

核融合専門部会・技術ワーキンググループにおける「核融合開発の加速促進」の検討状況について

平成14年12月6日

技術ワーキンググループ座長
玉野輝男

核融合専門部会・技術ワーキンググループ(以下、技術WG)においては、核融合発電の早期実現を目指した核融合研究開発の加速促進の可能性について技術的な検討を進めてきた。これまでに、ITER参加を前提として核融合会議開発戦略検討分科会「核融合エネルギーの技術的実現性計画の広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日核融合会議承認)に記述された開発の筋道を基本としたトカマク型核融合炉の加速促進について技術的検討を行ない、12月5日開催の第4回技術WG会合で概ね別添資料の内容を技術WGの第1段階のまとめとすることで了解した。

なお、トカマク型以外の核融合炉の実用化についても今後検討が必要であり、トカマク型を含めてシステム技術の開発等の推進についてもさらに検討を行なう必要がある。

この「核融合開発の加速促進」の検討を通じて、核融合実験炉ITERから核融合実用炉に到るステップに関して、平成4年に原子力委員会が策定した第三段階核融合研究開発基本計画に付された報告書[核融合研究開発の推進について](平成4年5月18日:原子力委員会核融合会議)に記された内容(2段階の可能性を想定)と今回検討の基本とした戦略検討分科会報告書の内容(1段階を想定)には相違が見られることが指摘された。この相違は、技術的観点のみでならず将来日本の核融合開発研究の進め方全体に深く関与してくる事柄で、この点に関する十分な検討が必要であるとの問題提起がなされた。

核融合実用化加速案の検討資料

平成14年12月5日

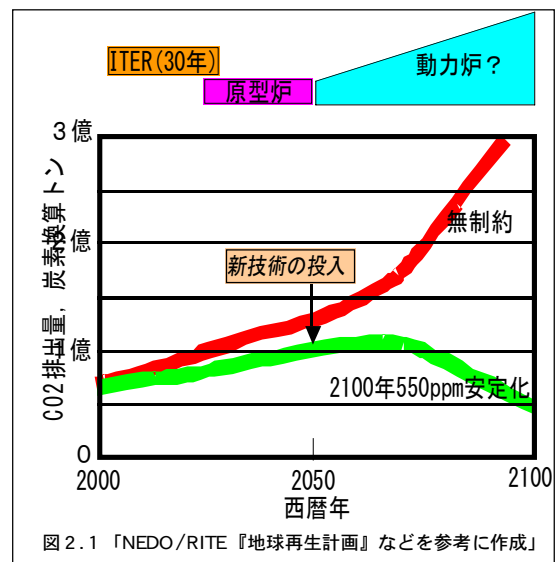
核融合実用化加速案に関する作業会

1. はじめに

原子力委員会核融合専門部会においては、技術WGを構成して核融合研究開発の加速促進に関する技術的検討を行なっている。この検討を円滑に進めるために、核融合専門部会外の専門家の協力を得て「核融合実用化加速案に関する作業会」を設け、技術WGでの検討資料を整理・作成した。本作業会は別紙1に示す専門家で構成し、11月6日、13日、25日に会合を持って作業を行なった。

2. 核融合発電のプラント実証に向けて

地球温暖化を防止しつつ持続的な経済発展に必要なエネルギーを供給するには、核融合などの革新的エネルギーの本格的市場投入が必要とされ、その時期は遅くとも2050年以前が望ましい（図2.1）。このためには一刻も早いプラント規模での発電実証がまず必要であり、それに続く経済性向上のための開発努力をなるべく早く開始することが必要である。



この目的のため、2037年頃の原型炉運転開始を想定した「戦略検討分科会報告書」の考えをもとに、その第一歩となる発電実証プラント建設の技術的に合理的な加速計画を検討した。それ以降の開発計画には以下のような条件を想定している。

- ① 国が主体となる計画は発電実証プラント段階までで、以後は商業化を目指した民間主導の経済性向上開発に移行する。
- ② 発電実証プラント段階の最終型は、民間主導で建設する実用炉との間に大きな技術的飛躍がないものとする（従来の原型炉と実証炉の中間的な位置付け）。
- ③ 本格的な市場導入を可能とする目安として、現行の火力発電で規格化した発電単価の1.5倍程度を想定する。

3. 発電実証プラント早期実現の基本戦略

発電実証プラントの建設判断に必要な要素は、1) ITERによる核融合燃焼制御の実証と、2) 発電実証プラントに必要な高 β 定常プラズマ技術、炉工学技術・材料の開発とそれに基づく発電実証プラントの設計である。

現在のITER運転計画によれば、2020年度末には1)の結論が得られる($Q \geq 10$, 400秒燃焼、 $Q \geq 5$ を目指した非誘導電流駆動)と予想される。そのため、2)の開発を1)の結果を待つことなくITERに並行して実施すれば、1)が得られた時点で全ての要素が揃い、最速で建設判断が可能となる。以上を踏まえ、以下のような方針で早期実現を図る。

- (1) ITERのスケジュールで検討が進んでいる第一段階は基本的に変更しない。
- (2) 発電プラントの炉心プラズマ技術、炉工学技術の開発、発電実証プラントの設計をITERによる核燃焼プラズマの実現を待つことなく、ITERと並行して実施することにより早期実現を図る。
- (3) 当面は、発電実証プラントの目標性能を1つに限定せず、最低限の発電実証から経済性向上までを見込める炉心プラズマ技術と炉工学技術の開発を行い、2015年頃までには、発電実証プラントの目標性能を確定できる炉心、炉工学データをそろえ、発電実証プラントの基本設計を行う。
- (4) ITERの基本ミッション($Q \geq 10$ 、400秒の実現、 $Q \geq 5$ を目指した非誘導電流駆動)の達成を踏まえ、2022年頃発電実証プラントの建設判断(戦略検討分科会報告は基本性能段階10年の結果で発電実証プラントの工学設計に着手)
- (5) これにより、2033年頃の系統投入試験を目指す。

戦略分科会報告書のスケジュール案と本作業会で検討したスケジュール案を図3.1と3.2に示す。本作業会で検討した詳細スケジュールは別添で示す。

・発電実証プラントの設計、建設、運転の主要スケジュール

○ システム検討	: 2011～15年
○ 基本設計	: 2016～18年
○ 工学設計・工学R&D	: 2019～2023年
○ 発電実証プラントの建設判断	: 2022年頃
○ 建設	: 2024年～29年
○ 調整運転	: 2030年～32年
○ 系統投入試験	: ～2033年
○ 性能向上試験	: 2033年以降

