

JAERI-Tech

JP0450524

2004-052



核融合炉第一壁の健全性

2004年7月

栗原 良一

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

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

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

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2004

編集兼発行 日本原子力研究所

核融合炉第一壁の健全性

日本原子力研究所那珂研究所炉心プラズマ研究部

栗原 良一

(2004年5月13日受理)

日本原子力研究所で概念設計を実施した将来の核融合動力炉 DREAM や A-SSTR2 では、プランケットの第一壁材料として低放射化材料で耐熱性に優れた SiC/SiC 複合材料を使用してきた。また、2001 年に概念設計した DEMO 炉は、プランケットの第一壁材料として低放射化フェライト鋼を使用する設計にしている。

このような核融合動力炉の設計において高熱流束を受けるプランケット第一壁やダイバータ板などのプラズマ対向機器を対象に熱構造設計上の課題を検討した。コンパクトな炉で高い核融合出力を達成しようとすれば、プラズマから第一壁やダイバータ板上に数 MW/m² の熱流束と高速中性子束が作用する。その場合、第一壁表面や材料中に微小き裂が発生する可能性は十分考えられる。微小き裂が疲労やクリープなどによって有意な寸法のき裂に成長した場合、第一壁の構造健全性は非常に低くなる。第一壁内をき裂が貫通すれば、核融合炉の安全性を脅かす要因の一つになりうる。

本報では、このような使用環境にさらされるフェライト鋼または SiC/SiC 複合材料で製造した核融合炉第一壁が抱える構造健全性上の課題を整理した。

Integrity of the First Wall in Fusion Reactors

Ryoichi KURIHARA

Department of Fusion Plasma Research
Naka Fusion Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Naka-machi, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received May 13, 2004)

Future fusion power reactors DREAM and A-SSTR2, which have been conceptually designed in the Japanese Atomic Energy Research Institute, use the SiC/SiC composite material as the first wall of the blanket because of its characteristics of high heat-resistance and low radiation material. DEMO reactor, which was conceptually designed in 2001, uses the low activation ferritic steel as the first-wall material of the blanket.

The problems in the thermal structural design of the plasma facing component such as the blanket first wall and the divertor plate which receives very high heat flux were examined in the design of the fusion power reactors. Compact high fusion power reactor must give high heat flux and high-speed neutron flux from the plasma to the first wall and the divertor plate. In this environmental situation, the micro cracks should be generated in material of the first wall. Structural integrity of the first wall would be very low during the operation of the reactor, if those micro-cracks grow in a crack having significant size by the fatigue or the creep. The crack penetration in the first wall can be a factor which threatens the safety of the fusion power reactor.

This paper summarizes the problems on the structural integrity in the first wall made of the SiC/SiC composite material or the ferritic steel.

Keywords: Fusion Power Reactor, Plasma Facing Component, First Wall, Micro-crack, Structural Integrity, SiC/SiC Composite Material, Low Activation Ferritic Steel

目 次

1. 緒言	1
2. 動力炉第一壁の構造健全性	2
2.1 第一壁とき裂	2
2.2 第一壁中のバブルと微小き裂	3
3. フェライト鋼製第一壁の健全性	5
3.1 第一壁の損傷による核融合炉の安全性	5
3.2 火力発電炉ボイラー水管壁と核融合炉第一壁の類似性	6
3.3 第一壁冷却水流路の腐食	7
3.4 第一壁の健全性を高める対策	7
3.5 放射性物質閉じ込め容器	8
4. SiC/SiC 複合材製第一壁の健全性	9
4.1 SiC/SiC 複合材中の微小き裂	9
4.2 第一壁表面き裂の破壊力学的評価	9
4.3 SiC 繊維によるき裂進展阻止効果	12
5. 結言	15
謝辞	16
参考文献	17

Contents

1. Introduction	1
2. Structural Integrity of the First Wall Used in Fusion Power Reactor	2
2.1 Cracks in the First Wall	2
2.2 Bubbles and Micro Cracks Generated in the First Wall	3
3. Integrity of the First Wall Made of Ferritic Steel	5
3.1 Safety of the Fusion Reactor Induced from the Failed First Wall	5
3.2 Similarity between the Water-tube Wall in a Boiler of Thermal Power Plant and the First Wall in the Fusion Reactor	6
3.3 Corrosion of the Water Cooling Channel Wall in the First Wall	7
3.4 Measures to Improve the Integrity of the First Wall	7
3.5 Confinement Vessel for the Radioactive Material	8
4. Integrity of the First Wall Made of SiC/SiC Material	9
4.1 Bubbles and Micro Cracks Generated in the First Wall	9
4.2 Fracture Analysis of a Crack in the First Wall	9
4.3 Effect of SiC Fibers to Arrest Crack Propagation	12
5. Concluding Remarks	15
Acknowledgements	16
References	17

1. 緒言

核融合炉は核分裂炉に比べて究極的安全性に優れている反面、約1億°Cの高温プラズマ、高速中性子照射、真空、電磁力、液体ヘリウム冷却等、構造物にとって苛酷な荷重条件に晒される。材料の選択、設計上の工夫により、これらの条件を克服しようとおり、核融合炉の構造健全性を確保するため⁽¹⁾、様々な研究開発が行われている⁽²⁾⁻⁽⁷⁾。

核融合炉機器の中でも、特に、ブランケット第一壁やダイバータ板などのプラズマ対向機器は、片面加熱の薄肉構造物であり、中性子照射量が大きいので、健全性確保が難しい。第一壁は高熱流束による熱応力を緩和するため数ミリ程度の薄い板厚にする必要がある。また、核融合反応で発生した中性子等による構成元素の核変換のため、第一壁材料中にヘリウムなどのバブルが形成されたり、第一壁表面でスウェーリングを起こす。このような材料欠陥が起点となって、第一壁中に微小き裂が形成され、それらが合体して有意なき裂に成長する可能性がある。これによって第一壁の健全性が損なわれれば、第一壁を冷却している水やヘリウムガスが真空容器中に放出されて、真空容器の加圧を経て破損に至り、真空容器内に蓄積したトリチウムや放射化ダストを環境中へ放出する恐れがあるので、核融合炉の安全性に直結する⁽⁸⁾⁻⁽¹²⁾。

現在、設計がほぼ終了した核融合実験炉 ITER⁽¹³⁾では、ブランケットやダイバータ板の表面にグラファイトやベリリウム製のアーマー板を取り付けてスパッタリングやエロージョン対策を行っており、プラズマからの中性子束や荷電粒子が直接ブランケットやダイバータ板の構造材表面に作用しないようにしている。一方、原研で概念設計を行った DEMO 炉⁽¹⁴⁾以降の核融合炉では、ブランケットを2~3年で交換するため、トリチウムを吸収するグラファイトや安全上取扱いが困難なベリリウムを使用しない設計が望ましい。したがって、最近提案された動力炉概念^{(15), (16)}では、プラズマからの高熱流束がアーマー材を介さずに直接、第一壁材表面に作用するものとして設計されている。

本報告書は、将来の核融合動力炉ブランケット構造材の候補材料として提案されている低放射化フェライト鋼⁽¹⁷⁾および SiC/SiC 複合材⁽¹⁸⁾について、微小き裂が発生した場合の構造健全性について解析評価した結果をまとめたものである。

2. 動力炉第一壁の構造健全性

2.1 第一壁とき裂

核融合動力炉のプラズマ対向機器は、従来の伝熱設計では考えられない高熱流束が薄肉壁を介して熱媒体により冷却されるため、熱応力に起因する厳しい設計条件が課される。さらに、プラズマ対向機器には高エネルギー粒子によるスパッタリング、中性子による照射損傷、トリチウムとの相互作用等、核融合炉固有の課題がある。

近年、軽水炉の分野では、配管や圧力容器などの構造物に発生したき裂をどこまで認めるかという維持基準の採用が大きな議論になっている。一方、核融合炉の分野では、今まで核融合炉第一壁の設計において、き裂の発生を前提に評価した研究は少ない⁽¹⁹⁾⁽²⁰⁾。

核融合動力炉では、図1に示すようなブランケットモジュールを図2のように核融合炉チャンバー内全面に取り付けたと仮定した場合、ブランケット表面すなわち第一壁表面の面積は、平面に広げればITER程度の大きさの核融合炉で約500 m²となる。この様な広さで板厚数mmの第一壁表面に1mm程度の深さの傷（き裂）やピンホールを発生させないというのは一般的の構造物でも難しい。まして、核融合炉第一壁には中性子や荷電粒子が衝突し、高熱流束が繰り返し作用するため、約2年のブランケット交換時期までブランケット表面を全面にわたって無傷で通すのは不可能に近い。

数mm程度の厚さの第一壁に有意なき裂が発生した場合、ブランケットの健全性や気密性が低下することが予想できる。第一壁の構造健全性は、その重要性にも拘わらず、それ自体が核融合炉の安全性議論の表舞台に出ることはこれまでなかった。ITER以降の核融合動力炉開発を考えるうえで、第一壁の健全性は避けて通れない課題である。

核融合炉の一つの設計法として第一壁は壊れても、周辺公衆への安全性は確保するように圧力抑制系や格納容器などの安全系を充実させる方法もある。しかし、その場合、第一壁が頻繁に壊れれば、壊れた第一壁の修理や格納容器内に放出された放射性物質の除去作業などで運転稼働率は低下するので、コストが高くなつて現実的ではない。

第一壁のプラズマ側表面にき裂が発生すると、プラズマから熱流束を受ける定常運転状態で、第一壁形状が板状の場合には、運転状態に入ると熱応力が作用してき裂先端は閉じようとし、てこの原理でき裂先端には引張応力が集中して作用するのでき裂は進展するようになる。これを避けるには、第一壁形状を火力発電ボイラーハイドロに使用されている水管のように管状に製作すれば、熱応力が作用しても半径方向に熱膨張するのでき裂への影響は緩和されると考える。

2.2 第一壁中のバブルと微小き裂

トカマク型核融合炉の第一壁は、高温および強磁場下で炉心プラズマからの粒子衝撃に曝される。その結果、第一壁の健全性を脅かす主たる要因としてプラズマ対向機器表面におけるスパッタリングやエロージョンが従来から取り上げられてきた。核融合炉において荷電粒子が高粒子束密度でプラズマ対向壁表面に入射すると、表面の原子をはじき飛ばす物理スパッタリングや、水素や不純物の酸素のイオンが第一壁表面の原子と反応して水素化物もしくは酸化物となって放出される化学スパッタリングが起こる。またディスラプションによる対向材表面への超高熱負荷によっても表面が蒸発や昇華を起こす。この結果、対向材料の表面が損耗して対向材の肉厚の減少を起こし、対向機器の健全性や寿命に影響を及ぼすことから、核融合炉環境下においては、エロージョンの少ないことが材料選択の必要条件である。第一壁のアーマー材として使われる CFC などの炭素材料においては、物理スパッタリングとともに化学スパッタリング、蒸発、昇華などが損耗量評価の主な要因となるのに対し、高 Z 材料の対向材料のタングステンでは、主にディスラプションによるエロージョンが問題になると考えられている。

第一壁の健全性を脅かすエロージョン以外の要因として、プラズマから核融合反応により放射される高速中性子との核変換で生成されるヘリウムバブルや微小き裂の発生が考えられる。核融合炉プラズマ対向機器には高熱流束に加え、核融合反応によって発生する中性子や荷電粒子が入射する。これらは、直接的に第一壁表面に損傷を発生させるとともに第一壁内部に侵入した中性子との核変換によるヘリウムなどのバブルを発生させる^{(21), (22)}。損傷の進展とバブルの成長・連結により第一壁中には微小き裂が多数形成されると予想できる。図 3 は、第一壁中に中性子との核変換により生成したヘリウムバブルや熱応力等の繰り返し作用で生成した微小き裂が起点となって、有意なき裂が発生する状況を示している。現在、核融合動力炉の第一壁材料としてはフェライト鋼、SiC/SiC 複合材、タングステンなどが考えられているが、これら材料の幾つかは第一壁中を透過する中性子との核変換(n, α)によりバブルが生成されるのは避けられない。また、SiC/SiC 複合材では、過大荷重が作用して応力が弾性範囲を超えると、SiC マトリックス中の SiC 繊維の引き抜き現象により界面に微小き裂が生成されると言われている^{(23), (24)}。

