

JAERI - M
93-112

核融合実験炉施設の安全確保の一方法

1993年6月

岡崎 隆司・関 泰・稲邊 輝雄・青木 功

JAERI-Mレポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしてください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division
Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-
mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1993

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷(株)

核融合実験炉施設の安全確保の一方法

日本原子力研究所那珂研究所核融合工学部

岡崎 隆司⁺・関 泰・稲邊 輝雄⁺

青木 功

(1993年4月20日受理)

核融合実験炉の安全確保の達成方法を示す。核融合実験炉の安全上の特徴を踏まえて、安全確保の基本的な考え方として、通常状態に対してはALARA (As Low As Reasonably Achievable) を、通常状態からの逸脱に対しては深層防護の考え方をを用いることにする。この考え方に基づいた本方法は、機器の安全設計、この安全設計に対して安全上の見地から適切な要求を課すための安全機能の重要度分類の方法とその適用例、これらの妥当性を確認するために安全評価を行うが、そのための事象抽出法とそれを適用して求めた設計基準事象例等から構成されている。本方法は核融合実験炉の安全確保を達成するための有力な方法になると考える。

A Method of Safety Assurance for Fusion Experimental Reactor

Takashi OKAZAKI⁺, Yasushi SEKI, Teruo INABE⁺ and Isao AOKI

Department of Fusion Engineering Research
Naka Fusion Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Naka-machi, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received April 20, 1993)

The present report describes safety assurance method for fusion experimental reactor. The ALARA (As Low As Reasonably Achievable) principle for a normal condition and the defence in depth principle for states deviated from the normal condition can be used as basic principles of safety assurance of the reactor. The method includes safety design for systems, importance categorization method to impose suitable demands to their systems, safety evaluation method to validate the design and application of the method. It is considered that this method can be a strong candidate for safety assurance method.

Keywords: Fusion Experimental Reactor, Safety Assurance, Safety Evaluation, Importance Categorization, ALARA, Design Basis Events, Event Selection Method, Safety Function, Safety Design

目 次

1. はじめに	1
2. 核融合実験炉施設の安全確保のあり方	2
2.1 まえがき	2
2.2 安全確保のあり方	2
2.3 核融合実験炉施設への適用例	4
3. 核融合実験炉施設に関する安全設計の基本的な考え方	7
3.1 一般的な留意事項	7
3.2 機器・設備の安全設計の考え方	9
4. 核融合実験炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方	15
4.1 目的	15
4.2 位置付けと適用範囲	15
4.3 安全機能の重要度分類	15
4.4 分類の適用の原則	16
4.5 安全機能を有する構築物、系統および機器に対する設計上の考慮	18
4.6 重要度分類の根拠	18
4.7 真空バウンダリーの範囲	34
5. 運転状態分類の考え方	37
6. 設計基準事象の選定の基本的な考え方	41
6.1 まえがき	41
6.2 安全設計評価	41
6.3 評価すべき事象の選定法について	42
7. 核融合実験炉施設の安全評価の基本的な考え方	50
7.1 まえがき	50
7.2 適用範囲	50
7.3 安全設計評価	50
7.4 立地評価	53
7.5 安全評価の考え方の根拠	54
7.6 安全評価の具体例	60
8. 核融合実験炉施設の安全確保上必要ないくつかの課題	68
8.1 過出力現象	68
8.2 燃焼率とトリチウムインベントリー	70
8.3 トリチウム閉じ込め概念	73

8.4	核融合実験炉工学的安全施設	77
8.5	核融合実験炉施設の安全設計の考え方構築のための資料	78
謝 辞	122
参考文献	122

Contents

1. Introduction	1
2. Method of Safety Assurance for Fusion Experimental Reactor	2
2.1 Introduction	2
2.2 Method of Safety Assurance	2
2.3 Example of Application to Fusion Experimental Reactor	4
3. Principle of Safety Design for Fusion Experimental Reactor	7
3.1 General Notes for Safety Design	7
3.2 Principle of Safety Design for Systems	9
4. Principle on Importance Categorization of Safety Functions for Fusion Experimental Reactor	15
4.1 Objective	15
4.2 Position and Scope of Application	15
4.3 Importance Categorization of Safety Functions	15
4.4 Application Rule of the Categorization	16
4.5 Design Criteria on Safety Systems	18
4.6 Procedure of Importance Categorization	18
4.7 Definition of Vacuum Boundary	34
5. Principle of Categorization on Operating Conditions	37
6. Principle on Selection of Design Basis Events	41
6.1 Introduction	41
6.2 Safety Design Evaluation	41
6.3 Selection Method for Events to be Evaluated	42
7. Principle of Safety Evaluation for Fusion Experimental Reactor .	50
7.1 Introduction	50
7.2 Scope of Application	50
7.3 Safety Design Evaluation	50
7.4 Siting Evaluation	53
7.5 Basis of the Principle for Safety Evaluation	54
7.6 Examples of Safety Evaluation	60
8. Critical Issues for Safety Assurance of Fusion Experimental Reactor	68
8.1 Overpower Phenomena of Plasma	68
8.2 Burnup and Tritium Inventory	70
8.3 Tritium Confinement Concept	73
8.4 Engineered Safety Features for Fusion Experimental Reactor .	77

8.5 Data Base of Safety Design Principle for Fusion	
Experimental Reactor	78
Acknowledgements	122
References	122

1. はじめに

プラズマ物理の研究の進展に伴い、核融合実験は水素、重水素実験から重水素-トリチウム実験の段階に入りつつある。本格的なトリチウム燃焼実験を行う核融合実験炉施設では、これまでの核融合施設に比べて、発生する中性子の量が多く、かつ、取扱う放射性物質の量が膨大となる。このために、核融合実験炉施設の潜在的災害要因は飛躍的に増大することから、その安全確保は核融合実験炉の実現性を左右する重要因子の一つとなる。

従来の核融合の安全性研究は、異常事象の解析、事象シーケンスの把握等を中心とするものが多かった¹⁾。ITER/CDA（国際熱核融合実験炉／概念設計活動）においては、異常事象の種類・規模、安全確保のあり方等が検討された²⁾。核融合実験炉の建設のためには、上記の事象解析等と共に、安全確保の具体的な方法を確立していく必要がある。

本報の研究対象は、核融合実験炉である。核融合実験炉は炉概念が明確になりつつあるとはいえ、なお、研究開発段階の炉である。そこで、本報では実績の多い軽水炉³⁾の場合を下敷にして、核融合実験炉の安全確保達成の方法を検討する。

2. 核融合実験炉施設の安全確保のあり方

2.1 まえがき

核融合実験炉は、現在、研究開発段階の炉である。従って、安全確保の基本的な考え方の確立には、設計が進むにつれてより一層の具体化・詳細化をしていく必要がある。そこで、ここでは、安全確保の基本的な考え方について述べる。

2.2 安全確保のあり方

(1) 安全上の特徴

- 1) ・使用することが検討されている核融合実験炉の材料には、構造材等に用いられるステンレス等の他に、プラズマ対向機器材に用いられるタングステンや、中性子増倍材、トリチウム増殖材に用いられるベリリウム、リチウム等がある。
 - ・放射線障害の観点から問題になるのは燃料としてのトリチウム（例えば、ITERでは2.1EBq, 5.7kg）と、核融合反応で生成される14MeV中性子による放射化生成物（例えばITERでは330EBq, 主に構造材）である。
 - ・放射化生成物の内、可動性のものは極めて小さい（例えば、ITERでは全体の0.01%程度）。
 - ・主な可動性の放射性物質はトリチウムである。トリチウムの量は、使用するプラズマ対向機器の材質等によって大きく異なることが予想される。ここでは、トリチウムは大量に核融合実験炉施設内にあることを前提とする。
- 2) ・トリチウムは核融合実験炉施設内の種々のシステムに分散して存在し、それらは連結している。
 - ・プラズマには瞬時消滅するディスラプションという現象があり、電磁力が発生する。
 - ・プラズマを閉じ込め、かつ、照射線量 10^7 R/hrの遮蔽をするために、システムは大型で複雑化している。
- 3) ・災害を起こし得るエネルギーを大量に内包しているのはプラズマを閉じ込めている真空容器内である。
 - ・しかし、エネルギーを発生するプラズマは連鎖反応性を持たない自己消滅型であるので、エネルギー発生条件が崩れるとプラズマは消える。

(2) 安全上の課題

従事者及び一般公衆の放射線被曝を低減するために、放射線の遮蔽とトリチウムの漏洩防止を達成すること。

(3) 既存の各種安全審査指針との関係

参考になる指針類を以下に示す。

- 1) (1)の1)の放射性物質が大量にあることに対して、万一の事故に関連する考えとして参考
にすべきと考えるもの：

「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」³⁾

- 2) (1)の2)のシステムが大型で複雑であることに対するものとして、設計、安全評価等につ
いて核融合実験炉の特徴的な面に関しては変更する必要があるが、その考え方は参考とす
べきと考えるもの：

「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」

「発電用軽水炉型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」

「発電用軽水炉型原子炉施設に関する耐震設計審査指針」

- 3) (1)の1)の放射性物質による被曝に対しては、線量目標値に関するもの：

「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律」

「発電用軽水炉型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」

「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」

(4) 安全確保の基本的な考え方

- 1) 通常状態に対しては、ALARAの考え方に基づき、従事者及び一般公衆の被曝線量の低
減を図ること。
- 2) 通常状態からの逸脱に対しては、深層防護の考え方に基づき、従事者及び一般公衆の安全
を確保すること。

(5) 安全設計の基本的な考え方

安全確保のための施設の設計（安全設計）は、(1)の安全上の特徴を十分踏まえて、特に、(1)の
3)から派生する真空容器内における事象の拡大を防ぐことと、(1)の2)から派生する、連結してい
るシステムを災害源から合理的に隔離することとを考慮して、(4)の安全確保の基本的な考え方
に基づいて行う（第3章参照）。

(6) 安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方

(5)で定めた各種の安全機能の設計に対して、安全上の見地からそれらの相対的重要度を定め、
適切な要求を課すために、重要度分類の基本的な考え方を示す（第4章参照）。

各機器の重要度は、便宜的に次の観点から決める。

- 1) トリチウムバウンダリーを形成しているか。
- 2) トリチウムインベントリーが多く、災害を起こし得るエネルギーを大量に内包しているか。

(7) 安全評価の基本的な考え方

1) 安全設計評価

(5)で定めた安全設計の基本的な考え方の妥当性を、

- ・運転状態分類の「異常な過渡変化時」と「事故時」（第5章参照）

・設計基準事象の選定（第6章参照）

等を用いて、判断基準に従って評価する。判断基準は、多重障壁の考え方にに基づき、障壁の中心から外側へ向かってチェックポイントを定めて作った。

判断基準の骨子は次の通りである。

- | | |
|--------------|---|
| 通常運転時 | : 被曝線量は(3)の3)を参考とする。 |
| 運転時の異常な過渡変化時 | : 真空容器内真空度は許容限界値を超えることなく、かつ、核融合実験炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であること。 |
| 事故時 | : 真空容器の著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の拡散に対する障壁の設計が妥当であること。 |

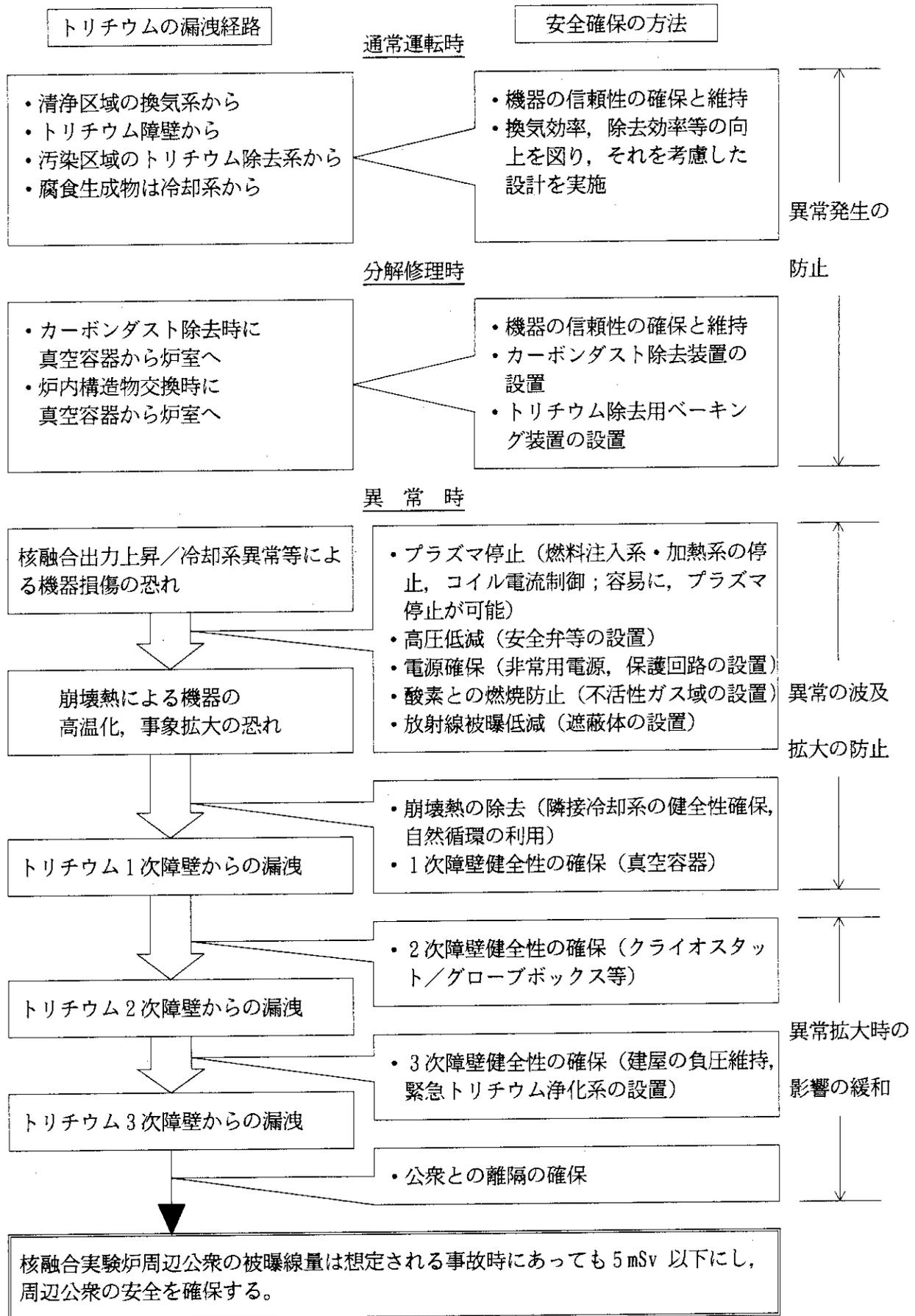
2) 立地評価

一般公衆との隔離の妥当性を、想定した事象で確認するために評価する。判断基準には、(3)の1)を参考とする（第7章参照）。

2.3 核融合実験炉施設への適用例

(1) 安全確保の具体的な方法例

安全確保の具体的な方法の例を以下に示す。



(2) 安全確保達成のための主な研究開発課題

1) 高品質機器の設計

- ・ ディスラプション時に真空容器等に発生する応力を考慮した設計の確立
- ・ 高熱流束負荷に耐えるプラズマ対向機器の設計

2) 機器の信頼性を交換で管理する場合

- ・ プラズマ対向機器等の機器の品質管理を、交換等で達成する場合の従事者被曝の低減対策と遠隔操作機器の開発

3) 取得すべきデータ

- ・ 機器健全性の確保のための14MeV 中性子の遮蔽対策と材料データの取得

4) 機器開発

- ・ 高効率トリチウム除去装置の開発

3. 核融合実験炉施設に関する安全設計の基本的な考え方

核融合実験炉の各機器の安全設計の具体的な考え方を以下に示す。しかし、この考え方は、設計の進展に応じて改良して行く必要がある。

3.1 一般的な留意事項

安全設計に関する一般事項として以下の点に留意して設計すること。

(1) 準拠規格及び基準

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、設計、材料の選定、製作及び検査について、それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものであること。

(2) 自然災害に対する設計上の考慮

- ・地震、洪水、台風、豪雪等の可能性及び必要に応じたその対策について検討すること。
- 特に耐震性の確保については、トリチウムの環境への放出事故に対する安全確保を最重視した建屋・機器の機能別重要度分類を行い、耐震設計評価法について検討すること。

(3) 外部人為事象に対する設計上の考慮

- ・安全機能を有する構築物、系統及び機器は、想定される外部人為事象によって、核融合実験炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。
- ・核融合実験炉施設は、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近等に対し、これを防御するため、適切な措置を講じた設計であること。
- ・必要に応じて航空機落下の可能性及びその対策を検討すること。

(4) 内部飛来物に対する設計上の考慮

必要に応じて、以下の検討を行うこと。

- ・破断した配管のホイッピングによる他の配管・機器の損傷防止対策
- ・循環ポンプ・ミサイルの可能性及び対策
- ・配管破断時、流出流体のジェット力及び流出流体の加熱による熱応力に耐える設計
- ・MG事故が他の機器に普及しないような配置設計

(5) 火災・爆発に対する設計上の考慮

- ・耐火性確保の観点から、できる限り不燃性及び難燃性の材料を使用すること。
- ・トリチウム取扱環境において使用するシステム・機器は、トリチウムが可燃性ガスであることを考慮して、着火源や酸素との混合比など、トリチウムの燃焼条件が成立しないように設計し、必要に応じて防爆機能を備えることを考慮すること。また、トリチウム収納容器は必要に応じて不活性雰囲気中に設置すること。

- トリチウムガス濃度検知装置を適切に配置し、濃度監視を行うほか、換気系により雰囲気気爆発限界を超えない設計とすること。
 - 火災検出装置及び防火壁、消火装置を適切に配置して、火災が発生した場合にもその拡大の防止を図ること。
- (6) 環境条件に対する設計上の考慮
- 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能が期待されているすべての環境条件に適合できる設計であること。
- (7) 共用に関する設計上の考慮
- 安全機能を有する構築物、系統及び機器が2基以上の核融合実験炉施設間で共用される場合には、核融合実験炉の安全性を損なうことのない設計であること。
- (8) 誤動作に対する設計上の考慮
- 誤動作の発生及び措置方法に関して、可能な限り警報等による運転員への通知が行えるようにすること。
 - 修正動作が取られない場合にも重大な事故に発展することのないよう、可能な限り保護機能について考慮すること。
 - 制御設備及び運転監視設備等のマンマシン性の向上に努めること。
- (9) 信頼性に関する設計上の考慮
- 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計であること。
 - 重要度の特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮して、必要に応じて多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること。
 - 前項の系統は、必要に応じてその系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できる設計であること。
- (10) 試験可能性に関する設計上の考慮
- 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、それらの健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、核融合実験炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができる設計であること。
- (11) 停電に対する設計上の考慮
- 停電時でも安全に停止するか安全な状態に移行する機構とすること。
 - 安全上重要な機器に対しては非常用電源及び無停電電源を考慮すること。
- 非常用電源の負荷としては、トリチウム燃料取扱システム、真空排気系、冷却設備、冷凍液化設備（雰囲気トリチウム浄化系、換気空調系）などの非常用補機類がある。
- 無停電電源の負荷としては、全系及び諸設備の計測・制御装置のうち、瞬時停電をも許されない機器、放射線監視設備、火災などの警報設備、非常用消灯設備等がある。

3.2 機器・設備の安全設計の考え方

核融合実験炉として備える機器・設備のうち、安全上重要となるものに対しては、その設計に際し以下のような考え方を設定して安全確保に努めること。

(1) プラズマ物理設計

- ・機器を破損させるようなディスラプションを起こさせないこと。
- ・過大な逃走電子を発生させないこと。
- ・過度のプラズマ過出力を防ぐこと。
- ・トリチウムの燃焼度をできるだけ高めること。

(2) プラズマ真空容器

トリチウムのバウンダリーとして以下の点を考慮して設計すること。

- ・真空容器に働く電磁力に耐える構造をとること。
- ・熱応力に耐える構造をとること。
- ・炉室及び冷却水中へトリチウムの漏洩量を極力少なくするリークタイトな構造とすること。
- ・圧力変動に耐える構造とすること。
- ・第一壁冷却管などの破断で真空容器の内圧が上昇したとき、インベントリーが大きい主排気系との隔離対策を施すこと。また真空容器の破壊を防ぐために圧力逃がし対策を考慮すること。
- ・NBIのシャインスルー対策を施すこと。

(3) プラズマ対向機器

- ・アーマータイルの温度を極力下げて、空気あるいは冷却水と接触したときの反応の影響を緩和すること。
- ・できるだけ黒鉛の装荷量を減らすこと。
- ・冷却能力喪失時にも、熱交換機を上部へ持って行くなどして自然循環により、冷却管破断に到らぬよう対策を施すこと。
- ・冷却能力が喪失したときに、周囲の機器との熱伝導あるいは熱輻射が確保されるようにすること。
- ・エロージョン等でプラズマ対向面の肉厚一定値以下となった場合、或は、照射損傷が設定基準値に達した場合等には、交換を要する。

(4) 分解修理設備

定期的なダイバータ交換及び小故障修理を対象とする場合は以下の点を考慮すること。

- ・作業従事者の外部被曝と内部被曝の合計線量当量は線量当量限度を越えないこと。
- ・分解修理の際、真空容器を開いたとき、キャスクなどの使用により極力トリチウムを炉室に出さないようにすること。万一トリチウムが炉室に漏れたとしても、トリチウム除去系を通してのスタックからの放出量を許容値以下とすること。
- ・放射化ダストのインベントリーをできるだけ減らす工夫を施すこと。

(5) 超電導マグネット

通常運転時及び異常時に対し、以下の点を考慮して設計すること。

- 超電導マグネットにかかる電磁力に耐える構造をとること。
- 熱応力に耐える構造をとること。
- 短絡防止のために十分な絶縁強度をもたせること。
- クエンチに対して蓄積エネルギーを保護回路に放出するなど十分な信頼性を有する対策を施すこと。
- 転移検出器の多重性を考慮した設計を行うこと。
- ヘリウム冷却材エンタルピー放出事故に対してエネルギー放出の予知と対策を立てること。

(6) 遮蔽設備

遮蔽設備は、通常運転時、異常時において、本施設周辺の一般公衆及び従事者等の線量当量を低減するものである。但し、装置遮蔽は超電導マグネットに対する遮蔽能力及び生体遮蔽能力の一部を有すること。

- 生体遮蔽設計に際しては、ALARA の精神に則って本施設周辺の一般公衆及び従事者等の線量当量をできるだけ小さくすること。
- 貫通孔及び間隙などからの放射線ストリーミングに対する対策を施すこと。

(7) テストモジュール (ブランケット)

トリチウムを生成するため、トリチウムバウンダリーとして以下の点を考慮して設計すること。

- 電磁力に耐える設計とすること。
- 熱応力に耐える設計とすること。
- 高温にした場合でも炉室及び冷却水中へのトリチウムの漏洩量を極力小さくする設計とすること。
- 冷却水配管などの破損による内圧上昇対策を立てておくこと。
- 冷却材による材料の腐食対策を立てておくこと。
- 金属リチウムを使用する場合は、トリチウム火災、リチウム-コンクリート火災対策を施すこと。
- Beと他の材料との化学的共存性が確保できるように設計すること。

(8) 加熱装置

i) NBI

トリチウムバウンダリーとして以下の点に考慮して設計すること。

- 炉室へのトリチウムの漏洩量を極力少なくするリークタイトな構造とすること。
- ドリフト管、イオン源室へのトリチウム漏洩量を極力少なくする構造とすること。
- 炉心からの中性子による2次放射能を少なくする構造とすること。
- イオン源、ドリフト管内等でのD-D反応で発生する中性子による2次放射能を少なくする構造をとること。

ii) RF

トリチウムバウンダリーとして以下の点に考慮して設計すること。

- ・炉室へのトリチウムの漏洩量を極力少なくするリークタイトな構造とすること。
- ・炉心からの中性子による2次放射能を少なくする構造とすること。
- ・アンテナ導体冷却材中へのトリチウム漏洩量を極力少なくする構造とすること。
- ・導波管、アンテナ、真空容器の接続部は電磁力、熱応力に耐える構造とすること。

(9) 燃料注入系

- ・大量トリチウム取扱施設であり、トリチウムインベントリーを可能な限り低くすると共に、機器、グローブボックスやセル等、及び格納室の多重格納とすること。
- ・グローブボックスやセル等、及び格納室については、必要に応じて換気空調／雰囲気トリチウム浄化系を設けること。
- ・機器・配管類はトリチウムの漏洩防止を考慮すると共に、必要に応じてトリチウム透過対策を講じること。
- ・気体状トリチウムは可燃性であることから、機器などには必要に応じて防爆対策を施すこと。
- ・プラズマ真空容器破損時のトリチウム放出及び圧力上昇による機器破損など防止するため、プラズマ真空容器からの隔離対策を考慮すること。
- ・ペレット入射装置は、特にトリチウムインベントリーが大きくなると考えられ、炉本体など他の機器からの影響をできるだけ少なくするよう、物理的に隔離された位置に設置することを考慮すること。

(10) トリチウム燃料取扱システム

i) 共通事項

- ・大量トリチウム取扱施設であり、トリチウムインベントリーを可能な限り低くすると共に、機器、グローブボックス、格納室の多重格納とすること。
- ・グローブボックス、格納室については、換気空調／雰囲気トリチウム浄化系を設けること。
- ・機器・配管類はトリチウムの漏洩防止を考慮すると共に、必要に応じてトリチウム透過対策を講じること。
- ・機器・配管類は通常時のみならず、地震などの異常時にも隔離対策などによりトリチウムの漏洩防止を考慮すること。
- ・トリチウムは可燃性であるから、着火源や酸素の混合比等、トリチウムの燃焼条件が成立しないように設計するとともに、機器などには必要に応じて防爆対策を施すこと。
- ・漏洩したトリチウムの回収が容易なように、トリチウムは空気より軽いことを利用した空調口や天井形状を考慮すること。

ii) 精製系

- ・高温部は特に格納壁を増やすなど、トリチウムの透過防止を考慮した設計とすること。

iii) 同位体分離系 (主に深冷蒸留塔)

- 冷却材 (ヘリウムガス) 喪失事故時の、温度及び圧力上昇に対する対策を考慮して設計すること。
- メンテナンス時のトリチウム放出に対し、必要に応じて防止策を考慮すること。

iv) 貯蔵系

- 極力部分格納により単位貯蔵量を小さくし、十分に隔離すること。
- トリチウムの透過防止を考慮した設計とすること。
- 冷却材喪失事故等による温度上昇に伴う貯蔵容器内圧力上昇に対する対策を考慮しておくこと。

(11) 真空排気系

- クライオポンプの切り換え運転の周期を短くするなど、できる限りトリチウムインベントリーの低減を図ること。
- 機器・配管類からのトリチウムの漏洩防止を考慮した設計とすること。
- 機器には防爆対策を施すこと。
- プラズマ真空容器破損時のトリチウム放出を防止するため、隔離対策を講じると共に、圧力上昇に耐える構造とすること。
- クライオポンプの代わりにトリチウムインベントリーの少ない機械的排気ポンプ (ターボ分子ポンプ, スクロールポンプ等) の使用についても考慮すること。

(12) 安全設備

i) グローブボックス及びグローブボックス雰囲気トリチウム浄化系

- 機器・配管類はトリチウムの漏洩防止を考慮すると共に、必要に応じてトリチウム透過対策を講じること。
- 空気の流れが常にグローブボックス外からグローブボックス内へ向かうようにグローブボックス内を負圧に維持することを考慮すること。
- 機器・配管類を収納したグローブボックスやセル等は雰囲気トリチウム浄化系を備えた室内に配置し、トリチウムの多重格納を図ること。
- 機器、材料については、可能な限りオイルフリーなものを使用すること。

ii) 室内雰囲気トリチウム浄化系

- 空気の流れが常に室外から室内に向かうように、負圧維持機能を考慮すること。

(13) テストモジュール・トリチウム回収系

- トリチウムインベントリーを可能な限り低くすると共に、機器、グローブボックスやセル等、及び格納室や多重格納とすること。
- グローブボックスやセル等、格納室については、必要に応じて雰囲気トリチウム浄化系を設けること。
- 機器・配管類はトリチウムの漏洩防止を考慮して設計すると共に、特に高温で使用するテストモジュールの配管類は二重管にするなど、必要に応じてトリチウム透過対策を講じるこ

と。

- ・機器・配管類は通常時のみならず、地震などの異常時にも隔離対策などによりトリチウムの漏洩防止を考慮すること。
- ・冷却能力喪失時にも、熱交換器を上部へ持って行くなどして自然循環により、冷却管破断に至らぬよう対策を施すこと。
- ・冷却能力が損失したときに、周囲の機器との熱伝導あるいは熱輻射が確保されるようにすること。

(14) 廃棄物処理・貯蔵設備

i) 廃棄物処理設備

- ・機器・配管類はトリチウムの漏洩防止を考慮すると共に、必要に応じて機器をグローブボックス及びセル等の内部に設置すること。
- ・必要に応じて、機器・配管類にトリチウム透過対策を講じること。
- ・気体、液体、固体の各廃棄物処理設備はそれぞれの室内に設置し、機器（場合によってはグローブボックス等）、建屋の多重格納とすること。
- ・気体及び液体廃棄物を放出する場合には、排ガス及び廃液中の放射性物質濃度が十分低くなるよう処理すると共に、モニタリング等による監視を行うこと。

ii) 貯蔵設備

- ・トリチウム含有廃棄物の貯蔵にあたっては、透過、漏洩などトリチウムの移動性を十分に考慮し、これによるトリチウムの放出を防止した貯蔵方法とすること。
- ・崩壊熱の除去に対し、必要に応じて強制冷却、自然冷却などの対策を講じること。

(15) 冷却設備

- ・機器・配管類からの冷却材の漏洩防止を考慮した設計とすること。
ダイバータ冷却系等冷却材料中へのトリチウム透過が予想される冷却系に対しては、トリチウムモニタリング系を設ける他、濃度管理も行う。また必要に応じて、冷却材料中トリチウム除去設備の設置を考慮すること。
- ・腐食生成物の発生を極力防止し、また必要に応じて除去設備を設置すること。
- ・ポンプ等の設備故障時に対する崩壊熱除去の必要性及び対策について考慮しておくこと。
- ・2次冷却系の圧力を1次冷却系の圧力よりも高くしてトリチウムと放射化生成物の2次側への移行を少なくすること。

(16) 建屋及び付帯設備

i) 建屋

- ・建屋はトリチウムの環境放出に対する最終格納系として機能すると共に、外部からの諸要因に対して内部機器・設備を保護することを考慮して設計すること。
- ・作業員に対し、無用不測の放射線被曝を防止するために、管理区域を設定し、立ち入りの制限を行うこと。

ii) 換気空調系

- プラズマ真空容器破損あるいはグローブボックスなどの破損時等、建屋内（室内）へのトリチウム放出事故に対する早期隔離対策について検討すること。（緊急遮断弁の設置など）
- 放射化生成物の放出をできるだけ受動的な手段で抑制できるようにすること。
- 事故時の汚染防止を図るため、換気は主要な区域ごとに別系統とすること。
- 建屋内の空気の流れは清浄区域から汚染の可能性のある区域に向かって流れるようにすること。

(17) 放射線管理設備

- 多重性を考慮した設計とすることにより、作業員及び周辺住民の安全確保に対する確実性を高めること。

(18) 計測制御系

- 通常運転時及び異常発生時において圧力バウンダリー及びそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータをできる限り適切な予想範囲に維持できるよう努めること。
- 上記のパラメータについて、予想変動範囲内での監視が可能であるように考慮すること。
- 事故発生時には、事故状態を把握し、対策を講じるのに必要なパラメータを監視できるよう考慮すること。
- 過大エネルギー放出に対して重要となる超電導マグネットの転移検出装置については、特に多重性を考慮した設計とし、異常検出に対する確実性を確保すること。
- 計測器に関しては、放射化をできるだけ少なくし、点検、保守はできるだけ遠隔にて行うこと。また、トリチウムの漏洩はできるだけ少なくし、付着した場合の除染方法を考慮しておくこと。

4. 核融合実験炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方

4.1 目的

本「核融合実験炉施設の安全機能の重要分類に関する基本的な考え方」（以下「核融合実験炉の重要度分類の考え方」という。）は、核融合実験炉施設の安全機能の重要度についての判断のめやすを与えるものであり、各種の安全機能の設計に対して、安全上の見地からそれらの相対的重要度を定め、適切な要求を課すための基本的な考え方を定めることを目的としている。

4.2 位置付けと適用範囲

核融合実験炉は、炉型、熱出力、運転形態等が多様であり、また、内包するエネルギー及び周辺公衆へ及ぼすリスクの大きさは、発電用軽水炉より小さい。このため、本「核融合実験炉の重要度分類の考え方」の策定に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」³⁾（以下「軽水炉重要度分類指針」という。）の基本的な考え方を参考としつつ、重要度分類の具体的な例示において、核融合実験炉の特徴及び多様性に対処させることとした。

すなわち、安全機能の区分、重要度分類におけるクラス分け、各クラスに属する構築物、系統及び機器に対する設計上の基本的目標の設定等については、判断の尺度を明確化するため、「軽水炉重要度分類指針」との整合を図った。また、核融合実験炉の特徴及び多様性については、重要度分類の例示において、安全設備の設計への要求を合理的なものとするように考慮した。

安全機能の重要度は、核融合実験炉施設の全体としての安全性に対して、それぞれの安全機能がどのような役割を果たすべきかを総合的に判断するためのものであり、本「核融合実験炉の重要度分類の考え方」の運用に当たっては、この基本的な考え方にに基づき、かつ、重要度分類例を参考とし、それぞれの核融合炉の特徴を十分踏まえたものとする必要がある。

4.3 安全機能の重要度分類

核融合実験炉の安全機能の重要度分類は、次のような基本的な考え方に基づいて行う。

(1) 安全機能の区分

安全機能を有する構築物、系統及び機器を、それが果たす安全機能の性質に応じて、次の2種類に分類する。

- ① その機能の喪失により、核融合実験炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの（異常発生防止系。以下「PS」

という。)

② 核融合実験炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの（異常影響緩和系。以下「MS」という。)

(2) 重要度分類

PS及びMSのそれぞれに属する構築物、系統及び機器を、それが有する安全機能の重要度に応じ、表4.3-1のように三つのクラスに分類する。また、それぞれのクラスの定義は、表4.3-2に示すとおりとする。

表4.3-1 安全上の機能別重要度分類

機器による分類		安全機能を有する構築物、系統及び機器		安全機能を有しない構築物、系統及び機器
		異常の発生防止の機能を有するもの (PS)	異常の影響緩和の機能を有するもの (MS)	
重要度による分類				
安全に関連する構築物、系統及び機器	クラス1	PS-1	MS-1	X
	クラス2	PS-2	MS-2	
	クラス3	PS-3	MS-3	
安全に関連しない構築物、系統及び機器		X	X	安全機能以外の機能のみを行うもの

