

核融合炉の安全研究について

平成16年 3月23日

原研 核融合工学部
トリチウム工学研究室
林 巧



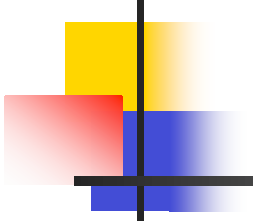
第三段階核融合研究開発基本計画

2. (3) 安全性に関する研究

核融合炉の安全性の向上に資する観点から、トリチウム等の放射性物質の炉内外における挙動の把握、機器・設備の工学的安全性、核融合炉の安全性評価手法等の研究開発を進める。

内容

- 1) 核融合炉の安全上の特徴
- 2) 放射性物質の閉じ込め概念
- 3) 安全研究の現状
(ITER建設に向けた閉じ込め障壁と影響緩和系)
- 4) 今後の研究にむけて
(ITER運転及び廃止、発電実証プラント)



1) 核融合炉の安全上の特徴

- ・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

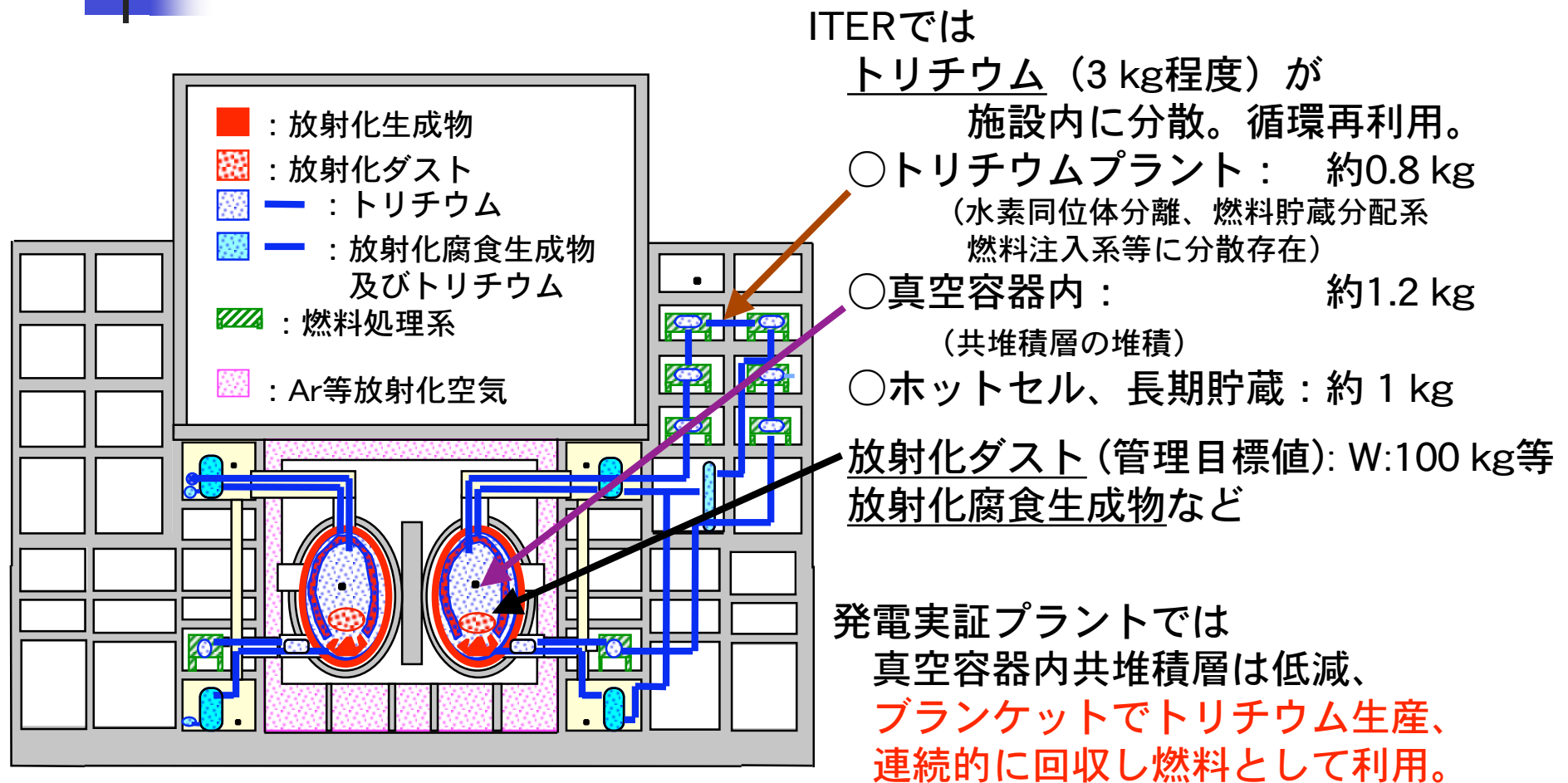
- ・放射化物の崩壊熱は、崩壊熱密度が低く、残留熱除去に対する要求の度合いは小さい。
- ・燃料の供給、回収、精製、分離のプロセスをプラント内で行うため、放射性物質（トリチウム）が分散して存在。

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。
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。

