九州大学学術情報リポジトリ Kyushu University Institutional Repository

11. 米国におけるトカマク核融合炉設計 : ARIE : 核融合エネルギーの社会的受容性と科学的見通し Ⅲ

御手洗,修 九州東海大学工学部

https://hdl.handle.net/2324/1544153

出版情報:Journal of plasma and fusion research. 74 (9), pp.918-922, 1998-09-25. The Japan Society of Plasma Science and Nuclear Fusion Research バージョン: 権利関係:

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

11. 米国におけるトカマク核融合炉設計: ARIES

御手洗 修(九州東海大学工学部)

Reprinted from Journal of Plasma and Fusion Research Vol. 74, No. 9 (1998), pp. 918~922

核融合エネルギーの社会的受容性と科学的見通しⅢ

11. 米国におけるトカマク核融合炉設計: ARIES

御手洗 修 (九州東海大学工学部)

Tokamak Reactor Design in USA : ARIES

MITARAI Osamu

School of Engineering, Kyushu Tokai University, Kumamoto 862-0970, Japan (Received 24 June 1998)

Abstract

A 1,000 MW fusion power plant ARIES-RS tokamak reactor is reviewed. It is operated in a reversedshear mode, and has a bootstrap current fraction of 90 %, an RF current drive power of 80 MW, a plasma current of 11 MA, a toroidal field of 8 T, and its toroidal beta $\beta = 5$ %. For cost minimization and safety, ARIES-RS has a lithium blanket with V-alloy as the structural material and an integration unit "sector" consisting of the first wall/blanket, blanket/reflector, and high and low temperature shields. The sector can be removed horizontally and carried away by robots, and maintained in the hot cell.

Keywords:

DT tokamak reactor, reversed-shear mode, bootstrap current, steady state, Li/V system, sector integration, cost minimization

11.1 はじめに

米国カリフォルニア大学サンディエゴ校を中心として 行われている ARIES 核融合炉(Advanced Reactor Innovation and Evaluation Study)研究の目的は、トカマ ク核融合炉の経済性、安全性、環境面の潜在的可能性を 調べること、最良なトカマク炉を実現するための物理的、 工学的な課題を明らかにすることである。そこでは、電 気出力を1GWに固定し、様々なタイプのトカマク炉を 比較検討し、システムプラントのかなり詳細な研究を行 っているので核融合炉の今後を考える上で興味深い。

| ARIES トカマク | > 炉研究は以下のシ | リーズで行われた |
|------------------|----------------|-------------------------|
| ①ARIES-I: | 第一安定化領域, | 定常運転 |
| ②ARIES-II: | 第二安定化領域, | 定常運転 |
| ③ARIES-III: | 第二安定化領域, 燃料 | 定常運転, D ³ He |
| ④PULSAR : | 第一安定化領域, | パルス運転 |

⑤ARIES-IV: 第二安定化領域,定常運転

| (6) ARIES-RS : | 負磁気シア配位, | 第二安定化領域 |
|----------------|-----------|----------|
| | 定常運転 | |
| ⑦ARIES-ST: | 極低アスペクト」 | 比スフェリカルト |
| | カマク, 定常運動 | Ē |

その結果、もっとも最良と考えられている炉が ARIES-RSトカマク炉であり、本報告ではこの炉について解説 する.

11.2 ARIES-RS 炉の概略[1-4]

プラズマ中心に電流が多く流れる通常の放電とは逆 に、プラズマ周辺に電流が多く流れる中空(ホロー)電 流分布は定常自発(ブートストラップ)電流分布とよく 整合する結果、大きな自発電流を得ることができ、電流 駆動電力の小さい核融合炉を作ることができる.このよ うな中空電流分布を持つ放電を負磁気シア(Reversed

author's e-mail: omitarai@ktmail.ktokai-u.ac.jp

Table 1 Parameters in ARIES-RS reactor.