4.4 分類の適用の原則

表4.3-2に示す分類を、具体的に適用する場合の下記事項については、「軽水炉重要度分類指針」を参考にするものとする。

- (1) 関連系の範囲と分類
- (2) 二つ以上の安全機能を有する構築物、系統及び機器
- (3) 分離及び隔離の原則
- (4) 異クラスの接続

表4.3-2 安全上の機能別重要度分類に係る定義

分 類	定 義		
<p>PS-1</p> <p>PS-2</p> <p>PS-3</p>	<p>(事故時)</p> <p>真空容器の著しい損傷又はトリチウムの大量の漏洩</p> <p>真空容器の著しい損傷又はトリチウムの大量の漏洩を引き起こすおそれはないが敷地外へ過度の放射線物質の放出のおそれがあるもの</p>	<p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時</p> <p>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に必要なもの</p>	<p>(通常運転時)</p> <p>通常時の放射能濃度を抑えるもの</p> <p>PS-1, PS-2 以外</p>
<p>MS-1</p> <p>MS-2</p> <p>MS-3</p>	<p>公衆への過度の放射線の影響防止</p> <p>PS-2 より公衆への放射線影響を十分小さくするもの</p> <p>異常があってもMS-1, MS-2 とあいまって事象を緩和するもの</p>		<p>安全上必須なもの(工学的安全施設を作動させるために必要な計測・信号及び非常用電源)</p> <p>異常状態への対応上特に重要なもの(制御室以外に設けた炉停止装置等)</p> <p>異常状態への対応上必要なもの(安全解析には必要ないが事故管理上必要なもの)</p>
	<p>安全機能を有しない構築物、系統及び機器</p>		

4.5 安全機能を有する構築物、系統および機器に対する設計上の考慮

1. 基本的目標

各クラスに属する構築物、系統及び機器の基本設計ないし基本的設計方針は、確立された設計、建設及び試験の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、次の各号に掲げる基本的目標を達成できるものでなければならない。

- ① クラス1： 合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
- ② クラス2： 高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
- ③ クラス3： 一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。

4.6 重要度分類の根拠

(1) 発生事故当たりの実効線量当量

表4.3-2に示した「安全上の機能別重要度分類に係る定義」は「軽水炉重要度分類指針」の考え方を参考にしたものである。用いた用語のPS系、MS系は「軽水炉重要度分類指針」と同じであるが、機器の信頼性等で軽水炉と1対1対応するものではなく、核融合実験炉における相対的重要度を示すものである。

上記定義を数量で表現することは、多方面からの判断が要り、難しいが、「周辺公衆の実効線量当量の評価値が発生事故当たり5mSvを超えなければ、『リスク』は小さいと判断する」³⁾という考えに立って、PS系とMS系の対応を述べると以下ようになる。

表4.3-2において、PS-3の「通常時の放射能濃度を抑えるもの」とMS-2の「公衆への放射線影響を十分小さくするもの」が上記の5mSv未満に相当する。PS-2の「過度の放射線物質の放出」とMS-1の「公衆への過度の放射線の影響」は同レベルの事象の大きさを意味し、それらはPS-3やMS-2より、それぞれ影響の大きい事象に対応しているので、周辺公衆の実効線量当量の評価値が発生事故当たり5mSv以上のものに相当すると見なす。

また、核融合実験炉の安全機能の重要度分類においては、事象の拡大性という観点から、事象の拡大性のあるものをPS-1の「真空容器の著しい損傷又はトリチウムの大量の漏洩」に、事象の拡大性の少ないものをPS-2に、それぞれ、あてはめることにする。これは、同程度のトリチウムインベントリーを有する構築物、系統又は機器においても、熱エネルギー、電磁エネルギーを持つプラズマを内包する真空容器は、トリチウム処理系に比べて、リスクポテンシャルは大きく、事象の拡大性が大きく、これらは区別した方が妥当と考えたからである。

MS-3は、MS-2の事象より影響の小さい事象に対応し、放射線放出に直接関係しないものをあてはめる。

(2) トリチウム量

地上に1gTが放散し1km先で0.5mSvの実効線量当量になる²⁾ことを用いて、発生事故当たりの実効線量当量をトリチウム量に換算すると、5mSvは10gTに相当する。

表4.6-1にトリチウム量を、可動性のトリチウム量の分布を図4.6-1に示す。²⁾トリチウムを内包する構築物、系統及び機器（以下では、簡単に機器と言う）のトリチウム量は、ほとんどの機器で10gTより多いので、事象の拡大性とまとめて評価する機器重要度指数で、機器の重要度を定める。

(3) 機器重要度指数

周辺公衆に被曝をもたらす可能性の大きい機器は、機器が内包している放射性物質（ここでは主なものとして、トリチウムを考える）と機器を破損する源となるエネルギーとの積が大きくなるを考える。実際上は、インベントリ可動化、エネルギー放出、バウンダリ破損等の確率を考慮すべきだが、ここでは、便宜的に上記の積を用いる。この積が大きい機器ほど、機器の信頼性を上げる必要があり、その重要性は増す。そこで、この積を機器重要度指数（System Importance Index：SI指数）と呼ぶことにする。核融合実験炉の各機器が内包しているエネルギーには、電磁気エネルギー、熱エネルギー、化学反応エネルギー等があり、種類や存在形態が様々である。また、機器は複数個の構成要素から成り立っている。従って、ある機器のSI指数Sは

$$S = \sum_i I_i \sum_j E_{ij} \quad (1)$$

と表わせる。ここで、 I_i は構成要素*i*に含まれるトリチウム量、 E_{ij} は*i*番目の構成要素を持つ*j*種のエネルギーを表わす。上式では、隣接機器間の安全上の独立性を前提としており、機器の持つエネルギーはその機器のみを破損するものと考えている。また、トリチウムのみではなく放射性物質全般について評価する際には I_i のかわりに $\sum_k I_{ik}/MPC$ を(1)式に代入すればよい。MPCは*k*種の放射性物質の最大許容濃度、 I_{ik} は構成要素*i*に含まれる*k*種の放射性物質の量である。この場合、Sの単位は cm^3GJ となる。

国際熱核融合実験炉を例にとり、機器のSI指数を図4.6-2に示す。図4.6-2から3種類に大別できる。

すなわち、

- (1) トリチウムを内包していない機器
- (2) トリチウムを内包していて、事象の拡大性が小さい機器（S小）
- (3) トリチウムを内包していて、事象の拡大性が大きい機器（S大）

機器の重要度は、事象の拡大性（SI指数の大小）とその機器がトリチウムバウンダリーを形成しているかどうかで決める。

すなわち、

- (1) SI指数大、トリチウムバウンダリーを形成している : PS-1
真空容器等
- (2) SI指数大、トリチウムバウンダリーを形成していない } PS-2
SI指数小、トリチウムバウンダリーを形成している }
第一壁、トリチウムを処理する系統等

- (3) SI指数小, トリチウムバウンダリーを形成していない } PS-3
あるいはトリチウムを内包していない
SCコイル系等

上記の考え方を基本にして, 機器をPS-1, PS-2, PS-3に分類し, PSの各クラスの異常影響を緩和する機器を, MS-1, MS-2, MS-3に分類して表4.6-2に示す。表4.6-3に, 安全上の機能別重要度分類例のまとめを示す。

表4.6-1 各システムのトリチウム量とエネルギー

システム	項目	トリチウム量 (kg)	トリチウム燃焼 エネルギー (GJ)	化学エネルギー (GJ)	電磁エネルギー (GJ)	熱エネルギー (GJ)	崩壊熱等 (GJ)	機械エネルギー (GJ)	機器重要度 指数 (kg-GJ)
真空容器(ガラス管含)	7-マ材	1.0	0.0479	0.0	0.60	26.9	100.0	0.0	127.6
	冷却材	0.569	0.0272	595.0	0.0	76.2	2.2	0.0	383.2
ダイハータ	7-マ材	0.035	0.00168	0.0	0.0	135.0	0.0	0.0	4.725
	冷却材	0.406	0.0194	424.0	0.0	49.6	2.2	0.0	193.2
プリアクト	増殖材	0.035	0.00168	0.0	0.0	112.0	0.0	0.0	3.9201
	増倍材	0.15	0.00718	920.0	0.0	0.0	0.0	0.0	138.0
	冷却材	1.2	0.0575	43.2	0.0	0.0	52.8	3.0000e-06	115.27
主排気系		0.0010	4.7880e-05	0.0	0.0	211.00	0.0	0.0	0.211
		0.15	0.00718	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00108
背圧維持系		0.487	0.0233	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0114
燃料精製系		0.21	0.0101	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00211
同位体分離系		0.43	0.0206	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00886
雰囲気浄化系		0.030	0.00144	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	4.3092e-05
液体からのトリチウム脱離系		0.040	0.00192	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	7.6608e-05
トリチウム回収系		0.16	0.00766	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00123
ハレット入射系		0.16	0.00766	0.0	0.0	0.0	0.0	1.0000e-06	0.00123
ガスハフ系		0.10	0.00479	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.000479
中性粒子ビーム入射系		0.0100	0.000479	0.0	0.19	0.0	0.0	0.0	0.0019
EC加熱系		0.0	0.0	0.0	0.080	0.0	0.0	0.0	0.0
IC加熱系		0.0	0.0	0.0	0.22	0.0	0.0	0.0	0.0
LH加熱系		0.0	0.0	0.0	0.115	0.0	2.9	0.0	0.0
SCJH	コイル	0.0	0.0	0.0	58.	0.0	0.0	0.0	0.0
	冷凍用ハリウム	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	10.0	0.0
固体廃棄物処理系		0.18	0.00862	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.00155
カーボン処理系		1.0	0.0479	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.04788
長期燃料貯蔵系		0.60	0.0287	0.0	0.0	0.0	0.0	0.0	0.01724

表4.6-2 安全上の機能別重要度分類の例(1)

分類	異常発生防止系			
	定義	機能	構造物、系統又は機器	備考
PS-1	その損傷又は故障により真空容器の著しい損傷又はトリチウムの大量の漏洩を引き起こすおそれのある構造物、系統及び機器	1)真空バウンダリーの確保 2)真空容器形状の維持	真空バウンダリーを構成する機器(トーラス真空容器、真空容器からのポート、RF系真空窓、真空排気系の一部*) 真空容器支持構造物	*真空バウンダリー機能 SCコイルの事故はSCコイル内に留める設計とする。

表4.6-2 安全上の機能別重要度分類の例(2)

分類	異常影響緩和系			
	定義	機能	構造物、系統又は機器	備考
MS-1	1)異常発生時に炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、真空バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器	1)緊急プラズマ停止機能 2)真空バウンダリの過圧防止機能 3)崩壊熱の除去機能 4)トリチウムの放出低減機能	能動的プラズマ停止系 (ガスパフ系、ペレット入射系、加熱・電流駆動系、SCコイル系) 逃がし安全弁 自然循環利用の冷却系 非常用給水系 遠隔保守交換用キャスク 大口径シャッター・バルブ 緊急トリチウム浄化系 グローブボックス クライオスタット 建屋	下側ダイバータを除く。多重性を持たせる。
	2)安全上必須なその他の構造物、系統及び機器	1)工学的安全施設及び能動的プラズマ停止系への作動信号の発生機能 2)安全上特に重要な関連機能	安全保護系 (計測、信号系、例えば、放射線モニタ、真空計、冷却材圧力計、冷凍材圧力計、電圧電流計) 非常用電源系 制御室及びその遮へい・非常用換気空調系 非常用補機冷却水系 直流電源系 (いずれも、MS-1関連のもの)	

表4.6-2 安全上の機能別重要度分類の例(3)

分類	異常発生防止系			
	定義	機能	構築物、系統又は機器	備考
PS-2	1)その損傷又は故障により、真空容器の著しい損傷又はトリチウムの大量の漏洩を引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	1)トリチウムの閉じ込め機能 2)炉内構築物に冷却材を内蔵する機能 3)炉内構築物に冷却材を内蔵する機能 4)真空バウンダリーを直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能 5)トリチウムを安全に取り扱う機能	トリチウムバウンダリーを構成する機器(ブランケットトリチウム処理系、トリチウム精製系、同位体分離系、貯蔵系、ガスパフ系、ペレット入射系、NBI系) 炉内構築物の配管(第一壁、ブランケット、遮蔽体、ダイバータ)、一次冷却材系 真空容器排気用クライオパネル クライオスタット排気用クライオパネル NBI排気用クライオパネル SCコイルの一部、ペレット入射系の一部 放射性廃棄物処理施設 トリチウム外部供給系	リスクがプラント内に分散分布している。 核融合炉特有 全部蒸発しても真空容器内圧は設計値以下

表4.6-2 安全上の機能別重要度分類の例(4)

分類	異常発生防止系			
	定義	機能	構築物、系統又は機器	備考
PS-2	2)通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に作動を要求されるものであって、その故障により、炉心構造物の冷却、真空排気機能を損なう可能性の高い構築物、系統及び機器	1)冷却系の安全弁及び逃がし弁の吹き止まり機能 2)真空容器排気機能 3)過出力防止機能	逃がし安全弁 (吹き止まり機能に関連する部分) 真空排気系の一部* 能動的プラズマ停止系の一部	*真空排気機能

表4.6-2 安全上の機能別重要度分類の例(5)

分類	異常影響緩和系			
	定義	機能	構築物、系統又は機器	備考
MS-2	1) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障により、敷地周辺公衆に与える放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	1) 化学的発熱反応の停止機能 2) 放射性物質放出の防止機能 3) 冷却材の補給機能 4) 真空容器排気系のバックアップ機能	不活性ガスの充填系 H V A C、スタック 放射性気体廃棄物処理系の隔離弁 一次冷却材系の一部(非常用給水系) 予備真空排気系、非常用冷凍補給系	核融合炉特有
	2) 異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	1) 事故時のプラント状態の把握機能 2) 制御室外からの安全停止機能	事故時監視器の一部 制御室外炉心停止装置(安全停止に関連するもの)	

表4.6-2 安全上の機能別重要度分類の例(6)

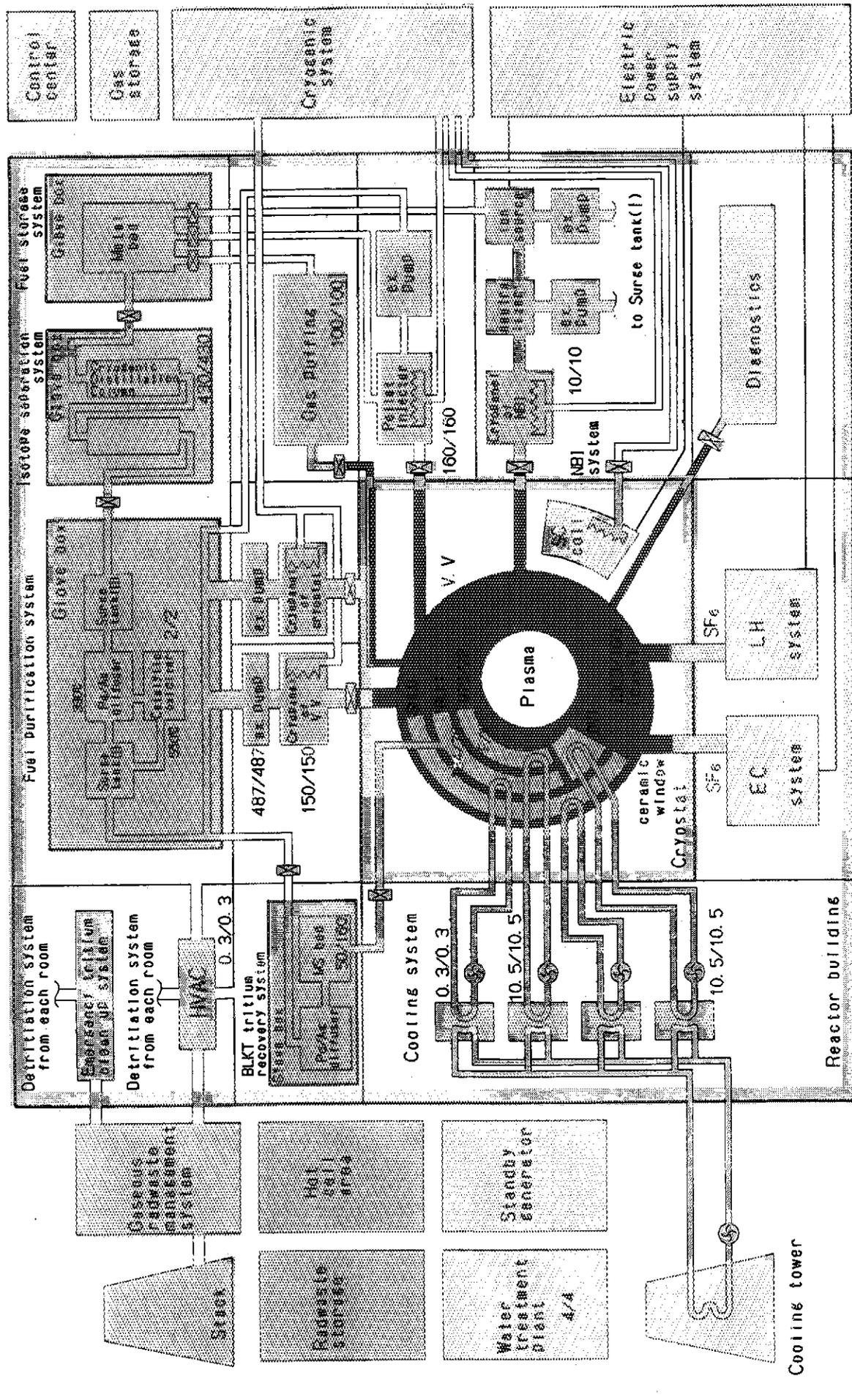
分類	異常発生防止系			
	定義	機能	構築物、系統又は機器	備考
PS-3	1)異常状態の起因事象となるものであって、PS-1及びPS-2以外の構築物、系統及び機器	1)電磁気エネルギーを内蔵する機能 2)冷却材、冷凍材保持機能 (PS-1,PS-2以外のもの) 3)炉内構造物の冷却材の循環機能 4)電源供給機能 (非常用を除く) 5)プラント計測、制御機能 (安全保護機能を除く) 6)ガス(H _e , N ₂ , SF ₆)保持機能	SCコイル系 EC, LH, NBI系 計装配管, 試料採取管 2次冷却材系 冷却塔 冷凍材貯蔵系 冷却材循環系 MG, 給水系, 循環水系, 送電線, 変圧器, 開閉所 制御系, 核計装, プラントプロセス計装 ガス貯蔵系	核融合炉特有 プラズマのソフトランディング機能
	2)炉内構造物の冷却材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	1)放射化生成物の放散防止機能 (タングステン、炭素) 2)放射化生成物の冷却材中への放散防止機能 3)冷却材の浄化機能	ダストクリーナー ブランケット内の冷却管 冷却材浄化系	

表4.6-2 安全上の機能別重要度分類の例(7)

分類	異常影響緩和系			
	定義	機能	構築物、系統又は機器	備考
MS-3	1) 運転時の異常な過渡変化があってもMS-1, MS-2とあいまって事象を緩和する構築物、系統及び機器	1) 真空、冷却、冷凍配管の圧力上昇の緩和機能	逃がし安全弁	
	2) 異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	1) 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	緊急時対策所、 試料採取系、 通信連絡設備、 放射線監視設備、 事故時監視計器、 消火系、 安全避難通路、 非常用照明	

表4.6-3 安全上の機能別重要度分類例のまとめ

異常発生防止系 (PS)	クラス	異常影響緩和系 (MS)	クラス
真空バウンダリー確保機能	1	緊急プラズマ停止機能	1
真空容器形状の維持	1	真空バウンダリーの過圧防止機能	1
トリチウムの閉じ込め機能	2	崩壊熱の除去機能	1
炉内構造物に冷却材を内蔵する機能	2	トリチウムの放出低減機能	1
炉内構造物に冷凍材を内蔵する機能	2	工学的安全施設及び能動的プラズマ停止系への作動信号の発生機能	1
真空バウンダリーを直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能	2	安全上特に重要な関連機能	1
トリチウムを安全に取り扱う機能	2	化学的発熱反応の停止機能	2
冷却系の安全弁及び逃し弁の吹き止まり機能	2	放射性物質放出の防止機能	2
真空容器排気機能	2	冷却材の補給機能	2
過出力防止機能	2	真空容器排気系のバックアップ機能	2
電磁気エネルギーを内蔵する機能	3	事故時のプラント状態の把握機能	2
冷却材、冷凍材保持機能 (PS-1, PS-2以外のもの)	3	制御室外からの安全停止機能	2
炉内構造物の冷却材の循環機能	3	真空、冷却、冷凍配管の圧力上昇の緩和機能	3
電源供給機能 (非常用を除く)	3	緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能	3
プラント計測・制御機能 (安全保護機能を除く)	3		
ガス (He, N ₂ , SF ₆) 保持機能	3		
放射化生成物の放射防止機能	3		
放射化生成物の冷却材中への放散防止機能	3		
冷却材の浄化機能	3		



4.6-1 ITER Plant Concept
Tritium (g) : physics phase/technology phase

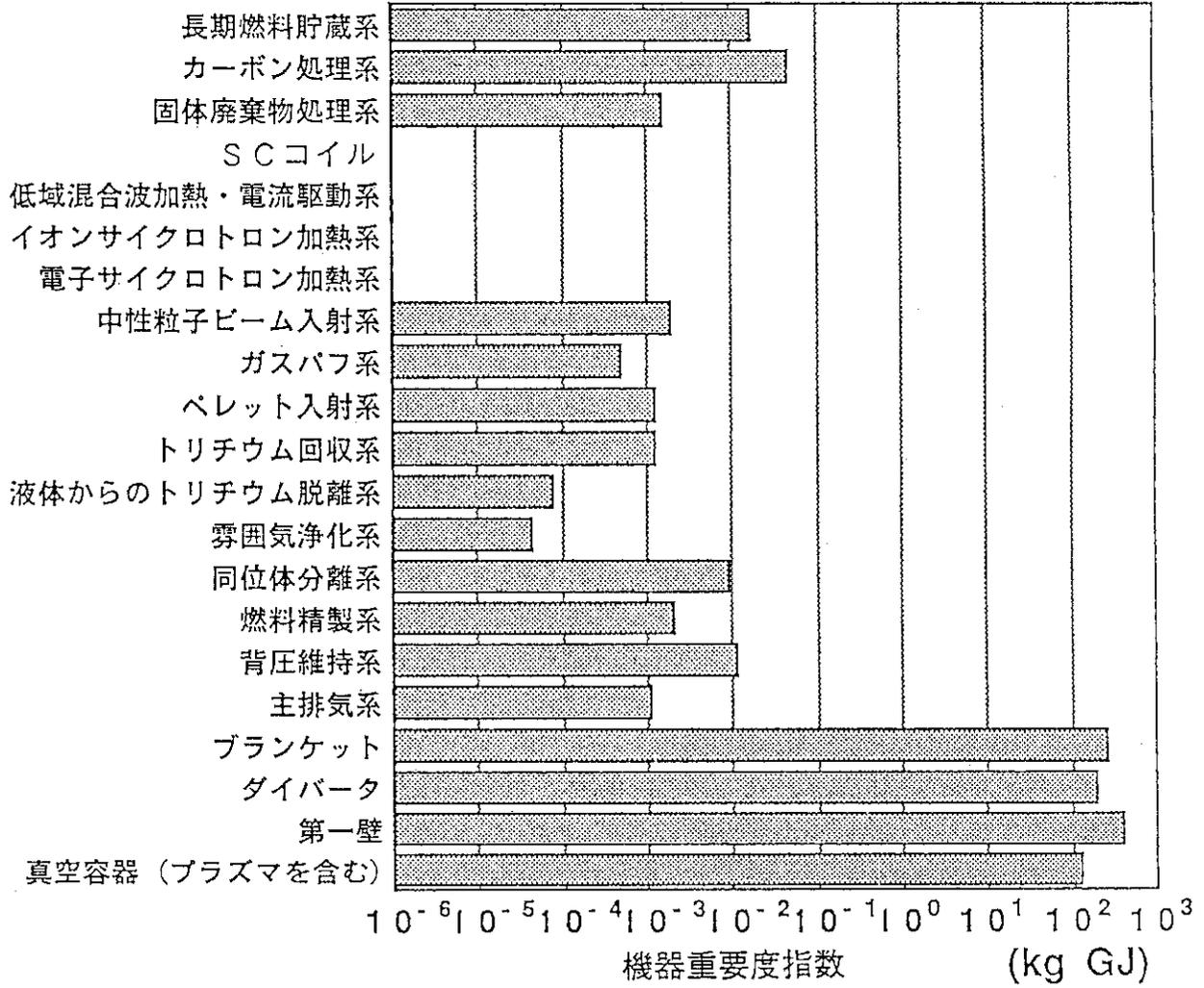


図4.6-2 核融合実験炉各機器の機器重要度指数

4.7 真空バウンダリーの範囲

1. 目的

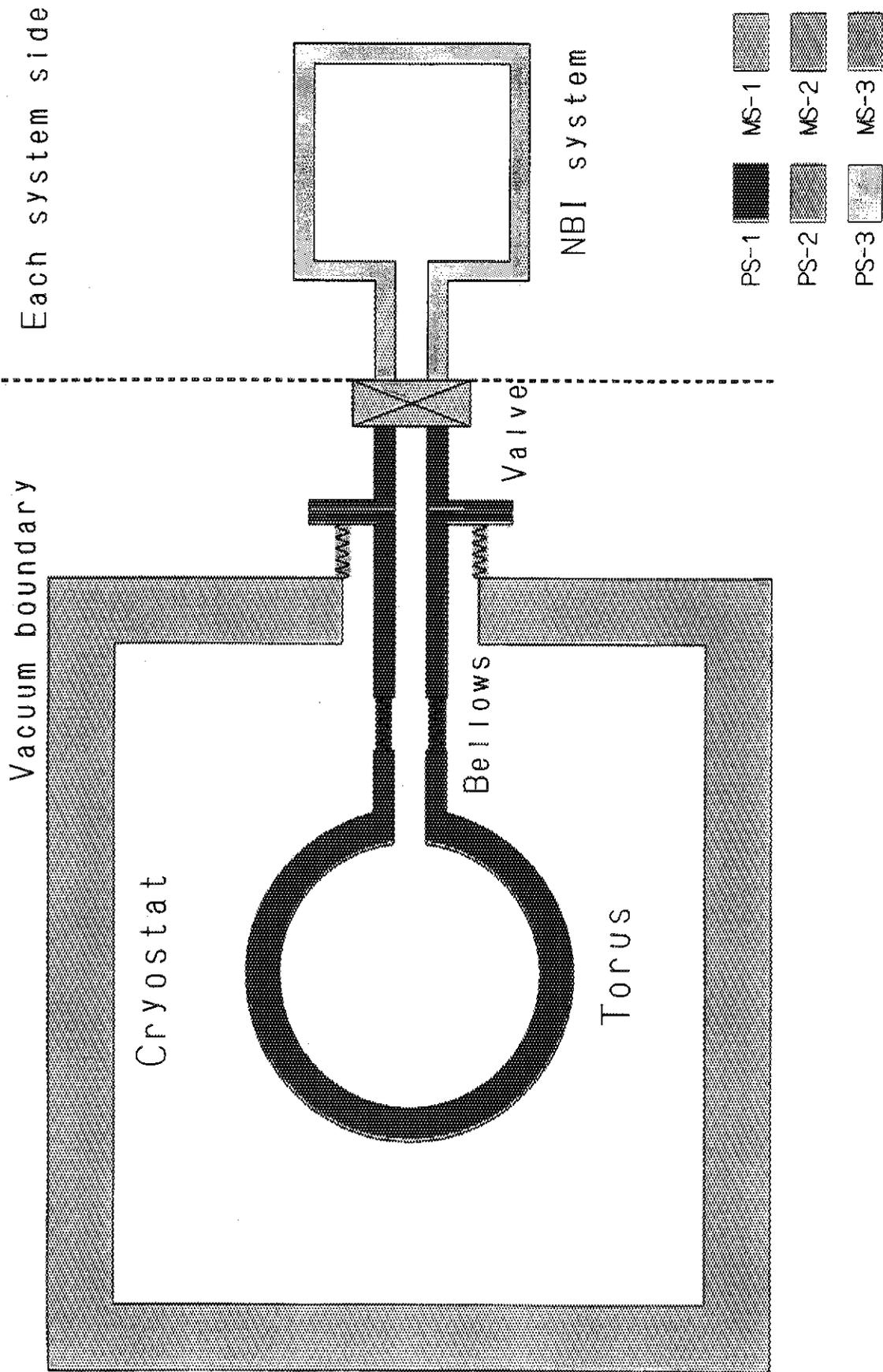
本節では、核融合実験炉における真空バウンダリーの範囲を明確にすることを目的とする。

2. 真空バウンダリーの範囲

次に示す範囲を真空バウンダリーとする。

- (1) 真空容器本体（貫通部ポート、シール部、ベローズ等を含む）
- (2) 真空容器と真空容器隔離弁との間の配管
- (3) 真空容器と同等の隔離機能を有する配管、機器

これらを基にした真空バウンダリーの概念図を図4.7-1に示す。



4.7 - 1 Vacuum Boundary Concept

5. 運転状態分類の考え方

ディスラプション時に発生するエネルギーは、プラズマの持つ熱エネルギーと、誘起された渦電流による電磁エネルギーである。熱エネルギーは、保守的に全エネルギーがディスラプション時に開放されて、壁に行くと考えればよい。渦電流による電磁力はどの程度で、ディスラプションの起こり方によっては更に強い電磁力が発生し得るのかどうかを明らかにしておく必要がある。

本検討では、便宜的に、炉構造は決定され、ディスラプション時に真空容器に誘起される渦電流の流れる経路が決まった場所を考える。真空容器に流れる渦電流を I とすると、渦電流を記述する方程式は次式になる。

$$L \dot{I} + R I = -M \dot{I}_p = M I_p / \tau_d \quad (1)$$

ここで、 L 、 R は真空容器のインダクタンス、抵抗である。 M は真空容器とプラズマ電流チャンネル間の相互インダクタンスである。 I_p はプラズマ電流である。ディスラプション時のプラズマ電流減衰波形を、簡単に図5-1のよに模擬すると、 $-M \dot{I}_p = M I_p / \tau_d$ となる。 τ_d はディスラプションで、プラズマ電流が零になるまでの時間である。

(1)式を解くと、

$$I = M I_p / R \tau_d [1 - \exp(-t / \tau_v)] \quad (2)$$

となる。ここで、 $\tau_v = L / R$ で真空容器の時定数である。 $t > \tau_d$ では、 $I_p = 0$ であるから、渦電流を誘起しようとする電圧は零である。

従って、誘起された渦電流の最大値は $t = \tau_d$ の時現われる。

(2)式に、 $t = \tau_d$ を代入すると、

$$I_{max} = (M I_p / L X) (1 - e^{-X}) \quad (3)$$

となる。ここで、 $X = \tau_d / \tau_v$ である。

渦電流による電磁力は $I_{max} \times B$ 、(B : 磁場) で得られ、炉構造が決まっていれば、応力 σ もそれから決まる。 M 、 I_p 、 L 、 B は定数であるから、応力 σ は $\sigma \propto (1 - e^{-X}) / X$ である。図5-2に、最大渦電流の X 依存性を示す。 $\tau_d \gg \tau_v$ の時、 τ_v が小さいので渦電流の立ち上がりは速いが、 τ_d が大きいので誘起電圧が小さく最大渦電流値は小さくなる。 $\tau_d \ll \tau_v$ の時、 τ_v が大きいので渦電流の立ち上がりは遅いが、 τ_d が小さいので誘起電圧は大きく最大渦電流値は大きくなる。 $\tau_d / \tau_v \rightarrow 0$ の極限では、誘起電圧は大きい、電圧のかかっている時間が零に近づくので、最大渦電流はある値に収束していく。

ITER/CDA の設計では、 $\tau_v \sim 0.5s$ 、 $\tau_d \sim 20ms$ である。図5-2で、 $\tau_d / \tau_v = 0.04$ を見ると、最大渦電流は、ほぼ飽和した値に近いことがわかる。ディスラプションの特性が十分把握されていないことから、より厳しいディスラプション、すなわち、より早いディスラプションが

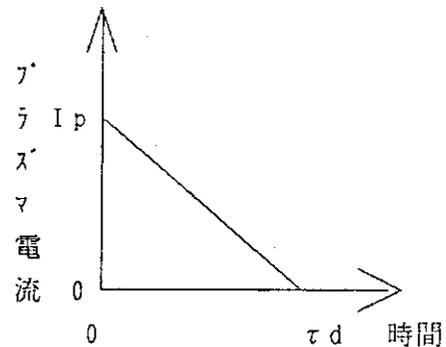


図5-1 ディスラプション時の
プラズマ電流減衰波形

あり、より大きな電磁力を誘起するのではないかという懸念があるが、現状の電磁力、すなわち、応力を満足しておれば、たとえより厳しいディスラプションが起きても、炉構造はその健全性を維持できることがわかる。

次に、運転状態分類の考え方を示す。運転状態分類は、元来、各運転状態に対応した構造設計上の応力強さの限界との関係で論じられるものである。しかし、応力限界を越えると機器が破損しトリチウムが漏洩するので、安全性と深く関わっている。ここでは、安全性の観点から見た運転状態分類を示す。

プラント設計では、一般に、図5-3に示すような、事象の発生頻度と事象の影響の大きさの関係になるように機器を設計する。すなわち、事象の影響の度合いが大きいもの程、その事象の発生頻度を小さくする。安全性で言う「運転時の異常な過渡変化」は発生頻度が 10^{-2} 回/炉・年以上、「事故」は発生頻度が 10^{-4} 回/炉・年がめやすになっている。ディスラプションの発生頻度は約 10^2 回/炉・年と大きく、発生頻度のみから見ると、「通常運転時」に分類される。しかし、「通常運転時」の定義は、計画的に行なわれる起動、停止、出力運転等の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるものであるとしてある。

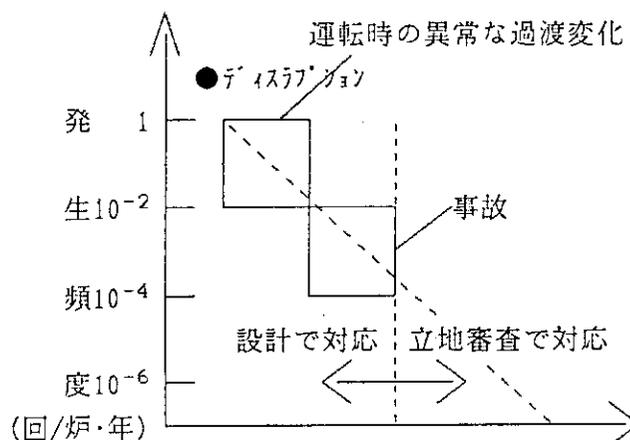


図5-3 発生頻度と事象の影響の大きさ

現在の核融合実験炉の設計では、ディスラプション時に発生する応力を σ 、許容設計応力を S_m とすると、 $\sigma \leq 1.5S_m$ である。つまり、現状の設計では、ディスラプションは、発生頻度、事象の影響の大きさ共に大きいことになる。

ディスラプションの影響（応力及び熱）が小さくなる設計（水平ポート部付け根の補強材の設置等）をして、ディスラプションを「通常運転時」に分類（但し、定義を少し変更する）して、事象の発生頻度と影響の大きさのバランスをとる。

