

# 第4世代原子炉の可能性

平成28年3月30日

**佐賀山 豊**

日本原子力研究開発機構

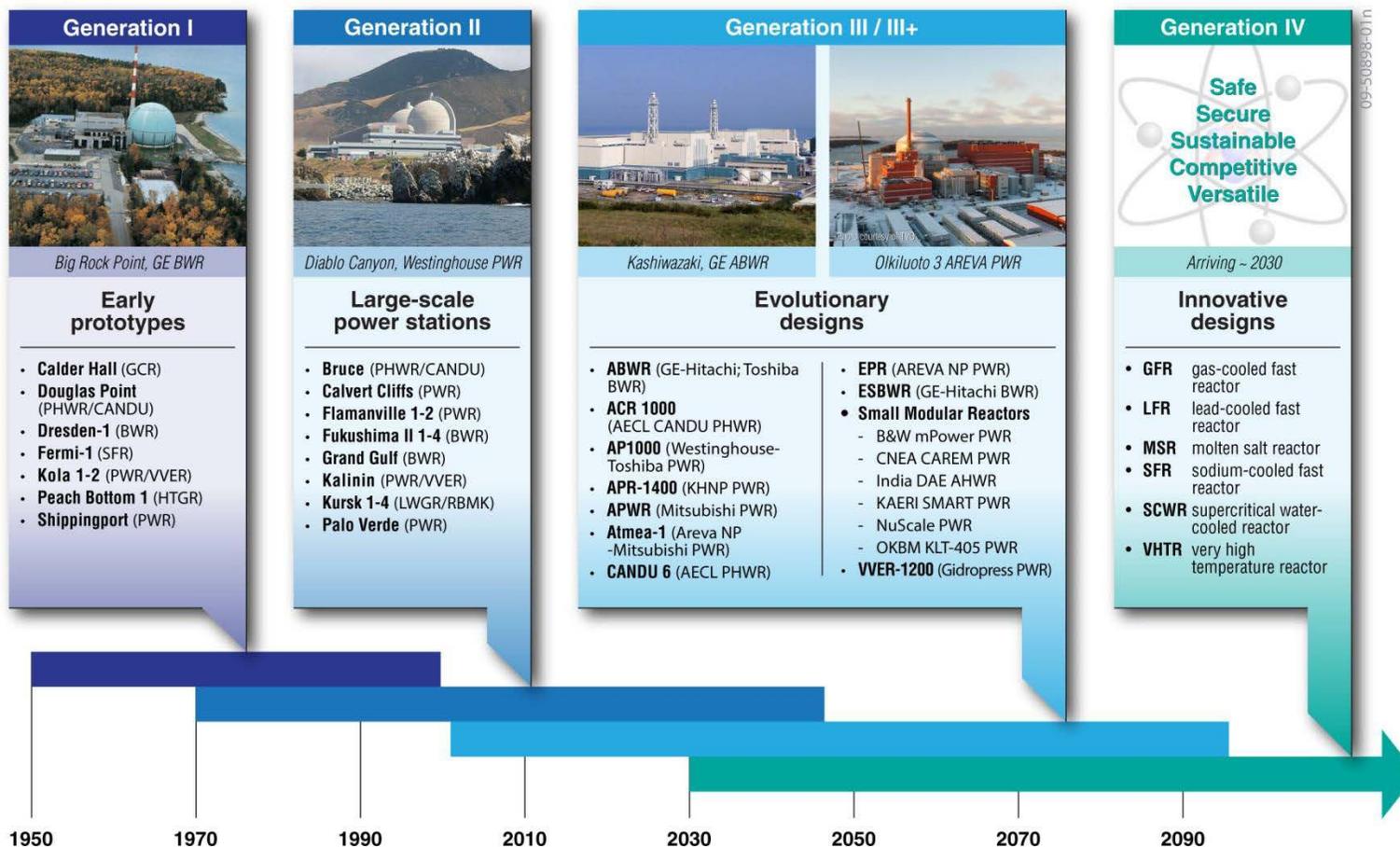
理事長シニア・アシスタント

GIF名誉議長

1. 第4世代原子炉とは
  2. 第4世代原子炉システム国際フォーラム (GIF)で検討中の6システムの概要
  3. 第4世代原子炉の開発状況
  4. その他の開発状況
  5. 世界の高速炉と中国の高温ガス炉の開発状況
  6. まとめ
- (参考)各国の高速炉技術開発

# 世界の発電用原子炉開発の進展

- 現行の発電用原子炉は、概ね第2～第3世代原子炉。
- 今後の次世代原子炉として、**第3+世代炉**(EPR、ESBWR等)や**第4世代炉**がある。
  - **第3+世代炉**は、第3世代炉に対してより先進的な安全方策を導入。
  - **第4世代炉**は、2030年頃の実用化を目標として、**第4世代原子炉システム国際フォーラム (GIF: Generation IV International Forum)**の場等で開発が進められている。



1. 第4世代原子炉とは
  2. 第4世代原子炉システム国際フォーラム (GIF)で検討中の6システムの概要
  3. 第4世代原子炉の開発状況
  4. その他の開発状況
  5. 世界の高速炉と中国の高温ガス炉の開発状況
  6. まとめ
- (参考)各国の高速炉技術開発

2000年1月 「GIF設置に関する共同声明」を发出

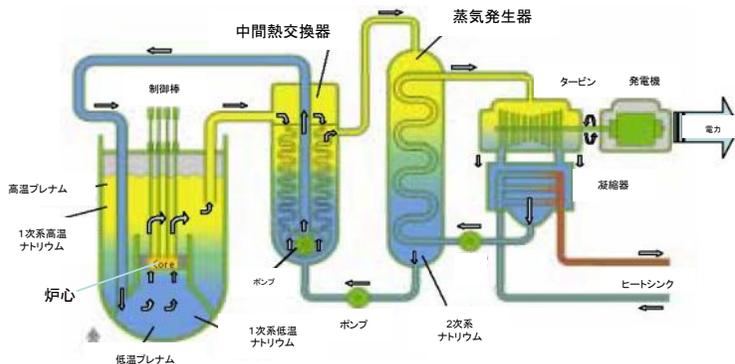
### ○ 参加国: 12カ国 + 1機関



### ○ 全体の目的、概要:

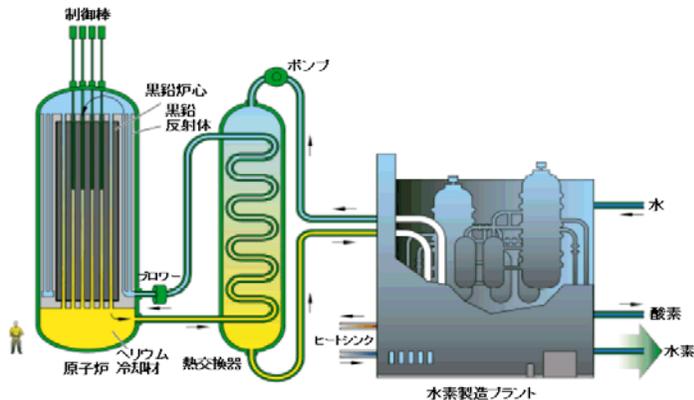
第4世代原子カシステムは、持続可能性 (燃料の効率的利用、廃棄物の最小化と管理)、安全性／信頼性 (安全で信頼できる運転、炉心損傷の発生頻度が極めて低く炉心損傷程度も小さい、敷地外の緊急時対応不要)、経済性 (他のエネルギー源を凌駕するライフサイクル・コスト、他のエネルギープロジェクトと比肩する金融リスク)、及び核拡散抵抗性と核物質防護 (軍事転用の魅力度が低く盗取困難、対テロ性) の4つの目標を満足する原子カシステムであり、この開発プログラムを国際的な枠組みで推進する。

# GIFで開発中の第4世代炉の6つの候補概念



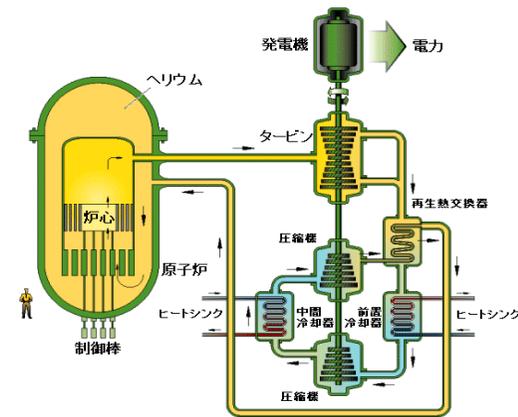
## ナトリウム冷却高速炉(SFR)

■ 技術的に最も成熟。革新技術の導入による安全性・経済性等の向上



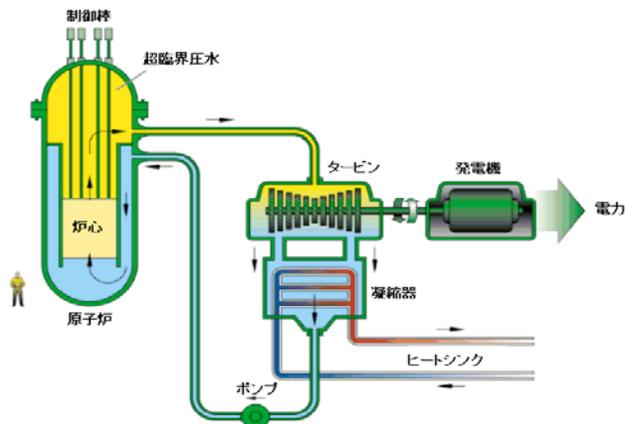
## 超高温ガス炉(VHTR)

■ 高温ガス(900~1000℃)の産業利用



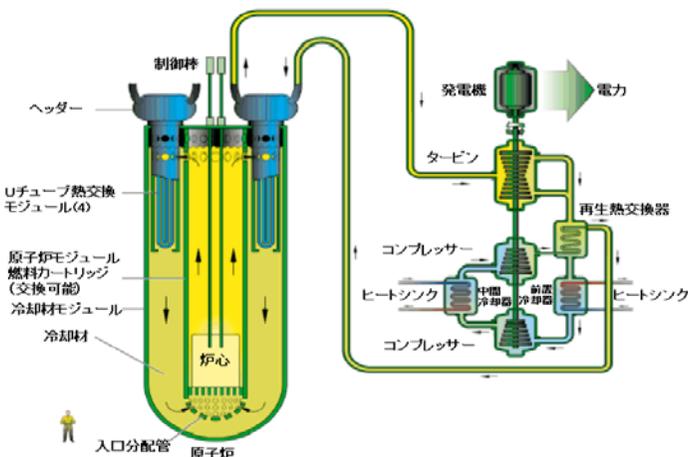
## ガス冷却高速炉(GFR)

■ 化学的に活性なナトリウムの代わりにヘリウムガスを採用



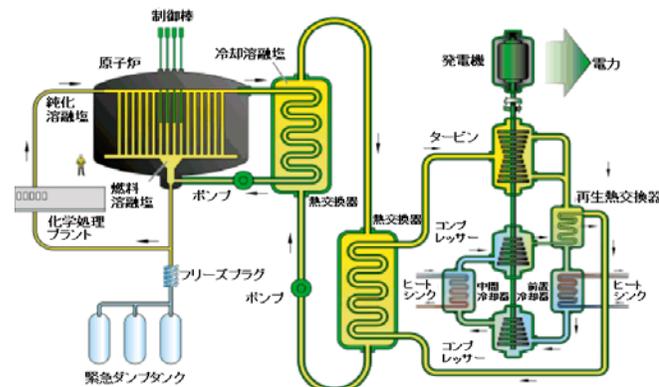
## 超臨界水冷却炉(SCWR)

