

---

# 高速炉の新たな可能性について

2018年10月17日

株式会社日立製作所 原子カビジネスユニット  
日立GEニュークリア・エナジー株式会社

1. 日立の原子力ビジョンと新型炉開発
2. 軽水冷却高速炉について
3. 金属燃料Na冷却高速炉について
4. まとめ

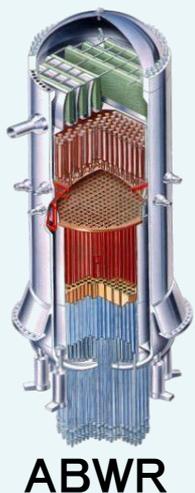
# 1. 日立の原子力ビジョンと新型炉開発

---

# 1.1 日立の原子カビジョンと新型炉開発

- 長期的な安定電源としての原子炉技術提供, 初期投資リスク低減, 放射能有害度低減
- BWRの特長を生かし, 安全性, 高経済性, 放射能有害度低減を実現する原子炉を開発

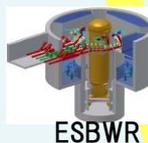
2000                  2010                  2020                  2030                  2040                  2050                  2060



ABWR

大型軽水炉

柏崎6/7  
浜岡5, 志賀2



ESBWR

**BWRX-300**  
(高経済性小型軽水炉)

島根3

大間(フルMOX-ABWR)



UK ABWR

日米共同開発

**RBWR**  
(軽水冷却高速炉)

英政府・アカデミア連携  
少数体先行導入⇒本格導入



Pu燃焼  
有害度低減  
2050年代

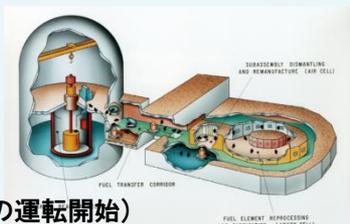
小型炉へ

高経済性

2030年代

Pu燃焼  
有害度低減

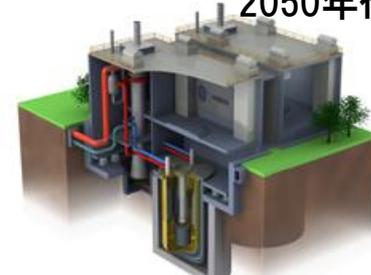
2050年代



EBR II  
(1960年代の運転開始)

**PRISM**  
(金属燃料  
Na冷却高速炉)

日米共同開発



本日説明

# 1.2 高速炉利用の新たな可能性

- 新たな高速中性子炉の概念を提案し、資源有効利用や使用済み燃料から発生する廃棄物量低減に貢献

	現在から2050年まで	2050年以降の将来
課題	・ プルトニウムの削減	・ 使用済みMOX燃料の蓄積
具体的 対策	・ 実績ある技術をベースに社会的要請に応える技術を提案	・ 再利用に適した使用済みMOX燃料の組成を実現
	・ Full MOX-ABWR, RBWR部分適用	・ RBWR本格適用, PRISM

## ■ 新たな技術の提案

### RBWR (軽水冷却高速炉)

#### 【特徴】

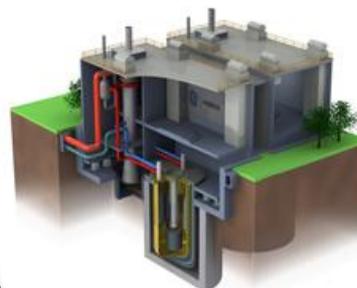
- 既存の軽水炉技術を活用、開発の進捗に応じて導入
- プルサーマルを高度化し、再利用に適した使用済みMOX燃料の組成で温存



