

今後の核融合研究開発の推進方策について

平成17年10月26日

原子力委員会

核融合専門部会

目次

まえがき	5
第1章 核融合研究開発の意義	7
1.1 エネルギー・環境問題解決への核融合の役割	7
1.2 原子力政策における核融合研究開発の意義・必要性	8
第2章 第三段階核融合研究開発基本計画の進捗状況	10
2.1 概要	10
2.2 実験炉計画	11
2.2.1 ITER 計画の進捗	11
2.2.2 ITER の工学設計	11
2.3 炉心プラズマ研究	12
2.3.1 トカマク型装置	12
(1)実験炉の建設・運転に必要な研究開発	12
(2)トカマク方式の改良研究（先進的・補完的研究開発）	13
2.3.2 ヘリカル型・レーザー型装置等	13
(1)ヘリカル型装置	14
(2)レーザー型装置	14
(3)その他の閉じ込め装置	15
2.4 炉工学研究	15
2.4.1 実験炉（ITER）に向けた研究開発	15
2.4.2 原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成	16
2.4.3 その他の炉工学の研究	17
(1)レーザー方式に関する技術開発	17
(2)炉工学の基礎研究	17
2.5 核融合炉システムの設計	17
2.6 安全性研究	18
2.7 学術研究としての成果	18
2.7.1 プラズマ閉じ込めに関する学術研究としての成果	18
2.7.2 核融合プラズマの理論・シミュレーション研究	19
2.8 産業界への波及効果	19
2.9 人材育成	20
2.10 国際協力	20
第3章 核融合研究開発の基本的進め方	22
3.1 核融合エネルギー早期実現のための開発戦略	22
3.1.1 開発段階の考え方	23

3.1.2	段階の移行と実用化にむけて	23
3.1.3	トカマク型原型炉.....	24
3.1.4	実験炉段階での開発研究.....	25
	(1) ITER による研究開発.....	25
	(2) 高ベータ定常運転法の原理実証.....	25
	(3) 原型炉に向けた材料・炉工学技術開発.....	26
	(4) 原型炉の概念設計.....	26
	(5) トカマク理論・シミュレーション研究.....	27
	(6) 社会・環境安全性の研究.....	27
3.2	核融合に関する学術研究の意義・位置づけ	27
3.2.1	トカマク方式以外の重点化計画.....	27
3.2.2	核融合基盤研究の充実.....	28
3.2.3	学術としての普遍化.....	28
3.3	人材育成と核融合基盤技術の持続的な発展.....	29
3.3.1	人材育成.....	29
3.3.2	核融合基盤技術の持続的な発展.....	29
3.4	国際協力の推進.....	29
3.5	研究開発のバランスとチェック・アンド・レビュー	30
3.5.1	計画実施のバランス.....	30
3.5.2	チェック・アンド・レビュー	30
第4章	核融合研究開発の推進について	32
4.1	トカマク方式による開発研究.....	32
4.1.1	ITER による開発研究	32
	(1) 核融合燃焼プラズマ制御.....	32
	(2) 炉工学技術開発	32
	(3) ITER 計画への取り組み.....	33
4.1.2	トカマク改良研究.....	34
	(1) 高ベータ定常運転法の開発.....	34
	(2) ITER 支援研究	34
	(3) トカマク国内重点化装置計画	34
4.1.3	原型炉に向けた炉工学技術開発.....	34
	(1) 増殖・発電ブランケット技術開発.....	35
	(2) 構造材料開発.....	35
	(3) 超伝導・加熱機器等の高性能化.....	35
	(4) 安全性に関する技術開発研究	35
	(5) 放射性廃棄物低減・処理に係わる技術開発	35

4.1.4	核融合炉システム研究	36
(1)	原型炉の概念設計	36
(2)	核融合エネルギーシステムの総合評価	36
4.1.5	トカマク理論・シミュレーション研究	36
4.1.6	社会・環境安全性の研究	36
4.2	核融合に関する学術研究	37
4.2.1	ヘリカル型装置による研究	37
4.2.2	レーザー型装置による研究	37
4.2.3	核融合基盤研究	38
(1)	核融合プラズマ科学の基礎実験	38
(2)	理論・シミュレーション研究	38
(3)	レーザー方式の炉工学研究	38
(4)	材料・炉工学の基礎研究	38
4.3	核融合研究開発の分担	39
4.4	人材育成の方策と社会への発信	40
4.5	研究開発の全体像と実用化への道	41
4.6	チェック・アンド・レビュー項目と次段階への移行条件	41
	参考文献	42
付録1	核融合のエネルギー源としての特徴	43
別添1	21世紀の人口・環境問題	44
別添2	21世紀におけるエネルギー需給と炭素排出抑制への核融合の貢献	45
別添3	核融合の主要3方式とトカマクにおけるプラズマ閉じ込め性能の進展	46
別添4	核融合研究開発におけるプラズマ閉じ込め性能の進展	47
別添5	国際熱核融合実験炉 (ITER)計画	48
別添6	ITER 物理 R&D の成果	49
別添7	トカマク型装置の主要成果	50
別添8	ヘリカル型装置の主要成果	51
別添9	レーザー型装置の主要成果	52
別添10	炉工学研究の成果 (1) 実験炉 (ITER) に向けた研究開発	53
別添11	炉工学研究の成果 (2) 原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成	54
別添12	トカマク型核融合炉の概念	55
別添13	核融合炉の安全研究と ITER の安全性確保	56
別添14	核融合技術の波及効果	57
別添15	核融合研究開発に関する国際協力 (2005年7月現在)	58
別添16	JT-60 とトカマク国内重点化装置を用いたトカマク改良研究	59
別添17	国際核融合材料照射施設 (IFMIF) 計画	60

別添18	レーザー高速点火計画 (FIREX)	61
別添19	核融合関連の研究者人口の推移	62
別添20	核融合開発のロードマップ	63
別添21	今後の核融合研究開発におけるチェック・アンド・レビュー項目 (案)	64
参考資料1	核融合専門部会構成員	65
参考資料2	核融合専門部会・技術ワーキンググループ構成員	66
参考資料3	核融合研究開発基本問題検討会の設置について	67
参考資料4	核融合研究開発基本問題検討会構成員	69
参考資料5	核融合研究開発基本問題検討会の審議経過	70
別冊	用語解説	72

まえがき

我が国の核融合研究開発について、平成4年6月、原子力委員会は「自己点火条件^{*1}の達成及び長時間燃焼^{*2}の実現並びに原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成」を主要な目標とした「第三段階核融合研究開発基本計画」（以下、第三段階計画）を策定した。これにあたって原子力委員会は「総合的な視野に立ったチェック・アンド・レビューを適宜行う」と定めている[1],[2],[3]。

以来10年余りが経過し、その間、研究の著しい進展が見られるとともに、核融合炉の科学的・技術的可能性を実証する国際熱核融合実験炉（ITER）計画^{*3}については、平成17年6月の第2回六極閣僚級会合において建設地をカダラッシュ（フランス）とする合意が得られ、その実施のための国際機関の設立に向けた政府間交渉が進められている。

一方、核融合を巡る我が国の状況は変化してきている。文部省と科学技術庁の文部科学省への統合により核融合研究開発政策の一元化が行われた。さらに、日本原子力研究所（以下、原研）と核燃料サイクル開発機構との統合による独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下、原子力機構）が設立（平成17年10月）された。また、国立大学や大学共同利用機関は、平成16年4月に法人化され、核融合科学研究所（以下、核融合研）については現在、大学共同利用機関法人自然科学研究機構の一機関に位置付けられている。

このような進展を踏まえ、これまでの核融合研究開発に関するチェック・アンド・レビューを行い、今後の核融合研究開発の基本計画を検討するために、原子力委員会核融合専門部会・技術WGの下、エネルギー、環境、核分裂、及び核融合分野の専門家で構成される核融合研究開発基本問題検討会を設置し、その策定後の研究の進展を踏まえ、第三段階計画に関し以下の調査審議を行った。

調査審議事項：原子力政策における核融合研究開発の意義、必要性および基本的在り方を明確にし、これと整合する核融合研究開発の基本計画を検討する。

主要検討項目は、エネルギー・環境問題解決への核融合の役割、原子力政策の中での核融合開発の位置付け、第三段階計画の進捗のチェック・アンド・レビュー、ITERを最大限利用した核融合エネルギー実現の開発戦略、大学等における核融合に関する学術研究の意義・位置づけ、研究者の育成、人材確保の方法、国際協力の活用等である。また、核融合専門部会・技術WGは、核融合研究開発基本問題検討会における調査審議の結果を受けて、さらに検討を行った。

本報告書は、核融合研究開発基本問題検討会における21回の調査審議と核融合専門部

会・技術 WG における 3 回の審議に基づき、これまでの核融合研究開発に関する成果を総覧するとともに、今後の研究開発の基本的な進め方及び第三段階計画における研究開発の内容について、核融合研究開発を進める上での学識経験者の意見として、核融合専門部会においてとりまとめたものである。本報告書が第三段階計画における施策を明確化し、今後の我が国の核融合研究開発の基本的指針となることを期待する。核融合研究開発が実施官庁において行われる際、その時々国際的状況や極めて厳しい財政状況に配慮しつつ推進することが必要である。

第1章 核融合研究開発の意義

1.1 エネルギー・環境問題解決への核融合の役割

エネルギーは人類の活動の基本要素である。人類はエネルギーを巧みに利用することにより、現在の文明社会を築いてきた。一方で、産業革命以降のエネルギー大量消費は、エネルギー資源の枯渇や地球規模での環境問題を引き起こしており、環境と調和し豊かで安全なエネルギーの安定確保は我が国のみならず人類全体にとって継続的な重要課題である。

化石エネルギーについては、比較的豊富な石炭等により当面の枯渇は予測されないものの、有限な資源である点に変わりはなく、また、大気中の二酸化炭素濃度の上昇等に伴う地球温暖化問題を始めとした地球規模での環境問題への懸念が高まりつつある。別添1に示すように、IPCCが評価した様々な将来シナリオでは、今世紀末の地球平均気温上昇は1～6°Cになり得ると予測されている。

長期のエネルギー需給及びそれに伴う環境問題について、その未来を予測することは非常に難しいが、21世紀後半には相当な規模での非化石エネルギーの導入が必要であると指摘されている。

化石エネルギーに替わる新たなエネルギー源には、安定供給できることは言うまでもなく、世界規模でのエネルギー供給を満たし得る資源量があること、資源の地域的な偏在や社会的な導入の制約が少ないこと、我が国として自給性が高いこと等が求められる。さらには多様な形態でのエネルギー利用が可能であることも望まれる。

非化石エネルギーとしては、実績のあるものとして核分裂エネルギーと水力、風力、バイオマス、太陽光等の再生可能エネルギーが挙げられる。核分裂エネルギーの利用・開発、および再生可能エネルギーの研究開発を促進することが化石エネルギー依存から脱却するために必要であることは言を待たないが、その社会受容性、資源偏在性、供給安定性等を考慮すると、地球規模の視点から21世紀後半以降の環境とより調和した非化石エネルギー供給の拡大が望まれる。

したがって、より魅力ある非化石エネルギー源の開発を進めておくことは、将来における人類の選択肢を広げておくために、現世代の我々がなすべき責務であろう。

核融合エネルギー^{*4}は、付録1に示すように資源量・供給安定性、安全性、環境適合性、核拡散抵抗性、放射性廃棄物の処理・処分等の観点で優れた可能性と社会受容性を有すると考えられており、恒久的な人類のエネルギー源として魅力的な候補である。

別添2に示す日本エネルギー経済研究所の評価では、省エネや再生可能エネルギーの利用に加えて、高い経済性を持つ核融合炉が早期に利用されれば、今世紀末のCO₂削減に大きく貢献できる可能性が指摘されている。

このような可能性を持った核融合エネルギーを早期に実現させることは、今後深刻化するであろう地球規模での環境問題の解決への寄与とともに、エネルギー資源に乏しい我が国の自立性を高めてエネルギーセキュリティーを確保する観点からも重要である。

さらに資源偏在や社会的導入の制約が少ないことから、今後エネルギーの消費が伸びるであろうと予想される開発途上国への積極的な導入も期待できる。

日本は科学技術創造立国として世界の繁栄と国際協調の促進のために積極的に貢献すべき立場にあり、エネルギー・環境問題の解決に資する核融合エネルギーの早期実用化に向けて、リーダーシップをとるべきである。

1.2 原子力政策における核融合研究開発の意義・必要性

我が国の原子力政策は、原子力基本法に基づき、原子力の研究、開発及び利用を推進することによって、将来におけるエネルギー資源を確保し、学術の進歩と産業の振興を図り、もって人類社会の福祉と国民生活の水準向上とに寄与することを目的として進められている。

原子力とは、原子核変換の過程において放出されるすべての種類のエネルギーをいう。核融合研究開発は、複数の原子核の融合によってエネルギーを発生する原子力エネルギーとして、軽水炉によりすでに実用に供されている核分裂と原理的に異なるエネルギーの実現を目指すものである。

我が国の原子力政策では、軽水炉発電及び核燃料サイクル研究開発は、エネルギーの安定供給を支えるものであり、高速増殖炉は将来の最も有望なエネルギーの選択肢として位置付けられており、核融合研究開発は未来のエネルギー選択肢の幅を広げるものとして位置付けられ研究開発が進められて来た。さらに、原子力の研究開発利用に関する基本的な考え方では、「エネルギー安定供給や産業の振興、国民の生活水準の向上に寄与し、今後も人類社会の持続可能な発展に貢献していくために、国は、短期、中期、長期の観点から創造性豊かな取組を合理的に組み合わせて並行して推進するべきである。また、原子力の社会に対する貢献や寄与を継続・拡大していくためには、国あるいは研究開発機関が、革新的な技術システムを実用化候補にまで発展させる段階までを中心に、他の科学技術分野に比べてより大きな役割を果たしていく必要がある。しかし、その場合であっても、国の活動は、公益の観点から期待される成果を明確にし、効果的かつ効率的に進めなければならないから、各取組について、一定期間のうちに予想される成果と課題、その実用化時期における環境条件予測を踏まえて実施される多面的な評価結果に基づく投資の費用対効果、研究開発の段階に応じた官民の役割分担と資源配分のあり方、国際協力の効果的活用の可能性等を総合的に評価・検討して、「選択と集中」の考え方に基いて研究開発資源の効果的かつ効率的な配分を行っていくべきである。」としている。

我が国における核融合研究開発は、原子力委員会が昭和43年7月に核融合の研究開発を原子力特定総合研究に指定して基本計画（第一段階計画）を定めて以来、昭和50年に第二段階計画、平成4年には第三段階計画を定め、原子力政策における重要な研究開発分野として原子力委員会の下で着実な進歩をとげ、別添3に示すトカマク方式⁵、ヘリカル方式⁶、レーザー方式⁷等で世界のトップレベルの実績を上げて来た。特に、トカマク方式においては、急速に進歩する閉じ込め性能で世界のトップに踊り出た。

地上において核融合エネルギーを取り出すには、太陽の中心温度（1500 万度）より高い温度のプラズマ^{*8}を生成・制御しなければならない。我が国の核融合研究開発は、臨界プラズマ試験装置 JT-60^{*9}（原研）による臨界プラズマ条件^{*10}（ゼロ出力条件）の達成や核融合反応を起こすに十分な 5.2 億度のプラズマ温度の達成により、核融合の科学的実現性を示した。核融合実験炉は、このような超高温の炉心プラズマ^{*11}における核融合反応の生成・制御により、核融合エネルギーの科学的・技術的実現性を示すことを目的とするものである。我が国は、核融合会議、ITER 計画懇談会（[4],[5],[6],[7]）、原子力委員会、総合科学技術会議での審議を経て、これを ITER 計画として国際協力の下に進めている。この ITER 計画では約 50 万キロワットの核融合出力の制御が実証されることになる。

核融合エネルギー開発においては、地球環境問題の解決への早期貢献を目指し、ITER でその科学的・技術的実現性を着実に実証するとともに、原型炉に向けた研究開発を並行して推進することにより、21 世紀中葉までに実用化の目処を得るべく研究開発を促進する必要がある。欧米でも同様な視点から核融合発電を早期に実現させるための方策が精力的に検討されている。

核融合研究分野は、これまでの経験と実績を基盤として、我が国が世界をリードできる科学技術分野という点で大きな意義がある。また、核融合発電の実用化に向けた努力を引き続き行うことにより、我が国は、核融合発電技術の世界標準の確立に向けて主導的役割を果たせる可能性がある。さらに、核融合研究は、理学および工学分野を中心とした学術研究^{*12}への寄与、産業応用をはじめとした社会基盤技術への波及効果等も期待でき、人類未踏の領域への大いなるチャレンジという性格も有する。

我が国の核融合研究開発においては、ITER の建設が現実的となることを踏まえ、核融合エネルギーの実現を目指した開発研究^{*13}については、トカマク方式による核融合研究開発を一層推進する必要がある。また、核融合エネルギーの選択肢を拡げる観点から、トカマク方式のみならず、ヘリカル、レーザー方式等についても、学術研究としてその科学的基礎の確立を目指す必要がある。開発研究と学術研究の相乗効果によって開発を加速する観点から、ITER を最大限活用しつつ実用化に向かって、開発研究と学術研究からなる総合的な研究開発を推進する必要がある。

第2章 第三段階核融合研究開発基本計画の進捗状況

2.1 概要

核融合の研究開発は長期に亘り、かつ何度かの研究規模の拡大と飛躍を必要とする。このため原子力委員会は研究開発の成果を評価した上で、次のステップの計画を定めるといふ、段階的開発の方針を取ってきた。

平成4年に定められた第三段階計画では、トカマク方式の実験炉による自己点火条件の達成と長時間燃焼の実現を目指した開発やトカマクの改良研究や各種閉じ込め方式の研究、実験炉の開発に必要な炉工学技術と原型炉に向けた炉工学の基礎、安全性に関する研究、核融合炉システムの設計研究を進めることが決められた。

平成4年以降約10年間の研究開発を経て、第三段階計画の主要課題に対する計画の進捗状況は以下のようにまとめることができる。

1) 原子力委員会は、実験炉計画については国際協力によるITER計画で実現することが適当であるとした。実験炉ITERの建設に必要な炉心プラズマと炉工学^{*14}のR&D (ITER物理R&D^{*15}、ITER工学R&D^{*16})が国際協力により実施され、我が国は主要な役割を果たした。炉心プラズマ研究においては、別添4に示すような炉心条件を満たすイオン温度数億度の高温プラズマの制御保持に成功するとともに、炉工学分野においても、必要な試作開発が完了する等、ITERの建設開始に必要なデータベースを整えた。

それらの成果により、ITERの工学設計が確定した。

2) 実験炉の先を目指して必要となるトカマクプラズマの改良研究や原型炉に向けた炉工学研究等の研究開発が開始された。トカマクプラズマの定常化研究等に大きな進展が見られ、炉の経済性を見通しを得るためのトカマクの改良研究が今後の課題となった。また、増殖・発電ブランケット^{*17}の開発や第一壁構造材料の開発等、炉工学の基礎の形成が進み、原型炉に向けた本格的な研究開発を進められる段階に達した。

3) トカマク以外の方式として、ヘリカル方式とレーザー方式(レーザーによる慣性閉じ込め)については、トカマク方式に次ぐ性能を実証しており(別添4)、LHD、FIREX計画で一層の高温プラズマ閉じ込めの実現を目指した研究を進める段階に達した。また、その他の方式を含めた研究も核融合炉心プラズマ研究に必要な知見を与えるだけでなく、幅広い学術研究基盤の構築に貢献してきた。

4) 大学における教育・研究指導によって多くの研究者・技術者が育成されるとともに、原研等の研究機関等での大型実験装置を用いた国際的な研究や企業と共同で行う最先端機器の開発等においても、優秀な若手研究者・技術者が数多く輩出され、これらの人材は核融合以外の先端科学技術分野においても中心的な役割を担って活躍している。

5) これらの研究開発を進める中で、我が国は、実験炉計画を始めとして、炉心プラズマと炉工学の幅広い分野において世界をリードする研究成果をあげてきた。

これらを俯瞰すれば、トカマク方式については、核融合エネルギーの早期実現に向け、次段

階につながる研究開発計画を具体化できる基盤ができたと判断することができる。以下の節においては、各主要課題分野での研究の進捗状況について、実験炉計画を遂行するのに必要な基盤の達成状況および実験炉の次段階に向けて達成されるべき課題の両方の観点から詳細に述べる。

2.2 実験炉計画

原子力委員会は、平成 8 年に国際協力による ITER を我が国の第三段階計画における実験炉と位置づけて開発することが適切であるとの見解を示し、ITER 計画は我が国の核融合研究開発における実験炉計画となった。

2.2.1 ITER 計画の進捗

ITER 計画は、昭和 63 年から約 3 年間実施した概念設計活動（CDA）の成果を踏まえ、平成 4 年から、その建設着手を判断するために必要な詳細設計と技術的データの取得を目的とした工学設計活動（EDA）が、国際原子力機関（IAEA）の下での日本、米国、欧州、ロシアの国際共同プロジェクトとして開始された。

工学設計活動（平成 4 年～13 年）では、各極から派遣された研究者等が ITER 所長の下に共同中央チームを組織し国際共同作業を行い、設計案を平成 13 年 7 月に取りまとめた。一方、各参加極では国内チームが組織され、国内チームリーダーが ITER 所長と作業取り決めを結ぶことによって工学 R&D や設計作業を分担した。我が国では、原研が実施機関として指定され、産業界や、核融合研や大学等と協力して国内チームの役割を果たした。

現在、日本、欧州及び、ロシアに加え、一時工学設計活動から撤退していた米国、並びに、中国及び韓国を加えた 6 極で ITER の建設、運転・利用、廃止措置に関わる共同実施協定の締結に向けて政府間交渉が進められている。

実験炉計画については、平成 4 年の時点では平成 17 年頃稼動開始と想定されていたが、国際協力上の合意形成、設計の適切な見直しとその実証等に長期間を要したために想定時期から大幅に遅れた。なお、実験炉 ITER の建設開始の遅滞は研究開発機関や産業界における核融合関連技術の円滑な継承・発展に大きく影響しているとの指摘もある。

2.2.2 ITER の工学設計

当初設定した 6 年間の工学設計活動により完成した ITER の工学設計は規模・コストの大きさから建設移行が困難と判断され、参加極は ITER の技術目標の見直しを行った。

見直しにあたっては、別添 5 に示す ITER の「計画目標」を守りつつ、我が国のリーダーシップの下、JT-60 を始めとする炉心プラズマ研究、炉工学研究の最新の成果を取り入れ、間欠運転でない核融合炉（定常核融合炉^{*18}）の開発に重点を置く新たな技術目標（別添 5）を設定した。この技術目標を満たす装置の設計を行うために工学設計活動の期間を 3 年間延長して詳細設計を実施した。

新たな技術目標の下に設計された ITER は、主半径^{*19}6.2m、小半径^{*19}2m、プラズマ電流^{*19}15MA、定格核融合出力 50 万 kW のトカマク型装置である（別添 5）。十分な裕度を持ってエネルギー増倍率^{*19} $Q \geq 10$ を達成できるとともに、核燃焼^{*20}時間は制限されるものの $Q \sim$ 無限大の達成の可能性も有している。これにより、アルファ粒子^{*21}による自己加熱が主要な領域でのプラズマ閉じ込め研究が可能となる。このようなプラズマ性能を達成し得ることは、参加各極が保持しているトカマク型実験装置を用いた ITER 物理 R&D 活動により確認された。

また、ITER 実機の製作が基本的に可能であることは、各参加極の協力で実施された ITER 工学 R&D（大型超伝導磁石^{*22}、真空容器^{*23}、プラズマ対向機器^{*24}、遠隔保守機器^{*25}等 ITER 装置本体を構成する主要な機器の実規模試作開発等）により確認され、建設段階への移行の準備が完了した。

2.3 炉心プラズマ研究

2.3.1 トカマク型装置

(1)実験炉の建設・運転に必要な研究開発

炉心プラズマ研究開発では、国際協力による ITER 物理 R&D 活動により実験炉の設計・建設のために必要な種々の物理分野（エネルギー閉じ込め^{*26}、プラズマの安定性^{*27}、非誘導電流駆動^{*28}、高エネルギー粒子挙動、熱・粒子制御^{*29}）のデータベースの整備が進み、ITER 工学設計の基礎となった。また、引き続き国際トカマク物理活動（ITPA）^{*30}により、ITER の実験・運転のためのデータを整備している。この間、我が国のトカマク型装置による研究は、以下に挙げるような分野において重要な貢献を果たした（別添 6）。

- － **エネルギー閉じ込め**：JT-60、JFT-2M^{*31}（原研）を含む世界のトカマク装置の閉じ込めデータベースに基づき ITER の標準運転モードである H モード（高閉じ込めモード）^{*32}のエネルギー閉じ込め時間^{*26}に関する比例則^{*33}を確立し、それに基づいた ITER 設計が行われた。
- － **プラズマの安定性**：ディスラプション^{*34}の抑制緩和に関する研究や高いプラズマ圧力の実現を阻む不安定性の研究が JT-60 を中心として進展し、それに基づいて ITER の設計が行われた。
- － **非誘導電流駆動**：将来の定常運転に欠かすことの出来ない、電磁誘導以外の方法による電流駆動の実験に関して、WT-3（京都大学）や JIPPT-IIU（核融合研）での高周波電流駆動の先駆的な研究がなされた。さらに JT-60 では低域混成波^{*35}電流駆動に加え、負イオン源^{*36}中性粒子入射装置^{*37}や電子サイクロトロン波入射装置^{*38}による 1 億度を超えるプラズマ温度での非誘導電流駆動法の実証が進んだ。
- － **熱・粒子制御**：JT-60 で ITER の燃焼灰^{*39}というべきヘリウムが排気できるか否かの模擬実験が行われ、効率的にヘリウムが排気できることを実証する等の成果が得られ、ITER の設計に反映された。また、金属壁や炭素壁によるプラズマ・壁相互作用^{*40}の研究

が進められた。

我が国ではこれまでトリチウム (T) ^{*41} を用いたトカマク実験は行われていないが、欧州の JET トカマク^{*42} と米国の TFTR トカマク^{*43} では、トリチウムと重水素 (D) の核融合反応により生成されたアルファ粒子が有効にプラズマを加熱することが確認され、それぞれ、16MW、10MW の DT 核融合出力が得られた。

(2) トカマク方式の改良研究 (先進的・補完的研究開発)

トカマク型装置 JT-60、TRIAM-1M^{*44} (九州大学)、JFT-2M、JIPPT-IIU においてトカマクの性能向上を目指し、閉じ込め性能、長時間放電、高効率定常運転法、第一壁構造材料との適合性等に関する研究が行われ、我が国は世界をリードする研究成果を達成した。一方で、プラズマ圧力を高める研究など重要な課題が残されている (別添 7)。

- － **エネルギー増倍率^{*45} とプラズマ温度**：トカマクの新しい運転法として提案された負磁気シア運転^{*46} により、核融合で発生するエネルギーと加熱に必要なエネルギーとの比である DT 等価エネルギー増倍率 Q_{DT} ^{*47} において世界最高の 1.25 を得た。また、電流分布と加熱分布を最適化してプラズマ中心部分の閉じ込め性能を改善し、ITER や発電炉の運転領域を十分カバーする世界最高の 5.2 億度というイオン温度を達成した。
- － **長時間放電と高効率定常運転法**：TRIAM-1M において高周波 (低域混成波) を外部から入射して非誘導電流駆動により 5 時間を超える長時間のプラズマ維持に成功した。さらに、この非誘導電流駆動に必要な電力の負担を軽減するための方法として、JT-60 の負磁気シア運転において、外部電力を要しない自発電流^{*48} の割合を 70-80% に高め、残りを外部から粒子ビーム^{*49} によって駆動した非誘導電流駆動プラズマの生成に成功した。このような高効率の定常運転方式の原理実証が行われたことから、実験炉において定常運転法 (非誘導電流駆動のみによる電流維持法) による長時間運転の実現が見通せる段階に達した。
- － **高ベータ化^{*50} 研究**：ベータ値は、磁場によって如何に高い温度・密度のプラズマを効率的に閉じ込められるかの指標であり、経済性に優れた核融合炉では高いベータ値の実現が求められる。DIII-D トカマク (米国) で 10% を上回るベータ値が得られている。
- － **第一壁^{*51} 構造材料適合性**：第一壁構造材料の第一候補材料である低放射化フェライト鋼^{*52} は強磁性体^{*53} であるため、プラズマへの影響が懸念されていた。HT-2 (日立製作所) と JFT-2M の真空容器内壁の全面に低放射化フェライト鋼を装着して実験を行い、プラズマの立ち上げや制御に影響が無いことを確認した。さらに JFT-2M では比較的高いベータ値 (規格化ベータ値^{*54} で 3 以上) のプラズマを実現することができ、原型炉での使用に展望を拓いた。

2.3.2 ヘリカル型・レーザー型装置等

トカマク以外の研究については、大型ヘリカル装置 LHD^{*55} (核融合研) が実験を開始しトカマクに次ぐ良好な閉じ込め性能を実証した。またレーザー方式では新概念である高速

点火方式^{*56}による1千万度に達するプラズマ加熱に成功し、点火温度の実現を目指した FIREX-I 計画^{*57} (大阪大学) が開始された。その他の閉じ込め装置ではプラズマ閉じ込め制御に資する優れた学術成果をあげた。

(1) ヘリカル型装置

大型のヘリカル装置を建設中の欧州や、独自の小型ヘリカル装置の建設に着手した米国に先行して、世界最大の大型ヘリカル装置 LHD が平成9年に完成し、その実験研究において、これまでに以下のような研究成果が得られた (別添8)。

小型、中型装置 (CHS^{*58} (核融合研) やヘリオトロン E (京都大学)) での比較的低温の低いプラズマで得られたエネルギー閉じ込め時間の比例則が、大型装置 (LHD) における炉心条件に近い高電子温度 (1億度) のプラズマにおいても成り立つことが実験的に検証され、従来のエネルギー閉じ込め時間比例則の信頼性が大幅に向上した。また、その閉じ込め性能を保持した長時間運転が実証された。さらに、プラズマ高電位形成、層流シアによる乱流抑制と関連した輸送障壁の形成により、高電子温度プラズマが LHD で実現された。ヘリカル装置に特有の磁場リップル^{*59}による高エネルギー粒子^{*60}の軌道損失の抑制と MHD 安定性の両立が難しいのではないかと指摘されていたが、磁場配位制御の研究が LHD で進められ、高エネルギー粒子の良好な閉じ込めが得られるとともに線形不安定な領域でも良好な閉じ込めが得られ、4%の高ベータプラズマが得られた。

LHD やヘリオトロン-J^{*61} (京都大学) 装置により、引き続き、磁場配位の最適化や、一層の閉じ込め改善とトロイダルプラズマの共通理解を目指す研究が進められている。

(2) レーザー型装置

慣性核融合^{*62}のエネルギードライバーとしてレーザー、重イオンビーム、Zピンチを用いた方法があるが、我が国ではレーザー核融合^{*63}を中心として研究が進められてきた。我が国のレーザー核融合研究は、平成元年に激光 XII 号レーザー^{*64} (大阪大学) による爆縮^{*65}実験で固体密度の600倍 (密度600g/cc、太陽中心密度は150g/cc) の圧縮を達成する等、世界のレーザー核融合研究を牽引する役割を果たし (別添9)、これにより、世界の研究は点火・燃焼の実証に移行した。爆縮する燃料の圧力による仕事で燃料中心部を加熱する従来の「中心点火」^{*66}方式で核融合炉に必要な点火・燃焼を実現するためには、メガジュールクラスのレーザー入力エネルギーが必要である。欧米では、このクラスのレーザーエネルギーを持った NIF^{*67} (米) と LMJ^{*68} (仏) の建設が進んでおり2013年頃に核融合点火・燃焼の実証が期待されている。

