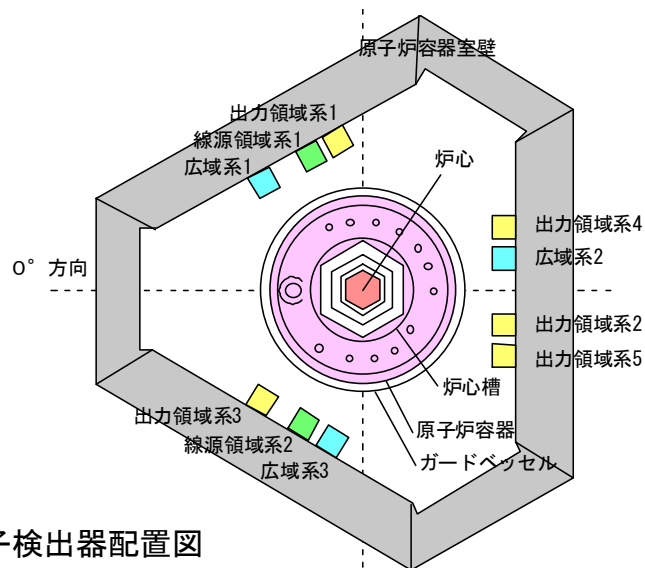


## 中性子検出器特性の試験データ

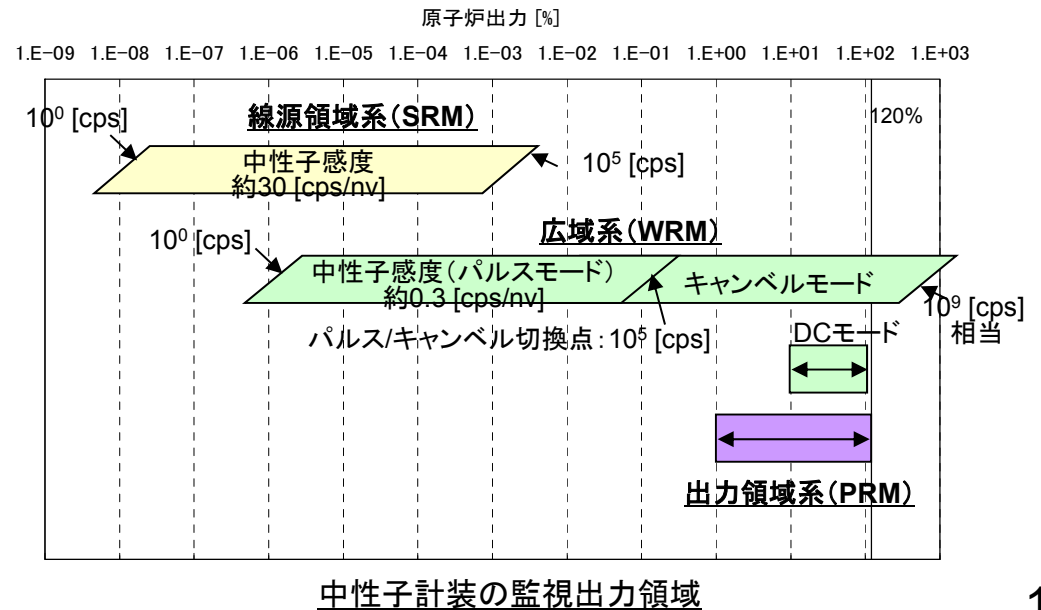
「もんじゅ」では、ループ型炉の特徴として、中性子計装が原子炉容器外に水平横方向に配置されており、このような計装での炉心監視の有効性を実機で確認する。

なお、中性子計装の調整作業として各出力段階に応じて、線源領域系(SRM)、広域系(WRM)のプラトー、ディスクリ特性の確認、WRMのパルス／キャンベル切替特性の確認及び出力領域系(PRM)の熱出力校正、飽和特性確認、ガンマ線補償特性の確認を行う。

注) 炉心中心から中性子検出器に至るまでには、中性子束の5桁以上の減衰を生ずる。このような巨大複雑体系に於ける炉外配置の中性子検出性能の実証は、実機である「もんじゅ」でしか実施できない。



中性子検出器配置図



中性子計装の監視出力領域

ループ型特有な又はFBRプラントに特有な計測設備について、性能試験・本格運転を通して性能・信頼性確認を行うとともに、実機での経年データ(検出器性能の変化、寿命等)を蓄積する。

