



特集

核融合エネルギーの社会的受容性と科学的見通しⅢ

16. 定常トカマク核融合炉：SSTR および A-SSTR

菊池 満
(日本原子力研究所)

Steady-State Tokamak Reactors : SSTR and A-SSTR

KIKUCHI Mitsuru

Naka Fusion Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute, Ibaraki 311-0193, Japan

(Received 25 June 1998)

Abstract

The SSTR is a steady-state tokamak reactor based on a bootstrap current with near term technologies. The A-SSTR is an aggressive fusion reactor concept designed to address issues of economical competitiveness.

Keywords:

fusion reactor, steady-state, bootstrap current, magnet, blanket

16.1 はじめに

日本原子力研究所では、高ブートストラップ電流放電の実証[1,2]や高磁界超伝導コイル技術や高エネルギー中性粒子入射技術の進歩等の炉心プラズマと炉工学における最新の知識を集めて1990年に定常トカマク動力炉 SSTR (Steady State Tokamak Reactor) の概念設計を行った[3,4]. この設計は、核融合炉工学国際会議 (ISFNT-2) での招待講演[5]で高く評価されるとともに、炉心プラズマ開発の面でも重要な研究課題 (Advanced Tokamak Research) として認められ欧州物理学会 (European Physical Society) での招待講演[6]で議論されている。

本設計で意図したのは、現実的な物理、工学技術を用いて電気出力100万 kW 程度の核融合発電プラントのエネルギーバランスが実現可能であることを示すことである。しかしながら、試算によると商用炉として建設した場合、SSTR 核融合炉の建設単価は 66.7 万円/kW と軽水炉の2倍以上となった。商用軽水炉は、改良沸騰水型軽水炉 (A-BWR) の登場に見られるように現状の建設単価約30万円/kW から、将来的には建設単価約20万円/kW を実現することをもくろんでいる。このような

かで、SSTR の設計経験に基づいて、徹底的な合理化を意図した実証炉概念が A-SSTR である [7-9]. Table 1 に両装置の主要パラメータを示す (A-SSTR については最新のものとした)。

次節においては、定常核融合炉 SSTR について述べ、16.3節では改良型 SSTR (A-SSTR) を論じる。

Table 1 Major parameters of SSTR and A-SSTR.

Reactor concepts	SSTR (1990)	A-SSTR (1998)
Plasma current I_p	12MA	12MA
Toroidal field B_t	9T	11T
Major radius R	7m	6m
Aspect ratio A	4.1	4
Elongation κ_{95}	1.85	1.8
Normalized beta β_N	3.5	3.7
Fusion power P_F	3GW	3.53GW
Current drive power P_{CD}	60MW	60MW
Net electricity P_E	1.08GW	1.63GW
Energy gain Q	50	59
Neutron wall load $P_{neut.}$	3MW/m ²	4.7MW/m ²

author's e-mail: kikuchim@fusion.naka.jaeri.go.jp

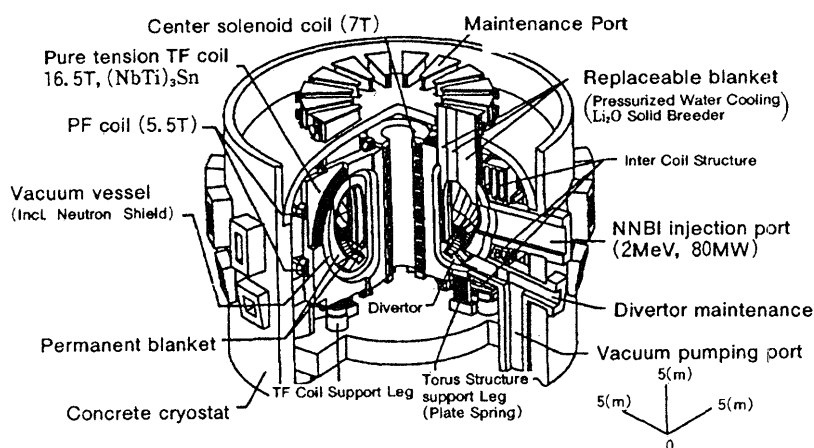


Fig. 1 Birds eye view of SSTR tokamak.