このようなバブルや微小き裂が第一壁材料中に多数生成した場合には、冷却材圧力による膜応力に加えて、核融合炉の運転に伴う昇降温や電磁力荷重による疲労でこれらが連結して有意なき裂に至ることは十分考えられる。核融合炉に使用されるブランケット第一壁はプラズマからの高熱流束に対処するため、冷却流路と接する部分を薄肉構造にして発生熱応力を低減させる必要がある。また、第一壁の冷却材圧力は、日本原子力研

究所で検討した DEMO 炉⁽¹⁴⁾において、超臨界圧（25 MPa）と超高压であり、また、ヘリウムを冷却材に使用する核融合動力炉 DREAM⁽¹⁵⁾や A-SSTR2⁽¹⁶⁾でもプラント効率を上げるために 10 MPa と高压にせざるを得ず、核変換で生成したバブルや微小き裂の合体などによって第一壁に有意なき裂が発生した時の健全性評価が重要となる。

3. フェライト鋼製第一壁の健全性

3.1 第一壁の損傷による核融合炉の安全性

核融合炉の安全確保については「反応を止める」、「崩壊熱を除去する」ことは比較的容易であり、重視すべきはトリチウムなど放射性物質を「閉じ込める」ことにあると言われている⁽²⁵⁾。放射性物質を確実に閉じ込めるためには、多重の放射性物質閉じ込め障壁を設ける必要があり、実験炉 ITER の非サイト依存安全性検討書 (NSSR)⁽²⁶⁾では、一次閉じ込め障壁として真空容器、トリチウム燃料循環系を考え、二次閉じ込め障壁としてクライオスタッフ、グローブボックス等が考えられている。これに対して定常核融合炉では、燃料となるトリチウムを自己生産する必要があり、ブランケット内にトリチウムを内蔵する。熱出力 4 GWt の”STARFIRE”では、ブランケット内のトリチウムが約 11.6 kg (インベントリーは約 1.16×10^8 Ci) と見積もられている⁽²⁷⁾。

このことは、核融合炉と分裂炉の燃料処理方法の違いに起因する。すなわち、分裂炉では、燃料は数年の単位でバッチで交換、装荷される密閉形で取り扱われるのに、核融合炉では、燃料サイクルは開放系にならざるを得ない。すなわち、ブランケット部分は、トリチウムの回収系を通して燃料処理系とつながっているので、燃料サイクル系も含めて明確な一次閉じ込め障壁を形成されなければならない⁽²⁸⁾。

核融合炉では、放射性物質一次閉じ込め障壁の構造健全性確保が安全性の確保につながる。特に、DEMO 炉は ITER に比べて高密度・高温度プラズマを内包するため、真空容器に加えてブランケット第一壁やダイバータ板などプラズマ対向機器の構造健全性確保が重要である。DEMO 炉は、ITER の次に建設される核融合炉として設計されるため、ITER で蓄積した技術をできるだけ踏襲すべきである。現時点の DEMO 炉の設計で ITER と大きく異なる点は、熱効率を高めるために冷却材として超臨界圧 (250 気圧、280~500°C) 状態の軽水を使用し、構造材の放射化を避けるために F82H 低放射化フェライト鋼を使用するとしている⁽¹⁴⁾。また、DEMO 炉運転開始後の燃料を自分で製造するために、多数のトリチウム増殖ブランケットモジュールをプラズマ対向面に配置する必要がある。これから、DEMO 炉のブランケットまたは第一壁に関連した安全性または健全性に係わる研究課題として以下の項目が挙げられる。

- (1) 第一壁または冷却配管が破損した時の超臨界圧水放出による真空容器内圧上昇
- (2) ブランケット内で冷却水が漏れた時に中性子増倍材 Be との反応による水素発生
- (3) 熱負荷 1 MW/m^2 、中性子壁負荷 $3 \sim 5 \text{ MW/m}^2$ に耐える第一壁
- (4) F82H 低放射化フェライト鋼のスパッタリング、エロージョンおよび腐食

- (5) 中性子照射による F82H 低放射化フェライト鋼の脆性遷移温度低下
- (6) F82H 鋼の磁化による磁場との相互作用

3.2 火力発電炉ボイラー水管壁と核融合炉第一壁の類似性

核融合炉は広義に解釈すれば、火力発電に使われているようなボイラーである。DEMO 炉のように超臨界圧水を冷却材として使用している例として火力発電ボイラーがあり、日本でも数十年の運転実績がある⁽²⁹⁾。最初の超臨界圧水冷却火力発電プラントは 1960 年代後半に運転開始した^{(30), (31)}。

超臨界圧水冷却火力発電に使用されるボイラーの詳細構造について公開資料が少ないため明確ではないが、第一壁のように超臨界圧 250 気圧と低圧領域が壁で仕切られている箇所としてボイラー火炉水管壁が相当すると考えられる。ボイラー水管は定期点検や修理・交換が比較的容易である。これに対して、核融合炉第一壁は核融合反応で発生した中性子による構成元素の放射化のため、これらの作業は遠隔操作に頼らざるを得ない。現状の核融合炉設計では、2～3年ごとにブランケットを全量交換することになっているが、その間の定期検査で、第一壁にき裂や減肉などの損傷が発生しても損傷部が貫通する前に発見する確率は低く、発見したとしても修理や交換は非常に困難である。

核融合炉のプラズマ対向機器であるブランケットやダイバータ板の第一壁は熱応力を下げるため厚さ 1～5 mm 程度の薄肉構造にせざるをえない。そのため、薄肉壁にき裂が発生すれば、冷却材内圧による膜応力が作用するため、き裂先端での応力集中は避けられない。き裂が第一壁の流路内に発生した場合、250 気圧の超臨界圧水が静水圧に加え膜応力となってき裂を開く方向に作用する。き裂が第一壁を貫通してプラズマ側表面に達した場合に、大きなエネルギーを保有する超臨界圧水により冷却水の漏洩にとどまらず、き裂が流路に沿って急速に走る不安定破壊に至る可能性がある⁽³²⁾。第一壁が不安定破壊すると、大きく開口したき裂面から冷却水が真空容器内へ大量に流入し、内圧上昇を圧力抑制系で吸収できずに真空容器が破損するような事故に至る可能性が大きい。したがって、冷却水噴出時の第一壁の不安定破壊を避けるためには、冷却流路は直線状にしないで螺旋状または波状に加工するなどの工夫が必要である。また、冷却水流路でき裂が発生しにくい対策を考える必要がある。例えば、流路の形状が矩形断面ではコーナー部で応力集中を起こすので、熱応力的に成立するよう流路断面を円形または橢円形に加工したほうがよい。

3.3 第一壁冷却水流路の腐食

F82H 鋼はフェライト系鋼材のため水と接触すると腐食の問題がある。そのため冷却水は溶存酸素量を減らしたイオン化しにくい純水を使用し、冷却流路壁など水と接触する重要な部分はクロムの拡散浸透処理（クロマイズ処理）などの対策が必要である⁽³³⁾。

DEMO 炉プランケット内外の F82H フェライト鋼製冷却流路や配管を全面クロマイズ処理すれば問題ないがコストが上昇する。そこで、冷却流路のうち第一壁のように荷重条件が厳しく重要な部分はクロマイズ処理を施し、それ以外の流路は表面に酸化物被膜を形成させて腐食の進展を抑える方法がある。超臨界圧火力発電に使用されるボイラの現場では高温水腐食と呼ばれている現象がある。腐食も化学反応の一つであるから、温度が高くなるにつれて活発になるが、その結果として金属の表面にできる腐食皮膜も温度の上昇とともに活発になるので腐食を抑制することになる。そこで、200°C程度より高い温度の水中で炭素鋼などの表面に生成するマグネタイトなどの数 μm の難溶性酸化物被膜は時間とともに厚さを増すので、不働態の皮膜でなくてもかなりの保護能力をもつようになる。そのため、高温水中の炭素鋼などの全面腐食速度は、時間の経過とともに抑制されることになる⁽³⁴⁾。それでも超臨界圧にもなれば温度が高くなるので腐食速度は大きくなると言われている。したがって、冷却流路壁を腐食しにくくするためには、角部で応力集中が発生する矩形状の冷却流路は極力避け、管状または橢円状の流路にするなどの対策が必要である。また、第一壁の冷却水流路で腐食によりき裂が発生した場合を想定して、冷却水中に漏れ出すフェライトイオンなどの増加を検知して運転を自動的に停止するシステムの設置が望ましい。

3.4 第一壁の健全性を高める対策

超臨界圧水を冷却材に使用する DEMO 炉の健全性を高めるために以下の対策が考えられる。

- (1) 第一壁流路の冷却水温度を 280°C より高くすれば、第一壁の温度勾配が緩くなるので熱応力が下がり、第一壁を厚くして健全性を上げることができる。ただし、第一壁を厚くすることでトリチウム増殖率 TBR は落ちる。
- (2) 脆性遷移温度の上昇を考慮すると、第一壁流路の冷却水温度は高くした方が安全側である。
- (3) 腐食等により流路壁でき裂が発生しても第一壁中を大きく進展しないように、流路の構造を第一壁構造材中を貫通する管構造にする。ただし、流路を管構造にすると熱膨張差で管と第一壁間に隙間ができる場合に熱伝導度が低下する。

(4) ブランケット第一壁よりさらに高い熱流束やを受けるダイバータ板では、熱応力を抑えるため冷却流路壁をより薄くする必要があるため、き裂が発生した場合の健全性確保は困難である⁽³⁵⁾。DEMO 炉では、放射冷却によりプラズマからの熱流束を緩和する検討が行われている。

増殖ブランケットの構造材として F82H フェライト鋼、冷却材として超臨界圧水を使用する DEMO 炉は、トリチウムなど放射性物質を閉じ込める第一障壁の構造健全性および安全性を確保するのは、構造材としてステンレス鋼、冷却材として加圧水 (3.5 MPa, 150~250°C) を使用する ITER に比べ技術的に厳しくなっている。DEMO 炉を ITER 建設後 20 年程度で建設するとした場合、第一障壁の構造健全性を確保するための R&D 計画に早く着手すべきである。

3.5 放射性物質閉じ込め容器

DEMO 炉では、財産保護の観点からも第一障壁の構造健全性を確保する設計を可能な限り追求すべきであるが、核融合炉の安全性を確実にするためには、トリチウムや放射性物質を閉じ込める最終障壁として、数気圧の内圧に耐えられる気密性の高い閉じ込め容器またはクライオスタットを設置すべきである。ただし、超臨界圧水を冷却水に使用して熱効率を向上させコストを下げた設計にしても、安全性を確保するために構造物を頑強にしたり、圧力抑制装置を大きくしてコストを上げては意味がない。

参考になる例として、EU で検討している安全性と環境適合性を重視した SEAFP (safety and environmental aspects of fusion power plants)⁽³⁶⁾ 炉では、構造材としてバナジウム合金と低放射化マルテンサイト鋼、冷却材として水と He ガスを組み合わせての 3 種類の炉型を検討している。いずれの炉型においても 200,000 m³ 以上の閉じこめ容器を設置する条件で No evacuation 炉の概念設計を行っているが、具体的構造や建設コストについては述べていない。SEAFP 炉では、真空容器が壊れるなど最悪の事故を想定しても敷地境界で 放射性物質の環境放出による空気中線量は 1 mSv を超えず、運転寿命を終えた後 100 年冷却期間を置けば、全ての構造材の放射化は石炭灰の残留放射能よりも小さくなるとしている。

閉じ込め容器の設置は、第一壁の健全性と直接関連していないが、500 g/day のトリチウム消費をする DEMO 炉では⁽¹⁴⁾、ブランケット内で冷却管が破損した場合に、内蔵するトリチウムが真空容器内へ放出されないで、破損部から冷却水を通ってトリチウムが真空容器外へ到達するパスが考えられるので、ブランケットの安全設計上からも必要である。

4. SiC/SiC 複合材製第一壁の健全性

4.1 SiC/SiC 複合材中の微小き裂

将来の核融合動力炉では、ブランケット第一壁の構造材として低放射化で高耐熱材料である SiC/SiC 複合材がフェライト鋼に次ぐ候補の一つになっている^{(15), (16), (18)}。SiC/SiC 複合材は、過大荷重が作用して応力が弾性範囲を超えると、SiC マトリックス中での SiC 繊維の引き抜き現象により界面に微小き裂が生成されると言われている^{(23), (24)}。また、核融合反応によって発生する中性子や荷電粒子が第一壁に入射すると、これらは直接的に第一壁表面に損傷を発生させるとともに第一壁内部に侵入した中性子との核変換によるヘリウムなどのバブルを発生させている^{(21), (22)}。このようなバブルや微小き裂が第一壁材料中に多数生成した場合には、冷却材圧力による膜応力に加えて、核融合炉の運転に伴う昇降温や電磁力荷重による疲労でこれらが連結して有意なき裂に至ることは十分考えられる。したがって、第一壁に有意なき裂が発生した時の構造健全性評価が重要となる。

