

講義⑤ 核融合燃料の扱い方

QST六ヶ所フュージョンエネルギー研究所
トリチウム工学研究グループ 主幹研究員
枝尾祐希

自己紹介

枝尾祐希

量子科学技術研究開発機構
六ヶ所フュージョンエネルギー研究所（東海駐在）
ブランケット研究開発部 トリチウム工学研究グループ
主幹研究員

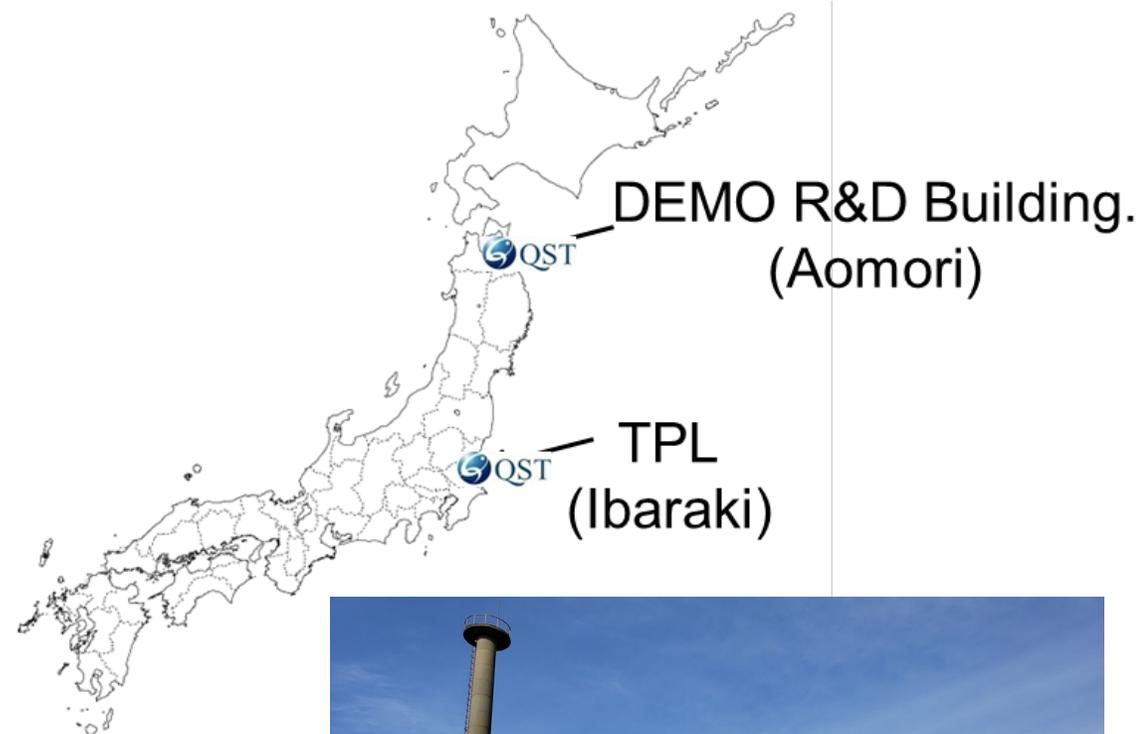
略歴

熊本県出身

2012年 九州大学 博士後期課程修了 博士（工学）

2012年 日本原子力研究開発機構（JAEA）

2016年～現在 量子科学技術研究開発機構（QST）



現在、トリチウムプロセス研究棟（TPL）駐在
JAEA原子力科学研究所@茨城県東海村

核融合炉の燃料は、重水素（D）と三重水素（T:トリチウム）

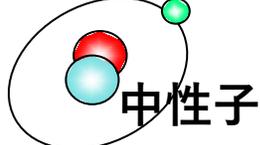
天然に存在する水素の同位体

安定な水素同位体

不安定な同位体

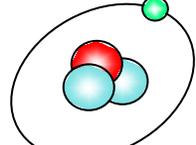


軽水素



重水素

150 ppm



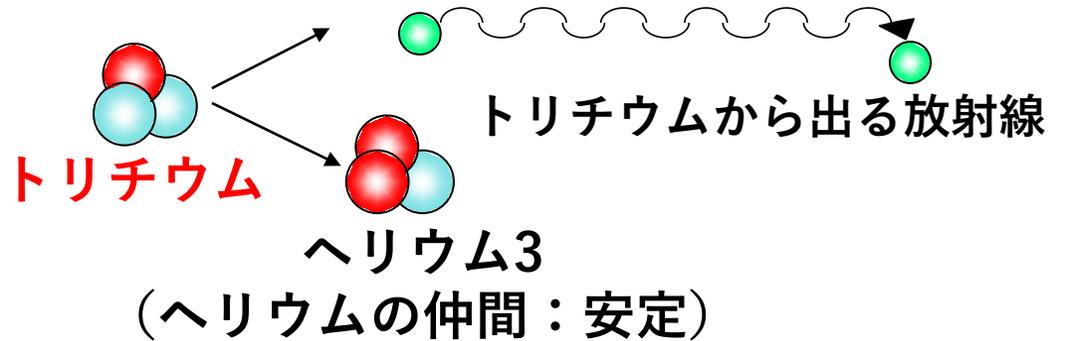
トリチウム

10^{-18}

(水素全体の中での存在割合)

