

高温ガス炉の安全性

平成26年10月31日

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

橘 幸男

優れた安全性

- 環境への大規模な放射性物質の放出を伴う事故が起きない。
- 福島第一原子力発電所事故と同様の事故を起こす可能性がない。

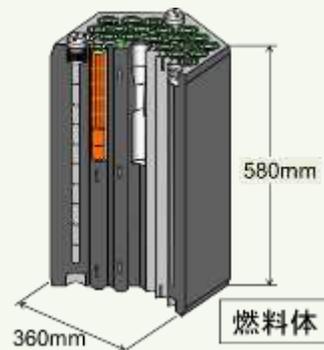
セラミックス被覆燃料

1600°Cでも放射性物質を閉じ込める



黒鉛減速材

耐熱温度2500°C

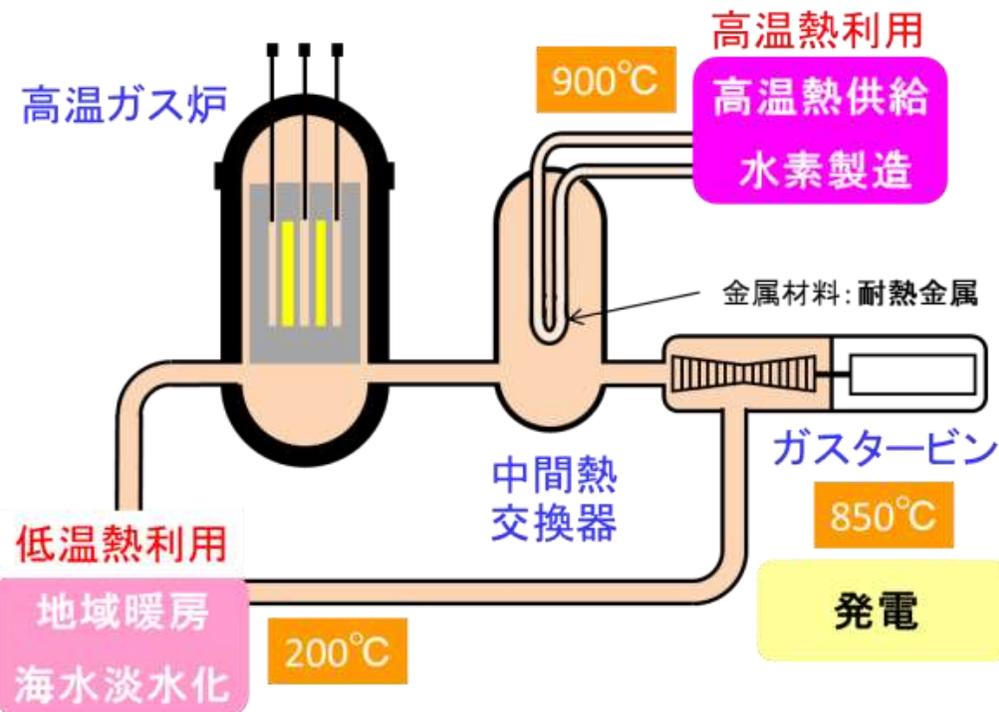


ヘリウム冷却材

高温でも安定
(温度制限なし)

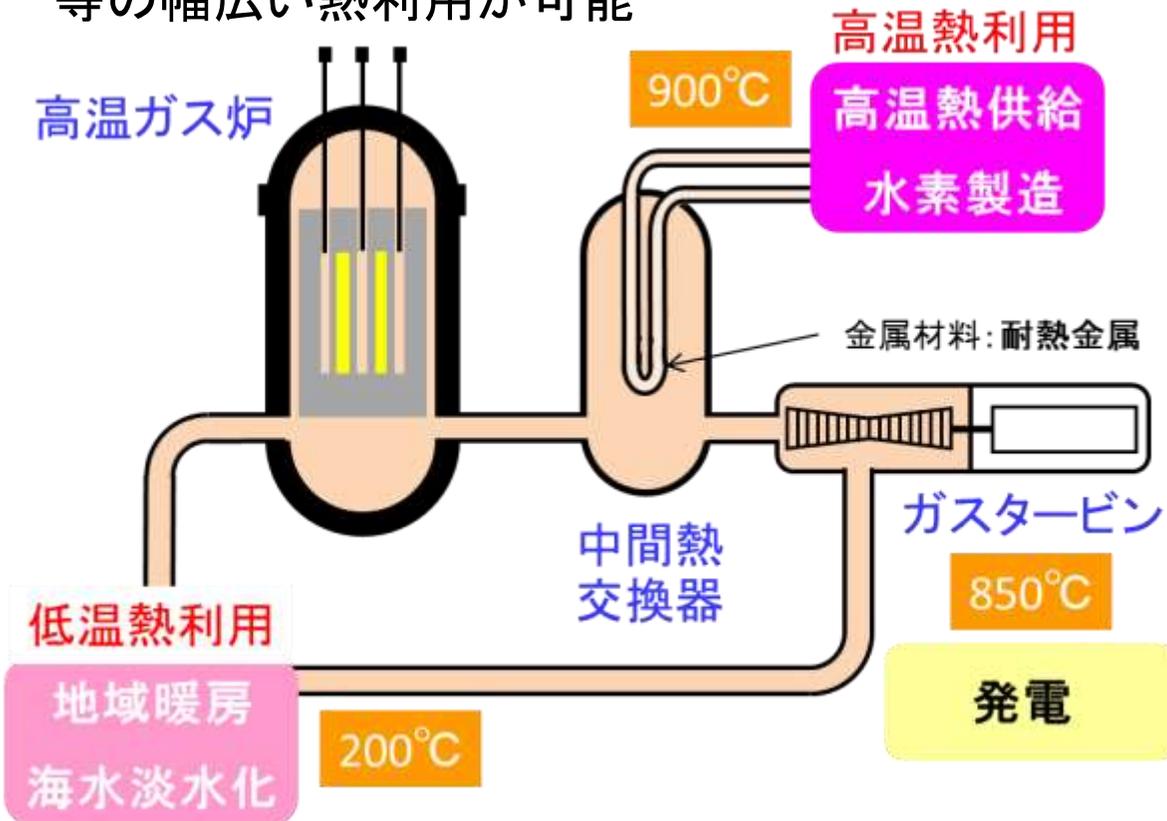
多様な熱利用が可能

- 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。

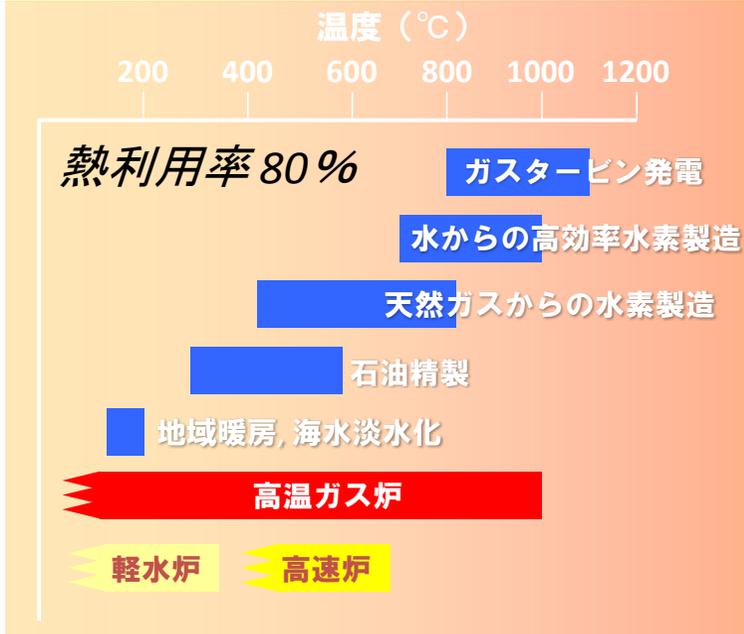


多様かつ効率的な熱利用

高温ガス炉は、発電のみならず、高温熱供給、水素製造、地域暖房、海水淡水化等の幅広い熱利用が可能



高温から低温まで熱を無駄なく利用



クリーンかつ多様なエネルギー供給により、発電以外の分野における炭酸ガス排出量を大幅に削減可能

□ エネルギー基本計画(平成26年4月閣議決定)

第4章 戦略的な技術開発の推進(エネルギーの需給に関する施策を長期的、総合的かつ計画的に推進するために重点的に研究開発するための施策を講ずべきエネルギーに関する技術及び施策)

2. 取り組むべき技術課題

「……、水素製造を含めた多様な産業利用が見込まれ、固有の安全性を有する高温ガス炉など、安全性の高度化に貢献する原子力技術の研究開発を国際協力の下で推進する。……」

□ 経済財政運営と改革の基本方針2014(「骨太の方針」)(平成26年6月閣議決定)

第2章 経済再生の進展と中長期の発展に向けた重点課題

2. イノベーションの促進等による民需主導の成長軌道への移行に向けた経済構造の改革

「原子力発電所に関しては、いかなる事情よりも安全性を全てに優先させ、……、取り組む。

放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための技術開発、核不拡散の取組、高温ガス炉など安全性の高度化に貢献する技術開発の国際協力等を行うとともに、こうした分野における人材育成についても取り組む。」

□ 「日本再興戦略」改訂2014(平成26年6月閣議決定)

第二 3つのアクションプラン

一. 日本産業再興プラン

5. 立地競争力の更なる強化

5-3. 環境・エネルギー制約の克服 (3)新たに講ずべき具体的施策

④安全性が確認された原子力発電の活用

「……

また、放射性廃棄物の減容化・有害度低減のための技術開発、核不拡散の取組、高温ガス炉など安全性の高度化に貢献する技術開発の国際協力等を行うとともに、こうした分野における人材育成についても取り組む。」

□ 文部科学省 科学技術・学術審議会研究計画・評価分科会原子力科学技術委員会 高温ガス炉技術研究開発作業部会 (平成26年5月設立)

調査検討事項： 固有の安全性を有し多様な利用が見込まれる高温ガス炉技術について、研究開発の状況等を評価するとともに、国内外におけるニーズを踏まえた今後の研究開発のあり方について、調査、検討を行う。

開催実績： 第1回 平成26年6月30日、 第2回 平成26年7月11日、
第3回 平成26年7月23日、 第4回 平成26年8月6日、
第5回 平成26年9月1日、 中間取りまとめ報告書 (平成26年9月)

