1. 核融合炉の工学的構成と主要課題

秋 山 守

(東京大学 工学部)

(1986 年 6 月 19 日受理)

Engineering Framework and Key Technological Issues of Conceptual Fusion Power Reactors

Mamoru Akiyama

(Received June 19, 1986)

Abstract

An introductory summary is presented on the engineering design framework and key technological issues on conceptual fusion power reactors, mainly on Tokamak power reactors such as Starfire, and several recent studies on fusion nuclear engineering components are reviewed and discussed.

まえがき

核融合炉の工学的な仕組みと最近の関連研究の状況を理解して頂くための本講座の第1回目として、今回は核融合炉システムの基本構成、設計・評価の考え方、概念設計に見られる設計仕様、主要機器の役割・構造・技術課題、および最近のスタディ等について、ごく概要を序論的にまとめてみた。なお、初めにお断りしておくが、本稿では動力用核融合炉に照準を合わせ、また紙数の制約もあることから、トカマク型を中心に話を進めることとした。

1. 核融合炉の概念的分類

1.1 プラズマ炉心の方式による分類

よく知られたように、核融合炉はプラズマ閉込めの方式に従って、磁気核融合炉(MCFR)と慣性核融合炉(ICFR)とに大別される。そして前者はさらに、電磁気作用や炉心形状の区別により①内部電流環状炉心型、②外部導体環状炉心型、③開放端炉心型の三つのグループに分類され、また後者はビームの種類に応じて、レーザー型をはじめとする約四つのグループに分類される。

内部電流環状炉心はプラズマの内部電流による磁場が重要な役割を果たすものであり、現在までに最も広く研究開発が進められているトカマク型をはじめ、逆転磁場ピンチ (RFP) 型、コンパクトトラス (CT) 型などがこれに属する。外部導体環状炉心は磁気コイルの作る静磁場によってプラズマを定常的に閉込めるものであり、ヘリカル型やバンピートラス (BT) 型などがそれに属する。開放端炉心はタンデムミラー型に代表され、炉心の軸は一般に直線となる。一方、慣性核融合炉心はタンク型容器の中に投下される固体燃料ペレットを周囲からビームによって爆縮する方式であり、ビームの種類による基本的な炉構造上の差異はない。

以上はプラズマ閉込めの原理や安定性等に基づく炉心分類であるが、炉工学的な観点を加えると、むしろ炉心の幾何学的形状、定常・非定常性、出力密度の大小などに応じた分け方がわかり易く、これに従うと磁気核融合炉を①定常環状炉心型、②パルス環状炉心型、③コンパクト炉心型、④定常直線状炉心型、⑤その他、に分けることができる。

定常環状炉心や定常直線状炉心は定常運転に適し、電流ディスラプションの問題がないなどの特徴がある。反面、出力密度を安定に向上していく上での開発課題がある。パルス環状炉心は理論的に高 β プラズマと優れた閉じ込め特性が得やすい方式であるが、炉工学的にはパルス運転による構造体への熱的・機械的な変動負荷を考慮する必要がある。コンパクト炉心は出力密度が高い点が有利であるが、反面、第一壁などの負荷条件がさらに酷しいものとなる。なお、慣性核融合炉は閉込めのための磁場関連設備が不要なため、炉本体の構造は単純化されるが、短パルス運転に伴う高サイクル負荷の問題がある。

核融合炉の概念を今述べたような見方で分類すると、おおよそ図 1.1 のようになる。

図 1.1 核融合炉の方式の分類

1.2 目的による分類

核分裂炉の発展過程を振り返ると、まずは核分裂連鎖反応の実証と特性確認のための臨界実験装置（臨界集合体）から始まり、原子炉の核特性・動特性の研究や中性子利用を目的とする研究炉、熱を取出す実験炉、発電に関する原型炉、経済性も含めた総合実証のための実証炉、そして実用商用炉へと進んできている。核融合炉に関しては、現在、臨界プラズマ条件を目指してTFTR, JET, JT-60, などの大型トカマク装置がそれぞれ稼動中であり、さらに、自己点火条件を達成し核融合が炉として実現できることを実証するための次期装置（実験炉）、たとえばINTOR（国際協力）、ISP（米国）、NET(EC), FER（日本）などの設計研究が進められているところである。それに続いては、原型炉および（または）実証炉を経て、商用炉へと進むと考えるのが自然であろう。一方、視点を変えて利用目的別に見ると、試験研究炉、放射線源炉、発電用動力炉、多目的動力炉などに分かれよう。

本稿では冒頭にお断りしたように、将来の大型動力炉に主眼をおいて説明するが、現実に設計の進んでいる次期装置級の核融合炉概念についても、比較の意味で若干触れることとする。

1.3 設計研究の展望

研究開発の次期段階に位置する次期装置について、先述のようにINTORを含めたいくつかの設計研究が行われている。INTORは大型トカマクの次段階としての実験炉概念であり、原型炉（DEMO）に役立てることを目的とした国際的な設計作業である。DEMO炉の要件には①数百MWe級の発電実証、②トリチウム増殖比（TBR） >1 の実証、③機器の実規模又は縮尺規模での実証、④信頼性・寿命等の実証、⑤安全性・環境的受容性の実証、⑥経済性の見通しの樹立、などが挙げられ、INTORはこのようなDEMO炉を設計・建設するにあたっての科学的・技術的必要条件を整えるために、次のような技術的目標を掲げている。

①DT点火燃焼、②100秒以上の制御燃焼、③中性子壁負荷 $\geq 1 \text{ MWn/m}^2$ 、④炉心最適化、⑤負荷率 $\geq 70\%$ 、⑥設備利用率 $\sim 25\%$ 。

INTOR設計Phase 2 Aでは最大熱出力585MWt、燃焼時間100秒（第2段階では150秒）、中性子壁負荷 1.3 MWn/m^2 、負荷率 $\sim 60\%$ （第2段階では $\sim 70\%$ ）、積算パルス回数 4×10^5 回、設備利用率 $\sim 25\%$ などのような基本設計としている。ブランケットは厚さ約50cmで、 Li_2O 増殖材/ H_2O 冷却材/SS316 構造材の組合せにより $\text{TBR} > 0.6$ を目指している。遮蔽は超伝導マグネットへの放射線照射の許容限界を、エポキシ絶縁材に対し $2 \times 10^8 \text{ rad}$ 、 Nb_3Sn 線材に対し 10^{19} n/cm^2 とそれぞれ考えて設計している。

大型動力炉の設計像を探り、今後の重要な研究開発課題を洗い出していくことを主な目的とした、動力炉の概念設計の研究も、各種の炉型に即しながら数多く進められており、トカマク型だけでも、ここ十数年の間に40件近い提案がなされている。表1.1はトカマク型核融合動力炉の代表的な概念設計の中から三つの例を引用して、設計仕様の概略をまとめたものである。表1.2はINTORの第一壁関係の設計仕様の概略をまとめたものであり、表1.1の対応項目と比較して見て頂きたい。