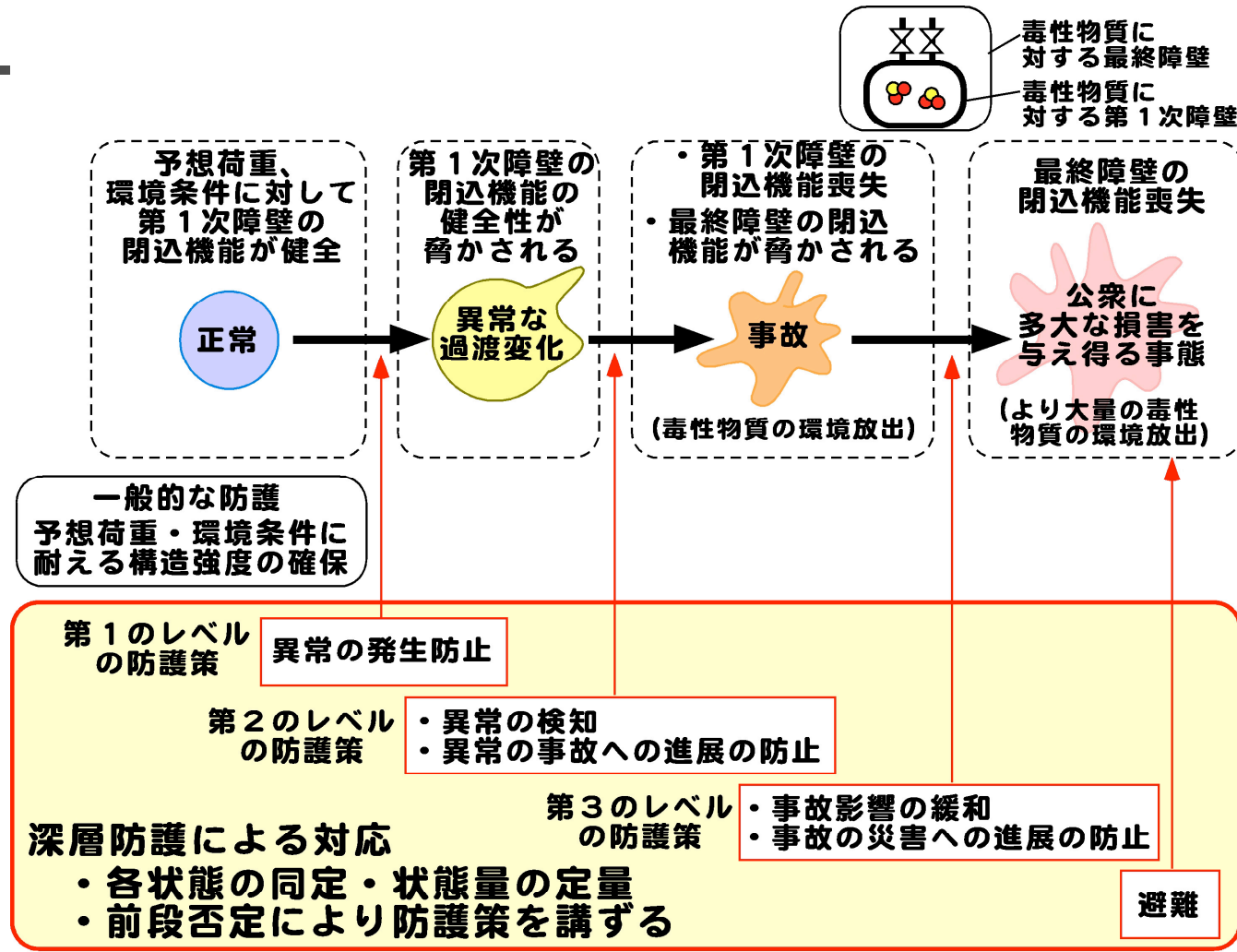
2) 放射性物質の閉じ込め①

内蔵する放射性物質

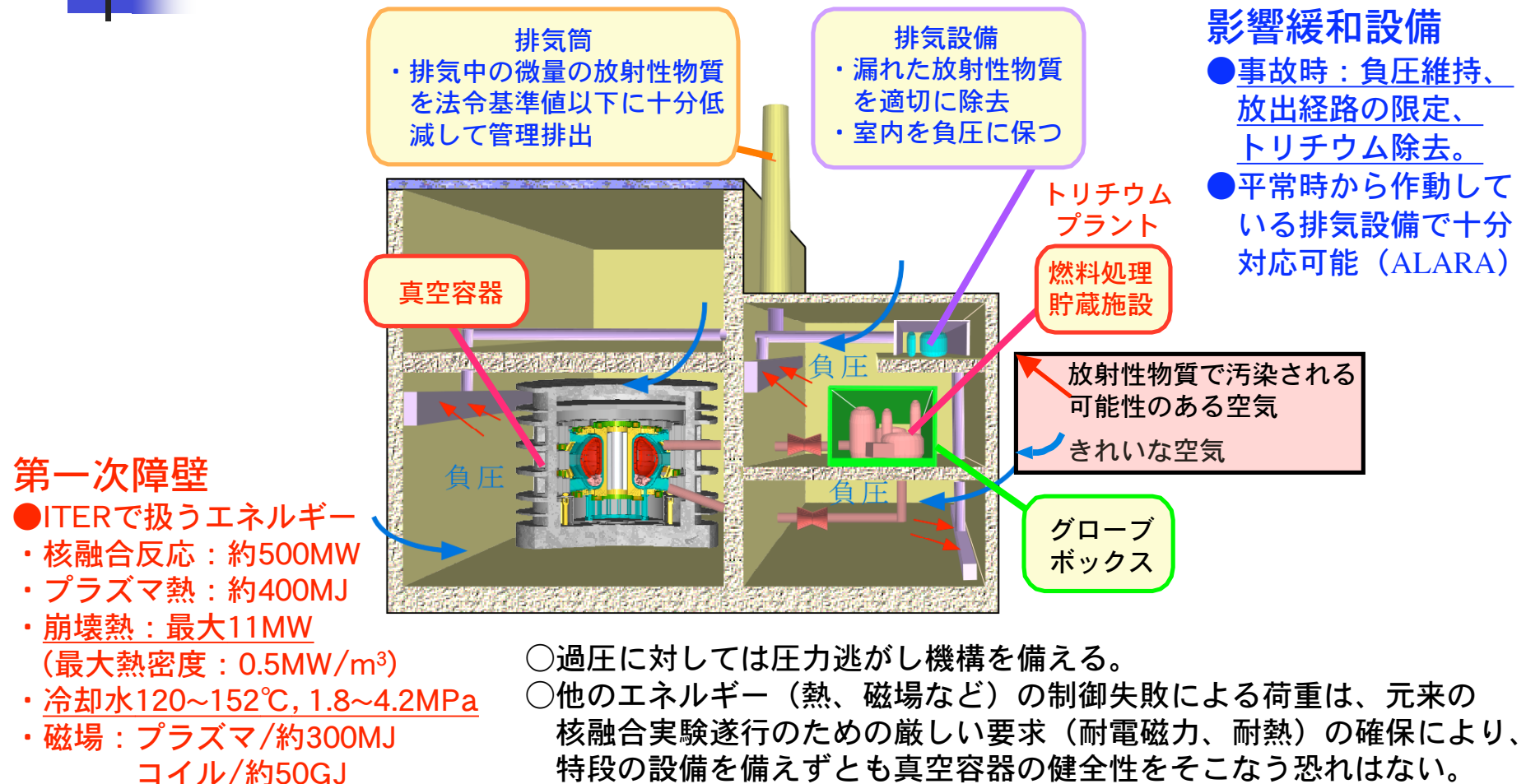


2) 放射性物質の閉じ込め②

概念：深層防護（解説）



2) 放射性物質の閉じ込め③ ITERの場合の設計対応



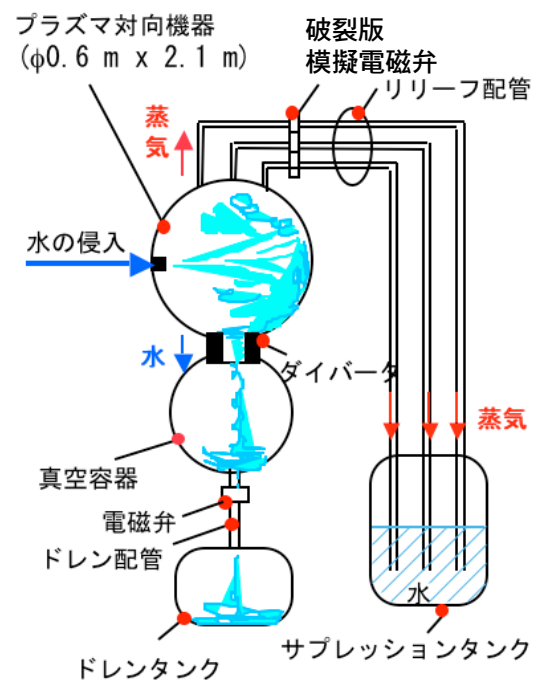
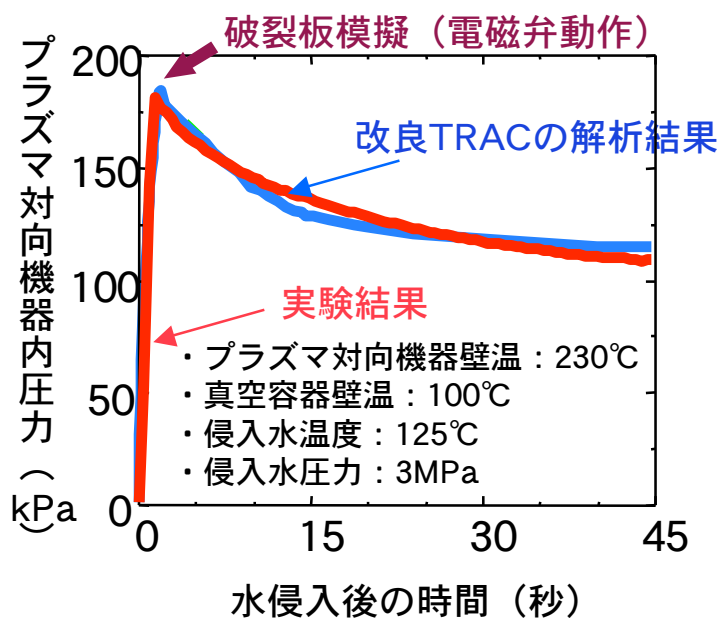
