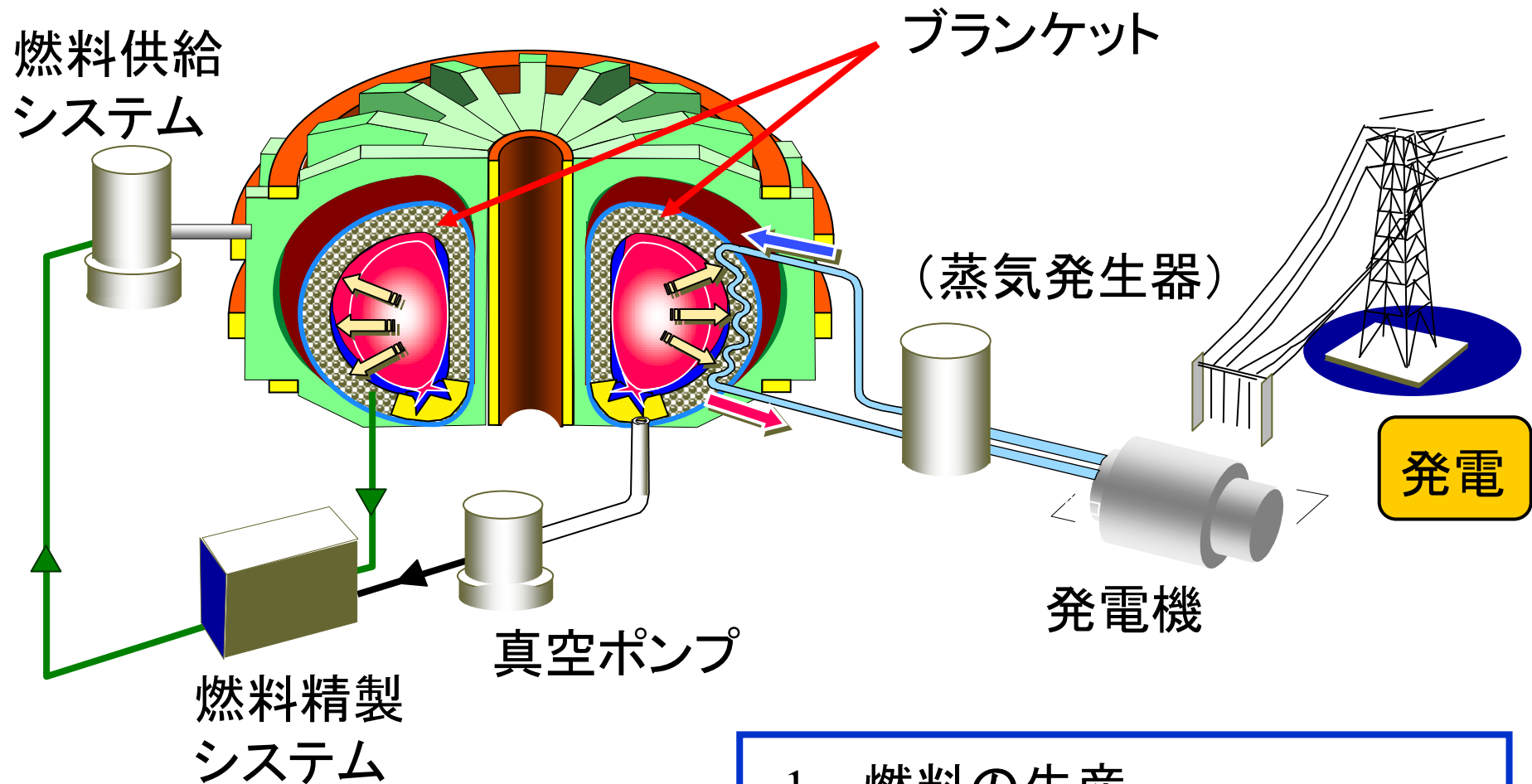


# ITER-TBM及び炉工学全般の 開発状況と原型炉での要求

原子力機構 核融合研究開発部門  
ブランケット工学研究グループ

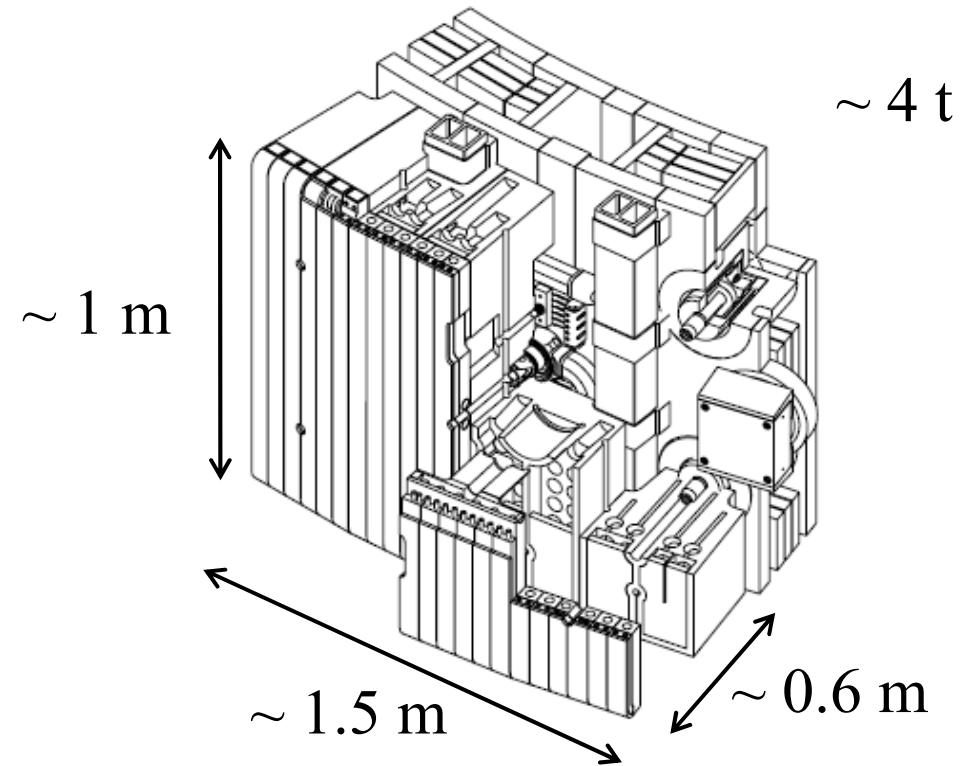
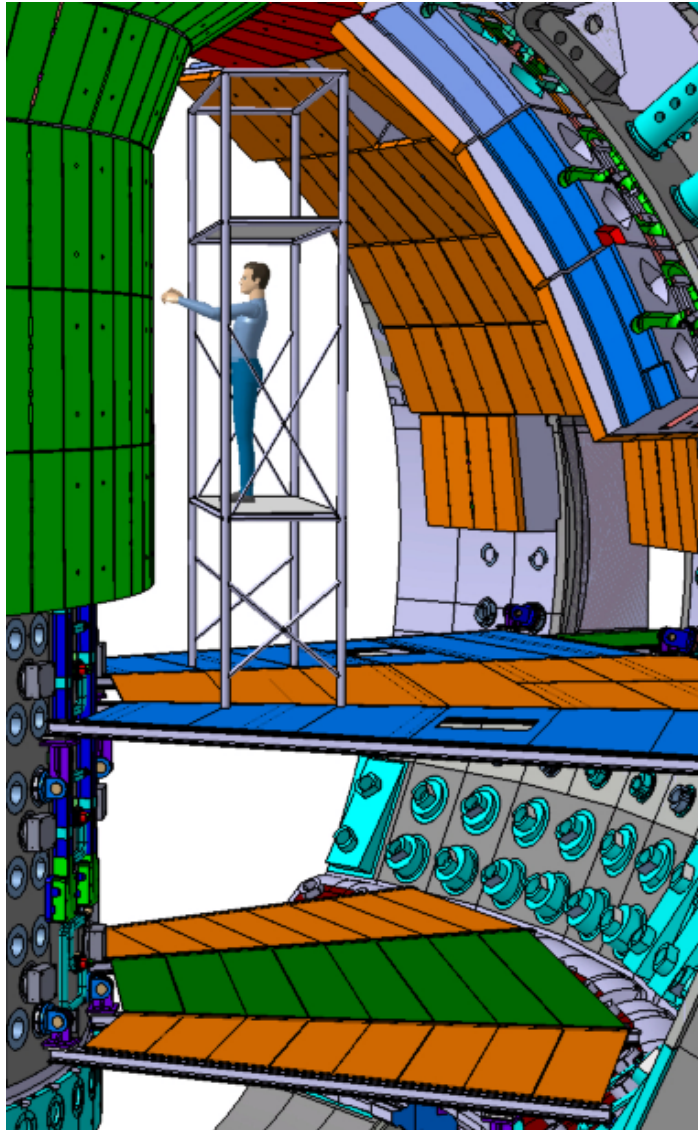
榎枝幹男