表 1.1 トカマク型核融合動力炉の二、三の代表的な概念設計における仕様抜粋^{(10), (11)}

名 称	NUWMAK ^(a)	STARFIRE ^(b)	SPTR-P ^(c)
電気出力 (MWe)	725(クロス), 660(正味)	1440(クロス), 1200(正味)	1000(正味)
熱出力 (MWt)	2300	4000	3700
プラズマ主半径 (m)	5.2	7.0	6.9
プラズマ副半径 (m)	1.1	1.94	2.0
最大磁場強さ (T)	11.9	11.1	12
ベータ値 (%)	6.0	6.7	7.0
プラズマ電流 (MA)	7.2	10.1	16.4
加熱方式	rf	rf	rf
不純物制御方式	ガスバフィング	ポンブリミタ	ポンブリミタ
燃焼時間 (s)	224	定 常	定 常
負 荷 率 (%)	91	100	100
トリチウム燃焼度 (%)	1.5 (max 20)	42	—
第一壁構造材料	Ti-6 Al-4 V	PCA	PCA
第一壁構造材料最高温度 (°C)	500	450	425
第一壁中性子負荷 (MW/m ²)	4.0	3.6	3.3
第一壁表面熱負荷 (MW/m ²)	1.08	0.9	—
冷却材材料	H ₂ O (沸騰水)	H ₂ O (加圧水)	H ₂ O (加圧水)
冷却材圧力 (MPa)	8.6	15	16
冷却材出口温度 (°C)	300	320	330
ブランケットセクター個数	8	24	21
ブランケット厚さ (m)	—	0.7	0.5
中性子増殖材料	62Li-38Pb	LiAlO ₂	Li ₂ O
トリチウム増倍率	1.54	1.044	1.05
トリチウムインベントリ (Kg)	4 (ブランケット)	11.6	—
作動流体	直接蒸気	H ₂ O-蒸気	H ₂ O-蒸気

(a) 米国ウィスコンシン大学 (1979), (b) 米国アルゴンヌ研究所 (1980), (c) 日本原子力研究所 (1983)。

表 1.2 核融合実験炉 INTOR の第一壁関係の設計仕様^{(23), (25)}

第一壁面積 (m ²)	352
第一壁構造/冷却材	SS316/H ₂ O
第一壁厚さ (mm)	12 (外側領域) / 14 (内側領域)
平均中性子負荷 (MWn/m ²)	1.3
平均表面熱負荷 (MWt/m ²)	0.136
核発熱密度 (MWt/m ³)	13.0
設計寿命 (a)	12
ディスラプションエネルギー (MJ)	290
ディスラプション時定数 (msec)	20
全ディスラプション回数	1080

1.4 Starfire の概要

本稿において説明用の参考プラント設計として選定したStarfire は1980年に米国アルゴンヌ研究所から発表された概念設計であり、その概略像をキーワード的に記すと次のようである。

①目標の要点

熱出力4000MWt, 電気出力1200MWe, 設備利用率70%以上, 設計寿命40年以上, 電流駆動による定常運転, リミタによる不純物制御, 水冷却固体ブランケット, 全非溶接メカニカルシール構造。

②炉心

D型プラズマ炉心, ガスパフ方式, 起動・停止各約25分, 緊急停止0.1秒以内, 高速停止2.5秒, リミタ使用(ピーク熱負荷 4 MWt/m^2), ヨウ素添加によるリミタ熱負荷低減。

③TF コイル

液体ヘリウム浸漬冷却, NbTi($<9\text{ T}$), Nb₃Sn($>9\text{ T}$), B_{max} 約11 T, 12セクタ構成。

④第一壁・ブランケット

LiAlO₂/Be/H₂O/PCA, Be被覆・押出型第一壁, 第一壁肉厚約3 mm, 熱負荷 1.0 MWt/m^2 (表面 0.9 +内部 0.1), ディスラプションは全920 MJが全面積 800 m^2 の30%に均一に放出するとして評価, ブランケット厚さ68 cm(増殖域46 cm), トリチウム増殖比1.044, ブランケット寿命約6年。

⑤メンテナンス

全ブランケットの約1/6を毎年交換, 停止時誘導放射能 6.1 GCi (1年後 0.89 GCi), 主要機器ごとの専用の遠隔操作装置を使用。

2. 核融合炉の基本構成

2.1 トカマク型核融合動力炉

図1.2はトカマク型を含む磁気閉込め型の核融合発電プラントの主要な系統を示したものであり, 薄くハッチングをした部分が炉本体とその付属設備で, ハッチングのない部分が熱エネルギーの輸送と電力への変換に係る設備である。核融合炉から熱を取出すまでの系統・機器には, おおよそ次のようなものがある。

(1) 核融合反応系

炉心の排気, 燃料注入, 加熱, 燃焼等に係る系統で, 主要機器には炉心容器, 燃料供給設備, マグネット(トロイダル, ポロイダル, その他), 加熱設備(中性粒子入射又は高周波), 排気設備, 遮蔽などがある。運転はまず, 真空排気した容器中に燃料(D+T)を注入し, マグネットで閉込めながら加熱設備により加熱し, 自己点火条件に達したのち持続的燃焼を行わせ, 設定された時間ののちに停止して, 直ちに排気を行う。トカマクはパルス型であるが, 電流駆動等による定常化の研究が進められており, 後述のStarfireの設計においても, 目標として定常運転を条件としている。

(2) 燃料生産・回収・加工系(トリチウム系)

図1.2 核融合発電プラントの主要な系統・設備

燃料の生産・回収・精製・分離・調整などに係る系統で、主要機器にはブランケット増殖部、トリチウム回収系設備、燃料ガス循環系設備などがある。トリチウムはブランケット内でLiと中性子との反応を通じて増殖生産されるので、これをLi層から分離し、精製したのち燃料として利用する。

(3) 熱発生・輸送・伝達系

中性子や電磁波を受け止め、それらのエネルギーを熱の形で1次冷却材に伝え、外部に運び出す系統で、主要機器には第一壁、ブランケット発熱冷却部、循環機、1次熱交換器又は蒸気発生器などがある。プラズマからの輻射は第一壁表面熱負荷として、また中性子等のエネルギーの一部は内部発熱として第一壁の熱負荷となり、他はブランケット中で熱に変わる。第1壁とブランケット内部を流れる冷却材は、通例は顕熱の形で炉外に熱を運び出す。

(4) 計測制御系

プロセス量や環境パラメータを計測し、それらの信号に基づいて炉心の出力制御、冷却系統の制御などをはじめとする各種の制御を行う系統である。機器としては検出器、信号変換器、信号伝達・処理設備（ケーブル、コンピュータ）、制御用機器（スイッチ・弁類）などがある。

(5) 安全保護系

異常状態を検知し、それを防止又は抑制するために、安全保護動作を起こさせるように設計された設備、および事故状態を検知し、必要な工学的安全施設の作動を開始させるよう設計された設備の総称である。

(6) 工学的安全施設

核融合炉の異常時ないし事故時において、環境への放射性物質（主としてトリチウム）の拡散と放射線漏洩を防止又は抑制するための設備であり、気密性の格納容器、非常用ガス処理系などが考えられる。DT核融合炉の場合、主要な放射性物質は燃料トリチウムと放射化物（機器・構造物）であるが、後者の多くは固相安定なので対策は比較的容易である。

(7) 電源設備

核融合炉の通常運転のための受電系統、および停電時に備えた非常用ディーゼル（又はガスタービン）発電機、後備用の無停電電源（蓄電池）などから構成される。

(8) 核融合炉補助施設ならびに放射性関連施設

各種の補機類、タンク類、保守設備、生体遮蔽、放射線管理設備、放射性廃棄物管理設備などの一部が含まれる。

(9) 核融合炉建家

外気に対して弱減圧で、基準値以上の耐漏洩性を有し、しかも事故環境下でも制御室等に留まれるように十分な換気フィルター機能をもたせた建家である。複合建家構造として制御室を含める設計と、制御建家を独立させた設計とがある。

トカマク型核融合動力炉の最も代表的な概念設計の一つである Starfire を例にとり、その炉本体の鳥瞰図を図1.3に示す。よく知られたように、垂直支柱を中心に、炉心容器は水平面上にトロイダル状をなし、

