

核融合会議開発戦略検討分科会の設置について

平成10年6月12日

核融合会議

1. 目的及び設置

核融合エネルギーの実現に向けての総合的な開発戦略を検討していくため、当会議の下に開発戦略検討分科会（以下、分科会という。）を設置する。

2. 調査審議事項

- (1) 核融合エネルギーの技術的実現性
 - (2) 核融合炉開発を長期間に亘って支えることになる各種分野の基礎研究、人材育成、大学や産業界の役割・連携体制等の基盤形成
 - (3) 核融合炉の開発戦略に関する事項
- について調査審議する。

3. 検討期間

検討期間は1年とし、本検討の結果を取りまとめた報告書が核融合会議において承認された時点をもって廃止されるものとする。

4. 構成員（案）

- (1) 分科会に、核融合会議が指名する主査を置く。
- (2) 分科会の構成員は別添のとおり。
- (3) 分科会の審議に必要な場合には、主査の判断により、検討事項に関連する分野の学識経験者等を参加させることができる。

5. その他

- (1) 主査は、分科会の審議状況を適宜核融合会議に報告を行うものとする。
- (2) 分科会の庶務は、科学技術庁原子力局研究技術課核融合開発室が行う。
- (3) その他、分科会に関し必要な事項は、主査が分科会に諮って定める。

「ITER計画懇談会「懇談会における論点の整理と今後の検討課題について」
において指摘された6つの検討課題（抜粋）

(1) エネルギーの長期に亘る需給調査

特定産業分野や特定の価値観に基づく生活様式などに偏ることなく、可能な状況をできるだけ広く設定し、それぞれについて需要を調査し、一方でそれぞれについて供給の可能性を提示する。

(2) 代替エネルギーのフィージビリティスタディ

代替エネルギーについての見通しを一步深め、研究投資、産業振興など可能な政策を想定して、単なる予想でない政策オプションを提示する。

(3) 核融合エネルギーの技術的実現性

安全で確実な供給源としての核融合エネルギーの実現可能性を、我が国が持つ潜在技術力、経営能力、産業構造の特性等から整理する。これを幅広く産業界の積極的参画を得て行なう。

(4) 計画の拡がりあるいは裾野としての基礎研究

仮にITERの設置国に我が国がなったとき、ITER計画さらにはそれ以降の核融合炉開発を長期間に亘って支えることになるであろう先進炉方式や材料開発などの各種分野の基礎研究や教育、人材養成についての、大学や産業界の役割、これらとの連携体制がどのようなことが求められるかなど、核融合エネルギーの実現に向けての総合的な設計図を作成する。

(5) 研究の資源配分

基礎研究において公共的費用を必要とする分野は極めて多い。これに対し最終的配分を決定するのは政策決定に他ならないが、その配分の原則についての理念を構築する。とくに、前線拡大型研究と、人類存続型研究とのトレードオフが重要である。それらは決して背反ではないが、両者の基本的関係を明らかにしつつ、後者の重要性が増す現代に適応する配分理念を創出する。

(6) 国際関係

国際協力の責任分担に関しては、そのプロジェクトの態様により、様々な選択肢がありうるが、それを実際のプロジェクトについての基本的な指針の確立を目指す。これについては、OECD・CSTP（経済協力開発機構・科学技術政策委員会）のメガサイエンスフォーラムにおける議論も参考になるであろう。

開発戦略検討分科会の構成員(案)

主査	井上	信幸	核融合会議座長
	阿部	勝憲	東北大学工学部教授
	岡野	邦彦	電力中央研究所柏江研究所上席研究員
	小川	雄一	東京大学工学部助教授
	金木	雄司	日本原子力産業会議開発部長
	菊池	満	日本原子力研究所炉心プラズマ第一実験室長
	小林	重忠	(社)日本電機工業会核融合関係幹事
			(東芝エネルギー事業本部先端エネルギー開発部担当部長)
	田中	知	東京大学工学部教授
	藤原	正巳	核融合科学研究所研究総主幹
	松田	慎三郎	日本原子力研究所核融合工学部長
	宮	健三	計画推進小委員会主査

原子力委員会核融合会議開発戦略検討分科会 構成員（平成 11 年 11 月現在）

主査	井上 信幸	核融合会議座長
	阿部 勝憲	東北大学大学院工学研究科 教授
	岡野 邦彦	電力中央研究所狛江研究所 原子力システム部上席研究員
	小川 雄一	東京大学高温プラズマ研究センター教授
	廣谷 嘉章	（社）日本原子力産業会議 計画推進本部 マネージャー
	菊池 満	日本原子力研究所炉心プラズマ計画室長
	小林 重忠	（社）日本電機工業会原子力政策委員会核融合技術専門委員会 委員長 （東芝 原子力事業部原子力開発設計部担当部長）
	田中 知	東京大学大学院工学研究科システム量子工学専攻教授
	藤原 正巳	核融合科学研究所 所長
	松田 慎三郎	日本原子力研究所核融合工学部長
	宮 健三	計画推進小委員会主査

核融合会議開発戦略検討分科会審議の経緯

	講演題目	説明者
第1回	審議事項、審議日程、検討事項の確認	
第2回 (98/7/16)	段階的な核融合開発の方法論の明確化	宮委員
	トカマク型実験炉、原型炉、実証炉に要求されるミッションと目標性能、開発計画の概要	菊池委員
	トカマク型核融合炉の設計の現状	小川委員
	日本原子力研究所における核融合原型炉と実証炉設計の概要	菊池委員
第3回 (98/7/30)	電力事業から見た核融合炉の商用化条件	岡野委員
	核融合炉開発計画：製造業からの視点から	小林委員
	トカマク型実験炉、原型炉、実証炉開発計画（案）	菊池委員
第4回 (98/8/25)	これまでの本分科会での主な論点	井上主査
	ITERのバザードポテンシャルについて	原研 関泰次長
	核融合炉と核分裂炉の環境・安全性の定量的比較の試み	原研 関泰次長
	各種エネルギーシステムの評価と核融合エネルギーの開発の意義	菊池委員
第5回 (98/10/1)	核融合炉コストの感度解析	岡野委員
	段階的開発計画と機能分離型開発計画（Multi-Prong Approach）	原研 常松次長
	核融合炉の実用化にいたる炉心プラズマ研究課題について	原研 鎌田副主任研究員
	プラズマ技術——ベータ値の改善の意義	小川委員
第6回 (99/1/14)	日本における原子力発電開発史についての考察	日本大学 深井講師
	原子力発電所の運転・保守・運営技術の現状と課題について	東京電力 五十嵐 マネージャー
	産業界の大型プラント建設経験からみた課題	金木委員
第7回 (99/2/8)	実験炉において必要な炉工学技術目標－現状と今後の課題－	松田委員
	実験炉、原型炉、実証炉の各段階で達成すべき炉工学技術目標	松田委員
	材料開発計画と見通し	阿部委員
	運転保守の現状から見たトカマク型核融合炉の運転実現性について	原研 栗原氏
第8回 (99/3/1)	製造業における技術習熟等に関する軽水炉の例と核融合	小林委員
	電力の自由化の進展と電力会社の対応	東京電力企画部 鷹尾マネージャー
第9回 (99/3/18)	核融合に必要な資源	東工大 飯尾助教授
	海水リチウム資源の回収技術	工技院四国工業技術研 究所 大井室長
第10回 (99/4/5)	核融合の安全性について	原研 関昌弘研究主幹
	東海発電所一号機の廃止措置計画について	日本原電 油井理事
	核融合炉構造材料試験用中性子照射装置について	東北大 松井教授
	核融合エネルギー開発に関する主な意見の概要について	事務局
第11回 (99/4/19)	アイソトープ・研究所等廃棄物及び実用発電炉解体廃棄物の処分について 参考資料：RI・研究所等廃棄物処理処分の基本的考え方について （平成10年5月28日原子力バックエンド対策専門部会）	東大 石博教授
	海水からのウラン捕集技術について	原研 須郷室長
	核融合炉に使用する希少金属資源について	京大 西山教授
第12回 (99/6/3)	インバース・マニファクチュアリングの現状と展望	東京都大 梅田助教授
	核融合炉を支える広がり、裾野 －トカマク型以外の閉じ込め方式－	小川委員
	ITER段階で必要となる人材	松田委員
	核融合炉に必要な資源と見通し	菊池委員
	核融合炉の実現についての指摘と回答（案）	事務局
第13回 (99/6/25)	プラズマ核融合研究の学術面での波及効果	核融合科学研究所 須藤教授
	核融合炉工学の波及効果	松田委員
	核融合中性子による消滅処理について	東工大 飯尾教授
第14回 (99/7/30)	核融合理論の学術的波及について	原研 岸本泰室長
	ITERを軸とするトカマク研究について	原研 石田主任研究員
第15回 (99/8/27)	炉工学の視点から見た核融合開発の意義と課題	原研 小西主任研
	核融合炉におけるトリチウム増殖について （ベリリウムを使用しないフェライト鋼／固体増殖材ブランケットの実現可能性）	電力中央研究所 朝岡主任研究員
第16回 (99/9/25)	非中性プラズマを用いた核融合研究 －新しいエネルギー緩和状態の探求－	東大 吉田善章教授
	タンデムミラー核融合研究開発の現状と課題	筑波大学 玉野教授
	ITERに必要な人材についての補足	松田委員
	戦略検討分科会報告書案 2.2.1 資源量	菊池委員
	軽水炉、核融合炉、石炭火力のBHP評価	原研 植田次長
第17回 (99/10/25)	逆磁場ピンチ研究の現状	電総研 早瀬総括主任研 究官
	WTトカマクの研究	京大 曄道教授
	慣性核融合研究の現状について	阪大 三間教授
	報告書案	各委員

核融合エネルギーの技術的実現性
ITER 計画の広がりと裾野としての基礎研究
に関する報告書
(案)

