

JAERI-Research
97-004



核融合炉の経済性改善に対する一考察
改良型SSTR (A-SSTR)

1997年2月

菊池 满

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越しください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken, 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1997

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷(株)

核融合炉の経済性改善に対する一考察
改良型S S T R (A - S S T R)

日本原子力研究所那珂研究所炉心プラズマ研究部
菊池 満

(1997年1月14日受理)

核融合炉がわが国のエネルギー原発として定着するためには、発電原発として利用するユーザー側の立場に立った原発設計が要求される。本論文では、ユーザーサイドからみた核融合炉の成立条件を考察する。特に、最大の課題である既存エネルギー源に対する経済的な競合性を満たす条件として30万円／kWeという低い建設単価を設定し、その実現のためには核融合炉原発はどのような形態をもつべきかということを論ずる。また、1990年に提案した定常トカマク型核融合炉S S T Rの概念検討に基づいて、核融合炉の経済的競合性を改善するための技術課題、設計の改善と原発設計の概要について述べる。

An Economical Consideration of Fusion Reactor Advanced SSTR (A-SSTR)

Mitsuru KIKUCHI

Department of Fusion Plasma Research
Naka Fusion Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received January 14, 1997)

A "Needs-pull" or user-oriented plant design is required for the fusion reactor to be a viable energy plant in this country. Necessary conditions for the fusion reactor are considered from the user's view point. Especially, a low construction cost per kWe of 300kyen/kWe is set as a target of the commercial fusion reactor. And a possible form of the fusion power plant is discussed. Technical issues, design improvements and the plant overview to improve economical competitiveness of fusion reactor are described based on the concept study of the steady state tokamak reactor established in 1990.

Keywords: Fusion Reactor, Economical Competitiveness, User Side, Plant

目 次

1. はじめに	1
2. ユーザー側から見た必要条件	1
3. 改良沸騰水型軽水炉プラント〔8〕	2
4. 比較対象としてのSSTRプラント	3
5. A-SSTRのコストバランス	4
6. A-SSTRの設計パラメータ〔9〕	7
7. 炉心プラズマ技術開発	9
8. 工学技術開発	9
9. A-SSTRプラント	11
10. まとめ	13
謝 辞	13
参考文献	14

Contents

1. Introduction	1
2. Necessary Conditions from User Point of View	1
3. Advanced Boiling Water Reactor Plant	2
4. SSTR Plant as a Reference	3
5. Cost Balance of A-SSTR	4
6. Design Parameters of A-SSTR	7
7. Physics R&D Issues	9
8. Technical R&D Issues	9
9. A-SSTR Plant	11
10. Summary	13
Acknowledgement	13
References	14

1. はじめに

トカマクにおける高い自発電流率（全電流の80%）の実現[1]は、プラズマ電流の大部分を自発電流で流す定常トカマク炉SSTRの概念[2]を生みだし、それに基づいて原型炉概念としてのSSTR炉の概念検討[3]が進められた。SSTRは、原型炉のミッションである発電実証を行うことを想定し近未来に実現可能な技術を基礎として設計を行ったものである。

この概念検討によると108万kWの発電プラントであるSSTRの建設費は、民間企業が建設する場合7200億円に達し建設単価で66.7万円/kWeとなり、軽水炉の建設単価のほぼ倍と見積もられた。運転維持費と燃料費（プランケット交換費）を抑えることにより、発電単価として16円/kWhが可能であるとしている。また、この発電単価は、化石燃料の高騰による燃料費の増加や二酸化炭素放出抑制による建設コストの増加によって将来有りうる火力発電単価の増加を考慮すると、市場化が可能なレベルであるとしている[4]。この炉概念は、開発にあたっている現場の研究者が提供した「SEEDS PUSH」段階の核融合炉概念である。

一方、平山氏[5]が指摘しているように、新技術としての核融合発電が競合する現技術に並んで（もしくは、打ち勝つ）実用化され社会に定着するには、現技術に比べて経済性が同等以上であると同時に、ユーザー（電力会社）から見て旧技術に優る魅力がなければならない。これが、核融合炉設計において経済性と安全性が重視される大きな理由となっている。

ユーザー（電力会社）から見ても魅力的な核融合炉概念が構築できたときに初めてユーザー主導型「NEEDS PULL」の開発段階を迎えることができる。もっとも、「NEEDS」自身が、エネルギーに対する社会情勢の変化によって変動することにも留意する必要がある。

このような観点から、経済性実証を目指した核融合実証炉の設計においてはユーザーから見たNEEDS PULL段階への移行に必要な核融合炉の条件を明確に認識する必要がある。

2. ユーザ側から見た必要条件

核融合炉に限らず発電システムの必要条件は、経済性、安全性、信頼性に要約される。さらに米国電力研究所（EPR）でのかつての検討[6]によると、プラント建設費、事故災害に対する財務責任、許認可の容易さ、稼働率、建設期間、立地の容易さ、廃棄物処理、運転・保守の容易さ、燃・材料の入手可能性等が重要な項目として挙げられている。

最近のカルフォルニア大学を中心とした米国の評価[7]では、以下の10項目が条件として提示されている。

- 1) 他の利用可能な発電システムに対して価格面で優位性を持つこと。
- 2) 許認可手続きが容易なこと。
- 3) 公衆避難が不要なこと。
- 4) 高レベル放射性廃棄物が発生しないこと。
- 5) 高信頼性、高稼働率で安定に電力が供給できること。
- 6) 局地的にも大域的にも大気影響が無いこと。
- 7) サイト内で燃料サイクルが閉じること。
- 8) 燃料の入手が容易であること。
- 9) 負荷追従が可能であること。
- 10) サイズがある程度可変であること。

第1の条件については、現在の火力・原子力の発電単価から見て、核融合炉に対し8-10円/kWh程度の発電単価が要求されていることを意味している。

第2の条件に対しては、原子炉の許認可の多重化が炉の安全確保のためになされていること

1. はじめに

トカマクにおける高い自発電流率（全電流の80%）の実現[1]は、プラズマ電流の大部分を自発電流で流す定常トカマク炉SSTRの概念[2]を生みだし、それに基づいて原型炉概念としてのSSTR炉の概念検討[3]が進められた。SSTRは、原型炉のミッションである発電実証を行うことを想定し近未来に実現可能な技術を基礎として設計を行ったものである。

この概念検討によると108万kWの発電プラントであるSSTRの建設費は、民間企業が建設する場合7200億円に達し建設単価で66.7万円/kWeとなり、軽水炉の建設単価のほぼ倍と見積もられた。運転維持費と燃料費（プランケット交換費）を抑えることにより、発電単価として16円/kWhが可能であるとしている。また、この発電単価は、化石燃料の高騰による燃料費の増加や二酸化炭素放出抑制による建設コストの増加によって将来有りうる火力発電単価の増加を考慮すると、市場化が可能なレベルであるとしている[4]。この炉概念は、開発にあたっている現場の研究者が提供した「SEEDS PUSH」段階の核融合炉概念である。

一方、平山氏[5]が指摘しているように、新技術としての核融合発電が競合する現技術に並んで（もしくは、打ち勝って）実用化され社会に定着するには、現技術に比べて経済性が同等以上であると同時に、ユーザー（電力会社）から見て旧技術に優る魅力がなければならない。これが、核融合炉設計において経済性と安全性が重視される大きな理由となっている。

ユーザー（電力会社）から見ても魅力的な核融合炉概念が構築できたときに初めてユーザー主導型「NEEDS PULL」の開発段階を迎えることができる。もっとも、「NEEDS」自身が、エネルギーに対する社会情勢の変化によって変動することにも留意する必要がある。

このような観点から、経済性実証を目指した核融合実証炉の設計においてはユーザーから見たNEEDS PULL段階への移行に必要な核融合炉の条件を明確に認識する必要がある。

2. ユーザ側から見た必要条件

核融合炉に限らず発電システムの必要条件は、経済性、安全性、信頼性に要約される。さらに米国電力研究所（EPR）でのかつての検討[6]によると、プラント建設費、事故災害に対する財務責任、許認可の容易さ、稼働率、建設期間、立地の容易さ、廃棄物処理、運転・保守の容易さ、燃・材料の入手可能性等が重要な項目として列挙されている。

最近のカルフォルニア大学を中心とした米国の評価[7]では、以下の10項目が条件として提示されている。

- 1) 他の利用可能な発電システムに対して価格面で優位性を持つこと。
- 2) 許認可手続きが容易なこと。
- 3) 公衆避難が不要なこと。
- 4) 高レベル放射性廃棄物が発生しないこと。
- 5) 高信頼性、高稼働率で安定に電力が供給できること。
- 6) 局地的にも大域的にも大気影響が無いこと。
- 7) サイト内で燃料サイクルが閉じること。
- 8) 燃料の入手が容易であること。
- 9) 負荷追従が可能であること。
- 10) サイズがある程度可変であること。

第1の条件については、現在の火力・原子力の発電単価から見て、核融合炉に対し8-10円/kWh程度の発電単価が要求されていることを意味している。

第2の条件に対しては、原子炉の許認可の多重化が炉の安全確保のためになされていること

を考えると核融合炉の安全確保が原子炉に比べて容易であることが重要である。また、構造を簡素化し技術審査を容易にすることも重要な要素である。

第3の条件については、核暴走が原理的に有りえない核融合炉においては、トリチウム等の系内の可動性放射性物質を削減することが本質的である。

第4の条件については、将来の世代に対し重荷を負わせないために、廃棄物の大部分は再生利用か廃棄処分が可能である必要がある。

第5の条件については、ディスラプションによる炉停止確率の低減や機器信頼性の向上が望まれるとともに、運転実績の積み重ねによる実証が必要である。

第6の条件については、炭酸ガスや硫黄酸化物を排出しない核分裂、核融合発電にとって有力な利点である。

第7の条件は、トリチウムを自己増殖する核融合固有の利点である。

第8の条件は、海水からのリチウムの回収技術の低価格化などが必要かもしれないもののそれほど困難とは思えない。最近、電気自動車用の充電池としてリチウムイオン電池が注目を浴びており、リチウムの海水からの回収プラントが実用化されれば資源的には問題ないであろう。

第9の条件は、炉の第一壁やダイバータ板に熱サイクルを与えることを除けばHe灰による燃焼度制御によって実現することは可能と思われる。但し、核融合炉の場合ベースロードとして用いることが望ましい。

第10の条件は、14 MeV中性子の遮蔽に1m程度を要し、炉本体の極端なコンパクト化が困難な核融合炉にとっては悩ましい条件であるが、電力単価の増加を許容すれば単機出力は可変である。単機容量が小さい場合には電力単価が増加することは言うまでもない。

本論文では、第1の条件である経済性に関する条件に近づけるためには核融合炉はどのような合理化を行わなければならないかを考察する。

3. 改良沸騰水型軽水炉プラント [8]

本節では、既存の発電システムの例として、発電用軽水炉の最も合理化された炉型の一つである改良沸騰水型軽水炉を例として発電炉の有るべき姿を考察する。図1は、東京電力株式会社の柏崎刈羽原子力発電所の6号、7号機に採用された改良沸騰水型原子炉（A-BWR）の平面図、側面図である。

この原子炉は、6号、7号共に、熱出力393万kW、送電端電気出力136万kWeで、建設費はそれぞれ約4000億円であり（原産新聞平成8年2月1日）、建設単価が約30万円/kWeの最新型軽水炉である。図からわかるように原子炉建家は大きさは、5.6m x 5.9m x 5.8mと極めてコンパクトに設計されている。

原子炉本体の内径は7.1m、高さは21mである。従来から実用化しているサプレッショングループに加え内部循環ポンプ（インターナルポンプ）による合理化を進めている。原子炉格納容器は鉄筋コンクリート製とし、建家との一体性、耐震性の向上を考慮している。設計にあたっては、3次元CADを駆使し配管の合理化等によるコスト削減を徹底している。

原子炉の一次冷却水はタービン建家内に配置されたタービン発電機につながっている。建家の耐震レベルは、原子炉建家が耐震Aクラス、タービン建家が耐震Bクラスである。安全性・信頼性の向上にも留意し、作業員の受ける放射線量の低減や、放射性廃棄物発生量の低減にも努力がなされている。

