

## 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)



## 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)

## 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 reversed-shear 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で、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ため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, 定常運転, D<sup>3</sup>He 燃料
- 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
- ⑥ARIES-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, 定常運転

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



Table 1 Parameters in ARIES-RS reactor.

Major radius:	$R = 5.52$ m
Minor radius:	$a = 1.38$ m
On-axis toroidal field :	$B_t = 8.0$ T
Plasma elongation :	$\kappa_{95} = 1.7$
On-axis safety factor:	$q_0 = 2.8$
Plasma-edge safety factor:	$q_a = 3.50$
Minimum safety factor:	$q_{min} = 2.5$
Plasma current:	$I_p = 11.3$ MA
Bootstrap current fraction:	$f_{BS} = 0.88$
Toroidal beta:	$\beta_t = 5.0$ %
Poloidal beta:	$\beta_p = 2.28$
Confinement factor to ITER89P	$\gamma_H = 2.34$
Average neutron load:	$\Gamma_n = 40$ MW/m <sup>2</sup>
Fusion power:	$P_f = 2.17$ GW
Net electric power:	$P_e = 1.0$ 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イクイーブン ( $Q_{DT} \sim 1$ ) 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 トカマク炉のパナジウム構造材、Li 冷却システムを基礎にしたもので、主半径 5.52 m、8.0 T のトロイダル磁場、トロイダルベータ値  $\beta_t = 5.0\%$  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理設可能とすること。
- 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  $f \sim 20 f_{ci}$  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 の HFFW で 48.4 MW、3.5–4.6 GHz の 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  $Z_{eff}$  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。

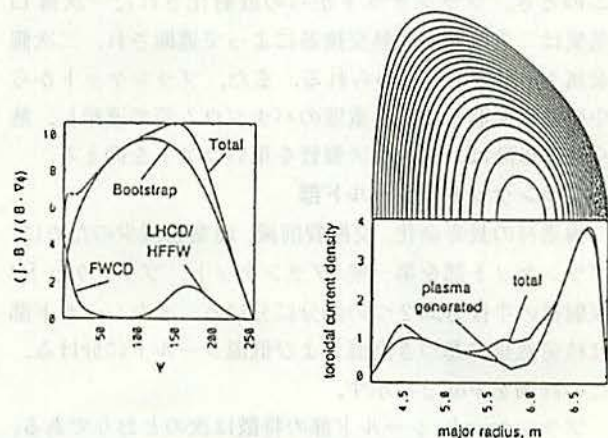


Fig. 1 The reference plasma equilibrium parallel current profile as a function of poloidal flux, the plasma flux surface contours, and toroidal current density as a function of the major radius in ARIES-RS [1].

さらに、高ベータのために規格化ベータ値  $\beta_N$  が 5.0 と高くなるが、このように大きな  $\beta_N$  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。またキック（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し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。

ブランケットは、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。バナジウムと 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、ブ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 冷却材をト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

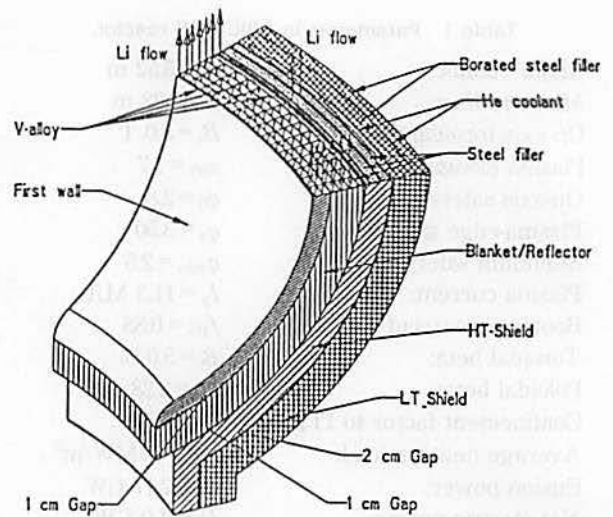


Fig. 2 The cross section of the ARIES-RS outboard blanket and shield [1].

