

# 稼働率・保守

日本原子力研究開発機構

飛田 健次

# 「一定の経済性」をどう考えるか

## COE スケール則 (電中研)

発電単価

$$COE \propto \frac{1}{\beta_N^{0.9} \cdot B_{\max}^{0.63} \cdot \eta_{th} \cdot f_{av}}$$

β<sub>N</sub> 磁場強度 η<sub>th</sub> 設備利用率

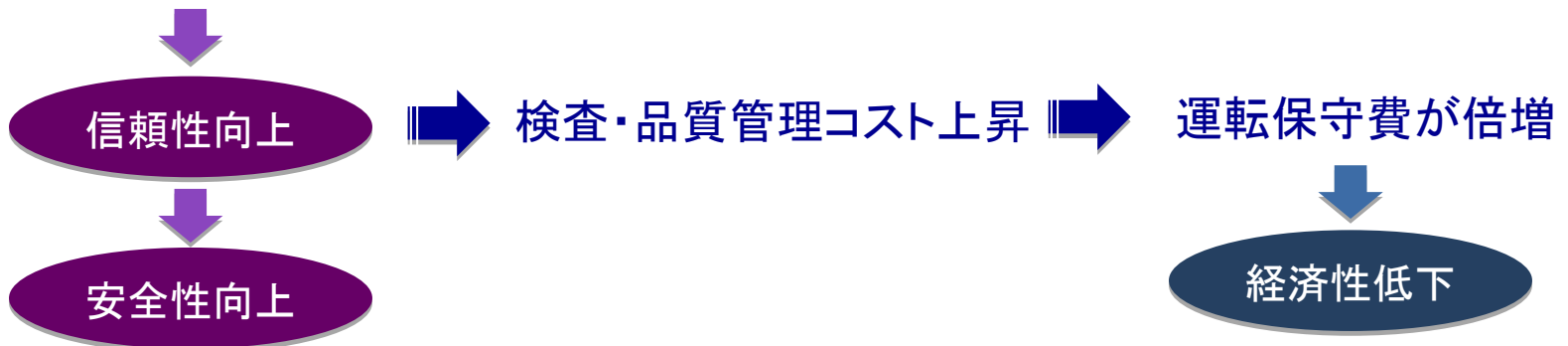
β<sub>N</sub> (圧力) 磁場強度 熱効率

$$\text{設備利用率} = \frac{\text{発電電力量}}{\text{定格出力} \times \text{暦時間}} \quad \text{稼働率} = \frac{\text{発電時間}}{\text{暦時間}}$$