■ 超臨界水(374℃、22.1MPa以上)を用いた装置のコンパクト化と熱効率向上



## 鉛冷却高速炉(LFR)

■ 化学的に活性なナトリウムの代わりに鉛を採用



## 溶融塩炉(MSR)

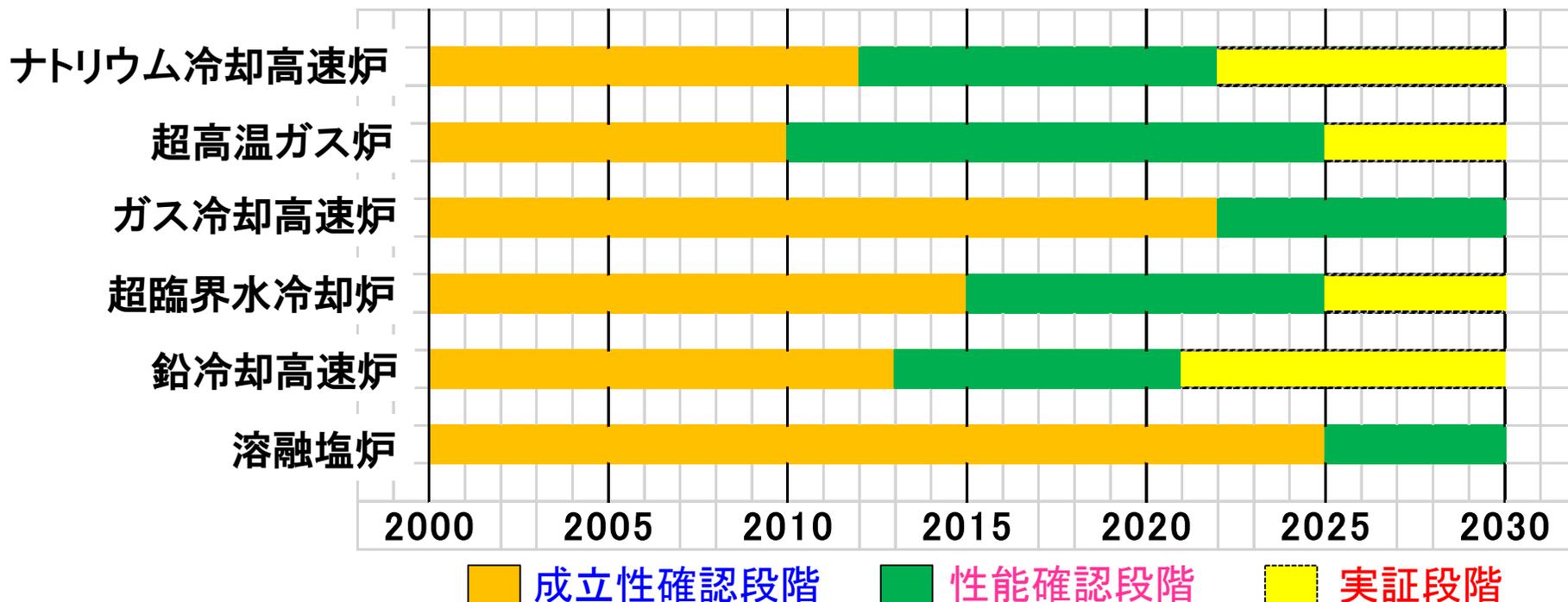
■ 図は、液体燃料を使用した熱中性子炉の概念。現在は、高速炉概念を中心に検討中

システム	中性子スペクトル	冷却材	出口温度(°C)	燃料サイクル	出力(万kWe)
ナトリウム冷却高速炉(SFR)	高速中性子	ナトリウム	500-550	クローズド	5-150
超高温ガス炉(VHTR)	熱中性子	ヘリウム	900-1000	オープン	25-30
ガス冷却高速炉(GFR)	高速中性子	ヘリウム	850	クローズド	120
超臨界水冷却炉(SCWR)	熱中性子/ 高速中性子	水	510-625	オープン/ クローズド	30-150
鉛冷却高速炉(LFR)	高速中性子	鉛	480-570	クローズド	2-120
熔融塩炉(MSR)	熱中性子/ 高速中性子	フッ化物塩	700-800	クローズド	100

VHTRやLFR等では、発電以外の用途として水素製造、産業への熱利用、海水の淡水化の可能性についても検討している。

# GIFの各炉型の開発スケジュール見通し

- 第4世代炉の開発は、候補概念システムや関連枢要技術の成立性を確認する「**成立性確認段階**」、その次に**工学的規模での実証等を含めた「性能確認段階**」を経て、原子炉システムとしての**実証段階**に至ると想定している。
- GIFでは実証段階に至る前までを対象に研究協力を実施中
- 2014年1月に、GIF技術ロードマップを改定



出典：Technology Roadmap Update for Generation IV Nuclear Energy Systems, OECD/NEA, Jan. 2014

炉型	当面10年間の主な研究開発目標
SFR	<ul style="list-style-type: none"> <li>● プール型(タンク型)炉、ループ型炉及びモジュラー型(小型)炉の概念が存在</li> <li>● 中国、インド、日本、ロシアで運転中または建設中の実機が存在し、日仏露は先進的SFRの技術を実証する炉を近い将来に建設、中韓印では国家プロジェクトを実施</li> <li>● 安全性・運転操作性に係る技術開発(固有安全性、ナトリウム漏えい対策、炉心損傷事故対策等)、安全設計クライテリアの適用、先進燃料開発、機器設計・プラントバランス、燃料取扱技術、システム統合・評価、経済性評価等を実施</li> </ul>
VHTR	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 原子炉出口温度1000℃超、燃焼度15~20万MWd/tを達成するための燃料・材料の更なる研究開発を実施</li> <li>● 高温プロセス加熱に興味を持つユーザーへのアプローチ、産業用熱利用ユーザー要求の反映</li> <li>● ユーザー要求に合致した水素製造技術開発を実施</li> </ul>
GFR	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 熱出力240万kWthの低増殖炉がレファレンス</li> <li>● 冷却材喪失事故(外部電源喪失を含む)に対応する安全設計、炉内外試験による新型燃料開発、主要機器・システム開発のための試験施設建設、小型実験炉ALLEGROの設計を実施</li> </ul>
SCWR	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 圧力容器型炉及び圧力管型炉の概念設計と安全評価の実施</li> <li>● 燃料集合体炉外試験、合体機器試験、原型炉設計、模擬燃料集合体炉内試験の実施</li> <li>● 数年内に原型炉仕様を決定</li> </ul>
LFR	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 2020年以降の原型炉実現への期待(ロシアSVBR(10万kWe)、BREST(30万kWe))</li> <li>● 材料腐食、冷却材純度管理、炉内計装、燃料交換技術、MOX燃料・MA燃焼(可能ならば窒化物燃料)、供用期間中検査等の研究開発に重点化</li> </ul>
MSR	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 液体熔融塩の物理化学とその技術、特に、材料腐食、安全、塩処理に関する更なる研究開発を実施</li> </ul>

【特徴】冷却材:ナトリウム、温度領域:500~550°C、出力:5~150万kWe

- 酸化物燃料と先進湿式再処理方式を組み合わせた概念(原子力機構のJSFR)と、金属燃料と乾式再処理を組み合わせた概念(韓国)等が選定されている。
- 前者は、「常陽」・「もんじゅ」を踏まえて、原子力機構がFaCTプロジェクトで検討中の大型ループ型炉であり、原子炉構造のコンパクト化、ループ数削減、一次系機器の合体等による経済性向上を特長としている。

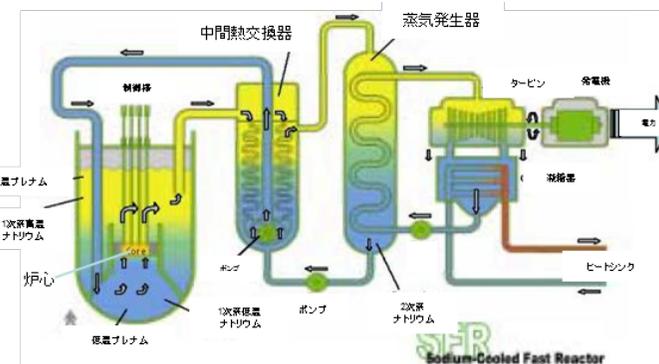
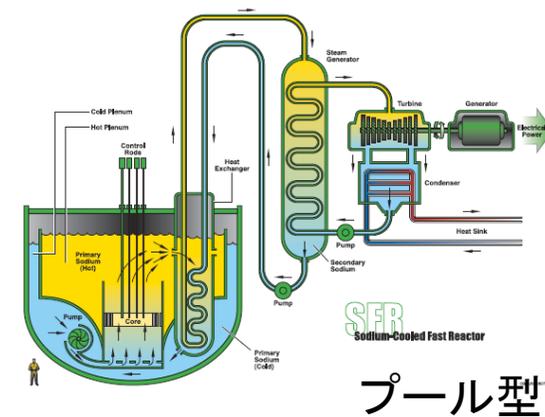
【メリット】

- ナトリウムの沸点が高く、また燃料リサイクルに適しており、エネルギーの持続可能性で特に優れている。
- 実用化に最も近い高速炉概念で、国際標準となる安全クライテリアの構築を進めている。
- 各国で開発が進められており、国際協力が可能である。

【課題】

- 経済性向上が課題である。
- 水・空気とナトリウムとの化学反応の防止が課題である

「もんじゅ」等のナトリウム冷却高速原型炉を、各国で建設・運転し、発電した実績がある。



- ◎ 世界の高速炉の安全性向上に向け、**我が国主導**で**安全設計要件を構築**
- ◎ **高速炉開発国が安全規制や安全設計へ反映の意向**を示し**事実上の世界標準へ**

## ◆ 安全設計クライテリア(SDC)/ガイドライン(SDG)の位置付け・目的

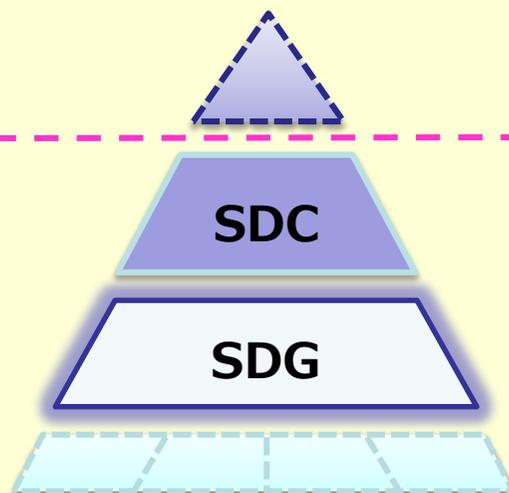
- 実用炉に向け、**安全設計の考え方**（主に設計基準事故を対象）を**国際標準化**
- **日本主導**により、**世界の高速炉の安全性向上へ**

## ◆ 主たる成果：**SDCレポート（2013年5月GIFにて承認）**

- **ロシア等の規制関連機関から反映の意向、中国・インドでも安全設計に反映の意向**
- 高速炉開発国の規制機関やIAEAによるレビューが進展
- OECD/NEA委員会で**世界の規制機関による議論本格化**