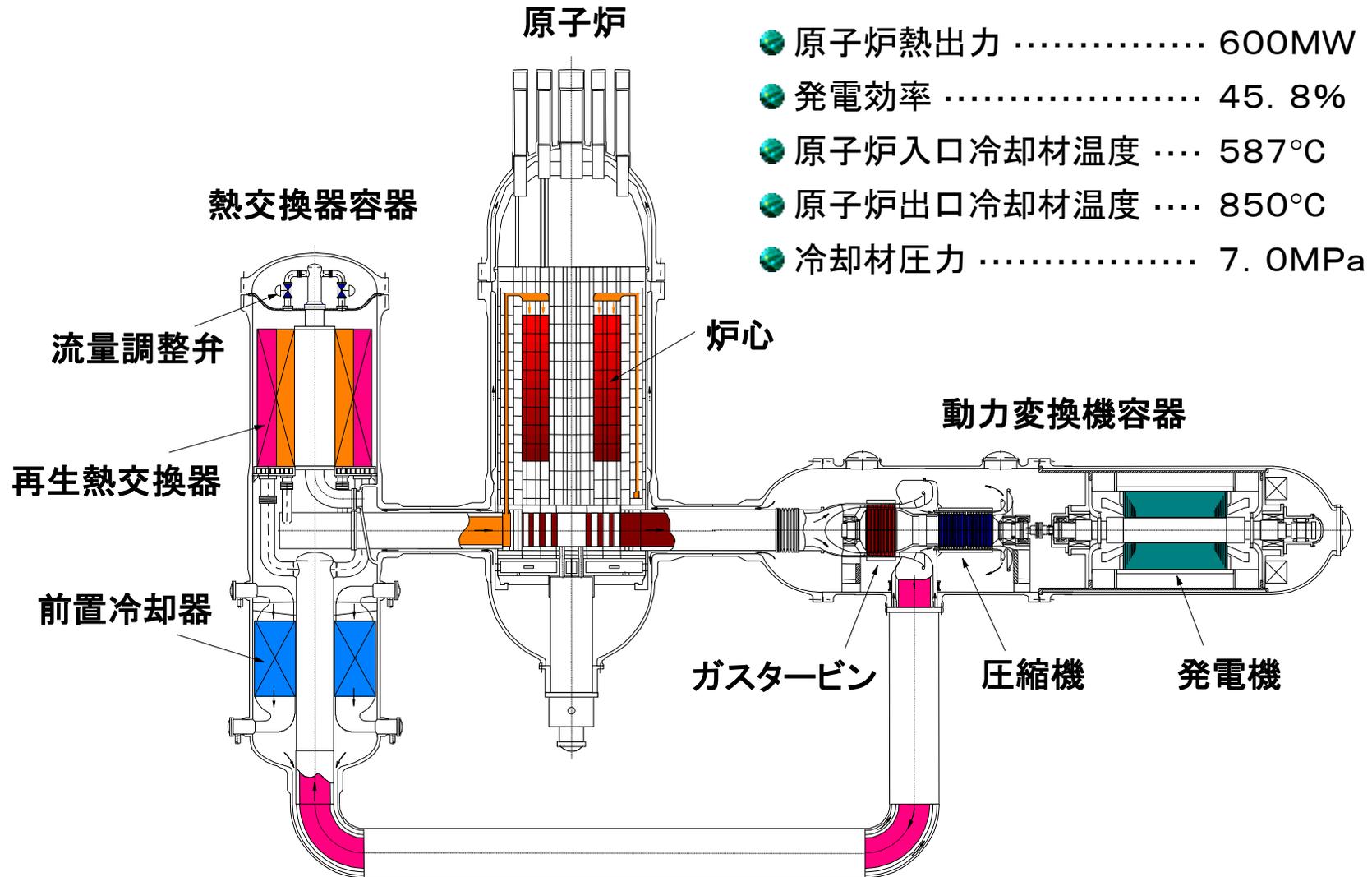
委員： 主査 岡本 孝司 東京大学大学院工学系研究科 教授
主査代理 亀山 秀雄 東京農工大学大学院工学府 教授
飯山 明裕 日産自動車株式会社 総合研究所 EVシステム研究所 エキスパートリーダー
伊藤 聡子 フリーキャスター
梅田 賢治 三菱重工業株式会社 エネルギー・環境ドメイン 原子力事業部 原子力技術部長
北川 健一 原子燃料工業株式会社 新型炉燃料部長
國本 英治 東洋炭素株式会社 素材製造本部 原子力室 主事技師
小竹 庄司 日本原子力発電株式会社 執行役員 開発計画室担任
鈴木 朋子 株式会社日立製作所 日立研究所 材料研究センタープロセスエンジニアリング研究部長
湯原 哲夫 一般財団法人キヤングローバル戦略研究所 理事・研究主幹
米田 えり子 株式会社東芝 原子力技術部プロジェクト 第五担当 部長代理

○ 今後10年を目処に実施する課題を抽出 (原子力機構を中心)

- ✓ HTTRを用いた安全性向上に関する試験
- ✓ 水素製造技術や発電技術の開発
- ✓ HTTRと熱利用設備の接続試験に向けたシステム設計、安全評価、性能評価

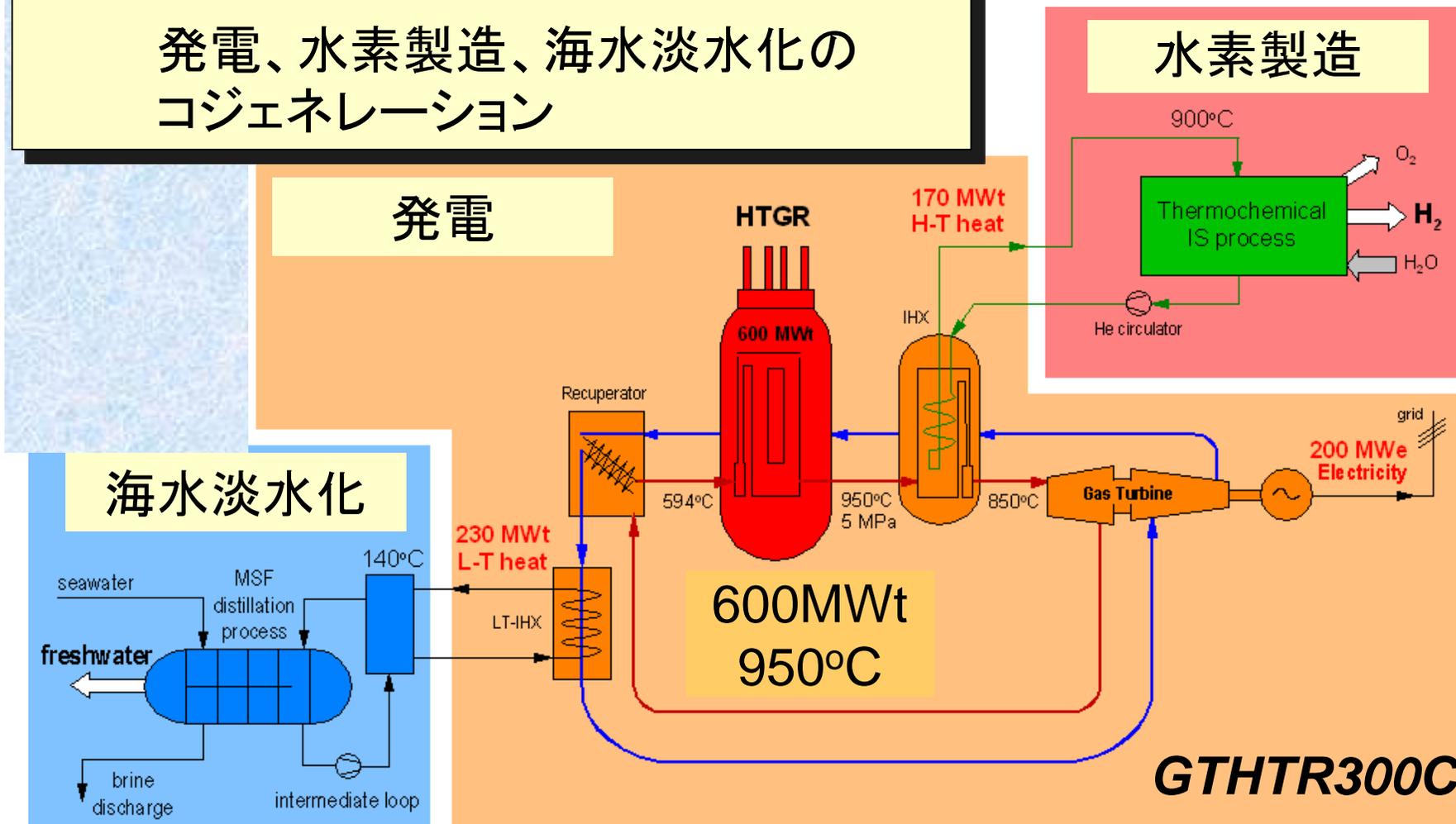
○ 我が国が主体的に安全性に関する国際基準策定等、高温ガス炉技術を国際展開

○ 産学官が緊密に意見交換できる協議会を構築 (国が主導)



■ 80%の熱利用率:

発電、水素製造、海水淡水化の
コージェネレーション



GIFにおける第4世代原子炉の評価結果



持続可能性 (SU)

安全性・信頼性 (SR)

経済性 (EC)

核拡散抵抗性 (PR)

System	ID	SU	SR	EC	PR
GFR	G5	0.90	0.37	0.38	0.26
Na MOX Aq	L1	0.89	0.44	0.07	0.23
Na Metal Pyro	L2	0.88	0.47	0.48	0.27
Pb large	L5	0.87	0.42	-0.31	0.27
Pb/Bi small	L4	0.87	0.39	0.27	0.27
Pb/Bi Battery	L6	0.87	0.36	0.42	0.52
SCWR-F	W5	0.83	0.19	0.24	0.21
MSR	N1	0.77	0.25	0.10	0.31
VCR	N2	0.72	0.35	-0.10	0.58
HC-BWR	W6	0.71	0.21	-0.56	0.13
HTGR Closed	G4	0.68	0.54	0.56	0.28
SCWR-T	W4	0.16	0.22	0.31	0.09
AHTR	N3	0.11	0.45	0.05	0.29
PMR	G2	0.10	0.59	0.56	0.29
PBR	G1	0.09	0.59	0.63	0.29
VHTR	G3	0.08	0.50	0.56	0.24
CANDU NG	W3	0.05	0.35	0.76	0.12
IPSR	W1	0.04	0.43	0.58	0.23
SBWR	W2	0.04	0.36	-0.38	0.12

System	ID	SU	SR	EC	PR
PMR	G2	0.10	0.59	0.56	0.29
PBR	G1	0.09	0.59	0.63	0.29
HTGR Closed	G4	0.68	0.54	0.56	0.28
VHTR	G3	0.08	0.50	0.56	0.24
Na Metal Pyro	L2	0.88	0.47	0.48	0.27
AHTR	N3	0.11	0.45	0.05	0.29
Na MOX Aq	L1	0.89	0.44	0.07	0.23
IPSR	W1	0.04	0.43	0.58	0.23
Pb large	L5	0.87	0.42	-0.31	0.27
Pb/Bi small	L4	0.87	0.39	0.27	0.27
GFR	G5	0.90	0.37	0.38	0.26
Pb/Bi Battery	L6	0.87	0.36	0.42	0.52
SBWR	W2	0.04	0.36	-0.38	0.12
CANDU NG	W3	0.05	0.35	0.76	0.12
VCR	N2	0.72	0.35	-0.10	0.58
MSR	N1	0.77	0.25	0.10	0.31
SCWR-T	W4	0.16	0.22	0.31	0.09
HC-BWR	W6	0.71	0.21	-0.56	0.13
SCWR-F	W5	0.83	0.19	0.24	0.21

System	ID	SU	SR	EC	PR
CANDU NG	W3	0.05	0.35	0.76	0.12
PBR	G1	0.09	0.59	0.63	0.29
IPSR	W1	0.04	0.43	0.58	0.23
PMR	G2	0.10	0.59	0.56	0.29
HTGR Closed	G4	0.68	0.54	0.56	0.28
VHTR	G3	0.08	0.50	0.56	0.24
Na Metal Pyro	L2	0.88	0.47	0.48	0.27
Pb/Bi Battery	L6	0.87	0.36	0.42	0.52
GFR	G5	0.90	0.37	0.38	0.26
SCWR-T	W4	0.16	0.22	0.31	0.09
Pb/Bi small	L4	0.87	0.39	0.27	0.27
SCWR-F	W5	0.83	0.19	0.24	0.21
MSR	N1	0.77	0.25	0.10	0.31
Na MOX Aq	L1	0.89	0.44	0.07	0.23
AHTR	N3	0.11	0.45	0.05	0.29
VCR	N2	0.72	0.35	-0.10	0.58
Pb large	L5	0.87	0.42	-0.31	0.27
SBWR	W2	0.04	0.36	-0.38	0.12
HC-BWR	W6	0.71	0.21	-0.56	0.13

System	ID	SU	SR	EC	PR
VCR	N2	0.72	0.35	-0.10	0.58
Pb/Bi Battery	L6	0.87	0.36	0.42	0.52
MSR	N1	0.77	0.25	0.10	0.31
PMR	G2	0.10	0.59	0.56	0.29
PBR	G1	0.09	0.59	0.63	0.29
AHTR	N3	0.11	0.45	0.05	0.29
HTGR Closed	G4	0.68	0.54	0.56	0.28
Na Metal Pyro	L2	0.88	0.47	0.48	0.27
Pb large	L5	0.87	0.42	-0.31	0.27
Pb/Bi small	L4	0.87	0.39	0.27	0.27
GFR	G5	0.90	0.37	0.38	0.26
VHTR	G3	0.08	0.50	0.56	0.24
Na MOX Aq	L1	0.89	0.44	0.07	0.23
IPSR	W1	0.04	0.43	0.58	0.23
SCWR-F	W5	0.83	0.19	0.24	0.21
HC-BWR	W6	0.71	0.21	-0.56	0.13
CANDU NG	W3	0.05	0.35	0.76	0.12
SBWR	W2	0.04	0.36	-0.38	0.12
SCWR-T	W4	0.16	0.22	0.31	0.09