4.2 第一壁表面き裂の破壊力学的評価

4.2.1 概要

ブランケット第一壁の 3 次元形状が完全半球であり、隣り合うブランケット間に熱膨張量に相当する隙間があって熱膨張を拘束しなければ、第一壁がプラズマ熱流束による片側加熱を受けても曲げ応力は小さい⁽³⁷⁾。しかし、DREAM や A-SSTR2 の第一壁のように完全半球状でない場合は片側加熱の熱膨張による曲げ応力が無視できない。そこで、図 4 に示すように、曲げ応力を安全側に評価するため第一壁を 480° の平盤と仮定して解析を行った。実際の第一壁は、平面的に隙間がないように設置しなければならないので平面図形は流路も含めて矩形状になるが、解析では簡単化のため軸対称モデルで近似している。軸対称モデルでは、矩形四角の変形状態は解析できないが中央部の変形と応力状態はほぼ同一と見なせる。

4.2.2 検討方法

熱膨張による曲げ応力は、プラズマ側にき裂が生じたときに一番大きな影響を及ぼすと考えられるため、初期き裂の条件としては、プラズマ側に 1.0mm のき裂とした。

検討方法としては、

- (1) 2次元軸対称モデルを用い、第一壁の熱環境における温度分布を算出し、
- (2) 境界条件として端面を拘束した時の(1)で求めた温度分布下における熱膨張による曲げ変位量を算出し、
- (3) 平盤中心から半径 7.5 mm の部分に環状で深さ 1.0mm のき裂を設定して、き裂部近傍に発生する応力分布を算出した。

4.2.3 境界条件

2次元軸対称有限要素法モデルを用いて熱膨張による曲げ応力を評価した。図4に示すように、圧力 10 MPa、温度 700 ℃の He ガスで冷却する厚さ 4 mm の第一壁にプラズマから 0.5 MW/m² 表面熱流束を受けるとして計算条件を設定した。材料は SiC/SiC 複合材料を想定して、熱伝導率 15 W/m/K、材料体積発熱率 16.5 MW/m³、材料許容温度 1100℃、材料許容応力 200 MPa、熱伝達率 6000 W/m²/K とした。ただし、ブランケット後方の Li₂O ペブルを充填した増殖領域で発生した熱は、ペブル間を通過するヘリウムガス冷却材とともに除熱されるので、第一壁への影響は小さいとして無視した。

図5に2次元軸対称有限要素法モデルの境界条件を示す。モデルの端部は Y 方向を拘束し、下端の一点のみ Y, Z 方向を拘束した。表1に計算モデルの材料特性値を示す。

4.2.3.1 熱的条件

2次元要素での熱膨張による曲げ変形を算出する際の、材料物性値及び熱流束、冷却材熱伝達率を以下に示す。

- ・熱伝導率 : 15 (W/m/K)
- ・比熱 : 1200 (J/kgK)
- ・SiC/SiC 体積発熱率 : 16.5×10^6 (W/m³)
- ・冷却材温度 : 700 (℃)
- ・冷却材熱伝達率 : 6000 (W/m²/K)
- ・熱流束 : 0.5 (MW/m²)

4.2.3.2 機械的条件

材料物性値及び冷却材圧力を以下に示す。

- ・ヤング率 : 200,000 (MPa)
- ・ポアソン比 : 0.2
- ・線膨張率 : 3.3×10^{-6} /K

・冷却材圧力 : 10 (MPa)

4.2.4 き裂のない第一壁の熱膨張解析

図 6 は、図 4 に示したき裂のない第一壁の 2 次元軸対称モデルの半分について温度分布の解析結果を示す。最大温度はプラズマ側表面に生じ、約 960°C であった。図 7 は、温度分布解析結果を各節点に入力して解析した第一壁の熱膨張による変形と曲げ応力分布の解析結果を示す。モデルの端部が拘束されると熱膨張により中央部がプラズマ側へ変形する。

第一壁中央部の最高温度および最大有効応力はプラズマ側表面に発生し、それぞれ 1094°C と 247 MPa になった。汎用有限要素解析コードを用いて計算した結果、これら計算結果は現状の SiC/SiC 複合材の許容温度と許容応力ぎりぎりの数値であり、第一壁の構造成立性のためには、熱伝導率と強度をさらに向上させた SiC/SiC 複合材の開発が望まれる。

図 8 は、図 7 で示した変形分布から軸対称中央部の 3 つの断面における変位量を求め、板厚に沿った絶対変位量、Y 方向変位量、Z 方向変位量を整理している。この相対変位量を 4.3 節で述べる 3 次元ソリッドモデル端面に強制変位として与えて、応力値及び J 積分がどのように変化するかを検討するための入力条件とした。図 9 は、この相対変位量の算出結果を表にまとめた。

4.2.5 き裂を有する第一壁の熱膨張解析

核融合炉第一壁はプラズマからの熱を受けて熱膨張による曲げが生じる。この曲げ応力がき裂に及ぼす影響を評価するにあたり、2 次元要素を用いて変形モード、き裂近傍における応力値を算出した。図 10 に、2 次元軸対称線形要素による解析モデルを示す。

図 11 は、図 12 で示す有限要素伝熱解析コード ADINA-T を用いて求めた各節点での温度値を、有限要素解析コード ADINA に入力して求めた熱膨張変形モードを強調して示している。き裂部が編曲点となっているのが判る。図 13 及び図 14 は、2 次元軸対称線形要素によるトレスカ応力分布及び Y 方向（曲げ）応力分布の計算結果を示す。線形要素を用いて計算しているため、き裂先端部は応力が集中し、かなり大きな応力値になっており現実的でない。

次に、非線形熱弾塑性要素による計算結果を示す。図 15 は、第一壁のプラズマ側表面に深さ 1.0 mm のき裂を有する状態で熱膨張による曲げ荷重が作用した場合の曲げ応力分布を変位分布とともに示す。この有限要素モデルの初期条件と境界条件は、き裂部

を除いて図4のそれと同じである。非線形熱弾塑性モデルを用いて50回の荷重ステップで剛性可変の平衡繰り返し計算を行った。き裂部の二つの面上の節点は、接触面条件を適用することによりき裂面が閉じた時に拘束されるようにした。き裂部で熱膨張が解放されることにより、軸対称モデル中央の変位はZ方向に収縮して下方へ1.5 mmの変位を生じた。

き裂周囲の曲げ応力は、全体的に圧縮応力状態であることが判る。引張応力状態は、き裂先端の極狭い範囲で認められる。き裂周辺の応力は圧縮応力状態であるが、き裂先端のごく近傍では許容応力以上の引張の応力集中が発生した。冷却流路には10 MPa圧力が作用しているので、き裂が深くなるほど、冷却材圧力による引張り膜応力がき裂先端に加わる。さらに、第一壁表面の温度が高くなると図16に示すように、き裂開口部は熱膨張によって閉じようとするので、き裂先端部には「てこの原理」で変位拘束型の引張応力が発生する。 J 積分値のような破壊力学パラメータが材料の破壊靭性値を超えるれば、き裂は進展するようになる。ただし、この解析ではクリープ効果を考慮していないが、1000°C近い温度域では、き裂周囲の応力値がクリープ応力緩和により下がる可能性がある。

4.3 SiC 繊維によるき裂進展阻止効果

4.3.1 概要

SiC/SiC複合材料は、核融合炉以外でも高温ガスタービンなどの高温部品用材料として開発されており、その構造健全性について多くの研究結果が報告されている^{(38)~(43)}。炭化ケイ素SiCはセラミックス材料のため単体では破壊靭性が小さく、き裂が進展しやすい。しかしSiC/SiC複合材料では、マトリックス中に発生したき裂に対してSiC繊維による阻止効果が期待できる。

4.3.2 解析モデルと境界条件

計算モデルは冷却流路の1/2の範囲を、ADINAには一般化平面ひずみ要素がないため、3次元ソリッド要素（20節点／要素）を用いて作成した。計算モデルを図17に示す。計算モデルの1/2対称面を対称条件とし（但しき裂面を除く）、反対側に熱膨張による曲げ変位（図9で示した算出結果）を強制的に加えた。また、単位長さ1mmの厚さ方向に関しては、変位量が一定になるようにした。境界条件の詳細を図18に示す。

図19に示す解析モデルはSiC/SiC複合材第一壁を三次元ソリッド要素でモデル化して

プラズマ側表面に 1mm 深さの单一き裂を想定し、き裂面をビーム要素でブリッジした。10 μ と 50 μ 径のビーム要素をソリッド要素各節点に接続して（き裂面積の 0.1%, 3.3% に相当）破壊力学的評価を試みた。深さ 1mm のき裂を有する第一壁の厚さを 4mm とし、荷重条件として冷却材圧力 10 MPa、第一壁の熱膨張に相当する曲げ変位を強制的に加えた⁽⁴³⁾。今回の計算では、熱疲労およびクリープ現象は考慮していない。熱弾塑性材料モデルを使用し、ソリッド要素の材料特性はヤング率 200GPa、降伏応力 200MPa とし、ビーム要素はヤング率 270GPa、降伏応力 400MPa の非線形とした。図 20 にビーム要素の材料特性を決めるために参考とした SiC 繊維の応力-ひずみ曲線をしめす⁽³⁸⁾。

40 ステップ以上の荷重増分で平衡繰り返し計算を行った。図 21 に、荷重条件並びにビーム要素を取り付けない状態で解析した応力分布と強調した変形モードを示す。なお、ビーム要素を取り付けない状態でのき裂開口量は約 30 ミクロンであった。

図 22 は、10 ミクロン径のビーム要素を取り付けた状態で解析した応力分布と強調した変形モードを示す。荷重条件及び繰り返し回数は図 21 と同じにしてある。

4.3.3 き裂先端の破壊力学解析

弾塑性応力分布を数値計算し、き裂先端の破壊力学パラメータ J 積分値を求めた。J 積分値は、き裂先端近傍の材料が大きく降伏した状態で有効な応力-ひずみ場を記述する力学パラメータであり、第一壁のような薄肉構造物の破壊評価に適切である。図 23 にき裂先端周りの J 積分経路を示す。図 24 に、き裂先端を囲む 5 つの経路に対して求めた J 積分値をき裂面にビーム要素が有る場合と無い場合について比較している。き裂を囲む一番内側の経路で求めた J 積分値は塑性ひずみを全て網羅していないため低い値を示している。2 番目以降の経路では J 積分値がほぼ一定であり経路独立性が保たれているのが分かる。き裂面にビーム要素が有る場合の J 積分値は、ビーム要素が無い場合よりも低くなり、ビーム要素が太いほど低くなる。このことから、SiC/SiC 複合材のマトリックスにき裂が発生したとしてもき裂面に SiC 繊維が残っていればき裂は進展しにくくなることが分かった。なお、SiC/SiC 複合材の破壊靭性値は 7 kN/m ($K_{IC}=3.3 \text{ MPa}/\text{m}^{1/2}$) 前後であると言われているが、解析で求めた J 積分値を破壊靭性値と比較してき裂の安定性を評価しようとした場合、SiC/SiC 複合材の破壊靭性値と比較するよりも、SiC マトリックスの破壊靭性値と比較した方が安全側と考える。

4.3.4 SiC 繊維の引き抜きとクリープ現象

核融合炉設計と安全性の立場から、き裂のある第一壁有限要素解析を第一ステップと

して実施したので、解析モデルには、SiC/SiC 複合材中マトリックスにき裂が発生した場合にき裂を橋渡し（ブリッジング）する SiC 繊維とマトリックス界面との引き抜き現象やクリープリラクセーション効果を考慮していない。これらを精確に評価するのは難しく、材料試験との比較も必要である。

Henager と Jones⁽⁴⁴⁾は、C コーティングと BN コーティングの 2 種類の Nicalon 繊維で強化し CVI 法で作製した SiC/SiC 複合材を用いて 1100°C 下でき裂成長実験を行うとともに、き裂ブリッジング繊維のリラクセーション解析モデルでき裂進展を評価している。また、芹澤ら⁽⁴⁵⁾は、SiC/SiC 複合材中のき裂進展過程をマクロなモデルを用いて再現できる手法を開発している。しかし、これらの解析手法でも、実験結果との比較において十分ではない。き裂ブリッジングの引き抜きとクリープ効果を精確に解析・評価するには、さらなる解析手法と計算技術の向上に加えて、解析の妥当性を確認するための実験データの積み重ねが必要である。