経済性改善に関わる技術革新としては、建家・構造体の縮小、建設工期の短縮（60ヶ月→48ヶ月）、燃料交換とメインテナンス期間の短縮（68日→55日）がある。また、タービンは二段再熱方式とし、熱効率の改善（33.4%→34.5%）を図っている。

を考えると核融合炉の安全確保が原子炉に比べて容易であることが重要である。また、構造を簡素化し技術審査を容易にすることも重要な要素である。

第3の条件については、核暴走が原理的に有りえない核融合炉においては、トリチウム等の系内の可動性放射性物質を削減することが本質的である。

第4の条件については、将来の世代に対し重荷を負わせないために、廃棄物の大部分は再生利用か廃棄処分が可能である必要がある。

第5の条件については、ディスラプションによる炉停止確率の低減や機器信頼性の向上が望まれるとともに、運転実績の積み重ねによる実証が必要である。

第6の条件については、炭酸ガスや硫黄酸化物を排出しない核分裂、核融合発電にとっては有力な利点である。

第7の条件は、トリチウムを自己増殖する核融合固有の利点である。

第8の条件は、海水からのリチウムの回収技術の低価格化などが必要かもしれないもののそれほど困難とは思えない。最近、電気自動車用の充電池としてリチウムイオン電池が注目を浴びており、リチウムの海水からの回収プラントが実用化されれば資源的には問題ないであろう。

第9の条件は、炉の第一壁やダイバータ板に熱サイクルを与えることを除けばHe灰による燃焼度制御によって実現することは可能と思われる。但し、核融合炉の場合ベースロードとして用いることが望ましい。

第10の条件は、14 MeV中性子の遮蔽に1m程度を要し、炉本体の極端なコンパクト化が困難な核融合炉にとっては悩ましい条件であるが、電力単価の増加を許容すれば単機出力は可変である。単機容量が小さい場合には電力単価が増加することは言うまでもない。

本論文では、第1の条件である経済性に関する条件に近づけるためには核融合炉はどのような合理化を行わなければならないかを考察する。

3. 改良沸騰水型軽水炉プラント [8]

本節では、既存の発電システムの例として、発電用軽水炉の最も合理化された炉型の一つである改良沸騰水型軽水炉を例として発電炉の有るべき姿を考察する。図1は、東京電力株式会社の柏崎刈羽原子力発電所の6号、7号機に採用された改良沸騰水型原子炉（A-BWR）の平面図、側面図である。

この原子炉は、6号、7号共に、熱出力393万kW、送電端電気出力136万kWeで、建設費はそれぞれ約4000億円であり（原産新聞平成8年2月1日）、建設単価が約30万円/kWeの最新型軽水炉である。図からわかるように原子炉建家は大きさは、5.6m x 5.9m x 5.8mと極めてコンパクトに設計されている。

原子炉本体の内径は7.1m、高さは21mである。従来から実用化しているサプレッショングループに加え内部循環ポンプ（インターナルポンプ）による合理化を進めている。原子炉格納容器は鉄筋コンクリート製とし、建家との一体性、耐震性の向上を考慮している。設計にあたっては、3次元CADを駆使し配管の合理化等によるコスト削減を徹底している。

原子炉の一次冷却水はタービン建家内に配置されたタービン発電機につながっている。建家の耐震レベルは、原子炉建家が耐震Aクラス、タービン建家が耐震Bクラスである。安全性・信頼性の向上にも留意し、作業員の受ける放射線量の低減や、放射性廃棄物発生量の低減にも努力がなされている。

経済性改善に関わる技術革新としては、建家・構造体の縮小、建設工期の短縮（60ヶ月→48ヶ月）、燃料交換とメインテナンス期間の短縮（68日→55日）がある。また、タービンは二段再熱方式とし、熱効率の改善（33.4%→34.5%）を図っている。

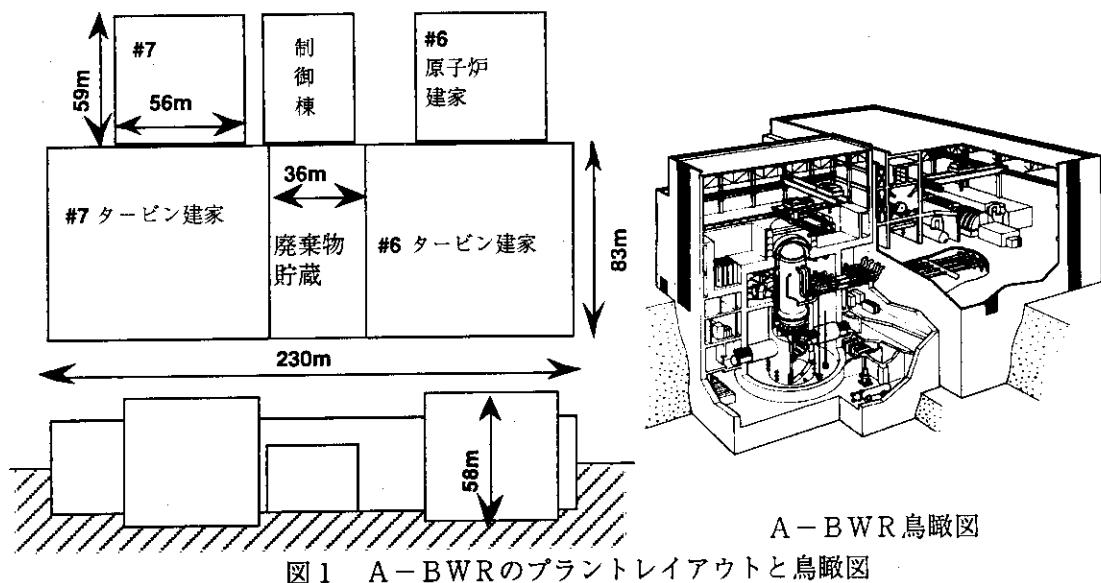


図1 A-BWRのプラントレイアウトと島瞰図

4. 比較対象としてのSSTRプラント

SSTR (Steady State Tokamak Reactor) は、JT-60における高自発電流率 (80%) 放電の達成 [1] をきっかけとして、日本原子力研究所が産業界の協力を得て1990年に概念検討を行った核融合原型炉の構想である。

高ポロイダルベータ運転によりプラズマ電流の75%を自発電流で流し、残りのプラズマ電流を2MeVの高エネルギー中性粒子によるビーム電流駆動によって駆動する定常運転型トカマク炉である。このため、プラズマ電流は12MAと低めに設定してある。

核融合炉の熱出力は370万kW、送電端電気出力は108万kWe、電力会社が建設する場合の総建設コスト（建設中利子を含む建設費）は7200億円と見積もっている。核融合炉の本体の重量は、約3万トンである。

核融合炉設計をいかに合理化すべきかを考えるために、表1にSSTRと軽水炉 (LWR; 110万kWの電気出力に対し総建設費約3410億円) のコスト比較を示す。この表からわかるように、プラントの経済性を改善するためには炉とその付属設備のコストを画期的に削減する必要がある。

項目	軽水炉	SSTR
土地、構築物	3.82%	3.82%
建物	6.75%	10.96%
炉及び炉付属設備	37.5%	120.56%
タービン及び電気設備	32.38%	32.9%
付属設備	3.41%	3.52%
ユーティリティコスト	8.25%	13.74%
建設中利子	7.89%	24.06%
総計 (100% = 3410億円)	100%	209.6%

表1 軽水炉とSSTRのコスト比較

図2には、SSTRプラントの建家配置を示す。プラントは、核融合炉棟、電源棟、冷凍機棟、使用済みブランケット棟、タービン建家から構成される。図から明らかなように、核融合炉

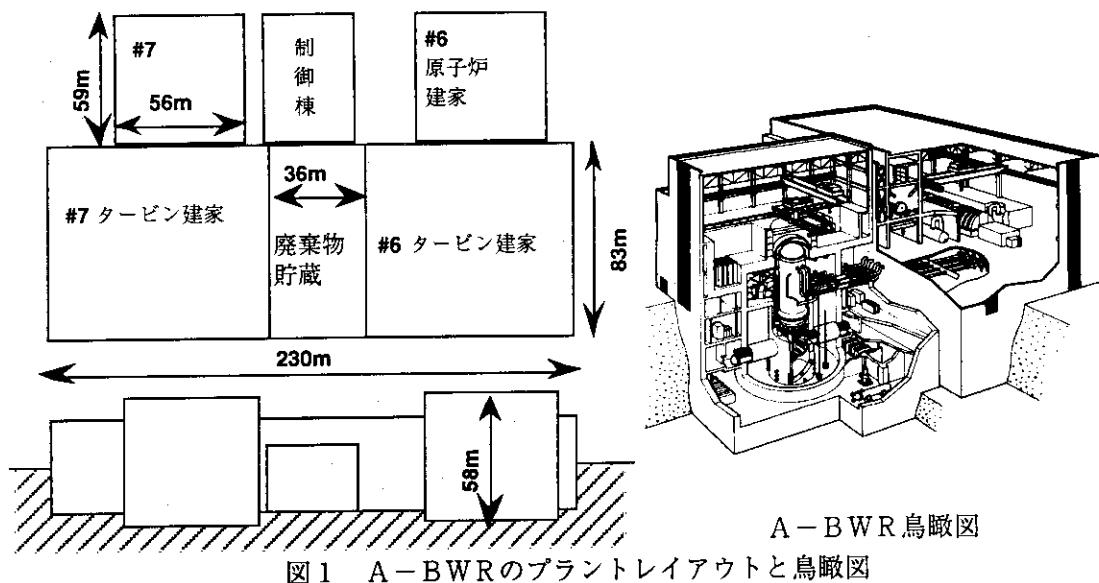


図1 A-BWRのプラントレイアウトと鳥瞰図

4. 比較対象としてのSSTRプラント

SSTR (Steady State Tokamak Reactor) は、JT-60における高自発電流率（80%）放電の達成 [1] をきっかけとして、日本原子力研究所が産業界の協力を得て1990年に概念検討を行った核融合原型炉の構想である。

高ポロイダルベータ運転によりプラズマ電流の75%を自発電流で流し、残りのプラズマ電流を2MeVの高エネルギー中性粒子によるビーム電流駆動によって駆動する定常運転型トカマク炉である。このため、プラズマ電流は12MAと低めに設定してある。

核融合炉の熱出力は370万kW、送電端電気出力は108万kWe、電力会社が建設する場合の総建設コスト（建設中利子を含む建設費）は7200億円と見積もっている。核融合炉の本体の重量は、約3万トンである。