### <SDC/SDGの位置づけ>

基本的な安全原則（例：深層防護、ALARAの原則等）



一般的**安全設計クライテリア**

SDCを設計に展開するためのガイド  
特定系統・機器設計の**推奨事項**

**国際的な共通化・調和の推進を目指す**

各国毎の規格・基準（ASME、JSME、民間規格等）

【特徴】冷却材:ヘリウム、温度領域:900~1000°C、出力:25~30万kWe

○わが国では、原子力機構が熱出力3万kWtのHTTRの建設・運転を実施中。

これを基に、電気出力30万kWeの高温ガス炉ガスタービン発電システムを設計検討中。

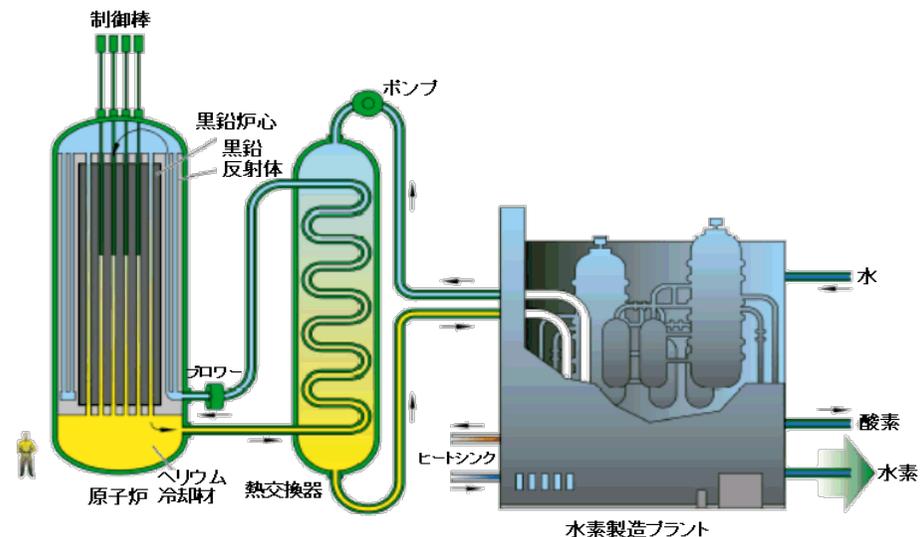
### 【メリット】

○熱中性子炉で、高温運転が可能のため、高効率発電とともに熱分解による水素製造など可能性がある。

### 【課題】

- 燃料のリサイクルに適さないため、ワンスルー方式での開発を進めている。
- 高温に耐える材料開発が課題である。

超高温ガス炉は作られていないが、日本のHTTR(高温ガス研究炉)での高温運転や、米・独では高温ガス原型炉を建設・運転・発電の経験がある。



【特徴】冷却材：ヘリウム、温度領域：850°C、出力：120万kWe

○炉心はピンまたは板状燃料を用いたブロック型をベースとしている。フランスを中心に検討が進められているが、概念の基本部分については、まだ検討中である。

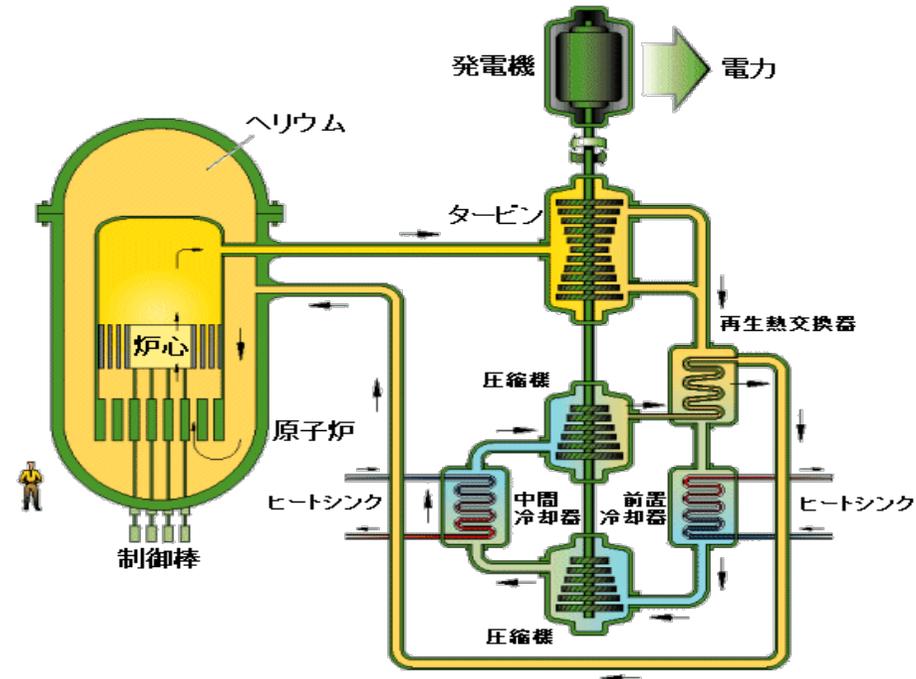
【メリット】

- 燃料のリサイクル利用が可能。
- 高温運転とエネルギーの持続可能性の両立が可能。

【課題】

- 燃料サイクル技術、高速中性子環境に耐える燃料被覆材料等の開発が課題である。

ガス冷却高速炉は作られていない。



【特徴】冷却材：水、温度領域：510～625℃、出力：30～150万kWe

○熱中性子炉と高速（中性子）炉との中間に位置する概念。

○わが国では、東大などを中心に研究が行われている。

【メリット】

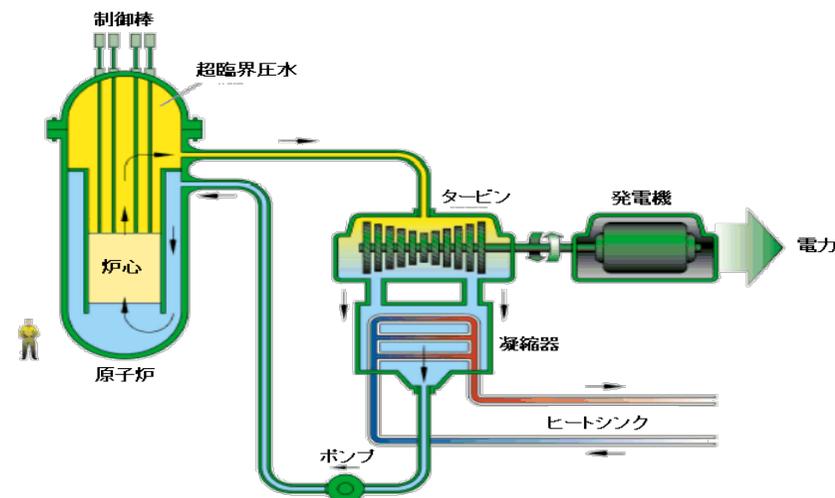
○超臨界圧22.1MPa以上では気水の分離が必要ないため、原子炉で加熱した冷却水で直接タービンを駆動して発電でき、高い熱効率（約45%）が達成できるとともに、機器の簡素化による経済性向上が図れるとされている。

○燃料リサイクルも可能。

【課題】

○超臨界圧水条件での耐腐食性の燃料被覆管及び原子炉構造の材料開発が課題である。

超臨界水を用いた原子炉は作られていない。



【特徴】冷却材：鉛or鉛・ビスマス、温度領域：480～570℃、出力：2～120万kWe

○鉛冷却大型炉(120万kWe)としてはロシアで開発中のBRESTが参考概念である。

バッテリー炉(12～40万kWe)は、15～30年の超長期運転が可能であり、分散電源や水素製造、海水脱塩などを目的としている。

【メリット】

○鉛の沸点が高く、また燃料のリサイクル利用に適する。

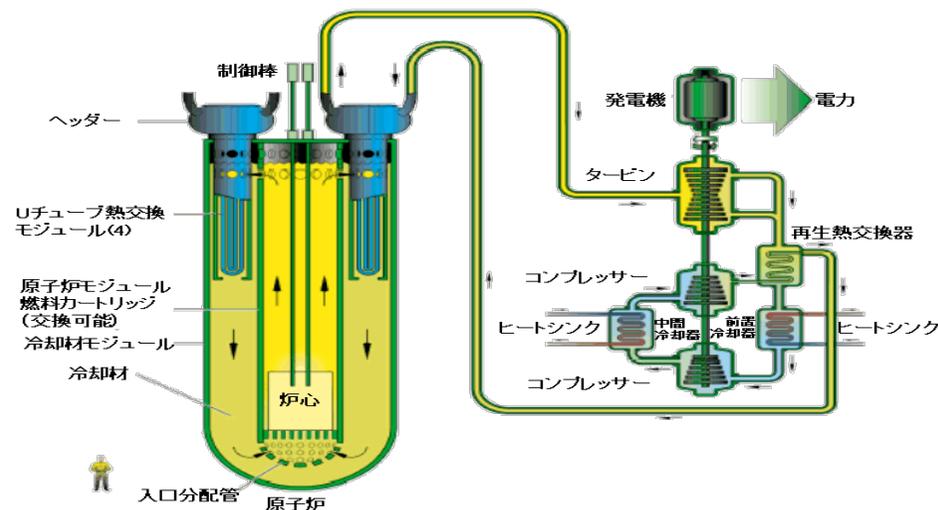
○ロシアでは現在、鉛冷却の原型炉BREST-300(30万kWe、窒化物燃料)と、鉛・ビスマス冷却のパイロットプラントSVBR-100(10万kWe、初期は酸化物燃料)が2020年頃に運転開始予定

【課題】

○ビスマスの放射化が課題である。

○腐食の問題があり、  
燃料被覆管材料の開発が課題である。

ロシアにて鉛・ビスマス冷却高速実験炉を建設・運転した経験がある。



【特徴】冷却材：熔融塩、温度領域：700～800℃、出力：100万kWe

○フッ化物熔融塩中に燃料（ウラン/プルトニウム/トリウム等）を溶解したもので、熔融塩が燃料及び冷却材として黒鉛炉心チャンネル内を流れる熱中性子炉。

○最近では、資源の有効利用と廃棄物の最小化の観点から、黒鉛減速材を用いない高速炉炉心体系での開発に重点が移っている。さらに、固体燃料とフッ化物熔融塩を冷却材として用いるフッ化物熔融塩高温炉（FHR）も開発されている。