## 水漏えい検出器特性の試験データ

水漏えい検出系は、プラント起動時等の過渡状態において信号に変化が生じることが知られている。

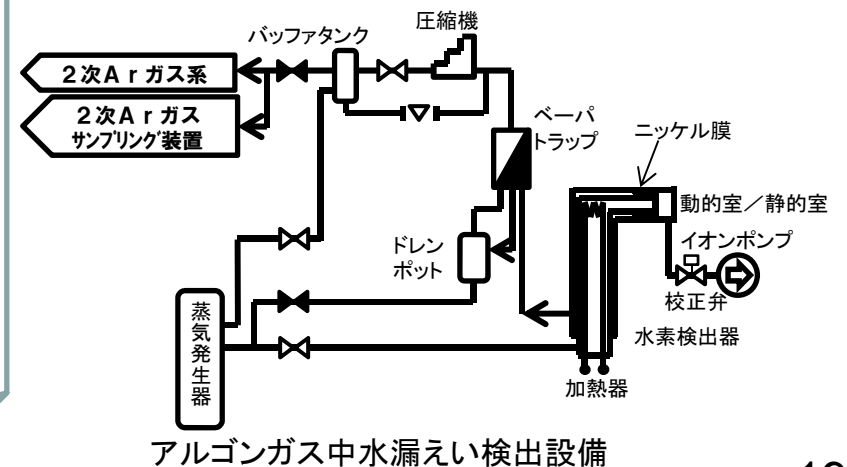
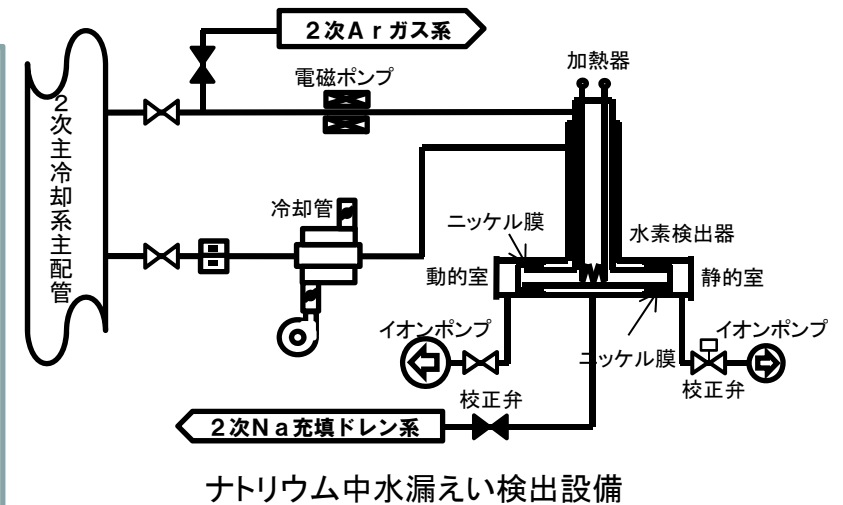
「もんじゅ」性能試験では、起動時等各運転状態における指示値を測定して、警報設定値の最適化を検討していく。特に、蒸気発生器伝熱管から2次冷却系に透過してくる水素の挙動を確認することで、蒸気発生器伝熱管からの透過水素量や水漏えい検出系のリーク検出の有効性を評価する。

本格運転以降も、長時間の使用実績を基にした検出性能の変化及び寿命等々を評価する。これらのデータは、将来炉プラント設計に貴重なデータとなる。

### 取得するデータ及び情報

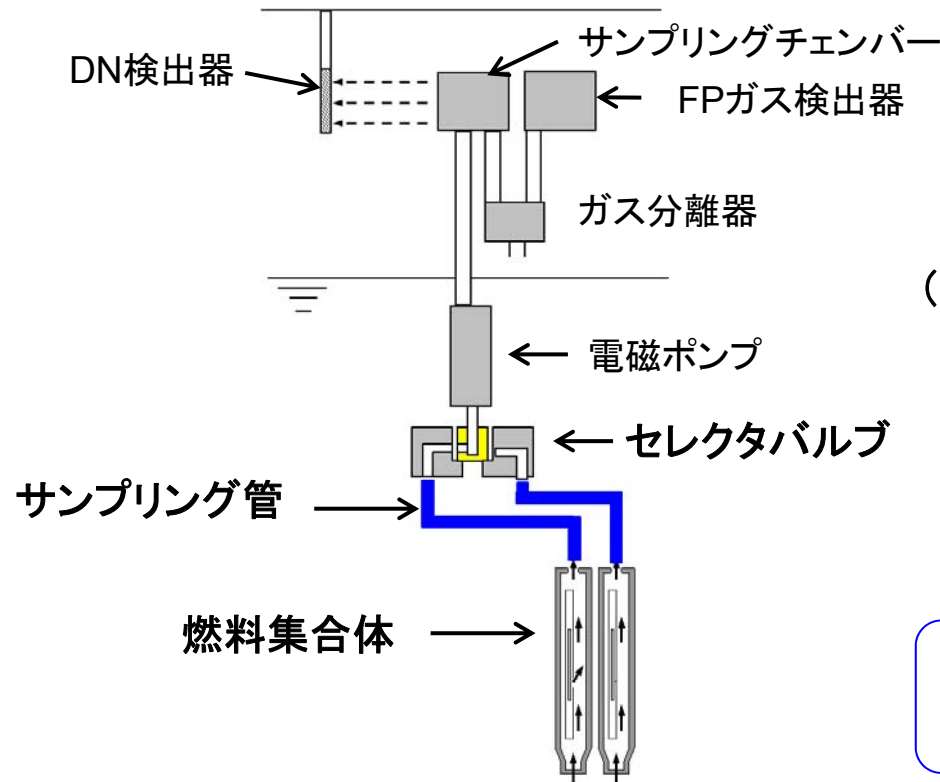
- ・蒸気発生器伝熱管からの水素透過量データ
- ・リーク検出性評価
- ・定常運転時の2次冷却系(ナトリウム中、アルゴンガス中)水素濃度のバックグラウンドとその揺らぎの実測値 など