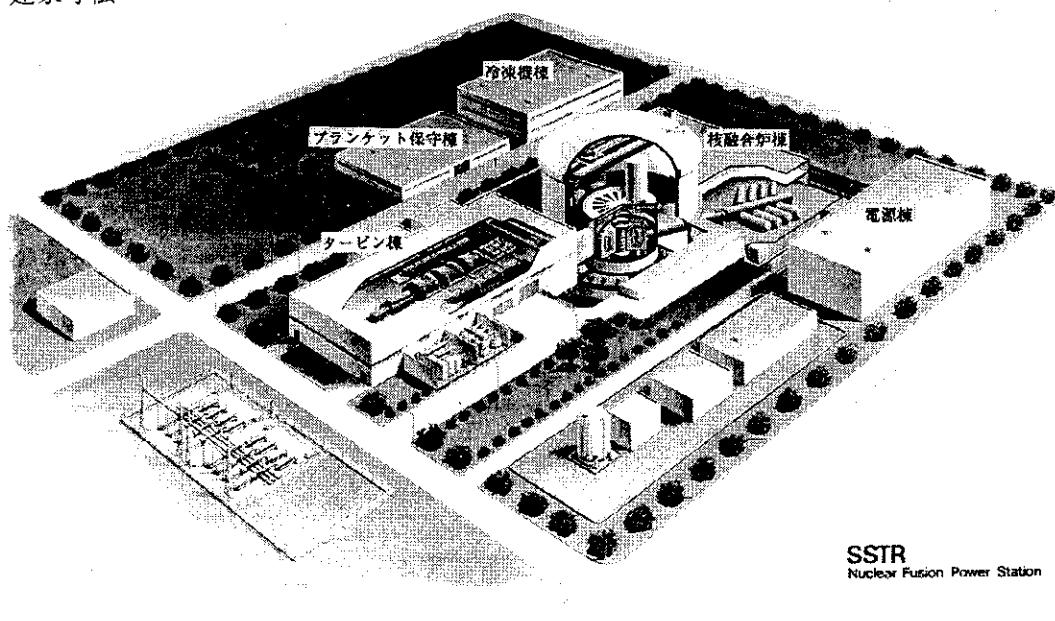
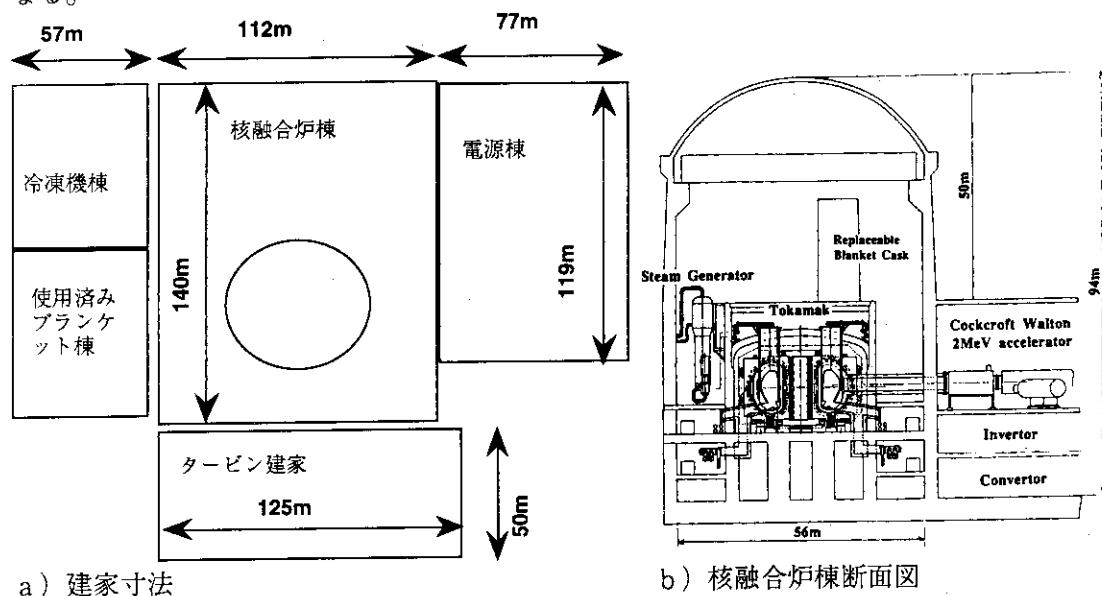
核融合炉設計をいかに合理化すべきかを考えるために、表1にSSTRと軽水炉（LWR；110万kWの電気出力に対し総建設費約3410億円）のコスト比較を示す。この表からわかるように、プラントの経済性を改善するためには炉とその付属設備のコストを画期的に削減する必要がある。

項目	軽水炉	SSTR
土地、構築物	3.82%	3.82%
建物	6.75%	10.96%
炉及び炉付属設備	37.5%	120.56%
タービン及び電気設備	32.38%	32.9%
付属設備	3.41%	3.52%
ユーティリティコスト	8.25%	13.74%
建設中利子	7.89%	24.06%
総計（100% = 3410億円）	100%	209.6%

表1 軽水炉とSSTRのコスト比較

図2には、SSTRプラントの建家配置を示す。プラントは、核融合炉棟、電源棟、冷凍機棟、使用済みブランケット棟、タービン建家から構成される。図から明らかなように、核融合炉

棟ひとつとっても、改良沸騰水型軽水炉プラントに比べて大きくなっている。また、分裂炉にはない電源棟や冷凍機棟、使用済プランケット棟等があり、商用炉段階では大幅な合理化が必要となる。



c) プラント鳥瞰図

図2 SSTRのプラント建家寸法、断面図、鳥瞰図

5. A-SSTRのコストバランス

商用発電炉としてのA-SSTRのコスト配分案を表2に示す。A-SSTRは、最近の軽水炉と同様に、2個の核融合炉をもち土地、構築物、一部の建家（制御棟など）、付属設備、ユティリティの共用化を図る。これにより、土地、構築物の比率を2%まで削減することを想定している（後に述べるように、A-SSTRは高出力炉で総建設費は5000億円程度なので、2%でも100億円となり、ペラー炉ならばそれほど無理のない値であろう）。

また、建家は、耐震設計上も可能な限りコンパクトであることが望まれる。このため、A-

棟ひとつとっても、改良沸騰水型軽水炉プラントに比べて大きくなっている。また、分裂炉にはない電源棟や冷凍機棟、使用済ブランケット棟等があり、商用炉段階では大幅な合理化が必要となる。

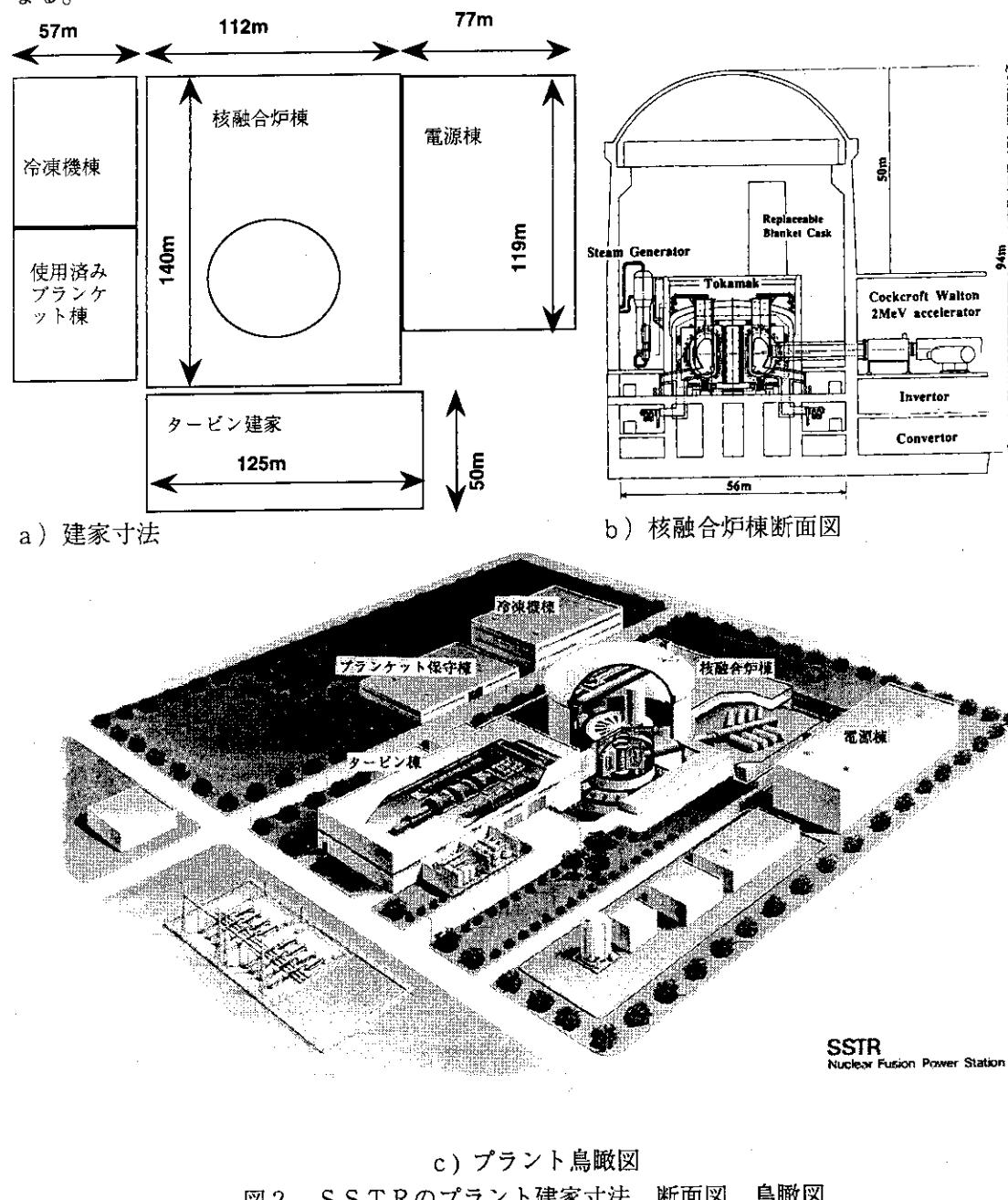


図2 SSTRのプラント建家寸法、断面図、鳥瞰図

5. A-SSTRのコストバランス

商用発電炉としてのA-SSTRのコスト配分案を表2に示す。A-SSTRは、最近の軽水炉と同様に、2個の核融合炉をもち土地、構築物、一部の建家（制御棟など）、付属設備、ユティリティの共用化を図る。これにより、土地、構築物の比率を2%まで削減することを想定している（後に述べるように、A-SSTRは高出力炉で総建設費は5000億円程度なので、2%でも100億円となり、ペアーラーならばそれほど無理のない値であろう）。

また、建家は、耐震設計上も可能な限りコンパクトであることが望まれる。このため、A-

BWRの建家程度を目指す。このため、内部に設置する機器は高度に集積化を進める必要がある。これにより、建家の比率を6%とする。また、付属設備は、多分にペア化によってコスト削減が可能と思われ、各2%とした。

項目	A-SSTR (ペアー炉)	
土地、構築物	2%	2%
建家	6%	6%
核融合炉、核融合炉付属設備	(76-X) %	(76-X) %
タービン、電気設備	X %	X %
付属設備	2%	2%
ユティリティコスト	6.1%	6.1%
建設中利子	7.9%	7.9%
総計	100%	100%

表2 A-SSTRの建設コスト配分

ユティリティコストは、福島第二原発のペアー炉では、6.1%が実績として実現されており、A-SSTRで各6.1%とすることは妥当と思われる。

さらに、建設中の利子は、年率4.2%で工期を4年とし、工期中央一括払いとすると7.9%となる。

これら（土地、構築物、建家、付属設備、ユティリティコスト、建設中利子）の合計は、24%となり、核融合炉・核融合炉付属設備とタービン・電気設備を合わせた建設費の比率は76%となる。この比率はかなり高めの値であり、これより大幅に高く設定するのは困難と思われる。

熱出力の関数としてコスト比例則が確立されているタービン、電気設備の比率をXとすると、核融合炉・核融合炉付属設備の比率を(76-X)%となる。

トカマク炉のサイズには、14MeV中性子に対して十分な遮蔽厚と、閉じ込め性能を確保することからくる下限がある。それゆえ、核融合炉と核融合炉付属設備はパラメータ(C_{tok})として扱い、プラント全体の建設単価として30万円/kWを実現するために必要となる目標建設費という捉え方をする。

さて、熱出力 P_{th} の核融合発電炉に対して、正味の熱効率を η として、 $P_{net} = \eta P_{th}$ 総建設費 C_{tot} は、 $C_{tot} = C_{tok} + C_{mech} + C_{other} = f_{other} C_{tot} + C_{tok} + C_{mech}$ より、建設単価 $UCC = C_{tot} / P_{net}$

$$UCC = (C_{tok} + C_{mech}) / [(1 - f_{other}) \eta P_{th}] \quad (1)$$

となる。ここで、 $f_{other} = 0.02 + 0.06 + 0.02 + 0.061 + 0.079 = 0.24$ 。

さて、パラメータ C_{tok} の値として、2000億円と3000億円を仮定し、軽水炉の実績からコストスケーリングがわかっている C_{mech} を P_{th} の関数として表わすと、建設単価の P_{th} 依存性を求めることができる。図3は、このようにして求めた建設単価の P_{th} 依存性である。