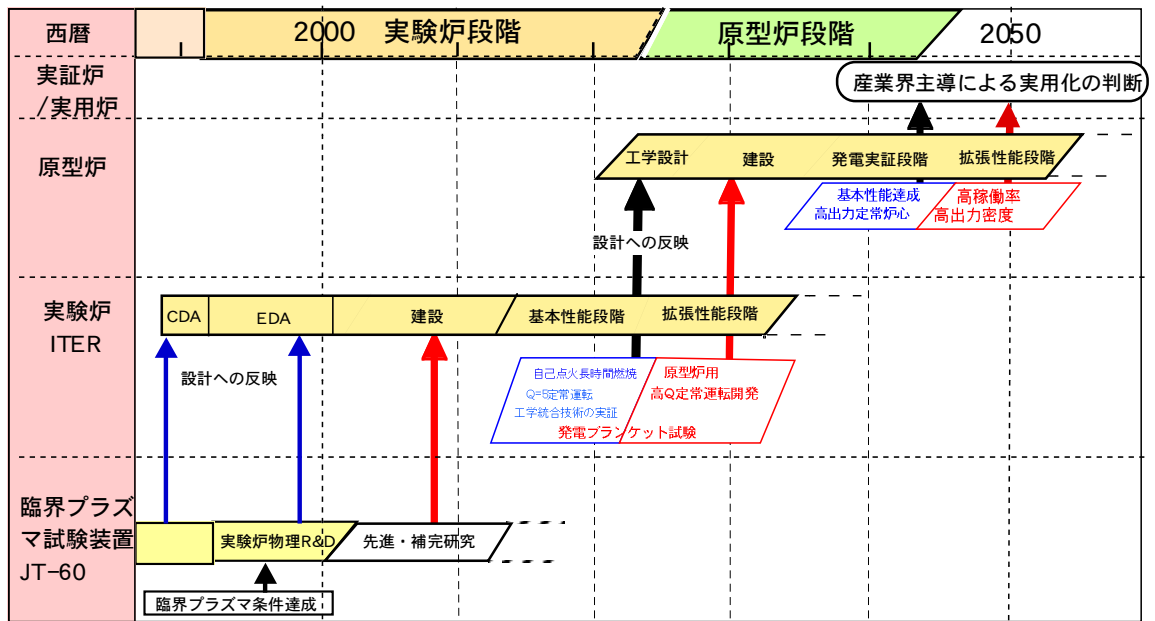


図 3.1 トカマク型核融合炉開発計画例（核融合会議開発戦略検討分科会報告書）ITER の基本性能段階の結果を踏まえ、原型炉の工学設計、建設、運転を行うスケジュールで 2035-37 年頃の運転開始を想定している。JT-60 は ITER への貢献に重点。

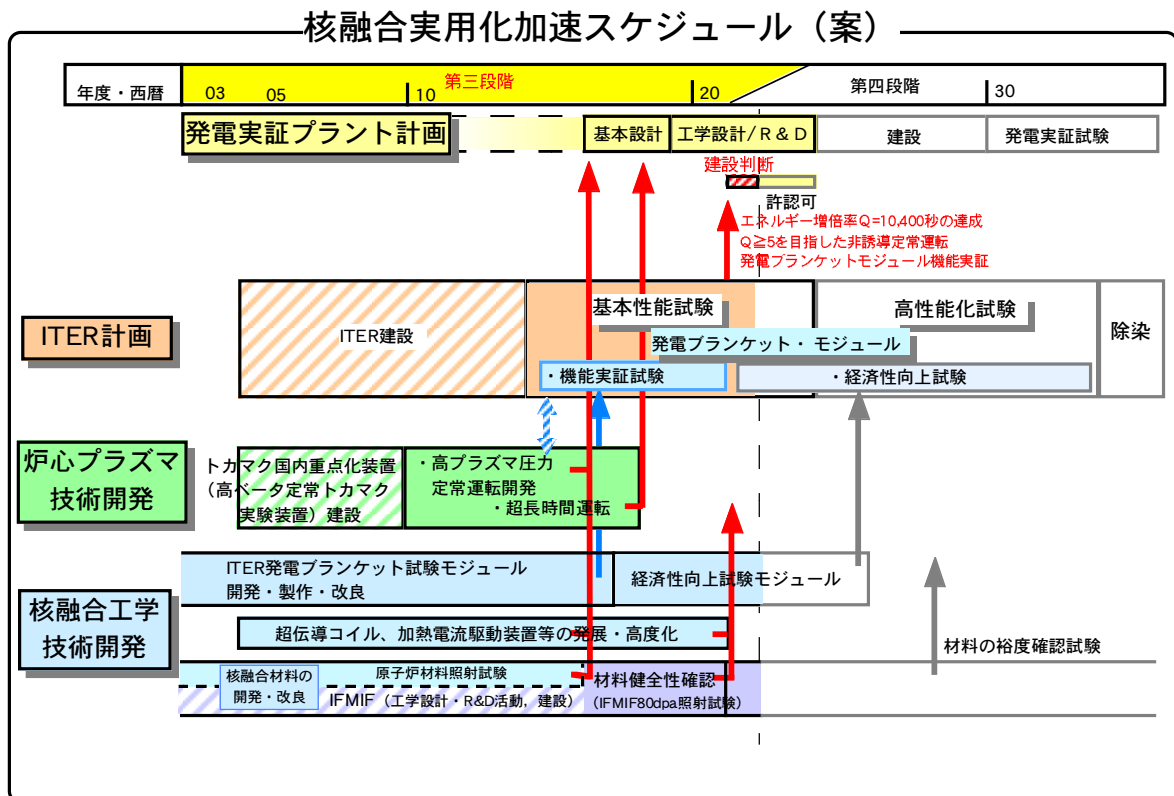


図 3.2 本作業会で検討した核融合実用化加速案。JT-60 設備を利用したトカマク国内重点化装置による炉心プラズマ開発と核融合工学技術開発を並行して実施することにより DT 燃焼以外の発電実証プラント技術を確認。ITER の基本ミッション達成をもって発電実証プラントの建設判断を行う。

4. 発電実証プラントのオプション

4—1. 核融合発電プラントオプション検討の前提

炉のサイズ：軽水炉、高速炉との炉サイズの比較を踏まえ、発電実証プラントのサイズはITER程度目標。

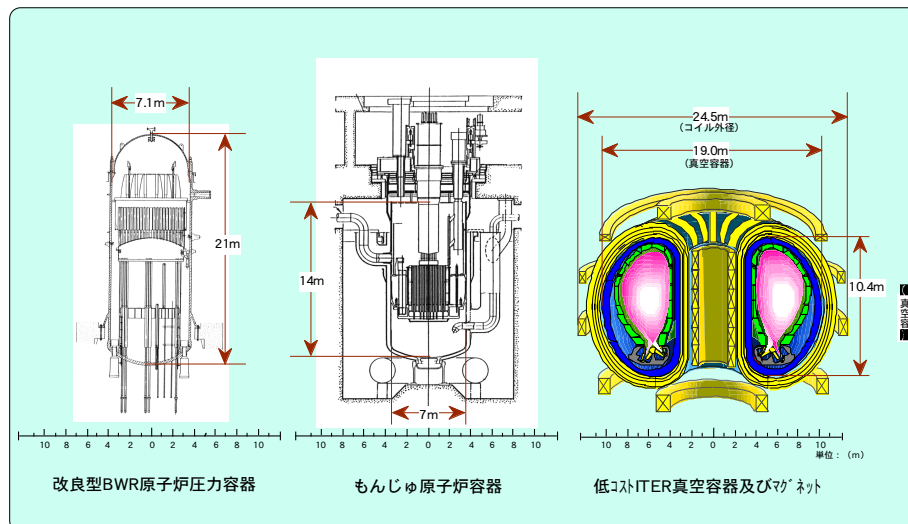


図4.1 改良沸騰水型原子炉、高速増殖炉もんじゅ原子炉、及び、核融合実験炉ITERの断面比較図（ITERのプラズマ体積 $\sim 800\text{m}^3$ ）