注) これらのデータは、水系を有する大型ナトリウム施設でしか取得できず、「もんじゅ」で実施する事が最適である。



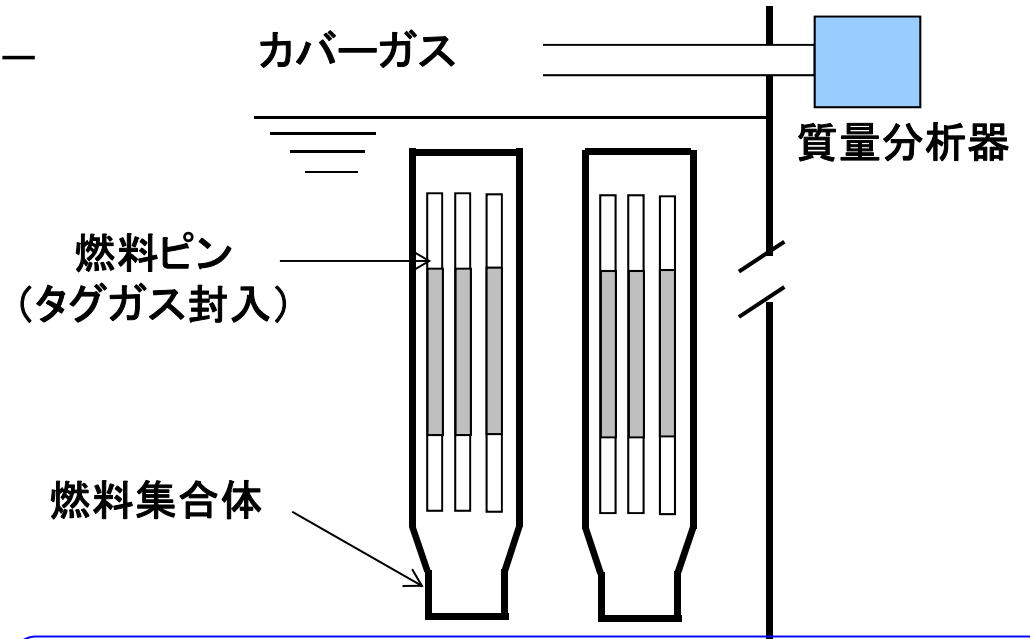
## セレクトバルブ法

(PFR、フェニックス、スーパーフェニックス)



## タグガス法

(EBR-II、FFTF、もんじゅ)



燃料集合体毎に異なる同位体比希ガス(タグガス:KrとXe)を封入し、破損時に出てきたガスを分析する。

- 従来炉でDN検出について良好な実績がある。
- DN検出では破損がある程度拡大しないと検出できないことが課題。

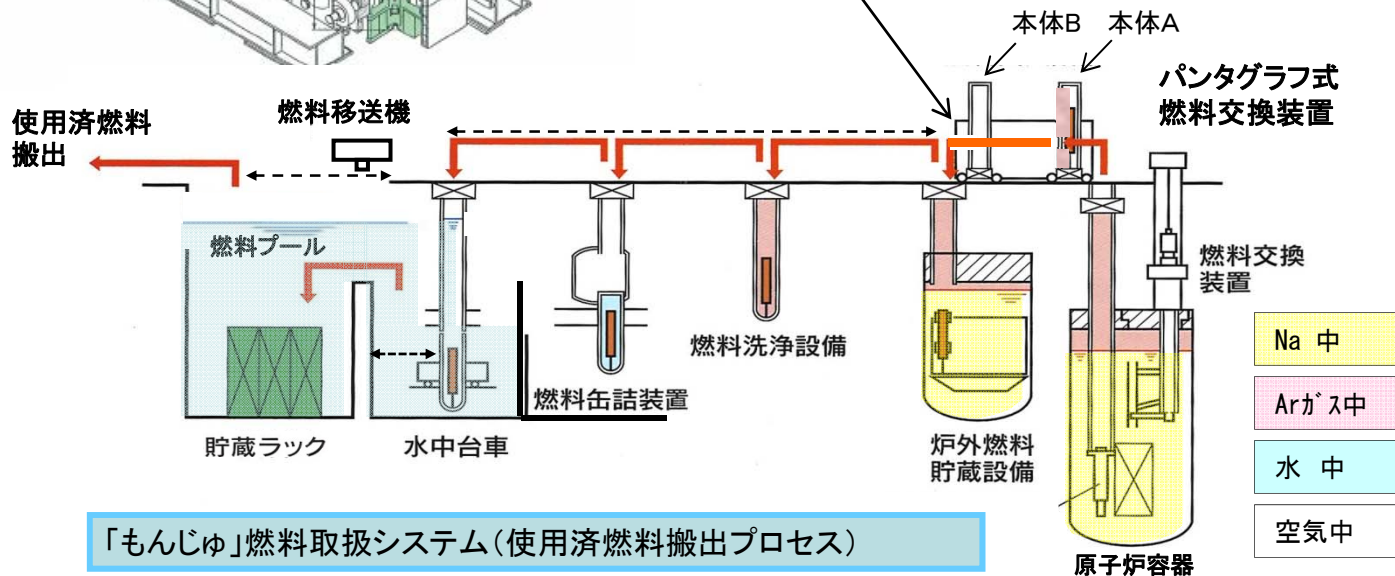
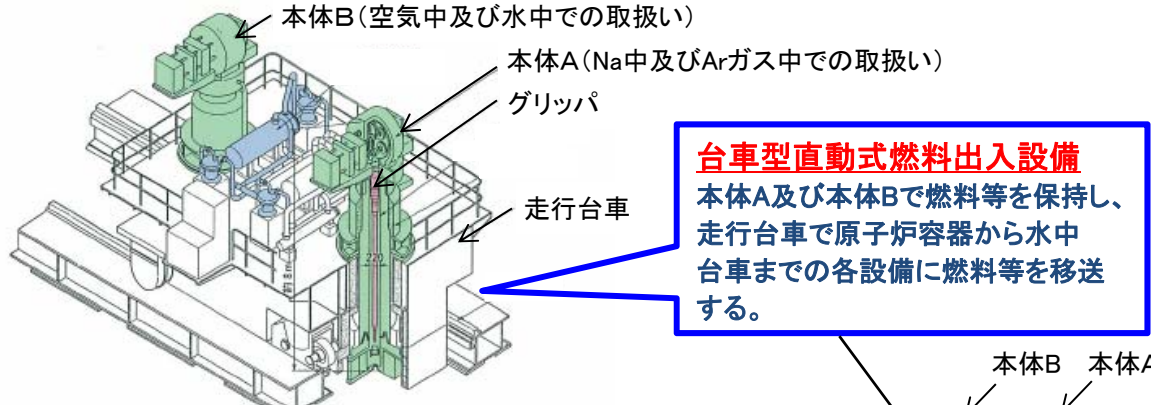
- EBR-II、FFTFで良好な実績がある。原型炉はもんじゅのみ。
- 小規模な破損の段階で検知が可能な特徴がある。
- 原型炉レベルの大きなカバーガス容積で運用に必要なバックグラウンドを確保することが重要。

