

東京大学大学院 新領域創成科学研究科

基盤科学研究系

先端エネルギー工学専攻

平成 23 年度

修士論文

トカマク型核融合炉の社会受容性向上 に向けた運転手法と設計に関する研究

2012 年 2 月提出

指導教員 岡野 邦彦 教授

47106068 古谷 晃

目次

第1章	序論	1
1.1	核融合エネルギーの概要	1
1.1.1	エネルギー利用の歩み	1
1.1.2	エネルギー源としての核融合	3
1.2	核融合炉	7
1.2.1	核融合炉の原理	7
1.2.2	核融合炉の方式	8
1.2.3	トカマク型核融合炉	10
1.3	本研究の概要	13
第2章	ビーム核融合反応を利用した出力増加の検討	14
2.1	研究の目的	14
2.2	中性粒子ビーム入射の物理	17
2.3	1次元モデルによる各方式の比較	19
2.3.1	1次元コードの0次元モデルでの確認	19
2.3.2	計算条件	24
2.3.3	重水素ビームと三重水素ビームのエネルギー差による依存性	24
2.3.4	プラズマ温度による依存性	25
2.3.5	プラズマ密度による依存性	28
2.3.6	ビーム粒子密度に対する依存性	30
2.4	まとめ	35
第3章	核融合炉概念設計コードの改良	39
3.1	改良の概要	39
3.2	核融合炉概念設計コード	41
3.3	コイル設計コード	42
3.3.1	TF コイル設計コード	42
3.3.2	CS コイル計算コード	43
3.4	新しい核融合炉概念設計コード	45

第 4 章	トカマク型核融合炉の設計領域	49
4.1	単独の設計条件における設計領域の試算	49
4.1.1	計算条件	49
4.1.2	計算結果と考察	51
4.2	複合的な設計制約条件における設計領域の可能性	57
4.2.1	q_ψ を変化させた場合の実験結果とその考察	57
4.2.2	プラズマ温度を変化させた場合の実験結果とその考察	67
4.3	まとめ	77
第 5 章	準定常パルス運転シナリオの検討	78
5.1	研究の目的	78
5.2	運転シナリオの検討	80
5.3	運転シナリオに基づいた概念設計結果	83
5.4	まとめ	84
第 6 章	結論	86
	参考文献	88
	謝辞	90
付録 A 章	ラジアルビルド計算	92
付録 B 章	CS コイル計算	94
付録 C 章	核融合炉概念設計コード出力例	96
付録 D 章	コイル設計出力例	103
	修論に関する学会発表や学会誌掲載などのリスト	107

第1章 序論

1.1 核融合エネルギーの概要

1.1.1 エネルギー利用の歩み

人類の歴史はエネルギー開発の歴史でもある（図 1.1）。人類が得たもっとも原始的なエネルギーは火である。火を使うことにより、暖をとったり食物を調理することができるようになった。時代が進むにつれ、やがて農耕が始まる。植物は太陽光のエネルギーを利用して成長するので、間接的に人類は太陽光をエネルギーとして積極的に利用しているといってもよいだろう。火と太陽をエネルギーとして利用した人類はその生活圏を地球全土に広げることとなった。紀元前 5000 年頃には家畜が新たな動力源として用いられるようになった。その後、水車や風車が発明され、自然エネルギーが利用され始めた。そして 18 世紀に蒸気機関が実用化されると、熱エネルギーを運動エネルギーとして利用できるようになった。19 世紀には電気工学が発展し、やがて送配電網が整備されると電気が動力や照明として利用されるようになった。電気は他の様々なエネルギーに変換が可能で高い効率で伝達が容易という特性から、社会のあらゆるところでエネルギーとして利用されており、また、通信や計算機などの全く新しい分野を作り出した。電気は二次エネルギーに分類され、一次エネルギーを変換や加工して得なければならない。利便性の向上により飛躍的に増大したエネルギー消費を賄うため、その後エネルギー源として石油や天然ガス、そして核分裂が実用化された。現在も世界のエネルギー消費量は増加し続けており、それぞれのエネルギー源の特性を生かした利用が求められる。

世界の一次エネルギー消費量を図 1.2 に示す。エネルギーの内訳をみると化石燃料は世界のエネルギーの 9 割近くを担っている。それぞれのエネルギーの資源確認可採年数は、石油が 42 年、天然ガスが 60.4 年、石炭が 122 年（以上 2008 年末）、ウランが 100 年（2007 年 1 月）となっている。世界の一次エネルギー消費量はここ 50 年で 2 倍以上の伸びを見せている。消費量の増加に大きく寄与しているのが新興国で、特に中国は 500 % を超える伸び率である。可採年数は確認可採埋蔵量/年生産量で計算したものである。今後の消費の伸びを考えると、採掘技術の進歩があるにしても先行きは厳しいと言わざるを得ない。さらに、近年地球温暖化を始めとする環境問題が懸念されつつある。地球温暖化は海面上昇や気候変動を引き起こすとされ、二酸化炭素が影響している可能性があると言われている。化石燃料はエネルギーを取り出す際に大量の二酸化炭素を生成するので、地球温暖化

を促進する可能性がある．以上のようにエネルギー源の大部分を化石燃料に頼ったままでは持続可能な社会を形成するのは難しい．持続可能な社会のエネルギー源として望まれる特徴には，

- 化石燃料をはるかに超える豊富な資源量
- 地域による資源の偏在がなく，安定して供給できること
- 自国内で自給できること
- 様々な形でエネルギーを利用できること
- 環境に悪影響を与えないこと
- 安全であること
- 低コストであること
- 上記の項目などを総合的に評価して社会受容性が高いこと

が挙げられる．このような条件を高い水準で満たす可能性があるエネルギー源の一つとして核融合が考えられている．

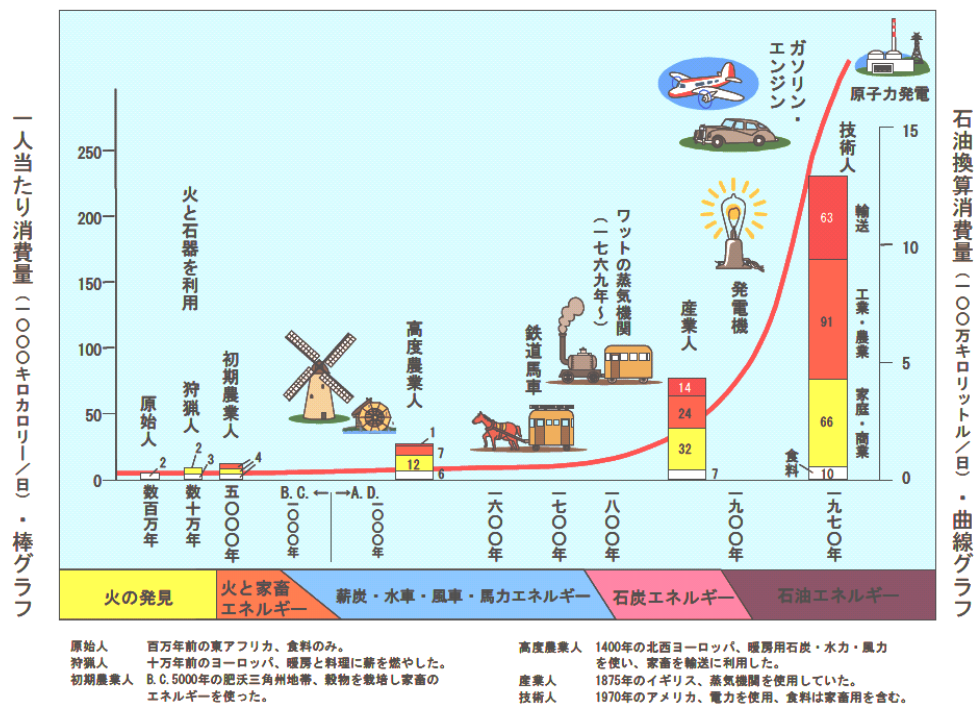


図 1.1: 人類とエネルギーの関わり (出典: 総合研究開発機構「エネルギーを考える」)

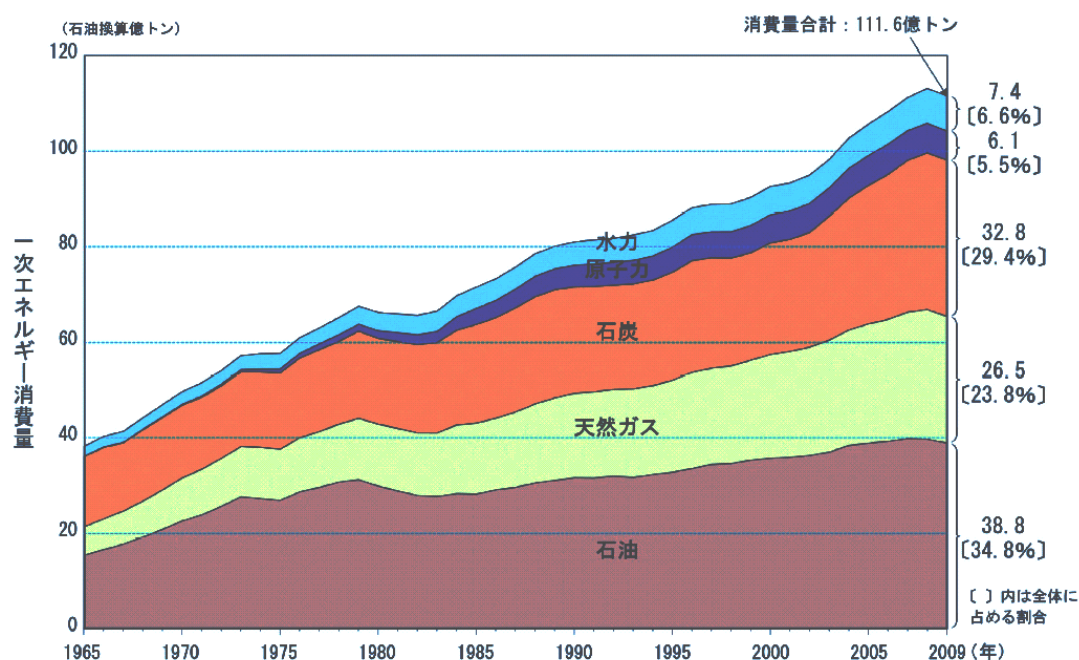


図 1.2: 世界の一次エネルギー消費量 (出典：BP 統計 2010)

1.1.2 エネルギー源としての核融合

核融合エネルギーは様々な特徴を持っている。

1. 資源量

核融合をエネルギーとして利用する際に消費する資源は燃料と核融合炉材料とに大きく分けられる。現在もっとも実用化が早いと考えられている核融合炉は燃料として重水素と三重水素を利用する。重水素は水素の同位体で、同位体比で約 150ppm の濃度で存在する。地球上では大部分は酸素と結合した水（重水）の形となっており、その資源量はほぼ無尽蔵といえる。三重水素は水素の放射性同位体で、半減期は 12.32 年であるため自然界にはほとんど存在しない。そこで、リチウムに中性子を当てることで三重水素を生産することが考えられている。リチウムは電気出力 100 万 kW の核融合炉で年間約 10 トン消費される。陸上の埋蔵量は 940 万トンで、二次電池の材料としても大量に消費されることから、これだけ考えると無尽蔵とは言えない。しかしながら海水中のリチウム濃度は 170ppb であり、これまでの研究で 3700 円/kg の採取コストで海水から取り出すことができると推定されている。これは現在の市場価格の 1.5 倍程度でありまた、核融合発電コストの燃料に関する割合は非常に少ないので現実的であると考えられる。この場合 100 万 KW の核融合炉 1000 基を 2300 万年運転できる資源量があり十分といえる。次に核融合炉材料について考える。核融合炉には様々な希少元素が使われる可能性がある。その中でも超電導線

材に使われるニオブ，中性子増倍材のベリリウム，構造材の含有元素としてモリブデン，バナジウムなどが資源量を懸念されている．しかしながら全世界の消費電力を核融合のみで賄うと仮定した場合でもいずれの元素も数百年分の資源はあり，しかもそれぞれ代替材料が将来的に検討されているので問題にはならないと考えられる^[1]．

2. 供給安定性

核融合炉はいわゆる再生可能エネルギーとは異なり，燃料さえ供給できれば発電量をコントロールすることができる．したがって，燃料の供給安定性が重要である．資源量の項で述べたように重水素も三重水素（リチウム）も海水が資源となっている．したがって，海洋に面している場所なら安定供給が可能なので，海洋国にとっては完全な国産のエネルギー源にすることができる．内陸国においてもわずかな燃料を輸送するだけなので輸送コストは無視できるうえ，入手先も特定の地域に限らないので，エネルギーセキュリティの観点からも非常に優れているといえる．

3. 環境適合性

近年環境に影響を与えている可能性があるものとして二酸化炭素が話題になっている．様々な電源の建設・運転・廃止処分などのライフサイクルにおける二酸化炭素排出量を比較してみると，二酸化炭素排出原単位で石炭火力は1kWhあたり270g，石油火力200g，LNG火力178g，太陽光34.3g，風力33.7g，水力4.8g，軽水炉5.7gである．一方，核融合炉6-12g程度と予想されている^{[2][3]}．火力発電では大部分が燃料の燃焼によって発生しており，その他は設備製造・運用が大部分を占めている．核融合炉はまだ実用化されていないので，上記の数字は推測ではあるが，化石燃料に比べてはるかに少ないと考えられる．

4. 安全性

安全性は社会受容性を高めるうえでも非常に重要な項目となる．核融合発電システムの中で最も安全上の関心が集まるのはやはり放射性物質の影響についてであると思われる．核融合炉に存在する放射性物質は主に燃料の三重水素と，構造材が中性子照射により放射化したものである．三重水素は常温で気体なので拡散しやすいが，構造材は融点も高く非常に飛散しにくい．核融合炉には多重防護の考え方をういた何重もの放射性物質を閉じ込める設計が施されている．ここではそのような閉じ込めが一切機能せず全量が放出されたと仮定してこれ以上ない最悪の事態について考えてみる．放射性物質の出す放射線は，核種ごとに異なっており，放射性物質の危険性を比較するのは難しい．ここでは潜在的放射線リスク指数（BHP: Biological Hazard Potential）という指数を用いて比較対象として軽水炉を例にとり比較する．潜在的放射線リスク指数は放射性部室を最大許容濃度まで薄めるのに必要な量の空気の量

を指数として用いており以下の式で定義される．

潜在的放射線リスク指数： $BHP(m^3) = (\text{放射性物質のベクレル数}) / (\text{最大許容濃度})$

三重水素の最大許容濃度は $5 \times 10^3 Bq/m^3$ (HTO の場合) である．核融合炉内の三重水素の量を $4.5kg$ として潜在的放射線リスク指数を求めると $3.5 \times 10^{14} m^3$ となる．一方，軽水炉では様々な放射性物質が存在しているが，最も影響が大きい ^{131}I が放出放射能を評価する指標として使われる．表 1.1 に核融合炉と核分裂炉の潜在的放射線リスク指数の比較を示す．なお，参考として福島第一原子力発電所から放出された放射性物質の放出量 (^{131}I と ^{137}Cs) の ^{131}I 換算値を記載した [4] ．

表 1.1: 核融合炉と核分裂炉の潜在的放射線リスク指数

	核融合炉 (T)	核分裂炉 (^{131}I)	福島第一原子力発電所放出量 (^{131}I 換算)
放射線量 (Bq)	1.7×10^{18}	5.4×10^{18}	7.7×10^{17}
最大許容濃度 (Bq/ m^3)	5×10^3	10	10
潜在的放射線リスク指数 (m^3)	3.5×10^{14}	5.4×10^{17}	7.7×10^{16}
BHP 対比	1	1500	220

核融合炉はその燃料が全量放出した場合でも核分裂炉に比べて潜在放射線リスク指数はかなり低いことがわかる．さらに，三重水素は常温で気体，HTO は常温で液体であるので，放出された場合速やかに希釈され， ^{131}I や ^{137}Cs のように土壌に残りにくいと考えられるので，核融合炉の潜在的安全性は軽水炉よりかなり高いといえる．また，核融合炉では核融合反応条件が難しく，外部からの制御や入力が途絶えると，すぐに反応が止まってしまう．したがって電源喪失時には速やかに反応が停止することとなる．そして，核分裂炉とは違い，停止後の燃料を冷やす必要はなく，また燃料が再臨界することも原理的にない．このような核融合炉固有の安全性を生かした設計を行うことにより社会受容性はより高まるといえる．

5. 核拡散抵抗性

近年の世界情勢を見るに，核兵器による核の軍事利用の懸念に国際社会は非常に多大な関心を持っていると思われる．核兵器の原理や構造はすでに情報が広く拡散しており，材料さえ入手できれば，作成は不可能であるとは言い切れない情勢となっている．核分裂炉に使用される燃料であるウランやプルトニウムは国際規制物資に指定されており，その取扱いは厳重なものとなっている．一方，核融合炉の燃料である重水素は 1988 年までは国際規制物質であったが，現在では指定は解除されてい

る．三重水素の方は炉内でリチウムから生成するので全く問題ない．重水素や三重水素は水素爆弾の原料ではあるが，現在の水素爆弾は起爆に原子爆弾を使用しなければならないので，新規の核保有には全く関係がない．それに重水素は海水中に豊富に含まれており，取り出すことは核兵器を作るよりたやすい．したがって核融合炉の建設・運用は核拡散にはつながらないので核拡散抵抗性は高いといえる．

6. 放射性廃棄物

実用化に最も近いといわれている核融合炉の燃料は重水素と三重水素を利用し，反応の結果として無害なヘリウムを生成する．したがって核分裂炉のような高レベル放射性廃棄物は発生しない．核融合炉で生じる放射性廃棄物は核融合反応によって生じた中性子が当たって放射化した構造材が大部分を占めると考えられている．放射化の度合いは構造材の種類によって大きく異なり，低放射化フェライト鋼では100年でリサイクル可能なレベルまで下がり，将来利用が検討されている SiC では1月で炉内に入れるほど放射化が少ないとされている．

7. 経済性

核融合炉は今のところ実用化されていないので正確なコストについては今のところ実績がない．しかしながら，構造的に共通点が多い核分裂炉の建設コストの経験則や，装置ごとのコスト，現在建設中の ITER におけるコストなどからある程度の予想をすることは可能である．さらに，核融合炉のコストは技術開発や設計によっても左右されるので，実用化に至るのならば十分に経済的なものとなっているはずである．^{[5][6][7]}

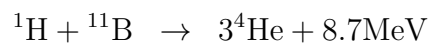
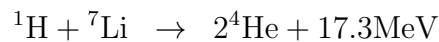
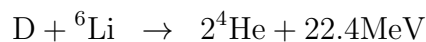
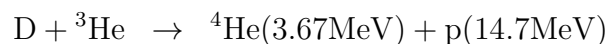
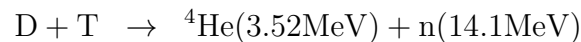
8. 総合的な社会受容性

核融合炉は天候に左右されることなく大電力を安定的に長期にわたって供給することができる．これは将来の基幹電源として非常に適している特性である．化石燃料以外でこのような特性を持っているものは核分裂エネルギーが現在実用化されているのみである．さらに安全性については原理的に固有の安全性が高く核分裂炉より社会受容性は高いといえる．以上のことから核融合エネルギーは総合的に社会受容性が高くなる要素が多く，将来の基幹電源として開発するに値すると考えられる．

1.2 核融合炉

1.2.1 核融合炉の原理

原子は物質を構成する要素であり，原子核と電子から構成されている．原子核はさらに陽子と中性子から成り立っている陽子と中性子は核力によって結合しており，その結合エネルギーは元素の種類によって異なる．結合エネルギーは鉄が最も高く，元素番号が遠くなるにしたがって結合エネルギーは低くなる傾向がある．鉄より重いある元素の原子が分裂してより小さい元素番号の元素に分かれた場合で分裂前より分裂後の方が結合エネルギーの合計が高くなる場合，より安定な状態となるので結合エネルギーの差分だけ質量が欠損しエネルギーが放出される．その関係はアインシュタインの特殊相対性理論に従い $E = mc^2$ となっている．このような反応を核分裂反応と呼ぶ．逆に鉄より軽いある元素の原子が融合してより大きい元素番号の元素になった場合で分裂前より分裂後の方が結合エネルギーの合計が高くなる場合も，より安定な状態となるので結合エネルギーの差分だけ質量が欠損しエネルギーが放出される．このような反応を核融合反応と呼ぶ．核分裂反応として ^{235}U が 2 種類の核に分裂する反応が一般の核分裂炉で使われており，1 回の反応で 202MeV のエネルギーが放出される．一方核融合反応で核融合炉として利用が検討されているものには



などがある．このうちもっとも起こりやすいとされる DT 反応で放出されるエネルギーは，核子一つ当たり直すと ^{235}U の核分裂反応の 3 倍以上となる．ここに挙げた反応はいずれも反応後は無害な物質となる．これらの反応を起こすには各々の原子核を融合させなければならない．しかしながら，原子核は陽子と中性子でできているため，正の電荷をもっている．したがってクーロン力によって反発しあうため，核融合反応が起きるまでに近づけるためには大きな力が必要となる．この力として原子核の運動エネルギーが高い状態，つまり高温の状態を作り出すのが熱核融合である．元素同士の核融合反応の起こりや

すさを核融合反応断面積と呼ぶ．主な核融合反応の核融合反応断面積を図 1.3 に示す．図 1.3 (a) は横軸は粒子の運動エネルギーで縦軸は核融合反応断面積の大きさとなっている．DT 反応は低いエネルギーから立ち上がり 100keV 付近で他の核融合反応よりはるかに大きい反応断面積を持つ．したがって核融合反応の中ではもっとも起こりやすいことがわかる．図 1.3 (b) はこの反応断面積に対してマクスウェル分布の重みをかけて積分行っただけで核融合反応率と呼ぶ．横軸は温度で縦軸は核融合反応率となっている．もっとも起こりやすい DT 反応を利用するにしても数 keV 以上の温度を維持しなければならないことがわかる．1eV は約 11600K なので数 keV は数千万度ということになる．物質は温度を上げるにつれ固体から液体、液体から気体と相転移するが、さらに温度を上げると、電離し、イオンと電子に分かれた状態となる．このような状態をプラズマと呼ぶ．燃料をプラズマ状態まで加熱し、核融合反応を起こしてエネルギーを取り出そうというのが熱核融合炉である．

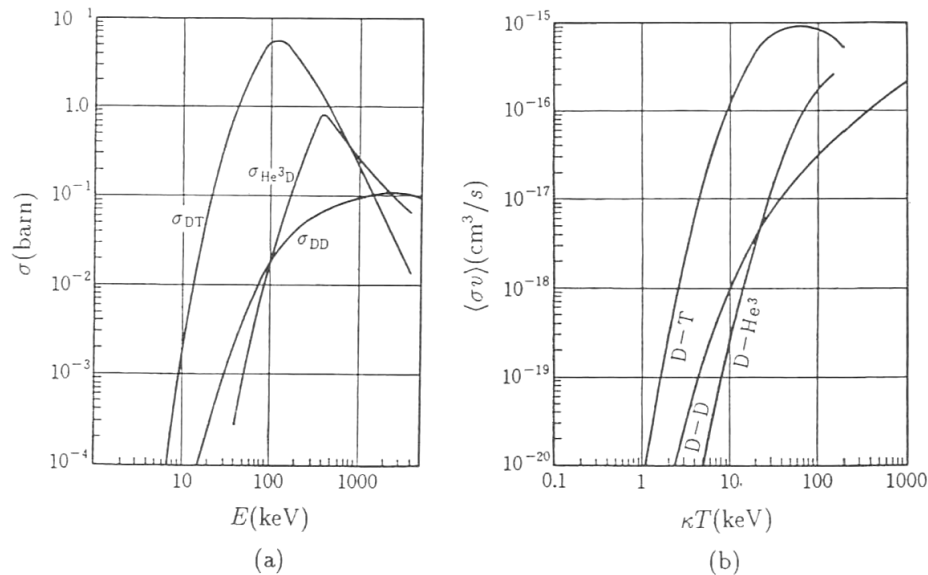


図 1.3: 核融合反応断面積^[8] (a) 核融合反応断面積 σ の衝突運動エネルギー E への依存性． σ_{DD} は DD 反応の断面積の和を示す．1barn= 10^{-24}cm^2 (b) 核融合反応率 $\langle\sigma v\rangle$ のイオン温度 T_i への依存性

1.2.2 核融合炉の方式

核融合反応で生成されるエネルギーは核融合反応率と閉じ込め時間の積となる．これまで様々な閉じ込め方式が考案されてきた．燃料自身の慣性を生かして閉じ込めを行う方式を慣性方式と呼ぶ．この方式はわずかな時間しか閉じ込めを維持できない．したがってエネルギーを取り出すためには高温の状態を瞬時に生成し高い核融合反応率を得るようにしなければならない．現在考えられているのは、燃料の周囲に均等にエネルギーを照

射することにより燃料を断熱圧縮させ加熱するというものである．加熱装置として高強度短パルスレーザーが用いられることが多い．燃料を均等に圧縮することと高繰り返しパルス照射を両立することが実用化にあたって必要である．

一方，閉じ込め時間を長くとることで比較的低い温度でもエネルギーを取り出すことができる．プラズマは電離しているので，電磁流体としての性質を持つ．そこで磁場の力を利用して安定して長時間閉じ込めを行うことを目的に考案された方式が磁場閉じ込め方式である．最初に考案された装置は，直線型の単純ミラー装置である．二つの円環コイルに同方向に電流を流すとコイル間に磁場が生成され，プラズマを閉じ込めることができる．しかし，磁場形状による不安定性が発生し，安定的に長時間閉じ込めることは難しい．これを解決するためにヨッフバーと呼ばれる円環コイルの間を電極で囲み磁場を作る構造が考案された．さらにミラー装置にはもう一つ大きな問題があり，磁力線方向の速度成分が大きい粒子はコイルの磁場に反射されず，そのまま逃げてしまう．これを防ぐために磁力線方向にプラズマの持つ運動エネルギー以上のポテンシャルを持つ電場を作ったのがタンドムミラー装置である．これらの改良により以前よりは閉じ込め性能は向上したが，現在のところ発電炉としての実用化に必要な閉じ込め性能には至っていない．

粒子が逃げるのは磁場が閉じていないからという観点に立って考案されたのがトーラス型の磁場閉じ込め方式である．直線電流の周囲にできる磁場を利用する．初期の単純なトロイダルピンチ装置では，いわゆるキンク不安定性によりごく短時間しか閉じ込めることはできなかった．また，キンク不安定性を制御できてもトーラスの軸中心からの距離によって磁場が異なり，トーラスを粒子が周回するうちにドリフト運動によってイオンと電子が分離してしまう．やがて磁力線をねじって磁気面を作ることによって電磁流体不安定性を解消するという考え方が生まれた．磁力線をねじる方法としてコイルをねじったものがステラレータやヘリオトロン/トルサトロンである．これらはコイルをねじりながらトーラス状に成形することでねじれた磁力線構造を作っている．初期のステラレータは閉じ込め時間が短かったが，磁場コイルの精度が上がるにしたがって閉じ込め時間も向上した．現在では発電炉の実用化に必要な閉じ込め性能に近づきつつあり，原型炉の概念設計も検討されている．

一方磁力線をねじる方法として，トーラス状のプラズマに電流を流し，それによって生じる磁場とトロイダルコイルによる磁場の合成したものがトカマク型磁場閉じ込め方式である．トカマクは開発された当時，それまでの磁場閉じ込め方式に比べて圧倒的な高性能プラズマを生成することができた．以降，世界各地でトカマクの研究が進められ現在においてももっとも発電炉の実用化に近い方式であると考えられている．

さらに先進トカマクとしてアスペクト比を小さくし，プラズマ断面の日円形度を大きくした球場トカマクや，トーラス中心もプラズマで満たされたスフェロマック，プラズマ自身が安定な磁場配位を持つようにした逆磁場ピンチなどがある．また，惑星の地磁気と同

様の磁場配位であるダイポール磁場の内部導体系閉じ込め方式も研究が行われている。

1.2.3 トカマク型核融合炉

トカマク型磁場閉じ込め方式は開発されて以降、高い閉じ込め性能で世界の核融合研究をリードしてきた。トカマクではトーラスの半径を大半径 R_0 、プラズマ断面の半径を小半径 a と呼びその比 R/a をアスペクト比 A という。高い閉じ込め性能は単純な形状のトロイダルコイルが作るトーラス周回方向の磁場（トロイダル磁場: B_t ）とプラズマ中に流れる電流がプラズマ断面回りに形成する磁場（ポロイダル磁場: B_p ）とで合成される磁場の螺旋の籠状の磁力線によって達成される図 1.4。

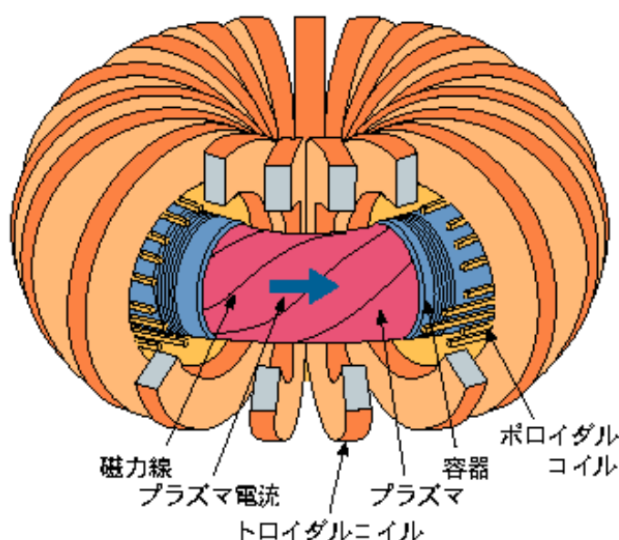


図 1.4: トカマク型磁場閉じ込め方式^[14]

プラズマ中に電流を流す方法として誘導電流駆動と非誘導電流駆動がある。

誘導電流駆動はトーラスの中心部にコイル（センターソレノイドコイル: CS コイル）を設置し、そこに時間的に変化する電流を流す。これは変圧器の一次コイルとみなすことができ、二次コイルであるトーラス中の荷電粒子は生じた誘導電場によって力を受けトーラスを周回する。つまり、電流が流れることになる。電流が流れると、プラズマの電気抵抗によりオームの法則によってプラズマを加熱することができる。プラズマの電気抵抗は温度が上がるほど減少するので、プラズマを核融合に必要な温度に加熱するには別の加熱装置が必要となる。また、CS コイルの磁束容量によって流せる電流には限界があり、プラズマが維持できる時間には制限がある。

非誘導電流駆動は、CS コイルを使用しない電流駆動法で、原理的に流せる時間に制限はない。したがって定常運転を行うには非誘導電流駆動が必要である。現在研究が進んでいる装置として高周波電流駆動（RFCD）と中性粒子ビーム電流駆動（NBCD）がある。

RFCD の中でも、将来の実用炉など中性子照射下でも利用可能性の高いものとして、電子サイクロトロン電流駆動 (ECCD) が注目されている。これは、電子サイクロトロン波をプラズマ中に入射することで、プラズマ中の電子を電子サイクロトロン共鳴により加速することで電流を駆動する。電子サイクロトロン波はミラーによって入射角度を変えてプラズマに流す電流の分布を局所的に制御することができる。したがって、プラズマ立ち上げや電流分布制御による閉じ込め性能の改善、MHD 不安定性の制御など幅広い用途がある。

中性粒子ビーム駆動は中性粒子ビームをプラズマ内に入射し、プラズマ中で電離することによって磁場に閉じ込められるようになりトーラスを周回することで電流となるというものである。電流駆動効率が高く原型炉においても主力の電流駆動方法として考えられている。中性粒子ビーム入射装置 (NBI) は、中性粒子を入射するための装置で、イオン源でイオンを生成し電場によって加速したものを中性化して中性粒子ビームを生成する。このようにして形成された磁場に閉じ込められたプラズマは高温高密度となり、核融合反応条件を満たすことによってエネルギーを放出する。

近年、外部からの入力に頼らず、プラズマ中に自発的に流れる電流が実験的に証明された。この電流は、トーラスの内外における磁場の強弱によるミラー効果によってバナナ軌道を描く粒子の流れの差によって生じるもので、圧力勾配の大きいところに流れる。プラズマを維持するため必要な電流と、この自発電流の割合を自己駆動電流割合といい、この割合が大きければ大きいほど、外部入力による電流駆動が少なくて済むので、電流駆動装置のコストや、所内循環電流割合の低減につながり、経済性の向上に大いに役立つ。

トカマク型核融合炉発電の仕組みを図 1.5 に示す。プラズマ加熱装置によって加熱されたプラズマ中の DT 核融合反応によって生成されたエネルギーは、中性子とヘリウム原子核に分配されヘリウム原子核は電荷をもっているため磁場に閉じ込められ、プラズマを加熱する。中性子は、電荷をもっていないので、閉じ込められず、ブランケットなどにある他の原子と衝突することによりそのエネルギーを熱へと変換する。取り出された熱は火力発電や原子力発電と同様に、タービンなどにより回転エネルギーに変換され、発電機により電気エネルギーへと変換され送電される。

核融合炉では、加熱装置や運転に必要な機器の消費電力を上回る電力を発電しなければならない。

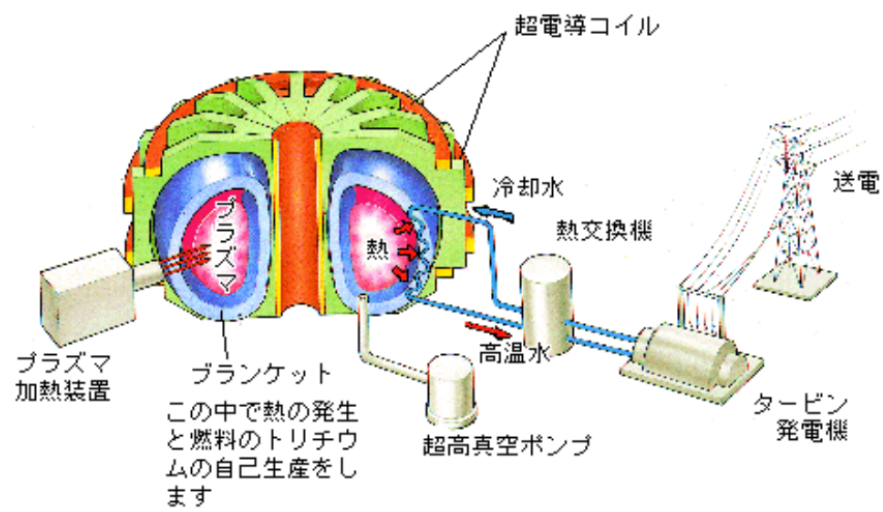


図 1.5: トカマク型核融合炉の発電システム^[14]

1.3 本研究の概要

ここまで述べてきたように，核融合炉の社会受容性の向上のためには総合的な評価が必要である．本研究では，核融合炉の社会受容性の向上を目的として

- 経済性向上を目的としたビーム核融合反応を利用した出力増加の検討
- 様々な条件を考慮することのできる核融合炉概念設計コードの改良
- 改良を行った核融合炉概念設計コードによる，核融合炉設計領域の検討
- 核融合固有の安全性を生かした運転手法の検討

