資料第１２８－５号

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

平成１０年６月１０日

核融合会議計画推進小委員会

審議経緯

計画推進小委員会は、第三段階核融合研究開発基本計画の効率的な推進を図るため、1993年8月以来、炉心プラズマ技術、炉工学技術、安全性研究等、広範な分野における当面の検討課題について審議を進めてきた。炉工学技術の中でも、特に核融合材料の開発は、原型炉以降の開発に当たり何れのプラズマ閉じ込め方式にも共通かつ必須な課題であるとともに、その開発には長期間を要すると考えられることから、早期に計画的に開始する必要がある。このため、材料開発と原型炉開発の双方向からの検討を行い、1995年1月25日に「中期的展望に立った核融合炉構造材料の開発の進め方について」の中間報告をとりまとめ、1995年2月22日に核融合会議に報告しているところである。

計画推進小委員会では、この中間とりまとめをより詳細に検討し、具体化するために、当小委員会の下に核融合炉構造材料ワーキンググループ（以下、材料ワーキンググループという。）を設置した。材料ワーキンググループでは、1997年4月から計8回にわたって核融合炉構造材料、とりわけ主要な構造物に使われる材料であって、高エネルギー、高蓄積照射量（フルエンス）の中性子照射を受ける第一壁構造材料の開発のあり方に関して、構造材料の要件、材料開発の現状を踏まえた開発戦略と研究計画、構造材料開発スケジュールなどの検討項目について審議が行われた。

本報告書は、材料ワーキンググループからの報告を踏まえ、更に広い視点から検討を行い、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とりまとめたものである。

なお、当委員会としては、これらの研究開発を通じて得られる知見や技術が、新たな材料の開発手法や評価手法の開発等につながり、ひいては核融合分野での寄与に止まらず、核分裂炉材への適用や種々の宇宙線に曝される宇宙構造物といった大規模工学コンポーネントから小規模な機器等にわたる幅広い分野に波及していくことを期待したい。

目　　次

１．はじめに

２．第一壁構造材料の要件
　２．１　設計条件
　２．２　開発項目の特徴
　２．３　候補材料の選定と主要課題

３．候補材料の開発状況
　３．１　開発段階の等級づけ
　３．２ 候補材の等級づけ
　３．３　材料開発の優先順位

４．開発期間と開発の方法
　４．１　開発期間
　４．２　開発の方法

５．構造材料の研究評価と開発スケジュール
　５．１　研究評価
　５．２　開発スケジュール

６．照射及び照射後試験施設
　６．１　高エネルギー中性子照射施設
　６．２　核分裂炉
　６．３　その他の照射施設
　６．４　照射後試験施設

７．研究開発推進体制及び研究資源
　７．１　研究開発推進体制
　７．２　研究資源

８．まとめ

１．はじめに

我が国の核融合研究開発は、現在、第三段階核融合研究開発基本計画（以下、核融合基本計画という。）等に基づいて進められている。

当該基本計画においては、

(1) 自己点火条件の達成及び長時間燃焼の実現を目的とした実験炉の開発、

(2) 発電の実証を行う原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成、

が主要な開発課題となっている。

このうち、実験炉については、現在、国際協力の下に進められているＩＴＥＲ（International Thermonuclear Experimental Reactor；国際熱核融合実験炉）という形で実現が図られようとしている。そして、ＩＴＥＲの開発を通して、原型炉に向けた主要な炉工学技術の開発も行われる予定である。

しかしながら、ＩＴＥＲにおいては、

(1) 実験の特殊事情や高い稼働率を要求されないことなどから、中性子フルエンスが低くなっていること、

(2) このため、第一壁構造材に対し過大な中性子損傷は考え難く、通常のオーステナイト系ステンレス鋼(SS316 など)が構造材料として採用されることになっていること、

などから、原型炉以降の炉に要求される材料開発の要件を十分に備えたものとはなっていない。

原型炉以降の核融合炉にあっては、ＩＴＥＲ以上に、第一壁などの構造材料が高エネルギー、高フルエンスの核融合中性子の重照射に曝されることなどから、中性子照射耐性に優れた材料の開発等が不可欠なものとして要求されることになる。

核融合基本計画に示された原型炉開発の見通しの時期及び材料開発に要する時間を考慮すれば、

炉工学技術開発の中で整合性のとれた材料開発の中期的計画を策定し、その下で体系的かつ効率的に第一壁構造材料の研究開発に着手すべきである、

と結論づけられる。

かかる観点から、核融合エネルギーの実用化へ向けた展開スケジュールを踏まえながら、実用炉への適用をも視野に入れつつ原型炉への適用を前提とした国内の核融合炉材料に関する中期的な開発戦略を構築し、第一壁構造材料開発の具体的進め方を提案するものである。

なお、今後の核融合研究開発の進捗状況にあわせ、弾力的な対応を期待するが、必要が生じれば見直すものとする。

２．第一壁構造材料の要件

2.1　設計条件

研究開発の内容を具体的に決定するためには、構造材料がおかれる使用環境等を特定しておく必要があるが、これまでの設計研究によって公表されている原型炉の概念設計例を参照することができる。その例として日本原子力研究所の SSTR 炉や Proto-DREAM 炉、米国の ARIES-RS 炉等がある。材料への要件に関係する設計条件が代表的な３つの候補材料に対して表１にまとめられている。特徴的なことは次の３点に要約される。

(1) 主たる候補材料として、低放射化フェライト鋼（RAF；Reduced Activation Ferritic/Martensitic Steel)、バナジウム合金(V-4Cr-4Ti；V 合金)、シリコ
(1) ンカーバイド複合材料（SiC/SiC 複合材料）の３種類が提案されている。
(2) 冷却材温度は冷却材の種類と、それと両立する材料選択に依存しており約 300℃から高い場合は 800℃となっている。主要な冷却材としては、軽水、液体金属、ヘリウムガスとなっている。高い冷却材出入口温度差が高効率の熱変換を可能にすることになる。
(3) 材料劣化にとって最も支配的な中性子フルエンスの許容値は、8MWa/m^2 から 14MWa/m^2 となっている。これは電気出力で 100 万 kw の核融合炉の場合、第一壁構造物を 2〜5 年毎に交換することを意味する。