# 炉外燃料取扱システム設計技術 (台車型直動式燃料取扱システム性能確認)

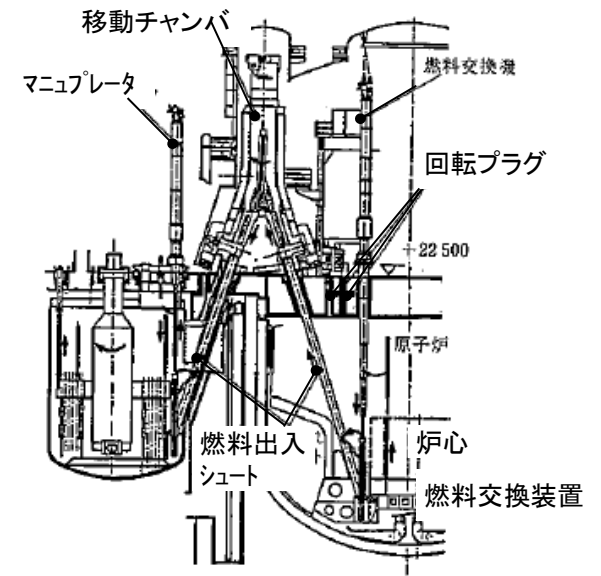
燃料交換、燃料洗浄、燃料貯蔵などの燃料取扱作業を通じて、我が国独自のシステムが単純な台車型直動式燃料取扱システムの性能を確認し、実証するとともに、将来炉の燃料交換作業の信頼性向上、交換期間短縮のための運転ノウハウ、設計改良に資する知見を取得する。

燃料交換  
燃料移送  
燃料洗浄・貯蔵

- ・運転データ、保守データ、不具合データ及び対策処置経験等の蓄積・評価
- ・実機でしか確認できない例：ナトリウムベーパーやナトリウム蒸着による影響（遠隔自動操作性、不具合摘出）、放射化、CPが付着した機器のメンテナンス性、燃料洗浄時の電導度の挙動など



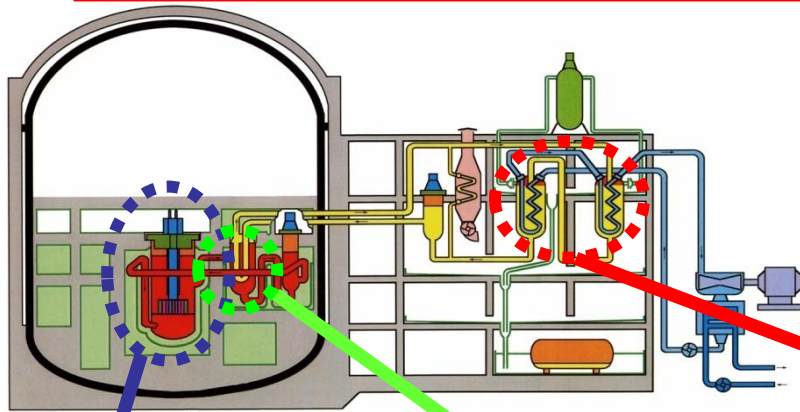
「もんじゅ」燃料取扱システム(使用済燃料搬出プロセス)



海外の例(Super Phenix\*)  
Aフレーム方式燃料出入方法  
\*:基礎高速炉工学(日刊工業新聞社:P241)

# 原子炉容器及び1次主配管用供用期間中検査 (ISI) 技術 蒸気発生器検査技術 (伝熱管用ISI技術)

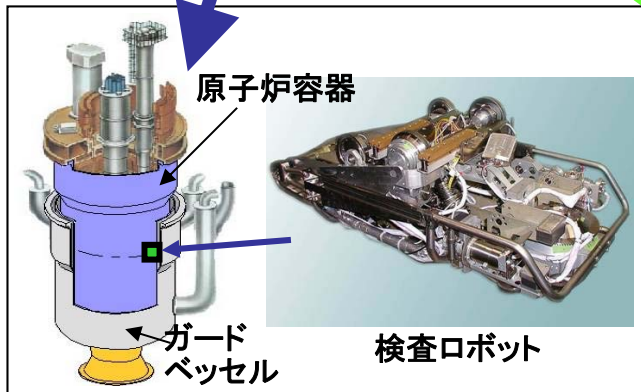
開発整備しているループ型炉特有な検査技術を実機で適用し  
信頼性や確実性向上を目指した開発を実施



