

BA原型炉における放射性物質閉じ込め障壁としての真空容器の健全性

中村 誠, 染谷 洋二, 渡邊 和仁, 飛田 健次

量子科学技術研究開発機構 (QST)

謝辞 (敬称略) :

Brad Merrill (米アイダホ国立研)

荒木 隆夫, 滝脇 賢也, 瀬部 芙美絵 (東芝)

増井 章裕 (MHI NSエンジ)

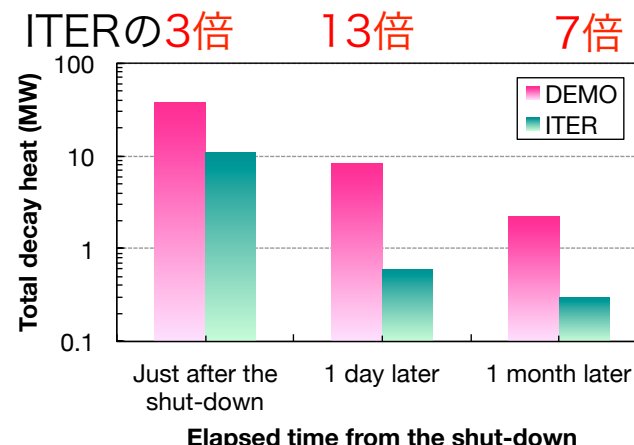
核融合原型炉はさまざまなハザードを内包する

- ❖ 放射性物質（トリチウム、放射化ダストなど）
- ❖ エネルギー／パワー（冷却水、崩壊熱など）
 - 放射性物質を可動化しうる

冷却水エンタルピー

	ITER	DEMO
冷却水温度(出口)	150 °C	320 °C
冷却水量	420 m ³	960 m ³
冷却水と飽和水のエンタルピーの差	63 GJ	900 GJ ITERの14倍

崩壊熱



Nakamura, et al., FED (2014); Nakamura, et al., Plasma Fusion Res (2014)

原型炉の冷却水エンタルピー、崩壊熱はITERより大きい

➤ 放射性物質内蔵機器、閉じ込め障壁に与える影響

- ❖ 冷却水喪失 → 加圧
- ❖ 崩壊熱除熱喪失 → 加熱



原型炉での安全方策を示す必要性

真空容器は放射性物質に対する第1閉じ込め障壁である。

課題

- ❖ 事故時の真空容器の健全性確保
 - 第一壁冷却管損傷による冷却水侵入 → 真空容器の加圧
 - ブランケット崩壊熱除熱喪失 → 真空容器の加熱

目的

- ❖ 真空容器の加圧
 - ❖ 真空容器の加熱
- に対する
- ✓ 炉内機器や真空容器の過渡応答特性を明らかにする
 - ✓ 安全性の観点から真空容器設計への要求事項を提示する

解析手法

シビアアクシデント解析コードMELCOR核融合版^[1]を用いた過渡事象のモデリング

[1] Merrill, et al, FED (2000); ibid. (2010)