Top Ranking



Top Ranking ; Scores above +0.5

Good



Good ; Scores between Top Ranking and Neutral; 0.5 to 0.2

Neutral



Neutral ; Scores within ± 0.20 of the ALWR baseline

Weak



Weak ; Scores less than neutral

ロードマップ統合チーム(RIT)が選定した第4世代原子炉の19概念

—水冷却炉—

- 一次系一体型炉 (IPSR)
- 単純化BWR (SBWR)
- 次世代CANDU (CANDU NG)
- 超臨界圧炉-熱中性子 (SCWR-T)
- 超臨界圧炉-高速中性子 (SCWR-F)
- 高転換BWR (HC-BWR)

—ガス冷却炉—

- ペブルベッドモジュラー炉 (PBR)
- プリズマティックモジュラー炉 (PMR)
- 超高温ガス炉 (VHTR)
- クローズドサイクル高温ガス炉 (HTGR Closed)
- ガス冷却高速炉 (GFR)

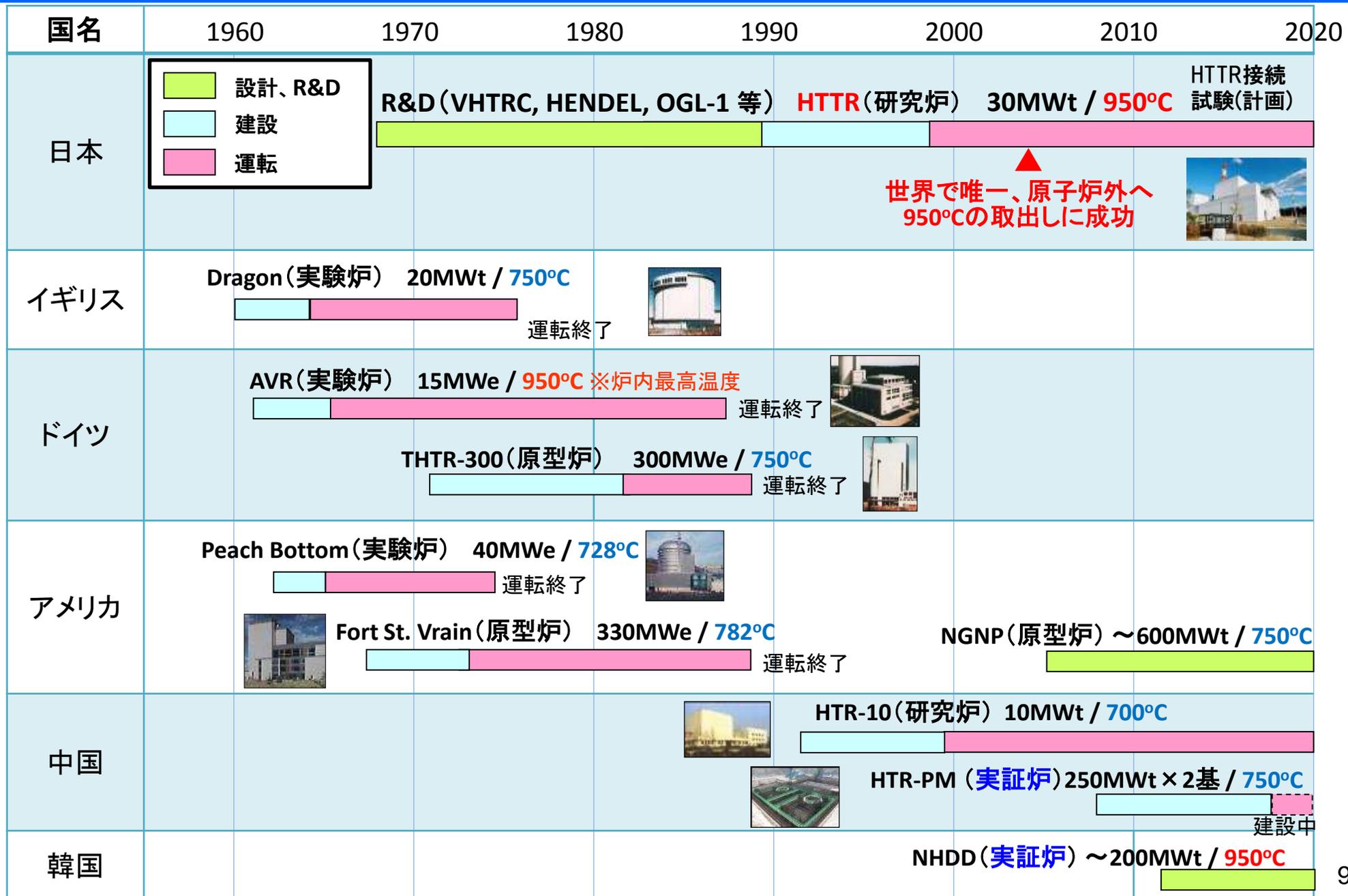
—液体金属冷却炉—

- MOX燃料・湿式再処理・ナトリウム冷却炉 (Na MOX Aq)
- 金属燃料・乾式再処理・ナトリウム冷却炉 (Na MOX Pyro)
- 小型鉛ビスマス冷却炉 (Pb/Bi Small)
- 大型鉛冷却炉 (Pb Large)
- バッテリー型鉛ビスマス冷却炉 (Pb/Bi Battery)

—非古典炉—

- 溶融塩炉 (MSR)
- 気体炉心炉 (VCR)
- 先進高温炉 (AHTR)

高温ガス炉開発の歴史と将来展望



中国、米国、韓国、カザフスタンの高温ガス炉計画



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

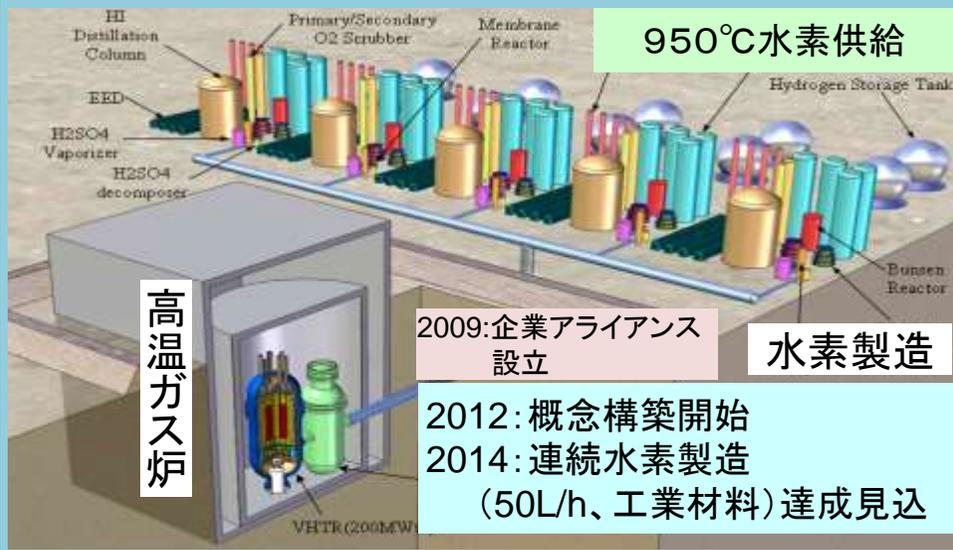
米国：NGNP計画

2011：フェーズ I
概念設計完了



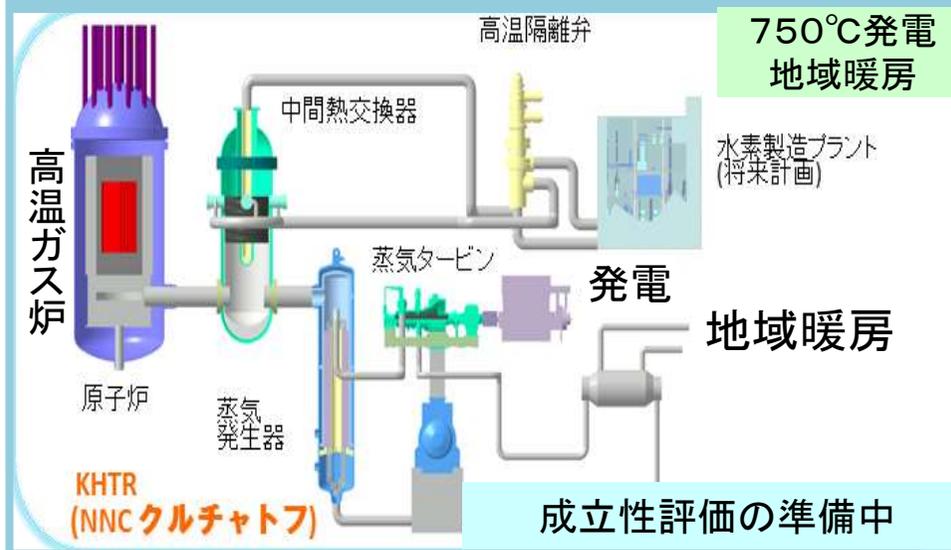
韓国：NHDD計画

950°C水素供給



カザフスタン：KHTR計画

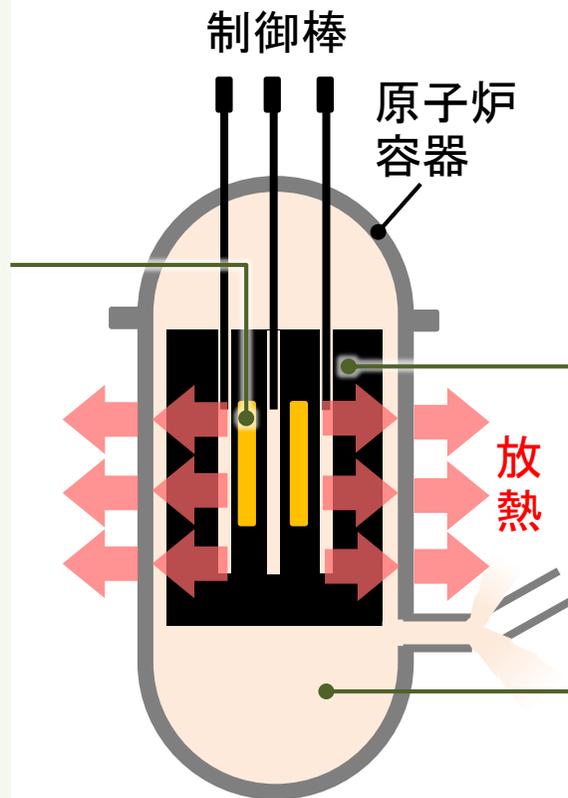
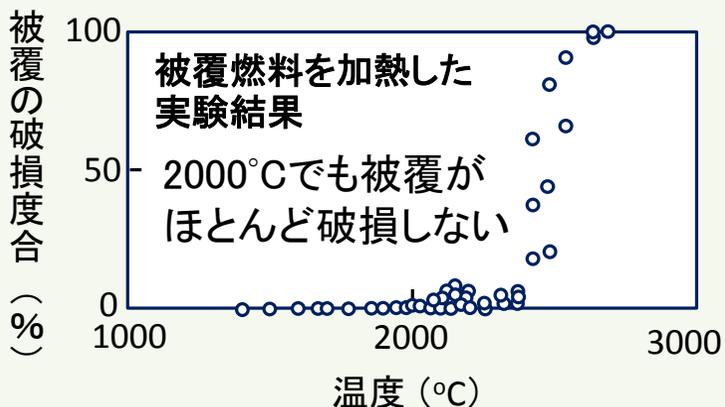
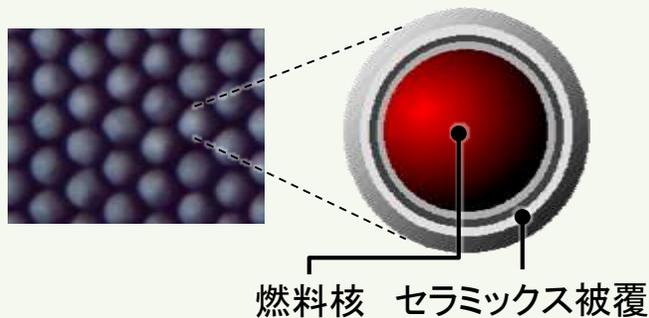
750°C発電
地域暖房



