

(1) 高温ガス炉の安全性

平成25年9月4日(水)

日本原子力研究開発機構
原子力水素・熱利用研究センター

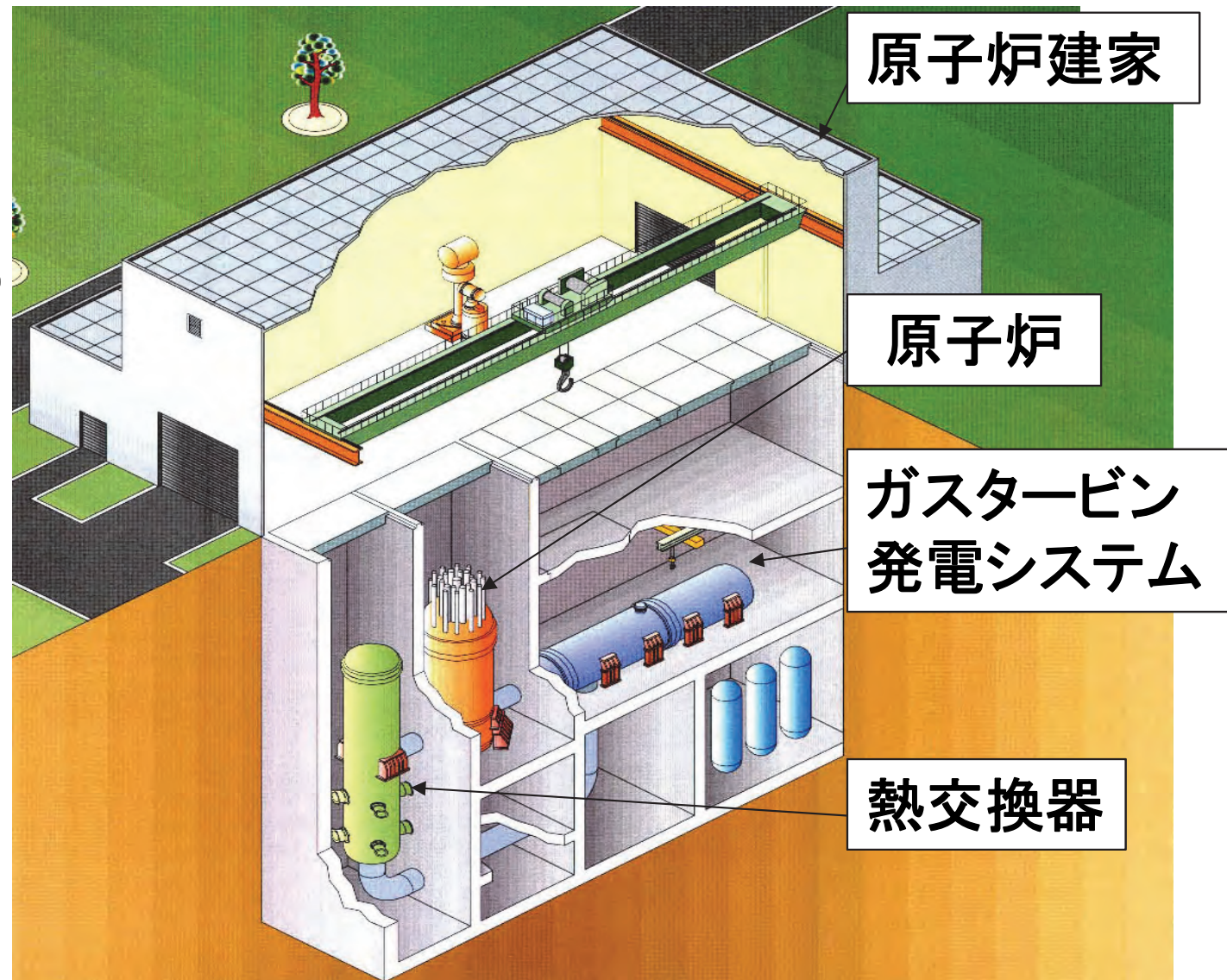
國 富 一 彦

1. 実用高温ガス炉システム (GTHTTR300)の概要
2. 軽水炉との安全性の比較
3. 安全上の課題はあるのか
4. 軽水炉との保守、補修時の従業員被ばくの比較
5. まとめ

1. 実用高温ガス炉システム (GTHTR300) の概要

■ 熱出力	600MW
■ 発電量	275MWe
■ 原子炉出口温度	850°C (初期) 950°C
■ プラント寿命	60年
■ 設備利用率	90%
■ 発電効率	46%
■ 連続運転期間	2年*

* 現状法規では13ヶ月に1回定検必要。



特長

■ 簡素なシステム

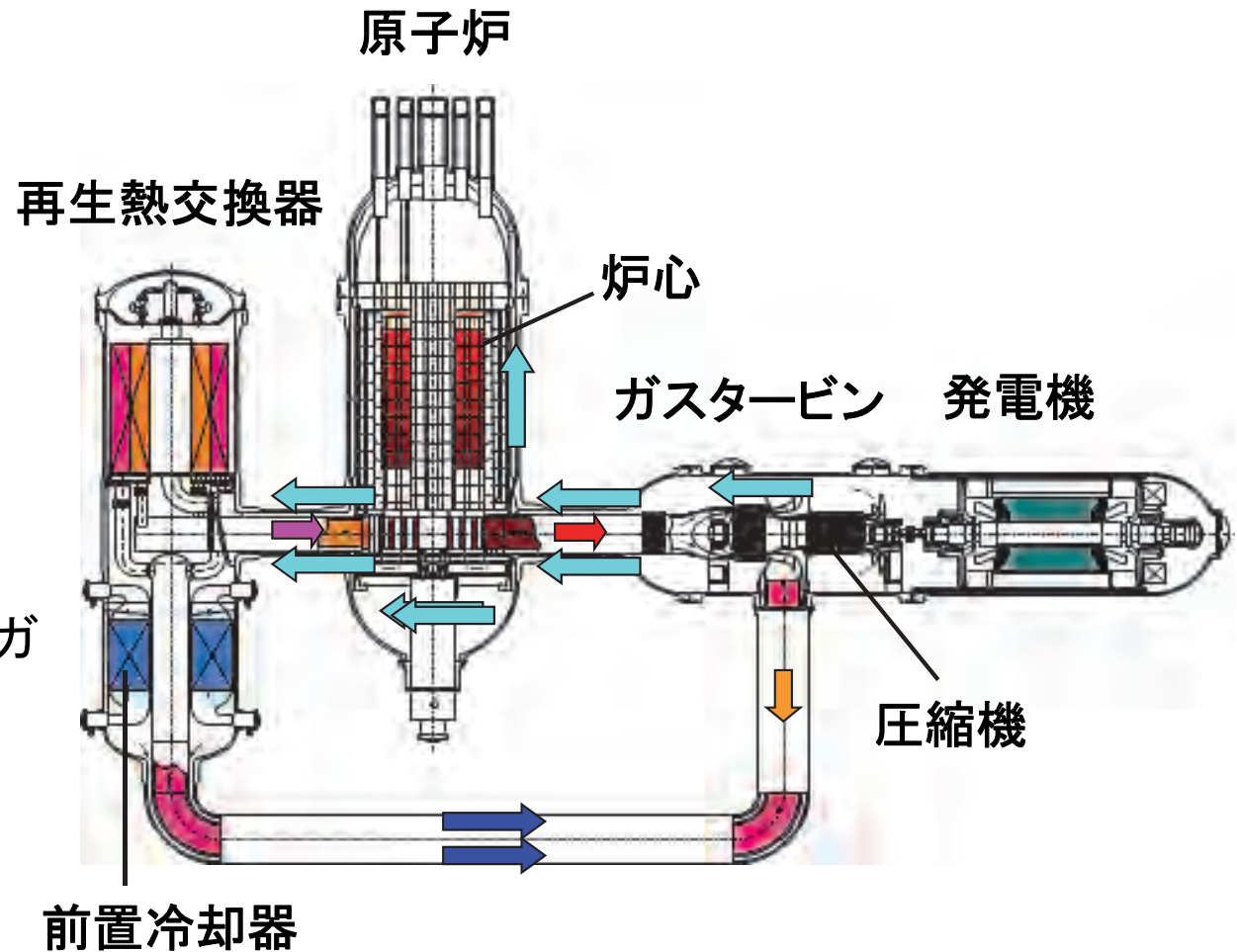
- ヘリウムガスによる原子炉冷却
- 1次系にガスタービンを設置
- 蒸気システムが無い
- 安全設備が簡素