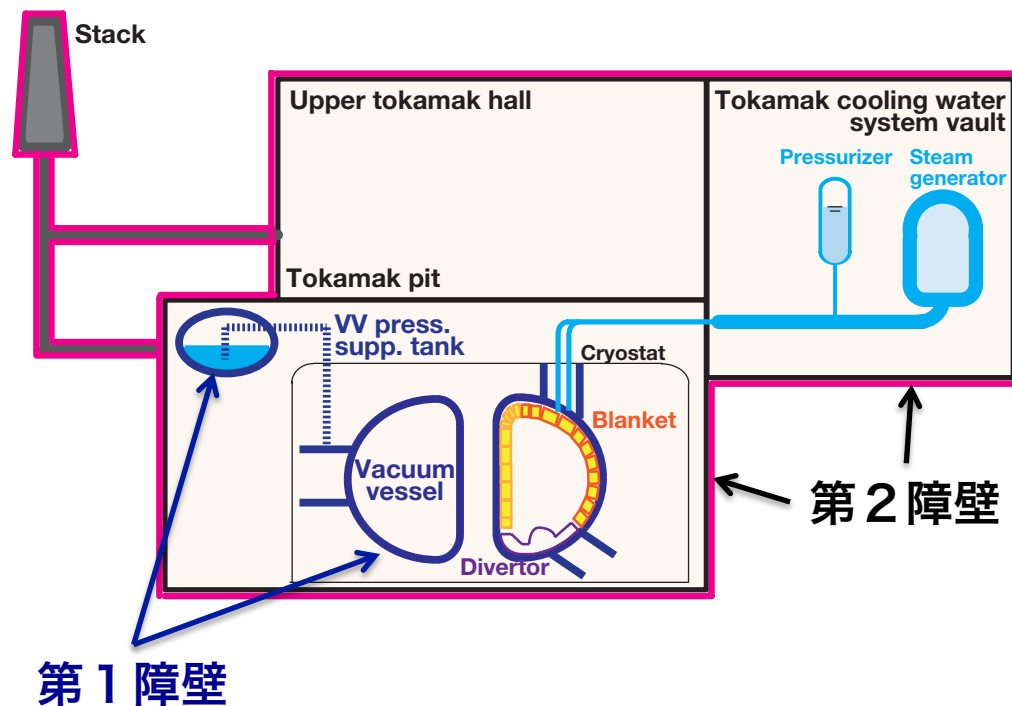
第一壁 ブランケット 真空容器



解析対象

幅広いアプローチ(BA)で原型炉設計活動で概念設計を進めているトカマク原型炉

大半径	8.5 m
核融合出力	1.3-1.8 GW
1次冷却材温度	290-325 °C
1次冷却材圧力	15.5 MPa
増殖材/増倍材	Li ₂ TiO ₃ /Be ₁₂ Ti 混合ペブル
炉内機器構造材	F82H
第1壁/ダイバータ アーマー材	W



放射性物質閉じ込め の考え方

2重の閉じ込め障壁

第1障壁

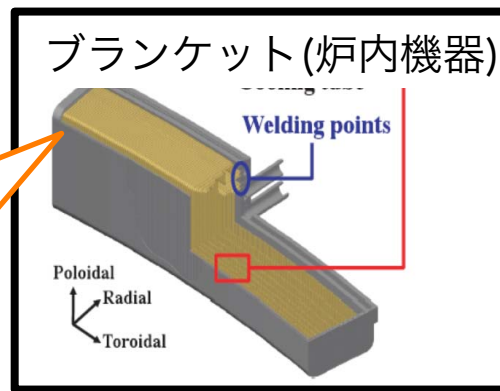
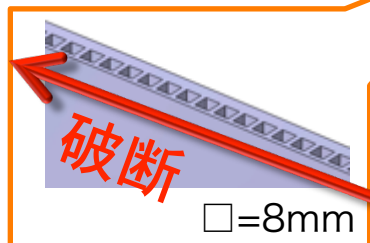
- ❖ 真空容器
- ❖ 真空容器圧力抑制系