を行った．

解析にあたっては以下の手順で研究を進めた．

- 経済性向上を目的としたビーム核融合反応を利用した出力増加の検討
プラズマ中における入射した中性粒子ビームの速度分布をモデル化し，核融合反応率を計算，加熱に必要なパワーとビーム核融合反応によって増大する出力を比較し，その特性と有効性を検討した．
- 様々な条件を考慮することのできる核融合炉概念設計コードの改良
電力中央研究所が開発したプラズマ物理計算コード，DRIVER と，日本原子力研究開発機構が開発した核融合炉用超電導コイル設計コード SCONE を元にしてコイルとプラズマ性能の整合が取れた炉設計計算を行うことができる核融合炉概念設計コードを作成した．
- 改良を行った核融合炉概念設計コードによる，核融合炉設計領域の検討
上記のコードを利用して核融合炉設計領域をスキャンし，経済性，安全性，工学的，物理的な様々な制約条件について検討を行い，核融合炉設計に存在する様々な選択肢の明瞭化を図った．
- 核融合固有の安全性を生かした運転手法の検討
新しい運転手法を提案し，上記において検討した核融合炉設計領域の拡張を目指した，運転シナリオを構築し，その実現可能性を改良を行った核融合概念設計コードを利用して検証を行った．

第2章 ビーム核融合反応を利用した出力増加の検討

2.1 研究の目的

中性粒子ビーム駆動では中性粒子ビーム入射装置 (NBI) を利用してプラズマ中に中性粒子ビームを入射する。入射された中性粒子ビームはプラズマ中でイオン化しトーラスを周回する。ここでは簡単のため、たとえば 1A 分の中性粒子を入射してそれが減速せずに 1000 周回ったところで急に熱化され熱イオンになるとすると $1 \times 1000 = 1kA$ 分の電流が流れたことになる。何周するかはプラズマの密度と温度とビームの入射エネルギーによって決まり、一般的なプラズマでは入射エネルギーが 1MeV だとすると $10^5 \sim 10^6$ 回ほど周回する。つまり 1MeV のエネルギーで 1A 分の粒子を入射し 10^6 回周回したとすると 1MA の電流が流れることになる。この場合入射出力 1MW で 1MA の電流を駆動できるので効率は 1A/W となる。入射エネルギーが高くなればなるほど効率は上がる。なお、ここでは概念を説明するために簡単化したが、以降の厳密な電流駆動の計算では高速イオンの減速過程を正しく取り扱うモデルを用いている。

図 2.1 のように DT 反応の反応断面積が最大値をとるのは 120keV のときである。つまり粒子の相対速度が 120keV 相当の温度で最も核融合反応が起こりやすいということである。120keV 相当の温度は熱プラズマとして維持するには高いが、ビームとしてなら比較的容易に達成できる。

これを利用した中性粒子ビーム駆動トカマク型核融合炉という概念が中性粒子ビームが実用化したことによって生まれた^[9]。当時考えられたビーム駆動核融合炉の方式としては、

- ビーム駆動熱核融合炉 (Beam-driven thermonuclear reactor:BDTN) 熱核融合を起こしているプラズマに中性粒子ビームを打ち込みビームターゲット核融合反応による出力を上積みする方式。JT-60 や ITER など NBI 装置で中性粒子ビーム駆動を行えばこのタイプに分類される。
- 2つのエネルギー分布を持つトーラス型核融合炉 (Two-energy-component torus:TCT) 上記の BDTN のうち出力に対するビーム出力の割合が比較的大きいもの。入射されたイオンにより熱プラズマの温度は保たれる^{[10][11]}。速度分布を図 2.2[c] に示す

- 相対流イオントーラス型核融合炉 (Counterstreaming-ion torus:CIT) 重水素ビームと三重水素ビームをそれぞれトーラスに逆向きに入射し，ビーム同士の相互作用により核融合出力を得る方式^{[12][13]}．

速度分布を図 2.2[b] に示す．

がある．

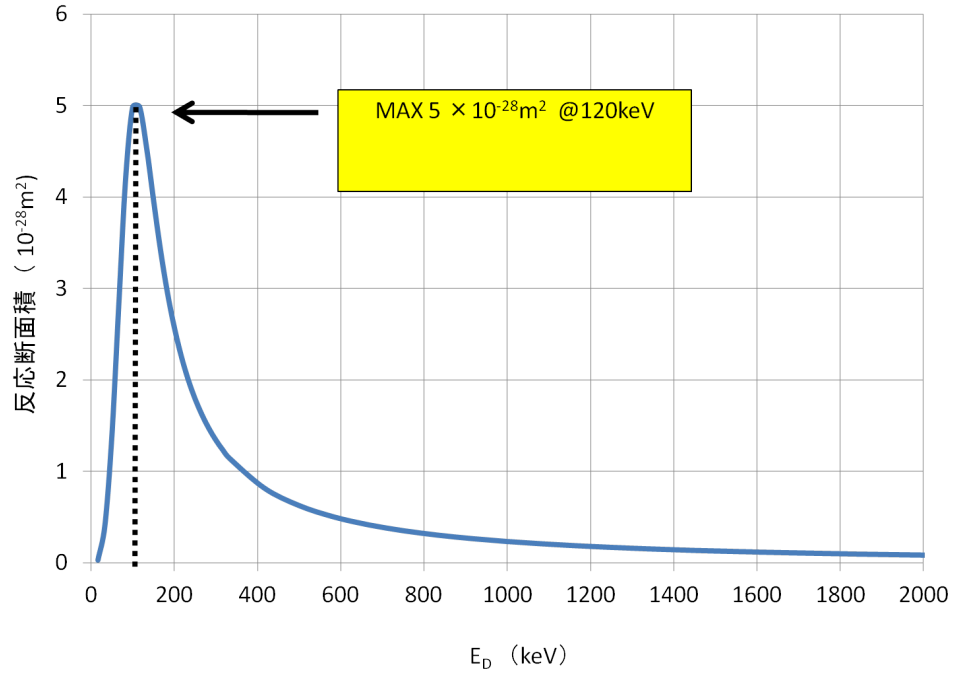


図 2.1: 核融合反応断面積^[8] (a) 核融合反応断面積 σ の衝突運動エネルギー E への依存性． σ_{DD} は DD 反応の断面積の和を示す． $1\text{barn}=10^{-24}\text{cm}^2$ (b) 核融合反応率 $\langle\sigma v\rangle$ のイオン温度 T_i への依存性

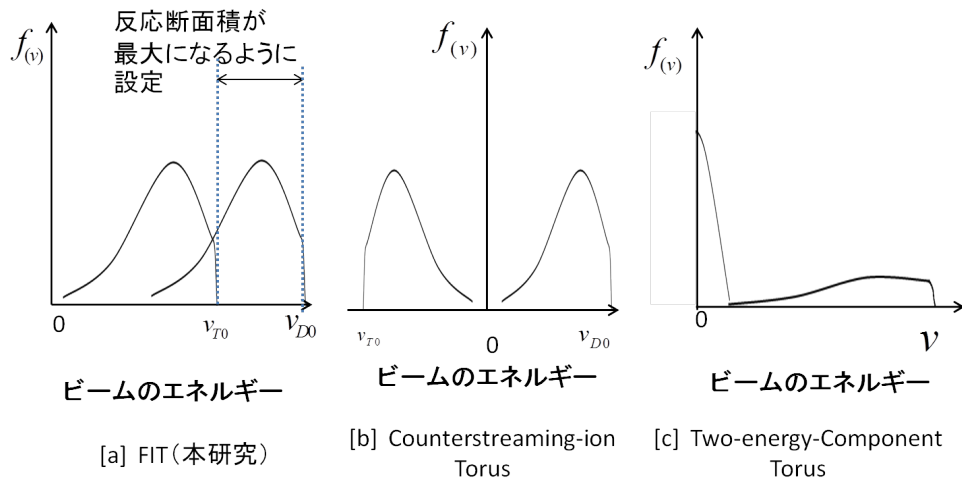


図 2.2: 各方式における速度分布

当時は中性粒子源として正イオンを使用していたため、ビームエネルギーは低く CIT でビームを”正面衝突”させることでちょうど反応断面積が最大付近となった。しかしながら現在、核融合炉ではビーム駆動効率を高めるため 1MeV 以上のビームエネルギーが望ましいとされている。また、中性粒子ビーム入射はプラズマ加熱を行う役目も担っており、大型化する核融合炉の中心部まで加熱するには 500keV 以上の高いビームエネルギーが必要である。当時はここまでビームエネルギーを高くすることが想定されていなかったため現在の核融合炉に CIT が有効かどうかは検討されていない。そこで本研究では重水素ビームと三重水素ビームをトーラスに同方向に入射し、その相対速度を核融合反応断面積が最大となるように入射する Following-injection torus:FIT という方式を提案する。FIT の速度分布を図 2.2[a] に示す。TCT や CIT ではビームエネルギーが高くなると相対速度も高くなるので核融合反応率が高くなるビームエネルギーはある値付近に限られると考えられる。一方 FIT は、トーラスの同方向に入射するため、核融合反応にかかわるビームエネルギーはその相対速度であり、ビームの絶対速度にはほとんど影響を受けないと考えられる。Q 値を増加させることができれば、それだけ経済性を高めることができるので社会受容性は向上することになる。以降 FIT,CIT,TCT のビームターゲット核融合反応によるエネルギー増倍率を計算しその有効性の比較を行う。

2.2 中性粒子ビーム入射の物理

速度 v で入射された高速イオンのプラズマ中での減速過程を，磁場に沿った方向についてのみ的一次元モデルで考えてみる．粒子の速度減速関数は式 2.2 に示す．

$$\frac{dv}{dt} = -\frac{v}{\tau_{se}} - \frac{v}{\tau_{si}} \quad (2.1)$$

ここで， τ_{se} τ_{si} はそれぞれ，高速イオンのプラズマ電子による減速時間，プラズマイオンによる減速時間であり，式 2.2，式 2.3 のように書ける．

$$\tau_{se} = \frac{3m_b m_e v_e^3 (4\pi\epsilon_0)^2}{16\sqrt{\pi} e^4 Z_b^2 n_e \ln\Lambda}$$

$$\tau_{si} = \tau_{se} \left(\frac{v}{v_c} \right)^3 \quad (2.2)$$

$$(2.3)$$

ここで，

$$\begin{aligned} v_e &: \text{電子熱速度} \sqrt{\frac{2T_e}{m_e}} \\ n_e &: \text{電子密度} (m^{-3}) \\ m_b &: \text{ビーム粒子の質量} \\ Z_b &: \text{ビーム粒子の荷電数} \\ v_c &: \tau_{se} = \tau_{si} \text{となる臨界速度} \\ v_c &= \left\{ \frac{3\sqrt{\pi}}{4} m_e \left(\frac{1}{m_i} + \frac{1}{m_b} \right) \right\}^{\frac{1}{3}} v_e \\ &\approx 1.42 \times 10^6 \left(\frac{T_e}{keV} \right)^{\frac{1}{2}} (m/s) \end{aligned}$$

電子の熱速度は入射された中性粒子よりはるかに速いため電子によるイオンの減速はイオン速度は関係しない．式 2.2，式 2.2，式 2.3 より

$$\frac{dv}{dt} = -\frac{1}{\tau_{se}} \frac{v^3 + v_c^3}{v^2} \quad (2.4)$$

式 2.4 より速度 v_b で生成された高速イオンが熱速度 $V_{th} \sim 0$ まで減速する時間 τ_b は式 2.5 となる．

$$\begin{aligned} \tau_b &= -\int_0^{v_b} \frac{dv}{dv/dt} = \tau_{se} \int_0^{v_b} \frac{v^2}{v^3 + v_c^3} dv \\ &= \frac{1}{3} \tau_{se} \ln \left(1 + \frac{v_b^3}{v_c^3} \right) \end{aligned} \quad (2.5)$$

イオンが毎秒 $\dot{n}(n/s \cdot m^{-3})$ の入射密度で入射されるとすると，イオンの速度分布関数 $F(v)$ は式 2.7 となる．

$$F(v) = -\frac{\dot{n}}{(dv/dt)} \quad \text{式 2.4 より}$$

$$= \dot{n} \tau_{se} \frac{v^2}{v^3 + v_c^3} \quad (2.6)$$

$$(2.7)$$

よって FIT による核融合出力 P_f は式 2.8 のように表わされる．

$$P_f = Q_{DT} \iint f_D(\vec{v}_1) \cdot f_T(\vec{v}_2) \cdot \sigma(|\vec{v}_1 - \vec{v}_2|) \cdot |v_1 - v_2| \cdot d\vec{v}_1 d\vec{v}_2 \quad (2.8)$$

ここで

P_f : 核融合出力 (W)

Q_{DT} : DT 反応 1 回あたりに放出されるエネルギー (J)

$f_D(\vec{v}_1)$: 重水素ビームの速度分布 (n/m^3)

$f_T(\vec{v}_2)$: 三重水素ビームの速度分布 (n/m^3)

$\sigma(|\vec{v}_1 - \vec{v}_2|)$: 各ビームのそれぞれの速度差における核融合反応断面積 (m^2)

$|v_1 - v_2|$: ビームの速度差 (m/s)

である．また，CIT は FIT の三重水素ビームの速度がマイナスとなったものと考えればいいので，その核融合出力は式 2.9 のように表わされる．

$$P_f = Q_{DT} \iint f_D(\vec{v}_1) \cdot f_T(\vec{v}_2) \cdot \sigma(|\vec{v}_1 + \vec{v}_2|) \cdot |v_1 + v_2| \cdot d\vec{v}_1 d\vec{v}_2 \quad (2.9)$$

そして TCT は FIT のうち片方のビームが熱プラズマになったものと考えればいいので，その核融合出力は式 2.10 のように表わすことができる．

$$P_f = Q_{DT} \iint f_D(\vec{v}_1) \cdot n_T \cdot \sigma(|\vec{v}_1|) \cdot |v_1| \cdot d\vec{v}_1 \quad (2.10)$$

なお，核融合反応率は参考文献^[15]の近似式を利用した．

2.3 1次元モデルによる各方式の比較

2.3.1 1次元コードの0次元モデルでの確認

1次元コードを作成し，その正当性を確認するために，まず，きわめて簡単化した速度分布が0次元のモデルと比較を行った．0次元状態での速度分布は図 2.3 に示すように入射した速度にすべての粒子が存在すると仮定することである．

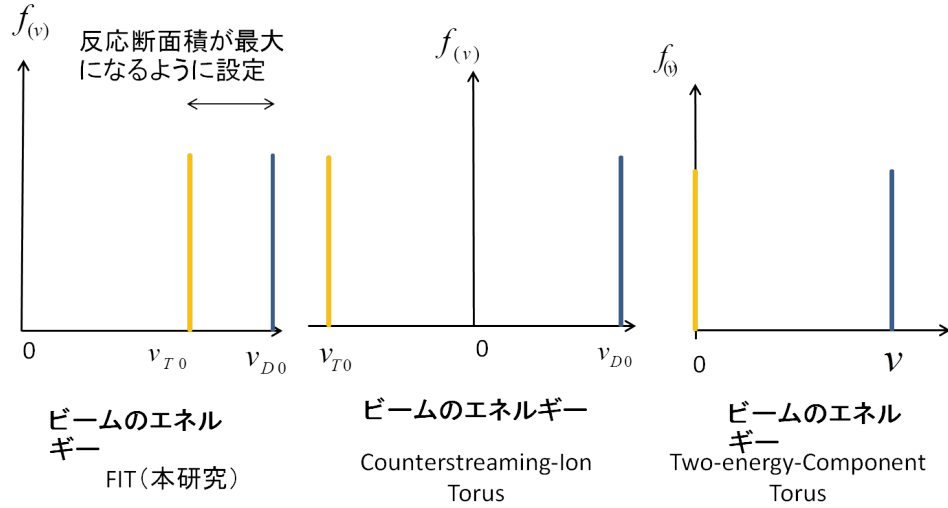


図 2.3: 単純化した各方式の速度分布

このときの核融合出力は式 2.11 と表わすことができる．

$$\begin{aligned}
 P_{f_{0D}} &= Q_{DT} \cdot n_D \cdot n_T \cdot \sigma_{max} \cdot \Delta v_{max} \cdot V \\
 n &= \dot{n} \tau_s \\
 \dot{n} &= \frac{P}{E \cdot e \cdot V} \\
 V &= 2\pi_2 R a^2 \kappa \\
 \tau_{se} &= \frac{3m_b m_e v_e^3 (4\pi\epsilon_0)^2}{16\sqrt{\pi} e^4 Z_b^2 n_e \ln \Lambda} \\
 \tau_s &= \frac{1}{3} \tau_{se} \ln \left(1 + \left(\frac{v}{v_c} \right)^3 \right) \\
 v_c &= \left(\frac{3\sqrt{\pi}}{4} m_e \left(\frac{1}{m_i} + \frac{1}{m_b} \right) \right)^{\frac{1}{3}} v_e \\
 v &= \left(\frac{2E \cdot e}{m} \right)^{\frac{1}{2}} \\
 v &= \left(\frac{2E \cdot e}{m} \right)^{\frac{1}{2}}
 \end{aligned} \tag{2.11}$$

ここで ,

$P_{f_{0D}}$: 核融合出力 (W)

Q_{DT} : DT 反応 1 回あたりに放出されるエネルギー (J)

n_D : 重水素ビームの密度 (n/m^3)

n_T : 三重水素ビームの密度 (n/m^3)

σ_{max} : 核融合反応断面積 (m^2)

Δv_{max} : ビーム同士の相対速度 (m/s)

V : プラズマの体積 (m^3)

である．試算には表 2.1 に示す JT60SA 規模の各パラメータを利用する．

表 2.1: JT60SA 規模を想定した計算パラメータ

大半径 $R(m)$	2.97
小半径 $a(m)$	1.18
楕円度 κ	1.93
プラズマ電子温度 $T_e(keV)$	10
プラズマ密度 $n_e(n/m^3)$	1.0×10^{19}
NBI ビーム出力 $P_B(MW)$	15×2
重水素ビーム入射エネルギー $E_D(keV)$	1000
三重水素ビーム入射エネルギー $E_T(keV)$	640

なお , それぞれのビームのエネルギーは相対速度差を 120keV 相当になるように設定し , 上限を ITER で予定されている 1MeV として決定した . 計算結果を式 2.3.1 に示す .

$$\begin{aligned}
v_{cD} &= \left\{ \frac{3\sqrt{\pi}}{4} \times 9.11 \times 10^{-31} \times \left(\frac{1}{4.18 \times 10^{-27}} + \frac{1}{3.35 \times 10^{-27}} \right) \right\}^{\frac{1}{3}} \\
&\times \sqrt{\frac{2 \times 10 \times 1.602 \times 10^{-16}}{9.11 \times 10^{-31}}} = 5.14 \times 10^6 \\
v_{cT} &= \left\{ \frac{3\sqrt{\pi}}{4} \times 9.11 \times 10^{-31} \times \left(\frac{1}{5.02 \times 10^{-27}} + \frac{1}{3.35 \times 10^{-27}} \right) \right\}^{\frac{1}{3}} \\
&\times \sqrt{\frac{2 \times 10 \times 1.602 \times 10^{-16}}{9.11 \times 10^{-31}}} = 4.80 \times 10^6 \\
\tau_{sD} &= \frac{1}{3} \ln \left\{ 1 + \left(\frac{9.78 \times 10^6}{5.14 \times 10^6} \right)^3 \right\} \times 2.34 \times 10^{18} \times \frac{10^{1.5}}{10^{19}} = 5.1 \\
\tau_{sT} &= \frac{1}{3} \ln \left\{ 1 + \left(\frac{6.39 \times 10^6}{4.80 \times 10^6} \right)^3 \right\} \times 3.51 \times 10^{18} \times \frac{10^{1.5}}{10^{19}} = 4.48 \\
\dot{n}_D &= \frac{15 \times 10^6}{(1000 \times 1.602 \times 10^{-16} \times 157.5)} = 5.94 \times 10^{17} \\
\dot{n}_T &= \frac{15 \times 10^6}{(640 \times 1.602 \times 10^{-16} \times 157.5)} = 9.29 \times 10^{17} \\
\sigma_{max} &= 5 \times 10^{-28} \\
P_{f0D} &= 2.82 \times 19^{-12} \times 5.1 \times 5.94 \times 10^{17} \times 4.48 \times 9.29 \times 10^{17} \times 5 \times 10^{-28} \\
&\times 3.38 \times 10^6 = 9.46 \times 10^6 W \\
\text{エネルギー増倍率 } Q &= \frac{9.46}{30} = 0.315
\end{aligned}
\tag{2.12}$$

また CIT , TCT についても同様に計算しその値の妥当性について過去の文献と比較し検証を行った．その結果，妥当性が確認されたので，上記の式に基づきプログラムコードを作成した．さらにそれを速度分布が一次元に拡張したものを作成し，表 2.1 の条件を利用してその妥当性について検討を行った．その結果を図 2.4 ，図 2.5 ，図 2.6 ，に示す．なお，重水素ビームのエネルギーを変化させ，三重水素ビームはそれに対応して核融合反応断面積を最大にするように変化させている．

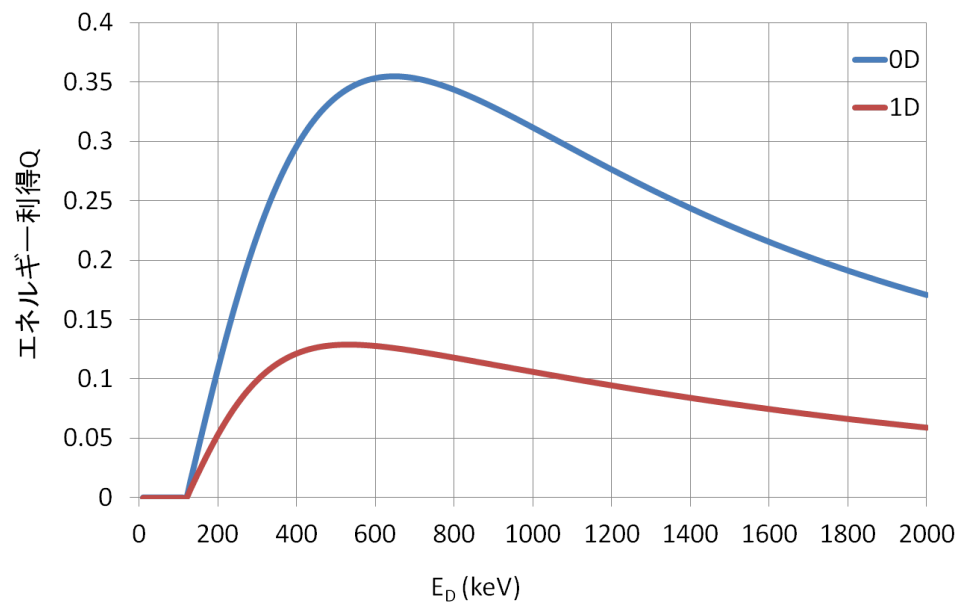


図 2.4: FIT における 0D と 1D の計算結果比較

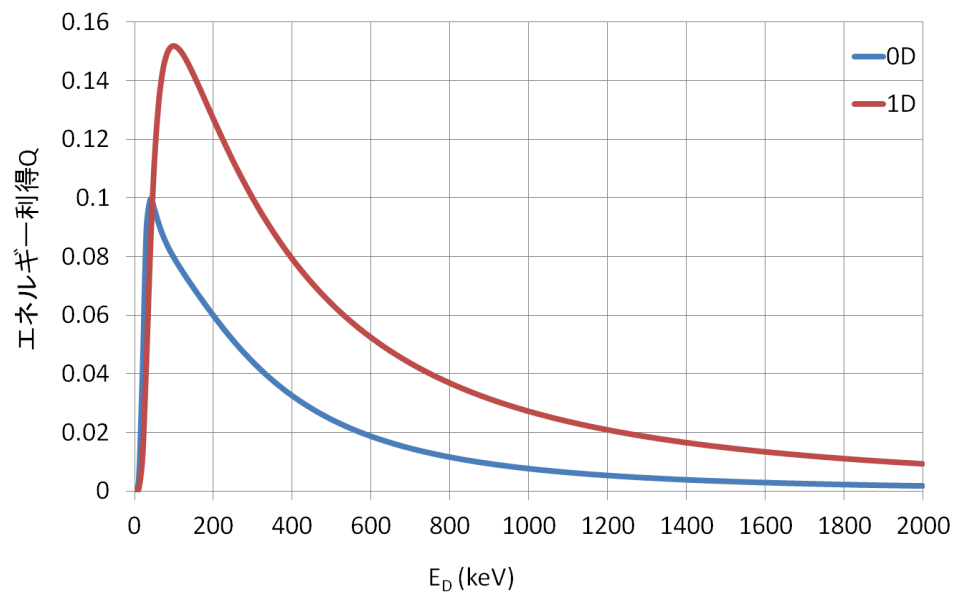


図 2.5: CIT における 0D と 1D の計算結果比較

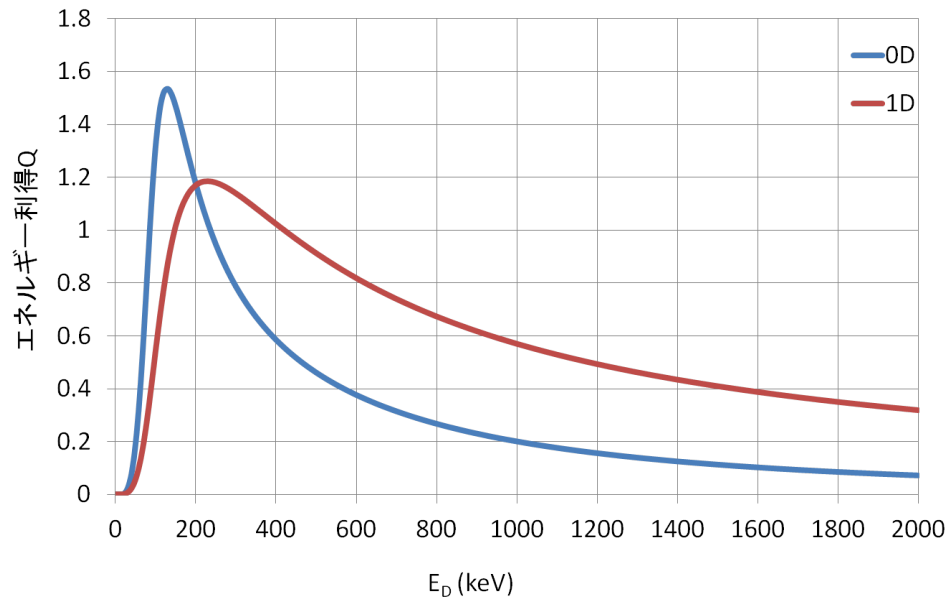


図 2.6: TCT における 0D と 1D の計算結果比較

縦軸はエネルギー利得 Q 値で横軸は重水素ビームのエネルギーである。

図 2.4 では 0D のほうが Q 値が高く計算される傾向があることが分かる。これは 1D では高速イオンの速度分布によりその反応断面積が大きくなるような相対速度を持つ粒子の組み合わせが減っているためである。いずれの場合も、重水素ビームのエネルギーがある値において最大の Q 値をとっている。

図 2.5 ではある点までは 0D と 1D の差はほとんどないが、重水素ビームのエネルギーがそれより高い領域では 1D のほうが高いエネルギー利得 Q 値を示す。これは 1D は速度分布を持つため高速に入射された粒子のほうが減速時間が長くなり、反応断面積の影響より大きく核融合反応に影響するからであると考えられる。

図 2.6 ではある点までは 0D の計算結果のほうが大きいですが、それ以上では 1D のほうが大きくなっている。これは、TCT が FIT と CIT の中間の性質を持っていることをしめす。つまり、ビームのエネルギーの違いによる核融合出力の変化は $\text{FIT} < \text{TCT} < \text{CIT}$ の順に大きくなるといえる。また、予想通り FIT のほうが、CIT よりも高いビームエネルギーでもエネルギー利得 Q 値を高く保つという特性が確認できた。

いずれの方式においても 0D と 1D の傾向は各方式において一致しており、1D コードの妥当性を検証することができた。以降、1D コードを用いて、各方式の様々な特性を比較し、その有効性の検証を行う。

2.3.2 計算条件

今回の計算にあたって想定したプラズマのパラメータを表 2.2 に示す．

表 2.2: 計算条件パラメータ

	CASE1	CASE2
	JT60SA 規模	ITER 規模
大半径 $R(m)$	2.97	6.2
小半径 $a(m)$	1.18	2.0
楕円度 κ	1.93	1.7
プラズマ電子温度 $T_e(keV)$	10	10
プラズマ密度 $n_e(n/m^3)$	1.0×10^{19}	1.0×10^{19}
NBI ビーム出力 $P_B(MW)$	15×2	25×2

以降の依存性の計算では CASE1 のパラメータを利用して計算を行う．

2.3.3 重水素ビームと三重水素ビームのエネルギー差による依存性

FIT や CIT では重水素と三重水素の二種類のビームを入射する．従ってそれぞれのビームの相対速度でエネルギー利得 Q 値が変化すると考えられる．変化の度合いを検証するため，ビームの相対速度を $0 \sim 1MeV\left(\frac{1}{2}m_D\Delta V^2\right)$ の範囲で変化させて計算を行った．その結果を FIT:図 2.7，CIT:図 2.8 に示す．

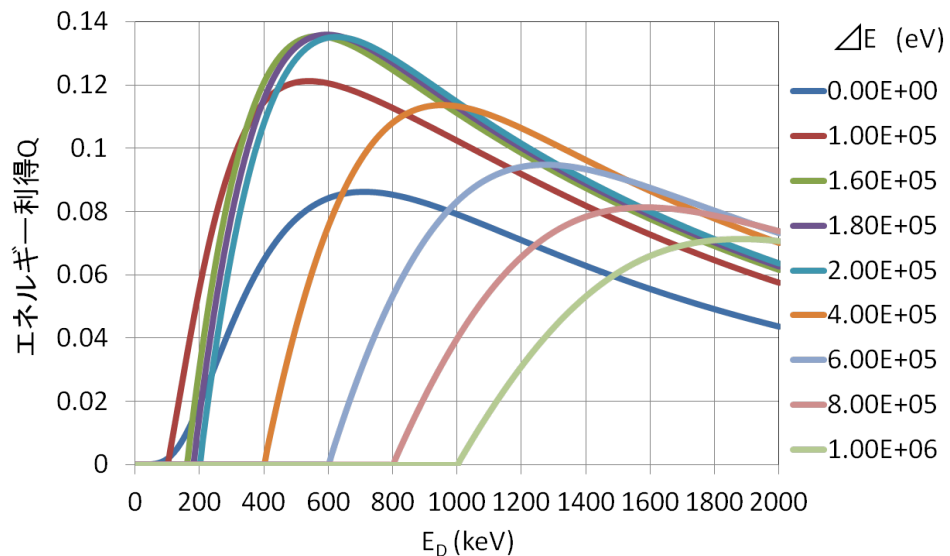


図 2.7: FIT の D ビームと T ビームのエネルギー差による依存性

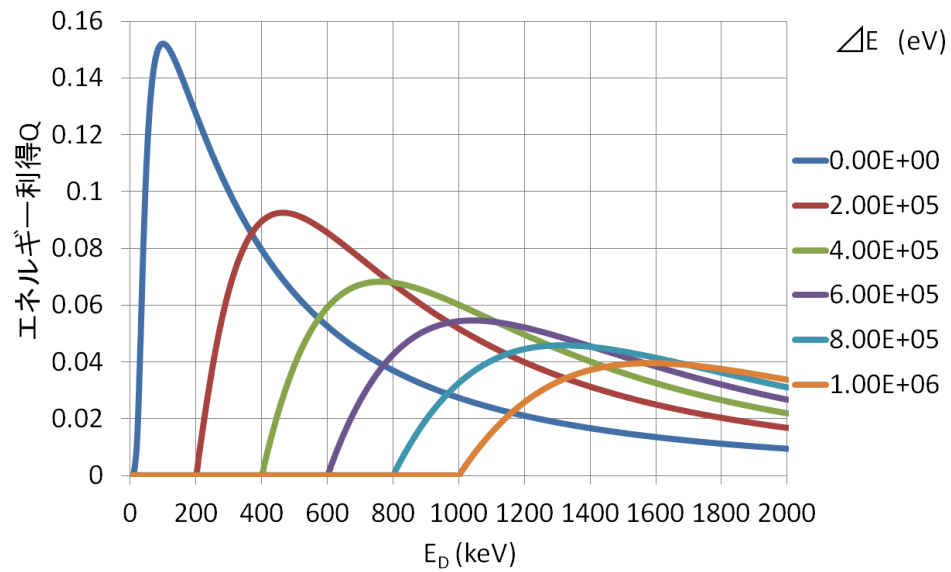


図 2.8: CIT の D ビームと T ビームのエネルギー差による依存性

横軸は重水素ビームのエネルギーで縦軸はエネルギー利得 Q 値である．各線はエネルギー差を 0keV から 200keV 間隔（FIT のピーク付近においては 20keV 間隔）で変化させたものである．

FIT:図 2.7 では相対速度 180keV 付近にピークがあることが図から読み取れる．DT 反応における反応断面積の最大値は 120keV であるが，減速により粒子の速度分布は入射エネルギーより低いエネルギーで最大となるため，このように反応断面積が最大となるエネルギー差より高めの入射エネルギーにおいてエネルギー利得 Q 値が最大になると考えられる．

CIT:図 2.8 では D ビームと T ビームの速度が等しくなるとき ($E_T = 1.5E_D$) に Q 値が最大となることが分かる．これはどちらかのビーム入射エネルギーが偏っていると，その分粒子減速時間がアンバランスになることにより，速度分布がずれて核融合反応率が落ちるためであると考えられる．以降，重水素ビームと三重水素ビームのエネルギー差はそれぞれ最大となる FIT:180keV，CIT:0keV に設定して各パラメータに対する依存性を検討してゆく．

2.3.4 プラズマ温度による依存性

プラズマ温度は粒子の減速時間に大きな影響を与える．そこで，プラズマの温度を 10keV ～ 50keV の範囲で変化させて計算を行った．その結果を FIT:図 2.9，CIT:図 2.10，TCT:図 2.11 に示す．