図1.3 Starfire 核融合炉の鳥瞰図 (10), (12)

図 1.4 Starfire 核融合炉の断面図 (10), (12)

その外周に垂直D型超伝導マグネットモジュールが配置されている。図 1. 4 は各種のコイル, 真空排気設備, 加熱設備, リミタ, ブランケット, 冷却系統, 遮蔽などの位置関係を示した断面図である。

2.2 トカマク以外の核融合炉の基本構成の例

(1) ヘリオトロン

定常環状炉であるヘリオトロンの構造は図 1. 5 に見られるとおりである。プラズマに電流を流すための

図 1.5 ヘリオトロン核融合炉のポロイダル断面図 (9)

コイルとそのための電源がなく、代りにヘリカルコイルがあるのが一つの特徴である。第一壁・ブランケットなどの構造に関して、トカマクの場合と大きく異なる条件はない。

(2) タンデムミラー

タンデムミラーは図1.6のように、長いソレノイド磁場の両端にプラグ部を取付けた炉心構造である。第一壁・ブランケットは図1.7のように円筒状で、熱負荷はトカマク炉の場合に比べてポロイダル方向に一様化される。エネルギー変換効率を上げるために、直接発電を併用する構想が一般的である。

(3) 移動炉心型コンパクトトロイド

この型の核融合炉の概念設計としてKARIN-1(火輪1号)を引用すると、これは図1.8のように軸方向に移動する多数個の燃焼プラズマリングを有する方式の炉で、一端でプラズマを生成し、他端で回収する。プラズマリングは液体Liに磁氣的に凍結させ、液体Liを軸方向に流すことによって移送する。MHD圧力損失を軽減するために、第一壁はSiCのような絶縁体とし、ブランケットは液体Liとその外の Li_2O の層と

図1.6 GAMMA Rのエンドセルの構成 (14)

図1.7 GAMMA Rの液体Liブランケットの外観 (14)

図1.8 火輪-I 核融合炉の構成⁽⁹⁾

で構成する。

(4) レーザー核融合炉

概念設計 SENRI-1(千里1号)の例では図1.9のような構成となっている。燃料ペレットは球形容器の頂部から装荷し、8本のレーザービームにより爆縮する。バーストに伴うエネルギーは、磁場で容器内壁にガイドされた厚い液体Liの層で受け止め、Liの顕熱として容器外へ輸送する。ビーム照射のサイクルは毎秒1回という速い繰返し過渡運転であるので、構造的には変動負荷がかかるが、熱的には平準化されて安定した出力が取出せる。

2.3 核融合発電プラントの基本構成

発電プラントとなると2.1節の図1.2に示した全ての系統・機器が必要であり、2.1節で述べた系統・機器に次のものが加わることになる。

(1) 動力系

ブランケットから運ばれる熱を電力に変換する系統で、蒸気発生器2次給水設備、蒸気タービン・復

図1.9 千里1号 核融合炉の構成^{(15), (16)}

水器、発電機などで構成される。蒸気発生器は容器の中に多数の伝熱管を取付けた構造をしており、伝熱管の内側に高温高圧の1次冷却材又は中間ループの作動流体を通して、容器内の給水を蒸発させ、タービンに送り出す。ガス冷却型ブランケットの場合には1次冷却材のHeで直接にガスタービンを駆動することも考えられる。

(2) 送電系

発電機で生産された電力を昇圧して送り出す系統である。

(3) 構築物

排気筒、復水器冷却用の海水の取水・放水設備、港湾設備等を構築物と総称している。

(4) 発電所補助系

これには給水処理設備、所内ボイラ等が含まれる。

(5) 建家

タービン建家、サービス建家、開閉所建家、廃棄物処理建家、廃棄物貯蔵庫、管理事務所などが含まれる。

(6) その他

核融合炉本体のところで述べた計装制御系、安全保護設備、放射線管理設備、廃棄物管理設備等の一部はプラント全体にわたっており、図1.2の周辺の楕円表示ブロックでハッチング(核融合炉とその周辺に限定)を閉じていないのは、実はその意味をこめたものである。

以上は現行の原子力発電所におけるシステムを参考に要約を記したものであるが、発電方式自体も将来的には複合発電や直接発電に変わっていく可能性があることに注意する必要がある。

さて、動力系を中心としたプラントのフローシートをStarfireの例で示すと図1.10のとおりである。表1.1を参照しながらエネルギー的に要約すると、この場合、4000MWtの熱発生に対して2560MWtの熱

図1.10 Starfire 核融合発電所の動力系統図 (10), (12)

を最終ヒートシンク（海水又は大気）に捨てることにより 1440 MWe の電力を生産し、そのうち 240 MWe を自家消費して、結局 1200 MWe の送電を行うことになる。

安全のための格納容器に関しては、格融合炉・1次系、燃料系統などは格納容器内に、タービン・発電機などは格納容器外に配置するのが一般的な考え方である。蒸気発生器・1次冷却材循環ポンプは1次系機器であるので格納容器内に置かれるが、中間ループのある場合には蒸気発生器は2次系機器となるのでその限りではない。

3. 核融合炉の設計条件

トカマク型核融合炉の主な設計パラメータとそれらの関連を、設計目標等に照らしながら、以下に要約する。

3.1 熱・構造・ニュートロニクスの相互関連

熱・機械荷重・照射等の負荷が同時に加わる第一壁・ブランケットは、設計上いろいろと難しい問題が多い。システムの基本構成、炉心条件、冷却材、構造・形状・寸法、材料などの諸パラメータを相互にトレードオフしながら、しかも設計の指針や基準に照らしながら、適正な設計像を探っていく必要があるが、図1.11はそのような相互関連を整理したフローシートの一案である。設計目標は、いうまでもなく、各種の基

図1.11 核融合炉第一壁・ブランケット等の設計要素と概略のフロー

準や安全性・信頼性の目標レベルを満す範囲で最も経済性の優れた——換言すればトータルライフ中の発電コストが最小になるような——条件を見出すことにある。図 1.11 において上段の四角枠はパラメータとそのスタートラインであり、その上にはパラメータの内容あるいは候補を記してある。線上に記した項目は考慮に入れるべき量あるいは状態であり、楕円内は判断要素である。制限条件や基準をクリアできれば下段に向けて進み、できなければスタートラインに戻ってパラメータを変更して再び検討を繰り返すことになる。

個々のトレードオフ因子は図中に必ずしも明記していないが、二、三の例を挙げると次のようなものがある。

- ① 第一壁表面積：これを大きくすると中性子負荷や熱負荷が軽減されるが、建設費は増大する。しかし、第一壁寿命が伸びて交換経費や運転効率の点で得になる場合もある。
- ② 第一壁とダイバータ・リミタの熱負荷配分：材料・機器の熱構造設計や経済性を総合的に考慮して適切な配分を見出す。
- ③ 冷却材の種類や、圧力・温度・流量条件：トリチウム増殖比、構造体への熱的・機械的負荷、循環動力、熱利用効率、構造体との化学的共存性、運転管理の容易性などを考慮する。

3.2 設計ならびに運転管理の目標の内訳

(1) 出力規模

電気出力を設定し、熱効率を考慮して必要な熱出力を算出する。例えば、電気出力 1200 MWe，熱効率 30% とすると、所要熱出力は 4000 MWt となる。

(2) 燃料サイクル

トリチウムの自給を目指すならば増殖比 ≥ 1 が条件となる。核融合炉の基数増大に備えて燃料を拡大生産するには増殖比を約 1.05 以上として、燃料倍增時間を約 10 年以下とすることが望まれる。