以上の考え方にに基づき、運転状態分類（案）を表5-1に示す。この分類を、次の設計基準事象に用いる。

以上の考え方にに基づき、運転状態分類（案）を表5-1に示す。この分類を、次の設計基準事象に用いる。

表5-1 運転状態分類(案)

運転状態	定義	例示
通常運転時	<p>1)計画的に行われる起動、停止、出力運転、待機、炉内構造物分解保守等の炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。</p> <p>2)非計画的に発生する事象であるが、その運転状態が所定の制限内にあるもの。</p>	<p>(1)起動 (2)停止 (3)待機 (Stand-by) (4)コンディショニング 放電洗浄、ヘーキング等 (5)制限内の運転状態 (1)ディスアッション</p>
異常な過渡変化時	<p>1)炉の運転状態において、施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障もしくは誤動作または運転員の単一誤操作によって外乱が加えられた状態及びこれと類似の頻度で発生し、施設の運転状態が計画されていない状態にいたる場合。</p>	<p>(1)真空容器外冷却材の異常な喪失(ﾌﾞﾗｽﾞﾏ着火時) (2)真空容器内冷却材の異常な喪失(ﾌﾞﾗｽﾞﾏ着火時) (3)真空容器外冷却材の異常な喪失(ﾌﾞﾗｽﾞﾏ停止時) (4)燃料の過注入 (5)真空容器の真空度の異常 (6)ｸﾗｲｽﾀｯﾄの真空度の異常 (7)冷凍系の異常 (8)商用電源の喪失 (9)特殊ガス系の異常</p>
事故時	<p>1)「運転時の異常な過渡変化時」を超える異常状態であって、発生する頻度は希であるが、施設の安全性を評価する観点から想定される事故事象が発生した状態</p>	<p>(1)真空容器外冷却管の破損 (ﾌﾞﾗｽﾞﾏ着火時) (2)ﾌﾞﾗﾝケット内への冷却材流出 (ﾌﾞﾗｽﾞﾏ着火時) (3)真空容器内冷却材の流出 (ﾌﾞﾗｽﾞﾏ着火時) (4)真空容器内冷却管の破損 (ヘーキング時) (5)真空容器破損 (6)電気絶縁系の破損 (7)真空容器内機器移動の誤動作</p>

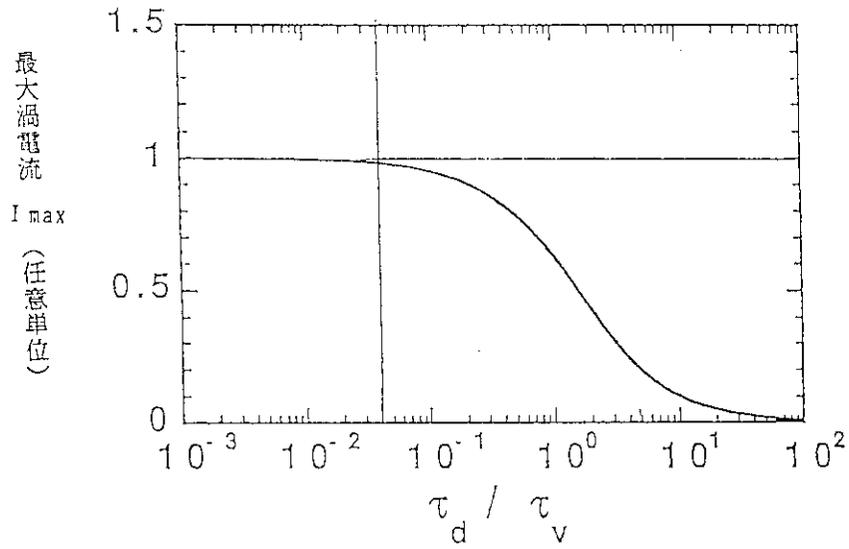


図5-2 最大渦電流の τ_d / τ_v 依存性

τ_d : ディスラプションでプラズマ電流が零になるまでの時間

τ_v : 真空容器の時定数

6. 設計基準事象の選定の基本的な考え方

6.1 まえがき

本報では、核融合実験炉施設の設置許可申請に係る安全審査において、核融合実験炉施設の安全設計評価の妥当性について判断する際の基礎となる設計基準事象について検討する。

6.2 安全設計評価

1. 安全設計評価の目的

核融合実験炉施設の安全設計の基本方針は、「核融合実験炉施設に関する安全設計の基本的な考え方」に示されている。核融合実験炉施設の幾つかの構築物、系統及び機器は、通常運転の状態のみならず、これを越える異常状態においても、安全確保の観点から所定の機能を果たすべきことが、「核融合実験炉施設に関する安全設計の基本的な考え方」に示されている。したがって、核融合実験炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する上では、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」について解析し、評価を行うことが必要である。以下には、安全設計評価に当たって想定すべき事象について示す。

2. 評価すべき範囲

2.1 運転時の異常な過渡変化

核融合実験炉の運転中において、核融合実験炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象を対象とする。

2.2 事故

「運転時の異常な過渡変化」を越える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は核融合実験炉施設からの放射性物質の放出の可能性があるため、核融合実験炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象を対象とする。

3. 評価すべき事象の選定

核融合実験炉施設の「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の各々に対し、前に示した安全設計評価の目的及び評価すべき範囲に基づいて、評価の対象とすべき事象を適切に選定する。

3.1 運転時の異常な過渡変化

前記2.1に基づき、核融合実験炉施設が制御されずに放置されると、炉本体あるいは真空容器バウダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、核融合実験炉停止系等の主として「異常影響緩和系」(以下「MS」という。)に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。

3.2 事故

前記2.2に基づき、核融合実験炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。

6.3 評価すべき事象の選定法について

安全設計評価における「評価すべき範囲」は、「運転時の異常な過渡変化」と「事故」であるが、これらの状態を、ある限られた数の事象の解析で適切に包絡するためには、評価すべき事象を適切に選定する必要がある。

ここでいう「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」は、その原因が核融合実験炉施設内にある、いわゆる内部事象をさす。自然現象あるいは外部からの人為事象については、別途「核融合実験炉施設に関する安全設計の基本的な考え方」等に示してある。これらの内部事象は多岐にわたるが、おおむね「核融合実験炉の重要度分類の考え方」にいう異常発生防止系(以下「PS」という。)に属する系統、機器等の故障、破損あるいはこれに係る運転員の誤操作等によるものである。これらのうちから、核融合実験炉施設の安全設計とその評価に当たって考慮すべきものとして抽出されたものが「設計基準事象(DBE)」である。

あるDBEの発生を仮定した場合、核融合実験炉施設内の各構築物、系統及び機器の動作状況によって、事象の経過は異なる。一つのDBEと、これに関連する主としてMSに属する系統、機器等の動作の状況、電源の状況等を組み合わせたものが、安全設計評価における「評価すべき事象」である。

評価すべき事象のうち、「運転時の異常な過渡変化」に属するものは、核融合実験炉施設の寿命期間中に1回以上発生する可能性があると思われる事象(その原因はおおむね外部電源喪失、動的機器の単一の故障、誤動作あるいは運転員の単一の誤操作によるものである。)を包絡するものである。ここでいう「単一の故障」等(単一の誤動作、単一の誤操作を含む。)とは、単一の原因によって従属的に発生する多重の故障等を含むものである。また、「事故」は、発生する頻度はより低い、核融合実験炉施設及び周辺公衆により重大な影響を与えるおそれのある事象を包絡するもので、安全設計の妥当性の検討の観点から、評価するのが適当と判断されるものである。

1. 対象事象の選定方法

一般に、プラント内で事故事象が発生するのは、構築物・系統・機器が異常状態になるからである。構築物・系統・機器を異常状態に到らしめるのは、構築物・系統・機器の持つエネルギーの解放による。従って、事故事象を列挙するには、プラント内に存在する種々のエネルギーを抽出する必要がある。種々あるエネルギーには、熱的、機械的、電磁的エネルギー等の他に、放射性物質による被曝等が考えられるので、ここではそれらを総称してリスクポテンシャルと呼ぶことにする。⁴⁾

このリスクポテンシャルが、いつ、どこで発生するか、すなわち、リスクポテンシャルの時空間分布を調べ、それがどの構築物・系統・機器に事故事象として現われるかを調べる。そのために、

縦の覧にリスクポテンシャルを、横の覧に構築物・系統・機器をそれぞれ並べ、マトリックスを作る。初期事象としては、構築物・系統・機器の破損、機能喪失事象等を選び、事象の形態として示す。この初期事象で発生する事故事象を縦横の交わったボックスに書き込んでいく。こうして得たものが、表6.3-1-表6.3-4である。

リスクポテンシャルの時空間分布で分類した事象（表6.3-1-表6.3-4）の中から、包絡的な事象を選定し、それらを「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」に分類する。このリスクポテンシャルの時空間分布で事象を分類し、包絡的な事象を選定する方法をSYSTEM法（SYSTEM Time Energy Matrix method, 時空間エネルギーマトリックス法）と呼ぶことにする。

表6.3-1-表6.3-4において、運転状態に応じて、縦の覧に記載するリスクポテンシャルの種類が変わってくる。特徴的なものとしては、プラズマ着火時には当然であるがプラズマの持つエネルギーが、プラズマ停止時には崩壊熱が、ベーキング時にはベーキングに必要なエネルギーが、分解修理時には重力による落下が、それぞれリスクポテンシャルとしてあげられる。⁵⁻¹⁰⁾

2. 選定方針

事象の選定方針を以下に示す。

- (1) 類似の事象を代表できるもの。
- (2) 選定した事象で全ての系統をチェックできること。
- (3) 選定した事象で全ての安全に関連した系統（表6.3-5）をチェックできること。

この選定方針により、(2)によりPS系（異常発生防止系）に属する系統、機器等の故障、破損が、(3)によりMS系（異常影響緩和系）に属する系統、機器等の動作の状況、電源の状況等を組み合わせたものが、それぞれ抽出できる。

3. 評価すべき具体的な事象

「運転時の異常な過渡変化」と「事故」の定義は以下のものとする。「運転時の異常な過渡変化」とは、核融合実験炉の運転中に、核融合実験炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生じる異常な状態に至る事象とする。「事故」は、上記を越える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、放射性物質の放出の可能性がある事象とする。

表6.3-1-表6.3-4の中から選定した「運転時の異常な過渡変化」を○で、「事故」を◎で示す。評価すべき「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」事象をまとめると以下のようになる。ただし、設計によっては、以下にとどまらず、評価の目的に照らして適切な事象を追加して評価する必要がある。また、設計より、ある事象が他の事象評価に十分に包絡されていることが示された場合においては、その事象の解析を省略することができる。

「運転時の異常な過渡変化」

- (1) 真空容器外冷却材の喪失（プラズマ着火時）
- (2) 真空容器内冷却材の喪失（プラズマ着火時）
- (3) 真空容器外冷却材の喪失（プラズマ停止時）
- (4) 燃料の過注入

- (5)真空容器の真空度の異常
- (6)クライオスタットの真空度の異常
- (7)冷凍系の異常
- (8)商用電源の喪失
- (9)特殊ガス系の異常
- (10)その他核融合実験炉施設の設計により必要と認められる異常

「事故」

- (1)真空容器外冷却管の破損（プラズマ着火時）
- (2)ブランケットへの冷却材流出（プラズマ着火時）
- (3)真空容器内冷却材の流出（プラズマ着火時）
- (4)真空容器内冷却管の破損（ベーキング時）
- (5)真空容器破損
- (6)電気絶縁系の破損
- (7)真空容器内機器移動の誤動作
- (8)その他核融合実験炉施設の設計により必要と認められる異常

表 6.3-2 通常運転時 (プラズマ停止時) の事象

プラズマがストップしていない状態で、他の機器が故障中である。(D: デイスラフュージョン、N: 事象がそれ以上進展しない、○: 「事象」の異常な過渡変化、◎: 「事故」、①-⑩は影響するMS)

系	真空中	真空系	トガム系	冷却系						電力系	特殊ガス系	電気機器系	構造体
				VV外			VV内						
				第1壁	ダイハータ	フランケット	遮熱体						
リスク ポテンシャル	形態	・VV破損 ・クォーツ 破損	・漏洩 ・過注入	・破損 ・流量喪失	・破損 ・流量喪失	・Wへの 流出 ・流量喪失	・BLTへの 流出 ・流量喪失	・破損 ・流量喪失	停止 ^⑦	漏洩	ブレーク	破損	
融熱		N	N	約700°C まで上昇 ^⑨	約700°C まで上昇 ^⑨	約700°C まで上昇 ^⑨	約700°C まで上昇 ^⑨	約700°C まで上昇 ^⑨	N	N	N	N	
プラズマの1%以下		N	N	約700°C まで上昇 ^⑨	約700°C まで上昇 ^⑨	約700°C まで上昇 ^⑨	約700°C まで上昇 ^⑨	約700°C まで上昇 ^⑨	N	N	N	N	
SCコイルの電磁エネルギー ~40GJ		N	N	N	N	N	N	N	クエンチ N ^⑧	N	N	N	
高温機器の熱容量		N	N	融熱で 約700°C まで上昇 ^⑨	水蒸気発生 して、N ^{②⑥}	水蒸気発生 して、N ^{②⑥}	水蒸気発生 して、N ^{②⑥}	水蒸気発生 して、N ^{②⑥}	温度低下 して、N ^②	N	N	N	
極低温機器の蒸発圧力		N	N	N	DT蒸発して N ^②	DT蒸発して N ^②	DT蒸発して N ^②	DT蒸発して N ^②	DT蒸発して N ^②	N	N	N	
化学反応		N	N	N	水とCが 反応して N ^{②⑥}	水とCが 反応して N ^{②⑥}	水とCが 反応して N ^{②⑥}	水とCが 反応して N ^{②⑥}	N	N	N	N	
高圧 (ベレット注入系)		N	N	N	N	N	N	N	N	N	N	N	
トリチウム被曝		・クォーツ への被曝 ^⑩ ・ガム被曝	・グローブ ボックス への被曝 ^⑩ ・ガム被曝	N	N	N	N	N	N	N	N	N	

表 6.3-3 ベーキング時の事象

初期運転時、分修後、真空室組成のため、分修前：トリチウム出放のため (D: デイスタレーション、N: 事象がそれ以上進展しない、O: 問題時の異常な過渡変化、◎: 事故)、①-⑩は別述する(MS)

系	真空系	V/C系	冷却系						冷媒系	電力系	特殊ガス系	電気系統	構造物
			VV内										
			VV外	第1壁	ダイバート	フランケット	遮蔽体						
形状	・VV破損 ・クォータ破損	・漏洩 ・過注入	・破損 ・流量喪失	・破損 ・流量喪失	・破損 ・流量喪失	・破損 ・流量喪失	・破損 ・流量喪失	・破損 ・流量喪失	停止 ^⑦	漏洩	フレイク	破損	
350°C Heガス ~1.0MPa	N	N	◎前熱で 約700°C まで上昇 ^⑨	N	N	N	N	N	N	N	N	N	
180°C水	N	N	N	N	N	N	N	N	N	N	N	N	
250°Cガスが水	N	N	◎前熱で 約700°C まで上昇 ^⑨	N	N	N	N						
崩壊熱 プラズマONの1%以下	N	N	約700°C まで上昇 ^⑨	N	N	N	N						
SCコイルの電磁エネルギー ~40GJ	クォータ内 温度上昇 クォータ ^⑩	N	N	N	N	N	N	N	クエンチ N ^⑧	N	N	N	
高温機器の熱容量	VV内水蒸 気発生して N ^{②⑥}	N	水蒸気発生 して、N ^{②⑥}	N	N	N	N						
極低温機器の蒸発力	DT蒸発して N ^②	N	DT蒸発して N ^②	N	N	N	N						
化学反応	水とCが 反応して N ^{②⑥}	N	水とCが 反応して N ^{②⑥}	N	N	N	N						
高圧 (ベレット注入系)	N ^③	N ^③	N ^③	N ^③	N ^③	N ^③	N ^③	N ^③	N ^③	N ^③	N ^③	N ^③	
トリチウム破壊	クォータ内 へ漏洩 ^⑩ ・クォータ破損	・クォータポ ックへ漏洩 ^⑩ N ^⑩	N ^⑩	N ^⑩	N ^⑩	N ^⑩	N ^⑩	N ^⑩	N ^⑩	N ^⑩	N ^⑩	N ^⑩	

表 6.3 - 4 分修理時の事象

(D: デイスラフュージョン、N: 事象はそれ以上進展しない、○: 「運転中の異常な盛衰変化」、◎: 「事故」、①-⑩: 既述するMS)

系統	真空系	N炉系	冷却系						冷媒系	電力系	特殊ガス系	電気系統系	精密体	キャスク
			VV内											
			VV外	第1壁	ダイバータ	ブランケット	ブランケット	遮蔽体						
リスク ポテンシヤル 形態	運転停止	運転停止	破損 ・流量喪失	破損 ・流量喪失	破損 ・流量喪失	破損 ・流量喪失	破損 ・流量喪失	破損 ・流量喪失	運転停止	停止 ⑦	漏洩	ブレイク	破損	◎把持失敗
前熱 プラズマの1%以下			約700℃ まで上昇 ⑨	約700℃ まで上昇 ⑨	約700℃ まで上昇 ⑨	約700℃ まで上昇 ⑨	約700℃ まで上昇 ⑨	約700℃ まで上昇 ⑨		N	N	N	N	約700℃ まで上昇 ⑨
重力による落下			N	N	N	N	N	N		W炉機器 破損 ⑩	N	N	N	◎W炉機器 破損 ⑩⑪
化学反応			N	N	N	N	N	N		N	N	N	N	Be, Li ₂ Oと 水が反応し 内圧上昇④
トリチウム核曝			クワイカフ 建屋へ漏洩 N ⑩	N	N	N	N	N		N	N	N	N	クワイカフ 建屋へ漏洩 N ⑩

表6.3-5 事象に関連するMS

異常影響 緩和機能	事象に関連するMS	番号	備考
プラズマ停止 高圧低減 電力/電源確保 崩壊熱除去 閉じ込め	ガスパフ系	①	冷却系を包む 熱伝達・輻射で 冷やせる構造
	ペレット入射系		
	加熱電流駆動系		
	コイル系		
	真空容器逃がし弁	②	
	安全弁		
	ペレット入射系逃がし弁	③	
	ブランケット内圧	④	
	逃がし弁	⑤	
	冷却材圧力計	⑥	
	不活性ガス充填系	⑦	
非常用電源系	⑧		
S C コイル保護回路	⑨		
ダイバータ冷却系			
ブランケット冷却系			
第一壁冷却系			
遮蔽体冷却系	⑩		
非常用給水系			
大口径シャッタ	⑪		
緊急トリチウム浄化系			
H V A C			
クライオスタット			
グローブボックス	⑪		
建屋			
遠隔保守交換用キャスク (分修時)	⑪		

7. 核融合実験炉施設の安全評価の基本的な考え方

7.1 まえがき

本報は、核融合実験炉施設の安全評価の妥当性について判断する際の基礎を示すことを目的として定めたものである。

核融合実験炉の安全解析の内容が本報に適合していることを確認する必要があり、本報に適合していれば、核融合実験炉施設の安全設計の基本方針に関する評価（以下「安全設計評価」という。）は妥当なものと判断し、また、核融合実験炉立地条件としての周辺公衆との離隔に関する評価（以下「立地評価」という。）は妥当なものと判断する。

本報は「核融合実験炉施設に関する安全設計の基本的な考え方」（以下「核融合実験炉安全設計の考え方」という。）及び、「核融合実験炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」（以下「核融合実験炉の重要度分類の考え方」という。）との関連において、体系的かつ整合性をもって適用していく必要がある。本報は、設計の改良、経験の蓄積など、新たな知見が得られた場合には、必要に応じて適宜見直しがなされるべきものである。

7.2 適用範囲

本報は、核融合実験炉を対象とする。なお、それ以外の核融合炉においても、本報の基本的な考え方は参考になり得ると考える。

7.3 安全設計評価

1. 安全設計評価の目的

核融合実験炉施設の基本方針は、「核融合実験炉安全設計の考え方」に示されている。核融合実験炉施設のいくつかの構築物、系統及び機器は、通常運転の状態のみならず、これを超える異常状態においても、安全確保の観点から所定の機能を果たすべきことが、「核融合実験炉安全設計の考え方」に示されている。したがって、核融合実験炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する上では、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」について解析し、評価を行うことが必要である。以下には、安全設計評価に当たって想定すべき事象、判断基準、解析に際して考慮すべき事項等を示す。

2. 評価すべき範囲

2.1 運転時の異常な過渡変化

核融合実験炉の運転中において、核融合実験炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動炉作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象を対象とする。

2.2 事故

「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は核融合実験炉施設からの放射性物質の放出の可能性がある、核融合実験炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要がある事象を対象とする。

3. 評価すべき事象の選定

核融合実験炉施設の「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の各々に対し、前に示した安全設計評価の目的及び評価すべき範囲に基づいて、評価の対象とすべき事象を適切に選定する。

3.1 運転時の異常な過渡変化

前記2.1に基づき、核融合実験炉施設が制御されずに放置されると、炉本体あるいは真空容器バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、核融合実験炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「MS」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。ただし、類似の事象が二つ以上ある場合には、後記の判断基準に照らして最も厳しい事象で代表させることができる。

- (1) 核融合実験炉冷却材の異常な喪失
- (2) 燃料注入の異常な変化
- (3) 真空度の異常な変化
- (4) その他核融合実験炉施設の設計により必要と認められる事象

3.2 事故

前記2.2に基づき、核融合実験炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。ただし、類似の事象が二つ以上ある場合には、後記の判断基準に照らして最も厳しい事象で代表させることができる。

- (1) 核融合実験炉冷却状態の著しい変化
- (2) 環境への放射性物質の異常な放出
- (3) その他核融合実験炉施設の設計により必要と認められる事象

4. 判断基準

4.1 運転時の異常な過渡変化

想定された事象が生じた場合、真空容器内真空度は許容限界値を超えることなく、かつ、核融

合実験炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認する。このことを判断する基準は、以下のとおりとする。

- (1) プラズマ対向機器への熱流束は最小限熱流束以下であること。
- (2) 炉内構造物の温度が適切な値以下に維持されること。
- (3) 炉内構造物は機械的に破損しないこと。
- (4) 真空容器内真空度が許容限界値以下であること。

4.2 事故

想定された事象が生じた場合、真空容器の著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような二次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放射に対する障壁の設計が妥当であることを確認する。このことを判断する基準は、以下のとおりとする。

- (1) 真空容器は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
- (2) 真空容器の内圧が適切な値以下に維持されること。
- (3) クライオスタットの内圧が適切な値以下に維持されること。
- (4) 建屋の内圧が適切な値以下に維持されること。
- (5) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被曝のリスクを与えないこと。

4.3 判断基準適用の原則

一つの事象に対し、複数の判断基準が適用される場合には、原則として各判断基準ごとに、結果が最も厳しくなるように解析条件を定める。ただし、解析条件を変えても、結果に与える影響が小さいこと、あるいは他の判断基準が満足されることが明らかことが示された場合には、最も厳しくなる一つの判断基準に対する解析条件で代表させる。

5. 解析に当たって考慮すべき事項

5.1 解析に当たって考慮すべき範囲

想定された事象の解析を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、当該核融合実験炉施設の通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中のベーキング、分解修理等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして最も厳しくなる初期状態を選定する。また、解析は、事象が収束することが合理的に推定できる時点までを包含する。

5.2 安全機能に対する仮定

- (1) 想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、原則として「核融合実験炉の重要度分類の考え方」において定めるMS-1及びMS-2に属するものによる機能とする。ただし、MS-3に属するものであっても、その機能を期待できることの妥当性が示された場合においては、これを含める。
- (2) 解析に当たっては、想定された事象に加えて、「事故」に対処するために必要な系統及び機器について、核融合実験炉停止、炉内構造物冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、必要に応じて解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行う。こ

の場合、事象発生後短期間にわたっては動的機器について、また、長期間にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、原則として故障を仮定しない。静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障がない期間中に除去若しくは修復ができる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しない。

- (3) 事象に対処するために必要な運転員の手動操作については、適切な時間的余裕を考慮する。
- (4) 安全保護系の動作を期待する場合においては、安全保護系作動のための信号の種類及び信号発生時点を明確にする。安全保護系以外の系であっても、その動作が解析の結果に有意の影響を与えるものについては、同様とする。
- (5) 「事故」の解析に当たって、工学的安全施設の動作を期待する場合においては、商用電源が利用できない場合も考慮する。
- (6) 核融合実験炉において、運転停止にディスラプションを期待する場合、ディスラプションを生じさせる信号の種類を明確にした上で、ディスラプションで運転が停止するまでの適切な遅れ時間を考慮した運転停止を考慮する。

5.3 解析に使用する計算プログラム、モデル及びパラメータ

想定された事象の解析に使用する計算プログラム等については、その使用の妥当性を確認する。

解析に当たって使用するモデル及びパラメータは、評価の結果が厳しくなるように選定する。ただし、これらは評価目的の範囲内で合理的なものを用いる。なお、パラメータに不確定因子が考えられる場合には、適切な安全余裕を見込む。

7.4 立地評価

1. 立地評価の目的

核融合実験炉は程度の違いはあるにしても放射線を発生する点では軽水炉等と同じである。従って、核融合実験炉の立地条件の適否は、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」（以下「原子炉立地審査指針」という。）によって、判断すべきものである。「原子炉立地審査指針」では、「重大事故」及び「仮想事故」を仮定した場合に、公衆の受ける線量の評価値が判断のめやすを下回るように、周囲の非居住区域及び低人口地帯の距離の範囲並びに人口密集地帯からの距離を確保すべきことが求められている。

本報では、核融合実験炉の特徴を十分考慮しつつ、「原子炉立地審査指針」の趣旨を踏まえて「重大事故」及び「仮想事故」について評価を行うこととする。以下に立地評価に当たって想定すべき事象、判断基準、解析に際して考慮すべき事項等を示す。

2. 評価すべき範囲

「原子炉立地審査指針」にのっとり、核融合実験炉立地条件の適合を評価する見地から想定する必要のある事象を対象とする。

3. 評価すべき事象の選定

3.1 重大事故

前記2.に基づき、「7.3節 安全設計評価」の3.2の解析結果を参考として、それらの「事故」の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故を取り上げ、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出を想定する。

3.2 仮想事故

前記2.に基づき、「重大事故」として取り上げられた事故について、より多くの放射性物質の放出量を仮想した事故を想定する。

4. 判断基準

「原子炉立地審査指針」でいう判断のめやすを用いることとする。

5. 解析に当たって考慮すべき事項

「重大事故」及び「仮想事故」の解析に当たっては、「原子炉立地審査指針」の趣旨にのって行う。

7.5 安全評価の考え方の根拠

I. 本報策定の趣旨

今般、我が国を含め世界的に核融合実験炉の新設若しくは核融合実験装置の大幅な改造が計画される状況を踏まえ、核融合実験炉特有の特徴を考慮しつつ、核融合実験炉に関する体系的な安全設計の基本的な考え方、安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方、及び安全評価の基本的な考え方を策定するに至った。

本報は、「核融合実験炉安全設計の考え方」及び「原子炉立地審査指針」を受けて、核融合実験炉施設の安全設計の基本方針に関する評価、及び核融合実験炉立地条件としての周辺公衆との離隔に関する評価の妥当性を判断するために策定したものである。

本報の構成においては、安全設計評価及び立地評価に関し、評価すべき具体的な事象、解析に当たって参考とすべき具体的な条件等を7.6節にまとめた。

本報は、現在標準的と思われる核融合実験炉を念頭に置いて作成したものである。新型炉の開発、設計の改良等は今後も続けられることが予想され、さらに安全研究の進展、経験の蓄積、解析技術の進歩等も期待されるところである。したがって、核融合実験炉の設置許可申請の内容が、本報に一部適合しないところが生じて、それが技術の進歩等の結果であるならば、これを排除する

ものではなく、適切な判断がなされるべきものである。また、このような進歩等を踏まえて、本報は今後も必要に応じて見直しが行なわれるべきものである。特に7.6節については、新しい知見の採用が容易になるように日付を付してまとめ、随時追補等を行うことが可能なようにした。

Ⅲ. 安全設計評価

1. 安全設計評価について

「7.3節 安全設計評価」は、「核融合実験炉安全設計の考え方」を受けて、核融合実験炉施設の安全設計の基本方針に関する評価、すなわち「安全設計評価」を行うに際して必要な事項を定めるものである。「核融合実験炉安全設計の考え方」では、安全確保の見地から、核融合実験炉施設の構築物、系統及び機器に対する各種の要求事項を定めているが、その中には、異常状態、すなわち「運転時の異常な過渡変化」と「事故」に際して、所要の安全機能を確保することを求めている。「7.3節 安全設計評価」は、この要求に対応して安全設計評価を行うに当たり必要な想定すべき事象、判断基準及び考慮すべき事項を示すものである。

2. 評価すべき範囲と評価すべき事象の選定について

安全設計評価における「評価すべき範囲」は、「運転時の異常な過渡変化」と「事故」であるが、これらの状態を、ある限られた数の事象の解析で適切に包絡するためには、評価すべき事象を適切に選定する必要がある。

ここでいう「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」は、その原因が核融合実験炉施設内にある、いわゆる内部事象をさす。自然現象あるいは外部からの人為事象については、別途「核融合実験炉安全設計の考え方」等に示してある。。これらの内部事象は多岐にわたるが、おおむね「核融合実験炉の重要度分類の考え方」にいう異常発生防止系（以下「PS」という。）に属する系統、機器等の故障、破損あるいはこれに係る運転員の誤操作等によるものである。これらのうちから、核融合実験炉施設の安全設計とその評価に当たって考慮すべきものとして抽出されたものを、「設計基準事象（DBE）」と呼ぶことにする。

あるDBEの発生を仮定した場合、核融合実験炉施設内の各構築物、系統及び機器の動作状況によって、事象の経過は異なる。一つのDBEと、これに関連する主としてMSに属する系統、機器等の動作の状況、電源の状況等を組み合わせたものが、安全設計評価における「評価すべき事象」である。

評価すべき事象のうち、「運転時の異常な過渡変化」に属するものは、核融合実験炉施設の寿命期間中に1回以上発生する可能性があると思われる事象（その原因はおおむね商用電源喪失、動的機器の単一の故障、誤動作あるいは運転員の単一の誤操作によるものである。）を包絡するものである。ここでいう「単一の故障」等（単一の誤動作、単一の誤作動を含む。）とは、単一の原因によって従属的に発生する多重の故障等を含むものである。また、「事故」は、発生する頻度はより低い、核融合実験炉施設及び周辺公衆に、より重大な影響を与えるおそれのある事象を包絡するもので、安全設計の妥当性の検討の観点から、評価することが適当と判断されるも

のである。これらの評価すべき事象を、本報では、「運転時の異常な過渡変化」については4種類、「事故」については3種類に分類して表示し、その具体的な事象、基本的な解析条件等を7.6節に示した。なお、この他に、核融合実験炉施設の具体的な設計によっては追加して評価することが適当な事象もあり得るので、これについては個々の場合について慎重に検討する必要がある。事象の想定によっては、一つの事象が上記の分類の二つ以上に関連する場合があるが、この場合には、それぞれに関連する判断基準を考慮して、解析条件等を適切に定める必要がある。また、同一の分類の中に、類似の事象が二つ以上ある場合には、結果が最も厳しくなる事象で代表させることができる。

3. 判断基準について

安全設計評価における「判断基準」は、前述した「評価すべき事象」を解析した結果、「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」に対する核融合実験炉施設の安全設計が妥当であるか否かを判断するための基準である。この基準の基本的な考え方は以下のとおりである。

「運転時の異常な過渡変化」については、基本的には核融合実験炉施設は、事象の原因となった故障部等の復旧を除けば、格段の修復なし、例えば、真空容器を聞くことなしに通常運転に復帰できることを求めるものである。

「事故」については、事象の発生によっても、真空容器の著しい損傷に至ることなく、かつ、周辺への放射性物質の放出がある限度内にとどめ得ることを確認することが基本である。この場合、一つの事象が収束されるまでに、この事象が新たな異常状態の原因となってはならないということが考慮されている。判断基準の(1)、(2)、(3)、(4)及び(5)は、これらの基本的な考えに基づくものである。

3.1 運転時の異常な過渡変化

判断基準(1)の最小限界熱流束は、プラズマから出る熱流束が所定の値以下にあることを適切に評価したものでなければならない。

判断基準(2)の「炉内構造物の温度」では、プラズマ対向機器壁材の健全性等が評価できるものでなければならない。

判断基準(3)でいう「炉内構造物は機器的に破損しないこと」では、炉内構造物の健全性等を評価できるものでなければならない。

判断基準(4)の真空容器内真空度の許容限界値は不純物の少ない初期プラズマ密度を得られる範囲、考慮すべき安全余裕等を適切に評価したものでなければならない。これによって、真空容器の健全性等が評価できるものでなければならない。

3.2 事故

判断基準(1)の真空容器の損傷の防止は、冷却材流出、冷却材流路の閉塞等の事故時において、核融合出力を制限することにより、真空容器の大きな損傷を回避するための安全防護機能を評価するために定めたものである。

判断基準(2)の真空容器内圧の維持は、真空容器からの放射性物質の漏洩を防止していること

及びその健全性を評価するためのものである。

判断基準(3)のクライオスタット内圧の維持は、クライオスタットからの放射性物質の漏洩を防止していること及びそれらの健全性を評価するためのものである。

判断基準(4)の建屋内圧の維持は建屋からの放射性物質の漏洩を防止していること及びそれらの健全性を評価するためのものである。

判断基準(5)については、「著しい放射線被曝のリスク」を、事故による線量当量と事故の発生頻度との兼ね合いを考慮して判断するものである。ICRPによれば、公衆に対する年間の実効線量当量の主たる限度として1mSvを勧告しているが、生涯にわたる平均の年実効線量当量が1mSvを超えない限り、年間5mSvという補助的線量限度を数年間にわたって用いることが許されるとしている。これは、平常時の放射線被曝についての考え方であるが、これを発生頻度が小さい「事故」の場合にも適用することとし、周辺公衆の実効線量当量の評価値が発生事故当り5mSvを超えなければ、「リスク」は小さいと判断する。なお、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量当量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。

公衆の線量当量の計算において評価の対象とすべき放射性核種については、トリチウム以外の核種の大気中放出による寄与はわずかであると考えられる。したがって、放射性物質の大気中放出に起因した実効線量当量の評価に当たっては、原則として、トリチウムに着目し、内部被曝と外部被曝とによる実効線量当量の合算値を評価するものとする。なお、実験設備等からの放射性物質の大気中放出並びに核融合実験炉施設の建屋内放射性物質による直接放射線及びスカイシャイン放射線に起因した被曝による実効線量当量についても、適切に評価するものとする。

4. 解析に当たって考慮すべき事項について

4.1 解析に当たって考慮する範囲

安全設計評価における「運転時の異常は過渡変化」及び「事故」の解析は、通常運転の全範囲及び運転期間の全域にわたって生じ得る異常な事象をすべて包絡して、安全設計の基本方針に関する評価を行うものでなければならない。したがって、具体的な解析条件等の選定は、この趣旨に沿って行う必要がある。さらに、解析結果は、想定した事象が、判断基準を満足しながら支障なく収束できることを、その事象が包絡している全事象について確認できるものにする。