この図からわかるように、建設単価として30万円/kWを得るためにには、高い熱出力が必要であり、 $C_{tok} = 2000$ 億円でも熱出力 $P_{th} = 4.5$ GWが必要となる。

ここでは、熱出力 $P_{th} = 5.5$ GWを選択する。このとき、核融合炉本体と一次冷却設備を含む核融合炉付属設備の建設費のターゲットは約2500億円となる。ここで、タービンと電気設備の建設費、 C_{mech} は熱出力 $P_{th} = 5.5$ GWに対し、1367億円となる。

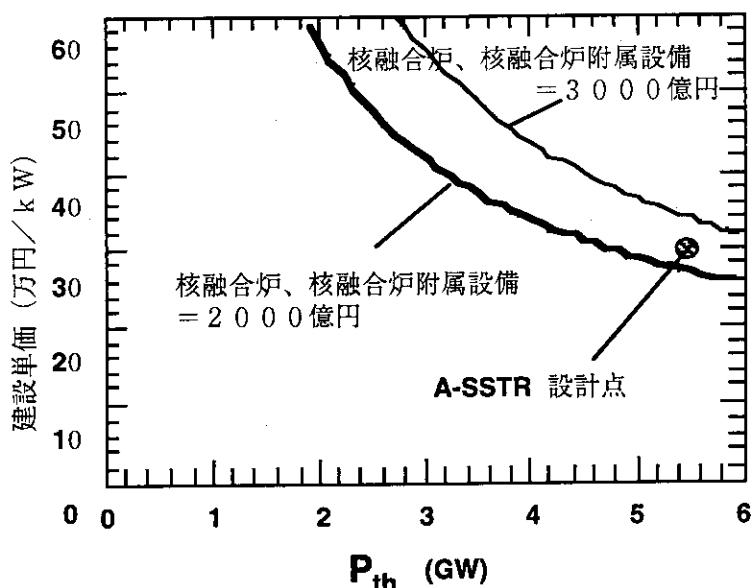


図3 建設単価の熱出力依存性

表3にA-SSTRの建設コスト配分を示す。5.5 GWの熱出力に対し、正味の電気出力は170万kW、総建設費は5100億円となる。

結論として、現在の軽水炉プラントと同等の経済性を得るために、A-SSTRの核融合炉本体と核融合炉付属設備の建設費はSSTRの建設費（熱出力3.71 GWに対して4100億円）に比べて大幅に削減する（熱出力5.5 GWに対して2500億円）必要があることが明らかになった。

項目	値
正味の電気出力 P_{net}	1.7 GWe
熱出力 P_{th}	5.5 GW
建設単価 UCC	30万円/kWe
総建設費 C_{tot}	5100億円
土地、構築物	2%
建家	6%
核融合炉、核融合炉付属設備	49.2%
タービン、電気設備	26.8%
付属設備	2%
ユティリティコスト	6.1%
建設中の利子	7.9%

表3 A-SSTRの建設コスト配分

さて、このような低コストの核融合炉本体、核融合炉付属設備は、どのようなコスト配分で実現されるかを考えてみる。表4は、SSTRのコスト評価をベースにコスト配分を考えたものである。ここで、一次冷却設備の建設費は、比例則を用いた。トカマク付属設備としては、加熱・電流駆動設備、トリチウム設備、電源、He冷凍設備、遠隔保守設備、安全換気設備、廃棄物保管設備、制御設備、放射線モニター設備がある。

この表から、A-SSTRでは、SSTR ($R_p = 7\text{ m}$) に比べてさらにサイズの削減と設計・製作の簡素化を行いトカマク装置のコスト削減を進めることが重要であることがわかる。マグネット、特に超伝導線の製作単価を削減する必要がある。トカマク付属設備においては、加熱・

電流駆動設備の合理化が重要である。

項目	S S T R	A-S S T R
トカマク本体	2240億円	1340億円
一次冷却設備	240億円	270億円
トカマク付属設備	1630億円	900億円
合計	4110億円	2510億円

表4 A-S S T Rにおける本体、一次冷却設備、付属設備の建設費配分

6. A-S S T Rの設計パラメータ [9]

商用発電炉としてのA-S S T Rの制約条件が明確になったところで、A-S S T Rの設計パラメータの議論に移行することにする。A-S S T Rの主要パラメータを表5に示す。

項目	記号	値
プラズマ主半径	R _p	6 m
プラズマ小半径	a _p	1.5 m
楕円度	K _{9.5}	1.8
三角度	δ _{9.5}	0.4
プラズマ体積	V _p	486 m ³
トロイダル磁場	B _t	11 T
最大経験磁場	B _{max}	20.5 T
安全係数	q _{9.5}	4.8
規格化ベータ値	β _N	4.2
トロイダルベータ値	β _t	3.05 %
プラズマ蓄積エネルギー	W _p	860 MJ
平均温度	<T>	19 keV
平均密度	<n>	2.1 × 10 ²⁰ m ⁻³
密度ピーニング率	n ₀ / <n></n>	1.8
実効電荷	Z _{eff}	1.6
H e 密度率	n _{He} /n _e	10 %
核融合出力	P _{fusion}	4.5 GW
熱出力	P _{th}	5.5 GW
電流駆動パワー	P _{CD}	60 MW
ビーム駆動電流	I _p (b d)	2.5 MA
ブートストラップ電流	I _p (b t)	9.5 MA
I T E R - 9.8 Pに対するH因子 H		2.7
平均中性子束	P _n	6 MW/m ²
トカマク本体総重量	M	20000トン

表5 A-S S T Rの主要パラメータ

A-S S T Rでは、S S T Rトカマク本体の6割の建設費でS S T Rの1.5倍の熱出力を発生する必要がある。トカマク炉の重量単価があまり低減できないとすると、装置重量を6-7割に削減する必要がある。このため、プラズマ主半径を7mから6mに削減し ((6/7)³=0.63)、さらに出力密度は2.4倍 (=1.5/0.63) に増加させる必要がある。

この出力密度 P_f の増加をベータ限界の改善だけで賄う ($\beta_N = 3.5 \rightarrow 5.1$) のはかなり無理がある ($P_f \sim < P^2 > \sim \beta_N^{-2} I_p^{-2} B_t^{-2} / a^2$)。

ここでは、規格化ベータ値 β_N は 4.2 に留め、それ以外はトロイダル磁場の増加によって賄うこととした（プラズマ電流を増やさないのは、電力循環率を SSTTR 以下に抑えるためである）。核融合炉は、主半径 6 m、プラズマ電流は 1.2 MA とし、トロイダル磁場は 1.1 T、ブーストストラップ電流率は 80 % とした。核融合出力は 4.5 GW で加圧水冷却方式である。

図 4 に、A-SSTR の側面図を示す。トカマク核融合炉本体の直径は約 22 m、総重量は約 3 万トンである。

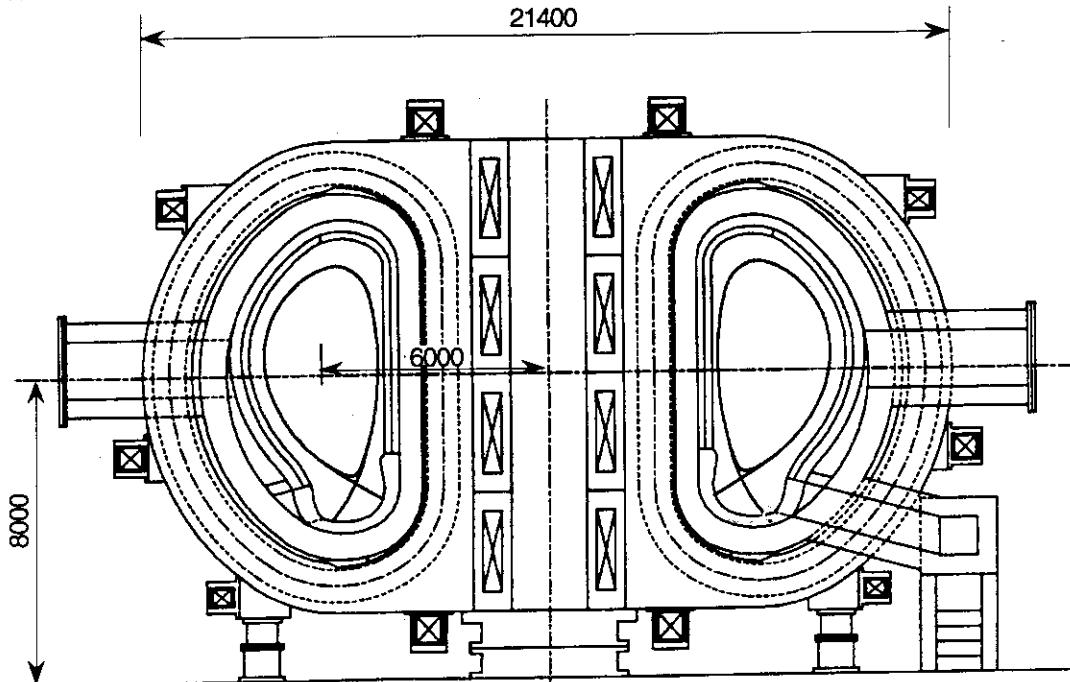


図 4 A-SSTR トカマクの側面図

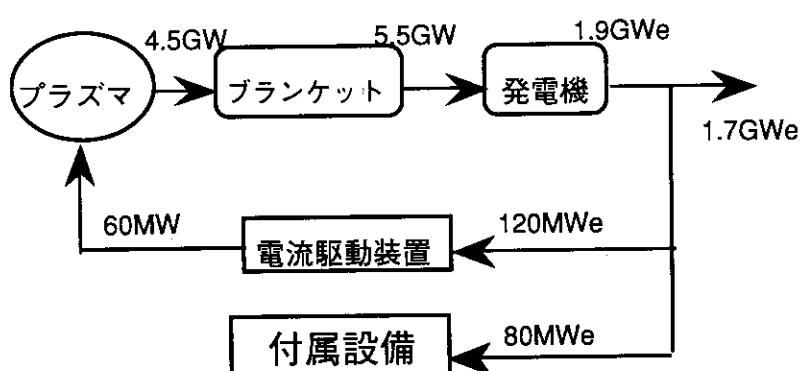


図 5 A-SSTR のパワーバランス

図 5 は、A-SSTR のパワーバランスである。プラズマのエネルギーゲイン Q は 7.5 (= $4.5 \text{ GW} / 60 \text{ MW}$) である。タービン発電機の熱効率は 34.5 %、発電出力は 190 万 kW、循環電力 200 MW (発電出力の 10.5 %) を除いた正味の送電電力は 170 万 kW である。循環電力は、加熱・電流駆動に 120 MW、冷却系ポンプ動力に 60 MW、電源に 10 MW などが消費される。ここで、超伝導磁石の冷却は、高温超伝導材の採用により無視できるとした。

電流駆動設備の合理化が重要である。

項目	S S T R	A-S S T R
トカマク本体	2240億円	1340億円
一次冷却設備	240億円	270億円
トカマク付属設備	1630億円	900億円
合計	4110億円	2510億円

表4 A-S S T Rにおける本体、一次冷却設備、付属設備の建設費配分

6. A-S S T Rの設計パラメータ [9]

商用発電炉としてのA-S S T Rの制約条件が明確になったところで、A-S S T Rの設計パラメータの議論に移行することにする。A-S S T Rの主要パラメータを表5に示す。

項目	記号	値
プラズマ主半径	R _p	6 m
プラズマ小半径	a _p	1.5 m
楕円度	K _{9.5}	1.8
三角度	δ _{9.5}	0.4
プラズマ体積	V _p	486 m ³
トロイダル磁場	B _t	11 T
最大経験磁場	B _{max}	20.5 T
安全係数	q _{9.5}	4.8
規格化ベータ値	β _N	4.2
トロイダルベータ値	β _t	3.05 %
プラズマ蓄積エネルギー	W _p	860 MJ
平均温度	<T>	19 keV
平均密度	<n>	2.1 × 10 ²⁰ m ⁻³
密度ピーキング率	n ₀ / <n></n>	1.8
実効電荷	Z _{eff}	1.6
H e 密度率	n _{He} /n _e	10 %
核融合出力	P _{fusion}	4.5 GW
熱出力	P _{th}	5.5 GW
電流駆動パワー	P _{CD}	60 MW
ビーム駆動電流	I _p (b d)	2.5 MA
ブートストラップ電流	I _p (b t)	9.5 MA
I T E R - 98 Pに対するH因子 H		2.7
平均中性子束	P _n	6 MW/m ²
トカマク本体総重量	M	20000トン

