

次世代炉開発における研究炉の役割

— 高温工学試験研究炉 (HTTR) の役割 —

平成27年9月9日

国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

原子力科学研究部門

原子力水素・熱利用研究センター

稲垣 嘉之

優れた安全性

- 福島第一原子力発電所事故によって強く認識された軽水炉のリスク(炉心溶融、水素爆発、大量の放射性物質放出)
- 原理的には、高温ガス炉は1F事故と同様の事故を起こす可能性がない。

- 燃料被覆に耐熱性に優れたセラミックスを使用
- 黒鉛(減速材)により事故時の温度変化が緩慢
- 冷却材に不活性なヘリウムを使用

多様な熱利用

- 950°Cの高温熱を供給可能で、水素製造、発電、海水淡水化等の幅広い熱利用が可能。

優れた経済性

- 安価な発電単価を達成可能 (5.8円~6.4円/kWh)
- 副生水素や既存の水素製造法と競合可能 (プラント引渡し目標コスト30円/Nm³を達成可能)

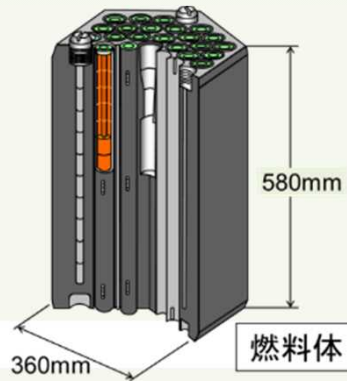
セラミックス被覆燃料

1600°Cでも放射性物質を閉じ込める



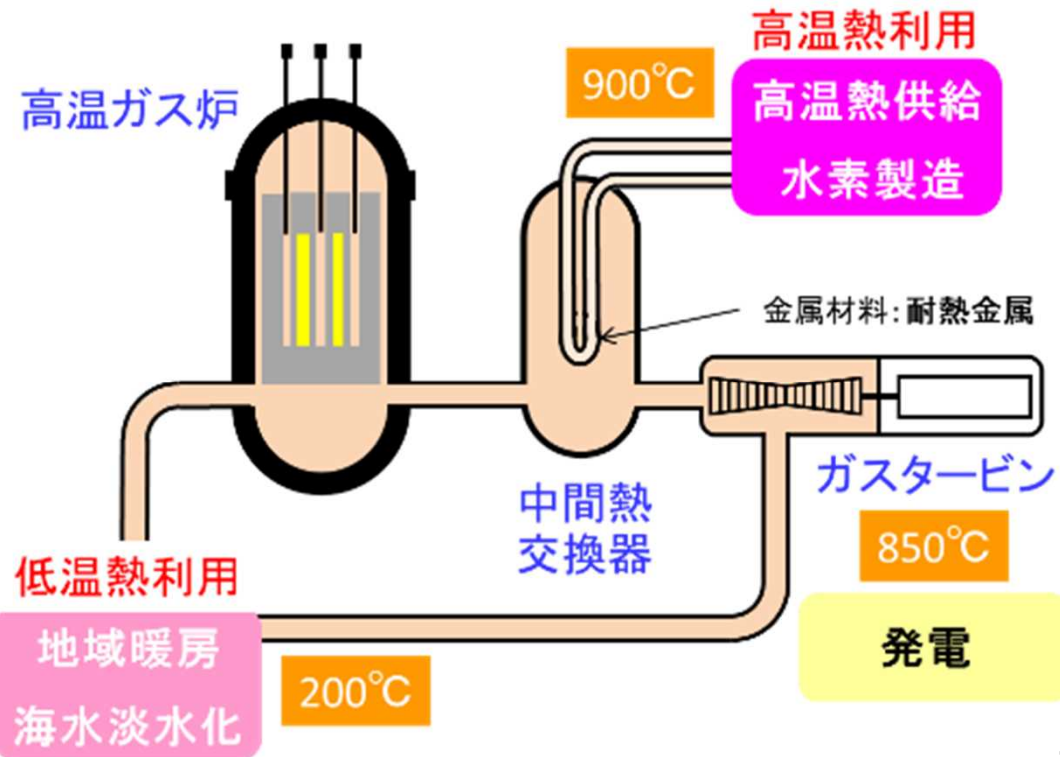
黒鉛構造材

耐熱温度2500°C



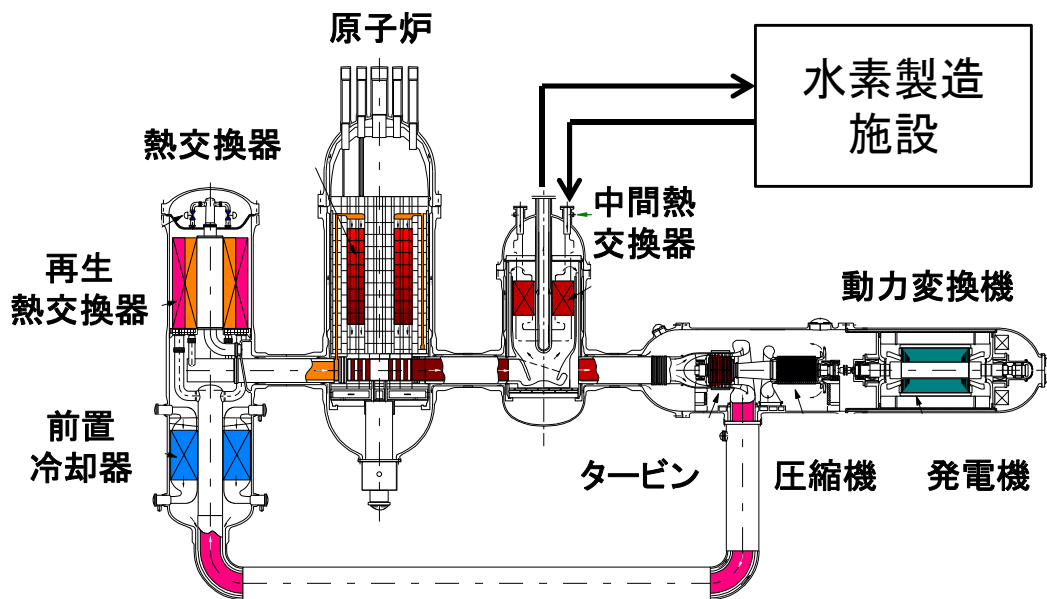
ヘリウム冷却材

高温でも安定
(温度制限なし)

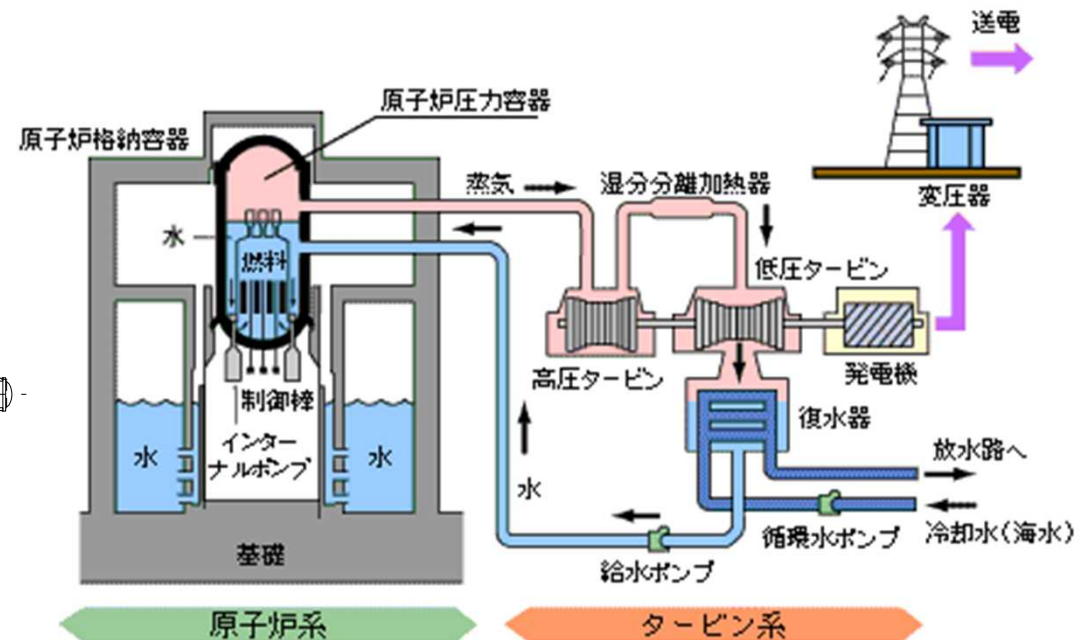


高温ガス炉と軽水炉の比較

項目	実用高温ガス炉	軽水炉
電気出力	～30万kW(中小型)	100万kW以上(大型が主流)
原子炉出口温度	850℃～950℃	約300℃
効率(発電の場合)	最大50%(ガスタービン)	34%(蒸気タービン)
原子炉冷却材	ヘリウムガス	軽水
減速材	黒鉛	軽水
燃料型式	セラミック製被覆燃料粒子	金属性被覆管 ジルカロイ