第2障壁

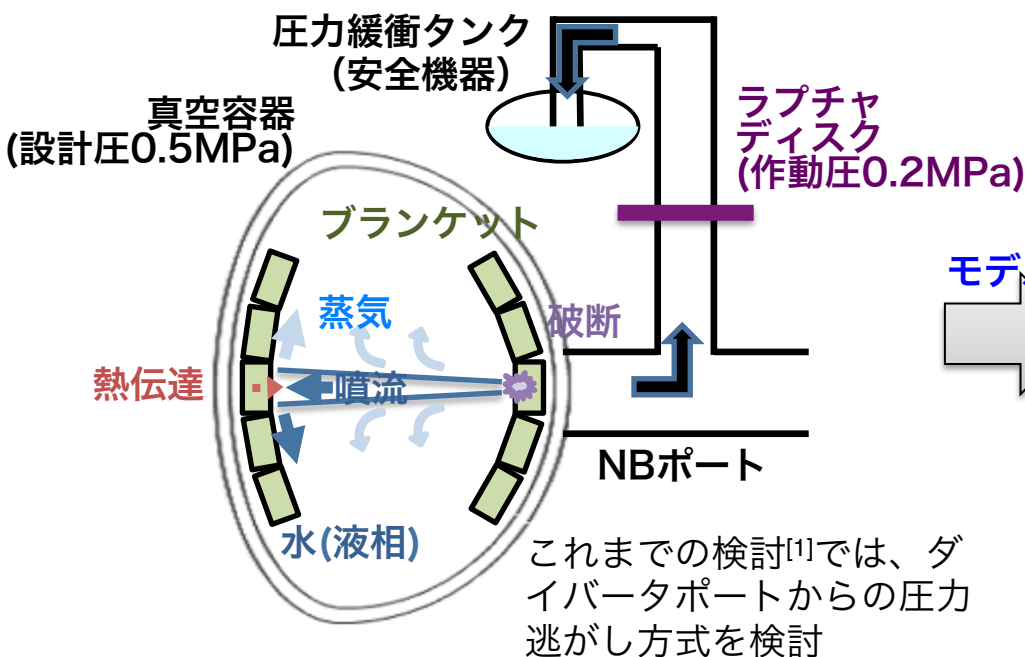
- ❖ トカマクホール
- ❖ 1次冷ボルト
- ❖ トカマクピット

想定起因事象

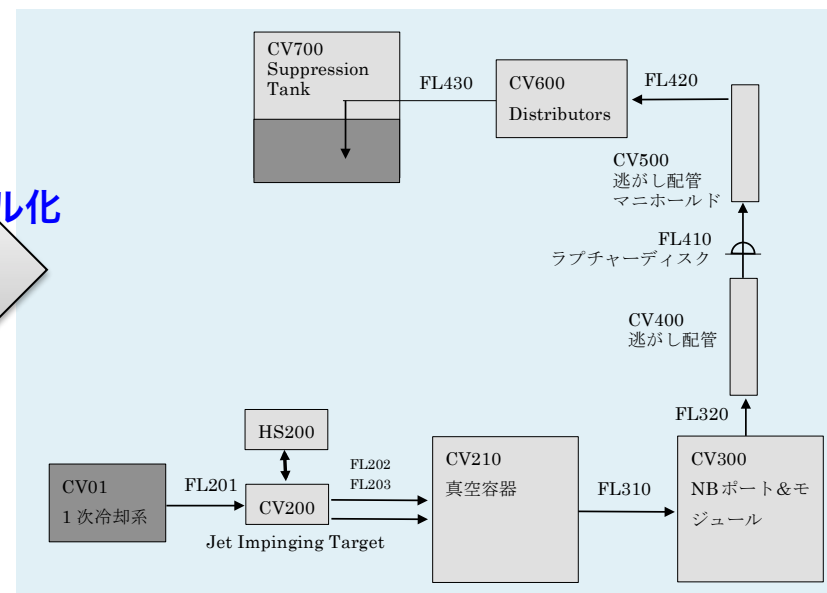
❖ 第1壁冷却管の複数破断



モデル化

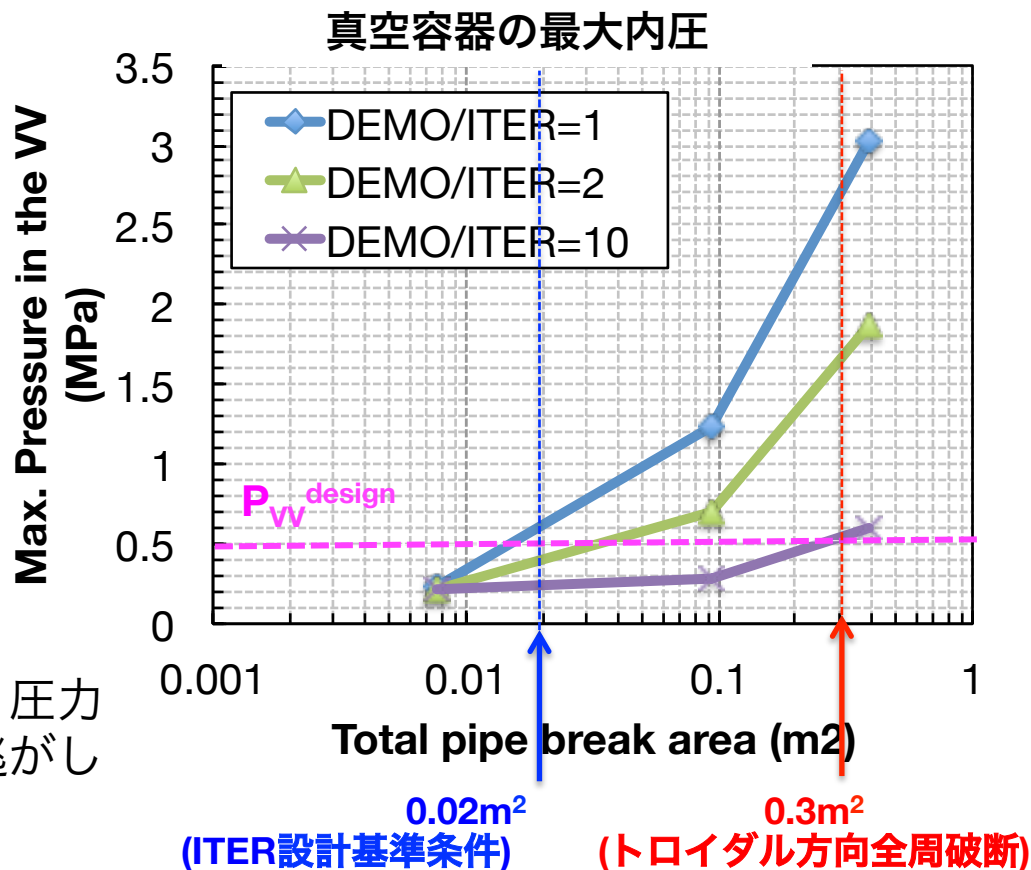
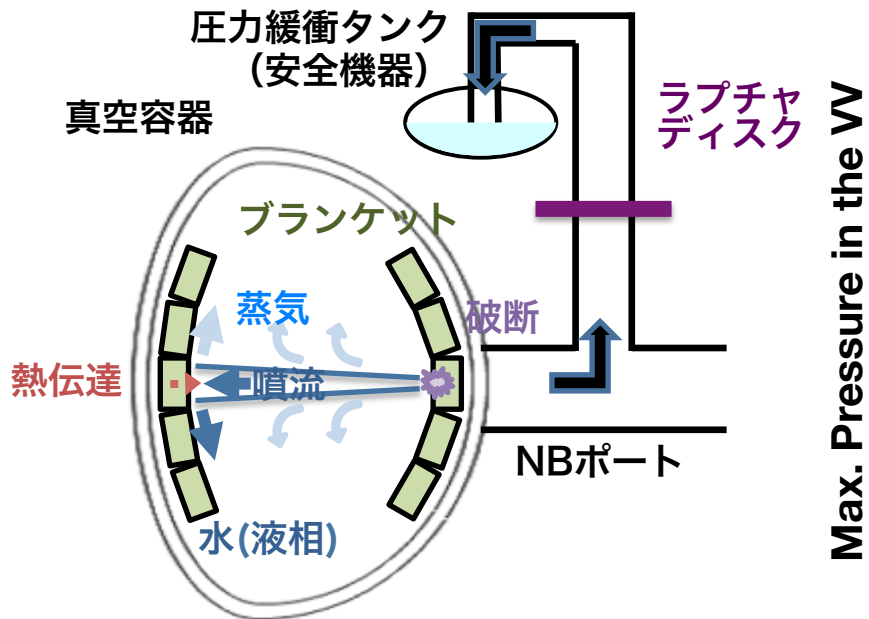


MELCOR解析モデルノード



[1] Nakamura, et al., NF (2015); ibid. IEEE Trans. Plasma. Sci. (2016)

第一壁冷却管破断面積、圧力逃がしライン断面積について感度解析



❖ ITERの設計基準(DBA)冷却管破断・圧力逃がし条件では、 $P_{vv}^{max} > P_{vv}^{des}$. 逃がしライン断面積を2倍にすることで、