(3) 運転管理目標

- ① 設備利用率：運転サイクルや定期検査・保守計画を合理的に策定して、目標とする設備利用率（年間の積算発電電力量 / 定格出力で年間フル稼働したときの発電電力量）を達成する。パルス炉では休止期間の比率低減に努めることが必要である。なお、現行の原子力発電の設備利用率は、わが国の場合、約 75% のレベルである。
- ② 運転操作性：起動・停止、負荷追従運転、自動周波数調整運転などの面での対応を行う。
- ③ 信頼性：品質保証、供用期間中検査などを通じて信頼性を確保する。また、人間工学に準拠すると共に、機械は極力自動化する。
- ④ 被ばく低減：自動化、遠隔化、メンテナンスフリー化を心掛け、核分裂炉の場合（新設プラントの例で約 100 人レム / 炉年）と同等ないしそれ以下の被ばくレベルに抑える。

(4) 廃棄物管理目標

機器の交換や、さらには解体・撤去までを見越して、放射性廃棄物量の低減化を計る。ちなみに 1100

MWe 級軽水炉プラントの例では低レベル廃棄物量は 200 ℓ ドラム罐で約 200 本/炉年，原子炉を標準工程で解体した時の中・低レベル放射性廃棄物量は 200 ℓ ドラム罐約 1 万本強と評価されている。

(5) 安全性

安全目標としては原子力発電に関して米国で検討されている内容が参考になる。それによれば、まず定性的安全目標として、原子力発電による公衆各個人へのリスクを合理的に達成しうる限り低く抑え、他の現実的に競合しうる発電技術によるリスクと同程度あるいはそれ以下とすることとしている。次に定量的ガイドラインとして、当該事故による急性死亡リスクが他の事故による急性死亡リスクの合計の 0.1 % を超えないこと、および当該事故に基く集団のガンによる死亡リスクが他の全ての原因によるガン死亡リスクの合計の 0.1 % を超えないこととしている。核融合炉システムの特性やソースタームを考慮した安全フィロソフィーの検討がわが国でも進められており、合理的な安全目標に沿った安全基準も次第に整備されていくことと考えられる。多重防護思想による設計、確率論的評価などの考え方は今後とも有用であろう。

(6) 経済性

建設費、燃料費、間接費、廃棄物管理費、解体撤去費等を考慮して、トータルライフ期間中の発電コストを最小化する設計を目指す。発電コストの目標値は他の発電方式のコストと競合しうるものが前提となる。設計の方向としては、システムのコンパクト化（小型・高密度化）による物量の節約がポイントである。

3.3 設計諸元の例

動力炉級のトカマク型核融合炉と実験炉級のそれとの設計諸元の例は、既に 1.3 節の表 1.1，表 1.2 にそれぞれ示した。そこに示した以外の概念設計例を含めて、トカマク型動力炉の概念設計の変遷をたどると、次のような点が指摘できる。

① 初期（1970 年代前半）には単機容量 5000 MWt 級の設計が多かったが、近年は現行軽水炉の最大標準プラントである約 3800 MWt（1300 MWe）に近い数字になってきている。② 長パルス炉から定常炉に進んでいる。③ 第一壁の表面熱負荷が約 10 MWt/m^2 から軽水炉燃料の場合の約 1 MWt/m^2 のレベルへと緩和されてきている。④ 中性子壁負荷は約 2 MWn/m^2 から約 $3 \sim 4 \text{ MWn/m}^2$ へと多少変った程度である。⑤ 水冷却方式が前面に出てくるようになり、プラントサイクルも蒸気タービンサイクルが一般的となっている。これらは設計や評価のベースを軽水炉の場合と揃えて議論しようという理由にもよる。

今述べたように、最近のトカマク型核融合動力炉の設計においては第一壁の中性子壁負荷が約 $3 \sim 4 \text{ MWn/m}^2$ 、表面熱負荷がその約 $1/4$ に相当する $0.8 \sim 1 \text{ MWt/m}^2$ 程度の設計となっているが、実験炉の設計ではそれぞれ約 $1 \sim 1.3 \text{ MWn/m}^2$ 、および約 $0.1 \sim 0.3 \text{ MWt/m}^2$ 程度となっている。

ところで、設計にはコンパクト化の方向が重要であると述べたが、この観点からトカマク以外の炉型も含めて、出力密度や、出力あたりの物量を比較整理したのが表 1.3 である。これからもわかるように、トカマク炉の設計などは PWR に比べてコンパクト性は約 1 桁不足しており、今後の設計の進歩が望まれるゆえんである。コンパクトトロイドは PWR にもほぼ匹敵した出力密度をもつ設計概念であるが、その工学技術

表1.3 核融合炉のコンパクトさの比較⁽¹⁰⁾

型式／名称 機関／年		炉心出力密度 (MWt/m ³ 炉心)	炉出力密度 (MWt/m ³ 炉本体)	物 量 (ton/MWt)
バンビートーラス (ORNL/1976)	EBTR	4.13	0.24	10.85
トカマク (ANL/1980)	STARFIRE	4.50	0.30	3.94
逆転磁場ピンチ (LASL/1979)	RFPR	4.50	0.50	3.7
コンパクト RFP (LASL/1981)	CRFPR	72.4	15	0.37
移動逆転磁場テータピンチ (LASL/1980)	CTOR	230	0.70	—
ライナー (LASL/1980)	LINUS	6500	4.1	—
参考 : PWR (加圧軽水炉)		90	19.8	0.22

的可能性については、検討すべき課題が多い。

4. 核融合炉の設計指針と設計技術

4.1 基本設計と詳細設計

核分裂炉が、その安全を確保するための設計指針ならびに設計基準に従って設計されているように、核融合炉においても今後、設計概念の開発と併せて、設計指針・基準の類を整備していく必要がある。核融合炉と核分裂炉とはシステム構成・設計条件・ソースタームなどの面でいろいろと相異点はあるが、安全確保のための基本的な考え方や構造強度等の基準の考え方には、共通したところや相互に参考になるところも多い。

軽水炉プラントの場合、まず基本設計に基づいて原子炉設置許可および電気工作物変更許可を受け、続いて、工事計画の認可を受ける際に、詳細設計に基づく工事計画書を提出することになっている。基本設計はシステムの基本構成、機能、性能等に係わるもので、核設計、熱水力設計、燃料設計などを含めて各種の機器・システム設計が行われる。指針類には、安全を確保するための設計方針の妥当性を評価する上で必要な、安全設計審査指針をはじめ、耐震設計審査指針、さらには燃料集合体等に関する個別の指針が含まれている。また、これらとは別に、安全評価を行うための審査指針も整備されている。安全設計審査指針は原子炉施設全般、原子炉及び計測制御系、原子炉停止系、反応度制御系及び安全保護系、原子炉冷却系、原子炉格納容器、燃料取扱い及び廃棄物処理系について、それぞれ備えているべき条件を規定している。例えば、原子炉施設全般のところでは、①安全上重要な構築物・系統・機器の設計、材料選定、製作、検査等は、適切な規格・基準

によること、②地震その他の自然現象・人為事象・異常時等の環境条件・飛来物・火災等に対する設計上の考慮をすること、③共用によって安全機能を失うおそれのあるものは原子炉施設間で共用しないこと、④電源喪失、単一故障等に対する設計上の考慮をすること、⑤試験・検査を可能にしておくこと、⑥避難通路・通信連絡を確保できる設計であること、などが挙げられている。