4—2. 核融合出力と出力密度

$$\text{核融合出力密度 } Pf \text{ (MW/m}^3\text{)} \sim 0.01 \langle n_{DT20} T_i \text{keV} \rangle^2 \sim 1.54 \langle \beta_{DT} \rangle^2 B_t^4$$

ここで、 n 、 T 、 β は密度、温度、ベータ値 ($=2\mu_0 \langle nT \rangle / B_t^2$)

- ・ 発電実証プラントが原型炉と実証炉の役割を兼ねるため出力は 2-3GW の範囲が妥当（ITERの4—6倍の高出力運転）。
- ・ 図4.2から分かるように、発電実証プラントの出力／出力密度を達成するには、ITERの2倍～2.5倍の高プラズマ圧力を実現する必要がある。
- ・ 一層の経済性を求められる商用プラントでは、核融合出力は 3-4GW の領域がターゲット。

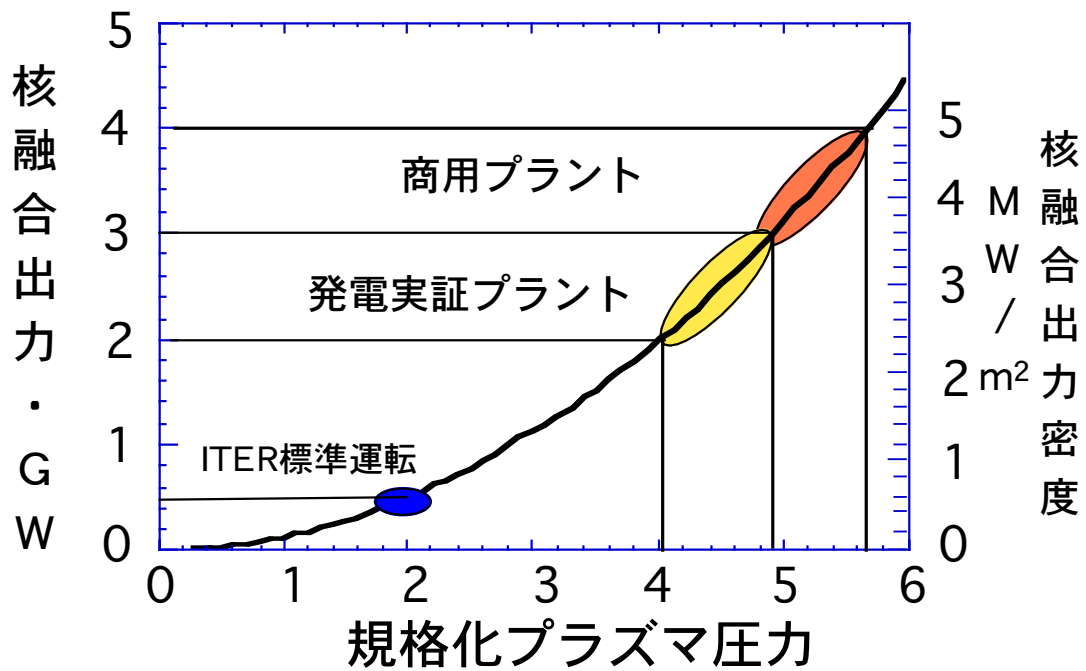


図4.2 ITERクラスの炉における規格化圧力と核融合出力、出力密度の関係
 (核融合出力密度 $P_f \sim$ プラズマ圧力の二乗 P^2 という関係が成り立っている。)

