

# 高温ガス炉技術の 研究開発の現状と今後の課題について

---

# 1. 燃料に関する研究開発

# 1. 燃料に関する研究開発



～H2

▽  
現在

- ①SiC三重被覆 (TRISO) 燃料の製造技術
- ②燃料の照射性能の把握 (33GWd/t)
  - OGL-1試験
  - キャプセル照射試験
- ③燃料特性・FP保持性能研究

- ④燃料被覆破損機構の研究
  - 燃料核移動
  - Pd-SiC腐食

- 燃料設計基準
- 燃料検査基準

HTTR運転による  
燃料健全性の実証

⑤照射後試験

高燃焼度燃料の製造条件拡充

⑥ 100GWd/t  
照射試験  
(ISTC)

⑥ 160GWd/t  
照射試験  
(JMTR)

④燃料被覆破損機構の研究 ・内圧破損

⑦除熱性能向上  
燃料要素開発  
• 高充填率化  
• スリーブレス一体型

160GWd/t  
照射試験  
(JMTR)

実用炉向け燃料設計基準

商用製造  
技術の確立

高燃焼度化

高出力  
密度化

規制側による  
評価策定

実用高温ガス炉

# 1-① SiC三重被覆 (TRISO) 燃料の製造技術

## 目的

- 商用規模で高品質なSiC三重被覆 (TRISO) 燃料の製造技術の確立

## 内容

- 高真球度・高密度燃料核(二酸化ウラン)を製造可能な振動滴下-外部ゲル化法の開発
- 被覆燃料粒子の製造時破損を防止する連続被覆技術およびコンパクト成形技術の開発

## 成果

- 原子燃料工業(株)と共同で、HTTRの初装荷・第2次燃料を製造(合計1,800kg)、商用規模で世界最高レベルの品質を達成
- 製造技術を確立



# 1-② 燃料の照射性能の把握

## 目的

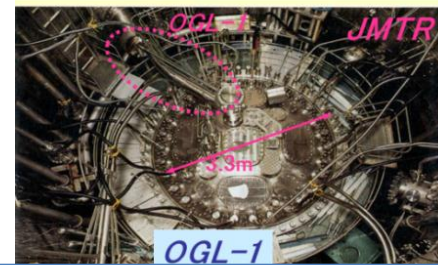
- HTTRの設計燃焼度(最高33GWd/t)での照射性能の把握

## 内容

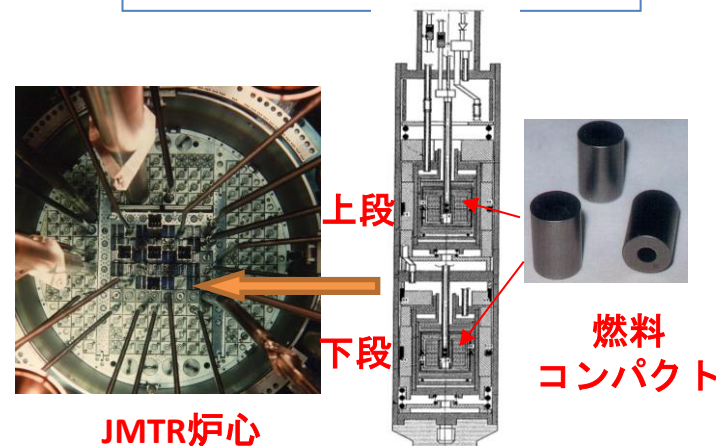
- 材料試験炉(JMTR)を用いたOGL-1試験およびキャプセル照射試験
- 商用燃料製造プラントによるHTTR初装荷燃料の先行照射試験

## 成果

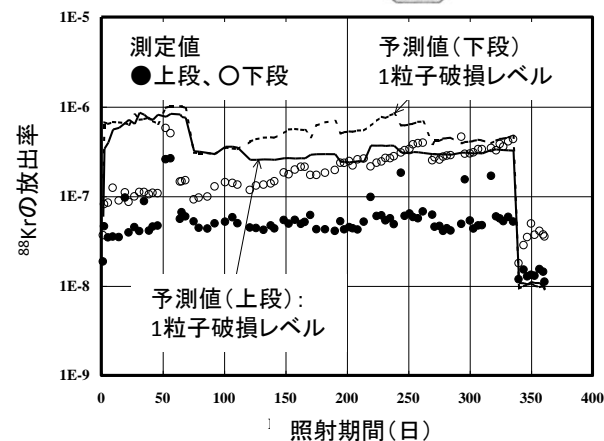
- 900個近くにのぼる燃料コンパクトを照射(OGL-1; 632個、キャプセル236個)、最高燃焼度約90GWd/tまで照射データを取得
- HTTR初装荷燃料の照射健全性を、設計より2倍以上高い燃焼度(約70GWd/t)で確認



JMTRの炉内ガスループ(OGL-1)



JMTR炉心



照射キャプセルによるHTTR初装荷燃料の先行照射試験

# 1-③ 燃料特性・FP保持性能研究

## 目的

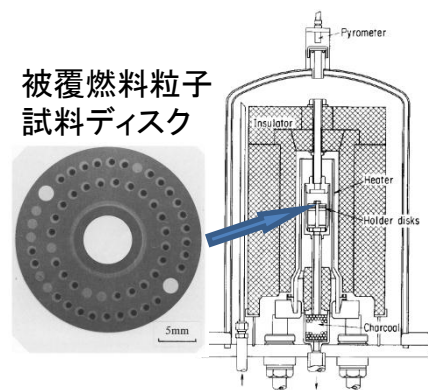
- 燃料の物性等の照射特性および核分裂生成物(FP)保持性能の把握

## 内容

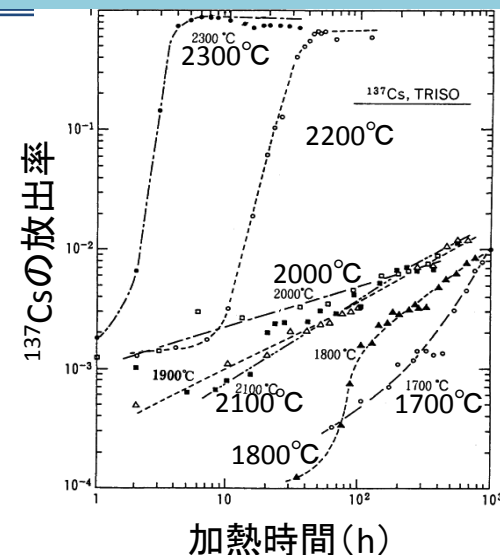
- JMTR照射済燃料試料を用いた照射後試験

## 成果

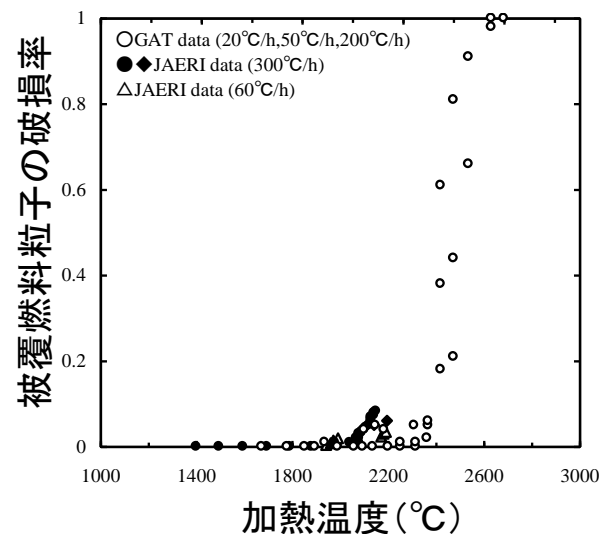
- 各種物性値(熱伝導率、照射寸法変化、強度、FP拡散係数、等)を取得
- HTTR燃料の設計方針に反映



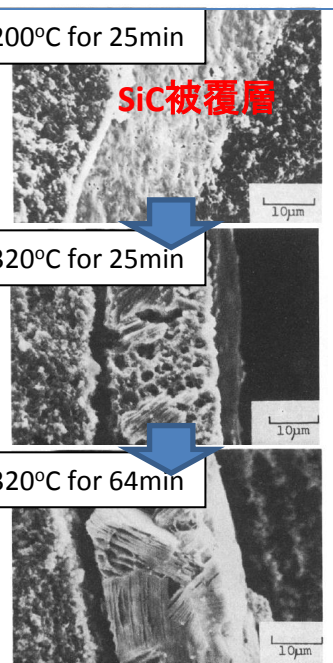
照射後加熱試験装置  
(加熱温度: ~2400°C)



異常高温時の燃料からの $^{137}\text{Cs}$ 等FP放出挙動の解明



燃料設計温度限界(1600°C)前後における燃料破損と温度の関係を解明



異常高温下でのSiC被覆層の結晶組織変化による強度低下メカニズムの解明

# 1-④ 燃料被覆破損機構の研究

## 目的

- 燃料設計方針の策定に向けた破損機構の解明

## 内容

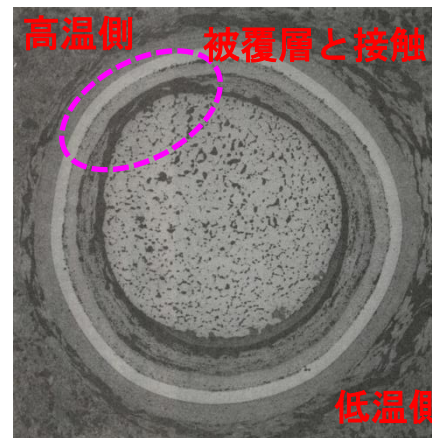
- JMTR照射済燃料試料を用いた照射後試験

## 成果

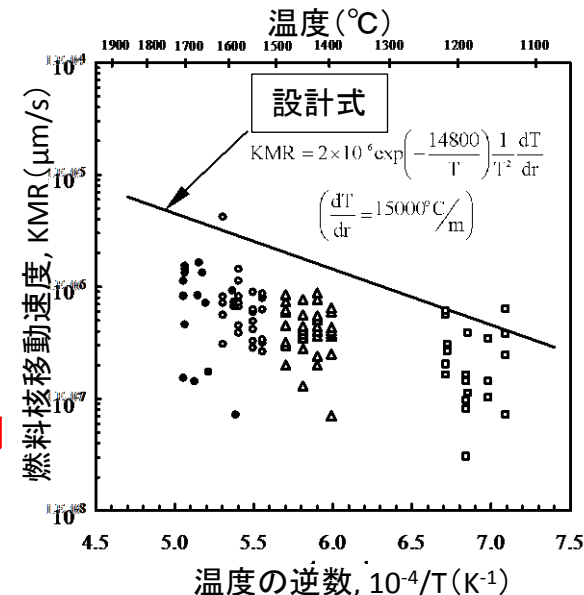
- 燃料核移動、金属FPのパラジウム(Pd)によるSiC被覆層の腐食の破損機構についてHTTR設計式を策定

## 今後の計画

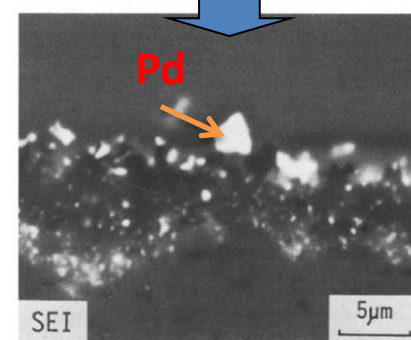
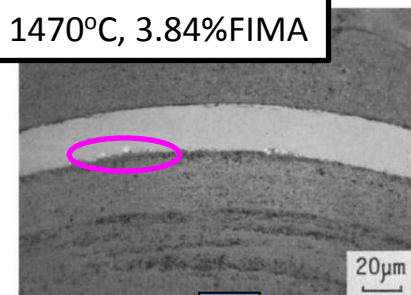
- 高燃焼度下で主要な内部ガス圧力上昇による破損機構(内圧破損)を、高燃焼度照射試験により定式化



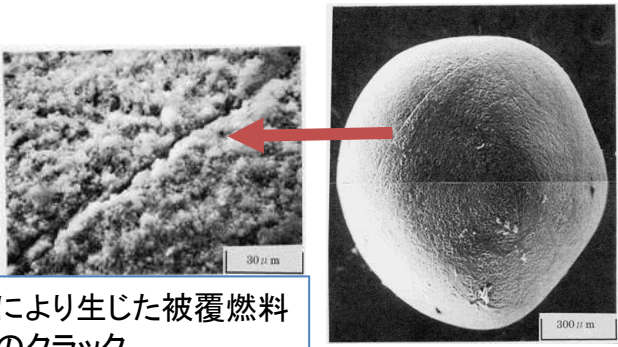
温度勾配により燃料核が移動し被覆層と接触・破損



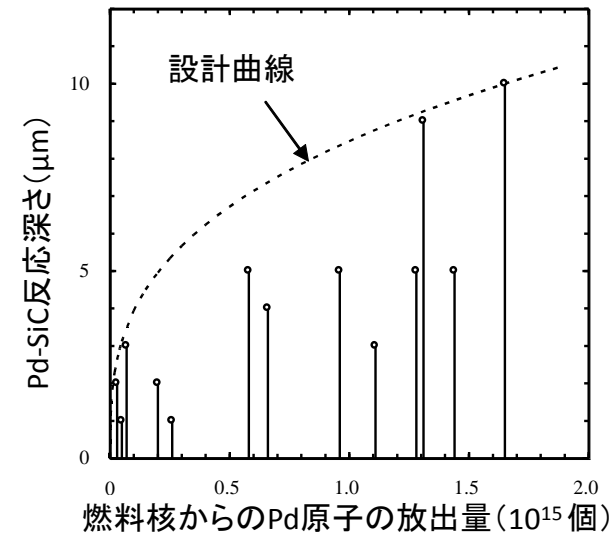
温度勾配と燃料核移動速度の相関を解明



PdによるSiC層の腐食



内圧破損により生じた被覆燃料粒子表面のクラック



SiC層腐食深さとPd生成量の相関を解明

# 1-⑤ 照射後試験

## 目的

- HTTR初装荷燃料の健全性を照射後試験(PIE)により示す

## 内容

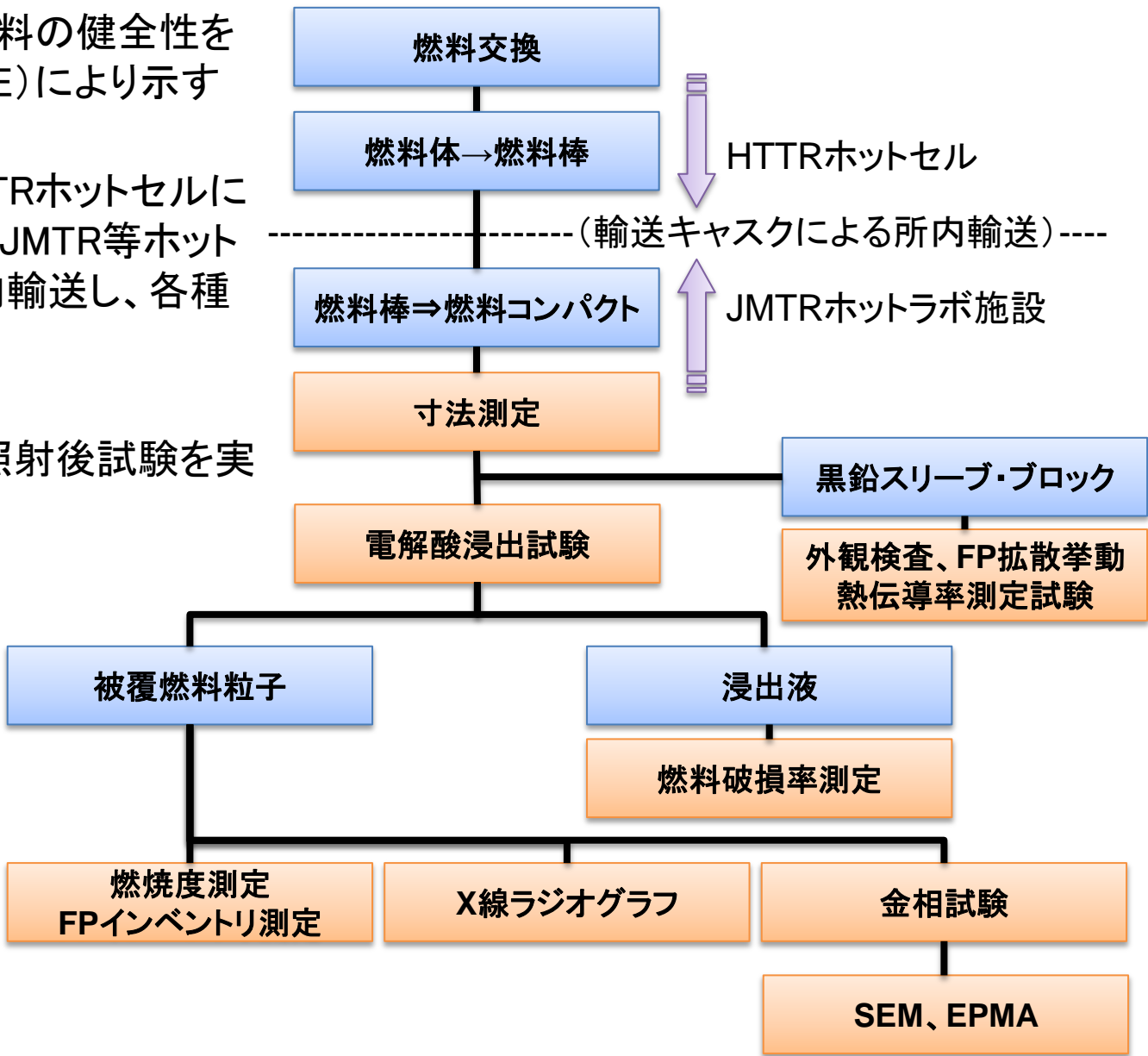
- 燃料試料はHTTRホットセルにて一時受入後、JMTR等ホットラボ施設へ所内輸送し、各種PIEを実施