SiC/SiC 複合材料の優れた機械的特性である高韌性および損傷許容性を実現するには、SiC 繊維引き抜きによるマトリックス中に多数の微少き裂形成が必要条件になる。このような纖維界面のミクロな現象とき裂進展のようなマクロな現象を同時に解析する手法として均質化法^{(46)~(49)}や重合メッシュ法⁽⁵⁰⁾などが提案されており、SiC/SiC 複合材中の微少き裂の評価にも十分適用できるか今後の課題である。

5. 結言

将来の核融合動力炉を開発する上で炉工学的に最も重要な機器の一つであるブランケット第一壁の構造健全性および安全性について評価および解析を行った。

核融合反応によって発生した中性子や荷電粒子が第一壁に入射して材料との核変換によって生成したヘリウムバブルや熱応力等の繰り返し作用で生成した微小き裂が起点となって、有意なき裂に成長するメカニズムを提案した。また、現在、第一壁材料として最も有望な低放射化フェライト鋼について、DEMO 炉のブランケットまたは第一壁に関連した安全性または健全性に係わる課題、火力発電炉ボイラー水管から得られる知見、フェライト鋼製冷却水流路の腐食、健全性を高める対策等を整理した。

第一壁の2番目の候補材料である SiC/SiC 複合材について、SiC マトリックス中の SiC 繊維の引き抜き現象により界面に生成する微小き裂が合体・成長して有意なき裂になった時の健全性を解析評価した。汎用有限要素解析コードを用いて軸対称平板モデルと纖維をビーム要素でモデル化した3次元モデルを作成した。その結果、き裂を有する SiC/SiC 複合材第一壁の構造健全性を解析的に評価する見通しを得た。現状の SiC/SiC 複合材では纖維含有率が数十%あり、本解析で仮定した 3.3 %よりも大きいのでさらに SiC 繊維によるき裂阻止効果が期待できる。今後、本報では考慮しなかったき裂ブリッジング纖維の引き抜き効果やクリープ現象などを組み込んだ解析モデルの改良を進めるために、ミクロとマクロ構造が同時に評価できる均質化法等の手法が適用できないか検討していく予定である。

本報告では、SiC/SiC 複合材にき裂が発生した時の構造健全性に着目してき裂の安定性を評価した。しかし、SiC/SiC 複合材料の優れた機械的特性である高韌性および損傷許容性を実現するには、SiC 繊維引き抜きによるマトリックス中に多数の微少き裂形成が必要条件になる。SiC/SiC 複合材を第一壁材料に適用した場合、トリチウムまたは冷却材であるヘリウムが複数の微少き裂や纖維とマトリックス間の隙間を伝わって透過するという問題が生ずる。その場合、第一壁の健全性は確保されたとしても、気密性維持 (leak tight) の機能性は確保されないことになる。SiC/SiC 複合材を核融合炉第一壁として使用する場合、冷却材としてヘリウムガスよりも透過性の低い元素からなる気体(炭酸ガス) または液体(水またはリチウム鉛) を選択するか、冷却流路を金属壁にするなどの対策が必要と考える。

謝辞

本報告書の一部分は、平成14年度に実施した九州大学との協力研究「核融合炉第一壁中に発生した微小亀裂の健全性解析」の成果であり、まとめるに当たり、九州大学大学院工学研究院の宮崎則幸教授からは有益なご助言を頂いた。また、有限要素解析コードの入力データ作成等において、茨城日立情報サービス（株）の大橋久雄氏からは多大なご協力を頂いた。さらに、本報告書をまとめるに当たり、日本原子力研究所のブランケット工学研究室の各位からは適切なご意見を頂いた。ここに謝意を表します。

参考文献

- (1) 矢川元基、堀江知義「核融合炉構造設計」培風館(1995)
- (2) G. Yagawa, S. Yoshimura, Y. Akahoshi, "Dynamic Fracture Mechanics under Electromagnetic Force," *Fusion Engineering and Design*, v.7, pp.269-279 (1989)
- (3) H. Hashizume and K. Miya, "Electromagneto-thermomechanical behavior of the first wall" *Fusion Engineering and Design*, V.7, pp.293 -321 (1989)
- (4) 小林英男、荒居善雄、梶山佳弘、斑目春樹「プラズマディスラプション模擬損傷材の破壊強度と残存寿命の評価」*機論 A*, v.56, No.523, pp.232-239 (1990)
- (5) 荒居善雄、小林英男、土田栄一郎、黒田勉、斑目春樹「プラズマディスラプション模擬損傷材の残存疲労寿命に及ぼす繰返し熱負荷の影響」*機論 A*, v.61, No.583, pp.9-15 (1995)
- (6) 山崎誠一郎、他「ディスラプションを模擬した高熱流束による金属壁の亀裂発生挙動」*日本原子力学会誌*、31巻 11号、pp.1251 - 1261 (1989)
- (7) T. Horie, et al., "Thermal shock fracture of graphite armor plate under the heat load of plasma disruption", *Fusion Engineering and Design*, V.9, pp.187 -191 (1989)
- (8) 関泰「核融合施設における安全解析研究の現状」*プラズマ・核融合学会誌*、73巻 8号、pp.769-775 (1997)
- (9) Y. Seki, R. Kurihara, S. Nishio, et al., "Safety scenario and integrated thermofluid test" *Fusion Engineering and Design*, V.42, pp.37 - 44 (1998)
- (10) R. Kurihara, T. Ajima, S. Ueda, Y. Seki, "Numerical Analysis on Ingress of Coolant Event in Vacuum Vessel of Fusion Reactor Using Modified TRAC-BF1" *Journal of Nuclear Science and Technology*, Vol.38, No.7, pp.571-576 (2001)
- (11) S. Konishi, K. Tobita, S. Nishio, et al., "Tritium issues toward fusion plants" *Fusion Science and Technology*, v.41, pp.817-820 (2002)
- (12) T. Honda, et al., "Analyses of Passive Plasma Shutdown during Ex-vessel Loss of Coolant Accident in the First Wall / Shield Blanket of Fusion Reactor," *J. Nucl. Sci. Technol.*, Vol.34, No.6 (1997)
- (13) IAEA "Technical basis for the ITER final design report, cost review and safety analysis (FDR)" (1997)
- (14) 横枝幹男、他「超臨界水冷却固体増殖ブランケットシステムの概念検討」JAERI-Tech 2001-078 (2001)
- (15) 西尾敏、他「核融合動力炉 DREAM 炉の概念設計」FAPIG No.147, pp.35 - 43 (1997)
- (16) S. Nishio, K. Ushigusa, S. Ueda, et al., "Conceptual design of advanced steady-state Tokamak reactor – compact and safety oriented commercial power plant (A-SSTR2)", IAEA-CN-77/FTP2/14, Proceedings of the Eighteenth IAEA Fusion Energy Conference, Sorrento, 2000.
- (17) 菅沼章道「5. 材料の有する限界と今後の展望 5.1 構造材料」*プラズマ・核融合学会誌*、70巻 7号、pp.697 - 703 (1994)

- (18) S. Ueda, S. Nishio, Y. Seki, et al., "A fusion power reactor concept using SiC/SiC composites" Journal of Nuclear Materials, Vol.258-263, pp.1589-1593 (1998)
- (19) T. Horie, S. Tsujimura, A. Minato, T. Tone "Lifetime analysis for fusion reactor first wall and divertor plate", Fusion Engineering and Design, V.5, pp.221 -231 (1987)
- (20) R.F. Mattas "Lifetime analysis of fusion reactor components" Fusion Technology, v.4, pp.1257-1262 (1983)
- (21) A. Hasegawa, et al., "Helium-bubble formation behavior of SiC/SiC composites after helium implantation", Journal of Nuclear Materials 264, pp.355 - 358 (1999)
- (22) A. Hasegawa, A. Kohyama, R.H. Jones, L.L. Snead, B. Riccardi, P. Fenici, "Critical issues and current status of SiC/SiC composites for fusion", Journal of Nuclear Materials 283-287, pp.128 - 137 (2000)
- (23) 岡部永年「繊維強化セラミックスの現状と期待--SiC 複合材料の損傷許容性」セラミックス、34巻4号、pp.253-258 (1999)
- (24) N. Okabe, "Fracture Strength Properties and Damage Tolerance of Continuos Fiber Ceramic Composites", The First Asian-Australasian Conference on Composite Materials (ACCM-1), Extended Abstracts Volume, October 1998 Osaka, Japan
- (25) 関泰「核融合炉の安全性と社会受容性」学術月報、V.51, No.2, (1998)
- (26) IAEA, "ITER non-site specific safety report (NSSR-2)", Appendix A, Safety models and codes, SmaC-10, (1997)
- (27) J. Jung and M. Abdou, "Assessments of Tritium-Breeding Requirements and Breeding Potential for the STARFIRE/Demo Design" Nuclear Technology/ Fusion Energy, Vol.4 (2), pp.361-366 (1983)
- (28) 日本原子力学会「核融合炉設計及び研究開発の現状と課題」日本原子力学会(1983)
- (29) 日本ボイラ協会、「新版 ボイラー便覧」丸善、(1997)
- (30) 谷下市松「蒸気の性質」火力原子力発電 Vol.16 No.11 (1965)
- (31) 栗原良一「超臨界圧水冷却炉の熱水力研究に関する文献調査」JAERI-Review 2003-020 (2003)
- (32) 栗原良一「軽水型原子炉配管の不安定破壊特性に関する研究」JAERI-Research 98-043 (1998)
- (33) 芝清之、他「低放射化フェライト鋼 F82H IEA ヒート材の特性」JAERI-Tech 97-038 (1997)
- (34) 日本金属学会「エネルギー・環境保全機器材料の高温腐食および防食の基礎と実際」丸善(2001)
- (35) R. Kurihara, "Thermofluid Analysis of Free Surface Liquid Divertor in Tokamak Fusion Reactor" Fusion Engineering and Design, Vol.61-62, pp.209-216 (2002)
- (36) W. Gulden, I. Cook, G. Marbach, J. Raeder, D. Petti, Y. Seki, "An update of safety and environmental issues for fusion", Fusion Engineering and Design 51-52 (0), pp. 419 - 427 (2000).
- (37) R. D. Watson, R. R. Peterson, W. G. Wolfer, "Lifetime Analysis of Fusion Reactor First Wall Components", Trans. of ASME, J. of Pressure Vessel Technology, Vol.105 (1983) 144-152.
- (38) 伊藤義康、亀田常治、須山章子「長繊維強化セラミックス基複合材料の強化・高靭化設計」Journal of

the Ceramic Society of Japan, V.106, No.12, pp.1190 - 1195 (1998)

- (39) 伊藤義康、亀田常治、須山章子「繊維引き抜けに注目した反応焼結 SiC 基長繊維複合材料の強度設計」Journal of the Ceramic Society of Japan, V.107, No.5, pp.425 - 432 (1999)
- (40) 岡部朋永、他「一方向 SiC 繊維強化耐熱ガラス基複合材料における損傷進展過程」日本機械学会論文集 A, 64 卷 628 号、pp.49 - 55 (1998)
- (41) 小林英男、他 「織物 SiC/SiC 複合材料の破壊靭性評価手法」日本機械学会論文集 A, 62 卷 594 号、pp.335 - 340 (1996)
- (42) W. Zhang, et al., "Crack initiation and growth characteristics in SiC/SiC under indentation test", Journal of Nuclear Materials 258 - 263, pp.1577 - 1581 (1998)
- (43) R. Kurihara, S. Ueda, S. Nishio, Y. Seki, "Fracture Mechanics Evaluation of a Crack Generated in SiC/SiC Composite First Wall" Fusion Engineering and Design, Vol.54, pp.465-471 (2001)
- (44) C.H. Henager,Jr and R.H. Jones, "Subcritical crack growth in CVI silicon carbide reinforced with Nicalon fibers: experiment and model" Journal of American Ceramic Society, Vol.77 [9], pp.2381-94 (1994)
- (45) H. Serizawa et al., "Computational analysis of creep fracture deformation in SiC/SiC composites", Journal of Nuclear Materials 289, pp.16 - 22 (2001)
- (46) 寺田賢二郎、松井和己、真野篤志「均質化理論に基づく非線形力学挙動のミクロ-マクロ連成モデル」機論 A, v.66, No.643, pp.516-523 (2000)
- (47) 中谷彰宏、北川浩、西山英俊「均質化法を用いたマクロき裂とミクロき裂群間の弾性相互干渉効果の検討」機論 A, v.64, No.628, pp.2889-2893 (1998)
- (48) 加藤哲二、西岡俊久「多数き裂を含む損傷材料の均質化法による解析」機論 A, v.66, No.643, pp.524-531 (2000)
- (49) 高野直樹、座古勝、上辻靖智、柏木有希雄「均質化法と異方損傷力学を用いた織物複合材料のメソ強度評価」機論 A, v.63, No.608, pp.808-814 (1997)
- (50) 高野直樹、座古勝「重合メッシュ法による不均質体のミクロ応力解析」機論 A, v.67, No.656, pp.603-610 (2001)

