



特集

核融合エネルギーの社会的受容性と科学的見通し II

7. 安全性

関 泰
(日本原子力研究所)

Safety

SEKI Yasushi

Naka Fusion Research Establishment, Japan Atomic Energy Research Institute, Ibaraki 311-0193, Japan

(Received 28 April 1998)

Abstract

A number of safety features of fusion reactors as compared with fission reactors have been clarified. Utilizing these safety features, the measures to achieve a significantly safe fusion reactor emphasizing the radioactive material confinement, are described. The results of the safety analysis of ITER, which is the most well defined fusion reactor, show that the safety of ITER is clearly secured. Based on the results, the way to further improve the safety in fusion power reactors is shown.

Keywords:

fusion reactor, safety, fission reactor, tritium, activation products, low activation material, ITER, reactivity accident, decay heat

はじめに

核融合炉は核分裂炉と比べていくつかの安全上の長所を有しており、これらの長所を生かすことにより格段に安全にできると考えている。

まず核融合炉の安全性の目標を述べ、その安全上の特徴を核分裂炉と対比させることにより明らかにする。そして、その特徴に即して、放射性物質の閉じ込めに重点をおいた安全確保の基本的考え方を述べる。

つぎに ITER の安全性の評価結果について述べる。ITER という今までで最も詳細な核融合実験炉の工学設計を対象として安全評価がなされた。その結果、それ自身の安全性が確実なものとして示され、将来の核融合炉の安全性を見通す基礎ができた。

これに基づいて、ITER 以降の核融合動力炉において格段に高い安全性を実現する方策について述べる。

7.1 安全性の目標

核融合炉の安全性の当面の目標は、周辺公衆および作業従事者の放射線被曝を許容値以下で合理的に可能な限り低く抑えることである。さらに社会の受容性を高めるために、都市近郊に立地可能な程度にまで安全性を向上させることを目標とする。

7.2 安全性の特徴

核融合炉の安全性を確保するためには、核融合炉の安全性の特徴を明らかにして、その特徴に即した安全確保の方策をとる必要がある。核融合炉の安全性の特徴を、核分裂炉と対比して Table 1 に示す。主な特徴を以下に述べる。

(1) 核融合反応は暴走しない

核分裂炉においても、核的に暴走する確率は十分に低い。核融合炉では核融合反応が暴走するような事故は

author's e-mail: sekiy@naka.jaeri.go.jp

Table 1 核融合炉と核分裂炉の安全上の相違点

項 目	核融合炉	核分裂炉	備 考
反応維持	高真空度の容器内に希薄なDとTの1億度以上の高温プラズマを維持する。→プラズマ圧力は磁気圧力以上にはなり得ない。	中性子数を調節して連鎖反応を制御する。	核融合反応の維持には、多くの条件を満たす必要があり、そのうち一つでも満たされないと停止する。 →核反応停止機能維持の重要度は低い
炉心の燃料インベントリ	DT燃料は1g以下 プラズマ対向面にTが ~1kg程度内蔵される。	数年分のウラン（数十トン）	核融合炉では、運転中には常時燃料を注入し燃えかすを排気する。→炉心滞在量少なく潜在的危険性は低い。
反応生成物	ヘリウム、中性子	核分裂生成物（FP）、中性子	核融合炉では、低放射化材料を使用すれば、中性子の放射化影響を低くできる。
中性子による放射化生成物	炉心構造材料の放射化	炉心構造材料の放射化 アクチノイド	核融合炉では、冷却材による遮蔽効果が少ないので炉心構造材料の放射化レベルは核分裂炉より大きい。
炉停止直後の最大崩壊熱密度	~0.2 W/cc	燃料中で数 W/cc	核融合炉では崩壊熱除去は比較的容易 →緊急冷却系は不要
放射性廃棄物	低レベル*、 中レベル* ：物量は大きい	低レベル*、中レベル*、高レベル（少量ではあるが）	核融合炉では、核分裂炉の高レベル廃棄物に対応するものはない。
燃料再処理	トリチウム燃料循環系において燃料を再処理（トリチウムインベントリ：数kg）	別途再処理工場を設けて冷却期間をおいてから使用済燃料を再処理	核融合炉ブランケット中のLiやBeを再利用する場合には簡便な再処理が必要となる。
平常時公衆被ばく	トリチウムは多重に閉じ込める	多重の閉じ込めで低減に成功	トリチウム閉じ込めは核融合炉の安全確保に重要
保守修理被ばく	複雑形状、遠隔操作依存が大	冷却系保守時の被ばくが大	遠隔保守技術開発が課題