4.2 安全機能に対する仮定

- (1) 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、「核融合実験炉の重要度分類の考え方」において、安全機能の重要度に応じ三つのクラスに分類され、これに対応して、異常影響緩和機能を有するものは、MS-1、MS-2及びMS-3に分類されている。異常状態が発生したときに、これを収束し、あるいはその影響を緩和する機能は、その重要度に応じた信頼性を有するものでなければならない。この見地から、核融合実験炉施設は、原則として、一般の

産業施設と同等以上の信頼性を有するMS-3に属するものの緩和機能を期待することなく、「事故」に対処できることが必要と考えられる。したがって、本報本文では、「事故」の解析上期待し得る緩和機能は、原則として、MS-1及びMS-2に属するものによる緩和機能であるとした。ただし、MS-3に属するものであっても高い信頼性を有すると認められる場合には、その緩和機能を考慮に入れることができるものとする。すなわち、「事故」の解析において、MS-3に属する構築物、系統及び機器の緩和機能を期待する場合には、それらは、MS-1あるいはMS-2と同等の高い信頼性を有することが必要である。

同様に、「運転時の異常な過渡変化」についても、解析上期待し得る緩和機能は、原則として、MS-1及びMS-2に属するものによる緩和機能であるとした。ただし、MS-3に属するものの信頼性が十分であると認められる場合には、その緩和機能を期待することができるものとする。

- (2) 「核融合実験炉安全設計の考え方」は、重要度の特に高い安全機能を有する系統について、その必要に応じてその系統を構成する機器の単一故障を仮定しても、その系統の安全機能が阻害されないことを要求しており、「核融合実験炉の重要度分類の考え方」は、この要求が適用される系統を具体的に示している。なお、ここでいう「単一故障」とは、異常状態の発生原因としての故障とは異なるものであり、異常状態に対処するために必要な機器の一つが所定の安全機能を失うことをいい、従属要因に基づく多重故障を含むものである。

単一故障の仮定の適用に関する基本的な考え方は、「事故」に対処するために必要なMSの系統及び機器について、核融合実験炉停止、炉内構築物及び真空容器の冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能ごとに、その機能遂行に必要な系統及び機器の組合せに対する単一故障を仮定するというものである。すなわち、本報においては、一つの安全機能の遂行のために形成される系統及び機器の組合せに対して、解析の結果が最も厳しくなる単一故障を仮定することを求めるものである。

本報で求める単一故障の仮定は、「事故」に対処するために必要なMSについて、重要度のクラスの如何を問わず、上記の各基本的安全機能を果たすために必要なすべての系統及び機器を対象とするのが原則である。単一故障を仮定する対象となる安全機能を果たすべき系統及び機器には、当該系（所要の安全機能を直接果たす系統及び機器）のみならず、当該系の機能遂行に直接必要となる関連系も含まなければならない。ただし、事象発生前から機能しており、かつ、事象の過程でも機能し続ける、いわゆる“on-duty”の機器等については、故障の仮定から除外することができるものとする。

- (3) 安全機能を有する系統及び機器は、一般に異常状態の発生直後は、運転員の操作を期待せずに必要な機能が発揮できるように設計するのが原則である。運転員の操作を期待する場合には、運転員が事態を的確に判断し、高い信頼性でその操作が行えるように、十分な時間的余裕と適切な情報が与えられなければならない。運転員が的確な判断ができるような適切な情報が与えられてから、操作を開始するまでには、少なくとも10分間は時間的余

裕を見込んだ評価を行う必要がある。

- (4) 安全保護系の動作を期待する場合には、その信号の種類、信号発生時点等を明示する必要があることは当然である。この場合、安全保護系の信号の種類は、想定された事象が包絡している範囲を考慮して、適切に選定しなければならない。安全保護系以外の系であっても、この趣旨は同様である。
- (5) 「核融合実験炉安全設計の考え方」及び「核融合実験炉の重要度分類の考え方」では、非常用電源からも給電されるべき系統が示されている。したがって、これらの系統は、商用電源喪失時にもその機能を発揮できるように設計されていることが確認されなければならない。特に、工学的安全施設の評価解析の中で、このことが示される必要がある。ただし、商用電源喪失の有無は、想定している事象の内容等によって、その影響が異なる。したがって、「事故」の解析に当たっては、商用電源が健全である場合についても考察した上で、解析結果が最も厳しくなるように、解析条件を選定する必要がある。

IV. 立地評価

1. 立地評価について

「7.4節 立地評価」は、「原子炉立地審査指針」を受けて、核融合実験炉立地条件としての周辺公衆との離隔に関する評価、すなわち「立地評価」を行うに際して必要な事項を定めるものである。「原子炉立地審査指針」では、「重大事故」及び「仮想事故」を仮定した場合に、公衆の受ける線量の評価値が判断のめやすを下回るように、原子炉と周辺公衆との離隔を適正に確保することを求めている。

「7.4節 立地評価」は、この要求に対応して立地評価を行うに当たり必要な想定すべき事象、判断基準、考慮すべき事項等を示すものである。

2. 評価すべき範囲と評価すべき事象の選定について

立地評価における「評価すべき範囲」は、「重大事故」及び「仮想事故」であるが、「重大事故」及び「仮想事故」を想定する目的は、対象となる原子炉と周辺の公衆との離隔が適正に確保されていることを確認することである。最小限度必要とされる離隔距離は、当該核融合実験炉の基本的構造、出力、その他の特性、安全防護施設（工学的安全施設）を含む安全上の対策等によって変化すべきものである。したがって、「重大事故」及び「仮想事故」の選定に当たっては、この趣旨が適切に考慮される必要がある。

例えば、「仮想事故」の選定に当たって、真空容器内のトリチウムの多重防壁の全てが、無条件に機能しないと仮定すると、離隔距離は事実上真空容器内のトリチウム量のみで定まってしまうことになり、その他の重要な因子は無視されることになる。このような仮定は、最小限度必要とされる離隔距離を判断するという見地からは、適切とはいえず、したがって、「原子炉立地審査指針」が必須な仮定として求めているものではない。

以上の見地から、本報で対象とする核融合実験炉の構造、出力、特性及び安全上の諸対策を考

慮して、「7.3節 安全設計評価」の3.2の解析結果を参考として、周辺公衆との離隔を評価する観点から、技術的にみて合理的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定することをもって「重大事故」とする。さらに、「重大事故」として取り上げられた事故について、これを超える放射性物質の放出量を工学的観点から仮想することをもって「仮想事故」とする。

7.6 安全評価の具体例

7.3節の3及び7.4節の3に基づく評価すべき具体的な事象並びにそれら事象の解析、評価に当たって参考とすべき具体的な条件及び判断基準の適用方法を、以下に示す。なお、本付録は、設計の改良、経験の蓄積等を踏まえて、必要に応じ随時追補等が行われるべきものである。(平成4年11月12日)

I. 安全設計評価

1. 評価すべき具体的な事象

評価すべき「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」についての具体的な事象は、以下のとおりとする。ただし、核融合実験炉施設の設計又は運転状態によっては、以下にとどまらず、安全設計評価の目的に照らして適切な事象を追加して評価する必要がある。また、設計により、起因事象となる系統又は機器を有しない場合、ある事象が他の事象の評価に十分に包絡されていることが示された場合、及び核融合実験炉施設の運転管理方法により、その異常状態の発生が起り得ないと認められる場合においては、その事象の解析を省略することができるものとする。

1.1 運転時の異常な過渡変化

1.1.1 核融合実験炉冷却材の異常な喪失

- (1) 真空容器外冷却材の異常な喪失(プラズマ着火時)
- (2) 真空容器内冷却材の異常な喪失(プラズマ着火時)
- (3) 真空容器外冷却材の異常な喪失(プラズマ停止時)

1.1.2 燃料注入の異常な変化

- (1) 燃料の過注入

1.1.3 真空度の異常な変化

- (1) 真空容器の真空度の異常
- (2) クライオスタットの真空度の異常

1.1.4 その他核融合実験炉施設の設計により必要と認められる事象

- (1) 冷凍系の異常
- (2) 商用電源の喪失
- (3) 特殊ガス系の異常
- (4) その他核融合実験炉施設の設計により必要と認められる異常

1.2 事 故

1.2.1 核融合実験炉冷却状態の著しい変化

- (1) 真空容器外冷却管の破損（プラズマ着火時）
- (2) ブランケット内への冷却材流出（プラズマ着火時）
- (3) 真空容器内冷却材の流出（プラズマ着火時）
- (4) 真空容器内冷却管の破損（ベーキング時）

1.2.2 環境への放射性物質の異常な放出

- (1) 真空容器破損

1.2.3 その他核融合実験炉施設の設計により必要と認められる事象

- (1) 電気絶縁系の破損
- (2) 真空容器内機器移動の誤動作
- (3) その他核融合実験炉施設の設計により必要と認められる異常

2. 運転時の異常な過渡変化の解析

前記1.1に掲げた「運転時の異常な過渡変化」の各事象の解析を行う際に、参考とすべき具体的な条件及び判断基準の適用方法を、以下に示す。

2.1 核融合実験炉冷却材の異常な喪失

2.1.1 真空容器外冷却材の異常な喪失（プラズマ着火時）

- (1) 核融合実験炉の運転中に、真空容器外冷却系の故障、誤操作等により、真空容器外の冷却材が喪失し、炉内構造物の温度が上昇する事象を想定する。
- (2) 核融合実験炉は、定格出力又は定格出力に極めて近い状態にあるものとする。
- (3) 冷却材の喪失は、設計上又は運転操作上想定し得る冷却材の喪失量、喪失速度で、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように設定するものとする。
- (4) 冷却材の状態監視システム等が、事象の発生前及び事象の過程中に動作状態にあり、その信頼性が十分高いことが示されれば、その動作を考慮することができる。
- (5) 判断基準としては、7.3節の4.1(以下4.1という)の(1)、(2)、(3)及び(4)を適用する。

2.1.2 真空容器内冷却材の異常な喪失（プラズマ着火時）

- (1) 核融合実験炉の運転中に、真空容器内冷却系の故障、誤操作等により、真空容器内の冷却材が喪失し、炉内構造物の温度が上昇する事象を想定する。
- (2) 核融合実験炉は、定格出力又は定格出力に極めて近い状態にあるものとする。
- (3) 冷却材の喪失は、設計上又は運転操作上想定し得る冷却材の喪失量、喪失速度で、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように設定するものとする。
- (4) 冷却材の状態監視システム等が、事象の発生前及び事象の過程中に動作状態にあり、その信頼性が十分高いことが示されれば、その動作を考慮することができる。
- (5) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)、(3)及び(4)を適用する。

2.1.3 真空容器外冷却材の異常な喪失（プラズマ停止時）

- (1) 核融合実験炉の運転中で、プラズマが停止している時に、真空容器外冷却系の故障、誤操作等により、真空容器外の冷却材が喪失し、崩壊熱で炉内構造物の温度が上昇する事象を想定する。
- (2) 核融合実験炉は定格運転で、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるような稼働率を選定する。
- (3) 冷却材の喪失は、設計上又は運転操作上想定し得る冷却材の喪失量、喪失速度で、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように設定するものとする。
- (4) 冷却材の状態監視システム等が、事象の発生前及び事象の過程中に動作状態にあり、その信頼性が十分高いことが示されれば、その動作を考慮することができる。
- (5) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)、(3)及び(4)を適用する。

2.2 燃料注入の異常な変化

2.2.1 燃料の過注入

- (1) 核融合実験炉の運転中に、プラズマへの燃料注入系の異常により、核融合出力が上昇する事象を想定する。
- (2) 核融合実験炉は、定格出力又は定格出力に極めて近い状態にあるものとする。
- (3) 燃料の注入量は、設計上又は運転操作上想定し得る量で、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるようにプラズマに注入されるものと仮定する。
- (4) 核融合出力制御に関するインターロック等が事象の発生前及び事象の過程中に動作状態にあり、かつ、その信頼性が十分高いことが示されれば、その動作を考慮することができる。
- (5) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)、(3)及び(4)を適用する。

2.3 真空度の異常な変化

2.3.1 真空容器の真空度の異常

- (1) 核融合実験炉の運転中に、真空排気系の故障、誤操作により、真空容器内真空度が劣化し、不純物輻射電力が増して、炉内構造物の温度が上昇する事象を想定する。
- (2) 核融合実験炉は、定格出力又は定格出力に極めて近い状態にあるものとする。
- (3) 真空度の劣化の度合いは、設計上又は運転操作上想定し得る量で、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように、設定するものと仮定する。
- (4) 真空度の状態監視システム等が、事象の発生前及び事象の過程中に動作状態にあり、その信頼性が十分高いことが示されれば、その動作を考慮することができる。
- (5) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)、(3)及び(4)を適用する。

2.3.2 クライオスタットの真空度の異常

- (1) 超電導コイルの運転中に、クライオスタット内の真空状態の変化により、超電導コイルがクエンチして、応力負荷が上昇する事象を想定する。
- (2) 超電導コイルの通電電流は、定格値又は定格値に極めて近い状態にあるものとする。

- (3) 超電導コイル、支持構造材等に加わる応力負荷は設計上又は運転操作上想定し得る量で、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように仮定する。
- (4) 超電導コイルの保護回路等が、事象の発生前及び事象の過程中に動作状態にあり、かつ、その信頼性が十分高いことが示されれば、その動作を考慮することができる。
- (5) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)、(3)及び(4)を適用する。

2.4. その他核融合実験炉施設の設計により必要と認められる事象

2.4.1 冷凍系の異常

- (1) 核融合実験炉の運転中に、冷凍系の故障、誤操作により、冷凍系が異常により、ペレット注入系等にある固体燃料が蒸発膨張し、真空容器内圧が上昇する事象を想定する。
- (2) ペレット注入系等の蒸発量は、設計上又は運転操作上想定し得る量で、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように仮定する。
- (3) 圧力制御系等が事象の発生前及び事象の過程中に動作状態にあり、かつ、その信頼性が十分高いことが示されれば、その動作を考慮する。
- (4) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)、(3)及び(4)を適用する。

2.4.2 商用電源の喪失

- (1) 核融合実験炉の運転中に、送電系統又は施設内電気設備の故障等により、商用電源が喪失する事象を想定する。
- (2) 核融合実験炉は、定格出力に余裕をみた出力で運転していたものとする。
- (3) 非常用電源の作動を期待する場合は、その起動に際しては、十分な時間的余裕を見込む。
- (4) 通常運転において商用電源とは独立した別の電源から給電されている設備であって、商用電源喪失時にその機能を十分期待できる場合には、当該設備の設計どおりに機能を期待できるものとする。
- (5) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)、(3)及び(4)を適用する。

2.4.3 特殊ガス系の異常

- (1) 核融合実験炉の運転中に、特殊ガス系の故障、誤動作により、特殊ガスが漏洩し、電気絶縁破壊が起こり、機器及び真空容器に過大な応力を発生する事象を想定する。
- (2) 核融合実験炉は、定格出力又は定格出力に極めて近い状態にあるものとする。
- (3) 特殊ガスの漏洩量は、設計上又は運転操作上想定し得る量で、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるように設定するものとする。
- (4) 特殊ガス漏洩状態を監視するシステム等が事象の発生前及び事象の過程中に動作状態にあり、かつ、その信頼性が十分高いことが示されれば、その動作を考慮することができる。
- (5) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)、(3)及び(4)を適用する。

2.4.4 その他核融合実験炉施設の設計により必要と認められる異常

- (1) 核融合実験炉施設の特殊な設計、構造、運転方法等に対し、その安全性の確認が必要と認められ、かつ、上記の事象に包絡されない事象を設定する。
- (2) 解析に当たって考慮すべき事項は、7.3節の5に同じとする。
- (3) 判断基準としては、4.1の(1)、(2)、(3)及び(4)の他、必要に応じ適切な判断基準を設定し、適用する。

3. 事故の解析

前記1.2に掲げた「事故」の各事象の解析を行う際に参考とすべき具体的な条件及び判断基準の適用方法を、以下に示す。

3.1 核融合実験炉冷却状態の著しい変化

3.1.1 真空容器外冷却管の破損（プラズマ着火時）

- (1) 核融合実験炉の運転中に、何らかの理由による真空容器外冷却管の破損により、プラズマ対向機器の温度が上昇・熔融し、外気が真空容器内に混入する事象を想定する。
- (2) 核融合実験炉は、定格出力近傍にあるものとする。
- (3) 配管の破損規模は、使用材質の特性、使用条件等を考慮し、冷却材供給設備との関連において結果が最も厳しくなる場合を想定するものとする。
- (4) 冷却材供給設備の作動を電力に期待する場合には、商用電源は喪失するものと仮定する。
- (5) 判断基準としては、7.3節の4.2（以下4.2という）の(1)、(2)、(3)、(4)及び(5)を適用する。

3.1.2 ブランケット内への冷却材流出（プラズマ着火時）

- (1) 核融合実験炉の運転中に、ブランケット内へ冷却材が流出し、トリチウム増殖材、中性子増倍材等と冷却材とが反応し、ブランケット内の圧力が上昇する事象を想定する。
- (2) 核融合実験炉は、定格出力近傍にあるものとする。
- (3) ブランケット内配管の破損規模は、使用材質の特性、使用条件等を考慮して、冷却材供給設備との関連において、結果が最も厳しくなる場合を想定するものとする。
- (4) 冷却材供給設備の作動を電力に期待する場合には、商用電源は喪失するものと仮定する。
- (5) 判断基準としては、4.2の(1)、(2)、(3)及び(4)を適用する。

3.1.3 真空容器内冷却材の流出（プラズマ着火時）

- (1) 核融合実験炉の運転中に、真空容器内配管の破損により、真空容器内へ冷却材が流出し、プラズマ対向機器材等と冷却材との反応により、炉内構造物が破損し、又は真空容器内圧が上昇する事象を想定する。
- (2) 核融合実験炉は、定格出力近傍にあるものとする。

- (3) 配管の破損規模は、使用材質の特性、使用条件等を考慮し、冷却材供給設備との関連において結果が最も厳しくなる場合を想定するものとする。
- (4) 冷却材供給設備の作動を電力に期待する場合には、商用電源は喪失するものと仮定する。
- (5) 判断基準としては、4.2の(1)、(2)、(3)及び(4)を適用する。

3.1.4 真空容器内冷却管の破損（ベーキング時）

- (1) 核融合実験炉のベーキング時に、真空容器内配管の破損により、真空容器内に高温水又はガスが流出し、崩壊熱で機器の温度が上昇していく事象を想定する。
- (2) 核融合実験炉は、定格出力で、判断基準に照らして結果が最も厳しくなるような稼働率で運転していたものとする。
- (3) 配管の破損規模は、使用材質の特性、使用条件等を考慮し、ベーキング設備との関連において結果が最も厳しくなる場合を想定するものとする。
- (4) 判断基準としては、4.2の(1)、(2)、(3)及び(4)を適用する。

3.2 環境への放射性物質の異常な放出

3.2.1 真空容器破損

- (1) 核融合実験炉の運転中に、何らかの理由による真空容器破損により、外気が流入し、炉内構成材との反応で、真空容器内圧が上昇し、真空容器外へ燃料を放出する事象を想定する。
- (2) 核融合実験炉は、定格出力近傍にあるものとする。
- (3) 真空容器の破損規模は、使用材質の特性、使用条件等を考慮し、冷却材供給設備、真空容器周辺雰囲気等との関連において、結果が最も厳しくなる場合を想定するものとする。
- (4) 冷却材供給設備、トリチウム浄化系等の作動を電力に期待する場合には、商用電源は喪失するものと仮定する。
- (5) 判断基準としては、4.2の(4)及び(5)を適用する。

3.3 その他核融合実験炉施設の設計により必要と認められる事象

3.3.1 電気絶縁系の破損

- (1) 核融合実験炉の運転中に、何らかの理由による電気絶縁系の破損により、過大電磁力が発生する事象を想定する。
- (2) 核融合実験炉は、定格出力近傍にあるものとする。
- (3) 電気絶縁系の破損の規模は、誘起渦電流路を考慮して、結果が最も厳しくなる場合を想定する。
- (4) 判断基準としては、4.2の(1)、(2)、(3)、(4)及び(5)を適用する。

3.3.2 真空容器内機器移動の誤動作

- (1) 分解修理時に、何らかの理由による炉内構造物の把持失敗により、他の炉内構造物又は真空容器等を破損する事象を想定する。

- (2) 分解修理シナリオを考慮して、結果が最も厳しくなる場合を想定するものとする。
 - (3) 判断基準としては、4.2の(1), (2), (3), (4)及び(5)を適用する。
- 3.3.3 その他核融合実験炉施設の設計により必要と認められる異常
- (1) 事象の選定及び解析に当たって考慮すべき事項は、2.4.4の(1)及び(2)に同じとする。
 - (2) 判断基準としては、4.2の(1), (2), (3), (4)及び(5)の他、必要に応じて適切な判断基準を設定し、適用する。

II. 立地評価

1. 重大事故及び仮想事象の具体的な事象

評価すべき「重大事故」についての具体的な事象は、「事故」の中から放射性物質の放出の拡大の可能性があるものとして、以下のとおりとする。なお、「事故」の評価において下記事象を超える放射性物質の放出の拡大の可能性が想定される事象がある場合には、下記にかかわらず当該事象を適切に評価して重大事故及び仮想事故を想定しなければならない。

- 1.1 真空容器外冷却管の破損（プラズマ着火時）
- 1.2 その他核融合実験炉の設計により必要と認められる事象

2. 重大事故及び仮想事故の評価

前記1.に掲げた重大事故及び仮想事故の各事象の評価を行う際に参考とすべき具体的な条件及び判断基準の適用方法を、以下に示す。

2.1 真空容器外冷却管の破損（プラズマ着火時）

2.1.1 重大事故の場合

- (1) 7.6節の「I. 安全設計評価」の3.1.1における真空容器外冷却管の破損事故の想定を超える冷却管の破損を仮定し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。
- (2) 冷却管の破損箇所についてクライオスタット内とクライオスタット外の2通りを考慮する。
- (3) 核融合実験炉は、定格出力で稼働率の範囲で決められた十分長い時間運転していたものとする。
- (4) 真空容器は破損し、真空容器内から大気へ放出されるトリチウム量は、プラズマ対向機器ダスト、プラズマ対向機器に内包しているトリチウムの全量、破損した冷却系の持つトリチウム量とする。
- (5) 核融合実験炉建屋からの放出については、核融合実験炉建屋の設計漏洩率、非常用排気設備の動作等を考慮して評価するものとする。
- (6) 非常用排気設備のトリチウム透過率はその性能の維持基準を考慮して、設計値に余裕を見込んだ値とする。
- (7) 核融合実験炉建屋内の放射化生成物による直接ガンマ線量及びスカイシャインガンマ線量については、核融合実験炉建屋等の遮蔽を考慮して評価するものとする。

(8) 判断基準は、「原子炉立地審査指針」でいう判断のめやすを用いることとする。

2.1.2 仮想事故の場合

以下の項目を除き、重大事故の場合と同様とする。

(1) 真空容器内から大気へ放出されるトリチウム量は重大事故を超える放射性物質の放出量を工学的観点から過大に仮想するものとする。すなわち、真空容器が内包していると考えられる全トリチウム量、言いかえると、プラズマ対向機器ダスト、プラズマ対向機器に内包しているトリチウムの全量、燃料注入系のトリチウム量、NBIライン系のトリチウム量、真空排気系内のトリチウム量、破損した冷却系が持つトリチウム量、等とする。

(2) 判断基準は、「原子炉立地審査指針」でいう判断のめやすを用いることとする。

2.2 その他核融合実験炉施設の設計により必要と認められる事象

(1) 重大事故は、核融合実験炉施設の設計により考慮すべき「事故」の中から、放射性物質の放出又は放射線の大量の漏洩を想定するものとする。

(2) 仮想事故は、重大事故における放射性物質の放出量又は放射線の漏洩量を工学的観点から過大に仮定したものとする。

(3) 放射性物質等の移行過程は、それぞれの事象について、周辺公衆の被曝を過大に評価するよう設定するものとする。

(4) 判断基準は、「原子炉立地審査指針」でいう判断のめやすを用いることとする。

8. 核融合実験炉施設の安全確保上必要ないくつかの課題

8.1 過出力現象

安全上の見地からみた時、核融合に特有な現象は、ディスラプションとベータ値限界である。ここでは、ベータ値限界（以下、過出力と呼ぶ）について検討する。

過出力現象は、プラズマのエネルギー保存則を解くことによってその振舞いを調べることができる。プラズマのエネルギー保存則は、

$$\left\{ \begin{aligned} \frac{3}{2} \frac{d}{dt} n_e T_e &= P_\Omega + P_A^e + \frac{n_i^2}{4} \langle \sigma v \rangle E_{\alpha e} - Q_{ie} - P_{\text{rad}} - \frac{3}{2} \frac{n_e T_e}{\tau_e} \\ \frac{3}{2} \frac{d}{dt} n_i T_i &= P_A^i + Q_{ie} + \frac{n_i^2}{4} \langle \sigma v \rangle E_{\alpha i} - \frac{3}{2} \frac{n_i T_i}{\tau_i} \end{aligned} \right. \quad (1)$$

である。サフィックス e, i は電子、イオンを表す。 n, T はプラズマの密度、温度、 $P_\Omega, Q_{ie}, P_A, P_{\text{rad}}$ はジュール発熱量、電子-イオン緩和エネルギー量、外部加熱量、輻射エネルギー量、 $\langle \sigma v \rangle, E_\alpha$ は核融合反応率、単位反応当りのエネルギー量、 τ はエネルギー閉じ込め時間である。

$n_e \sim n_i, T_e \sim T_i, \tau_e \ll \tau_i$ の下で、プラズマ圧力 $P \sim 2n_e T_e$ を用いて、(1)(2)式を加えて1つの式にし、 $n_e T_e / \tau_e \gg P_\Omega, P_{\text{rad}}, Q_{ie}$ 等を用いると、

$$\dot{p} = ap^2 - \frac{p}{b} \quad (3)$$

となる。ここで、 $\langle \sigma v \rangle \propto T^2$ を利用した。 $a = \frac{10^{-30}}{24} \frac{E_\alpha}{\kappa_B}, b^{-1} = \frac{3}{4\tau_e}$ である。 κ_B はボルツマン定数である。

(3)式は容易に解くことができ、

$$p = \frac{p_0}{abp_0 - (abp_0 - 1)e^{t/b}} \quad (4)$$

となる。 p_0 は通常運転時におけるプラズマ圧力、ここでは初期値に相当する。ベータ値は $\beta = p / (B^2/2\mu_0)$ 、 μ_0 は真空中の透磁率である。ITERではベータ値の経験則を用い、通常運転時はトロロン係数 $g=2.0$ を用いている¹⁰⁾。ITERのプラズマでは $g=2.5$ まで経験的にとれるので、ベータ値限界 β_{limit} は通常運転時のベータ値 β_0 に比べて $\beta_{\text{limit}} / \beta_0 = (2.5/2.0) \sim 1.3$ 倍大きい。つまり、ここにベータ値が到達するとプラズマはつぶれる。

図8.1-1に、ITERを対象に、(4)式を用いて、ベータ値の時間発展を示す。図中、エネルギー閉じ込め時間 τ (単位：秒) をパラメータにとっている。エネルギー閉じ込めが悪いと、ベータ値がベ

ータ値限界に到達するまでの時間が早いことがわかる。 $\tau = 1$ 秒の場合にはベータ値はベータ値限界に0.1秒程度で到達する。ITERプラズマのエネルギー閉じ込め時間は $\tau = 1 \sim 2$ 秒と想定されるので、ベータ値限界への到達時間は0.1~0.2秒である。

核融合出力 p_f は $p_f \propto \beta^2$ であるから、図8.1-1で $\beta/\beta_0 > 1$ の領域が過出力領域である。この過出力は0.1秒のオーダーで成長するので、0.1秒オーダーでの制御が必要である。緊急プラズマ停止系の一つとして、過出力制御系の仕様の一つに0.1秒オーダーの制御性を挙げることになる。本検討は近似式を用いているので、過出力の成長時間等の正確な評価には“システムコード”等を用いて正確に求める必要がある。

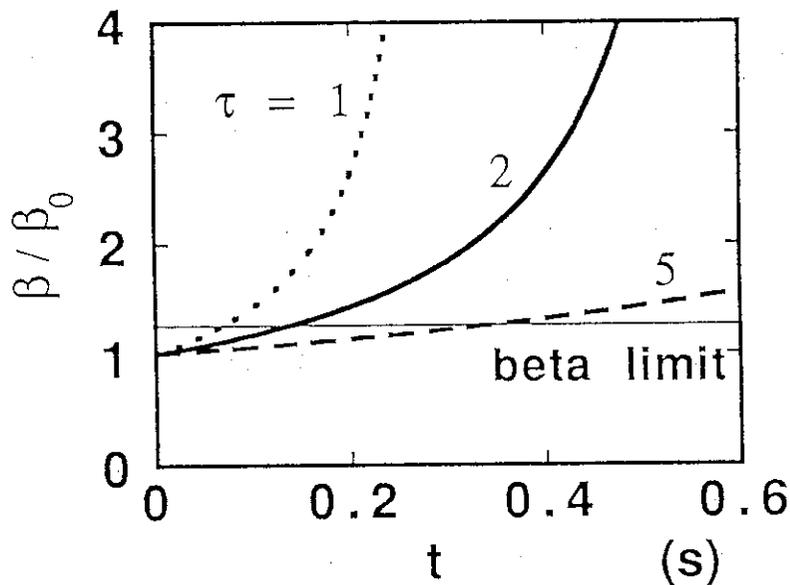
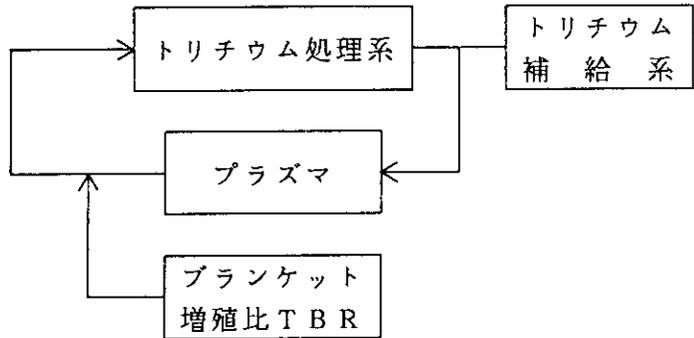


図8.1-1 ベータ値 β の時間発展
 β_0 は通常運転時のベータ値を表わす。
 τ はエネルギー閉じ込め時間で、
 単位は秒である。

8.2 燃焼率とトリチウムインベントリー

燃料注入率を S (個/ $m^3 \cdot s$), プラズマ体積を V_p (m^3)とすると, プラズマへの注入燃料量は SV_p である。

燃料率を f_b とすると, プラズマ内で消費されるトリチウム量は $S \cdot f_b \cdot V_p$ であり, 残りの $S(1-f_b)V_p$ は排気される。トリチウム増殖比を TBR とすると, ブランケット内で生成されるトリチウム量は $TBR \cdot S \cdot f_b \cdot V_p$ である。



トリチウム処理系には, プラズマから排気されたトリチウムと, ブランケットで生成されたトリチウムが来るので, トリチウム処理系にあるトリチウム量 N は

$$N = S \cdot V_p [1 - (1 - TBR) \cdot f_b] \tag{1}$$

となる。

核融合実験炉の出力 P_f を一定とすると, 1核融合反応エネルギー E_f を用いて, 消費されるトリチウム量 N_T は

$$N_T = P_f / E_f \tag{2}$$

となる。 E_f は定数であるから, P_f を一定とすると N_T は一定である。また, 図8.2-1のトリチウムフローの所で, 消費されるトリチウム量は $S \cdot f_b \cdot V_p$ であることを示したので,

$$N_T = S \cdot f_b \cdot V_p \tag{3}$$

の関係がある。(1)式を一定量 N_T を用いて書き直すと,

$$N = \frac{N_T}{f_b} [1 - (1 - TBR) \cdot f_b] \tag{4}$$

となる。

$TBR < 1$ の場合, プラズマへの注入燃料量 $N_T / f_b (= S \cdot V_p)$ を確保するために,

$$\frac{N_T}{f_b} - N = N_T(1 - TBR) \tag{5}$$

をトリチウム補給系に用意する必要がある。

$TBR > 1$ の場合, トリチウム処理系に存在するトリチウム量は, プラズマへの注入燃料量より

多いので、

$$N - \frac{N_T}{f_b} = N_T(TBR - 1) \quad (6)$$

をトリチウム補給系に蓄えることになる。

核融合実験炉全体のトリチウム量 N_{plant} は、定常的には図8.2-1のブランケット、トリチウム処理系及び、トリチウム補給系のトリチウム量の和となる。ブランケットのトリチウム量 $TBR \cdot N_T$ は f_b に依存しない定数なので、ここでは、 N_{plant} はトリチウム処理系とトリチウム補給系のトリチウム量の和とする。

TBR < 1 の場合

$$N_{\text{plant}} = N + N_T(1 - TBR) = \frac{N_T}{f_b} \quad (7)$$

TBR > 1 の場合

$$N_{\text{plant}} = \frac{N_T}{f_b} [1 - (1 - TBR) \cdot f_b] \quad (8)$$

となる。

図8.2-2に、 N_{plant} と f_b の関係を示す。TBR < 1の場合、 N_{plant} はTBRに依存しない。TBR > 1の場合、(8)よりTBRに依存するので図8.2-2では代表例としてTBR = 1.2の場合を示す。TBR < 1の場合とTBR > 1の場合共に、燃焼率 f_b の増加に伴い、トリチウム量 N_{plant} は急激に減少する。 N_{plant} は核融合実験炉内を循環するトリチウム量であり、実際には、トリチウム閉じ込め容器壁に吸蔵されているトリチウム量も考慮する必要がある。トリチウムの循環量と吸蔵量とは必ずしも比例関係ではないが、循環量が減ればトリチウム閉じ込め容器の壁面積も減るので吸蔵量も減る。

次に燃料率 f_b を求める。燃焼率 f_b は

$$f_b = \frac{n\tau_p \langle \sigma v \rangle}{2 + n\tau_p \langle \sigma v \rangle} \quad (9)$$

である。ここで、 n はプラズマイオン密度、 τ_p は粒子閉じ込め時間、 $\langle \sigma v \rangle$ は核融合反応率である。図8.2-3に燃焼率等高線を示す。ITERの場合、プラズマ温度 $T = 10\text{keV}$ 、 $n\tau_p \approx 10^{21} \text{ s/m}^3$ であるから、 $f_b = 2 \sim 5\%$ 程度である。

図8.2-2において、 $f_b = 2 \sim 5\%$ から $f_b = 10\%$ までの領域では N_{plant} は急減するので、 f_b 増加で N_{plant} を大きく減らせる可能性がある。 f_b を増加させるには、炉の運転点(n, T)を現在の設定値から、プラズマ温度の高温側へ、プラズマ密度の高密度側へシフトする必要がある。もちろん、そうするには色々な制約が存在するので、それらも考慮する必要がある。

