

JAERI-Review

99-014



JP9950605



核融合原型炉構造材料開発に関する検討

1999年4月

原子力材料研究委員会構造材料研究開発推進専門部会

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、お申し越し下さい。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）で複写による実費領布を行っております。

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, 1999

編集兼発行 日本原子力研究所

核融合原型炉構造材料開発に関する検討

日本原子力研究所東海研究所
原子力材料研究委員会構造材料研究開発推進専門部会

(1999年4月6日受理)

原子力委員会で定められた第三段階核融合研究開発基本計画及び核融合会議計画推進小委員会報告「核融合炉構造材料の開発について（中間報告）」に基づいて、日本原子力研究所東海研究所 原子力材料委員会 構造材料研究開発専門部会において核融合炉構造材料の開発戦略について検討してきた。ここでは、それらの検討を纏めて当専門部会の核融合原型炉構造材料開発の進め方に関する報告書とした。本報告書では、構造材料の中でも使用条件が厳しく開発の難度が最も高いブランケット用構造材料を取り上げ、材料開発の対象を主として低放射化フェライト鋼、SiC/SiC 複合材料、バナジウム合金とし、各材料の核融合原型炉での使用条件と設計要件を明らかにした。それに基づいて、各材料の開発の現状と課題を概説した。さらにブランケット用構造材料開発では、照射特性の向上とその評価が特に重要であることから、照射施設、特に加速器型核融合近似中性子源及び照射施設としての核分裂炉の整備について記述した。これらの作業の中で、現在の開発の進捗状況から低放射化フェライト鋼を先進材料とし、SiC/SiC 複合材料、バナジウム合金を次世代先進材料として、適時チェック・ンド・レビューにより開発計画の見直しを行うこととした。

なお、本報告書において、第1章から第5章までは検討の要約であり、第6章において上記三つの材料と照射施設に関する詳論が記述されている。

A Strategic Analysis of the Development of Structural Materials for Proto-type
Reactors for Fusion

Structural Materials Research and Development Subcommittee,
Nuclear Materials Committee

Tokai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received April 6, 1999)

Structural Materials Research and Development Subcommittee of Nuclear Materials Committee in Japan Atomic Energy Research Institute had made a study to propose a strategy how to expedite the research and development of structural materials for fusion reactors. This study was carried out along with the interim report of the Development of Structural Materials in Fusion Reactors proposed by Planning and Promotion Subcommittee of Fusion Council as well as with the Third Phase Basic Program of Fusion Research and Development settled by the Atomic Energy Commission. The present report was published to publicize the results of analyses of this study. In this report we focused mostly on the development of structural materials of blankets for tritium breeding because it is considered to be the most difficult task in the materials development due to severe conditions imposing on the blankets. We selected three candidate materials, namely, reduced low activation ferritic/martensitic steel, SiC/SiC composites and Vanadium alloys, and elucidate the conditions in which these materials would be used as well as the design requirements for each material. Based on these conditions and requirements, we described the present status and the key issues of each material. For the development of the structural materials for the blankets, the keenest issue is the improvement and evaluation of radiation integrity and stability. Therefore, the necessity of radiation facilities, especially accelerator-type neutron sources with near fusion energy spectra

was described. In addition the usage of fission reactors as irradiation facilities was also emphasized. In the processing of this reviewing we categorized reduced low activation ferritic/martensitic steel as advanced material, and SiC/SiC composites and Vanadium alloys as next-generation advanced material from the present status of developmental maturity. A periodical check and review in order to take the future progress in the development of these materials into account will examine the appropriateness of the present categories of these materials.

In Chapters 1 to 5 the summary of our subcommittee's study was described, and in Chapter 6 the details of the above three candidates and irradiation facilities.

Keywords: Structural Materials, Fusion Reactor, Low Activation Ferritic/Martensitic Steel, SiC/SiC Composites, Vanadium Alloys, Irradiation Facilities

This is a blank page.

本報告書の作成経緯と出版目的

原研における核融合構造材料の研究開発の進め方について、原研内部の議論をもとにまとめた「原型炉用核融合炉構造材料開発の進め方(案)」が、平成8年度の第1回核融合材料研究委員会(委員長:石野栞東海大学教授)に報告された。これを受けて、第2回核融合材料研究委員会では、本「原型炉用核融合炉構造材料開発の進め方(案)」を、日本の核融合材料開発路線と整合性のあるものにするために、所内外の専門家から構成される構造材料研究開発推進専門部会(部会長、香山晃京大教授)を設置しさらなる検討を加えることにした。それ以来、当専門部会を6回開催し、大学、産業界の委員との議論を経て、関連分野の専門家の意見を集約することが出来た。この成果は今後の原型炉用核融合炉構造材料開発を進めていく上での指針となり得るものと考え、これを本専門部会の報告書として公刊することとした。本専門部会の構成メンバーは付録1に示す。

なお、この報告書作成の過程で得られた成果は、現在、核融合会議で審議中の全日本的立場にたった「中期的展望に立った核融合炉第一壁構造材料の開発の進め方」の基礎資料の取り纏めにも十分に反映された。

This is a blank page.

目 次

1. はじめに	1
2. 核融合原型炉	1
2.1 原型炉の要件	1
2.2 原型炉用構造材料	2
3. ブランケット構造材料の開発計画	2
3.1 ブランケット構造材料に対する要求事項	2
3.2 候補材料と開発の方針	2
3.3 各材料の課題と開発計画	4
3.3.1 使用条件と材料課題	4
3.3.2 開発計画	7
3.3.3 チェック・アンド・レビュー	10
3.4 その他の材料技術の適用	10
4. 照射施設	11
5. まとめ	13
6. 材料開発計画の各論及び照射施設	15
6.1 低放射化フェライト鋼(先進材料)	15
6.1.1 要求される性能	15
6.1.2 開発の課題及び考え方	16
6.1.3 開発の現状	26
6.1.4 開発計画	28
6.2 SiC/SiC 複合材料(次世代先進材料)	36
6.2.1 核融合炉での使用環境	36
6.2.2 要求される性能	37
6.2.3 研究開発課題	39
6.2.4 研究開発の現状	42
6.2.5 開発計画	44
6.3 バナジウム合金(次世代先進材料)	49
6.3.1 バナジウム合金の性能	49
6.3.2 バナジウム合金の課題	54
6.3.3 開発計画	55
6.4 照射施設	59
6.4.1 照射試験施設の重要性	59

	6.4.2 照射損傷に影響を与える因子と 核融合材料照射用中性子源の必要性 -----	60
	6.4.3 照射施設に関する要求事項と現状との比較 -----	63
	6.4.4 照射施設等の整備と利用計画 -----	68
	6.4.5 材料の開発段階と照射場特性 -----	74
	6.4.6 照射施設 -----	79
付録 1	構造材料研究開発推進専門部会名簿 -----	85
付録 2	フェライト鋼第一壁の構造強度に関する検討 -----	87

Contents

1. Introduction	1
2. Fusion Proto-type Reactors	1
2.1 Requirements for Proto-type Reactors	1
2.2 Structural Materials for Proto-type Reactors	2
3. Development Plan for Blanket Structural Materials	2
3.1 Requirements for Blanket Structural Materials	2
3.2 Candidate Materials and the Policy for Their Development	2
3.3 Candidate Materials Issues and Plans for Their Development	4
3.3.1 Usage Conditions and Candidate Materials Issues	4
3.3.2 Development Plans for Candidate Materials	7
3.3.3 Check and Reviews	10
3.4 Application of Other Materials	10
4. Irradiation Facilities	11
5. Summary	13
6. Details of Candidate Materials and Irradiation Facilities	15
6.1 Reduced Low Activation Ferritic/Martensitic Steel (Advanced Material)	15
6.1.1 Required Properties	15
6.1.2 Issues and Policy for Its Development	16
6.1.3 Present Status of the Material Development	26
6.1.4 Development Plan	28
6.2 SiC/SiC Composites (Next Generation Advanced Material)	36
6.2.1 Usage Conditions in Fusion Reactors	36
6.2.2 Required Properties	37
6.2.3 Issues of its Development	39
6.2.4 Present Status of the Material	42
6.2.5 Development Plan	44
6.3 Vanadium Alloys (Next Generation Advanced Material)	49
6.3.1 Properties of Vanadium Alloys	49
6.3.2 Issues of Vanadium Alloys	54
6.3.3 Development Plan	55
6.4 Irradiation Facilities	59
6.4.1 Importance of Irradiation Facilities	59
6.4.2 Influential Factors of Radiation Damage and Necessity of Neutron Source for Irradiating Fusion Materials	60
6.4.3 Comparison of Required Performance of Irradiation Facilities and the Present Status	63
6.4.4 Equipment of Irradiation Facilities and Utilization Plan	68
6.4.5 Materials Development Stages and Irradiation Characteristics	74
6.4.6 Irradiation Facilities	79

Appendix 1. Name List of Members of Structural Materials Research and Development Subcommittee -----	85
Appendix 2. A Preliminary Evaluation of the Strength of LAFM First Wall -----	87

1. はじめに

平成4年6月9日に原子力委員会で定められた第三段階核融合研究開発基本計画で、材料の研究開発については「高いフルエンスの中性子照射での使用に耐える構造材料、増殖材料、計測・制御機器及び低放射化材料の開発を進めるとともに、中性子照射による材料特性等のデータの蓄積を行う。」と定められている。また、核融合研究開発に関する計画の推進・調整を行う核融合会議においては、その下に計画推進小委員会が設置され、数度の審議を経て「核融合炉構造材料の開発について(中間報告)」が平成7年2月22日に核融合会議に報告されている。この構造材料開発の具体的な推進方策については引き続き同小委で審議される予定になっている*。

本報告書は、計画推進小委員会の中間報告書に沿って核融合原型炉構造材料の「開発の現状と計画」、「照射及び照射後試験施設」を検討してまとめたものであり、「開発のマスタープラン」の作成、「開発推進体制」等についての計画推進小委における検討に供することを目的としたものである。

なお、計画推進小委員会で材料開発計画を討議するワーキンググループ作業を行うことになっているが、そこでは主に高い中性子フルエンス及び表面熱流束を受けるブランケット第一壁等で用いられる構造材料を扱う。この活動に呼応するため、本報告書でも構造材料を扱う。

* 平成11年3月現在においては、小委員会での審議に引き続き、核融合会議での審議が行われているところである。

2. 核融合原型炉

2.1 原型炉の要件

原型炉の主要なミッションは、核融合によるエネルギーを電気エネルギーに変換して利用することが可能であることをプラント規模で技術的に実証することである。

原型炉の開発に当っては、この技術目標の達成はもちろんのこと、核融合エネルギーの経済性実証を示す一手手前の段階として、経済性の一層の向上を見通せる基盤を形成するとともに、核融合炉の利点である固有の安全性を十分に活かす必要がある。

原型炉の具体的な概念検討例としては、日本原子力研究所が1990年に実施した低放射化フェライト鋼-軽水冷却方式のSSTR(Steady State Tokamak Reactor)がある。この他、Ti-Al金属間化合物-ヘリウム冷却方式(SSTR-2)の検討も行われた。米国の検討例としては、SiC/SiC-ヘリウム冷却方式のARIES-Iやバナジウム合金-液体リチウム冷却方式(STARLITE)がある。また、商用炉の概念検討として

は日本原子力研究所の SiC/SiC-ヘリウム冷却方式の DREAM 炉やフェライト鋼-水冷却方式の A-SSTR がある。

2.2 原型炉用構造材料

プラズマからの中性子による照射損傷は、核融合炉材料における最も特徴的な損傷の一つである。中性子照射による損傷の厳しさや、求められる信頼性等の点から、ここでは開発の難度が最も高いと考えられるブランケット構造材料について検討する。使用条件等としては、最も厳しいブランケット第一壁での条件を参照する。

なお、開発の重点等の変更は今後のチェック・アンド・レビューに委ねる。

3. ブランケット構造材料の開発計画

3.1 ブランケット構造材料に対する要求事項

原型炉の要件を満たすためには、少なくとも以下の事項がブランケット構造材料に求められる。

- (1) 中性子の照射、熱及び粒子の入射によって生じる材料損傷等の結果がブランケットの機能を損なわないこと。
- (2) 炉心プラズマの性能確保に対して、磁場の乱れやプラズマ汚染等による問題をもたらさないこと。
- (3) 核融合炉の利点である固有の安全性を活かすために、中性子照射による放射化が可能な限り低いこと。
- (4) 発電実証を行うに十分な高温運転が可能であるとともに、経済性向上や多様な熱利用方法を見通せる構造材料であること。
- (5) 開発計画が原型炉開発計画のタイムスケジュールに合致すること。

なお、第一壁でのブランケット構造材料の主な損傷原因は、(1)に関する事柄である核融合中性子による照射損傷と、プラズマからの熱流束による塑性変形である。

3.2 候補材料と開発の方針

核融合炉開発に関する原子力委員会の決定（平成4年6月9日「核融合研究開発の推進について」）では、「来世紀半ば以降のエネルギー供給に貢献することを目指し、それに至るまでの研究開発目標を段階的に設定し、これを実現するための研究開発を計画的に推進すべきである」とされている。これに従うと、原型炉の建設は、2020年代には開始する必要があると考えられる。このため、限られた期間内で必要性能を概ね満し得ると期待できる材料を選定し、その開発計画を優先する必要がある。この要請に適合する材料として低放射化

フェライト鋼を選び、これについては既に開発を始めている。実験炉候補材料であるオーステナイトステンレス鋼については、想定されている表面熱流束に耐えること及び低放射化(特にニッケルを多く含むため)のいずれについても克服が難しいことから除外した。

原型炉の技術目標や開発時期には不確定な要因もある。また、発電等の熱利用の方法が一種類に収れんするとは限らない。このため、核融合会議への計画推進小委からの中間報告においても指摘されているように、より高温で使用でき、かつ誘導放射能も低い高性能な次世代の材料開発も並行して進める必要がある。

現在、開発の対象となっている材料を「先進材料」、「次世代先進材料」に分類し、以下にまとめる。

- | | |
|--------------|--|
| (i) 先進材料 | 低放射化フェライト鋼 |
| (ii) 次世代先進材料 | SiC/SiC 複合材料、バナジウム合金、
その他(Ti-Al 系金属間化合物、
高 Cr 低放射化フェライト鋼等) |

計画推進小委員会からの中間報告ではバナジウム合金を第一世代先進材料としていたが、ここでは上記の区分とした。これは、バナジウム合金で主に想定されている液体金属(例えば、Li-Pb)冷却の採用に伴う、MHD 損失や火災事故への対策の技術的な難度を考慮した結果である。同様の理由から、原研での設計研究における優先度は低くなっている。

材料開発の進捗度合いについては、チェック・アンド・レビューにより適宜評価し、必要に応じて分類や優先度の変更を行う。即ち、SiC/SiC 複合材料等の次世代先進材料についても、材料開発が飛躍的に進んだ場合にはチェック・アンド・レビューを通して優先度が引き上げられ、先進材料とされる可能性がある。このように、チェック・アンド・レビューの主な役割は材料開発計画の修正による 5 年毎等での計画の最適化を行うことにある。なお、この場合の優先度の評価は、材料性能や開発の見通しのみでなく冷却材料の性質や発電方法等の熱利用システムの性能を含めた安全性や経済性等を項目として行われる必要がある。このため、炉設計、構造設計、システム設計等との共同作業が必須となる。また、次世代先進材料として例示した材料以外についても、チェック・アンド・レビュー等により開発計画中に位置付けることも考える。

ところで、材料開発では単体の特性改良のみを扱うことが多い。しかし、核融合炉での損傷の厳しさや要求の高さから、クラディング等の複合化による

性能向上も考慮する必要がある。特に、次世代先進材料では性能が製造プロセスに比較的強く影響されるため、素材の開発段階においても、最終的に使用されることを想定したコンポーネント等の製造方法を並行して開発するといった、製造方法、評価方法及び構造設計手法開発に関する新たな考え方が必要となる。

使用環境が厳しい核融合炉構造材料の開発では、このような構造物と材料の関係を全体として扱う、言わば「材料システム」の視点による材料開発を行うことが特徴である。なお、この実現においても製造技術や構造設計等との共同作業が重要である。

3.3 各材料の課題と開発計画

3.3.1 使用条件と材料課題

炉の概念は、使用される材料の特長を生かすように定められる。このため、使用条件、開発課題、さらに開発スケジュール等は材料によって異なる。使用条件、課題の概要等を、適合する発電方式の例とともに表 1 に示す。また、課題等について概説する。

なお、既に指摘したように熱利用や発電の方法が一種類の方法に収れんするとは限らない。このため、核融合会議への計画推進小委からの中間報告においても指摘されているように、複数の材料を並行して開発することが合理的と考えられる。

ところで、定量的な評価は困難であるが、表 1 の脚注に示すように、ディスプレイ等々の大きさによっては高温強度への要求は高くなり得る。一方、正常運転時のスパッタリング等によるエロージョンの問題については、プラズマ制御技術による対策が期待される。

(1) 低放射化フェライト鋼の概要と課題

代表的な低放射化フェライト鋼としては、原研と NKK が共同で開発した F82H や大学が開発した JLF1 がある。これらは熱交換器等に利用されていた高温用フェライト/マルテンサイト鋼(例えば、9Cr-1Mo 鋼)の組成を元に、添加元素の Mo や Nb を W、Ta 等で置き換えることで誘導放射能の低減と特性の改善を行った材料である。F82H と JLF1 は IEA による低放射化フェライト鋼ラウンドロビン試験計画での標準材料として評価に供されている。

低放射化フェライト鋼での主な課題としては、照射損傷による延性脆性遷移温度(DBTT)の上昇、均一伸び等の延性低下等への対策を挙げることができる。これに対しては、材料組成の最適化や組織の制御、さらに構造設計法等の利用技術に関する工夫により対応が可能になると期待されている。また、表面処理等による耐食性の向上は、保守の容易さを通して経済性や安全性に関わる重要

な課題である。低放射化については、実規模溶製レベルでの技術開発と実証を行う必要がある。

耐照射性や強度と言った材料特性の向上に関する課題ではないが、強磁性体であることによるプラズマの着火特性等への影響については、その重要性から優先して評価が行われる必要がある。影響としては、この他に制御(磁気センサーへの影響)、擾乱磁場の閉じ込めへの効果等が挙げられる。評価を行うには、プラズマ実験装置の真空容器等への低放射化フェライト鋼の適用が必要であるが、これを実現するための大規模溶製、構造物の製作に関わる技術開発を行う必要がある。さらに、放電洗浄、水素リテンション特性といった、プラズマ実験に関わる特性に対しても評価や改良等を通じて寄与できる余地がある。なお、強磁性体であることの影響に関連して、ITERでの強磁性体ブランケット等の評価の重要性を指摘する。

表1の脚注のようにディスラプション等の異常の程度によるが、使用上限温度を600°C以上にまで高める必要がある。使用上限温度を高めることは、原型炉設計の高度化への道を開き、さらに実証炉構造材料への適用にもつながる。これについては低放射化フェライト鋼のマトリックス中に酸化物を微細に分散させた材料(Oxide Dispersed Strengthened Steel; ODS 鋼)で要求に対応し得ると期待できる。このための接合方法を含めて、低放射化フェライト ODS 鋼の開発を積極的に推進する必要がある。

(2) SiC/SiC 複合材料及びバナジウム合金の概要と課題

1) SiC/SiC 複合材料

SiC/SiC 複合材料の最高使用温度は1000°Cを超え、高い熱効率の炉が期待できる。誘導放射能については、運転停止後1ヶ月程で、短時間であれば人間の近接が可能にまで低いことを目標としている。また、不純物を十分に低くできれば、廃棄物処分の面でも優れ、安全性の向上が期待される。

課題としては、耐照射性に優れ、高い熱伝導度を有し、気密性に優れた高強度、高純度 SiC/SiC 複合材の製造技術の開発が挙げられる。また、信頼性の高い接合技術や大型複雑形状の製造技術開発が挙げられる。さらに、セラミックス複合材料は延性に乏しく、強度のばらつきが大きいことから、構造物の信頼性を保証するための新しい構造設計基準や設計手法を開発する必要がある。

SiC/SiC 複合材料は応用範囲が広く、宇宙・航空・エネルギー産業でも開発が進んでいる。今後、他分野での成果を取り入れつつ核融合分野での固有の課題に取り組み、積極的に核融合炉用 SiC/SiC 複合材料の開発を推進する必要がある。

表 1 各材料の使用条件と課題(概要)

	中性子壁負荷 (MW/m ²)	許容中性子 フルエンス (MWa/m ²)	冷却材 の例**	使用温度範囲 ³⁾ (°C)	発電方式 の例 ⁴⁾	熱効率 (%)	課題または重要評価項目
先進材料							
低放射化 フェライト鋼	5*	10*	水	室温~500°C	飽和蒸気 タービン	< 33	照射によるDBTTの上昇、延性 低下(構造設計手法に関する対策 も必要)、耐食性、低放射化材料製 造法、強磁性のプラズマへの影 響
次世代先進材料							
SiC/SiC 複合材料	5	10	ヘリウムガス	室温~1100°C	ガス タービン	~44	製造技術、低放射化、耐照射性 (熱伝導、強度、靱性)の向上及び それらの評価
バナジウム合金	5	10	液体Li-Pb	冷却材の融点 (180°C)~600°C	過熱蒸気 タービン	~41	照射及び不純物による脆 化、製造性、MHD効果対 策、トリチウム安全性
その他(例: TiAl系 金属間化合物)	5	10	ヘリウムガス	室温~700°C			製造技術、脆性、 耐照射性評価

*冷却材にFLi-Be(LiF-BeF₂)を使う核融合科学研究所の設計では各々 1.5 MW/m²と 45 MWa/m²

**ブランケットの熱媒体である。他に、挙げられている以外の材料も考えられる

3) 熱流束のためプラズマ側表面温度は高くなる。プラズマ制御の進歩により、デイスラクション等の異常事象を小さく抑えられれば、低放射化フェライト鋼(軽水冷却)の場合、使用上限温度は500°C程度に収まると期待できる。しかし、制御能力によっては700°Cまで想定する必要があるとされている。

4) 熱効率、安全性、コスト等を考慮して方式が選択される。現状では各方式が併存。将来の発電以外の熱利用方法も多様と考えられる。

2) バナジウム合金

バナジウム合金は、低放射化フェライト鋼に比べて使用温度がやや高く誘導放射能の減衰が早い。米国を中心とする照射効果の評価結果によれば強度等で優れた耐照射性を有するとされており、V-4Cr-4Ti等が代表的合金である。なお、微量の酸素等侵入型固溶元素の不純物によって脆化を示すことがある。

冷却材として液体Li-Pbの使用が適当とされているため、耐照射性の高い高温用絶縁材料の開発も必要である。さらに、液体金属の取り扱い技術の開発が必要である。なお、EUや米国では冷却材として高純度のヘリウムガスも考慮されている。この他、製造性の実証も必要である。

(3) その他の材料

その他の材料としては、TiAl系金属間化合物、高Cr低放射化フェライト鋼等を挙げることができる。

以上が開発が計画されている主な材料の使用条件、課題等の概要は上記のとおりであるが、さらに、スパッタリングに対する適応性、崩壊熱が低いこと等も望まれる。

3.3.2 開発計画

材料の開発段階は図1に示すように、素材を開発する段階(図1の[I]素材開発)、材料の特性評価と改良を行う段階(図1の[II]特性評価)。さらに、構造物の設計製作を直接の目的とした技術の集積を行う段階(図1の[III]大型化技術開発)がある。さらに、2.で触れたように、ブランケット第一壁材料の特殊性を考慮すれば、これらは(i)~(viii)の要素から構成されると考えられる。

各材料に関する開発の年次計画を図2に示す。低放射化フェライト鋼では(iii)基本特性の評価が概ね終了しており、次の目標は合金最適化((iv)組成及び組織の最適化)の達成である。さらに、データベース構築のための材料データ取得等の大型化技術開発の段階に進む必要がある。また、ODS鋼のクラッド等に向けての製造法及び接合法の開発を開始する必要がある。

低放射化フェライト鋼の利用実現に関しては、強磁性がプラズマ制御に及ぼす影響の大きさが極めて重要である。これについては、IEAでもJFT-2Mを用いた評価の重要性と関係する材料技術開発の緊急性が指摘されている。

次世代先進材料では素材開発、特性評価、大型化技術開発を同時並行的に行う新たな「材料システム」の視点と対応が必要である。

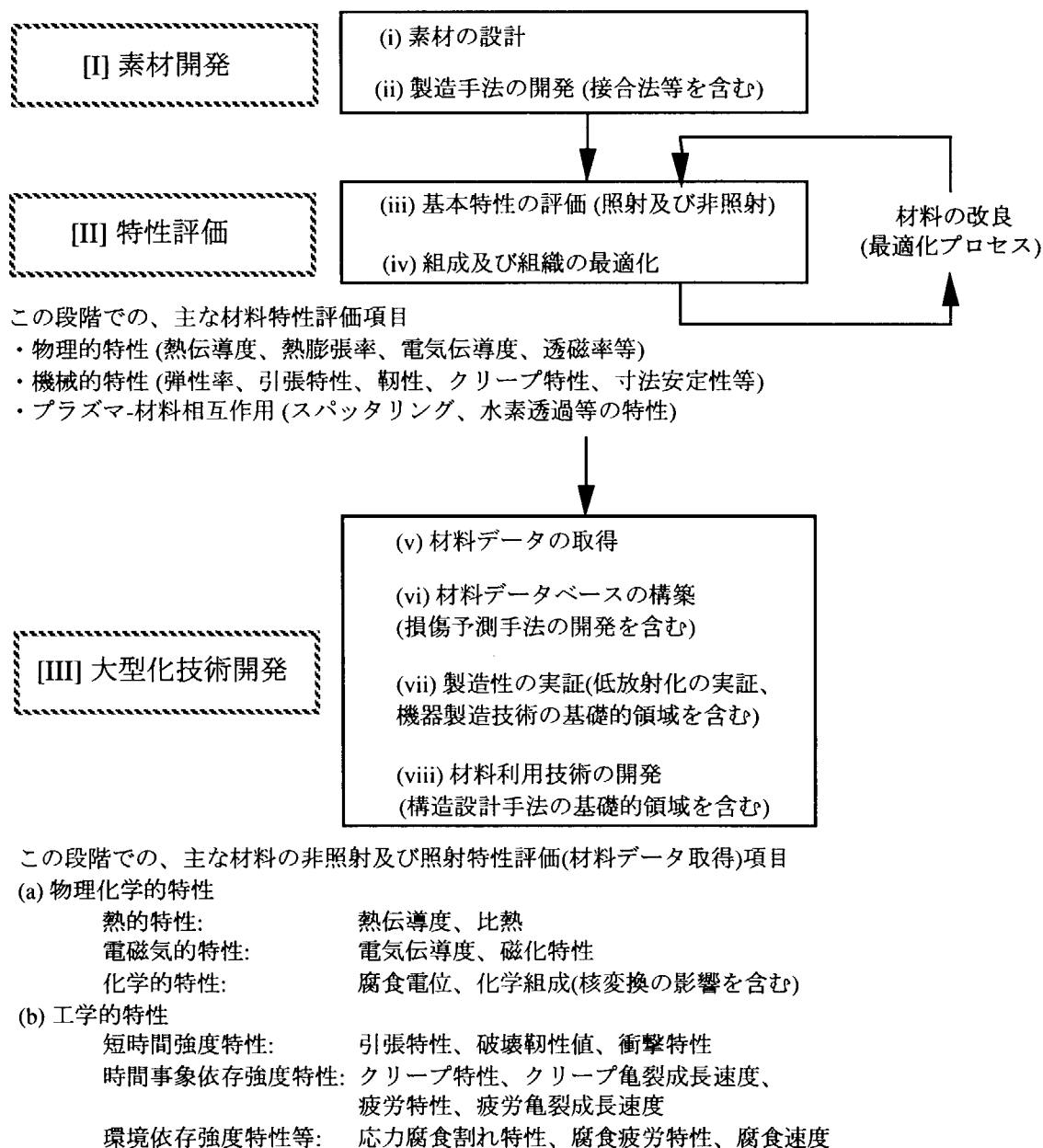


図 1 材料開発の流れ

材料データ取得のための項目を図 1(下段)に示すが、照射特性評価では、これらの項目に加えて照射温度及び照射量をパラメータにした評価が必要となるため、試験マトリックスは膨大なものになる。このため、計画推進小委員会の中間報告書にもあるように開発期間が長くなる。期間の長さは照射施設にも依存する。このように核融合炉材料開発では、照射試験に時間がかかること、加えて照射及び照射後試験施設の重要性に特に注意を払う必要がある。

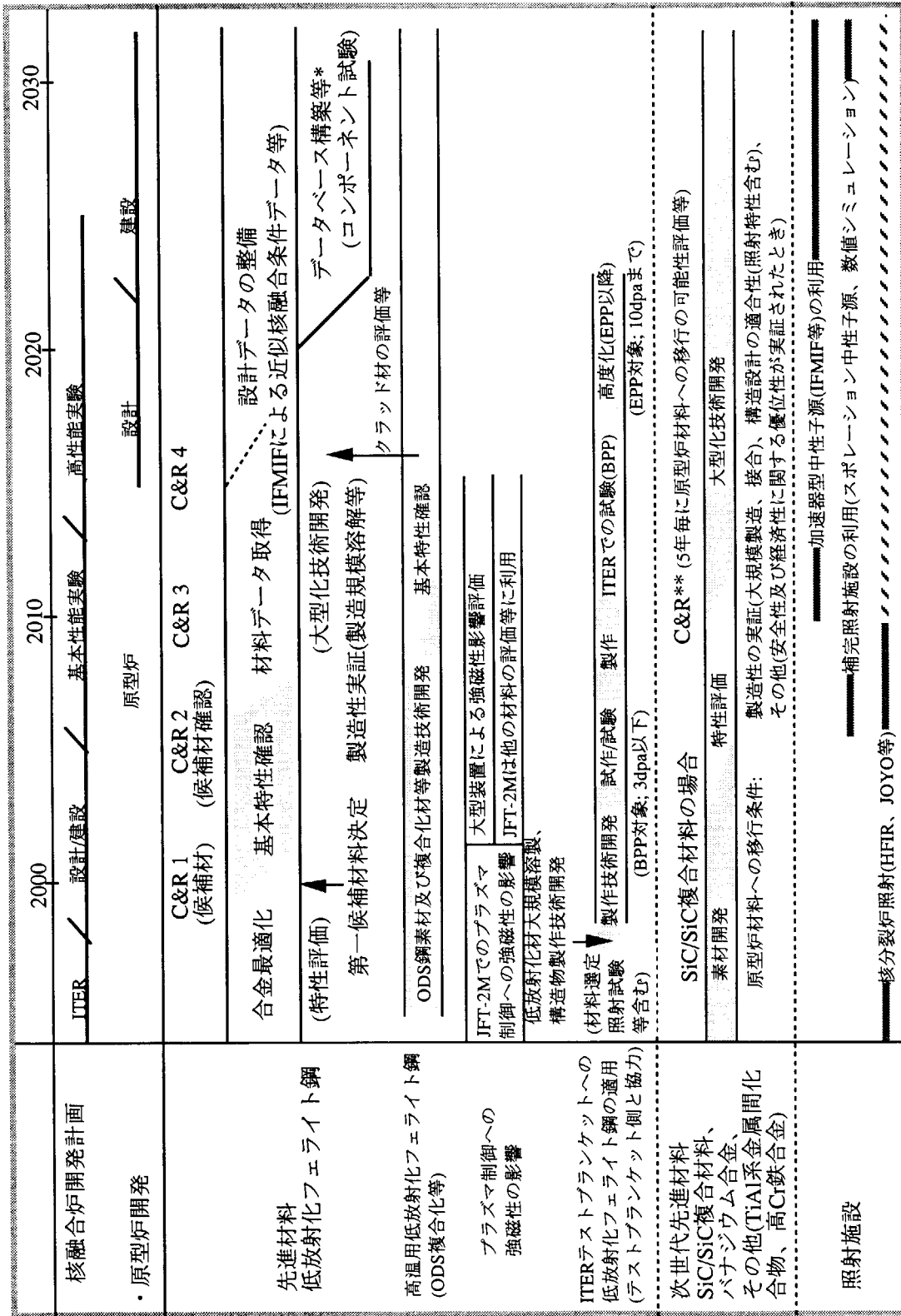


図 2. ブランケット構造材料開発年次計画

照射施設に関しては、さらに中性子エネルギースペクトルの影響について留意が必要である。ブランケット第一壁位置では 14.1MeV のエネルギーを持つ核融合中性子成分が大きい、現在利用できる照射施設の多くは核分裂炉であって、エネルギーは高々数 MeV まで分布しているに過ぎない。d-Li ストリッピング反応を利用した、加速器型中性子源の概念設計が国際協力で行われたが(国際核融合材料照射施設; IFMIF)、このような装置では、この問題が比較的小さく、また強度試験片の照射にも利用できる点で優れた特徴を有するとされている。

