

## 補稿 1 いろいろな核融合炉概念設計

本補稿では、これまでに国内で実施されてきたトカマク型核融合炉の概念設計の主要なものを取り上げ、その設計上の特徴などを解説する。特に、概念設計の役割や注意点の理解の一助とするため、それぞれの設計で特別な目的をもった部分や、その目的のためになされた仮定などについても解説する。

### A1.1 トカマク発電プラントの概念例

トカマク型核融合炉の概念設計は、おおむね 1980 年ころを境に大きく変化していることは 3 章 1 節で述べた。そこで本節で解説するのは、現在の知見でも設計制約上での大きな齟齬がない 1990 年以後の設計に限ることとした。表 A1-1 にはここで取り上げる 6 つの概念設計例と各種パラメータを示す。比較のための ITER も加えた [A1-1]。表 A1-2 には、それぞれの設計の特徴的な点を示した。以下に、それぞれの設計について解説していく。

#### A1.1.1 SSTR

JT-60U でも確認されたブートストラップ電流を最大に利用する定常炉として最初の概念設計が SSTR (Steady State Tokamak Reactor) である [A1-2]。第 3 章で示したように、ブートストラップ電流とプラズマ電流の比 (BSC 比:  $f_{BS}$ ) は 0 次オーダーの近似では、 $f_{BS} \propto A^{-1/2} \beta_p / q$  の比例関係がある。ここで  $A$  はアスペクト比、 $q$  は安全係数である。さらに  $\beta_t = \beta_p A^{-2} q^{-2}$  なる関係から、 $f_{BS} \propto A^{3/2} \beta_t q$  なる関係が導かれる。すなわち、同じ  $\beta_t$  と  $q$  値なら BSC 比はアスペクト比  $A$  の 1.5 乗に比例するので、SSTR の設計では ITER の  $A=3.1$  より高いアスペクト比、 $A=4.0$  に設定し、高 BSC 比を得ることを狙っている。その結果、BSC 比は 75% に達した。また、アスペクト比を大きめに取ったことで CS コイルの容量は、定格電流 (12MA) まで誘導電流駆動で立ち上げられる容量 ( $L_p I_p$  比=100%) を持っている。

ただし、BSC 比は  $\beta_t$  が高いほど大きく、かつ、アスペクト比が小さいほどその  $\beta_t$  限界は高くできることから、必ずしも大アスペクト比のほうが BSC 比で有利とはいえないことがその後わかってきた。表中の他の概念設計を見ると、IDLT を除けば、他の設計もすべて BSC 比が 75% を超えているが、どれもアスペクト比は SSTR より小さい。

SSTR の  $\beta_N$  は 3.5 と設定されている。これは他の炉設計に比べると低めにも見えるが、SSTR の設計では内部導体壁を想定していないため、 $\beta_N=3.5$  でも、導体壁なし平衡の理論上限に達している。

SSTR は 2MeV の NBI 電流駆動を採用した。これは電流駆動効率の観点から選択されたが、2MeV の NBI が 1MeV の ITER 用 NBI と同様の高効率加速法 (静電加速) で実現できるかは今後の課題が残る。

超電導コイルの線材に  $Nb_3Sn$  でなく  $Nb_3Al$  を採用することで、16.5T の最大磁場を前提とする点も、SSTR が最初

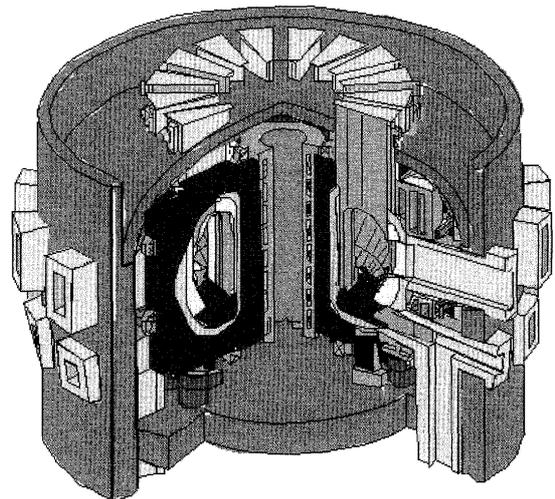


図 A1-1 SSTR の鳥瞰図

の設計であった。この設計は、その後の日本の概念設計の多くに踏襲されている。

ブランケットの設計では、加圧水型軽水炉と同様の蒸気条件 (15MPa, 330°C) を採用している。SSTR 以後の概念設計では、15MPa の過熱蒸気 (CREST), 23MPa の未臨界加圧水 (SlimCS), 25MPa の超臨界水 (Demo-CREST 運用後期) などの設計も試みられている。

1990 年台になされた SSTR の設計は、やや古さを感じられる部分もあるが、全体としては今の知見で見てもバランスのとれた設計例であり、Steady State Tokamak Reactor 名の通り、定常炉概念の基準にふさわしいものである。

#### A1.1.2 IDLT

IDLT (Inductive Day-Long-pulse Tokamak) [A1-3] は、表 A1-1 の中では、唯一の誘導電流駆動の概念設計である (ITER を除く)。これは、SSTR をはじめとする他の完全定常運転の設計との比較の視点から、仮に誘導電流で炉を設計すればどのようなものになるかを確認した設計である。

