

日本原子力学会「水化学部会」第41回定例研究会

令和3年11月18日

Zoom

## 核融合炉における構造材料の腐食課題

中島 基樹, 黄 彦瑞, 野澤 貴史

量子科学技術研究開発機構  
核融合炉構造材料開発グループ

# 発表の構成



1. 核融合炉内機器の概要と材料
2. 国内外の取り組み
3. 構造材料の腐食特性評価
4. 国内メーカー、大学への期待

# 1. 核融合炉内機器の概要と材料

# 核融合炉内機器の概要

➤ 国内機関としてQSTが中心となって進めている核融合炉開発

## ITER

→日・欧・米・露・韓・中・印の協力のもと進められている。

構成機器は各国が分担して調達。

ブランケットに関わる機器は日・欧・中・印が各国の設計のものを持ち込む。

ダイバータは日・欧・露で調達。

## 原型炉

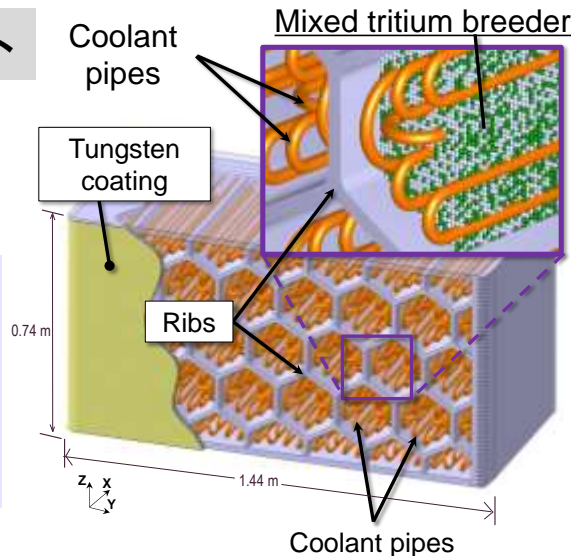
→日本が中心となって設計、調達

### 原型炉増殖ブランケット

中性子の遮蔽  
熱の取り出し  
燃料の生産

✓ ブランケットの運転条件

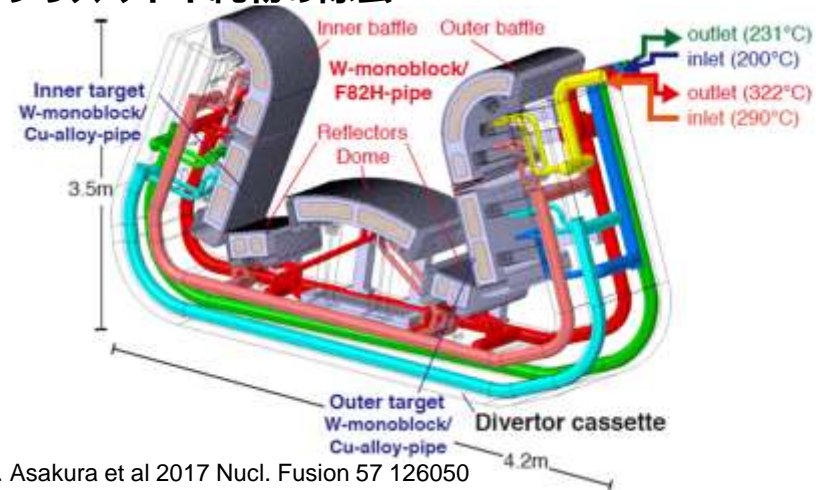
- ・入口温度：290℃
- ・出口温度：325℃
- ・冷却水圧力：15.5 MPa
- ・最大流速：～5 m/s
- ・水化学条件：純水



Y. Someya et al 28<sup>th</sup> IAEA FEC

### 原型炉ダイバータ

プラズマ中不純物の除去



N. Asakura et al 2017 Nucl. Fusion 57 126050

✓ ダイバータの運転条件

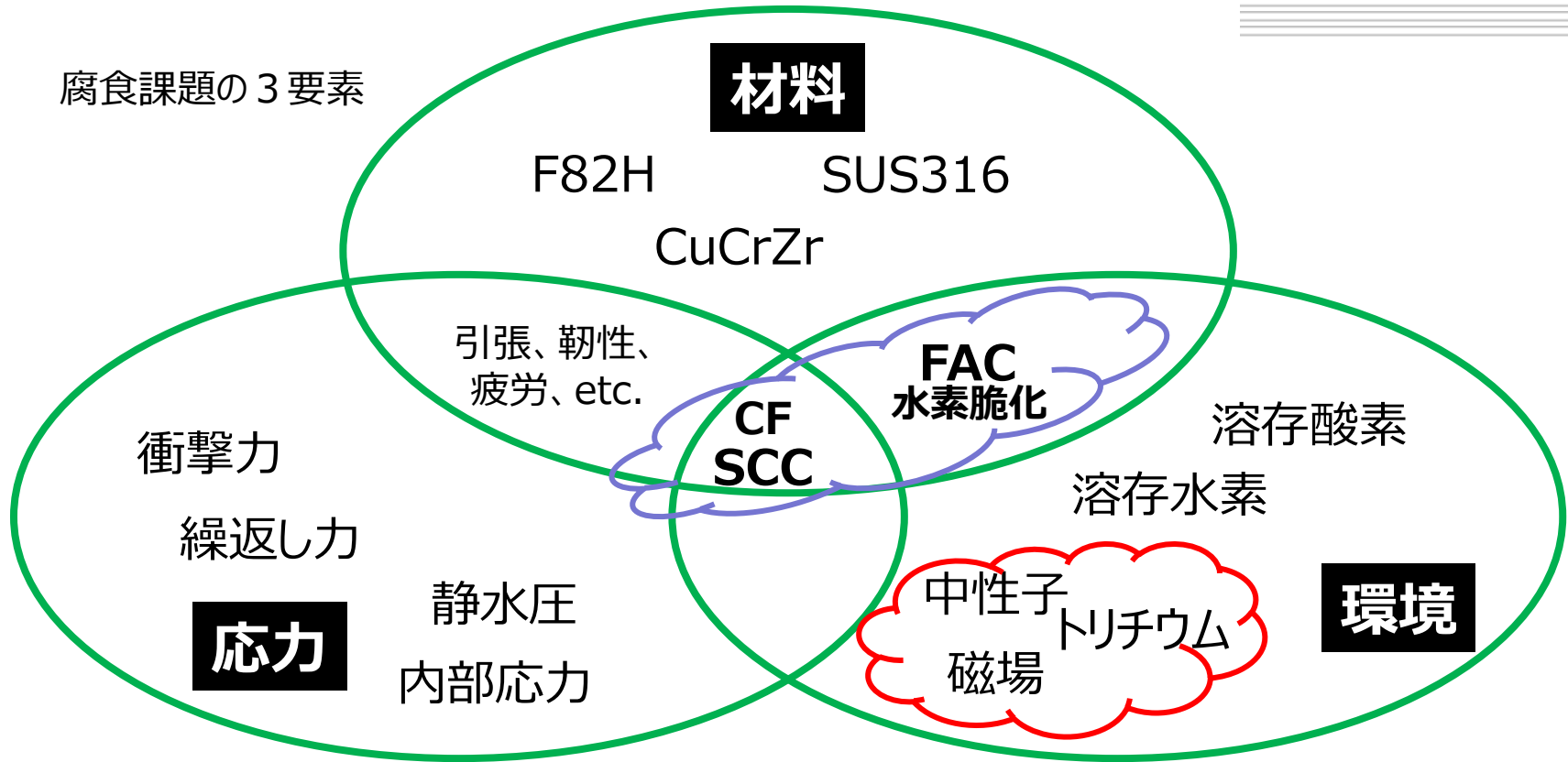
低放射化鋼配管部

- ・入口温度：290℃
- ・出口温度：322℃
- ・圧力：15 MPa
- ・最大流速：8 m/s
- ・水化学条件：TBD

銅合金配管部

- ・入口温度：200℃
- ・出口温度：231℃
- ・圧力：5 MPa
- ・最大流速：13 m/s
- ・水化学条件：TBD

# 核融合炉内機器の腐食課題

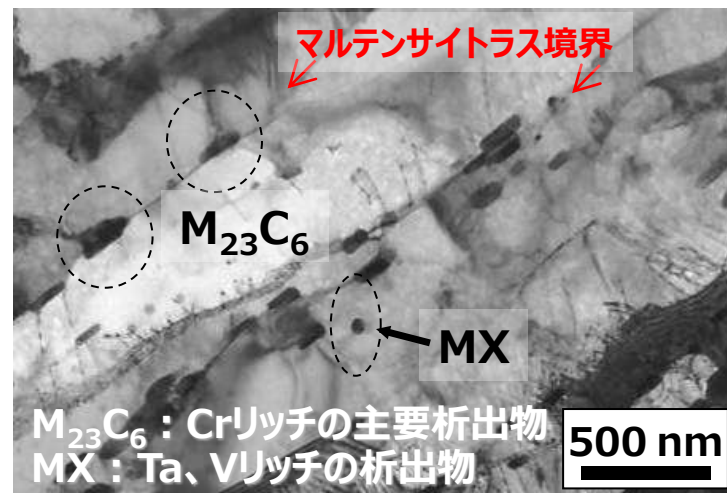
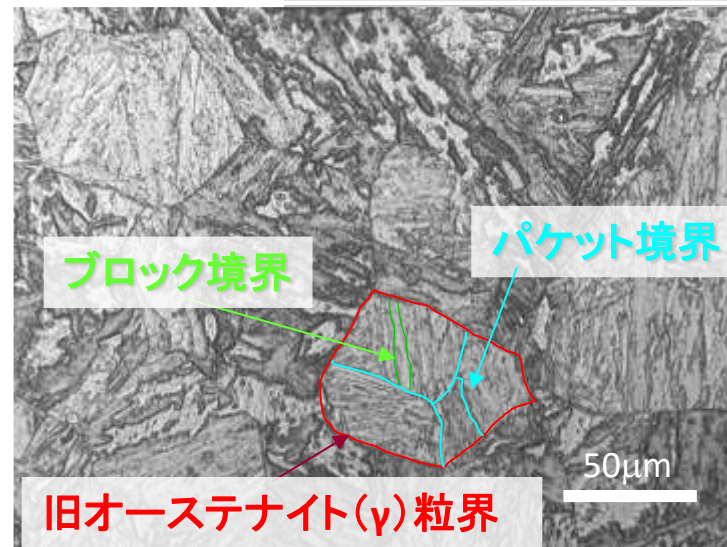


- 材料腐食評価による基盤DB/MPH整備
  - ・ 核融合中性子・磁場影響、流れの影響、水化学影響、腐食後特性、異材接合部健全性など
- 水素同位体挙動理解を通じた放射性腐食生成物（ACP）の予測
  - ・ ACP/トリチウム挙動（透過・吸着・拡散など）、ラジオリシス、モデリング・シミュレーションなど

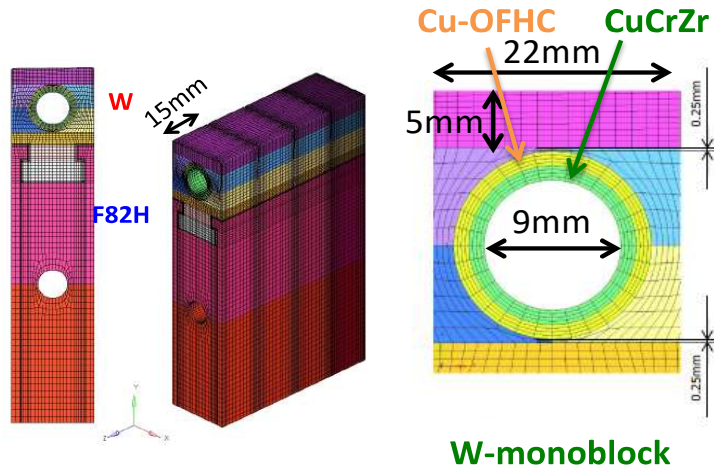
# 低放射化フェライト鋼F82H

**F82H** : Fe-8Cr-2W-0.2V-0.04Ta

- 旧原研と旧NKKが開発した低放射化フェライト鋼
- Mod9Cr耐熱鋼 (T91 : 9Cr-1MoVNb)をベースに、低放射化を図った鋼 (Mo→W、Nb→Ta, N低減、高純度化)
- 焼戻しマルテンサイト鋼 (熱処理条件によって強度特性を調整できる)
- 溶接性に留意しつつ、高温クリープ特性および靱性に優れるように設計
- 細かい境界・粒界 (ラス・ブロック・パケット・旧 $\gamma$ ) に析出物 ( $M_{23}C_6$ ) を細かく析出させることで耐熱性・高靱性 (&耐照射性) を実現
- 相安定性の維持がポイント :  
Wは $M_{23}C_6$ の安定性=境界・粒界安定性に寄与
- $\delta$ フェライト相は耐熱性・高靱性 (&耐照射性) 確保の観点から忌諱する
- 最も長く研究に供されてきた材料であり、データベース (照射・非照射) が豊富



# ダイバータ用クロムジルコニウム銅合金



W-monoblock

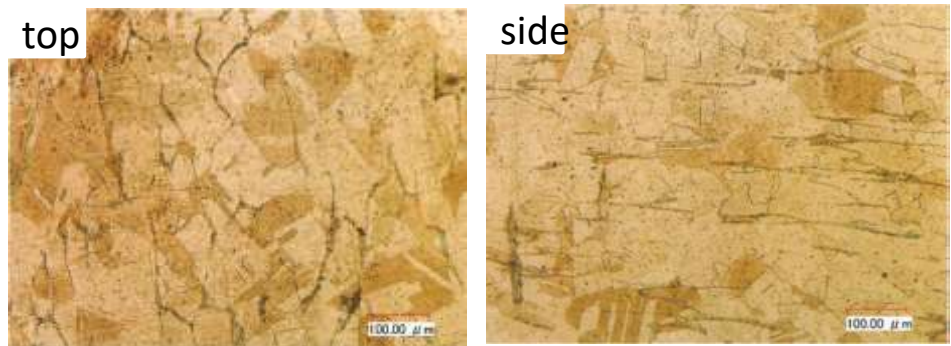
Wモノブロック及びCu合金冷却管のデザイン (QST朝倉)