○炉心で発生した熱は中間熱交換器により外部に取り出す。

### 【メリット】

○FPは液体燃料から連続的に除去され、燃料はリサイクル利用される。

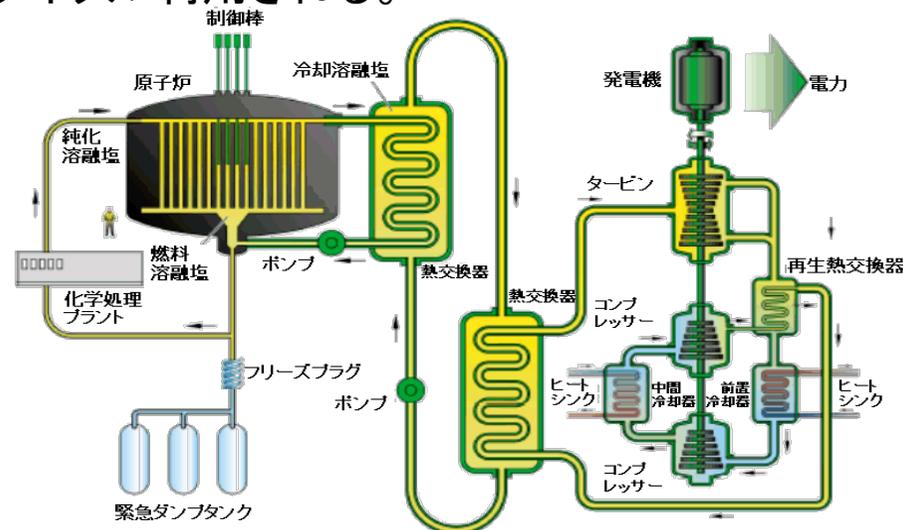
○燃料交換なしで、長時間の運転が可能である。

### 【課題】

○耐腐食性の構造材料の高温強度、耐照射脆化等に対する最適化が課題である。

○高放射能環境の1次系のメンテナンス技術が課題である。

アメリカにて熔融塩実験炉を建設・運転した経験がある。



# 原子炉技術の比較

開発課題



**第3世代炉**  
 実用化されている  
 原子炉技術  
 軽水炉  
 (熱中性子炉)  
 燃焼度5%程度

**第4世代炉**  
 (ナトリウム冷却高速炉)

**次世代原子炉技術**  
**高速炉(JSFR)**  
 安全性、経済性、信頼性  
 (再処理し繰返し使用)

**技術基盤**

**第4世代炉**  
 (熔融塩炉等)

先進的特徴を引き出すため、  
 比較的長期間の開発と  
 ブレークスルーが必要

**4S炉**  
 小型**高速炉**  
 30年間燃料無交換

**応用・展開**

- JSFR共通技術基盤に加えて、  
 下記の課題への対応が必要
- プルトニウム生成/燃焼の炉物理、制御技術の高度化
  - 燃料の高燃焼度及び長期使用に耐える高性能炉心材料の開発
  - 炉型の特殊性に対応する安全確保方策等

高性能炉心材料、  
 制御技術、  
 長尺燃料の損傷  
 時対策、...

核・熱設計技術、  
 高性能炉心材料、  
 ...

**TWR**

**進行波炉(高速炉)**  
 劣化ウラン使用  
 超高燃焼度

必要とされる開発期間

1. 第4世代原子炉とは
  2. 第4世代原子炉システム国際フォーラム (GIF) で検討中の6システムの概要
  3. 第4世代原子炉の開発状況
  4. その他の開発状況
  5. 世界の高速炉と中国の高温ガス炉の開発状況
  6. まとめ
- (参考) 各国の高速炉技術開発

- 2009年 「大型起債計画\*」の詳細を発表

\* 工業的技術実証のための先進ナトリウム冷却炉(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

(ASTRID: Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration)

- 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。

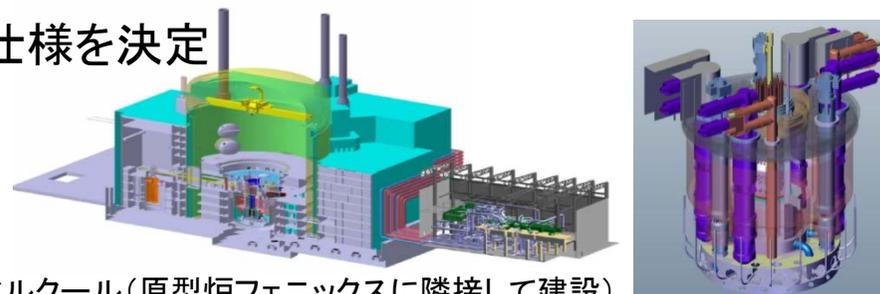
- 2012年 プロトタイプ炉(ASTRID:実証炉)の技術仕様を決定

- ASTRIDプロジェクトの今後のスケジュール

- 2013年～2015年: 概念設計 Phase 2を実施
- 2016年～2019年: 基本設計
- 2019年頃: ASTRID建設に向けた判断
- 2030年頃: ASTRID初臨界予定

- 2014年に、日仏首脳同士の合意に基づき ASTRIDプロジェクトへ日本が参加

※ 2040年頃から、実用炉として第4世代炉(MOX燃料)を順次導入予定



マルクール(原型炉フェニックスに隣接して建設)

- ・ 熱/電気出力: 150万kWt / 60万kWe
- ・ 炉型: プール型、燃料: MOX燃料
- ・ 1次系: 主循環ポンプ3基、IHX4基、2次系: 4ループ
- ・ エネルギー変換系: 閉サイクルガスタービン、(オプション)蒸気発生器
- ・ 崩壊熱除去系: 強制循環DRACS × 2  
自然循環DRACS × 3、RVACS × 1
- ・ 受動的炉停止系

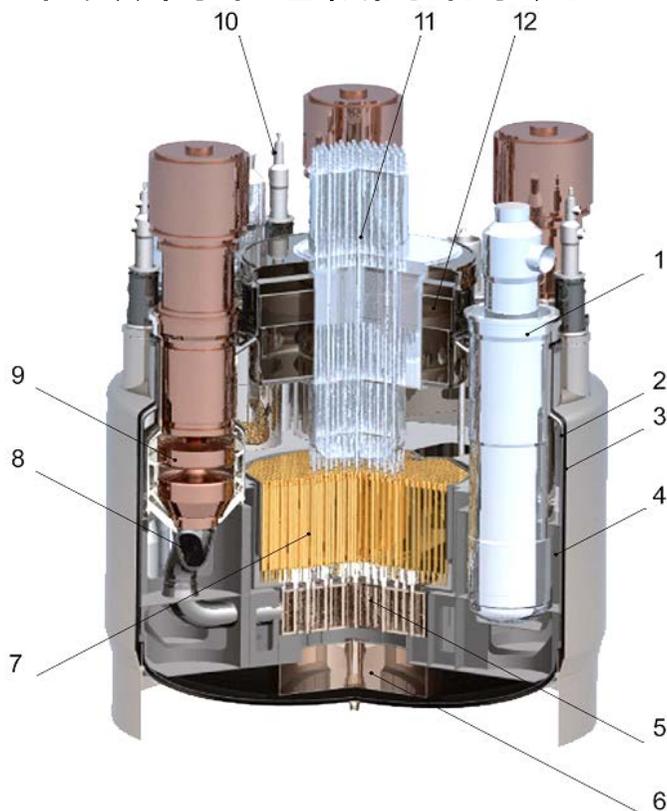
熱/電気出力: 280万kWt / 122万kWe

炉型: プール型炉

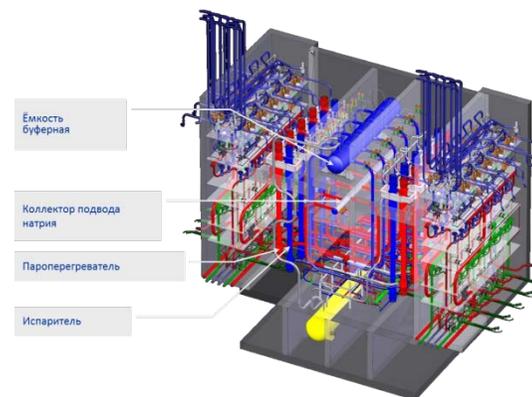
燃料: 窒化物燃料((U,Pu)N)またはMOX燃料

炉心入口/出口温度: 410/550°C

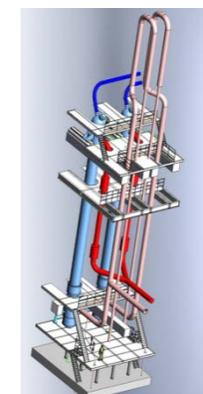
2025年頃、商業運転開始予定



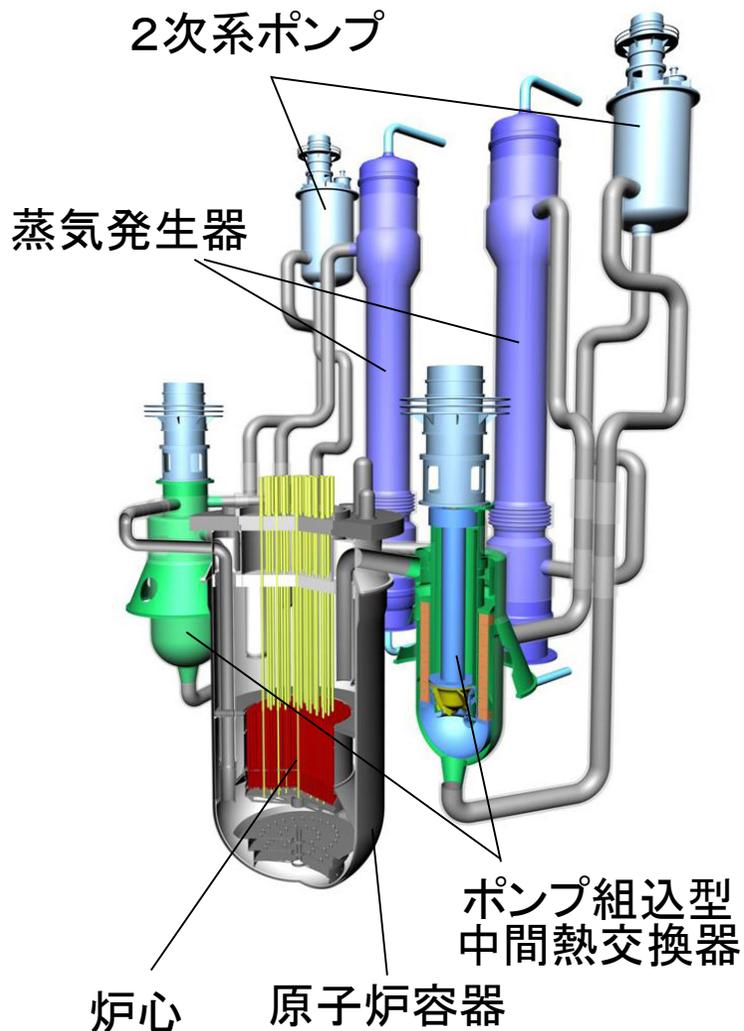
- 1 - 中間熱交換器
- 2 - 主容器
- 3 - ガード容器
- 4 - 支持構造
- 5 - 入口プレナム
- 6 - コアキャッチャー
- 7 - 炉心
- 8 - 圧力管
- 9 - 主循環ポンプ-1
- 10 - 燃料交換機
- 11 - 制御棒駆動機構
- 12 - 回転プラグ



BN-800のモジュール型蒸気発生器



BN-1200の長尺直管型蒸気発生器  
(2ユニット/ループ、4ループ)



項目	仕様
熱/電気出力	177万kWt / 75万KWe
ループ数	2
1次系ナトリウム温度(原子炉出入口)	550 / 395 °C
2次系ナトリウム温度(中間熱交換器出入口)	520 / 335 °C
蒸気発生器の主蒸気温度と圧力	497 °C 18.7 MPa
給水温度	240°C
プラント熱効率	約42%
燃料	TRU-MOX
燃焼度	15万MWd/t(炉心平均)
増殖比	平衡炉心(1.03) ~ 1.2
運転サイクル長 燃料交換のバッチ数	18~26ヶ月 4バッチ