一言でいえば、誘導電流で運転するパルス・トカマクは大型にならざるを得ない。CS コイルの容量を大きくするために、中心部の空間を大きくとる必要があるからである。IDLT も  $R=10m$  と大型になったが、その代わりに、パルス長は約半日である。1日に 2 回起動程度の長パルス (Day-long-pulse) であれば、パルス運転も許容できる余地があるという設計ポリシーに立っているわけである。  $R=8m$  程

度では 1 時間程度のパルスしか取れないこともわかり、 $R=10\text{m}$  が設定された。

電磁誘導で十分な電流を流し、かつ大型化することで、プラズマパラメータはかなり緩和されている。たとえば、 $\beta_N$  は 2.7 で、概念設計中では最小である。定常炉であれば、 $\beta_N$  が 3 以下で実用炉に十分な Q 値 (>30) を得ることは難しい。

密度限界に対する比も 0.98 と、1 以下である。定常炉の設計では、大型になるほど密度限界との比は大きくなっていく傾向だが、 $R=10\text{m}$  と大きな IDLT で密度限界比を 1 以下にできたのは、誘導電流で十分な電流を流せたためと考えられる。誘導電流の駆動効率は温度のみに依存するので、高い密度でも効率よく電流が駆動できる。ただし、IDLT の電子温度は 15KeV と意外に高い。これを低くすれば密度限界が 1 を超えることになるのに加え、プラズマの電気抵抗が  $T_e^{-1.5}$  に比例するのでパルス長も短くなっていく。それらを考慮して決められた電子温度である。

中心部のスペースを確保するためにアスペクト比は 5.35 と大きくとってある。その犠牲としてここで採用されている楕円度 1.85 では、3.1.4 節で述べたとおり、内部安定化コイルがない限り上下位置は不安定であると予想される。大型であることから中性子壁負荷は  $2.1\text{MW}/\text{m}^2$  と低めになり、この点では工学的に余裕がある。アスペクト比と主半径が大きいので出力に比してダイバータの面積は大きく、プラズマ密度も高いことから、ダイバータ設計も比較的楽になるだろう。

### A1.1.3 CREST

負磁気シアと MHD 安定化用近接導体壁の組合せを考えると、 $\beta_N$  が理想 MHD の計算上では 5.5 にも達しうることを利用して、超高  $\beta_N$  による高経済性核融合炉の目標として設計されたのが CREST (Compact REversed Shear Tokamak) である [A1-4]。現実の設計なら理想限界にいくらかの余裕を持つべきだが、CREST は極限の設計例として理論限界の  $\beta_N$  が仮定されている。負磁気シア高  $\beta_N$  平衡の維持には、電流分布の制御、近接導体の設置、トロイダル回転の誘起による抵抗性壁モード (RWM) の安定化、の 3 つがポイントとなる。

電流分布は 2 本のオフセットした NBI で制御し、理想 MHD 的に  $\beta_N=5.5$  でも安定な電流分布を維持し、またその NBI の入射運動量によって 100km/秒以上のトロイダル回転速度を誘起している。この速度はアルフベン速度の数%に当たるので、RWM も安定化できる可能性がある。また、高  $\beta_N$  であることから、BSC 比は 83% に達する。

またブランケット設計では、ジルコニウム製で 10mm 厚の導体シェルが増殖ブランケット内に設置されている。これによる TBR の損失は、0.05 と計算されている。このブランケットはフェライト系 ODS 鋼製で水冷却であるが、15MPa で 480°C の過熱蒸気を生成することで、熱効率 42% を期待している。冷却水は、第一壁を冷却後に上向きの流路で蒸気化し、480°C まで過熱される。超臨界圧 (~25MPa) は避けつつ、発電効率向上を図った設計例で、高速増

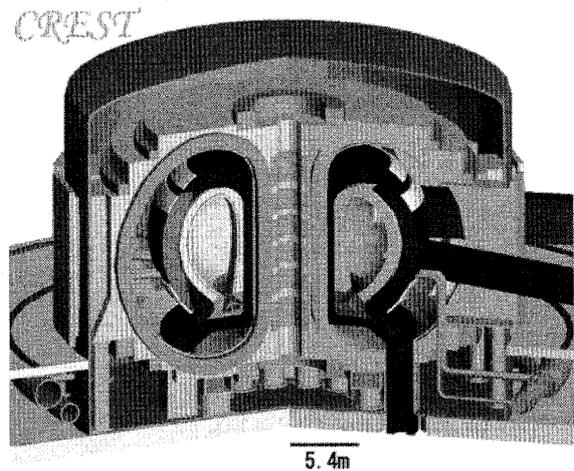


図 A1-2 CREST の鳥瞰図

殖炉「もんじゅ」用の熱交換器の設計に沿ったものであるが、核融合炉ブランケットの内部で水が蒸気化するというのは工学的には難しい設計である。

CREST のアスペクト比 3.4 は ITER の定常運転実験の想定パラメータと同じである。すなわち、CREST は ITER 相似のトカマクの延長上に実用炉を考えるなら、どのような開発をしなければならぬのかを迫っている。この設計思想は、原型炉として設計された Demo-CREST でも踏襲される。