なお、低放射化フェライト鋼等の各材料についての開発計画の詳細については別途 V. の各論で記述する。

3.3.3 チェック・アンド・レビュー

既に指摘したように、チェック・アンド・レビューの主な役割は材料開発計画の修正による最適化を行うことにある。ところで、国際協力(IEA)による低放射化フェライト鋼ラウンドロビン試験が 1999 年に終了する予定である。この結果を受けて、2000 年を目処に低放射化フェライト鋼第一候補材料を選定することになっている。そこで、最初のチェック・アンド・レビューを行うマイルストーンとして、当面、最も有力な原型炉材料と考えられる低放射化フェライト鋼の第一候補材料の選定を取り上げ、これに合わせて図 2 に示す時期に実施する。引き続き 5 年間では、選定した低放射化フェライト鋼の性能試験を行い、順当に推移すれば、この結果に基づき 2005 年のチェック・アンド・レビューで第一候補材料の確認を行う。その後のマイルストーンの時期は必ずしも特定できないが、5 年程度の間隔で材料データの取得状況、構造設計手法の開発との関係、データベース整備方針といった大型化技術の開発を主な対象に、実施状況の評価を行う必要があると考えられる。

低放射化フェライト鋼以外の材料に関しては、当初は上記のスケジュールに併せて、また開発の進展結果を見て適宜チェック・アンド・レビューの計画を定めるべきであると考えられる。

他の項目の 2000 年でのマイルストーンとしては、強磁性のプラズマ制御への影響評価に関する JFT-2M でのプラズマの着火等に対する影響の初期的な評価(磁気プローブへの影響評価を含む)、バナジウム合金における MHD 対策のための絶縁皮膜開発、SiC/SiC 複合材料での基本特性評価の進捗を挙げることができよう。ところで、ITER での低放射化フェライト鋼の利用に関する評価試験の実施は、特に強磁性のプラズマ制御への影響評価に関して重要であるが、これの実施には JFT-2M での評価試験が必須であると考えられる。

3.4 その他の材料技術の適用

既に述べたように、ブランケット構造材料と一口に言っても、場所によって使用条件や材料への要求の程度は異なる。例えば、第一壁に使用される材料に比べると、真空容器に近い場所に利用される材料には、耐照射性や高熱流束への適合性に対する要求は小さいが、低放射化、電磁気的特性、高温強度等に対する要求は同様に高いはずである。このような特徴から、高 Mn オーステナイトステンレス鋼、チタン合金等の第一壁での利用に適さない材料も今後の検討の対象になり得ると考えられる。

4. 照射施設

ブランケット第一壁構造材料等の開発では、照射特性の向上とそのため評価は III. で示したように重要である。

第一壁構造材料の特性評価に対する適合性を含めた照射施設の能力は、(i)照射体積(照射に利用できる容積)、(ii)中性子スペクトル(核変換生成元素と PKA エネルギーを決める)、(iii)照射条件及び計装(照射温度範囲、照射温度制御能力、機械変形付与能力)等により示すことができるが、現状では、これら全ての点で充足性に問題があり(近年の米国における研究炉の廃炉も一因である)、さらに(i)照射体積に関しては、加速器型核融合近似中性子源(IFMIF 等)が建設されても十分とは言えない。このため、照射施設に関する問題が、核融合炉材料開発のボトルネックになる可能性が高い。なお、HFIR 及び JOYO の利用も不可欠であり、前提として考える。

照射体積の不足に対しては、(a) 補完する照射施設の利用、(b) 試験片の小型化による照射場利用効率の向上等が対策として考えられる。

補完照射施設では、IFMIF 等の加速器型中性子源での場合に比べると中性子スペクトルの近似度合は劣ると考えられる(HFIR 等の核分裂炉でも同様である)。このため、中性子スペクトルの影響を較正する手法(Fission-fusion neutron または Neutron-neutron correlation)の開発が必要である。なお、補完照射施設としてはスポレーション中性子源や高中性子束の核分裂炉(HFIR、JOYO 以外の)等を想定されるが、較正手法開発の可能性の検討が不十分なため、ここでは施設の特定は行わない。

試験片の小型化に関しては、加速器型中性子源への適用のみならず、核分裂炉照射や補完照射施設での利用も効果的である。現在、照射試験に微小試験片を利用しているが、体積の半減を目標にさらに小型化する必要がある。なお、対応する照射後試験装置の整備は現状でも不足気味であるため重要である。

チェック・アンド・レビューにより 2010 年を目処に、照射試験を優先して行

う材料を選定する(低放射化フェライト鋼、SiC/SiC 複合材料、バナジウム合金等の中から)。さらに、試験片の微小化を行うことにより、材料開発に必要な照射(試験片)体積を適当な規模(1000cm³以下)にし得ると考えられる。これが満たされた上で、加速器型中性子源の建設、補完照射施設の利用等により、ブランケット第一壁構造材料等に必要と考えられる照射試験が、照射体積の著しい不足等なしで実施できると考えられる。なお、原型炉の建設時期から判断して、必要な照射速度ははじき出し損傷にして 15dpa/年以上と考えられる。要素技術の開発等と施設の利用、整備のスケジュールを図3に示す。

ITER テストブランケットはシステム中での材料の性能確認として重要であるとともに、中性子スペクトル等の影響を較正するために重要である。材料関連技術等も含め協力を行う必要がある。その他の照射施設として、例えば、JMTR は照射下試験技術の開発に、HTTR はブランケットモジュール(部分等)の照射試験に、TIARA 等でのイオン照射や超高压電子顕微鏡による電子線照射は中性子スペクトルの較正手法開発に有用である。

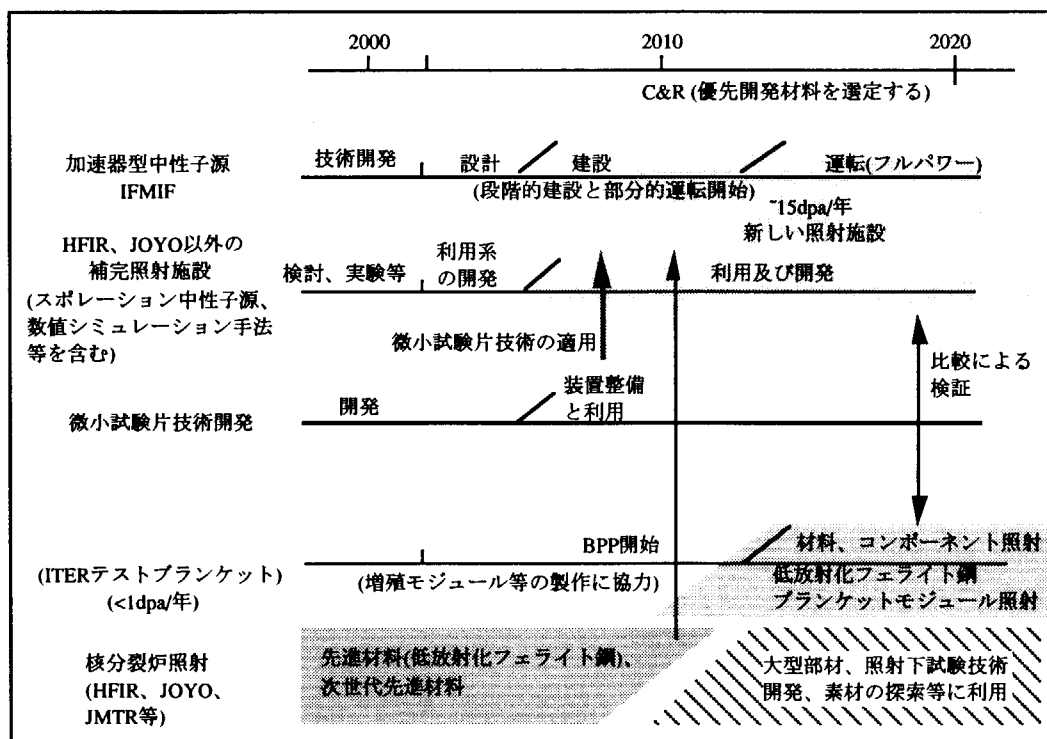


図 3 照射施設整備及び利用スケジュールと関連技術開発

5. まとめ

核融合原型炉構造材料の開発の全日本的な活動に係るマスタープランの作成、開発推進体制等についての計画推進小委員会ワーキンググループにおける検討に供することを目的にして、計画推進小委の中間報告書に沿って核融合構造材料の開発の現状と計画、(照射及び照射後試験施設)等について検討した。

原型炉の材料開発においては、原型炉の技術目標や開発時期には不確定な要因もあり、また原型炉以降の炉の経済性を見通し得るような性能等を有する構造材料を目指した開発であることが重要である。このため、より性能が高い先進的な材料の開発も並行して進める必要があり、開発の対象材料として、

(1) 先進材料

低放射化フェライト鋼

(2) 次世代先進材料

SiC/SiC 複合材料、バナジウム合金、

その他 (Ti-Al 系金属間化合物、高 Cr 低放射化フェライト鋼等)

に分類して開発を進めることとする。

さらに、ブランケット構造材料に対して要請される基本的な事項をもとにした材料開発方針を設定し、それぞれの材料の使用条件を想定して抽出した以下に示す主要な課題について、優先度に配慮して開発を進める。

(1) 低放射化フェライト鋼

中性子照射後の機械的特性の評価と構造設計への対応

強磁性体のプラズマ制御性に対する評価

大型化製造技術の開発

ODS 鋼素材の開発

(2) SiC/SiC 複合材料及びバナジウム合金

(i) SiC/SiC 複合材料

低放射化・耐照射性・気密性に優れた複合材料の製造技術開発

試作材の照射後特性を含む評価

接合技術と大型化技術の開発並びに信頼性向上

(ii) バナジウム合金

中性子照射や不純物による脆化、MHD 効果の回避、

製造性の実証等

(3) その他の次世代先進材料

Ti-Al 系金属間化合物、高 Cr 低放射化フェライト鋼等については、

中性子照射による脆化、製造技術の開発等。

この他、HFIR、IFMIF、JOYO、JMTR、TIARA、スポレーション中性子源等の照射環境、照射後試験施設等について検討し、構造材料開発について作成した年次計画に基づいて開発研究を進める。また、設計等に利用される場合における材料の照射データが有するべき確からしさについて、照射装置の特徴から検討を加える。

なお、チェック・アンド・レビューを適宜行って開発研究計画を見直し、研究の成果をその後の開発研究計画に反映させることとする。

6. 材料開発計画の各論及び照射施設

6.1 低放射化フェライト鋼 (先進材料)

6.1.1 要求される性能

わが国においては、低放射化フェライト鋼をブランケット構造材料として採用した原型炉の概念検討として、定常トカマク型核融合炉(SSTR、原研、1990年)の設計がある。また、核融合科学研究所では低放射化フェライト鋼-FLiBe 冷却/増殖材の設計例(FFHR)がある。

原型炉ブランケット第一壁構造材料としての低放射化フェライト鋼に対して要求される性能を表 1-1 に示す。これは那珂研究所核融合炉システム研究室の検討に基づいて、設計側からの要求をまとめ直したものである。現時点では、構造設計基準や、安全規制要件が定まっていないので要求される性能を明示することには無理がある。このため表 1-1 では、多くの値を暫定値として示した。また、開発計画の根幹をなすものでもあるため議論が必要な事柄である。このような議論の試みとしての「フェライト鋼第一壁の構造強度に関する検討」を付録 2 に示す(これを基にした検討が、核融合会議計画推進小委員会の核融合炉構造材料開発ワーキンググループ資料「中期的展望に立った核融合炉構造材料おさあの進め方について」の添付資料 1 に示されている)。

表 1-1 原型炉第一壁用低放射化フェライト鋼に対する要求性能

項目	要求される性能
中性子壁負荷(最大値)	$\geq 5\sim 10^*$ MW/m ²
許容中性子フルーエンス(最大値)	$\geq 10\sim 20^*$ MWa/m ²
表面熱流束(最大値)	≥ 1 MW/m ²
冷却材条件	高温加圧水(285°C/325°C;15MPa)
使用上限温度	$\geq 500\sim 700$ °C; 暫定値
引張り強さ(Su)	≥ 500 MPa at 200~500 °C; 暫定値
降伏強さ or 0.2%耐力(Sy)	≥ 315 MPa at 200~500 °C; 暫定値
熱応力因子	≥ 5 kW/m ²
照射後全伸び	$\geq 5\%$; 暫定値
照射後均一伸び	$\geq 1\%$; 暫定値
DBTT	$\leq 0\sim 50$ °C; 暫定値
DBTT 以下での破壊靱性	≥ 30 MPa m ^{1/2} ; 暫定値
クリープ強さ	$< 1\%$; 300MPa,500°C,10MWa/m ² ;暫定値
スエリング	$< 3\%$; 暫定値
溶接部の強度	母材と同程度
加工性	良好であること
耐食性	良好であること
廃棄時の最大表面線量率	$< 10^{-3}$ Sv/h 100ys after shut down; 暫定値
1 週後の第 1 壁表面線量率	$< 10^4$ Sv/h; 暫定値

* 中性子壁負荷 10MW/m² 及びフルーエンスの 20MWa/m² は実証炉検討例での値。原型炉でも望ましい。

表 1-1 で、中性子壁負荷及び許容中性子フルーエンスの最大値には範囲を示した。下限値は原型炉の値、上限値は実証炉(検討例である)で想定される値である。上限値は、原型炉の要件の一つに、経済性の向上が見通せることが求められているため示したものである。

使用上限温度にも範囲があるが、これはディスラプションの程度等のプラズマ制御能力の到達レベルに不確定さがあることを反映したものである。下限値は制御が完全に近い場合、上限値は望ましい余裕を考慮した数値である。

なお、後で示すが、許容中性子フルーエンスが高くなる場合は多段核変換反応による放射化等も重要になる。

ところで、材料に要求される性能が炉の冷却方式に強く依存することを考慮すれば、実証炉及び商用炉で想定され得る冷却方式について、またそれと原型炉条件との関係について検討を深めることも重要であると考えられる。低放射化フェライト鋼は、飽和蒸気タービンによる発電方式を採るような商用炉の材料としては最も有力な候補の一つと考えられる。

6.1.2 開発の課題及び考え方

(1) 主要な課題

炉設計からの要求性能を考慮した場合に、材料開発で扱う必要性が高い課題は、照射による DBTT の上昇、均一伸びの低下といった靱性・延性に関する事柄、これらに加えて使用条件のマージン拡大等に寄与する ODS(Oxide Dispersion Strengthened)化等による高温強度増強等となると考えられる。また、低不純物材製造法開発と大規模溶製等による製造性実証や表面処理等による耐食性の向上も重要である。

材料の組成や組織の改良では対応できない課題であるが、強磁性体利用の可能性については、低放射化フェライト鋼の本格的開発の開始に先立って実証される必要がある。これについては JFT-2M を利用したプラズマ制御性の評価計画があり、早急な実施と強磁性体利用可能性の実証的評価が望まれている。この計画では、低放射化フェライト鋼の大規模溶製、加工・製造に関する材料技術の確立が緊急の課題となる。なお、IEA の低放射化フェライト鋼ラウンドロビンテストでは、ITER テストブランケットへの低放射化フェライト鋼適用をマイルストーンの一つに位置付けているが、これに先立つ段階が必要であるため、JFT-2M での実験が重要であることを指摘している。

以下に、これらの低放射化フェライト鋼の利用に関わる重要課題を示す。

- 1) 中性子照射に伴う延性脆性遷移温度(DBTT)上昇と均一伸び低下の抑制
- 2) 強磁性がもたらすプラズマ閉じ込め性能への影響評価
- 3) 不純物元素濃度の低下による残留放射能低減の実現
- 4) 高温強度の増加(ODS 化等による)
- 5) 耐食性の向上

これらの課題についての概要を以下に示す。

低放射化フェライト鋼の開発は、現在のところ、日本で比較的進んでいる。開発された鋼には大学の JLF1 や原研と NKK の共同開発による F82H 鋼等がある。F82H 鋼の使用可能範囲概要(推定を含む)を図 1-1 に示す。

表 1-1 の要求性能を図 1-1 の領域と比較してみる。表 1-1 での下限の値を参照してみる。許容中性子フルエンスが 10MW a/m^2 程度までとすると、照射による延性脆性遷移温度(DBTT)の上昇により使用下限温度が 100°C 近くになってしまいが(十分なデータは得られていない; 推定値)、これ以外については高温強度が若干低めであることを除けば条件を概ね満たしていると判断することができよう。

ところで、図 1-1 には示されていないが、冷却水温度である 300°C 付近では、照射により著しい硬化が生じ、これに伴い均一伸びが 0% 近くにならば低下する。これは表 1-1 の条件を満たさない可能性がある。以上のように、構造物の強度に関係する材料の機械的性質に関しては、照射による DBTT の上昇と均一伸び低下の抑制が材料開発上の課題として指摘できる。

表 1-1 での上限値については、使用上限温度が 700°C まで、許容中性子フルエンスが 20MW a/m^2 (実証炉の検討例での値)程度まで要求されている。低放射化フェライト鋼の元になっている 9Cr-1Mo 鋼の使用上限温度は 550°C 程度である。また、照射下では 450°C 付近よりも高い温度では、照射による軟化を生じるため、 500°C 以上の範囲では設計応力強さが小さくなる。以上から、低放射化フェライト鋼の使用上限温度を 500°C 以上とすることには無理があると考えられる。

低放射化フェライト鋼の使用上限温度を 600°C 以上にまで高める方法の一つとして、微細な酸化物を低放射化フェライト鋼のマトリックス中に分散させ、分散強化機構により高温の強度を上げる ODS 化が指摘できる。低放射化材でない Cr 量 13% 程度のフェライト鋼マトリックスの ODS 鋼については、高速炉での照射実績もある。一部の特性を除き、優れた耐照射性を示すことも知られており、この点でも期待できる。なお、ODS 鋼の高いポテンシャルについては、以前から知られていたが、これまではマトリックスとしても用いる低放射化フェライト鋼の開発に注力してきた。低放射化フェライト鋼開発の進展により、低放射化フェライト ODS 鋼の開発を開始する条件が整いつつあるのである。

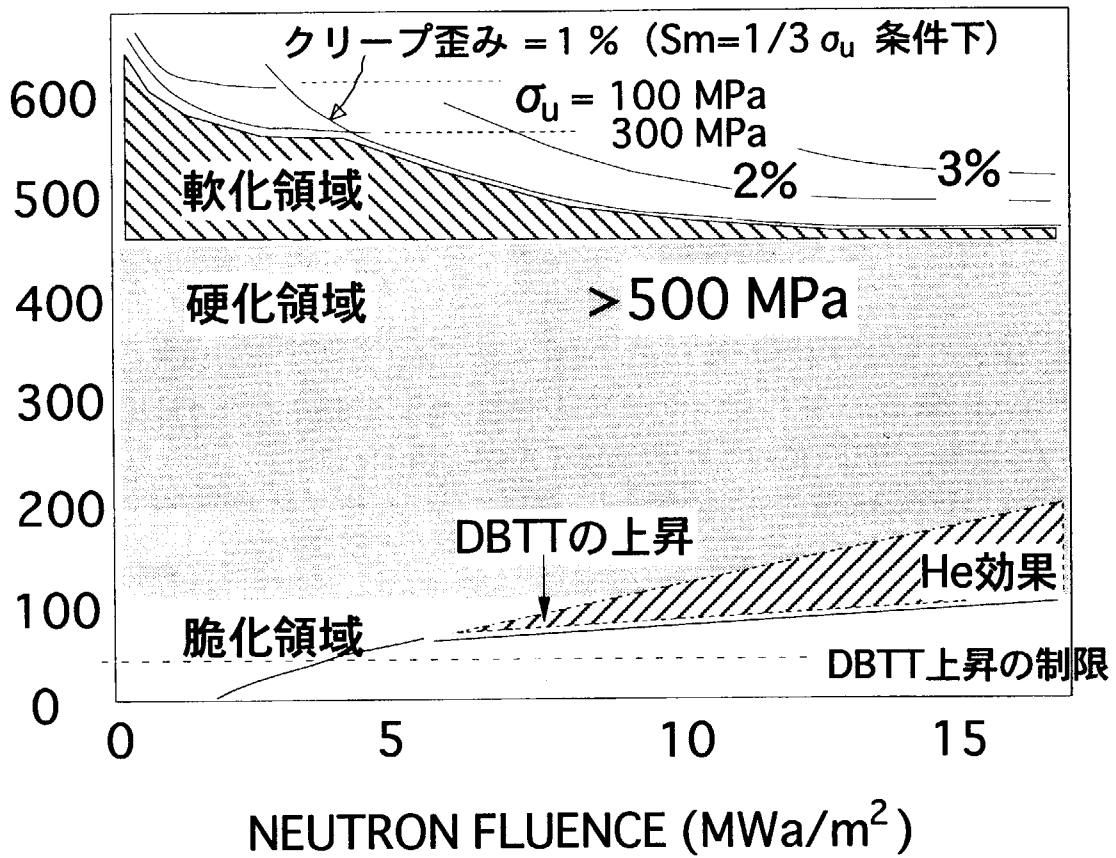


図1-1 F82H鋼の使用可能範囲(推定を含む)

機械的性質以外では、低放射化及び耐食性の向上が重要な項目である。低放射化の実現については、使用後の表面線量を低く抑えるために、特に Mo、Nb、Co 等の量を低下させた鋼を製造する必要がある。これを可能にする製鋼過程の開発及びこの実証は未だ行われていない。耐食性と原型炉の成立性との関係は大きくないと考えられる。しかし、保守作業の能率、従って炉の経済性に影響を与え得、この点では耐食性は高い方が望ましい。

低放射化材料の組成の範囲では耐スパッタリング特性に変化は期待できない。また、冷却材の漏洩やトリチウムの透過はブランケット形状の設定に依存するため、当面は材料開発との関係は大きくない。但し、トリチウム透過低減のための被覆等の開発は安全性の向上に有用である。

(2) 課題への対応に関する考え方

各主要課題に関する研究・開発の現状と、課題への対応についての考え方を以下に示す。

1) 中性子照射に伴う脆性延性遷移温度(DBTT)上昇と均一伸び低下の抑制

これまで化学組成と DBTT 上昇との関係や対策が検討されてきている。その結果の一例を図 1-2 に示す。このように主要元素の一つである Cr については、7-9 重量%の範囲で照射による DBTT 上昇が小さくなることを見い出された。なお、未照射状態での DBTT は、概ね、 $-100\sim 0^{\circ}\text{C}$ の間に分布する。

DBTT 上昇の主因の一つは照射による硬化(比較的溫度が低い場合。例えば、 400°C 以下。)であるが、この Cr 濃度の範囲では硬化量が小さくなる。使用溫度が高くなると、この照射硬化に加えて、核変換で導入される He が DBTT の上昇を助長するようになるとされている。これは、He が破壊の起点の形成を助けるためと考えられているが、これに関しては加工熱処理の最適化や元素の添加で組織を微細化することにより(He を分散させて破壊の起点の発生等を抑制する)、影響を低減できる可能性があると期待されている。但し、評価が進んでいない事柄であるが、高い表面熱流束による疲労等の損傷が He の影響を助長する可能性もある。このような重畳した損傷原因の効果についてはシミュレーション等による評価を早急に進める必要がある。

以上のように、主要元素である Cr の量の最適化が達成されつつあり、さらに加工熱処理や添加元素により組織制御を行うことで、ある程度までの DBTT 上昇の抑制や靱性の向上が期待できると考えられている。実際、Ta を添加した微細な組織を有する 9Cr 鋼では、10dpa までの照射(溫度 365°C)後の DBTT が 50°C 程度*に留まった例も報告されている(*評価は微小シャルピー試験片で行われ、微小試験片での DBTT は 0°C 付近であった。しかし、標準試験片の DBTT は微小試験片での結果よりも 50°C 程度高いとされている)[1-1]。この結果等から、 50°C

程度の DBTT を確実に達成することを目標とすることは合理的な範囲に入ると考えられる。

一方、要求性能のうち厳しい条件では、DBTT が 0°C を下回ることが求められている。許容される DBTT を 50°C 程度(0~100°C の間)となるように設定することは必ずしも不合理ではないと考えられるが、構造設計手法等(プラントの運転方法設定も含む)に関わる検討を要する。

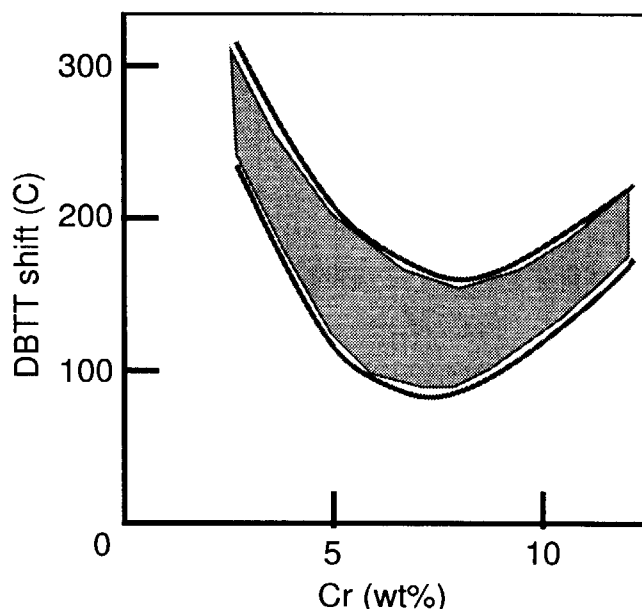


図 1-2 照射による DBTT 上昇と Cr 量

ところで、冷却水温度が 300°C 付近であるため、照射によって均一伸びが 1% を下回することは回避しにくく、現在の設計方法では対応が難しいと考えられる。このように、材料がある程度脆化することや均一伸びが 1% 以下に低下することに対応し得る設計方法を開発できなければ、低放射化フェライト鋼の利用には問題が生じ得る。ブランケット第一壁の板厚は 4 mm 程と考えられる(例えば、SSTR)。構造物の寸法が小さいと、亀裂先端近傍での変形拘束も減少するため、材料が同じ場合には、脆性破壊は発生しにくくなる。即ち、他の大型構造物に比べて、第一壁での脆性破壊は生じにくい傾向を持つはずである。照射脆化の場合について、脆化と板厚の関係を明らかにし、4 mm 程度の厚さでは脆性破壊を生じにくくなることを実証し、DBTT の上昇に対する要求を緩和した設計手法の開発を提案すべきと考えられる。また、このような設計手法開発のための基礎的な研究・開発を開始し、可能性を示すことで設計手法の開発を促す必要がある。ところで、均一伸びの低下は実験炉でも克服が必要な課題と考えられている。このため、この課題については実験炉での設計手法等の進展に期待でき

ると考えられる。なお、均一伸びは低下するが延性(例えば、絞り値)は小さくはなく、さらに破壊靱性値も DBTT 以上であれば小さくない。

以上のように、Cr 量の最適化と添加元素効果も含む組織制御によって DBTT 上昇等を抑制し、不足の部分は、上記のように構造設計手法の開発(構造設計等との共同作業)により対応する。なお、このような課題については DBTT や均一伸びでなく、弾塑性破壊靱性値で扱う方が合理的であるとの考え等がある。これについても「要求性能に対する材料及び構造設計側の見解」で扱っている。ところで、課題解決のために材料以外の領域との協力の促進が重要であることが指摘されているが、DBTT 等の問題は典型的な場合と言えよう。

2) 強磁性がもたらすプラズマ閉じ込め性能への影響評価

ブランケット構造材料が強磁性体である場合、ポート部から図 1-3 のように磁力線が洩れ、プラズマはその影響を受けるため閉じ込め性能が低下する可能性がある。この影響の評価を行うためには、フェライト鋼等の強磁性体でできたプラズマ装置での試験が必要である。

トカマク装置における試験には、まず JFT-2M を用いることが予定され、その改造が計画されている(図 1-4)。大学等ではヘリカル炉へのフェライト鋼の利用も検討されているので、ヘリカル系での試験も必要になると考えられる。

JFT-2M を用いる実験は、核融合会議で行われる予定の構造材料に関するチェック・アンド・レビュー(2000 年過ぎ)に間に合うように実施されることが予定されている。JFT-2M における試験項目を下に示す。

- (a) プラズマ着火特性に対する影響
- (b) プラズマ制御に対する影響(磁気センサーに対する影響)
- (c) 擾乱磁場による Locked Mode 等の回避方策
- (d) 擾乱磁場の閉じ込めに対する影響
- (e) トロイダル磁場リップルの補正としての有効利用
- (f) フェライト鋼の放電洗浄
- (g) フェライト鋼を第一壁に用いた時のスパッタリング
- (h) フェライト鋼の水素リテンション、脱ガス特性
- (i) その他

ITER の原型炉ブランケット開発への利用については、トリチウム増殖等のブランケットシステムとしてのテストの場として重要であるとともに、低放射化フェライト鋼の開発の視点からは、強磁性のプラズマ制御への影響も重要項目として考慮されることが期待される。

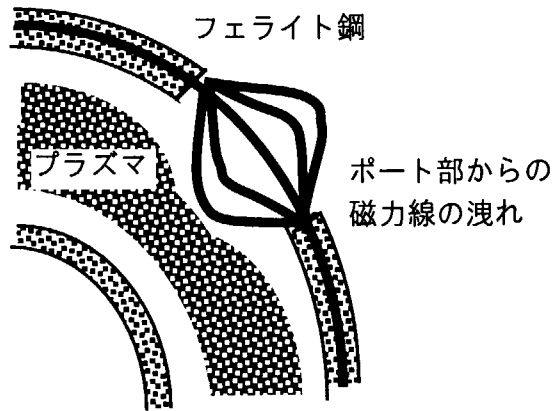


図 1-3 フェライト鋼による擾乱磁場分布

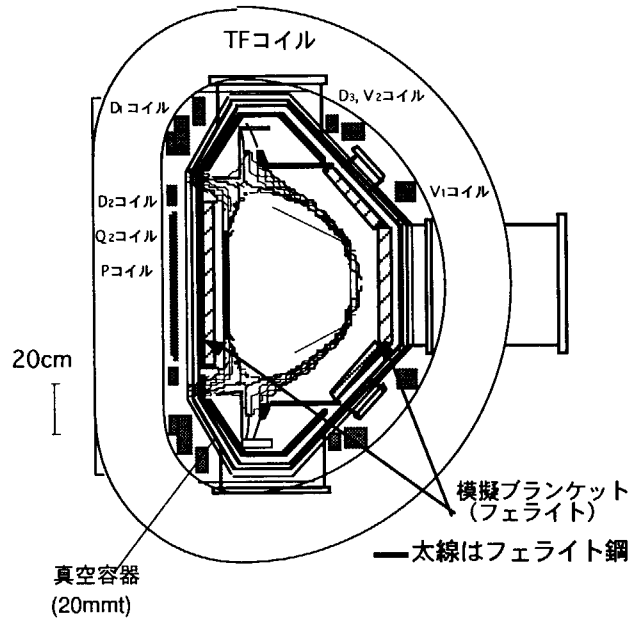


図 1-4 フェライト鋼試験改造 JFT-2M 断面図

3) 不純物元素濃度の低下による残留放射能低減の実現

高温機器にしばしば使用されている Cr 量が 2~12% の範囲のフェライト鋼には、高温強度確保のために Mo や Nb が 0.1~2% 程度添加されている。また、原料の鉄や Cr には Co が不純物として含まれている。これら及び N、Ag 等の元素は特に注意して低減する必要があるとされている。これらのうち、合金元素である Mo と Nb を、鋼の性能を落とさずに置き換え可能な元素として W、V 等を

見だし、これに基づき開発した鋼に F82H や JLF-1 があることは既に指摘した。

ところで、不純物濃度についての基準は現在のところ明確ではないが、使用後 50 年冷却後の浅地埋設処分に適合する放射能濃度上限値の評価値を表 1-2 に示す。この評価値は我が国において核分裂炉の放射性廃棄物中の放射性核種を

表1-2. 評価対象核種の埋設放射能濃度上限値

核種	10 μ Sv/年の個人線量に相当する濃度 (Bq/g)			濃度上限値 (Bq/g)	
	操業中シナリオ	地下水シナリオ	サイト再利用	評価値*	原子力安全委員会 (核分裂炉)
^3H	—	2.0975E+09	*	1.85E+10	(3.00E+03)
^{10}Be	—	2.5102E+07	1.2227E+04	1.11E+05	—
^{14}C	—	5.6967E+06	1.8645E+03	1.85E+04	3.70E+04
^{26}Al	6.6815E+05	7.0922E+04	8.4250E+00	7.40E+01	—
^{36}Cl	—	6.2521E+04	1.8696E+04	1.85E+05	—
^{42}K	—	*	*	+	—
^{60}Co	1.2651E+06	*	*	1.11E+07	1.11E+07
^{59}Ni	—	5.0588E+11	6.2616E+03	5.55E+04	—
^{63}Ni	—	*	1.6397E+05	1.48E+06	1.11E+06
^{91}Nb	—	*	1.4248E+04	1.11E+05	—
$^{93\text{m}}\text{Nb}$	—	*	*	+	—
^{94}Nb	7.3530E+06	6.2195E+08	2.4828E+01	2.22E+02	—
^{93}Mo	—	1.0112E+07	2.6139E+02	2.22E+03	—
^{186}Re	—	*	*	+	—
$^{186\text{m}}\text{Re}$	—	6.4337E+05	7.2235E+03	7.40E+04	—
^{192}Ir	—	*	*	+	—
$^{192\text{m}}\text{Ir}$	—	*	7.3226E+00	7.40E+01	—
^{193}Pt	—	*	2.1498E+05	1.85E+06	—