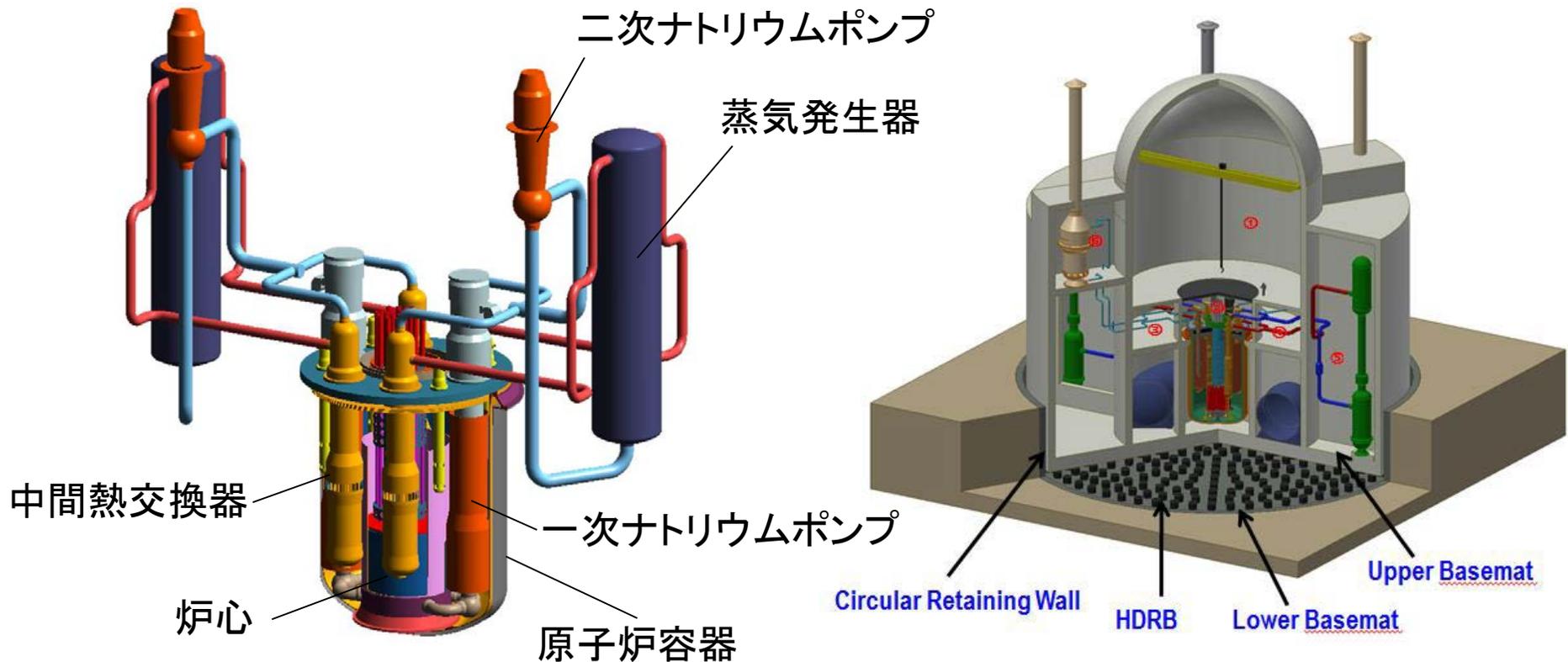
熱/電気出力: 40万kWt / 15万kWe

炉型: プール型炉

燃料: 金属燃料 (初期燃料: U-Zr、取替燃料: U-TRU-Zr)

炉心入口/出口温度: 390/545°C

2028年 運転開始予定



炉型： ナトリウム冷却プール型高速炉

熱/電気出力： 84万kWt/31.1万kWe

燃料組成： U-TRU-10%Zr合金 (U-Pu-10%Zr合金)

- ① 蒸気発生器
- ② 炉容器補助冷却システム(RVACS)スタック (8)
- ③ 燃料交換用密閉建屋
- ④ 容器ライナー
- ⑤ 炉保護システム・モジュール
- ⑥ 電気装置モジュール
- ⑦ 地震隔離ベアリング
- ⑧ 炉モジュール (2) 各311 MWe
- ⑨ 一次電磁ポンプ(4/モジュール)
- ⑩ 炉心
- ⑪ 中間熱交換器 (2)
- ⑫ 下部格納容器
- ⑬ 上部格納建屋
- ⑭ ナトリウム・タンク
- ⑮ 中間熱伝達システム
- ⑯ 蒸気出口パイプ(タービンへ)
- ⑰ 給水戻りパイプ

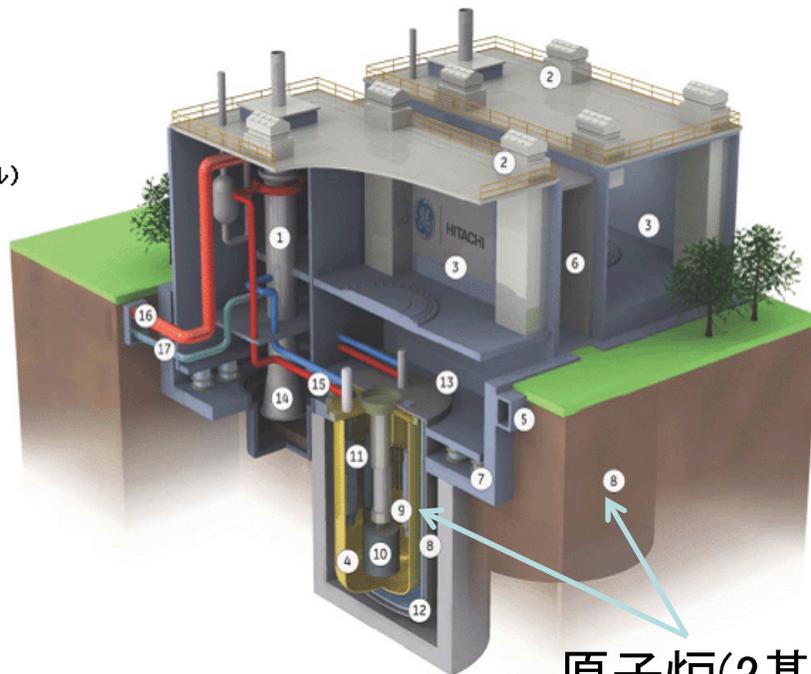


図4 GE Hitachi社が計画中のPRISMパワーブロック概略図

[出所] GE Energyホームページ,

[http://www.gepower.com/prod\\_serv/products/nuclear\\_energy/en/downloads/FINAL\\_GEA17816\\_PRISM%20Facts\\_Ad\\_\(2\).pdf](http://www.gepower.com/prod_serv/products/nuclear_energy/en/downloads/FINAL_GEA17816_PRISM%20Facts_Ad_(2).pdf)

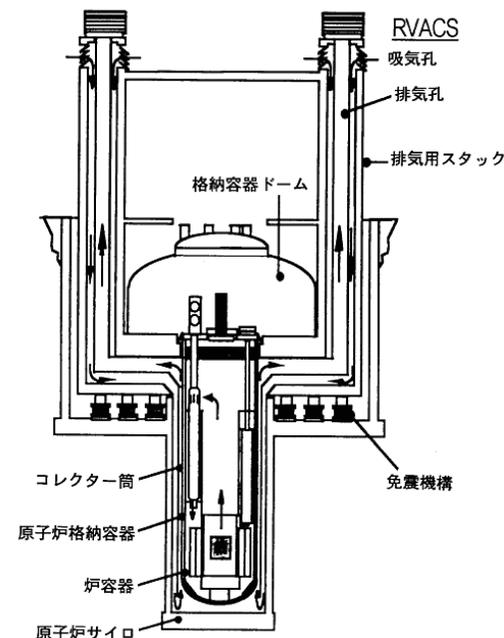


図3 RVACSの空気流路構成

[出典] P. Magee, et. al. : Performance Analysis of the 840MWt PRISM Reference Burner Core, Proc. 3rd JSME/ASME Joint Inter. Conf. on Nucl. Eng., Apr. 23-27, 1995, Kyoto, Japan

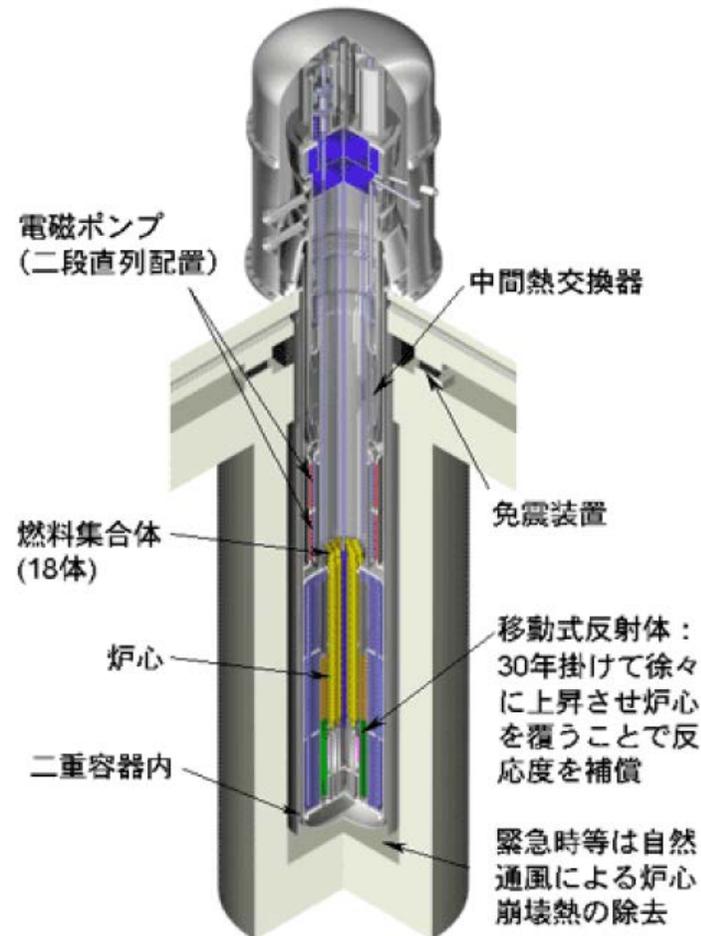
## 東芝4S炉の特徴

※ 4 S = Super-Safe, Small and Simple

- 小型のナトリウム冷却高速炉
- 最初に装荷した燃料を交換することなく30年間運転可能
- 自然現象を活用した安全設計  
(人的操作がなくても自然に炉停止・除熱)
- 静的機器(電磁ポンプ等)の採用によるメンテナンス低減
- 水から水素を製造するシステムと接続可能

電気出力	1万kWe、5万kWe
炉心反応度制御	移動式反射体の上昇
燃料	濃縮ウラン金属燃料
Na漏えい対策	全ての容器、配管を二重化
水素製造システム	高温水蒸気電解法

原子炉のシステム構成



## 開発の背景・動向

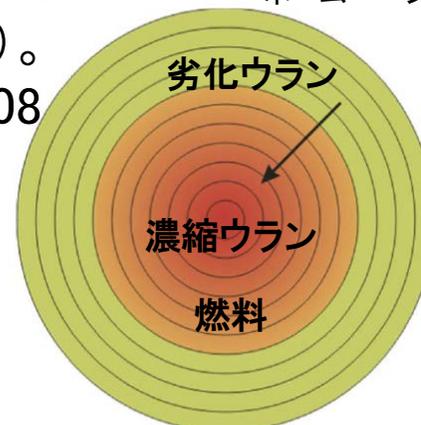
- 劣化ウランを最大限に利用し、再処理を不要とした概念(初期には炉心中心部に濃縮ウランを装荷)。
- ビル・ゲイツをオーナーとするテラパワー社が2008年に開発を開始。
- テラパワー社は、中国核工業集团公司と共同開発すると発表(2015年9月)。

