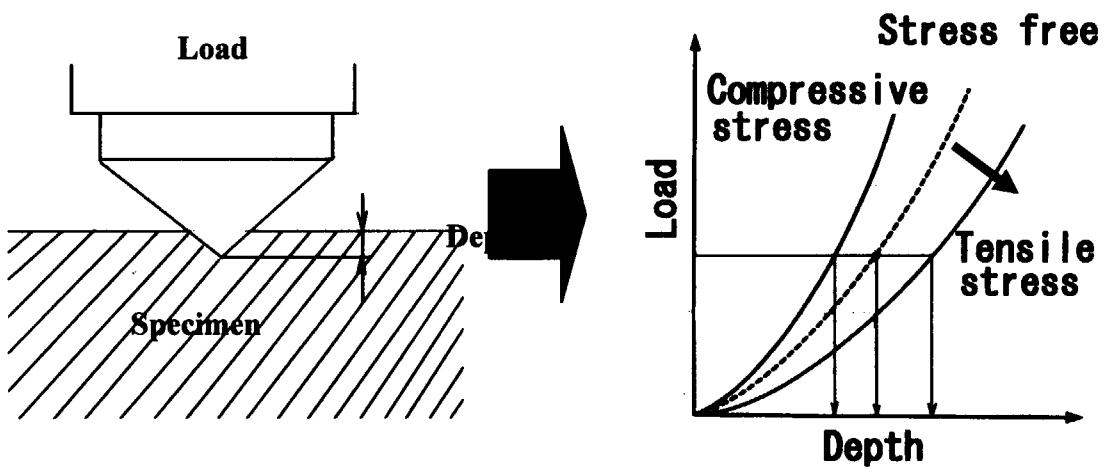


Fig.4-2 Micro-indentation technique

5. まとめ

本報は、文部科学省からの受託研究として平成 16 年 11 月から開始した「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発」の全体計画、開始年度である平成 16 年度の成果、及び平成 17 年度の計画についてまとめた。

本技術開発は、①ZrC 被覆燃料粒子の開発、②反応度投入事象での高温ガス炉燃料挙動の研究、③黒鉛構造物の機械的特性の非破壊的評価技術開発から成り、平成 16 年度は平成 17 年度から本格化する各試験に向けて、実験装置の整備、試料の準備、試験条件の策定のための解析評価等を実施した。

平成 17 年度からは、ZrC 被覆実験装置の改造を行った後、定比 ZrC 被覆条件を得るためのパラメータ試験を開始するとともに、プラズマエッティングや低温水素還元法などの新規検査技術開発のための予備実験を行う。また、反応度投入事象での高温ガス炉燃料挙動の研究では、照射試験に用いる燃料試料の濃縮度等を決定し、被覆燃料粒子を製作する。さらに、黒鉛構造物の機械的特性の非破壊的評価技術開発では、応力条件と気孔状態をパラメータとした黒鉛試験片を用いて、超音波伝播特性及び圧子の押込み特性のデータを取得するとともに、機械的特性の評価モデルの開発を進める計画である。

これらの成果や計画については、所内外の専門家により構成される「革新的高温ガス炉燃料・黒鉛技術開発検討専門部会」にて審議を受けて、進めていくこととしている。

謝辞

本技術開発は、所内外の方々の協力を得て進めることとしている。所内では、本技術開発計画の作成等に当たっては、小森芳廣部長をはじめとする高温工学試験研究炉開発部の関連する方々、原子炉安全工学部、ホット試験室、材料試験炉部ホットラボ課、物質科学研究所の関連する方々の協力を得た。また、所外では、大阪大学、茨城大学、原子燃料工業株式会社、東洋炭素株式会社、株式会社化研の関連する方々及び；米国 ORNL、米国 INEEL の協力研究者の御協力を得た。以上の皆様方に感謝いたします。

