

FAST 概念設計 - 安全確保の基本方針

2025-11-14

京都フュージョニアリング会社

Starlight Engine 株式会社

目次

Section		Page	備考：意見交換会合の確認項目*
1	はじめに	3	
2	FAST 基本方針	4	
3	設備概要	5	
4	安全確保の基本方針	12	核融合反応の特徴と安全性 ハザード分析及び安全対策
5	安全評価基準	17	
6	安全評価方針	19	ハザード分析及び安全対策
7	ハザード分析	21	フュージョン装置に係る放射線や放射性 同位元素等の概要
8	放射線リスクに関する分析	28	ハザード分析及び安全対策 従事者・公衆の被ばく線量評価
添付資料	-	30	その他の事項＋上記の補足

* 第2回意見交換会合 資料4 参考

1 はじめに

FAST (Fusion by Advanced Superconducting Tokamak) 計画は、世界的なフュージョン開発競争の中で日本が持続的に存在感を示し、商業用プラントの実現に向けた戦略的優位を確立することを目指すためのプロジェクトである。

FAST は、コンパクトな装置構成を使用し、高温超電導(HTS)コイルや先進的燃料サイクルなどの先端技術を用いた機動的な実証試験を実現する。FAST は、ITER が担う「燃焼プラズマの物理実証」と、商業プラントの間の技術ギャップを埋め、戦略的な「中規模実証炉」としてのユニークな役割を担う。特に、小型装置でも HTS による高磁場トカマクと、発電およびトリチウム自給の同時達成を早期に実証することで、日本のフュージョン開発ロードマップの「スピードアップ」と「多様性」に大きく貢献することを目指す。

産学の連携を通じて、建設・運用・規制対応の実地訓練を行う場を提供し、将来のフュージョン人材・制度・ビジネス基盤の構築に寄与する。加えて、装置製作に関与する国内企業の技術力を高め、将来の国際プロジェクト受注につなげる波及効果も期待される。

中立的な立場から他のフュージョン開発計画を補完・競争しうるデータを提供し、国際的なフュージョン開発における日本の影響力を高める。特に、HTS による高磁場トカマクの長時間運転、トリチウムの供給・増殖・回収を組み合わせた自給技術の実証、放射化した炉内機器のリモートによる円滑な取り外し及び交換技術の実証は、他国のフュージョン開発にも不可欠な技術基盤となる。

本書は原子力規制庁との意見交換に活用し、FAST の特徴に応じた安全確保のあり方や安全設計方針に関する事前の議論に活用することを目的とする。

2 FAST 基本方針

2.1 FAST 計画の目的

FAST 計画は主に以下の項目を目的とする。

- 重水素－三重水素（DT）核融合反応からのエネルギーを利用した発電技術の確立
- 商業炉を見据えた技術基盤の確立（HTS 技術、トリチウム自給技術、炉内機器保守交換技術）
- 産官学の連携による将来のフュージョン産業基盤の確立（人材育成・国内産業基盤の強化・国際共同研究の拠点化）

2.2 設計指針

FAST 装置は、トカマク型装置とし、電磁力・熱負荷・中性子照射環境下での安定運転を実証し、フュージョンエネルギーシステム（FES）における中核技術を実証する。設計思想の柱は以下の通りである。

- 2035 年の運転開始を達成するため、現時点で利用可能な技術を中心に、できる限り小型低コストの装置となるように設計する
- 同時期に運転・研究が進む JT-60SA や ITER では検証し切れない技術項目（HTS、保守交換システム、トリチウム循環系、発電系など）について、開発・実証を行える装置とする
- 発電実証目的達成後も、プラズマの高精度化、システムの効率化の探求を目的とした試験・改造が可能なように、汎用性を持った設計とする

2.3 運転実証目標値

以下の項目を主な運転実証目標値とする。

- 核融合出力 50 MW
- 電気出力 10 MW
- 増倍率（Q サイエンス） 1

3 設備概要

3.1 プラント構想

本章では、FAST 計画における設計方針および主要技術仕様を簡潔に記述する。今後の詳細設計フェーズを踏まえて、適宜設計の見直しを進めながら工学設計を確立する方針である。3.1 では FAST トカマク装置及び建屋イメージを示す。次節以降には、本検討の前提となる FAST 装置の概念設計（検討状況）を示す。

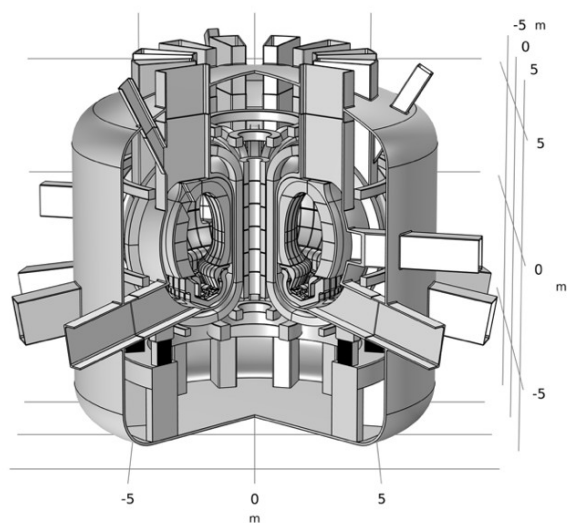


図 3.1-1 FAST トカマク装置
(真空容器：約 11m、 クライオスタット：約 15m)

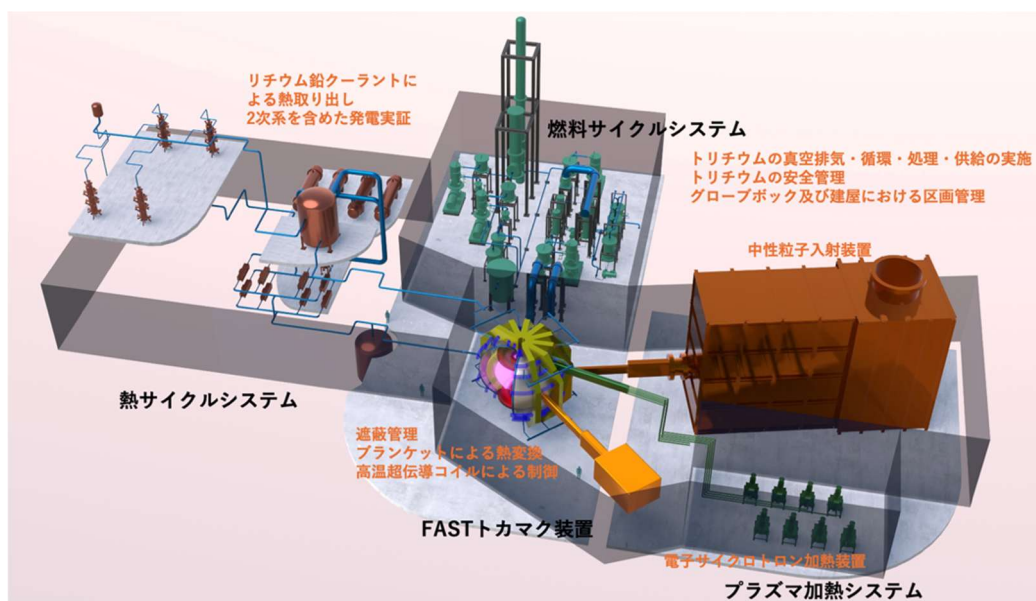


図 3.1-2 建屋イメージ

3.2 トカマク装置全体

1) 主要パラメータ

FAST トカマク装置の設計を構成する主要パラメータは、核融合出力（Pf）、電気出力（Pe）、壁熱負荷、中性子遮蔽効果、電磁応力などの評価指標を基に設定する。

表 3.2 トカマク設計における主要パラメータ

変数名	概要
主半径 (Rp)	トーラス中心からプラズマ中心までの距離
アスペクト比 (A)	プラズマ大半径と小半径の比
中心ソレノイド半径	装置中心部のソレノイド用空隙
核融合出力 (P_{fus})	核融合反応で生じる出力強度
トロイダル磁場強度 (Bt)	プラズマを閉じ込める主磁場の強度
プラズマ電流 (I_p)	プラズマ中に流れる電流
安全係数(q)	磁力線のねじれ具合
規格化プラズマ圧力(β_N)	磁場の圧力に対するプラズマ圧力の比
閉じ込めスケーリングパラメータ (H 因子)	プラズマのエネルギー閉じ込め性能を示す指標
プラズマ楕円度	プラズマ断面形状の縦方向と横方向の長さの比
入射加熱パワー (Paux)	プラズマを加熱するために外部から投入されるパワー
中性子壁負荷 (NWL)	核融合反応で生じる中性子が第一壁に与える負荷

2) ラジアル・ビルド

炉心領域におけるラジアル・ビルド（径方向のコンポーネント厚み設計）は、磁場強度、中性子遮蔽、冷却経路、保守アクセス空間といった多岐にわたる要件を同時に満たすように設定される。

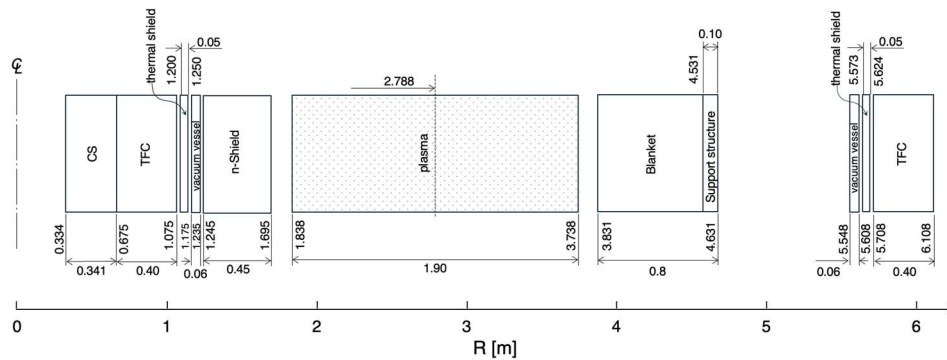


図 3.2-1 ラジアル・ビルド(現評価値)