3) 安全研究の現状①

閉じ込め障壁の健全性：発生する圧力に対する対策 (真空容器内冷却水放出)

○ITERの場合は、真空容器内機器は試験機器であり、損傷を仮定しても真空容器の閉じ込め機能を維持する。

：受動的圧力解放システムによる真空容器内圧上昇防止

ITER圧力抑制システムの妥当性評価



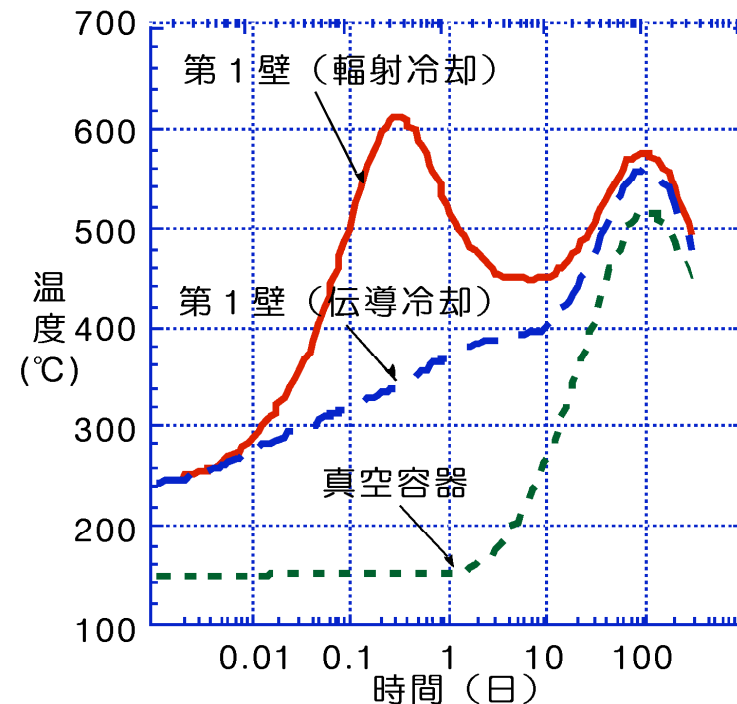
冷却材侵入事象試験装置の概略構成

3) 安全研究の現状②

閉じ込め障壁の健全性：崩壊熱による影響

(運転停止直後の除熱異常)