**強度、熱伝導性、破壊靱性**の観点より、ITERでは析出物時効析出硬化型の銅合金である**クロムジルコニウム銅 (CuCrZr-IG)** を用いる事となっている。

- 接合温度の最適化および冷却速度の精密な制御 (1°C/s) が要求される。

→ 特性データのバラツキが大きいことの原因？

Element	Cu	Cr	Zr	Co	Nb	Ta	Impurities
Sample	Bal.	0.81	0.07	<0.003	<0.003	<0.003	
Criteria	Bal.	0.6~0.9	0.07~0.15	<=0.05	<=0.1	<=0.01	Total<0.15



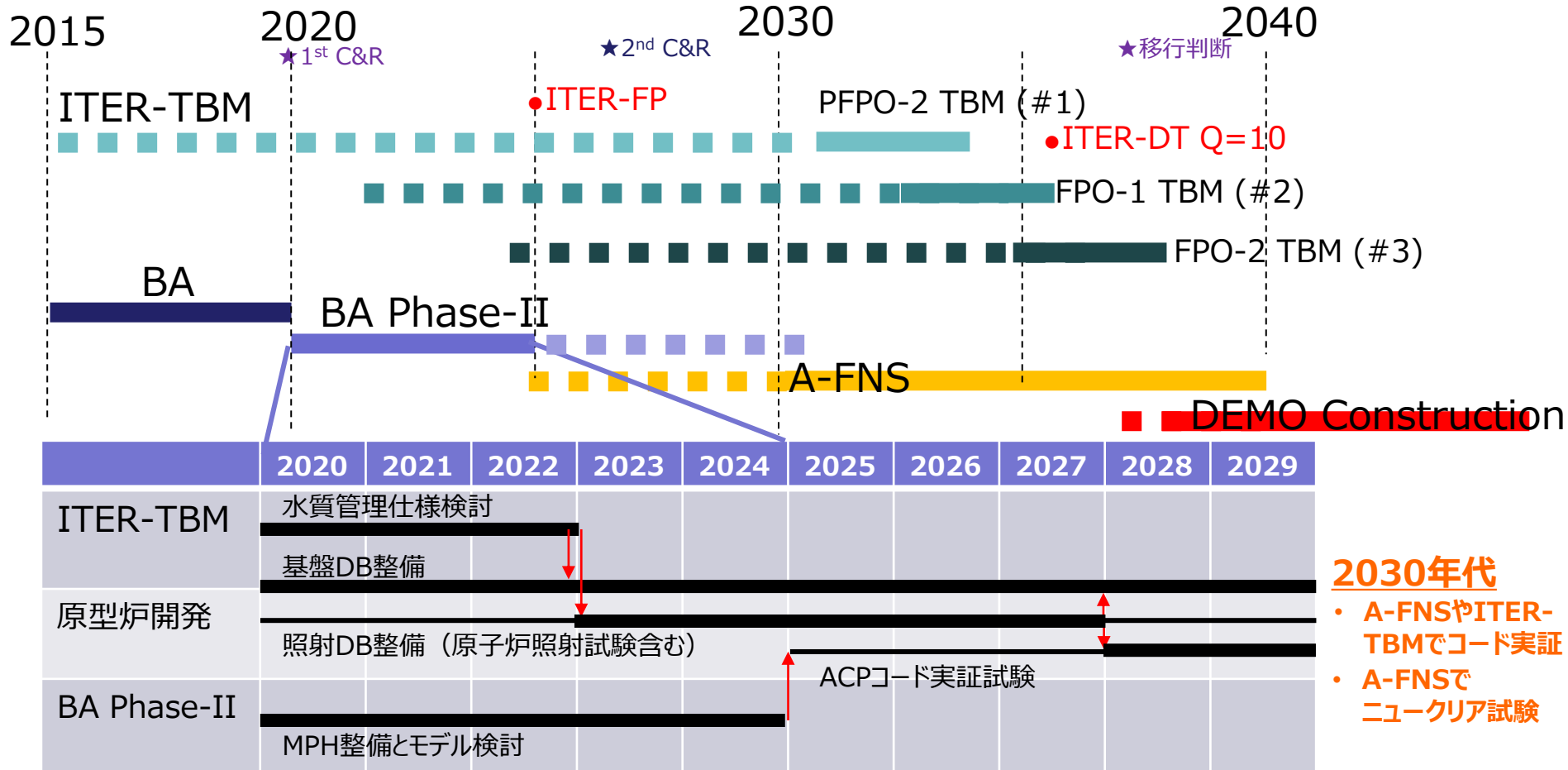
- ASTM E3 method. Avg. grain size of top/side surface: 33.1/30.3 μm

## 2. 国内外の取り組み

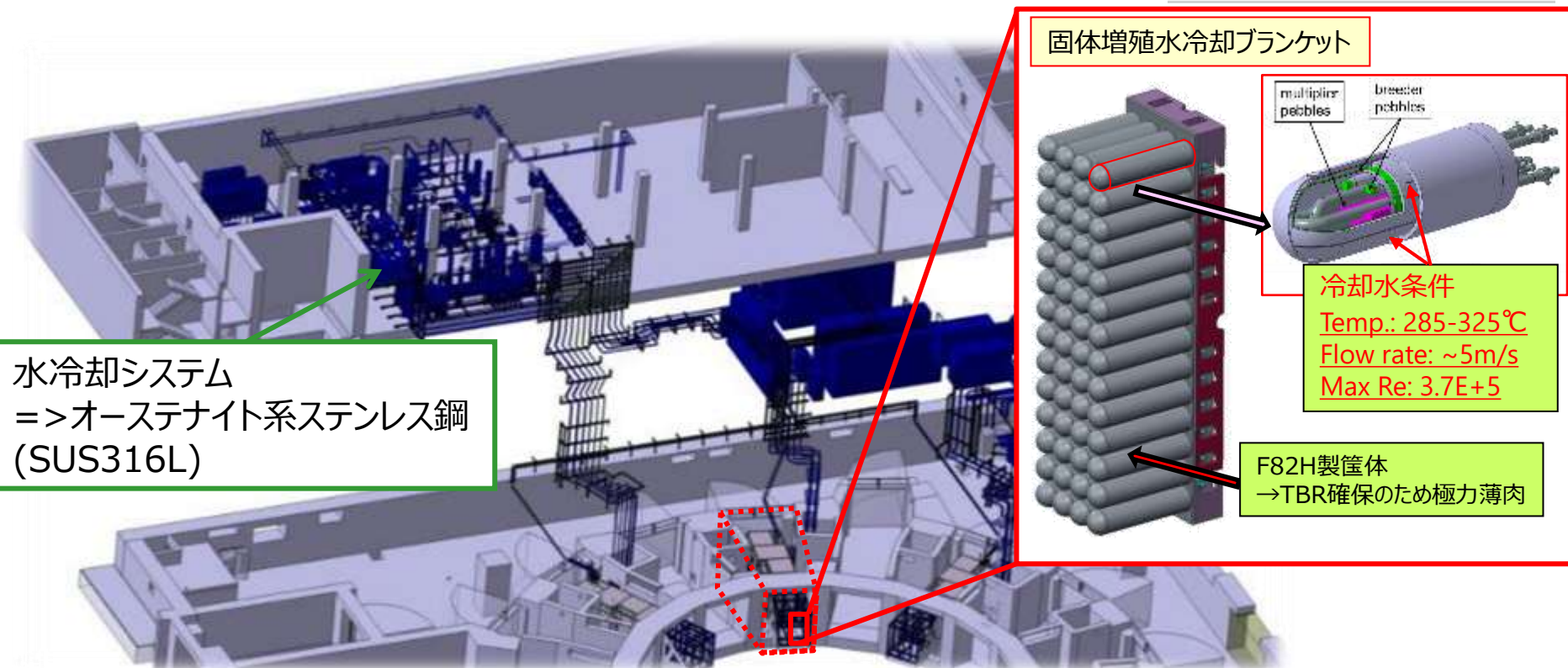
---



# 核融合炉内機器開発スケジュール（腐食課題）

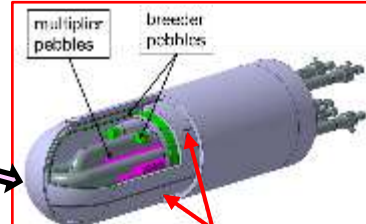


# ITERテストブランケットシステム



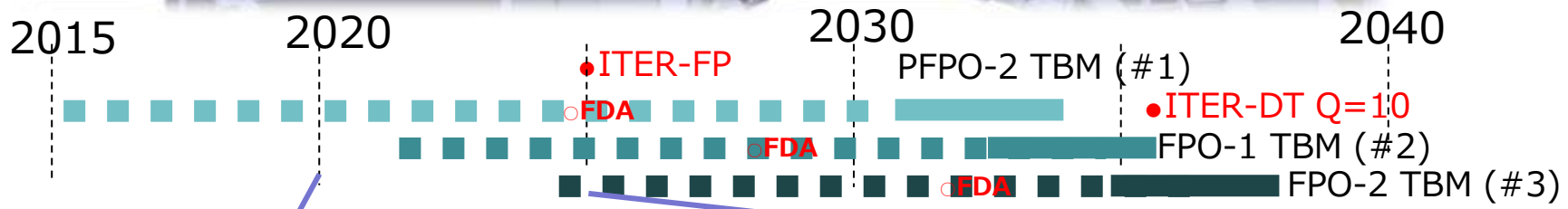
水冷却システム  
=>オーステナイト系ステンレス鋼  
(SUS316L)

固体増殖水冷却ブランケット



冷却水条件  
Temp.: 285-325°C  
Flow rate: ~5m/s  
Max Re: 3.7E+5

F82H製筐体  
→TBR確保のため極力薄肉



	2020	2021	2022	2023	2024	2025
ITER-TBM	水質管理仕様検討					
	基盤DB整備					

• A-FNSやITER-TBMでコード実証

# アクションプランにおける腐食研究（原型炉BLK）

2018.7.24、第14回核融合科学技術委員会資料より抜粋

合同特別チームの活動フェーズ		概念設計の基本設計	概念設計	工学設計	
		2015	2020頃	2025頃	
8.核融合炉材料と規格・基準 (1)ブランケット構造材料	原型炉に要求される材料スペックの明確化／構造材料の技術仕様提示				
	低放射化鋼の大量製造技術／ブランケット構造体製作技術				
	微小試験片技術の信頼性評価・規格化				
	接合被覆部・環境影響データ取得				
			原子炉による照射影響データ取得		
				核融合中性子源照射試験	
	核融合中性子照射影響の解明		コールド試験による接合被覆部等・環境影響データ取得		
	先進ブランケット材料の利用方法				
	先進ブランケット材料のデータベースの充実				
	低放射化フェライト鋼	(15) Q/特/大: 原型炉に要求される材料スペックの明確化、技術仕様提示 (15) Q/産: 大量製造技術の確立 (15) Q/産: ブランケット構造体の製作技術の確立		低放射化フェライト鋼の接合被覆部等の特性データや、構造体に対する電磁力影響、冷却材共存性等の不足しているコールド試験データの取得を進める。 接合被覆部照射、複合環境照射影響データ取得	低放射化フェライト鋼の接合被覆部等の特性データや、構造体に対する電磁力影響、冷却材共存性等についての照射影響について重要度に応じて取得を進める。
腐食・共存性課題	(15) Q/産/学: 微小試験片技術の信頼性評価・規格化(26)		→(15) Q/産/学: 微小試験片技術の信頼性評価・規格化(26)		
	(15) Q: コールド試験による接合被覆部・環境影響データ取得(22)		→(15) Q: コールド試験による接合被覆部・環境影響データ取得(22)		
	(15) Q: 原子炉による80dpa照射データの取得 →(19)		(20) Q: 原子炉による80dpa照射データの検証 →(28)		
	(15) Q: 接合被覆部・環境影響に関する照射データ取得(31)		→	→(15) Q: 接合被覆部・環境影響に関する照射データ取得(31)	
	(15) Q/N/大: He影響の理解の進展、核融合中性子照射影響の解明、照射劣化モデルの構築(35)		→	(30) Q: 核融合中性子源照射試験 →(35) →(15) Q/N/大: He影響の理解の進展、核融合中性子照射影響の解明、照射劣化モデルの構築(35)	
	(15) Q/産/学: 照射効果を踏まえた構造設計基準の在り方を提示(26)		→(15) Q/産/学: 照射効果を踏まえた構造設計基準の在り方を提示(26)	(27) Q/産/学: 照射効果を踏まえた構造設計基準の策定 →(35)	
	(15) Q/産/学: 材料規格化に向けた学協会活動(35)		→	→(15) Q/産/学: 材料規格化に向けた学協会活動(35)	
	先進ブランケット材料	(15) 特/Q/N/大: 先進材料の利用方法を明確化(26) (15) Q/N/大: 先進材料のデータベースの充実(35)		→(15) 特/Q/N/大: 先進材料の利用方法を明確化(26) →	→(15) Q/N/大: 先進材料のデータベースの充実(35)

# アクションプランにおける腐食研究（原型炉DIV）

2018.7.24、第14回核融合科学技術委員会資料より抜粋

合同特別チームの 活動フェーズ 黒: 開始事項 赤: 完了事項	概念設計の基本設計		概念設計		工学設計	
	2015	2020頃	2025頃	2035頃	2025頃	2035頃
8.核融合炉材料と規格・基準 (2)その他の材料	増殖機能材料の製造及び再使用技術の最適化		原子炉照射影響評価		核融合中性子源照射試験	
	増殖機能材料充填体の機械特性評価／製作技術確立(ITER-TBM2号機)					
	Li確保技術開発					
	耐照射性ダイバータ材料の開発、原子炉照射影響評価				核融合中性子源照射試験	
	計測・制御機器材料の 原子炉照射劣化データベース		原子炉耐照射性 計測・制御機器材料の評価		核融合中性子源照射試験	
	核融合材料ハンドブックの策定					
	核融合中性子源の設計・建設				核融合中性子源照射試験	
9. 安全性	安全法令規制に向けた検討			安全法規制の策定		
	工学安全課題の整理(機器故障シナリオの確立、プラズマによる炉内機器の影響評価)					
	安全性解析・評価(安全性解析コード開発)		V&V(実験と検証)		安全性評価	
	環境トリチウムの規制に関する調査検討		トリチウム放出挙動評価と安全性確保方針策定			
10.稼働率と保守	炉構造・保守方式の決定／R&D対象の選択		炉停止期間最適化			
	バックエンドの検討					

直接的な言及は無いものの、材料そのものの劣化（腐食減肉）や運転中に発生する放射性腐食生成物の観点から、耐照射性ダイバータ材料の開発だけでなく原型炉設計や安全性の項目にも関わる