固有安全炉としての高温ガス炉の魅力

セラミックス被覆燃料

耐熱性が高く燃料溶融しない



黒鉛減速材

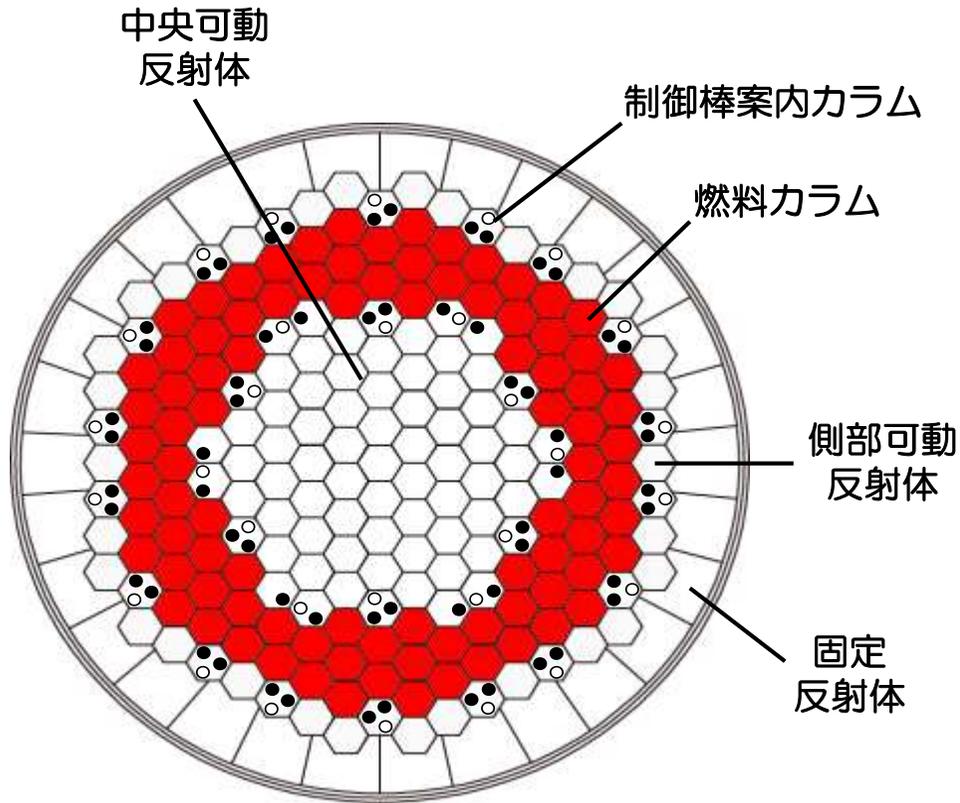
大熱容量・高熱伝導であるため
原子炉容器外側での放熱で
燃料が冷える



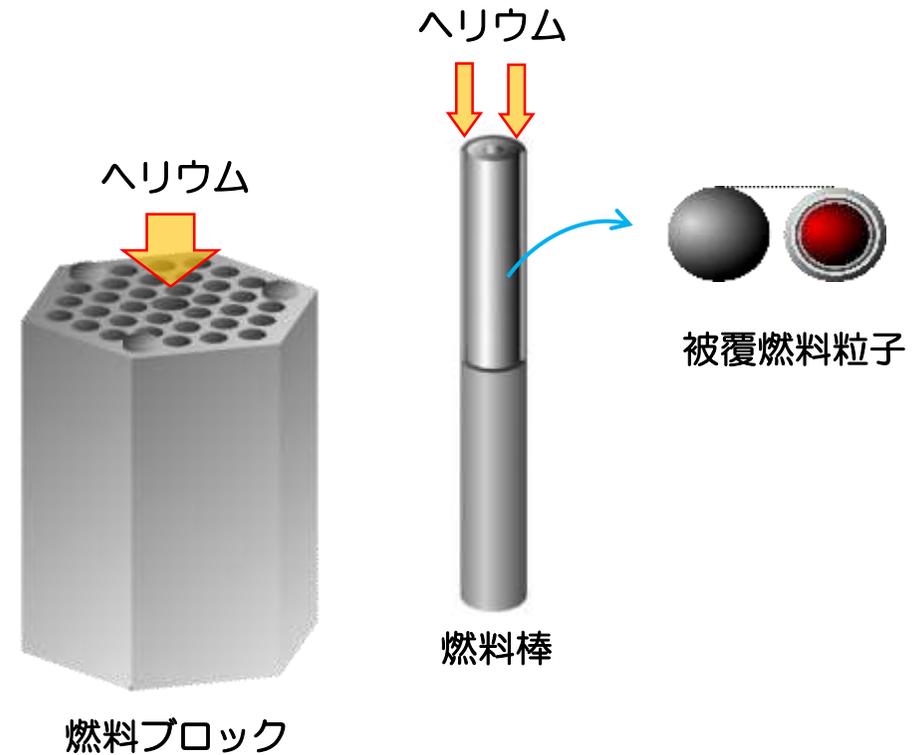
ヘリウム冷却材

化学反応、蒸発しないため
水素・水蒸気爆発が発生しない

電源や冷却材が喪失しても
自然に止まり、冷え、放射性物質が閉じ込められる

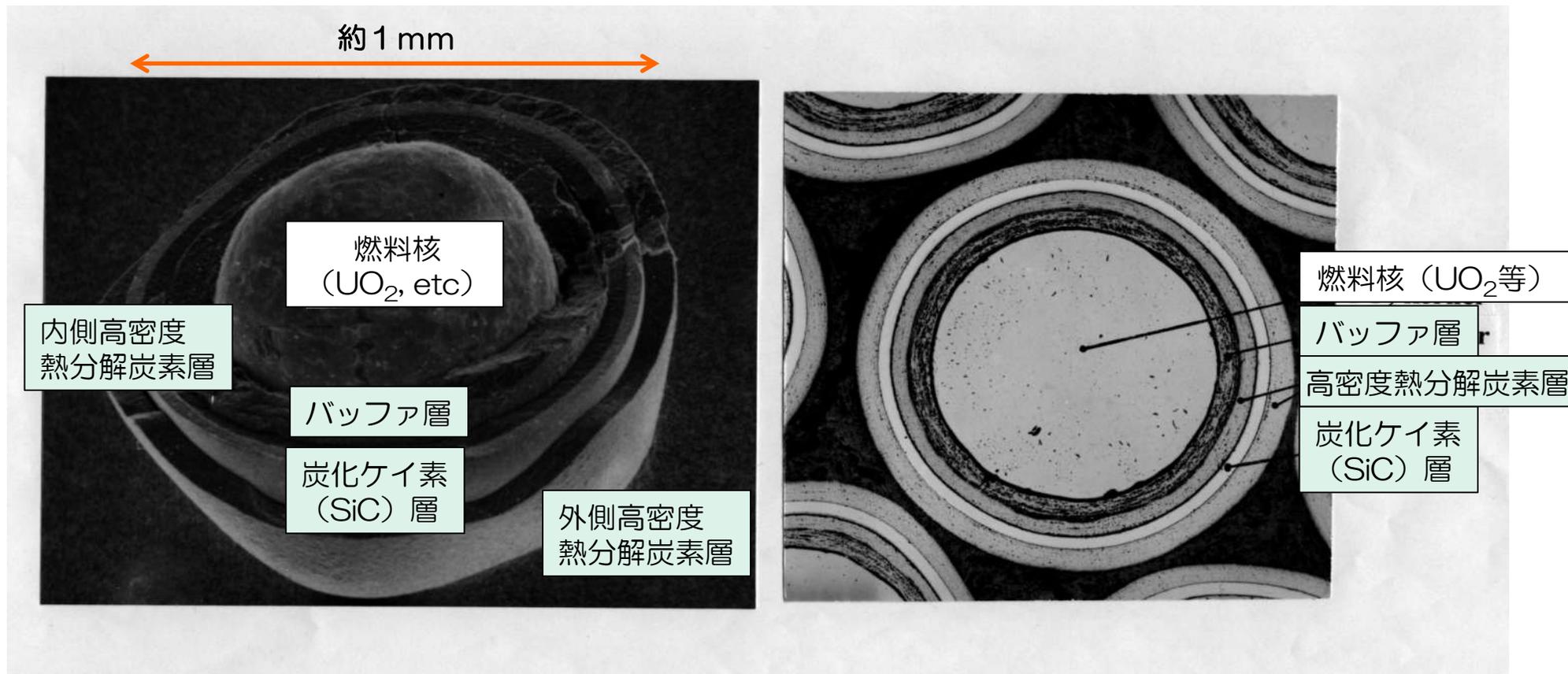


炉心断面

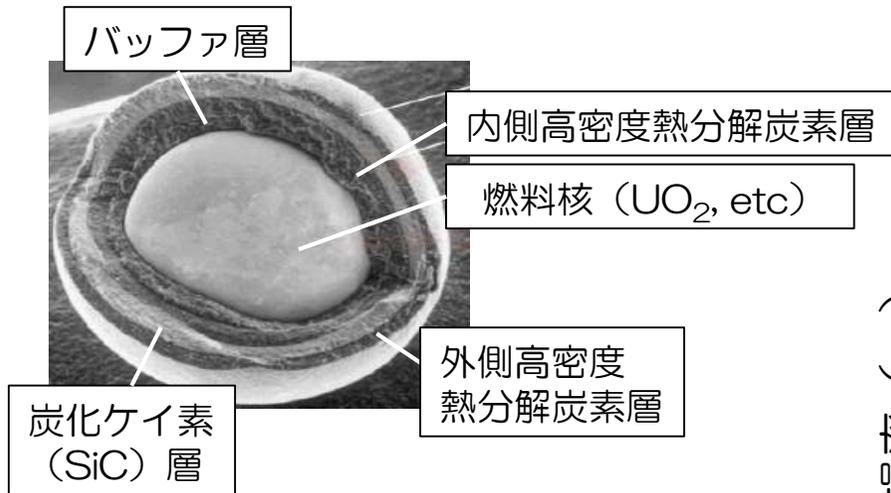


燃料

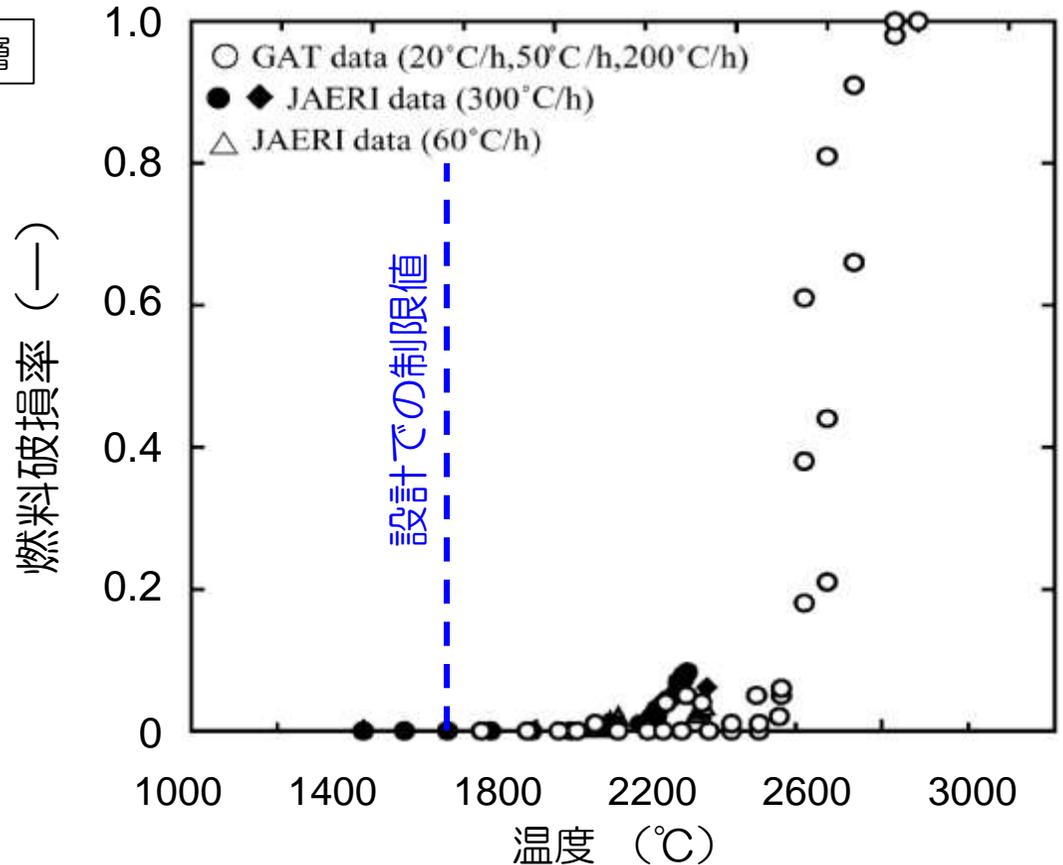
燃料構造



- 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



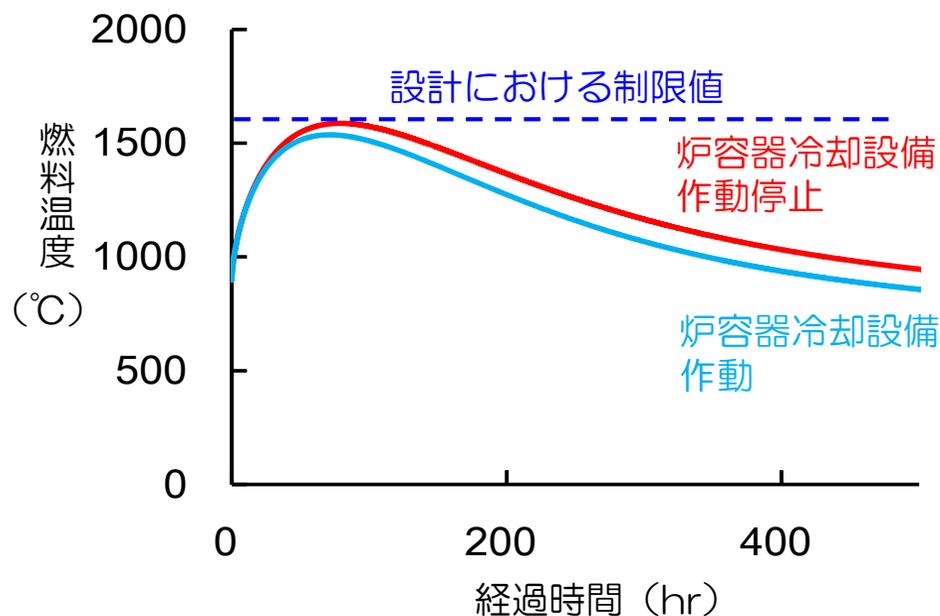
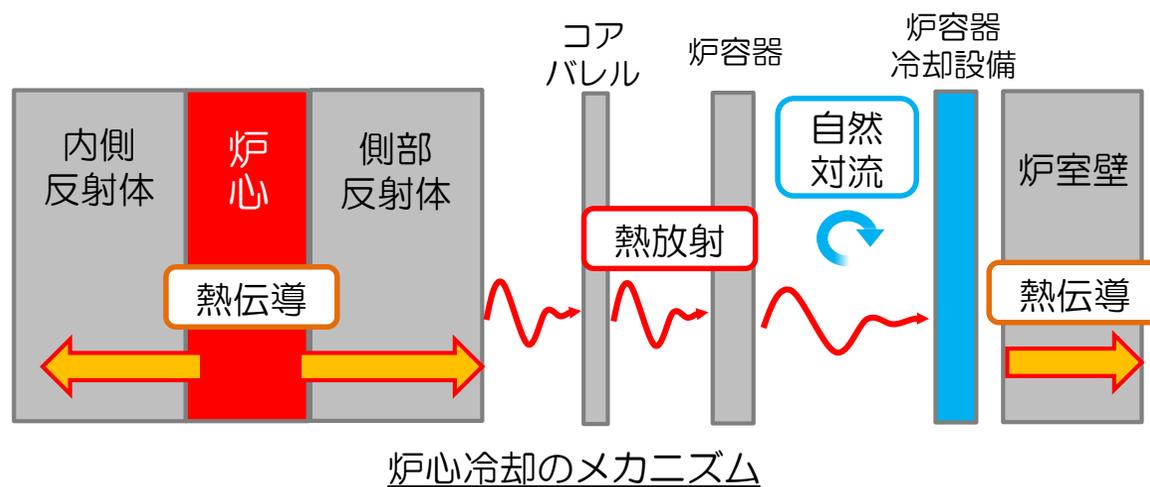
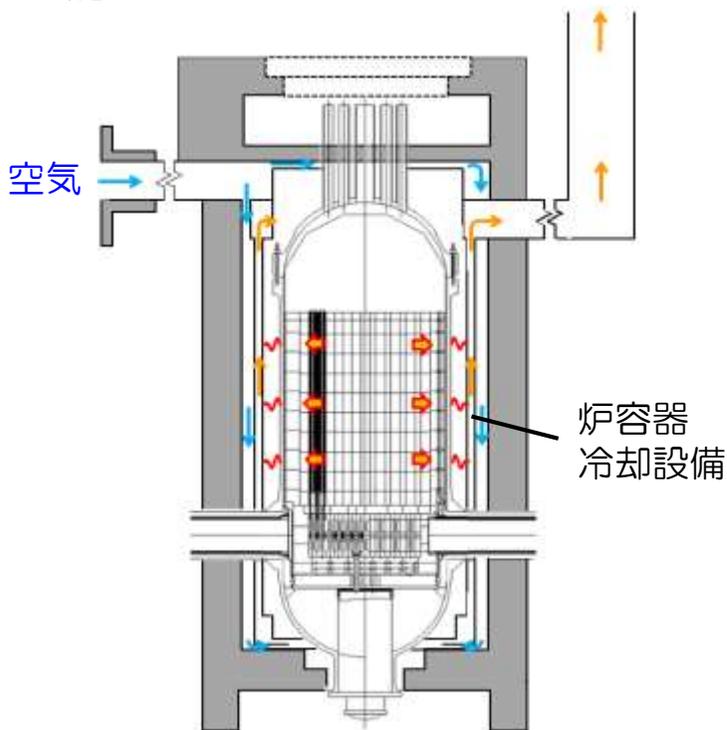
- 2000°C程度まで、燃料粒子被覆層の破損はほとんど生じない
- 2200°Cを超えるとSiC層の熱分解が急速に進むため、燃料破損率が急激に増加
- 設計では1600°Cを制限値に採用



