7. 工学設計 (安全性, プラント)

飯田浩正, 関 泰, 高津英幸, 細渕英男, 多田栄介

(日本原子力研究所)

(1991年1月16日受理)

Engineering Design (Safety Aspect and Plant Design)

Hiromasa Iida, Yasushi Seki, Hideyuki Takatsu, Hideo Hosobuchi and Eisuke Tada

(Received January 16, 1991)

Abstract

Results of safety analyses and plant design conducted in the ITER Conceptual Design Phase are briefly reported. Safety analyses concluded that radiological doses from operational effluents and accidents are consistent with anticipated regulatory requirements. To improve safety further and meet the ambitious goal of "passive safety", efforts are needed to reduce inventories of tritium and activation products. In the ITER plant design, no crucial problem is identified. The efforts in the Engineering Design Phase should be done for improving cost efficiency of the plant not jeopardizing safety features.

Keywords :

ITER, safety, environment, accident analysis, plant design.

1. はじめに

本解説のカバーする安全性の検討とプラント設計は、システム解析グループが主担当であり、共に各ホームチームの多数の専門家による解析と、セントラルチームのコーディネーションによりなされた。詳しい検討結果は各々参考文献1), 2)に報告されている。約2年半の「概念設計段階」において、安全性評価に関してはかなりの進展があった。プラント設計は全般に亘り、一通り概念的検討を行った。本解説では、2年目以降に行われた事故解析などを中心に安全評価の結果を、またプラント設計については炉本体建家とサイト条件について報告する。

Naka Fusion Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute, Ibaraki 311-01.

2. 安全性

2.1 安全評価アプローチ

ITER 安全評価の目的・方法について、グループ・メンバーの間に若干の意見の相違がある。それは個人個人の意見の相違と共に、各々の本国の原子力事情の違いからもきている。我々日本からのメンバーは、次のように考えている。ITER 安全性評価において最も重要なのは、将来の許認可を支障なく行える様見通しをつけておくこと、またその為に必要な準備作業を行っておくことである。日本では現存する核分裂炉の安全性は確保されており、その安全性確保の考え方の基本的部分は核融合炉にも適用が可能である。例えば、深層防護の考え方や、安全設計・評価における単一故障の仮定などは核融合炉にも適用するのが適切であろう。また放射線・放射能を放出するプラントがなんであれ、公衆・作業者に対する許容被曝線量は変わらないから、この点でも核分裂炉と同様と考えられる。核融合炉の安全上の固有の利点は事故の想定と評価値の結果に現れることになるだろう。

米国及び EC のメンバーの考え方は少し違っている。彼らは現存する核分裂炉の安全性確保の考え方はすでに破綻を来しているという前提にたっている様に見える。1979 年の TMI 事故を経験し、または 1986 年のチェルノブイリ事故の影響を大きく受けたせいであろうか。彼らによれば、将来のエネルギープラントは核融合炉であれ核分裂炉であれ、既存の核分裂炉に比べ遥かに安全性の高いものでなくてはならない。工学に対する社会の不信感、米国、EC に於いては極めて強く、工学的安全系に頼るのでなく原理的に災害が起らないような施設でなければ社会に受け入れられないと考えられている。また、核融合炉にこのような安全上の格段の利点が無い限り、核融合炉の開発は社会から支持を受けられないという認識が、核融合界の指導的立場の人に広く持たれているように見受けられる。

安全性グループは、意見の相違を認識した上でつぎのように安全評価の目的と、対応する目標を 2 段階に設定した。これは現在のところ妥協の産物と言え、「工学設計段階」でも議論が続けられる事になる。

ITER の安全解析の目的は次のように言うことが出来る。

- (1) 予想される法規制を ITER が満足するであろう事を示す。
- (2) ITER を含め将来の核融合炉が、その固有の安全上の利点を最大限に生かすべく、どの様に改善できるかを検討する。

この 2 つの目的には、敷地外最大被曝線量に関して、設計目標とするめやす線量と、その計算法（事故想定法等）を各々次のように対応させる。最初の目的(1)については各国の法規制の現状を調査し、保守的の平均値を採ることにより予想されるめやす線量等を次のように設定する。また事故想定に関しては核分裂炉と同様の原則が適用可能とする。