# 工学設計段階（～2035）までの開発項目

## • 水質管理方針の決定

- ✓ 水素添加水環境での低放射化フェライト鋼とオーステナイト系ステンレス鋼のSCC特性、腐食疲労特性についてデータ拡充を進め、ブランケットと水冷却システムともに健全性を確保できる水質条件を明らかとする。
- ✓ 同様に、銅合金を始めとするダイバータ冷却水系材料の腐食・共存性データを蓄積し、ダイバータ水質条件を明らかにする。

## • 照射影響の明確化

- ✓ 照射に関して、「酸化皮膜への照射影響」、「照射材の腐食特性の変化」、「水の放射線分解による水質変化」の観点から検討を進める。

## • 腐食関連データベースの構築

- ✓ 必要な腐食試験データ>>装置数のため、国内協力の下で腐食試験データを取得し、全体を俯瞰できるようなデータベース構築を目指す。
- ✓ 腐食データベースを元にしたACPコード開発・実証試験（まずは要素試験、将来的にはITER-TBS、A-FNSを利用）

## • その他懸念事項の検討

- ✓ 腐食挙動への磁場影響、トリチウム影響、水素脆化など

# 基本・概念設計段階（～2025）までの研究開発項目

## 原型炉概念設計に向けて...:

1. 腐食データベースの構築（流れ加速腐食、水質影響...）
2. 核融合環境を模擬した試験体系での要素試験
3. 放射性腐食生成物（ACP）評価手法の構築

### 国内で実施

#### 項目:

- 腐食データベースの作成
- トリチウム影響を考慮したACP評価モデル検討
- 腐食試験体系の整備

### 国際協力の下に実施（BAフェーズ2）

#### 項目:

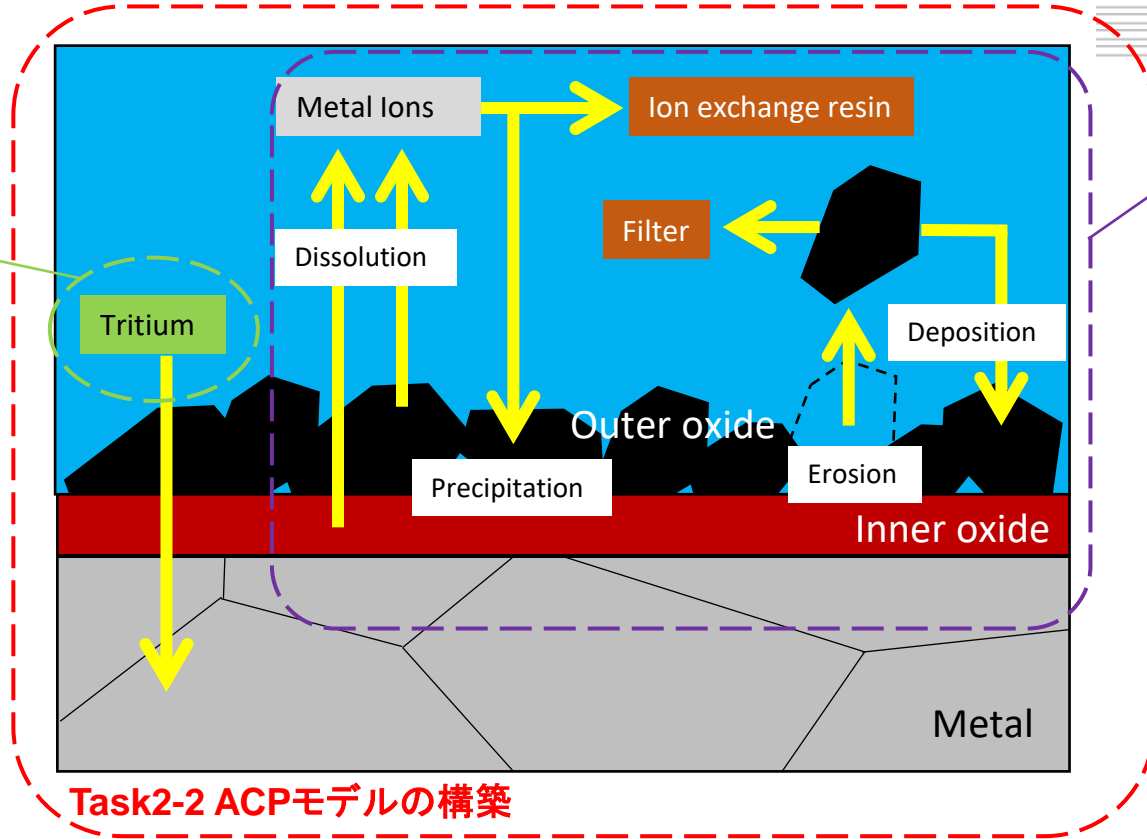
- 核融合特有環境（磁場や中性子照射）、流動、水化学、環境強度特性をキーワードに腐食材料特性ハンドブックの作成を目標としたタスク
- 放射性腐食生成物評価モデル構築を目標としたタスク

### 2020～共同研究項目

- 材料腐食、水素同位体挙動理解を通じた放射性腐食生成物の予測
- 異材接合部における健全性評価

# BAフェーズ2活動における腐食課題

Task2-1 トリチウム挙動DBの整備



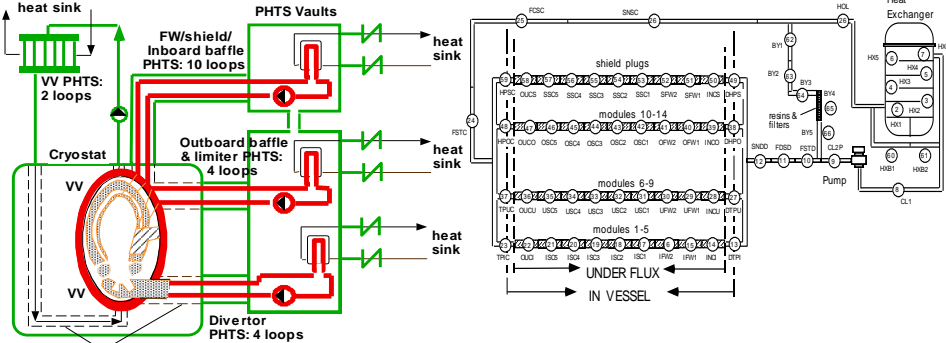
腐食に関わる活動では大きく2つのタスクがあり、核融合特有環境（磁場や中性子照射）、流動、水化学、環境強度特性をキーワードに腐食材料特性ハンドブックの作成を目標としたタスクと放射性腐食生成物評価モデル構築を目標としたタスクに分けられる。昨年度は基礎的なデータ取得を中心に2024年度までの計画立案および欧州との合意を進めた。

## 2022年末のホールポイントまでの実施項目

- ACPモデル構築のパラメータや評価ツールの検討
- 腐食データベースのうち重点検討課題の抽出

# EUのACPコード開発・利用実績 (@ENEA)

ITER-PHTS (Primary heat transfer system) loops → FW/BLK、DIV、VV、NBI



PHTS Loop	Code used	Design evolution	Deposit mass [kg]	Ion+crud mass [g]
First Wall/Shield	PACTOLE v1.0	ITER (FDR 2001)	1.42 *	12.7 *
Divertor	PACTITER v2.1 PACTITER v2.0	ITER (FDR 2001)	3.3 * 8.8 *	0.3 * 42.0 *
Vacuum Vessel	PACTOLE v1.0	ITER (FDR 2001)	6.0 *	25.6 *
Neutral Beam Injector	PACTITER v3.3	ITER (RPrS, 2011)	See graph	

\* At the end of scenario

Extensions of PHTS guardpipes within cryostat

OSCAR (70年台) PWRの運転・停止時のシステム中ACP移行

↓ PACTOLE-ITER (1995) PWR用のPACTOLEをITER-PHTS用に改良

↓ PACTITER (1998) PACTOLEの適用範囲をダイバータ用銅合金まで拡大

↓ OSCAR-Fusion (2016)

解析に必要なインプットデータ

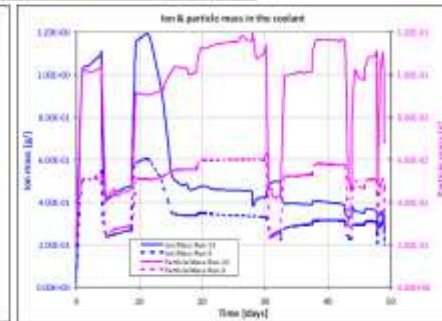
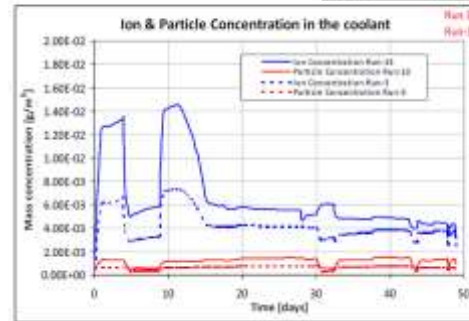
・評価対象形状に関するデータ

水の体積、接液面積、材料の種類、水の状態 (乱流、層流など)、表面粗さ、流速

・材料腐食に関するデータ

化学組成、表面粗さ、密度、初期表面酸化物密度、溶出速度、付着速度

PHTS Loop	Code used	Design evolution
NBI	PACTITER v3.3	ITER (RPrS, 2011)



・ACPコード開発においては日本よりも大きく先行。

・SUS316LやCu合金への適用例はあるものの、低放射化鋼での利用実績はない (インプットデータがない)。

・日本はITER・原型炉用に水腐食ループの整備が進んでいるため、日本は低放射化鋼のMPHを提供し、EUのACPコードを利用・解析、日欧共同でコード実証することも検討する。



### **3. 構造材料の腐食特性評価**

**～ブランケット、ダイバータ用低放射化フェライト鋼**

# 日本のブランケットシステムの課題

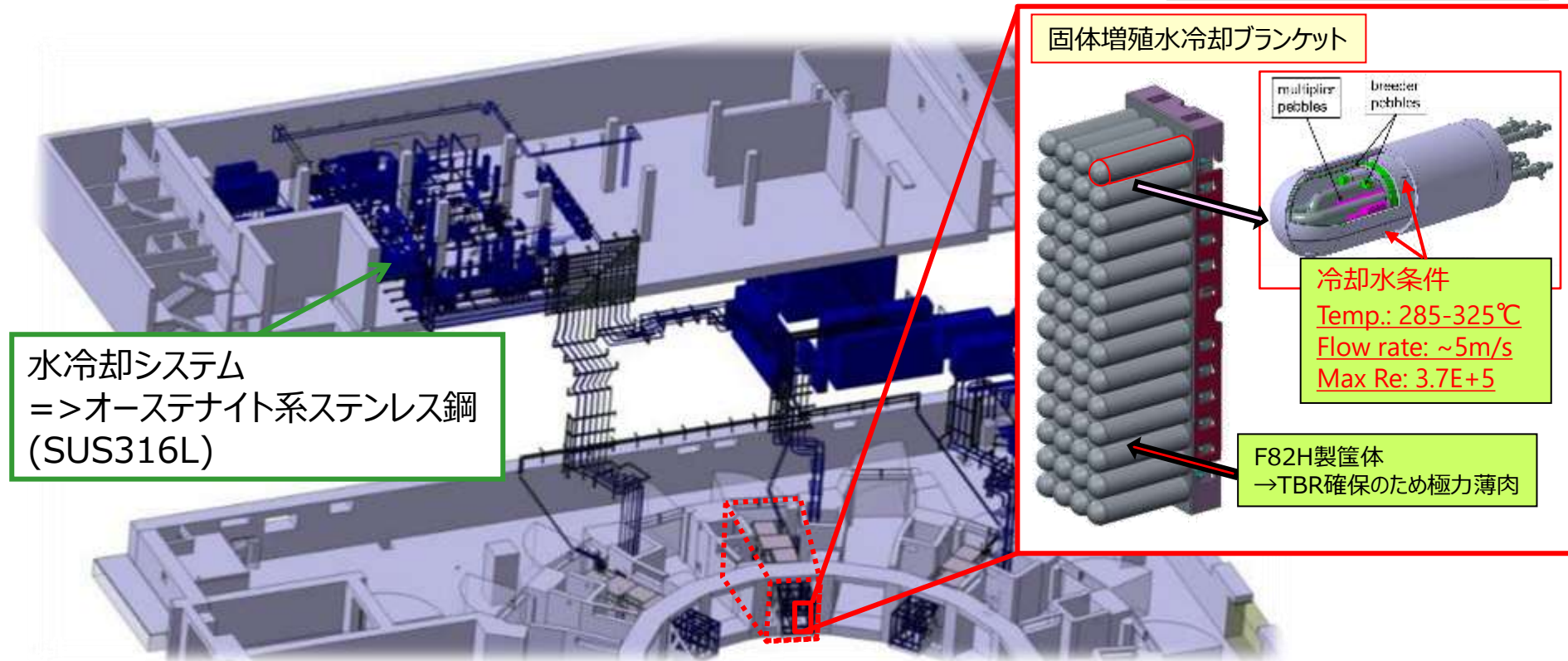
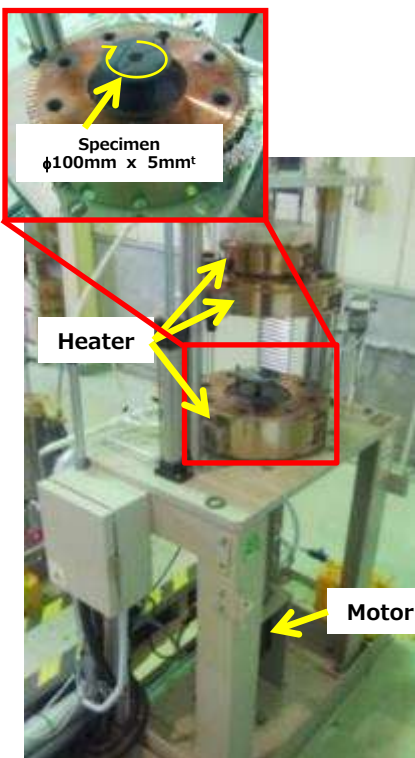
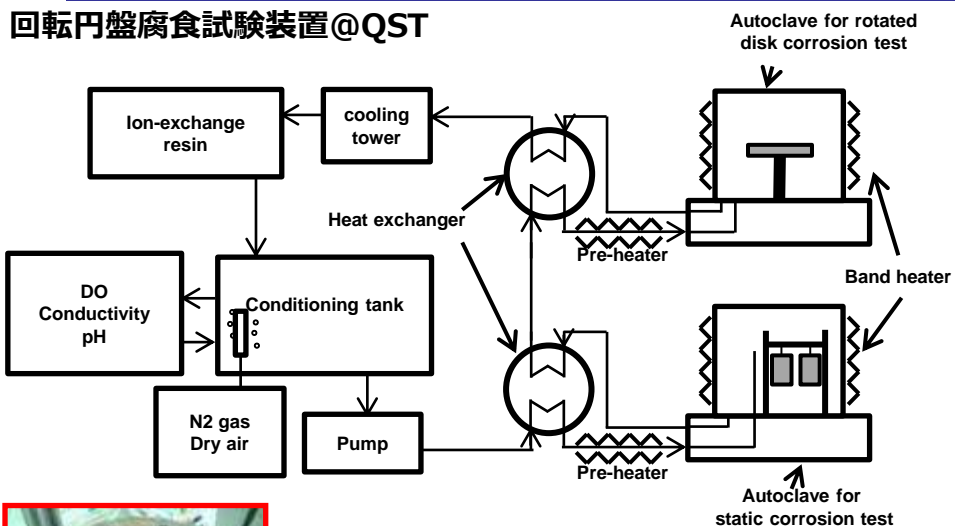


