

平成19年度敦賀「原子力」夏の大学
福井県若狭湾エネルギー研究センター

日本における 次世代原子炉システムの開発

2007年9月11日

日本原子力研究開発機構
次世代原子力システム研究開発部門
FBR要素技術開発ユニット

森下 正樹

講義内容

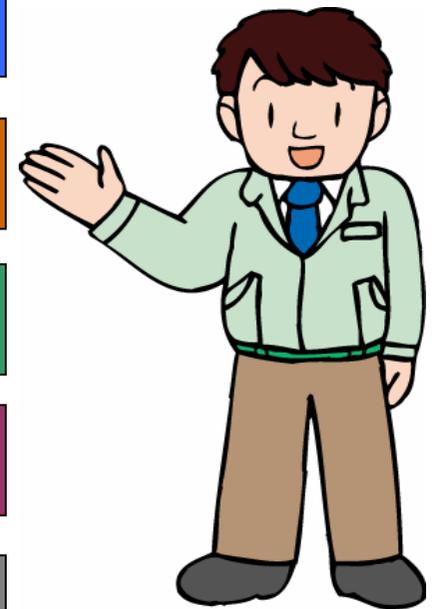
1. はじめに(高速増殖炉とは?)

2. FBRサイクルの特性と開発の意義

3. 日本の研究開発の現状と今後の展開

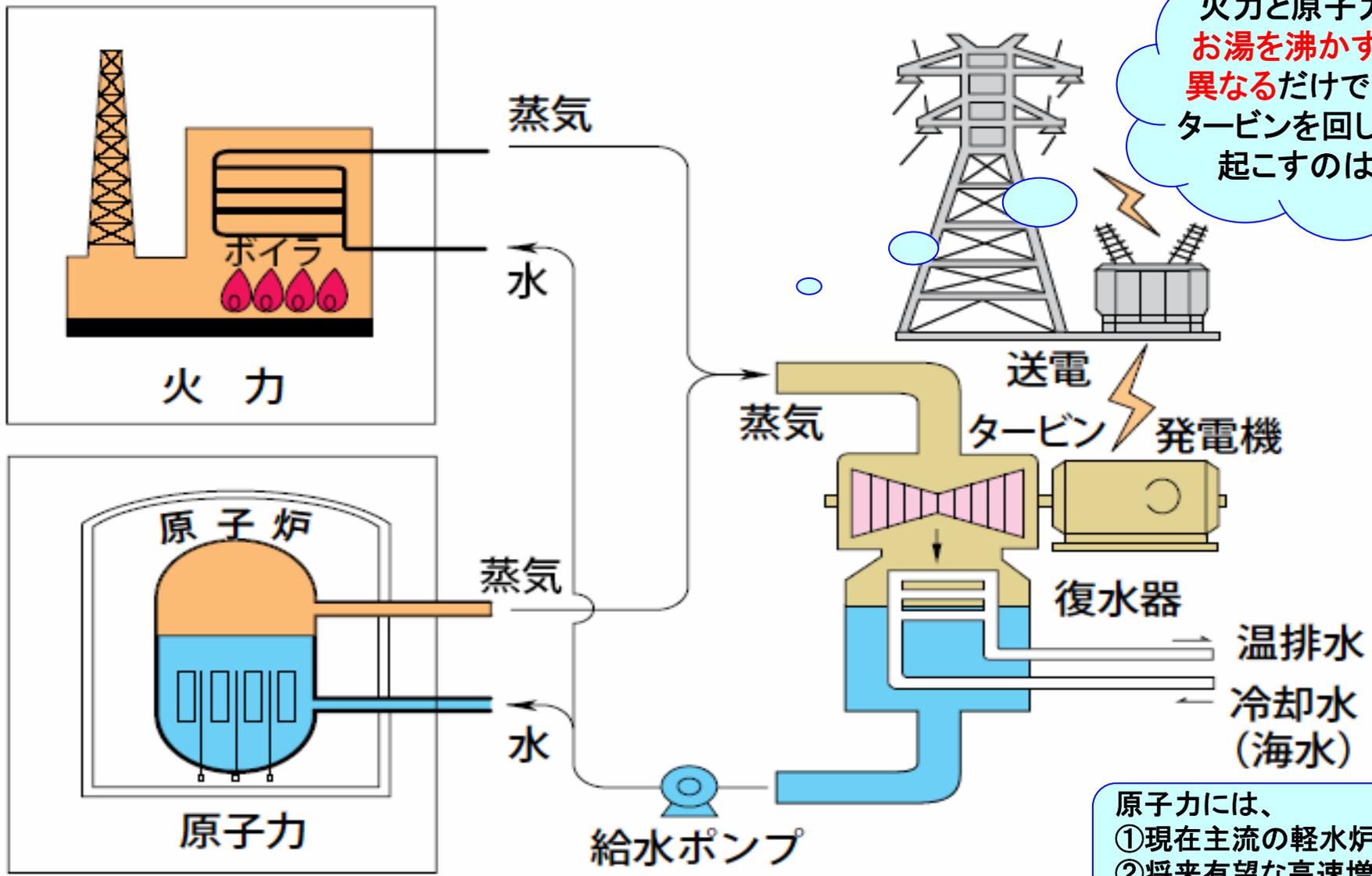
4. 海外の研究開発の現状と国際協力

5. おわりに



1. はじめに(高速増殖炉とは?)

火力発電と原子力発電の違い



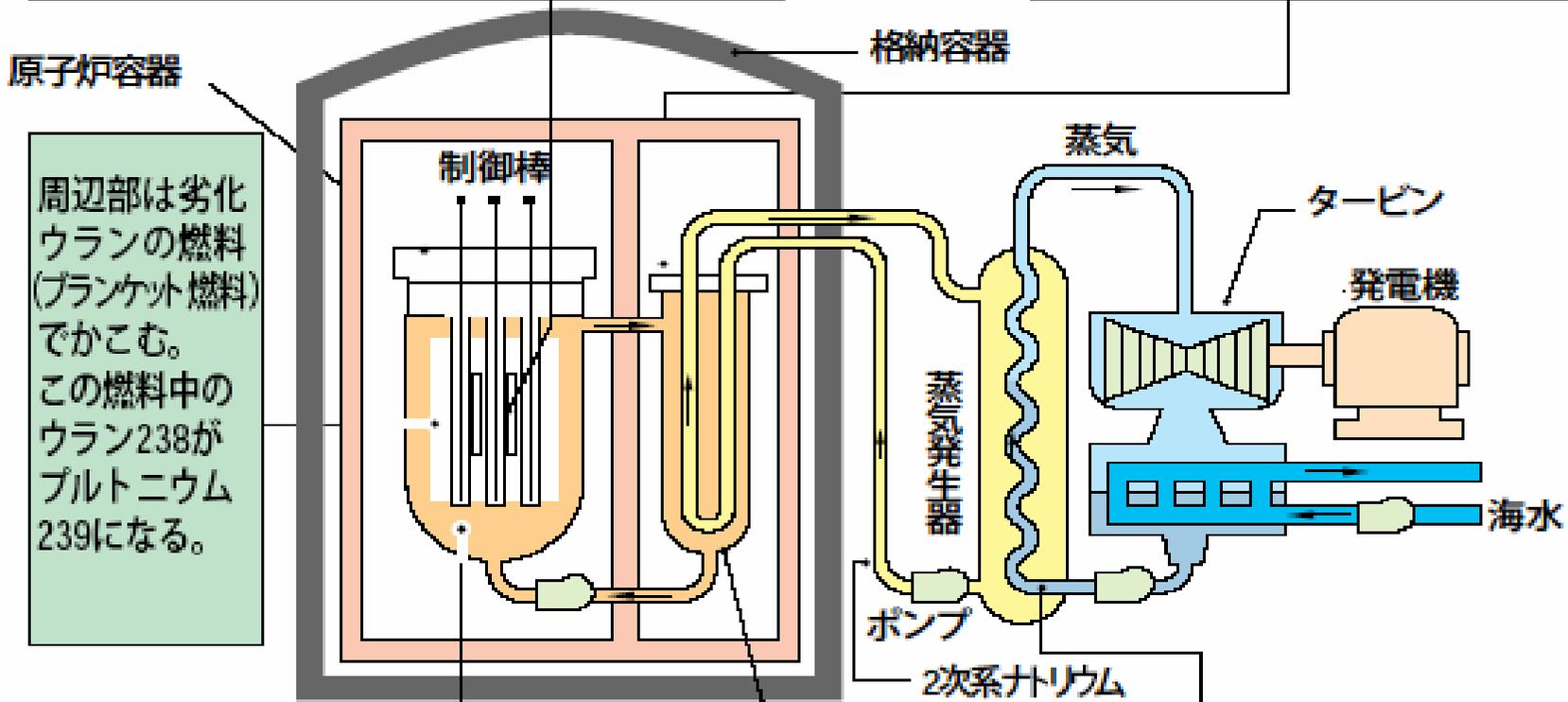
火力と原子力では、お湯を沸かす方法が異なるだけで、蒸気でタービンを回し、電気を起こすのは同じ。

