

# ふげん概要、歴史、安全設計について

令和5年11月2日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
敦賀廃止措置実証部門 新型転換炉原型炉ふげん

# 目次

1.ふげん概要

2.ふげんの歴史

3.許可時の安全設計

4. 廃止措置以降の安全対策

# ふげんの概要 (1/3)

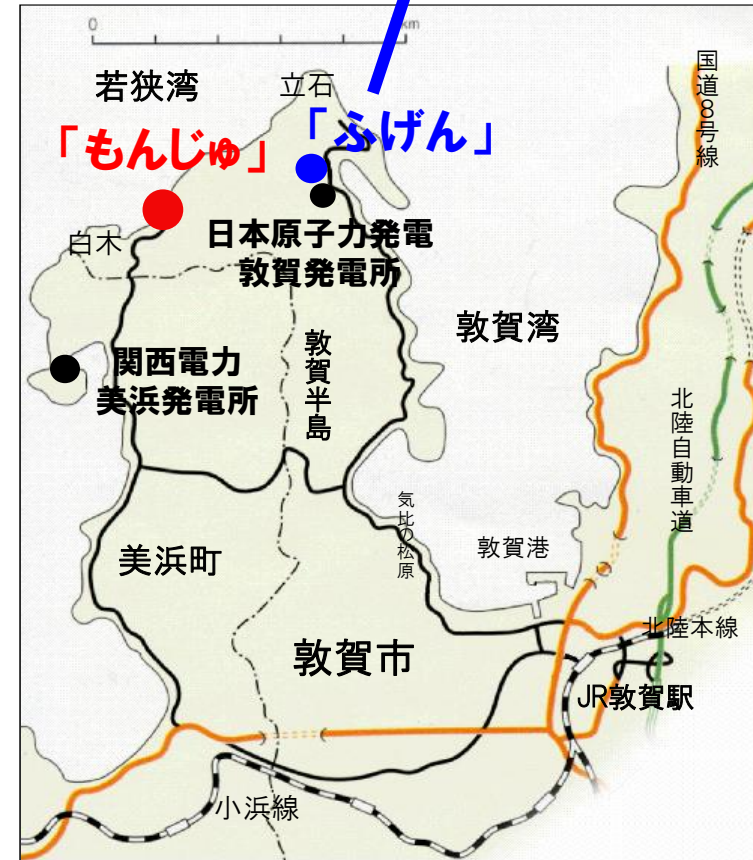
## 新型転換炉原型炉ふげんとは？

- 炉型：重水減速沸騰軽水冷却圧力管型原子炉
- 電気出力(熱出力)：16.5万kW (55.7万kW)
- 運転期間：約25年(初臨界：1978年、運転停止：2003年)
- 建設費：685億円、運転費：2,967億円
- 売電収入：2,065億円
- 2008年2月に廃止措置計画認可。以後、重水の搬出、タービン設備の解体撤去等を実施。
- 廃止措置費用見積総額：約747億円※

※解体、処理・処分、重水輸送に係るものを対象とし、使用済燃料輸送費、再処理費、特定放射性廃棄物処分拠出金、用地借料、諸費等は対象外

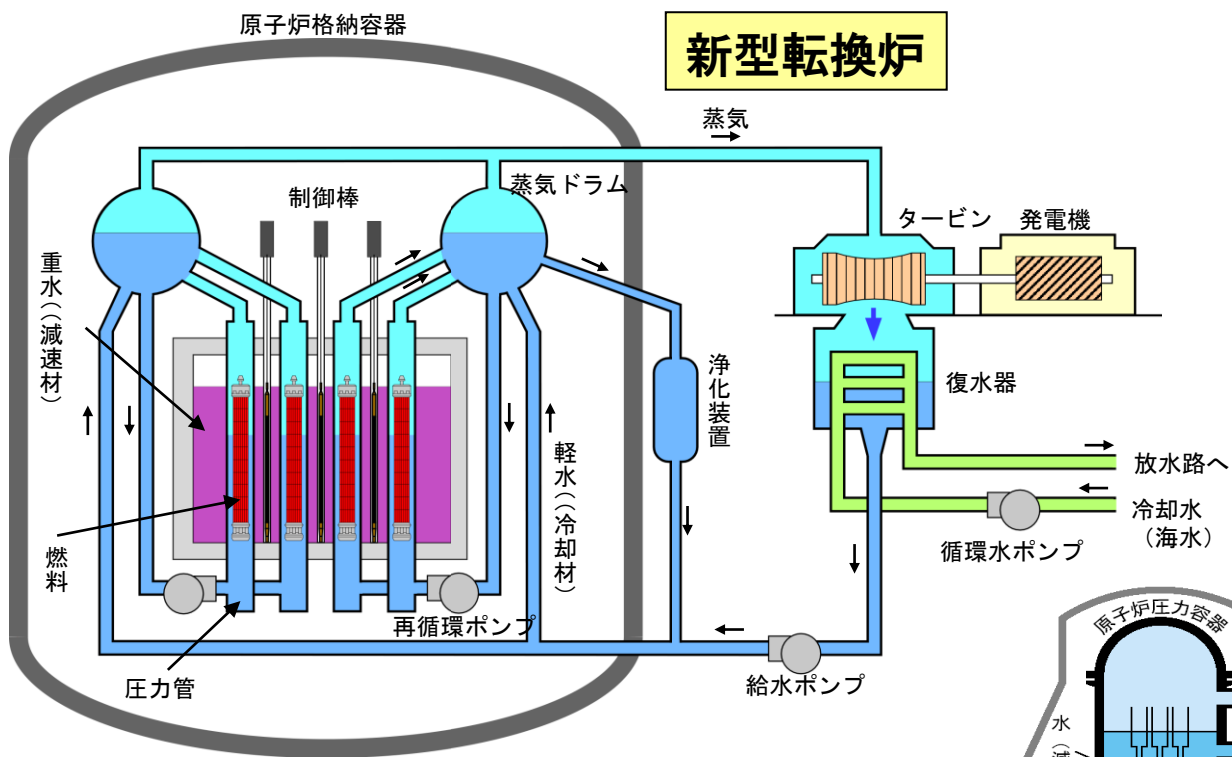


米国ズミソニアン協会フリーア美術館所蔵



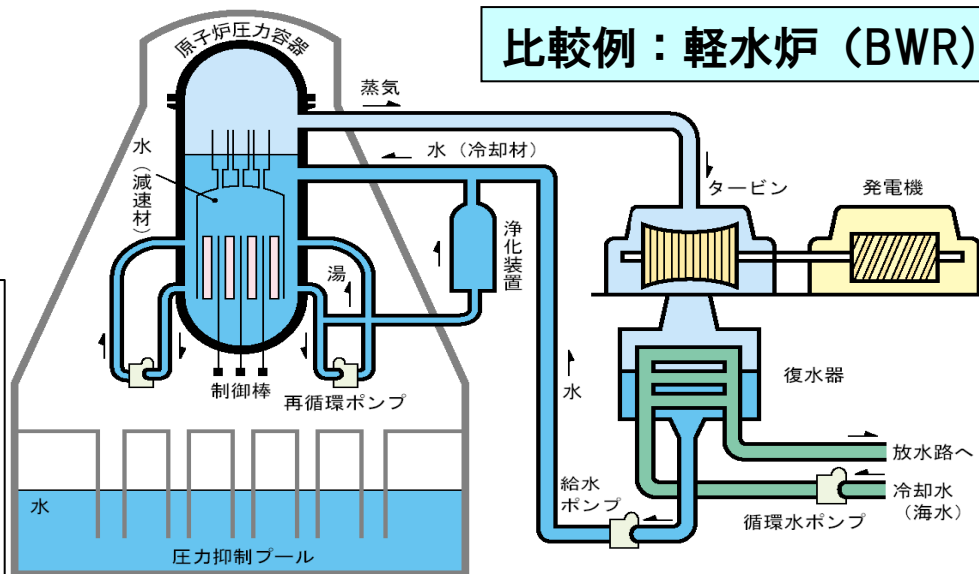
# ふげんの概要 (2/3)