Fig. 1 Schematic illustration of ITER-TBS

- PWR相当の高温高圧水を利用: 15.5 MPa, 285-325°C
- 水化学条件は純水ベース (BWR相当)
- 一つの系に低放射化鋼とステンレス鋼が共存し、溶接で接合  
→核融合特有の水質条件での共存性評価が重要

# 流動腐食試験

## 回転円盤腐食試験装置@QST

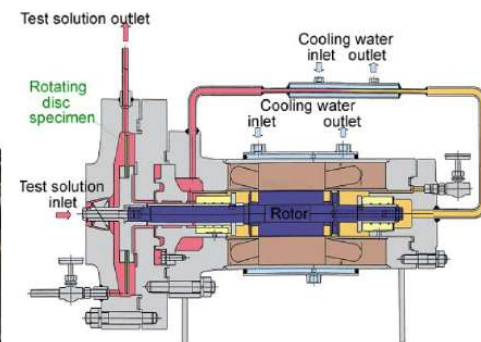
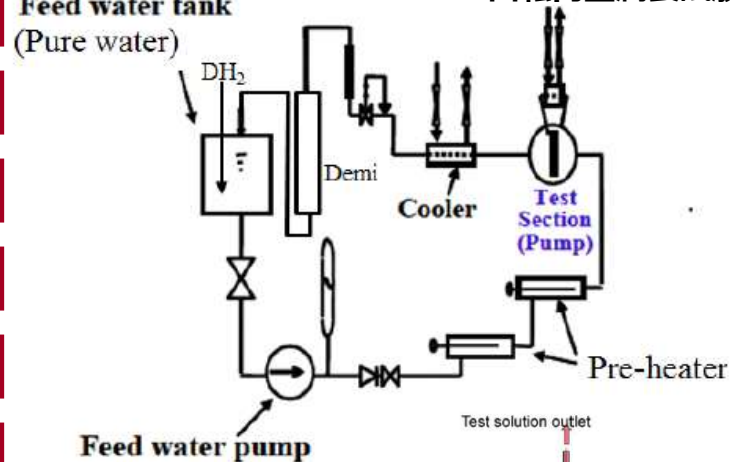


### 試験条件

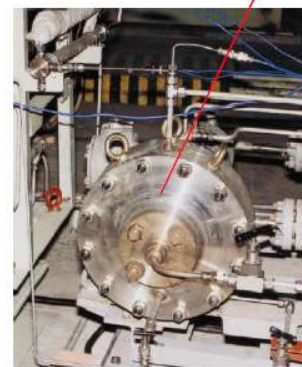
- 温度：300℃
- 圧力：15 MPa
- 溶存酸素濃度 (DO): 20 ppb, 8 ppm
- 時間：<1000 h
- 試験片サイズ：  
φ100mm X 5mm<sup>t</sup>
- 回転速度：0rpm, 1000rpm  
(V<sub>max</sub>=5m/s)

## 回転円盤腐食試験装置@A社

### Feed water tank (Pure water)



(1)回転装置構造図



(2)FAC 試験装置外観

### 試験条件

- 温度：270℃
- 圧力：6.3 MPa
- DO: <5 ppb
- 溶存水素濃度 (DH): 3.5 ppm
- 時間：250, 500 h
- 試験片サイズ：ODφ275mm,  
IDφ130mm X 3mm<sup>t</sup>
- 周速度：5m/s

# 流動腐食特性へのDOの影響

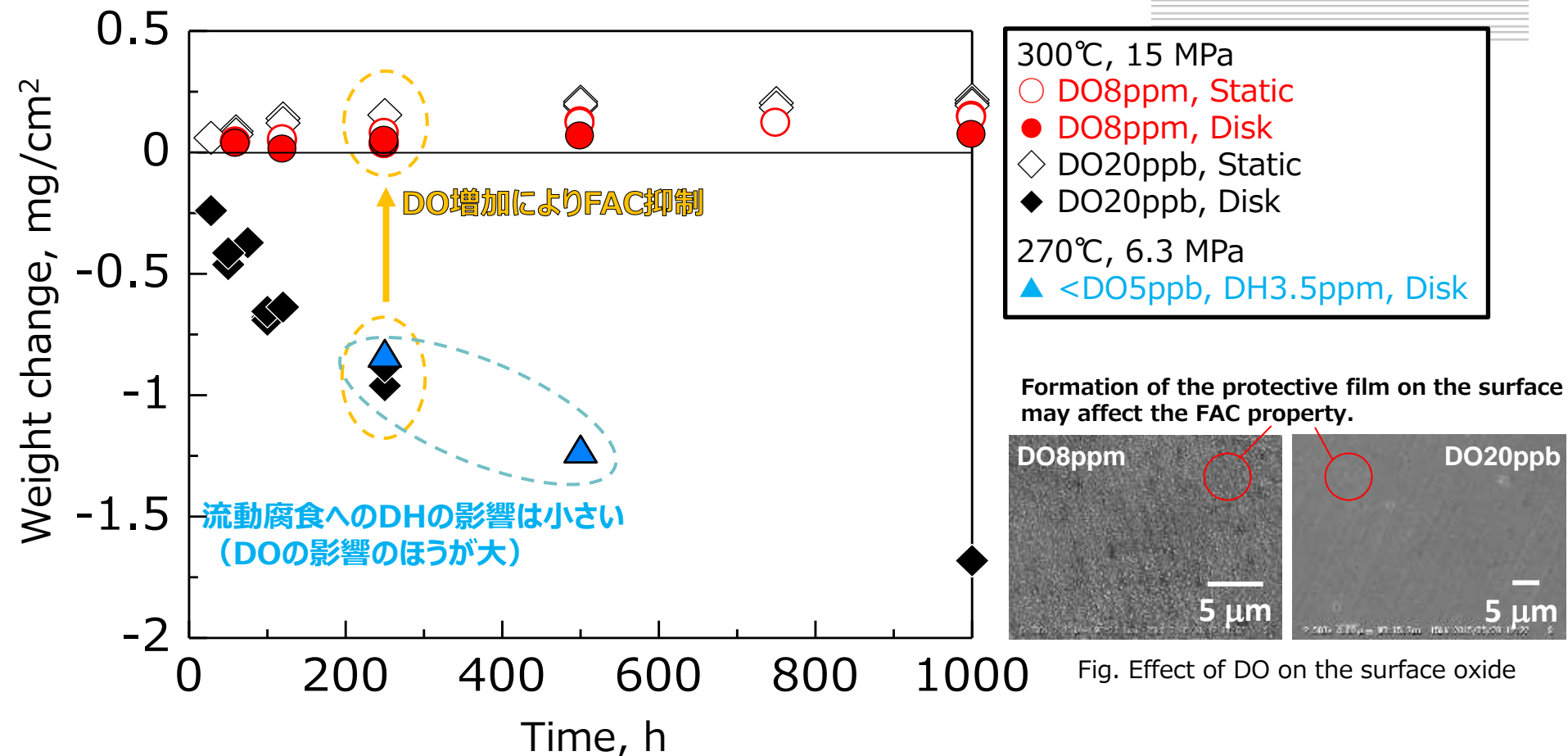
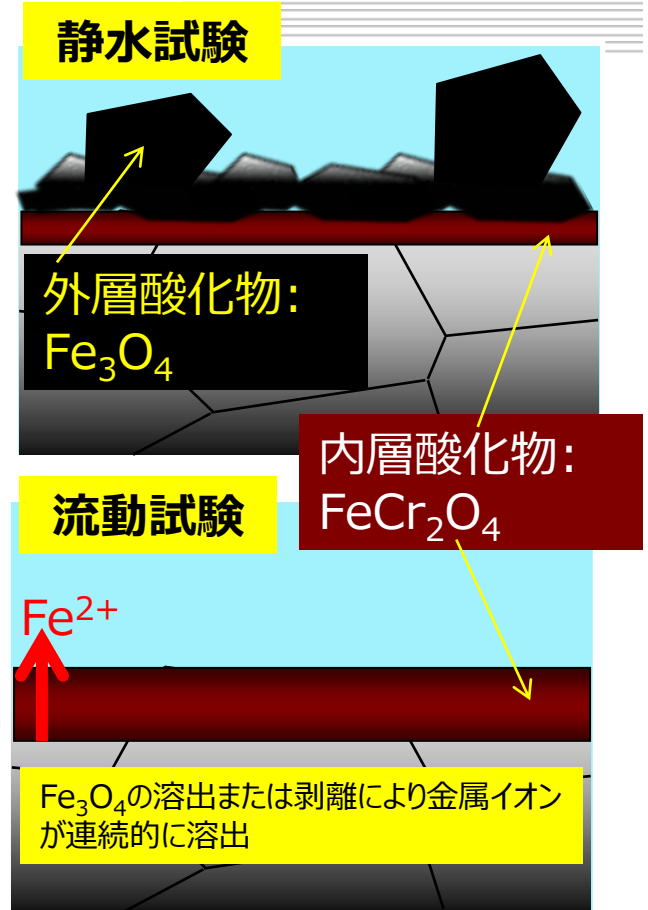
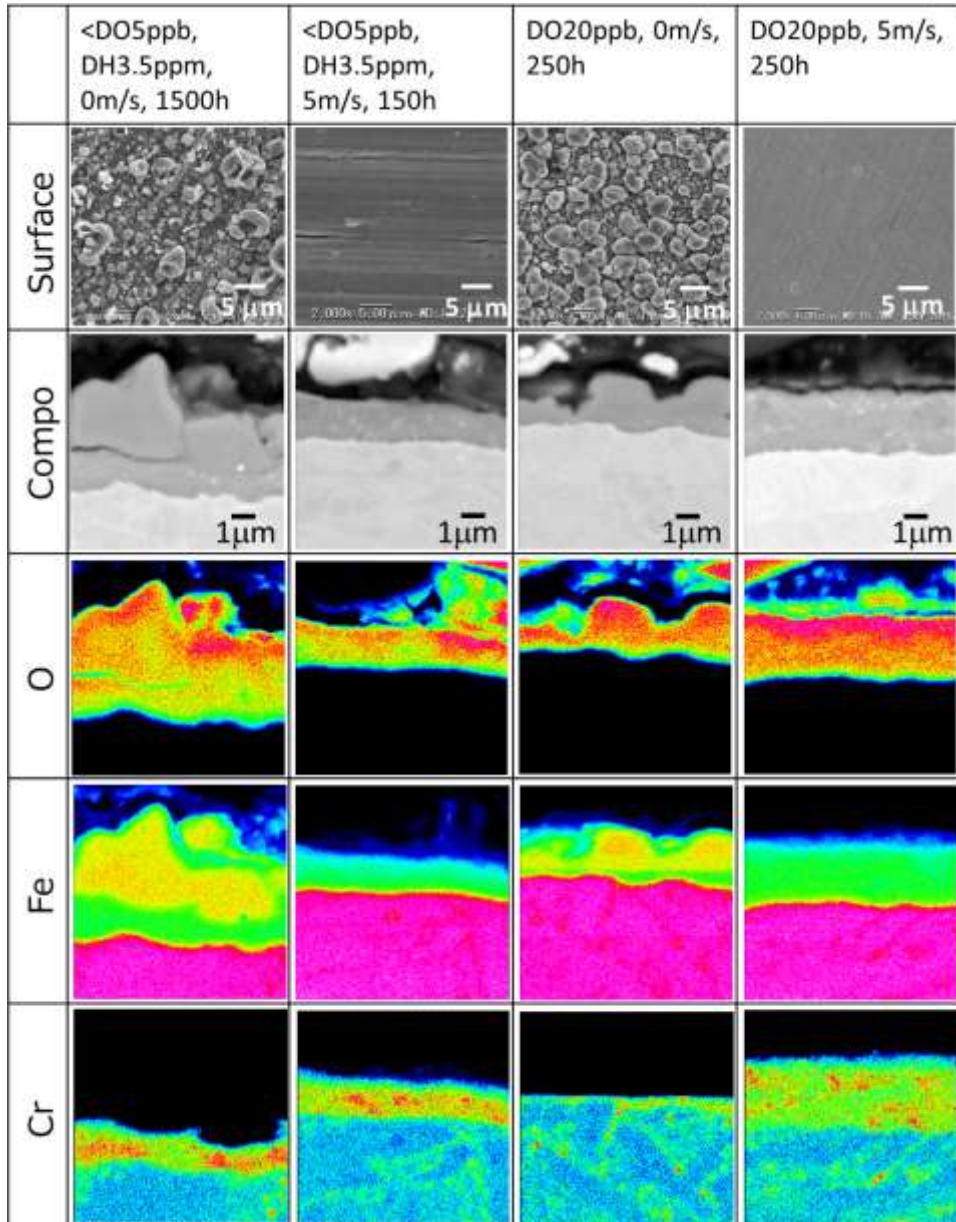