なお、これらの材料は低放射化材料であり、放射性廃棄物としての処理を容易にするものである。

表１．主な核融合炉の設計条件

検討例	SSTR	ARIES-RS	Proto－DREAM
構造材	RAF(F82H)	V-4Cr-4Ti	SiC/SiC
冷却材	加圧水	液体 Li	He ガス
出入口温度	285℃／325℃	330℃／610℃	500℃／800℃
最大熱流束	1MW/m^2	0.48MW/m^2	0.3MW/m^2
最大中性子束	5MW/m^2	5.6MW/m^2	1.6MW/m^2
中性子フルーエンス	10MWa/m^2	14MWa/m^2	8MWa/m^2

2.2　開発項目の特徴

一般に構造材料への要件は、材料への負荷の形態と過酷な負荷による破損様式の２つから決められる。

具体的には、

(1) 考慮すべき重要な破損形式には、過大な荷重(主に熱荷重、機械荷重、電磁力があり、それらによる劣化は中性子照射によって増幅される）による塑性崩壊と、これらの負荷の繰り返しによる疲労破壊の２種類がある。これらに対する材料特性を総称して強度特性と呼ぶことにする。クリープ効果なども両者に影響を及ぼすことになる。

(2) 静的荷重であっても動的荷重であっても、第一壁などの構造機器の不安定破壊は防止されなければならない。これには、ディスラプション時の過大な電磁力による不安定延性破壊と DBTT（延性脆性遷移温度）の上昇による不安定脆性破壊がある。

これらの損傷に耐える材料を開発することが必要項目の１つであるが、それとは別に、

(3) 冷却材中での耐食性、加工、接合を含む製造性、長寿命放射性核種の生成量の低減化

なども重点的に考慮されなければならない。

2.3　候補材料の選定と主要課題

候補材料の選定に当たっては主として、

(1) 先に述べた原型炉の設計条件に適合するか否か、

(2) 十分な研究実績と国内外の研究活動の広がりがあるか否か、

(3) 選定すべき材料に固有の高いポテンシャルがあるか否か、

の３点を勘案して、次の３種を検討対象とした。

・低放射化フェライト鋼
・Ｖ合金
・SiC/SiC 複合材料

これらの材料にとっての開発重要項目は 2.2 節で簡単に述べたとおりであるが、材料ごとに整理すると次のようになる。

低放射化フェライト鋼：
（イ） 高温強度、破壊靱性などの強度特性
（ロ） 耐食性
（ハ） 製造性
（ニ） 放射化特性
（ホ） 強磁性のプラズマへの影響

Ｖ合金：
（イ） 高温強度、破壊靱性、などの強度特性

（ロ） 絶縁皮膜の開発
（ハ） 製造技術の開発、加工法、接合法
（ニ） 液体金属冷却の安全性

SiC/SiC 複合材料：
（イ） 照射劣化に対する熱伝導度の確保
（ロ） 設計上要求される高い許容応力（300MPa）などが核変換生成ヘリウムによって受ける影響の評価
（ハ） 低放射化のための不純物制御
（ニ） 気孔、マイクロクラック等による He リークの防止
（ホ） 大型構造物製造技術、加工法、接合法

３．候補材料の開発状況

3.1　開発段階の等級づけ

材料には使用条件とは無関係に材料そのものに固有に要求される基本特性や要件がある。それらは、
（イ）製造実績の規模（実験室規模か工業レベルか）
（ロ）加工性・接合性の十全性
（ハ）構造材としての使用実績
に要約される。

これらの成熟度に加えて、中性子照射耐性の基礎的見通しに関連した能力を勘案して、材料の開発段階を次のように定義する。

(1) 最初の材料開発段階を「素材開発段階」と定義する。その特徴は、独立した固有の材料特性を明らかにするものであり、高温における応力などの負荷や中性子照射との相関も考慮した材料特性ということにある。しかし、この段階でも次のステップが予想され、核融合環境における負荷に対して材料がどのように振る舞うかについて、その性能に着目して評価することが肝要で、もし不満足な点があればフィードバックがかけられ必要な工夫が施されて改良されていくことになる。
(2) これに引き続く段階を「工学材料段階」と定義し、第一壁の構造設計に必要な重照射効果も含んだ基礎的データが蓄積される段階とする。この段階の特徴は、「素材開発段階」に比べ実際の使用条件により一層近づいたものとなる。
(3) 最後の段階を「工学実証段階」と定義し、実条件下等での実証的材料挙動、高度化された材料データベースの構築など構造設計基準の確立に必要なデータベースを本格的に

提供することを目標とする。

これらの３つの発展段階の定義は、材料開発の指標となるものであって、今後開発の達成度を評価するときに有効に使用されるべきものである。

3.2　候補材の等級づけ

材料開発に３つの段階を定義したが、それらに基づいて候補材料の位置づけを行っていくことは、材料開発の妥当性を確保して行く上で必要である。

(1)低放射化フェライト鋼

低放射化フェライト鋼は、高温用鋼として培われたフェライト／マルテンサイト鋼の組織安定性、製造性等に関する技術を活用して効率的に開発されてきた照射耐性に秀れた構造用材料である。

前述したように、低放射化フェライト鋼はこれまでの開発鋼や類似鋼の実績から、適切な規模の研究・開発により原型炉での使用が見通せる程の性能向上が達成されていると判断される。従って、材料開発段階で既に開発されている多くの項目を評価すれば、この材料は「素材開発段階」から「工学材料段階」への移行段階にある。