## 特徴

- プール型・ナトリウム冷却・金属燃料高速炉。
- 燃焼の進んだ燃料を外側に、劣化ウランを炉心中央に、定期的(18-24か月)にシャッフリングを行い、40年から60年の炉心寿命を可能とする概念。このため、出力規模に比べ炉心燃料インベントリは増加する。
- プラントシステムは、ナトリウム冷却金属燃料高速炉概念(PRISM等)を大型化した概念に類似。
- 概念検討の途上にあり、その安全性や経済性に関する情報が不足し、工学的実現性は見通せない。

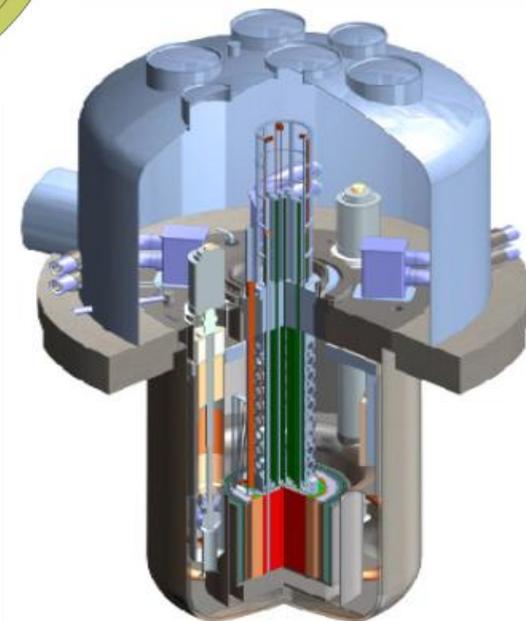
(原型炉\*) 電気出力: 60万kWe  
(商用炉) 電気出力: 115万kWe

\* ホームページには、2020年代半ばに運転開始と記載



炉心

炉心外側に供給された劣化ウランを、燃焼とともにシャッフリングを行い、徐々に炉心中心に移動させる。



1. 第4世代原子炉とは
  2. 第4世代原子炉システム国際フォーラム (GIF)で検討中の6システムの概要
  3. 第4世代原子炉の開発状況
  4. その他の開発状況
  5. 世界の高速炉と中国の高温ガス炉の開発状況
  6. まとめ
- (参考)各国の高速炉技術開発

熱/電気出力: 210万kWt/88万kWe

炉型: プール型炉

燃料: MOX燃料

炉心入口/出口温度: 354/547°C

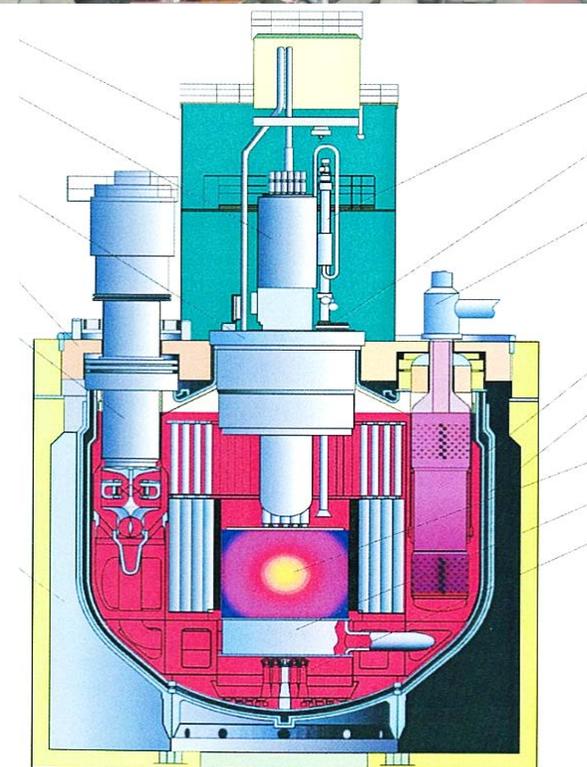
2014年6月27日 初臨界

2015年12月 初送電開始

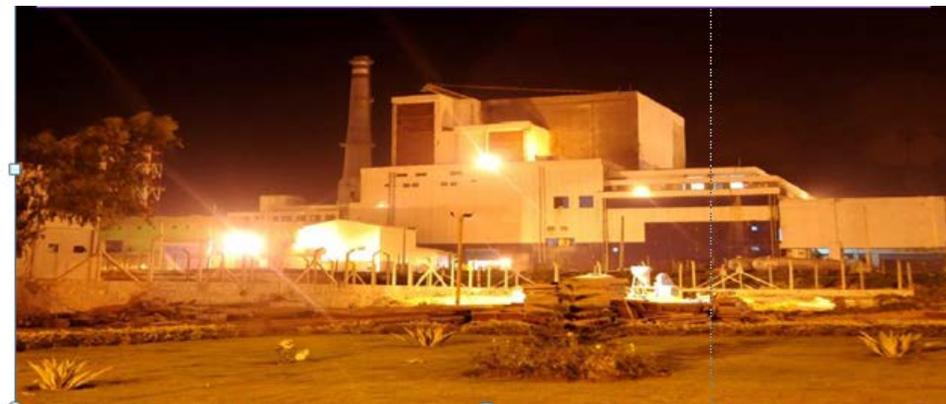
2016年商業運転開始予定



ベロヤルスク原子力発電所の4号機(BN-800)



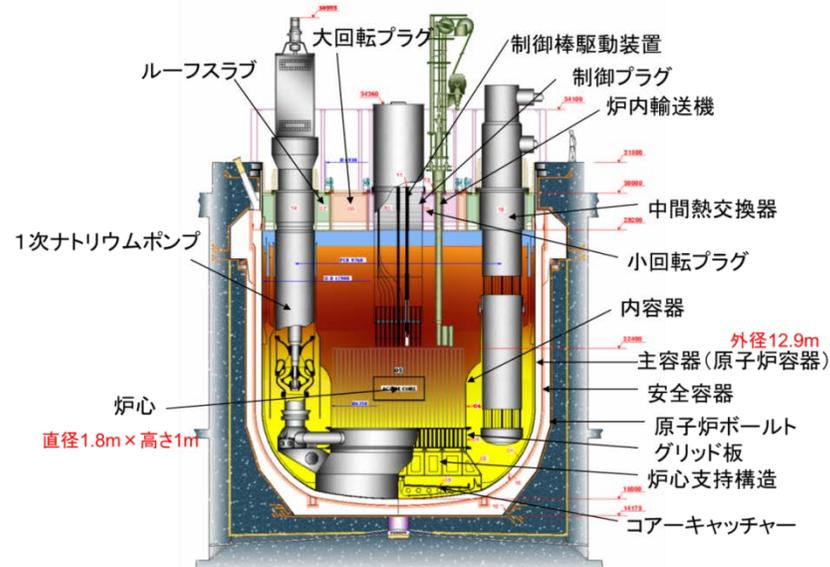
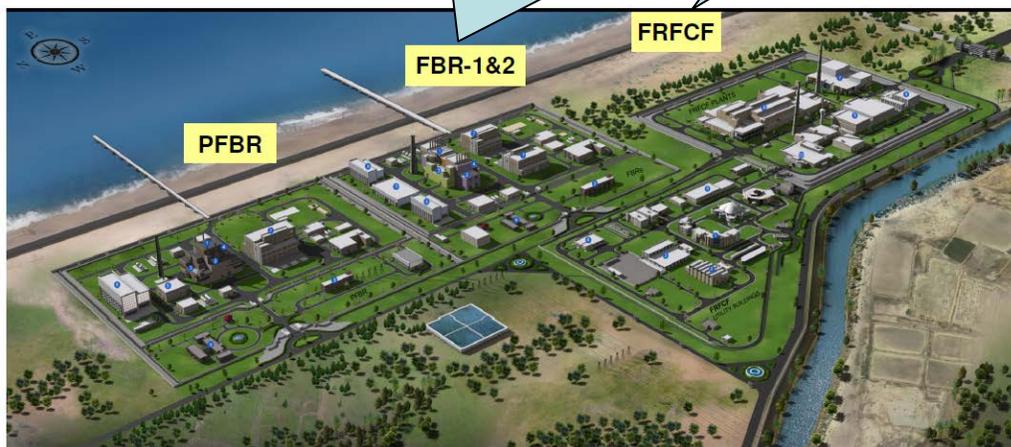
熱/電気出力: 120万kWt/ 50万kWe  
 炉型: プール型炉  
 燃料: MOX燃料  
 炉心入口/出口温度: 397/547°C  
 2016年運転開始予定



カルパッカムに建設中のPFBRプラント

2024-2025年に、PFBRに比べて安全性、経済性を向上させたSFR実用炉 FBR1&2 (60万kWe; MOX燃料)を運転開始予定

高速炉燃料サイクル施設 (FRFCF)



熱/電気出力: 70万kWt / 30万kWe

冷却材: 鉛

炉型: プール型炉

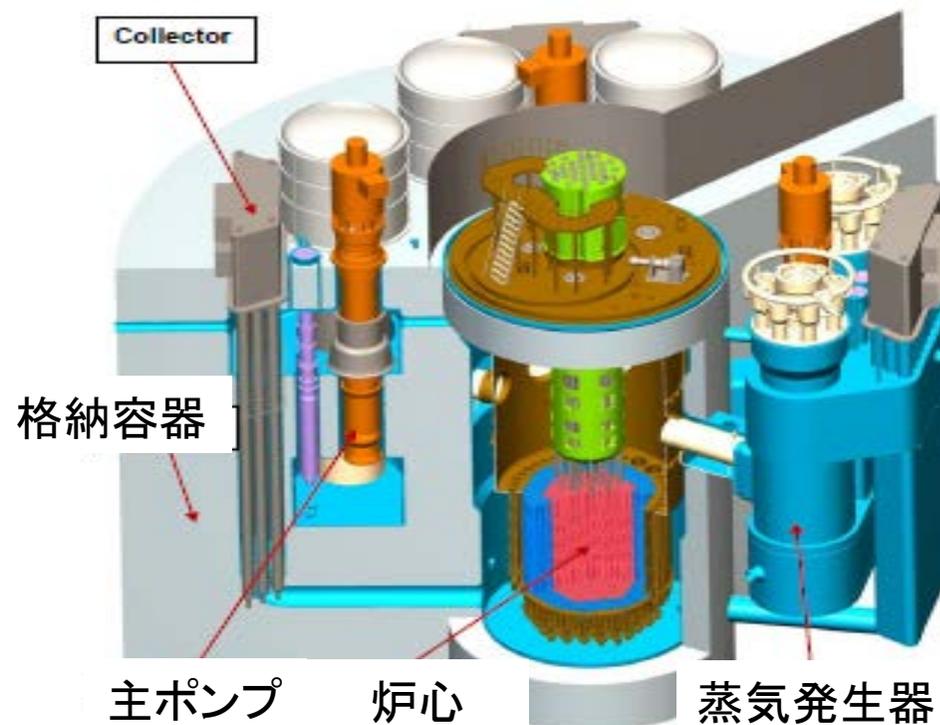
燃料: 窒化物燃料((U,Pu)N)