原子力には、
①現在主流の軽水炉
②将来有望な高速増殖炉等のタイプがある。

高速増殖炉(FBR)のしくみ

中央部の燃料にはプルトニウムとウランを混ぜたものを使う。

原子炉で発生した熱は中間熱交換器で別の系統の液体金属ナトリウム(2次系ナトリウム)に伝えられる。



周辺部は劣化ウランの燃料(ブランケット燃料)でかこむ。この燃料中のウラン238がプルトニウム239になる。

高速中性子炉なので減速材はない。冷却材には熱のよく伝わる液体金属ナトリウム(1次系ナトリウム)を使う。

ナトリウムの熱で水を蒸気にしてタービンをまわす。

軽水炉 (PWR) のしくみとの比較

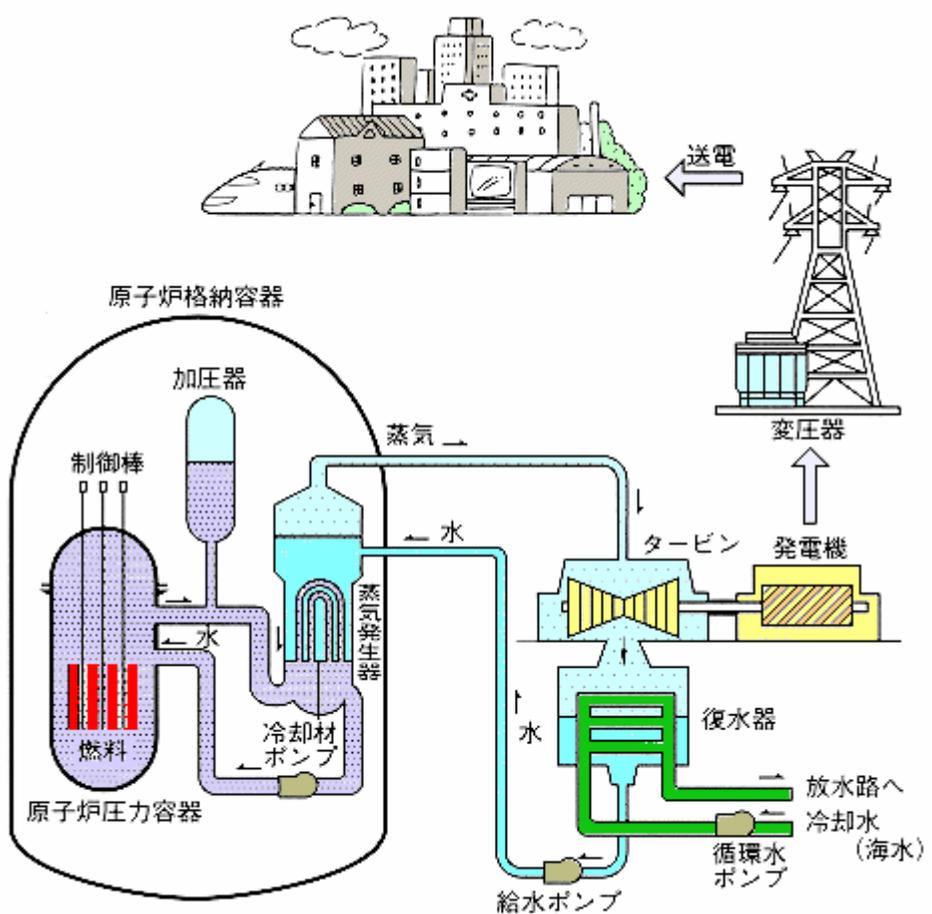
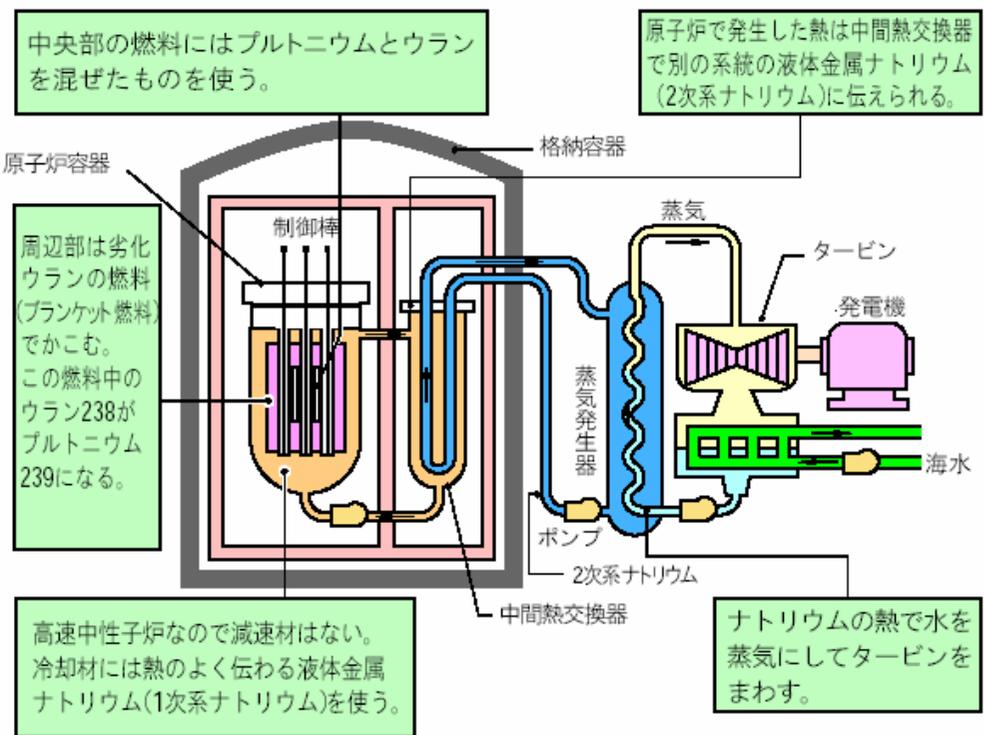
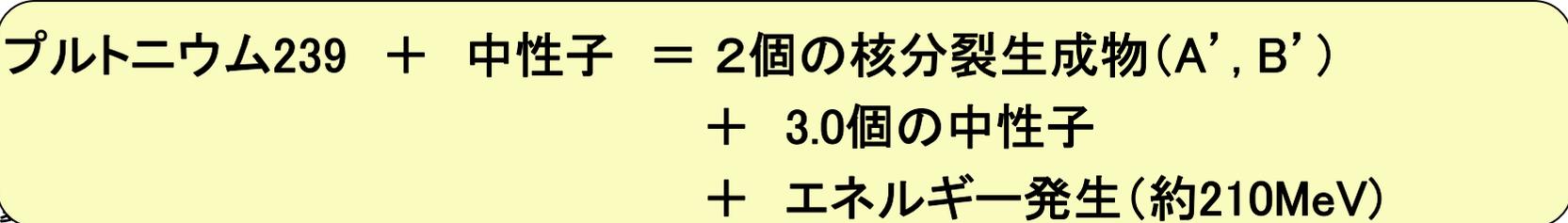
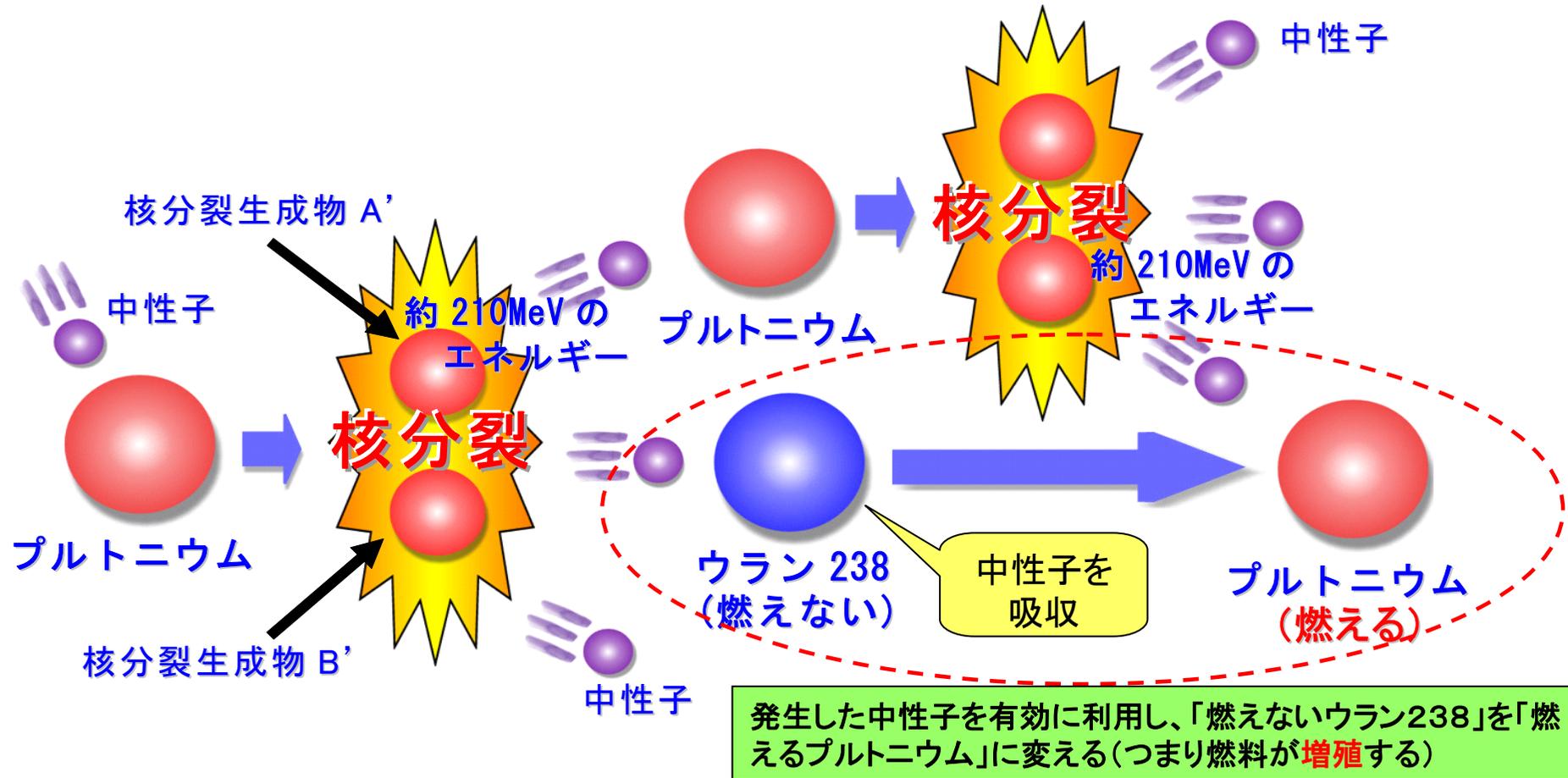


図1 高速増殖炉(FBR)のしくみ

[出典]日本原子力文化振興財団:「原子力」図面集(2005)

[出典]電気事業連合会(編):原子力図面集-1997年版-, p99

高速中性子で新たな燃料を増殖



高速増殖炉と軽水炉の比較

	分裂に寄与する中性子	燃 料	減速材	冷 却 材	転換比
高速増殖炉 (FBR)	高速中性子	核分裂性 プルトニウム 約16~21% 劣化ウラン 約79~84% (ブランケット燃料 は劣化ウランのみ)	—	ナトリウム	約1.2
軽 水 炉 (BWR) (PWR)	熱中性子	ウラン235 3~5% ウラン238 95~97%	軽 水	軽 水	約0.6

高速増殖炉と軽水炉の比較

使用条件	軽水炉(PWR)	高速炉(実証炉)	高速炉の特徴
冷却材	水	ナトリウム	熱応力
原子炉出口温度	約 320°C	550 °C	高温
原子炉出入口温度差	30°C	155 °C	温度差大, 熱応力
運転圧力	約 160 kg/cm ²	約 2 kg/cm ²	低圧
原子炉容器内径	約 4 m	約 10 m	大口徑
原子炉容器胴部板厚	約 200 mm	約 50 mm	薄肉
内径/板厚比 (原子炉容器)	約 20	約 200	薄肉大口徑

ナトリウムと水

	ナトリウム	水	ナトリウムの特徴
融点(°C)	98	0	常温では固体
沸点(°C)	881	100	沸点が高い(加圧不要)
密度(g/cm ³)	0.832	0.999	金属だが軽い
粘性係数(kg・s/m ²)	2.51*10 ⁻⁵	1.02*10 ⁻⁴	水とほぼ同程度
熱伝導率(kcal/mh°C)	57.9	0.581	極めて熱を伝えやすい
比熱(kcal/kg・°C)	0.312	0.999	温度変化し易い