さらに、主要構成元素の調整・置き換え、微量元素の添加等により性能の一層の向上が見通せることが肝心で、加えて製造、加工、接合、熱利用システムに関する既存の確固たる技術基盤を有することも重要である。これらを有効活用することで、統合的な核融合炉開発計画に沿って早期に「工学実証段階」に移行し、原型炉用材料開発を高い確実性をもって実現することが強く望まれる。

(2)バナジウム合金

近年の急速な研究開発の進展により、V-4Cr-4Ti 合金(バナジウム－４クロム－４チタン合金）をはじめとする開発合金は、高温強度に関して原型炉はもとより商用炉も展望し得る性能が得られており、使用温度を比較的高く選べるため高い熱効率の炉を実現し得る。更に低放射化特性に優れた非磁性の金属材料として長期的に有望であることから、着実な研究開発を進める事が重要である。しかし、微量添加元素の照射耐性に関する最適化や磁気圧力損失対策（MHD 圧力損失対策)の絶縁皮膜の開発状況を勘案すれば、「素材開発段階」にあると評価される。開発にあたっては、チタン(Ti)合金やジルコニウム(Zr)合金などの化学的活性の高い材料の実用化のために確立した技術を V 合金に応用するなど、産業界の協力を得て適切な体制を組むことが重要である。これにより、信頼性のある耐熱性・耐食性材料開発が可能となり、核融合以外の原子力材料への波及効果も期待できる。

(3)SiC/SiC 複合材料

高効率化を目指す産業用ガスタービンや超高速化を目指す航空機エンジンの開発プロジェクトにより、SiC/SiC 複合材料の製造技術は、近年急速な進歩を遂げており、改良の余地が未だ多いものの将来性に富んだ材料といえる。低誘導放射能によるシステムの保守・点検の容易さに加えて、高温強度に優れ、3 つの候補材料中で最も高い熱効率での運転が見込めること、更にディスラプション時に構造体に加わる電磁力が無視できる等のメリットを有する。しかしながら核融合分野では最近になって注目を集めるようになったため、特に照射耐性に関してのデータベースが不足しており、この観点から「素材開発段階」にあると評価される。一方、非核融合分野では上記のプロジェクトの進展により、部分的には工学材料段階を見込める材料でもあり、それらの技術の応用や産業界の協力が得やすいという利点がある。従ってこれらの材料を照射下などの核融合炉特有の条件下で使用可能になるように改良して行く研究開発が特に重要である。

3.3　材料開発の優先順位

各材料の開発段階と技術基盤を基準にして判断すれば、

(1)低放射化フェライト鋼を優先順位が最も高い第一候補材料に位置付けることができる。

(2)一方、V 合金や SiC/SiC 複合材料については、その将来性に期待するものの、

素材開発段階での開発要素が多いため、第一候補材料とせず、先進材料に位置付けることが適当である。

(3)開発に当たっては、先進材料の第一候補材料への格上げも含めて、研究課題に対する達成度を適切な期間をおいて研究評価を行い、開発戦略を常に活力あるものにし、その妥当性を維持していくことが肝要である。

なお、これらの先進材料は、原型炉に採用されない場合でも、長期的には実証炉等に採用される可能性を否定できないことにも留意しておく必要がある。

４．開発期間と開発の方法

4.1　開発期間

一般的に、新材料の開発は 10 年以上の長いリードタイムを必要とすることが多い。例えば、ジェットエンジンのタービンブレード等に用いられる高強度耐熱合金であるスーパーアロイの場合は、最近の 40 年の間に、鋳造材、一方向凝固材、単結晶材へと概ね 10〜15 年の間隔で開発が進展してきた。また、工業的な基盤が整った SS316 鋼の場合も、実証炉段

階での高速炉用炉容器構造材料であるが、材料強度に関する基準は今から 10 年以上前の 1985 年から開始され、現在整備されるに至っている。このように、材料の実用化には相当な時間を要している。

核融合の第一壁構造材料は使用条件が厳しく、また照射耐性の向上が中心的な開発課題の一つである。照射特性の評価には長期間を要すること、構造材料に対しては高い信頼性が要求されること等の理由から、基本組成を決め照射耐性の見通しをつける段階であっても 10 年程度の期間を要すると考えられる。さらに、照射耐性の高い接合方法の開発、材料データベースの整備等を引き続き実施する必要があることも明らかであり、実用的な材料とするまでのリードタイムとしては概ね 30 年前後の期間を見込まざるを得ない。

4.2　開発の方法

また、研究開発の方法上、特に留意すべき点として、

(1) 核融合炉材料開発には原子炉照射等を伴うなど時間がかかるため、研究開発を効率的に行うという観点から、優先して開発を進めるべき第一候補材料を選定するなどにより、限られた研究資源の重点的な配分を行うこと、

(2) 原型炉開発を対象として期待されている以上、時間的制約を考慮に入れなければならないが、そのためには、第一壁構造材料の要件の現時点における充足度や性能向上の確実性や材料としての成熟度について配慮すること、

(3) しかしながら、他の材料についてもブレークスルーが早期に達成されて、開発テンポが早まることも否定できないので、「素材開発段階」にある材料についても補完的に先進材料として位置付け、適当な時期に研究評価を行って第一候補材料を再選定し直す余地を残しておくこと、

(4) 構造設計基準は、構造強度評価手法、欠陥評価手法、材料データベース等から構成されるが、本開発計画ではできるだけ実機条件を反映させた材料データベースの構築を企てること、

などの諸点が指摘される。

5．構造材料の研究評価と開発スケジュール

5.1　研究評価

研究開発の適正化と効率化を達成、維持して行くためには、多くの開発要素から構成される各技術間の相対関係を把握しておく必要があるので、進捗の指標を定めておくことが重要である。進捗の指標を適宜に定めるため、1）まず、炉の開発スケジュールを定めて、2）それに符合した研究開発を設定しておく、ことが必要である。その目的は、研究開発計画の

