

新型転換炉「ふげん」について

平成28年3月4日
日本原子力研究開発機構

1. 「ふげん」開発の目的
2. 「ふげん」開発の概要
3. 「ふげん」開発の経緯
4. 「ふげん」の運転実績
5. 「ふげん」の主な開発成果
6. 「ふげん」と軽水炉の基本仕様等 比較
7. 「ふげん」と「もんじゅ」の比較
 7. 1 「もんじゅ」との比較: 開発体制
 7. 2 「もんじゅ」との比較: 職員の構成
 7. 3 「もんじゅ」との比較: 組織体制の推移
 7. 4 「もんじゅ」との比較: 要員の経験年数構成
 7. 5 「もんじゅ」との比較: 運転を取り巻く環境条件
 7. 6 「ふげん」と「もんじゅ」の比較(まとめ)
8. まとめ

- 濃縮ウランに頼らない(天然ウラン供給で稼働できる)
「新型転換炉(ATR)^{※1}」を開発し、実用化に繋げる

⇒ 開発する新型転換炉は、プルトニウムを利用しやすいこと、
軽水炉の技術を活かせることを考慮し、
重水減速・沸騰軽水冷却圧力管型とした

※1: 1950年代、ウラン濃縮技術を保有していたのは米国のみ
そのため、英国、カナダ、イタリア、日本は、
天然ウランの供給で稼働できる原子炉の開発を進めた

- それまで輸入に頼っていた**「主要機器^{※2}」を国産化し、
国内技術水準を向上させることに貢献**

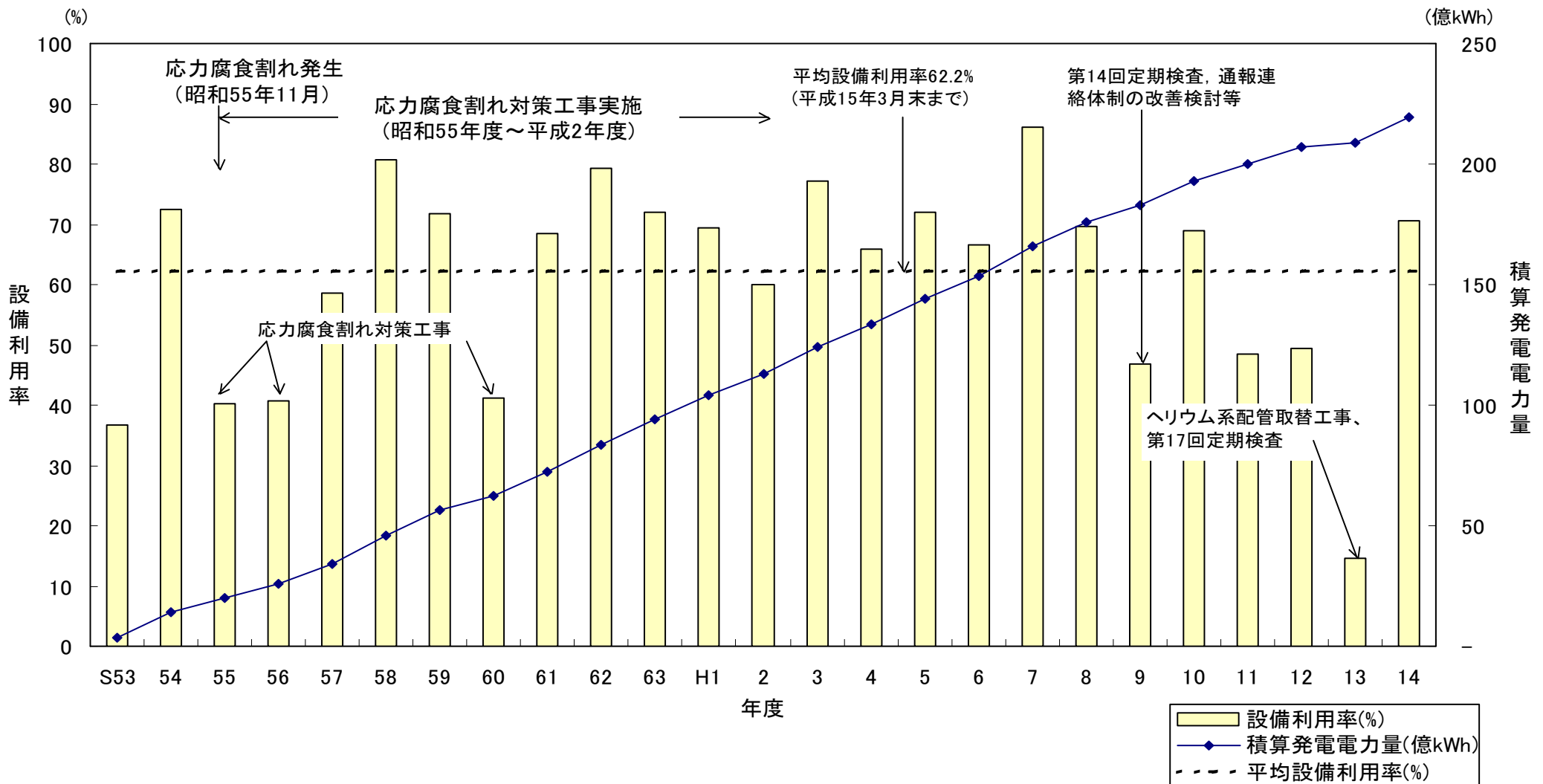
※2: 原子炉再循環ポンプ、逃がし安全弁、主蒸気隔離弁、など

- 開発・運転主体：
動力炉・核燃料開発事業団（動燃：1967年10月設立）
- 設計・建設：
原子力産業5社（日立*、東芝、三菱、富士、住友）に委託
*：主務会社
- 燃料供給：
MOX燃料：動燃東海プルトニウム燃料製造施設（累計772体）
ウラン燃料：原子燃料工業株式会社（累計687体）
- 使用済み燃料再処理：
動燃東海再処理施設（「ふげん」燃料約111トン再処理済み）
- 電力供給先：
関西電力（33%）、中部電力（33%）、北陸電力（34%）

- ① 軽水炉初号機導入時期に建設開始、試運転で大きなトラブルなく滑り出すことができた
- ② QMSの保安規定への取り込み義務化の前に運転を終了

| 西暦 | 1955 | 1965 | 1975 | 1985 | 1995 | 2005 | 2015 |
|----------|--|-------|--------------------------|-----------------------|----------------------------------|----------------------------------|-----------------------------------|
| ふげん | | | 技術的諸性能の確認 プルトニウム利用の実証 | | 運転管理技術の高度化 廃止措置研究 | | |
| | | | 建設 | 運転 | | 廃止措置 | |
| | | ▲設置許可 | ▲臨界 ▲本格運転開始 | ▲実証炉技術資料 電源開発に引き渡し | | ▲ATR開発計画中止 | ▲運転終了(2003年3月) |
| 常陽 | | | 建設 | 運転 | | | |
| | | ▲設置許可 | ▲臨界 | | | | |
| もんじゅ | | | 建設 | 建設 | | | |
| | | ▲設置許可 | ▲臨界 | ▲設置許可 | ▲初送電 | ▲Na漏えい事故 | ▲性能試験再開 炉内中継装置落下 非常用D/Gトラブル |
| 原子力界の出来事 | ▲原子力委員会設置 「原子力長計」策定 ・重水型原子炉の建設 ・動力炉数基の輸入 ・増殖実験炉の建設 | | 日本原電敦賀1号(BWR) | 運転 | | 廃止措置 | |
| | ▲設置許可 | | 関電美浜1号(PWR) | 運転 | | 廃止措置 | |
| | ▲設置許可 | | | | | | |
| | ▲原子力委員会 ATR、FBRの開発決定 ⇒エネルギーセキュリティの観点 から国内で核燃料サイクルを確立 自主技術で新型転換炉と高速増殖炉の開 発を並行して進める | | ▲米国 TMI事故 | ▲ソ連 チェルノブイリ事故 | ▲サイクル機構 発足 | ▲原子力機構 発足 | ▲原子力規制 委員会設置 ▲新規制 基準施行 |
| | ▲動燃設立 ・「ふげん」「常陽」「もんじゅ」開発本格化 ・軽水炉・重水炉・高速炉とも国内には実績で 実証された技術が乏しい状況のなか国産技 術による開発に挑む | | | | ▲東海 再処理施設 火災爆発事故 ▲JCO事故 | ▲QMS 取り込み 義務化 (2004年6月) | ▲保全 プログラム 導入義務化 |
| | | | | | ▲阪神淡路大震災 | ▲新耐震指針 ▲新潟県 中越沖地震 | ▲東北地方 太平洋沖地震 東電福島第一 事故 |

- 総発電電力量： 219億2,400万kWh
- 総発電時間： 13万7,000時間
- 燃料装荷量： 1,459体、そのうちMOX燃料772体
(MOX燃料集合体装荷数世界一、約1,850kgのプルトニウムを使用)

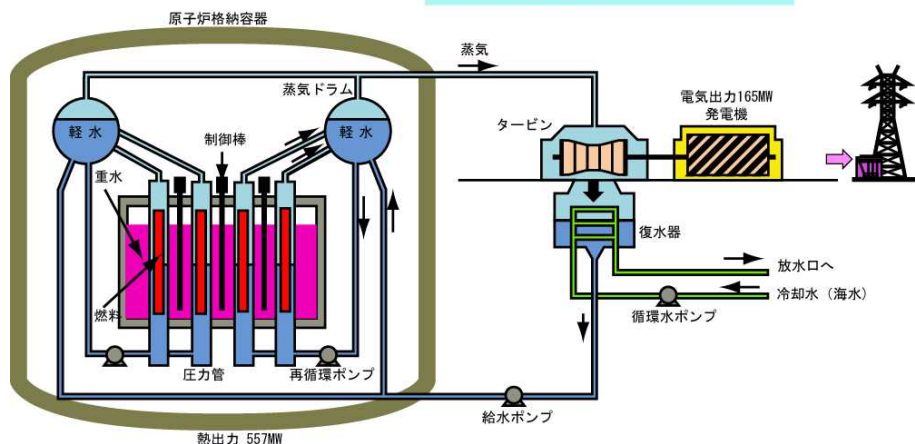


| | 成果 | 目的・意義 | 反映 |
|------------------------|---|---|--|
| ATR原型炉として実証炉に向けた研究開発成果 | 実証炉用MOX燃料、高性能MOX燃料、高燃焼度MOX燃料の照射試験 | <ul style="list-style-type: none"> ・世界最多(当時)のMOX燃料利用実績を基にプルトニウム利用技術を確立 ・核燃料サイクルの実証 | <ul style="list-style-type: none"> ・大間A-BWR安全審査 ・カナダCANDU炉解体核燃焼計画等 |
| | ATR炉心設計コードの開発 | | |
| | 重水精製装置、重水・トリチウム管理技術 | <ul style="list-style-type: none"> ・ ATR実証炉(圧力管型重水炉)につなぐ主要技術の確立と実証 ・ 圧力管の健全性評価と実証 | <ul style="list-style-type: none"> ・リトアニアイグナリナ発電所技術供与 ・ロシアレニングラード発電所技術供与 |
| | 圧力管検査技術 | | |
| | マイクロホン冷却材漏えい検出技術 | | |
| 運転保守に関連・付随する研究開発成果 | 国産初号機(原子炉再循環ポンプ、逃がし安全弁、主蒸気隔離弁等)や初採用機器(希ガスホールドアップ装置、長寿命型中性子検出器等)の性能実証 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 輸入に頼っていた主要機器の国産化 ・ 実用軽水炉に適用前のチャレンジ | <ul style="list-style-type: none"> ・ 軽水炉に反映(リスクがあるため、実用軽水炉ではできないチャレンジ) |
| | 応力腐食割れ(SCC)対策のための原子炉冷却水への水素注入技術 | <ul style="list-style-type: none"> ・ SCC対策として軽水炉にも応用可能な水素注入技術の確立と実証 | |
| | 被ばく低減のための系統化学除染技術・亜鉛注入技術 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却系の線量率低減と再汚染防止技術の確立と実証 | |
| | 給水制御系ファジィ制御技術 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 運転初期に苦労した蒸気ドラム水位制御の改善のための新技術開発 | <ul style="list-style-type: none"> ・リトアニアイグナリナ発電所技術供与 |
| 人材育成 | 実証炉・フルMOX-ABWRの技術者育成 ・「ふげん」運転期間における後半の約16年間に、電源開発の若手社員約140名(約4年/人)を受け入れ、OJT研修を実施 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 将来のATR実証炉の運転保守要員の育成(MOX燃料利用技術、運転・保守技術、重水・トリチウム管理技術等の修得) | <ul style="list-style-type: none"> ・大間A-BWRの技術者育成 |
| | 文部科学省の原子力研究交流制度によるアジア諸国の原子力技術者の養成(1989年以降現在までに、7か国より94名) | <ul style="list-style-type: none"> ・ アジアの原子力新興国の技術者養成 | <ul style="list-style-type: none"> ・中国、韓国、インドネシア等の技術者養成 |