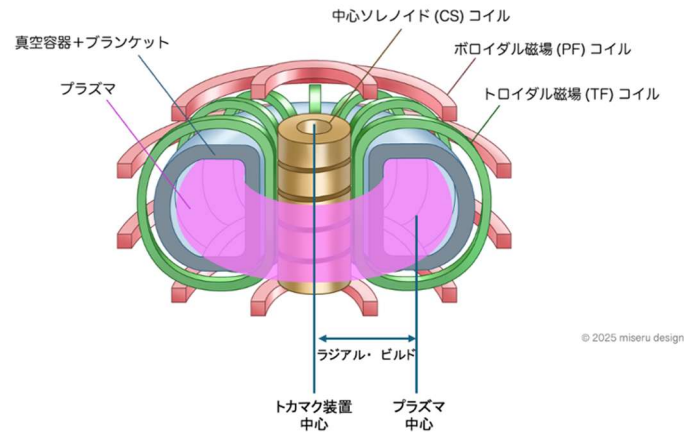


図 3.2-2 トカマク型核融合炉の基本構造（参考）＊

＊ 核融合科学研究所「核融合へのとびら」一部当社追記, <https://www.nifs.ac.jp/ene/slide/002-001.html>

3.3 クライオスタットと真空容器

1) クライオスタット

クライオスタットは、直径 15m 弱で重量約 880ton の大型部品であり、超低温環境が必要な超電導コイルへの外部熱侵入を真空断熱によって保護し、極低温環境を維持するための役目を持つ。その内部には、超電導コイル、熱遮蔽体、真空容器、およびその他炉内機器などが収容される。構造材には、極低温での強度と加工性に優れたステンレス鋼(SUS304)を使用する。

2) 真空容器

真空容器（VV）は、直径 11m 弱で重量約 570ton の大型部品であり、プラズマを閉じ込めるための超高真空環境の維持に加えてブランケット筐体を支持する機能も担う。VV の材質には、ステンレス鋼（SUS316）を使用する。

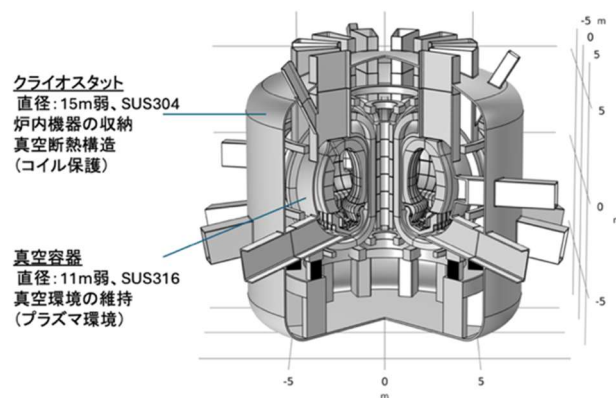


図 3.3 クライオスタットと真空容器

3.4 超電導マグネット

プラズマを維持、制御のために、超電導マグネットを用いた磁場コイルがトカマク装置に配置される。FAST では高温超電導 (HTS) 導体を用いた磁場コイルを使用し、中心ソレノイドコイル (CS コイル)、ポロイダル磁場コイル (EF コイル)、トロイダル磁場コイル (TF コイル) が配置される (EF コイル及び CS コイルを合わせて PF コイル)。真空容器の外側かつクライオスタットの内部には、ブランケットや真空容器からの熱負荷、および外部からの放射熱を遮蔽するため熱遮蔽体 (ステンレス鋼) が配置され、液体ヘリウム (約 4K) の冷却負荷を低減する。

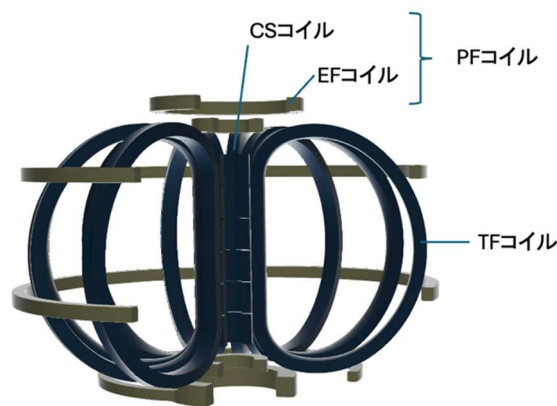


図 3.4 超電導マグネット

3.5 炉内機器

1) 遮蔽ブランケット

遮蔽ブランケットは、核融合反応で発生する中性子を遮蔽し、熱エネルギーを回収する機能を持つ。インボード側 (トーラス内側、高磁場側) に配置され、水冷型のモジュールから構成される。第一壁として 3mm 厚さのタングステン (W) 板を取り付け、構造材料としてステンレス鋼 (SUS316) を使用し、450mm の遮蔽厚さとする。運転時は水冷により第一壁温度を 200°C 程度 (<最大表面熱流束 0.5MW/m²) に維持する。

2) 増殖ブランケット

増殖ブランケットは、核融合反応で発生する中性子を吸収し、トリチウムの増殖や熱回収の機能を持つ。アウトボード側 (トーラス外側、低磁場側) に配置され、FAST ではトリチウム増殖材として液体リチウム鉛 (PbLi) を使用する。アウトボード側に配置することで十分な増殖体積を確保し、トリチウム増殖率 (local-TBR) 1.0 以上の達成を目指す。第一壁として 3mm 厚さの W 板を取り付け、PbLi との共存性に優れた SUS316 を構造材として使用する。同ブランケットの冷却手法は PbLi 自体を冷却材として利用する自己冷却方式とし、PbLi は配管を通じて真空容器外までループで運ばれる。

3) ダイバータ

ダイバータ部ではプラズマの不純物排出をしつつ、プラズマからの高熱流束に耐え、熱除去する役割を担う。FAST では、ITER 装置での知見を活かし、タングステンモノブロックと銅合金を組み合わせた水冷式固体ターゲットを用いる方針である。

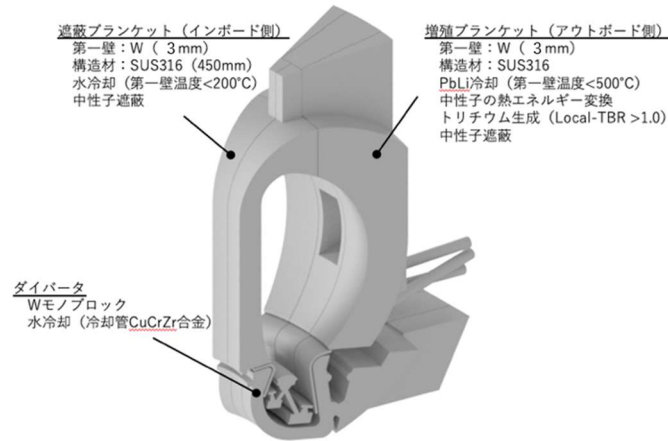


図 3.5 炉内機器（増殖ブランケット、遮蔽ブランケット、及びダイバータ）

3.6 炉内機器保守交換システム

FAST の安全かつ効率的な運用には、炉内機器の定期的な保守が必要になる。ブランケットやダイバータなどの炉内機器は中性子によって材料が放射化されるため、これら炉内機器の交換や修理には遠隔操作による保守交換システムを使用する。また、大規模な交換（例えばブランケットの交換）ではメンテナンスポートからセクター一括で引き抜く設計方針とする。これらは、数ヶ月以上のメンテナンス期間に実施する。

装置から取り出した放射化もしくはトリチウム含有部品に対する修理作業を安全かつ効率的に行うため、トーラスホール外に厚い遮蔽壁と遠隔操作設備を備えたホットセル区画を配置する。

3.7 加熱・電流駆動システム（NBI、ECH）

プラズマの加熱には、中性粒子入射装置（NBI）と電子サイクロトロン加熱（ECH）装置を使用する。NBI はプラズマの主加熱源および電流駆動として使用し、ECH はプラズマ立ち上げ、および電流駆動制御として使用する。

NBI システムでは、重水素（D）ビームを予定しており、出力は約 33MW である。NBI による高エネルギーD がプラズマ中の D との核融合反応によりトリチウムが発生するが、この量は後述する D-T 燃料供給として使用されるトリチウム量にくらべて相対的に少なく、トリチウムの取り扱い自体は燃料サイクルシステムの項目に記述する。D ビームの発生には、D 中性ガスの供給が必要で、これは燃料サイクルシステムとは別系統で供給する。NBI 装置内で回収されるガスは主に D で、プラズマ真空容器からの回収ガスとは異なり、水素同位体分離処理は不要である。

ECH システムは、 <200 GHz 帯のジャイロトロンシステムを使用し、各ジャイロトロンシステムの出力は $1\sim 1.5$ MW、合計で 12 MW のパワーを $3\sim 4$ ポート入射する。ジャイロトロンシステムからプラズマ真空容器ポート部までの導波管は真空中で、真空窓を介して入射される。

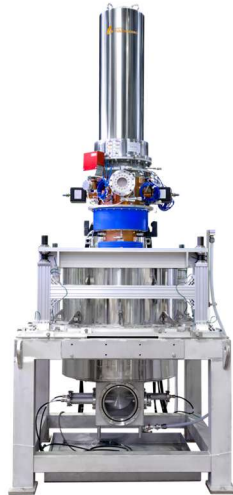


図 3.7 ECH (ジャイロトロンシステム)

3.8 燃料サイクルシステム

燃料サイクルシステムは燃料供給系、真空排気系、不純物除去系、同位体分離系、燃料貯蔵装置等から構成され、DT プラズマ運転における高効率な燃料供給、燃料循環およびトリチウム充足を有する。FAST では、DT 核融合反応、ブランケット等の実証確認を行う上で必要なサイト内トリチウム保有量を設定している。特にトリチウムは、増殖ブランケットでの核融合中性子反応によるトリチウム製造（トリチウム自己増殖）機能を有する。また効率的な D-T 燃料供給法として、不純物除去を経て D-T 混合ガスのまま燃料供給に利用する直接バイパス流路(DIR : Direct Internal Recycling)法を用いる。この DIR 法を併用することで、サイト内でのトリチウム備蓄量を減らすことが出来る。

プラズマ生成のため供給された燃料ガスの多くは中性ガスとして真空排気装置により回収される。回収されるガスには核融合反応の生成物であるヘリウム（ヘリウム灰）や不純物が混入しているがパラジウム膜透過分離（パラジウム拡散器）によって不純物ガスを除去し、その後、深冷蒸留（同位体分離装置）によりトリチウムを抽出する。トリチウムは希少性および安全性の観点から、水素同位体ガス吸蔵材（ZrCo 金属間化合物）内に金属－水素同位体化合物として貯蔵する（燃料貯蔵装置）。この化合物は常温でのトリチウムガス放出量は無視できる程度で、トリチウムの長期保管として安全性が高い。