再評価と適切な軌道修正を行うことにある。研究評価は５年毎に３回実施するが、以下に評価項目を各材料ごとに示す。

第１回　研究評価

(1)低放射化フェライト鋼：

工学材料段階の中間評価であって研究の進捗について評価する。

(イ)候補材の組成や組織等を選定する。

(ロ)ODS(Oxide Dispersion Strengthened)鋼の見通しについて評価する。

(2) V 合金：

素材開発段階から工学材料段階への移行の可否について判定する。

(イ)絶縁皮膜の見通しを評価する。

(3)SiC/SiC 複合材料：

素材開発段階から工学材料段階への移行の可否について判定する。

(イ)製造方法の選定と最適化

なお、この段階までに以下の項目が終了していることが期待される。

(1)強磁性のプラズマへの影響評価：JFT-2M でのフェライト鋼の適合性評価

(2)ITER テストブランケットへの低放射化フェライト鋼の利用：製作技術開発、試作／試験

第２回　研究評価

(1)低放射化フェライト鋼：

工学材料段階から工学実証段階への移行の可否について判定する。

(イ)原子炉を用いた重照射後の材料特性評価

(ロ)ODS 鋼の最適化

(2) V 合金：

工学材料段階の中間評価であって研究の進捗について評価する。

(イ) V 合金の組成、組織等の選定

(ロ)絶縁皮膜の特性を評価する。

(3)SiC/SiC 複合材料：

工学材料段階の中間評価であって研究の進捗について評価する。

(イ)性能確認（低照射領域）

(ロ)要素試作技術の開発

特に、先進材料である V 合金や SiC/SiC 複合材料については、第 2 回研究評価において、
(イ)優先度を引き上げ第一候補材料として開発を開始するか、
(ロ)引き続き先進材料として開発を継続するか、
(ハ)計画から外すか、
の 3 点について判定を開始し、次の第 3 回研究評価を目処に結論を得る。

第 3 回　研究評価

ここでは、低放射化フェライト鋼を含めて第一候補材料の再評価を行い原型炉候補材料を最終的に決定する。

(1)低放射化フェライト鋼：工学実証段階の中間評価（進捗の評価）

IFMIF（International Fusion Materials Irradiation Facility；国際核融　合材料照射施設）のような高エネルギー中性子照射施設（以下、IFMIF 等という。）を用いて設計データベースを取得するための原型炉候補材料を選定する。

(2)低放射化フェライト鋼、V 合金、SiC/SiC 複合材料：第一候補材料を再選択

選定した原型炉候補材料に対して、高度制御環境での核分裂炉照射と核融合　炉近似中性子条件での照射試験による評価、及び動的照射効果の評価を含む設計データを取得して行く。特に、核融合炉近似中性子条件下での評価には IFMIF 等の利用が不可欠であると認識する。

5.2 開発スケジュール

研究・開発資源が適宜投入され、本計画が順調に進捗すれば、3 回の研究評価を経て原型炉候補材料が決定され、次いで高エネルギー中性子照射施設等を用いた本格的な材料データ・ベース整備のための実証試験に移行できると期待される。この段階では、

(1) 設計用の材料データ・ベースの充足性や炉の構造設計手法開発に注意を払いながら、必要に応じて核分裂炉等を用い、動的効果を含む損傷シミュレーション手法開発のための照射実験や原型炉候補材料のコンポーネント等の照射試験　を実施し、
(2) また機器レベルの照射実験に関しては、ITER テストブランケットを利用して、原型炉における想定照射量の数%の範囲で、システム内での実証試験を行い、
(3) 先進材料については、研究評価の結果に基づき、補完材料として核分裂炉等を用いた開発を実施する、

ことにする。図 1 には、核融合炉構造材料の開発の進め方を模式的に示している。その特徴

は以下のように要約される。

(1) 30 年間の材料開発は前期と後期に分けられ、前期 15 年は、5 年毎の 3 回の研究評価によって区切りがつけられる。後期 15 年では、3 回目の研究評価によって決定　された原型炉候補材料に対して、IFMIF 等を用いた工学実証試験を実施する。
(2) 研究計画開始時期を西暦 2000 年とすれば、2 つの先進材料は第 1 回研究評価（2005 年）の時期までは素材開発段階にあり、当面の第一候補材である低放射化フェライト鋼は現時点から第 2 回目の研究評価（2010 年）の時期までの間は工学材料段階にあり、それ以降工学実証段階に移行していく。
(3) 同図は、第一壁構造材料の研究開発を完結するためには、他に 14MeV の中性子源が期待できない以上、IFMIF 等の利用が不可欠であることを示している。
(4) 同図には、既設の照射利用設備も記載されているが、この中で JOYO の利用は重視されてよい。また、他の分野に関連する研究課題についても記載されてあり、これらが適当に解決されていくことも重要である。

６．照射及び照射後試験施設

6.1　高エネルギー中性子照射施設

(1) 核融合炉での中性子照射環境は 14MeV 中性子がもたらす、高エネルギー弾き出しによるカスケード損傷とヘリウム等の核変換元素生成、により特徴づけられる。

現在利用されている加速器や核分裂炉では、これらを部分的に模擬できるに過ぎないため、少なくとも、

(2) 工学材料段階や工学実証段階では、14MeV 中性子による損傷を近似できる高エネルギー中性子照射施設の利用が不可欠である。

高エネルギー中性子源には幾つかの方法が提案されている。中性子スペクトルの近似性、経済性等の点から、d-Li ストリッピング反応を用いた加速器型中性子源が最適と評価され、IEA の国際協力で、この方式を採用した IFMIF の概念設計が実施された。高エネルギー中性子源の実現は材料開発の成否に大きな影響を及ぼすので、そのための技術開発計画を立案し、着実に実施していくことが重要である。