# 核融合炉ブランケットがもつ3つの機能



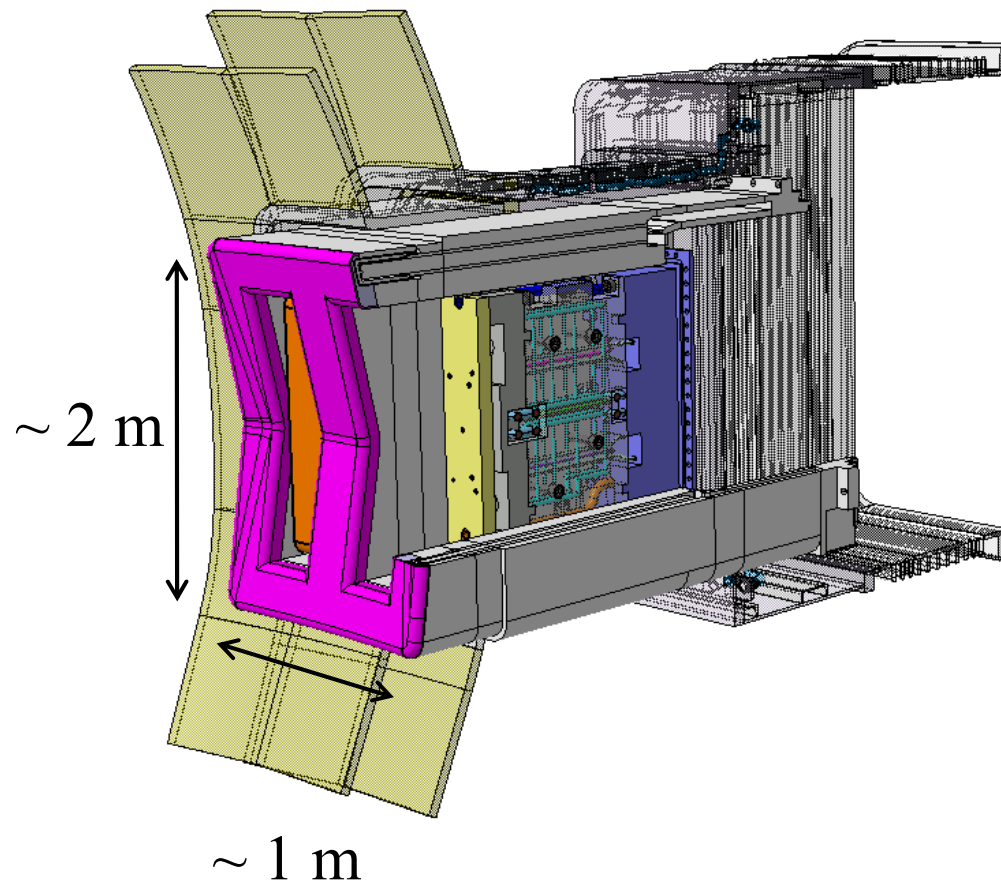
1. 燃料の生産
2. 発電のための熱の取り出し
3. 中性子の遮蔽

# ITER の遮蔽ブランケット



除熱と遮蔽の機能のみをもち、  
トリチウム生産と発電は行わない

# ITER におけるテストブランケット



3つの水平ポートを用いて、  
合計 6 個のテストブランケット  
モジュールの試験を実施

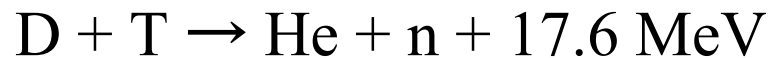
- ・トリチウムの生産
- ・(発電のための)熱の取り出し
- ・中性子の遮蔽

3つの機能の実証試験を行う

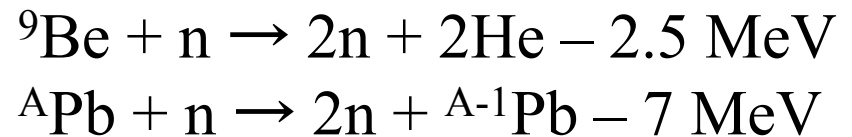
# トリチウムの生産方法

中性子とLiとの反応を用いる

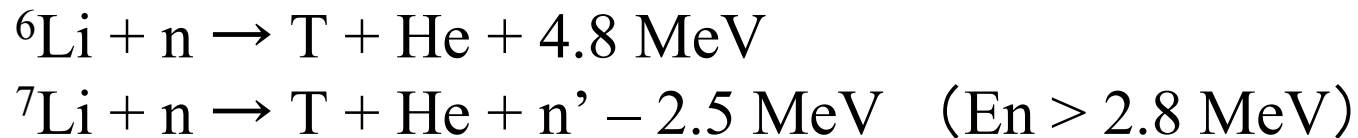
プラズマ内の反応



中性子の増倍反応



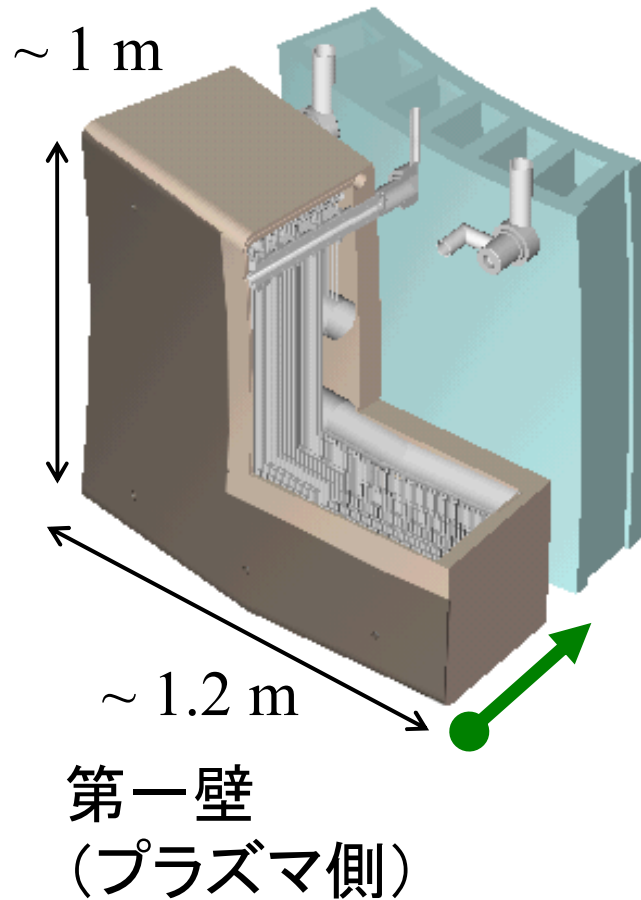
トリチウムの生成反応



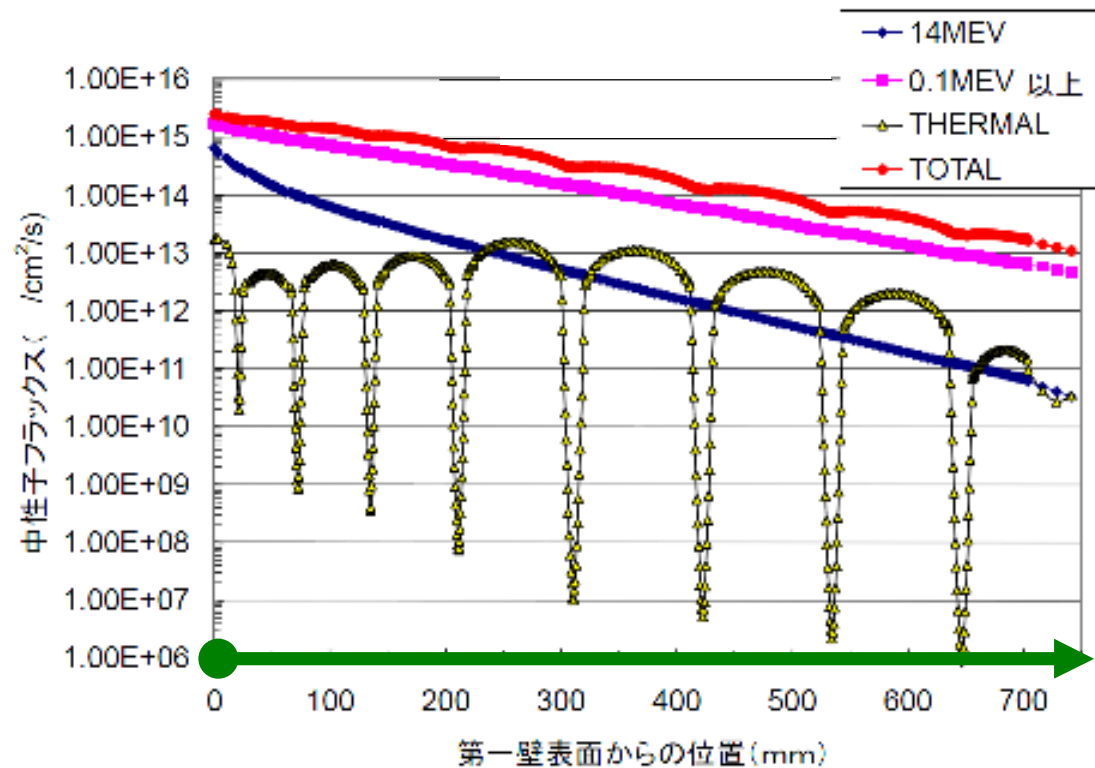
天然の組成比:  ${}^7\text{Li} = 92.4\%$

# 熱の取り出しと遮蔽

## 設計例

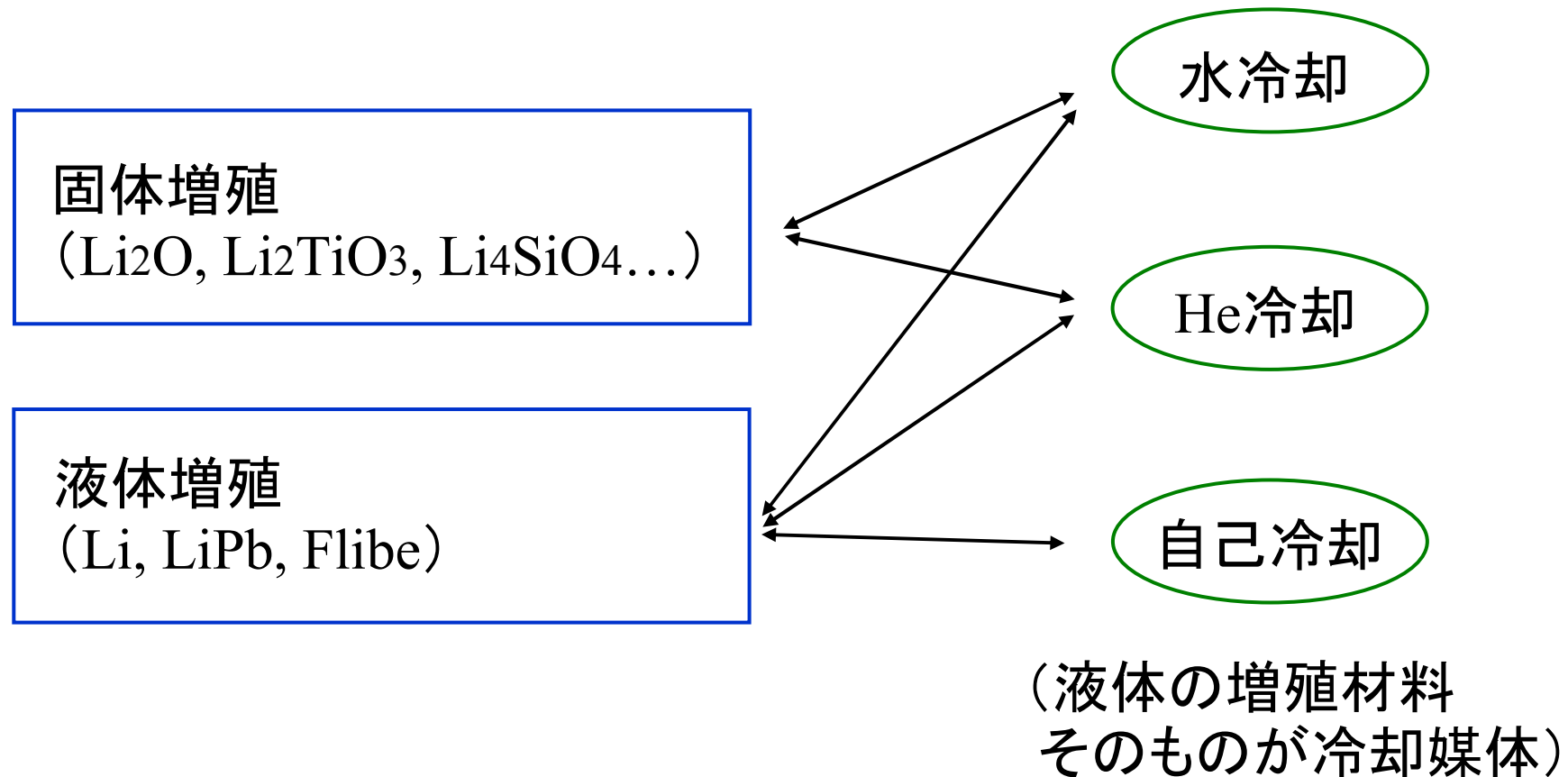


- 1モジュール当たり、8 MW を除熱
- エネルギー増倍率は 1.3
- 中性子束は 2 桁以上減少



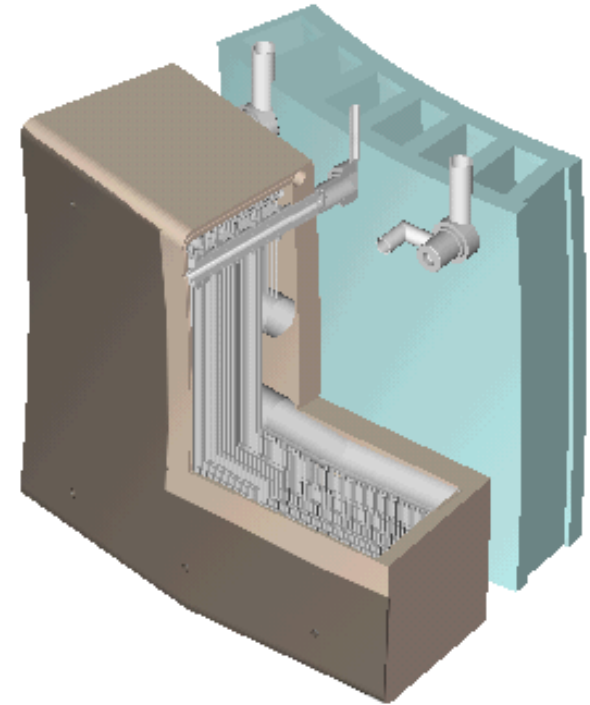
# ブランケットの主な方式

燃料生産の方法と除熱方法の違いにより大別できる



# ブランケットの設計(負荷)条件

- プラズマからの表面熱負荷  
→ 同じ出力のプラズマをコンパクトに閉じ込めると増加する
- プラズマからの中性子負荷  
→ 同上
- プラズマディスラプションによる電磁力  
→ ディスラプションを緩和できないと増加する
- 冷却媒体の圧力

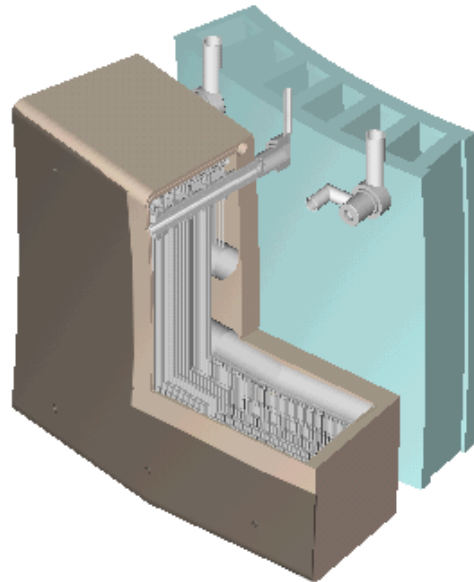




# ブランケット設計の難しさ

増殖、増倍材料を増やす

TBR > 1.05



TBR の確保

構造

除熱

構造材料を増やす

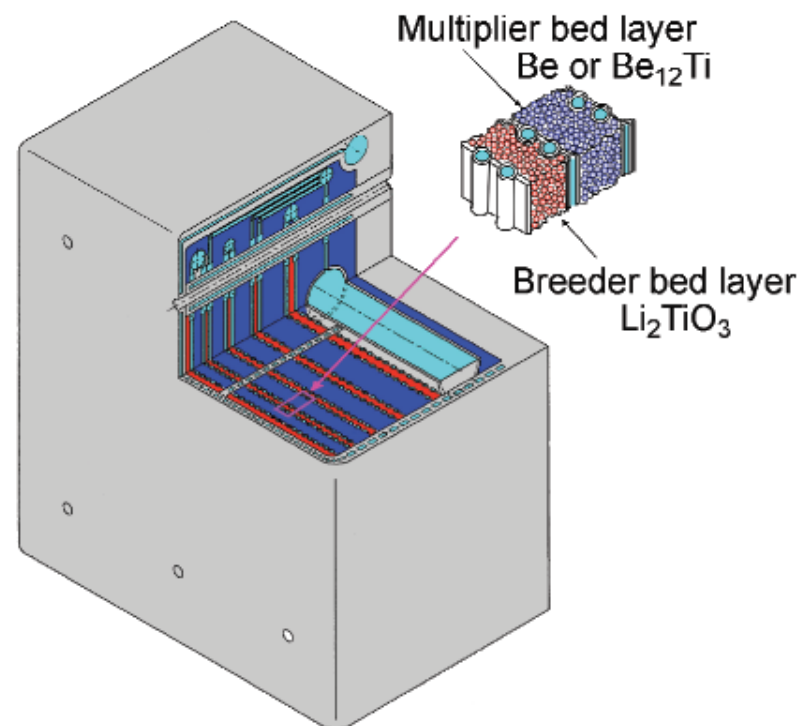
冷却材を増やす

- ・ディスラプション
- ・冷却材の圧力

- ・表面熱負荷
- ・核発熱

# 原型炉ブランケットの設計例 – DEMO2001

核融合出力	2.3 GW
表面熱負荷	0.5 MW/m <sup>2</sup> (max 1.0 MW/m <sup>2</sup> )
中性子壁負荷	3.5 MW/m <sup>2</sup> (max 5 MW/m <sup>2</sup> )
材料	F82H/Li <sub>2</sub> O/Be (F82H/Li <sub>2</sub> TiO <sub>3</sub> /Be <sub>12</sub> Ti)
冷却条件	超臨界圧水, 25 MPa 入口: 280°C, 出口: 510°C (発電効率: 41%)

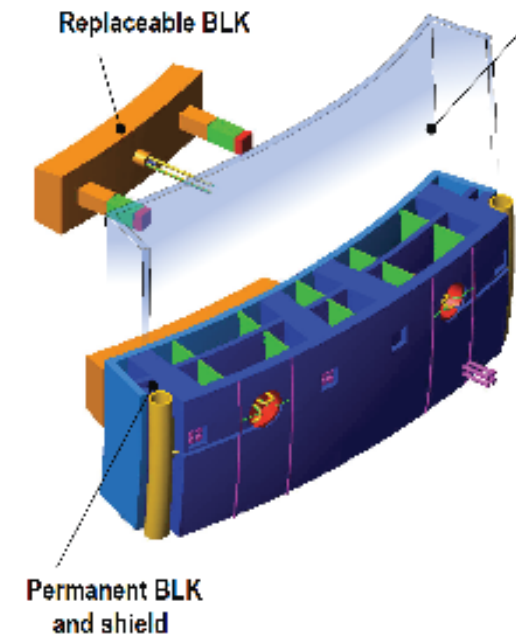
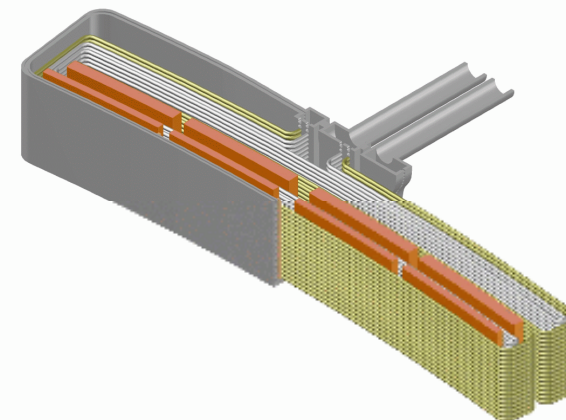


- ・ ディスラプションは生じないと仮定している。
- ・ プラズマの安定化板は設置しない。

# 原型炉ブランケットの設計例 – SlimCS

核融合出力	2.95 GW
表面熱負荷	0.5 MW/m <sup>2</sup> (max 1.0 MW/m <sup>2</sup> )
中性子壁負荷	3 MW/m <sup>2</sup> (max 5 MW/m <sup>2</sup> )
材料	F82H/Li <sub>4</sub> SiO <sub>4</sub> /Be/Be <sub>12</sub> Ti (F82H/Li <sub>2</sub> TiO <sub>3</sub> /Be/Be <sub>12</sub> Ti)
冷却条件	亜臨界水, 23 MPa 入口: 290°C, 出口: 360°C

- ・ITERと同程度のディスラプション速度のCDを想定しているが、VDEは生じないと仮定している。
- ・プラズマの安定化板を設置している。



# なぜ水冷却方式か？発電効率の観点

構造材に鉄鋼材料を用い、構造材使用温度を550°C以下とする場合

	He 直接発電	He 間接発電	超臨界圧水直接発電
発電効率	22.1%	35.3%	41.4%
冷却材の温度	in 220°C, out 500°C	in 250°C, out 500°C 発電系 加圧水-過熱蒸気 in 130°C, out 470°C	in 280°C, out 500°C