### PRISM (金属燃料Na冷却高速炉)

#### 【特徴】

- 小型炉，受動的な安全系により初期投資削減
- コンパクトな燃料サイクルを実現する金属燃料の採用とIFRへの展開



Copyright 2018 GE Hitachi Nuclear Energy -Americas, LLC - All Rights Reserved

## 2. 軽水冷却高速炉 (RBWR) について

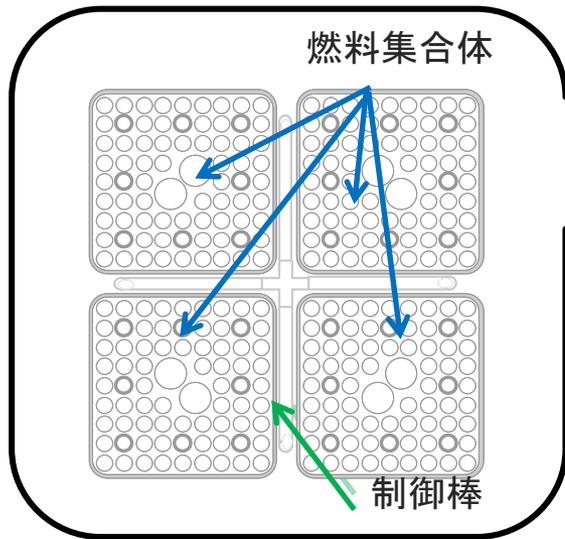
---

— Resource-renewable BWR —

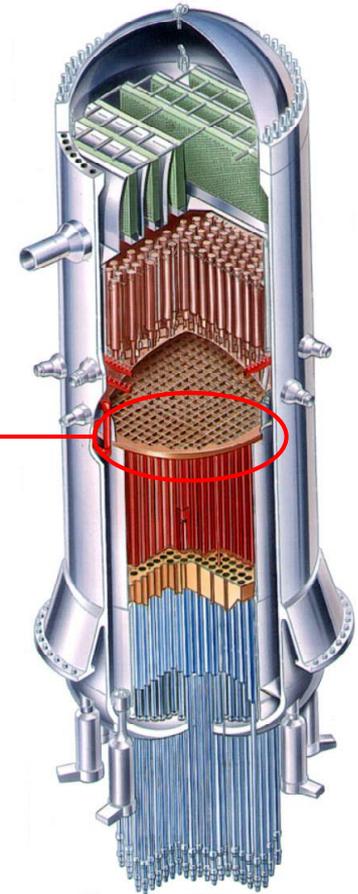
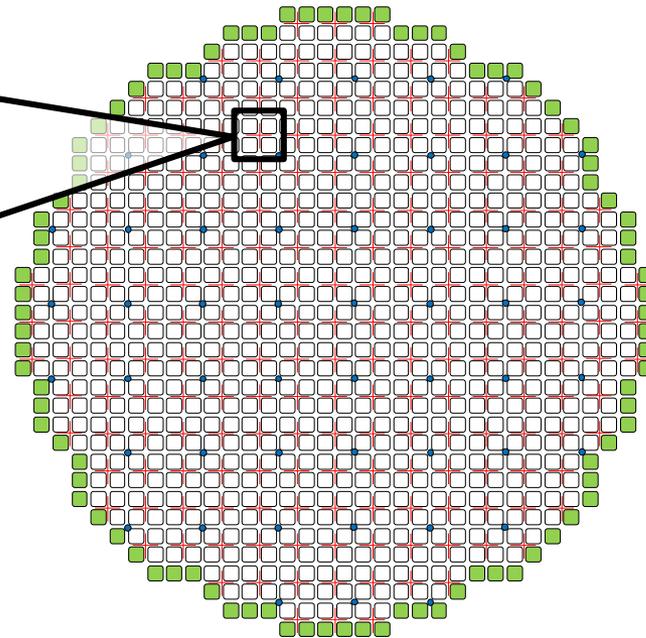
# 2.1 Full MOX-ABWR炉心部の特長

➤ BWRは、全炉心に満遍なく制御棒を配置した十分な炉停止余裕により、現設計のまま全炉心にプルトニウムを装荷することが可能。

⇒ 大間に採用，建設中



ABWR炉心の断面図



MOX燃料;  
ウラン・プルトニウム混合酸化物  
燃料(Mixed Oxide Fuel)

□: 燃料集合体 × 872体  
+: 制御棒 × 205体

- 沸騰水型原子炉の特長(減速材密度の制御)を活かし、高速中性子を利用。
- 高速中性子により、Puを含むTRUの燃焼を促進。
- プラント設備は、ABWR実績をそのまま流用可能。

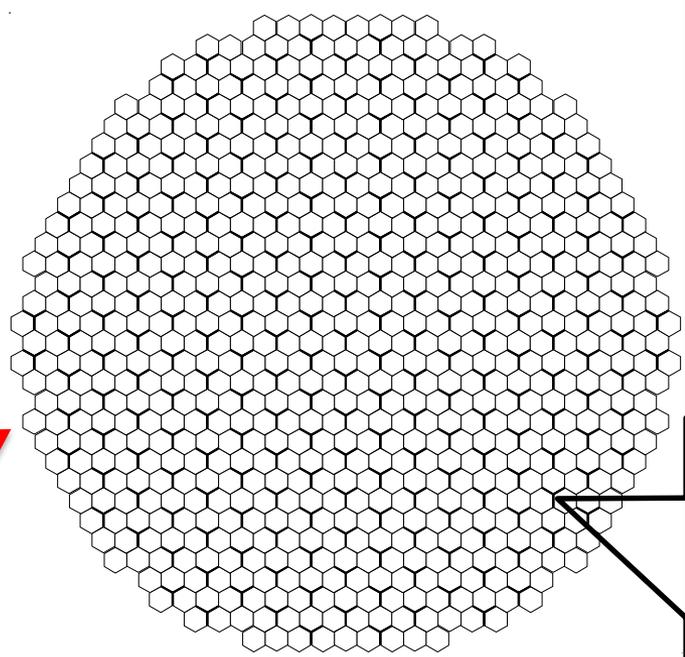
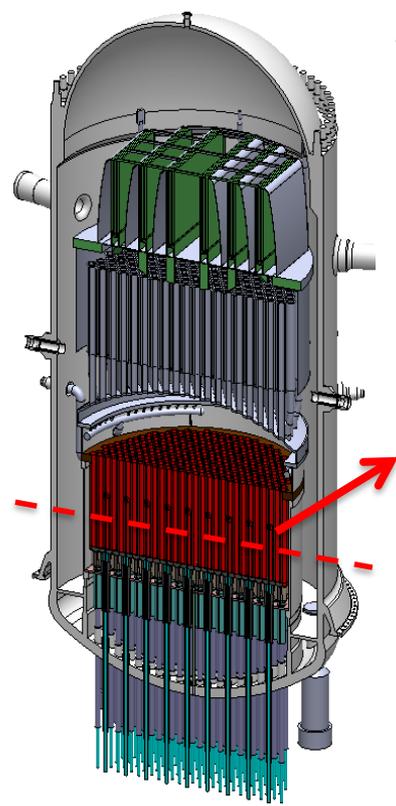
### 特長