CREST は小型で高性能・高経済性を目指した 1 例だが、このような小型炉の共通の宿命として、ダイバータの面積が ITER より小さいのに ITER の何倍ものエネルギーが流入する。CREST の設計ではこの点も考慮し、高い  $Z_{\text{eff}}$  を仮定するなどして、ダイバータに流入する前にコアと SOL で合計 85% のパワーを放射拡散する設計としている。しかし、実現が難しいダイバータ設計であることは疑いない。また  $\beta_N$  が高いことを利用し、プラズマ電流を 12MA に押さえてある。これは電流駆動パワーの削減に効くが、反面、密度上限比が 1.3 と大きくなっているという犠牲を払っている点は注目しておく必要がある。すなわち、高  $\beta_N$  の設計は必然的に大きな密度限界比が必要になる。

磁場の最大値が 12.5T と低く抑えられた点は高  $\beta_N$  の工学上の効用になった。ただし、小型化のためにトロイダルコイルの太さを極力抑えたことから、強度設計上の余裕は SSTR などの 16T の例とあまり変わらない。また、電流駆動用 NBI が 2.5MeV と設定されているが、これは高効率な静電加速では実現できない可能性が高い。

### A1.1.4 Demo-CREST

実験炉 ITER と実用炉 CREST の間を 1 台の原型炉でつなぐことを目標に設計されたのが Demo-CREST である [A1-5]。ITER 相似のアスペクト比を仮定したこの概念設計のもっとも大きな特徴は、設計パラメータの決定過程にある。従来の概念設計は、定格運転 (最大出力) を基準にして設計をしていた。しかし、原型炉は運用による開発そのものが目標であろうから、最大定格でプラズマを設計してよいのか、という疑問が Demo-CREST の出発点になっている。

表 A1-1 トカマク型核融合概念炉の主要設計パラメータ

名称 [代表文献]	ITER [A1-1]	SSTR [A1-2]	IDLT [A1-3]	CREST [A1-4]	Demo-CREST [A1-5]	VECTOR [A1-6,7]	SlimCS [A1-8,9]
設計年		'90-'92	'91-'96	'96-'99	'00-'08	'01-'04	'05-'10
想定した位置づけ	実験炉	原型炉 初代実用炉	原型炉	実用炉	原型炉 段階的改良	実用炉	原型炉
核融合出力 [GW <sub>a</sub> ]	0.5	3.0	2.7	2.97	1.3-3.2	2.50	2.95
電気出力(送電端)[GW <sub>e</sub> ]	-	1.08	1.00	1.16	0.03-1.09	N.A.	1.0
プラズマ主半径 [m]	6.2	7.0	10.0	5.4	7.25	3.2	5.5
プラズマ副半径 [m]	2.0	1.5	1.87	1.59	2.1	1.4	2.1
アスペクト比	3.1	4.0	5.35	3.4	3.4	2.3	2.6
楕円度 (上側/下側)	1.70/1.85	1.85	1.85	2.0	1.85	2.35	2.0
プラズマ電流 [MA]	15.0	12.0	13.9	12.0	15.9-13.2	14.0	16.7
安全係数	3.0	5.0	3.0	4.3	5.0-6.5	6.0	5.4
中心トロイダル磁場 [T]	5.3	9.0	8.08	5.6	8.0	5.0	6.0
最大トロイダル磁場 [T]	11.5	16.5	12	12.5	16	19	16.4
規格化ベータ値	2.0	3.5	2.7	5.5	1.9-4.0	6.0	4.3
閉じ込め改善係数(HH <sub>98</sub> )	1.0	1.14	0.94*	1.3	1.0-1.4	1.2	1.3
プラズマ温度 [keV]	8.9	17.0	15.0	15.4	17.9-20.7	20.0	17.0
電子密度/GW密度上限	0.94	1.2	0.98	1.3	0.5-1.3	1.0	1.0
ブートストラップ電流割合	~0.15	0.75	0.37	0.83	0.24-0.73	0.78	0.75
電流駆動パワー [MW]	50(加熱)	60	40(加熱)	97	190-107	60	60-100
電流駆動・加熱装置	1.0MeV NBI	2.0MeV NBI	N.A.	2.5MeV NBI	1.5MeV NBI	ECRF	NBI+ECRF
CS容量 (対L <sub>p</sub> I <sub>p</sub> 比%)	200	100	>>100	50	80-100	~0*	20
運転モード	400秒~ パルス	定常	約半日 パルス	定常	定常	定常	定常
エネルギー増倍率 Q	10	30	8	31	1-30	42	49-30
中性子壁負荷 [MW/m <sup>2</sup> ]	0.6	3.0	2.1	4.5	1.1-2.7	6.4	3.0
ブランケット構造材料	-	F82H	N.A.	ODS鋼	F82H	SiC/SiC	F82H
冷却材		加圧水 15MPa	N.A.	過熱蒸気 15MPa	加圧-超臨界水 15-25MPa	Heガス	加圧水 23MPa
トリチウム増殖材	-	Li <sub>2</sub> O	N.A.	Li <sub>2</sub> ZrO <sub>3</sub>	Li <sub>2</sub> ZrO <sub>3</sub>	LiPb	Li <sub>4</sub> SiO <sub>4</sub>
中性子増倍材	-	Be	N.A.	Be	Be	LiPb	Be <sub>12</sub> Ti