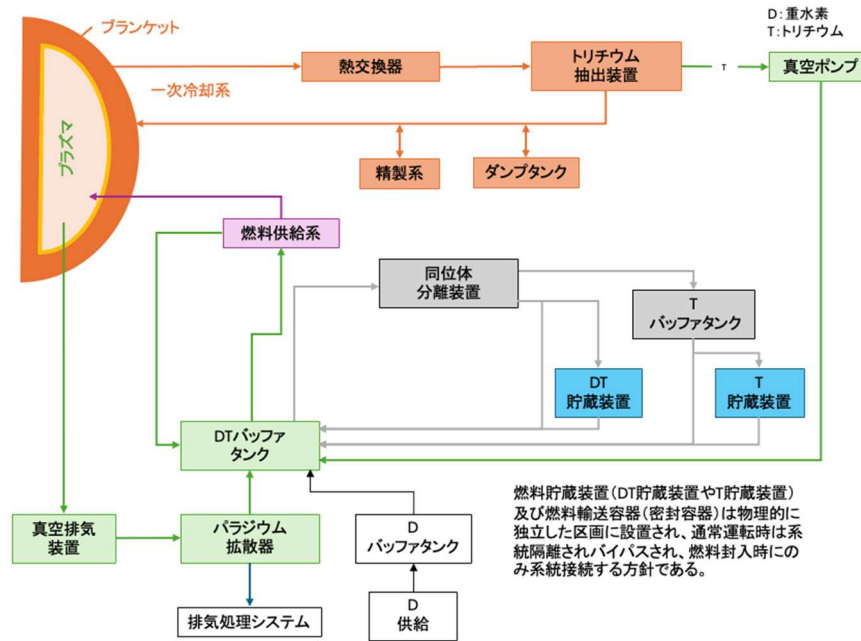


図 3.8 燃料サイクルシステム

3.9 冷却水システム・クライオシステム

冷却システム・クライオシステムは、核融合反応で発生する熱の除去、プラズマ対向機器の温度管理、そして超電導マグネットの極低温維持という多岐にわたる冷却ニーズに対応する。超電導コイルのクライオシステムでは4Kの冷媒（液体ヘリウム）供給ラインを設置し、断熱真空によって極低温を維持する。建屋外にヘリウムガスタンクを設置し、トーラスホール建屋外（隣接箇所）にヘリウム液化機室を設置する。これら設備にてヘリウム備蓄および精製を経て、トーラスホール内に設置するバルブボックス（ヘリウムの温度調整および流量調整を行う）を経て超電導コイル領域へ供給する。遮蔽ブランケットやダイバータ部の除熱としては水冷却を行う。増殖ブランケット内は冷却媒体がトリチウム増殖機能を兼ね備えており、ここではPbLiを用いる。

3.10 計測機器

プラズマ維持および制御のため、複数の計測機器が真空容器外部に設置される。計測機器からの入出力信号伝送用ケーブル（光ファイバーもしくはメタルケーブル）は、共通ツールとしてトーラスホール内に配置され、各箇所に設置された計測機器と共通ケーブル間には延長ケーブルを使用して繋げる。また、電力供給用ケーブル（主にメタルケーブル）も敷設する。

4 安全確保の基本方針

4.1 安全性の特徴

トカマク装置における「止める」、「冷やす」及び「閉じ込める」の観点から、基本的な安全性の特徴と安全確保における考慮事項について示す。

1) 止める

核融合反応は、燃料の供給、プラズマの閉じ込め、及び、燃料によって生じたヘリウムの排気のバランスが崩れると持続せず、これらのプラズマ維持のための設定条件が失われると自動的に反応が停止する。何らかの原因でプラズマの温度が上がり反応が進む場合、同時に反応によって生じるヘリウムも増加するため、プラズマ中の燃料割合が低下し、燃焼は持続しない。燃料は核融合反応領域の外から供給されるため、異常が発生した場合には、燃料の供給を停止することにより、反応を速やかに停止することができる。また、核融合反応では、反応生成物が次の反応を誘起することはない、原理的に反応の暴走はない（添付資料 1）。

2) 冷やす

通常、運転時に伴う放射化機器の残留熱はブランケットにより除熱する。また本設計ではブランケット・ダイバータ・PbLi 等の崩壊熱推移を統合的に評価し、電源喪失時や冷却媒体の漏洩といったブランケットの残留熱除去機能喪失時においても、自然対流・放射を主体とする受動除熱で温度限界を下回することを設計条件とする。FAST では崩壊熱密度が小さいため、受動的な除熱で温度限界内に保持できる見込みであるが、今後、炉内構造物全体をモデル化し残留熱に対する受動的な除熱挙動を分析する。

3) 閉じ込める

プラズマ真空容器だけではなく、増殖ブランケット、燃料循環/供給系にはトリチウムを主とした放射性物質が存在する。圧力等プロセス値の変動を踏まえたバウンダリの構造健全性を確保するとともに、多重の物理的障壁の設定を閉じ込め方針とする。放散性が高いトリチウムの系統には、クライオスタットやグローブボックスの二次閉じ込め、最終障壁として建屋を建設する（多重の閉じ込め）。

トリチウムは燃料として利用するため基本思想として循環利用することになるが、漏洩・処理した一部のトリチウムは規制基準を遵守した上で環境に放出される。環境への移行を極力低減するため、次のような多重防護対策を行う。

- トリチウムを使用する建屋は、他の建屋群（例えばオフィス棟等）と空間的な区別をする。

- トリチウム除去装置を通じた環境放出を実施するとともに、建屋やグローブボックス等は負圧管理とする。環境放出の際には、モニタリングによる濃度管理するとともに、気体放出においては公衆影響評価を踏まえて排気口高さを決定する方針である（影響緩和対策）。

4.2 ハザードの特徴

DT 核融合プラントでは核融合反応の生成物である中性子照射影響や、燃料トリチウム使用に伴う材料の放射化が生じる。また、放射性ソースタームとしては、主に中性子、トリチウム、ダスト等が挙げられる。また、施設内にはエネルギーソースターム（プラズマの熱エネルギー、プラズマ電流の自己磁気エネルギー、材料の崩壊熱、冷却材のエンタルピー等）が存在している。これらのハザードを踏まえた事前の安全評価を実施し、設計の妥当性を確保する。

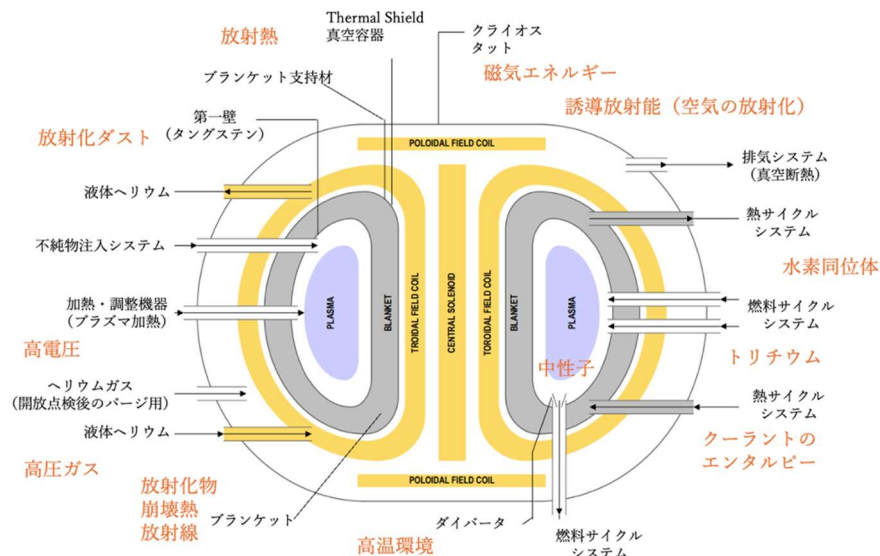


図 4.2 トカマク装置のハザード

表 4.2 安全確保における考慮事項

		FAST における対象	安全確保の考慮事項
ソースターム	放射性ソースターム	放射化物、放射化不純物、誘導放射能 トリチウム、放射化ダスト	中性子による放射化分析 トリチウムのインベントリ分析 ダスト分析
	エネルギーソースターム	崩壊熱 冷却材のエンタルピー、プラズマの熱エネルギー 磁場エネルギー	構造健全性評価
安全対策	止める	核融合反応の停止	-（核分裂炉のような連鎖反応がない）
	冷やす	放射化物の崩壊熱の除去 (通常：ブランケットの冷却、異常時：自然冷却)	放射化物の崩壊熱を踏まえた評価
	閉じ込める	多重閉じ込めの設定 被ばく影響緩和策の整備	トリチウムバウンダリ機能・トリチウム除去機能 の有効性（被ばく評価） 外的事象の想定

4.3 安全確保の基本方針

核融合反応は核分裂炉のような連鎖反応ではなく、原理的に反応の暴走はない。核融合反応によって中性子が発生し、材料へ照射されることで放射化物が発生する。さらに、主に放散性の特徴を持つトリチウムを燃料として使用するため、一部の機器でその保有状態が生じる。これらの放射化による影響の事前分析により、施設内の RI 管理方針や設計仕様を決定する。

また、崩壊熱等、放射化に伴う材料の熱変化による影響が施設内に存在するため、特に、「冷やす」「閉じ込める」の観点から構造材料の健全性を確保することや、被ばく低減の観点から安全対策の有効性が必要となる。

上記の安全性やハザードの特徴から、平時における放射線防護・事故の発生防止・事故の影響緩和に分けて、安全確保の基本方針を決定する。

1) 平時の放射線防護（添付資料 2）

公衆や放射線業務従事者（以降、「従事者」）に対する放射線防護のため、施設には放射線遮蔽、換気、適切な浄化機能を有する排気・排水設備を設置する。放射性物質を内蔵する系統は、汚染の拡大防止、作業雰囲気中の放射性物質濃度、周辺環境への放射性物質の放出量及び周辺環境での放射性物質濃度の低減を図る。排気設備においては、建屋内空気中の放射化した塵埃を除去するための HEPA フィルタ等の設置、トリチウムを除去するためのトリチウム除去装置を設置する。

また、一般的に核融合プラントでは、ブランケットやダイバータ、真空容器、遮蔽体などの機器が中性子照射を受け、放射化物が発生する。これらの機器は中性子損傷や材料特性の劣化により一定期間で交換が必要となり、運転終了時や定期的な交換時に管理が必要な放射化物が発生する。（添付資料 3）

