

(仮訳)

## I T E R 詳細設計報告書

### 1. 序

1. 1 I T E R 詳細設計報告書（コスト評価、安全解析を含む）は、I T E R 工学設計活動（E D A）の進展を示す第三の主たるマイルストーンである。
1. 2 1994年1月にI T E R 理事会に提示された概要設計報告書は、I T E R／E D A 協定参加極が第二議定書を締結する基礎となった。設計の更なる進展が、中間設計報告書（コスト評価、安全解析を含む）に記述され、その付属文書とともに1995年7月のI T E R 理事会に提示された。中間設計報告書は、I T E R 計画参加各極のレビューを経て、1995年12月のI T E R 理事会にて承認された。かかる背景の下、I T E R 計画参加極はI T E R の建設、運転、利用及び運転終了に関する合意を目指す建設協議の開催に向けて、そのために協議すべき事項の同定を目的とする準備協議を開始した。
1. 3 中間設計報告書パッケージの承認を受け、さらには各極の中間設計報告書評価を通して得られたコメントを踏まえて、トカマク部分の基本概念及びシステム手法を手段、建設及び保守の手順、トカマク周辺機器の配置を含めたI T E R 全体にわたる考察に重点が置かれた。また、設計の進展に伴い、確証が必要とされた主要事項についてはR & Dが進められた。設計が固まってきたことにより、プラズマ物理、安全性及び環境影響評価並びにコスト／スケジュール評価を見直すための基礎が確立された。
1. 4 本報告書は上述のような進展を記述したものである。本報告書を補足する詳細技術文書はI T E R 工学設計活動の枠組みの中での各極の評価に共さけている。
1. 5 工学設計活動の次のマイルストーンである最終設計報告書は、全ての機器及びサブシステムについて、関連R & Dを含めたシステムインターフェイスに基づく詳細設計から得られた結果の集大成であり、コスト及び工程の評価を含む技術的データを提供し、建設決定のための基礎となるものである。

### 2 I T E R の目標

2. 1 I T E R の計画目標は、I T E R／E D A 協定に定められているとおり、平和目的のための核融合エネルギーの科学的及び技術的な実現性を実証することである。I T

E Rはこれを達成するために、定常状態を最終的目標とする重水素・三重水素プラズマの制御させた点火及び長時間燃焼の実証、統合させたシステムでの核融合炉に不可欠な技術の実証、並びに核融合エネルギーを実用化するために必要な高熱流束及び各工学要素の統合的試験を行うものである。

2. 2 I T E Rの詳細技術目標は1 9 9 2年1 2月のI T E R理事会で採択され、I T E R／E D A協定の第二議定書に記載されている。

2. 3 詳細技術目標には、基本性能段階と高性能段階の二段階の運転がふくまれている。現在のI T E Rの設計は基本性能のための設計を示したものであり、将来的にトリチウム増殖ブランケットや他の高性能段階の目標の達成に必要な機器を取り入れることができるように配慮されている。

### 3 I T E R設計の主要パラメータと主要性能

3. 1 I T E Rの主要特性とパラメータは、合意されたI T E Rの計画目標及び詳細技術目標にそったものである。特に、誘導方式で約1 0 0 0秒のフラットトップと平均中性子壁負荷1 MW／m<sup>2</sup> 0を持つパルスで制御された自己点火と長時間燃焼を実証するという目標に適合している。詳細技術目標の達成のための重要な仮定として、基本性能段階で年間3 K g、高性能段階において年間1. 5 K gのトリチウムが外部から適切に供給されることを仮定している。

3. 2 I T E Rの主要パラメータと全体的寸法は中間設計報告書と同じであり、表1に示すとおりである。

全体としてパラメータは、閉じ込めとプラズマ制御及びその安定性からの物理的要求と技術的制約（例えば熱負荷と電磁的特性とアクセスからの要求）とのバランスがよく考慮されており、安全で確実な運転が合理的なコストの範囲で保証される。

3. 3 トカマク設計の基本的な特徴は概要以下の通りである。

- 超伝導コイル（2 0個のトロイダル磁場コイル、7個のポロイダル磁場コイル、及び1個の中心ソレノイド）と真空容器をつないで全体構造をつくる統合構造を採用する。これは、頑丈なトロイダル磁場（T F）コイルのケースの強度に大きく依存しながら全ての条件下の電磁力果汁を均衡させる単純な構造である。
- 遠隔操作と直接操作との実用的な組み合わせで、容易にかつ安全に保守できるように設計されたモジュラー型の真空容器内機器（バックプレートに設置するブランケット・モジュールやダイバータ・カセット）を採用する。

- 本体部分をクライオスタット容器の中に納め、それを最小限の高さの建屋の中の地下ピット内に設置する。
3. 4 トカマク及び周辺設備の概要は、表2の通りである。図1（a）は、クライオスタットを含むITERの3次元の断面図を、図1（b）はトカマクの垂直断面を示している。
3. 5 ごく少数であるが、下記の高度な設計上のオプションが概念段階にある。
- 中心ソレノイドのモジュール分割化による改良
  - パックプレートへのブランケット・モジュールの取付方法
  - フェライト鋼を真空容器に挿入することによるトロイダル磁場のリップル低減

これらのオプションについては、最終設計報告における絞り込みを目指して、設計と関連研究開発を集中的に実施する必要がある。

## 4 ITERの運転シナリオと性能

### 4. 1 運転シナリオ

#### プラズマ運転シナリオ

- 4.1.1 ITERのプラズマ放電シナリオは、現在のトカマク型装置の通常のシナリオに準じている。放電はブレークダウンと電流初期化（ECHによる補助を伴う）に始まり、誘導方式による150秒間の電流立ち上げが続く。プラズマ電流が約16MAのところでダイバータ配位が形成される。電流立ち上げ時には、必要に応じ電流分布とプラズマ回転を制御するために外部加熱（リミター配位の間は20MW、ダイバータ配位では50－100MW）を用いることが出来る。電流フラットトップでの電子密度は $0.2 - 0.5 \times 10^{20} \text{ m}^{-3}$ 、ジュール加熱のみによる温度は2－4keVとなる。電流がフラットトップに達した時点で、Hモードに入るために100MWまでの全加熱パワーが加えられ、プラズマが点火し所定の核融合出力が得られるまで燃料供給によってプラズマ密度を上昇させる。燃焼（核融合出力）制御、ダイバータ熱流制御及び300秒以上を要する通常の停止等は、燃料補給、不純物供給、外部加熱、トロイダル磁場制御等を組み合わせて行われる。

#### 点火／高Qプラズマ運転モード

4.1.2 鋸歯状振動、E L M y Hモードを伴ったプラズマの運転が、自己点火あるいは外部加熱起動の高Qモードで用いられる（このモードでは鋸歯状振動とE L Mは自然に発生し、不純物がプラズマ中心に集積するのを防ぐのに有効な働きをする）。この運転モードは現在の実験において十分に研究されており、I T E Rの閉じ込め時間や他の基本的なパラメータを予測するのに十分なデータベースが利用可能と成っている。このモードでは適当な閉じ込め時間、定常的な低い不純物比率、制御された密度、十分に高いプラズマのベータ値及びプラズマ境界へのヘリウム輸送を実現することができる。I T E Rで目指しているプラズマ形状及びパラメータでの長時間E L M y Hモード放電は、主要なダイバータ付きトカマク装置で実現されている。I T E Rパラメータへ外挿するに当たっての重要な物理事項は、エネルギー閉じ込め時間とHモードへの遷移パワーである。

1 0 0 MWの外部加熱駆動による燃焼運転では、放電時間の延長及び高照射実験が可能な壁への高中性子束を持続できる。2 1 MA、1. 5 GW、1 0 0 0 秒の標準放電を、約1 6 MAのプラズマ電流では1 GWで8 0 0 0 秒まで放電時間を延長できる。

定常運転は、1 2 – 1 5 MAのプラズマ電流の範囲において、ブートストラップ電流の割合が大きく（ $> 70\%$ ）なることにより得られる。このシナリオでは、プラズマ電流密度の半径方向分布により（安定係数 $q$ がプラズマの中心からはずれた所に最小値を持つ）「負磁気シア」が形成される。最近のトカマク装置の実験において、この分布で極めて良好な閉じ込め性能が実証されている。

#### ダイバータ運転と熱及び粒子排気

4.1.3 I T E Rの粒子と熱の制御は、狭い隙間で覆われて真空容器外のクライオ・ポンプで排気されるシングル・ヌル・ダイバータによって実現される。プラズマ中への燃料補給はガス・バフとペレット入射により行われる。アルファ粒子加熱と外部加熱合わせて3 0 0 ~ 4 0 0 MWの熱は第1壁とダイバータ板、炉心プラズマからの制動輻射とシンクロトロン輻射、周辺プラズマとスクレイプ・オフ・プラズマとダイバータ・チャンネルからの不純物輻射及び、ダイバータ板への熱伝導で放出される。輻射損失による、ダイバータ板の受ける熱負荷を受容できる程度まで低減する。輻射損失は少量の不純物（ネオン、アルゴン等）の入射により増加させることができる。