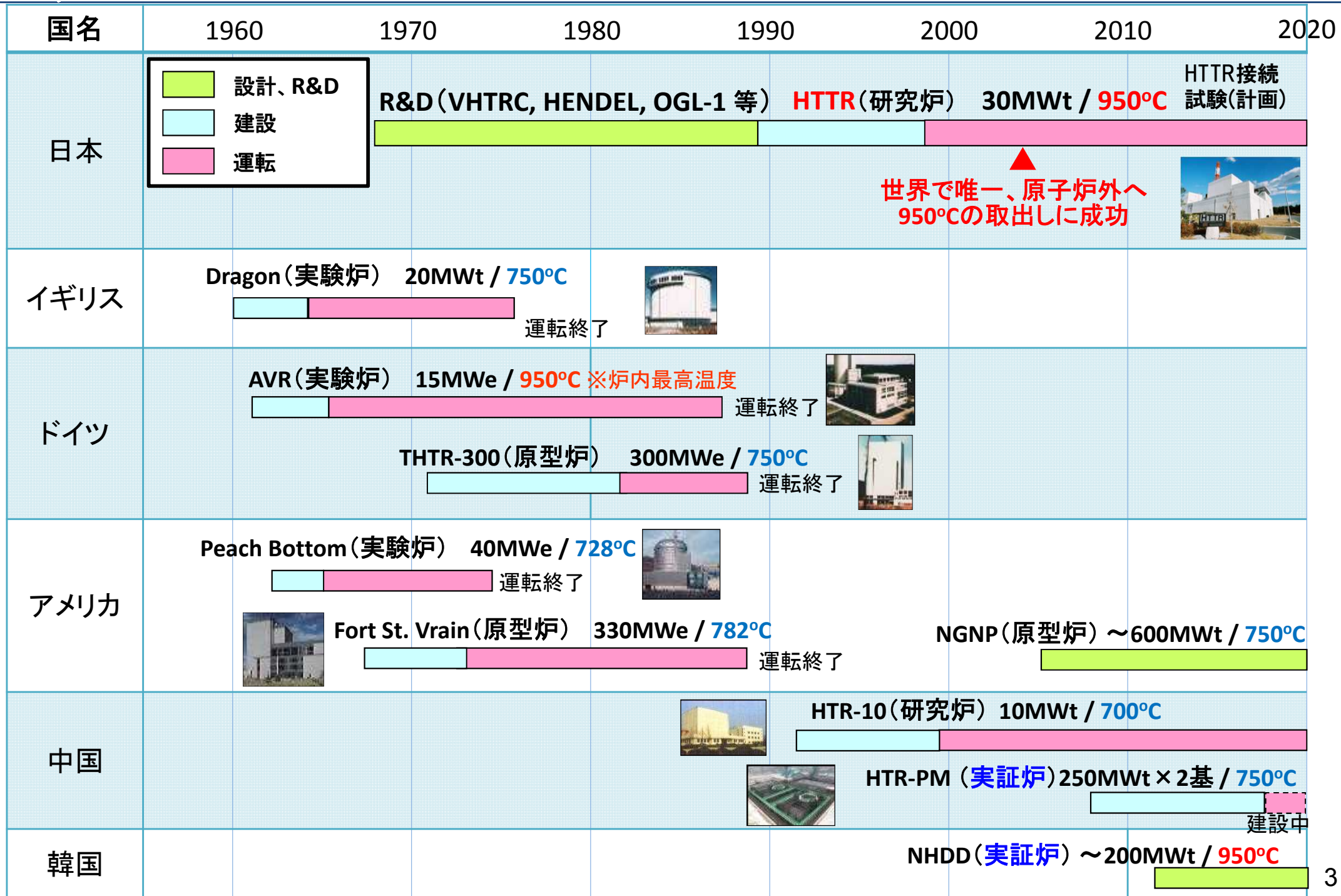
(実用高温ガス炉のイメージ)



(日立GEニュークリアエナジー(株)ホームページより)

(沸騰水型軽水炉)

高温ガス炉開発の歴史と将来展望



世界の高温ガス炉開発計画

中国:HTR-PM計画

2017:高温ガス実証炉 建設完了予定
(250MWt×2基)



750°C発電

米国:NGNP計画

2011:フェーズ I
概念設計完了

高温
ガス
炉



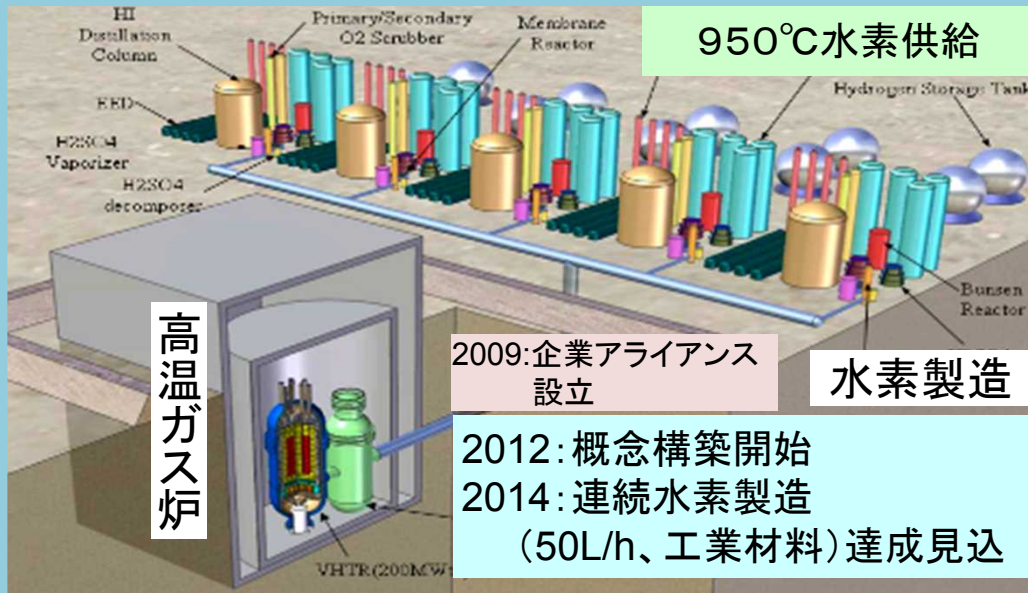
発電

熱供給

利用者アライアンス設立

750°C 熱電供給

韓国:NHDD計画



950°C水素供給

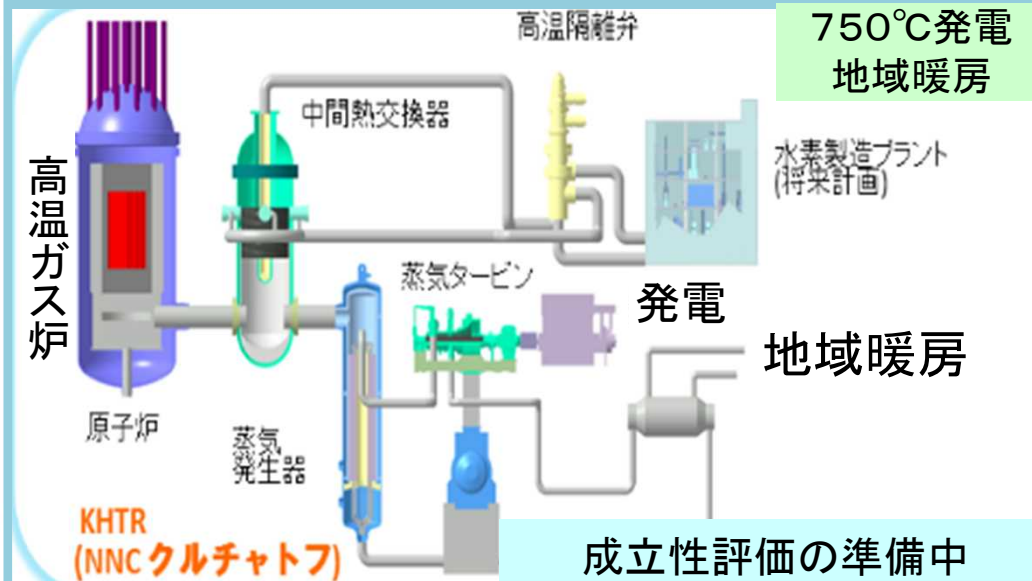
高温
ガス
炉

2009:企業アライアンス
設立

水素製造

2012:概念構築開始
2014:連続水素製造
(50L/h、工業材料)達成見込

カザフスタン:KHTR計画



750°C発電
地域暖房

高温
ガス
炉

水素製造プラント
(将来計画)

発電

地域暖房

原子炉
蒸気発生器
KHTR
(NNCクルチャトフ)