平成 年 月 日

核融合会議開発戦略検討分科会

1 はじめに	5
2 核融合発電が実用化される将来像	5
2.1 エネルギー事業を取り巻く環境と 21 世紀以降のエネルギー選択	5
2.2 核融合発電炉と他のエネルギープラントとの比較	6
2.2.1 核融合炉に必要な資源量	6
2.2.1.1 資源量	6
2.2.1.2 重水素	6
2.2.1.3 リチウム	6
2.2.1.4 ベリリウム	6
2.2.1.5 ニオブ	6
2.2.1.6 バナジウム	6
2.2.1.7 材料価格	7
2.2.2 CO ₂ 排出と大気保全性	7
2.2.2.1 地球温暖化問題	7
2.2.2.2 二酸化炭素排出原単位	7
2.2.2.3 火力発電のCO ₂ 回収による温暖化防止策	7
2.2.2.4 原子力による温暖化防止策	8
2.2.2.5 再生可能エネルギーによる温暖化防止策	8
2.2.3 放射性毒素ポテンシャルからみた安全性	8
2.2.3.1 放射性毒性ポテンシャル	8
2.2.3.2 軽水炉、核融合炉、石炭火力における放射性毒性ポテンシャルの比較	8
2.2.4 廃棄物と環境適合性	9
2.2.4.1 放射性廃棄物の分類	9
2.2.4.2 核融合炉及び軽水炉放射性廃棄物処分時の長期リスク	9
2.2.4.3 石炭火力発電産業に伴う公衆の実効線量当量	9
2.2.5 プラント特性	9
2.2.6 経済性	10
2.2.7 総合的な分析	11
2.3 経営から見た核融合発電の商用化条件	11
3 核融合エネルギー実現へのステップ	11

3.1 核融合エネルギー実用化のための段階的開発論	11
3.1.1 実験炉段階	12
3.1.2 原型炉段階	12
3.1.3 実用炉段階	12
3.2 核融合炉の技術開発課題と見通し	13
3.2.1 炉心プラズマ技術の現状と今後の課題	13
3.2.1.1 トカマク方式による閉じ込め性能の向上	13
3.2.1.2 JT-60Iによる研究の進展	13
3.2.1.3 今後の炉心プラズマパラメータの進展と開発課題	13
3.2.1.4 閉じ込め比例則	14
3.2.1.5 L-H遷移パワー	15
3.2.1.6 改善閉じ込め	15
3.2.1.7 ベータ限界とMHD不安定性の最適化	15
3.2.1.8 電流駆動と電流分布制御	15
3.2.1.9 高エネルギー粒子	15
3.2.1.10 粒子排気・不純物制御	15
3.2.1.11 放射冷却・高密度閉じ込め	15
3.2.1.12 ディスラプション制御	15
3.2.1.13 定常運転における負荷調整運転	15
3.2.1.14 先進材料・プラズマ相互作用	15
3.2.2 工学要素技術の現状と今後の課題	16
3.2.2.1 トカマク型核融合炉の工学要素技術開発項目	16
3.2.2.2 炉工学技術開発の現状と今後の課題	17
3.2.2.3 実験炉、原型炉、実用炉の各段階で達成すべき炉工学技術目標	17
3.2.2.4 実験炉、原型炉、実用炉段階で要求される炉工学技術開発項目の概要	17
3.2.3 ブランケット・材料技術の現状と今後の課題	18
3.2.3.1 概要	18
3.2.3.2 構造材料	18
3.2.3.3 ダイバータ関連材料	21
3.2.3.4 トリチウム増殖関連材料	21

3.2.3.5 材料開発のスケジュールと中性子源の役割	22
3.2.4 安全技術の現状と今後の課題	23
3.2.5 運転・保守技術の現状と今後の課題	23
3.2.5.1 はじめに	23
3.2.5.2 核融合発電プラントのレファレンスとして商用軽水炉運転保守条件	23
3.2.5.3 核融合炉で想定される運転保守条件の実現可能性	23
3.2.6 製造業から見た技術課題	24
3.2.7 市場競争力獲得の課題	25
3.2.8 課題解決の方法と開発計画	26
4 核融合エネルギーの技術的成立にむけて	26
4.1 実験炉 ITER と ITER で実現するもの	26
4.1.1 実験炉 ITER	26
4.1.1.1 ITERの目標	26
4.1.1.2 目標を達成するための技術ガイドライン	26
4.1.1.3 基本的設計思想	27
4.1.1.4 プラズマ性能	27
4.1.1.5 工学機器	27
4.1.2 ITER で実現するもの	27
4.1.2.1 技術目標の達成	27
4.1.2.2 大規模なエネルギー生成と総合技術実証	27
4.1.2.3 実用化へのステップから見たITER	28
4.1.2.4 ITERによる原型炉物理R&Dと工学試験	28
4.2 ITER を支援する研究の展開	28
4.3 ITER から核融合原型炉へ	28
4.4 より魅力的な核融合炉を目指した研究の展開と開発計画への反映	28
4.5 開発計画のマスタープラン	29
5 ITER計画の広がりと裾野としての基礎研究	29
5.1 先進炉方式の研究及び材料、炉工学の基礎研究	29
5.2 人材育成と連携体制	29
5.3 国際協力について	29

6 ITERへの投資の価値	30
6.1 核融合開発の科学的意義	30
6.2 未来のエネルギー源への保険としての意義	30
6.3 ITERによるプラズマ物理学研究の学術的価値	30
6.4 ITER 建設の技術的波及効果	30
6.5 国際協力としての価値	30
6.6 ITER の国内誘致の価値	30
6.6.1 実験炉建設段階における国際協力と平等の原則	30
6.6.2 ITER 国内誘致の得失比較	31
7 まとめ	31

1 はじめに

○核融合会議開発戦略検討分科会は、核融合エネルギーの実現に向けての総合的な開発戦略を検討するために、核融合会議の下に設置された分科会。平成10年6月12日より発足。

○分科会は、我が国の核融合研究開発に携わる大学、日本原子力研究所、産業界の専門家で構成。必要に応じて外部から学識経験者を迎えて意見を聴取。

○我が国の核融合開発は、平成4年6月に原子力委員会が策定した「第三段階核融合研究開発基本計画等」に沿って推進。この計画では中核装置としてトカマク型実験炉を採用し、自己点火条件の達成と長時間燃焼が主要目標。国際熱核融合実験炉 ITER は、この中核装置と位置づけられている。

○原子力委員会は国民を代表する各界の識者からなる ITER 計画懇談会を設けて、ITER 建設の妥当性に関して鋭意検討を進めているところ。懇談会は平成10年3月に「懇談会における論点の整理と今後の課題について」と題する中間報告書を出し、その中で次の検討項目をあげた。

- (1) エネルギーの長期に亘る需給調査
- (2) 代替エネルギーのフィージビリティスタディ
- (3) 核融合エネルギーの技術的実現性
- (4) 計画の拡がりあるいは裾野としての基礎研究
- (5) 研究の資源配分
- (6) 国際関係

○本分科会では、このうちの(3)と(4)に関して検討することを、核融合会議において決定。分科会では以下の3項目を採り上げて集中的に審議。

- (1) 核融合エネルギーの技術的実現性
- (2) 核融合炉開発を長期間に亘って支えることになる各種分野の基礎研究、人材育成、大学や産業界の役割・連携体制等の基盤形成
- (3) 核融合炉の開発戦略に関する事項

○審議の過程においては、ITER 計画懇談会が指摘した(1)と(2)に関する事項についても、核融合エネルギーとの比較検討に必要な範囲で調査した。

2 核融合発電が実用化される将来像

核融合エネルギーが実用される環境や条件、他のエネルギー源との比較検討など多様な観点から検討した結果を記述し、核融合炉の将来像を提示する。

2.1 エネルギー事業を取り巻く環境と21世紀以降のエネルギー選択

○人口増加とエネルギー需給、南北問題、地球温暖化問題、海面上昇、地球温暖化による経済損失などに言及し、CO₂ 問題から、火力発電の抑制が必要であり、一方で再生可能エネルギーの限界、原子力エネルギー利用の不確実性から、21世紀のエネルギー選択は不透明であることを論じる。

○電力自由化等の動きについて述べる。

2.2 核融合発電炉と他のエネルギープラントとの比較

2.2.1 核融合炉に必要な資源量

2.2.1.1 資源量

- 核融合炉を建設するにあたり必要な材料資源量を、原研が設計をおこなった定常トカマク型核融合炉（SSTR：電気出力約 108 万 kW）を基に評価。
- 特殊な材料としては、
 - トリチウムを増殖するためのリチウム（～97 トン／1 基）
 - 中性子増倍材のベリリウム（～110 トン／1 基）
 - 超伝導材料のニオブ（207 トン／1 基）
 - 燃料の重水素（72 kg／年・1 基）
- ブランケット材料としてバナジウムを使用することも想定。
- 現在の世界の総発電量（～15 億 kW）を全て核融合炉でまかなった場合の可採年数を検討。

2.2.1.2 重水素

- カナダのプラントで 800 トン／年の製造能力を保有（100 万 kW 級核融合炉の 1100 倍）

2.2.1.3 リチウム

- 地殻存在度から評価した総鉱物資源量：8 億トン
- 海水中資源量：2330 億トン
- 可採年数は、5 万年（総鉱物資源量）／1500 万年（海水リチウム）

2.2.1.4 ベリリウム

- 資源量 80 万トン
- 地殻存在度から評価した総鉱物資源量 1 億トン
- 可採年数は、430 年（埋蔵量ベース）～7 万年（総鉱物資源量ベース）

2.2.1.5 ニオブ

- 資源量 420 万トン
- 地殻存在度から評価した総鉱物資源量 7 億トン
- エネルギー供給年数（一年間に 50 基の割合で核融合炉を新設すると仮定）400 年（埋蔵量ベース）

2.2.1.6 バナジウム

- 資源量 2700 万トン

- 地殻存在度から評価した総鉱物資源量 53.7 億トン
- 全世界の全発電量をまかなう核融合炉（1500 基）を 30 年間運転するには 360 万トンのバナジウムが必要。
- エネルギー供給年数は、225 年（埋蔵量ベース）～45000 年（総鉱物資源ベース）

2.2.1.7 材料価格

- リチウム、ベリリウム、ニオブ等は年間生産量は 350 トンから 2.1 万トンと少なく、特にベリリウムは単価が高い。
- 鉱物資源の価格は、生産量と強い逆相関（生産量に伴って価格は低下）を示す。従って核融合等による需要の増大が、資源探査と生産拡大をもたらし、価格低減化につながると考えられる。