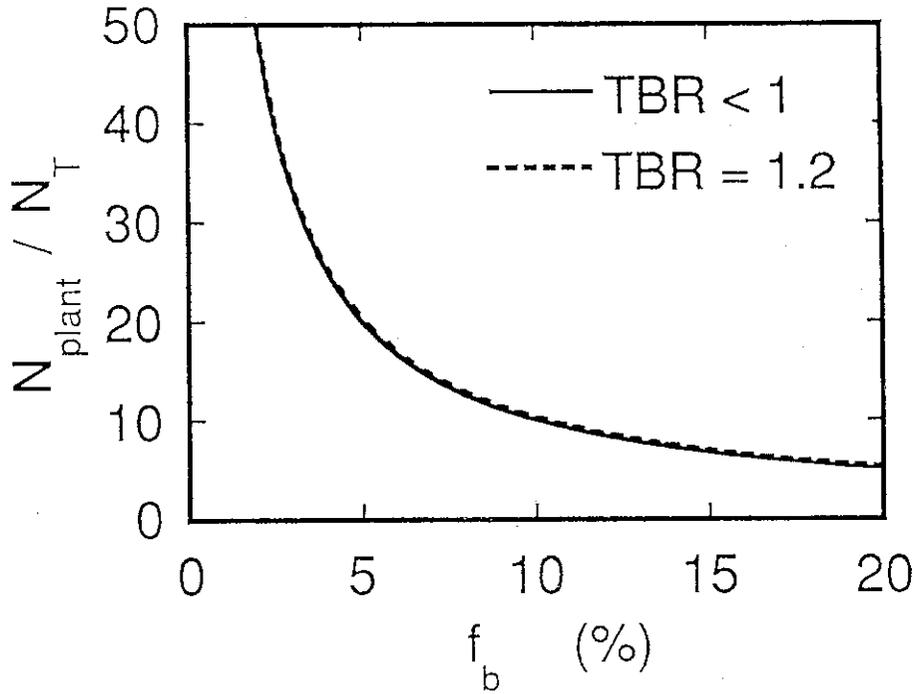


図8.3-2 トリチウム量 N_{plant} と燃焼率 f_b との関係
 N_T : 核融合出力 P_f を得る時必要なトリチウム量
 TRB: トリチウム増殖比

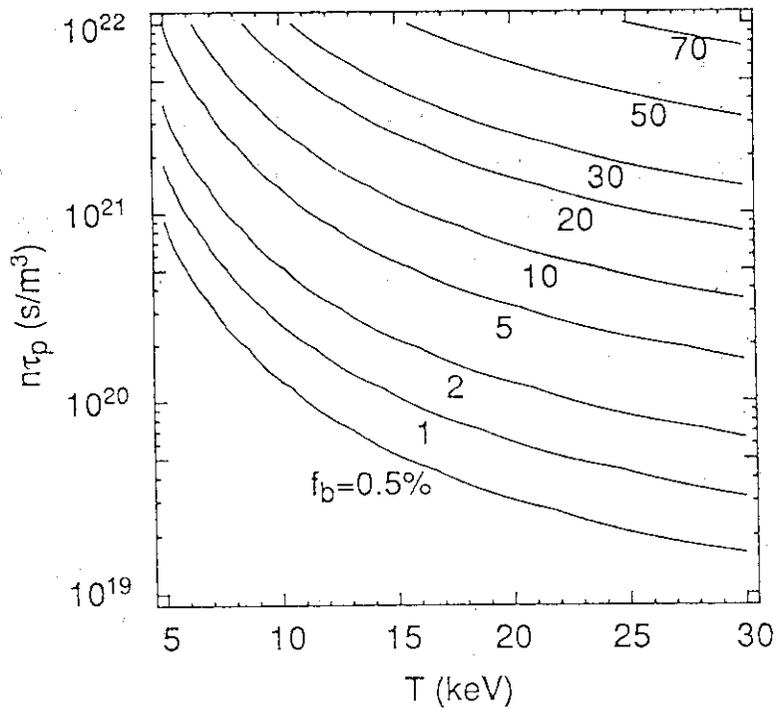


図8.3-3 燃焼率 f_b の等高線図
 T : プラズマ温度
 n : プラズマイオン密度
 τ_p : プラズマ粒子閉じ込め時間

8.3 トリチウム閉じ込め概念

1. トリチウム閉じ込め法

核融合実験炉では、真空容器内に異常が発生するとプラズマはディスラプションを起こすので、過出力による炉心溶融は考えられない。また、トリチウムの半減期は12.3年で、軽水炉で発生するヨウ素 131の半減期 8日より長いので、核融合実験炉では放射性物質を一時的に閉じ込めて時間による減衰効果を持つという対策は不向きである。そこで、トリチウム閉じ込め法としては、

- 通気率抑制型の閉じ込め構造
- 積極的なトリチウム除去法

の組み合わせを考える。具体例としては、

- 炉建屋+緊急トリチウム浄化系+スタック

が考えられる。

2. トリチウム漏洩割合

上記トリチウム閉じ込め法の場合のトリチウム漏洩割合 f (%) を求める。炉建屋壁のトリチウム漏洩率を L (%/日)、緊急トリチウム浄化系が事故発生後起動し炉建屋内を負圧に維持できるまでの時間(立上がり時間) T (日)、緊急トリチウム浄化系のトリチウム透過率 η とすると、トリチウム漏洩割合 f は、

$$f = LT + (1 - LT)\eta \quad (1)$$

となる。風のゆらぎ等の天候によるトリチウムの希釈効率を M としたトリチウム漏洩割合 f' は $f' = Mf$ である。

図8.3-1に、トリチウム漏洩割合 f の TL と η 依存性を等高線で示す。図8.3-1では T の単位を min(分) にとっている。透過率 $\eta = 1.0$ はトリチウム全量が、スタックから透過することを表わし、トリチウム漏洩割合は $f = 1.0$ となる。透過率 $\eta = 0.0$ は、スタックからのトリチウム漏洩がないわけで、トリチウム漏洩経路は炉建屋壁のみとなる。

3. トリチウム漏洩割合の評価

ITER CDAではupper bound accidentとして、真空容器内及びそれに接続している全ての機器が持つ全トリチウム(約2500g)が放出されるとする仮想的な事故を検討している²⁾。すなわち、炉建屋壁からのトリチウム漏洩率 $L = 1$ %/日、 $T = 7$ 日、 $M = 1/3.8$ の時、 $f' = LTM \sim 2$ %としている。この場合、炉建屋壁から環境へ $2500g \times 2\% = 50g$ (敷地境界で25mSv)が放出されることになる。 $f' = 2$ %は、図8.3-1上では $f = 0.07$ にあたる。

これは、例えば、緊急トリチウム浄化系+スタックからの透過率を $\eta = 0.01$ 、 $T = 87$ 分、 $L = 100$ %/日とすることに対応する。現状技術では、 $\eta = 0.005$ は可能であるが、ここでは保守的な値を用いた。これを図8.3-1中、○印で示している。図8.3-1から TL の積のみを小さくしても、 η

のみを小さくしても、 f の値の減少量は小さいことがわかる。 f を小さくするには、 TL と η を同時に小さくする必要がある。

軽水炉の経験から、 $L=100\%/日$ 、 $T=10分$ 、 $\eta=0.01$ を選ぶと、 $f=0.017$ となる。これを図中、●印で示す。更に、 $L=50\%/日$ 、 $T=10分$ 、 $\eta=0.01$ の時 $f=0.013$ となり、敷地境界での線量は $25mSv \times (0.013/0.07)=4.6mSv$ となる。トラス内のトリチウム全量 $2500g$ は upper bound accidentとして考えたもので、重大・仮想事故以上のものを想定している。この想定でも上記値を用いれば周辺公衆の実効線量当量は、リスクは小さいと判断する $5mSv$ 以下になる。どのトリチウム閉じ込め法を採用するかは、漏洩トリチウムの抑制が同じであるなら、信頼性、コスト、検査のし易さ等で決まる。

4. トリチウム閉じ込め概念

核融合実験炉全体のトリチウム閉じ込めの概念を図8.3-2に示す。図8.3-2中の最外壁は炉建屋の最外壁を表すものではなく、機器を囲む最小単位の室であり、トリチウム放出事故の際の汚染区域を最小に食い止めるための障壁である。各室に排気ポンプを設置し、それを緊急トリチウム浄化系(ETCS)スタックに連ぐ。

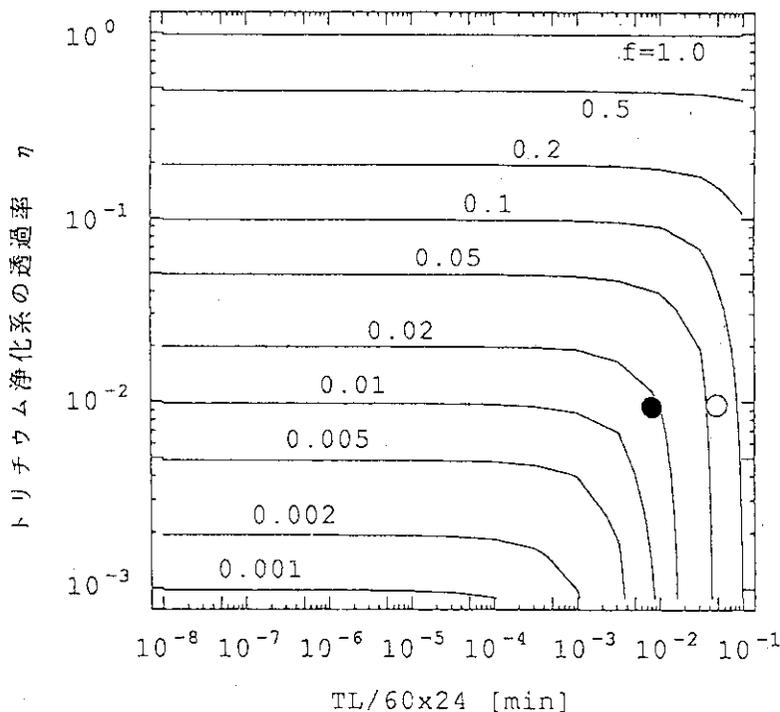


図8.3-1 トリチウム漏洩割合 f の TL と η 依存性

T : 緊急トリチウム浄化系の立上がり時間 (min)

L : 炉建屋壁のトリチウム漏洩率 (%/日)

η : 緊急トリチウム浄化系の透過率 η

● $L=100\%/日$ 、 $T=10分$ 、 $\eta=0.01$ 、 $f=0.017$

○ $L=100\%/日$ 、 $T=87分$ 、 $\eta=0.01$ 、 $f=0.07$

(ITER $L=1\%/日$ 、 $T=7日$ に相当)

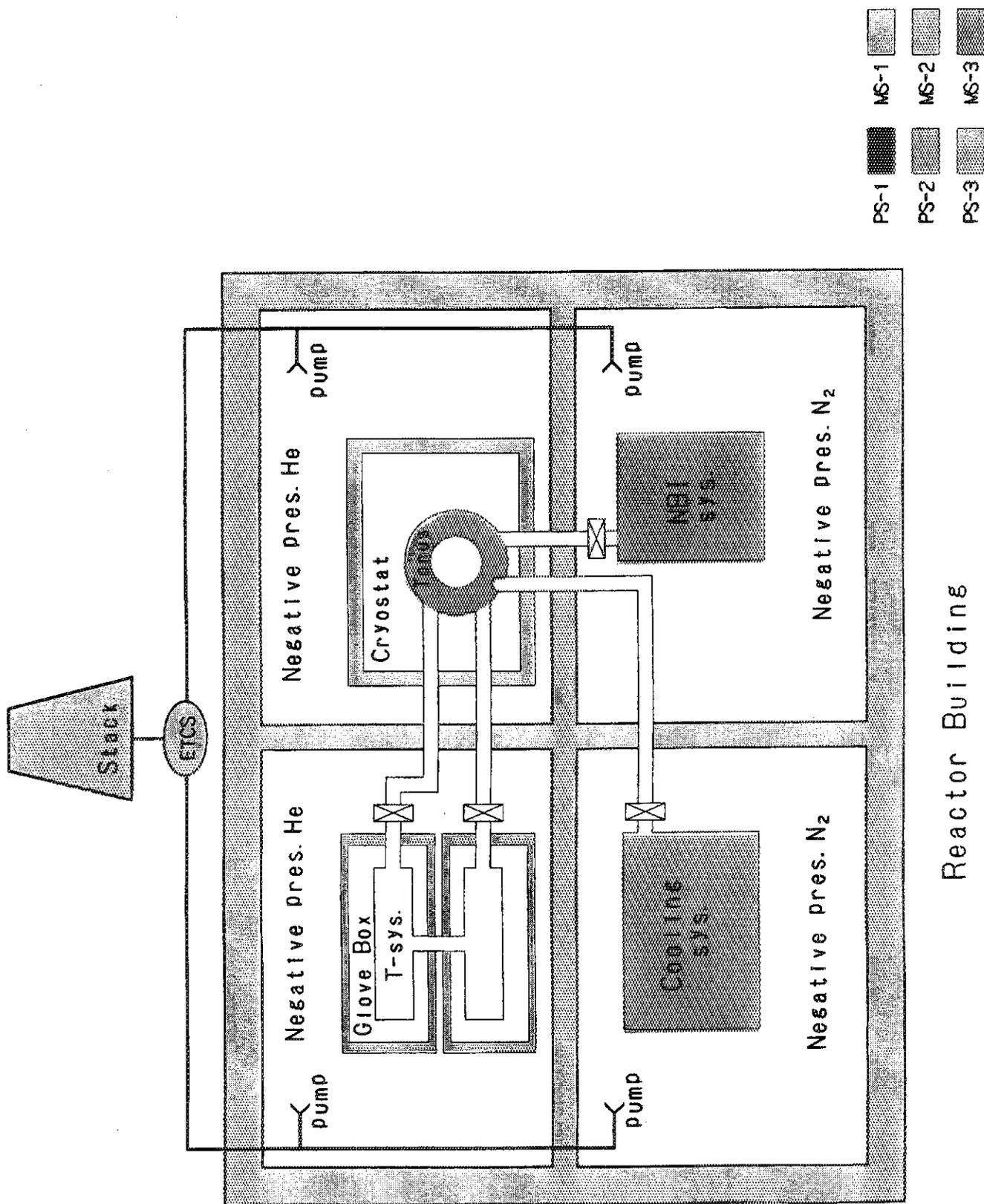


図8.3-2 トリチウム閉じ込め概念図

Reactor Building

8.4 核融合実験炉工学的安全施設

1. 定義

核融合実験炉工学的安全施設（以下、単に工学的安全施設と言う）とは、核融合実験炉施設の破損、故障等に起因して核融合実験炉内の多量の放射性物質の放散の可能性がある場合に、これらを抑制又は防止するための機能を備えるよう設計された施設をいう。

2. 工学的安全施設

上記の「核融合実験炉施設の破損・故障」の例としては、重大事故・仮想事故として設定した真空容器外冷却管の破損を想定する。工学的安全施設の機能は、放射性物質の放散を抑制又は防止するための機能であるから、その機能としては、MS-1の中の崩壊熱の除去機能とトリチウムの放出低減機能を選ぶ。表4.6-2のMS-1の中には、上記の他に、緊急プラズマ停止機能がある。一般に核融合施設においては、崩壊熱の除去やトリチウムの放出低減に対策を要する事態においては、プラズマの性質としてプラズマは停止しているのが普通である。そこで、緊急プラズマ停止機能は工学的安全施設の機能から除外する。

その結果、工学的安全施設は、

- (1) 非常用給水系
- (2) 大口径シャッター・バルブ
- (3) 緊急トリチウム浄化系
- (4) グローブボックス
- (5) クライオスタット
- (6) 建屋

で構成することとする。

3. 設計方針

- (1) 工学的安全施設の作動が必要となったときに、設計どおりの機能を発揮できるよう信頼性の高い設計とし、単一故障に対しても対処できるよう十分な多重性を備える。
- (2) 工学的安全施設が核融合実験炉の寿命を通じ、必要なときにその機能を発揮できることを確認するため、施設の設置時及び運転を開始してから後も、核融合実験炉運転中あるいは停止時に、その機能確認の試験、検査が行えるようにする。
- (3) 工学的安全施設には、必要なときに機能が発揮できるように電源やその他の駆動源を常に確保する。

8.5 核融合実験炉施設の安全設計の考え方構築のための資料

核融合実験炉施設の安全設計を適切に行っていくためには、あらかじめ安全設計の考え方を明確にしておくことが重要である。本章の目的は、その第一段階として、国際熱核融合実験炉（ITER）の概念設計を例にとり、核融合実験炉施設を構成する各構築物・系統・機器の機能と、安全設計の考え方の明確化に係わる基礎資料とを示すことである。

機能と安全設計について

以下では、安全上重要と考えられる全ての構築物・系統・機器についての安全設計の概要を示す。各構築物・系統・機器としては下記のものを取りあげた。

トリチウム関連機器

- (1) 第一壁
- (2) ダイバータ
- (3) ブランケット／遮蔽体
- (4) トリチウム処理系

プラズマ関連機器

- (5) プラズマ設計
- (6) 超電導マグネット
- (7) NBI（中性粒子ビーム入射）系
- (8) RF（高周波）系

炉構造関連機器

- (9) 真空容器
- (10) クライオスタット
- (11) 冷却系
- (12) 炉本体建家，雰囲気浄化系

それぞれの構築物・系統・機器に対する安全設計の概要に関しては、下記に示す如く、それらが要求される機能、故障影響解析結果、安全設計対策等を示すこととした。

- (i) 構築物・系統・機器の概要とその機能
- (ii) 機能を脅かす事象分析と対策の抽出
- (iii) 通常運転時の安全対策と、安全設計上の課題

上記の構築物・系統・機器について、(1)から(12)の順番で以下に示す。

構築物・系統・機器名	第一壁
------------	-----

1. 構築物・系統・機器の概要

(シート 1 / 3)

概
要
説
明

第一壁は、真空容器の内側に設置され、プラズマからの熱及び粒子による負荷からブランケット／遮蔽体などの機器を保護するための機器である。

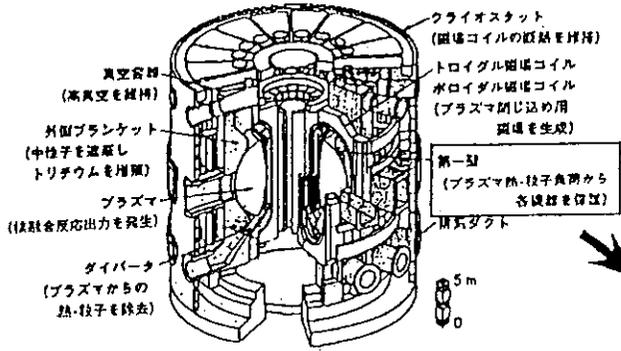


図1 ITER概念図

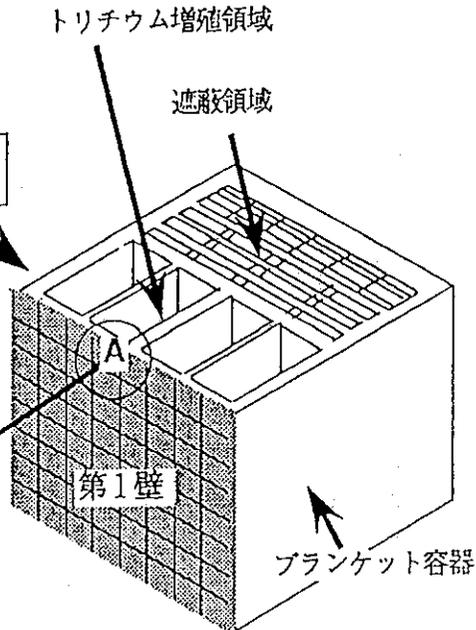


図2 第一壁部分概念図

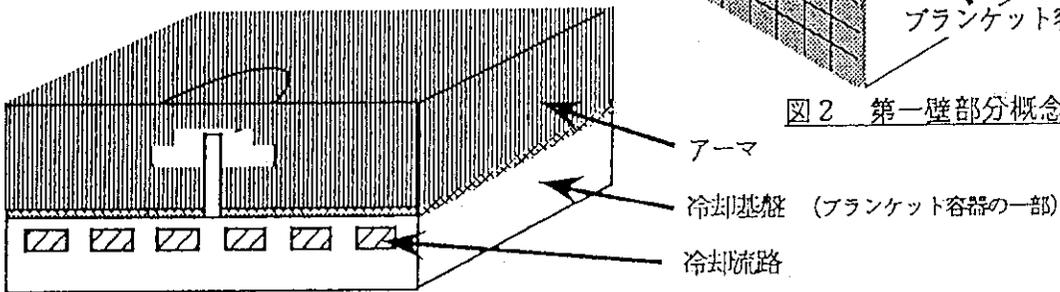


図3 A部拡大図

図1及び図2に示すように第一壁はブランケット容器のプラズマに面する部分に設置される。

第一壁の主な構成要素は、図3に示すようにプラズマの熱・粒子負荷からブランケット等の機器を保護するアーマと、アーマを冷却するステンレス鋼製の冷却基盤である。冷却基盤は、ステンレス鋼製のブランケット容器と一体となっている。すなわち、第一壁、ブランケット（及び遮蔽体）は全体で一つの箱構造を形成している。

第一壁の機能は、プラズマからの熱負荷やイオン・電子・中性粒子等の高エネルギー粒子負荷からブランケット／遮蔽体等の機器を保護することである。特に、プラズマに面したアーマ表面にはこれらの粒子が直接入射してアーマの磨耗を生じるため、アーマは容易に交換できるようボルト・ナットなどで機械的に冷却基盤に固定されている。

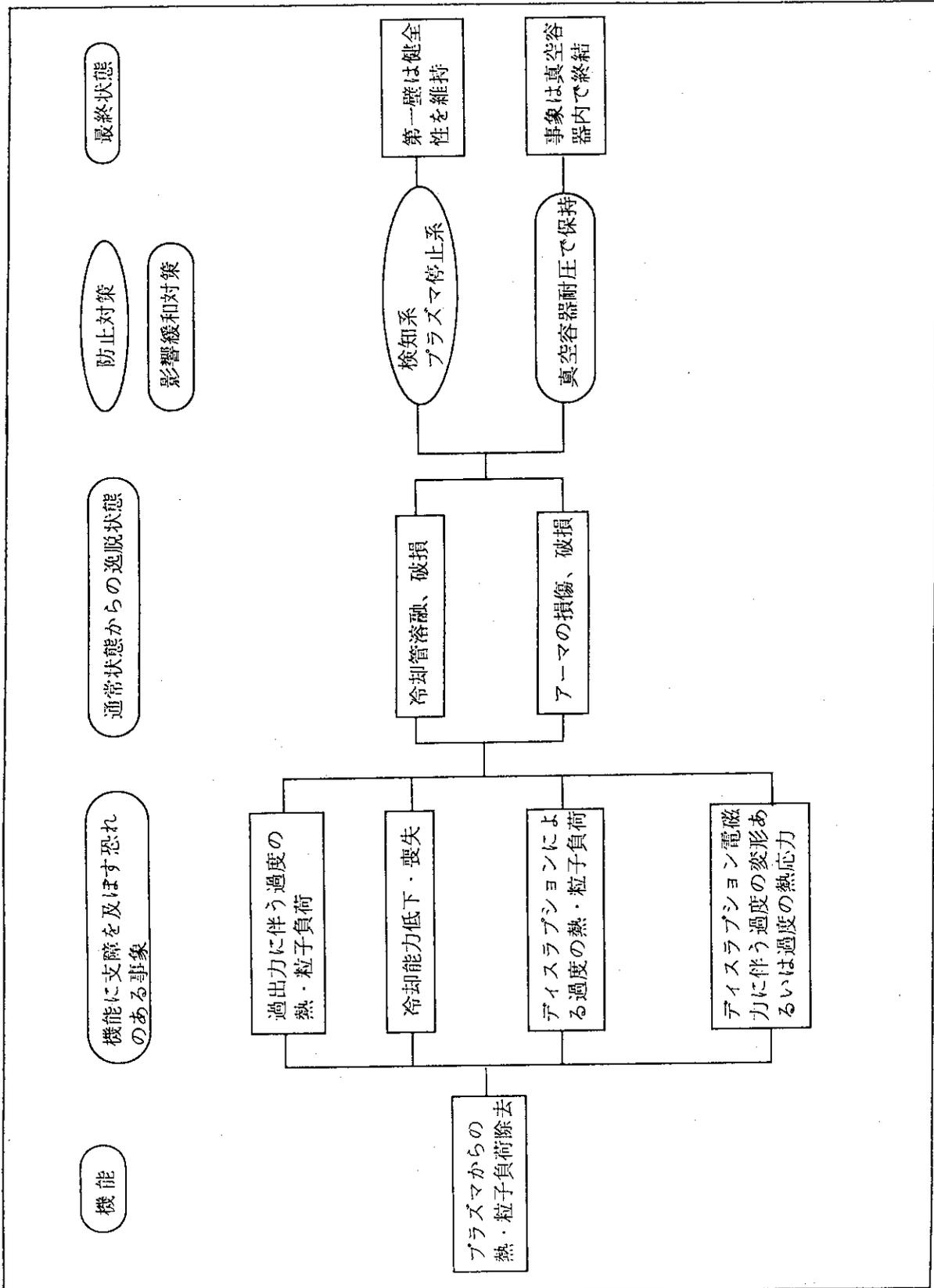
冷却基盤は、アーマを固定するための構造を持つとともに、アーマに入る熱負荷を除去しアーマ及びブランケットの健全性を確保する機能を有する。

冷却材としては、低温・低圧（ ≤ 100 度C、 ≤ 1.5 MPa）の水を使用する。

構築物・系統・機器名	第一壁
------------	-----

2. 機能の分析と引象及び対策の抽出

(シート 2 / 3)



構築物・系統・機器名	第一壁
------------	-----

3. 特記事項

(シート 3 / 3)

通常 運 転 時 の 安 全 対 策	<p>(1) プラズマ雰囲気中に不純物気体粒子を放散しないような設計上の配慮が必要である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・適切な原子番号の高純度材料を選定すること。 ・ガスの吸蔵が少なく脱ガスが容易なこと。 <p>(2) エネルギーの高い電子やイオンあるいは輻射熱を減衰させてブランケット容器等を保護すると共に、吸収した熱エネルギーを良好に冷却基盤に伝え、熱除去をはかること。</p> <p>(3) アーマ表面にはこれらの粒子が直接入射することによる損耗が生じるので、交換が可能な構造であること。</p>
安 全 設 計 上 の 立 場	<p>1. 材料選定の適正化、及び使用条件に対する設計上の対応を実施した上で、供用運転期間中における機能の確認及び形状の異常の有無を次の時点により検査する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 冷却システムの異常な過渡変化により、運転が停止されたとき（形状検査） 地震動の検知により、運転が停止されたとき（形状検査） 定期検査時（形状検査、性能検査） <p>2. プラズマからの熱負荷からブランケット/遮蔽体等の主要構成機器の機能維持、及び構造健全性の保護のために設けられている機器であって事故時における閉じ込めバウナードリは形成しない。</p> <p>3. 冷却水の閉塞等に起因する冷却能力の確保は、システムの圧力、及び流量を常時監視することにより行い、性能検査を定期検査において実施する。</p>

構築物・系統・機器名	ダイバータ
------------	-------

1. 構築物・系統・機器の概要

(シート1/3)

概要説明

ダイバータは、真空容器の内側に配置される。
 主な構成部品は、アーマ材と冷却管からなるダイバータプレート、ダイバータ支持枠
 である。

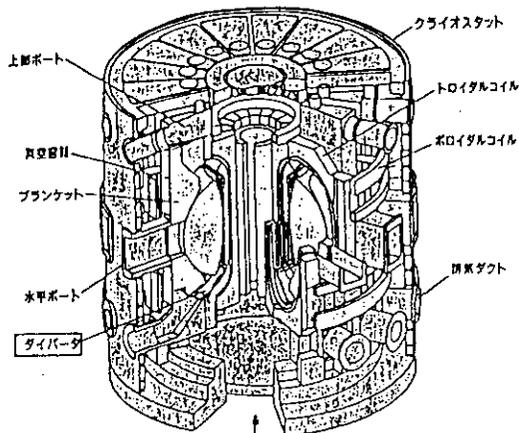


図1 ITERの鳥瞰図

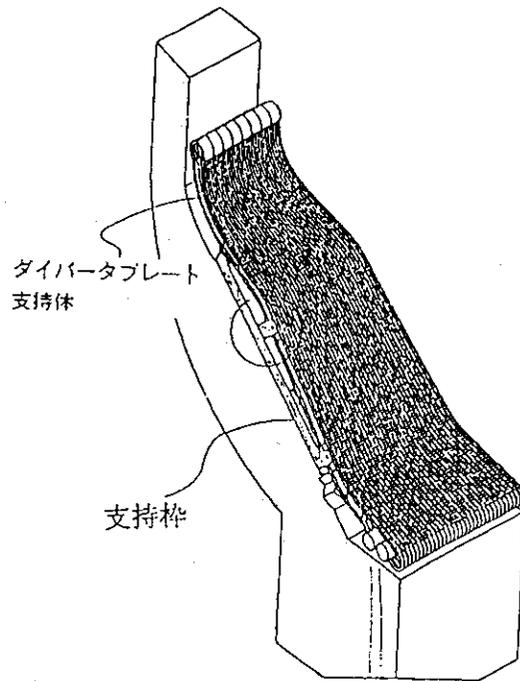


図2 ダイバータ全体構成

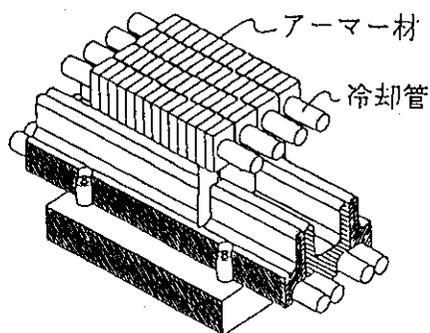


図3 モノリシック構造

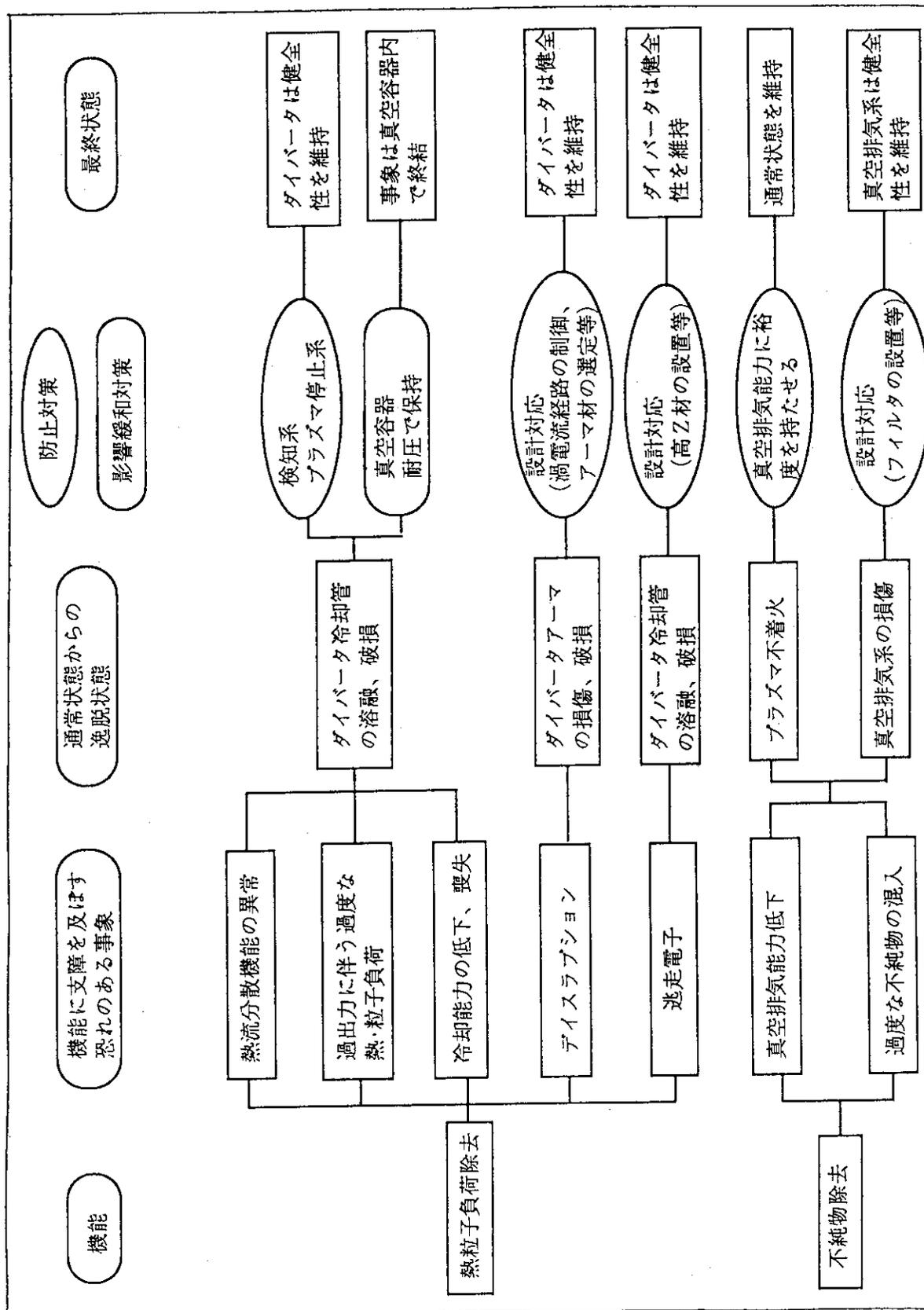
ダイバータは、通常時に $15 \sim 30 \text{ MW/m}^2$ の定常熱負荷を除去するとともに、ディスラプション時にも健全性を維持する必要があり、最も苛酷な運転条件にさらされるコンポーネントである。図2にダイバータの構造を示す。ダイバータプレートは冷却管とアーマ材とで構成されるモノリシック構造を有し、電磁力軽減の観点からトロイダル方向に細分割され、各々が電気絶縁支持されている。アーマ材には炭素繊維強化炭素複合材、構造材料には銅合金、モリブデン合金等が選択された。アーマは主にディスラプション時の熱負荷によって損耗するため、ITERの物理段階中に数回以上の交換が必要となる。そこで、熱負荷を実効的に軽減しアーマの寿命をのばすために、セパトリクスを挿引して熱流分散を行う運転が検討されている。ダイバータ板の冷却は低温水(温度 $< 100^\circ\text{C}$)で行い、バーン・アウトに対する安全率を高めるため冷却管内にらせん状の金属製テープが挿入される。

構築物・系統・機器名

ダイバータ

2. 機能の分析と事象及び対策の抽出

(シート 2 / 3)



構築物・系統・機器名	ダイバータ
------------	-------

3. 特記事項

(シート3/3)

通常運転時の安全対策	<p>(1) プラズマより漏洩して来る不純物イオン粒子を中和して、真空排気ポンプ系にて除去するのに最適の構造及び磁気面上の設置位置とするよう設計上の配慮を行う。</p> <p>(2) 数100 eVに達する高温の電子及びイオンの流入による15~30 MW/m² に及ぶ定常時の高熱流束が除去できるよう設計上の配慮を行う。</p> <p>(3) ディスラプション時に予想される急激なエネルギー放散及び粒子の入射、逃走電子による材料の劣化、予想される電磁力に耐えられる構造とする。</p> <p>(4) これら粒子が直接入射することによる損耗が生じるので、交換が可能な構造とする。</p>
安全設計上の立場	<ol style="list-style-type: none"> ダイバータプレートは、プラズマからの熱・粒子負荷により損耗が他の機器に比べて大きいので、ダイバータ支持枠と一体物として交換する交換機器とする。 ダイバータはトリチウム境界を構成する機器とはしない。ダイバータが溶融しても、真空容器がトリチウム漏洩を緩和する構造とする。 ダイバータの冷却系は一系統で構成し、定期検査時の耐圧漏洩検査でその健全性を調べることにする。