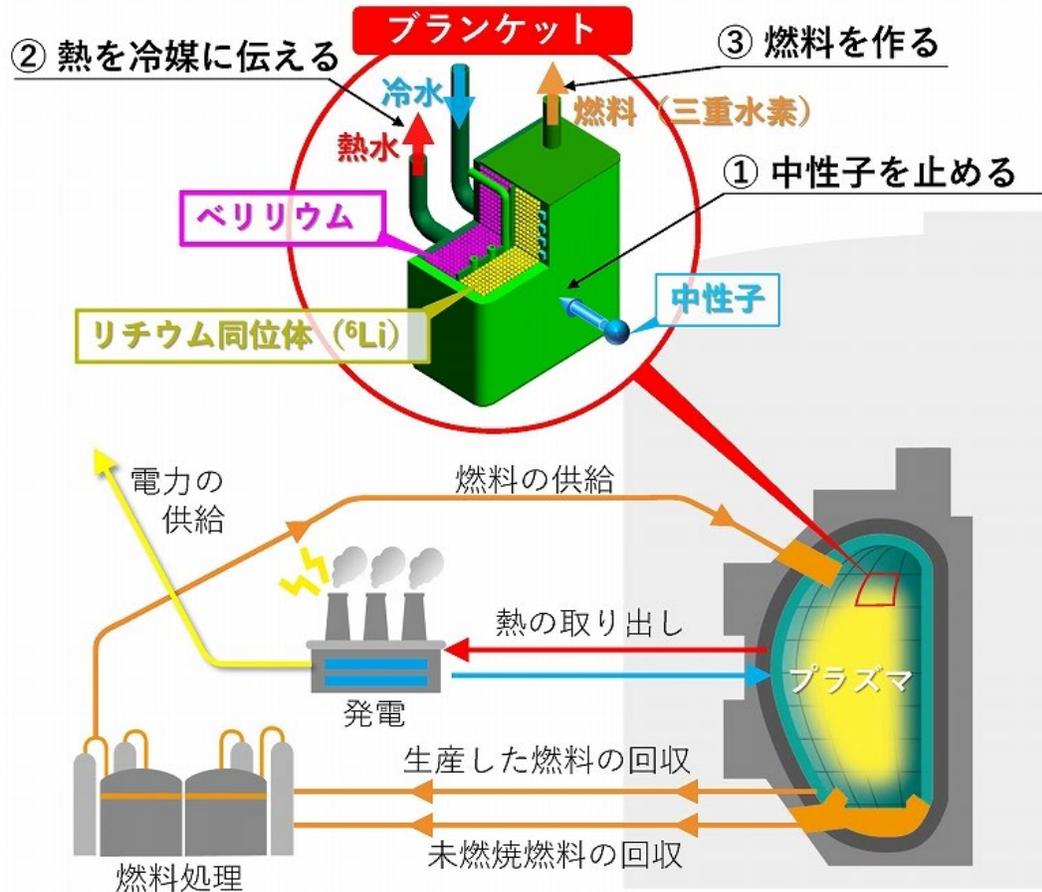
天然には極微量しかない！

トリチウムの特徴



- ベータ崩壊：ベータ線最大エネルギー 18.6keV
最大飛程 5 mm (空気中)、6 μ m(水中)
- 半減期：約12.3年

核融合燃料のトリチウムは、ブランケットで作られる

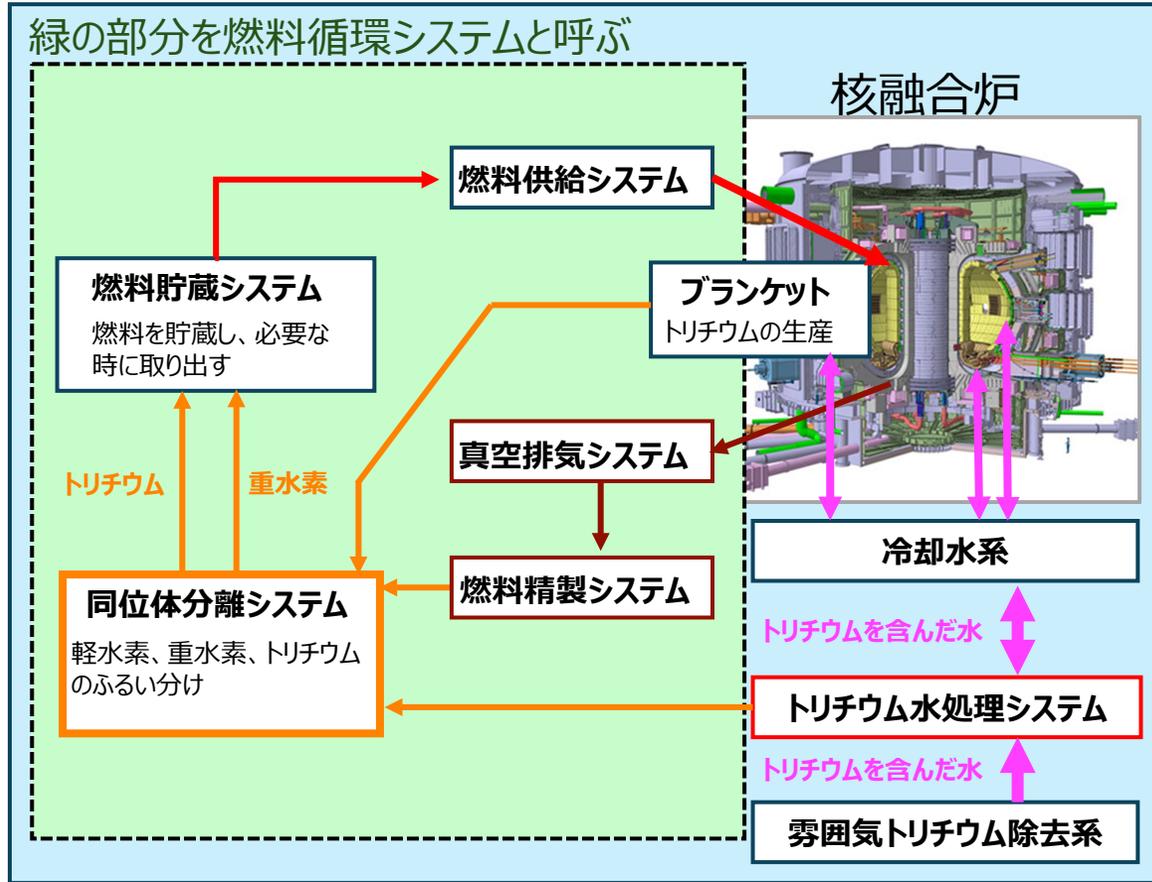


- ブランケットに求められる機能：
- ① 中性子を止める
 - ② その時出てきた熱を冷媒に伝える
 - ③ 燃料を作る

ブランケットで作ったトリチウムは、回収し、**燃料システム**で精製して純度を高めます。

図：QST HPより引用
<https://www.qst.go.jp/site/fusion/nks-rensai-07.html>

燃料（サイクル）システムは、不純物を取り除き、再び燃料として供給する



- ① 燃料供給システム：燃料の炉心への供給
- ② 真空排気システム：炉心からのガスの排出
- ③ 燃料精製システム：排出ガスを水素同位体とトリチウムを含まない不純物に分離。
- ④ 水素同位体分離システム：水素同位体を燃料成分（重水素・トリチウム）と不要物（軽水素）に分離
- ⑤ 燃料貯蔵システム：燃料を金属中で安定的に貯蔵
- ⑥ トリチウム水処理システム：トリチウム水を濃縮しガスとして回収
- ⑦ トリチウム除去システム：漏洩したトリチウムを酸化・回収

システム全体構成の確立と個々のシステム技術の原理実証は完了

燃料供給は、固体ペレット入射、ガスパフ、中性粒子ビーム入射加熱でおこなう。

- 固体ペレット入射：氷状の固体DT混合ペレットによりプラズマの中心部までの燃料注入が可能。
- ガスパフ：ガス状のDT燃料を容器内へ注入する。
- 中性粒子ビーム加熱：高速で電氣的に中性な粒子ビーム（原型炉はD）をプラズマに注入する

