

# 核融合原型炉の事故時における 最終障壁による放射性物質閉じ込め 安全方策の検討

中村誠<sup>1</sup>, 増井章裕<sup>2</sup>, 染谷洋二<sup>1</sup>, 渡邊和仁<sup>1</sup>, 飛田健次<sup>1</sup>,  
原型炉設計合同特別チーム

<sup>1</sup>量研機構, <sup>2</sup>MHI NSエンジ

謝辞 (敬称略)

Brad Merrill (INL)

荒木隆夫、滝脇賢也 (東芝)

城戸寛子、龍福進、黒澤直弘 (VIC)

## 建屋区画は核融合原型炉の放射性物質最終閉じ込め障壁

事故時における最終障壁への荷重と安全設計方策の提案

事象	荷重	原型炉の安全方策
真空喪失 (LOVA)	内向き減圧荷重	バキューム・ブレーカ
冷却材喪失 (ex-VV LOCA)	外向き加圧荷重 <b>ITERよりも厳しい</b>	圧力緩衝タンク 圧力逃がし機器

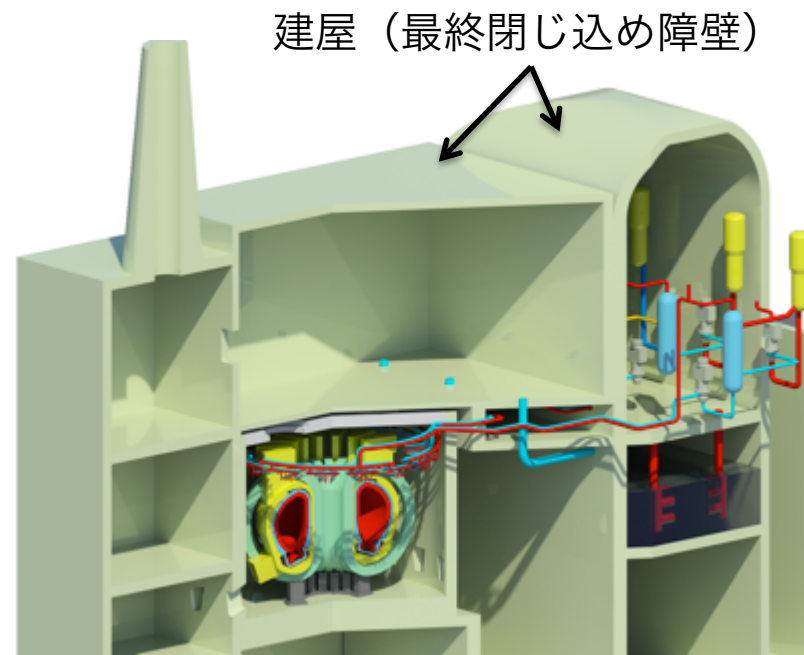
Nakamura, et al., IEEE Trans. Plasma Sci. (2016)

