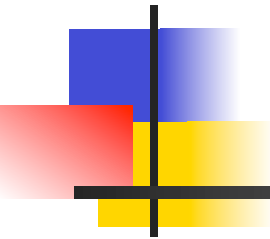


第15回若手科学者によるプラズマ研究会
平成24年3月14-16日、於：那珂核融合研究所



原型炉におけるトリチウム及び 安全性の考え方

林 巧 : (独) 日本原子力研究開発機構



目次

1. 核融合炉の安全上の特徴
2. 原型炉におけるトリチウム取り扱い技術
 - 核融合燃料サイクル
 - 主燃料循環処理系
 - ブランケットトリチウム回収系
 - トリチウム計量管理
 - トリチウム閉じ込め・除去
3. 社会的受容性を得るために



1. 核融合炉の安全上の特徴(1/4)

- 核融合反応には連鎖反応がなく、また、固有の反応終息性*により核的暴走はない。
 - * プラズマの圧力限界、密度限界、極微量の不純物混入等による反応終息
- 考慮すべき熱源は主に崩壊熱であり、比較的冷却が容易。
 - 冷却機能喪失による燃料の溶融や再臨界の危険性はない。
 - 原型炉のミッションによるが、真空容器内機器の崩壊熱は十分考慮すべき。
- 燃料の供給、回収、精製、分離のプロセスをプラント内で行うため、相当量の放射性物質(トリチウム)が分散して存在。

この特徴を踏まえた放射性物質の閉じ込め性能の確保が安全上重要。

- 真空容器内機器などの放射化物は、原子炉で発生する核分裂生成物や長寿命の超ウラン元素を含まない。また、解体時には相当量の低レベル放射性廃棄物が発生するが、放射性核種の密度は低い。

1. 核融合炉の安全上の特徴(2/4)

	ITER		核融合炉	
<u>1) ソースターム</u>				
トリチウム(サイト全体) (最大滞留は真空容器と想定していたが、第一壁材料がCFCからWに変更されれば燃料処理設備となる可能性大)	4 kg	定常取扱量: 約2kg、貯蔵: 1kg、廃棄物: 1kg 燃料処理設備内の最大: 同位体分離装置: 約200g	<18 kg	定常取扱量: 約2kg、廃棄物: 1kg(ITER同等想定) 貯蔵: 13kg(1ヶ月運転燃料備蓄総量) 増殖ブランケットでの生産: 約450g/日; 固体増殖・増倍材への滞留量は少(数100g) 冷却系内への移行とその処理系含めた滞留評価が必要(<1 kg)
放射化ダスト				
W	100 kg	制御目標(増加の可能性)	要評価	選択した第一壁と運転条件により変動
C	200 kg	制御目標(低減予定)	—	—
Be	100 kg	制御目標	—	—
放射性腐食生成物		問題ないレベルと評価	要評価	選択した冷却材と運転条件により変動

1. 核融合炉の安全上の特徴(3/4)

2) 放射性物質を内蔵する機器と作用するエネルギー

機器	エネルギー	ITER	ITERでの考慮事項	DEMO	核融合炉での考慮事項
ブランケット	・中性子反応熱	—	—	—	(核融合出力参照)
ト(BLK) & ダイバータ(DIV)	・増殖材と冷却材の反応熱	—	—	要評価	・冷却配管のみ損傷を考慮すべきか
	・増倍材と冷却材の反応熱	—	—	要評価	・冷却配管のみ損傷を考慮すべきか
	・冷却材の内部エネルギー		・冷却水系圧力制御異常による過圧		・冷却系圧力制御異常による過圧
真空容器(VV) & クライオスタット	・核融合出力	500 MW	・出力増大に伴う熱負荷 ・通常除熱機能喪失による熱負荷及び電磁力	3000MW	・出力増大に伴う熱負荷 ・通常除熱機能喪失による熱負荷及び電磁力
	・プラズマの熱エネルギー	400 MJ		要評価	
	・プラズマに入射するエネルギー	50 MW		要評価	
	・放射化に伴う崩壊熱	0.5 MW/m ³	・通常除熱機能喪失による崩壊熱負荷	要評価	・通常除熱機能喪失による崩壊熱負荷
	・冷却材の内部エネルギー		・試験機器損傷時の冷却水放出の過圧		・BLK/DIV損傷時の冷却材放出等による過圧
	・プラズマ磁気エネルギー	300 MJ	・ディスラプション時の熱負荷 & 電磁力	要評価	・ディスラプション時の熱負荷 & 電磁力
	・増殖材と冷却材の反応熱	—	—	要評価	・BLK損傷冷却材放出時の反応 & 腐食
	・増倍材と冷却材の反応熱	—	—	要評価	・BLK損傷冷却材放出時の反応熱負荷
燃料処理設備	・超伝導コイルの磁気エネルギー	50 GJ	・コイル短絡等によるコイルの変形	要評価	・コイル短絡等によるコイルの変形
	・水素同位体内部エネルギー		・冷凍機能低下による過圧		・冷凍機能低下による過圧

1. 核融合炉の安全上の特徴(4/4)

3) 考慮すべき事項への対策		
考慮すべき事項	ITERの場合	核融合炉の場合
◎真空容器(VV)内の過圧	○圧力逃がし機構で対応 (VVPSSなど)	●圧力逃がし機構で対応
◎崩壊熱除去	○崩壊熱が小、自然放冷でも <600℃(1月後)	●崩壊熱は増大、自然冷却でVVが破損しないかを評価 (計算コード妥当性検証要)
◎電磁力(ディスラプション)	○通常運転時の要求から 十分担保される	●通常運転時の要求から十分担保されると想定
◎電磁力(超伝導)	○通常運転時の要求から 十分担保される	●通常運転時の要求から十分担保されると想定
	○BLK/DIVは試験機器、 安全上担保なし	●BLK/DIVは試験機器ではないが、安全上閉込め障壁 として設計担保可能か。
	VVのRI閉込性能は確保され る	モジュール方式ではVVかCryostatか、又は両方かの RI閉込健全性の考慮要 セクター方式ではCryostatのみ又は外側に何か設置? でRI閉込健全性の考慮可能

2-1 核融合燃料サイクル

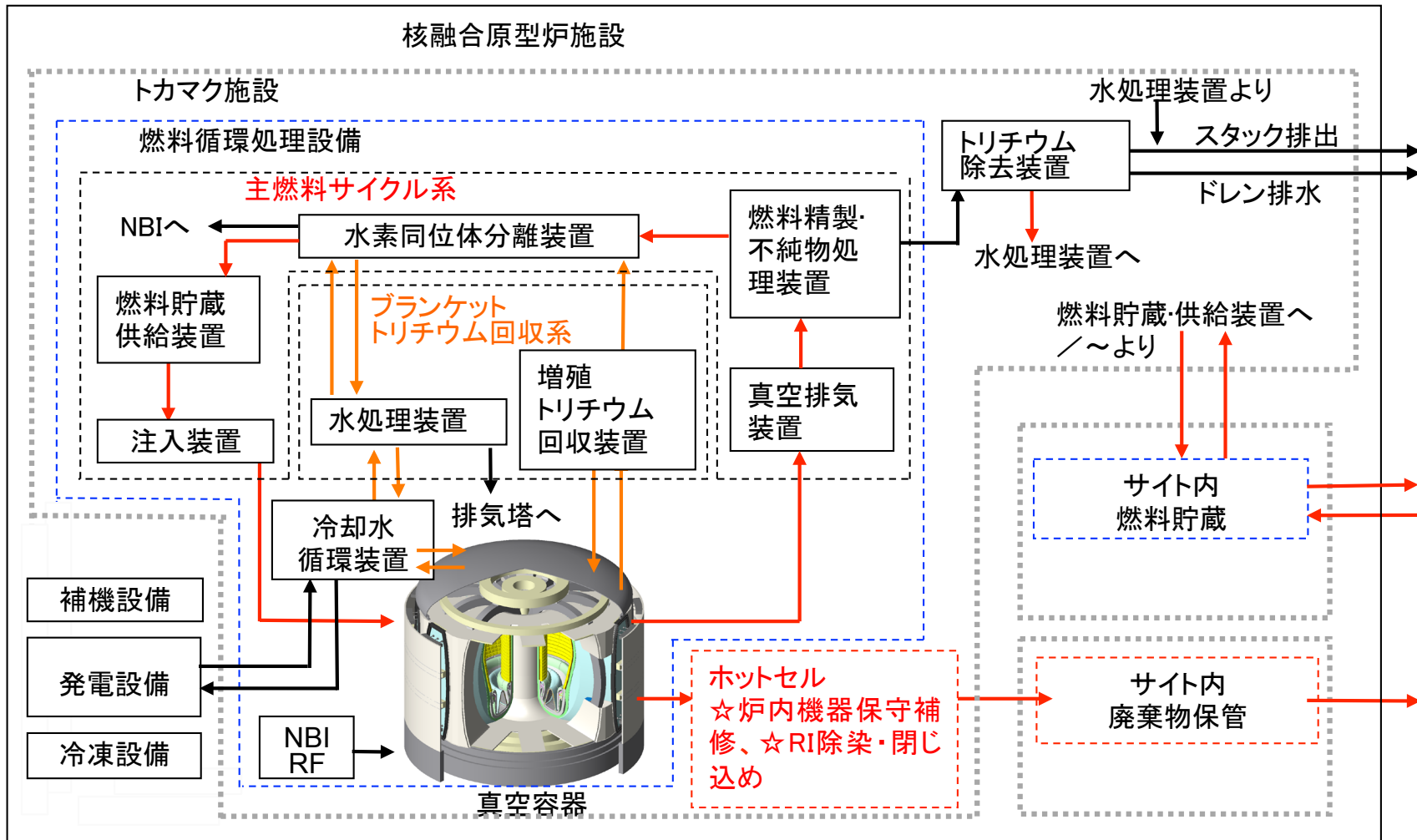
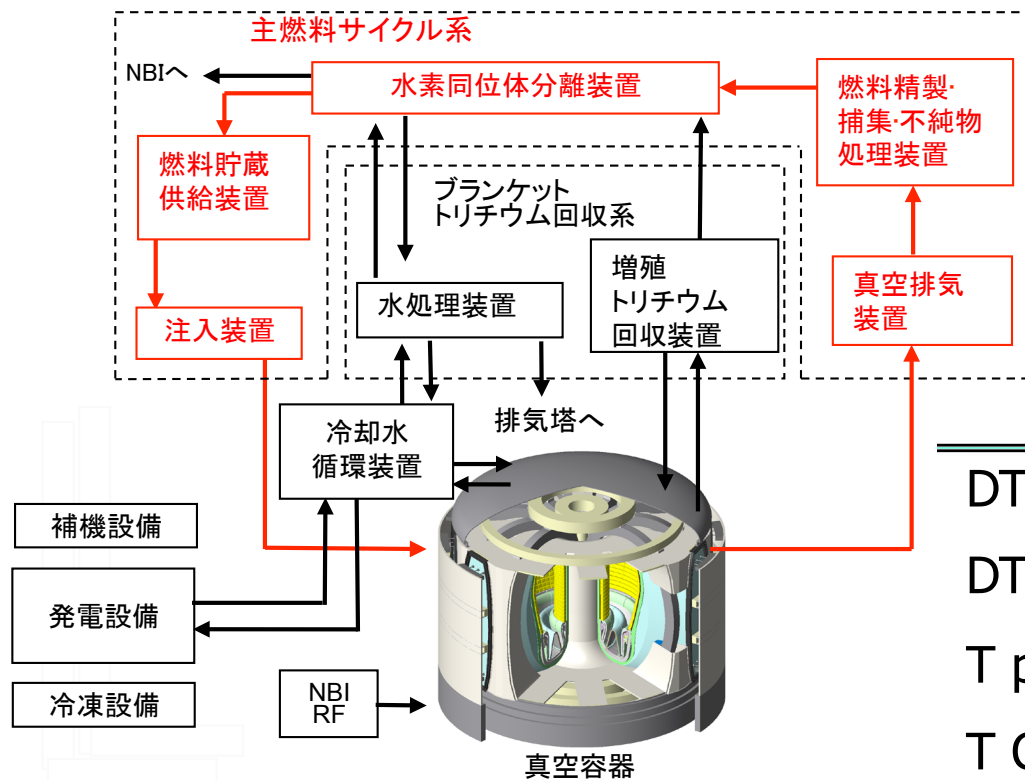