被覆燃料粒子の照射後加熱試験結果

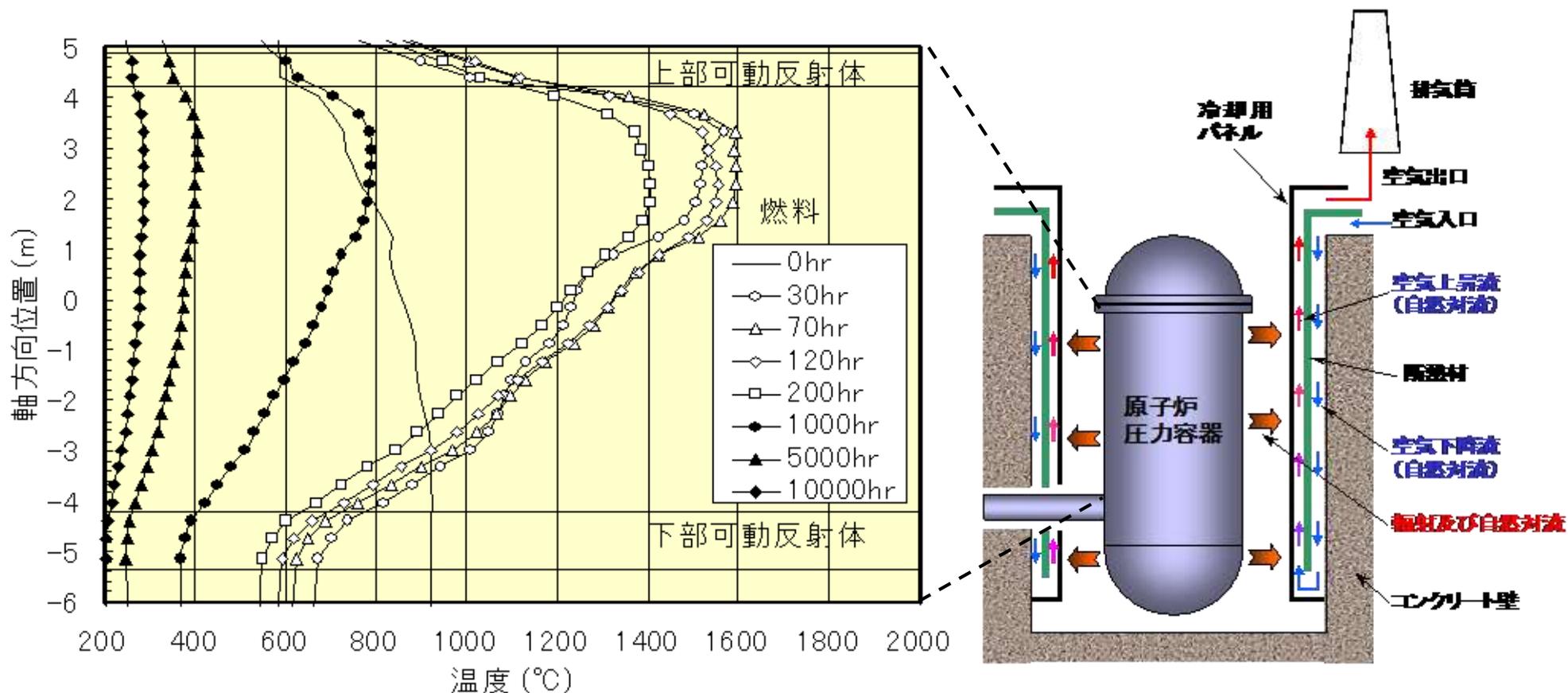
安全設計 -炉心冷却に係る特長-

- 低出力密度, 大熱容量及び高熱伝導率の特性により冷却材が喪失した場合においても炉容器の外側から間接的に炉心を冷却可能
- 炉容器冷却設備作動停止時にも, 燃料温度は制限値を超えない設計が可能



冷却材喪失事故時の炉心内温度分布

対象：日本型超高温ガス炉(VHTR)システム：GTHTR300



高温工学試験研究炉 (HTTR) の概要

○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30MW

○原子炉出口冷却材の最高温度は950°C

- ・平成10年11月 初臨界
- ・平成13年12月 熱出力30MW、
原子炉出口冷却材温度850°C達成
- ・平成16年4月 原子炉出口冷却材温度950°C達成
- ・平成22年3月 950°C、50日間高温連続運転を達成

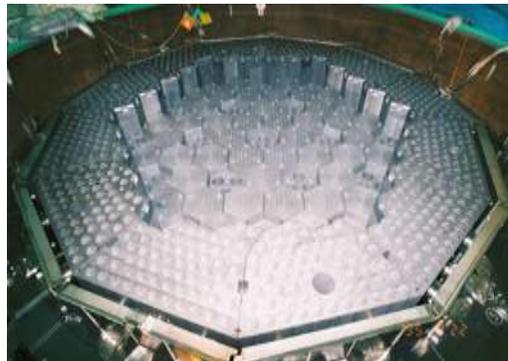
○設置場所:

茨城県大洗町

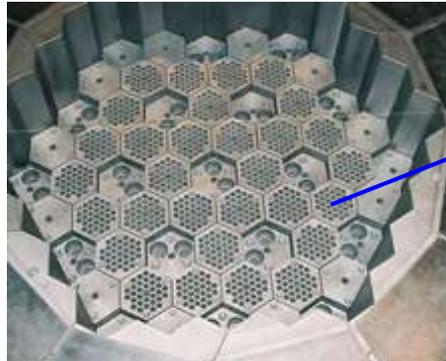
日本原子力研究開発機構 大洗研究開発センター



HTTRの外観および内部



炉心上部



炉心の中心部



炉心の黒鉛ブロック

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(平成22年12月)