成立性評価の準備中



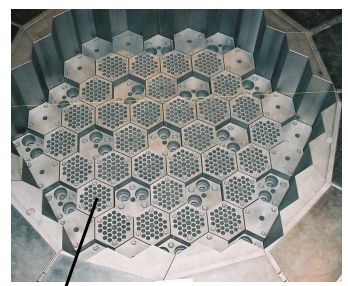
高温工学試験研究炉 (HTTR) の概要と開発の歴史

高温工学試験研究炉



我が国初の黒鉛減速ヘリウムガス冷却型原子炉 (高温ガス炉)
熱出力30MWth/出口温度950°C

設置場所 茨城県大洗町
日本原子力研究開発機構
大洗研究開発センター



炉心の中心部



炉心の黒鉛ブロック

研究開発と概念設計

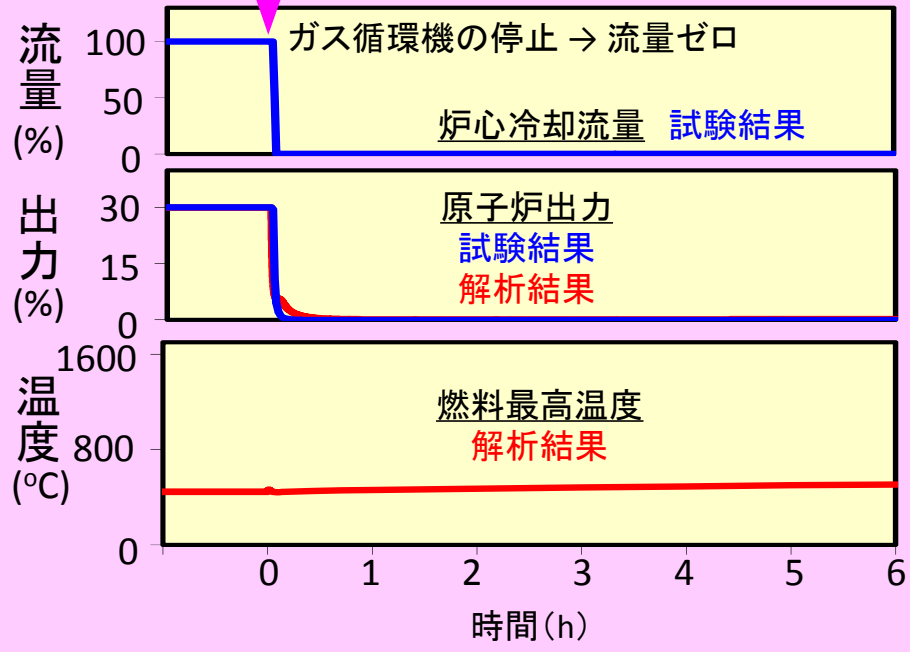
基盤技術の確立

世界初

原子炉の建設

2010	安全性実証試験 (炉心流量喪失試験等)	実用システムの原型提示
	連続50日運転950°C	
2007	連続30日運転850°C	原子炉の建設
2004	原子炉出口950°C達成	
2002	安全性実証試験 (制御棒引抜試験)	
2001	定格出力(30MW)、原子炉出口850°C達成	
1998	初臨界	
1997	建設	
1991	建設	
1990	設置許可申請~取得	
1989	設置許可申請~取得	
1988	詳細設計	
1985	詳細設計	高温工学試験研究炉
1984	基本設計	
1981	基本設計	
1980	システム総合設計	
1974	システム総合設計	研究開発
1973	概念設計	
1969	概念設計	
多目的高温ガス実験炉		

安全性実証試験



制御棒挿入なし、冷却流量ゼロにおいて、物理現象のみで、原子炉が自然に静定・冷却されることを確認

研究開発

燃料・材料



炉内ガスループ (OGL-1)

炉物理



高温ガス炉臨界実験装置 (VHTRC)

熱流動



大型構造機器実証試験ループ (HENDEL)

HTTRの基本仕様と冷却系統構成

HTTR (High Temperature Engineering Test Reactor)

原子炉建家

出力	30 MW
冷却材	ヘリウムガス
減速材	黒鉛
入口温度	395 °C
最高出口温度	950 °C
圧力	4MPa

炉心

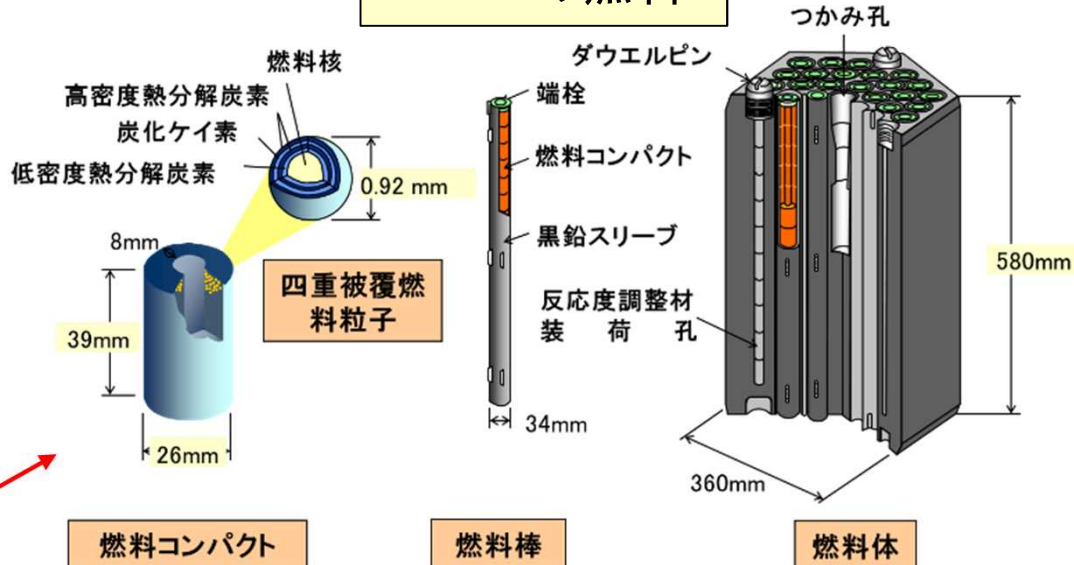
中間熱交換器

圧力容器

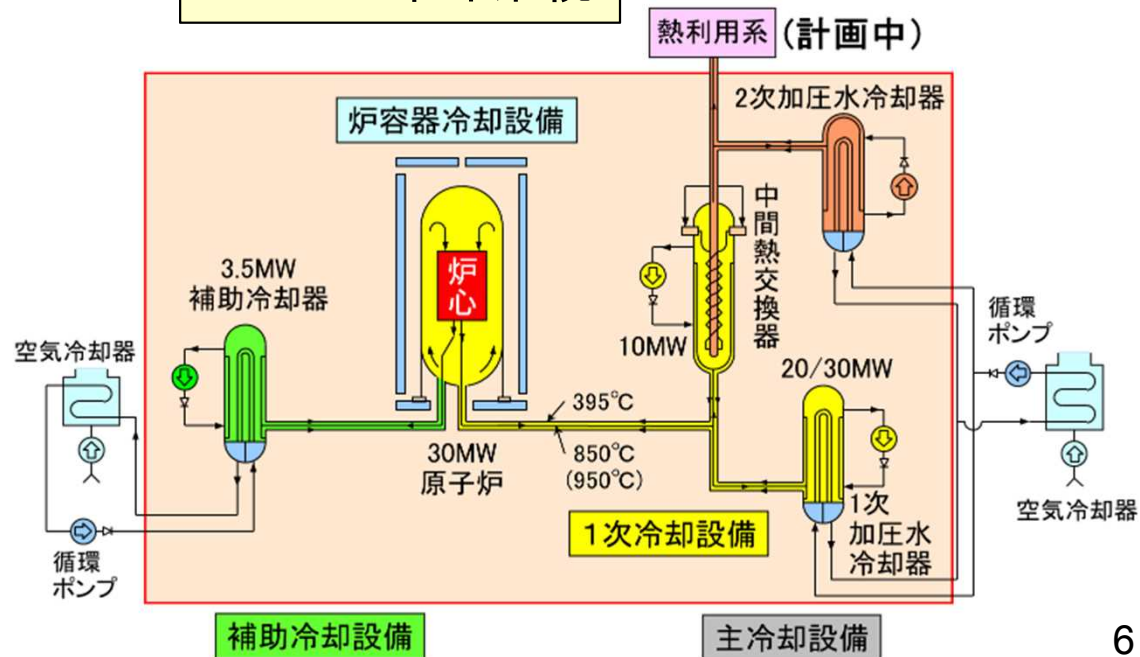
格納容器

高温二重管

HTTRの燃料



HTTRの冷却系統



核となる技術は世界一の国産技術

HTTR設計・建設・運転経験
 (三菱重工、東芝/IHI、日立、富士電機、川崎重工等)

