

国際協力の下での 高速増殖炉/高速炉サイクルの研究開発について

①主要国の高速炉開発計画

- 各国別の高速炉開発計画（スケジュール）とマイルストーン

②「もんじゅ」で採用されたループ型の技術を確立する意義

- 今後のシビアアクシデント対応も含めた海外プール型との比較

③「もんじゅ」を用いた協力項目の検討

- 「もんじゅ」で取得できる主要なプラント関連の技術データ

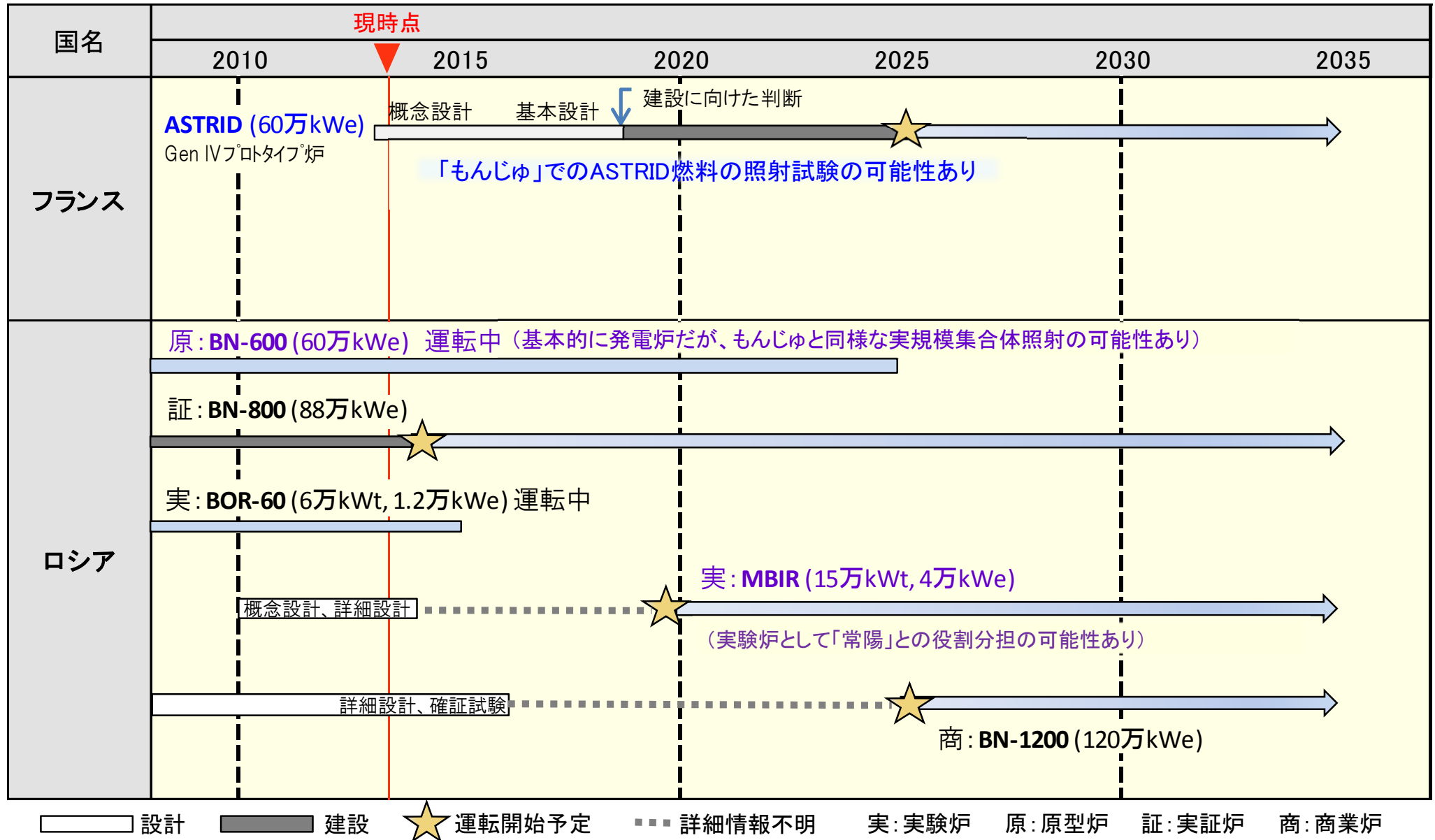
平成25年5月1日

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

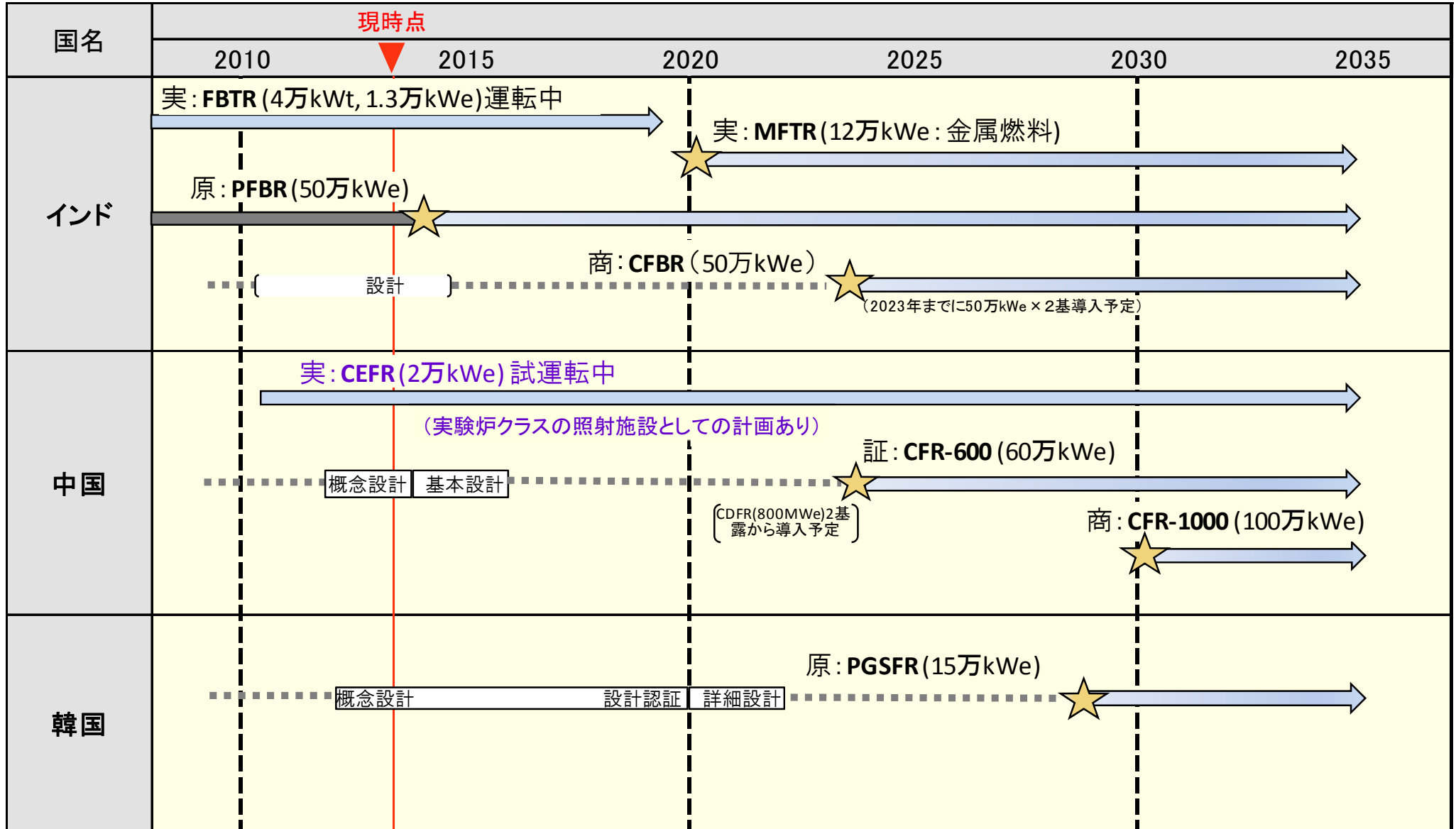
①主要国の高速炉開発計画

- 各国別の高速炉開発計画(スケジュール)とマイルストーン

主要国の高速炉開発計画(1/2)



主要国の高速炉開発計画(2/2)