### 問題意識

- ❖ 安全設計方策はケーススタディに基づいている
- ❖ 原型炉設計研究はまだ概念設計段階



安全性研究が設計に対して役立つ  
フィードバックをするには、広範な  
感度解析が必要



## 本研究の目的

- ❖ 原型炉の最終障壁による閉じ込め安全方策の確立
  - 本発表では特に加圧荷重に対する方策を考察

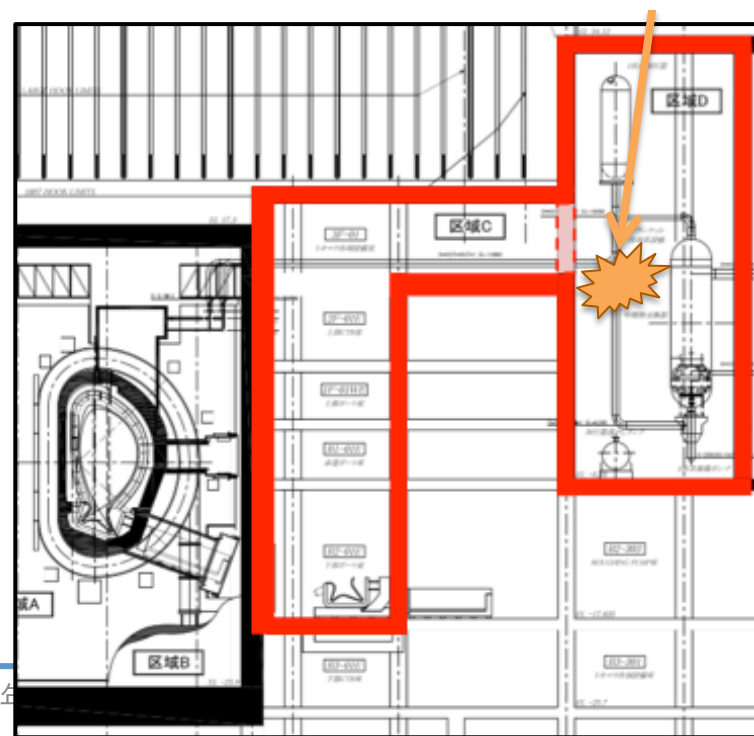
## 着目点・特色

- ❖ “コンファインメント”方式、“コンテインメント”方式を比較
- ❖ 設計条件が閉じ込め方策に及ぼす影響を評価

Ex-VV LOCA

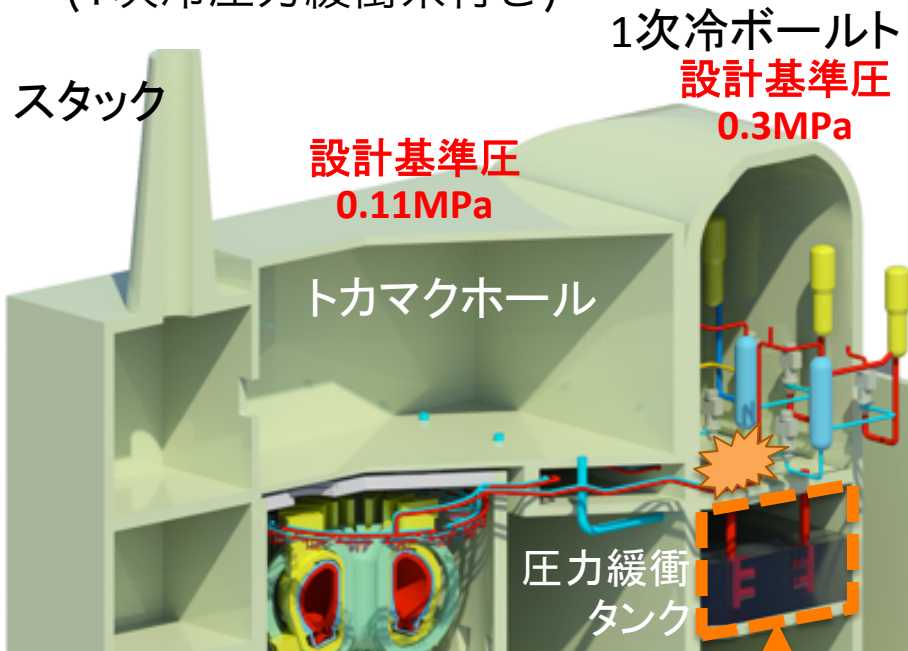
## 本発表の内容

1. 加圧荷重(ex-VV LOCA)に対するシステムの熱水力解析
2. 閉じ込め方策の比較検討
3. 公衆被ばく影響評価



## コンファインメント

(1次冷圧力緩衝系付き)