膨大な高温ガス炉技術データの蓄積

実用炉の最適設計可能

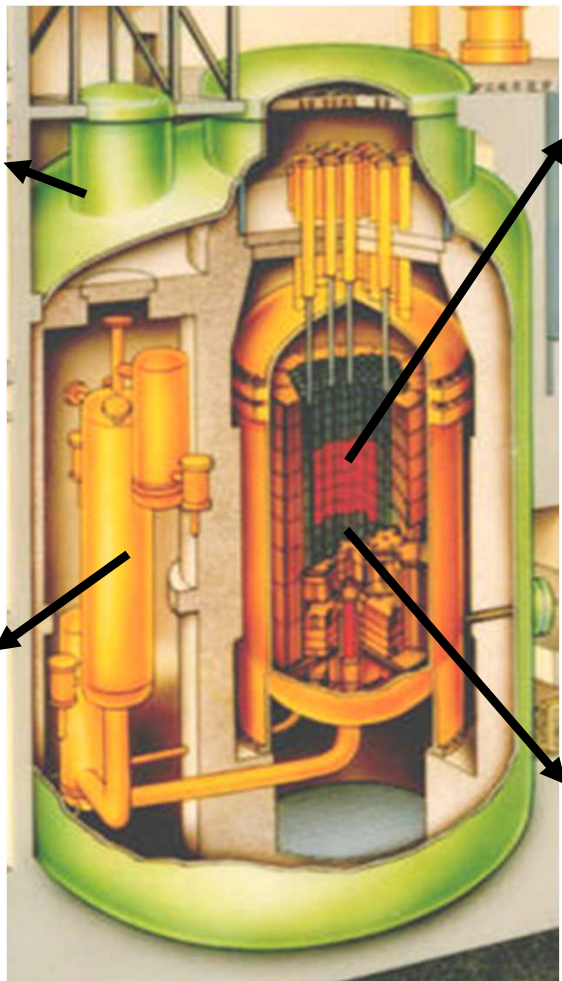
高温金属材料ハステロイXR
 (三菱マテリアルと共同開発)



中間熱交換器

原子力用構造材として世界最高温度(950°C)で使用できる金属材料

950°Cの熱を取り出し可能



燃料 (原子燃料工業と共同開発)

燃料核 直径0.6mm

高密度熱分解炭素
 炭化ケイ素
 低密度熱分解炭素

0.9mm

8mm
 39mm
 26mm

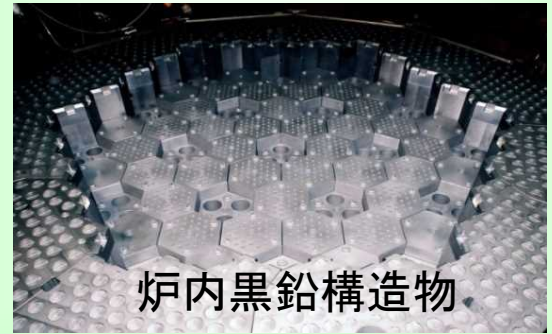
被覆燃料粒子
 燃料コンパクト

高い閉じ込め性能を有するセラミックを用いたウランの被覆

長期間(軽水炉の約3倍の燃焼度)、安定に被覆

黒鉛材料IG-110
 (東洋炭素と共同開発)

世界最高の高品位(等方性高密度)黒鉛



炉内黒鉛構造物

高強度・高熱伝導・耐照射性

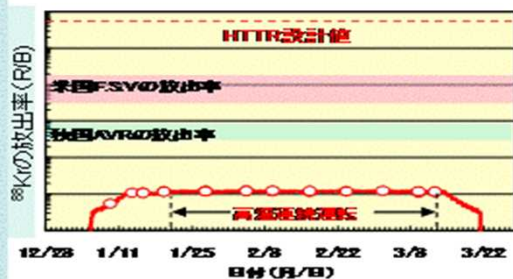
高温ガス炉は、国産技術のみで建設可能

設計の妥当性を確認 → 基盤技術確立!

2010年1~3月実施

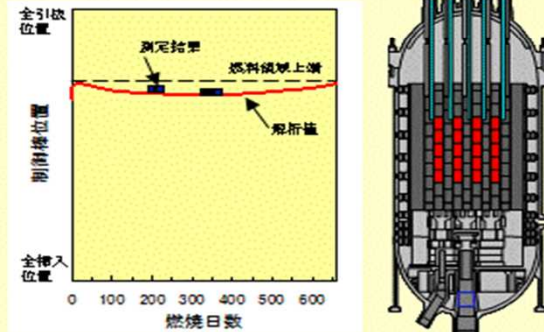
燃料の性能

- 核分裂生成物の保持性能が世界最高である事を実証
- ⇒ クリーンな原子炉システムが実現可能



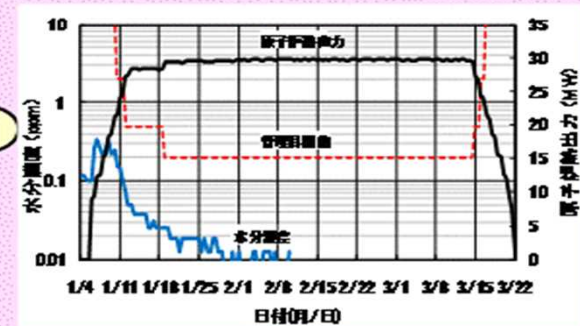
炉心の特性

- 制御棒位置を的確に評価できることを確認
- ⇒ 燃料経済性の向上等炉心性能向上が実現可能



冷却材の管理

- 冷却材(ヘリウム)中の不純物の濃度の管理技術を確認
- ⇒ 炉内構造物、高温機器の長寿命化が可能



高温機器の性能

- 原子炉で発生した熱を熱交換器を介して安定して2次系に供給できることを実証
- ⇒ 高温ガスを用いた水素製造システムが実現可能



世界で始めての実証

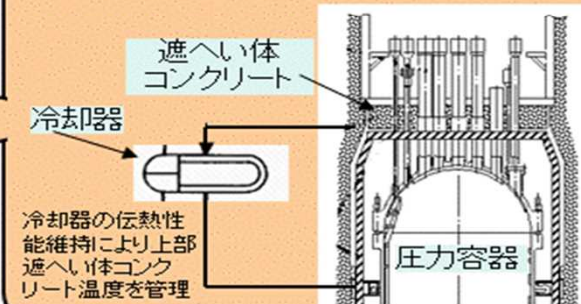
プラントの制御

- 1次ヘリウム流量や温度等の変動幅は小さく、所定の値に運転中安定して制御されたことを確認
- ⇒ 長期安定運転が可能

パラメータ	変動幅
核出力	±0.4%
冷却材温度	約3°C
冷却材流量	±0.5%

構造物の温度管理

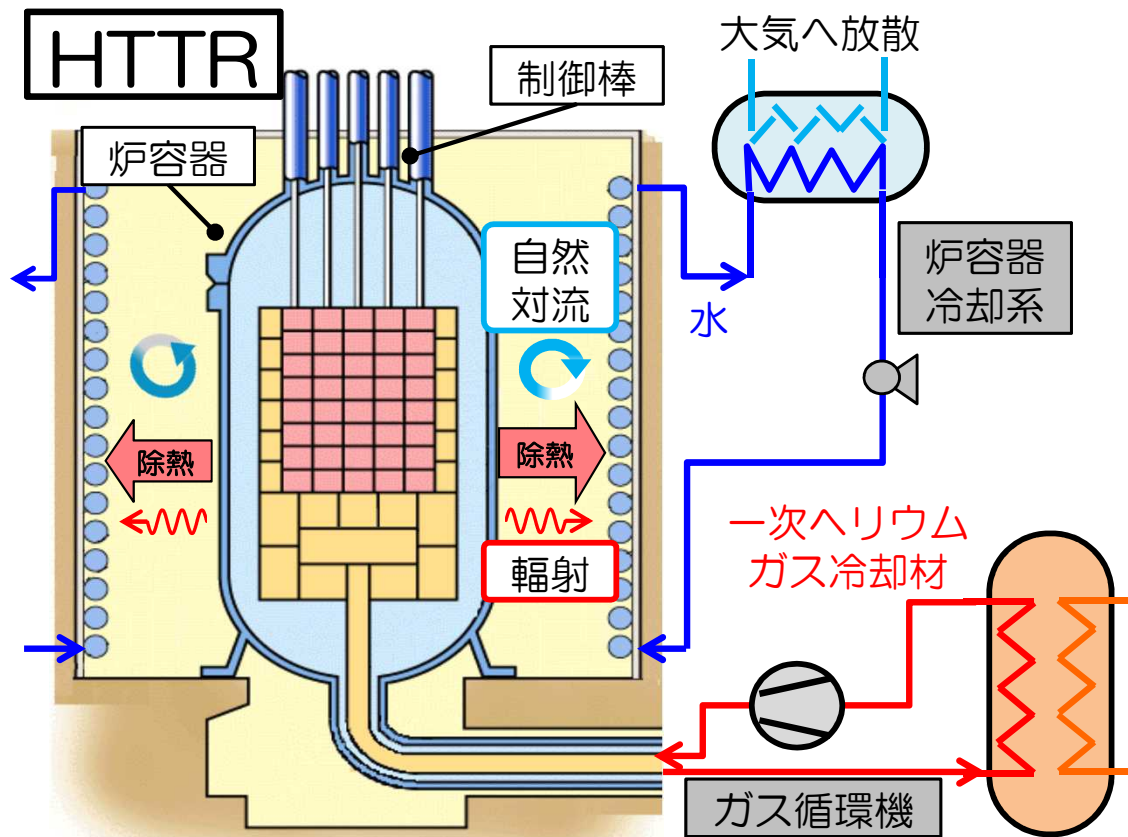
- 上部遮へい体コンクリート等を健全な温度に維持管理する技術を確認
- ⇒ 長期安定運転が可能