設計
 建設
 ★ 運転開始予定
 詳細情報不明
 実: 実験炉
原: 原型炉
証: 実証炉
商: 商業炉

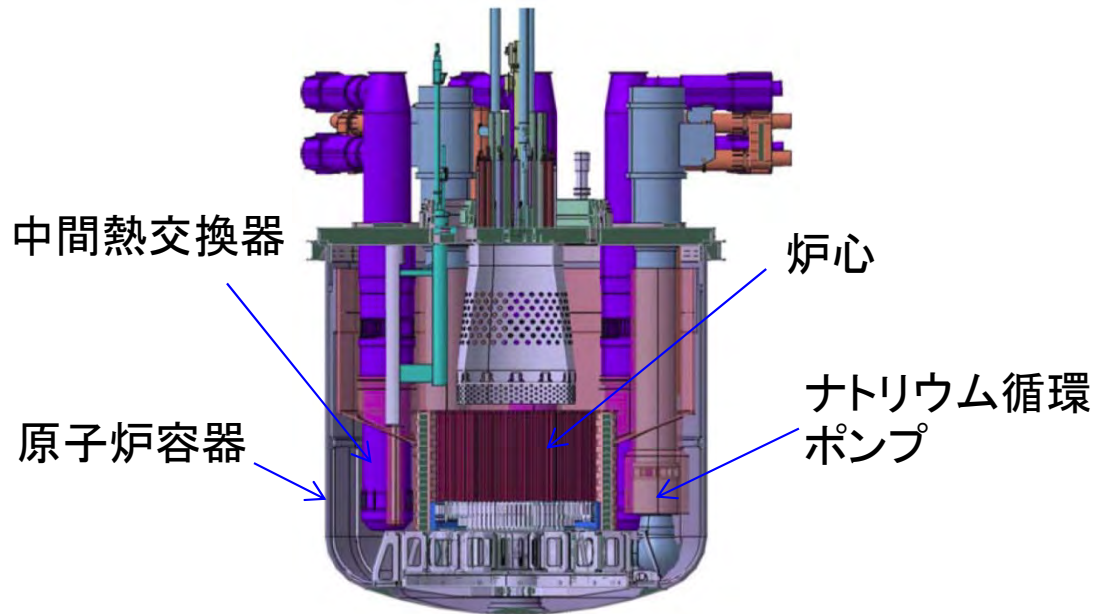
②「もんじゅ」で採用されたループ型の技術を確立する意義

- 今後のシビアアクシデント対応も含めた海外プール型との比較

プール型炉

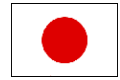


- 炉心、ナトリウム循環ポンプ、中間熱交換器を、1つの原子炉容器に収納

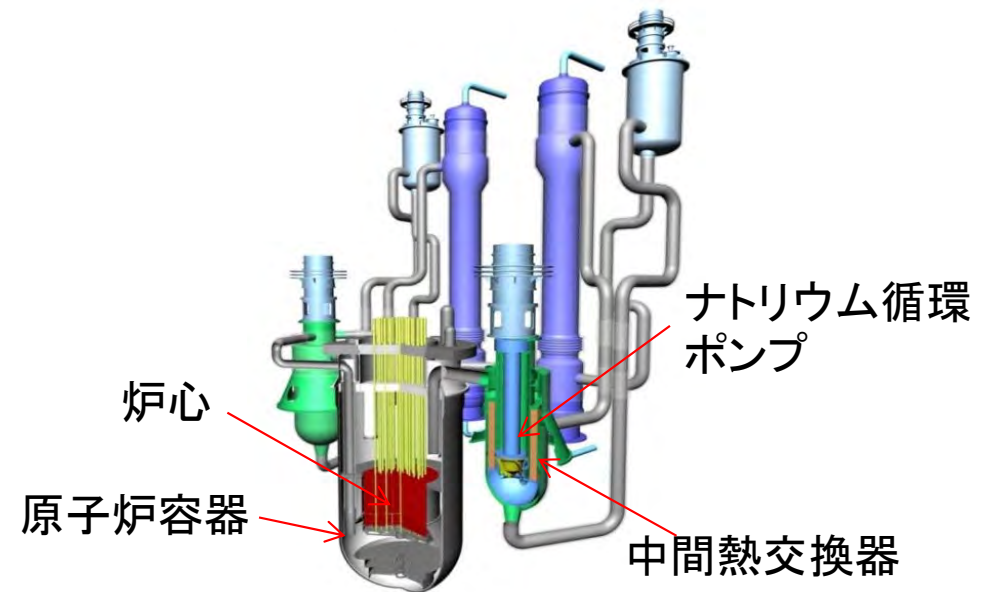


- 大型の「プール型」炉では原子炉容器が大きく、地震条件の厳しい国では、耐震性の観点で成立しない。
- かつては、コンパクト化された「プール型」の方が経済性に優れるとされ、日本以外の国が「プール型」を志向していた。

先進ループ型炉



- 炉心を収納した原子炉容器と、ナトリウム循環ポンプ及び中間熱交換器を配管で接続



- 地震国である我が国は、プール型と比較して耐震性に優れている「ループ型」を選択している。
- 現在、我が国が開発を進めている「ループ型」の先進的な設計では、革新技術の採用により「プール型」に劣らない経済性を有する。