Fig. 1 原型炉プラントの系統概念と放射性物質(トリチウム燃料)の流れ

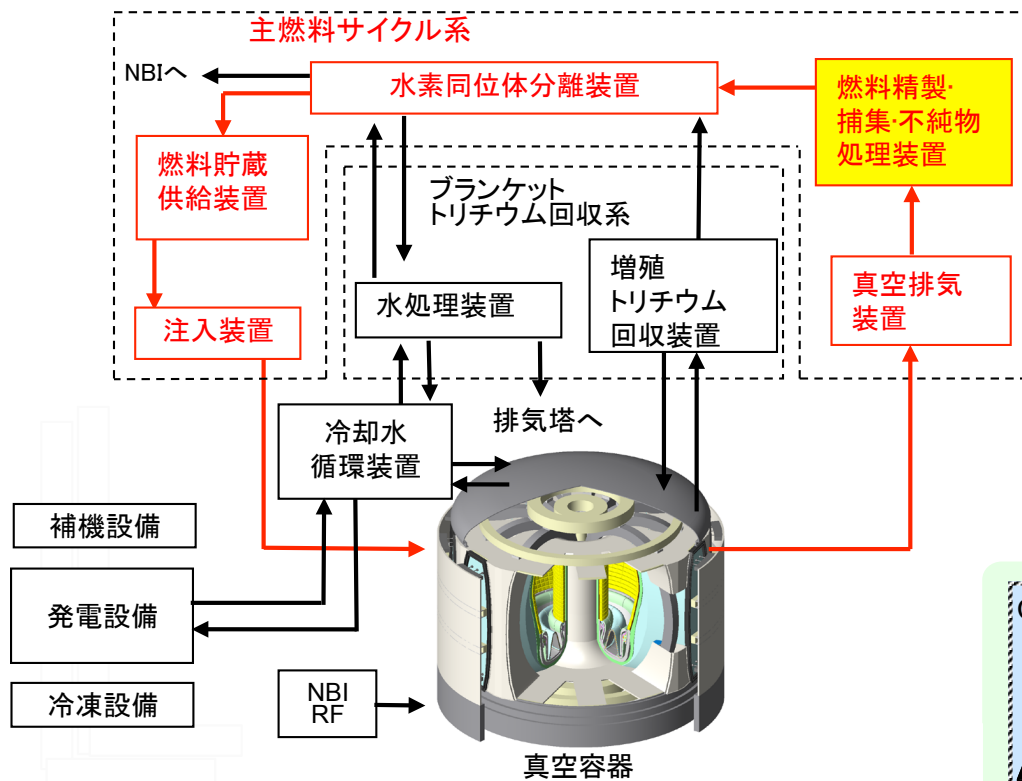
2-1.1 主燃料サイクル系 (1/4)



	ITER (0.5GW _{th})	DEMO (3GW _{th})
DT flow rate [Pam ³ /s]:	200	~200
DT reaction rate [%]:	0.3	a few
T processing [kg/day]:	5.8	23
T Combustion [kg/day]:	0.017*	0.45
Tritium Inventory [kg]:	<1	~1

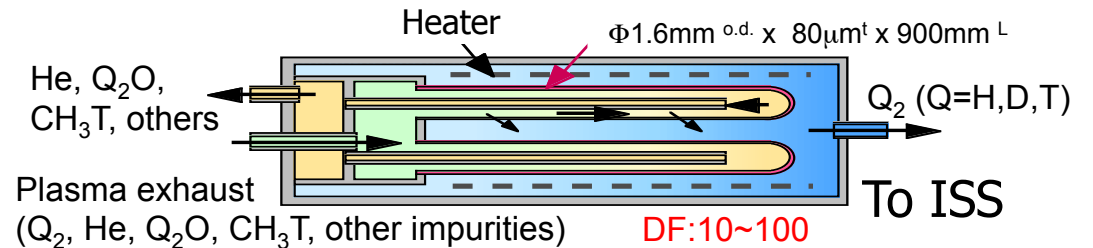
* 0.5GW x 450s x 2shots/h x 24

2-1.1 主燃料サイクル系(2/4)



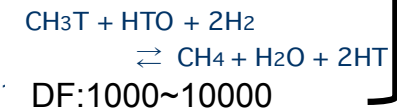
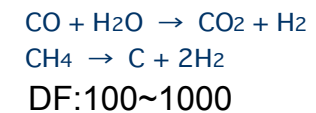
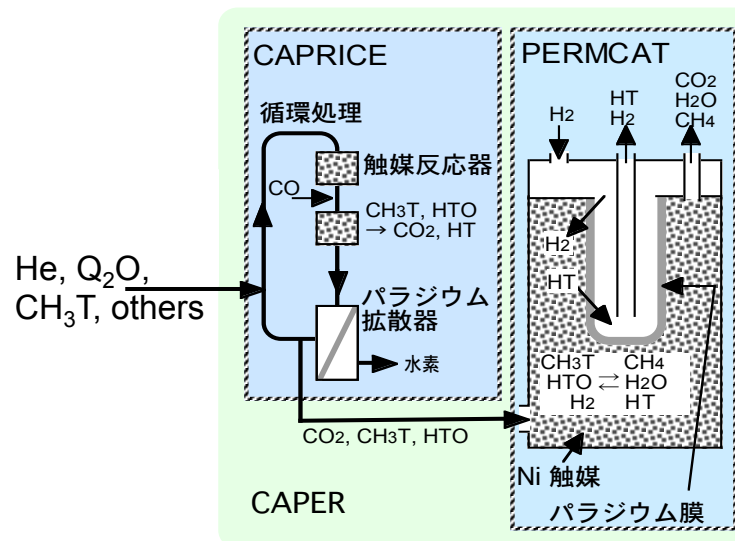
水素精製:

Pd/Ag alloy membrane diffuser



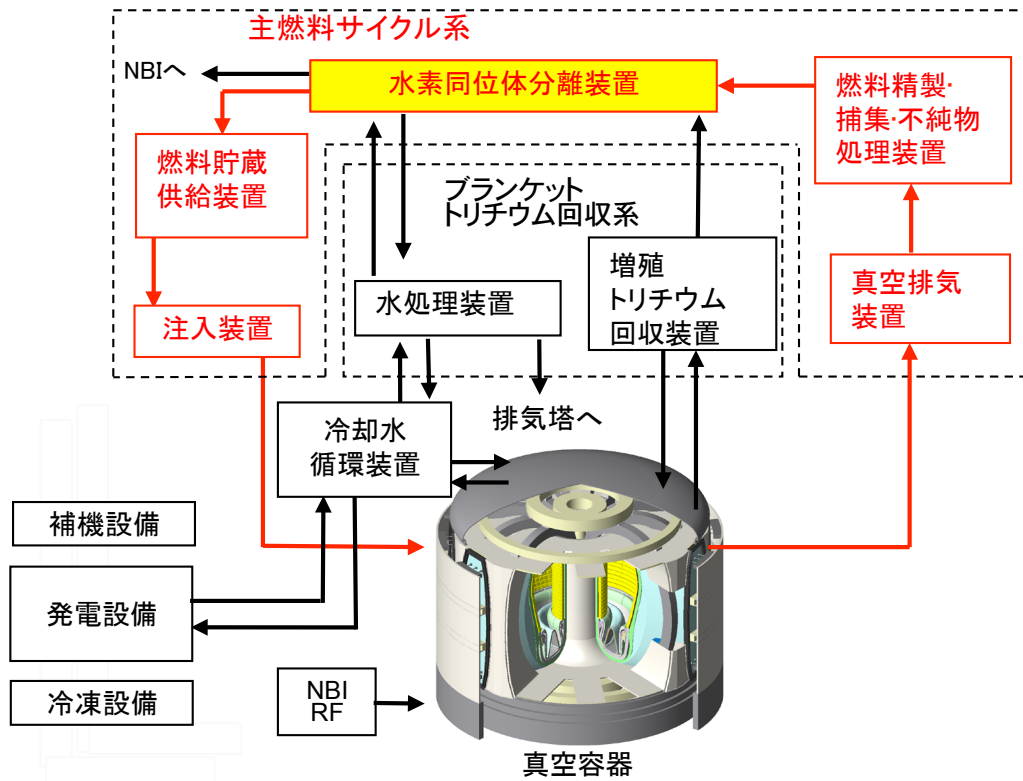
不純物トリチウム回収(HTO, CH₃T, etc.)