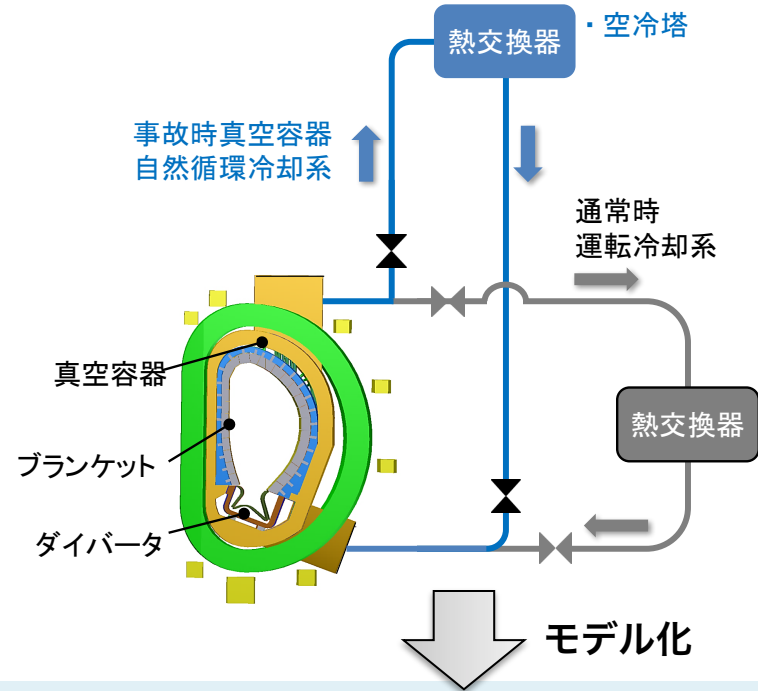
$$P_{vv}^{max} < P_{vv}^{des}$$

❖ 第一壁冷却管大破断ケースにおいて $P_{vv}^{max} < P_{vv}^{des}$ とするには圧力逃がしライン断面積をITERの10倍(10m²)に拡大することが必要

- ❖ FW総破断面積の低減 and/or
- ❖ ポート・逃がし管の大口徑化/最適化

想定起因事象

- ❖ 炉内機器冷却水の瞬時全量喪失 (崩壊熱除熱喪失)
 - ブランケット、バックプレート、ダイバータ
- ❖ 外部電源喪失
 - 自然循環方式による真空容器冷却系の動作確保