- ベータ値
  - 磁場強度
  - 熱効率
- 開発リスクを考慮し、適切な目標設定
- 稼働率 (設備利用率)
- 原型炉の合理的な数値目標の設定は困難

## 【RAMI・安全性・経済性の関連を示す事例】

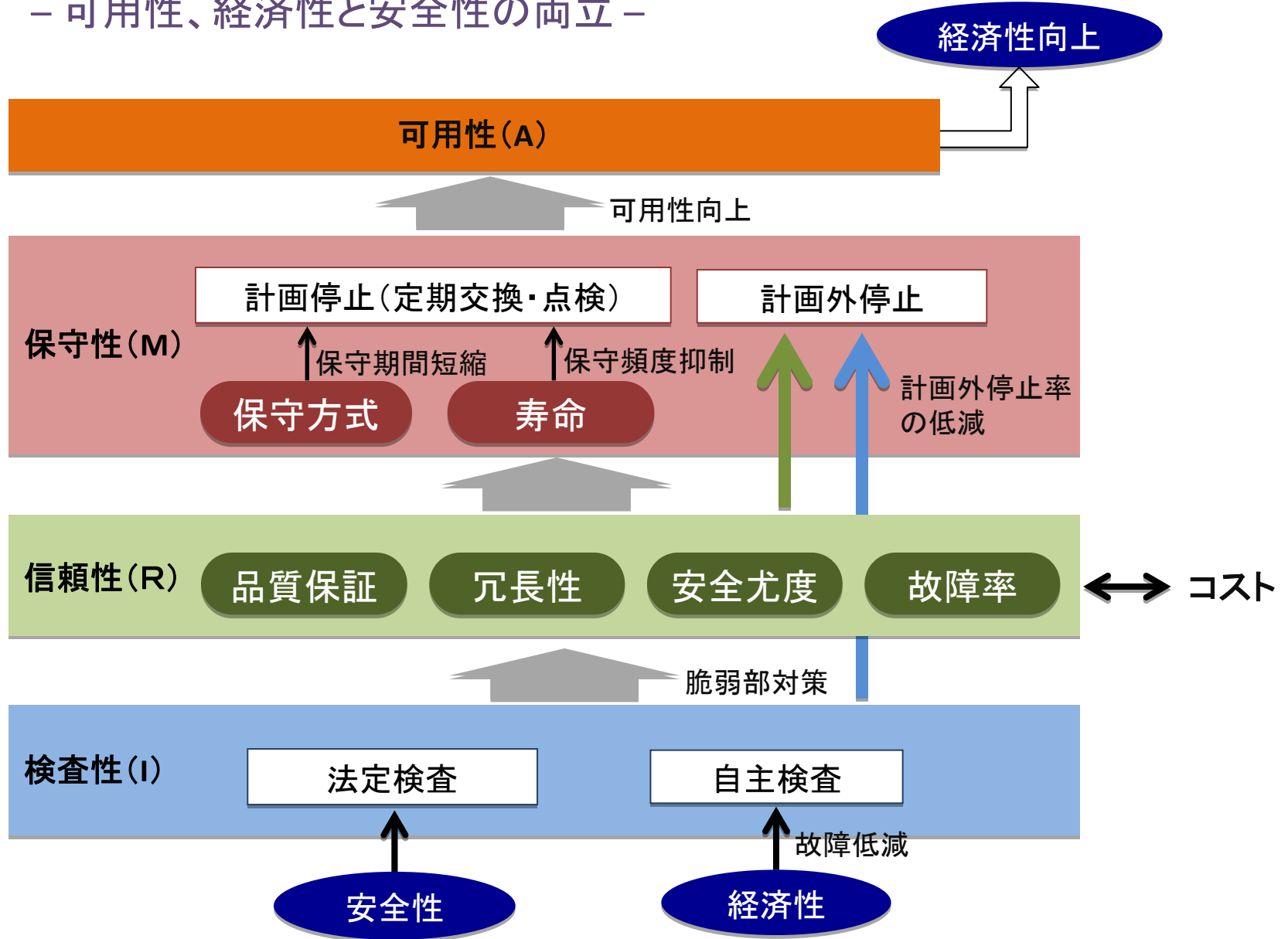
- TMI事故を受け、'80-'90に米NRCが規制強化



# 可用性と保守(RAMI)の関係

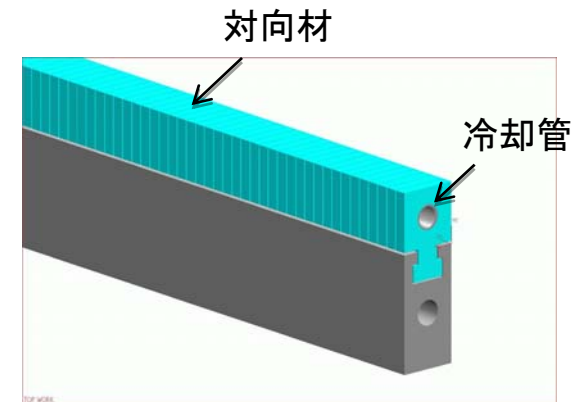
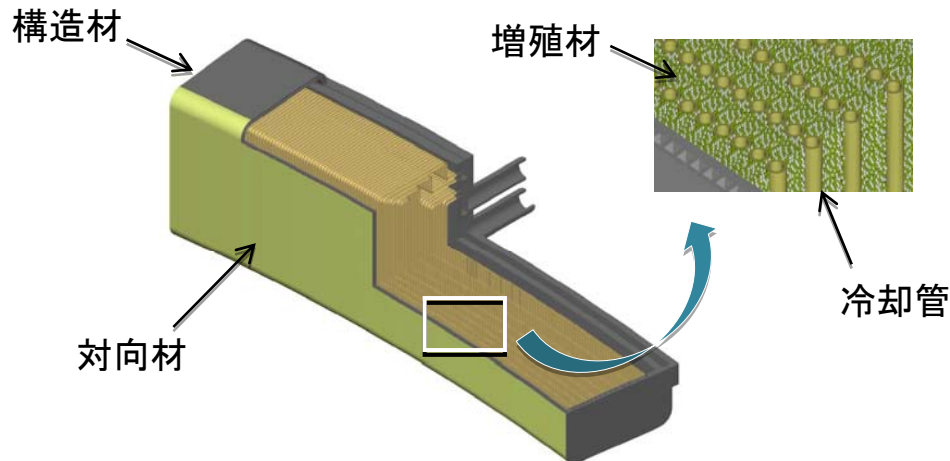
原型炉では、経済性向上につながる道筋、データを提供することが重要