PWR 発電  
30~%  
in 280°C, out 325°C

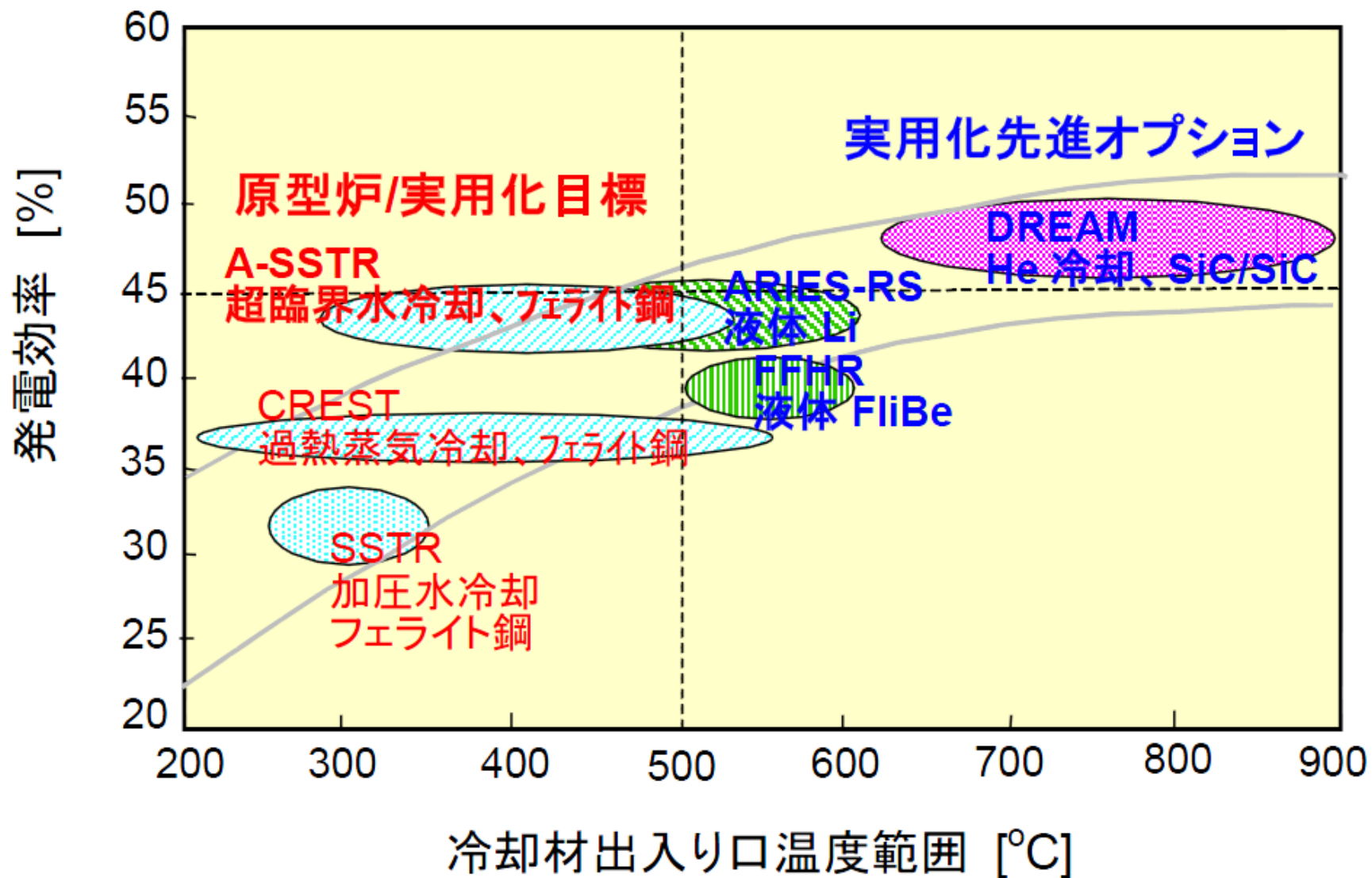
DEMO2001 を想定

核融合出力: 2.3 GW, 全熱出力 2.91 GW

ブランケットの除熱量: 2.42 GW (83%)

ダイバータの除熱量: 0.49 GW (17%)

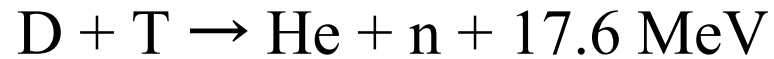
# ブランケットの冷却方式と発電効率



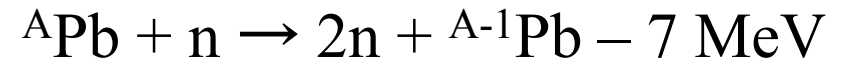
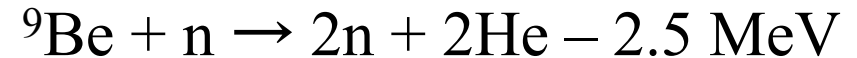
# トリチウム増殖比 (TBR)

$$\text{TBR} = \frac{\text{ブランケットで生産したトリチウム}}{\text{核融合反応で消費したトリチウム}}$$

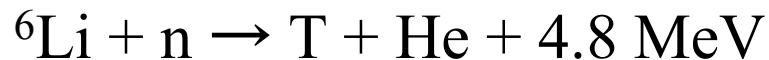
プラズマ内の反応



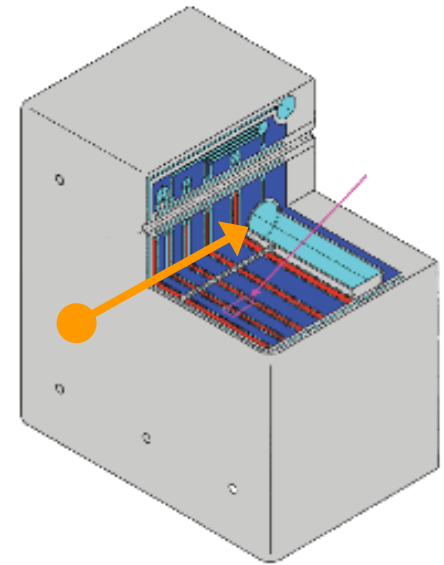
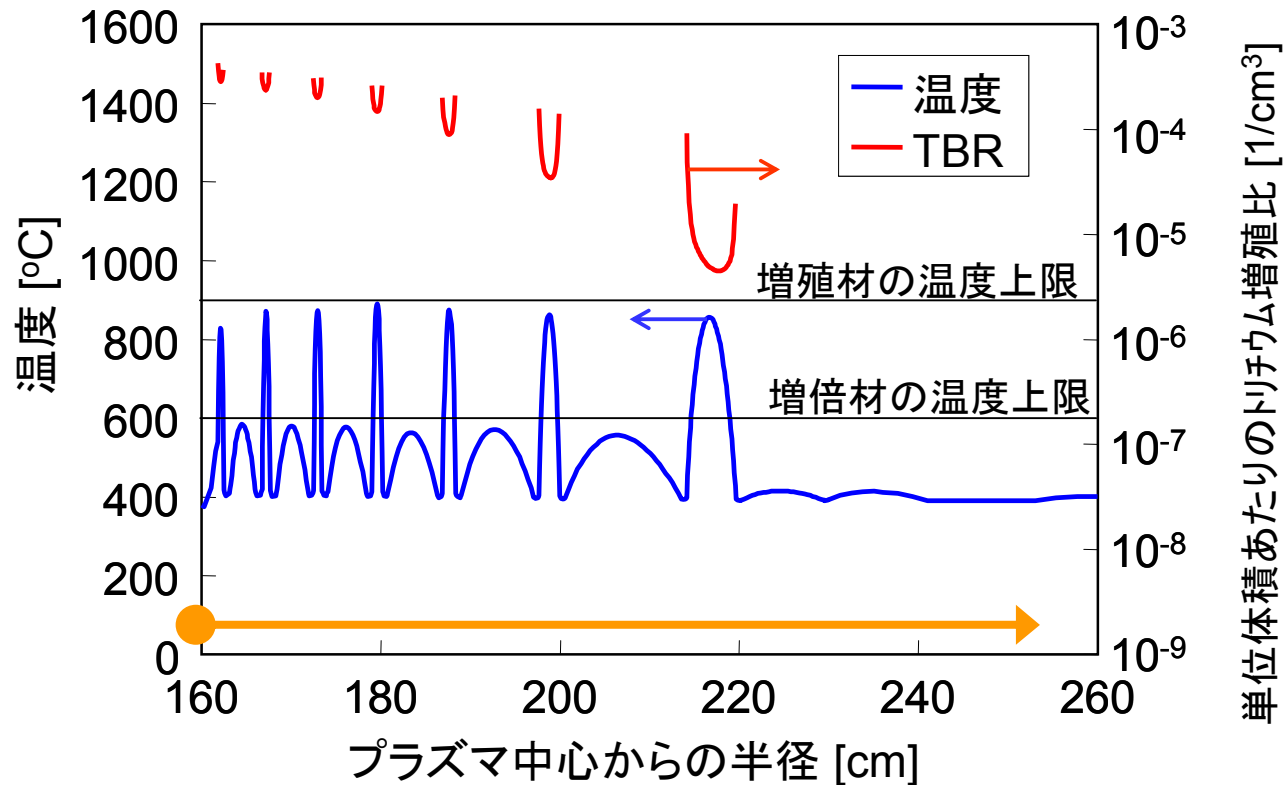
中性子の増倍反応



トリチウムの生成反応



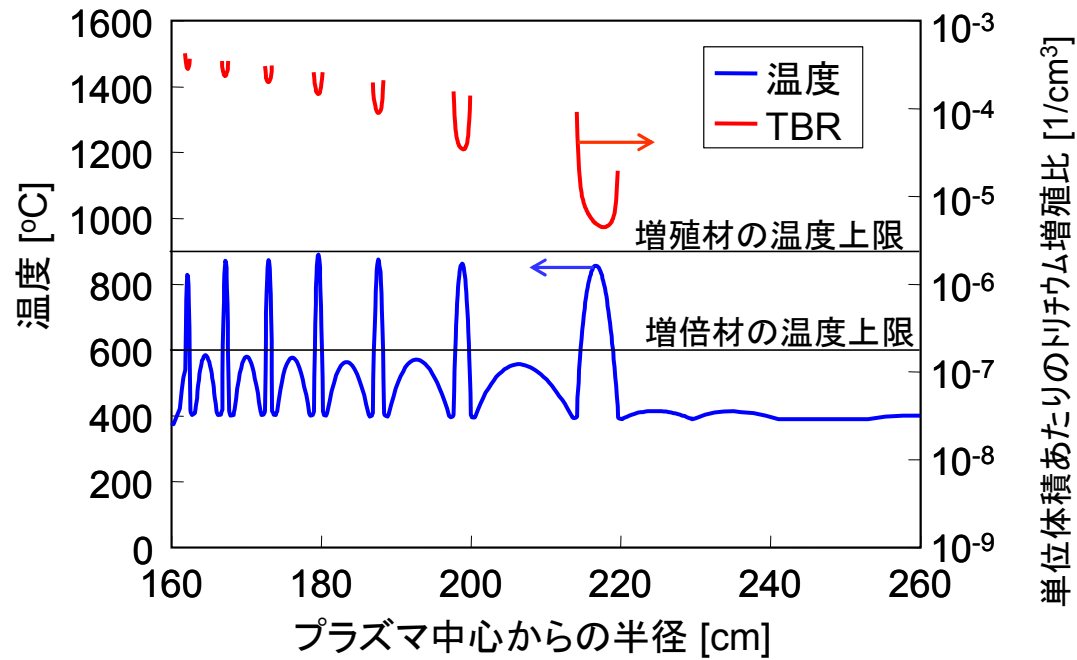
# 1次元核熱計算の例



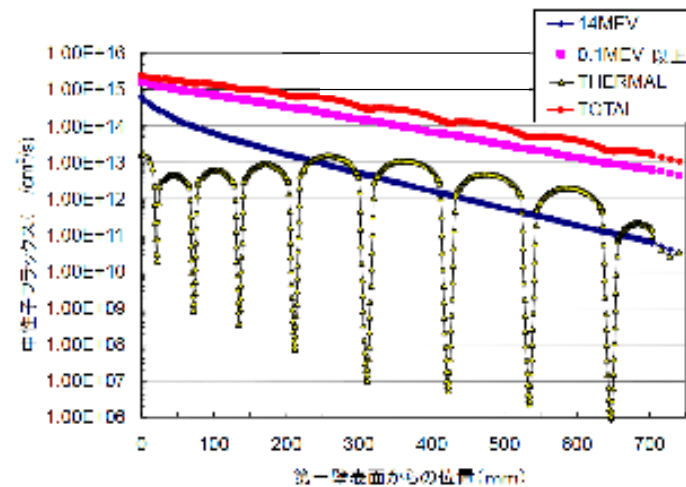
Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> / Be 分離充填、6Li濃縮度30%の場合の計算例

増殖、増倍材料の使用温度制限 (Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub>: 900°C, Be: 600°C) を満たすように、冷却材を挿入する必要がある。

# Be による熱中性子の増倍

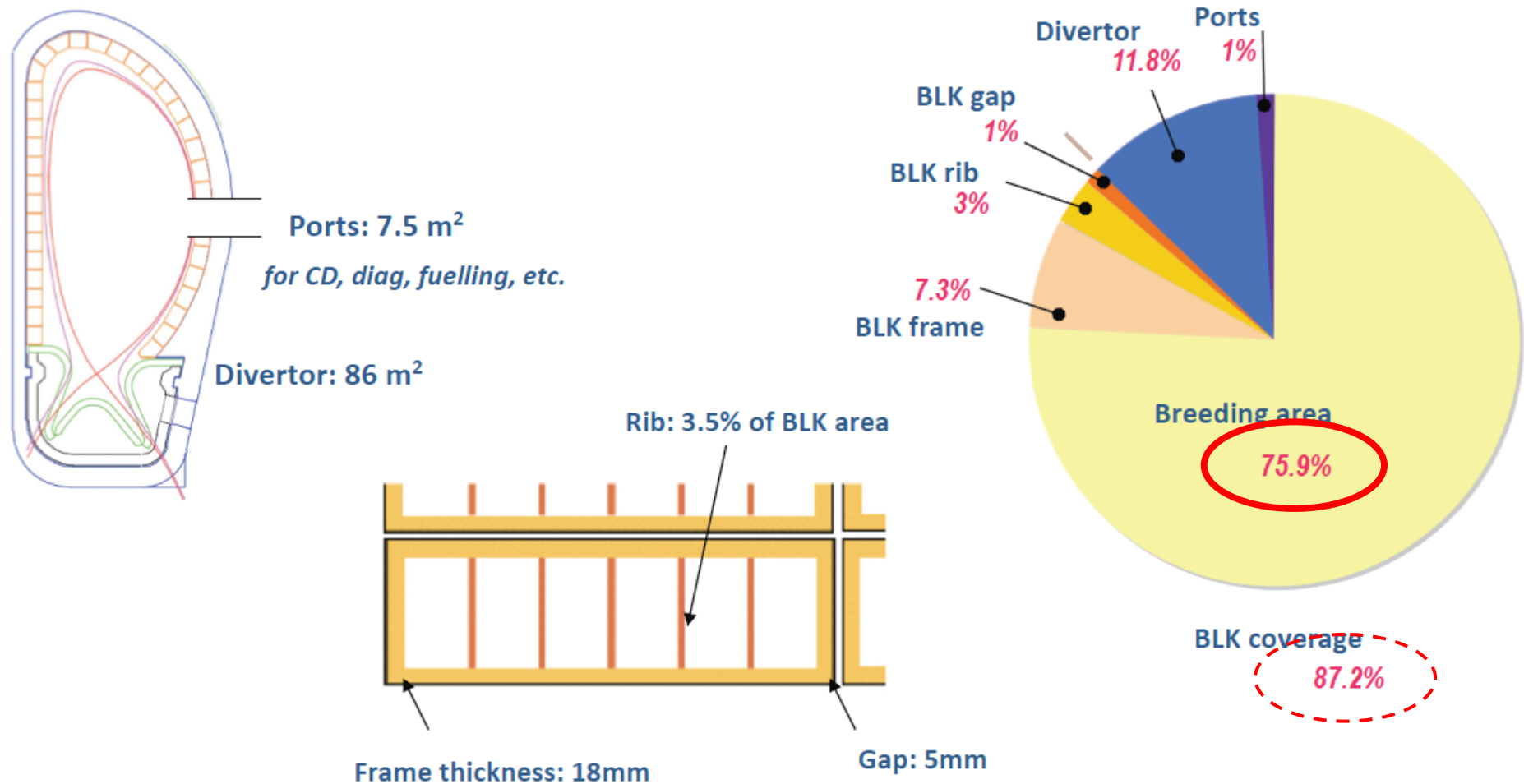


Li<sub>2</sub>TiO<sub>3</sub> / Be 分離充填、6Li濃縮度30%の場合の計算例





# TBR と増殖領域の被覆率との関係



簡易評価; Total TBR = local TBR × 被覆率  
1.05 = 1.38 × 0.759 から、1.38が目標値

SlimCS 検討

# 1次元核熱評価のまとめ

仮定した被覆率に対して、1.38 が目標値

## DEMO2001検討

材料	Li <sub>2</sub> O/Be		Li <sub>2</sub> TiO <sub>3</sub> /Be		Li <sub>2</sub> TiO <sub>3</sub> /Be <sub>12</sub> Ti			
温度制限	Li <sub>2</sub> O: 900°C Be: 600°C		Li <sub>2</sub> TiO <sub>3</sub> : 900°C Be: 600°C		600		900	
6Li濃縮度	30	90	30	90	30	90	30	90
1次元のTBR	1.53	1.56	1.41	1.52	1.24	1.35	1.35	1.43