耐震設計においては、各施設の環境への放射線影響のポテンシャルの大小に応じてA, B, Cの三つのクラスに重要度分類し、それらに対して耐震設計評価法を定めている。

一方、詳細設計では機器の機能・性能・材料・寸法・工法・構造強度計算結果を明示することとされている。構造設計に関しては米国機械学会(ASME)の定めた原子力発電用機器設備の構造設計基準Sec. IIIが広く活用されており、わが国でもこれに基づいて、発電用原子力設備の構造等の技術基準(通産省告示501号)が定められている。

4.2 機械設計の考え方

(1) 熱設計

確実な冷却を通じて、機器の温度環境を許容範囲内に制御すること、および熱を安定かつ効率的に輸送・変換していくことなどが、熱設計の基本目的である。冷却性能は冷却材の物性値、熱負荷、流量、流路形状・寸法、磁場、圧力など多くのパラメータによって複雑に変化する。とくに、液体冷却方式において熱負荷が限界熱負荷と呼ばれる値に達すると、膜沸騰状態の発生による著しい伝熱特性低下が生じるので、限界熱負荷以下で余裕をもって運転することとしている。これは熱的制限と呼ばれるものの一つである。なお、相変化だけでなく、層流-乱流の遷移や流動不安定性の発生などによっても冷却性能は大きく変ることが知られている。

冷却材流量にもいくつかの理由で上限がある。第一は乱流状態において、所要の循環動力が流量の約3乗に比例して急増することである。第二は液体を高速で流すとキャビテーションや構造体の振動が発生することである。第三は流量の約2乗に比例する圧力損失に対応して流路に過大な応力が加わることである。第四は材料のエロージョンに与える影響である。第一と第三の問題は、液体金属冷却材が磁場を横切って流れる場合にとくに酷しい。

さて、冷却材の安定した流動状態を保ち、経済流速で高性能な冷却を行い、構造物等の温度を許容範囲に抑え、圧力による流路構造物への機械的負荷が許容限界以内に納まるようにし、しかもプラント熱サイクルで必要とされるブランケット出口温度を実現していくには、前述の諸パラメータの値を適切に選ぶことが必要である。図1.12は液体Li冷却ブランケット第一壁において、そのような適切な設計パラメータの範囲がいかに狭いかを示した1例である。

核融合炉では従来の機器以上に、高熱負荷で複雑、狭隘かつ長尺な流路が考えられていること、発熱密度が分布していること、磁場が存在することなどの特徴があり、さらに起動・停止・過渡・事故時などの非定常モードを考えると、熱設計の考え方を具体的に適用する際に解決しておくべき課題は多い。

図1.12 液体リチウムブランケットの例 (Li/V系) における設計範囲⁽³⁷⁾

(2) 構造設計

先に述べた告示501号によれば、放射能や流体を内包する容器、配管、ポンプ、弁などを安全上の重要度から五つのクラスに分類しており、原子炉容器、1次系ポンプ、配管、蒸気発生器1次側などは第1種機器、原子炉格納容器は第2種機器にそれぞれ分類している。第1種機器は想定される運転状態（通常状態から事故状態にわたる4段階、プラス試験状態）と荷重条件のもとで応力解析を行う、いわゆる解析による設計（Design by Analysis）の手法が適用される。これに対し、第2種以下はハンドブック的な規格形式と設計式によって設計される。

応力解析の結果は次の項目に照して評価される。① 1次応力強さ（延性破壊の防止）、② 1次＋2次応力強さ（塑性歪サイクルの防止）、③ 熱応力変動値（熱応力ラッチェットの防止）、④ 累積疲労係数（1以下に抑えることにより低サイクル疲労破壊を防止）、⑤ その他（剪断破壊、座屈等の防止）。ここで1次応力とは荷重制御型の応力で、これは構造体に変形しても緩和されない。一方、2次応力は熱応力のような拘束によって生じる変形制御型の応力である。

告示501号第1種機器には適用温度上限があり（オーステナイト系ステンレス鋼では425℃）、高温域ではクリープ現象等をも考慮した高温構造設計基準が必要となる。高速増殖炉等ではASME Code Case N-47を土台にした基準が整備されつつあるが、その特徴は① 防止すべき破損様式として延性破壊や疲労破壊の他に、弾塑性座屈、クリープによる大変形・破壊・疲労破壊・座屈等をも考慮していること、② 必要に応じて非弾性解析を行うこと、③ 温度や時間に依存した応力強さの概念を導入して評価を行うこと、などに要約される。核融合炉第一壁・ブランケットに対しては、このような高温構造設計基準を参考とし、また照射条件や材料化学的な環境条件を考慮しながら、適切な基準を漸次整備していく必要がある。なお念のために

つけ加えると、核融合炉関係の基準というものは、今直ちに実用設計に供するためのものではないが、工学技術的な判断をしながら研究開発を進めていく上で、基準に沿った考え方が極めて重要なのである。

4.3 設計技術

材料物性値、現象の特性データ、要素・機器の特性データ、設計や評価のための基準・式・計算コードなどの、いわゆるデータベースについて、現状は質・量ともに十分ではなく、それらの不確実性が設計や評価の結果にどのように影響するかを常に吟味する必要がある、INTOR設計作業や後述のBCSS等においてもデータベースのアセスメントが行われている。

設計の手順や評価の体系については、前述のブランケットに関するフローのような例も考えられるが、システム概念の発展に沿いながら、こうした手法自体もAI、CAD等の支援のもとに、より高度化していくことが望まれる。

5. 主要機器の役割と構造

5.1 第一壁・ダイバータ・リミタ

第一壁はプラズマに面してその直接の熱負荷を受ける壁状の構造体であり、その負荷はポロイダル断面の各領域で異なる。領域は① トーラス外側領域、② トーラス内側領域のほか、場合により③ リミタ領域、④ ビームシャインスルー領域、⑤ リップルアーマー領域などに分割される。第一壁への負荷としては① 粒子負荷、② 熱負荷、③ 電磁力、④ 圧力・自重・地震力などが考えられる。このうち熱負荷はさらに、定常熱負荷（輻射による表面熱負荷、および核発熱）、中性粒子入射設備（NBI）の運転に伴う中性粒子の突き抜け、およびプラズマディスラプション時の熱負荷に内訳される。

トーラス外側領域では粒子負荷、定常熱負荷、ダイバータからの輻射等が作用し、内側領域ではさらにプラズマディスラプション時の負荷が大きく作用する。リミタ領域では炉心起動時にプラズマエッジが形成される。NBI使用の場合にはビームシャインスルー領域に中性粒子突き抜け負荷がかかり、リップルアーマー領域にリップル効果による粒子負荷がかかる。

さて、よく知られたように、粒子負荷は第一壁材料の照射損傷、表面の減損などの原因となり、材料の健全性や寿命に大きく影響する因子であるが、同時に粒子負荷の一部は核発熱となって熱負荷に加算される。粒子負荷に対する材料の挙動は、材料の種類、温度・応力条件等で異なり、核発熱の大小も材料に依存している。中性子壁負荷が 1.0 MWn/m^2 の場合、核発熱の程度はステンレス鋼で約 10 MWt/m^3 、アルミニウムで約 6 MWt/m^3 、SiCで約 7 MWt/m^3 と報告されている。第一壁への定常な表面熱負荷の強さは、容器表面積の設定に依存するが、ダイバータやリミタへの熱負荷の配分の仕方によってもかなり変ってくる。Starfire の例では表面熱負荷は 0.9 MWt/m^2 と設計されている。

プラズマディスラプション時の熱負荷については、まだ確定的な評価は難しく、設計上はまずプラズマの全エネルギーを熱エネルギーと磁気エネルギーとに分け、それらの一部がトーラス内側と外側の各領域にあ