2.2.2 CO₂排出と大気保全性

2.2.2.1 地球温暖化問題

- 化石燃料の可採埋蔵量：石炭 231 年（世界エネルギー会議 1995 年）、天然ガス 62 年（Oil&Gas Journal, March 10, 1997）、石油 43 年（Oil&Gas Journal, Decem, 29, 1997）
- この化石燃料を現在のペースで使用した場合、200 年程度はエネルギー不足が起こらないと考えられる。
- しかしながら、毎年 220 億トン排出される二酸化炭素は温室効果ガスとして地球温暖化に寄与する。
- 例えば、気温上昇を 1℃に抑えるために、CO₂大気濃度を 450ppm(v)で安定させるためには、21 世紀には直ちに CO₂排出量を減少させ、21 世紀末には現在の半分に削減する必要がある。
- また、地球温暖化によって、海面上昇が 1m 発生した場合、我が国では、現存する砂浜の 90%が消失し、東京湾については沿岸港湾対策費用に～12 兆円が必要となるなどの試算がある。

2.2.2.2 二酸化炭素排出原単位

- 二酸化炭素排出原単位とは、寿命期間中の CO₂排出量／寿命期間中の送電端発電電力。
- 石炭火力（270）、石油火力（200）、LNG 火力（178）は、他の発電プラントに比べて大量の CO₂を排出。CO₂回収 LNG（81）や石炭火力（85）においても排出原単位は 1/3 程度にしか削減できない。
- 水力（4.8）、原子力（5.7）、核融合炉（6-12）などの低 CO₂排出原単位の発電システムを優先的に開発すべき。

2.2.2.3 火力発電の CO₂回収による温暖化防止策

- 石炭火力では CO₂回収のために、脱硫脱硝酸設備が必要。それによる資本費の増大により、8 円/kWh から 10.7 円/kWh へ増加。CO₂回収を行うことにより、方式によっては 20 円/kWh を超え、発電効率は、39%から 25%に低下するとの試算もある。
- LNG では、脱硫、脱硝酸後の発電単価は 9 円/kWh から 9.7 円/kWh へ、CO₂回収で、

約 15 円 / kWh となる。

2.2.2.4 原子力による温暖化防止策

- 原子力は、CO₂ 排出原単価も小さく、高い経済性を獲得しつつある。
- ウランの可採年数は、72 年。海水ウランを使用すれば、実質上無限。

2.2.2.5 再生可能エネルギーによる温暖化防止策

- 太陽光発電や風力発電、バイオマス・エネルギーは二酸化炭素排出が少ないとして注目されている。
- 太陽光発電や風力発電は、出力が変動し、必要なときに必要なだけ電力を供給できない可能性がある。太陽光発電については電力負荷ピークの低減に貢献できるものと期待。

2.2.3 放射性毒素ポテンシャルからみた安全性

2.2.3.1 放射性毒性ポテンシャル

- 放射性核種が人体に取り込まれた時の被ばくに伴う影響を表す量である放射性毒性ポテンシャル（炉内に滞在する放射性核種の量 [Bq] / 放射性核種の空気中最大許容濃度 [Bq/m³]）を用いて評価。
- 万一の場合に短時間に外部に放出される可能性があって、人体に主な影響を与える放射性核種として核融合炉の燃料であるトリチウムがある。トリチウムの放出するベータ線は紙一枚で遮蔽可能であり、外部被ばくの恐れは少ない。体内に取り込まれても特定の臓器に選択的に取り込まれて滞留することはなく、水の形の場合で 10 日、有機物の形の場合で平均 40 日程度で、新陳代謝により半分が体外へ排出される。
- 軽水炉においては、万一の場合に短時間に外部に放出される可能性があって、人体に主な影響を与える放射性核種としてヨウ素 131 がある。
- 100 万 kW 核融合炉内にあるトリチウムの放射エネルギーは、100 万 kW の軽水炉のヨウ素 131 の放射エネルギーと大差ないが、トリチウムの空気中最大許容濃度がヨウ素 131 に比べて 3 桁高いので放射性毒性ポテンシャルとしては、軽水炉内ヨウ素 131 に比較して 3 桁低い。

2.2.3.2 軽水炉、核融合炉、石炭火力における放射性毒性ポテンシャルの比較

- 比較の条件（30 年運転、設備利用率 100%）

核融合炉：原研が概念設計行なっている原型炉（SSTR：発電出力 108 万 kW）。低放射フェライト鋼を使用。2 年でブランケット交換、トリチウムインベントリ 4.5kg。

軽水炉：PWR（発電出力 100 万 kW）。

濃縮率 4.5%UO₂、燃焼度 33,000MWD/MTU。使用済核燃料が 25 トン/年発生。

石炭火力発電：発電所（発電出力 100 万 kW）が生成する石炭灰は 30 年間で、 2.1×10^{10} kg と評価。

- 核融合炉の吸気摂取放射性毒性ポテンシャルは、PWR に対して、運転開始時は 2 桁小さく、100 年後 3 桁小さい。核融合炉の経口摂取時の放射性毒性ポテンシャルは、PWR

に対して、運転開始時は1桁小さく、100年後6桁小さい。

- 核融合炉の吸気摂取放射性毒性ポテンシャルは、石炭火力に対して、運転開始時は2桁高く、100年後は2桁小さくなる。核融合炉の経口摂取時の放射性毒性ポテンシャルは、運転直後から1年は石炭火力より3桁大きい、100年後2桁小さくなる。

2.2.4 廃棄物と環境適合性

2.2.4.1 放射性廃棄物の分類

- 原子力発電からの放射性廃棄物は、高レベル放射性廃棄物、低レベル放射性廃棄物に分類される。
- 核融合炉は高レベル放射性廃棄物が発生しないことが最大の特徴。
- 原子炉の廃止措置に伴う放射性廃棄物の処分費用は100万kW級核分裂炉で、155億円、高レベル廃棄物処分費用を加えると1千億円強。核融合炉は高レベル廃棄物がないが低（浅地）レベル廃棄物が多く、処分費用は360億円程度と試算。
- 核融合炉で使用が考えられている低放射化フェライトは、含まれるタングステンにより ^{193}Pt と $^{192\text{m}}\text{Ir}$ が生成する（約3000m³）。長期的には、改善のためにタングステンを含まない（0.05%以下）フェライト鋼の開発が重要。

2.2.4.2 核融合炉及び軽水炉放射性廃棄物処分時の長期リスク

- 核融合炉（SSTR15基分）の低レベル放射性廃棄物を地下50mより深い地層に浅地埋設と同様に埋設した場合、100年後年個人線量は10 μSv より一桁小さくなる。軽水炉の高レベル廃棄物は、数万年から数十万年以降に10 μSv と同程度となる。この観点から核融合は子孫に与える放射性廃棄物のリスクが軽水炉より小さい。
- 核融合炉による被ばくリスクはトリチウムが支配的であり、除染・回収技術の確立が重要。

2.2.4.3 石炭火力発電産業に伴う公衆の実効線量当量

- 石炭火力発電の燃焼灰では、天然の放射性物質が燃焼によって濃縮されているが、特に、年間2.8億トンが生産される石炭灰はセメントやコンクリートの製造に使用され、公衆の生活空間に入り込んでいる。
- フライアッシュを含むコンクリートを家屋の建設に使用することによって、コンクリートの家屋、木造家屋のそれぞれについて年実効線量当量70 $\mu\text{Sv}/\text{年}$ 、30 $\mu\text{Sv}/\text{年}$ が増加分（国連科学委員会は1988年報告）。

2.2.5 プラント特性

- アベイラビリティ、エネルギー比、所内率、出力規模、出力安定性、熱効率、立地制約、緊急時対応性、出力制御（部分負荷運転）、運転保守性、起動電力などのプラント特性に関して核融合炉を評価し、他の発電システムと比較。

（1）電源としての一般的特性の比較

○エネルギー比

（「プラント寿命期間（30年と仮定）に生産するエネルギー」／「プラント建設に要するエネルギー、プラントの保守・運用に必要なエネルギー、燃料の採掘から搬入にいたる全ての過程で投入されたエネルギーの総和」）

原子力 24、核融合炉 14～28、太陽光発電：8から19程度、水力：50

○設備利用率：

- ・核融合炉では軽水炉と同程度（75%以上）を達成することが望まれる。
- ・核融合炉の保守における、ブランケット交換の周期は、技術的には材料耐性から決めるべきで、その観点から3年に一度の交換・定期点検が望ましい。

○所内率：

原子力 3.4%、石炭火力 6.1%、風力 10%、太陽光 5%、核融合については10%程度にすることが望まれる。（現状の技術を基にした場合、16.3%を予想しており、更なる研究が必要）

○正味エネルギー生成率：

原子力、石油火力、石炭火力並びに LNG 火力は 60—70%、風力 15%、太陽光 11-13%、核融合 60%程度。

○熱効率：

核融合は軽水炉に比べて、冷却方式の選択の自由度が広く（例 水冷却の場合、熱効率 34.5%、ヘリウム冷却の場合 45%）、目的に応じた最適な選択が可能。

○出力安定性・出力制御性：

磁場閉じ込め方式では、出力安定性について、現状では未知数。実験炉により、見通しが得られる。出力制御性については、電流駆動パワーの制御で 50%から 100%まで制御可能とのシミュレーションもあり、実験炉で十分研究することが必要。ディスプレイによる停止が避け難いとしても、落雷などの外的要因と同等かそれ以下に抑えることが必要。

（2）核融合炉には、在来型の電源にはない特有のプラント特性がある。

①炉内で閉じる燃料サイクル

炉運転中、使用済みブランケットを所内で保管することにより、外部との放射性物質の出入りがない状態を構築できる。燃料ループが所内で閉じる核融合炉のプラント特性は安全保障の面で極めて有利。

②定期的に交換するブランケット

使用済みブランケットは大量。大型で複雑な構造を含むブランケットを数年毎に交換することは、経済性や設備利用率の観点からは望ましくない。保守シナリオは幾つか検討されており、設計次第では設備利用率を大きく下げることにはならない見通しがある。

③起動電力が大きい

起動に大きな入力（10 数 MW）を必要。

起動シナリオによっては、ピーク電力を大幅に低減することは可能。

④自然界にない燃料（トリチウム）を使用。

炉内で製造することとなり、製造プロセスに問題が生じると炉の運用を止めざる負えない。導入時の核融合炉は大量のトリチウムのストックが必要であり、また、緊急時のトリチウム供給経路を確保して置く必要がある。核融合炉が普及すれば、他の核融合炉からの燃料供給が可能。