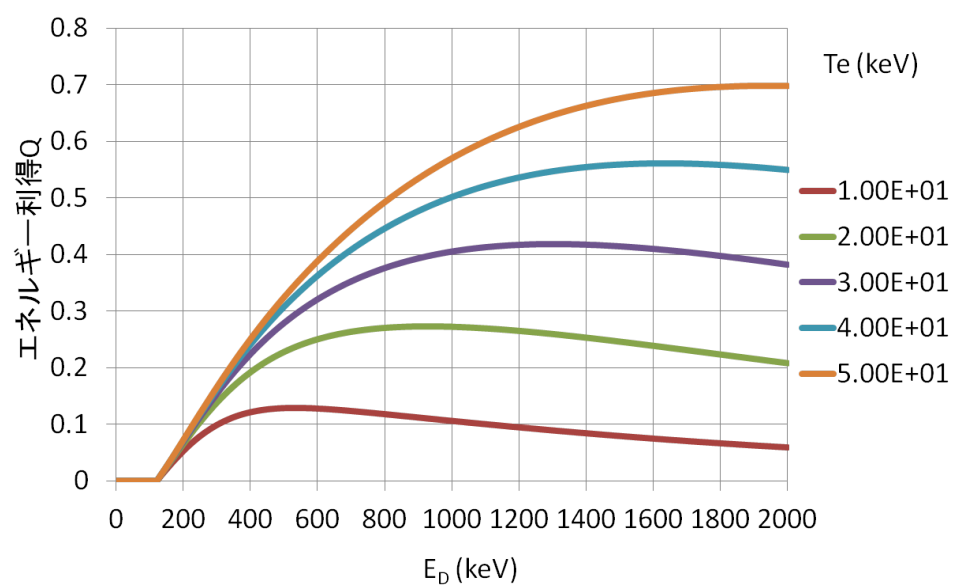


図 2.9: FIT のプラズマ温度による依存性

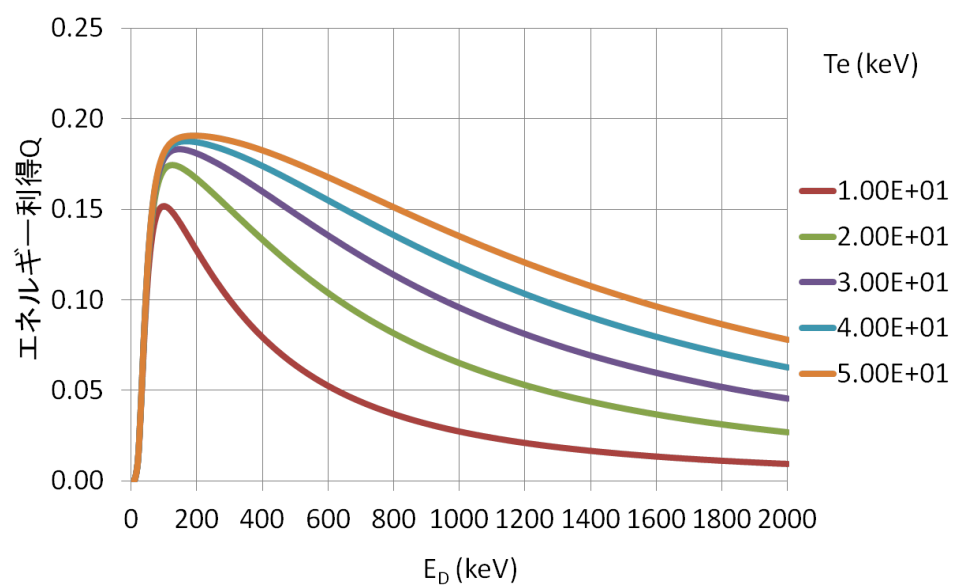


図 2.10: CIT のプラズマ温度による依存性

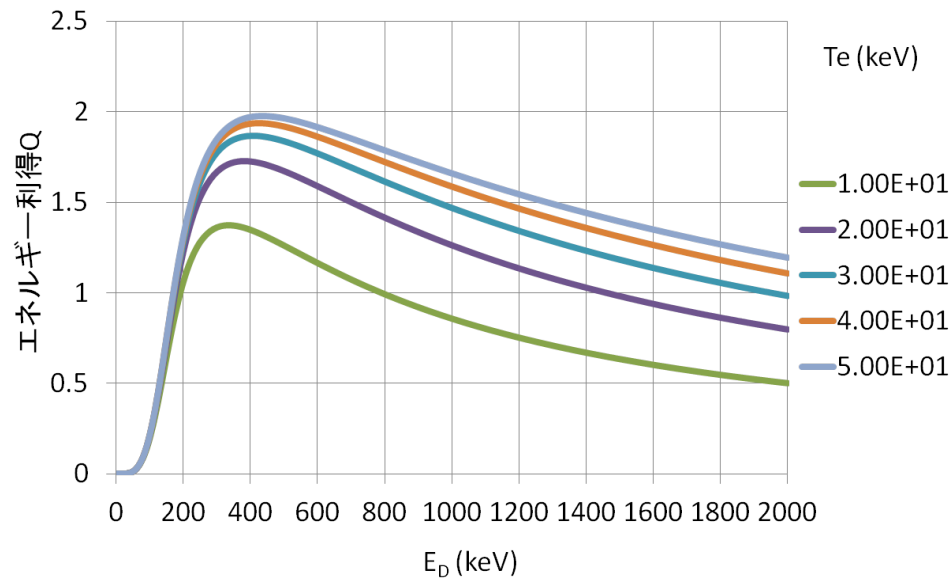


図 2.11: TCT のプラズマ温度による依存性

横軸は重水素ビームのエネルギー，縦軸はエネルギー利得 Q である．各線はプラズマの温度を 10keV から 50keV まで 10keV ずつ変化させたものである．

FIT:図 2.9 では Q 値は低いビームエネルギー領域において温度にかかわらず一定の割合で増加する傾向を見せる．ビームエネルギーが高くなるに従ってある点でピークを持ち，その後緩やかに Q 値は減少する．プラズマの温度が高いほどピークの Q 値は高くなる．さらにビームエネルギーが高い領域では Q 値はプラズマの温度と比例した値を示す．

CIT:図 2.10 では Q 値はビームエネルギーが 180keV 付近で最大となる．CIT においても Q 値はある点でピークを持つが，FIT に比べて最大となるときのビームエネルギーは低く，プラズマの温度によるピーク点の移動も少ない．また，エネルギー利得 Q 値は FIT よりも少ないことが分かる．

TCT:図 2.11 は Q 値のピークとなるビームエネルギーが FIT と CIT の間であり，プラズマの温度によるピーク点の移動も中程度である． Q 値の絶対値は FIT や CIT に比べて高く，かなりの領域で入力以上の出力 ($Q > 1$) が出ていることが分かる．そしてプラズマ温度が高くなるにつれ Q 値が飽和する傾向があることが読み取れる．

プラズマ温度は実用炉では高くなることが予想されるので FIT は CIT に比べて有利な特性を持つといえる．しかしながら Q 値の絶対値においては TCT には及ばないことが分かった．

2.3.5 プラズマ密度による依存性

プラズマ密度もまた粒子の減速時間に大きな影響を与える．そこでプラズマの密度を $5 \times 10^{18} \sim 10^{20} (n/m^3)$ の範囲で変化させて計算を行った．その結果を FIT:図 2.12 , 図 2.13 , CIT:図 2.14 , 図 2.15 , TCT:図 2.11 に示す．

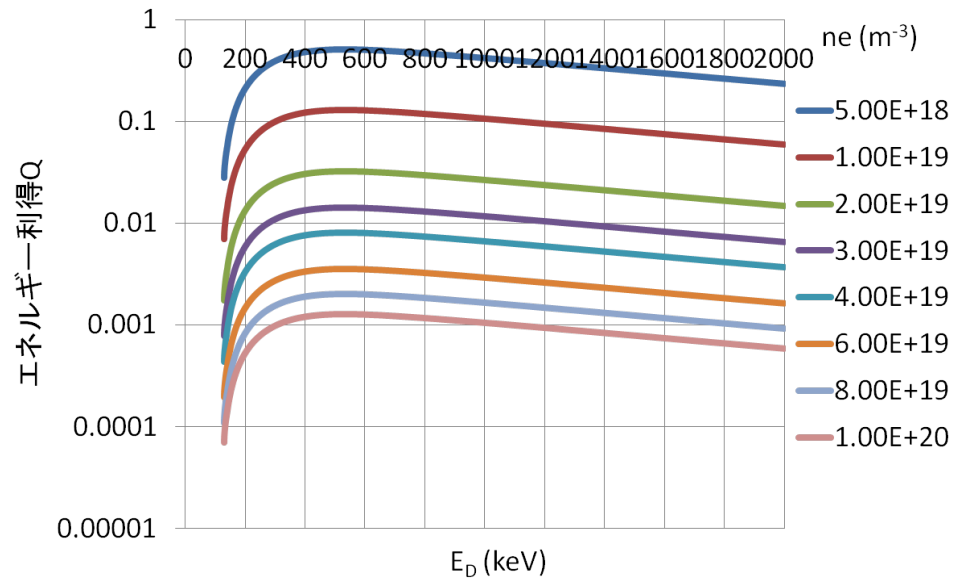


図 2.12: FIT のプラズマ密度による依存性

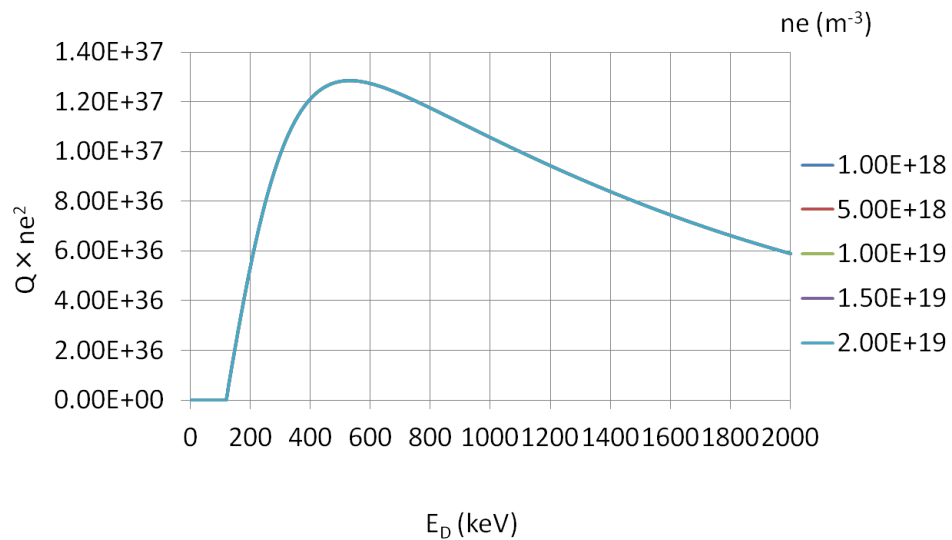


図 2.13: FIT のプラズマ密度による依存性

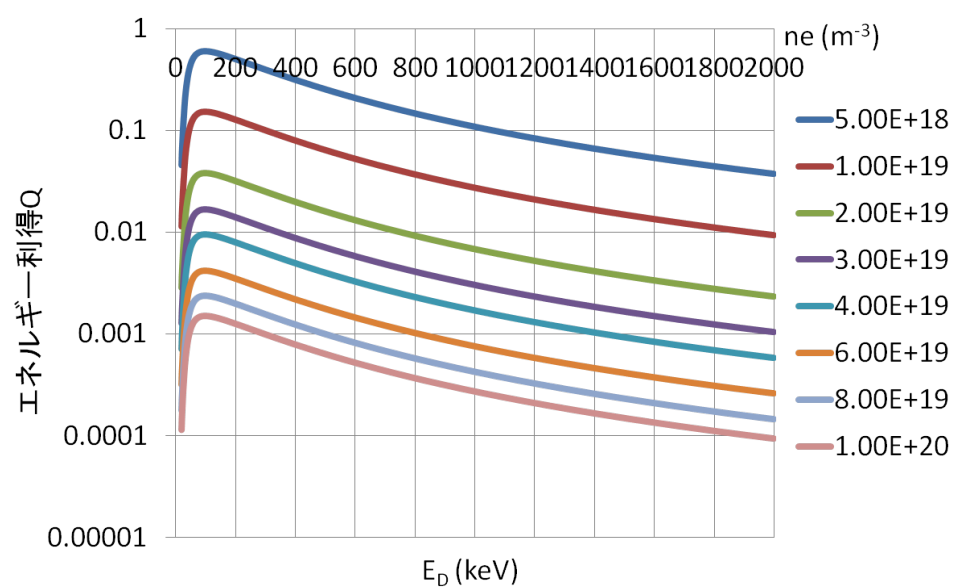


図 2.14: CIT のプラズマ密度による依存性

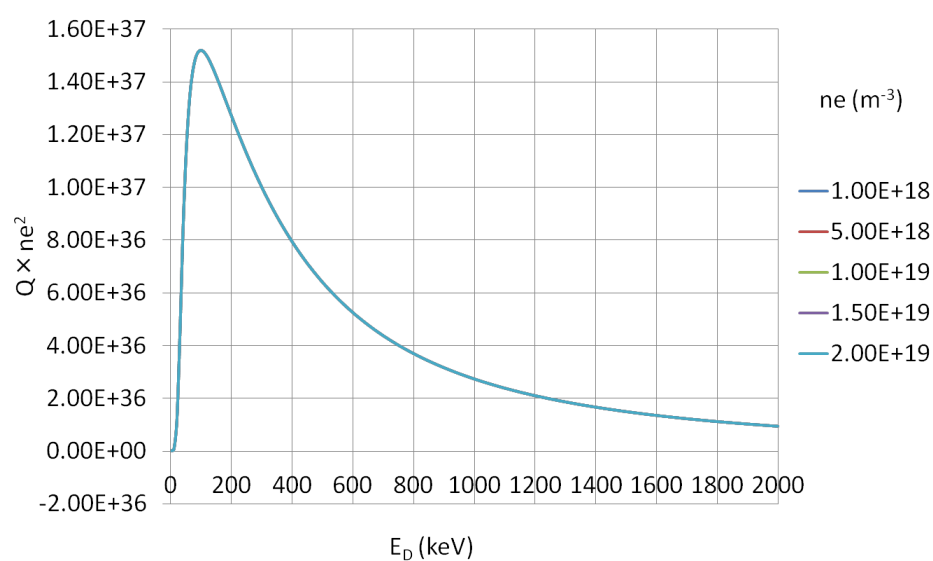


図 2.15: CIT のプラズマ密度による依存性

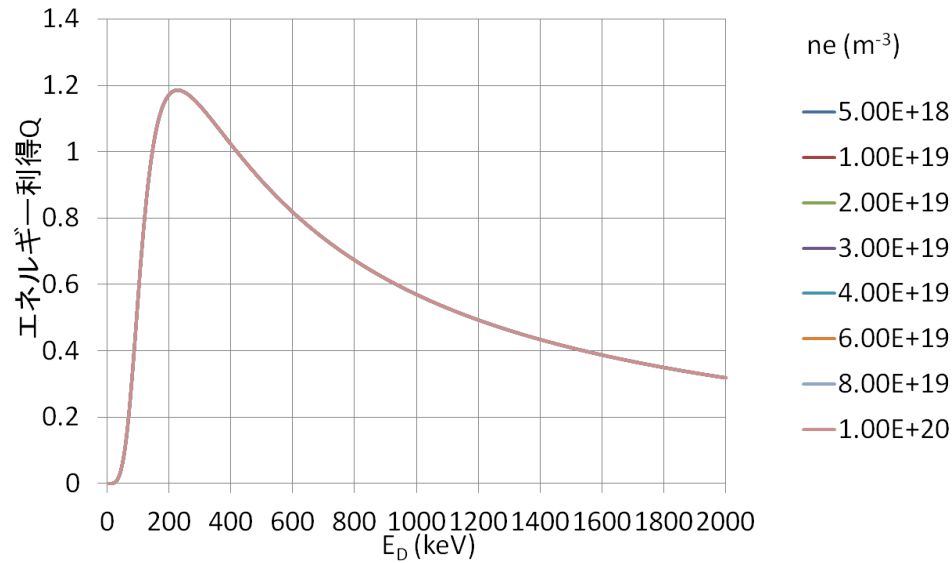


図 2.16: TCT のプラズマ密度による依存性

FIT:図 2.12 は横軸がビームエネルギーで、縦軸はエネルギー利得 Q 値となっている。このままでは分かりづらいので図 2.13 に縦軸をエネルギー利得 $\times n_e^2$ としたものを示す。各密度は一つの線に重なっている。つまり Q 値は n_e の二乗に反比例することが分かる。

CIT:図 2.14 は横軸がビームエネルギーで、縦軸はエネルギー利得 Q 値となっている。このままでは分かりづらいので図 2.15 に縦軸をエネルギー利得 $\times n_e^2$ としたものを示す。CIT も FIT と同様に各密度は一つの線に重なっている。つまり Q 値は n_e の二乗に反比例することが分かる。

TCT:図 2.16 は横軸がビームエネルギーで、縦軸はエネルギー利得 Q 値となっている。TCT はプラズマ密度によって Q 値は変化しないことがわかる。

将来の核融合炉では密度は $10^{19} \sim 10^{21} (n/m^3)$ 台になると予想され、密度が高くなるほど Q 値が下がる CIT や FIT は不利な特性を持っているといえる。一方 TCT は密度によって Q 値は変化しないのでプラズマが高密度化しても問題ない。

2.3.6 ビーム粒子密度に対する依存性

ビームの粒子密度に影響を与えるものとして入射ビーム出力とプラズマの体積が挙げられる。入射ビームの出力とビームの粒子密度は比例関係にある。そこで入射ビーム出力を 20MW ~ 200MW の範囲で 20MW ずつ変化させて計算を行った。各方式の入射ビーム出力と Q 値の関係を FIT:図 2.17, CIT:図 2.18, TCT:図 2.19 に示す。

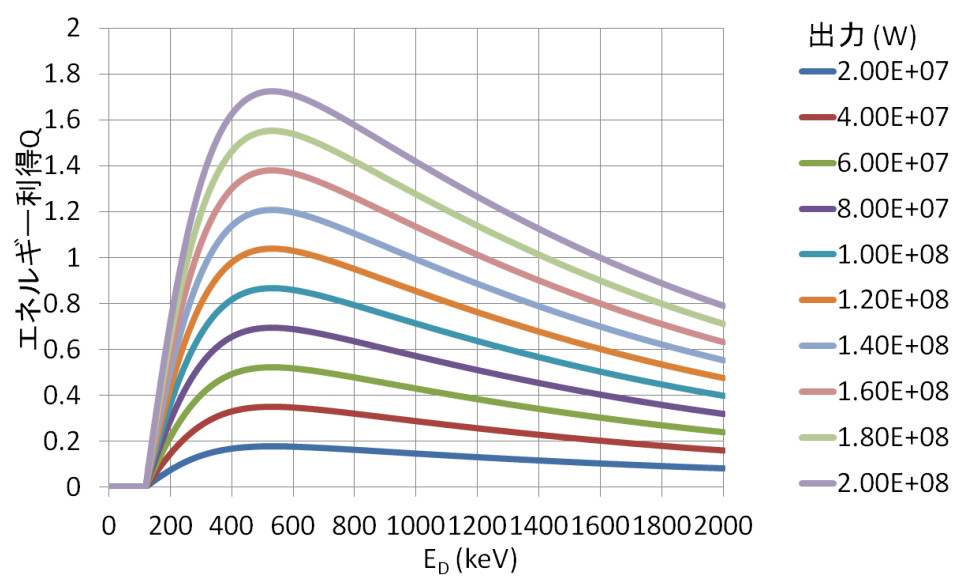


図 2.17: FIT の入射ビーム出力による依存性

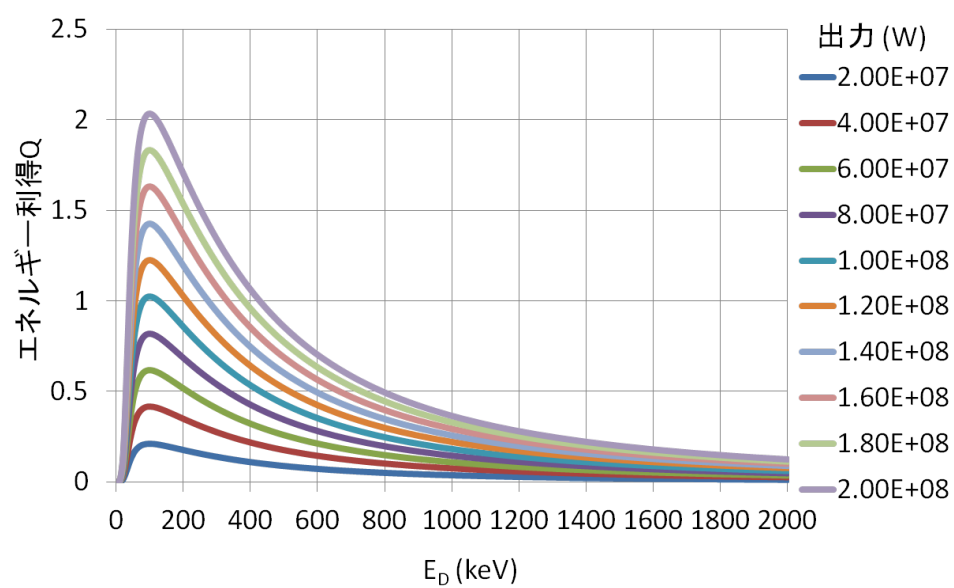


図 2.18: CIT の入射ビーム出力による依存性

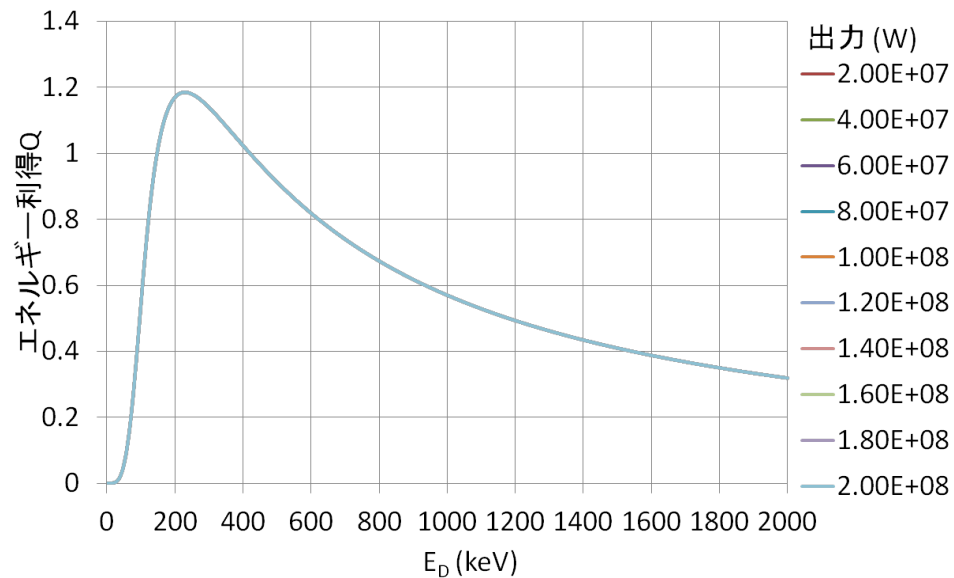


図 2.19: TCT の入射ビーム出力による依存性

いずれの図も横軸はビームエネルギー，縦軸は Q 値である．

FIT:図 2.17，CIT:図 2.18 では， Q 値は入射ビーム出力（ビーム粒子密度）と比例関係があることが分かる．一方，TCT:図 2.19 は入射ビーム出力が増加しても Q 値は一定となっている．

これは，FIT や CIT では式 2.9 に示すように核融合出力はビームの粒子密度の積に比例するのに対して，TCT では式 2.10 に示すように，ビームの粒子密度に比例するからである．

将来の核融合炉において，高性能プラズマを使用する場合，つまり中性粒子ビーム入射をあまり必要としない場合においては Q 値が変化しない TCT が有利と考えられる．一方，低性能プラズマしか生成することができず，数 100MW の中性粒子ビーム入射を必要とする場合においてはビーム出力が高くなればなるほど Q 値が大きくなる FIT や CIT が有利な特性を持っているといえる．

次に，各方式のプラズマ体積と Q 値の関係を FIT:図 2.20，CIT:図 2.21，TCT:図 2.22 に示す．

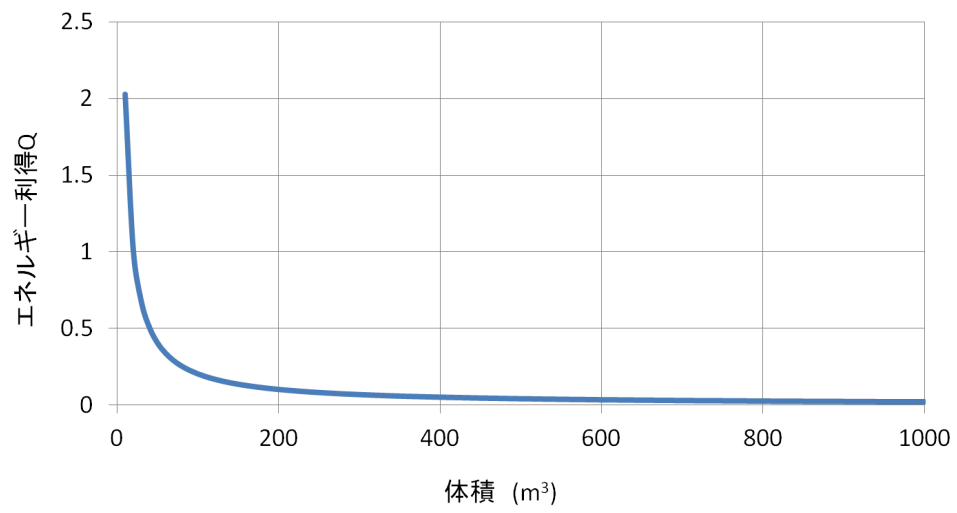


図 2.20: FIT の入射ビーム出力による依存性

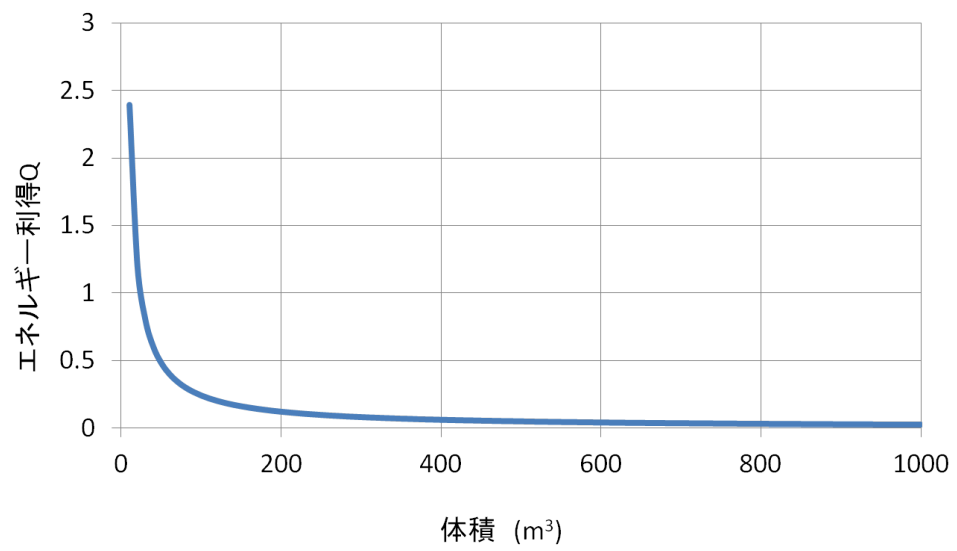


図 2.21: CIT の入射ビーム出力による依存性

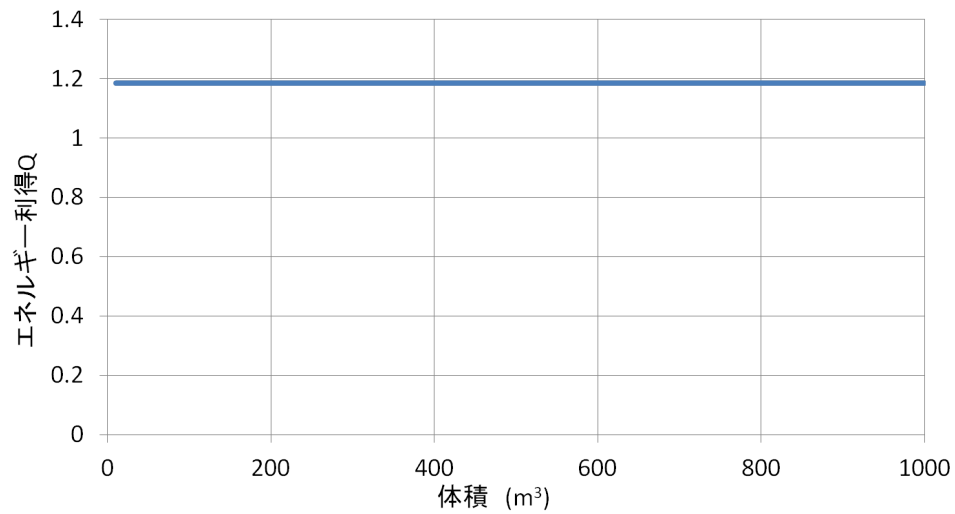


図 2.22: TCT の入射ビーム出力による依存性

いずれの図も横軸はビームエネルギー，縦軸は Q 値である．

FIT:図 2.20，CIT:図 2.21 では，Q 値は体積と反比例の関係にあることが分かる．一方，TCT:図 2.22 は体積にかかわらず一定となっている．

これは，プラズマの体積が大きいほどビームの粒子密度が低くなることによる．FIT や CIT では式 2.9 に示すように核融合出力はビームの粒子密度の積に比例するのに対して，TCT では式 2.10 に示すように，ビームの粒子密度に比例する．

将来の核融合炉においては，プラズマ体積は少なくとも数百 m^3 となるため，FIT や CIT は TCT に比べてかなり不利となる．

2.4 まとめ

最後に、CASE1 と CASE2 の各方式の比較を行ったものを図 2.23，図 2.24，図 2.25 に示す。

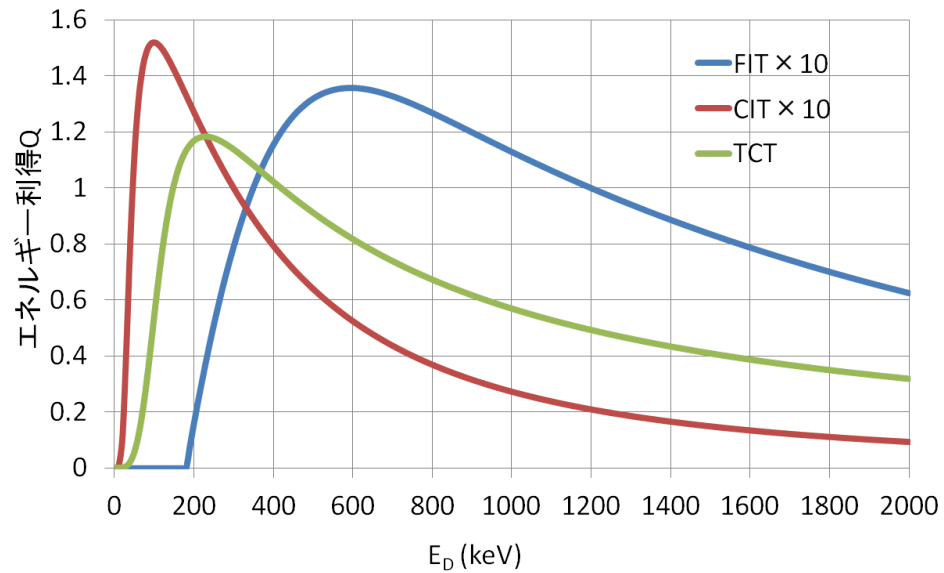


図 2.23: JT60SA 規模を想定した典型的なプラズマ条件での計算例

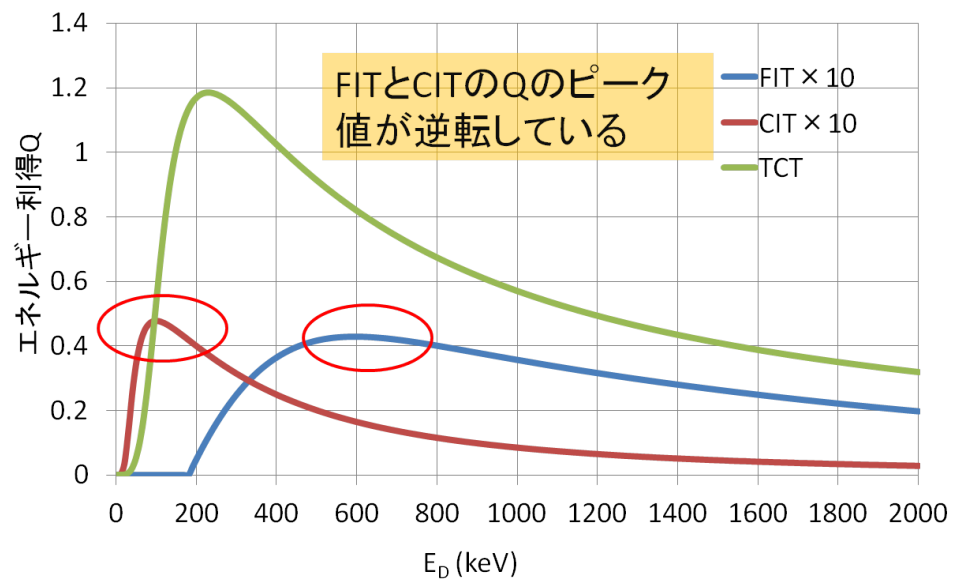


図 2.24: ITER 規模を想定した典型的なプラズマ条件での計算例 (温度:10keV)

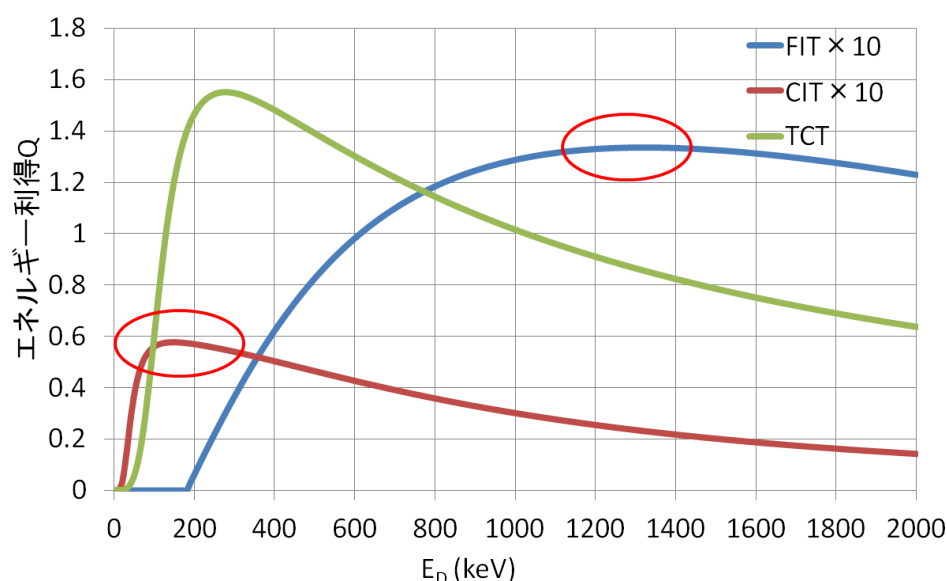


図 2.25: ITER 規模を想定した典型的なプラズマ条件での計算例 (温度:30keV)

各図とも横軸はビームエネルギー，縦軸は Q となっている．FIT と CIT は 10 倍してあるので注意してほしい．図 2.23 は JT60SA 規模を想定した典型的なプラズマ条件での計算例である．ビームエネルギーが 350keV 以上では CIT より FIT のほうが Q 値が高くなる．しかしながら TCT のほうが全体的に高いことが分かる．