- ✓ 冷却材・減速材が軽水であり、取り扱い実績が豊富。
- ✓ 負のボイド係数を維持し、固有の安全性を有する軽水炉。(ボイド増加により出力減少)。
- ✓ 水対燃料体積比を調整し、軽水炉でも高いPu転換率を実現。
- ✓ 使用済みMOX燃料中の核分裂性Puは、再利用に適した組成。軽水炉でマルチリサイクルを実現。

---

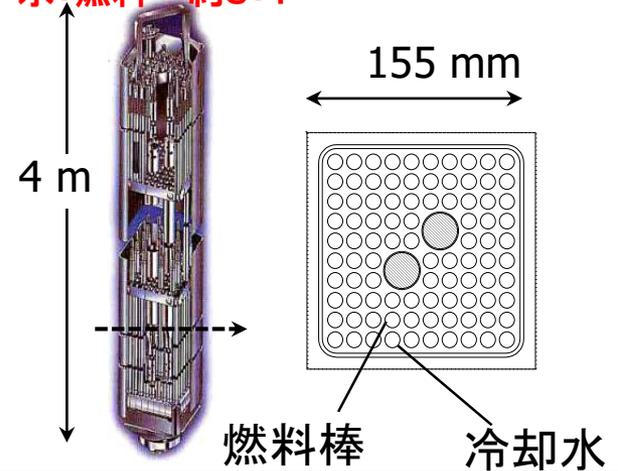
(\*) RBWR : 資源再利用型沸騰水型原子炉 Resource-renewable BWR  
TRU : 超ウラン元素。Pu + マイナーアクチノド (ネプチウム, アメリシウムなど)

軽水炉のPu転換率を高めるため、燃料に対する水の体積比率を減らした稠密燃料を採用。



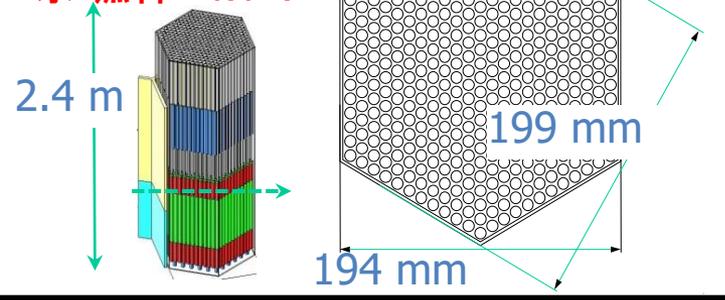
燃料集合体数: 720  
制御棒体数: 223

現行BWR燃料  
燃料棒92本  
水:燃料=約3:1



RBWR燃料

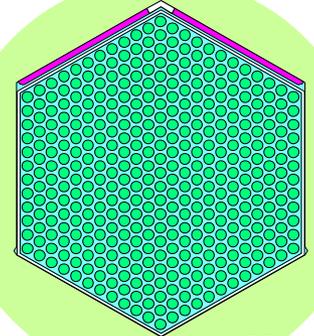
燃料棒 397本  
水:燃料=1.4:1



## 2.4 RBWRの開発ステップ(応用その1)

- 稠密六角格子燃料を採用し、使用済みMOX燃料を再利用。
- 資源持続性(転換比1.0)と有害度低減(TRU燃焼)に貢献。

RBWR397燃料  
(転換比1.0/TRU燃焼)