一方、我が国のレーザー核融合研究では、点火・燃焼の実現に必要なレーザー入力エネルギーを一桁も大幅に低減することのできる「高速点火方式」を提唱・推進している。これは爆縮により生成した超高密度プラズマ^{*69}を別の超短パルスレーザー^{*70}で追加熱することにより点火を実現する方式であり、その原理実証実験の一環としてペタワットレーザー^{*71}を用いた実験において爆縮プラズマを1千万度に加熱することに成功した。

これを受けて、「高速点火」方式による点火燃焼を目指した FIREX 計画が提案され、その

第1期（目標：5千万度～1億度の実現）が開始された。

（3）その他の閉じ込め装置

逆磁場ピンチ^{*72} プラズマ研究では、TPE-RX 装置^{*73}（産業技術総合研究所；以下、産総研）でポロイダル電流駆動^{*74}を用いた電流分布制御により、数倍のエネルギー閉じ込め改善を得て、エネルギー閉じ込め時間として10ミリ秒にまで到達した。また REPUTE 装置（東京大学）では、極低q（ULQ）領域の準安定な配位が実験的に見出され緩和現象に関する理解が進んだ。

ミラー閉じ込めプラズマ^{*75}研究では、GAMMA-10 装置^{*76}（筑波大学）で、電位形成^{*77}の物理機構、およびプラズマ閉じ込めへの電位の効果について実験研究が進展した。

コンパクトトラス^{*78}研究では、FIX 装置（大阪大学）で高ベータプラズマ保持の研究が進んだ。また閉じこめ磁場構造形成に伴う磁気リコネクション^{*79}現象に対する物理解明が進み、研究の拡がりとして磁気圏や宇宙・太陽プラズマとの関連研究が進展した。

球状トラス^{*80}研究では、TST-2^{*81}（東京大学）、LATE^{*82}（京都大学）でオーミックコイル無しの高周波による先駆的な電流立ち上げ研究が進み、TS-3/4 装置^{*83}（東京大学）ではプラズマ合体による球状トカマクの形成・加熱研究が推進された。

内部導体装置^{*84}での研究として、新たな緩和理論^{*85}に基づいて立案された Proto-RT/Mini-RT^{*86}（東京大学）が建設され、高ベータプラズマ保持を目指した研究が開始された。

また、CSTN-IV^{*87}・HYBTOK-II（名古屋大学）では、高性能ダイバータの基礎研究、および NAGDIS-II^{*88}（名古屋大学）ではプラズマ壁相互作用（デタッチメント現象^{*89}等）の研究が進められた。

2.4 炉工学研究

2.4.1 実験炉（ITER）に向けた研究開発

ITER に向けた炉工学研究開発に関しては、ITER 各主要機器の製作技術を確立するとともに、ITER の要求性能、もしくはそれを上回る機器単体の性能を実証し、ITER の建設に向けた技術基盤の整備が進んだ（別添10）。

【炉心を構成する機器】

- － **超伝導磁石^{*90}**：ITER では大型・高磁場超伝導磁石が必要になるが、要求される高い通電電流や磁場強度（各々、約40kA、13T）をニオブ・スズ^{*91}の超伝導線材とそれを用いたコイルを開発して達成し、また、ITER の設計要求を上回る高い磁場変化速度（1.2T/s）の条件下でのパルス動作の健全性を実証した。
- － **炉構造、遠隔保守^{*92}**：内壁と外壁の二重壁構造を有する真空容器セクターを製作し、高い精度の製作技術を実証するとともに、重量約4トンのブランケット^{*93}を遠隔保守するための炉内自走式保守システム^{*94}を開発し、ブランケットの高精度な取り付け（設置精度±2mm以下）、取り外し、検査技術を実証した。
- － **プラズマ対向機器**：高性能な表面保護材、接合技術^{*95}、冷却構造を開発し、高熱負荷（最

大 20MW/m²) に耐えるダイバータ板^{*96}の開発に成功した。

【周辺機器】

- － **加熱・電流駆動機器**：プラズマを加熱し、プラズマの中に電流を流すための負イオン・ビーム用いた中性粒子入射装置の高エネルギー化 (1MeV) や電子サイクロトロン波入射装置等の高周波数化・高出力化 (各々、170GHz、1MW) 等の成果が得られ、その整備が着実に進展した。
- － **トリチウム取扱い技術**：トリチウムプロセス研究棟 TPL^{*97} (原研) での試験や日米協力による燃料循環模擬システム (トリチウムシステム試験施設 TSTA：ITER の 1/6 規模) の開発・1ヶ月の連続試験により、トリチウム取扱いの基盤技術を確立した。また、ITER 工学 R&D によりその高度化が図られた。
- － **計測・制御機器**：ITER の基本計測系について、ITER の放射線環境と長時間運転への対応性能についてほぼ見通しが得られた。
- － **システム統合技術^{*98}**：JT-60、LHD、TRIAM-1M 等の建設、改造、運転を通して、磁場核融合装置のシステム統合化技術に関する重要な知見の蓄積が進展した。また、核融合中性子源施設 FNS^{*99} (原研) を用いた遮蔽実験等により、ITER 運転時及び保守時の放射線環境の評価を行い、遮蔽設計の妥当性を実証した。

以上を踏まえると、加熱・電流駆動システムの定格実証、継続すべき計測装置の高度化、及び ITER の建設・運転を通して、保守性を含めた統合システムとしての性能実証が今後の課題である。

2.4.2 原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成

原型炉に向けた炉工学研究開発に関しては、核融合会議の下で核融合炉ブランケットの研究開発の進め方と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が策定され ([8],[9])、これに基づいてエネルギー変換とトリチウム生産を機能とする増殖・発電ブランケットや第一壁構造材料の研究開発が展開された (別添 1 1)。

- － **増殖・発電ブランケット開発**：リチウム化合物^{*100}の固体微小球充填型固体増殖ブランケット^{*101}の要素技術開発を進めることにより、設計概念の成立性を見通すための基盤技術が整備され、工学レベルでの研究開発を展開する準備がほぼ完了した。
- － **構造材料**：大きな照射損傷量^{*102} (100～150dpa) に耐え、放射化^{*103}の少ない構造材料の開発では、主要候補材料の低放射化フェライト鋼を中心に、原子炉等を用いた照射試験 (20～40dpa レベル) を進め、優れた耐久性を示す見通しが得られた。
- － **材料照射試験装置^{*104}**：核融合炉と類似の中性子^{*105}環境下での材料照射データの蓄積を行う施設として、国際エネルギー機関 (IEA) ^{*106}の国際協力の下で、国際核融合材料照射施設 (IFMIF) ^{*107}の検討を進めた。これまでに実施された概念設計や要素技術の R&D により、工学設計段階に進み得る技術基盤の整備が完了した。

この他、より高磁界の超伝導コイルの開発、加熱電流駆動装置技術等の高度化も今後の課題である。前者に関しては、ITERで使用されるニオブスズ線材に較べて歪みによる超伝導特性の劣化が小さく高磁界特性に優れたニオブアルミ線材^{*108}を用いた高磁界用の大型超伝導コイルの開発が進められ、これまでに、核融合炉に最低限必要な磁場強度である 13T 領域まで開発が進展した。

2.4.3 その他の炉工学の研究

(1) レーザー方式に関する技術開発

レーザー核融合装置開発の最も重要な課題は、電気からレーザー光へのエネルギー変換効率^{*109}及び繰り返し動作頻度の高い高出力レーザーの開発である。炉用レーザーは小型のモジュールを多数組み合わせることにより実現されるので、その1モジュール（出力 100J-1kJ、繰り返し率 5-10Hz）とそれらを合成する技術を開発することが目標である。

これに関しては、レーザーダイオード励起固体レーザー（DPSSL）^{*110}の研究開発が行われて出力 10J、繰り返し率 10Hz の HALNA レーザー^{*111}の開発（大阪大学）、出力 20J・繰り返し率 1 Hz のエキシマ（KrF）レーザー^{*112}の開発（Super-ASHURA（産総研））に成功する等、核融合炉用レーザー技術開発及び学術研究が着実に進展した。

(2) 炉工学の基礎研究

中性子の照射効果^{*113}も含めた核融合炉材料（構造材料・増殖材料・機能性材料）のデータベースの充実と先進材料開発、材料照射損傷モデリング^{*114}の構築とその理論的・実験的取扱い、電磁熱構造解析^{*115}手法の確立、中性子輸送^{*116}計算手法やデータベースの拡充・プラズマ壁相互作用に関する理論的・実験的研究、安全取扱いや環境中挙動・生物影響も含めたトリチウム理工学等に大きな進展が見られた。特に、液体ブランケットや高温ガス冷却ブランケット等の先進ブランケットを実現するための基礎研究として、バナジウム合金製造の高度化や SiC 系複合材料の技術開発、並びに酸化物分散強化鋼の開発、熔融塩や液体金属等の液体増殖材料の基礎科学、加速器を用いた構造材料に対する粒子照射シミュレーション実験、絶縁材料の放射線照射効果に対する研究等が進められた。これらの一部は、日米共同研究プロジェクト（FFTF-MOTA、JUPITER）を通して効果的に実施された。

2.5 核融合炉システムの設計

核融合炉システムの研究においては、トカマク型核融合炉の設計検討を中心に、経済性や環境適合性の改善等を目指した研究が進展した。1990年に設計が行われた核融合炉 SSTR^{*117}の改良設計や環境安全性評価が進むとともに、電力中央研究所においては高経済性炉 CREST^{*118}の設計が行われた（別添 1 2）。これらを受けて、核融合会議開発戦略検討分科会において、トカマク型核融合炉と様々なエネルギー源とのシステム比較が行われた [5]。

また、各種関連データベースの拡充と核融合炉設計手法の確立に大きな進展が見られ、原型炉の概念設計ができるレベルに達した。

2.6 安全性研究 [別添 1 3]

安全性に関する研究では、放射性物質の閉じ込め機能の健全性に関する評価とトリチウムプラント機器の研究が進むとともに、トリチウム除去設備の開発が進んだ。

さらに、ITER を対象とし、トリチウム等放射性物質の分布状態と特性、その閉じ込めの確保と健全性等に関する種々の工学安全データの蓄積や解析・評価手法の整備が進み、ITER の国内建設に向けた安全確保に関わる基本的な考え方や必要な安全上の技術的基盤が整備された。

また、トリチウムの環境移行挙動研究やモニタリング技術、トリチウムの生物影響研究、JT-60 等における真空容器内トリチウム計測・管理技術、トリチウム機器の除染・保守を含む安全取扱い経験の蓄積等が進められた。

文部科学省や原子力安全委員会においては、これらを踏まえ、ITER の安全に係る論点を整理・検討し、ITER の安全確保や安全規制のあり方についての考え方を示している。
[10],[11],[12]

2.7 学術研究としての成果

2.7.1 プラズマ閉じ込めに関する学術研究としての成果

プラズマ閉じ込めに関する学術研究はプラズマ物理学を中心とする基礎科学の発展に貢献している。種々の磁場閉じ込めプラズマの研究において、プラズマ輸送現象、プラズマ乱流の振舞い、構造形成や遷移現象^{*119}等が共通するプラズマの物理として理解され、他分野との関連も含め普遍化を通じて学術研究基盤が充実してきた。

例えば、層流の空間勾配（シア）が乱流を引き起こす現象は流体において一般に見られるが、層流のシアが乱流を抑制する現象はプラズマにおいて初めて観測された。乱流抑制の原因となる層流が乱流の波長変換を通じて駆動されるため、輸送における強い非線形性とプラズマの自律的な空間構造形成をもたらす。閉じ込めプラズマにおける乱流と輸送の研究は、流体力学における非線形性と自己構造形成に関する新たな知見をもたらした。

また、プラズマ状態の遷移現象に関する研究がトカマク、ヘリカル、ミラー型等の装置で進められ、リミットサイクル^{*120}（遷移、逆遷移の繰り返し）が観測された。リミットサイクルは生命体を始め開放系非平衡状態物質で見られる自己安定状態である。強い非線形性をもつプラズマにおける自己安定状態の研究は、開放系非平衡物理の分野の進展に貢献した。

トカマク、ヘリカル、ピンチプラズマ等の磁場核融合プラズマで研究されている磁気リコネクションの研究は太陽の黒点等においても観測されている現象に深く関連しており、宇宙プラズマ物理と共通の基礎科学としてのプラズマ物理学の発展に寄与した。

一方、レーザー核融合研究における爆縮実験においては、これまで星の内部でしか存在し

なかった極限状態を作り出すことが可能になり、実験室天体物理やレーザー核物理^{*121}に代表される高エネルギー密度科学^{*122}と呼ぶべき新しい学術領域を創出してきた。

中小規模の装置を用いて、計測技術の開発が行われた。核融合科学の学術基盤の強化を目指し、新しい熱制御・粒子制御方法が開発された。また原子分子過程を含むプラズマ基礎過程等の研究も行われた。

2.7.2 核融合プラズマの理論・シミュレーション研究

核融合プラズマ理論の分野においては、計算科学手法の進展によって第一原理^{*123}に基づく理論・シミュレーション研究や非線形プラズマ理論の分野において進歩が得られた。

トカマクの分野では、大規模シミュレーションによる輸送、電磁流体安定性^{*124}、電流駆動、ダイバータ分野の理解が進んだ。特に、1億個程度の粒子軌道と静電揺動^{*125}を自己無撞着に解くジャイロ運動論^{*126}線形・非線形乱流輸送コード群が発展した。

これまでの古典的な理論モデルでは説明できない特異な構造を伴った磁気リコネクション過程等、高性能プラズマの性能向上を制限する様々なプラズマのMHD非線形ダイナミックス^{*127}が明らかとなり、内部輸送障壁^{*128}等の構造を有する高性能プラズマの制御・保持に関する理解が進展した。

物理モデルの提案、計算コードの開発、実験との系統的な比較に基づき、実験を定量的に説明するモデリングの開発が進められてきた。核燃焼プラズマのシミュレーションを目的として核燃焼プラズマ統合コード^{*129}に必要な理論モデル、解析コード、実験データベースが整備されてきた。

一方、レーザー核融合分野では、超高压かつ超高密度のプラズマに関し、状態方程式やX線エネルギー輸送の理論を含む高エネルギー密度プラズマ物理の理論の体系化が進み、爆縮プラズマや天体内部等の超高密度プラズマの振舞いのシミュレーション・理論予測が可能になっている。

2.8 産業界への波及効果 [別添14]

核融合炉工学技術は、様々な工学分野での未踏革新技術の成果の上に進展を遂げてきており、ナノテクノロジー・材料、ライフサイエンス、情報・通信、環境分野を始め、多くの産業分野に波及効果をもたらしてきている。

核融合プラズマ加熱用に開発された正イオンビーム技術は、ハード・ディスクや大型液晶ディスプレイの製造等に適用され、製造技術の飛躍的な向上に寄与している。また、負イオンビーム技術も、次世代半導体基板製造技術等への適用が検討されている。

核融合分野で培われた真空技術は、超高真空・大容量排気の特徴を活かし、ナノテクノロジーや半導体製造の基盤となる超高真空環境の作成に応用されている。また、表面加工技術は機械加工用超硬工具に幅広く適用されている。

環境分野では、核融合の選択排気技術^{*130}が半導体製造過程で使用される地球温暖化ガス

の一種である全フッ素化化合物（PFC）ガスの分離・回収技術に適用され、その実用化が計画されている。

超伝導技術においても、線材の高性能化や製造基盤の整備等、核融合分野が大きく牽引役を果たし、磁気共鳴画像（MRI）による医療診断や核磁気共鳴（NMR）を用いたタンパク質の構造解析等の分野の超伝導応用の進展に貢献した。

さらに、プラズマ加熱用に開発された高周波技術は、セラミック焼結技術として応用が進められている。

レーザー核融合研究で開発された原子過程のシミュレーション・コードや診断技術、ペレット技術^{*131}を利用して、次世代半導体のための極端紫外光源開発^{*132}が進むと共に、そのためのレーザー技術開発が行われている。

2.9 人材育成

若い優秀な人材を育成するには、魅力あるチャレンジングな場を提供することが重要である。全国の大学や総合研究大学院大学における大学院学生の教育・研究指導によって多くの研究者・技術者が育成された。これまでの核融合研究においては、大学での中小規模の実験装置での萌芽的・革新的研究が、このような若手研究者・技術者の育成には大変有効に機能した。また、大学共同利用機関である核融合研を中心とした共同研究や日米科学技術協力事業等の国際協力等も、若手研究者・技術者の活躍の舞台として有意義であった。さらに、原研等の研究機関等での大型実験装置を用いた国際的研究や企業と共同で行う最先端機器の開発等でも、優秀な若手研究者・技術者を数多く輩出するのに大いに貢献してきた。このための制度として、連携大学院制度の活用や、日本学術振興会（以下、学振）特別研究員、原研博士研究員の増員等は、若手研究者・技術者の活躍の場を確保する上で、有効に機能した。

しかし、産業界では、核融合に関する受注の減少から、技術者の大部分が核融合分野から他の分野へ移動しており、技術の維持・継承が難しくなっている。

2.10 国際協力

核融合においては、研究開発規模の拡大に伴う人材や資金の増大に対処して、効果的・効率的な研究開発を進めるために、国際協力は極めて有効である。我が国が進めた国際協力を別添15に示す。

国際エネルギー機関(IEA)の下の OECD/IEA 協力では、大型トカマク協力計画、ステラレータ研究協力計画、逆磁場ピンチ研究開発計画や核融合炉工学における核融合材料研究開発計画（IFMIF 計画を含む）や世界最高レベルの試験施設である核融合炉物理用中性子源（FNS、原研）、高熱負荷試験装置（JEBIS、原研）、ブランケット試験装置（原研）等における国際共同試験、核融合の環境・安全性・経済性研究計画等の幅広い研究協力を行った。

国際原子力機関（IAEA）における協力では、多国間協力として核融合エネルギー会議や

専門家会議、実験炉 ITER 計画を進めた。特に ITER 計画では、平成 4 年から 9 年間に亘って実施された工学 R&D の中で最も重要な課題であった中心ソレノイドモデルコイル試験計画に関し、日本（原研）が幹事極となって試験設備を提供し、関係各極の研究者と協力して試験計画を完遂し、建設に向けた技術基盤の構築に大きく貢献した。

二国間協力は、米国、欧州、カナダ、豪州、ロシア、中国、韓国等との間で進められた。特に日米間においては、エネルギー研究開発等に関する日米協力協定の下で、核融合調整委員会が設置され、交流計画、共同計画、共同プロジェクト、データリンク協力計画、および核融合理論共同研究の 5 つの形態で広範に進められた。

我が国から外国への研究参加としては、米国内のトカマク装置 DIII-D を用いた先進的なプラズマ閉じ込めの研究、原子炉 FFTF や HFIR での材料照射共同実験、トリチウムシステム試験施設 TSTA を用いた燃料循環システム及びトリチウム安全工学共同試験、データリンク協力等が実施された。また IEA の核融合環境・安全性・経済性実施協力、日加協力の一環として行われたカナダにおけるトリチウム環境放出実験や TFTR や JET での DT 実験参加は国際協力によってのみなし得た成果である。これらの国際協力には原研、産総研等の研究開発機関、核融合研および各大学の研究者、および産業界からの数多くの技術者が参加した。

外国から我が国への研究参加としては IEA 大型トカマク協力の枠組で、定常化研究や負イオン NBI 装置等で世界の先端を行く JT-60 装置に多くの外国人研究者が参加した。また、ITER 工学 R&D で我が国が主要な役割をした中心ソレノイドコイルの試験等に米国、欧州、ロシアの研究者が参加した。また、世界最大の超伝導大型ヘリカル装置である LHD、超伝導トカマク TRIAM や高性能の GEKKO レーザー／高速点火用ベタワットレーザー実験に、IEA 協力協定、日米協力事業を通じて世界各国の多くの研究者が参加した。さらに、LHD 国際共同研究計画 (LIME) により、LHD 装置を中心として欧州（特に独、西）、米国、豪、ロシア、ウクライナ、等の世界のヘリカル研究グループとプラズマ閉じ込め及び、炉工学分野の共同研究が活発に行われた。

第3章 核融合研究開発の基本的進め方

1章に述べたように、核融合エネルギーの実用化は、今後深刻化するであろう地球環境問題解決への寄与とエネルギーセキュリティの確保の観点から重要であり、そのためのシナリオを構築する必要がある。

そのため、これまでの研究の進展を踏まえ、トカマク方式の核融合研究開発において、核融合エネルギーの早期実現の観点から、核融合研究開発の次の段階を見通した開発戦略を検討した。

その際、ITER計画を中核とし、ITERと連携する国内計画および国際協力計画を構築しつつ進める。また、研究開発の推進にあたっては、核融合エネルギーの実用に繋がるように常に経済合理性を追求すること、及び高い安全性と建設から廃炉に至るライフサイクルでの環境負荷の最小化を追求することが必要である。

また、核融合研究開発では、開発研究の結果が学術研究に問題を提起し、学術研究による成果、特に新たな知の発見が開発研究の加速につながるという相乗効果が過去の例から顕著であり、今後の研究開発の進展には学術研究の成果を重視することが必要不可欠である。このため、学術研究基盤の維持・整備と人材育成が極めて重要である。

今後の核融合研究開発においては、産業界の一層積極的な参画を期する観点から、核融合エネルギーの基盤技術の充実・発展は勿論のこと、研究開発成果の多様な応用を含めた研究等の幅広い展開が重要である。

3.1 核融合エネルギー早期実現のための開発戦略

核融合発電を実用に供するには、発電システムとして技術的に成立させるとともに、数多くあるエネルギー源に対して経済的な競争力を持つことが必要である。このため、今後核融合エネルギーの実用化を検討する大前提としては、経済性を見通しを持つことと、安全性、運転信頼性を実証することが必要である。

実験炉であるITER計画が今や建設段階に移行しつつあること、トカマク方式における定常運転方式の原理実証が行われたこと、発電に向けた炉工学の基礎が進展したことを踏まえ、トカマク方式において、一定の経済性を念頭に置いた原型炉に向けての開発研究をITERと並行して進めることが妥当である。

トカマク型核融合炉の運転方式としては、電磁誘導を用いた間欠運転方式^{*133}と非誘導の定常運転方式があるが、経済性や熱疲労等の技術的観点から定常運転方式の核融合炉を実現することが望まれる。

核融合エネルギーの実用化に向かって最も合理的な計画を作成するため、必要な技術開発の中でITERのような統合装置でしか実現し得ない課題と、要素技術開発によって実現し得るものを精選し、統合装置の数を絞ることが重要である。

そこで、早期実現に向けて平成4年の第三段階計画付属文書「核融合研究開発の推進に

ついて」をこれまでの研究の進歩を踏まえて見直し、原型炉の技術仕様の明確化と、原型炉の開発を念頭においた実験炉段階での施策の明確化を行った。

3.1.1 開発段階の考え方

平成4年の「核融合研究開発の推進について」では、実験炉段階及びそれ以降の開発段階として(1)自己点火条件の達成及び長時間燃焼の実現並びに原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成、(2)定常炉心プラズマ^{*134}の実現及びプラント規模での発電の技術的実証、(3)発電プラントとしての経済性の実証の3段階をとり、そのための中核装置として、実験炉、原型炉及び実証炉の各段階が必要とされている。また、長期的観点から、実験炉段階から核融合炉の中性子照射に耐える構造材料の開発を行うとしている。

第2章に述べたトカマク方式の研究進展により、ITERでの定常運転の実現が見通せる段階に達したことを踏まえると、原型炉段階の定常炉心プラズマの実現については、高いエネルギー増倍率(Q~30程度以上)との同時実現性を除けば実験炉段階への組み込みが可能と判断できる。それを踏まえ、原型炉段階のプラント規模での発電の技術的実証がITERで前倒しして可能かどうかの検討も行った。その結果、原理的には可能であるが大幅な設計変更や安全に関わる考え方の見直し、国際合意の形成等が必要であり、当面は発電ブランケット試験体による機能実証と小規模発電を目指すことが適当と結論した。

一方、(3)の経済性の実証に関わる技術課題については、発電単価の低減を目指すには、総建設費を抑制すること、すなわちITER程度の炉心寸法で高い出力密度を得ることが最も重要で、そのためにはプラズマ圧力と磁場圧力の比であるベータ値を高めることや周辺プラズマ制御による熱流低減が有効であり、原型炉段階において経済性実証に係るこれら技術課題を組む込むことが可能であると判断できること、発電プラントの中性子照射に耐える材料の開発やその他の経済性に関わる技術開発は要素技術開発として実施可能と予想されることが認識された。

以上のように、統合装置で実施することと要素技術開発で実施することの整理ができたことを踏まえ、核融合エネルギーの早期実現の観点から、原型炉段階において高いエネルギー増倍率を持つ定常炉心を実現し、同時にプラント規模での発電実証を一定の経済性を念頭において実現することを目標とすることが妥当であるとの結論を得た。そこで、実験炉段階においては、この目標を実現するために必要となる研究開発を実施することとする。なお、原型炉段階の後については民間主導で実用化を進めることが望ましいが、その時点での推進の方策については、ITER計画を始めとする研究の進捗や原型炉計画の具体化をもって、今後さらに検討することとする。

3.1.2 段階の移行と実用化にむけて

ITER計画では、核融合燃焼プラズマ制御技術の確立を中心とした技術目標を掲げており、ITER最終設計報告書によれば、最短ではITER運転開始後約7年程度(2020年代初頭)で

主要な基本性能の達成が期待される。核融合エネルギーの早期実現のためには ITER での基本性能の達成を受けて原型炉の建設を進めることが望ましい。

このためトカマク方式においては、ITER の主要な基本性能が達成される時期までに原型炉段階への移行の可否を判断するため、トカマク方式による原型炉建設に必要な研究開発を総合的に進める必要がある。2020 年代初頭に原型炉段階への移行を行い、速やかに原型炉の建設を進めることができれば、2030 年代から連続的な発電、安全性と経済性、運転信頼性を見通しを得ることを目的として原型炉による試験研究と改良を進めることが可能となり、今世紀中葉までに実用化の見通しを得ることも視野に入れることが可能と判断される。

3.1.3 トカマク型原型炉

トカマク型の原型炉は、ITER 程度の炉心寸法と百万 kW レベルの発電能力を持つことが想定される。この原型炉は、1 年程度の連続運転が可能であるとともに、高いプラント効率^{*135}や送電端での高い出力安定性、及び 1 を超える総合的なトリチウム増殖率 (TBR)^{*136}が必要と考えられる。このような原型炉に要求される技術仕様を以下に示す。

炉心プラズマについては、3-4 百万 kW レベルの熱出力を実現するために、核融合出力密度を ITER より数倍高める高プラズマ圧力運転を実現すること、ITER の標準運転を大幅に越える年レベルの連続運転を可能とする非誘導の定常運転と熱・粒子の制御を実現することが目標となる。

低放射化フェライト鋼等が有力と考えられるブランケット第一壁構造材は、最終的には、高出力密度運転で 3-6 年程度の中性子 (中性子フルエンス^{*137}で 10-20MW 年/m²程度) と熱流束^{*138} (1MW/m²程度) に耐えることが要求される。

多数のモジュールで構成される増殖・発電ブランケットはプラント内でトリチウム燃料を自己生産し燃料の自給性を実現するという本質的な機能を果たすため、ディスラプションに対する耐性を確保しつつ高い信頼性でトリチウムの増殖・回収を実現する必要がある。

高温プラズマから出てくる熱の除去と粒子の排出を行うダイバータ機器は、ブランケット第一壁より高い熱流束や粒子束に晒されることから、数年レベルの中性子照射への耐性と耐粒子束性能を持った高熱流束機器^{*138}である必要がある。

また、数年に一度の定期交換が予定される第一壁やダイバータ板の保守期間は、プラントの稼働率を低下させないよう十分短い必要がある。さらに、加熱・電流駆動機器の連続運転信頼性も年程度に向上させる必要がある。

なお、核融合エネルギーの実用化に繋がる開発計画の経済合理性に留意する観点から、その建設費については将来の実用化を視野に入れて許容できる範囲に抑制することが必要である。

3.1.4 実験炉段階での開発研究

核融合エネルギーの早期実現を目指すため、実験炉段階において、原型炉実現に必要な開発研究を総合的に実施する。

その研究開発として、1) 自己加熱が支配的な燃焼プラズマ制御技術^{*139}の確立、2) 定常炉心プラズマの実現、3) システムの統合化技術の確立と発電ブランケットの試験、4) 経済性見通しを得るための高ベータ定常運転法の確立、5) 原型炉に関わる材料・炉工学技術開発、6) 原型炉の概念設計が必要である。また、7) 理論・シミュレーション研究、8) 社会・環境安全性の研究を進めることが重要である。

実験炉段階で上記の開発研究を進めるには、統合装置である ITER を最大限に有効利用することが重要であるが、ITER での実施が困難なものや、ITER への適用の前に原理実証を必要とするものについて、燃焼を伴わず機動性を有する JT-60 施設を活用することは意義がある。原型炉の設計は、それ以外の開発研究成果の反映と技術的整合性に留意しつつ進める必要がある。材料・炉工学技術開発については、要素技術開発として試験装置の整備を行いつつ、前述5)を行うとともに、着実に開発研究を進めるものとする。

(1) ITER による研究開発

燃焼プラズマ制御技術の確立

トカマク型の原型炉では 30 程度以上のエネルギー増倍率が必要であるが、ITER においてアルファ粒子による自己加熱が主要になる自己点火領域(エネルギー増倍率 20 程度以上)の燃焼プラズマを実現してその物理的理解を進め、燃焼プラズマ制御の見通しを得ることが必要である。

定常炉心プラズマの実現

トカマクではプラズマ電流を流してプラズマを閉じ込めているため、非誘導の定常運転法を ITER で確立し定常核燃焼を実現する必要がある。そのときのエネルギー増倍率 Q としては 5 以上を達成する。またその有効性を実証するに必要なプラズマ継続時間としては、電流拡散時間^{*140}等の物理時定数を上回る 1000 秒程度以上が求められる。

一方で、連続運転時間が 1 年程度にも及ぶ原型炉に向けて、ダイバータプラズマ熱流束低減法や低スパッタリング^{*141}・低トリチウム吸蔵プラズマ対向機器の開発について ITER 等を用いて実施する。

システムの統合化技術の確立と発電ブランケットの試験

ITER の建設・運転を通じて超伝導磁石技術や核工学技術を含めたシステム統合技術の確立を図るとともに、核融合燃焼を行う装置としての ITER の安全性実証を行う。また、原則的に各極独自の活動として、試験体等によるトリチウム増殖・発電ブランケット機能実証を進め、発電ブランケットに関わる基本的な技術を獲得する必要がある。

(2) 高ベータ定常運転法の原理実証

トカマク型原型炉では、核融合発電の経済性見通しを得るために、ITER 程度の炉心寸法

でプラズマ圧力を ITER の 2-3 倍に増加させ高出力密度を実現する必要がある。このためには、プラズマ圧力と磁気圧の比、ベータ値を高めた定常運転を実現すること（高ベータ定常運転）が最も有効である。

トカマクの到達可能なベータ値はアスペクト比^{*142}、プラズマ形状^{*143}、帰還制御^{*144}に依存することが知られており、この原型炉に向けたトカマクの改良研究として、核融合炉に近いプラズマ条件を実現できる JT-60 等の施設を活用することは意義がある。

その成果は、可能な限り ITER に反映することが重要である。一方で、ITER の除熱能力やアスペクト比、プラズマ形状は概ね定まっていることから、改良研究のいくつかの結果は原型炉の設計に直接反映することが求められる。

(3) 原型炉に向けた材料・炉工学技術開発

原型炉のための要素技術開発として着実に進めるべき材料・炉工学技術開発には、1) 増殖・発電ブランケットの開発、2) 構造材料開発、3) 核融合材料照射施設を用いた材料試験、4) 超伝導磁石・加熱技術の高度化、及び、5) トリチウムおよび工学安全性に関する技術開発が挙げられる。