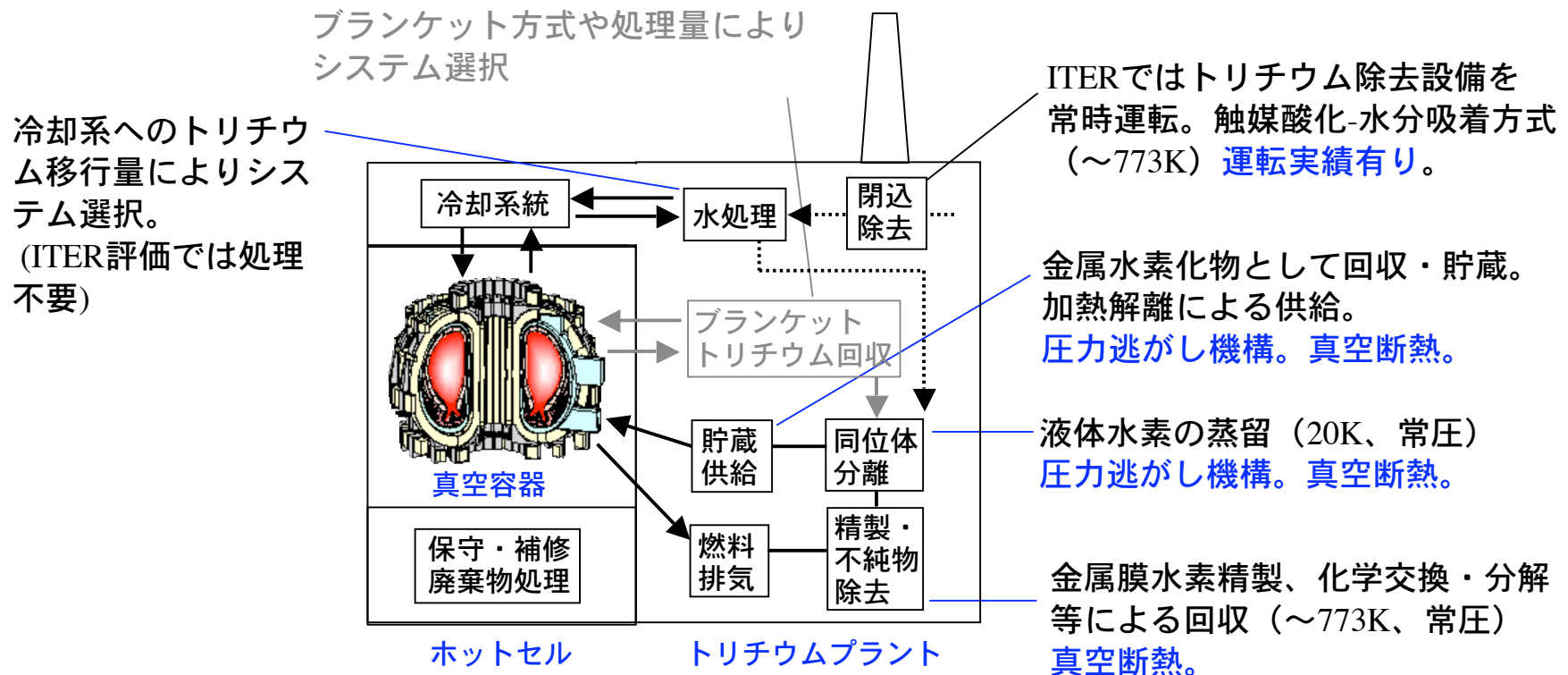
○工学的にはあり得ないが、運転停止直後に、真空容器冷却系、ブランケット冷却系及びダイバータ冷却系内の冷却水の全量が瞬時に喪失した場合でも、右図に示すように、ITERでは、崩壊熱密度は十分に低く、真空容器の温度は最高でも500℃程度に留まる。よって、真空容器の健全性が損なわれるおそれはない。