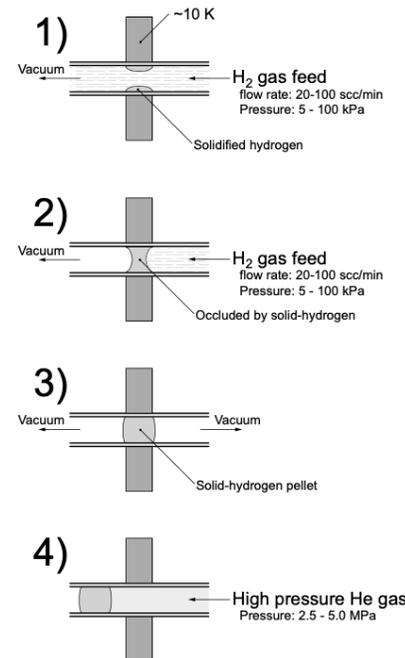
ペレット生成法

- その場生成方式
- クライオシリンダ方式

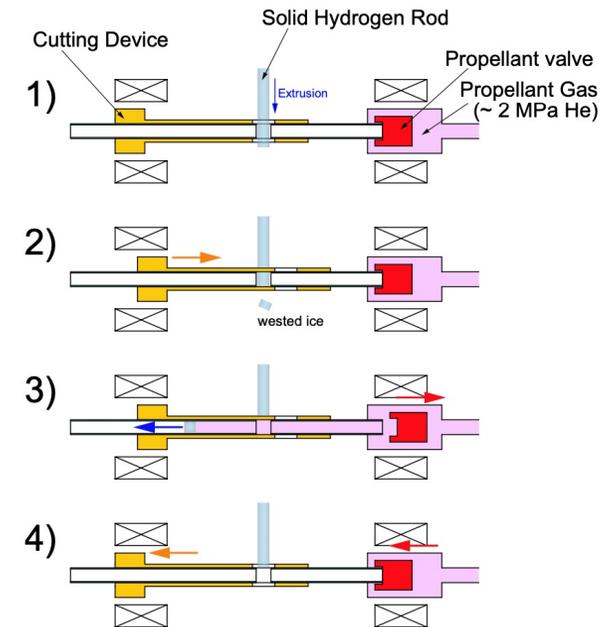
ペレット加速法

- ニューマチックパイプガン方式
- 遠心加速方式

その場生成方式



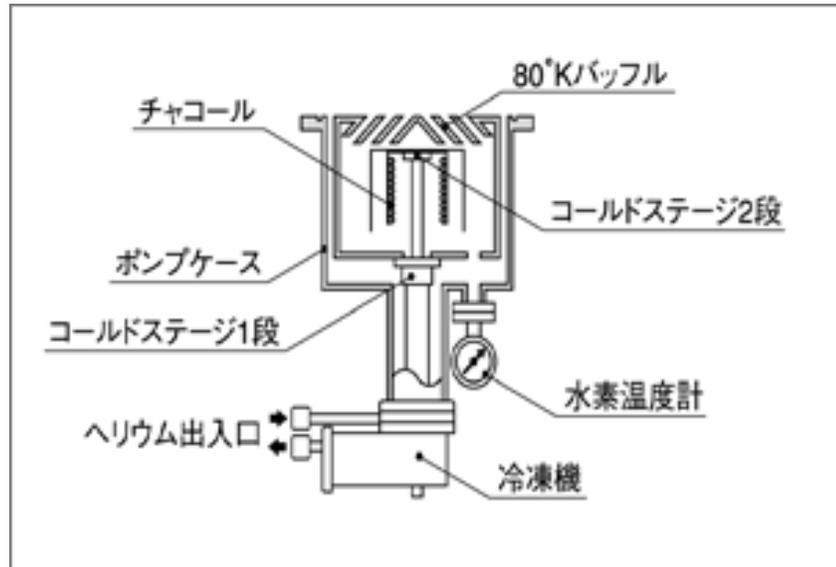
クライオシリンダ (Extruder) 方式



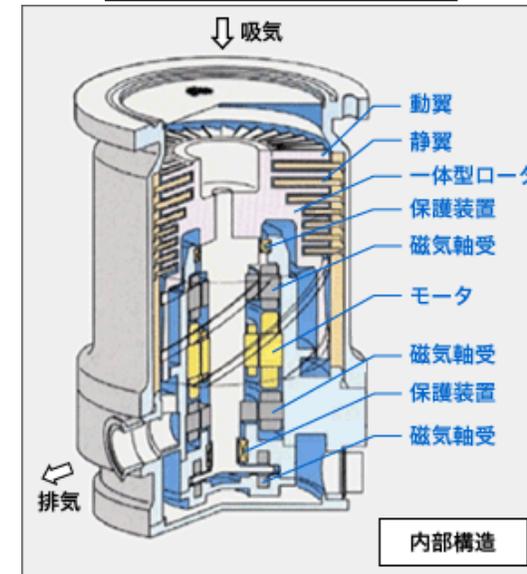
参考：J. Plasma Fusion Res. Vol.83, No.6 (2007) 5 6 0 - 5 6 6