Water shift reaction w/ CO,
Methane cracking, Isotope exchange,
Oxidation-Reduction

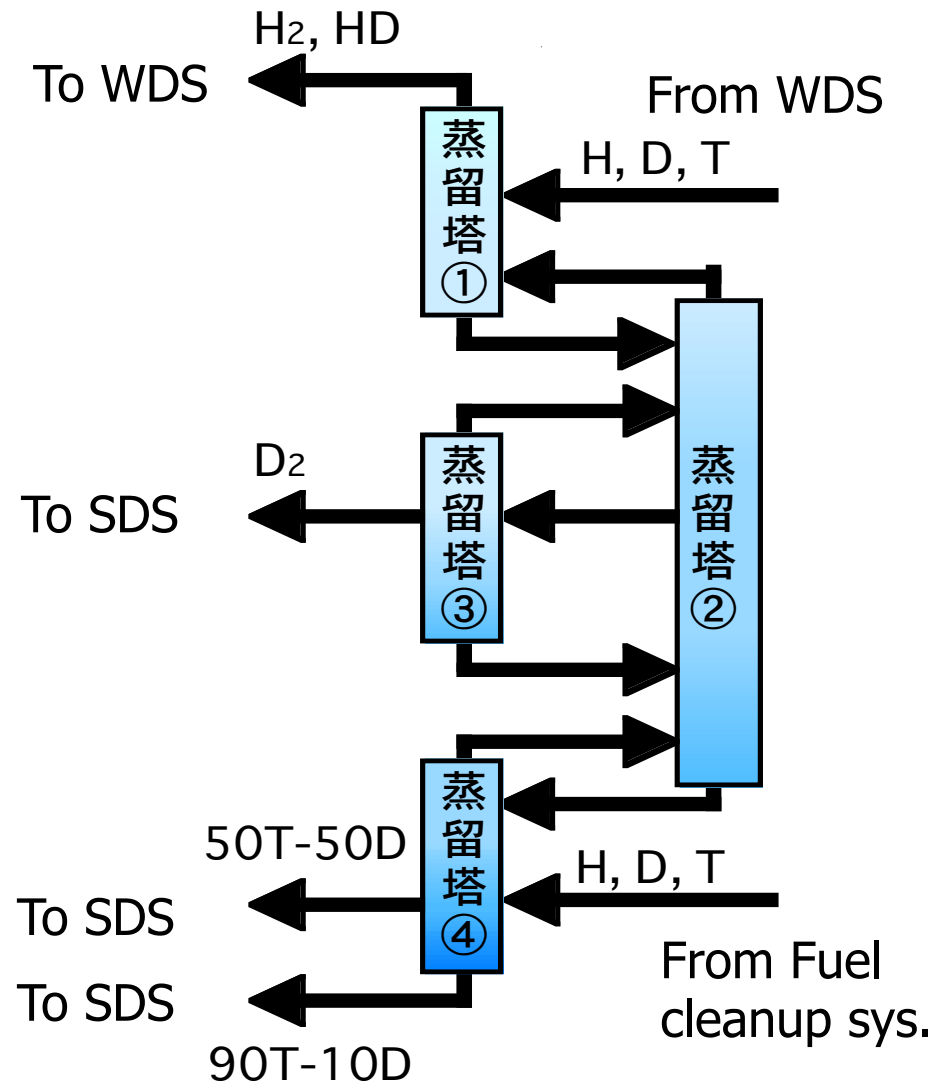


DF: >10⁶

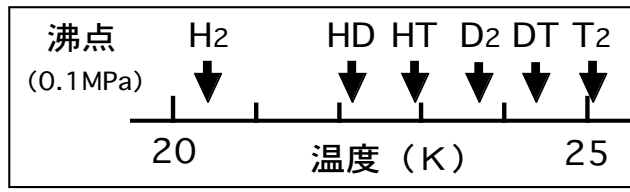
2-1.1 主燃料サイクル系(3/4)



Cryogenic Distillation Columns
4 columns: $\Phi 70\sim 100\text{mm} \times 3\sim 5\text{m}^h$



Boiling temp. of hydrogen isotope gases(K)



2-1.1 主燃料サイクル系(4/4)

Storage & Delivery System (SDS)

Metal (U, ZrCo, etc.) hydride beds,
Equilibrium pressure (Pa):

10^{-3} (RT), 10^5 (~673K)

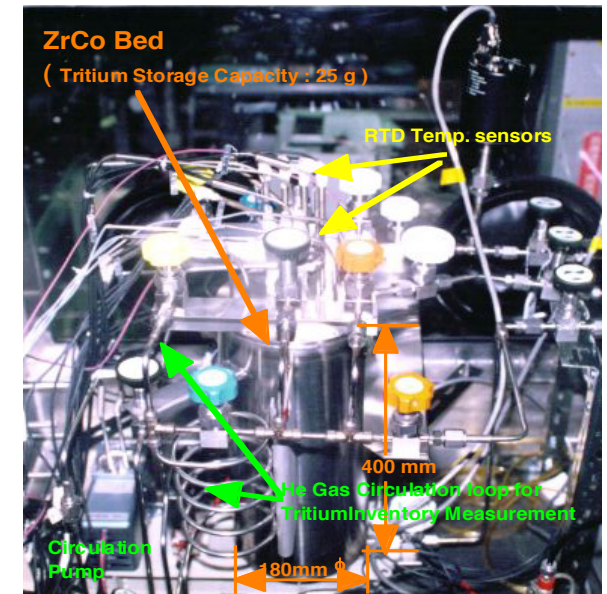
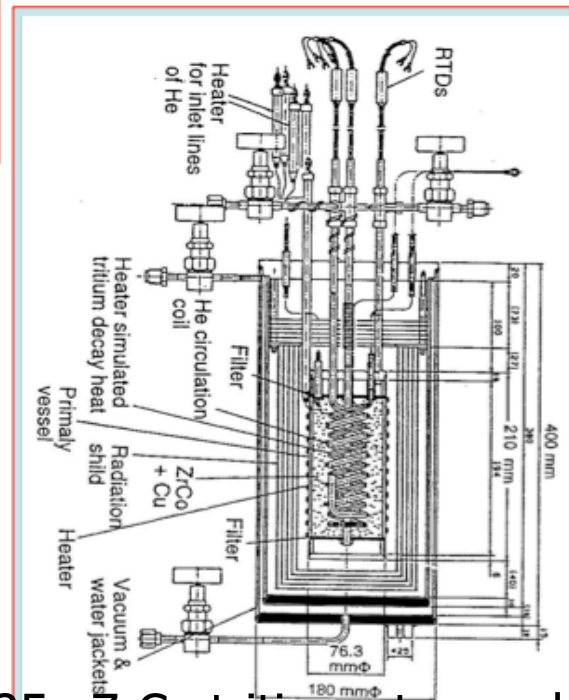
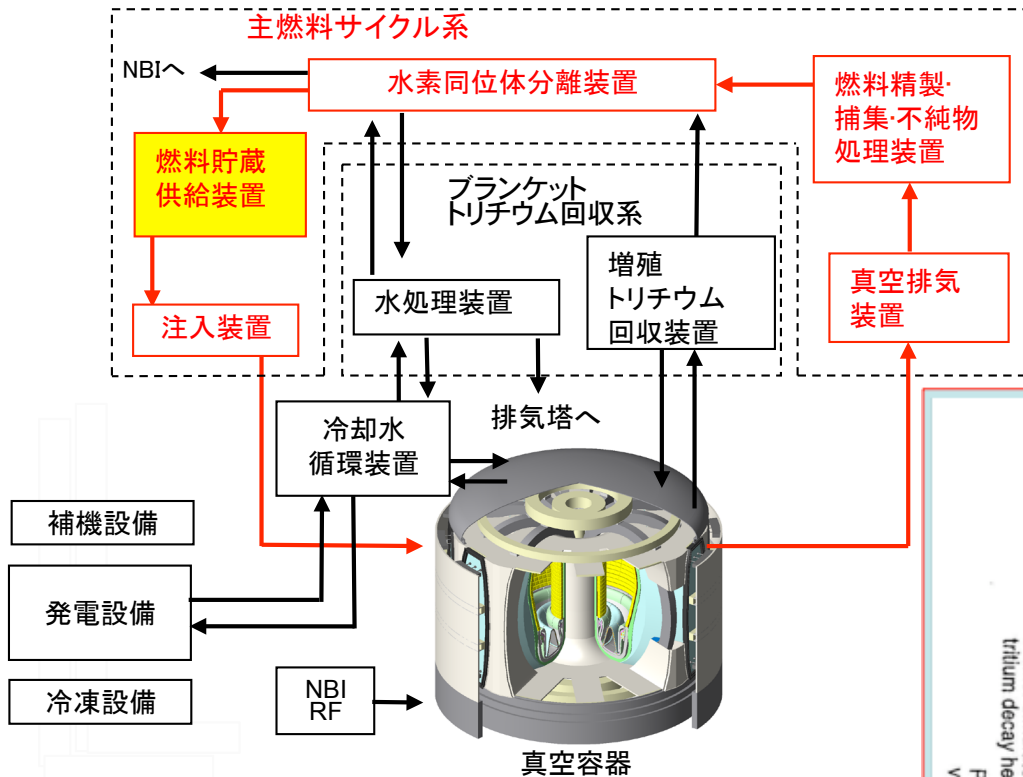
Capacity: ~ 100 g/bed (ITER=70g)

Numbers of bed: >50 (ITER)

depending on site inventory

In bed tritium accounting function:

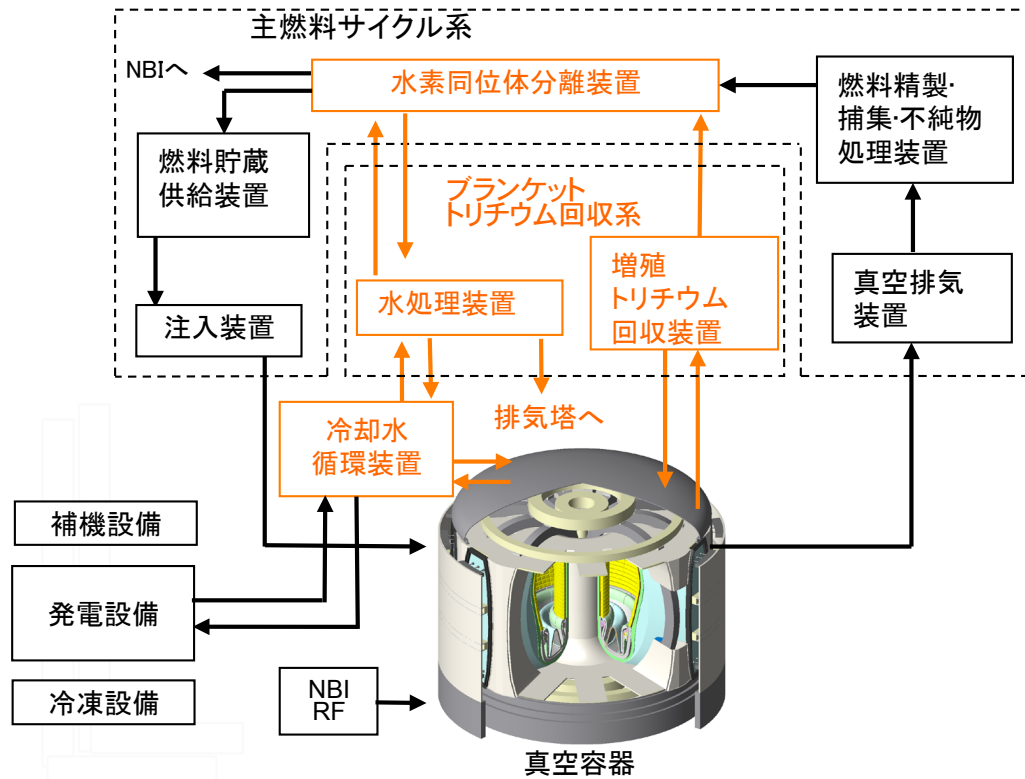
Calorimetric method



25g ZrCo tritium storage bed w/ calorimetry

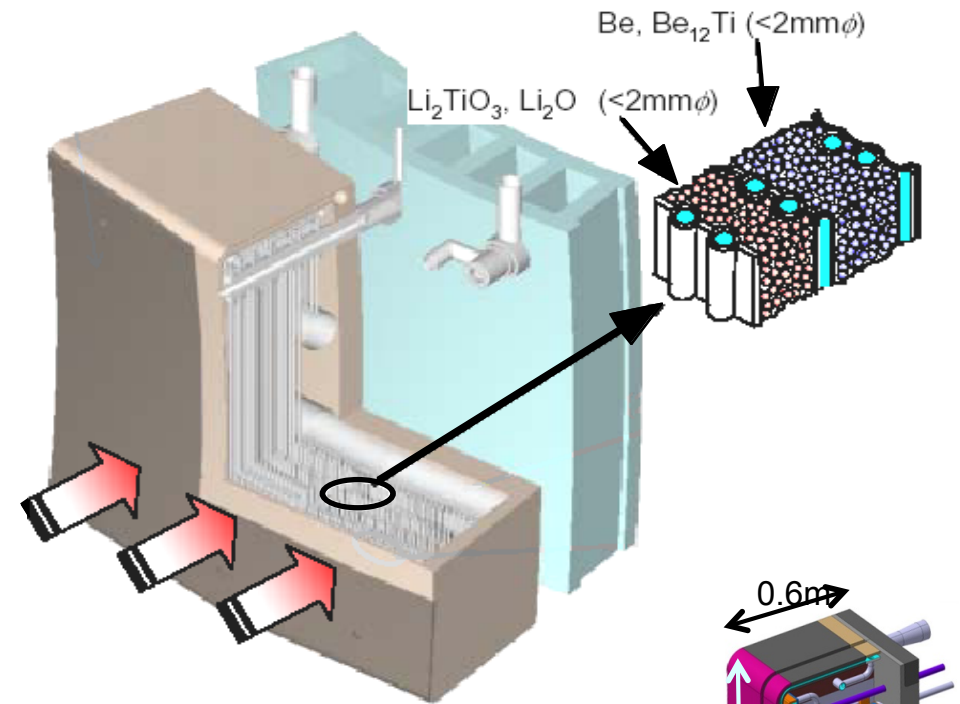
2-1.2 ブランケットトリチウム回収系(1/3)

Example of solid breeding blanket



DEMO

^3H production [g/day]: > 450 (3GW_{th})
 TBR [^3H breeding ratio]: 1.05
 Tritium Inventory [g]: 数100、数100
 (Li ceramics, Be)



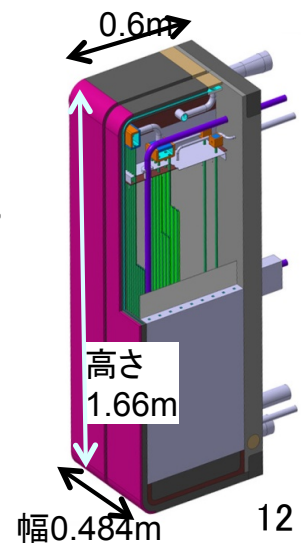
ITER-TBM: 2 module x 3 ports

Breeder

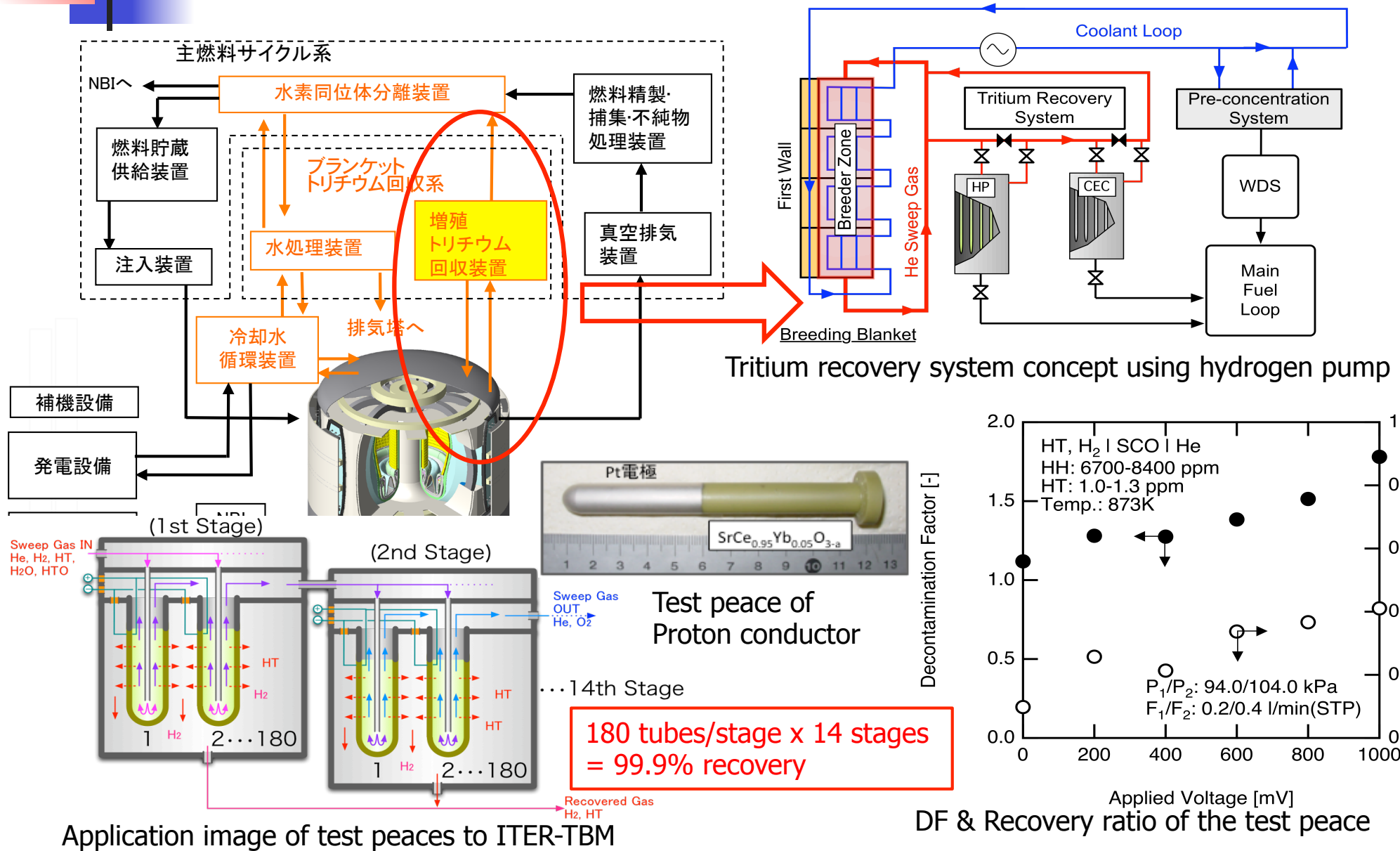
Solid: Li_2TiO_3 , Li_2O etc.
 Liquid: Li, LiPb, FLiBe etc.

Coolant:

Water, He etc.

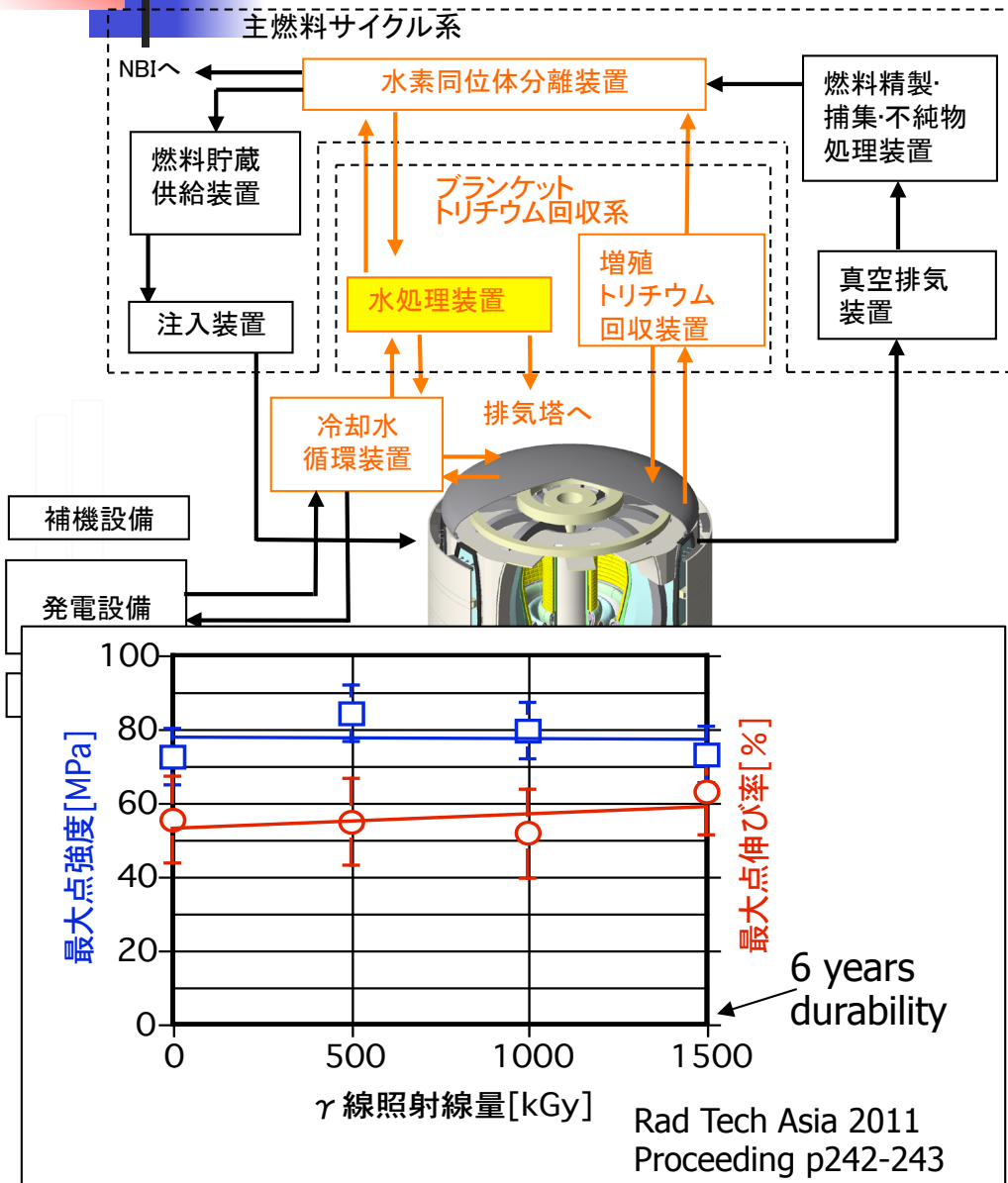


2-1.2 ブランケットトリチウム回収系(2/3)