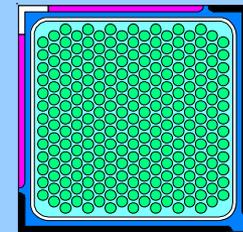


燃料棒397本

- 稠密燃料を既存BWRプラントに適用し、早期に日英仏のPu削減に貢献。
  - ✓ 現行プルサーマルより多くのPuを装荷し、Pu削減に貢献
- 既存の再処理・MOX加工技術を利用
  - ✓ 燃料ペレットサイズ、被覆管・部材等の最低限の改造で実現

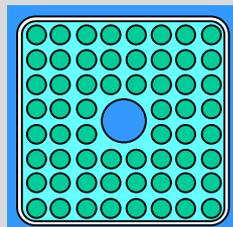
Pu富化度を向上

RBWR243燃料  
(既存のBWR利用)



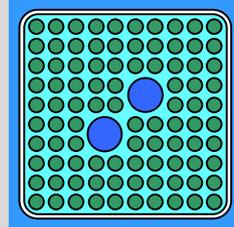
燃料棒243本

BWR燃料  
(プルサーマルMOX)



8×8MOX:燃料棒60本

高燃焼度化

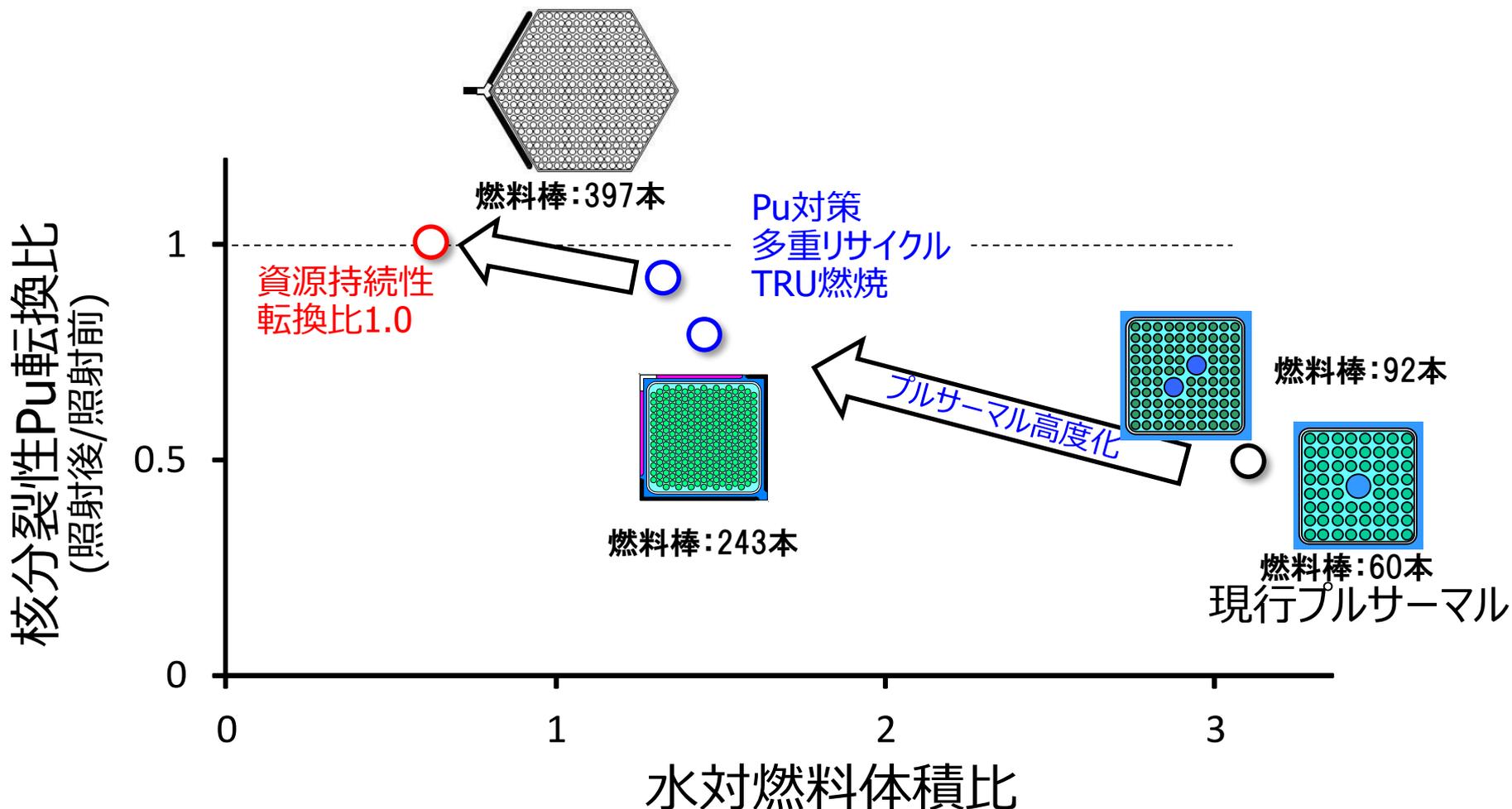


10×10MOX:燃料棒92本

プルサーマル高度化  
既存の再処理・MOX  
加工工場を利用

## 2.5 RBWRの開発ステップ(応用その2)

- 社会的な要請に応えるRBWR燃料(Pu削減)。
- 燃料サイクル開発の進展に合わせて, 柔軟に適用。



## 2.6 これまでのRBWRの日米英協力状況



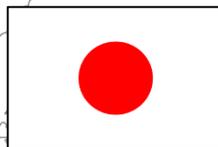
**米国3大学との共同研究を推進**  
(2007~2011, 2014~2017)