■ 可能な限り既存技術を利用

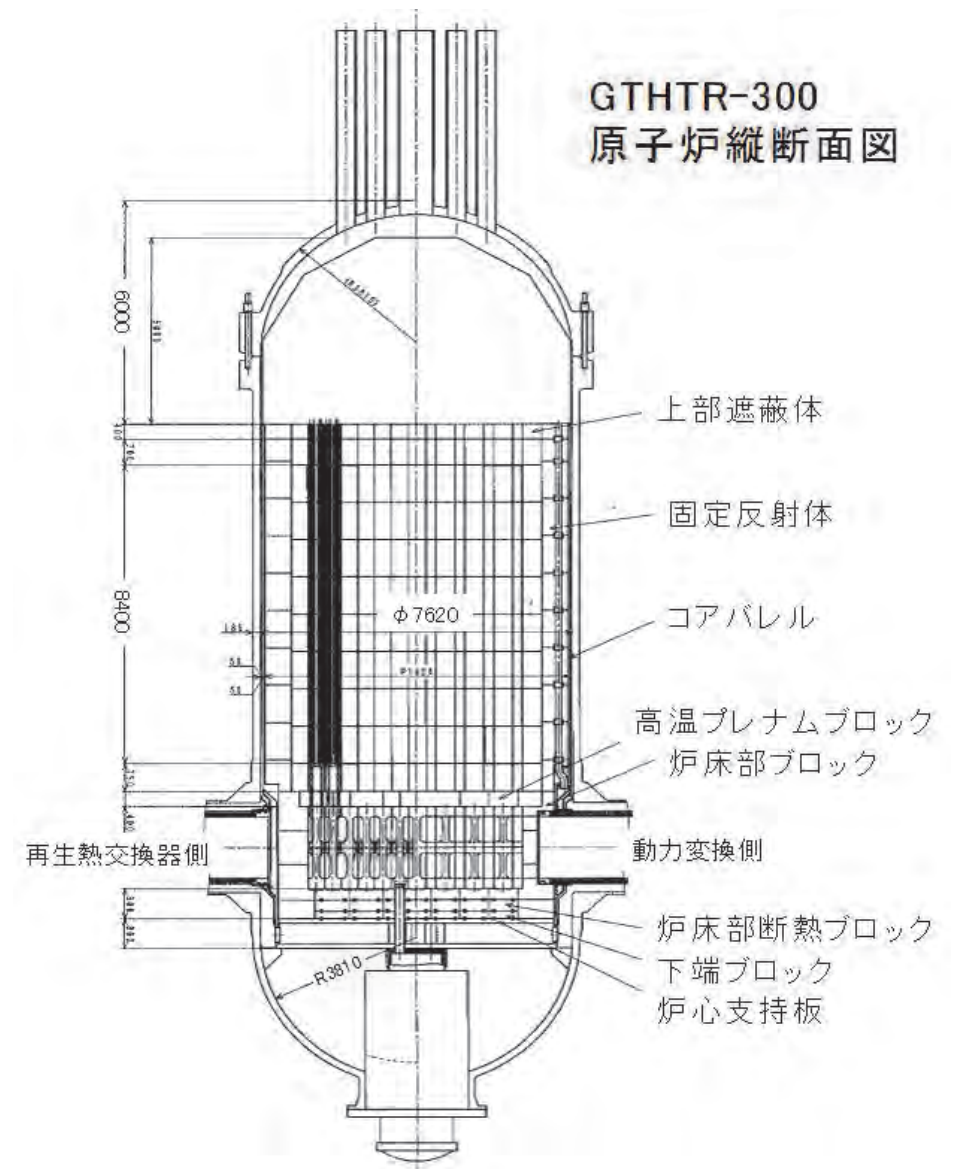
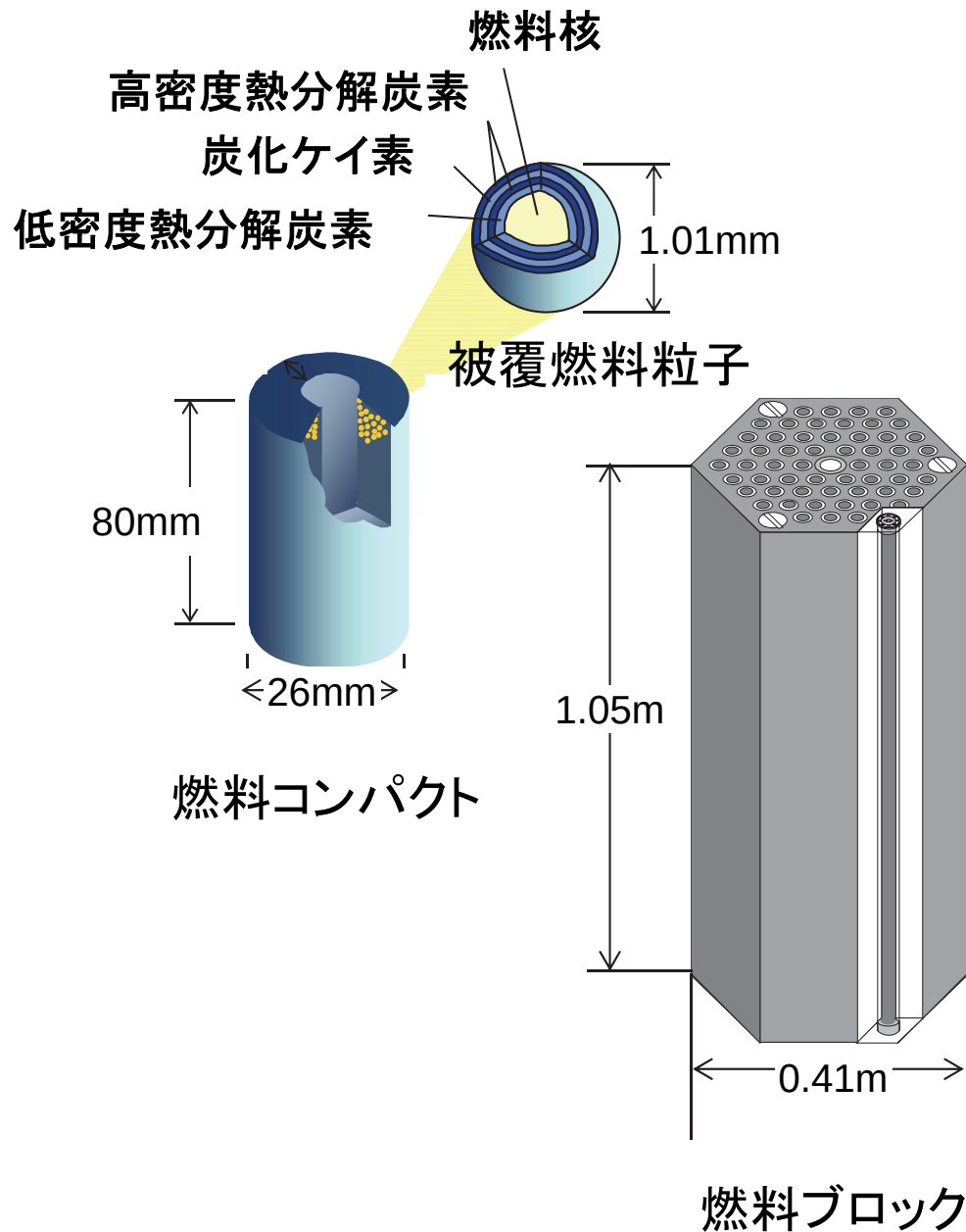
- 容器、配管材料は軽水炉と同じ
- ガスタービン技術は産業用横型ガスタービン技術を応用

■ HTTRの成果を利用

- 原子炉技術は完成



原子炉システムの主要コンポーネントはこれだけ。
原子炉の冷却に水を使わない。



高温ガス炉の炉内構造

高温ガス炉と軽水炉発電システムの主な相違点

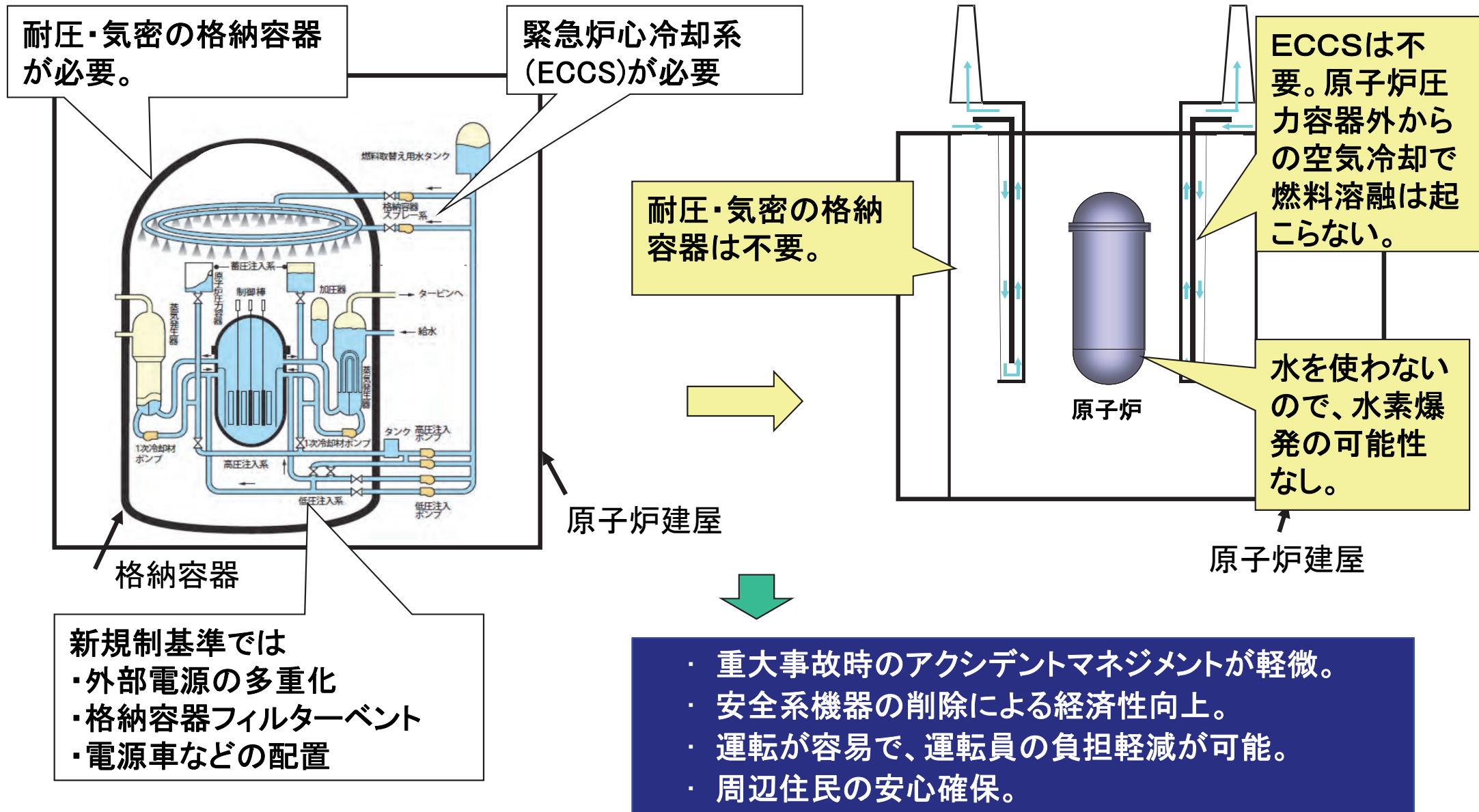


項目	高温ガス炉(GTHTR300)	軽水炉
原子炉出口冷却材温度	850～950℃	約300℃
原子炉発電出力	5～30万kWe	10～150万kWe
原子炉冷却材	ヘリウムガス	水
原子炉減速材	黒鉛	水
燃料被覆材*	セラミック (炭化ケイ素等)	金属 (ジルカロイ)
発電方法	ガスタービン	蒸気タービン