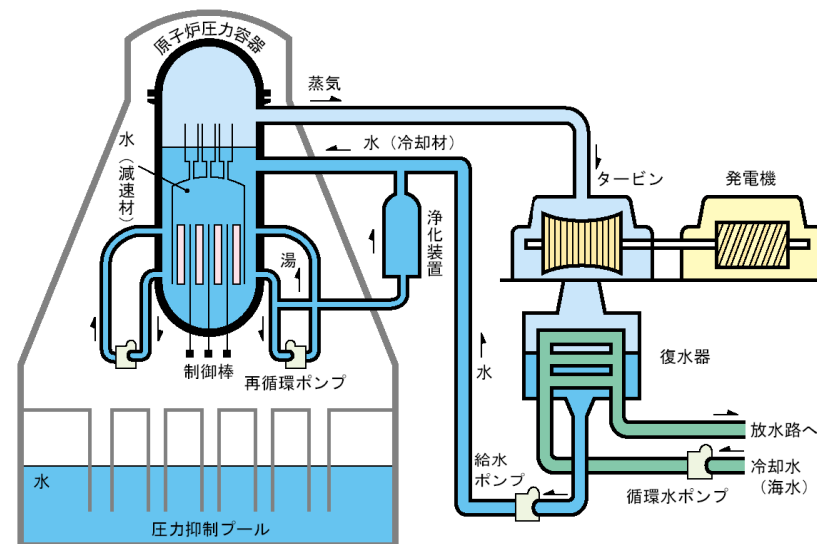
- ・ 成果の公開: 国内学会発表(384件)、国際学会発表(186件)、論文投稿(189件)、工業所有権(国内379件、国外88件)
- ・ 表彰等: 日本原子力学会賞(MOX燃料利用、水素注入、制御技術 など多数)、触媒学会賞(重水精製技術に関する開発) 米国原子力学会 ランドマーク賞 など

| 項目 | 「ふげん」 | 軽水炉(BWR) (同時期の原電敦賀1号炉H/Pより) | 「もんじゅ」 (参考) |
|-------------------|--|--------------------------------|---|
| 炉型 | 新型転換炉 重水減速沸騰軽水冷却圧力管型 | 沸騰水型軽水炉 | 高速増殖炉 ナトリウム冷却ループ型 |
| 出力(電気/熱) | 165MWe / 557MWth | 357MWe / 1,064MWth | 280MWe / 714MWth |
| 減速材 | 重水 | 沸騰軽水 | なし |
| 冷却材 | 沸騰軽水 | 沸騰軽水 | ナトリウム |
| 燃料組成(Pu富化度又はU濃縮度) | MOX燃料 (初装荷用1.4wt%/取替用2.0wt%) ウラン燃料 (初装荷用1.5wt%/取替用1.9wt%) | ウラン燃料(約3.7wt%) | MOX燃料 (内側炉心用:約16wt% 外側炉心用:約20wt%) |
| 初臨界 | 1978年3月 | 1969年10月 | 1994年4月 |
| 初送電 | 1978年7月 | 1969年11月 | 1995年8月 |
| 平均設備利用率 | 約62.2% | 約60.1% | — |

| 炉容器の型 | 減速材 | 冷却材 |
|------------|----------|----------|
| ふげん 軽水炉 | 重水 軽水 | 軽水 軽水 |



新型転換炉(ATR)「ふげん」

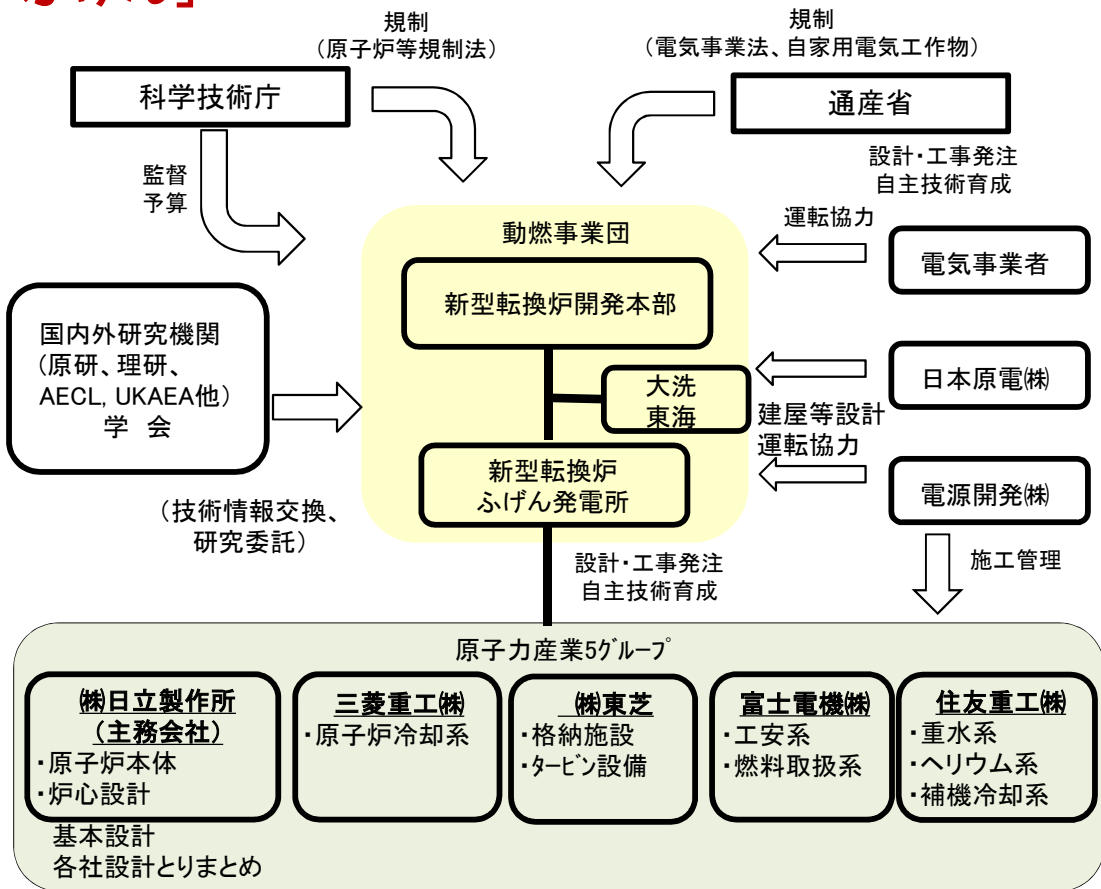


沸騰水型軽水炉(BWR)

- 「ふげん」「もんじゅ」ともに 産学官の協力体制により開発
- 「ふげん」は設計に一貫性を持たせるため主務会社を置いた
- 「もんじゅ」は主要4社の合同出資による「高速炉エンジニアリング(株)」(FBEC)により各社間調整を実施

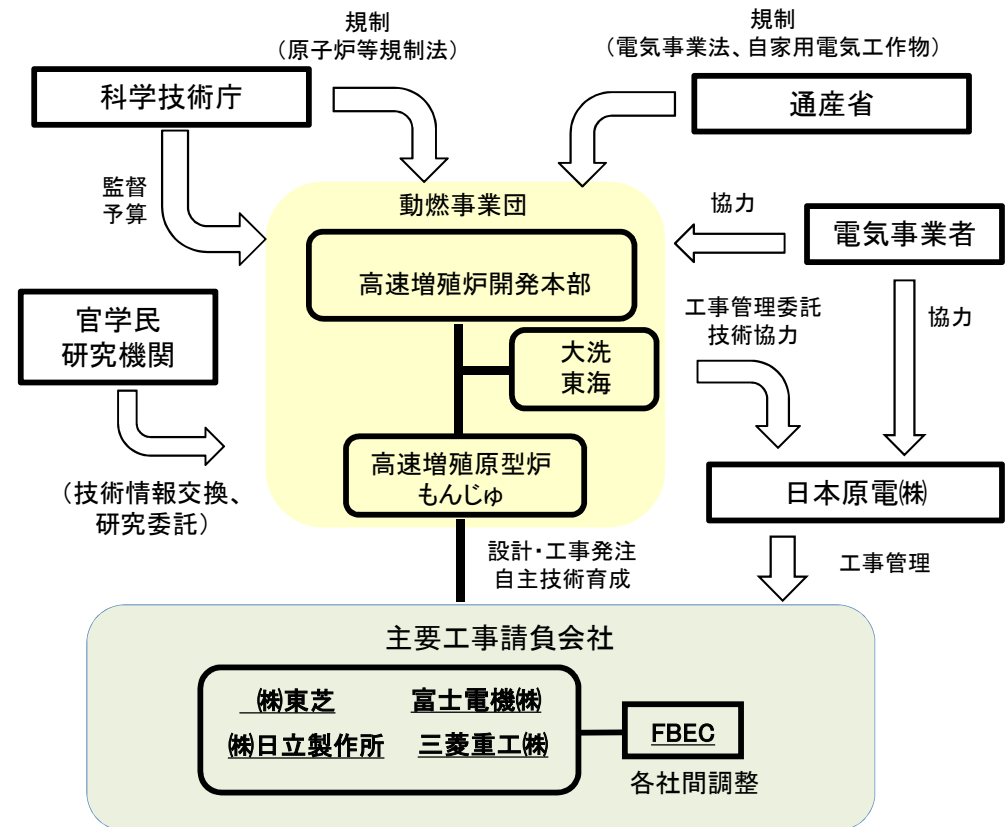
開発体制は
ほぼ同等と評価

「ふげん」



設計・建設、運転当初の開発体制

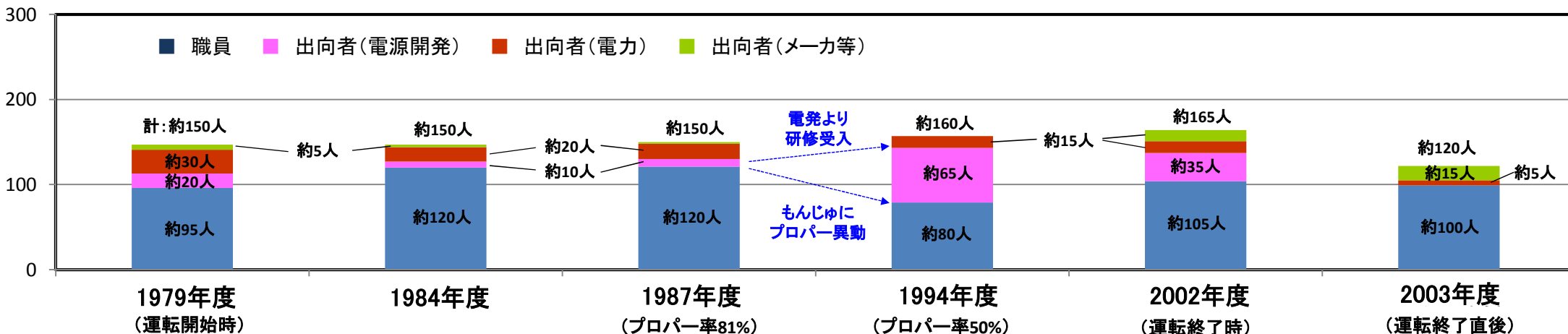
「もんじゅ」



設計・建設、運転当初の開発体制

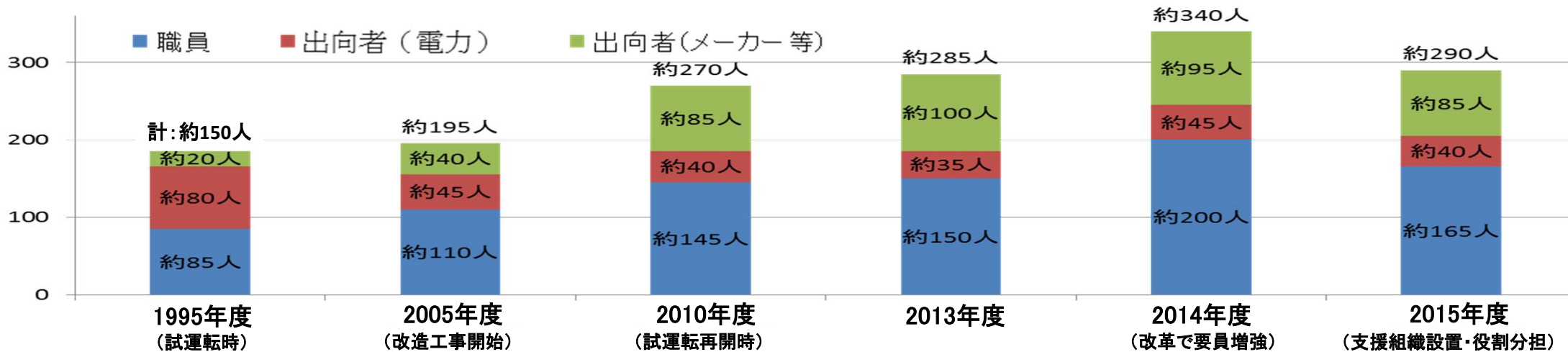
「ふげん」

- 総人員は150名程度で推移
- 運転開始初期は、電発・電力からの出向者と若年プロパーで構成（プロパー率は比較的高い）
- 1987年以降は、もんじゅにプロパーを異動、その減少分は電発より受け入れ補充



「もんじゅ」

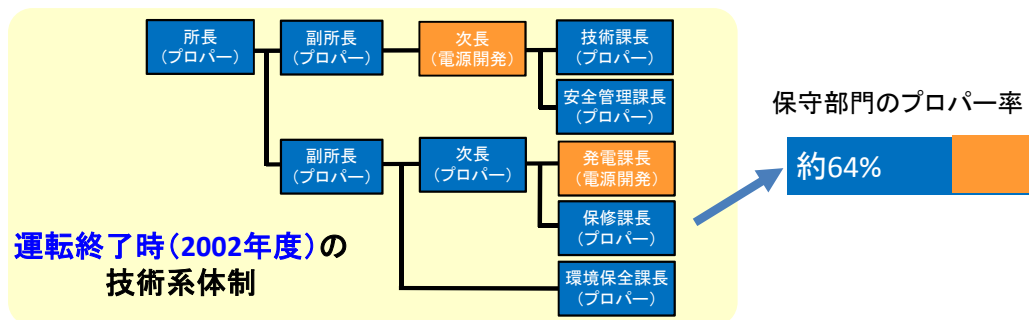
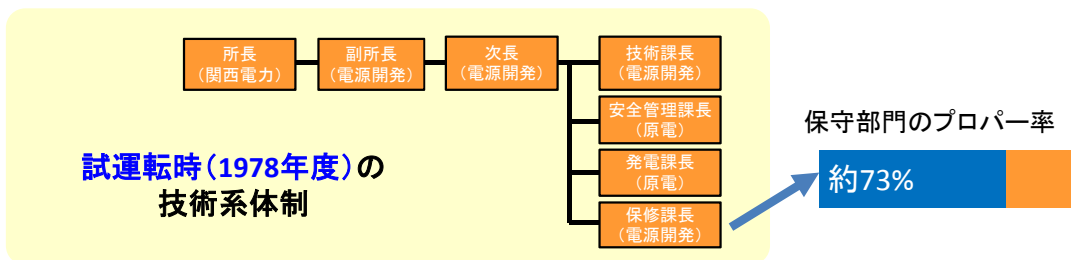
- 総人員は、2009年度頃から大幅に増員（保守管理対応等）
- 試運転開始当初は、協定に基づき電力と半数ずつの要員構成。プロパーはふげん、大洗等から集約
- ナトリウム漏えい事故後、運転員中心にプロパー増員
- 3部2室体制移行に伴い更に増員、プロパー不足分はメーカー・協力会社出向者で充足 ⇒ プロパー率4～5割強