FAST では 0.2dpa 程度を想定しており、ブランケットやダイバータ等の主要機器も中性子照射を受けるが、累積損傷量が非常に小さく、且つ材料の放射化は限定的となる。従い、FAST では、運転期間中の機器交換は、故障時を除けば保守交換システム検証を目的として行うものとなる。放射化物は、一定期間の建屋内の放射化物の保管エリアにて管理する方針である。

2) 事故の発生防止

放射性物質を内蔵する系統や機器において、想定し得る使用環境条件を踏まえて構造健全性を確保し、放射性物質が系統や機器の外に異常時放出されることを防止する。現概念設計では、トカマク設計や各種システムのプロセスフロー等の概念設計情報に基づき、熱的・磁場的・放射性遮蔽等の観点から研究者やエンジニアによる議論を中心に構造健全性を確保するための要件を抽出し、後段

の工学設計・詳細設計に向けて内部プロセスから必要要件定義を進めている段階である。

また、電源喪失や火災等発生による内部プロセス起因以外の事象発生に対して、放射性物質の異常な放出に至るリスクの低減対策を講じる方針である。電源喪失時には核融合反応が停止することになり、残留熱の除去は自然冷却により構造健全性を確保する。なお、外部電源喪失時には非常用電源により換気系の隔離循環運転とともにトリチウム除去装置の起動を可能にする設計とする。さらに、インベントリの拡散を防止する観点から、水素同位体ガスを燃料貯蔵装置へ移送し、安定な状態で隔離管理することで、平時の放射線防護、及び、事故状態への移行した場合における影響緩和対策を行う。

また、爆発・火災対策として、運転時に系統内を循環している水素同位体ガスの体積はプラント全体の建屋容積と比較して極めて小さいため、建屋内において爆発下限濃度（4 vol%）を上回することは考えにくい。水素燃焼以外の火災対策としては、火災検知装置、難燃性ケーブルの使用や消防対策を実施する方針である。

3) 事故の影響緩和

事故時においても、トリチウムや放射化した空気中の塵埃による公衆や従事者への被ばく影響を防止し緩和することは平時と変わらないため、平時の放射線防護のために設置する排気設備（トリチウム除去装置等）は、事故時においてもその機能に期待する。通常運転時においても、施設からの公衆を防護するため、排気設備は常時起動しており、事象発生直後からその機能は期待できる。排気設備の処理容量は事故時と平時を考慮した設計仕様とする。なお、上述の事故発生防止対策のとおり、外部電源喪失時には排気設備のための非常用電源を確保する。

また、地震等外部事象などを起因として、排気設備が使用できず建屋内の負圧維持に期待できなくなるケースや非常用電源にも期待できずトリチウム除去装置の機能に期待できない、いわゆる上記で事前に考慮したトリチウム閉じ込め機能を有する設計の範囲を超える場合において、公衆への影響を分析した上で、事故時の影響緩和対策における外部事象等への堅牢性について判断する方針である。

なお、耐震性等の設計方針は今後の建屋設計・立地等を踏まえて決定する。現状では、安全評価の視点から、公衆被ばくの観点から求められる要求事項を明らかにする。

5 安全評価基準

設計の妥当性を確認するため、事前に従事者及び公衆の被ばく評価を実施する。そのための安全評価基準について、放射性同位元素等の規制に関する法律（RI 規制法）や放射線を放出する同位元素の数量等を定める件（数量告示）を基に以下に示す項目を設定している（添付資料 4）。

- 平時の敷地境界において、放射性同位元素等又は放射線発生装置に起因する実効線量を 250 [$\mu\text{Sv}/3\text{ months}$] 以下とする（年間の公衆被ばく ≤ 1 [mSv/year])
 - ・ RI 規制法 施行規則 第 14 条の 7 第 1 項 第 3 号 ロ
 - 三 使用施設には、次の線量をそのそれぞれについて原子力規制委員会が定める線量限度以下とするために必要な遮蔽壁その他の遮蔽物を設けること。
 - ロ 工場又は事業所の境界（工場又は事業所の境界に隣接する区域に人がみだりに立ち入らないような措置を講じた場合には、工場又は事業所及び当該区域から成る区域の境界）及び工場又は事業所内の人が居住する区域における線量
 - ・ 数量告示 第 10 条 第 2 項 第 1 号
 - 2 規則第十四条の七第一項第三号に規定する同号ロに掲げる線量に係る線量限度については、次のとおりとする。
 - 一 実効線量が三月間につき二百五十マイクロシーベルト（次号に該当する場合を除く。）
- 平時の常時立ち入る場所において、実効線量を 1 [mSv/week] 以下とする（年間の職業被ばく ≤ 50 [mSv/year])
 - ・ RI 規制法 施行規則 第 14 条の 7 第 1 項 第 3 号 イ
 - 三 使用施設には、次の線量をそのそれぞれについて原子力規制委員会が定める線量限度以下とするために必要な遮蔽壁その他の遮蔽物を設けること。
 - イ 使用施設内の人が常時立ち入る場所において人が被ばくするおそれのある線量
 - ・ 数量告示 第 10 条 第 1 項
 - 規則第十四条の七第一項第三号（規則第十四条の八において準用する場合を含む。以下この条において同じ。）に規定する同号イに掲げる線量に係る線量限度については、実効線量が一週間につき一ミリシーベルトとする。
- 事故時の敷地境界において、放射性同位元素による汚染が生じた場合には、安全対策により実効線量を低減する対策を講じる
 - ・ RI 規制法 施行規則 第 29 条 第 4 項（危険時の措置）
 - 四 放射性同位元素による汚染が生じた場合には、速やかに、その広がり防止及び除去を行うこと。
 - ・ 危険時の措置の事前対策として、RI 規制法 施行規則 第 1 条 第 5 項（排気設備）で示される、「排気浄化装置、排風機、排気管、排気口等気体状の放射性同位元素等を浄化し、

又は排気する設備」により公衆被ばくの低減対策を講じる

- ・ 上記の排気設備（トリチウム除去装置を含む）等安全対策の妥当性を評価する観点から、危険時に該当する事象発生時において、事業所等境界の実効線量が 1 mSv を下回ることが当面の安全評価基準に設定し設計業務を進める
- ・ 実効線量「1mSv/事象」の基準は、RI 規制法の平時の公衆被ばく「1 mSv/年」の基準に対して、事象の発生頻度を考慮すると公衆被ばくの観点から保守的な設定になるが、当面の設計業務を進めるための目安とする。
- ・ なお、「危険時」に該当する事象発生については、本書では「事故時」と表現する。

6 安全評価方針

施設内の放射性ハザードの特徴分析、及び、放散性の特徴を有するトリチウムの環境移行に関する公衆への影響を中心に分析する。

1) 放射性ハザードの分析方針

① 中性子照射による放射化物の特徴分析

核融合反応によって発生するエネルギーの内、約 80%が中性子（残りは α 粒子）の運動エネルギーとして放出され、ブランケット等放射化の要因になる。中性子に曝露される材料の位置、構造、組成などの情報を用いて、その特徴を事前に分析する。

核融合反応で発生する中性子によって構造材等は放射化し、メンテナンスや長期の保管管理において、従事者の被ばく管理において重要な放射性ハザードになる。ブランケット体系の簡易モデルを構築し、FAST が使用するブランケット材料（SUS316-PbLi）の放射能評価を実施する。

② トリチウムインベントリ分析

燃料サイクルシステムを中心にトリチウムが気体・液体、または材料中に保持された状態で存在するため、インベントリ分布や性状を事前に分析する。

③ ダスト発生に関する考察

プラズマによるプラズマ対向材などへの損耗効果によりダストが生成される。ITER 誘致時（2000 年頃）はプラズマ対向材が炭素材であったため、ダストへの高いトリチウム含有量が問題視された経緯があるため、これまでの検討を踏まえてダスト発生に関する考察を行う。

2) 放射線リスクに関する分析方針

① トリチウムインベントリ分析に基づく施設カテゴリーの分析

IAEA 文書（GS-R-7）の施設カテゴリーの考え方に従い、放散性のトリチウムのインベントリ評価に基づき、事前の緊急防護対策に関する分析を実施する。

② 事故時の評価方針（被ばく評価）

トリチウムの特徴を考慮した環境移行、公衆被ばく評価を行う。その上で、安全評価基準に照らし安全対策（特に、トリチウム除去装置）の有効性を評価する。また、設計の範囲を超える想定を行い、施設がもつリスクレベルを公衆影響の観点から分析する。このような状況を評価する前提条件として、特に建屋および設備によるトリチウム閉じ込め機能の喪失（動

的機器による処理には期待できない事象)を想定する。被ばく評価方針は継続して検討中である。

表 6 事故時被ばく評価の評価方針

目的	被ばく評価の想定	対象	建屋内挙動	環境への放出
安全対策の有効性を確認する	安全対策の有効性を確認するため、施設内トリチウムが建屋に移行し、トリチウム除去系を通じて環境に放出される	放散性トリチウム 全量	対象のインベントリが建屋に全量移行	トリチウム除去系に期待して、スタックから放出される
設計の範囲を超える場合の影響を分析する	上記に加えて、外部事象等何らかの要因により動的機器による処理は期待できず、建屋のトリチウム閉じ込め機能（排気系による負圧管理、トリチウム除去系の機能）が喪失し、建屋外へ漏洩する	放散性トリチウム 全量	対象のインベントリが建屋に全量移行	何らかの要因で、建屋内が加圧され一定の漏洩率によって地上放出される

3) その他の方針

- ・ トカマク設計の詳細モデルに基づく、放射化物の放射能評価エネルギーソースタームを考慮した構造材料健全性評価（冷却機能喪失時の第一壁等温度挙動評価、等）
- ・ 外部事象に対する設計要件の定義

7 放射性ハザードの分析

7.1 中性子照射による放射化物の特徴分析

核融合反応で生成される中性子により主に装置で使用されている材料が放射化される。中性子照射起因の放射化物の特徴を分析するため、核融合出力 50 MW を前提に、モンテカルロ輸送解析コード（MCNP/PHITS）と崩壊連鎖計算コード（DCHAIN）を用いて放射能分析を実施した。

1) 前提条件

計算に用いた幾何体系は、プラズマ中心を基準としてブランケット、真空容器、サーマルシールド、TF コイル等を順に配置した無限円筒近似とし、14.06 MeV 等価の核融合中性子源、及び、1000 時間を 5 年間で達成する運転シナリオを用いて暫定評価した結果を示す。なお、液体 PbLi と SUS316LM の均質体系（体積比 LiPb:SUS316LM=4:1）とし、参考文献※に倣い Pb 中の不純物（Na, Mg, Al, Cu, Ag, Cd, Sb, Te, Tl, Au, Bi）を設定した。今後、詳細設計フェーズで詳細モデルを構築した評価により、メンテナンスや保管管理の運用等に反映する計画である。

※ Embid, M., & Revel, J. P. (1997). Determination of the impurity content of the Lead Assembly for the TARC experiment. CERN/ET/Internal Note 97-01, January 31, 1997.