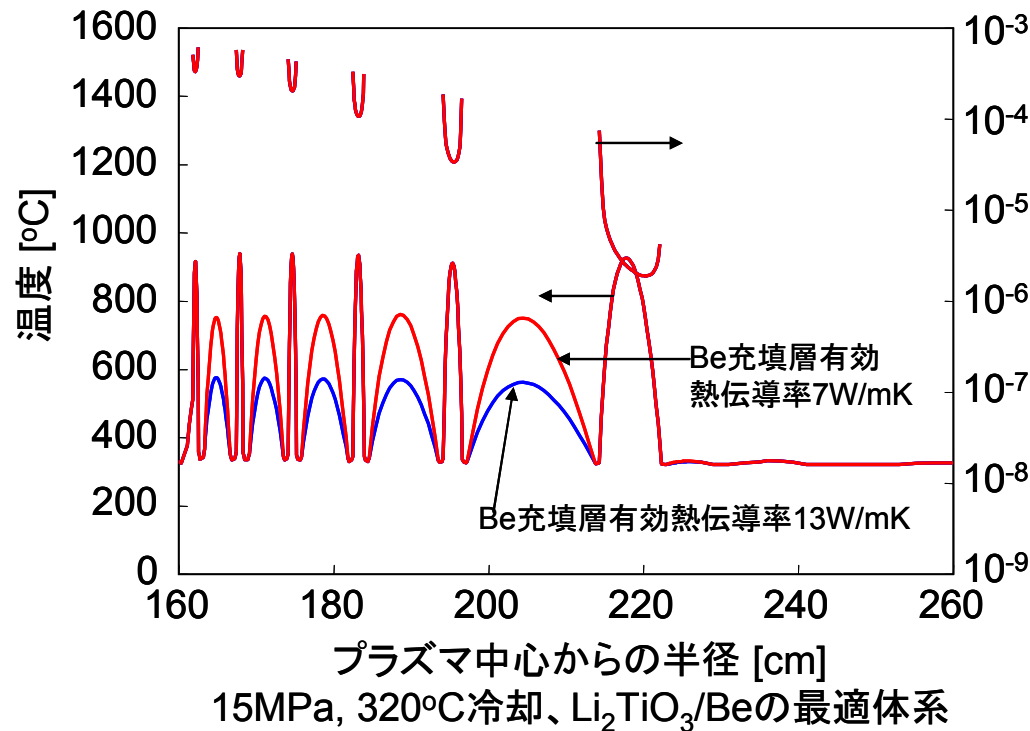
加圧水の場合 1.49

## SlimCS検討

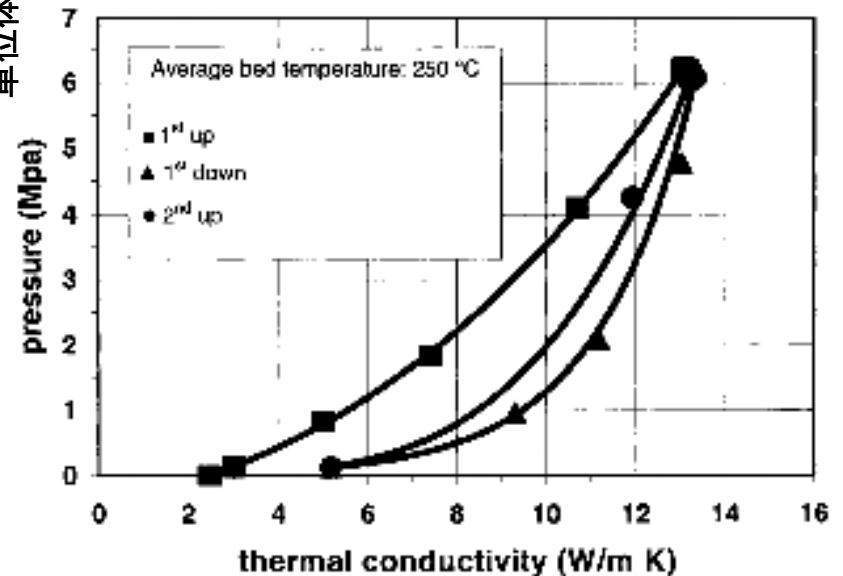
材料	Li <sub>4</sub> SiO <sub>4</sub> /Be	Li <sub>2</sub> TiO <sub>3</sub> /Be
温度制限	Li <sub>4</sub> SiO <sub>4</sub> O: 900°C Be: 600°C	Li <sub>2</sub> TiO <sub>3</sub> : 900°C Be: 600°C
6Li濃縮度	90	90
1次元のTBR	1.42	1.38

計算上は、  
なんとか  
成立している。

# 核熱設計の観点での課題



## Be 1次球充填体の有効熱伝導率の荷重依存性



Be 充填体の有効熱伝導率を精度よく予測することが必要。

安全側の値を取ると、TBR の目標が達成できない。

Fusion Eng. Des. 81 (2006) 449-454

# 固体増殖水冷却方式ブランケットの重要課題

TBRが成立する構造との両立性



熱・中性子負荷

- ・高精度評価手法の確立（核計算、核測定、熱物性の精度）

電磁力

- ・プラズマ現象の不確定性

構造・材料

- ・溶接、接合部の照射特性を考慮した設計
- ・照射場での腐食

内圧上昇

- ・（内部配管破断）への対応

遠隔保守性

- ・保守作業のための構造

# 核融合炉における崩壊熱の評価

事故時および保守時の温度応答を知るためには、崩壊熱を評価する必要がある。

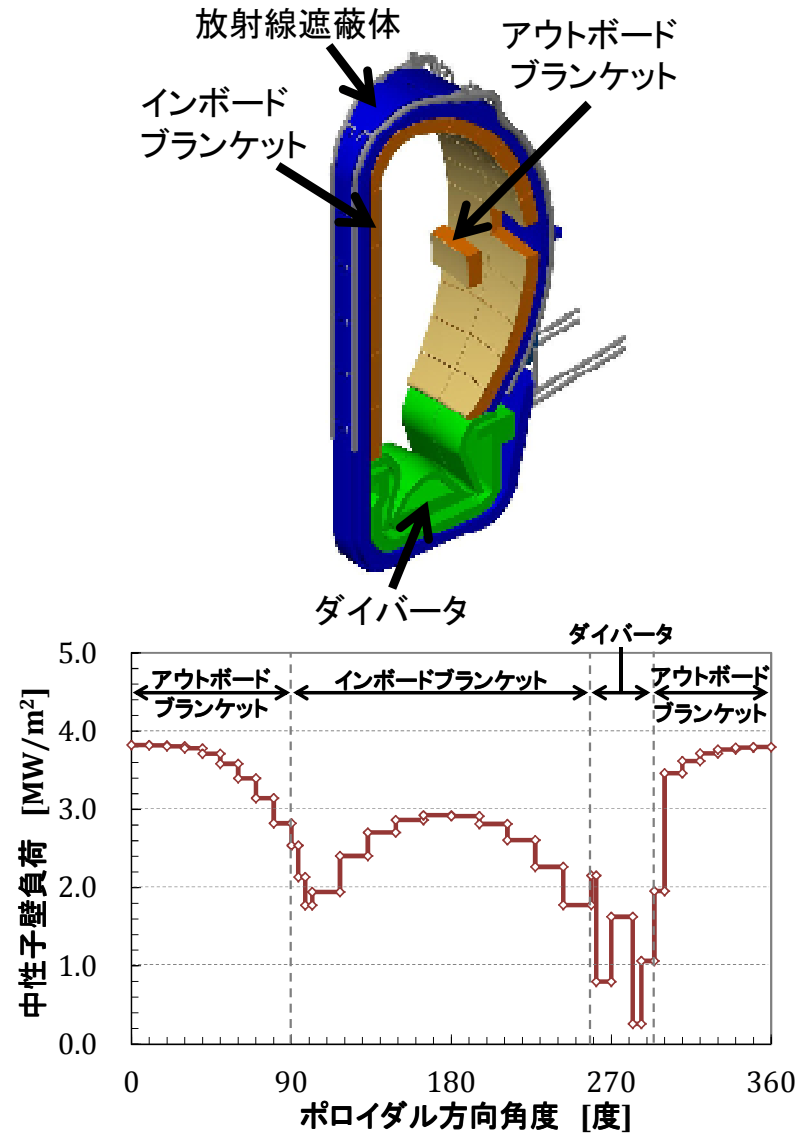
代表的な設計基準事故 (Design Basis Accident)

- 冷却材喪失 (Loss of Coolant Accident)
- 冷却能喪失 (Loss of Flow Accident)

ブランケットやダイバータなどの炉内機器を交換する際、交換中や取り外し後に必要となる冷却能力を評価する必要がある。

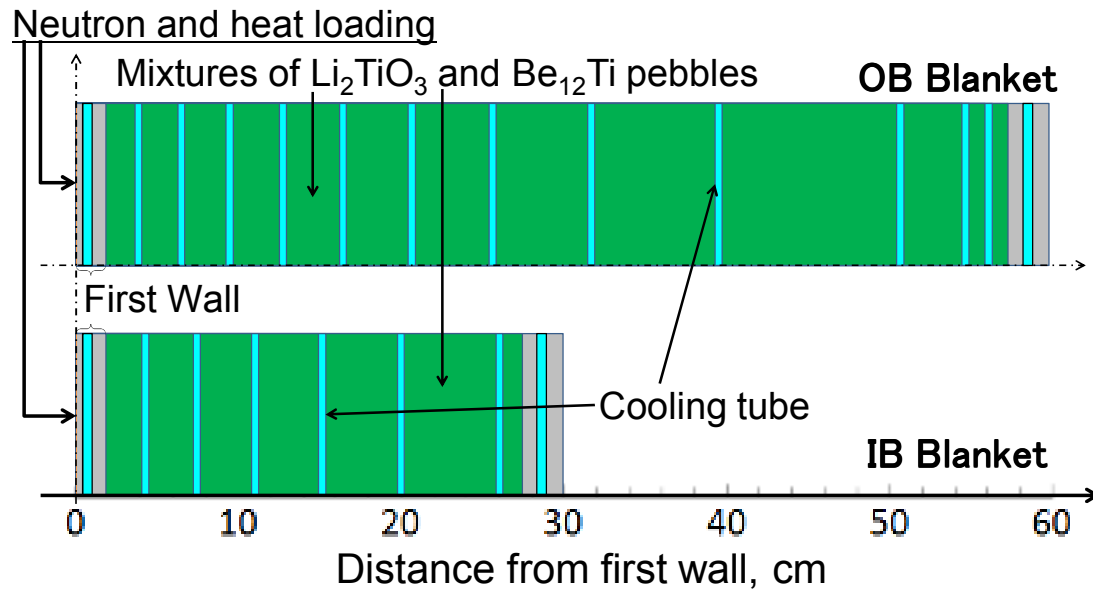
# 計算条件

原子力機構 染谷洋二氏の計算



計算コード	THIDA-3
核データ	FENDL-
運転時間	2年
核融合出力	3.0 GW
セクター数	12
各種セクター内体積	m <sup>3</sup> /sector
インボードブランケット	4.9
アウトボードブラン	23.3
ダイバータ	5.3
平均中性子壁負荷	MW/m <sup>2</sup>
インボードブランケット	3.5
アウトボードブラン	2.4
ダイバータ	1.2

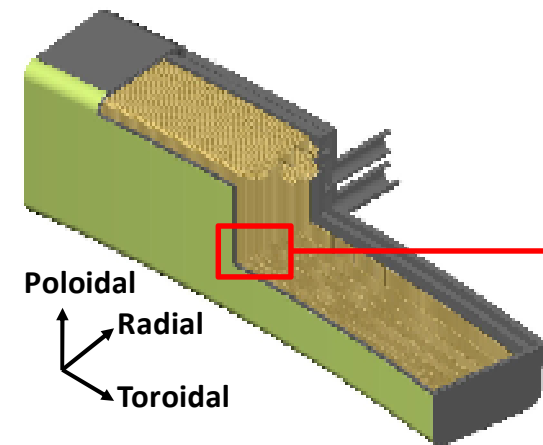
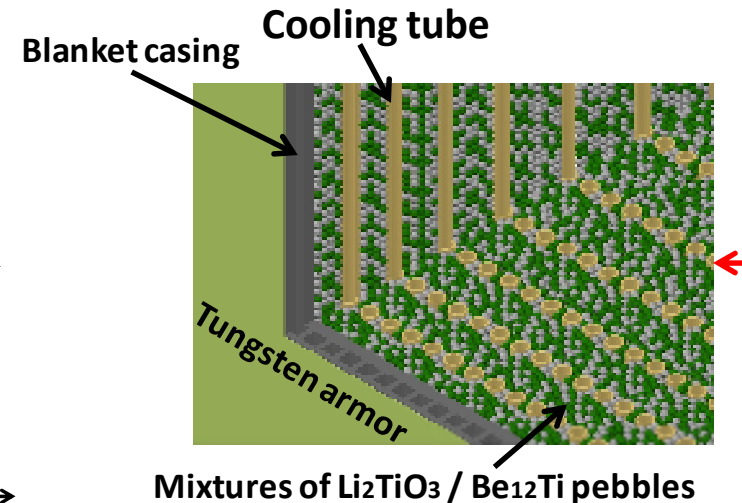
# ブランケットのモデル



ブランケット計算モデル:スラブモデル.

## 径方向ブランケット厚さ

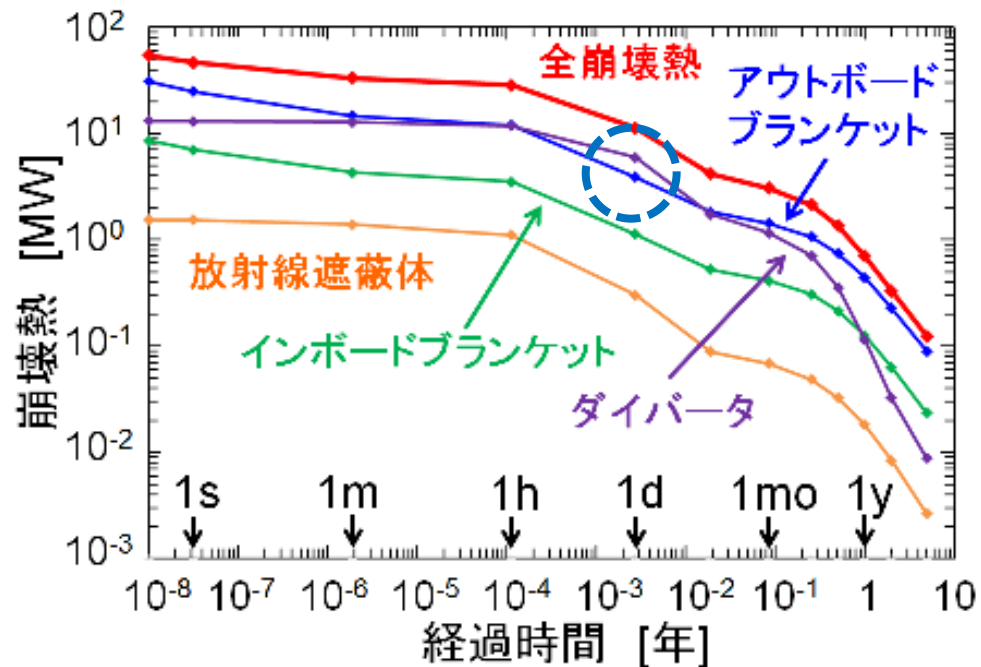
- ✓ IB ブランケット : 30 cm
- ✓ OB ブランケット : 60 cm



- $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  ペブルと  $\text{Be}_{12}\text{Ti}$  ペブルを混合して充填する。
- 第一壁防護材料には  $200 \mu\text{m}$  のタングステンでコーティングする。

# 原型炉における崩壊熱量（核融合出力 3 GW）

- **ブランケット:第一壁(F82H)**  
⇒ 主要核種: $^{56}\text{Mn}$  (2.58時間)
- **ダイバータ:モノブロック(W)**  
⇒ 主要核種: $^{187}\text{W}$  (1日)
- ∴ 1日後にダイバータの崩壊熱が最も高くなる。