従来技術ではプール型が経済的だったが、先進ループ型概念により経済性を向上

	プール型	先進ループ型
安全性	<ul style="list-style-type: none"> •安全要求を満たすように設計するため、同等。 ○原子炉容器、ガードベッセルにより1次系Naを2重バウンダリで容易に格納可能。 	<ul style="list-style-type: none"> •安全要求を満たすように設計するため、同等。 •1次/2次系ともバウンダリ2重化によりNa対策を強化。 ○自然循環時の駆動力を大きく取れる点で有利。
構造健全性	<ul style="list-style-type: none"> △支持荷重が大きいため、<u>耐震性の課題大</u>(欧州の耐震条件には適応可能)。 ○熱容量大のため熱過渡荷重が小。 	<ul style="list-style-type: none"> ○支持荷重が小さいため、<u>耐震性の課題が小</u>。 △熱容量小のため熱過渡荷重が大(設計対応可能)。
保守・補修性	<ul style="list-style-type: none"> △主要機器が原子炉容器内の隔壁構造のため、原子炉容器内部構造の保守・補修は課題が有る(R&Dを重点的に実施中)。 ○中間熱交換器および1次系ポンプは原子炉容器から引抜補修可能で、保守・補修性に優れる。 	<ul style="list-style-type: none"> ○原子炉容器内が簡素で、保守・補修性に優れる。 ○各機器が分散配置(独立性が高い)のため、接近が容易で保守・補修性に優れる。 △中間熱交換器の補修時には、配管の切断が必要(配置対応可能)。
製作・建設性	<ul style="list-style-type: none"> •原子炉容器等を現地組立するため建設工期はやや長い。 △耐震条件が厳しい地域では製作可能な原子炉容器の大きさに限界がある。 	<ul style="list-style-type: none"> •原子炉容器に信頼性の高いリング鍛造材による工場製作を採用し、現地工事が少ない点で工期もやや有利。 •さらに、鋼板コンクリート製格納容器により建設工期を短縮。 △ポンプ組込中間熱交換器等の大型機器は複雑な製作工程が必要(工場製作で対応可能)。
経済性	<ul style="list-style-type: none"> •1次系機器を集中配置するため建屋を縮小でき、建設コストは従来ループ型よりは安い。 	<ul style="list-style-type: none"> •<u>先進ループ型は、2ループ化、ポンプ組込IHXなどによる物量低減により建設コスト削減。</u>

シビアアクシデントの観点からの追加

	プール型	ループ型
安全性	<ul style="list-style-type: none"> •安全要求を満たすように設計するため、同等。 ○原子炉容器内の冷却材インベントリが大きい等の特徴により、炉心冷却性の観点で優れる(炉心損傷までの時間裕度が大きい)特性を有する。 	<ul style="list-style-type: none"> •安全要求を満たすように設計するため、同等。 ○事故時の自然循環駆動力を大きく取れる特徴により、炉心冷却性の観点で優れる特性を有する。
計装・監視性	<ul style="list-style-type: none"> ・1次系機器が原子炉容器内に集中配置されているため、シビアアクシデント時の各機器状況監視は、原子炉容器内計装の範囲に限定され、原子炉容器内の厳しい状況の影響を被る可能性がある。 	<ul style="list-style-type: none"> ・各機器が原子炉容器外に分散配置(独立性が高い)されているため、シビアアクシデント時に原子炉容器内の厳しい状況の影響を強く被らずに各機器状況監視等が行える観点で対応性に優れる可能性がある。 ○原子炉容器側面での核的計装監視など、シビアアクシデント時の原子炉容器内状況に対する計装監視の対応性の観点で優れる可能性がある。

ループ型炉技術のプール型炉との共有性

- ループ型炉では1次冷却系の各機器が原子炉容器外に分散配置されているため、プール型炉とは1次系の運転特性やメンテナンスに関する技術が異なる。

- しかし、以下に列記する技術については、プール型炉と共有性のある技術であり、それらに関するもんじゅの成果がプール型炉にも有効に反映できる。
 - ✓ 炉心技術
 - ✓ 2次系の運転特性やメンテナンスに係る技術
 - ✓ Na取扱技術
 - ✓ 高温構造・材料技術
 - ✓ 燃料取扱技術
 - ✓ 各種計装機器技術
 - ✓ その他Na冷却高速炉の基本技術(プラント制御特性、安全保護系、システムインターロック等の運転に関する諸情報を含む)

③「もんじゅ」を用いた協力項目の検討

- 「もんじゅ」で取得できる主要なプラント関連の技術データ

「もんじゅ」性能試験(プラントトリップ試験、出力変更試験、自然循環試験、蒸気発生器伝熱管水漏えい模擬試験等)で、ループ型ナトリウム冷却発電炉の実機特性データを取得できる