- 可用性、経済性と安全性の両立 -

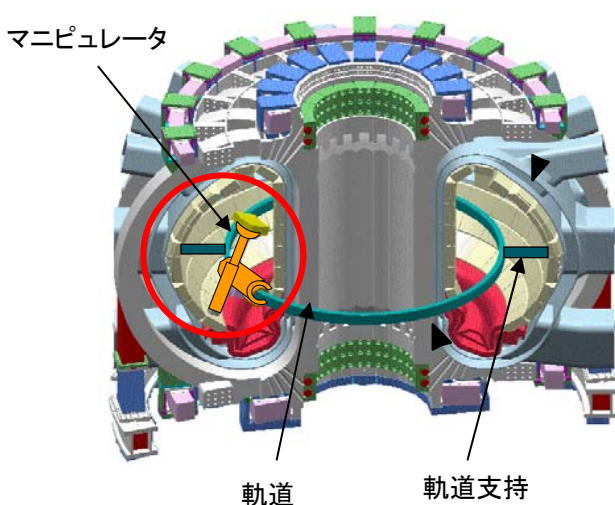
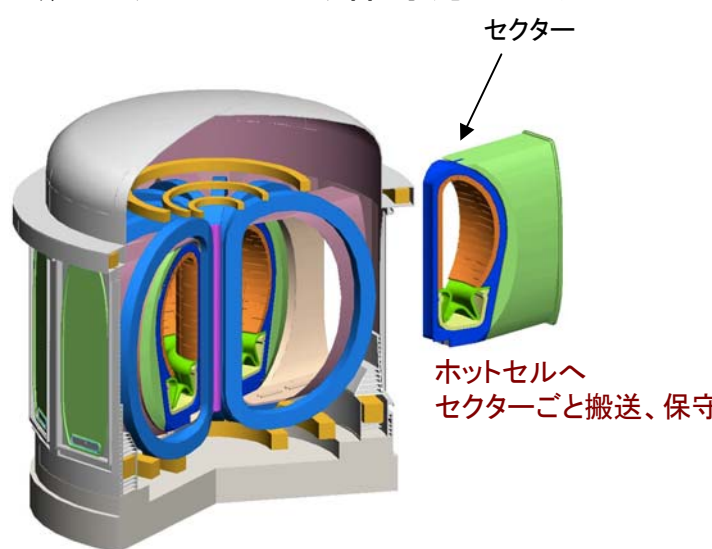


# 炉内機器の寿命(交換頻度)を決める要因

寿命	決定要因	対象機器	具体的な原因	寿命予測
短 数ヶ月～1年? ↑ ↓ 長 数年	対向材の損耗	ブランケット ダイバータ	<ul style="list-style-type: none"> <li>スパッタリング</li> </ul>	現段階では予測困難  粒子束、イオン種、照射エネルギー、中性子/イオン同時照射効果、温度など、多くの要因に依存
	冷却管の減肉	ブランケット ダイバータ	<ul style="list-style-type: none"> <li>液体冷却 → 腐食</li> <li>ガス冷却 → ダストによる損耗</li> </ul>	水冷却の場合、SUSのデータから推定可能だが、F82Hでの確認試験が必要
	構造材の照射劣化	ブランケット ダイバータ	<ul style="list-style-type: none"> <li>中性子による照射脆化</li> <li>He生成による脆化、スウェリング</li> </ul>	IFMIF照射データの充実により予測可能
	増殖材の燃焼	ブランケット	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃焼による Li-6 濃度の低下</li> </ul>	予測可能