表5 A-S S T Rの主要パラメータ

A-S S T Rでは、S S T Rトカマク本体の6割の建設費でS S T Rの1.5倍の熱出力を発生する必要がある。トカマク炉の重量単価があまり低減できないとすると、装置重量を6-7割に削減する必要がある。このため、プラズマ主半径を7mから6mに削減し ((6/7)³ = 0.63)、さらに出力密度は2.4倍 (= 1.5 / 0.63) に増加させる必要がある。

この出力密度 P_f の増加をベータ限界の改善だけで賄う ($\beta_N = 3.5 \rightarrow 5.1$) のはかなり無理がある ($P_f \sim < P^2 > \sim \beta_N^2 I_p^2 B_t^2 / a^2$)。

ここでは、規格化ベータ値 β_N は 4.2 に留め、それ以外はトロイダル磁場の増加によって賄うこととした（プラズマ電流を増やさないのは、電力循環率を SSTTR 以下に抑えるためである）。核融合炉は、主半径 6 m、プラズマ電流は 1.2 MA とし、トロイダル磁場は 1.1 T、ブーストストラップ電流率は 80 % とした。核融合出力は 4.5 GW で加圧水冷却方式である。

図 4 に、A-SSTR の側面図を示す。トカマク核融合炉本体の直径は約 22 m、総重量は約 3 万トンである。

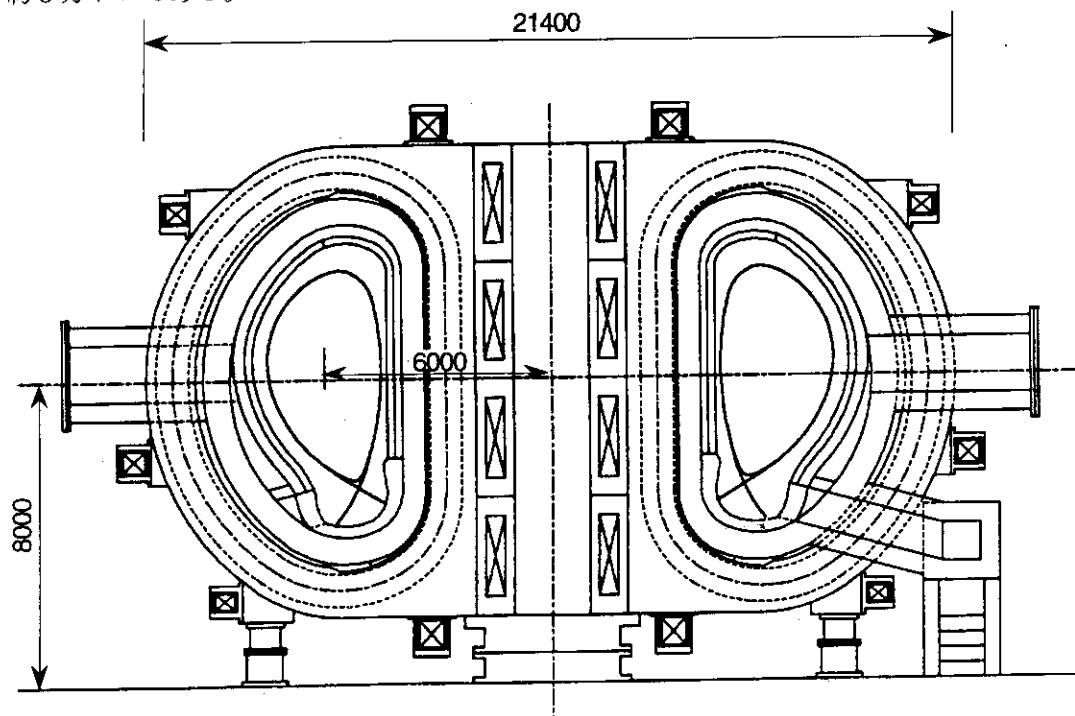


図 4 A-SSTR トカマクの側面図

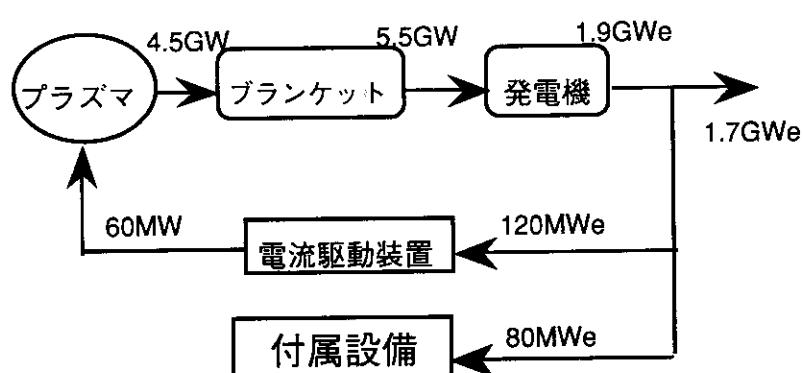


図 5 A-SSTR のパワーバランス

図 5 は、A-SSTR のパワーバランスである。プラズマのエネルギーゲイン Q は 7.5 (= $4.5 \text{ GW} / 60 \text{ MW}$) である。タービン発電機の熱効率は 34.5 %、発電出力は 190 万 kW、循環電力 200 MW (発電出力の 10.5 %) を除いた正味の送電電力は 170 万 kW である。循環電力は、加熱・電流駆動に 120 MW、冷却系ポンプ動力に 60 MW、電源に 10 MW などが消費される。ここで、超伝導磁石の冷却は、高温超伝導材の採用により無視できるとした。

7. 炉心プラズマ技術開発

表5のような炉心を実現するために必要となる炉心プラズマは、現在実現されている炉心プラズマと比べて大きなギャップがあり、長期的な研究開発を必要とする。

炉心プラズマに対する主要な要請は、表6に示すような高い閉じ込め改善度（H因子=2.7）、高磁場11Tでの高い規格化ベータ値4.2、高いブートストラップ電流率80%および高い放射損失率90%を同時に満たす核融合反応炉心プラズマの定常維持である。高い閉じ込め改善度のプラズマは、同時に粒子閉じ込めも改善することが多く、燃焼灰であるHeの排気特性（ $n_{He}/n_e < 10\%$ ）に優れたダイバータ排気システムの構築が必要となる。また、高い閉じ込め性能をもったプラズマは、往々にして、空間的に局在化した輸送障壁を伴い、低いベータ値でMHD不安定性を誘起し、閉じ込め性能を低下させたり、主ディスラプションに至る。このような不安定性を回避し、空間的に比較的均一に輸送係数を低下させる必要がある。

このような高性能炉心プラズマの実現には、電流分布やプラズマ断面形状、トロイダルプラズマ回転による径電場 E_r 等を積極的に外部から制御し、プラズマの巨視的安定性と熱・粒子輸送を支配している微視的不安定性の制御方法の開発が重要である。その具体的な方法論は、複雑多岐に亘るので別途議論が必要である。もちろん、それ以前に核燃焼プラズマの挙動の理解をすすめることが不可欠である。

ダイバータ板でのスパッタリングエロージョンを避けるためには、デタッチプラズマを形成することが必要となる。この場合、放射損失はX点近傍に集中し、X点から、 d_x 離れた点での熱流束は、 $q_{max} = Q / (4\pi^2 R_x d_x) = 700 \text{ MW} / (4\pi^2 \times 5 \text{ m} \times 0.9 \text{ m}) = 4 \text{ MW/m}^2$ となる。但し、ダブルヌルを有効に利用すれば、この値の半分となる可能性もある。ダイバータは、熱の除去以外に燃焼灰であるHeの排気や高性能炉心プラズマとの共存性等が要求される。このようなダイバータプラズマの開発は継続して実施する必要がある。また、それに付随して、ダイバータ板用の高耐熱低放射化材料の開発や、ダブルヌルの場合にはメインテナンスシナリオの確立も必要となる。

項目	所要条件
同時達成	
高いエネルギー閉じ込め性能	H因子=2.7
高い規格化ベータ値	$\beta_N = 4.2$ at $B_t = 11 \text{ T}$
高いブートストラップ電流率	$f_{bst} = 80\%$
高い放射損失率	$f_{rad} = 90\%$ 以上
主プラズマ	170 MW
SOL & ダイバータプラズマ	700 MW
He灰密度	電子密度の10%以下
電子密度	Greenwald限界の1.24倍

表6 A-SSTRにおける炉心プラズマの同時達成条件

8. 工学技術開発

高温超伝導体の使用は、20-30MWの電力消費を必要とするHe冷凍システムの削除や熱シールド、電流リードの簡素化のために必要である。現在、すでにビスマス系の高温超伝導体は27°Kで23.4Tを発生していることに留意する必要がある[10]。安価で、比較的高温で動作する高温超電導コイルの製造技術の開発が必要である。また、低温構造材料として、高強度かつ低誘導放射能を可能な限り低減する(特に廃炉後100年程度以降における接触線量率

7. 炉心プラズマ技術開発

表5のような炉心を実現するために必要となる炉心プラズマは、現在実現されている炉心プラズマと比べて大きなギャップがあり、長期的な研究開発を必要とする。

炉心プラズマに対する主要な要請は、表6に示すような高い閉じ込め改善度（H因子=2.7）、高磁場11Tでの高い規格化ベータ値4.2、高いブートストラップ電流率80%および高い放射損失率90%を同時に満たす核融合反応炉心プラズマの定常維持である。高い閉じ込め改善度のプラズマは、同時に粒子閉じ込めも改善することが多く、燃焼灰であるHeの排気特性（ $n_{He}/n_e < 10\%$ ）に優れたダイバータ排気システムの構築が必要となる。また、高い閉じ込め性能をもったプラズマは、往々にして、空間的に局在化した輸送障壁を伴い、低いベータ値でMHD不安定性を誘起し、閉じ込め性能を低下させたり、主ディスラプションに至る。このような不安定性を回避し、空間的に比較的均一に輸送係数を低下させる必要がある。

このような高性能炉心プラズマの実現には、電流分布やプラズマ断面形状、トロイダルプラズマ回転による径電場 E_r 等を積極的に外部から制御し、プラズマの巨視的安定性と熱・粒子輸送を支配している微視的不安定性の制御方法の開発が重要である。その具体的な方法論は、複雑多岐に亘るので別途議論が必要である。もちろん、それ以前に核燃焼プラズマの挙動の理解をすめることが不可欠である。

ダイバータ板でのスペッタリングエロージョンを避けるためには、デタッチプラズマを形成することが必要となろう。この場合、放射損失はX点近傍に集中し、X点から、 d_x 離れた点での熱流束は、 $q_{max} = Q / (4 \pi^2 R_x d_x) = 700 \text{ MW} / (4 \pi^2 \times 5 \text{ m} \times 0.9 \text{ m}) = 4 \text{ MW} / \text{m}^2$ となる。但し、ダブルヌルを有效地に利用すれば、この値の半分となる可能性もある。ダイバータは、熱の除去以外に燃焼灰であるHeの排気や高性能炉心プラズマとの共存性等が要求される。このようなダイバータプラズマの開発は継続して実施する必要がある。また、それに付随して、ダイバータ板用の高耐熱低放射化材料の開発や、ダブルヌルの場合にはメインテナンスシナリオの確立も必要となる。