* 燃料はいずれも二酸化ウラン

2. 軽水炉との安全性の比較

福島第一原発事故と同じように長期の電源喪失が起こり、さらに1次系の配管も判断したらどうなるか。



自然に止まる

自然に冷える

放射性物質を閉じ込める

負のフィードバック特性

- ・ドップラー効果
- ・減速材温度効果

熱容量が大きく
出力密度が小さい

受動的炉心間接冷却
炉容器冷却設備

被覆燃料粒子

1次系圧力バウンダリ

格納施設



内は高温ガス炉の安全性として特徴的なもの。



内は他炉型と同じだが、実炉で実証できるのが特徴。

HTTRを用いて「自然に止まる」を実証(1/4)

経緯と現状

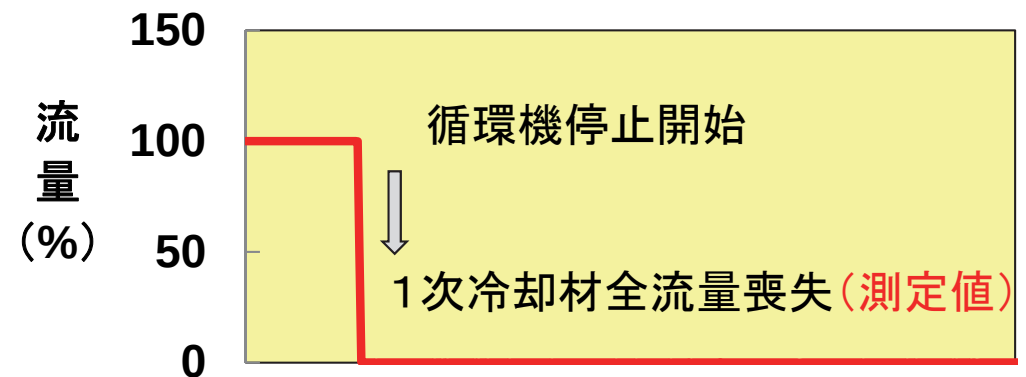
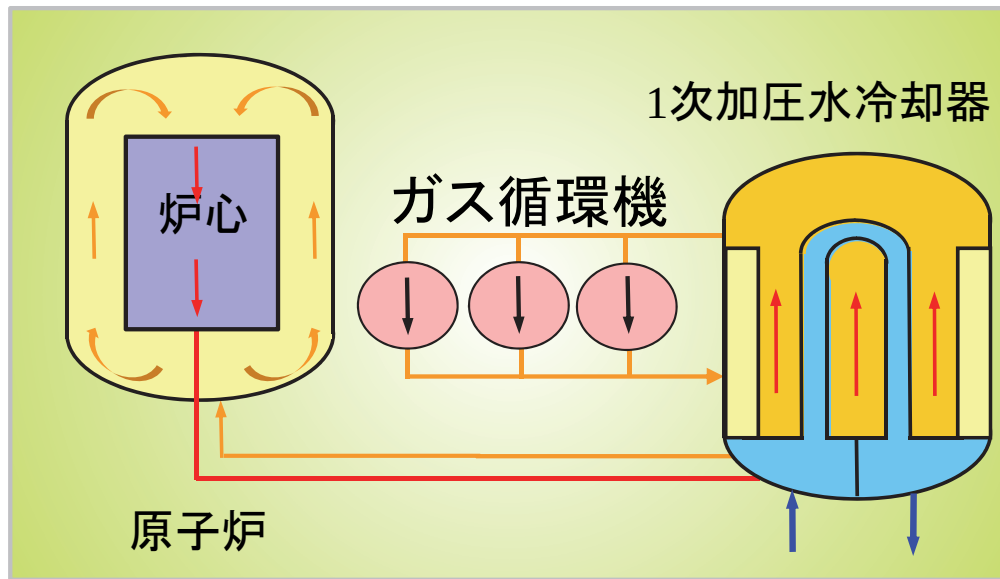
- 1991年度 建設着工
- 1998年度 初臨界達成
- 2001年度 全熱出力(30MW)達成
- 2003年度 安全性試験開始
 - 反応度添加事象の模擬
 - 冷却材流量低下事象の模擬
- 2004年度 950°C達成(世界初)
- 2006年度 安全性試験
- 2010年度 50日間の高温連続運転
- 2010年度 安全性試験
 - 1次冷却材流量喪失を模擬
- 今後: 安全性試験
 - 全冷却系停止を模擬

原子炉出力: 30MW
原子炉出口冷却材温度: 950°C(最高)
1次冷却材: ヘリウムガス
1次冷却材圧力: 4.0 MPa
出力密度: 2.5 W/cc
燃料: UO_2
燃料濃縮度: 平均6%



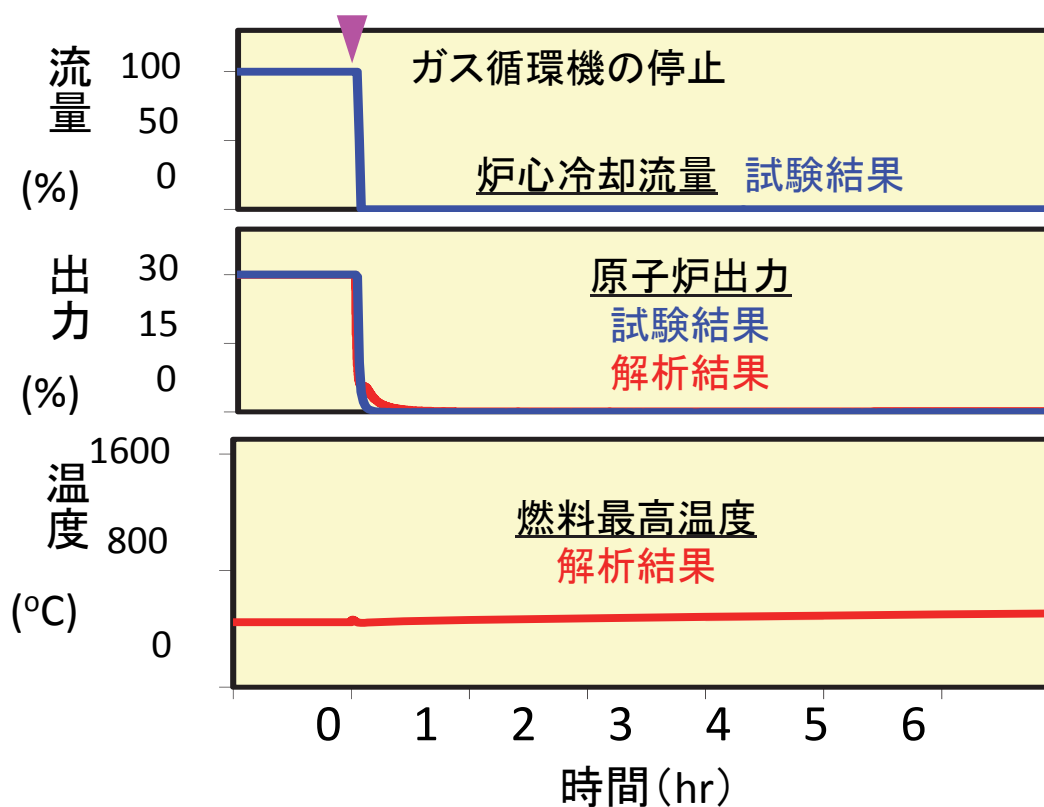
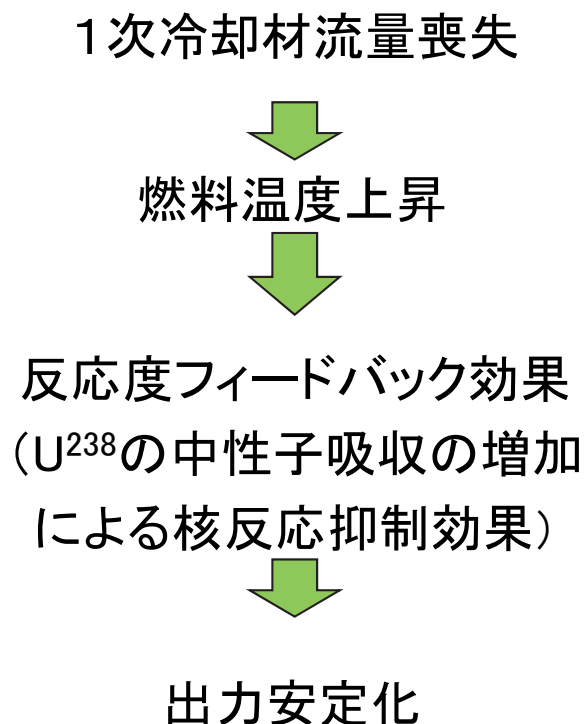
HTTRを用いて「自然に止まる」を実証(2/4)

- 1次冷却材循環機3台を完全に停止
- 制御棒操作はしない。原子炉スクラムもさせない。



- 試験実施日 平成22年12月21日
- 原子炉出力9MW。出口冷却材温度380℃
- 1次冷却材流量 12.2 kg/s $\Rightarrow$ 0 kg/s