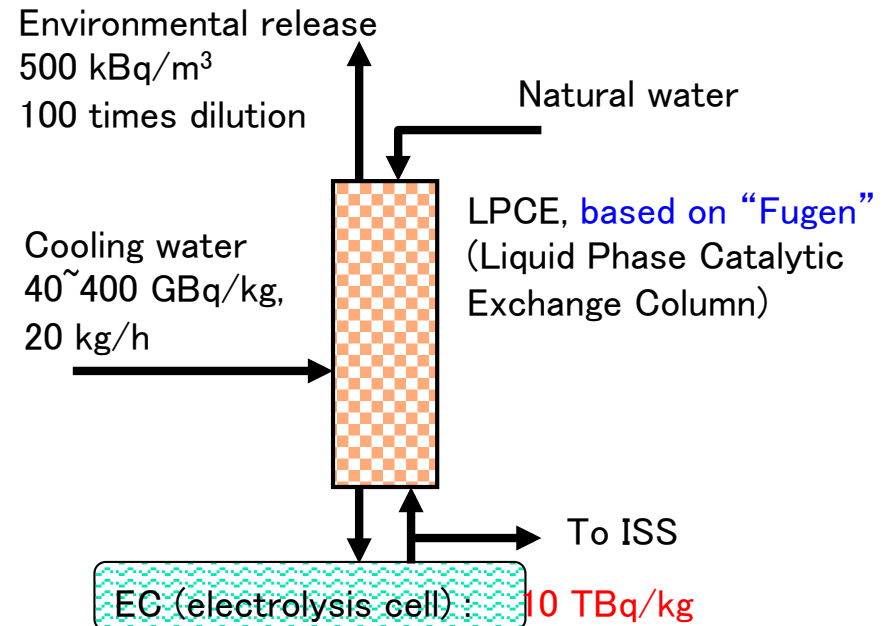


Application image of test peices to ITER-TBM

2-1.2 ブランケットトリチウム回収系(3/3)



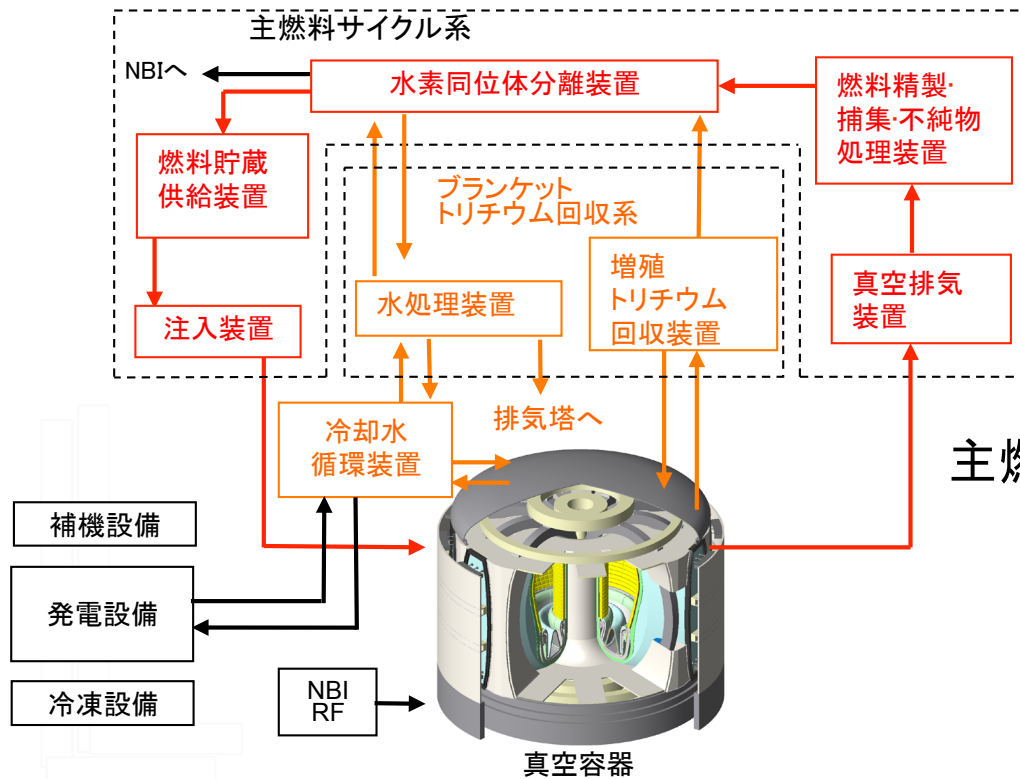
CECE: Combined Electrolysis Catalytic Exchange



Easy maintenances, No alkali solution
Require > 2 years durability (>530kGy)

Generate electrolysis membrane using PEEK,
Demonstrate > 6 years durability

2-1.3 今後のR&D課題 (fuel cycle)



主燃料サイクル系

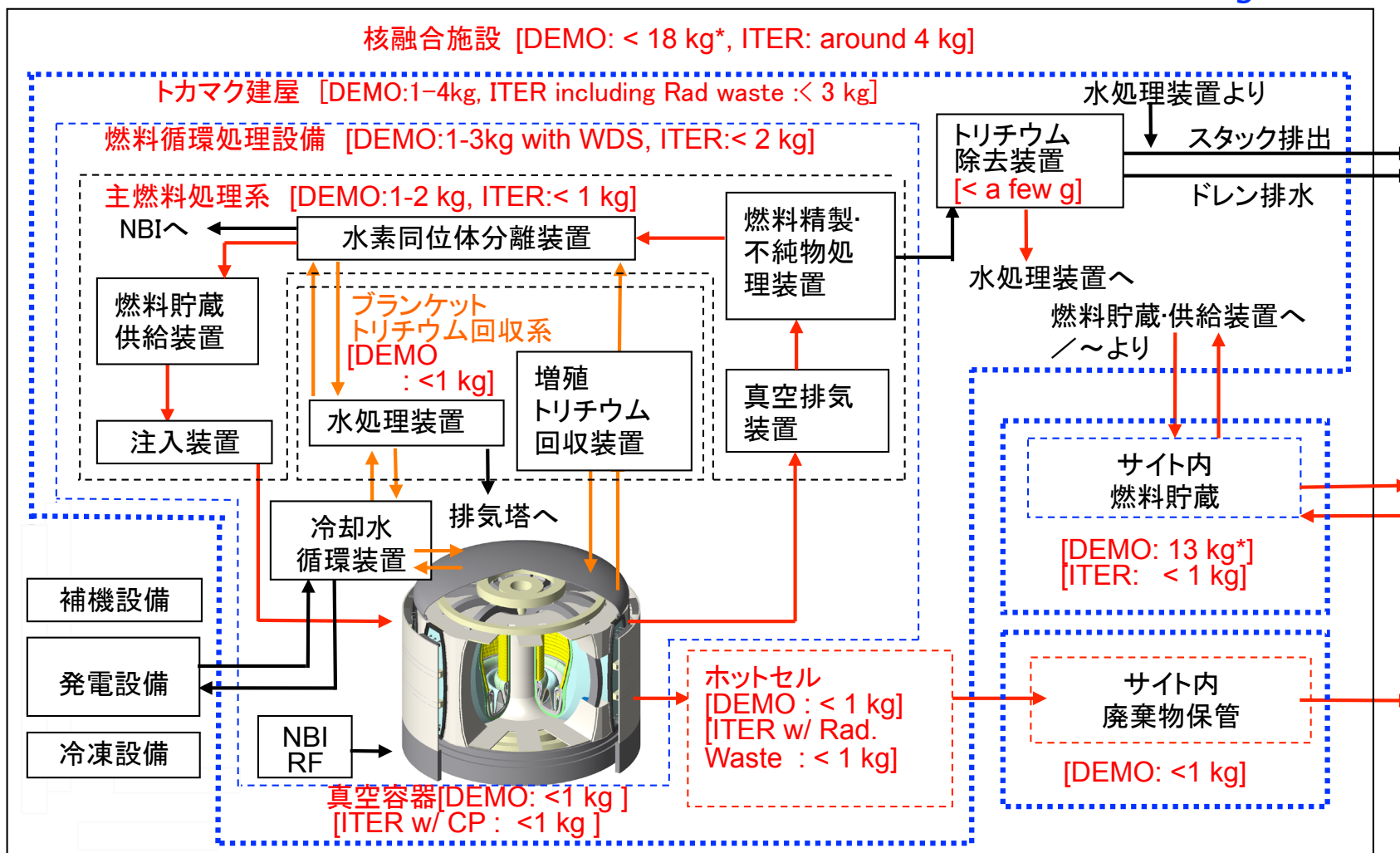
Integration demonstration (ITER)
Steady operation and experiences (ITER)
Performances improvement to DEMO
(each sub-system, whole loop)

増殖ブランケットトリチウム回収系

System integration with ITER-TBM
Effective tritium permeation barrier

2-2 トリチウム分布と計量管理区画

トリチウム計量管理区画の設定概念(破線で囲んだ区画(Tritium Tracking Area: TTA))



[Pure T₂ gas : 10¹⁴ kBq/m³, Exhaust control (HTO) : 5 kBq/m³]