図 2.24，図 2.25 はどちらも ITER 規模を想定した典型的なプラズマ条件での計算例である．違いは，図 2.24 が温度 10keV であるのに対して図 2.25 のほうは温度が 30keV となっている点である．FIT と CIT の Q 値のピークを比較してみると，温度が 10keV では CIT のほうが FIT より高いが，温度が 30keV では FIT のほうが CIT より高くなっていることが分かる（図中の赤丸）．

将来の核融合炉ではプラズマ温度，ビームエネルギーともに高くなると考えられ，従って CIT より FIT のほうが優位である．いずれの計算条件においても TCT が最も Q 値が高くなっている．

以上のことから，FIT と CIT はプラズマの体積が小さいほど，また，プラズマの密度が薄いときほど，そしてプラズマの温度が高いときほどエネルギー利得 Q 値が高くなるという特性が分かった．FIT はプラズマの温度上昇の効果が CIT や TCT に比べて大きい．FIT の特性を考えると核融合炉の立ち上げ時のようなプラズマならば効果的になるかもしれない．

しかしながら，今のトラス型炉の条件では TCT は比較的低いビームエネルギーで Q 値が最大になるという特性を持ちながら， Q 値の絶対値は FIT や CIT よりけた違いに大きいので ITER などの大きさでは TCT が支配的になると考えられる．FIT の特徴を考えると，プラズマ体積が小さくパワー密度の大きなビーム駆動炉で効果的であることが分かった．

FIT や CIT は重水素と三重水素の二種類のビームを入射する必要があり、特に三重水素は放射性物質のため、慎重な取り扱いが必要であり、それだけコストアップの要因にもなると考えられる。従って、今回の研究の結果を検討する限りでは、FIT、CIT による Q 値の増加はコスト増加に見合わない程度のものであるので、導入の可能性は低いといえる。一方 TCT は熱プラズマに一種類のビームを入射するのみであり、現状の核融合炉のシステムにおいて特に留意せずともその条件は満たしている。さらに、 Q 値は FIT や CIT に比べて大きく、炉設計においてもしっかり考慮されるべきである。TCT は次章以降で取り扱われる核融合概念設計コードに組み込まれており、本研究での以降の結果はその効果が含まれているものとなっている。

第3章 核融合炉概念設計コードの改良

3.1 改良の概要

核融合炉の概念設計における幾何形状設計の際ラジアルビルドという考え方が一般的に用いられている^[16]．図 3.1 に今回組み込むラジアルビルドのモデルを示す．

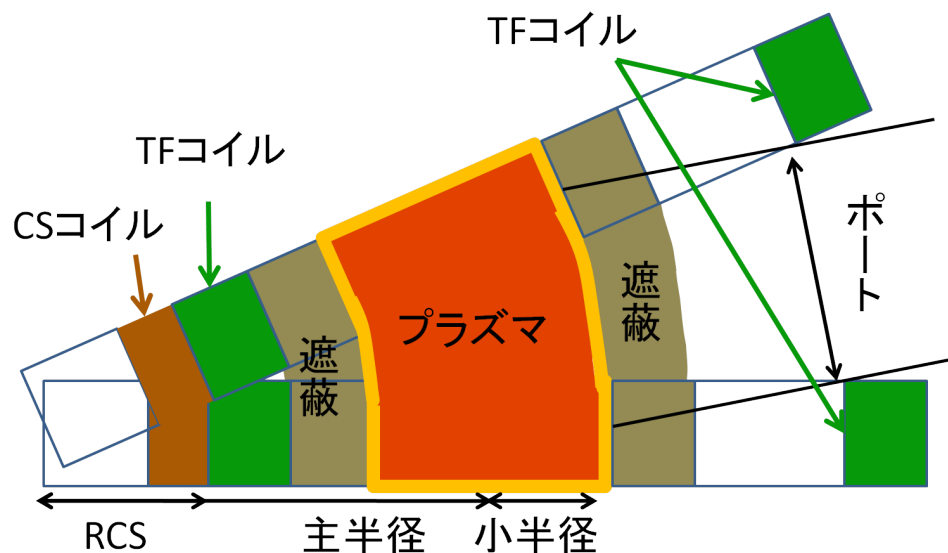


図 3.1: ラジアルビルドのモデル

ラジアルビルドは核融合炉の断面を核融合炉の中心から外側へ向かって各部材を積み重ねることによって構成される．CS コイルの内側は通常、空洞またはバックングシリンダーと呼ばれる構造材が入っており、中心部から CS コイルの外側までの距離を R_{CS} と呼ぶ．CS コイルの外側には TF コイルの内脚があり、プラズマと TF コイルの間には遮蔽ブランケットなどが存在している．核融合炉のブランケットは、核融合反応によって生成された中性子を遮蔽する、中性子を熱に変換する、リチウムを燃料となる三重水素に変換する、という3つの大きな役割がある．これらの機能を果たすため、ブランケットは高い中性子負荷にさらされており、数年で交換することとなっている．交換の方式にはいくつかの方式があるが、いずれの方式においてもポートと呼ばれる炉心へのアクセス口が必要となる．今回のモデルでは、ブランケット交換方式に引き抜き方式を想定している．引き抜き方式は TF コイルの間からバームクーヘンのような核融合炉断面をスポッと抜くも

ので、タイル交換式に比べるとメンテナンス期間が短いといわれている。しかし、大型の断面を抜くためポートを大きくとる必要がある。今回の改良では、様々な交換方式に対応するためポート裕度も自由に設定できるようにコードを設計した。

核融合炉において、その幾何形状は、各構成部の性能を大きく左右し、最終的な核融合炉の性能やコストに多大な影響を与える。特にコイルの性能は、プラズマの閉じ込めに重要な磁場の強さを左右するもので、概念設計においてもその幾何形状を決定する際にコイルの性能がどのようなになるか合わせて考えなければならない。これまで、アスペクト比が小さければ小型炉にできるという認識が一般的だった。しかしながら超電導コイルの遮蔽を考えると中心が大きくなってしまふなど考慮すべき点は多く、単純に低アスペクトなら良い設計というわけにはならないこともありうる。

本研究では、このように総合的な性能に大きな影響を与える幾何形状とコイル設計の整合性を自動的に取り、コイルに課される工学的条件を考慮して算出された磁場とともにプラズマ性能を合わせることで、幾何形状から発電量までシームレスに解析が行える核融合炉概念設計コードを作成した。さらに、設計活動の自動化を進めるため、安全係数 q_ψ に合わせて電流値を自動的に設定する機能や、指定した 値に自動的に合わせる機能などを組み込んだ。

3.2 核融合炉概念設計コード

電力中央研究所が開発した核融合炉概念設計コード DRIVER^[17] は二次元の電流，密度分布をシミュレートした炉心プラズマを中心としたコードである．そのアルゴリズムを図 3.2 に示す．

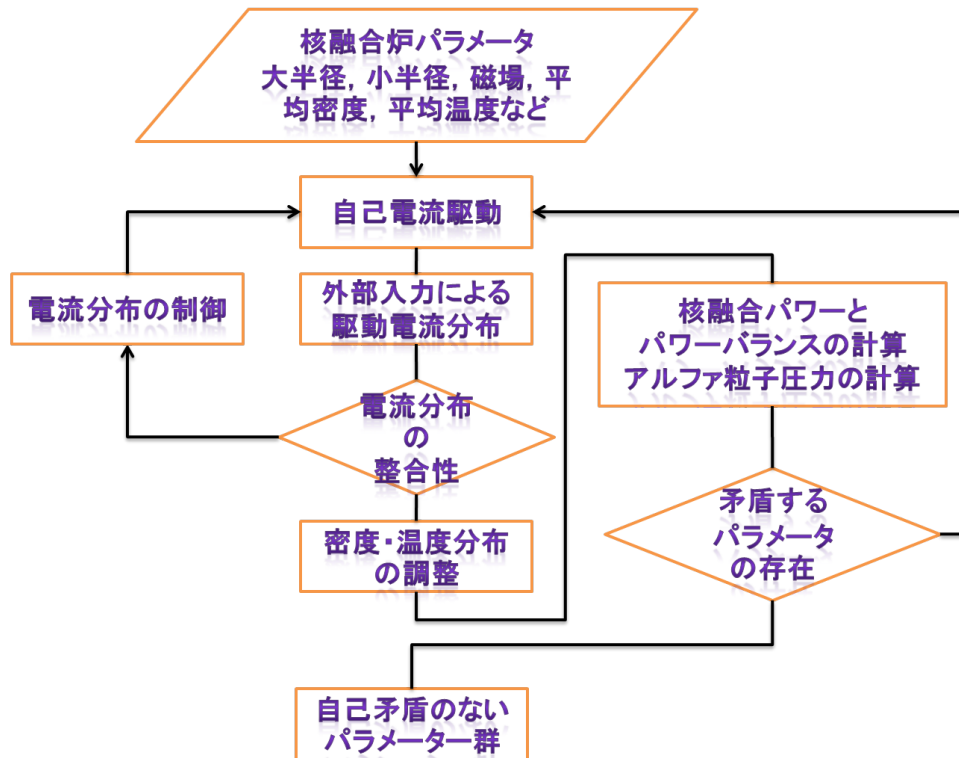


図 3.2: 概念設計コードのアルゴリズム^[17]

まず，入力された各種プラズマパラメータにより，プラズマの密度分布と温度分布が決定され，自己電流駆動の計算が行われる．次に中性粒子ビーム駆動の計算が行われる．計算の結果は入力パラメータで与えられたプラズマの密度分布と温度分布と比較され，電流が設定値を超えている場合はその部分の電流を減らすよう外部電流駆動の出力分布が調整され，逆に設定値以下の場合は，設定値に近づくように外部電流駆動の出力分布は調整される．一度の調整では収束しないので，整合性が取れるまで電流分布のループが回される．外部電流駆動の出力分布が変化すると，ビームの圧力分布も変化し，ビームは加熱も兼ねているので，温度分布も変化することになる．したがって，これらは再計算される．ここまでで整合性が取れたことが確認されると，密度，温度分布から，核融合出力と α 粒子の圧力，電気出力まで計算が行われる．ここで， α 粒子による加熱とプラズマ圧力分布の変化により，入力パラメータで設定したプラズマの密度分布と温度分布と異なる場合は，もう一度自己電流駆動の計算から，すべてのパラメータの整合性が取れるようになるまでループが回される．以上のようにして，自己矛盾のないパラメータ群が出力される．

3.3 コイル設計コード

3.3.1 TF コイル設計コード

日本原子力研究開発機構が開発した SCONE^[18] はトカマク型核融合炉の TF コイル設計計算を行うコードである．本研究では SCONE で使われている計算式とアルゴリズムを利用して TF コイル設計用サブルーチンを作成した．そのアルゴリズムを図 3.3 に示す．

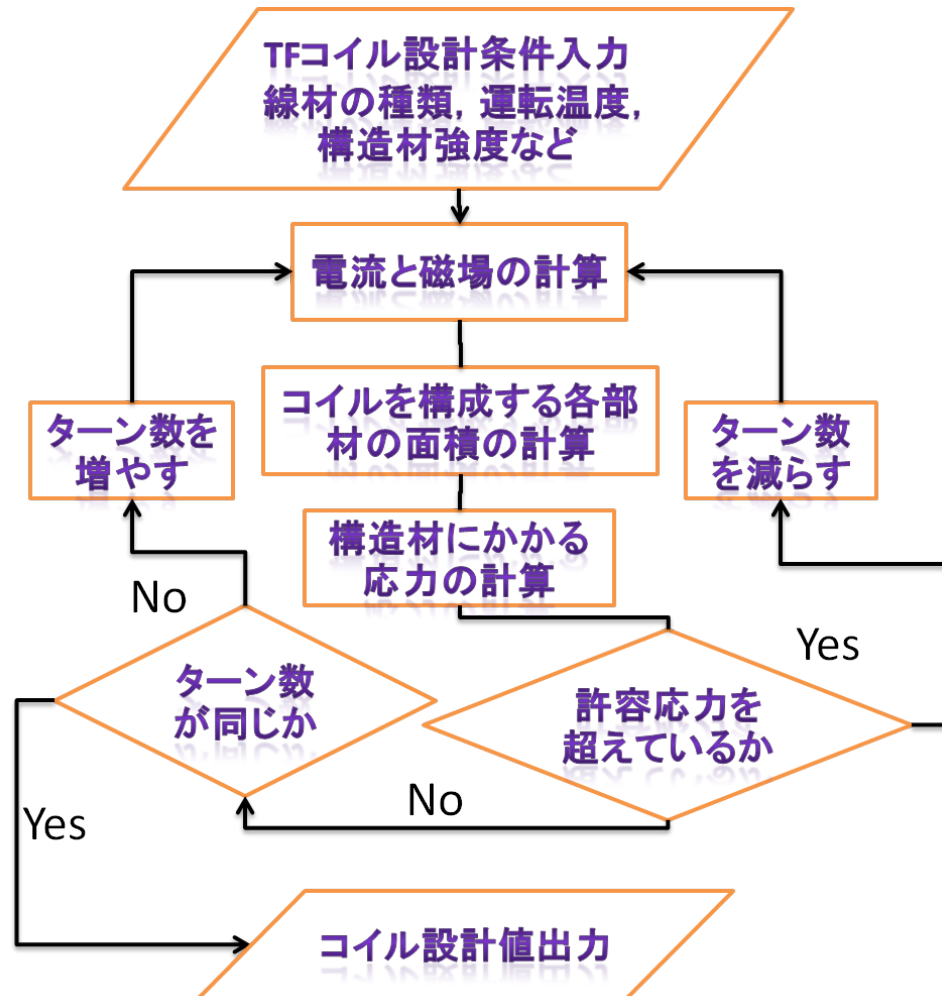


図 3.3: TF コイル設計コードのアルゴリズム^[18]

まず，設計条件として超電導線材の種類や運転温度，構造材の強度，TF コイルの幾何形状，導体の電流密度，クエンチ時の制限条件が入力パラメータとして読み込まれる．次にコイルの断面における各部材の構成比が計算される．まず，導体の電流密度，超電導線材の種類，運転温度，クエンチ時の制限条件から，クエンチ時においても制限温度を超えないように，絶縁材，超電導線材，安定化銅，構造材，冷却路の面積比が計算される．決定された構造に基づき，構造材に働く電磁応力の計算が行われる．TF コイルで最も応力がかかるのは TF コイル内脚の直線部であるので，直線部のモデルで計算された最大応力

が構造材の強度を超えないように TF コイルの巻線の数を増減させ，設計可能な最大の磁場を求める．よって入力した条件をすべて満たす中で最大の起磁力を持つ TF コイルの設計が決定される．

3.3.2 CS コイル計算コード

CS コイルによる誘導電流駆動可能時間は，プラズマの立ち上げや，パルス運転をするときに非常に重要となる．そこで，CS コイルによる誘導電流可能時間を計算するコードをサブルーチンとして作成した．入力パラメータは CS コイルの幾何形状と最大磁場，プラズマの条件などである．まず，プラズマ立ち上げに必要な磁束を式 3.1 に従って計算する．

$$\phi_{CS} = 2 \times \pi \times B_{CS} \times \left\{ R_{CS}^2 - \left(\frac{d_{CS}^2}{6} \right) \right\} \quad (3.1)$$

ここで

ϕ_{CS} : CS コイルの供給磁束量 ($V \cdot s$)

B_{CS} : 最大磁場 (T)

R_{CS} : CS コイルの半径 (m)

d_{CS} : CS コイルの厚さ (m)

である．

次にプラズマ自己インダクタンスを式 3.2 に従って計算する．

$$L_p = \mu_0 R_0 \left(\ln \frac{8R_0}{a_0} + \frac{l_i}{2} - 2 \right) \quad (3.2)$$

ここで

L_p : プラズマ自己インダクタンス (H)

μ_0 : 透磁率

R_0 : 大半径 (m)

a_0 : 小半径 (m)

l_i : プラズマ内部インダクタンス

である．

そしてプラズマ立ち上げに必要な磁束を式 3.3 に従って計算する.

$$\phi_{ramp} = L_p I_p + C_{Ejima} \mu_0 R_0 I_p \quad (3.3)$$

ここで

ϕ_{ramp} : プラズマ立ち上げ要求磁束量 ($V \cdot s$)

I_p : プラズマ電流 (A)

C_{Ejima} : エジマ係数 0.4

である .

さらに立ち上げ後の誘導電流を流すのに必要な磁束を式 3.4^[19] に従って計算する .

$$\phi_{flat-top} \approx V_{loop} = 2.15 \times 10^{-3} Z_{eff} \langle \gamma_{NC} \rangle \frac{I_{ind} R_0}{\kappa a_0^2 (T_{10})^{1.5}} \quad (3.4)$$

ここで

$\phi_{flat-top}$: CS コイルの一秒当たりの消費磁束量 ($V \cdot s$)

V_{loop} : トーラス周回方向の周回電圧 (V)

Z_{eff} : 実効電荷数

$\langle \gamma_{NC} \rangle$: 新古典抵抗性増幅係数

I_{ind} : CS コイルによる誘導電流 (A)

κ : 楕円度

T_{10} : プラズマの温度/ $10keV$

最後にプラズマが立ち上げ可能かどうか, 立ち上げ後に, 設定した誘導電流なら何秒間駆動可能かを計算して出力する .

3.4 新しい核融合炉概念設計コード

今回行った改良では，TF コイル設計コード，CS コイル計算コードはサブルーチンとして取り扱われる．まず，DRIVER での元から入力パラメータである，大半径，小半径と，新しく追加した遮蔽ブランケットの厚さ，コイルの太さ，CS コイルの厚み，SOL 幅などのパラメータを元にラジアルビルドのモデルに従って，すべてのパラメータが整合性が取れるように決定する．

整合性の取り方には2種類の設定を設けた．一つはCS コイルの半径 R_{CS} を調整することで，大半径 R_0 を入力値通りにする設定式 3.5 である．

$$R_{CS} = R_0 - (d2 + a + d1 + iSH + SOL + AM) \quad (3.5)$$

ここで

$d1$: TF コイルの構造材の厚さ (内側) (m)

a : TF コイルの中身の厚さ (m)

$d2$: TF コイルの構造材の厚さ (外側) (m)

iSH : 内側遮蔽ブランケットの厚さ (m)

AM : 小半径 (m)

である．

この設定は大半径が入力値通りになるので，コストに注意したい場合などに炉の大きさを固定して概念設計を行うときを想定している．

もう一つは，CS コイルの半径を固定し大半径を調整する設定式 3.6 である．

$$R_0 = R_{CS} + (d2 + a + d1 + iSH + SOL + AM) \quad (3.6)$$

この設定は，CS コイルの半径が入力値通りとなるので，プラズマ立ち上げなどの要請から，CS コイルの容量を確保して概念設計を行いたいときを想定している．どちらの設定も，CS コイルの半径を 0 にしても整合性が取れない場合，つまり，CS コイル以外の構成部のみで大半径を超える場合にはエラーとして出力するようにしている．

次にここで決定した幾何形状を元に TF コイル設計に必要な幾何形状を計算する．ラジアルビルドによりコイルの幅は式 3.7 のように決定される．

$$D = iSH + 2 \times (AM + SOL) + oSH + a + \left[0.5 \times \left\{ a + \frac{(d1 + d2) \times 0.5}{\tan \frac{\pi}{N1}} \right\} \times Port \right] \quad (3.7)$$

ここで

D : TF コイルの幅 (m)

oSH : 外側遮蔽ブランケットの厚さ (m)

$N1$: TF コイルの本数

$Port$: ポート裕度の係数

である．コイルの高さは，ITER のコイルと相似形であるとしてコイル幅から算出する．幾何形状が決定したのでコイルの工学的設計条件を読み込んで TF コイルの設計が行われる．計算結果として最大磁場強度が出力されるので， $DRIVER$ での計算に使う中心磁場強度に変換する．ここまでで決定された，幾何形状，磁場の強度は再び $DRIVER$ に戻される．再入力されたパラメータを元に $DRIVER$ ではプラズマ物理計算が行われる．今回新たに追加したプラズマ物理計算に関する機能として，安全係数設定機能と，値設定機能，グリーンワルド密度限界設定機能を追加した．安全係数設定機能は，設定した安全係数に合わせてプラズマ電流を自動的に決定する機能である．核融合炉において安全係数はプラズマの安定にかかわる重要なパラメータであり，適切な値にすることが求められている．この機能を使用することにより，他の入力パラメータが変化しても同じ裕度で概念設計を行うことができる．値設定機能，グリーンワルド密度限界設定機能はともにプラズマの密度を自動的に調整し，プラズマの性能に関する制約条件を課す．この機能を使用することによりプラズマの性能に関する制約条件を課したうえで他のパラメータを変化させてより優れた概念設計領域を探ることができる．

また，今回新たに追加した発電部分のモデル改良として，ブランケットによる熱出力の増幅効果の考慮と，所内電力の計算，送電端という概念の追加を行っている．ブランケットは核発熱するため，熱出力を増幅する効果を持っている．今回の改良では，増幅倍率を新たにパラメータとして取り入れ，ブランケットの設計も概念設計に取り込めるように変更した．また，所内電力はこれまで計算されていなかったが，原子力発電所の経験則を利用して発電の規模などから計算を行うように追加した．発電については，これまでは核融合出力から発電効率によって発電した中から加熱に使われる電力のみを引いて計算されていた．今回，発電端の電力から，新たに追加した所内電力と加熱に必要な電力を引くことで，送電端における発電出力を計算できるように変更した．なお，通常時では，発電所の所内電力は外部から受電しているので，送電端における発電出力はエネルギーの収支という仮想的な概念である．

計算されたプラズマの各種パラメータを利用してプラズマ立ち上げ要求磁束や CS コイルの誘導電流駆動時間の計算を行う． $DRIVER$ の計算結果出力とともに TF コイルの最終

的な設計パラメータと CS コイルの計算結果はコイル設計ファイルとして出力される．以上のように核融合炉概念設計コードを改良した結果，プラズマパラメータと各構成部のサイズ，コイル設計の工学的条件を入力すると，送電端の電気出力までシームレスに解析できる核融合炉概念設計コードを開発することができた．

参考として付録 A にラジアルビルド計算部分のコード，付録 B に CS コイルに関する計算と出力部分のコード，付録 C に核融合炉概念設計コードの出力例，付録 D にコイル設計の出力結果を示す．

第4章 トカマク型核融合炉の設計領域

実現可能なプラズマの物理的な条件と，発電システムとしての工学的要請のバランスを多くのパラメータで十分な精度に追求することが重要である．本研究では，前章で改良を行った設計コードを使用し，トカマク型核融合炉の設計制約条件による核融合炉設計領域の可能性を検討する．特に今後設計される原型炉，実証炉，実用炉に不可欠な発電システムとしての成立性に注目する．

4.1 単独の設計条件における設計領域の試算

4.1.1 計算条件

前章で行った改良により，新たに TF コイルの設計が行えるようになった．ここでは，その効果を検証する．

TF コイルの設計条件として大きく影響を与える要素は，

- 電磁応力
- クエンチ時のコイル温度
- 端子間電圧

である．電磁応力は，コイルの磁場とプラズマの磁場が直交するために発生するもので，コイルが大型になるほど設計が厳しくなる．クエンチは，ある部分で超電導状態がやぶれる現象で，超電導線材の周りに熱と電流を逃がすために必要な銅を配置しなければならない．端子間電圧は，超電導コイルの絶縁状態を保つための設計条件である．

検討にあたって，使用した主なパラメータを表 4.3, 表 4.4 に示す．これらの値は日本原子力研究開発機構が概念設計を行った原型炉案 SlimCS^[20] の設計基準を参考にして決定した．

楕円度 κ と規格化 β 値はアスペクト比によって，達成難易度が大きく異なり，炉の大きさによるメリット，デメリットを正しく評価するには，変化させなければならない．式 4.2，式 4.3 は今回使用した楕円度と規格化 β 値である^[21]．

$$\kappa = \left\{ a_1 + \left(\frac{a_2}{A} \right) + - \left(\frac{a_3}{A^2} \right) \right\} \cdot (a_4 \cdot A + a_5) \quad (4.1)$$

$$\beta_{Nmax} = 10 \cdot (b_0 + b_1 \kappa + b_2 \kappa^2 + b_3 \kappa^3) \times \cot \left(\frac{d_0 + d_1 \kappa}{A^m} \right) \cdot \frac{1}{A^n} \quad (4.2)$$

$$(4.3)$$

ここで

A : アスペクト比

係数 $a_1 = 0.277, a_2 = 9.127, a_3 = 5.748, a_4 = 0.05, a_5 = 0.55$

係数 $b_0 = -0.7748, b_1 = 1.2869, b_2 = -0.2921, b_3 = 0.0197,$

$d_0 = 1.8524, d_1 = 0.2319, m = 0.6163, n = 0.5525$

, である．今回規格化 β 値は裕度として 0.78 をかけたものを使用している．また，今回使用した範囲の楕円度 κ と規格化 β 値を図 4.1 に示す．どちらもアスペクト比が小さいほどより高い数値で設計できることがわかる．

表 4.1: プラズマ計算条件パラメータ

プラズマ条件	
大半径 $R(m)$	4.5 ~ 9
アスペクト比	2 ~ 4
楕円度 κ_{95}	アスペクト比に従って決定
トロイダル磁場 (T)	TF コイル計算結果が挿入される
三角度	0.35
プラズマイオン温度 $T_i(keV)$	17
プラズマ密度 $n_e(n/m^3)$	β_N と n_e/n_{GW} より自動的に決定
β_N	$0, 78\beta_{Nmax}$
$I_p(MA)$	14

表 4.2: TF コイル設計条件パラメータ

TF コイル設計条件	
超伝導線材	Nb_3Al
運転温度 (K)	5
クエンチ時許容温度 (K)	250
端子間電圧 (V)	20
許容応力 (MPa)	800
コイル本数	14
コイルケースの厚さ (m)	0.1
コイル本体太さ (m)	1
遮蔽ブランケット厚さ (m)	1.4
運転電流 (kA)	100
クエンチ遅れ時間 (s)	0.5

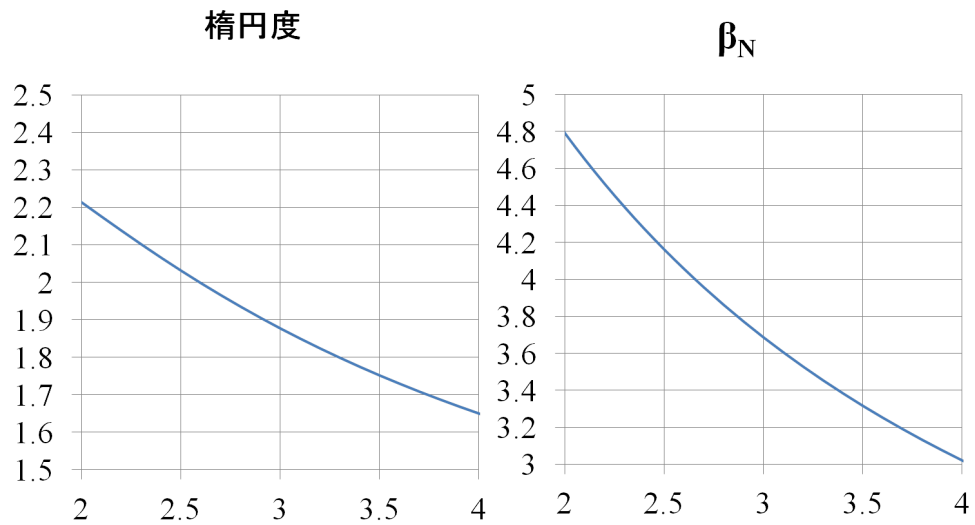


図 4.1: 楕円度 κ と規格化 β 値

4.1.2 計算結果と考察

まず，炉の大きさと中心磁場強度の関係を図 4.2 に示す．

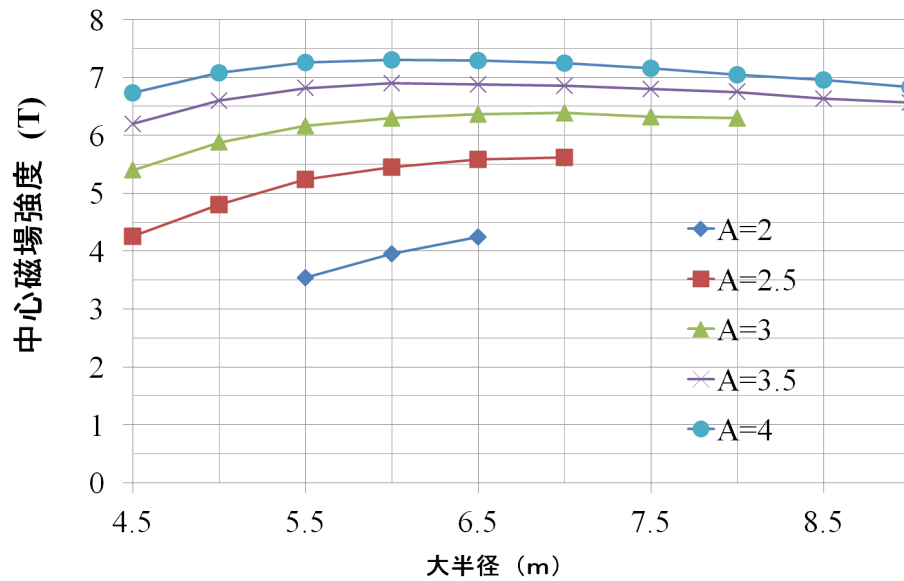


図 4.2: 炉の大きさと中心磁場強度の関係

横軸は大半径で縦軸はプラズマ中心での磁場強度である．アスペクトが大きくなるにつれて，磁場の最大値は上がっているが，これは，同じ大半径ならアスペクト比が大きくなるほど小半径が小さくなる，つまり，TF コイルとプラズマ中心の距離が近づくからである．注目したいのが，アスペクト比にかかわらず，磁場はある大半径においてピークを持つ傾向があるということである．中心磁場の強さは閉じ込め性能に直結する．つまり，核融合炉が小さすぎても大きすぎても，核融合炉本体の閉じ込め性能は低下するということがわかる．もっとも，大型の核融合炉設計の場合，炉心プラズマの体積も増加するので，ある程度低い閉じ込め性能でも十分発電できる可能性はある．

次に炉の大きさと電気出力の関係を図 4.3 に示す．

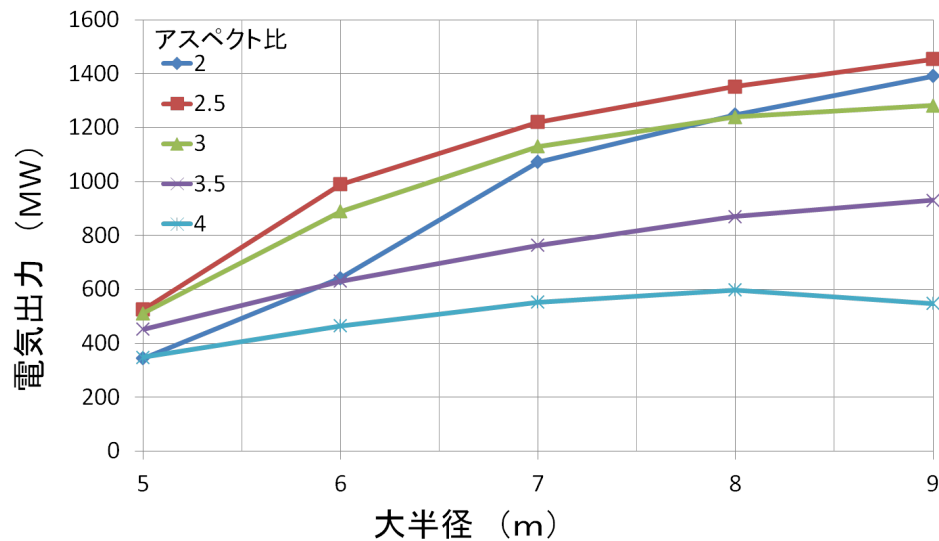


図 4.3: 炉の大きさと電気出力の関係

横軸は大半径で縦軸は送電端の電気出力である．基本的には大半径が大きくなるほど，アスペクト比が小さくなるほど発電量が増えていることがわかる．これはプラズマの体積がそのように増加しているためである．しかし，アスペクト比が2と4の一部ではその関係性が崩れている．アスペクト比が4では大半径が9mでは8mよりも下がる傾向がみられる．出力データを精査したところ，磁場が0.6T減少しており，その結果核融合出力が230MW減少していることがわかった．また，アスペクト比が2の場合では，NBI出力がかなり大きくなっているため，小型炉ほどNBI加熱に使われる電力の割合が大きくなることが影響していると考えられる．今回アスペクト比が2.5において大半径にかかわらずもっとも優れているという結果となった．これは，今回の計算において，SlimCSの設計基準を参考にしているためだと考えられる．SlimCSはアスペクト比2.6で，様々なパラメータが最適化されていると考えられるからである．

炉の大きさとTFコイル重量の関係を図4.4に示す．

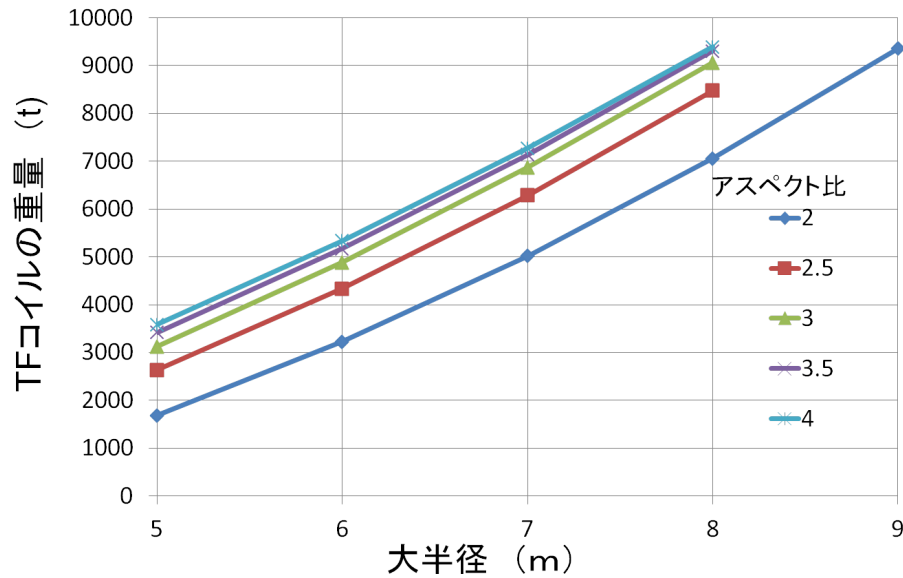


図 4.4: 炉の大きさと TF コイル重量の関係

横軸は大半径で縦軸は TF コイルの重量である．アスペクト比が大きいほど，大半径も大きくなるほど重量が増加することがわかる．核融合炉において炉心の重量というのは核融合炉の建設費に大きな影響がある．増加の傾向として，大半径は増加の割合がほぼ一定だが，アスペクト比に関する増加は減少傾向にあることがわかる．これは，アスペクト比が究極的に大きい場合，つまりプラズマがリング状の糸のような場合を考えるとわかりやすいが，この場合 TF コイルは円形の加速器と同じような形状となる．ただし，TF コイルの高さと幅は減るが，TF コイルの内脚半径は増大し，内脚の面積は増加するので，ある程度のアスペクト比までは，TF コイルサイズ縮小より，内脚面積増加の効果が大きく，アスペクト比が増加するとコイル重量も増加している．加速器といっても，半径は数メートルでしかないので大した重量にならないのは容易に理解できる．この図が示すことは，結局核融合炉の幾何形状の中では大半径が最もコストに影響を与えるということである．アスペクト比を 3 から 2 に下げて設計を行うことは現在の技術レベルではなかなか難しい．たとえば大半径 7m でアスペクト比 3 の核融合炉の TF コイルの重量を 2000 トン削減するにはアスペクト比 2 にするか，大半径を 1m 小さくするかを選択肢があるが，CS コイルによるプラズマの立ち上げという観点では後述のように大半径を 1m 小さくする方がまだ良いと考えられる．