## ふげんのしくみ



	炉容器の型	減速材	冷却材
ふげん	圧力管型	重水	軽水
軽水炉	圧力容器型	軽水	軽水

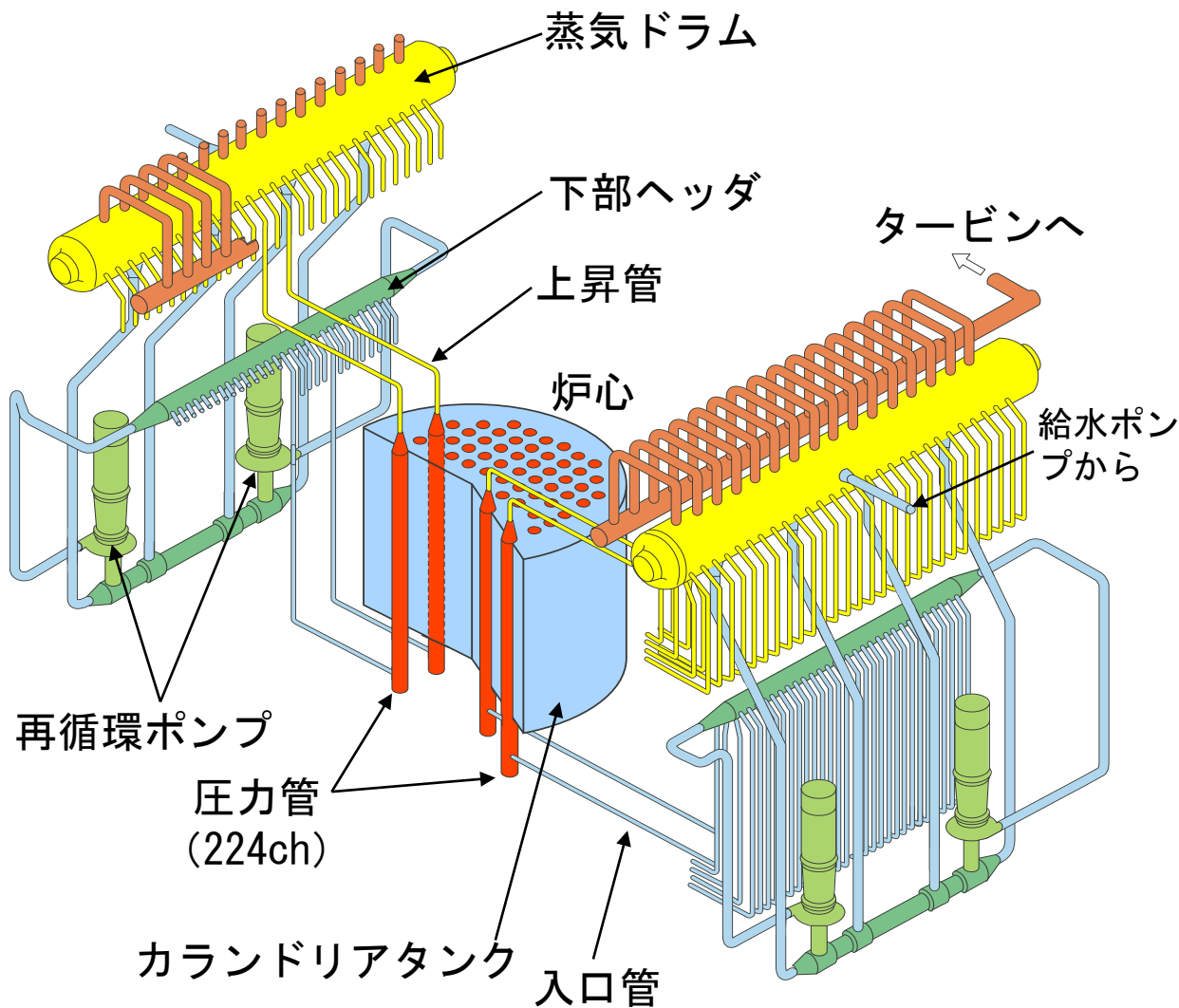
### 比較例：軽水炉 (BWR)



- 軽水炉の原子炉は、減速材及び冷却材に軽水を使用しているのに対し、ふげんは減速材に重水、冷却材に軽水を使用
- ふげんは、原子炉以外は軽水炉(沸騰水型原子炉)と同様の冷却設備

# ふげんの概要 (3/3)

## ふげんの原子炉冷却系概要



原子炉出力	-熱出力: 557 MW -電気出力: 165 MWe
炉心	-高さ: 3,700 mm -直径: 4,050 mm -燃料チャンネル数: 224
重水系	-重水装荷重量: 160 t -重水温度: 70 °C
原子炉冷却系	-冷却材: 軽水 (H <sub>2</sub> O) -圧力: 68 kg/cm <sup>2</sup> -温度: 284 °C (蒸気ドラム) -炉心流量: 7,600 t/h -再循環回路数: 2ループ

# 目次

1.ふげん概要

2.ふげんの歴史

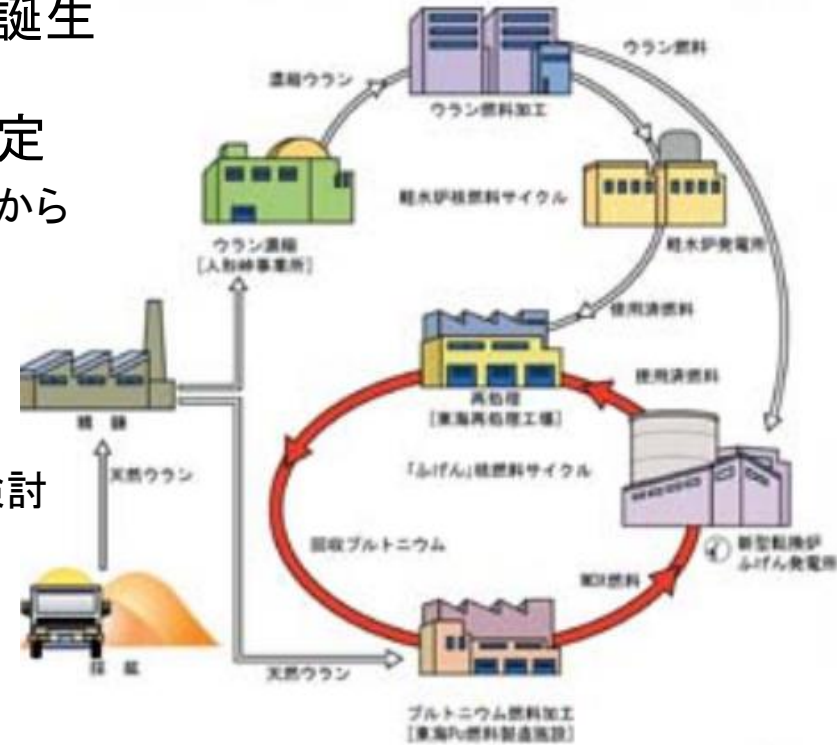
3.許可時の安全設計

4. 廃止措置以降の安全対策

# ふげんの歴史 (1/6)

## ふげんのプロジェクトの誕生

- ・1963年6月(昭和38年6月)  
原子力委員会は「国産動力炉の開発の在り方」を決定  
将来性を期待できる型式の動力炉(発電炉)を自らの手で設計から建設までを一貫し行う
- ・1964年10月(昭和39年10月)  
同委員会は「動力炉開発懇談会」を発足  
核燃料サイクルも含めた総合的な動力炉の開発方針について検討
- ・1966年5月(昭和41年5月)  
同委員会は動力炉開発の基本方針を決定  
我が国のエネルギーセキュリティ、自立に資するため、国内で核燃料サイクルを確立するという基本方針の下、以下を決定
  - 高速増殖炉と天然ウラン供給で稼働する新型転換炉を開発
  - 開発のために特殊法人を設立すること
  - 国際協力を活用すること