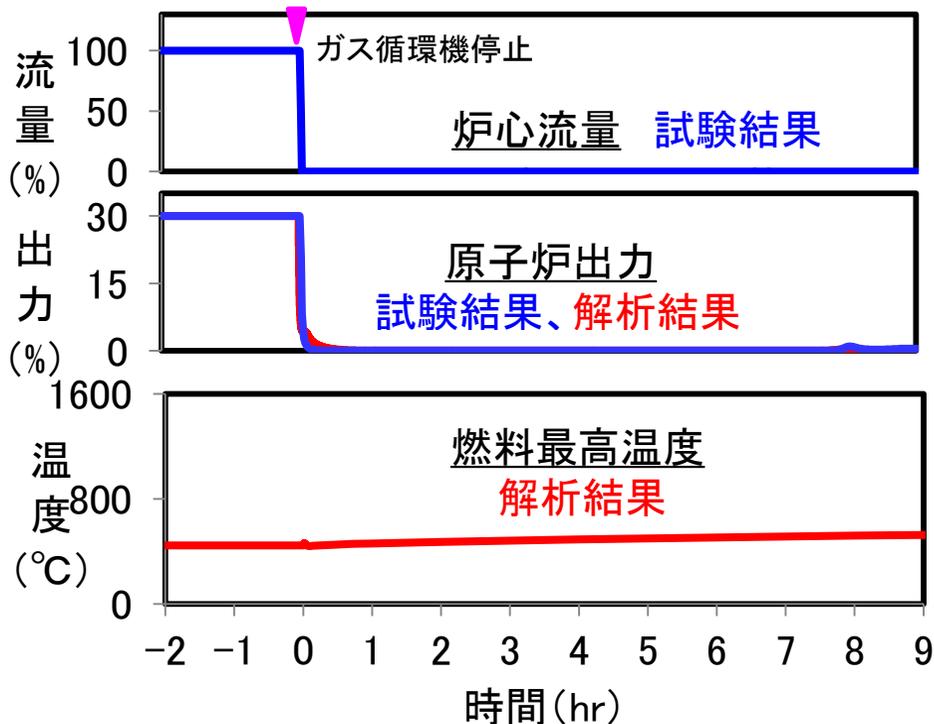
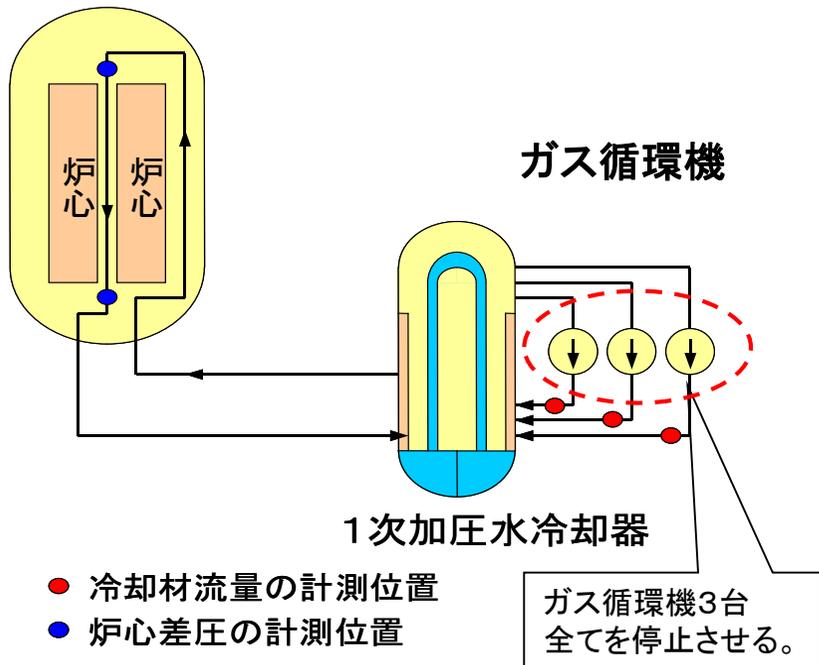
成果

- 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



試験及び解析(原子炉出力30%)

炉心冷却喪失試験

目的

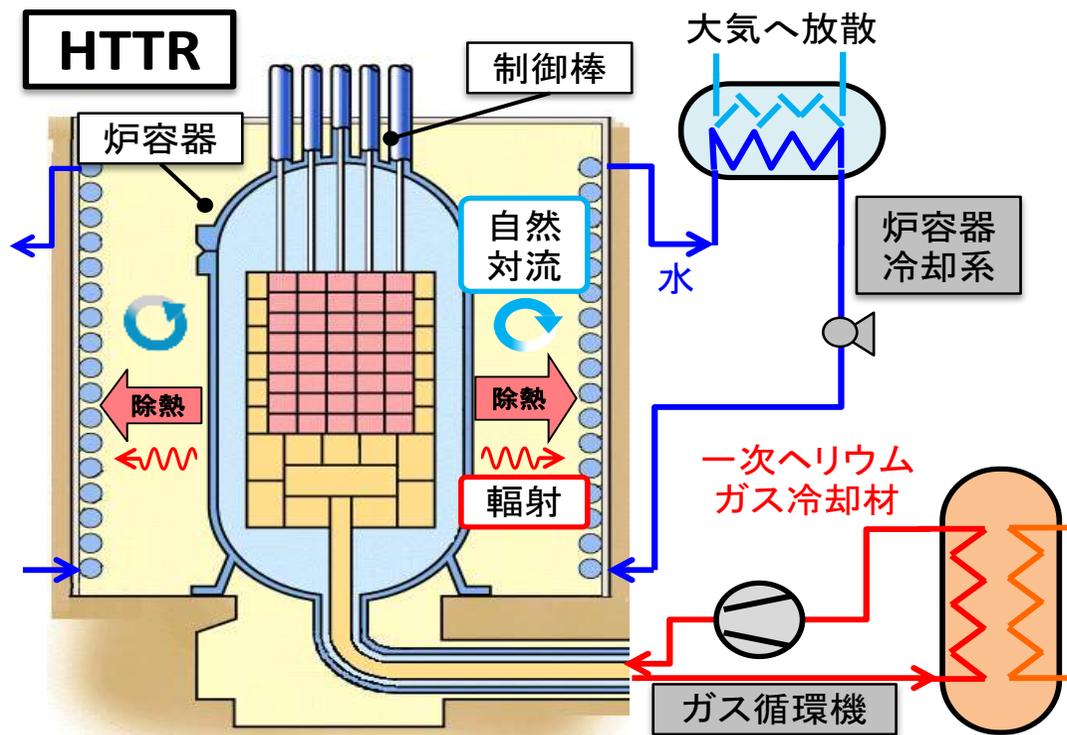
- 炉心及び炉容器冷却流量が喪失した際の高温ガス炉の挙動を明らかにし、除熱性能を確認する

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

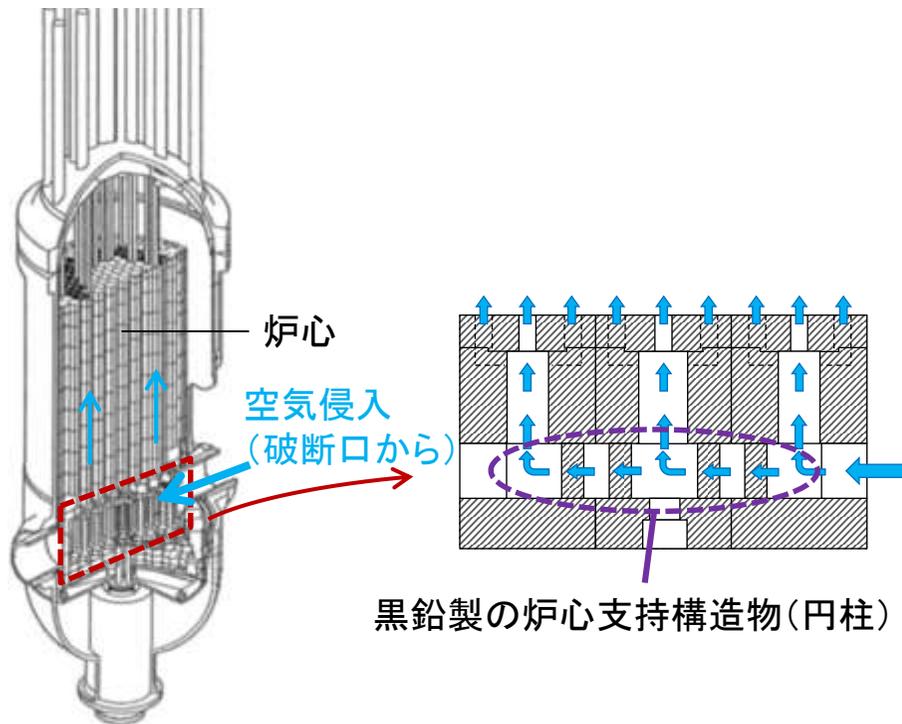
- 原子炉出力30%(9MW)で上記内容の試験を実施



冷却設備破断事故(配管破断事故)に関する説明

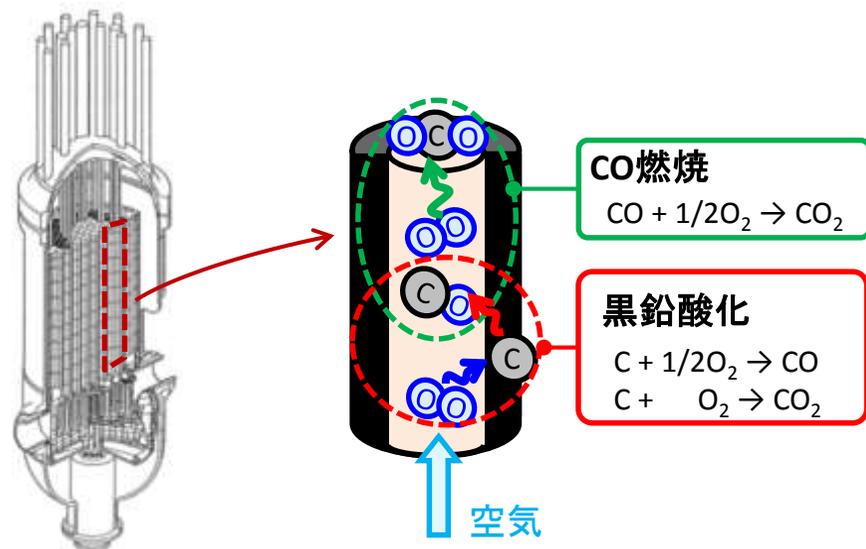
黒鉛製炉心支持構造物の酸化について

- 炉心は黒鉛製の炉心支持構造物(円柱)により支持される構造である。
- 冷却設備破断事故時の炉心の温度変化の状況、空気侵入量を評価し、予想される黒鉛酸化に伴う減肉量を見込んで黒鉛製の炉心支持構造物の設計を行うため、事故時においても炉心支持に必要な強度を確保できると評価される。
- 実用高温ガス炉の詳細設計、安全評価に際しては、確認が必要。



黒鉛酸化時の可燃性ガス発生について

- 冷却設備破断事故時には、炉心の黒鉛が酸化し、二酸化炭素(CO₂)及び一酸化炭素(CO)が発生する。
- 高温条件では化学平衡論的に、COはCO₂に変化するため、炉心内部でCOが爆発下限界濃度に達することはないと評価される。
- 事故発生後、時間経過により炉心温度が低下した条件ではCO及びCO₂の発生量が低下するため、爆発下限界値までCO濃度は上昇しないと評価される。
- 実用高温ガス炉の詳細設計、安全評価に際しては、確認が必要。