項目	所要条件
同時達成	
高いエネルギー閉じ込め性能	H因子=2.7
高い規格化ベータ値	$\beta_N = 4.2$ at $B_t = 11 \text{ T}$
高いブートストラップ電流率	$f_{bst} = 80\%$
高い放射損失率	$f_{rad} = 90\%$ 以上
主プラズマ	170MW
SOL & ダイバータプラズマ	700MW
He灰密度	電子密度の10%以下
電子密度	Greenwald限界の1.24倍

表6 A-SSTRにおける炉心プラズマの同時達成条件

8. 工学技術開発

高温超伝導体の使用は、20-30MWの電力消費を必要とするHe冷凍システムの削除や熱シールド、電流リードの簡素化のために必要である。現在、すでにビスマス系の高温超伝導体は27°Kで23.4Tを発生していることに留意する必要がある[10]。安価で、比較的高温で動作する高温超電導コイルの製造技術の開発が必要である。また、低温構造材料として、高強度かつ低誘導放射能を可能な限り低減する(特に廃炉後100年程度以降における接触線量率

7. 炉心プラズマ技術開発

表5のような炉心を実現するために必要となる炉心プラズマは、現在実現されている炉心プラズマと比べて大きなギャップがあり、長期的な研究開発を必要とする。

炉心プラズマに対する主要な要請は、表6に示すような高い閉じ込め改善度（H因子=2.7）、高磁場11Tでの高い規格化ベータ値4.2、高いブートストラップ電流率80%および高い放射損失率90%を同時に満たす核融合反応炉心プラズマの定常維持である。高い閉じ込め改善度のプラズマは、同時に粒子閉じ込めも改善することが多く、燃焼灰であるHeの排気特性（ $n_{He}/n_e < 10\%$ ）に優れたダイバータ排気システムの構築が必要となる。また、高い閉じ込め性能をもったプラズマは、往々にして、空間的に局在化した輸送障壁を伴い、低いベータ値でMHD不安定性を誘起し、閉じ込め性能を低下させたり、主ディスラプションに至る。このような不安定性を回避し、空間的に比較的均一に輸送係数を低下させる必要がある。

このような高性能炉心プラズマの実現には、電流分布やプラズマ断面形状、トロイダルプラズマ回転による径電場 E_r 等を積極的に外部から制御し、プラズマの巨視的安定性と熱・粒子輸送を支配している微視的不安定性の制御方法の開発が重要である。その具体的な方法論は、複雑多岐に亘るので別途議論が必要である。もちろん、それ以前に核燃焼プラズマの挙動の理解をすめることが不可欠である。

ダイバータ板でのスペッタリングエロージョンを避けるためには、デタッチプラズマを形成することが必要となろう。この場合、放射損失はX点近傍に集中し、X点から、 d_x 離れた点での熱流束は、 $q_{max} = Q / (4 \pi^2 R_x d_x) = 700 \text{ MW} / (4 \pi^2 \times 5 \text{ m} \times 0.9 \text{ m}) = 4 \text{ MW} / \text{m}^2$ となる。但し、ダブルヌルを有効に利用すれば、この値の半分となる可能性もある。ダイバータは、熱の除去以外に燃焼灰であるHeの排気や高性能炉心プラズマとの共存性等が要求される。このようなダイバータプラズマの開発は継続して実施する必要がある。また、それに付随して、ダイバータ板用の高耐熱低放射化材料の開発や、ダブルヌルの場合にはメインテナンスシナリオの確立も必要となる。

項目	所要条件
同時達成	
高いエネルギー閉じ込め性能	H因子=2.7
高い規格化ベータ値	$\beta_N = 4.2$ at $B_t = 11 \text{ T}$
高いブートストラップ電流率	$f_{bt} = 80\%$
高い放射損失率	$f_{rad} = 90\%$ 以上
主プラズマ	170MW
SOL & ダイバータプラズマ	700MW
He灰密度	電子密度の10%以下
電子密度	Greenwald限界の1.24倍

表6 A-SSTRにおける炉心プラズマの同時達成条件

8. 工学技術開発

高温超伝導体の使用は、20-30MWの電力消費を必要とするHe冷凍システムの削除や熱シールド、電流リードの簡素化のために必要である。現在、すでにビスマス系の高温超伝導体は27°Kで23.4Tを発生していることに留意する必要がある[10]。安価で、比較的高温で動作する高温超電導コイルの製造技術の開発が必要である。また、低温構造材料として、高強度かつ低誘導放射能を可能な限り低減する(特に廃炉後100年程度以降における接触線量率

を、例えば $1 \mu \text{Sv}/\text{h}$ 以下とする) 材料の開発が必要となる。誘導放射能の低下は、再利用や解体作業時の作業員被ばくを削減するために極めて重要である。

真空容器は、比較的開発課題の少ない機器と思われるがちだが、遮蔽特性、一周抵抗、低放射化、トリチウム境界等の面で最適化を図るために、いろいろ考慮しておく必要がある。また、低放射化を狙って SST 以外の真空容器材料選択を行うと開発課題は一気に増大する。真空容器は、超伝導コイルに比べて 2-3 倍高い放射能場にさらされるため、同じ材料の場合、超伝導コイル構造材料に比べて高い線量率になるのは不可避である(廃炉後 100 年程度以降における接触線量率を、例えば $100 \mu \text{Sv}/\text{h}$ 以下)。この辺の低放射化を進めることができ、廃炉時の作業員被ばくの低減や再利用にとって、極めて重要である。

プランケット構造材の第一候補は、低放射化フェライト鋼である[11]。許容表面熱流束は、熱応力 $\sigma_{th} < \sigma_u$ によって制限される。 $q_{max} = M/d$ 、ここで、d は第一壁厚、 $M = \sigma_u \lambda(1-v)/EB$ は熱応力因子である (σ_u : 引張り応力、 λ : 熱伝導係数、v: ポアソン比、E: ヤング率、B: 熱膨張率)。低放射化フェライト鋼の熱応力因子 M は 5 kW/m 以下であり、 $q_{max} = 1 \text{ MW/m}^2$ が限界である。 2 MW/m^2 の熱流束に耐えるためには、熱応力因子が 10 kW/m 以上の構造材料が必要となる。また、耐熱温度も 700°C 程度まで向上する必要があり耐熱材料とのクラッディングが必要となる。SSTR では、軽水炉の加圧水条件を採用しているが、熱効率の改善のためには圧力の増加による冷却水温度の上昇が望ましい。

その他の課題として、クライオスタットは、軽水炉の設計例[8]から見て建家と一体の格納容器とする方が経済的であろう。

加熱・電流駆動装置の合理化は、核融合炉付属設備の合理化にとって極めて重要である。ITER-EDA における検討や JT-60SU の設計研究[12]において明らかとなったように、負イオン NB1 のビームラインは、SSTR の設計における中性子の直射を避けるためのビーム偏向型から、絶縁セラミックの直射を避ける直線型のビームラインが可能となった。これにより、図 6 に示すような、ビームラインの大幅な合理化が可能となる。

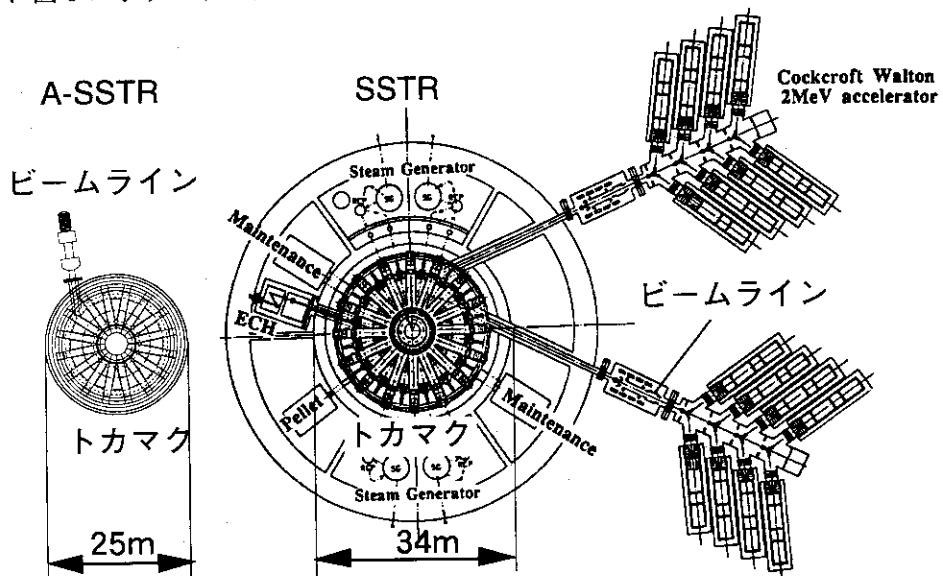


図 6 A-SSTR 本体、ビームライン(左)と SSTR 本体、ビームライン(右)の比較

電源設備に関しては、SSTR の場合、図 7 に示すようなプラズマ電流の立ち上げ期に必要な 600 MV A の電力を賄うために、2 台の電動発電機と 1 GVA 程度のサイリスタ電源が主要な機器である。プラズマ電流立ち上げ時に必要となるこれらの機器容量を削減するためには、緩やかなプラズマ電流の立ち上げが必要であり、誘導電流駆動では電流立ち上げ中の抵抗性磁束

損失が増大するという難点がある。NBIによる非誘導プラズマ電流駆動はビームの突き抜け防止のため高密度運転が必要となることから困難である。このような要請を満たすものとしては、低密度でも非誘導電流駆動が可能なECCDがある。また、ECHは高い電子温度のプラズマの形成に効果的であることから、抵抗性磁束損失を削減し誘導電流立ち上げ時間を長くすることも可能である。

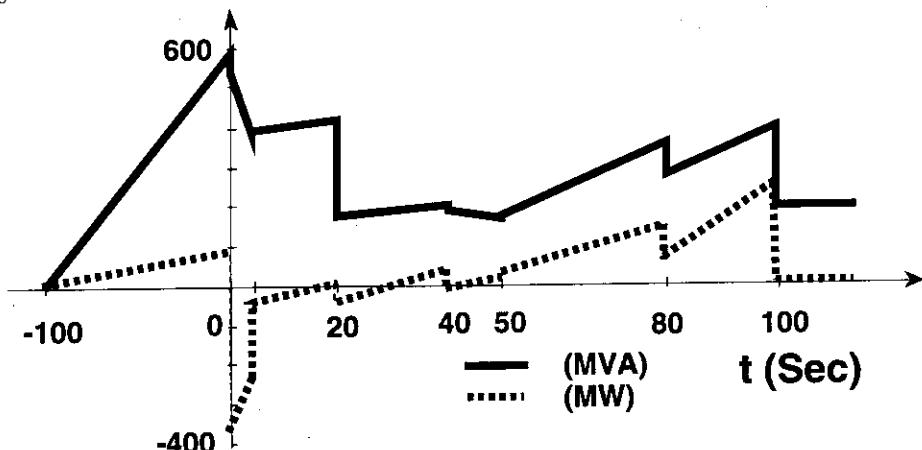


図7 SSTRの電流立ち上げ時の電力消費パターン

その他の電源容量の削減方法としては、青柳[13]によって提案された切り替えスイッチを用いた電源方式や12相整流電源を2ブロック用いて24相化する方法も有効である。さらに、電源設備の重要なコンポーネントであるクエンチ保護抵抗回路については、保護抵抗の温度上昇を適切な値にするために抵抗体は大きなものになる。また、外部回路にエネルギーを吸収させるための保護動作を行うことから、保護回路が動作しなかった場合の安全性に懸念が残る。理想的には、コイルの構造材自身を保護抵抗とする自己保護型の超電導コイルとすることが望ましい。

トリチウム設備については、トリチウムインベントリーと燃料系内の循環量を削減することが有効である。安全換気設備(トリチウム等の除去設備)は、近年のトリチウム透過膜技術の進展によりシステムの合理化がすすんでいる。そのシステム削減には多重格納隔壁内の体積(建家体積)の削減が重要であり、この面でもA-BWR程度の核融合炉建家にできれば十分な設備容量の削減が可能である。