\*文献値ではなく、筆者らが他のパラメータから算出した値

Demo-CRESTの設計では、運転初期に確実な達成ができそうなプラズマ性能、すなわち、その時点ですでに成功しているはずのITER標準運転のパラメータ(表A1-1参照)と同等のプラズマ性能で発電実証が成功することを基準にした。その時の $\beta_N$ は1.9と低い(運転フェーズOp1)。このプラズマでも、発電効率30%とすれば、送電端出力(発電端出力から循環電力を引いた値)がわずかに正(30MWe)になることが示されている。同時にブランケットのTBR>1も確認が終了する。ただし、ITERの標準運転と異なり、完全定常を目指すので、定常運転の物理はITER以外、具体的にはJT-60SA等によって確立されていることが前提となる。

発電実証の実現後、プラズマ改善フェーズへと移行する。 $\beta_N$ を2.5にできれば送電端出力は23万kWeまで上昇する(フェーズOp2)。さらに、ブランケットを数年ごとに全交換する核融合炉の宿命を逆用し、第2世代以後のブランケットでは内部導体壁や先進技術(超臨界水等)

を入れて $\beta_N$ のさらなる増加と発電効率の向上を図る。 $\beta_N=3.4$ では49万kWeという十分な送電端出力を得る(フェーズOp4)。また、負磁気シアにより $\beta_N=4.0$ が実現し、発電効率を40%にできれば送電端出力は109万kWeになる(フェーズOpRS)。この時のQ値は30で、実用炉の経済性への見通しも得られる。また、プラズマはCRESTとも相似であるので、原理的にはCRESTと同等の $\beta_N$ まで目指すことはできる。

この設計の最大の弱点は、大型化である。建設費の増大は言うまでもないが、大型化は工学上も困難を増す部分がある。たとえば、コイルの応力設計は大型コイルほどきびしい。実際にDemo-CRESTでは、同じ16T程度を設定した後述のSlimCSより設計応力は大きくなっている(SlimCSは800MPa、Demo-CRESTは1000MPaのコイル内応力限界を仮定)。

電流駆動用NBIは1.5MeVで、ITER用の延長上で考えるエネルギーであろう。運転密度限界の点でも初期フ

表 A1-2 各概念設計の特徴

SSTR	<ul style="list-style-type: none"> <li>①ブートストラップ電流の有効利用.</li> <li>②Nb<sub>3</sub>Alによる強磁場設計(16.5T).</li> <li>③表面ペレット入射によるダイバータ制御.</li> <li>④15MPa加圧水冷却.</li> <li>⑤導体シェルなしでの理論上限ベータ (<math>\beta_N=3.5</math>)で設計.</li> </ul>
IDLT	<ul style="list-style-type: none"> <li>①Day-Long(約半日)パルスの誘導電流駆動.</li> <li>②極力低いプラズマ性能で設計.</li> <li>③CSを大きくとるため大アスペクト比 (=5), 大きな主半径(R=10m).</li> <li>⑤電流駆動での分布制御も考慮(<math>q_0&gt;1</math>を保持).</li> <li>⑥ITERタイプの保守方式を想定.</li> </ul>
CREST	<ul style="list-style-type: none"> <li>①導体シェルあり負磁気シア高ベータの理論上限で設計(<math>\beta_N=5.5</math>).</li> <li>②ITER相似のアスペクト比.</li> <li>③NBIによる電流分布制御.</li> <li>④NB誘起トロイダル回転RWM制御.</li> <li>⑤高<math>Z_{eff}</math>放射と高HHの組合せでダイバータ流熱制御, NBCD効率の弱<math>Z_{eff}</math>依存性を利用.</li> <li>⑥MHD安定化導体シェル内蔵ブランケット.</li> <li>⑦一体引抜保守.</li> </ul>
Demo-CREST	<ul style="list-style-type: none"> <li>①ブランケット総入替を前提とした段階的高性能化(早期実用化対応).</li> <li>②ITER相似のアスペクト比.</li> <li>③ITER定格プラズマと同程度でも最小限の発電実証(=送電端ゼロ出力)を保證できる大型設計. ただし建設費は大.</li> <li>④最終段階では負磁気シア高ベータ(<math>\beta_N=4</math>)</li> <li>⑤ポロイダル方向3分割の大モジュールブランケットによる保守.</li> </ul>
VECTOR	<ul style="list-style-type: none"> <li>①低アスペクト比(2.3)高性能プラズマ設計.</li> <li>②内側は増殖ブランケットなしの遮蔽のみ.</li> <li>③高温超電導による強磁場設計(19T)の提案.</li> <li>④SiC/SiC材の採用による高効率発電, 低放射化設計.</li> <li>⑤小アスペクト比を生かすCSレス設計.</li> <li>⑥一体引抜保守.</li> </ul>
SlimCS	<ul style="list-style-type: none"> <li>①JT-60SAで確認可能な低アスペクト比(2.6)で設計. 小型で低建設費.</li> <li>②低アスペクト比による大電流で密度上限を緩和.</li> <li>③ECHを用いた電流分布制御.</li> <li>④不純物調整によるダイバータ流熱制御.</li> <li>⑤Be12Tiを用いた増殖材・増倍材混合設計.</li> <li>⑥起動も非誘導で行うCS最小化設計.</li> <li>⑦一体引抜保守.</li> </ul>