ふげんを用いた核燃料サイクル図

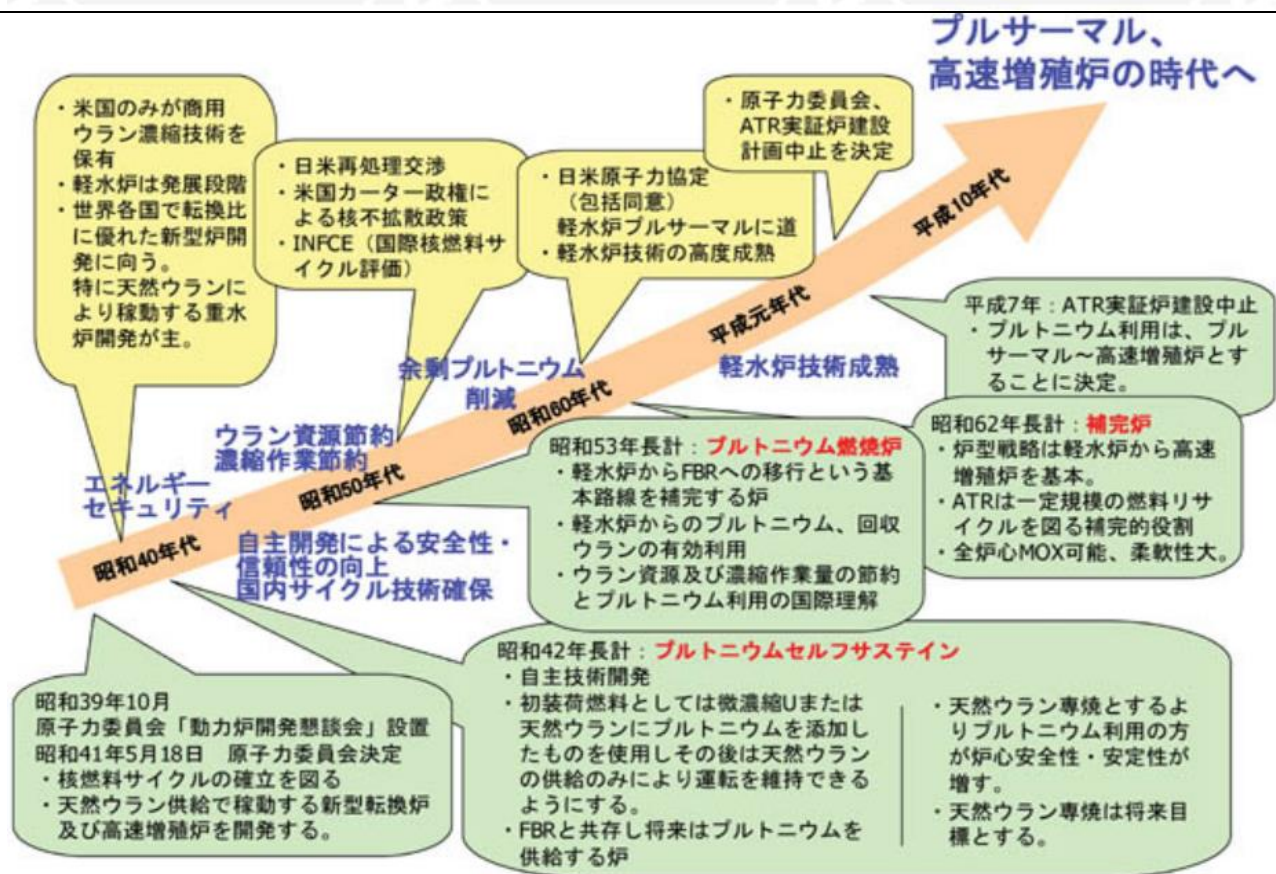


新型転換炉の開発は、政府、学会、産業界が総力を挙げて国産技術を結集して進める国家プロジェクトとしてスタート

# ふげんの歴史 (2/6)

## 新型転換炉の開発意義

- ・開発の意義は、「エネルギーの安定供給とエネルギーセキュリティの向上に資する」を基本としている。
- ・開発の初期段階は、プルトニウムセルフサステインサイクルを採用して、天然ウラン専焼で稼働させ、プルトニウムを高速増殖炉に供給する。
- ・新型転換炉は、燃料の多様化に優れ、核燃料事情に対応した燃料利用ができる。軽水炉の使用済燃料から抽出されるプルトニウムを使用するプルトニウム専焼炉として使用し、プルトニウム利用技術を牽引するとともに軽水炉の稼働に伴い蓄積されるプルトニウム問題を緩和する。



新型転換炉の役割の変遷



## ふげんの歴史 (3/6)

動燃設立、ふげん建設/運転、ATR実証炉建設計画の中止

昭和42年10月 動燃設立

昭和45年12月 「ふげん」着工（福井県敦賀市）

昭和53年 3月 初臨界

昭和54年 3月 本格運転開始

昭和57年 8月 原子力委員会 ATR実証炉建設を決定

昭和58年12月 新型転換炉技術 電源開発(株)に移転

平成 7年 8月 原子力委員会ATR実証炉建設計画中止

理由：経済性、MOX利用代替の見通し

○ATRの実用化を念頭においた開発は行わないことを決定

○「ふげん」のそれまでの成果（自主技術開発、プルトニウム利用）を評価した上で、その後の「ふげん」の活用方策を決定

# ふげんの歴史 (4/6)

原子力委員会からの評価(1/2)

## 実証炉中止決定に至る原子力委員会の検討での 「ふげん」の成果に関わる評価

(「新型転換炉実証炉建設計画の見直しについて」平成7年8月原子力委員会決定)

「ふげん」は長期にわたり安定的かつ良好な運転を行い、優れたMOX燃料装荷実績を有するとともに再処理によって得られた核燃料を再利用し我が国において初めて核燃料サイクルの輪を完結させるなど、我が国の核燃料サイクル政策を一部先行的に具現化、実証し国内外の理解を深めるのに大きく貢献した。

また、これまでの新型転換炉の開発を通じて国内原子力産業に蓄積、育成された技術は、軽水炉の安全性、信頼性向上、高速増殖炉の開発等に役立ってきたが、今後も高速増殖炉、軽水炉においてMOX燃料利用を推進していくうえで貢献が期待される。

# ふげんの歴史 (5/6)

原子力委員会からの評価(2/2)

平成7年の原子力委員会での評価を踏まえ、その後のミッションに対して評価を受ける。

○プルトニウム利用技術、運転管理技術成果の集大成

⇒ 「ふげん」の25年間の開発運転を通じて実施してきた技術開発の全容

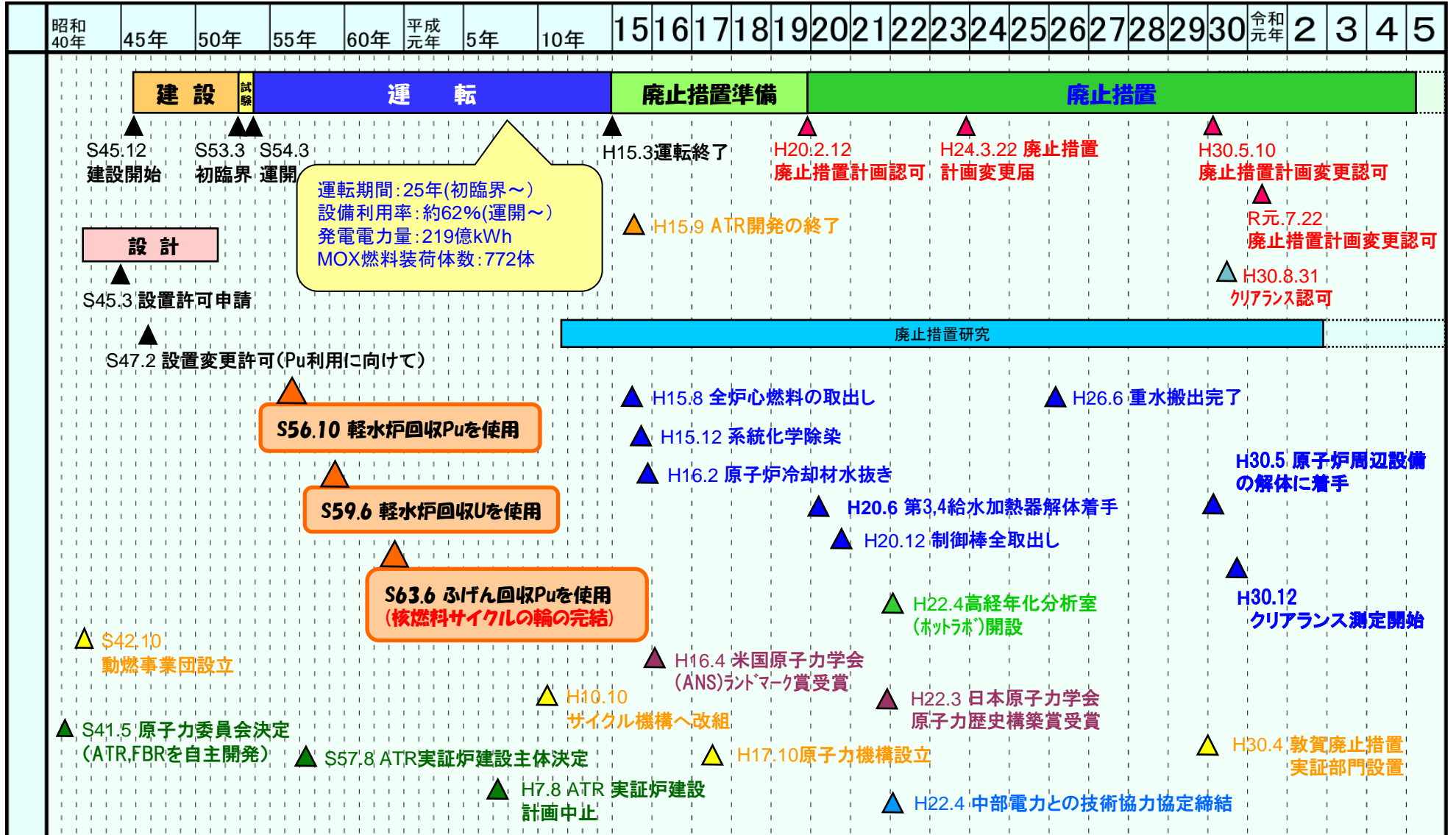
- ① 技術的諸性能の確認
- ② プルトニウム利用の実証
- ③ 運転管理技術の高度化