| Major radius: | R = 5.52 m |
|-------------------------------|--------------------------------------|
| Minor radius: | <i>a</i> = 1.38 m |
| On-axis toroidal field : | $B_{\rm t} = 8.0 {\rm T}$ |
| Plasma elongation : | $\kappa_{95} = 1.7$ |
| On-axis safety factor: | $q_0 = 2.8$ |
| Plasma-edge safety factor: | $q_{\rm a} = 3.50$ |
| Minimum safety factor: | $q_{\min} = 2.5$ |
| Plasma current: | $I_{\rm p} = 11.3 \text{ MA}$ |
| Bootstrap current fraction: | $f_{\rm BS} = 0.88$ |
| Toroidal beta: | $\beta_{\rm t} = 5.0 \%$ |
| Poloidal beta: | $\beta_p = 2.28$ |
| Confinement factor to ITER89P | $\gamma_{\rm H} = 2.34$ |
| Average neutron load: | $\Gamma_{\rm n} = 4.0 {\rm MW/m^2}$ |
| Fusion power: | $P_{\rm f} = 2.17 {\rm GW}$ |
| Net electric power: | $P_{\rm e} = 1.0 {\rm GW}$ |
| Gross efficiency: | 46% |
| Mass power density (MPD): | 66.7 kWe/tonne |
| Cost of electricity (COE): | 75.8 mill/kWh |
| | |

Shear, RS) 放電と呼ぶ. また電流分布が中空分布にな ると、エネルギー障壁ができて閉じ込めが増大する実験 結果が得られている. とくに JT-60U の最近の実験結果 は入力と出力エネルギーが等しくなるブレークイーブン (Q_{DT}~1)を与え,高イオン温度モードと並ぶ高性能 をもつことを実験的に示しつつある. このような特性を 持つ中空電流分布を,安定にかつ小電力で定常的に維持 するのをめざした炉が ARIES-RS トカマク炉である.

この炉は ARIES-II トカマク炉のバナジウム構造材, Li 冷却システムを基礎にしたもので,主半径 5.52 m, 80 T のトロイダル磁場,トロイダルベータ値 β_c = 5.0% の第二安定化領域,10 MA 程度のプラズマ電流,90 % 程度の高自発電流割合をもつ中空電流分布等の実現をめ ざしたトカマク炉である.また工学的には,高稼働率, 最小電力コスト,放射性廃棄物の減少,公衆と作業員の 安全性をより少ない工学的拡張で達成することを目標に している.

11.3 ARIES-RS 炉の設計目標

ARIES-RS 炉に対する安全性,経済性,環境,運転保 守に対する要求あるいは目標は次のとおりである. ①事故時に住民退避の必要がないこと. ②公衆の日常生活に影響を与えないこと. ③放射性廃棄物は浅地埋設可能とすること. ④他の発電方式よりも現場労働者被曝の確率が低いこと. ⑤トリチウムサイクルが閉じていること. ⑥部分負荷運転が可能なこと. ⑦炉内部の遠隔保守が可能なこと.

⑧ディスラプション等予定外炉休止回数が年1回以下と すること。

⑨電力生産コストは他の発電方式と競争できる範囲であること、コストの目標は65 mill/kWh (1 mill = 0.001
 ・ドル)であるが、設計の必要条件としては80 mill/kWhである。

11.3.1 物理設計の特徴

プラズマ平衡を維持するのに必要なプラズマ電流を少 ない電力で駆動できる Fig. 1 のような中空電流分布を 得るために,非誘導電流駆動装置には工夫が必要である. すなわち、プラズマ中心部の種 (シード) 電流を駆動す るためにイオンサイクロトロン共鳴周波数速波 (ICRF-FW)を、プラズマ端部では低域混成波(LHW)を、 プラズマ中心と端部の半ばでは f~20 fri の高調波速波 (HFFW) やモード変換波 (MC)を入射し、中空電流分 布となるように工夫する. その結果, 91 MHzのFW で 5.4 MW, 1 GHz O HFFW C 48.4 MW, 3.5-4.6 GHz O LHW で 34.2 MW, 合計 88 MW の駆動電力が必要である. しかし、これらの非誘導電流駆動は"不純物放射マン トル法"(プラズマ周辺マントルに不純物を注入するこ とによって放射パワーを増やしダイバータへの熱入力を 減らす方法)とは相いれない.なぜならプラズマ周辺で 高密度となり自発電流との整合が取りにくくなり、また 不純物のため等価荷電数 Zeff が増えて電流駆動電力が増

大し 190 MW も必要となるからである、したがって、 本炉ではダイバータへの熱流束低減のため、プラズマ境 界層のみで放射する"放射ダイバータ"を採用する。



Fig. 1 The reference plasma equilibrium parallel current profile as a function of poloidal flux, the plasma flux surface contours, and toroidal current density as a function of the major radius in ARIES-RS [1]. さらに、高ベータのために規格化ベータ値 β_N が 5.0 と高くなるが、このように大きな β_N を長時間維持する のは現在実験的には困難であるとされているのでさらな る研究が必要である.またキンク(折れ釘)不安定性を 安定化するために第一壁の後ろに導体シェルを設置する 必要がある.さらに、アルファ粒子閉じ込めに関する問 題(a)プラズマ中心部で電流が少ないとアルファ粒子の 閉じ込めが悪くなる、(b)負磁気シア放電ではトロイダル磁 場のリップルが小さくなければならないので磁性体による 低減等、磁場コイルとの関連をさらに調べる必要がある.