- 1) 平常運転時、敷地外線量目標値； $100 \mu\text{Sv/年}$
(気体放出： $50 \mu\text{Sv/年}$ ，
液体放出： $50 \mu\text{Sv/年}$)

2) 事故時(法規制に依り要求される事故),

敷地外めやす線量; 100 mSv

2番目の目標に対しては“Passive Safety”或は「受動的安全性」が設定される。これは極めて野心的目標であり、次のように言うことが出来る。

8) アクティブな工学的安全系が全て機能しなかったという様な仮想的事故において、しかも建家による閉じ込めも担保せず敷地外最大被曝線量が 100 mSv 以下となるようにする。

なお以上の議論においてソ連からのメンバーは、より高い安全性を要求する意見に同調する傾向はあったが、明確な見解を述べる事がなかった。

2.2 平常運転時解析

平常時には放射性物質を含む気体及び液体がプラントより排出され、敷地境界外の一般公衆に極めて微量ではあるが被曝を与えることになる。「概念設計段階」では気体廃棄物に依る被曝量のみを推定した。核分裂炉の例では一般に気体廃棄物からの被曝量が主要部分であり、廃液による寄与は小さい。ITERに於いても気体廃棄物に依る被曝のみを評価しておけば大略の評価はできたものと考えられる。廃液量の推定は現時点では困難であること、また廃液による被曝計算はサイト条件に強く依存することを考えると、これらは「工学設計段階」に於いて行われるのが適切であろう。

トリチウム及び放射化生成物の両方が気体廃棄物に含まれる可能性がある。トリチウムの漏洩経路としては、クリーン・ゾーン(清浄区域)の換気系、建家壁からの漏洩、汚染区域からのトリチウム除去系を通した排気がある。計算上最も大きな値を与えるのは清浄区域からの放出量で、空気中の最大許容濃度(1MPa: $2.5 \mu\text{Ci}/\text{m}^3$)に換気流量を乗じた量となる。保守的評価として、50万 m^3 の空間を5回/日程度換気すると仮定すれば、約6 Ci/日の排出率を得る。他の漏洩経路はこれに較べ無視できるほど小さい。6 Ci/日を敷地境界での被曝量に換算すると約3 $\mu\text{Sv}/\text{年}$ (トリチウム β 線の Q 値=1)となる。カナダのトリチウム取扱施設DTRF(Darlington Tritium Removal Facility)からのトリチウム放出実績を取扱量(トリチウム流量)の比を使って外挿すると、偶然であるが上記推定値とよく一致する。

放射化生成物としてはステンレス鋼、ニオブ等の腐食生成物が冷却系の脱気系を通して外に放出されるものが考えられる。米国軽水炉実績から推定し約10 mCi/日の放出率、敷地境界での被曝線量に換算して約2 $\mu\text{Sv}/\text{年}$ となった。しかし、これは日本の軽水炉から推定すると非常に保守的なものと考えられる。その他、注意を要するものとして加熱系の絶縁ガスとして用いられる SF_6 がある。中性子照射に依て極めて高濃度の ^{32}P (半減期約14日)をガス中に生成する。このガスは放出前に冷却期間を必要とする。カバーガスとして使われる不活性ガス窒素の中に生ずる ^{14}C の濃度は丁度放出許容値程度であり、場合に依っては放出前に何等かの方法により捕集の必要があるかも知れない。

結論として、気体放出による平常運転時被曝は合計約6 $\mu\text{Sv}/\text{年}$ と推定され、液体放出による被曝が多少加算されたとしても上記線量値100 $\mu\text{Sv}/\text{年}$ より遥かに小さいと考えられる。

2. 3 事故解析

主要な事故起因事象をリストアップし，解析すべきものを選び出した．ここで行われた解析は，ITERの詳細且つ最終設計に基づいた最終的事故解析ではなく，事故プロセスを明確にし，必要でかつ有効な対策を提案する為のものであると理解されたい．