## 今後の計画

- 燃料交換時に照射後試験を実施予定



HTTRホットセル





# 1-⑥ 高温ガス炉燃料の高燃焼度化

## 目的

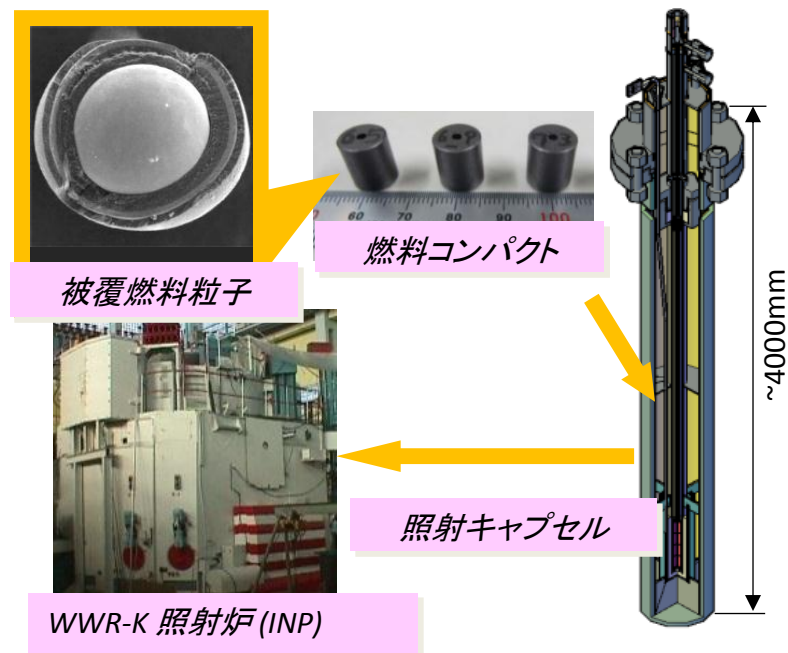
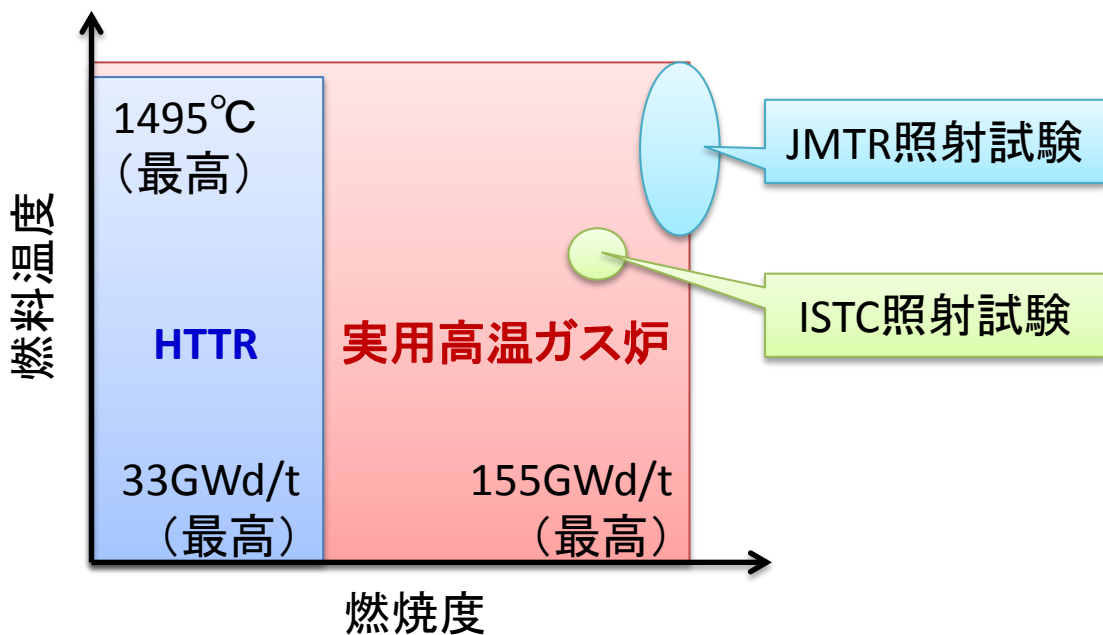
- HTTR技術に基づき製造した高温ガス炉燃料試料の高燃焼度(100~160GWd/t)照射試験により、実用高温ガス炉用燃料の高燃焼度化を目指す

## 内容

- 国際科学技術センター(ISTC)の枠組みで、カザフスタン核物理研究所(INP)にて通常運転時(燃焼度100GWd/t、燃料温度1050±100°C)を想定した照射試験を実施中。2010年6月に開始、燃焼度約70GWd/tに到達、照射健全性を確認中

## 今後の計画

- 設計最高条件(燃焼度~160GWd/t、燃料温度~1500°C)までの照射健全性の検証(JMTR照射試験)を行う



# 1-⑦ 除熱性能向上燃料要素開発

## 目的

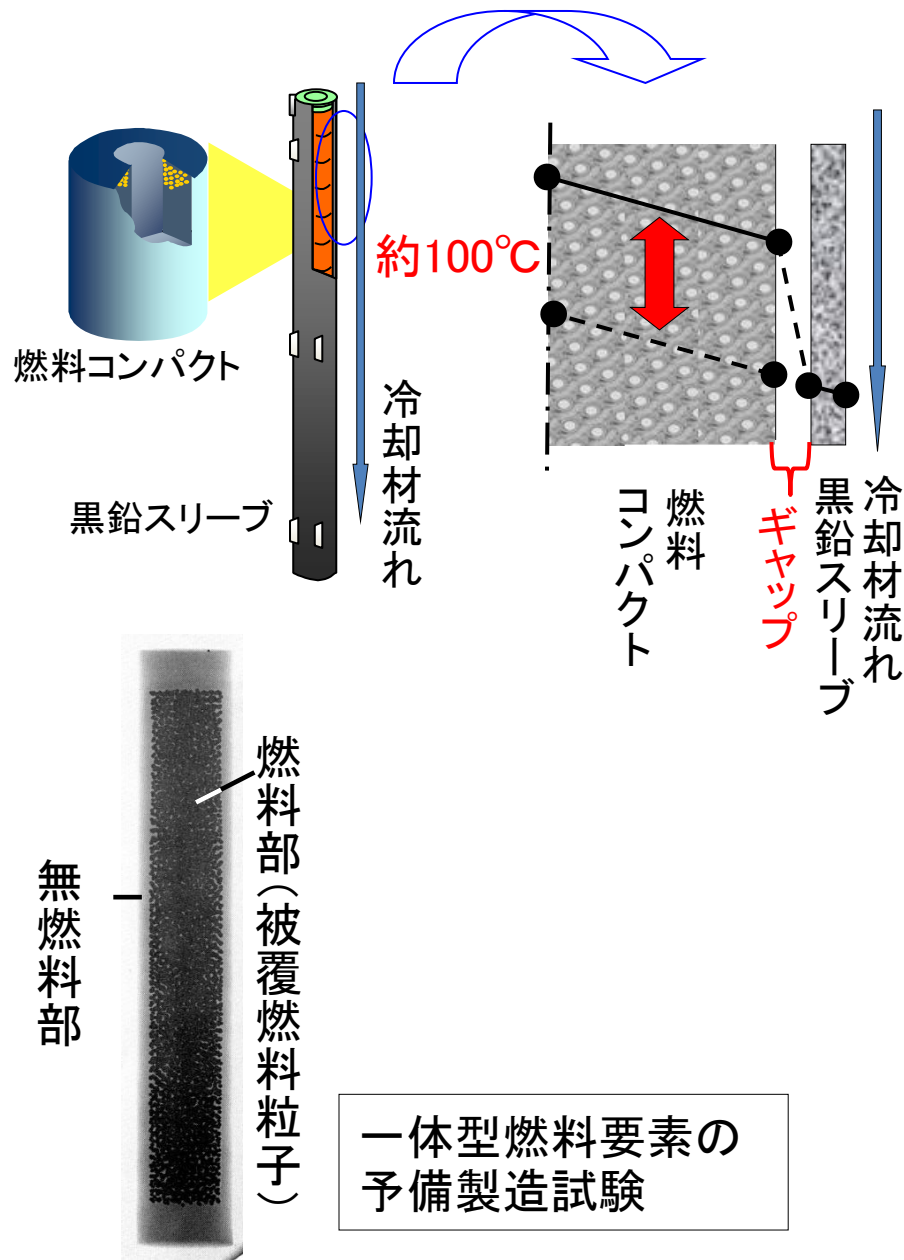
- 除熱性能の向上により燃料温度を低減(100°C程度)し、高出力密度化(2.5→6MW/m<sup>3</sup>)を可能とする燃料要素の開発

## 内容

- 黒鉛スリーブをなくすことで除熱性能を高めた、スリーブレス一体型燃料の製造技術開発および照射特性の把握
- 燃料の長寿命化につながる、高充填率燃料の製造技術開発

## 今後の計画

- スリーブレス一体型燃料要素および高充填率燃料の製造技術開発
- 照射試験(燃焼度160GWd/t)



## 2. 黒鉛に関する研究開発

## 2. 黒鉛に関する研究開発

HTTRのための研究開発

高温ガス炉技術の完成に向けた研究開発

～H2

▽  
現在

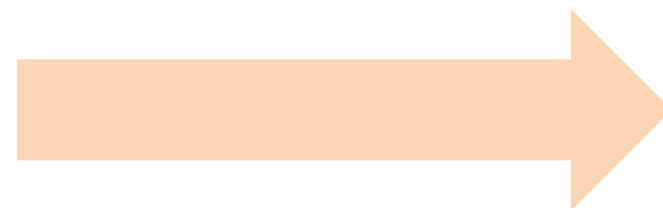
①製造技術開発



①HTTR黒鉛構造設計方針策定  
②HTTR黒鉛検査基準策定・  
供用期間中検査手法開発



③ 高温ガス炉黒鉛構造物規格原案



④ 実用炉条件下での 黒鉛特性評価・HTTRの供用期間中検査 の実施

高温ガス炉黒鉛構造規格の民間規格化

## 製造技術開発(東洋炭素)

### 目的

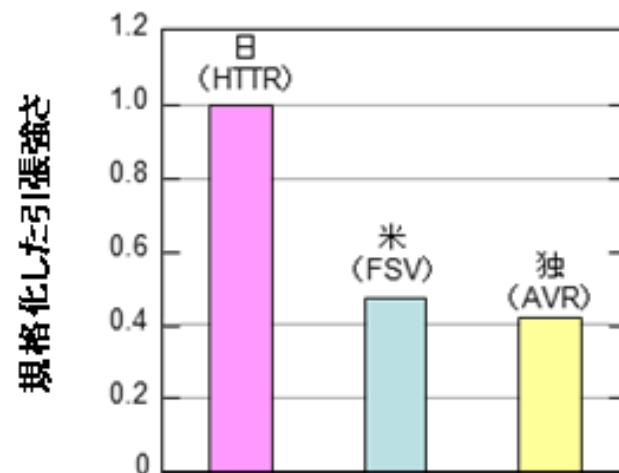
- 高強度黒鉛の開発

### 内容

- 等方的な構造と特性を持たせる静水圧成形法による黒鉛製造

### 成果

- 独、米の押出し成形法の黒鉛と比較して引張強度が約2倍大きいIG-110黒鉛を開発



## HTTR黒鉛構造設計方針策定

### 目的

- HTTR黒鉛構造物の設計及び工事の方法の認可(設工認)申請に使用する黒鉛構造物の規格を作成

### 内容

- 照射を考慮した応力評価コード開発
- 黒鉛構造物の機能と交換性を考慮した応力制限を具体化
- 照射を含むHTTR黒鉛の構造設計に必要なデータを取得

### 成果

- HTTR用黒鉛構造設計方針を策定

HTTR照射条件

黒鉛構造物	HTTR照射条件 (データベース範囲)
照射温度(°C)	400~1250 (400~1400)
照射量 ( $\times 10^{25}n/m^2$ , $E>0.1MeV$ )	~1.6 (~3.0)

## HTTR黒鉛検査基準策定

## 目的

- HTTRの黒鉛材料の受入検査に必要な検査基準を作成

## 内容

- 検査項目の選定
- 検査方法、判定基準及び検査員数を具体化

## 成果

- HTTR黒鉛検査基準を策定

## 判定基準の目安値例

検査項目	IG-110黒鉛
かさ密度(g/cm <sup>3</sup> )	1.74以上
固有抵抗( $\mu\Omega$ m)	13.0以下
灰分(ppm)	100以下
曲げ強さ(MPa)	31.4以上

## 供用期間中検査手法開発

## 目的

- HTTR黒鉛構造物の供用期間中の健全性を確認する手法を開発

## 内容

- TVカメラによる目視検査を可能にした供用期間中検査装置の開発
- サーベイランス試験手法の検討

## 成果

- 開発した供用期間中検査装置を用いて供用前検査を実施し、HTTR炉内黒鉛支持構造物の健全性を確認
- サーベイランス試験手法の確立及び照射後試験装置の整備

# 2-③ 高温ガス炉黒鉛構造物規格原案

目的

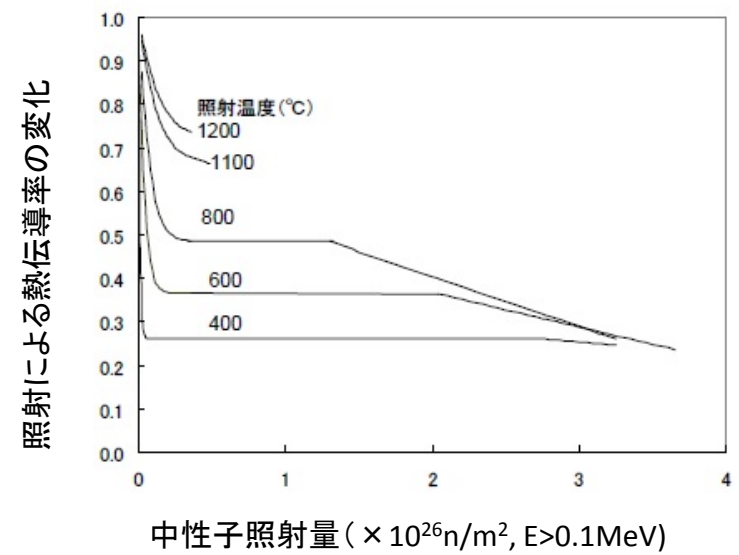
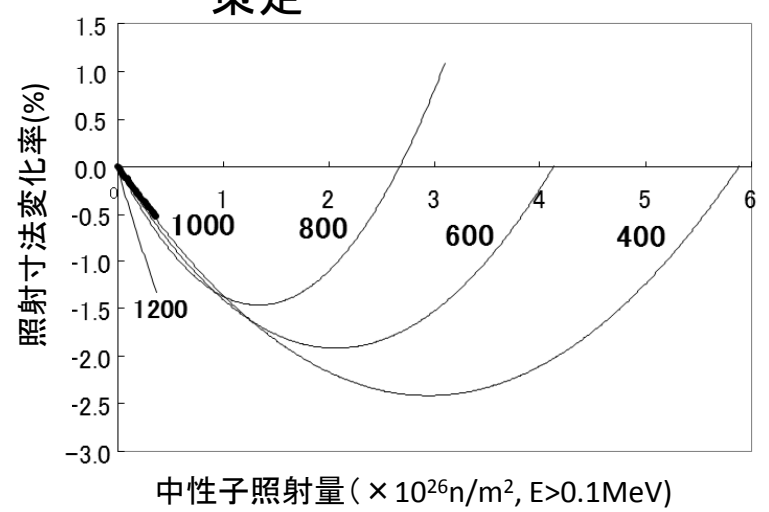
内容

成果

- 実用炉の設工認申請に使用可能な黒鉛構造物の規格を作成
- 実用炉条件下での黒鉛材料データ取得
- 既存の照射データを活用し、合理的な内外挿法により重照射領域（照射量～ $25 \times 10^{25} \text{n/m}^2$ ,  $E > 0.1 \text{MeV}$ ）の材料データを予測
- 日本原子力学会特別専門委員会が取りまとめ、高温ガス炉黒鉛構造物規格原案策定

## 実用炉照射条件

黒鉛構造物	照射条件 (データベース範囲)
照射温度(°C)	400~1250 (400~1400)
照射量 ( $\times 10^{25} \text{n/m}^2$ , $E > 0.1 \text{MeV}$ )	~6.0 (~10)



### 実用高温ガス炉条件下での黒鉛特性評価

#### 目的

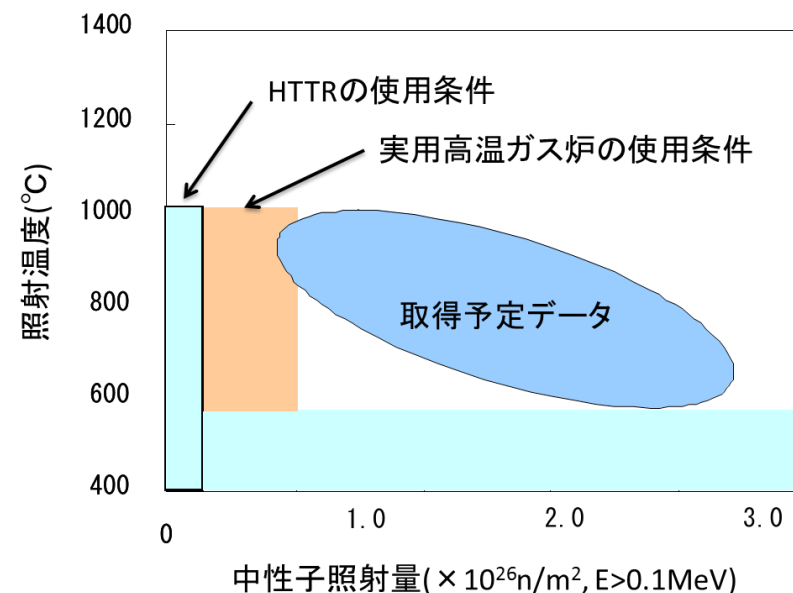
- 実用高温ガス炉の照射条件(照射温度、照射量)における黒鉛特性を解明

#### 内容

- JMTR等の照射炉を用いた照射試験及び照射後試験を実施
- 既存の照射データの内外挿により予測した黒鉛特性を検証

#### 今後の計画

- 東洋炭素との共同研究で、照射試験(照射温度 $\sim 1000^{\circ}\text{C}$ ,照射量 $\sim 2.8 \times 10^{26}\text{n/m}^2$ )実施中



### HTTR黒鉛構造物の健全性確認

#### 目的

- 供用期間中におけるHTTRの炉心支持黒鉛構造物の健全性確認

#### 内容

- TVカメラを用いた 供用期間中検査及びサーベイランス試験の実施

#### 今後の計画

- 次回燃料交換時に 供用期間中検査及びサーベイランス試験を実施



### 3. 金属・高温機器に関する研究開発

### 3. 金属・高温機器に関する研究開発

HTTRのための研究開発

高温ガス炉技術の完成に向けた研究開発

①ハステロイXRの開発

- ✓ 基本合金系の選定
- ✓ 耐食性改良
- ✓ 総合確証試験
- ✓ 高温強度特性改良
- ✓ 材料強度基準等を策定

- 原子炉圧力容器用 2 1/4Cr-1Mo鋼等のデータベースの確立

機器	HTTR	実用炉 (VHTR)	研究課題
原子炉圧力容器、熱交換器外胴等	2 1/4Cr-1Mo 鋼	Mn-Mo鋼 (冷却あり*)	特になし
炉内鋼構造物	SUS316, 2 1/4Cr-1Mo 鋼	SUS316, アロイ800H 他	特になし
中間熱交換器伝熱管等	ハステロイ XR	ハステロイ XR	特になし

\*: 圧縮機からの低温のヘリウムガスを原子炉圧力容器等の冷却に用いることで軽水炉用材料が使用可

- 中間熱交換器要素技術試験

~H2

高温ガス炉第1種機器の高温構造設計方針

現在

①ハステロイXRのサーベイランス試験

①高温構造設計方針の民間規格化

HTTR試験

50日高温(950℃)連続運転

- HTTR中間熱交換器の性能確認

# 3-① ハステロイXRの開発

## 目的

- 高温ガス炉の高温部構造用材料(中間熱交換器伝熱管等)として、微量の不純物を含む高温ヘリウム雰囲気中で使用可能な耐熱合金を開発

## 内容

- 基本合金系(ハステロイX)の選定
- 耐食性改良(各種合金成分の含有量を最適化)
- 総合確証試験(データベース整備)
- 高温強度特性改良(ボロン含有量を最適化しクリープ特性を改善)
- 高温ガス炉高温構造設計方針の材料強度基準等を策定