モデル化

- ❖ 炉内機器
- ❖ 真空容器シェル
- ❖ 真空容器冷却系の熱水力挙動のMELCORモデルを構築

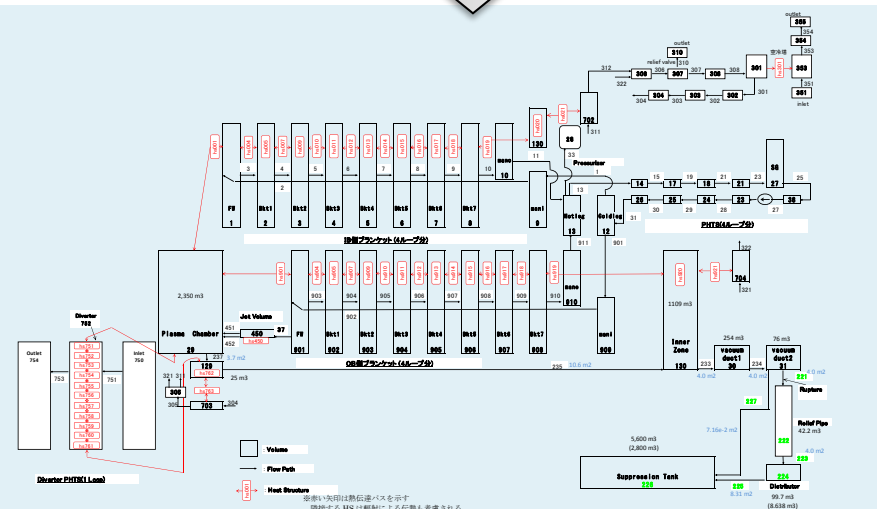
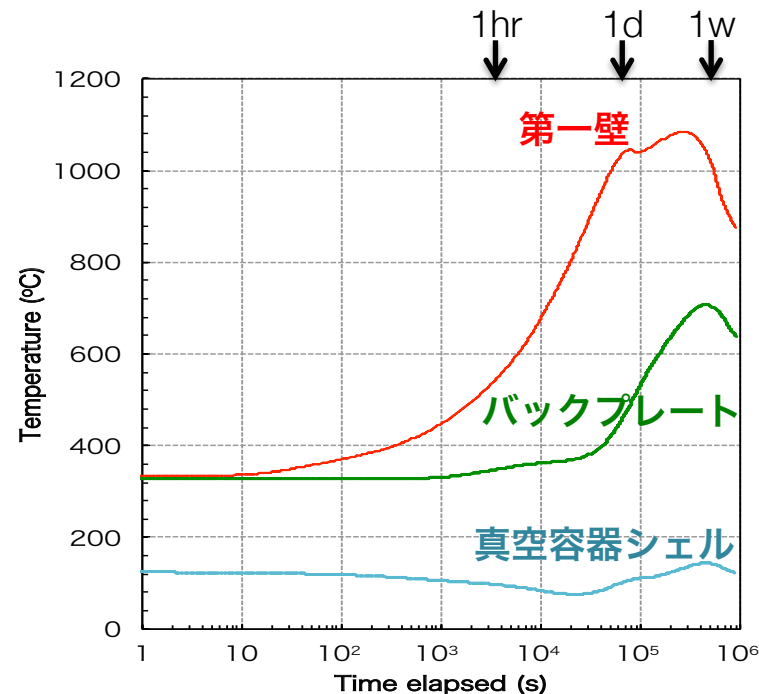
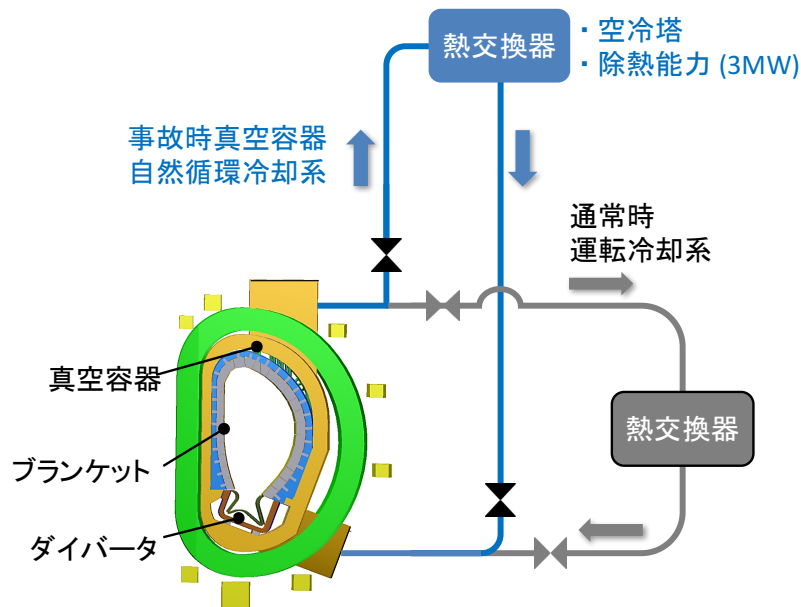
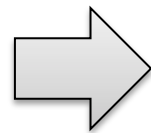


図 4.2.4-1 真空容器冷却系自然循環方式の場合の解析モデル



- ❖ 真空容器冷却系の作動により、真空容器の異常な温度上昇を回避できる見通し
 - 除熱能3MW, 空冷塔
- ❖ 第一壁最高温度は1,000 °C超
 - 崩壊熱による加熱対して炉内機器の健全性は担保できない