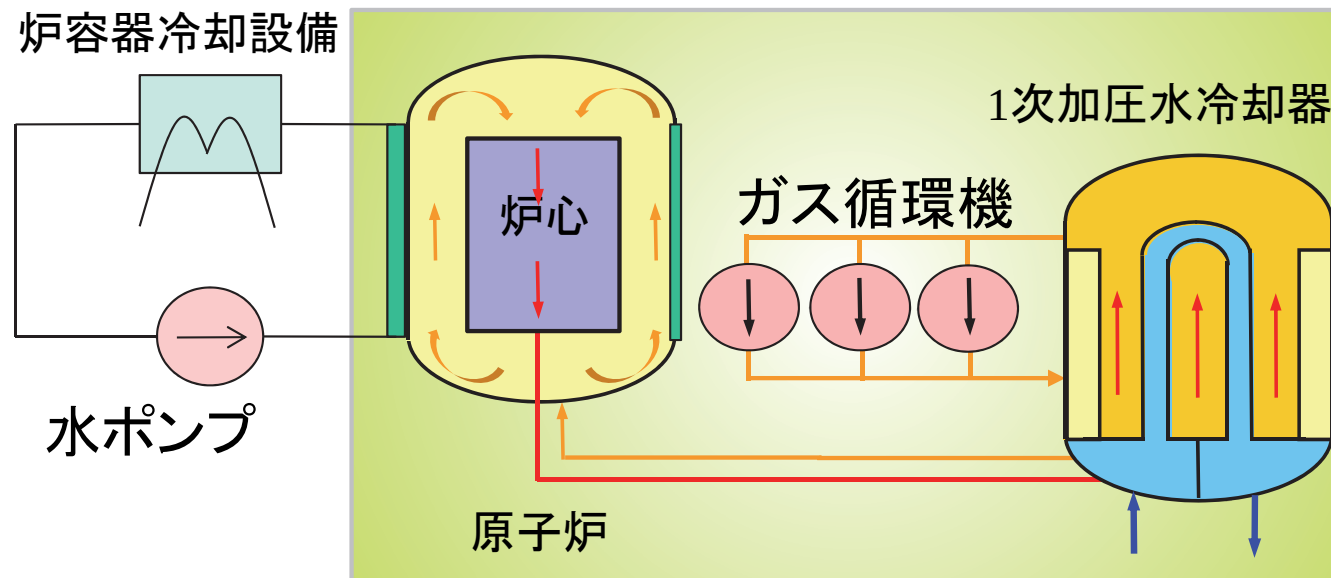
HTTRを用いて「自然に止まる」を実証(3/4)



自然に出力が低下し、燃料温度も上がらずに静定

HTTRを用いて「自然に止まる」を実証(4/4)

- ・次の試験では、1次系ガス循環機の停止に加えて、炉容器冷却設備（次項で説明）の水ポンプも停止し、全交流電源喪失を模擬する*。
- ・制御棒操作はしない。原子炉スクラムもさせない。



- ・試験実施予定 平成26年度以降
- ・原子炉出力9MW。出口冷却材温度380℃
- ・1次冷却材流量 12.2 kg/s $\Rightarrow$ 0 kg/s
- ・炉容器冷却設備の冷却水の停止。

* 計測系は利用。

なぜ自然に冷えるのか。(1/2)