* 原子力安全委員会の考え方にしたがって、「処分される放射性固体廃棄物の濃度は広範囲に分布する」ことを考慮し、廃棄体 1 本当たりの上限値として、計算値(10 μ Sv/年の個人線量に相当する濃度)の10倍の値を評価値とした。

(注)上表中の「—」および「*」はそれぞれ、評価対象外であることおよび 1.05E+15 以上の濃度であることを示す。また、「+」は特に濃度上限値を定める必要のないことを示す。

浅地埋設処分する場合に適用される濃度上限値を求めた場合とほぼ同等な方法を核融合炉の放射性廃棄物中の放射性核種に対して適用して求めたものである[1-2]。原子力安全委員会が定めた3核種に対する値と今回の3核種に対する評価値が、ファクター2以内で一致していることから、本評価値の妥当性が確認できる。

この埋設放射能濃度上限値を適用して、F82Hを構造材として使用したSSTRの放射性廃棄物(30年間の寿命中に発生する交換ブランケットとブランケットからトロイダル磁場コイルまでのデコミッションング廃棄物)をクラス分けした場合、容積にして82%が浅地埋設可能との結果を得た[1-2]。この場合に濃度上限値を超えた放射性核種は、 ^{14}C と ^{94}Nb であった。しかし、この結果からは、浅地埋設処分できる割合を増やすためには、F82Hの構成元素の中でこれらの放射性核種の原因となったN($1.9 \times 10^{-3} \%$)、Nb($7 \times 10^{-5} \%$)とMo($1 \times 10^{-2} \%$)の濃度をさらに低く抑える必要があることが判った。このように、廃棄物中の放射能濃度は、照射フルエンス、照射中性子エネルギースペクトル、及び ^{94}Nb がNbとMoの両方からできるように他の元素の存在等に依存するために、一律にもとの合金組成の中での元素の濃度限度を与えることはできない。

また、放射性核種の生成量の評価に際しても、使用中性子放射化断面積の精度、多段反応の考慮、荷電粒子反応の考慮等により結果が異なる。例えば、多段核変換のため、例えばF82Hの場合、炉停止100年後の主要な放射化物は、 7MWa/m^2 では ^{60}Co であるが、 20MWa/m^2 のフルエンスになると ^{193}Pt や ^{192}Ir が主要核種となり、放射化レベルも格段に高くなるといわれている[1-3]。このため、多段反応を考慮した低放射化フェライト鋼の成分最適化も重要な研究課題となりうる。

さらに、廃棄物処分の観点の他に、保守修理時の被ばく、崩壊熱、事故時の放出、リサイクル時の被ばく等、低放射化に関しては、さまざまな観点からの考慮が必要である。

4) 高温用低放射化フェライト鋼

プラズマからブランケットに入射する熱流束の大きさは時間や場所に従ってある程度変化する。さらに、原型炉等でのプラズマディスラプションの規模や頻度はプラズマ制御の進歩に依存する。現状では正確な予測を行うことは困難であるが、多めに見積もると1.5倍ぐらいの熱流束に対応できる余裕が必要になるようである。この要求への対応の一つに高温強度を高めることが挙げられる。

高温用低放射化フェライト鋼の開発は、ディスラプション等への裕度を増すことに加え、実証炉へ向かっての利用可能性を開くことの2点で重要である。表1-1の材料への要求性能では、使用上限温度が最悪で 700°C 程度になり得ると

されている。

ところで、低放射化フェライト鋼の使用上限温度は、せいぜい 500°C 程度と考えられる。このため使用上限温度を 600°C 以上にまで上昇させるためには添加元素の変更等では対応が不可能なことは明らかである。

既に指摘したように、対策の一例として、イットリウム等の微細な酸化物をメカニカルアロイング法で分散させる ODS 化を挙げることができよう。低放射化を実現するためには、低放射化フェライト鋼をマトリックスにした ODS 鋼を製作することで対応が可能と考えられる。

ブランケット第一壁用 ODS 鋼の開発での重要課題は、低放射化に加えて、照射による DBTT 上昇等の脆化の低減が挙げられる。既に述べたように、現在開発中の低放射化フェライト鋼をマトリックスに採用することで、低放射化及び照射による DBTT 上昇が抑制された、核融合炉構造材料に適した ODS 鋼を開発できる見通しが得られたものと考えられる。素材開発を効果的に行い得る段階に至ったのである。

ODS 鋼は大型の素材を作ることが比較的難しい。そこで、低放射化フェライト ODS 鋼の開発では、性能及びヒート寸法の拡大のための製造方法の改良を試みる。また、同じ理由から低放射化フェライト鋼第一壁のプラズマ側に接合して用い、第一壁の耐熱性を高めることも考慮されるべきであり、低放射化フェライト鋼等との接合技術の開発も重要と考えられる。これらの技術開発と平行して、照射及び非照射での基本特性の評価を開始する。

5) 耐食性の向上

PWR 条件等での耐食性は、材料中の Cr 濃度に概ね従うことが知られている。一方、Cr を 2.25% 以上含むフェライト鋼は蒸気発生器にしばしば用いられる。低放射化フェライト鋼の Cr 量は 7~12Cr であるため、少なくとも照射効果を除けば、PWR 条件での使用に大きな問題はないと考えられる。

低放射化に伴う耐食性の低下は、照射の効果を除けばほとんど生じないことから、PWR 条件で使用する場合における重要な評価項目は照射環境での耐食性の評価であるが、これも大きな変化が予測されてはいない。

オーステナイトステンレス鋼に比べればフェライト鋼からの腐食生成物の発生量は大きくなる。水化学条件にも影響を受けるが、250~350°C 程度の範囲内では流水中での腐食速度(腐食減量等)はオーステナイトステンレス鋼の 1.5~3 倍程度になるとされている[1-4]。これは機器の保守の容易さを介して経済性や安全性に影響を及ぼすと考えられる。原型炉の位置づけを考慮すれば、このように経済性等の向上に関わる耐食性の向上は軽視できない事柄である。

耐食性向上の手法としては、表面での拡散処理による表面 Cr 濃度を増加させ

ることや、高Cr低放射化フェライト鋼のクラディング等が考えられる。表面Cr濃度の増加による溶接部分の耐食性向上は、蒸気発生器で実用的に利用されているため、これに関する開発要素はあまり大規模なものとはならないと考えられる。但し、さらに先進的な耐食性向上手法の開発は波及効果としても重要である。

さらに、照射下条件での耐食性の評価が必要である。一定の耐食性向上を得るに必要とされる技術開発に関する困難さは小さいが、継続的な研究・開発により、照射下腐食機構の解明も含めて、波及効果が期待できる。

以上が課題に関連するこれまでの研究成果及び課題解決に対する考え方であるが、最も解決の難しい課題は照射によるDBTT上昇の抑制であろう。DBTT及び不純物濃度に関するこれまでの成果と今後の目標を図1-5に示す。

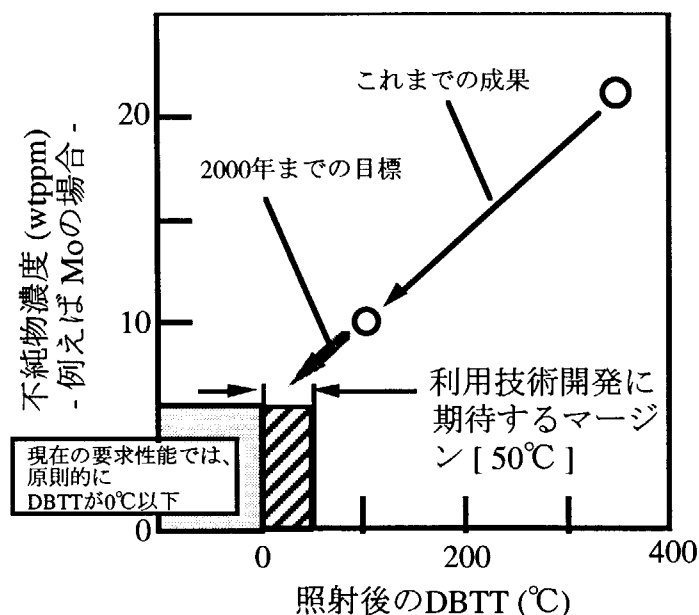


図 1-5 DBTTと不純物濃度の達成目標

6.1.3 開発の現状

前述したように、低放射化フェライト鋼の開発は日本で比較的進んでいる。但し、高速炉炉心への利用といった、重照射環境下でのフェライト鋼の利用実績や基礎的な照射損傷の研究に関しては、EU及び米国が先行している部分も多い。国内で開発された低放射化フェライト鋼としては、大学等によるJLF-1と原研及びNKKが開発したF82H鋼があり、これらの非照射データは、元になった9Cr-1Mo鋼やHT-9(12Cr-1Moのフェライト鋼)よりも優れている。さらに、照射特性もEUが高速炉炉心用に開発したMANET鋼より優れているようである。

既に述べたように、低放射化フェライト鋼は9Cr-1Mo鋼等のMoとNbをW等で置き換えることで低放射化を達成した鋼であるが、工業的な利用実績は未だない。このため、低放射化鋼の工業的な利用可能性を実証的に確認するための活動として、低放射化フェライト鋼のラウンドロビン試験がIEAの低放射化

表 1-3 IEA 低放射化フェライト鋼ラウンドロビンテスト項目

項目	試験条件等
- 非照射試験	母材、TIG 及び EB 溶接材
マイクロ組織	
硬さ	
CCT 曲線	
引張試験	RT-600°C
シャルピー試験	
破壊靱性試験	- 30、RT、100°C
クリープ試験	500-650°C
疲労試験	RT-600°C
時効試験	400、500、550、600、650°C 1000、3000、10000、30000 時間 時効材の引張、シャルピー、破壊靱性試験
- 照射試験	母材、TIG 溶接材 照射条件の範囲は 300-500°C 5-20 dpa すべての試験がこの範囲を満たすわけではない 多くの試験では小型試験片を用いる
引張試験	
シャルピー試験	
破壊靱性試験	
クリープ試験	
マイクロ組織観察	

材料開発活動の一つとして国際協力で実施されている。この計画では、溶接を含む強度等の主要な非照射特性を評価し、さらに引張特性や DBTT といった基本的な照射特性の評価を行って、1999 年を目処に低放射化フェライト鋼の利用可能性を実証すると共に、必要な改良案を得て原型炉候補材料を提案することになっている。

このラウンドロビン試験の標準材料として日本の F82H 鋼と JLF-1 が選ばれている。これは性能及び製造性の高さが評価された結果である。ラウンドロビン

試験のテストマトリックス概要を表 1-3 に示す。

6.1.4 開発計画

(1) 開発要素

ここまでで課題と各課題への対応の考え方について説明した。ここでは、各課題に取り組むスケジュールを、内容の説明とともに示す。なお、他の材料の開発計画との比較のために、材料開発は 3. の 3.3.2(本文中)で示したような以下の [I]、[II] 及び [III] の 3 つの開発段階に沿って説明を行う。

[I] 素材開発	素材の設計、製造手法の開発
[II] 特性評価	基本特性の評価、組成及び組織の最適化、 (材料の改良過程を含む)
[III] 大型化技術開発	材料データ取得、データベース構築、 製造性の実証、材料利用技術の開発

ところで、低放射化フェライト鋼の開発は [II] の特性評価の段階にあるのに対して、高温用低放射化フェライト鋼は、まだ [I] の素材開発の段階にある。以下では、低放射化フェライト鋼と、高温用低放射化フェライト鋼としての低放射化フェライト ODS 鋼について、各々の現状と今後の開発内容、年次計画について示す。

なお、強磁性のプラズマ制御への影響に関しては、低放射化フェライト鋼の部分で扱う。

(2) 開発の内容

1) 低放射化フェライト鋼開発の内容

各開発段階での低放射化フェライト鋼開発の内容を、関係する主な材料課題とともに表 1-4 に示す。現在は、表中の [II] 特性評価の (iv) 組成組織の最適化を行っている。

これまで素材の選択(フェライト/マルテンサイト鋼)、低放射化の材料設計(Mo 等を W 等で置き換える)、溶接材料の開発、基本的な照射特性及び非照射特性データの取得と評価といった事柄を実施してきている。このうち特性データの取得については、IEA の低放射化フェライト鋼ラウンドロビンテストとして国際協力で実施している(この試験計画については 2.3. 開発の現状を参照)。今後は 2000 年を目処に組成及び組織の最適化を行い、次の段階である [III] 大型化技術開発に移行する。

表 1-4 低放射化フェライト鋼の開発段階及び内容と対応する主な関係課題

開発段階	内容 (実施したものは結果、これからのものは目標等)	関係する主な材料課題*
[I] 素材開発 (i) 素材の設計 (ii) 製造手法の開発 (接合法を含む)	<ul style="list-style-type: none"> ・低放射化のため、主な添加元素であるMo等をW等で置き換える材料を設計 ・溶接材料を開発(非照射特性評価) 	
[II] 特性評価 (iii) 基本特性評価 (iv) 組成・組織の最適化	<ul style="list-style-type: none"> ・照射及び非照射特性を評価(物理的、機械的性質とプラズマ-材料相互作用) ・Cr量範囲7.9%を照射試験等により選定(今後、Cr量、Ta等の添加元素量の最適化と組織制御を行い、候補材の組成等を定める; JEA低放射化フェライト鋼ラウンドロビン試験等の活動を通じて実施) 	ここまで、既に実施 (実施中) (1) DBTT上昇/延性の低下抑制 (1-a) 組成及び組織の最適化
[III] 大型化技術開発 (v) 材料データ (vi) データベース構築 (損傷予測手法開発を含む) (vii) 製造性の実証 (viii) 材料利用技術の基礎	<ul style="list-style-type: none"> ・候補材の性能確認 材料データの取得(物理・化学的特性、工学的特性) ・照射及び非照射試験結果のデータベース化、損傷モデルに基づき損傷予測コード等の開発 ・大規模低不純物溶製(5t、30t等)、耐食性向上(表面処理等)、コンポーネント製造技術開発(基盤的領域) ・構造設計手法の検討(破壊挙動のモデル化)、試験法の開発(材料データ取得にフィードバックする) 	(1-b) 材料データ取得(候補材の性能確認、設計データ取得) (1-c) 材料データベースの構築 (3) 不純物低減による低残留放射能化 (4) 耐食性の向上 (3-a) プロセス評価 (3-b) 大規模溶製による実証 (1-d) 利用技術開発

* プラズマ制御への強磁性の影響評価は材料の改良では対応できないため表には入れていない。但し、JFT-2M実験のための大型溶製等の技術開発は重要項目として実施する必要がある。

[II]の(iv)組成・組織の最適化、[III]の(v)材料データ取得、(vi)データベース構築及び(viii)材料利用技術の基礎では、主に構造設計に必要とされる材料の特性を扱い、最終的には照射効果及びコンポーネントの特徴を活かした構造設計の手法と、これに適合したデータベースの整備を目的としている。ここでの主な材料課題は、照射による DBTT の上昇及び延性の低下の抑制である。既に指摘したように、これらの実施においては、材料の照射挙動等(例: 強度上昇)の特徴に適合するよう構造設計手法に工夫を加える必要があると考えられる。構造設計手法に工夫が加えられれば、設計に用いられる強度特性の種類や評価精度といった試験の方法自体が変更される必要がある。すなわち、これらの工夫に関する知見を基に試験法の最適化を行い、これを材料特性評価にフィードバックする過程を経る必要が生じる。照射挙動評価に長期間を要すること及びこのフィードバックの必要性から、材料データ取得開始から材料データベース構築までに必要な期間は 20 年程度の長期にわたるものになると考えられる。

材料特性の評価項目や方法は、最終的には構造設計手法の検討を経て決まるものであるため、現状では詳細を示すことは困難である。主なパラメータ及び項目の概要を表 1-5 に示す。

表 1-5 のように、パラメータ及び特性項目数は大きい。特に注意が必要な事柄として、運転状態についてはディスラプション等の異常時の発生が避け得ないため、異常事とその後の挙動の評価が必要となると考えられる。また、機械的損傷や化学的環境の効果を比較的強く受ける可能性があるため、これまでよりもその場試験が重要になる可能性が高いことが挙げられる。このためテストマトリックス、或いは必要な照射体積が大きくなるとともに、その場試験技術の開発が重要になると考えられる。なお、IFMIF 等の加速器型強力中性子源を除いては中性子スペクトルの違いの影響が強く生じ得ることも指摘できる。

このような、大きな照射条件変動、機械的損傷等の重畳効果、中性子スペクトルの影響といった事柄は多様な材料挙動をもたらすことになると考えられる。これに効果的に対応し、炉設計に必要とされる材料挙動の知識を整備するためには、照射試験結果とモデルに基づく損傷予測の高度化が必要である。また、これにより照射条件を最適化することで、試験数の削減を計り、計画の進捗を早める工夫を行うことも重要事項であると指摘できる。なお、損傷予測の高度化では中性子エネルギーの影響評価を扱うものであるが、設計等で必要とされるデータの精度や実証性に対する要求が明らかになるに従って、中性子スペクトル等について近似の度合いが高い IFMIF 等の核融合中性子源の必要性がさらに高まる可能性がある。

表 1-5 材料評価のパラメータ及び項目(概要)

使用環境の状態(運転状態で分類)	
(1) 正常時に対応する試験条件(正常時)、(2) 異常時に関する試験条件(異常時)	
照射等の条件	
(1) 照射量 (積算照射量で数レベル)、 (2) 温度 (平均温度で数レベル、異常時も含めた変動の影響評価が必要) (3) 応力 (一定、変動応力; 各数レベル) (4) 化学的環境 なお、(3)及び(4)については、その場試験も考慮する必要がある。	
対象とする特性項目	
(1) 物理・化学的特性	熱的特性: 熱伝導度、比熱 電磁気的特性 電気伝導度、磁化特性 化学的特性 腐食電位、 化学組成(照射下偏析、核変換の影響を含む)
(2) 工学的特性	短時間強度特性: 引張特性、破壊靱性、衝撃特性 時間依存強度特性: クリープ特性、クリープ亀裂成長、 疲労特性、疲労亀裂成長 環境依存強度特性 応力腐食割れ特性、腐食疲労特性、 腐食速度

強磁性のプラズマ制御への影響は、低放射化フェライト鋼の利用可能性を左右する重要課題である。低放射化フェライト鋼の原型炉への適用までのマイルストーンとして、大型の核融合装置でのフェライト鋼の利用とプラズマ制御方法の開発が考えられている。IEA 低放射化フェライト鋼開発計画では、ITER テストブランケットへの適用が期待されている。これは、プラズマ制御と同時にシステムとしての適合性の評価も行おうとするものである。但し、ITER への適用可能性は必ずしも明らかでないため、原研で計画されている JFT-2M を使った評価試験の重要性について特に指摘がなされており、また期待されている。なお、ITER テストブランケット等での試験については、重要性が高いことから実現に向けての協力及び計画促進の検討が期待される。

JFT-2M への低放射化フェライト鋼の適用にあたっては、大規模溶製の実施及びコンポーネント製作のための技術開発が必要である。JFT-2M で材料が受ける照射損傷は低いため、照射特性及び低放射化のための不純物低減は重要ではないであろうが、大型コンポーネントの製造実績が未だ無いため、溶製段階からの一定の材料関連技術の開発が必要である。なお、近い性質を持つ 9Cr-1Mo 鋼

等では多くの工業的実績があるため、JFT-2M への低放射化フェライト鋼利用に伴って大規模な技術開発を行う必要は大きくないであろうが、実施が必要な項目については緊急に行う必要性は高い。

2) 低放射化フェライト ODS 鋼

高温用低放射化フェライト鋼は、ディスラプション等への裕度を増すこと、実証炉へ向かっての利用可能性を開くことの 2 点が重要である。この方向の有力な選択肢の一つとして、既に述べたように、低放射化フェライト鋼をマトリックスにした ODS 鋼がある。

この ODS 鋼の開発での重要課題は、低放射化に加えて、照射による DBTT 上昇等の脆化の低減である。現在開発中の低放射化フェライト鋼をマトリックスに採用することで、核融合炉構造材料に適した ODS 鋼を開発できる見通しが得られるに至った。

低放射化フェライト ODS 鋼では、性能向上及びヒート寸法の拡大のための製造方法の改良と低放射化フェライト鋼との接合技術の開発が重要と考えられる。これらの技術開発と平行し、照射及び非照射での基本特性評価を開始する。

低放射化フェライト鋼と異なり、開発見通しは必ずしも明らかではないが、2000 年を目処に製造プロセスの選択を実施する。その後、最適化及び接合手法開発と照射特性評価を次の 5 年間で行うことで原型炉への適用を目指すものとする。

(3) 年次計画

来世紀半ば以降での商用炉によるエネルギー供給に貢献することを目指すためには、原型炉の建設は 2020 年代には開始する必要があると考えられる。遅くとも、そこまでに低放射化フェライト鋼の材料データベースの整備を行うものとする。現在、IEA の低放射化フェライト鋼ラウンドロビン試験を国際協力で行っているが、これは 1999 年に終了の予定である。この成果から 2000 年を目処に第一候補材料の組成を決定する。並行して、大型化技術開発の段階に移行し、このうち材料利用技術開発として DBTT 上昇及び延性の低下に関わる構造設計手法開発研究を実施し、材料の DBTT 等に関わる目標性能を明らかにする。同時に、低放射化フェライト鋼の製造性実証として、不純物低減製鋼プロセスの検討を行い使用原料の精製工程等の選択を行う。また、耐食性の向上に関しては、手法の選択のための比較試験を実施する。強磁性がもたらすプラズマ閉じ込め性能への影響についても 2000 年までに JFT-2M をもちいた実証試験を行い、制御可能性の判断が行われることを期待する。このためのコンポーネント製造に関わる材料技術開発(大規模溶製、溶接、加工等)については、緊急に開始

する必要がある。

決定した第一候補材料の性能確認を 2000 年から 5 年間かけて実施し、これと並行して大型化技術開発のうちの材料利用技術開発については、照射材強度試験方法の開発と最適化(2005 年までを目処)を含めた構造設計コードの予備的开发(材料データ関係を主とする)を 2015 年までに実施する。また、低放射化のための不純物低減に関しては 2005 年までに実証的な溶製を行い設計データの取得に備える。さらに、耐食性の向上に関しては構造要素レベルでの処理方法を確立する。

開発した製造法及び表面処理等の耐食性向上手法で製作した試験材料をもちいて、設計データの取得を開始する。2015 年までに基本的な項目について評価を行い。2015 年以降は照射下特性、部品レベルでの照射試験を行うと共にデータベースの整備に着手する。この段階までに一定レベルの材料損傷予測技術の開発が行われ、評価方法や試験数の最適化の判断を行える状態になる必要がある。不純物の低減及び耐食性の向上に関しては性能向上のための研究・開発を継続する。ここでは、2010 年頃から国際核融合炉材料照射施設(IFMIF)を利用可能にすることを前提として計画を構築した。また、これに加えて ITER テストブランケットへの適用により、利用の可能性等を実証的に明らかにすることも考える必要がある。

以上が低放射化フェライト鋼開発の年次計画概要で、これを図 1-6 に示す。

高温用低放射化フェライト鋼については、当面低放射化フェライト鋼をマトリックスとする ODS 鋼の開発を行う。低放射化フェライト鋼とは異なり、開発見通しは必ずしも明らかではないが、既に示したように 2000 年を目処に製造プロセスの選択を実施する。その後、最適化及び接合手法開発と照射特性評価を次の 5 年間で行うことで原型炉への適用を目指すものとする。

表 1-6 利用する照射施設と照射量(概略)

西暦 1996-2000	2001-2005	2006-2015	2016-2025
HFIR	HFIR JOYO(1)	HFIR JOYO(1) IFMIF(2)	IFMIF(2) (HFIR) (JOYO(1))
HFIR で 5-20 dpa	2010 年までで 50 dpa JOYO は 2015 年までで 100 dpa		IFMIF で 150dpa 他は、この段階では 代替手段

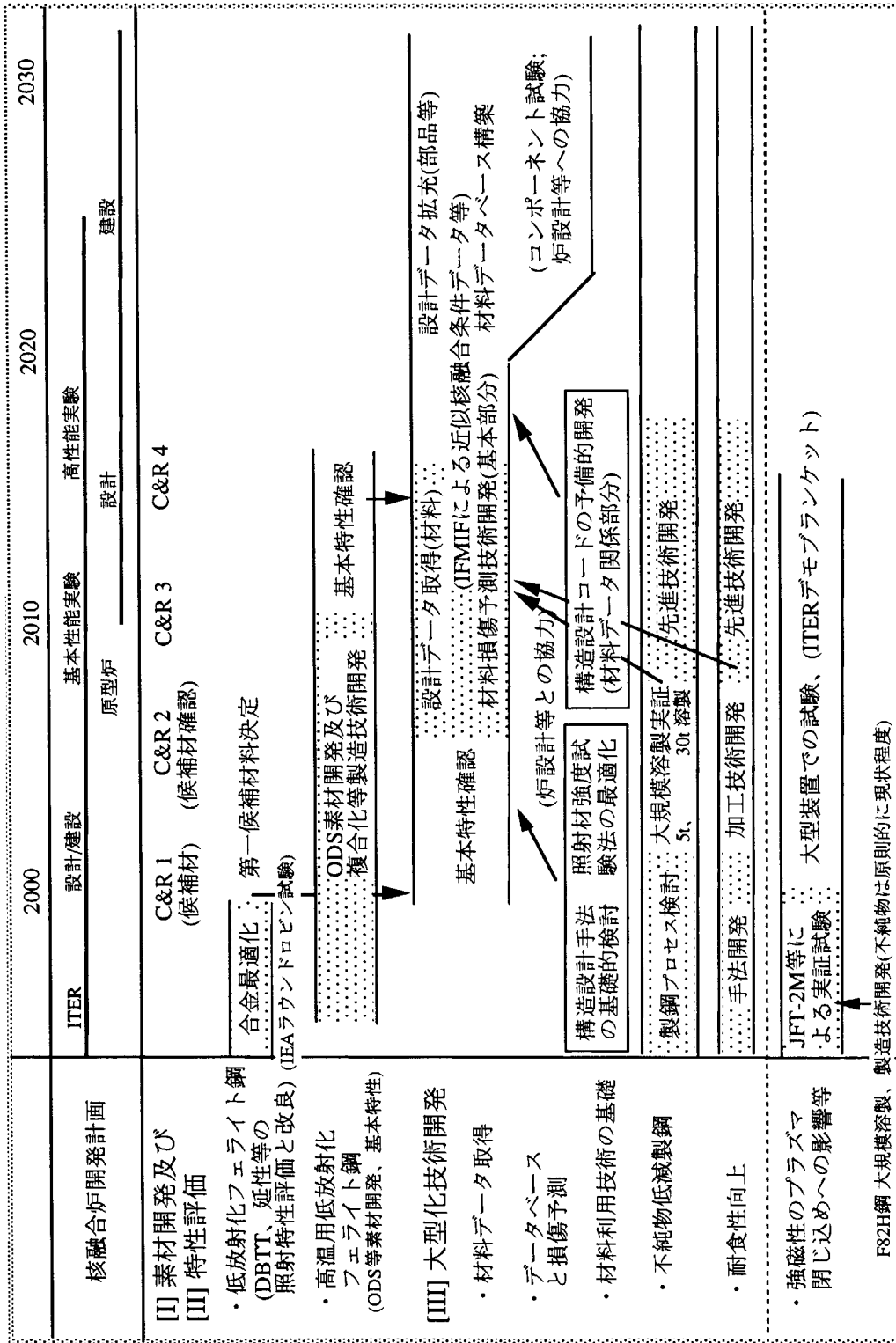
(1): JOYO で 300℃程度での照射が可能な場合、(2): IFMIF の利用が可能な場合

表 1-6 にこの期間に利用する主要な照射施設、研究費用を示す。照射試験施設

は主に ORNL の HFIR を利用する。また、JOYO の利用も考えるが、これには冷却材である液体 Na の温度よりも 150°C 程度低い温度である 285°C 近傍(及びこれ以上)での温度制御が行える照射リグの開発が前提となる。なお、照射施設については、HFIR の利用可能性等に不明確なところがあるため、バックアップとしても JOYO の利用等は重要である。

参考文献

- [1-1] R.L.Klueh, "Proc. of the Workshop on Ferritic/Martensitic Steels," JAERI, Tokyo, Oct., 1992
- [1-2] Y. Seki, I. Aoki, N. Yamano, T. Tabara, "Preliminary Evaluation of Radwaste in Fusion Power Reactors", ANS Topical Meeting on Technology of Fusion Energy, Reno, Nevada, 1996, to be published in Fusion Technology
- [1-3] 関 泰、私信、Nov.1996
- [1-4] A. Kimura, "Proc. of the Workshop on Ferritic/Martensitic Steels," JAERI, Tokyo, Oct., 1992



C&R 1: 候補材の適不適と強磁性炉体でのプラズマ制御可能性評価(可能性有なら2000以降も制御研究実施)、2: 基本特性の総括判断と工学データの総括判断と工学データの提示、3: 工学データの中間評価、4: 工学データの総括判断と設計データ評価方針の立案

[図 1-6 低放射化フェライト鋼開発計画]

6.2 SiC/SiC 複合材料(次世代先進材料)

6.2.1 核融合炉での使用環境

核融合炉の保守・点検を容易にし、かつ低レベル放射性廃棄物の発生量を抑制するためには、中性子照射による誘導放射能が小さな低放射化材料の使用が不可欠である。さらに、魅力ある核融合炉を設計する上で、高い熱効率を実現するためには、炉の高温運転を可能とする材料が望ましい。SiC/SiC 複合材料を構造材料に使用した場合、運転停止後 1 ヶ月程で人間の近接が短時間可能となるレベルまで誘導放射能が低下し、廃棄物処分の面でも優れ、安全性の向上が期待できる上に、1000°C程度 of 高温運転も十分に可能である。

実験炉（例えば ITER）の次の装置として、原型炉の建設開始が 2030 年代と期待されており、そのためには ITER 等を用いた材料試験の結果を踏まえて、2015 年頃までに構造材料の選定がなされることが想定される。このスケジュールを前提として、現在の諸材料の成熟度を勘案して低放射化フェライト鋼が原型炉用構造材料の第一候補に挙げられている。

比較のために、現時点で得られている物性値から見た低放射化フェライト鋼と SiC/SiC 複合材料の特徴を表 2-1 に示す。

表 2-1 SiC/SiC 複合材料と低放射化フェライト鋼の比較

	SiC/SiC 複合材料	低放射化フェライト鋼
放射性廃棄物(浅地埋設、量、期間)	良	良
保守時の放射線環境	良	劣
電磁力	優	劣
磁性特性	優	劣
熱伝導性	劣	良
靱性	劣	良
プラント熱効率	優	良
製造技術	劣	良
成熟性	劣	良
プラズマの安定化効果	劣	良

表 2-1 のように SiC/SiC 複合材料は、保守時の放射線環境、電磁力の回避、非磁性、高い熱効率の点で魅力があるが、熱伝導性、靱性、材料の製造技術、成熟性の点で課題がある。

原型炉の第一のミッションは実際に発電プラントとして稼働させることであり、経済性の向上に関する技術課題は、次の実証炉段階でクリアされることになっている。現時点では SiC/SiC 複合材料が核融合炉の主要構造材料として成熟するためには 20 年程度を要すると考えられており、SiC/SiC 複合材料が有する環境安全性、高い保守性、さらには優れた発電効率等のポテンシャルを生

かした核融合炉としては実証炉が想定されており、原研の核融合動力炉（DREAM 炉）概念設計案では SiC/SiC 複合材料がブランケット及びダイバータの構造材料に選定されている[2-1,2-2]。一方、材料開発を含めた核融合開発の長期計画は、社会環境や情勢の影響を受け原型炉の建設時期等に流動的な面が多々あることは否めない。したがって、今後 SiC/SiC 複合材料の開発が大きく進展すれば、原型炉の第一候補材料として浮かび上がる可能性もある。また、最近では核融合出力や熱負荷・中性子負荷を下げた SiC/SiC 複合材料を構造材料とした原型炉（Proto-DREAM 炉）の概念設計も開始されている[2-3]。

これらの概念設計案をさらに詳細化するには、SiC/SiC 複合材料の特性、耐久性並びに信頼性の向上を実現し、炉設計側に使用構造材料の十分な材料データを提供するとともに、構造設計基準を含めて構造材料として十分に成熟していることを示す必要がある。そのためには、耐照射性を有する高熱伝導・高強度の低放射化 SiC/SiC 複合材料の開発を着実に推進し、接合を含む大型製造技術を確立し、それとともに材料の信頼性並びに成熟度を高めて構造材料として認知されることが不可欠である。