- ✓ MIT, UCバークレー, ミシガン大学が客観的に評価。
- ✓ RBWR炉心概念の成立性を確認。
- ✓ 今後の対応を別途協議中。



**英国の研究所・アカデミアとの連携を構築中**

- ✓ 英国国立研究所, 英国大学などと連携し, Pu燃焼など日本と共通課題に対するRBWRの適用シナリオを議論中。



**文科省の廃棄物有害度低減研究に採択**

- ✓ 東大・九大・JAEAをパートナーとして実施。
- ✓ 全炉心モンテカルロ計算により炉心成立性を詳細に確認。
- ✓ 今後の対応は, 別途協議・調整中。

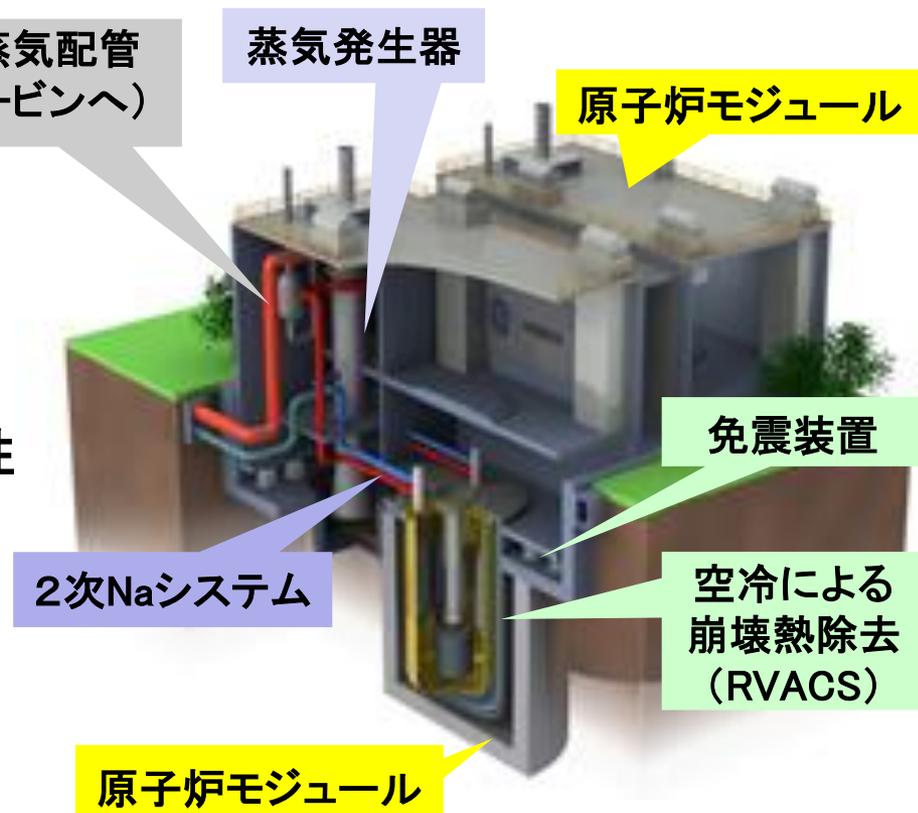
# 3. 金属燃料Na冷却高速炉 (PRISM) について

---

—Power Reactor Innovative Small Module—

# 3.1 PRISMの概要

- 米国EBR-II実績をベースにGEが開発
- 小型モジュール炉
  - ・建設費低減
  - ・事故時放射性物質放出量が少ない
- 金属燃料の固有の安全性
  - ・大きな熱伝導度による冷却
  - ・大きな熱膨張による負の反応度特性
- 受動的安全性
  - ・空冷による崩壊熱除去  
(電源喪失時も炉心冷却可能)
  - ・原子炉本体の地下設置
- 免震装置の採用
  - ・立地自由度の拡大



PRISM パワーブロック概要図  
(原子炉モジュール2基の例)