増殖・発電ブランケットの開発は、原型炉における燃料自給性^{*145}、発電実証に不可欠な技術開発であり、また経済性見通しに関わる重要な研究開発課題である。

構造材料開発については、原型炉で予想される高い中性子束と熱流束に耐える構造材料の開発を進める必要がある。

原子炉照射では、核融合炉レベルでの材料照射損傷量 (dpa) についての試験は実施できるが、核融合炉で発生する高いエネルギー (14MeV) を持つ中性子特有の作用である水素やヘリウムといった気体状核変換生成物の効果を模擬することはできない。このため、核融合炉の中性子照射環境と類似した中性子場を作り、核融合炉材料の特性変化を把握し、増殖・発電ブランケットへの使用可能条件を明らかにするための材料試験が必要である。

超伝導磁石技術開発については、原型炉の高出力密度化に関して高ベータ化と相乗する高磁場化 (16T 程度以上) によって経済性向上を目指す観点からその高度化が必要である。加熱・電流駆動装置については、原型炉における設計仕様を踏まえつつ、その信頼性と経済性の向上を進める。

また、ITER において燃焼プラズマ装置およびトリチウムプラントの安全性の実証が行われる一方、原型炉ではじめて本格的な増殖ブランケットと発電プラントが設備されることを踏まえ、特有の安全性課題の解決を目指すトリチウムおよび工学安全性研究を行う必要がある。

(4) 原型炉の概念設計

トカマク型原型炉の実現に必要な研究開発を総合的に実施する観点から、3.1.3 に示された原型炉の概念を一層明確にすることが求められる。このため、実用炉につながる経済性見通しと安全性・環境適合性を高め、廃止措置まで考慮したトカマク型原型炉の概念設計研究を進める必要がある。また、概念設計を行う際には、実用プラントを視野において民

間事業者の参画を得ることが必要である。

(5) トカマク理論・シミュレーション研究

上記の研究開発に当たっては、ITER 燃焼プラズマや定常高ベータプラズマの乱流輸送、プラズマ安定性、高エネルギー粒子の挙動、加熱・電流駆動特性、ダイバータ特性の理解を進めることにより、原型炉のプラズマ性能に関する予測性を高めることが必要となる。そのために、トカマク理論・シミュレーション研究を進めることが重要である。

(6) 社会・環境安全性の研究

原型炉は許認可や社会的な受容を含め、核融合エネルギーの安全性を社会システムの中で確立するものであり、安全性はこれまでの核融合研究の枠を広げて社会的・環境的適合性を確保する必要がある。そのためには、核融合に特有の安全性を「より公衆にわかりやすく」、「より社会が扱いやすい安全技術」、とするために社会、環境の中で評価するとともに、放射性廃棄物等の処分方法について検討し、社会的に認知されるための広い視野での安全性研究の展開を行う必要がある。

3.2 核融合に関する学術研究の意義・位置づけ

これまでの大学等における核融合研究は、独創的アイデアを生かし、大学等において多様な閉じ込め方式の研究に挑戦し、成果を上げて来た。

今後の核融合研究は、科学技術・学術審議会学術分科会基本問題特別委員会核融合研究ワーキング・グループ(以下、核融合研究 WG)^{*146} の提言[13]にあるように、JT-60、LHD、GEKKO-XII を中心として研究の効率化・重点化を図る。

ヘリカル方式とレーザー方式はトカマクに次ぐ閉じ込め性能を持つとともにトカマクに無い特徴を持ち核融合炉の選択肢を拡げる観点から、引き続き大学等において学術研究に重点をおいて研究を進める。核融合に関する学術研究においては、ITER、及び、トカマク、ヘリカル、レーザー、炉工学における研究や、独創的な発意に基づく新たな可能性の探求を通じて新たな知見を蓄積しつつ、体系化された学理の構築が求められる。また、これらを通じて ITER への貢献や人材育成に努めることが求められる。また、原型炉の設計には、これらの研究成果を適宜反映する必要がある。

3.2.1 トカマク方式以外の重点化計画

ヘリカル方式：磁場閉じ込め方式でトカマクに次ぐ閉じ込め性能を実証したヘリカル方式の閉じ込め比例則が概ね確立され、それに基づくトカマクとの達成可能な閉じ込め性能(エネルギー増倍率等)の比較から、ヘリカル方式がトカマク方式を上回る閉じ込めを得るためには、一層の閉じ込め改善が必要であることが明らかになった(別添4)。ヘリカル方式は、その3次元構造に起因した磁場配位の多様性に鑑み、さらなる最適化の余地がある。LHD による研究を中心として、ヘリカルプラズマの性能向上と磁場配位の最適化研究を世界のヘリカル研究と連携しつつ推進し、多様なヘリカル磁場配位の中からヘリカル型核融

合炉心プラズマの方向性を明らかにするとともに、トカマクとの異同の理解を通じてトーラスプラズマの総理解に向けた研究を進めることが必要である。

レーザー方式：レーザー方式は、磁場閉じ込め方式とは原理的に異なった核融合の研究開発として意義がある。高速点火レーザー方式では、高密度に圧縮された燃料の一部をレーザーで加熱することにより核融合点火を起こし、点火領域から発生するアルファ粒子が燃料を順次加熱して、燃料全体を燃焼させることにより、最終的なレーザー核融合炉で必要となる 100 以上の高いエネルギー増倍率の目処を得ることを目標とする。高速点火方式の実証については、(1)比較的小規模の装置を用いて燃料を点火温度まで加熱することを実証し、(2)大規模の装置を用いてアルファ粒子の飛程より大きな燃料を加熱して点火・燃焼を実証するように段階を追って進めることが必要である。

以上、トカマク方式とそれ以外の方式の評価と推進状況の変化を踏まえると、トカマク以外の方式については、トカマク方式による研究とは独立に、その方式に適した研究推進を図ることが必要である。

現在進められている LHD 計画と FIREX 計画は、引き続き、大学等において学術研究に重点をおいて研究を進め、その進捗を踏まえ適切な時期に核融合炉としての可能性に関する評価を実施し、その後の計画の進め方を検討する。

3.2.2 核融合基盤研究の充実

核融合に関する学術研究は、多様な拡がりをもつ研究を展開し、その成果の体系化、普遍化によって進展する。ITER やトカマク、ヘリカル、レーザー等の大型装置による研究を通じて、新たな知見を獲得することが重要であることは言うまでもないが、大型装置では得られないプラズマ領域を実現できる斬新なアイデアに基づく中小規模のプラズマ実験装置を用いた研究、例えば、球状トーラスや新型式の内部導体等の研究や、新規の計測器類の開発、プラズマ・熱粒子制御の研究など大学等における核融合プラズマ科学の基礎実験に関し、今後も研究を進めて行く必要がある。

また、大規模シミュレーション技術や情報技術を駆使する理論・シミュレーション研究を推進し、核融合プラズマの基礎科学の充実を図ることが必要である。

炉工学分野においても、材料開発を目指した国際共同研究計画等に沿った研究を進めるとともに、特徴ある中小規模の工学研究装置を用いた斬新なアイデアに基づく材料・炉工学の基礎研究は今後も重要であり、その充実を図る必要がある。

3.2.3 学術としての普遍化

多様な要素が複雑に統合された核融合炉開発研究では、研究成果を要素還元して学術として体系化・普遍化することが重要である。また要素還元された基盤学術の複合により新たな学問領域の創成も期待される。

具体的には、ITER、及び、トカマク、ヘリカル、レーザーの共同研究重点化装置、独創

的な中小規模のプラズマ装置、大規模シミュレーション等による理論研究、材料・炉工学の開発研究と基礎研究がもたらす様々な研究成果は、核融合研究の体系化された学理の構築を通じて、プラズマ物理学、宇宙・天体プラズマ物理学、プラズマ応用学、計算科学、材料科学、原子力工学、電気工学、極限状態の高エネルギー密度科学や最先端の超高強度レーザー技術等の多くの領域の科学技術と学術研究に貢献できる。また、核融合プラズマが示す複雑系としての特性の理解は、近年その重要性が高まっている複雑性科学¹⁴⁷への重要な貢献をする可能性がある。このような体系化された学理の構築に向けた大学等における学術研究を一層促進する必要がある。

3.3 人材育成と核融合基盤技術の持続的な発展

3.3.1 人材育成

実現まで長期間を要する核融合研究において、ITER計画のような国際的大型プロジェクトを成功させ、かつ我が国が主導的役割を担うためには、高度な専門教育と世界の先端を担う研究環境での不断の人材育成が必須である。

平成15年1月の核融合研究WG報告書に謳われているように、人材育成において、多様かつ魅力ある研究の機会を若い優秀な研究者に提供することが必要であり、共同利用・共同研究を積極的に活用し、研究および研究者の積極的な交流・流動化を可能とする組織・制度設計を行う必要がある。大学等にあっては、双方向性を有する共同研究の一層の拡充を、大学以外の研究機関にあっては、高度専門性養成への努力に鑑み、大学等との連携・協力の強化に基づく人材育成の枠組みの検討が必要である。

またさらには、産業界を中心とした基盤技術の育成を支える人材確保の方策等を模索しつつ、広い視野に立ち科学技術創造立国を支える優秀な人材を核融合界から輩出することが必要である。

3.3.2 核融合基盤技術の持続的な発展

核融合エネルギー技術は、将来実用化されれば、我が国の基幹産業の一つと成り得る。特に、産業界に蓄積された技術の継承と発展を図ることが重要であるが、このためには、先端的な技術開発を必要とする実験装置の継続的な設計・製作が行われることが不可欠である。さらには、核融合研究で開発された先端技術の他分野への活用を積極的に進める必要がある。

3.4 国際協力の推進

今後の核融合研究開発においては、国際貢献の観点や、開発リスクおよびコストの低減の観点から、これまで進めてきたIEA、IAEA等の多国間協力や日米等の二国間協力を一層積極的に推進することが重要である。科学技術分野における我が国のリーダーシップが要請されていることから、核融合の研究開発ポテンシャルを有効に活用した、主体的な国際協

力推進が望まれているところである。特に、ITER への参加はもとより、ITER を物理面で支援する国際トカマク物理活動(ITPA)等に積極的に参加し、ITER 計画の支援研究への主導的貢献を目指す。

さらに、超伝導トカマク KSTAR や EAST の建設を進め近年核融合分野で進歩の著しい韓国、中国等との国際協力をアジアの一員として強化することが重要である。

3.5 研究開発のバランスとチェック・アンド・レビュー

3.5.1 計画実施のバランス

3.1.4 に述べたように、第三段階計画では、中核装置としての ITER 計画を含む幅広い計画をバランス良く実施する必要がある。計画の推進にあたっては、「選択と集中」の考え方に基づいて研究開発資源の効果的かつ効率的な配分を行っていくべきであるとともに、以下のような点に配慮する必要がある。

第三段階基本計画の中核装置である ITER の運転開始は 2015 年頃、その技術目標の達成は 2020 年代初頭に期待されるが、その着実な目標の達成のために、我が国が分担する責務を果たす必要がある。

核融合エネルギーの実現を図る観点から、実験炉の技術目標の達成が期待される時期までに原型炉の概念設計、原型炉の開発に向けた炉心プラズマ・材料・炉工学の開発研究、社会・環境安全性の研究、理論・シミュレーション研究を並行して実施することとし、適切な資源配分を行うことが必要である。

学術研究と開発研究の異なる階層間の連携を十分に図り、早期実現を目指す開発研究と核融合研究の重要な柱である学術研究の間で、研究資源の適切な配分を行うことが重要である。

3.5.2 チェック・アンド・レビュー

核融合研究開発全体の進捗状況についての総合的なチェック・アンド・レビューは、エネルギー、環境、原子力等の他分野、および民間事業者からの参画を得て、概ね 5 年毎に実施することとする。

核融合エネルギーの早期実現を目指した開発研究については、所要の開発研究の進捗のチェック・アンド・レビューを踏まえ、原子力委員会は第三段階終了以前に原型炉段階への移行の可否を判断する必要がある。この原型炉段階への移行の可否の判断に当たっては、他の方式を含む核融合研究開発の総合的な進捗状況を踏まえるとともに、実用化を見据えることや民間事業者の参画を得ることも重要である。

核融合に関する学術研究については、その重点化計画であるヘリカル方式とレーザー方式を中心としてチェック・アンド・レビューを行い、適切な時期に研究の展開の方向を定めるものとする。

これらの多岐に亘る研究開発を有機的・効果的に進めるため、総合的なチェック・アンド・

レビューとは別に、科学技術・学術審議会における提言や学会等の幅広い科学者、一般国民、産業界の意見を踏まえ、進捗状況を十分に把握して適切な対応策の検討を適宜行う必要がある。

第4章 核融合研究開発の推進について

第3章の基本的進め方を踏まえ、核融合エネルギーの早期実現を目指すために、原型炉に向けた開発研究と核融合に関する学術研究を進める。このため、第三段階計画における施策を以下のように明確化する。

4.1 トカマク方式による開発研究

トカマク型原型炉に向けた技術基盤を形成するために、実験炉 ITER による開発研究、トカマク改良研究、炉工学研究、核融合炉システム研究、トカマク理論・シミュレーション研究、社会・環境安全性の研究を進める。

4.1.1 ITER による開発研究

ITER 計画への参加を通じて核融合燃焼プラズマ制御と炉工学技術開発を進め、以下に述べる技術開発目標を達成する。また、ITER が核融合エネルギーシステムとして高度の機能を有することを考慮し、ITER 設備の有効利用により原型炉の実現に向けた炉心・炉工学技術基盤形成のための研究開発を進める。

(1) 核融合燃焼プラズマ制御

核融合燃焼プラズマ制御として下記目標の実現を目指す。この目標を達成するため、ITER 燃焼プラズマの閉じ込め、安定性、電流駆動、ダイバータ熱粒子制御等の物理過程の理解を進める。これらの研究開発を進めるため、プラズマ計測の高度化とそれを用いた帰還制御技術の開発を行う。また、それを踏まえ原型炉のための燃焼制御や熱粒子制御技術に関わる研究を進める。

自己点火領域での燃焼制御：ITER を用いて、自己点火領域に相当するエネルギー増倍率 20 程度以上を維持し、核融合燃焼の制御性を実証することを目標とする。その際の核融合出力としては 50 万 kW 程度以下、誘導運転方式による維持時間としては数 100 秒程度以上とする。

長時間定常燃焼制御：原型炉で想定されている連続燃焼の基礎を確立するために、燃焼プラズマを、自発電流と非誘導電流駆動を組み合わせた定常運転法により長時間（1000 秒程度以上）維持する。核融合出力 50 万 kW 程度以下でエネルギー増倍率 5 以上を目標とする。

(2) 炉工学技術開発

要素技術：実験炉（ITER）の機器製作を分担実施することにより、主要構成機器・システムの製作技術基盤を確立する。また、ITER の運転に向けて、加熱電流駆動システム・基幹計測システムの総合性能の実証及び高度計測系の開発を実施する。

システム統合技術：ITER の建設・運転を通して、i) プラズマ放電や放射線環境下での超

伝導コイルの性能実証、ii)放射線環境や運転履歴を受けた機器に対応する遠隔保守技術の確立とその高度化、iii)トリチウム燃料の処理技術・安全取扱い技術の実証、iv)プラズマ運転と整合した本体機器・プラントシステムの運転制御技術、v)熱・粒子・電磁力負荷と整合した炉内機器、燃料注入・排気・除熱システムの性能実証等、総合システムとしての性能を段階的に確認・実証し、安全性と信頼性を含め、核融合炉に不可欠な技術基盤を確立する。

小規模発電技術実証：ITERにおける発電ブランケットの試験が原則的に各極独自の活動であることに鑑み、我が国の提案等に基づき、発電ブランケット試験体を設置しトリチウムの生成・回収試験、増殖材、増倍材、構造材料の試験、高温熱の取り出しを行うとともに、小規模の発電実証実験の実現を、ITER参加極との協力の下で目指す。

(3) ITER計画への取り組み

国際協力が進められるITER計画を我が国の実験炉計画と位置付けて研究開発を進めるにあたって、国際合意に基づく実施体制と国内の支援体制を確立する。

ITER計画の実施体制：現在関係国の中で協議中であるが、次のように考えられている。

共同実施協定の下に設立される事業体は法人格を持つ国際機関（仮称：ITER国際核融合エネルギー機構^{*148}(ITER機構))であり、建設に約10年、運転と利用研究に20年、運転終了後5年間の放射性物質の除去を実施する。その後、ITER施設はITER立地国の機関に移管され、解体・処分・保管作業が実施される。ITER機構は、参加極の代表者からなる最高議決機関としての理事会、理事会を支援するために設置される複数の諮問委員会と監事、理事会の下ITER計画の実施に責任を持つ機構長、機構長の指揮下に入る機構職員によって構成される。参加各極には極内機関が設けられ、当該極に割り当てられた機器を物納する。また、極内機関を通してITER機構へ職員を派遣する。

我が国は、ITER計画の実施主体であるITER機構の参加極として、ITERを通して我が国の実験炉計画の技術目標を実現することになる。ITERの建設期においては、我が国の極内機関を中心としてITER機構に機器を物納する。さらに、機構への職員派遣を通じて、ITER建設に貢献するとともに、システム統合技術の獲得を図る。さらに、実験・運転期においては、最大限の成果が国内へ還元・蓄積されるよう国内研究者の参加の機会を確保する。

ITERと国内研究の連携：国際協力であるITER計画を成功に導くとともに、その成果を我が国の核融合研究開発に最大限に生かすために、以下に示す国内の核融合研究と有機的に連携する体制を確立する。

ITER計画の推進にあたっては、極内機関、大学等、ならびに産業界の間の相互連携の下、建設と実験運転を進めるとともに、核融合フォーラム^{*149}等を充実発展させITER計画及び核融合研究への幅広い科学者、一般国民の理解を促進し、協力・支援を得る。

また、国内における研究成果がITER計画に適切に反映するようITERの運営に努めるとともに、大学等の研究者がITER計画に参加する仕組みを構築する。

ITERで活躍し、ITERを支援する若手人材を継続的に生み出すための研究環境は国内研

究施設の重点化によって整備されてきており、これらを用いて先進的な研究成果を上げることにより、国際トカマク物理活動（ITPA）等の国際活動や ITER 研究の先導に努める。これらの共同企画・共同研究に供される施設での ITER 支援研究が、原子力機構や大学等の人材の流動化によって、より効果的に行われるよう配慮する。

4.1.2 トカマク改良研究

核融合エネルギーの早期実現に向けて、トカマク方式の改良を我が国独自に進めるとともに ITER 計画に貢献することを目指し、高ベータ定常運転法の開発と ITER 支援研究を行うトカマク国内重点化装置計画を進め、原型炉の建設判断に必要な炉心プラズマ技術基盤を確立する（別添 16）。

（1）高ベータ定常運転法の開発

高出力密度が必要とされる原型炉の基盤を確立するため、高ベータ（ $\beta_N=3.5-5.5$ ）プラズマの長時間安定維持の研究開発を重点的に進める。その課題は、プラズマ形状・帰還制御・分布制御による高ベータ・定常運転制御とダイバータ熱・粒子制御等である。また、運転信頼性向上を目指してディスラプション緩和・回避をしつつ高ベータ定常運転の長時間安定維持を実証する。

（2）ITER 支援研究

ITER 性能の一層の向上と運転裕度の拡大を目指し、ITER に関わる国際的な物理活動に貢献する。具体的には、種々の物理時定数を上回る長時間領域で、プラズマ閉じ込め、プラズマ安定性、電流駆動と定常運転法、ダイバータ熱・粒子制御、高エネルギー粒子閉じ込めに関わる研究を進める。

（3）トカマク国内重点化装置計画

JT-60 を用いて（1）、（2）の準備研究を進めるとともに、JT-60 を以下のトカマク国内重点化装置へ転換して核融合エネルギーの早期実現に貢献する。

トカマク国内重点化装置は、臨界プラズマ条件クラスのプラズマ性能をもった超伝導装置とし、プラズマアスペクト比、断面形状制御性、帰還制御性において、機動性と自由度を最大限確保できるものとし、原型炉の後半に必要な出力上昇や炉の運転信頼性の基盤技術の確立を目指す。具体的には、原型炉の後半に必要な高ベータ（規格化ベータ値： $\beta_N=3.5-5.5$ ）非誘導電流駆動プラズマを 100 秒程度以上保持することを目標とする。また、炉の運転信頼性の基盤の確立のため、加熱・電流駆動装置等の改良を進め、高ベータ定常プラズマの数時間程度以上の安定運転を目指す。

4.1.3 原型炉に向けた炉工学技術開発

原型炉に向けた技術開発としては、増殖・発電ブランケット技術開発、構造材料開発、国際核融合材料照射施設計画、超伝導・加熱機器等の高性能化、安全性研究を進め、原型炉の建設判断に必要な工学技術基盤を確立する。

(1) 増殖・発電ブランケット技術開発

発電ブランケットに関しては、ITER で実施する機能試験を重要なマイルストーンと位置付け、ITER の運転初期段階からの機能試験が可能となるよう、原子炉でのインパイル試験^{*150}・炉外での工学試験を展開すると共に、ブランケット材料の照射試験、ニュートロニクス試験^{*151}、トリチウム回収・処理技術等の開発を進める。ITER での低フルエンス DT 実験段階において、トリチウム増殖・回収機能や除熱・発電機能を実証することにより、原型炉の建設判断に資する工学データを獲得する。また、より高効率の発電ブランケットを目指した研究開発を着実に進める。

(2) 構造材料開発

構造材料の開発に関しては、引き続き、主要候補材料である低放射化フェライト鋼の開発を進め、原子炉等を用いた照射試験により重照射データ^{*152}（照射影響の傾向が把握でき、また、原型炉において2年程度の寿命が見通しうるレベルとして、照射損傷～80dpa 程度以上）を取得し、高エネルギー中性子照射施設での照射試験に供する材料を確定する。また、先進構造材料の開発を、発電ブランケットの高性能化開発と整合を取って、着実に進める。

核融合と類似の中性子照射環境を容易に実現しうる中性子源としては、d-Li ストリッピング反応^{*153}を用いた加速器型中性子源が最適と判断され、国際核融合材料照射施設 (IFMIF)（別添17）は、高エネルギー中性子照射施設としてこの方式に基づくものである。国際核融合材料照射施設の工学設計活動については、他の主体により本体施設の建設が行われる十分な見通しがあり、かつ、我が国が工学設計活動に貢献することにより国際核融合材料照射施設本体での照射試験に一定の参加ができることが確保されるのであれば、国際協力の下で着手し、その技術基盤の整備に貢献する。

(3) 超伝導・加熱機器等の高性能化

原型炉を目指して、超伝導コイルの高磁界化、加熱電流駆動システムの高度化（中性粒子入射システムの高エネルギー化、電子サイクロトロン波高周波加熱システムの高周波数化）等を進める。

(4) 安全性に関する技術開発研究

原型炉は、増殖ブランケットによってトリチウム燃料の自給を行うとともに、高温高圧のトリチウム含有媒体を駆動するシステムであり、大量媒体を対象とするトリチウムプロセス^{*154}開発、プラント内外でのトリチウム安全管理技術^{*155}、計量技術の高度化等、今後の技術開発課題を多く含んでいる。一方この安全確保は工学的安全技術の開発とともに、技術基準や健全性確保のための検査システムの標準化等の工学的技術基盤の確立を必要とする。これらに向けて、トリチウム・工学安全性研究の技術基盤の整備を進める。

(5) 放射性廃棄物低減・処理に係わる技術開発

核融合炉では高レベル放射性廃棄物が発生しないものの、交換部品や廃炉に伴って発生する放射化物が比較的多いので、原型炉やそれ以降を目指して、炉本体から発生する低レベルの放射化物（真空容器、遮蔽体、超伝導コイル等）を低減化する方策の検討やそのための

技術開発を進める。また、リチウム等の再利用を含むブランケット材料の再処理技術、除染技術、各種材料の再利用技術、解体技術、放射性廃棄物やその処分コストの低減等、核融合エネルギーシステムの資源有効利用や解体廃棄物処分にかかる技術開発も今後着実に進める。

4.1.4 核融合炉システム研究

(1) 原型炉の概念設計

核融合エネルギーの実用化につながる経済性見通しと安全性・環境適合性を高めたトカマク型原型炉の概念検討を進め、炉心・炉工学技術開発計画に反映するとともに、炉心・炉工学技術開発の進捗を踏まえた概念設計を行う。

原型炉の概念検討においては、プラントの全体目標性能（建設費、出力規模、運転特性、稼働率、安全特性、燃料増殖性能、廃棄物処理等）の検討を行うとともに、それを実現するために、安全機器、建設工程、保全技術、廃棄物処理・処分も考慮したプラント全体の概念設計を行う。また、概念設計を行うに際しては、その他の研究開発で得られる成果を適宜反映するとともに、実用プラントを視野において民間事業者の参画を得る。

(2) 核融合エネルギーシステムの総合評価

核融合エネルギーの地球規模でのエネルギー環境問題への寄与を最大化する観点から、より魅力的で市場性のある商用炉とそのエネルギーシステムの概念を構築し、原型炉段階での研究開発に反映して核融合エネルギーの実用化につなげる必要がある。このためには、より広い視野での社会・エネルギーシステムへの核融合の適合性評価とそれに基づいた核融合プラントとエネルギーシステム概念の設計検討を進め、設計評価方法論を開発する。この一環として、エネルギーの多目的利用等に関するシステム研究を進める。

4.1.5 トカマク理論・シミュレーション研究

多階層かつ複雑・複合系としての特性を有する ITER における燃焼プラズマや、構造形成を伴う高ベータ高自発電流プラズマの動特性の理解とその制御のために、最先端の計算科学手法に基づくシミュレーション手法の開発と非線形・開放系プラズマ^{*156}に関する理論研究を進める。

ITER 及びその支援装置の実験データを総合してトカマク型原型炉の炉心プラズマ設計を行うためのツールとして、統合シミュレーションコードの開発を進める。さらに、その基礎となる第一原理手法に基づく数値トカマク実験^{*157}の実現を可能にする研究開発を中心にすえたトカマク理論・シミュレーション研究を推進する。

4.1.6 社会・環境安全性の研究

環境・社会および市民の視点に立ち、我が国における原型炉の設置の場合に備え、核融合エネルギーの安全性、環境および社会への適合性を確保するために必要な基盤的研究を行

う。具体的には、核融合プラントの製作、検査における技術基準、および安全の確保と評価のための方法論とデータベースの確立を進める。一方、核融合の持つ潜在的风险の公衆への説明、核融合エネルギーを社会が受け入れ、扱うための社会システムの検討を並行して進める。また、核融合プラントからのトリチウムの環境および生態系での動態、生物影響、医学疫学研究等、従来の核融合研究者のみでなく、より広範な原子力、エネルギー、環境、生物、医学、社会等の多分野の協力を得て総合的な核融合安全性研究の展開をはかる。また、放射性廃棄物等の処分方法について検討し、ライフサイクルを包含した総合的な安全確保システムの概念の構築を図る。

4.2 核融合に関する学術研究

核融合に関する学術研究については、重点化された大型計画研究を進めるとともに、プラズマ実験、理論、炉工学分野での先駆的・萌芽的研究に基づく多様な研究を確保することで核融合基盤研究の充実を図る。また、核融合理工学としての学問体系化を図る。

4.2.1 ヘリカル型装置による研究

LHDにおいて核融合炉への展望と乱流輸送や閉じ込め改善等に関しての普遍的知見の取得を目的とした研究を推進する。また、高ベータプラズマの定常維持に必要な知見を得ると共に、ダイバータに関する研究を進め定常運転の実証を行う。ヘリカル炉心プラズマや炉工学の知見についてはトカマクと共通する部分も多い。従って、トカマクとの異同の理解を体系的に進める。

プラズマ中の電場・磁場構造を外部から制御できるというヘリカルプラズマの特長を生かし、電場・磁場構造と輸送・MHD安定性の関係を詳細に研究し、炉心プラズマの閉じ込めに関する学術基盤を築く。

3次元構造であることによる磁場配位の多様性を踏まえ、国内外のヘリカル装置との比較を通じて、閉じ込め、MHD安定性、定常維持の観点から、ヘリカル磁場配位の最適化に関する研究を進める。

また、ヘリカル方式の核融合炉への展望を明らかにするために、ヘリカル型定常核融合炉の設計研究を進める。

科学技術・学術審議会等におけるこれらの研究成果等の評価を踏まえて、ヘリカル型装置による研究の展開の方向を定める。

4.2.2 レーザー型装置による研究

レーザー核融合方式による点火、及び燃焼プラズマの実現を目指した研究を進める。このために、大阪大学を中心とする FIREX 第1期計画を進める。これは既設装置である GEKKO-XII 号レーザーにより圧縮した核融合燃料を新たに整備する超高強度短パルスレーザーにより5千万度から1億度の核融合点火温度へ加熱するものである。第1期では、この点火

温度を達成するために高効率の加熱を行えるかどうかが課題である（別添18）。

その成果により、点火・燃焼の実現を目指す第2期計画に発展させるか否かの判断を、科学技術・学術審議会等における評価を踏まえて行う。第2期では、アルファ粒子の飛程以上の大きさの燃料において、点火・燃焼を実証するとともに、レーザー核融合炉で必要となる高いエネルギー増倍率の実現の見通しを得ることが課題である。FIREX計画は核融合研との連携を強化しつつ推進する。

また、高速点火方式によるレーザー核融合炉への展望を明らかにするために、高速点火型レーザー核融合炉の概念検討を進める。

4.2.3 核融合基盤研究

(1) 核融合プラズマ科学の基礎実験

これまで進めて来た中小の閉じ込め装置を活用・改良しつつ、閉じ込め方式に共通の要素研究であるプラズマ安定性、輸送物理、波と粒子の相互作用、プラズマ壁相互作用、原子分子過程の研究、相対論的・量子論的プラズマ物理等の高エネルギー密度科学の研究等を推進する。

また、体系化された学理の構築を促進する観点から、独創的な発意に基づく新たな可能性を探求する中小規模のプラズマ装置による核融合科学の基盤研究の強化を図る。また、プラズマ計測に関わる基礎研究の推進を図る。

(2) 理論・シミュレーション研究

核融合プラズマは、非線形・遠非平衡媒質^{*158}として様々な複雑現象を起こす。例えば、自律的な構造形成^{*159}は、様々な時空間スケールの乱流に起こった散逸の非線形・遠非平衡過程によって引き起こされるものである。同様の物理過程が本質的役割を果たす宇宙・天体分野、物性物理分野、生命科学等の学術分野との密接な連携を図りつつ、核融合プラズマに関わる理論及び先端の計算科学手法に基づくシミュレーション手法の開発を進めプラズマ物理学の発展を推進する。基礎学理から産業応用まで含めたプラズマが本質的な役割を果たす21世紀の物質科学をリードする積極的役割を果たす。

(3) レーザー方式の炉工学研究

レーザー核融合が実現されるためには、FIREX計画で実施される炉心プラズマ物理の確立に加えて、炉用レーザーの要素技術の確立と、炉設計が成立していることが必要である。炉用レーザーについては、その1モジュールのレーザー出力に近い大出力の半導体励起固体レーザーを開発するとともに多数のモジュールを統合するための光波面の合成技術を開発する。またレーザー核融合炉設計については、磁場核融合や炉工学研究者の協力により実施する。

(4) 材料・炉工学の基礎研究

大学等における炉工学の先進的・基礎的研究においては、先進的な耐中性子照射構造材料・プラズマ対向材料・高機能トリチウム増殖材料・各種高性能機能性材料の研究開発や、

ヘリカル方式等に固有の炉工学技術開発、先進的な核融合炉システムの概念設計やシステム研究、そのための要素工学的研究を含む幅広い炉工学の基礎研究を包括的・総合的に推進する。また、核融合炉設計のためのデータベースの拡充や設計手法の体系化、新しい核融合炉ブランケット概念に対する研究開発課題の検討を行うとともに、これらの研究成果の一般化や普遍化を進める。

4.3 核融合研究開発の分担

原子力委員会：我が国の核融合研究開発は、原子力政策の一環として、原子力委員会の基本方針（第三段階核融合研究開発基本計画）の下に進められている。原子力委員会は、第四段階への移行等の基本方針の改訂や、文部科学省等において実施されたチェック・アンド・レビューの確認等、核融合研究開発に関する基本方針の調査審議を引き続き行う。