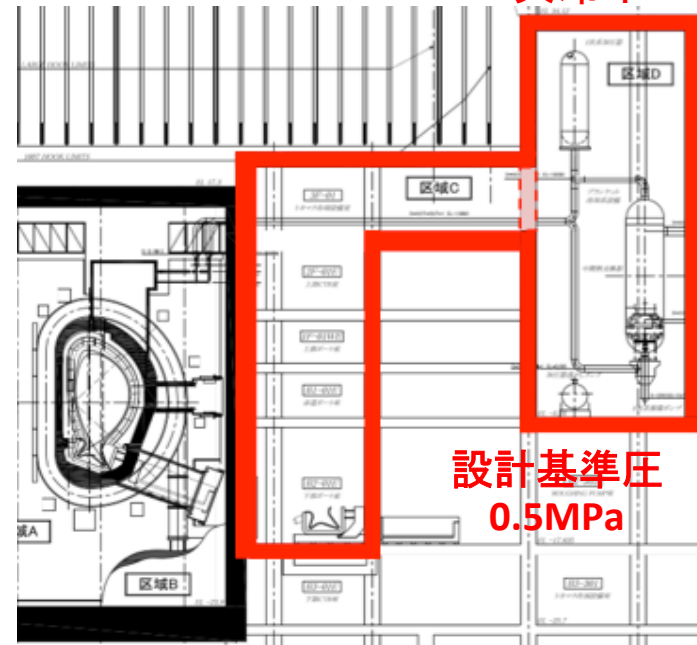
- ❖ 弱耐圧性1次冷却系ボルト
- ❖ 圧力緩衝タンク
- ❖ 大容量トカマクホールへの圧力逃がし
- ❖ スタック排気 (除去系付き)

リーク率

$$R = 100\% \text{Vol./day @ } \Delta P = 0.3 \text{ MPa}$$

## コンテインメント

4  
耐圧性・耐リーク性  
1次冷ボルト



- ❖ PWR格納容器級耐圧性・耐リーク性1次冷ボルト
- ❖ アニュラス部からのスタック排気 (除去系付き)