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ト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°C) 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°C) は安価なテネロン構造体にボロンカーバイド ( $B_4C$ )、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  $B_4C$  の高性能シールド材はコンパクトなインボード側だけに用いる。
- 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、



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な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/反射材のポ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過し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、

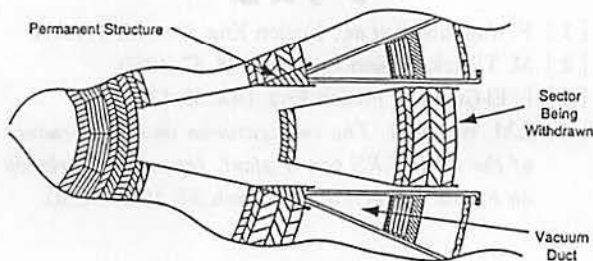


Fig. 3 The removable sector being withdrawn, plan view at midplane [4].

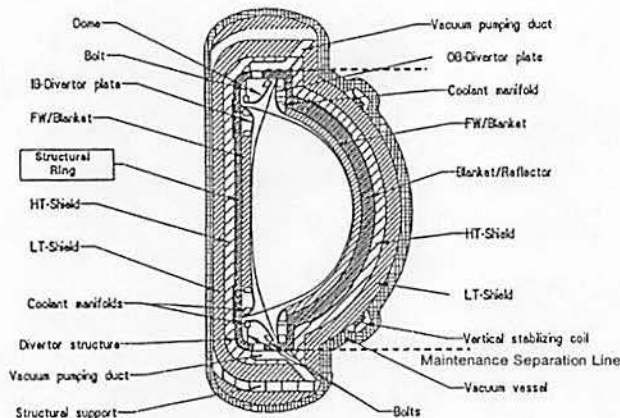


Fig. 4 The elevation view of an integrated ARIES-RS sector [1].

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、ダイバータはバナジウム製であり、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/m<sup>2</sup>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

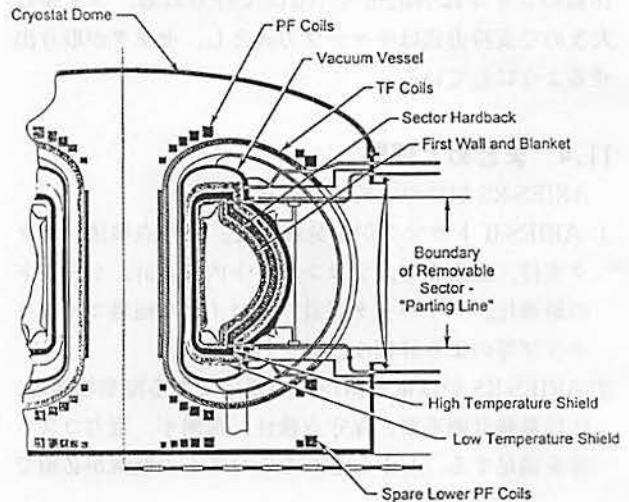


Fig. 5 The elevation view of the ARIES-RS fusion power core [1].

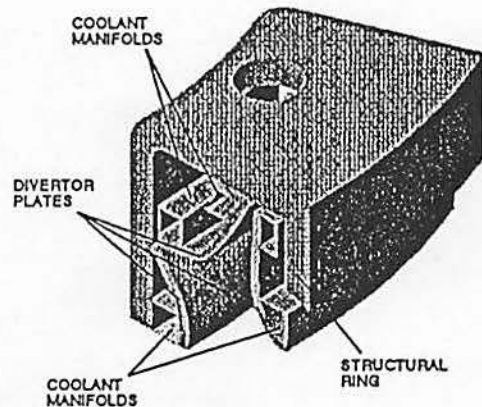


Fig. 6 The ARIES-RS divertor [1].

らない。

- ①ダイバータ板は、ディスラプション、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 2 m × 2 m 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 8 T で、最大磁場は 15.2 T である。16個のコイルは Nb<sub>3</sub>Sn 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 炉は電力側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、バナジウム/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.*