文部科学省：文部科学省は、原子力委員会の基本方針に基づき、核融合研究開発に関する政策・施策の企画・実施等を行うとともに、科学技術・学術審議会等において核融合研究開発のチェック・アンド・レビューを実施する。

日本原子力研究開発機構：独立行政法人日本原子力研究開発機構においては、トカマク方式による開発研究の中核的機関としての役割が求められる。具体的には、ITER 計画に積極的に協力するとともに国内におけるトカマク方式の炉心プラズマ・炉工学・理論・シミュレーション、原型炉の概念設計・要素技術開発を大学等、産業界との連携のもとに推進する等の中核的機関としての役割を果たす。また、研究施設を大学等の研究者との共同企画・共同研究に供する役割が求められる。

核融合科学研究所：大学共同利用機関法人自然科学研究機構の一機関である核融合研においては、核融合プラズマの学理とその応用の研究を図り LHD を用いた学術研究、理論・シミュレーション研究、大阪大学を中心とするレーザー高速点火計画との連携、大学の炉工学研究の取りまとめの役割を果たすことが期待される。

大学他：大学については、法人化以後も学術研究の推進と学生の教育が大きな柱と位置付けられ、中小規模の装置を用いた多様な学術研究基盤の構築を大学の自主性・自律性の下で進めることが期待される。また、核融合研、原研との連携を強め共同研究重点化装置を用いた研究への積極的参画、トカマクを含む幅広い核融合炉システムの検討・評価や炉工学の基礎研究を通じて核融合理工学の学術研究基盤の強化と学生教育を行い核融合研究開発に寄与することが期待される。なお、大学等において行われる幅広い核融合炉システムの評価の中で原型炉の概念設計への貢献が期待される。その他の研究開発法人においては核融合の基盤的研究開発への貢献が期待される。

産業界：産業界においては、原型炉に向けた製造技術の確立と経済合理性の追求のため、ITER を中心とした核融合機器の製造技術の蓄積・向上に務めることが期待される。今後の研究開発における産業界の知見と技術の活用と維持・発展の重要性に鑑み、長期的な研究開発計画の下で産業界の積極的参加が得られるよう配慮して研究開発を進める必要がある。

原型炉の設計や核融合炉の実用化の検討については、産業界関連機関、製造業、電力業界の参画が期待される。

国際協力：上記の研究開発における役割分担は我が国における活動を想定して述べられているが、国際協力が必要かつ重要であることはいうまでもなく、今後も引き続き、多国間協力や二国間協力等を推進するためのプログラムを積極的に立ち上げ、これらを有効に活用してゆくことが重要である。

共同利用・共同研究と連携協力：大学、研究所、研究機関、産業界等を中心として、それぞれの役割分担を踏まえて推進されている核融合研究開発では、相互の連携・協力が不可欠であり、そのためにも今までも増して共同利用・共同研究を強化することが必要である。大学等においては、大学等の研究者が比較的自由に大学等の装置での共同研究や研究者交流が出来る新しい形態の双方向性を有した共同研究が、大学共同利用機関である核融合研を中心として整備されてきた。今後もこのような双方向の共同研究を一層拡充する必要がある。

一方、原子力機構等の研究機関において、共同企画・共同研究の枠組みの整備も踏まえた新たな連携・協力の促進が強く求められる。

さらには、ITER や原型炉へ向けた研究では、産業界も含めた全日本的な協力体制が必要であり、そのような全体を俯瞰した連携・協力の在り方も考える必要がある。

4.4 人材育成の方策と社会への発信

過去 20 年において核融合研究者人口は徐々に増えてきていたが、最近では減少傾向が始まってきている。また大学院学生の数も増えてはいるが、核融合分野への定着率が下がってきている（別添 19 に例示）。

将来の核融合研究開発を担うためのバランスのとれた人材の育成が急務であり、そのために、大学等の教育機関における研究教育の他、研究所や産業界における実地教育がきわめて重要である。このため、我が国の核融合研究体制の中に、これを実現するための仕組みを作ることが必要である。

研究人員の充実：ITER 計画のような国際的大型プロジェクトを成功させ、かつ我が国が主導的役割を担うためには、国際的なリーダーシップを取れる優秀な若手研究者の不断の育成が必須である。近年特に学振特別研究員、原子力機構博士研究員等の制度が整備・充実されてきており、数多くの若手研究者の活躍の場を確保する上で有効に機能してきた。今後も益々このような枠組みを拡充することが求められる。ただし一方で、引き続き核融合界で活躍できるような場が十分確保されているとは言えず、継続的な研究を可能とする場の確保が必要である。

研究環境の整備：高度な専門教育に基づいた人材育成を推進するには、リーダーシップを取れる若手研究者が最先端の研究の場に身を置けるような環境整備が必要である。具体的には、国際規模の大型実験装置への直接的関与、及び大学等の得意とする機動的な小規模装

置での萌芽的・独創的研究への参加等を挙げることができる。人材育成においては、このような多様な研究の機会を若い優秀な研究者に提供することが重要である。

共同利用・共同研究の効率的な活用：今後の人材育成においては、共同利用・共同研究の効率的な活用を踏まえ、研究および教育が最適化されるような適正な競争的環境の設定、研究および研究者の積極的な交流・流動化を可能とする組織・制度作りが必要となる。また、原子力機構等の研究機関において行われている高度専門研究を用いて人材育成を進めるために、連携大学院制度の拡大や客員研究員等の充実が必要である。

社会への発信：核融合研究開発の継続的な発展を図るためには、核融合エネルギーの意義や安全性等に対する社会の理解を得ることが重要である。また後継者育成においては、核融合分野を将来にわたって継続的に学生から受け入れられる魅力ある分野にすることが必要であり、また、今後少子化や理科離れの問題への対応も必要不可欠である。そのための努力を核融合関係者は怠ってはならない。核融合フォーラム等において、ITER 計画及び核融合研究への幅広い科学者・一般国民の参加を促進することも、長期に亘る核融合研究に対する理解の促進の観点から重要である。

4.5 研究開発の全体像と実用化への道

以上に挙げた核融合エネルギーの科学的・技術的実現性を目指す第三段階計画の内容を、核融合の科学的実現性を目指した第二段階と原型炉による核融合エネルギーの実用性の実証を目指す第四段階の研究開発との関わりで示す開発戦略図を別添 20 に示す。

4.6 チェック・アンド・レビュー項目と次段階への移行条件

原型炉段階への移行条件は、3.1 節をまとめると、1) 実験炉による自己加熱領域での燃焼制御の実証、2) 実験炉による $Q=5$ 以上の非誘導定常運転の実現、3) 実験炉による統合化技術の確立、4) 経済性見通しを得るための高ベータ定常運転法の確立、5) 原型炉に関わる材料・炉工学技術開発、6) 原型炉の概念設計、が完了していることである。また、原型炉段階への移行の可否の判断に当たっては、他の方式を含む核融合研究開発の総合的な進捗状況を踏まえるとともに、実用化を見据えることや民間事業者の参画を得ることも重要である。

核融合エネルギーの早期実現を図るためには、実験炉計画に並行して炉心、炉工学、炉設計の研究開発を進める必要がある。別添 21 に早期実現を目指して、中間段階(約 10 年後)での達成目標と最終的な次段階(原型炉段階)への技術上の移行条件(案)を示す。計画の推進に当たっては、本表を目安として政策を実施することが望まれる。なおその場合、「選択と集中」の考え方に基づき効果的かつ効率的な資源配分を行うことが必要不可欠である。

参考文献

- [1] 「核融合研究開発の推進について」(平成4年6月9日、原子力委員会)
<http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/senmon/old/kakuyugo/siryosiryoy130/siryoy101.htm>
- [2] 「第三段階核融合研究開発基本計画」(同上)
http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/senmon/kakuyugo2/siryosiryoykakuyugo05/siryoy2_3.pdf
- [3] 「核融合研究開発の推進について」(平成4年5月18日、核融合会議)
<http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/topic/iter/suisin.pdf>
- [4] ITER 計画懇談会報告書(平成13年5月18日、ITER 計画懇談会)
<http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/senmon/old/iter01/houkoku/siryosiryoy.htm>
- [5] 「核融合エネルギーの技術的実現性、計画の拡がりと裾野としての基礎研究に関する報告書」(平成12年5月17日、核融合会議開発戦略検討分科会)
<http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/senmon/old/kakuyugo/siryosiryoy136/siryoy2.htm>
- [6] エネルギー需給及び代替エネルギーのフィージビリティに関する検討報告書、(平成12年6月、エネルギー需給及び代替エネルギーのフィージビリティに関する検討委員会)
<http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/senmon/old/iter01/siryosiryoy11/siryoy3.htm>
- [7] 研究の資源配分と国際協力の責任分担に関する検討報告書(平成12年6月、研究の資源配分と国際協力の責任分担に関する検討委員会)
<http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/senmon/old/iter01/siryosiryoy12/siryoy2.htm>
- [8] 「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12年5月、核融合会議計画推進小委員会)
<http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/iinkai/teirei/siryoy2000/siryoy31/siryoy13.htm>
- [9] 「核融合炉ブランケットの研究開発の進め方」(平成12年8月、核融合会議計画推進小委員会)
<http://aec.jst.go.jp/jicst/NC/senmon/old/kakuyugo/siryosiryoy137/siryoy2.htm>
- [10] 「ITER の安全確保について」(平成15年11月28日、文部科学省科学技術・学術政策局原子力安全課)
http://www.mext.go.jp/b_menu/public/2003/03111001/001.htm
- [11] 「ITER の安全確保について」(平成13年8月6日、原子力安全委員会)
<http://www.nsc.go.jp/anzen/sonota/kettei/20010806.pdf>
- [12] 「ITER の安全規制のあり方について」(平成14年6月3日、原子力安全委員会)
<http://www.nsc.go.jp/anzen/sonota/kettei/20020603.pdf>
- [13] 「今後の我が国の核融合研究の在り方について」(平成15年1月8日、文部科学省、科学技術・学術審議会・核融合研究WG)
http://www.mext.go.jp/b_menu/shingi/gijyutu/gijyutu4/toushin/030302.htm

付録1 核融合のエネルギー源としての特徴 [5]

核融合エネルギーは資源量・供給安定性、環境適合性、安全性、核拡散抵抗性、放射性廃棄物の処理・処分等の観点で多くの利点を有しており、人類の恒久的なエネルギー源として高い社会受容性が得られる可能性を持っている。

資源量・供給安定性：重水素・トリチウム核融合反応の原・燃料となる重水素とリチウムについては、海水中に豊富に存在し、重水素については同位体交換法を用いた年間数百トンレベルの生産設備が存在すること、リチウムについても海水からの回収技術が開発されていることから、海に囲まれた我が国のエネルギー源として安定供給できる。また、核融合炉を構成するニオブ、ベリリウム等の材料についても十分な資源量が確保でき、かつ遍在性もないと見込まれている。また、再生可能エネルギーと異なり立地制約や出力安定性の課題が少なく、供給安定性にも優れている。

環境適合性：核融合炉は、核分裂発電と同様、発電の過程において地球温暖化、酸性雨等の地球環境問題の原因物質と言われる二酸化炭素、窒素酸化物等を排出しないことから、地球環境の保護の面からも重要な役割を果たすと期待される。

安全性：核融合炉では、反応領域に存在する燃料の総量は極めてわずかであり、異常が発生した場合においても、燃料の供給を停止することにより、核融合反応を速やかに停止することができる。また、制御が不可能となるような反応促進の機構が存在しないことから、核融合炉は原理上高い固有の安全性を有していると言える。また、潜在的放射線リスク指数（系内に存在する可動性放射性物質量を法定濃度限度で割った量）は、分裂炉に比べて千分の1程度と低いという特徴を持つ。

核拡散抵抗性：核兵器の拡散を起し難い性質。核融合炉では、ウラン／プルトニウムを用いないためこれらの核兵器原料の拡散を引き起こす機会がまったくない。また、核融合反応には数億度の温度が必要で簡単には起こせないことから重水素やトリチウムがあっても、それだけで核融合反応を起こすことはできない。

放射性廃棄物の処理・処分：核融合反応生成物は、中性子とヘリウムであることから、核分裂炉のように高レベル廃棄物を発生しないという特徴がある。材料と高エネルギー中性子の反応で発生する低レベル放射性廃棄物については、その長期的な放射線リスク指数は石炭火力灰以下になる。

別添1 21世紀の人口・環境問題



経済予測モデル

A1シナリオ：「高成長社会シナリオ（グローバル経済）」

マーケットの利点を活用して、世界中がさらに経済成長を遂げ、教育、技術、そして社会制度に大きな革新が生じるシナリオ。

A2シナリオ：「多元化社会シナリオ（地域経済）」

世界の各地域が固有の文化を重んじ、多様な社会・政治構造を構築していくことによって、世界の経済や政治がブロック化していくシナリオ。

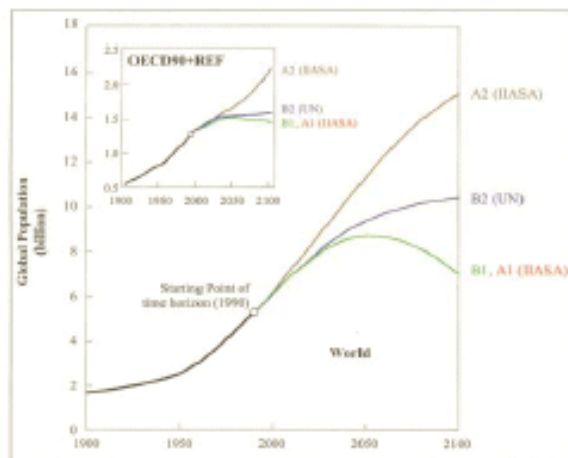
B1シナリオ：「持続発展型社会シナリオ（地球規模の環境保全）」

環境や社会への高い関心に基づいて、地球公共財としての環境の保全と経済の発展を地球規模で両立し、バランスのとれた経済発展を図るシナリオ。

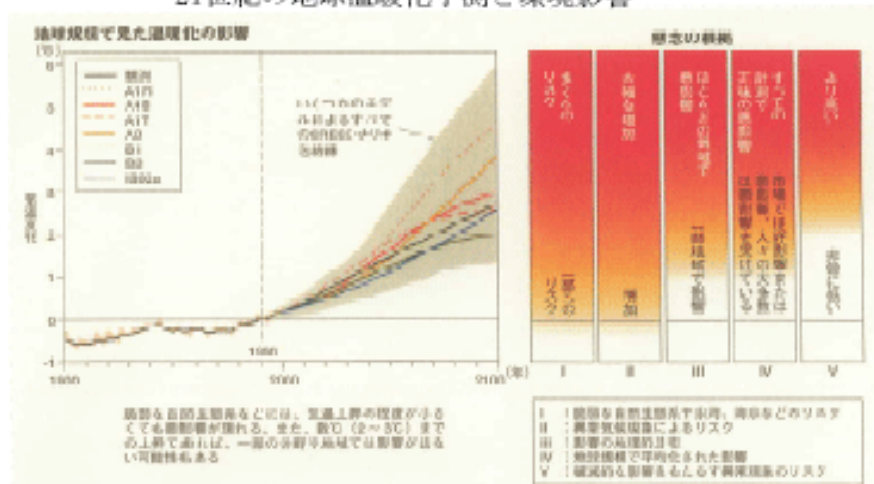
B2シナリオ：「地域共存型社会シナリオ（地域からの環境保全）」

環境や社会への高い関心に基づくが、地球規模の問題への関心や国際的な問題解決という方向に向かわず、地域の問題と公平性を重視して、ボトムアップの方向で発展を図るシナリオ。

21世紀の人口推移予測



21世紀の地球温暖化予測と環境影響

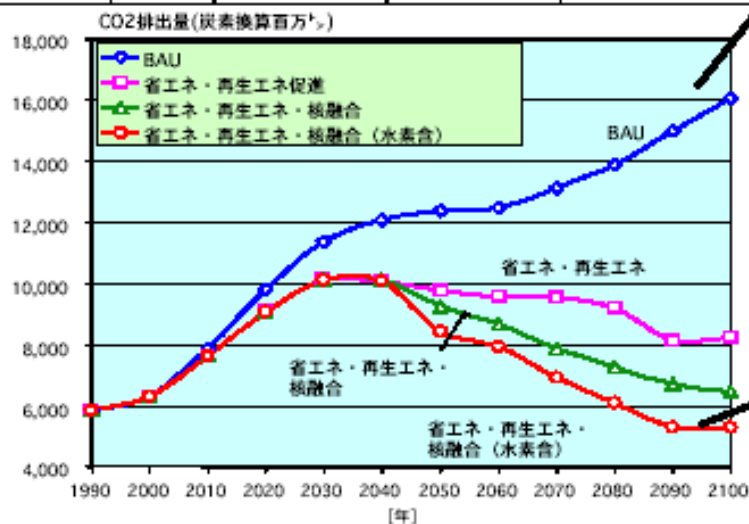


出展：Intergovernmental Panel on Climate Change 2000. Cambridge University Press

『IPCC地球温暖化第三次レポート 気候変化2001』 IPCC編、気象庁・環境省・経済産業省 監修、中央法規

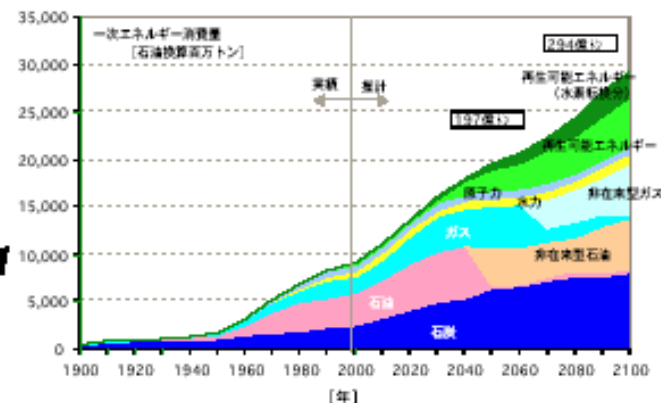
別添2 21世紀におけるエネルギー需給と炭素排出抑制への核融合の貢献

	省エネ（エネルギー効率改善：E/GDP）	大型ソーラーコスト 2030→2100年	核融合コスト 2030→2100年	
BAUケース	-1%/年	電気：5.6→2.2cent/kWh 水素：40→23\$/バレル	高値 電気：30→30cent/kWh	地球温暖化問題に特設の配慮をせず、これまでのトレンドで推移（とても許容できないケース）
省エネ・再生エネ促進	-1.3%/年	電気：5→2cent/kWh 水素：33→22\$/バレル	中間 電気：30→15cent/kWh	地球温暖化問題を考慮し、省エネ効率が高まるとともに、大型ソーラーコストが大幅に下がるケース
省エネ・再生エネ・核融合促進	-1.3%/年	電気：5→2cent/kWh 水素：33→22\$/バレル	高値 電気：30→30cent/kWh	省エネ効率が高まるとともに、大型ソーラー、核融合のコストが大幅に下がるケース
省エネ・再生エネ・核融合（含む水素）促進	-1.3%/年	電気：5→2cent/kWh 水素：33→22\$/バレル	高値 電気：30→30cent/kWh 水素：110→19\$/バレル	省エネ効率が高まるとともに、大型ソーラー、核融合発電、水素製造のコストが大幅に下がるケース

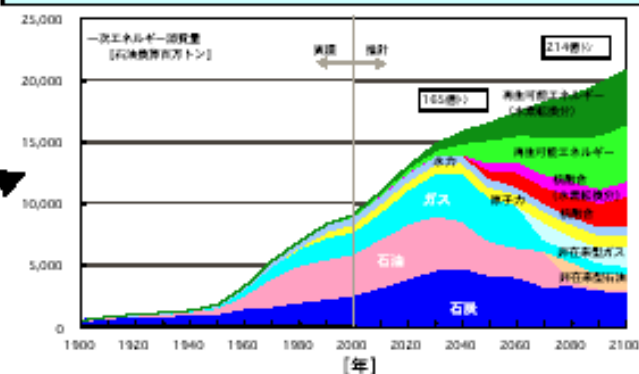


地球温暖化対策には、省エネ等の単独ポリシーでは限界。再生可能エネ促進及び核融合等多様なオプションから最適なポリシーミックスを現実していくことが必要

出典（財）日本エネルギー経済研究所

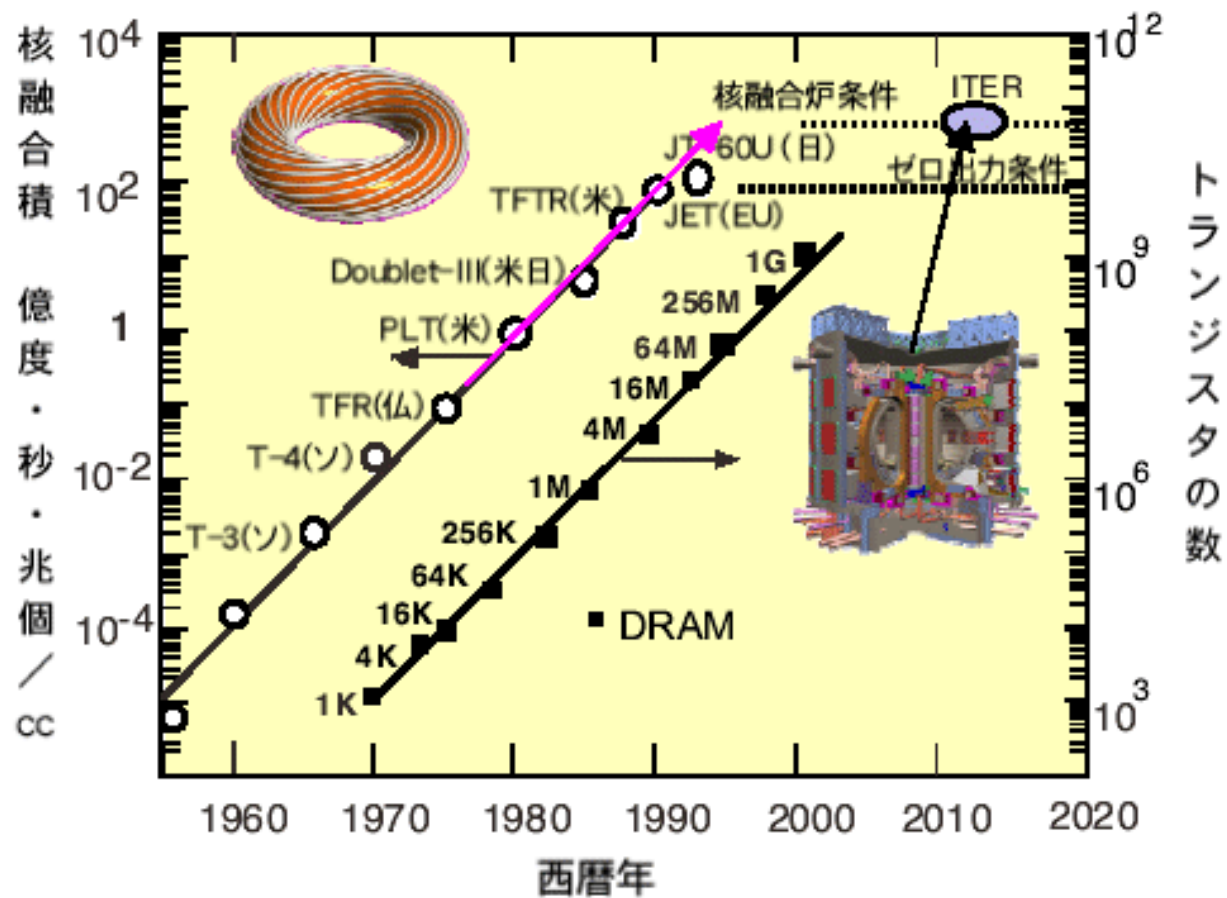


- 石炭の消費は、堅調に推移（中国、インドの産炭国の消費増大）
- 在来型の石油は、2040年を超える頃にピーク、非在来型の石油の生産開始
- 天然ガスについては、2060年頃にピーク、非在来型天然ガス（タイトサンドガス等）生産開始
- 核融合は2100年に市場導入



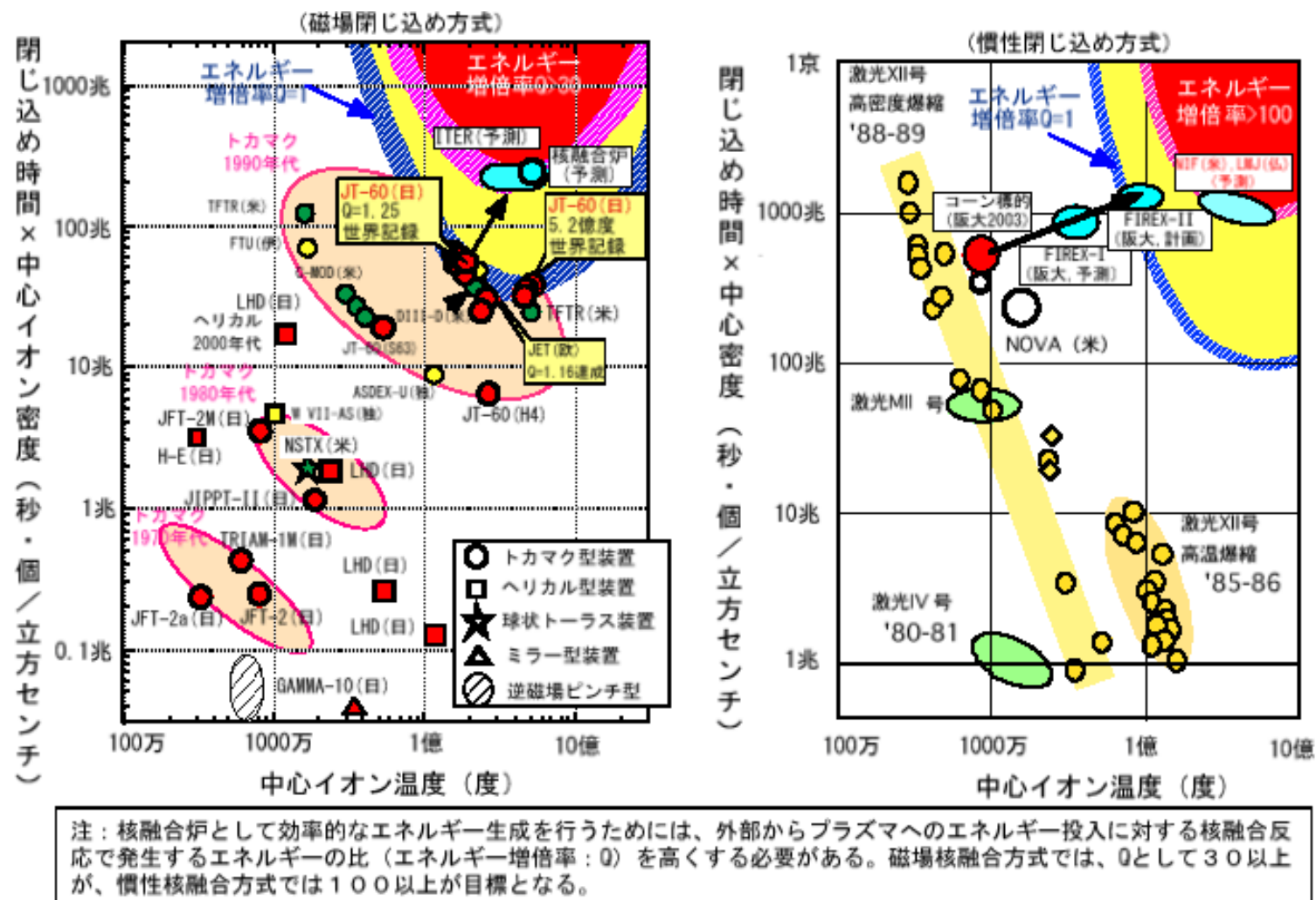
- 核融合（発電コスト楽観・水素製造ケース）は、2040年に市場導入
- 核融合の2100年における一次エネシェアは17.3%
- 核融合での水素製造は、核融合の市場シェアを拡大し、水素社会実現への加速にも貢献

別添3 核融合の主要3方式とトカマクにおけるプラズマ閉じ込め性能の進展



注：DRAMは、市場投入を図りつつ産業界でスケールアップが図られたが核融合は、世界各国の研究開発競争の中で性能向上が図られた。

別添4 核融合研究開発におけるプラズマ閉じ込め性能の進展



別添5 国際熱核融合実験炉 (ITER)計画

1. 計画目標

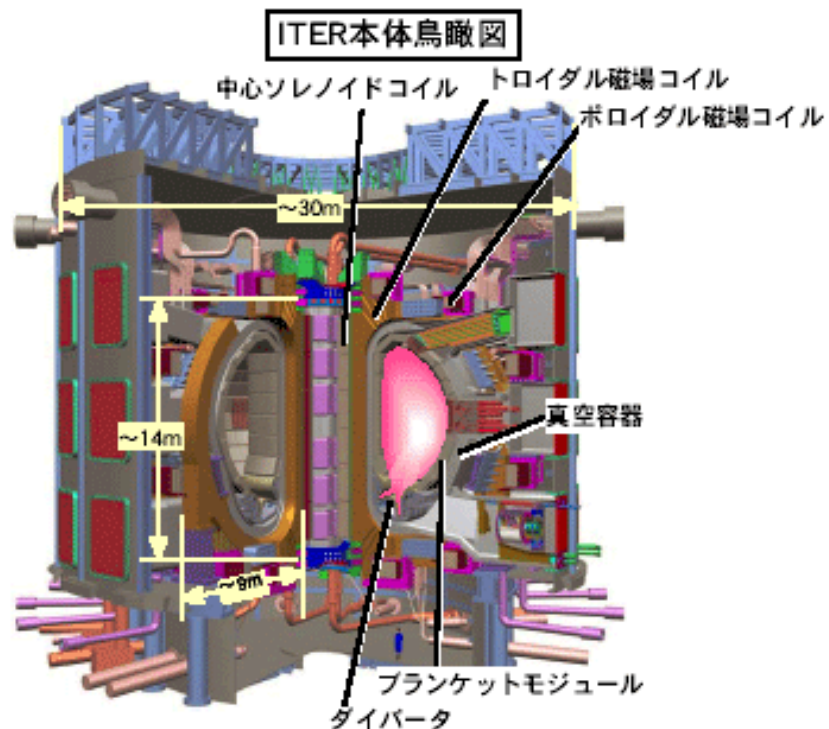
- ・ 平和的目的のための核融合エネルギーの科学的技術的実現可能性の実証

2. 技術目標

- ・ エネルギー増倍率10以上を達成 (∞の可能性を排除しない)
- ・ 非誘導電流駆動運転で、エネルギー増倍率5以上を目指す
- ・ 平均中性子束0.5 MW/m²以上、平均フルーエンス0.3 MW/m²以上
- ・ トリチウム増殖モジュールの試験