○ ナトリウムの利点

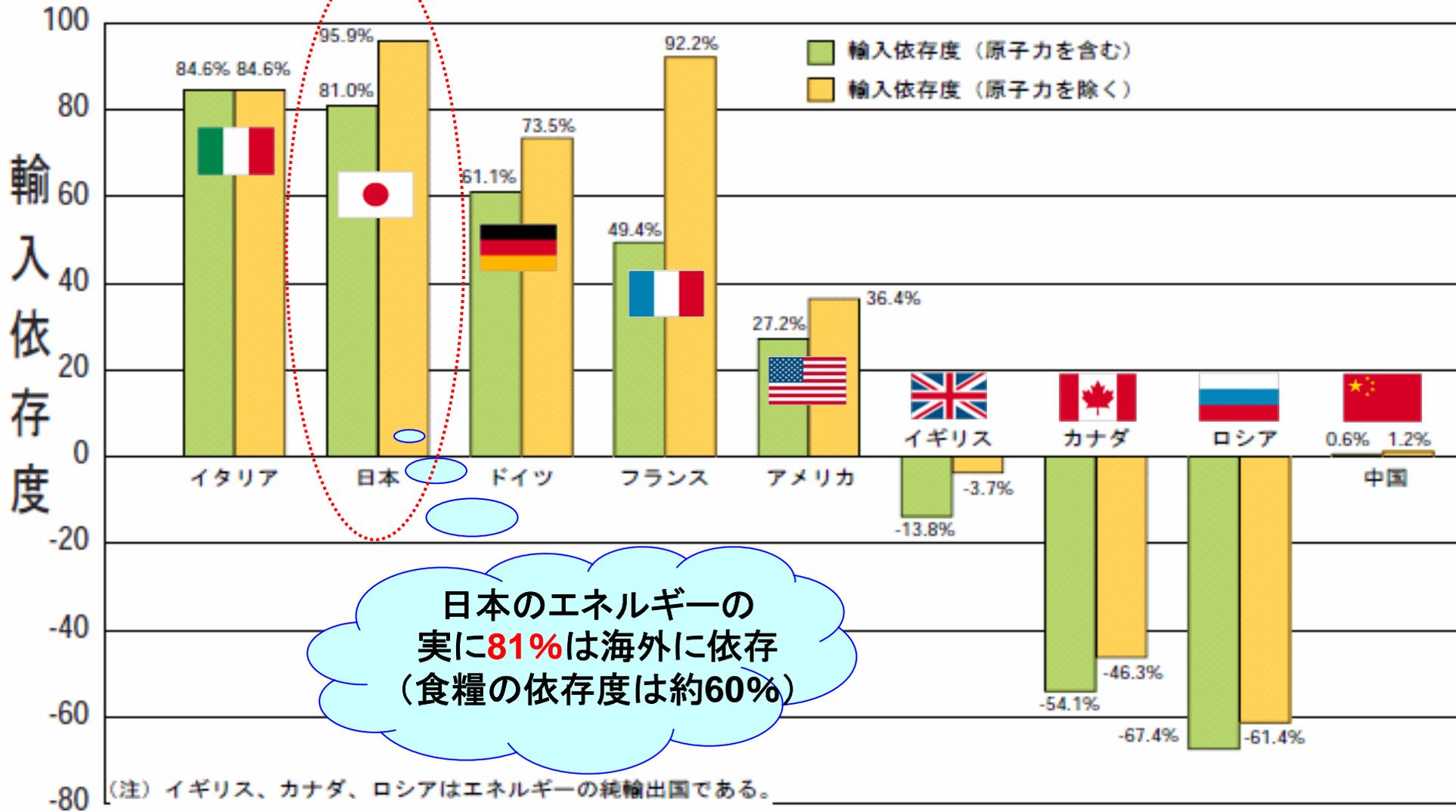
- ・ 中性子の減速作用が小さい
- ・ 熱伝導度、比熱、比重等の物性が熱輸送媒体として適している
- ・ 好適な液体温度範囲のため常圧系として使用できる
- ・ 適切な純度管理を行えばステンレス鋼との共存性が良い
- ・ 安価である

○ ナトリウムの欠点

- ・ 化学的に非常に活性である
- ・ 常温下では固体であるため、系統に予熱装置が必要

2. FBRサイクルの開発意義

世界主要国のエネルギー輸入依存度



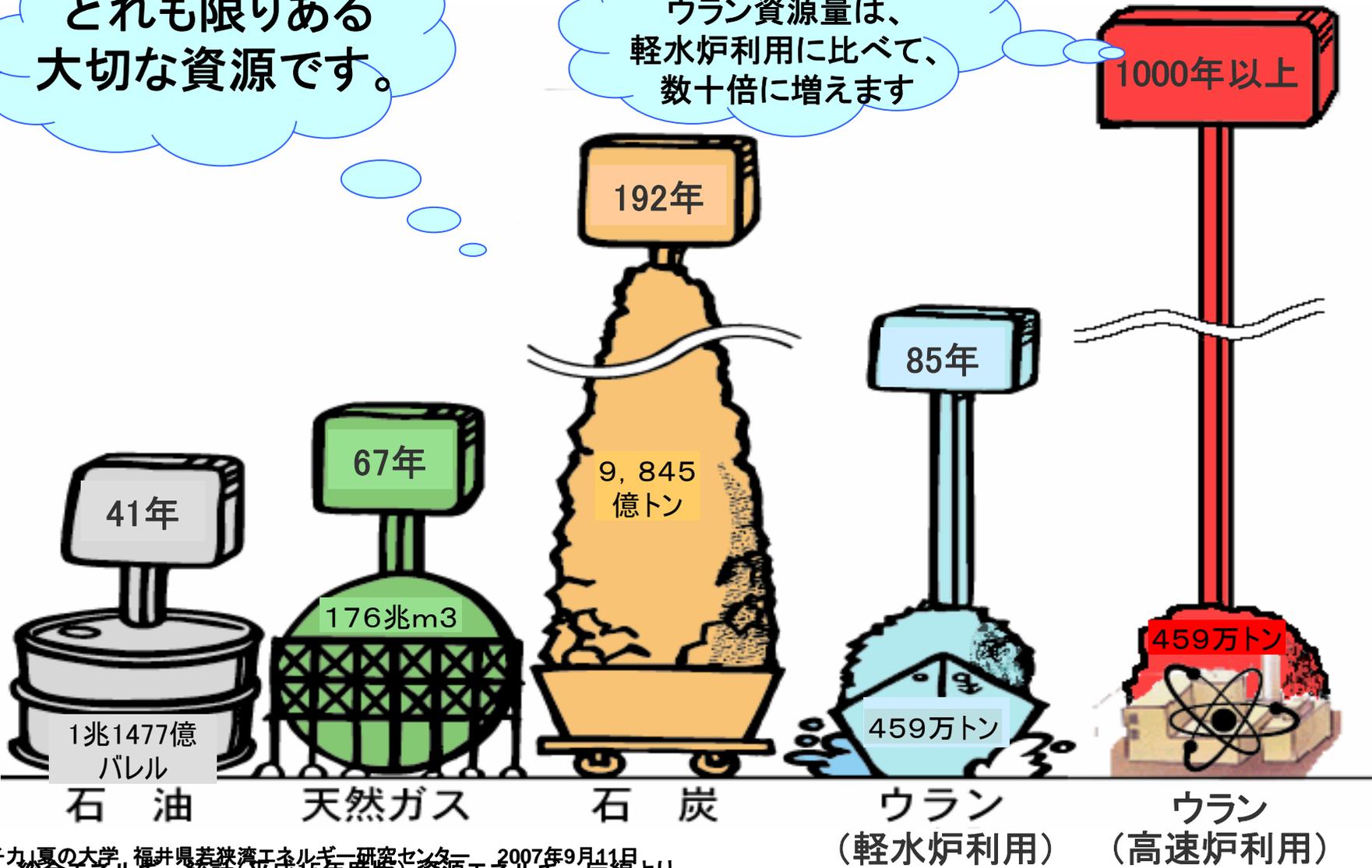
日本のエネルギーの
実に**81%**は海外に依存
(食糧の依存度は約60%)

出典: ENERGY BALANCES OF OECD COUNTRIES, 2001-2002 (2004 Edition)
ENERGY BALANCES OF ON-OECD COUNTRIES, 2001-2002 (2004 Edition)

化石燃料と可採年数

どれも限りある大切な資源です。

高速炉を利用するとウラン資源量は、軽水炉利用に比べて、数十倍に増えます



ウラン資源の有効利用とエネルギーセキュリティの確保

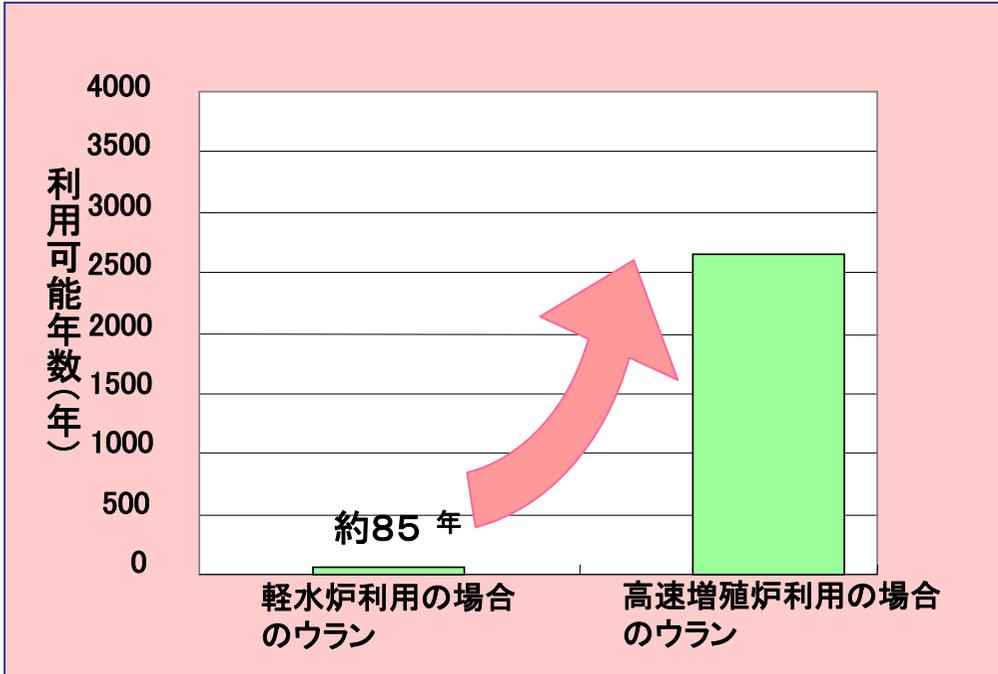
FBRは、軽水炉では燃えないウラン238を有効に利用できます。

0.7%
燃えるウラン
(ウラン235)



注) 高速増殖炉=FBR 燃える=核分裂する

プルトニウムを準国産エネルギーとすることにより、資源を海外に頼らずエネルギーの自立が可能となる。(ウラン資源埋蔵量は約85年程度だが、高速増殖炉導入で千年以上の利用が可能)