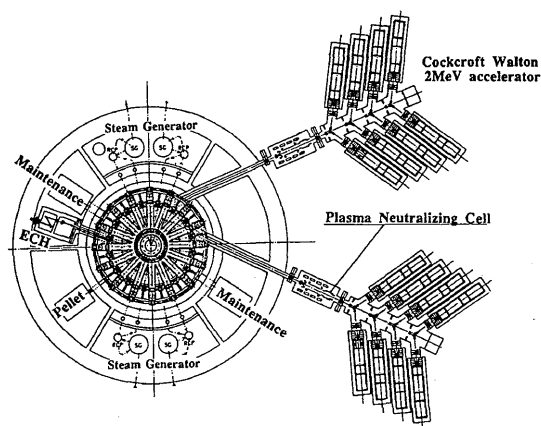


Fig. 2 Plan view of SSTR tokamak and N-NBI.

16.2 定常核融合炉 SSTR [10-16]

高効率定常運転を実現するために、高いポロイダルベータ値 ($\beta_p \sim 2$) と高い安全係数 ($q_a \sim 5$) が特徴となっている。また、2 MeV ビーム電流駆動による高効率の定常運転、高磁場 (9 T) 高安全係数運転によるディスラプション頻度低減、電流分布制御による高規格化ベータ、ダイバータガスパフによる低温高密度放射ダイバータなどの特徴をもっている。

Fig. 1 には SSTR トカマク炉本体の鳥瞰図を示す。定常核融合炉 SSTR の設計に当たっては、可能な限り既存技術と近未来に実現可能な技術を用いることとした。

さらに、経済性改善のためにコイルの最大経験磁場を 16.5 T とし装置のコンパクト化にも留意した。He 冷凍機容量は液化負荷も含めると総計 64 kW (冷凍機用電力 22 MW) である。SSTR の加熱・電流駆動はビームエネルギー 2 MeV、ビームパワー 60 MW の中性粒子入射装置 (システム効率 50%) を採用している。Fig. 2 か

らわかるように、ビームライン偏向を実現するためにビームラインが大きくなっている。

ブランケット構造材には耐照射特性等に優れた低放射化フェライト鋼 F82H を採用し、この運転温度領域での冷却媒体としては除熱性能と遮蔽性に優れた高温加圧水 (15 MPa) とした。SSTR のトリチウム増殖材は、固体増殖材 Li_2O を採用している。また、中性子増殖材としては Be を採用し、高いトリチウム増殖率 ($\text{TBR} = 1.2$) 中性子エネルギーの増倍率 (1.36) を実現している。

核融合ブランケット構造材料に対して過度の開発リスクを負わせないために、許容フルーエンスを 7 MWa/m^2 と設定した。ブランケットは 2 層構造とし (Fig. 3)、薄型 ($\sim 20 \text{ cm}$) の交換ブランケットを 2-3 年ごとに定期交換する方式とした。交換ブランケットの下に設置する永久ブランケットは炉寿命中 (30 年間) 使用する。

16.3 A-SSTR

前節に示した SSTR は、科学的には実現性が比較的高い核融合炉の概念である。しかしながら、その建設単価は軽水炉の 2 倍程度に達し、建設費に比例して燃料費、運転費の経費率が軽水炉と同じとすると軽水炉の 2 倍の発電単価となる。燃料費、運転費に特段の削減ができたとしても軽水炉の 1.5 倍の発電単価となる。核融合が核暴走がないという利点をもっているも、建設運転にあたる電力会社の負担は過大となり、既存のエネルギー源に変えて開発を推進するモチベーションは生まれにくい。これを踏まえて、核融合実証炉の概念構築のために、まずユーザ側の視点に立って核融合炉の要件を考察し、それを実現できるような炉の基本構想をまとめたのが A-SSTR である。

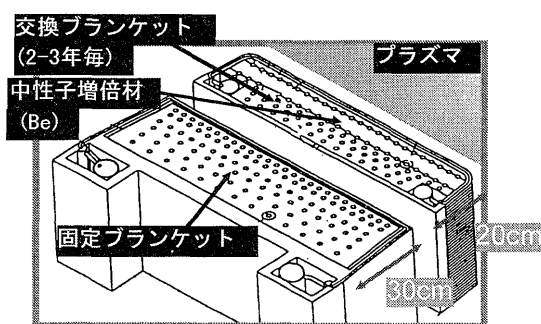


Fig. 3 Two layer blanket structure of SSTR.