6.2　核分裂炉

現在、核分裂炉は強度試験片等に高い弾き出し損傷を与えるために不可欠である。

(1) 今後 10 余年間で最も重要な炉としては、HFIR、ATR がある。JMTR も計装照射の　高度化が可能な点で重要である。

中性子スペクトルの違い等については、

(2) 多重イオン照射や計算機シミュレーションを活用したモデリングよる補完研究を期待する。

今後は、現在稼働中の核分裂炉の老朽化の問題も避け得ない。このため、

(3) 国内で唯一利用可能な高速炉である JOYO の積極的な利用を進める。

なお、将来の高エネルギー中性子源稼働以降(主に工学的実証段階)での核分裂炉の役割は、許認可等に向けた模擬構造物の照射試験、動的効果評価等が中心的となる。

6.3　その他の照射施設

イオン加速器、ITER テストブランケット、核破砕中性子源等の利用が有用である。

(1) イオン加速器やイオン加速器付き超高圧電子顕微鏡は、弾き出し損傷とヘリウム等の核反応生成物との相乗効果の解析に利用され、材料損傷・寿命予測コード整備のための損傷モデル構築等に不可欠であり、施設の利用、拡充、整備が重要である。

(2) ITER テストブランケットは、核融合炉条件での材料挙動の実証的評価に重要である。モジュールへの候補材料の適用実現のため、材料の評価、製造等につき協力する。

(3) 核破砕中性子源の中性子スペクトルは極めて広く、材料中に多量の核変換ヘリウムや、極めて高いエネルギーの一次弾き出し原子を相当量まで導入できる。中性子スペクトル効果の実証的評価を含め、積極的な利用を図る。なお、大規模な装置の計画が国内及び諸外国で進められ、また、国外では相当な規模の装　置が稼働している。

6.4　照射後試験施設

中性子照射試料の試験等は主にホットラボで実施する。現在のホットラボの多くは、軽水炉燃料等の試験を前提にして整備されている。このため今後は早急に、

(1) 核融合炉材料の評価試験に重要な微小試験片試験機等の整備を図ることが重要である。また、核分裂炉照射による損傷解析の高度化のために、

(2) 再照射のための試験片取扱技術も整備する。さらに、施設の老朽化対策のための設備の整備も実施することが重要である。

7．　研究開発推進体制及び研究資源

7.1　研究開発推進体制

材料開発の推進を効率化し、また適正なものとするため、中核となる研究機関(中核機関)を定め、同時に国内研究機関での活動の推進、産業界との連携、国際協力の推進等を実施する。また、計画進捗について先に示した研究評価を行う。

(1)中核機関

（イ） 核融合炉材料開発に関する包括的な計画の立案と推進を図る。これを実現するために、

（ロ） 研究開発の実施においても中心的な役割を果たすとともに、全国の大学、国立試験研究機関、産業界と連携しながら、

（ハ） 研究開発活動の推進及び調整を行う。また、計画推進の効率化維持のため、

（ニ） 全体計画の最適化や各活動の進捗評価などに関し、研究評価を計画し、これらのために各機関の間のネットワーク構築及び運営を行う。

{第三段階核融合研究開発基本計画での実験炉開発における役割、原型炉概念設計や原型炉用構造材料の研究開発実績、さらに、現在の研究開発計画立案に向けての協同作業推進等から、日本原子力研究所を中核機関とし、また適当な時期までに中核組織の機能にふさわしい体制を整える。}{中核機関を確定せず、日本原子力研究所の役割を別途記載。}

{ }：選択を核融合会議の議論に持ち越すもの。

---

(2)大学、国立試験研究機関

（イ）長期間の照射及び照射後試験を有効に行うため、大学の材料試験炉利用施設のホットラボを整備し、核融合炉材料研究の機能を充実させる。

（ロ）併せて、核融合科学研究所を中心として現在進められている、各大学の炉工学研究ネットワークの構築を一層推進する。

（ハ）金属材料技術研究所をはじめとする国立試験研究機関においては、知識・経験などの知的資源を有効活用し、日本原子力研究所、大学と連携する。

(3)産業界

今後の研究開発においては、産業界のポテンシャルに負うところが大きく、特に先進材料については、素材開発の面で重要な役割を果すことが期待される。このため、産業界の積極的な参加が得られるように配慮していくことが重要である。

(4)国際協力

材料開発の効率化を図るため、国内での開発状況等を踏まえつつ、国際協力の活用も視野に入れていく。

（イ）IFMIF: 核融合開発計画をもつ米国、EU 等との間で、適切な時期に IFMIF の共同建設及び共同利用の運営について検討することは重要である。

（ロ）核分裂炉: 二国間及び多国間の協力枠組みを活用し、核分裂炉や加速器等の利用について検討することは重要である。

（ハ）材料開発: 低放射化フェライト鋼開発での IEA ラウンドロビン試験等の国際的な協力の枠組みの活用や、V 合金開発に関する国際協力などを検討することは重要である。

7.2　研究資源

長期間にわたる核融合炉用構造材料の研究開発を進めるにあたっては、その開発段階に応じて、研究投資、運用、人員等を考慮して推進する必要がある。

(1)資源配分の基本的な考え方

(1-1) 短期的

今後 10 年間程度の間に、

（イ）第一候補材料の低放射化フェライト鋼については、確実に目標性能の達成を図る。このため低放射化フェライト鋼及び ODS 鋼クラッド材の開発に集中的に投資することが適当と考える。

（ロ）中性子スペクトルの違い等については、高エネルギー中性子源が利用できないため、影響の推定等を行うための、シミュレーション手法や損傷診断技術の開発と関連装置整備を実施する。また、