安全実証試験

強制冷却機能を喪失させ固有の安全性に関する限界性能を確認する試験

- 30%出力 (9MW) **炉心冷却流量喪失試験**
(ガス循環機停止)・・・完了 (平成22年度)
- 80%, 100%出力 **炉心冷却流量喪失試験**
(ガス循環機停止)・・・実施予定
- 30%出力 **炉心 + 炉容器冷却流量喪失試験**
(ガス循環機 + 炉容器冷却系停止)・・・実施予定



試験条件

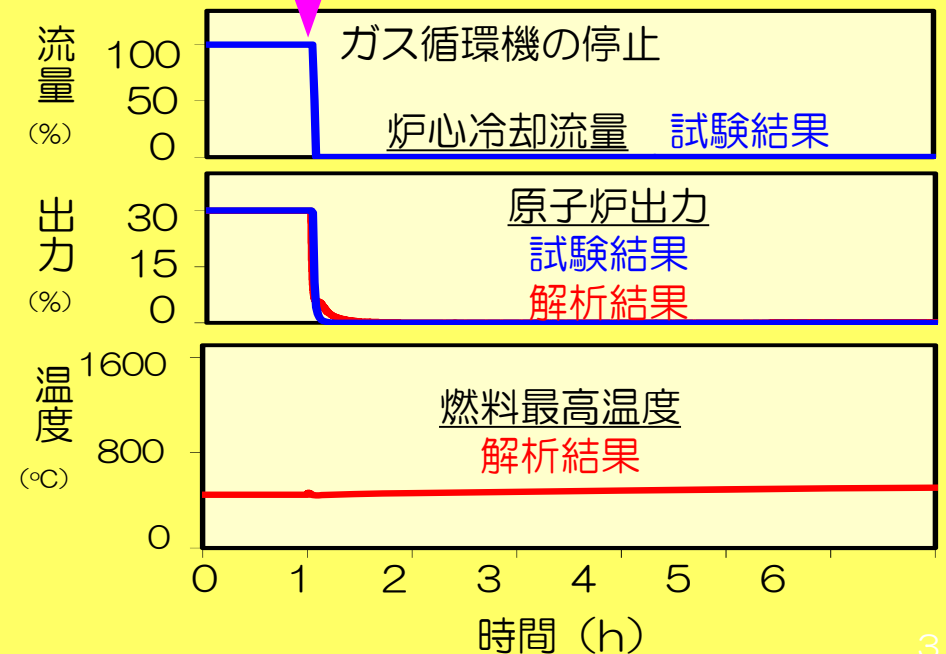
- 初期出力30% (9MW)
- 炉心冷却流量の停止
- 炉容器冷却系の運転継続
- 停止操作 (制御棒挿入) なし

OECD/NEAプロジェクト



試験結果

制御棒挿入せずとも、冷却せずとも物理現象のみで、原子炉が自然に静定・冷却されることを確認

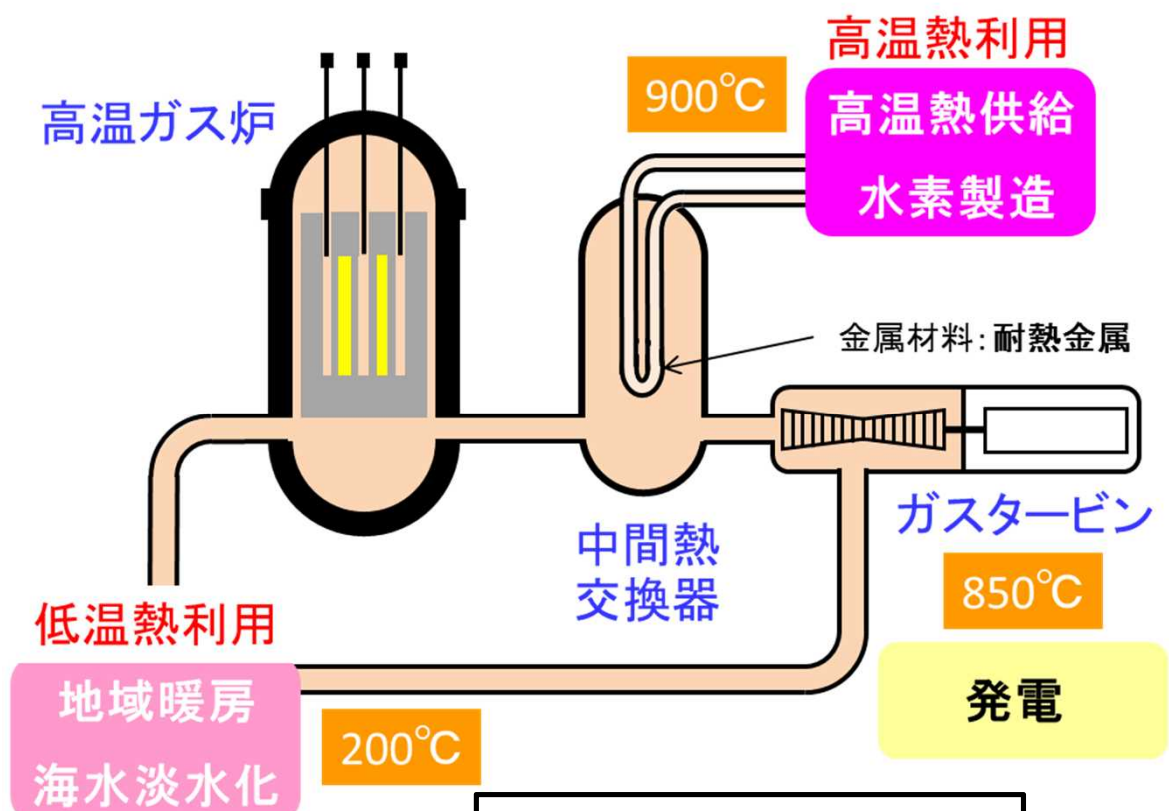


核熱供給試験

熱利用系の接続のため、熱負荷変動の原子炉吸収限界を確認する試験

実用高温ガス炉の熱利用系

⇒高温ガス炉熱利用拡大の観点から、一般化学プラント会社からの積極的な参入を妨げないように原子力施設ではなく一般産業施設として設置を目指す



将来炉設計時の目的

熱利用施設を一般産業設備と位置付ける

条件

```

    graph TD
      A[熱利用施設で異常事象の発生] --> B[除熱量の減少]
      B --> C[熱負荷の変動が原子炉の安全に影響を及ぼさない]
      C --> D[原子炉運転の継続]
  