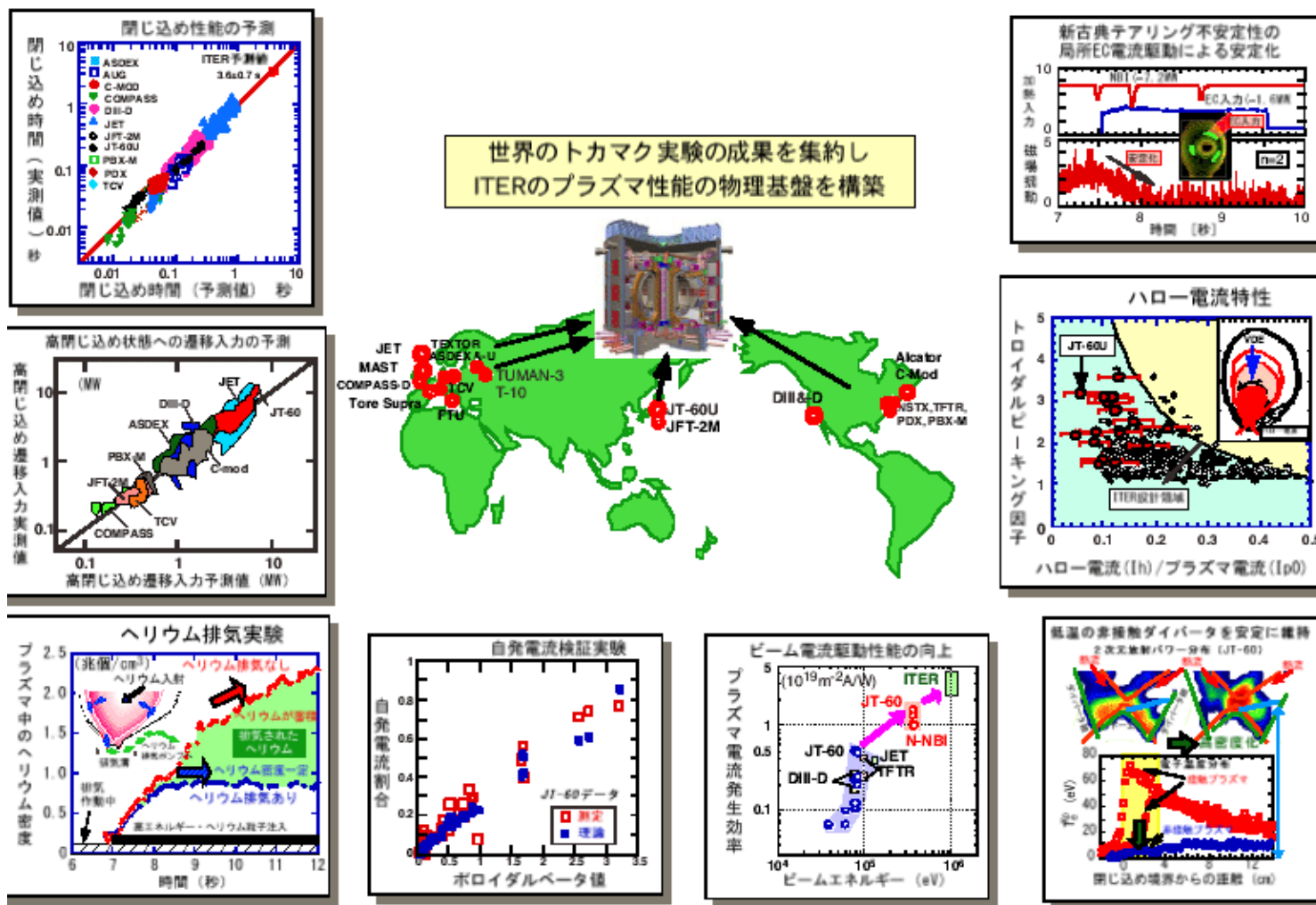
3. 主要諸元

項目	値	項目	値
プラズマ電流	1500万A	定格核融合出力	50万kW
トロイダル磁場	5.3テスラ	平均中性子壁負荷	0.57 MW/m ²
プラズマ主半径	6.2m	誘導燃焼時間	400秒以上
プラズマ小半径	2.0m	加熱電流駆動入力	7.3万kW
プラズマ体積	837m ³		

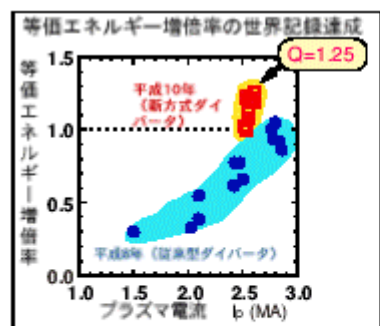


年度・西暦	2006	2011	2016	2021	2026	2031	2036
ITER計画	建設	建設	建設	基本性能試験	基本性能試験	高性能化試験	高性能化試験
							廃止措置

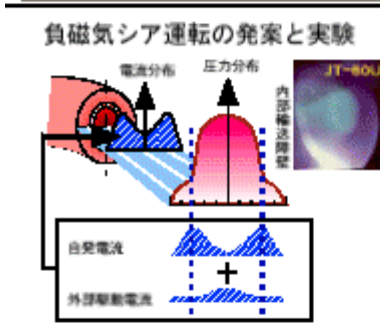
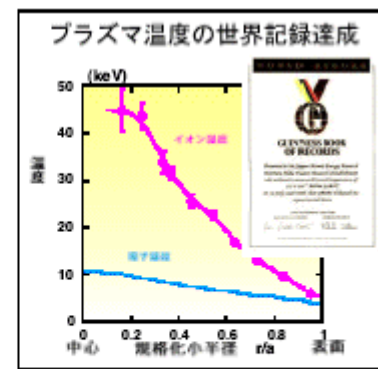
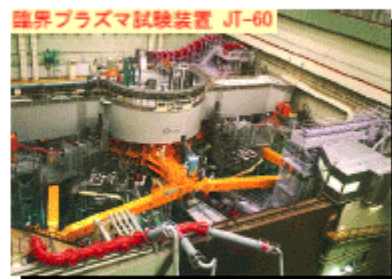
別添6 ITER 物理 R&D の成果



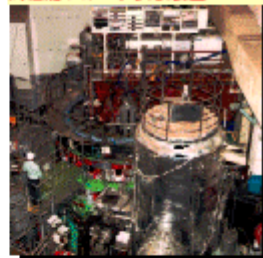
別添7 トカマク型装置の主要成果



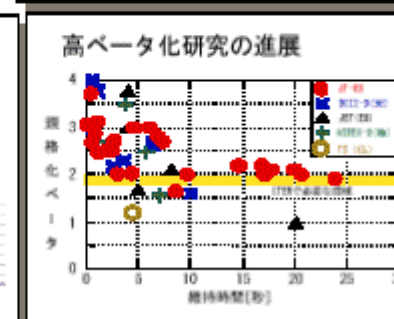
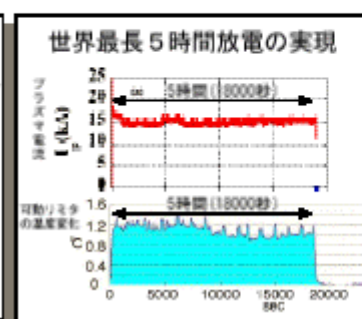
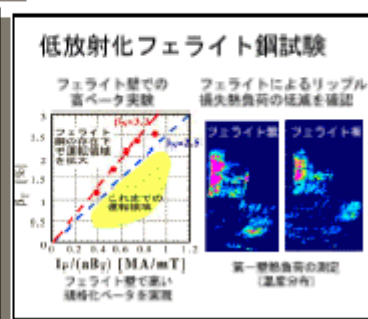
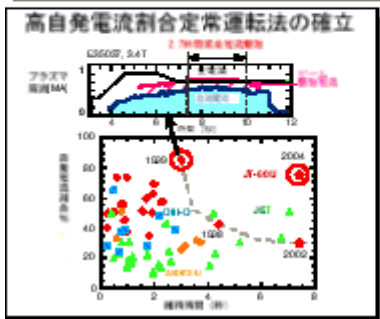
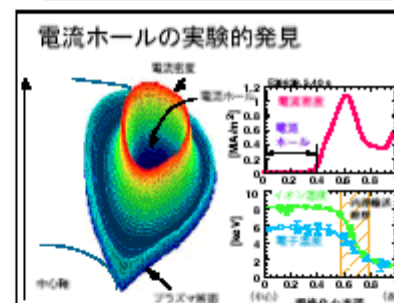
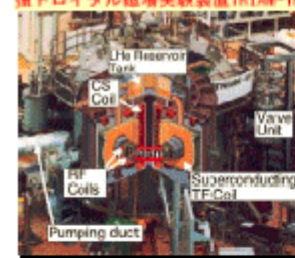
トカマクの性能向上を目指した研究開発が行われ、我が国は世界をリードする研究成果を達成した



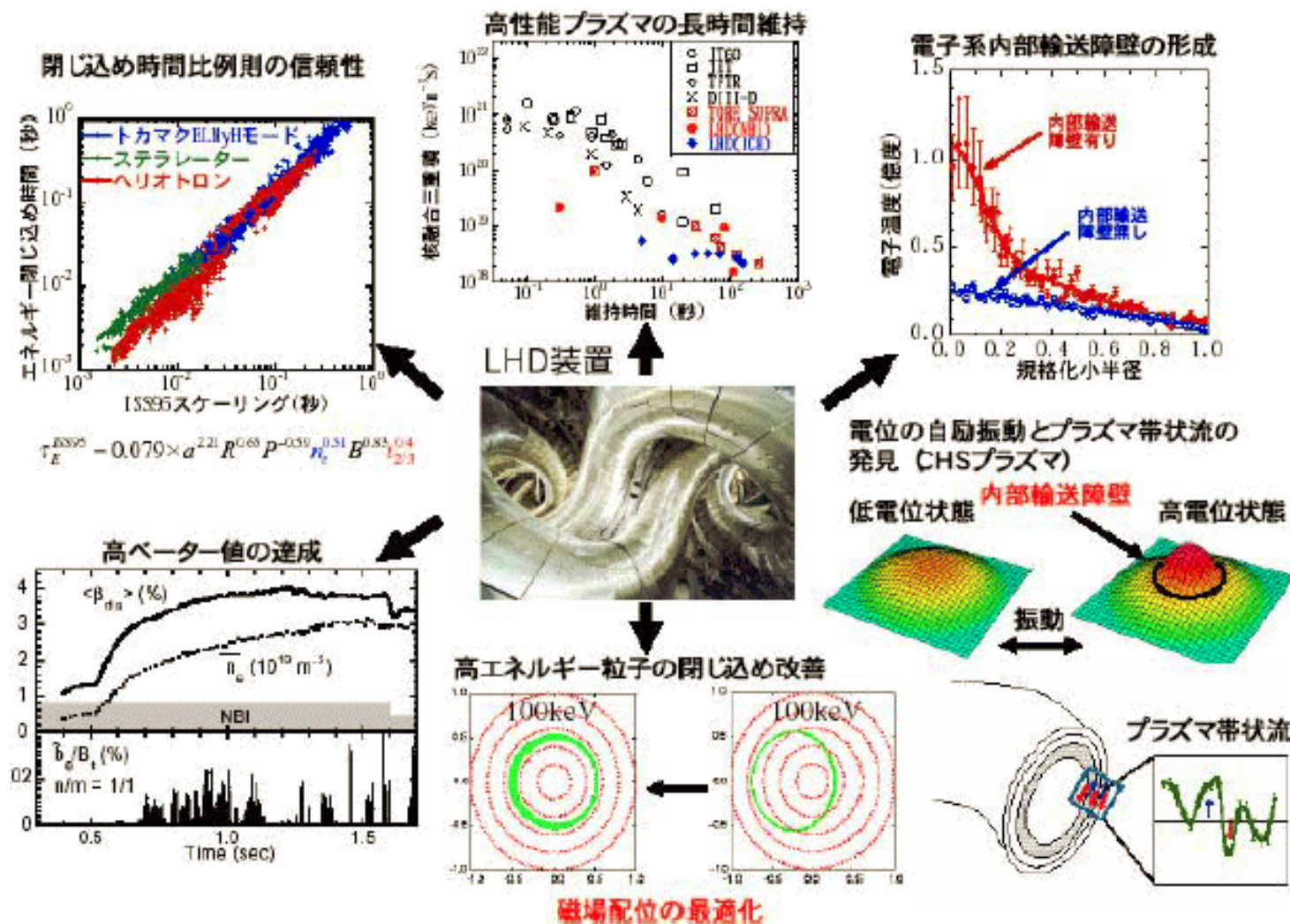
高性能トカマク試験装置 JT-26U



強トロイダル磁場実験装置 TRIAM-1M

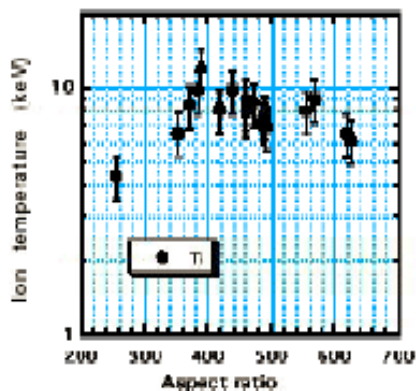


別添8 ヘリカル型装置の主要成果



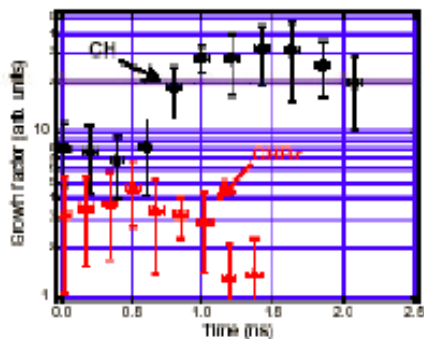
別添9 レーザー型装置の主要成果

爆縮により1億度の超高温を達成

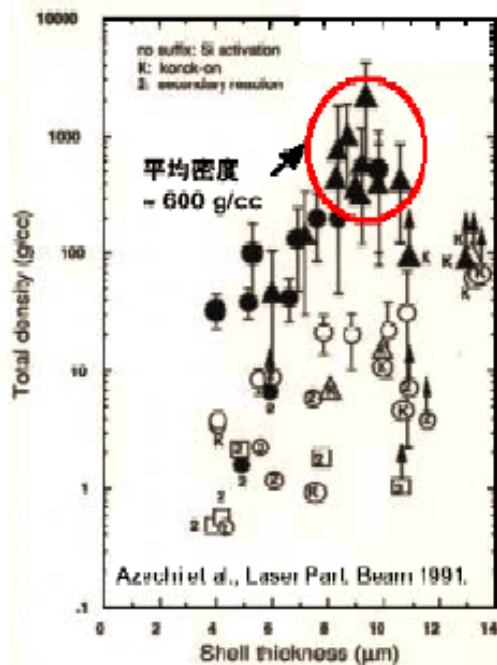


激光XIIでの爆縮により、レーザー核融合に必要な1億度の温度を達成した。

流体力学的不安定性の抑制機構を発見

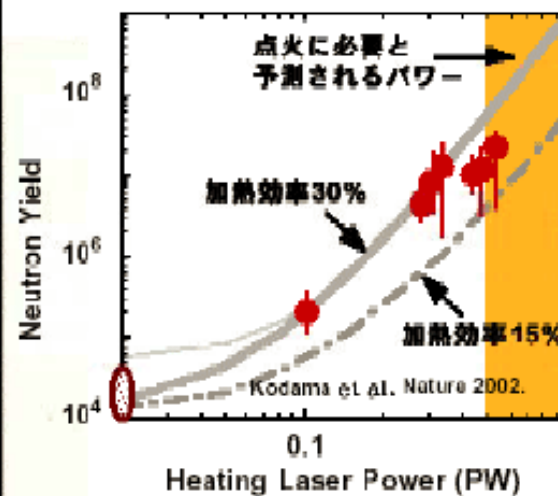


爆縮により超高密度を達成



レーザー核融合に必要な固体密度の1000倍の密度に対し、固体密度の600倍の密度が達成された。この記録は未だ塗り替えられていない。

超高強度レーザーにより高い効率の加熱を実現



爆縮した燃料を超高強度レーザーで加熱することにより燃料温度は1000万度に上昇し、中性子発生数が3桁増大した。また点火に必要なとされる高いレーザーパワー領域においても十分な加熱効率が得られている。

別添10 炉工学研究の成果（1）実験炉（ITER）に向けた研究開発

- ・ IAEAの下での国際協力により、ITERの主要構成機器の工学R&Dを9年間に渡り実施
- ・ 我が国は、3分野で幹事極の役割を果たすなど、主導的立場で工学R&Dの完遂に貢献

中心ソレノイドモデルコイル
 外径 3.6 m
 高さ 2.8 m
 $B_{max}=13\text{ T}$
 $\dot{B}=0.6\text{ T/sec}$

真空容器セクター
 二重壁
 高さ15 m
 精度 $\pm 5\text{ mm}$

ブランケットモジュール
 HIP接合技術
 1.6 m x 0.93 m x 0.35 m

トロイダルモデルコイル
 高さ 4 m
 幅 3 m
 $B_{max}=7.8\text{ T}$

ダイバータ遠隔操作
 25トンのダイバータの取付け、
 取外し、精度 $\pm 2\text{ mm}$

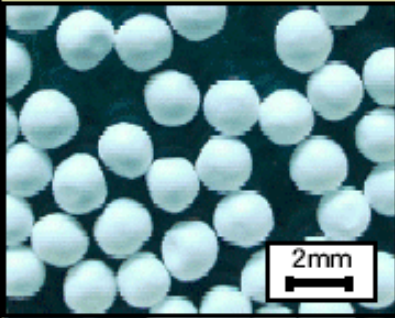
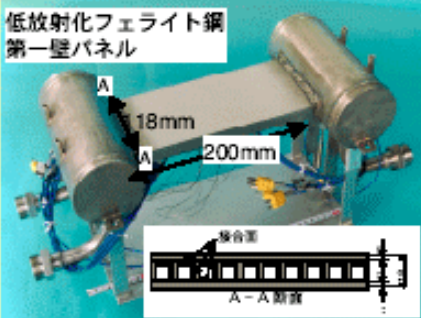
ダイバータカセット
 熱負荷 20 MW/m^2

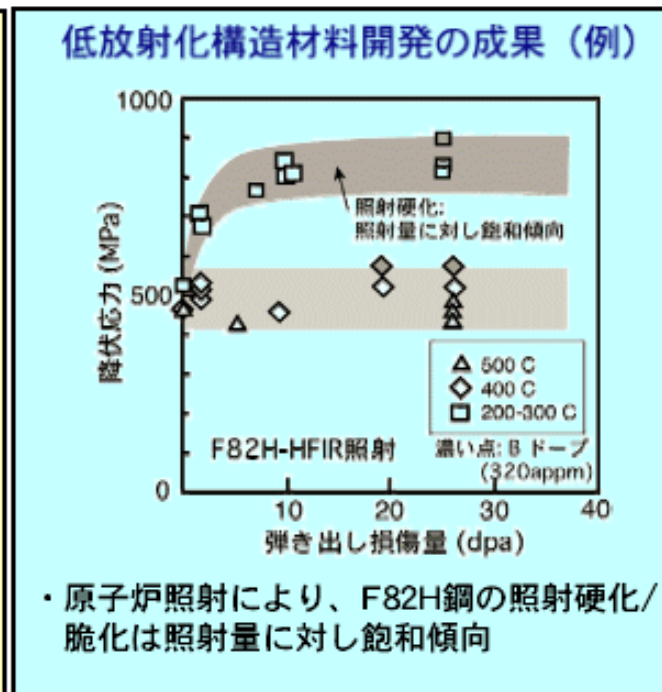
ブランケット遠隔操作
 4トンのブランケットの取付け、
 取外し、精度 $\pm 0.25\text{ mm}$

別添 1 1 炉工学研究の成果 (2) 原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成

- 平成12年に原子力委員会核融合会議が策定した方針に基づき、発電ブランケットや低放射化構造材料の研究開発を展開 → ITERでの発電ブランケット・モジュール試験が中間目標

発電ブランケットの要素技術開発の成果 (例)

増殖材 (Liセラミック微小球)	ブランケット容器 (低放射化フェライト鋼製)
	
<ul style="list-style-type: none"> 湿式造粒法による製造技術を開発 トリチウム生成・放出特性を評価(@JMTR) 	<ul style="list-style-type: none"> 高温加圧接合法による製造技術を開発 素材と同程度以上の熱疲労特性を確認



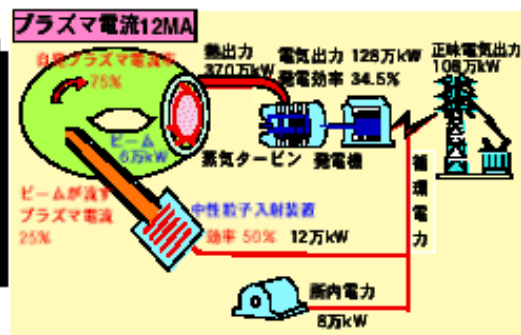
成果: (1)発電ブランケット設計概念の成立性を見通すための技術基盤の整備が完了、(2)高い耐照射性を有する低放射化フェライト鋼開発に見通しが得られ、(3)それらの成果の下に、ITERでの発電ブランケット・モジュール試験に向けて、工学レベルでの研究開発に展開しうる技術整備が完了。

別添12 トカマク型核融合炉の概念

原型炉は、今後の概念設計で設計が固められるが、参考になるものとして、原研、電力中央研究所で設計されたSSTRとCRESTを上げる。

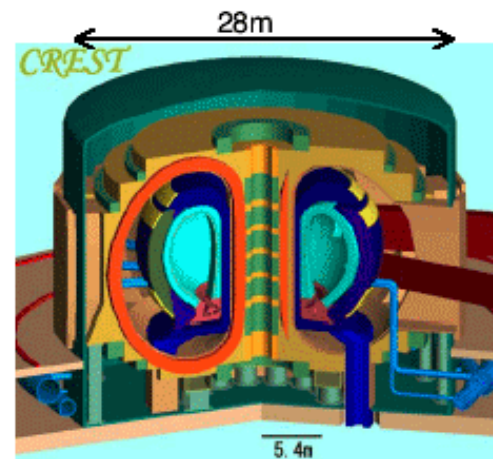
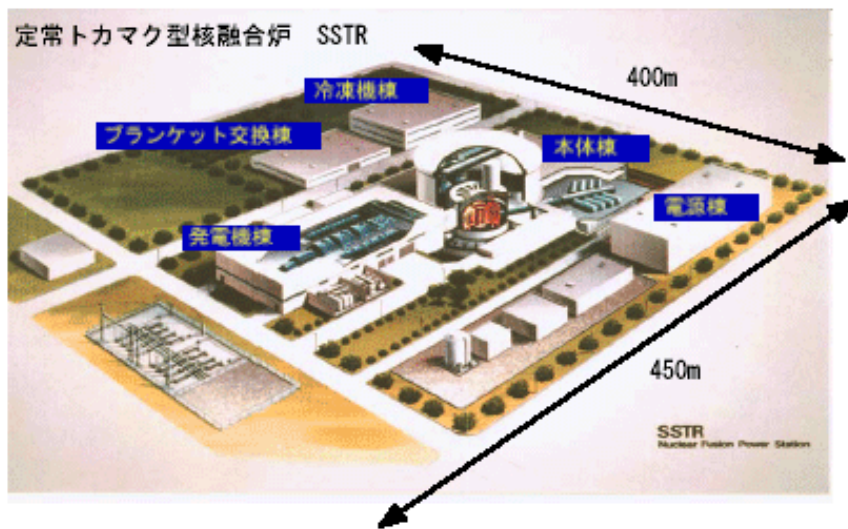
定常トカマク型核融合炉 SSTR

プラズマ電流	12MA
トロイダル磁場	9T
主半径	7m
エネルギー増倍率	50
規格化ベータ値	3.5
熱流束	1MW/m ²
最大中性子束	5MW/m ²
ブランケット	加圧水 Li2O/Be
第1壁構造材	フェライト鋼F82H



高経済性核融合炉 CREST

プラズマ電流	12MA
トロイダル磁場	5.6T
主半径	5.4m
エネルギー増倍率	30
規格化ベータ値	5.5
アスペクト比R/a	3.4
ベータ値	7.4%
熱出力	338万kW
電気出力	116万kW
中性子束	4.5MW/m ²
ブランケット	過熱蒸気/Li2ZrO3
熱効率	41%
加熱・電流駆動パワー	9.7万kW
第1壁構造材	F82H (低放射化フェライト鋼)



別添 1 3 核融合炉の安全研究と ITER の安全性確保

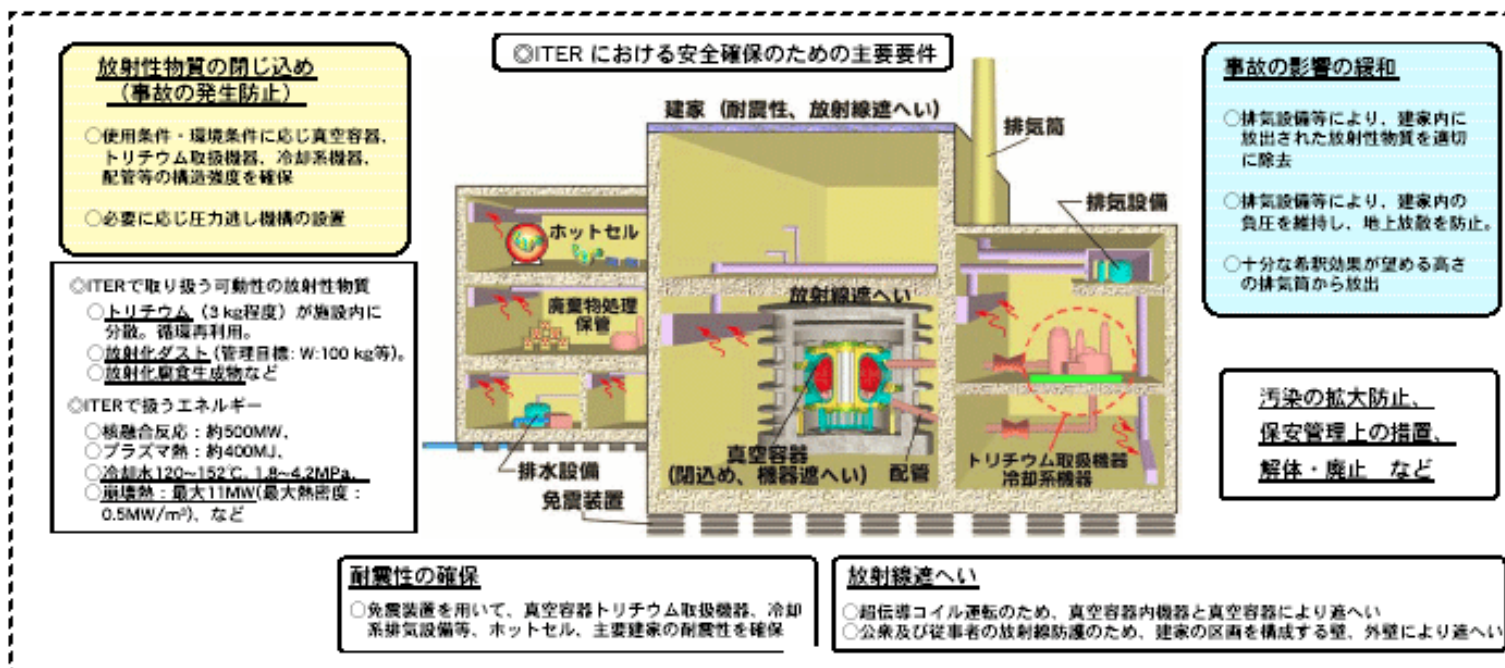
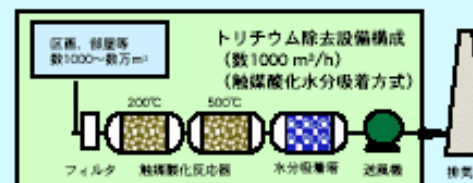
●安全研究の現状

◎放射性物質の閉じ込め研究等：

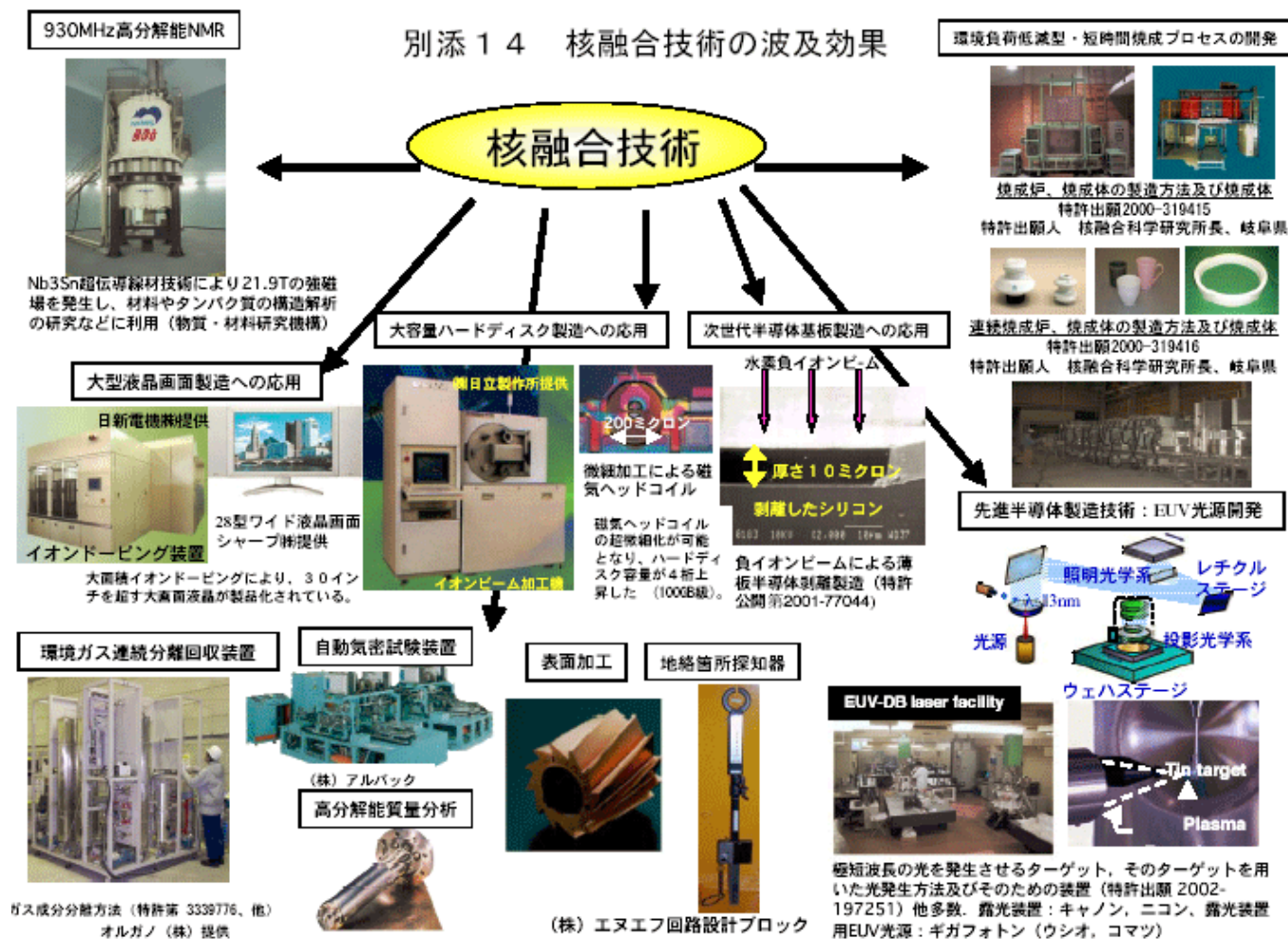
- ・発生する圧力への対策（真空容器内冷却水放出）
ITERでは、真空容器内機器は試験機器。損傷を仮定しても真空容器の閉じ込め機能を維持する受動的圧力解放システムの開発検証。
- ・崩壊熱による影響評価（運転停止直後の除熱異常）
運転停止直後に、冷却系内の冷却水全量が瞬時に喪失しても、真空容器温度は500℃程度で健全。
- ・トリチウムプラント機器：
閉じ込め障壁を、常温、大気圧程度以下で設計。

◎影響緩和設備の研究・実績等：

- ・高圧トリチウムプロセス研究棟での15年余に渡る安全取扱実績
許可使用量：740PBq/y（～2kg）、貯蔵許可量：22.2PBq（～60g）、保有量：17.1PBq（2003.3現在）
15年間積算の総トリチウム排出量：～0.4mg（法令値の<1/200）
- ・トリチウム除去設備の性能を実証。
除去効率 > 99.9%。
火災時（CO、CO₂共存）でも性能維持。