○海外技術者の運転管理技術取得の場として国際協力に活用

○廃止措置研究 (H14年度中間評価済)

# ふげんの歴史 (6/6)

## ふげんのこれまでのあゆみ



# 目次

1.ふげん概要

2.ふげんの歴史

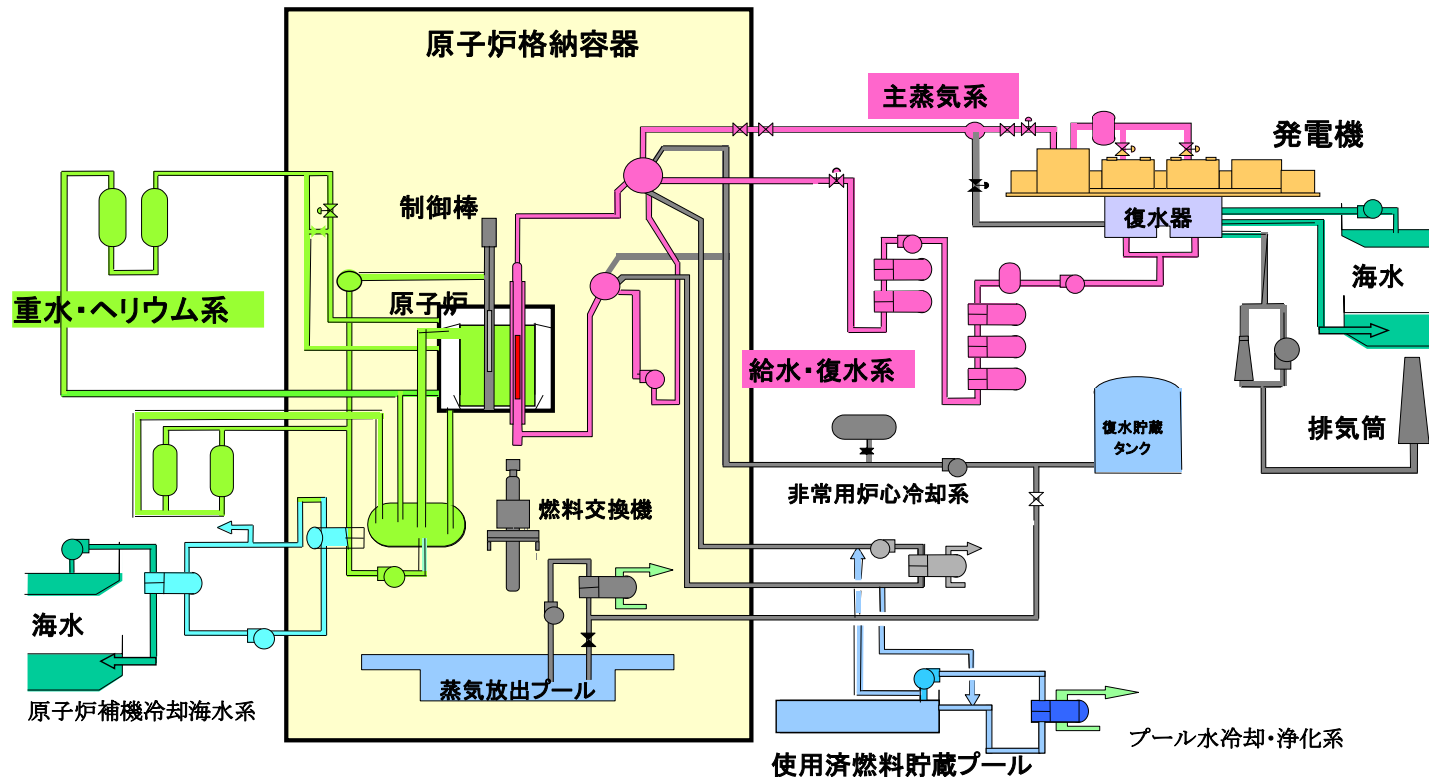
3.許可時の安全設計

4. 廃止措置以降の安全対策

# 許可時の安全設計について (1/6)

## ふげんの安全思想

- ふげんの安全設計については、基本的に軽水炉と同様に「多重防護」の考え方に基づいた設計を行っている。
- 設計上の特徴を十分考慮し、系統及び機器の故障並びに異常の発生を極力少なくし、万一の事故発生に際しても、その拡大を防止し、核分裂生成物の放出を抑制する設計としている。
- そのため、炉特性としての固有の安全性を持つほか、多重性及び独立性を持つ安全設備を設けている。



# 許可時の安全設計について (2/6)

## ふげんの特徴

### (1)減速材に重水を使用していること

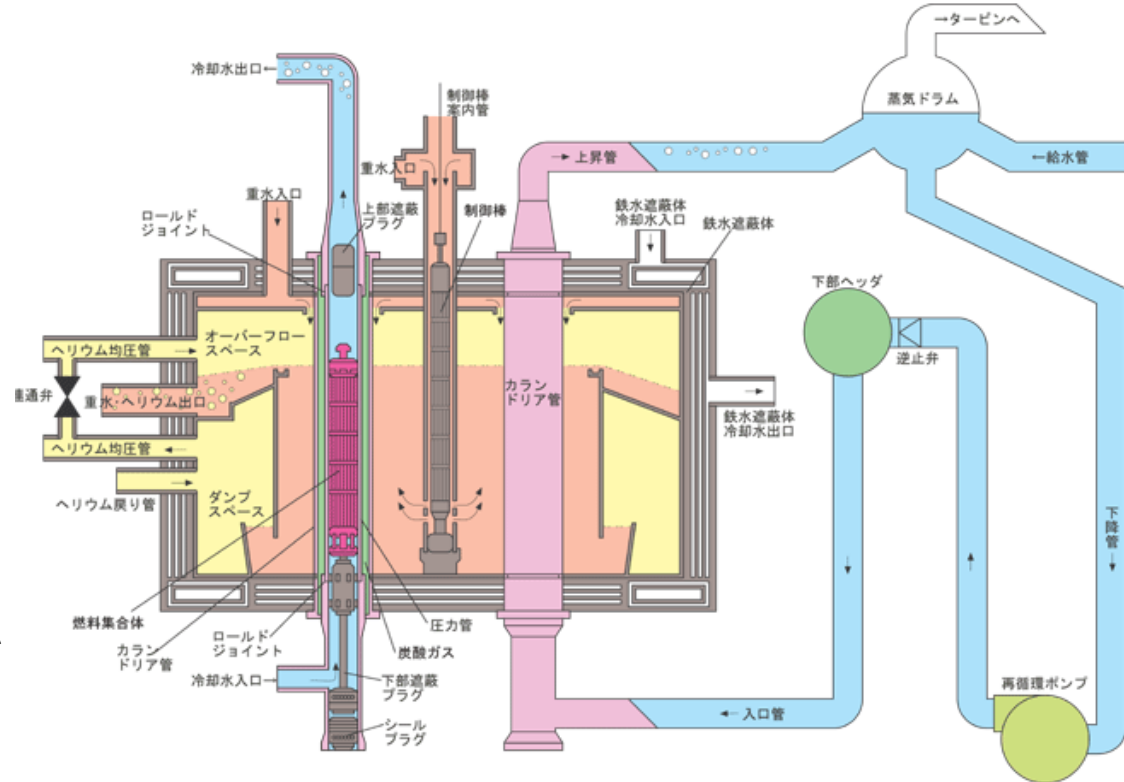
- ・重水は、軽水に比べて中性子の吸収が少なく、燃料を効率よく燃焼することができる。
- ・また、重水は、圧力管内で燃料を冷却する軽水とは分離し、カランドリアタンクの中に収めてあり、万一、冷却材が喪失した場合でも、冷却材ボイド反応度係数は零近傍となる特性を有し、反動度事故に至ることはない。
- ・低温の重水は、燃料からの輻射伝熱を除去し、事故時のヒートシンクとして燃料冷却に寄与する効果がある。