(1)核融合炉と競合するエネルギー源と発電単価

- 核融合炉の実用化を期待している 21 世紀後半のエネルギー事情や世界情勢を現時点で十分に予測することは不可能。
- 他の電源との相対比較で許容されうるコストの幅を評価。
- 資源量とコスト競合性の観点から超長期的展望において核融合の競合相手として、核分裂原子力（高速増殖炉、海水ウラン利用軽水炉）、二酸化炭素回収付き天然ガスまたは石炭火力プラントが考えられる。
- 核融合炉がコストだけで競合する場合、大幅な低コストを実現しなければならない。核融合炉が石炭火力に対して 1.5 倍以上の発電コストがかかる場合、核融合炉は電力供給用として魅力失う。これは、CO₂ 回収火力の方が核融合より安価となるためである。
- 核融合炉は安全性、環境適合性に関する優れた性質を持っており、廃炉費用の低減、近郊立地による送電費用の低減の可能性があり、軽水炉や高速増殖炉とも総合的コストでは競合できる可能性がある。

(2) 核融合炉の発電原価

- 核融合炉の発電原価を低減する方法としては、炉の小型化が重要。
- 現状の技術と競合相手から予想して、核融合炉の建設単価は 36 万円/kW から 50 万円/kW、発電単価については、石炭火力の 0.7 倍から 1.5 倍の範囲が目標領域。
- これらは、全ての核融合炉の場合に共通。

2.2.7 総合的な分析

- 2.2.1-2.2.6 までの評価から、核融合炉の発電プラントとしての利点、欠点を分析。問題点がある場合は、それを認識した上で、それに対する解決の方針を打ち出す。
- 核融合炉開発の意義を明らかにし、投資の妥当性に言及する

2.3 経営から見た核融合発電の商用化条件

- 電力の自由化など将来予想される電力体系も踏まえ電力業界の視点から核融合発電炉の商用化条件を述べる（経済性、安全性、許認可、設備利用率、立地条件、出力規模、運転性、保守性、出力安定性、負荷追従性、燃料供給安定性、公共受容性など）。
- 核融合炉の特徴を踏まえて、商用化条件への基本的アプローチを論ずる。

3 核融合エネルギー実現へのステップ

3.1 核融合エネルギー実用化のための段階的開発論

- 段階的に開発を進める理由を述べる。（例えば、段階的开发により不確定性を補う）
- 1STEP to DEMO を目指し、モジュラー路線の明確な否定の理由と直ちに実験炉へ移る必要性を述べる。

表 1 トカマク型核融合炉の各開発段階における目標と主要パラメーター (例)

	現状	実験炉	原型炉	実用炉
プラズマ主半径	2.5-3.4m	~6.2m	7m	5.4m/ 6m
プラズマ電流	2-7MA	14MA	12MA	12MA/ 12MA
プラズマ体積	30-100m ³	~700m ³	700m ³	500m ³ / 600m ³
運転方式	誘導/非誘導	誘導/非誘導	非誘導	連続運転
核融合出力	~15MW	~500MW	3GW	3GW/ 3.5GW
発電出力	-	-	1.08GW	1.15Gwe/ 1.6GWe
エネルギー増倍率	~1	>10-20	50	31/59

3.1.1 実験炉段階

実験炉段階では以下の目標を達成する。

- 重水素とトリチウム燃焼プラズマによる自己点火条件の達成と長時間燃焼の実現すること。
- 原型炉の開発に必要な炉心プラズマ技術・炉工学技術の基礎を形成すること。
- 原型炉への唯一のステップとしての実験炉のパラメータ選択の妥当性を示すこと。
- 拡張運転における原型炉運転シナリオの確立すること。
- 原型炉のための発電ブランケットモジュール試験を行うこと。

- 実験炉の主要パラメータ、運転方式、発電方式、材料選択、機器仕様、プラズマ性能
- 実験炉基本ミッションの達成シナリオ
- ITERの延長線上に実用核融合炉がある戦略的見通しなどについて記述。

3.1.2 原型炉段階

実験炉段階では以下の目標を達成する。

- 国主導で建設する最後の炉で核融合発電実証を行うこと。
発電実証のための技術課題（プラズマ、工学、材料）
- 民間が実用炉建設を決断できる経済性を見通しを得ること。
- プラント特性の改善見通しを得ること。
原型炉の（実用化に向けた）完成度を高めるための技術的課題。
- 運転管理、運営システム、コスト低減などの技術ベースを提供すること。
- 実験炉より更に高性能化、コスト低減を目指した先進的な技術を取り入れること。
- 増殖ブランケット及び低放射化材料開発の技術的実証をすること。

○原型炉の概念設計の現状

SSTR、ARIES-RS、SEAFP、DEMO-Sなどの各国の原型炉の主要パラメータ、運転方式、発電方式、材料選択、機器仕様、プラズマ性能等について記述する。

3.1.3 実用炉段階

- 実用炉は既存の発電プラントと同様に、運転管理、運営システム、コストの低減化、市場競争力を備えているもの。
- リスク回避の観点から、基本的には原型炉で実証された多くの技術を改良して使用することが中心
- 実用炉の概念検討の現状
核融合炉の Q 値は無限大である必要はないことの説明を入れる。

3.2 核融合炉の技術開発課題と見通し

- 実用炉に必要とされる炉心プラズマ技術と炉工学技術の具体的目標や性能。
- ITER EDA での成果が原型炉、実用炉に対してどの位置にあるのかを明確にする。
- 原型炉、実用炉までに何が研究課題として残るのか、解決できる見通しはあるのかなど、開発の流れを明確にする。
- 低放射材料の開発・評価の見通しと、必要な強力中性子源の役割と開発について明確にする。
- 最小限のコスト、最短期間での実現、最小限の開発リスク、炉心プラズマ技術、炉工学技術の各要素開発がバランスの取れたものであること。
- 基本的に原型炉において核融合発電に必要な技術開発終了し、実用炉にむけてコスト削減や市場競争力を追求する。
- 産業界としても研究者と同様に技術開発の見通しは共通のものであること。

3.2.1 炉心プラズマ技術の現状と今後の課題

3.2.1.1 トカマク方式による閉じ込め性能の向上

- 核融合積は 5 年で 1 桁の上昇ペースであり、これは集積回路の容量の増加とほぼ一致。

3.2.1.2 JT-60I による研究の進展

- JT-60I は昭和 61 年に完成。平成 8 年に負磁気シアモードでの臨界条件の達成。平成 10 年には世界最高のエネルギー増倍率 1.25 を達成。
- 世界の知見や成果を取り入れた改造を行ったことも一つの要因で、プラズマ性能の飛躍的な進歩につながった。

3.2.1.3 今後の炉心プラズマパラメータの進展と開発課題

- 核融合出力については JET (英国) が 16MW を発生。実験炉では 50 万 kW の取り出しを実現。原型炉以降で 300 万 kW レベル (電気出力で約 100 万 kW) に増やす必要がある。
- エネルギー増倍率については現状 DT 換算で 1.25。実験炉では誘導運転方式で 20 以上、定常運転で 5 以上の達成を目標。原型炉以降では、定常運転で 30-60 を実現する必要がある。H モードを上回る改善閉じ込め方式の確立が望まれる。
- パルス時間：現状常伝導コイルにおいて 10 秒程度。実験炉では 1000 秒程度。原型炉では 1 日～数ヶ月の運転を実現する。実用炉段階では定期点検以外の期間が連続運転可能となるような高い信頼性を実現する必要あり。

- 中性子壁負荷：実験炉では 0.5MW/m^2 。原型炉以降では、 $3\text{--}5\text{MW/m}^2$ の高出力密度となり、それを実現する高出力密度プラズマを実現する必要がある。
- トロイダル磁場強度：JT-60 の最大磁場は 10T、実験炉の最大磁場は 12.5T、原型炉では 16T 程度の高い磁場が必要。
- プラズマ電流：自発電流の割合を高めた高効率の定常運転には 10-14MA 程度の低プラズマ電流が望まれる。一方閉じ込め時間を大きく取るためには高いプラズマ電流が望まれる。
- 規格化ベータ値：現状は 2.5 を準定常的に保持できる。原型炉以降ではそれを上回る値（3.5-4 程度）を実現する。
- 運転密度：実験炉では、Greenwald 密度以下の設計となっているが、原型炉では Greenwald 密度かこれを数割上回る密度での運転を達成する。
- 除熱量と放射冷却：ダイバータプラズマによる、ダイバーター入熱を低減する必要がある。原型炉以降では、600 から 800MW の除熱を行う必要がある。
- ヘリウム排気量：JT-60 では ITER で発生する程度のヘリウムを排気することに成功。長時間運転の実証を行い、原型炉以降では ITER の 6-7 倍程度の高いヘリウム排気率を達成する。
- 自己加熱割合と加熱制御：実験炉では未踏の自己加熱領域を達成。実験炉から原型炉へは、核融合出力とエネルギー増倍率の大きな上昇に伴い、熱負荷低減化技術と適切なプラズマ制御技術を実現する。
- 電流駆動効率：高い自発電流割合を実現して高い電流駆動効率を達成することが必要。
- 同時達成：以上の技術課題を同時に達成することが、核融合炉の実現に必要。

3.2.1.4 閉じ込め比例則

- 閉じ込め輸送の物理が全ては理解されていないため、実験炉の設計に必要な閉じ込め性能予測のため、実験データに基づいた経験的な閉じ込め比例則が不可欠。
- 比例則は、閉じ込め時間（プラズマ閉じ込め時間／加熱パワー）をプラズマ密度を含む工学的パラメーターで記述するもの。
- 実験炉に外挿可能な精度の高い比例則を得るために、サイズの異なった多数のトカマク装置の実験結果を集めたデータベースが必要で、ITER 概念設計段階から国際協力での ITER/EDA の物理 R&D 活動として発展的に行なわれてきた。
- L モードは、トカマク・プラズマを誘導電流による加熱に加え、中性粒子ビーム入射や高周波入射により追加加熱するとき、一般にプラズマのエネルギーは加熱パワーに比例して増加することができない閉じ込め劣化状態。
- L モードはトカマクプラズマの閉じ込めの基準と考えて、過去に蓄積されていた閉じ込めデータベースを活用して、比例則を ITER 概念設計で確立。
- L モードの比例則では、核融合炉は巨大なプラズマ電流が必要であり、実用上不適。
- L モードより、閉じ込め性能の高い H モード等の改善閉じ込めモードが発見されたことにより、合理的な実験炉の設計が可能となった。
- 核融合炉では、プラズマ電流とアスペクト比の積をあまり大きくすることなく（小型化する）エネルギー増倍率を大きくするために、閉じ込め時間の改善（H モードよりも充分大きく）をはかるだけでなく、燃料の希釈が少なく、放射損失も小さいプラズマを定常的に維持する必要がある。
- プラズマ境界に局在し、短周期で間欠的に発生する不安定性（Edge Localized Mode）を持つものの、閉じ込め性能の高い ELMy H モードが実験炉の標準運転に採用されて