(Uranium 2003: Resources, Production and Demandより)

なぜFBRサイクルを開発するのか？

- 日本＝島国、小資源国
 - 長期的エネルギーの確保
 - 準国産自給エネルギーの開発

高速増殖炉(FBR)を用いた核燃料サイクル

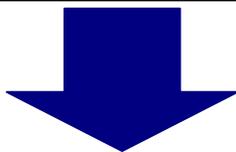
1. ウランの有効利用

- FBRではウラン利用効率を飛躍的に向上
- 数千年に渡って原子力エネルギーの利用が可能(資源の有効利用)

2. 高レベル放射性廃棄物対策

- 高速中性子を使って高レベル廃棄物中に長期に残留する放射能を低減可能(長寿命核種の短半減期化)(環境負荷の低減)

原子力における「リサイクル」の理想的姿がFBRであると考えます。



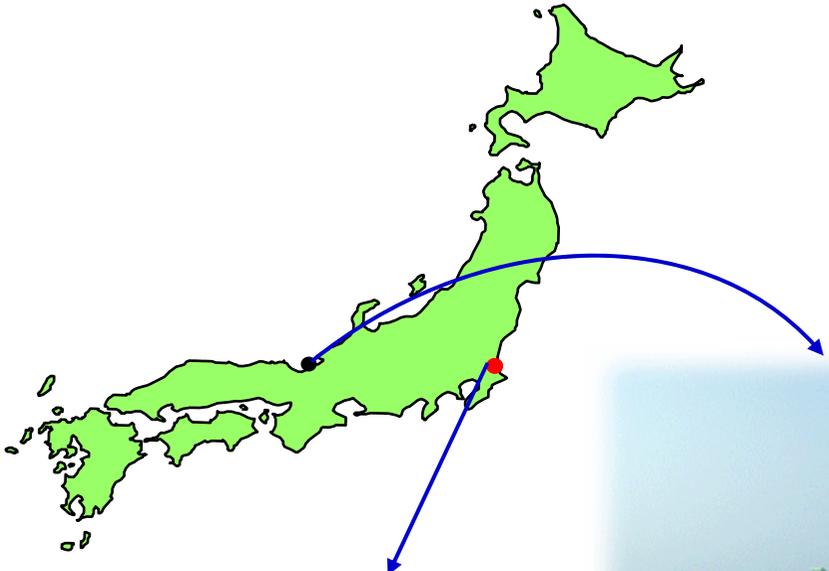
実用化候補まで発展させる革新的な技術システムとして研究開発を推進

〔2015年までに競争力あるFBRサイクル技術を提示〕

3. 日本の研究開発の現状と今後の展開

FBRの段階的な開発

2050頃の実用化を目指した開発



実験炉 常陽
(茨城県大洗町)

初臨界達成 1977年
熱出力140 MWth




原型炉 もんじゅ
(福井県敦賀市)

初臨界達成 1993年
電気出力 280 MWe



実証炉

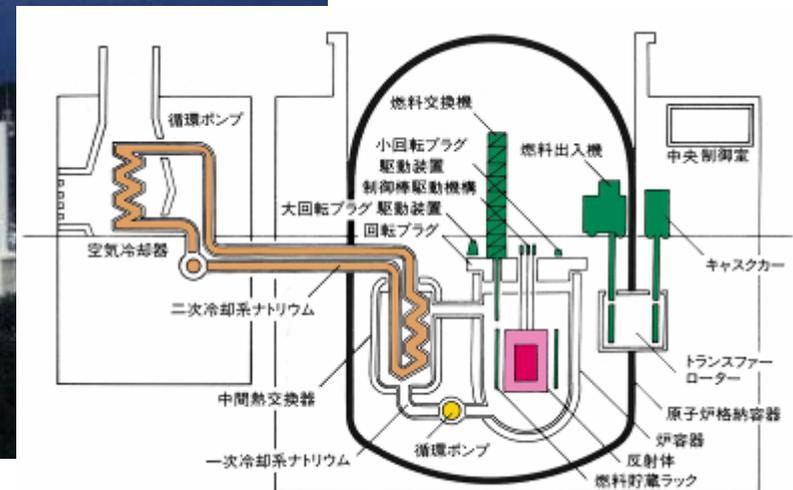
2025年頃に運転開始
500-750 MWe

高速実験炉「常陽」

原子力新時代への架け橋



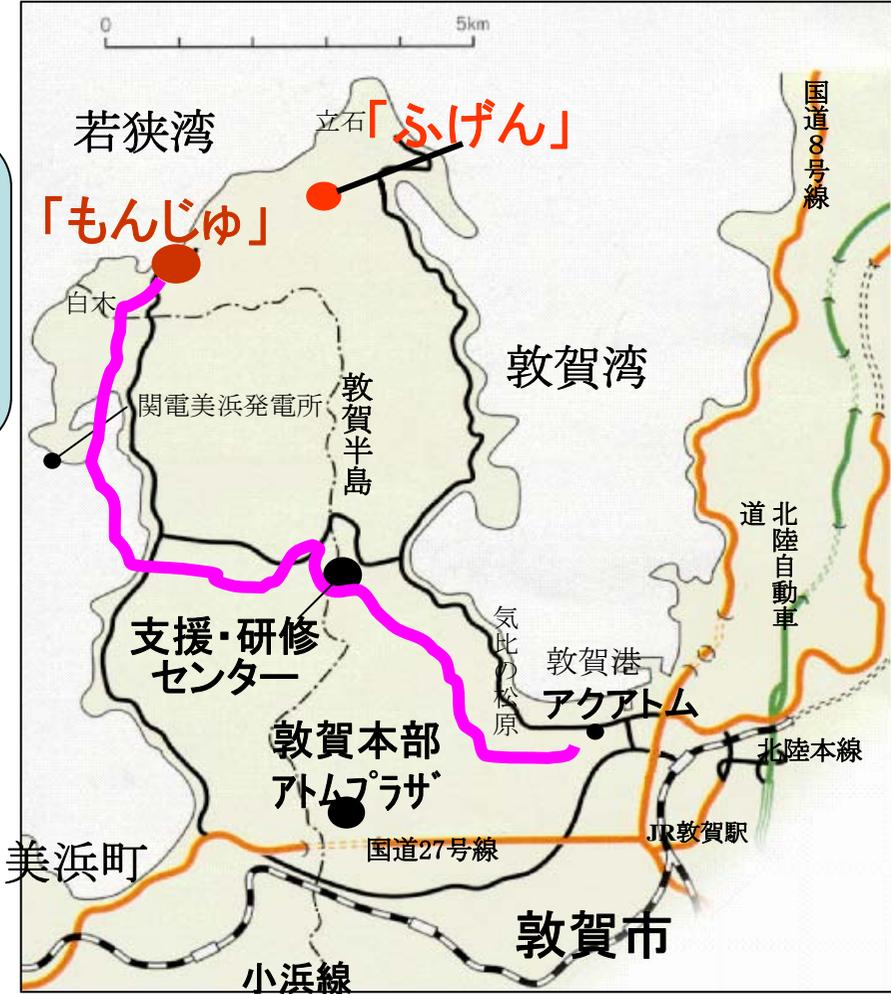
着工	: 1970年
運転開始(増殖炉心: MK-I)	: 1978年
(照射用炉心: MK-II)	: 1983年
高度化炉心(MK-III)初臨界	: 2003年7月
MK-III照射試験開始	: 2004年5月