構築物・系統・機器名 ブランケット／遮蔽体

1. 構築物・系統・機器の概要

(シート 1 / 4)

概
要
説
明

ブランケットは、真空容器の内側に設置される。主な構成要素は、トリチウム増殖材 (Li_2O 等) および中性子増倍材 (Be), 冷却パネル, そしてそれらを納めるステンレス鋼製の容器である。(ブランケット容器のプラズマに面する壁が第一壁である。)

遮蔽体は、ブランケットの後部に組み入れられる。すなわち、ブランケットと遮蔽体(および第一壁)は一体となって一つの箱構造を形成する。遮蔽体の主要構成要素はステンレス鋼と水である。

ブランケットは、核融合炉の燃料であるトリチウムを生産する。また、後部の遮蔽体と共に超電導マグネットや作業員、公衆に対する放射線遮蔽を行なう。

図1にブランケット／遮蔽体の構造(1モジュール分)を示す。一つのモジュール(箱構造)の大きさは、ディスラプション時の電磁力の低減と遠隔作業による分解組立との整合性の観点から決められる。これらのモジュールを並べることによって全体でプラズマを取り囲むように設置する。

増殖領域の構造としては、使用する増殖材や増倍材の種類およびそれらの充填形状により種々の構造が可能である。図1は、増殖材と増倍材をペブル(直径約1mmの小球)とし、各ペブルの充填層をブランケット内に配列した構造例である。ペブルとすることで各材料の熱割れを防ぐと共に中性子照射による変形を許容する概念となっている。

遮蔽体は、ブランケット、第一壁そして遮蔽体自身の冷却材のヘッダを兼ねる。すなわち、冷却流路により構成される構造となっている。ただし、遮蔽性能を確保するため、必要に応じて冷却水充填部分(冷却流路)にステンレス鋼が追加充填される。

冷却材としては、低温、低圧 ($\leq 10.0\text{ }^\circ\text{C}$, $\leq 1.5\text{ MPa}$) の水を使用する。

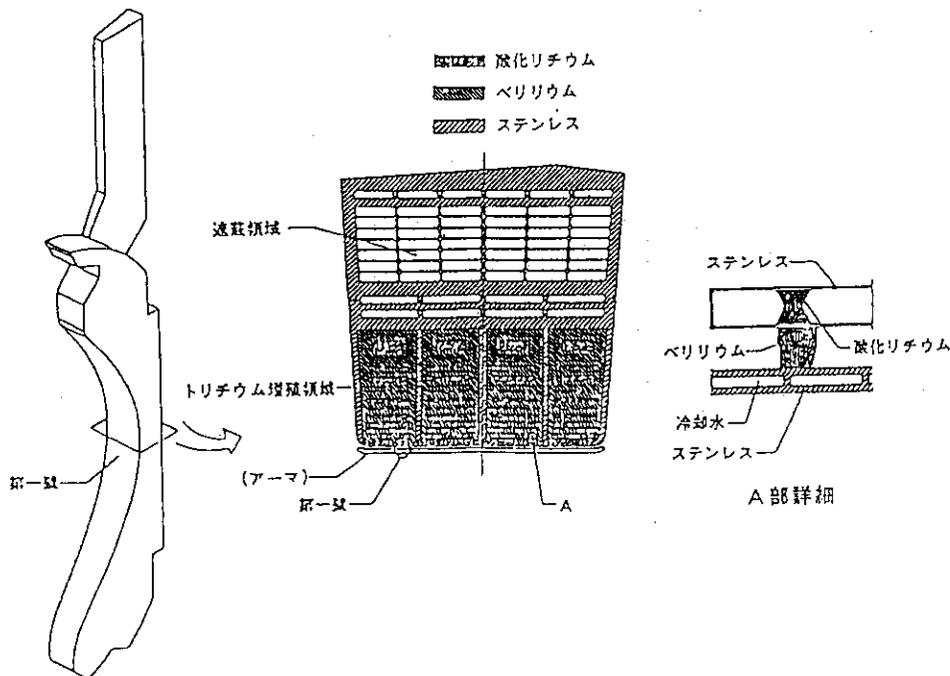
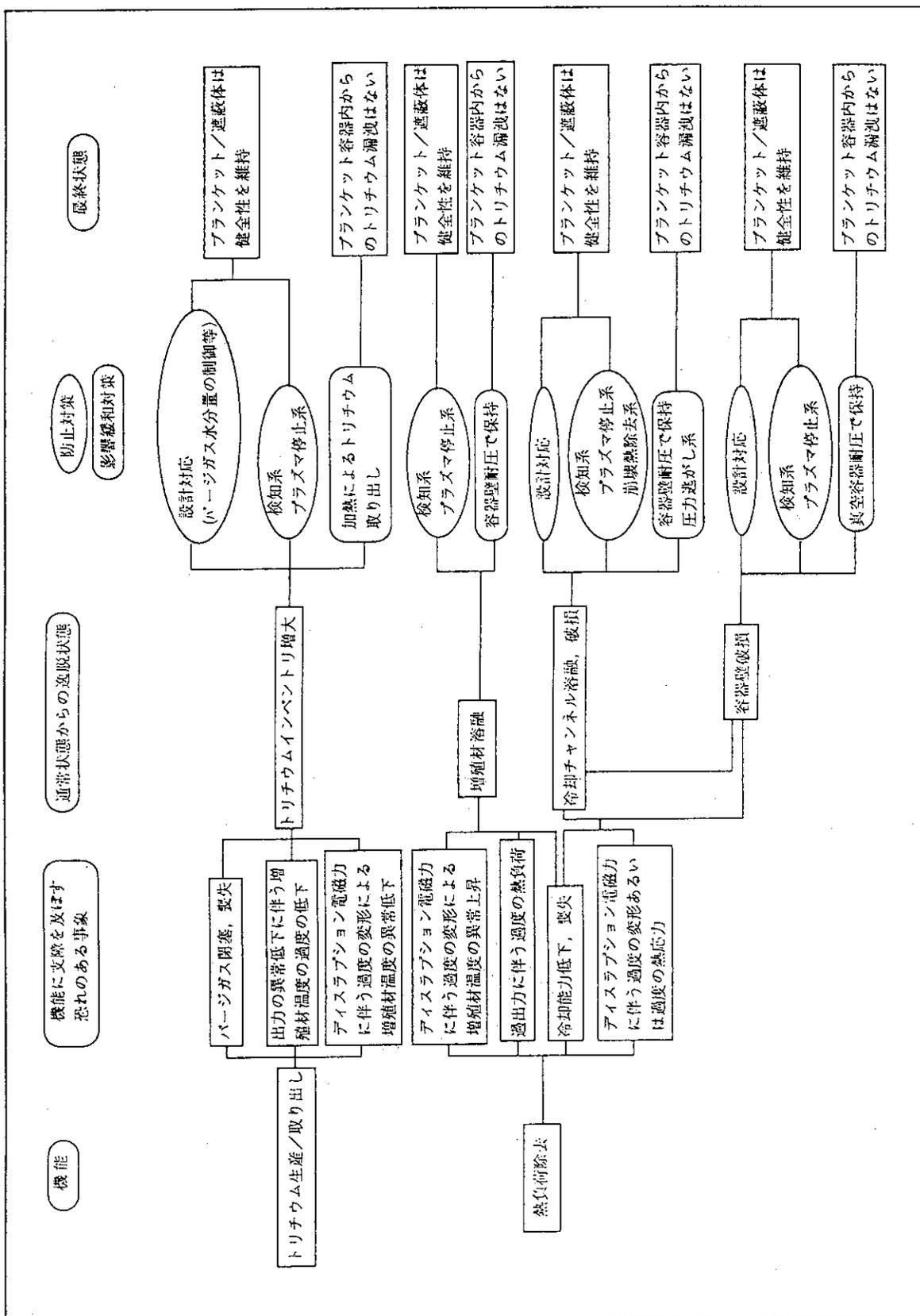


図1 ブランケット構造概念

構築物・系統・機器名 ブランケット／遮蔽体

2. 機能の分析と事象及び対策の抽出

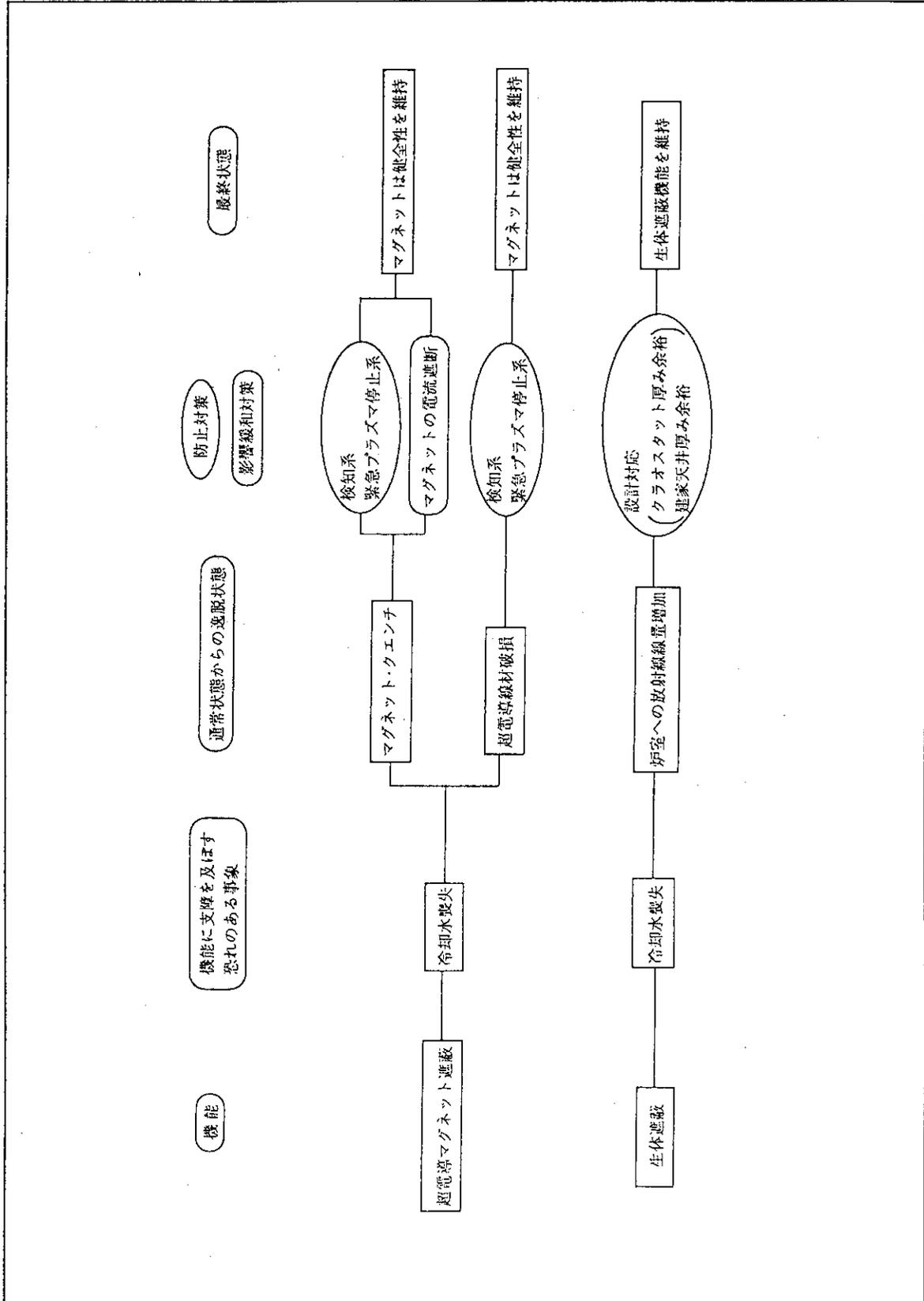
(シート 2 / 4)



構築物・系統・機器名	ブランケット/遮蔽体
------------	------------

2. 機能の分析と事象及び対策の抽出

(シート 3 / 4)



構築物・系統・機器名

ブランケット／遮蔽体

3.特記事項

(シート4/4)

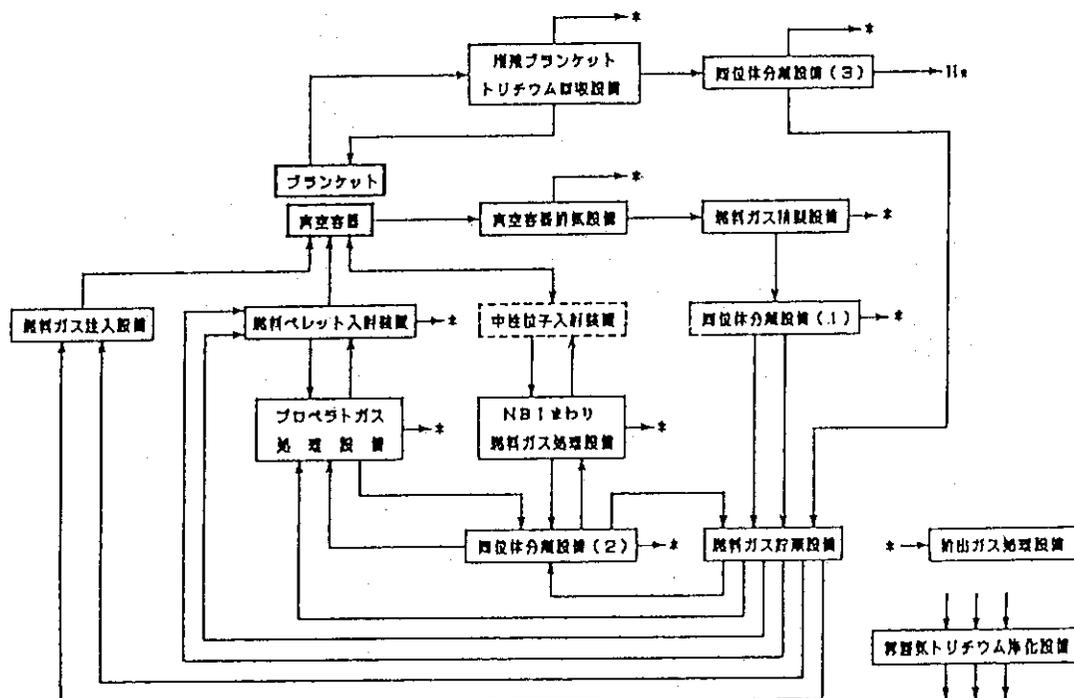
通常運転時の安全対策	<p>(1) トリチウムの増殖が最適になるよう、適切な設計上の配慮を行うこと。</p> <p>(2) 主に炉心プラズマ部で発生した高エネルギーの中性子束を適切に減速遮蔽し、真空容器等の重要な機器の放射線損傷を軽減すること。</p> <p>(3) 発生した熱の除去を行い、第一壁あるいは真空容器の温度の上昇を防ぐ。</p> <p>(4) 放射線等による損傷が生じ得るので、交換が可能な構造とすること。</p>
安全設計上の立場	<p>1. 著しい放射線損傷が生ずるまえに、ブランケット／遮蔽体は予防保全、交換が可能なように設計するので、炉内で供用期間中検査は行わない。</p> <p>2. ブランケット内冷却チャンネルが破損しても容器壁がトリチウム漏洩を抑制する。更に、容器壁が破損しても真空容器がトリチウム漏洩を防止する。</p> <p>3. 冷却系は、ブランケット、遮蔽体（および第一壁）に対し各1系統で構成し、定期検査時の耐圧漏洩検査でその健全性を調べる。</p>

構築物・系統・機器名 トリチウム処理系

1. 構築物・系統・機器の概要とその機能

(シート1/6)

概要説明



ITER燃料循環処理系全体構成図

トリチウム系は、主に真空排気設備、燃料ガス精製設備、同位体分離設備、燃料ガス貯蔵設備、燃料ガス注入設備、燃料ガスペレット入射装置、増殖ブランケットトリチウム回収設備等から構成されている。それぞれの機能は以下のようなものである。

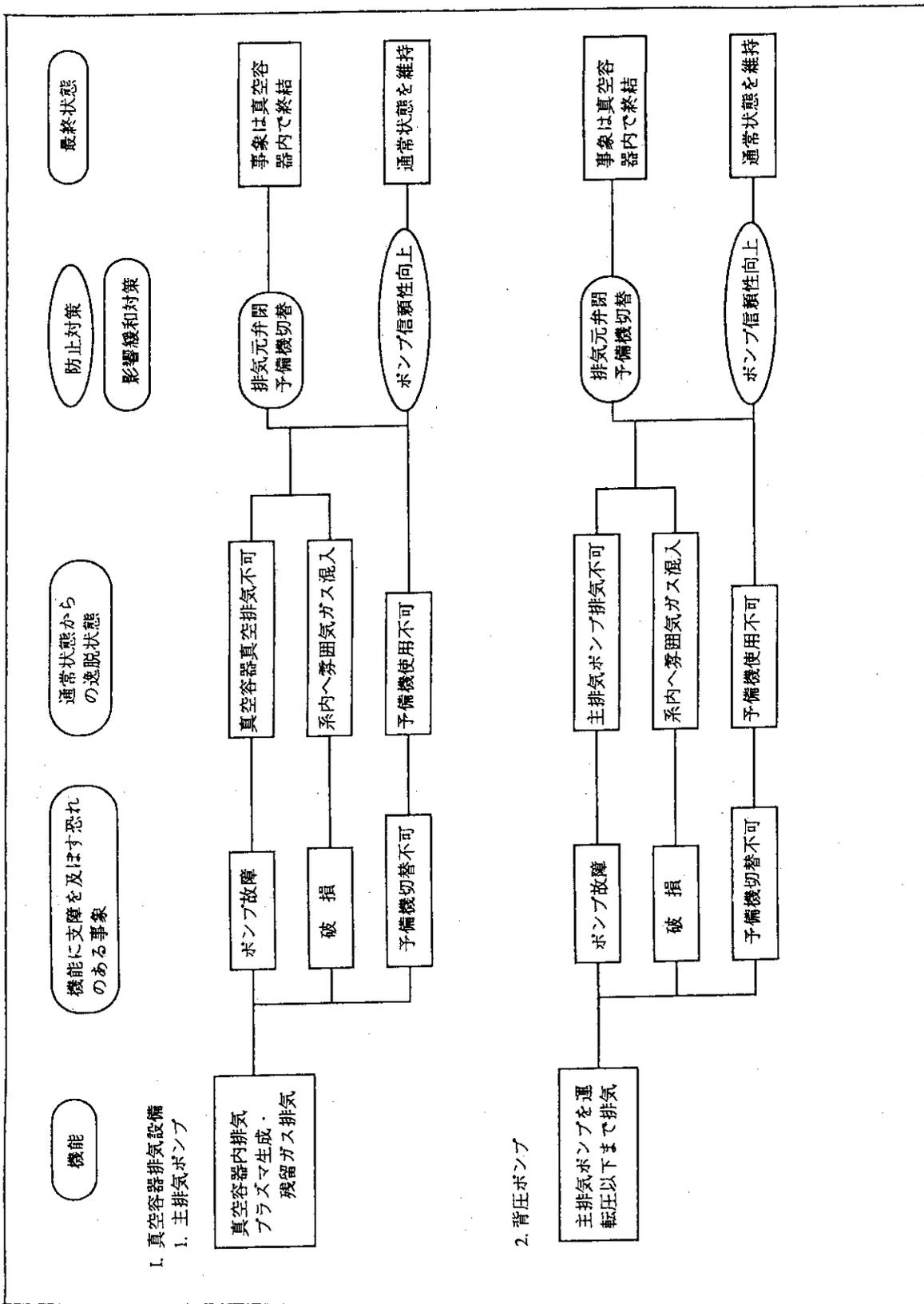
- (1) 真空排気設備：プラズマ燃焼前後においてプラズマ真空容器を超高真空に排気するとともに、核融合反応生成物であるヘリウム、不純物及び未燃焼燃料を排気し、燃焼ガス精製設備に供給するものである。
- (2) 燃料ガス精製設備：真空排気設備で排気されたプラズマ排ガスから不純物を除去し、精製された水素同位体を同位体分離設備に供給するものである。
- (3) 同位体分離設備：燃料ガス精製設備、燃料ペレット入射装置及びNBIから排出された水素同位体混合ガスからトリチウム、重水素及び軽水素を分離し、燃料ガス貯蔵設備に供給するものである。
- (4) 燃料ガス貯蔵設備：同位体分離設備で分離精製されたD₂、T₂の回収貯蔵、外部からの供給トリチウムの受入れ貯蔵及び燃料ガスを所定の流量で燃料注入設備及びNBIへ供給するものである。
- (5) 燃料ガス注入設備：プラズマ放電前の燃料ガスを真空容器に充填し、プラズマ燃焼時に炉心の燃料を所定の圧力に維持するものである。
- (6) 燃料ペレット入射装置：プラズマ放電時に、所定の寸法の燃料ペレットを所定の速度及び頻度で、プラズマ内に注入するものである。
- (7) 増殖ブランケットトリチウム回収設備：増殖ブランケットで生成されたトリチウムをリサイクル処理（トリチウムの分離）に供するものである。

必要な直接機能

構築物・系統・機器名	トリチウム処理系
------------	----------

2. 機能の分析と事象及び対策の抽出

(シート2/6)

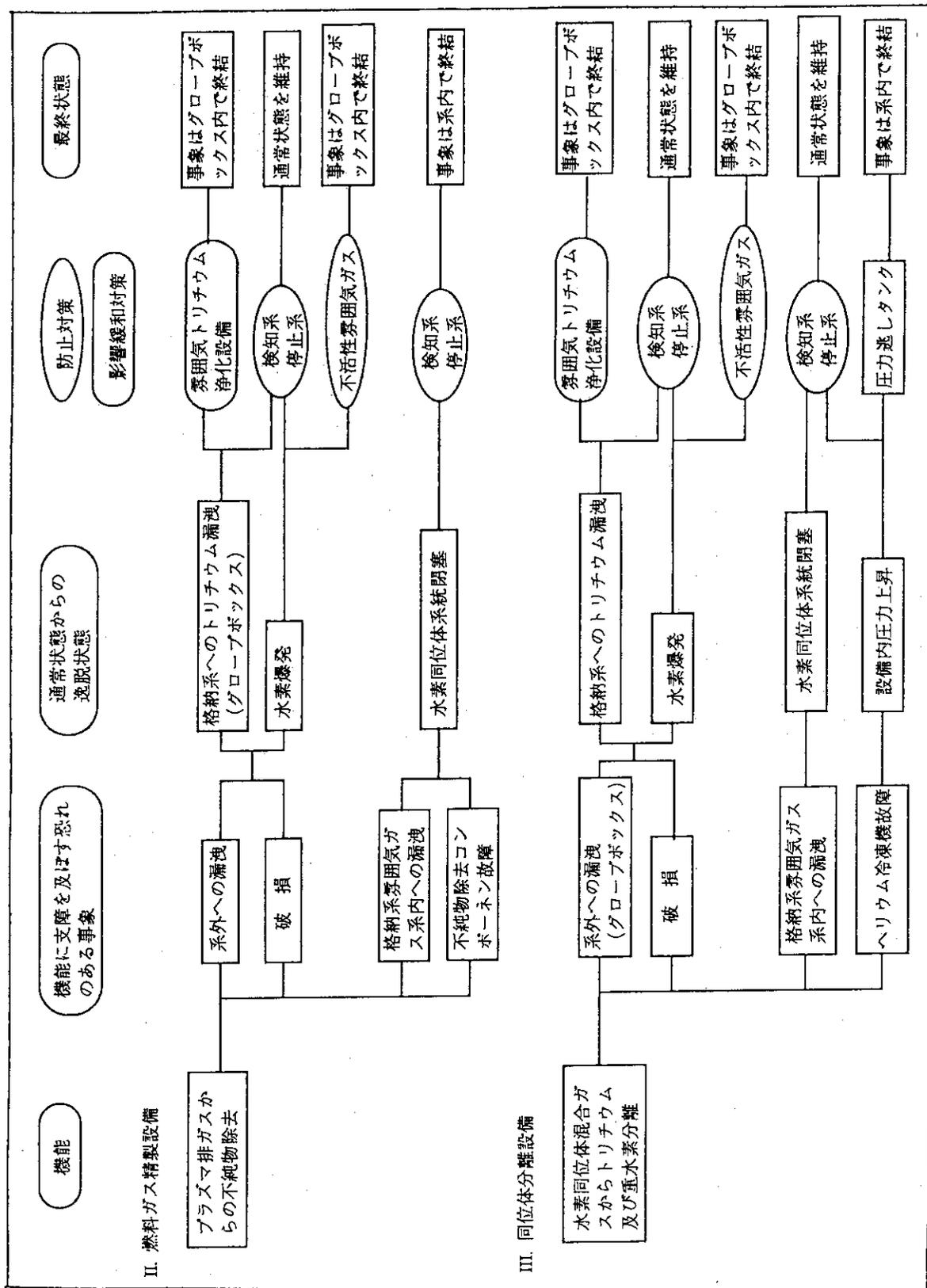


構築物・系統・機器名

トリチウム処理系

2. 機能の分析と事象及び対策の抽出

(シート3/6)

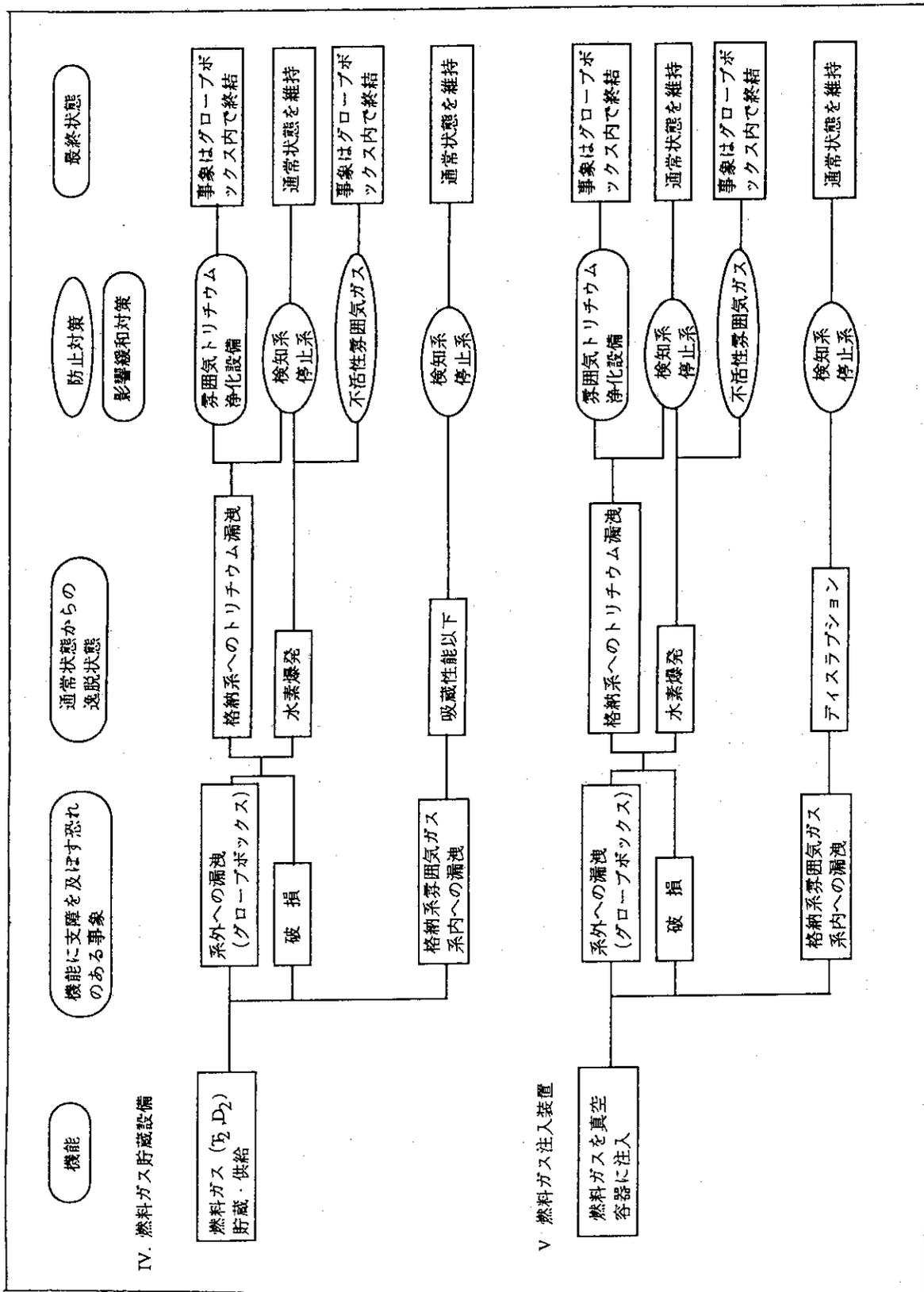


構造物・系統・機器名

トリチウム処理系

2. 機能の分析と事象及び対策の抽出

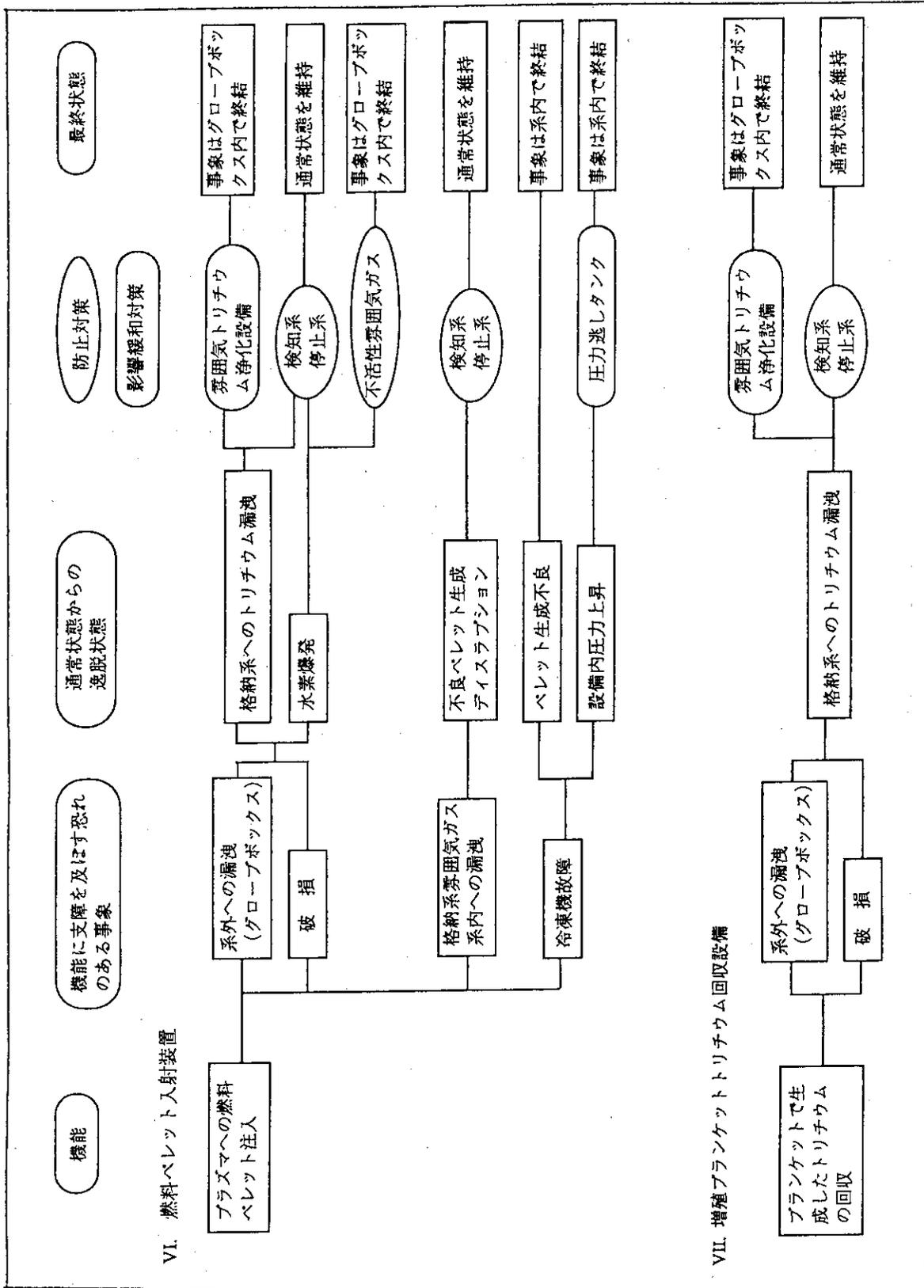
(シート4/6)



構築物・系統・機器名 トリチウム処理系

2. 機能の分析と事象及び対策の抽出

(シート5/6)



構築物・系統・機器名	トリチウム処理系
------------	----------

3. 特記事項

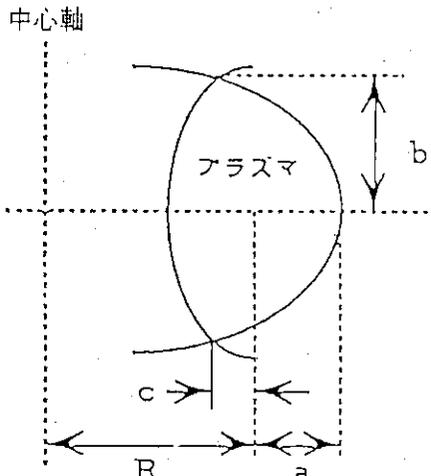
(シート6/6)

通常運転時の安全対策	<p>(1) 炉心プラズマ中に核融合反応をさせるに適切な量のトリチウムを注入する。</p> <p>(2) 核融合炉内で使用するトリチウムの総量を可能な限り低減すべく、真空系からのトリチウム回収精成、同位体分離、ブランケット中で増殖されたトリチウムの回収が行えるようにする。</p> <p>(3) プロセス内で取扱うトリチウムが、廃棄物処理系等に失われないよう適切な設計上の配慮を行う。</p> <p>(4) 透過するトリチウムを低減し、また、保守時等に漏洩するトリチウム量を軽減するために、高トリチウム機器はグローブボックス等により閉じ込めを行う。</p> <p>(5) 漏洩した水素同位体ガスにより、爆鳴気が生じないよう適切な防火対策を行う。</p>
安全設計上の立場	<p>トリチウム処理系の各施設、装置の設計に際しては、</p> <p>1. 「トリチウム大量取扱施設安全審査専門家検討会報告書」(昭和60年8月、科技厅原子力安全局) に示されている指針を参考とすること。</p>

構築物・系統・機器名	プラズマ設計
------------	--------

1. 構築物・系統・機器の概要とその機能

(シート 1 / 3)