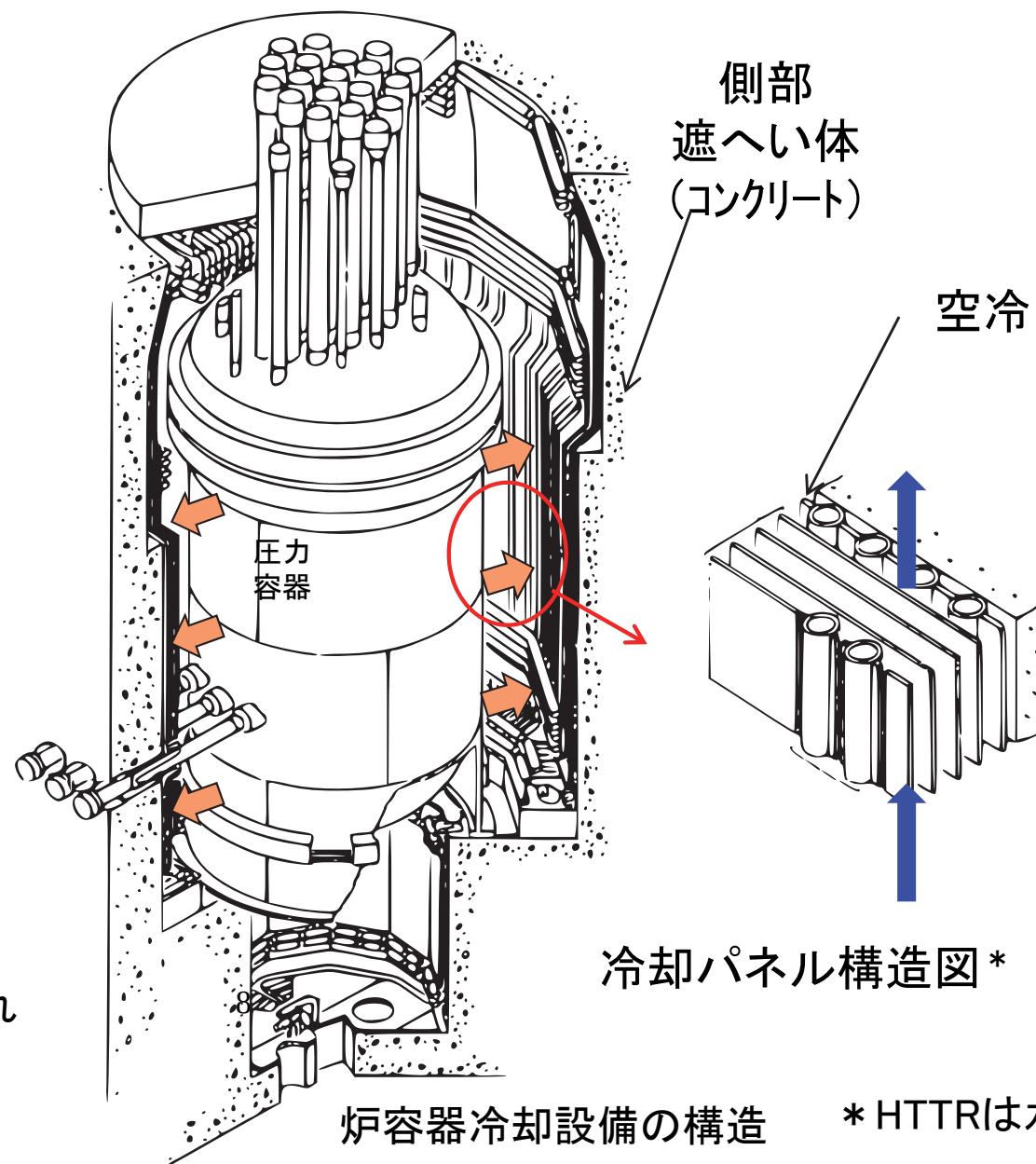
炉容器冷却設備の構造

- ・原子力压力容器回りに空冷パネルを配置
- ・空冷は自然循環



- ・原子炉压力容器外表面から冷却パネルへのふく射、自然対流による除熱

→ 熱の流れ

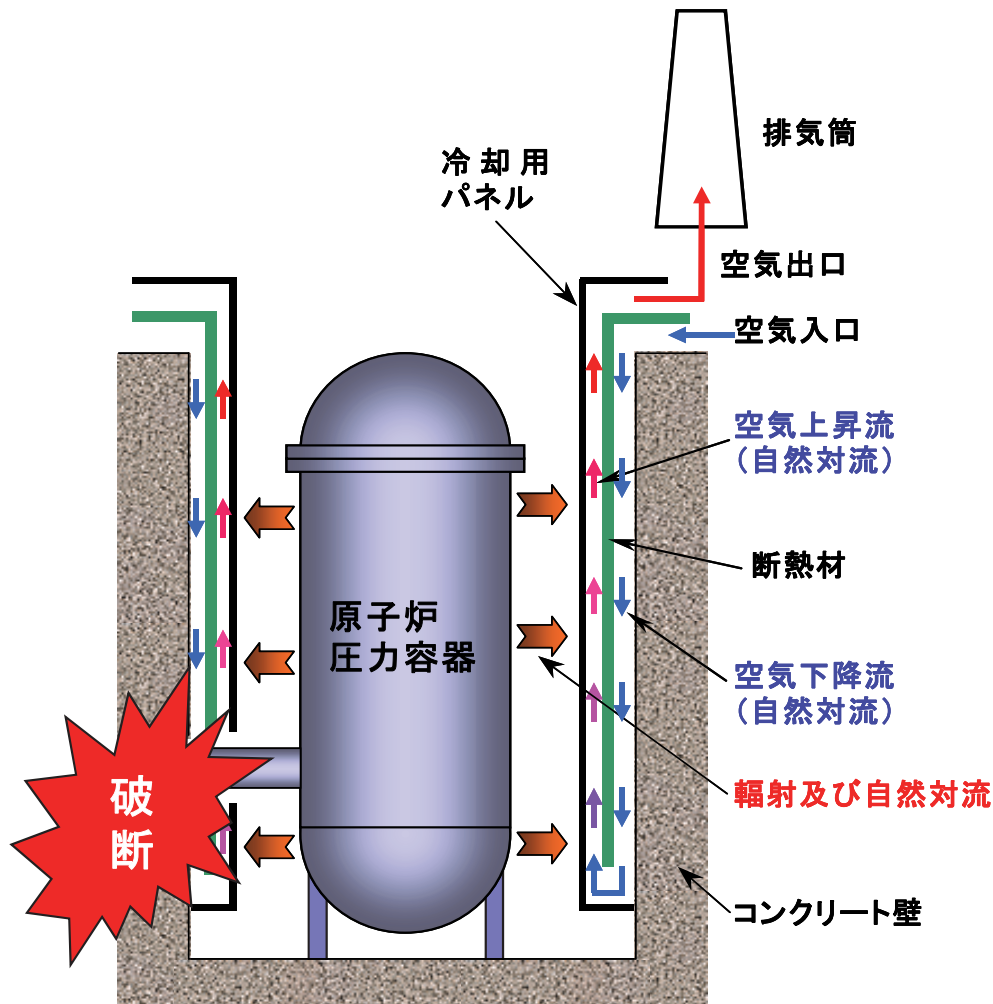


冷却パネル構造図*

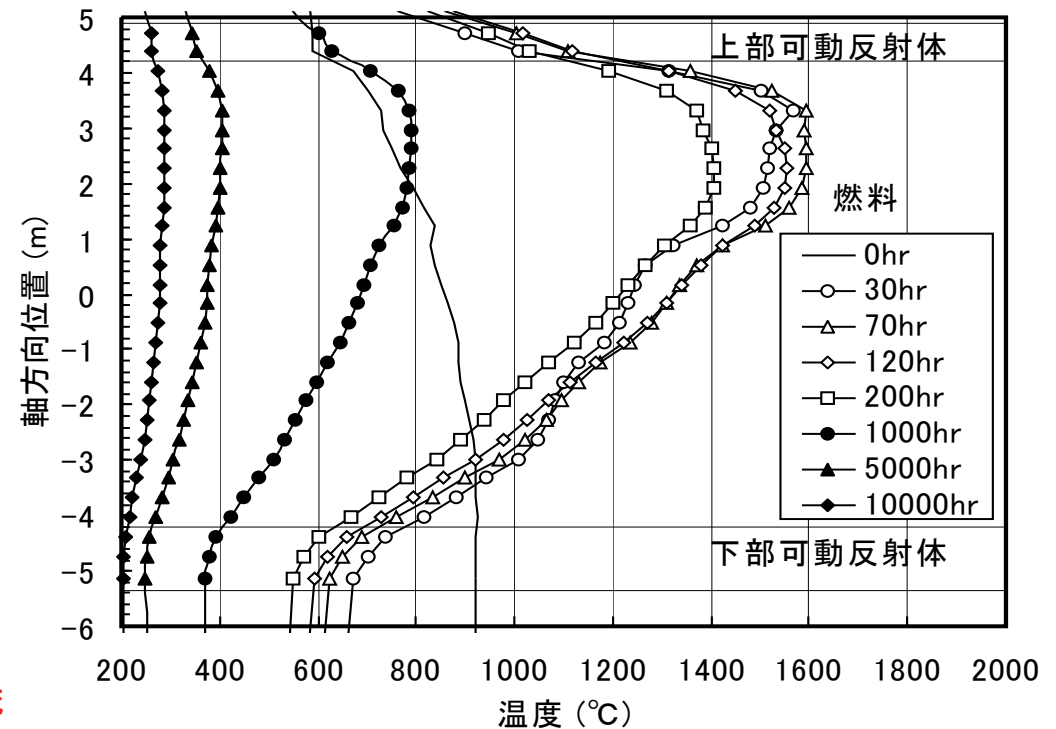
炉容器冷却設備の構造

* HTTRは水冷。

なぜ自然に冷えるのか。(2/2)



1次系主配管の破断



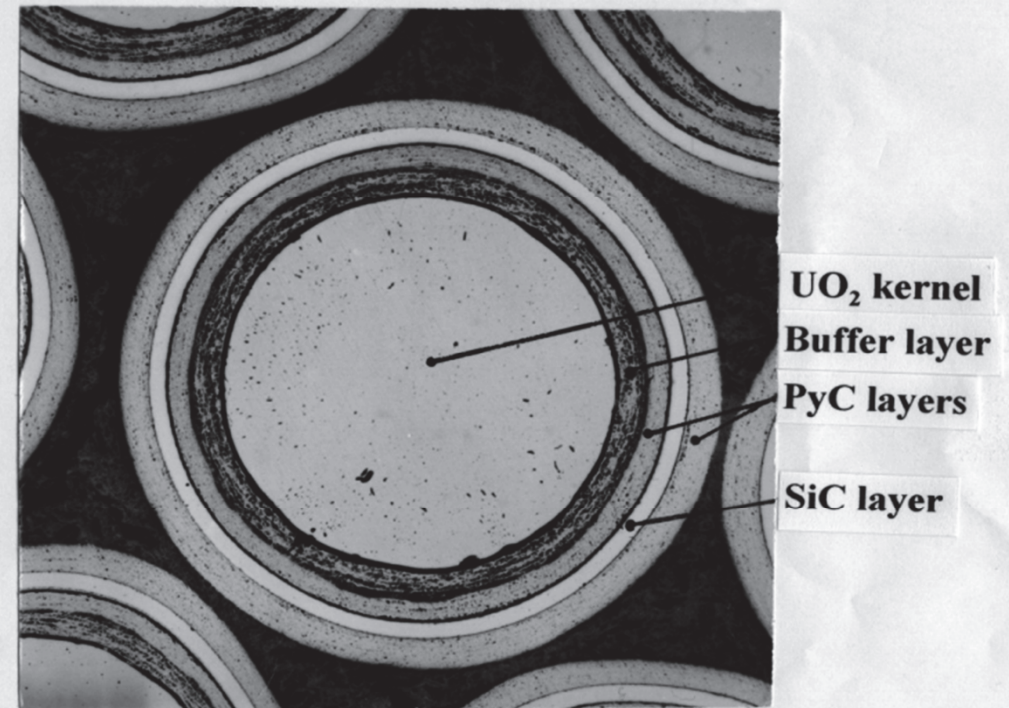
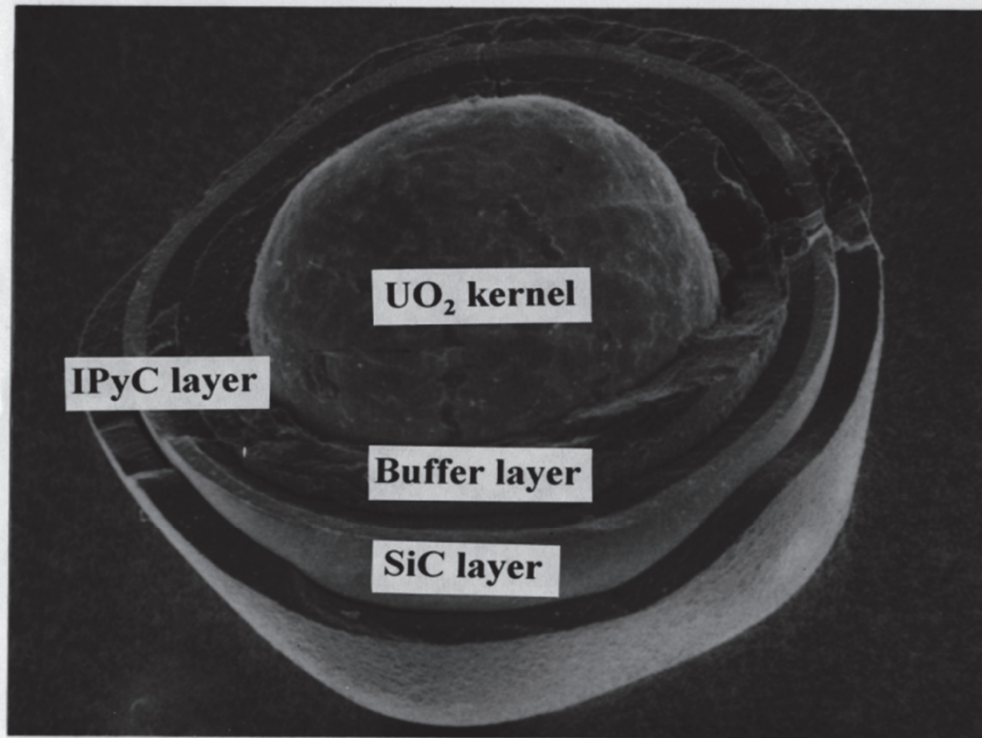
1次系主配管破断事故時の燃料温度
軸方向分布の時間変化 (GTHT300)

燃料温度 < 制限温度 1600°C

原子炉圧力容器外からの受動的空冷で冷却
炉心の直接強制冷却は不要

放射性物質を閉じ込める（被覆燃料粒子）（1/4）

燃料構造



- セラミック製の4重被覆燃料
- 核分裂生成物は被覆燃料粒子内に閉じ込める

放射性物質を閉じ込める（被覆燃料粒子）（2/4）

被覆層の機能

第1層: バッファ層(低密度熱分解炭素)

- ・核分裂片損傷による被覆層破損の防止
- ・気体状核分裂生成物および燃焼に伴い発生する一酸化炭素のガス溜
- ・燃料核のスウェリングの吸収

第2層: 内側PyC層(高密度熱分解炭素)

- ・製造過程におけるSiC層蒸着中の燃料核保護
- ・気体状核分裂生成物の閉じ込め
- ・核分裂生成物とSiC層との反応の抑制

第3層: SiC層(炭化ケイ素)