表1 解析に用いたSiC/SiC複合材の材料特性

熱伝導率	15 W/m/K
比熱	1200 J/kg/K
体積発熱率	16.53×10^6 W/m ³
ヘリウムガスとの熱伝達率	6000 W/m ² /K
線膨張率	3.3×10^{-6} /K
密度	2500 kg/m ³
ヤング率	200 GPa
ボアソン比	0.2
降伏応力	200 MPa

表2 ビーム要素径を変えた場合の計算条件と計算結果

No.	計算条件					計算結果						
	D:直径 mm	本数	A:断面積 mm ²	含有率 %	E:ヤング率 (GPa)	最大応力(MPa)		J 積 分 値				
1	-	-	-	-	-	1102	4075	1.33E-03	8.05E-03	9.74E-03	9.61E-03	9.55E-03
2	1.00E-02	73	5.73E-03	0.6	200.0	868	2289	2.85E-04	2.02E-03	2.57E-03	2.68E-03	2.77E-03
3	5.00E-02	73	1.43E-01	14.3	200.0	586	986	8.41E-06	2.07E-04	2.25E-04	2.37E-04	2.37E-04

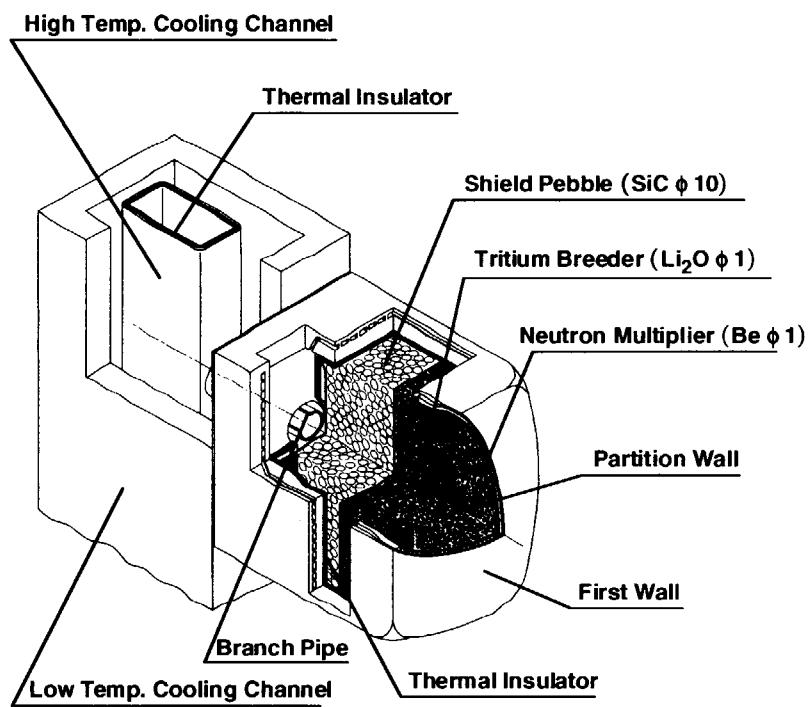


図 1 核融合動力炉のブランケットモジュール

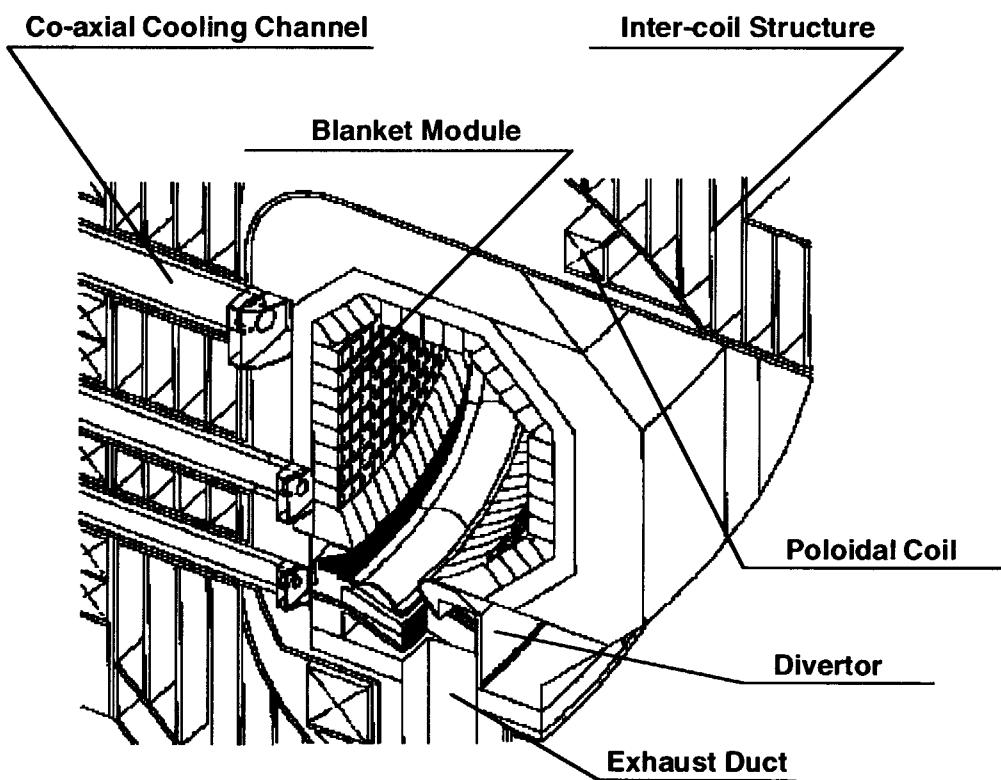


図 2 核融合動力炉内構造

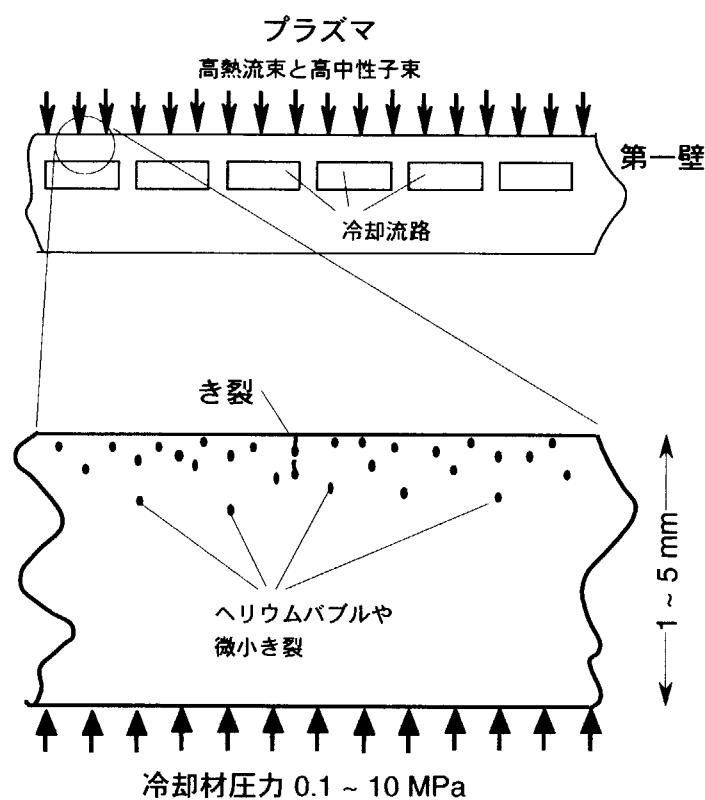


図3 第一壁中の核変換により生成したヘリウムバブルと微小き裂

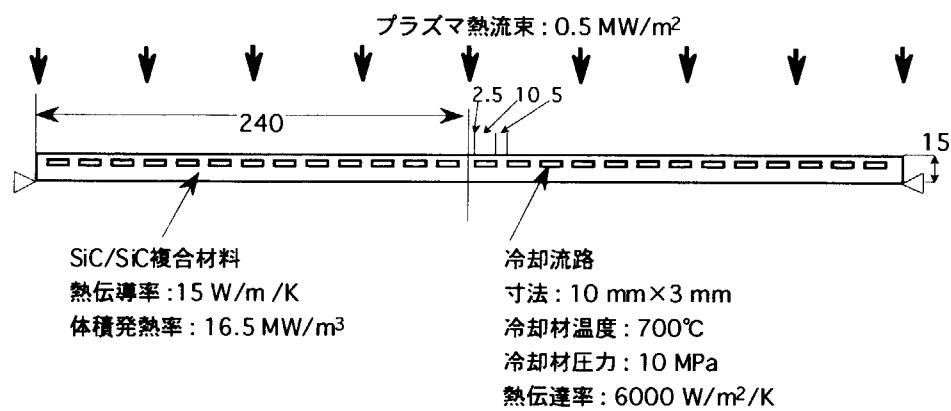


図4 第一壁の軸対称平板モデル

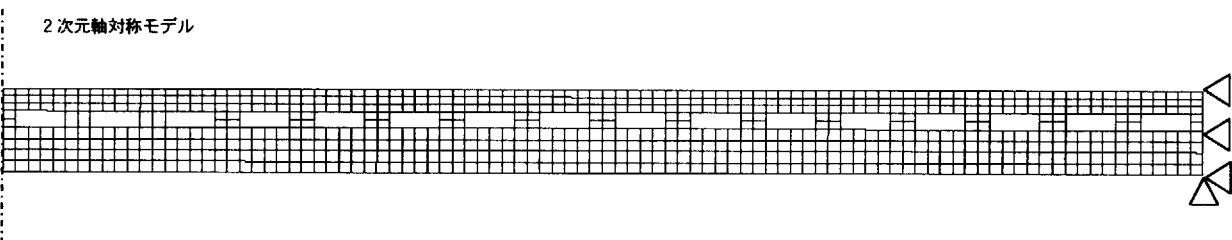


図5 軸対称平板モデルの境界条件

This is a blank page.

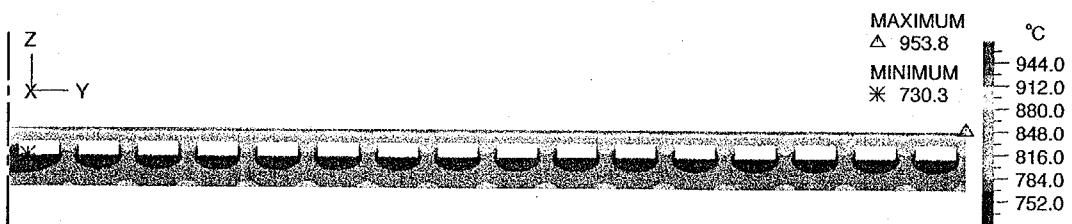


図 6 0.5 MW/m²の熱流束を受ける第一壁の温度分布

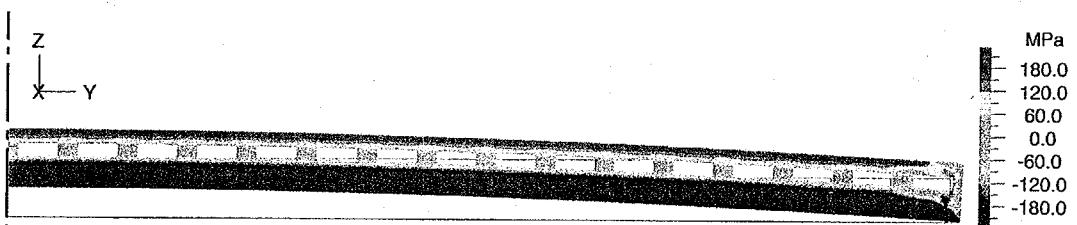


図 7 热膨張による第一壁の変形と曲げ応力分布

This is a blank page.