Fig. Effect of DO on FAC property

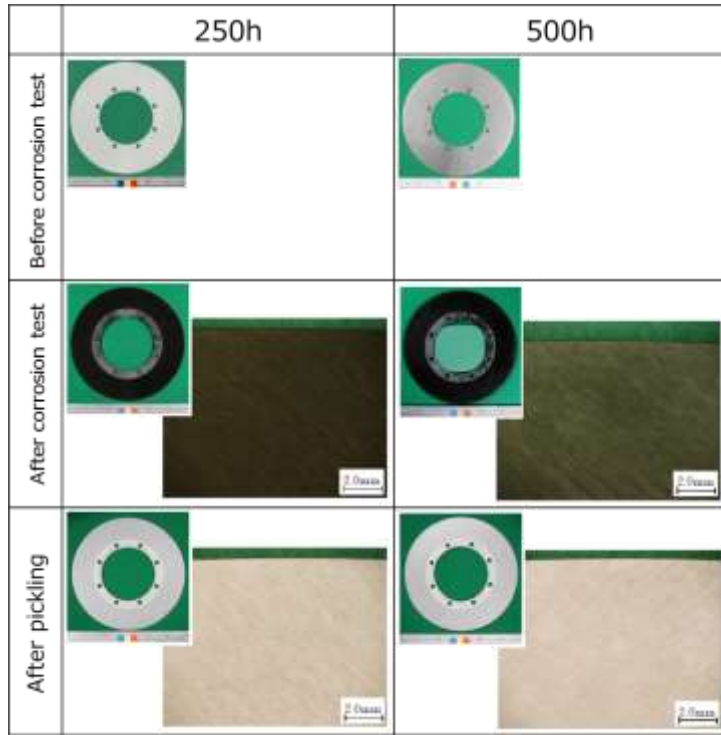
- ✓ DO20ppb以下では水素添加しさらにDOを下げたとしても過度な重量減少は生じない。
- ✓ DO増加による腐食抑制は表面の保護性被膜の有無と関係している。

# 腐食試験後の酸化皮膜の状態



✓ 酸化物形成への水素の影響は小さい  
→ 流動下では環境中水素の有無にかかわらず、金属イオンが連続的に溶出し試験後の重量が減少する。

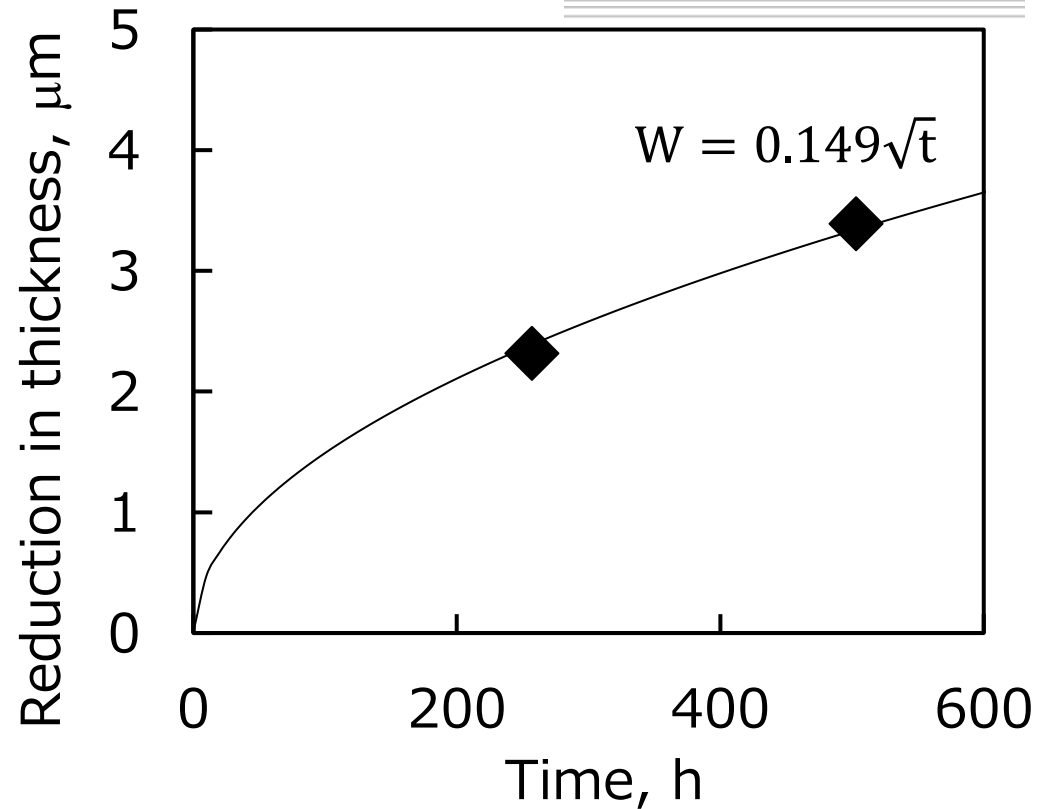
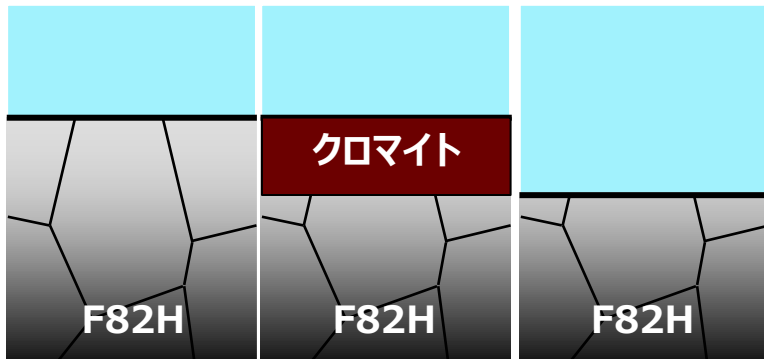
# 腐食速度評価



試験前

試験後

酸洗後



✓ 上式から仮に10年間の運転を考慮して減肉量を計算すると44 $\mu\text{m}$ となり、従来のITER-TBMの設計で考慮している腐食代の0.4mmと比較しても十分な裕度が有ることが確認できた。

# 腐食疲労特性評価

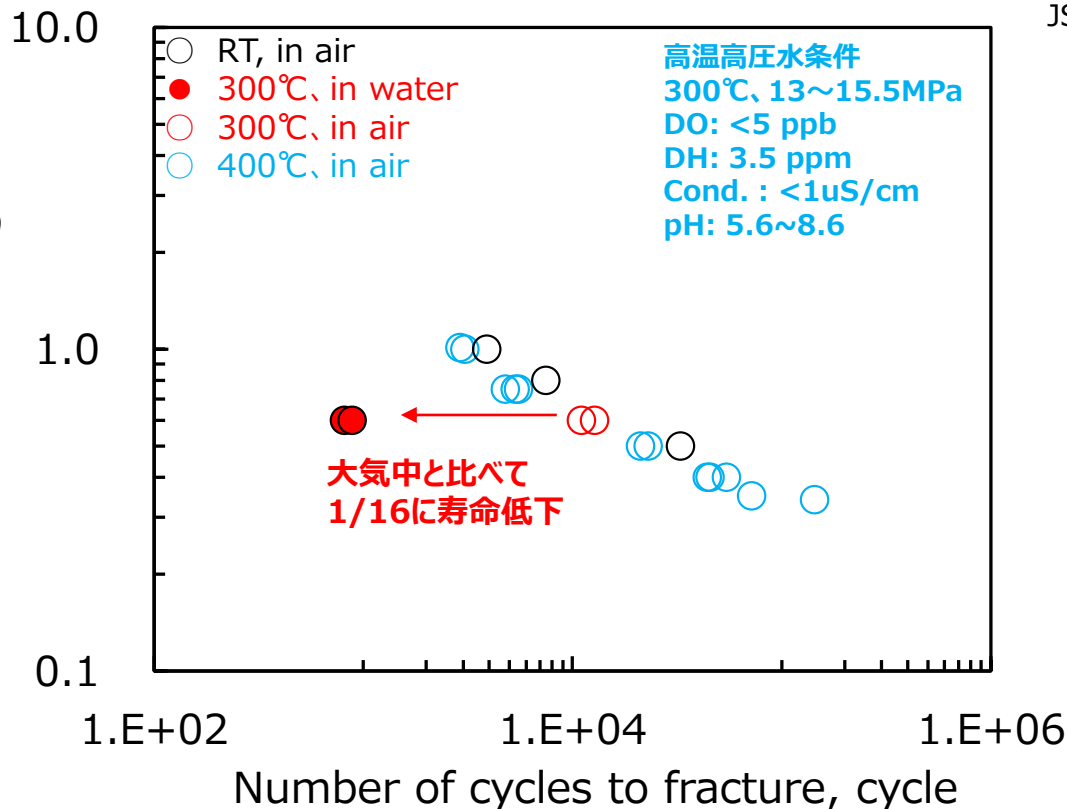


Fig Effect of test environment on fatigue property

- ✓ 高温水中では大気中と比較し、疲労寿命が1/16に低下する。
- ✓ F82Hの疲労特性への環境の影響は炭素鋼・低合金鋼に劣り、オーステナイト系ステンレス鋼と同程度。
- ✓ 疲労限の有無の確認など、データ拡充が必要。

## JSME 発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 (2009年版)

EF-2300 各材料の環境効果補正係数  $F_{en}$

EF-2310 炭素鋼・低合金鋼及びこれらの溶接部

$$\ln(F_{en}) = 0.00822(0.772 - \dot{\epsilon}^*) \times S^* \times T^* \times O^* \quad \text{(EF-3)}$$

ここで

IDO ≤ 0.7 ppm の場合]

$$\dot{\epsilon}^* = \ln(2.16) \quad (\dot{\epsilon} > 2.16\%/s)$$

$$\dot{\epsilon}^* = \ln(\dot{\epsilon}) \quad (0.0004 \leq \dot{\epsilon} \leq 2.16\%/s)$$

$$\dot{\epsilon}^* = \ln(0.0004) \quad (\dot{\epsilon} < 0.0004\%/s)$$

$$S^* = \ln(12.32) + 97.92 \times S$$

$$T^* = 0.0358 \times T \quad (T < 50^\circ\text{C})$$

$$T^* = \ln(6) \quad (50 \leq T \leq 160^\circ\text{C})$$

$$T^* = \ln(0.398) + 0.0170 \times T \quad (T > 160^\circ\text{C})$$

$$O^* = \ln(3.28) \quad (DO < 0.02 \text{ ppm})$$

$$O^* = \ln(70.79) + 0.7853 \times \ln(DO) \quad (0.02 \leq DO \leq 0.7 \text{ ppm})$$

IDO > 0.7 ppm の場合]

$$\dot{\epsilon}^* = \ln(2.16) \quad (\dot{\epsilon} > 2.16\%/s)$$

$$\dot{\epsilon}^* = \ln(\dot{\epsilon}) \quad (0.0001 \leq \dot{\epsilon} \leq 2.16\%/s)$$

$$\dot{\epsilon}^* = \ln(0.0001) \quad (\dot{\epsilon} < 0.0001\%/s)$$

$$S^* = \ln(12.32) + 97.92 \times S$$

$$T^* = 0.0358 \times T \quad (T < 50^\circ\text{C})$$

$$T^* = \ln(6) \quad (50 \leq T \leq 160^\circ\text{C})$$

$$T^* = \ln(0.398) + 0.0170 \times T \quad (T > 160^\circ\text{C})$$

$$O^* = \ln(53.5) \quad (DO > 0.7 \text{ ppm})$$

EF-2320 オーステナイト系ステンレス鋼及びこれらの溶接部

(1) BWR プラント環境

$$\ln(F_{en}) = (C - \dot{\epsilon}^*) \times T^* \quad \text{(EF-4)}$$

ここで

$$C = 0.992$$

$$\dot{\epsilon}^* = \ln(2.69) \quad (\dot{\epsilon} > 2.69\%/s)$$

$$\dot{\epsilon}^* = \ln(\dot{\epsilon}) \quad (0.00004 \leq \dot{\epsilon} \leq 2.69\%/s)$$