概要	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心プラズマは真空容器内の第一壁内側に生成する。 ・ プラズマの組成は、核融合反応を起こす重水素と三重水素、反応生成物であるヘリウム、周辺構造物より混入する不純物からなる。 ・ プラズマの状態を記述する安全上重要な物理量としては以下のようなものがある。 													
要	<p>1) 最重要制御量</p> <table border="0"> <tr> <td>核融合反応出力</td> <td>プラズマ電流</td> <td>プラズマの位置・形状</td> </tr> </table>	核融合反応出力	プラズマ電流	プラズマの位置・形状										
核融合反応出力	プラズマ電流	プラズマの位置・形状												
説	<p>2) その他の制御可能物理量</p> <table border="0"> <tr> <td>燃料密度</td> <td>イオン温度</td> <td>電流分布</td> </tr> <tr> <td>ヘリウム密度</td> <td>不純物密度</td> <td></td> </tr> </table>	燃料密度	イオン温度	電流分布	ヘリウム密度	不純物密度								
燃料密度	イオン温度	電流分布												
ヘリウム密度	不純物密度													
明	<p>3) 測定量 (従属的物理量)</p> <table border="0"> <tr> <td>電子温度</td> <td>電子密度</td> <td>内部インダクタンス</td> </tr> <tr> <td>実効電荷数</td> <td>安全係数値</td> <td>ダイバータ熱負荷</td> </tr> <tr> <td>トロイダル・ベータ値</td> <td>ポロイダル・ベータ値</td> <td></td> </tr> </table> <p>4) 制御手段</p> <table border="0"> <tr> <td>制御磁場</td> <td>加熱・電流駆動入力パワー</td> </tr> <tr> <td>燃料供給</td> <td>ヘリウム排気</td> </tr> </table> <p>などがある。</p>	電子温度	電子密度	内部インダクタンス	実効電荷数	安全係数値	ダイバータ熱負荷	トロイダル・ベータ値	ポロイダル・ベータ値		制御磁場	加熱・電流駆動入力パワー	燃料供給	ヘリウム排気
電子温度	電子密度	内部インダクタンス												
実効電荷数	安全係数値	ダイバータ熱負荷												
トロイダル・ベータ値	ポロイダル・ベータ値													
制御磁場	加熱・電流駆動入力パワー													
燃料供給	ヘリウム排気													
必要	<p>プラズマ各部の名称を下図に示す。</p>  <p>R:大半径 a:小半径 k:楕円度 ($k = b / a$) d:三角度 ($d = c / a$)</p>													
直														
接														
説	<ul style="list-style-type: none"> ・ プラズマは主に下記の核融合反応により高エネルギーの中性子を生成し、ブランケット等により熱を取り出す。 $D + T = {}^4\text{He} (3.52\text{MeV}) + n (14.06\text{MeV})$													
明	<ul style="list-style-type: none"> ・ そのためには適切なプラズマ電流値、イオン温度、燃料密度、He密度、加熱・電流駆動パワーを保持する必要がある。 													

構築物・系統・機器名	プラズマ設計
------------	--------

2. 機能の分析と事象及び対策の抽出

(シート 2 / 3)

機能に支障を及ぼす恐れのある事象と結果	<p>機 能 核融合反応を安定に持続すること。</p> <p>機能に支障を及ぼす恐れのある事象</p> <p>プラズマに対する影響</p> <p>結 果</p>
防 止 策	<p>II) ディスラプション ・ヘリカル磁場の印加や不整磁場の印加（ディスラプション時に誘起される電場で電子が加速され、それが逃走電子となる。この逃走電子の発生を防止するため） ・電流分布制御のための局所電流駆動やモードアンロックングのための追加熱</p> <p>III) 核融合反応出力増加 ・不純物の注入 ・加熱入力系の停止 ・ヘリウム排気速度の制御による不純物の増加</p>
影 響 緩 和 対 策	<p>II) ディスラプション ・ディスラプションの前兆（磁場揺動）の計測</p> <p>III) 核融合反応出力増加 ・核融合反応出力はたとえ増加しても、あるプラズマ温度以上で、核融合反応断面積の増加の割合が減少するので、核融合反応出力は一定値で飽和する傾向にある。 ・プラズマ対向機器に、熱負荷に対する設計余裕を持たせる。 ・プラズマの熱的不安定性の成長時間の小さい動作点（プラズマ温度、密度）を選ぶ。</p>

構築物・系統・機器名 プラズマ設計

3. 特記事項

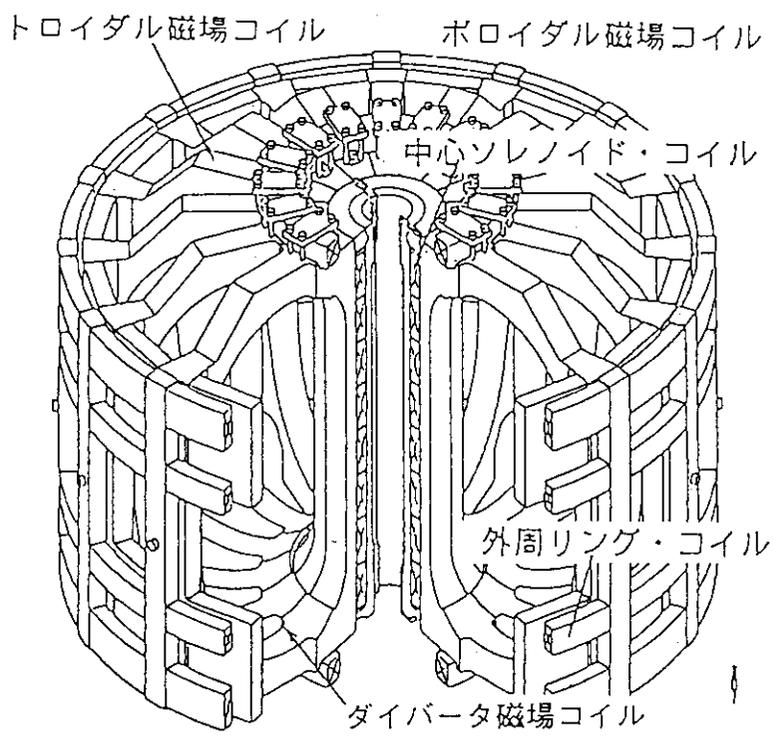
(シート 3 / 3)

<p>通常運転時の安全対策</p>	<p>(1) 核融合反応が安定に持続できる動作点を選ぶこと。</p> <p>(2) 機器を破損させるようなディスラプションを起こさないこと。</p> <p>(3) 逃走電子により炉材料の強度が劣化する恐れがあるので、過大な逃走電子を発生させないこと。</p> <p>(4) 核融合反応による過出力を防ぐこと。</p> <p>(5) 真空排気系、トリチウム処理系等のトリチウムインベントリーを低減するために、プラズマ中のトリチウムの反応率をできるだけ高めること。</p>
<p>安全設計上の立場</p>	<p>1. プラズマ制御の喪失時には高い確度でプラズマの閉じ込めが失われ、プラズマの消滅に至ると考えられる。この場合、通常の運転停止時との違いは時間スケールにある。この最も激しい現象がディスラプションであるので、ディスラプションが発生した場合、電気絶縁、熱的裕度等の影響緩和対策を具備しておく必要がある。</p>

構築物・系統・機器名 超電導マグネット

1. 構築物・系統・機器名の概要とその機能

(シート 1 / 3)

<p>概要説明</p>	<p>超電導マグネットシステムは、プラズマの磁気閉じ込め機能を果たしているため、装置の骨格を形成している。その構成は、図1に示す16個のトロイダル磁場 (TF) コイルと14個のポロイダル磁場 (PF) コイルと、外部に設置されたヘリウム冷凍機と励磁電源から構成される。</p>
<p>必要なら直接機能</p>	 <p>図1 核融合実験炉の鳥瞰図</p> <p>TFコイルはトラス中心から6.0mのプラズマ中心位置において4.85Tで、プラズマ主半径に反比例して減少する磁場を発生する。そのため、巻線部の最大磁場は11.1Tになり、コイル一個当たり9.1MAT、合計で145.6MATの起磁力を有する必要がある。プラズマ表面の磁場の不均一性を抑制すること等からコイル数は16個と決定された。</p> <p>PFコイルは中心ソレノイド・コイル (CSコイル)、ダイバータ磁場コイル (DFコイル) と、外周リング・コイル (ORコイル) から構成されている。CSコイルは高磁場かつ高電流密度の8個のソレノイド・コイルから構成され、限られた空間に最大の磁束を発生させるためにPFコイルの中では最も設計困難なコイルである。DF及びORコイルはプラズマの位置及び形状を制御するために使用する。</p> <p>付属設備としては、約100kWのヘリウム冷凍機と、1台のTFコイル励磁電源システムと、16台のPFコイル励磁電源から構成される。</p>

構築物・系統・機器名 超電導マグネット

2. 機能の分析と事象及び対策の抽出

(シート 2 / 3)

機能	機能に支障を及ぼす恐れのある事象	通常状態からの逸脱状態	防止対策	影響緩和対策	最終状態	
機能に支障を及ぼす恐れのある事象と結果	コイルの安定通電	クエンチ (注)	停止	設計に裕度を持たせる	保護回路	2～3日に復帰可能
		冷媒喪失	停止	冷媒系の多重化	保護回路	2～3日に復帰可能
		電源喪失	停止	電源系の多重化	保護回路	2～3日に復帰可能
		真空喪失	停止	—	保護回路	2～3日に復帰可能
	地震	地震	停止	—	保護回路	2～3日に復帰可能
		ショート	破損	品質管理	—	通常状態を維持
		電路破断	破損	品質管理	—	通常状態を維持
		支持材破壊	破損	設計に裕度を持たせる品質管理	—	通常状態を維持
	電源の安定供給	制御不能	破損	品質管理	多重化	通常状態を維持
		部品不調	停止	点検	部品の多重化	通常状態を維持
		コイル不良	停止	設計対応	—	通常状態を維持
		電源の破損	破損	品質管理	遮断器	破損、修理要
		制御不能	破損	点検	遮断器	破損、修理要
	冷媒の安定供給	コイル破損	停止	設計対応	—	通常状態を維持
冷媒循環停止		停止	点検	多重化	通常状態を維持	
冷媒温度上昇		停止	点検	多重化	通常状態を維持	
部品不調		停止	点検	多重化	通常状態を維持	
	冷凍機の破壊	停止	品質管理	—	通常状態を維持	

注) 超電導線材における電流、磁場、温度の条件が成立しなくなって、超電導状態から常電導状態になること。

構築物・系統・機器名	超電導マグネット
------------	----------

3. 特記事項

(シート3/3)

通常運転時の安全対策	<ul style="list-style-type: none"> (1) 所定の磁場配置ができるよう適切な設計上の配慮を行うこと。 (2) 超電導マグネットにかかる電磁力に耐える構造をとること。 (3) 温度差による熱応力に耐える構造をとること。 (4) 短絡防止のために十分な絶縁強度をもたせること。 (5) 常電導-超電導の相転移検出器の多重化を考慮した設計を行うこと。
安全設計上の立場	<ul style="list-style-type: none"> 1. 超電導マグネットシステムの機能が失われても事故には直結しない。 2. 超電導マグネットシステムはトリチウム等を含む真空容器とは接していない。その間には約50-100mmの真空(断熱用)空間が存在する。 3. 超電導マグネットシステムの故障解析の結果、如何なる事象が発生しても本体との空間は確保できる。 4. 超電導マグネットシステムは電気工作物と考える。

構築物・系統・機器名 NBI系

1. 構築物・系統・機器の概要とその機能

(シート 1 / 3)

概要説明

中性粒子ビーム入射装置 (NBI) は真空容器の外側に設置され、真空容器に開けられた入射ポートを通して高エネルギーの中性粒子ビームをプラズマ中に入射するための機器である。

ドリフト管

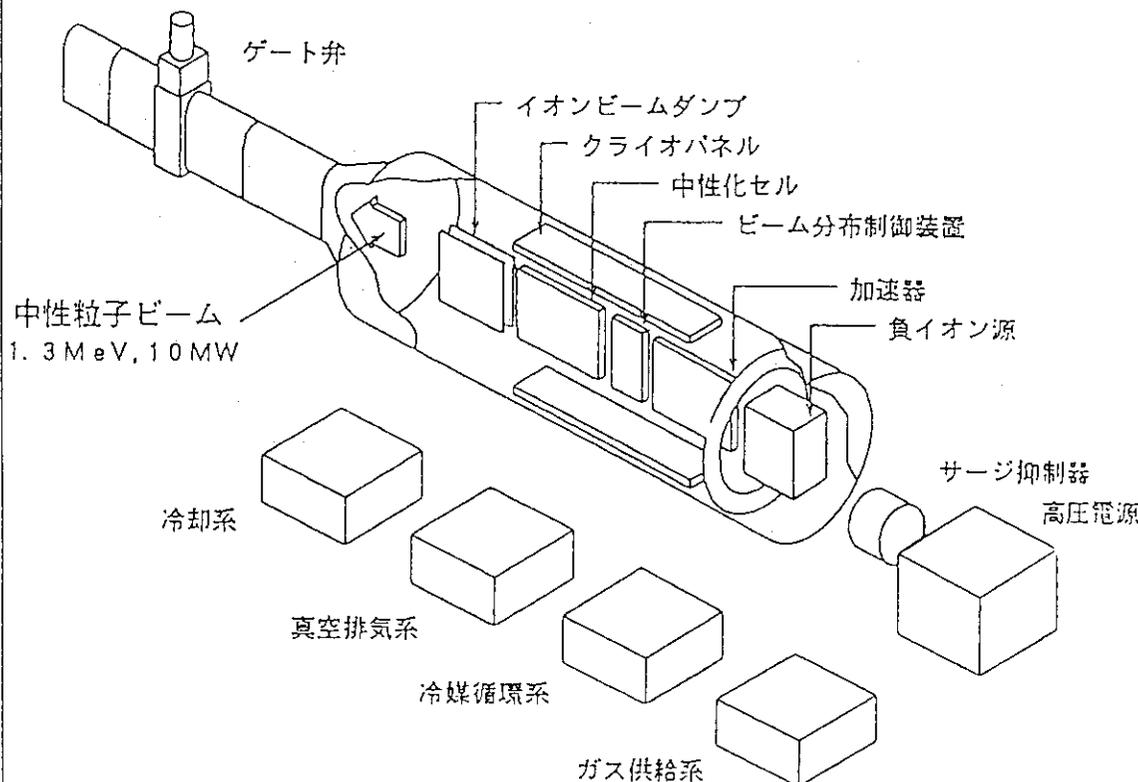


図1 中性粒子ビーム入射装置 (NBI) の模式図

必要なら直機能

1ユニットの基本構造を図1に示す。負イオン源により生成され、加速器で加速された負イオンビームは中性化セルを通過する際に中性粒子ビームに変換され、磁場の影響を受けことなく直進してプラズマ中に入射される。変換されなかった残留イオンビームは磁場により曲げられ、イオンビームダンプで除去される。ビーム分布制御装置はビームの空間的分布を最適化するためのものである。また、大容量の真空排気を行うためにクライオポンプが装着されている。

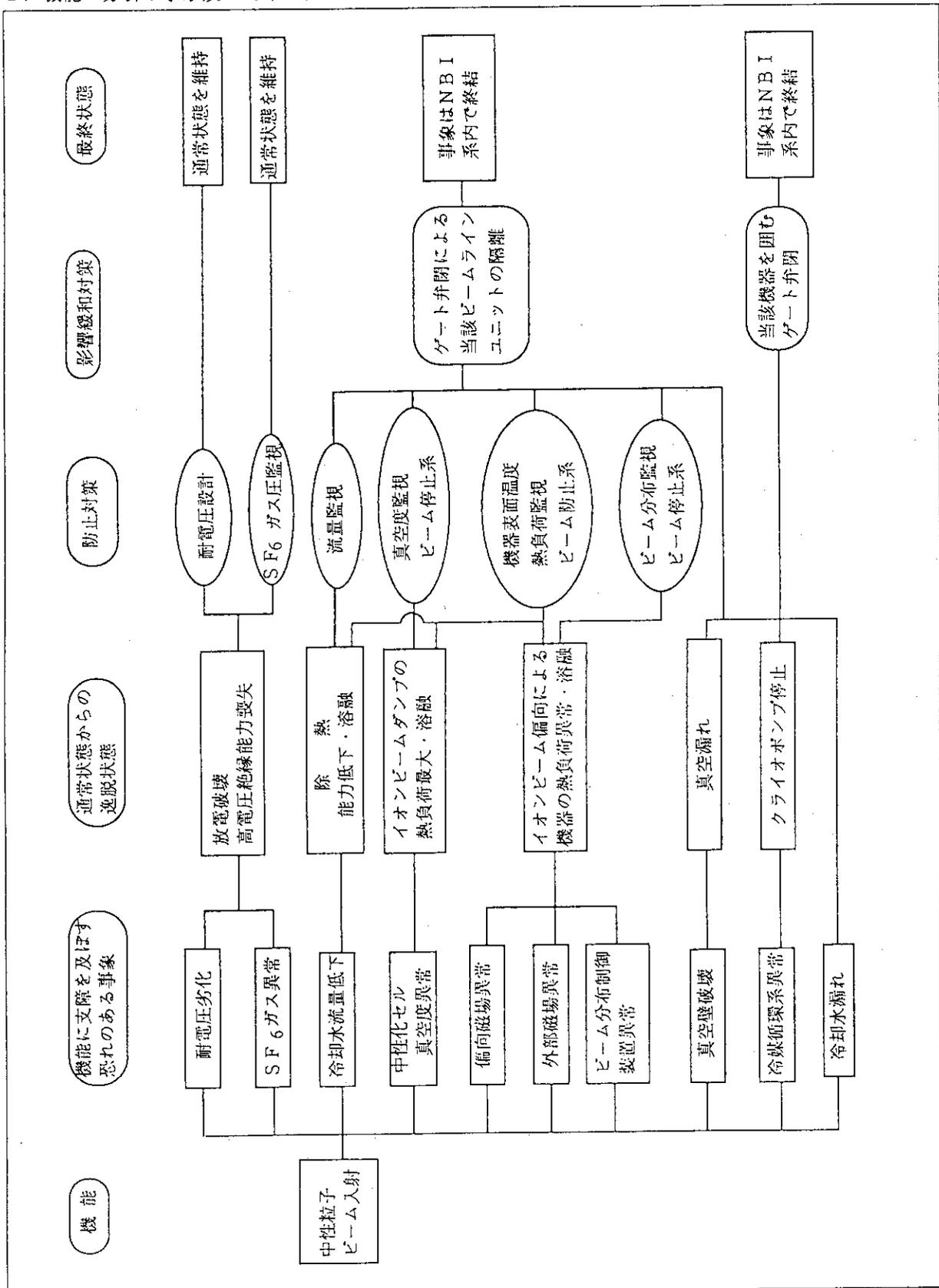
ビームのパワー密度は最高 100 MW/m^2 に達するため、ビームの軌道と空間的分布は各機器の熱負荷をモニターすること等により常時監視されている。また、各構成機器は必要に応じて冷却されている。

付帯設備としては、負イオン源と加速器用に高電圧を供給するための電源、機器の冷却のための冷却水循環設備、ガス供給系、真空排気系、クライオポンプを動作させるための冷媒 (液体ヘリウム、窒素) 循環系、および一般電源がある。負イオン源等の高電圧が発生する所には電気絶縁性を高めるため SF_6 が充填される。

構築物・系統・機器名 NBI系

2. 機能の分析と事象及び対策の抽出

(シート2/3)



構築物・系統・機器名 NBI系

3. 特記事項

(シート 3 / 3)

通常運転時の安全対策	<p>(1) 高エネルギーの中性粒子ビームを安定に生成できるように、適切な設計上の配慮をすること。</p> <p>(2) 炉室へのトリチウムの漏洩量を極力少なくするリークタイトな構造とすること。</p> <p>(3) ドリフト管、イオン源室へのトリチウム漏洩量を極力少なくする構造とすること。</p> <p>(4) プラズマからの中性子による放射化生成物の発生を少なくする構造とすること。</p> <p>(5) イオン源、ドリフト管内等で、中性粒子ビームのDとすでに打ち込まれてあるDとの反応で発生する中性子による放射化生成物の発生を少なくする構造をとること。</p> <p>ドリフト管：中性粒子ビームを輸送するダクト</p>
安全設計上の立場	<p>1. NBI系の機能（中性粒子ビーム入射）が失われても炉室等へのトリチウムの漏洩量を極力少なくするリークタイトな構造とする。</p> <p>2. NBI系はゲート弁を介してのみ炉本体と接続されており、異常時にはゲート弁を閉とすることにより、本体から隔離することができる。</p> <p>3. NBI装置全体は複数（数個以上）のユニットから構成され、1ユニットが故障しても他のユニットでその機能をカバーすることができる。</p>

構築物・系統・機器名 RF系

1. 構築物・系統・機器の概要とその機能

(シート 1 / 3)

概要説明

高周波加熱系 (RF系) は、周波数の異なる三種類のシステム (電子サイクロトロン波システム(ECS)、低域混成波システム (LHS)、イオンサイクロトロン波システム (ICS)) から成る。

これらのシステムの組合せにより、加熱電流駆動系として実験炉に必要な機能を提供する。各システムとも結合系、伝送系、高周波増幅系、直流電源系、冷却系、制御系等から構成される。結合系により高周波電力がプラズマに入射される。

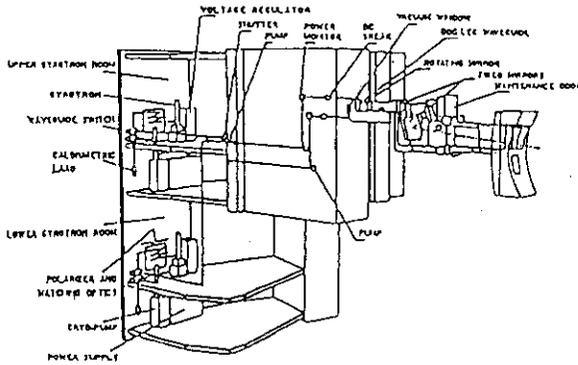


図1 ITER/ECS鳥瞰図

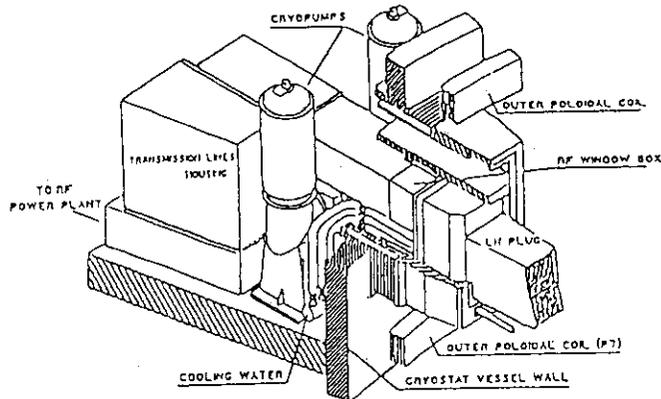


図2 ITER/LH結合系鳥瞰図

必要な直接機能

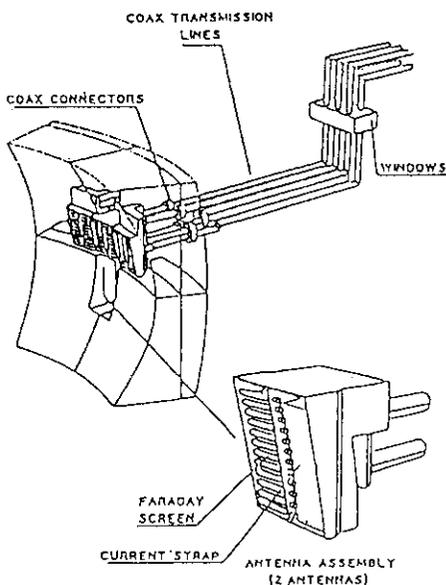


図3 ITER/IC結合系の概念図

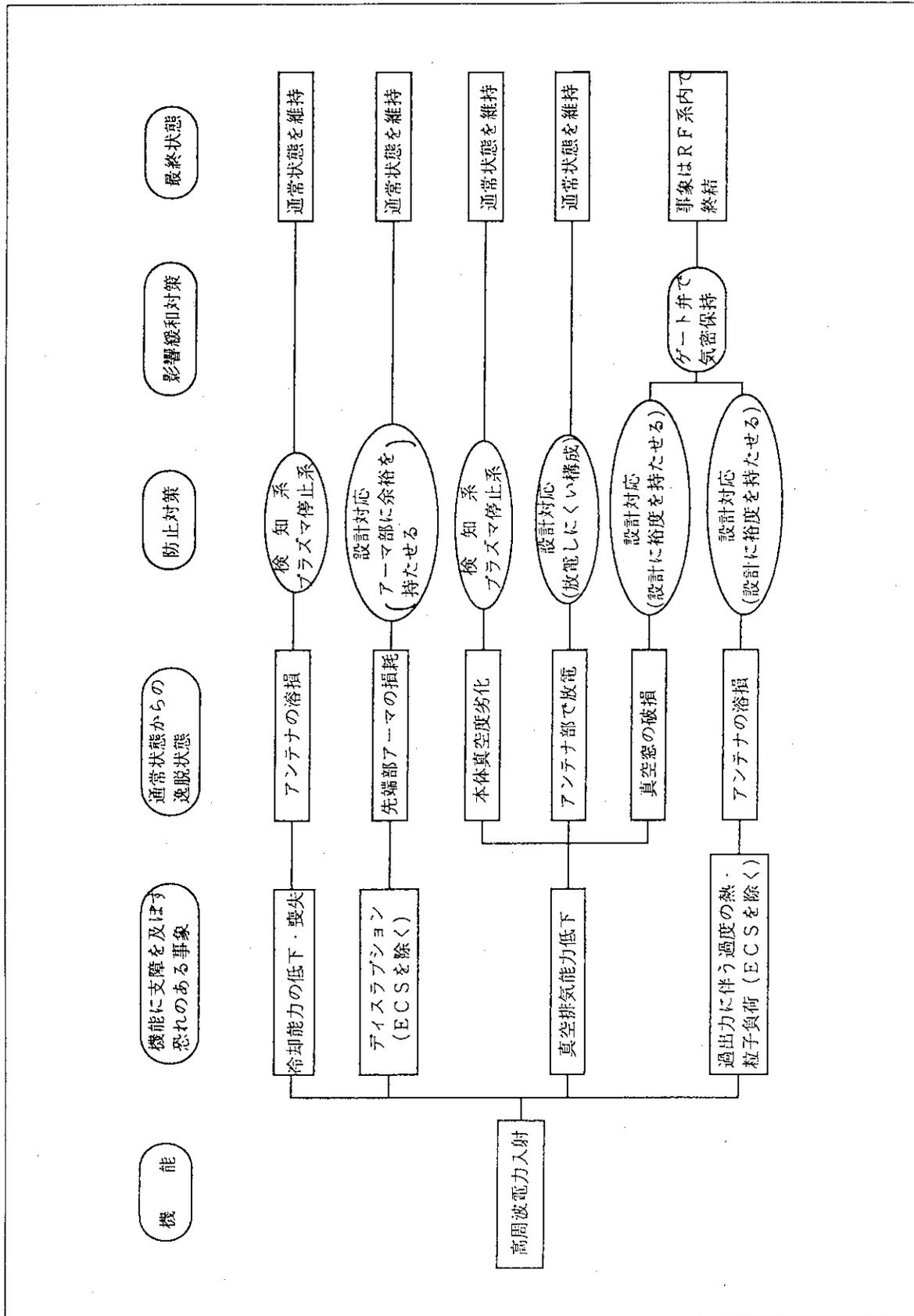
ECSでは周波数が高いため (120GHz)結合系にはミラーが用いられる。ミラーの設置場所はクライオスタットの外側であり、実験炉本体とはゲートバルブで仕切られる。一方、LHS(5GHz)、ICS (15~80MHz) では結合系にそれぞれグレル導波管、ループアンテナが用いられる。

結合系の先端部の位置は、炉本体第一壁表面位置とほぼ同じにしている。このためLHSとICSの結合系の先端部は高周波損失による熱負荷に加えて、第一壁と同様にプラズマからの熱負荷を受ける。

構築物・系統・機器名 RF系

2. 機能の分析と事象及び対策の抽出

(シート 2 / 3)



構築物・系統・機器名 真空容器

1. 構築物・系統・機器の概要とその機能

(シート1/3)

真空容器はプラズマ閉じ込めのための真空の保持 (4×10^{-5} Pa) とトリチウムの閉じ込めの第一次障壁の機能を要求されるトーラス構造体であり、図1に示すようにブランケット、ダイバータ等の炉内構造物が内部に配置・支持される。分解・組立の観点から本構造体は16個のセクターに分割され、更に各セクターは図2に示すように3モジュール(2パラレル・セグメントと1ウエッジ・セグメント)に分割される。パラレル・セグメントはトロイダル磁場(TF)コイルに内接して設置される。ウエッジ・セグメントはTFコイル間に配置され、ウエッジ・セグメントには各種ポート(上部ポート、水平ポート及び排気ダクト)が接続される。真空容器はこれらの機能に加えて、プラズマ電流の立ち上げに必要なトロイダル一周抵抗値(20マイクロ・オーム)及びTFコイルに対する放射線遮蔽の性能を確保する必要がある。

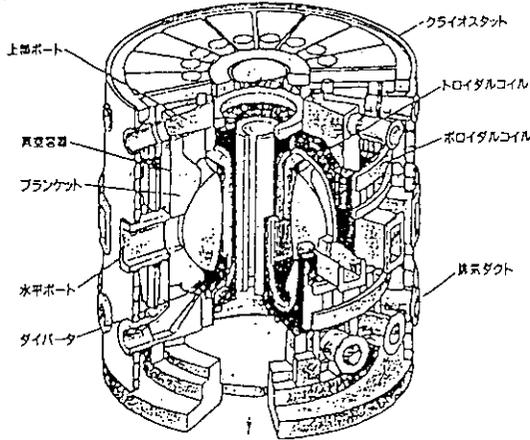


図1 核融合実験炉の全体構造

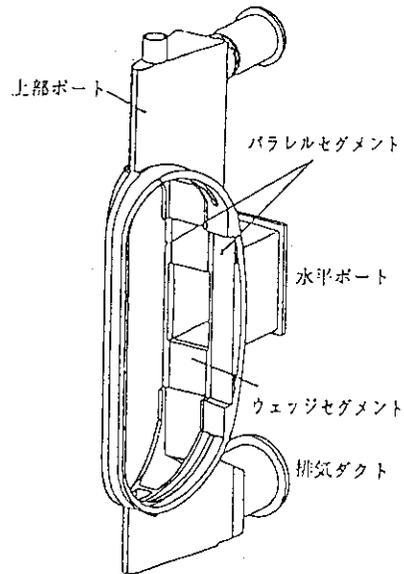


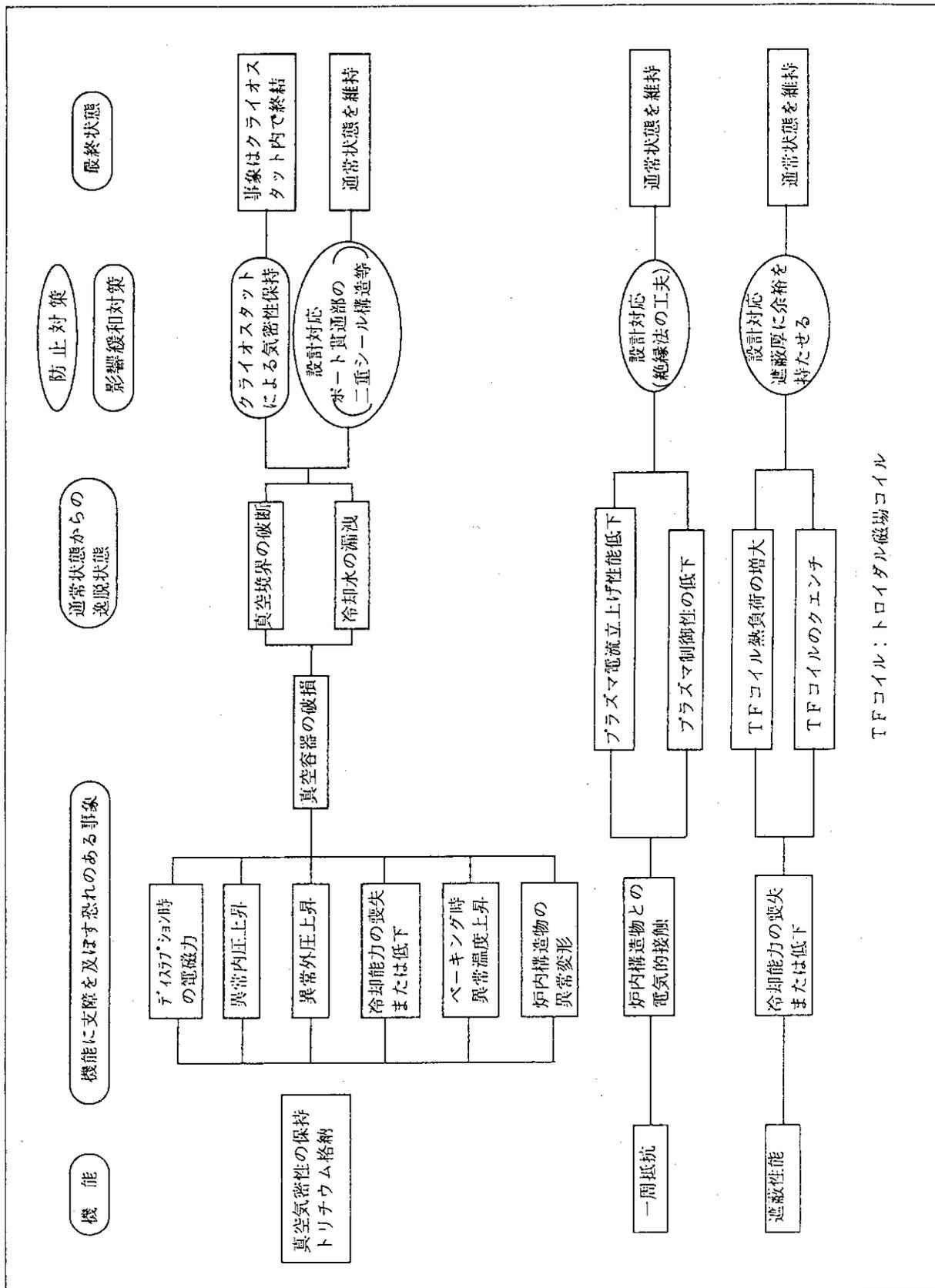
図2 真空容器 1/16セクター鳥瞰図

- 必要な直接機能
- 1) 真空気密性の保持及びトリチウム閉じ込めの第一次障壁；容器内 4×10^{-5} Pa
 - 2) トロイダル一周抵抗(20マイクロ・オーム)の確保
 - 3) 炉内構造物の自重支持(真空容器；60 MN、炉内構造物；55 MN)
 - 4) 核発熱の除去：通常運転時 インボード側 ; 0.1 MW/m^3
アウトボード側；数 W/m^3
 - 5) 構造強度
 - a) プラズマ・ディスラプション時の電磁力支持
 向心力 (F_r) ; 300 MN
 上下力 (F_z) ; 80 MN
 - b) 圧力条件： 異常内圧力 ; 2 bar/外圧条件 10^{-3} Pa
 異常外圧力 ; 2 bar/内圧条件 4×10^{-5} Pa
 冷却チャンネル；通常運転時 1.0 MPa、ベーキング時 1.5 MPa
 - c) 熱応力(容器内温度差) ; 通常運転時 50℃、ベーキング時 130℃
 - 6) 遮蔽性能(通常運転時、ブランケットによる遮蔽との合計)
 - TFコイル巻線部の核発熱 ; 5 mW/cc-metal 以下
 - TFコイル全体の核発熱 ; 20 kW 以下