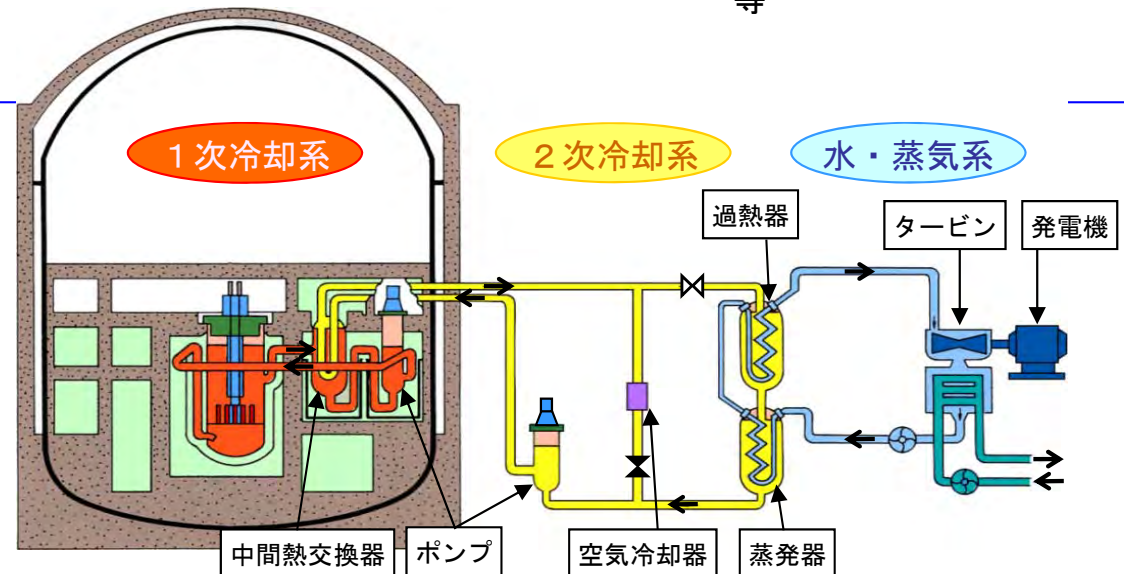
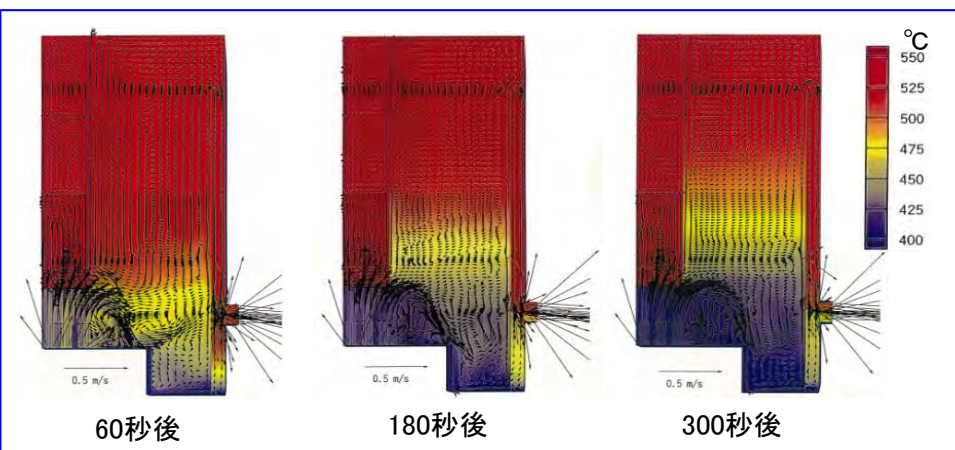
【主要な計測点】

- 原子炉容器出入口Na温度
- 原子炉容器上部プレナム部Na温度 (約40点)
- 燃料集合体出口温度(約200点)
- 1次系流量、圧力
- 原子炉出力
- 原子炉容器内Na液位
- 原子炉容器内構造物温度

- 中間熱交換器2次側出口Na温度
- 中間熱交換器2次側入口Na温度
- 過熱器出口Na温度
- 過熱器入口Na温度
- 蒸発器出口Na温度
- 2次系流量、圧力
- ポンプNa液位、過熱器Na液位、蒸発器Na液位

- 空気冷却器出入口Na温度
- 空気冷却器出入口空気温度
- 空気冷却器Na流量
- 蒸発器入口給水温度・圧力
- 蒸発器出口蒸気温度・圧力
- 過熱器入口蒸気温度・圧力
- 過熱器出口蒸気温度・圧力
- 給水流量
- 等