いる。

○ELMy Hモードについて、世界のトカマク装置の同モードのデータを積極的に収集して実験炉の比例則が構築されつつある。

○ELMy Hモードだけでなく、高圧力 ELMy Hモード、負磁気シアモード、RIモード等の改善閉じ込めモード等があるが、それらの閉じ込め比例則は未だ確立されておらず、今後の研究課題である。

○実験炉の閉じ込め時間の予測は、実験データベースを基に構築した比例則を使用するので、現状、20%程度の不確定性がある。このため、原型炉の閉じ込め時間を予測するために、実験炉の閉じ込めデータが中間値として重要。実験炉のデータにより、原型炉の閉じ込め性能を高精度で予測することが可能となる。

3.2.1.5 L-H 遷移パワー

3.2.1.6 改善閉じ込め

3.2.1.7 ベータ限界と MHD 不安定性の最適化

○ITER の設計においては、「 $\beta_N < 2.5$ (プラズマの内部インダクタンス: $l_i = 0.625$ の場合) であれば、安定なプラズマ生成が可能である」として、誘導運転には裕度をとって $\beta_N = 2.2$ 程度に運転条件を定めている。このようなプラズマを安定に保つためには、分布、形状制御が重要であるとともに、抵抗性の不安定性の安定化が重要である。

○一方、ITER の定常運転には、 $\beta_N > 3$ が必要であり、そのための技術ベースの実証に向けて研究を進める。

○さらに、 $\beta_N = 3.5\text{--}4$ 程度のプラズマを安定に保持することが、原型炉以降では必要となり、壁安定化技術を確認する。

○また、負磁気シアのような先進運転方式については、現状の到達規格化ベータは2程度に留まっているので、さらなる改良を目指す。

3.2.1.8 電流駆動と電流分布制御

3.2.1.9 高エネルギー粒子

3.2.1.10 粒子排気・不純物制御

3.2.1.11 放射冷却・高密度閉じ込め

3.2.1.12 ディスラプション制御

3.2.1.13 定常運転における負荷調整運転

3.2.1.14 先進材料・プラズマ相互作用

○ODT 核融合炉では、核融合反応により発生する 14MeV の高速中性子により、核融合炉

の構造材料が放射化される。そのため、高速中性子下で誘導放射化のレベルが低い材料の開発が重要。

○最も厳しいのは、真空容器内のブランケット構造材料。低放射化だけでなく、熱伝導性、耐照射性等に優れた材料が必要。

○低放射化フェライト鋼、バナジウム合金、炭化けい素複合材料は、それらの特性を有しており、核融合炉構造材料の有力候補材料。

○低放射化フェライト鋼は、フェライト鋼の合金構成要素の中から放射化の観点から好ましくない元素を、他の元素（Mo を W）に置換し、低放射化を実現。

○原研で検討している原型炉（SSTR）において、低放射化フェライト鋼は、ブランケット構造材料の第一候補材料。

○フェライト鋼

- ・強磁性材料であり、それによる不整磁場はプラズマの生成・制御及び閉じ込め方特性に悪影響を与えることを懸念。一方、磁性体の性質をうまく利用して、磁場構造の改良（トイロダル磁場のリップルの低減）に用いる提案がある。

- ・トカマクへの適用試験としては、小型トカマク HT-2 や日本原子力研究所の JFT-2M におけるプラズマ試験を実施。

- ・計算ではリップルを半分に低減することが可能であり、実測でも確認。

- ・研究課題としては、

- － 照射による DBTT の上昇とヘリウムの影響の解明
- － プラズマ－壁相互作用の究明
- － フェライト鋼製真空容器壁で高性能プラズマの実現

○バナジウム合金

- ・米国において設計されている原型炉（ARIES-RS 炉）における主要な構造材料候補。

- ・トカマク環境下での水素、ヘリウムなどの吸蔵による脆化問題があり、実験的評価が必要。

- ・最近日米協力のもと、JFT-2M において、高温（300℃）環境における試験を実施。

- ・今後の課題は、作用粒子のフルーエンス、エネルギー等を変えて、原型炉まで外挿可能なデータベースを構築する必要あり。

○炭化けい素複合材料

- ・炭化けい素複合材料については、米国や日本が概念設計をおこなった原型炉や商用炉の構造材料として想定。

- ・今後の構造材料として、スパッタリング特性や熱負荷特性等の実負荷試験、トカマク環境下試験などの実績を積む必要がある。

- ・水素やヘリウムの生成量が金属材料に比べて大きいので、その対策が必要。

3.2.2 工学要素技術の現状と今後の課題

○実験炉、原型炉、実用炉に要求される炉工学技術開発項目の概要について、達成上状況、予想される問題点と開発の見通しについて記述。

3.2.2.1 トカマク型核融合炉の工学要素技術開発項目

工学要素技術開発項目は以下の通り。

○トカマク本体装置を構成する要素機器の技術

ブランケット技術、プラズマ対向機器技術、炉構造技術、超伝導コイル技術に分類。

○トカマク周辺の機器に関する要素技術

加熱・電流駆動装置技術、計測機器技術、燃料の給・排気技術、トリチウム工学・安全技術、遠隔保守技術

○安全審査や将来の動力炉開発にむけて安全基準の整備及び安全評価に必要なデータや評価手法の整備

3.2.2.2 炉工学技術開発の現状と今後の課題

○現在、実験炉に必要な技術はおよそ 80%まで達成。

○核融合炉で予想される高いエネルギーの中性子の重照射試験を行う中性子源の開発は課題。

○原型炉においては、将来の核融合炉の基本技術を完備することが必要。実験炉では材料を除く、炉工学要素機器の総合的実証が可能。

3.2.2.3 実験炉、原型炉、実用炉の各段階で達成すべき炉工学技術目標

実験炉：炉工学面での役割は以下の通り

発電ブランケット以外の全ての要素機器の総合的実証

発電ブランケット開発のテストベッド

原型炉：発電炉の原型であり、将来の核融合炉の構成要素が全て含まれ、プラント規模での発電の実証が主たるミッション。

フェライト鋼、固体増殖材の組み合わせによるブランケット

ニオブ・アルミ超伝導導体を使用した超伝導コイルの採用等を検討。

実用炉：信頼性の向上、経済性の追求、安全性、社会的受容性のより一層の向上を目指す。

3.2.2.4 実験炉、原型炉、実用炉段階で要求される炉工学技術開発項目の概要

○各段階で達成すべき主な炉工学技術の達成度（99 年 10 月現在）は概ね以下の通り。実験炉建設までには十分可能との見通し。

○実験炉段階

・超伝導コイル、真空容器技術、高熱負荷機器技術、ブランケット技術、遠隔保守技術、プラズマ加熱・電流駆動技術、トリチウム工学・安全技術については、実証試験にまだ至っていないものもあり、実験炉建設に向けて概ね 80%程度であると評価。

・燃料給排気技術として、燃料ガス注入技術や燃料排気技術については実験炉段階の性能を達成しているものの、ペレットの入射技術について、開発目標を下回っており総合達成度としては、65%と評価。

・計測制御技術、安全技術、材料技術については、総合達成度は概ね 60～80%と評価。

○原型炉段階

（1）超伝導コイル技術：更なる高磁場化と高い冷却効率化を目標とする。

（2）真空容器技術：低放射化フェライト鋼の採用とそれに伴う電磁力の低減化が課題。

（3）高熱負荷機器技術：より高い中性子照射と高熱負荷に耐え、低放射化であるとともに、高熱効率を実現する機器・材料の開発

- (4) ブランケット技術：ITERにおいて、より高い熱流束に耐える低放射化フェライト鋼をブランケット構造材料とした増殖ブランケット開発を行う。
- (5) 遠隔保守技術：稼働率向上のために、ブランケット交換期間の短縮と信頼性の向上。
- (6) プラズマ加熱・電流駆動技術：高磁場化に伴い、RF方式では300GHz帯、周波数可変型発振システム及び入射結合方式の開発が必要。NBIIについては、信頼性、保守時間の短縮、高効率化などが課題。
- (7) トリチウム工学・安全技術：連続処理燃料循環システムの開発、低コスト化、高効率、除染・処理技術の向上等が課題。
- (8) 燃料給排気技術：大容量大型ポンプを開発して、トリチウムインベントリと所要電力の低減化、耐久性、信頼性の向上。
- (9) 計測制御技術：実験炉の運転経験に基づき、必要最小限度の計測器による効率的なプラント運転制御を確立する。
- (10) 安全技術：発電に伴う、冷却材高温化、高熱流束化、高中性子化にともなう冷却系異常事象に対する安全系の信頼性の向上。
- (11) 材料開発：低放射化フェライトについては、材料の挙動把握と高温強度特性の改善及び強磁性体の評価が必要。高温冷却材との整合性が良く、先進的低放射化材料開発を推進。

3.2.3 ブランケット・材料技術の現状と今後の課題

- 核融合炉に必要な構造材料（超伝導コイル、真空容器、ブランケット、ダイバータ等）、機能材料（絶縁材料、計測材料、増殖材料など）について記述し、それぞれの材料に要求される特性について述べる。
- さらに、特に高い中性子束と熱流束にさらされるブランケット第一壁、ダイバータに関して、その主要候補材料と開発目標、その達成のための課題を記述する。（材料批判に対する回答を盛り込む。）

3.2.3.1 概要

- ブランケット関連材料は、(1)構造材料、(2)ダイバー関連材料、(3)トリチウム増殖関連材料に大別。
- 原型炉のブランケット第1壁やダイバータ板は実験炉に比べて格段に大きな中性子による照射損傷や熱負荷に耐える必要がある。一方、トリチウム増殖関連材料はD-T反応の燃料サイクルを担うもので、核融合炉に特有の技術課題