2. 3. 1 真空容器内事故

（1）冷却管破断事故

プラズマ対向機器は熱・粒子・電磁力負荷が大きくその冷却管が破断する事が考えられる．その場合の懸案事項は，高温のプラズマ対向機器と蒸気との化学反応による可燃性ガスの発生及び真空容器内圧力の上昇である．可燃性ガス（水素，一酸化炭素）が大量に発生し何らかの理由で空気が導入されるとガス爆発を起こす可能性がある．可燃性ガスの体積比が4%を超えると燃焼領域，14%を超えると爆発領域に入り得るといわれている．可燃性ガスの発生はプラズマ対向機器表面のグラファイト温度に強く依存する．ITERでは第一壁の90%は1000℃以下であり，9%は1500℃以下，1%が1800℃以下である．この時解析結果に依れば水素ガスの発生量は約5kg，一酸化炭素の発生量は約70kgである．これらの値は真空容器内体積（1400m³）の各々約4%に当たる．この解析において使われた温度依存の反応率データは米国アイダホ研究所で最近得られたものである．合計8%という値は直ちに危険なレベルではない．しかし，これらの推定にはかなりの不確定性が存在していると考えなければならない．また事故の発生の仕方に依ってはグラファイトの温度が更に高くなった状態で冷却管の破断と言うことも有り得る．その場合は更に大量の可燃ガスを発生することになる．従って，ガス爆発の可能性をなくすためには真空容器の回りを不活性ガス領域で囲むことがより慎重で且つ必要な対策であると思われる．

真空容器内圧力上昇が真空容器設計圧力（0.2MPa）を超えるのは極めて好ましくない．プラズマ燃焼中に冷却管破断が起こった場合の解析結果は0.11-0.16MPaとなった．プラズマ燃焼中は冷却材温度が低く抑えられており（入口：60℃，出口：100 - 150℃），現時点ではプラズマ燃焼中の冷却管破断事故に対しては真空容器は健全性を保ち，放射性物質の飛散を防ぐ第一のバリエーションとしての機能を果たすと結論される．しかしながら結果は低温部（真空容器，排気ダクト壁等）での蒸気凝縮効果に依って大きな影響を受けるため，解析条件が実際の設計条件と整合が採れているかどうか，今後の設計に於て更に詳しく検討する必要がある．

一方，プラズマ対向機器のコンディショニング，バイキングには高温が必要である．350℃を要求するバイキングでは冷却水をガスに置換して行すが，コンディショニングでは高温水を使う可能性もある．高温水を用いた場合の冷却管破断事故の場合の解析結果は以下の通りである．

真空容器内最大圧力（MPa）	冷却材温度・圧力（℃/MPa）
1.2	200 / 1.6
2.3	250 / 4.0
3.7	300 / 9.0

上記圧力は真空容器設計圧力（0.2 MPa）に較べ遥かに大きく、圧力逃がし装置により真空容器を保護する必要がある。この場合は真空容器内にあるトリチウム、放射化生成物のダストの大部分は炉建家内に放出されることになろう。ITERの設計では高温水は使わない方向で検討が進められている。

（2）真空境界破断事故

プラズマ真空境界のどこかが破れ外側の大気が容器内に侵入した場合の懸案事項はグラファイト火災であろう。プラズマ対向機器のグラファイト・アーマーは運転中の温度が高く空気との反応が起こり得る。燃焼が持続した場合トラスは大きな損傷を受け、大量の放射能が炉建家内に放出される可能性もある。開口部の位置、サイズを変え、数ケースの計算が行われた。いずれのケースでも反応は長続きしないという結果を得た。反応による発熱よりも冷却系による除熱能力が勝っているからである。典型的な計算結果では反応は約500秒続き約200 kgのグラファイトが反応する。これは第一壁グラファイトの約0.7%に相当する。実際のITERの設計では真空境界回りには不活性ガスの領域が設置されるから、空気が真空容器内に侵入することなくグラファイト火災は起こらないと判断される。