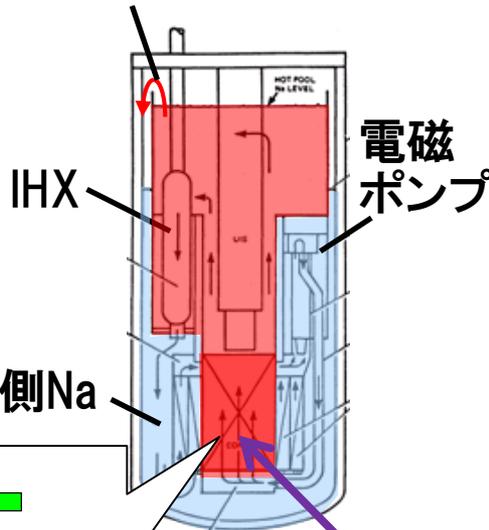
Copyright 2018 GE Hitachi Nuclear Energy -Americas, LLC - All Rights Reserved

RVACS: Reactor Vessel Auxiliary Cooling System

# 3.2 PRISMの受動的安全システム

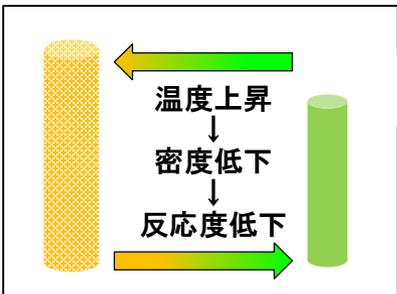
- ① 金属燃料は熱膨張率が大きく、温度上昇時に負の反応度が投入。
- ② 一次冷却材(Na)温度が上昇すると、Naが膨張し原子炉壁側に移行。
- ③ 原子炉外壁の温度上昇により、格納容器内の自然循環除熱量が増加。
- ④ 事故時も受動的に崩壊熱を除去、運転操作を必要とせず事故収束。