3.2.3.2 構造材料

- 核融合炉を安全性に優れ経済的に競争力のある現実的なエネルギー源とするためには、高熱負荷・長寿命かつ高エネルギー中性子による構造材料の誘導放射能を著しく低減した構造材料の開発が鍵。
- 構造材料は炉型によらず必要でかつその開発には特に長期を要するために、その研究開発を計画的に進める必要がある。
- 低誘導放射能、高熱効率、高中性子壁負荷という条件を満たす構造材料の候補は、鉄鋼材料のフェライト鋼、高融点金属のバナジウム合金、セラミックス系の炭化けい素複合材料（SiC/SiC）。これらの材料はそれぞれ水・水蒸気冷却、液体リチウム冷却、ヘリ

- ウミガス冷却等との組み合わせでその特色を発揮すると期待。
- 増殖機能を有する液体冷却媒体としては液体リチウムの他に FLiBe などの熔融塩も有望と考えられている。
- 構造材料は、浅地埋設可能な $100\mu\text{Sv}/\text{年}$ のレベルに 100 年以下の冷却期間で達することが目標。
- 軽水炉と競合するためには、30 年以上の炉寿命と 30% 以上の熱効率が必要。その場合 $2\text{MW}/\text{m}^2$ の中性子壁負荷なら積算負荷は $60\text{MWa}/\text{m}^2$ となり、フェライト鋼の場合はこれまでの使用実績や外挿からみると予測困難なレベル。想定できるのは、フェライト鋼で定期交換と組み合わせることによる $100\sim 200\text{dpa}$ および $3\sim 5\text{MW}/\text{m}^2$ (原型炉の目標)。バナジウム合金は炉心材料としての経験はないが、フェライト鋼を上回る性能が期待されている。
- 実験炉 (ITER) のテストブランケットでは、フルエンスは低い ($\sim 0.3\text{MWa}/\text{m}^2$) がトリチウムの増殖と熱を取り出すための高温運転が行われる。
- 原型炉ブランケットへの要求は、経済性を除き、実用炉や商用炉のブランケットに対するものと違いは少ない。要求される性能としては、耐照射性の高いこと、強度が高いこと、高温で使用可能なこと、冷却材 (熱媒体としての水、ヘリウムガス、液体金属、熔融塩) 及び増殖材料等との共存性に問題がないこと、誘導放射能が低いこと、(材料の) 製造性・加工性・成形性に問題がないことが重要。
- 材料の開発には、D-T 核融合中性子照射環境に相当する照射実験を行うことが前提。実験炉でのテストブランケット試験は低フルエンスでの材料の挙動を確認することに限定されるので、原型炉およびそれ以降の材料開発において加速器型の核融合近似中性子源による照射実験が不可欠。
- 低放射化フェライト鋼については、今後 10 年間程度で、主に核分裂炉照射を用いて材料の改良と接合法等の開発及び性能評価を実施し、加速器型の近似核融合中性子源等での照射試験を実施する。

現状]

- 実験炉で使用予定の材料は、高速炉用 SUS316 鋼と同様のもの。使用条件が比較的厳しくないため大きな問題は無い。接合方法が絞り込まれていないため、これが定まり次第、これの性能への影響評価が必要。銅合金等との接合や銅合金の照射特性からは設計上の注意が必要。また、テストブランケットで検討されている材料には、低放射化フェライト鋼やバナジウム合金があり、これらの材料を用いて製造したテストブランケットの核融合条件での使用経験を得る点で意義は大きい。一方、照射量が低いので、原型炉以降の材料開発においては極めて限定された評価に限られる。

課題と今後の見通し]

- 低放射化フェライト鋼の開発課題は、耐照射性 (低温での脆化、高温でのヘリウム脆性、スウェリング)、高温強度の向上、低放射化材料の製造法の確立、耐食性向上、T 透過の低減、強磁性のプラズマ制御への影響、増殖材等との共存性。
- バナジウム合金については、耐照射性の向上、耐照射性の高い自己修復性のある電気絶縁皮膜の開発、低放射化合金の製造技術の確立、T 透過の低減が重要な課題。強度及び靱性に関しては、照射の効果も含めて、利用可能な範囲に入るとされている。絶縁皮膜に関しては、AIN や CaO などが有望と考えられ開発が進められている。大規模製造については、インゴット等の規模の拡大が進んでいる。
- SiC/SiC 複合材料では、先ず工業材料としての基盤材料開発が重要。この材料は、高温使用が期待されるため、高温強度特性と高い熱伝導率を要求。

3.2.3.3 ダイバータ関連材料

[技術目標]

○ダイバータ構造材料では、定常、非定常負荷がそれぞれ 5 MW/m²、20 MW/m²に耐える機器を要求。

[現状]

○実験炉（ITER）では、ダイバータ構造材料としてブランケットと同じステンレス鋼が採用されている。原型炉以降においてもダイバータ構造材料は基本的にブランケット構造材料と同じ材料が使用可能。

[今後の課題及び見通し]

原型炉以降のダイバータ熱負荷は ITER と同程度以下にする必要があるが、冷却媒体は発電するために高温・高圧水を使用。このため、冷却管材料に構造材料と同じ材料を採用する設計が有望であるが、材料の局所的な塑性等も考慮した設計技術を確立することが必要。この観点から、各候補材料の高温強度や耐熱負荷特性の向上を進める。

3.2.3.4 トリチウム増殖関連材料

○トリチウム増殖関連材料の構成は、ブランケットの方式に依存し、固体ブランケット方式ではセラミックス系増殖材と中性子増倍材を使用し、液体ブランケット方式のうち液体リチウム増殖材では中性子増倍材を用いないことも可能であり、熔融塩（FLiBe など）増殖材では中性子増倍材を使用。

○トリチウム増殖関連材料に要求される主要なパラメータとしてはトリチウム増殖比があり、1以上の値が必要。材料的な問題は、中性子照射下での健全性が主要課題。

○トリチウム増殖材料及び中性子増倍材料の利用に関して、実験炉（ITER）においては、比較的厳しくない使用条件であることから既存材料で対応可能。しかし、原型炉や実用炉では、高温、高中性子照射時の健全性が要求される。このため、改良材料や先進材料の材料開発が必要。また、高中性子照射時の健全性評価は、国際協力による高中性子照射試験及び IF MIF を用いた照射試験によって達成できる見込み。

[技術目標]

○トリチウム増殖材料に関しては、

- ・固体増殖ブランケット方式では、トリチウム増殖材料微小球の製造技術開発、良好なトリチウム増殖特性及び放出特性、高中性子照射時における材料の健全性等が主要開発目標。
- ・液体ブランケット方式では MHD 圧力損失の低減や照射下の両立性などが開発目標。

[現状]

○トリチウム増殖材料として高い可能性を持つ候補として、Li₂O、Li₂TiO₃、Li₂ZrO₃、Li₄SiO₄ 及び LiAlO₂ の 5 種類の材料がある。

○トリチウム増殖材料の製造技術に関しては、年間約 150kg まで製造ができるレベルまで到達。

○トリチウム増殖材料の特性評価に関しては、中性子照射時におけるトリチウム増殖材料

の特性評価を行っているのが現状。原型炉及び実用炉に関しては、既存材料の開発の延長で十分対応可能であると考えられるが、トリチウム放出性能の良い改良材料を模索するとともに、他の化合物の添加による結晶粒径の制御特性試験を開始。また、原型炉条件におけるトリチウム増殖材料の健全性評価のために、国際協力による核分裂炉を用いた高中性子照射試験の試験条件の検討を開始。

○中性子増倍材料に関しては、ベリリウムが第1候補材に選定され、製造技術と中性子照射挙動評価を中心とした研究が進行中。

中性子増倍材料の製造技術に関しては、回転電極法により年間120kgまでの製造が可能で、実験炉（ITER）では問題なく使用可能。原型炉及び実用炉では、高温、高中性子照射環境で使用するので、ベリリウム金属間化合物等の先進材料の開発が必要。国際協力による核分裂炉を用いた高中性子照射試験を検討中。

○液体リチウムや熔融塩 FLiBe について、熱流動試験や材料との共存性試験が実施あるいは計画中。

[今後の課題と見通し]

○トリチウム増殖材料微小球の製造技術開発：当面湿式造粒法により、微小球製造、湿式造粒法の内、置換型ゲル化法による大球製造を中心に技術開発を行う。

○トリチウム放出性能の良い改良材料の開発を行うとともに、原型炉における使用環境下でのトリチウム増殖材料の健全性を明らかにする。

○国際協力による核分裂炉を用いた高中性子照射試験や IFMIF を用いた中性子照射試験を行う計画がある。⁶Li 濃縮技術及び資源の有効利用を念頭においたリサイクル技術開発も行う必要がある。

○中性子増倍材料の課題：高温で利用できる Be 金属間化合物の開発、高中性子照射及び近似核融合中性子照射時における材料の健全性評価が必要。材料の選定及び微小球の製造技術開発については、技術的な問題はそれほどないと考えられる。原型炉及び実用炉の使用条件において健全性であるかどうかを確認する必要があるので、国際協力による高中性子照射試験及び IFMIF による照射試験が必要。資源の有効利用を念頭においた乾式法によるリサイクル技術を開発。

3.2.3.5 材料開発のスケジュールと中性子源の役割

核融合炉材料開発戦略の概略

○材料開発：材料素材開発には、詳細な合金組成の決定、製造プロセスの確立、広範な材料特性の評価、溶接や接合方法の確立、冷却材や増殖材との両立性、種々の特性に及ぼす中性子照射の影響評価、が含まれる。

○構造機能体開発：機器コンポーネントの製造に関わるもの（ブランケット要素構造体の製造、ブランケット機能の特性評価、フェライト鋼構造体の強磁性影響評価等）

○核融合強力中性子源：国際協力による d-Li 加速器型中性子源(IFMIF)に対応するもので、IEA 活動で合意が得られている段階的建設スケジュールを想定。重水素ビーム 50mA の性能をできるだけ早く達成し、高エネルギー中性子照射試験を早期に開始することが望ましい。

○構造材料、冷却材、増殖材、中性子増倍材等が材料システムとして核融合炉照射環境で機能するための材料インテグレーションが重要な課題。核融合中性子源開発に先だって見通しをつけておく必要があるので、照射体積に余裕のある原子炉照射を国際協力で活用するなどにより、早急に開始することが必要。