### (2)原子炉の構造が圧力管型であること

- ・燃料集合体は、独立した圧力管集合体の中に収納されている。
- ・また、燃料集合体へ冷却材を供給するため、これらの圧力管集合体は、1本ごとに入口管・出口管が接続された管群構成となっている。

### (3)炉心を2系統に分け、独立した冷却を行うこと

- ・冷却系(冷却材再循環系)は独立した2系統の構成となっており、各々が個別に1/2炉心の冷却を受け持つ。
- ・万一、一方の系統で配管が破断した場合を想定しても、破損した系統の影響が、他の系統の炉心冷却機能を阻害しない。



ふげん原子炉断面図

# 許可時の安全設計について (3/6)

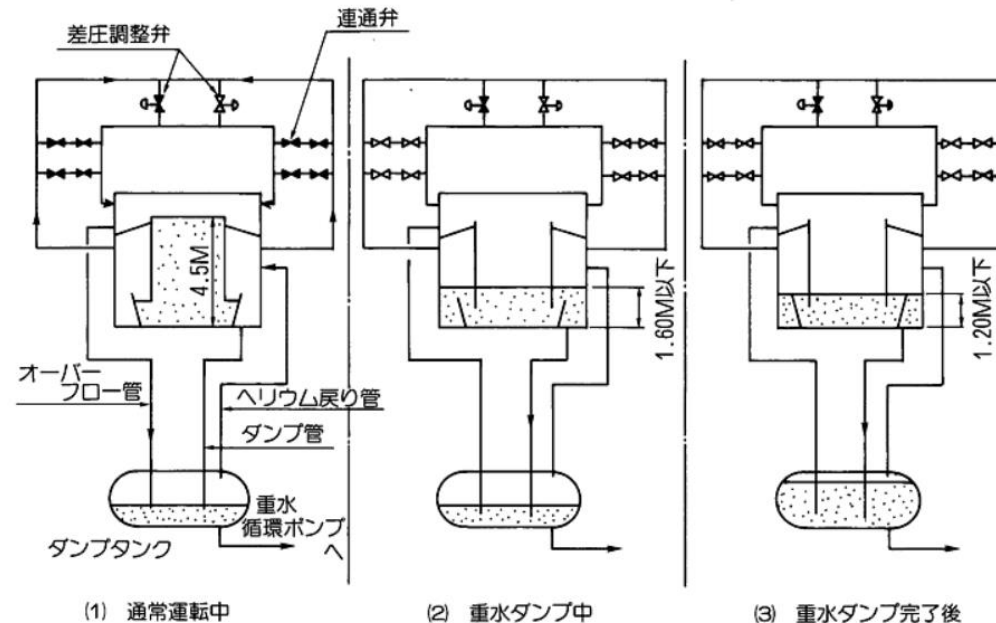
## ふげんの安全設計(1/3)

### (1) 原子炉の固有の安全性

- ・ふげんの冷却材ボイド反応度係数は絶対値が小さく零近傍値である。
- ・一方、燃料温度上昇に伴って作用するドップラー効果(中性子が標的核に吸収される割合)は、負の反応度係数を持っている。
- ・このドップラー反応度係数と冷却材ボイド係数を総合した出力係数は、全ての出力運転範囲で常に負となる。そのため、固有の負の反動度フィードバック特性(自己制御性)を持つ。
- ・仮に出力運転中に出力を上げる外乱が生じて、自己制御性が働き出力上昇を抑制できる。

### (2) 原子炉の停止

- ・原子炉の異常が万一発生した場合に備え、原子炉を緊急に停止する制御棒と重水ダンプがある。
- ・制御棒は、緊急停止系(スクラム)時、炉心上部から低温で大気圧の重水中に重力で落下させる。挿入性能は、異常検知後全炉心の80%挿入まで約2秒と早く、原子炉を短時間で停止できる。
- ・重水ダンプは、後備停止系として、主として炉心冷却系の事故時に作動させる。連通弁を開いて減速材である重水を炉心内から炉心下部周囲に位置する重水ダンプタンク内に急速に排出し、炉心の反応度を低下させる。



重水ダンプ図



# 許可時の安全設計について (4/6)

## ふげんの安全設計(2/3)

### (3) 安全保護系

・原子炉の異常を検知し、速やかに以下の保護動作が機能する。

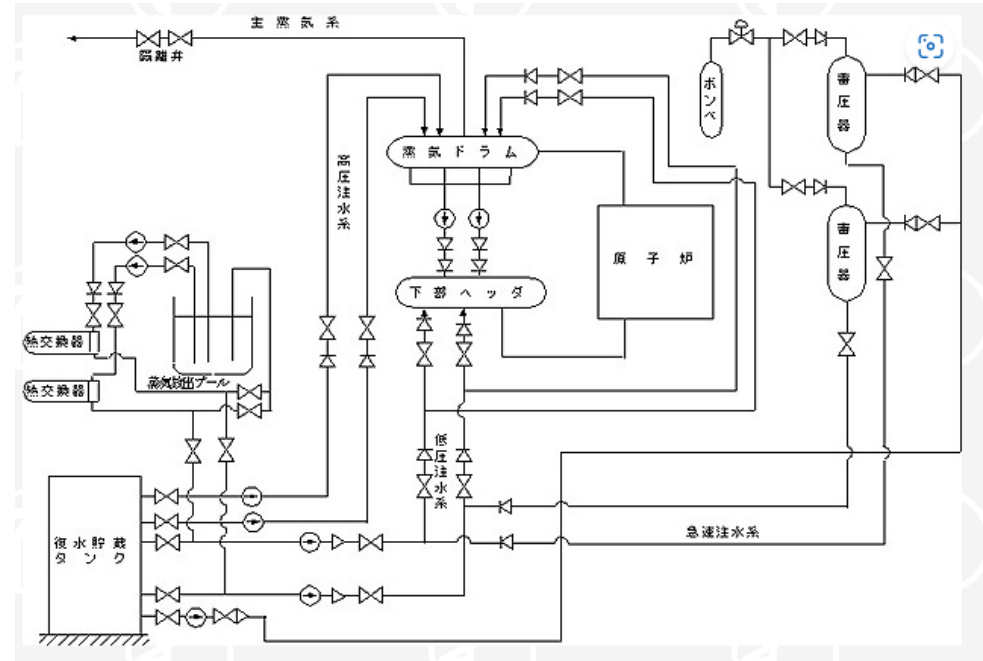
#### ①原子炉スクラム回路

- 制御棒スクラム
- 重水ダンプ

#### ②その他の主要な安全回路

- 補助保護回路
- 警報回路
- インターロック

#### ③原子炉保護系電源回路



非常用炉心冷却系概略図

### (4) 非常用炉心冷却系

- ・原子炉冷却系配管が破断するような冷却材喪失事故を想定した非常用炉心冷却系を設けている。
- ・すなわち、高圧注水系、低圧注水系、急速注水系の3系統で構成されている。
- ・これらの非常用炉心冷却系は破断した再循環系系統に冷却水を注入することにより、破損した系統の冷却を行う。
  - 高圧注水系: 原子炉冷却系配管の中小破断事故時に蒸気ドラム内の減圧を早め、低圧注水系の作動を促進する。
  - 低圧注水系: 原子炉冷却系配管の大破断事故の場合に下部ヘッド及び蒸気ドラムに注入する。
  - 急速注水系: 原子炉冷却系の配管が破断した場合に高圧注水及び低圧注水系が作動するまでの間注水する。