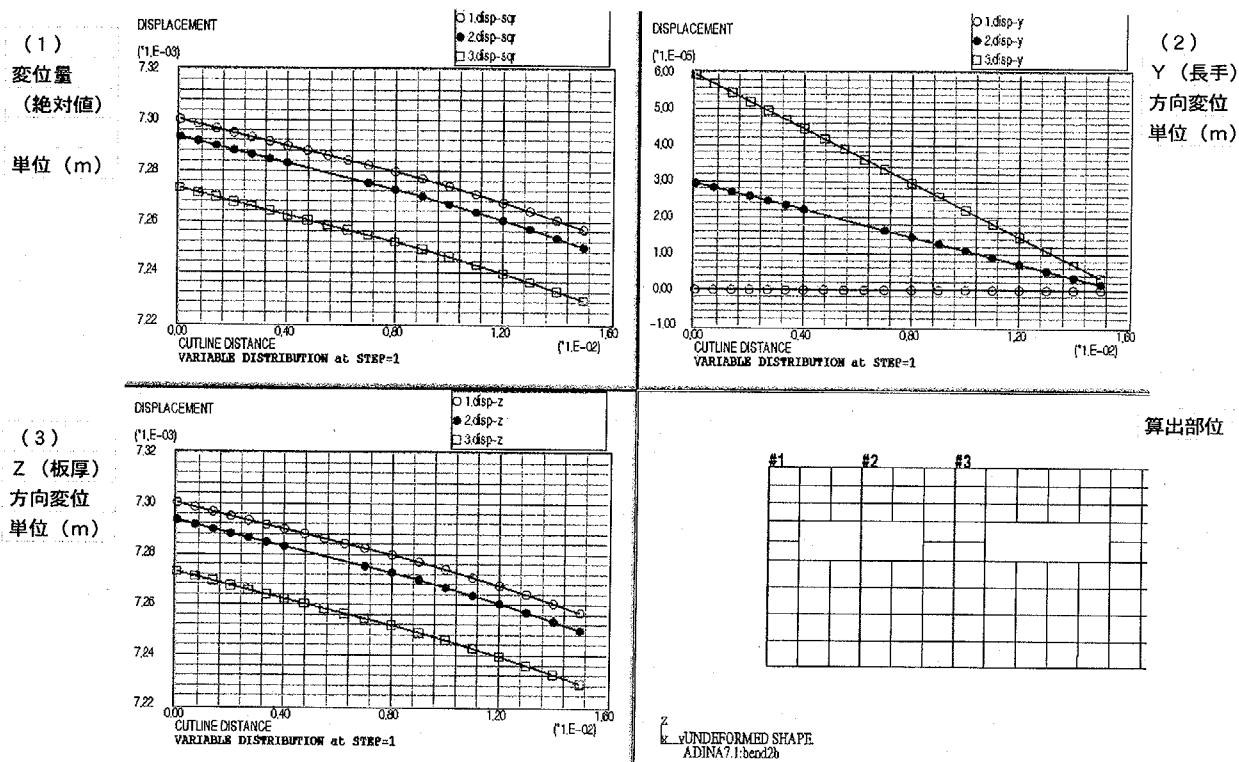


図 8 軸対称中央部の変位量

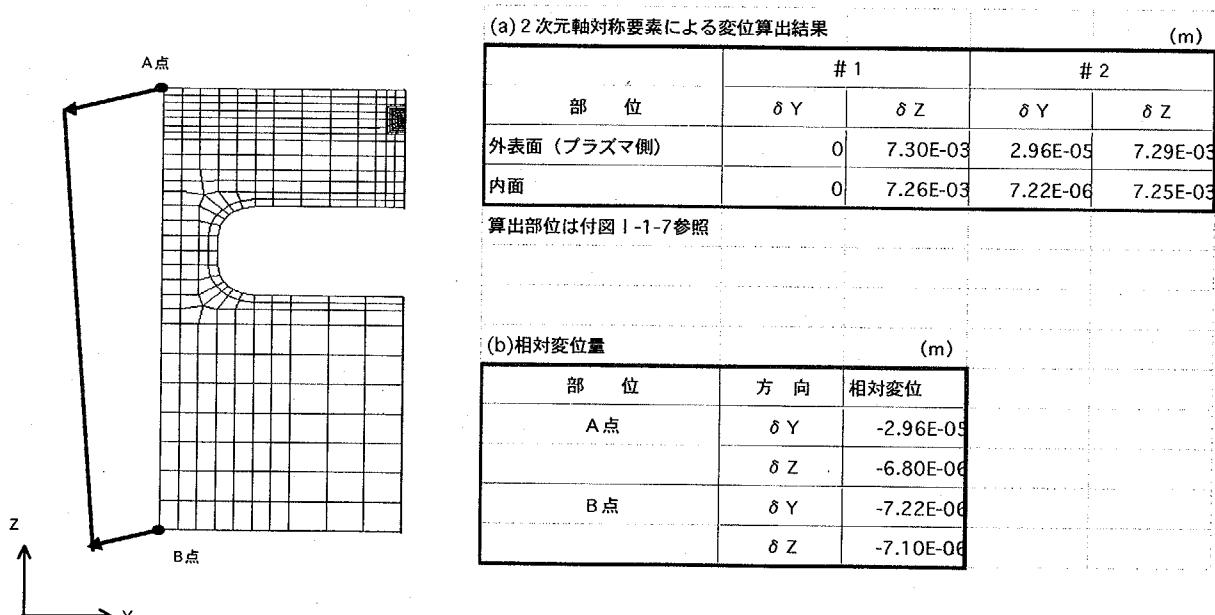


図 9 相対変位算出結果

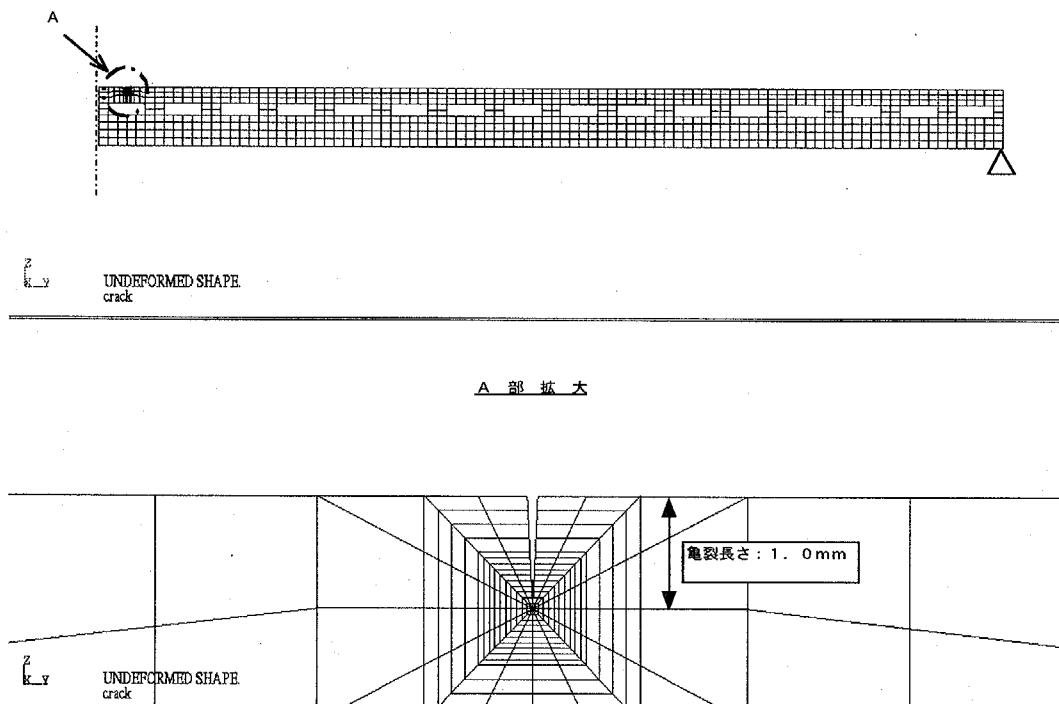
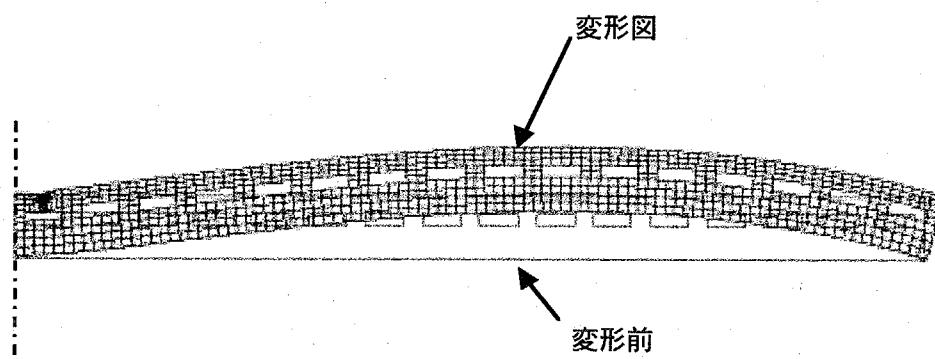


図 10 解析モデル（軸対称 2 次元モデル）



DEFORMED SHAPE STEP=1 TIME=1.000E-00
crack

図 11 軸対称 2 次元モデルの変形モード

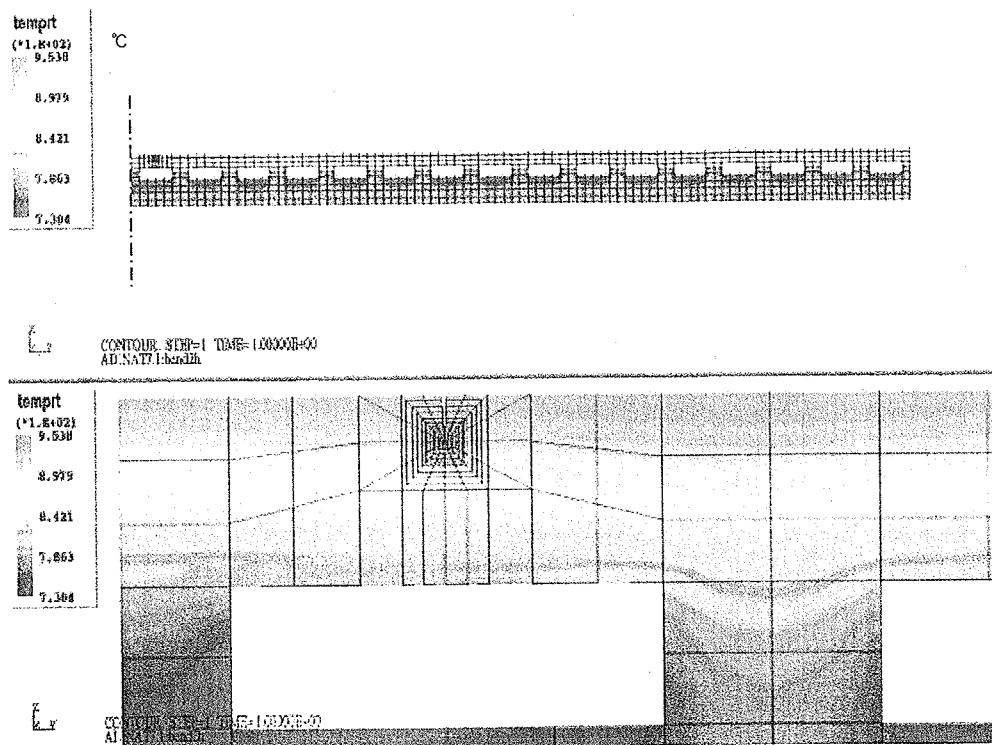


図 1-2 軸対称 2 次元モデルの温度分布図

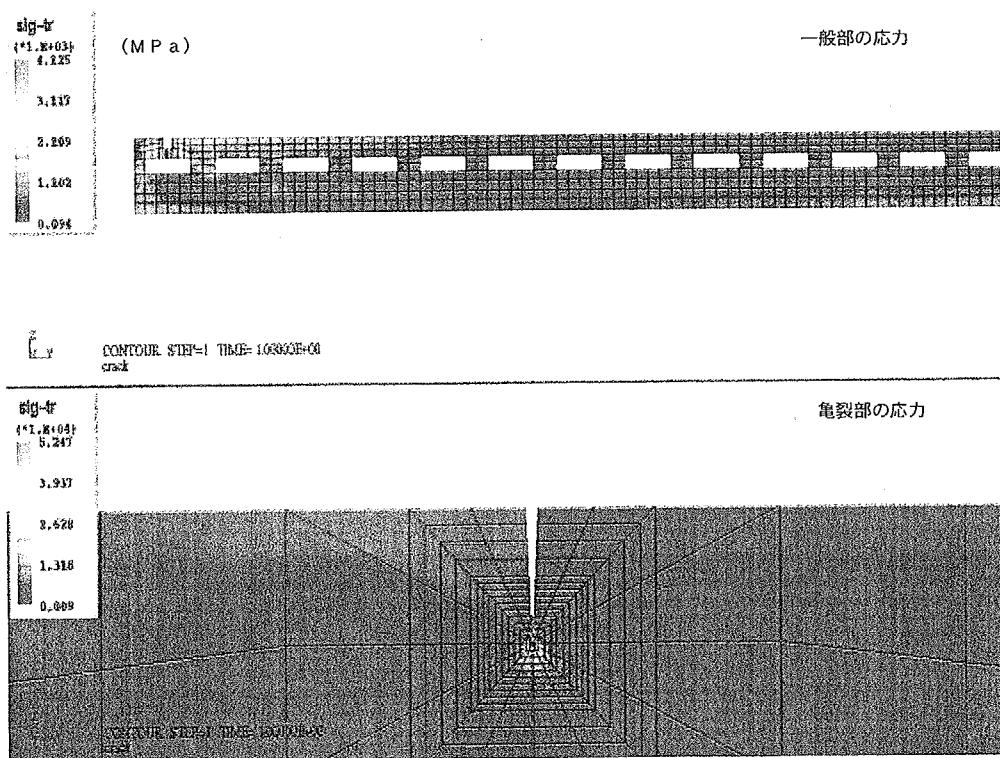


図 1-3 トレスカ応力分布図（2次元軸対称線形要素）

This is a blank page.