$$R = 0.1\% \text{Vol./day @ } \Delta P = 0.36 \text{ MPa}$$

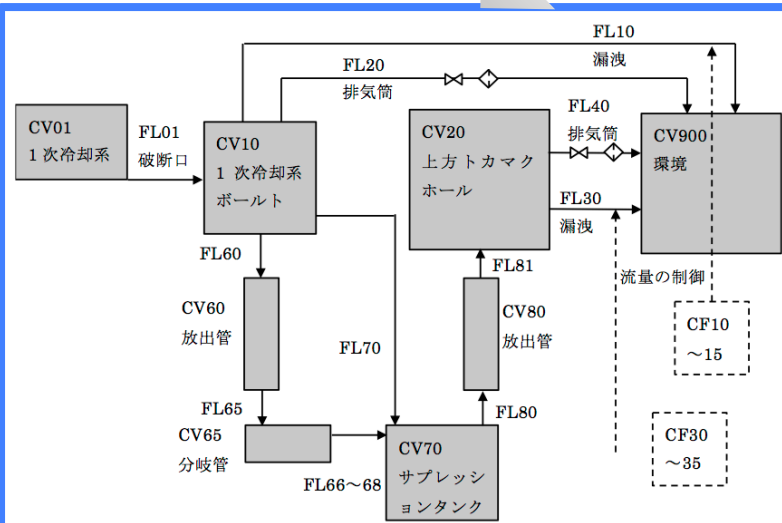
## 熱水力過渡解析と放射性物質被ばく影響評価を統合的に実施

### 炉システム熱水力過渡解析

シビアアクシデント解析コード  
MELCOR核融合版

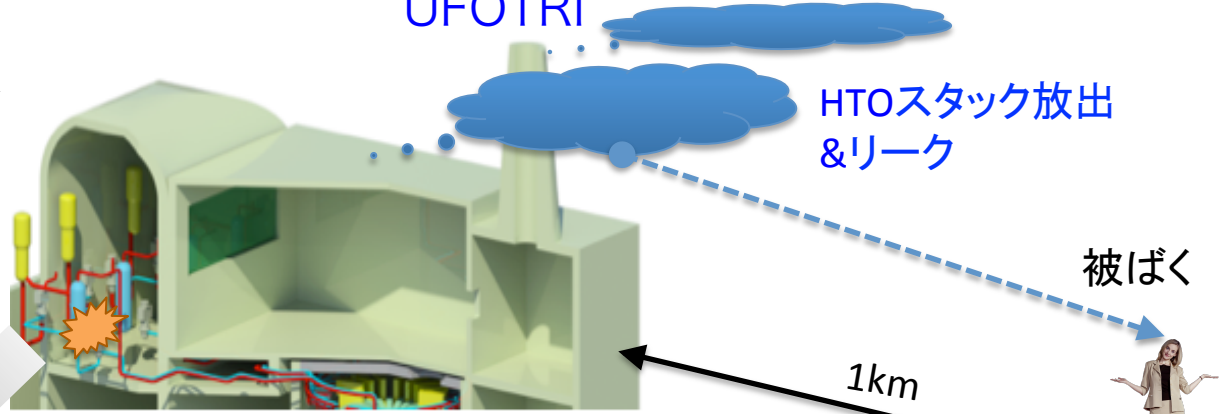
- 機器、区画を少数のセル、流路でモデル化
- トリチウム(HTO)の移行、環境放出量も評価