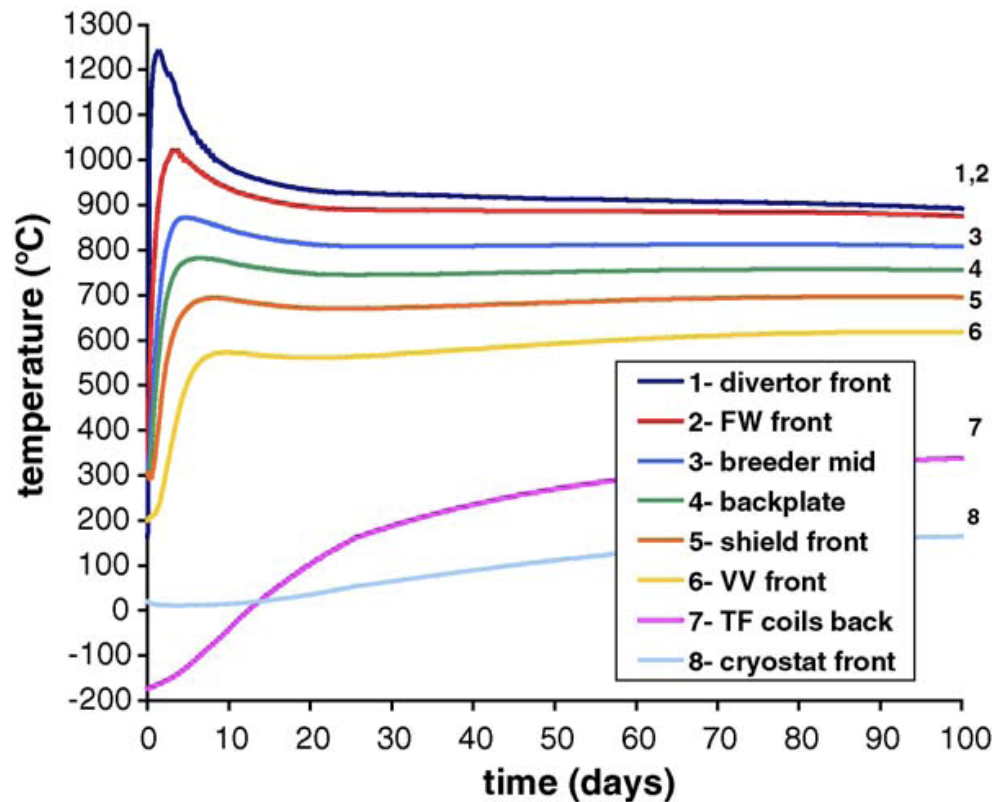
核融合出力	3.0 GW		
経過時間	停止	1日	1ヶ月
アウトボードB	30.87	3.88	1.42
インボードB	8.58	1.13	0.41
ダイバータ	13.1	5.97	1.16
放射線遮蔽体	1.79	0.34	0.08
<b>全崩壊熱</b>	<b>54.1</b>	<b>11.3</b>	<b>3.1</b>

単位: MW

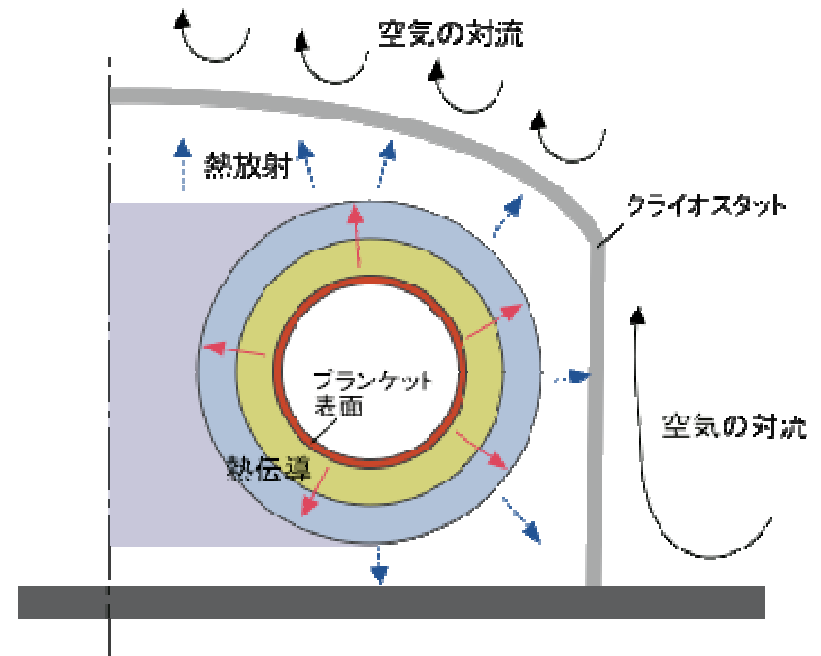
- 運転停止後一ヶ月後には全崩壊熱は**5.7%まで減少する。**
- ブランケットの崩壊熱は全崩壊熱中の**73%程度に達する。**



# 冷却材喪失時の冷却方法と温度応答



## EUの解析例



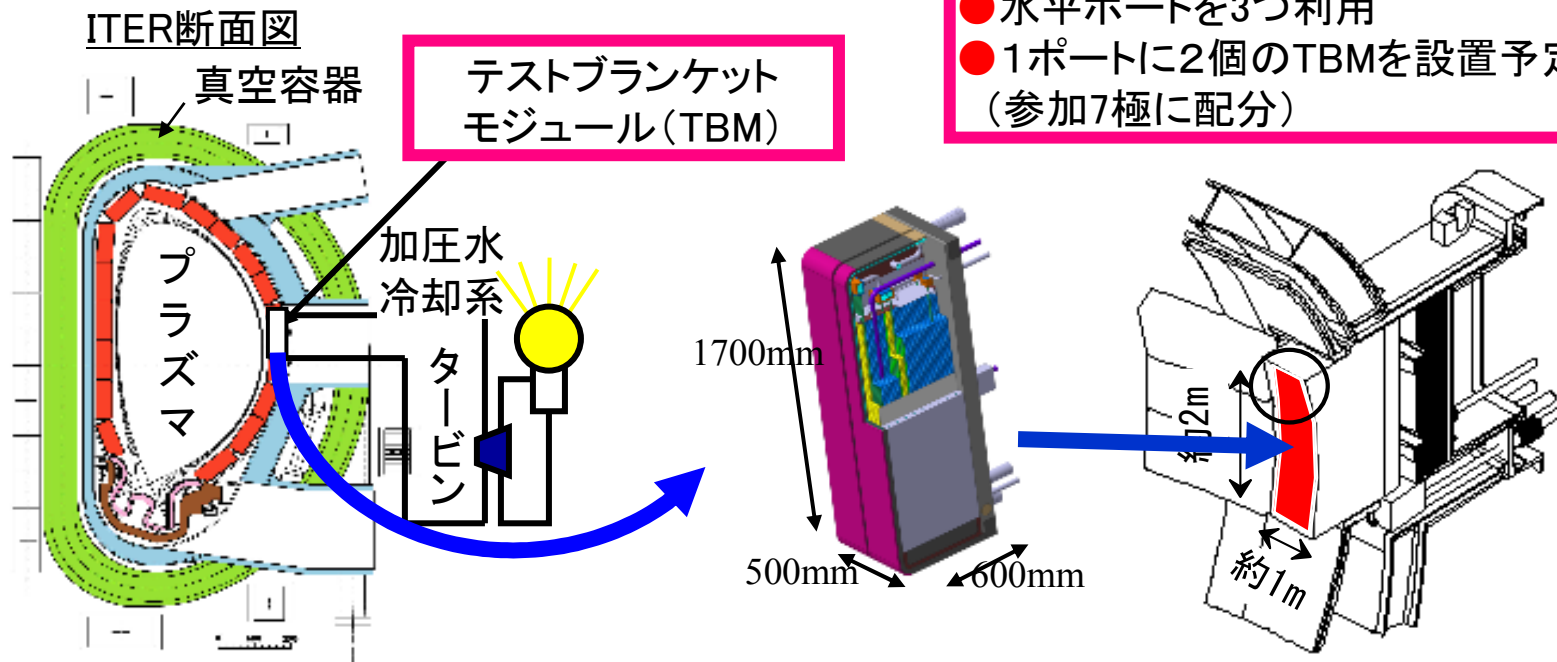
- 輻射と熱伝導だけの伝熱で、熔融を避けることができるとされている。
- 中性子壁負荷が $2.1 \text{ MW/m}^2$ であり、日本の設計例の場合よりも小さいことに注意が必要。

# ITERテストブランケット・モジュール試験

- ・原型炉用の増殖ブランケットを開発するために、そのテストモジュールを実験炉（ITER）に取り付けて核融合炉環境下で実施する総合性能試験は、重要なマイルストーンである。
- ・日本は、固体増殖水冷却方式のTBM試験を主導する。

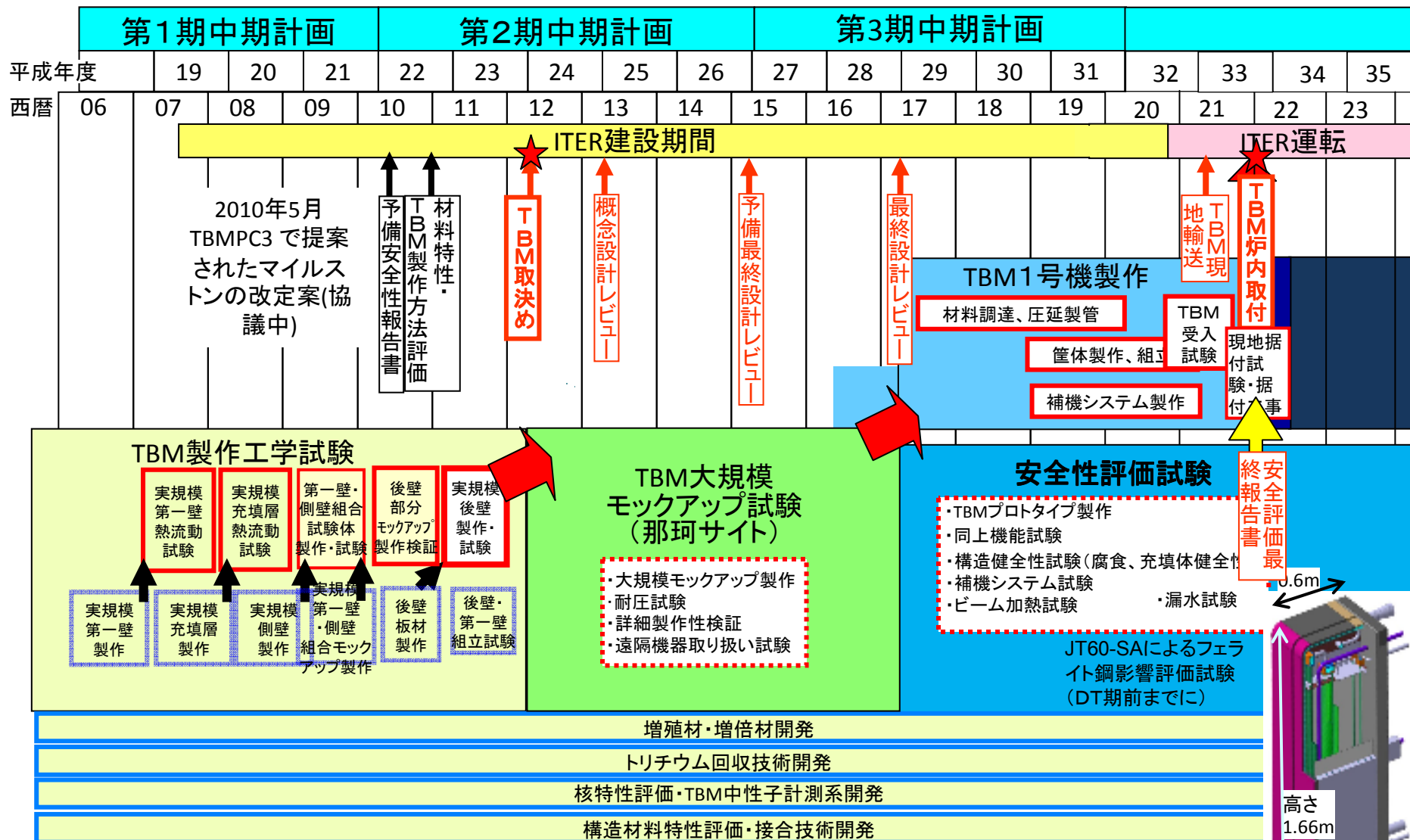
## 目的

- 燃料となるトリチウムの生産機能を実証する
- 熱エネルギーを取り出して発電機能を実証する
- 放射線から炉内機器や生体を保護する遮蔽機能を実証する

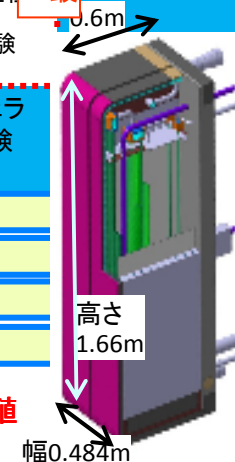


# テストブランケット開発のスケジュール

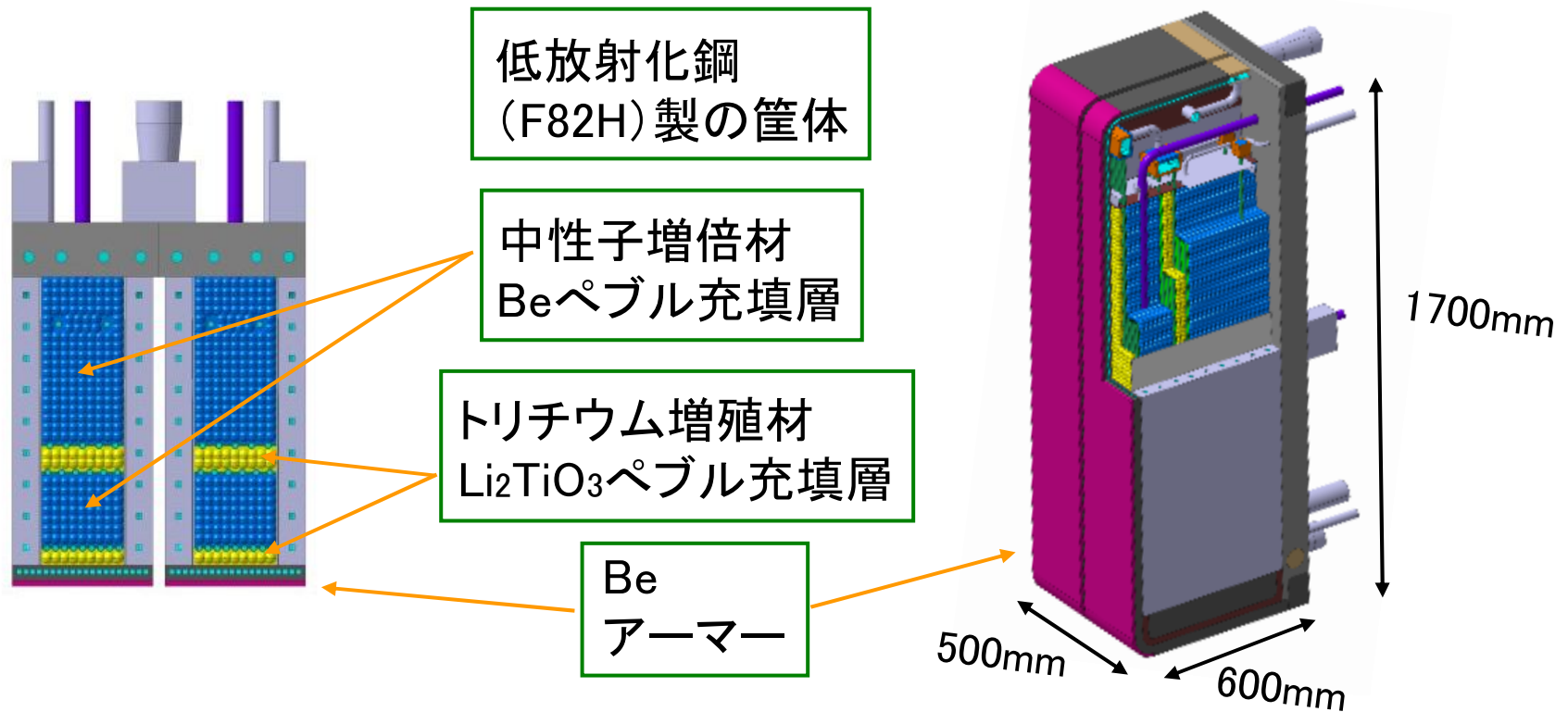
TBM持ち込みスケジュール(2020年第一プラズマ、2022年HHe、2027年DT放電開始を仮定)



日本提案の水冷却固体増殖TBM



# TBMの構造と設計の方針



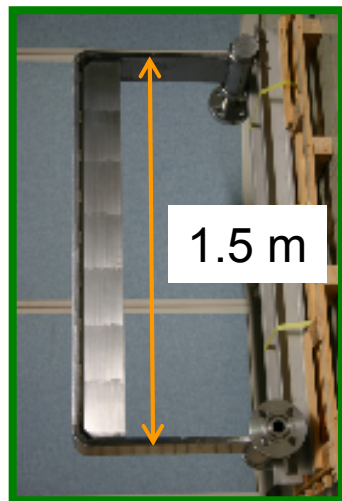
原型炉用ブランケットと同じ構造要素を持ち、ITERにおいて必要とされる機能試験を可能とする構造とする。