3.2.4 安全技術の現状と今後の課題

- 安全性研究の現状と、実験炉、原型炉、実用炉に要求される安全性研究の目標と見通しについて記述。
- デコミ放射性廃棄物のリスクの軽減
- 現状軽水炉との比較と安全性、廃棄物処理に関する有利性を明確にする。
- 事故・故障に関する批判への回答を盛り込む。

3.2.5 運転・保守技術の現状と今後の課題

3.2.5.1 はじめに

- 核融合商用炉では、既存発電所と同程度の運転保守条件を実現。
- 核融合商用炉が具備すべき運転保守条件を実現するための課題を、実用軽水炉の場合を基に、規定し、各項目毎にトカマク型核融合炉の想定される実現可能性について検討。
- データとしては、JT-60、原型炉の概念設計（SSTR）を使用。

3.2.5.2 核融合発電プラントのレファレンスとして商用軽水炉運転保守条件

- 原子炉の建設期間は、関連建家の岩盤検査から燃料装荷までに 4 年。約一年間の起動試験（燃料装荷、零主力試験（PWR）／核加熱試験（BWR）、出力上昇試験、出力実証試験）をへて、運転が継続される。
- 軽水炉の設備利用率は、1997 年には日本やドイツで約 83%（定期交換時期を除きほぼ 100%で運転）、フランスで 70%、カナダで約 61%。
- 運転に関わるマンパワーは、6-7 名で 6 班 3 交代制。2 ユニット 1 制御方式の場合、10-11 名。
- 定期検査は 13 ヶ月、25 ヶ月以内毎の実施が義務。標準的な定期検査で 50-70 日。定期検査中の被ばくは炉平均は、約 2-3 μ Sv/基、一人当たり、1mSv。
- 計画外停止の回数は 0.2 回／（基 1995 年）。フランスでは 4 回／（基 1995 年）で設備利用率は 75%。

3.2.5.3 核融合炉で想定される運転保守条件の実現可能性

- 軽水炉の稼働実績の各数値は、原子力発電導入初期から培われてきたもの。
- 核融合炉が実用化して直ちにこの値を達成することは難しいが、技術的可能性を議論する目安とする。
- 核融合炉の検討結果は以下の通り。

起動試験：

- ・核融合炉においては、装置完成後全システムを実際の運転と同様に動作させること。プラズマ無しの試験のあと、プラズマを含めた試験にうつり、最終的には 100%出力までを確認
- ・JT-60 の場合、完成からファーストプラズマ着火までに 4 ヶ月。大電流化改造の時は 10 日で終了。
- ・実験炉の場合、放電を実施しない起動試験期間は 1 年。放電を伴う起動試験期間と

して 2.5 年を想定（所定のプラズマ性能を達成するシナリオに不確定性があるための試行錯誤の期間を考慮）。プラズマ制御に関する知見に基づくコンピューター制御法の確立により、さらに短期化できると考えられる。

- ・商用炉までにプラズマ生成シナリオの確定と調整手順の最適化を達成する。

設備利用率：

- ・JT-60 での運転実績は、年間 100 日あまりの運転期間、2-3 ヶ月の定期点検期間、残りは装置の回収、較正試験等である。そのため、単純に設備利用率を計算することはできない。
- ・JT-60 稼働率を、「有効運転時間／（有効運転時間とトラブル大差九時間の合計）」と定義すると、約 80%。軽水炉の場合、定期点検を除くと既に約 80%の稼働率であり、軽水炉の設備利用率に換算すると約 64%（=80%×80%）。
- ・この値を上げるには、実用炉の運転シナリオの確立、機器、ソフトウェアの二重化等による信頼性の向上が必要。
- ・運転員：JT-60は現在 14 名＋委託業者。JT-60は実験装置のため起動停止作業は多いが、実用炉の場合、定常運転のため運転員の人数削減が可能。

定期検査：

- ・定期検査中の作業には、ブランケット交換、ダイバーターや耐熱材の交換等がある。ブランケット交換時間の短縮が定期検査時間短縮の大きな要因。
- ・原型炉、実用炉では 40 日程度のブランケット交換日数が想定される。

計画外停止：

- ・JT-60において発生するトラブルは、プラズマ放電の前後とディスラプション発生時に集中。前者については、電源の動作異常やシーケンスエラー、制御系の通信異常などがあり、後者についてはディスラプションに起因する制御系の異常、真空リーク、壁材脱落などがある。JT-60 では、運転シナリオが一旦確立すると、ほとんどトラブルは発生しない。
- ・これらについては定常運転化や制御系の冗長化、ディスラプション回避の運転シナリオの確立等を達成することにより、計画外停止の回数は低減可能。

○核融合実験装置の現状からみた核融合炉運転保守の実現性見通しは以下の通り。

項目	核融合装置の現状	見通し	軽水炉
起動試験	<3.5 年	運転上の課題、プラズマの課題が解決し、運転シナリオの確立、定常化、ディスラプション回避、多重化等の対策でかなりの向上が期待。	<1 年
運転員	<14 名＋委託業者	実現可能性大	6 名／基
定期検査	～40 日	運転上の課題、プラズマの課題が解決し、運転シナリオの確立、定常化、ディスラプション回避、多重化等の対策でかなりの向上が期待。	<50-70 日／基・年
トラブル発生率	～2 件／装置・日		<0.5-0.4 件／基・年
設備利用率	>64% 以上		>60-80%

3.2.6 製造業から見た技術課題

(1)軽水炉建設計画及び工事スケジュールから見た核融合炉の課題

○大型プラント建設の特徴

- ・建築工事と機械工事が長期間並行して行なわれる。
- ・工事物量が多く、工事期間が長期にわたる（４～５年）
- ・品質管理上の要求事項が細部にわたり、かつ追跡性のある記録を残さなければならない。

○既に実用炉規模の原子炉の経験がある。

○核融合炉として特別に考慮しなければならないものはない。

○軽水炉の場合、手続きだけで最低５年の期間がかかっているが、核融合炉の場合は、規制法がまだ定まっていないことを念頭において、建設サイト決定と、法令整備を急ぐべき。

(2)原子力発電所の建設体制

○過去の実験の建設主体を見ると、単一の国内事業者。

○受注側は、プラント供給メーカー＋数社の土木建築業者。

(3)技術の習熟

○軽水炉技術の進展の経緯

- ・開始初期、国内メーカーは外国企業の下請けとなり、技術を習熟。
- ・SCC 問題等初期トラブルでは、電気事業者とプラントメーカーの協力により故障原因を究明。対応技術を開発。
- ・導入技術を学ぶことに重点をおいたことを反省し、基礎研究の重要性の再認識と研究開発体制を整備。政府の取り組みの強化。
- ・改良標準化による信頼性の高い軽水炉開発。

○以上の軽水炉技術の進展の経緯と対比し、新技術である核融合開発に考慮すべきことは、次の通り。

・海外技術の導入の限界

海外技術の導入は、予期しない難問を克服して解を得ていく過程を経験できず、その後の補修や改良もままならない事態が将来発生することが予想される。また、導入された技術は自国と導入先の技術の質（製作ノウハウ、材料資源、検査基準等で形作られる技術の総体）が通常異なっているため、そのままでは役に立たないことが多い。

・建設・運転により顕在化する課題や建設・製作経験の蓄積の必要性

技術者自らが手を下して開発した物でないと、実用化段階で役立ち難い。

当初予想できなかった難問が次々と出てくるのが常であるが、これらを克服しながら解を見出していくことそれ自体が技術開発の重要な部分を占めており、その過程を経ることによって、より良質の生きた技術を手にすることが可能となる。

蓄積された知見が将来に起こりうる技術の改良を可能にするとともに優秀な人材が育っていく。

○核融合開発は依然基礎研究の性格をもつことやタイムスパンが非常に長く商業化はかなり先であることを考慮すると、機器メーカーの持つ人材、技術を継承、改良を重ねて技術を高めることが大切で、製作機会がわずかであれば技術は一過性のものになってしまう。核融合技術に関する仕事は何らかの形で継続的に適正に与えられることが必須。

3.2.8 課題解決の方法と開発計画

3.2.1-6 で同定された課題をどのように開発計画に組み込むのが最適なシナリオか議論。

4 核融合エネルギーの技術的成立にむけて

4.1 実験炉 ITER と ITER で実現するもの

○ITERについての説明。

○原型炉に向けて ITERにおいて実現すべきプラズマ性能や炉工学の目標について記述

4.1.1 実験炉 ITER

4.1.1.1 ITERの目標

○国際熱核融合実験炉 (International Thermonuclear Experimental Reactor: ITER) の計画目標は、平和のための核融合エネルギーの科学的及び技術的な実現可能性を実証すること。

○この目標を達成するための、技術目標は、①制御された点火及び長時間燃焼を実証し、②統合されたシステムにおいて原型炉に不可欠の技術を実証し、③核融合エネルギーを実用の目的で利用するために必要な高熱流束及び核工学要素の統合された試験を実施することである。

○ITERにおける設計諸元は、実験炉への近接度や建設コスト並びに実験炉の規模により、かなり幅があり、これらの要求をバランスさせた物理及び工学設計を進めている。

4.1.1.2 目標を達成するための技術ガイドライン

○ITER の設計や工学 R&D 等を実施するために、日本、欧州、ロシア、米国の4極による国際協力プロジェクトとして、平成4年7月より、6年間の ITER 工学設計活動が開始され、平成10年7月には最終報告設計書が完成。

○当初の予定では、6年間の工学設計活動終了後直ちに建設に移行する計画であったが、約1兆円という建設コストがネックとなり、建設に至らなかった。

○そのため4極は、工学設計活動協定を3年間延長して、より建設の実現性を高めるために、ITER の計画目標を守りつつ、技術目標と設計裕度を合理的に見直した、「新たな技術ガイドライン」を設定して、よりコンパクトで魅力のある ITER の概要検討を実施中。

○この技術ガイドラインでは、主半径を 6~6.5m、エネルギー増倍率 (核融合出力/プラズマ加熱パワー) を 10 以上、燃焼時間 300~500 秒のパルス運転が達成できるとともに、定常運転の達成や自己点火条件での運転の可能性も確保できるような設計を進めている。