プラントの  
MELCOR解析モデル

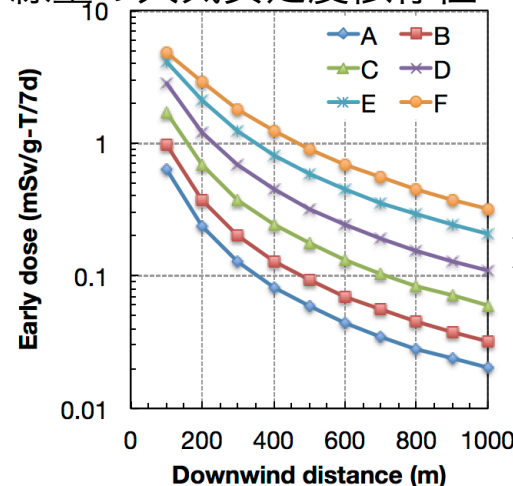


### 公衆被ばく線量評価

トリチウム環境移行/被ばく評価コード  
UFOTRI



HTO単位量放出による被ばく線量の  
大気安定度依存性



➤ 被ばく影響にとって最も保守的な気象条件を選択

## 想定起因事象

最大口径の1次冷却系配管の  
ギロチン破断（1ループ）

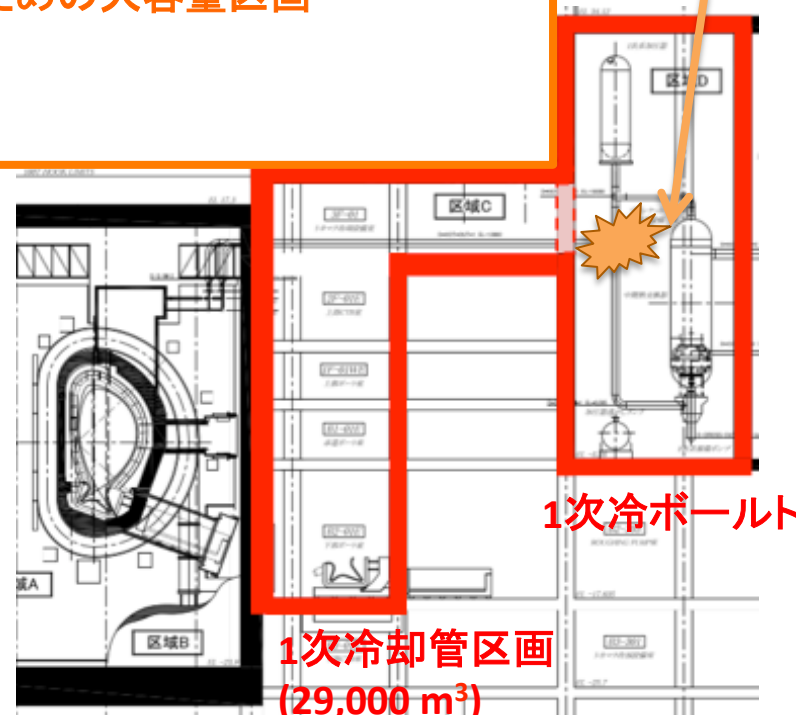
1次冷却系区画にまず圧力荷重

## 1次冷却材/最終障壁区画条件

1次冷却材温度	290-325 °C	
1次冷却材圧力	15.5 MPa	
1次冷却材T濃度	1 TBq/liter	
1次冷ループ数	2	4
1次冷却材量	480 m <sup>3</sup> /loop	240 m <sup>3</sup> /loop
最大口径の配管径	1.45 m	0.73 m
1次冷ボルト自由体積	20,000 ~ 90,000 m <sup>3</sup>	
トカマクホール自由体積	200,000 ~ 500,000 m <sup>3</sup>	

上方トカマクホール：  
炉内機器保守等の  
ための大容量区画

Ex-VV LOCA



トカマクピット

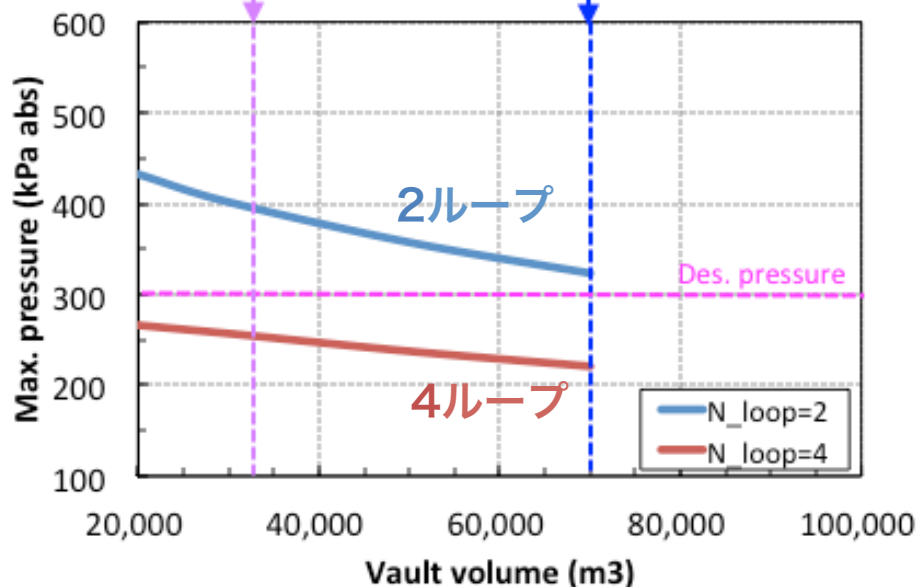
- ✓ 1次冷ループ数 (保水量、破断面積)
  - ✓ 1次冷ボルト自由体積
  - ✓ トカマクホール自由体積
- についてex-VV LOCA感度解析を実施