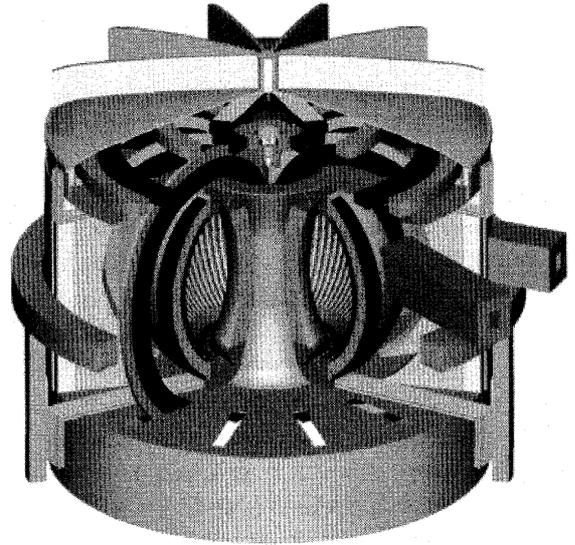


図 A1-3 VECTORの鳥瞰図

エーズは楽なパラメータである。ただし、ダイバータに関しては、初期の 0p1~0p2 では密度が低いことから、放射冷却を大きくした高密度低温ダイバータの成立はむしろ厳しいのではないかという解析もある。やはり今後のダイバータ研究開発を待たなければならない。

#### A1.1.5 VECTOR

$\beta_N$  値の向上に有利との観点から、'80年代半ばにアスペクト比 A~1.5 程度の球状トカマク(Spherical Torus; ST)の提案がなされた。その後、1990年代後半以降、Aが2以下の球状トカマクに関する炉心プラズマおよび炉設計研究が一つの潮流を形成した。

ただし、このような Aが2以下のコンパクトな ST 炉を実現するためには、超高熱負荷を取り扱う技術を開発する必要がある。また A<2 では中心部分のスペースが不足して中性子遮蔽を置けないため、超電導コイルを諦めて常電導コイルを採用せざるを得ない。その結果、コイルの消費電力が大きくなるなど、工学上の困難は大きい。電流駆動パワーでさらに所内電力を増加しないために、BSC比~1という極端な物理設計にならざるを得ない点も、ST 炉で具体的な炉設計を行う時の困難の一つであった。

しかし、低アスペクト比トカマクには、大電流が流れて閉じ込めが改善される、 $\beta_N$  限界が高くてできる、上下不安定性が改善される、楕円度・三角度が高いプラズマを作りやすいなど、炉心プラズマ設計上の多くのメリットがある。また、トロイダルコイルの蓄積エネルギーが小さくなるので、スリムなコイル系を採用できるという特筆すべき工学上の優位性もある。

西尾敏らは、これらの利点に注目し、超伝導コイルを採用した低アスペクト比核融合炉「VECTOR」を提案した [A1-6, A1-7]。

超伝導を採用するためにインボード側への中性子遮蔽の設置が必要になることから、従来考えられていた ST 炉

よりはアスペクト比の高い  $A=2.1\sim 2.4$  がこの炉概念の設計領域となる。VECTOR の設計では  $A=2.3$  が選択された。

BSC 比も 1 まで高くする必要がないため、グリーンワルド密度限界やベータ限界に対して現実的な設計裕度を確保し、低アスペクト比のメリットを十分に活かせる点が VECTOR の特長である。表 A1-1 でわかるように、密度限界比は 1.0 に収まっている。これは 14MA と大きさの割には大電流であることによるところが大きい。それでも安全係数が 5.4 と高く維持できるのが低アスペクト比の特徴である。 $\beta_N$  は 6 で数値としては CREST より高いが、低アスペクト比の効果で、CREST ほど MHD 限界に近くはない。

ただし、小型であるがゆえに、VECTOR は、第一壁やダイバータの除熱技術に課題がある。ブランケット第一壁は、平均中性子壁負荷で  $6.4 \text{ MW/m}^2$  で、ピーク値を考えれば  $9 \text{ MW/m}^2$  程度での設計が必要である。同じ理由で熱負荷が非常に厳しいダイバータの設計も含めて、このような条件下の除熱技術が実現可能かどうか、VECTOR の設計が示した今後の課題である。

VECTOR はトカマクをベースとした究極の小型炉概念であり、将来にトカマク核融合炉が他のエネルギー源と十分なコスト競争力を確保するには、今後何を指さねばならぬかについて多くの貴重な示唆を与えてくれる。

#### A1.1.6 SlimCS

この概念設計は、 $R=5.5\text{m}$ 、最大磁場 16.4T (中心磁場は 6T) で 2.95MW の核融合出力を達成する小型低アスペクト比の原型炉概念である [A1-8]。アスペクト比の 2.6 は JT-60SA で確認が可能な数値となる。

設計上の大きな特徴は、最小化された CS コイルにある。前述の実用炉 VECTOR は、小型化のために起動から運転まで、プラズマ電流を非誘導電流駆動で流すこととし、CS コイルを置いていない。この VECTOR の設計により、低アスペクト比炉の優れた特性の多くが明らかになったが、同時に、電流値ゼロからのプラズマの起動や運転中のプラズマ形状制御において、CS がまったくないといろいろな困難を発生することが分かった。そのため、原型炉として設計された SlimCS においては、ある程度の大きさの CS コイルを制御用として残している。