② Naが原子炉壁側に移行



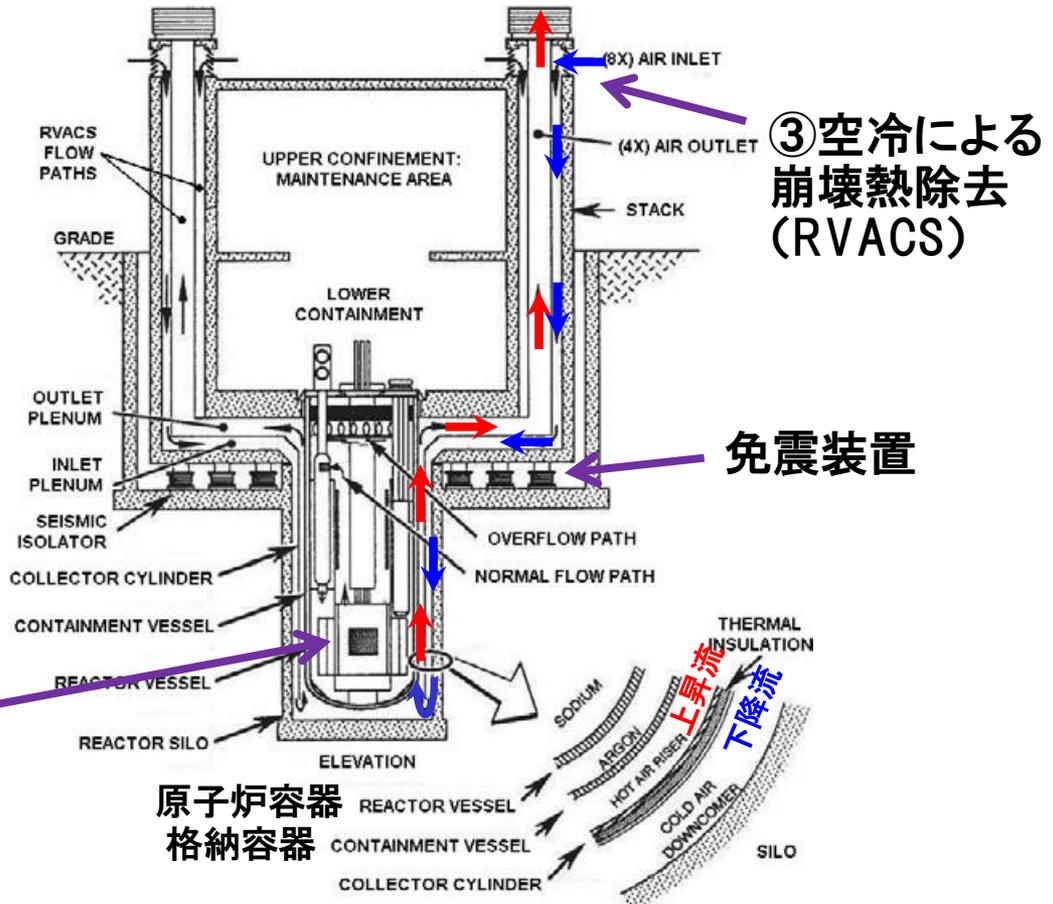
低温側Na

電磁ポンプ



① 温度上昇時に負の反応度が投入

炉心



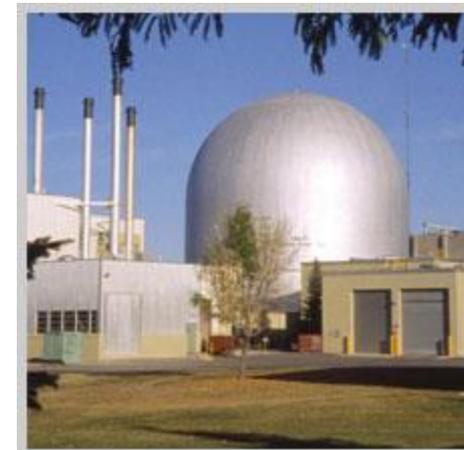
③ 空冷による崩壊熱除去 (RVACS)

免震装置

原子炉容器  
格納容器

### ■ 海外

- 米国アルゴンヌ国立研究所(ANL)でEBR-IIを建設, 1964~1994年に運転し, 各種データを取得。
- 1994年, 米国原子力規制委員会(NRC)が, PRISMの概念設計を『安全基準に照らして適合』と評価。(\*)
- 金属燃料を採用したNa冷却高速炉については, 米国で複数の試験炉が建設。
- 米国DOEが多目的試験炉(VTR)建設を立案, 2018年にGEHがPRISMを応募。



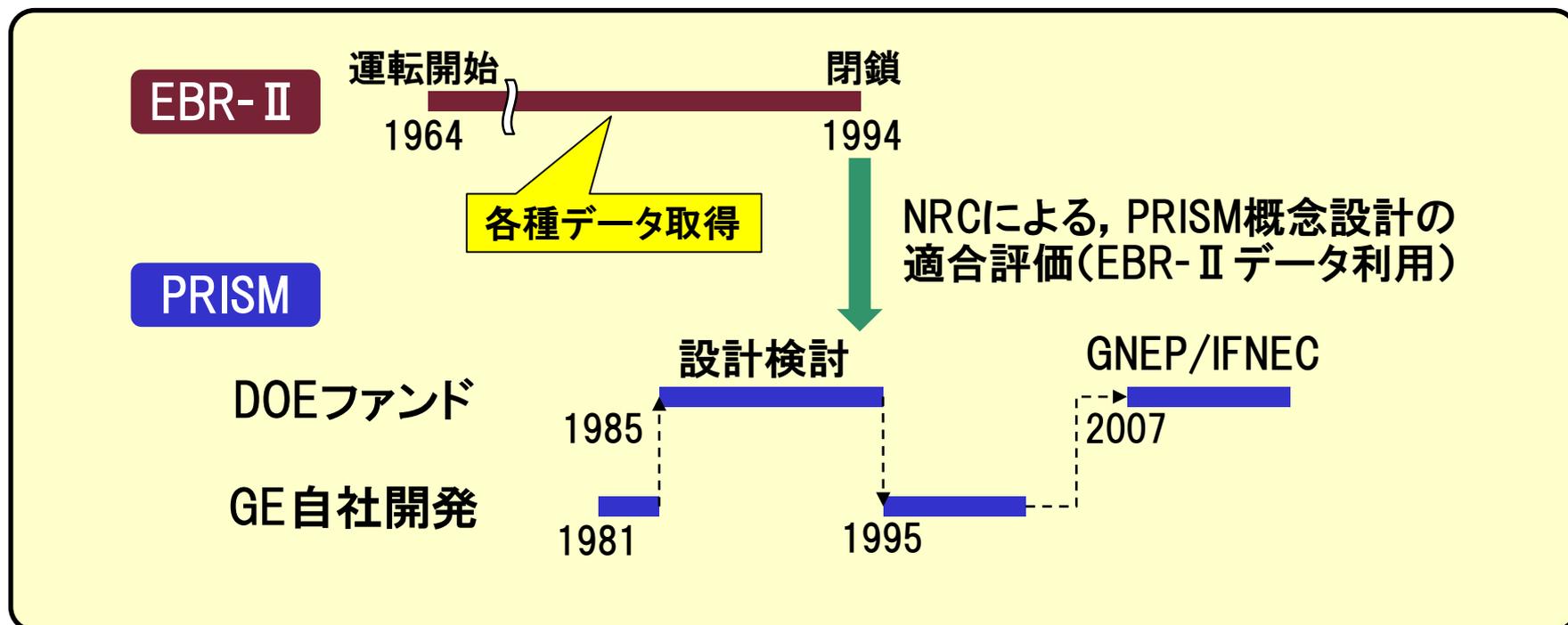
米国の試験炉EBR-II

### ■ 国内

- ANLと電力中央研究所(電中研)が, 金属燃料の共同研究を実施。
- 金属燃料Na冷却高速炉については, 高速増殖炉サイクル実用化研究開発(FaCT)のなかでは副概念として位置づけられた。
- 2018年5月 日本原子力研究開発機構が, 日米政府間の民生用原子力研究開発WG(CNWG)にて金属燃料高速炉に係わる協力を開始。