2.3.2 真空容器外事故

（1）冷却材喪失事故

プラズマ真空境界外で冷却管の破断事故が起きた場合の懸案事項は、短期的にはダイバータ板の溶融、長期的には真空容器内機器の温度上昇である。冷却系の圧力・流量が急速に失われダイバータ板での熱伝達が失われる。ATHENA及びRELAP5/MOD3コードを用い、ダイバータ板コールドレック側の配管が破断したとして一次系の応答が解析された。この解析に依ればダイバータ板位置での熱伝達はほぼ瞬時に失われる。一方、瞬時に熱伝達が失われたとしてダイバータ板の温度応答が熱計算コードにより解析された。プラズマが事故発生と同時に燃焼停止すれば特に問題はない。しかし、もしプラズマが燃焼し続けたとすれば、銅合金の冷却管の場合1-2秒で、モリブデン合金の場合10-20秒で溶融する。モリブデン合金の場合は溶融する前にアーマー材であるカーボンが昇華し、プラズマを汚染するため、自動的にプラズマ燃焼が停止すると想定されているが、今後実験等による確認が必要である。以上の解析からダイバータ板を溶融から守るためには、確実なプラズマ緊急停止手段の確立が是非必要であると言える。

真空容器内機器は外側と基本的に断熱されており、もし冷却手段を失うと崩壊熱により徐々に温度が上がることになる。この長期的な温度応答は各参加者により何例か計算された。計算結果は図1に示すように異なった温度変化を与えている。これは仮定している事故のシナリオも違えば、計算の境界条件も違うからである。米国の計算は冷却材の完全な喪失を仮定しているが、第一壁温度を事故の期間中一定（500℃）にしている為、ダイバータ板についても低い温度を与えている。ECの計算は下側ダイバータ板の冷却系配管のみが破断し、他は正常に冷却を続けるとしたものである。両方とも現時点では充分保守的とは言えない仮定を含んでいる。一方、日本の計算ではヘッダーが同一場所に存在する冷却系全てで配管破断が起こり、ヘッダーが別の位置にある下側ダイバータのみが正常時の10%の流量で冷却され続けているとした。これに依れ

図1. 真空容器外冷却材喪失事故時のダイバータ板タングステン温度。
縦軸 タングステン温度 (°C)
横軸 事故後経過時間 (日)

ば最高温度は850℃であるが、第一壁とブランケットの間を断熱とするなど保守的すぎると思われる仮定もある。現時点では最悪のケースを予測するためのレファレンスの最高温度として700℃が選択されている。

炉建家内の圧力上昇は冷却材の温度に依存する。コンディショニング、ベイクングを除いては冷却材温度が低いため炉建家内の圧力上昇は問題となる程でない。コンディショニングを想定した解析に依れば

炉建家内最大圧力 (MPa)	冷却材温度/圧力 (°C/MPa)
0.137	200 / 1.6
0.155	250 / 4.0
0.173	300 / 9.0

であり、200℃以上であれば建家の設計圧力0.13 MPaを超える。もしコンディショニングでこのような高温水を使う場合は建家の設計圧力を高めるか、ベント／フィルターの様な圧力逃がし機構が必要である。

(2) 冷却材流量喪失事故

一次系ポンプが停止したような場合でも流路が確保されていれば完全に流量がなくなることはない。一次系の熱交換器はトラスよりかなり高いところに設置されており、自然循環により定格の約13%の流量が確保できる。崩壊熱は定常出力の1%以下であるからこれで充分冷却が可能である。但し、流路の形状からこの自然循環が期待できない部分が若干残されている。下側ダイバータ板と各ポート中央の下側ブランケットである。この部分は非常用電源・予備ポンプに依って確実にバックアップされてなければならない。

ポンプ停止直後のダイバータ板の温度応答は冷却管破断事故に較べ、遥かに緩やかであるから、冷却管破断事故に対する対策ができていれば特に問題はない。

2.4 最大仮想事故シナリオ

上記の個々の事故解析に基づき将来の許認可審査過程で要求される仮想事故のシナリオの例を作成した。図2及び図3に示すのはその内の2例であり、最悪の値を押さえるためのものと理解されたい。ITERでは未だ工学的安全系の設計が行われていない。どこに何を付けるのが最も有効であるかが検討されている段階だか

図2. 仮想事故例 1) 真空容器内冷却管破断—真空容器破損.

図3. 仮想事故例 2) 真空容器外冷却管破断—真空容器破損.