参考文献

1. K. Minato, et al. : J. Nucl. Sci. Technol., 34, 325 (1997) .
2. K. Minato, et al.: Nucl. Technol., 111, 260 (1995) .
3. K. Sawa, et al. : J. Nucl. Sci. Technol., 6, 83 (1999) .
4. K. Sawa, et al. : "Proc. of International Conference on Future Nuclear Systems (GLOBAL-99)", CD-ROM (1999) .
5. K. Sawa, et al. : JAERI-Conf 99-006, "Proc. of the Sixth Asian Symposium on Research Reactors", 171 (1999) .
6. S. Ueta, et al. : J. Nucl. Sci. Technol. 40(9), 679(2003).
7. K. Minato, T. Ogawa, K. Sawa : J. Nucl. Tech., 130, 272 (1999).
8. T. Ogawa et al. : J. Am. Ceram. Soc., 75, 2985 (1992).
9. K. Minato, T. Ogawa, K. Fukuda, H. Nabielek, H. Sekino, Y. Nozawa, I. Takahashi : J. Nucl. Mater., 224, 85 (1995).
10. K. Minato, T. Ogawa, T. Koya, H. Sekino, T. Tomita : J. Nucl. Mater., 279, 181 (2000).
11. T. Ogawa et al. : Nuclear Fuel Performance, Proc. BNES Conf., London, 163 (1985).
12. T. Ogawa, K. Ikawa , K. Iwamoto : J. Nucl. Mater., 87, 40 (1979).
13. 植田祥平他 : JAERI-Tech 2002-045, “ZrC-Triso 被覆燃料粒子の開発計画と ZrC 蒸着試験装置の製作” (2002).
14. K. Sawa, S. Shiozawa : J. Nucl. Sci. Technol., 33(9), 712 (1996).
15. Idaho National Engineering and Environmental Laboratory, et al. : "Development of improved models and designs for coated-particle gas reactor fuels", Annual progress report under the international nuclear energy research initiative(I-NERI), INEEL/EXT-03-01349(2003).
16. K. Minato, K. Fukuda, H. Sekino, A. Ishikawa, E. Oeda : J. Nucl Mater. 252, 13 (1998).
17. 福田幸朔他 : JAERI-M 89-007,“高温ガス炉用燃料に関する試験研究” (1989) .
18. Y. Kurata, et al. : J. Nucl. Mater. 92, 351(1980).
19. 沢和弘他 : JAERI-M92-175, “反応度異常時における被覆燃料粒子の温度評価”(1992).
20. 大洗研究所高温工学試験研究炉設計室他 : JAERI-M 89-006, “高温工学試験研究炉の黒鉛構造設計方針”(1989).
21. 豊田純二他 : JAERI-M 91-102,“高温工学試験研究炉の黒鉛検査基準” (1991).
22. 大岡紀一他 : JAERI-M 93-003,“HTTR の黒鉛受入検査における超音波探傷試験” (1993).
23. 石原正博他 : JAERI-M 93-197,“HTTR の IG-110 黒鉛構造物の受入検査における過流探傷試験” (1993).
24. 石原正博他 : JAERI-M 93-252,“HTTR の PGX 黒鉛構造物の受入検査における過流探傷試験” (1994).

25. M. Ishihara, T. Shibata, T. Kikuchi, H. Mogi : "Proc. of 7th Int. Conf. on Nucl. Eng. (ICONE-7)", Tokyo, Japan, ICONE-7039 (1999).
26. 角田淳弥他 : JAERI-Tech 2003-023, "高温工学試験研究炉(HTTR)内炉心支持構造物の供用期間中検査装置の開発" (2003)
27. 高坪純治、山本茂之 : 機論 A, 57, 2126 (1994).
28. T. Shibata, M. Ishihara : "Trans. of 16th Int. Conf. on Structural Mechanics in Reactor Technol. (SMiRT-16)", Washington D.C., USA, #1114 (2001).
29. T. Shibata, M. Ishihara : Nucl. Eng. Design, 203, 133 (2001).
30. 石原正博、柴田大受 : "日本学術会議 JCOSSAR2000 講演論文集", pp.101-108 (2000).
31. 石原正博、奥達雄 : 機論 A, 60, 2305 (1996).
32. 柴田大受、石原正博、高橋常夫、本橋嘉信、林君夫 : JAERI-Research 2001-024, "微小押込み試験による超塑性セラミックスの機械的特性評価" (2001).

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
磁束密度	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

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

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

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	

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

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

圧力	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 cal = 4.18605 J(計量法)
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸	= 4.184 J(熱化学)
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹	= 4.1855 J(15 °C)
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵	= 4.1868 J(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(仏馬力)
	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
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

(86年12月26日現在)

革新的高温ガス炉燃料・黒鉛に関する技術開発計画(受託研究)



古紙配合率100%
白色度70%再生紙を使用しています