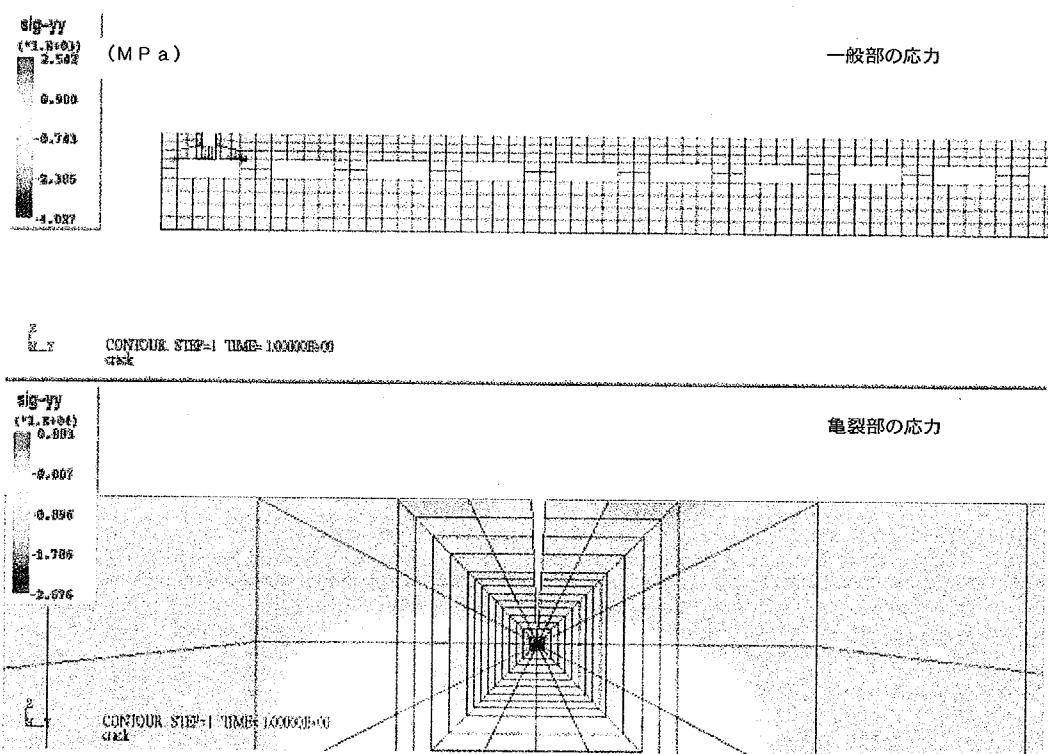


図1-4 Y方向(曲げ)応力分布図(2次元軸対称線形要素)

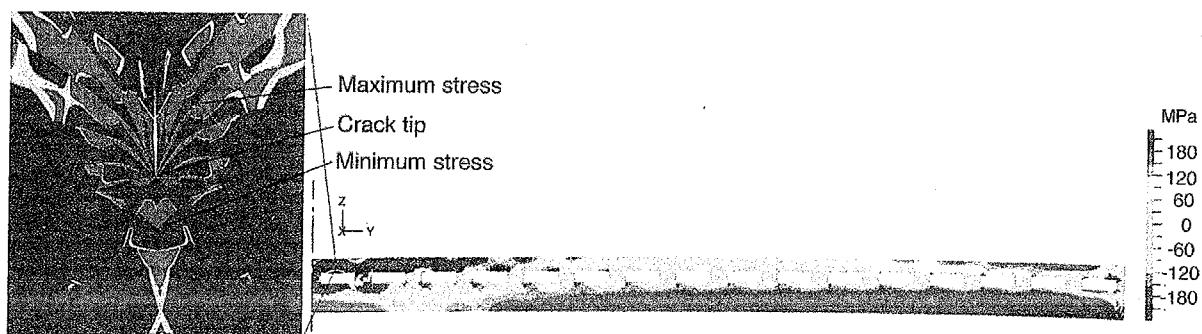


図1-5 き裂を有する第一壁の熱膨張による曲げ応力分布
(2次元軸対称非線形弾塑性要素)

This is a blank page.