4—3. 発電実証プラントの高出力密度化

ITERの定常運転領域の例として図4.3に示す $Q \sim 7$ の運転を考える。

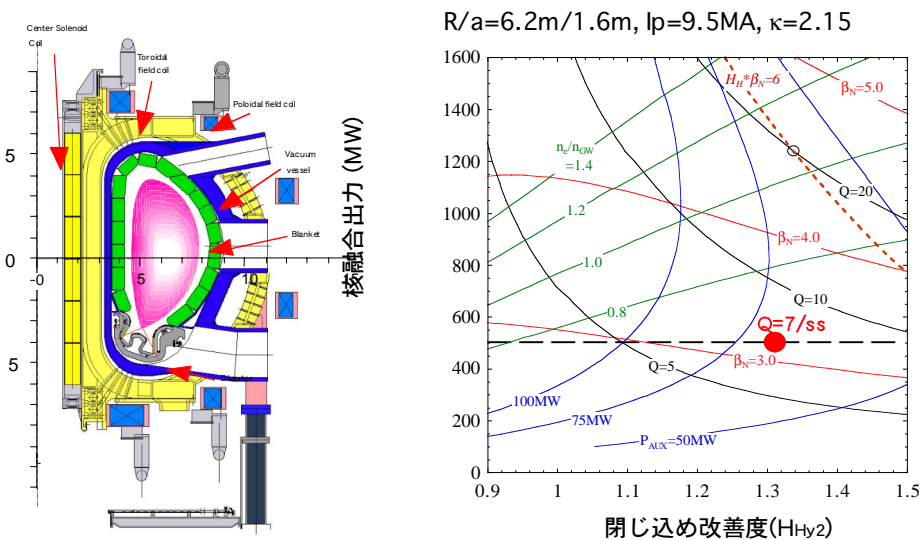


図4.3 ITER断面図と定常運転のダイアグラム

出力密度 $\sim \beta^2 \times B^4$ の関係を利用すると、発電実証プラントに必要な2—3GWを得ることのできる出力密度に上げるには、

- 1) ベータ（規格化ベータ値）を上げる方法と、
- 2) プラズマ中心磁場を上げる方法がある。

図 4.4 に示すように、プラズマ中心磁場が 6.5—8 T の場合、規格化ベータ値としては 3.5—5 程度が必要となる。

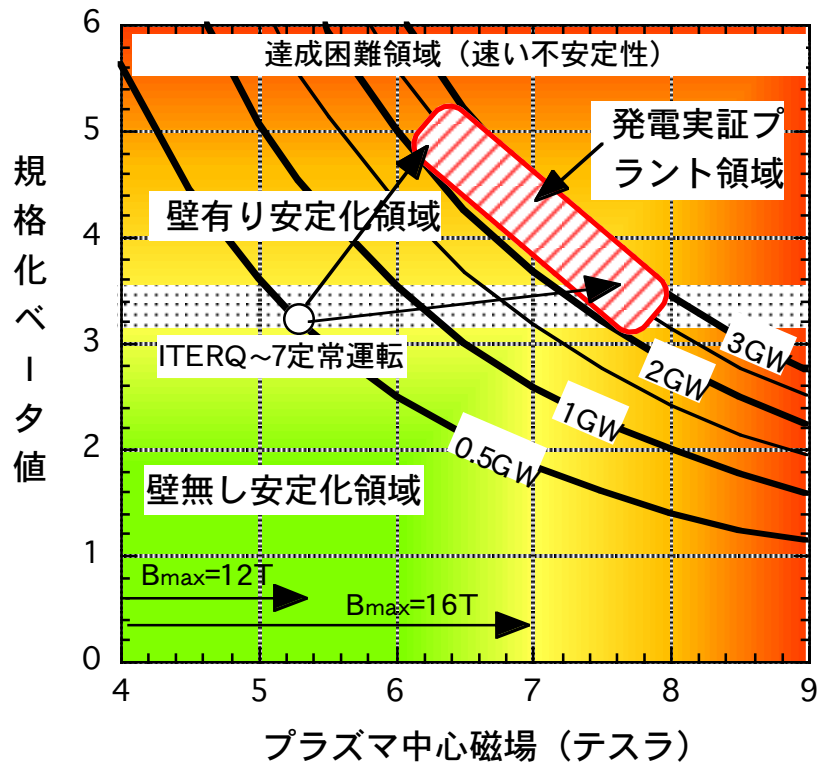


図 4.4 ITER 定常運転プラズマ例 ($R_p=6.2\text{m}$, $a_p=1.6\text{m}$, $I_p=9.5\text{MA}$) をベースとした中心磁場と規格化ベータ面上での発電実証プラントの運転領域
(規格化ベータ値 $\beta_N = \beta(\%) B_t(\text{T}) a_p(\text{m}) / I_p(\text{MA})$)

これまでの JT-60 の実験によると、準定常維持が可能な規格化ベータ値は、最大 3 程度である (図 4.5)。この実績に基づいて、以下の検討を行う。

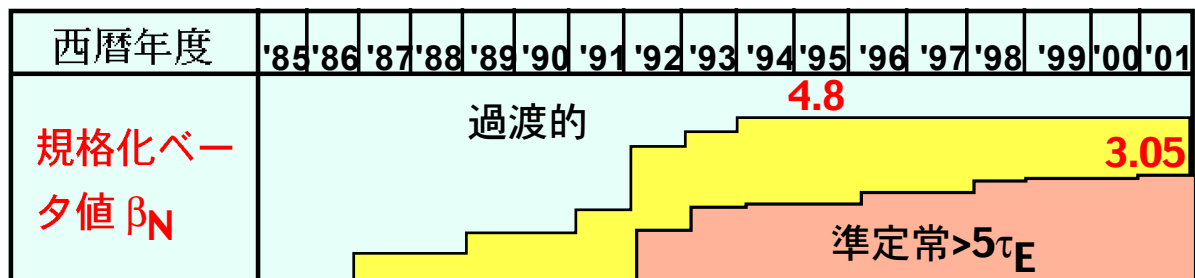


図 4.5 JT-60 における過渡的、準定常に維持できる規格化ベータ値の進展

4. 4 発電実証プラントオプションのケーススタディー

(1) 最大磁場 13T の場合

ITER 用に開発した超伝導磁石の技術を用い最大磁場 13T のトロイダル磁場コイルを用いた核融合炉のケーススタディーを示す。現在の物理ベースでは 8m クラスの炉になるが、規格化ベータ値 5 が得られるようになった場合はコンパクト化可能。

表 4.1 最大磁場 13T の核融合炉のケーススタディー (アスペクト比 A = 3.1)

	CASE 1	CASE 2	CASE 3
主半径 R_p	6.2m	7.0m	8.0m
トロイダル磁場 B_t	5.3T	5.6T	5.9T
プラズマ電流 I_p	11.1MA	13.3MA	16MA
規格化ベータ値 β_N	5.0	3.8	2.9
$\langle n_e \rangle / n_G$	1.38	1.21	1.08
閉じこめ改善度 H_H	1.57	1.25	1.00
核融合出力	2.0GW	2.0GW	2.0GW
中性子負荷	2.35MW/m ²	1.81MW/m ²	1.41MW/m ²
NBI パワー	>10MW	87MW	172MW
送電端出力	538MWe	364MWe	221MWe

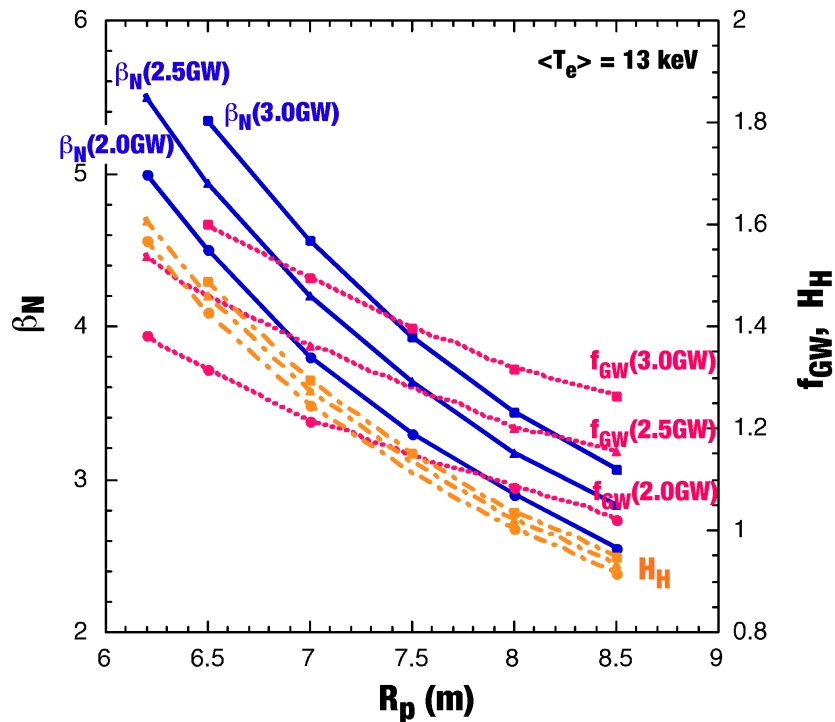


図 4. 6 最大磁場 13T の場合の規格化ベータ値 (β_N)、所要閉じ込め改善度 (H_H)、グリーンワルドパラメータ (f_{GW}) の主半径依存性 (TFC を動作させる必要最低限の遮蔽厚さ 約 1.3 m での評価。TFC コイルをクリアランス廃棄物にするために遮蔽を強化すると主半径は 40cm 程度増加)

(2) 最大磁場 16T の場合

最大磁場を 16T にした場合、既存の物理 ($\beta_N < 3$) の範囲では主半径 7m 強で熱出力 3GW クラスの核融合炉が可能となる。ベータ値の改善ができれば、一層のコンパクト化が可能となる。