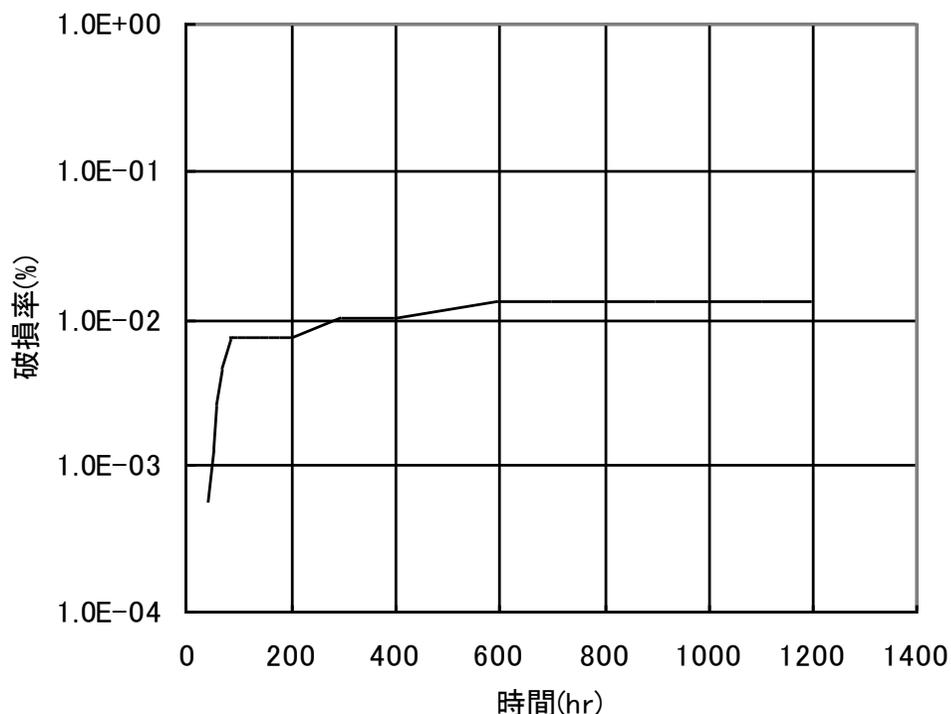
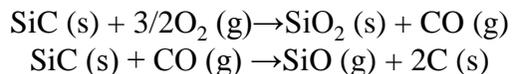
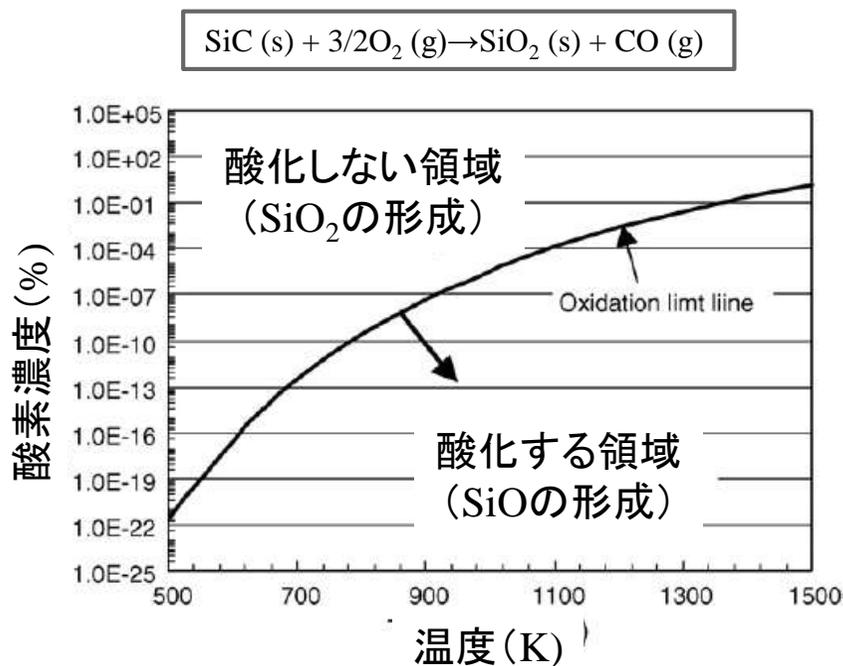


燃料の酸化の評価

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、燃料の酸化は制限される。

高温ガス炉の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

(燃料、黒鉛、金属・高温
機器、炉工学など)

基礎研究

HTTRの安全基準・安全評価手法

(FP沈着・離脱挙動、
空気侵入事故関連など)

安全評価用データ取得

HTTR安全性試験

- 固有の安全性に関するデータ取得
- 高温ガス炉水素製造システムの安全評価用データ取得
- 燃料、材料に関するデータ取得

実用高温ガス炉の安全基準の検討

【安全要件】

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 (H25～H26)

水素製造施設接続のための安全要件

実用高温ガス炉の安全要件

【安全評価に関する指針】 日本原子力学会研究専門委員会 (予定H27～)

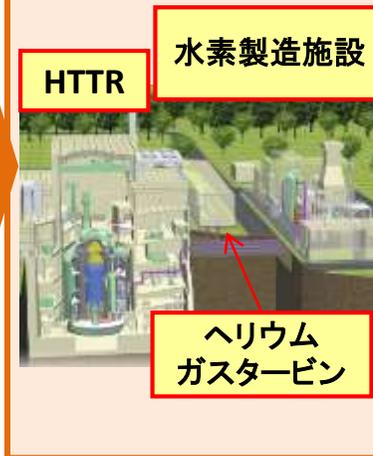
【燃料、材料の規格、基準】

IAEAにおける国際標準化

先進的燃料の開発

原子力規制委員会による評価・策定

HTTR-GT/H2 試験



実用高温ガス炉の安全基準

- エネルギー基本計画において、固有の安全性を有する高温ガス炉の技術開発の推進が国の政策として位置づけられた。
- 高温ガス炉システムは、安全性に優れ、CO₂排出量削減に貢献できるシステムである。
- 高温ガス炉は、原理的には、東電福島第一原子力発電所事故と同様な事故を引き起こす恐れのない、優れた固有の安全性を有する原子炉である。
- 原子力機構では、今後、HTTRを用いた安全性試験を中心に、高温ガス炉の安全性に関する研究開発を進める。

ご清聴ありがとうございました。

HTTRを、ぜひ、ご見学ください。



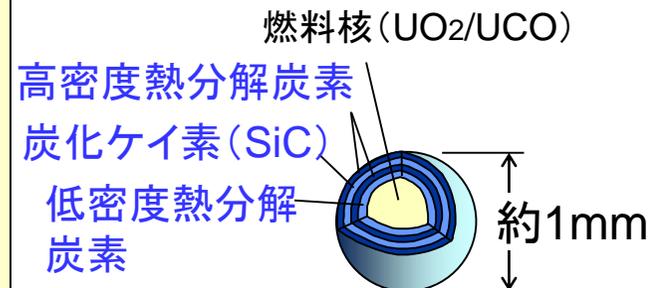
Back up

- システム取決めの付属書類 (ANNEX A: Description of the VHTR system) の内容

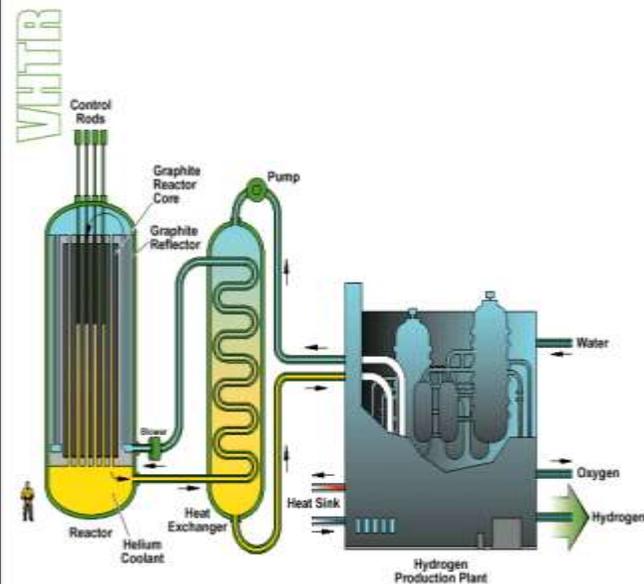
基本概念の代表的なパラメータ

- ① 原子炉熱出力: 最大600MW
- ② 設計寿命: ~60年
- ③ 冷却材出口温度: 900~1000°C (700°C~)
冷却材圧力: 5~9MPa (概念に依存)
- ④ 平均炉心出力密度: 4~10MW/m³
- ⑤ 燃料交換頻度: 1.5~2年 (ブロック型)、連続 (ペブルベッド型)
- ⑥ 燃料構成: 4重被覆型 UO₂/UCO SiC または ZrC 被覆粒子燃料
- ⑦ 燃料体: ブロックまたはペブル
- ⑧ 燃料濃縮度: 低濃縮ウラン (8~19.9%) (燃料被覆に依存)
- ⑨ 燃焼度: 最大150~200GWd/t
- ⑩ 発電ユニット: ヘリウムの直接サイクル、ヘリウムと窒素の間接サイクル (蒸気タービン発電)
- ⑪ 正味発電効率: ~50%
- ⑫ 水素製造量: ~200トン/日 (高温蒸気供給)
- ⑬ 正味水素製造効率: ~50%

被覆燃料粒子

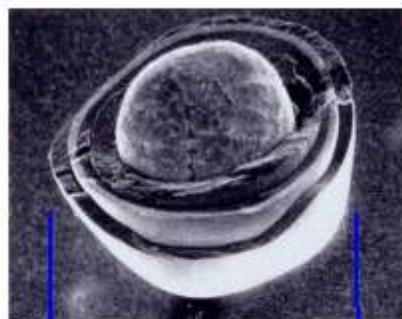
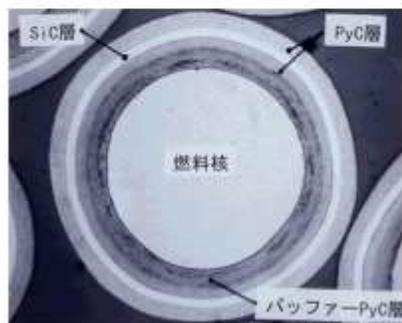


Very-High-Temperature Reactor



高温ガス炉の構造上の特徴

燃料にセラミックス多重の被覆燃料粒子を使用



約1 mm

燃料コンパクト



黒鉛スリーブ

黒鉛ブロック
(高さ: 約600mm)



ブロック型
高温ガス炉

(HTTR、
GTMHR)

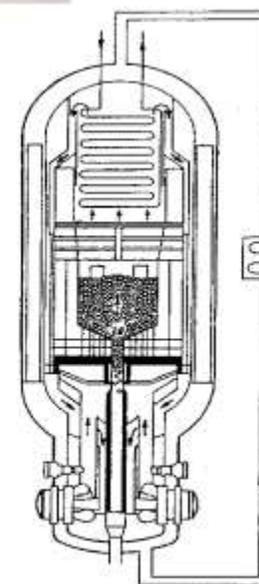
減速材、炉心構造物に
黒鉛材料を使用



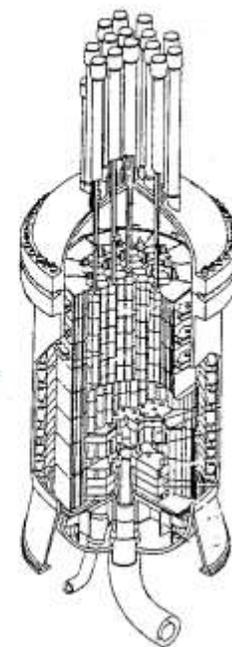
球状燃料
(直径: 約60mm)

ペブル型
高温ガス炉

(HTR-10、
PBMR)