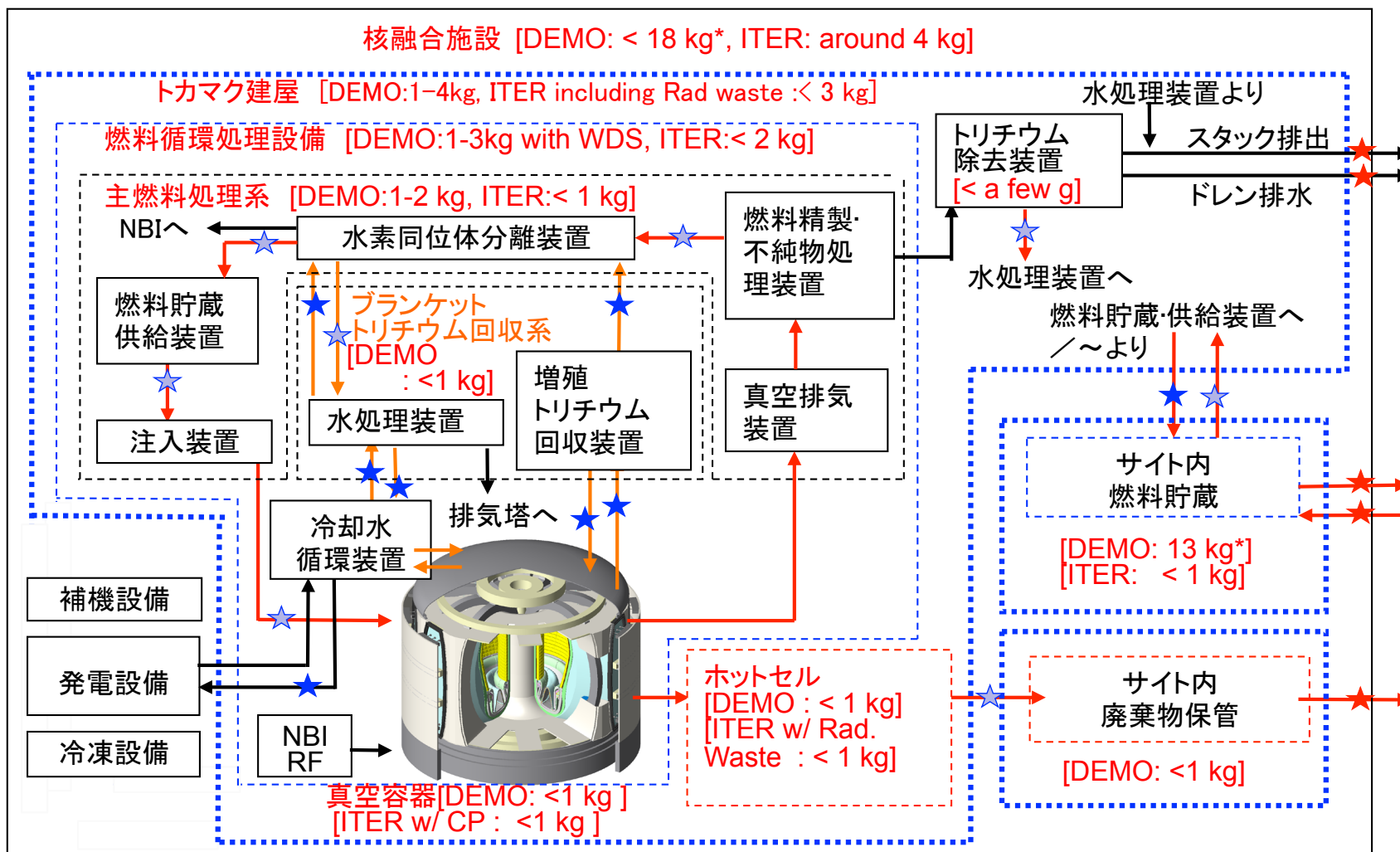
2-2.1 トリチウム計量管理ポイント

- ★ 安全規制上の観点からの計量管理
 - 1) サイト保有量
 - 2) 排出量と被曝評価

効率的運転、安全管理の向上の観点からの自主的計量管理

- 1) 連続運転
- 2) 安全取り扱い

★ : ITER & DEMO
 ★ : DEMO



2-2.2 トリチウム計量管理手法

CRL/AECLからTPL/JAEAへ20gの
トリチウムを輸送した時の計量差 = ~ 1 %

- 安全規制上の計量管理:
 - 日本の放射線障害防止法による規制の延長線上の管理を想定
 - トリチウム保有量の年次報告 (TTA毎) Practical Accuracy
 - トリチウムの出入り管理 Accuracy
 - 1) トリチウム受入れ量、**余剰トリチウムの搬出** (PVT-c, Calorimetry) 1%
 - 2) スタックやドレンからのトリチウム排出量 (sampling + LSC) 10%
 - 3) 燃料消費及び崩壊 (neutron monitoring)
 - 4) トリチウム総量: 記帳管理及び貯蔵系に回収後の棚卸し計量
 - 5) **DEMO炉におけるトリチウム生産量** > 5%?
- 自主的計量管理:(効率的運転制御):
 - ITER: 運転周期毎 (shot, day, week, campaign, etc)
 - DEMO: **連続計量 (PFT-c-t)**



2-2.3 今後のR&D課題 (計量)

ITERのDD/DT実験に向けた課題

- 種々の計量手法における精度・確からしさの向上
- 混合放射性固体廃棄物の効果的な計量管理手法
- ITERなどの核融合施設での計量管理経験の蓄積

さらに原型炉に向けた課題

- 生産トリチウムの計量管理と制御手法の確立
- 許認可上の計量差の取り扱い

2-3 トリチウム閉じ込め・除去

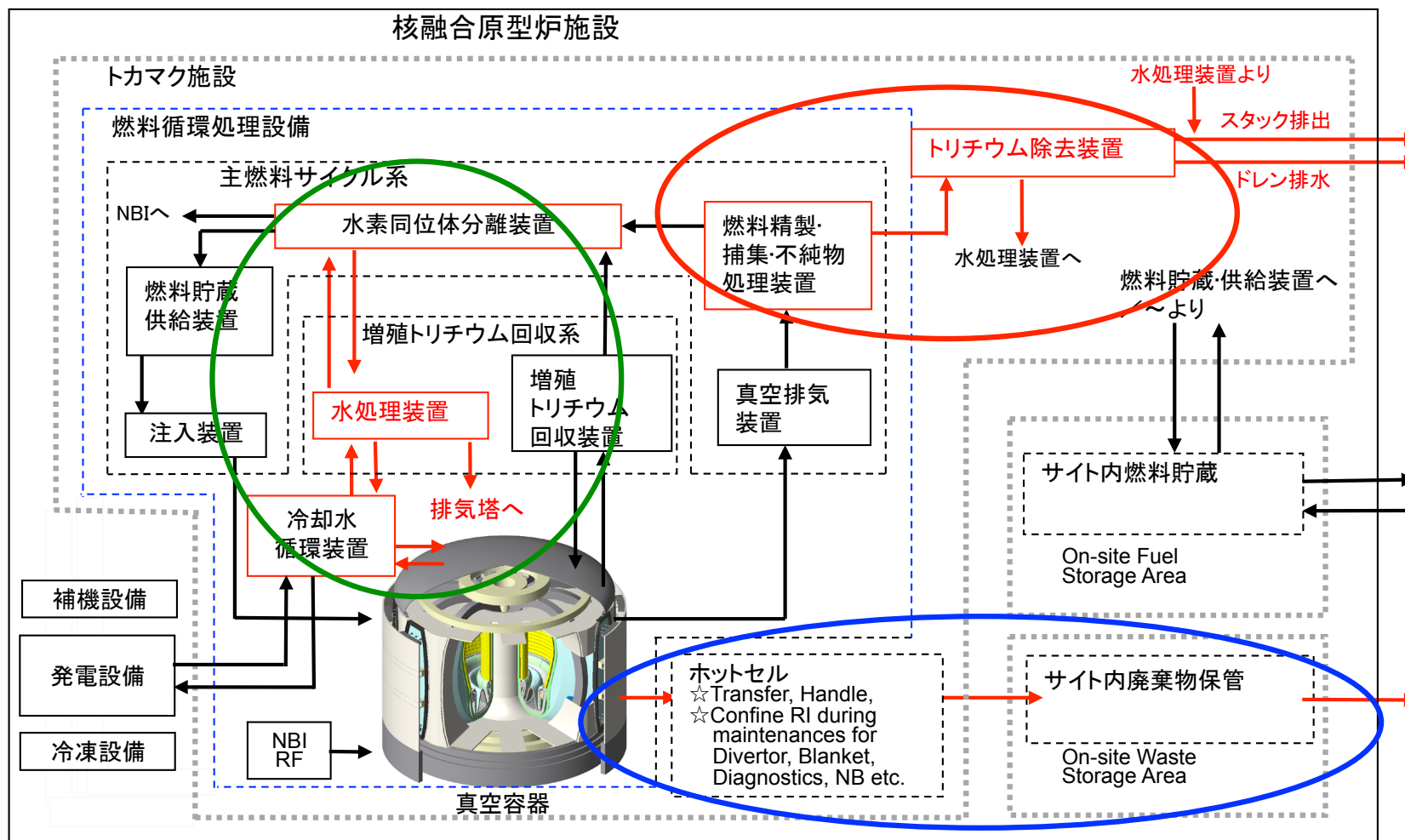
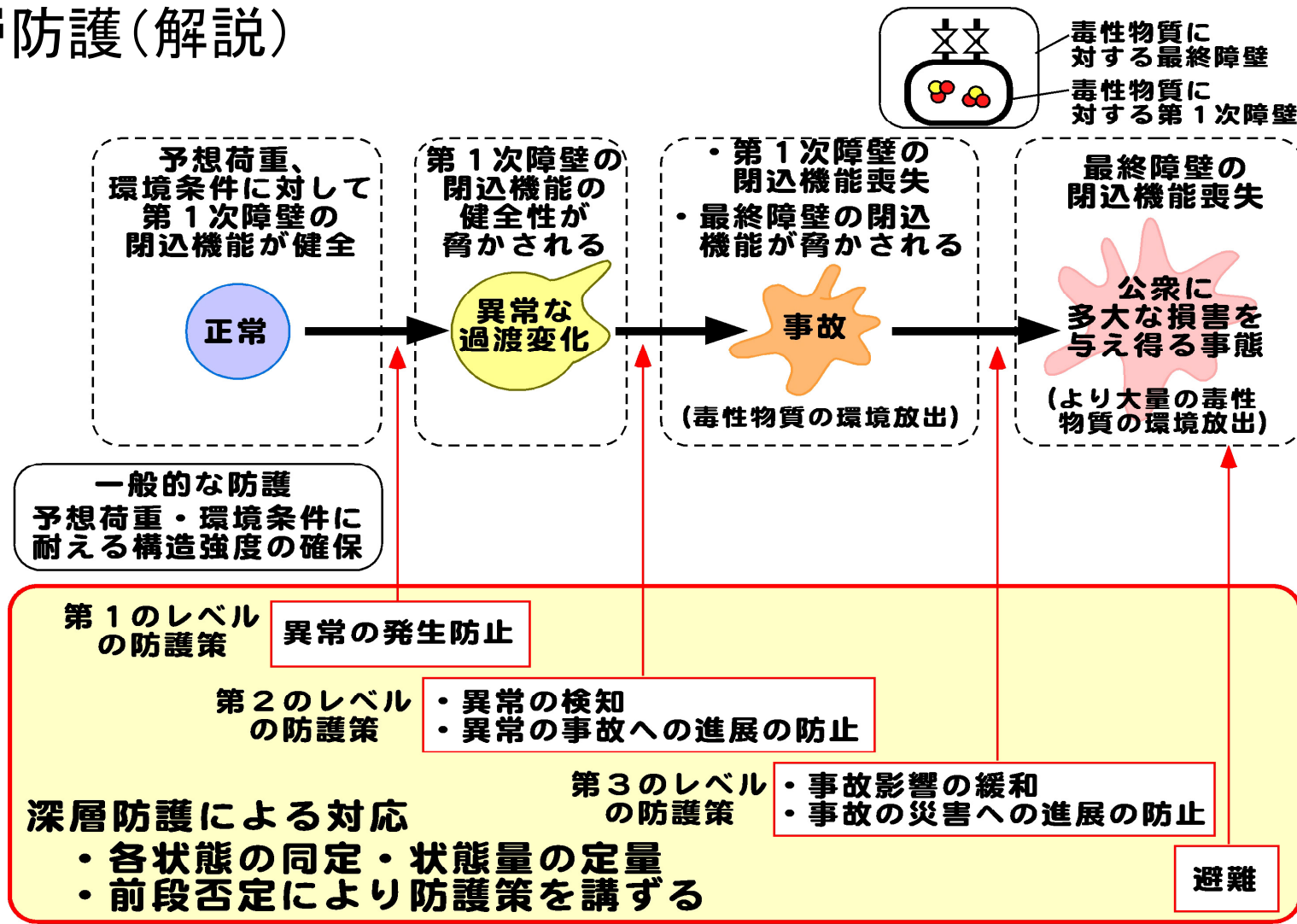


Fig. 1 原型炉プラントの系統概念と放射性物質(トリチウム燃料)の流れ

2-3.1 多重隔壁による閉じ込め概念(1/2)

深層防護(解説)



2-3.1 多重隔壁による閉じ込め概念(2/2)

- Tritium inventory at normal operation
- Isolation function as a primary containment at incident / accident conditions (response of monitor & emergency isolation valves etc.)
- Tritium release behavior at normal operation and/or incident / accident conditions in/from the containment (PVTC, flux, chemical species, etc.)