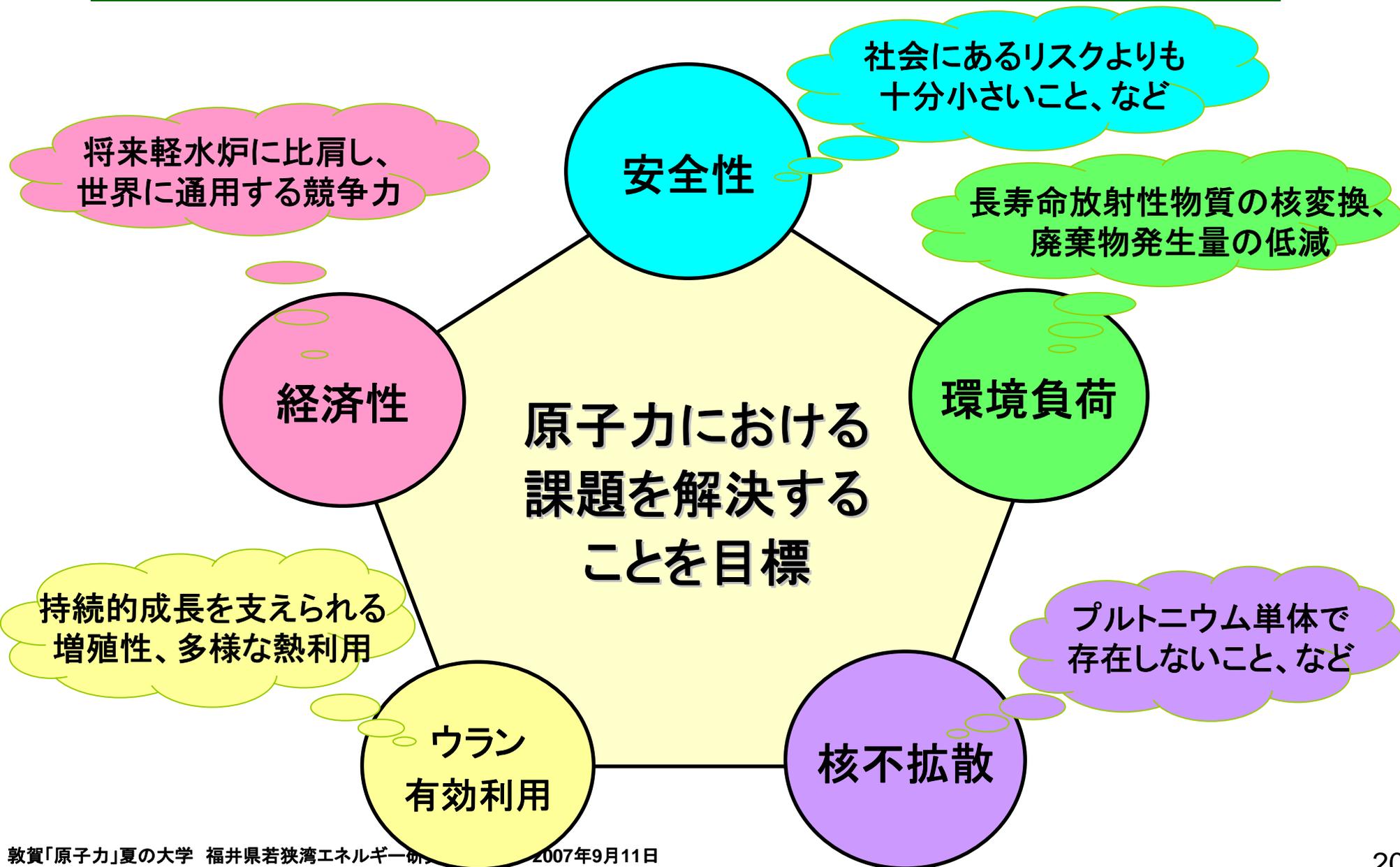
高速増殖原型炉「もんじゅ」

- ・建設開始: 1985年10月
- ・据付完了: 1991年 4月
- ・初臨界 : 1994年 4月
- ・2次系Na漏えい事故 :
1995年12月8日

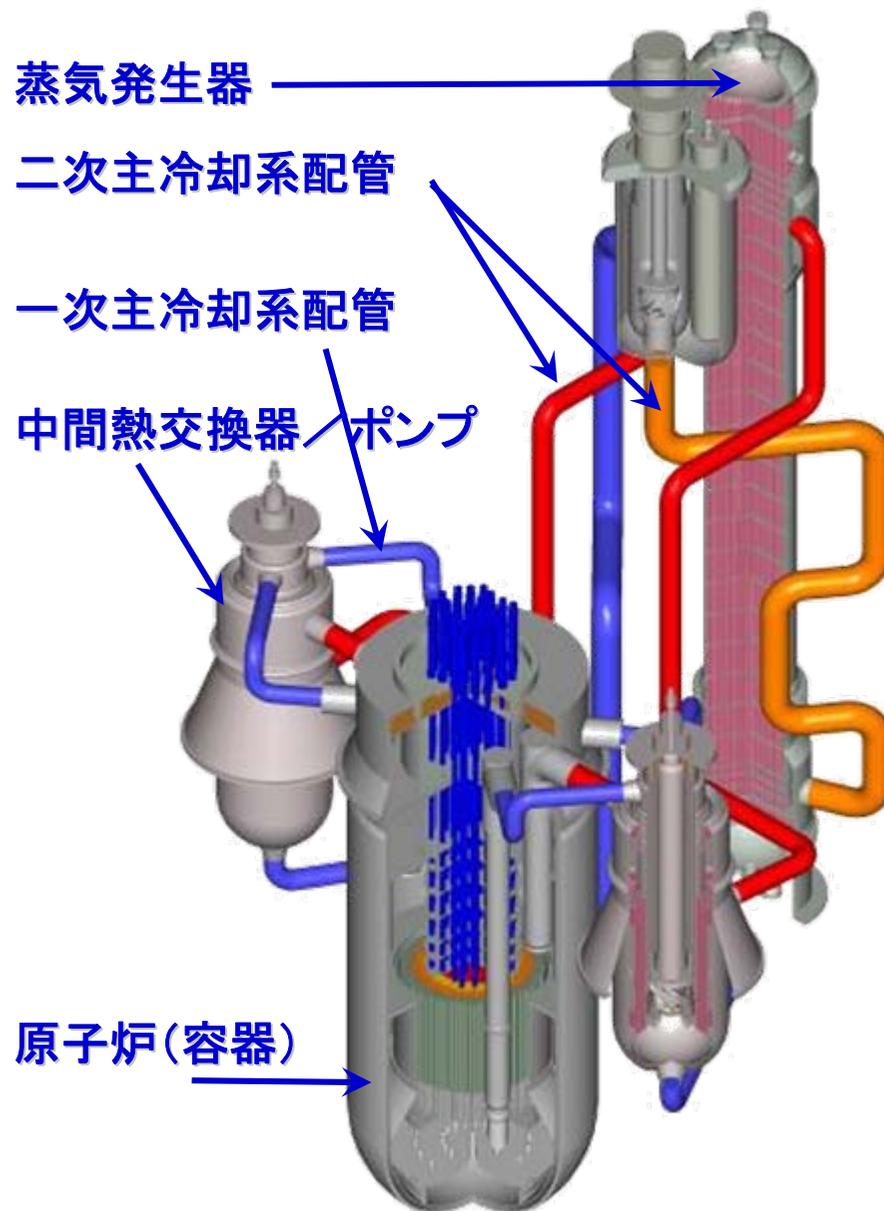
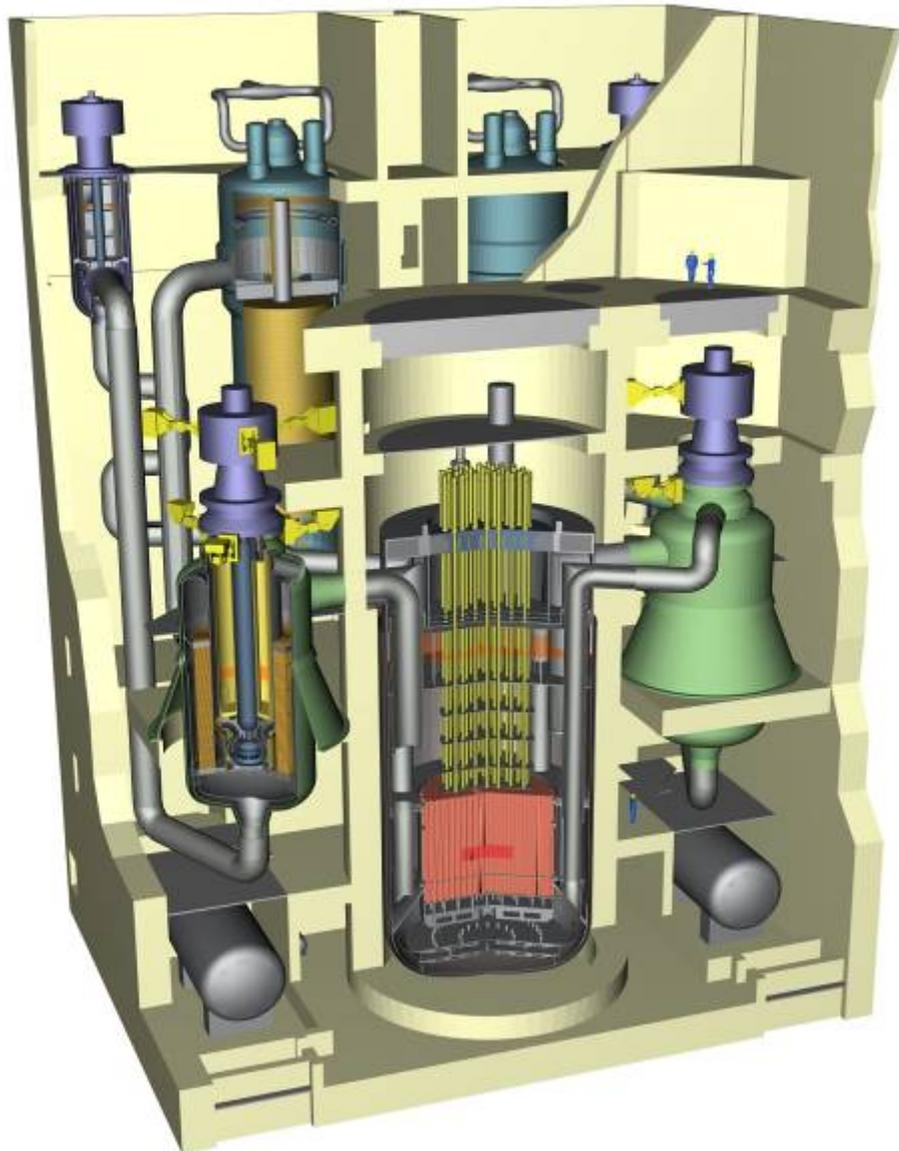
- ・熱出力: 71.4 万kWt
- ・電気出力: 28 万kWe
- ・冷却材: ナトリウム
- ・燃料: MOX燃料