I T E Rのダイバータ・プラズマは、最近のダイバータ付トカマク装置で実施されている”デタッチ”あるいは”部分デタッチ”方式で実現可能であろう。この方式では、ダイバータ板への熱負荷の低減化と適当なヘリウム排気の実現される。

## 4. 2 プラズマ性能

4.2.1 確定された設計に対する I T E R 物理性能の評価が全体的に実施された。評価作業は I T E R 物理専門家グループによって行われ、E D A の活動が核融合研究実験並びに関連する物理実験の最新の知見に基づいていることが確認された。

4.2.2 評価は2つの分野に集中した、即ち、I T E R プラズマが達成可能なパワー出力と燃焼時間に関する事項と、プラズマ運転の信頼性並びに炉内機器の寿命といった工学設計に関する事項である。

第一の分野に含まれる事項としては、以下のものがある：

- I T E R パラメータ（例えば低衝突で小さなジャイロ半径）でのエネルギー閉じ込め並びにプラズマ密度及びベータ値の運転限
- 低熱流束、低いダイバータターゲット損傷、ヘリウム排気及び炉心プラズマへの不純物流入の良好な制御を伴った”部分デタッチ”方式によるダイバータ運転

第2の分野に含まれる主要な事項は、以下のとおりである：

- プラズマの磁場配位、核融合出力レベル及びダイバータターゲットへの熱流速の信頼性のある制御を行い、これにより信頼あるプラズマ生成とディスラプション頻度の低い電流フラットトップ状態を達成すること
- （ディスラプション及び垂直位置異常事象（V D E）等の）プラズマ不安定性による熱及び電磁力に対する影響への対応及び緩和を行うこと

4.2.3 炉心プラズマのエネルギー閉じ込めの予測は、基本的に現在の実験で観測され、十分に吟味された広範囲なデータベースが構築されている E L M y H モードの閉じ込め比例則に依っている。この手法は、概念上、トカマクの閉じ込め物理がいくつかの無次元パラメータで支配されており、無次元パラメータの単純なベキ乗則により I T E R への外挿に必要なエネルギー閉じ込め時間が十分に表現出来る、という仮定に基づいている。従って、”I T E R を模擬する放電”に焦点を当てて、ジャイロ半径以外については I T E R を見込める範囲において、無次元量での実験が既存の装置で行われている。これらの模擬実験は閉じ込め比例則の確立に対し最も信頼性ある手法を提供するはずである。現在進行中の一連の実験から、高い信頼性を持って I T E R への外挿が可能となることが期待される。J E T 及び D III - D からの最初の結果により、I T E R の閉じ込めが現在の想定よりも幾分良い方向にあることが予測される。

4.2.4 ダイバータ運転とヘリウム排気を含む I T E R の燃焼維持に関する記述と解析を詳細にするためには、発生する核融合出力を整合性のある方法で計算するのに、エネルギー閉じ込め時間が 1.5 次元輸送評価コードから得られた温度と密度の分布及び他の物理量に基づいて予測されなければならない。これらのコードのモデルは、経験的あるいは第 1 原理から導かれた局所的な熱輸送コードを採用している。局所的な係数は、必ずしも一義的なものではなく幾分の幅をのこしているため、全体としてのエネルギー閉じ込め時間を明らかにするためにそれらの係数が規格化される。さらに、(適切な規格化の後に) この方法で得られた温度分布の予測は、現在の J E T 及び D III - D で得られる I T E R 模擬実験で観測された温度分布と十分に一致することを確認するための検証が行われている。規格化をしない場合は、現在専門家グループによって検討されている 9 つの輸送モデルは、専門家グループがエネルギー閉じ込め時間を予測するために信頼できると推奨した I T E R 分布データベースのデータと比較すると、いずれもまだ成功の域に達していない。

4.2.5 I T E R ダイバータのターゲット材は、全アルファ粒子パワーがターゲットの特定領域に集中した場合 (約 300 MW が約 10 m<sup>2</sup> に集中した場合)、耐久を期待できない。工学設計の進展によれば、ピーク熱流速は 5 - 10 MW/m<sup>2</sup> まで低減されなければならない。この解決のために、原子・分子の素過程を利用してパワーを第一壁とダイバータ空間の壁 (I T E R では各々が 1200 m<sup>2</sup> と 400 m<sup>2</sup> の広さである) に分散させる方策が、現在の実験で不純物 (ネオンやアルゴン) と燃料ガス入射を組み合わせて有効に成功してきていることが報告されている。複雑な物理現象のモデル化が十分に進展したことにより、現在の実験を検証すること及び I T E R においても不純物入射により同じ運転領域が達成できることの予測が可能となっている。

4.2.6 現在の実験に制約があるために、I T E R への外挿と I T E R プラズマ性能の様々な側面の統合に不確かさが残ることはやむを得ない。不確実な領域において重要なことは、H モード遷移のパワー、H モードにおける密度限界並びにプラズマ周辺の閉じ込めにたいする影響、プラズマディスラプション中の逃走電子の発生、それにハロー電流の非対称性及びその大きさである。これらの事項は、これまでと同様に今後も I T E R 関連の物理 R & D 検討されるであろう。

4.2.7 色々なトカマク実験における (いわゆる "先進的閉じ込めモード" と呼ばれる) "負磁気シア" 放電の最近の良好な閉じ込め性能が、現在、I T E R の (1 GW 以上での) フルパワー定常運転に必要であると予測されている。これには標準的運転よりも約 50 % 高いベータ値と閉じ込め時間の達成が、プラズマ電流値を下げた状態で必要となる。但し、核融合出力及び閉じ込め比例則、並びに本シナリオでの運転限界に関する

現時点における理解と実験によって得られた知見は、標準的なパルス運転シナリオに比べて少なく、一層の研究が必要である。

- 4.2.8 これらの事項に関する課題が残るものの、“負磁気シア”運転領域は、ITERの定常運転上の柔軟性及び能力を研究する上で利用されることとなろう。

#### 4. 3 全体評価

ITER物理専門家グループを通じて寄せられた世界の核融合界からの貢献により、ITERの性能及び運転シナリオの様々な側面の統合において極めて大きな進展が見られた。ITERの物理面での評価は、現時点での核融合実験によって得られた成果を相互に照合された結果及び研究チームメンバーとの継続的な接触による成果に基づいている。最近のIAEA核融合エネルギー会議（モントリオール、1996年10月）で発表された新しい実験成果は、全般にわたり、ITER設計の物理基盤を確認するとともに、強化した。これらの基盤があっても、現状のプラズマからITERの規模とパラメータを持ったプラズマを完全な確度で予測することはできないが、広範囲なレビューによれば、原理的にITERの性能と目標の達成を否定する制限は何ら見つかっていない。

ITERプラズマ性能を予測する最も確かな方法によれば、標準的なプラズマパラメータと閉じ込めの値でのITERの自己点火達成は確実と考えられる。また、100MWまでの加熱の採用により、ダイバータ熱負荷とHモード遷移パワーを同時に満足しての、1～1.5GWの核融合出力での燃焼維持は、広い範囲の実現可能な条件及び閉じ込めが標準状態から約30%劣化した場合でも、達成されるであろう。

ITER設計が有する柔軟さにより、最低1000秒の誘導方式パルス運転から負磁気シア運転による定常運転までの幅広い運転シナリオが実現可能である。

### 5 設計の進展

5. 1 全体設計が収束して来ていることにより、システムあるいは機器レベルにおいての性能、安全性及び全体構成についての要求に関する明確な記述を内容とした設計要求書に従って、JCT及び産業界の支援を得た各極ホームチームで種々のシステムや機器に対する詳細設計が可能となった。また、詳細設計作業の進捗に伴い、運転開始と運転計画についても詳細な検討を開始することが可能となった。

## I T E Rプラント・レイアウト及びアセンブリ

5. 2 中間設計報告書以降の設計の主要な進展は、I T E Rのプラント全体のレベルに関するものである。これには以下のものが含まれる：

1. トカマク建屋及びトカマク・ピットとその周辺設備のレイアウトの設計は、トカマクの周囲及び下部の空間をより有効に利用しうるように再構成された。トカマク・ピットに免震構造を適用する耐震設計が採用可能であるよう変更された。免震構造は、サイト設計仮定条件の0. 2 gより大きな加速度の地震に施設を適応させるものである。放射線遮蔽体で分離されたギャラリーを設けるとともに、免震機能の境界を渡る貫通物の数を極力少なくすることによって安全性も向上している。
2. トカマクの真空容器やマグネット・システムを真空領域内に保持するクライオスタットの形状は空間利用の向上のために変更された。
3. 遠隔組立て及び操作の手順並びに関連機器の設計については、ALARA の原則と両立する範囲での人手による保守の最大限可能な採用及び平行作業ができる隣接セルから遮蔽されたセルを通しての遠隔操作ポートへのアクセスを考慮して、最適化された。
4. トカマクの一次熱交換システムについては、安全性の向上のために、ループ数や配管の経路及び構成の点でいくつかの設計変更がなされた。