原型炉用ブランケットの設計、製作および解析手法の確立と実証

# 固体増殖水冷却TBMの構成と製作したモックアップ

U字型のFW



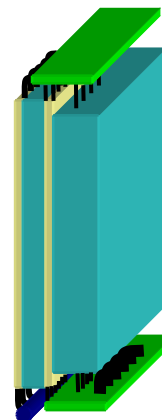
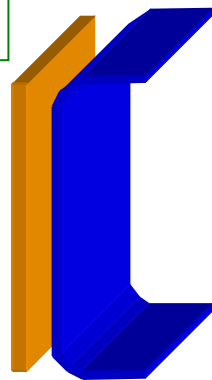
対向  
タイル

第一壁

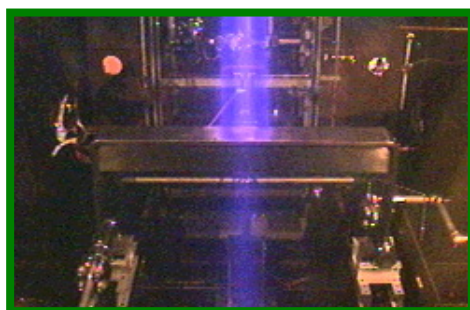
側壁

充填容器

後壁



高熱負荷試験

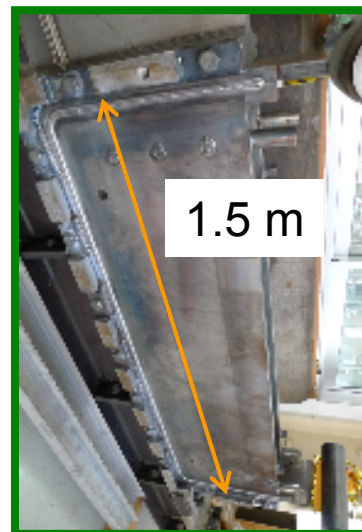


FW/SB の接合

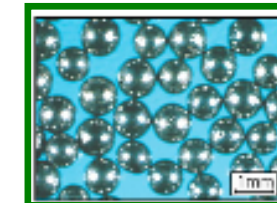
側壁

充填容器

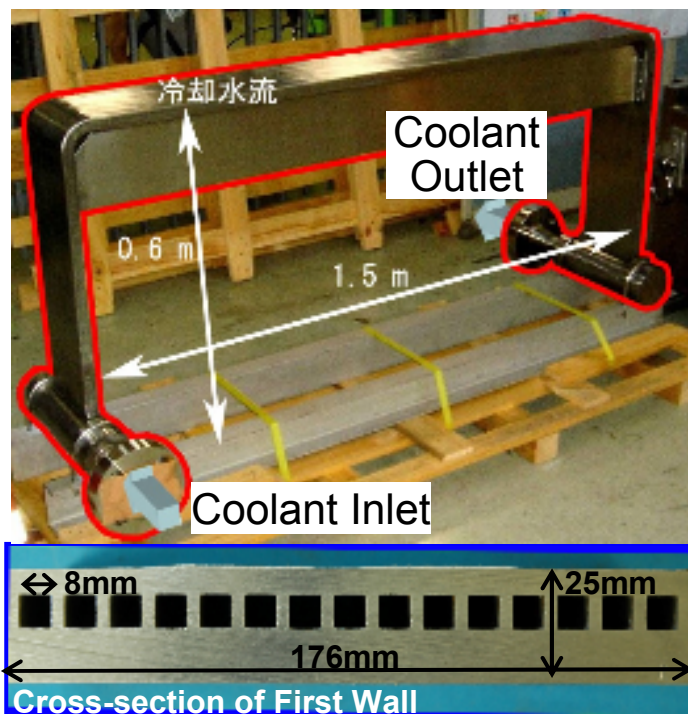
$\text{Li}_2\text{TiO}_3$   
pebble



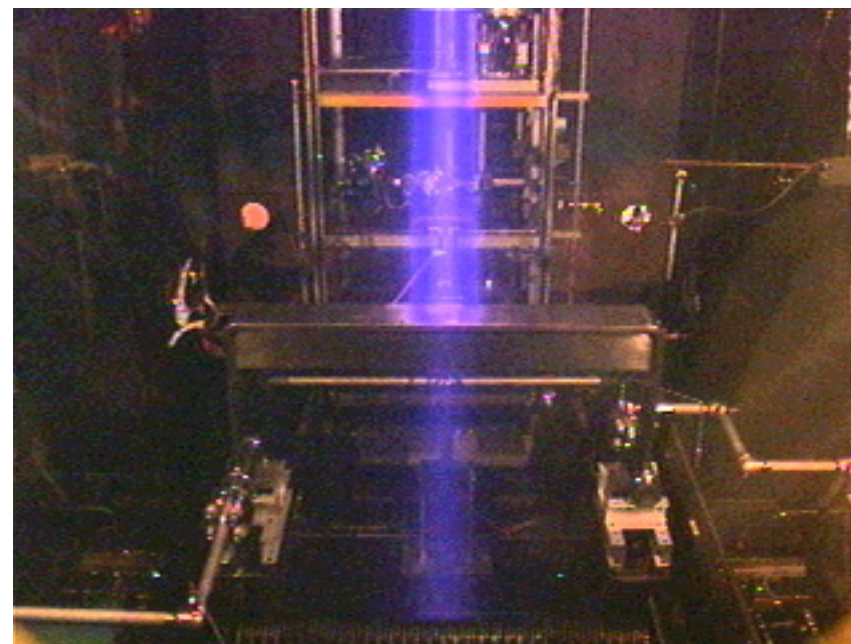
Be pebble





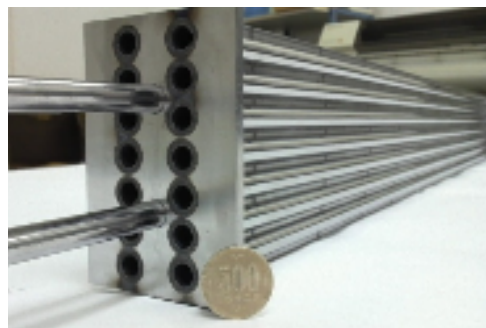


HHF tests in DATS facility  
 Peak Heat Flux: 0.5 MW/m<sup>2</sup>  
 Beam Duration: 30 s  
 Water Temperature: 300 °C  
 Water Pressure: 15 MPa  
 Flow Velocity: 2 m/s

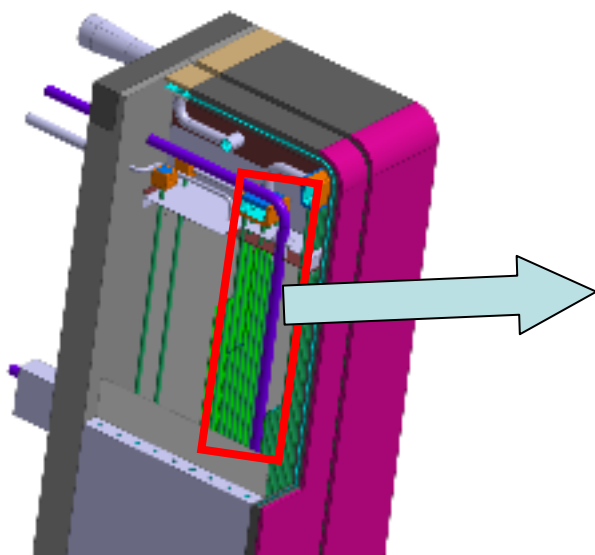
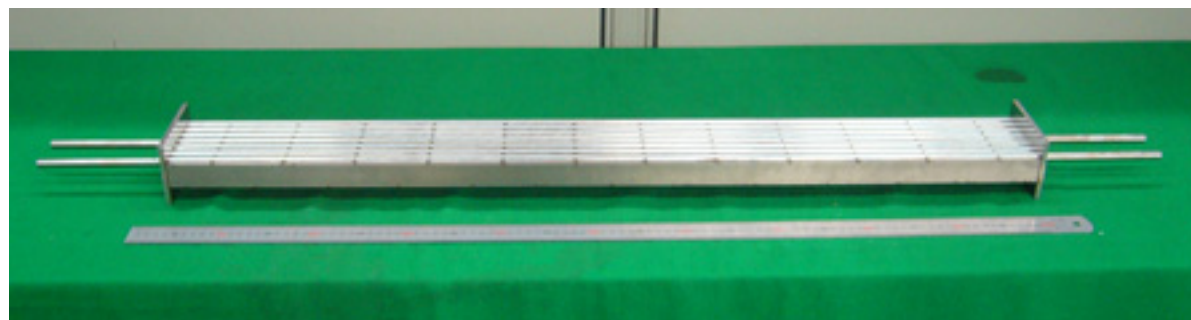
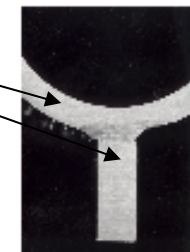
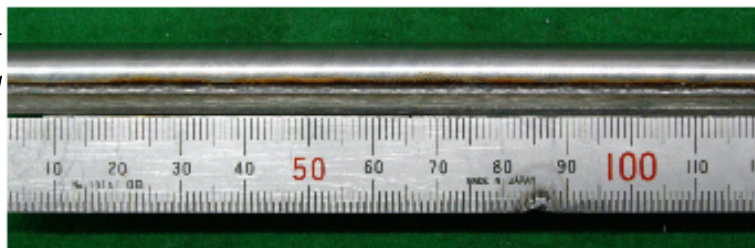


- ❑ The mockup was high heat flux tested with a heat load of 0.5 MW/m<sup>2</sup>, 30sec for 80 cycles.
- ❑ Neither hot spots nor thermal degradation were observed.
- ❑ Expected heat removal performance was demonstrated.

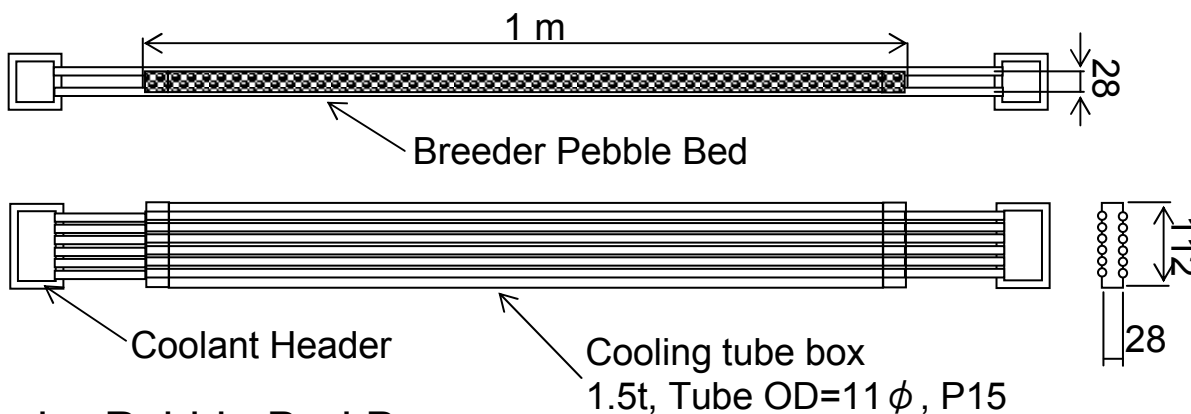
# Fabrication of Breeder/Multiplier Pebble Bed Box (2007)



Cooling tube  
Plate



Internal Structure of TBM



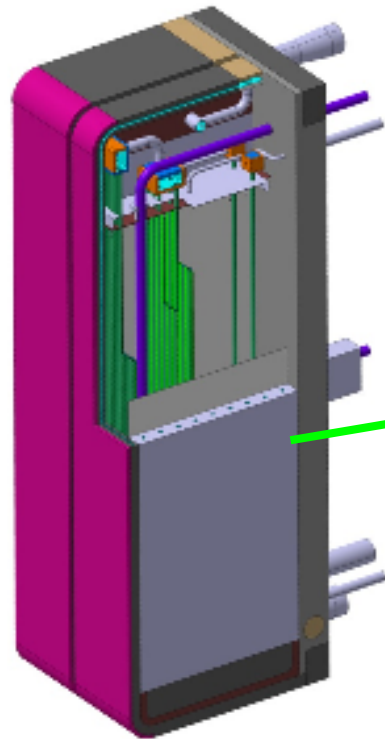
Breeder Pebble Bed Box

Thin plate – thin tube welding technique was established for fabrication of internal structure of TBM by collaboration with Osaka University.

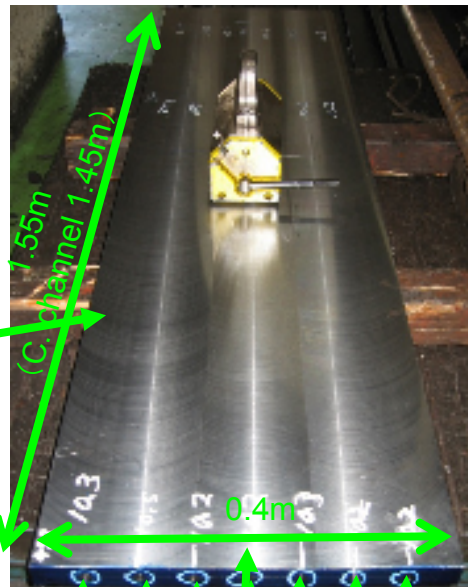
# Fabrication of Real Scale Side Wall (2008)

- Real scale Side Wall was fabricated. Cooling channels were machined by drilling.
- 10 mm  $\phi$  x 1450 mm L cooling channels were formed within 1 mm accuracy at the end of the drilled holes. 1700 mm L is available.

1 mm accuracy was achieved at the end of 1.45 m depth drilled holes.