以上のような物理的課題がまだ残されている.

11.3.2 工学設計の特徴

構造材に低放射化,低崩壊熱,高温特性,高熱流束特 性の良いバナジウム合金 (V-4Cr-4Ti)を用いる.しか しバナジウムは高価なので,使用量を減らしたり,また 経済性と稼働率を上げるために真空容器をセクタ分割構 造とし,分解,保守,交換の容易な設計とし,あわせて 安全性を確保する工夫をしている.

プランケットは、高エネルギー中性子を熱に変換し発 電に供し、同時にトリチウムの増殖や中性子パワーの増 倍を行う.トリチウム増殖にはもっとも高い増殖性能を 示す液体金属リチウム (Li)を用い、冷却材と兼用する. パナジウムと Li の絶縁コーティングが可能ならば Li 冷 却材の MHD 圧力損失は問題ない.なおシールドは中性 子やガンマ線を遮蔽、あわせて熱変換を行い、真空容器、 超伝導コイルや生体を保護するものである.

コスト低減のため、高熱効率46%の過熱(スーパー ヒート)サイクルを持つ先進ランキンサイクルを用いる. このとき、ブランケットからの放射化された一次側 Li 蒸気は二重壁の中間熱交換器によって遮断され、二次側 金属 Na が発電に用いられる.また、プランケットから 中間熱交換器までは二重壁のバナジウム管で連結し、熱 交換器以降はステンレス製管を用いコストを抑える.

(1)ブランケット,シールド部

構造材の長寿命化,交換費削減,廃棄物減少のために, ブランケット部を第一壁/ブランケット,ブランケット/ 反射材の半径方向2つの部分に分ける.またシールド部 は核発熱量に基づき高温および低温シールドに分ける. この詳細を Fig. 2 に示す.

ブランケット,シールド部の特徴は次のとおりである. ①バナジウム製第一壁/ブランケットは2.5年おきに交換

する.またブランケットは箱型でLi冷却材をポロイ ダル方向に下から上へ流す.

②ブランケット/反射材は、バナジウム構造体とテネロ



Fig. 2 The cross section of the ARIES-RS outboad blanket and shield [1].

- ン(高 Mn のオーステナイト系低放射化ステンレス 鋼)充填材よりなり、Li で冷却し、7.5年おきに交換 する.これは重力、電磁力を支える強固なポロイダル 形状構造体ともなっている.
- ③高温シールド(300~700℃)はバナジウム構造体にテ ネロン、タングステンを充填したものである.核発熱 が全加熱パワーの20%となるので、Liで冷却しスー パーヒートに用いる.
- ④低温シールド(200℃)は安価なテネロン構造体にボロンカーバイド(B4C),タングステンカーバイド(WC)を充填したもので、Heで冷却し熱は利用しない、高温、低温シールドともに炉の寿命の間30年間は交換しない。

Li は固体増殖材と異なり中性子吸収が少ないので, Be 等の中性子増倍材を必要としない分だけコストを低 減できる.トリチウム増殖は内側ブランケットで18%, 外側ブランケットで70%,高温シールドで12%を担う. 不確定性も考慮すると全体のトリチウム増殖比は1.01~ 1.2となる.

- シールドのコストは次のようにさらに工夫し低減する. ①高価なバナジウムは高温側に使用し、低温側には鋼を 用いる.
- ②充填材にはバナジウムよりも安価でシールド特性の良い鋼を用いる。
- ③高価な WC や B₄C の高性能シールド材はコンパクト なインボード側のみに用いる.

④シールドの放射性損傷を減らし、炉寿命の間使用する。
 ⑤シールドは第一壁、ブランケットに比して簡素なので、

特集

組み立て,検査,品質管理コストは相対的に安くできる. (2)真空容器構造

真空容器は、Fig.3の上部から見た断面図のように、 半径方向に引出し可能のセクタ部と永久設置部にわかれ る.セクタは内側ブランケット/第一壁および外側第一 壁/ブランケット,ブランケット/反射材、高温および 低温シールド,真空容器の一部の一体構造となっている. Fig.4にも詳しく示すように、永久設置部はトーラス内 側の真空容器、低温および高温シールドよりなり、本体 に固定され運転期間中30年間は交換しない.