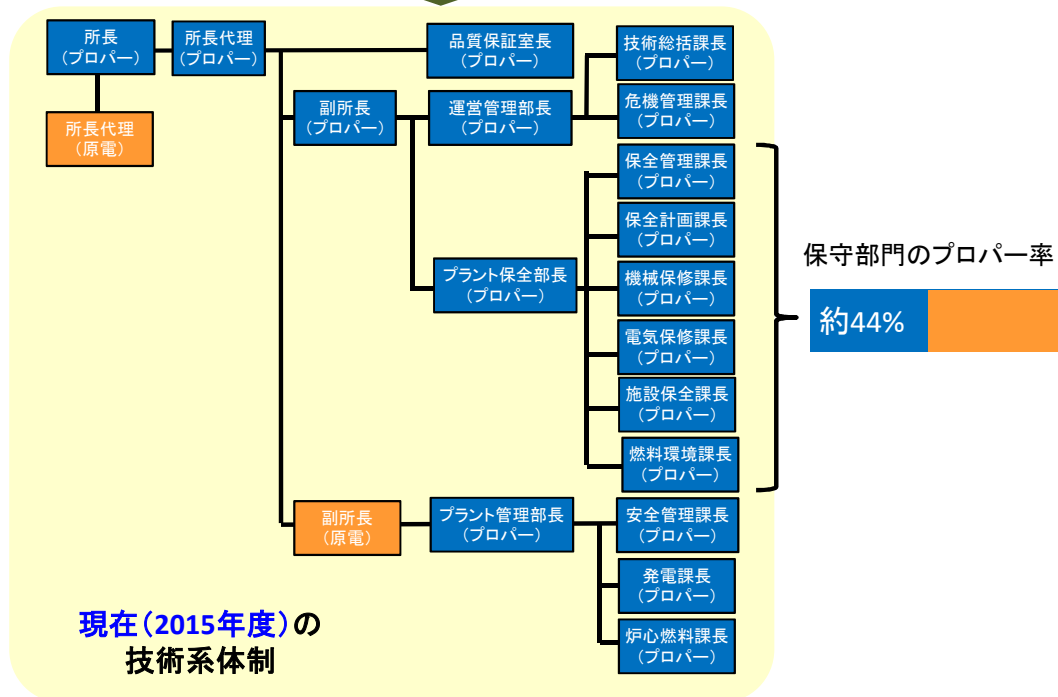
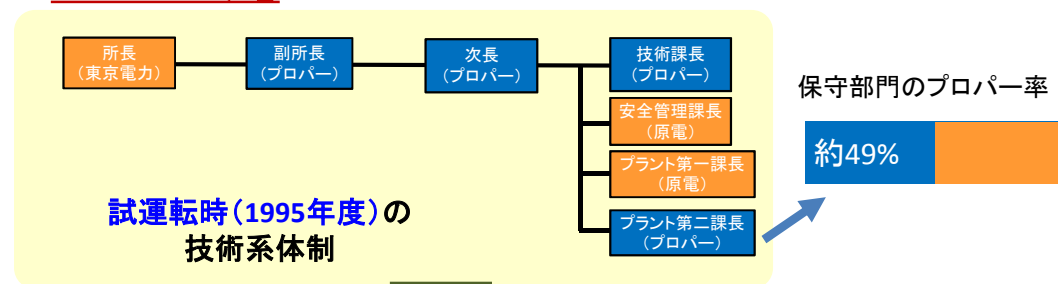
7.3 「もんじゅ」との比較：組織体制の推移

- 「ふげん」は、試運転時には電力の経験者が現場のライン職制に就き、その下でプロパー職員が技術を習得
運転終了時には、経験を積んだプロパーがライン職制に就く体制
- 「もんじゅ」は、試運転開始時には電力とプロパーが半々のライン職制の体制
現在では、ほぼプロパー職員がライン職制に就く体制（職員層では、保守部門のプロパー率が比較的低い）

「ふげん」



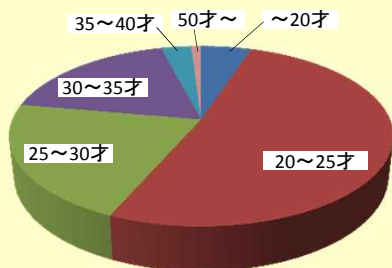
「もんじゅ」



- 「ふげん」は、試運転時には若手プロパー職員が大半
 ⇒ 経験年数の少なかった職員がそのまま運転終了まで従事し、
 結果として運転終了時は、ふげんの現場経験豊富なプロパーが大半を占める
- 「もんじゅ」は、試運転開始時に「ふげん」や「常陽」から職員を集約(幅広い年齢層)
 ⇒ 停止期間が長引く間に多くが定年退職/異動となる
 更に要員を大幅に増員したため、もんじゅの現場経験豊富なプロパーの割合が低い

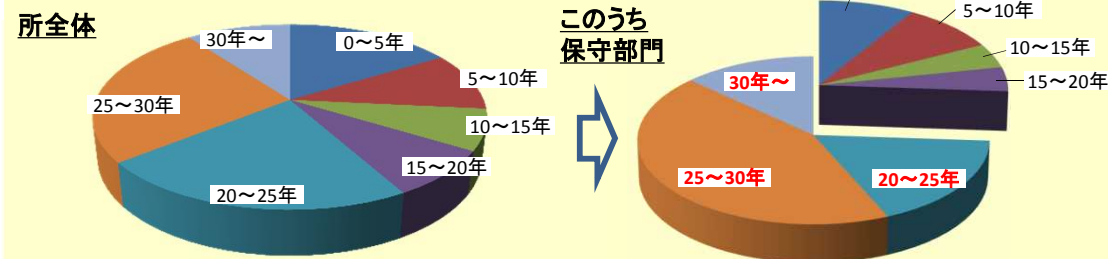
「ふげん」

ほとんどのプロパーが若い職員



試運転時(1978年度)の技術系プロパーの年齢構成

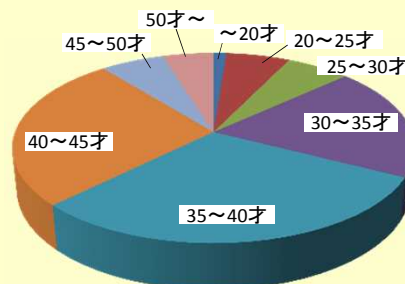
試運転時のプロパーがそのまま運転保守に最後まで従事
 <保守部門では20年以上の経験者が約75%>



運転終了時(2002年度)の技術系プロパーのふげん経験年数

「もんじゅ」

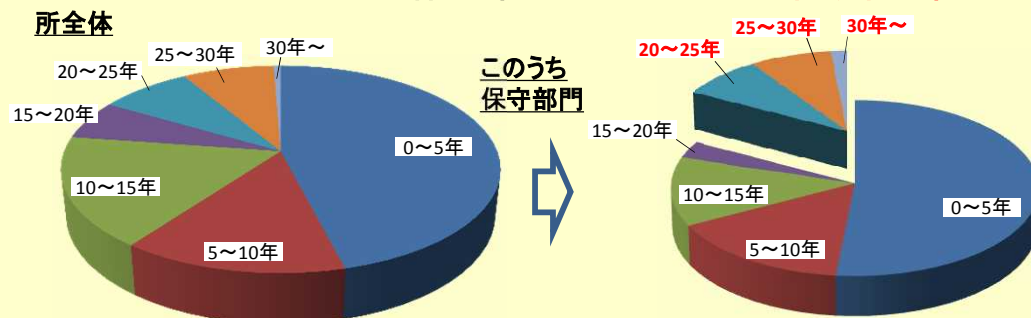
「ふげん」や「常陽」から幅広い年齢層の職員を集めた



試運転時(1995年度)の技術系プロパーの年齢構成

経験豊富なプロパーは順次定年退職

<保守部門では20年以上の経験者は約20%>



現在(2015年度)の技術系プロパーのもんじゅ経験年数

「ふげん」

○ふげんは大きなトラブルなく本格運転に入り、結果として順調に稼働した

○同時代の商用軽水炉並みの設備利用率を達成したことから、品質管理は十分なレベルで行われていたと言えるが、運転を取り巻く環境条件が「もんじゅ」とは大きく異なると評価

特に

- ・原子力発電所に頻発した検査・点検の不正問題の再発防止として品質保証活動(QMS)の保安規定への取り込み等、規制の変化が運転終了後だったこと など

「もんじゅ」

○もんじゅは、ナトリウム漏えい事故とその際の不適切な情報の扱いから大きな社会問題となり、結果として試運転途中で長期間の停止となった

○長期停止により運転・保守の経験が積めない中、品質保証活動(QMS)の保安規定への取り込み等の規制の変化に十分適合できていなかった

| 項目 | 「ふげん」 | 「もんじゅ」 |
|----------|---|--|
| 技術的事項 | <ul style="list-style-type: none"> ○ 水冷却炉であり、並行して建設された軽水炉と類似技術有 | <ul style="list-style-type: none"> ○ 大型のナトリウム冷却炉は国内になく開発課題が多い |
| 設計・建設の体制 | <ul style="list-style-type: none"> ○ 設計・建設はメーカー5社に発注 ○ 主務会社にて設計のとりまとめ実施 | <ul style="list-style-type: none"> ○ 設計・建設はメーカー4社に発注 ○ 総合エンジニアリング会社FBECを設立し、各社間の調整を実施 |
| 所の運営体制 | <ul style="list-style-type: none"> ○ 運転開始時以降、所の総職員数は約150～160名で推移し、大きな変動なし | <ul style="list-style-type: none"> ○ 保守管理等に係る体制強化により、総職員数は当初の約185名から約340名に倍増 |
| 要員 | <ul style="list-style-type: none"> ○ 試運転当時は、若い職員がプロパーのほとんどを占めていた ○ 最初に配属したプロパー職員の大半が運転終了まで継続して従事したため、ふげんの現場経験豊富なプロパーが多く存在 (保守部門では20年以上経験者が全体の75%) | <ul style="list-style-type: none"> ○ 試運転開始時は、動燃全体からプロパーを集めたため、プロパー職員は幅広い年齢層 ○ プロパー職員が順次定年退職／交替 加えて、要員総数を倍増したため、もんじゅの現場経験の浅い者が多く存在 (保守部門では20年以上経験者が全体の約20%) |
| 規制の状況 | <ul style="list-style-type: none"> ○ 品質保証の保安規定取り込みが法令化されたが、施行されたのは運転終了後 ○ 2009年に保全プログラムの導入が法令化される以前に運転が終了 | <ul style="list-style-type: none"> ○ 品質保証の保安規定取り込みが法令化 ○ 建設段階炉であったが、法令化され、急遽、供用中軽水炉並みの保全プログラムを2009年1月に導入 |
| その他 | <ul style="list-style-type: none"> ○ ふげんは大きなトラブルなく本格運転に入ったことから、結果として順調に稼働 | <ul style="list-style-type: none"> ○ もんじゅは、ナトリウム漏えい事故とその際の不適切な情報の扱いにより大きな社会問題となり、結果として試運転途中で長期間の停止となった |

「ふげん」は、
電力・メーカとの協力体制、原子力産業メーカ数社に発注、
などの状況は「もんじゅ」と同様であったが、敢えて相違点をあげると以下のことが考えられる

- 試運転開始前に採用したプロパーの多くがそのまま運転終了まで従事し、現場経験豊富な職員が多く存在したこと
- 同上の理由から比較的プロパー率も高かったこと
- 試運転から成功裏に運転に移行し、QMSの保安規定への取り込みの義務化などの前に運転を終了したこと

参 考

「ふげん」における核燃料サイクルの輪の完成 (1988年5月)