## 3.4 PRISMの開発経緯

- 1964年～1994年にEBR-IIを運転，豊富な運転データを取得。
- GEの自社開発，およびDOE資金により，PRISMの概念設計を構築。
- EBR-IIの実績データを基に，NRCが事前審査を実施。  
『安全基準に照らして適合』と評価。



GNEP: Global Nuclear Energy Partnership(現IFNEC; 国際原子力エネルギー協力フレームワーク)

# 3.5 IFRの概念

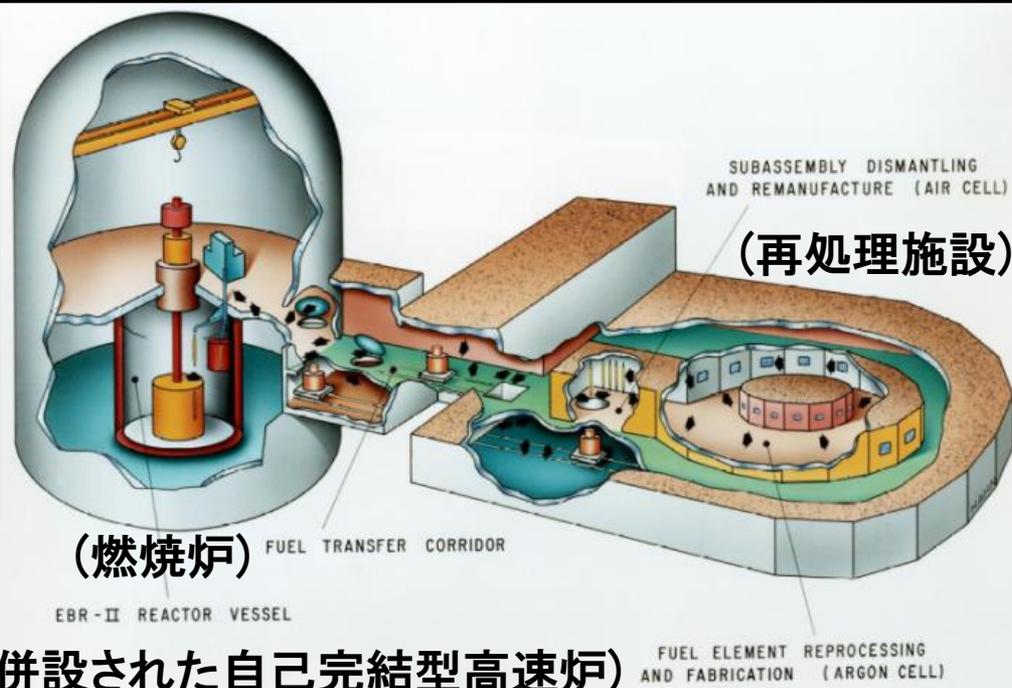
- 金属燃料の乾式再処理施設と統合したIFR(Integral Fast Reactor)概念に適する原子炉として開発。サイト内で高速炉サイクルを完結する構想。

## 【実績】

- 1960年代, EBR-II に併設した金属燃料の実験設備FCF(Fuel Cycle Facility)が米国アルゴンヌ国立研究所(ANL)で運転開始, 各種データを取得。
- 1991年, 工学規模試験装置の製作着手(実証試験フェーズ)
- EBR-II 閉鎖後も, 1996年~1999年にFCFで約1,000kgのEBR-II 燃料を処理。

## 【将来構想】

- ✓ PRISMと乾式再処理施設を併設。
- ✓ 金属燃料によるコンパクトな高速炉サイクル。
- ✓ サイト内で完結するため, 高い核セキュリティ確保。



ANL提唱のIFR構成例

(EBR-IIと燃料サイクル施設が併設された自己完結型高速炉)

## 4. まとめ

---

## 高速炉の新たな可能性を提案

- 運転実績豊富な沸騰水型原子炉(ABWR)をベースに、Full MOXを高度化した稠密燃料を採用した軽水冷却高速炉(RBWR)。
- 米国EBR-IIの豊富な実績データをベースに、米国NRCが事前評価済みの小型モジュール金属燃料Na冷却高速炉(PRISM)。

## 原子力発電の諸課題への対応

- 日英のPu削減に貢献。
- 将来の資源持続性・有害度低減に貢献。

## 開発推進の今後の課題(国へのご提言)

- 日米英の国際協力の枠組み構築。
- 産官学が利用できる研究インフラの整備。