炉心入口/出口温度: 420/535°C

2014年 設計完了

2016年 建設開始予定

2020年 運転開始予定



- 「原子力の技術革新を加速するゲートウェイ(GAIN)」とは  
GAIN: Gateway for Accelerated Innovation in Nuclear
  - 米国オバマ政権が2015年11月に温室効果ガス削減政策の一環として創設
  - 原子力産業界が新たな先進設計を商業化していく際に必要となる技術的、財政的、規制的支援を提供するため、DOEの広範な人的資源や施設、資機材、データが広範に得られる玄関口(ゲートウェイ)
- GAINの設置目的
  - 既存の原子力発電所の安全性・信頼性・経済的運用の継続を確保しながら、新たな最先端の原子炉の設計を商業化させる上で必要な技術・規則・財政面における支援へのアクセスを原子力エネルギー・コミュニティに提供するため
- DOEは、広範な人的資源や施設、資機材、データが広範に得られる玄関口(ゲートウェイ)をアクセスポイントとして設定
  - **人的資源**については、DOEが昨年3月に新設した技術移行局(OTT(Office of Technology Transitions))のクリーン・エネルギー投資センターを通じて、専門的な知見などを提供
  - **データ関連**ではDOEが既存の原子力インフラ設備のカタログとなる「原子力インフラ・データベース(NEID)」を発行する計画(米国内外の84機関が保有する377施設について、802の研究開発設備の情報を網羅)
  - 先進的な原子力技術開発に強い関心を持つ新たな企業に対しては、DOEが200万ドルを小規模ビジネスの**支援バウチャー**として提供
  - **規制手続き**についても支援を行う計画で、米原子力規制委員会(NRC)の規制・許認可手続について申請者が理解し、新たな原子炉技術で認可取得手続を進められるよう、DOEが指導協力

- GAINイニシアチブの一環として、2016年1月に米国DOEは下記投資計画を発表
- 複数年にわたる官民折半の先進型原子炉設計の開発(次世代原子炉の建設・運転に向けて、設計や燃料開発における技術的課題への取組みを支援)に最大8,000万ドルを投資するとして、下記の2つを選定。2035年頃の設計技術の実証を念頭に、2016会計年度分として両チームに600万ドルずつ交付し、複数年計画でそれぞれに最大で総計4,000万ドルまで投資予定

## ▶X-エナジー社の「Xe-100」開発

- ◆ペブルベッド型高温ガス炉HTGR「Xe-100」は、DOEが次世代原子炉／新型ガス炉プログラムで資金投入していた3重被覆層の燃料粒子(TRISO( TRIstructural-ISOtropic))技術がベース

## ▶サザン・カンパニー・サービス社の塩化物溶融塩高速炉MCFR (Molten Chloride Fast Reactor) \* 開発

- ◆MCFRの計画にはテラパワー社、電力研究所(EPRI)、ORNL、バンダービルト大学が協力。テネシー州のORNL内で、MCFR開発における有効性試験や材料物質の適性調査を効果的に実施する予定

\* 塩化物溶融塩は、フッ化物溶融塩より中性子減速能が小さいので、高速炉体系には向いている。ただし、過去に高速炉としての設計研究が少し試みられたが、一般的に、フッ化物溶融塩より化学的性質が複雑で取り扱いが難しく、その他の性質でもよい理由がほとんどなく、研究対象から外れた経緯がある。

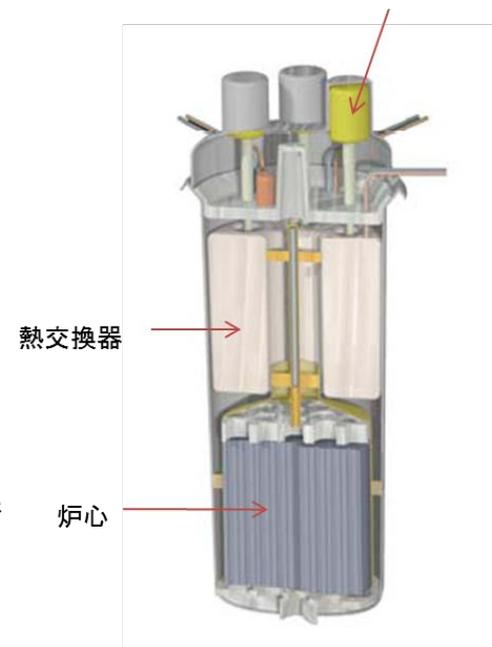
# カナダのテレストリアル・エナジー社の一体型溶融塩炉 (IMSR: Integral Molten Salt Reactor)

- 2016年1月、Terrestrial Energy 社(カナダの先進的原子力技術開発企業)は、独自開発中の一体型溶融塩炉(IMSR)を2020年代にも2020年代にIMSR商業実証炉初号機を建設・運転開始すべく、同社は次の正式許認可申請を目指している。産業市場に売り出すため、1,000万カナダドル(約8億円)の技術開発・事業化資金の調達を完了したと発表。
- 2016年2月、IMSR設計について、申請前事前評価(①設計要求との整合性確認、②許認可で課題となり得る事項の評価、③左記事項に関する開発側の回答の3段階で行われる予定)の第一段階をカナダ原子力委員会に申請。
- Terrestrial Energy 社は、2014年12月にカナダ原子力研究所との協力協定に署名。ポンプモーター 2015年1月にORNLとの協力を発表。

## IMSRの特徴

- **IMSR炉心はユニット(右図)であり、すべての重要な要素を内蔵して寿命期間中は密閉して運転**
- 7年間の設計寿命を迎えたら停止・冷却されて、新しいユニットに交換
- 使用済ユニットは、通常の放射性廃棄物保管容器(長期間用)と同様に取替え

- 熱/電気出力(3種類の出力):  
8万kWt/3.25万kWe、  
30万kWt/14.1万kWe  
60万kWt/29.1万kWe
- 減速材: グラファイト
- 炉心出口温度: 700°C
- 原子炉圧力: ほぼ大気圧
- 熱効率: 48.5%(60万kWtの場合)
- 燃料: 低濃縮ウラン(UF<sub>4</sub>の形態でフッ化物溶融塩に含まれる)

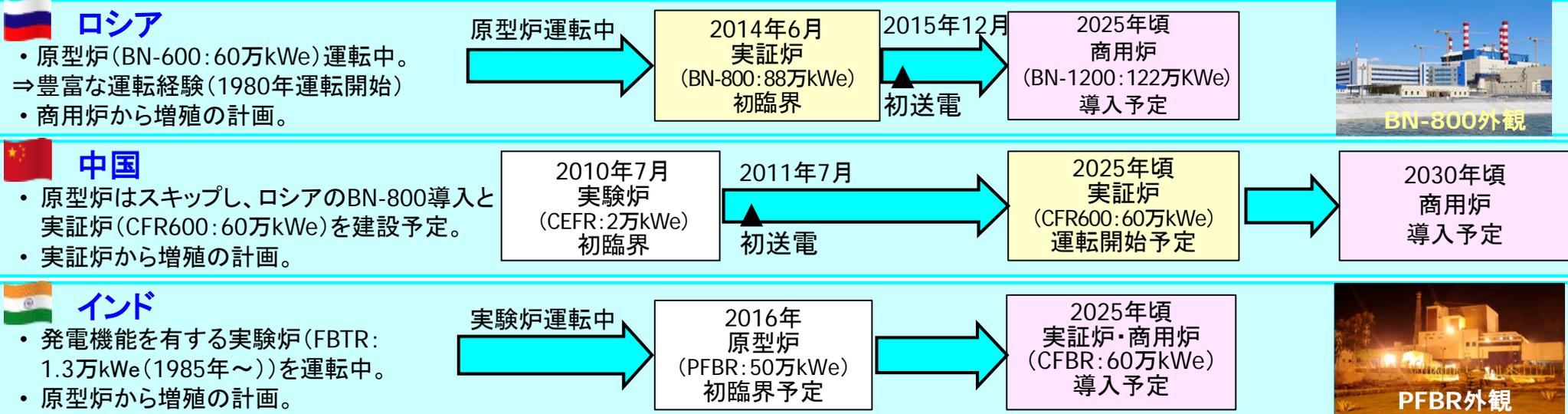


1. 第4世代原子炉とは
  2. 第4世代原子炉システム国際フォーラム (GIF) で検討中の6システムの概要
  3. 第4世代原子炉の開発状況
  4. その他の開発状況
  5. 世界の高速炉と中国の高温ガス炉の開発状況
  6. まとめ
- (参考) 各国の高速炉技術開発

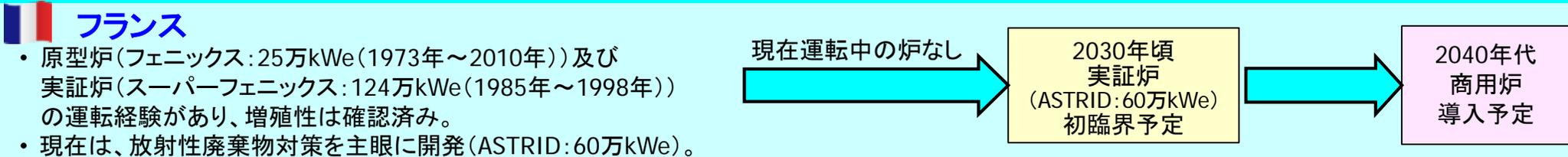
# 世界のナトリウム冷却高速炉の開発状況

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



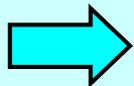
※イギリスは、実験炉・原型炉の運転経験あり。一方で、北海油田の発見もあり、高速炉計画中止。但し、将来的にはNa冷却高速炉サイクルへの移行が必要としている。  
 ドイツは、実験炉の運転経験あり。一方、原型炉は建設中に政策議論や財政難のため中止  
 ロシアは、鉛冷却高速炉等についても開発中

# ロシアの鉛冷却高速炉と 中国の高温ガス炉の開発状況

## ロシア

### 鉛/鉛ビスマス冷却高速炉の開発

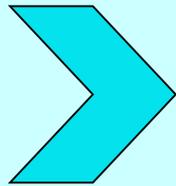
- 鉛ビスマス冷却試験炉(1951年)
- 鉛ビスマス冷却炉を搭載した原子力潜水艦(7基)での豊富な建設(1971~1976年)・運転経験



2020年頃 原型炉  
(BREST-300: 30万kWe)  
運転開始予定

2020年頃パイロットプラント  
(SVBR-100: 10万kWe)  
運転開始予定

2030年頃に、ナトリウム冷却高速炉(BN-800の運転・保守経験とBN-1200の設計、技術開発、運転と、鉛/鉛ビスマス冷却高速炉(BREST-300及びSVBR-100の開発、運転の経験)の成果、並びに関連する核燃料サイクルの研究開発成果に基づき、**実用炉の炉型を選定予定**



2030年頃 商用炉  
(BN-1200又は  
BREST-1200:  
120万KWe級)  
導入予定

### ナトリウム冷却高速炉の開発

- 原型炉(BN-600: 60万kWe)運転中  
⇒豊富な運転経験(1980年運転開始)
- 商用炉から増殖の計画

原型炉運転中

2016年 実証炉  
(BN-800: 88万kWe)  
商業運転開始予定



2025年頃 商用炉  
(BN-1200: 122万KWe)  
導入予定

## 中国

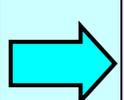
### 高温ガス炉の開発

- 実験炉(HTR-10: 熱/電気出力1万kWe /0.25万kWe)  
運転中⇒豊富な運転経験(2003年運転開始)