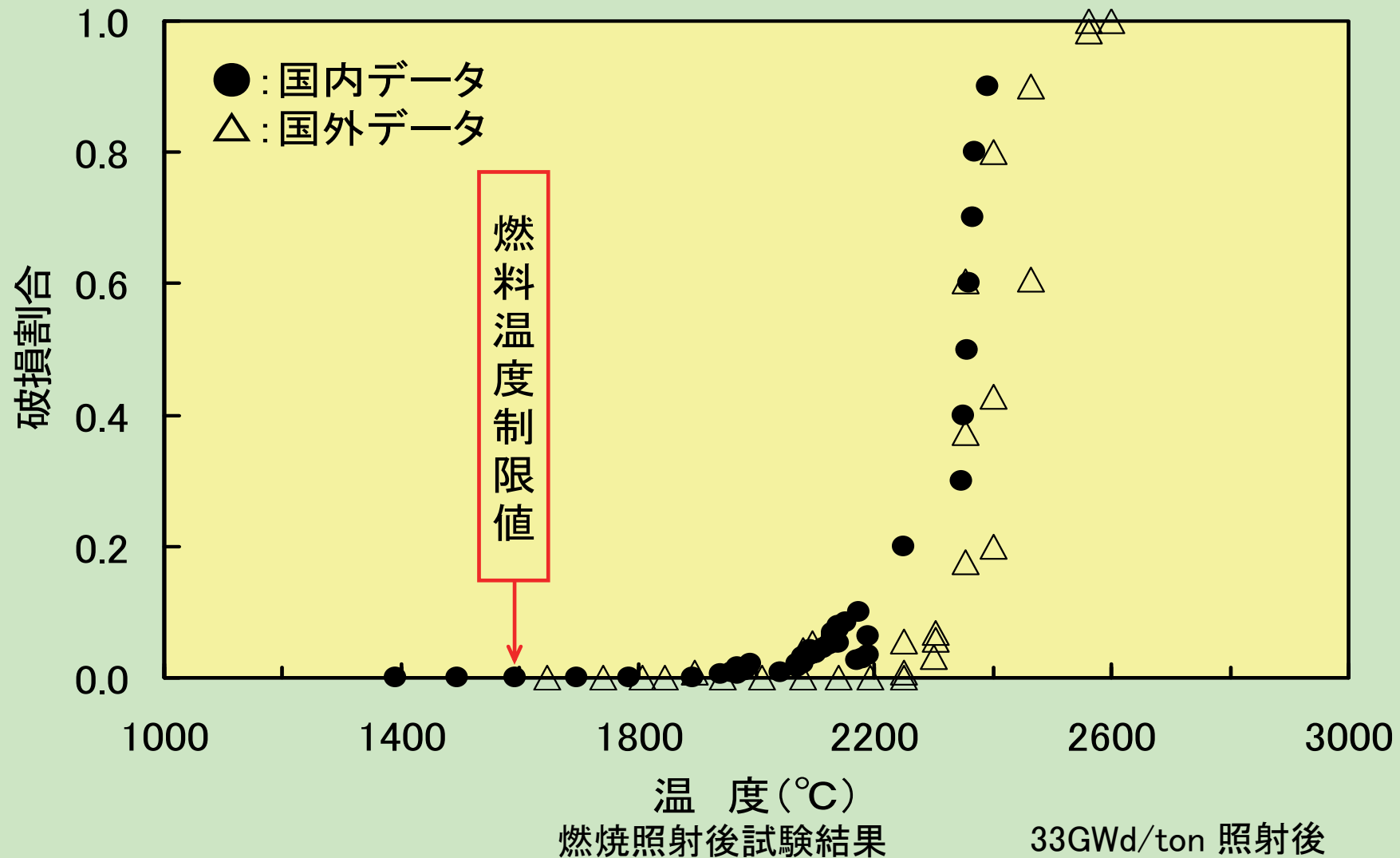
- ・被覆燃料粒子の寸法安定性保持および構造的強度保持
- ・気体状および金属状核分裂生成物の閉じ込め

第4層: 外側PyC層(高密度熱分解炭素)

- ・SiC層の機械的保護
- ・SiC層が破損した場合の気体状核分裂生成物の閉じ込め

放射性物質を閉じ込める（被覆燃料粒子）(3/4)

耐熱健全性



放射性物質を閉じ込める（被覆燃料粒子）（4/4）

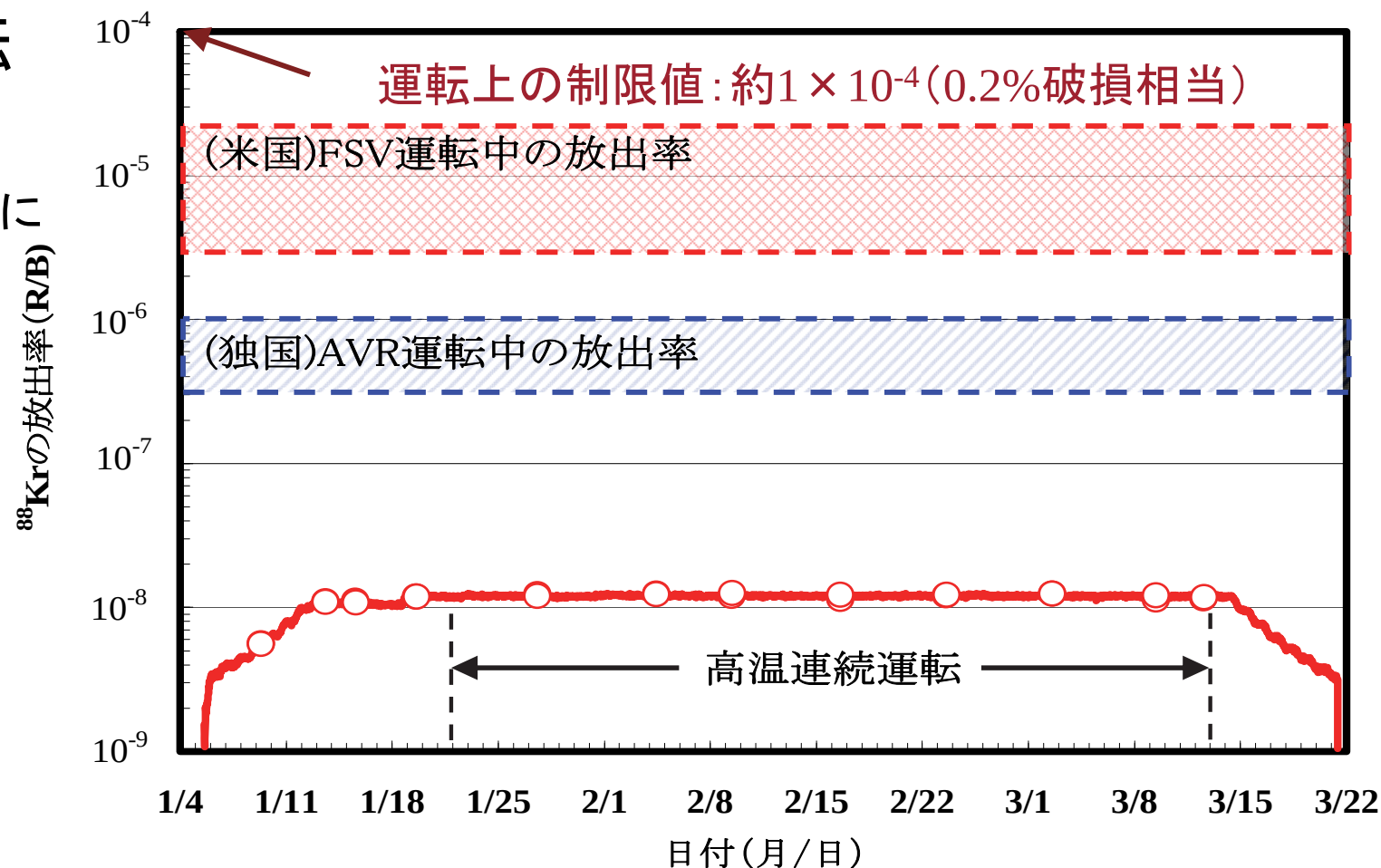
運転中の燃料健全性

950°C、50日連続運転
(平成22年1月～3月に実施)