る比率で一定時間内に放出されるものとしている。実験炉 FER の設計例では、熱エネルギー 90 MJ + 磁気エネルギー 30 MJ の 50 %、即ち 60 MJ が、第一壁の 30 % の面積を占める内側領域にピーキング係数 2 で入射し、残りの 60 MJ が全表面 (350 m^2) に一様に入射するものとしており、この場合の内側領域のディスラプション熱負荷の時間積分値は 1.31 MJ/m^2 と計算されている。継続時間を 15 msec と仮定すると、その間の時間平均熱負荷は約 87 MWt/m^2 となり、先に示した定常熱負荷の設計仕様レベルに比べて 1 桁以上高く、極めて酷い事態であることが推察される。

第一壁の構造は、ブランケット容器壁が第一壁を兼ねる「一体型」と、両者が独立した「分離型」とに分かれ、さらにそれぞれが構造材だけの場合と、アーマー材を組合せた場合とに分かれる。アーマー材はプラズマ壁相互作用とスパッタリングエロージョンの両課題を考慮しながら検討する必要がある。第一壁の構造には図 1. 13 のような例をはじめとして、プラズマに面する側に溝をつけたものなど、多種多様な提案がある。

図 1. 13 第一壁と冷却流路の構造例 (22), (23)

炉心プラズマから荷電粒子の拡散によって流出する熱を受け、また燃焼で生成する He イオンを排気するための代表的な機器がダイバータ、あるいはリミタである。リミタはプラズマエッジに接し、ダイバータは少し離れた場所に置かれるが、両者ともプラズマに面して比較的単純な板状の構造をしている。熱負荷条件は第一壁におけるよりも一段と酷しく、したがって第一壁への熱配分をふやす意味で輻射増進用のヨウ素を炉心に注入することを考慮すると共に、粒子や熱の入射方向である磁力線に対して板を傾斜させ、面積を稼ぐことによって熱負荷を軽減しようとする設計努力が払われている。

5. 2 ブランケット

ブランケットの基本的役割は ① トリチウムの生産と回収、② 核融合エネルギーの熱エネルギーへの変換と取出し、の二つである。まず①の目的のために、トリチウム増殖材としての Li を使用することが条件となるが、その物理的形態には液状 (Li や LiPb 等の液体金属、および LiF-BeF₂ 等の溶融体) と固体 (Li₂O, LiAlO₂ 等) があり、前者を使用するブランケットを液体ブランケット、後者を固体ブランケットと呼んでいる。天然の Li 中に約 7.5 % しか含まれない ⁶Li は、残りの約 92.5 % の ⁷Li に比べてトリチウムの増殖

表 1.4 トカマク型核融合動力炉の代表的な概念設計とそれらにおけるブランケット材料の選択

名 称	発表機関	国	発表年	ブランケットの増殖材(核) / 冷却材(熱) / 構造材(構造)
Culham FRC*	カラム研究所	英	1971	Li/Li/NbZr
UWMAK-I	ウイコンシン大学	米	1973	Li/Li/316SS
UWMAK-II	ウイコンシン大学	米	1974	LiAl ₂ O ₄ /He/316SS
UWMAK-III	ウイコンシン大学	米	1976	Li/Li & He/TZM
NUWMAK	ウイコンシン大学	米	1979	Li ₆₂ Pb ₃₈ /H ₂ O/TiAlV
ORNL Racetrack	オークリッジ研究所	米	1973	Li/Li & K/NbZr
ORNL Contour	オークリッジ研究所	米	1977	Li/HITEK/316SS
ORNL Cassette	オークリッジ研究所	米	1977	Li/He/316SS
ORNL Tube Bundle	オークリッジ研究所	米	1978	Li/Li/316SS
Princeton FRC**	プリンストン大学	米	1974	Fluibe/He/PE-16
JAERI FRC*	日本原子力研究所	日	1974	Li ₂ O/He/TZM
SPTR-P	日本原子力研究所	日	1983	Li ₂ O/H ₂ O/PCA
HFCTR	マサチューセッツ工大	米	1978	Li/Fluibe/TZM
Starfire	アルゴンヌ研究所	米	1980	LiAlO ₂ /H ₂ O/PCA

* Fusion Reactor Concept

効果が大きいので、⁶Liの濃度を高めたLiを用いることも考えられている。また、 $TBR \geq 1$ を達成する上で中性子増倍を行うことが効果的であるので、多くの場合、BeやPbなどを中性子増倍材として配置する。増殖材/冷却材/構造材の組合せについては表1.4のような提案がなされている。

さて、主として中性子に乗って運ばれたエネルギーの大半はLi層の中で熱に変わり、残りが構造材料中で発熱となる。したがって、液体ブランケットにおいては、一般に増殖材自体が冷却材を兼ねる。これに対して固体ブランケットでは増殖材や構造材を別途に、ガスあるいは水などの冷却材を用いて冷却しなければならない。

ブランケットは第一壁と一体の、もしくは結合した構造となっており、寿命上最もクリティカルな第一壁の交換サイクルに従って、分解・移動する。また、供用期間中の試験・検査も行われる。そこで構造的に分解・交換・点検等の容易な設計が望まれ、これまでの概念設計の多くのものがモジュール型を採用している。すなわち複数のモジュールで一つのブランケットセクターを構成し、一般的にはTFコイルの個数に等しいかまたは整数倍の数のセクターでトラス全体をカバーする。同一プラントのモジュールの構造仕様は、製造・管理の面から1種類または少数種類に限定するのが妥当である。

Starfireのブランケットセクターは、TFコイル全12基に対して全24基であり、モジュールは1基あたり9個となっている。図1.14はセクターの外観、図1.15はモジュールの部分構造である。冷却を十分にに行い、安定で平坦な温度分布を保つためにも、図1.15のようなかなり複雑な構造を必要とするようである。図1.16は液体Liブランケットの構成例である。

図1.14 Starfire 核融合炉のブランケットセクター (10), (12)

図1.15 Starfire 核融合炉の第一壁・ブランケットの構造 (10), (12)

図1.16 液体リチウムブランケット第一壁の構成例 (Li/Li/V系) (30), (31)

5.3 遮蔽体

遮蔽体は①超電導マグネット等の炉構成機器が放射線によって機能・性能上重大な問題を生じないように防護すること、および②作業員の放射線管理目標ならびに事故時の公衆に対する安全性を満たすことを目的として設けられる。

機器用の遮蔽には、中性子を減速・吸収し易い材料として鉄や水が汎用され、 γ 線遮蔽にとって効果的な鉛も併用される。一方、作業員などに対する生体遮蔽には重コンクリートが用いられる。

放射線が超伝導材料に対してもたらす作用には、①発熱による超伝導破壊、②照射損傷による材料劣化の二つがあり、前者は照射線量率に、後者は積算線量にそれぞれ関係している。設計はこれらの許容値を満たすよう、遮蔽材料と厚さを決定する。またストリーミング対策も重要な事項である。生体遮蔽厚さは放射線管理の基準値および目標値等を考慮して決定するが、構造材料の放射化の強弱が非常に大きく関係してくる。

5.4 超電導マグネット

一般にTFコイルには最大約10 T以上の強磁界発生が、またポロイダル(PF)コイルには安定で速い過渡特性(約10~20 T/s)がそれぞれ要求される。線材の構造は超伝導安定化と冷却方式に関係し、一つには冷却安定化から本質安定化に向う傾向があり、これに伴って超伝導材料の極細・多芯化が進められている。冷却方式にはプール浸漬、強制対流、超臨界圧流などの区別があるが、最近では最大磁場強さの向上と均一冷却に対して効果的な超流動冷却方式(約2 K)も開発の対象となっている。