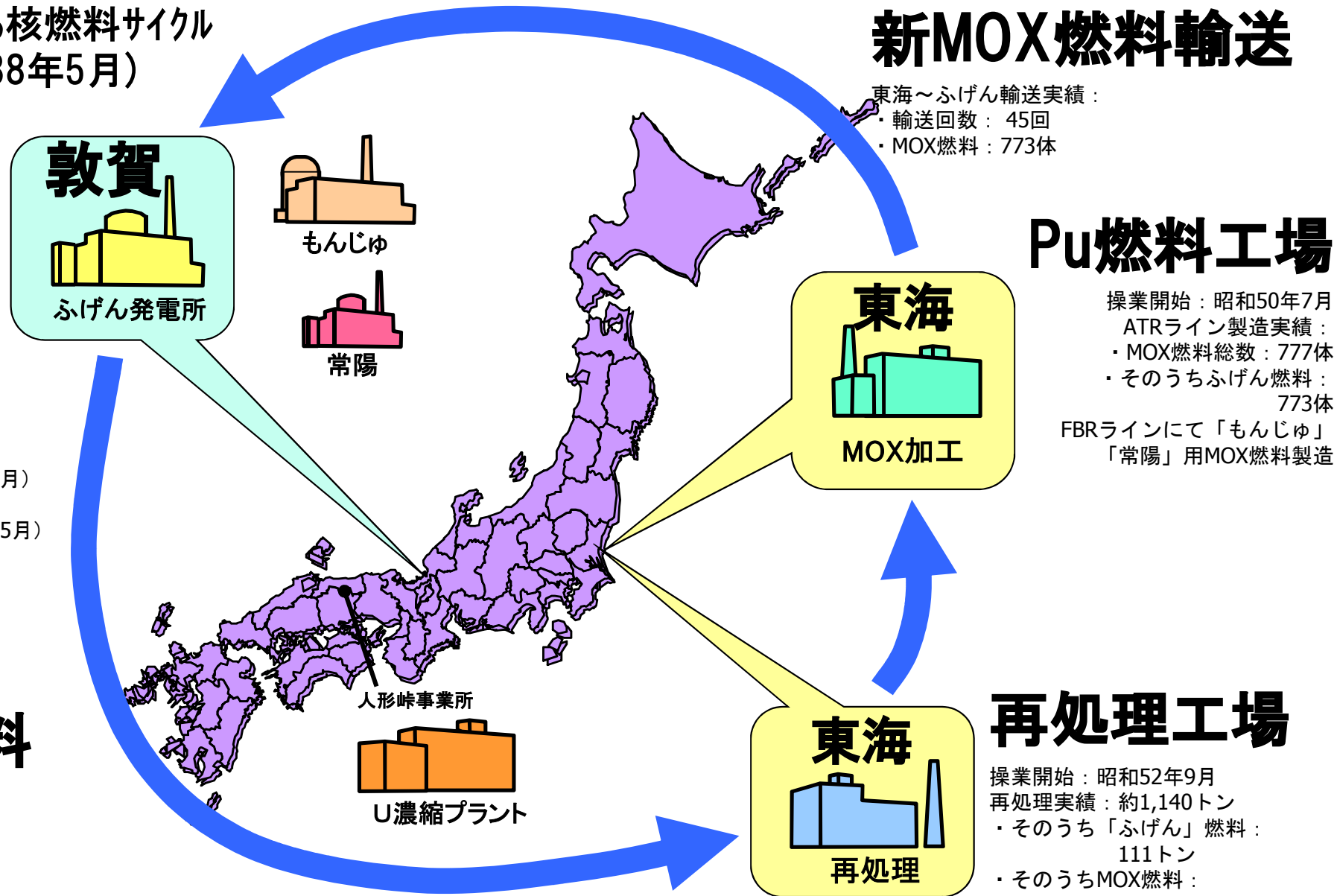
ふげん

本格運転開始：昭和54年3月
 MOX燃料装荷総数：772体
 炉心内MOX装荷割合：
 34%~72%
 最高燃焼度：38GWd/t

- ・国産Pu利用 (昭和56年9月)
- ・人形峠濃縮ウラン (昭和57年12月)
- ・国産回収ウラン (昭和59年5月)
- ・ふげんPuのリサイクル (昭和63年5月)

使用済燃料輸送

ふげん～東海輸送実績
 ・輸送回数：29回
 ・使用済燃料：986体



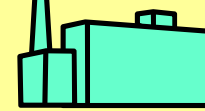
新MOX燃料輸送

東海～ふげん輸送実績：
 ・輸送回数：45回
 ・MOX燃料：773体

Pu燃料工場

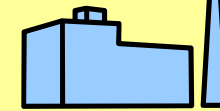
操業開始：昭和50年7月
 ATRライン製造実績：
 ・MOX燃料総数：777体
 ・そのうちふげん燃料：773体
 FBRラインにて「もんじゅ」「常陽」用MOX燃料製造

東海



MOX加工

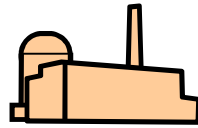
東海



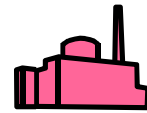
再処理

再処理工場

操業開始：昭和52年9月
 再処理実績：約1,140トン
 ・そのうち「ふげん」燃料：111トン
 ・そのうちMOX燃料：29トン

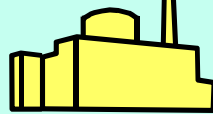


もんじゅ



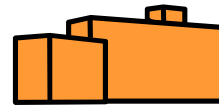
常陽

敦賀



ふげん発電所

人形峠事業所



U濃縮プラント

運転履歴

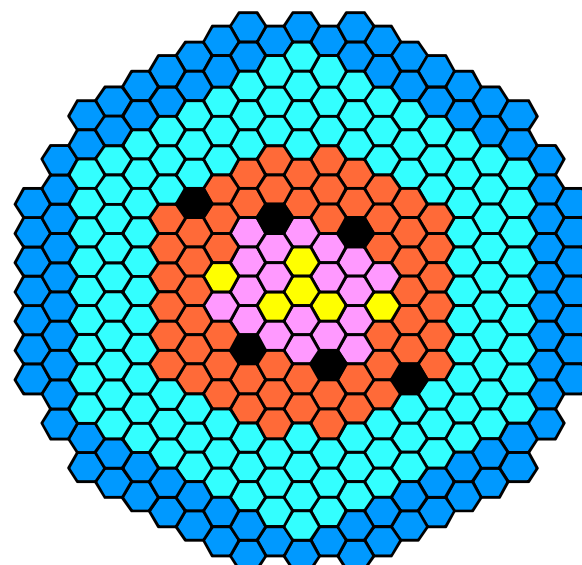
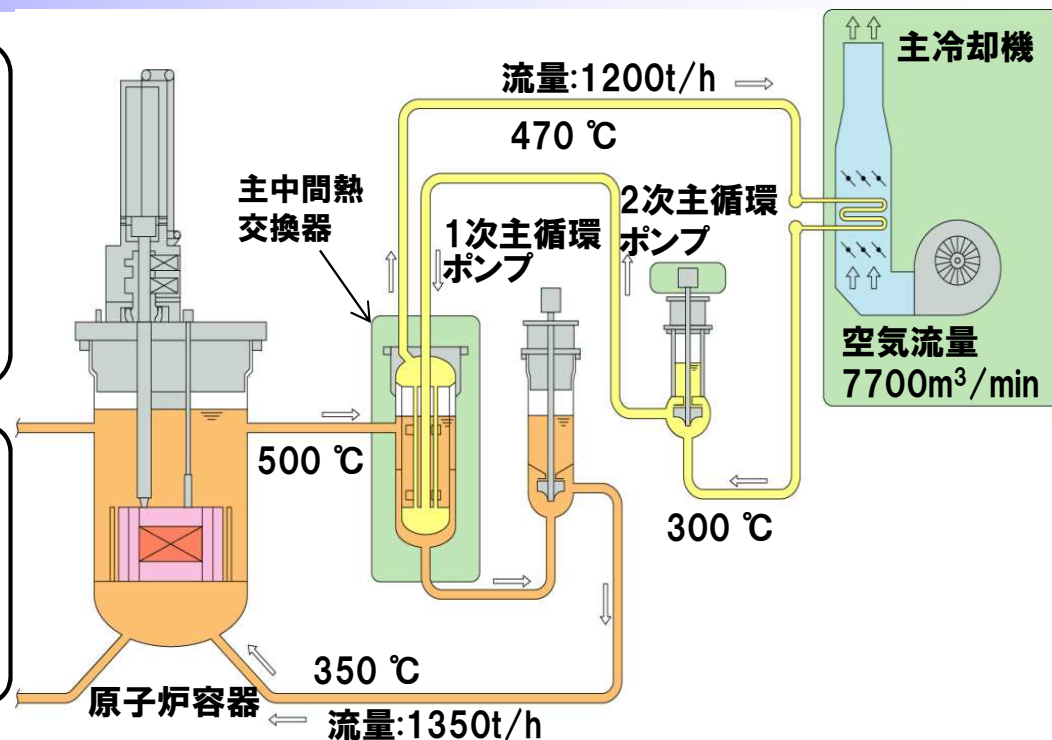
| | | |
|------|-----------------|---------|
| 初臨界 | | : 1977年 |
| 運転開始 | (MK-I, 増殖炉心) | : 1978年 |
| 〃 | (MK-II, 照射炉心) | : 1983年 |
| 〃 | (MK-III, 高度化炉心) | : 2004年 |

役割

- ・高速増殖炉の基礎・基盤技術の実証
- ・燃料、材料の照射試験の実施
- ・将来炉の開発のための革新技术の検証

主要仕様

| | |
|----------|---|
| 定格出力 | : 140 MWt |
| 冷却材 | : 液体ナトリウム (2 ループ) |
| 燃料 | : 混合酸化物燃料 (MOX) |
| 炉心直径 | : 80 cm |
| 炉心高さ | : 50 cm |
| 最大高速中性子束 | : 4×10^{15} n/cm ² ・s |



- 内側炉心燃料集合体
- 外側炉心燃料集合体
- 制御棒
- 照射用集合体
- 反射体
- 遮へい集合体

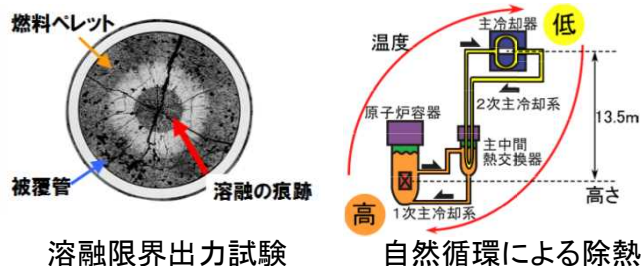
炉心構成 (MK-III)

高速炉技術の確立

- 増殖性能の確認
- 炉心・プラント特性データの取得 (MK-I、MK-II、MK-III炉心)
- 核燃料サイクルの輪の実証

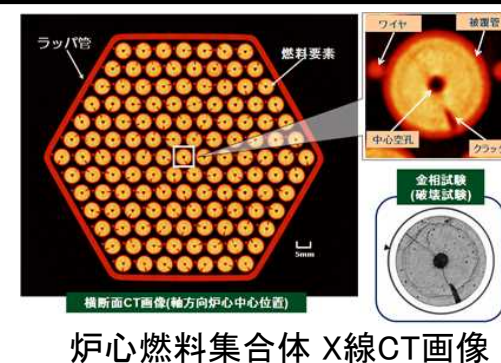
高速炉の安全性の実証

- 自然循環による崩壊熱除去の実証
- MOX燃料の性能確認 (燃料溶融試験、高燃焼度試験の実施)



照射試験・照射後試験

- 世界最高レベルの高速中性子束
- 多様なニーズに対応可能な照射試験用集合体の開発(キャプセル型)
- 最先端の照射後試験技術(X線CT)
- 約100体の照射試験用集合体を装荷



「もんじゅ」、実証炉(FaCT)への貢献

- もんじゅ・実証炉開発のための照射試験
- 高燃焼度を目指した被覆管材料(ODS鋼)等の照射試験
- 自己作動型炉停止機構の照射試験



運転保守経験の蓄積、データベース化

- プラントの運転・保守、定検、改造工事等を通じた高速炉プラントの運転保守技術の蓄積
- 高速炉用機器信頼性データベースへの反映
- 保守体系データベース、マニュアルの作成、技術者教育への反映

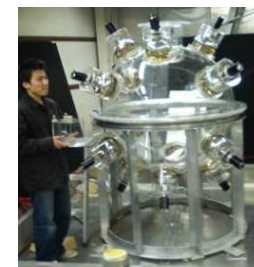


国際協力

- 米国・仏国との連携・協力 (交換照射の実施、プラント運転・保守経験等の情報交換、駐在員の相互派遣)
- WANO(世界原子力発電事業者協会)、IAEA等を通じた世界各国との情報共有
- OECD/NEAコードベンチマークへの貢献

基礎・基盤研究、外部利用

- 核融合炉材料開発
- 照射損傷研究
- 基礎物理研究



ニュートリノ検出器の性能実験

海外高速炉の情勢

平成28年3月4日

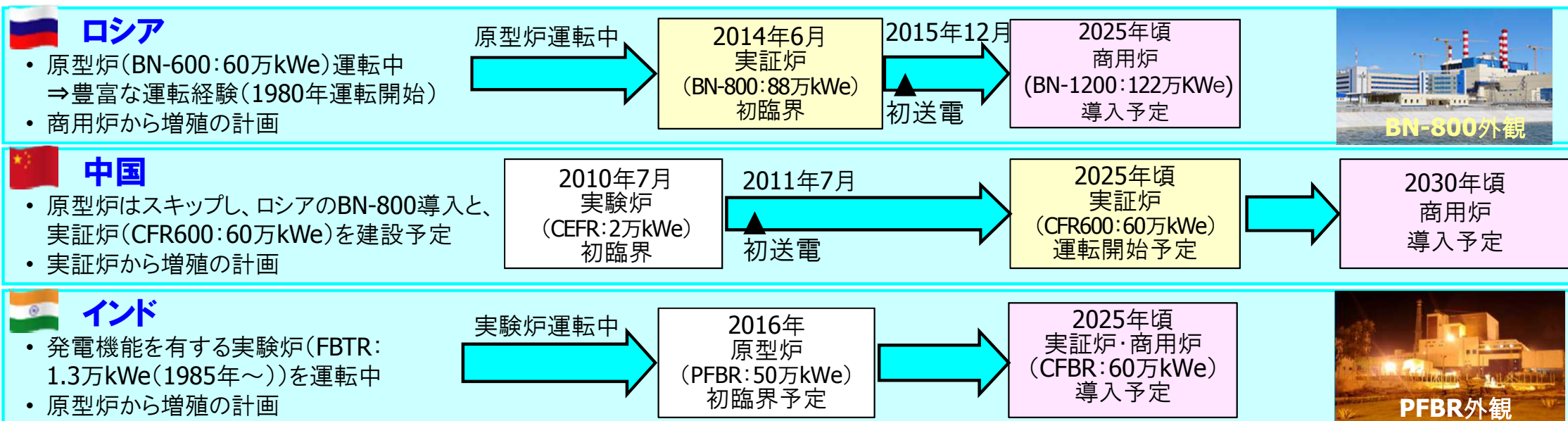
日本原子力研究開発機構

1. 世界の高速炉の開発状況
 1. 1 フランス
 1. 2 ロシア
 1. 3 インド
 1. 4 アメリカ
 1. 5 中国
 1. 6 韓国
2. フランス フェニックスの運営体制
3. ロシア BN-600の運営体制
4. フランス スーパーフェニックスの運営体制