材料	化学成分 (wt%)															
	範囲	C	Mn	Si	P	S	Cr	Co	Mo	W	Fe	Ni	B	Al	Ti	Cu
ハステロイXR	max	0.15	1.00	0.50	0.040	0.030	23.00	2.50	10.00	1.00	20.00	残部	0.010	0.05	0.03	0.50
	min	0.05	0.75	0.25	-	-	20.50	-	8.00	0.20	17.00	残部	-	-	-	-
ハステロイX	max	0.15	1.00	1.00	0.040	0.030	23.00	2.50	10.00	1.00	20.00	残部	0.010	0.50	0.15	0.50
	min	0.05	-	-	-	-	20.50	0.50	8.00	0.20	17.00	残部	-	-	-	-

MnCr<sub>2</sub>O<sub>4</sub>スピネル酸化膜の防護性とSiO<sub>2</sub>による酸化膜・金属界面の固着効果

1次系内の放射能汚染の低減

内部酸化と粒界腐食の抑制

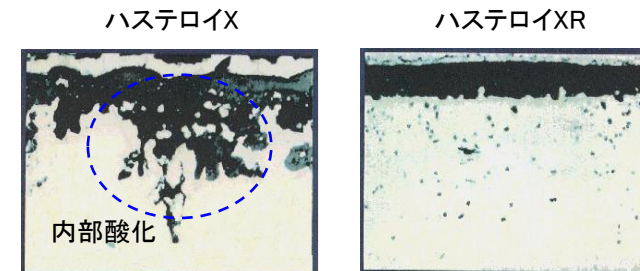
注記:HTTRへの適用においては、ボロン含有量を最適化しクリープ特性を改善

## 成果

- 微量の不純物を含む高温ヘリウム雰囲気中での耐食性とクリープ強度に優れた耐熱合金を開発

## 今後の計画

- ハステロイXRのサーベイランス試験
- 高温構造設計方針の民間規格化



1000°C 10000hr腐食試験後断面写真

## 4. 炉工学に関する研究開発

# 4. 炉工学に関する研究開発

HTTRのための研究開発

高温ガス炉技術の完成に向けた研究開発

～H2

▽  
現在

## ①核設計計算コード(決定論的手法)の開発

- 高温ガス炉特有の核的な効果である被覆燃料粒子に起因する二重非均質効果を取り扱うコードを開発
- VHTRCの試験結果を用いて核設計計算の精度を評価

## ③核設計計算コード(決定論的手法)の改良および計算手法の改良

- 少数群断面積を作成するセル計算手法の改良、およびそれに伴うコードの改良

## ③燃焼を考慮した核設計計算手法の精度評価

- HTTRの制御棒位置の測定値を用いて、燃焼を考慮した過剰反応度の計算精度を評価

## ②核データの検証

- 世界の三大核データライブラリ; JENDL(日)、ENDF(米)、JEFF(欧)を対象
- HTTRの臨界近接試験結果を用いて検証

## 核設計計算コード(確率論的手法)の改良

- 燃料コンパクト内における被覆燃料粒子の不規則配置を取り扱う幾何形状モデル; 確率論的幾何形状モデルを開発し連続エネルギーモンテカルロコードMVPに導入

実用高温ガス炉の核設計計算

核設計計算の参照解

目的

- 開発したHTRの核設計計算手法の精度が、設計で考慮している誤差以内に収まることを確認
  - ①実効増倍率、②制御棒反応度価値、
  - ③反応度調整材反応度価値、
  - ④出力分布、⑤反応度温度係数

内容

- 高温ガス炉臨界実験装置(VHTRC)で得られた実験値と計算値を比較

成果

- 全ての項目の計算精度が設計誤差以内に収まることを確認

◆ VHTRCの概要

- 高温ガス炉の核特性データを取得するために製作された臨界実験装置。
- 1985年に初臨界を達成し、1999年まで運転。2000年度に解体撤去。

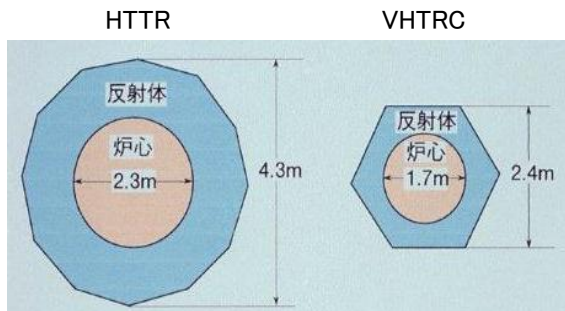


図2 炉心断面(左図)と外観(右図)

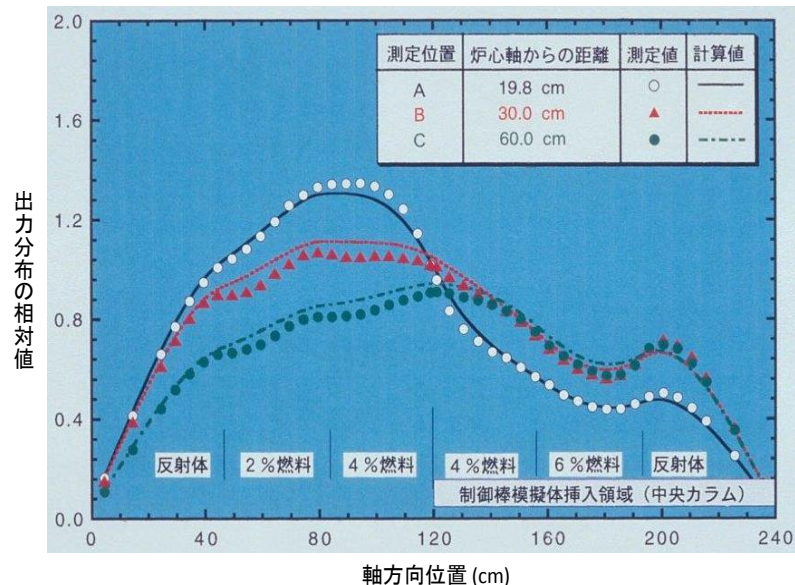


図1 実験値と計算値の比較の例(④出力分布(軸方向))

実験値(プロット)と計算値(線)の差は最大で3.0%なので、核設計精度は設計で考慮している誤差に収まっている。

表1 HTRの核計算手法の計算精度の結果

項目	HTRの設計で考慮している誤差	核計算精度
① 実効増倍率	1% $\Delta k/k$	1.0% $\Delta k/k$
② 制御棒反応度価値	10%	9.5%
③ 反応度調整材反応度価値	10%	4.5%
④ 出力分布(径方向/軸方向)	3% / 4%	2.9% / 3.0%
⑤ 反応度温度係数	10%	7.0%

# 4-② 核データの検証

## 目的

- 世界の三大核データライブラリ;JENDL(日本)、ENDF(米国)、JEFF(欧州)について、高温ガス炉の核設計計算への適用性を検証

## 内容

- 中性子輸送方程式をほぼ近似なしに解くことができる連続エネルギーモンテカルロコードと各核データライブラリを用いたHTTRの臨界近接試験における実効増倍率(k-eff)を計算し、計算結果と試験結果を比較

## 成果

- JENDL-4.0を用いた計算結果は試験結果(Exp.)と一致し(表1)、JENDL-4.0が他のライブラリに比べて核設計計算への適用性に優れることを明らかにした
- 高温ガス炉の核設計計算を行う上で、これまで注目されていなかった炭素の捕獲断面積の精度が重要であることを明らかにした

表1 計算結果と試験結果の比較

項目	Exp.	J4.0	J3.3	B7.0	F3.1
初臨界時の燃料カラム数	19	19	18	17	17
全炉心の過剰反応度(%Δk/k)	12.0	12.0	12.4	12.8	12.7

J4.0 : JENDL-4.0, Japan Nuclear Data Libraryの最新版、J3.3 : JENDL-3.3, JENDLの前バージョン  
 B7.0 : ENDF/B-VII.0, Evaluated Nuclear Data Fileの最新版  
 F3.1 : JEFF-3.1, Joint Evaluated Fission and Fusion fileの最新版

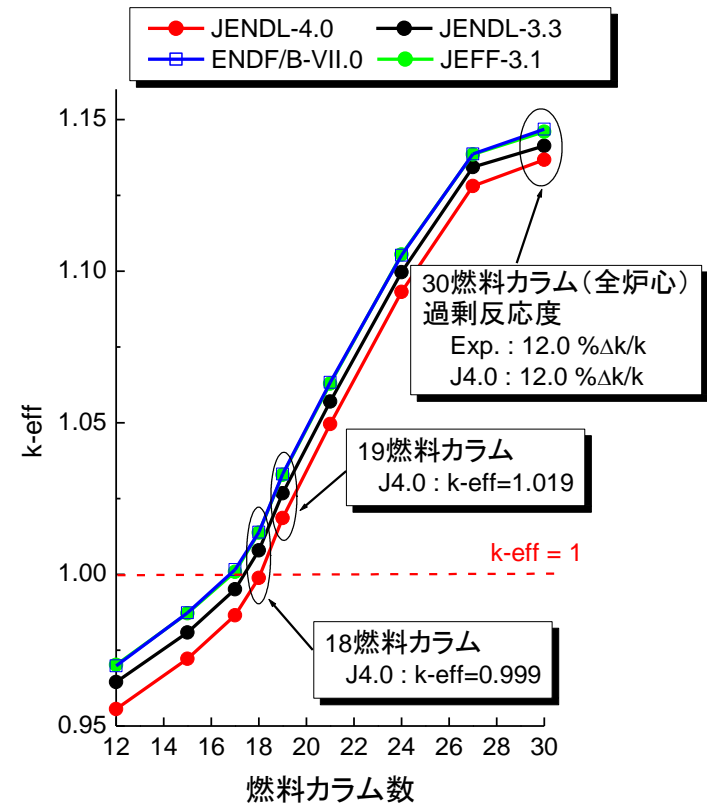


図1 実効増倍率の計算結果

# 4-③ 燃焼を考慮した核設計計算手法の精度評価

## 目的

- 燃焼を考慮した核設計計算手法の過剰反応度の計算精度の評価

## 内容

- 改良した核設計計算手法とJENDL-4.0の組み合わせで、炉心燃焼計算を行い、燃焼に伴う過剰反応度の変化を表す制御棒位置を計算し、測定値と比較

## 成果

- 計算結果は、HTTRで測定された制御棒位置の燃焼に伴う変化の傾向を再現しており、燃焼を考慮した核設計計算手法の計算精度は1.0% $\Delta k/k$

## 今後の予定

- 燃焼中期以降についても制御棒位置を測定し、燃焼を考慮した核設計計算手法の計算精度を評価する

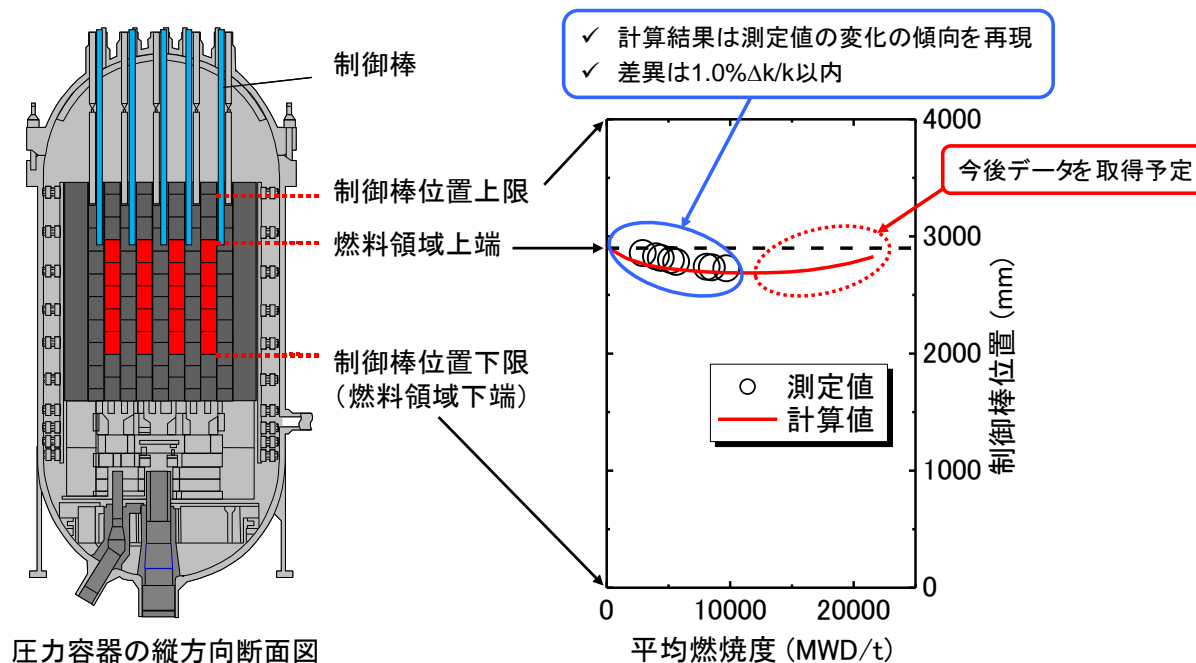


図1 制御棒位置の計算結果と試験結果の比較

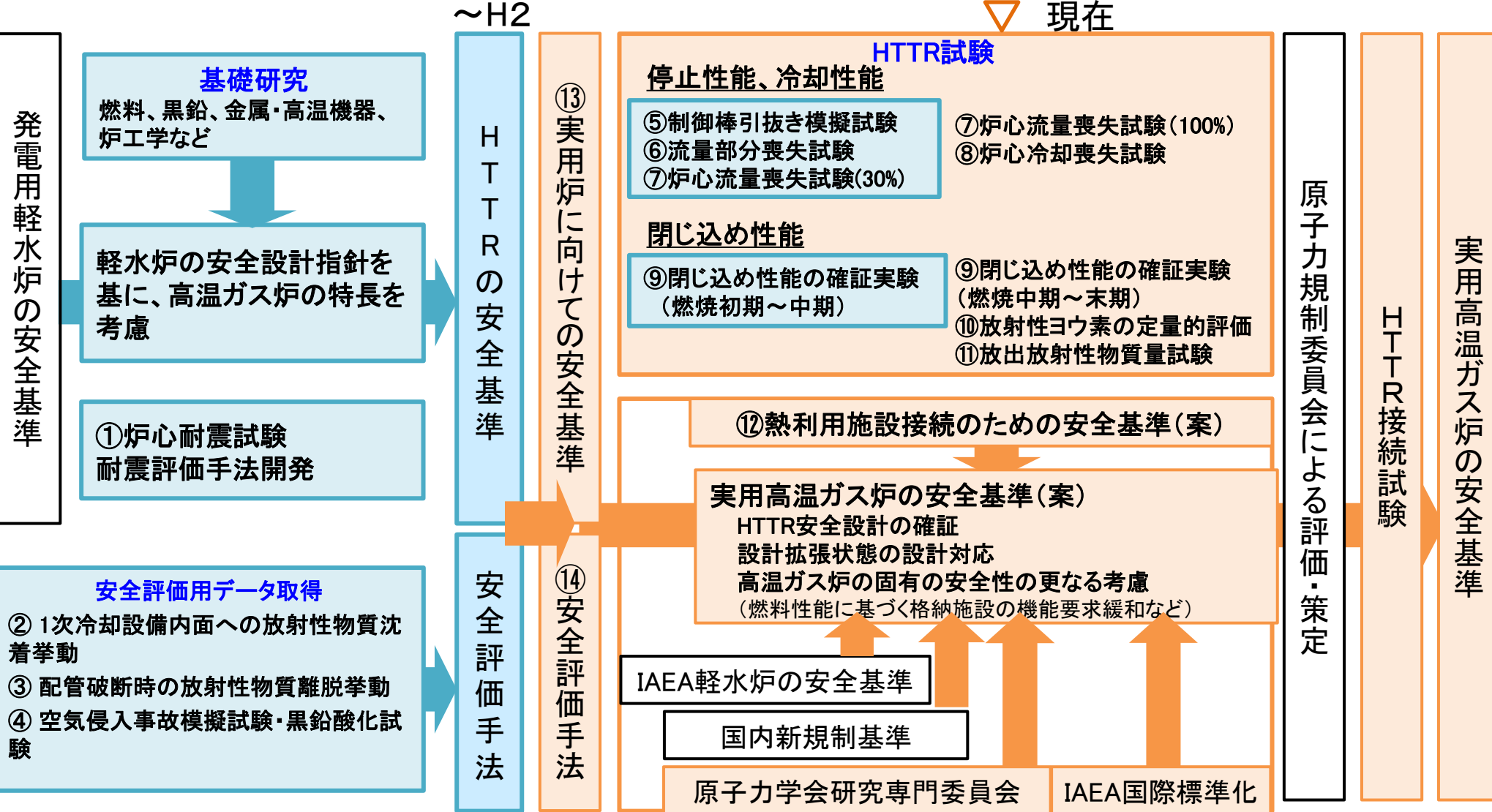


## 5. 安全基準、事故時安全性に関する研究開発

# 5. 安全基準、事故時安全性に関する研究開発

## HTTRのための研究開発

## 高温ガス炉技術の完成に向けた研究開発



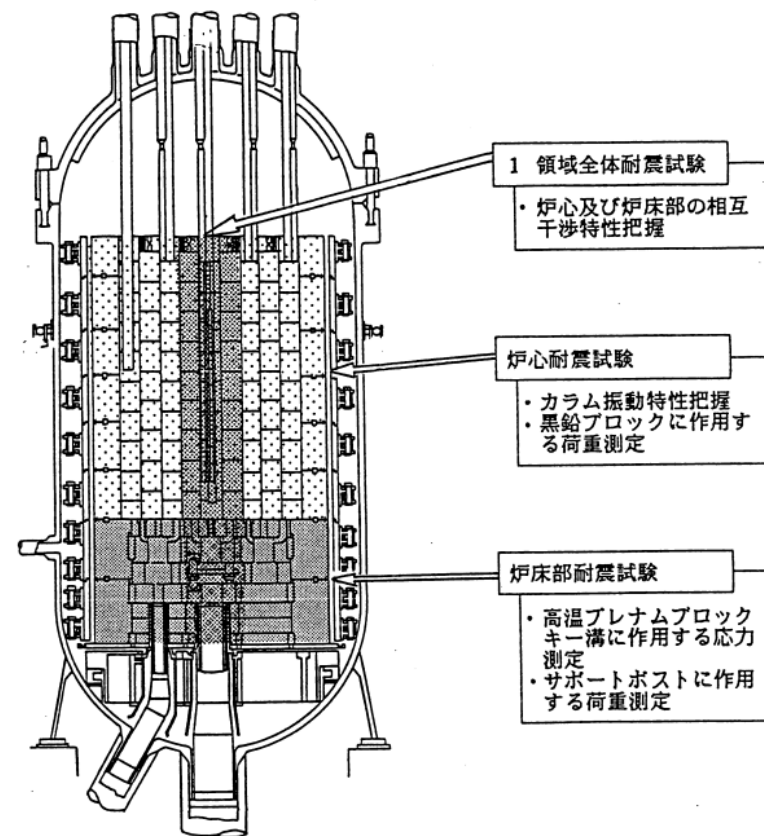
## 5-① 炉心耐震試験

## 目的

- ブロック型高温ガス炉炉心(黒鉛ブロック群)の地震時応答特性を明らかにし、耐震評価手法を開発

内容  
成果

- 炉心耐震試験 : 水平・鉛直炉心断面模擬試験体(1/2スケール)を用いた振動試験で、地震時に黒鉛ブロックに加わる衝突荷重、最大加速度等の応答特性を明らかにした
- 新たに作成した炉心耐震解析コードSONATINAを検証し、炉心部の耐震評価手法を開発
- 炉床部耐震試験 : 炉床部模擬試験体(1/3スケール)を用いた振動試験で、ブロック衝突加速度とキー構造の最大ひずみの関係やサポートポスト1本に作用する動的荷重特性を明らかにし、炉床部の耐震評価手法を開発
- 実規模1領域耐震実証試験 : 1領域実規模試験体を用いた振動試験で、炉心部と炉床部の相互干渉特性を把握し、新たに開発した炉心部と炉床部の耐震評価手法が保守的であることを実証