*定義は、参考文献[2]を参照のこと

原理的に起こり得ない。核分裂炉では連鎖反応を停止し、反応度事故を未然に防ぐために多重の対策を講じているのに対し、核融合炉は、高度な技術による制御を用いて初めて反応が持続できるものであって、プラズマが正常状態から逸脱すると反応は自動的に抑止される。また閉じ込める磁場やプラズマ電流等、あるいは燃料供給を制御することにより、反応を容易に止めることができる。制御に失敗すれば核融合反応が自動的に停止する。すなわち、核反応が連鎖的に進展して制御不能となることはなく、核分裂炉の場合に重視される核反応停止機能の維

持は、相対的に重要度が低い。また核融合炉では火力発電のように燃料を絶えず供給しつつ燃えかすを排気しなければならず、核分裂炉のように何年分かの核燃料と核分裂生成物を炉心に抱え込むことはないことからその潜在的な危険性に大きな差が生ずる。

(2)中性子による放射化生成物は使用材料の選び方により低減できる

重水素-トリチウム核融合反応の生成物は、ヘリウム原子と中性子である。この中性子による核融合炉の構造材料の放射化の影響は、材料の選び方により低減できる。

これに対して核分裂反応では、必ず核分裂生成物 (FP) と中性子ができる。1.5年間運転後炉を停止した直後の熱出力あたりの誘導放射能 (Ci/Wt) は、核融合炉は核分裂炉 (高速炉) の数分の一程度という試算がある[1]。放射性物質の大部分が、核融合炉では放射化生成物であり、核分裂炉では FP である。

核融合炉の主要構造材料に金属を使用した場合には、放射化生成物による放射線レベルは高く、保守修理に当たっては、遠隔操作を必要とする。また、放射化生成物は大部分が、構造材の中にできる。放射化した構造材のプラズマに面した表面が、プラズマから中性粒子等により損耗シダスト状になることおよび冷却材の腐食により冷却管の表面が冷却材中に溶け出すことが、放射化された構造材の可動化の主なメカニズムと想定されている。これらを阻止すれば、放出の可能性は十分に低くできる。

(3)放射化した構造材の発熱 (崩壊熱) により閉じ込め境界が溶けることはない

核融合反応に伴い放射化される構造材の崩壊熱は、核分裂炉の炉心の崩壊熱と比較して1/10以下と低い。このため、核分裂炉の場合に重視される崩壊熱除去機能の維持は、相対的に重要度が低い。非常用冷却系を必要とせず、材料によっては時間的な減衰も早いので、放射性物質の閉じ込め境界を構成する真空境界の冷却は受動的な方法 (冷却材の自然循環等) で達成される核融合炉の設計が可能である。

(4)高レベル長寿命の放射性廃棄物がない

核融合炉の放射性廃棄物は、核分裂炉の廃棄物の考え方に準じて、50年の冷却期間後に処分を考えると、その大部分が低レベル廃棄物に区分される[2]。いずれにしても、核分裂炉で発生する高レベル放射性廃棄物 (アクチノイドや核分裂生成物) に相当するものは核融合炉にはない。

(5)トリチウムの閉じ込めが課題である

核融合炉では燃料の再処理、つまり回収、精製、供給のプロセスを、プラント内のトリチウム燃料循環システムで行う。このため、移動性の高い放射性物質としてのトリチウムが、比較的大量にプラント内に分散して存在し、循環するので閉じ込め機能の維持がとくに重要となる。「トリチウムの漏洩を十分に低くすること」が、最も重要である。核融合炉において、周到な安全対策と多重のトリチウム障壁によりトリチウム漏洩を十分に低く抑えることが必要である。