炉の大きさと TF コイルの重量当たりの出力の関係を図 4.5 に示す．

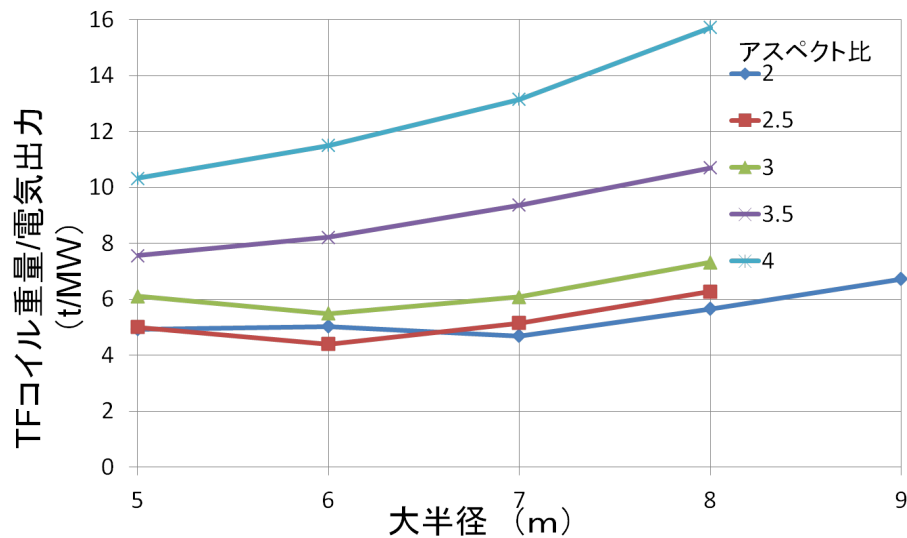


図 4.5: 炉の大きさと TF コイルの重量当たりの出力の関係

横軸は大半径で縦軸は先ほどの重量を電気出力で割ったものである．TF コイルの重量は建設コストに大きな影響を与えているので，これは経済性の指標としてみる事ができる．アスペクト比が2～3の範囲では，TF コイル4～6 トンで1MW の発電できることがわかる．もっとも経済性が高い点はアスペクト比が2.5 で大半径が6m の設計点であり，SlimCS がアスペクト比2.6 で大半径が5.5m であるので，やはり使用したパラメータはこのあたりに最適となっていると考えられる．

最後に炉の大きさと CS コイル磁束量の関係を図 4.6 に示す．

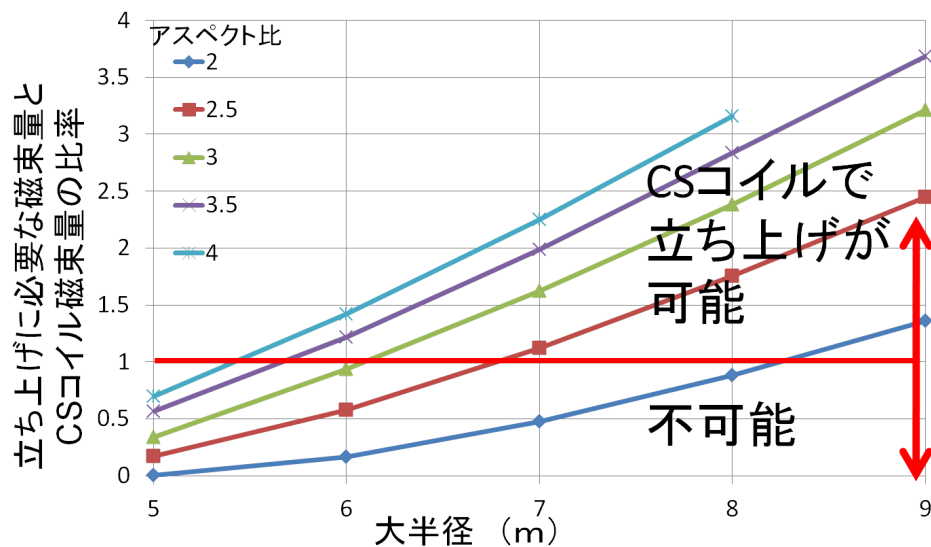


図 4.6: 炉の大きさと CS コイル磁束量の関係

横軸は大半径で縦軸は立ち上げに必要な磁束量と CS コイルの磁束量の比率となっている．この指標が1を超えていれば CS コイルのみでプラズマを立ち上げることができると

いえる．指標が 1 を超えるにはアスペクト比が 2 では 8.5m の大半径が必要となるが，アスペクト比が 4 では 5.5m で可能となることがわかる．ITER ではアスペクト比 3 で大半径が 6.2m なのでちょうど 1 を超える付近にあることがわかる．

4.2 複合的な設計制約条件における設計領域の可能性

検討にあたって，使用した主なパラメータを表 4.3, 表 4.4 に示す．本節では，前節のアスペクト比，大半径による炉の大きさのみではなく，プラズマイオン温度やプラズマ電流を変化させてより広い設計領域を見渡すことになる．さらに現在，現実的な問題として考えられているいくつかの設計制約条件を重ねて表示することにより，将来の原型炉や実用炉の概念設計を行う際の道しるべとなるようなわかりやすい設計思想の選択肢を示している．また，前節からの変更点として，プラズマの温度・密度分布をより保守的な分布に設定している．プラズマの温度，密度分布はそれぞれ式 4.4，式 4.5 のように定義し，中心からの距離の関数における係数として温度は 1 乗，密度は 0.3 乗を設定した．

$$\text{温度 } T_k \propto (1 - x^2) \quad (4.4)$$

$$\text{密度 } n_k \propto (1 - x^2)^{0.3} \quad (4.5)$$

今回規格化 β 値は裕度として 0.75 をかけたものを使用している．

表 4.3: プラズマ計算条件パラメータ

プラズマ条件	
大半径 $R(m)$	4.5 ~ 9
アスペクト比	2 ~ 4
楕円度 κ_{95}	アスペクト比に従って決定
トロイダル磁場 (T)	TF コイル計算結果が挿入される
三角度	0.35
プラズマイオン温度 $T_i(keV)$	14, 16, 18, 20
プラズマ密度 $n_e(n/m^3)$	β_N と n_e/n_{GW} より自動的に決定
β_N	0, 75 β_{Nmax}
$I_p(MA)$	安全係数 q_ψ : 3, 4, 5

4.2.1 q_ψ を変化させた場合の実験結果とその考察

本小節では q_ψ を変化させた場合の実験結果を元にその傾向の考察を行う．現実に核融合炉設計制約条件として取り入れられる可能性が高い，HH ファクター，中性子壁負荷，NBI 加熱パワー，CS コイルの容量を検討課題として考察を行う．

まず，最初の設計パラメータとして $q_\psi = 3$ ，プラズマイオン温度 $T_i = 14keV$ とした場合を図 4.7 に示す．横軸は大半径で縦軸は送電端出力である．アスペクト比が 3 から 4 の

表 4.4: TF コイル設計条件パラメータ

TF コイル設計条件	
超伝導線材	Nb_3Al
運転温度 (K)	5
クエンチ時許容温度 (K)	250
端子間電圧 (V)	20
許容応力 (MPa)	800
コイル本数	14
コイルケースの厚さ (m)	0.1
コイル本体太さ (m)	1
遮蔽ブランケット厚さ (m)	1.4
運転電流 (kA)	100
クエンチ遅れ時間 (s)	0.5

間ではアスペクト比が低いほうが同じ大半径では高出力となることがわかる．しかし，アスペクト比が 2.5 では大半径が大きくなるにしたがって出力は下がり，7m の手前でマイナスに落ち込んでいることがわかる．これは，NBI 加熱パワーの増加の割合が大半径増加に伴う核融合出力の増加より大きいからである．

次に，図 4.7 に設計制約条件として HH ファクターを重ねた図 4.8 を示す．黄色く着色された領域では HH ファクターが 1 以上である．アスペクト比を大きくするほど HH ファクターが上昇していることがわかる．

さらに，図 4.8 に設計制約条件として中性子壁負荷を重ねた図 4.9 を示す．中性子壁負荷は核融合炉における熱関係の一つの指標となっており，ダイバータやブランケットの設計に大きな影響を与える．また，中性子壁負荷が高ければ高いほど，構造材などの放射化の度合いが高くなり，停止時の崩壊熱の増大につながる．なお，本論文では中性子壁負荷は，核融合中性子出力をプラズマ表面積で割った平均中性子壁負荷のことを指す．図中の薄いピンクの領域が壁負荷が $2MW/m^2$ を超える領域で，濃いピンクの領域は壁負荷が $3MW/m^2$ を超える．このパラメータでは設計制約条件として壁負荷が $2MW/m^2$ 以下を選択した場合，大半径が 10m の炉においても出力が 700MW に制限されてしまう．壁負荷が $3MW/m^2$ 以下を選択してやっと大半径が 10m の炉で 1GW の送電端出力を取り出すことができる．ここで HH ファクターが 1 以下という設計制約条件と壁負荷が $2MW/m^2$ 以下という設計制約条件を両方とも満たす解は存在するかどうかは微妙だといわざるを得ない．なぜなら，両者の領域は接しており，実際の設計との差を考慮すると不確定な領域だからである．しかしながら，容易でないことは明らかであり，実際の設計では別の炉

心プラズマパラメータを探ることになると考えられる。

次に、図 4.9 に設計制約条件として NBI 加熱パワーを重ねた図 4.10 を示す。新たにオレンジに着色された領域が NBI 加熱パワーが 200MW を超える領域となる。NBI 加熱パワーが 200MW というのは核融合炉が技術的に成立するかどうかの一つの目安である。NBI 加熱パワーが 200MW 以下を満たす領域は大半径が 10m としても送電端出力を 700MW に制限し、その傾きから、大半径がこれ以上増加しても、送電端出力はほとんど増加できないという予測ができる。

最後に、図 4.10 に設計制約条件として CS コイルの容量を重ねた図 4.11 を示す。これまでも述べたように、CS コイルの磁束容量はプラズマ立ち上げにとって非常に重要な問題である。図中の青く示した領域ではプラズマの立ち上げに必要な磁束量を CS コイルでは供給できない。このような領域で設計を行うためには CS コイル以外の電流駆動を併用するなどしてプラズマを立ち上げる手法を確立する必要がある。もし、CS コイルでしかプラズマを立ち上げることができないという設計制約条件が付いた場合、アスペクト比 3 の核融合炉では大半径が 8m 以上のものにしないと設計できない。

ここまで各設計制約条件を重ねて制約条件による設計可能領域の変化を視覚的に表示してきた。この表示法では色が濃いほど様々な設計制約条件により、より高度な技術が必要になることを示す。以降、この表示法により設計領域の検討を続ける。

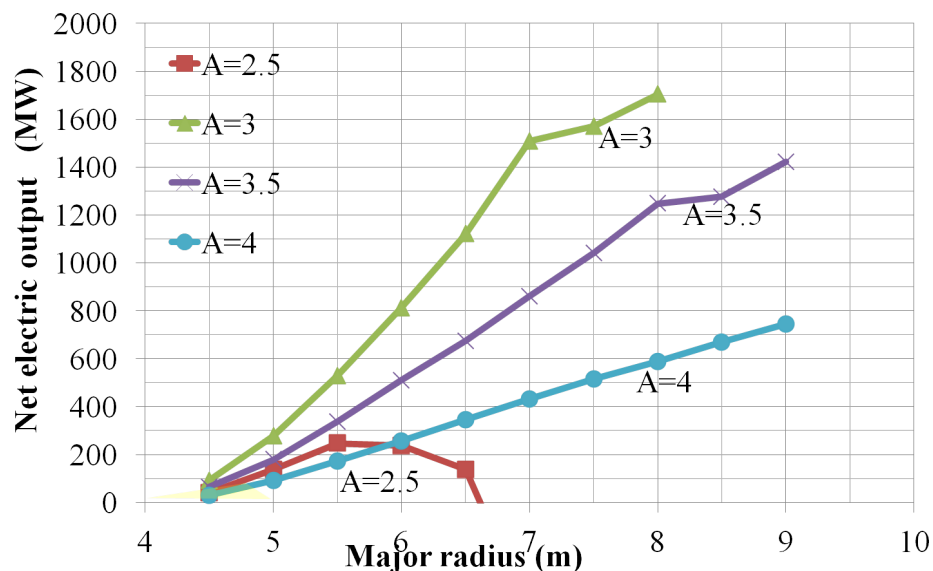


図 4.7: $q_\psi = 3$, $T_i = 14keV$

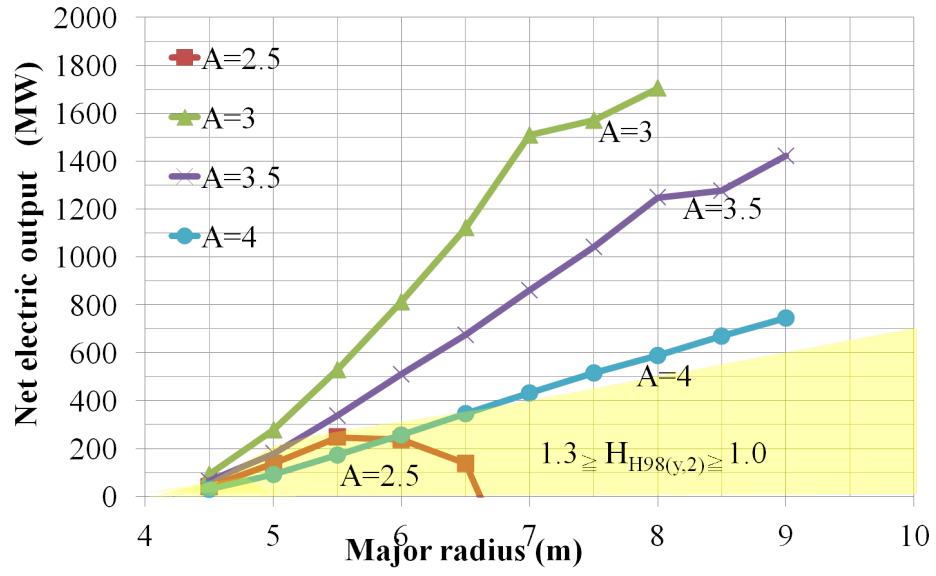


図 4.8: $q_\psi = 3$, $T_i = 14keV$ + HH ファクター

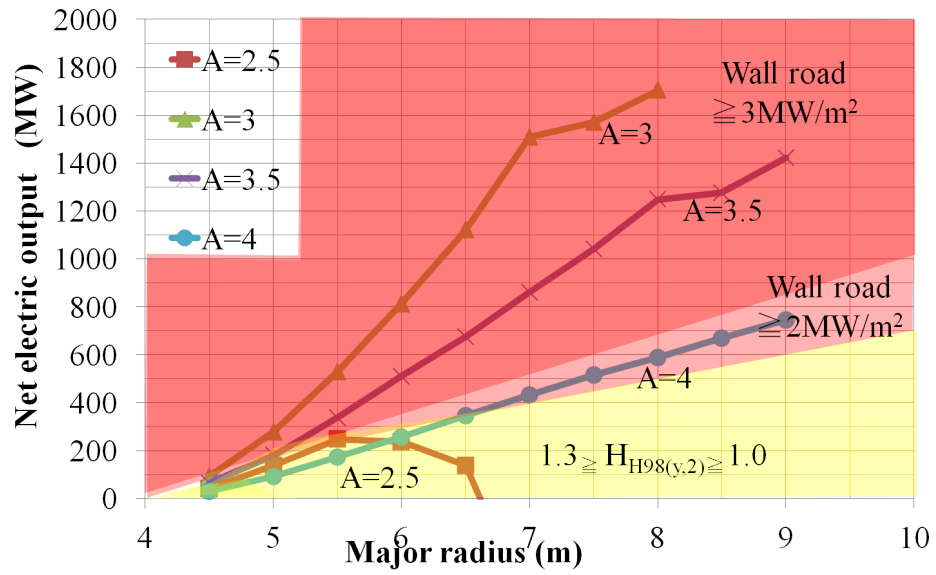


図 4.9: $q_\psi = 3$, $T_i = 14keV$ + 中性子壁負荷

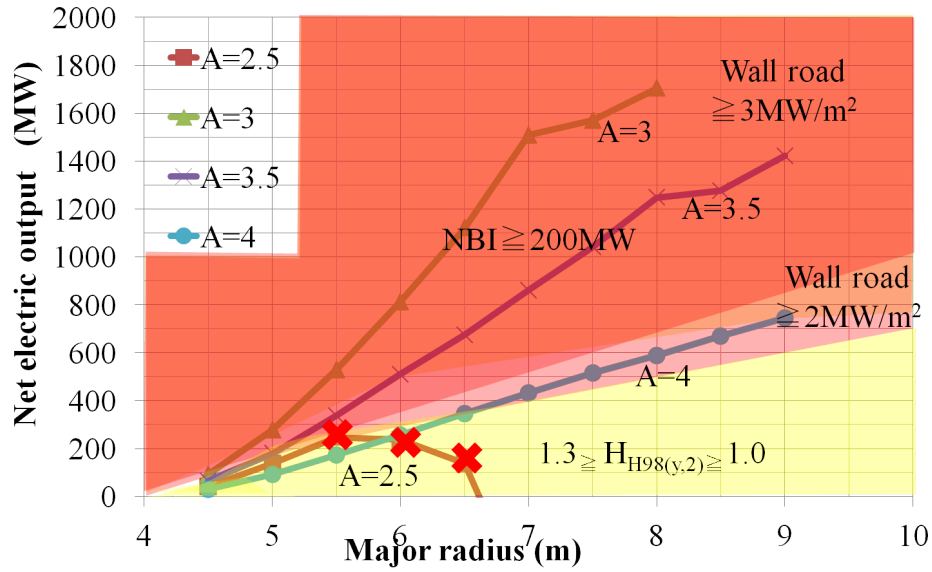


図 4.10: $q_\psi = 3$, $T_i = 14\text{keV}$ + NBI 加熱パワー

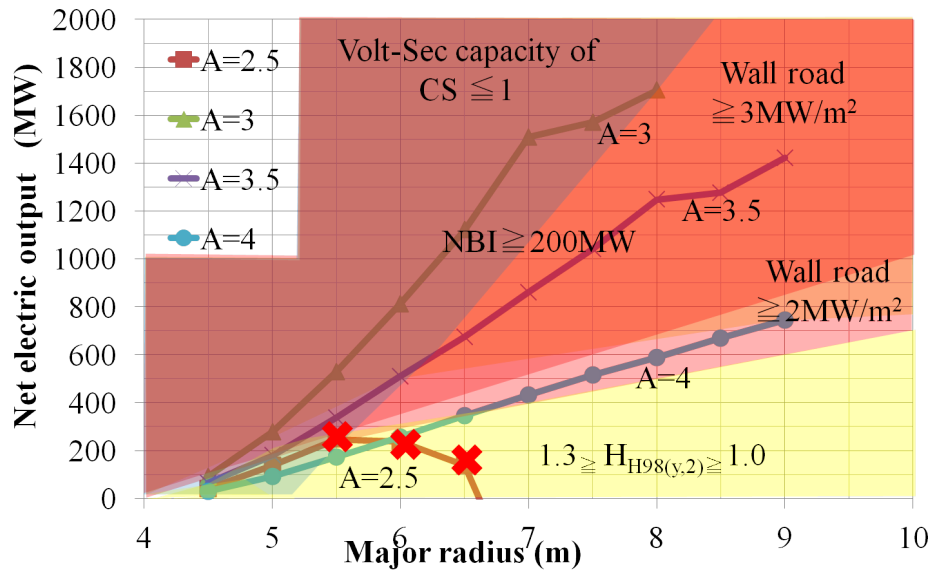


図 4.11: $q_\psi = 3$, $T_i = 14\text{keV}$ + CS コイルの容量

次に、設計パラメータとして $q_\psi = 4$ 、プラズマイオン温度 $T_i = 14\text{keV}$ とした場合を図 4.12 に示す。先ほどの運転パラメータとの違いは安全係数が 3 から 4 へ変更されていることである。安全係数が高いほどプラズマの電流は少ないものとなる。プラズマ電流が減少した結果、アスペクト比が 2.5 以外のものは同じ大半径でも先ほどの結果より出力が減少している。しかしながらアスペクト比が 2.5 のものについてはアスペクト比が 3 とほぼ等しくなるまで送電端出力が向上している。これは、プラズマ電流が減少したことにより、NBI で駆動する電流の割合が減ったためである。

先ほどと同様に，図 4.12 に設計制約条件として HH ファクターを重ねた図 4.13 を示す．HH ファクターが 1 を超える領域は薄い黄色で，1.3 を超える領域は濃い黄色で示している．先ほどに比べて制約を受ける範囲は広がっている．

次に，図 4.13 に設計制約条件として中性子壁負荷を重ねた図 4.14 を示す．薄いピンクの領域が壁負荷が $2MW/m^2$ を超える領域で，濃いピンクの領域は壁負荷が $3MW/m^2$ を超える．先ほどとは異なり大半径が 8.3m 付近から HH ファクターが 1 以下という設計制約条件と壁負荷が $2MW/m^2$ 以下の両方を満たす領域が存在することが確認できる．

次に，図 4.14 に設計制約条件として NBI 加熱パワーを重ねた図 4.15 を示す．大半径が増加するに従い制約条件以下の領域が一度増えるが，大半径が 8m 付近を境にして，設計可能領域が減少する．しかしながら以前としてここまでのすべての設計制約条件を満たす設計可能領域は存在している．

最後に，図 4.15 に設計制約条件として CS コイルの容量を重ねた図 4.16 を示す．新しく追加された図中の青く示した領域ではプラズマの立ち上げに必要な磁束量を CS コイルでは供給できない．今回の運転条件では，すべての設計制約条件を満たす領域が存在することが確認できる．たとえば大半径が 9m でアスペクト比が 3.5 の送電端出力が 800MW という核融合炉は比較的容易に実現できる可能性がある．しかしながら，前節で示したように，大半径が大きいということで炉心構造のコストがかなり高くなることが予想できる．したがって，このような炉は実現するとしたら商用炉ではなく，原型炉として研究開発目的のために建設されると考えられる．

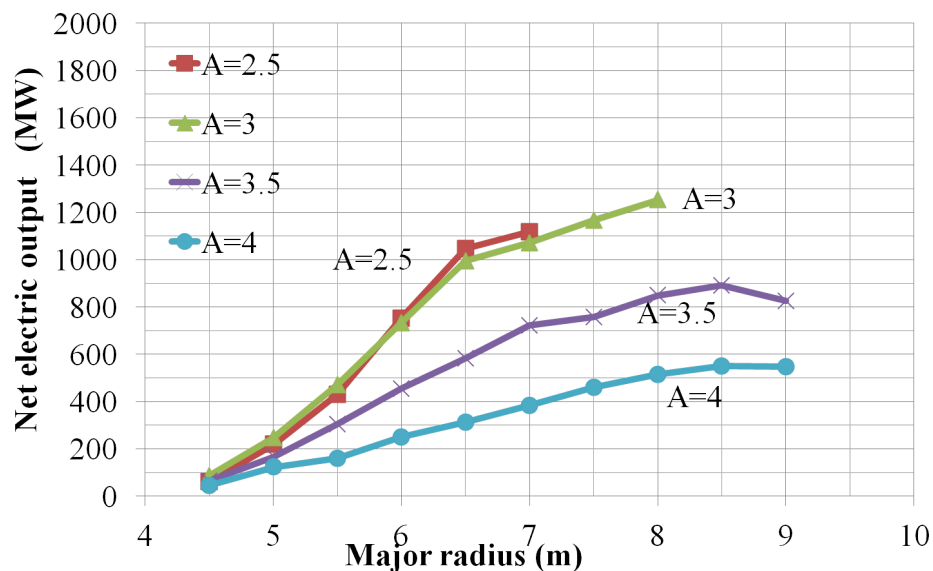


図 4.12: $q_\psi = 4$, $T_i = 14keV$

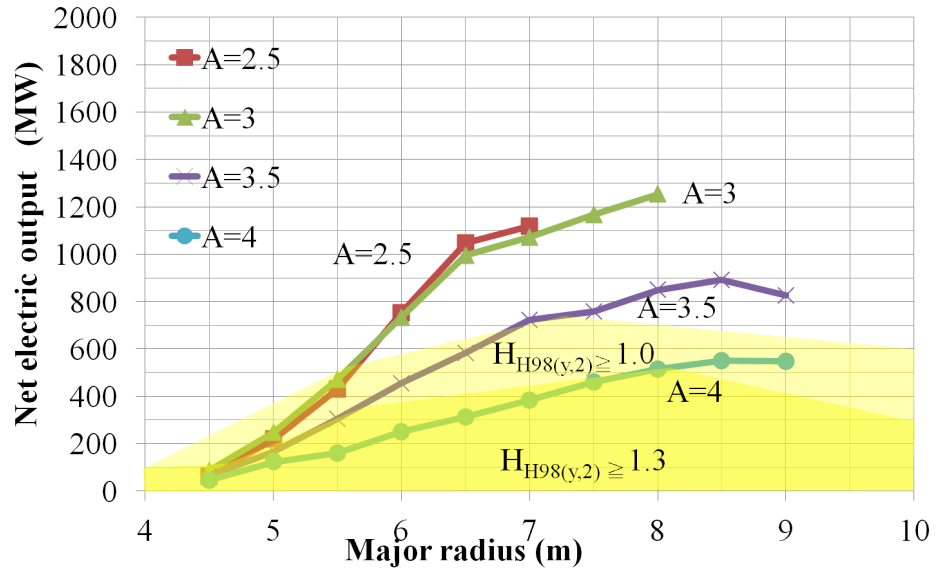


図 4.13: $q_\psi = 4$, $T_i = 14keV$ + HH ファクター

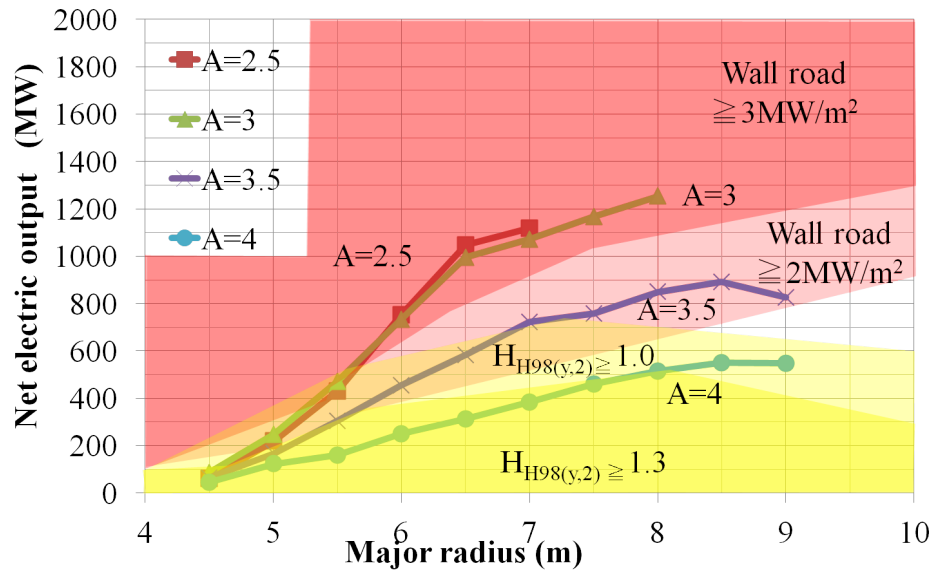


図 4.14: $q_\psi = 4$, $T_i = 14keV$ + 中性子壁負荷

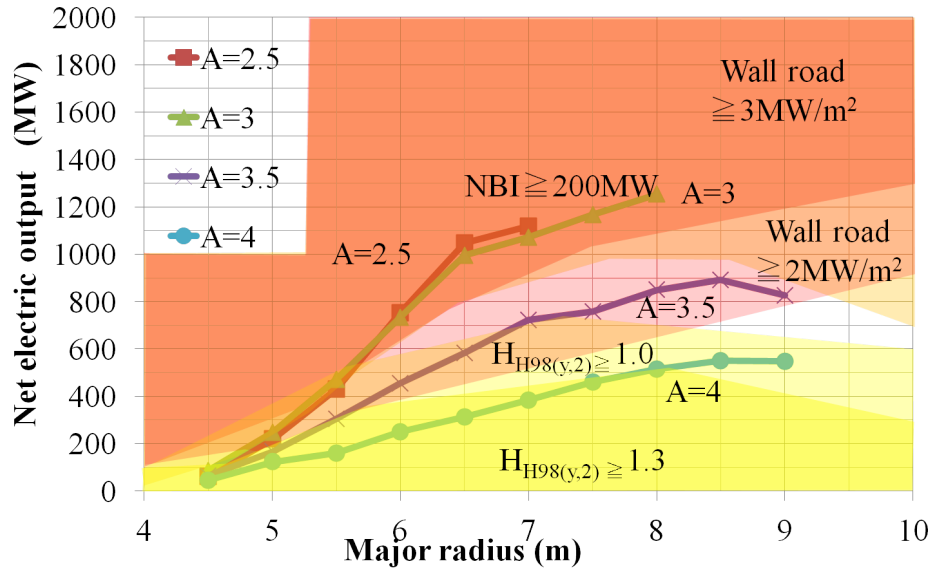


図 4.15: $q_\psi = 4$, $T_i = 14 \text{ keV}$ + NBI 加熱パワー

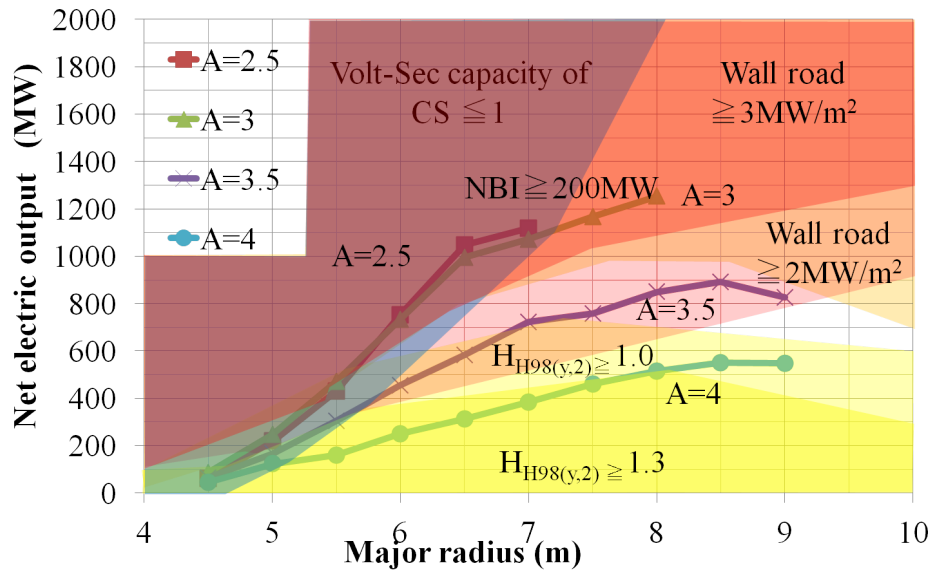


図 4.16: $q_\psi = 4$, $T_i = 14 \text{ keV}$ + CS コイルの容量

設計パラメータとして $q_\psi = 5$, プラズマイオン温度 $T_i = 14 \text{ keV}$ とした場合を図 4.17 に示す．先ほどに比べて安全係数をさらに高めた場合の運転パラメータとなっている．右下の灰色に示した領域では，プラズマ電流が自発電流となっており，本論文で使用している核融合炉概念設計コードでは対象外の領域となっている．電流が減少したことにより核癒合出力は先ほどよりさらに低下している．

図 4.17 に設計制約条件として HH ファクターを重ねた図 4.18 を示す．HH ファクターの制約領域を黄色で示す．先ほどより制約領域がさらに広がっていることがわかる．

図 4.18 に設計制約条件として中性子壁負荷を重ねた図 4.19 を示す．これまでと同様に制限領域に着色を行っている．計算対象外領域に近いので不確定要素はあるが，先ほどよりすべての制約条件を満たす設計領域が狭まっていることがわかる．

さらに図 4.19 に設計制約条件として NBI 加熱パワーを重ねた図 4.20 を示す．これまでと同様に大半径が増加してもそれほど送電端出力を増やす設計を行うことは難しい．

最後に図 4.20 に設計制約条件として CS コイルの容量を重ねた図 4.21 を示す．

この小節では安全係数を変化させてプラズマ電流の変化による設計領域の変化を見てきた．様々な設計制約条件が重なる中でも安全係数が 4 の運転パラメータのときには比較的設計を行いやすい領域が広く存在していた．

次の小節では，今回もっとも設計を行いやすいと考えられる安全係数を 4 に固定して，プラズマイオン温度を変化させることにより，プラズマイオン温度と核癒合炉設計領域の関係を検討する．