我が国では世界に先駆けて耐熱性 SiC 長繊維を開発し、宇宙・航空機産業やエネルギー産業等の広い分野での利用を期待して SiC/SiC 複合材料の開発が進んでいる。現在も新しい SiC 繊維の開発が進展しており、これらの繊維を用いた複合材料の開発も立ち上がりつつある。核融合炉構造材料用 SiC/SiC 複合材料を実現するためには、これらの先行する分野の成果を十分に活用しながら、核融合炉構造材料に特有な要求項目（低放射化、高熱伝導率、耐照射性、ブランケット冷却部の複雑形状部材の製作等）をクリアするために、核融合分野の材料研究者が積極的かつ主体的にこれらの研究開発課題に取り組むことが必要である。

6.2.2 要求される性能

SiC/SiC 複合材料を第一壁あるいはダイバータ表面壁に使用する場合、プラズマから入射する表面熱流束に起因する熱応力が使用条件を制限する。熱応力の大きさを決定する主要な因子は構造材料の熱伝導率であり、材料の許容応力以下にするためには、出来るだけ高い熱伝導率が求められる。一方、高熱伝導率の実現が難しい場合、許容応力を高くする、すなわち構造材料の機械強度の向上を目指す方向がある。一般の成熟した構造材料を使用する場合、材料特性を与えられたものとしてコストと期間を考慮しながら仕様を満たすように機器設計が行われる。一方、DREAM 炉や Proto-DREAM 炉では開発途上の SiC/SiC 複合材料を使用するため、機器の設計を行う際に要求する材料特性は、材料開発の期間と費用を考慮し、要求性能を達成するのに必要な SiC/SiC 複合材料開

発費が設計の合理化による装置建設費の節約でまかなえる範囲にとどめている。すなわち、具体的に要求する物性値は、現状のデータベースからみて大きくかけ離れずに、開発が見通せる範囲としている。

表 2-2 に実証炉である DREAM 炉と原型炉である Proto-DREAM 炉での SiC/SiC 複合材料の使用環境を示すとともに、表 2-3 に SiC/SiC 複合材料に課せられている設計上の要件並びに要件の物性値を示す。

先に述べたように、表 2-3 の値は必要最小限の要求値であり、材料開発の進展に伴いより高い値が達成されれば、設計可能な条件範囲が広がり、より先進的な設計が可能となる。

表 2-2 SiC/SiC 複合材料の使用環境

	DREAM 炉	Proto-DREAM 炉
主半径 (m)	16	12
小半径 (m)	2	1.5
プラズマ電流 (MA)	9.2	6.0
核融合出力 (GW)	5.5	1.5
第一壁プラズマ側最高許容温度 (°C)	1100	1100
冷却材	He ガス	He ガス
ブランケット入口/出口温度 (°C)	600/900	500/800
冷却材圧力 (MPa)	10	3
最大/平均中性子壁負荷 (MW/m ²)	5/3	1.5/1.2
第一壁平均表面熱流束 (MW/m ²)	0.5	0.2
ダイバータ最大/平均表面熱流束(ガスダイバータ方式) (MW/m ²)	3/1	3/1
最大中性子フルエンス (MWa/m ²)	10	8
ダイバータプラズマのイオン温度 (eV)	< 30 (W 被覆の場合、< 90)	< 30 (W 被覆の場合、< 90)
リップル値	1%以下	1%以下
熱効率 (発電端) (%)	47	40

現時点では、表 2-3 以外の項目は明記されていないが、例えば破壊靱性としては 25MPa・m^{1/2} 程度が期待されている。材料開発の進展とともに、クリープ歪み、スウェリング、靱性などの要件が増えることが予想される。更に、SiC/SiC 複合材料は従来の金属材料とは異なる破壊メカニズムを有するため、これに対応した構造設計基準の確立が不可欠であり、そのためにも信頼性ある材料デー

タベースが必要になる。

表 2-3 SiC/SiC 複合材料の設計上の要件及び物性値

材料の要件	DREAM 炉	Proto-DREAM 炉
熱伝導率	15W/mK* (ブランケット低熱伝導部) 60W/mK* (ブランケット第一壁の高熱伝導部、ダイバータ)	15W/mK* (ブランケット) >30W/mK* (ダイバータ)
引張強度 (Su)	300MPa*	300MPa* (ブランケット) 450MPa* (ダイバータ)
許容応力 (2/3Su)	200 MPa*	200 MPa* (ブランケット) 300 MPa* (ダイバータ)
使用最高温度	1100°C	1100°C
ヤング率	200GPa	200GPa
ポアソン比	0.2	0.2
線膨張率	3.3x10 ⁻⁶ /K	3.3x10 ⁻⁶ /K
He 冷却圧力	10MPa	3MPa (ダイバータ部:10MPa)
入口/出口冷却温度	600/900°C (ブランケット) 600/800°C (ダイバータ)	500/800°C (ブランケット) 400/500°C (ダイバータ)
熱伝達率	6000W/m ² K (ブランケット) 10000W/m ² K (ダイバータ)	6000W/m ² K (ブランケット) 10000W/m ² K (ダイバータ)

*許容応力 (すなわち引張り強度) を大きく取れば大きな熱応力に耐えられるため、熱伝導率が低い値でも設計が成り立つ。ブランケットでの熱応力は SiC/SiC の厚さ 4mm で、ダイバータでの熱応力は厚さ 2mm で計算された。なお、ダイバータ表面には W 被覆が考えられている。

6.2.3 研究開発課題

SiC/SiC 複合材料の研究開発課題は、以下に示すように、素材としての SiC 繊維の開発、それを使用した複合材料の開発、更には開発材料の特性評価、構造設計基準の確立などである。

(1) SiC 繊維の研究開発

- ・ 高熱伝導性、高強度、耐クリープ性、耐熱性等を有すること
- ・ 低放射化であること
- ・ 耐照射性に優れていること
- ・ 各種 2 次元、3 次元織布に製織し易いこと

などが挙げられる。

(2) 開発した SiC 繊維を利用した SiC/SiC 複合材料の開発

- ・ 高熱伝導性、高強度、耐クリープ性、耐熱性等を有すること
- ・ 低放射化であること
- ・ 耐照射性に優れていること
- ・ 冷却用高圧ヘリウムガスに対する高気密性
- ・ 界面物質を含む複合材料最適化設計及び製造技術
- ・ 接合技術を含む大型複雑形状の製造技術と信頼性評価方法の確立

などが挙げられる。

なお、複合材料最適化設計では、

- ・ マトリックスと繊維の混合比(V_f) 並びに繊維配向の最適化
- ・ 2次元、3次元織布組織の最適化
- ・ マトリックスと繊維界面のコーティング層の最適化
- ・ 空孔率の制御

さらに、加工プロセスの際には、

- ・ 機械加工による強度の低下の防止
- ・ SiC/SiC ボルトの加工法
- ・ 反応焼結、ロウ付けを含む適切な接合法の開発
- ・ 接合部分と機械的締付との組合わせの最適化

などの課題を挙げる事が出来る。

(3) 開発材の評価 (中性子照射前後)

- ・ 熱的特性評価 (熱拡散率、比熱、熱伝導率等)
- ・ 機械的特性評価(曲げ及び引張り強度、クリープ強度、靱性、疲労等)
- ・ 耐照射性評価 (核変換 He の影響、寸法変化、スエリング等)
- ・ 気密性、水素透過、スパッタリング、脱ガス等の真空特性評価
- ・ Be や Li_2O 等との共存性

などが挙げられる。

以上の課題の中で、現時点での研究開発の必要性が高いのは中性子照射下における熱伝導率の向上である。また、核融合中性子照射による核変換 He の影響を含む熱伝導率や機械的強度の耐照射性の評価、冷却用高圧ヘリウムガスに対する高気密性の確保、さらには低放射化を担保するための高純度化等も早い段階で開発の見通しを得る必要がある。更には、要素部材の開発と信頼性評価も並行して行うべきであろう。以下に概要を示す。

非照射 SiC/SiC 複合材料の熱伝導率は、一般に高温になるほど低い値を示す。

一方、照射による熱伝導率の低下は焼鈍効果があるため高温ほど小さく、結果として照射材の温度依存性は小さくなり、800°Cでは非照射の40%程度、1000°Cでは非照射の60%程度の熱伝導率が期待できる。しかしながら、現状では多くの非照射材の高温域での熱伝導率は表 2-3 の要求値を下回っており、まずは非照射材の熱伝導率の向上が不可欠である。そのためには、複合材料の高密度化（繊維及びマトリックスの高密度化）、高結晶化、粒成長、不純物の排除、熱伝導に寄与し放射化に影響の小さい微量元素の添加等の工夫が必要であろう。

一方、核融合炉材料の特有の課題として、核融合中性子照射により SiC 中に生成する核変換 He (約 1500~1600 appm/MWa·m²) が熱伝導率や強度に及ぼす影響を明らかにすることは非常に重要である。He 生成量も中性子エネルギーに強く依存し、中性子エネルギーの減少とともに急激に減少することが期待されるが、この点に関しても注意深い検証が必要である。

SiC/SiC 複合材料では材料内部の気孔や空隙をゼロにすることは難しい上に、製造時や応力荷重下で出来る微小クラックの存在がある。ダイバータやブランケットでは、第一壁内の冷却管に 3~10 MPa 程度の高圧 He ガスを約 100 m/s の高速で流す冷却方法が考えられており、気孔や空隙や微小クラックを通して真空中に He ガスがリークする可能性がある。また、トリチウムの透過、漏洩も当然考慮されなければならない。気密性の向上には複合材料の高密度化に加えて CVD による SiC コーティング等の対策が必要になるが、CVD コーティングが靱性や強度に影響を与えることもあり、気密性評価と合わせて機械的特性評価が必要となる。更に、機械的締付の場合のリーク対策としてフランジ等に用いる適切なシール材料の開発が重要な課題となる。

SiC/SiC 複合材料が他の構造材料と比較して十分に低放射化であるためには、高純度が保証されなければならない。SiC/SiC 複合材料中に含まれる不純物による残留放射能に関しては、最近の報告では窒素不純物から ¹⁴N(n,p)¹⁴C 反応で生成する半減期 5734 年の β エミッターである ¹⁴C が最も悪影響を与えると報告がある[2-4]。最近の評価では、SiC/SiC 複合材料中の窒素不純物量が 5 wtppm 以下であれば、すべての放射性廃棄物が浅地埋設可能な低レベル放射性廃棄物になるとしている[2-5]。窒素不純物の混入原因としては、SiC 繊維の製造過程で混入するものと、複合材料化の際に混入するものとが考えられ、不純物低減化に関する材料開発が必要である。

不純物以外の残留放射能としては、Si から核変換で生成する Al によるものがある。すなわち、²⁸Si(n,np)²⁷Al (Q=-11.6MeV)ないしは ²⁸Si(n,d)²⁷Al ((Q=-9.35MeV)反応で生成する ²⁷Al を経由して、(n,2n)反応(Q=-13.1MeV) で生成する γ エミッターの ²⁶Al が問題である。14MeV の核融合中性子が第一壁に入射した場合、このエネルギーの中性子束は指数関数的に減衰すると考えられる。

(n,np)反応を経由する場合 14MeV 付近はしきい値に近く、中性子エネルギーの減少とともに急激に ^{27}Al の生成は減少し、同様に(n,d)反応を経由する場合も急激に ^{27}Al の生成量が減ることが期待できる。さらには、 $^{27}\text{Al}(n,2n) ^{26}\text{Al}$ 反応断面積もエネルギーの減少とともに急激に減少するので、 ^{26}Al 生成量はさらに減ることになる。以上のことから、Si から ^{26}Al は生成するもののその生成量は少なく、その生成領域は主としてブランケット第一壁に限られると予測され、全体の放射性廃棄物量に占める割合は小さいものと考えられる。更に、最近の核データライブラリーでは従来の生成断面積より小さな値が採用されており ^{26}Al 生成量も従来の値よりも一桁程小さくなっている[2-6]。何れにしてもこれらの生成断面積は理論計算から求められたものであり、今後の確証実験が望まれる。

SiC/SiC 複合材料の試作開発にあたっては、中性子照射前後の特性評価を適切に行い、それらを製造法にフィードバックして材料開発を進めることが肝要である。またそれと並行して、セラミックスを構造部材に使用する場合、延性に乏しく強度のばらつきが大きいことから、構造物の信頼性を保証するためには、金属材料とは設計思想の異なる構造設計基準や設計手法が必要となる。現時点では、そのようなものは無いため、それらを確立するための努力が必要である。その際に考慮すべき項目としては、

- ・材料データベースの構築
- ・破壊におけるマイクロ/メゾ/マクロ挙動の取り扱い
(セラミックスのマイクロな亀裂進展と複合材料のメゾ/マクロ組織)
- ・破壊強度、疲労曲線からの寿命予測
(製造方法、負荷履歴の違いの影響)
- ・最大想定事故の対象となる事象のリストアップ
- ・強度保証試験による信頼性の向上確認
- ・構造物の健全性の検査法

等の作業が要求される。

6.2.4 研究開発の現状

(1) SiC 繊維

SiC 繊維の開発は日本が最も進んでいる分野で、世界で最初に高分子のポリカルボシラン(PCS)から熱酸化による不融化法により耐熱性 SiC 長繊維が開発された。その後、日本カーボンから Nicalon として商品化された。さらに、電子線照射による不融化により酸素含有量を低減し耐熱性が向上した Hi-Nicalon や、最近では Si/C 比がほぼ 1 に近く耐クリープ性に優れヤング率の大きな Hi-

Nicalon Type S が開発されるなどの進展を見せている。また、宇部興産では、織布しやすい Ti や Zr が含まれた SiC 繊維 (Tyrrano 繊維) を開発している。最近になって 65W/mK を越える熱伝導率の非常に大きな 2% 以下の Al を含む Tyrrano SA 繊維を開発し注目を集めている。海外では Dow Corning 社 (Sylramic 繊維: β -SiC+B)、Carborundum 社 (α -SiC) 等が SiC 繊維の開発を行っている。Sylramic 繊維は B 添加による結晶粒の粗大化で 45W/mK 程度の良好な熱伝導を実現しており、最近では中性子照射や高温酸化時に問題となる B の添加量を下げた改良型 Sylramic 繊維も開発されている。また、MER 社が開発した SiC 繊維は炭素繊維と SiO₂ ガスとの化学蒸気反応 (CVR) により作られたもので、1800°C まで熱安定性に優れている。

耐熱性、耐クリープ性、耐化学安定性に優れた高弾性 SiC 繊維の開発研究は各所で行われており、今後も新たな SiC 繊維が開発されることが期待できる。

(2) SiC/SiC 複合材料

SiC/SiC 複合材料は現在のところ、主として化学蒸気浸透法 (CVI)、ポリマー含浸焼成法 (PIP)、反応焼結法 (RB) に関する製造プロセスの研究開発が行われている。以下にそれぞれの長所、課題を示す。

- ・ CVI 法 — 長所：高純度化し易い
課題：製造時間が長くコストがかかる
- ・ PIP 法 — 長所：大型複雑構造物の製作が可能でコストが比較的安価
課題：熱伝導率が低い
- ・ RB 法 — 長所：熱伝導率が良い
課題：未反応の Si が残り易く、Si と繊維が反応しやすい

これらの方法以外にも、SiC 繊維の際に述べた CVR 法によりマトリックスのピッチ系カーボンを SiC 化して複合材にする方法もあり、高温での熱処理が可能のため高熱伝導性の SiC/SiC 複合材料が得られている。また、PIP 法に属するが、SiC 織布の積層体に含浸したポリマーを電子線照射より不融化し、セラミック化の収率を高める試みもある。

SiC/SiC 複合材料製作にあたっては、先にのべた Nicalon 系、Tyrrano 系、Sylramic 系の SiC 繊維が主として使用されており、目的に応じて耐熱性、耐クリープ性、耐化学性のみならず製織性やコスト等も考慮した上で、繊維の種類が選ばれている。例えば Nicalon 系では、Nicalon は製織性やコストの点で優れているものの照射安定性の点で問題があり、Hi-Nicalon 更には Hi-Nicalon Type S が使用されつつある。

SiC/SiC の熱伝導率や強度に関して報告されているデータでは、未照射の熱伝導率の場合：

CVI 法： 10-20 W/mK(RT)、 7-15 W/mK(1000°C)

PIP 法： 5-10 W/mK(RT)、 5-10 W/mK(1000°C)

RB 法、CVR 法： 50-75 W/mK(RT)、 30-35 W/mK(1000°C)

程度である。照射後熱伝導率としては、現在のところ Nicalon 繊維を用いた CVI 製試料において 25 dpa までの照射実験データが有り、500°C 付近で未照射の 1/3、1000°C 付近で 1/2 程度の値になっている。

曲げ強度は、複合材中の SiC 繊維の体積(V_f)、繊維配向性さらには界面の条件等に強く依存している。SiC 繊維の方向が揃った 1 次元 SiC/SiC では 400-800MPa 程度、2 次元 SiC 織布を用いた SiC/SiC では 200-600MPa 程度の値が得られている。3 次元の場合データが少ない。照射後曲げ強度としては、2 次元 Nicalon 繊維平織りの CVI 製試料では 80 dpa までのデータが有り、未照射と比較して強度は 1/2 から 1/3 程度に減少している。1 次元 SiC/SiC 複合材料は一方向の強度は出やすいものの、実際の負荷条件は 2 次元、3 次元的であり、今後は 3 次元 SiC/SiC 複合材料の開発が 2 次元複合材料の層間剥離を防ぐ意味からも重要である。

6.2.5 開発計画

(1) 研究開発の進め方

SiC/SiC 複合材料では、製造法、繊維、織り方の違い等を利用して複合材特有の多様な材料開発が可能であり、その多様性を生かした材料設計が望まれている。実際の DREAM 炉や Proto-DREAM 炉のブランケットを例にしても、高熱伝導性を要求されるのはプラズマに面した He 高圧ガスの冷却管を含む第一壁部であり、ブランケット後部や入口/出口用冷却配管では必ずしも高い熱伝導率は要求されていない。先に述べたように、CVI、PIP、RB の各手法にはそれぞれの特長があり、各手法の課題の克服を目指して改良を行うとともに、それらを有機的に組み合わせることにより、高性能の複合材料を開発出来る可能性がある。

今後の研究開発の方向としては、まずは照射後の熱伝導率及び強度が設計要件を満たすことを目標に進めて行くのが妥当であろう。そのためには非照射時の特性の向上を図りつつ照射後の特性評価を進める。具体的には、

1) 400~1,000°C 領域での非照射時の熱伝導率を上げるため、SiC 繊維並びにマトリックスの純度、密度、結晶性等の向上を目指すとともに、CVI、PIP、RB

等の製造手法の最適化、複合化を図る。

2) 低放射化と強度・靱性の要求を満たしつつ熱伝導率を最適化するために、界面制御に関する研究開発を行う。一般に、界面物質として C、BN、SiC などが試みられている。強度や靱性の向上に BN は大きく寄与しているが、核融合分野では不純物としてその使用には問題がある。今後は、新たな界面物質の探索を含め界面の多層化、界面層の厚みの最適化等を進める。

3) 各種製造方法で得られる有望な SiC/SiC 複合材料について、1~5 dpa 程度の照射の後に熱伝導率及び強度の測定を行い、材料のスクリーニングを行う。選別した試料について、25 dpa を越える高照射量実験を行い特性劣化の飽和性を調べる。なお、Hi-Nicalon 繊維は Nicalon 繊維よりも耐照射性に優れており、Hi-Nicalon Type S 繊維は更に優れていることが期待できるため、それらの繊維を用いた SiC/SiC 複合材料の耐照射性が向上することは十分に期待してよいものと思われる。

次に、気孔、空隙、微小クラック等による He リーク対策は核融合炉固有の課題である。SiC/SiC 複合材料には製造法の違いにより数%から 20%程度の気孔や空隙が存在する上に、荷重負荷により微小クラックが入り易い。DREAM 炉の設計では、冷却用に 10 MPa の He ガスが使用され、ブランケットでは 4 mm 厚、ダイバータでは 2 mm 厚の第一壁でその耐圧を保持しなければならない。そのため、10 MPa の He ガスの加圧試験を平板や円管に対して行う必要がある。設計では材料の気密性を上げるため、CVD SiC を SiC/SiC 複合材の表面に 2 mm 程度被覆することが考えられている。また、周辺プラズマの温度によっては SiC の損耗を押さえるため W などの材料を被覆する考えもあり、その場合も He リークは抑えられるであろう。一方、それらの被覆層は SiC/SiC の強度や靱性へ影響を与えるため気密性と機械的性質の両面からの評価が必要である。

SiC/SiC 中の不純物の低減に関しては、窒素不純物の低減を第一に研究開発を進める。例えば Nicalon 系繊維では、不融化系の焼成過程と繊維の原料であるポリカルボンラン (PCS) の製造過程における雰囲気制御することにより、取り込まれる窒素不純物の低減を目指す。さらに複合材料作製時に取り込まれる窒素不純物の低減を図る。また、炉停止後 1 週間以内の第一壁表面線量率を下げて、保守点検を更に容易にするためには、Al、Na、Cu、Fe、Co、Ni、Mn、Mo 等の金属不純物の低減が効果的である。これらの金属不純物は、複合化以前の SiC 繊維そのものに含まれており、繊維の原料段階に遡って低減化へ向けた製造プロセスの見直しが必要である。

大型構造物製造技術、加工法、接合技術等の開発に関しては、ブランケット構造体は冷却チャンネルを内蔵するためセラミックタービン等の民生用機器にSiC/SiC 複合材料を応用する場合よりも複雑である。したがって、大型構造物製造技術開発の一環として、複雑構造体の製作を可能にする接合技術、模擬ブランケット構造体の要素製作技術の開発を行い、それらの経験を設計サイドにフィードバックし、より具体的かつ実地的な設計を構築する必要がある。そのためには、まず模擬ブランケット構造体の基本要素を抽出し、その基本要素をCVI法、PIP法、RB法の各手法の特徴を生かしながら製作するとともに、それらの基本要素の接合を行った後に強度や気密性の評価を行う必要がある。ブランケット構造体の部位によりSiC/SiC 複合材料への要求は異なっているため、必ずしも一種類の製造法で総ての要求を満足できるとは限らない。そのため、個々の製造手法の改良に加えて、相互に補完するようなシステム的材料設計が要求される。

(2) 開発のための研究協力

今まで述べてきたように、SiC/SiC 複合材料は、低放射化や高温強度、耐熱性の点で優れており、非常に将来性に富んだ材料である。しかも、これまでの金属材料と異なり、SiC 繊維自身の組成や構造、繊維の織り方、複合化手法の多様性等による材料設計の自由度が大きく、目的に合わせて材料を修飾することが可能な、所謂、テイラードマテリアル(Tailored Material)である。そのため、核融合炉設計、材料設計、材料開発、構造設計の各研究者が材料開発の最初の段階から密接な連係の下に研究開発を推進することが非常に重要であり、各方面の研究機関が協力して効果的、かつ効率的に推進することが大切である。

SiC 繊維やSiC/SiC 複合材料の開発では、既に先行して企業化が進められているものもあり、それらに関しては産業界との積極的な情報交換を行いながら、核融合分野におけるニーズを的確に伝え、改良していく努力が必要である。一方、SiC/SiC 複合材料の開発は歴史も浅く、今後も国公立機関等による新規技術の芽を数多く出す研究が必要である。核融合炉構造材料に特有な課題である耐照射性の評価に関しては、日本及び海外を問わず照射施設や照射後試験施設に限りがある上に、照射キャプセルの設計、照射及び照射後冷却等に多くの時間と労力が必要であり効率の良い実験計画が必要となる。

大型製造技術開発に関しては、核融合炉設計に基づき産業界と共同で開発を推進して行くことになる。この点に関しては従来と異なり、素材開発段階から大型構造物の製造を考慮した製造プロセス技術と信頼性評価を中心とする大型構造物特性評価技術とを開発していく必要がある。その際に重要なことは、複合材料の最適化を目的とした複合材料設計という分野を専門化し、それにより

製造プロセスを専門とする部署と機械設計を行う部署を結ぶことで、大型化を見据えた SiC/SiC 複合材料の設計技術の開発が進展することが期待できる。

(3) 年次計画

SiC/SiC 構造材料研究開発計画を表 2-4 に示す。当面は、研究開発課題で列挙した材料製造プロセスや接合に関する研究開発を主として行い、構造材料として基本的に成立するかどうかを非照射材、照射材の特性評価を通して明らかにしていく。すなわち、2005 年頃をめどに、非照射材での基本特性を明らかにし、照射スクリーニングに耐える材料の開発の見通しを得ることを目標に、材料素材開発を進める。2005 年から 2010 年頃をめどに、低照射済試料での目標値の達成見通しを得るとともに、構造物の要素の試作開発を進める。更に 2015 年頃をめどに、高照射済試料での目標値の達成見通しを得るとともに、大型製造技術の開発や大型部材の評価を行い、構造物の要素製造技術の確立を目指す。これらの開発を通して、SiC/SiC 複合材料の第一候補材料としての可能性を工学材料レベルで明らかにする。また、セラミックス系構造材料のための構造設計基準に関する研究を進め、材料開発の指針とする。

参考文献

- [2-1] Ueda S. et al. : Journal of Nuclear Materials 258-263 1589 (1998).
- [2-2] Nishio S. et al. : Fusion Engineering and Design 41 357 (1998).
- [2-3] Nishio S. et al. : to be published in Fusion Engineering and Design.
- [2-4] Seki Y. et al. : Energy 30 1624 (1996).
- [2-5] Seki Y. et al. : to be published in Fusion Engineering and Design.
- [2-6] Cheng E.T. : Journal of Nuclear Materials 258-263 1767 (1998).

表 2-4 SiC/SiC 構造材料研究開発計画

西暦	2005	2010	2015	2020	2025	2030
核融合炉開発計画	ITER 設計/建設	基本性能実験 原型炉	基本性能実験	高性能実験		建設
チェック レビュー	C&R1 ・非照射材での基本特性を 明らかにする ・照射スクリーニングに 耐える材料の開発	C&R2 ・低照射済試料での 目標値の達成の見通し ・構造物の要素の試作	C&R3 ・高照射済試料での目標値の 達成の見通し ・構造物の要素製造技術の確立			
材料基本技術開発	実験室規模の材料製造プロセス研究 (高熱伝導、高強度、高純度等、製造手法の高度化、複合化等)					
特性評価	接合研究開発					
・非照射材特性評価	熱的、機械的特性の評価					
・照射材特性評価	He 耐圧特性評価					
大型材料技術開発	耐照射性評価(熱的、機械的特性、スウェリング、組織等)					
・大型製造技術	要素技術開発、大型化技術、大型接合技術、材料補修技術、コンポーネント製造技術					
・大型部材の評価	熱的、機械的特性評価、信頼性評価					

6.3 バナジウム合金 (次世代先進材料)

6.3.1 バナジウム合金の性能

バナジウム合金はフェライト鋼等に比べ高融点であるために高温強度が高く、フェライト鋼の使用温度の上限が約500°Cであるのに対して650°Cと有利である。また、熱衝撃に対する抵抗力の指標である熱応力指数が大きいこと、シャルピー試験による延性-脆性遷移温度(DBTT)が低く、照射によってもDBTTの上昇がわずかである等の利点がある。さらに、バナジウム基合金の主要な合金元素であるチタンやクロムも含めて誘導放射能が低いために、強放射化不純物元素を含まないように注意すれば、本来低放射化合金であることは大きな利点といえよう。

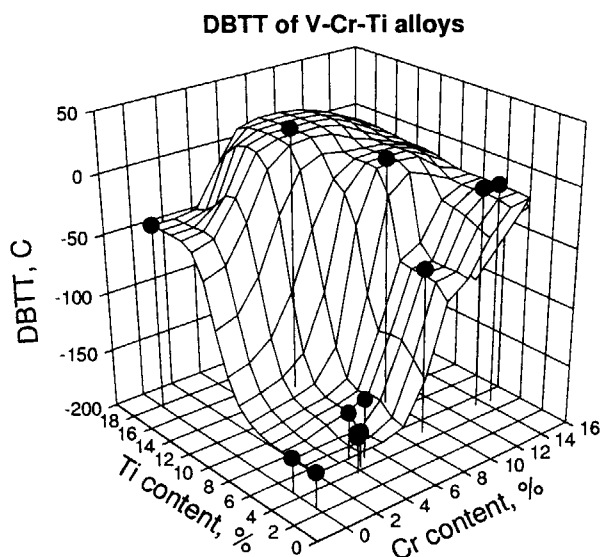


図3-1 V-Cr-Ti 3元系のDBTT

バナジウム合金を構造材料に採用した核融合炉の設計例は、米国においてはTITAN-I[3-1]、ARIES-II[3-2]、ARIES-RS[3-3]等があり、ブランケット比較研究(BCSS)[3-4]においても検討されて上位にランクされているが、我国においては核融合科学研究所のFFHR[3-5]において第2候補材料として採用されているのみである。具体的な合金組成としてはTITAN-IにおいてV-3Ti-1Siが、またBCSSにおいてはV-15Cr-5Tiが採用されているが、最近の設計においては低温での延性に優れたV-4Cr-4Ti付近の組成の合金が選定されている。本稿でも後者の組成の合金を中心に述べる。図3-1にV-Cr-Ti 3元系の

DBTTを示した。上記の組成付近におけるDBTTが最低試験温度である77Kより低く、靱性に非常に優れていることが分かる。

熱的特性: 前出の熱応力指数 η は $\eta = (1 - \nu)kSu/E$ の表式で表される。ここで、 ν , k , Su , E , はそれぞれポアソン比、熱

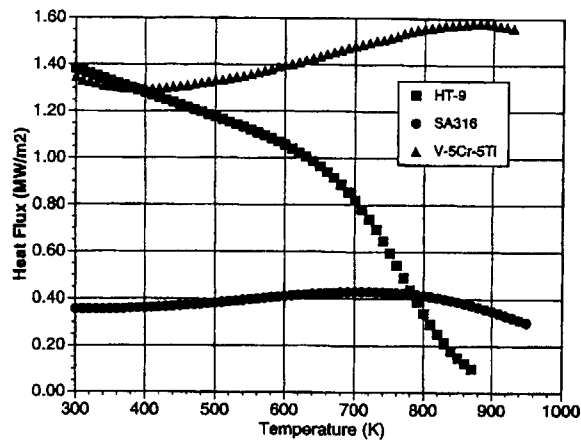


図3-2 厚さを5mmとした時の許容熱流束

伝導度、引張強度、ヤング率および線膨張係数である。バナジウム合金が有利なのは熱伝導度が比較的大きく、線膨張係数が小さい、高温での引張強度がフェライト鋼等と比べて大きいことなどによる。図3-2は国際熱核融合実験装置ITERの設計に際して米国アルゴンヌ研究所で計算された、前面パネル厚さを5mmに固定した場合の許容最大表面熱流束の温度に対するプロットである[3-6]。この図から明らかなように、バナジウム合金の、V-5Cr-5Tiは同じ厚さの316ステンレス鋼に比べると3倍以上の熱流束に耐えることが分かる。

低放射化特性: バナジウムの2種類の天然同位体である⁵⁰Vと⁵¹Vから中性子との反応で生成する放射性同位体は、⁴⁹Vを除いてはいずれも半減期が数日以下、あるいは 6×10^{15} 年と極端に長いために、廃棄物からの被曝の観点からは殆ど問題にならない。また、⁴⁹Vの半減期も330日であるため、炉停止から30年以内には放射能は無視しうる値まで低下する。一方、チタンから発生する⁴²Arは半減期が32.9年と、最も有害な長さである。しかし、幸いにして反応の断面積は大きくないので、合金全体の短時間における放射能を大きく上昇させることはない。さらに、炉解体の後材料を真空溶解することによってArを除去すれば、約30年以後の放射能は非常に小さくすることができ、材料のリサイクルが可能であると考えるも成立する[3-7]。鉄を基とする材料においては⁵⁵Feや⁶⁰Co等の長寿命核種が生成するためにこの様な概念は成立しない。しかし、ここでの議論は”純粋な”合金に対するもので、不純物による放射能は考慮されていない。例えば、Co、Ag、Sm等は50年から100年の間は最も有害な元素で、実際の材料の製造時にはこれらを混入させないように原料、

工程の管理を行うことが必要である。

強度特性:既に述べたようにV-4Cr-4Tiの組成を中心とするバナジウム合金は、照射前後のDBTTが非常に低い。チタン濃度が4-5%、クロムが0-5%の組成範囲では、1/3CVN試験片によるDBTTが液体窒素温度以下という優れた延性を示している。この組成範囲では34-44dpaの照射を受けた後もDBTTの上昇は20°C程度に留まっている。クロムやチタン濃度がこの組成範囲を越えると、照射前のDBTTやその照射による上昇も大きくなる。