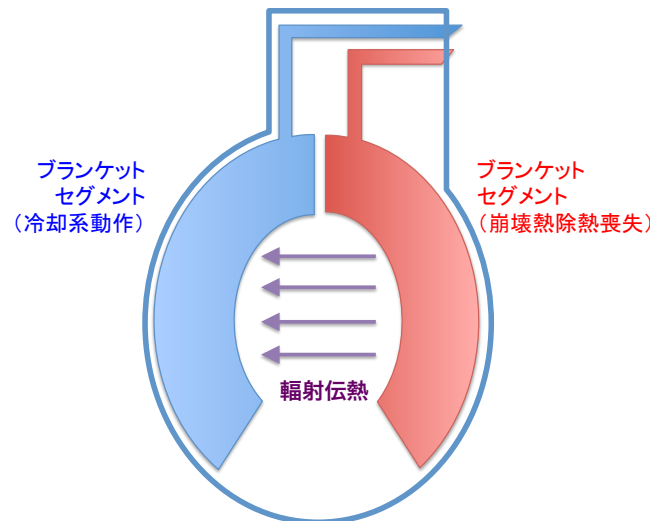


- ❖ 自然循環真空容器冷却系を安全上重要な機器とする

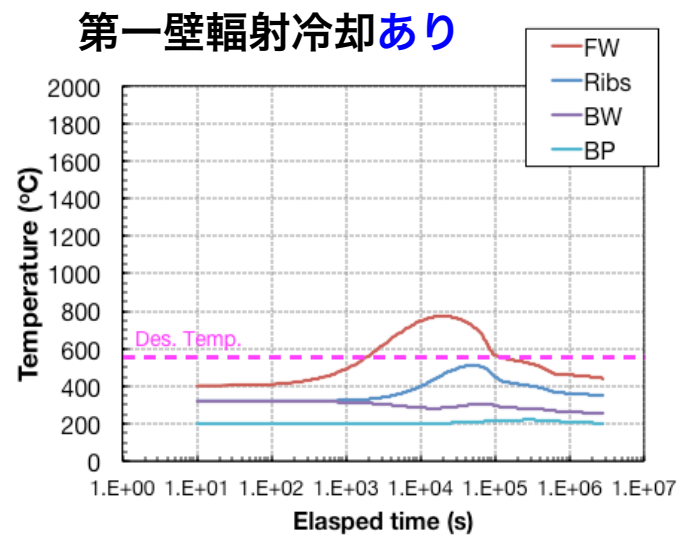
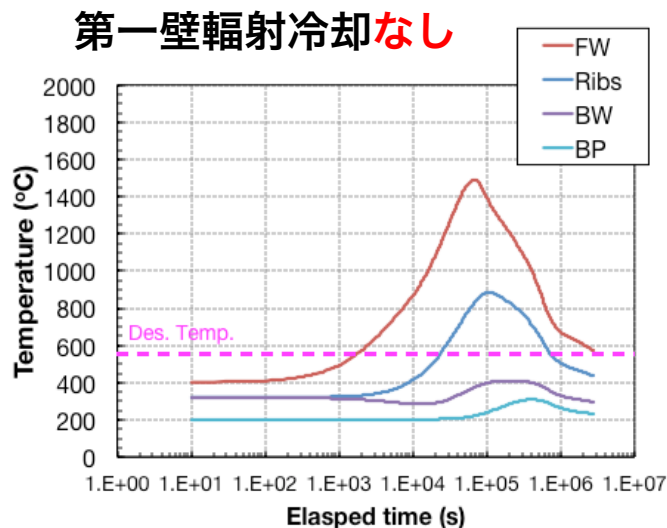
炉内機器の崩壊熱除熱：
炉内機器が破損しても真空容器の健全性に影響を与えないことを示す必要性あり

基本的アイデア

- ❖ インボード側、アウトボード側の1次冷却系を**独立化**
- ❖ たとえ片方の冷却水喪失/崩壊熱除熱喪失が起こっても、第一壁から対面への**輻射伝熱**による**受動的冷却**に期待



簡易モデルによる予備解析



内-外1次冷却系の独立化は
ブランケット崩壊熱除熱にとって有用

放射性物質閉じ込め障壁としての真空容器の健全性に影響を与える事故事象を分析し、真空容器への安全設計要求を提言した。

成果1：加圧への備え (in-VV LOCAの解析)

- ❖ ITERの設計基準(DBA)冷却管破断・圧力逃がし条件では、内圧 > 設計圧
 - 安全性の観点から設計への要求事項
 - FW総破断面積の低減 and/or
 - ポート・逃がし管の大口径化/最適化

成果2：加熱への備え (崩壊熱除熱喪失事象の解析)

- ❖ 自然循環方式真空容器冷却系 (空冷, 除熱能3MW) により真空容器シェルの異常な温度上昇を回避できる見通し
- ❖ ただし、第一壁最高温度は1,000°C超
 - 安全性の観点から設計への要求事項
 - 自然循環真空容器冷却系を安全上重要な機器とする
 - 炉内機器が破損しても真空容器の健全性に影響を与えないことを示す必要性あり
 - ✓ 例：1次冷却系のインボード-アウトボード側の独立化

今後の課題：

提案した安全設計要求の物理的・工学的成立性の検討