（ハ）先進材料については、素材開発の見通しを得ることを目的に研究開発を実施する。次いで、研究開発の成果を踏まえて、現在の第一候補材料と先進材料の区分けの再検討を含めて第 2 回目から第 3 回目の研究評価にかけて研究投資の見直しを検討する。

(1-2) 中期的

短期的計画で決定する原型炉候補材料に対し、中期的には、

（イ） 高エネルギー中性子照射施設等を利用して、核融合炉近似条件下での照射挙動を把握し、この結果を設計に利用可能とするため、

（ロ） 材料データベースを整備して、構造設計基準に照射効果等を組み込む。

（ハ） また、核融合炉での多様な使用条件に対応するため、モデルに基づいた材料挙動や損傷の評価手法(計算コード化したもの)等の開発も実施する。これらの知識等は、保守時の余寿命評価でも有用なため、これに向けた開発も行う。

これらの照射試験の実施に遅延をもたらさないよう、特に高エネルギー中性子照射施設については、技術開発から、建設・運転ならびに照射後試験施設の整備までを含んだ一貫性のある研究投資が重要である。

(2)所要の研究装置

第３回目の研究評価までの研究・開発に必要となる主な装置として、

（イ）照射施設(核分裂炉やイオン照射装置等の利用及び利用高度化、IFMIF 等の高エネルギー中性子照射施設の開発)、

（ロ）照射後試験装置(IFMIF 用試験片を含む微小試験片試験装置の整備)、

（ハ）材料プロセスシステム(ODS 鋼、SiC/SiC 複合材料等の試作及び製造設備整備)、

（ニ）ミクロ・マクロ損傷評価装置(弾き出し過程、中性子スペクトル効果、各種非破壊評価法、コンポーネント破壊のシミュレーション装置等の整備)、

（ホ）プラズマ制御実証試験装置(強磁性の影響評価のための装置整備)、

を挙げることができ、これらの整備を実施する。

(3)資金計画

第３回目の研究評価までに必要と考えられる、照射施設、照射後試験装置、材料試作装置(材料の委託製造を含む)、解析評価装置などの使用や整備については、核融合の研究開発計画全体の中での重要性を勘案しつつ、適切な資金配分を行っていく。

(4)人員計画

計画の推進に当たっては人材の確保が不可欠である。中核機関である日本原子力研究所や国立試験研究機関は、大学や産業界と積極的に人的交流を行い、協力して人材の養成に努める。具体的には積極的な研究員の受け入れにより共同研究を推進する。

８．まとめ

第一壁構造材料の候補材として、現在研究開発を進めている低放射化フェライト鋼、V 合金及び SiC/SiC 複合材料を対象とし、原型炉の概念設計例からみた要件に照らしながら、材料開発の現状、開発戦略と研究開発計画等について定量的な検討を行い、実用段階までを見通した研究開発の体系的かつ効率的な推進方策を明らかにした。これをまとめると以下のようになる。

(1) 現時点における各材料の開発段階、技術基盤及び将来の開発見通しを評価した結果、低放射化フェライト鋼が原型炉構造材料の要件を最も高い確実性をもって満たす可能性があると判断されることから、開発優先順位の最も高い第一候補材料に位置づけた。一方、潜在的には優れた特性が期待できる V 合金及び SiC/SiC 複合材料は、現在のところ素材開発段階での開発要素が多いことから、先進材料として位置づけた。

(2) 重要課題を適正かつ効率的に解決するための材料開発計画を提案した。計画の推進にあたっては、進捗の指標を定め、炉の開発スケジュール等も考慮して時期を定めて研究開

発を行い、結果等を実施計画に適切に反映することが必要である。

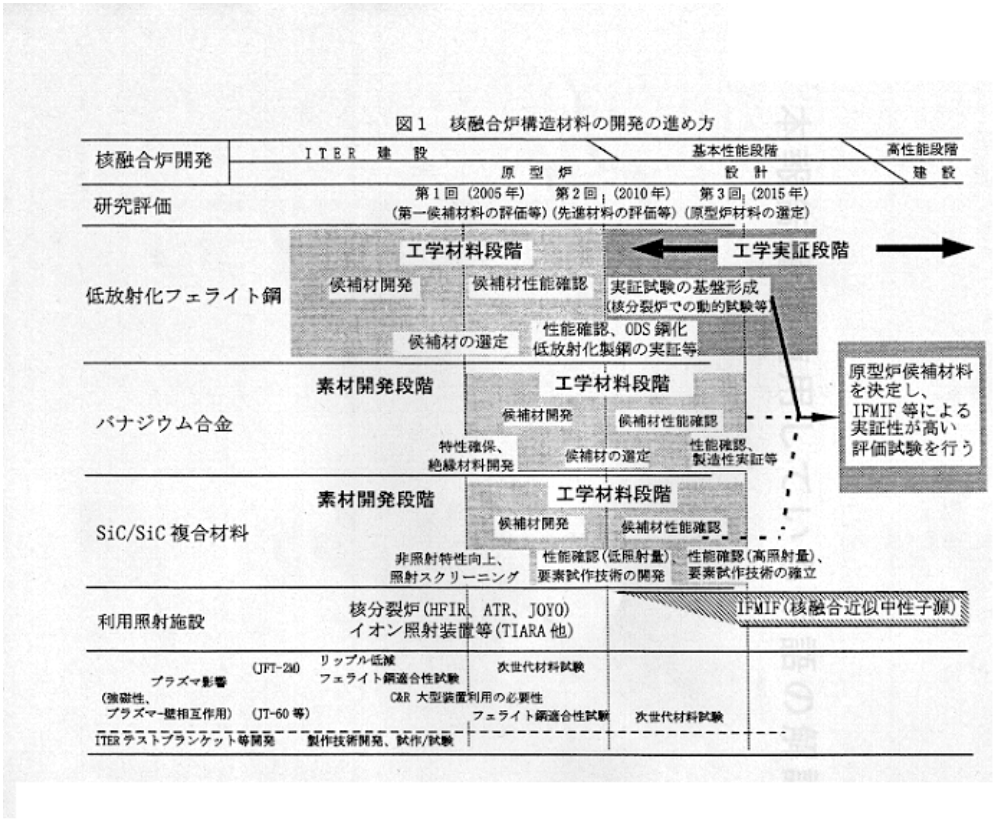
(3) 照射試験施設は核融合材料の開発において中核となる試験施設であり、また高エネルギー中性子照射施設については適切な時期までに建設することが不可欠である。一方、現在使用している核分裂炉、イオン加速器はもとより、高速増殖炉 JOYO 等の既設の照射施設等も積極的に活用する。