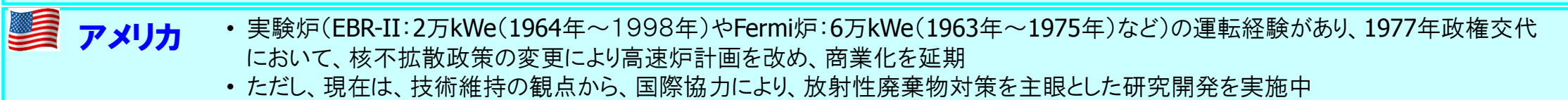
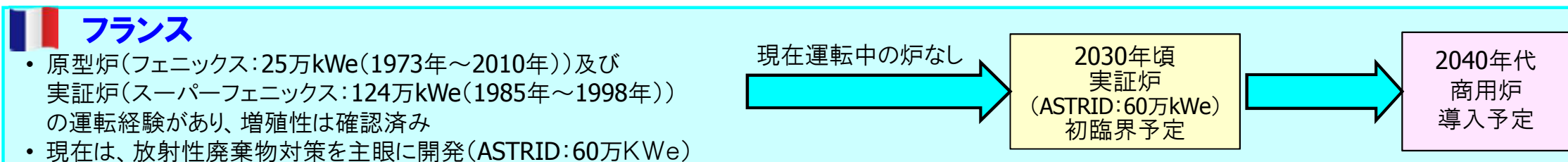
1. 世界の高速炉の開発状況

各国で実験炉、原型炉、実証炉の建設が進み、2025年～2040年頃には高速炉が実用化される計画

① エネルギーセキュリティの観点から増殖を志向



② 増殖技術を習得した上で廃棄物対策中心



※イギリスは、実験炉・原型炉の運転経験あり。一方で、北海油田の発見もあり、高速炉計画中止。但し、将来的にはNa冷却高速炉サイクルへの移行が必要としている
 ドイツは、実験炉の運転経験あり。一方、原型炉は建設中に政策議論や財政難のため中止
 ロシアは、鉛冷却高速炉等についても開発中

◆ 高速炉技術開発の政策と位置付け

- 原子力の主要なリード国の一つであるフランスは、原子力を基幹エネルギーで、輸出戦略上の重要な産業と位置付け
- 軽水炉プラント/再処理技術に引き続き、高速炉についても世界のリード国としてのステイタスを維持し、将来の輸出産業として発展させていくことを想定していると考えられる
- 2006年大統領宣言により第四世代炉開発推進、2020年代に工業的実証を目的としたプラント (ASTRID) 運開を公表
- 2040年頃から高速炉実用化、現状、電力供給 (約66GWe) の約75% (2025年までに50%へ低減) を占める軽水炉を21世紀後半に高速炉と併存させる計画
- 現状は、環境負荷低減を強調し、いわゆる燃焼炉としての利用に軸足
- 技術的には、プール型ナトリウム冷却炉、MOX燃料、湿式法再処理での実現を目指す
- Gen-IV炉としてのGFRは長期的な位置づけ

◆ 実績

■ 原型炉段階からプール型を指向し、プール型技術の完成が図られている

- 実験炉Rapsodie(4万kWt、ループ型、1967-1983年)、原型炉Phenix(25万kWe、プール型、1973-2010年)、実証炉Super-Phenix (124万kWe、プール型、1985-1998年)と、豊富な開発経験(全てMOX燃料)を有する
- 2006年1月 シラク大統領(当時)が「第四世代原子炉のプロトタイプ炉を2020年に運転開始」と発表。2008年に炉型をSFRに選定、GFRは長期的オプションとしての開発を決定
- 2006年「放射性廃棄物等管理計画法」が制定 (高速炉等による長半減期放射性元素の分離・変換の産業化の見通しを2012年までに評価し、2020年にプロトタイプ炉で実証)
- 2009年「大型起債計画*」の詳細を発表

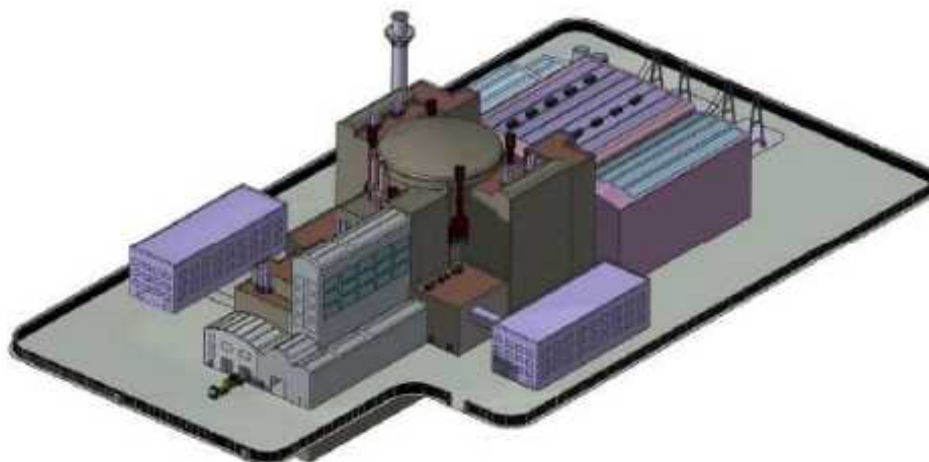
*ASTRIDと関連する燃料サイクル計画へ2010~17年に約6.5億ユーロを投資 ⇒2019年まで延長

◆ 実績 (続き)

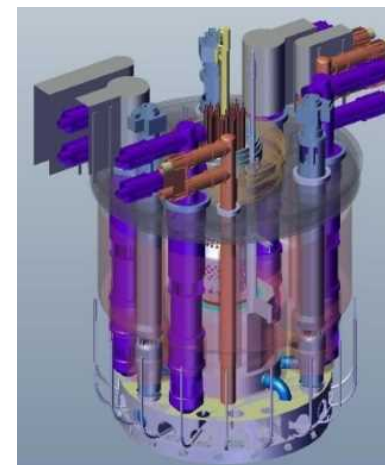
- 2012年12月 CEAは、2006年放射性廃棄物等管理計画法に基づき、長寿命放射性核種の分離・変換の産業化の見通しや技術開発の現状を整理した「放射性物質の持続的管理に関する報告書」を政府に提出。その中で、SFRは、今世紀前半に配備するための最良の解決策と評価
- 2012年 プロトタイプ炉(ASTRID:実証炉、60万kWe、プール型、MOX燃料)の技術仕様を決定

◆ 計画

- 2030年頃 ASTRID初臨界予定
- 2040年頃から、実用炉として第四世代原子炉(MOX燃料)を順次導入予定



ASTRIDイメージ(鳥瞰図)



ASTRIDの原子炉のイメージ

◆ 高速炉技術開発の政策と位置付け

- 原子力を最も経済的なエネルギー供給システムと位置付け、旧ソ連時代から独自技術による高速炉開発推進
- 安全性も優位にあるとして2020年代の高速炉の実用化を目指し、燃料サイクルの開発を含め積極的に推進中。クローズドサイクルを基本とし、2030年頃に毎年発生する使用済燃料を全量再処理する計画
- 高速炉を原子力の基軸と位置づけ、2050年頃には、約100GWeの原子力発電設備容量のうち数10GWeを高速炉で賄う計画
- ウラン資源の有効利用(増殖)に軸足を置いた開発

◆ 実績

- ループ型とプール型を並行して検討。原型炉BN-600でプール型に切替えた。但し、構造基準、安全基準等の保証期間は20年であり、以降は随時審査。設計マージンが少ない
- 実験炉BR-5/10 (0.59/1万kWt;MOX燃料)、BOR-60 (MOX燃料)、原型炉 BN-350 (15万kWe;UO₂燃料)、BN-600 (UO₂燃料→MOX燃料へ移行予定)の約140炉・年以上に亘る豊富な運転経験
- 現在、BOR-60 (1.2万kWe;ループ型)とBN-600 (60万kWe;プール型)が運転中
- 2010年1月 2020年までを展望した「連邦特別プログラム」を策定し、2020年までに1,283億ルーブル(3円/ルーブル換算で約3,850億円)を投資して、高速炉サイクル技術を最優先に開発することを決定

◆ 実績(続き)

- 2012年 新たな原子力研究開発のプラットフォームを作る計画(ブレイクスルー計画)を作成し、SFRとLFRの研究開発を並行して実施し、120万kWe級での実用化を目指す
- 2014年6月 実証炉BN-800(88万kWe)が初臨界、2015年12月に電力系統に初併入

◆ 計画

- BN-800は2016年に定格出力運転開始予定(初装荷炉心はUO₂とMOX燃料の混合炉心。2017年にフルMOX燃料へ移行予定)
- 2020年、多目的研究用高速炉MBIR(15万kWt/4万kWe;MOXまたは窒化物燃料)を運転開始予定
- Na冷却炉以外の炉として、
 - 2019年、Pb-Bi冷却小型モジュール型高速炉SVBR-100(10万kWe、濃縮U燃料)のプロトタイプ施設を運転開始予定
 - 2020年、鉛冷却高速原型炉BREST-300(30万kWe、窒化物燃料)を運転開始予定



BN-800の外観

◆ 高速炉技術開発の政策と位置付け

- NPT非加盟国のインドは、フランスの実験炉技術を基に独自路線として開発を進めてきた
- 当面、増殖性に有利なU・Puを用いた高速炉サイクル技術開発を実施中
- 将来的には、トリウムサイクルを指向
- 急増する電力需要と環境問題に対応するため、2020年代に高速炉実用化、2050年頃には高速炉を原子力発電の主流とする方針
- 技術的には、プール型ナトリウム冷却炉、MOX燃料、湿式再処理をベースとするが、増殖性の観点から将来的には金属燃料、乾式再処理へ移行する方針

◆ 実績

- フランスよりRapsodieを導入し、ナトリウム冷却高速炉技術を修得すると共に、自ら開発を進め、現在は独自技術で原型炉(プール型)を建設中
 - 1985年から実験炉FBTR(1.3万kWe、ループ型;U/Pu炭化物燃料)を運転中
 - 現在、原型炉PFBR(50万kWe; MOX燃料)を建設中(2016年運転開始予定)



FBTR外観



PFBR外観

◆ 計画

- PFBRに比べて安全性、経済性を向上させた実用炉FBR1&2(60万kWe; MOX燃料)をツインプラントとしてPFBRサイトに隣接して建設、2024-2025年から運転開始予定
- エネルギー需給の急速な伸びに対応するため、MOX燃料より高増殖の金属燃料高速炉を順次導入する計画
 - 2025年 金属燃料サイクルの研究開発も並行して実施中で、金属燃料の実験炉MFTR(11.5万kWt)を運転開始予定
 - 2028年 金属燃料の実証炉MDFR(60万kWt)を運転開始予定

◆ 高速炉技術開発の政策と位置付け

- 原子力をエネルギーミックスの主要技術と位置付け
- 世界のリーダーとしての地位を確保したい
- 2012年のブルーリボン委員会報告により、研究開発は限定されるものの、安全基準類や試験施設活用などの点でステータスを示したい意向
- 技術的にはプール型ナトリウム冷却炉、金属燃料、乾式再処理の路線に決め、これを追及している
- 但し、民間投資も重視しており、VHTRや熔融塩炉についても捨ててはいないとの立場

◆ 実績

- 当初はループ型を追及。その後、プール型・ループ型の比較を行い、プール型に合理性があるとして、切換え
- 1940年代前半から1990年代前半にかけて、多くの実験炉の建設・運転経験を保有
Clementine, EBR-I, LAMPRE, EBR-II, Fermi-1……(金属燃料)
SEFOR, FFTF……(MOX燃料)
- 1977年 カーター政権下での核不拡散政策の強化により、原型炉CRBRの計画の無期延期。その後1981年のレーガン政権時に建設計画が復活したものの経済性の観点により計画を中止
- 1993年 クリントン政権下でプルトニウムの民生利用の研究開発を行わないことを決定し、高速増殖炉の設計研究を含めた高速増殖炉サイクルに関わる研究開発は全て中止された
- IFR計画(Integral Fast Reactor: 高速炉(金属燃料)・乾式再処理・燃料製造の一体型燃料サイクル)を推進してきたが、米国の原子力に対する政策変更のため1994年にEBR-IIを停止すると共に、IFR計画を中止。ただし、EBR-II使用済燃料(金属燃料)については、アイダホ(INL)で乾式処理を実施中

◆ 実績(続き)