SlimCS の CS コイルの半径は 0.7m と、ITER よりもずっと小さい。しかし、この CS コイルは、 $\delta \sim 0.35$  の形状制御を可能とし、またプラズマ立ち上げ時には、 $I_p$  をゼロから 3.5MA (定格の 21%) まで起動できる。そこから定格 (16.7MA) までの立ち上げは非誘導電流駆動で行う。起動の大部分を非誘導で電流を立ち上げなければならない点には今後の開発課題が残るが、トカマク平衡がない電流ゼロ領域で誘導電流を使って起動できることによって、CS 無しよりは運転柔軟性は増大している。また、SlimCS のトロイダルコイルは小型であり、その磁気エネルギーは 50GJ と低い。これは建設コストの低減に大きく貢献する。

SlimCS の保守方式は、トロイダルコイル間ごとにセクター化されたブランケットを、一括一体で引きぬける方式である。これによって、1)セクター全体に広がった安定化導

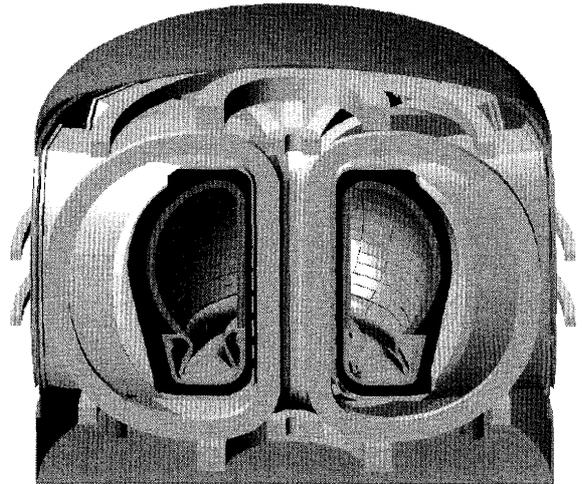


図 A1-4 SlimCS の鳥瞰図

体壁を内蔵可能、2)炉心へのアクセスが良好、3)迅速な保守で稼働率が向上、といったメリットを生じる。特に 3)については、セクター一体引抜きであることで、現場で行うパイプ類のカットや溶接も最小限にでき、さらに、ブランケットのセクター部の予備を用意して使用済セクターと入れ替えることで、保守時間も最小化できることになる。解析によれば、2か月で全セクターの交換が可能である。また、電流駆動と加熱は ECRF を前提としている。ポート構造がシンプルであり、これも保守の迅速化に貢献する。

ブランケットは、日本の開発戦略に沿い、セラミックス増殖材と水冷却であるが、中性子増倍材に  $\text{Be}_{12}\text{Ti}$  を採用することで、トリチウム増殖材 ( $\text{Li}_4\text{SiO}_4$ ) と層を分けることなく混合し、従来の設計に比べてブランケット構造の大幅な単純化を図っているのも特徴である [A1-9]。

セクター内に設置される導体壁は、保守時に交換する増殖層とその後方の永久遮蔽層の間に配置してある。これにより構造上も単純化され、TBR への悪影響も最小化されている。導体の位置は小半径の 1.35 倍で、MHD 不安定性の安定化には適切である。

ブランケット冷却は 23MPa の未臨界の加圧水を採用している。SSTR などの 15MPa 加圧水に比べると、全体を高温高压で運転できることからブランケット内の水の割合が減らせて、TBR の視点で有利になる。超臨界にしている理由は、F82H の腐食を抑制するためである。

このように、SlimCS は単に低アスペクト比というだけでなく、工学設計においても様々な工夫があり、概念炉研究に大きな進展をもたらした設計例である。

#### A1.2 バイオマスとのハイブリッド炉概念例

前節では、電力生産を前提とした概念設計例を紹介した。本節では別の可能性として、石油代替として使うことができるバイオマス起源の液体・気体燃料の生産に核融合エネルギーを使用する場合の設計例を紹介する。前節の電力生産用のプラントに比べると、発電では 30 程度

は必要な核融合のエネルギー増倍率  $Q$  が、5 程度と低くても正味で正のエネルギー生産が可能である点が大きな特徴といえる。この特徴は核融合プラントの小型化や早期実現に繋がる可能性もあるので、本節で解説しておくことにした。

本書の 2 章 6 節で述べたように、核融合エネルギーを用いて廃棄物系バイオマス燃料化を利用法が、核融合エネルギーの利用法として提案されている[A1-10]。これは、廃棄物系バイオマスの代表的な成分であるセルロース、リグニンに水蒸気を加え、吸熱反応により水素と一酸化炭素に高効率で転換するものであり、すでに実験室規模では 95% 以上の変換効率が確認されている。吸熱反応であり、排熱を伴わないため熱利用効率はカルノー効率に支配されず、しかも廃棄物バイオマスが本来持っている化学エネルギーを利用するため、製品として得られるエネルギーは、核融合エネルギーの 2.7 倍、発電に比べれば約 10 倍になる。