# 許可時の安全設計について (5/6)

## ふげんの安全設計(3/3)

### (5) 余熱除去系

- ・原子炉停止後、炉心の崩壊熱及び原子炉、配管、冷却材などの保有量を除去する系統。
- ・本系統は、蒸気ドラムより抽出した原子炉冷却材を原子炉補機冷却水により冷却される熱交換器を用いて冷却し、循環ポンプにより原子炉下部ヘッダに注入する。

### (6) 隔離冷却系

- ・主蒸気隔離弁が閉鎖されて、原子炉と復水器が隔離された場合、原子炉の崩壊熱を除去し、原子炉冷却系の圧力上昇を制限する系統である。

### (7) 格納容器とその他の安全設備

- ・原子炉格納容器は、原子炉から冷却材が流出するような事故が生じ、燃料が破損し核分裂生成物が原子炉外へ放出されても放出された核分裂生成物が建屋外へ放出することを防ぐ。
- ・格納容器空気再循環系は、原子炉冷却材喪失事故、原子炉格納容器内空気を冷却して減圧し、チャコールフィルタにより核分裂生成物の濃度を減少させる。
- ・格納容器内部スプレー系は、原子炉冷却材喪失事故時、復水貯蔵タンクの水を格納容器頂部、原子炉室に配置するスプレーノズルよりスプレーして格納容器内の事故に伴う蒸気を凝縮し、格納容器内圧力、温度を低減し、格納容器内に浮遊している放射性物質の漏えいを減少させる。

# 許可時の安全設計について (6/6)

## 事故解析(項目のみ)

原子炉設置許可において、以下の事故を想定した安全解析を実施している。

### 1) 反応度事故

- ・起動事故
- ・出力運転中制御棒引き抜き事故
- ・重水レベル変化事故
- ・重水ポイズン反応度事故
- ・重水ダンプ時の再起動事故

### 2) 機械的事故

- ・冷却材流量喪失事故
- ・冷却材喪失事故
- ・主蒸気管破断事故
- ・燃料取扱事故
- ・電源喪失事故

### 3) 反応度事故

- ・制御棒駆動系故障
- ・主要弁類の事故
- ・給水喪失事故
- ・初圧調整装置の故障

# 目次

1.ふげん概要

2.ふげんの歴史

3.許可時の安全設計

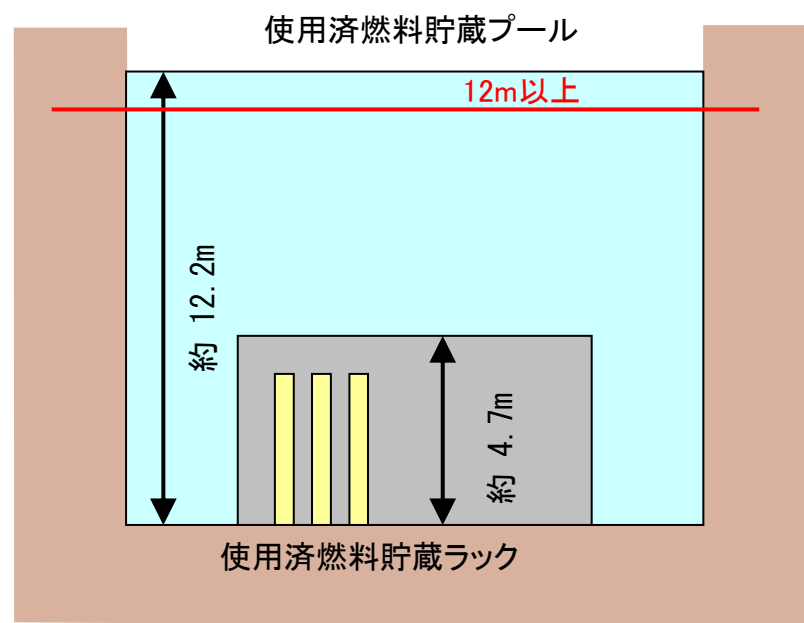
4. 廃止措置以降の安全対策

# 廃止措置以降の安全対策 (1/7)

## 使用済燃料の管理状況

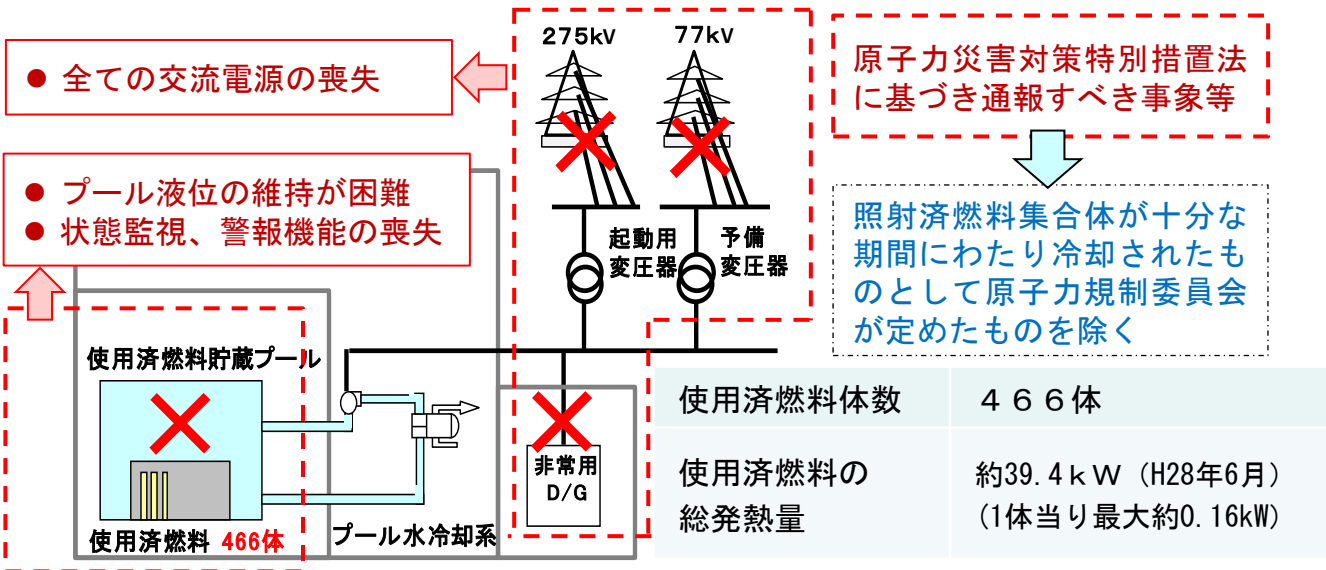
◆保安規定 使用済燃料貯蔵プール水位 12m以上

使用済燃料の体数	466体
使用済燃料の総発熱量	約40.2kW (1体当り最大約0.16kW) *平成26年5月31日評価値
使用済燃料貯蔵プールの蒸発量	1日当り <b>約1~2m<sup>3</sup></b> (1~2cmの水位低下)
12mに達するまでの期間	最短で10日程度



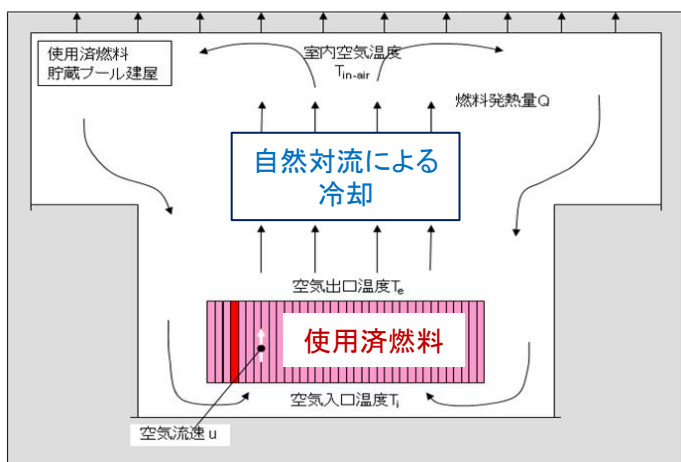
# 廃止措置以降の安全対策 (2/7)