上記の特徴からわかるように、核融合炉の安全確保に

おいては「(反応を) 止める」ことと「(崩壊熱を) 冷やす」ことは比較的容易であり、重視すべきは「(放射性物質、とくにトリチウムを) 閉じ込める」ことにある。したがって、環境に大きな影響を与えるような事故の可能性は低い。少量のトリチウムの漏洩を防止することが最も重要である。

7.3 安全確保の基本的な考え方

前節で述べたように、現在想定されている核融合炉にはトリチウム等の放射性物質が広く分布している。したがって、放射性物質を大量に取り扱う原子力施設においてすでに長年の実績があり、その有効性が実証されている安全確保の基本的考え方を踏襲することが妥当と考えられる。すなわち、通常状態においては、周辺公衆および従事者の受ける放射線被曝線量を、“ALARA (As Low As Reasonably Achievable)” の原則に立ち、合理的に達成できる限り低く抑えることである。そして、通常状態からの逸脱に対しては、“深層防護 (多重防護)” の原則に立ち、

- 1) 異常の発生防止に努めること。
 - 2) たとえ異常が発生してもその拡大防止に努めること。
 - 3) 万一異常が拡大してもその影響の緩和に努めること。
- である。

7.4 放射性物質閉じ込めの考え方

核融合炉において最も重要となる放射性物質の閉じ込めの具体的な考え方の一例とそのための研究課題を Fig. 1 に示す。

- 1) まず放射性物質であるトリチウムと放射化生成物 (AP: Activation Products) のインベントリ分布、化学形・状態、可動性、透過性等を評価する。
- 2) 上記の評価結果に基づいて、多重の放射性物質閉じ込め障壁を効率的に設ける。一次閉じ込め障壁として真空容器、トリチウム燃料循環系等を考え、二次閉じ込め障壁としてクライオスタット、グローブボックス等を考える。
- 3) 建家を最終的な閉じ込め障壁とみなし、漏洩率を所定の値以下に抑えるなど、一定の閉じ込め機能を持たせる。
- 4) 放射性物質の漏れやすさおよび内蔵量に応じて、トリチウム除去系を設置する。
- 5) トリチウム貯蔵系等では多量のトリチウムが放出されることのないように分離格納する。