<https://cds.cern.ch/record/2004390/files/CERN-ET-Internal-Note-97-01.pdf>

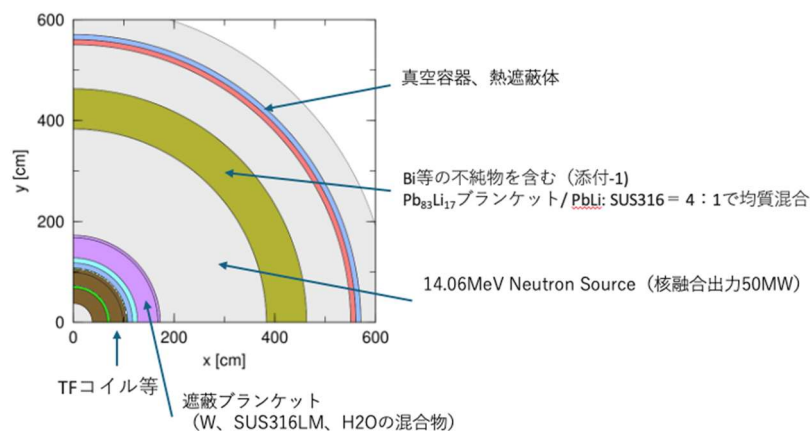


図 7.1 放射能評価における体系（無限円筒体系）

2) 運転停止後の放射能推移

運転停止から長期における放射能分析を実施した結果、以下の考察を得ている。

- ・ 運転直後の全放射能は照射によるトリチウム生成が支配的であり、トリチウムの半減期に応じて低下する推移を示す。また、実際の運用では、生成されたトリチウムは燃料サイクルシステムに輸送し燃料として消費される。

- ・ 停止直後から 100 年後までの放射性核種（放射能上位 10 核種）としては、H-3, Ni-63, Nb-91, Mo-93, Nb-93m, Ni-59, C-14, Ag-108m, Pb-205, Tc-99 が考えられ、建屋内保管管理においては重要な核種となる。
- ・ Pb 中不純物（Bi）由来により Po-210 が生成され、 α 核種になるため、メンテナンス作業等開放点検時には内部被ばく管理の考慮が必要になる。ただし、半減期が約 138 日（数ヶ月）であるため、長期の保管管理の観点ではその影響は限定的である。

7.2 トリチウムインベントリ分析

本設計においては、トリチウムは燃料サイクル内の各サブシステムに分散して保持され、プラズマ中のインベントリよりも、同位体分離系（ISS）や燃料供給系のサブシステム中に高いインベントリで滞留する傾向がある。また、運転の状況によってインベントリの分散状況は以下のとおり変化する。

運転開始時には、燃料サイクルを構成する各サブシステムに対して設計上必要とされるトリチウム量をそれぞれ充填する必要がある。この時点では、ブランケットや配管等の構造材料中にはトリチウムはほとんど存在せず、材料内部のインベントリは事実上ゼロである。

運転を開始すると、トリチウムは燃料サイクル内を循環しつつ、一部がブランケットや配管等の材料中に徐々に取り込まれていく。これにより、運転初期には燃料サイクル系のインベントリが一時的に減少し、材料中にインベントリが形成されるが、運転が進むにつれて各サブシステムおよび材料中のトリチウム分布は設計値に収束する。その後、ブランケットからのトリチウム生産が進むにつれて、各サブシステムのインベントリは設計値に収束し、燃料サイクル全体として安定したトリチウム分布が形成される。

定常運転中は、トリチウムは主に ISS、燃料供給系に集中して滞留し、その他のサブシステムには比較的少量が分布する。燃料サイクル効率やトリチウム回収率の変動に応じて、各サブシステムのインベントリは微調整されるが、全体としては設計値付近で安定する。

運転停止時には、動的な運転系に保持されていたトリチウムは減少し、貯蔵系等（バッファタンク等）に移行する。停止直後にはサブシステムごとに残留トリチウムが存在するが、速やかに貯蔵系へ集約する。

運転状態によってトリチウムインベントリ分布は異なるが、基本的なインベントリはガス・固体・液体の存在形態に応じてその総量や分布の推移が事前に考察できる。

- ・ 気体状態のトリチウム量は、理想気体の状態方程式（ $PV = nRT$ ）を使って計算する。これにより、設備内の圧力（P）、体積（V）、温度（T）から、どれだけのトリチウム分子（n）が存在するかを求められる。設備内で圧力が一定でない場合は、運転中の圧力変動を考慮して「加重平均圧力」を使い、より現実的な量を計算する。
- ・ 液体状態のトリチウム（DTO や HTO）は、設備内の水や液体水素同位体に溶け込んでいる。これらの量は、設備の容量や運転条件から計算する。
- ・ 固体状態では、主に燃料貯蔵装置の水素貯蔵合金（ZrCo）へ吸蔵されたトリチウム、もしくは燃料供給系の燃料アイスペレット状で存在する。燃料貯蔵装置におけるトリチウ

μ吸着量は水素貯蔵合金（ZrCo）の量とその圧力、温度から決定され、燃料供給系における燃料ペレットについては深冷設備（燃料供給系）の設備サイズから計算される。

上記の考え方に従い、概念設計（プラズマ条件や機器条件）に基づいた、現状のトリチウムインベントリ評価結果を次ページに示す。

なお、この敷地内には敷地外から新たに搬入されるトリチウムを含めた予備保管が考えられるが、以下の考えにより適切に管理する。

- ① 運転中に燃料サイクルシステムで循環される水素同位体（トリチウム及び重水素）と燃料貯蔵装置内に保管される水素同位体は隔離弁等により系統隔離され、運転時に使用しない水素同位体は燃料貯蔵装置の水素吸蔵合金として保管管理される。運転開始前に燃料貯蔵装置から必要な量の燃料を燃料サイクルシステムの系統内に封入し、運転中には燃料貯蔵装置部分はバイパスされ循環運転されることになる。この際、燃料サイクルシステムはバッファタンクを用いて燃料循環量を規定の範囲内で運用することになる。
- ② 燃料貯蔵装置は燃料サイクルシステムとは物理的に独立した区画に設置する方針であり、この区画には敷地外から受け入れるトリチウム輸送容器（燃料貯蔵装置を入れた密封容器）の受け入れ場所としても使用することを検討している。新燃料として受け入れるトリチウムは密封容器である燃料輸送容器で搬入し、当該区画内に保管管理される。

表 7.2-1 トリチウムインベントリ（運転時）

トリチウム 所在	存在量 g	存在形態	放散性の特徴
第一壁	<100	壁面中の溶解 W 格子欠陥での捕捉	運転により第一壁低温領域での蓄積が想定され、温度上昇がない限りにおいて放散性はない。 運転時に高温領域は壁面からの離脱挙動が考えられるが、その分はプラズマエリアで考慮される。(添付資料 10)
プラズマ	<5	ガス状	放散性あり
クーラント	<10	冷媒中に溶解	放散性あり
真空排気装置 + パラジウム拡散器	<10	ガス状 金属表面吸着分含む	放散性あり
同位体分離装置	<200	ガス状・液状	放散性あり
燃料供給系	<100	ガス状・固体	放散性あり（供給燃料はアイスベレット状で通常は固体だが、冷凍機能喪失を仮定した）
バッファタンク	<60	ガス状	放散性あり
燃料貯蔵装置	微量	固体（金属吸蔵）	放散性なし（運転前に燃料貯蔵装置からバッファタンクに全量を送送することを想定）
排気処理まわり	<30	ガス状・水状	放散性あり
放散性トリチウム存在量	<450	-	-

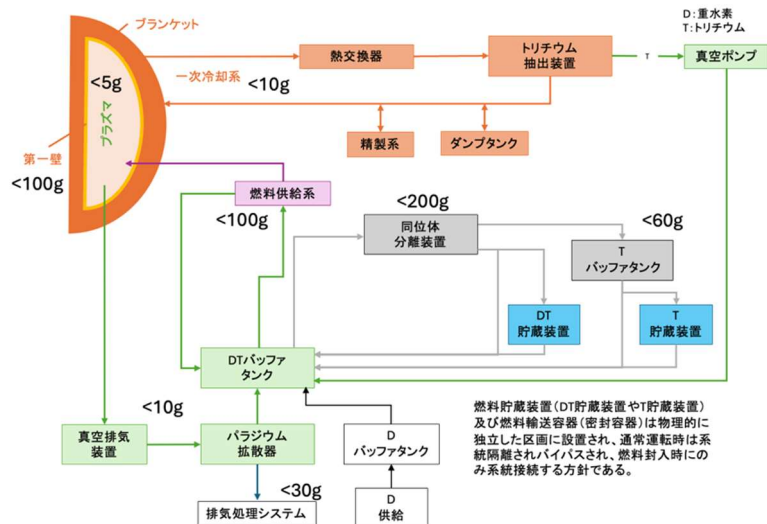


図 7.2-1 燃料サイクルシステムのインベントリ（運転時）

表 7.2-2 トリチウムインベントリ（停止時）

トリチウム 所在	存在量 g	存在形態	放散性の特徴
第一壁	<100	材料中への溶解 W 格子欠陥での捕捉	運転により第一壁低温領域での蓄積が想定され、温度上昇がない限りにおいて放散性はない。運転時に高温領域は壁面から離脱挙動が考えられるが、その分はプラズマエリアで考慮される。（添付資料 10）
燃料貯蔵装置	<450	固体（金属吸蔵）	放散性なし
放散性トリチウム存在量	~0	-	-