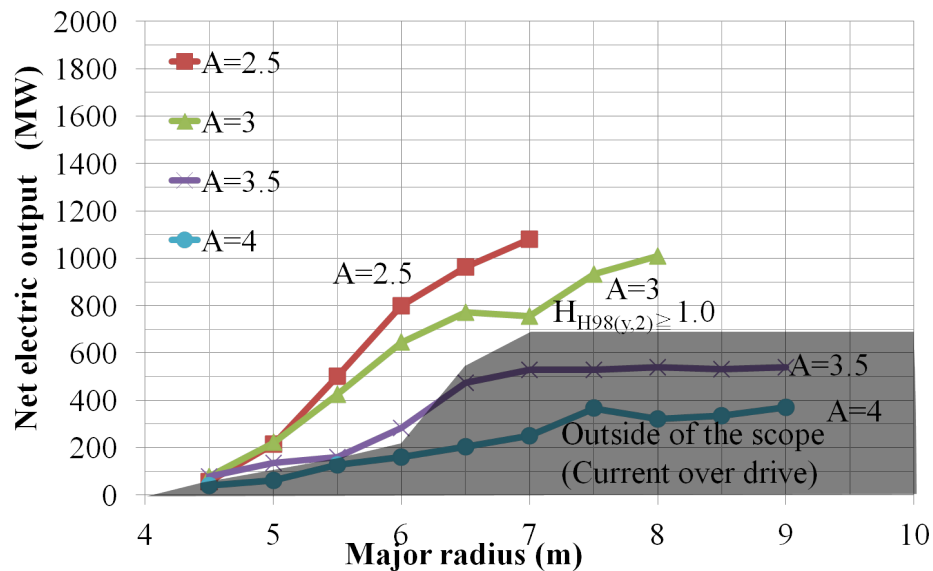


図 4.17: $q_\psi = 5$, $T_i = 14keV$

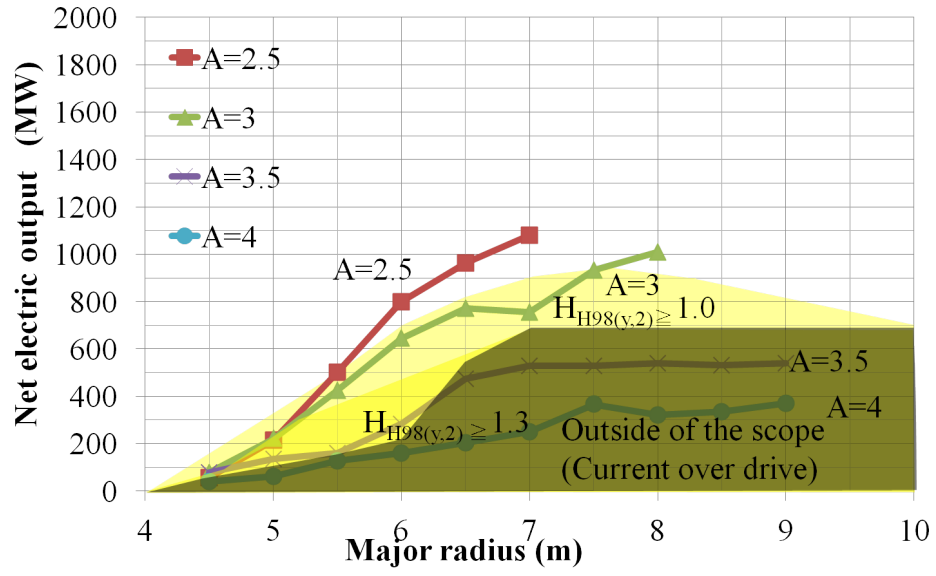


図 4.18: $q_\psi = 5$, $T_i = 14keV$ + HH ファクター

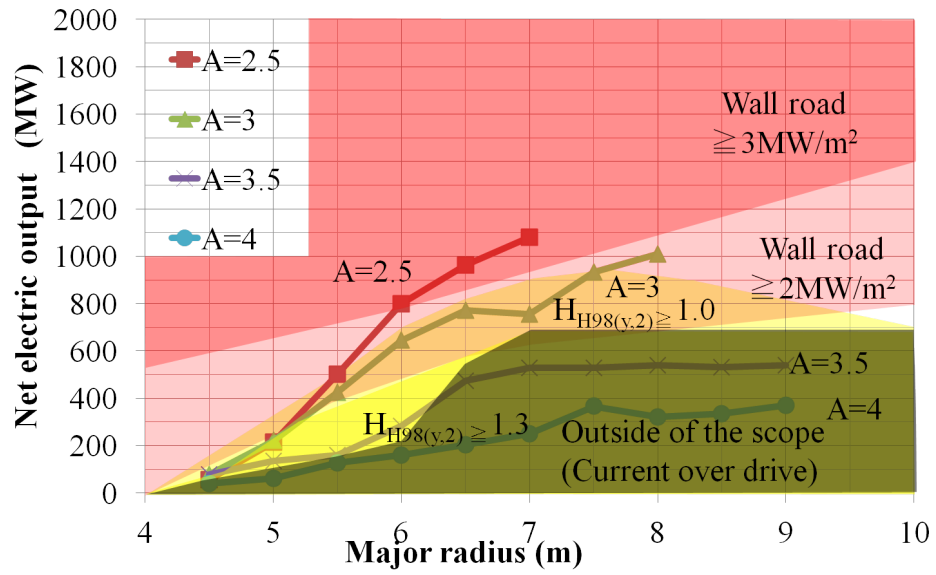


図 4.19: $q_\psi = 5$, $T_i = 14keV$ + 中性子壁負荷

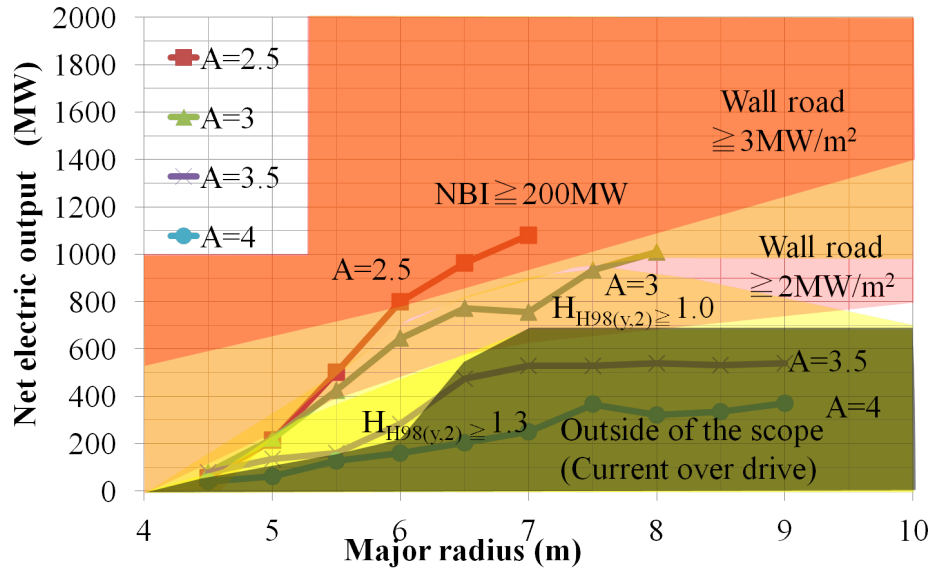


図 4.20: $q_\psi = 5$, $T_i = 14keV$ + NBI 加熱パワー

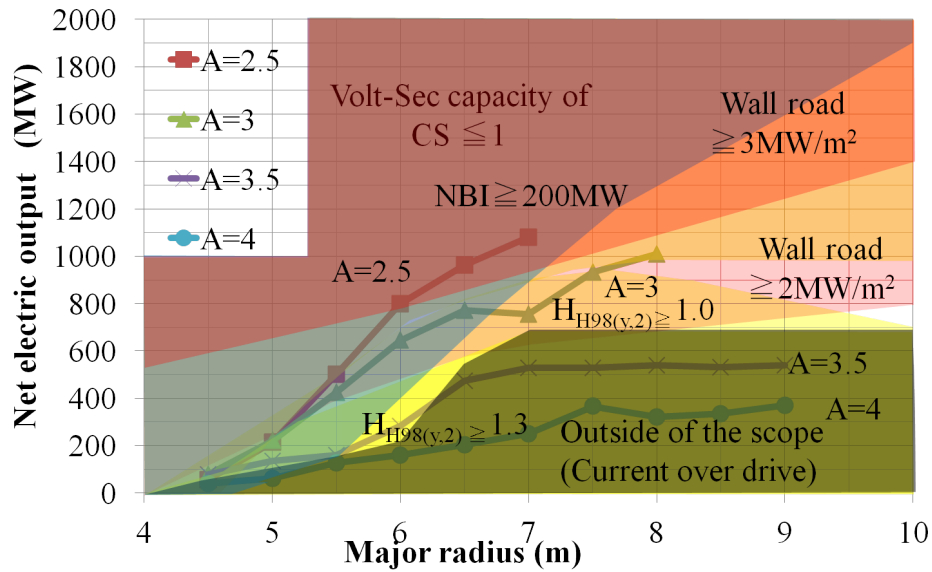


図 4.21: $q_\psi = 5$, $T_i = 14keV$ + CS コイルの容量

4.2.2 プラズマ温度を変化させた場合の実験結果とその考察

本節では，安全係数を 4 に固定し，プラズマイオン温度を変化させて，核融合炉設計領域の変化の傾向を検討し考察する．

まず，最初の設計パラメータとして $q_\psi = 4$ ，プラズマイオン温度 $T_i = 16keV$ とした場合を図 4.22 に示す．前節の温度が $14keV$ の場合と比較すると，アスペクト比にかかわらず全般的に出力が向上していることがわかる．

次に，図 4.22 に設計制約条件として HH ファクターを重ねた図 4.23 を示す．制約条件の表示は前節と同様である．アスペクト比が 3.5 以上の場合では HH ファクターの制約条件がある場合かなり大型の炉となることがわかる．一方，アスペクト比が 3 では大半径が 7m の炉で出力 1.2GW を達成している．

図 4.23 に設計制約条件として中性子壁負荷を重ねた図 4.24 を示す．制約条件の表示は前節と同様である．HH ファクターが 1 を超える領域と中性子壁負荷が $2MW/m^2$ を超える領域は完全に重なっている．つまり，どちらかの制約条件を許容しなければ設計することが不可能となる．

図 4.24 に設計制約条件として NBI 加熱パワーを重ねた図 4.25 を示す．制約条件の表示は前節と同様である．大半径が 8m 以上の領域では送電端出力が 1.2GW 付近で制限される．

図 4.25 に設計制約条件として CS コイルの容量を重ねた図 4.26 を示す．制約条件の表示は前節と同様である．今回の運転パラメータでは，ここで取り上げた設計制約条件のうちいずれかを許容しなければ設計可能領域が存在しないことがわかった．

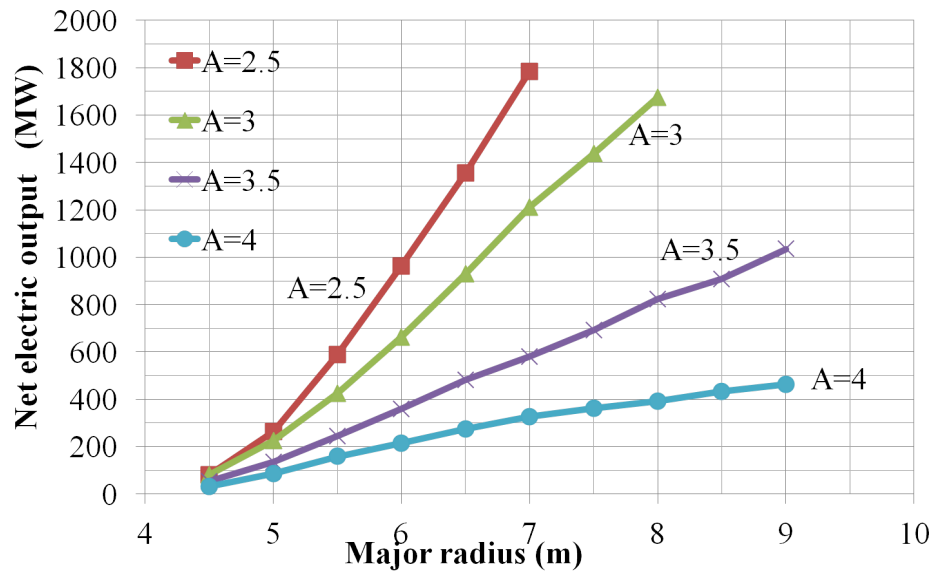


図 4.22: $q_{\psi} = 4$, $T_i = 16keV$

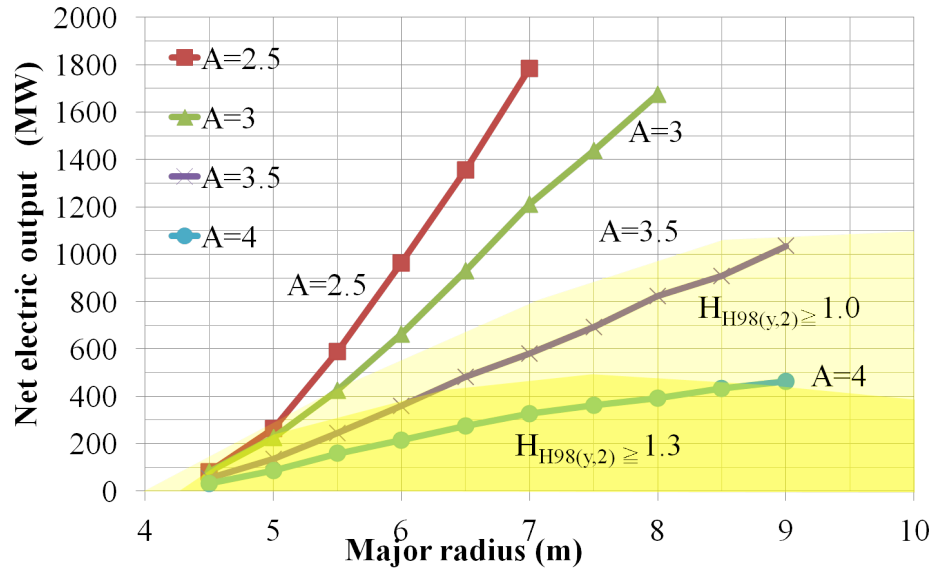


図 4.23: $q_\psi = 4$, $T_i = 16keV$ + HH ファクター

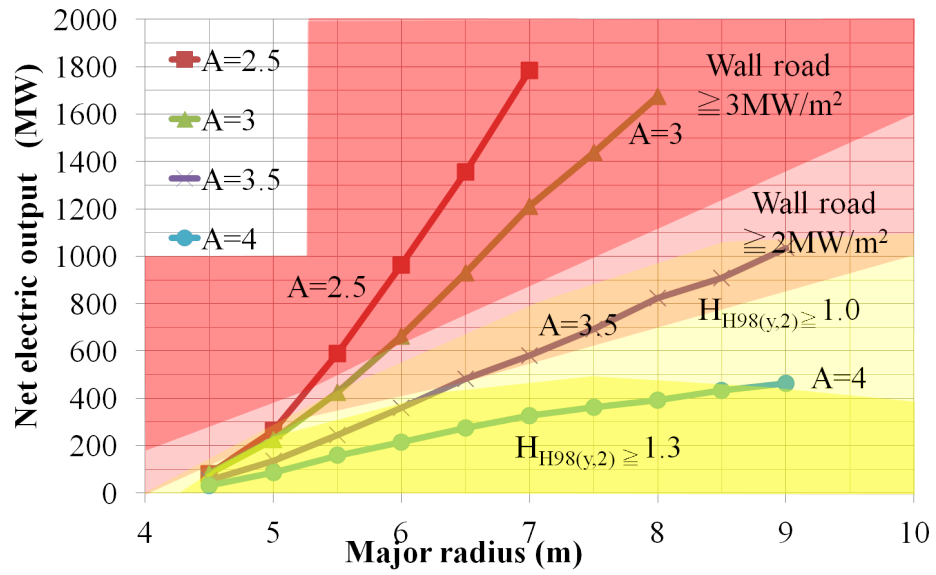


図 4.24: $q_\psi = 4$, $T_i = 16keV$ + 中性子壁負荷

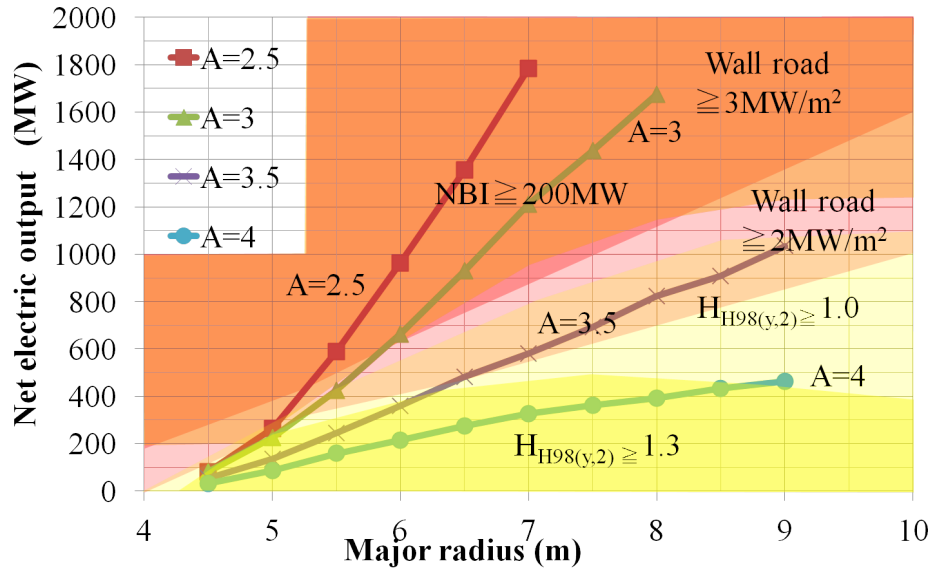


図 4.25: $q_\psi = 4$, $T_i = 16\text{keV}$ + NBI 加熱パワー

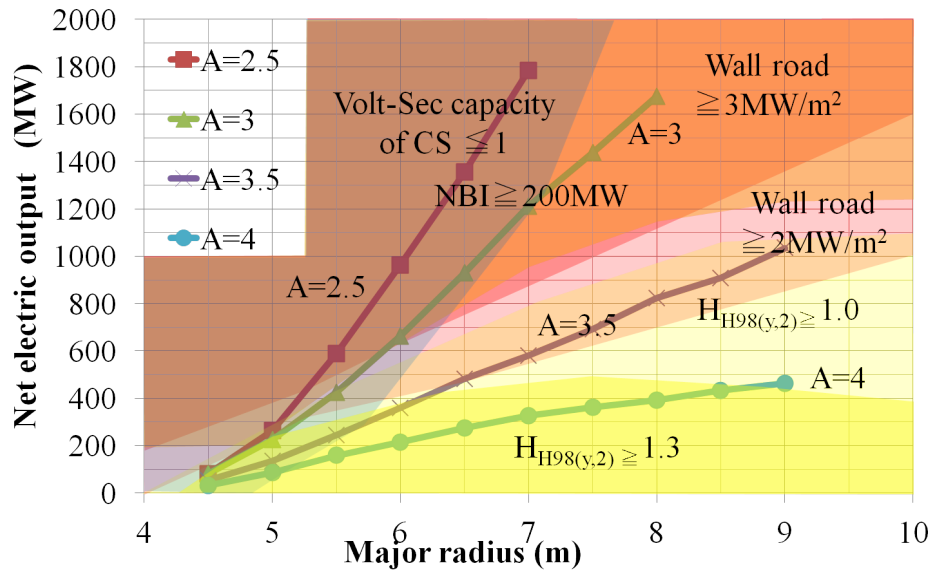


図 4.26: $q_\psi = 4$, $T_i = 16\text{keV}$ + CS コイルの容量

次にプラズマイオン温度が 18keV の場合を検討する．設計パラメータとして $q_\psi = 4$, プラズマイオン温度 $T_i = 18\text{keV}$ とした場合を図 4.27 に示す．各アスペクト比の出力はプラズマイオン温度が 16keV のときと比較すると若干低下している．

次に，図 4.27 に設計制約条件として HH ファクターを重ねた図 4.28 を示す．制約条件の表示は前節と同様である．制約条件を示す領域はプラズマイオン温度が 16keV のときと比較すると増加している．しかしながら，HH ファクターが 1 以上の領域と 1.3 以上の領域の間も増加していることから，その傾きは緩くなっていることがわかる．

図 4.28 に設計制約条件として中性子壁負荷を重ねた図 4.29 を示す．制約条件の表示は前節と同様である．HH ファクターが 1 を超える領域と中性子壁負荷が $2MW/m^2$ を超える領域はプラズマイオン温度が $16keV$ のときと比較するとより大部分が重なっている．しかしながら，中性子壁負荷はプラズマイオン温度が $16keV$ のときと比較すると領域が上方に移動しており，中性子壁負荷を特に注目して設計を行う場合，プラズマイオン温度は高い方が有利な傾向があるといえる．

図 4.29 に設計制約条件として NBI 加熱パワーを重ねた図 4.30 を示す．制約条件の表示は前節と同様である．中性子壁負荷が $3MW/m^2$ を超える領域とほぼ全域が重なっている．

最後に図 4.30 に設計制約条件として CS コイルの容量を重ねた図 4.31 を示す．制約条件の表示は前節と同様である．中性子壁負荷が $3MW/m^2$ まで許容できるという設計思想を採用すると大半径が $7.2m$ で送電端出力 $1GW$ として設計することができる．この設計点では CS コイルによる誘導電流駆動のみでプラズマを立ち上げることができるため，その分技術的な難易度が下がると考えられる．

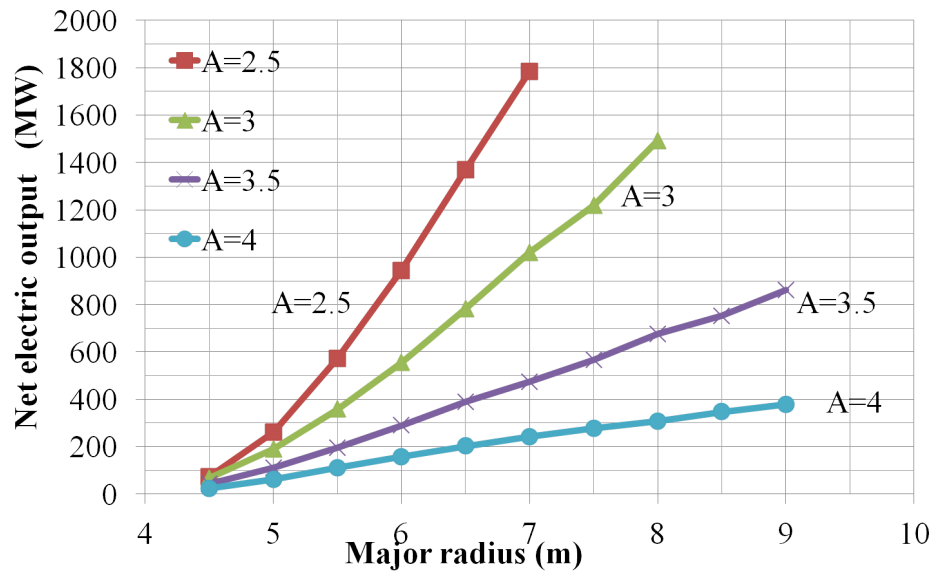


図 4.27: $q_{\psi} = 4$, $T_i = 18keV$

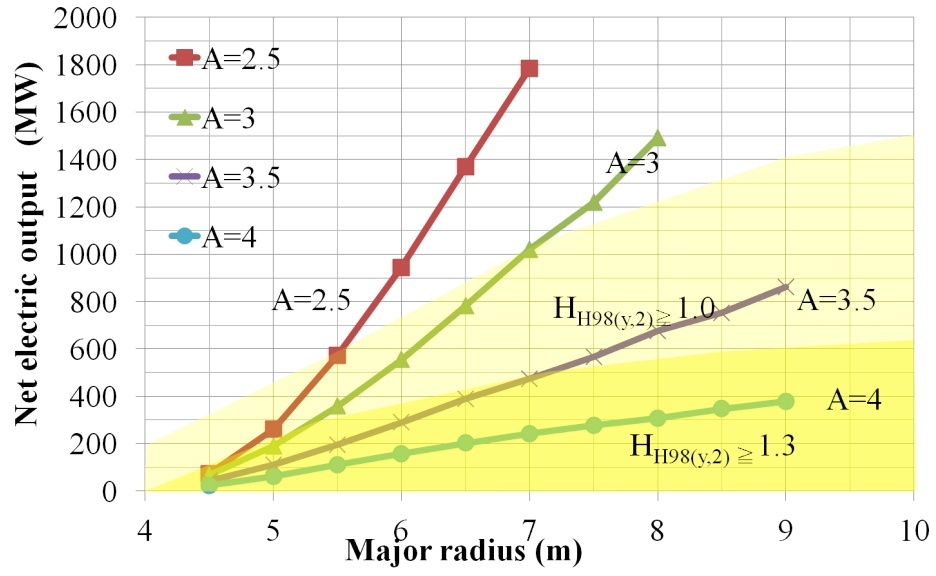


図 4.28: $q_\psi = 4$, $T_i = 18keV$ +HH ファクター

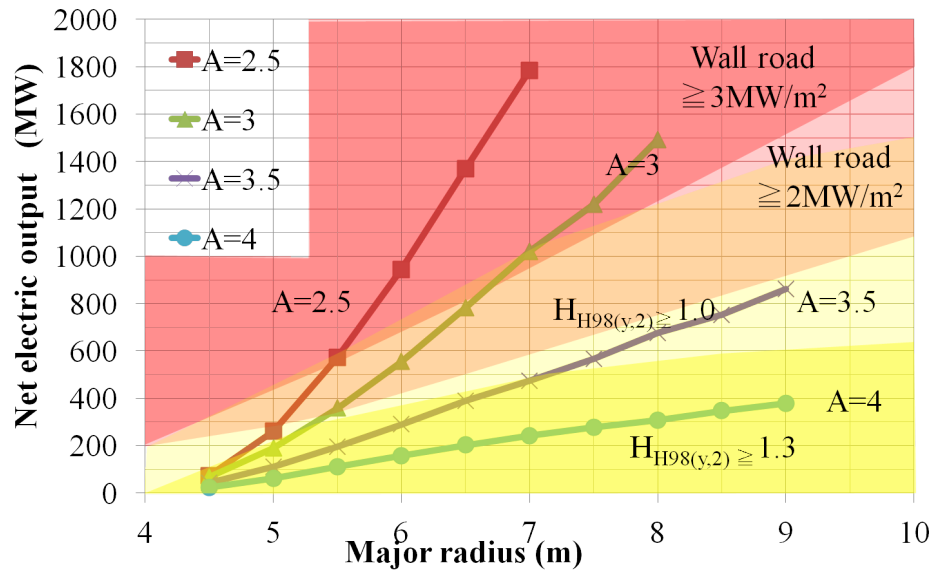


図 4.29: $q_\psi = 4$, $T_i = 18keV$ +中性子壁負荷

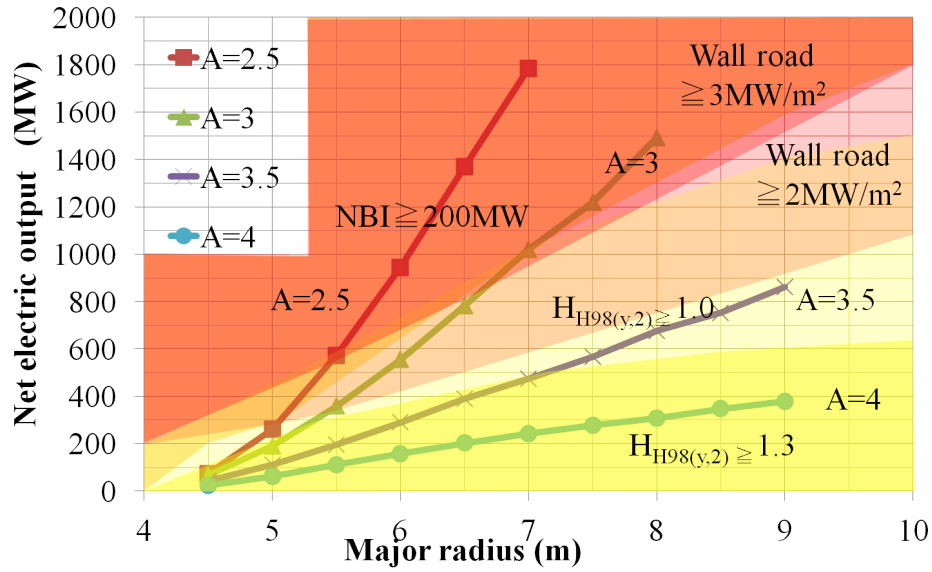


図 4.30: $q_\psi = 4$, $T_i = 18\text{keV}$ +NBI 加熱パワー

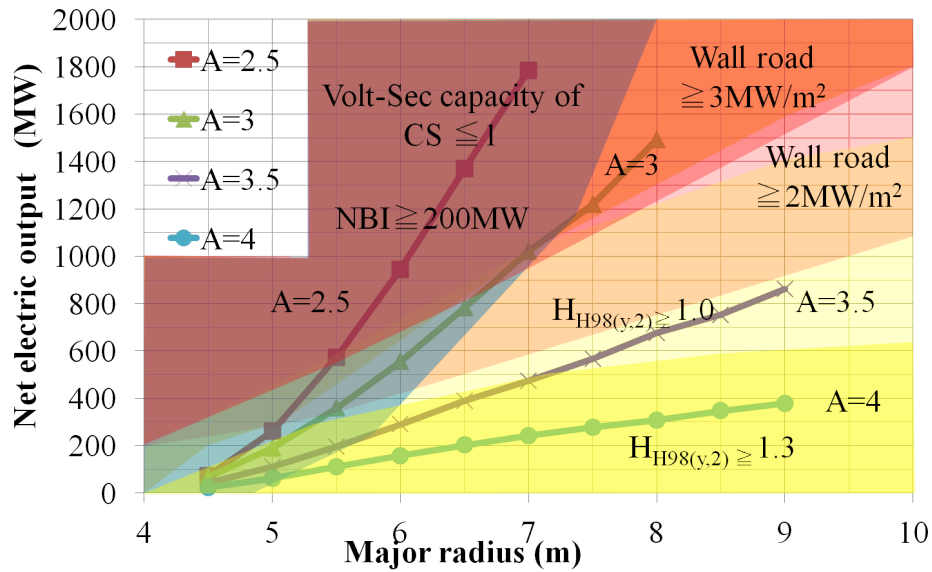


図 4.31: $q_\psi = 4$, $T_i = 18\text{keV}$ +CS コイルの容量

最後にプラズマイオン温度が 20keV の場合を検討する．設計パラメータとして $q_\psi = 4$ ，プラズマイオン温度 $T_i = 20\text{keV}$ とした場合を図 4.32 に示す．各アスペクト比の出力はプラズマイオン温度が 18keV のときと比較すると若干低下している．

次に，図 4.32 に設計制約条件として HH ファクターを重ねた図 4.33 を示す．制約条件の表示は前節と同様である．HH ファクターの制約領域はプラズマイオン温度が 18keV のときと比較すると大幅に増加している．しかしながら HH ファクターが 1 以上の領域と 1.3 以上の領域の間も増加していることから，その傾きはさらに緩くなっていることがわ

かる．よって，わずかな HH ファクター向上で設計難易度の低下が見込めると考えられる．HH ファクターが高い領域は送電端出力が低い方に存在しているので，おおむね 1.2GW 以下の核融合炉の設計する際に検討事項になる可能性がある．

図 4.33 に設計制約条件として中性子壁負荷を重ねた図 4.34 を示す．制約条件の表示は前節と同様である．中性子壁負荷の制約領域はプラズマイオン温度が 18keV のときとほぼ一緒である．これは，NBI 加熱パワーと核融合出力の比率が飽和状態となったことから，単純に核融合出力と核融合炉の幾何形状の関係により，中性子壁負荷が決定するからだと考えることができる．

図 4.34 に設計制約条件として NBI 加熱パワーを重ねた図 4.35 を示す．制約条件の表示は前節と同様である．NBI 加熱パワーもプラズマイオン温度が 18keV のときとほぼ一緒である．このことは上記の説を裏付ける．

図 4.35 に設計制約条件として CS コイルの容量を重ねた図 4.36 を示す．制約条件の表示は前節と同様である．プラズマイオン温度が 18keV のときに比べ全般的に設計制約となる領域が増え，核融合炉の設計の難易度は増加しているといえる．