# 5-② 1次冷却設備内面への放射性物質沈着挙動

## 目的

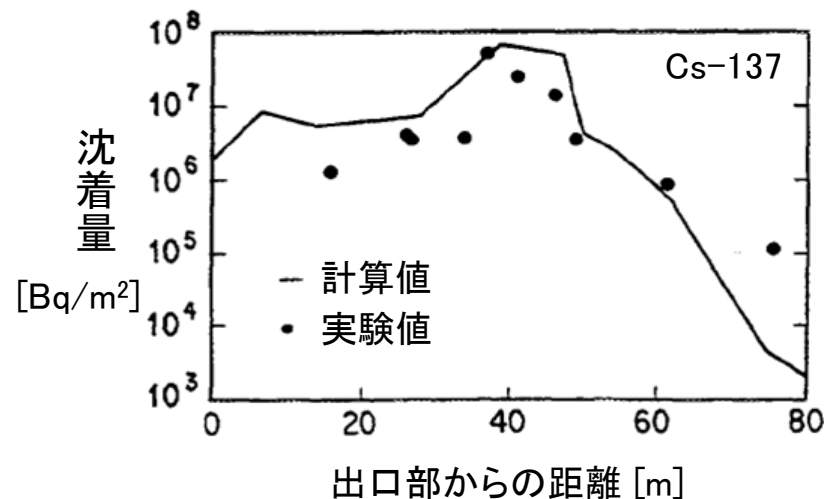
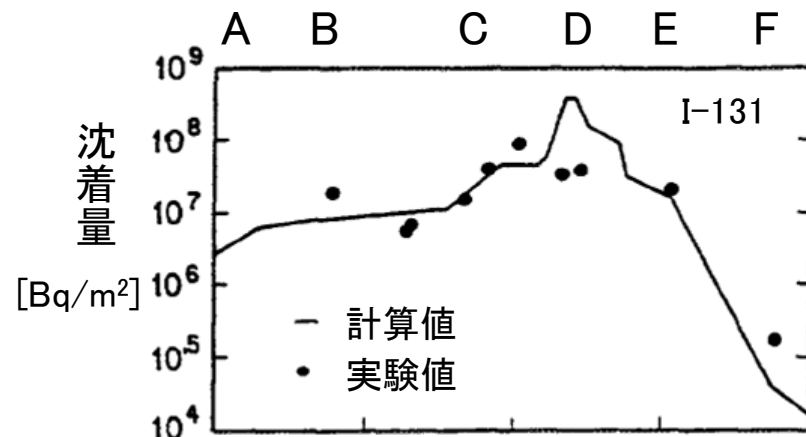
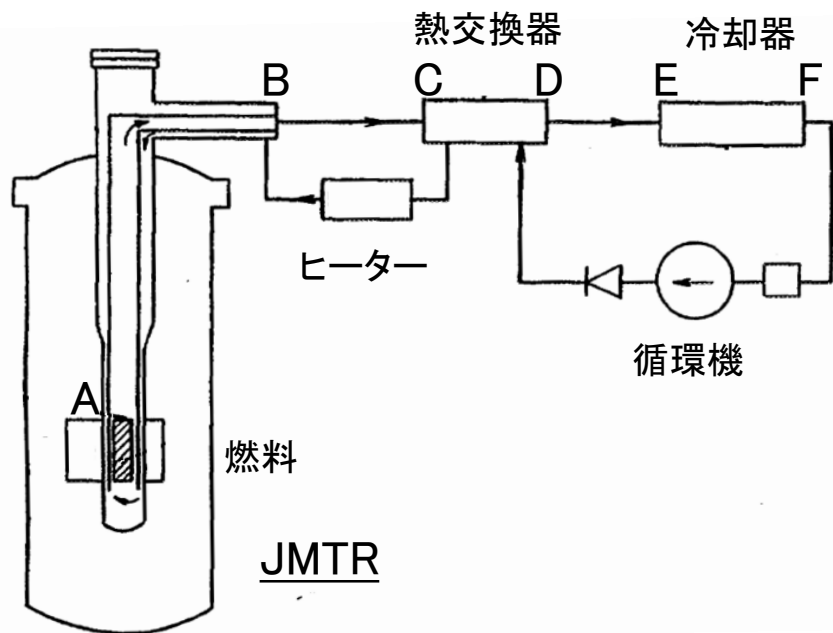
- 1次冷却設備配管破断事故時に格納容器内に放出される放射性物質量の評価に資するため、1次冷却設備内面への放射性物質沈着挙動を明らかにし、評価モデルを開発

## 内容

- JMTRに設置されたOGL-1を用いて、機器内面への放射性物質沈着量を測定

## 成果

- 以下のメカニズムに基づき放射性物質沈着挙動が評価できることを明らかにした
  - ✓ 主流から壁面近傍領域への物質伝達
  - ✓ 壁面近傍領域～壁面間の吸着・脱着
  - ✓ 機器内への拡散
  - ✓ 機器内部からの昇華



## 目的

- 1次冷却設備配管破断事故時に格納容器内に放出される放射性物質量の評価に資するため、配管破断時の放射性物質の機器表面からの物理的離脱挙動を明らかにし、評価モデルを開発

## 内容

- 壁面に作用するせん断力と離脱量を測定

## 成果

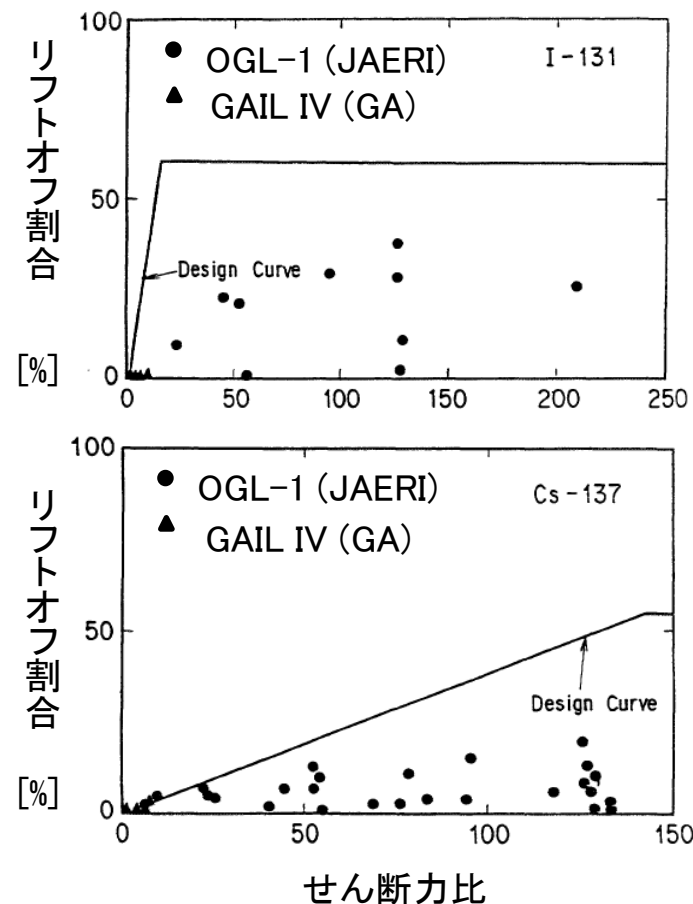
- 通常運転時に壁面に作用するせん断力と流れが変化した状態のせん断力比に基づき離脱量が評価できることを明らかにした

### ■ 物理的離脱モデル

通常運転時に壁面に作用するせん断力と流れが変化した状態のせん断力比に基づき離脱量を評価するモデル

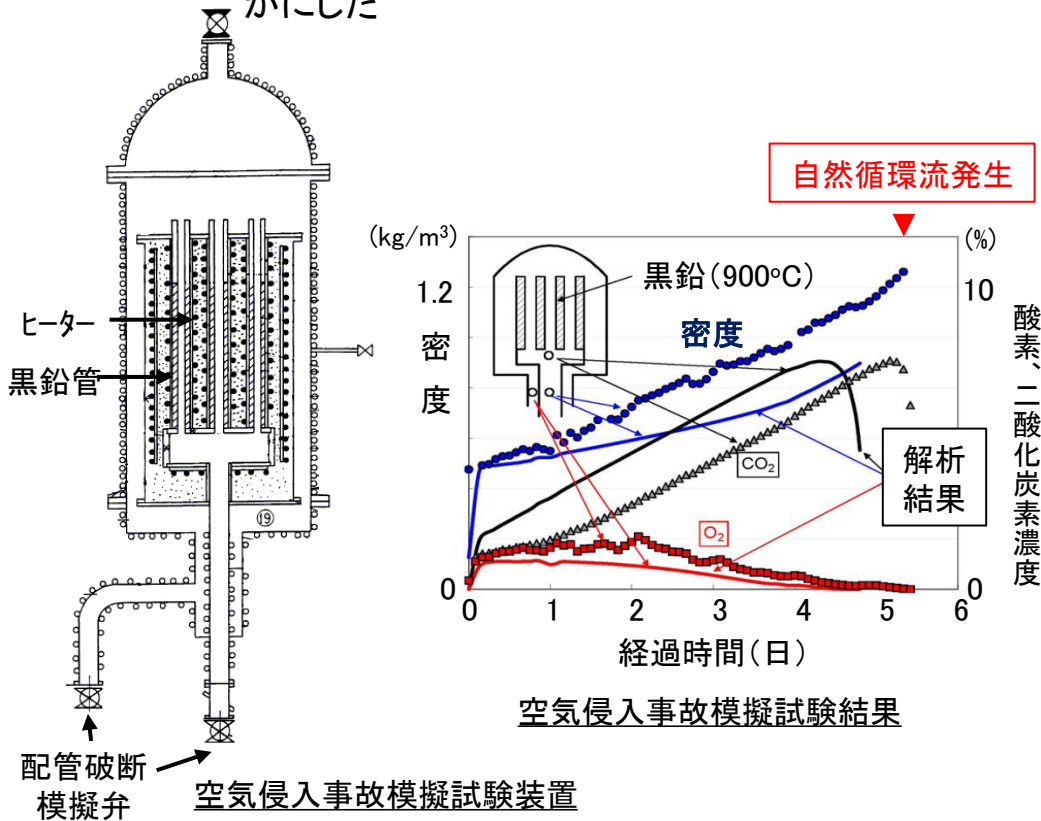
$$SR = \left(\frac{P_B}{P_N}\right)^{0.75} \left(\frac{V_B}{V_N}\right)^{1.75} \left(\frac{T_B}{T_N}\right)^{0.58}$$

SR: せん断力比  
 P: 冷却材圧力 [Pa]  
 V: 冷却材流速 [m/s]  
 T: 冷却材温度 [K]  
 B: 流れ状態変化時  
 N: 通常運転時



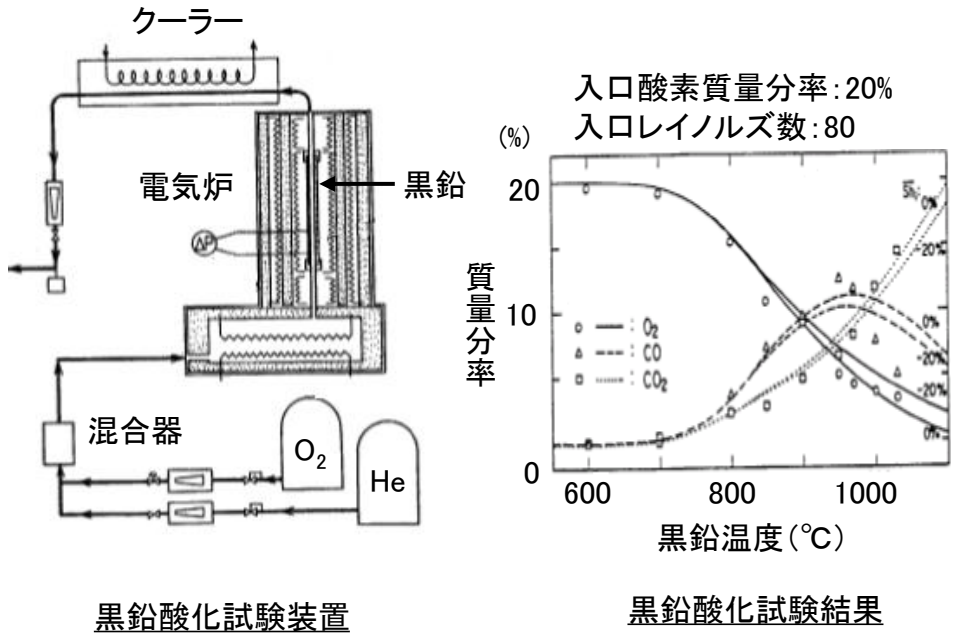
## 空気侵入事故模擬試験

- 目的** ● 1次冷却系の配管破断事故時における炉心への空気侵入挙動を明らかにする
- 内容** ● 原子炉内流路を模擬した試験装置を用いて空気侵入挙動を把握
- 成果** ● 空気侵入の律速過程である自然循環流の発生時期が、局所的な自然対流により早まること、黒鉛酸化による生成ガスにより影響を受けないことを明らかにした



## 黒鉛酸化試験

- 目的** ● 1次冷却系の配管破断事故時の炉心への空気侵入時における黒鉛酸化挙動を明らかにする
- 内容** ● 黒鉛温度をパラメータに、黒鉛酸化試験を行い生成ガス濃度データを取得する
- 成果** ● HTTRの炉心で使用予定の黒鉛材料に対する酸化反応速度を明らかにした



黒鉛酸化試験装置

黒鉛酸化試験結果

# 5-⑤ 制御棒引抜き模擬試験

## 目的

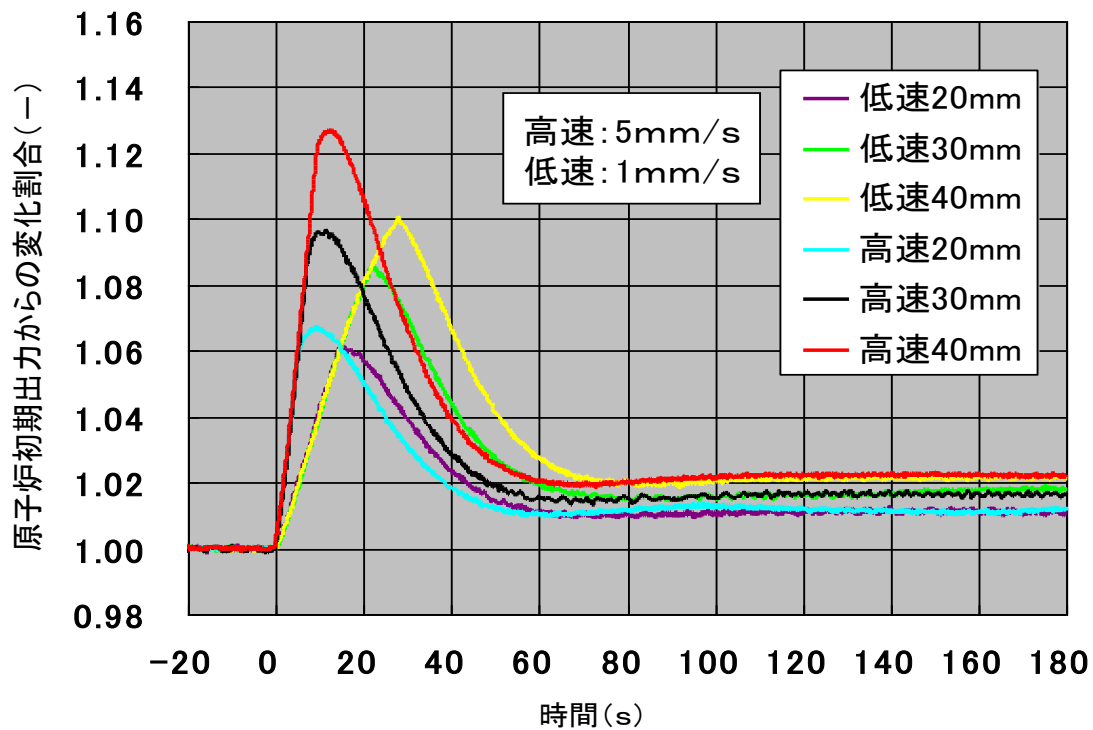
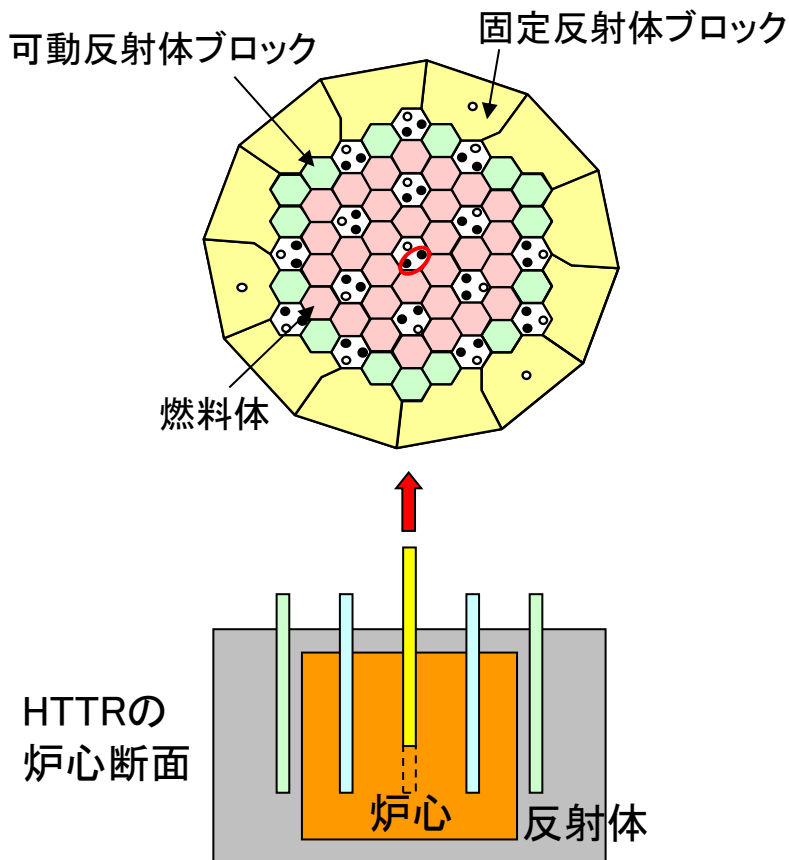
- 制御棒誤引抜きにより過剰臨界反応が発生した際の高温ガス炉の挙動を明らかにし、固有の安全性を確認する