侵入型不純物がバナジウム合金の延性に及ぼす効果も大きく、重量パーセントで比較すると、水素が最も効果が顕著で、酸素、窒素、炭素の順でDBTTに影響を与える。酸素について言えば0.1wt.%程度までは靱性に顕著な影響はない。バナジウム合金をはじめVa族金属においては水素による脆化が懸念される。しかし、上記の組成範囲の合金では600 - 900 appm の水素を添加した場合にもDBTTの上昇は60°C程度である。最近の研究によれば、V-4Cr-4Tiの組成で1600appmの水素を添加することにより、DBTTが250K程度まで上昇したが、水素濃度を100appm以下に保つことは容易と考えられるので、水素脆化がこの合金の適用性に関して大きな障害になるとは考えられない。

V-4Cr-4Ti合金は約400°C以上での照射では、既に述べたようにDBTTの上昇はわずかである。照射温度がこれ以下になると靱性がかなり損なわれることが最近報告された。照射量として約0.5dpa程度の低い値であるにも関わらず、DBTTが150°C程度まで上昇するというものである。この原因は、侵入型不純物、特に酸素と照射欠陥の相互作用に基づくものと考えられている。バナジウム合金の場合、構造材料がこのような低い温度における照射にさらされることは、設計により性能を損なうことなく回避できると考えられるが、脆化発生の照射条件、温度、不純物量等を明らかにしておくことは、デザインウインドウを適切に評価する上で必要である。

置換型の不純物の中では塩素が有害であることが最近明らかになった。塩素はチタンの精錬の過程である程度は必然的に混入してくる。これを電子ビーム溶解等の手段によって合金化前に除去しておかないと、クロムと結合して容易には除去できなくなるとされている。

高温でのクリープ破断寿命は材料の使用温度の上限を決めるという点で、経済性の観点から重要なパラメータである。図3-3はV-4Cr-4Tiと代表的な高温用のフェライト鋼であるHT-9のクリープ強度を示している[3-8]。V-4Cr-4Tiはフェライト鋼に比べて特に高温側で

優れたクリープ強度を持っていることが分かる。

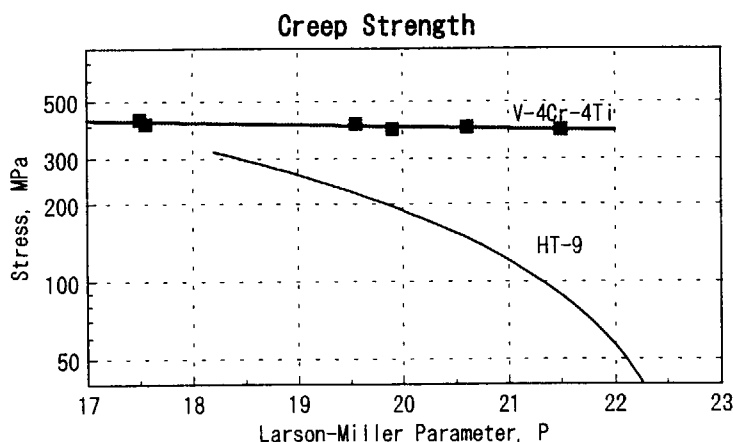


図3-3 バナジウム合金とフェライト鋼のクリープ強度

中性子照射下におけるクリープラプチャー寿命は、核反応で発生するヘリウムの影響により、高温では著しく短縮される可能性がある。核融合炉中性子照射によるヘリウム生成量はバナジウム合金の場合 5-7 appm/dpaであるとされている。DEMO炉で仮に100dpaの変位損傷が生じると500-700appmのヘリウムが生成することになる。このヘリウムが結晶粒界へ移動し、集積してヘリウム気泡を生じたりすると粒界脆化が生じる。2元バナジウム合金にトリチウムトリック法でヘリウム添加した実験では、700℃以上でヘリウム脆化が観察され[3-9]、バナジウム合金の使用温度の上限を抑える必要が検討されていた。最近行われた核融合環境に近いヘリウム添加条件の下での照射実験(DHCE)においては、ヘリウム添加の効果は照射のみによる伸びの低下にマスクされる程度の軽微な効果であることがわかった。これはヘリウム生成と同時に原子空孔も生成されてヘリウムを捕獲するため、トリチウムトリックで見られたような極端な脆化が生じなかったものと考えられる。しかし、更に高濃度のヘリウムが発生した場合には、ヘリウム脆化が潜在的には問題であることは否定できない。バナジウム合金の運転温度は従来から650℃付近に設定されているが、これはヘリウム脆化に対する安全余裕をみて決められており、今後の合金開発によりこの温度をさらに上昇させることは可能であろう。

スウェリング:バナジウム合金やフェライト鋼のような体心立方金属は、一般にスウェリングを生じにくいとされている。図3-4は密度測定により求めたV-Cr-Ti合金の中性子照射によるスウェリングを示している[3-10]。注目されているV-4Cr-4Ti合金のデータはまだ低照

射量のものしかないが、V-15Cr-5Tiでは85dpaでスウェリングは3%以下である。イオン照射によるデータは200dpaまであり、スウェリングは0.1%以下と無視しうる値となっているものの、損傷速度が3桁程度異なるためにデータの信頼性はやや低い。クロム量の減少と共にスウェリングは小さくなる傾向にあり、V-10Cr-5Tiでは同じ85dpaの中性子照射で2%以下の値になっている。

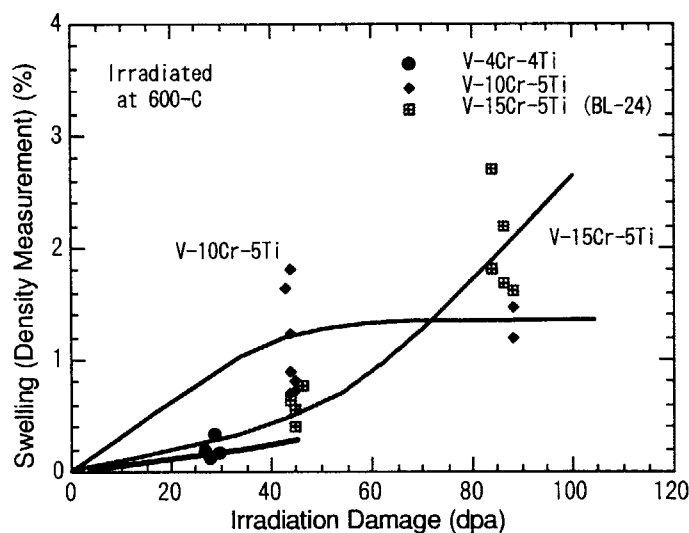


図3-4 V-Cr-Ti合金のスウェリング

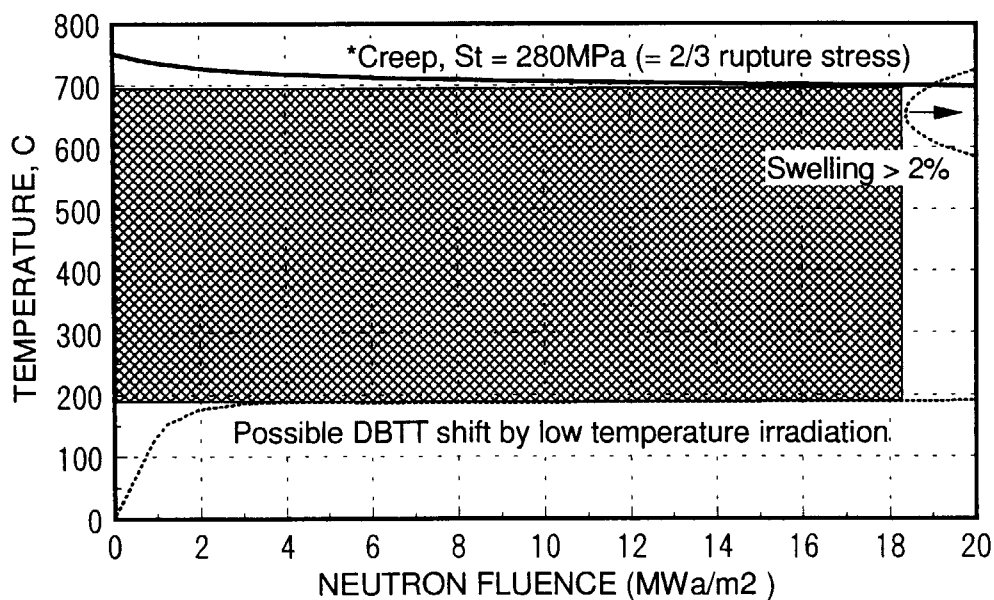


図3-5 V-4Cr-4Ti合金のデザインウインドウ

デザインウインドウ：これらのデータをもとに暫定的ではあるがデザインウインドウを設定すると図3-5のようになる。上限温度は熱クリープにより限定されており、ヘリウム脆化は問題ないものとして設定されている。高照射量領域において高濃度のヘリウムによる効果を勘案すれば、650℃程度に限定するのが保守的なウインドウということになる。低温側はDBTT上昇により限定されることになるが、侵入型不純物の量を低く抑えることにより、今後さらに低温側へウインドウを拡大することが可能と考えられる。

6.3.2 バナジウム合金の課題

製造性：バナジウム合金は工業材料としては、合金鋼の添加元素程度の応用が大部分で、バナジウムを主要構成元素とする合金の使用例は、一部の航空機用等に限定されている。このため、大型部材の製造性に関する研究開発の必要性が指摘されてきた。一方、原子力用の特殊金属、すなわちジルコニウムや、ハフニウム、その他の活性金属については、例えばTeledyne-Wah-Chang社は7000kg程度のインゴットを定常的に生産する能力を有しており、これをバナジウム合金に転用することは容易であると考えられる。最近、核融合用にV-4Cr-4Ti合金の500kgおよび、1200kgのインゴットが同社で製造された実績もある。製造上の留意点としては、侵入型不純物、特に酸素等の混入を防ぐことが挙げられるが、これに関してはジルコニウムやハフニウムの方が更に厳しい条件にあり、バナジウムが特に困難ということはない。ただし、長尺の管等を製造する際の間焼鈍等に関しては、十分な真空度をもつ大型焼鈍炉が必要であり、若干の設備投資が必要であることは事実である。

最大限の材料性能を引き出すためには加工熱処理を最適化する必要がある。これについては、日、米で詳細な研究が行われ、一応の指針が文章化されているが、ここでは割愛する。

溶接性：バナジウム合金の溶接性は一般に優れている。現在では、TIG溶接、EB溶接、レーザー溶接等が検討されており、ここに挙げた順に優れた溶接継手性能を有するという傾向が見られる。いずれの場合も、大気中の酸素等の吸収を避けるために、不活性ガスまたは真空中での作業が不可欠である。溶接後焼鈍は場合によっては不必要であるが、各溶接条件に対する最適焼鈍条件については現在R&Dが進められている。

絶縁性被覆：バナジウム合金と水やヘリウムによる冷却を組み合わせることは共存性の観

点から最適とは言えない。液体リチウムを自己冷却増殖材とするのが最も有利な組み合わせといえる。これは単に共存性に優れていると言う点のみならず、水素脆化の防止の観点から水素同位体の分配係数がリチウムにおいて大きいため、水素がバナジウム合金からリチウムに移行すると言う点で有利であるためである。一方、電気の導体であるリチウムが強磁場中を運動することに伴ういわゆるMHD損失を低減することが、この設計概念では必要である。すなわち、圧損が大きいことによる冷却管内圧の上昇により、材料に対する応力が過大になるためである。このために、配管内壁に絶縁皮膜を形成することが考えられているが、運転中の皮膜の健全性維持のためにも皮膜の自己修復性が必要とされている。バナジウム合金開発においてはこれがおそらく最大の課題であろうと考えられる。現在、CaOを形成する試みが米国で進められており、実験室規模では成功している。今後、大型のループにおいては、磁場、さらには放射線場の中での実証が必要である。

バナジウム合金を液体リチウム以外の冷却材、例えばFLiBeやヘリウムガス等と共に使用する概念がある。これらはバナジウム合金の利点を活かしつつ、液体リチウム使用に伴う絶縁皮膜の開発やリチウム火災の可能性に対する不必要な懸念を回避することができる上で有意義である。このために、主として冷却材との共存性を改善するための表面処理やクラッド材の開発が必要である。この研究は実証炉以後の炉材料の開発として位置づけられるべきものであるが、早期に着手することが必要であるのでここに記した。

6.3.3 開発計画

(1) 開発課題

バナジウム合金における開発課題を整理して以下に示す。

- (i) 非照射特性
 - (a) 絶縁性自己修復皮膜の開発
 - (b) 力学特性データベース構築
 - (c) 溶接技術、製管等製造技術開発
 - (d) ITER用テストモジュール製造試験
 - (e) 共存性改善研究開発
- (ii) 中性子照射による特性変化
 - (a) DBTT上昇の評価
 - (b) 高温ヘリウム脆化の評価

- (c) スウェリングの評価
- (d) 実炉環境での特性評価
- (iii) ブランケット総合試験
 - (a) 非照射での機能試験
 - (b) 中性子源による要素試験
 - (c) ITERでのテストモジュール照射試験

これらの課題について若干の説明を加える。

絶縁性自己修復皮膜の開発はバナジウム合金開発上最も重要な段階と考えられ、長期間のR&Dを要することが予想される。特に、実験室規模での皮膜形成研究の終了後は、磁場負荷機能を持つリチウムループによる検証が必要である。このための施設を整備することが前提となる。また、最終的にはITERにテストモジュールとして組み込んでのブランケットの総合的な機能試験が必要であるが、それに先だってIFMIF等の中性子源を用いて、中性子場中での健全性の試験が必要であろう。

力学特性データベース構築は現在も進行中であるが、設計に必要な工学データ取得に関しては、大型溶解材製造とそれを用いた実験が必要である。

溶接技術、製管等製造技術開発に関しては米国を中心に既にかかなり進んでいるが、米国の予算事情を反映して減速傾向にある。このため我が国においても積極的に推進して行く必要がある。

DEMO炉への適用性を検討する上で、ITERでのモジュール試験を行うことが必要であるが、そのためのテストモジュール製造を実証する。

バナジウム合金を液体リチウム以外の冷却材と共に使用する概念を発展させるための、表面処理、皮膜形成、クラッド材等による冷却材との共存性改善に向けた研究開発を行う。

中性子照射による特性変化のうち、DBTT上昇の評価は400℃以上の照射温度におけるヘリウムなしの条件ではDEMO炉に必要とされる100dpa程度までは大きな問題は予想されないが、V-4Cr-4Ti合金に対するデータはないので、取得しておく必要がある。より低温側での照射によるDBTT上昇は、炉の性能に特に影響はないと予想されるものの、やや詳細に調べておく必要がある。ヘリウム生成下での照射はDHCEによる低照射量でのデータしかないため、さらに実験が必要である。

高温ヘリウム脆化の評価も、現状では比較的照射量、低ヘリウム濃度で大きな問題はないと結論されているものの、100dpaまでのデータを取得する必要がある。スウェリングの評価についても同様である。

実炉環境では照射中の温度変動や、フラックスの変動に加えて、応力、雰囲気、その他の条件が複合される。これらの効果に関しては照射下クリープのように明示的に実験が行われるものもあるが、組み合わせが多様になるためにすべてを網羅して実験することは非現実的である。また、従来取得されているデータの大部分は単調な照射条件におけるものであり、これらを用いて変動・複合環境下の材料特性を評価する技術の開発・整備が必要である。このためにはよく制御され、接近性のよい照射場の整備が不可欠であるとともに、モデリングや計算機によるシミュレーション等を援用した研究が不可欠である。

ブランケット総合試験は材料システムとしての構造材料、冷却材、増殖材の組み合わせから成るブランケットの機能を実証するために必要である。このために、比較的小さい要素に対するIFMIF等の中性子源を用いた試験が必要であろう。また、最終段階の実証としてITERでのテストモジュール照射試験を行うことが必要である。

(2) 開発の現状

国際協力としては、現在米国が幹事となってV-4Cr-4Ti合金の500kgヒートに関して、ラウンドロビンテストを実施している。研究実施項目としては非照射機械的性質、溶接性、耐酸化性、熱クリープ等、および照射脆化、スウェリング、ヘリウム脆化、照射下クリープ等である。これらのうち我が国の研究者が参加しているのは、溶接性、耐酸化性、熱クリープを除く大部分の項目である。

国内的には大学を中心に非照射機械的性質、照射脆化、スウェリング、ヘリウム脆化、照射下組織発達の基礎、等に関する研究が実施されている。

(3) 開発の年次計画

DEMO炉の建設開始を2025年頃と考え、それまでに設計データの整備を行うものとする。2000年頃までに第1候補材料の組成を決定するが、ヘリウム存在下での照射データが不在であるなどの不確定な要素もあるので、2種類程度の代替候補材料をあわせて選定しておく。これらに対して2005年頃までに非照射データの取得を行う。あわせて、照射データの取得を行い、2015年頃までに、100dpa程度のデータの整備を行う。一方、微小試験片技術、照射挙動予測手法を開発し、IFMIFでの照射の準備を行う。

自己修復皮膜の開発は直ちに開始し、2003年頃からループによる実証試験を行う。

表3-1 バナジウム合金開発に使用する照射施設の計画

1996-2000	2001-2005	2006-2015	2016-2025
HFIR or ATR	HFIR or ATR JOYO	HFIR or ATR JOYO IFMIF	IFMIF
HFIR or ATRで 5-20dpa	2010年まで50dpa JOYOは2015年までで100dpa IFMIFで150dpa		

2008年頃までにテストモジュールを製造し、ITER-BPP期における照射実験に備える。
表3-1に利用する照射施設と照射量を記す。

参考文献

- [3-1] F. Najmabadi, et al. "The TITAN reversed field pinchi fusion reactor study" Final report, UCLA-PPG-1200 (1990).
- [3-2] F. Najmabadi, R. W. Conn, et al., "The ARIES-II and ARIES-IV Tokamak Fusion Reactor Study -- The Final Report," UCLA report UCLA-PPG-1461 (1992).
- [3-3] M. S. Tillack and the ARIES Team, "Engineering Overview of ARIES-RS Tokamak Power Plant," 19th Symposium on Fusion Technology, Lisbon, Sept. 16-20, 1996.
- [3-4] D. L. Smith, et al., "Blanket Comparison and Selection Study—Final Report," ANL/FPP-84-1, Argonne National Laboratory (Sep. 1984).
- [3-5] H. Matsui, et al. "Fusion Reactor Material Selection Based on Recent Progress", ANS 12th Topical Meeting on the Technology of Fusion, Reno NV (1996).
- [3-6] D. L. Smith, private communication (1993).
- [3-7] T. J. Dolan and G. J. Butterworth, EGG-FSP-10378, April 1994.
- [3-8] D. L. Smith, H. M. Chung, B. A. Loomis, H. Matsui, S. Votinov and W. Van Witzenburg, Proc. Third International Symp. on Fusion Nuclear Technology, June 1994, UCLA, California.
- [3-9] H. Matsui, M. Tanaka, M. Yamamoto, A. Hasegawa and K. Abe, ASTM STP 1175, 1215-1227 (1993).
- [3-10] H. M. Chung, B. A. Loomis, D. L. Smith, J. Nucl. Mater. 212-215,804 (1994).

6.4 照射施設

6.4.1 照射試験施設の重要性

ブランケット第一壁構造材料が、プラズマからの高エネルギー中性子の照射を受けたときに、その特性に生じる変化は特徴的であり、かつ大きい。この大きさは、例えば従来の構造設計手法の適用が困難となる程である。従って、ブランケット第一壁等の構造材料の開発では、照射損傷の影響評価が不可欠であり、また照射特性の向上は最大の課題の一つに位置付けられている。

照射損傷に限らず、使用中での材料劣化の評価(性能評価)は、使用条件に近いあるいは使用条件での挙動が推定し得るような条件で行われることが望ましい。構造材料の性能評価上、重要な照射施設パラメータには、(i)中性子スペクトル(核変換生成元素と PKA エネルギーを決める)、(ii)照射体積(照射に利用できる容積)、(iii)照射条件及び計装(照射温度範囲、照射温度制御能力、機械変形付与能力)等を挙げる事ができる。現在利用し得る代表的な照射施設には研究炉があるが、この中性子スペクトルは核融合炉と大きく異なっている。この対策として加速器型等の材料照射用中性子源(IEA の IFMIF 等)の建設が検討されているが、これには多くの資金を要する。これに加えて、照射体積も従来から不足気味であったが、さらに、ここ数年の研究炉の廃炉や運転停止の結果、利用可能な研究炉の能力は必要量を大きく下回るようになった。このように、現在の照射施設の特性や運転状況は、今後の材料開発の進捗に著しい制限を加える可能性がある点で問題である。

一方、限られた照射能力であっても、それを利用して得た結果を基に損傷モデルを得、数値シミュレーション等の手法を用いて使用条件での材料挙動予測手法の開発を行うことや、照射体積を有効に利用するための微小試験片材料試験技術を適用した照射後及び照射下試験技術の開発を進めることは、照射施設の不足をある程度まで補い得る可能性がある点で重要である。

核融合炉材料の開発を滞りなく実施するためには、照射施設の整備や開発による照射能力の向上と、照射実験結果の解析方法や評価方法開発等を行い、チェック・アンド・レビューによって、施設の利用、整備及び開発計画を定め遂行することで、照射施設が核融合炉材料開発のボトルネックとなることを避ける必要がある。

以下では、照射損傷に影響を与える中性子スペクトル等の重要性和材料照射用の中性子源の重要性について、次いで照射施設に関して、試験片体積や中性子スペクトル等の照射場特性についての検討を行う。さらに、施設の利用、整備及び開発の計画について検討する。

6.4.2 照射損傷に影響を与える因子と核融合材料照射用中性子源の必要性

中性子等の粒子線を照射すると、材料中にはじき出し損傷による点欠陥(及びその集合体)や核変換による異種元素が生じる。使用(照射)温度では、はじき出しで導入された格子間原子などが拡散し微細組織を変化させる結果、材料の特性が変化するが、入射粒子の種類やエネルギーの違いによってもたらされる、

- (i) 核変換生成元素の生成
- (ii) 一次はじき出し原子(PKA)のエネルギースペクトル
- (iii) はじき出し等の損傷速度

などの相違は、この組織の変化に影響を与え得る。また、照射温度、変形等の照射条件に関する事柄も、照射による組織変化に影響を与える。

材料特性の評価を正確に行うためには、これら照射場の特性や照射条件が核融合炉第一壁等での状態と同等であることが望ましい。しかし、中性子スペクトルとフラックスに関する近似性を確保するためには IFMIF のような加速器型中性子源等を建設する必要がある。このように、項目によっては近似度合いの向上に多大な経費を要するため、必要性の程度に従ってイオン加速器、核分裂炉、あるいはスペクトル調整照射等の照射技法を適用する等、照射施設利用について、さらには IFMIF のような加速器型中性子源等の核融合近似中性子源の建設を含めて、全体として最適化をはかる必要がある。最適化の判断は照射場特性等の影響の現れ方に密接な関係がある。この影響の現れ方の概略を表 4-1 に示す。

ところで、計算機実験、イオン照射、低フラックスの核融合中性子照射等の結果を基に照射条件の影響を補正できれば、近似度が高くない照射手段による評価結果でも利用し得るとの指摘はしばしば行われている。要求と経費の関係を考慮すれば、この照射条件の影響の補正は重要な問題と言えよう。しかし、これまで知られるに至った照射による特性変化の主なものについては、実験による検出に理論的な予測が先立った例は見あたらない。これを考慮すれば、補正を行う基になる材料特性の評価のために用いる照射施設には、結局のところ、少なくともスペクトル効果に関して定性的な違いが(または異なった機構の特性劣化が)生じない近似度の照射条件であることが要求される。

表 4-1 照射損傷に対する中性子場特性の影響

	スウェリング	引張特性	延性脆性遷移 温度(DBTT)	疲労
核変換生成元素	(i) ヘリウムによる増加が知られている (ii) 水素の影響も無視できないと考えられる (iii) これら以外の元素の影響は比較的小さいと考えられる(化合物を生成しやすい元素では影響は無視できないと考えられる)	ヘリウムは高温(0.3Tm程度以上)で著しい粒界脆化をもたらす(ヘリウム脆性)	照射硬化によるDBTT 上昇を助長するとの報告がある	高温では繰り返し変形がヘリウム脆化を助長する
PKA スペクトル*	高エネルギー中性子源等の研究手段がないため研究が少ない (キャビティ生成助長の可能性がある)**	(照射量依存性が増し、さらに硬化の最大値が増加する可能性がある)**	(硬化量が増加すれば DBTT 上昇が助長される可能性がある)**	(硬化量が増加等により寿命が変化する可能性がある)**
照射速度***	(i) イオン照射等で照射速度が数桁高い時には高温側に現象がずれる (ii) 核分裂炉照射の範囲では影響は大きくない	核分裂炉照射の範囲では影響は大きくないと考えられる	核分裂炉照射の範囲では影響は大きくないと考えられる	核分裂炉照射の範囲では影響は大きくないと考えられる
重要因子	ヘリウム(+水素)の生成速度の影響は強い PKA エネルギーの影響も有り得ると考えられるが明らかでない	高温挙動についてはヘリウム量の影響大 PKA エネルギーの影響も有り得ると考えられるが明らかでない	ヘリウムの影響が指摘されている PKA エネルギーの影響も有り得ると考えられるが明らかでない	高温挙動についてはヘリウム量の影響大 PKA エネルギーの影響も有り得ると考えられるが明らかでない
備考	ヘリウム生成及び照射速度の影響については計算機シミュレーション法の提案あり	硬化-微細組織間関係のモデルが有るが不十分		

* セラミックス材料等では、高いエネルギーのPKAが引き起こす電子励起を通じて、はじき出し損傷で導入された点欠陥が自己再結合し、照射の影響が減少する可能性も指摘されている。

** 十分には明らかにされていない事柄であり検証を要する。

*** 第一壁材料等を高フラックス領域で照射する場合である。要求評価精度に依存するが、加速照射を行うと照射量依存性に有意なずれを生じる可能性がある(真空容器等で注意を要する)。照射速度変動(炉がパルス運転される場合等)の影響が生じ得る場合が有ると考えられている。

この要求を満たすには核分裂炉照射のみでは明らかに不足であって、結局のところ IFMIF 等の大型の加速器型中性子源等が必要となる可能性は高い。あるいは、主なデータソースを核分裂炉照射として、小型の加速器型中性子源、ITER の EPP、あるいはスポレーション中性子源を併用し、補正用の計算コードの検証のための実験的なベースを得ると言った対応も可能性があるかもしれない。しかし、中性子スペクトル効果等の補正コード実現の可能性については不明な事柄が多く、現状では可能性の評価には困難な点が多い。

従って、原型炉の建設計画を考慮すれば、当面は工夫を加えた核分裂炉照射を利用すること、並行してこのような補正手法の検討と開発を進めることも重要であるが、IFMIF のような大型の中性子源建設が不可欠となる可能性は極めて高いために、このための技術開発の推進は必須と言える。

他方、中性子スペクトル等の照射場の特性に加えて、到達照射量、照射温度(制御能力)や機械的な変形の付加のような照射条件とそれらの制御能力も照射挙動に影響を与え、照射試験の能力を決める。

(1) 到達照射量

材料の開発スケジュール(各論の 1 及び 2)を参照すれば、原型炉の建設(場合によっては運転の)開始までに寿命に相当する照射を数回繰り返すことができる照射速度を有する必要があることがわかる。はじき出し損傷量で表せば $>10\text{dpa/年}$ である。

熱時効や照射等により照射リグは損傷を受けることにより、到達照射量が制限をされる可能性がある。これは特に照射下疲労試験装置のように複雑で劣化を避けにくい要素が多い場合に問題となる。照射後に評価試験を行うような場合(照射後試験)には、新しいリグに試験片を詰め替えることで対応できれば問題は少ない(現在の研究炉での方法)。

(2) 照射温度

照射損傷による微細組織変化は温度依存性を持つ。スウェリング、ヘリウム脆性、照射誘起偏析等は、原子空孔の移動が盛んになる温度以上で強く生じる(融点に近づくと回復により影響は小さくなる)。これらの温度、照射量及び照射速度依存性について数値シミュレーション法が提案されている。一方、照射硬化と、それに伴う伸びの低下、DBTT 上昇、疲労機構変化等はスウェリング等よりも低い温度で強く生じる。

炉では運転条件の変動等に従って温度の変動が生じ得る。温度変動の影響は小さ

くないことが知られているため、照射実験及び数値シミュレーション等による評価は重要であり、このような照射温度制御能力も求められる場合が有り得る。

(3) 変形による組織変化等

機械的な変形は材料中に弾性ひずみや塑性変形に伴う組織変化を導入する。弾性変形成分は照射下でのクリープ変形をもたらす駆動力として働く。

塑性変形により導入された転位密度の増加などの組織変化は、照射によって回復を受ける傾向がある。これは、塑性変形による組織変化が照射によるものと異なるところがあるためである。一方、定常的に塑性変形が導入される疲労損傷等では、繰り返し塑性変形及び照射損傷による組織変化が相乗効果を生じる可能性がある。さらに、変形による組織変化の大きさが歪み振幅や繰り返し速度により様々な値を取り得る。このため相乗効果は多様なものとなる可能性があり、試験マトリックスが大きくなり得ること及び試験装置が複雑になることから照射施設整備においても注意を要する。但し、試験装置が複雑なため評価例が少なく相乗作用についての知見は少ない(疲労と照射の効果が相殺される報告もある)。このため基礎的な検討等により重要性の評価を早急に行う必要がある。

以上のように各々の機械的損傷等に対する、照射場特性及び照射条件の各因子の影響の及ぼし方は多様である。

6.4.3 照射施設に関する要求事項と現状との比較

(1) 材料の開発段階と照射施設への要求レベル

1) 各材料開発段階で必要な中性子スペクトル及び照射速度

照射施設の能力を表す項目のうちで、中性子スペクトル(はじき出し、核変換、PKA エネルギー等)の近似性については、中性子の発生機構に依存する事柄であるため、これへの対応は最も難しい課題の一つである。照射試験に利用可能な核融合(近似)中性子条件を実現するには、核融合装置あるいは d-Li 反応を利用する加速器型中性子源(例えば、国際核融合炉材料照射施設; IFMIF)といった装置が必要とされているが、この建設及び運転には多くの資源を要する。

材料の開発段階によって、中性子スペクトルに対する要求は異なる(6.4.5 参照)。図 4-1 に示すように、材料探索段階で要求される事柄は、はじき出し損傷及びヘリウム生成に関する近似性である。これに関しては、低放射化フェライト鋼等の場合

には、アイソトープ調整照射、スペクトル調整照射やニッケルドープといった高度化した核分裂炉照射法の利用で対応が可能であるが、SiC/SiC 複合材料については実用的な対応の方法は知られていない。はじき出し損傷速度については、オーステナイトステンレス鋼等での経験から推定して 10dpa/年以上が必要と考えられる。

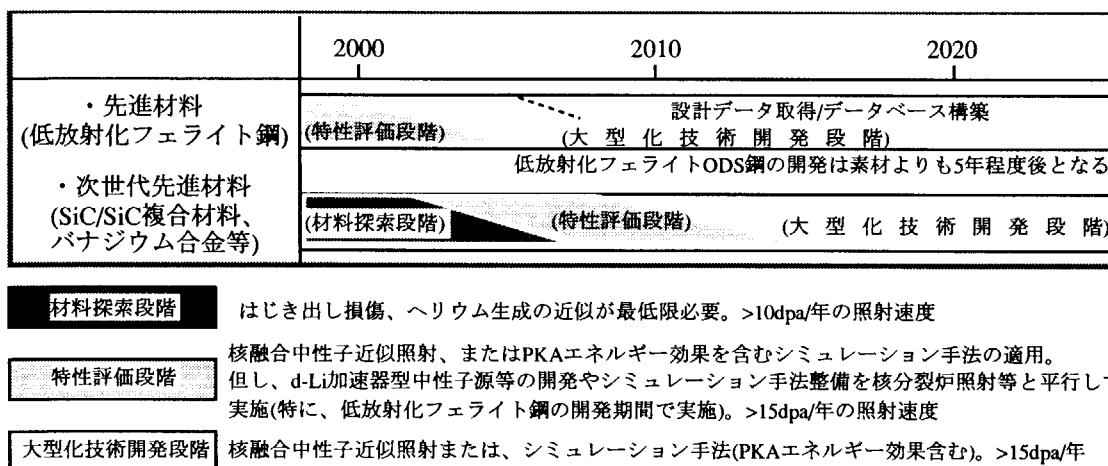


図 4-1 材料の開発段階と中性子スペクトル等の近似性必要レベル

大型化技術開発段階においては、核融合近似中性子による照射か、または少なくともはじき出し損傷、ヘリウム生成及び PKA エネルギーの効果について評価し得る手法、例えば核分裂炉照射での結果を較正(Fission-Fusion neutron correlation)し核融合炉中性子による照射挙動を推測することができるシミュレーション手法等の実用化が要求される。はじき出し損傷速度については、原型炉建設までの間に寿命である 100dpa までの照射を複数回実施する必要から 15dpa/年以上を要する。