○このような設計は、原型炉を見通したもので、7年間の設計活動で得られた最新のプラズマ物理や工学技術の成果に基づくもの。

○新たな技術ガイドラインをもって設計される ITER は、我が国の原子力委員会「第三段階核融合研究開発基本計画」に沿ったもの。

4.1.1.3 基本的設計思想

- 新たな技術ガイドラインに沿って、低コスト ITER の設計を実施中。最終設計報告書に記載された装置よりもコストを 50% に低減することが目標。
- 核融合出力は、1.5GW から 500~700MW へ縮小。
- エネルギー増倍率 10 以上で燃焼時間を 300 から 500 秒として、エネルギー増倍率無限大で 1000 秒を目標とした最終設計報告書に記載された装置よりも性能を縮小。

4.1.1.4 プラズマ性能

- 低コスト ITER の設計は、最新のデータベースを基に最適化をはかって設計。
- エネルギー増倍率 10 の時、80% 以下のグリーンwald 密度、規格化 β 値約 2.2 で、約 20% の閉じ込め裕度を確保。
- エネルギー増倍率 ∞ の運転については、燃焼時間などに制限を受けるものの、現状のデータベースでは、裕度は小さいが実現可能な設計。

4.1.1.5 工学機器

- プラズマを長時間閉じ込められるように、燃料循環システム、ダイバーター、熱負荷を受けるブランケット等を持つ。
- 必要に応じて、トリチウム増殖発電ブランケットの試験を行ない、トリチウムを生産し、小規模の発電実証を行なえる柔軟性を有する。

4.1.2 ITER で実現するもの

4.1.2.1 技術目標の達成

- ITER は、核融合炉に必要なプラズマ閉じ込め性能を達成し、重水素-トリチウムの制御された核融合反応により、500~600MW という大量のエネルギー生成を人類が初めて実証する試み。
- プラズマ物理は非線形性の物理であり、実験炉の規模で初めてみえる現象や核融合炉への課題があることが予想されるが、ITER 装置の柔軟性の確保、補完装置による課題解決、組織的／人的な広がりなど計画全体に力強さを持たせることにより、技術目標は十分に達成可能。

4.1.2.2 大規模なエネルギー生成と総合技術実証

- ITER は核分裂炉におけるシカゴパイルに相当するもので、「地上に太陽を」という国民と研究者のロマンを実現するもの。
- エネルギー生成量から見ると、ITER は高速増殖炉もんじゅの熱出力約 700MW とほぼ同等。
- 炉の寸法から見ると、ITER は現在概念設計を行なっている核融合原型炉と同規模。
- 核融合炉は数億度のプラズマを閉じ込めるために、超電導磁石、高耐熱機器、遠隔保守技術など多岐にわたる先端技術の開発が必要。

- ITERの建設によって、耐高熱負荷／低放射化構造材料技術と発電技術を除く、主要な炉工学技術はほぼ完成。
- トリチウム増殖ブランケットによる熱の取り出しについては、構造材料／ブランケット開発の動向とITERの最初の10年間の研究実績を基に、ITER計画を見直し、ITER計画後半の有力な研究オプションとして考慮すべき。

4.1.2.3 実用化へのステップから見た ITER

- 核融合開発では、実験炉段階（大規模な核融合エネルギーの取り出し）、原型炉段階（発電実証）、実用段階（経済性実証）というステップを取る。
- 国が開発を主導するのは基本的には原型炉段階までであり、産業界が主体となって核融合実用炉の建設に踏みきれる技術ベースや魅力、安全性、経済性を確立する。必要がある。
- 実用炉段階では、経済性が最大の課題。軽水炉（ABWR）の建設コストは3700億円であり、実験炉及び原型炉において、5000億円以下の建設コストを達成することは、実用炉への道を拓くうえで重要。
- このような意味で、現在のITERの低コスト設計は、核融合エネルギーの実用化をはかる上で重要。

4.1.2.4 ITERによる原型炉物理 R&D と工学試験

- 低コスト ITERの技術目標は、実験炉段階で達成すべき目標として、現在の物理データベースで達成可能と見込める範囲が適切に設定されたもの。
- 原型炉においては、プラズマ加熱や制御、電流駆動のパワーとして数10MWを備え、エネルギー増倍率が30から50程度の定常炉を考えると、エネルギー増倍率 ∞ は必ずしも、炉の観点から必要とはならない。
- ITERにおいて最も重要なことは、原型炉の建設を判断するために物理・工学的な基盤の確立を図ること。

4.2 ITER を支援する研究の展開

- ITER実現を支援するトカマク研究について記述。
- JT-60等の運用に関する議論を記述。

4.3 ITER から核融合原型炉へ

- 原型炉の方式は、まだ決まっていないことを明記した上で、ITERの延長線上に描かれているSSTR、CRESTなどのトカマク型核融合炉（原型炉）に向けてどのように展開するのかを記述。
- 一方で、閉じ込め方式がトカマク以外の（ヘリカル等の他の磁気核融合、慣性核融合方式）となる場合の、ITERにおける知見の有用性（Transferability）を記述する。

4.4 より魅力的な核融合炉を目指した研究の展開と開発計画への反映

- 21世紀以降のエネルギー選択の不確実性により、開発目標はムービングターゲット。

- 技術革新により、より魅力的な核融合炉の可能性が出てくること。
- そのような技術革新の核融合炉設計への早期フィードバックなど。
- 電力以外への核融合エネルギーの利用（水素製造、消滅処理等）
- D-3He 炉に対する見解を入れる。

4.5 開発計画のマスタープラン

- 中核装置、支援研究、核融合炉設計を含む総合的な開発計画について議論。
- これまでの開発が、最初に予想した期間に比べて大きくずれていることの原因をのべつつ、今後の開発スケジュールが、遅れる場合の理由（予算、規制、PA など）を考察する。

5 ITER 計画の広がりと裾野としての基礎研究

5.1 先進炉方式の研究及び材料、炉工学の基礎研究

- ヘリカル、慣性、RFP、ミラーなど多様な閉じ込め方式や材料開発など基礎研究について原型炉へのアプローチ及び核融合エネルギー実現のための補完研究としての役割について述べる。

5.2 人材育成と連携体制

- 核融合エネルギー実用化のために必要な人材資源とその養成、計画を支える基礎研究について、産官学の共同を考慮して記述。
- 大学などにおける補完的研究が人材育成に大きな役割を果たすことを記述。

表 2 核融合研究開発体制における各機関の役割（例）

核融合エネルギー開発事業体
・実験炉、原型炉、実用炉の設計開発業務
取り纏め研究機関
・大型試験装置を使用した、炉心プラズマ物理、工学技術の基礎、応用研究開発、および実証試験を行う。
・核融合研究の取り纏めを行う。
・人材育成、資源配分に関する取り纏めを行う。
大学
・小型試験装置を使用した炉心プラズマ物理、工学技術の研究開発、先進的アイデアに基づく基礎研究開発
・人材育成
産業界
・核融合エネルギー開発事業体、取り纏め研究機関、大学との共同研究による基礎研究、応用研究を行う
・装置設計、装置製作を行う

5.3 国際協力について

- 核融合エネルギー実用化のための国際協力についての意義（人材、資源、装置の有効利

用等)

○核融合技術開発の国際分担、等

6 ITER への投資の価値

6.1 核融合開発の科学的意義

○核融合研究開発がロマンのある大きな科学的挑戦であることを述べる。

○これまでの核融合研究の科学技術的な意義として、今後核融合開発とともに期待される波及効果や人材の育成を記述し、万一、実用化されない場合や競争力を持たない場合の研究の意味を考察（保険料）。

6.2 未来のエネルギー源への保険としての意義

6.3 ITERによるプラズマ物理学研究の学術的価値

○ITER を柱として、核融合研究の学術的価値、波及効果について記述。

6.4 ITER 建設の技術的波及効果

○工学的波及効果について

先端科学技術としての核融合

○核融合炉を構成する技術の広がり、先端性について記述

6.5 国際協力としての価値

国際科学技術開発としての核融合

○ネットワーク技術の発展と国際科学技術開発時代の到来

○宇宙開発（米）／加速器科学（欧）／核融合開発（日）の役割分担論

（合理的な国際バランスという視点から議論）

6.6 ITER の国内誘致の価値

○実験炉の国内誘致と海外立地のそれぞれの場合における核融合技術の蓄積、産業技術の進展、ITER 計画に於いて我が国への立地が適・不適であるのか等、様々な面でのメリット、デメリットについて記述。

6.6.1 実験炉建設段階における国際協力と平等の原則

○建設段階では、世界で一基の実験炉しか建設されないことから、各極に対して完全に平等にもの作りの機会とその量が配分され、その成果を各極が均等に享受することは非現実的。

○主要技術の取得に必要な機器製作の機会には、参加極に均等に与えられるべき。

6.6.2 ITER 国内誘致の得失比較

分類			項目	国内 建設	国外 建設	備考
国	機関	産				
*	*		国民の核融合開発への認識の向上	◎	○	国内建設では、核融合に対する国民の認識が向上すると共に、日本が国際貢献で重要な役割を担っていることを内外に示す効果も大
*	*		諸規制（耐震等）の違いによる建設コストへの影響	△	○	日本の場合、諸基準・規制が他極に比して厳しくなれば、コストは増大するが、規制体制や許認可手続きを他極に先駆けて確立できる。
*			資金負担	△	○	サイト整備費用などサイト国の負担が増えることを覚悟する必要がある。
*			地域振興効果	◎	△	地域振興に対する直接、間接の効果は大きい。
*	*	*	国際プロジェクトの実質的取り組み経験	◎		国内建設の場合は、必要な時点に必要な人を効率的に派遣できるので、貢献の質と量を上げることができる。また、身近なところに建設されれば、多くの人が建設にたずさわる事ができるので、ホスト国には技術蓄積の機会が増える。
	*	*	実験炉のシステム総合技術の修得	◎	○	
	*	*	実験炉プラントの建設・運転・保守・管理の経験	◎	○	
	*	*	核融合技術の他分野への波及	◎	○	多くの研究者・技術者が新技術を習得できるため、他分野への波及ポテンシャルが増大。また、他分野の人も ITER 建設を通じて新技術を学ぶことが可能。
		*	機器製作キー技術分野	○	○	各極に製作の機会が均等に与えられれば、差はない。
		*	キー以外の技術分野	○	○	今後各極間で、資金負担とからめて議論すべき。

（注1）分類欄の*：得失の影響を受けるところ

国：日本国、機関：核融合関連機関（関連研究所、役所など）、産：産業界

（注2）◎：有利、○：可能又は問題無し、△：不利