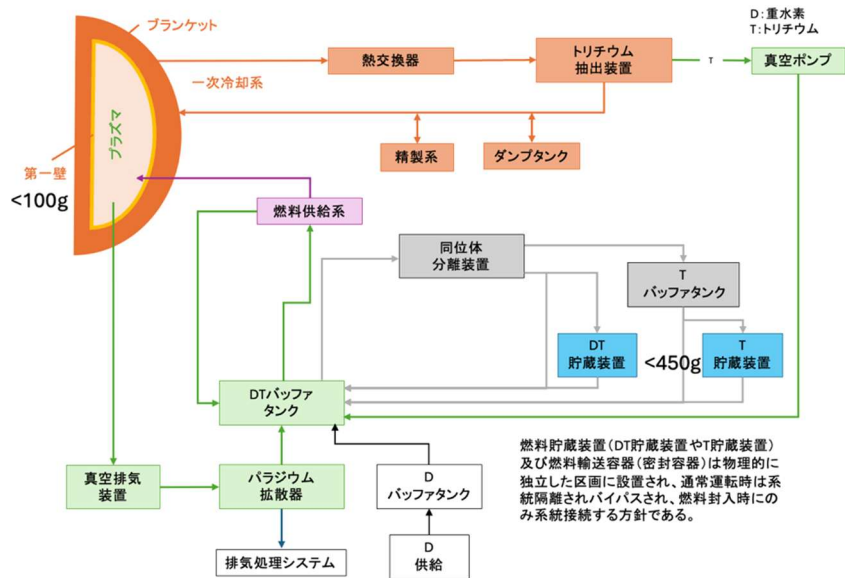


図 7.2-2 燃料サイクルシステムのインベントリ（停止時）

7.3 ダスト発生に関する考察

高イオンフラックス領域でスパッタリングされたプラズマ対向材が第一壁表面等に堆積層として形成され、この堆積層がダスト発生の要因になる。過去の研究施設等では炭素（C）やベリリウム（Be）が使用され、単位体積あたりのトリチウム吸蔵量やダスト発生の視点で課題になった。また、ITER 誘致時（2000 年頃）はプラズマ対向材が炭素材であったため、ダストへの高いトリチウム含有量が問題視された経緯がある。

この課題を克服するため ITER では耐スパッタリング特性を持つタングステン（W）を使用することにしており、FAST においても、第一壁やダイバータのプラズマ対向面には W を使用することでダスト発生が抑える方針である。

W ダストの発生量は、2011 年に実施された JET（Joint European Torus, 英国）における ITER-like Wall（ILW）を使用した運転経験から分析できる。ILW では、第一壁に Be を使用し、ダイバータは W コーティングの炭素繊維複合材（W-CFC）や Bulk W が使用されている。2011 年から 2012 年に実施された最初の JET-ILW 運転後、ダイバータ面積の 92%に相当するダイバータモジュールタイルから約 1 g のダスト粒子が採取された。これらは C を使用して運転した後に比べて 2 桁以上も小さい量になる。

8 放射線リスクに関する分析

8.1 施設カテゴリーの分析

IAEA GS-R-7 に示される緊急事態準備の考え方に従い、FAST における緊急時防護対策の事前準備方針について検討した。

- ① IAEA GS-R-7 の 4.19 では、以下のように記載されている（原子力規制庁翻訳, 2022 年 3 月参考）。

「4.19. これらの安全要件の目的ために、評価されたハザードは表 1 に示される緊急事態準備カテゴリーに従って分類される。表 1 の 5 つの緊急事態準備カテゴリー（以下、「カテゴリー」という）は、これらの要件の適用に対するグレーデッドアプローチの根拠並びに原子力又は放射線緊急事態への準備及び対応に対する一般に正当化及び最適化された取決めを作成する際の根拠を定めている。」

- ② カテゴリーの評価においては、IAEA GS -G- 2.1 を参考（第 1 回放射性同位元素使用施設等の規制に関する検討チーム会合 参考資料 4 参考）にした。

このガイドでは、カテゴリーⅡに該当する「敷地外に緊急防護措置をとることを正当化する線量をもたらすのに十分な、放射性物質のインベントリを有する施設」として、「A/D2 値の 100 倍のインベントリがある施設は、1 回の事象でインベントリの 10%が大気中に放出される場合には、脅威区分（カテゴリー）がⅡとなる。」と表現され、また、カテゴリーⅢに該当する「敷地内に緊急防護措置をとることを正当化する線量をもたらすのに十分な、放射性物質のインベントリを有する施設」として、「A/D2 値の 0.01 倍のインベントリがある施設は、1 回の事象でインベントリの 10%が、人々が避難のため数分以内に出ていく室内に放出される場合には、脅威区分（カテゴリー）がⅢとなる。」と表現されている。

- ③ ここで、FAST のカテゴリーを評価するにあたり、FAST の放散性核種（ここでは、代表してトリチウムを選定）の A/D2 値を評価した結果、トリチウムの D2 値が $2 \times 10^3 \text{TBq}$ （特定放射性同位元素の数量を定める告示 より）（5.62g）に対して、FAST における A 値が 500g 以下であるため、A/D2 値は 0.01 倍以上であり 100 倍を下回る。その結果、カテゴリーは上記ガイドの考え方に従うと、カテゴリーⅢとなる。

- ④ したがって、IAEA GS-R-7 に示されるカテゴリーⅢに該当する施設は、「産業用放射線施設又は一部の病院など、緊急時対応の目標を達成するため国際基準に従って敷地内において、防護措置と他の対応措置が必要とされる敷地内の事象が想定される施設又は類似の施設で同様な事象が既に発生した施設。カテゴリーⅢは（カテゴリーⅡと異なり）、敷地外の緊急防護措置若しくは早期防護措置が必要とされる事象が想定される施設又は類似の施設で同様な

事象が既に発生した施設を含まない。」とあり、この考え方においては敷地外ではなく敷地内の緊急防護措置を事前に準備をすることが要求される。

- ⑤ 上記の IAEA の考え方では、FAST は敷地外の緊急時防護措置は不要になるが、RI 規制法にも要求される、事業所境界における線量限度基準を満たすため、トリチウム除去装置やスタックにより公衆への被ばく低減対策を講じる方針である。

8.2 事故時の公衆被ばく評価

(次回以降の会合で意見交換させていただく予定)

8.3 安全対策の機能喪失を考慮した公衆被ばく評価

(次回以降の会合で意見交換させていただく予定)

添付資料

添付資料 1	核融合反応について
添付資料 2	従事者被ばくの防護方針について
添付資料 3	放射化物の想定
添付資料 4	安全評価基準の設定の考え方
添付資料 5	燃料貯蔵装置の構造について
添付資料 6	燃料貯蔵装置の運転について
添付資料 7	燃料貯蔵装置における水素同位体ガスの吸蔵と離脱性能について
添付資料 8	燃料貯蔵装置における水素同位体ガスの閉じ込め機能について
添付資料 9	プラズマ対向壁のトリチウム蓄積量について
添付資料 10	照射劣化に関する考察

核融合反応について

FAST では DT 反応による核融合出力 50MW を目標値としている。DT 反応のエネルギーは 17.58 MeV(うち中性子は 14.06 MeV)であるので、 $50 \text{ MW} \div (17.6 \text{ MeV} \times 1.602 \times 10^{-19} \text{ J/eV}) \sim 1.8 \times 10^{19} \text{ s}^{-1}$ となる。また、DD 反応 (2.45 MeV) も DT 反応の 2%程度の反応率を有する。

- ・ $\text{D} + \text{T} \rightarrow \text{n} (14.06 \text{ MeV}) + \text{He} (3.52 \text{ MeV})$
- ・ $\text{D} + \text{D} \rightarrow \text{T} (1.01 \text{ MeV}) + \text{p} (3.03 \text{ MeV})$
- ・ $\text{D} + \text{D} \rightarrow 3\text{He} (0.82 \text{ MeV}) + \text{n} (2.45 \text{ MeV})$

これらの核融合反応は、まず燃料の供給を遮断し、外部からの加熱を停止することで行う。燃料が止まると、炉内に残った粒子と、壁面から自然に放出されるわずかなガスが供給源となるのみであり、これにより核融合反応は速やかに弱まる。外部加熱の停止によりプラズマ温度も低下する。さらに、プラズマ電流を制御して低下させる処理を行い、最終的にプラズマは消滅し、運転停止状態となる。

燃料供給を停止すると、粒子閉じ込め時間 1～2 秒の時間スケールで密度は $1/e$ に急減し、10 秒以内に核融合反応は終息する。また、地震動等の異常を検知した場合には、あらかじめ設定された基準値を超えた時点で、自動的に燃料供給と加熱を遮断し、プラズマは減衰させる。

従事者被ばくの防護方針について

ITER における区域区分の考え方と同様に、線源による外部被ばく＋内部被ばくの合計線量率、および空气中放射能に基づいて下表のような区域区分を定め、放射線防護のための立入制限を行う。運転中は、以下のゾーン C および D は原則立入禁止、メンテナンス等のために入域条件が整った後に空間線量率等を実測、評価した後、入域する。

表 1 区域区分の考え方

区分	立入制限と条件	対象区域の例
ゾーン A (Green)	空气中汚染なし， 線量率 $< 0.5 \text{ mSv/h}$ 「自由立入り」	中央制御建屋、管理区域外建屋
ゾーン B (Green)	合計線量率（内部＋外部） $< 10 \text{ mSv/h}$ 「条件付き立入り」従事者は自由立入できるが、非従事者は制限対象	補助・周辺機器室など
ゾーン C (Amber)	空气中放射能 $< 100 \text{ DAC}$ ， かつ 外部 $< 10 \text{ mSv/h}$ 「全従事者が制限対象」	トリチウム処理設備、一次冷建屋など トリチウムや可動性放射性物質が拡散する可能性のあるエリア
ゾーン D (Red)	空气中放射能 $> 100 \text{ DAC}$ または 外部 $< 1 \text{ mSv/h}$ 「厳重制限」	トーラスホール（本体室）、NBI イオン源室、放射性廃棄物保管施設など

DAC: Derived Air Concentration（空气中的核種濃度指標）

放射化物の想定

1. 放射化物発生の特徴

核融合炉の中で最も多く中性子にさらされる機器は、炉心プラズマに面して設置され、トリチウム燃料増殖、中性子エネルギーの熱エネルギーへの変換を担い、かつ放射線遮蔽効果の機能も持つブランケットである。また、多くの中性子にさらされるため、現在の設計研究では中性子損傷による材料特性の劣化により原子のはじき出し損傷が 100dpa (displacement per atom) 程度に達すると交換される設計例が多い。FAST では 0.2dpa 程度を想定しており、ブランケットやダイバータ等の主要機器も中性子照射を受けるが、累積損傷量が非常に小さく、且つ材料の放射化は限定的となるため、材料劣化の観点ではなく、保守交換システムの実証のためにブランケット等の交換を実施する。取り出した放射化物は、一定期間の建屋内の放射化物の保管エリアにて管理する方針である。