これらの段階の中間に位置する特性評価段階でも、基本的には核融合近似中性子による照射等の実施が望ましい。但し、シミュレーション手法や核融合近似中性子照射施設開発の実施も必要であるため、現実的には高度化した核分裂炉照射等の利用を主とし、これらを並行して実施する過渡的な形態で対応せざるをえない。なお、核融合近似中性子源の開発時期との関係等から、低放射化フェライト鋼については大型化技術開発段階の初期に於てもこの過渡的な対応を継続し、中性子源やシミュレーションの本格的な利用は 2000~2010 年代の後半と考える。はじき出し損傷速度は 15dpa/年以上を要する。

2) 照射体積、照射条件制御能力等への要求

表 4-2 に各材料開発段階での照射体積と、その推定に用いたテストマトリックス

を示す。各段階で必要になると考えられる照射体積の推定では、オーステナイトステンレス鋼等での経験を基にした(6.4.5 参照)。これは、SiC/SiC 複合材料をはじめとした次世代先進材料に関するテストマトリックスの推定には困難な点もあるためである。結果として、表では低放射化フェライト鋼が主な対象である。

表 4-2 各材料開発段階での照射体積等

(オーステナイトステンレス鋼等での実績を基に推定。主に、低放射化フェライト鋼を対象)

	テストマトリックスの概要
材料探索段階 (最大損傷量: >25dpa 相当)	(1) 材料(ヒート)数: 10(程度) (2) 各条件当たりの試験及び試験片数 引張試験(5)、DBTT(10)、クリープ試験(5)、 微細組織-スウェリング等(5) (3) 照射条件(6条件) 照射温度: 3レベル、照射量: 2レベル (4) 試験片体積: 1条件当たり約 2.2 cm ³ 、合計約 132(33*) cm ³
特性評価段階 (最大損傷量: >75dpa 相当)	(1) 材料(ヒート)数: 8(程度。接合材等含む) (2) 試験及び試験片数(条件当たり) 引張試験(5)、DBTT(10)、クリープ試験(5)、微細組織-スウェ リング等(5)、静的破壊靱性試験(5)、疲労亀裂成長試験(2)、 疲労試験(5)、化学的環境効果(5) (3) 照射条件(6条件) 照射温度: 3レベル、照射量: 2レベル (4) 試験片体積: 1条件当たり約 8.9 cm ³ 、合計約 430(322**) cm ³
大型化技術開発段階 (最大損傷量: >100dpa 相当)	(1) 材料(ヒート)数: 6(程度。接合材等含む) (2) 試験及び試験片数(条件当たり) 引張試験(40)、DBTT(25)、クリープ試験(10)、微細組織-スウ ェリング等(10)、静的破壊靱性試験(10)、疲労亀裂成長試験 (10)、疲労試験(25)、化学的環境効果(10) (3) 照射条件(6条件) 照射温度: 3レベル、照射量: 2レベル (4) 試験片体積: 1条件当たり約 25 cm ³ 、合計約 900 cm ³

* 材料探索段階での試験片照射体積は材料数 10×照射条件 6×2.2cm³=132 cm³ となるが、照射量を 25dpa までと小さく考えれば、これに応じて占有する体積は 33 cm³ と小さくなると考える(特性評価段階等と同じ照射速度の施設を使うとして)。

** 照射量を 75dpa までとした場合の占有体積。

なお、オーステナイトステンレス鋼は、実験炉用材料として大型化技術開発段階に至っていると考えられるが、原型炉以降では実験炉の場合よりも小さなマージンで材料を使用するため、評価の精密化が必要となり原型炉用材料のテストマトリックス及び照射体積は大きくなる。

照射条件の制御は大別して、(i) 温度制御範囲(定常照射の場合)、(ii) その場試験の

能力の2つに分けられよう。材料探索及び特性評価段階までは、主に前者のみが重要で、後者は大型化技術開発段階で重要になる。

表 4-3 定常照射の場合の温度制御範囲

(材料探索段階及び特性評価段階での主な照射条件制御項目)

	低放射化フェライト鋼	SiC/SiC 複合材料	バナジウム合金
照射温度範囲(°C)	250~500 (ODS は 700°C まで)	600~1100	300~700

前者の(i)照射温度制御範囲は、表 4-3 に示されるとおりである。後でも触れるが高速炉にて 400°C 以下で照射を行うためには、新たに試験片の冷却システムの開発が必要になる。これは低放射化フェライト鋼やバナジウム合金の照射体積を確保する上からも問題となる。

(ii)のその場試験については、現在のところ実施例及び検討例は少ない。しかし、照射損傷による材料特性の変化が大きいこと及び使用条件の裕度が少なくなるため、構造設計のために多様な照射下試験が要求される可能性がある。

評価項目としては、表 4-4 に示すものが考えられる。これらのうちで、疲労に係る挙動については、歪み振幅等の試験条件数が多くなりがちであり、このためテストマトリックスも大きくなる可能性がある。照射体積等の必要量推定に関しては、一部の項目(加圧管型試験片による照射下クリープ)を除いて実施例が少ないため不確定の度合いが大きい。IFMIF の概念設計における、照射下疲労試験リグについて検討例では、試験領域の体積は 3000cm³ 程度(試験片は 3 本)である。また、JMTR で計画中のキャプセルでは、疲労亀裂成長試験部分の体積は駆動部分も含めて試験片 1 個当たり 500 cm³ 程度となっている(試験部のみでは 200 cm³ 程度)。これらから推測される照射下試験に必要な体積は膨大なものにのぼる可能性がある。照射下試験については、試験パラメータ、試験装置、試験片の小型化等につき早急に検討を行い、また ITER での実施等も考慮して、テストマトリックスの概要を明らかにする必要がある。ここでは、照射下試験の開始を 2010 年代の後半からとし、照射体積は仮に照射後試験用の試験片体積(各材料毎)の合計と同一と仮定した。

表 4-4 照射下特性に関する評価項目

時間及び事象依存強度	クリープ、クリープ亀裂成長、疲労特性、疲労亀裂成長
環境依存強度	応力腐食割れ、腐食疲労、腐食

(2) 現状の照射能力との比較

現在、原研及び大学では混合スペクトル核分裂炉である、ORNLのHFIR炉等を核融合炉材料の開発に利用している。核分裂炉であるためPKAエネルギー、固体核変換生成元素等の影響については近似の度合いは高くないが、スペクトル調整やアイソトープ調整によりはじき出し損傷とヘリウムの生成等に関しては近似照射を行っている。照射試験片の体積は、はじき出し損傷速度が $>20\text{dpa/年}$ の位置(ターゲット領域)で 50 cm^3 程(15dpa/年 の損傷速度では 67 cm^3 に相当)が可能である。炉の運転への影響等の検討が必要であるが、 100cm^3 以上(15dpa/年 で 130cm^3 以上)の試験片を装荷できる可能性もある。温度制御範囲は $80\sim 1000^\circ\text{C}$ 以上と広い。はじき出し損傷速度が 7dpa/年 程度と低い照射領域(RB*領域)も利用しており、この領域では現在2本のキャプセルで体積 50 cm^3 程度(15dpa/年 で 25 cm^3 に相当)の試験片を照射している。ここでは温度のフィードバック制御が可能でありまた、キャプセル本数を4本まで増加させ得る可能性がある。なお、核分裂炉であるためPKAエネルギーが低く、少なくとも大型化技術開発段階で必要と考えられる高い精度が要求される照射には不足の点がある。

HFIR以外の炉としては、損傷速度は低い($<4\text{dpa/年}$)がJMTRを利用している。また、JOYO、フェニックス等の利用も検討されている。また、スポレーション中性子源(PSIやLLNLにて稼働中)についても検討を開始する必要がある。これらについては6.4.6に概要をまとめた。なお、HTTRをブランケットモジュールの照射に利用する検討もなされている。

これらのうちJOYOでは損傷速度を比較的高くし得るため、核融合炉材料開発への利用に比較的適している。しかし、照射温度の制御範囲や精度への要求を高くすると、さらに冷却材であるNaの温度以下で照射を行う場合には、装荷できる試験片の体積は 20 cm^3 以下($>25\text{dpa/年}$; 15dpa/年 で $>33\text{ cm}^3$ に相当)と小さくなり、照射温度を冷却材程度とするのであれば 450 cm^3 ($>25\text{dpa/年}$; 15dpa/年 で $>720\text{ cm}^3$ に相当)の体積の試験片を照射し得る。

表4-2及び図4-1からわかるように、必要照射体積(試験片体積)は、2000年代前半までは 400 cm^3 前後と推測されるが、2000年代後半からは先進材料のデータベース構築を開始する必要性から 1500 cm^3 以上になる。これを図4-2に示す。一方、利用可能な体積(照射試験片)は、HFIRのみではせいぜい 180 cm^3 (照射速度 15dpa/年 換算)で、JOYO(2000年前後からの利用は可能な範囲と期待される)を加えても 213 cm^3 (精密な温度制御を行った場合)から 900 cm^3 (冷却材温度のみで照射)の範囲となる。最大値である 900 cm^3 としても、2000年代前半での必要量を満たし得る程度

であって、2000年代後半には明らかに不足が生じ始める。

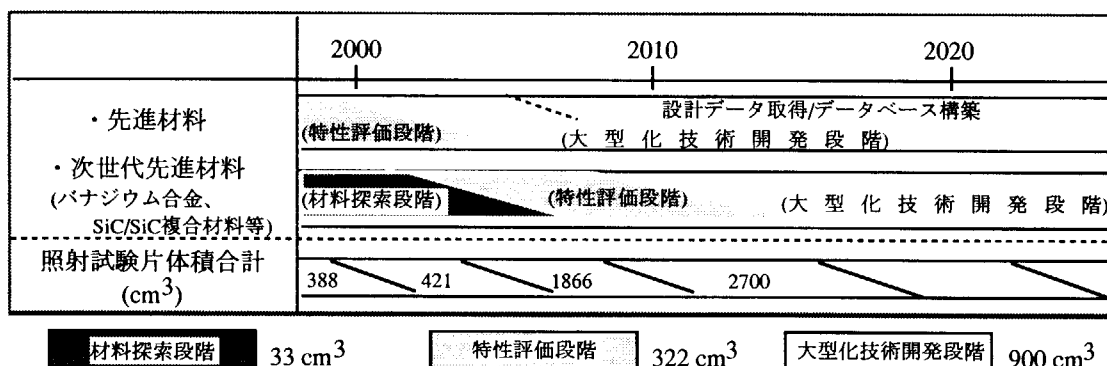


図 4-2 各材料の照射試験片体積合計

既に述べたように、JOYO 照射での温度制御を考慮すると 900 cm³ の体積を利用し得ると考えることは楽観的すぎ、せいぜい、400 cm³ 程度と見積られる(2000年代前半での充足率は 95%程度に相当)。

さらに、照射体積に加えて、中性子スペクトルの効果(特に、PKA エネルギーの影響)、照射温度制御、照射下試験等を考慮すれば、照射施設整備の問題は核融合炉材料開発での大きな問題となることは明らかである。

6.4.4 照射施設等の整備と利用計画

(1) 照射施設充足性及び対策

6.4.2 及び 6.4.3 で示したように、照射施設は、照射できる試験片の体積、中性子スペクトル(核変換生成元素と PKA エネルギー)、計装に関して不十分である。特に、高速炉では冷却材温度以下での制御については技術開発が必要である。

これらの困難な課題のうちで、中性子スペクトルの違いの影響と照射体積不足への対策としては、(i) 加速器型核融合近似中性子源(IFMIF)等を開発する、或いは、(ii) スペクトル効果補間法により、核分裂炉照射等(核分裂炉、スポレーション中性子源、ITER テストブランケット照射、小形の IFMIF、TIARA 等のイオン照射、超高压電子顕微鏡による電子線照射)の結果に数値シミュレーション等によりスペクトル効果の較正を行い、核融合炉での挙動を推定することが考えられる。この他、直接的な解決方法ではないが試験片の微小化による照射領域の利用効率向上は課題の解決に寄与し得る。

ところで、これまで知られている主な照射による特性変化(現象)の機構については、既に指摘したように理論的な予測が実験結果に先立った例は見あたらない。こ

のため、(ii) スペクトル効果補間法で期待する計算機実験についても、基にする核分裂炉等での照射劣化の機構が、部分的にであっても核融合炉での機構と同じでなければ、あるいは明らかに同じであると推定されるのでなければ現実的でない。

スポレーション中性子源での照射では、ヘリウムや水素の生成速度(はじき出し損傷と比較して)は核融合炉での場合から大きく隔たっているわけではなく(例えば、高速炉と比較して)、さらに PKA エネルギーに関しては核融合中性子での場合よりも高いエネルギー成分も存在する。この点から、また照射体積を確保する点から、核分裂炉とスポレーション中性子源を照射施設として併用し、これに ITER テストブランケットや大学で建設が検討されている小形の IFMIF を較正用を利用することについて検討を行う必要がある。但し、現状では検討が不十分であることや期待できるマシンタイムが限られること等から、可能性が十分には示されていない。従って、主な計画としては IFMIF 等の加速器型中性子源の利用を前提とし、不足を補うもの或いは IFMIF 等の建設の遅滞への対応手段と位置づけられることが適当と判断される。但し、今後の進展によっては重要な位置を占め得ると考えられる。

以上は主に中性子スペクトルの近似性に関する事柄である。照射に利用できる照射場体積に関しては、図 4-2 のように 2000 年代の後半には明らかに HFIR と JOYO のみでは不足が生じる。

表 4-2 等での試験片体積の推定では、現在、HFIR での照射(また、IFMIF-CDA での参照試験片)に用いている微小試験片を参照した。試験片をさらに小型化することで、照射体積の不足を補い得る可能性がある。材料強度評価に関するかなりの検討が必要であるが、試験片体積を現状の 50%程度に減少させるような微小試験片による材料試験技術の開発は検討の余地があると考えられる。

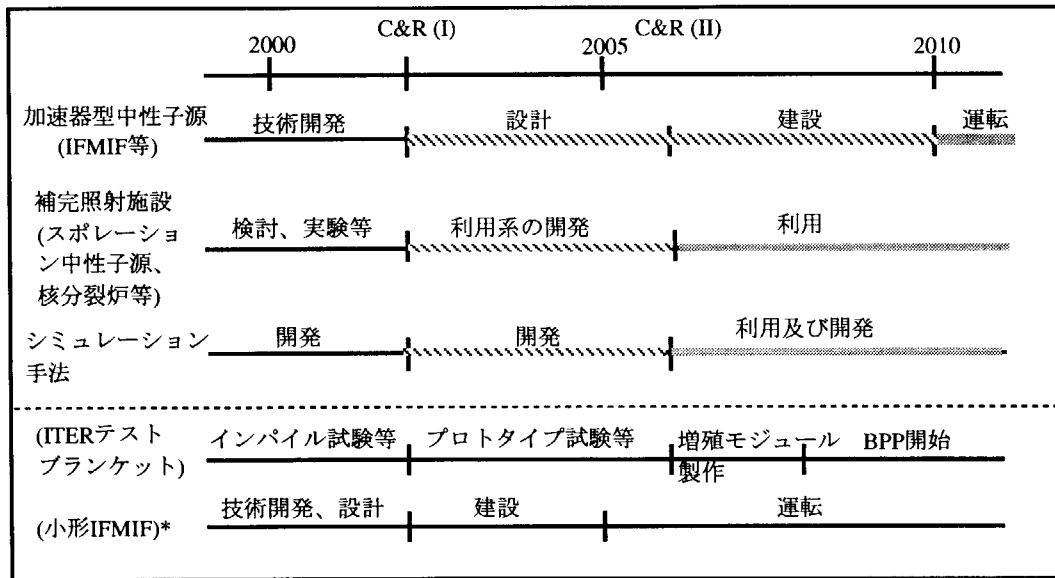
試験片の寸法は、材料の特性、設計の手法等に依存するため小型化には照射挙動や設計手法の進展が必要であるとともに、照射後試験施設の整備も必要であり、ある程度の開発期間を要する。また、材料データベース構築のためには、小型化が不相当とされる場合も有り得る。試験片の微小化に関しては、2005 年頃を目処に、材料探索段階及び特性評価段階のための試験片体積を半減させる。可能であれば、材料データベース整備(大型化技術開発段階)のための試験片体積半減も目指し、並行して照射後試験施設の整備を行う。なお、照射後試験施設の整備は、現在の微小試験片に対するものであっても整備状況は不十分であり対策が必要であることを指摘する。

試験片の小型化を見込んでも、照射試験片体積の合計は 2005 年以降で 1000cm^3 程度必要となる(内訳: 低放射化フェライト鋼が 450cm^3 、ODS 鋼、SiC/SiC 複合材

料、バナジウム合金が各 166cm^3)。IFMIF-CDA の結果から判断すると、損傷速度が $>20\text{dpa/年}$ の領域での装荷試験片体積は 250cm^3 であるが(照射体積は 500cm^3)、 $>8\text{dpa/年}$ (平均値は 13dpa/年 程度)の領域は 450cm^3 程である(照射速度の充足度は 86%)。2010年代には、SiC/SiC 複合材料やバナジウム合金も大型化技術開発段階に到達し、照射試験片体積は 1350cm^3 程となって不足分はさらに大きくなる可能性がある。一方、チェック・アンド・レビューによって、優先する材料を1種類に定めれば、IFMIFを用いて2010年から2024年までの間に、照射後試験及び照射下試験による材料データベースを整備し得ると考えられる。但し、照射リグの照射損傷のためリグ交換に伴う照射の休止が必要となり、照射場の占有率は 75% 程度になると考えられること、さらに照射速度の充足度から必要な照射試験片体積は合計で 900cm^3 程度に達するため補完的な照射手段を用意する必要がある(内訳: 低放射化フェライト鋼分は占有率等を3割り増しすることで補正して $450 \times 1.3 = 585\text{cm}^3$ 、SiC/SiC 複合材料、バナジウム合金が各 166cm^3)。ところで、2005~2010年の間での照射試験片体積の不足は 600cm^3 程度に達し得る。この不足分及び2010年以降での補完手段として、HFIR や JOYO 以外の高中性子束核分裂炉等(スポレーション中性子源を含む)の利用も重要と考えられる。さらに、大型化技術開発段階での材料データベース整備のための特性評価において、全ての試験片の微小化は必ずしも容易でなく、補完すべき体積がさらに増える可能性もある。

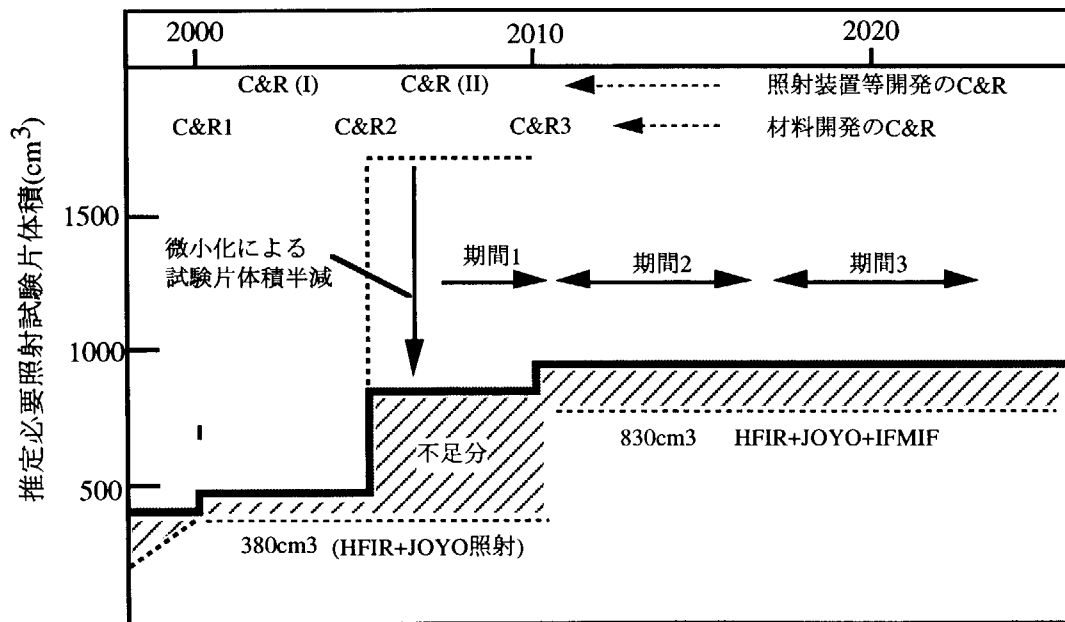
図4-3に2010年頃までのIFMIF及び補完照射施設の技術開発と検討計画の概略を示す。図中には、現在のITERテストブランケット開発計画も示すが、テストブランケットの最初のチェック・アンド・レビューである2002年(C&R(I))に合せて、加速器型中性子源(IFMIF等)の技術開発、補完照射施設の検討(検討のための実験を含むため4~5年程度の期間が必要である)を行い、チェック・アンド・レビューにより加速器型中性子源についてはより詳細な設計段階への移行、補完照射施設に関しては利用施設を選定し、さらに照射技術開発を開始する。補完照射施設に関しては、2006年頃から利用を開始する。

図4-4に2020年代までの必要な照射試験片体積を、HFIR、JOYO及び加速器型中性子源により期待される照射試験片体積及びチェック・アンド・レビューとともに示す。図からわかるように2005年から補完照射施設の利用が必要になり得る。2010年以降では、チェック・アンド・レビューによる対象材料の絞り込みが必要と考えられる。



C&R (I): 補完照射施設(スポレーション中性子源、核分裂炉等)の判断
 C&R (II): IFMIFの建設開始を判断、ITER増殖ブランケットモジュール製作開始と同様の時期に実施
 * 大学で検討されているものがある。2000年代半ばの運転開始が望ましい

図 4-3 IFMIF 及び補完照射施設の技術開発と検討計画概略



C&R1: 低放射化フェライト鋼(RAF)の候補材料選定、C&R2: RAF候補材料確認、試験片の微小化(体積半減)、C&R3: 開発を優先する材料を1種類に絞る(他もIFMIF以外で継続)
 期間1: RAFでは素材の材料データベース整備と他の材料は特性評価、期間2: 優先開発材料がRAFとされる場合にはODS鋼との接合材等の材料データベース整備、期間3: 照射下特性評価

図 4-4 推定必要照射試験片体積と照射施設の容量

なお、2017年頃からは材料データベース整備で必要とされる評価における照射下試験の割合が増えるが、ここでの照射体積は照射後試験の場合と同様と仮定した。照射下試験では技術開発事項が多いため、現在のところ十分な精度での照射体積の推定は困難な状況にあり、早急な検討が必要である。なお、JMTRは比較的損傷速度が小さいため、主な照射施設としては扱っていないが、計装化に適すること等から照射下試験の技術開発や探索的实施には有用である。

(2) 利用及び整備計画

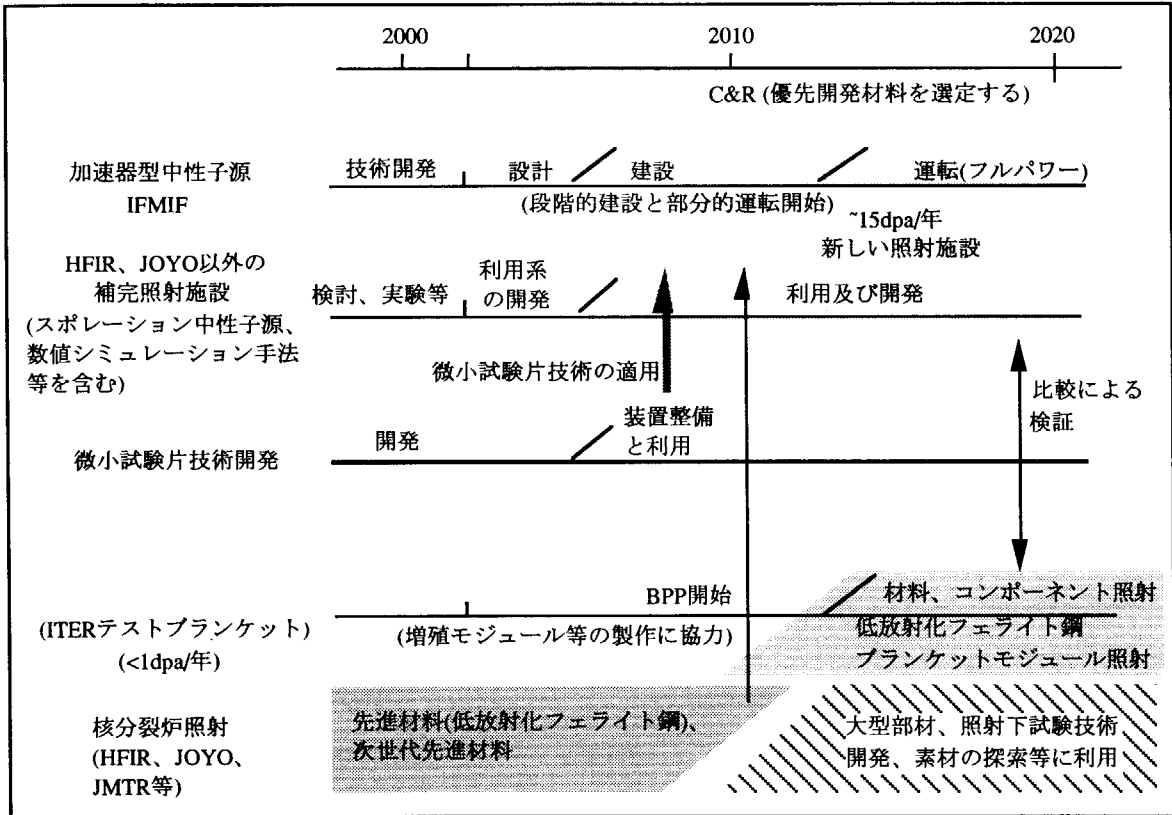
照射施設に関するまとめとして、図4-5に照射施設の利用及び整備計画を示す。2000年代は照射施設として主に核分裂炉を利用する。並行して、加速器型中性子源であるIFMIFに関する技術開発、スポレーション中性子源や高中性子束核分裂炉といった補完照射施設に関しては可能性の検討やそのための照射実験を行う。補完技術の一つとしての、シミュレーション技術の開発には、イオン照射実験や超高压電子顕微鏡による電子線照射も用いられる。また、6.4.2で指摘したように、微小試験片試験技術、照射下試験技術等の開発も不可欠である。

照射施設整備に関しては、2002年及び2007年頃にチェック・アンド・レビューを行い、IFMIF等の規模を含めた目標の検討を行う。2000年代の後半には、照射場の不足が明らかに生じるため、この時期を目処に、照射施設の整備(HFIR及びJOYO以外の核分裂炉の利用検討、スポレーション中性子源の利用技術開発)を行い、HFIRやJOYO以外の照射施設利用を開始する。さらに、2010年頃からは、これらに加えて加速器型中性子源等の使用を進める。ITERのテストブランケットに関しては、運転の習熟が期待できるBPPの後半またはEPPから使用条件での損傷の検証を目的として、材料及び(モデル)コンポーネント等の照射に利用するとともに、特に低放射化フェライト鋼の開発に関しては、ブランケットモジュールの実証試験の材料関係部分を担当する(国際協力によるバナジウム合金やSiC/SiC複合材料の評価も視野に入れる)。なお、HFIRやJOYOに関しては、新素材の探索、大型部材の照射や照射下試験を中心に利用を続ける。

材料データベース整備のための照射効果評価の主な部分については、2010年代以降に主に実施する。また、ITERでの照射結果と比較し、これをシミュレーション手法に取り込むことで、使用条件での材料挙動の予測能力を向上させる。

照射施設のうちでIFMIFはIEAの国際協力で検討を行っている。しかし、これまでで明らかなように利用に関する考え方や建設スケジュールは一致していない。従

って、国内での利用計画を独自に作り、これを基に IEA の活動に寄与する検討を行うべきと考えられる。



C&R(I): スポレーション中性子源の意義等をITERテストブランケットのプロトタイプモジュールのC&Rと同時期に実施
 C&R(II): IFMIFの建設開始を判断、ITER増殖ブランケットモジュール製作開始と同様の時期に実施

図 4-5 照射施設の利用及び整備計画

既に指摘したように、照射体積の制限から「微小試験片 (Macro-miniaturized specimen 等と呼ばれる)」の利用は必須である。従って、照射後試験施設に関しては、この微小試験片への対応能力が課題の一つである。比較的単純な引張試験は実施し得る施設が多いが、衝撃試験、破壊靱性試験、疲労試験等に関しては技術開発が必要である。既に指摘したように、このため技術開発や照射後試験施設の整備が必要である。これには、大型化技術開発段階で重要となる構造強度評価との関連を強めた評価法を開発も含まれる。

試験の量については、例えば引張試験は平均的に見て年間で 100 本程度であるため、ブランケット第一壁構造材料に限れば、施設の規模に関しては著しく不足した

状態ではない。但し、原研内の施設の老朽化問題もあるため、施設の整備や維持は重要な検討項目である。これについても、評価を早急に開始する必要がある。

6.4.5 材料の開発段階と照射場特性

ここでは、材料開発の各段階で要求される照射場特性及び照射条件に関する近似の度合い、必要な照射体積等について検討する。材料によって課題が異なるため、この段階での評価項目を一概に示すことは適当でないが、照射施設の利用計画や充足性の評価を行うためには不可欠であるため、ここではこれまで開発経験のあるオーステナイトステンレス鋼で経験に基づき、主として低放射化フェライト鋼を対象にした評価例を示すことにする。このため、照射試験片体積等の数値にはずれがあり得る。なお、この6.4.5は6.4.4までの補足である。

(1) 材料探索段階

評価項目は、オーステナイトステンレス鋼では電子顕微鏡組織、照射下クリープ及び引張特性が主なものであった。低放射化フェライト鋼では、表4-5に示すように、延性脆性遷移温度(DBTT)評価が加わる必要がある。引張特性を除いてヘリウムの効果が指摘されており、従って、照射場の特性に関する重要因子は、はじき出し損傷量とヘリウムの生成量であって、少なくとも、これらを核融合炉での条件に近づける工夫を行う必要がある。なお、低放射化フェライト鋼やバナジウム合金における固体核変換生成元素やPKAエネルギーの影響も無視すべきではないが、重要性は相対的に低いと考えられる。

この要求を満たし得る照射施設には、核分裂炉や多重ビームによるイオン照射が挙げられる。核分裂炉に関しては、同位体調整等によりヘリウム生成を模擬できることが必要であるが、SiC/SiC 複合材料に対してはこの条件を満たすことは困難と考えられる。多重ビーム(自己イオンとヘリウムイオンのビーム等)によるイオン照射は、耐スウェリング性を中心にした材料のスクリーニングを目的とする場合に有効であるが、基礎的研究を除き、照射領域の寸法が限られるため強度特性評価には適用が難しい。なお、加速器型中性子源は何れの条件をも満たす。

次に、材料探索段階で必要となる照射体積の推定を行う。オーステナイトステンレス鋼では基本となった316鋼の他、Tiの添加、Ni量のバリエーション、さらに加工熱処理の影響評価も行われ、概ね10種程度の合金が扱われた。低放射化フェラ

イト鋼の開発は当初の高速炉開発で扱われた鋼種を含めれば多い。しかし、主なパラメータは2~12%程度の範囲で評価したCrの量の影響であって、この概要を把握するにはやはり10種類程度の合金を扱うことで対応し得たと考えられる。

表 4-5 素材開発段階での適合照射装置、テストマトリックス等の例

重要因子	- はじき出し損傷量及びヘリウム生成量(はじき出しと同時に生成することが必要)
適合照射施設	- 核分裂炉照射(ヘリウム生成のため同位体調整、スペクトル調整照射が必要) - 多重ビームイオン照射装置(主に、微細組織変化に適用)
テストマトリックスの概要等	- 材料(ヒート)数: 10(程度) - 試験及び試験片数(条件当たり) 引張試験(5)、DBTT(10)、クリープ試験(5)、 微細組織-スウェリング等(5) - 照射条件(6条件) 照射温度: 3レベル、照射量: 2レベル - 試験片体積: 1条件当たり約4.3cm ³ 、合計約260cm ³
備考	- 照射場の特性に関してはPKAエネルギーも使用条件に近いことが望ましい。 - 核分裂炉の照射速度は、はじき出し損傷速度にして>20dpa/年が必要。 - テストマトリックスはオーステナイトステンレス鋼での実績を基にした。

照射量及び照射温度の種類は、各々2及び3程度が実績と言えよう。各評価項目での、試験片数は各々5~10程度である。採用する試験片の大きさにもよるが、現在HFIR照射で用いられているものをもとにすれば、各ヒート、各条件当たりの試験片体積4.3cm³である。また、総量は約260cm³となる。