使用済燃料の十分な冷却に伴う通報レベル緩和



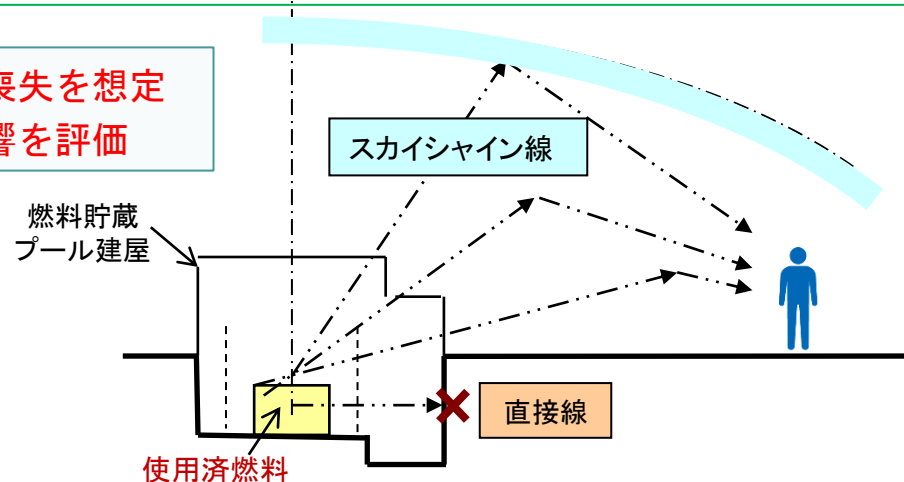
## 経緯

日付	審議等
H27/9/16	原子力規制委員会審議 (告示案)
9/17-10/16	告示案 意見募集
11/25	原子力規制委員会審議 (告示案)
12/3	原子力規制委員会告示
H28/4/1	告示施行



プール水の喪失を想定してその影響を評価

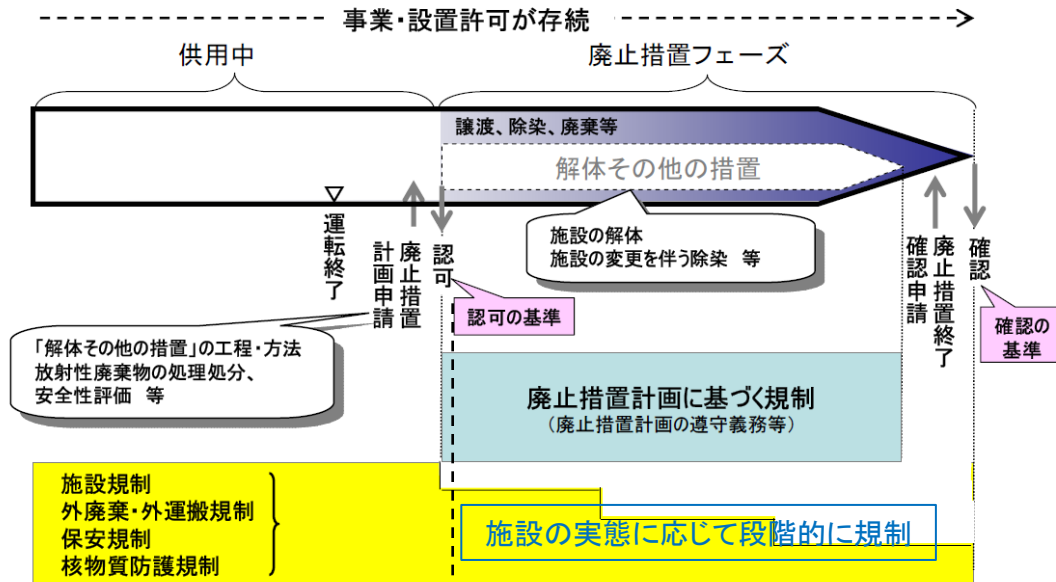
- 燃料中心/被覆管 温度 : 250°C以下
- Zr酸化反応は促進されることなく燃料も健全



- 周辺監視区域境界 : 最大で1.63 μSv/h
- 周辺公衆への放射線被ばくの影響も小さい

# 廃止措置以降の安全対策 (3/7)

## 施設の状態に応じた維持管理の適切化(1/2)



### 以下の観点で廃止措置計画を変更

#### ①使用済燃料の発熱低下に伴う貯蔵プールの除熱機能の停止

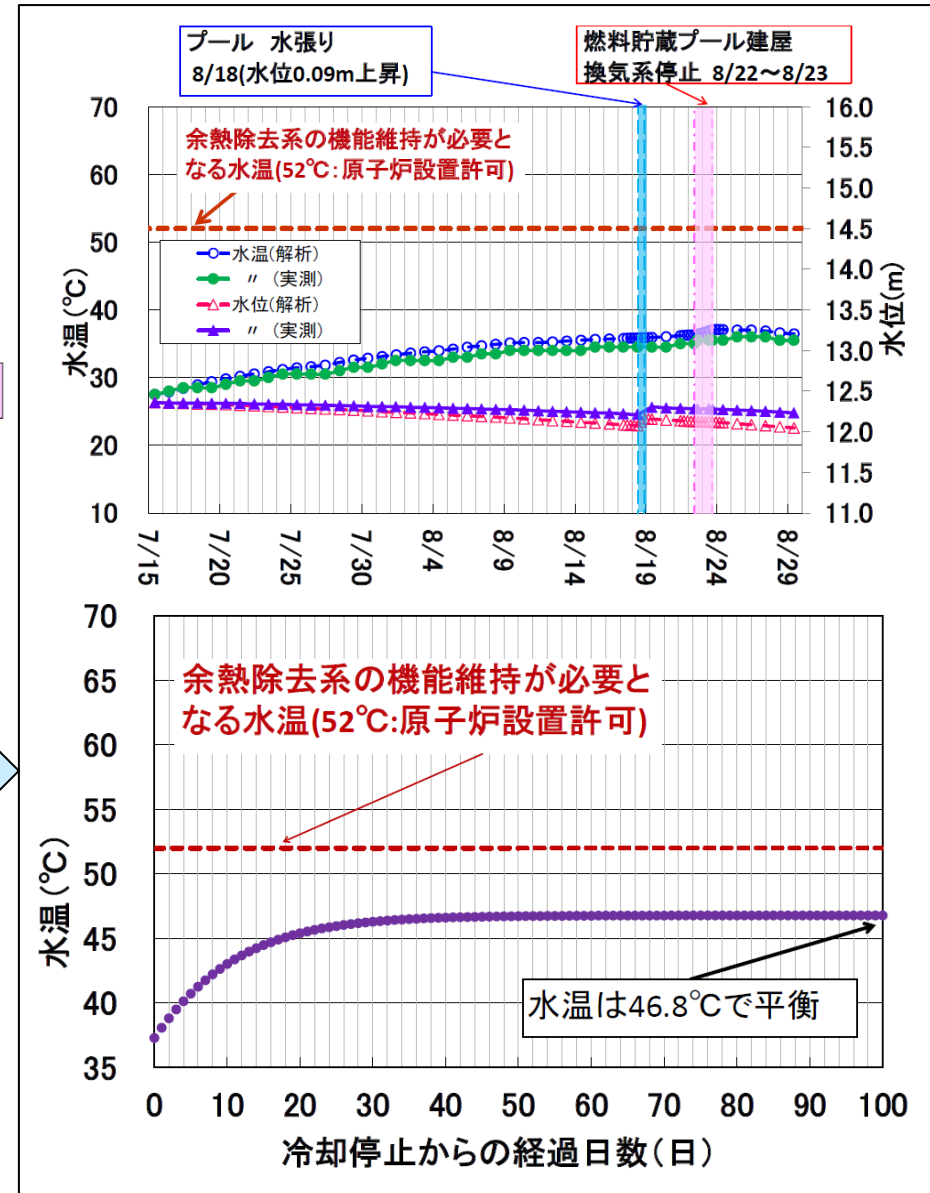
- プール水冷却浄化系は除熱浄化機能から浄化機能のみに移行
- プール水冷却の予備設備である余熱除去系の維持管理を停止