つまり、核融合開発の観点で見れば、低い性能のプラズマでも十分にエネルギー生産炉として成立することになる。得られるエネルギー製品は電力ではなく  $H_2+CO$  の混合ガスであるが、バイオマスのもとも持っている化学エネルギーを核融合エネルギーに加え、かつ吸熱反応を用いて熱効率の制約を受けないため、 $Q \sim 5$  のプラズマを持つ核融合炉でも、総合的にプラント出力を正とすることができる。この概念はバイオマス-核融合ハイブリッド炉とも呼ぶべきもので、かつ近未来に可能な核融合炉を設計することができる。第二章で示した  $n\tau-T$  ダイアグラム(図 2-8)上で目標領域を考えれば、 $Q=1$  と ITER の目標領域の中間程度でよいことになる。わが国でこれまで行われてきた核融合炉の設計研究では、外国で行われたような核分裂-核融合ハイブリッド炉の検討は少なく、十分大きなエネルギー増倍率 ( $Q$ ) を持つ発電炉のみであるので、かなり異なるパラメータ領域を探ることになる。

バイオマス-核融合ハイブリッド炉は、 $Q \sim 5$  でなるべく小型の装置を、現在の技術からの飛躍を可能な限り少なくしてできる限り早い時期に実現することを目指す。概念設計したトカマク炉 GNOME の主要諸元を表 A1-3 にまとめている。主半径は約 5 m で ITER より小さく、トロイダル磁場コイル、CS コイルなどはほとんど ITER と同じ技術を使用すると仮定すると、新たな技術開発の要素はトカマク本体ではほとんどない。プラズマパラメータは現在のトカマクプラズマの理解で実現可能と考えられる範囲内である。発電でなく熱利用を想定する場合、定常運転が望ましいものの、必ずしも定常プラズマは必要でない。長パルス、あるいは連続パルスでの運転でも、熱利用系を間欠運転することでプラントの多くの部分を一定温度に保つことができるため、技術的には成立する。外部入力約 60MW と大きいので燃焼プラズマといってもアルファ加熱と外部加熱がほぼ同程度であり、また、自発電流割合も 50% 程度である。

ITER の 500MW 熱出力に対して 300MW と、熱出力も大きくなく、ダイバータ、ブランケットへの負荷も ITER と同等で

表 A1-3 バイオマスハイブリッド炉 GNOME の主要諸元

名称 [代表文献]	ITER [1]	GNOME [10]
核融合出力 [GW <sub>th</sub> ]	0.5	0.324
プラズマ主半径 [m]	6.2	5.2
プラズマ副半径 [m]	2.0	1.7
アスペクト比	3.1	3.1
プラズマ電流 [MA]	15.0	10.4
中心トロイダル磁場 [T]	5.3	4.4
規格化ベータ値	2.0	3.1
閉じ込め改善係数 (HH <sub>98</sub> )	1.0	1.4
プラズマ温度 [keV]	8.9	13.0
電子密度 / GW 密度上限	0.94	0.54
電流駆動パワー [MW]	50(加熱)	61
中性子壁負荷 [MW/m <sup>2</sup> ]	0.6	0.48
冷却材		He + LiPb
トリチウム増殖材	-	LiPb
中性子増倍材	-	無

ある。プラズマの密度、規格化ベータなども ITER および既存の大型トカマクの設計及び実験で経験した範囲内のパラメータである。

しかし、ダイバータ、ブランケットについてはかなりの技術開発が必要となる。ブランケットは 900°C 以上の熱を取り出す必要があり、これを目指した LiPb-SiC システムの概念が提案され、開発が進められている。ブランケットモジュール容器は F82H 製とするが、その内側を SiC 複合材製のクーリングパネルで能動的に熱伝導を制御することで、900°C の LiPb を得る。モジュール容器、SiC ともにパネル内部はヘリウムで冷却する。このタイプのブランケットモジュールは ITER の TBM 等の開発でたとえば欧州のヘリウム冷却リチウム鉛方式や米国家の二重冷却材リチウム鉛方式の設計を通じて基本的な技術と知見はあり、また京都大学で SiC 製の流路に 950°C 以上の LiPb を流した実験があるため、今後開発を進めれば十分実現性があると考えられる。また、2.6 節に説明したようにブランケットは数年おきの交換に応じて段階的に性能を向上することができる。ブランケットは液体増殖材である LiPb をドレンした後は、大きなセクターモジュールで交換される。ダイバータは ITER とおなじく、カセットで交換する。真空バウンダリーはクライオスタットのみで、真空容器を持たない構造とする。

プラントの熱利用とトリチウムのシステムを図 A1-1 に示す。高温の LiPb 媒体は SiC 製熱交換器を介して 2 次系の鉛に熱を移送する。この熱交換器の基本技術はすでに開発されている。LiPb 中に生成したトリチウムは真空シ

ープトレイにより回収する。二次系の鉛は廃棄物バイオマスにガス化する反応器に熱を供給する。二次系の鉛ループにもトリチウム回収装置を設置するが、これらにより製品水素中のトリチウム濃度は許容値の 1/10 以下に保たれる。これら熱利用系は、ほとんどすべてが常圧で運転されるため、安全上の懸念は小さく、放射性物質の閉じ込め制御は比較的容易であるが、高温であるためトリチウム透過対策が重要である。