表 4.2 最大磁場 16T の核融合炉のケーススタディー (アスペクト比 $A = 3.76$)

	CASE 1	CASE 2	CASE 3
主半径 R_p	6.4m	7.0m	8.0m
トロイダル磁場 B_t	8.25T	8.55T	8.94T
プラズマ電流 I_p	11.6MA	13.2MA	15.8MA
規格化ベータ値 β_N	3.7	3.1	2.4
$\langle n_e \rangle / n_G$	1.35	1.25	1.12
閉じこめ改善度 H_H	1.13	0.97	0.79
核融合出力	3.0GW	3.0GW	3.0GW
中性子負荷	3.94MW/m ²	3.32MW/m ²	2.53MW/m ²
NBI パワー	81MW	171MW	293MW
送電端出力	638MWe	484MWe	262MWe

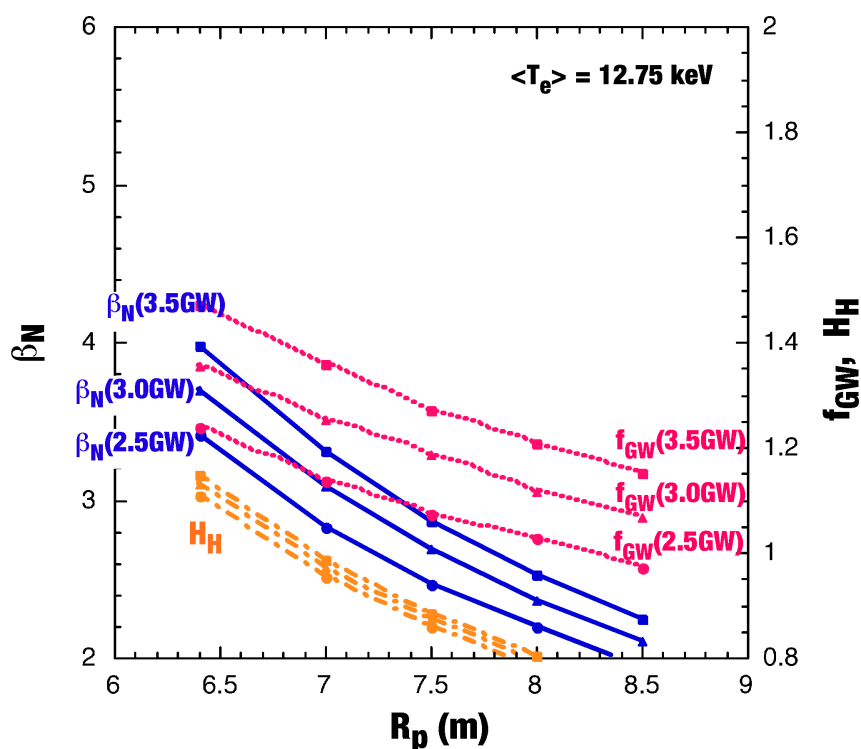


図 4.7 最大磁場 16T の場合の規格化ベータ値 (β_N)、所要閉じ込め改善度 (H_H)、グリーンワルドパラメータ (f_{GW}) の主半径依存性 (TFC を動作させる必要最低限の遮蔽厚さ 約 1.3 m での評価。TFC コイルをクリアランス廃棄物にするために遮蔽を強化すると主半径は 40cm 程度増加)

(3) 16 T ITER ベースで正味出力を確保する案

炉心プラズマ技術開発によって定常高ベータ運転を実現後、ITER の燃焼プラズマでの相似燃焼試験を経て発電実証炉へと進むことを考えた場合。

$\beta_N < 2$ 、 $HH < 1$ 、 $f_{GW} < 0.85$ (ITER 基準設計範囲) で $P_{net} = 0$ を達成。

$\beta_N < 3.5$ 、 $HH < 1.2$ 、 $f_{GW} < 1.0$ (ITER で試験可能な範囲) で $P_{net} = 600\text{MWe}$ を達成可能。

熱効率を 40% にできれば、 $P_{net} = 900\text{MWe}$ も可能。

β_N	1.9	2.5	3.0	3.5	4.0(RS)
R (m)	7.25	←	←	←	←
R/a	3.4	←	←	←	←
κ / δ	1.85/0.35	←	←	←	←
I_p (MA)	15.9	15.4	15.6	14.7	14.0
I_{BS} / I_p (%)	23.7	34.4	40.1	49.7	56.1
q_ψ	5.0	5.0	5.0	5.2	5.2
q_0 / q_{min}	1.3/-	1.7/-	2.1/-	2.3/-	3.5/2.9
β_p	1.11	1.55	1.86	2.15	2.42
B_t (T)	8.0	8.0	8.0	7.8	7.2
$\langle T_e \rangle$ (keV)	17.9	18.7	20.7	18.4	18.1
Z_{eff}	1.7	1.7	2.1	2.1	2.1
$\langle n_e \rangle$ (10^{20}m^{-3})	0.625	0.789	0.873	1.05	1.11
H / HH ₉₈	1.5/0.96	1.7/1.1	1.9/1.2	2.0/1.2	2.2/1.3
$\langle n_e \rangle / n_{GW}$	0.56	0.73	0.80	1.02	1.12
E_b (MeV)	1.5	1.5	1.5	1.5	1.5
P_b (MW)	188	190	185	191	160
P_f (MWth)	1260	1940	2460	2840	2850
Q	6.7	10.2	13.3	14.9	17.8