核融合炉におけるトリチウム取り扱いと多重閉じ込めの具体的な方法およびトリチウムの環境中挙動および生体

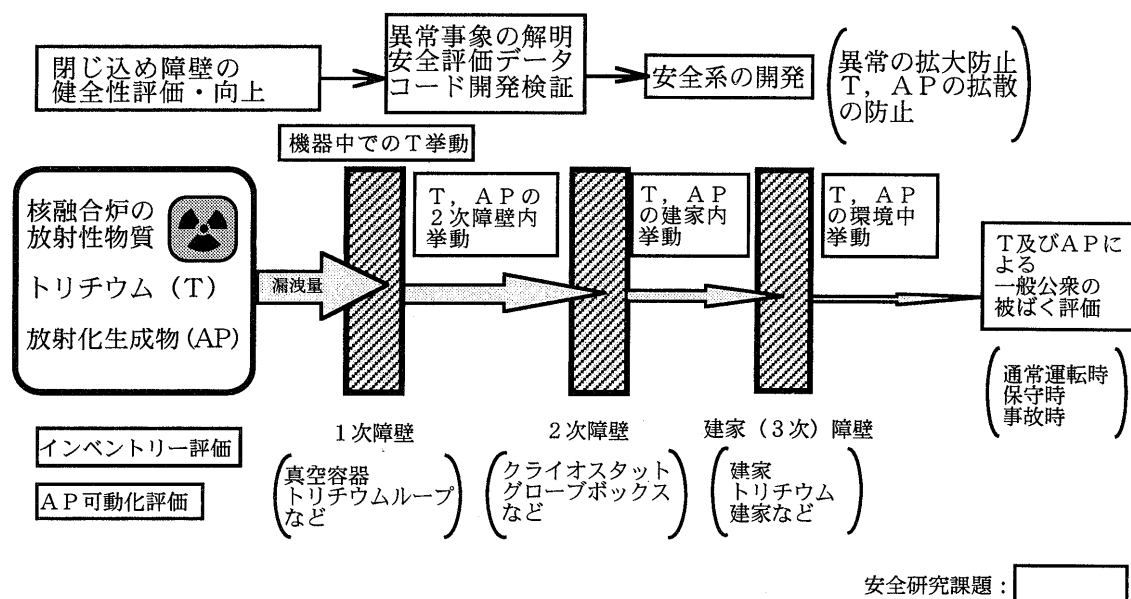


Fig. 1 多重閉じ込めによる安全確保と研究課題

内動態については、文献[3]に詳細に説明されている。

7.5 ITERにおける安全評価の結果[4]

ITERにおいては、今までになされた最も詳細な核融合実験炉の工学設計を対象として安全評価がなされ、それ自身の安全性が確実なものとして示されるとともに、将来の核融合炉の安全性の可能性を示す基礎ができた」と評価される。

ITERは立地国の安全規制に従い所要の許認可を経て、建設および運転されることになるが、立地国が未定の現段階では、国際的に合意の得られる安全原則を定めて、ITER参加各極のいずれにも建設できるように設計がなされた。

ITERにおいては、7.3で述べた安全確保の基本的な考え方に基づき、安全設計の方針が定められた。

平常時（通常運転時）にITERから環境に放出される放射性物質の評価がなされた。その結果、トリチウムの年間放出量は、1 g以下と評価された。スカイシャインによるものと合わせて、保守的な気象条件を仮定しても、周辺公衆の被曝線量が0.1 mSv/年を下回る放射性物質放出量を導き、これを設計上の自主基準とした。この0.1 mSv/年という値は、放射線被曝を合理的に達成できる限り低くするALARAの原則に基づいて、ICRPが勧告し我が国でも採用されている周辺公衆の被曝線量限度1 mSv/年の1/10に相当する。

作業従事者の被曝線量については、プラント設計や運転・保守方式等が被曝線量評価を行えるほどには十分に固まっていないので、最終的な数値の詰めには至っていないが、ALARAの目標を達成するための放射線管理等の考え方がまとめられ、作業従事者の被曝線量が十分に低く抑えられる見通しが得られた。

ITERにおいては、できるだけ異常の発生を防止できるように設計されているが、深層防護の原則に立ち、施設の異常を想定しても、その拡大と影響が緩和される設計となっていることが求められた。そこで、設計上考慮すべき各種の異常状態について、その事象進展と影響が評価された。その結果、いずれの異常事象に対しても、放射性物質放出量は、発生頻度で分類した各カテゴリーに対して定めた放出量自主基準を下回ることが示された。

以上のことから、ITERは、周辺公衆に著しいリスクを与えることのない設計であることが示された。

7.6 核融合動力炉の安全性

前節において述べたように、現在もっとも設計検討が進んでいる核融合炉であるITERにおいては、周辺公衆および作業従事者の放射線被曝線量を許容値以下で合理的に可能な限り低く抑える見通しが示された。ここでは、ITERの先に想定される核融合動力炉の安全性について考察を試みる。核融合動力炉の概念設計は、まだITERレベルの安全評価が行える程には十分に進んでいないの

で、定量的な評価結果は少なく、多くは定性的あるいは半定量的な評価に基づいている。

DT 燃焼をするトカマク型の核融合動力炉においては、実験炉である ITER と比べて、主として以下の点が異なってくる。

- 1) 耐放射線性、高温強度に優れ、低放射化といった優れた特性を有する先進構造材料を使用する。
- 2) 高い熱効率で発電を行うために、高温の冷却材を使用する。
- 3) 高い稼働率で長期間運転するために、トリチウム増殖比は 1 以上として、生成したトリチウムを連続的に回収して再利用する。
- 4) 出力密度を上げるために、ブランケットやダイバータはより高い熱流束、中性子壁負荷に耐えることが要求される。
- 5) 稼働率を上げるために、保守修理までの運転期間を長くするとともに保守修理のための停止期間を短くすることが要求される。
- 6) 所内電力を減らすために、自己点火条件に近いエネルギー増倍率の領域で運転して加熱・電流駆動電力を少なくする。