$$\dot{\epsilon}^* = \ln(0.00004) \quad (\dot{\epsilon} < 0.00004\%/s)$$

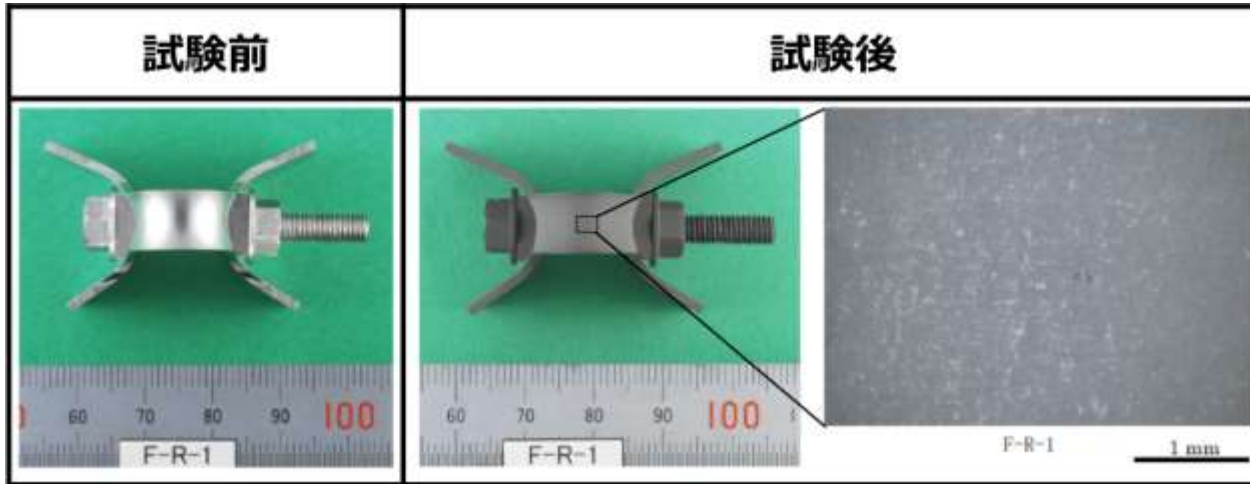
$$T^* = 0.000969 \times T$$

上記式より算出した同条件での各種材料の  $F_{en}$

炭素鋼・低合金鋼  $F_{en} = 3$

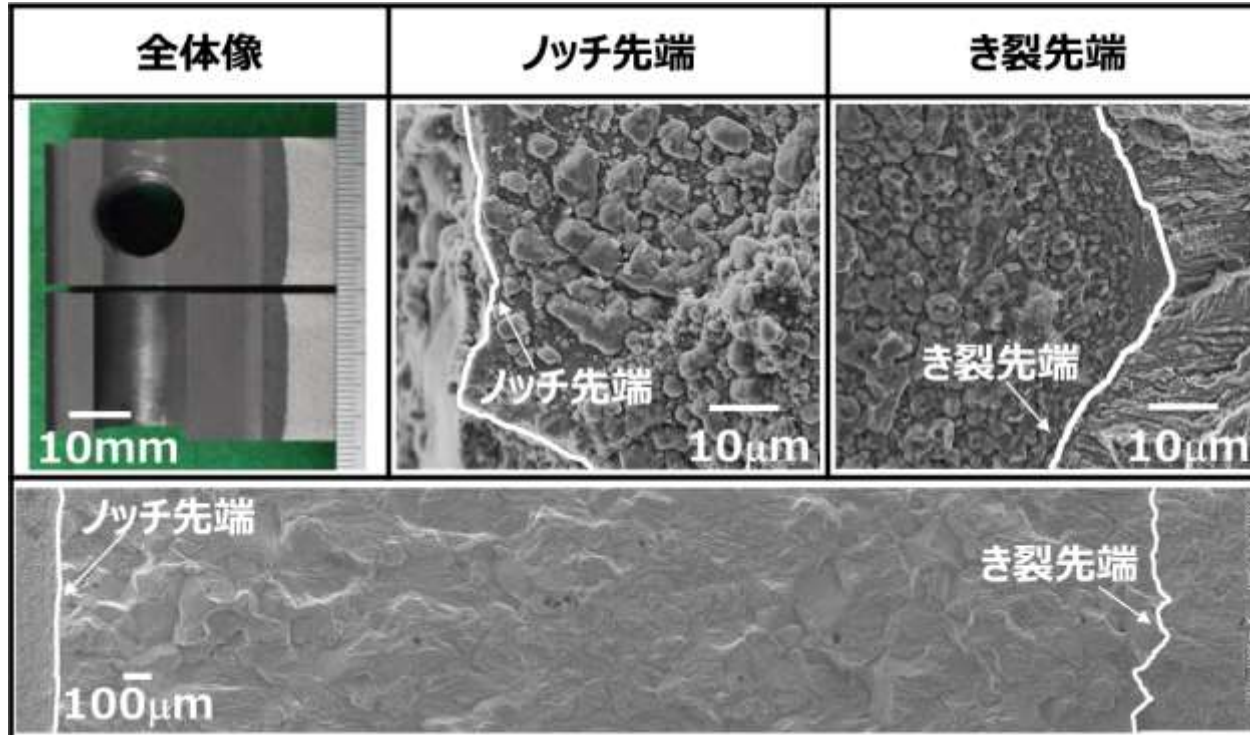
オーステナイト系ステンレス鋼  $F_{en} = 13$

# 応力腐食割れ (SCC) 評価



## 試験条件

SCC発生試験法: 逆U字曲げ試験  
SCC進展試験法: くさび開口変位法  
温度: 300°C  
圧力: 13~15.5MPa  
DO: <5 ppb  
DH: 3.5 ppm  
伝導度: <1uS/cm  
pH: 5.6~8.6  
時間: 1491.3 h



✓ 1500時間まではSCCは発生も進展もしないことを確認。



# 低放射化鋼腐食まとめ

1. 溶存水素添加環境においても脱気水中と同様に試験片重量が減少するものの、減肉量は小さく、既存の設計では問題とならないことを確認した。
2. 大気中と比べ高温水中では疲労寿命が1/16に低下することが明らかとなり、今後重点的にデータ取得を行う必要がある。
3. 1500時間までのSCC試験の結果、SCC発生・進展ともに生じないことを確認した。

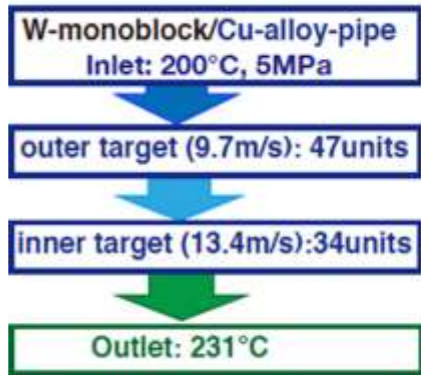
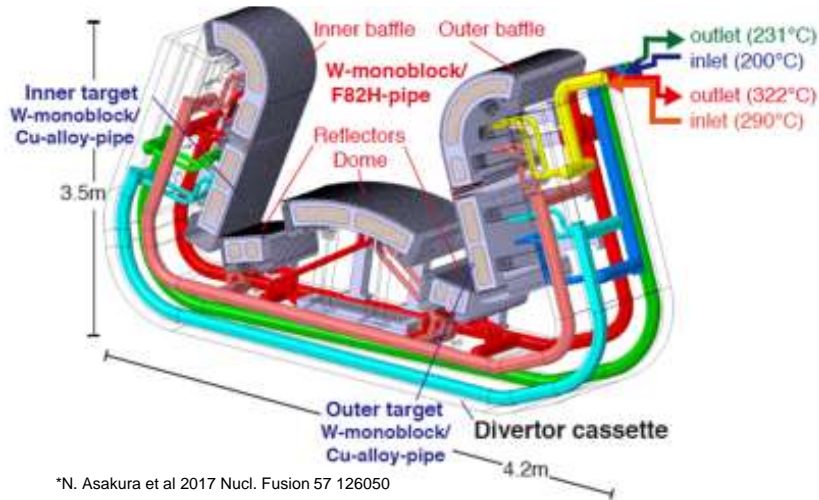
上記の結果と軽水炉での実績から、減肉やSCCの観点からは冷却水条件として溶存水素添加脱気高温水条件も適用できる十分な見通しが得られた。

# 3. 構造材料の腐食特性評価

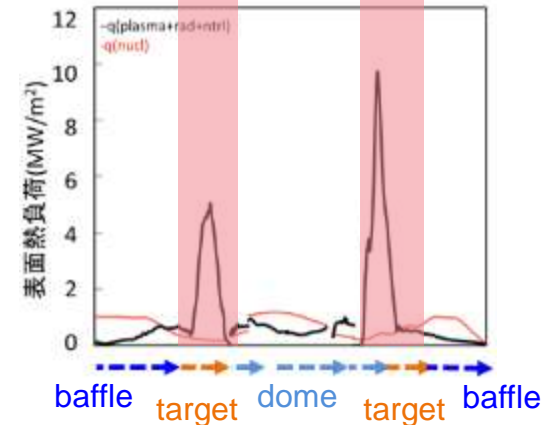
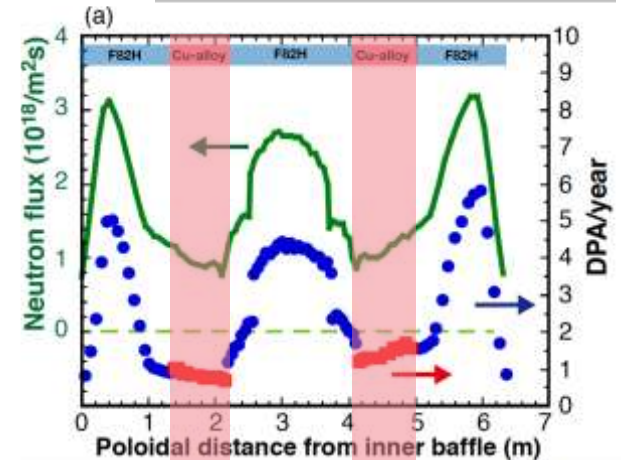
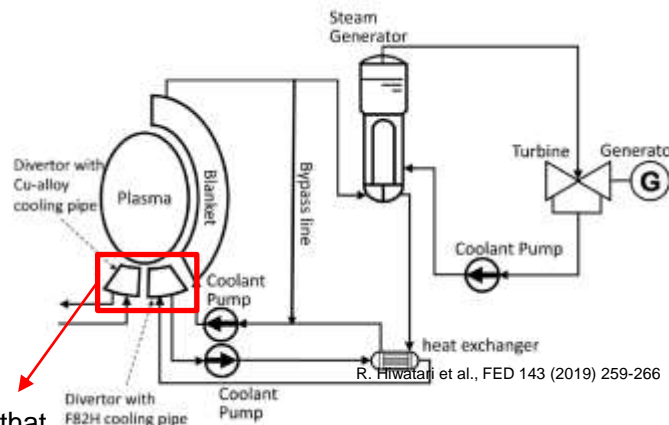
---

## ～ダイバータ用クロムジルコニウム銅

# 原型炉ダイバータシステムの課題



Independent cooling channel that made of Cu alloy and F82H pipe

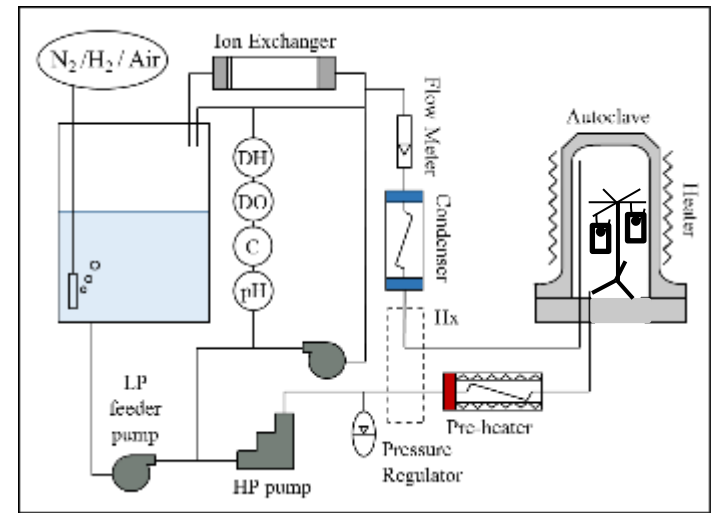
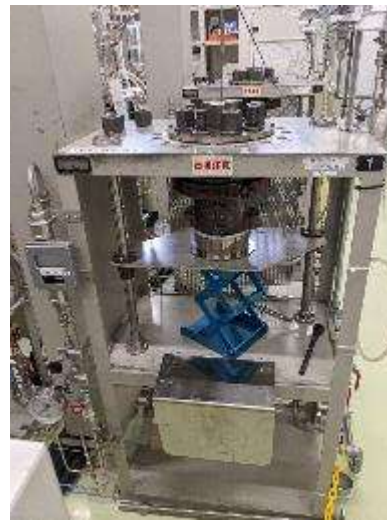
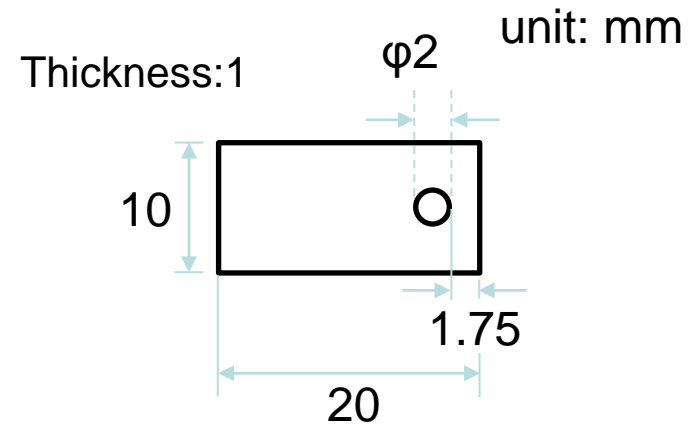


原型炉ダイバータは高熱負荷 ( $> \sim 10 MW/m^2$ ) と中性子照射 (max. 2dpa/yr) に晒され、冷却管材料であるクロムジルコニウム銅合金は入口温度/出口温度がそれぞれ 200/231°C (5MPa, max 13.4m/s) で用いられる。

# 腐食試験条件

## 試験条件

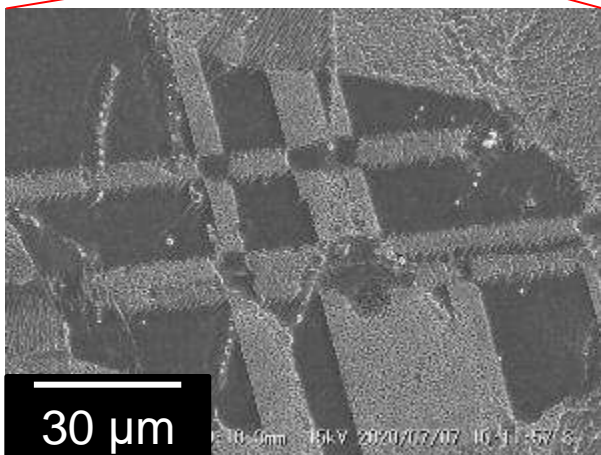
- 温度：200～250℃
- 圧力：15 MPa
- 水質：酸素添加条件 (DO100ppb、DH<5ppb)  
水素添加条件 (DO<5ppb、DH1.6ppm)  
脱気条件 (DO<5ppb、DH<5ppb)
- 時間：<1000 h