「もんじゅ」系統図

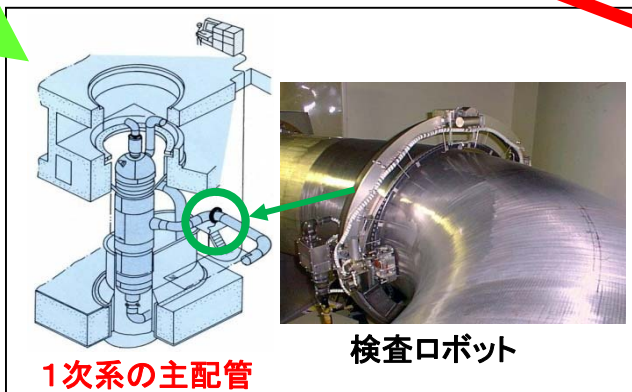
・「もんじゅ」の原子炉容器、1次主冷却系配管および蒸気発生器伝熱管の供用期間中検査に用いる検査装置について、整備を終了した上で、保全計画に従い「もんじゅ」に適用し、高温・高放射線環境などを特徴とする高速炉機器のISI技術を開発する。

注) 蒸気発生器伝熱管ISI技術は、水系を有する大型ナトリウム施設でしか取得できず「もんじゅ」が最適。  
原子炉容器や1次主配管用ISI技術の実証は、高放射線環境下である実機ループ型炉である「もんじゅ」でしか実施できない。



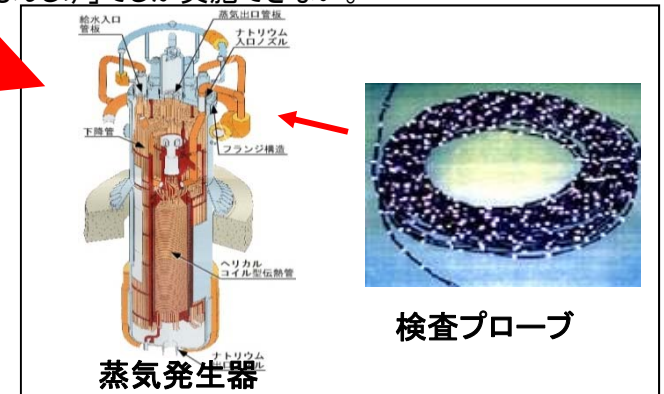
原子炉容器廻り検査装置

- 特徴
- ・高温雰囲気 (約200℃)
  - ・高放射線環境 (最大10Sv/hr)
  - ・無軌道の狭隘 (幅30cm) 空間を自動走行など



1次主冷却系配管検査装置

- 特徴
- ・配管屈曲部 (エルボ) の自動走行/検査
  - ・高放射線環境 (配管への取付時間: 目標5分以内)
  - ・カプラント (接触媒質) 不要のタイヤ型超音波探触子など



蒸気発生器伝熱管検査装置

- 特徴
- ・強磁性体材料 (蒸発器)
  - ・厚肉 (3.5mm以上)
  - ・プローブの挿入が困難な長尺 (約90m) かつ複雑形状の伝熱管 など

1次系/2次系のNa中の酸素、水素濃度や1次系配管・機器に付着する放射化物質(CP等)の挙動特性を実環境下でのデータとして取得し、ループ型高速増殖炉発電プラントのナトリウム管理技術を確立する。

## ナトリウム純度確認のデータ

1次冷却系、2次冷却系のナトリウムをサンプリングし、ナトリウム中の不純物濃度を測定することで、腐食生成物発生主要因子である酸素濃度の運転データ及びトリチウムの移行分布の主要因子である水素濃度の運転データが取得できるとともに、ナトリウム中への不純物持込量やコールドトラップの純化効率の評価を行うことができる。実機規模でループ型としてのデータ取得は、「もんじゅ」が最適である。