- ・1次冷却材サンプリング設備にてFP計測

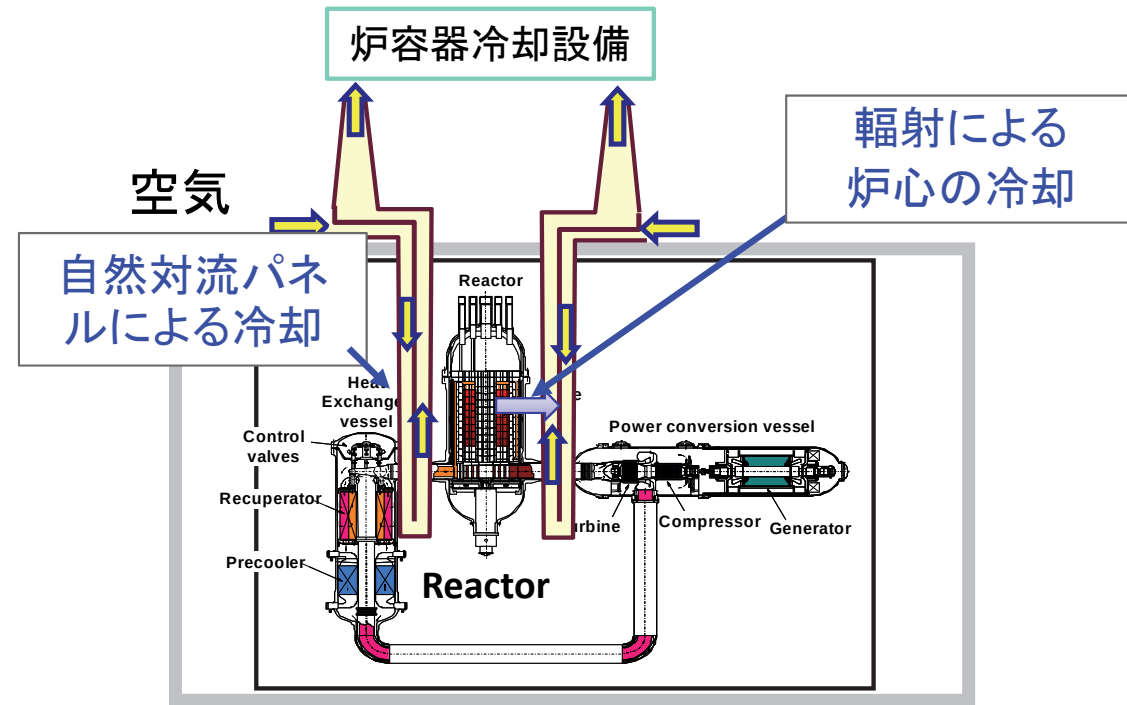


^{88}Kr 放出率の測定値
約 1.2×10^{-8}



注) ^{88}Kr の放射能濃度を測定し放出率を算出: 放出率(R/B) = 放出速度 ÷ 生成速度

運転中の優れた放射性物質の閉じ込め性能を実証

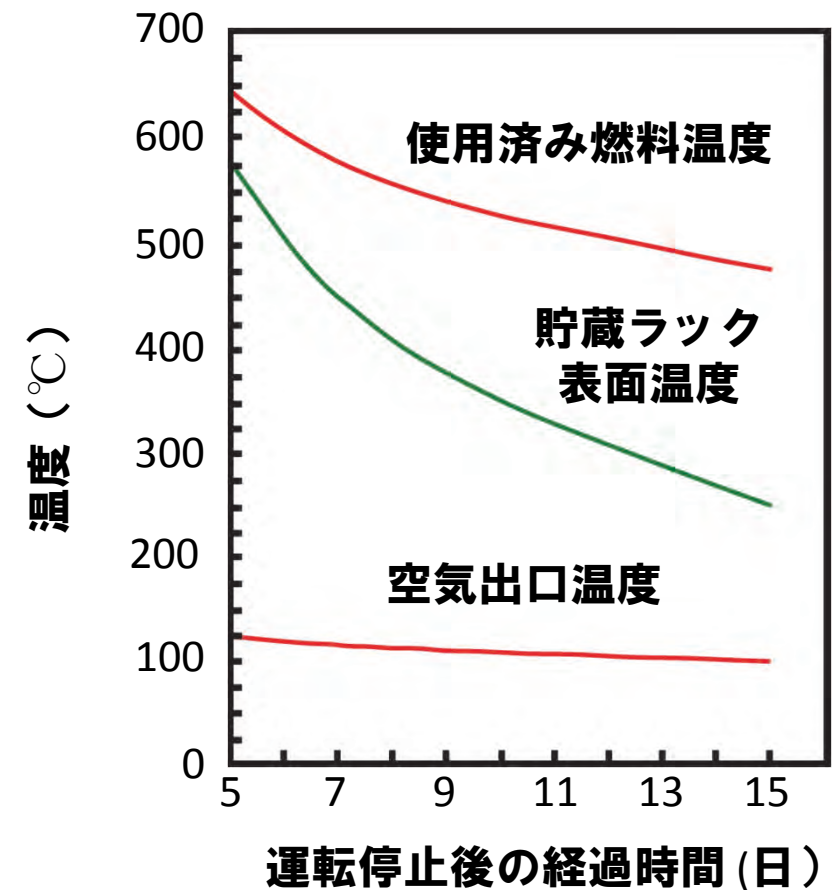
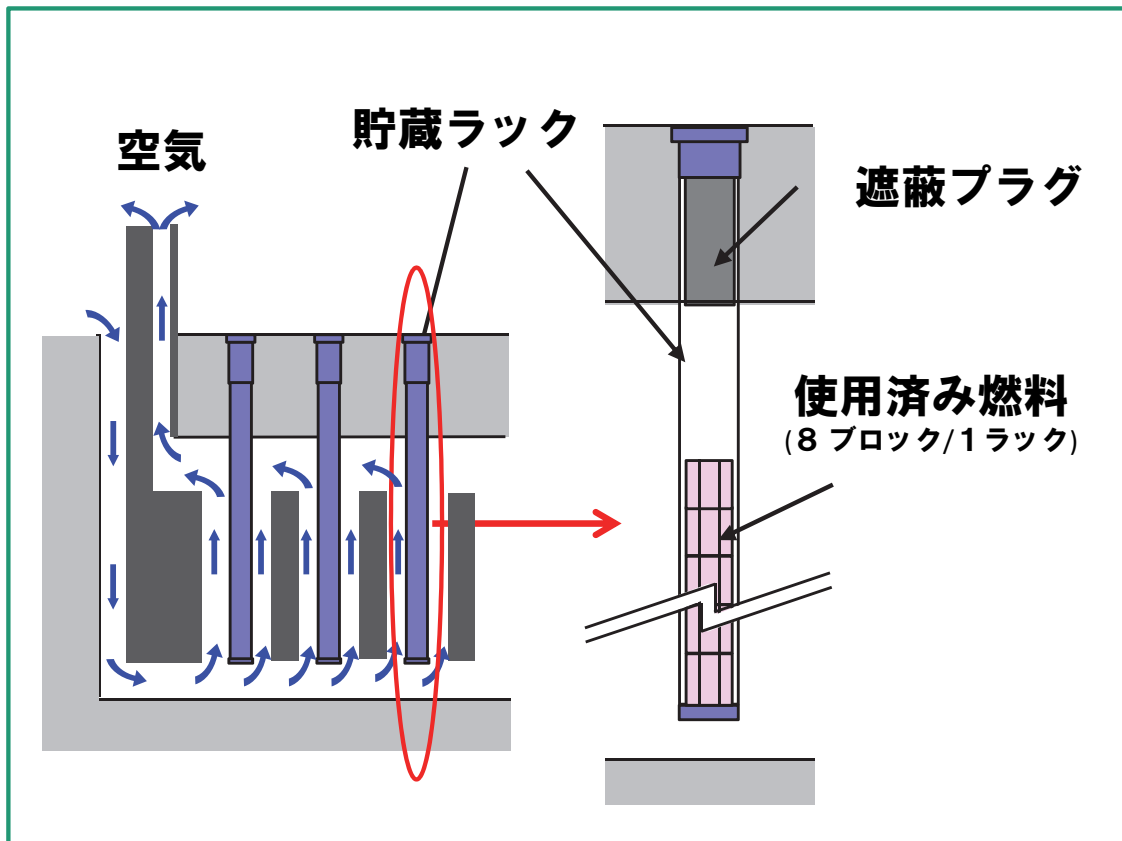


- 交流電源を用いずに、圧力容器外面からの自然放熱により崩壊熱の除去が可能。
- 燃料温度は許容値以下であり、放射性生成物の放出なし。

発熱密度が小さいため崩壊熱も限られる。燃料の耐熱性高い。



乾式貯蔵が可能



3. 高温ガス炉の安全上の課題はあるのか。

1次系配管破断時の被覆燃料粒子の健全性

耐熱健全性

化学反応に関する健全性



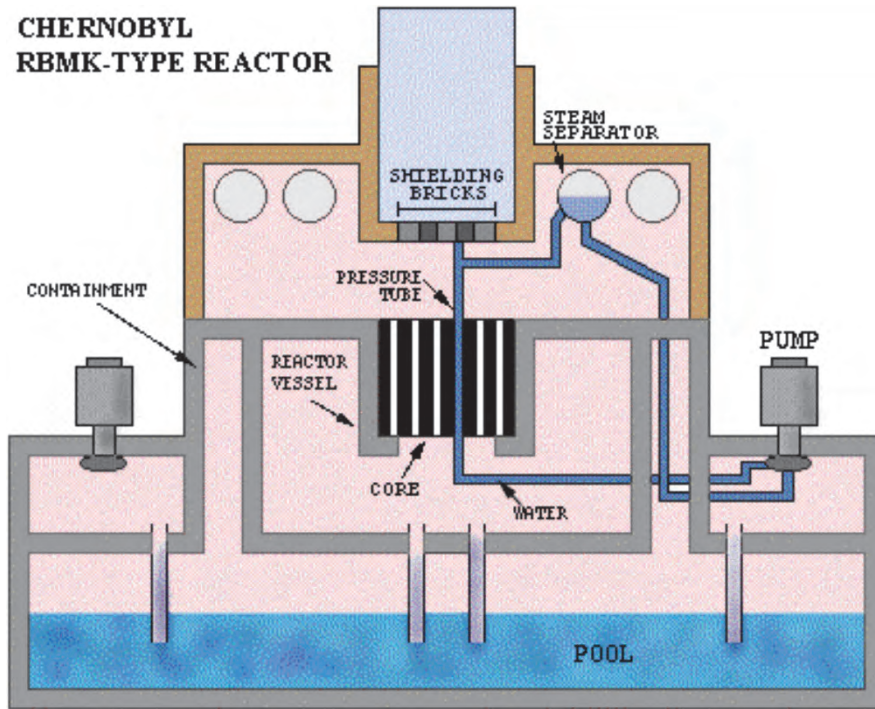
固有の安全性、受動的安全性により
燃料温度上昇は抑えられる。

- 燃焼の可能性評価
- 酸化の可能性評価

炉心の黒鉛は安全か。(1/2)

チェルノブイリ原子炉の問題点

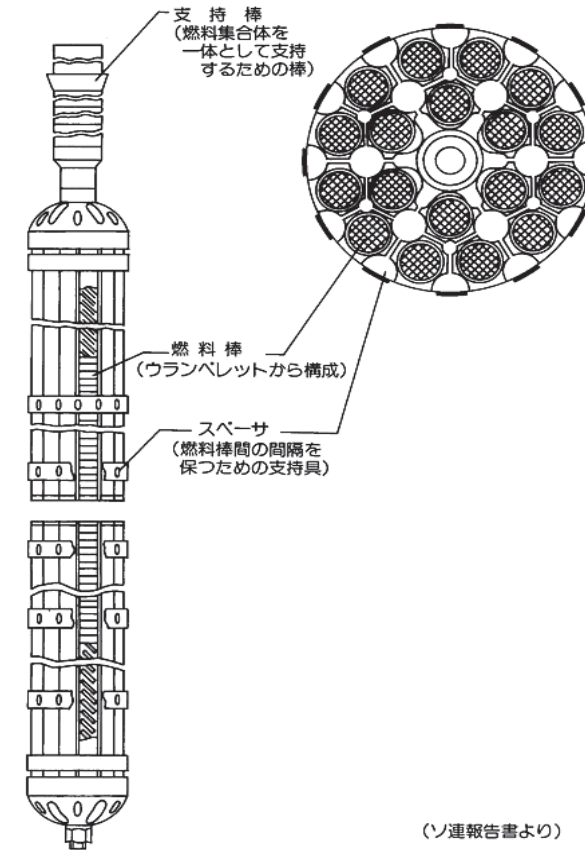
8-2-4-22-3



- ・ 軽水冷却、黒鉛減速
- ・ ジルカロイ製圧力管内に酸化ウランペレットニウム

特徴

- ・ 原子炉出力20%以下では、出力係数が正
- ・ 冷却材喪失事故時において、出力上昇。
(ボイド率が正)



(ソ連報告書より)

燃料集合体の構造

From ATOMICA

炉心の黒鉛は安全か。(2/2)

なぜ黒鉛燃焼が起こらないか。

- 空気浸入量が限られている。崩壊熱による穏やかな温度上昇。
- 高温ガス炉用黒鉛は高純度材で極端に燃えにくい。
 - －灰分の含有量が少ない
 - －加熱による可燃性ガスの放出が少ない。
 - －内部気孔が少なく、反応表面積が小さい。
- ヒートロスが大きく。燃焼に必要な熱量が確保できない。