# ITERと原型炉の保守の相違点

	ITER	原型炉
基本思想	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 損傷機器の交換(その都度) 1モジュール -- 8週間</li> <li>● 定期交換: 炉寿命中1回 全モジュール(440個) -- 2年</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 定期的にブランケット、ダイバータ全てを交換</li> <li>● 保守の所要期間を可能な限り短く</li> </ul>
作業環境	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 炉内線量率: 約250 Gy/h</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 炉内線量率: 20,000 Gy/h (炉停止 1ヶ月後)</li> </ul> <p>RH機器寿命: モーター(20-200h) 位置センサ(20-66h) イメージファイバ(3-11h)</p>
方式	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 炉内保守方式を採用</li> </ul>  <p>マニピュレータ</p> <p>軌道</p> <p>軌道支持</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 炉外(ホットセル)保守方式が適</li> </ul>  <p>セクター</p> <p>ホットセルへ セクターごと搬送、保守</p>

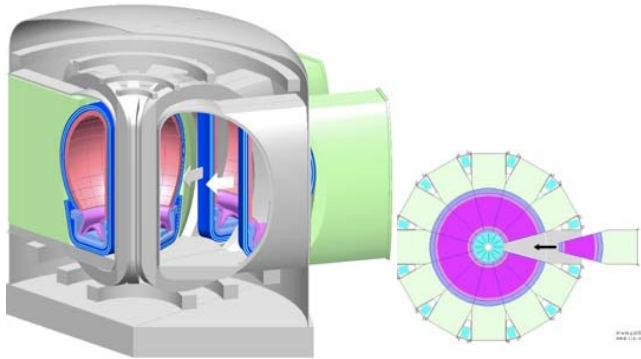
# 原型炉での保守方式案

それぞれ長短あり、継続的な検討比較が必要



## セクター水平引抜き

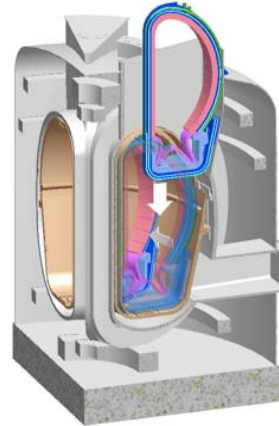
### (1) 全セクターに保守ポート設置



- |   |                |
|---|----------------|
| 長 | 構造シンプル、保守期間は最短 |
| 短 | TFコイル転倒力支持が困難  |



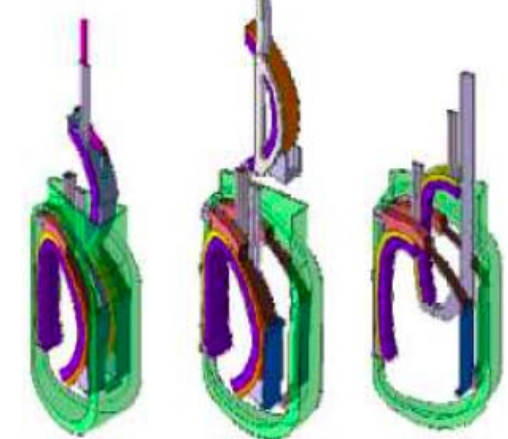
## セクター垂直引抜き



- |   |                  |
|---|------------------|
| 長 | TFコイル転倒力支持が容易    |
| 短 | 炉内でのセクター移動方法が未解決 |

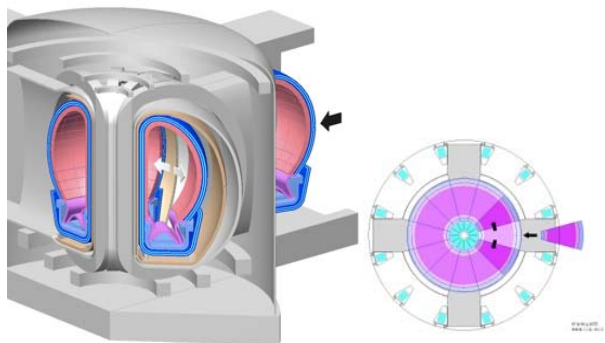


## セグメント垂直引抜き



- |   |                  |
|---|------------------|
| 長 | 保守ポート寸法が小        |
| 短 | セグメントの固定に難、配管が複雑 |