トカマクとトカマク・ピット内の周辺機器設備を周囲のギャラリーとともに図2 (a) に示す。免震オプションを図2 (b) に示す。

## 6 技術開発

6. 1 I T E Rのための工学R & Dは、現在、7つの重要な分野に焦点を絞っている。各大型プロジェクトの主題はI T E Rの設計の鍵となる部分を実証することである。このような活動は、様々な規模の試験を通して、I T E Rに適用可能な技術の開発と高度化、構成要素の原型モデルの政策に対する製造技術の開発と実証、包括的な品質管理及び品質保証計画の策定と実証を含んでいる。より長いタイム・スケジュールではこれら原型モデル級での試験計画に引き続いて、性能上の運転マージンの決定、運転上の柔軟性の最適化、運転員の訓練がなされる。

6. 2 いわゆる「7大工学R & D」は共通の特徴を有している。これらは複数極の貢献と相互依存性及び高い産業的内容を含む典型的な他段活動である。各々は統一的な管理構造及び組織を有し、その中においてプロジェクトの責任はJ C Tとホーム・チームの間で分担され、また、一つの（あるケースでは二つの）ホーム・チームがプロジェ



クトの全体調整に関して指導的役割を果たすように指名されている。

#### 超伝導マグネット・コイル

6. 3 I T E Rの種々のマグネットを確実に製作できるレベルへ超伝導マグネット技術を進展させるために、二つのプロジェクトが実施されている。中心ソレノイド・モデルコイル・プロジェクトとトロイダル磁場・モデルコイル・プロジェクトは、素線、撚線、コンジット及び端末構造を含めた I T E Rの実寸導体の開発が進められ、絶縁材、ジョイント、導体の交流損失及び安定性、 $Nb_3Sn$  導体の巻線、熱処理後巻き移しプロセス、並びに品質保証に関する支援 R & D プログラムを統合するために行われている。何れの場合においても、関係するホーム・チームは協力して適切な規模の素線の全製造量 2 9 トンのうち、約 2 5 トンが 7 つの供給元によって製造され適合性が確認された。C S モデルコイルについては、撚線及びジャケッティング技術並びに巻線技術が確立され活動が進行中である。T F モデルコイルについては、ラディアル・プレートの鍛造が完了し、撚線とジャケッティング作業が進行中である。モデルコイルは、運転上の柔軟性に関して広い経験を得るとともに、性能上のマージンを知るために、C S モデルコイルは日本、T F モデルコイルは E U に据え付けられ試験されることとされている。

#### 炉内機器

6. 4 三つのプロジェクトが炉内機器に焦点を当てて実施されている。これらには、必要な製作技術の開発と実証及び性能並びにトカマク・システムへの組立て／インテグレーションのための初期試験が含まれている。
6. 5 真空容器セクター・プロジェクトは、I T E Rの真空容器の実寸セクターを作ることと機械的及び流体的性能に関する初期試験を行うことが主たる目的である。これまで、枢要な技術は確立されており、また、製造技術に関しては、許容される幾何学的精度の範囲内でセグメントの大きな部分が完成した。
6. 6 ブランケットモジュール・プロジェクトは、第一壁、リミター及びバッフル・タイプの実寸モジュールと、冷媒のマニホールド及びバックプレートの実機規模の部分モデルを製作し試験すること、並びに、セグメントモデルにおいて原型級のインテグレーションを実証することを目的としている。技術開発は、ベリリウム／銅や、銅／ステンレス鋼のように先進技術（高温静水圧プレス）を用いて接着した材料界面において成功裏に進展し、試験され、確認された。第一壁のアーマの炉内修理の方法として

ベリリウム・プラズマスプレイが利用可能であることを実証するため、並びに、電氣的、流體的及び機械的に十分なモジュールをバックプレートに固定する最良の技術を確立し試験するために現在作業が進められている。

6. 7 ダイバータ・カセット・プロジェクトは、ダイバータが寸法公差内で製作されると、並びに、通常の運転中や E L M's 及びディスラプションといった遷移状態において加わる熱的及び機械的負荷に耐え得ることの実証を目的としている。プロジェクト終了までに、半カセットの実寸原型モデルが作られ、試験されることになっている。ダイバータの高熱流速機器の枢要技術については、高速の水により冷却された銅に接着されたプラズマ対向材料としてタングステン合金と炭素系材料を採用することが成功裏に実証された。プラズマ対向材料の損傷の影響を知るため、プロジェクトには、損傷のメカニズムを知るタスク、塵の除法方法を開発するたすく及びベリリウムやカーボンとともに沈殿したトリチウムガスの排出のタスクも含まれている。

#### 遠隔操作

6. 8 7 大工学 R & D の最後の二つは、汚染され放射化された状態において合理的なタイムスケールでの作業を機能とする適当な遠隔操作技術の利用を確実にすることに焦点を当てている。これらの技術は、厳格な安全性と環境要件を満たしながら、ITER の科学的及び技術的目的を追求するために必要な ITER の柔軟性をもたらすものである。この分野においては、実規模の装置や設備が開発される必要があり、また、適切な手順のチェックのみならずそれらの使用に関する詳細な最適化や作業時間の短縮のために、それらの試験が長期間に亘ってなされるべきである。運転員のトレーニングも本件の目標として要求されよう。
6. 9 ブランケット・モジュール遠隔操作プロジェクトは、ITER のブランケット・モジュールを遠隔操作によって交換できることの実証を目的としている。これには、原理の証明と真空容器の開閉を含む遠隔操作輸送シナリオについて、また、ブランケット・モジュールの据え付け及び取り外しのための真空容器中におけるモノレール上の輸送ビークルの使用についての試験が含まれる。手順については約 4 分の 1 規模によって成功裏に実証された；現在は実規模の実証試験が進行中である。ブランケット・モジュールの容器内輸送システムを図 4 に示す。
6. 10 ダイバータ遠隔操作開発においては、ITER のダイバータ・カセットが遠隔操作によって真空容器から取り外すことができ、また、ホットセル中において遠隔操作によって修理できることの実証が主たる目的である。これには、実規模の原型遠隔操作

機器及びツールの設計と製作、並びに、それらのダイバータ試験プラットホーム（トカマクのダイバータ領域の部分を模擬したもの）及び修理設備を模擬したダイバータ修理プラットホーム内における試験が含まれている。必要な機器及び設備の製作が進行中である。

6. 11 遠隔操作機器への要求事項には、放射化された機器と発生する廃棄物の安全な取扱いを確実にする役割も配慮されている。ITERの組立て及び運転中に用いる遠隔操作の手順、機器及びツールは、ITERの運転が終了した後のITERの除染及び解体のためにも直接に適用できるものである。
6. 12 7大R&Dプロジェクト空の技術的成果は、工学技術や関連する製作技術及びITERの設計の中で具体化したQAを確実にする上で、並びにコスト算出上で鍵となるものに対する製作コスト見積を確実に行う上で重要である。これらの活動は、さらなる原型要素試験や運転の最適化のために、EDAを超えて続けられる必要がある。
6. 13 これらのプロジェクトは、極を跨ぐ複雑な挑戦的事業の例として、また、共同製作活動の先駆的事業として重要である。既にこれらを通して、貴重な組織的経験が、特にJCTとホーム・チーム及び関係した産業界間の責任、権限及び連絡に関する明確なプロジェクト・マネジメント協定の成就によって得られている。このような組織枠組みの中における大型プロジェクトが成功裏に遂行されていることは、建設に関する提案に対して教訓を与え、信頼性を高めることとなろう。

## 7 安全解析及び環境の影響評価

7. 1 ITERは安全に運転が行われ、また、核融合エネルギーの婉然性及び潜在的な環境保全性を実証できるように設計される必要がある。この目的のために、ITER/EDAではITERの安全性及び環境に対する受容性を確実にし、並びに、各極で固有な規制に適合する上で最小な設計変更を行うことによってITERが参加極のいずれにおいても建設できることを保証する様に、精力的に設計及び評価活動を実施している。この活動において、詳細な安全性に関する設計要求は、国際的に認識されている評価基準、放射線被ばくに対する規制及びとりわけALARAの原則に則って行われるよう作業が進められた。現在実施されている評価活動においては、施設、系統及び機器の設計が要求に合致するか否かが検討されている。
7. 2 ITERの設計及び運転に関し、最初の総合的な建設サイト非依存安全性及び環境影響に対する評価が、ホームチームの安全問題に関する専門家によって行われた。本

評価は、

- 通常時及び異常時における周辺公衆及び作業従事者の安全性に関する評価
  - 運転中の廃棄物の管理及びデコミッショニングを含む I T E R の運転による環境への影響の提示
- を網羅している。