未燃焼の燃料ガスを排気します。

クライオポンプ



ターボ分子ポンプ



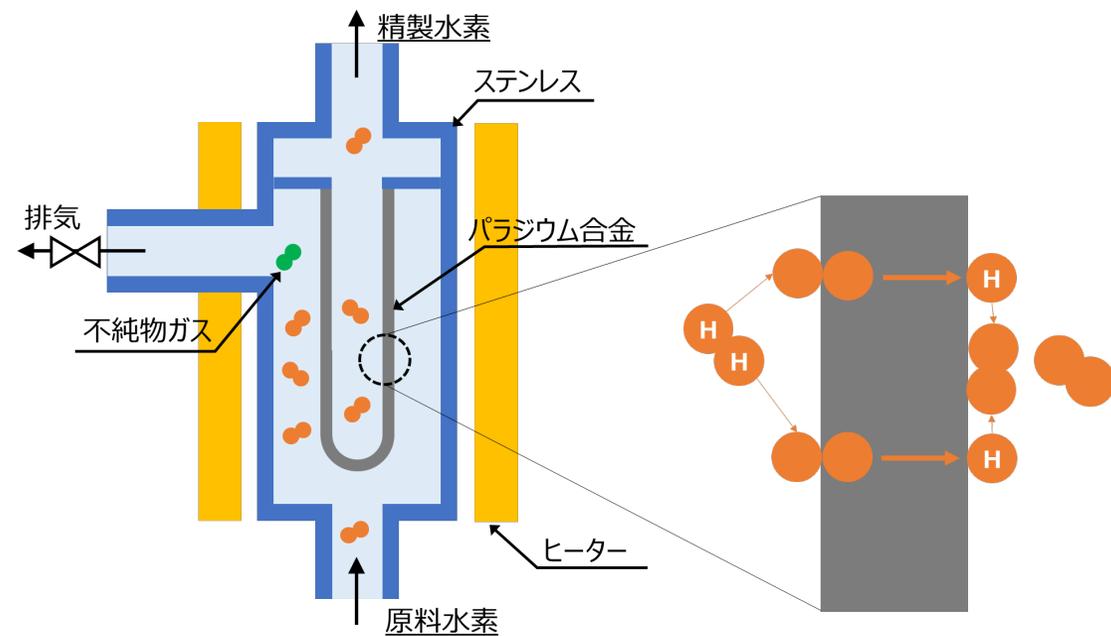
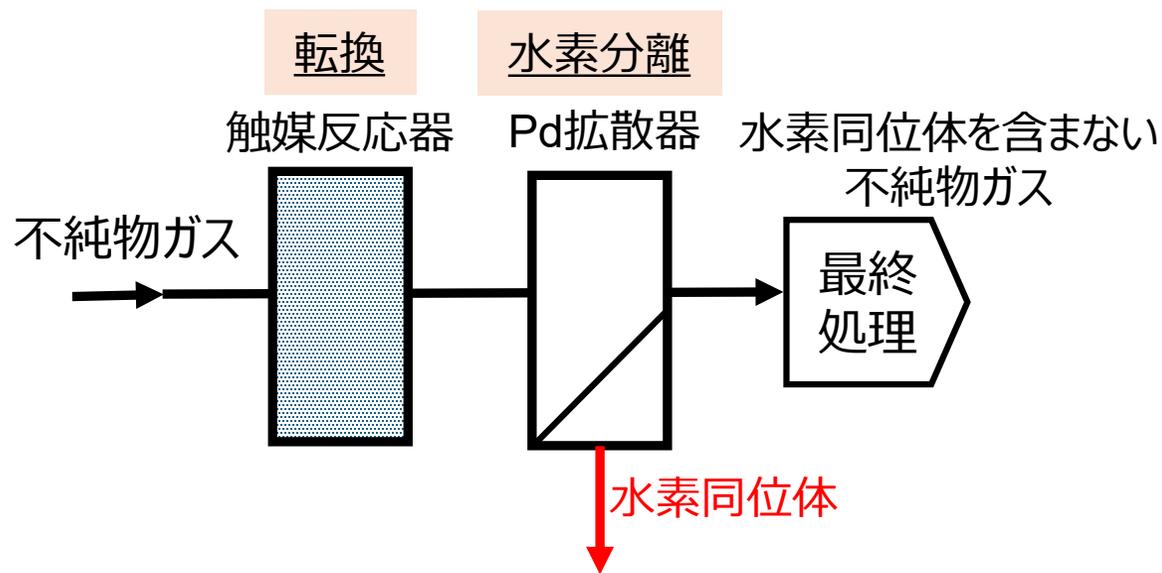
	クライオポンプ	ターボ分子ポンプ
メリット	可動部・油等が無くクリーンな超高真空が可能	分子流領域で連続ガス排気が可能
デメリット	極低温面形成に数時間必要。また再生過程が必要。連続運転には複数台必要。	動作部分高速回転のため、安全性・保守性に注意が必要。磁気遮蔽が必要

図：ULVACホームページより <https://showcase.ulvac.co.jp/ja/how-to/product-knowledge02/index.html>

燃料ガス（水素同位体）と不純物ガスを分離。不純物を水素同位体ガスに転換。

燃料精製システムの機能

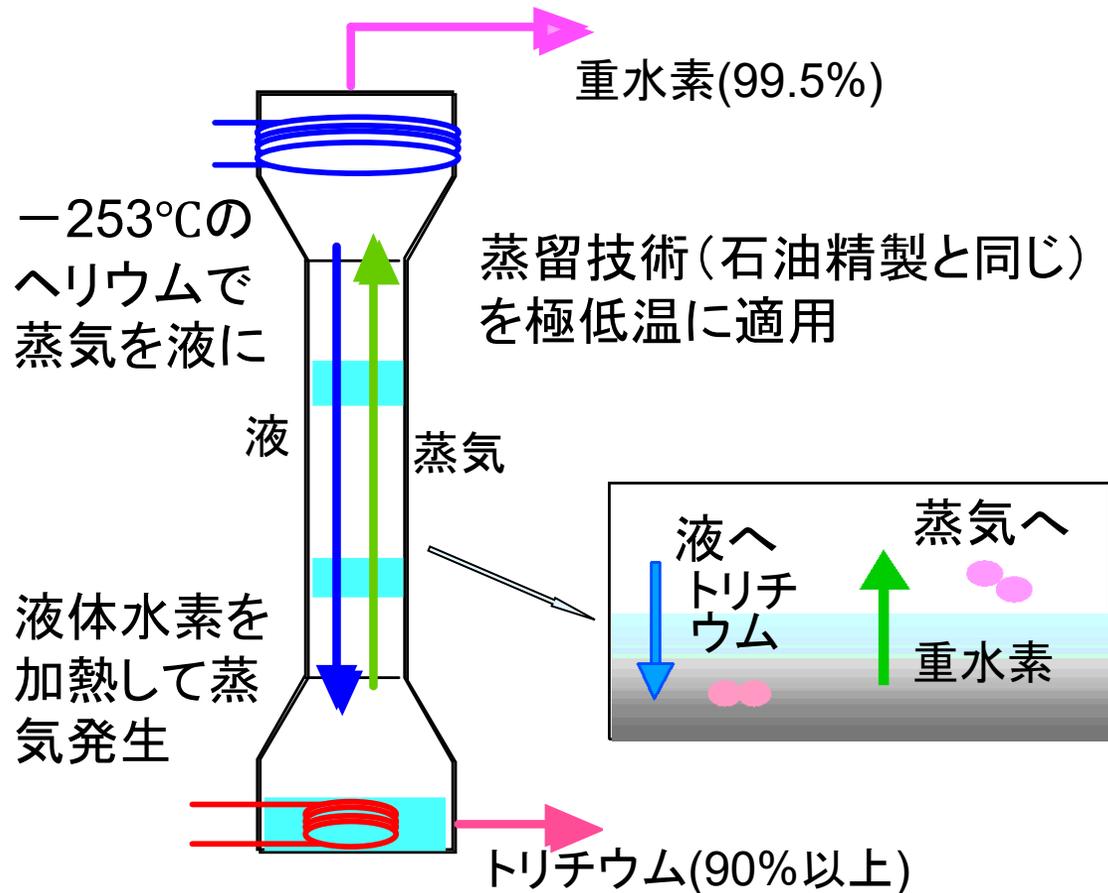
- 不純物ガスの化学構造内に含まれる水素同位体を触媒反応によって水素同位体ガスに転換する
- 水素同位体ガスと不純物をパラジウム拡散器によって分離する