(4) 原型炉以降の核融合炉材料に関する研究開発を組織的・効率的に推進するため、日本原子力研究所［を中核として］、国立試験研究機関、大学、産業界との連携を密接にするとともに人的交流を行い、研究投資の効率化を図る。

(5) 二国間及び多国間の協力の枠組等を活用した国際的な協力も視野に入れつつ研究開発の効率化の検討を行うことが重要である。

［ ］：核融合会議の議論に持ち越すもの。

図１　核融合炉構造材料の開発の進め方



（参考）

本報告書で使用している用語の解説

オーステナイト系ステンレス鋼

ニッケル(Ni)約 8%以上、クロム(Cr)約 18%以上を含有するオーステナイト相の鋼。18-8 鋼（304 鋼）を基本鋼種とし、それ以外にも十数種類の改良鋼種が規格に定められている。いずれの鋼種も溶体化処理の後では、非磁性のオーステナイト組織を有し、耐酸化性、耐食性に優れている。

核破砕中性子源

比較的重い原子でできた固体に、数 100MeV 以上の高いエネルギーの陽子等を入射すると、核破砕反応によって多数の中性子が発生する。この反応を利用して中性子ビームを得る装置。

クリープ効果

荷重下で時間の経過とともに材料が次第に変形する現象。

ジルコニウム（Zr）合金

軽水炉の燃料被覆管材料であるジルカロイがよく知られている。Zr を主成分とする材料で、耐食性が比較的高い。

スーパーアロイ

ジェットエンジンのタービンブレード等に使用する目的で開発された、ニッケル(Ni)やコバルト(Co)を主成分とする高い高温強度と耐食性を有する金属材料。しばしば、Ni とアルミニウム(Al)の金属間化合物相を組織中に含む、あるいはその相で構成されている。

絶縁被膜

液体金属ブランケットにおいて、磁気圧力損失を低減させる方法の一つとして、ブランケット構造体と液体金属を電気的に絶縁することが考えられる。このための電気的な絶縁皮膜であって、ブランケット構造体の液体金属側表面に生成させる。使用中の損傷等に対して自己修復性を有することが要求されている。

塑性崩壊

構造材料が塑性変形を生じる程の力が構造物に作用し、構造物の機能を阻害するような変形が生じる状態。

弾き出し損傷

中性子や荷電粒子などが、ある値以上の運動エネルギーをもって結晶中に入射すると、結晶格子にある原子に運動量を与えることによって、この原子を格子点から弾き出す。照射損傷を引き起こす素過程の代表的なものの一つ。

第一壁構造材料

プラズマに直接面する壁の総称。機能的に分類すると、リミタ、ダイバータ板、高熱流防護壁、ブランケット壁などがある。一般に、第一壁はプラズマと直接作用し、大きな熱、粒子負荷を受ける。このため壁から不純物が発生し、これがプラズマに与える影響が無視できない。第一壁の設計は、除熱、不純物放出、プラズマ粒子リサイクリング率、表面侵食、照射損傷、熱疲労などを総合的に評価して行われる。

チタン（Ti）合金

チタンを主成分にした高温強度及び耐食性の高い合金。アルミニウム(Al)やバナジウム(V)を数%含む材料等が実用化されている。熱伝導度が小さい点で、第一壁等の材料には適さない。

中性子照射

核融合炉構成材料に中性子が当ることを言い、これにより、スエリング、延性低下などの材料損傷が発生する。これは、①構成原子が格子点から弾き出されるカスケード損傷、②（n，α）反応によって材料中にヘリウムが生成する核変換元素生成によって起こされる。構成原子１個あたりの中性子による平均弾き出し回数を dpa(Displacement per Atom）という。核分裂炉に比べてヘリウムの生成がかなり大きいことが核融合炉の特色である。

中性子フルエンス

単位面積を通過する中性子の数の時間積分で、単位は［中性子の入射数／m^2］。

長寿命放射性核種

中性子照射によって構造物が放射化することにより、生成される核種のうち、比較的半減期の長い核種。核融合炉の停止後数 10 年後以降において主要核種として残り、主にコバルト(Co)、ニオブ(Ni)、アルミニウム(Al)等の放射性同位元素等がある。

低放射化フェライト鋼

高温用構造鋼であるフェライト/マルテンサイト鋼のモリブデン(Mo)等を W 等で置き換えることで、放射化のレベルを低く、減衰を比較的速くした構造用鋼。

ディスラプション

プラズマの構造が急激に変化し場合によっては崩壊する現象。メジャー・ディスラプションではプラズマ温度が急減し、その後電流が減りプラズマが崩壊する。マイナー・ディスラプションでは温度の現象が小さく電流の減少にはつながらない。

破壊靭性

き裂を有する材料において、き裂が伝播して破壊する際に示す材料の抵抗性をいう。

バナジウム合金

放射化のレベル低く、減衰が比較的速いバナジウムを主成分にした低放射化材料である。クロム(Cr)やチタン(Ti)を 4 重量%程度含んだ合金が開発されている。バナジウム(V)合金は液体金属との共存性に比較的優れるため、液体金属ブランケットの構造材料としても有望視されている。