構築物・系統・機器名 真空容器

2. 機能の分析と事象及び対策の抽出

(シート2/3)



構築物・系統・機器名 真空容器

3. 特記事項

(シート 3 / 3)

通 常 運 転 時 の 安 全 対 策	<p>(1) 真空容器内の真空度が保持できるように適切な設計上の配慮を行うこと。</p> <p>(2) 真空容器に働く電磁力に耐える構造をとること。</p> <p>(3) ベーキング時等における熱応力に耐える構造をとること。</p> <p>(4) 炉室及び冷却水中へのトリチウムの漏洩を極力少なくするリークタイトな構造とすること。</p> <p>(5) 圧力変動に耐える構造とすること。</p> <p>(6) 第一壁冷却管などの破断で真空容器の内圧が上昇したとき、トリチウムインベントリーの多い主排気系等からトリチウムが蒸発、漏洩する可能性があるため、真空容器とそれらの機器との隔離対策を施すこと。隔離後は排気系等で減圧していくこと。また真空容器の破壊を防ぐために圧力逃がし対策を考慮すること。</p> <p>(7) 中性粒子ビームがプラズマに吸収されないで、プラズマを通過してプラズマ対向機器にあたること（シャインスルー）に対する対策を施すこと。</p>
安 全 設 計 上 の 立 場	<p>1. 真空容器はプラズマ閉じ込めのための高真空を維持する炉の基本構造物であり、核融合炉の寿命期間中に保守・交換を行うことを前提としない機器である。</p> <p>2. 真空容器は、炉内構造物が破損した場合、第一番目の障壁として、トリチウム漏洩を緩和する構造とする。</p> <p>3. 真空容器の健全性は、真空容器内の高真空度の維持をもって、確認する。</p>

構築物・系統・機器名 クライオスタット

1. 構築物・系統・機器の概要とその機能

(シート1/3)

<p>概要説明</p>	<p>クライオスタットは、極低温で動作する超電導コイルに対する熱輻射・伝達を減少させるための真空断熱雰囲気、トリチウム閉じ込めのための部分的な二次障壁及び、生体遮蔽の性能を保持する機能をもつ。幾何学的には内径1.3 m、高さ3.0 m程度の円筒容器であり、コイルの組立・分解のための開口部、冷媒と電流の出入り口のための貫通口等を確保するよう設計される。また、プラズマ制御の観点からトロイダル方向の実効肉厚はステンレス鋼で10 mm以下とされる。</p> <p>クライオスタットの構造としては、金属製とコンクリート製の2案が提案されており、現在は金属製が主案となっている。図1に金属製クライオスタットの鳥瞰図を示す。クライオスタットは、円筒部と上部蓋で構成される。円筒部は、垂直方向とトロイダル方向に補強用リブを設けたステンレス鋼製の円筒(25 mm厚)であり、補強用リブを含めた総厚みは700 mmである。上部蓋は、同心円状および半径方向に配置されたリブで補強されたステンレス製の円盤である。上部蓋には、炉内構造物とボロイダル・コイルの引き抜きのため、取り外しのできる台形状及び円形状の蓋が更に設けられる。トロイダル一周抵抗については、部分的に集中抵抗体を配置し、所定の実効肉厚を確保している。</p>
<p>必要機能</p>	<p>クライオスタットが構造的に満足しなければならない条件は、以下の通りである。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1) 圧力条件: 通常運転時; 内圧10^{-3} Paで外圧が大気圧 : 異常時; 内外圧力差0.13 MPa 2) トロイダル一周抵抗: ステンレス鋼で実効肉厚10 mm以下 3) 分解・組立: 中心ソレノイドコイル、外側ボロイダル磁場コイルの分解・組立に対応して、上下蓋が着脱可能であること。 4) 生体遮蔽: 炉停止後、24時間以内にクライオスタット外側にアクセス可能であること。24時間と言う数値は放射線線量の減衰割合と分解修理との観点から工学的判断に基づき決めたもの。

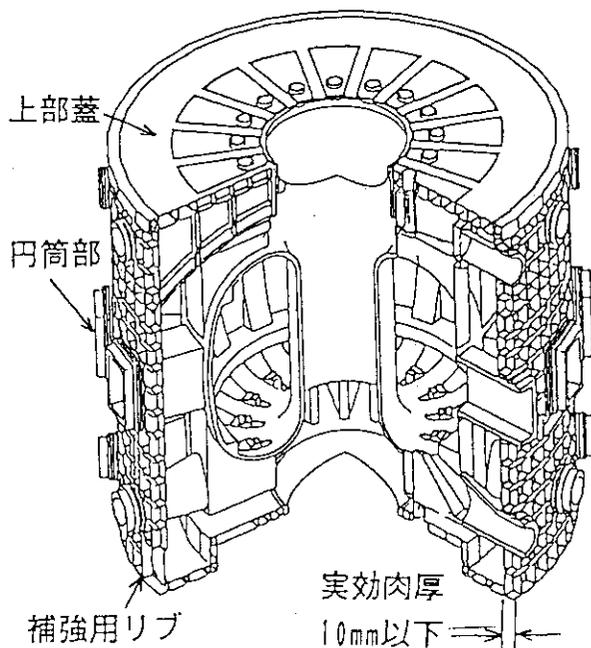
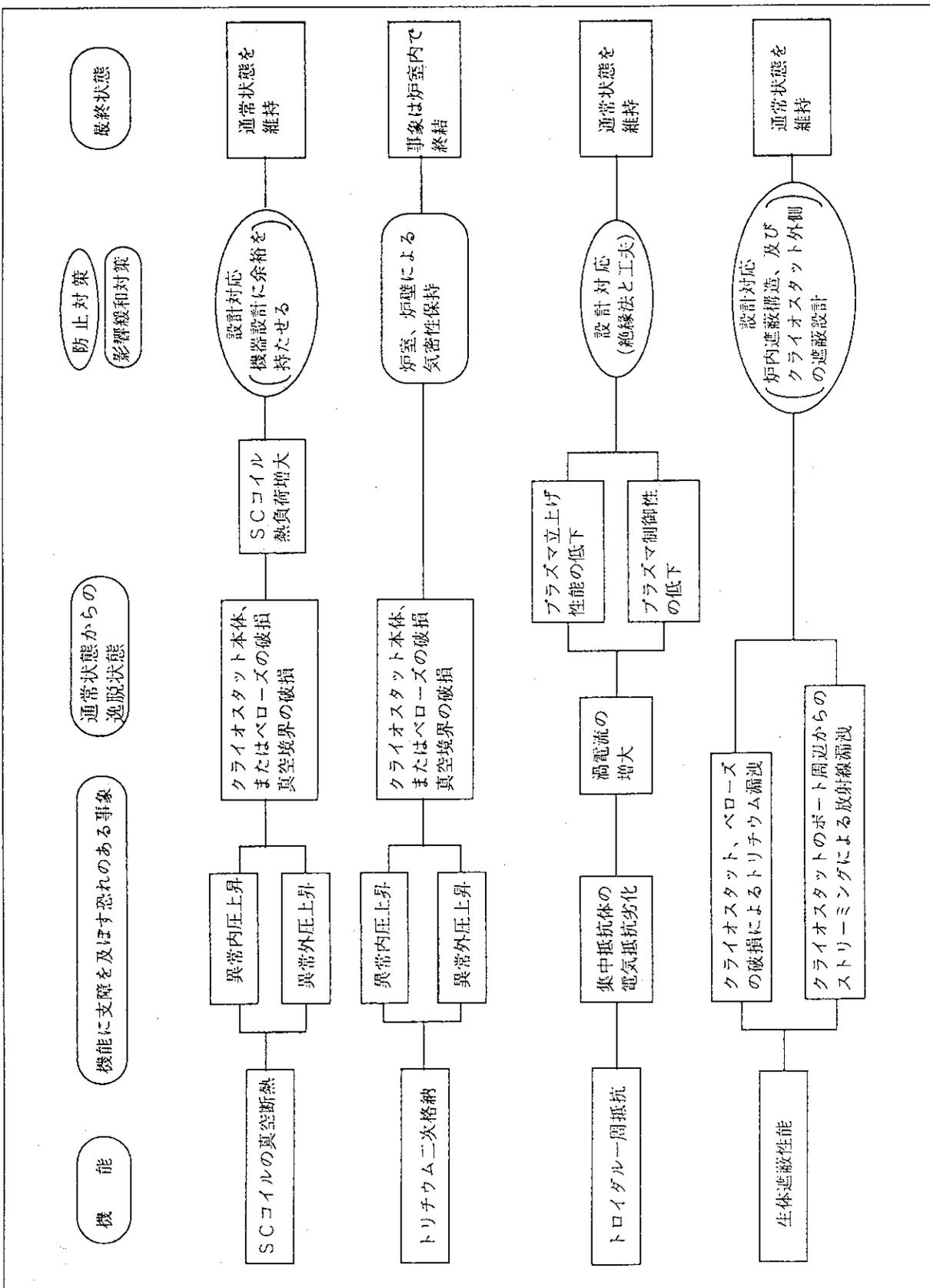


図1 金属製クライオスタット構造図

構築物・系統・機器名 クライオスタット

2. 機能の分析と事象及び対策の抽出

(シート2/3)



構築物・系統・機器名 | クライオスタット

3. 特記事項

(シート 3 / 3)

通常運転時の安全対策	<ul style="list-style-type: none"> (1) 超電導コイルへの熱輻射・伝達が低減できるように適切な設計上の配慮を行うこと。 (2) クライオスタットに働く電磁力に耐える構造をとること。 (3) ベーキング時等における熱応力に耐える構造をとること。 (4) トリチウムの漏洩量を極力少なくするリークタイトな構造とすること。 (5) 圧力変動に耐える構造とすること。 (6) クライオスタットの破壊を防ぐために圧力逃し対策を講じること。 (7) 炉停止後 24 時間以内にクライオスタット外側にアクセス可能な生体遮蔽を持つこと。
安全設計上の立場	<ul style="list-style-type: none"> 1. クライオスタットは超電導コイルへの熱輻射・伝達を減少させるための真空断熱雰囲気を提供する核融合炉の寿命期間中に保守、交換を行うことを前提としない機器である。 2. クライオスタットは、真空容器が破損した場合の第二番目の障壁として、トリチウム漏洩を緩和する構造とする。 3. クライオスタットの健全性はクライオスタット内の真空度の維持をもって確認する。

構築物・系統・機器名

冷却系

1. 構築物・系統・機器の概要とその機能

(シート1/4)

概要説明

冷却系は、各機器へのプラズマからの熱流・核発熱等を有効に冷却するための施設で、その仕様を表1に系統図を図1に示す。

表1 冷却系の主な仕様

Parameter	First wall	Divertor	Blanket/ Shield	Vacuum vessel
Power (MW)	525	170	865	20
Pressure (MPa)	1.7	3.5	1.5	1
Inlet temperature (°C)	60	60	60	50
Outlet temperature (°C)	100	75	100	70
Flow rate (kg/s)	3280	3120	5360	240
(m ³ /s)	3.37	3.25	5.51	0.24
Loop number	4	4	4	1
Velocity in pipes (m/s)	4	4	4	4
Pressure drop (MPa):				
in-vessel components	0.7	1	0.1	0.1
heat exchanger	0.3	0.16	0.3	0.084
loop	0.5	0.8	0.5	0.5
total	1.5	~2	0.9	~0.7
Tritium concentration				
(Ci/l)	1	1	0.01	
(TBq/m ³)	40	40	0.4	
Pump power (MW)	4.8	6.4	5	0.2
Circuit volume (m ³)	321	356	503	89
Outer diameter of pipes (mm)	559	559	687	323.9

必要な直接機能

構築物・系統・機器名 冷却系

1. 構築物・系統・機器の概要とその機能

(シート2/4)

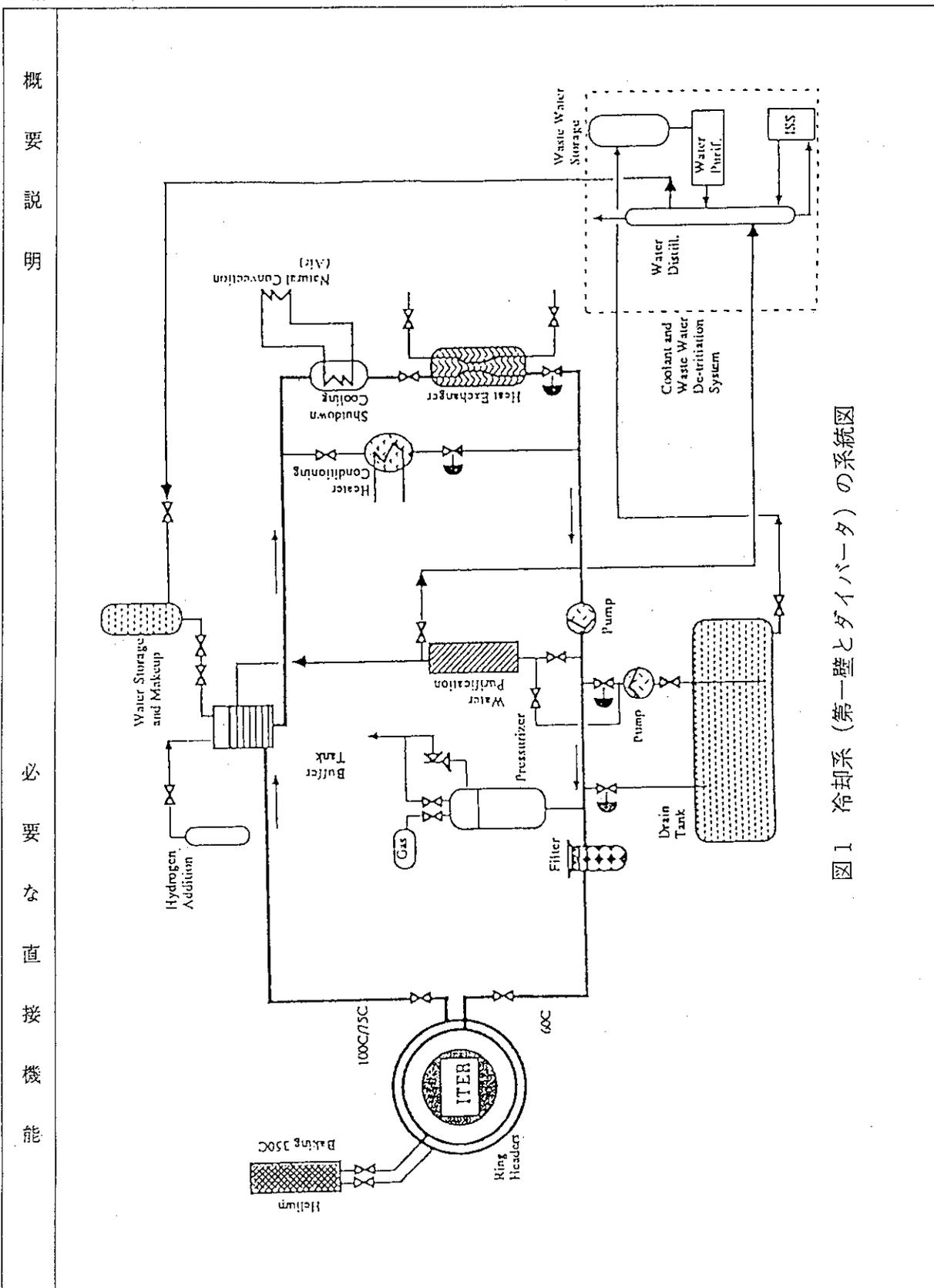


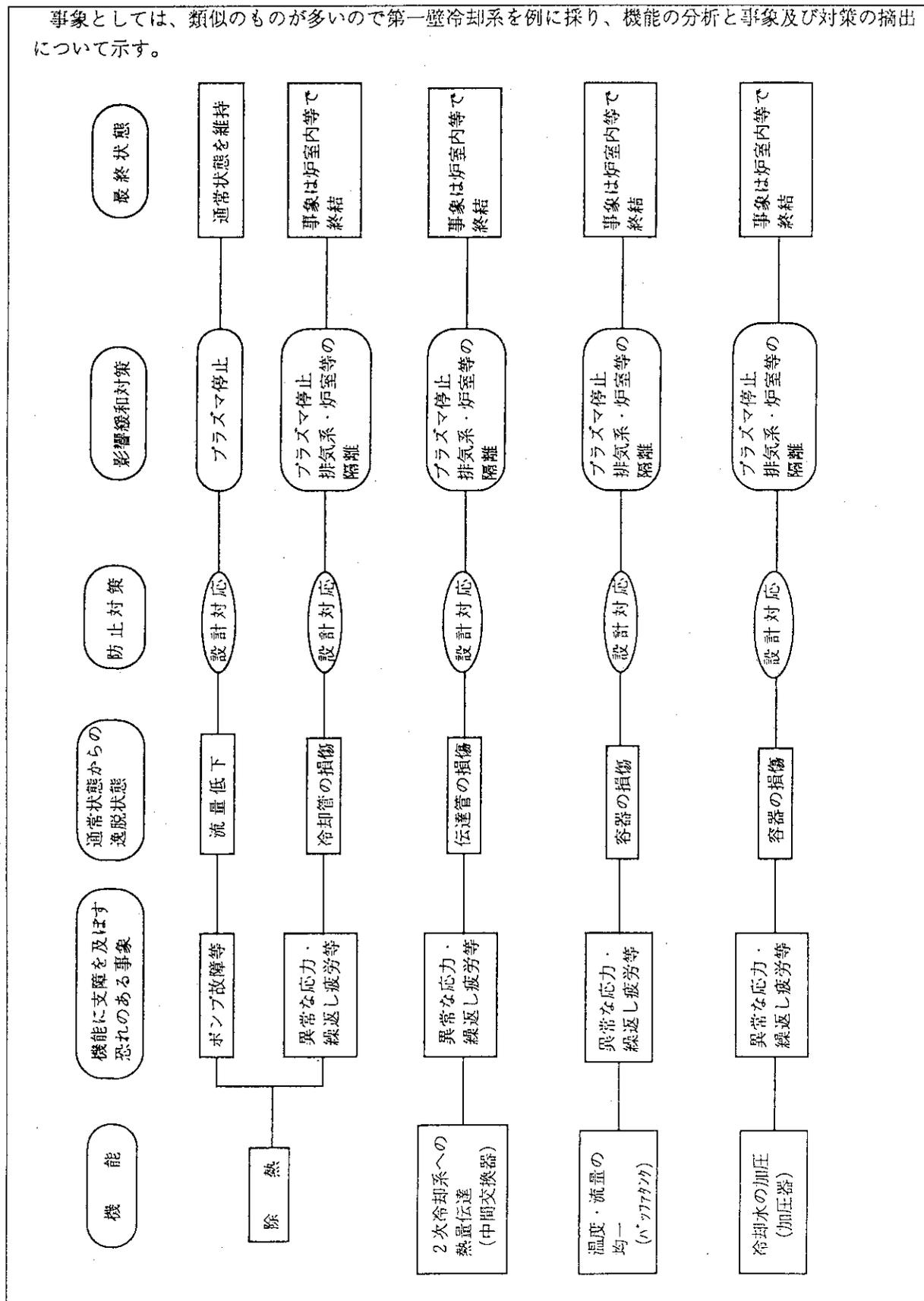
図1 冷却系（第一壁とダイバータ）の系統図

構築物・系統・機器名 冷却系

2. 機能の分析と事象及び対策の抽出

(シート3/4)

事象としては、類似のものが多いため第一壁冷却系を例に採り、機能の分析と事象及び対策の抽出について示す。



構築物・系統・機器名	冷却系
------------	-----

3. 特記事項

(シート4/4)

通 常 運 転 時 の 安 全 対 策	(1) 機器を有効に冷却できるように、適切な設計上の配慮を行うこと。 (2) 機器・配管類からの冷却材の漏洩防止を考慮した設計とすること。 (3) ダイバータ冷却系等冷却材中へのトリチウム透過が予想される冷却系に対しては、トリチウムモニタリング系を設ける他、濃度管理も行う。また必要に応じて、冷却材からのトリチウム除去設備の設置を考慮すること。 (4) 腐食生成物の発生を極力防止、また必要に応じて除去設備を設置すること。 (5) ポンプ等の設備故障時に対する崩壊熱除去の必要性及び対策について考慮しておくこと。 (6) 2次冷却系の圧力を1次冷却系の圧力よりも高くしてトリチウムと放射化生成物の2次側への移行を少なくすること。
安 全 設 計 上 の 立 場	1. 各機器の冷却系は、各々1系統で構成し、定期検査時の耐圧漏洩検査等でその健全性を調べる。 2. 各冷却系統は、自然循環が有効に働く構成をとる。 3. 崩壊熱除去は、冷却系の動的機器の作動も含めて通常運転時に使用する冷却施設を用いて行う。

構築物・系統・機器名 炉本体建家、雰囲気浄化系

1. 構築物・系統・機器の概要とその機能

(シート 2 / 4)

概要説明

必要な直接機能

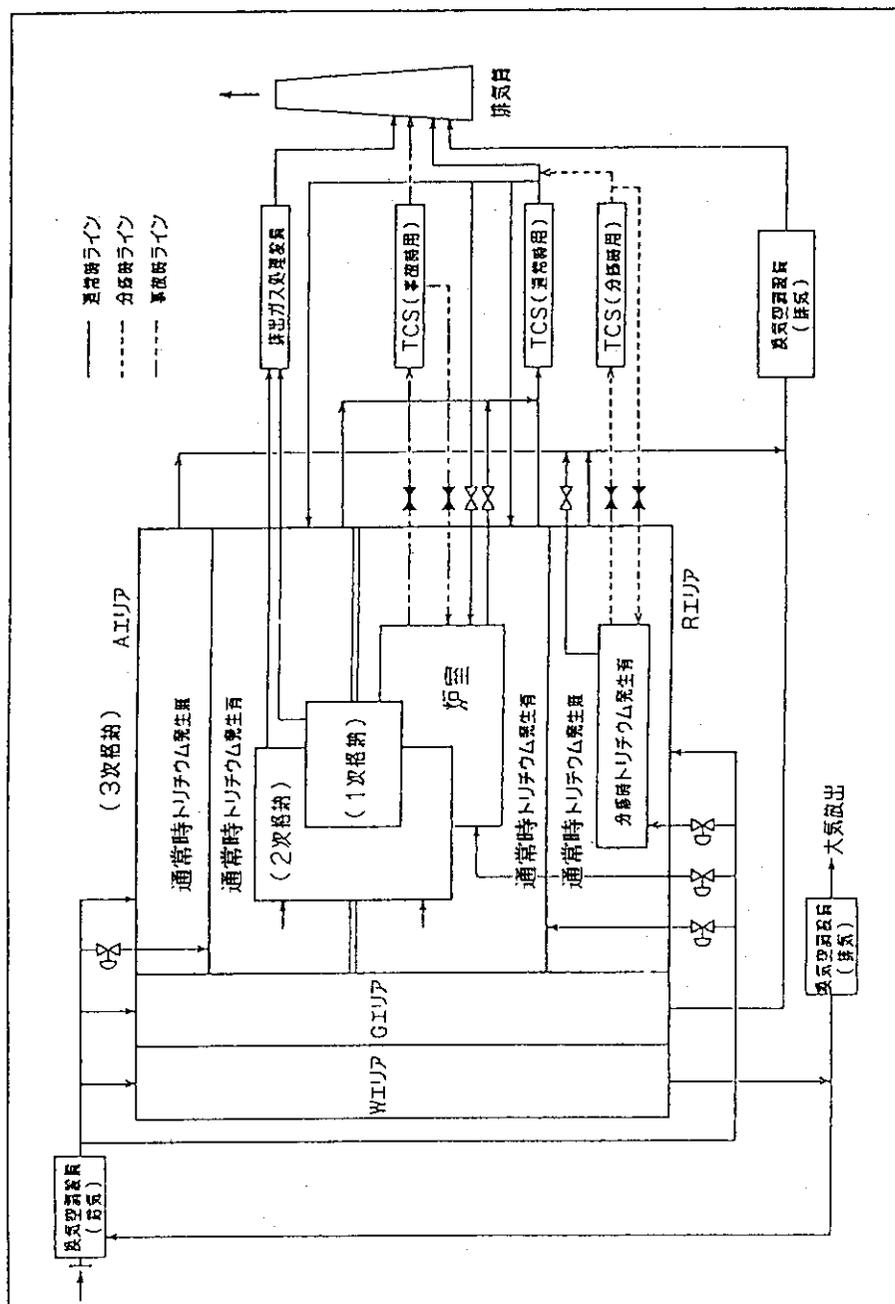
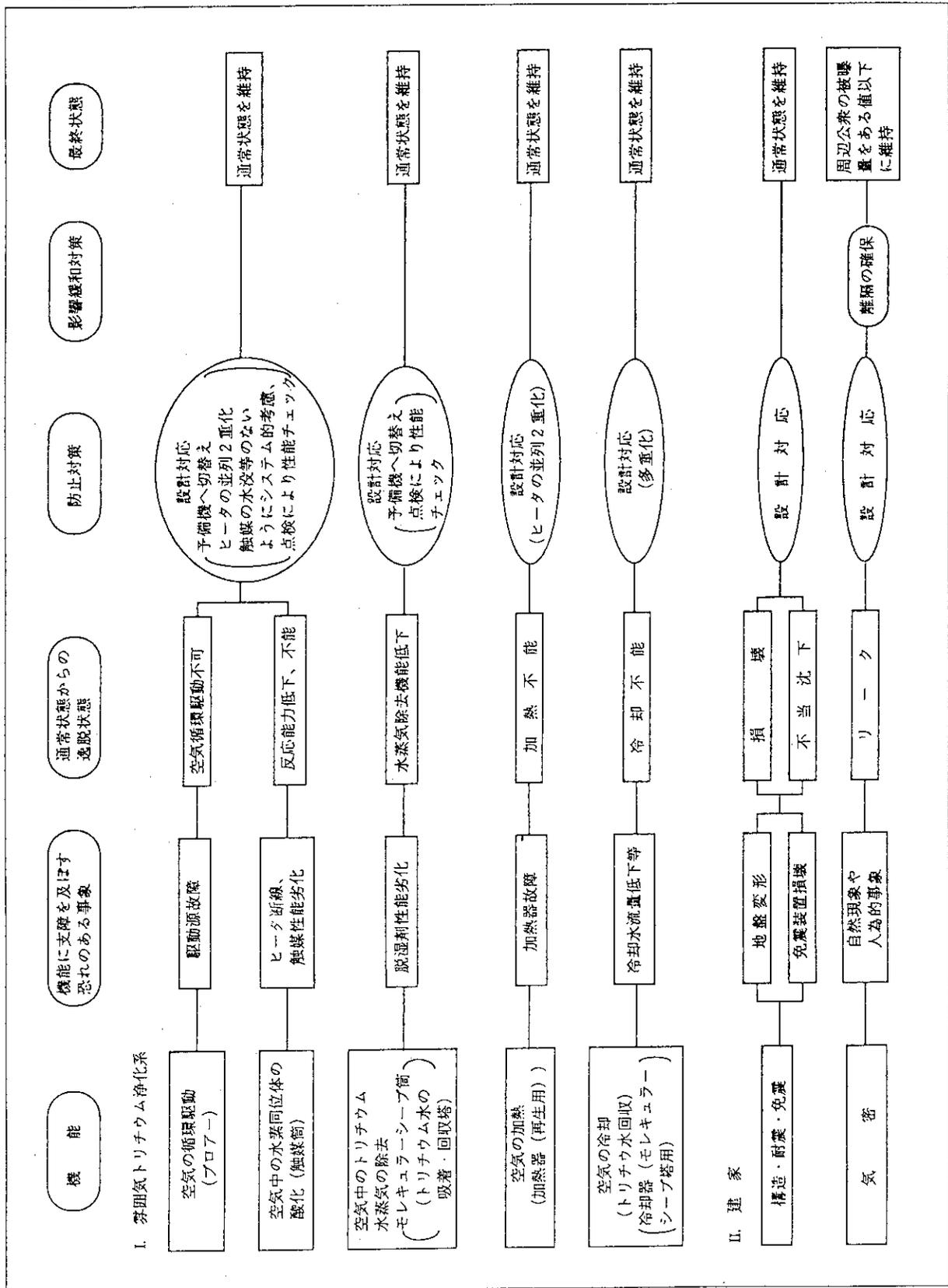


図1 雰囲気浄化系の概要

2. 機能の分析と事象及び対策の抽出

(シート3/4)



構築物・系統・機器名 炉本体建家、雰囲気浄化系

3. 特記事項

(シート 4 / 4)

<p>通 常 運 転 時 の 安 全 対 策</p>	<p>炉本体建家</p> <p>(1) 建家はトリチウムの環境放出に対する最終閉じ込め系として機能する共に、外部からの諸要因（地震、津波、洪水等）に対して内部機器・設備を保護することを考慮して設計すること。</p> <p>(2) 作業者に対し、無用不測の放射線被ばくを防止するために、管理区域を設定し、立ち入りの制限を行うこと。</p> <p>雰囲気浄化系</p> <p>(3) プラズマ真空容器破損あるいはグローブボックスなどの破損時等、建家内（室内）へのトリチウム放出事故に対する早期隔離対策について検討すること（緊急遮断弁の設置など）。</p> <p>(4) 放射化生成物の放出をできるだけ受動的な手段で抑制できるようにすること。</p> <p>(5) 事故時の汚染防止を図るため、換気は主要な区域ごとに別系統とすること。</p> <p>(6) 建家内の空気の流れは清浄区域から汚染の可能性のある区域に向かって流れるようにすること。</p>
<p>安 全 設 計 上 の 立 場</p>	<p>1. 建家は、第三番目の障壁として、トリチウムの環境への漏洩を緩和する最終のバウンダリーである。</p> <p>2. 雰囲気浄化系は、除染を行う唯一の施設であり、多重性をもたせるものとする。</p>

ま と め

上記の検討結果により、個々の構築物・系統・機器について、故障影響解析、異常状態の抽出、その対策等を取りまとめることができた。今後は、これらを基に、核融合施設の安全設計の考え方を明確にしていく。

謝 辞

本研究の実施に当たり、ITER開発室の松田慎三郎室長、関省吾計画管理グループ・グループリーダー、佐治憲ITER共同中央チームディビジョンヘッド、高津英幸主任研究員、佐藤聡研究員及び、ITER開発室及び炉構造研究室の設計担当者に多大の御教示をいただいた。また東海研究所の核融合炉安全規制アドバイザーグループのメンバー（阿部清治リスク評価解析室長、古田照夫燃料挙動安全研究室長、松鶴秀夫環境影響解析研究室長、野村正之安全性研究計画室長、片桐浩放射線管理第1課長、高柳政二JRR-3管理課長）には貴重なコメントを多数いただいた。また、吉川允二副理事長、鹿園直基理事、田村早苗那珂研究所長、松浦祥次郎東海研究所長、島本進核融合工学部長、及び関昌弘炉構造研究室長には暖かいご支援をいただいた。これらの方々に深く感謝致します。

参 考 文 献

- 1) 関 泰 他; 核融合実験炉の概念設計, 日本原子力研究所レポート, JAERI-M 91-126 (1991).
- 2) Raeder J., et al.; ITER SAFETY, ITER Documentation Series, No. 36, IAEA, VIENNA(1991).
- 3) 科学技術庁原子力安全局原子力安全調査室; 原子力安全委員会安全審査指針集, 大成出版社 (平成2年12月).
- 4) Okazaki T., et al.; Safety considerations for divertor of fusion experimental reactor, 17th Symposium on Fusion Technology, Roma, Sept. 14-18, 1992.
- 5) Kolbasov B., et al.; ITER PLANT SYSTEMS, ITER Documentation Series, No. 35, IAEA, VIENNA (1991).
- 6) Kuroda T. et al.; ITER PLASMA FACING COMPONENTS, ITER Documentation Series, No. 30, IAEA, VIENNA(1991).
- 7) Smith D., et al.; ITER BLANKET, SHIELD AND MATERIAL DATA BASE, ITER Documentation Series, No. 29, IAEA, VIENNA(1991).
- 8) Bottura L., et al.; ITER MAGNETS, ITER Documentation Series, No. 26, IAEA, VIENNA(1991).
- 9) Honda T., et al.; ITER ASSEMBLY AND MAINTENANCE ITER Documentation Series, No. 34, IAEA, VIENNA (1991).
- 10) Post D.E., et al.; ITER PHYSICS, ITER Documentation Series, No. 21, IAEA, VIENNA(1991).

謝 辞

本研究の実施に当たり、ITER開発室の松田慎三郎室長、関省吾計画管理グループ・グループリーダー、佐治憲ITER共同中央チームディビジョンヘッド、高津英幸主任研究員、佐藤聡研究員及び、ITER開発室及び炉構造研究室の設計担当者に多大の御教示をいただいた。また東海研究所の核融合炉安全規制アドバイザーグループのメンバー（阿部清治リスク評価解析室長、古田照夫燃料挙動安全研究室長、松鶴秀夫環境影響解析研究室長、野村正之安全性研究計画室長、片桐浩放射線管理第1課長、高柳政二JRR-3管理課長）には貴重なコメントを多数いただいた。また、吉川允二副理事長、鹿園直基理事、田村早苗那珂研究所長、松浦祥次郎東海研究所長、島本進核融合工学部長、及び関昌弘炉構造研究室長には暖かいご支援をいただいた。これらの方々に深く感謝致します。

参 考 文 献

- 1) 関 泰 他; 核融合実験炉の概念設計, 日本原子力研究所レポート, JAERI-M 91-126 (1991).
- 2) Raeder J., et al.; ITER SAFETY, ITER Documentation Series, No. 36, IAEA, VIENNA(1991).
- 3) 科学技術庁原子力安全局原子力安全調査室; 原子力安全委員会安全審査指針集, 大成出版社 (平成2年12月).
- 4) Okazaki T., et al.; Safety considerations for divertor of fusion experimental reactor, 17th Symposium on Fusion Technology, Roma, Sept. 14-18, 1992.
- 5) Kolbasov B., et al.; ITER PLANT SYSTEMS, ITER Documentation Series, No. 35, IAEA, VIENNA (1991).
- 6) Kuroda T. et al.; ITER PLASMA FACING COMPONENTS, ITER Documentation Series, No. 30, IAEA, VIENNA(1991).
- 7) Smith D., et al.; ITER BLANKET, SHIELD AND MATERIAL DATA BASE, ITER Documentation Series, No. 29, IAEA, VIENNA(1991).
- 8) Bottura L., et al.; ITER MAGNETS, ITER Documentation Series, No. 26, IAEA, VIENNA(1991).
- 9) Honda T., et al.; ITER ASSEMBLY AND MAINTENANCE ITER Documentation Series, No. 34, IAEA, VIENNA (1991).
- 10) Post D. E., et al.; ITER PHYSICS, ITER Documentation Series, No. 21, IAEA, VIENNA(1991).

ま と め

上記の検討結果により、個々の構築物・系統・機器について、故障影響解析、異常状態の抽出、その対策等を取りまとめることができた。今後は、これらを基に、核融合施設の安全設計の考え方を明確にしていく。