```

限界性能試験の確認

再稼働後、HTTRを用いた核熱供給試験(熱負荷変動試験)を予定している

目的 実用高温ガス炉の熱利用系が安全要件を満たすことを示すために、高温ガス炉が熱負荷を吸収できることを解析により確認

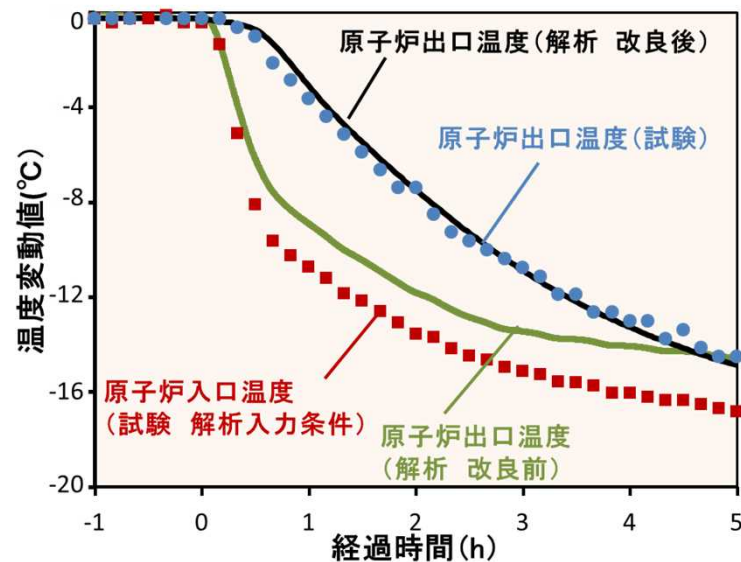
①解析コードの妥当性の確認

原子炉入口温度外乱に対する冷却材の温度挙動は、熱容量が大きな炉床部・炉側部黒鉛構造物の温度挙動に従い、非常に大きな時定数を持つ。

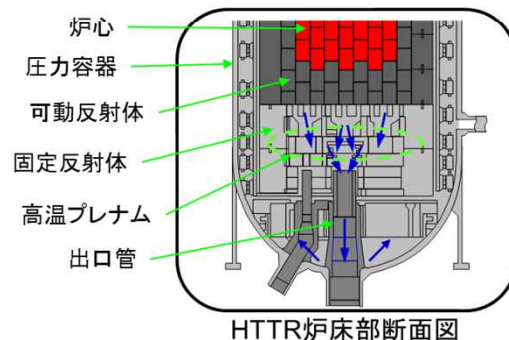
核熱供給試験による解析コードの検証

- ✓ 炉心動特性解析モデル
- ✓ 制御系解析モデル
- ✓ 構造物の温度解析モデル

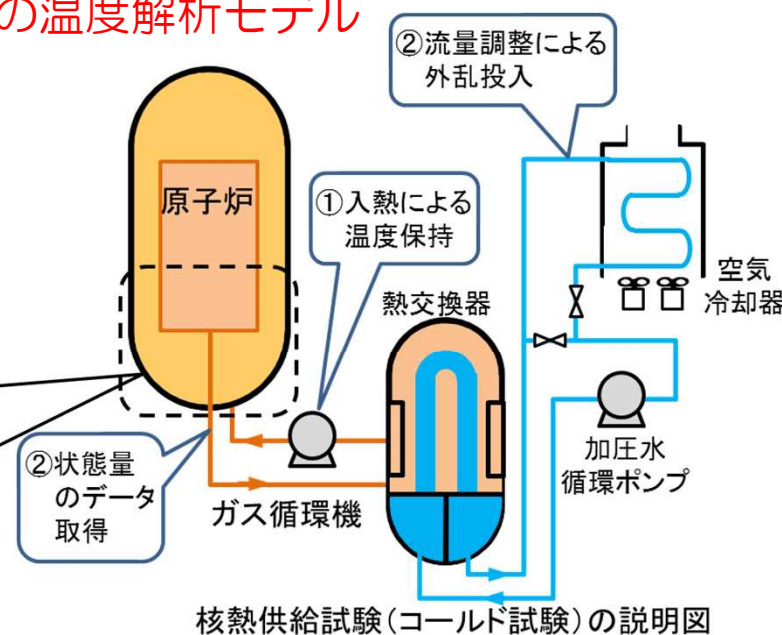
炉床部・側部構造物の温度解析モデルの検証が重要
⇒他の要因が少ない条件でデータ取得