ITERにおける冷却水全喪失時の崩壊熱による影響

3) 安全研究の現状③

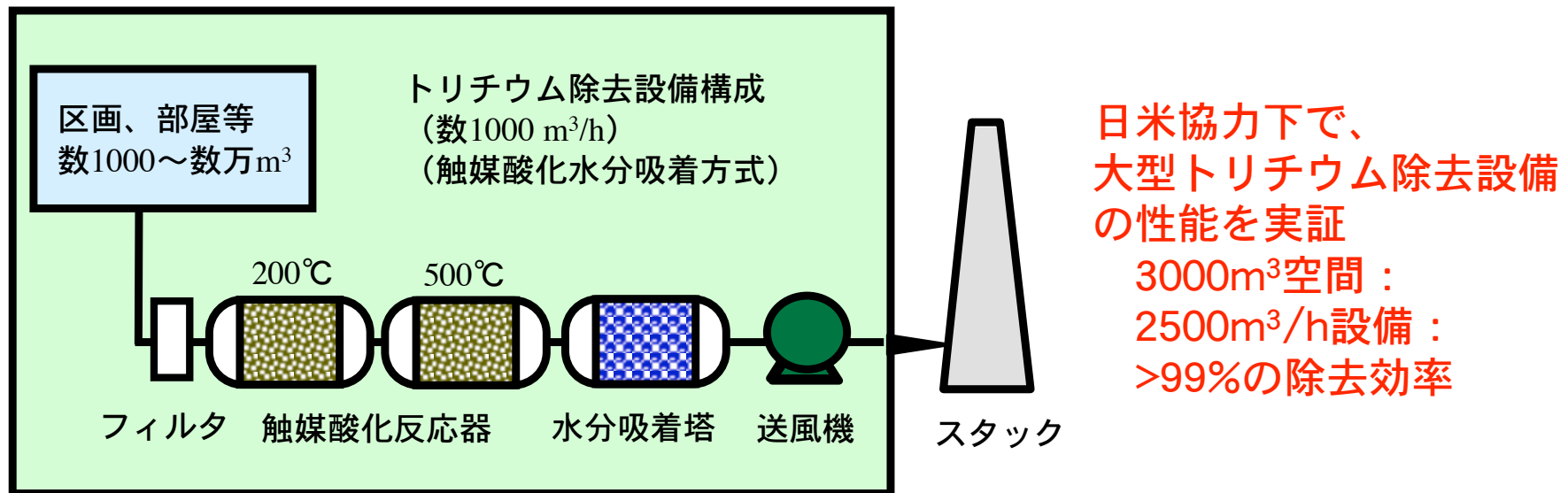
閉じ込め障壁の健全性：トリチウムプラント機器



閉じ込め障壁は、常温、大気圧程度（又は真空）。
特に問題となる荷重等はない。

3) 安全研究の現状④

影響緩和設備：トリチウム除去性能



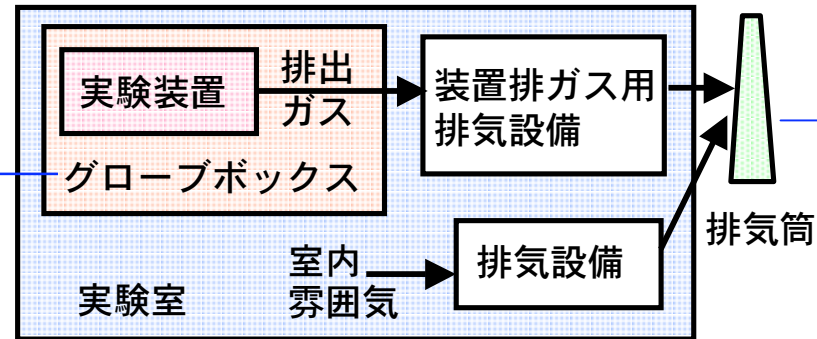
○ITERではALARAの観点から常時運転の換気（トリチウム除去）設備。

○事故時もトリチウム除去機能期待。

火災時等に発生しうるガスとの共存下（ CO , CO_2 , など）においても、性能が維持できること（99.9%以上の除去効率）も確認済み。

3) 安全研究の現状⑤

影響緩和設備関連：トリチウム取扱実績



原研トリチウムプロセス研究棟 (TPL)

トリチウム貯蔵許可量：22.2 PBq (~63g-T)

使用許可量：740 PBq/年 (~2 kg-T/年)
(9.25PBq/日 (~25g/日))

保有量 (03年3月)：17.1 PBq (~48g-T)

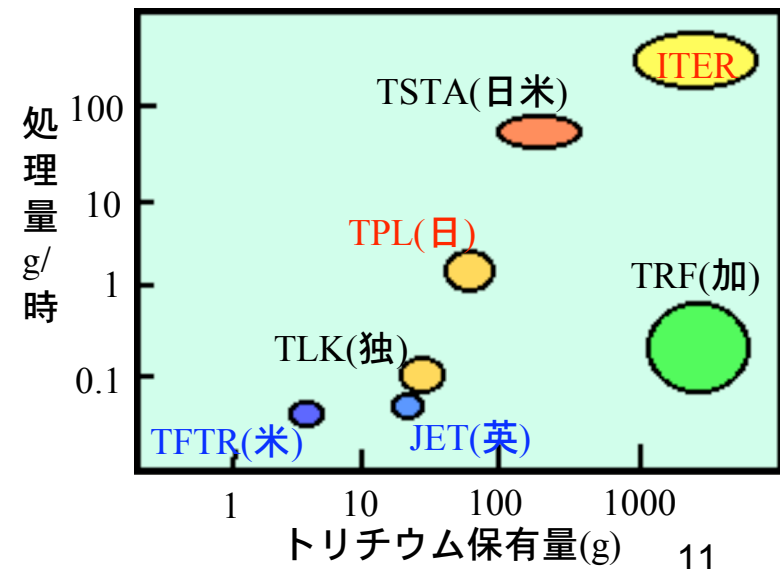
施設からのトリチウム放出量(88年4月-03年3月)

総積算値：約 0.0004 g-T(T₂ガス体積換算1.5 cc)

(排気筒でのトリチウム濃度：法令値の約1/200)

装置排ガス用排気設備のトリチウム回収(除去)率
(88年4月-03年3月)：99.999 %以上

海外の主要T取扱施設





3) 安全研究の現状⑥

関連R&Dなど

- トリチウム関係

計量管理の効率化、トリチウム滞留・透過データベースの拡充、
除染技術開発、低インベントリー化、
室内・環境トリチウム移行挙動 など

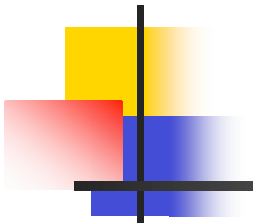
- 安全性関係

真空境界破断事象予備試験、プラズマと対向機器過渡解析コード整備
ダスト除去系、除去設備の小型化 など

- 技術基準整備（原子力安全協会等に検討委託）

構造技術基準、耐震・免震設計基準、安全設計・評価 など

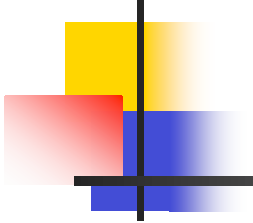
ITER建設着手にむけ必要な安全上の技術基盤は整備。
今後のサイト依存設計及びその安全性確認等にむけ、
必要に応じ具体的データを補充。



4) 今後の研究にむけて①

- 安全上の観点から、ITERの運転及び廃止段階に向け、より向上することが期待される、より合理化できる可能性がある項目
 - ・真空容器内トリチウム管理：トリチウム除去回収技術の最適化・効率化
 - ・従事者被ばくの低減：作業の合理化と適正化、可動性トリチウム除染技術向上
空間トリチウム挙動データと解析コード整備
 - ・トリチウム汚染廃棄物の低減：材料汚染の抑制／防止技術
- 発電実証プラントに向けた安全研究の検討
 - ・工学安全概念は設計に依存するが、ITERと異なると想定される安全上の観点。