バイオマスガス化装置は、熱交換型反応器で、セルロースやリグニンを主体とする廃棄物系バイオマスを粉砕したのちに投入し、水蒸気と混合して吸熱反応によりガス化する。得られた  $H_2+CO$  の混合ガスは、すでに実用レベルにあるフィッシャー・トロプッシュ合成により容易に軽油、灯油と同等の液体燃料に転換する。フィッシャートロプッシュ反応は約  $400^{\circ}C$  の発熱反応であるため、反応器を冷却した水蒸気により発電することができる。

ダイバータは、ITER と同等の、 $10MW/m^2$  ないしそれ以下の熱負荷となるが、最大の技術課題である。ITER の炭素系材料ではトリチウムインベントリー、銅材料の照射損傷で長期間のトリチウム環境での使用は困難であり、また水冷却では利用可能な高温の熱を取り出すことができない。ここではタングステン被覆 LiPb 冷却 SiC ブロックダイバータを設計し、技術開発を進める計画である。

この炉概念は、プラズマ性能が ITER より高度な目標を置いていないため、ITER による実験の成功や、その成果に基づいて建設するのではなく、より早期の建設、運転が可能である。しかし工学的にはダイバータ、ブランケットをはじめ、総合的な技術開発と成熟が必要であり、核融合工学の総合試験装置としての性格が強い。比較的長期の重水素運転や限定された DT 実験を経て最終的に各コンポーネントの長期の核融合の核的環境での実証試験を行うことが当面の重要なミッションのひとつとなる。したがって、少量の初期装荷トリチウムしか必要とせず、またブランケットとプラントが設計通りの TBR を持つことを確認しながら、トリチウムを増殖することができる。十分な設備利用率が確立されたのちに初めて本格的なエネルギー発生が可能となり、最終的にエネルギー収支が十分に正になること、核融合が実用的なエネルギー源となりうることを総合的に実証することができる。

### 参考文献

- [A1-1] Summary of the ITER Final Design Report, July 2001.
- [A1-2] M. Kikuchi, "Steady State Tokamak reactor Based on the Bootstrap Current", Nucl. Fusion 30, (1990)265.
- [A1-3] N. Inoue, Y. Ogawa, T. Yamamoto, Z. Yoshida, K. Okano and A. Hatayama, "Feasibility study for an Inductively Operated Day-long Tokamak Reactor", Proc. of 14th IAEA Conf. on Controlled Fusion and Plasma Physics Research, vol.3, (1993) pp.347-353.

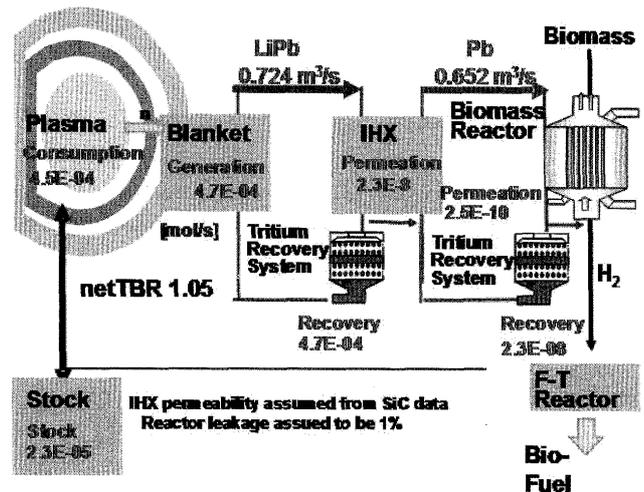


図 A1-5 バイオマスハイブリッドのトリチウムシステム

- [A1-4] K. Okano, Y. Asaoka, T. Yoshida, M. Furuya, K. Tomabechi, Y. Ogawa, et al., "Compact Reversed Shear Tokamak Reactor with a Superheated Steam Cycle", Nucl. Fusion 40, (2000) 635.
- [A1-5] R. Hiwatari, K. Okano, Y. Asaoka, K. Shinya and Y. Ogawa et al., "Demonstration tokamak fusion power plant for early realization of net electric power generation", Nucl. Fusion 45, (2005) pp.96-109.
- [A1-6] S. Nishio, K. Tobita, S. Konishi, et al., "Tight Aspect ratio Tokamak Power Reactor with Superconduction TF Coils", 19th IAEA Fusion Energy Conference, Lyon, IAEA-CN-FT/P1-21 (2002).
- [A1-7] S. Nishio, K. Tobita, K. Tokimatsu, K. Shinya, I. Senda, et al., "Technological and Environmental Prospects of Low Aspect Ratio Tokamak Reactor VECTOR, 20th IAEA Fusion Energy Conf., Vilamoura, IAEA-CN-FT/P7-35 (2004).
- [A1-8] K. Tobita, S. Nishio, M. Sato, S. Sakurai, T. Hayashi et al., "SlimCS - compact low aspect ratio DEMO reactor with reduced-size central solenoid," Nucl. Fusion, 47, (2007) pp.829-899.
- [A1-9] Y. Someya, H. Takase, Y. Utoh et al., "Simplification of blanket system for the SlimCS DEMO reactor", to be submitted to Fusion Eng. Design.
- [A1-10] S. Konishi, Potential Fusion Market for Hydrogen Production Under Environmental Constraints, Fus. Sci. Technol., 47 (2005) pp.1205-1209.