# 1次冷ボールド内圧最大値の感度解析

## コンファインメント方式

原型炉プラント設計  
で概算した自由体積

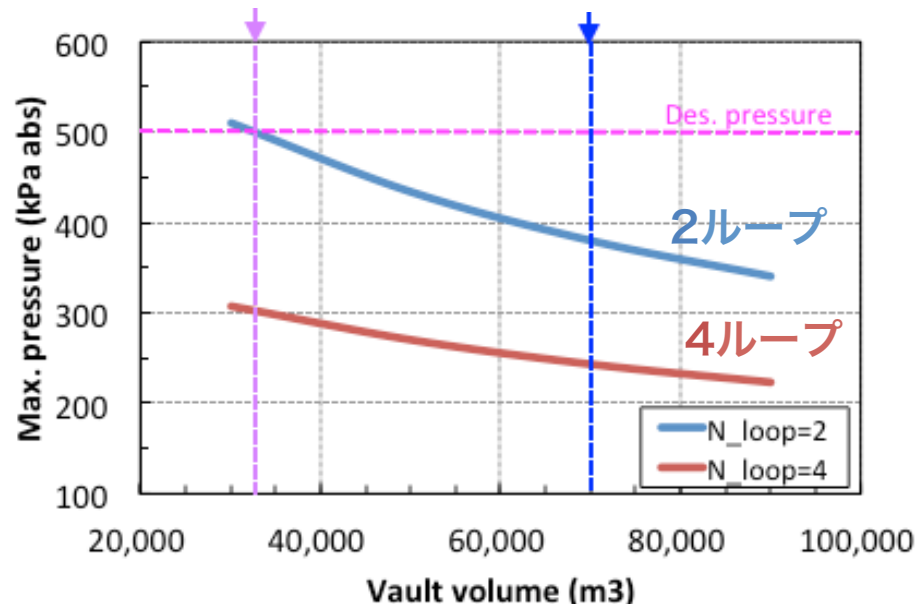
PWR格納容器  
自由体積



## コンテインメント方式

原型炉プラント設計  
で概算した自由体積

PWR格納容器  
自由体積

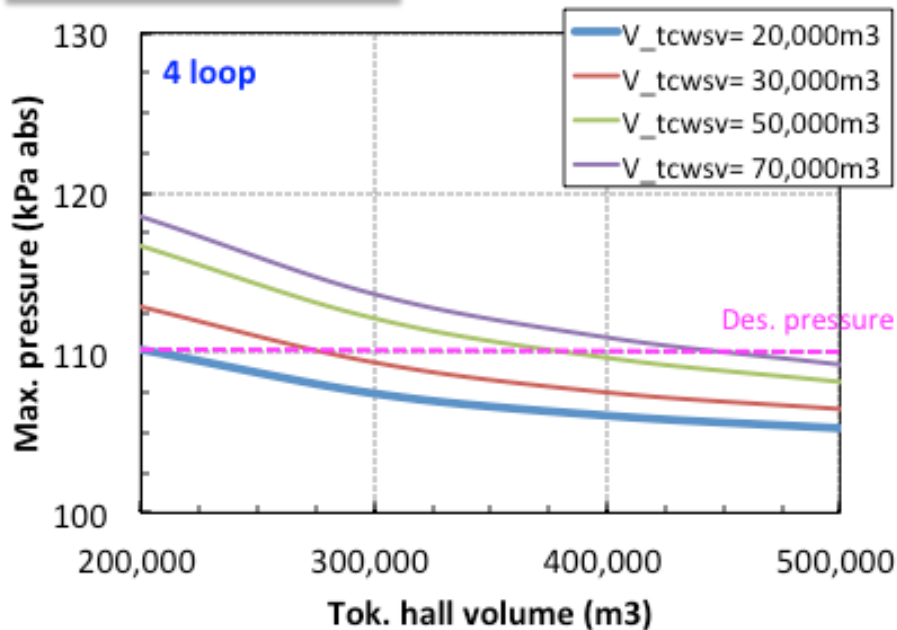


- ❖ 2ループのほうがボールド内圧最大値 $P_{TCWSV}^{max}$ が大きい
- ❖  $P_{TCWSV}^{max} < P_{TCWSV}^{des}$ とするには、コンファインメント方式のほうが、より大きな1次冷ボールドが必要になる傾向
  - 1次冷2ループの場合、PWR格納容器程度の巨大な区画が必要