このデータは、将来炉での線源評価コードの適用性や検証、及びコールドトラップの設計、ナトリウム純度管理の運用基準を設定するために不可欠なデータである。

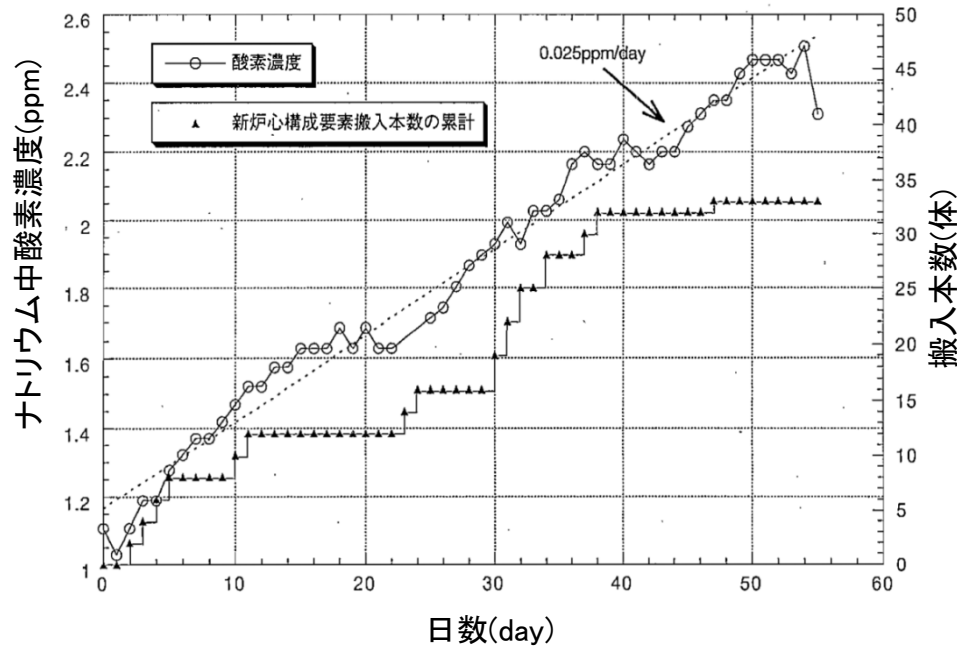
## 放射性物質挙動のデータ

1次冷却系内の放射性腐食生成物の分布、特に配管・機器表面への沈着分布に関するデータを得ることができる。また、1次系、2次系及び水・蒸気系のトリチウムを測定し、トリチウム分布に関するデータを得ることができるのは「もんじゅ」が最適である。これらのデータを基に、計算コードの検証を通して解析評価手法の確立を図り、将来予測評価を行って被ばく低減化及びトリチウム管理の検討へ反映させることができる。

注) これらのデータは、個別のデータだけではなく、詳細な運転履歴、保守履歴とあわせた分析評価が必要であり、自国で知見集積することが最適。

## 系統昇温による不純物溶出量や燃料交換に伴う不純物持込量評価

系統昇温時の配管機器表面からの不純物溶出量や燃料交換時等の不純物持込量をコールドトラップ温度及びプラグ温度により評価する。



EVSTへの炉心構成要素搬入本数とナトリウム中酸素濃度

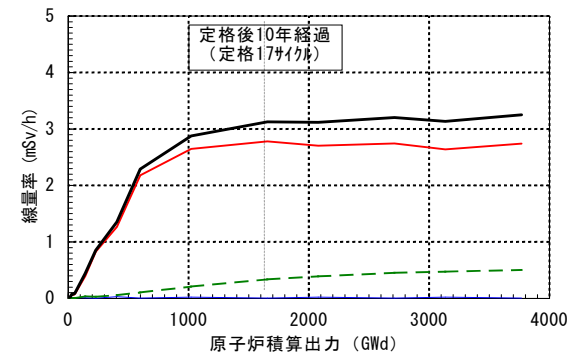
## 1次冷却系放射性物質の挙動評価

放射性腐食生成物(CP)の配管沈着密度とこれらに起因する機器・配管周りの線量率を測定。

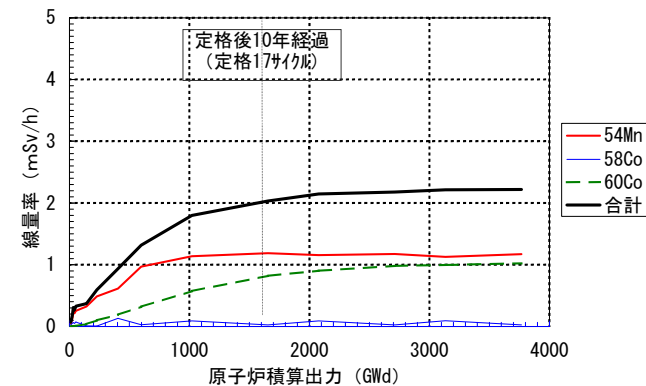


- ・計算コードの検証、解析評価手法の確立への反映
- ・点検・補修時における作業員の被ばく管理への反映

(CLスナバ配管保温材表面)



(HLスナバ配管保温材表面)