放射性物質	トリチウム生産	・計量管理 ・真空容器及び真空容器内機器の健全性確保 (放射性物質の閉じ込め) (廃棄物の低減)
扱うエネルギー	核融合出力の増大 崩壊熱の上昇、増殖材化学反応 冷却系統温度の上昇 磁場エネルギーの増大	
運転状況	長期間、定常、発電、重照射	



4) 今後の研究にむけて②

計量管理・分析制御

●トリチウムの施設内分散、燃料供給量の%程度の核融合反応消費
施設内保有トリチウム量と連続循環再利用。

○プロセスインベントリー管理：その場計量型トリチウム貯蔵ベッド、
インライン・連続・対汚染計測、真空容器内共堆積層除去/ITER*、
*：酸素ベーキング、光・レーザー除染ほか

○廃棄物中トリチウム滞留量管理：深さ／位置識別、その場、非破壊計測の高度化

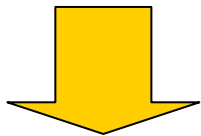
○作業空間・環境モニタリング：広計測範囲、連続、化学形弁別、その場、非破壊、
放射線弁別、等の計測技術の高性能化

○発電実証プラントでの、放射性物質の分布の評価、トリチウム生産・消費の計量
概念整理（インベントリー差）、トリチウム増殖比制御や余剰管理 など。

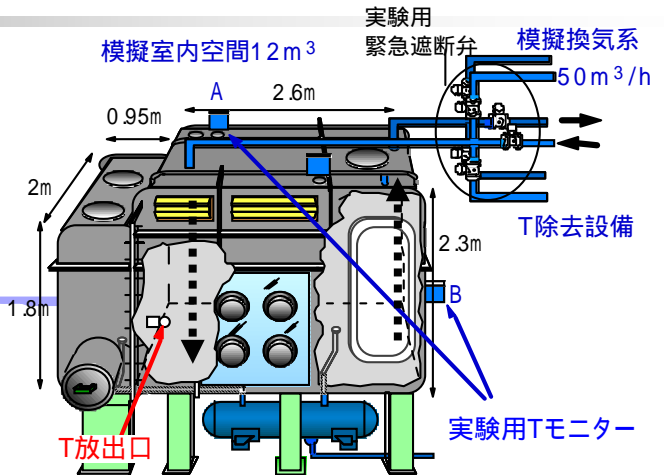
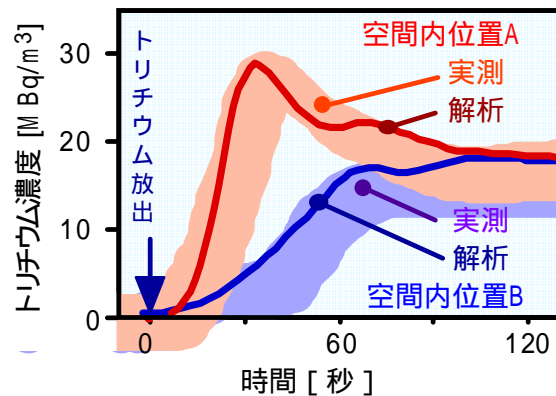
4) 今後の研究にむけて

トリチウム空間挙動(漏洩検知/閉じ込め)

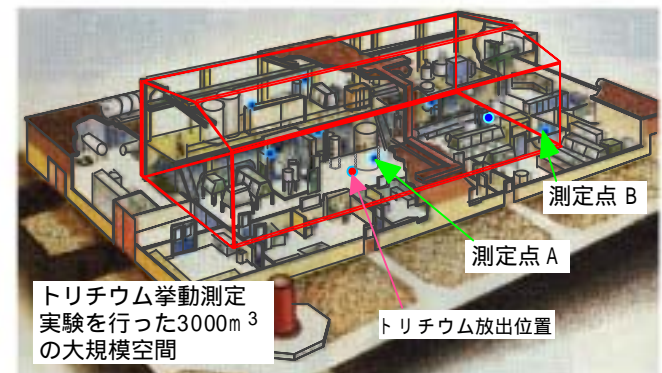
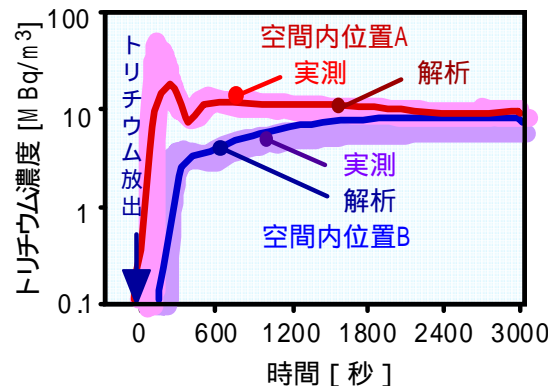
模擬室内空間による
トリチウム挙動
データを蓄積し、解
析コードを整備