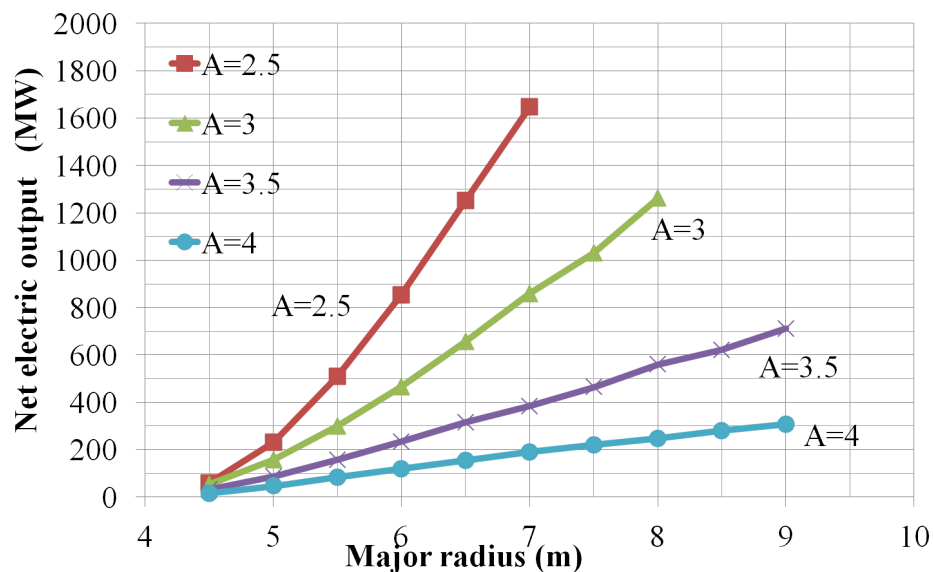


図 4.32: $q_{\psi} = 4$, $T_i = 20keV$

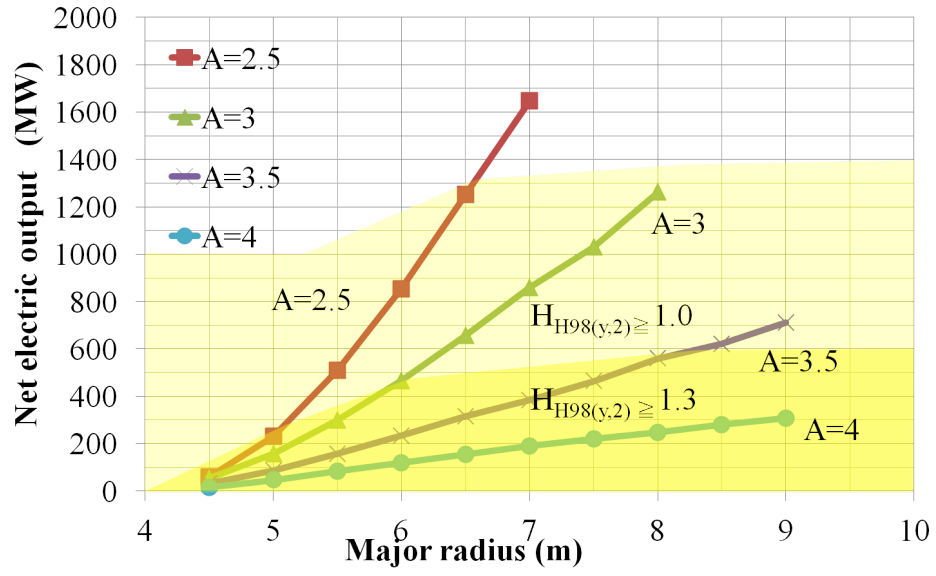


図 4.33: $q_\psi = 4$, $T_i = 20keV$ + HH ファクター

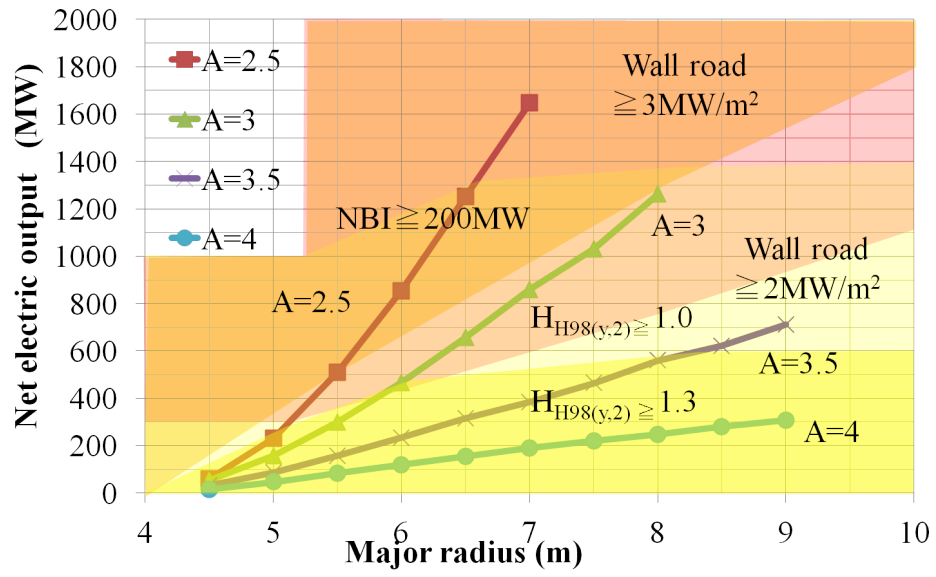


図 4.34: $q_\psi = 4$, $T_i = 20keV$ + 中性子壁負荷

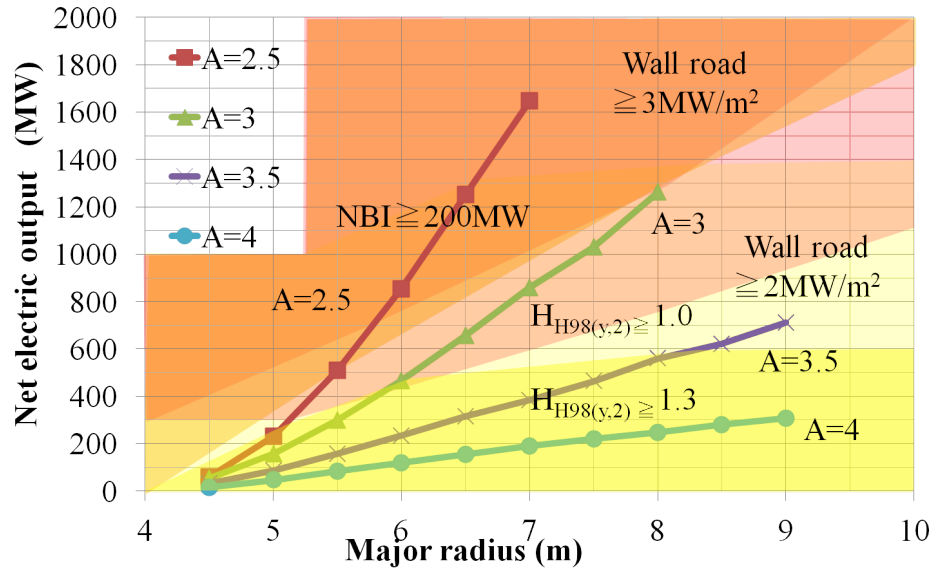


図 4.35: $q_\psi = 4$, $T_i = 20\text{keV}$ + NBI 加熱パワー

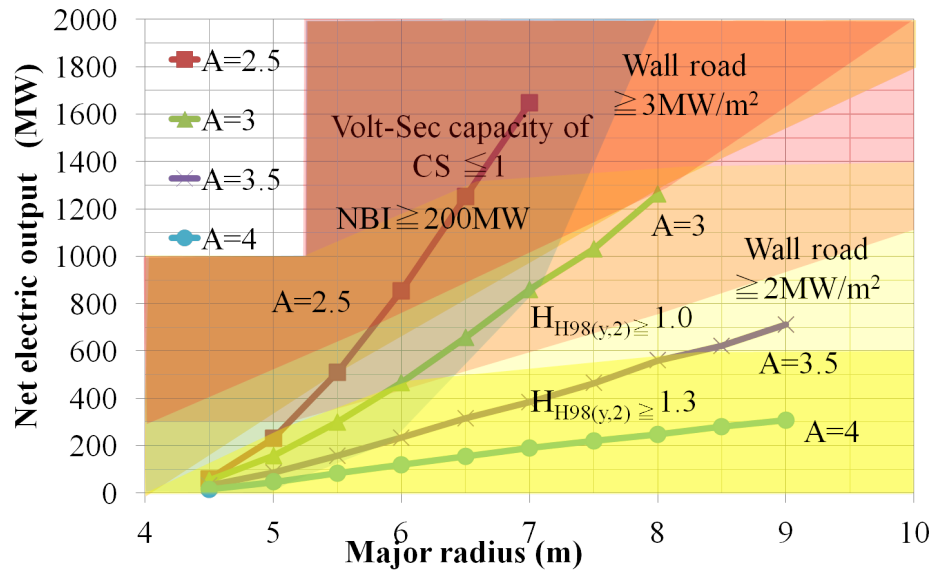


図 4.36: $q_\psi = 4$, $T_i = 20\text{keV}$ + CS コイルの容量

4.3 まとめ

前章で改良を行った設計コードを使用し、トカマク型核融合炉の設計制約条件による核融合炉設計領域の可能性を検討した。

単独の設計条件における設計領域の試算においては、アスペクトが大きくなるにつれて、磁場の最大値は上がる傾向を確認した。これは、同じ大半径ならアスペクト比が大きくなるほど TF コイルとプラズマ中心の距離が近づくからであると考えられる。また、アスペクト比にかかわらず、磁場はある大半径においてピークを持つということが判明した。コイルが大型になると、その分応力も大きくなるからだと考えられる。核融合炉を設計するに当たってはこのことに留意して、磁場の設定を行う必要がある。コイルの重量に関しては、大半径の大きさが重要なファクターとなることが確認された。経済性に関しては、SlimCS とほぼ同様の設計点が高い経済性を示した。このことから SlimCS の設計の妥当性と本研究において開発した核融合炉概念設計コードの妥当性が検証できたと考えられる。

次に行った複合的な設計制約条件における設計領域の可能性においては、様々な設計制約条件の、炉の大きさ、プラズマ電流、プラズマイオン温度に対する挙動を明らかにすることができた。安全係数を 3,4,5 と変化させて計算を行った結果、安全係数が 4 のとき様々な設計制約条件を考慮した場合の設計可能領域が最も広くなることがわかった。また、プラズマイオン温度 14keV, 16keV, 18keV, 20keV と変化させて計算を行った結果、温度が 18keV のとき様々な設計制約条件を考慮した場合の設計可能領域が最も広くなることがわかった。したがって、今回パラメータサーベイを行った領域では安全係数 4, プラズマイオン温度 18keV という運転パラメータが達成しやすいという結論に至った。

なお、今回の検討にあたって、様々な設計制約条件に示した数値は、傾向をわかりやすく表示するためであり、あくまで参考である。実際の設計にあたっては、どのような設計を行うかによって、制約条件となる値が大幅に増減する可能性がある^[22]。したがって、今回示した傾向を元に、各々の設計思想に従って、有利な条件を選んだり、機器構造を設計することで、より魅力的な核融合炉を設計することができると考えられる。

第5章 準定常パルス運転シナリオの検討

5.1 研究の目的

これまで考えられてきたトカマク型核融合炉の運転方式として、パルス運転と定常運転がある。定常運転は、CS コイルに頼らず非誘導電流駆動により定常的に核融合プラズマを維持するもので、パルス運転は、CS コイルによる誘導電流駆動によって核融合プラズマを生成し、CS コイルの磁束を使い切ったらプラズマの生成を中断し、再励磁を行い再び核融合プラズマを生成することを繰り返すというものである^[23]。

これらの方式のメリットとしては定常運転は定出力なので設備利用率を高めることができ、経済性が高くなるのでベース電源として使えること。パルス運転では、自発電流割合が低くても効率が高いCS コイル誘導電流によって電流を流すことにより、非誘導電流駆動を利用した場合に比べてはるかにエネルギー利得を高めることができることが挙げられる。また、デメリットとしては、定常運転は、高いプラズマ性能が必要となることと、非誘導電流駆動の高効率化、自発電流割合の向上が必要なこと^[24]、パルス運転では、実用的なパルス運転時間を確保するためのCS コイルの大きさが必要となり炉が巨大となることと、繰り返し運転による材料の負担、停止時の構造材への熱応力、発電量の変動による電力網への影響などがある。

これまでの研究から、定常運転に必要なプラズマの高性能化は着実に進められてきており、日本の原型炉開発においても定常運転をベースに考えられてきた。つまり、核融合発電炉は建設費が高いため、同様な傾向がみられる原子力発電と同様にベースロード電源として用いられることが考えられている。

日本の電力需要は一日の中で大きく変化し、最小と最大で2倍程度の変動がある。したがって、核融合発電炉が定出力の場合、その導入量は最小需要のときの発電量で制限され、ピーク時にさらに必要な電力は、別の電源で補わなければならない。ピーク時に必要な電力だけのために定常運転の核融合炉を建設するというのは非常に経済性が悪化するので現実的ではない。将来、化石燃料の価格が高騰し、火力発電所がピーク負荷電源として適さなくなる日が来る可能性があり、その場合に利用できそうな大規模発電技術というのは今のところ存在していない。

これまで、日本は原子力発電を推進する方針をとっていたが、福島第一原子力発電所の事故により、エネルギー政策の再考を余儀なくされた。福島事故は、運転中の問題では

なく、停止後の燃料棒の崩壊熱を除去しきれなかったことにより発生したものである。核融合発電炉においても、中性子により放射化された構造材による崩壊熱は発生する。崩壊熱によって炉が損傷するかどうかは、構造材の放射化の度合いにより決定する。放射化しにくい材料を使用した場合、または中性子負荷が低い場合は受動安全性を持つ核融合炉を設計することができる。材料として低放射化フェライト鋼を使用した場合、中性子負荷の目安として $2\text{MW}/\text{m}^2$ 程度以下なら受動安全性を持つことが試算されている^[25]。この目安に従って定常運転炉を設計した場合、送電端出力 100 万 KW を達成するにはアスペクト比 3、大半径 8.5m 程度の大きさの炉が必要となる。

本研究では、CS コイルによる誘導電流駆動と、NBI などによる非誘導電流駆動を併用するハイブリッド運転により CS コイルの充電と放電を電力需要に応じて行うことで、プラズマ電流を上下させることにより、核融合出力を変化させる運転を行う準パルス定常トカマク炉という運転方式を提案する。

準パルス定常炉は、CS コイルの充電時と放電時において出力を変化させることができる。この特性により、定出力運転の核融合炉より多く導入することができる。このように出力を変化させると設備利用率が下がり経済性が悪化することが懸念されるかもしれない。しかし、ここで最近特に注目されるようになった核融合炉の安全性が大きく影響する。上記のとおり、受動安全性を保つためには中性子負荷に制限がある。福島の実例により核融合炉の固有の安全性として既存の原子力発電に比べて大きくアドバンテージを保つことができるのがこの部分である。核分裂炉は、原理上運転直後の崩壊熱量を大きく下げることができないのに対し、核融合炉は、材料の選択と中性子負荷の設定により崩壊熱を設計でコントロールすることができる。このアドバンテージを生かすと、現在最も現実的であると考えられている低放射化フェライト鋼では定常出力の炉では上記の大きさとなり、経済性はそれほど高いとはいえない。

準パルス定常炉では、平均壁負荷をたとえば $2\text{MW}/\text{m}^2$ と設定した場合、低出力運転時において中性子壁負荷を抑え、ピーク時の高出力運転で $2\text{MW}/\text{m}^2$ を超える運転をすることにより、炉の大きさにとらわれない最大出力を得ることができる可能性がある。したがって経済性を定常運転炉と同等またはそれ以上に向上させることができる可能性がある。以上のように準パルス定常炉には既存の運転方式には無い大きなメリットがある可能性があるため、本章ではその有効性について検討を行う。

5.2 運転シナリオの検討

まずはじめに，中性子壁負荷による放射化の検討を行った．準パルス定常炉の最大の特徴と考えられる，ピーク時の高出力運転を行うことによる放射化への影響が大きい場合，十分に準パルス定常炉のメリットを生かせない場合がある．そこで，核融合炉における構造材の崩壊熱の時定数から，準パルス定常運転を行うことによる影響を検討した．まず，図 5.1 の核融合出力 3GW の場合の崩壊熱の時間変化からサンプリングを行った．

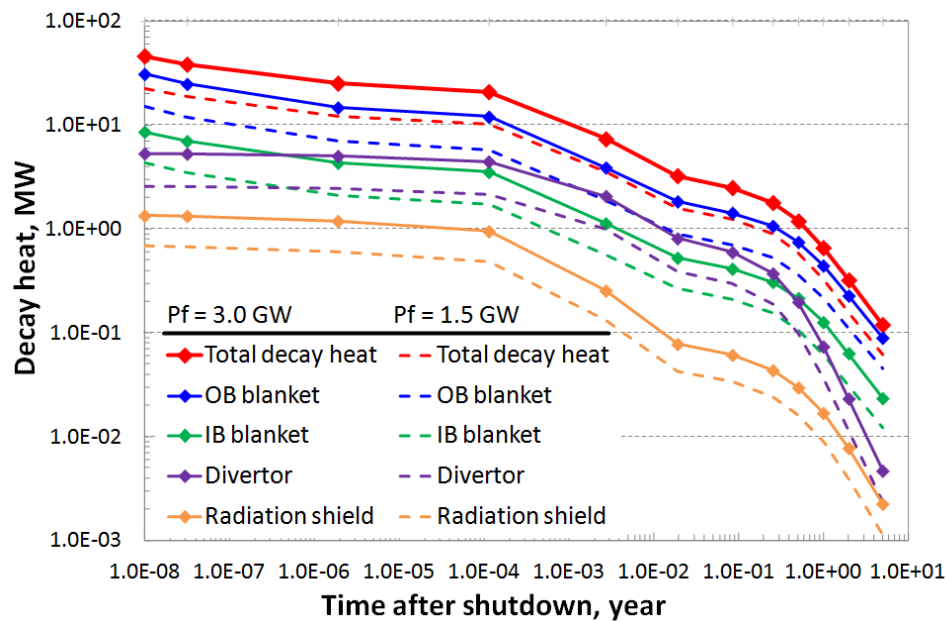


図 5.1: 核融合炉における崩壊熱の時間による変化^[26]

崩壊熱は様々な元素によって生じるのでその時定数は一定ではない．そこで，経過時間に応じて減少した割合から各経過時間における時定数を計算した．計算した時定数を元に，各時間での発生熱量を計算することとなるが，図 5.1 によれば，核融合出力と崩壊熱は比例関係にあるので，ある点で出力の変更を行った場合の時間あたりに生成される熱量を計算した．運転パターンを $2GW \rightarrow 4GW$ と想定し，基準としてこの運転パターンでの一日の平均出力 $2.67GW$ の定常運転と比較を行った．準定常パルス運転の高出力継続時間は 8 時間とし，運転開始より 100 日経過した時点で，もっとも崩壊熱が多い場合である高出力運転終了間際で停止したとして計算を行った．計算例を図 5.2 に示す．

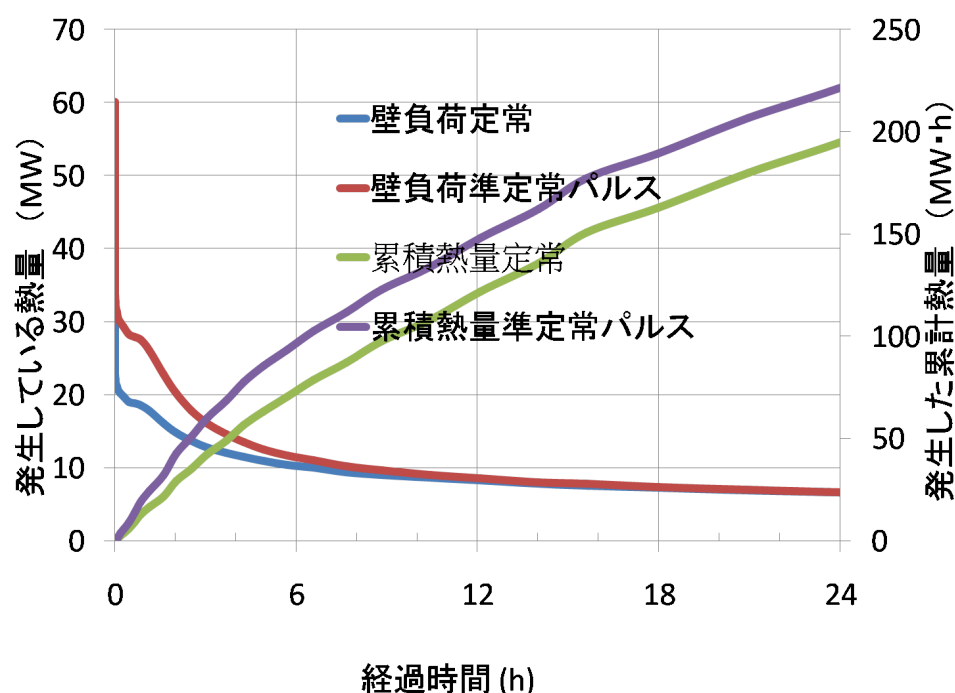


図 5.2: 定常運転 (2.67GW) と準パルス定常運転 (2GW → 4GW) の崩壊熱の比較

横軸は停止からの時間 (h) で左軸は発熱量 (MW) , 右軸は累計発熱量 (MW・h) である。赤い線が準定常パルス運転時の発熱量で青い線が定常運転時の発熱量, 紫の線が準定常パルス運転時の累計熱量で, 緑の線が定常運転時の累計熱量を示している。崩壊熱は運転停止直後では核融合出力に比例しており準パルス定常運転では定常運転の 1.54 倍の崩壊熱が発生している。しかし 1 日後には発生熱量はほぼ同等となっている。また, 累計発熱量は, 定常運転と比較してやや増加するものの, その増加量は今回の例では 1 日後で 30MW・h と低い割合にとどまっている。発生熱量は定常運転とほぼ同等になっているので以降累計発熱量の差が広がることはない。したがって, 定常運転と同程度の日平均核融合出力を維持しながら準パルス定常運転を行うことにより, ピーク出力に比べて崩壊熱の発生は低く抑えられると考えられる。パルスのデューティー比を変えることで, 日平均核融合出力を一定に保ちながらピーク出力を確保することができるので, 定常運転に対する運転の自由度における優位性が示されたといえる。

さらに, この特性を生かすため, 図 5.3 に示すように 2 機 1 セットでの運用を考えてみる。このように 2 機 1 セットで運用することで 1 機の場合に比べより幅広い時間をカバーすることができるようになる。特に, CS コイル容量の小さい炉においては連続運転時間が数時間になると予想されるので, そのような炉にとっては, メリットのある運転シナリオだと考えられる。

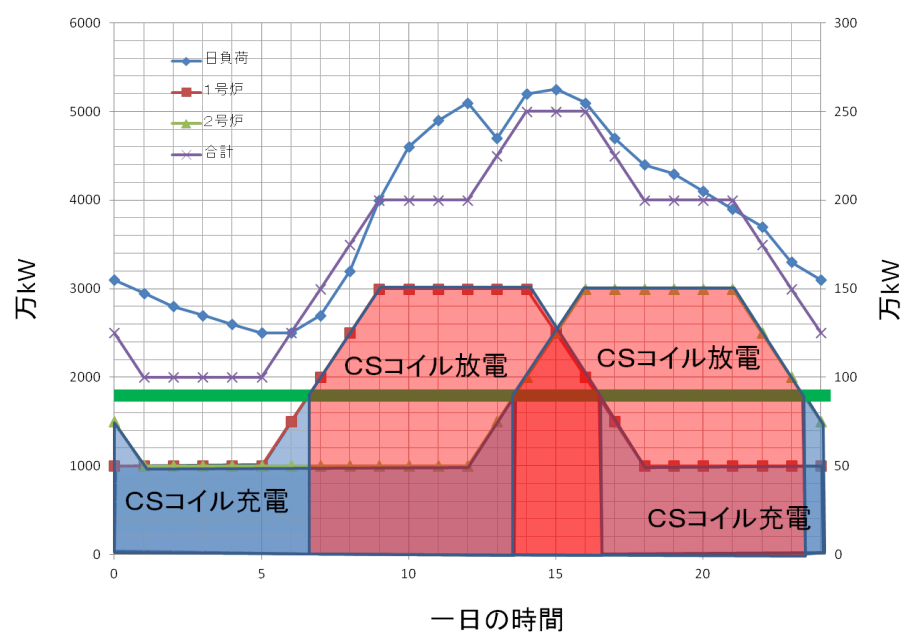


図 5.3: 日負荷の変動と準パルス定常炉による負荷追従運転の例

5.3 運転シナリオに基づいた概念設計結果

以上のような運転シナリオに基づき，3 種類の設計案を検討した．

1. 大半径 6m でアスペクト比が 2.5 の場合

設計条件は前章の複合的な検討を行ったものと同じである．この案は受動的安全性を確保したままピーク時に高出力で運転することを念頭に置いて計算を行った．まず CS コイル充電を 1.5MA の割合で行うとしてプラズマ電流を 16.5MA に設定して計算すると，送電端出力 860MW，中性子壁負荷 $3MW/m^2$ となった．次に CS コイルの充放電を行わない場合をプラズマ電流を 18MA に設定して計算すると，送電端出力 1GW，中性子壁負荷 $3.36MW/m^2$ となった．最後に CS コイルで 2MA の電流を駆動するとしてプラズマ電流を 18MA に設定して計算すると送電端出力 1.3GW，中性子壁負荷 $4.01MW/m^2$ となった．高出力モード運転可能時間は 16200 秒，約 4.5 時間である．大半径 6m の炉では，ある程度の出力で発電するためには中性子壁負荷が $3MW/m^2$ を超えてしまうので，今回計算した条件では準パルス定常運転のメリットをあまり生かすことができないと思われる．今回の計算結果から CS コイル充電時の低出力運転において送電端出力を 500MW 程度になるように核融合出力を調整することにより，中性子壁負荷は $2MW/m^2$ 以下にすることができると推測できる．従って，そのような運転と今回計算した送電端出力 1.3GW の高出力運転を組み合わせることでより効果的な運用ができると考えられる．また，高出力モード持続時間 4.5 時間というのはピーク対応にしても少し短いと思われるので，小型炉はやはり 2 機セットのほうが発電設備を有効に利用できると考えられる．

2. 大半径が 8m でアスペクト比が 3 の場合．

設計条件は前章の複合的な検討を行ったものと同じである．この案は定常運転で送電端出力 1GW を達成できる最小の大半径が 8m と考えられていることから，中性子壁負荷の平均を抑えながら，どこまでピーク時の出力を確保できるかを念頭に置いて計算を行った．まず CS コイル充電を 1.5MA の割合で行うとしてプラズマ電流を 16MA に設定して計算すると，送電端出力 905MW，中性子壁負荷 $2.01MW/m^2$ となった．次に CS コイルの充放電を行わない場合をプラズマ電流を 18MA に設定して計算すると，送電端出力 912MW，中性子壁負荷 $2.01MW/m^2$ となった．そして CS コイルで 4MA の電流を駆動するとしてプラズマ電流を 18MA に設定して計算すると送電端出力 1.53GW，中性子壁負荷 $3.23MW/m^2$ となった．最後に CS コイルで 4MA の電流を駆動するとしてプラズマ電流を 22MA に設定して計算すると送電端出力 2.46GW，中性子壁負荷 $4.87MW/m^2$ となった．なお，最後の計算では β 値を上限の 0.75 倍に設定して計算を行っている．大半径が大きいので中性子壁負荷も大半径 6m の炉に比べて低くなっており，さらに CS コイルが大きいので，フル

に使った場合 1 日間高出力運転が可能となっている．低出力運転と高出力運転の差が大きく，CS コイルが大きいことから運転の自由度も高いので，1 機のみでも十分にピーク時に対応することができ，柔軟に需要に追従することが可能であることが分かった．

3. 大半径が 8m でアスペクト比が 3，ただし，プラズマ性能は ITER と同程度のレベルを想定している．

この案は，万が一プラズマの高性能化が達成できなかった場合，負荷に追従する形のなかでどこまで高出力運転ができるかを検討するものである．まず CS コイル充電を 2.0MA の割合で行うとしてプラズマ電流を 17MA に設定して計算すると，送電端出力 580MW，中性子壁負荷 $1.64\text{MW}/\text{m}^2$ となった．次に CS コイルの充放電を行わない場合をプラズマ電流を 18MA に設定して計算すると，送電端出力 707MW，中性子壁負荷 $1.91\text{MW}/\text{m}^2$ となった．最後に CS コイルで 5MA の電流を駆動するとしてプラズマ電流を 20MA に設定して計算すると送電端出力 1.07GW，中性子壁負荷 $2.59\text{MW}/\text{m}^2$ となった．高出力モード運転可能時間は 67360 秒，約 18 時間となる．高出力モードで 1GW を超えており，プラズマ性能の低さがカバーされていることが分かる．

5.4 まとめ

準パルス定常炉は，CS コイルの充電時と放電時において出力を変化させることができ，試算によると，アスペクト比 3，大半径 8m でプラズマ電流 18MA 送電端出力 700MW の炉の場合，プラズマ電流 17MA，CS コイルが 2MA 分逆に電流を流す割合で充電しているとき，送電端出力は 580MW となる，そして，プラズマ電流 20MA，CS コイル誘導分 5MA で放電しているとき，送電端出力は 1.07GW となる．このようにプラズマ電流の 4 分の 1 程度 CS コイルによる誘導電流を変化させるだけで，2 倍程度送電端出力を変化させることができる．この特性により，定出力運転の核融合炉より多く導入することができると思われる．また，低出力運転時において中性子壁負荷を抑え，ピーク時の高出力運転で制限を超える運転をすることにより，炉の大きさにとらわれない最大出力を得ることができることを明らかにした．以上のように準パルス定常炉には既存の運転方式には無い大きなメリットが存在することを核融合炉概念設計コードにおいても確認することができた．

準パルス定常炉の運用形態としては，電力需要に対して CS コイルの充放電により発電量をコントロールし，一日のなかで充放電の量を均衡させるのが妥当であると考えられるが，小型の CS コイルでは求められるピークの長さで発電量を満たすことができなくなる可能性も示された．しかし 2 台あれば，それぞれの充放電のタイミングをずらすことで，

より長時間大発電量のピークに対応することができる。特に大半径 6 m 程度の炉では、CS コイル容量がフラットトップで 4.5 時間程度になる可能性が試算の結果判明したので小型の炉になるほど有効的になるということが分かった。その場合、このような炉を 2 基セットで建設することにより、より大きな自由度を得ることができる。また、発電設備を共用することにより、発電設備の利用率を上げることができる。そして非誘導電流駆動の設備やその他の電源設備なども共用することで大幅な建設費の抑制とコストの低減の可能性が示された。

第6章 結論

本研究では、核融合炉の社会受容性の向上を目的として経済性、安全性にかかわる課題について検討を行った。その結果以下のような新たな知見が得られた。

- 経済性向上を目的としたビーム核融合反応を利用した出力増加の検討
FIT と CIT はプラズマの体積が小さいほど、また、プラズマの密度が薄いときほど、そしてプラズマの温度が高いときほどエネルギー利得 Q 値が高くなるという特性が得られた。FIT はプラズマの温度上昇の効果が CIT や TCT に比べて大きいことが明らかとなった。FIT、CIT による Q 値の増加はコスト増加に見合わない程度のものであるので、導入の可能性は低いといえる。
- 様々な条件を考慮することのできる核融合炉概念設計コードの改良
コイルとプラズマ性能の整合が取れた炉設計計算を行うことができる核融合炉概念設計コードを作成した。新たな機能として、ラジアルビルドによる幾何形状のモデル化、安全係数や β 値、グリーンワルド密度限界を自動的に指定した値に収束できる機能を開発し実装した。発電部のモデルをさらに詳細なものに改良した。
- 改良を行った核融合炉概念設計コードによる、核融合炉設計領域の検討
前章で改良を行った設計コードを使用し、トカマク型核融合炉の設計制約条件による核融合炉設計領域の可能性を検討した。

単独の設計条件における設計領域の試算においては、アスペクトが大きくなるにつれて、磁場の最大値は上がる傾向を確認した。また、アスペクト比にかかわらず、磁場はある大半径においてピークを持つということが判明した。コイルの重量に関しては、大半径の大きさが重要なファクターとなることが確認された。設計パラメータの参考とした SlimCS とほぼ同様の設計点が高い経済性を示したことから SlimCS の設計の妥当性と本研究において開発した核融合炉概念設計コードの妥当性が検証できたと考えられる。

複合的な設計制約条件における設計領域の可能性においては、様々な設計制約条件の、炉の大きさ、プラズマ電流、プラズマイオン温度に対する挙動を明らかにすることができた。安全係数を 3,4,5 と変化させて計算を行った結果、安全係数が 4 のとき様々な設計制約条件を考慮した場合の設計可能領域が最も広くなることがわかった。また、プラズマイオン温度 14keV、16keV、18keV、20keV と変化させて計算を

行った結果、温度が 18keV のとき様々な設計制約条件を考慮した場合の設計可能領域が最も広くなることがわかった。したがって、今回パラメータサーベイを行った領域では安全係数 4、プラズマイオン温度 18keV という運転パラメータが達成しやすいという結論に至った。今回示した傾向を元に、各々の設計思想に従って、有利な条件を選んだり、機器構造を設計することで、より魅力的な核融合炉を設計することができると思われる。

- 核融合固有の安全性を生かした運転手法の検討

準パルス定常運転という、CS コイルの充電時と放電時において出力を変化させる運転方法を提案した。試算によりプラズマ電流の 4 分の 1 程度 CS コイルによる誘導電流を変化させるだけで、2 倍程度送電端出力を変化させることができることが確認された。この特性により、定出力運転の核融合炉より多く導入することができると思われる。また、低出力運転時において中性子壁負荷を抑え、ピーク時の高出力運転で制限を超える運転をすることにより、炉の大きさにとらわれない最大出力を得ることができることを明らかにした。以上のように準パルス定常炉には既存の運転方式には無い大きなメリットが存在することが核融合炉概念設計コードにおいても確認することができた。準パルス定常炉の運用形態としては、電力需要に対して CS コイルの充放電により発電量をコントロールし、一日のなかで充放電の量を均衡させるのが妥当であると考えられるが、小型の CS コイルでは求められるピークの長さで発電量を満たすことができなくなる可能性も示された。しかし 2 台あれば、それぞれの充放電のタイミングをずらすことで、より長時間大発電量のピークに対応することができる。特に大半径 6 m 程度の炉では、CS コイル容量がフラットトップで 4.5 時間程度になる可能性が試算の結果判明したので小型の炉になるほど有効的になるということが分かった。炉を 2 基セットで建設することにより、より大きな自由度を得ることができる。また、発電設備を共用することにより、発電設備の利用率を上げることができる。そして非誘導電流駆動の設備やその他の電源設備なども共用することで大幅な建設費の抑制とコストの低減の可能性が示された。

参考文献

- [1] 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 .
- [2] 内山洋司, 電力中央研究所報告 Y94009 発電システムのライフサイクル分析, (1995).
- [3] 時松宏治他, 6th IAEA- TCM on Fusion power plant design and technology, (1998).
- [4] 日本国政府, 原子力安全に関する IAEA 閣僚会議に対する日本国政府の報告書 - 東京電力株式会社福島原子力発電所の事故について -, 平成 23 年 6 月.
- [5] K. Tokimatsu, et al, Studies of breakeven prices and electricity supply potentials of nuclear fusion by a long-term world energy and environment model, Nucl. Fusion 42 (2002).
- [6] K. Tokimatsu, et al., Role of nuclear fusion in future energy systems and the environment under future uncertainties, Energy Policy 31 (2003) 775.
- [7] T. Hamacher, et al., Economic and environmental performance of future fusion plants in comparison, 18th Fusion Energy Conference in Sorrento, SEP-04.
- [8] 宮本健郎, プラズマ物理・核融合, (東大出版会) P.9
- [9] Jassby, D.L., Neutral-beam-driven tokamak fusion reactors, Nucl. fusion 172 (1977) 309.
- [10] Dawson, J.M., Furth, H.P., Tenney, F.H., Phys. Rev. Lett. 26 (1971) 1156.
- [11] Furth, H.P., Jassby, D.L., Phys. Rev. Lett. 32 (1974) 1176.
- [12] Jassby, D.L., Kulsrud, R.M., Sun, Y.C., incontrolled fusion and plasma physics (Proc.7th Europ.Conf. Lausanne, 1975) 1,25.
- [13] Kulsrud, R.M., Jassby, D.L., Nature(London) 259 (1976) 541.
- [14] 日本原子力研究所, たゆまざる探求の軌跡ー研究活動と成果 1995, (1995).

- [15] H.-S. Bosch, G.M. Hale, Improved formulas for fusion cross-sections and thermal reactivities, Nucl. Fusion 32 (1992) 611.
- [16] プラズマ・核融合学会, プラズマ・核融合学会誌 第 87 巻増刊「テキスト 核融合炉」, 2011 年 2 月.
- [17] 岡野邦彦, 核融合炉概念設計のシミュレーション, シミュレーション 第 22 巻第 2 号, 平成 15 年 6 月.
- [18] H. Utoh, et al., SCONEcode:SuperconductingTFcoils design code for tokamak fusion reactor, J. Plasma Fusion Res. SERIES. Vol9(2010).
- [19] Uckan N. and ITER Physics Group, ITER physics design guidelines at high aspect ratio, Fusion Engineering (Proc.14th IEEE/NPSS Symposium) 407 vol.1, 1991.
- [20] 日本原子力研究開発機構 核融合研究開発部門, 核融合原型炉 SlimCS の概念設計, JAEA-Research 2010-019.
- [21] Y.R. Lin-Liu and R.D. Stambaugh, Optimum equilibria for high performance, steady state tokamaks, Nucl. Fusion 44 (2004) 548.
- [22] European fusion development agreement, A conceptual study of commercial fusion power plants, EFDA (05)-27/4.10.
- [23] 小川雄一, パルス運転トカマク核融合炉: IDLT, プラズマ・核融合学会誌 第 74 巻第 9 号, 1998 年 9 月.
- [24] 小川雄一, 吉田智朗, 国内外における炉設計・経済性研究の現状, J. Plasma Fusion Res. Vol.78. No.11 (2002) 1172.
- [25] European fusion development agreement, Safety and environmental impact of fusion, EFDA (01)CCE-FU/FTC8/5.
- [26] Y. Someya, K. Tobita, Estimation of decay heat in fusion DEMO reactor, 21st International Toki Conference, ITC-21 11/28-12/1, 2011.