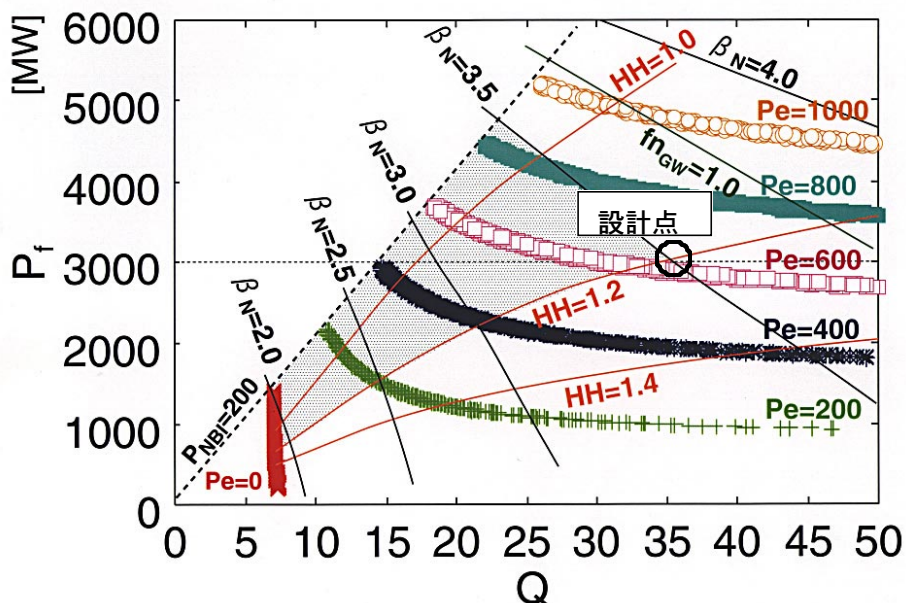
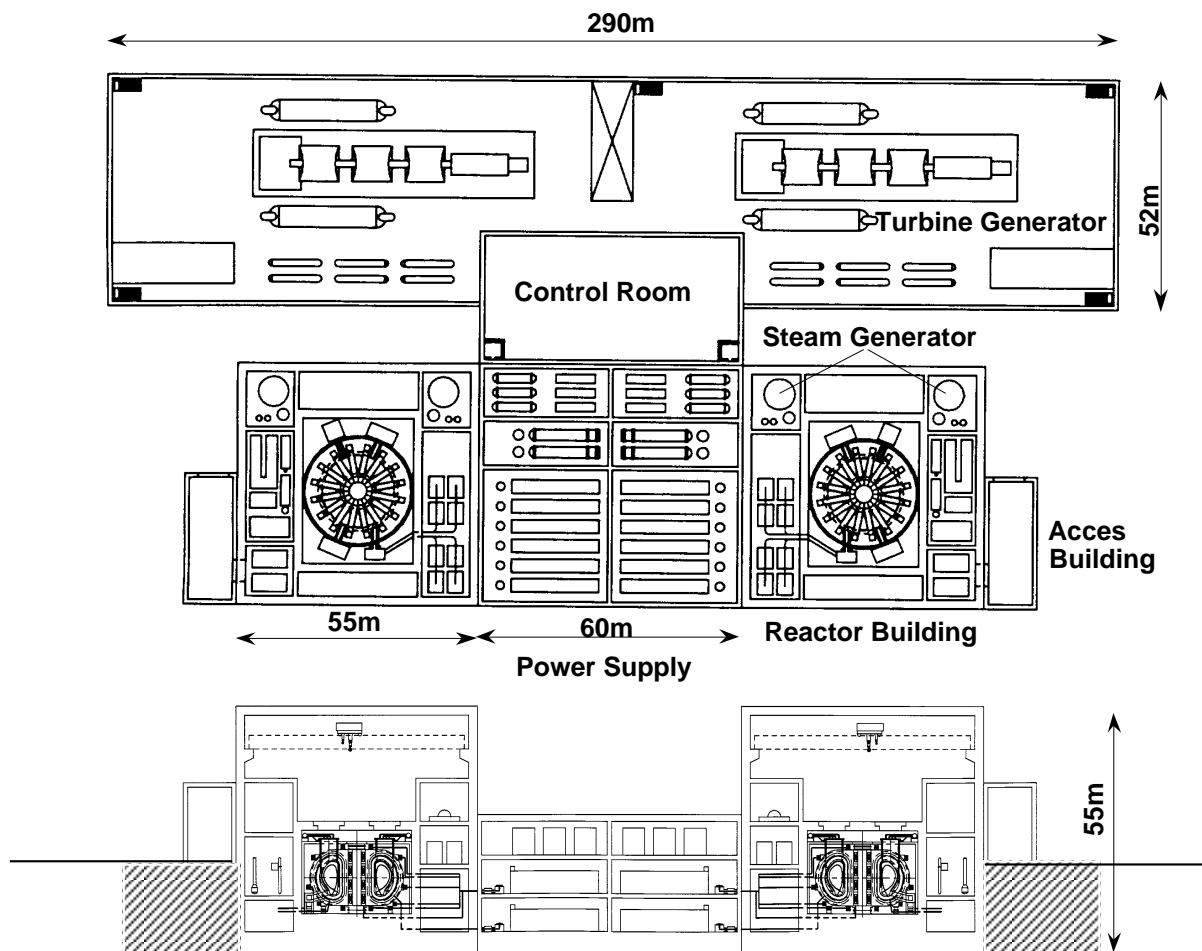


図 4.8 ITER ベースで正味出力($P_e > 0$)を確保する核融合炉検討のエネルギー増倍率 Q、核融合出力上の運転パラメータ。この図は 0 次元解析。上の表の数字は MHD 安定解析を含めた結果なので、電流分布制御のために NBI パワーがやや大きめになっている。

(4) 21T A-SSTR オプション

高磁界超伝導磁石の技術的早期実現可能性には疑問があるが、以下のような設計もあり得る。

パラメータ	値	パラメータ	値
プラズマ電流 I_p	12MA	プラズマ体積 V_p	500m ³
トロイダル磁場 B_t	11T	規格化ベータ値 β_N	4.2
主半径 R_p	6m	ベータ値	3.05%
小半径 a_p	1.5m	$\langle Te \rangle$	19keV
アスペクト比	4	密度 $\langle ne \rangle$	2.1E20m ⁻³
楕円度	1.8	$\langle ne \rangle/nG$	1.24
三角度	0.35	核融合出力	4.5GW
q_{95}	4.8	中性子負荷	6MW/m ²



5. 発電実証プラントの早期実現に向けた研究開発

5. 1 発電プラント早期実現に向けたITERの役割

ITERの運転計画については、最終設計報告書に記載されたものをベースとする。ITERの中央チームが検討中である早期実現に向けた方策については、考慮していない。

(1) 前半の10年間：

- **炉工学技術の統合実証（2014年運転開始）。**
- ブランケット・モジュール試験（炉環境モジュール：14—16年）
- **自己加熱プラズマ（ $Q=10$ ）の長時間（400秒）維持（2019年）。**
- **$Q \geq 5$ を目指した非誘導電流駆動実証（2020年）。**
- 高 duty DT 運転（ 0.1MWa/m^2 ）、
プラズマ性能の向上（誘導運転での $Q=10 \sim \infty$ ）（21—23年）
- 発電プラント炉心プラズマ技術（閉じ込め比例則、NTM 制御、ELM 制御、
He 排気効率の向上等が想定される）（21—23年）
- ブランケット・モジュール試験（機能実証モジュール：17—23年）

(2) 後半の10年間：

- それまでの研究進展を踏まえ、計画を策定するとされている。
基本的には、発電プラント用プラズマ高性能化試験と高フルーエンス
（ 0.3MWa/m^2 ）工学試験が行われる。
- 発電ブランケット・モジュール試験（経済化モジュール）
- 発電実証プラント運転シナリオの確立
ここでの改造に、トカマク国内重点化装置の成果を最大限に反映すること
を目指す。例：高 duty 運転用金属ダイバータ、最適化 RWM 制御コイルの真空
容器内設置、ダブルヌルへの改造、外周側遮蔽ブランケットのフェライト鋼
増殖ブランケットへの変更など