<< 上部プレナム熱流動解析結果 >>



下記に示すように「もんじゅ」性能試験で実機特性データを取得する。それを用いて次の評価を行うことができる。

- 原子炉容器上部プレナム部の軸方向温度分布データを用いて、上部プレナム部での温度成層化に係る評価
- プラントトリップ試験のデータ、出力変更試験のデータ、負荷喪失試験のデータ等を用いて、原型炉クラスの可変流量制御方式ループ型冷却システムにおけるプラント動特性解析手法の検証・高度化
- 温度成層化に係る評価結果や検証されたプラント動特性解析手法を用いて、ホットベッセル型原子炉容器やナトリウム機器の熱過渡特性の評価や構造設計等の裕度評価

プラントトリップ試験

プラントトリップ後の原子炉容器上部プレナム部の軸方向温度分布データを取得する。
プラントトリップ後の1次系・2次系・水・蒸気系の温度・流量・圧力等の実機特性データを取得する。

出力変更試験

「もんじゅ」の冷却システムは、1次系(3ループ)、2次系(3ループ)、水/蒸気系(1ループ)から構成され、原子炉容器出入口温度差を小さくできる可変流量制御を行っている。出力指令信号回路にステップ信号を印加(出力変更試験)し、この冷却システムにおける1次系・2次系・水・蒸気系の温度・流量・圧力等の実機特性データを取得する。

負荷喪失試験

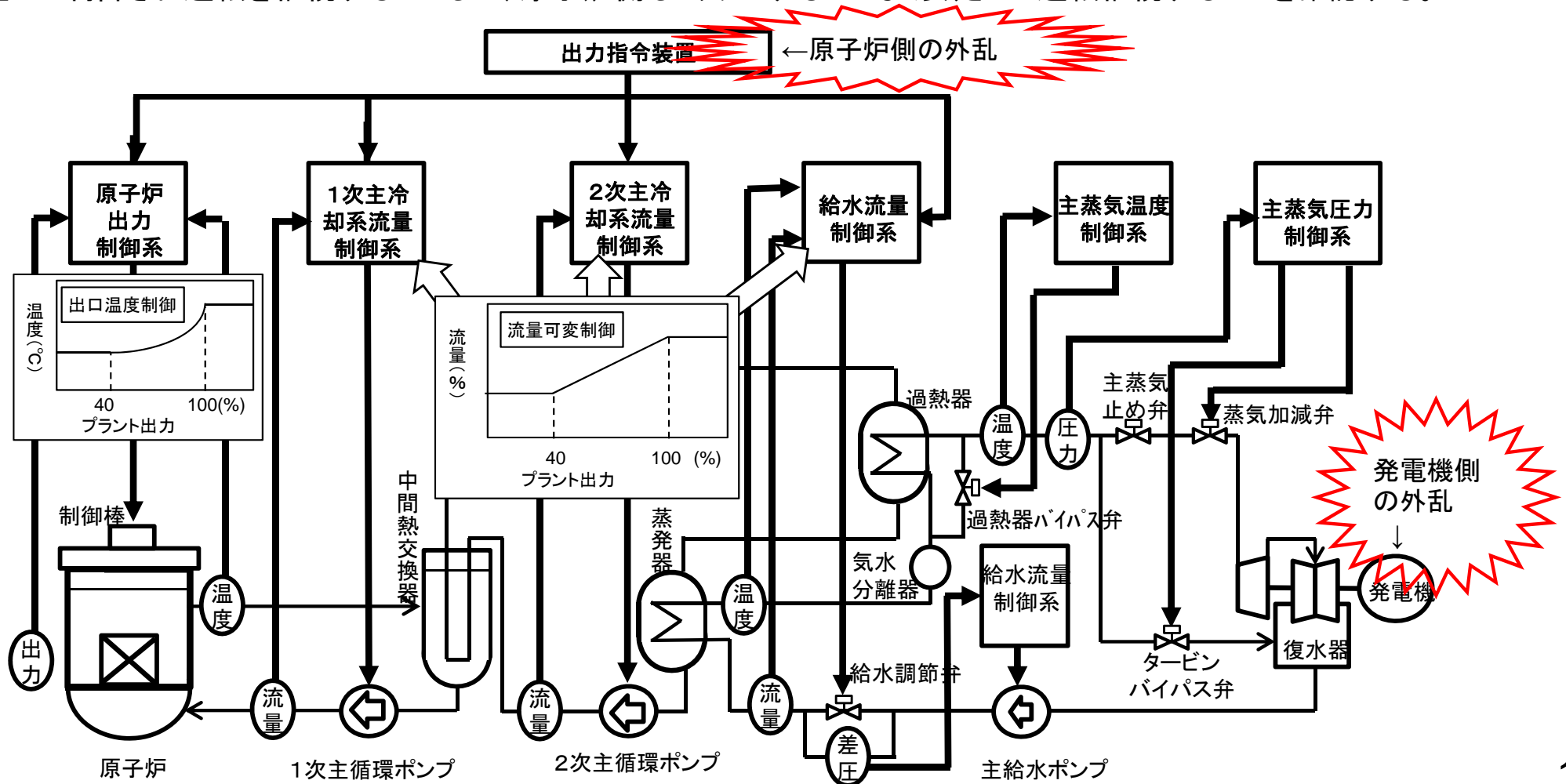
「もんじゅ」は、発電機側からの外乱(50%出力以下の負荷喪失)を入れた際、タービン発電機側はタービンバイパスで蒸気を逃がし、原子炉側はセットバック回路で発電機負荷とバランスする原子炉出力まで降下(-5%/分)させる制御方式である。このような過渡時の1次系・2次系・水・蒸気系の温度・流量・圧力等の実機特性データを取得する。