- 燃焼温度になる可能性が非常に低い。
- 燃焼のために、大量の酸素が必要。

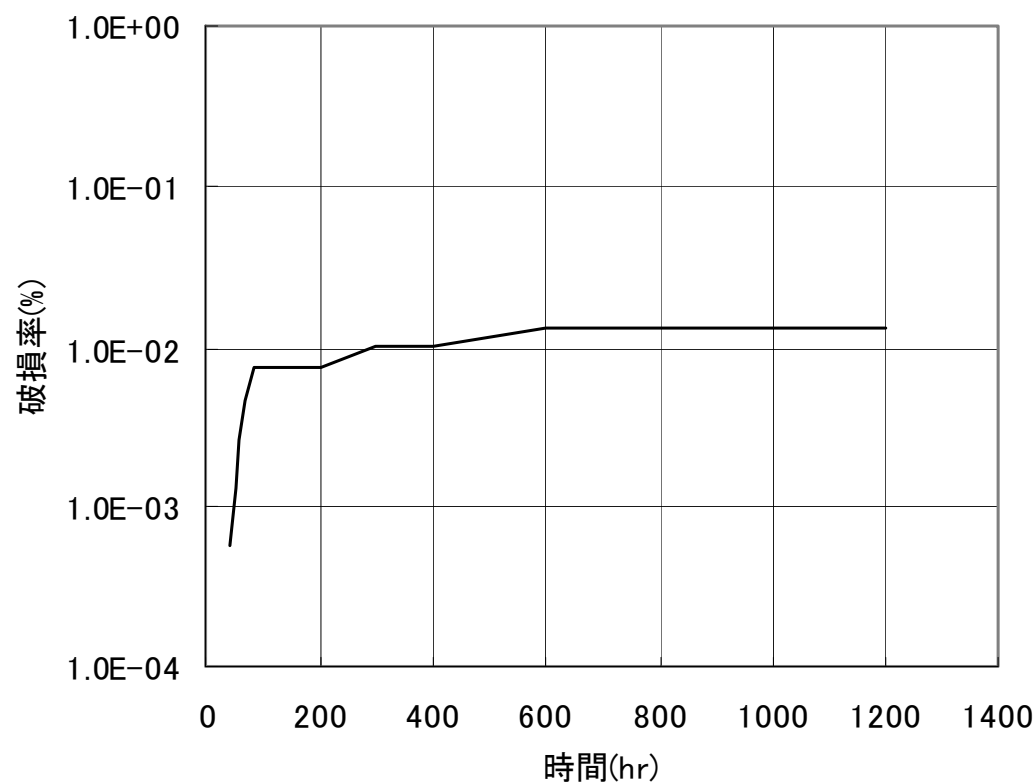
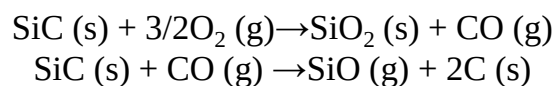
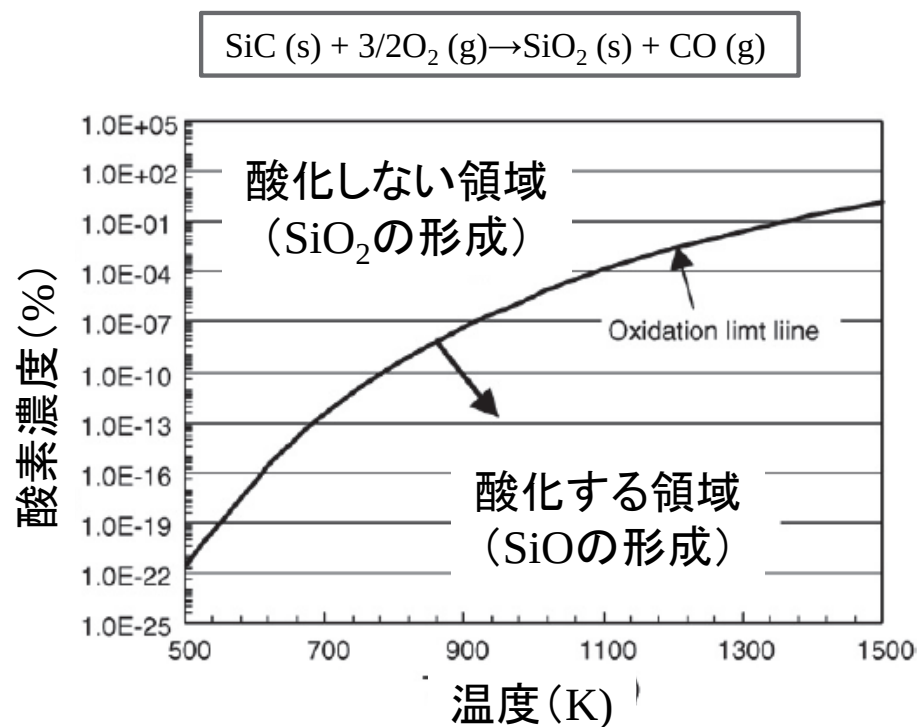


高温ガス炉でチェルノブイリ
原子炉のような黒鉛燃焼は
起こらない。

穏やかな炉心酸化が発生する。

安定な酸化被膜 SiO_2 ができる条件

燃料の酸化による破損割合



酸化による燃料破損割合は、全体の0.01%程度。
 これによるFP放出は無視できるレベル。

酸化被膜の形成により、燃料酸化は制限される。

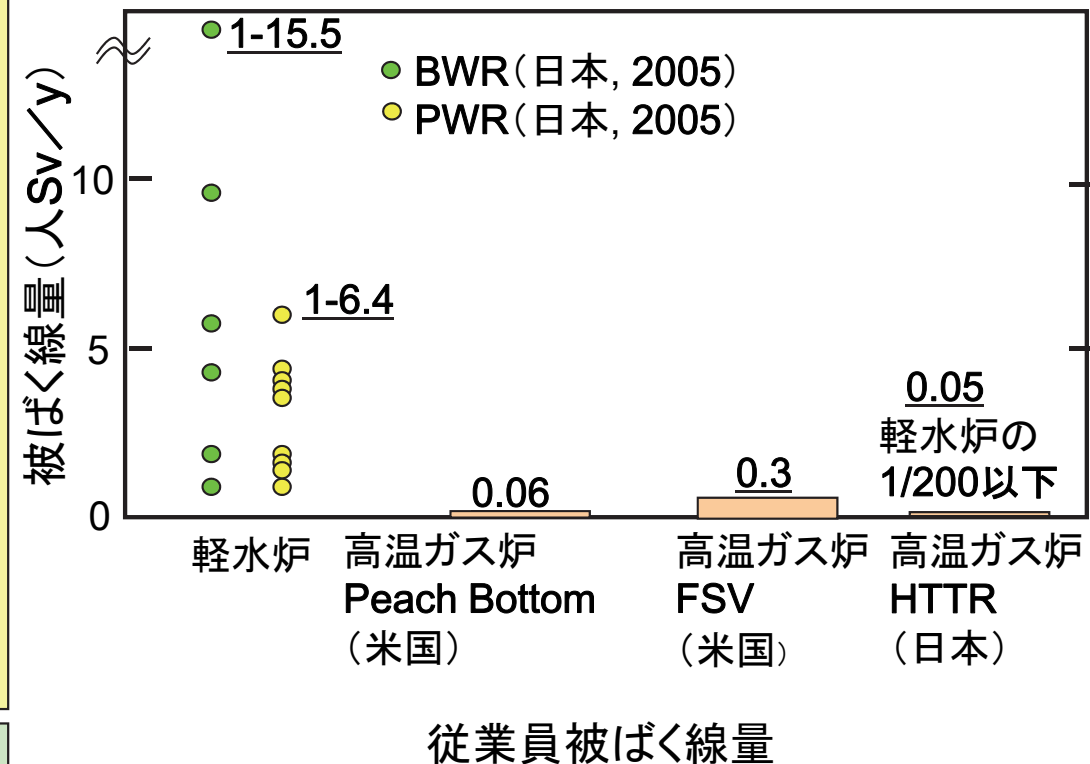
4. 軽水炉との保守、補修時の従業員被ばくの比較

少ない被ばく

- 化学的に不活性なヘリウムガスを冷却材に使用し、水は使用しない
- 燃料や構造材との化学的相互作用が少なく、放射化されにくい
- 従事者の被ばく線量が低い
- 放射性廃棄物の発生量が少ない

容易な保守

- 軽水炉と比較し、安全性の観点から設備を大幅に簡素化(CV不要、SG不要、ECCS不要ほか)
 - 保守を要する機器数が少ない
- 従事者の被ばく線量が低く保守が容易



米国: GAT. The USHTGR Program. Jan. 1984

日本の軽水炉: 原子力安全基盤機構Webより

http://www2.jnes.go.jp/atom-db/jp/data/jp_hibaku.xls

HTTR(JAEA): 直近の保守実績(約5人mSv/y)

(高温ガス炉では軽水炉のような放射性腐食生成物の発生がなく、出力差は影響しない)

高温ガス炉は軽水炉と比較し、被ばく量が2桁以上低い → 放射線従事者数の低減
設備の簡素化により、軽水炉と比較し、保守が容易 → メンテナンスコスト低減

高温ガス炉は、

- 冷却にヘリウムガスを用いるため、炉内で化学反応が極めて起こりにくい。
- 被覆燃料粒子の耐熱性が高い。
- 炉心の熱容量が大きく、炉心の温度変化が緩慢である。
- 冷却材喪失事故＋電源喪失等においても、炉心の直接冷却は不要である。炉心外部からの間接冷却のみにより、炉心を安全な状態に保つ事ができる。
- 炉心の黒鉛は高純度であり燃焼しにくい。また、炉心酸化を制限でき、燃料破損を抑えることができる。
- 保守、補修時の従業員被ばくが大幅に少ない。