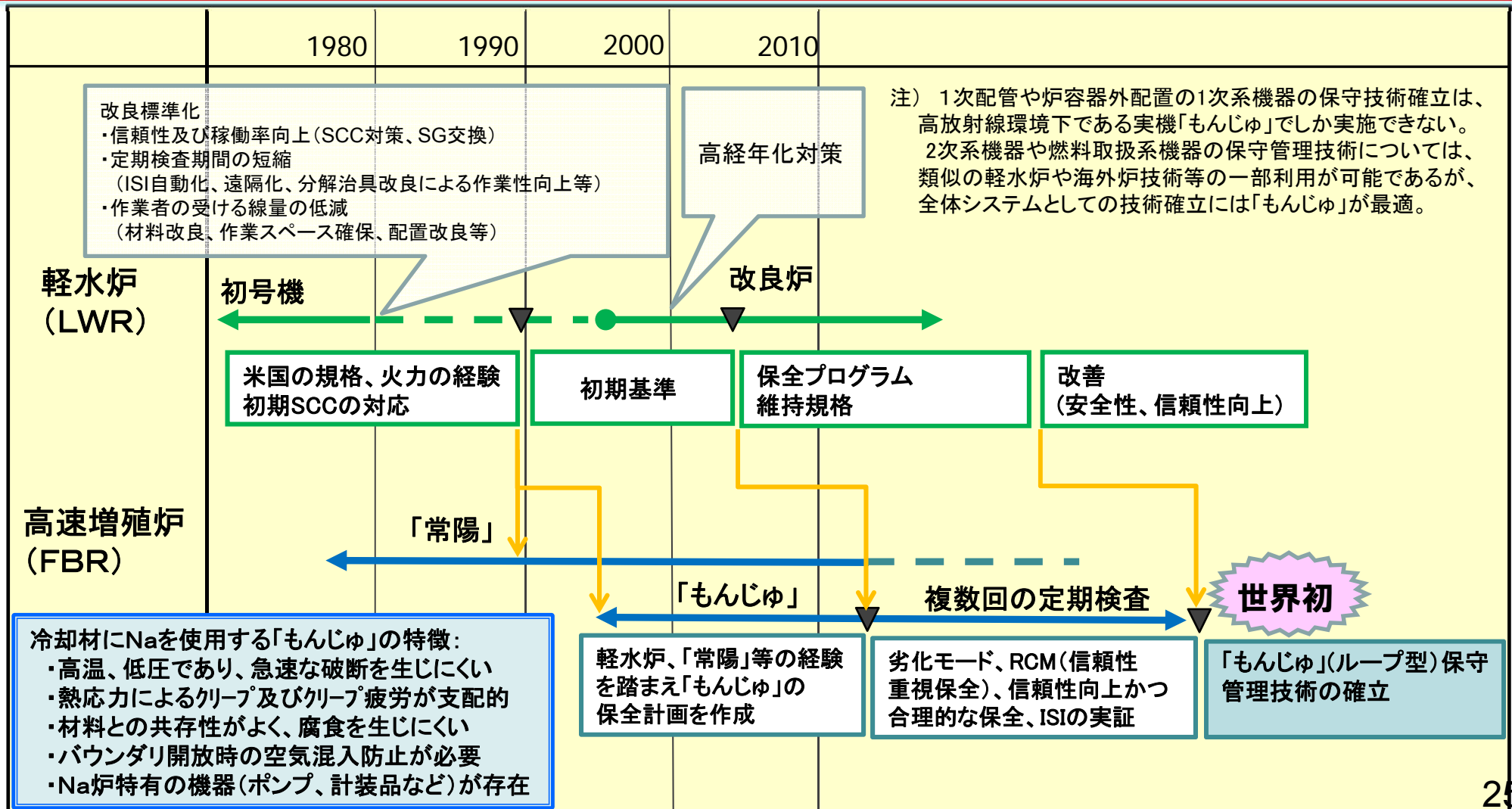


計算コードによる線量率予測評価(例)



# 1次系配管及び炉容器外配置の1次系機器の保守管理技術 高速増殖炉の保守管理技術(2次系機器等) 燃料取扱系機器の保守管理技術 (1/2)

システム運転・保守を自ら行い、その経験を通じて成立性確認及び経験蓄積を実施。運転初期における初期故障・トラブル(バグ出し)の経験・克服とその後の運転を経たランダム故障の経験・克服。それらを通じたナトリウム炉の特徴を活用した保全技術の確立。実機規模の発電炉(ループ型)としての保全データ(定期検査の経験を含む)の取得ができる。

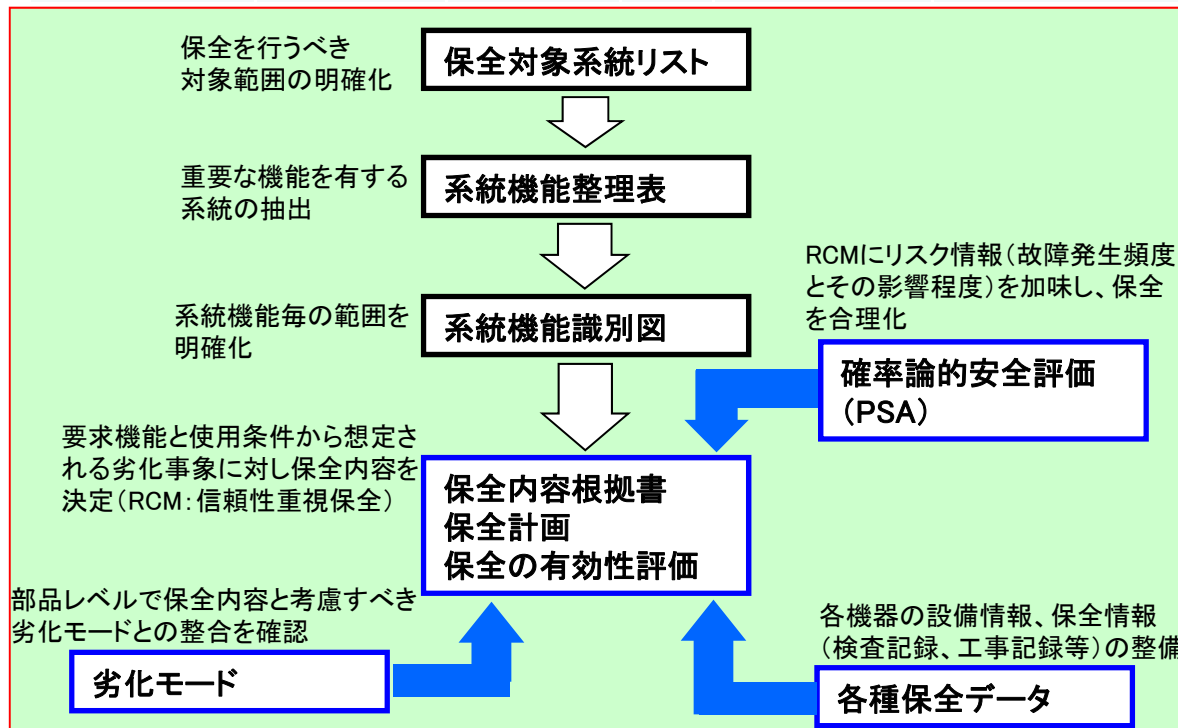




## ★「もんじゅ」の保守管理技術の構築、確立

劣化モードの例(中間熱交換器)