核分裂炉等での照射においては、試験片の温度制御等の必要性から、キャプセル等によって占められる体積は試験片の体積よりも大幅に増える。炉心でキャプセル等が占有する体積の合計(ここでは、これを照射体積と呼ぶ)は、照射装置に依存するが試験片体積の3~40倍程度に分布する。核分裂炉での典型的な値は10~40程度であり、約260cm³の試験片体積に対応する照射体積は2.6~10.4リットルと推定される(5.2リットルに対しファクター2)。なお、この倍率は混合スペクトル炉であるHFIRで20~40倍以下、高速炉で10~20倍程度である。また、特性が劣るものについては照射を中止することになるため、この分だけ必要な照射体積は小さくなる。

(2) 特性評価段階

特性評価段階の目標は、候補材料(ヒートまたは組成範囲等)を決定することである。このため、代表的な使用条件に相当する照射条件を与えることが、照射施設への要求となる。但し、次の大型化技術開発段階でも再評価することになるため、近似度合いの要求レベルは大型化技術開発段階と同等以下であっても合理的と考えられる。

この段階を経ていると考えられる材料には、核融合実験炉の構造材料であるオーステナイトステンレス鋼がある。建設時期が近く、使用条件が比較的緩いこと等から、核分裂炉でのスペクトル調整照射等が適当であると考えられているようである。

原型炉以降のブランケット第一壁構造材料では、想定される照射量をはじめとした使用条件が厳しく、またマージンを切り下げて使用する必要があるため、実験炉用材料での場合よりも近似度の高い照射が必要と考えられる。従って、使用条件の近似度合いが低いために組成等の最適化に問題が生じることは避ける必要があり、例えば、PKA スペクトル、核変換生成元素、損傷速度といった項目に関して、実効的に核融合炉との違いが大きくない必要がある。なお、照射試験の項目は、主に、照射損傷の積分的効果に関係するものとなるため、その場実験の重要性はあまり高くない。中性子スペクトルに関する要求条件(PKA スペクトル等を合わせる)を実現できる照射施設である加速器型中性子源等の整備については既に6.4.3等で触れた。

この段階で必要となると考えられる照射体積の推定を行う。オーステナイトステンレス鋼ではJPCAのような改良材と基本材料である標準的な316鋼、これらの加工熱処理のバリエーション2種類ずつの計4種類に加え、接合部分の評価として、これらの2鋼種に付き2方法(TIG溶接法と電子ビーム溶接法)ずつ4種類の計8種類の材料を扱った。照射量及び温度レベルは、材料探索段階と同じく、それぞれ2及び3の程度が実績レベルである。試験項目及び試験片数は、表4-6に示すようである。なお、微細組織の試験片数は実際には1パッケージ単位で50枚程度とこれのみ多い。単一材料で各条件当たりの試験片体積は 8.9cm^3 程度となり、試験片体積の総量は約 430cm^3 と推定される。これは核分裂炉で、4.3~17.2リットルの照射体積(8.6リットルに対しファクター2)に相当する。最大照射量は、寿命に相当する照射量(100dpa以上)までと考えられ、材料開発計画からは年間で $>20\text{dpa}$ 程度の照射速度が必要になる。

表 4-6 材料特性段階での適合照射装置、テストマトリックス等の例

重要因子	- はじき出し損傷量、ヘリウム生成量 (はじき出しと同時に生成が必要)、PKA エネルギーの効果(不明な点が多い)
適合照射施設	- 加速器型中性子源(必要性はPKA スペクトルの影響等の補正方法発達に依存する) - 核分裂炉照射(ヘリウム生成のため同位体調整、スペクトル調整照射が必要) ・ 原型炉建設計画時期を考慮すれば、核分裂炉照射とPKA スペクトル効果等の補正方法の検討と開発を並行
テストマトリックスの概要等	- 材料(ヒート)数: 8(程度。接合材等含む) - 試験及び試験片数(条件当たり) - 引張試験(5)、DBTT(10)、クリープ試験(5)、微細組織-スウェリング等(5)、静的破壊靱性試験(5)、疲労亀裂成長試験(2)、疲労試験(5)、化学的環境効果(5) - 照射条件(6条件) 照射温度: 3レベル 照射量: 2レベル - 試験片体積: 1条件当たり約8.9cm ³ 、合計約430cm ³
備考	- 照射速度は、はじき出し損傷速度にして>20dpa/年が必要。 - IFMIF等が間に合わない場合には、PKA スペクトルの影響の補正方法の検討と開発が必要。 - テストマトリックスはオーステナイトステンレス鋼での実績を基にした。

(3) 大型化技術開発段階

ここでの照射計画は3段階に分けることができよう。これらは、

- (i) 材料(照射)データベースの整備
- (ii) 構造設計手法に特徴的な材料またはコンポーネントの挙動評価
- (iii) 構造物(モデルを含む)の照射試験

以上のうち、(i)は構造設計等に不可欠と考えられる材料特性についてデータを整備する段階である。この結果や基本的特性の評価結果を基に、構造設計の手法が整備されることになるが、(ii)では、これの整備や整備された手法での材料挙動の取り扱いに特徴的な挙動について、モデルコンポーネントまでを視野に入れて評価する段階である。さらに、構造物レベルで実証的な評価が必要になった場合には(iii)の段階も実施が要求されよう。なお、これらのうちで(ii)及び(iii)は構造設計等との協力で実施される項目で、材料のみの対象範囲とはならないであろう。そこで、ここでは主に、(i)に必要と考えられる照射場について扱い、(ii)と(iii)の範囲については

簡単に触れることにする(表 4-7 参照)。これは、このような事柄については、今後、構造設計等の他領域との共同作業を通じて明らかにする必要がある事柄であることによる。

材料データベースは、構造設計等で参照されるような代表的な項目について材料挙動をまとめたものである。構造設計の結果は、コンポーネントの寿命や信頼性の評価、さらには装置の建設に影響を与え得る。データベース整備に使用される照射場が有するべき核融合炉での材料の使用条件への近似の度合いは、この用途に対応して十分に高い必要がある。

必要な近似の程度は将来の設計時に要求される評価精度、その時までの照射場特性の補正方法の発達等に依存する。このため、現在の知識を基にして必要な近似の度合いを定量的に示すことには無理がある。但し、少なくとも核分裂炉照射の利用の高度化と補正手法の開発の重要性が、また加速器型中性子源の必要性がより高くなることは指摘できよう。なお、核分裂炉利用の高度化には、照射下疲労試験等のその場試験の能力向上、運転時の温度パターンを近似した照射温度制御等が、スペクトル調整やアイソトープ調整照射に加えて、必要性に応じて含まれる。

この段階で必要となると考えられる照射体積の推定を行う。候補材料とこれの接合材が対象ヒートになる。オーステナイトステンレス鋼では、母材、TIG 及び電子ビーム溶接材の 3 種類を選んでいるが、実験炉第一壁では異種材料の接合も含まれるため、今後は 6 種類程度を想定する必要があると推定できる。

照射量及び温度レベルは、特性評価段階の場合と同じく、それぞれ 2 及び 3 の程度とする。但し、さらに細かい評価を行うことも必要とされ得る。試験項目及び試験片数は、表 4-7 に示すようであるが、これらには非正常運転による温度の上昇に関して、典型的な条件での影響の効果を評価する試験片も含まれる。単一ヒートで各条件当たりの試験片体積は 25cm^3 程度であり、試験片体積の総量は約 900cm^3 となる。これは核分裂炉で、9~36 リットルの照射体積(18 リットルに対しファクター 2)に相当する。これに加えて、少なくとも一部のヒートには照射温度の変動等の照射条件変動効果の評価も行う必要がある。

さらに、照射損傷と機械的損傷、さらに化学的効果の重畳効果を評価するためのその場試験、構造設計手法を開発するためのモデルコンポーネントの試験等も必要であるが、これらの必要性や照射体積については今後の研究開発の進展を待つ必要がある。

表 4-7 大型化技術開発段階での適合照射装置、テストマトリックス等の例

重要因子	- はじき出し損傷量、ヘリウム生成量、PKA エネルギーの効果 照射損傷と機械的損傷、化学的損傷等の重畳効果
適合照射施設	- 加速器型中性子源(データベースに十分な精度を確保するためには必要と考えられている。しかし、必要性の論証はPKAスペクトルの効果等の不明な点が多く不可能。補正方法の発達にも依存する。) - 核分裂炉照射(他の中性子照射手段による結果と比較して、PKAスペクトル効果等の補正方法を開発する必要がある)
テストマトリックスの概要等	- 材料(ヒート)数: 6(程度。接合材等含む) - 試験及び試験片数(条件当たり) 引張試験(40)、DBTT(25)、クリープ試験(10)、微細組織-スウェリング等(10)、静的破壊靱性試験(10)、疲労亀裂成長試験(10)、疲労試験(25)、化学的環境効果(10) - 照射条件(6条件) 照射温度: 3レベル 照射量: 2レベル - 試験片体積: 1条件当たり約25cm ³ 、合計約900cm ³
備考	- 照射速度は、はじき出し損傷速度にして>20dpa/年が必要。 - テストマトリックスはオーステナイトステンレス鋼での実績を基にした。

6.4.6 照射施設

(1) 照射施設

材料開発に利用し得ると考えられる照射施設について、中性子フラックス等が関係する仕様、キャプセル等の照射リグ及び特徴について表 4-8 にまとめた。併せて、関連技術開発について内容と必要性を示す。なお、この 6.4.6 は 6.4.4 までの補足である。

表 4-8 照射施設の諸元 (1/3)

	照射速度と照射体積	照射リグまたは キャプセル	その他
HFIR	<p>- 高フラックス領域 (ターゲット位置)、 6 リットル、試験片体積 としては 50cm³ 程度 20-30dpa/年(Fe で) 高速中性子束: 1~2×10¹⁵n/cm²s 熱中性子束: 3×10¹⁵n/cm²s</p> <p>- 低フラックス領域 (RB*位置)、 2.5 リットル/キャプセル(キャプセルは2本) 試験片体積としては、 600cm³ 程度 7dpa/年(Fe で) 高速中性子束: 4×10¹⁴n/cm²s 熱中性子束: 1.2×10¹⁵n/cm²s</p>	<p>- 高フラックス領域 無計装キャプセル 20 本程度(内 1/3 程度が 使用可; 高速中性子束 が高い) 温度制御範囲: 80℃以上 (800℃まで実績あり)</p> <p>- 低フラックス領域 計装キャプセル (温度制御、セラミック スの電気伝導度他) 温度制御範囲: 80℃以上 (400℃まで実績あり)</p>	<p>中性子スペクトルが比較的軟らかい このため、低放射化フェライト鋼中の W 等が核変換で減少し、これが限界照射量を制限している(RB*位置で 5dpa/年程度)が、同位体調整を行えば問題は生じない。</p> <p>1999 年から圧力容器交換のため数年間停止</p> <p>同様の炉として ATR がある。</p>
JOYO	<p>- 高速中性子が、 4.1×10¹⁴ ~3.5×10¹⁵n/cm²s 照射速度: 6~46dpa/年 0.5 リットル/キャプセル(キャプセルは2本) 試験片体積としては、 20cm³ 程度(冷却材温度以下で照射の場合) 450cm³ 程度(冷却材温度以上の場合)</p>	<p>- 計装キャプセル(温度) 温度制御範囲は Na 温度 (入口で 350℃、出口で 500℃)以上 クリープ試験の内圧 モニター</p>	<p>- HFIR のような熱中性子が多い炉に比べ、固体核変換生成元素が少ない(W 等の減少が少ない)</p> <p>- 最低照射温度が低放射化フェライト鋼等については高すぎる(低くする技術開発はフランスで検討例あり)</p>

表 4-8 照射施設の諸元 (2/3)

JRR3		- 計装キャプセル 温度制御キャプセルは実績あり、クリープ、疲労等は検討がある	
JMTR	- 熱及び高速中性子が、 $4 \times 10^{14} \text{n/cm}^2 \text{s}$ 照射速度: 10dpa/年、 但し、実績で<4dpa/年 燃料領域7本、反射体 領域10本のキャプセル 等が利用可 照射可能体積は総計で 50リットル程度 試験片体積としては、 100-200 cm^3 程度/キャプセル	- 計装キャプセル 温度制御キャプセルは実績あり、クリープ、疲労等は検討がある - 温度制御範囲は1000°C程度まで実績あり	- HFIR等に比べると、 計装に適した構造になっている。 - その場試験の場としては有用と考えられる。
HTTR			ヘリウム及び温度の条件が、SiC/SiC複合材料ブランケットの試験に適用可能である
IFMIF	- >20dpa/年; 0.4リットル - 1-20dpa/年; 6リットル	- 温度制御範囲は300-1000°C - その場試験への適合性が高い - 照射試験には微小試験片を用いる	- 中性子スペクトルが核融合炉の場合に近い - 照射体積の利用効率が高い
スポレーション中性子源	- >10dpa/年の領域が1000 cm^3 程度 但し、マシンタイムが制限されるため、現状では照射速度は低い。 - IFMIFと試験片の体積比率が同様で利用効率が高ければ400 cm^3 程度になる	- 未定	- 短パルスであることの効果に注意する必要がある。

表 4-8 照射施設の諸元 (3/3)

ITER			- テストブランケットに開発材料を適用することで、使用実績と中性子スペクトルの影響について較正することができる。
多重イオン照射(TIARA 他)			- 微細組織等への照射効果の評価に有用である。

(2) 照射後試験施設

対応できる試験の項目と量が照射後試験施設に関する主な因子である。

ブランケット第一壁材料の照射挙動評価では、必要になる照射量が大きい。このため、照射体積の有効利用や、試験片中の温度分布の均一性に注意する必要がある(中性子束等が高いため試験片中の発生熱量が大きくなる)。これら等に対応するために、試験片を小さくした「微小試験片(Macro-miniaturized specimen 等と呼ばれる)」を用いる必要があるが、この微小試験片への対応能力が課題の一つである。比較的単純な引張試験は実施し得る施設が多いが、衝撃試験、破壊靱性試験、疲労試験等に関しては技術開発が必要である場合が多い。

試験の量については、例えば引張試験は平均的に見て年間で 100 本程度であるため、著しく不足した状態ではない(施設の有効利用が前提とはなるが)。但し、全体的に見ても余裕が大きくはないため、他プログラムでの利用量によっては実質的に不足する可能性がある。これに関する検討が必要である。

微小試験片技術は、今後は核融合炉材料以外においても利用が拡大すると考えられる。しかし、試験法や評価法の開発は今後も継続する必要がある、これに対応した試験施設の円滑な整備が必要である。例えば、大型化技術開発段階では、構造強度評価との関連を強めた評価法を開発して行く必要がある。このような評価法の開発に対応でき、かつ試験施設の容量を補い得るような必要最低限の施設については、整備等の可能性を検討する必要がある。

(3) 各種照射施設の特徴とまとめ

1) 中性子スペクトル

- 核融合炉条件に対する近似度に関しては IFMIF が高いと期待できる。
- 検討が必要であるが、スポレーション中性子源の利用は、PKA エネルギー効果の

評価を行う可能性を提供し得る。但し、短パルス照射であることによる問題点の考慮が必要であり、また現状ではマシンタイムが制限される。

- HFIR ではスペクトルが軟らかく W 等が核変換しがちなため、アイソトープ調整を行う必要がある。

2) 中性子フラックス

JOYO、HFIR、IFMIF が有用なレベルのフラックスを有する。JMTR 等は、少なくとも稼働率を上げる必要がある。スポレーション中性子源は中間的である。2 倍程度までのフラックスの増加によって有用さの度合いが大きく増すと考えられる。

3) 照射条件

JOYO は 400°C 以下の照射に困難がある。計装能力に関しては HFIR の RB*位置と JMTR が比較的優れている(ここでは扱っていないが、海外では HFR が高い技術開発実績を示している)。

4) 照射技術

計装化、その場試験の能力を高める必要がある。試験片の(適当な)微小化は必須である。

5) 中性子源以外の施設

TIARA、超高圧電子顕微鏡は組織変化の評価に利用できる。イオン加速器付きの超高圧電子顕微鏡は、その場観察能力が高いため材料を探索するような段階での照射(微細組織変化に関する特性に限られる)、モデルの検証への利用には特に有用である。

ヘリウムの効果等の特定の事柄に限れば、サイクロトロン照射が有用な点もある。

6) 照射できる試験片の体積

計画中の照射施設も含まれるため、正確さには問題があるが、まとめると以下の表 4-9 のようである。これらの施設は、主に、損傷速度と強度試験片の照射が可能である点に注目して選んだものである。また、併せて各材料開発段階で必要な照射試験片体積も表 4-10 に示す。

表 4-9 と 4-10 の比較から材料開発に必要な照射試験片体積が、現在利用可能な HFIR の照射体積を大幅に上回っていることがわかる。今後、照射施設の不足状況はさらに強まることがわかる。なお、低放射化フェライト鋼は、少なくとも材料探索段階を過ぎている。HFIR で照射できる体積が、材料探索段階で必要とされる体積を大幅に下回っている原因は、これまで利用してきた FFTF 等の停止によっている。

中性子スペクトルの近似性の以前に、照射に利用できる体積の不足は、材料開発の進展にとって大きな障害であることは明らかである。なお、容量及び中性子スペクトルに関して IFMIF が極めて高い能力を示すことを指摘しておく。

表 4-9 代表的な施設で一度に照射し得る試験片の体積

	HFIR	JOYO	IFMIF	スポレーション中 性子源
照射できる試験片 の体積(cm ³)	50(~150)	20	400	400
備考	高速中性子成分が 少なめな領域まで 含めると 150 まで 増加	照射温度制御への 要求に依存する なお、冷却材であ る Na の温度以下は 対応の予定無し	照射速度に分布が ある。	試験片はターゲッ トベッセルを取り 囲むように配置

表 4-10 各材料開発段階で必要になる照射試験片の体積
(低放射化フェライト鋼での推定値; 表 3-2~3-4 を参照)

	材料探索段階	特性評価段階	大型技術開発段階*
照射が必要な試験片の 体積(cm ³)	260	430	900

* 大型技術開発段階は、工学的実証段階の一部である。他に、必要に応じてモデルコンポーネント等を照射する場合は考えられるが、現状での予測は困難である。

付録1

構造材料研究開発推進専門部会名簿

(あいうえお順、敬称略、所属名は平成11年3月現在)

部会長：

香山 晃(京都大学 エネルギー理工学研究所 エネルギー機能変換研究部門・教授)

所外委員：

阿部 勝憲(東北大学大学院 工学研究科 量子エネルギー工学専攻・教授)

梅澤 正信(日本カーボン(株) 開発本部 研究所 研究所長付)

岡村 清人(大阪府立大学工学部 材料工学科・教授)

平成10年3月まで

白石 春樹(科学技術庁 金属材料技術研究所 極限場研究センター長)

平成10年3月まで

関村 直人(東京大学大学院 工学系研究科 システム量子工学専攻・助教授)

高橋平七郎(北海道大学 エネルギー先端工学研究センター・教授)

田邊 哲朗(名古屋大学工学部 理工科学総合研究センター・教授)

平成9年6月より

永川 城正(科学技術庁 金属材料技術研究所 第2研究グループ第2サブグループリーダー)

平成10年6月より

野田 信明(文部省 核融合科学研究所 大型ヘリカル研究部 プラズマ制御研究系・教授)

平成9年6月より

長谷川俊永(新日本製鉄(株) 鉄鋼研究所 鋼材第二研究部)

松井 秀樹(東北大学 金属材料研究所 原子力材料工学部門・附属材料試験炉利用施設長・教授)

正村 克身(日本鋼管(株) 総合材料技術研究所 京浜材料研究センター鋼材研究室・准主幹)

室賀 健夫(文部省 核融合科学研究所 大型ヘリカル研究部 装置技術研究系・教授)

森田 健治(名古屋大学工学部 工学研究科 結晶材料工学専攻・教授)

平成9年6月より

吉田 直亮(九州大学 応用力学研究所 プラズマ・材料力学部門・教授)

所内委員：

- 秋場 真人(那珂研究所 核融合工学部 NBI 加熱研究室・主任研究員)
- 菊地 賢司(東海研究所 エネルギーシステム研究部 高温材料強度研究室・主任研究員)
- 菊池 満(那珂研究所 炉心プラズマ研究部 炉心プラズマ第1実験室長)
- 實川 資朗(東海研究所 物質科学研究部 照射解析研究室・主任研究員)
- 関 泰(那珂研究所 核融合工学部 次長)
- 瀬口 忠男(高崎研究所 材料開発部長) 平成10年3月まで
- 高津 英幸(本部 ITER 業務推進室・課長) 平成10年3月まで
- 中島 甫(東海研究所 エネルギーシステム研究部 次長) 平成10年3月まで
- 野田 健治(本部 企画室 次長) 平成10年3月まで
- 羽田 一彦(大洗研究所 核熱利用研究部 熱利用システム研究室長代理)
- 菱沼 章道(東海研究所 物質科学研究部 核融合炉材料研究開発推進室長・主任研究員・次長)
- 松尾 秀人(東海研究所 物質科学研究部 核融合炉材料研究開発推進室・主任研究員・次長)
- 山田 禮司(原研 東海研究所 物質科学研究部 材料開発研究室長・主任研究員)

付録 2

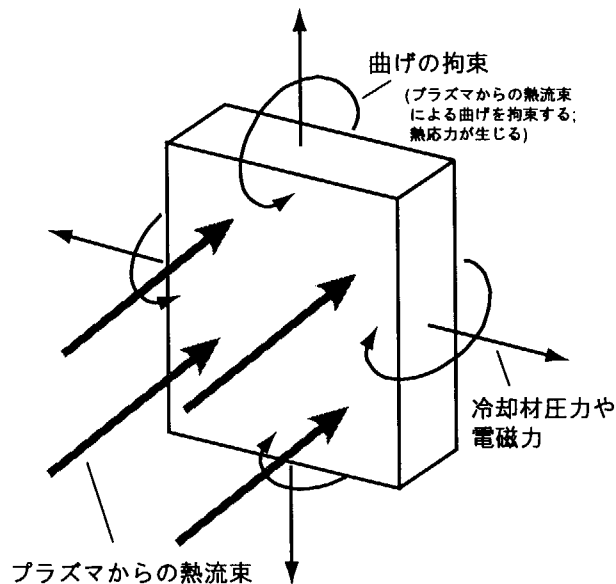
フェライト鋼第一壁の構造強度に関する検討

(STA の報告書「中期的展望に立った核融合炉第一壁構造材料の開発の進め方について」のための説明資料として原研が準備)

本資料は、機械的負荷等による核融合炉ブランケット第一壁での損傷の生じ方を検討したもので、材料への照射効果についても考慮した。なお、原型炉の第一壁構造材料における注意すべき損傷または材料課題の概要を明らかにするための前段階である。

1. モデル(第一壁の構造)

下の付図 1 に示すように、面内方向の変位拘束は無いが、曲がり変形は生じない(拘束されている)平板を第一壁のモデルとした。SSTR での解析モデルと同様である(付録 第一壁の構造と設計の条件を参照)。



付図 1 第一壁モデル

2. 荷重

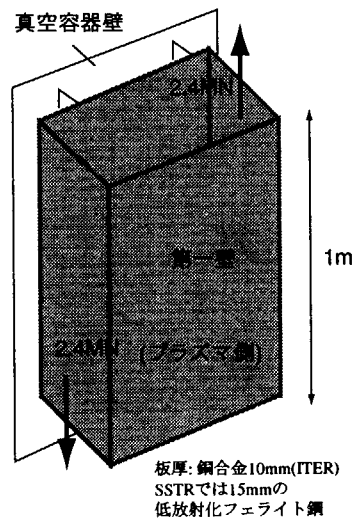
第一壁には、主に以下の 3 つの荷重が作用する

(1) 電磁力

電磁力の発生状況は主に 2 つの場合に分けられよう。正常な運転状態(プラズマの点火や定常燃焼時等)での場合及びディスラプションに伴い過渡的に大きな

電磁力が生じる場合である。

これらの電磁力により第一壁中に生じる応力の評価は十分には行われていない。電磁力は ITER でも SSTR の場合でも、付図 2 に示すような箱形のモデルを用いて評価されており、ITER ではディスラプション時に最も大きい電磁力として $\pm 2.4\text{MN/m}$ の力が、SSTR の場合は 4MN/m の力がモデルの側面に生じるとされている。その他の方向の力は、この $1/2$ 程度かそれ以下である。ITER 遮蔽ブランケットでは、第一壁とそれと一体の遮蔽部分の厚さが数 10mm 大きいこともあり、正常な運転状態で生じる応力は $1\text{--}2\text{MPa}$ 程度、またディスラプション時でもその大きさはかなり小さいとされている。SSTR での電磁力評価モデルの板厚は 15mm であって、もし、これ以外に部材がないとすれば 130MPa 程度のせん断力が第一壁及び真空容器側の壁に作用することになる。しかし、ブランケットは中空の箱ではなく、複雑な内部構造を持ちリブ等により補強されるため、第一壁中に生じる応力はこれよりかなり小さくなる。後で述べる熱流束による熱応力の大きさは、これに比べるとかなり高いため、ここでは無視できるレベルと考えることにする。但し、今後より正確な評価が必要である。



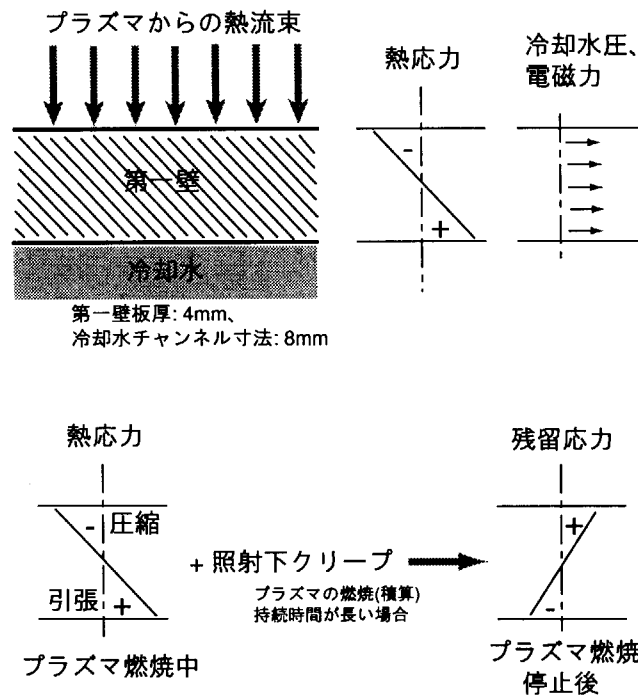
付図 2 電磁力評価モデル(ITER の場合)

(2) 冷却水圧力による荷重

SSTR では冷却水圧力による主な応力として、板に平行(すべての方向)に 15MPa の引張応力が作用するとしている。なお、冷却水圧力は 15MPa 、第一壁厚さは 4mm 以上(SSTR では 3 及び 5mm で解析。ここでは 4mm とする)としている。このように冷却水による応力は大きくない(付図 15 参照)。

(3) プラズマからの熱流束と曲げ変形(面外)の拘束により生じる熱応力

正常な運転状態でのプラズマからの最大熱流束として 1.5MW/m^2 を見込む必要があるとされている(設計での最大値は 1MW/m^2 であるが安全率を 1.5 としている)。これによって第一壁の温度は冷却水側で $300\sim 330^\circ\text{C}$ 程度、プラズマ側で $480\sim 510^\circ\text{C}$ となると考えられる(定常状態で)。一方、付図 3 に示すように曲げ変形が拘束されているため、プラズマ側に圧縮応力が、冷却水側に引張応力が各々約 300MPa 程度発生する。この熱応力は、正常な運転状態において最も大きい応力を発生させる。



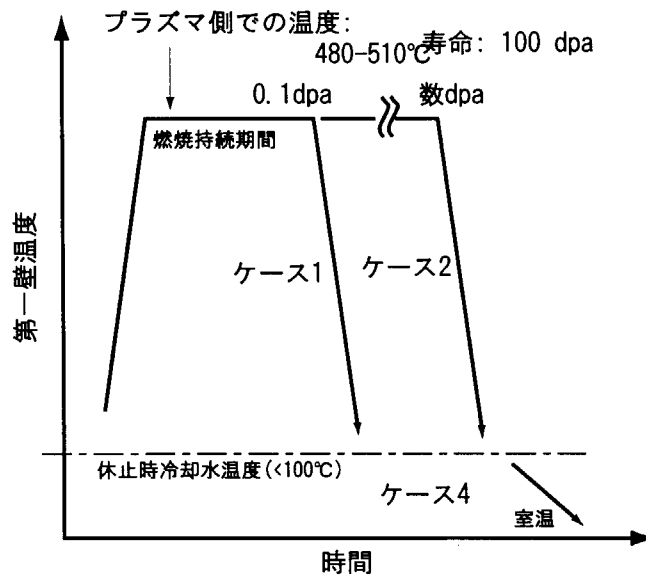
付図 3 第一壁における応力

ところで、運転中に照射損傷によってクリープが生じる。後でも述べるが、クリープの結果として熱応力が緩和され、燃焼停止後に符号が逆向きに残留応力が生じ得る。これは補修時等で構造物の温度が低くなった場合に亀裂の発生を助長する点で注意が必要と考えられる。

ディスラプション時には、逃走電子等により高い熱流束が局部的に発生すると考えられる。このような局部的な加熱に対しては、原則的にアーマー材料を配することによって第一壁の損傷を抑えるよう対応する。但し、アーマー材の下地である第一壁も加熱を受けるため、このような熱的な変動(熱応力も生じる)による損傷が生じないような条件について検討を行う。

3. 負荷の時間的变化

運転状態変化等に伴う負荷の変化として下図に示す3つのパターン(ケース1、2及び3)を想定する。



付図4 第一壁プラズマ側の想定温度変化

(1) ケース 1:

運転開始の後、寿命までのフルエンス(10MWa/m²; 100dpa 相当)の 1000 分の 1 の照射量(約 0.1dpa 相当)まで定常運転が持続し、次いで計画的に、またはディスラプションによって停止し、その後、第一壁は運転直前の温度にまで低下する(低下の速度は大きくないとする)。

運転サイクル 1 回当たりでは、照射量が小さいのでクリープによる応力緩和量は少ない(積算線量に概ね従う)。

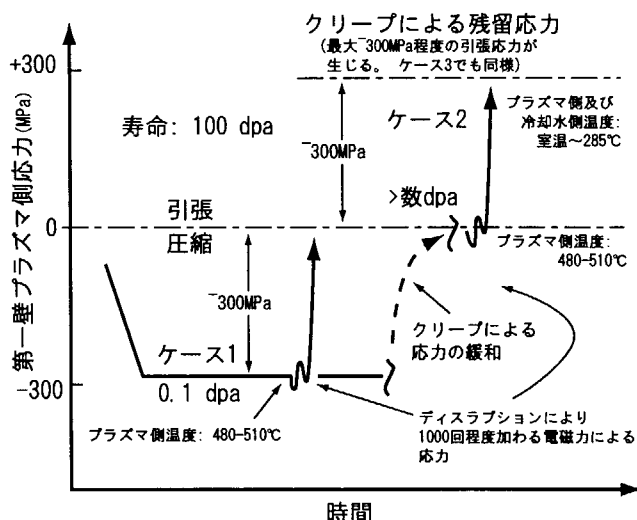
応力(第一壁プラズマ側)の変化を付図 5 に示す。ケース 1 では応力緩和が無く、最も大きい圧縮応力が発生する。

(2) ケース 2:

運転開始後、十分長く(10dpa 以上)定常運転が持続し、あるいは積算線量がその程度に達しており(照射下クリープは単純に加算的である)、次いで計画的にま

たはディスラプションによって停止する。その後、第一壁温度は運転直前の値にまで低下する。積算照射量は材料強度特性の劣化が飽和し始める場合に至っているとす(降伏応力の増加や伸びの低下は照射量に対して飽和する傾向をしめす。多分、ヘリウム効果を除けば損傷量にして 10dpa 程度で飽和)。

ケース 1 と 2 での疲労損傷の大きさや、材料評価(試験)の方法・条件等については今後の検討が必要である。ここでは、大略、300MPa 程度の振幅の変動応力(あるいは 0.25% 程度の歪み振幅)が加わることがわかった。ディスラプション等(VDE を含む)の回数として 1000 回程度を見込む必要があるとされているが、仮に損傷が最も大きくなると考えられる高温、例えば運転中の温度(510°C 程度)で変動応力が加わるとしても、この程度の応力や歪み振幅の大きさ及び変動回数では疲労破壊は問題にならないと考えられる。但し、現実の構造物では応力集中部の存在は避けられないこと、また現状では照射による特性劣化は十分には評価されていないため、疲労損傷については考慮する必要があると言えよう。



付図 5 第一壁に生じると考えられる応力

(3) ケース 3:

上記のケース 1 及び 2 の後、冷却材圧力や電磁力等を除荷し、次いでゆっくりと室温にまで温度を低下させる。除荷時の冷却水温度は 100°C よりも低い。

ケース 2 ではクリープによる応力緩和の結果、熱応力とは符号が逆の残留応力が導入されている。この残留応力の大きさ(絶対値)は最大で燃焼状態での初期の熱応力に相当する。