9. A-SSTRプラント

以上の点を考慮して構想を固めた改良型SSTR(A-SSTR)のプラント配置計画を以下に示す。図8は、核融合炉棟と核融合炉付属建家を結ぶ側面図である。図9はA-SSTRプラント全体の配置平面図、図10は核融合炉棟とタービン建家を結ぶ側面図である。

核融合炉棟の中心には、直径25mのA-SSTRトカマク本体を設置し、その周辺には、主要な本体付属機器(加熱・電流駆動装置ビームライン、トリチウム設備、遠隔保守設備、安全換気設備)を設置することとした。トカマク本体の下側には、ダイバータ排気用の排気ポートを設置し、真空排気設備経由でトリチウム処理設備に接続する。また、コイルのフィーダー等の配線を設置する。トカマクの上部からはプランケット内で熱交換した高温加圧水を蒸気発生器に循環する一次冷却水配管を設置し、わが国のPWRで用いられている蒸気発生器に比べて大幅に熱交換量の大きな蒸気発生器(例えば韓国型)を設置する。

現在のPWRプラントでは、一次冷却水配管破断に伴う建家内圧力上昇を抑えるために、建家体積を大きくしているが、BWRで使用実績が豊富なサプレッションプールを用いることにより建家体積をA-BWR並みに抑えることとした。建家の上部には使用済みプランケットモジュ

損失が増大するという難点がある。N B I による非誘導プラズマ電流駆動はビームの突き抜け防止のため高密度運転が必要となることから困難である。このような要請を満たすものとしては、低密度でも非誘導電流駆動が可能なE C C D がある。また、E C H は高い電子温度のプラズマの形成に効果的であることから、抵抗性磁束損失を削減し誘導電流立ち上げ時間を長くすることも可能である。

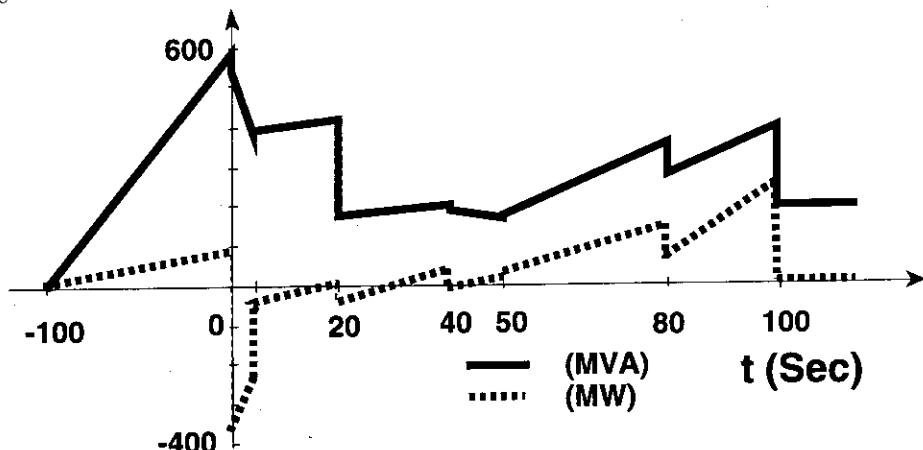


図7 S S T R の電流立ち上げ時の電力消費パターン

その他の電源容量の削減方法としては、青柳 [13] によって提案された切り替えスイッチを用いた電源方式や12相整流電源を2ブロック用いて24相化する方法も有効である。さらに、電源設備の重要なコンポーネントであるクエンチ保護抵抗回路については、保護抵抗の温度上昇を適切な値にするために抵抗体は大きなものになる。また、外部回路にエネルギーを吸収させるための保護動作を行うことから、保護回路が動作しなかった場合の安全性に懸念が残る。理想的には、コイルの構造材自身を保護抵抗とする自己保護型の超電導コイルとすることが望ましい。

トリチウム設備については、トリチウムインベントリーと燃料系内の循環量を削減することが有効である。安全換気設備（トリチウム等の除去設備）は、近年のトリチウム透過膜技術の進展によりシステムの合理化がすすんでいる。そのシステム削減には多重格納隔壁内の体積（建家体積）の削減が重要であり、この面でもA-BWR程度の核融合炉建家にできれば十分な設備容量の削減が可能である。

9. A-SSTR プラント

以上の点を考慮して構想を固めた改良型SSTR (A-SSTR) のプラント配置計画を以下に示す。図8は、核融合炉棟と核融合炉付属建家を結ぶ側面図である。図9はA-SSTR プラント全体の配置平面図、図10は核融合炉棟とタービン建家を結ぶ側面図である。

核融合炉棟の中心には、直径25mのA-SSTRトカマク本体を設置し、その周辺には、主要な本体付属機器（加熱・電流駆動装置ビームライン、トリチウム設備、遠隔保守設備、安全換気設備）を設置することとした。トカマク本体の下側には、ダイバータ排気用の排気ポートを設置し、真空排気設備経由でトリチウム処理設備に接続する。また、コイルのフィーダー等の配線を設置する。トカマクの上部からはプランケット内で熱交換した高温加圧水を蒸気発生器に循環する一次冷却水配管を設置し、わが国のPWRで用いられている蒸気発生器に比べて大幅に熱交換量の大きな蒸気発生器（例えば韓国型）を設置する。

現在のPWR プラントでは、一次冷却水配管破断に伴う建家内圧力上昇を抑えるために、建家体積を大きくしているが、BWRで使用実績が豊富なサプレッションプールを用いることにより建家体積をA-BWR並みに抑えることとした。建家の上部には使用済みプランケットモジュ

ールやダイバータカセットを冷却プールに移動すること等に用いるクレーンを設置する。また、起動時や非常時の電力を供給する非常用発電設備（ディーゼル発電機）等も核融合炉棟内に設置する。

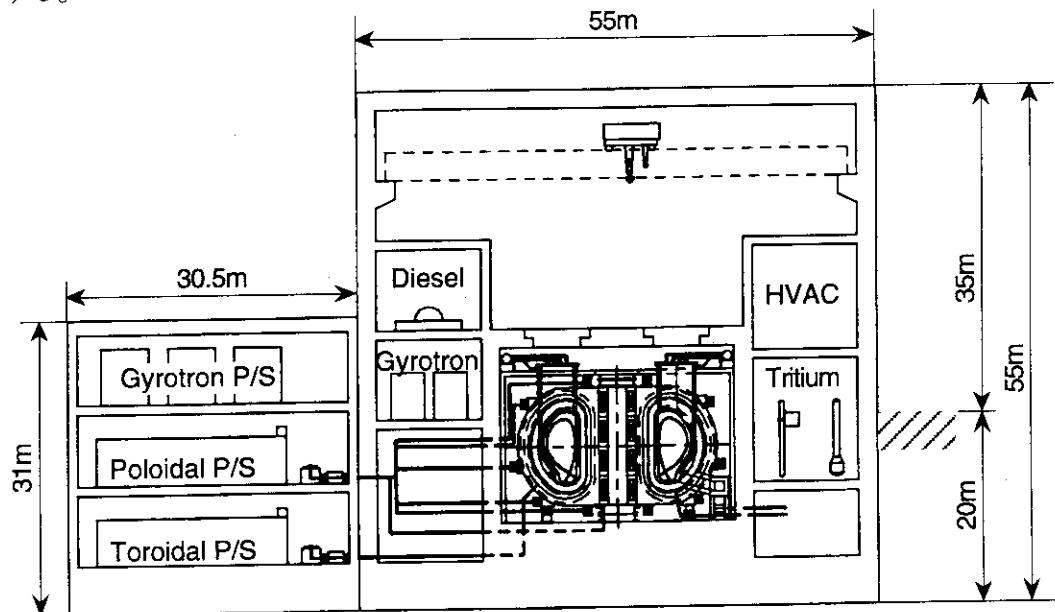


図8 A-SSTR核融合炉棟と核融合炉付属建家の配置断面図

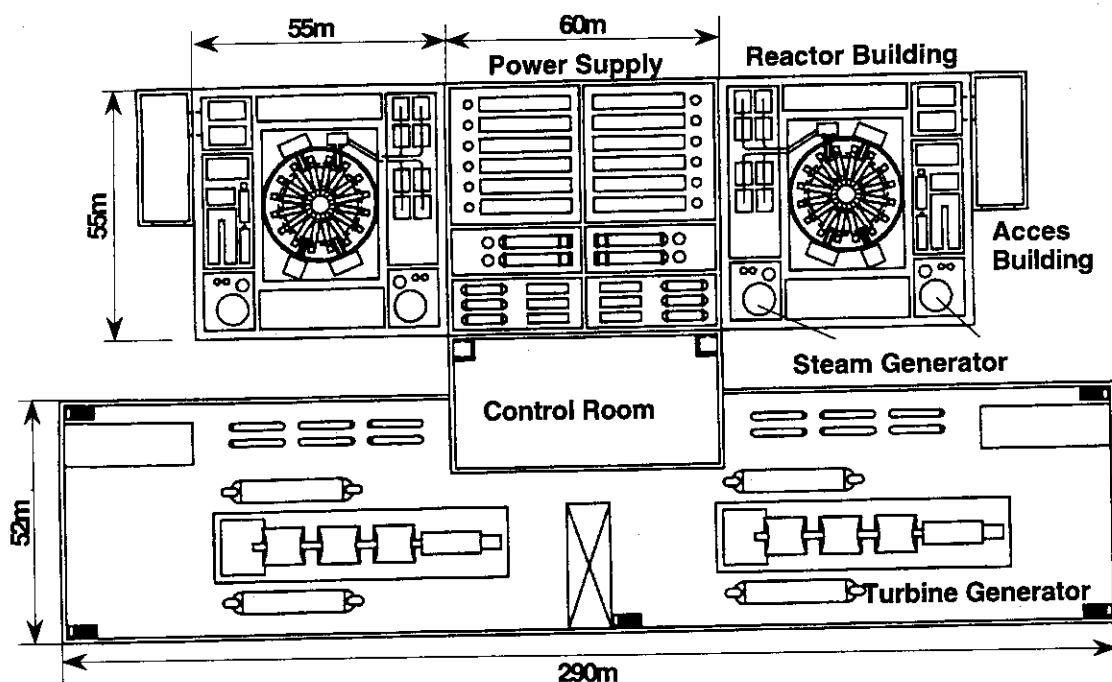


図9 A-SSTR核融合炉棟、核融合炉付属建家およびタービン建家の配置平面図

核融合炉付属建家には、電源（加熱・電流駆動、ポロイダル、トロイダル）、He冷凍設備、廃棄物保管設備、制御設備等を設置することとした。核融合炉棟からタービン棟へは、PWRプラント設備と同様に蒸気発生器の二次系の蒸気がタービン発電機に接続される。

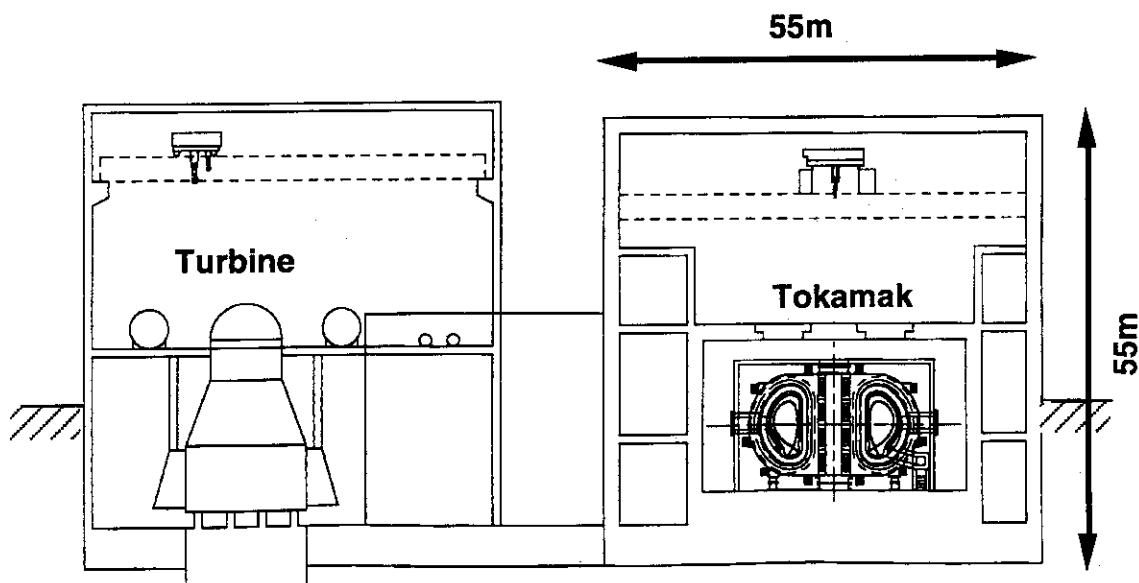


図10 A-SSTR核融合炉棟とタービン建家の配置断面図

以上が、第5節で概念的に設定したA-SSTRプラントを具体化したものである。ただし、再度断わっておかなければならないのは、図8-10は、詳細な技術検討を経て図面化されたのではなく、SSTRの概念をさらに進化させ経済性の面で既存の軽水炉と同程度の建設単価を実現するために必要となる核融合炉のイメージを明らかにしたにすぎない。