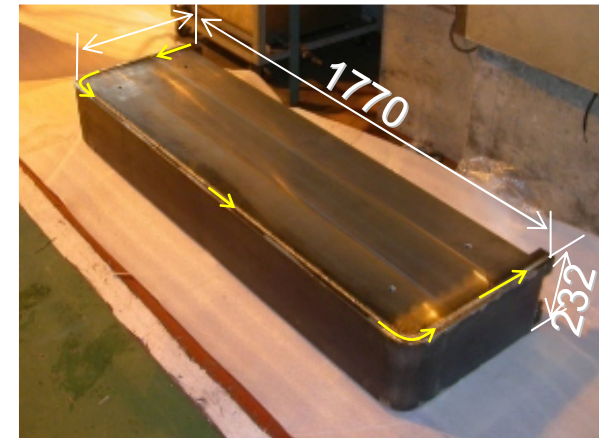


WCSB TBM



10mm  $\phi$  x 1450mm L drilling

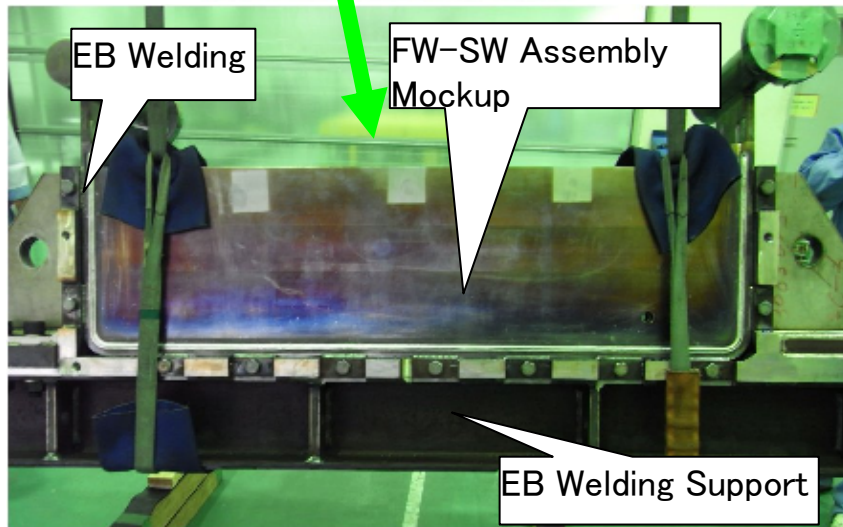
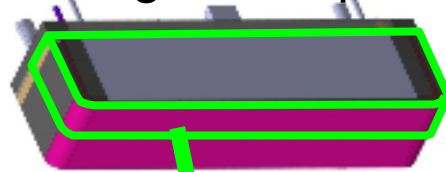
Fabricated Side Wall



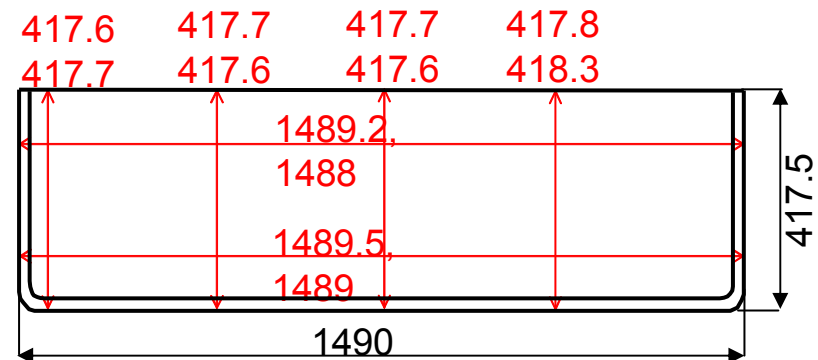
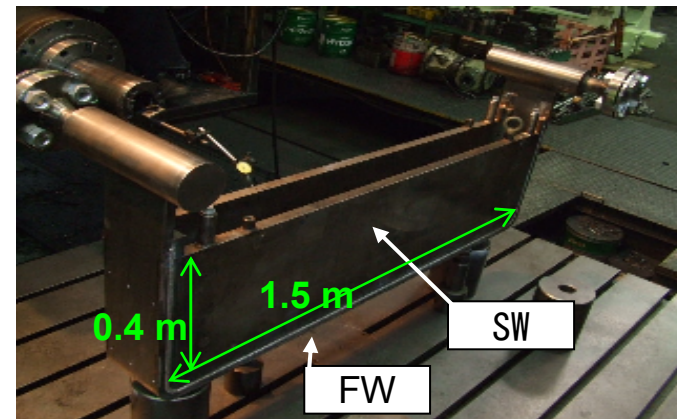
Welding test of 1/1 scale FW/SW using thick plates



- 1/1 FW mockup (with cooling channels) and 1/1 SW mockups (with cooling channels) were assembled by EB welding.
- Distortion on FW side is less than 1mm, and distortion in height is less than 3mm. Welding soundness was inspected by UT.
- Welding technique and procedure, welding support were confirmed.



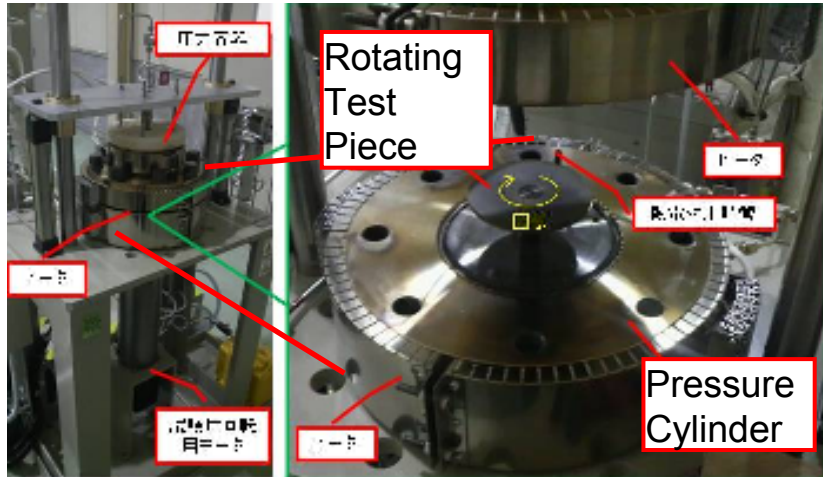
FW/SW Assembly Mockup after Assembling process on the welding support



# Experimental Apparatus for Flow Assisted Corrosion of Structural Material by High Temperature and Pressure Water Flow

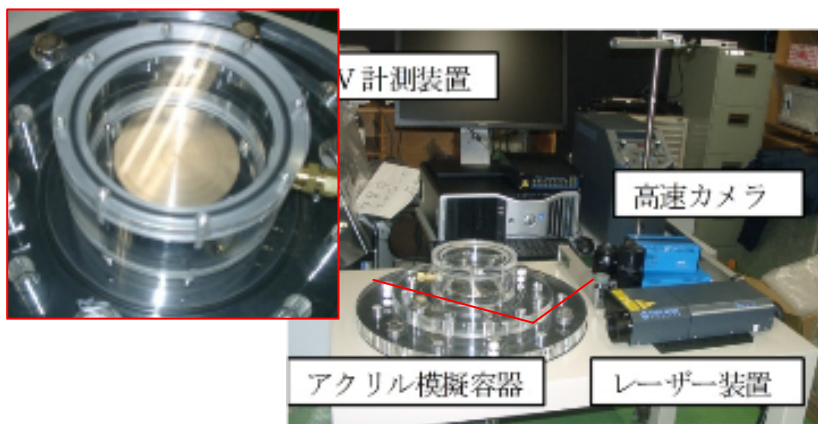


Fusion Technology

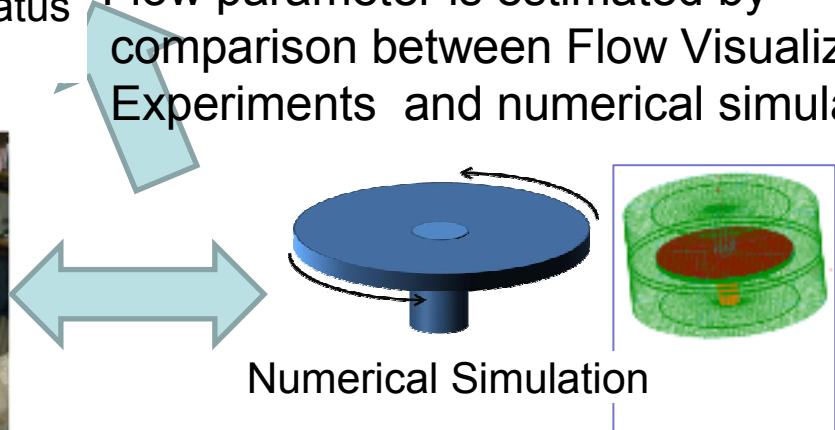


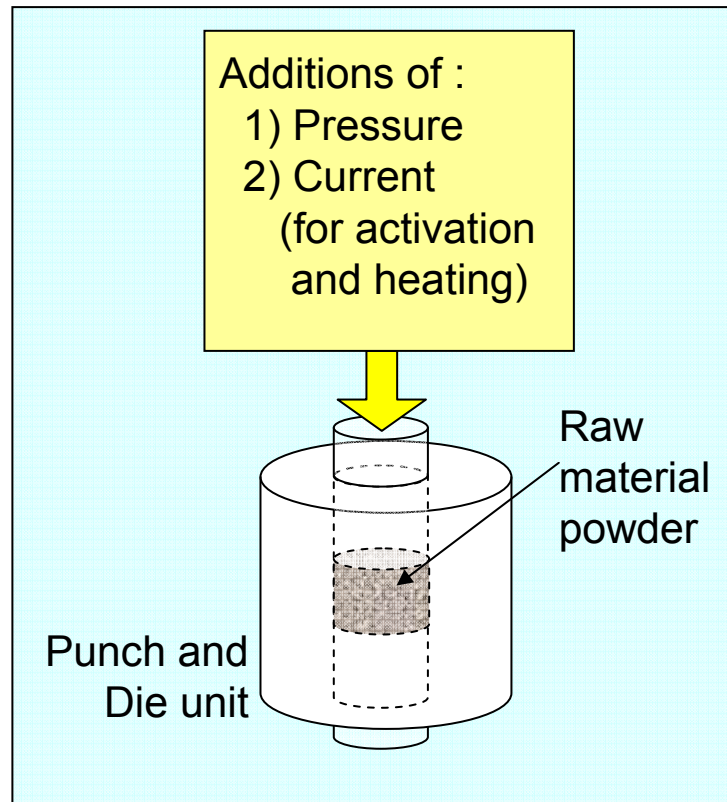
- A disc of a test material is rotated in an autoclave of high pressure and temperature water.
- Test specimen of 100mm diameter disk is rotated up to 2000 rpm. Equivalent superficial velocity at the edge of the disk is 10 m/s
- Water condition is available up to 340 °C 15MPa.
- Flow parameter is estimated by comparison between Flow Visualization Experiments and numerical simulation.

Flow Assisted Corrosion Experimental Apparatus by High Pressure and Temperature Water



Flow Visualization Experiments



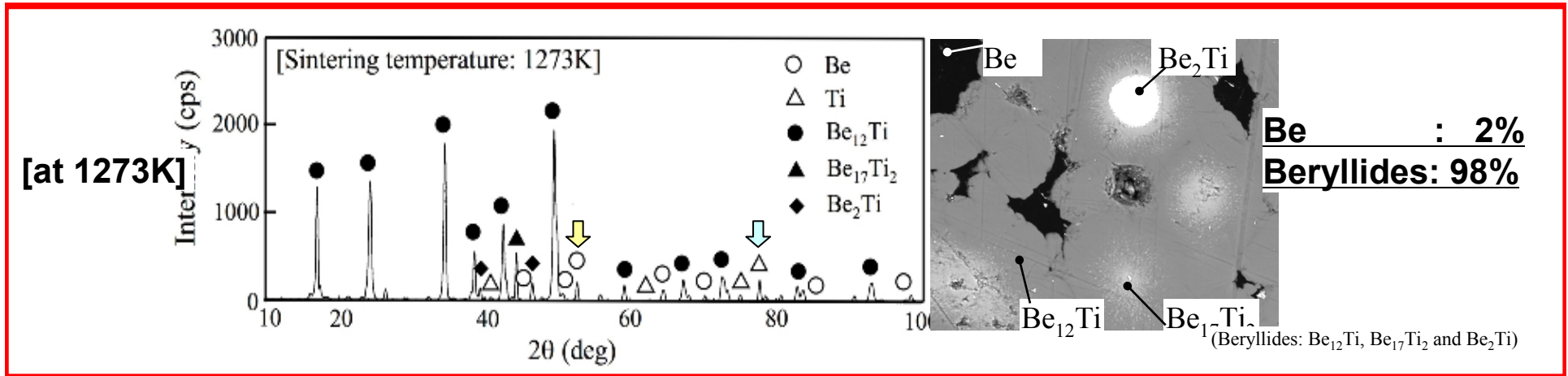


## Plasma Sintering Conditions

Raw material	: Be & Ti powder
Powder purity	: >99wt%
Powder size	: <50 $\mu$ m
Sintering time	: 20min
Pressure	: 50MPa
Temperature	: 1273K

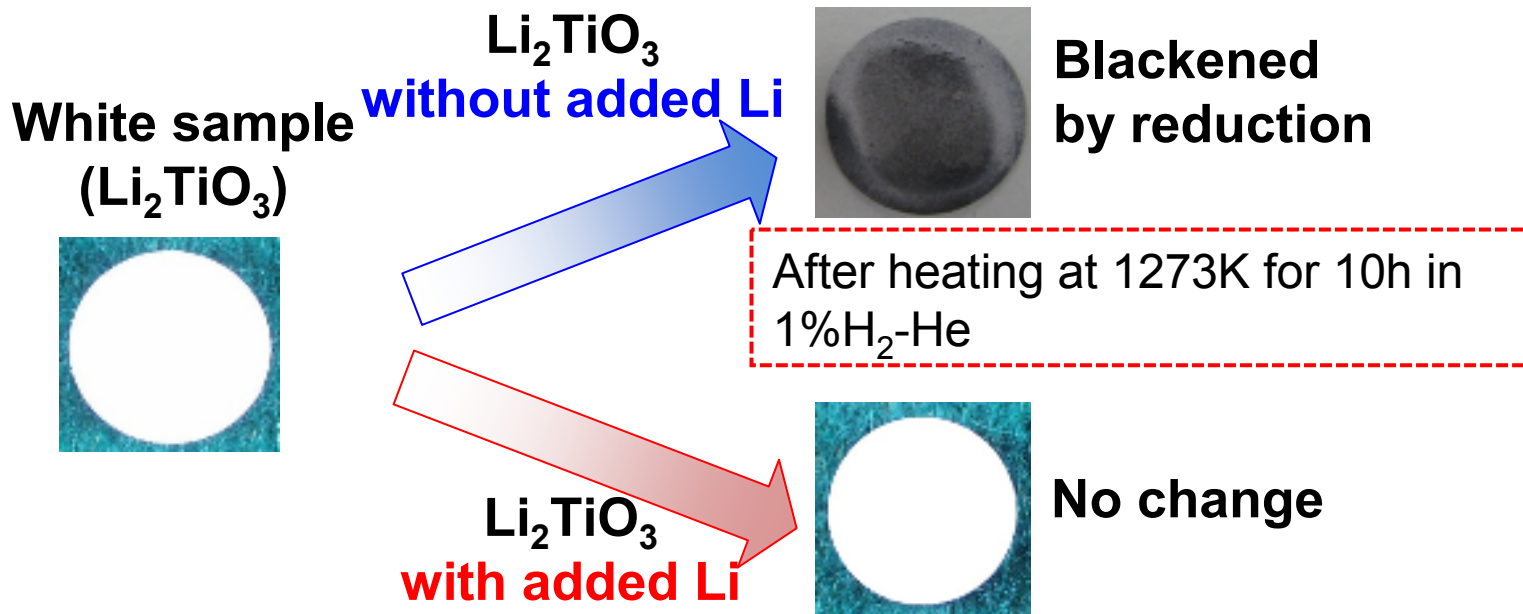
- The plasma sintering direct sintering from material powder
- Enhancing powder particle activeness for sintering
  - Reducing high temperature exposure

# XRD profiles and EPMA analysis for clarification of sintering temp.



- (1) It was shown that spark plasma sintering is applicable for synthesis of Beryllides.
- (2) By the experiments of sintering temperature effect on Beryllides synthesis, It was clarified that sintering in 1273 K achieved largest fraction of Beryllides.

- Development of  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  with excess Li to improve the resistance of reduction at high temperatures



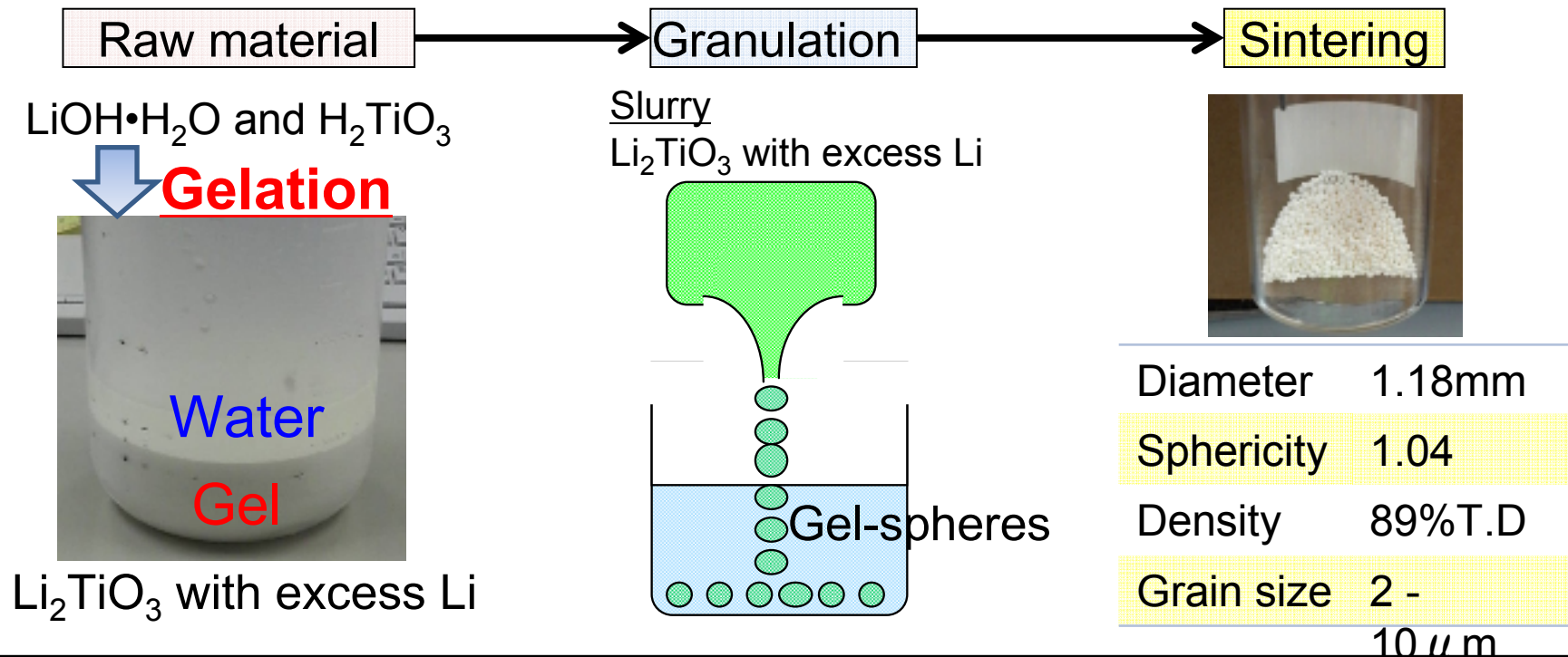
◆ The color of  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  changed from white to black in a hydrogen atmosphere at high temperatures. This color-change corresponds to reduction of  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$ .