## 内容

- 制御棒を引抜くことで、炉心に正の反応度を急激に投入する
- 原子炉のスクラム操作(制御棒挿入操作)をしない。(原子炉の安全保護機能停止)

## 成果

- 炉心の負の反応度フィードバック特性のみにより、原子炉出力の急激な上昇が抑制されることを確認した
- 原子炉が安定に所定の出力に落ち着くことを確認した



制御棒引抜き模擬試験の結果(初期出力80%)

# 5-⑥ 流量部分喪失試験

## 目的

- 炉心の冷却機能が低下した際の高温ガス炉の挙動を明らかにし、固有の安全性を確認する

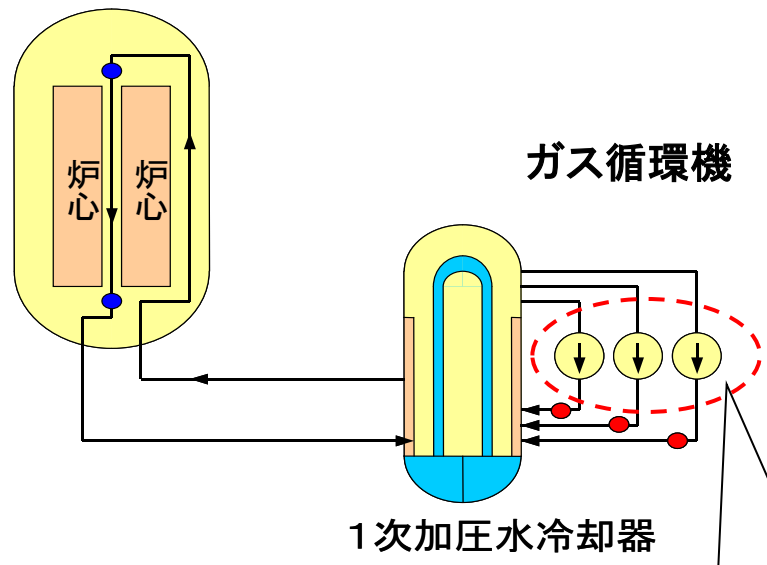
## 内容

- ガス循環機3台のうち、1台又は2台を停止し、1次冷却材流量(炉心流量)を2/3又は1/3にする
- 原子炉のスクラム操作(制御棒挿入操作)をしない(原子炉の安全保護機能停止)
- 原子炉出力100%(30MW)で試験を実施

## 成果

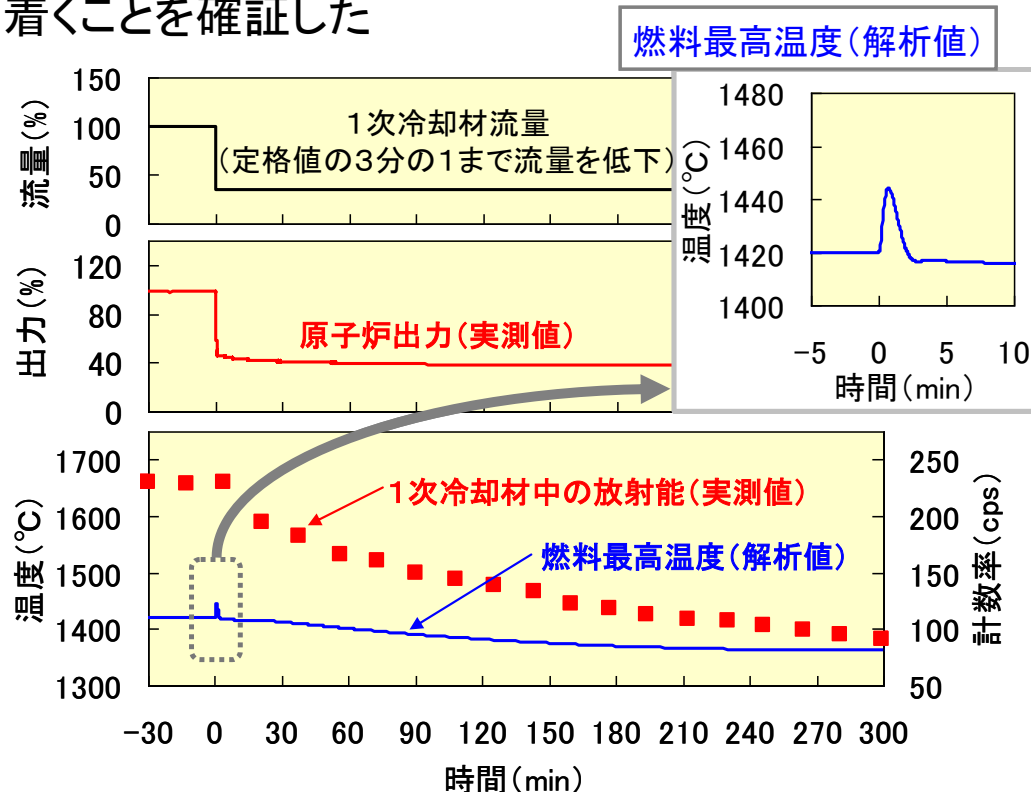
- 炉心の負の反応度フィードバック特性のみにより原子炉出力が低下することを確認した
- 原子炉が安定に所定の出力に落ち着くことを確認した

原子炉圧力容器



- 冷却材流量の計測位置
- 炉心差圧の計測位置

ガス循環機3台のうち、1台又は2台を停止させる。



ガス循環機2台停止の結果(原子炉出力100%)



# 5-⑦ 炉心流量喪失試験

## 目的

- 炉心の冷却機能が喪失した際の高温ガス炉の挙動を明らかにし、固有の安全性を確証する

## 内容

- ガス循環機を停止し、1次冷却材流量(炉心流量)をゼロにする。(原子炉冷却機能喪失)
- 原子炉のスクラム操作(制御棒挿入操作)をしない(原子炉の安全保護機能停止)
- 原子炉出力30%(9MW)で試験を実施

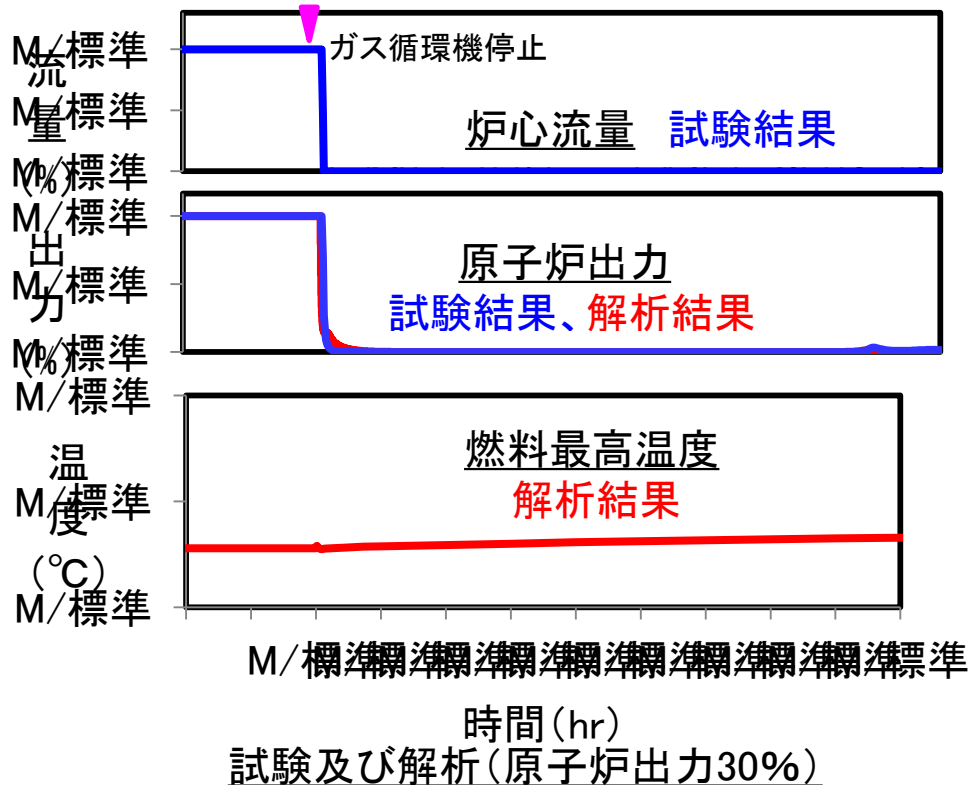
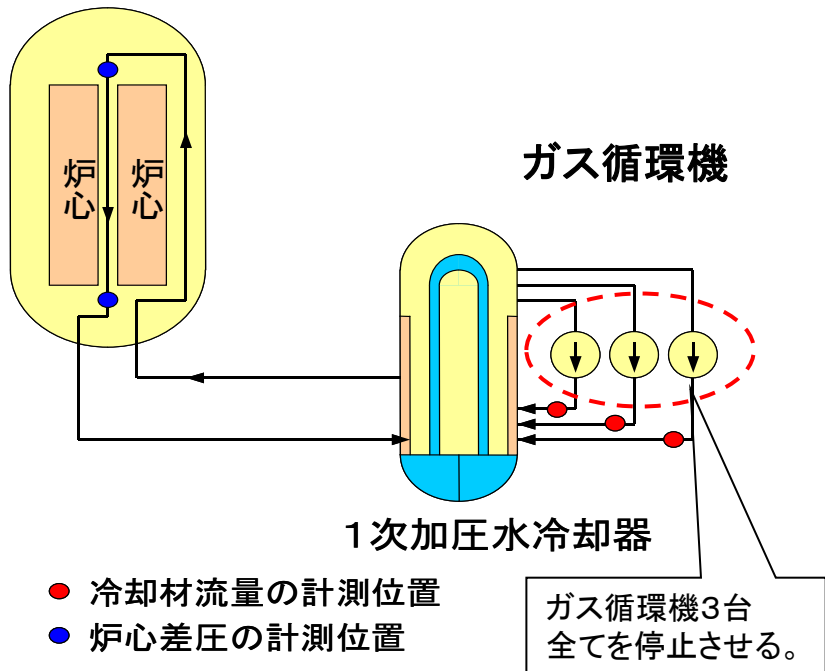
## 成果

- 炉心流量がゼロになると温度フィードバック特性により、スクラム操作なしでも原子炉は自然に停止。その後、原子炉出力は一定の低出力へ、安定に推移。原子炉は自然に冷却される

## 今後の計画

- 原子炉出力100%での試験

原子炉圧力容器



## 5-⑧ 炉心冷却喪失試験

## 目的

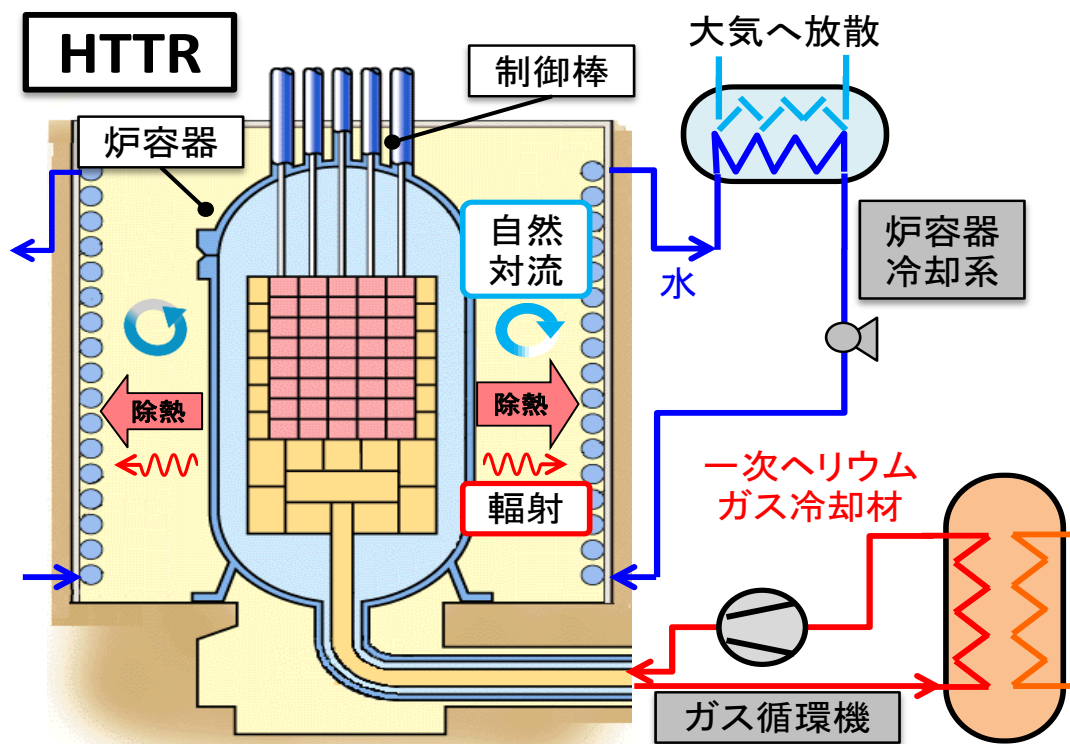
- 炉心及び炉容器冷却流量が喪失した際の高温ガス炉の挙動を明らかにし、除熱性能を確認する

## 内容

- ガス循環機を停止し、1次冷却材流量(炉心流量)をゼロにする(原子炉冷却機能喪失)
- 炉容器外面から炉心を冷却する炉容器冷却系の水流量をゼロにする
- 原子炉のスクラム操作(制御棒挿入操作)をしない(原子炉の安全保護機能停止)
- 原子炉出力30%(9MW)で試験を実施

## 今後の計画

- 原子炉出力30%(9MW)で上記内容の試験を実施



# 5-⑨ 閉じ込め性能の確証実験

## 目的

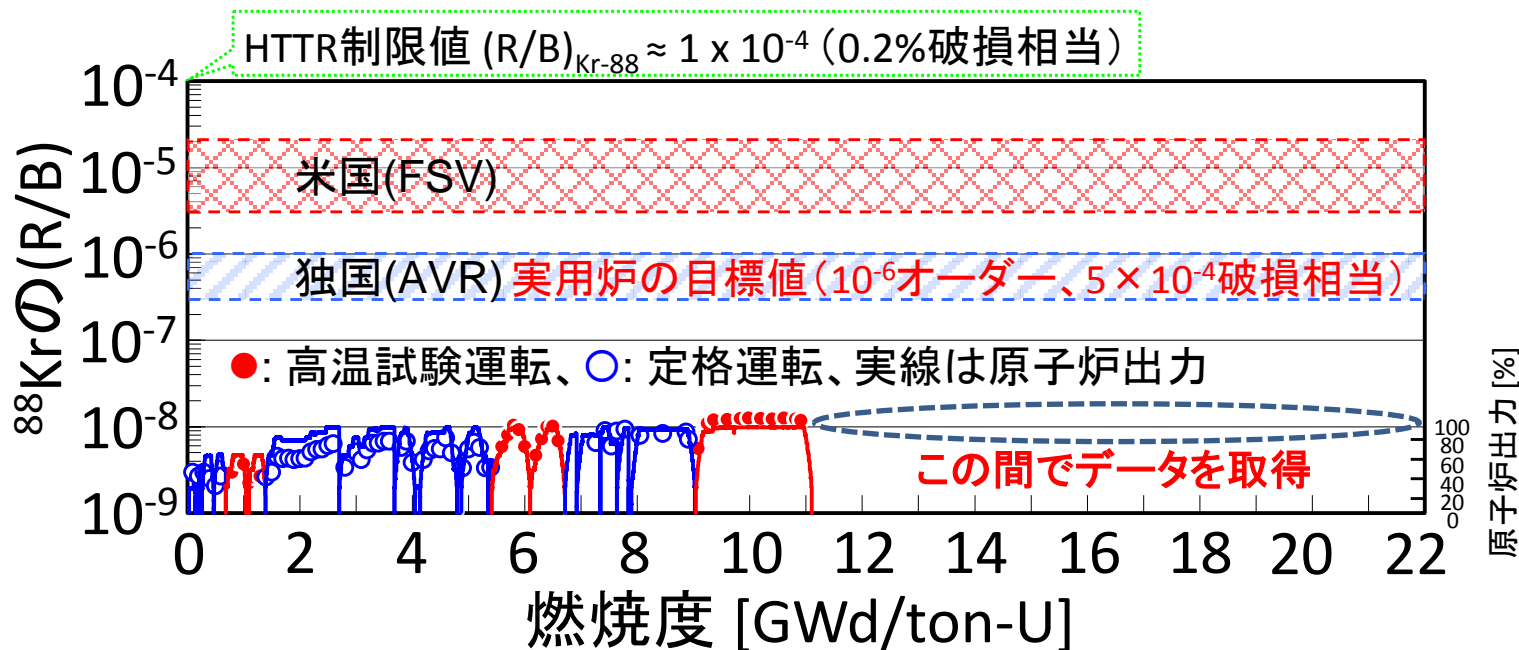
- HTTR運転を通じて、被覆粒子燃料の核分裂生成物(FP)閉じ込め性能を確証する

## 成果

- HTTRの設計燃焼度22GWd/tに対し、11GWd/tまで(燃焼初期～中期)のFP閉じ込め性能データを取得し、HTTR燃料が海外炉、ならびに実用炉の目標値に比べて高いFP閉じ込め性能を有することを示した

## 今後の計画

- HTTRの設計燃焼度22GWd/tに至るまでの燃焼中期～末期のデータの取得により、被覆粒子燃料のFP閉じ込め性能を確証する



# 5-⑩ 放射性ヨウ素の定量的評価

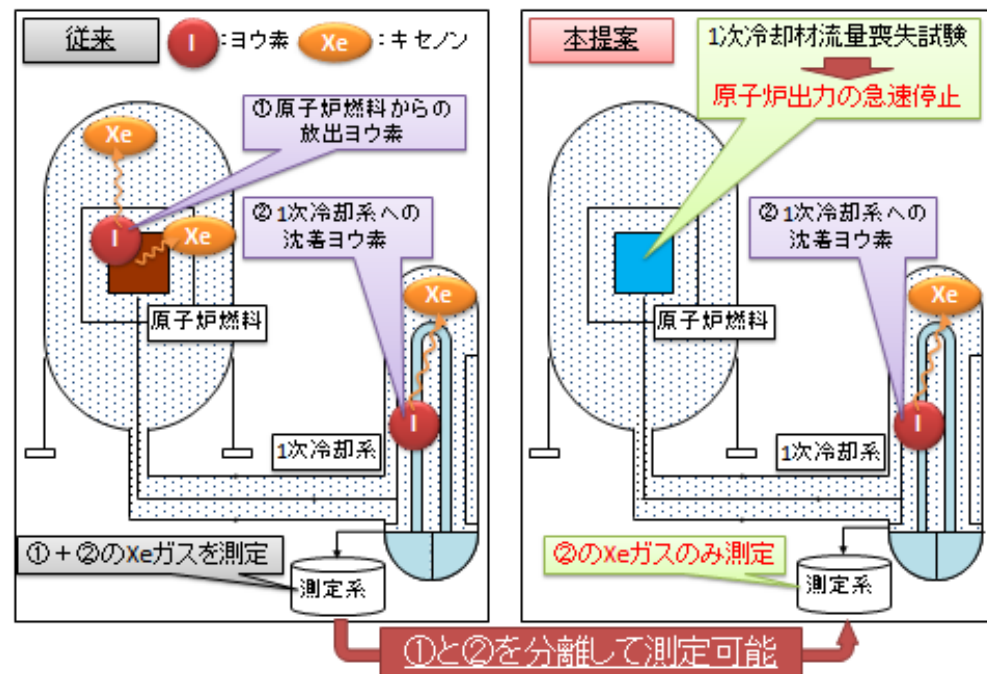
## 目的

- 高温ガス炉の1次冷却設備内面に沈着しているヨウ素量を明らかにし、被ばく評価手法を高精度化する

## 内容

- 高温ガス炉事故時の重要なソースタームでありながら、燃料からの放出、1次冷却設備内面への沈着に関する挙動把握が困難なヨウ素を、放出分と沈着分を分離可能な原子炉の手動停止運転により定量的に評価する