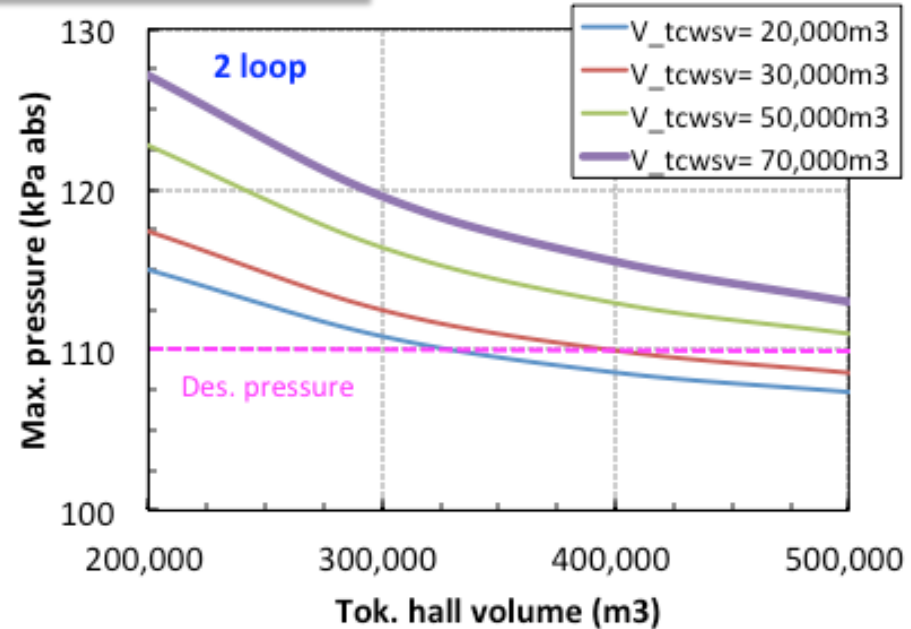
より単純な冷却系システムを採用する場合、  
コンファインメント方式を採用する意義は小さい

## コンファインメント方式1次冷ボルト内圧最大値

1次冷4ループ



1次冷2ループ



- ❖ 1次冷ボルト自由体積が大 → トカマクホール内圧最大値 $P_{UTH}^{max}$ は上昇
  - 1次冷ボルト内空気が圧力緩衝タンクで凝縮されず、トカマクホールに逃されるため
- ❖ ループ数が少 →  $P_{UTH}^{max}$ は上昇

コンファインメント方式では、1次冷ボルト内圧とトカマクホール内圧はトレードオフ関係にある



## コンファインメント方式におけるトリチウム漏洩による 早期公衆被ばく線量

4ループ、2ループの場合の代表的区画体積条件での線量

ループ数	4	2
1次冷ボールド(*1) 自由体積	20,000 m <sup>3</sup>	70,000 m <sup>3</sup>
トカマクホール(*1) 自由体積	200,000 m <sup>3</sup>	500,000 m <sup>3</sup>
トリチウム環境放出量	<b>5.8</b>	<b>1.8</b>
早期公衆被ばく線量(*2)	<b>18</b>	<b>5.9</b>

(\*1) 内圧最大値が設計基準圧に最も近いケースを選択

(\*2) 敷地境界 = 放出点から1 km遠方に設定

- ❖ コンファインメント方式における早期公衆被ばく線量は、IAEA推奨の緊急避難を要する目安線量50 mSv/7d未滿

➡ 公衆を緊急避難させるには及ばない

放射性物質最終閉じ込め障壁としての建屋区画の健全性に影響を与えるex-VV LOCAの事象進展・被ばく影響を評価し、閉じ込め方策を比較検討した。

- ❖ コンファインメント方式において、1次冷ボルト内圧とトカマクホール内圧はトレードオフ関係にある
- ❖ コンファインメント方式における早期公衆被ばく線量は、IAEA推奨の緊急避難を要する目安線量50 mSv/7d未満となる見込み
- ❖ コンテインメント方式よりコンファインメント方式のほうが、より大きな1次冷ボルトが必要になる傾向



## 炉設計への提言

- ❖ コンファインメント方式でも、ex-VV LOCA時における公衆被ばく影響は限定的
- ❖ 区画体積が非常に大きくなるため、原型炉プラント設計においてより単純な冷却系システムを指向する場合、コンファインメント方式を採用する意義は小さい。