7. 3 本評価は、I T E R の設計が十分に I T E R の安全性に関する設計要求に合うものであることを示した。さらに、この評価では、I T E R の建設及び運転に含まれる安全性に係る課題が十分に認識されかつ解析されており、これらの課題に対処するために設計が行われている。既に確立され設計に反映された I T E R の安全性に関する設計上の要求の広い国際的重要性を鑑み、設計はいずれの潜在的ホスト国の固有の安全上の要求にも、その地域固有の規制を満足するためにわずかな変更のみで対応できると結論された。さらに施設は、作業従事者及び一般公衆に対して健康上及び安全上の高度な防護が得られるよう、並びに、環境に与える影響を最小にするよう建設され運転されるべきである。

7. 4 I T E R に関連した安全設計に係る課題の多くは、将来の核融合炉にも関連するものである。I T E R を安全に運転することは、従事者被ばく、放出管理及び機器制御の分野で核融合の持つ一般的な安全性及び潜在的な環境保全性を示すことに役立つであろう。運転を実施していく過程で取得されるデータは、安全性データ及び解析の実証に有用となるであろう。さらに、I T E R の運転を通じて取得されるデータ及び経験は、将来の核融合施設の安全設計を行うための基礎となる情報を提供するであろう。

7. 5 I T E R は初期段階の商業炉として考えられている炉と同程度の大きさをもつものであるが、I T E R は研究施設である。I T E R は実験炉であるため、柔軟性のある運転ができ、実験が容易であり、かつ、適切な変更を可能とするような設計上及び安全上の配慮が必要である。変更項目としては、例えば種々のダイバータの設計、プラズマ対向壁の材料、トリチウム増殖ブランケット等が挙げられる。これらの必要性により、実兼用機器及び実験用装置は如何なる安全上の機能にも属さないという強力な安全思想に基づく設計が推し進められた。

7. 6 I T E R の設計は、他のエネルギー源と比較して核融合固有の安全上の特性を利用することによって、また、深層防護の設計方針を追求することによって安全上の要求に合致する。

7. 7 プラズマの燃焼を維持するための条件が厳しいこと、及び如何なる場合においてもプラズマ中に保持される燃料が少量であることは、一般的に異常事象における受動的な燃焼反応の停止をもたらす。適度なエネルギー密度と小さな放射性物質の崩壊熱密度は緊急冷却系を必要とせず、また、すべての冷却が喪失される仮想的なケースにおいてさえも対処する時間を与える。さらに、ITERにおける放射性物質の可動なインベントリ、トリチウム及びプラズマ第一壁相互作用により発生する放射化ダストあるいは冷却水中の腐食生成物は、平常運転中及び想定された事故シークエンスにおける流出量及び放出量は国際的に受け入れられる勧告値の保守的な範囲に納まっている。
7. 8 核融合が潜在的に有する安全上の利点を完全に実現するには、中性子束によって起こる放射化を抑制するための低放射化構造材料の使用が必要である。しかしながら、このような材料の開発は、ITERの設計に適用できるほど十分には進展していない。特に、プラズマに近い機器では、主としてステンレス鋼及び銅合金を使用しなければならないであろう。このことは、商用核融合発電プラントにおいて使用が期待される材料と比較して、より大きな崩壊熱とより長い半減期を持つ放射化生成物を作り出すことになる。例えそうではあっても、崩壊熱除去はITERの設計においては通常施設の冷却系を使用することによって解決しており、全く起こり得ないような事象においても、緊急冷却系を使用することなしに受動的な冷却が可能である。放射化した物質の放射能は、約100年後には極めて低いレベルまで速やかに減衰する。
7. 9 深層防護は、故障を避けるために保守的な設計を用いることによって、並びに、緩和系を破損し難いように設計することによって、既に運転に必要とされる装置から最大限の安全上の利得を引き出すことにより達成される。これらの概念は異なる想定事象のシナリオの包括的な解析を通して評価された。結果は想定事象に関連する放射性物質の放出が、一般公衆の被ばくに対して設けられた包括的な制限値を充分下回ることを示している。さらに施設の安全裕度についても仮想的な事情の解析によって調べられた。仮想的な最も悪い事象で考えられる事故の究極のケースでさえも、リスク評価における放射性物質インベントリからの地表面での放出は、初期の被ばく量の点において、サイト外住民の避難不要の目的で定められている制限値を下回るであろう。
7. 10 総合的な安全性及び環境影響に関する解析は、さらなる詳細な設計作業の進展並びに機器及びシステムのR & Dプロジェクトからの安全性に関連した結果を通し、変更、拡張及び更新されるであろう。これらの情報はまた設計過程に中断なくフィードバックされるであろう。変更された解析及び評価は最終設計報告書に組み込まれ、ホスト極の安全規制のために必要な安全性及び環境影響に関する情報は提供するであろう。

## 8 I T E Rのコスト並びに工程

### コスト

8. 1 中間設計報告書に示された I T E Rのコスト評価に対して、その後の設計変更や新たに入手できたコスト関連情報を勘案して、従来と同様の手法並びにユニット毎のコストデータ等の基本的なコスト算術要素に基づいた更新が行われ、共同中央チームによる I U A ( I T E R評価単位) 表示の評価が行われた。設計変更は、「コストを意識した設計」の手法によるレビュー及び改良を行なった結果であるため、コストの見直しは中間設計報告書の数値を暫定的に調整した限定的なものであり、再度見直される必要がある。エンジニアリング費、運転費、解体費についての新たな評価は行われていない。全体のコスト再評価は、詳細設計及び製作過程の経験を踏まえた業界からの新たな情報入力に基づいて、最終設計報告書に記述される。
8. 2 作業構成単位の半分以上が、中間設計報告書からの設計の進展によってある程度の影響を受け、結果としてコストへの影響をもたらす。コスト評価の調整は、個々のシステムの変更された部分についてのみ行われたが、殆どの場合それはシステム全体のコストの比較的小さな割合でしかない。さらに、コスト調整をもたらす設計変更は、「コストを意識した設計」の手法によるレビューを経る必要がある。
8. 3 実際のところ設計の進展の基づくコストの見直しは、見積の調整を上方にも下方にも導く。以前には未確定であったいくつかの要素についてコストが明確化され、従って未確定要素のための裕度は狭められた。全体として中間設計報告書に示された見積もりに実質的な変更がないことは明らかである。全体のコスト評価については一部変更が生じてもすぐにもとに戻ることができるとの確信を持つことが出来る。

### 工程

8. 4 I T E R建設の全体計画工程は中間設計報告書に示された分析に基づいているが、予見される製作過程の変更並びにいくつかの重要な調達分割による若干の見直しが加えられた。結果として、全体建設計画のうち早期発注の期限はやや緩やかになったが、ファーストプラズマの目標は守られている。但し、これは、超伝導素線の最初の発注が建設決定後直ちに行われることを条件としている。その他の工程の前提となる初期段階の主要な仮定は以下のとおりである。
- E D A終了までに建設サイトが決定され、その時点で設計に取り入れられ、最初の“原子力関連施設”の建設が2000年の終には開始されること。

- 調達の準備並びに E D A 期間中に開始される機器の試験が円滑に継続されること。
  - 調達、建設のための組織、建設チームの設立が、超伝導コイル導体以外の機器の最初の発注に技術的に対処出来るように、中断なく速やかに行われること。
- これらの仮定は、参加の可能性のある極の間での I T E R 建設合意が、E D A 終了時のサイト決定から約 2 年後に完全合意の最終結論が出るまでの間で、順調に進捗している一連の活動の一部と見ることができる。

8. 5 上述の初期的条件が満たされた上で、技術的に重要なことは以下のとおりである。

- タイムリーな超伝導コイルの材料の調達並びに製作
- トカマク建屋、ボロイダルコイル製作建屋等の主な建屋の建設
- 中核部の組立プロセス
- システムの試験及び運転

8. 6 更新された全体工程を第 5 図に示す。E D A から建設への移行が円滑に行われ、上述の条件が守られれば、ファーストプラズマは中間設計報告書に記述したとおり 2 0 0 8 年の終わり頃に達成できる。

## 9 結論

9. 1 中間設計報告書の承認とそれに引き続いて行われた共同中央チーム内の設計レビューの後、I T E R トカマクの主な機器の設計は確定された。この結果の「ポイント・デザイン」は、E D A 協定の目的を満たすために必要な技術情報をえることを目指して共同中央チームと産業界の支援を得た各極のホームチームが分担している詳細設計活動のベースとなった。中核部分であるトカマクを取り囲む I T E R システム全体を最適化することに重点が置かれた。中間設計報告書パッケージへの各極のコメントについては、特に物理面の評価、安全性と環境受容性、及び運転シナリオの柔軟性、遠隔操作の性能について、進行中の作業に反映されている。中間設計報告書パッケージの中に示されたサイト設計仮定の別オプションについては、その技術的可能性とコストへの影響の評価を行っている最中である。