試験結果と解析結果の比較



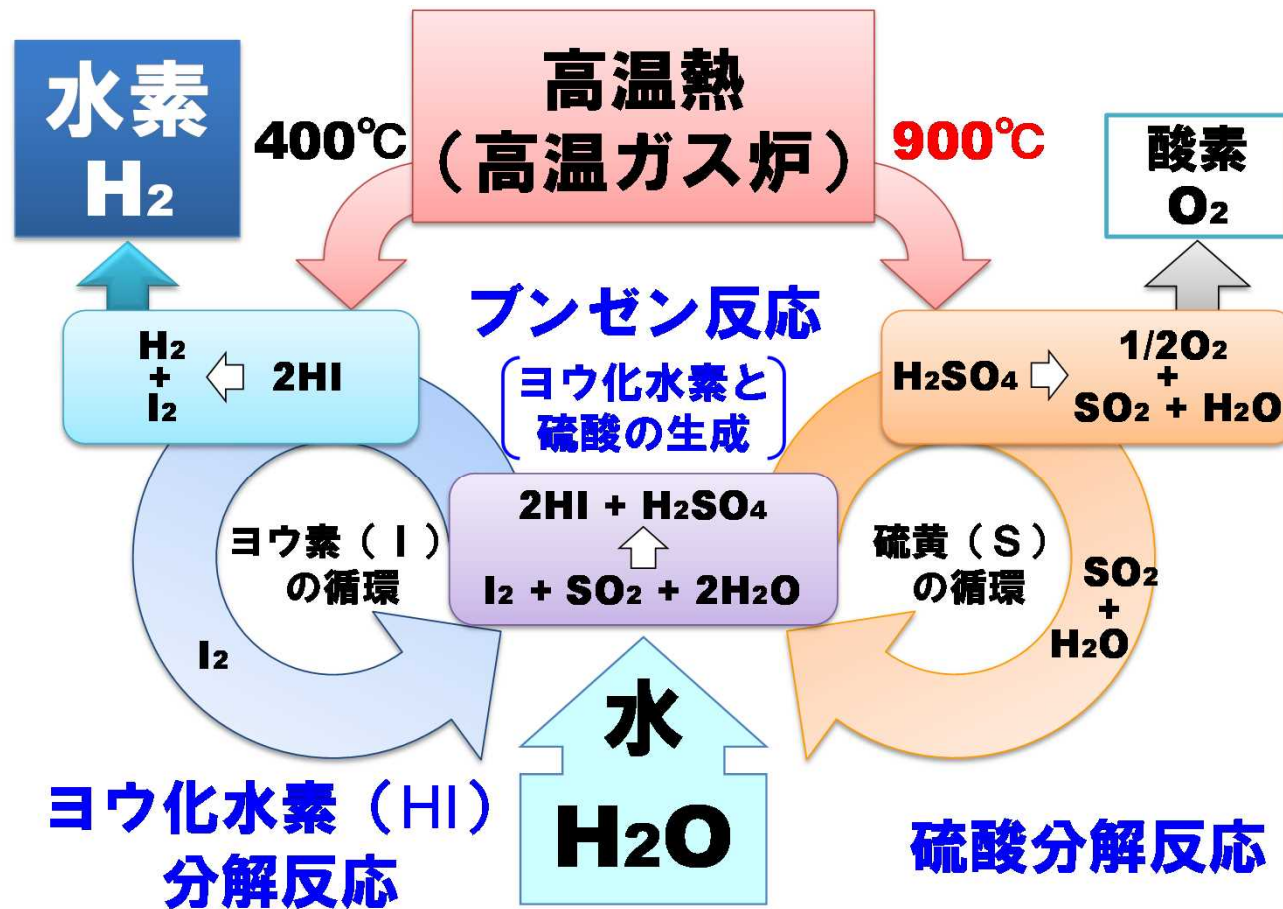
HTTR炉床部断面図

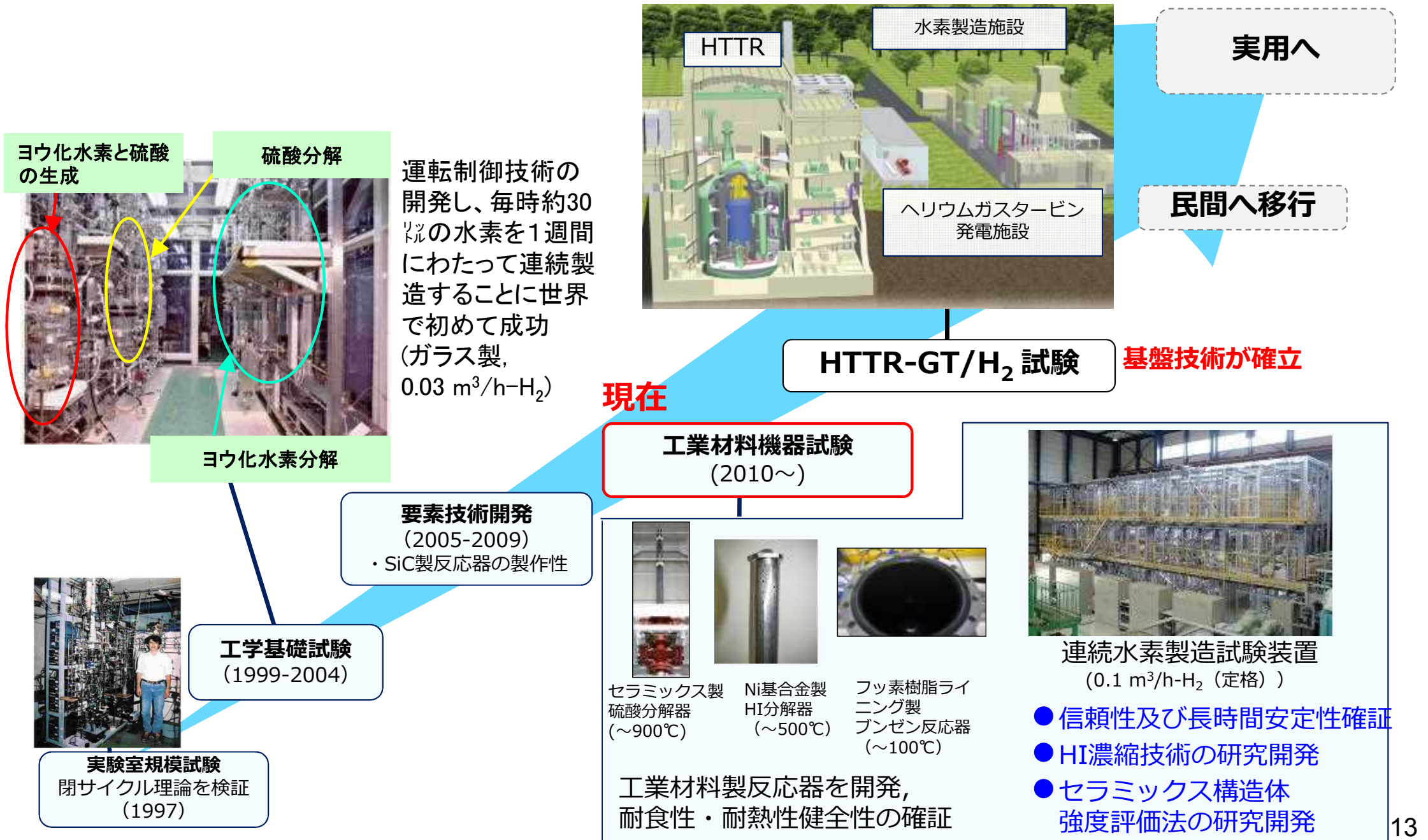


核熱供給試験(コールド試験)の説明図

- 金属構造物による熱伝達促進効果をモデル化
 - 炉床部・炉側部黒鉛構造物の熱容量のモデル化
- ⇒原子炉出口温度応答を適切に再現し、妥当性を確認

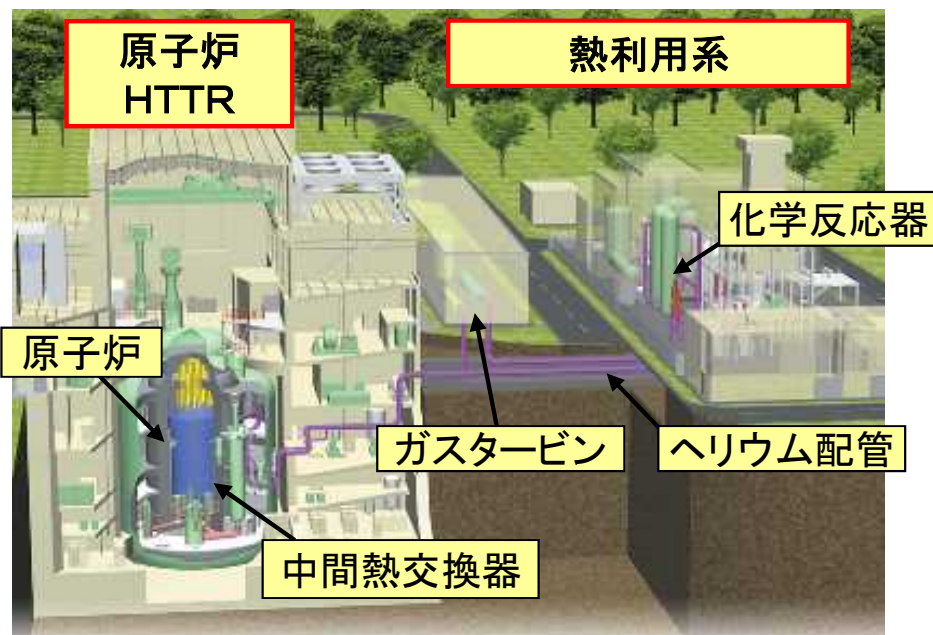
- 水の熱分解：4000°C以上の高温熱が必要
- IS プロセス：ヨウ素(I)と硫黄(S)を利用して 約900°Cの熱で水を熱分解
 ヨウ素と硫黄はプロセス内で循環 ⇒ 有害物質の排出なし
 高温ガス炉との組み合わせ ⇒ 炭酸ガスの排出なし



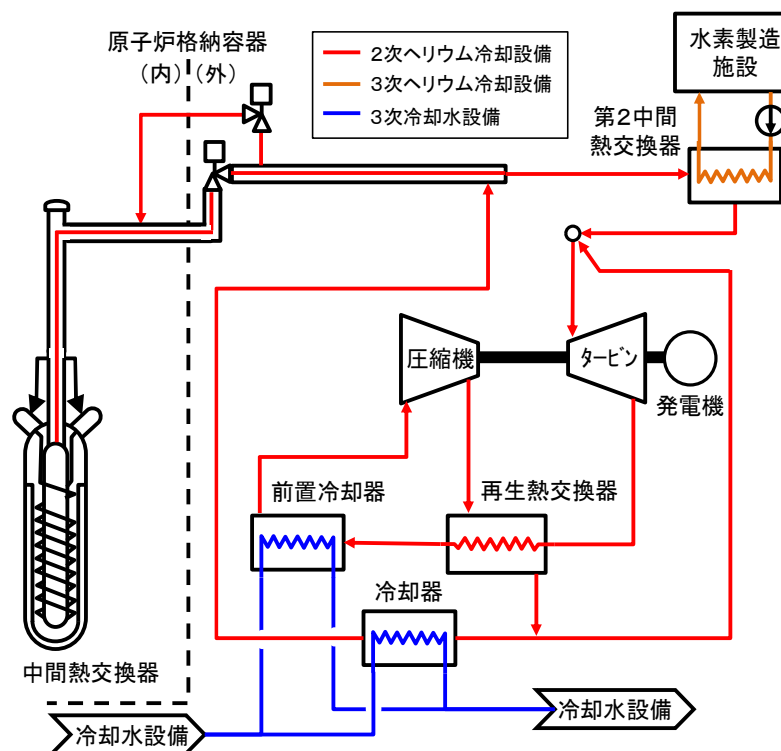


HTTRに熱利用系を接続して技術を確認

- 原子炉に化学プラントを接続するための安全基準を確立
 - ✓ 化学プラントを一般の工業規格で製作し、原子炉への接続を可能とすることにより、原子力熱利用の利便性、用途拡大を図る。
- 原子力を利用した炭酸ガスの排出がない水素製造、ガスタービン発電技術を世界で初めて確認



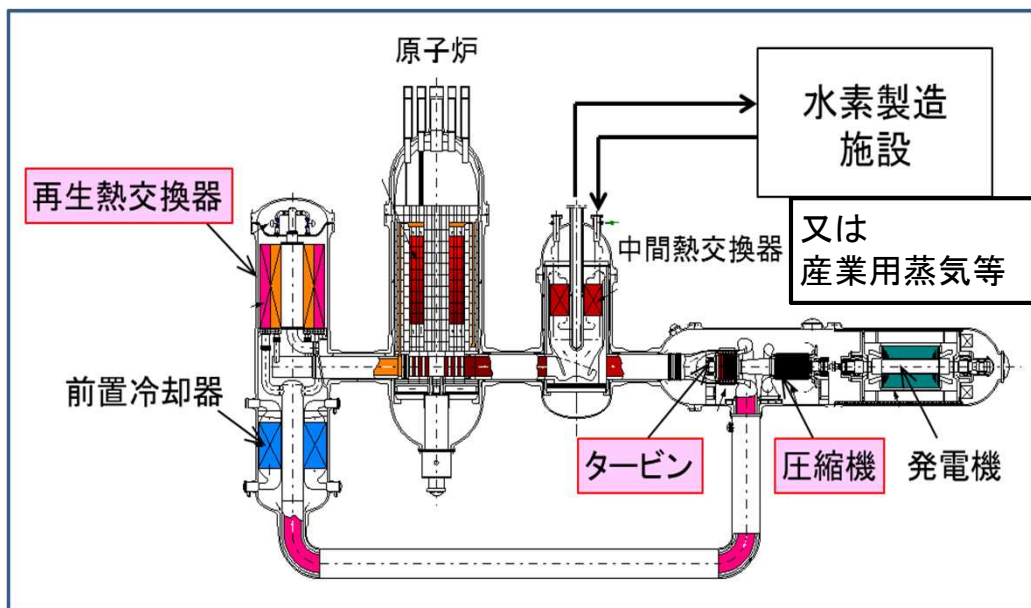
HTTR接続試験の構成



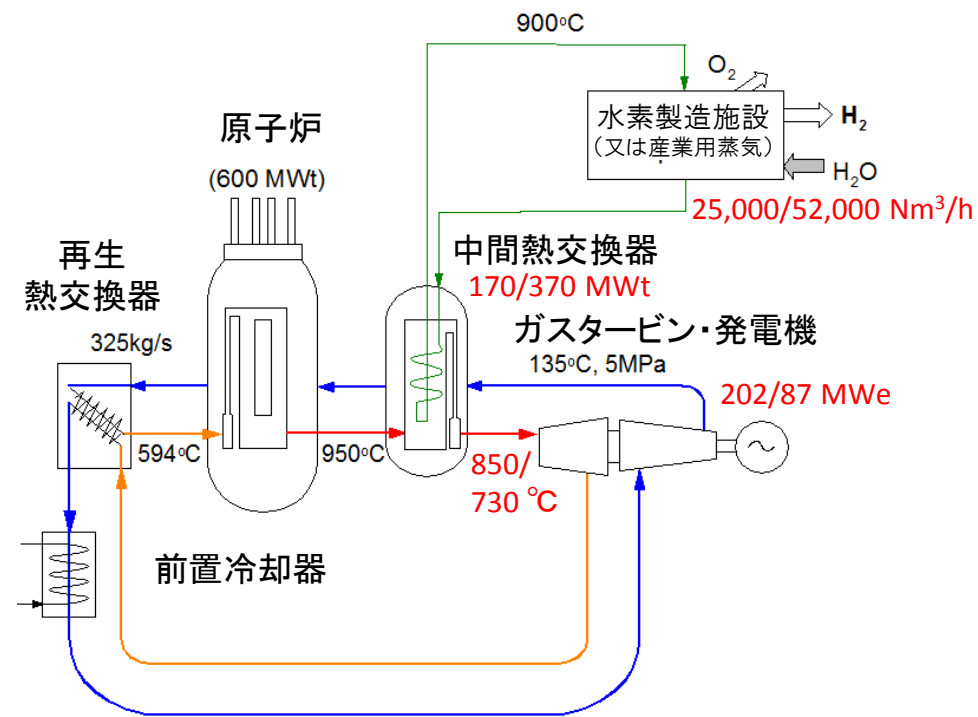
HTTRに接続する熱利用系の構成

高温ガス炉熱利用技術が完成(実用化可能)