# 溶存酸素濃度の影響

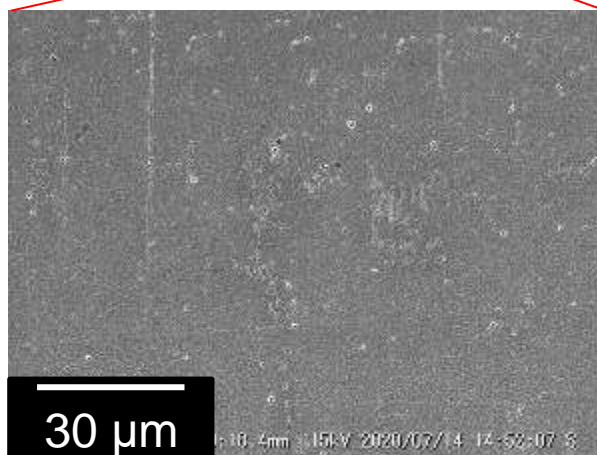
試験条件: 250°C、100h

溶存酸素 : 100ppb  
溶存水素 : <5ppb



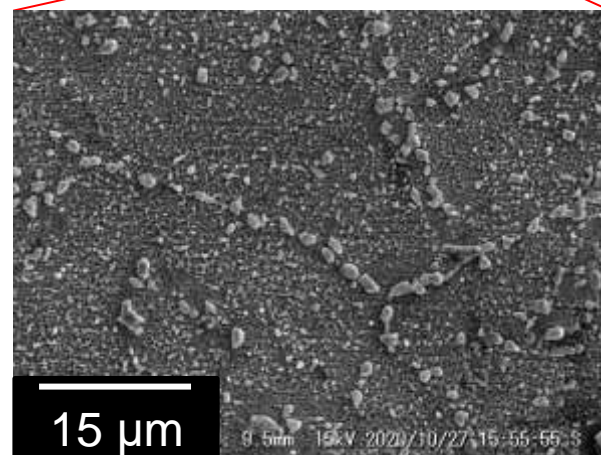
**-0.26 mg/cm<sup>2</sup>**

溶存酸素 : <5ppb  
溶存水素 : <5ppb



**-0.11 mg/cm<sup>2</sup>**

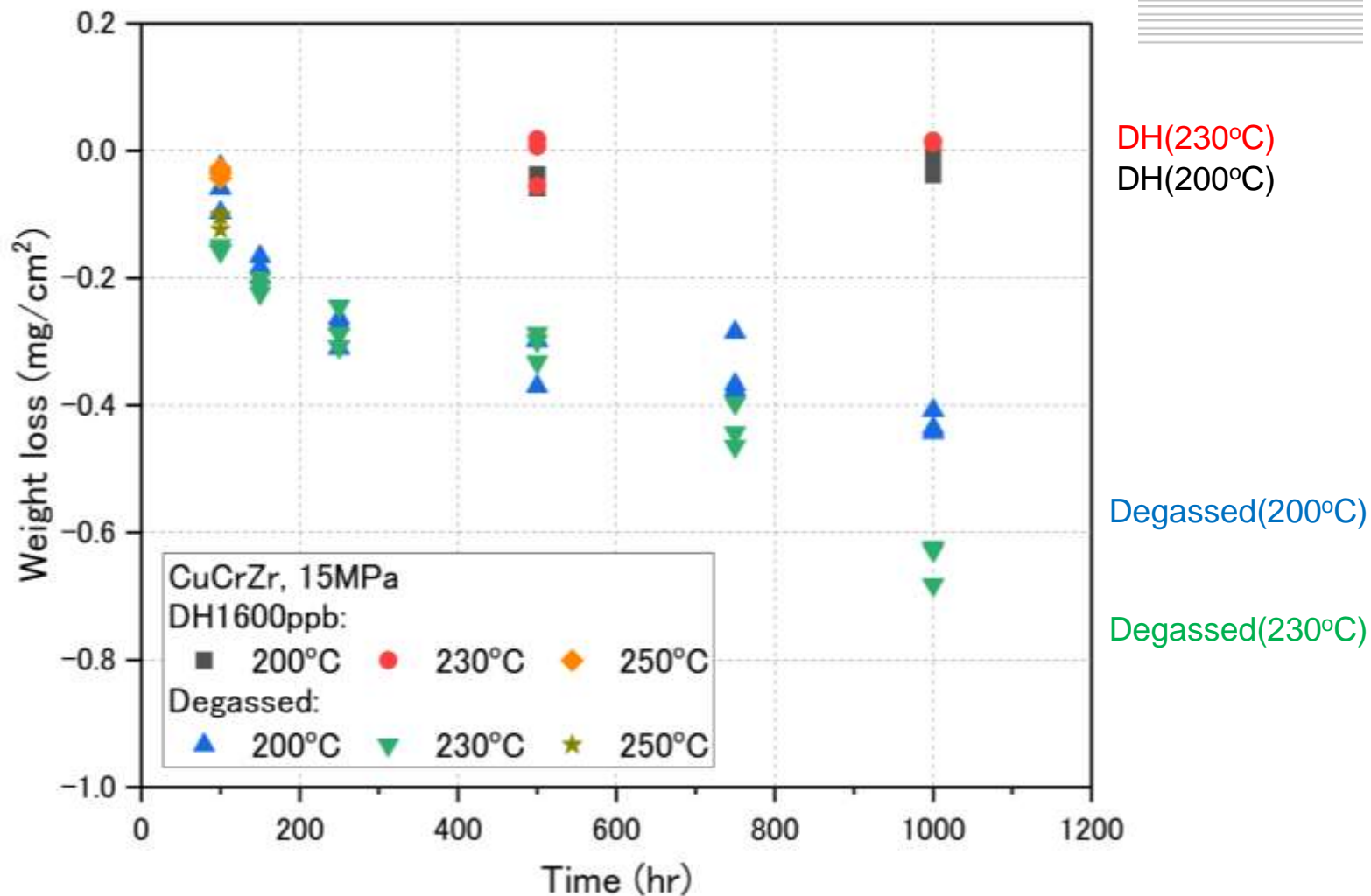
溶存酸素 : <5ppb  
溶存水素 : 1.6ppm



**-0.04 mg/cm<sup>2</sup>**

- 腐食試験後の重量変化は溶存酸素添加 > 脱気 > 水素添加の順で大きい。
- 溶存酸素添加すると結晶粒が目視できる程度に腐食が生じていた。
- 溶存水素添加条件では表面に粒子が認められた。

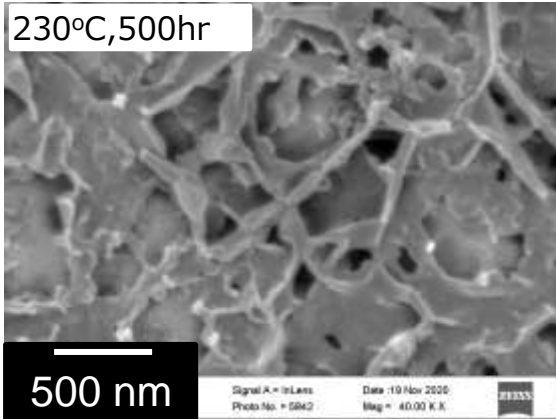
# 水素添加の影響



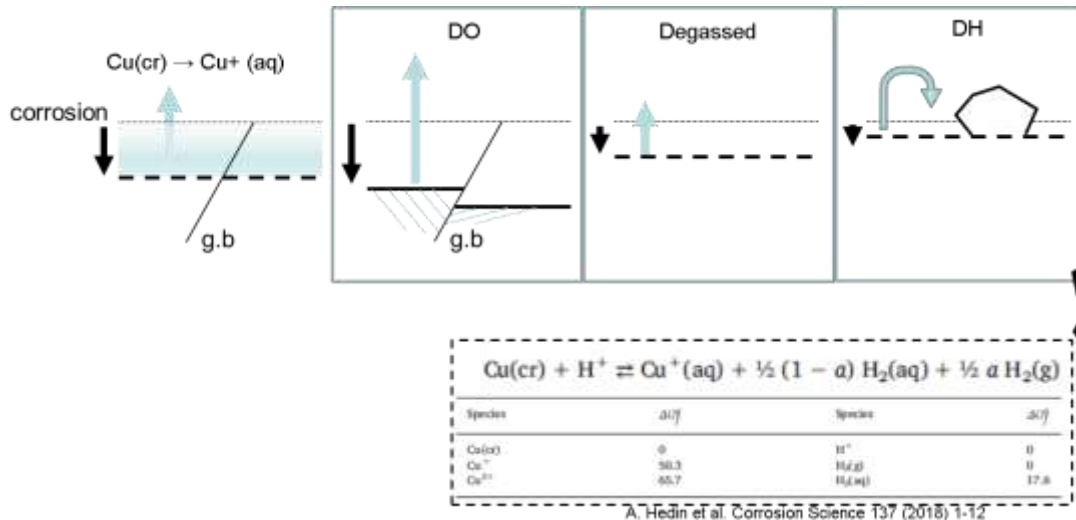
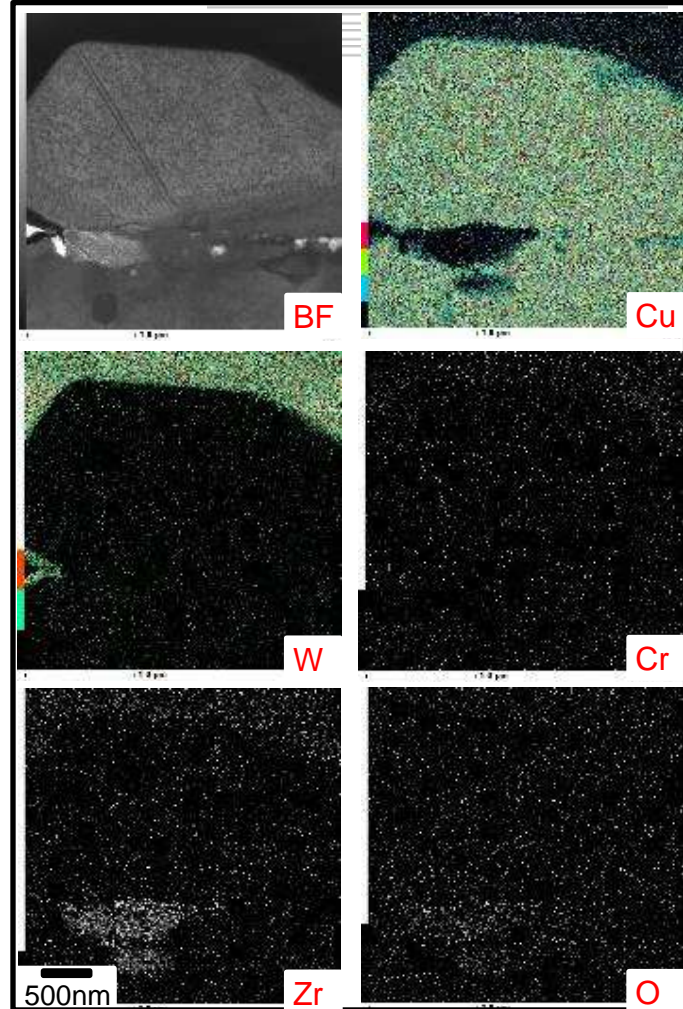
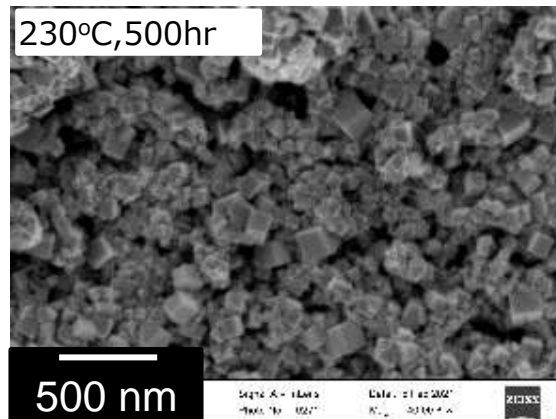
- 脱気条件では時間増加に伴い重量が減少するのに対して、水素添加条件では1000時間までほとんど重量の変化が認められない。

# 試験片表面の違い

脱気条件 (DO, DH < 5ppb)



水素添加条件 (DO < 5ppb, DH 1.6ppm)



- 脱気条件では溶出痕のみ確認できたが、水素添加条件では試験片表面に純銅粒子が析出していた。
- 水素添加条件で重量変化が小さかったのは溶出した銅イオンが粒子として再析出したことによる可能性示唆された。

# 銅合金静水腐食まとめ

- 静水腐食試験後の重量変化は溶存酸素添加＞脱気＞水素添加の順で大きい。水素添加条件では1000時間までほとんど重量の変化が認められなかった。
- 溶存酸素添加すると結晶粒が目視できる程度に腐食が生じていた。
- 溶存水素添加条件では表面に純銅の粒子が認められ、溶出した銅イオンの再析出により、重量減少が小さかった可能性が示唆された。
- 流動腐食環境では銅の再析出が抑制されることが想定されるため、早急に流動腐食試験を実施し、水素添加の優位性を確認し、ダイバータシステムの水化学条件決定の見通しを得る。



# 3. 構造材料の腐食特性評価 ～QST装置開発状況

---

# QSTが所有する腐食試験装置



## CBBオートクレーブ

台数: 4  
最大温度: 600℃  
最大圧力: 25MPa  
容量: 750mL



## SSRT試験装置、DO-SSRT試験装置

台数: 3  
最大温度: 600℃  
最大圧力: 25MPa  
容量: 750mL  
試験片形状: Round-bar( $\phi 4$  mm),  
SS-J3  
最大荷重: 20kN  
クロスヘッド速度: 0.0001~1 mm/min



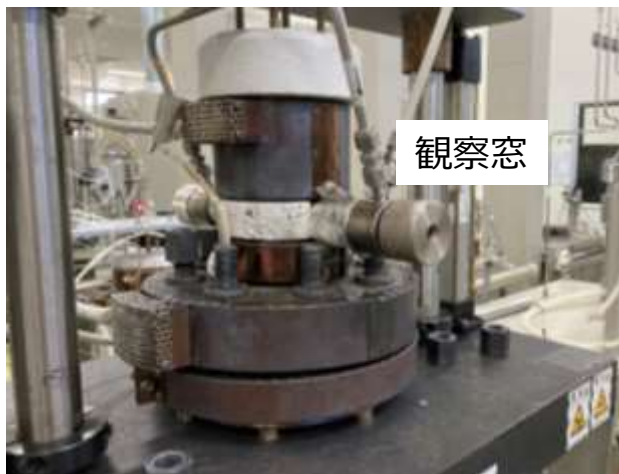
## 回転円盤試験装置

台数: 1  
最大温度: 350℃  
最大圧力: 16MPa  
容量: 1.23L  
試験片形状:  $\phi 100$  mm X 5 mm<sup>t</sup>  
最大回転速度: 2000 rpm