### (2) 部分的に保守ポート設置



- |   |                    |
|---|--------------------|
| 長 | TFコイル転倒力支持の問題を解決可能 |
| 短 | 冷却連結管の切断・再溶接・検査に難  |



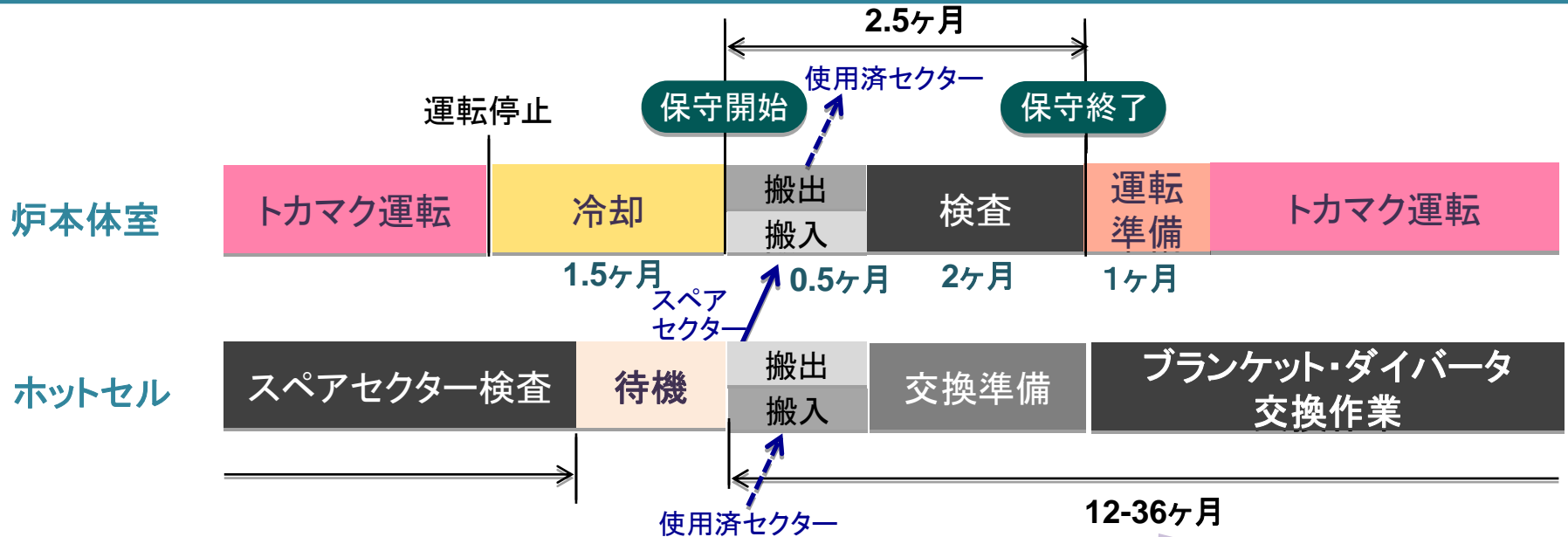
## セクター回転引抜き



- |   |                   |
|---|-------------------|
| 長 | PFコイルをほぼ最適位置に設置可能 |
| 短 | セクター回転機構の成立性が不明   |