パラジウム膜は、燃料成分である水素同位体ガスのみを通す膜

- 燃料ではない水素も通す
- 水素は同位体分離システムで分離する

水素同位体ガスから重水素、トリチウムを分離、精製する。



目的：水素同位体ガス(H_2 , HD , HT , D_2 , DT , T_2)から、燃料成分 (D , T) を分離・精製する

方法：深冷蒸留法

原理：各成分の蒸気圧（沸点）の差を利用して、塔の上部と下部に濃縮分離する

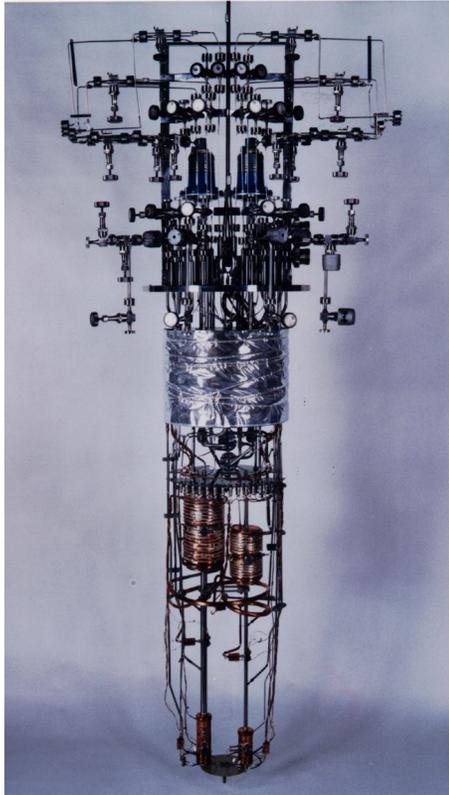
蒸気圧: $H_2 > HD > HT > D_2 > DT > T_2$

沸点: $H_2 (= 20.2 \text{ K}) < D_2 (= 23.6 \text{ K}) < T_2 (= 25.0 \text{ K})$

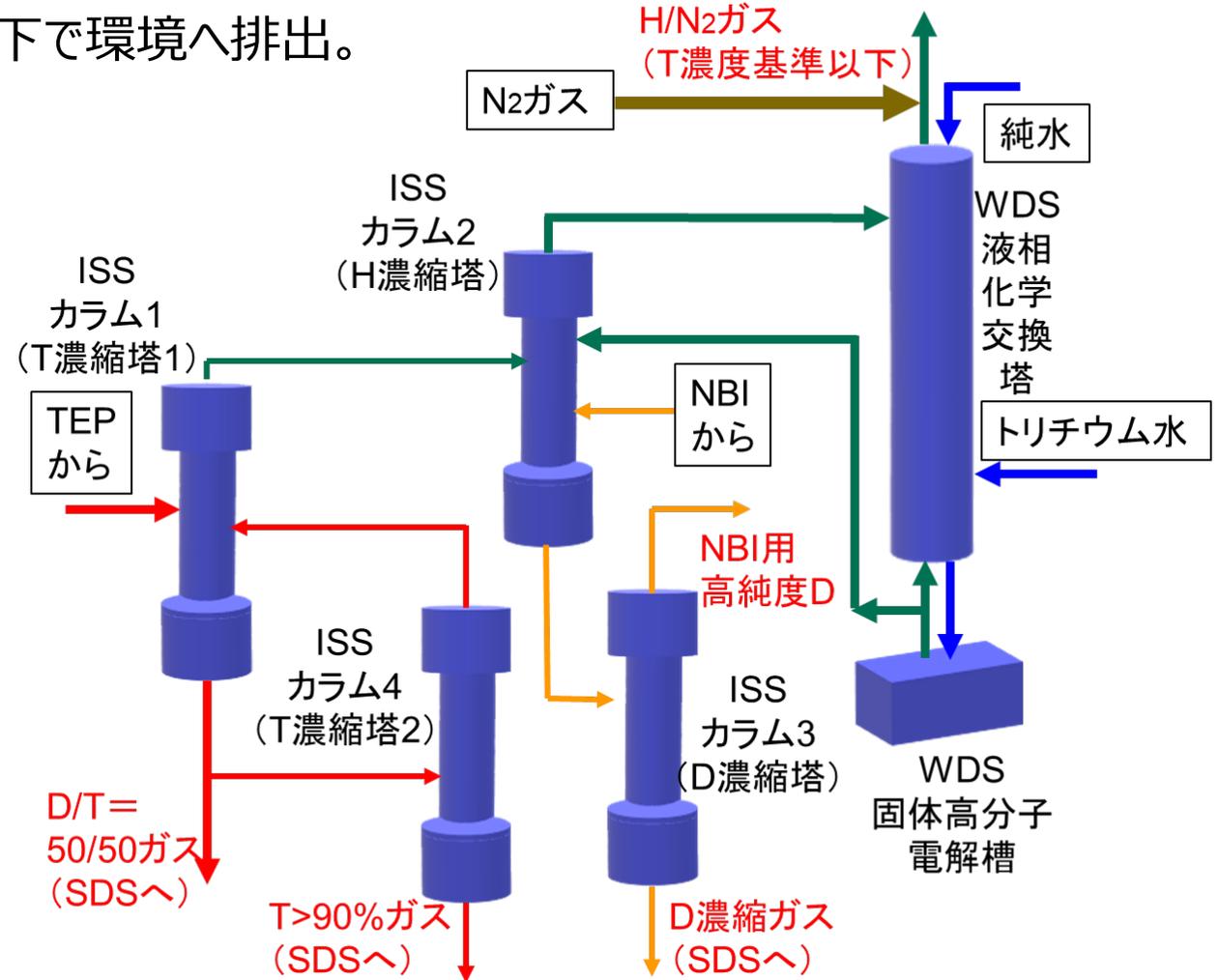
構成：コンデンサー、リボイラー、充填材、同位体平衡器、真空断熱層、He冷凍機、他.

燃料システム④ 水素同位体分離システム

- 水素同位体ガス6成分から、重水素とトリチウムを分離・精製するために、複数の塔構成を要する
- 重水素とトリチウムは燃料貯蔵システムへ
- 水素は一部水処理システムへ。残りは基準値以下で環境へ排出。