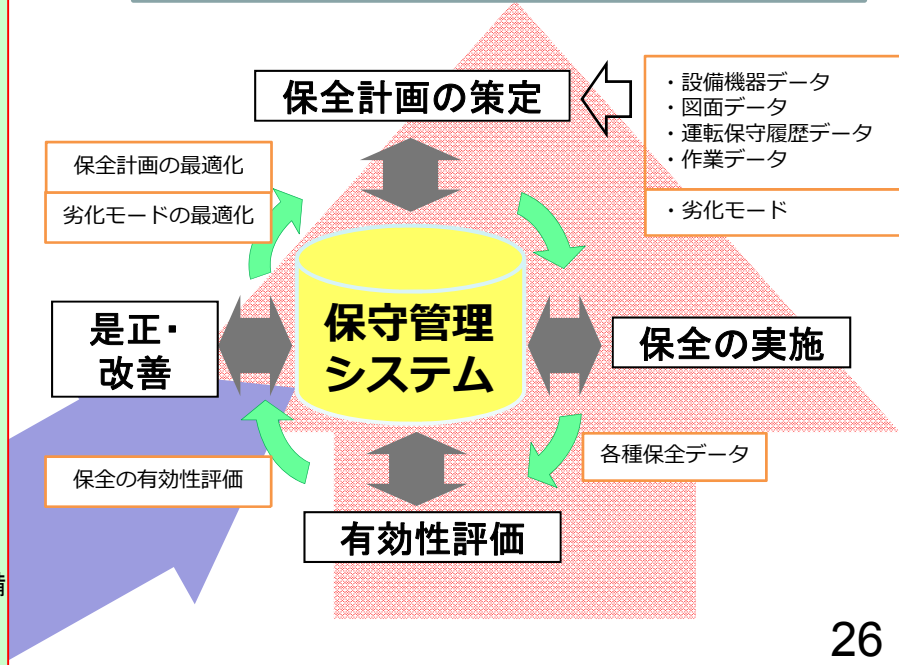
機能達成に必要な項目	部位	材料	環境	経年劣化事象	保全項目
伝熱性能の確保	伝熱管	SUS304TB	Na	疲労(割れ) クリープ疲労	オーバフロータンク 液位計で監視
	外側 シュラウド	SUS304	Na	疲労(割れ) クリープ疲労	熱交換器出入口の 温度計で性能監視
	内側 シュラウド	SUS304	Na	疲労(割れ) クリープ疲労	熱交換器出入口の 温度計で性能監視



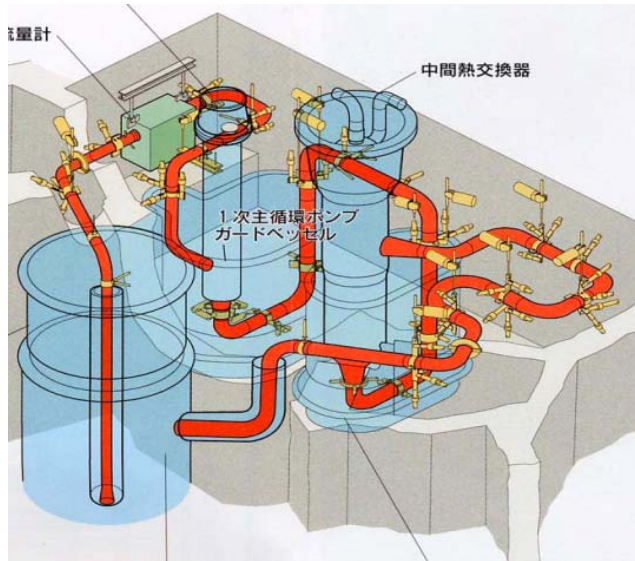
高速増殖炉保守管理技術へ反映

「もんじゅ」保守管理技術の確立

ナトリウム炉特有機器の  
保守/補修技術及び  
劣化モード/進展情報の蓄積

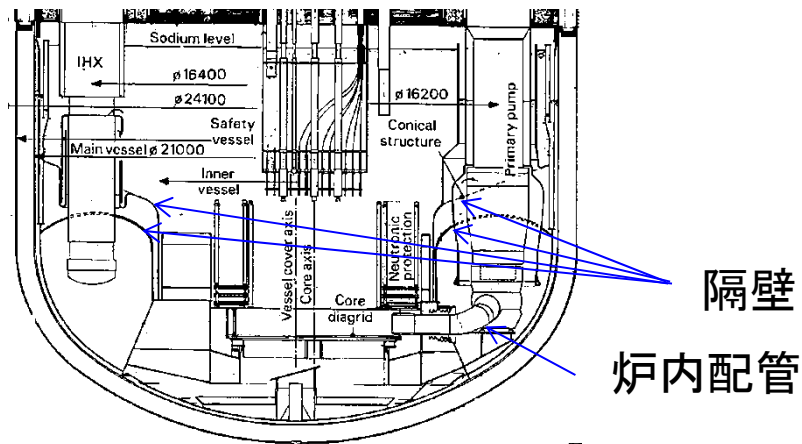


## ループ型炉(もんじゅ、SNR-300(計画中止)、CRBR(計画中止))



- 原子炉容器、1次系ポンプ、中間熱交換器等の主要機器を配管で接続している。
- ↓
- 各機器および配管で接続されたシステムの設計・評価およびその保守管理がキー技術となる。
  - かつて米、独等世界でも検討されていた本技術を原型炉で実証する場合はもんじゅのみ。
  - 本技術の実証は日本技術(=ループ型技術)の国際競争における優位性を確立する。

## タンク型炉(フェニックス、スーパーフェニックス、BN-600)



- 原子炉構造内の隔壁および炉内配管によりホット／コールドの冷却材を分離している。
- ↓
- 隔壁構造設計・評価およびその保守管理がキー技術となる。
  - 従来炉等は原子炉構造内の保守管理に課題がありASTRIDでは構造の大幅変更が予定されている。