9. 2 下記の少数の高度な設計上のオプションが概念段階のままとなっている。

- 中心ソレノイドのモジュール分割化による改良
  - パックプレートへのブランケット・モジュールの取付方法
  - フェライト鋼の挿入板を用いたトロイダル磁場のリップルの低減
- これらのオプションについては、最終設計報告書における絞り込みを目指し、設計仕様と R & D を集中的に実施する必要がある。

9. 3 現在の核融合実験と関連する理論的研究の結果との照合に基づくプラズマ特性と運転シナリオの評価では、原理的に、ITERが必要な特性を出し目標を達成することを否定する制約を何一つ提示していない。最適なプラズマパラメータの値においては、ITERでの自己点火は高い確率を持って実現される。現在の経験をITERの寸法とパラメータに外挿することには不確実性が伴うことは避けられないが、要求させる中性子束とフルエンスをむ満たすための約 $1\text{ MW/m}^2$ の $14\text{ MeV}$ 中性子の達成については、最大10万kWの外部加熱を与えることによりある程度の不確定さはあるものの実現の保証を与えている。各極は自主的貢献の物理R&Dによって、不確定性をさらに狭めるための主要物理データを得ることに焦点を絞った物理研究を実施している。
9. 4 統合された設計と計画により、トカマクと周辺施設の配置の最適化や、構成機器の正確な設置、必要な試験と制御の手順、及び組み建て期間を合理的な長さに納めるための並行作業からくる制約を満たすトカマク組み立て手順の確立に著しい進展があった。運転の稼働率を最大にするための遠隔操作の組み立て性能や保守性能にも著しい進展があった。
9. 5 ITERの工学R&DFは現在7つの大きなプロジェクトに集約されている。これらにより、適用可能な技術の開発と実証、関係する品質保証を伴った構成機器原型の製作による産業技術の開発と確証を含めたITER設計の主要な事項を裏付けることができると期待される。これらの原型（試験体）の運転裕度を確かめ、運転のフレキシビリティを最適化するために、試験計画は、より長い期間が必要となるだろう。これらのR&D計画は複数極の貢献を行い大きな産業界の内容を含む典型的な多段階活動である。これらのプロジェクトから得られる成果は、ITER設計の妥当性に直接的な確証を与えるとともに、コスト評価を具体化することに役立っている。同時に、これらのプロジェクトは、複数極にわたる大規模で複雑な事業の実例として、共同建設活動の先駆けとして、大きな重要性をゆうする。
9. 6 ITER設計に対するサイト非依存安全性、及び環境に関する初めて総括的な評価作業が最近完了した。これはホストとなることが見込まれる極が、安全性と環境に関してサイトの審査を行うために利用できる統合されたプラント・レベルの安全性評価である。ITERはどの極にも建設可能であるべきとの一般的な目標にたいして、この解析は、仮想事故に対する深層防護及び多重防護という十分確立された概念を適用することにより、ITERの設計が強固な安全性を与えるものであるとをしめしている。仮想的な「最悪事故」という極端なケースに対しても、サイト外部の避難不要性という条件は満たされている。詳細設計と関連R&Dの作業がさらに進展するに伴っ



てこの評価は強化、詳細化される予定である。最終設計報告書に記載される予定の新しい解析は、ホスト極の規制手続きに必要な安全性と環境上の情報を与えるものとなるだろう。

9. 7 I T E Rのコストとスケジュールの評価は、中間設計報告書の解析を基礎として更新された。コストの更新は中間設計報告書からの設計変更と中間設計報告書以降に新しい情報が入手できた機器やシステムが中心である。総計コストには実質的な変更はない。さらに、設計の進展は、コスト増加のあらゆる原因に対して下方修正を求める「コストを意識した設計」のアプローチのもとで今後見直さなければならない。コストと見積の完全な評価は、各極の産業界による詳細なコスト調査の結果を用いて最終設計報告書に向けて行う予定である。これに基づいて建設と調達の方法についての作業仮定に沿って評価された最終的な I T E Rコスト見積が作成されることになる。建設スケジュールは、クリティカルな項目の理解が進んだことを反映して中間設計報告書から更新した。そのスケジュールでは、依然としてファースト・プラズマを2008年に予定している。そして、規制の手続きに期間がスケジュールの重要項目であることには変わりがない。全体計画を維持できるか否かは、建設チームの迅速な立ち上げとE D A後の不必要な空白期間の回避に大きくかかっている。また、大量の超伝導素線の生産の早期着手が最も重要であり、十分な能力を保証するための詳細な調査がひとつようである。
9. 8 設計及び関連する物理及び工学 R & Dにおいて中間設計報告書以降に実施された作業により、I T E Rの主要な要素について採用した概念と設計手法が正しいものであることが確認された。最近の設計作業は、中核機器の周辺で全体システムレベルでの最適化に集中してきた。I T E Rの詳細設計作業の関連 R & Dは共同中央チームと各極ホームチームにおいて、はっきりと定義された共同作業計画に沿って次の主要マイルストーンである最終設計報告書に向けて今や全力で進展している。各極の指示と約束が継続されることにより、I T E R・E D Aはその残された期間で建設の参加者に工学設計とパラメータとコスト評価に十分な確信をもっと建設の決定を行うに必要な技術的情報の確固とした基礎を与えると確信する。効率的な建設活動を実現するために必要な適切なアクションを早期に取る配慮をすることが必要である。

表1 ITERの主要諸元

核融合出力	1.5 GW
中性子壁負荷	1 MW/m <sup>2</sup>
プラズマ燃焼時間	1000 秒
プラズマ主半径	8.1 m
プラズマ小半径	2.8 m
プラズマ電流 $I_p$	21 MA
非円形度 $k_{95}$	1.6
安定係数 $q_{95}$	3
トロイダル磁場	5.7 T (中心) 12.5 T (最大)
トロイダル磁場リップル	2 % (セパラトリックス)
外部加熱パワー	100 MW

表2 ITERシステムにおける主な特徴

トロイダル磁場コイル (20個) 超伝導体 (円形インコロイ製ジャケット付) 構造	Nb <sub>3</sub> Sn バンケーキ型
ポロイダル磁場コイル(CS, PF2 - PF8) 超伝導体 (角形インコロイ製ジャケット付) 構造	CS, PF2, 7: Nb <sub>3</sub> Sn, PF3 - PF6, PF8: NbTi CS: レイヤー型、他はバンケーキ型
真空容器 構造 材質	リブ付二重壁シェル構造 ステンレス316LN
第1壁/ブランケット (基本性能運転時) 構造 材質	アーマー付モジュール構造 アーマー : ベリリウム ヒートシンク : 銅合金 構造材 : ステンレス316LN
ダイバータ 形状 材質	シングルスル、交換可能カセット構造 アーマー: タングステン、炭素系材料 ヒートシンク: 銅合金 構造材: ステンレス316LN
クライオスタット 構造 寸法 (最大) 材質	リブ付二重壁シリンダー構造 内径: 3.6m、高さ: 3.0m ステンレス304L
冷却系 (冷却剤: 水) パルス運転中の除熱量	2200MW (～4MPa, 150℃)
クライオ設備 平均冷凍能力/液化率 (4.5K) 冷凍能力 (80K)	100kW/0.35kg/s 225kW
追加熱及び電流駆動 全入射パワー 候補装置	100MW ECH、ICH、LH、NBI
供給電力 パルス電力 全有効電力/無効電力 定常電力 全有効電力/無効電力	650MW/500Mvar 230MW/160Mvar

表3 ITER建屋及び構造

建屋／構造	敷地面積 m <sup>2</sup>	床面積 m <sup>2</sup>	容積 m <sup>3</sup>
トカマクホール	5,600	29,900	536,000
他の原子力関連建屋	26,100	56,900	624,000
制御建屋及び居室	19,800	29,800	460,000
一般建屋	50,700	83,400	1,043,000
小計	102,200	200,000	2,663,000
電源ヤード及び屋外構造体	158,800		
合計	261,000		