PFコイルのようなパルス運転モードにあつては、交流損失、繰返し機械疲労、非定常冷却などが問題となり、これらを考慮した材料・構造・システムの検討が進められている。

超電導マグネットの基本要素はコイル線材、絶縁材、強度材、冷却流路、電極、クライオスタットなどであり、これらを組合せたセクター構造体が通例はブランケットセクターと組になってトーラス容器を取囲む。

5.5 燃料供給系

燃料供給方式は① ガスパフ法、② ペレット入射法、③ その他、に大別される。①は真空容器のポートからガス状燃料を注入する方式であり、Starfireで採用されている。②は微小な固体ペレット状燃料を加速器によって高速で炉心に打込む方式であり、Starfireではバックアップとして考慮している。

ペレット入射法によれば、効率的な燃料注入と良好な炉心制御特性が期待できるとされている。ペレット状燃料供給系の場合、主要設備はペレット製造機器、ペレット加速機器などで構成される。ペレットは低温固化した棒状の燃料を切断するか、または液滴を減圧下で自由落下させることにより製造する。ペレットの加速は空気銃方式、すなわち高圧ガスを用いた射出によるが、代替案として遠心加速、電磁加速などの方式も考えられている。なお、打込みに必要な速度は条件によっても変るが、目安は数~数十 km/s 程度である。

5.6 加熱設備

(1) 中性粒子入射設備(NBI)

高速の中性粒子ビームは炉心に入射されるとプラズマ粒子と相互作用してプラズマを加熱する。このためのNBIは① 高速イオン発生装置、② 中性化装置、③ 電源、その他から構成される大型の機器である。

INTOR設計の例では加速電圧175 kV、イオン電流68 A/線源、焦点距離9 mなどとなっている。なお、NBIのクライオパネルには炉心から流入する中性子のために相当な熱負荷がかかること、また炉本体に隣接する他の機器の場合と同様にNBIの外周には遮蔽が設けられることなども指摘しておきたい。

(2) 高周波加熱設備

電子サイクロトロン共鳴加熱(ECRF)、ハイブリッド加熱(LHRF)、イオンサイクロトロン共鳴加熱(ICRF)などの各方式による高周波加熱設備が用いられる。設備は発振器、導波管などから構成される。StarfireではECRFによるプラズマ立上げ過程の評価を行っている。

5.7 トリチウム系

トリチウム系は① 燃料ガス循環系と、② ブランケットトリチウム回収系とに大別される。①は使用済燃

料ガスを精製・分離して D_2 と T_2 とを回収し、混合調製の上、燃料注入設備に供給する系統であり、②はブランケットからトリチウムを回収し、精製・分離の上、貯蔵設備に送り込む系統である。

使用済燃料ガスからはパラジウム合金膜ないし固体電解質を用いて水素同位体をまず回収し、次いで深冷蒸溜塔などによって T_2 と D_2 とを同位体分離する。一方、ブランケットで生成したトリチウムは、一般的には触媒酸化塔と水分吸着塔を用いて回収する。

トリチウムは透過性の高い放射性物質であるので、その燃焼・循環・回収・貯蔵等に関する取扱設備、および格納容器・建家は、平常時ならびに異常・事故時を通じて、放射線安全が十分確保できるように、強度、耐漏洩・透過等の面に特に留意する必要がある。

6. 第一壁・ブランケットを中心とする炉工学的な主要な課題と最近のスタディ

6.1 主要課題の例

(1) プラズマディスラプション

ディスラプションのうち、プラズマ電流が消滅するメジャーディスラプションは、構造機器への影響が最も大きく、動力炉では緊急時の制御ディスラプションを除いて許容されないものと考えられている。したがって何よりも炉心工学的に不測のディスラプションが生じないような技術開発が必要である。機器の設計としては、ディスラプション時の放出エネルギーと電磁気挙動の時間的・空間的变化の理解の上に立ち、ディスラプション時の第一壁表面の溶融・

蒸発・凝固・亀裂発生などの熱的、材料的応答と、過渡電磁力に対する構造的応答とを把握し、ディスラプション時の影響を緩和する方向を探ることが肝要である。図1.17はディスラプション時を含めた第一壁の熱負荷の目安であり、このような高熱負荷の試験が中性粒子ビーム、プラズマジェット、電子ビームなどを用いて行われはじめている。

(2) トリチウム増殖

ブランケット内でのトリチウム生成までのニュートロニクス的な過程の評価精度を向上すること、機械設計と両立する範囲での最適な材料の選択・配

図1.17 トカマク型核融合炉の第一壁・リミタの熱負荷試験に必要な条件⁽³⁵⁾

置を探ることが課題であろう。燃料サイクル自立のために $TBR \geq 1$ は動力炉にとって不可欠な条件であり、評価誤差を考慮してもこの条件が満たされることが必要である。今後の方向として、材料・形状・寸法などの TBR への影響を、実験的に直接に検証することが重要と考えられる。

(3) 第一壁の健全性

第一壁は核的・熱的・機械的・化学的等の酷しい複合的かつ動的な負荷を受け、しかも一般には真空パウングの役割を負うという、技術的に見て最も困難性の高い機器の一つであり、健全性や寿命評価に係る課題が多数ある。第一壁中の材料特性や応力分布は経時的に複雑に変化し、またエロージョンによって次第に減肉していく。このような問題に関して、第一壁を傾斜ポテンシャル場として扱った評価研究が行われており、また第一壁工学の名のもとに総合的な研究が進められつつある。炉心に関しては稼働率のみならず第一壁健全性の上からも定常運転の達成が強く望まれ、この方面の炉心工学の発展に期待したい。

以上、二、三の課題を取上げたが、この他にもブランケットの機能・性能に関して、トリチウム回収技術、温度制御、電磁場中の液体金属流動と構造挙動の評価などの課題があり、またブランケットの製造や補修に関して、加工・接合性の評価、自動遠隔操作システムの開発などの課題がある。

6.2 BCSS の概要

ブランケット概念の比較選択評価のスタディ (BCSS) が 1983 年から 2 年間にわたり、米国で実施された。そこではブランケットの参考モデルとして Starfire と MARS (タンデムミラー) の二つを用い、中性子壁負荷 5 MWn/m^2 の条件を含むいくつかの設計ガイドラインに従い、① 液体金属型、② ガス冷却型、および ③ 水冷却型の各ブランケットについて検討を行っている。この作業を通じて関連のデータベースの収集評価、重要検討事項の洗い出し、ブランケット概念の比較評価、リーディング概念に関する R&D 項目の洗い出しと優先度の評価などがなされている。結論の一つとして、次の四種のブランケット材料構成が優位であると評価している。① Li/Li/V 合金、② $\text{Li}_2\text{O}/\text{He}$ /フェライト、③ LiPb系/LiPb系/V合金、④ Li/He/フェライト。(増殖材/冷却材/構造材)。

6.3 FINESSE の概要

核融合炉工学の研究開発戦略スタディ (FINESSE) が、1983 年から米国で始まり、1985 年に中間報告が出されている。このスタディは核融合炉開発の途上に横たわる原子力工学分野の技術的課題を洗い出し、分析し、必要な解決法を具体的に検討し、実験条件等を定量的に評価し、そして工学技術的な開発に係るスケール則をも考慮しつつ、試験装置を立案・評価するという、一連の戦略的スタディである。