らである。「工学設計段階」に至りこれらが設計された後は、これらを取り入れた仮想事故のシナリオが想定できるものと思われる。その場合は核分裂炉と同じ様な方え方、例えば単一機器故障の原則などを取り入

れるのは可能であろう。ここで挙げた例は一つの起因事象が発生し、更に放射能の拡散を防ぐべきバリアーの一つが機能しなかった場合で、公衆に少なからぬ影響を与えるものという観点から選ばれている。最終的に選ばれるであろうシナリオに比べかなり保守的になっていることに特に注意する必要がある。それでもなお、敷地境界外（1 km）での最大被曝線量は 100 mSv を下回っている。但し建家による閉じ込めを期待しない場合は、線量は約 50 倍になり 100 mSv をはるかに超える。

2.5 放射性廃棄物

一般に核融合炉からの放射性廃棄物は、量が多いがレベルは低く危険度は小さいと言われている。ITER からの廃棄物は、ダイバータ板を除きほとんどが放射化したステンレス鋼で廃炉の時点で約 20000 トンであり、これをパッケージングすると 10000 m³ 程度になる。このうち約 70 %が中地層処分となろう。但し規制が緩やかな米国では浅地層処分ができそうであるし、逆に厳しい英国では全て深地層処分が必要となる。残りの 30%はいづれの国に於いても深地層処分となろう。ITER 運転に伴い何回か交換されるであろうダイバータ板は深地層処分となる。これを含め運転中にでる放射性廃棄物の量は約 10000 トンと推定されている。

2.6 安全性についての結論

核融合炉は超臨界事故がない、核融合反応自身では放射性物質を生成しない等、安全上の固有の利点を持っている。しかし、現在の ITER 設計では相当量の放射性物質を内蔵することも事実であり、固有の利点を持つことが自動的に超安全な装置を意味しているわけではない。概念検討段階では起こり得る事故について注意深く検討がなされ、対策が提案された。可燃性ガスの生成・爆発、グラファイト火災、マグネットの大変形によるトラスの破壊等の可能性が検討された。その結果、ITER においてはこのような大事故は起こり得ない様にする事が出来る事が示された。また公衆に最も厳しい影響を与える可能性のある仮想事故の試案を、個々の事故解析に基づき作成した。ITER に於ける主な放射能放出源は物理フェーズではトリチウム、工学フェーズでは放射化したタングステンである。これらは仮想された事故の場合に炉建家内に放出される可能性がある。しかし、これによる敷地境界での被曝線量が計算されたが、極めて保守的な評価をしても、何れも 100 mSv 以下である。また平常運転時の敷地境界での被曝線量も 10 μ Sv/年以下と充分小さく、ITER は予想される法規制を満足するであろう事が示された。米国及び EC は野心的目標である “Passive Safety” を満足させることを主張している。これは建家による閉じ込めを期待しなくとも敷地境界被曝線量を 100 mSv 以下にするというものである。これを達成するためには、可動性の放射能インベントリーを更に減少させる必要がある。プラズマ対向機器の材料選択に依る真空容器内インベントリーの減少、燃料系流量の減少によるトリチウム系インベントリーの減少などが可能性として挙げられている。Passive Safety を満足させることは ITER 建設のための必須条件ではないと思われるが、これに少しでも近づけることは核融合炉をより魅力的にし、また将来の許認可を容易にするという点からは有用であろう。

3. プラント設計

冷却系、配電設備、ユーティリティー、ホットセル、炉本体建家、サイト条件等広範囲に亘って概念的検討が行われた。また工学的安全系についても部分的な概念検討が行われた。プラントの設計は工学安全系を除き、基本的には既存技術の範囲内であり、特に困難な問題は見つけられていない。しかし、いずれの施設も大きくなるのが問題点であり、工学設計フェーズでは安全性を損なわない範囲で経済的施設の設計が必要となろう。ここでは炉本体建家、サイト条件について要約する。

3.1 炉本体建家

ITERにおける炉本体建家計画は概念的検討として展開されてきた。炉本体機器計画と並行して各国が行った建家の計画案を基に、炉本体建家の全体図を作成した。簡略化した概略図を図4及び図5に示す。建築的観点からの特徴は、これまで計画されてきた核融合実験炉と同様に超重量機器の支持・収納及び無柱の大空間（炉本体室・NBIイオン源室）である。よって計画方針としてはシンプルで明確な構造計画が重要なポイントとなる。また特殊条件として安全性の観点から建家計画に要求される機能もある。トリチウム等の最後の閉じ込め境界となり、その閉じ込め性能に関する要求も考慮しておかなければならない。