セクタは、ブランケット/反射材のボロイダル形状構 造体 (Structural ring) から保守点検分離線 (Maintenance separation line) に沿って (Fig. 4) トロ イダルコイルの間を通って半径方向に引き抜き分解す る.そこでロボットコンテナに積み込みホットセルまで 運搬し、保守点検、交換をする、真空は外側の長方形の 真空容器接続部分でシールされる、したがって、放射能 領域での溶接作業は行わず、すべての配管工事は真空容 器の外側で行う.

Fig.5に ARIES-RS 炉本体の横断面図を示す. 配管,



Fig. 3 The removable sector being widthdrawn, plan view at midplane [4].



Fig. 4 The elevation view of an integrated ARIES-RS sector [1].

トロイダルコイル, ポロイダルコイル, 低温容器を設置 したままセクタを交換できることがわかる. 以上のよう に, 分解, 保守, 組み立てを容易にし, 稼働率を上げ, 経済性を改善している.

(3)ダイバータ部

Fig.6に示すように、ダイバータはパナジウム製であ り、ダイバータ板と支持構造の2つの部分よりなる.ま た、ダイバータもセクタの一部として取り出し、保守、 点検、交換する.ダイバータ板は内側板、外側板、中央 ドーム板よりなる.本炉で用いる"放射ダイバータ"で は、プラズマ境界層にネオンを注入し、放射パワーを増 やしダイバータ板へのピーク熱流束を6 MW/m² 以下に 維持する.大部分の熱流束は外側板に流れ込む.

ダイバータ支持構造部は次の機能を満たさなければな



Fig. 5 The elevation view of the ARIES-RS fusion power core [1].



らない.

- ①ダイバータ板は、ディスラブション、熱膨張に耐える ようにポロイダル形状構造体に機械的に取り付けられる。
- ②ダイバータ部にはシールドがないのでコイルをシール ドできるようにする。
- ③ダイバータ板、内側ブランケットの冷却パイプの通り 道となる。
- ④冷却材のスーパーヒートを行い熱効率を高める.
- ⑤冷却材がLiなのでトリチウム増殖に少しでも寄与する。 (4)加熱・電流駆動装置、トロイダル磁場コイル

加熱と電流駆動に用いる ICRF-FW, HFFW, LHW ランチャは、一つのセクタの中心部2m×2m内に設置 され、合計 102 MW のパワーを入射できる。

トロイダル磁場は8Tで, 最大磁場は15.2Tである. 16個のコイルは Nb₃Sn や NbTi で作られる. コイルは 大きめで支持方式はキャップ方式とし, セクタが取り出 せるようにしている.

11.4 まとめと課題

ARIES-RS 炉についてまとめる.

- ① ARIES-II トカマク炉を発展させ、保守点検法、セク タ支持、組み立て、ブランケット内部設計、シールド の最適化、ダイバータ設計、トロイダル磁場コイルキ ャップ等のより詳細な設計を行った。
- ② ARIES-RS 炉は電力倒からの要請である廃棄物処理, 住民避難計画不要,保守点検性,稼働率,電力コスト 等を満足する.しかしさらなるコストの低減が必須で

ある.

③高いプラント性能が経済的競争のために必要である. これは負磁気シア、パナジウム/Li ブランケットの ARIES-RS トカマク炉によって達成されよう.

また主要な課題として、次の項目があげられている。

①定常高性能負磁気シア放電を実験的に実現すること。
②ダイバータ板の健全性を保つ放射ダイバータ運転を実証すること。

③信頼性の高い高性能低放射化材料を開発すること、

④液体金属と構造材(Li-V)間の絶縁コーティングを開発すること。

⑤ロボット技術を用いて短期間で保守点検を実現すること。 ⑥核融合物理,工学のインターフェイス,それらの全シ

ステムに及ぼす影響を知るために今後も詳細な解析を 続ける必要がある。

以上,ARIES-RS 炉設計を概説したが,物理的にはま だ研究が必要であるが,工学的には魅力ある設計で,経 済性,安全性,稼働率ともに向上した炉設計が可能にな りつつある.

参 考 文 献

- [1] F. Najmabadi et al., Fusion Eng. Des. 38, 3 (1997).
- [2] M. Tillack, Fusion Eng. Des. 38, 87 (1997).
- [3] L. El-Guebaly, Fusion Eng. Des. 38, 139 (1997).
- [4] L.M. Waganer, The configuration and maintenance of the ARIES-RS power plant, Japan-US Workshop on Fusion Power Plants, March 3-5, 1997, UCSD.