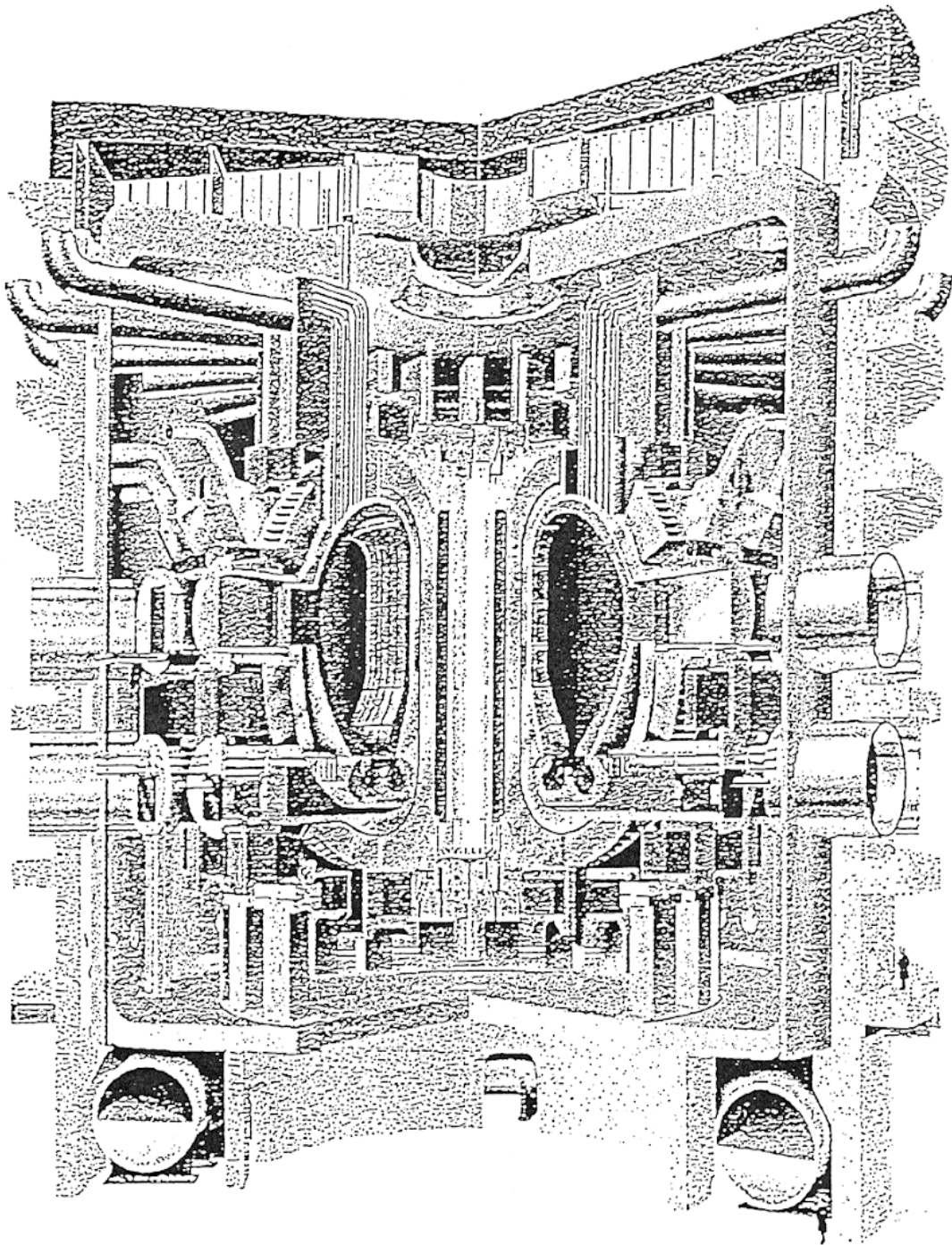


図 1(a) ITER トカマク 部分の鳥瞰図

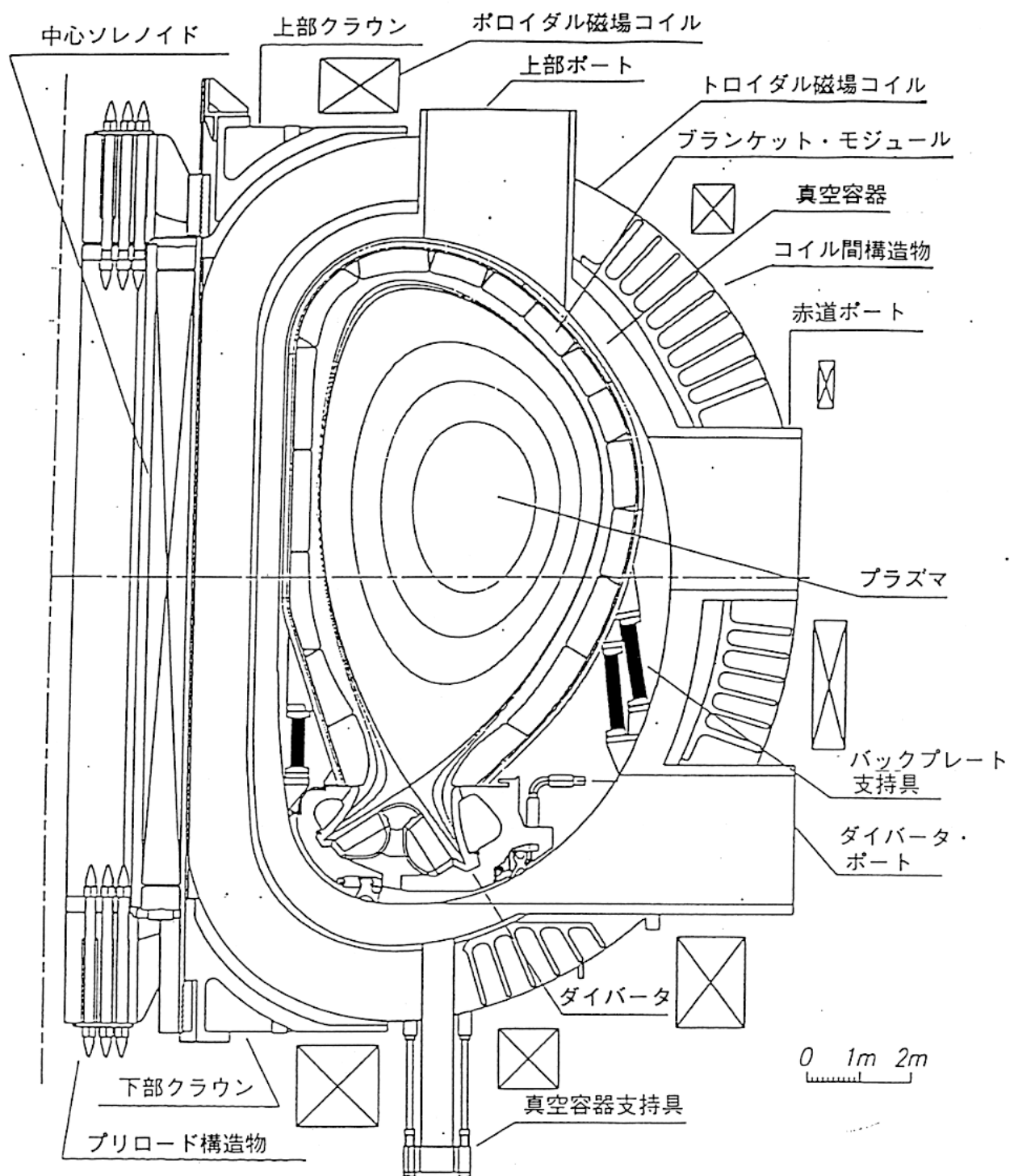


図1(b) ITERトカマク断面図