出力変更試験:

原子炉側からの外乱(出力指令信号回路にステップ信号を印加)を入れた際、原子炉出力制御系等の下流側の制御系が外乱を吸収して、プラントが安定して運転継続できることを確認する。

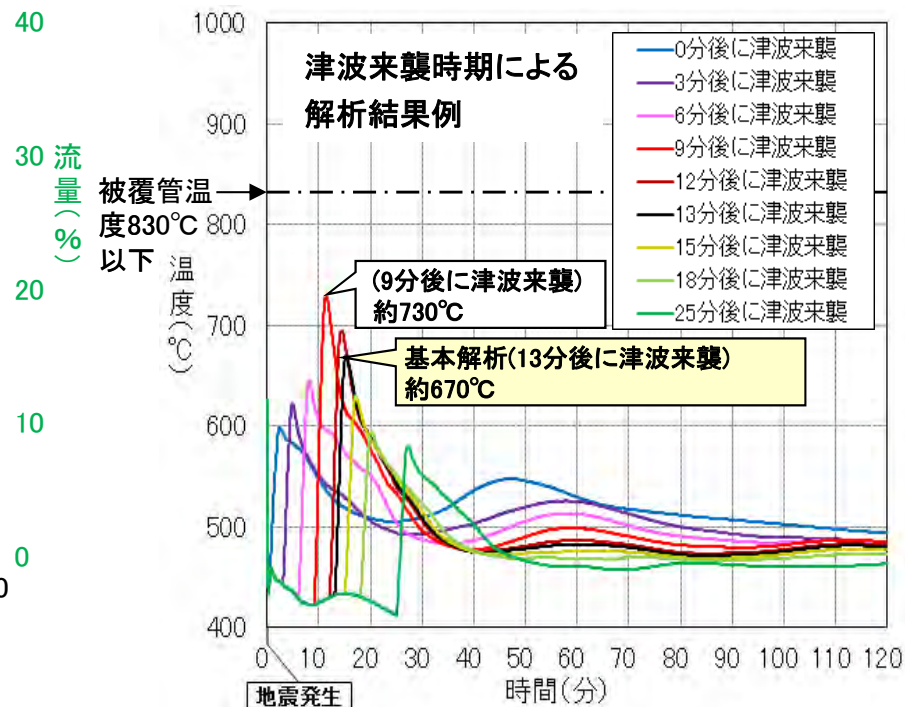
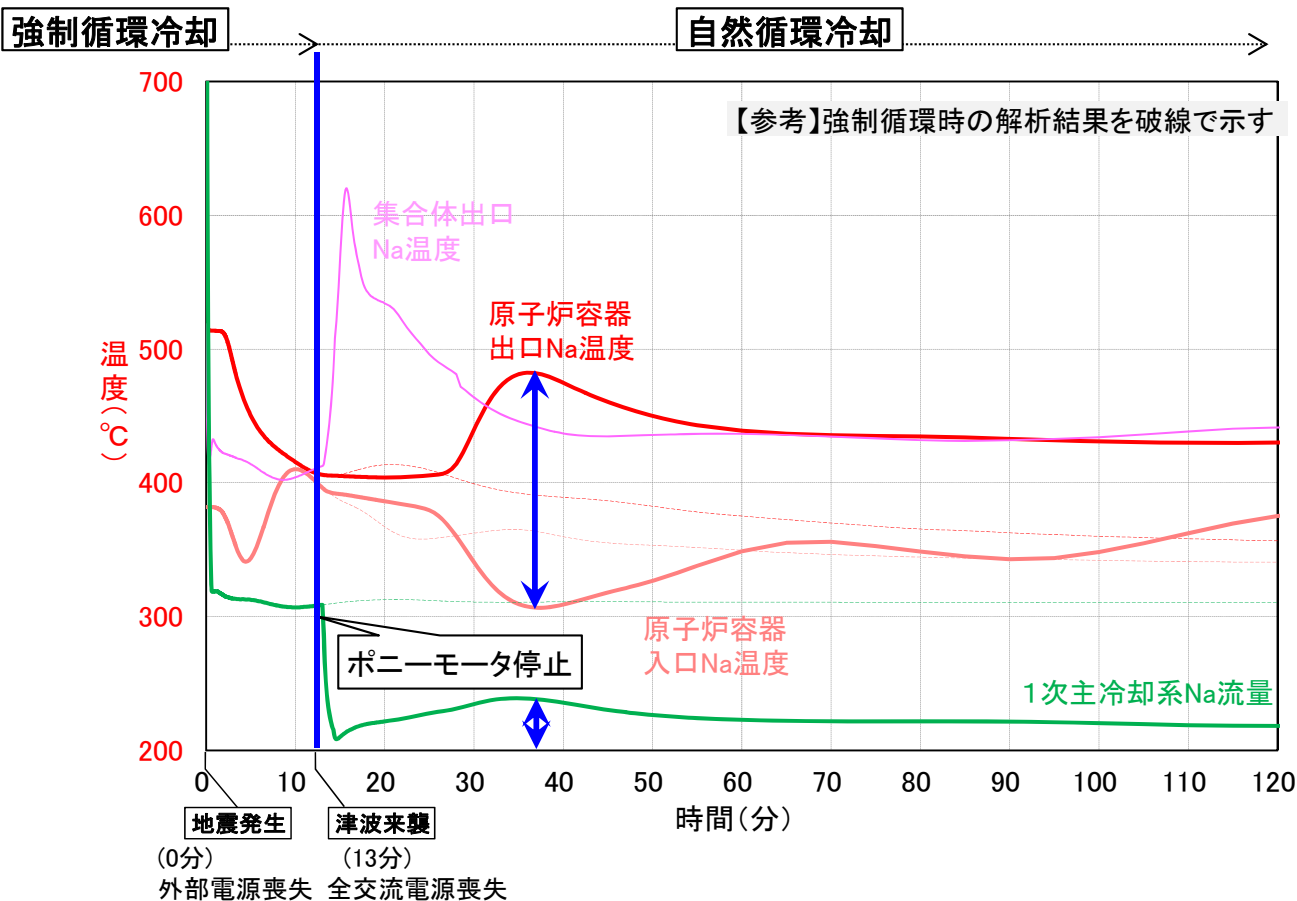
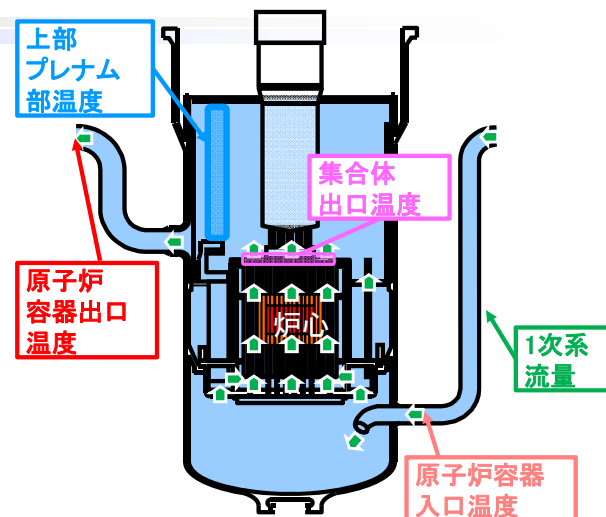
負荷喪失試験:

発電機側からの外乱(50%出力以下の負荷喪失)を入れた際、蒸気をタービンバイパスさせることにより、タービン発電機が安定して制御され運転を継続するとともに、原子炉側もトリップすることなく安定して運転継続できることを確認する。



自然循環除熱特性:

- 「もんじゅ」性能試験/自然循環試験で、1次系の温度・流量、集合体出口温度等のループ型炉の自然循環除熱特性の実機データを取得する。
- これらデータを用いて、**Na冷却炉が特徴として有する安全上の重要な特性である「自然循環除熱特性」の評価コードの検証を行うことができる。**



全交流電源喪失時の種々の状況を考慮した実証試験を計画していく

被覆管最高温度変化

蒸気発生器ブロー特性:

- 「もんじゅ」性能試験/蒸気発生器伝熱管水漏えい模擬試験で、伝熱管水漏えいを模擬し、所定のインタロックが動作してプラントが安全に停止することを確認するとともに、水・蒸気系統の減圧特性データを取得する。
- 試験データを用い、**Na冷却炉が特徴として有する安全上の重要な課題を克服する方策である「Na-水反応防止・緩和策」**の評価時に用いる蒸気発生器急速ブロー解析コードの検証を行うことができる。