#### ②冷却を要する設備の減少に伴う原子炉補機冷却系の変更

- 小型冷却設備による個別冷却方式に変更
- 冷却が不要な設備については維持管理を停止

#### ③使用電力量の減少に伴う所内電気設備の見直し

- 外部受電設備を275kVから77kV受電設備に切替え
- 非常用電源 (DG) を適切な容量に変更 (小型化)

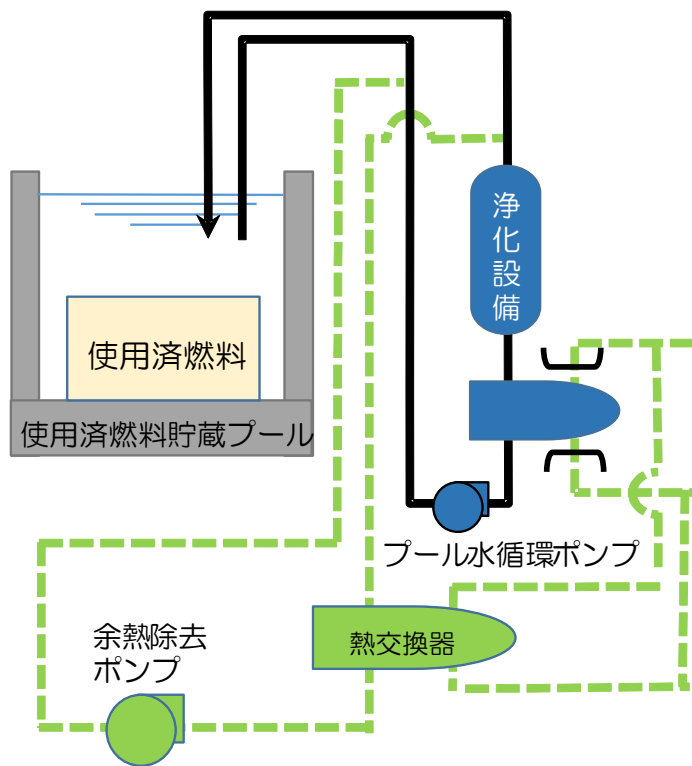


# 廃止措置以降の安全対策 (4/7)

施設の状態に応じた維持管理の適切化(2/2)

廃止措置計画変更申請：2019/3/25 ⇒ 認可：2019/7/22

## ① 燃料貯蔵プールの除熱機能停止



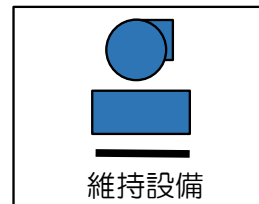
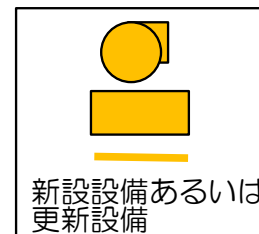
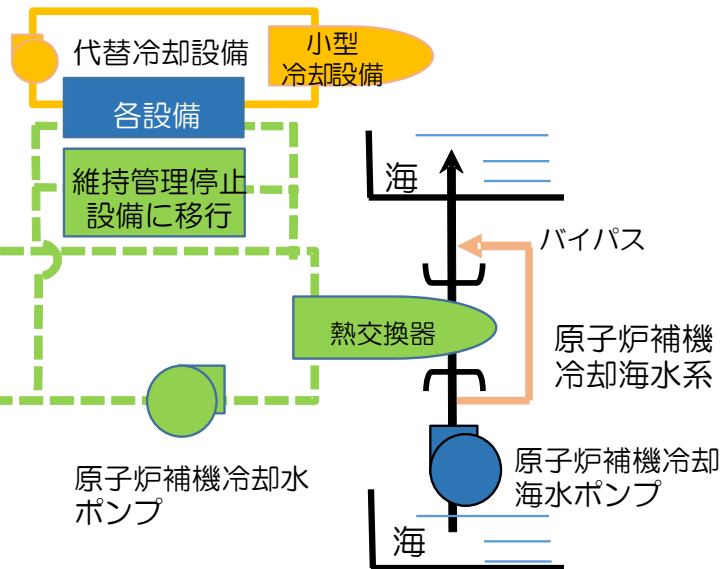
余熱除去系  
⇒維持管理停止  
設備に移行

プール水冷却浄化系  
⇒浄化機能のみに移行

**プール冷却機能停止：  
2019/9/25**

## ② 原子炉補機冷却系の変更 (実施中)

原子炉補機冷却系  
⇒維持管理停止設備に移行

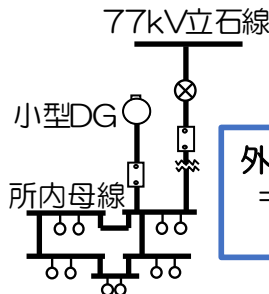


凡例

## ③ 所内電気設備の見直し (実施中)



非常用ディーゼル発電機  
⇒小型化



外部受電設備  
⇒ 275kVから77kV  
に切替え



# 廃止措置以降の安全対策（5/7）

福島第一・第二原子力発電所の事故を踏まえた緊急安全対策について

原子力安全・保安院指示文書：

津波による3つの機能（交流電源を供給する全ての設備の機能、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備の機能及び使用済燃料貯蔵槽を冷却する全ての設備の機能）を喪失したとしても、炉心損傷及び使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ原子炉施設の冷却機能の回復を図るため、緊急安全対策として以下の対策を講じるとともに、研究開発段階炉規則の改正に従い保安規定を整備し、保安規定の変更認可を申請すること。

- ① 緊急点検の実施
- ② 緊急時対応計画の点検と訓練の実施
- ③ 緊急時の電源確保
- ④ 緊急時の最終的な除熱機能の確保
- ⑤ 緊急時の使用済燃料貯蔵プールの冷却確保
- ⑥ 各サイトにおける構造等を踏まえた当面必要となる対応策の実施

# 廃止措置以降の安全対策（6/7）

## 福島第一・第二原子力発電所の事故を踏まえた安全対策等

### 1 安全対策：

◆津波による3つの機能（交流電源を供給する全ての設備の機能、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備の機能及び使用済燃料貯蔵プールを冷却する全ての設備の機能）を喪失したとしても、使用済燃料の損傷を防止し、放射性物質の放出を抑制しつつ、使用済燃料貯蔵プールの冷却機能を確保するため、以下の安全対策を講じ、体制を整備した。

◆これら体制の整備について保安規定を変更した。

- ① 緊急点検の実施
- ② 緊急時対応計画の点検と訓練の実施
- ③ 緊急時の電源確保
- ④ 緊急時の最終的な除熱機能の確保
- ⑤ 緊急時の使用済燃料貯蔵プールの冷却確保
- ⑥ 各サイトにおける構造等を踏まえた当面必要となる対応策の実施

### 2 シビアアクシデントを踏まえた対応：

◆シビアアクシデント（使用済燃料の重大な損傷）の発生事象を踏まえ、以下の措置を実施した。

- ① 緊急時における発電所構内通信手段の確保
- ② 高線量対応防護服等の資機材の確保及び放射線管理のための体制の整備
- ③ がれき撤去用の工具の配備

# 廃止措置以降の安全対策 (7/7)

## 緊急時安全対策の概要

津波によって3つの機能(全交流電源、炉心冷却機能、使用済燃料槽冷却機能)を喪失した場合においても、①から⑥の対策により使用済燃料貯蔵プールへの給水を確保するとともに、プールの水位、温度や敷地内の放射線を監視する機能の維持を図る。

(ふげんは廃止措置中であり、原子炉に燃料が装荷されていないため使用済燃料貯蔵プールを冷却する対策を講じています。)

① 緊急点検の実施  
策定したシナリオの実現のために必要となる資機材や設備の点検

② 緊急時対応計画の点検と訓練の実施  
・ 所内ルールを策定  
・ 訓練の実施とフィードバック

④ 緊急時の最終的な除熱機能の確保  
「ふげん」の原子炉は、除熱機能の必要ないことから⑤の項目で対応

③ 緊急時の電源確保  
可搬式発電機を配備

⑥ 各原子力発電所における構造等を踏まえた当面必要となる対応策の実施  
策定したシナリオの実現のために必要となる資機材や設備の高所への配備

⑤ 緊急時の使用済燃料貯蔵プールの冷却確保  
原水貯蔵タンク、雑用水タンク等のサイト内貯水設備から可搬式発電機、水中ポンプ、消防用ホースなどにより給水を確保