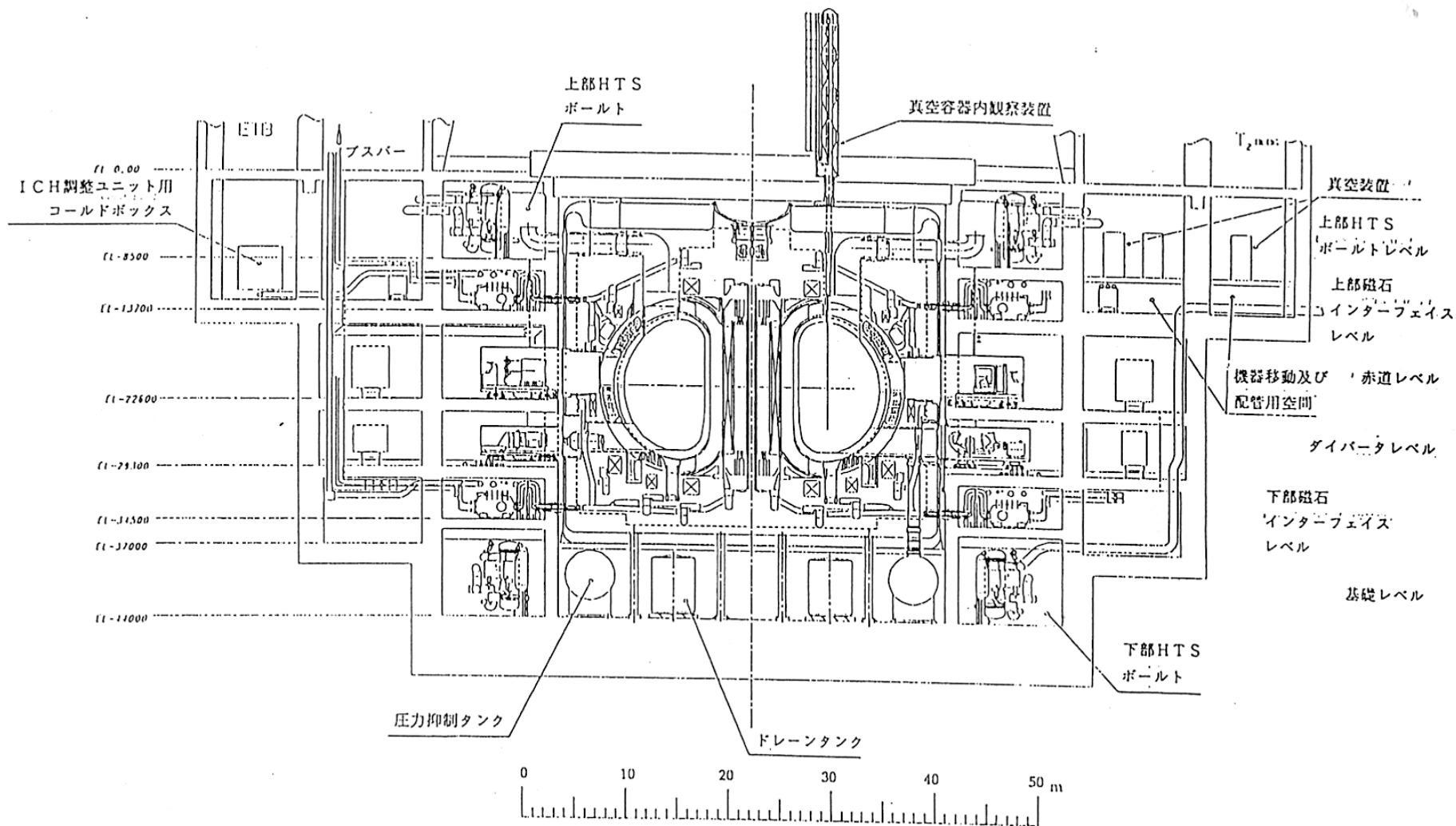


図2(a) ITER トカマク及び周辺装置

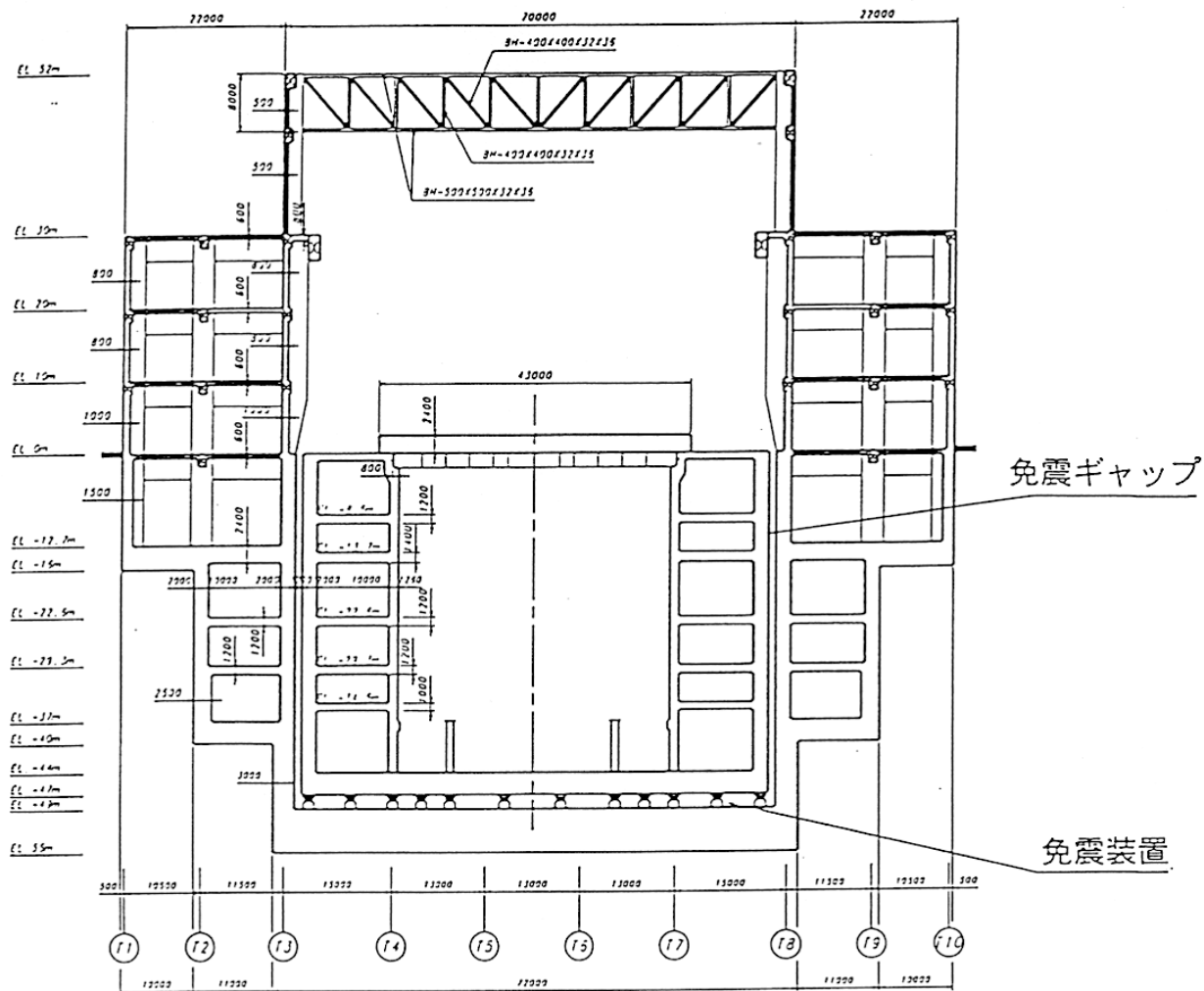
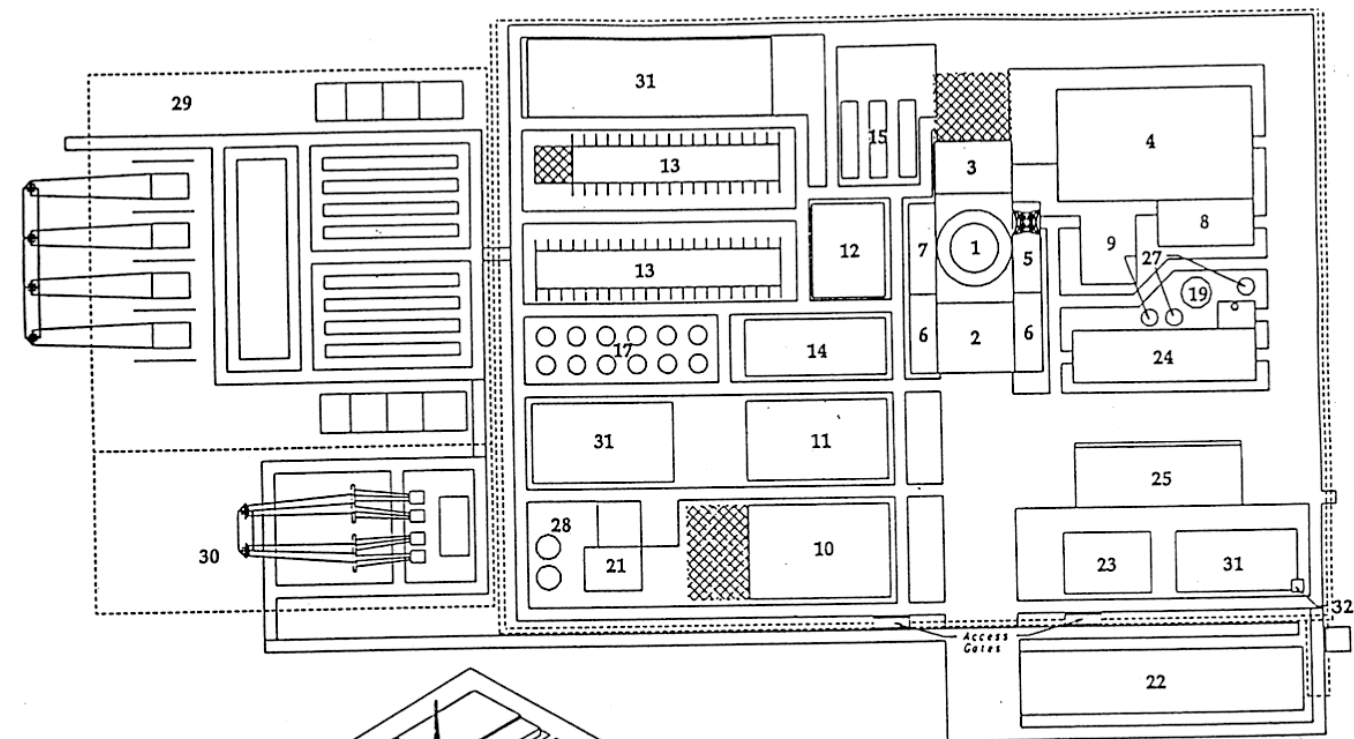