FBRサイクル開発の実用化目標



実用FBRの系統構成



FBR実用化のための主な技術課題

経済性に係る課題

○建屋容積・物量の削減

①配管短縮のための高クロム鋼の開発

②システム簡素化のための冷却系2ループ化

③1次冷却系簡素化のためのポンプ組込型中間熱交換器開発

④原子炉容器のコンパクト化

⑤システム簡素化のための燃料取扱系の開発

⑥物量削減と工期短縮のための格納容器のSC造化

○高燃焼度化による長期運転サイクルの実現

⑦高燃焼度化に対応した炉心燃料の開発

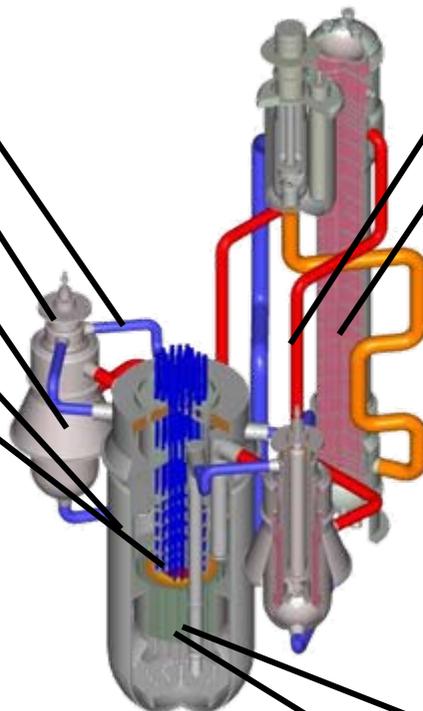
信頼性向上に係る課題

○ナトリウム取扱技術

⑧配管二重化によるNa漏洩対策強化

⑨直管二重伝熱管蒸気発生器の開発

⑩保守、補修性を考慮したプラント設計



安全性向上に係る課題

○炉心安全性の向上

⑪受動的炉停止と自然循環による炉心冷却

⑫炉心損傷時の再臨界回避技術

○建屋の免震技術

⑬建屋の免震技術

原子炉容器の中の流れを調べる

原子炉容器内で、冷却材の自由液面からカバーストームが発生すると、計測機器の誤動作や炉心反応度の異常変化を引き起こす可能性がある。

ガス巻き込みの防止が必要



実験(水)とシミュレーションによる研究

試験結果



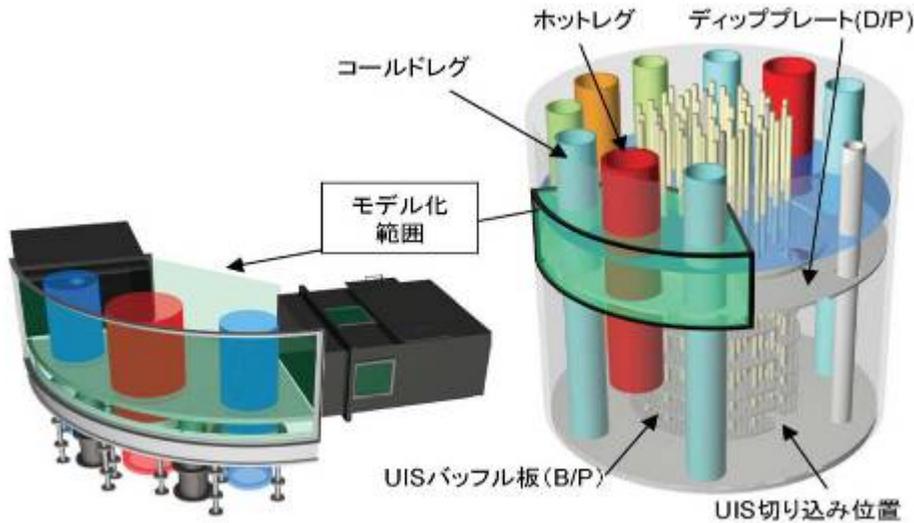
ホットレグの上流側で渦が発生



液面から下方向にくぼみが成長

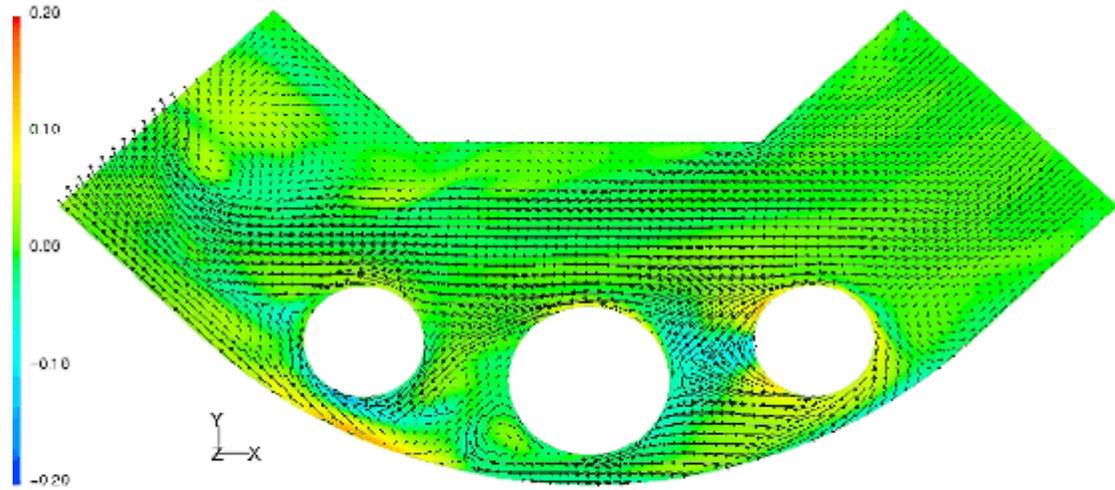


くぼみ部から気泡が離脱
(ガス巻き込み発生)



1/1.8縮尺液面部分モデル

1/10縮尺フルモデル



Contours of Z Value

水平断面内流速ベクトルと垂直方向成分流速を表示

配管内の流れの影響を調べる

課題: 冷却系ループ数の削減に伴い大口径配管を採用 ⇒ Na流速増加による流動励起振動



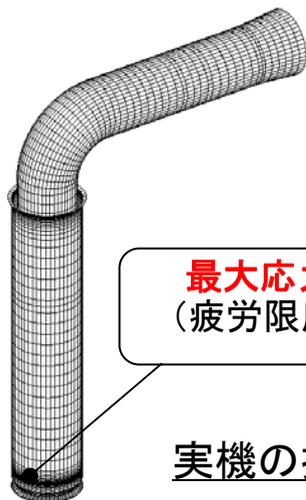
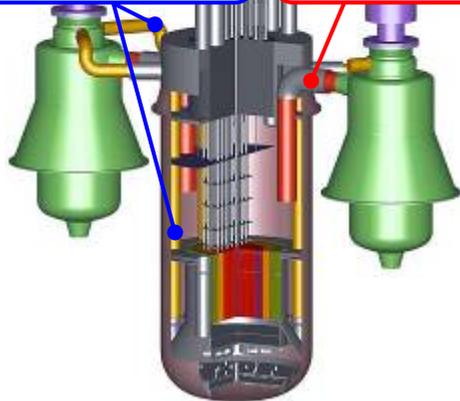
目的: エルボを含む配管系の流動・振動特性の把握 (実機ホットレグ配管の1/3縮尺水試験)

コールドレグ配管

口径: 0.863m
流速: 9.8m/s

ホットレグ配管

口径: 1.27m
流速: 9.2m/s

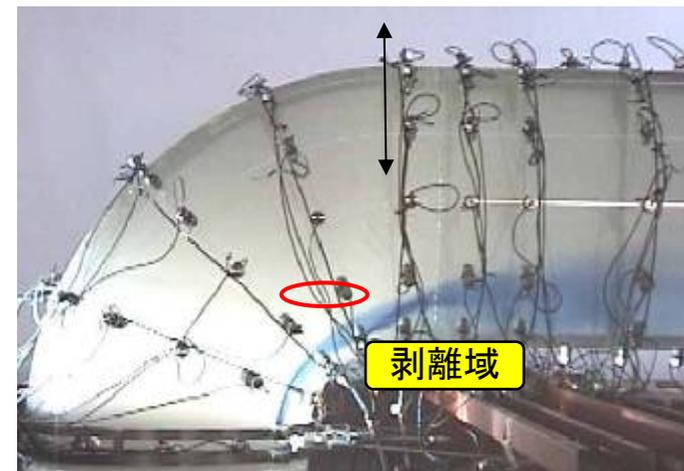
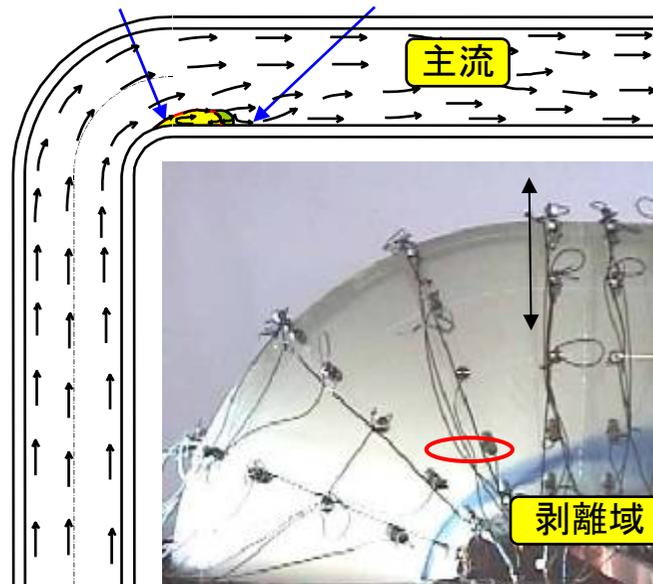


最大応力: 28MPa
(疲労限度: 49MPa)