5. 2 炉心プラズマ技術の開発研究

発電実証プラントに必要な炉心プラズマ技術は、部分的には得られているか理論的には可能とされている技術であるが、現状技術に比べて改善することが必要である。戦略分科会報告書では 2.1.4 節において核融合炉のオプションとして、日本原子力研究所の SSTR ($\beta_N=3.5$) や電力中央研究所の CREST($\beta_N=5.5$)で代表される高ベータ定常トカマク炉に言及している。

発電実証プラント段階の最終型は、民間主導で建設する実用炉との間に大きな技術的飛躍がないという 2. の②の条件から、規格化ベータ値に関して幅広いオプションをカバーする必要がある。図 5.1 には、発電実証プラントで想定される炉心プラズマ技術として基本目標 (1)、(2)、先進目標を示す。

発電実証プラント炉心プラズマ技術目標

	現状技術	基本目標 (1)	基本目標 (2)	先進目標
ベータ値	$\beta_N < 3$ (壁無し限界)	$\beta_N \sim 3.5$ ($n=1$ RWM)	$\beta_N \sim 4-4.5$ ($n>1$ RWM)	$\beta_N \sim 5-5.5$ ($n>1$ RWM)
$\langle n_e \rangle / n_G$	< 1	~ 1	$1 - 1.3$	$1 - 1.3$
アスペクト比	$A = 3 - 4$	$A = 3 - 4$	$A = 2.5 - 4$	$A = 2.5 - 4$
閉じ込め	ELMy Hモード	< 1.5 ELMyHモード	< 1.5 ELMyHモード	< 1.5 ELMyHモード
電流駆動	N-NBI, ECCD, LHCD	N-NBI+ECCD	N-NBI+ECCD	N-NBI+ECCD
ダイバータ	単一 (SN)	単一 (SN)	単一 (SN)/複 (DN)	単一 (SN)/複 (DN)

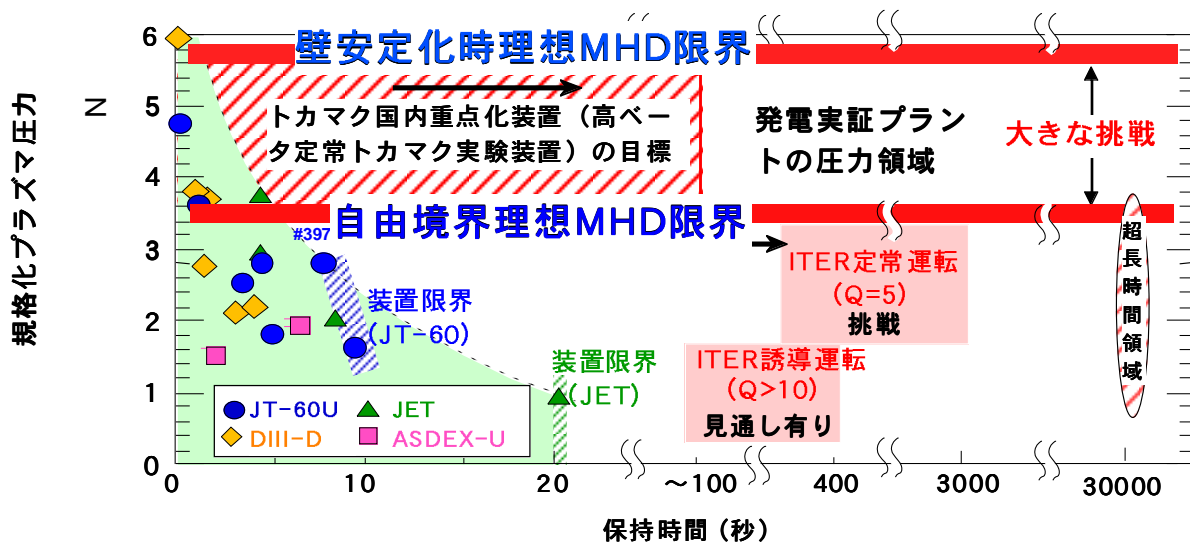


図 5.1 発電実証プラント炉心プラズマ技術のオプションとその実現に向けたトカマク国内重点化装置による高ベータ定常運転の達成目標領域

現状技術を上回るこれらの発電実証プラント炉心プラズマ技術の開発のために、JT-60 の改造 (トカマク国内重点化装置 (高ベータ定常トカマク実験装置)) を検討

されており、その目的及び研究開発の概要は以下のとおり。

目的：経済性改善を目指しこれまで以上の高ベータ・定常運転法を確立するとともに、環境適合性改善のための低放射化フェライト鋼プラズマ適合性試験等を通じて発電実証プラントの物理ベースの早期確立を図り、発電実証プラントの高ベータ・定常プラズマの主要パラメータと装置主要諸元の決定に資する。

高ベータ化研究

① 容器内 RWM 制御コイル (n=1, 2 モードの制御)

cf. ITER は中性子損傷、及びメンテナンスの困難さのため、平衡制御、RWM 制御とも容器外超伝導コイルで制御。本装置では容器内設置により一層の高ベータ化を狙う。並行して容器内コイルの実用化 R&D 必要。

② 形状制御性の向上 (ダブルヌル運転により形状因子 S 値の高い運転を実現)

cf. ITER は熱粒子制御上の利点がないこと、コスト増要因となることからシングルヌル採用。形状因子は低め。発電プラントでも配管設計、TBR (トリチウム増倍率) の低下等のデメリットあるためシングルヌルを従来採用。

高ベータ定常化にダブルヌルが有効で発電実証プラントで採用する場合、TBR (トリチウム増倍率) の低下を最小限にする工夫が必要。

③ アスペクト比の低い領域の開拓

cf. ITER (A=3.1) では、中心ソレノイドコイルによるプラズマ電流制御機能の保持のため、低アスペクト比化には限度がある。将来、中心ソレノイドの無いトカマク炉が可能な場合、より低いアスペクト比領域 (A~2.6) でのトカマク炉の可能性があるのでその領域を探究。

低放射化フェライト鋼プラズマ適合性試験

JFT-2Mにおいて実証しつつある、フェライト鋼プラズマ適合性試験の結果を踏まえ、新古典テアリングモード等が顕著に現われる無衝突プラズマ領域におけるフェライト鋼プラズマ適合性試験を実施し、発電実証プラントに向けた適合性の実証を行う。

超長時間運転信頼実証

プラズマ及びプラズマ・壁相互作用の時定数としては、ダイバータ粒子飽和時間~10秒、電流拡散時間~30秒、第一壁粒子飽和時間~数時間等が存在することから、電流拡散時間を超える時間スケールで無衝突プラズマ領域の高ベータ定常運転の実証研究を行う。後半において数ヶ月の連続運転が要請される発電実証プラントの運転信頼性実現に向けて数時間 (~1日) の連続運転を実施。

5. 3 工学開発研究

材料試験として、2020年末までに80dpaまでのデータをIFMIFにて取得し、発電実証プラント建設の判断に用いる。一方、原型炉に必要な高磁界磁石や加熱・電流駆動装置の開発を並行して実施する。