深冷蒸留装置



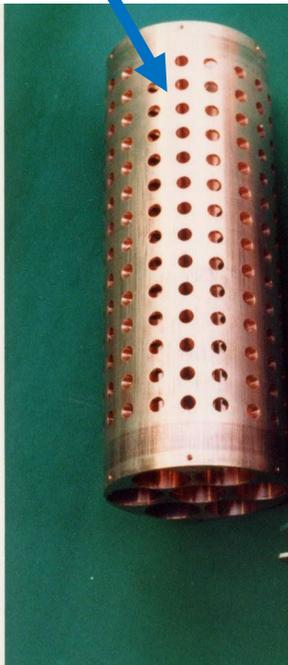
重水素、トリチウムを貯蔵、供給する。

室温で水素を吸収、高温（400℃）で水素を吐き出す金属（ジルコニウム-コバルト合金）で、貯蔵・供給

装置外観



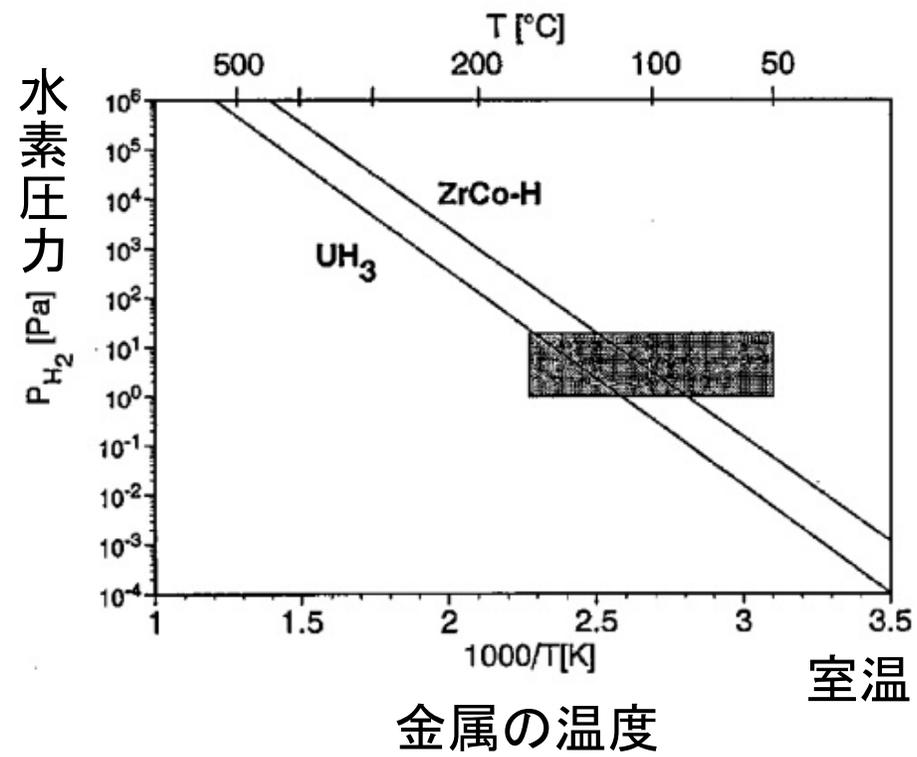
ヒーター



合金内蔵容器



水素吸蔵金属の平衡圧力



トリチウム水を濃縮し、電解によりトリチウムガスとして回収。

方法：水－水素化学交換法

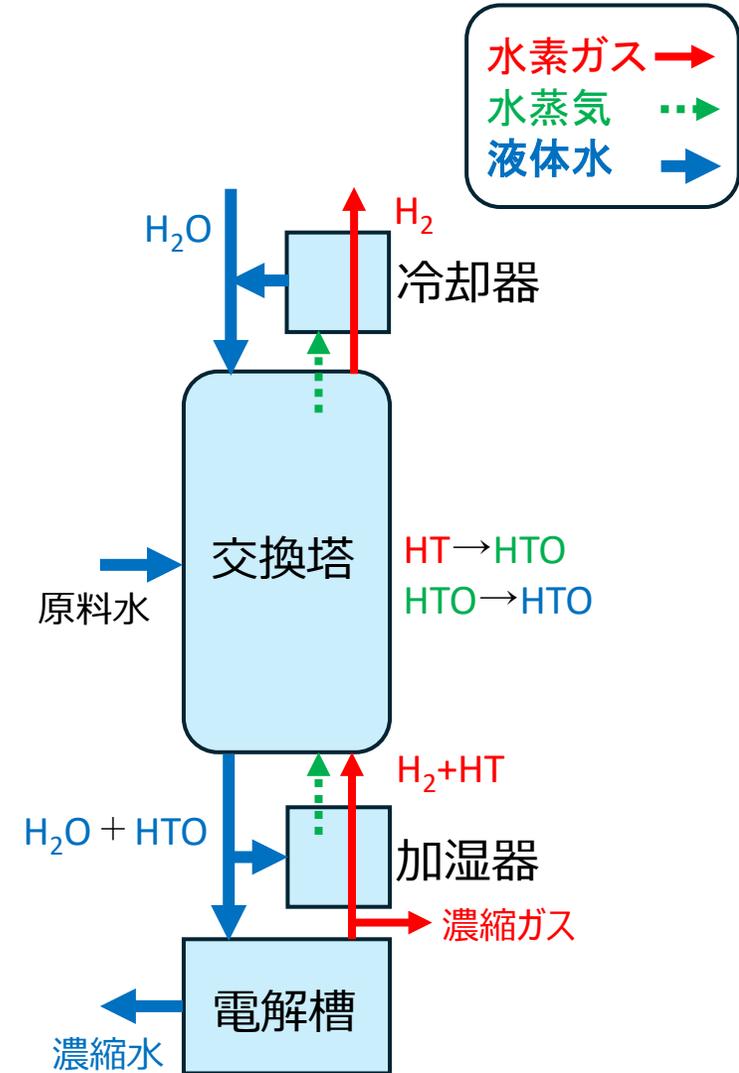
原理：水⇌水蒸気⇌水素間の同位体反応



水、水蒸気、水素ガスを向流で接触。

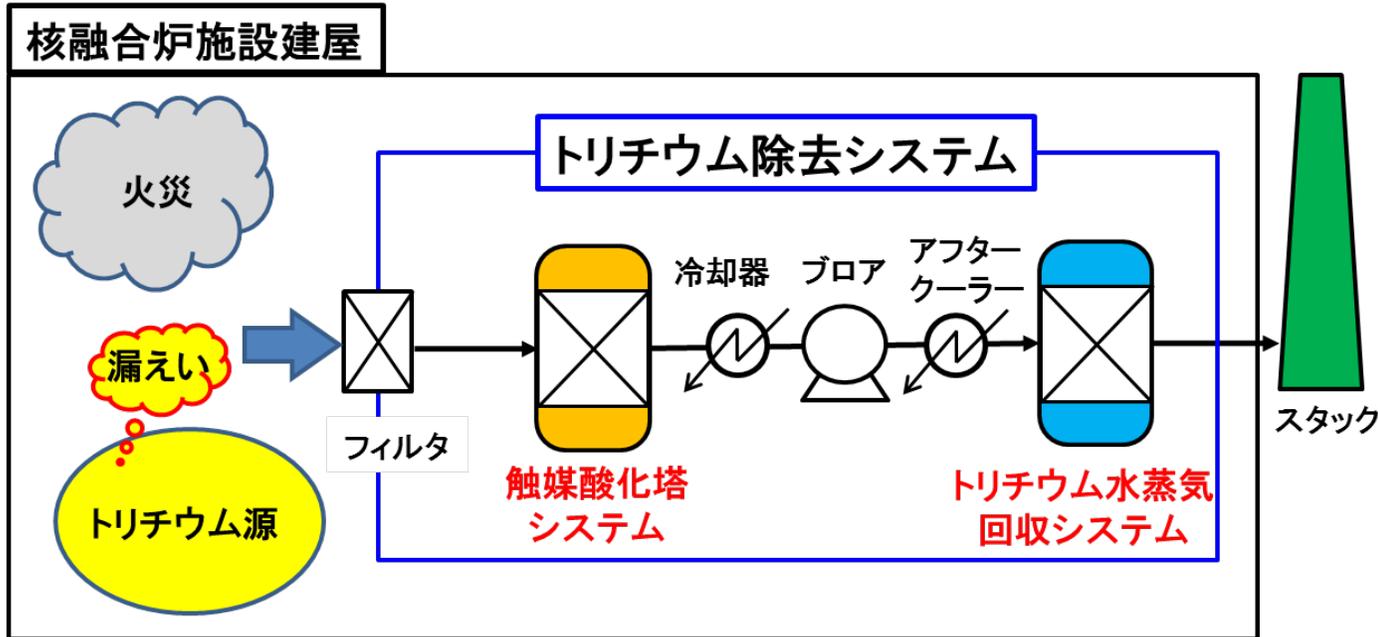
水素ガス中の重水素やトリチウムを水蒸気を経由して水相中に濃縮。

重水素及びトリチウムの濃度は、水中 > 水蒸気中 > 水素の順



参考：J. Plasma Fusion Res. Vol.92, No.1 (2016) 3 1 - 3 8

触媒を用いてトリチウムガスを酸化し水蒸気の形で回収除去