実機の振動応答解析

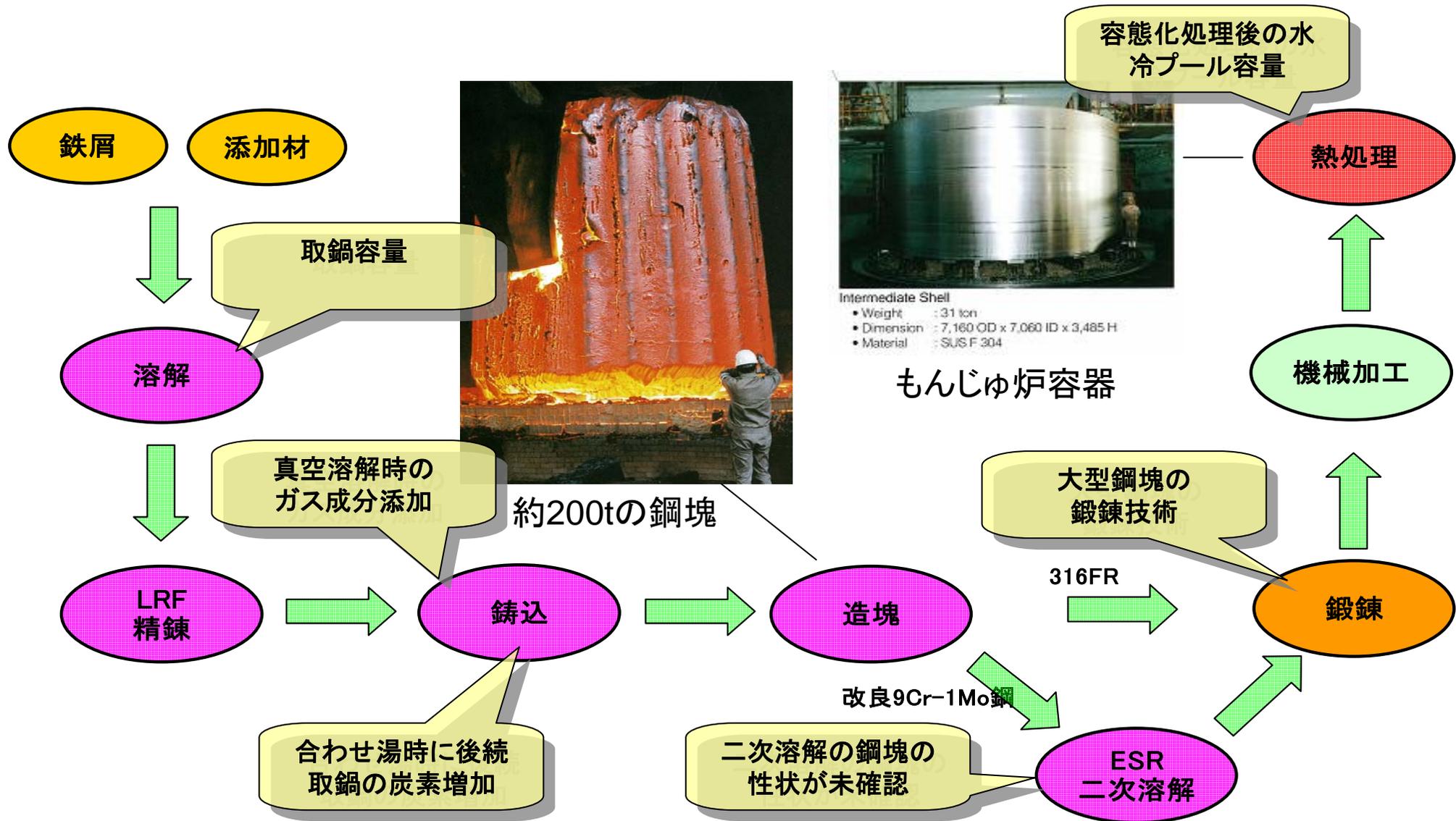
剥離点

再付着点



剥離域

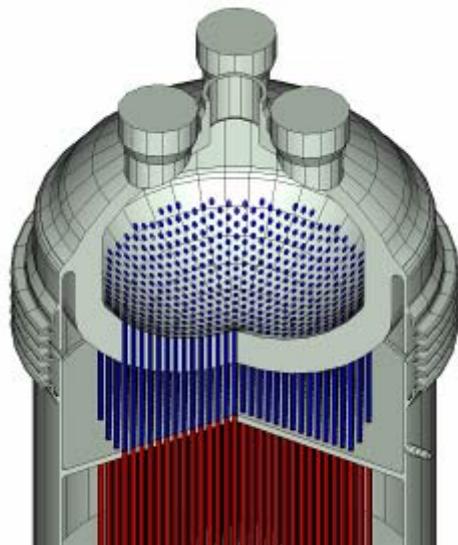
高性能構造材料の開発



構造物の強度を調べる

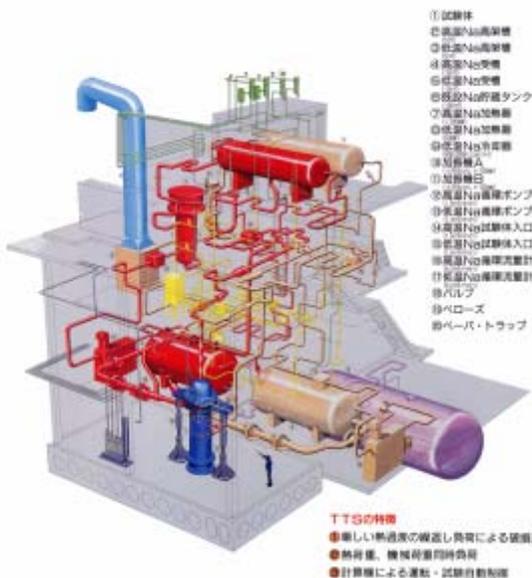
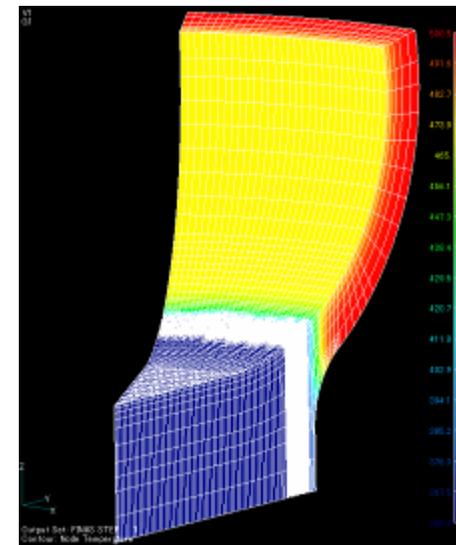
蒸気発生器の
管板構造

プラントの起動
停止に伴う熱
疲労を防止す
る必要がある。

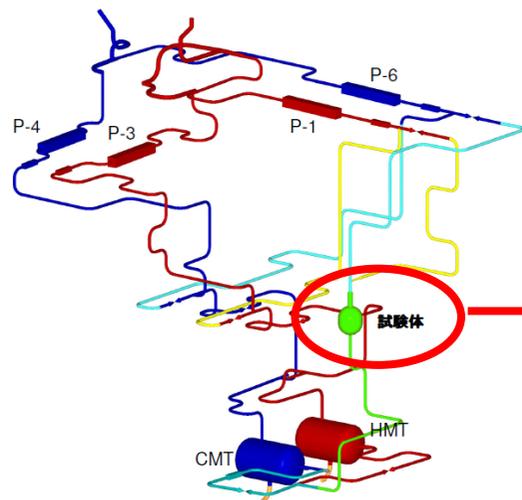


温度と強度の
シミュレーション

実験による確認

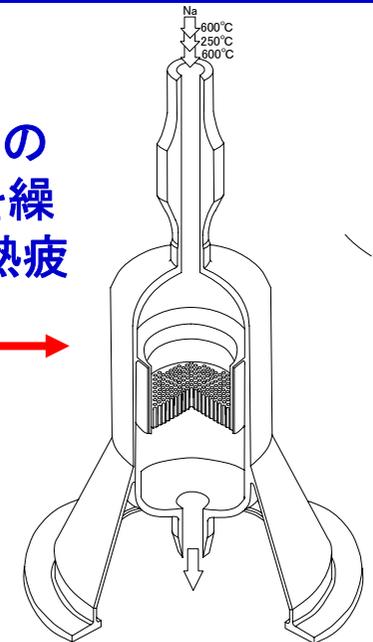


- ① 試験体
- ② 高温Na加熱槽
- ③ 低温Na加熱槽
- ④ 高温Na受槽
- ⑤ 低温Na受槽
- ⑥ 試験Na貯蔵タンク
- ⑦ 高温Na加熱器
- ⑧ 低温Na加熱器
- ⑨ 低温Na冷却器
- ⑩ 加熱棒
- ⑪ 冷却棒
- ⑫ 空温Na循環ポンプ
- ⑬ 空温Na循環ポンプ
- ⑭ 空温Na試験体入口流量計
- ⑮ 空温Na試験体出口流量計
- ⑯ 空温Na循環流量計
- ⑰ バルブ
- ⑱ ベローズ
- ⑳ パワー・トランプ



試験体に
高温/低温の
ナトリウムを繰
返し注入, 熱疲
労を与える

- 高温系 (既設)
- 低温系 (既設)
- 試験部 (既設)
- 高温系 (新設)
- 低温系 (新設)
- 試験部 (新設)



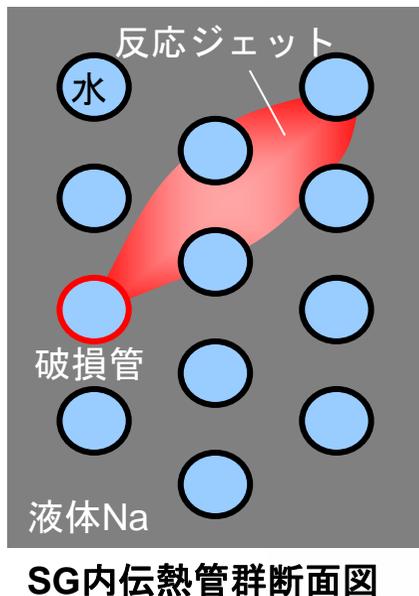
蒸気発生器内ナトリウム-水反応現象の数値解析

SG内伝熱管破損時の事象進展

液体Na中へ水蒸気が噴出し、Na-水反応現象が発生

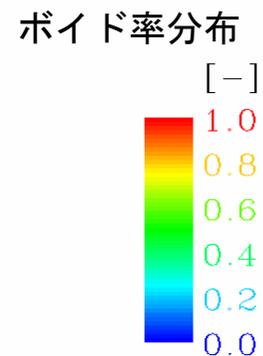
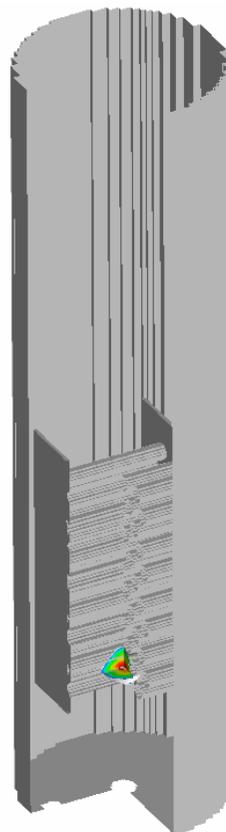


反応ジェットの影響で周辺伝熱管が損耗



蒸気発生器の健全性評価を目的として、ナトリウム-水反応現象に対する数値解析手法を開発している。

SERAPHIMコード：Na-水反応を伴う混相流現象を解析し、流速場、温度場、濃度場などの材料損傷環境を評価する。



TIME=0.001[sec]

開発したSERAPHIMコードを用い、SWAT-1R試験の検証解析を実施。円筒容器内に模擬伝熱管群を設置した体系。最初、容器内は液体Naで満たされており、最下部伝熱管より水蒸気が鉛直上方向に噴出する。

4. 海外の研究開発の現状と国際協力

世界の高速増殖炉の状況(1/2)

[フランス]

- 実証炉スーパーフェニックス(1240MWe、タンク型) 放棄(1998年)
- 原型炉フェニックス(250MWe、タンク型) 2009年運転終了予定
 MA、長寿命放射性廃棄物の核変換試験および将来のガス冷却高速炉開発のための照射試験を実施中
- 第4世代原子炉のプロトタイプを2020年に運転開始を行うと発表
 (2006年1月シラク大統領)
 ○2009年 設計仕様の一次選考 ○2012年 設計仕様の確定

[アメリカ]

- 2006年2月 GNEP構想発表、再処理路線の復活
 2008年6月にDOE長官による政策判断の予定
- 2007年3月 NERIワークショップ
 先進リサイクル炉(ARR)、統合核燃料取扱センター(CFTC)、
 先進核燃料サイクル施設(AFCF)
 ○2009年 概念設計終了
 ○2014~2015年 設計仕様を確定し、以降建設着手
- 2007年4月 GNEPに基づく研究開発活動などについて、日米共同行動計画を調印
 見込み

世界の高速増殖炉の状況(2/2)



[ロシア]

- BOR-60(12MWe、ループ型)、BN-600(600MWe、タンク型)運転中
- 2012年 BN-800(870MWe、タンク型)運転開始予定
- BN-1800(1800MWe、タンク型)を計画



[中国]

- 2009年 実験炉CEFR(23.4MWe、タンク型)運転開始予定
- 2020年 原型炉CPFR(600MWe、タンク型)を計画
- 2025年頃 実証炉CDFR(1000-1500MWe、タンク型)を計画
- 2030~2035年 商業炉CCFR(1000-1500MWe、タンク型)、複数基のモジュラー炉CMFR(600MWe、タンク型)を計画
- 2050年頃に200GWe程度のFBRの設備容量を計画



[インド]

- 実験炉FBTR(13.5MWe、ループ型)を運転中(1985年初臨界、1994年初送電)
- 2011年 原型炉PFBR(500MWe、タンク型)運転開始予定
- 2020年までに4基の商業炉(PFBRと同型炉)を計画
- 2020年以降は商業炉(1000MWe、金属燃料)を建設予定
- 2050年頃に260GWe程度のFBRの設備容量を計画



[韓国]

- KALIMER-600(600MWe、タンク型、金属燃料) 設計研究中
- 2030年 FR実証炉(600MWe、タンク型、金属燃料)を計画
- 2040年 商業炉(1200MWe、タンク型、金属燃料)を計画

FBRサイクル分野の国際協力の現状

 **フランス**
 高速増殖炉サイクル先進技術に関する協力

 **ロシア**
 「BOR-60」炉によるODS鋼を用いた燃料ピンの照射試験、乾式再処理等の協力

 **アメリカ**
 ・ 過渡事象試験炉「TREAT」を用いた新型燃料の安全性試験に関する協力
 ・ 国際原子力エネルギー・パートナーシップ(GNEP)構想提唱

 **カザフスタン**
 熔融燃料流出挙動に関する炉内・炉外試験に関する協力

- ◆ IAEA 革新的原子炉・核燃料サイクルに関する国際プロジェクト(INPRO)
- ◆ 第4世代原子力システムに関する国際フォーラム(GIF)
 【参加国】: 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、アメリカ、ロシア、中国、EU (12カ国+1機関)