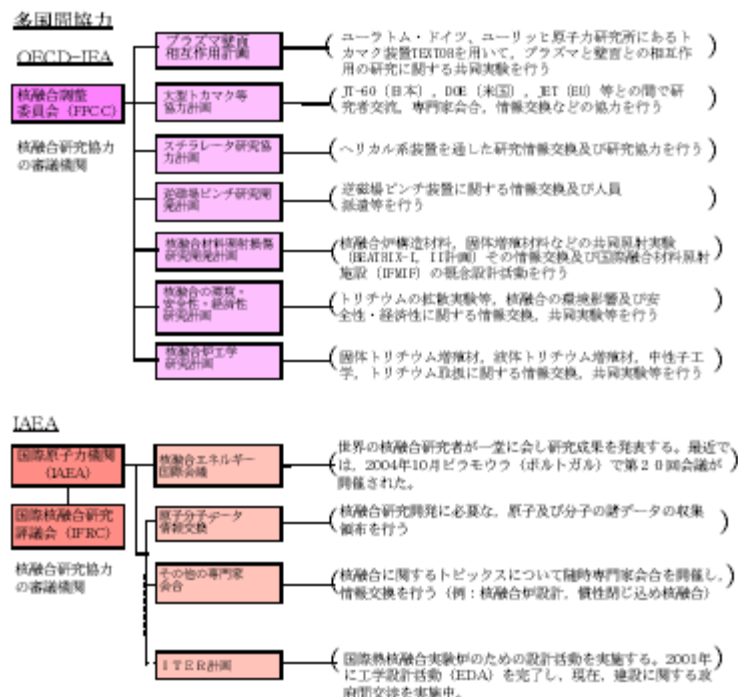


別添 1 4 核融合技術の波及効果



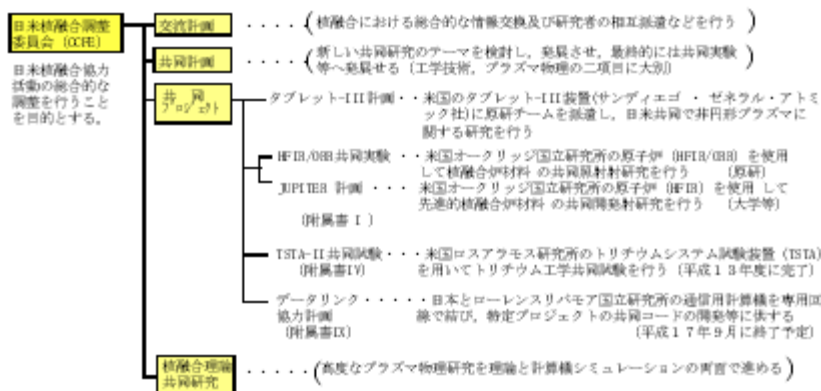
別添15 核融合研究開発に関する国際協力（2005年7月現在）

（原則として、政府間協定に基づく協力のみ記載）



二国間協力

日・米協力 (エネルギー分野における研究開発協力に関する日本政府協定)



日・EU協力 (日・EURATOM 間の核融合研究開発分野における協力)



日・EU核融合協力活動の総合的調整を行うことを目的とする。

日・露協力

日露科学技術協力協定 (トカマクの研究開発及び基礎研究の分野において情報交換、専門家会合などを行う)

日・豪協力

日豪科学技術協力協定 (トカマク等トラス・プラズマの診断、実験及び理論の分野で情報交換及び専門家会合を行う)

日・加協力

原研・AECL協力 (トリチウム技術及びトカマク研究に関し、専門家会合及び情報交換を行う (平成13年度終了))

日・中協力

日中科学技術協力協定 (トカマクプラズマ物理、理論解析の研究及び基礎研究の分野において情報交換、専門家会合などを行う)

日・韓協力 (文部科学省と韓国科学技術部門における核融合分野における協力)

日韓共同主催管理会議 (KSTAR (韓国超伝導トカマク先進研究) 装置の共同利用や人材養成のための協力、共同計画の実施、人員交流、技術情報およびデータなどの交換、装置および材料などの交換、セミナーまたはワークショップの開催などを行う)

別添16 JT-60とトカマク国内重点化装置を用いたトカマク改良研究

1. 計画目標

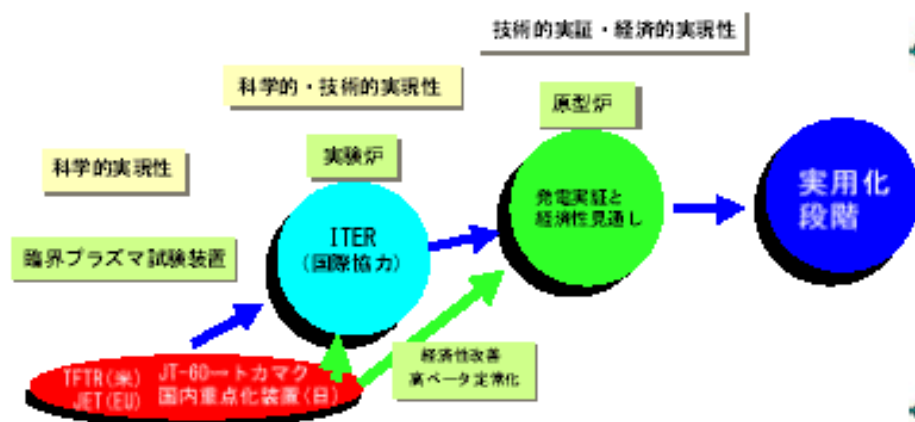
- ・原型炉で経済性見通しを得るためのトカマク改良研究とITER（国際協力事業）の支援研究

2. 性能目標

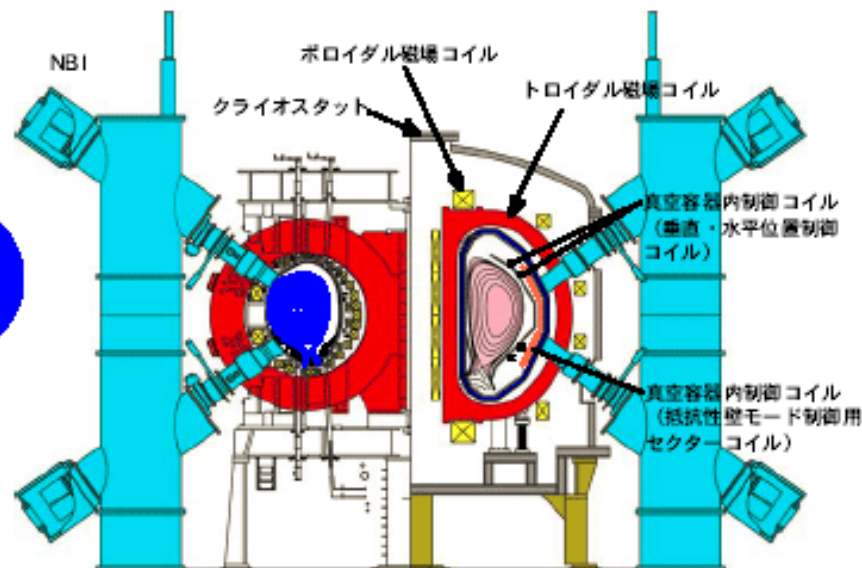
- ・臨界プラズマ条件クラスの閉じ込め性能を持った超伝導装置
- ・非誘導電流駆動運転で、高ベータ（規格化ベータ値=3.5-5.5）定常運転の実現
- ・断面形状、アスペクト比、帰還制御性において自由度を最大限確保

3. 開発計画の中での位置付け

トカマクの国内計画としてITERを支援するとともに、トカマク炉の定常高ベータ化を実現し、原型炉で経済性見込みを得る技術ベースを築く。



トカマク炉の開発計画における国内重点化装置の位置付け

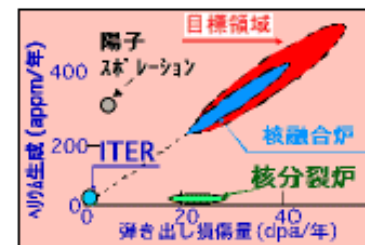


JT-60 (左) とトカマク国内重点化装置 (右)

別添17 国際核融合材料照射施設 (IFMIF) 計画

1. 核融合材料照射施設の必要性

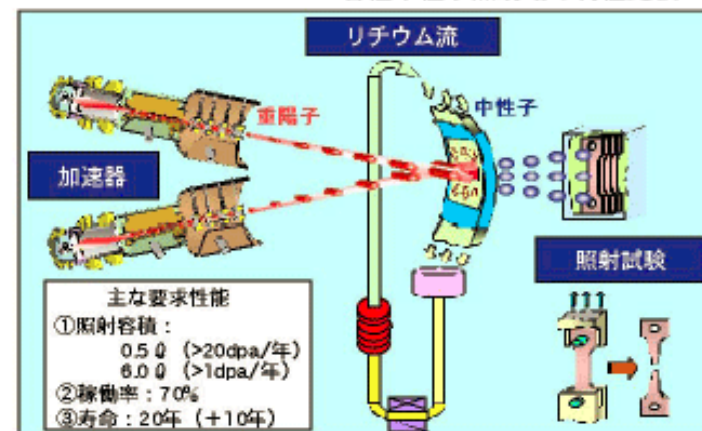
- 核融合材料の開発は、高い中性子照射 (10~20 MWa/m²=100~200 dpa) に耐え、かつ、低放射化特性を有する構造材料の開発・評価を主目的とする。
- 中性子照射が材料特性に与える影響評価には、核変換によるHe生成と弾き出し損傷を同時に調べる必要があるため、材料開発には、核融合炉と類似の中性子環境の下での材料データの取得が不可欠 (右図参照)。



各種中性子照射場の特性比較

2. 国際核融合材料照射施設の概要

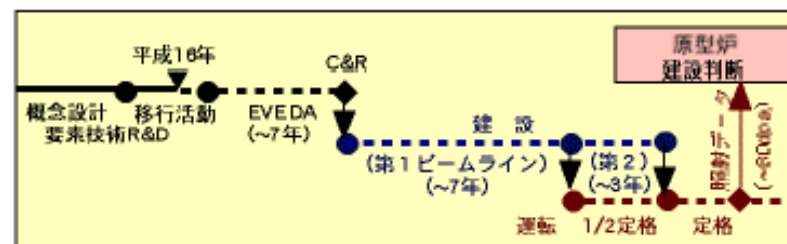
- 上記中性子照射環境を実現する中性子源として、d-リストラッピング反応を用いた加速器型中性子源が最適と判断され、この方式に基づくIFMIF計画を、IEAの下での国際協力として推進。現在、参加国は、日欧米口の4国。
- IFMIFは、約40MeVに加速した重水素ビームを液体リチウムに衝突させ、核反応 (d-リストラッピング反応) の結果生成される~14MeVの中性子を材料に照射する施設 (右図参照)。



システム構成と主要な要求性能

3. 計画の現状と今後の計画

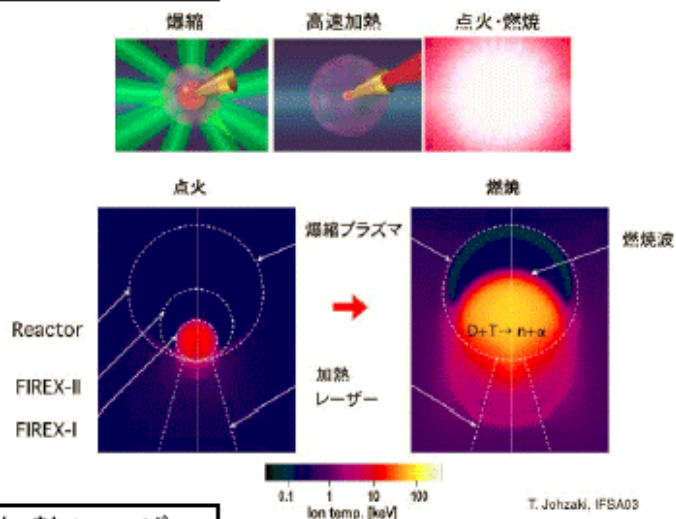
- 平成15年に、概念設計や要素技術のR&Dが終了し、工学設計段階に進みうる技術基盤の整備が完了した。
- 今後、速やかに工学実証・工学設計活動 (EVEDA) に移行し、建設に向けた技術基盤の整備を行い、C&Rによる判断を経て、国際協力による建設を目指す。
- 建設には10年程度を要し、完成後は重照射データ (~80dpa程度) の検証を行い、原型炉の建設判断に資する工学データを提供する予定。



計画の全体スケジュール (実績及び今後の想定)

別添18 レーザー高速点火計画 (FIREX)

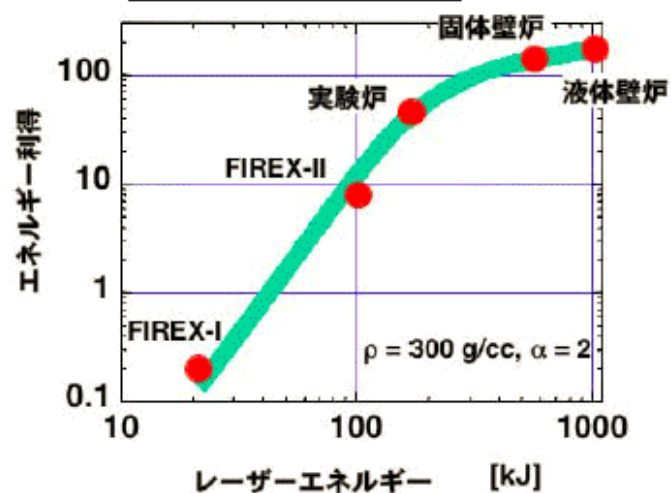
高速点火原理



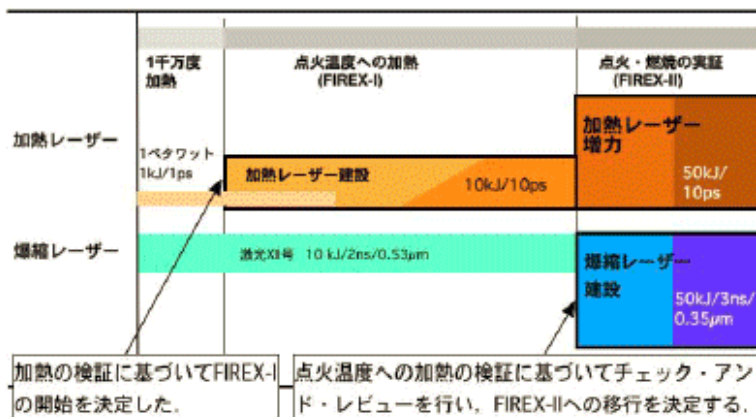
加熱レーザー



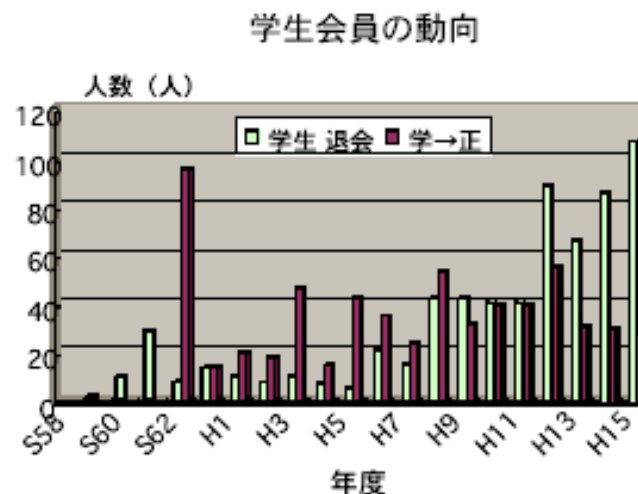
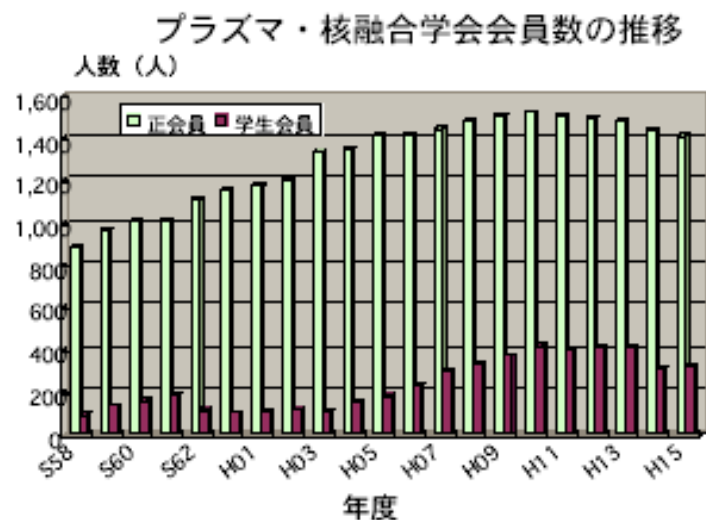
想定される利得曲線



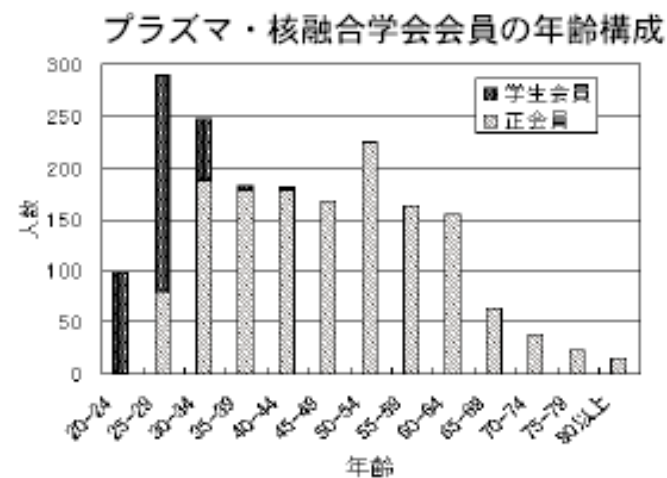
FIREX計画



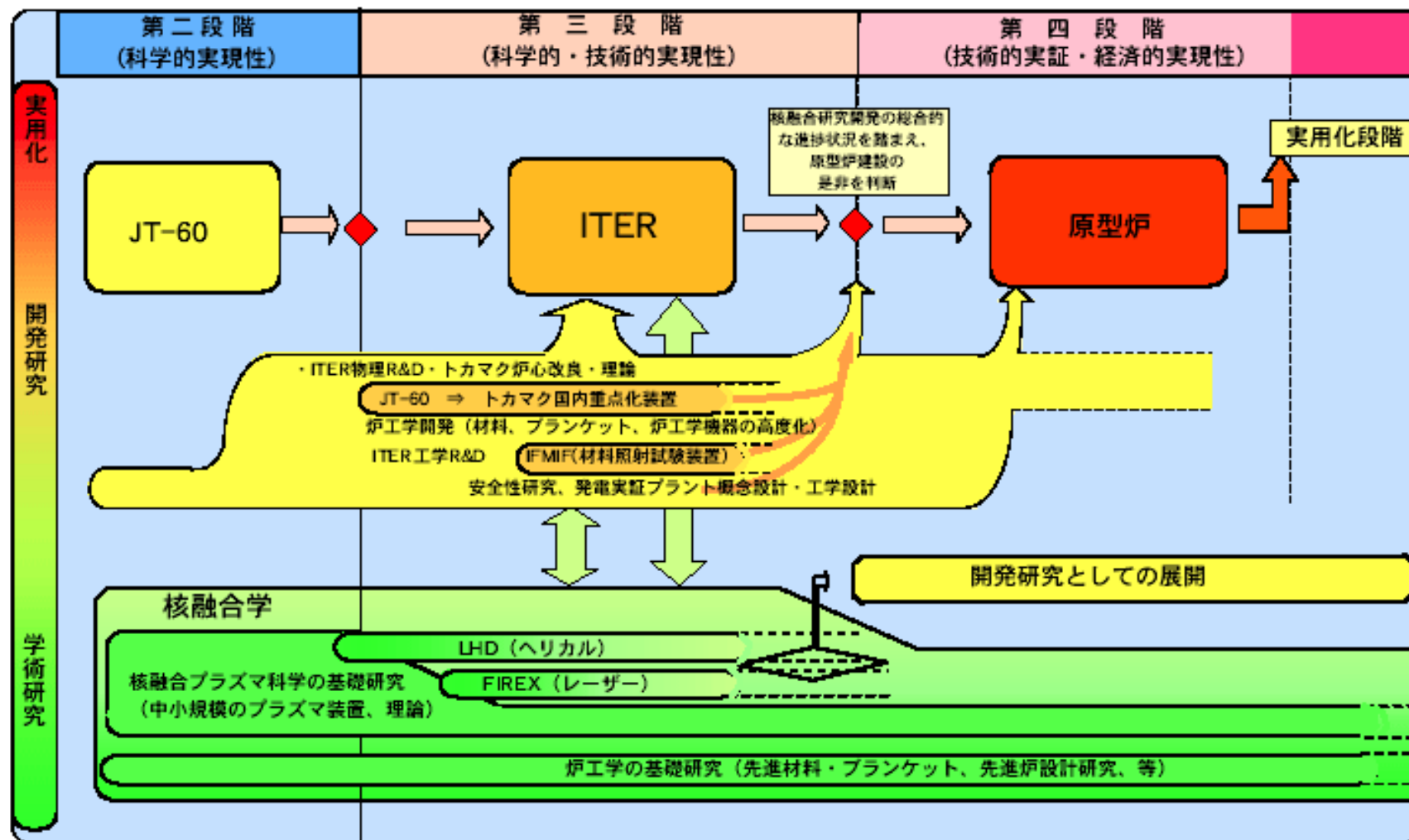
別添19 核融合関連の研究者人口の推移



- ・プラズマ・核融合学会の正会員は、平成10年までは増加してきたが、ここ数年間は減少傾向にある。
- ・学生会員は平成5年から10年頃にかけて大学院重点化によって増加したが、最近では減少している。
- ・学生会員の退会者の増加および正会員への移行人数の減少が見られ、プラズマ・核融合界への定着率が近年特に低減している。
- ・正会員の年齢がやや高齢化している。



別添20 核融合開発のロードマップ



別添 2 1 今後の核融合研究開発におけるチェック・アンド・レビュー項目（案）

項目	中間段階での C&R までの達成目標 *	原型炉段階への移行判断
①実験炉による自己加熱領域での燃焼制御の実証	・ITER 実機を踏まえた実験炉の技術目標の達成計画の作成。	・ ITER による Q=20 程度以上の(数100秒程度以上)維持と燃焼制御の実証。
②実験炉による Q=5 以上の非誘導定常運転の実現	・ITER 実機を踏まえた達成計画の作成。	・ ITER による Q=5 以上の非誘導電流駆動プラズマの長時間維持(1000 秒程度以上)の実証。
③実験炉による統合化技術の確立	・ ITER 施設の完成。 ・ 機器製作・据付・調整に関わる統合化技術の取得。	・ ITER の運転・保守を通じた統合化技術の確立。安全技術の確認。
④経済性見通しを得るための高ベータ定常運転法の確立	・ITER 支援研究と定常高ベータ化準備研究の遂行とトカマク国内重点化装置による研究の開始。	・ トカマク国内重点化装置等による無衝突領域での高ベータ($\beta_N=3.5-5.5$)定常運転維持の達成。
⑤原型炉に関わる材料・炉工学技術開発	・ 発電ブランケットの技術基盤の整備の完了。ITER での機能試験に供する試験体の製作を完了。 ・ 低放射化フェライト鋼の原子炉照射データを 80dpa レベルまで取得し、核融合と類似の中性子照射環境における試験に供する材料を確定。	・ ITERでの低フルエンスDT実験により、発電ブランケットのトリチウム増殖・回収機能や除熱・発電機能を実証。 ・ 80dpa レベルまでの低放射化フェライト鋼の重照射データの検証を完了。
⑥原型炉の概念設計	・ 原型炉の全体目標の策定。 ・ 原型炉概念設計の基本設計。 ・ 炉心、炉工学への開発要請の提示。	・炉心、炉工学技術の開発と整合をとった、原型炉概念設計の完了。

* ITER 機構の発足後、10 年程度を想定。

参考資料1：核融合専門部会構成員

(肩書きは平成17年10月26日現在)

- 部会長：遠藤 哲也 前原子力委員長代理（平成16年1月まで）
藤原 正巳 核融合科学研究所 前所長（平成17年9月より、それ以前は委員）
- 委員：玉野 輝男 原子力委員会 前参与（平成17年7月まで）
池上 徹彦 会津大学 学長
池田 右二 国連訓練調査研修所（UNITAR）理事
伊藤 早苗 九州大学応用力学研究所 教授
伊藤 正男 理化学研究所 脳科学総合研究センター特別顧問
井上 信幸 東京大学名誉教授
桂井 誠 東京大学名誉教授
岸本 浩 （財）高度情報科学技術研究機構 前理事長（平成17年9月まで）
黒田 昌裕 学校法人慶應義塾 前常任理事
五代 富文 文部科学省宇宙開発委員会 参与
下村 安夫 ITER国際チーム・リーダー
鈴木 誠之 （社）経済団体連合会 前国土・住宅政策委員会 PFI 推進部長
高村 秀一 名古屋大学工学研究科 教授
西川 雅弘 大阪大学大学院工学研究科 教授
松田 慎三郎 日本原子力研究開発機構 ITER 業務統括責任者
三間 罔興 大阪大学レーザーエネルギー学研究センター センター長、教授
宮 健三 慶應義塾大学大学院理工学研究科 教授
本島 修 核融合科学研究所 所長、自然科学研究機構 副機構長・理事

参考資料2：核融合専門部会・技術ワーキンググループ構成員

(肩書きは平成17年9月2日現在)

座長：玉野 輝男 原子力委員会 前参与 (平成17年7月まで)

藤原 正巳 核融合科学研究所 前所長 (平成17年8月より、それ以前は委員)

委員：伊藤 早苗 九州大学応用力学研究所 教授

井上 信幸 東京大学名誉教授

桂井 誠 東京大学名誉教授

岸本 浩 (財)高度情報科学技術研究機構 理事長

下村 安夫 ITER国際チーム・リーダー

高村 秀一 名古屋大学工学研究科 教授

西川 雅弘 大阪大学大学院工学研究科 教授

松田 慎三郎 日本原子力研究所 理事

三間 圀興 大阪大学レーザーエネルギー学研究センター センター長、教授

宮 健三 慶應義塾大学大学院理工学研究科 教授

本島 修 核融合科学研究所 所長、自然科学研究機構 副機構長・理事

参考資料 3：核融合研究開発基本問題検討会の設置について

平成 15 年 4 月 28 日
核融合専門部会技術 WG

1. 設置目的

平成 4 年 6 月、原子力委員会は「自己点火条件の達成及び長時間燃焼の実現並びに原型炉の開発に必要な炉工学技術の基礎の形成」を主要な目標とした「第三段階核融合研究開発基本計画」を策定した。これにあたって原子力委員会は「総合的な視野に立ったチェック・アンド・レビューを適宜行う」と定めているが、以来 10 年余りが経過し、国際熱核融合実験炉（ITER）計画の進展や地球環境問題解決への社会認識の深まりなど、核融合研究開発を巡る状況には大きな変化が見られることから、これらの現実を踏まえた核融合研究開発の進め方について検討を行うため、核融合専門部会技術 WG の下に、核融合研究開発基本問題検討会（以下「検討会」という。）を設置する。

2. 調査審議事項

原子力政策における核融合研究開発の意義、必要性および基本的在り方を明確にし、これと整合する核融合研究開発の基本計画を検討して、報告書案を作成する。

3. 留意事項

調査審議を行う際に、以下の視点に留意して検討することとする。

- (1) 核融合研究開発の基本計画を検討するにあたって、「核融合研究開発の推進について」（平成 4 年 5 月 18 日、核融合会議）のチェック・アンド・レビューを行う。
- (2) エネルギー・環境問題解決への核融合の役割を検討し、他の解決法との関連を明らかにするなど、原子力政策における核融合研究開発の意義・必要性などの位置付けを明確にする。
- (3) 核融合研究開発の基本計画を検討するにあたっては、ITER 等の国際協力を活用した総合的な基本計画を提示すること、また、核融合開発に必要な基盤研究、研究者育成の方策および費用対効果の面も十分に配慮する。
- (4) 以上の検討に際して、つぎの資料を参照すること。
 - ・ 「核融合エネルギーの技術的実現性、計画の拡がりと裾野としての基礎研究に関する報告書」（平成 12 年 5 月 17 日、核融合会議開発戦略検討分科会）
 - ・ ITER 計画懇談会報告書（平成 13 年 5 月 18 日、ITER 計画懇談会）

- ・ エネルギー需給及び代替エネルギーのフィージビリティに関する検討報告書（平成 12 年 6 月、エネルギー需給及び代替エネルギーのフィージビリティに関する検討委員会）
- ・ 研究の資源配分と国際協力の責任分担に関する検討報告書（平成 12 年 6 月、研究の資源配分と国際協力の責任分担に関する検討委員会）
- ・ 「今後の我が国の核融合研究の在り方について」（平成 15 年 1 月 8 日、文部科学省、科学技術・学術審議会・核融合研究 WG）
- ・ 「核融合実用化加速案の検討資料」（平成 14 年 12 月 5 日、核融合実用化加速案に関する作業会）

4. 設置期限

本検討の結果を取りまとめた報告書案が核融合専門部会において承認された時点をもって、検討会は廃止されるものとする。

5. その他

（1）検討会の長は技術 WG の座長が指名することとする。

（2）検討会は原則として公開で開催することとする。

その他、検討会の運営に必要な事項については検討会で定める。

参考資料4：核融合研究開発基本問題検討会構成員

(肩書きは平成17年8月16日現在)

主査：藤原 正巳核融合科学研究所 前所長

委員：玉野 輝男原子力委員会 前参与 (平成17年7月まで)

疇地 宏 大阪大学レーザーエネルギー学研究センター 教授

今川 信作核融合科学研究所大型ヘリカル研究部 教授

石谷 久慶応大学大学院政策・メディア研究科 教授

居田 克巳核融合科学研究所大型ヘリカル研究部 教授

植弘 崇嗣国立環境研究所 上席研究官・国際室室長 (平成16年1月から)

小川 雄一東京大学高温プラズマ研究センター 教授

大塚 道夫日立製作所日立事業所核融合・加速器部主管技師

岡野 邦彦電力中央研究所 上席研究員

可児 吉男核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター副所長

菊池 満 日本原子力研究所 炉心プラズマ研究部次長・ITER計画担当所長補佐

高津 英幸日本原子力研究所 核融合工学部研究主幹・次長

寺井 隆幸東京大学大学院工学系研究科 教授

長崎 晋也東京大学大学院工学系研究科 教授

森田 恒幸国立環境研究所 社会環境システム研究領域前領域長 (平成15年8月まで)

参考資料5：核融合研究開発基本問題検討会の審議経過

回	日 時	議 題
第1回	平成15年6月25日(水) 13:30~15:30	1. 核融合研究開発基本問題検討会の設置について 2. 検討の進め方について 3. その他
第2回	平成15年7月1日(火) 15:30~17:30	1. 核融合研究開発の現状について 2. 核融合研究開発の基本的進め方について 3. その他
第3回	平成15年7月10日(木) 10:00~12:30	1. 核融合研究開発の意義について 2. 核融合研究開発の現状について 3. その他
第4回	平成15年7月16日(水) 10:00~13:00	1. 核融合研究開発の意義について 2. 核融合研究開発の基本的進め方について 3. その他
第5回	平成15年7月25日(金) 15:30~18:00	1. 核融合研究開発の基本的進め方について 2. 核融合研究開発の現状について 3. その他
第6回	平成15年7月30日(水) 13:30~16:30	1. 核融合研究開発の意義について 2. 核融合研究開発の基本的進め方について 3. その他
第7回	平成15年8月12日(火) 14:00~17:00	1. 核融合研究開発の意義について 2. 核融合研究開発の基本的進め方について 3. その他
第8回	平成15年8月21日(木) 14:00~17:00	1. 核融合研究開発の基本的進め方について 2. その他
第9回	平成15年9月10日(水) 13:30~16:30	1. 核融合研究開発の意義について 2. 核融合研究開発の基本的進め方について 3. その他
第10回	平成15年9月19日(金) 14:30~17:30	1. 核融合研究開発の基本的進め方について 2. その他
第11回	平成15年9月29日(月) 14:00~16:00	1. 核融合研究開発の基本的進め方について 2. その他