2. 放射化物の対象

放射化物の対象は表 1 に示す通りである。可能な限り、放射能濃度の低減と構造物の物量抑制の努力が必要となる。

表 1 放射化対象物

時期	対象部位	個別機器
運用期間（保守交換時）	炉内機器	ダイバータ
		遮蔽ブランケット
		増殖ブランケット
運用終了後	プラント全て	クライオスタット
		遮蔽体
		超電導コイル一式
		真空容器
		ダイバータ
		遮蔽ブランケット
		増殖ブランケット
		生体遮蔽
		NBI
		建屋

安全評価基準の設定の考え方

平時の公衆被ばくの実効線量限度は、既存の RI 規制法や ICRP2007 年勧告に基づき 1mSv/y を設定する。これは、国内の自然放射線による被ばくよりも低いレベルであり、一般公衆が受ける追加の被ばく線量として許容される線量として規制要件として遵守すべき線量限度として設定されているものである。実際の運用においては、軽水炉等で用いられる線量目安基準（ $50\mu\text{Sv/y}$ ）や数量告示等を参考に、ALARA の観点からステークホルダーとの意見交換も踏まえて、1mSv/y 以下の運用基準を設定し、モニタリングを含めた排気・排水の運用を実施する。

平時の運転状態を逸脱するような事故時においては、現時点では平時の運用基準を参考に安全評価基準を設定し、公衆被ばく評価により安全対策の有効性を確認する方針である。公衆被ばくの低減に対する基本方針は「閉じ込める」であり、多重の閉じ込めと放出緩和対策が安全対策である。これらの安全対策における有効性を確認するための設計上の基準値として、軽水炉においては、事故時の判断基準の考え方として「周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと」として、5mSv を判断基準として設定している。この基準は、「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」という考え方に従ったものであり、これは平時の放射線被ばく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で、周辺公衆の実効線量が 5mSv を超えなければ、リスクは小さいと判断している。なお、ICRP2007 年勧告においても、公衆の実効線量限度として「1mSv/年（例外的に 5 年間の平均が年あたり 1mSv を超えなければ、単一年に限度を超えることが許される場合がある）」と線量限度を超えるような例外についても言及されている。

以上より、現概念設計段階では事故時の安全評価基準 1mSv を目安に FAST の設計業務を進めているが、軽水炉を参考にした場合の基準（5mSv）と比較すると厳しい要件になる。なお、トリチウム除去系に期待することで、事故時の公衆被ばくは 1mSv を下回る見通しである。

燃料貯蔵装置の構造について

燃料貯蔵装置は燃料トリチウムもしくは重水素-トリチウム混合ガスの貯蔵のために使用される。装置はガス漏洩保護および断熱のため鋼製の二重真空容器構造とする。容器内側には水素同位体ガス吸蔵材（ZrCo 金属間化合物）が充填され、トリチウムガスが導入される。また、容器外側にはガス吸蔵材の温度制御に必要なヒーターおよび熱電対が装着される。

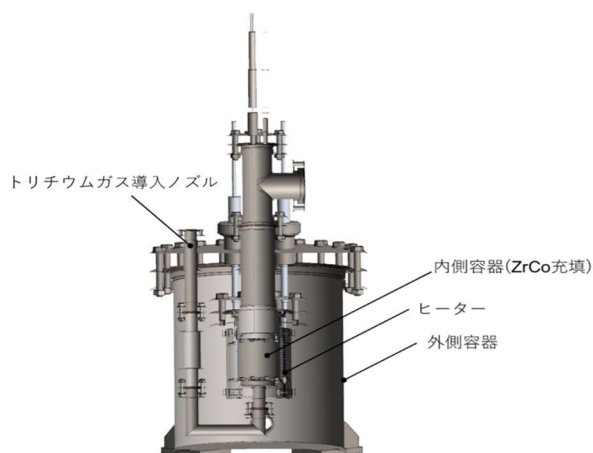


図 1 燃料貯蔵装置試験装置

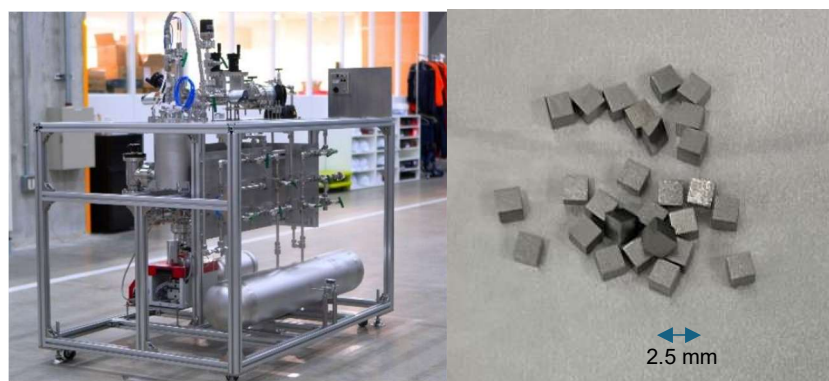


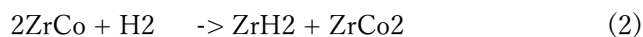
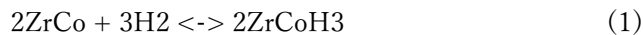
図 2 燃料貯蔵装置(試験用)及び ZrCo 金属間化合物 (5g)

燃料貯蔵装置の運転について

燃料貯蔵装置内のガス吸蔵材は室温状態により水素同位体ガスを吸蔵させ、ヒーター加熱により離脱される。

- （吸蔵）室温状態（＜50℃）における吸蔵材の水素同位体ガスの平衡分圧は＜10PaA 程度と低いいため、封入された水素同位体ガスは平衡圧力より十分高く、吸蔵材への吸蔵が促される。
- （離脱）水素同位体ガスの取り出し時には真空ポンプにて容器内は大気圧以下とし、ヒーター加熱によりガス吸蔵材を約 350℃まで昇温することで水素同位体ガスの離脱を行う。吸蔵材の 350℃時における水素ガスの平衡分圧は＜100kPaA 程度であり、平衡分圧は真空引きされた容器内圧力（数 PaA 程度）より高いため水素同位体ガスの離脱が促される。

ガス吸蔵材の水素同位体ガスの吸蔵と離脱は以下の反応式によって行われる(1)。



400℃以上においては、平衡圧力よりも高い圧力の場合に(2)の反応(不均化)が起こりやすく、結果として水素吸蔵量が低下する可能性がある。したがって、熱電対による温度計測により 350℃程度までの昇温に制限する方針である。なお、不均化状態を再生する場合には 500℃程度の高温かつ高真空により再生処理を行う。また、施設内の水素同位体の総量に対して余裕を持った燃料貯蔵装置の基数の設置、定期的な再生処理を行うことにより、系統内の水素同位体を移送できる容量を確保する。

ヒーター加熱により水素同位体ガスの取り出しを行なった後は、ヒーターを切り自然冷却方式によって冷却される。燃料貯蔵装置は複数基設置されるため、常に冷却モードである装置を待機させる運用とするため、ガスの取り出し直後のまだ冷却できていない装置に再度水素同位体ガスを移送することはない。なお、京都フュージョニアリングの実験装置（ZrCo 5g）におけるヒーター加熱後に 350℃から 100℃以下まで冷却される時間は 5 時間程度と実測している。

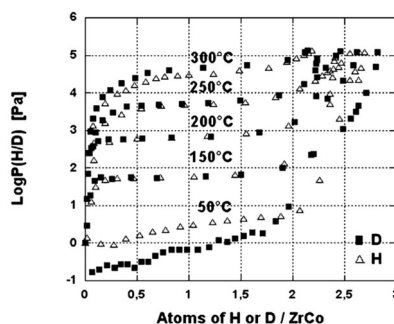


図 1 水素ガスの平衡分圧 (ZrCo)

N. Bekris et al., Fusion Engineering and Design 49-59 (2000) 781-789

燃料貯蔵装置における水素同位体ガスの吸蔵性能と離脱性能について

1. 水素同位体ガスの吸蔵について

参考文献 (H. Kou et al.,) *では、室温における ZrCo (2kg) への水素吸蔵性能に関する実験を行った。水素吸蔵は 20 分以内に完了されており、吸蔵された水素(H₂)の量は 17.5 mol (35 g) で、水素と ZrCo の質量比は約 1.8%の吸蔵であった。トリチウム (T₂) の場合には、2kg の ZrCo に対して 105 g (52.8 mol) の吸蔵量となる。

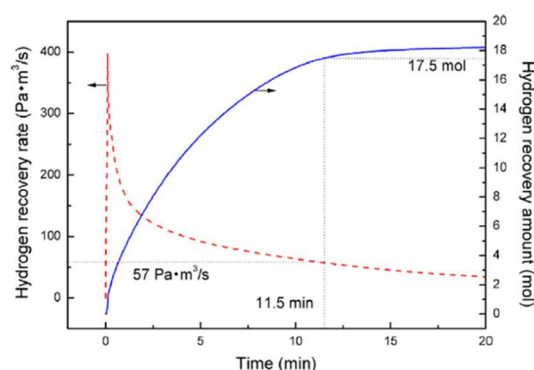


図1 ZrCo 層における水素吸蔵性能*

* H. Kou et al., Applied Energy, 145 (2015) 27-35

2. 水素同位体ガスの離脱について

ZrCo (5g) を用いて室温状態から 350℃までヒータ加熱させ水素ガスの離脱試験を行なった(社内試験)。試験結果から ZrCo は 100℃付近から水素ガスの圧力が上昇し離脱挙動が確認できる。その後、ターボ分子ポンプの稼働により最終的な圧力挙動は低下傾向になるものの、平衡圧力以下にすることで水素離脱が行われる。なお、排気ポンプにより容器内圧力は数 PaA 程度に維持することで、平衡圧力との関係から水素同位体ガスの離脱が促進される。