トリチウム除去システムの機能

- 異常時の建屋の負圧維持
- 建屋雰囲気中のトリチウム除去
- 燃料システム排ガス中のトリチウム除去

触媒塔システム：トリチウムを酸化しトリチウム水蒸気にする
 $2HT + O_2 \rightarrow 2HTO$

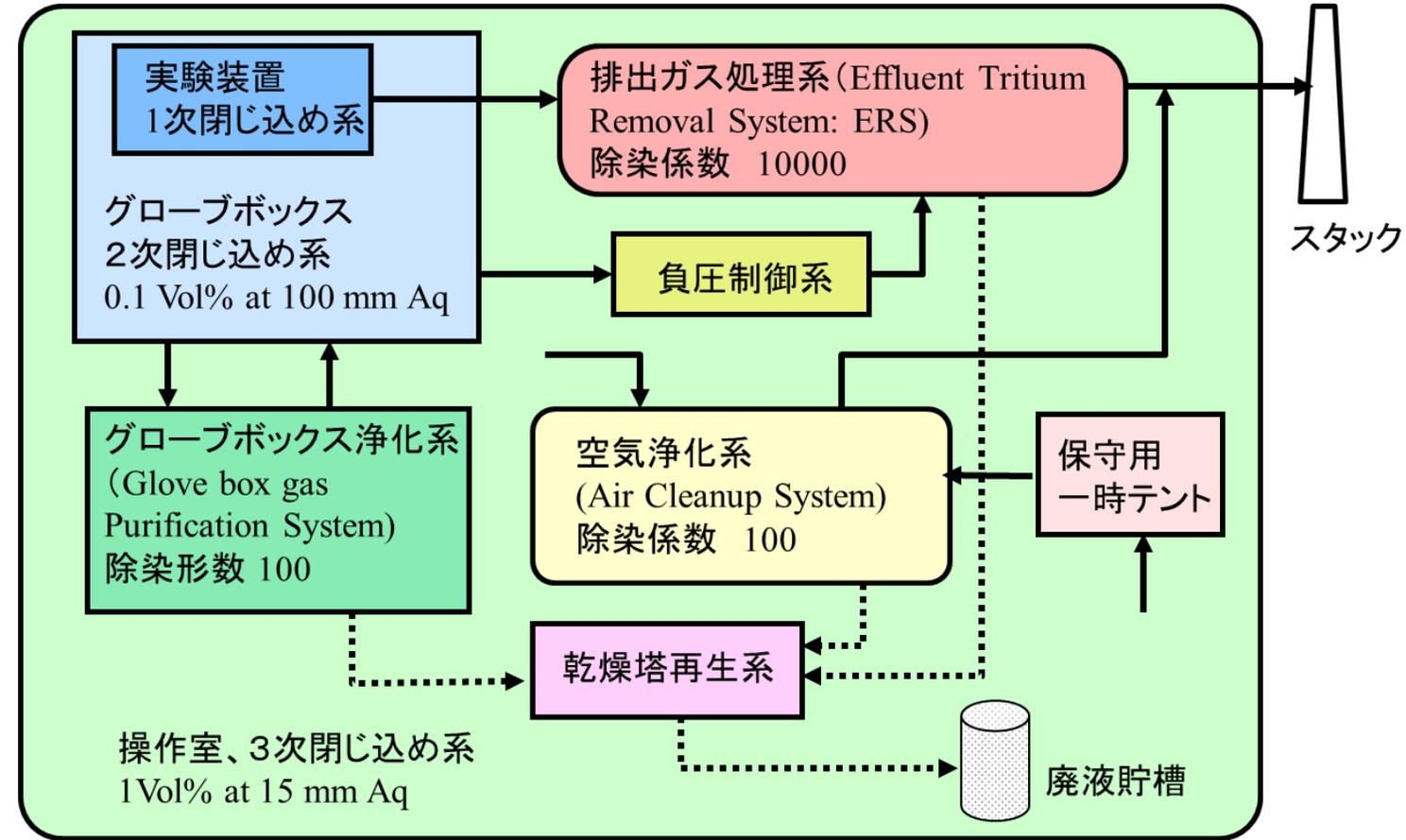
トリチウム水蒸気回収システム：トリチウム水蒸気を吸着して回収（吸着塔）あるいは水として回収（スクラバー）
 $H_2O（液） + HTO（蒸気） \rightarrow H_2O（蒸気） + HTO（液）$

基本的な考え方

- トリチウムは施設内に閉じ込める
- トリチウムの「閉じ込め性能の確保」が安全上極めて重要
- 多重格納、トリチウム除去設備及びトリチウム取扱量の制限で作業員及び一般公衆のリスクを回避

基準値以下のトリチウムは環境放出される

- 軽水素は燃料成分ではない不要物であり、環境に放出する必要がある。
- 原型炉の通常運転時の主要トリチウム放出経路は環境中に放出する軽水素に同伴するトリチウムとなる見込み
- 燃料サイクルにおける軽水素の処理については配慮が必要