- 第12回平成15年10月7日(火) 1. 核融合研究開発の基本的進め方について
14:30~16:30 2. その他
- 第13回平成15年10月24日(金) 1. 核融合研究開発の意義について
14:30~16:30 2. その他
- 第14回平成15年11月12日(水) 1. 核融合研究開発の基本的進め方について
10:00~12:00 2. その他
- 第15回平成15年12月9日(火) 1. 核融合研究開発の基本的進め方について
15:00~18:00 2. その他
- 第16回平成15年12月16日(火) 1. 核融合研究開発の基本的進め方について
15:00~17:00 2. その他
- 第17回平成16年1月6日(火) 1. 核融合研究開発の基本的進め方について
14:30~16:30 2. その他
- 第18回平成16年1月27日(火) 1. 核融合研究開発の基本的進め方について
14:30~16:30 2. その他
- 第19回平成16年2月24日(火) 1. 核融合研究開発の基本的進め方について
14:30~16:30 2. その他
- 第20回平成16年3月23日(火) 1. 核融合研究開発の基本的進め方について
13:30~15:30 2. その他
- 第21回平成17年8月16日(火) 1. 核融合研究開発基本問題検討会報告書(案)に
13:35~15:59 ついて
2. その他

今後の核融合研究開発の推進方策について

－ 別冊 －

－ 用語解説 －

平成17年10月26日

原子力委員会
核融合専門部会

●まえがき

・自己点火条件*1

重水素(D)とトリチウム(T)を燃料としたプラズマを考えて、外部から加熱した場合、加熱入力により温度が連続的に上昇し、核融合反応で生じたアルファ粒子の加熱が、プラズマからのエネルギー損失とバランスする点に到達する。この条件が自己点火条件であり、この条件下では、外部からの連続的な加熱入力を遮断しても核融合反応を維持することが可能であると考えられる。この条件に到達するためには、プラズマエネルギーの閉じ込め時間、プラズマ温度、プラズマ密度がある関係を満たす必要がある。臨界プラズマ条件より、高い閉じ込め性能が要求される。

・長時間燃焼*2

D と T を燃料とした核融合炉において、DT 反応等が継続的に長時間維持された状態をいう。核融合反応を熱源と考えて、化学反応による燃焼に例えている。

・国際熱核融合実験炉 (ITER) 計画*3

制御された核燃焼プラズマの維持と長時間燃焼によって核融合の科学的・技術的実現性を実証することを目指したトカマク型の核融合実験炉計画。1992年から日本・米国・欧州・ロシアの国際協力として推進され、9年間の工学設計及び、主要機器の技術開発を行った。現在、建設に向けた正式な政府間交渉が、日本・欧州・ロシア・米・中・韓で行われている。

●第1章

1.1 エネルギー・環境問題解決への核融合の役割

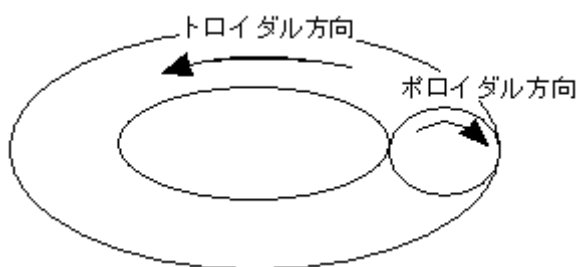
・核融合エネルギー*4

核融合反応によって発生するエネルギー。1gの重水素(D)とトリチウム(T)燃料の核融合反応から発生するエネルギーは、タンクローリー1台分の石油(約8トン)を燃やしたときの熱量に相当する。

1.2 原子力政策における核融合研究開発の意義・必要性

・トカマク方式*5

トロイダルな形状の閉じ込め方式でプラズマは磁場により閉じ込められる。主たる磁場はトロイダル方向のトロイダル磁場であるが、これだけではプラズマを閉じ込めることができない。プラズマの圧力と磁力がバランスして平衡を保つためにはポロイダル磁場も必要である。ポロイダル磁場は、プラズマ中にトロイダル方向の電流を流すことにより作られる。プラズマ電流はオーム加熱の原理により、プラズマ加熱としての役割も果たしている。旧ソビエトのクルチャトフ研究所で考案され、その優れた閉じ込め性能のために世界各国の研究所で、この形式のプラズマ実験装置が建設され研究されてきた。



・ヘリカル方式*6

トロイダルな形状の閉じ込め方式でプラズマは磁場により閉じ込められるのはトカマクと同様である。しかし、トカマクと異なり、プラズマ閉じ込めに必要なポロイダル磁場をプラズマ電流ではなく外部コイルにより形成する。外部コイルとしては、螺旋状のねじれたコイル(ヘリカルコイル)あるいは複雑な形状をしたモジュラーコイル等が用いられている。このような方式によってプラズマを閉じ込める方式をヘリカル方式と呼ぶ。

・レーザー方式*7

高強度レーザーを用いて、直径数mmの燃料小球を、等方的に爆縮(断熱圧縮)させ、瞬時に超高密度・高温プラズマを生成し、核融合反応を起こさせる方式をレーザー方式と呼ぶ。

・プラズマ*8

温度の上昇とともに物質の状態は一般に固体から、液体、気体へと変化してゆく。さらに高温になると、原子核のまわりを廻っている電子がはぎとられて原子は正の電荷を持つイオンと負の電荷を持つ電子に分かれて（イオン化）、両者が高速で不規則に運動している状態になる。この状態をプラズマという。核融合では、温度が数億度に及ぶ超高温プラズマが対象となる。プラズマは雷やオーロラなど自然界に広く存在するが、身近な例としては蛍光灯などの希薄な気体中の放電によって作られるプラズマがある。

- ・ 臨界プラズマ試験装置 JT-60*⁹

臨界プラズマ試験装置 JAERI Tokamak-60 の略称であり、日本原子力研究開発機構那珂核融合研究所で稼働している世界最大級のトカマク装置(主半径 $R=3.4\text{m}$ 、小半径 $a=1.0\text{m}$ 、トロイダル磁場 $B_t=4.0\text{T}$ 、プラズマ電流 $I_p=3.0\text{MA}$)である。米国の TFTR (運転終了)、欧州の JET 装置と併せて 3 大トカマクといわれた。JT-60 で達成された 5.2 億度を越える世界最高温度は、ギネスブックにも登録されている。

- ・ 臨界プラズマ条件*¹⁰

プラズマに注入したパワーと核融合反応で発生したパワーの比をエネルギー利得 Q 値として定義する。臨界プラズマ条件とはプラズマイオンが同数の重水素と三重水素で構成される時に $Q=1$ となるプラズマであり、臨界プラズマ条件はプラズマ温度、及びプラズマ密度とエネルギー閉じ込め時間の積によって与えられる。JT-60 (日本) と JET (欧州) では、臨界プラズマ条件を越えるプラズマパラメータが達成されている。

- ・ 炉心プラズマ*¹¹

核融合炉を目指した研究において作られるプラズマの総称。

- ・ 学術研究*¹²

一定の理論に基づいて体系化された知識と方法としての学問と芸術の総称である学術に関する研究のこと。ここでは、自然科学としての核融合に関する学問の研究を意味する。核融合の実現を目指す上で、体系化された知識として確立することを優先することにより、研究の進展を図る。

- ・ 開発研究*¹³

実用に供することを目的として系統的に実施する研究開発のこと。開発のための重要課題／達成目標の選定、その課題解決の手法分析、研究の実施による目標の達成を優先する。

●第2章

2.1 概要

・炉工学*¹⁴

核融合炉を開発していく上で不可欠な工学開発（ブランケット技術、超伝導コイル技術、炉構造・遠隔保守技術、加熱・電流駆動機器技術、プラズマ対向機器技術、トリチウム燃料給排気・循環処理技術、計測・制御機器技術、核融合中性子工学技術、核融合材料技術、安全工学技術、等）の研究分野。

・ITER 物理 R&D*¹⁵

ITER 物理 R&D 活動は、各極が自主的に進めている研究開発の成果を ITER 工学設計活動（EDA）に提供するもので 1994 年から開始した。ITER 所長および各局で指名された委員等で構成される ITER 物理委員会の下に、7つの専門家グループ（輸送及び内部輸送障壁の物理、閉じ込めデータベースとモデリング、周辺及びペDESTALの物理、スクレイプオフ層及びダイバータの物理、MHD・ディスラプション及び制御、高エネルギー粒子・加熱及び定常運転、計測）が組織された。この活動では、物理課題の抽出と各極から提出される研究成果の検討・評価を行い ITER 計画に反映した。ITER 物理 R&D 活動は、2001 年 7 月で終了し、この活動はその後、国際トカマク物理活動（ITPA）へ引き継がれた。

・ITER 工学 R&D*¹⁶

ITER 設計活動において ITER の工学的技術を確認するための研究開発。七大工学 R&D（ITER 中心ソレノイドモデルコイル開発、ITER トロイダル磁場コイル開発、大型真空容器開発、ブランケット開発、ダイバータ開発、ブランケット遠隔保守技術開発、ダイバータ遠隔保守技術開発）を 2001 年に完遂。

・増殖・発電ブランケット*¹⁷

重水素とトリチウムの反応を用いた核融合炉では、重水素とトリチウムが燃料である。しかし、トリチウムは天然に存在しないため、人工的に作り出す必要がある。そこで、核融合反応が発生しているプラズマを包むような構造体にリチウム化合物を入れて設置し、核融合反応によって発生する中性子を利用してリチウム原子を核反応によりトリチウムに転換することが考えられている。そのためのリチウム化合物及びそれを収納する構造体をトリチウム増殖ブランケットと呼ぶ。また、中性子の運動エネルギーを熱変換しその熱を発電に利用するブランケットを発電ブランケットという。

2.2 実験炉計画

・定常核融合炉*¹⁸

連続的に核融合反応を持続する核融合炉。これに対して、ある一定の時間だけ反応を繰り返す

返して起こし間欠運転するものをパルス炉という。

- ・主半径・小半径・プラズマ電流・Q 値^{*19}

ドーナツ状のプラズマの大円方向の半径、すなわち、装置の中心からドーナツ状のプラズマの断面中心までの距離を主半径という。ドーナツ状のプラズマの小円方向の半径、すなわち、プラズマ断面の半径を小半径という。大周方向（トーラス方向）に沿ってプラズマに流れる電流をプラズマ電流と呼ぶ。また、核融合反応による出力とそのプラズマ状態を維持するのに必要な加熱入力（すなわちプラズマからの熱損失）の比（ $Q = \text{出力} / \text{入力}$ ）を Q 値という。

- ・核燃焼^{*20}

DD または DT 核融合反応が起こっている状態を核燃焼という。臨界プラズマ条件や自己点火条件を満たしていなくても、核融合反応が起こっていれば核燃焼プラズマと呼ぶ。太陽では水素の原子核である陽子が4つ融合してヘリウムの原子核となる核融合反応が起こっており、核燃焼している。

- ・アルファ粒子^{*21}

DT 核融合反応では、3.5MeV のアルファ粒子（ヘリウム原子核）が発生し、数 10keV の炉心プラズマ加熱に供する。アルファ粒子は電荷を持つため磁場に閉じ込められ、そのエネルギーは衝突によって徐々にプラズマ粒子に移される。その結果プラズマが加熱される。

- ・超伝導磁石^{*22}

超伝導体を用いた電磁石（コイル）のこと。超伝導体は、ゼロ電気抵抗であるために、超伝導磁石を運転しても、通常の導体のようにジュール損（熱）が生じない。また、超伝導体は、小さな断面積で大きな電流を流せるため、コンパクトな電磁石を作るのにも適している。

- ・真空容器^{*23}

プラズマを閉じ込めるトーラス状の中空な金属容器。

- ・プラズマ対向機器^{*24}

プラズマに直接面する位置に設置される機器の総称である。第一壁、ダイバータ及びリミタと呼ばれる機器等が含まれ、プラズマを取り囲む壁を構成する。

- ・遠隔保守機器^{*25}

真空容器の内部の構造物（ブランケットやダイバーターなど）は、核融合反応時に発生し

た中性子により放射化することから、その構造物が損傷した場合は遠隔操作により修理交換をする必要がある。この遠隔保守のための各種機器の総称のこと。

2.3 炉心プラズマ研究

・エネルギー閉じ込め時間^{*26}

いかに小さなプラズマ加熱パワーで、高温・高密度のプラズマが得られるかを表す効率。プラズマの加熱を停止した場合、プラズマが冷えて行く時間スケールと同じ。エネルギー閉じ込め時間が長いということは、プラズマが冷えにくいことを意味する。

・プラズマの安定性^{*27}

トカマクのプラズマは磁場によって閉じ込められているが、プラズマの圧力と閉じ込め磁場の圧力がアンバランスになったり、トロイダル磁場に対してプラズマ電流を大きくし過ぎたりすると、閉じ込め性能が劣化したり最悪の場合プラズマが消滅する。これをプラズマの不安定性と呼ぶ。高い圧力のプラズマを安定に保持するためには、プラズマの圧力やプラズマ電流の空間分布を最適化する必要がある。

・非誘導電流駆動^{*28}

トカマクは、変圧器の原理（誘導方式）で二次巻線に相当するプラズマに電流を流しプラズマを維持するが、この方法では長時間電流を流し続けることができない。トカマク型核融合炉を定常運転するためには、プラズマ電流を非誘導方式で流す（非誘導電流駆動）ことが必要である。非誘導電流には、プラズマの圧力勾配に応じて自然に流れる電流（自発電流）や、高周波（波乗りの原理による電子電流）や中性粒子入射（イオンによる電流）等の方法を用いて外部から流す（外部電流駆動）ものがある

・熱・粒子制御^{*29}

核融合炉では超高温プラズマ状態を長い時間保持しなければならない。プラズマを取り囲んでいる壁は著しく高い熱流束およびプラズマ粒子束にさらされるため、壁材料から構成原子が種々の相互作用（昇華、熔融、スパッタリング、昇温脱離等）により、プラズマ中に放出される。放出された粒子が高温プラズマ内にはいるとプラズマ温度が低下し核融合出力の減少につながるため、壁への熱流束を低減して放出量を減らしたり、周辺プラズマでの放出粒子の侵入に対する遮蔽効果を高めたりする必要がある。すなわち、核融合反応が十分起こる状態を長時間保つためには、これらの熱・粒子束を効果的に制御する必要がある。

・トカマク国際物理活動（ITPA）^{*30}

ITER/EDA 期間中に行っていた ITER 物理 R&D を継承し、2001 年から EU、米国、ロシア、日本の 4 極の研究者が トカマクプラズマの物理解明および ITER 等の核燃焼プラ

ズマの性能検討を行う国際的な研究活動。閉じ込め、輸送物理、ダイバータ、周辺、定常運転、MHD、計測に関連する7つの専門グループと調整委員会がある。

・ JFT-2M^{*31}

高性能トカマク開発試験装置 JAERI Fusion Torus-2M の略称であり、日本原子力研究所 東海研究所（那珂研究所所属）で稼働してきた（1982年4月運転開始、2004年3月運転終了）中型のトカマク装置（ $R=1.3\text{m}$ 、 $a=0.35\times 0.53\text{m}$ 、 $B_t=2.2\text{T}$ 、 $I_p=500\text{kA}$ ）である。Hモードの物理、閉ダイバータによる周辺プラズマ制御、MHDモード抑制、フェライト鋼適合性試験など機動性を生かした研究を実施し、JT-60のダイバータ設計、MHDモード抑制制御やITERの物理R&Dなどに貢献してきた。

・ Hモード（高閉じ込めモード）^{*32}

中性子ビームあるいは高周波を用いた加熱時に、プラズマ表面付近で急激に温度と密度が高くなることで、エネルギー閉じ込め時間が通常の2倍程度に長くなる改善された閉じ込め状態をいう。ダイバータを持つASDEX装置（ドイツ）で最初に発見され、世界のトカマク装置で研究が進展した結果、ITERの標準運転モードとなっている。

・ 比例則^{*33}

プラズマの閉じ込め時間が、装置の諸元（主半径、小半径、トロイダル磁場、加熱パワーなど）やプラズマのパラメータ（密度、プラズマ電流など）によってどう変るかを表す関係式。多くの実験データから得られる経験則がよく使われる。オーミック加熱プラズマの閉じ込め、標準的なLモード閉じ込め及び高性能のHモード閉じ込めについて、それぞれ異なった比例則が得られている。ITERの概念設計活動、工学設計活動及び国際トカマク物理活動を通して、世界各国のトカマク型装置のプラズマ閉じ込めデータを集め、ITER設計のために予測精度の高い閉じ込め比例則を導出している。

・ ディスラプション^{*34}

プラズマの内部で、磁場の構造が変化し、プラズマ電流が急速に減少してプラズマが消滅する現象。プラズマ中に大量の不純物が混入した場合等に発生する可能性がある。

・ 低域混成波^{*35}

電子サイクロトロン共鳴とイオンサイクロトロン共鳴の中間の周波数帯のプラズマ中の波で、トカマク型核融合炉では数GHz帯となる。高効率の電流駆動が可能であるが、高温、高密度のプラズマでは中心領域の電流駆動が難しいことや、アンテナ先端部の熱負荷が厳しいことから、ITERでは増力時のオプションとして検討されている。

・負イオン源^{*36}

高エネルギーの負イオンビームを生成する装置。アーク放電や高周波によりプラズマを生成し、プラズマ中での反応やプラズマに接する電極表面での反応を利用し負イオンを生成する。生成した負イオンは、通常複数枚の電極間に印加される電界によって引き出し加速され、負イオンビームとなる。高エネルギーの中性粒子入射装置では、正イオンビームに代わって負イオンビームを用いることにより中性粒子への変換効率を大幅に改善できる。JT-60U では 400kV 以上のエネルギーで試験を行い、プラズマの閉じ込め性能や電流駆動性能の改善が実証された。核融合の加熱装置としてだけでなく、半導体の薄膜作成にも利用されている。

・中性粒子入射装置^{*37}

中性粒子入射装置(NBI)とは、イオン源で高エネルギーのイオン（1次粒子）ビームを生成し、電荷を持たない高速中性粒子（原子）に変換した後、核融合プラズマに打ち込む装置である。NBI には、1次粒子として、正イオンを用いたものと、負イオンを用いたものがある。ITER 等の高密度プラズマの加熱や電流駆動のためには、MeV クラスの高エネルギービームが要求されている。このような高エネルギー領域においては、イオンから中性粒子への変換効率が高い負イオンを1次粒子として用いることが不可欠である。

・電子サイクロトロン波入射装置^{*38}

電子の回転周波数（電子サイクロトロン周波数）あるいはその整数倍に近い周波数の電磁波をプラズマに入射し、プラズマ中の電子を加熱したり、プラズマに電流を流すための装置。電子サイクロトロン波帯周波数の電磁波（トカマク型核融合炉では 100GHz 帯）を発生させる大電力高周波源（ジャイロトロン）と、電磁波を伝送させる伝送系（導波管）、電磁波をプラズマに入射する結合系（ランチャー）から主として構成され、周波数が高く、波長がミリメートルレベルであることから、結合系に鏡を用いてレーザー光線のように遠方から入射できるのが特長である。

・燃焼灰^{*39}

重水素(D)とトリチウム(T)が核反応して発生する 3.5MeV のエネルギーを持ったアルファ粒子（ヘリウム原子核）が、プラズマ粒子との衝突で次第にエネルギーを失い低温になったもの。核融合炉の燃焼生成物なので灰という。プラズマ中にこれが残留すると燃料密度が下がり出力が低下するので、効率的に排出する必要がある。

・プラズマ・壁相互作用^{*40}

トカマク型装置では、主プラズマから出たプラズマ粒子が真空容器壁（第一壁）を衝撃する。この結果、壁表面はスパッタリング、化学反応、蒸発などによって損耗される。また、

壁面に入射した粒子は、反射、捕捉、拡散などを経て、プラズマ表面側に再放出される。これらのプラズマと壁との相互作用は、プラズマの不純物制御、密度制御、壁の損耗、壁における燃料滞留量などと密接に関係するので、核融合開発の重要な研究課題となっている。

・トリチウム (T) ^{*41}

原子核が陽子 1 個と中性子 2 個からなる水素の放射性同位体。和名は三重水素。半減期 12.3 年で最大 18.6keV、平均 5.7keV の β 線を放出し、 ^3He に壊変。自然界では宇宙線と大気構成元素の核反応によって生成し、その評価量は年間 160~200g 程度。

・JET トカマク^{*42}

EU の大型のトカマク装置 (R=3m、a=1.25m、Bt=3.5T、Ip=3.0MA) で、英国・カラム研究所に置かれている。日本の JT-60、米国の TFTR と合わせ三大トカマク型装置と呼ばれている。1983 年 6 月に実験を開始し、その後、装置各部の改良や補強をおこない、1991 年の重水素放電で、DT 等価 Q 値 1.1 を達成した。1991 年には世界で初めてトリチウムを重水素中に約 10% 程度まぜる予備的な DT 放電を実施し、1997 年には 1 秒以下の短時間ながら DT 反応出力 16MW を実現した。その後、ITER の物理データベース整備のため実験を継続している。

・TFTR トカマク^{*43}

米国・プリンストン・プラズマ物理研究所の大型のトカマク装置 (R=2.4m、a=0.8m、Bt=5.0T、Ip=2.2MA)。TFTR は 1982 年末に実験を開始した。1988 年の重水素放電では、DT 等価 Q 値 0.3 を達成した。その後はトリチウム取扱施設として整備し、1993 年からは重水素とトリチウム比率 1 : 1 の DT 放電を行った。1994 年には温度 5.1 億度、核融合出力 10MW を得た。1997 年 4 月に実験運転を終了した。

・TRIAM-1M^{*44}

九州大学応用力学研究所の強トロイダル磁場実験装置のこと。世界で初めて Nb₃Sn(ニオブ三錫)超伝導線材をトロイダル磁場コイル(トロイダル磁場 8 テスラ)に用いた超伝導トカマク装置。1986 年から実験を開始。1987 年以降、世界で唯一の Nb₃Sn 超伝導システムの 100 日間連続運転を毎年実施し、Nb₃Sn を用いた超伝導コイルの耐久性・安定性を実証した。さらに、高周波のみ(低域混成波を用いた電流駆動)により、トカマクプラズマを長時間(5 時間 16 分:世界最長)維持することに成功した。

・エネルギー増倍率^{*45}

核融合反応による出力と、そのプラズマ状態を維持するためにプラズマに直接供給される外部からの入力との比。この値が 1 のときを臨界プラズマ条件、無限大のときを自己点火条

件と呼ぶ。JT-60 は平成 10 年 6 月にこの値が 1.25 の世界最高値を達成した。

・負磁気シア運転^{*46}

トカマクプラズマの閉じ込め磁場配位において、内部磁気シアが負となる運転のこと。ここで、磁気シアは、隣り合う磁気面における磁力線の捻れ具合を表し、安全係数 q と体積平均小半径 ρ を用いて $\rho/q \cdot dq/d\rho$ で定義される。通常のトカマクにおいては、電流分布は中心（磁気軸）で最大となる凸状の分布で、磁気シアはいたるところで正となる。何らかの方法で電流分布を凹状とすると、 q が極小値 q_{\min} を持つようになり、その内側は磁気シアが負の負磁気シア領域となる。このような配位を負磁気シア配位あるいは反転磁気シア（reversed magnetic shear）配位と呼んでいる。負磁気シア配位の運転は、高い自発電流割合との整合性がよく、定常トカマク炉に適した運転と考えられている。

・DT 等価エネルギー増倍率 Q_{DT} ^{*47}

DD 核融合反応の実験で得られたプラズマの温度と密度の下で、燃料の重水素の半分がトリチウムに置き換わったと仮定して、DT 核融合反応で発生するエネルギーを計算し、それから評価したエネルギー増倍率のこと。

・自発電流^{*48}

トラスプラズマにおいて、プラズマ圧力の小半径方向の勾配により磁場に平行方向に自発的に流れる電流。自発電流が多いほど、外部から駆動する電流を減らす事ができるので運転の経済性があがる。トカマク炉の定常化の中心ファクターの一つである。定常トカマク炉では全プラズマ電流の 70-80% を自発電流でまかなう事を想定している。

・粒子ビーム^{*49}

プラズマの加熱や定常維持のための電流駆動を行うため、或いはプラズマの測定を行うために、中性粒子入射装置によって外部からプラズマに入射する原子（粒子）ビーム。中性粒子入射装置では、まず、イオン源でイオンを発生させ、加速してイオンビームとする。イオンのままではトカマクなどの強い磁場で偏向されてしまうので、イオンから電荷を取った中性の原子ビームに変換して入射する。

・高ベータ化^{*50}

プラズマを閉じ込める磁場の圧力に対するプラズマの圧力比、すなわちベータ値＝プラズマ圧力／磁場圧力。ベータ値が高いほど弱い磁場で高い圧力のプラズマを閉じ込めることができる。核融合炉の出力は、プラズマ圧力の自乗×プラズマ体積に比例するため、ベータ値を高めることで、コンパクト（小さな体積）な炉心をつくることができる。すなわち、高ベータ化は、核融合炉の経済性を高める上で、必要不可欠な要素である。

・第一壁^{*51}

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、ブランケット壁等がある。狭義には、壁面が磁気面に平行な位置関係にあるブランケット壁を第一壁と呼ぶ。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、第一壁から不純物が発生し、これがプラズマに与える影響も無視できない。第一壁の設計は、除熱、不純物放出、粒子リサイクリング率、表面損耗、照射損傷、熱疲労、電磁力等を総合的に評価して行われる。

・低放射化フェライト鋼^{*52}

核融合発電実証炉のブランケット構造材料の最も有力な候補である。鉄系の耐熱材料を基にして、長寿命の放射性廃棄物を低減するように設計したものであり、鉄に 8%の Cr と 2%の W を添加した F82H が原研を中核として大学等の協力を得ながら開発された。現在、実用化への最終段階である工学実証段階への移行を目指し、性能評価が進められている。また、強磁性体であるため、プラズマを閉じ込める磁場に悪影響を与えることが懸念されていたが、原研の JFT-2M での適合性試験により、大きな問題がないことが実証されてきた。

・強磁性体^{*53}

鉄、ニッケルのような磁場中で磁化する性質をもつ物質の総称。プラズマ装置に導入する場合、閉じ込め磁場の形状を変化させるので注意を要する。核融合発電実証炉のブランケット構造材料の有力候補である低放射化フェライト鋼も強磁性体である。

・規格化ベータ値^{*54}

トカマクのプラズマでは、ベータ値の上限はプラズマ電流に比例し、環状磁場強度とプラズマ小半径に反比例することが、広範な実験及び理論計算により示されている。その比例係数を規格化ベータ値と称し、 β_N (normalized beta value) と記す。この β_N 値を高めることで、コンパクトで高効率なトカマク核融合炉の実現が可能となる。

・大型ヘリカル装置 LHD^{*55}

自然科学研究機構核融合科学研究所で稼動中の世界最大規模のヘリカル型実験装置。LHD とは Large Helical Device の略。LHD は、プラズマの閉じ込めに、ねじれた磁場コイル (ヘリカルコイル) を用い、我が国で独自に開発された磁場配位 (ヘリオトロン配位) を採用した。2本の超伝導ヘリカルコイルと 3対の円環超伝導コイルから構成される。平成 10年 3月から実験が開始された。ヘリカル方式は本質的に制御性が優れており、将来の発電炉に必要な不可欠な定常運転に適しているといわれている。トカマク方式と磁場構造が基本的に異なっていることなどから、トカマク方式と相補的な研究を行うことなどにより、ITER

計画推進のための支援装置としての役割が期待されている。

- ・高速点火方式^{*56}

高密度に圧縮された燃料に、超高強度レーザーを照射して点火、燃焼させる方式である。中心点火よりもはるかに小さなレーザーで高い核融合利得が得られる。

- ・ FIREX 計画^{*57}

大阪大学レーザーエネルギー学研究センターで進められており、爆縮プラズマを短パルス超高強度レーザーで瞬間的に加熱することにより、効率的な核融合点火と自己燃焼へのシナリオを明らかにし、高速点火核融合の原理を実証するプロジェクトである。

- ・ CHS^{*58}

核融合科学研究所の小型のヘリカル型磁場閉じ込め装置(Compact Helical System)。主半径 1 m、副半径 0.2m、ヘリカルコイルのピッチ数（ひねりの回数）が 8。小型装置の機動性を生かして LHD 実験を側面から支援。

- ・ 磁場リップル^{*59}

螺旋状のコイル（ヘリカルコイル）を用いて、ドーナツ状に螺旋状の閉じ込め磁場を形成する場合、コイル間よりもコイル直下で磁場が強くなるため磁場強度に強弱が発生する。このような磁場構造を磁場リップルという。

- ・ 高エネルギー粒子^{*60}

中性粒子入射で生成される高エネルギーのイオン、電場によって加速生成される逃走電子、核融合反応によって生成される α 粒子など通常の熱プラズマより高いエネルギーの粒子を総称する。

- ・ Heliotron-J^{*61}

京都大学エネルギー理工学研究所のヘリカル型磁場閉じ込め装置。先進的磁場閉じ込め配位(ヘリカル軸ヘリオトロン)により磁場スペクトラムの基本因子(トロイダル、ヘリカル、バンピー)に対する制御自由度を拡大し、磁場配位研究における新しいパラメータ領域の開拓とフレキシブルな実験が可能。

- ・ 慣性核融合^{*62}

高強度レーザー、重イオンビームあるいはZピンチと呼ばれる装置を用いて、固体の燃料に大きなエネルギーを瞬時に注入し、燃料が慣性で止まっている間に、密度と温度を上げて核融合反応を起こさせる方法を慣性閉じ込め核融合という。

- ・レーザー核融合^{*63}

高強度レーザーをドライバーとして用いる慣性核融合をレーザー核融合という。

- ・激光 XII 号レーザー^{*64}

大阪大学のガラスレーザーを用いた慣性閉じ込め装置。レーザーのビーム数は 12 本、エネルギーは 30kJ（レーザー波長 1.05 μm ）、15kJ（同 0.53 μm ）、10kJ（同 0.35 μm ）である。

- ・爆縮^{*65}

慣性核融合において、強力なレーザー光あるいはレーザー光やイオンビームにより発生させた X 線を直径数ミリ・メートルの固体燃料粒子（ペレット）に周囲から一様に入射すると、ペレットはまずその表面がエネルギーを吸収して加熱され、加熱された部分が半径方向に飛散するが、その反作用（ロケットが上昇するときの効果）でペレットは中心に向かって圧縮される。この現象を爆縮と呼んでいる。

- ・中心点火^{*66}

燃料ペレットに多数の強力なレーザーを照射して、表面に発生するプラズマの圧力で超高密度に圧縮（爆縮）、ペレットの中心に出来る高温プラズマで核融合反応を点火し、周囲を取り囲む燃料を燃焼させる。

- ・NIF^{*67}

国立点火施設 NIF(National Ignition Facility)は米国 Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL)研究所で建設中の中心点火方式の慣性核融合装置で、1.8 MJ、0.35 μm 、192 ビームを予定している。

- ・LMJ^{*68}

LMJ(Laser Mega Joule)は 1993 年にフランスの原子力委員会(CEA)によって承認され、現在、建設中の中心点火方式の慣性核融合装置で、2MJ、0.35 μm 、240 ビームを予定している。

- ・超高密度プラズマ^{*69}

慣性核融合では、まず強力なレーザー光をミリメートルサイズの球殻燃料ペレットに均一に照射する。高圧のプラズマができ中心に向けて球殻燃料が加速し、燃料が圧縮(爆縮)し固体密度の数 100~1000 倍以上の超高密度状態が作られる。これを超高密度プラズマという。