- 2000年 安全性、経済性、核拡散抵抗性等に優れる第四世代原子炉(Gen-IV)概念の検討のために、「第四世代原子力システム国際フォーラム」(GIF)を設立
- ブッシュ大統領は、温室効果ガス、核拡散抵抗性、使用済燃料発生量低減、放射能毒性低減等の観点から、核燃料サイクル技術や次世代原子力技術のR&Dを促進
 - ✓ 2001年、原子力国家エネルギー政策(NEP)
 - ✓ 2003年、先進燃料サイクルイニシアティブ(AFCI)
 - ✓ 2006年、グローバル原子力エネルギーパートナーシップ(GNEP)構想
- 2009年 オバマ政権発足後上記の開発を凍結し、長期的R&Dに主体を置く政策に戻り、GNEP計画は2009年9月で終了。GNEPに代わる協力として、原子力新規導入国への支援、原子力の平和利用推進を目指したサービス構築等に重点を置いた国際原子力エネルギー協力フレームワーク(IFNEC)を2010年に発足
- 2010年 ユッカマウンテン計画の代替案を包括的に検討するため、大統領の諮問機関であるブルーリボン委員会を設置(2012年1月に最終報告書*を提出)
 - *廃棄物政策に係る提言と合わせ、先進的サイクル技術に対する研究開発継続の必要性に言及

◆ 計画

- 具体的な建設計画は持たないが、ブルーリボン委員会報告を受けて、基礎・基盤に特化した広範な技術開発を継続

◆ 高速炉技術開発政策と位置付け

- エネルギー需要の大幅な拡大に備えて増殖炉としての高速炉の早期の実用化を目指している
- ロシアの技術協力を受けて、実験炉CEFRを建設した
- 2020年代中頃までに実証炉を導入する計画(ロシアBN-800技術の導入計画に並行して自主技術開発も実施中)
- 2030年頃に高速炉を実用化、2050年頃には高速炉を原子力発電の主流とする方針(原子力を400GWe(16%)に拡大(2013);高速炉の導入量は、ウラン需給に依存)
- 技術的にはナトリウム冷却炉、MOX燃料、湿式再処理をベースとするが、増殖性の観点から将来的には金属燃料へ移行する方針
- Gen-IV炉として超高温ガス炉、超臨界水冷却炉、溶融塩炉などの研究開発も実施

◆ 実績

■ ロシア技術を輸入して、実験炉CEFR(2万kWe、プール型)を建設し、運転中

- 2010年7月初臨界、2011年7月初送電(40%出力)
- 2014年3月出力上昇試験再開、5月40%出力試験終了、12月に100%出力達成



CEFRの外観

◆ 計画

- 自主技術で実証炉CFR-600(60万kWe;MOX燃料)を開発中で、2025年までに建設完了予定
- ロシアとの協力により、原型炉をスキップして実証炉(MOX燃料)を導入し早期実用化を目指す方向に変更した経緯*があるが現状不明(無期延期との情報もあり)
- 2028年 高増殖の実証炉(金属燃料;100万~150万kWe)の運転開始予定
- 2030年頃から実用炉(MOX燃料;金属燃料)を導入開始予定

※:2010年3月、ロシアと80万kWe級の実証炉(BN-800の技術)をツインプラントで建設するための覚書に署名

◆ 高速炉技術開発の政策と位置付け

- エネルギー基本計画で原子力基調を明示
- 原子力の継続的利用の観点から、高速炉技術開発を目指しており、金属燃料炉心、乾式再処理の開発では米国との協力を継続中(米国との協力がベース)
- Gen-IV炉ではプール型ナトリウム冷却高速炉の他、VHTRの研究開発も実施

◆ 実績

- 1997年 高速炉KALIMER (15/60/120万kWe; 金属燃料; プール型) の設計研究を開始
- 2008年12月 「将来炉に関する長期計画」を策定。2016年に軽水炉の使用済燃料貯蔵施設が満杯となるため、高速炉(金属燃料)と乾式処理施設を導入して、軽水炉使用済燃料を処理して削減する方針を提示
- 2015年6月 米韓改定原子力協定に両国が署名(同年11月発効)
乾式再処理研究をする際の米国の個別同意が不要となり、協定で規定された韓国内のR&D施設であれば、PWR使用済燃料を用いたDUPIC燃料のR&Dや、乾式再処理の前処理までの試験は実施可能となったが、Puを分離する電解精製等については実施不可のままである。協定の有効期間は20年間

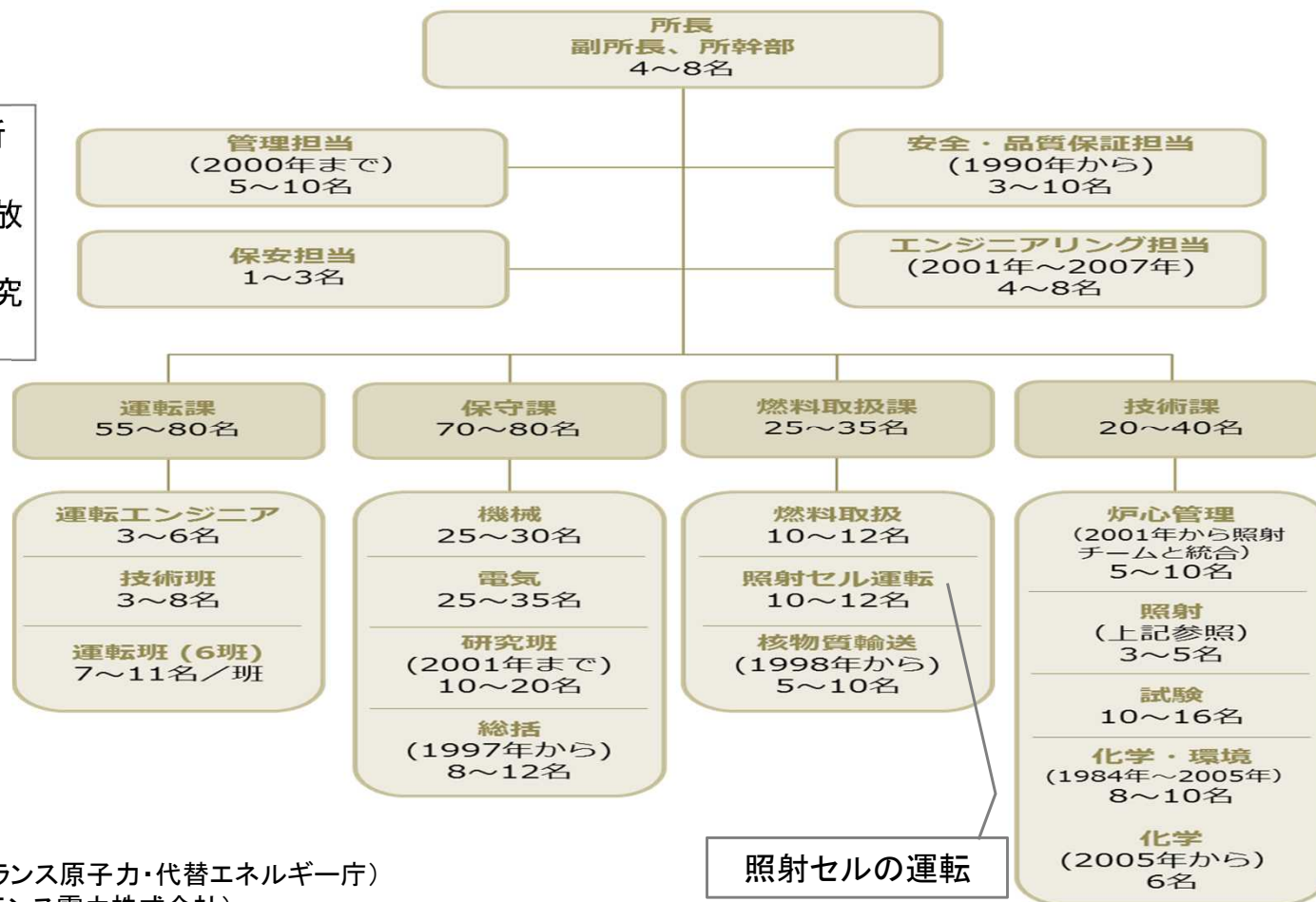
◆ 計画

- 2028年 高速原型炉PGSFR(15万kWe; 金属燃料; プール型)を運転開始予定

2. フランス フェニックスの運営体制

- 所有者 (Owner) : CEA & EDF
 運転者 (Operator) : CEA & EDF
- 職員 CEA職員約80%、EDF職員約20%で構成
 (内、所長はCEAより、副所長はEDFより選出)

フェニックス 組織及び構成人数 ~270名



フェニックスは、CEAマルクール研究所内にあり、

- 放射線管理はマルクール研究所の放射線管理組織で実施
- 人事等の管理業務はマルクール研究所の統括部署が実施

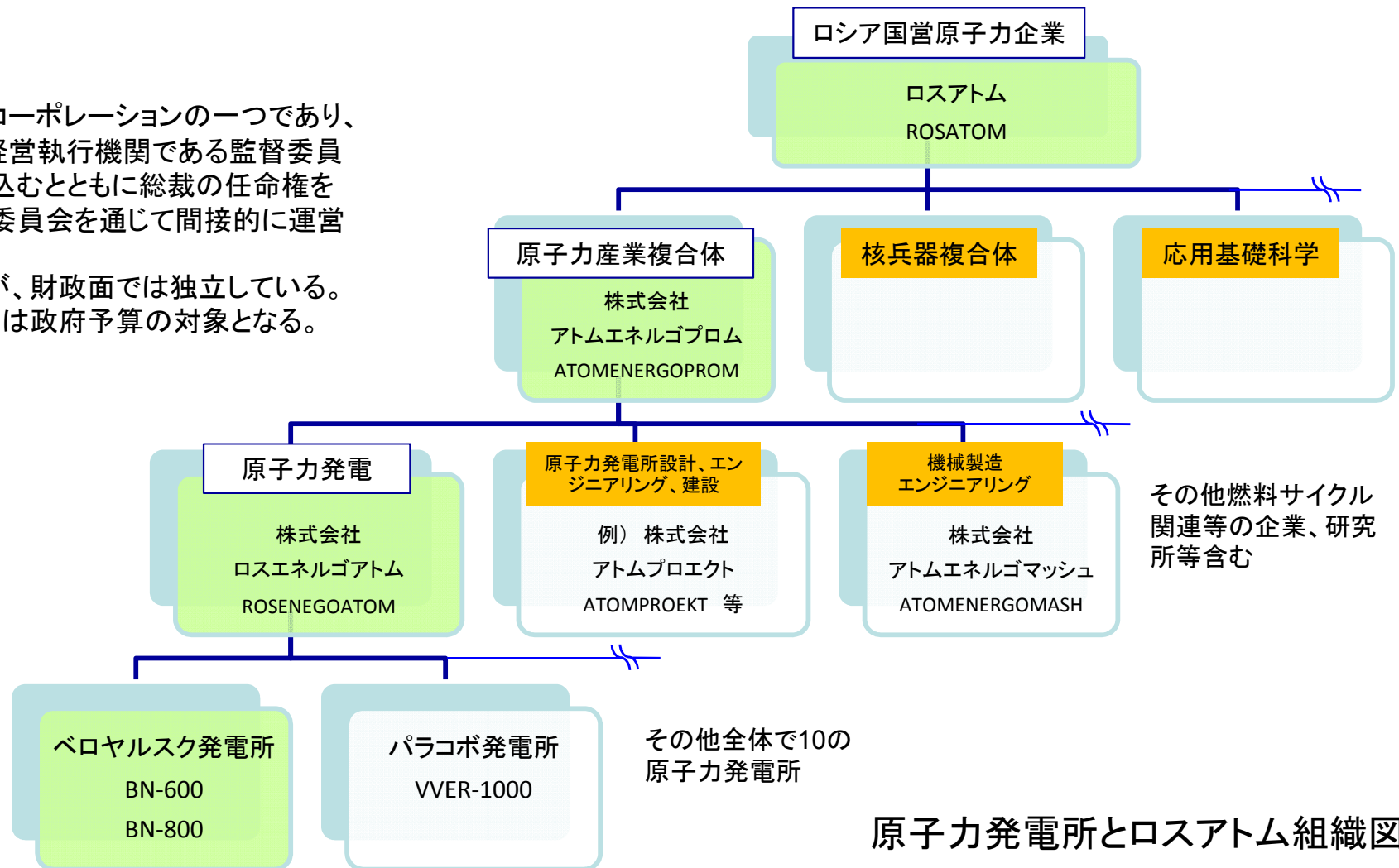
1 CEA: フランス原子力庁 (現、フランス原子力・代替エネルギー庁)
 2 EDF: フランス電力公社 (現、フランス電力株式会社)

3. ロシア BN-600の運営体制

- ✓ 所有者:(株)ロスエネルギーアトム
 運転者:(株)ロスエネルギーアトム
 BN-600を含むロシアの原子力発電所は株式会社ロスエネルギーアトムが所有し運転
- ✓ (株)ロスエネルギーアトムは、ロシアの原子力民生利用部分を集約する(株)アトムエネルギープロムの傘下企業
 (株)アトムエネルギープロムの株式はロシア国営原子力企業ロスアトム^{*1)}が100%所有

*1) ロスアトム:

- ・100%政府出資の国家コーポレーションの一つであり、大統領はロスアトムの経営執行機関である監督委員会に一定の代表を送り込むとともに総裁の任命権をもっている。国はこれら委員会を通じて間接的に運営に関与する。
- ・ロシア政府に従属するが、財政面では独立している。
- ・但し、軍事面、研究機関は政府予算の対象となる。



原子力発電所とロスアトム組織図

4. フランス スーパーフェニックスの運営体制

- 所有者 (Owner) : NERSA
 運転者 (Operator) : NERSA
 運転は、NERSAの下でEDFが実施
 - NERSA : EDF (フランス)51%、ENEL (イタリア) 33%、SBK(ドイツ)16%の出資で設立された国際合弁企業。
 SBKにはベルギー、オランダ、イギリスも参加。
 運転停止後NERSAは解散し、スーパーフェニックスはEDF所有となった。
- 国の事業への関与
 当時、EDFはフランスの、ENELはイタリアの国有企業(現在は民営化)
- 約1200名がサイトで雇用(約700名がEDF/NERSAの社員、500名が関連企業の従業員)