大規模空間
(数千～数万 m^3)
に適用できる
トリチウム挙動
解析コードを開発



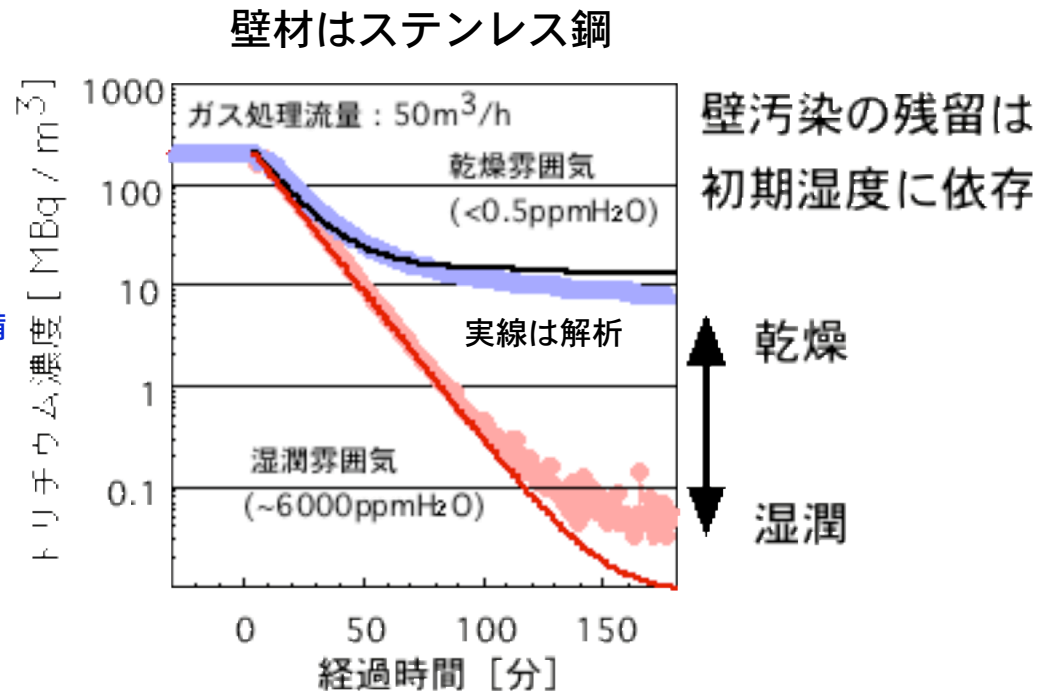
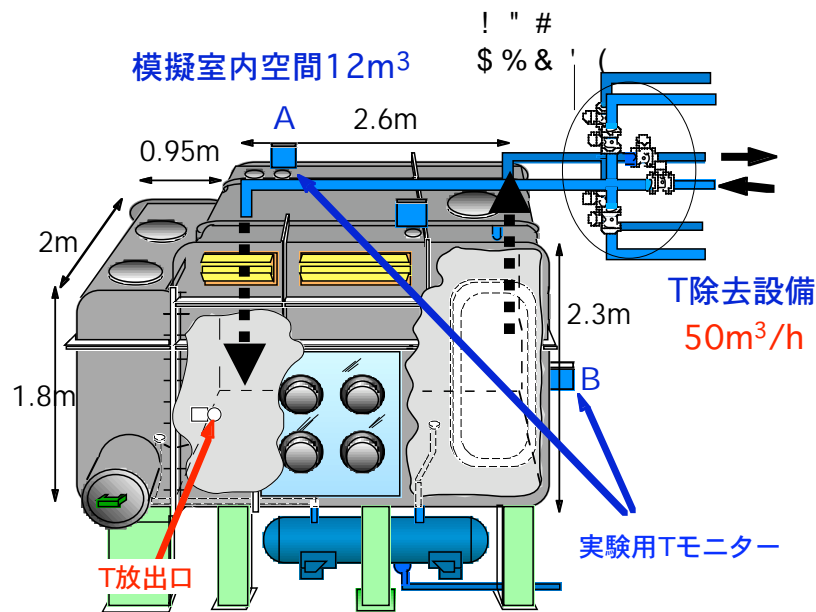
開発したトリチウム空間解析コードの大規模空間適用性を検証



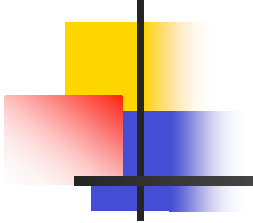
早期検知可能なモニター配置、換気ダクト配置設計へ反映可能

4) 今後の研究にむけて④

トリチウム挙動（空間濃度低減と壁汚染）



系統的データの蓄積による閉じ込め壁材の
残留汚染低減・汚染防止、解体廃棄物低減



4) 今後の研究にむけて⑤

環境挙動、生物影響

環境中トリチウム移行挙動

○国際モデル検証プログラムでのトリチウム研究

BIOMOVSI (1991-1996): HTO短期放出、土壌や農作物のT濃度経時変化

BIOMASS (1996-2001): 長期T放出、モデルーモデル及び実測データ比較

} (原研)

EMRAS (2003-2005): 生物と人体へのトリチウム移行モデル開発検証

(放医研)

○環境中トリチウム移行データの把握・蓄積

トリチウム野外放出実験 (カナダCRL、1994)

重水野外放出実験、Tの環境移行メカニズム (茨城大学、1995-2003)

化学形別環境トリチウム計測データ蓄積 (大学、研究機関、自治体他)

ほか

トリチウムの生物影響

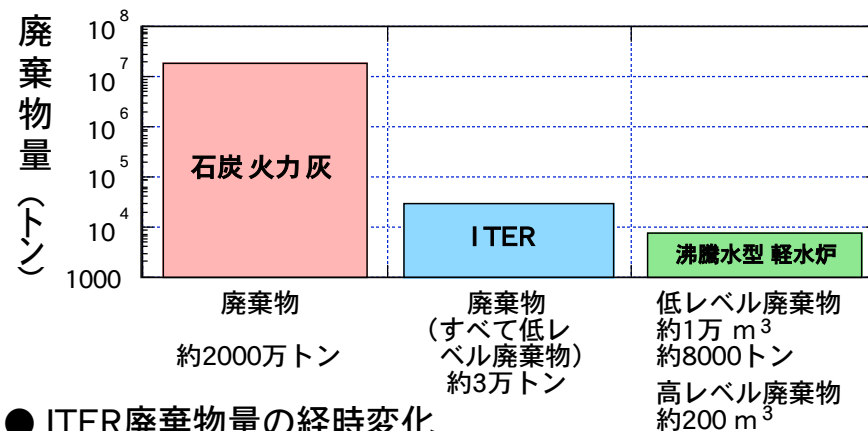
○トリチウムの体内動態、発ガン (広島大ほか)

○分子生物学的損傷/修復メカニズム、アポトーシス (茨大/広大/京大他)