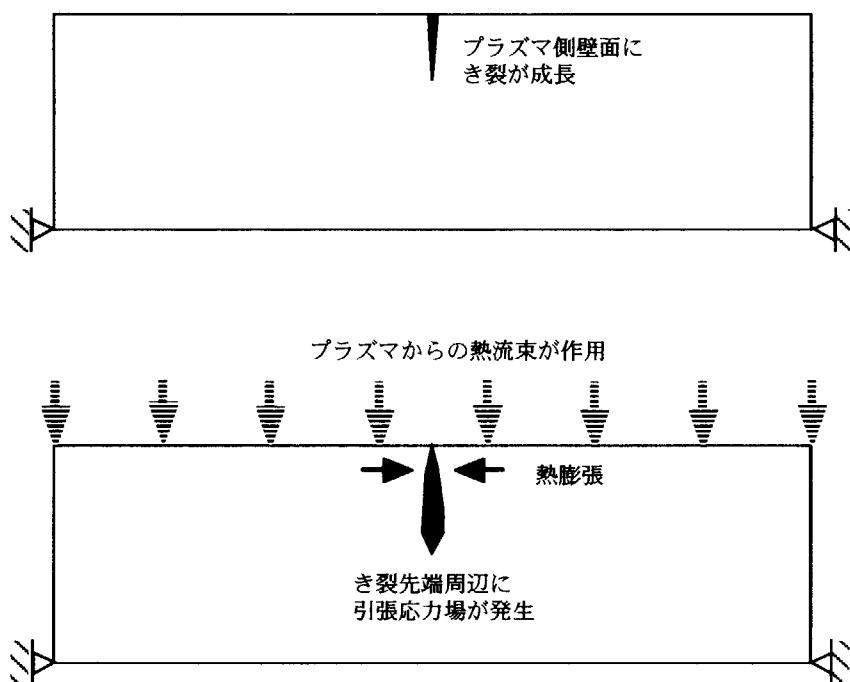


図 16 热膨胀作用時の第一壁表面き裂状態

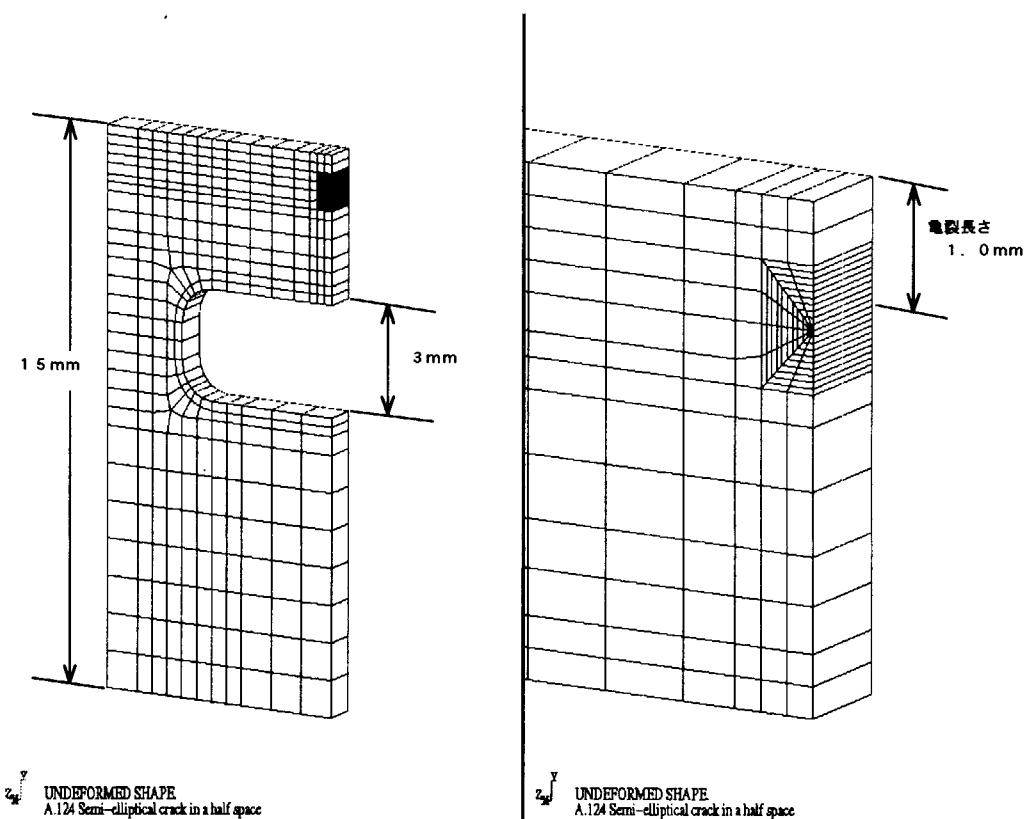


図 17 3次元ソリッド要素による解析モデル

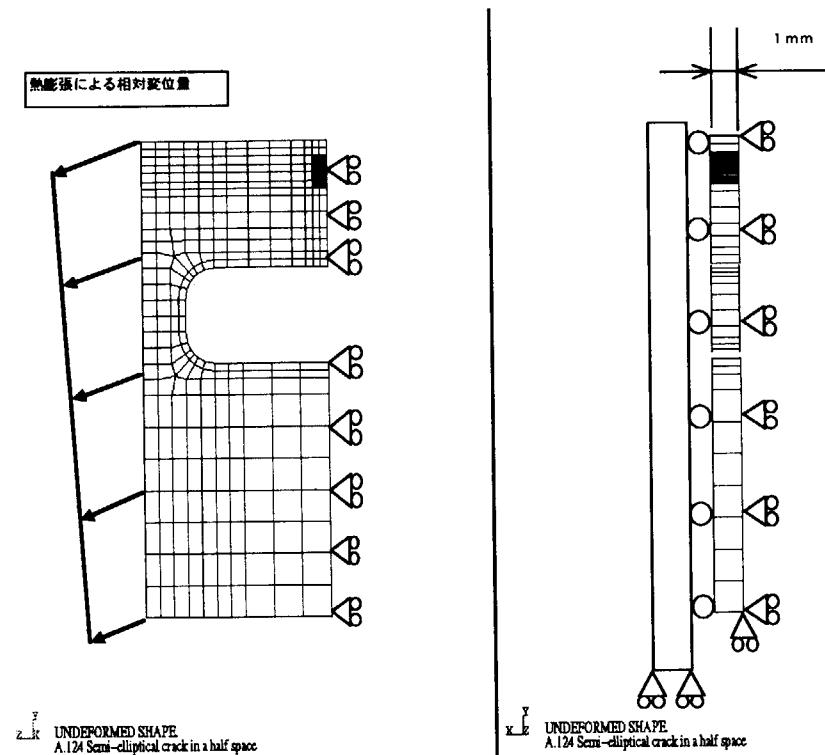
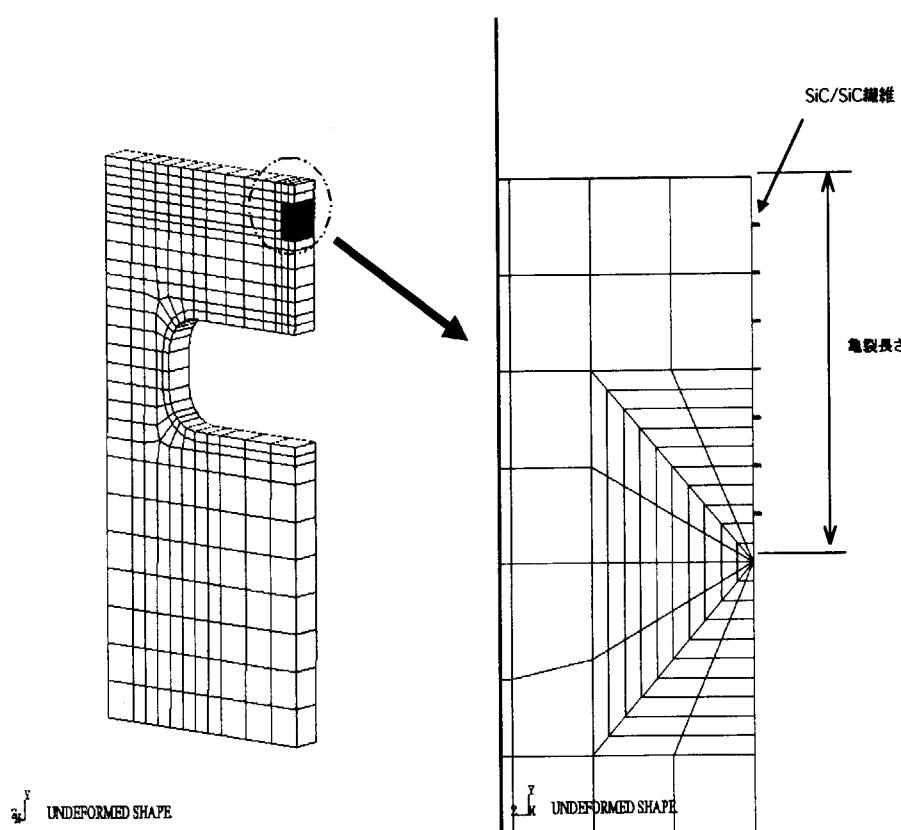


図18 3次元ソリッド要素モデルの境界条件

図19 三次元ソリッド要素とビーム要素で
モデル化したSiC/SiC複合材第一壁

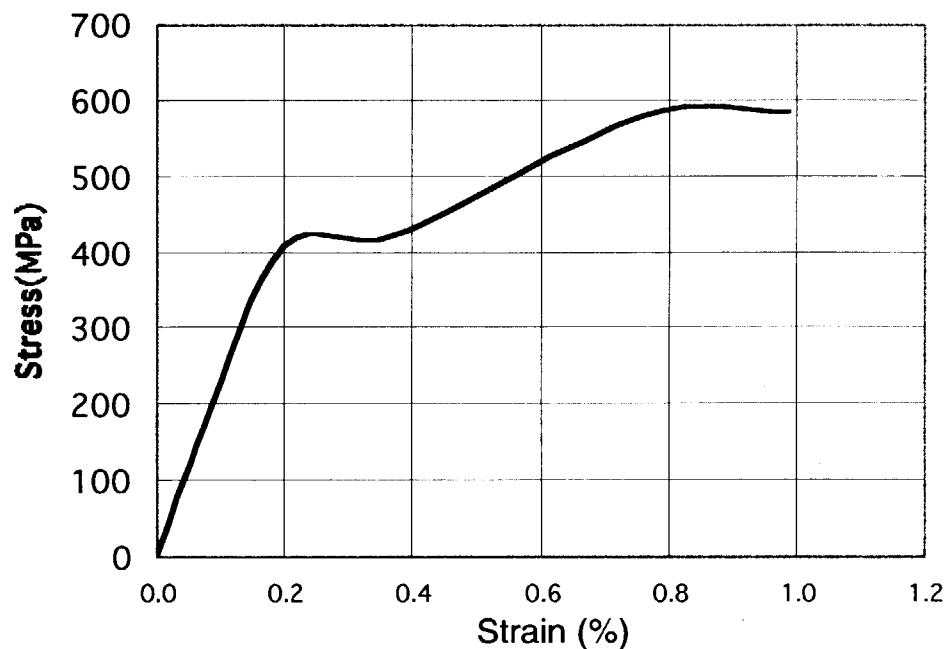


図20 SiC繊維の応力-ひずみ曲線⁽³⁰⁾

This is a blank page.

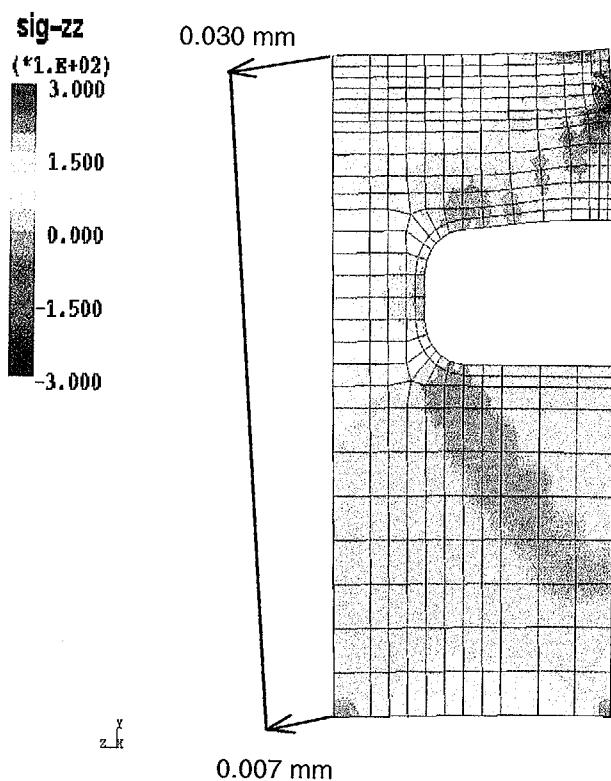


図 2-1 変位拘束型荷重条件とブリッジングがない場合の応力分布

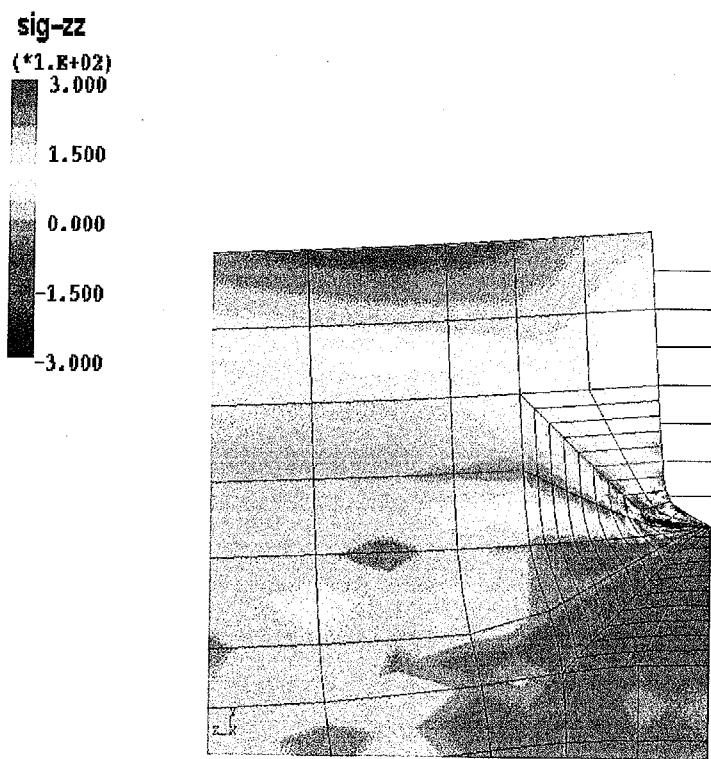


図 2-2 き裂周囲の応力分布とブリッジングのモデル化

This is a blank page.

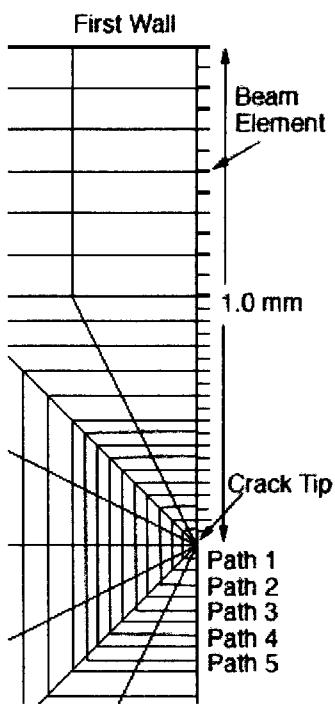


図 2 3 き裂先端周りの J 積分経路

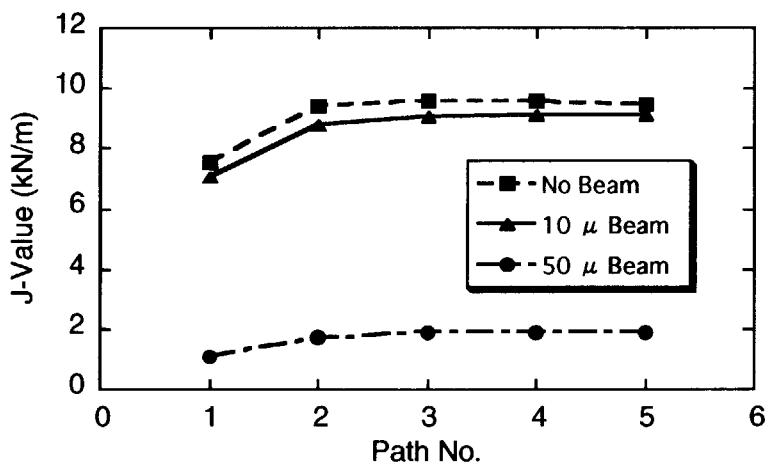


図 2 4 ビーム要素経の違いによるき裂先端周りの J 積分値

This is a blank page.

国際単位系(SI)と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

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

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s^{-1}
力	ニュートン	N	$m \cdot kg/s^2$
圧力、応力	パスカル	Pa	N/m^2
エネルギー、仕事、熱量	ジユール	J	$N \cdot m$
功率、放射束	ワット	W	J/s
電気量、電荷	クーロン	C	$A \cdot s$
電位、電圧、起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラード	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンス	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	$V \cdot s$
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	$cd \cdot sr$
照度	ルクス	lx	lm/m^2
放射能	ベクレル	Bq	s^{-1}
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量等量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

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

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

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

表5 SI接頭語

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

(注)

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

圧力	N($=10^5 \text{ dyn}$)	kgf	lbf	圧力	MPa($=10 \text{ bar}$)	kgf/cm ²	atm	mmHg(Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	0.101972	0.224809		10.1972	9.86923	7.50062 $\times 10^3$	145.038	
9.80665		1	2.20462	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233	
4.44822		0.453592	1	0.101325	1.03323	1	760	14.6959	
粘度	$1 \text{ Pa} \cdot \text{s}(N \cdot \text{s}/\text{m}^2) = 10 \text{ P(ボアズ)(g/(cm \cdot s))}$			1.33322×10^{-4}	1.35951×10^{-3}	1.31579×10^{-3}	1	1.93368×10^{-2}	
動粘度	$1 \text{ m}^2/\text{s} = 10^4 \text{ St(ストークス)(cm}^2/\text{s)}$			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($=10^7 \text{ erg}$)	kgf·m	kW·h	cal(計量法)	Btu	ft·lbf	eV	1 cal = 4.18605J (計量法)		
	1	0.101972	2.77778×10^{-7}	0.238889	9.47813 $\times 10^{-4}$	0.737562	6.24150×10^{-18}	= 4.184J (熱化学)	= 4.1855J (15°C)	= 4.1868J (国際蒸気表)
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				

放射能	Bq	Ci	吸収線量	Gy	rad	照射線量	C/kg	R	線量当量	Sv	rem
	1	2.70270×10^{-11}		1	100		1	3876		1	100
	3.7×10^{10}	1	0.01	1	1	2.58 $\times 10^{-4}$	1	1		0.01	1

(86年12月26日現在)

R100
古紙配合率100%再生紙を使用しています