実験炉運転中

2017年 実証炉  
(HTR-PM600\*: 65万kWe)  
運転開始予定

\*熱出力25万kWt, 250/750℃  
モジュール6基を1台の蒸気発生器に連結した電熱併用プラント



2017年 商用炉  
(60万KWe × 2基)  
建設着工予定

原子炉出口温度900~1000℃の電気/熱併用の超高温ガス炉(VHTR)の達成は？

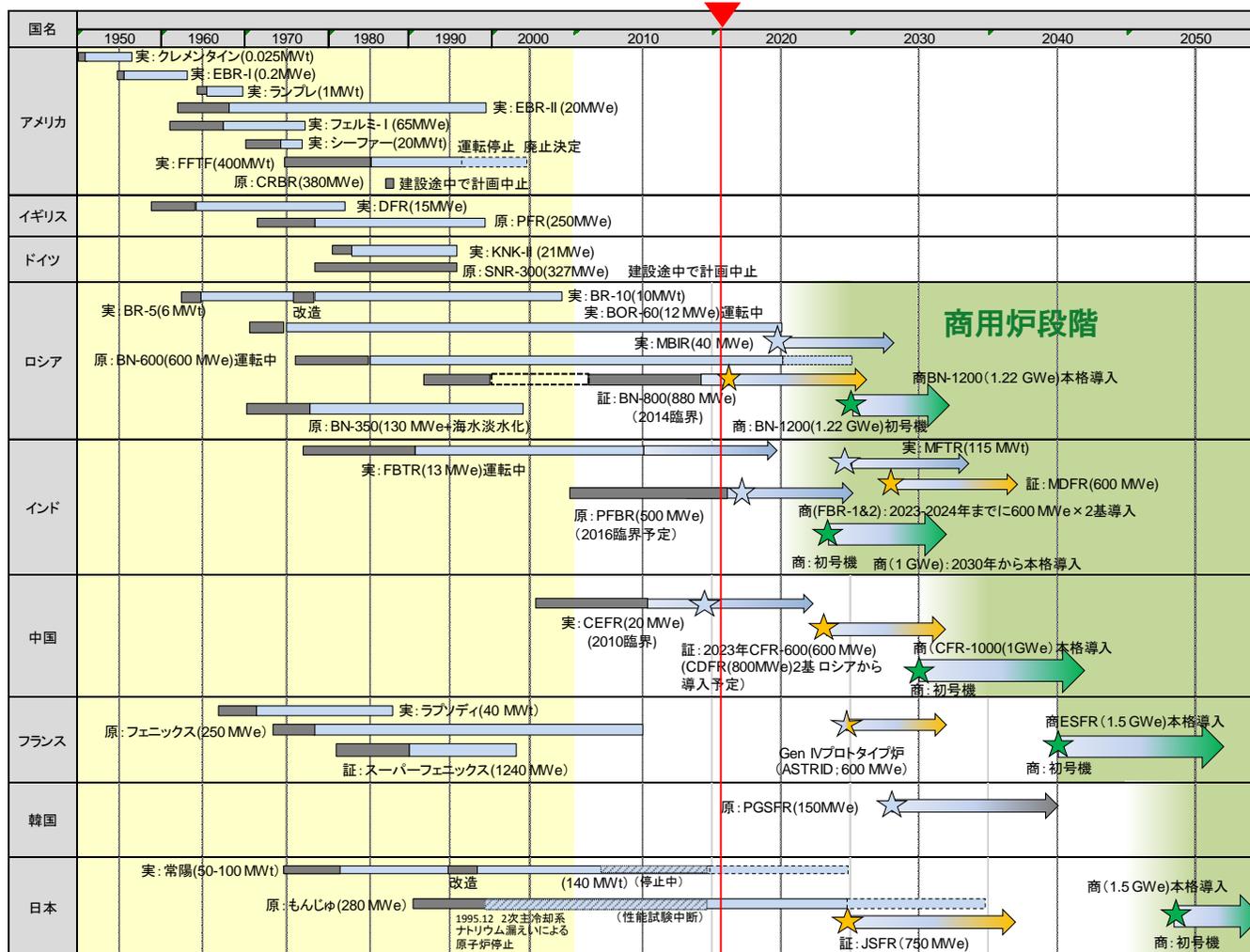
- 世界では第4世代炉のニーズが高まってきており、フランス、ロシア、インド、中国、韓国では、ナトリウム冷却高速炉を2030年代～2040年代に実用化すべく開発が進められている。
- これ以外の第4世代炉に関しては、ロシアで鉛冷却高速炉の実用化可能性を追求しているが、それ以外は、原型炉を建設するまでにはまだ時間がかかる見通しである。  
なお、中国では高温ガス炉の実証炉を開発中である。
- 米国では、2050年に2億kWeの石炭火力代替電源の需要が見込まれており、これに向けた技術提案を2035年断面で行えるよう、GAINイニシアチブを立ち上げたところである。この中では、高温ガス炉や熔融塩高速炉などの概念も検討される予定である。

## 参考資料

# 各国の高速炉技術開発

# 世界の高速炉技術開発の概要-開発実績と今後の計画

- 世界の高速炉の累積運転年数は、約400炉・年。東電福島原発事故後も世界の高速炉サイクル実用化計画に変更なし。
- ロシア、インド、中国等は2020～2030年代の高速炉サイクル技術の実用化を目指す。
- 米国は多くの実験炉の建設・運転経験を蓄積後、原子力政策再考により原型炉開発を中断。
- ロシア、フランス、英国は、実験炉、原型炉の豊富な運転経験を既に蓄積。
- 日本は、実験炉「常陽」の豊富な運転経験を蓄積すると共に、原型炉「もんじゅ」を設計・建設し、実証技術の確立に向けた研究開発を実施中。



実:実験炉  
 原:原型炉  
 証:実証炉  
 商:商用炉  
 MWt/GWe: 電気出力  
 MWt: 熱出力  
 ■: 建設  
 □: 運転(初臨界以降)  
 ☆: 運転開始予定

日本の実証炉、商用炉の計画は現状未定(左記は従来の原子力政策大綱(2005年)、エネルギー基本計画(2006年)に沿ったものを記載)

## ◆ 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4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(SFR)、MOX燃料、湿式法再処理での実現を目指す
- 第4世代炉としてのガス冷却高速炉(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、1973-2009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

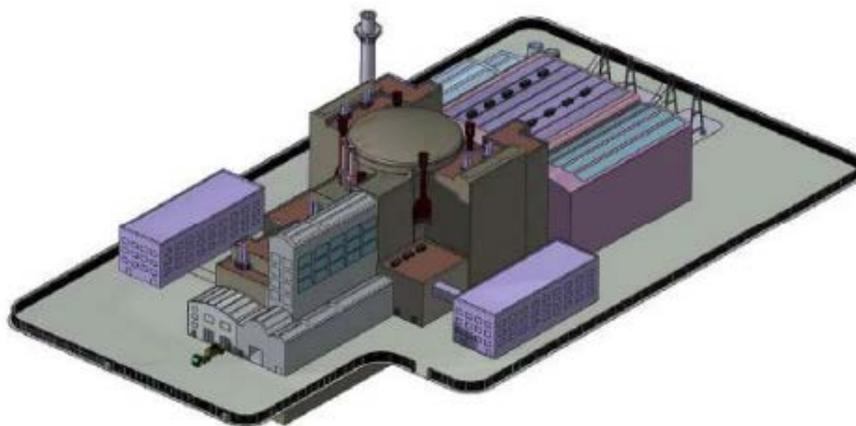
\*ASTRIDと関連する燃料サイクル計画へ2010~17年に約6.5億ユーロを投資 ⇒2019年まで延長

## ◆ 実績(続き)

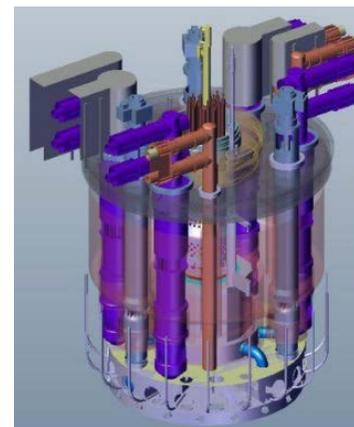
- 2012年12月 CEAは、2006年放射性廃棄物等管理計画法に基づき、長寿命放射性核種の分離・変換の産業化の見通しや技術開発の現状を整理した「放射性物質の持続的管理に関する報告書」を政府に提出。その中で、SFRは、今世紀前半に配備するための最良の解決策と評価
- 2012年 プロトタイプ炉(ASTRID:実証炉、60万kWe、プール型、MOX燃料)の技術仕様を決定

## ◆ 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; UO<sub>2</sub>燃料)、BN-600 (UO<sub>2</sub>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(ブレークスルー計画)を作成し、SFRと鉛冷却高速炉(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年に運転開始予定(初装荷炉心は $UO_2$ 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
- ナトリウム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、熔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

(2016.3現在)

候補概念	 アルゼンチン	 ブラジル	 カナダ	 フランス	 日本	 韓国	 南 アフリカ	 スイス	 英国	 米国	 EU	 中国	 ロシア
ナトリウム冷却高速炉 (SFR)				○	○	○				○	○	○	○
超高温ガス冷却炉 (VHTR)				○	○	○		○		○	○	○	
ガス冷却高速炉 (GFR)				○	○			○			○		
超臨界圧水冷却炉 (SCWR)			○		○						○	○	○
鉛冷却高速炉* (LFR)					△						△		△
溶融塩炉* (MSR)				△							△		△

注) ○: SFR、VHTR、GFR、SCWRは、システム取決めの署名国

△: LFRとMSRは、システム取決め締結に向けた覚書(MOU)の署名国

- 革新的小型モジュール原子炉PRISM (Power Reactor Innovative Small Module) 概念は、1980年代から米国GE社を中心に開発が進められていた概念
- PRISMは、原子炉のモジュール化を基本とした設計で、原子炉を小型化して工場生産による品質管理と経済性の向上をはかり、サイトに直接搬送し組み立てることにより、安全性・信頼性の向上、建設コストの低減、運転の簡素化などを狙った革新的な高速炉
- 原子炉は地下に配置し、固有(受動的)安全性を備えた炉心であり、崩壊熱除去には、空冷式の最終ヒートシンクを利用する設計。酸化物燃料炉心と比較して、原子炉温度を低く抑える必要がある。
- 1986年に、米国DOEは、原子力規制局(NRC)へPRISMの設計概念の許認可を事前申請し、1994年2月に、NRCはPRISMの予備審査報告書(NUREG-1368)を公表
- 1994年 米国議会はALMR計画の中止を決定(1995年度以降、予算措置は停止)
- その後も米国GE社(現GE日立ニュークリアエナジー社(GEH))は、自社予算でPRISMの研究開発を継続
- GEHは、先進リサイクル・センター(ARC)と組み合わせたPRISMの設計認証(Design Certification: DC)申請書をNRCへ提出予定(提出時期は未定)。
- 2012年4月 GEHは、英国で保管中の民生用プルトニウムの処理方策の公募に、PRISMとACRを組み合わせた概念を提案。現在、英国原子力廃止措置機構(NDA)とともに提案内容を分析中。

# PRISM(6基)と核燃料サイクル施設を組み合わせた 標準プラント概念図(GEH提案)

- PRISM(熱出力84万kWt)2基を1台のタービンに接続して、1つの発電ブロック(電気出力62.2万kW)を形成
- 標準プラントは、3つの発電ブロックで構成(総電気出力186万kW<sub>e</sub>)