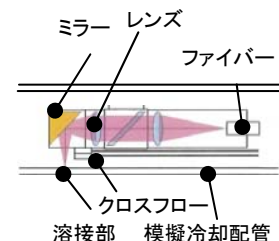
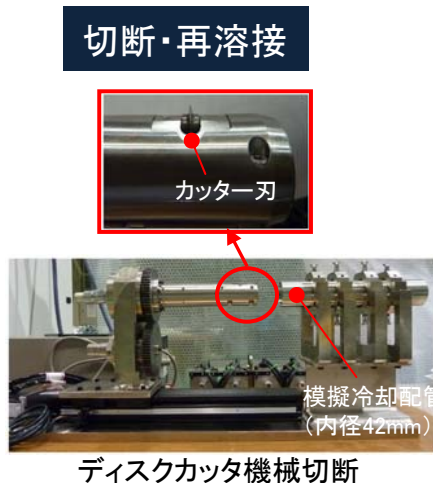
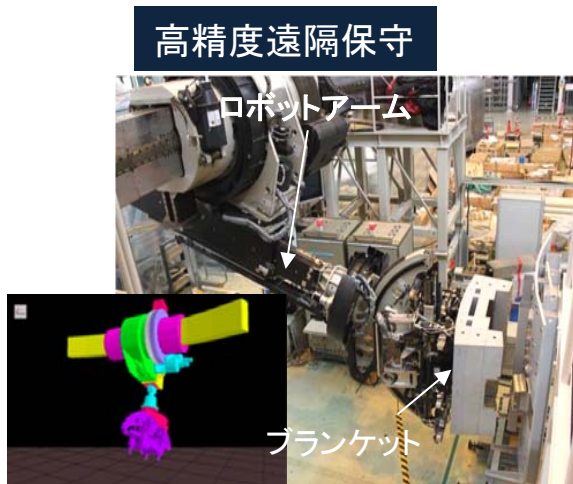


# 原型炉の保守シナリオ(例)



大部分の保守はホットセルで実施

## ホットセルでの保守 ← ITERの技術を応用



## 検査(開発中)

- ◆ ビューイング検査
- ◆ 非破壊検査
- ◆ Heリーク試験

# 高放射線場に耐える機器開発の必要性

## ITERの保守条件

容器内線量率: 250 Gy/h

保守期間: 1モジュール - 8週間  
全モジュール(440個) - 2年

耐放射線性の目標: 積算線量 5 MGy  
2年間、ロボットの部品が健全であること



## 原型炉の保守条件(例)

ホットセル内線量率: 10,000 Gy/h程度

保守期間(ホットセル内)  
: 1セクター - 3~6ヶ月  
全セクター - 2~3年

耐放射線性の目標: 積算線量 200 MGy

	部品	材料	累積線量限度	備考
動力系	サーボモータ	絶縁体:セラミクス(SiO <sub>2</sub> ) 潤滑:ドライ潤滑	55 MGy	潤滑不良で停止。特注(高価)
	ケーブル	絶縁体:ETFE(テトラフルオロエチレン) シース:GSM(クロロスルホン化ポリエチレン)	6MGy	市販品 ハロゲン化物
	潤滑剤(固体)	DLC(Diamond Like Carbon)	-	摩耗試験をJAEAで実施 理論的にはガンマ線の影響なし
	潤滑剤(液体)	グリース(GK-1)	25MGy	照射試験をJAEAで実施
	コネクタ	絶縁体:ポリマー	100MGy以上	照射試験をJAEAで実施
視覚系	カメラ	撮像管	2MGy	カタログ値
	イメージ ファイバー	シリコンガラス(OH基800ppm)	12MGy、照明 8500lx	
	テレスコープ(潜望鏡)	鉛ガラス等	20MGy、照明 8500lx	



# 原型炉へ向けた課題

課題	内容、対応策
原型炉保守概念の構築	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 保守方式、炉構造、建家・ホットセルにわたる総合的な概念検討</li></ul> <p>➔ 成立性・製作性の検討のため、メーカーも主体として参加できる体制の構築や環境整備が不可欠</p>
耐放射性機器の開発・試験	<ul style="list-style-type: none"><li>・ ITERの技術を踏まえ、一層の耐放射線化</li><li>・ 確認試験のため、高ガンマ線照射設備の長期的確保が不可欠 (JAEA 高崎研: 10,000 Gy/h)</li></ul>
寿命評価	<ul style="list-style-type: none"><li>・ 交換頻度評価のため、プラズマ対向材の寿命データベース、モデリング手法</li><li>・ RH機器の故障率データベース</li></ul> <p>➔ ITER及び国際協力によるデータ拡充が有効</p>