- ✓ ヨウ素がXeガスへ崩壊する特性に着目し、出力急停止かつ炉心を冷却する試験により、燃料からの放出ヨウ素をカットし、沈着ヨウ素のみを評価する。
- ✓ 原子炉を30日程度運転後に手動停止し、1次冷却材の採取によりXeガス濃度を測定し、親核種のヨウ素を定量評価する。
- ✓ ヨウ素の定量データに基づき、燃料から1次冷却設備への放出速度を高精度化する



## 今後の計画

- 原子炉出口温度850℃での試験

## 5-⑪ 放出放射性物質質量試験

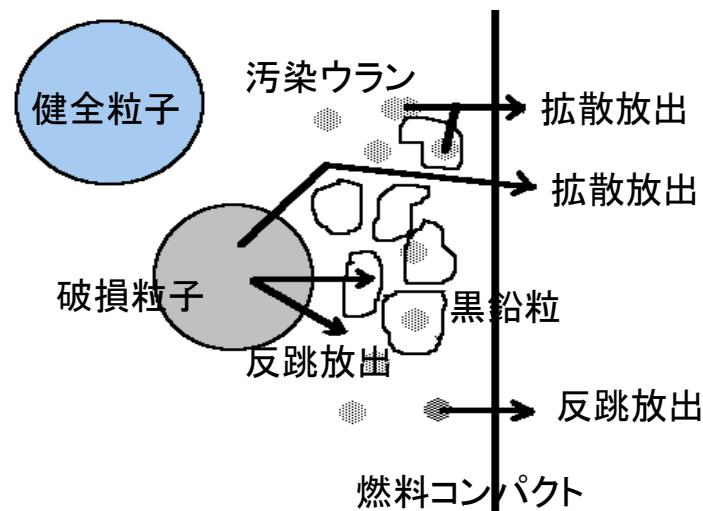
## 目的

- 被覆燃料粒子から反跳・拡散によって放出される放射性物質量を明らかにし、事故時ソースターム評価手法を高精度化する

## 内容

- 今までに実施した試験では、反跳に起因する放射性物質放出と拡散に起因する放射性物質放出を分離して計測できず、温度による拡散放出を過大評価しており、事故時の放射性物質放出量評価が保守的であった
- 原子炉出力急停止と1次冷却系の再起動を組み合わせるという新しい試験提案により、放射性物質の核分裂による反跳放出を、HTTRの出力カットオフ運転により拡散放出の寄与のみ分離測定する

- ✓ 1次冷却材流量の全喪失(または部分喪失)により、燃料温度を下げない条件下で核分裂をカットオフし、かつ、1次冷却材中に含まれるFPガスをサンプリングする方法で、先行核種の影響のないKr-88放射能濃度を測定する。測定値よりKr-88の放出率を評価する。
- ✓ Kr-88放出率データにもとづき、拡散放出に係る拡散係数などの定数を高精度化する。



## 今後の計画

- 原子炉出口温度850°Cでの試験

## 目的

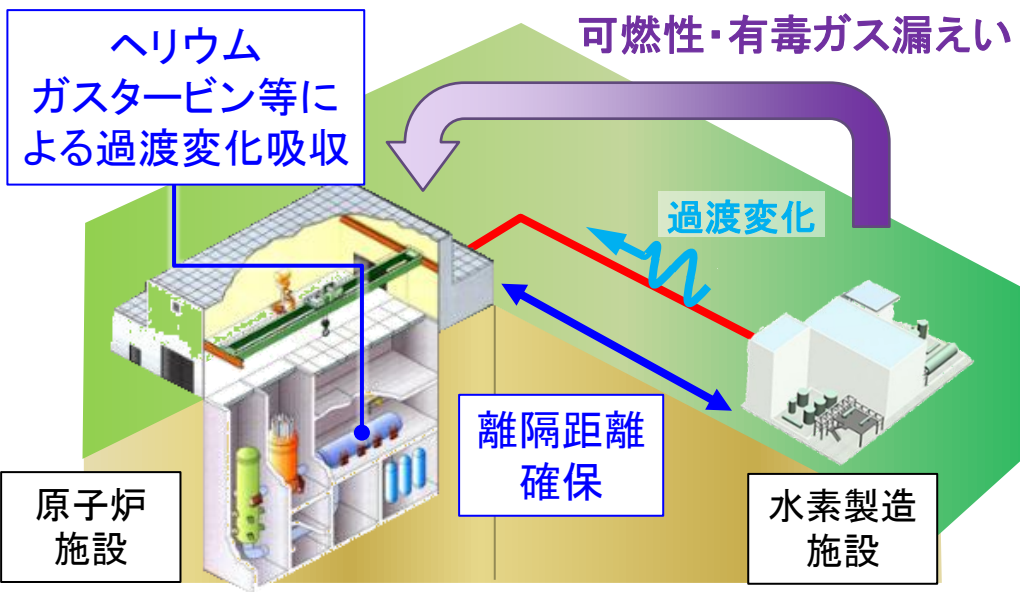
- 実用炉に向けて、高温ガス炉と水素製造施設との接続に関する安全基準を策定するとともに、これに適合する設計対策を確立

## 方法

- 日本原子力学会「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会での安全基準の原案作成。(H26年度原案作成完了予定)
- 熱利用接続のための安全基準に適合する設計対策の評価

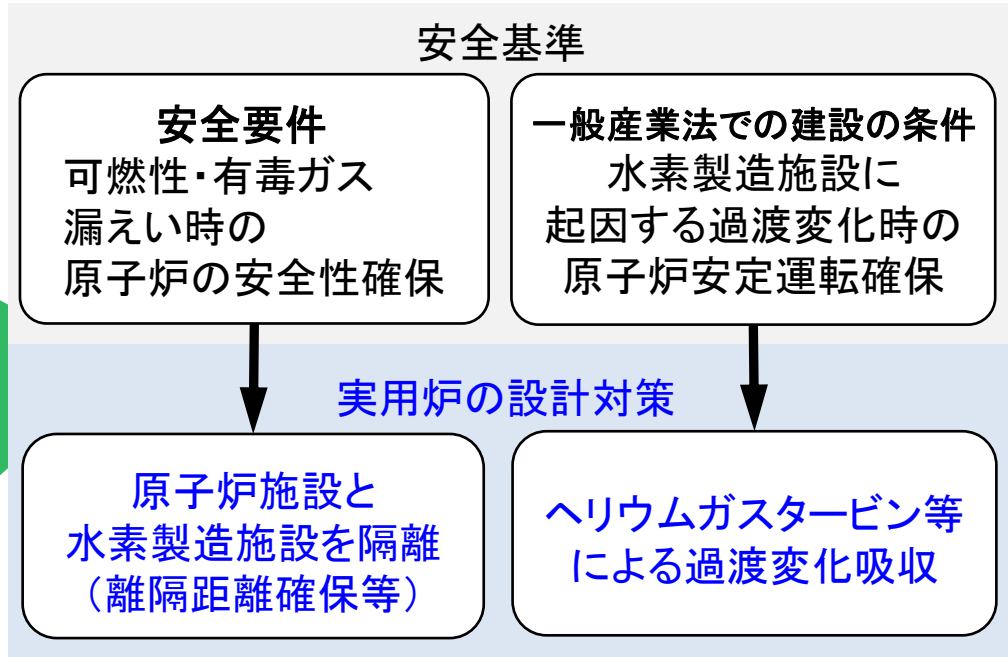
## 計画

- 安全基準のIAEA国際標準化を目指す。(～H29)
- HTTR接続試験による設計対策の妥当性確認が必要



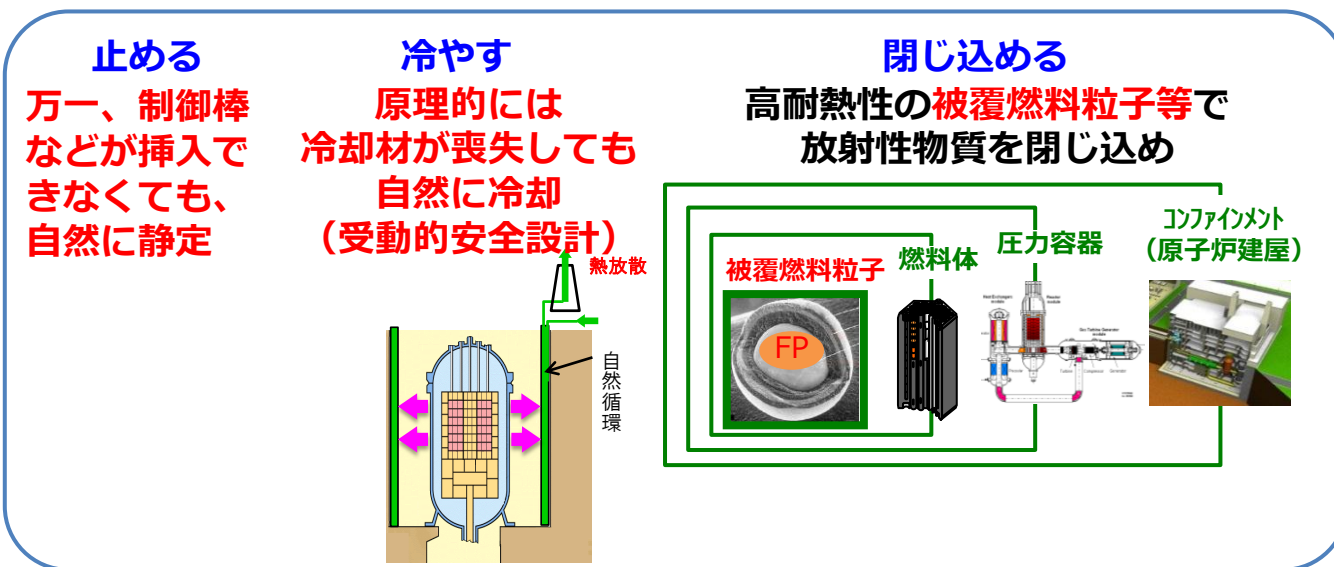
(一般産業法で建設)

水素製造施設接続に伴い安全上考慮すべき事象



**【基本的な考え方】** 日本原子力学会「高温ガス炉の安全設計方針」研究専門委員会での安全基準の原案(H26年度原案作成完了予定)

- 炉心溶融(炉心の著しい損傷)を起こさないように設計
- 事故時に、燃料(被覆燃料粒子)、コンファインメントなどで放射性物質を閉じ込め
- 固有の安全性と受動的な安全設備による安全確保。能動的な安全設備なし



高温ガス炉の実用化に向けての安全設計の考え方については、新規制基準に準拠する必要がある、以下のように考えられる  
 なお、HTTR、発電用軽水炉との比較については以下の通り。

【安全基準における地震、自然現象、多重故障への対応】

	実用高温ガス炉	HTTR	発電用軽水炉(国内)
地震、その他の自然現象	設計基準の外部事象に対し適切な裕度を設けることが必要		
多重故障	要求あり	要求なし →要求あり(新規制基準から)	要求なし →要求あり(新規制基準から)

【安全設計の主な相違点】

	実用高温ガス炉	HTTR	発電用軽水炉(国内)
原子炉停止系	主炉停止系(制御棒系) 後備停止系(炭化ホウ素ペレット)	制御棒系 後備停止系(炭化ホウ素ペレット)	制御棒系 ホウ酸注入系
炉心冷却	強制冷却系	あり(非安全系)	あり(安全系)
	間接冷却系	あり(安全系)	ECCSで炉心冷却
格納施設	コンファインメント(安全系)	原子炉格納容器(安全系)	原子炉格納容器(安全系)

【多重故障への対応】新規制基準に対応するため、新たに以下の事象等への取組が必要

	実用高温ガス炉	HTTR	発電用軽水炉(国内)
原子炉停止	原子炉停止系の多様化 固有の特性利用	原子炉停止系の多様化 固有の特性利用	原子炉停止系の多様化 固有の特性利用
炉心冷却	受動的安全設備の採用	能動的安全設備の多様化	能動的安全設備の多様化
格納施設	原理的には炉心溶融しないため、 コンファインメントが破損しないことが 見込まれる	原理的には炉心溶融しないため、 原子炉格納容器が破損しないことが 見込まれる	炉心溶融後の原子炉格納容 器破損防止対策
電源喪失	商用電源が無くても 固有の特性により炉心冷却が可能 となる設計の採用	商用電源が無くても 固有の特性により炉心冷却が可能 となる設計の採用	非常用電源の強化 (容量増加、恒設、可搬式)



- HTTRにおいては

新規制基準で追加となった、竜巻、火山、森林火災等を含めた自然現象について、高温ガス炉の特徴を考慮した上で安全上重要な機器を定め、対応できることを示す予定

耐震設計では、新規制基準に基づき、原子力機構の他の研究炉と同様に、「原子力発電所耐震設計技術規程」を準用し、耐震重要度分類を行い、基準地震動 $S_s$ を設定し、建物・構築物、機器・配管系の設計を行う

- 実用炉においては、新規制基準に基づき、以下の対応を行う必要が見込まれる。

原子炉施設及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則に従い、自然現象に対する対応を実施する

耐震設計では、HTTRと同様に「原子力発電所耐震設計技術規程」を準用して、建物・構築物、機器・配管系の設計を実施する

炉内黒鉛ブロックについては、構造を最適化して必要な強度を確保し、耐震健全性を確保する

【判断基準】（判断基準選定を発電用軽水炉に準じた場合、以下の通りの条件が必要となる）

## 1. 運転時の異常な過渡変化

- 原子炉施設に想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束されること。

- (1) 燃料最高温度は1600°Cを超えないこと
- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が保たれること
  - a) 原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力は最高使用圧力の1.1倍を超えないこと
  - b) 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は次の値を超えないこと
    - － Mn-Mo鋼を使用する箇所：537.8°C
    - － 停止時冷却設備冷却器伝熱管で、オーステナイト系ステンレス鋼を使用する箇所：600°C
    - － 前置冷却器伝熱管等で炭素鋼を使用する箇所：375°C
  - c) ガスタービンの回転数は、定格回転数の1.2倍に達しないこと

## 2. 事故時

- 原子炉施設に想定した事象が生じた場合、炉心の損壊のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに、放射線による敷地周辺への影響が大きくなるよう放射線物質の放散に対する障壁の設計が妥当であること。

- (1) 被覆燃料粒子の有意な破損及び炉心の大きな損傷が無いこと、かつ、炉心の十分な冷却が可能であること
- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が保たれること（破断想定箇所を除く）
  - a) 原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力は最高使用圧力の1.2倍を超えないこと
  - b) 原子炉冷却材圧力バウンダリの温度は次の値を超えないこと
    - － Mn-Mo鋼を使用する箇所：537.8°C
    - － 停止時冷却設備冷却器伝熱管で、オーステナイト系ステンレス鋼を使用する箇所：650°C
    - － 前置冷却器伝熱管等で炭素鋼を使用する箇所：425°C
  - c) ガスタービンの破損により、原子炉冷却材圧力バウンダリ構成機器のバウンダリ機能を損なわないこと
- (3) 公衆に著しい被ばくのリスクを与えないこと

【事象選定の考え方】(事象選定の考え方を発電用軽水炉に準じたと仮定し、整理)

1. 異常事象の抽出と整理

- 安全評価の判断基準の判断項目ごとに、各項目に影響を与える要因を抽出分析し、異常事象を整理

2. 起回事象の抽出、整理

- 故障モード影響解析(FMEA)手法を用い、各設備の機器の故障を仮定して、炉心及び原子炉冷却系に与える影響を整理し、起回事象を抽出
- 抽出した起回事象を想定される異常事象ごとに整理

3. 代表事象の選定

- 「運転時の異常な過渡変化」及び「事故」の各々に対して、異常事象ごとに、判断基準に照らして最も厳しい結果を与える事象を代表事象として選定

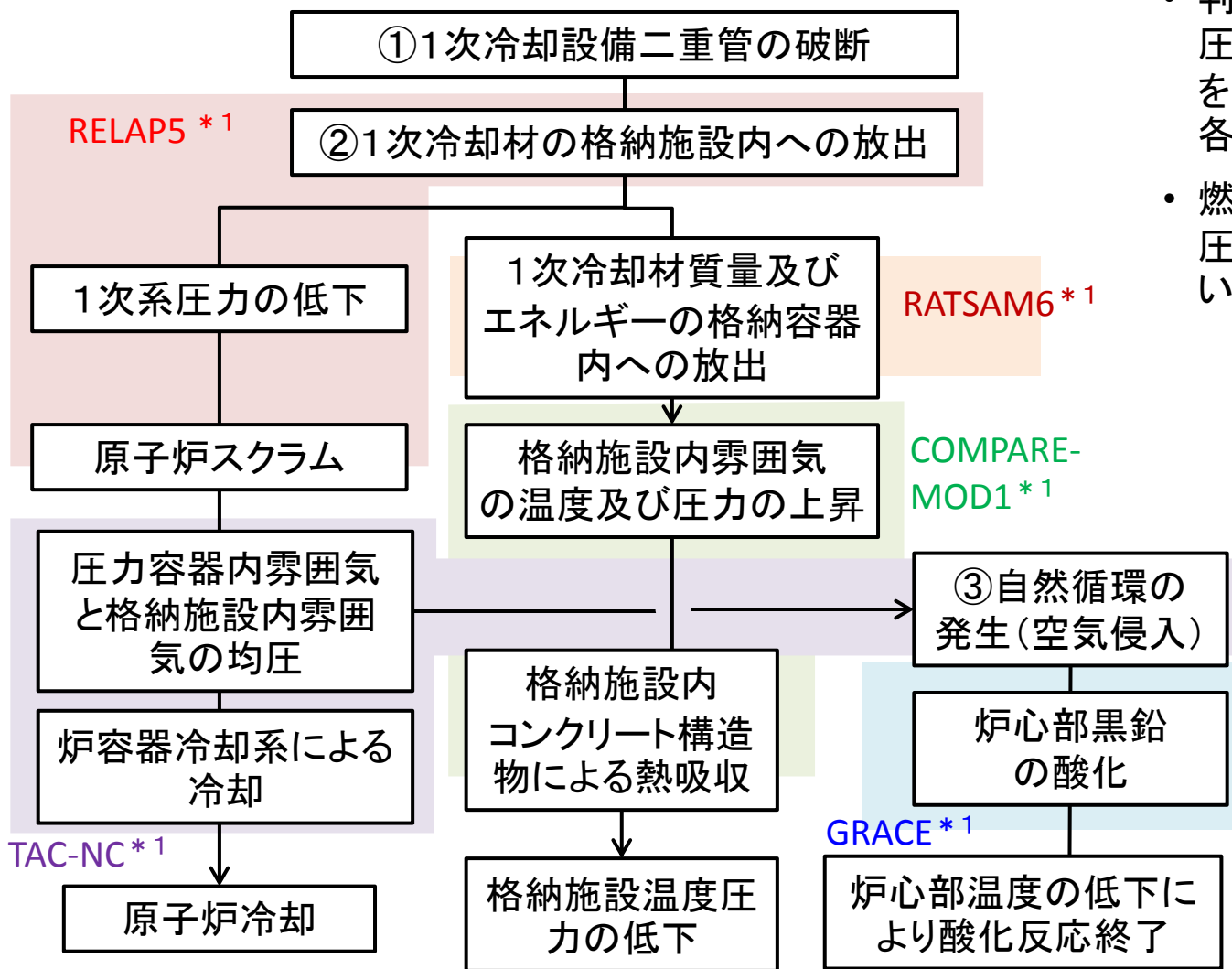
【事象選定の結果】

事故(代表事象)