なお、最新の情報によると、A-BWRをさらに進化させて（進化型A-BWR）燃料集合体の本数の削減や単機出力の増加（150-170万kW）等を行うと、建設単価を20万円/kW以下にできる可能性があると言われている〔14〕。

10. まとめ

既存の軽水炉プラントの建設単価である30万円/kWeを実現するためには必要となる核融合炉の構想（A-SSTR）をまとめ、技術開発課題や設計上の特徴について述べた。本試算によると、実用核融合炉においてはトカマクとトカマク付属設備の建設費は2500億円程度である必要があり、SSTRを上回る核融合炉棟、トカマク本体、炉付属機器のコンパクト化が必要である。この炉を実現するためには、炉心プラズマと炉工学技術の開発、さらには、所要の特性をもった材料の開発が必要となる。

謝辞

本論文の構想は、核融合会議計画推進小委における核融合原型炉に関する議論（平成5-6年）、日本原子力学会主催核融合炉・夏期セミナー（“核融合エネルギーシステム—夢の実現に向けて”、平成7年7月）、第一回核融合エネルギー連合講演会パネルディスカッション（“日本の核融合エネルギー開発戦略”、平成7年12月）を経て形成された。さまざまな講演の機会を与えていただいた関係者に感謝したい。また、改良型BWRに関する資料を提供していただいた日立製作所上村氏、A-SSTRのプラントのCAD図面を全面的に作成していただいた開発電気中川氏にも感謝したい。

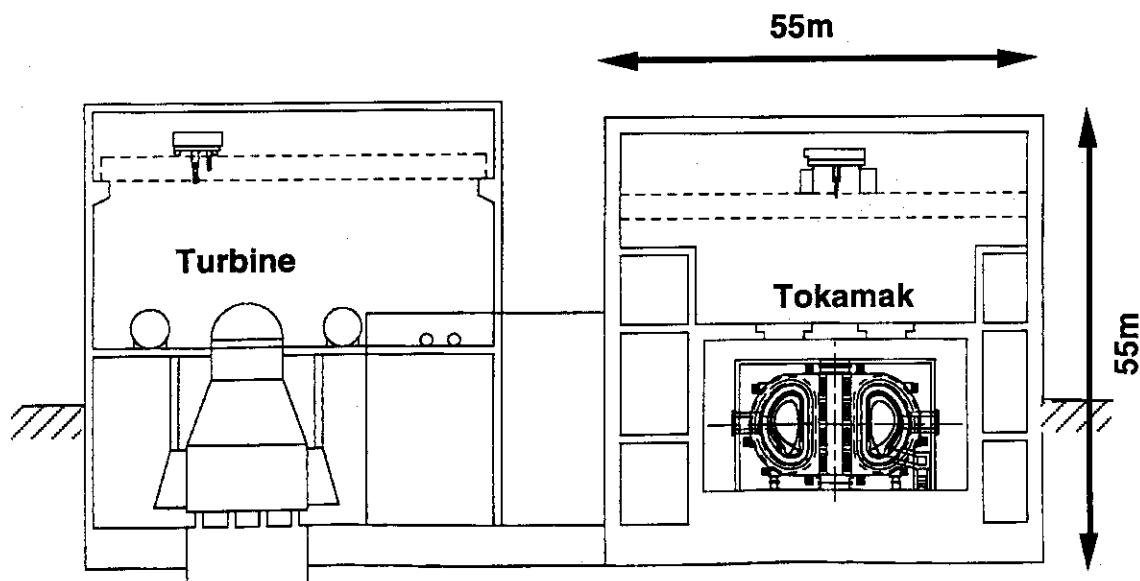


図10 A-SSTR核融合炉棟とタービン建家の配置断面図

以上が、第5節で概念的に設定したA-SSTRプラントを具体化したものである。ただし、再度断わっておかなければならぬのは、図8-10は、詳細な技術検討を経て図面化されたのではなく、SSTRの概念をさらに進化させ経済性の面で既存の軽水炉と同程度の建設単価を実現するために必要となる核融合炉のイメージを明らかにしたにすぎない。

なお、最新の情報によると、A-BWRをさらに進化させて（進化型A-BWR）燃料集合体の本数の削減や単機出力の増加（150-170万kW）等を行うと、建設単価を20万円/kW以下にできる可能性があると言われている〔14〕。

10. まとめ

既存の軽水炉プラントの建設単価である30万円/kWeを実現するためには必要となる核融合炉の構想（A-SSTR）をまとめ、技術開発課題や設計上の特徴について述べた。本試算によると、実用核融合炉においてはトカマクとトカマク付属設備の建設費は2500億円程度である必要があり、SSTRを上回る核融合炉棟、トカマク本体、炉付属機器のコンパクト化が必要である。この炉を実現するためには、炉心プラズマと炉工学技術の開発、さらには、所要の特性をもった材料の開発が必要となる。

謝辞

本論文の構想は、核融合会議計画推進小委における核融合原型炉に関する議論（平成5-6年）、日本原子力学会主催核融合炉・夏期セミナー（“核融合エネルギーシステム—夢の実現に向けて”、平成7年7月）、第一回核融合エネルギー連合講演会パネルディスカッション（“日本の核融合エネルギー開発戦略”、平成7年12月）を経て形成された。さまざまな講演の機会を与えていただいた関係者に感謝したい。また、改良型BWRに関する資料を提供していただいた日立製作所上村氏、A-SSTRのプラントのCAD図面を全面的に作成していただいた開発電気中川氏にも感謝したい。

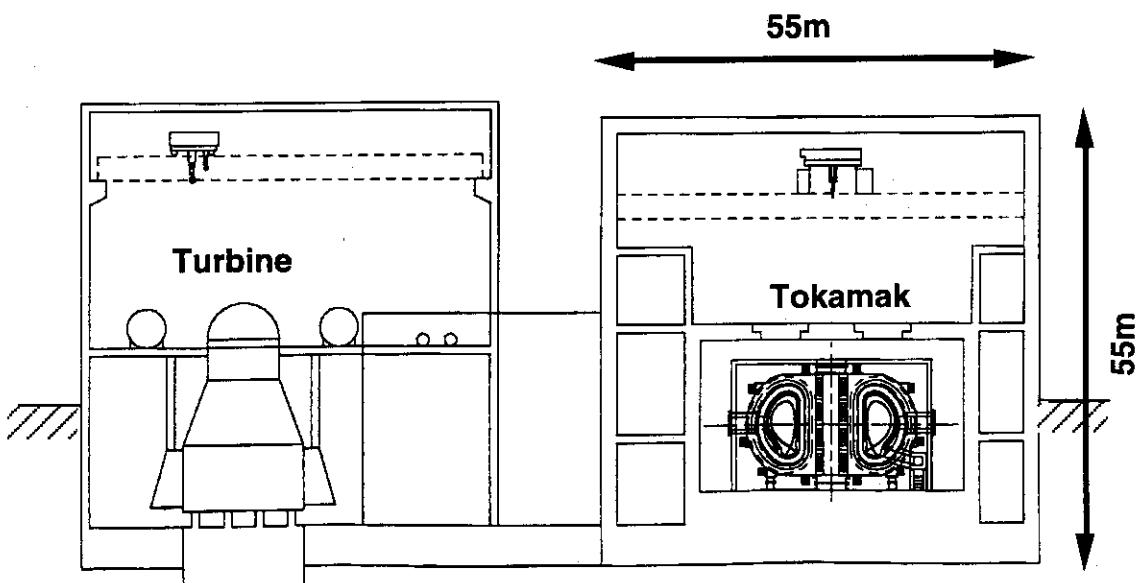


図10 A-SSTR核融合炉棟とタービン建家の配置断面図

以上が、第5節で概念的に設定したA-SSTRプラントを具体化したものである。ただし、再度断わっておかなければならぬのは、図8-10は、詳細な技術検討を経て図面化されたのではなく、SSTRの概念をさらに進化させ経済性の面で既存の軽水炉と同程度の建設単価を実現するために必要となる核融合炉のイメージを明らかにしたにすぎない。

なお、最新の情報によると、A-BWRをさらに進化させて（進化型ABWR）燃料集合体の本数の削減や単機出力の増加（150-170万kW）等を行うと、建設単価を20万円/kW以下にできる可能性があると言われている[14]。

10.まとめ

既存の軽水炉プラントの建設単価である30万円/kWeを実現するためには必要となる核融合炉の構想（A-SSTR）をまとめ、技術開発課題や設計上の特徴について述べた。本試算によると、実用核融合炉においてはトカマクとトカマク付属設備の建設費は2500億円程度である必要があり、SSTRを上回る核融合炉棟、トカマク本体、炉付属機器のコンパクト化が必要である。この炉を実現するためには、炉心プラズマと炉工学技術の開発、さらには、所要の特性をもった材料の開発が必要となる。

謝辞

本論文の構想は、核融合会議計画推進小委における核融合原型炉に関する議論（平成5-6年）、日本原子力学会主催核融合炉・夏期セミナー（“核融合エネルギーシステム—夢の実現に向けて”、平成7年7月）、第一回核融合エネルギー連合講演会パネルディスカッション（“日本の核融合エネルギー開発戦略”、平成7年12月）を経て形成された。さまざまな講演の機会を与えていただいた関係者に感謝したい。また、改良型BWRに関する資料を提供していただいた日立製作所上村氏、A-SSTRのプラントのCAD図面を全面的に作成していただいた開発電気中川氏にも感謝したい。

参考文献

- [1] M. Kikuchi et al., Nuclear Fusion 30(1990)343.
- [2] M. Kikuchi , Nuclear Fusion 30(1990)265.
- [3] Y. Seki, et al., IAEA-CN-G-1-2(1990).
- [4] 菊池 満 等、プラズマ核融合学会誌 70巻第6号 (1994) 591.
- [5] 平山 省一、原子力工業 38 (1992) 35.
- [6] E P R I A P - 2 2 5 4 : " Utility Requirement for Fusion " 1982-2.
- [7] F. Najmabadi et al., " The Starlite Project - The Mission of the Fusion Demo ", 16-th Simp. Fusion Eng., 1995, Univ. Illinois.
- [8] Tokyo electric Power company, Pamphlet "Advanced Boiling Water Reactor", (Aug. 1993).
- [9] M. Kikuchi, " An Economically Competitive Fusion Reactor ", 12th Topical Meeting on the Technology of Fusion Energy (ANS), June 1996, Reno, Nevada.
- [10] K. Ohkura, K. Sato, et al., Appl. Phys. Lett. 67, No13(1995)1923.
- [11] A. Kohyama, et al., " R&D of Low Activation Ferritic and Martensitic Steels for Fusion ", IAEA-CN-64/G2-1, 1996.
- [12] 栗山 正明 他、"定常炉心試験装置のNBI装置"、JAERI-Research 投稿予定。
- [13] 青柳 哲雄 他、"定常炉心試験装置の電源設備"、JAERI-Research 投稿予定。
- [14] 日本工業新聞記事、環境と成長「原子力エネルギー35」進化型ABWR、1996年