その他の条件について以下に列記する。

- ・プラズマ点火時: プラズマの点火から(定常)運転状態までの間の温度変動は十分ゆっくりであると考え(例えば、第一壁の温度分布は、その時々熱流束の大きさに対してほぼ平衡条件を満たしていると考え)。また、照射量は無視できるほど小さいと考える(平均照射速度は 0.005dpa/時)。
- ・定常状態の達成: すべての運転で、必ず一度は定常運転状態に達すると考える。

3. 応力等の変化

発生する応力の大きさについて、以上に述べた事柄をまとめる。

熱応力はプラズマ側で約 300MPa の圧縮、冷却材側で約 300MPa の引張になる(付図 5 参照)。温度はプラズマ側表面で 480~510°C、冷却材側表面で 300~330°C 程度となる。冷却水圧力による応力は 15MPa 程度である。

結局、プラズマ燃焼中での主な応力は、

$$P_m \sim 15 \text{ MPa}, Q_{\pm} \sim 300 \text{ MPa} \text{ (冷却材側及びプラズマ側表面で)}$$

ケース 1 では、上の応力にディスラプション時の応力が加わるが、既に述べたように、この応力は現状では評価が困難であり、また熱応力に比べて大幅に小さいと考えられ、ここでは取り扱わない。この場合、生じる応力は最大で 315MPa(圧縮応力)程となる。この変動応力は、第一壁の温度がプラズマ燃焼中での温度から、燃焼の停止後に熱流束による加熱が無くなった場合の温度(冷却水入り口温度の 285°C 程度と考えられる)にまで低下する過程で生じる(付図 4、5 参照)。変動応力による損傷は使用温度(プラズマ側で 480~510°C)のような高温で大きくなり得ると考えられる。この温度であっても、既に指摘したように応力集中の効果を考慮しなければ、少なくとも非照射状態では疲労損傷は問題にならない程度に小さいと考えられる。従って、ピーク応力による繰り返し歪みの大きさや、疲労損傷に対する照射効果の評価が重要である。

ここでは板厚を 4mm として評価しているが、使用中の損耗に対するマージンを増すために 5~6mm 程度が望ましいとされている。この場合、熱応力はさらに大きくなり得る。このように疲労損傷については一定の重要性と特性改善が望ましいと考えられる。

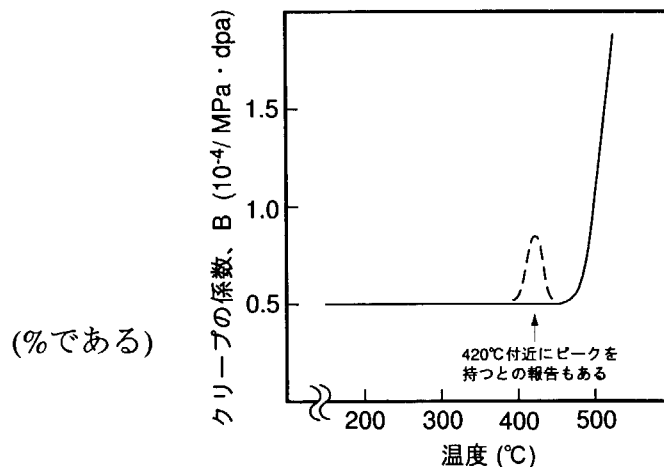
なお、0.1dpa までの照射量ではほとんどクリープは生じない。従って、最も大きい値の応力(但し、圧縮応力である)がプラズマ燃焼状態の材料温度で加わる

ことになる(付図5参照)。

ところで、最大の応力でも $3S_m$ をかなり下回るが、ここで S_m は温度分布を考慮したときの引張り強さの板厚方向の平均値を基に決めている(平均値の $1/3$ である)。第一壁のプラズマ側では引張強さは当然 $3S_m$ よりも小さくなる。また、板厚方向の温度変化が大きい。このような場合での S_m の決め方についても今後検討の余地があろう。

ケース2では、クリープを考慮する。照射によるクリープについては、 475°C 以下で温度依存性が小さく、またクリープ歪みは照射量及び応力に比例すると考えることにする。これを次式のように表す。但し、次式の妥当性についても今後の検討が必要である。ところで、式中で B はクリープの係数であって付図6のように 460°C 以上では、温度とともに増加すると考える。

クリープ歪み $\epsilon = B \sigma \phi t$ (クリープ速度は $B \sigma \phi$ に比例)

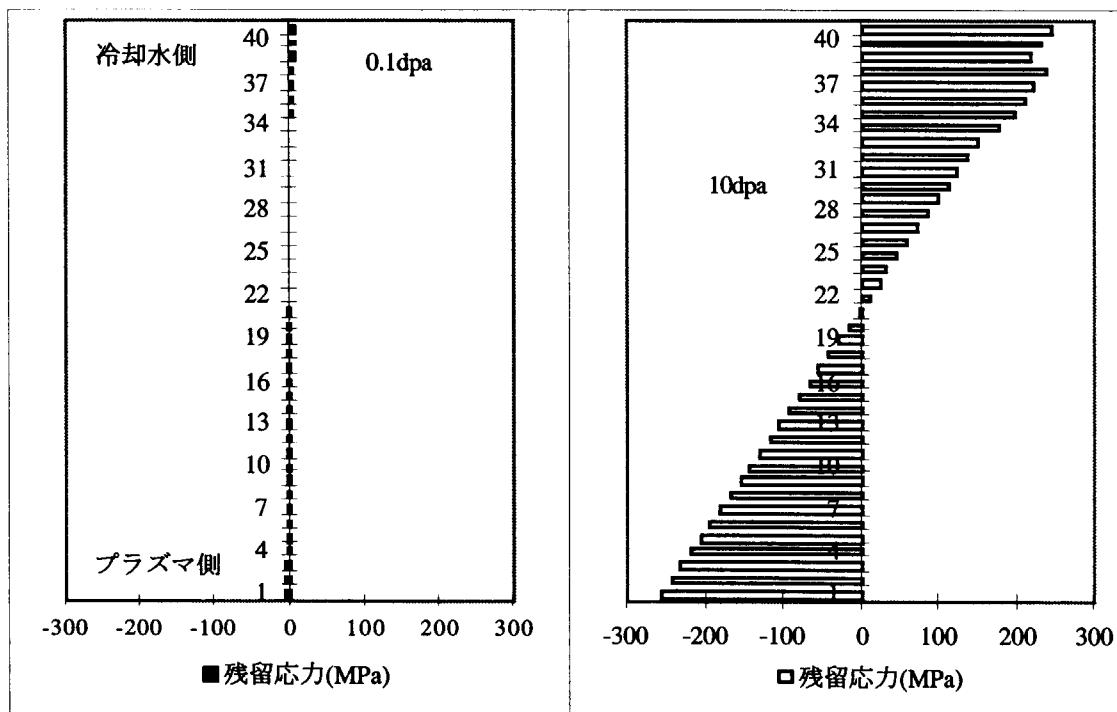


付図6 クリープ係数の温度依存性

実験結果等から、クリープの係数 B を付図6に示すように定めた。数値は、概ね 475°C 未満で $B=0.5 \cdot 10^{-4} \%(\text{MPa dpa})^{-1}$ 、 475°C で $0.6 \cdot 10^{-4} \%(\text{MPa dpa})^{-1}$ 、 480°C で $0.7 \cdot 10^{-4} \%(\text{MPa dpa})^{-1}$ 、 490°C で $0.8 \cdot 10^{-4} \%(\text{MPa dpa})^{-1}$ 、 500°C で $1.0 \cdot 10^{-4} \%(\text{MPa dpa})^{-1}$ である。

クリープが生じると応力が緩和されるため、定常燃焼中の応力は小さくなる。クリープによってほぼ完全に応力が緩和された場合には、付図5に示すように、温度が低下すると残留応力が現れる。残留応力の大きさは、最も大きい場合、応力が緩和されていない燃焼中の熱応力と大きさが等しく符号が逆となる(付図7参照)。温度が低下した後に(残留)引張応力が生じるのである。但し、弾性限界以下であるので、構造欠陥等の応力集中部以外では塑性変形は生じない。

ところで、プラズマ燃焼停止後には第一壁の温度は冷却水温度になる。冷却水の温度を 100℃(水の沸点)以下にすれば、冷却水への加圧をやめることができ、従って負荷を除くことができる。低放射化フェライト鋼の DBTT は照射によって上昇するが、DBTT または構造物の NDT を 100℃程度の適当な温度(例えば、80℃)以下に保ち得るよう、照射による DBTT の上昇を抑制することが開発の目標となる。これまでの材料特性の改良によって DBTT 上昇の抑制は進んできており、さらなる改良で DBTT をこの範囲内に納めることは達成し得る範囲と考えられる。なお、DBTT は試験片寸法に強く依存する。このため、第一壁の最小厚さ等を考慮した上で、試験片寸法の最適化をも含めた評価法の開発を行う必要がある。現在は、例えば最小寸法が 4mm 程度のシャルピー試験片で評価した DBTT を仮想している。ところで、次のケース 3 のように、修理等のために室温程度にまで温度を低下させる場合も生じ得る。



付図 7 照射量と残留応力の関係

ケース 3 では、ケース 2 での残留応力を保持したまま、材料は脆性を示す温度領域に入ることになる。但し、冷却材圧力や電磁力は加わっていない。

ところで、引張の残留応力は、プラズマ側から板の厚さ半分程度の範囲に生じる(付図 7 参照)。熱流束が 1.5MW/m² 程度の場合(最大値である)にはこの領域での照射温度は 420℃以上である。照射温度が高い場合には、付図 8 のように DBTT の上昇は少ない。また、しばしば核変換で導入されるヘリウムが DBTT 上

昇を助長するとされているが、知られている範囲では、硬化を生じない温度(350 または 400°C以上)であれば、この影響も小さい。実際、 ^{10}B を 300appm ドープした材料は、著しく大きな DBTT 上昇を示すが、この DBTT 上昇も付図 8 に示すように 400°C以上では大きくない。なお、 ^{10}B 添加材では旧オーステナイト粒界等に ^{10}B が濃縮されるため、その部分に高濃度にヘリウムが生成され、ヘリウムの影響が強くと考えられている。8-9Cr の低放射化フェライト鋼ではヘリウム生成が多い場合でも 350°C以上では DBTT 上昇は小さいと考えられている。引張残留応力が残っているような場所では、照射温度が低くないため、結局、DBTT はあまり高くない。このため脆性破壊はやはり発生しにくいものと考えられる。なお、付図 8 は 9Cr-1Mo 鋼の結果であって、最近の 8-9Cr 低放射化フェライト鋼では DBTT 上昇はかなり少なくなっている。

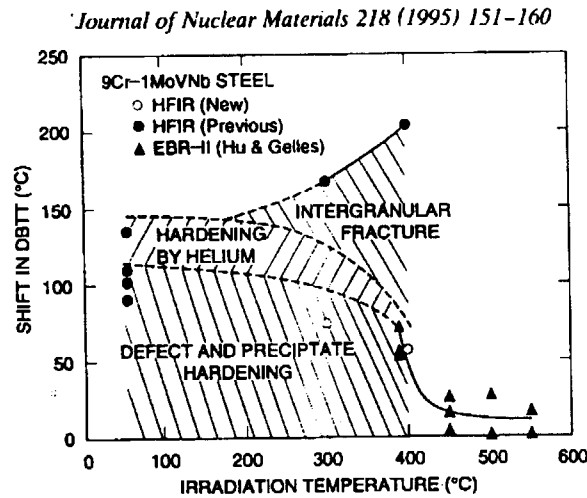
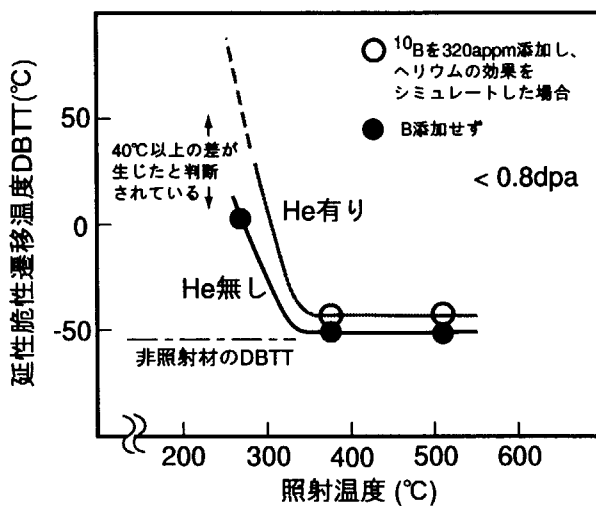


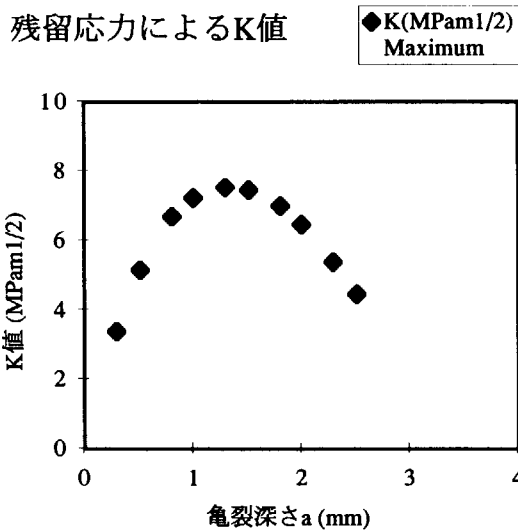
Fig. 5. The plot in Fig. 2 of the shift in DBTT against irradiation temperature for 9Cr-1MoVNb steel modified to indicate the postulated hardening and fracture mechanisms.

付図 8 照射による 9Cr-1Mo 鋼の DBTT 上昇温度依存性

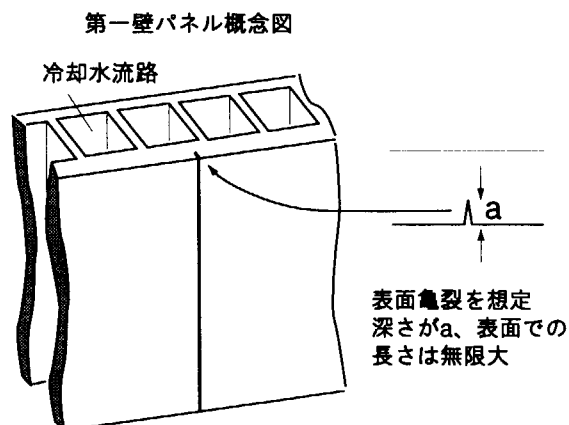
さらに、付図 10 に示すように、残留応力による K 値は最大でも $10\text{MPam}^{1/2}$ に満たずかなり小さい。このため残留応力による破壊の発生(しかも部分的な破壊である)は可能性が低い。この場合、欠陥は付図 11 に示すものを仮定している。



付図9 DBTT 上昇に対するヘリウムの影響(F82H の場合)



付図10 残留応力により深さ a の表面亀裂に生じる応力拡大係数



付図11 付図9のK値の評価に用いた仮想表面欠陥

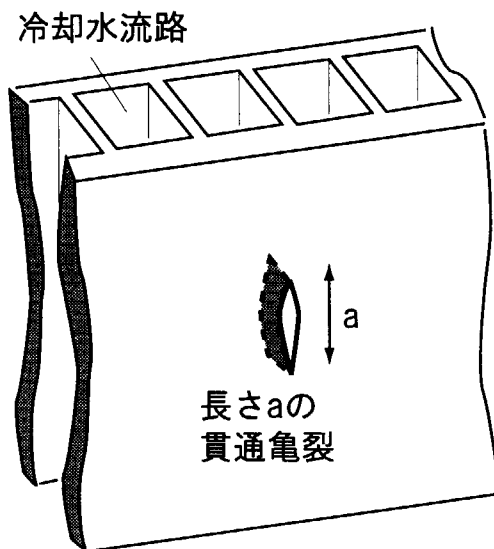
熱負荷があまり大きくない個所では温度の上昇は小さい。このため DBTT の上昇は大きくなり得る。ところで、非照射材では DBTT から 50~100°C 低い温度での典型的な破壊靱性値は $50\text{MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$ 程である。仮に、残留応力の最大値である 300MPa の応力が板厚に均一に加わったとしても、差し渡しが 10mm 程度の貫通亀裂が無ければ亀裂の進展は生じないことになる(付図 12 参照)。これ程大きな亀裂があれば冷却材の漏洩発生可能性は高いと考えられ、従って、破壊発生の可能性は大きくない(照射前の場合)。一方、現状では、このような脆性温度領域での破壊靱性値に対する照射効果の評価例はない。従って、DBTT または NDT 温度以下での使用には慎重であるべきである。今後、必要性に応じて構造強度、欠陥検査等を含めた検討を行うべきである。対応できない場合には構造設計等で対応するための技術開発が必要である。さらに、使用後に温度を下げる前に第一壁の照射損傷を焼鈍によって緩和する等の対応も考える必要がある。

なお、ITER での評価によれば、最大の応力は取り付け部のボルトで生じる 800MPa 程度のものである。この応力は加工時の寸法誤差によって生じるものである。但し、この部分の材料にはチタン合金を使用することになっている。

指摘しているように、ディスラプション時に第一壁に働く電磁力の大きさの評価は十分には行われていない。損傷量は比較的小さい範囲内(約 3dpa)であるが、これまで得られている範囲では、低放射化フェライト鋼の照射後破壊靱性値が $100\text{kJ}/\text{m}^2$ を下回る例は少ない。このような値をとる場合、仮に、引張り強さの最大値(照射の効果を考慮し、かつ使用温度範囲での最大値である 900MPa とする)程度の引張応力が第一壁中に均一に働く場合を想定するとしても、亀裂が進展し得るための最小の大きさは $40\text{mm}(=a)$ となりかなり大きい。ところで、ITER での評価では、ディスラプションによる応力の最大値はブランケットの取り付け部のキーで生じ、その大きさは 20MPa 程度となるようである。この応力の値を使えば、亀裂が進展を開始し始めるに必要な最小の長さは 1m 以上となる。このように、燃焼時の温度で亀裂の急速な進展による破壊が発生する可能性は高くないと考えられる。

ディスラプション時には、局部的にはあるが第一壁に高い熱流束が加わる可能性がある。既に述べたように、このような局所的な加熱に対してはアーマ材料を配することによって第一壁の損傷を抑えるよう対応する。照射の影響を除外すれば、少なくとも焼き戻し温度である 750°C 程度までの加熱による組織変化は小さいと考えられる。照射効果に関しては、特に核変換で導入される He の影響が大きいと考えられ、この影響評価が重要である。

第一壁パネル概念図



付図 12 亀裂進展力(K 及び J 値)の評価に用いた貫通亀裂

照射損傷等による材料の劣化について付言する。これまで見てきたように、重要な材料特性は高温等での疲労強度、破壊靱性値、DBTT 及び脆化温度域での破壊靱性値の 4 つである(さらにまとめると高温強度と破壊靱性値の 2 つとなる; 破壊靱性値には DBTT も含まれる)。なお、この中では使用温度での破壊靱性値の重要性は比較的低い。これに高温での短時間強度、照射下クリープ特性、スウェリング特性等も次のレベルの重要項目として考慮するべきであろう。

フェライト系の鋼は低温で脆化を示し、また照射は脆化の度合いを強めるため、これまで DBTT 等への照射効果に関する対策を中心に材料の改良が進められてきた(強度特性以外では、低放射化も重要な主題であった)。これに対して疲労挙動への照射効果、高温短時間強度、照射下クリープ等に対する評価例は比較的少ない。また、脆化温度域での破壊靱性値の評価についても、必要性が低いと考えられたため評価例は無い。

これらのうち、例えば疲労損傷については、比較的温度が高い条件下での損傷を取り扱う必要がある。この場合、核変換生成ヘリウムの影響が重要となると考えられる。核変換生成ヘリウムは、繰り返し歪みを受ける場合等では、結晶粒界(旧オーステナイト粒界)等の界面に集積し亀裂等の生成を導くが、このヘリウム量、温度及び時間依存性は強いため、わずかの条件の違いで挙動が大きく異なることになる。このように条件への依存性が強いため、評価例が少ない現状では問題の大きさを評価することには困難な点がある。このような重要性は高いが明確になっていない事柄が多い点に注意が必要である。

また、疲労以外に例えば高温での割れの発生や DBTT 上昇についても、核変換生成ヘリウムの影響が大きいことがわかっている。しかし、現状では弾き出し損傷とヘリウムの導入を同時に行い得る照射施設はほとんど無い。この点では、そのような照射が可能となるような施設の整備や損傷シミュレーション技術の発展が重要である。

4. まとめ

重要な材料特性として、高温等での疲労損傷、高温での破壊靱性値、DBTT、さらに脆化温度域(例えば、DBTT 以下の温度域)での破壊靱性値等を上げることができる。

しかし、特にディスラプション時の荷重等の負荷条件、核変換生成ヘリウムの効果を含めた照射効果の評価は不足している。また、低温での不安定破壊発生の防止に関しては、構造設計の方法や欠陥検査の能力等に依存する部分が多い。これらの理由から、重要な材料項目に関して、材料開発の目標設定を行うためには、構造強度評価、欠陥検査、照射効果等を総合した詳細な評価を実施する必要がある。

付録 2 の補足 1 第一壁の構造と設計の条件

第一壁の機械的損傷等を検討する場合、電磁力による応力の大きさや、応力集中の影響等を評価するためには、ある程度までの細部の構造が決まったモデルを使う必要がある。

1. ITER 等での第一壁モデルと応力評価の結果の概略

実験炉である ITER については、具体的な構造や運転に伴う歪み分布変化等が示されている。ITER 第一壁断面形状の例を付図 13 に示す。このように第一壁は銅の細長いブロックにステンレスのパイプが通ったものである。このような第一壁の一般部分や遮蔽領域の一般部分での応力の分布は、定常時、過渡時、ディスラプション時等の非正常時について評価されている。但し、パイプのコレクター部位やディストリビューター部といった複雑な部分については、評価されていない部分もあるようで、例えば、一般部では無視できる大きさである冷却水圧力による応力の評価についても正確に行う必要があると DDD で記述されている。

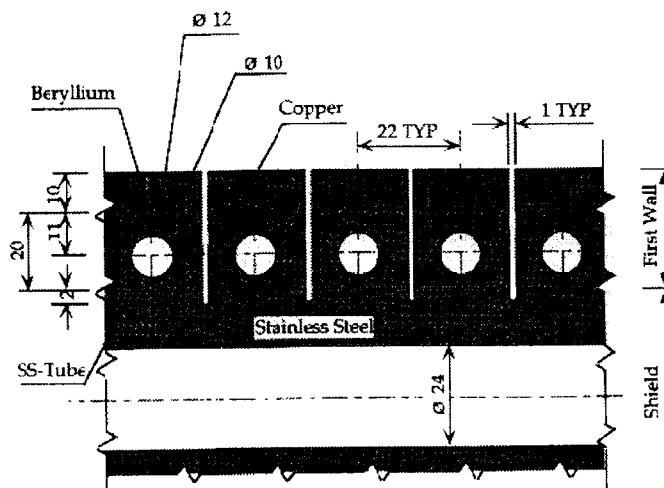
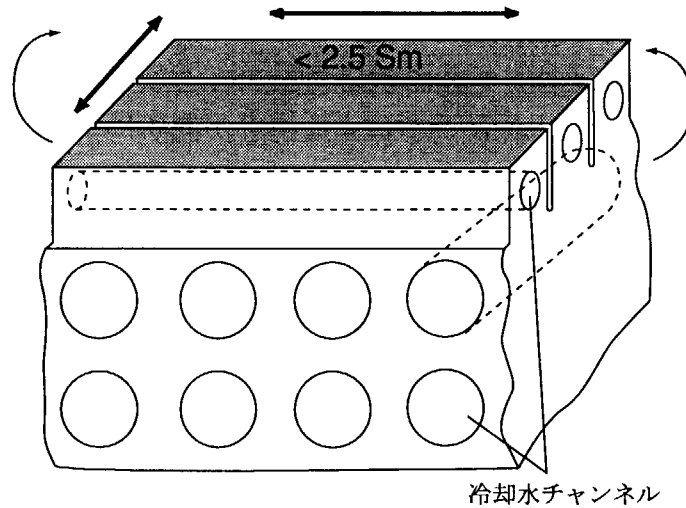


Fig. 2.1.2-19 Primary first wall cross-section

付図 13 (a) ITER 第一壁部分の断面図

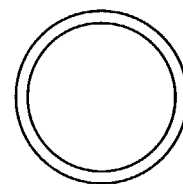
第一壁の一般部分でのステンレス鋼パイプ材に生じる応力の大きさ(トレスカ応力)の最大値は、定常状態での解で 260MPa、過渡時では 290MPa と評価されている(ほとんど熱応力である)。しばしば、1 次応力(この場合は無視できる)と 2 次応力(この場合は熱応力)の和が引張り強さ($\sim 3S_m$; S_m は ASME 等での許容応力)を下回るように設計されるが、ITER では安全マージンを見込んで $2.5S_m$ 以下で設計するよう制限を与えている(延性破断、熱ラチェット、疲労損傷等が防止される)。ITER では当該部分の温度(300°C)での S_m を 297MPa としているが、当

然のことながら、設計条件が満たされている。



付図 13 (b) ITER 第一壁及び周辺概念図((a)を横方向から見た場合)

1980年代に米国のアルゴンヌ国立研究所で行われた設計研究に STARFIRE がある。ここでは第一壁材料としてフェライト鋼も検討し、また水冷却概念を採用している。この設計研究では、材料の選択のために熱応力等の解析を行ったが、第一壁モデルとして直径 10mm で肉厚が 1.5mm のパイプを用いている(付図 14 に断面形状を示す)。また、1次+2次応力を $3S_m$ 以下に制限している。なお、第一壁の冷却概念等に関するモデルとしては、もっと複雑で詳細にわたるものを提案しているが、材料の評価等には、それほどの詳細な構造を用いた評価は行っていない。



付図 14 STARFIRE の第一壁モデル

直径100mm、肉厚15mm

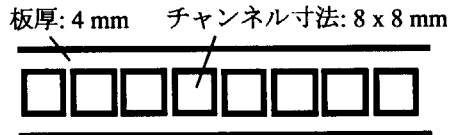
(材料選択のための解析のみに用いた)

SSTR でもほぼ同様である。冷却チャンネル等の形状に関しては、付図 15 に示すようなモデルが示されているが、熱応力等の解析に関しては(明示していないが)、パイプよりさらに単純な平板で行っている。

平板モデルでの解析例としては、Watson によるものもある。なお、パイプでは変形拘束が強いため、同じ熱流束に対して 50%程度応力の強さが高くなるようである。

ところで、概念設計であっても具体的な材料とそのデータベースに基づいて検討を行っているため、少なくとも第一壁等の一般部での材料使用条件が、これまでの構造設計の手法を大きく逸脱することは無い。当然であるが、実際、すべての設計例で、例えば、1次+2次応力を $3S_m$ 以下に制限しているため、その範囲では、熱ラチェットや熱疲労による損傷が問題になることが無いようになっている。

問題とすべき事柄は、例えば、照射損傷の考慮の方法であり、使用方法を精密に検討し、合理的にマージンを削減する方法である。或いは、前提としている制限(例えば、 $P + Q < 3S_m$)の妥当性である。さらには、材料に対する負担を軽減し、システムの性能向上のための構造上の工夫である。



付図 15 SSTR での第一壁モデル(但し、応力解析は付図 1 の平板を使用)

2. 第一壁の損傷解析に平板モデルを用いることの妥当性

既に述べたように、第一壁等の一般部での構造設計は、既存のデータベースや構造設計手法をもとに行われるため、構造モデルの精密さによらず、結果が材料の使用可能範囲を逸脱することは無い。また、現時点での原型炉における第一壁モデルの提案を考慮すると、少なくとも第一壁の機械的負荷等による破損や材料への損傷に関する検討を行うには、SSTR でも用いられている単純な平板モデルや STARFIRE のようなパイプで十分と考える。もちろん、電磁力による応力の大きさや、応力集中の影響等を評価するためには、構造の詳細を決めなければ評価は難しいが、現時点でこれを行うことはミスリーディングな結果となる可能性が強いため、ここでは行わない。

参考文献

1. ITER DDD
2. Starfire-A Commercial Tokamak Fusion Power Plant Study, ANL/FPP-80 (1980), pp. 10-212.
3. Concept Study of the Steady State Tokamak Reactor (SSTR)、JAERI-M 91-081
4. R.D.Watson, R.R.Peterson and W.G.Wolfer, "Lifetime Analysis of Fusion Reactor First Wall Components, " Transactions of ASME, Vol. 105 (1983) 144

付録 2 の補足 2 Off Normal Event について

ITER では、地震、ディスラプション、VDE、LOVA、LOCA 等を考えている。カテゴリーは I~IV までの 4 段階に分けられている。

表 運転状態等の分類

カテゴリー	ISDC 状態名称	ISDC レベル
I	Normal	A (Negligible Damage)
II	Upset	A
III	Emergency	C (May be significant local distortion, May need to inspect)
IV	Faulted	D (May be large general distortion and investment loss, Pressure boundary intact - no loss of safety function)

ディスラプションは II と III の範囲のものがあるとされている。VDE には I~IV までである。VDE の大きさの分類は、プラズマのエネルギーのうちのどれ程の割合が、どれ程の時間の間に壁に受け渡されるかに従っているようである。なお、第一壁の負荷の大きさは以下のように分類されている。

表 状態による壁のエネルギー負荷の大きさ (G16DDD2 97-07-21 W 0.4 から)

状態		第一壁(PW)	Limiter	Upper Baffle	Lower Baffle
定常状態	平均(1.5GW 時)	0.25		1	1.5
	ピーク値	0.5	8-10	2	3.0
熱クエンチ時のエネルギー	Energy (MJ/m ²)	~1	~1	~1	~1
	Typical duration (ms)	1-10	1-10	1-10	1-10
電流クエンチ時のエネルギー	Energy (MJ/m ²)	~1	~1	~1	~1
	Typical duration (ms)	50	50	50	50
VDE 時のエネルギー	Energy (MJ/m ²)	20-60	Baffle, Top 20-60		
	Typical duration (ms)	100-1000	100-1000		

表のように、定常状態以外ではエネルギー負荷は大きい。

SSTR では分類がない。

負荷のうち、電磁力による応力は第一壁では大きなものとならないと考えられる。なお、ITER 遮蔽ブランケットはステンレス鋼のブロックで構成されているため、電磁力による第一壁への応力は無視できるほどである。電磁力については、主にサポート部分について検討することにするが、ITER の場合、サポート部分で最大 20MPa 程度のものである(なお、最大の応力はボルトによる取りつ

け部での寸法誤差に起因する応力で 800MPa 近いものがあるが、この部分の材料はチタン合金である)。SSTR でも同レベルと考えられるが、ここでは破壊靱性値をパラメータにして、応力と欠陥の大きさの関係を比較してみる。第一壁部では十分に小さいと考える。

第一壁でのディスラプション時、VDE 時の熱流束による負荷は大きいと考えられる。但し、SSTR では明らかにされていない。一方、このような熱負荷に対してはアーマー等を置くことで対処することになっている。そこで、ここでは温度上昇や高い熱応力が働く場合に、照射の効果を考慮して検討すべき事柄や、耐えられそうな条件について簡単に示すことにする。

なお、なるべく頻度と応力や熱負荷の大きさについて、また頻度と許容される応力の大きさについての分類があると分かりやすいと考えられるが、現状では SSTR の場合にカテゴリーは分らないが、1000 回程度のディスラプションや VDE があること、ディスラプションや VDE にはごく小数回は大きなもの(ディスラプションの III や VDE の IV)があることといった程度の分類を考えることにする。そして、上に示したように、これに関しては第一壁では高い熱流束について、電磁力に関してはサポート部分について扱うことにする。

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
物質の量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表 3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光強度	ルーメン	lm	cd·sr
照射線量	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表 2 SIと併用される単位

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

1 eV = 1.60218 × 10⁻¹⁹ J
 1 u = 1.66054 × 10⁻²⁷ kg

表 4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バール	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m
 1 bar = 100 fm² = 10⁻²⁸ m²
 1 bar = 0.1 MPa = 10⁵ Pa
 1 Gal = 1 cm/s² = 10⁻² m/s²
 1 Ci = 3.7 × 10¹⁰ Bq
 1 R = 2.58 × 10⁻⁴ C/kg
 1 rad = 1 cGy = 10⁻² Gy
 1 rem = 1 cSv = 10⁻² Sv

表 5 SI接頭語

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

(注)

- 表 1-5 は「国際単位系」第 5 版, 国際度量衡局 1985 年刊行による。ただし, 1 eV および 1 u の値は CODATA の 1986 年推奨値によった。
- 表 4 には海里, ノット, アール, ヘク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

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

動粘度 1 m²/s = 10⁴ St (ストークス) (cm²/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg (Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal (計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸
	1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1

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

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

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