- ・超短パルスレーザー^{*70}

超短パルスレーザーは、発光している時間が非常に短く（通常はパルス幅 1 ps から数十 fs 以下：ps=ピコ秒= 10^{-12} sec、 fs=フェムト秒= 10^{-15} sec）、高いパワーをもつレーザーである。

- ・ペタワットレーザー^{*71}

出力が 1PW（ペタワット、ペタは 10^{15} 、1000 兆ワット）を超えるレーザー装置。

- ・逆磁場ピンチ^{*72}

トロイダル方向に強い電界をかけ、トロイダル磁場に比べて大きなプラズマ電流を発生させることでドーナツ状のプラズマを形成する方式。プラズマの中心部と周辺部で磁場の方向が逆向きになるので、逆磁場ピンチ方式と呼ばれる。

- ・TPE-RX^{*73}

産業技術総合研究所の逆磁場ピンチ型装置。RFP 装置では世界最大級。

- ・ポロイダル電流駆動^{*74}

逆磁場ピンチ方式では、プラズマに大きな電流を流すことができる利点がある反面、その閉じ込め磁場は、プラズマ中で発生する不安定性によって生成・保持されるため、エネルギー閉じ込め性能に課題がある。そこで、回転磁界を用いてポロイダル方向に電流を流すことで、不安定性に依存することなしに磁場構造を保ち、エネルギー閉じ込め性能を向上する研究が進められている。

- ・ミラー閉じ込めプラズマ^{*75}

磁場閉じ込め方式の中で開放型装置と呼ばれる直線状の装置の一つ。2 個の円形のコイルに同方向に電流を流すと、コイルの所で磁場が強くなり、コイルの中間で磁場が弱くなり、磁力線が 2 個のコイルの所で絞られた磁場ができる。磁力線に対して垂直方向に大きな速度成分を持った荷電粒子は磁場の強いところで反射され、2 個のコイルの間に閉じ込められるので磁気ミラーと呼ばれる。一方で平行方向に大きな速度成分を持った荷電粒子は、磁気ミラーの両端から流失してしまう。両側にさらに磁気ミラーを設置し、電位の高いプラズマを形成することで流失を抑制できる。このように磁場と電位によってプラズマを閉じ込める装置をタンデムミラー型装置という。

- ・GAMMA-10^{*76}

筑波大学プラズマ研究センターで運転中の複合ミラー型装置。中央ミラー間距離は 6m、

全長約 27m。

軸方向閉じ込めを改善するため、装置両側に設置されているプラグ部において電子サイクロトロン共鳴加熱を行い、イオン閉じ込め電位を形成している。

・電位形成^{*77}

プラズマ中で形成される電位はプラズマの閉じ込め性能に関連することから、電位形成・電位によるプラズマ閉じ込め向上の機構解明が推進されている。

・コンパクトトーラス^{*78}

装置の簡素化・コンパクト化を図るため、トカマクのようなトロイダルコイルを用いずに、プラズマ中に電流を流すことによってはじめて閉じたトーラス状の磁場を形成しプラズマを閉じ込める装置。逆転磁界ミラー、逆転磁場配位、スフェロマック等がこれに含まれる。

・磁気リコネクション^{*79}

磁気リコネクションとは、プラズマ中の電気抵抗等に起因して、反平行成分を持つ磁力線同士がつなぎ換わることで、実験室や天体プラズマに自己組織化等の多彩な非線形時間発展・緩和現象を誘起する中心的な現象である。磁力線のつなぎ換えが生じると、異なる磁力線上のプラズマが混合し、磁気エネルギーがプラズマの熱・運動エネルギーに変換される。

・球状トーラス^{*80}

通常のとカマクでは、プラズマアスペクト比 A ($=$ プラズマの主半径/小半径) が $A=3$ 程度であるのに対して、プラズマアスペクト比が極端に小さい ($A<2$ 以下) 装置を球状トカマクと称す。ベータ値が数 10%のプラズマも実験的に達成されており、トカマクの高性能化に貢献する研究が行われている。

・TST-2^{*81}

東京大学で運転中の球状トカマク装置。 $B_t=0.2-0.4T$ 、 $I_p=200kA$ 、アスペクト比 $A=1.6$ (>1.5)。

・LATE^{*82}

LATE(Low Aspect ratio Torus Experiment)は、京都大学で運転中の低アスペクト比の球状トカマク装置($A=1.3$ 、 $I_p=3kA$ 、非円形度 $=1.3$)。オーミック加熱を用いずに GHz 帯のマイクロ波だけを用いる球状トカマク装置で、特に、電子サイクロトロン波帯の高周波を用いた、中心ソレノイド無しでの低アスペクト比球状トカマクの生成・維持のユニークな研究を中心に行っている。

- ・ TS-3/TS-4^{*83}

東京大学で運転中の装置で、単一装置で磁場反転配位、逆磁場ピンチ、スフェロマック、球状トカマクまですべての内部電流系球状トーラスの生成、相互比較が可能なユニークな核融合プラズマ実験装置である。特に、大きな特長となっているのは上記のトーラスを複数生成してそれらの軸方向合体・磁気リコネクションが検証できることである。

- ・ 内部導体装置^{*84}

プラズマ内部に置いた導体に電流を流して安定な閉じ込め磁場配位を作り、プラズマの閉じ込めを行う装置をいう。核融合炉への適用には工学的な難しさがあるが、電磁流体力学研究や閉じ込め物理などの核融合プラズマの基礎研究として重要な役割を果たすことが期待されている。

- ・ 緩和理論^{*85}

プラズマ中の緩和とは、巨視的な乱流状態を通して、磁場のエネルギーが最小の状態に落ち着くことである。これは、逆磁場ピンチプラズマにおいて確認された。

- ・ Proto-RT/Mini-RT^{*86}

東京大学で建設・運転されている小型の内部導体装置（常伝導コイルの Proto-RT と超伝導コイルの Mini-RT）である。特に Mini-RT 装置では、磁気浮上コイルに高温超伝導線材を用いている。

- ・ CSTN-IV^{*87}

名古屋大学の小型のトカマク型プラズマ閉じ込め装置で、プラズマ電流 1kA、電子温度 10~20eV 程度のプラズマを生成することができる。世界でも稀な放電パルスの高繰返し特性を持ち、完全交流放電や運転責務 50%の高繰返しパルス放電が可能であり、長時間放電の模擬も可能となっている。

- ・ NAGDIS-II^{*88}

名古屋大学の直線型ダイバータ・プラズマ模擬実験装置 (Nagoya University Divertor Simulation)。プラズマ柱が長く大口径の高熱流プラズマ生成を目的として建設された。定常高熱流プラズマにより、ダイバータ領域におけるプラズマ・壁間相互作用の研究をすることができる。

- ・ デタッチメント現象^{*89}

ターゲット板へのイオン束が消失し、プラズマ熱流束が大きく減少する状態であり、ガス注入により粒子リサイクリングを高めダイバータ部で高密度・低温プラズマを形成したと

きに観測される。プラズマ粒子の再結合や荷電交換反応による運動量の損失が原因である。デタッチメント状態では、中性粒子の電離される領域が、ターゲット板近傍から離れる。同時に、放射損失・荷電交換損失の強く発生する領域が上流に移動し、停留する。核融合炉では、ターゲット板への熱流束低減のためにこの現象を利用することが考えられている。

2.4 炉工学研究

・超伝導磁石^{*90}

超伝導導体を用いた電磁石(コイル)のこと。超伝導導体は、ゼロ電気抵抗であるために、超伝導磁石を運転しても、通常の導体のようにジュール損が生じない。また、超伝導導体は、小さな断面積で大きな電流を流せるため、コンパクトな電磁石を作るのにも適している。

・ニオブ・スズ^{*91}

超伝導コイル用線材のひとつで、化学式は Nb_3Sn 。-260°C程度まで冷やすと、電気抵抗がゼロとなる超伝導状態になる。超伝導特性はニオブ・チタンに比べ非常に優れているが、金属間化合物であるため、化合物生成のために導体を熱処理する必要がある。材料としては非常にもろいが、近年の製作技術の進展により、磁場が高いコイルに用いられるようになってきている。ITERのトロイダル磁場コイル、中央ソレノイドに採用されている。

・遠隔保守^{*92}

真空容器の内部の構造物(ブランケットやダイバーターなど)等は、核融合反応時に発生した中性子により高度に放射化することから、直接、人が近づくことができない。したがって、それらの構造物が損傷した場合は、ロボット技術等を用いた遠隔操作による保守補修をする必要がある。この技術及び機器のことをいう。

・ブランケット^{*93}

核融合反応発生装置において、核融合が発生しているプラズマを包むように設置される構造物を、ブランケットという。ブランケットの機能は、真空容器やその外側の超伝導コイルを中性子から遮蔽、核融合反応によって発生する中性子を利用してリチウム化合物をトリチウムに転換、中性子をうけてその運動エネルギーを熱に変換する、などの機能のいずれかを担う。

・炉内自走式保守システム^{*94}

「遠隔保守機器」のひとつ。保守時に真空容器内に敷設したレールを真空容器の回りから多点で支持し、支持されたレール上を移動可能な自走式ロボット(ビークル型マニピュレータ)などを用い、真空容器内の構造物の保守補修作業を行うシステムのこと。

- ・接合技術^{*95}

ここでは主として異種材料同士を接着するための技術を指す。プラズマ対向機器においては、ろう付けや拡散接合法などの接合方法が利用される。

- ・ダイバータ板^{*96}

プラズマ周辺の磁力線の形状を工夫して、主プラズマの外に流出した荷電粒子が直接近くの壁に当たらないように中性化板（ダイバータ板）あるいは排気部（ポンプ）に導くようにした装置で、特にプラズマ中の不純物を減少させるのに効果がある。

- ・トリチウムプロセス研究棟(TPL) ^{*97}

日本原子力研究開発機構のトリチウムプロセス研究棟。核融合炉開発に向けたトリチウム工学技術の研究開発施設であり、国内唯一（核融合研究では現在世界最大規模）のグラムレベル大量トリチウム取扱施設（トリチウム貯蔵許可量は 22.2PBq=約 63g）。これまで、核融合炉燃料システムの主要プロセス（燃料精製・捕集・同位体分離・貯蔵）の基本特性を把握し、ITER 等の次期核融合装置の設計に反映するとともに、15 年以上にわたるトリチウム安全取扱・施設運転管理の実績を蓄積。最近では、ブランケット増殖トリチウム回収システム開発を重点とし、トリチウム汚染防止・除染等に関する研究にも幅広く利用されている。

- ・システム統合技術^{*98}

核融合炉の構成機器は、炉の運転中は単独の要素技術試験では経験することの無かった熱、粒子、放射線、電磁力負荷の複合的環境下での安全性と信頼性が求められ、これら機器が総合システムとして機能させるための技術をいう。

- ・核融合中性子源施設 FNS^{*99}

FNS(Fusion Neutronics Source)は日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター 原子力科学研究所にある加速器型の核融合中性子源であり、重水素イオンを加速器で約 400kV に加速し、トリチウム T を吸着させたターゲットに入射させて、DT 反応により発生する 14MeV 中性子を発生させるものである。最大ビーム電流は 20mA、最大中性子発生量は 2×10^{12} 個/秒であり、現在世界最強である。これまで、トリチウム生成率、核発熱、誘導放射能、遮蔽性能の測定など DT 中性子の反応に起因する各種物理量の測定実験や核設計コードの計算精度評価のための実験的研究等が行われてきたが、現在ではさらに機能材料の照射効果、材料損傷の核的現象の実験、核計装用検出器の開発等の研究にも盛んに利用されている。

- ・リチウム化合物^{*100}

リチウムの化合物。核融合炉では、天然には極く微量しか存在しないトリチウムを核融合

炉自身で生産するための材料(トリチウム増殖材)として用いられる。酸化リチウム (Li_2O)、チタン酸リチウム (Li_2TiO_3)、ケイ酸リチウム (Li_4SiO_4)、リチウム合金 ($\text{Li}_{17}\text{Pb}_{87}$ 等)、熔融塩 (FLiBe 等) 等が候補材である。

・ 固体微小球充填型固体増殖ブランケット^{*101}

トリチウム増殖材及び中性子増倍材を微小球として用いた固体増殖ブランケット。トリチウム増殖材及び中性子増倍材が受ける中性子照射効果によって、熱・機械特性が劣化しないように、増殖材及び増倍材を微小球にして充填する。

・ 照射損傷量 (dpa) ^{*102}

displacement per atom の略であり、中性子照射によって材料の構成原子が格子点からはじき出される割合を示す指標である。1dpa の照射損傷量は、材料の構成原子が平均すると 1 回格子点からはじき出されたことを意味する (あくまでも平均であり、個々には 2 度はじき出されたり、はじき出されない構成原子もある)。

・ 放射化^{*103}

核融合反応中性子との相互作用により、材料 (特に真空容器内部の機器・構造材料等) は放射化する。その放射化生成核種の種類 (半減期、放射線種、エネルギーなど) と濃度を総合して、放射化レベルを判断する。例えば、放射性廃棄物の処理処分については、放射化レベル (放射性核種の濃度レベル) に応じ、高 β γ 廃棄物・低レベル廃棄物・極低レベル廃棄物及びクリアランスレベルなどに分類し、レベル毎に適切に処分する。

・ 材料照射試験装置^{*104}

中性子照射による材料の損傷及びその結果生じる特性の変化を試験するための試験装置。現在利用できるのは、照射用のポートが設置されている原子炉が主である。材料特性は照射環境、特に温度に敏感であるため、照射装置では温度制御・計測が重要な機能とされる。

・ 中性子^{*105}

英語ではニュートロン(nとも書く)といい、素粒子の一つである。陽子とともに原子核を構成する。電荷は 0、質量は $1.6749 \times 10^{-27}\text{kg}$ である。単独では不安定で、半減期 12.5 分で β 崩壊して陽子に変わる。電氣的に中性で原子核内に容易に入ることができるので、核反応を起こすのに使われる。単位面積を毎秒通過する中性子の数は、中性子束(Neutron Flux)密度と呼ばれる。単位は中性子数/($\text{m}^2 \cdot \text{秒}$)である。ちなみに、単位体積に存在する中性子の数は中性子数密度、または中性子密度(Neutron Density)と呼ばれる。

・ 国際エネルギー機関 IEA^{*106}

石油資源需給問題などを契機に発足した OECD 傘下の国際エネルギー機関。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の開発をするための加盟国間の協力の推進がある。

・国際核融合材料照射施設 IFMIF^{*107}

IEA のもとで、日、米、EU、ロシアの協力で検討を進めている国際核融合材料照射施設。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すると、核反応の結果、14MeV 付近の中性子が効率よく発生するため、これを材料に照射して核融合炉環境を模擬した状態での特性の変化を試験する。

・ニオブアルミ線材^{*108}

近年開発が進められている超伝導コイル用線材のひとつで、化学式は Nb₃Al。-260°C程度まで冷やすと、電気抵抗がゼロとなる超伝導状態になる。超伝導特性はニオブ・スズよりも優れており、特に線材に印加される機械的歪みに対する劣化が少ないため、ニオブ・アルミ生成熱処理の後にコイル巻線を行うリアクト・アンド・ワインド法の採用などコイル製作を容易にすることができる。原研においては、ジェリーロール法によるニオブ・アルミ線材製作技術の開発を進めてきた。

・エネルギー変換効率^{*109}

電気エネルギーからレーザーエネルギーへの変換の効率、あるいはレーザーエネルギーから核融合エネルギーへの変換の効率。レーザー核融合炉が成立するためにはこの 2 つの効率の積が 10 以上必要である。

・レーザーダイオード励起固体レーザー (DPSSL) ^{*110}

レーザーダイオード (LD) を励起源とした LD 励起固体レーザー (DPSSL) は、励起する相手の吸収スペクトルに合致した狭い線スペクトルの発光を利用するので、効率が良く、またそれにとまって不要な発熱も少ないため繰返し動作が可能である。LD 励起固体レーザーは一般的に 10% 以上の効率、10Hz 以上の高繰返し動作が実現されている。80 年代後半から高出力・高効率な LD の出現によって、LD 励起固体レーザー (DPSSL) は急速に出力レベルおよび動作性能が向上した。連続モードでは 10kW 以上のレーザー出力が得られるようになった。

・HALNA レーザー^{*111}

HALNA(High Average power Laser for Nuclear fusion Application)は、核融合炉用レーザードライバとして開発中の DPSSL を使用したレーザーシステムであり、10Hz 程度の繰返し動作で、比較的高いエネルギー出力を目指している。

- ・エキシマ (KrF) レーザー^{*112}

本質的に反結合性を持った基底状態にある分子の遷移で作用し紫外線(248nm など)で発振する稀ガス・ハロゲン化物を用いたガスレーザー。エキサイテッドダイマーの破壊による発光現象を利用している。主に半導体製造 (リソグラフィ) に用いられる。

- ・照射効果^{*113}

粒子線等の照射によって生じる材料の変化。核融合炉の場合は、14MeV 中性子による照射効果が大きな問題となる。高エネルギーの中性子の照射は、直接・間接に材料に弾き出し損傷、核変換損傷、電子励起などの効果をもたらし、これによって材料の特性が変化する。

- ・材料照射損傷モデリング^{*114}

材料の照射効果のモデリングのこと。照射による材料の変化には、次のような特徴がある。材料の照射効果は弾き出し損傷や核変換損傷による点欠陥・異種原子の発生に始まり、これらの拡散による消滅、あるいは合体による欠陥集合体の形成等の過程によってマイクロ組織的变化が引き起こされ、さらにはそれが、例えば変形のマイクロ過程である転位の運動に影響を及ぼし、マクロな特性である強度特性が変化する。

- ・電磁熱構造解析^{*115}

核融合炉の真空容器や真空容器内構造物には、核融合に特有の電磁力 (電磁応力) や核発熱に応じた熱応力が作用する。真空容器や真空容器内構造物は、これらの応力に対して十分な構造健全性を有するように設計する必要があるが、その設計のための電磁力・核発熱・応力等の評価解析手法の総称。

- ・中性子輸送^{*116}

核融合、核分裂またはその他の核反応によって発生した中性子が、エネルギーを変えながら空間的に移動していくこと。

2.5 核融合炉システム設計

- ・核融合炉 SSTR^{*117}

75%を自発的に発生する電流でプラズマ電流を担う定常トカマク型核融合動力炉 Steady State Tokamak Reactor の略称。自発電流を利用して定常運転を可能にする炉概念であり、原研が 1990 年に提案し現在の定常トカマク炉の原型となった。

- ・高経済性炉 CREST^{*118}

コンパクト且つ低コストを目指した負磁気シアー配位のトカマク炉 Compact Reversed

Shear Tokamak の略称。電力中央研究所が 1997 年に提案した高経済性を追求した炉概念である。

2.6 安全性研究

2.7 学術基盤の構築

・遷移現象^{*119}

系がある特定の状態から別の状態に突然飛び移ること。

・リミットサイクル^{*120}

有限な長さを持つアトラクターのこと。遷移、逆遷移の繰り返しのことであり、周期運動に対応する。

・レーザー核物理^{*121}

超高強度レーザーの持つ強い電場により原子核に影響を与え、核の性質を調べる学問。

・高エネルギー密度科学^{*122}

星の中心部でしか得られないような非常に高い圧力の下での極限状態を調べる科学。

・第一原理^{*123}

物理現象を支配する法則のうち、より基本的な原理・法則のこと。プラズマ物理学では、荷電粒子の運動方程式、マックスウェルの電磁場の法則がこれに対応する。

・電磁流体不安定性^{*124}

プラズマを構成する多数の荷電粒子の集団運動により引き起こされる不安定性。プラズマ閉じ込め領域からのプラズマの消失等をもたらす場合がある。

・静電揺動^{*125}

磁場の変動を伴わなくても励起される揺動の総称。ドリフト波、イオン温度勾配不安定性、電子温度勾配不安定性等がある。

・ジャイロ運動論^{*126}

荷電粒子は磁力線に巻きついて運動するが、その旋回運動（ジャイロ運動）に注目してプラズマ粒子の運動を記述する理論モデル。荷電粒子の運動はプラズマ物理学における第一原理の一つと考えられるが、多粒子系である核融合プラズマの挙動を直接、粒子シミュレーションから予測することは不可能である。そのため、プラズマの挙動に対して重要なジャイロ運動効果を残しつつ、多粒子系の自由度を低減した理論モデル。

- ・ MHD 非線形ダイナミクス*127

非線形効果が重要になる電磁流体力学的な挙動のこと。近年、不安定性の突発的発生や、実験で観測される不安定性の成長率等を説明するために重要と考えられている。

- ・ 内部輸送障壁*128

プラズマ内部に局所的にプラズマ閉じ込めのよい領域が現れる現象。この障壁近傍では、密度分布、温度分布等が大きな勾配を持つことが観測される。

- ・ 核燃焼プラズマ統合コード*129

複数の物理シミュレーションコードを組み合わせる使用することにより、単一の物理モデルや物理コードでは予測不可能な複雑なプラズマ現象を解明し、核燃焼プラズマの定量的予測を行うシミュレーションコード。

2.8 産業界への波及効果

- ・ 選択排気技術*130

プラズマを長時間安定して燃焼させるためには、核融合反応灰物質であるヘリウムを連続的に除去しなければならない。選択排気技術では、水素同位体燃料とヘリウムの各々に対するゼオライト吸着剤の吸着親和力差を利用して、混合排ガス中の未反応燃料とヘリウムを各々の成分に連続的に分離し、燃料成分は再度、炉心プラズマ中に注入して燃料利用効率を向上させる。具体的には、ゼオライト吸着剤を充填した分離管とターボ分子ポンプ等の機械式ポンプから構成される真空排気システムにより行われる。本技術は、吸着剤と混合ガスの組み合わせを適宜選べば、一般の混合ガスの分離にも適用することが可能であり、地球温暖化ガスの一種である全フッ素化合物（PFC）ガスの分離・回収にも応用されている。

- ・ ペレット技術*131

レーザー核融合研究で開発されたペレットの生成技術。特に、エマルジョン法により製作される中心点火用燃料容器の真球性は 99.98% に及ぶため、この高い精度を利用し、衝撃センサーに応用する研究がある。

- ・ 極紫外光源*132

極端紫外光(EUV)は、エキシマレーザー（波長：～200nm）よりも一桁以上短い波長を持つ光で、次世代半導体製造のリソグラフィー用光源として有望と考えられ、その開発が急務となっている。

2.9 人材育成

2.10 国際協力

●第3章

3.1 核融合エネルギー早期実現のための開発戦略

・電磁誘導を用いた間欠運転方式^{*133}

トカマク型実験装置が発明された当時は、トカマクはトランスの原理（電磁誘導）によりプラズマを発生させるため、間欠的な運転しかできないと考えられていた。このような間欠的な運転の方式を間欠運転方式という。

・定常炉心プラズマ^{*134}

定常炉心プラズマは、炉心プラズマ^{*11}が定常に維持できている状態をいう。

・プラント効率^{*135}

核融合反応で発生する熱エネルギーを電気などの異なるエネルギー形態に変換するときの効率。

・トリチウム増殖率（TBR）^{*136}

核融合炉において、燃焼するトリチウム量に対する、トリチウム増殖ブランケットでのトリチウム転換量の割合をトリチウム増殖比（Tritium Breeding Ratio (TBR)）という。

・中性子フルエンス^{*137}

中性子束(Neutron Flux)は単位面積を毎秒通過する中性子の数であり、これを一定時間積分したものが積算中性子束で英語ではフルエンスという。単位は中性子数/m²である。吸収線量(Gy)、たたき出し原子数密度(dpa)等とともに、材質劣化に対する中性子照射量を表すのに良く用いられる。

・熱流束（高熱流束機器）^{*138}

熱の大きさを入熱する部分の面積で除したもので、単位面積当たりの入熱の大きさを示す。プラズマ対向機器における負荷の指標の一つ。

・燃焼プラズマ制御^{*139}

ここでいう燃焼プラズマとは、DとTの燃料を用いて核融合反応を起こしているプラズマを指し、燃焼プラズマ制御とは、自己点火条件及びそれに近いパラメータ領域のプラズマ性能を定常に維持するために必要な制御手法をいう。

・電流拡散時間^{*140}

プラズマ中の電流は主に磁力線方向の粒子(電子またはイオン)の流れによって発生する。粒子は磁力線に巻き付いて運動しているが、衝突による散乱で粒子が異なる磁力線に移動

すると、プラズマ中の電流も磁力線に垂直方向に広がる（拡散する）。電流拡散時間はそのための典型的な時間を表す。

・低スパッタリング^{*141}

高速粒子が固体に衝突した際、固体表面から構成原子がはじき出される現象をスパッタリング（はじき出し）といい、低スパッタリングとは材料のはじき出される割合が低い性質をいう。低スパッタリング材料は、スパッタリングによる損耗量が少ないため、プラズマ対向機器の保護材料（アーマ）に適する。

・アスペクト比^{*142}

環状磁場閉じ込め方式における特徴的なパラメータは、円環の半径（主半径 R ）と円環の太さ（小半径 a ）であり、この比をプラズマアスペクト比（ $A=R/a$ ）という。一般的なトカマク装置ではアスペクト比が $A\sim 3$ 程度であり、ヘリカル装置では $A=5\sim 7$ 程度である。また、最近では、アスペクト比が極端に小さい（ $A< 2$ ）トカマクが着目されており、これを球状トカマクと呼ぶ。

・プラズマ形状^{*143}

プラズマの閉じ込めや安定性において、断面形状（三角形度、非円形度）が大きく依存するため、プラズマ断面形状の最適化制御が重要となってきた。

・帰還制御^{*144}

一般的には、出力側の信号を入力側に戻し（帰還し）、出力を制御・修正することをいう。核融合実験装置においては、測定した密度、温度、プラズマ電流を用いて随時プラズマを制御することをいう。例えば、プラズマ密度の帰還制御では、プラズマ密度を測定し、プラズマ密度が下がったら（上がったら）、燃料ガスの注入量を増やし（減らし）プラズマ密度を一定に保つことをいう。

・燃料自給性^{*145}

核融合炉は、トリチウム増殖ブランケットでトリチウムをリチウム化合物から転換して生産し、燃料として使用することで、外部からのトリチウム供給をせずに運転を継続できることが特徴である。このように外部から燃料を供給せずに運転を継続する性能を燃料自給性という。

・科学技術・学術審議会学術分科会・基本問題特別委員会核融合ワーキング・グループ^{*146}

文部科学省の審議会である科学技術・学術審議会の学術分科会・基本問題特別委員会の下に設置されたワーキンググループ。平成13年7月～平成15年1月まで活動し、当該研究

分野を代表する研究者により研究の重点化・効率化についての審議が集中的に行われ、平成15年1月8日「今後の我が国の核融合研究の在り方について」を取りまとめた。

3.2 核融合に関する学術研究の意義・位置づけ

・複雑性科学^{*147}

流体力学等の物理学のみならず、菌類等の生物の増殖、経済等においても見られる“複雑な”現象のこと。決定論的な力学系においても解析的表現が不可能な複雑な挙動を示すことが知られており、その自由度の大きさと散逸過程の存在から流体運動がその典型例として研究対象となる。

3.3 人材育成と核融合基盤技術の持続的な発展

3.4 国際協力の推進

3.5 研究開発のバランスとチェックアンドレビュー

●第4章

4.1 トカマク方式による開発研究

・ITER 国際核融合エネルギー機構^{*148}

国際共同プロジェクトである ITER 計画の実施主体。燃焼プラズマの実現、工学技術の総合試験等を行うため ITER の建設・運転を行う。

・核融合フォーラム^{*149}

核融合エネルギーの実現に向けた研究・技術開発の促進を支援することを目的に、大学、研究機関、産業界などの研究者・技術者並びに各界の有識者などの自主的参加の組織として 2002 年に設立された。特に、ITER 計画への参加、及び ITER 計画に関連して研究開発を推進するための課題や構想等に関する活動に当面の重点を置いている。

・インパイル試験^{*150}

放射線（核融合炉においては主に中性子）照射環境下での材料及び機器の特性把握及び機能実証を目的として行われる試験。原子炉内に試験体を置いて、核融合炉内での中性子環境を模擬し、試験体の性能を調べる試験。試験実施として主に軽水炉または高速増殖炉等の核分裂炉が使用される。

・ニュートロニクス試験^{*151}

核融合炉の設計に必要な中性子の挙動に対する様々な開発研究がニュートロニクスであり、核融合ニュートロニクス(核融合中性子工学)のための実験をニュートロニクス試験と呼ぶ。具体的には、DT 中性子の反応に起因する各種物理量の測定、核設計コードの精度に関する実験的評価、核融合炉用機能材料に対する照射効果、材料損傷の核的現象解明のための実験、核計装用検出器の開発、および核融合中性子の応用に関する研究等が挙げられる。

・重照射データ^{*152}

核融合発電実証プラントレベルでは、ブランケットの全寿命中の中性子壁負荷は、10-15MWa/m² 程度になると言われており、これは弾き出し損傷量では 100-150dpa に相当する。dpa は弾き出し損傷の程度を表す単位（1dpa は全ての原子が平均 1 度ずつ弾き出しを受ける）で、既存の原子炉では高速増殖炉の燃料被覆管が 100dpa 程度の損傷を受ける。照射効果には蓄積的なものが多く、さらに核融合炉ではヘリウム等の核変換の効果が加わるため、材料の特性変化を精度よく予測し設計・許認可に反映するには照射データの取得が不可欠。

・D-Li ストリッピング反応^{*153}

重陽子（重水素原子の原子核）を高速に加速してリチウム原子に衝突させたときに発生す

る原子核反応の一種で、重陽子を構成する陽子あるいは中性子の何れかがリチウム原子核によってはぎとられる(ストリップ)反応過程という意味でこう呼ばれる。この反応の結果、取り残された中性子(もしくは陽子)が重陽子の進行方向の狭い角度範囲に集中して出て行くことから、前方に強い方向性をもつ中性子源として有用である。国際核融合材料照射施設(IFMIF)計画では、この反応を用いて、核融合中性子(14MeV)の近似環境を模擬している。

- ・トリチウムプロセス^{*154}

分子状や水、メタンといった様々な化学形をとり、種々の物質と混在するトリチウムを処理すること。核融合炉の燃料循環システムでは、プラズマ排ガス中から未燃焼のトリチウムを回収・精製し、燃料として再生するトリチウムプロセスが行われる。

- ・トリチウム安全管理技術^{*155}

放射性物質であるトリチウムを安全に管理する技術。トリチウムは放射性気体として拡散・漏洩しやすいことから、障壁で囲んだ空間内に閉じ込めた上で除去・回収する技術が基本となる。

- ・非線形・開放系プラズマ^{*156}

閉じ込められたトカマクプラズマといえども、プラズマはその外の系と粒子やエネルギー等を通して情報を遣り取りしており、実質的に開放系となっている。プラズマは非線形媒質であるので、このような情報の伝達において非線形過程が重要となり、開放系に特有の構造形成などの性質が現れる。

- ・数値トカマク実験^{*157}

トカマクプラズマの物理特性または物理現象を記述する各種の物理モデルに基づいた数値シミュレーションコードを用いて、トカマクプラズマの放電過程を計算機により数値的に仮想的に具現する。

4.2 核融合に関する学術研究

- ・非線形・遠非平衡媒質^{*158}

系が熱平衡状態にない媒質を非平衡媒質と呼び、熱平衡状態から大きく離れた系のことを遠非平衡媒質と呼ぶ。この定義に従えば、核融合プラズマは非線形媒質かつ遠非平衡媒質である。統計力学的ではなく電磁流体力学的には、磁場閉じ込めプラズマは一般的に安定な平衡状態にある。

- ・自律的な構造形成^{*159}

散逸系において非線形効果により現れる自律性。「自発的な構造形成」の意味を持つ。

4.3 核融合研究開発の分担

4.4 人材育成の方策と社会への発信

4.5 研究開発の全体像と実用化への道

4.6 チェックアンドレビュー項目と次段階への移行条件