主要事項：

- ① 発電実証プラント用材料試験・発電ブランケットの開発
- ② 発電実証プラント用高磁界磁石の開発
- ③ 発電実証プラント用加熱・電流駆動装置の開発

① 材料試験・発電ブランケットの開発

2015年以前

- 発電プラント用材料 (RAF) の原子炉照射 (～2015年)
- テストモジュール開発。増殖材、T回収系開発。

2016年以降

- IFMIF 1/2 照射試験～10dpa/年 (～18年)
- IFMIF 定格照射試験～20dpa/年 (19年以降)
- テストモジュール経済性改良試験、システム試験 (～25年)

発電ブランケットのオプション

	既存技術	基本オプション	経済化オプション
構造材	RAFS	RAFS+ODS	SiC/SiC
冷却材	高温高压水 (PWR技術)	超臨界圧水 (新鋭火力技術)	ヘリウム (高温ガス炉技術)
増殖材	固体増殖材 (Li2TiO3微小球、高温化に伴い先進材を適用)		
増倍材	ベリリウム (微小球、高温化に伴い金属間化合物を適用)		

- ・ 固体増殖方式
- ・ 微小球充填・層状構造
- ・ 技術課題の多くは共通
- ・ 材料開発が鍵

RAFS：低放射化フェライト鋼
ODS：酸化物分散強化鋼

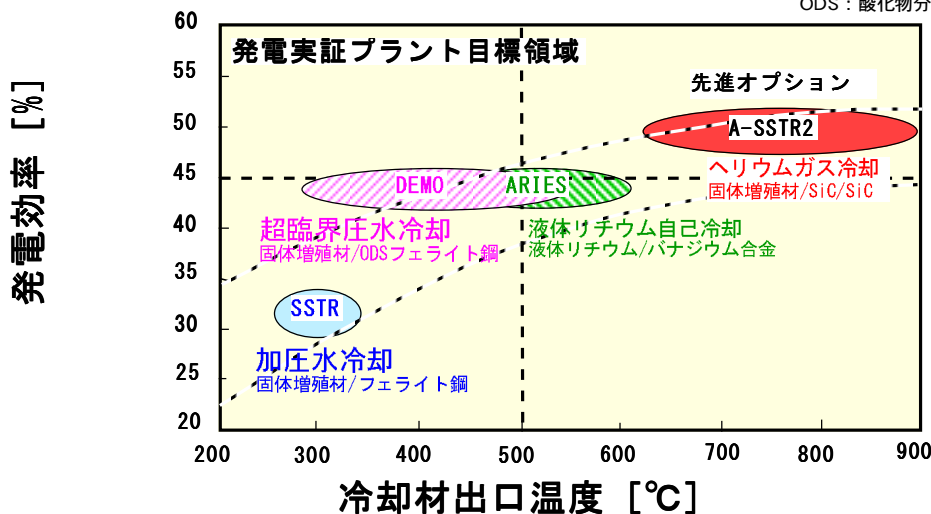


図 5.2 発電実証プラントにおける発電ブランケットのオプション。米国、我が国の大学等においては液体リチウム冷却／バナジウム合金系の研究が行われている。

② 高磁界磁石の開発

- 2つのオプション (Nb3Al、高温超伝導) の並行開発 (2014年まで)
- 1つに絞った大型コイル化・大電流化開発 (2015年~20年)
- コイル0号機 (工学 R&D) (2021年~23年)

超伝導コイルのオプション

	既存技術	基本オプション	先進オプション
超伝導線材	Nb3Sn	Nb3Al	高温超伝導線材
目標運転領域	~13T (@4K)	~16T (@4K)	~20T (@4K)

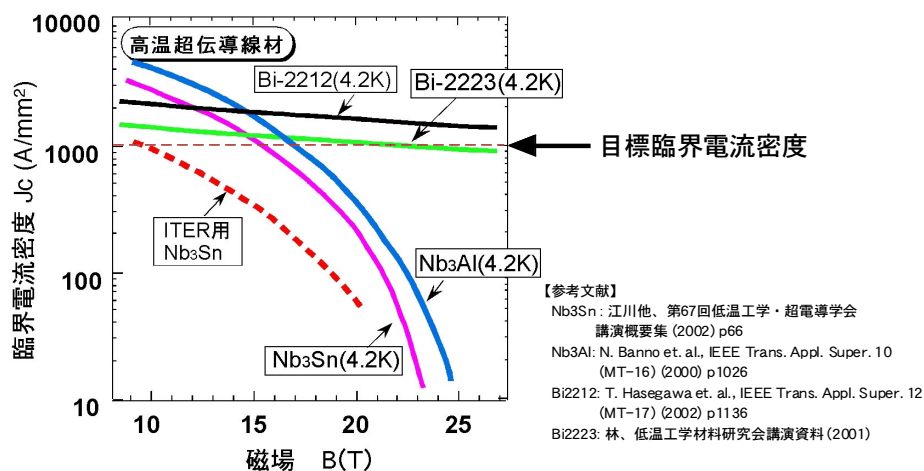


図 5.3 発電実証プラントにおける超伝導コイルのオプション

③ 加熱・電流駆動装置の開発

高エネルギー中性粒子加熱・電流駆動装置の開発

- 加速方式 (静電加速、高周波加速) の技術開発、システム効率改善技術開発 (2006年~2014年)
- 2015年: 加速方式の選定
- 高エネルギー化・大パワー化 (~2020年)
- NBI 0号機製作 (工学 R&D) (2021年~23年)

高周波加熱・電流駆動装置の開発

- ジャイラトロン開発 (~300GHz) (~2009年)
- 長パルス、多段エネルギー回収 (~2014年)
- 2014年: 加熱・電流駆動方式の選定
- システム効率改善技術開発、周波数可変化他 (~2020年)
- RF 0号機製作 (工学 R&D) (2021年~23年)

核融合実用化加速案に関する作業会 構成員

玉野 輝男	座長	元筑波大学プラズマ研究センター長
今川 信作		核融合科学研究所大型ヘリカル研究部助教授
岡野 邦彦		電力中央研究所上席研究員
小川 雄一		東京大学高温プラズマ研究センター教授
菊池 満		日本原子力研究所炉心プラズマ研究部次長
香山 晃		京都大学エネルギー理工学研究所教授
小西 哲之		日本原子力研究所核融合炉システム研究室室長
相良 明男		核融合科学研究所大型ヘリカル研究部助教授
関 昌弘		日本原子力研究所核融合工学部部長
高津 英幸		日本原子力研究所核融合工学部次長
時松 宏治		地球環境産業技術研究機構システム研究グループ研究員
松田慎三郎		日本原子力研究所理事兼那珂研究所所長
三間 罔興		大阪大学レーザー核融合研究センター教授
室賀 健夫		核融合科学研究所炉工学研究センター教授
本島 修		核融合科学研究所大型ヘリカル研究部研究総主幹
森 雅博		日本原子力研究所ITER開発室次長

上記構成員は、専門家として個人の資格での参加。

2002.11.12

核融合早期実現化計画 (案) rev3 H14.12.05