最近 10 年間に提案された核融合動力炉に関する 1) と 2) を満たす構造材料と冷却材の組み合わせを Table 2 に示す。組み合わせの種類はそれほど多くはないが、安全上の開発課題は、冷却材の選び方によって大きく異なってくる。前述の 2)～5) の項目は、経済性を高めることをめざしたものであるが、いずれも安全性の確保という点からは厳しい方向であり、これらを克服するための開発課題を Table 3 にまとめた。

上記の核融合動力炉と核融合実験炉の相違点に対応して、新たに必要となる研究開発課題は、以下のとおりである。

- 1) 耐放射線性、耐高温、耐高圧、低放射化に優れた材料の開発。

Table 2 核融合動力炉の構造材と冷却材の組み合わせ

冷却材	構造材			
	SS-316	低放射化 フェライト	バナジウム合金	SiC/SiC 複合材
水	(ITER), IDLT	SSTR, SEAFP-2, CREST		
金属 Li			ARIES-RS	
FLiBe		FFHR		
ヘリウムガス			SEAFP-1	ARIES-I, DREAM

- 2) 高温の冷却材を使用するための高温強度に優れた材料開発、耐圧構造機器の開発。また、とくに、安全性の観点からは高温高圧条件における通常運転時および異常時のトリチウム等の放射性物質の安全閉じ込め技術の開発が必要である。
- 3) 高いトリチウム増殖比を可能とするブランケット開発、トリチウム回収効率の向上が必要である。極低放射化構造材料使用時には、トリチウムが環境影響を支配する放射性物質インベントリとなるので、ブランケットおよび燃料循環系のトリチウムインベントリ低減がとくに重要である。
- 4) 高出力密度を可能とする高い熱伝導率を有する構造材料と高い除熱能力の冷却方式が必要となる。また、崩壊熱密度が高い場合には、対策が必要となる可能性がある。
- 5) 保守修理までの運転期間を長くするための耐放射線性が高い材料および信頼性が高い機器開発が必要である。保守修理期間を短くできる、炉心機器構造、ブランケット構成、ダイバータ構成の開発が必要である。従事者被曝を低減するために遠隔保守修理技術の開発が必要である。

他方、1) の条件を満たす構造材料が開発され、ヘリウムガスのような化学的に不活性な冷却材を使用できるならば、安全性の向上が可能である。その一つの例として、Fig. 2 に見られるように、誘導放射能に伴う放射線が格