疲労破壊

繰り返し応力にる損傷で、材料が破壊に至る現象。応力の振幅が降伏点あるいは弾性限以下の場合においても生じる。

不安定延性破壊（延性不安定破壊）

き裂の成長に連れて、き裂を成長させる力が増加するような状況下での破壊を不安定破壊と呼ぶ。このとき、き裂の形成機構が延性破壊による場合を延性不安定破壊と呼ぶ。

不安定脆性破壊（脆性不安定破壊）

へき開あるいは粒界破壊機構により、き裂の進展が生じ、短時間に構造物が破壊を生じることをいう。

フェライト／マルテンサイト鋼

クロム(Cr)等を数%以上含む高温用構造材料で、焼き入れ焼き戻しによりマルテンサイト中に微細な炭化物を析出させた材料。

ホットラボ

原子炉で照射した燃料・材料など、非常に放射能の強い物質の取扱および試験を行う施設。

ラウンドロビン試験

共通の材料や試験法について幾つかの研究機関で評価を行うこと。

ARIES-RS 炉

熱出力 2.6GW、正味電気出力 100 万 kW の商業炉構想であり、保守性と環境安全性に重点が置かれている。特徴は JT-60 の実験で実証された負磁気シアも用いた高ベータ定常運転炉であること、また構造材料にバナジウム(V)合金を導入し、冷却材にはトリチウム生産も兼ねた液体リチウム金属を用いている点にある。ARIES-RS 炉の RS は Reversed Shear の頭文字をとったもの。

ATR　Advanced Test Reactor の略

米国アイダホ国立研究所の高中性子束の研究炉。

DBTT（延性脆性遷移温度）

体心立方の金属、とくにフェライトおよびマルテンサイト系鉄鋼材料は、ある温度以下の低温になると延性破壊から脆性破壊に破壊様式が変化する。この現象を延性脆性遷移といい、その遷移が起こる温度を延性脆性遷移温度という。

EU（欧州連合）　European Union の略

旧 EC（欧州共同体）が発展した共同体で、仏、独、伊をはじめとするヨーロッパ１５カ国が参加。

HFIR　High Flux Isotope Reactor の略

米国オークリッジ国立研究所の高中性子束の研究炉。

IEA（国際エネルギー機関）　International Energy Agency の略

石油資源需要問題などを契機に発足した OECD 傘下の国際機関。供給構造を改善することを目的として 1974 年 11 月に設立。主要な任務の一つに代替エネルギー源を開発するための加盟国間の協力の推進がある。

IFMIF（国際核融合材料照射施設）　International Fusion Material Irradiation Facility の略

IEA のもとで、日、米、EU の国際協力で進めている国際核融合材料照射施設。およそ 40MeV に加速した重水素イオン・ビームをリチウム標的に照射し、核反応を利用して核融合プラズマで生成される 14MeV の中性子にピークを持つ中性子を生成する。発生した中性子を各種核融合炉用構造物等の試験材料に照射して特性の変化を試験する装置。

ITER（国際熱核融合実験炉）計画　International Thermonuclear Experimental Reactor Project の略

日、米、ロ、EU 4 極の共同設計による核融合実験炉プロジェクト。重水素－トリチウム(三重水素)を燃料として自己点火プラズマによる長時間核燃焼を設計目標とし、核融合炉の科学的及び工学的可能性の証明を目指す計画。

JFT-2M　　JAERI Fusion Torus-2M の略

1983-運転中。中型の高性能トカマク開発試験装置。当初、JFT-2 としてスタートし、1982 年の改造により JFT-2M と名称を変更して、非円形断面プラズマによるプラズマの加熱、閉じ込め研究の他、先進研究を実施。また、中型装置の起動性を活かし、フェライト鋼を用いたトロイダル磁場リップル低減などの先進プラズマ試験を計画している。

JMTR　　Japan Materials Testing Reactor の略

原研の軽水減速冷却タンク型で熱出力 50MW の汎用型材料試験炉。ループ、キャプセル等の各種照射設備が設置されている。

JOYO（「常陽」）

動力炉・核燃料開発事業団が大洗工学センターに建設された日本最初の高速実験炉。出力は 100MW。

ODS 鋼

母相である鋼中に微細な酸化物を均一に分散させることにより強化した合金。特に高温における強度、クリープ特性に優れている。

ODS 鋼クラッド鋼(ODS 鋼クラッド材)

本報告書中で提案しているもので、低放射化フェライト鋼の第一壁のプラズマ側に、高温強度を上げるため、低放射化フェライト ODS 鋼を積層した複合材料。

Proto-DREAM 炉

DREAM 炉は熱出力 6.4GW、正味電気出力 300 万 kW の商業炉構想であり、保守性と環境安全性に重点が置かれている。構造材料として低放射化特性、耐高温特性、及び電磁応力の観点からシリコンカーバイトの複合材を導入し、ヘリウムガスを冷却材としている。Proto-DREAM 炉は、材料開発の進展に対応して熱伝導特性、製作性に裕度を持たせることで ITER 実験炉と DREAM 商業炉の中間に位置づけた設計案のこと。

SiC(シリコンカーバイド)/SiC 複合材料

高温まで極めて高い強度を示す SiC 繊維で織物を作り、これに SiC(基材: マトリックス)を高密度に付着させた材料。

SSTR 炉

熱出力 3.7GW、正味電気出力 108 万 kW の発電炉構想であり、JT-60 における高ブートストラップ電流放電の実証に基づいた定常核融合動力炉。SSTR やその先の実用炉 A-SSTR においては、低放射化フェライト鋼をブランケット材料とし、高温加圧水を冷却材とした設計となっている。