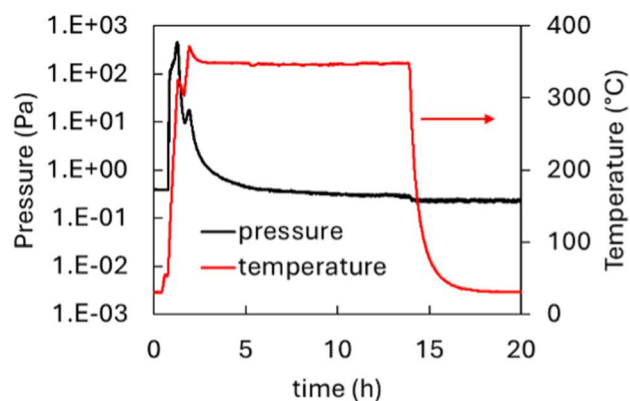


図2 350℃における水素離脱性能

燃料貯蔵装置における水素同位体ガスの閉じ込め機能について

燃料貯蔵装置における水素同位体ガスの閉じ込め機能は、以下の観点から閉じ込めの有用性を示すことができる。

- ① 化学的安定性：ZrCo 水素化物は、トリチウム含む水素同位体を金属間化合物の格子内に安定的に保持する性質を持つ。常温における水素同位体ガスの平衡分圧は約 $<10\text{PaA}$ 程度であり、水素を安定的に保持できる。
- ② 物理的封止：水素同位体は鋼製容器内のガス吸蔵材に封入され、さらに本容器はグローブボックス内に設置される。物理的に 2 段階で密閉された構造で運用される設備となる。
- ③ 異常時の挙動：トリチウムが放散されるシナリオとしては、ZrCo が大気圧相当で 400°C 以上に加熱される環境に加え、前述した物理的封止機能を失うような条件が揃った際に考えられる。以下の理由から、異常時においても閉じ込め機能を確保できる。
 - ZrCo 設備付帯のヒーターが異常稼働によって ZrCo を異常昇温する場合、もしくは、可燃物の燃焼によって鋼製容器が外部熱によって昇温されるケースが考えられる。
 - ブラックアウト、地震などの異常時には安全計装によってヒーターへの電気が供給されないような設計により、異常時にヒーターで昇温されることはない。
 - ZrCo は鋼製容器内に配置されており、かつ不活性ガスで封入されているグローブボックスに設置されるため、仮に水素が容器から漏れたとしても、大気と接触することはない。漏洩による水素燃焼（外部加熱）は考えにくい。

以上の理由から、燃料貯蔵装置に吸蔵されている水素同位体は、通常運転時のみならず異常時においても放散性リスクは極めて低いと考えられる。

プラズマ対向壁のトリチウム蓄積量について

1. トリチウム蓄積・離脱挙動

プラズマ対向壁材料はタングステン（W）で計画しており、トリチウムの蓄積は主に以下の2つのメカニズムによって引き起こされる。

- ① W バルク（内部）での捕捉：トリチウムは、W の結晶格子内にある格子欠陥（中性子照射によって生じる空孔など）に溶解し、捕捉される。
- ② 共堆積：プラズマからの高エネルギーイオンによってスパッタされた W 原子が、トリチウム原子と結合し、プラズマの低温領域に再び堆積する。この堆積層中にもトリチウムが閉じ込められる。

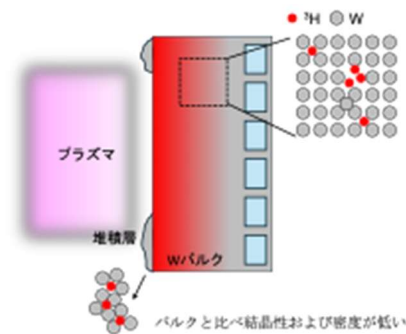


図1 壁への水素同位体蓄積の模式図

これらのメカニズムは、材料の温度が低いほどトリチウムの動きが抑制されるため、蓄積量が大きくなる。このようにプラズマ対向壁の温度がトリチウム蓄積量に決定的な影響を与える。

高温領域（500℃程度）では、以下の理由からトリチウムの蓄積が限定的になる。

- ① 堆積層: 500℃の高温では、熱によるトリチウムの離脱が活発に起こる。過去の重水素の昇温脱離スペクトルが示すように、この温度では堆積層中のトリチウムはほとんど放出されてしまうため、堆積層への蓄積は無視できるほど軽微になる。
- ② W バルク: W バルク中のトリチウムも、500℃では欠陥（トラップ）からの脱離が頻繁に起こるため、その蓄積量は低温領域に比べて少ない。

低温領域（100～200℃程度）では、以下の理由からトリチウム蓄積が生じる。

- ① 堆積層: この温度域では、熱によるトリチウムの脱離はほとんど起こらない。したがって、堆積層にトリチウムが蓄積する可能性が高い。
- ② W バルク: 同様の理由から、照射欠陥からのトリチウムの脱離も起こりにくく、より多くのトリチウムが欠陥に捕捉される。

これらの蓄積と離脱挙動は、図2においてもその傾向が示される。これは照射したタングステン材料（0.06dpa と 0.016dpa）において重水素の蓄積挙動を確認したものである*。高温領域（500℃）では W 材料の照射欠陥の状況に関わらず、低温領域（300℃）に比べて重水素の蓄積（W 中の保持量）が少ない。

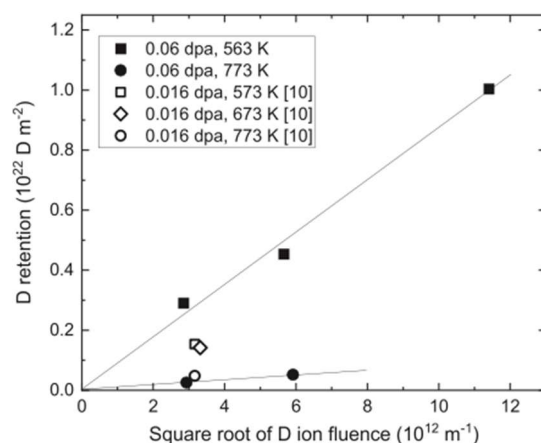


図2 照射試験片における重水素イオンの保持量

* M.Yajima et al., Phys. Scr. 96 (2021) 124042

以上の考察から、プラズマ対向壁（特に低温領域）においてトリチウムの蓄積が考えられるものの、これは何かしらの要因で 500℃程度まで昇温されないとトリチウム離脱が進行しないため、プラズマ対向壁に固溶するトリチウムは放散性がないものとして評価した。

また、軽水炉では、燃料ペレット周辺の熱中性子や反跳中性子が材料中水素にエネルギーを与え、水素同位体のロックアウト効果を考慮されるが、核融合炉の条件では中性子が第一壁表面数十 nm に存在するトリチウムを直接弾き出す効率は低いため、トリチウム蓄積の試算においては上述の蓄積・離脱挙動で示される通り、主に壁面温度によって評価できる。

2. トリチウム蓄積量の試算

以下の評価条件によりトリチウム蓄積量を試算した。その結果、トカマク運転の結果としてプラズマ対向壁へのトリチウム蓄積量は約 10g 以内と試算されたが、本蓄積量評価では、今後の設計や蓄積挙動の不確かさ（実測例が少ないこと）を考慮して合計<100g と評価した。

表 1 第一壁の評価条件

項目	内容
壁構成	タングステン (W) 3 mm 厚+SUS316L-IG
温度条件 (アウトボード側)	500°C (高温領域)
温度条件 (インボード側)	100～300°C (低温領域)
運転条件	1,500 時間 (1 回 1000 秒のショット×4 回/日×270 日/年×5 年)
壁面積	168 m ²
中性子照射量	約 9×10^{22} neutrons/m ²
損傷量 (DPA)	0.2 dpa
解析コード	TMAP

表 2 トリチウム蓄積量の評価結果

領域	温度	主な蓄積メカニズム	トリチウム蓄積量 (概算)
アウトボード側	500°C	W 中の欠陥への捕捉	約 1g
インボード側	100～300°C	W 中の欠陥+堆積層	約 5g
合計	-	-	約 10g 以下

照射劣化に関する考察

放射線劣化は照射条件に強く依存する現象であり、照射温度が大きな役割を果たす。損傷カスケードから生じた欠陥は、低温領域では塑性変形の量を減少させ破断抵抗を低下させる。高温領域では熱クリープの加速やボイド膨張など望ましくない現象を引き起こす可能性がある（図 1）。

ステンレス鋼やフェライト系マルテンサイト鋼など様々な構造材料の使用可能な温度範囲について包括的なレビューを行った結果を図 2 に示す。この図から、ブランケット構造で材料として使用される SUS316 は約 500°C までの核融合プラント環境での使用が可能である。なお、FAST では 0.2dpa 程度であるため、図に示される範囲での放射線劣化は想定されない。

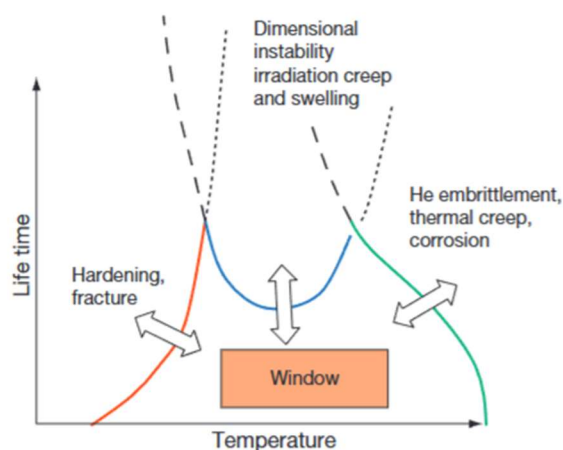


図 1 核融合環境における材料使用ウィンドウ

Y.Dai, Comprehensive Nuclear Materials – (2012) pp.141-193

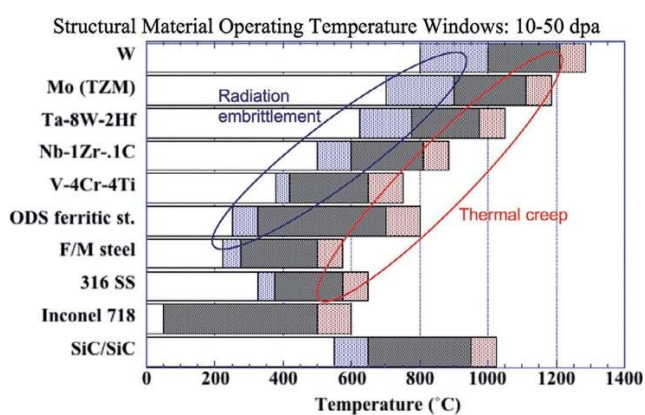


図 2 放射化構造材料の使用温度範囲

Zinkle, Busby -2009 - Structural materials for fission & fusion energy