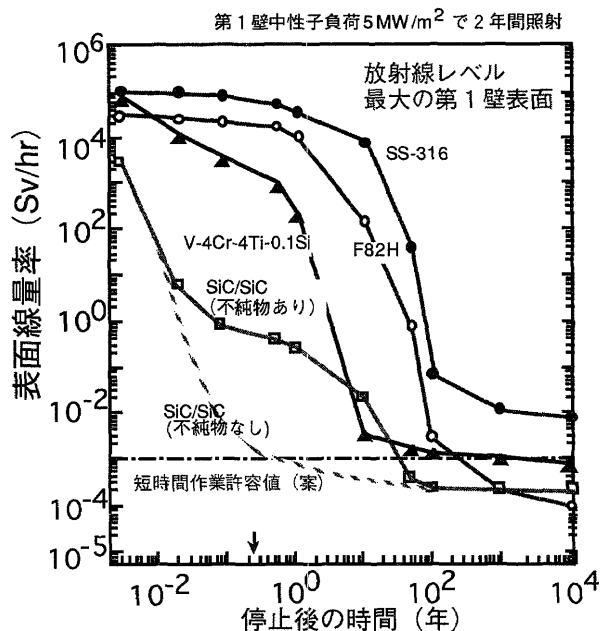


Fig. 2 表面線量率の時間減衰の材料依存性

Table 3 核融合動力炉の開発課題

項 目	実験炉と異なる点	開 発 課 題*
1) 先進材料	耐放射線性、高温強度に優れ、低放射化といった優れた特性を有する構造材料の使用が可能になる。	耐放射線性、耐高温、耐高圧、低放射化に優れた材料の開発。
2) 発電のための冷却方式	高い熱効率で発電を行うために高温高圧の冷却材を使用する。	高温高圧の冷却材を使用する場合には高温強度に優れた材料開発、耐圧構造機器の開発。 通常運転時及び異常時の放射性物質安全閉じ込め技術が必要である。
3) トリチウム自給	高い稼働率で長期間運転するために、トリチウム増殖比は1以上として、生成したトリチウムを連続的に回収して再利用する。	高いトリチウム増殖比を可能とするブランケット開発、トリチウム回収効率の向上が必要。 ブランケット及び燃料循環系のトリチウムインベントリーの低減が必要である。
4) 出力密度	出力密度を上げるために、ブランケットやダイバータはより高い熱流束、中性子壁負荷に耐えることが要求される。	高出力密度を可能とする高い熱伝導率を有する構造材料、高い除熱能力の冷却方式が必要となる。 崩壊熱が高い場合には、その対策も必要となる可能性がある。
5) 稼働率	高い稼働率を確保するために、長期間連続運転と保守修理期間の短縮が要求される。	交換期間を長くする材料開発。 保守修理期間を短くできる、炉心機器構造、ブランケット構成、ダイバータ構成の開発。 従事者被ばくを低減するための遠隔保守修理技術の開発が必要となる。

*安全性に関連する課題を太字にて示した。

段と低くその時間減衰が、極めて早い SiC/SiC 複合材料等の極低放射化材料にて炉心を構成することが考えられている[5]。この場合には、放射能に伴う放射線レベルおよび崩壊熱の時間減衰が格段と早くなり、放射性廃棄物の取り扱いも容易になる。また保守・修理作業に伴う従事者の被曝線量も現在の軽水炉の炉心シュラウドの交換メンテナンス並みの線量におさまると考えられる。この方向の最大の技術課題は SiC/SiC 複合材料等の極低放射化材料の開発である。SiC/SiC 複合材料は、高温ガスタービン、航空宇宙産業等でも軽量、高強度、耐高温材料として開発が進められているので、核融合炉に固有な課題として、低放射化のための高純度化、耐照射損傷特性の向上、高温ヘリウムガスの透過防止等を克服すればよい。

7.7 まとめ

核融合炉は核分裂炉と比べて「(反応を)止める」と「(崩壊熱を)冷やす」ことは比較的容易であり、重視すべきは「(放射性物質、とくにトリチウムを)閉じ込める」ことにある。とりわけ、トリチウム安全取り扱い技術の確立が、将来の核融合炉の安全を確保するために最も重要である。また、低放射化材料が利用できるようになるならば、核融合炉の安全性を格段と高めることが可能になる。また、より精緻な核融合動力炉設計をベースに、ここで述べた定性的な結論の技術的根拠を明確にしてゆくことが必要である。

参考文献

- [1] W.F. Fogelsang *et al.*, Nucl. Technol. **22**, 379 (1974).
- [2] Y. Seki *et al.*, J. Fusion Energy **16**, 205 (1997) ; 田原隆志他: JAERI-Tech 97-054 (1997).
- [3] 奥野健二他: プラズマ・核融合学会誌 **73**, 1317

特 集

7. 安全性

関

- (1997).
- [4] 稲邊輝雄, 佐治 愿: プラズマ・核融合学会誌第73
巻増刊「ITER 設計報告」p.160 (1997).
- [5] 西尾 敏: *to be published in* プラズマ・核融合学会

誌 Vol.74, 9 月号 (1998) ; S. Nishio, S. Ueda, I. Aoki,
R. Kurihara, T. Kuroda *et al.*, *16th Int. Conf. on
Fusion Energy*, Vol.3, Montreal, 1996, (1997) p.693.