建家の基本的な形状及び所要空間は炉心を中心とした主要周辺設備の形状寸法及びメンテナンス動線が支配的であり、特に機器のメンテナンス動線は建家の基本平面形状を決定する主要因となる。ITERにおける機器メンテナンスの基本動線には炉心に対し半径方向の動きに加え円周方向の動きを伴うため、合理的な空間として炉周辺は円形を基本とした建家平面形状としている。しかし、炉心上部については重量クレーンのスパン削減の為現状では矩形としているが、下部構造と連続性に欠けるので当初の基本方針であるシンプル

図4. ITER 炉本体建家断面図.

図5. ITER 炉本体建家平面図.

かつ明確な構造計画を採りにくい状態である。円周方向の動線が必要でなくなった境界で平面形状は矩形に展開した。断面計画における階高については機器寸法，クレーン寸法，ダクティング・パイピングに必要なスペース及び建家部材断面を十分に考慮したものに至っていない。その結果においても炉心中心部で84m×136 m×86 m（高さ）の超大型構造物となっている。

核融合実験炉建家計画に関してはメンテナンスを含めた機器設計に大きく支配されているため、今後新技術の導入等の設計の進展及び耐震設計等のサイト条件に伴い大きな改善が期待できるが、核融合実験炉の炉本体建家設計は機器設計に極めて密接に関連しているため、機器設計の一部としての炉本体建家計画の展開も必要とされる。

3.2 サイト条件

表1に主なサイト条件の要約を示す。連続的に必要な電力の最大値は635 MWであり、定常運転モードで現れ、ピーク値710 MWは誘導運転モードで現れる。核融合出力は約1000 MWであるが、ブランケットでのエネルギー増倍，加熱・電流駆動装置の冷却，マグネット冷凍機冷却，冷却系ポンプ冷却などを含めると、必要除熱能力は最低1800 MWであり、実際は更に25%程度の余裕があることが望ましい。敷地面積は最低60 ha程必要であり、更に安全上の観点から言えばトカマク建家から敷地境界まで1 km程度確保できることが望ましい。その他、大型・重量機器の輸送が可能であること、放射性廃棄物の処理にサイト国が責任を持てること等が重要であろう。

表1. ITER サイト条件

1. 電 力	*635MW (連続), 710MW (ピーク)
2. 冷 却	*除熱能力 約1800MW *冷却水 (海, 湖, 川) 40-60m ³ /秒 *他のオプション — (湿式冷却塔) 3400m ³ /h 工業用水 — (乾式冷却塔) 130,000m ² 敷地
3. 敷地面積	*約40ha ITER 全プラント *約20ha 現地工場, 資材置場等
4. 輸 送	*道路 (10m 幅, 4 m 高さ, 500トン) 可搬 *放射性物質可搬
5. その他	*廃棄物処理施設 — 廃炉時放射性廃棄物 30,000トン, サイト国責任 *外的災害条件 — 煩雑な飛行機航路近辺, 軍事訓練場近辺 望ましくない *地震, 気候, 水理 — 安全性の観点から有利な条件であること

4. あとがき

「概念設計段階」で行われた安全性に関する仕事は, ITERで検討すべき事項を幅広く摘出し, その幾つかについては予備的な結果をも示したように思われる. しかし, やり残したと思われることも幾つかある. 過出力異常時の真空容器内機器の応答解析もその一つであろう. 核融合炉の固有の利点の一つとして超臨界事故が無いことが挙げられている. しかし, 過出力の異常状態は有り得る. 出力制御が出来なくなった場合, プラズマはITERでは定格運転時の1.5 - 3.0倍でベータリミットを超え, ディスラプションを起こしてつぶれるといわれている. 出力がこのレベルになるには10秒以上はかかるであろう. この様な場合でも炉内機器が健全性を保つことを示すことも重要であった. これらは工学設計の早い時期に行われる事になる.

5. 謝辞

原子炉等に於ける安全確保の考え方について動燃・相澤清人氏の御教示を受けたので, 深く感謝します.

参 考 文 献

- 1) ITER Safety, IAEA/ITER/DS/No. 36, (1991).
- 2) ITER Plant, IAEA/ITER/DS/No. 35, (1991).