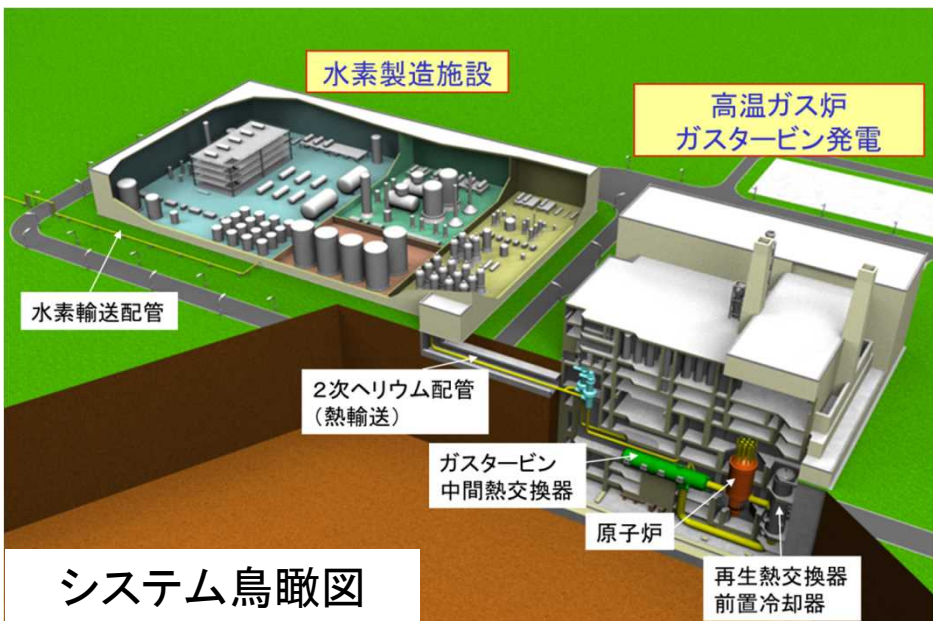
実用化システム(電力水素併産システム)の概要



システム断面図



システムフロー図
(ヒートバランスは熱利用小のケース)



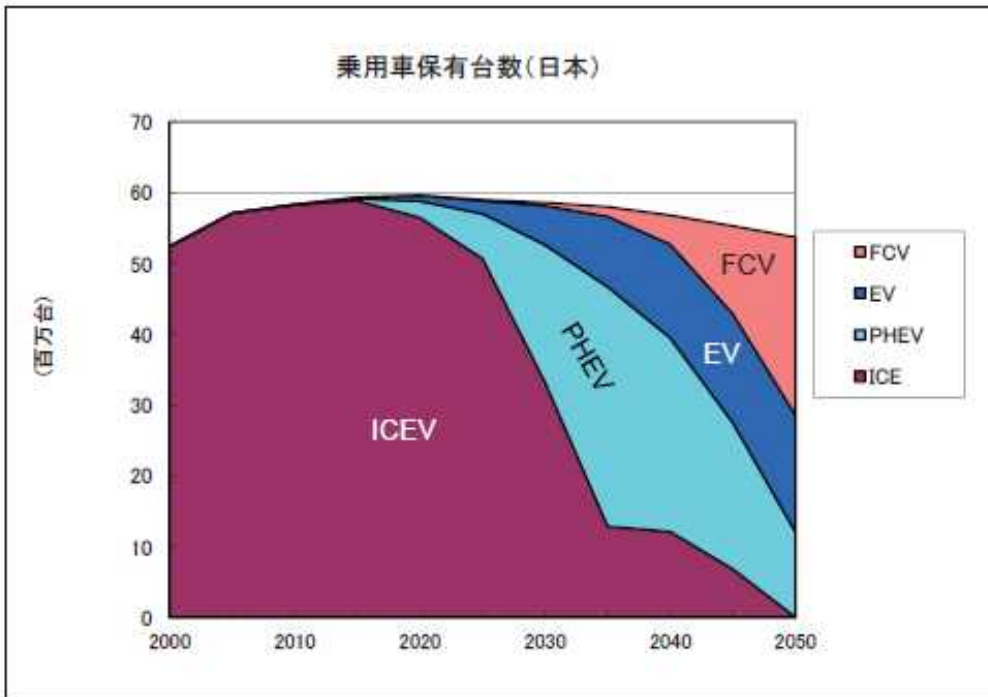
システム鳥瞰図

	原子炉出力	原子炉出口温度	中間熱交換器から熱利用設備に供給する熱量	発電で使用する熱量	発電量
熱利用小	600MW	950°C	170MWt	430MWt	202MWe
熱利用大	600MW	950°C	370MWt	230MWt	87MWe

中間熱交換器から供給される熱は、水素製造以外に産業用熱源としても利用可能

技術開発、FCVの水素需要を反映し、2035年頃に商用1号機（中国に対する技術優位性の確保）

FCVの導入予測¹⁾

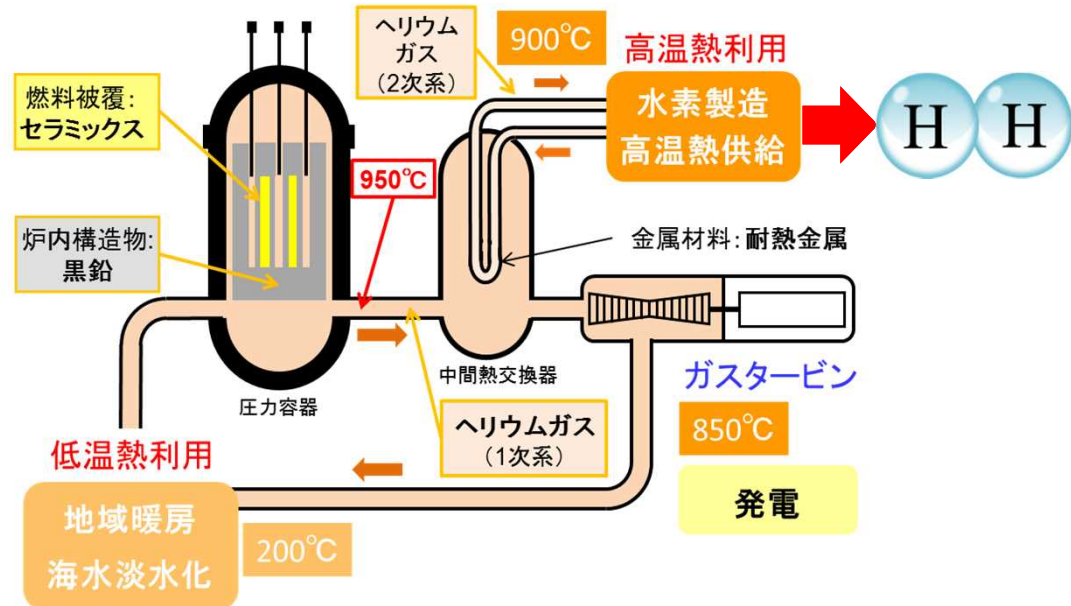


- FCV, EV, PHEVが利用される（PHEV、EVは2015年、FCVは2020年から）。
- FCVの導入量は2020年5万台
- FCVは2050年で2510万台、EVは1650万台、PHEV1200万台。

1) “エネルギー総合研究所, CO2フリー水素チェーン実現に向けたアクションプラン研究成果報告書(平成26年度), 平成27年4月” を基に作成

商用コジェネ高温ガス炉 (水素/電力併産)

- 原子炉熱出力600 MWt
- 発電量 87/202 Mwe
- 水素製造量 52,000/25,000 Nm³/h
52,000 Nm³/h (3.6 億 Nm³/y) の場合、
年間36万台のFCVに燃料供給可能



HTTRを見て下さい！ ご来訪を歓迎します！