トリチウムプロセス研究棟の閉じ込め概念

トリチウム工学研究グループのミッション

1. **原型炉**に向けたトリチウム取扱技術開発

- ✓ トリチウム燃料システム技術開発 – 主要サブシステムの技術実証
- ✓ 燃料システム安全試験施設

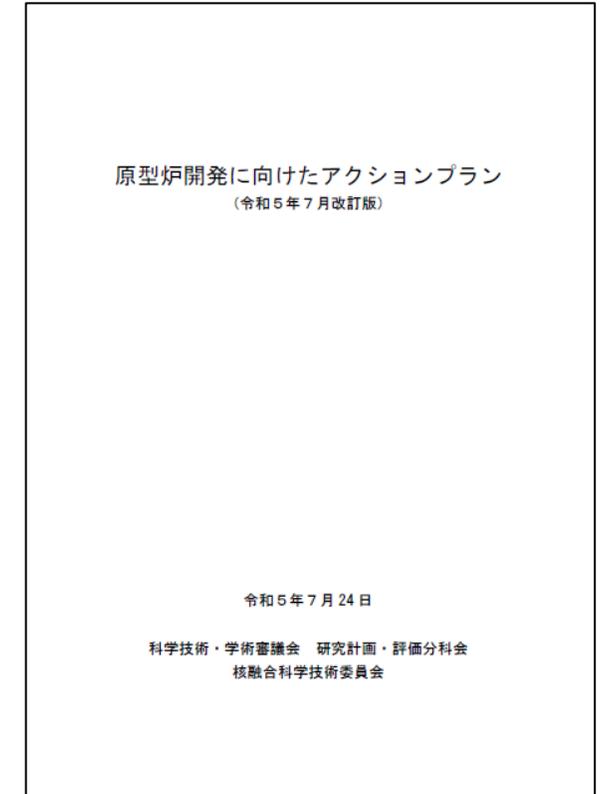
2. ITERトリチウム除去系の共同調達

- ✓ ITERトリチウム除去系性能確証試験, 調達活動

3. JAEAによるトリチウムプロセス研究棟廃止措置の支援

- ✓ トリチウム除染技術開発、トリチウム返還or移転

原型炉アクションプラン「燃料システム」に基づく、2035年の建設判断までに必要とする技術開発項目の実施



原型炉アクションプラン内の記載

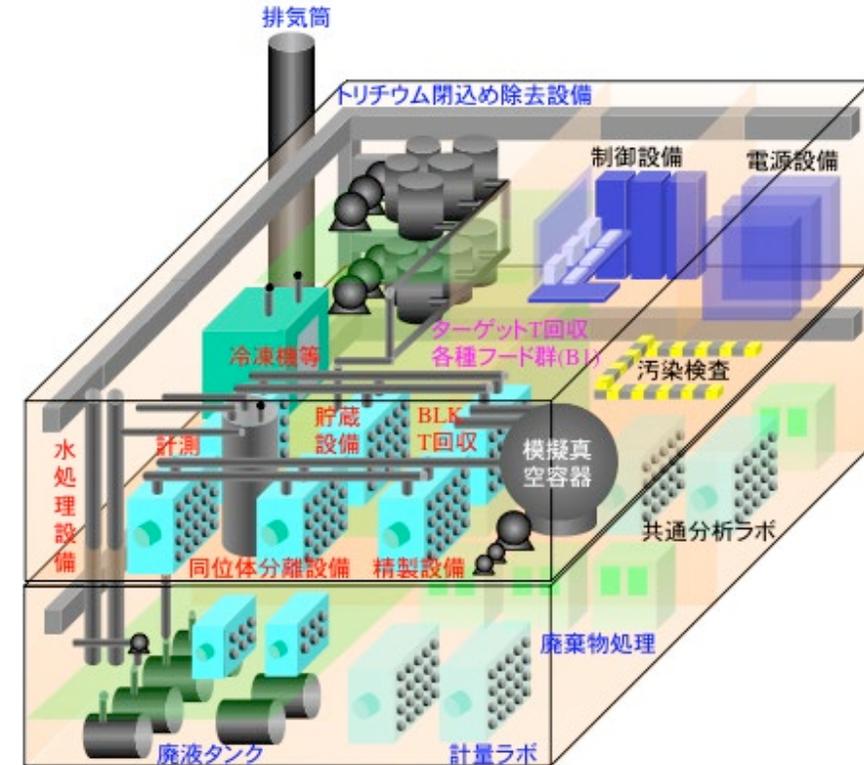
原型炉ではITER よりさらに大量のトリチウム (T) を取り扱うことから、**トリチウム大量取扱試験施設での技術の実証・蓄積**、及び**人材育成**が必要である。(中略)。**廃棄物処理などの技術**についてはITER計画で獲得される技術では不十分であり、大型技術を開発し、運転を検証するまでの体制構築が必要である。これらを踏まえ、トリチウム大量取扱試験施設を建設する。

T 大量取扱時の燃料循環システム技術の実証

T 大量取扱ホット施設を活用してT 大量取扱時の燃料循環システムの技術を実証する。

原型炉にむけた主要検討項目

- ① **ペレット加速技術に則したD/T混合ペレット連続製造技術の検証**
- ② **トリチウム水処理システムの実証**
- ③ 原型炉を見据えたトリチウム購入ルートの新開拓、大量トリチウム輸送経験の蓄積
- ④ ブランケット冷却系へのトリチウム透過量の緩和技術の実証
- ⑤ 水素同位体分離システムの実証
- ⑥ 原型炉の安全上の特徴を踏まえた原型炉用トリチウム除去システム



トリチウムを用いないと実証できない
上記課題に対応する原型炉に向けたR&Dの実施施設は国内には存在しない

「燃料システム安全試験施設」の設計検討を2024年に開始

- ①ペレット加速技術に則したD/T混合ペレット連続製造技術の検証
- ②トリチウム水処理系の実証 – 国内で核融合向けではトリチウム関連主要システムの中で唯一実証されていない機器
- ③原型炉を見据えたトリチウム購入ルートの再開発、輸送経験の蓄積
- ④ブランケット冷却系へのトリチウム透過量の緩和技術の実証
- ⑤水素同位体分離系 – カスケード実証、制御系の実証、水素同位体組成の短時間・高精度分析システム
- ⑥ブランケットトリチウム回収システム (TES) + 不純物処理系(TEP)
- ⑦トリチウム貯蔵系 – 貯蔵バットの大型化
- ⑧炉心内トリチウム計量管理技術– トリチウムの計量システムの開発と炉心内トリチウム蓄積量の評価方法の確立
- ⑨原型炉用トリチウム除去システム– 原型炉の安全上の特徴を踏まえたシステムの確立⇔環境トリチウム規制目標との整合
- ⑩環境中トリチウム挙動の検証
- ⑪**統合システム実証**
- ⑫**人材育成 (大量トリチウム取扱技術の継承)**

課題解決に向けて燃料システムの試験施設を計画

→従事する研究者、技術者が必要！