スタンドパイプ破損事故(空気侵入事故)
1次冷却設備二重管破断事故(空気侵入事故)
燃料冷却流路閉塞事故
1次冷却設備二重管内管破損事故
前置冷却器冷却水配管破断事故
ヘリウム純化系設備破損事故
ヘリウム貯蔵供給設備供給弁の誤開事象における制御棒挿入失敗
負荷喪失事象における制御棒挿入失敗

- 1次冷却設備二重管破断事故(減圧事故)は、1次冷却材が系外に放出され、その後の燃料温度上昇、侵入空気による炉内構造物黒鉛の酸化により、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれがある高温ガス炉において最も厳しい事故である。
- 1次冷却設備二重管破断事故(減圧事故)時に、多重故障を考慮しても安全が確保されることが必要。

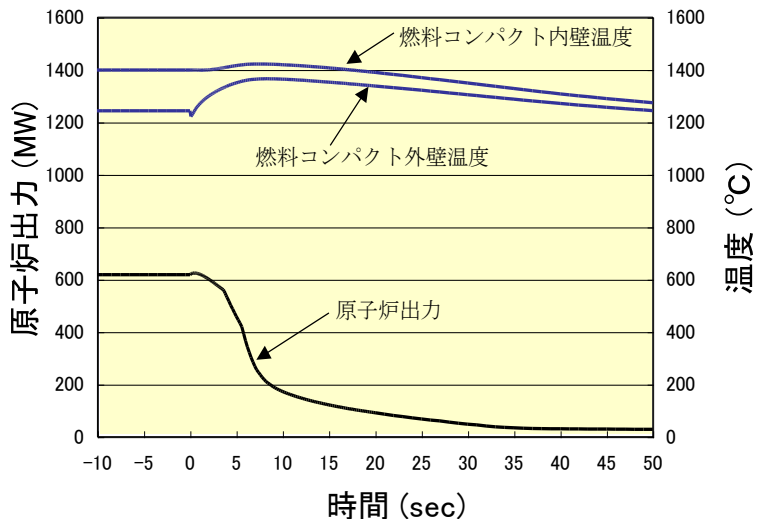
## 【1次冷却設備二重管破断事故のシーケンス】



- 判断基準項目(温度、圧力等)のプロセス値を、計算機能に応じて各解析コードで評価
- 燃料温度、格納施設内圧力等の解析結果を用いて、被ばく量を評価

\*1:安全評価に用いる安全解析コードの例

## 【事故時の短時間挙動】



## 【黒鉛酸化量評価】

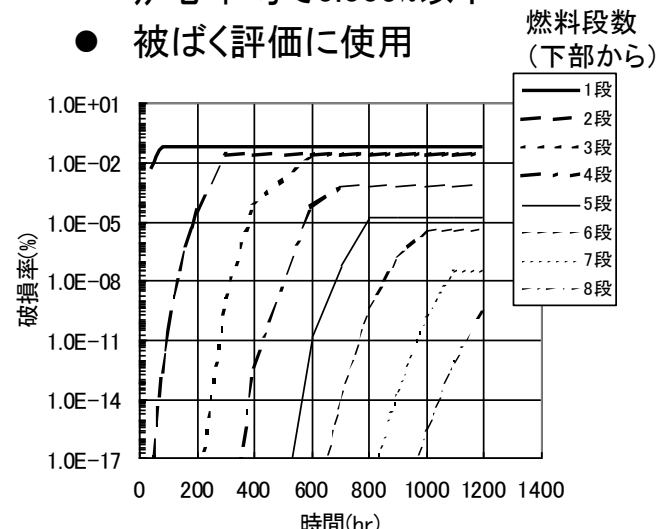
酸化による燃料コンパクト支持部の肉厚の減少量

- 制限値: 2mm以下
- 評価結果: 最大1.9mm
- 支持部の強度は損なわれず、燃料は落下することがないので、冷却可能形状は維持

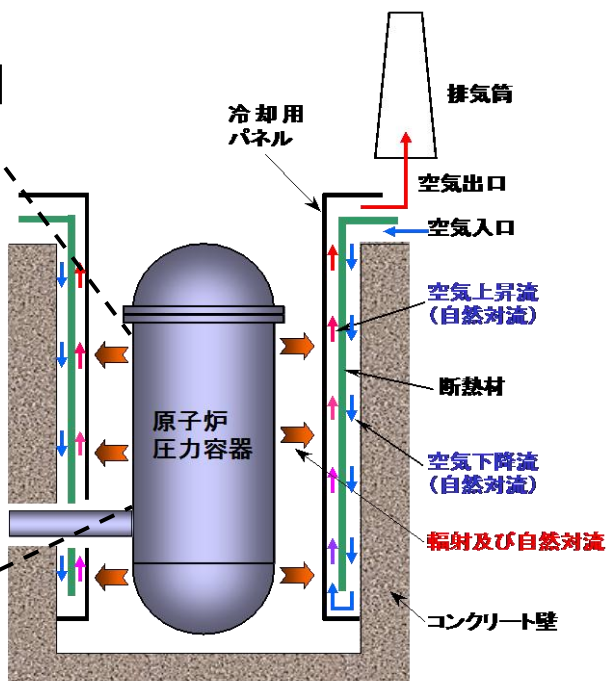
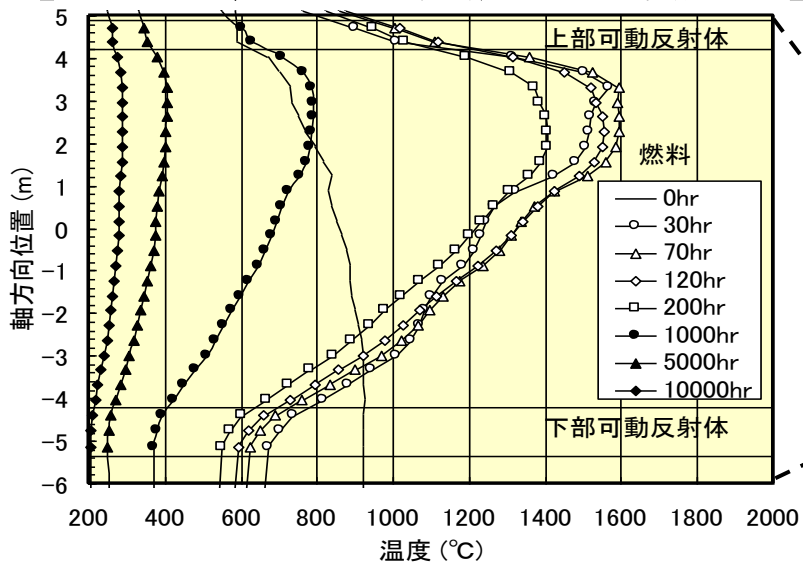
## 【酸化による燃料破損率評価】