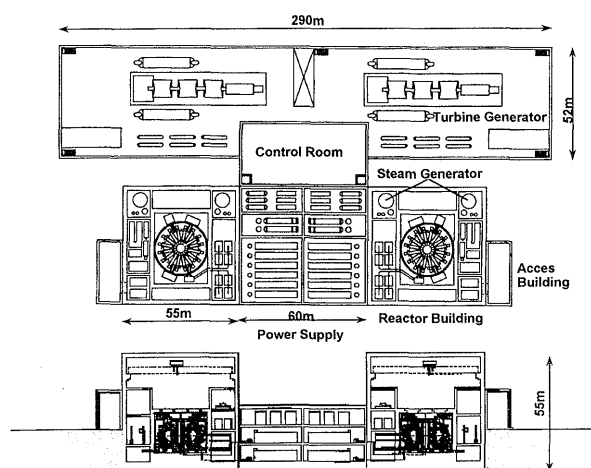


Fig. 4 Plan and side views of A-SSTR [8].

その特徴は、高温超伝導線を低温 (27 K) で用いることにより、高磁場の発生と冷凍機容量の削減を期待している。また、構造材に低放射化フェライト鋼の酸化物分散強化 (ODS) 鋼を用い、一般火力並みの高い熱効率を実現するというものである。規格化ベータ値は SSTR にくらべると若干高い $\beta_N = 3.7$ に設定した。炉の核融合出力は 3.53 GW、熱出力は 4.3 GW、正味の電気出力は 1.63 GW である。熱効率の改善とベータ値の増加によって、正味電気出力を増やしている。また、Fig. 4 に示すように炉のコンパクト化にも留意し、2 基をセットで建設・運転することにより周辺設備の共用化を考慮した構想となっている。

トカマク核融合炉本体の直径は約 22 m、総重量は約 2 万トンである。高温超伝導体の使用は、He 冷凍機用電力の削減や熱シールド、電流リードの簡素化を意図している。現在、すでにビスマス系の高温超伝導体は 27 °K で 23.4 T を発生している [17]。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望まれる。ブランケット構造材の第一候補は、ODS 低放射化

フェライト鋼であり、耐熱温度は 600°C 程度まで向上することを期待している。強磁場中の電磁力支持、ディスラプション時の熱衝撃などの課題を解決する必要がある。

16.4 実用核融合炉への道

核融合炉を実用化するには、他のエネルギー資源との競争性をもつ必要がある。また、その開発費が適切であることも条件である。ここでは、実験炉 ITER と類似の技術を用いた SSTR 炉と、それより格段に経済性改善を要求された場合に想定される A-SSTR を述べた。

どのような商用炉が要求されるかは、その時代のエネルギー事情によるが、いずれかの概念が将来に必要な核融合炉のイメージに近いことを望みたい。

参考文献

- [1] M. Kikuchi, M. Azumi *et al.*, Nucl. Fusion **30**, 343 (1990).
- [2] M. Kikuchi and M. Azumi, Plasma Phys. Control. Fusion **37**, 1215 (1995).
- [3] M. Kikuchi, Nucl. Fusion **30**, 265 (1990).
- [4] Y. Seki, M. Kikuchi *et al.*, 13th IAEA Conf., (Washington, 1990), IAEA-CN-53/G-1-2.
- [5] M. Kikuchi, R.W. Conn, F. Najmabadi and Y. Seki, Fusion Eng. Des. **16**, 253 (1991).
- [6] M. Kikuchi, Plasma Phys. Control. Fusion **35**, B39 (1993).
- [7] M. Kikuchi, Fusion Technol. **30**, 1631 (1996).
- [8] 菊池 満: JAERI-Res. 97-004 (1997).
- [9] M. Kikuchi, Y. Seki and K. Nakagawa, 6th IAEA TCM on Fusion Power Plant Design and Technology, Culham, March, 1998, to be published in Fusion Eng. Des.
- [10] 菊池 満: 日本原子力学会誌 **32**, 10 (1990).
- [11] Fusion Reactor System Lab., JAERI-M 91-081 (1991).
- [12] M. Kikuchi, Y. Seki *et al.*, Fusion Eng. Des. **18**, 195 (1991).
- [13] S. Mori, S. Yamazaki *et al.*, Fusion Eng. Des. **18**, 249 (1991).
- [14] Y. Suzuki, M. Yamada, *et al.*, Fusion Eng. Des. **18**, 209 (1991).
- [15] N. Ueda, M. Tanaka *et al.*, Nucl. Fusion **32**, 1037 (1992).
- [16] 菊池 満, 関 泰, 本島 修: プラズマ・核融合学会誌 **70**, 591 (1994).
- [17] K. Ohkura, K. Sato *et al.*, Appl. Phys. Lett. **67**, 1923 (1995).