図2(b) 免震オプションを組み込んだトカマク建屋の断面図





トカマク施設内建家

1. トカマクホール・ビット
2. 組み立てホール
3. 仮置きホール
4. ホットセル建家
5. トリチウム建家
6. トカマクサービス建家
7. 電源極性切替建家
8. 放射性廃棄物建家
9. 本体棟居室
10. 冷凍用圧縮機建家

11. 冷凍プラント建家
12. コイル電源遮断器建家
13. コイル電源用整流器建家
14. 高周波加熱電源建家
15. 中性粒子入射加熱電源建家
17. ガス貯蔵タンクヤード
18. 冷却水貯水池
19. 蒸気供給施設用燃料タンク
20. 冷却塔
21. 非常用発電機建家

22. 管理研究建家
23. 制御建家
24. サイトサービス建家
25. ボロイダル磁場コイル製作建家
27. 水処理用屋外タンク
28. 非常用発電機燃料貯蔵タンク
29. パルス電源受変電ヤード
30. 定常電源受変電ヤード
31. 屋外保管エリア
32. 下水処理槽

図3 ITERサイトのレイアウト概要

0/180 (セル)

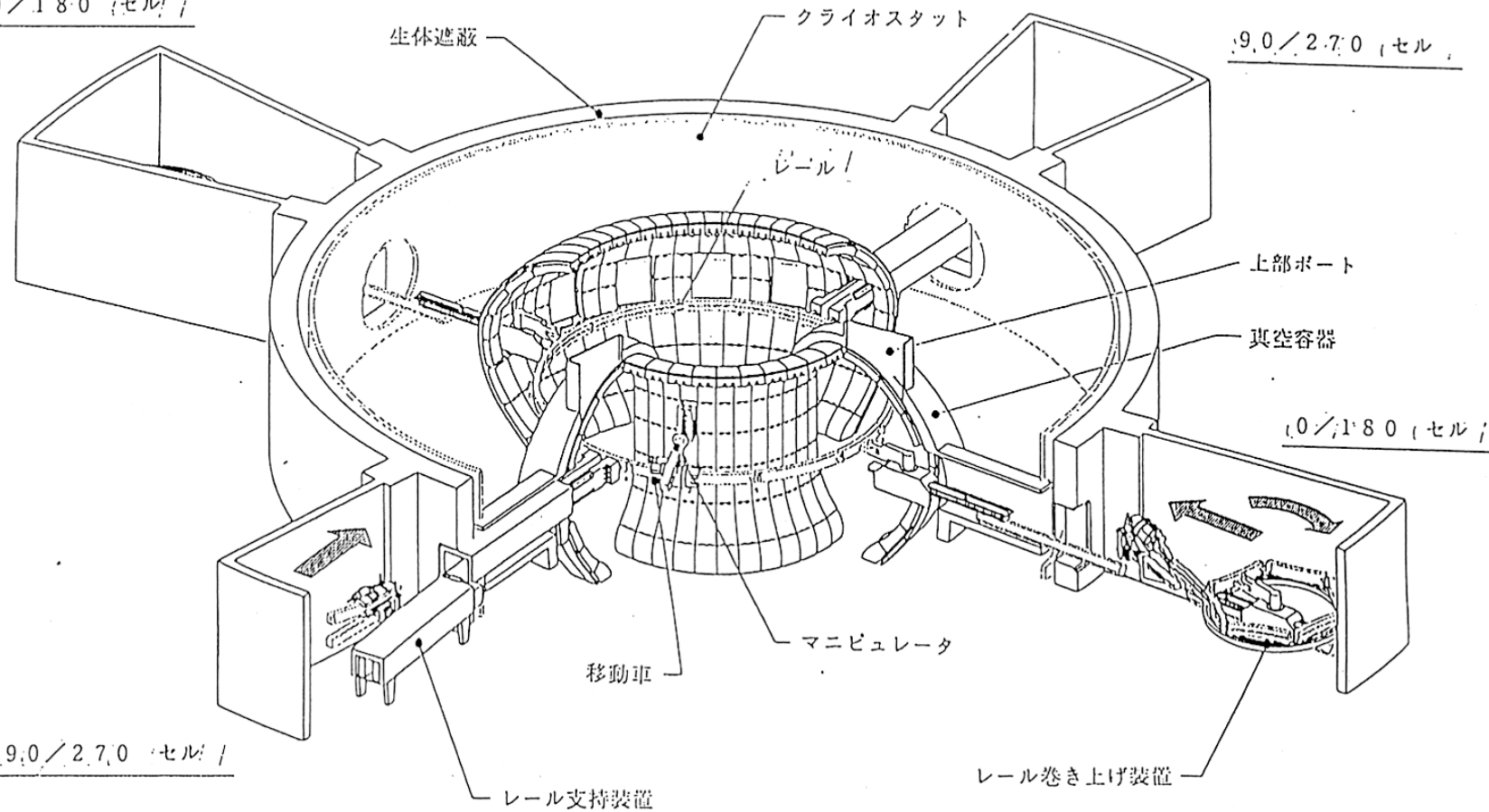


図4 真空容器内運搬システム

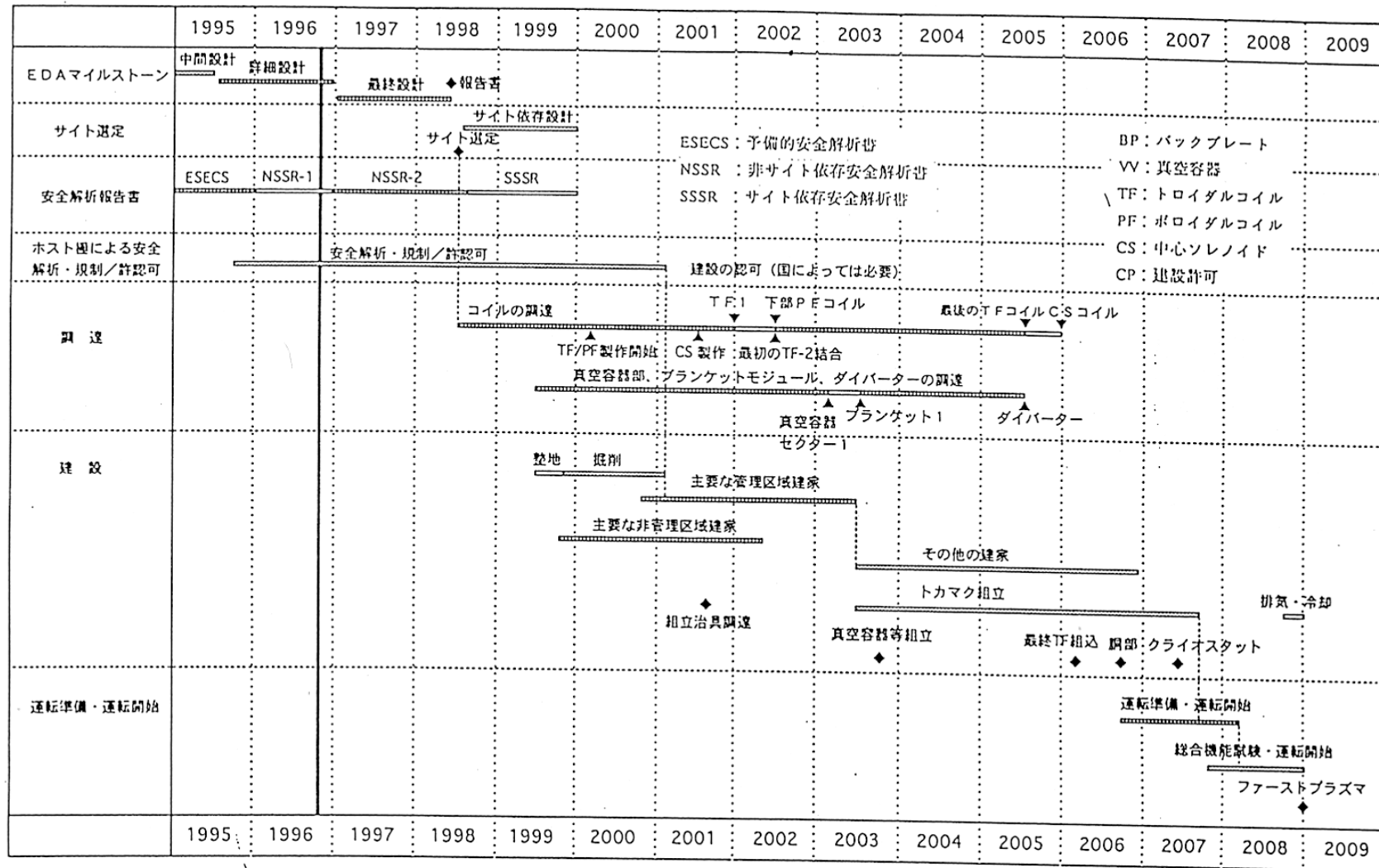


図5 ITER建設スケジュール