謝辞

本研究を進めるに当たり，多くの方々にお世話になりました．ここに謝意を表します．

指導教官である東京大学新領域創成科学研究科の岡野邦彦教授には，研究の内容や，核融合研究の最近の話題など多くのご指導・ご助言をいただきました．それほど頻繁にはお会いできませんでしたが，お話合いのときには面白く興味深い話題で非常に充実した時間を過ごすことができました．いろいろ至らない点もありましたが，暖かく見守ってくださりありがとうございました．

東京大学新領域創成科学研究科の小川雄一教授には柏での居室を提供していただき，研究発表などのときには小川研での練習に混ぜていただきました．小川研での充実した研究生活を送ることができたのもひとえに先生のご配慮のおかげです．また，核融合全般において，様々な情報をご教示していただき，今後の進路を考えるうえで大きな力を頂きました．将来，先生の意味を継いで核融合エネルギーの実現に貢献できるよう頑張りたいと思います．ありがとうございました．

小川研と岡野研のみなさんには日常の生活にあたって快適で退屈しない環境を作ってください非常にありがたく思います．特に，博士1年の内島健一朗さん，修士2年の，三善悠矢くん，牧野航くん，伊藤政範くんは同期としていつも議論や興味深い話をしていただき，非常に有意義な学生生活を送ることができました．ありがとうございました．

付録A章 ラジアルビルド計算

```
pai=3.141592653589793238  !円周率
iii=0
LftcR=LftcR
LftcAlSn=LftcAlSn
k_ax=k_ax
    T0=T0
    Ta=Ta
    Vlim=Vlim
    Sm=Sm
    N1=N1
    Rcs=Rcs
    d1=d1
a=coila
    d2=d2
iSH=iSH
oSH=oSH
SOL=SOL
AM=AM
    IO=IO
    td=td
R0=R0
Port = Port

c      do 300 j=0,1
c      a=a1(j)
c      do 200 l=0,13
if (LftcR == 0)then
R0=Rcs+d2+a+d1+iSH+SOL+AM
else if (LftcR == 1) then
if (R0-(d2+a+d1+iSH+SOL+AM) > 0) then
R0=R0
Rcs=R0-(d2+a+d1+iSH+SOL+AM)
else
open(1,file="coil.txt")
write(1,*) "Error 大半径と各領域の入力値が整合していません"
close(1)
```

```

close(6)
write(6,*) "Error 大半径と各領域の入力値が整合していません"
stop
go to 200
end if
else
open(1,file="coil.txt")
write(1,*) "Error R0 のフラグ違うよ"
close(1)
      close(6)
write(6,*) "Error R0 のフラグ違うよ"

stop
go to 200
end if
      d1=d1
      d2=d2
iSH=iSH
oSH=oSH
D=(iSH+2*(AM+SOL)+oSH+a+(0.5d0*(a+((d1+d2)*0.5d0)/
      &(tan(pai/N1))))*Port))
      H=20.8d0/13.1d0*D

```


付録B章 CSコイル計算

C コイル計算出力CSも

```
Subroutine coiloutput(R0,AM,Rcs,dcns,Bcs,cli,CIDRIV,CIP,  
    &Zeff,ELL,BARTI,PHIcs,VS,tburn,tburn2)  
REAL*8 pai,myu0,CEjima,R0,AM,Rcs,dcns,Bcs,dcns,  
    &cli,Lp,CIDRIV,T10,Iind,CIP,IP,li  
REAL*8 PHIcs,PHIramp,PHIflattop,VS,tburn,tburn2  
REAL*8 Zeff,Gnc,ELL,k,BARTI
```

!初期値

```
pai=3.141592653589793238  
myu0=pai*4d-7  
CEjima=0.4  
R0=R0  
a0=AM
```

```
Rcs=Rcs  
dcns=dcns  
dcns=Rcs*dcns  
Bcs=Bcs
```

```
li=cli  
Lp=0  
Ip=CIDRIV  
Iind=CIP/1.0d6 !MA
```

PHIramp=0 !V/s

```
PHIcs=0 !V/s  
VS=0 !倍  
PHIflattop=0 !V/s  
tburn=0 !sec  
k=ELL  
Zeff=Zeff  
T10=BARTI/10 !/10keV  
Gnc=4.3d0-(0.6d0*(R0/a0))
```

```

!計算開始
PHIcs=2.0d0*pai*Bcs*(Rcs**2-(dcs**2/6.0d0))
Lp=myu0*R0*(log(8.0d0*R0/a0)+li/2.0d0-2.0d0)
PHI ramp=Lp*Ip+CEjima*myu0*R0*Ip+10.0d0
PHI flat top=2.15d-3*Zeff*Gnc*((Iind*R0)/(k*a0**2*T10**1.5)) ! 1 秒当たり
VS=PHIcs/PHI ramp

if (Iind == 0) then
  tburn=0
  tburn2=0
else
  if (VS > 1) then
    tburn=(PHIcs-PHI ramp)/PHI flat top
  else
    tburn=0
  end if
  tburn2=PHIcs/PHI flat top
end if

open(1,file="coil.txt",access='append')
write(1,101) Rcs,dcs,Bcs,li,Lp,PHIcs,PHI ramp,VS,PHI flat top,
  &tburn,tburn2
c write(1,*) BARTI,Ip,Iind
write(6,101) Rcs,dcs,Bcs,li,Lp,PHIcs,PHI ramp,VS,PHI flat top,
  &tburn,tburn2
101 format(/,
  &' -----***CScoil 磁束量***-----',
  &,/, ' Rcs='F9.3,1x, 'dcs='F9.3,1x, 'Bcs='F9.3,1x, 'li='F9.3,1x,
  &,/, ' Lp='E9.3,1x, ' PHIcs='F9.3,1x, 'PHI ramp='F9.3,1x,
  &,/, ' VS='F9.3,1x, 'PHI flat top='F9.3,1x, 'tburn='F12.2,1x
  &,' tburn flat top='F12.2,1x )
  close(1)
  return
end

```

付録C章 核融合炉概念設計コード出力例

EDGE OF BEAM CURRENT: XMAX= 0.850

JXX= 1 1 1 1 1
FXX= 0.04100 0.00096 0.00004 0.00048 0.00125

=====

MHD PRESSURE LOOP NO. 1

=====

J-ERROR=0.019 AT I= 14, J-LOOP= 9(MAX 198)

J-ERROR=0.020 AT I= 81, J-LOOP= 10(MAX 198)

ALPHA PRESSURE ERROR: DLT MAX= 1.00000

***** JOB NO. 18 *****

LTRAP =1 ; LPITCH=1 ; LALFVN=0 ; LEDIFF=1

LIONTR=1 ; LMULTI=1 ; LBOUNC=1 ; LTEDGE=0 ; LROTAT=3

BT = 6.37 ; R0 = 6.50 ; AM = 2.17 ; ELL = 1.88

DLT P= 0.35 ; LAMDA= 1.00 ; SHIFTO= 0.20 ASP= 0.00

 **INITIAL DATA OF TEBAR=18.00 ; TIBAR=18.00 **

TE0 =30.88 ; TIO =30.88 ; NEO =.110E+21 ; ANO =.000E+00

TEBAR=18.00 ; TIBAR=18.00 ; NEBAR =.800E+20 ; BARDT=.709E+20

BETAT=0.0339 (BETAT-TH=0.0275 ; BETAT-A=0.0015 ; BETAT-B=0.0048)

ZEFF= 1.75; POWTE = 1.00; POWTI = 1.00; POWNE = 0.30

DJDT= 0.0 ; POWTE2= 1.90; POWTI2= 1.90; POWNE2= 2.00

 PEDTE,TE2= 5.0020.00; TESTEP= 0.10

 PEDTI,TI2= 5.0020.00; TISTEP= 0.10

ABLK1, ABLK2= 2.00 3.00; FBLK1, FBLK2= 0.50 0.50

FX= 0.04100 0.00096 0.00004 0.00048 0.00125

MX= 4.0 12.0 16.0 56.0 40.0

ZX= 2.0 6.0 8.0 26.0 18.0

PB=163.5 (MW) ; A= 2.0 ; ZB= 1.0 ; EB= 1.50 (MEV)

NBLINE=2 NO.1(12 3) NO.2(10 3) NO.

1;PB= 82.9; RT= 5.54; W=0.710; Z=0.000,1.731; ANG= 0.000; D= 0.000

 DE=.00E+00 ; WKZ= 8.0 ; XMIN=0.5

```

VROTO=0.100E+03(M/S) ; POWV1= 1.00 ; POWV2= 3.00
2;PB= 80.6; RT= 5.54; W=0.710; Z=1.731,3.461; ANG= 0.000; D= 0.000
DE=.00E+00 ; WKZ= 8.0 ; XMIN=0.5
VROTO=0.100E+03(M/S) ; POWV1= 1.00 ; POWV2= 3.00

----- *** INDUCED CURRENTS (AMP) *** -----
BEAM =0.881E+07 ; BOOTSTRAP=0.862E+07 ; OHMIC=0.000E+00 ; CINEGA=0.000E+00
LHRF =0.000E+00 ; ENHANCED =0.000E+00 ; ALPHA=0.000E+00 TOTAL=0.174E+08
; IP(MHD) =0.174E+08 ; FBS=0.494 (<MYU*>=0.232E-03) (MYU*95%=0.454E-02)
QPSI(MHD)= 4.02 ;(NET)= 3.97 Q0(MHD)= 2.80 ;(NET)= 3.12 ; QMIN= 2.75
BETAP =1.203 ( BETAP TH=0.979 ; BETAP A=0.054 ; BETAP B=0.170 )
Beta-N =2.681 (= Beta-t*a*Bt/Ip) NE/NGW =0.677 (GW Density Limit)
----- *** RF AND INJECTED POWER (WATTS) *** -----
BEAM =0.163E+09 ; RF TO BEAM =0.000E+00 ; RF TO ALPHA=0.000E+00
TOTAL(NB)=0.163E+09 ; EXT.PWR(NB)=0.164E+09 (LH)=0.000E+00
FS2=0.0017 ; FS=0.0008 ; TAUS=0.708E+01

----- *** FUSION OUTPUT AND CD EFFICIENCY*** -----
OUTPUT=0.182E+10(W) ; P-DD=0.405E+07(W) ; P-TCT(DT)=0.658E+08(W)
I/P(NB)=0.0539(A/M) ; I*NE*R/P(NB)=0.281 ; Q= 11.1 ; Q-ELC= 2.9
GEN OUTPUT= 843.428(MW) ELCINT= 57.214(MW) TRANS OUTPUT= 513.713(MW)
I/P(LH)=0.000 ; I/P(OVERALL)=0.107 ; I*NE*R/P(OVERALL)=0.555

-----***CScoil 磁束量***-----
Rcs= 1.633 dcs= 0.408 Bcs= 13.000 li= 0.640
Lp=0.122E-04 PHICS= 215.550 PHIramp= 280.204
VS= 0.769 PHIflattp= 0.000 tburn= 0.00
----- *** NEUTRON WALL LOAD *** -----
PWALL= 2.173(MW/M**2) DT= 2.1711 DD= 0.0022
AREA= 827.81(M**2) ; DDNRAT= 0.0057 ; DDTRAT= 0.0051

=====
# MHD PRESSURE LOOP NO. 2 #
=====
1.098381511153000E+020 0.269575226929492
J-ERROR=0.019 AT I= 30, J-LOOP= 7(MAX 198)
J-ERROR=0.019 AT I= 73, J-LOOP= 7(MAX 198)
ALPHA PRESSURE ERROR: DLT MAX= 2.36232

***** JOB NO. 18 *****
LTRAP =1 ; LPITCH=1 ; LALFVN=0 ; LEDIFF=1
LIONTR=1 ; LMULTI=1 ; LBOUNC=1 ; LTEDGE=0 ; LROTAT=3
BT = 6.37 ; RO = 6.50 ; AM = 2.17 ; ELL = 1.88

```

```

DLT P= 0.35 ; LAMDA= 1.00 ; SHIFTO= 0.20 ASP= 3.00
  **INITIAL DATA OF TEBAR=18.00 ; TIBAR=18.00 **
TEO  =30.88 ; TIO  =30.88 ; NEO   =.125E+21 ; ANO   =.000E+00
TEBAR=18.00 ; TIBAR=18.00 ; NEBAR =.908E+20 ; BARDT=.804E+20
BETAT=0.0394 ( BETAT-TH=0.0313 ; BETAT-A=0.0038 ; BETAT-B=0.0044 )

ZEFF= 1.75; POWTE = 1.00; POWTI = 1.00; POWNE = 0.30
DJDT= 0.0 ; POWTE2= 1.90; POWTI2= 1.90; POWNE2= 2.00
      PEDTE,TE2= 5.0020.00; TESTEP= 0.10
      PEDTI,TI2= 5.0020.00; TISTEP= 0.10
ABLK1, ABLK2= 2.00 3.00; FBLK1, FBLK2= 0.50 0.50
FX= 0.04100 0.00096 0.00004 0.00048 0.00125
MX=   4.0   12.0   16.0   56.0   40.0
ZX=   2.0    6.0    8.0   26.0   18.0

PB=172.9 (MW) ; A= 2.0 ; ZB= 1.0 ; EB= 1.50 (MEV)
NBLINE=2 NO.1( 12 3) NO.2( 10 3) NO.
1;PB= 95.9; RT= 5.54; W=0.710; Z=0.000,1.731; ANG= 0.000; D= 0.000
  DE=.00E+00 ; WKZ= 8.0 ; XMIN=0.5
  VROTO=0.100E+03(M/S) ; POWV1= 1.00 ; POWV2= 3.00
2;PB= 77.0; RT= 5.54; W=0.710; Z=1.731,3.461; ANG= 0.000; D= 0.000
  DE=.00E+00 ; WKZ= 8.0 ; XMIN=0.5
  VROTO=0.100E+03(M/S) ; POWV1= 1.00 ; POWV2= 3.00

----- *** INDUCED CURRENTS (AMP) *** -----
BEAM =0.762E+07 ; BOOTSTRAP=0.981E+07 ; OHMIC=0.000E+00 ; CINEGA=0.000E+00
LHRF =0.000E+00 ; ENHANCED =0.000E+00 ; ALPHA=0.000E+00 TOTAL=0.174E+08
; IP(MHD) =0.174E+08 ; FBS=0.563 (<MYU*>=0.264E-03) (MYU*95%=0.515E-02)
QPSI(MHD)= 4.02 ;(NET)= 3.97 Q0(MHD)= 2.80 ;(NET)= 3.17 ; QMIN= 2.79
BETAP =1.401 ( BETAP TH=1.110 ; BETAP A=0.135 ; BETAP B=0.156 )
Beta-N =3.122 (= Beta-t*a*Bt/Ip)      NE/NGW =0.768 (GW Density Limit)
----- *** RF AND INJECTED POWER (WATTS) *** -----
BEAM =0.173E+09 ; RF TO BEAM =0.000E+00 ; RF TO ALPHA=0.000E+00
TOTAL(NB)=0.173E+09 ; EXT.PWR(NB)=0.173E+09 (LH)=0.000E+00
FS2=0.0007 ; FS=0.0003 ; TAUS=0.813E+01

----- *** FUSION OUTPUT AND CD EFFICIENCY*** -----
OUTPUT=0.232E+10(W) ; P-DD=0.458E+07(W) ; P-TCT(DT)=0.687E+08(W)
I/P(NB)=0.0441(A/M) ; I*NE*R/P(NB)=0.260 ; Q= 13.4 ; Q-ELC= 3.5
GEN OUTPUT= 1066.059(MW) ELCINT= 68.845(MW) TRANS OUTPUT= 709.077(MW)
I/P(LH)=0.000 ; I/P(OVERALL)=0.101 ; I*NE*R/P(OVERALL)=0.596

-----***CScoil 磁束量***-----

```

```

Rcs=    1.633 dcs=    0.408 Bcs=    13.000 li=    0.640
Lp=0.122E-04 PHICS=  215.550 PHIRAMP=  280.204
VS=    0.769 PHIFLATTOP=    0.000 tburn=    0.00
----- *** NEUTRON WALL LOAD *** -----
PWALL=  2.779(MW/M**2) DT=  2.7766 DD=  0.0024
AREA=   827.81(M**2) ; DDNRAT= 0.0051 ; DDTRAT= 0.0045

```

以下 50 回までループで計算を行い収束を図る

```

=====
#      MHD PRESSURE LOOP NO.49      #
=====
J-ERROR=0.017 AT I= 29, J-LOOP=    1(MAX  198)
J-ERROR=0.012 AT I= 73, J-LOOP=  166(MAX  198)
ALPHA PRESSURE ERROR: DLT MAX=    0.00001

***** JOB NO.  18 *****
LTRAP =1 ; LPITCH=1 ; LALFVN=0 ; LEDIFF=1
LIONTR=1 ; LMULTI=1 ; LBOUNC=1 ; LTEDGE=0 ; LROTAT=3
BT   = 6.37 ; RO   = 6.50 ; AM   = 2.17 ; ELL  = 1.88
DLT P= 0.35 ; LAMDA= 1.00 ; SHIFTO= 0.20 ASP= 3.00
  **INITIAL DATA OF TEBAR=18.00 ; TIBAR=18.00 **
TEO  =30.88 ; TIO  =40.01 ; NEO  =.111E+21 ; ANO  =.000E+00
TEBAR=18.00 ; TIBAR=23.32 ; NEBAR =.810E+20 ; BARDT=.718E+20
BETAT=0.0464 ( BETAT-TH=0.0319 ; BETAT-A=0.0100 ; BETAT-B=0.0045 )

ZEFF= 1.73; POWTE = 1.00; POWTI = 1.00; POWNE = 0.30
DJDT= 0.0 ; POWTE2= 1.90; POWTI2= 1.90; POWNE2= 2.00
      PEDTE,TE2= 5.0020.00; TESTEP= 0.10
      PEDTI,TI2= 5.0020.00; TISTEP= 0.10
ABLK1, ABLK2= 2.00 3.00; FBLK1, FBLK2= 0.50 0.50
FX= 0.04100 0.00096 0.00004 0.00048 0.00125
MX=    4.0    12.0    16.0    56.0    40.0
ZX=    2.0     6.0     8.0    25.2    17.9

PB=155.7 (MW) ; A= 2.0 ; ZB= 1.0 ; EB= 1.50 (MEV)
NBLINE=2 NO.1( 12  3) NO.2( 10  3) NO.
1;PB= 80.5; RT= 5.54; W=0.710; Z=0.000,1.731; ANG=  0.000; D=  0.000
  DE=.00E+00 ; WKZ= 8.0 ; XMIN=0.5
  VROTO=0.759E+05(M/S) ; POWV1= 1.00 ; POWV2= 3.00
2;PB= 75.2; RT= 5.54; W=0.710; Z=1.731,3.461; ANG=  0.000; D=  0.000
  DE=.00E+00 ; WKZ= 8.0 ; XMIN=0.5
  VROTO=0.759E+05(M/S) ; POWV1= 1.00 ; POWV2= 3.00

```

```

----- *** INDUCED CURRENTS (AMP) *** -----
BEAM =0.822E+07 ; BOOTSTRAP=0.921E+07 ; OHMIC=0.000E+00 ; CINEGA=0.000E+00
LHRF =0.000E+00 ; ENHANCED =0.000E+00 ; ALPHA=0.000E+00 TOTAL=0.174E+08
; IP(MHD) =0.174E+08 ; FBS=0.528 (<MYU*>=0.235E-03) (MYU*95%=0.459E-02)
QPSI(MHD)= 4.02 ;(NET)= 3.97 Q0(MHD)= 2.80 ;(NET)= 3.12 ; QMIN= 2.76
BETAP =1.647 ( BETAP TH=1.132 ; BETAP A=0.357 ; BETAP B=0.159 )
Beta-N =3.670 (= Beta-t*a*Bt/Ip) NE/NGW =0.685 (GW Density Limit)
----- *** RF AND INJECTED POWER (WATTS) *** -----
BEAM =0.155E+09 ; RF TO BEAM =0.000E+00 ; RF TO ALPHA=0.000E+00
TOTAL(NB)=0.155E+09 ; EXT.PWR(NB)=0.156E+09 (LH)=0.000E+00
FS2=0.0018 ; FS=0.0008 ; TAUS=0.710E+01

----- *** FUSION OUTPUT AND CD EFFICIENCY*** -----
OUTPUT=0.245E+10(W) ; P-DD=0.467E+07(W) ; P-TCT(DT)=0.628E+08(W)
I/P(NB)=0.0528(A/M) ; I*NE*R/P(NB)=0.278 ; Q= 15.7 ; Q-ELC= 4.0
GEN OUTPUT= 1113.675(MW) ELCINT= 71.176(MW) TRANS OUTPUT= 782.948(MW)
I/P(LH)=0.000 ; I/P(OVERALL)=0.112 ; I*NE*R/P(OVERALL)=0.590

-----***CScoil 磁束量***-----
Rcs= 1.633 dcs= 0.408 Bcs= 13.000 li= 0.640
Lp=0.122E-04 PHICS= 215.550 PHIRAMP= 280.204
VS= 0.769 PHIFLATTOP= 0.000 tburn= 0.00
----- *** NEUTRON WALL LOAD *** -----
PWALL= 2.927(MW/M**2) DT= 2.9248 DD= 0.0025
AREA= 827.81(M**2) ; DDNRAT= 0.0049 ; DDTRAT= 0.0044
0----- *** POWER BALANCE *** -----
TINEW= 23.320(KEV) ; TAUE-I= 25.976 ; TAUE-EL= 0.945 ; TAU(EI)= 0.487
TAUKGL,TAUE,TAUKGH= 0.804 1.236 1.603 TAUE/TAUKGL = 1.538
TAU89L,TAUE,TAU98H= 0.767 1.236 1.143 TAUE/TAU89L,98H= 1.612 1.082
PLASMA VOLUME:1138.94(M**3)
NB-DOT: 0.568E+18(1/SEC M**3) NB-DOT*TAUE: 0.702E+18(1/M**3)
TAUPMAX: 0.982E+02(*TAUE)
PRAD(TOT,1-5): 0.359E+08 0.000E+00 0.808E+06 0.694E+05
0.185E+08 0.165E+08
P-BRAMS= 0.170E+08 ; P-SYNC= 0.740E+08 ; RSYN= 0.800
P-SYNC(NET)= 0.331E+08
VROTAV=0.424E+05 ; TAUR0T= 0.6182 ; TAURTO= 2.0000 ; FTAURT= 0.5
-----
JXX= 1 1 1 1 1
FXX= 0.04100 0.00096 0.00004 0.00048 0.00125

=====

```

```

#      MHD PRESSURE LOOP NO.50      #
=====
J-ERROR=0.017 AT I= 29, J-LOOP=   1(MAX  198)
J-ERROR=0.012 AT I= 73, J-LOOP= 166(MAX  198)
ALPHA PRESSURE ERROR: DLT MAX=   0.00001

***** JOB NO.  18 *****
LTRAP =1 ; LPITCH=1 ; LALFVN=0 ; LEDIFF=1
LIONTR=1 ; LMULTI=1 ; LBOUNC=1 ; LTEDGE=0 ; LROTAT=3
BT   = 6.37 ; R0   = 6.50 ; AM    = 2.17 ; ELL  = 1.88
DLT P= 0.35 ; LAMDA= 1.00 ; SHIFTO= 0.20 ASP= 3.00
  **INITIAL DATA OF TEBAR=18.00 ; TIBAR=18.00 **
TE0  =30.88 ; TIO  =40.01 ; NEO   =.111E+21 ; AN0  =.000E+00
TEBAR=18.00 ; TIBAR=23.32 ; NEBAR =.810E+20 ; BARDT=.718E+20
BETAT=0.0464 ( BETAT-TH=0.0319 ; BETAT-A=0.0100 ; BETAT-B=0.0045 )

ZEFF= 1.73; POWTE = 1.00; POWTI = 1.00; POWNE = 0.30
DJDT= 0.0 ; POWTE2= 1.90; POWTI2= 1.90; POWNE2= 2.00
      PEDTE,TE2= 5.0020.00; TESTEP= 0.10
      PEDTI,TI2= 5.0020.00; TISTEP= 0.10
ABLK1, ABLK2= 2.00 3.00; FBLK1, FBLK2= 0.50 0.50
FX= 0.04100 0.00096 0.00004 0.00048 0.00125
MX=   4.0   12.0   16.0   56.0   40.0
ZX=   2.0    6.0    8.0   25.2   17.9

PB=155.7 (MW) ; A= 2.0 ; ZB= 1.0 ; EB= 1.50 (MEV)
NBLINE=2 NO.1( 12  3) NO.2( 10  3) NO.
1;PB= 80.5; RT= 5.54; W=0.710; Z=0.000,1.731; ANG=  0.000; D=  0.000
  DE=.00E+00 ; WKZ= 8.0 ; XMIN=0.5
  VROTO=0.759E+05(M/S) ; POWV1= 1.00 ; POWV2= 3.00
2;PB= 75.2; RT= 5.54; W=0.710; Z=1.731,3.461; ANG=  0.000; D=  0.000
  DE=.00E+00 ; WKZ= 8.0 ; XMIN=0.5
  VROTO=0.759E+05(M/S) ; POWV1= 1.00 ; POWV2= 3.00

----- *** INDUCED CURRENTS (AMP) *** -----
BEAM =0.822E+07 ; BOOTSTRAP=0.921E+07 ; OHMIC=0.000E+00 ; CINEGA=0.000E+00
LHRF =0.000E+00 ; ENHANCED =0.000E+00 ; ALPHA=0.000E+00 TOTAL=0.174E+08
; IP(MHD) =0.174E+08 ; FBS=0.528 (<MYU*>=0.235E-03) (MYU*95%=0.459E-02)
QPSI(MHD)= 4.02 ;(NET)= 3.97 Q0(MHD)= 2.80 ;(NET)= 3.12 ; QMIN= 2.76
BETAP =1.647 ( BETAP TH=1.132 ; BETAP A=0.357 ; BETAP B=0.159 )
Beta-N =3.670 (= Beta-t*a*Bt/Ip)      NE/NGW =0.685 (GW Density Limit)
----- *** RF AND INJECTED POWER (WATTS) *** -----
BEAM =0.155E+09 ; RF TO BEAM =0.000E+00 ; RF TO ALPHA=0.000E+00

```


TOTAL(NB)=0.155E+09 ; EXT.PWR(NB)=0.156E+09 (LH)=0.000E+00
FS2=0.0018 ; FS=0.0008 ; TAUS=0.710E+01

----- *** FUSION OUTPUT AND CD EFFICIENCY*** -----

OUTPUT=0.245E+10(W) ; P-DD=0.467E+07(W) ; P-TCT(DT)=0.628E+08(W)
I/P(NB)=0.0528(A/M) ; I*NE*R/P(NB)=0.278 ; Q= 15.7 ; Q-ELC= 4.0
GEN OUTPUT= 1113.675(MW) ELCINT= 71.176(MW) TRANS OUTPUT= 782.948(MW)
I/P(LH)=0.000 ; I/P(OVERALL)=0.112 ; I*NE*R/P(OVERALL)=0.590

-----***CScoil 磁束量***-----

Rcs= 1.633 dcs= 0.408 Bcs= 13.000 li= 0.640
Lp=0.122E-04 PHICS= 215.550 PHIRAMP= 280.204
VS= 0.769 PHIFLATTOP= 0.000 tburn= 0.00

----- *** NEUTRON WALL LOAD *** -----

PWALL= 2.927(MW/M**2) DT= 2.9248 DD= 0.0025
AREA= 827.81(M**2) ; DDNRAT= 0.0049 ; DDTRAT= 0.0044

0----- *** POWER BALANCE *** -----

TINEW= 23.320(KEV) ; TAUE-I= 25.976 ; TAUE-EL= 0.945 ; TAU(EI)= 0.487
TAUKGL,TAUE,TAUKGH= 0.804 1.236 1.603 TAUE/TAUKGL = 1.538
TAU89L,TAUE,TAU98H= 0.767 1.236 1.143 TAUE/TAU89L,98H= 1.612 1.082
PLASMA VOLUME:1138.94(M**3)
NB-DOT: 0.568E+18(1/SEC M**3) NB-DOT*TAUE: 0.702E+18(1/M**3)
TAUPMAX: 0.982E+02(*TAUE)
PRAD(TOT,1-5): 0.359E+08 0.000E+00 0.808E+06 0.694E+05
0.185E+08 0.165E+08
P-BRAMS= 0.170E+08 ; P-SYNC= 0.740E+08 ; RSYN= 0.800
P-SYNC(NET)= 0.331E+08
VROTAV=0.424E+05 ; TAUR0T= 0.6182 ; TAURTO= 2.0000 ;
FTAURT= 0.5

JXX= 1 1 1 1 1
FXX= 0.04100 0.00096 0.00004 0.00048 0.00125
PB= 163.50 172.88 173.89 172.65 172.21
PB= 172.23 172.27 172.44 172.28 172.14
PB= 164.02 161.51 160.61 159.47 158.51
PB= 157.80 157.27 156.85 156.55 156.36
PB= 156.23 156.14 156.05 155.96 155.89
PB= 155.84 155.80 155.76 155.74 155.72
PB= 155.71 155.70 155.70 155.69 155.68
PB= 155.68 155.68 155.70 155.73 155.73
PB= 155.73 155.73 155.73 155.73 155.73
PB= 155.73 155.73 155.73 155.73 155.73

付録D章 コイル設計出力例

clear

-1006003947.30681	0.0000000000000000E+000	345188132.543248
-907301382.657836	-98702564.6489728	345188132.543248
-835037920.385491	-170966026.921318	345188132.543248
-780549484.626265	-225454462.680544	345188132.543248
-738450748.514782	-267553198.792027	345188132.543248
-705251517.679825	-300752429.626984	345188132.543248

-----***TFcoil 磁束量***-----

1 0	k_ax=	0.000	T0=	5.000	Ta=	250.000	Vlim=	20.000
Sm=	800.000	R0=	6.500	AM=	2.167	Rcs=	1.633	
N1=	15.000	d1=	0.100					
iSH=	1.400	OSH=	1.400	SOL=	0.100	a=	1.000	
D=	9.804	H=	15.567	Port=	2.000	IO=	100.000	td= 0.500
R1=	2.233	N2=150	Nt=	2250.000	It=	225.000		
Bmax=	16.465	Bt=	6.923					
Et=	110.101	Lt=	22.020	Jopd(Bmax)=	275.110			
tau=	7.340	Ain=	1.403	Acl=	1.013	Asm=	0.818	
Acu=	1.249							
Ast=	9.548	sigmem=	1014.005	sigpar=1215.919	Wtotal=	5439.400		
-179798899.537480		0.0000000000000000E+000				72612312.0139261		
-162158200.857399		-17640698.6800818				72612312.0139261		
-149242852.932453		-30556046.6050273				72612312.0139261		
-139504361.534626		-40294538.0028545				72612312.0139261		
-131980229.601518		-47818669.9359620				72612312.0139261		
-126046669.215800		-53752230.3216804				72612312.0139261		

-----***TFcoil 磁束量***-----

1 0	k_ax=	0.000	T0=	5.000	Ta=	250.000
Vlim=	20.000	Sm=	800.000	R0=	6.500	AM= 2.167
Rcs=	1.633	N1=	15.000	d1=	0.100	
iSH=	1.400	OSH=	1.400	SOL=	0.100	a= 1.000
D=	9.804	H=	15.567	Port=	2.000	IO= 100.000
td=	0.500					
R1=	2.233	N2= 75	Nt=	1125.000	It=	112.500
Bmax=	8.233	Bt=	3.462			

```

Et=      27.525  Lt=      5.505  Jopd(Bmax)=    1175.208
tau=     1.835  Ain=      1.403  Acl=      0.247  Asm=      0.096
Acu=      0.409
Ast=     11.876 sigmem=    190.526 sigpar= 225.068 Wtotal=    5654.864
-450379626.810105      0.0000000000000000E+000    171214227.732506
-406191306.922482      -44188319.8876230          171214227.732506
-373839553.972254      -76540072.8378518          171214227.732506
-349445533.025910      -100934093.784196          171214227.732506
-330598277.893536      -119781348.916570          171214227.732506
-315735257.491022      -134644369.319083          171214227.732506

```

TF コイルは二分法により構造材の許容応力以下で最大の磁場強度となる設計条件を求める。
以下収束するまでループとなる。

```

-----***TFcoil 磁束量***-----
1 0 k_ax=      0.000  T0=      5.000  Ta=      250.000
Vlim=     20.000  Sm=     800.000  R0=      6.500  AM=      2.167
Rcs=      1.633  N1=     15.000  d1=      0.100
iSH=      1.400  OSH=      1.400  SOL=      0.100  a=      1.000
D=      9.804  H=     15.567  Port=      2.000  I0=     100.000
td=      0.500
R1=      2.233  N2=139  Nt=    2085.000  It=     208.500
Bmax=     15.258  Bt=      6.415
Et=     94.545  Lt=     18.909  Jopd(Bmax)=    386.872  tau=     6.303
Ain=      1.403  Acl=      0.820  Asm=      0.539  Acu=      1.134
Ast=     10.134 sigmem=    809.173 sigpar= 966.992 Wtotal=    5493.257
-777536628.590665      0.0000000000000000E+000    277951796.162567
-701249791.391001      -76286837.1996646          277951796.162567
-645397635.963630      -132138992.627035          277951796.162567
-603283730.992553      -174252897.598113          277951796.162567
-570745777.804912      -206790850.785753          277951796.162567
-545086218.432087      -232450410.158578          277951796.162567

```

```

-----***TFcoil 磁束量***-----
1 0 k_ax=      0.000  T0=      5.000  Ta=      250.000
Vlim=     20.000  Sm=     800.000  R0=      6.500  AM=      2.167
Rcs=      1.633  N1=     15.000  d1=      0.100
iSH=      1.400  OSH=      1.400  SOL=      0.100  a=      1.000
D=      9.804  H=     15.567  Port=      2.000  I0=     100.000
td=      0.500
R1=      2.233  N2=138  Nt=    2070.000  It=     207.000
Bmax=     15.148  Bt=      6.369
Et=     93.189  Lt=     18.638  Jopd(Bmax)=    397.790

```

```

tau=    6.213  Ain=    1.403  Acl=    0.805  Asm=    0.520
Acu=    1.123
Ast=    10.179 sigmem=    793.155 sigpar= 947.596 Wtotal=    5497.400

```

-----***TFcoil 磁束量***-----

```

1 0 k_ax=    0.000  T0=    5.000  Ta=    250.000
Vlim=    20.000  Sm=    800.000  R0=    6.500  AM=    2.167
Rcs=    1.633  N1=    15.000  d1=    0.100
iSH=    1.400  OSH=    1.400  SOL=    0.100  a=    1.000
D=    9.804  H=    15.567  Port=    2.000  I0=    100.000
td=    0.500
R1=    2.233  N2=138  Nt=    2070.000  It=    207.000
Bmax=    15.148  Bt=    6.369
Et=    93.189  Lt=    18.638  Jopd(Bmax)=    397.790
tau=    6.213  Ain=    1.403  Acl=    0.805  Asm=    0.520
Acu=    1.123
Ast=    10.179 sigmem=    793.155 sigpar= 947.596 Wtotal=    5497.400

```

CS コイルはプラズマ物理計算が終わった後に最後に計算される .

-----***CScoil 磁束量***-----

```

Rcs=    1.633  dcs=    0.408  Bcs=    13.000  li=    0.640
Lp=0.122E-04  PHICS= 215.550  PHIramp= 280.204
VS=    0.769  PHIflatop=    0.000  tburn=    0.00

```


修論に関する学会発表や学会誌掲載などの リスト

古谷晃，岡野邦彦，小川雄一，中村誠，日渡良爾， Following Injection torus によるエネルギー増倍率の計算，プラズマ・核融合学会 第 27 回年会 発表番号 02P92，2010 年 11 月

古谷晃，三善悠矢，宇藤裕康，岡野邦彦，小川雄一， Power plant performance optimization of tokamak fusion reactor with design codes，プラズマ・核融合学会 第 28 回年会 発表番号 24D12，2011 年 11 月