◆ In the case of  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  with added Li, the color did not change, indicating that this sample was not reduced in the hydrogen atmosphere. → **Chemical Stability**



# Development of Pebble Fabrication Technology of $\text{Li}_2\text{TiO}_3$ with excess composition of Li

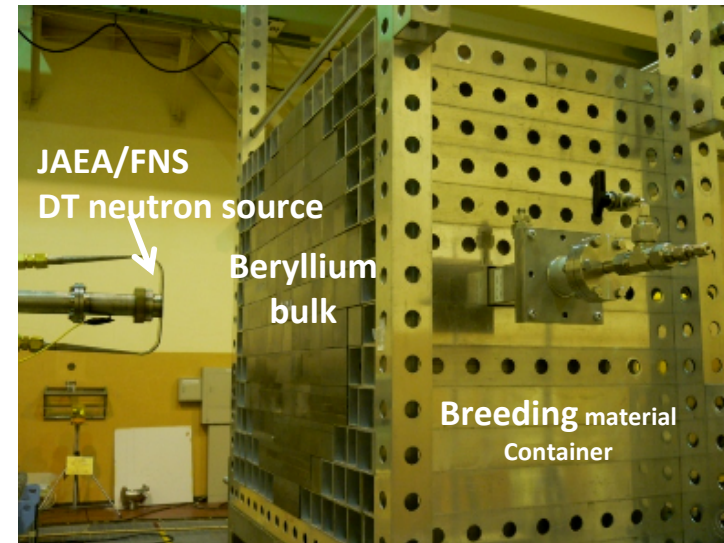
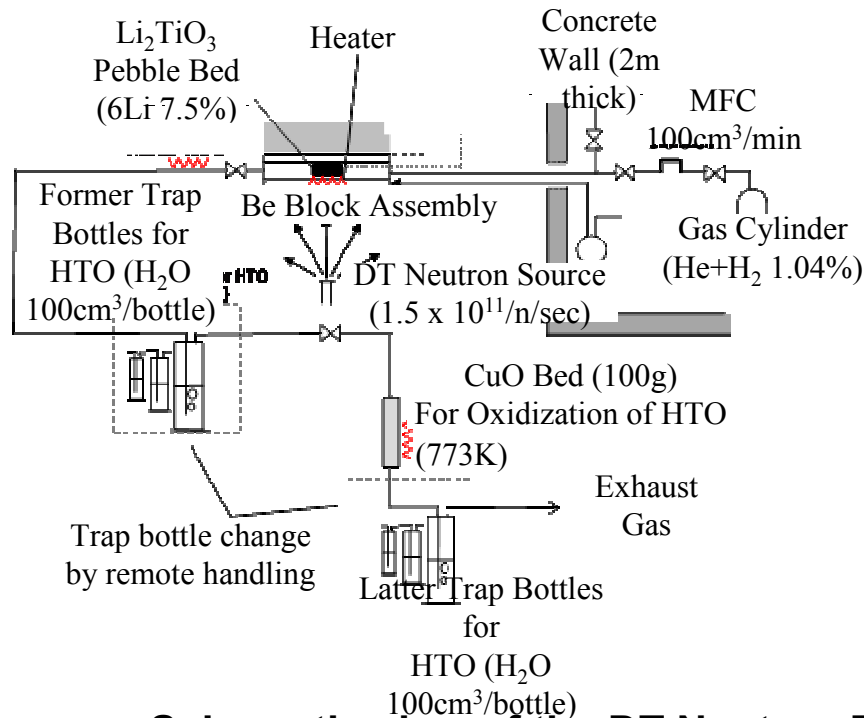
- Trial fabrication of pebbles of  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  with excess Li composition by sol gel method



◆  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  with excess Li was synthesized from mixed  $\text{LiOH}\cdot\text{H}_2\text{O}$  and  $\text{H}_2\text{TiO}_3$

◆ Pebbles of  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  with excess Li was granulated by sol gel method from slurry.

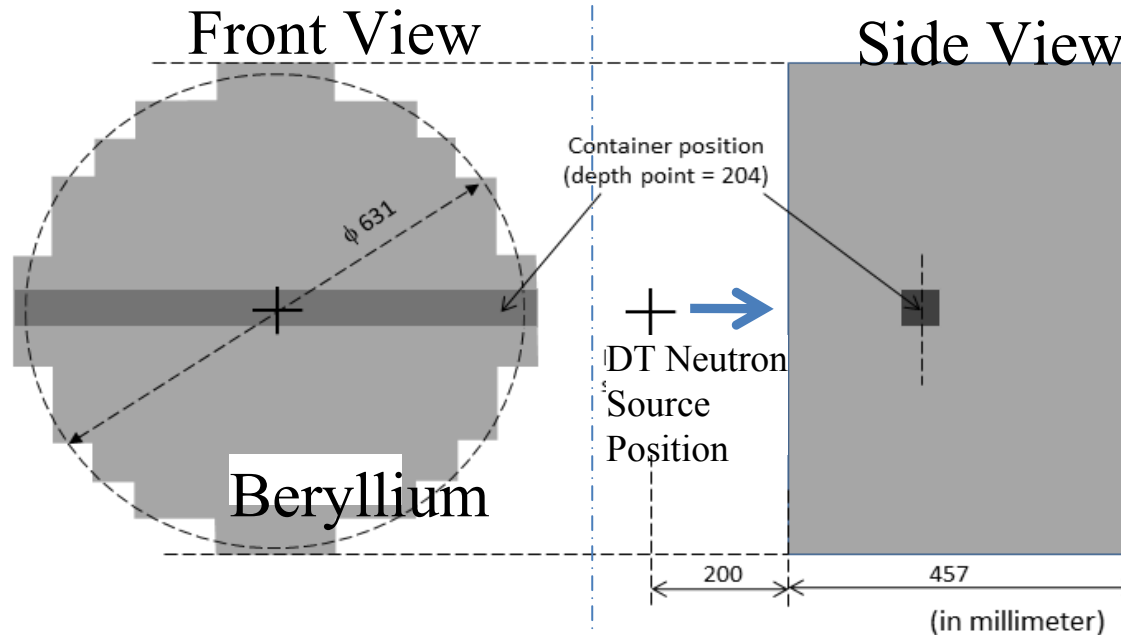
Sol-gel method is applicable in pebble fabrication of  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  with excess amount of Li.



**DT neutron irradiation experiment  
Breeder capsule arrangement**

## Schematic view of the DT Neutron Tritium Recovery Online Experiment

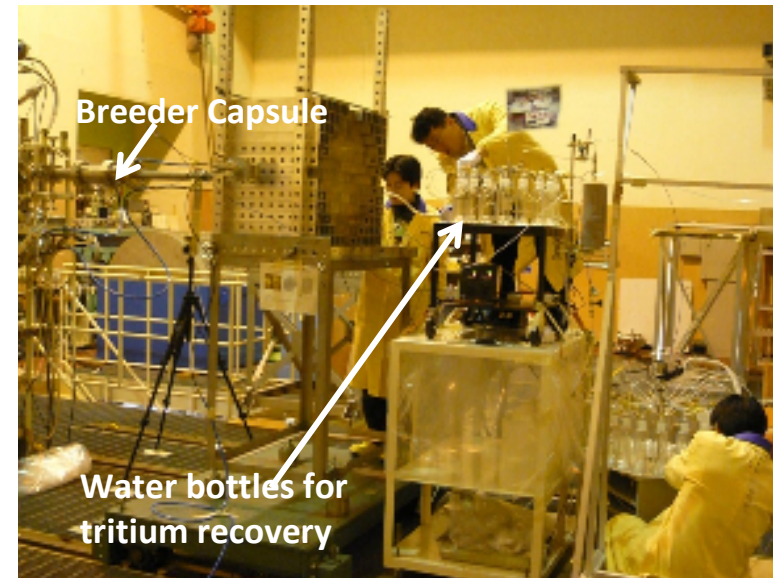
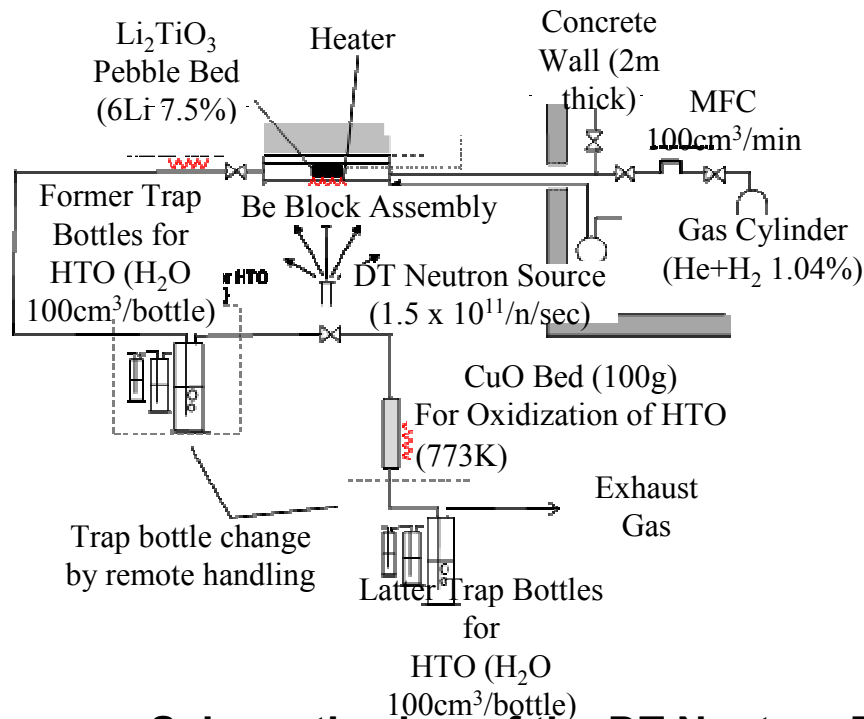
- The neutron intensity was about  $1.5 \times 10^{11}$  neutron/sec.
- The sweep gas He + H<sub>2</sub> 1.04% flow rate kept 100 standard cm<sup>3</sup>/min
- After the irradiation, water vapor fraction in the sweep gas line was measured with a dew-point meter. It was an order of 1000 ppm.
- Tritium concentration of 1 cm<sup>3</sup> water of Trap Bottle was measured with a liquid scintillation counter (LSC), which was calibrated with a standard HTO (50 Bq/cc) sample within 2 % accuracy.



## Breeder Capsule Arrangement of the DT Neutron Tritium Recovery Online Experiment

- The neutron intensity was about  $1.5 \times 10^{11}$  neutron/sec.
- The sweep gas He + H<sub>2</sub> 1.04% flow rate kept 100 standard cm<sup>3</sup>/min
- After the irradiation, water vapor fraction in the sweep gas line was measured with a dew-point meter. It was an order of 1000 ppm.
- Tritium concentration of 1 cm<sup>3</sup> water of Trap Bottle was measured with a liquid scintillation counter (LSC), which was calibrated with a standard HTO (50 Bq/cc) sample within 2 % accuracy.



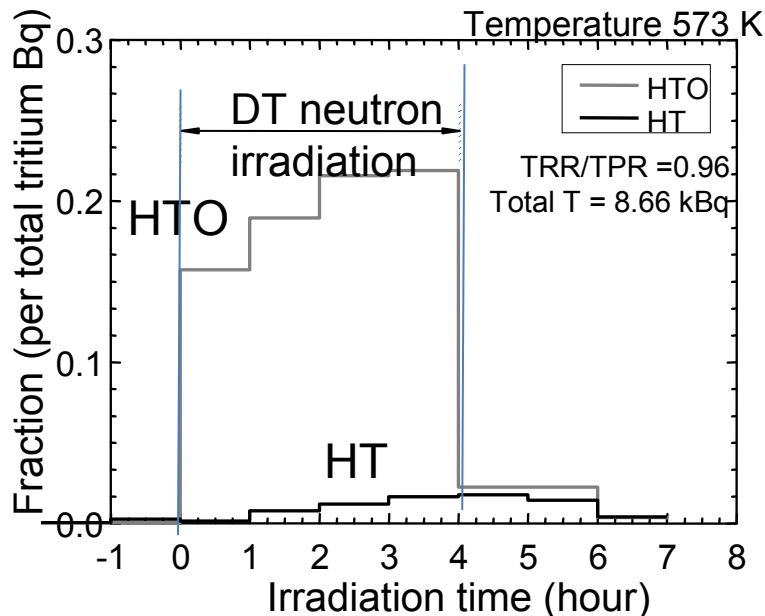


**DT neutron irradiation experiment  
 On-line tritium measurement setup**

## Schematic view of the DT Neutron Tritium Recovery Online Experiment

- The neutron intensity was about  $1.5 \times 10^{11}$  neutron/sec.
- The sweep gas He + H<sub>2</sub> 1.04% flow rate kept 100 standard cm<sup>3</sup>/min
- After the irradiation, water vapor fraction in the sweep gas line was measured with a dew-point meter. It was an order of 1000 ppm.
- Tritium concentration of 1 cm<sup>3</sup> water of Trap Bottle was measured with a liquid scintillation counter (LSC), which was calibrated with a standard HTO (50 Bq/cc) sample within 2 % accuracy.

The total radioactivity of recovered tritium was about 8.66 kBq with DT neutron irradiation of  $1.74 \times 10^{15}$ . Thus, the TRR was  $7.11 \times 10^{-14}$  Bq/g/DT neutron (normalized in  $\text{Li}_2\text{TiO}_3$  weight and neutron flux). This is equivalent to 96 % of neutronics analysis and tritium production rate data.



Time Transient of Recovered  
Tritium Concentration

(1) From neutronics evaluation test on Tritium Production Rate with the same configuration,  $7.46 \times 10^{-14}$  Bq/g/DT neutron (experimental error 8 %) was observed. **The present tritium recovery ratio was 0.96 in 573 K.**

(2) It was observed that the HTO was 90% of total of recovered tritium. Also, release peak of HT showed delay from the irradiation time. Provably, due to the humidity contained in the purge gas (about 1000 ppm). **In future, we will conduct an additional experiment with a cold trap system (e.g. dry ice and/or molecular sieve) in the sweep gas line.**

# おわりに

1. ブランケットは、核融合プラズマに面して設置され、核融合エネルギーを利用可能な形(中性子から、熱、燃料)に変換する機器。これまで、プラズマ装置で実際に使用した経験がない。
2. ブランケットは、核融合用に開発された材料で製作する必要がある。また、その開発には、多様な工学技術の統合が必要。
3. ブランケット設計は、核融合炉全体の設計により必要な制限条件の中で、考える必要がある。
4. 核融合炉は、中性子を利用するシステムであるから、放射化と崩壊熱が発生する。崩壊熱による温度上昇を有限とするためには、放熱される経路を想定する必要がある。
5. 技術開発の現状としては、鉄鋼材料を用いた試験モジュールのITERの2022年のHHe運転、2027年DT運転による試験を目標に、製作技術開発と機能評価研究を進めている。一方で、さらに機能の高いブランケットを目指した研究も進められている。