作業はまず、機器に求められる機能・性能、使用環境条件、機器間の相互作用等から考えて、従来経験なかった新しい課題が多数存在するとの認識に立ち、重要と思われる課題分野を 9 分類している。そして、技術的成立性 (設計の窓が開くこと、リスクが過大でないこと、信頼性等の面で実用性のあること)、ならびに魅力度 (特性、寿命、コスト、安全) の両サイドから検討し、まずブランケットに関し BCSS を参考として 4 種類のものを選択している (BCSS の結論と完全に同じではない)。次に、主要課題として、液体

Liブランケットについては① DTサイクル自給性、② MHD効果、③ 材料両立性、④ 構造応答、⑤ トリチウム回収・制御、⑥ 破損モードなどの問題を洗い出している。固体ブランケットの場合は、上と共通の課題もいくつかあるが、そのほか増殖材温度制御の問題などが新たに加えられている。設計の窓というのは図1.12で説明したとおりであるが、データベースの不確かさの幅が窓より大きいと、窓が閉じてしまう可能性があり、そのような場合は課題の重要度が高いといえる。

必要な試験は核融合装置によらないものと核融合装置を必要とするものに大別し、前者はさらにノンニュークリア試験、加速器試験、原子炉試験に分けている。ノンニュークリア試験の中では液体金属流動試験などが重視され、詳細な試験計画も検討されている。

核融合炉工学をさらに体系的かつ効果的に発展させるためのスタディはわが国でも始められている。

以上、核融合炉の工学的仕組みを中心に概要を述べた。終りに、多数の文献を参照・引用させて頂いたことを記して感謝申し上げる。

参 考 文 献

- 1) T. J. Dolan, Fusion Research: Volume III - Technology, Pergamon Press, 1980.
- 2) 関口 忠ほか、核融合発電、電気学会雑誌, 103巻, 11号, 1983.
- 3) 徳光岩夫, 原子力発電所の計画設計・建設工事, 電気書院, 1979.
- 4) 渡辺健二ほか、第2回核融合研究集会報告集, 文部省科学研究費補助金エネルギー特別研究(核融合)報告書, 核融合別冊, 47, 1981.
- 5) 早川幸男ほか、核融合炉設計と評価に関する研究, 文部省科学研究費補助金エネルギー特別研究(核融合)報告書, 1981.
- 6) 早川幸男ほか、核融合炉設計と評価に関する研究-第2回シンポジウム報告集, 文部省科学研究費補助金エネルギー特別研究(核融合)報告書, 1981.
- 7) 長尾重夫ほか、核融合炉設計と評価に関する研究-第3回シンポジウム報告集, 文部省科学研究費補助金エネルギー特別研究(核融合)報告書, 1982.
- 8) 早川幸男ほか、核融合炉設計と評価に関する研究-第4回シンポジウム報告集, 文部省科学研究費補助金エネルギー特別研究(核融合)報告書, 1983.
- 9) 長尾重夫ほか、核融合炉システムの概念設計に関するワークショップ, 文部省科学研究費補助金エネルギー特別研究(核融合)報告書, 1983.
- 10) C. C. Baker *et al.*, Trends and Developments in Magnetic Confinement Fusion Reactor Concepts, Nuclear Technology/Fusion, Vol. 1, Jan. 1981.
- 11) 岐美 格ほか、核融合炉技術調査研究分科会成果報告書, 日本機械学会, 1984.
- 12) C. C. Baker *et al.*, STARFIRE-Commercial Tokamak Fusion Power Plant Study, ANL/FPP 80-1, 1980.
- 13) C. C. Baker *et al.*, STARFIRE-Commercial Tokamak Fusion Power Plant Study, Nuclear Engineering & Design, 63, 1981.
- 14) 成合英樹ほか、タンデムミラー核融合動力炉の概念設計(II), タンデムミラー核融合炉設計研究会報告書, 1984.
- 15) 山中千代衛, 中井貞雄, 慣性核融合研究の現状と展望, 日本原子力学会誌, 24巻, 2号, 1982.
- 16) 宮崎慶次, 慣性核融合炉の熱工学的諸問題, 化学工学, 47巻, 8号, 1983.
- 17) 藤家洋一, 核融合システムの安全分析・評価 成果報告書, 名古屋大学プラズマ研究所, 1985.
- 18) 科学技術庁原子力安全局原子力安全調査室監修, 原子力安全委員会安全審査指針集, 大成出版社, 1984.
- 19) 内ヶ崎儀一郎ほか, 原子力と設計技術, 大河出版, 1980.
- 20) 林 喬雄, 原子力発電プラントの構造設計, 日刊工業新聞社, 1984.

- 21) 岡林邦夫, 高温構造設計の考え方, 日本機械学会第554回講習会教材, 1982.
- 22) 安 成弘, 河村和孝ほか, 核融合炉設計及び研究開発の現状と課題, 日本原子力学会, 1983.
- 23) 秋山 守ほか, 核融合炉設計工学資料集, 核融合炉設計技術研究専門委員会中間報告書, 日本原子力学会, 1985.
- 24) 秋山 守ほか, 核融合炉設計工学資料集, 核融合炉設計技術研究専門委員会総合報告書, 日本原子力学会, 1987 (予定).
- 25) 諸住正太郎ほか, 傾斜ポテンシャル場における材料の挙動研究会報告書, 文部省科学研究費補助金エネルギー特別研究 (核融合) 報告書, 1984.
- 26) 諸住正太郎ほか, 傾斜ポテンシャル場における材料の挙動研究会報告書 (II), 文部省科学研究費補助金エネルギー特別研究 (核融合) 報告書, 1985.
- 27) 秋山 守ほか, 核融合炉ブランケット第一壁の設計条件に関する討論会, 文部省科学研究費補助金エネルギー特別研究 (核融合) 報告書, 1984.
- 28) 秋山 守ほか, 核融合炉ブランケット第一壁の非定常問題の評価研究会, 文部省科学研究費補助金エネルギー特別研究 (核融合) 報告書, 1985.
- 29) 秋山 守, 宮原 昭ほか, プラズマディスラプション時の第一壁の健全性評価研究会, 文部省科学研究費補助金エネルギー特別研究 (核融合) 報告書, 1985.
- 30) D. L. Smith *et al.*, Blanket Comparison and Selection Study-Overview, Fusion Technology, 8-1, 1985.
- 31) D. L. Smith *et al.*, Blanket Comparison and Selection Study-Final Report, ANL/FPP-83-1, 1983.
- 32) W. M. Stacey *et al.*, Future Technology Requirements for Magnetic Fusion-An Evaluation Based on Conceptual Design Studies, Nuclear Technology/Fusion, 5, 1984.
- 33) 平岡 徹ほか, 核融合炉のブランケット設計の問題, 日本原子力学会誌, 23巻, 4号, 1981.
- 34) 秋山 守ほか, 核融合炉・炉内構造物の問題点と研究の現状, 日本原子力学会誌, 27巻, 5号, 1985.
- 35) R. E. Nygren *et al.*, A Test Program on Thermomechanical and Thermal-Hydraulic Aspects of Nuclear Systems for Magnetically Confined Fusion Power Reactors, Nuclear Engineering and Design, 68, 1981.
- 36) M. A. Abdou *et al.*, A Study of the Issues and Experiments for Fusion Nuclear Technology, Fusion Technology, 8, 1985.
- 37) M. A. Abdou *et al.*, FINESSE, A Study of the Issues, Experiments and Facilities for Fusion Nuclear Technology, Research & Development, PPG-821, UCLA-ENG-84-30, 1984.
- 38) 住田健二, 石野 栄ほか, 核融合炉研究開発の評価研究会報告書, 文部省科学研究費補助金エネルギー特別研究 (核融合) 報告書, 1986.