NERSA:Centrale Nucléaire Européenne à neutrons Rapides-Société Anonyme

- ・EDF: スーパーフェニックス運転当時は国有企業のフランス電力公社であったが、2004年に民間のフランス電力株式会社(名称はEDFのまま)になった。なお、政府は株式の約8割を所有している。
- ・ENEL: イタリア電力公社、1992年7月に株式会社化され、ENEL Spa(株式会社)となった。さらに1999年5月にENELを持株会社化し、発電、送電、配電、原子炉廃炉(国営)に分社化されることが決められた。
- ・SBK: 西ドイツ(RWE社)68.85%、ベルギー(Electro Nucleaire社)14.75%、オランダ(SEP社)14.75%、イギリス(CEGB社)1.65%の資本によって設立された国際合弁企業

「もんじゅ」の在り方に関する検討会 委員のご質問への回答

平成28年3月4日
日本原子力研究開発機構

過去のトラブルにおける機構とメーカーの関与

ナトリウム漏えい事故の概要

事故の概要

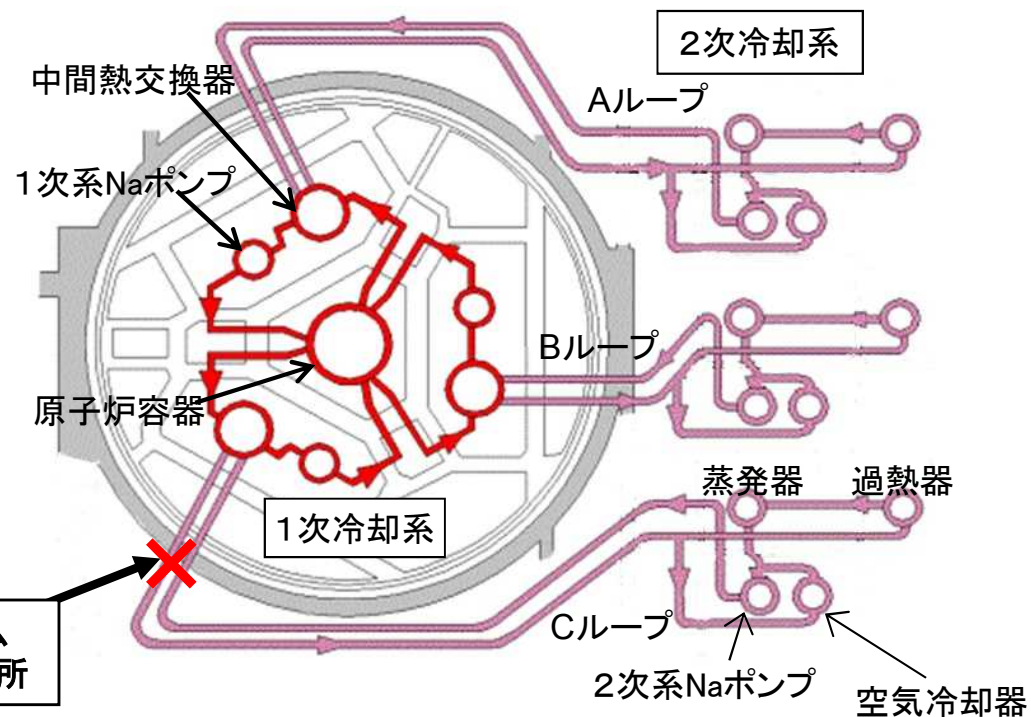
平成7年12月8日、放射性物質を含まない2次系主冷却系Cループの中間熱交換器出口側配管にある温度計から、2次系のナトリウムが漏えいした。

原因は配管に挿入してある温度計のさやの折損。

配管内を流れるナトリウムの流体力によりさや細管部に流力振動が発生し、さや段付部に高サイクル疲労が生じ、破損に至った。

原子炉を手動で停止した後、Cループ配管内のナトリウムを抜き取り、漏えいを止めた。漏れたナトリウムは、真下にある換気ダクト、足場(グレーチング)を破損させ、床ライナ(鋼製の板)上に堆積するとともに、ナトリウム燃焼により生成したナトリウム化合物(エアロゾル)が建物内に拡散し、一部が屋外に放出された。

なお、全ての2次系温度計(48本)を、短く、段付き部の無い改良型温度計に交換した。



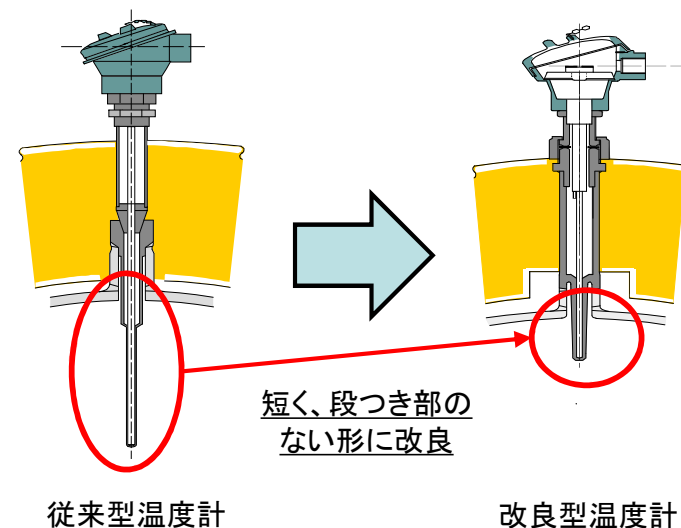
事故の経緯

平成7年12月8日

- 19:47 事故発生。火災検知器発報
- 19:48 ナトリウム漏えい検知器発報
現場にて煙の発生を確認
- 20:00 小規模漏えいと判断し、通常停止操作開始
- 20:50 火災検知器の新たな発報(急増)と白煙の増加を確認
- 21:20 原子炉手動トリップ操作
- 22:55 Cループ配管部のドレン操作開始
- 23:13 SG室換気装置が自動停止

平成7年12月9日

- 0:15 ナトリウム抜き取り完了



ナトリウム漏えい事故に係る対応等

| 項目 | 状況 |
|----------------|--|
| 設計・建設時の検討 | <ul style="list-style-type: none"> 温度計の構造健全性評価として、流体抗力に対する強度確保、座屈防止、熱応力抑制、カルマン渦との共振回避を考慮。 |
| 温度計折損の原因 | <ul style="list-style-type: none"> 温度計さや管構造の設計に一部不備。（設計時、対称渦の放出を伴う抗力方向の振動に係る設計指針が無く、未考慮。温度計据付後の平成3年ASME規格に指針が追加された。） |
| 原子力機構の対応 | <ul style="list-style-type: none"> 原因究明と再発防止対策及び水平展開を実施。 |
| 契約上の機構とメーカーの対応 | <ul style="list-style-type: none"> 契約上の瑕疵担保期間は2年間。（事故時には既に瑕疵担保期間を経過。） 機構は、民法上の責任立証は難しく、損害賠償を求めることは極めて困難として断念。 メーカーは、総合的な見地から応分の負担を申入れ、事故調査・総点検費用の半額を負担。（折半） 2次系温度計48本の交換費用はメーカーが全額負担。 |
| 責任体制 | <ul style="list-style-type: none"> 設計・製作・施工責任はメーカー。 メーカー設計を承認した時点で機構側にも責任ありと自ら判断。（折半） |
| 反省点の水平展開 | <ul style="list-style-type: none"> ナトリウム漏えい発生防止、早期発見と拡大防止の観点で、ナトリウム取扱施設を中心とした点検を実施。 異常事象に対して設計の基本的な考え方に遡って整理し、それを具体化した設計・製作・検査等が行われたかという観点で点検を実施。 その他安全性／信頼性確保の考え方に不足がないかといった観点で点検を実施。（高速増殖炉技術の研究開発成果、「常陽」の運転経験、先行炉の事故・故障事例等の技術情報、規格・基準の改訂情報を反映。） 本件を契機に、日本機械学会基準として「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」（平成10年9月）が制定された。 |

炉内中継装置の落下トラブルの概要

トラブルの概要

平成22年8月26日、燃料交換に使用した炉内中継装置※を原子炉容器の所定の位置から引き抜き、炉外へ取り出す作業をしていたところ、所定の位置より約2m吊り上げた時点で、炉内中継装置が吊り上げ設備（原子炉機器輸送ケーシング）のつかみ装置（グリッパ）から外れ、落下した。