酸化による燃料の追加破損率

- 炉心平均で0.005%以下
- 被ばく評価に使用



## 【事故時の長時間挙動(炉心内温度分布)】



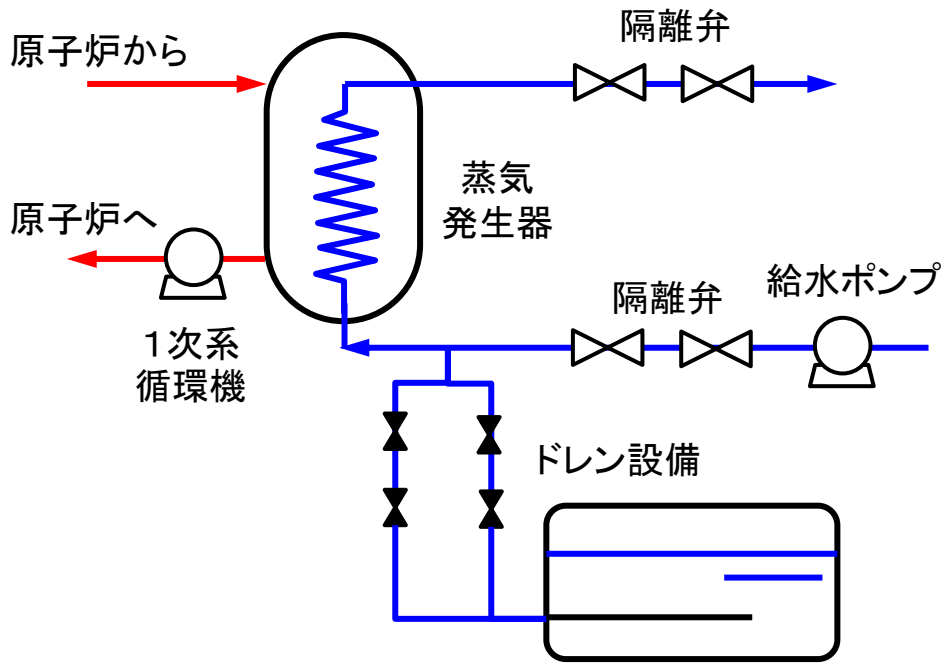
## 【被ばく評価】

判断基準(5mSv)を満足

	評価結果 (mSv)
小児の内部被ばく	4.6
直接ガンマ線等の外部被ばく	0.0044
スカイシャインガンマ線の外部被ばく	0.0012
合計	4.7

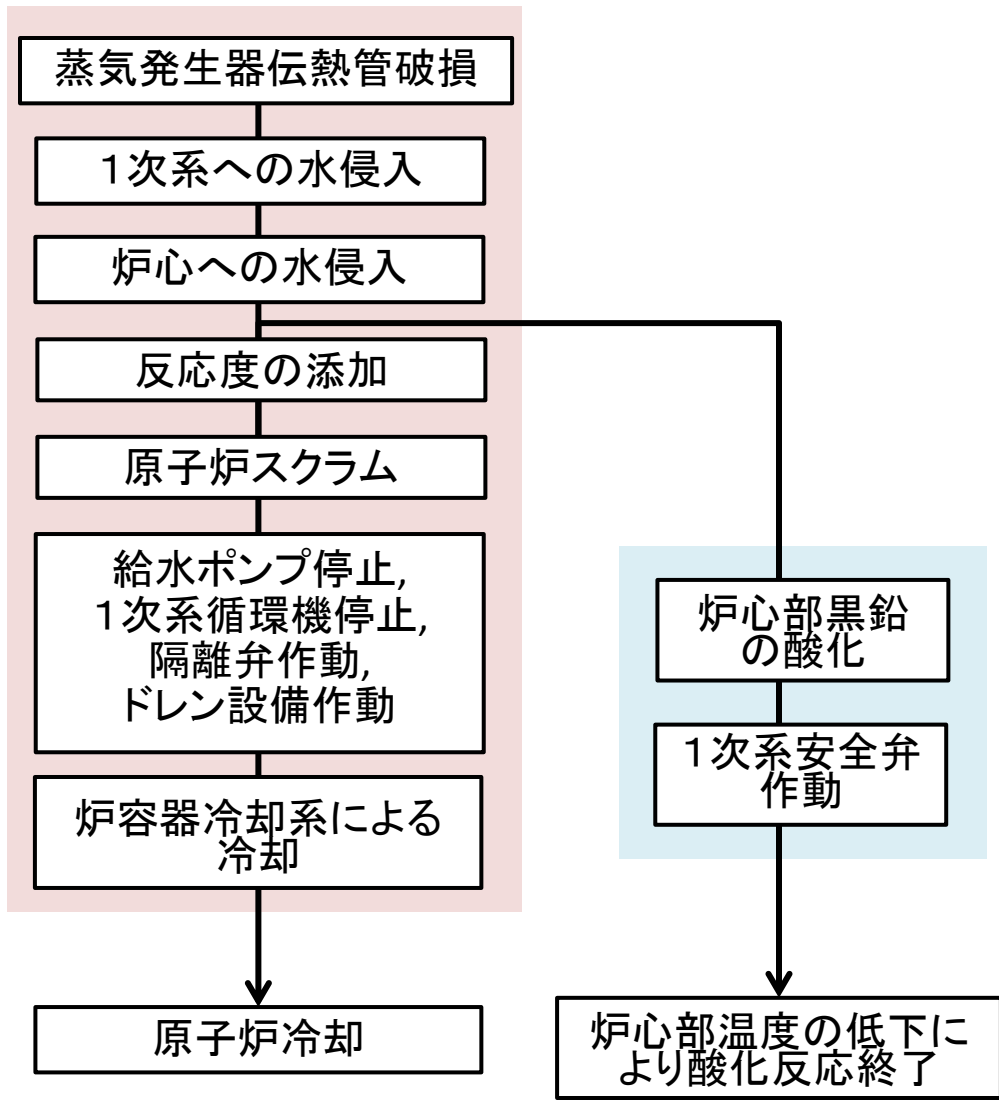
## 設計対策の基本方針

- 早期検知及び設計対策の組み合わせにより炉心への水侵入量を低減



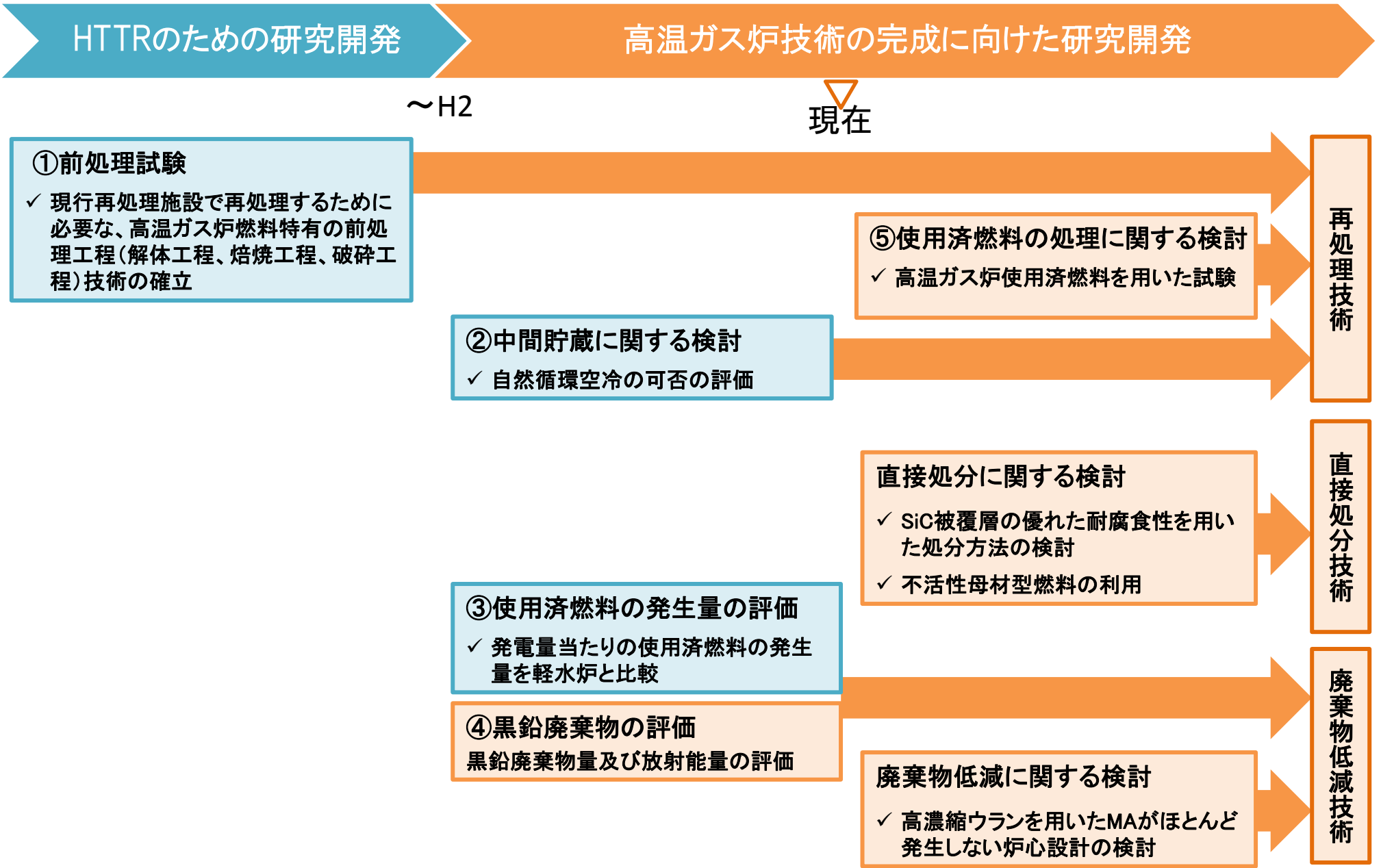
動的機器を組み合わせた設計対策の例

## 蒸気発生器伝熱管破損事故のシーケンス



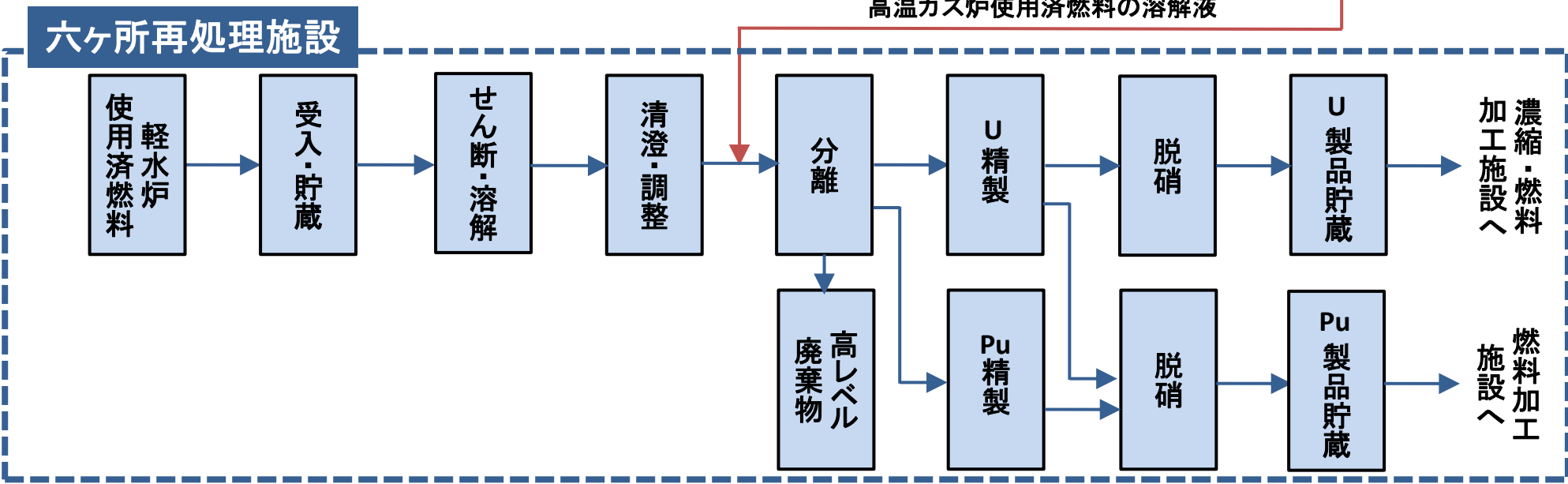
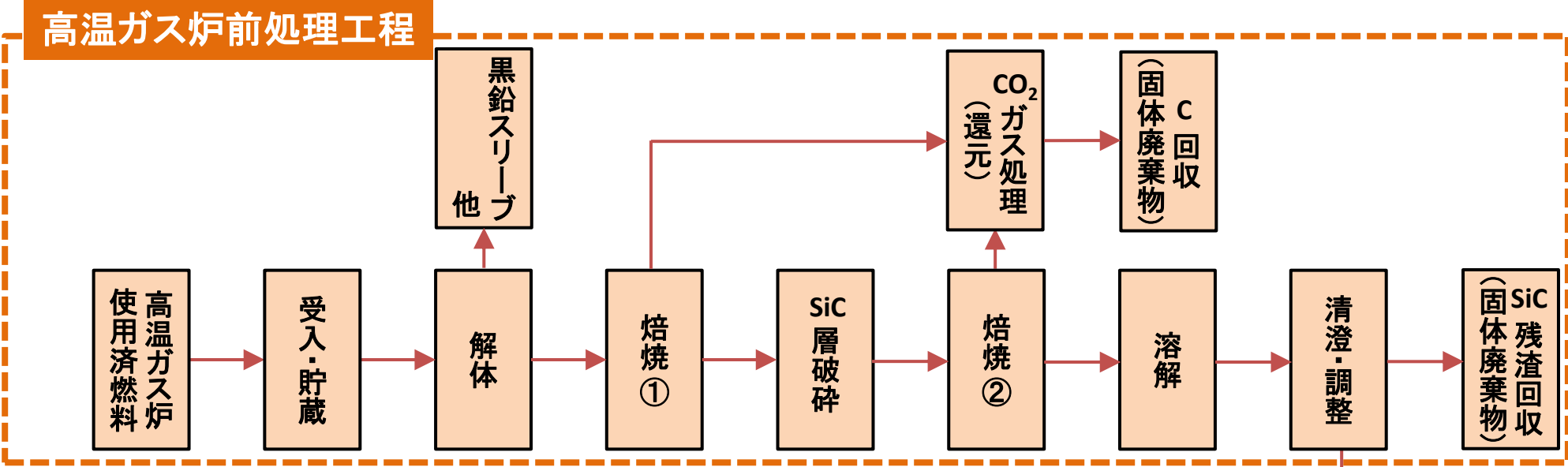
## 6. 使用済燃料、黒鉛廃棄物に関する研究開発

# 6. 使用済燃料・黒鉛廃棄物に関する研究開発





# 6-①-1 前処理試験

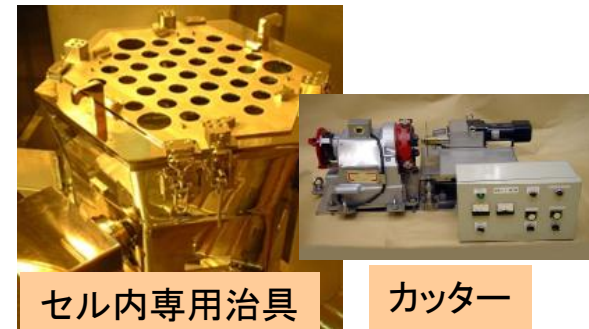


## 目的

- 軽水炉等の再処理工程へ接続するために必要な、高温ガス炉燃料特有の前処理工程（解体工程、焙焼工程、破碎工程）の技術を確立する

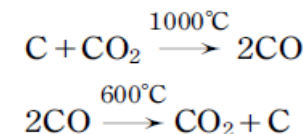
## 内容 成果

- 解体工程
  - ✓ 燃料体から燃料棒を取出すセル内専用治具を開発
  - ✓ 黒鉛スリーブを切断し燃料コンパクトを取出すカッターを開発
- 焙焼工程
  - ✓ 酸化燃焼により、燃料コンパクトの黒鉛及び被覆粒子外側炭素層、並びに内側炭素層を2段階で焙焼
  - ✓ 黒鉛の低温燃焼でCO<sub>2</sub>ガスとし、逆反応でCを回収するプロセスを開発
- 破碎工程
  - ✓ SiC層を破碎し、燃料核を取り出す工程を開発
  - ✓ ディスククラッシュ法（回転ディスクを用いた挽き割りによる方法）による未照射燃料粒子のU回収法の基礎技術確立

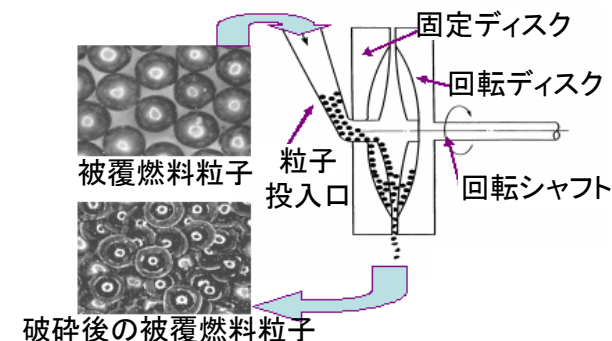


セル内専用治具

カッター



燃焼反応及び逆反応



ディスククラッシュ法

## 今後の計画

- HTTR燃料交換後に使用済燃料を用いた検証試験

# 6-② 中間貯蔵に関する検討

## 目的

- 実用高温ガス炉(GTHTR300)の使用済燃料の空冷自然循環による貯蔵セル(図1)への保管の可否を評価する
- 使用済被覆燃料粒子の暫定保管時の安定性を評価する

## 内容

- 燃料温度が被覆層の酸化を防止できる温度以下の場合、空冷自然循環による貯蔵が可能とする
- これまでに行われた使用済被覆燃料粒子の健全性評価に関する資料を調査

## 成果

- 炉停止後15日程度で、空冷自然循環による貯蔵が可能。
- 被覆燃料粒子のSiC層の安定性は100万年オーダー<sup>1)</sup>であり、使用済被覆燃料粒子の暫定保管時の安全性は極めて高い

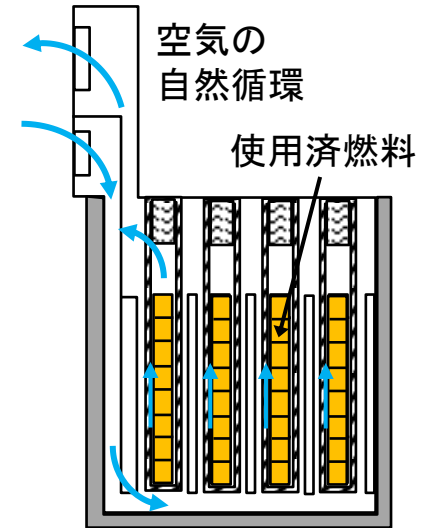


図1 貯蔵セルの縦断面

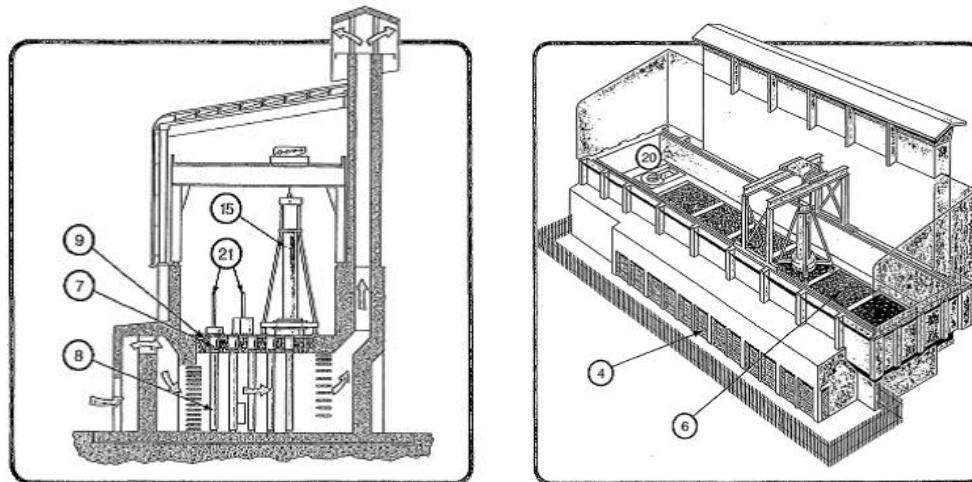


図2 Fort St Vrain炉の乾式貯蔵施設<sup>2)</sup>

- 4 Cooling air inlets
- 6 Vault module
- 7 Shield plugs
- 8 Fuel storage containers
- 9 Change face structure
- 15 Container handling machine
- 20 Transfer cask load/unloading facility
- 21 Shield plug handling devices

1) C. Rodriguez, et al., N.E.D., 222 (2003).

2) GEC ALSTHOM カタログ

## 6-③ 使用済燃料の発生量の評価

## 目的

- 高温ガス炉で発生する使用済燃料の量を評価する

## 内容

- 発電量(100万kWe・年)あたりに発生する使用済燃料の量(装荷ウラン量)を計算し、軽水炉で発生する使用済燃料の量と比較する

## 成果

- 高温ガス炉で発生する使用済燃料は軽水炉の0.28倍

表1 発電量100万kWe・年あたりに必要なウラン量

項目	高温ガス炉 <sup>1)</sup> (GTHTR300)	軽水炉(PWR) <sup>2)</sup> (玄海4号機)	比
燃焼度 (GWtD/t)	120	44	—
発電効率 (%)	45.7	34.6	—
燃焼度 (GWeY/t)	0.15	0.042	—
装荷ウラン量 (トン/(100万kWe・年))	6.6	23.7	0.28

1) 中田哲夫 他, 和文論文誌, Vol. 2, No. 4, (2004).

2) 原子力安全研究協会, “軽水炉燃料のふるまい”.

# 6-④ 黒鉛廃棄物の評価

## 目的

- 実用高温ガス炉の黒鉛廃棄物量評価及び処分法の検討

## 内容

- 実用高温ガス炉(600MWt)を例として、黒鉛廃棄物量及び放射能量を定量的に評価

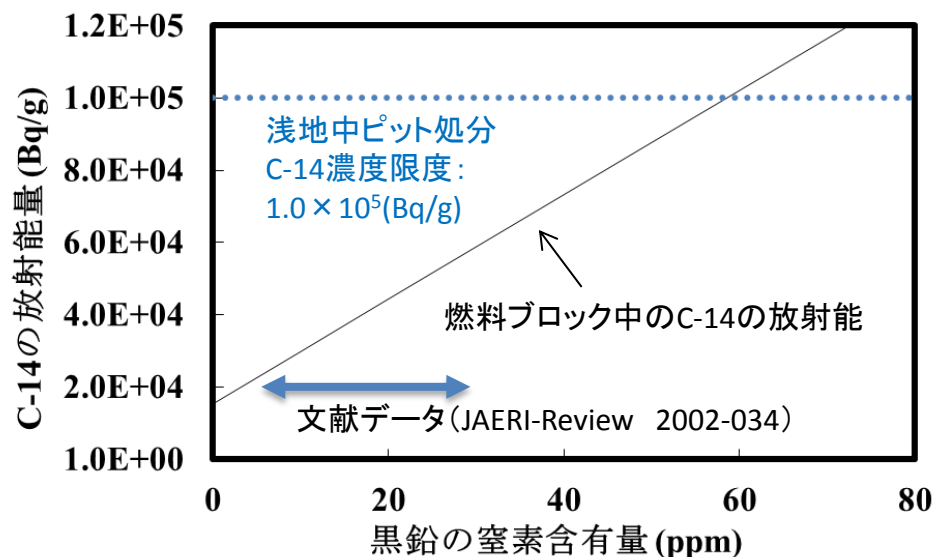
## 成果

- 実用高温ガス炉1基当たりの黒鉛廃棄物の量は、60年間でも少ないことを確認(50mプール約2杯分)
- 黒鉛廃棄物は、C-14(半減期約5730年)の主な生成源である窒素の含有量により、低レベル放射性固体廃棄物として浅地中ピット処分又は余裕深度処分

## 今後の計画

- C-14測定による黒鉛の窒素含有量の定量的評価

対象とする原子炉	実用高温ガス炉
交換する黒鉛ブロック数(体/4年)	1,344
交換する黒鉛ブロック体積(m <sup>2</sup> /4年)	205
運転期間(年)	60
40年での黒鉛廃棄物量(m <sup>3</sup> )	3080
50mプールの容積(m <sup>3</sup> ) (50m x 20m x 1.5m)	1500



# 6-⑤ 使用済燃料の処理に関する検討

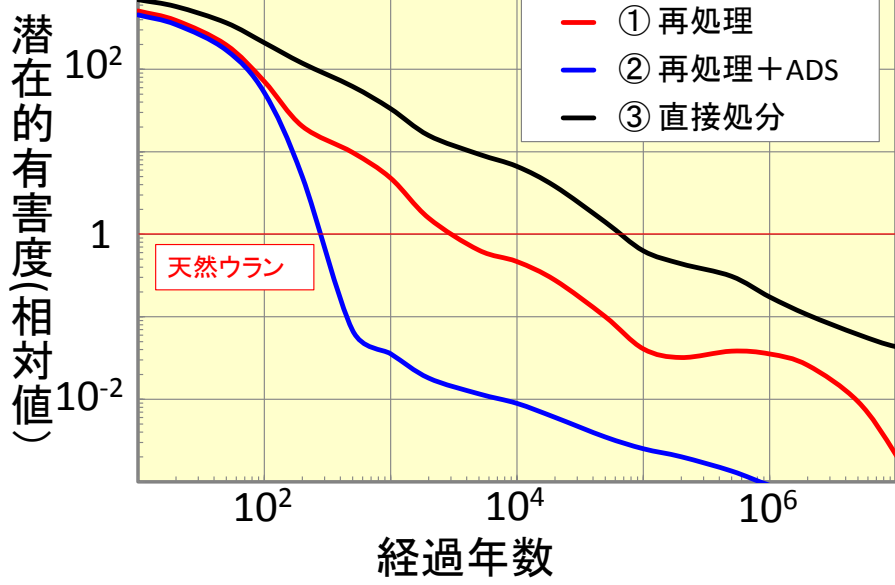
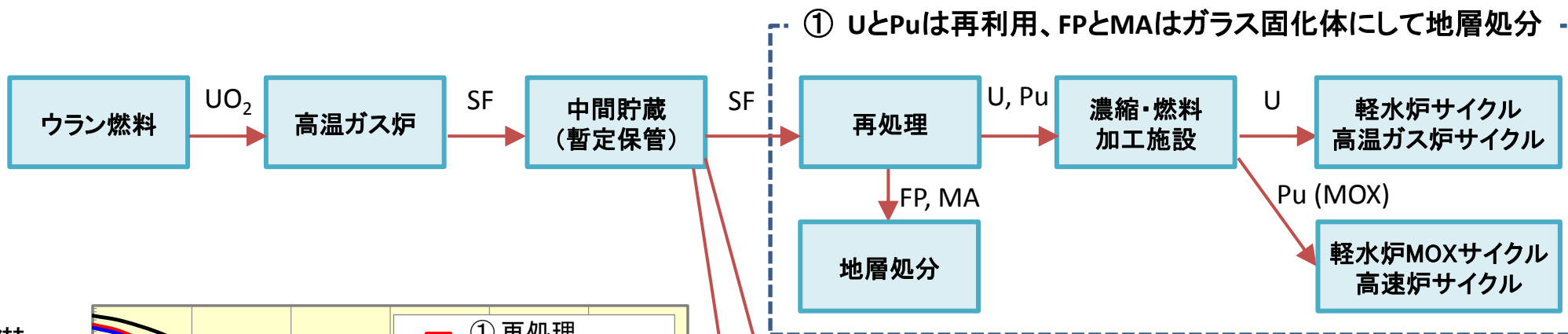
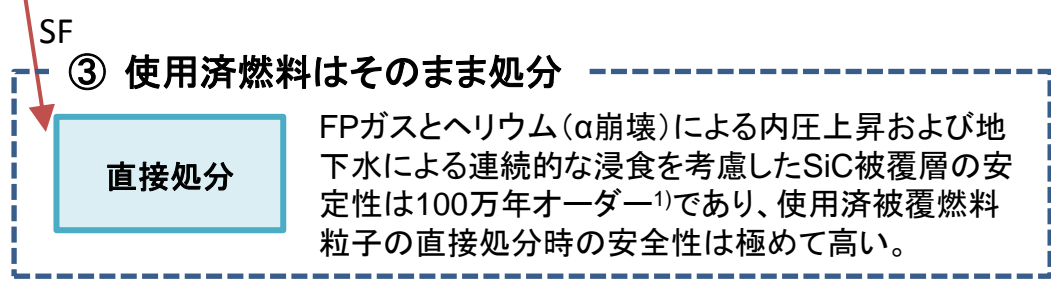
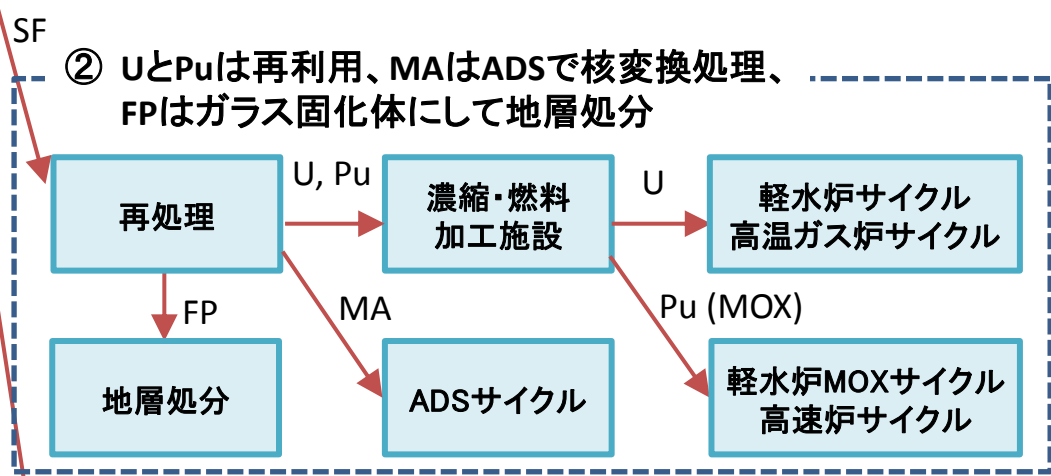


図1 GTHTR300から発生する廃棄物の潜在的有害度

再処理によるU,Puの回収によって有害度が低減する。  
ADSによる分離変換によってさらに有害度が低減する。



1) C. Rodriguez, et al., N.E.D., 222 (2003).