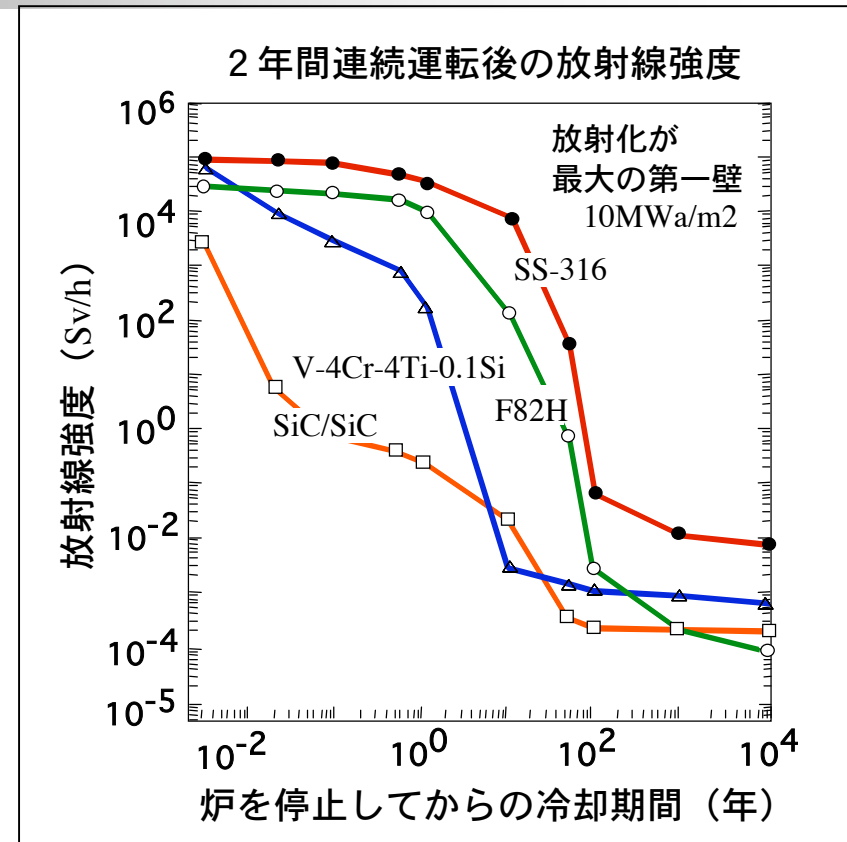
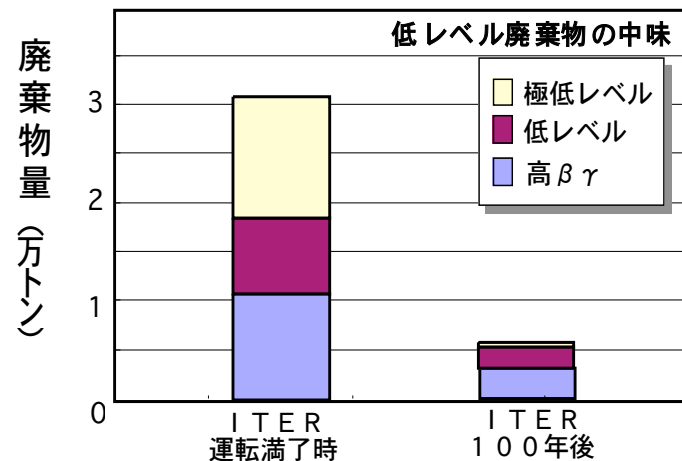
○相対的リスク評価 (放医研ほか) ほか

4) 今後の研究にむけて⑥ 廃棄物の発生とその低減

- 廃炉時の石炭火力、ITER及び核分裂炉の廃棄物量比較
(石炭火力、軽水炉：100万kW発電 所が30年稼働した場合)



- ITER廃棄物量の経時変化



構造材料：冷却期間後の浅地埋設廃棄物の割合を高める
トリチウム汚染廃棄物：除染法の検討でクリアランス以下へ



4) 今後の研究にむけて⑦

廃棄物の処理処分シナリオ(ITERでの検討例)

- ITER の放射性廃棄物に特別のものではなく、現状処分技術で十分対処可能。
- その方針は原子力委員会の「RI・研究所等廃棄物処理処分の基本的考え方」等に従う予定。
濃度レベル毎に分類し、埋設処分。
 - ・ 高 β γ 廃棄物： 「地下利用に十分余裕を持った深度に埋設処分」
(高層建築物などの基礎が設置できる支持層上面よりも深く、例えば地表から50-100 m程度の深度)。
 - ・ 低レベル廃棄物： 浅地中の「コンクリートピット処分」。
 - ・ 極低レベル廃棄物： 「素掘り処分」。
- 適切な除染、冷却期間を経て解体。レベル毎に埋設。
- 今後の原子炉の廃炉における経験（クリアランスレベルほか）の適用。



まとめ

- ITER建設にむけ必要な安全上の技術的基盤は整備された。
今後、国で整備された安全確保の基本方針等に対して、サイト依存設計の安全性確認作業が実施され、ITERの安全は確保される。
- より高い安全性を追求する観点から、ITERの運転及び廃止段階に向け、真空容器内トリチウム管理、従事者被ばくの低減、トリチウム汚染廃棄物の低減などについては、さらなる技術向上が期待される。
- 発電実証プラントに向けた安全研究では、工学安全概念は設計に依存するが、
 - 1) 放射性物質（トリチウム等）の閉じ込め（生産トリチウムの計量管理や、重照射下・高温化に伴うトリチウム透過評価の高度化と透過防止対策等）と
 - 2) 廃棄物低減（低放射化材料選定と効率的除染/汚染防止技術など）は課題。
- 核融合炉の社会的受容性の観点から、
 - ・ 低線量トリチウムによる影響のメカニズム解明や、環境トリチウムデータの継続蓄積、
 - ・ 作業従事者に対する安全教育の強化、
 - ・ 放射線被ばくリスク概念の啓蒙、などは重要である。