炉内中継装置が損傷したが、外部環境への影響はなかった。

※ 燃料等を炉心と燃料出入設備の間で移送する際に使用する機器

【落下の直接原因】

炉内中継装置を吊るグリッパの平板形状の爪開閉ロッドが回転したため、爪が正常に開かない状態となった。

【再発防止対策】

グリッパを、爪開閉ロッドが回らない構造へ改良、グリッパの爪開閉状態目視用点検窓を設置。

【水平展開】

グリッパ機構を有する設備、安全上重要な機器を吊る設備の点検。

落下、復旧に係る経緯

炉心確認試験終了後、40%出力プラント確認試験に向け、燃料交換を実施。

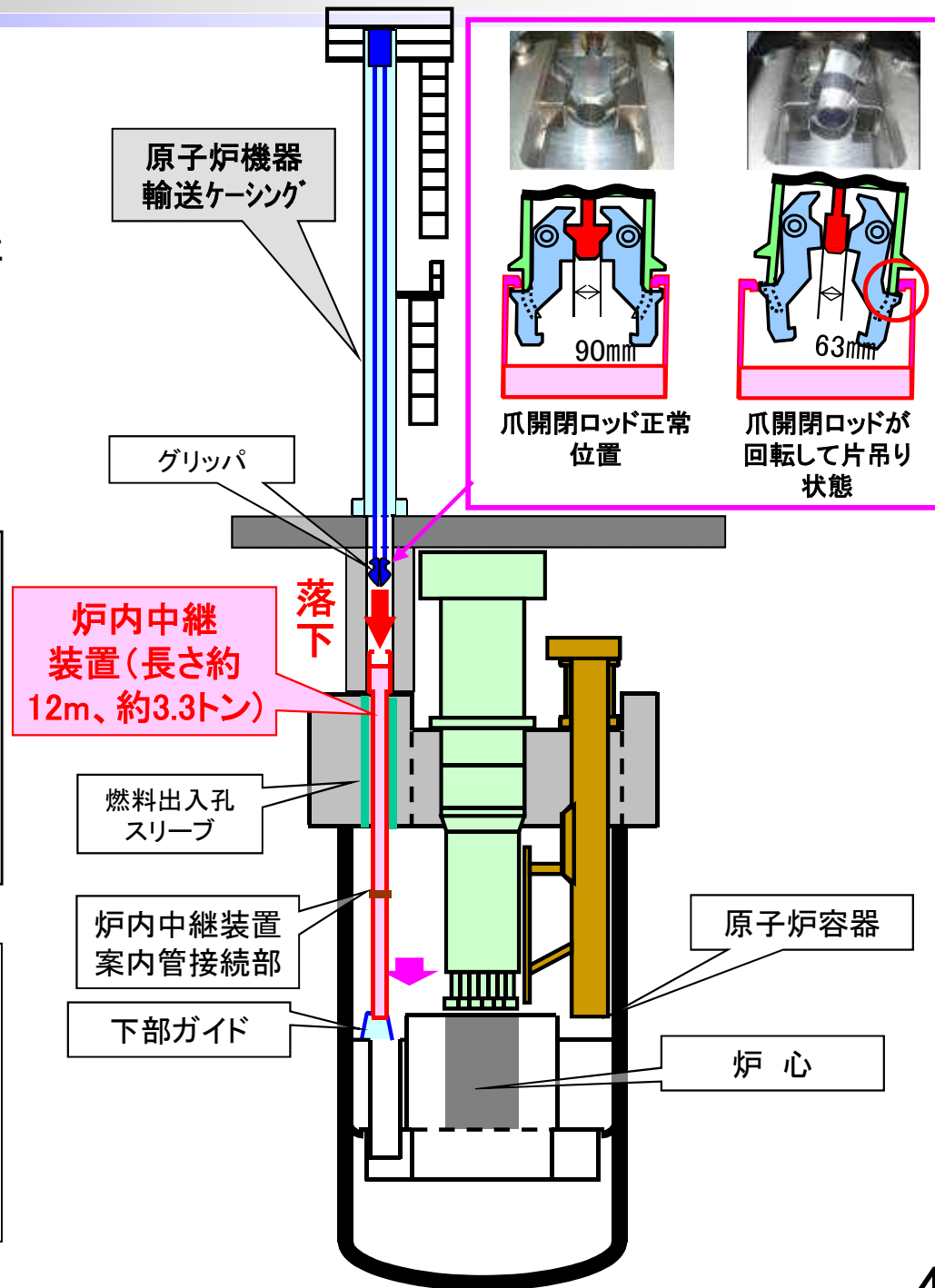
平成22.8.26: 炉内中継装置が落下

10.13: 引抜作業を実施したが、「荷重超過」の警報が発報し中断

11.9: 接続部のギャップが変化していることを確認

平成23.6.24: 燃料出入孔スリーブとの一体引抜き作業完了

11.11: 原子炉上部における復旧作業終了

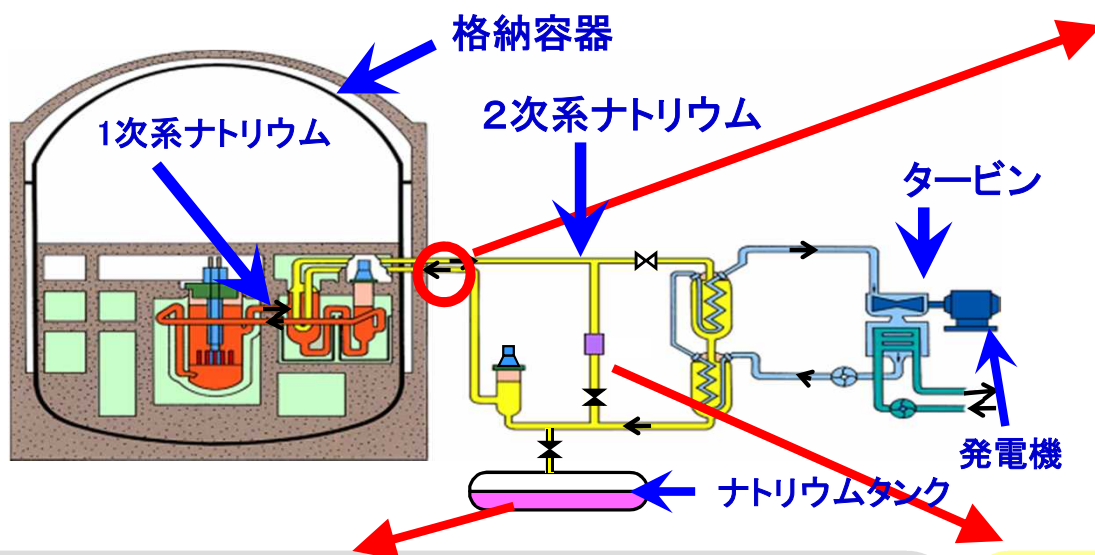


炉内中継装置の落下トラブルに係る対応等

| 項目 | 状況 |
|----------------|--|
| 設計・建設時の検討 | <ul style="list-style-type: none"> ・ メーカーは、原子炉機器輸送ケーシングに、「常陽」での実績のある、2本爪のグリッパ構造及び爪開閉ロッド方式を採用。 ・ メーカーは、爪開閉ロッドの形状に平板形状を採用したが、軸方向の駆動のみであり回転しないと考え、ねじの緩みに対して、ゴムワッシャの通常の締め付けとした。 ・ 平成15年に交換した爪開閉ロッドを含むユニットは、当該ネジ部に緩み止め接着剤が塗布されておらず、その状態で使用したため、結果としてネジが徐々に緩んだ。 ・ 機構は、設計段階において落下させないことは求めたが、その要求がどのように担保されたかの確認をしていない。 |
| 落下の原因 | <ul style="list-style-type: none"> ・ グリッパ設計の一部不備。(爪開閉ロッドが回転したため、爪が正常に開かなかった。) |
| 原子力機構の対応 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 原因究明と再発防止対策及び水平展開を実施。 |
| 契約上の機構とメーカーの対応 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 瑕疵担保期間は、所有権移転後2年。(落下時には瑕疵担保期間を経過。) ・ 機構は東京地方裁判所に約25億円の損害賠償を求める調停を申立て。 ・ 機構とメーカーは、同裁判所から客観的な立場での双方の主張を踏まえた和解案の提示を受け、メーカーから機構に対して1億円を支払うことで調停が成立。 |
| 責任体制 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 設計・製作・施工責任はメーカー。 ・ 調達管理・設計管理の品質保証活動において機構側にも責任ありと自ら認識。 |
| 反省点の水平展開 | <ul style="list-style-type: none"> ・ 再発防止として、グリッパの構造変更、吊り・不吊り判定の支援機能強化を実施。 ・ 同様なグリッパ機構を有する設備を対象として、グリッパ爪の開閉による把持が確実にできることを確認。 ・ 安全上重要な機器等を扱う設備(クレーン類など)で落下防止策の実施を確認。 ・ 設計管理の充実、設計の妥当性を判断できる能力向上等への取組。 |

参 考 資 料

ナトリウム漏えい事故を受けたもんじゅの改造工事の概要



温度計の交換・撤去

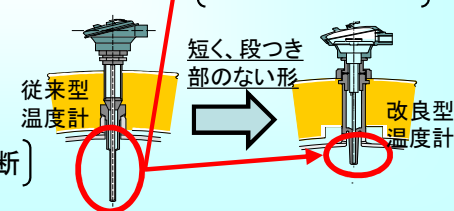
○短く、段つき部のない形の温度計に交換し、流力振動を防止する



〔事故のあった部分の配管を交換のため切断〕



〔改良型温度計〕



短く、段つき部のない形

ナトリウム漏えい対策に係る改造

○ナトリウム漏えいを早期に検出して、速くナトリウムを抜き取り、漏えいを止める



〔ナトリウム抜き取り(ドレン)配管の追加設置〕



〔総合漏えい監視システムの追加設置〕

既存のナトリウム漏えい検出器に加え、2次系の各部屋に監視カメラを新設し、その映像も含め、中央制御室にナトリウム漏えいに関する情報を一括して自動的に表示

漏えいナトリウムによる影響の抑制に係る改造

○窒素ガス注入設備の設置、壁・天井への断熱材の設置、換気空調設備の改造等により、ナトリウム漏えい時の施設への影響を抑制する



窒素ガス貯蔵タンク

〔窒素ガス充填設備の設置工事〕

2次冷却系においてナトリウム漏えい時に漏えいをした部屋に窒素を注入



〔断熱材の取付工事〕

コンクリートは100℃を超えると、保有している水分が急激に放出されるので、壁・天井に断熱材を設置しコンクリートの温度上昇を抑制

この他にも安全性向上のため、蒸気発生器の水漏えいを確実に検知して早く水を抜き取るための工事等を実施

「もんじゅ」の保守管理不備に係る文部科学省の対応

「機構」…国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

経過

- 文部科学省は、原子力規制委員会から機構に対し、「もんじゅ」の機器に係る点検時期超過が発生したことによる保守管理の不備に関する1回目の保安措置命令及び報告徴収命令が発出された（平成24年12月12日）ことを受け、同日、機構に対して、原子力規制委員会の命令に従って真摯な対応を図ること、また、その取組に当たっては、機構内部のみならず第三者の立場からの意見の聴取及び確認を受ける仕組みを構築すること等の要請を行った。

保安措置命令（平成24年12月12日）の内容

- ① 未点検機器に係る早急な点検の実施
- ② 保安規定に基づく原子炉施設の保全の有効性評価及び保全計画の見直しの実施

報告徴収命令の対象事項

- ① 保守管理上の不備に係る事実関係の調査結果
- ② 保守管理上の不備に至った原因究明、再発防止対策に関する検討結果
- ③ 組織的要因等の根本分析結果及び当該結果を踏まえた再発防止対策

- しかし、機構より原子力規制委員会に報告した再発防止対策の評価について、
 - ・ トップマネジメント、コンプライアンス、職員の意欲の低下等の項目が分析されておらず、組織的要因等根本原因分析結果及び再発防止対策に関して対応が不十分であること
 - ・ 原子力規制委員会の指摘を受けるまで、機構が自ら点検時期の超過を認識し改善に取り組まなかったことから、機構の安全文化の劣化が認められること
 との指摘がなされ（平成25年5月15日及び22日）、原子力規制委員会より機構に対して、保守管理体制及び品質保証体制を再構築すること等を求める2回目の保安措置命令及び根本原因分析のやり直し等を含む保安規定変更命令が発出されるとともに、文部科学省に対して、適切な指導及び監督を求める要請がなされた。（平成25年5月29日）
- 当該措置命令等の発出に際して、文部科学省は機構に対して、原子力規制委員会の命令等に対し早急に必要な措置を講ずることを求める独立行政法人通則法に基づく是正措置命令を発出した。（平成25年5月16日）

保安措置命令（平成25年5月29日）の内容

- ① 以下の事項を含めた保守管理体制及び品質保証体制の再構築
 - ・ 経営層による、保守管理業務の確実な実施等に向けた人材、設備等及び予算の適切な配分並びに保守管理担当職員の適正な評価
 - ・ 機器の点検状況の把握、管理できるシステムの構築
- ② ①及び前回の命令への対応結果について原子力規制委員会へ報告すること
- ③ ②に関する原子力規制委員会の確認が完了するまでの間、使用前検査を進めるための活動を行わないこと

保安規定変更命令の内容

- 根本原因分析のやり直し及び再発防止対策の見直し並びに下記を踏まえた保安規定の変更
- ① 経営層による安全を最優先とすることを改めて認識した上での活動方針の策定、組織内の周知、当該方針に基づく活動の実施
 - ② コンプライアンスの徹底し及び安全文化醸成活動の取組を強化
 - ③ 経営層、発電所幹部の責任を明確にし、その履行状況の確認を徹底
 - ④ 経営層から現場に至るまで組織内の意識の共有化を図ることが
できる組織を構築

「もんじゅ」の保守管理不備に係る文部科学省の対応

- 文部科学省は、文部科学大臣を本部長とした「日本原子力研究開発機構改革本部」を設置（平成25年5月28日）し、外部有識者による議論を踏まえて3つの柱（安全を最優先とした業務運営の考え方、業務の重点化、もんじゅの運転管理体制の抜本改革）からなる改革の基本的方向性を取りまとめた。（平成25年8月8日）
- その中で文部科学省では以下の課題を認識し、対応を実施してきたところ。

| 課 題 | 対 応 策 |
|---|--|
| <ul style="list-style-type: none"> ・ 機構の独法化以降、中期目標を策定し、法人側に示すだけであり、業務運営が機構任せになりすぎていた ・ 中期目標の設定においても、業務の効率化を重視し、安全を最優先とした業務運営の思想に乏しかった | <ul style="list-style-type: none"> ・ 安全性を重視した<u>新たな中長期目標を設定</u>（平成27年4月） ・ <u>毎年度法人の業務を評価</u>。また、前中期計画期間中の業務評価を実施（平成27年7月） |
| <ul style="list-style-type: none"> ・ 機構の予算が硬直化しており、施設の運営においてトラブル等が生じた際に、機動的に対応しにくい | <ul style="list-style-type: none"> ・ 「もんじゅ」の<u>安全確保に必要な予算を確保</u> |
| <ul style="list-style-type: none"> ・ 職員全体の士気向上を図るために、機構が行う業務について原子力政策の中で位置付けを明確にする必要がある | <ul style="list-style-type: none"> ・ 「もんじゅ」を廃棄物の減容・有害度の低減等の向上のための国際的な研究拠点と位置付けた<u>エネルギー基本計画</u>を閣議決定（平成26年4月） ・ 文部科学省のもんじゅ研究計画作業部会において、<u>「もんじゅ研究計画」</u>をとりまとめ。（平成25年9月） |
| <ul style="list-style-type: none"> ・ 機構の業務の重点化等のため、機構を抜本的に改革する法案を検討する | <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>機構の一部業務（量子ビーム、核融合部門）を他の法人に移管</u>することとした法律案（国立研究開発法人放射線医学総合研究所法の一部を改正する法律案）を国会に提出（平成27年7月成立） |

- 加えて、文部科学省は、以下の取組を実施した。
 - ・ 改革を指揮する理事長として、松浦祥次郎元原子力安全委員会委員長（平成25年6月～平成27年3月）
及び児玉敏雄元三菱重工業株式会社副社長（平成27年4月～）を理事長に任命
 - ・ 保守管理や品質保証の体制構築に向けて、電力会社の知識とノウハウを導入するため、電気事業連合会に対して支援を要請（平成25年7月）
 - ・ 文部科学副大臣を本部長とする「もんじゅ改革推進本部」を設置（平成25年11月）
 - ・ 現地に審議官級の職員と技術系職員を追加で駐在させ、直接指導を実施（平成26年4月～）
- しかしながら、原子力規制委員会により「もんじゅについての機構の対応に実質的な改善があったとは認められず、文部科学省のこれまでの対応は結果的に功を奏していない」と評価されている。

「もんじゅ」の保守管理不備に係る文部科学省の対応

「もんじゅ」に対する認識

- 機構職員は研究者としての性格が強く、品質保証という点で知識や認識が不足。
- 「もんじゅ」の保全計画は、商業用原子炉をまねて、十分検討する時間がないまま導入しており、内容が合理的でなく不十分で過多。
- その後の運転に向けた準備の経験を踏まえつつ、計画内容を見直すとしていたが、トラブル等で予定通り進められなかったことから、計画的な見直しを行ってこなかった。



機構に電力事業者並みの品質保証が根付いていなかった中、「もんじゅ」の保全計画の内容が不十分であったことが、保守管理不備の根本にある原因。

改革に対する評価

- 最近の保安検査で受けている主な指摘は、当初の指摘とは異なり、原子力機構がこれまで受けた指摘に対して、真摯に対応を進め、改善を行うなかで以下の事項が顕在化したもの。
 - ① 過去の保全計画の不十分な部分
 - ② 「もんじゅ」の職員の末端まで、品質保証の意識が十分浸透しきれていないことによる作業のミス



当初指摘されていた未点検とは、発生している問題の性質は変わってきており、「もんじゅ」に対する改善は着実に前進している。しかし、一部対策の実施が十分徹底されていない等、見直すべき点はある。

「もんじゅ」の保守管理不備に係る文部科学省の対応

原子力規制委員会の指摘「もんじゅについての機構の対応に実質的な改善があったとは認められず、文部科学省のこれまでの対応は結果的に功を奏していない」に係る認識

- 施設設備の老朽化や運転員の流出等に対する懸念を踏まえて早急な措置を講ずべきとする原子力規制委員会による勧告を厳粛に受け止める必要がある。
- また、保安検査において度重なる保安規定違反の指摘を受ける状況にあり、改善が迅速に進んでいるとは言い難い。
- 保守管理不備に係る問題解決については、保全計画等の根本的な見直しを完遂させることが必須であるが、人員・予算といった経営資源の制約がある中でこれまでの保安検査における多数の指摘への対処に終始し、根本的な見直しまで十分に手が回っていない。
- 文部科学省によるこれまでの対応については、中期目標の設定や機構業務の重点化等、文部科学省が当事者として対応すべきことを行い、それに基づいて機構による自主改善を求めたが、機構との間で、十分な緊張関係をもって強力に改善させるには至らなかったと考える。
- 以上を踏まえ、新たな運営主体については、限られた経営資源の中でこれらの諸問題に自発的かつ迅速に対応できる技術的能力及びガバナンス体制を備える必要がある。