一次障壁: 真空容器、燃料循環処理機器、タンクなど

- Isolation / mitigation functions as a secondary confinement at normal operation and/or incident / accident conditions (response of monitor & emergency isolation valves & detritiation systems, performances, leak rate etc.)
- Migration, soaking & de-soaking, conversion in the confinement

二次障壁: グローブボックス、ホットセル、ポートセルなど

- Isolation / mitigation functions as a multiple / final confinement at normal operation and/or incident / accident conditions (response of monitor & emergency isolation valves & detritiation systems, performances, leak rate etc.)
- Migration, soaking & de-soaking, conversion in the confinement

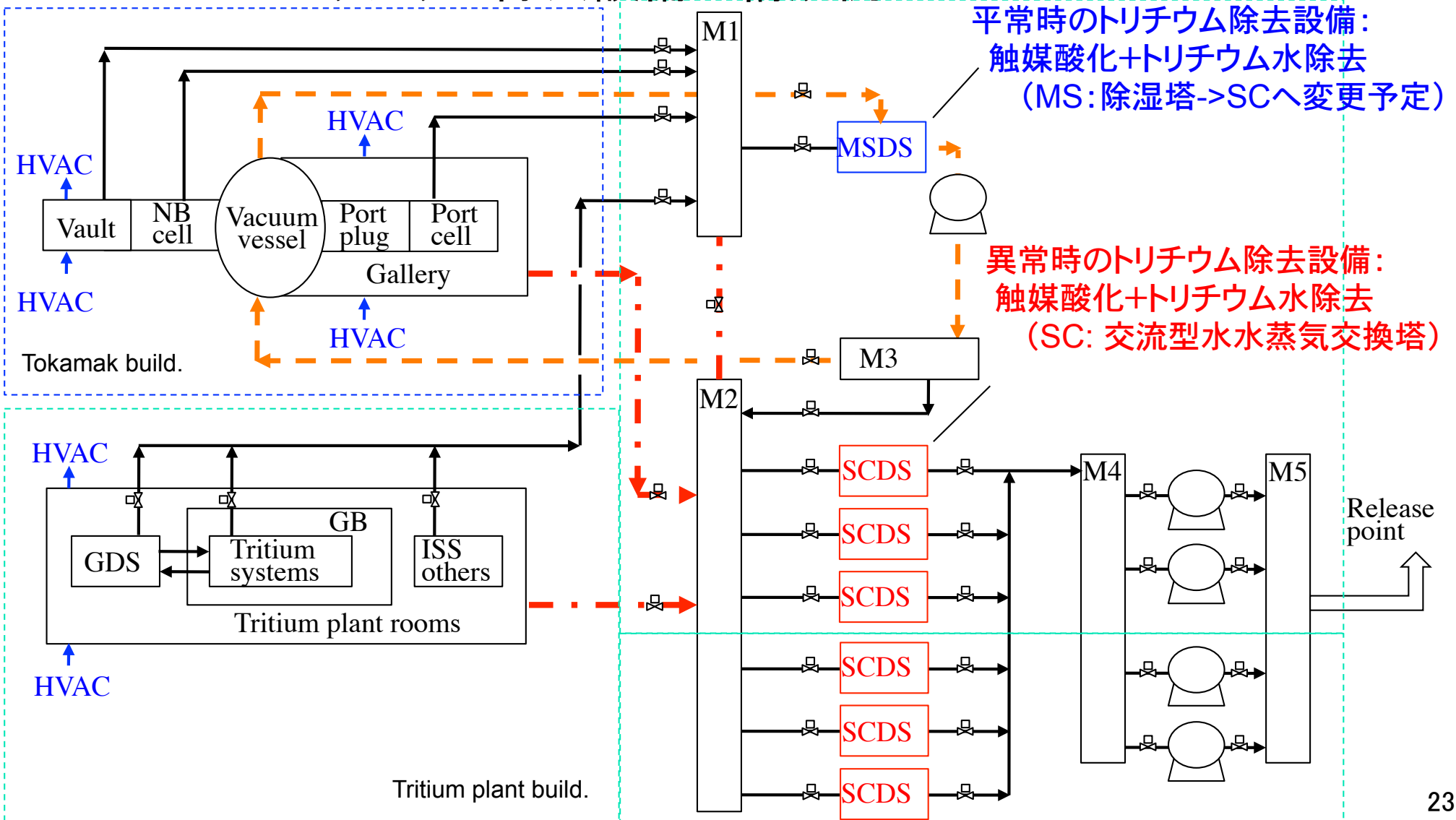
多重 / 最終障壁: 建屋、気密室、ピットなど

- Migration behavior in the environment & dose evaluation at normal operation and/or incident / accident conditions (geographical & meteorological conditions, monitoring of air, water, soil, plants etc.)

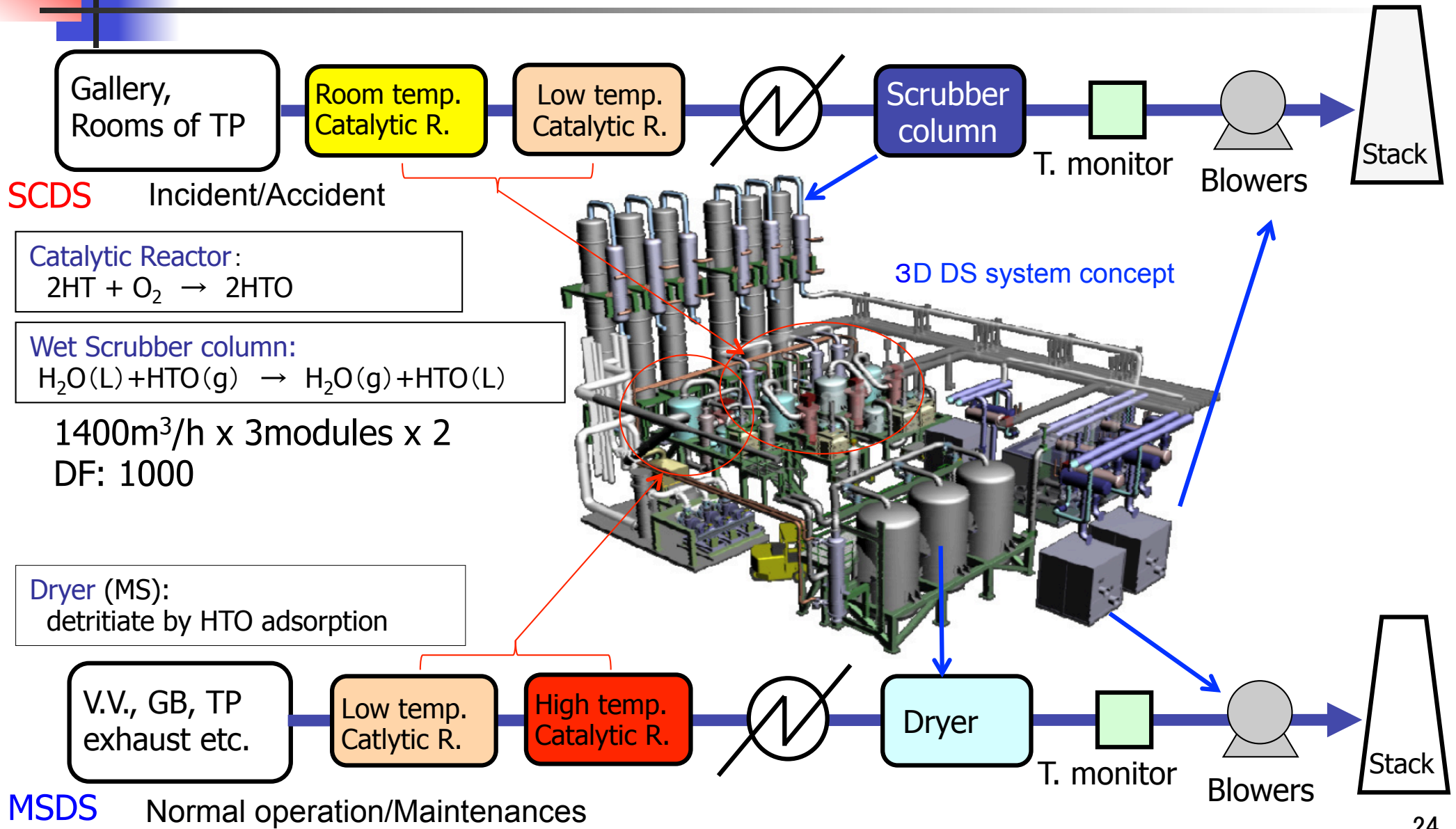
環境

2-3.2 トリチウム除去装置(1/3)

ITER トリチウム除去設備の構成例



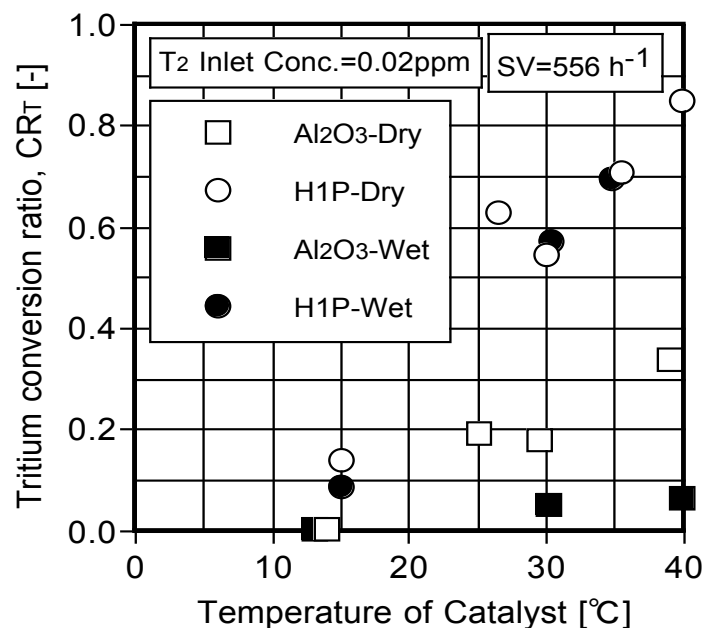
2-3.2 トリチウム除去装置(2/3)



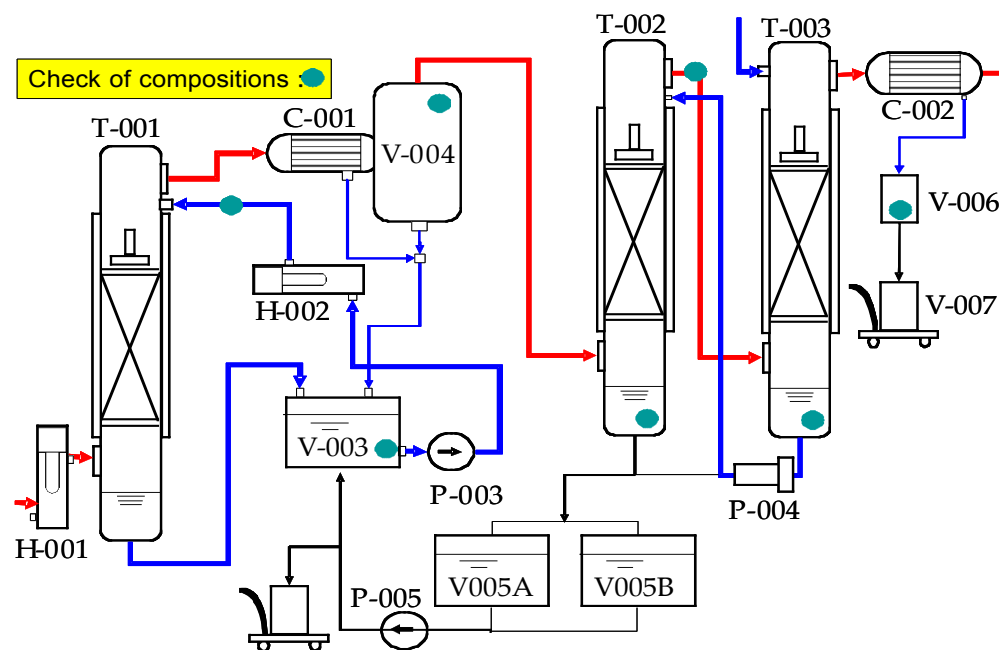
2-3.2 トリチウム除去装置(3/3)

疎水性室温トリチウム酸化触媒:
(JAEA & TKK)

The inorganic-based hydrophobic Pt-catalyst named H1P has been developed especially for efficient oxidation of a tracer level of tritium over the range near room temperature, even in the presence of saturated water vapor.