## 水質条件

ベース: 純水 (薬品添加不可)  
溶存酸素濃度: <0.005~8 ppm  
溶存水素濃度: Max. 1.6 ppm

# 磁場環境腐食試験装置の開発（静水磁場腐食）



磁場解析条件

＜腐食試験条件＞

温度 300℃

圧力 15MPa

試験時間 1000時間

＜磁場解析ソフトウェア＞

ソフトウェア名 SIMULA Opera Manager

プリ/ポストプロセッサ Opera-3d Modeller/Post-Processor

ソルバー名 TOSCA（静磁場解析）

＜磁石＞

サマリウムコバルト磁石、鉄クロムコバルト磁石

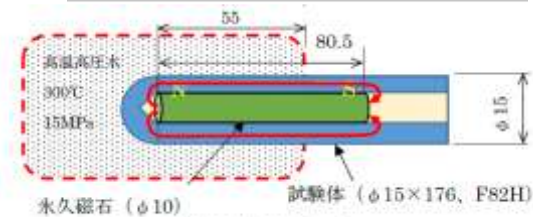


図1 静水腐食試験 基準モデル

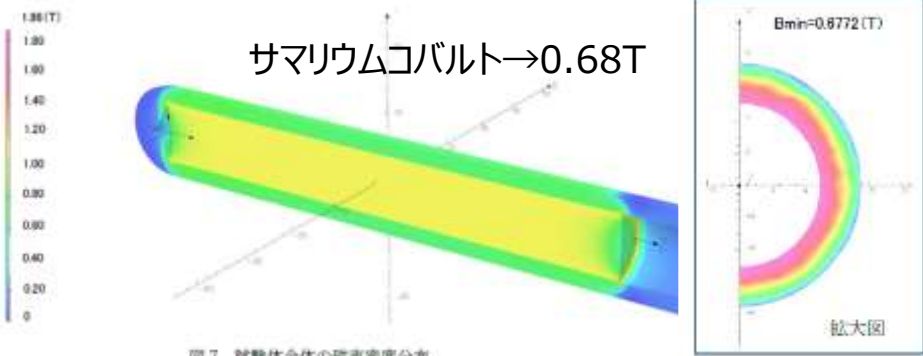


図7 試験体全体の磁束密度分布

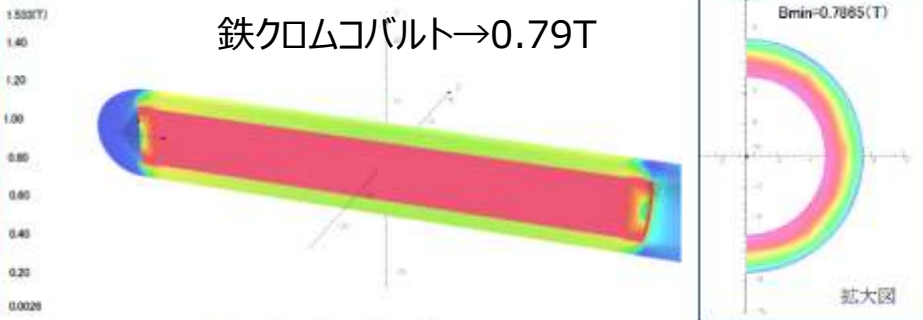


図22 試験体全体の磁束密度分布

表8 静水腐食試験に用いる磁石仕様の検討結果

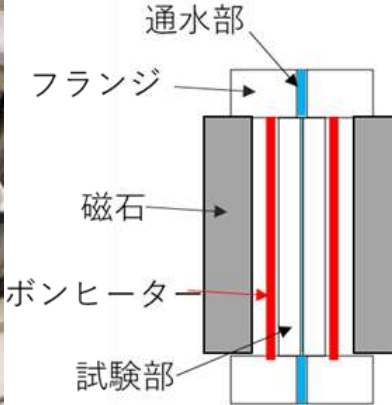
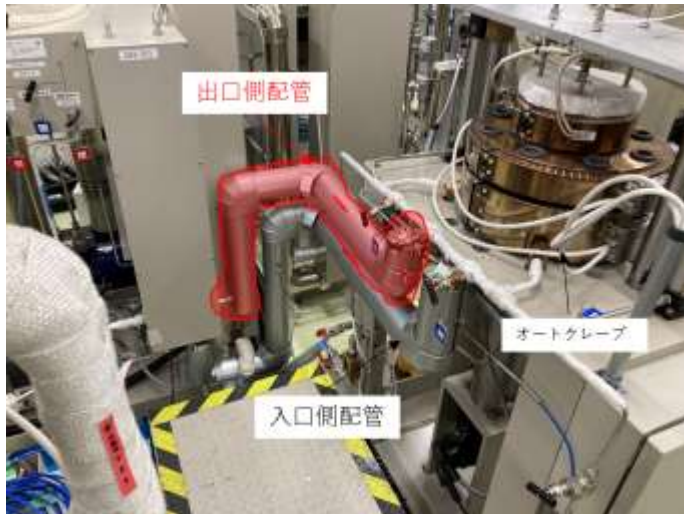
磁石種類		100%仕様	75%仕様	50%仕様	25%仕様
外径(mm)		10	9	8	6.5
サマリウム・コバルト磁石	磁束密度 (T)	0.6772	0.4879	0.3228	0.1650
	比率 (%)	—	72.0	47.7	24.4
鉄・クロム・コバルト磁石	磁束密度(T)	0.7867	0.5753	0.3978	0.2052
	比率 (%)	—	73.1	50.6	26.1

磁石径を変えることで磁束密度を調整する

静水磁場腐食試験のための磁石内蔵試験体の設計を進めている。

2020年度は磁石の選定、磁場解析まで完了し、今年度より製作中

# 磁場環境腐食試験装置の開発（流動磁場腐食）



温度：300℃  
 圧力：15MPa  
 内径：1.3 mm (流速：1 m/s)  
 長さ：50 mm  
 肉厚：3 mm

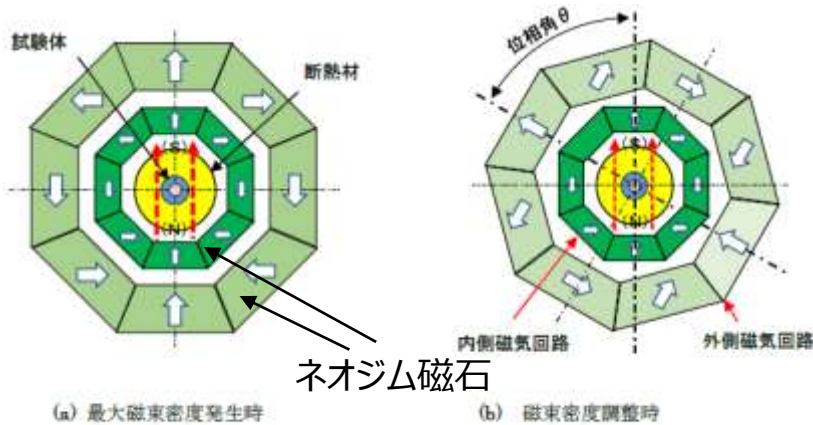
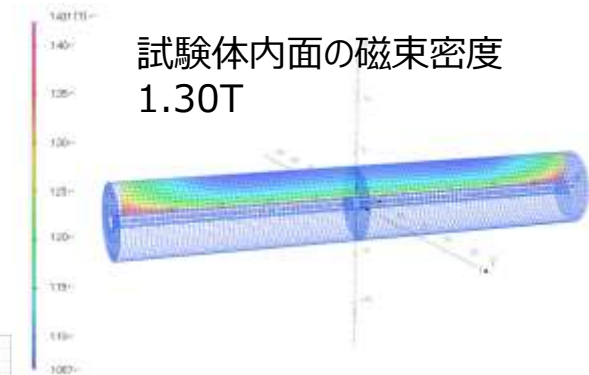


図 37 二重ハルバツハ型磁気回路構成

二重ハルバツハ磁気回路を用いることで発生磁場の調整が可能

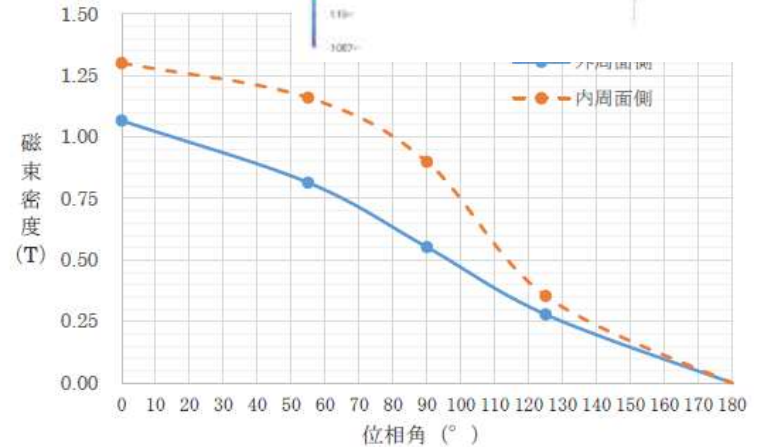
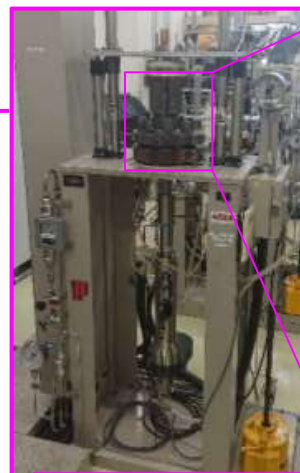
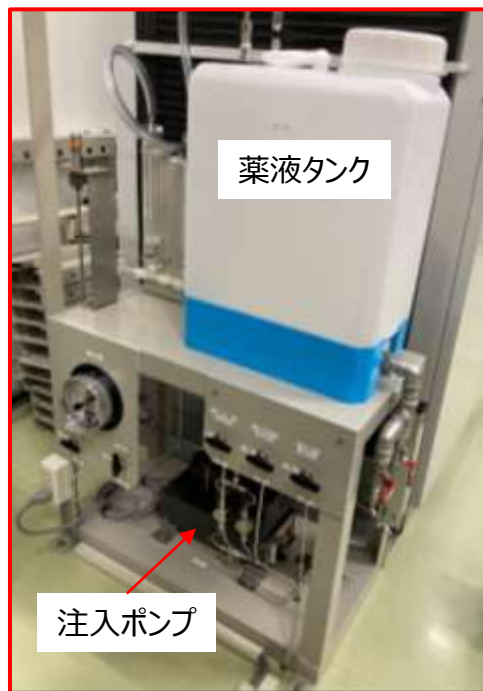


図 51 試験体外周面近傍における位相角と試験体内最小磁束密度の関係

磁場発生装置を用いて磁場を付加しつつ流動腐食試験を実施できる装置の設計を進めている。2020年度までに磁石の選定、磁気回路の設計、磁場解析まで完了し、今年度製作中

# 過酸化水素注入装置の開発



超臨界環境中腐食試験装置 (SSRT試験装置)

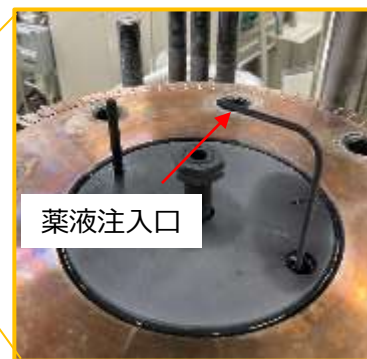
過酸化水素注入装置スペック  
タンク容量：20L  
注入速度範囲：0.16~4.8mL/min  
最大圧力：20MPa



超臨界環境中腐食試験装置 (CBBオートクレープ)

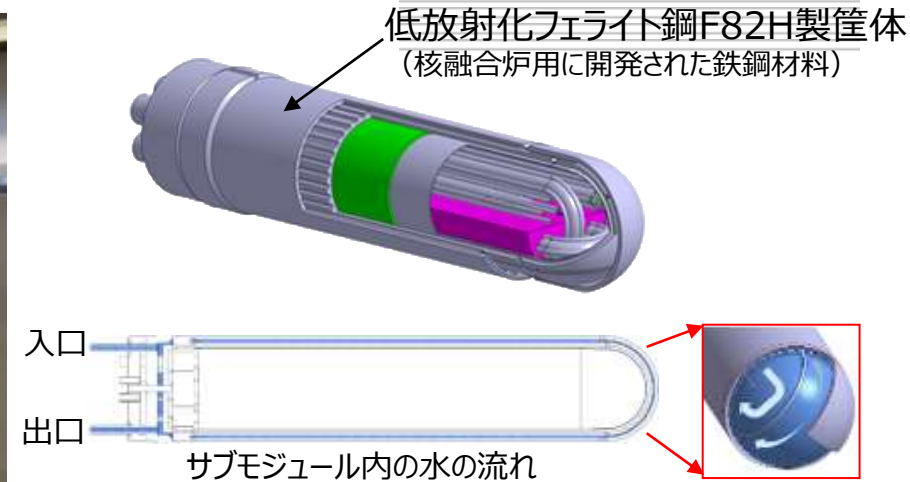


回転円盤腐食試験装置

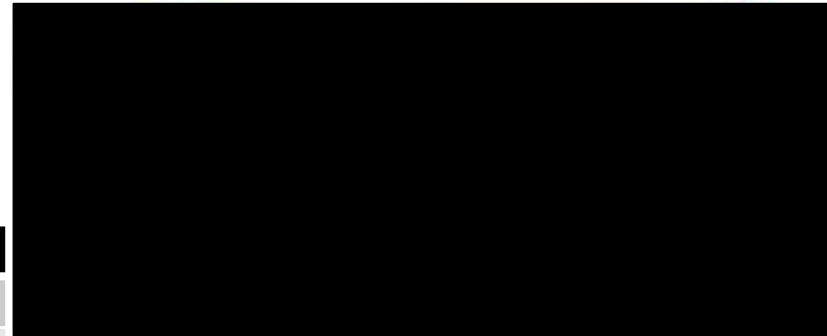


既設装置に過酸化水素注入ラインと注入装置を増設し、過酸化水素注入 (=水の放射線分解模擬水) 環境での静水腐食試験、流動腐食試験、SCC試験、SSRT試験が可能となった。

# 高温高圧水腐食試験ループ



流速分布



・ITER-TBM安全実証試験の一環として、実験室規模まで小型化した水冷却システムと実物大のTBM要素を用いて、実際の運転状態を模擬した腐食試験システムを構築。

パラメータ	制御範囲	計測範囲
流量	540~1527 kg/h	
温度	~325℃	
圧力	~15.5 MPa	
過酸化水素	~10 ppm	0~200 ppm
溶存水素	~3.5 ppm	0~10 ppm
溶存酸素	~0.2 ppm	0~5 ppm
電気伝導度	-	0.02~50000 $\mu\text{S}/\text{cm}$
pH	-	0~14

## 4. 国内メーカー、大学への期待

---





# まとめ

大学との共同研究やメーカーの協力を立ち上げ全日本体制で実施

	ITER-TBM	原型炉開発	BA Phase-II
水・液体金属 管理仕様	<ul style="list-style-type: none"> <li>WCCB-BLK (水)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ダイバータ (水)</li> <li>液体金属BLK (水、液体金属)</li> </ul>	
基盤DB整備	<ul style="list-style-type: none"> <li>WCCB-BLK (水)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>ダイバータ (水)</li> <li>液体金属BLK (水、液体金属)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>MPH整備</li> </ul>
環境影響評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射線影響 (H<sub>2</sub>O<sub>2</sub>模擬水)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射線・照射損傷影響DB整備 (原子炉・核融合中性子源照射)</li> <li>トリチウム影響DB整備</li> <li>磁場影響DB整備</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉内環境影響モデル</li> <li>要素試験</li> </ul>
ACP評価	<ul style="list-style-type: none"> <li>簡易評価</li> <li>安全実証試験</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>統合モデル</li> <li>コード実証</li> <li>モデルコンポーネント試験によるコード実証</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>腐食機構モデル</li> <li>コード入力データ整備</li> <li>要素試験</li> </ul>

- 当面の研究活動の中心はITER-TBM活動とBA Phase-IIとなる。学術的な研究開発要素は大学との共同研究、炉内機器設計や運用（水化学含む）については学協会や国内メーカーとの協力のもと開発を進める。