FaCTプロジェクトと国際協力



革新的原子炉・燃料サイクルに関する国際プロジェクト (INPRO)



第4世代原子炉システムに関する国際フォーラム (GIF)

アメリカ



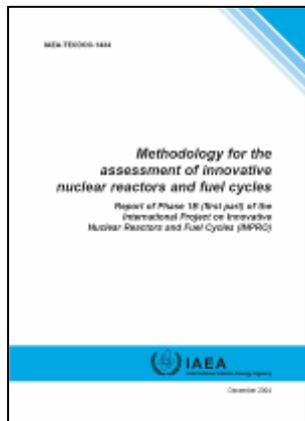
フランス



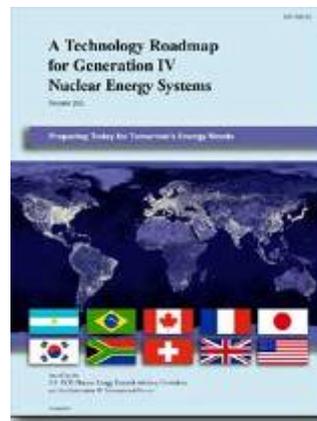
2020年にGEN-IVプロトタイプ原子炉を運転開始

JAEA-CEA

- 設計研究
- 先進燃料開発
- 被覆管、構造材料開発
- システム技術
- 「常陽」、「もんじゅ」、Phenix炉の活用

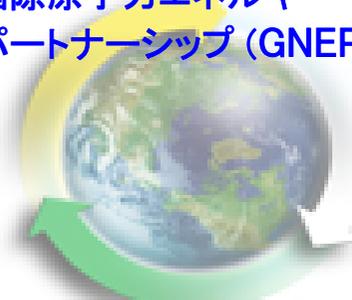


➢ 核燃料サイクル評価



- 設計研究・安全研究
- 先進燃料開発
- 機器開発・BOP開発
- GACIDプログラム

国際原子力エネルギー・パートナーシップ (GNEP)



➢ 共同行動計画

Japan



**FBRサイクル実用化研究開発
FaCT (Fast Reactor Cycle Technology Development) Project**

国際戦略の基本方針

基本的考え方

高速増殖炉サイクルの研究開発において国際的な共同研究・共同開発は、**研究開発のリスクや資源負担の低減**を図ることができる可能性がある。また、国際協力を通じて設計概念を共有することにより、**世界標準概念を構築**できる可能性がある。

このような認識に立ち、今後の国際協力は、次のような基本的な考え方(*1)に基づき進めることとする。

- 我が国が進めている高速増殖炉サイクル研究開発と**目標を共有**すること
- **我が国の技術が世界標準となるよう目指す**こと
- 我が国にとって研究開発のリスクや資源負担の低減、研究開発に要する期間の短縮などの**利益が明確**であること
- 必要に応じ、二国間協力に限らず、三国間あるいは多国間協力の選択を検討すること
- 提示する情報、供与する技術等に係る**知的所有権の確保**に留意すること
- 協力によって**我が国の研究開発計画に悪影響**が生じないように留意すること
- 平和利用、核不拡散の担保、安全の確保、核セキュリティの担保を求めること

(*1) 高速増殖炉サイクルの研究開発方針について

— 「高速増殖炉サイクルの実用化戦略調査研究フェーズII最終報告書」を受けて—
 (科学技術・学術審議会 研究計画・評価分科会 原子力分野の研究開発に関する委員会)

第4世代原子力システム国際フォーラム(GIF)

GIF: Generation IV International Forum

○ 参加国：12ヵ国1機関

アルゼンチン、ブラジル、カナダ、中国、フランス、日本、韓国、ロシア、南アフリカ、スイス、英国、米国、EU

○ 全体の目的、概要：

第4世代原子力システムは、持続可能性（燃料の効率的利用、廃棄物の最小化）、経済性（ライフサイクルコストの優位性）、安全性／信頼性（安全／信頼できる運転、敷地外緊急時対応の不要）、及び核拡散抵抗性と核物質防護の4つの目標を満足する原子力システムであり、この開発プログラムを国際的な枠組みで推進する。

○ 協力の現状：

- GIF発足後、6つの候補概念（SFR、VHTR、GFR、SCWR、LFR、MSR）を選定し、2002年12月にロードマップを策定した。2005年2月にはフレームワーク協定が締結された。
- SFRについては、2006年2月にシステム取決めが締結され、現在プロジェクト取決め締結に向けた準備を進めている。
- VHTR、GFR、SCWRについても、前回の政策会合においてシステム取決めが締結された。JAEAは、VHTRとGFRについて、署名。

革新的原子炉及び燃料サイクル国際プロジェクト

INPRO:

International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles

○ INPROメンバー：27ヵ国1機関

アルゼンチン、アルメニア、ベラルーシ、ブラジル、ブルガリア、カナダ、チリ、中国、チェコ、フランス、ドイツ、インド、インドネシア、日本、カザフスタン、韓国、モロッコ、パキスタン、ロシア、スロバキア、南アフリカ、スペイン、スイス、オランダ、トルコ、ウクライナ、米国、欧州委員会（EC）

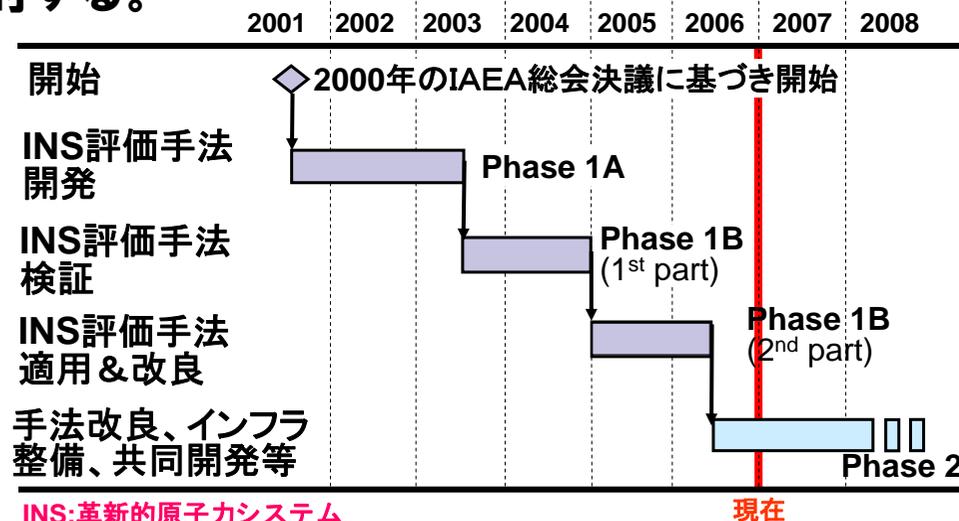
○ INPROの目的：

21世紀のエネルギー需要に対し、持続性を持った原子力エネルギーの貢献を可能とすることを支援する。また、技術保有国とユーザー国双方の結集により、要求される革新的な原子炉および燃料サイクルを検討する。

○ 協力の現状：

日本は、2006年4月より正式参加

- INPRO評価研究
 - JSFR概念を用いた評価研究
 - 日本と世界のFBR導入シナリオ評価
 - 評価手法の改善点の抽出
- 世界的原子力ビジョン共同研究（検討中）
- 人員派遣（検討中）



グローバル原子力エネルギー・パートナーシップ

GNEP: Global Nuclear Energy Partnership

○ パートナーシップ国：6カ国（予定）

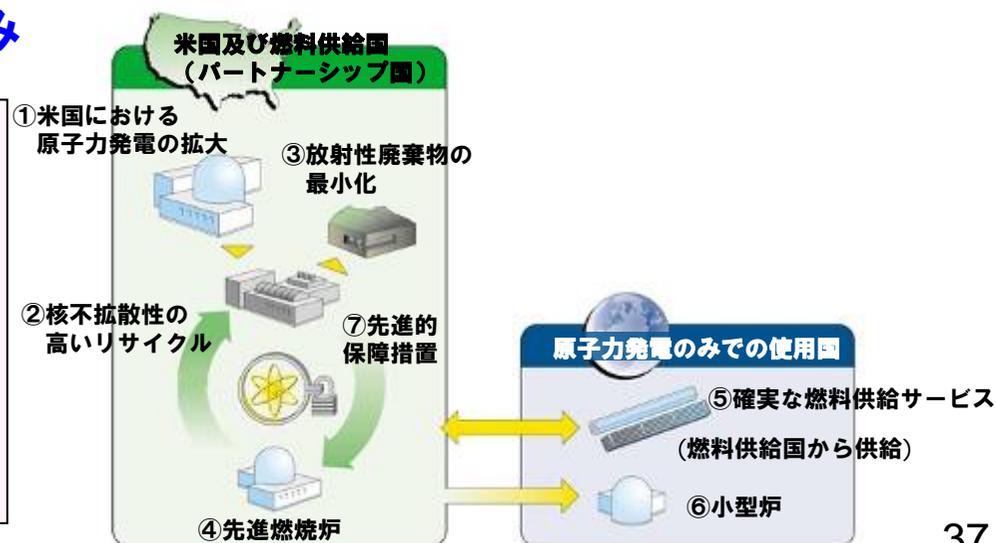
中国、仏国、日本、ロシア、英国、米国

○ 全体の目的、概要：

- ・ 米国の海外の化石燃料への依存度を下げ、経済成長を促進する。
- ・ 核拡散抵抗性を高める先進的技術を活用して核燃料リサイクルを行い、より多くのエネルギーを再生産するとともに廃棄物を低減する。
- ・ 世界の成長と繁栄、クリーンな開発を奨励する。
- ・ 世界の核拡散のリスクを減らすため、最新の技術を利用する。

○ GNEPの主要な7つの取組みと国際枠組み

- ①米国に新世代の原子力発電所を建設
- ②核拡散抵抗性の高い先進リサイクル技術を開発
- ③放射性廃棄物を最小化
- ④先進燃焼炉(ABR)を開発
- ⑤燃料供給サービス計画を確立
- ⑥小型炉を開発
- ⑦先進的保障措置手法を開発



5. おわりに

- 高速炉サイクルは人類の持続的発展と環境に調和していくために必要不可欠なエネルギーシステム。
- その実用化には幾多の革新的な研究開発に挑戦し、ひとつずつブレークスルーしていく必要がある。
- そのためには世界規模で英知を結集していくことが必要であり、一層の国際協力が重要。
- 開発から実用化までには長い期間と膨大な研究開発費を要するが、これを克服する信念と情熱が必要。

A photograph of a nuclear power plant facility, likely the Tsurumi Nuclear Power Plant, with a large containment dome and a tall chimney stack. The word "QUESTIONS?" is overlaid in large, colorful, 3D-style letters across the center of the image. The letters are colored in a rainbow gradient: Q (purple), U (red), E (orange), S (yellow), T (green), I (light green), O (dark green), N (blue), S (dark blue), and ? (purple).

QUESTIONS?