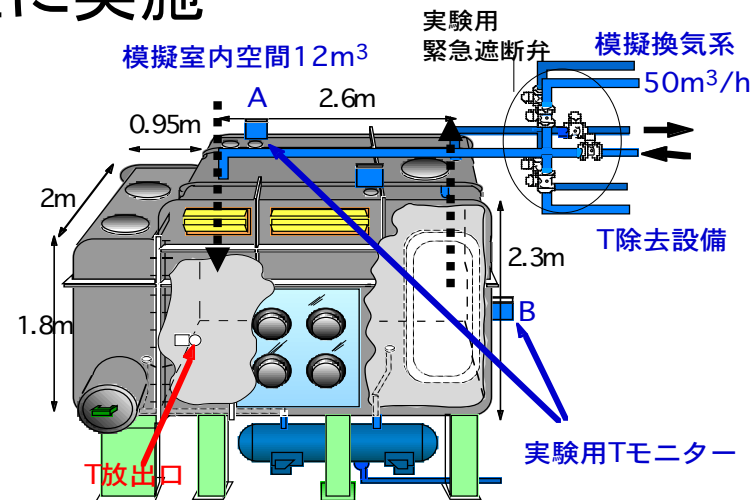
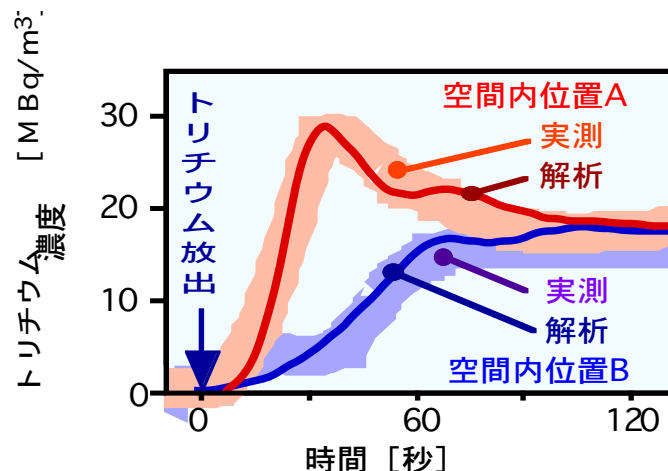
交流型水水蒸気交換塔: ITERトリチウム除去設備の
1/4規模のパイロット試験(TPL/JAEA)



2-3.3 閉じ込め区画内トリチウム挙動

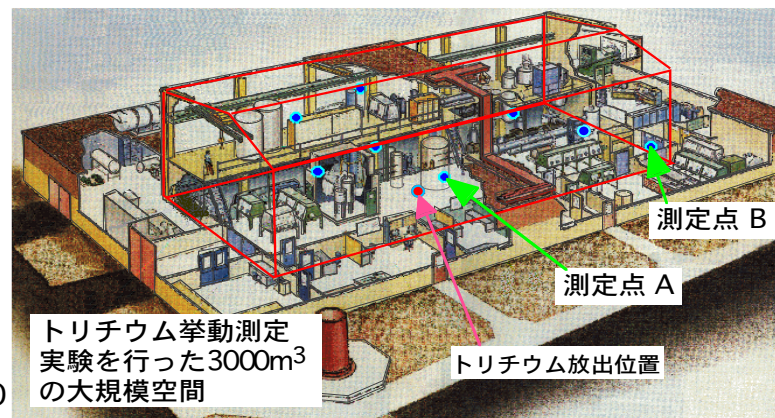
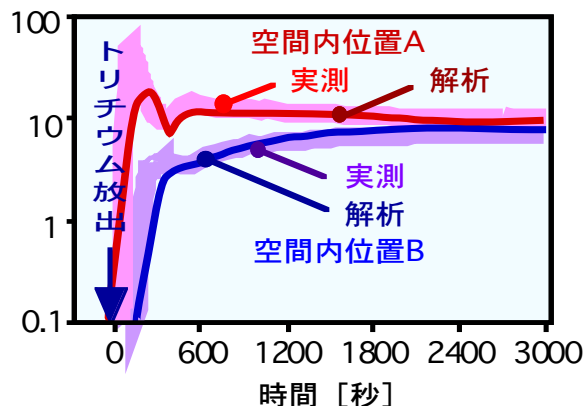
計画的なトリチウム放出実験を安全に実施

37 GBq-T released to 12 m³ of Caisson in TPL/JAEA. T behavior data were accumulated.



3D Tritium behavior simulation code was developed based on FLOW3D using the above data.

The above code validated using Tritium release data of 37GBq, obtained TSTA main cell of 3000m³ in LANL under US/JA collaboration.





2-3.4 今後のR&D課題 (閉じ込め除去)

- 交流型水水蒸気交換塔のパイロット試験の完遂
- 疎水性の室温トリチウム酸化触媒の長期性能実証
- ITERトリチウム除去設備の設計製作の完遂と運転経験の蓄積
- 原型炉設計に基づく、詳細な異常/事故シナリオの評価
トリチウム閉じ込め性能への影響の評価
- 共通起因事象の考え方と総合的なトリチウム挙動解析と評価
環境影響評価や生物影響評価(事故時及び平常時)



3 社会的受容性を得るために

- 核融合炉の安全上の特徴を整理

放射性物質の閉じ込めが必要であり、閉じ込めに影響を与えない設計とその評価が重要。

- トリチウムの安全取り扱いの進捗と課題を整理

トリチウム燃料循環処理技術

- 主燃料サイクル系では、ITERでの統合実証と運転経験の蓄積、原型炉に向けた性能向上が重要。
- ブランケットトリチウム回収系では、ITER-TBMでの設備統合、原型炉に向けた効率的なトリチウム透過障壁の整備が重要。

トリチウム計量管理技術

- ITERでは計量精度の向上と計量実績の蓄積が重要、原型炉へは生産トリチウムの計量管理技術の確立と計量差の取り扱いが重要。



3 社会的受容性を得るために

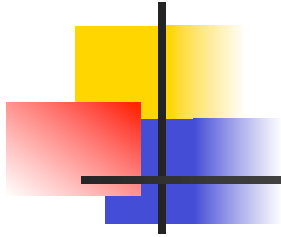
- トリチウムの安全取り扱いの進捗と課題を整理(つづき)

トリチウム閉じ込め除去技術

- ITERのトリチウム除去設備の設計製作と運転の実証が重要
- 異常・事故シナリオ、共通起因事象の評価と、閉じ込め障壁への影響、トリチウム挙動評価を整理し、情報を共有して適切に設計に反映することが重要。

- 核融合炉は安全上すばらしい特徴を多く持ち得るが、社会的受容性を得るためには、多くの情報をわかりやすく提示し、誰もが納得できるよう説明努力する必要がある。

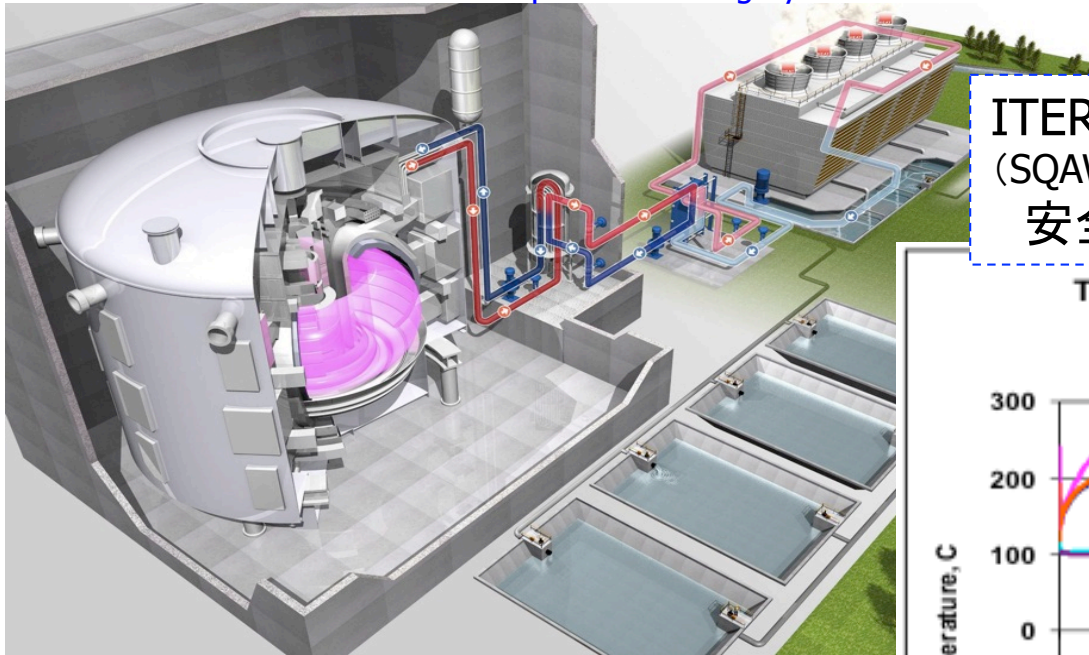
- プラズマ核融合学会などでも、核融合炉の安全性に関するアセスメント作業が続けられており、BA活動の原型炉設計においても 安全性評価の検討に本格的に着手しつつあるが、皆さんには是非ともその先頭に立っていただきたい。本講が少しでもその助けになれば幸いである。



- ご静聴、ありがとうございました。

1. 核融合炉の安全上の特徴

Schematic of ITER In-vessel Component Cooling System



ITERでの冷却材喪失時の評価例
(SQA WG、2011.6でのIOからの報告より)
安全上特段の問題はない

原型炉設計での冷却材喪失評価
欧州SEAFPでの検討：
ブランケット材料選択等により
問題ないとする設計もある。
温度上昇は瞬時ではない。