冷却材に
ヘリウムガス
を使用



熱利用施設接続のための安全基準策定に向けての考え方

目的

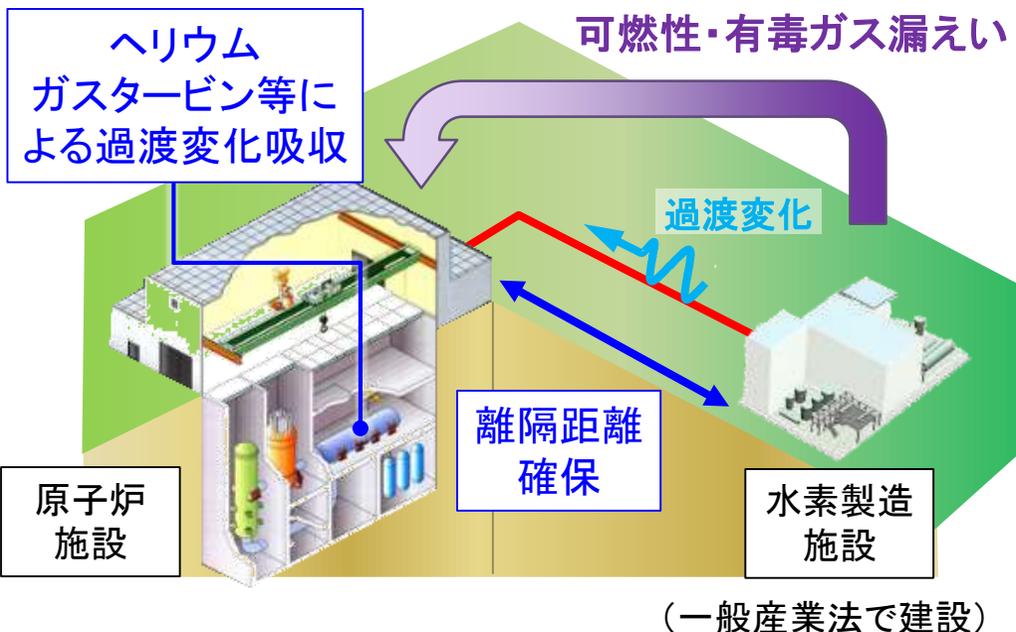
- 実用炉に向けて、高温ガス炉と水素製造施設との接続に関する安全基準を策定するとともに、これに適合する設計対策を確立

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



水素製造施設接続に伴い安全上考慮すべき事象

安全基準

安全要件
可燃性・有毒ガス
漏えい時の
原子炉の安全性確保

一般産業法での建設の条件
水素製造施設に
起因する過渡変化時の
原子炉安定運転確保

実用炉の設計対策

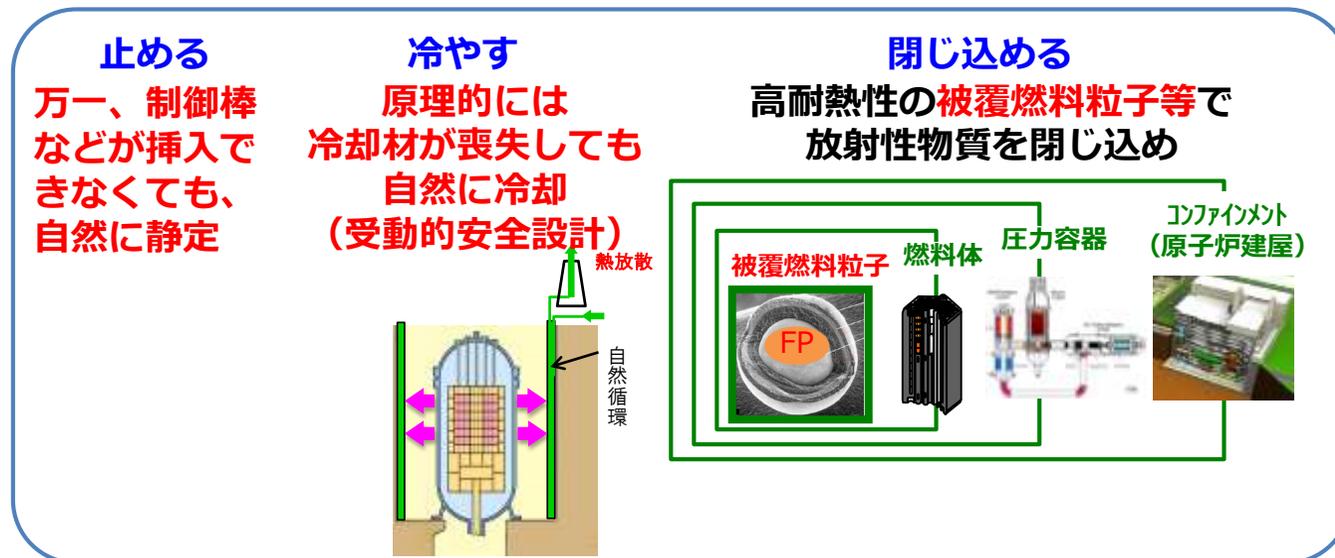
原子炉施設と
水素製造施設を隔離
(離隔距離確保等)

ヘリウムガスタービン等
による過渡変化吸収

高温ガス炉の実用化に向けての安全設計の考え方

【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

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) 30

自然現象に対する対応に向けての考え方

- 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

高温ガス炉の安全評価に向けての考え方

【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

高温ガス炉の安全評価に向けての考え方

【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

- 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。

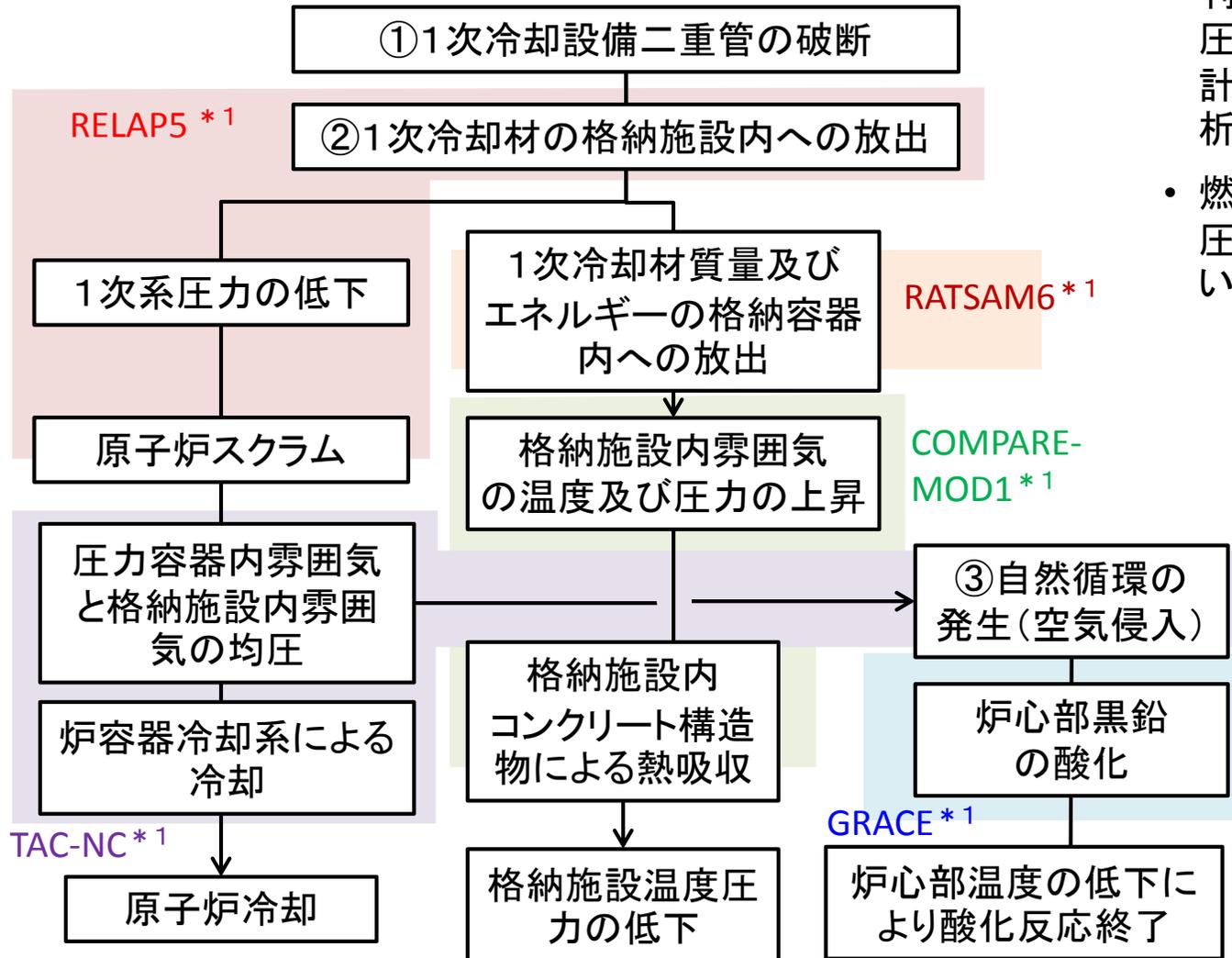
【事象選定の結果】

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

高温ガス炉の安全評価の例

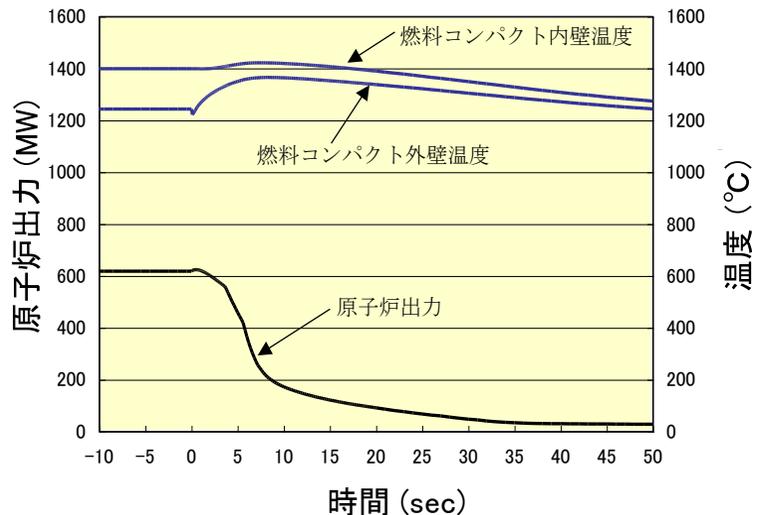
【1次冷却設備二重管破断事故のシーケンス】



- 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

高温ガス炉の安全評価の例

【事故時の短時間挙動】



【黒鉛酸化量評価】

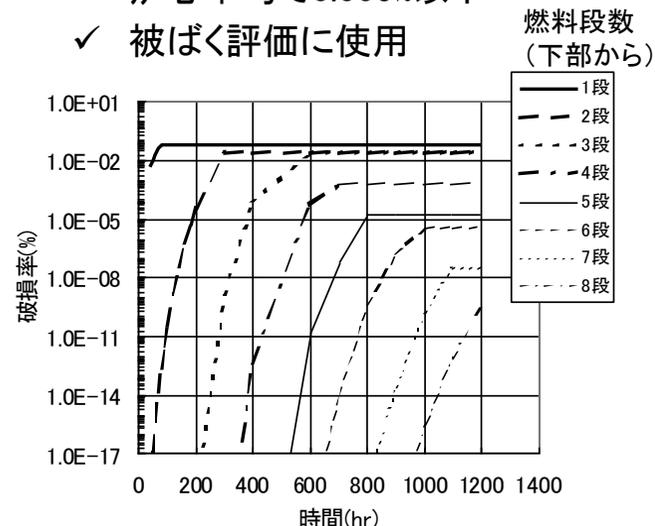
酸化による燃料コンパクト支持部の肉厚の減少量

- ✓ 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

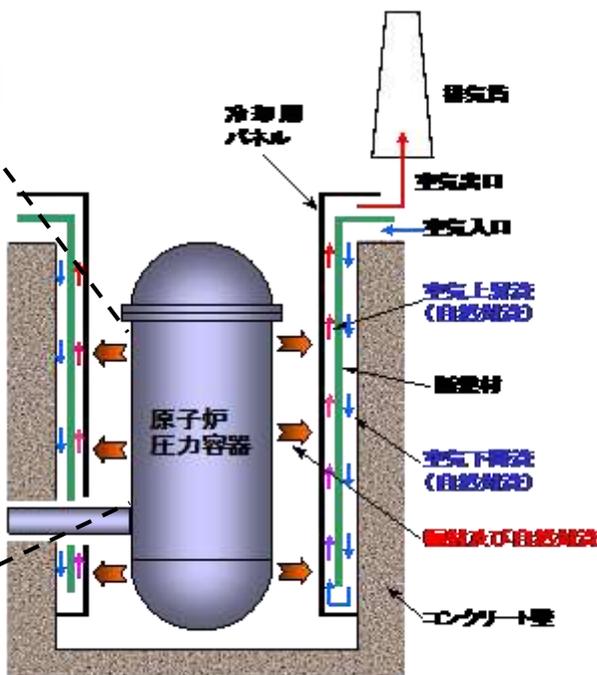
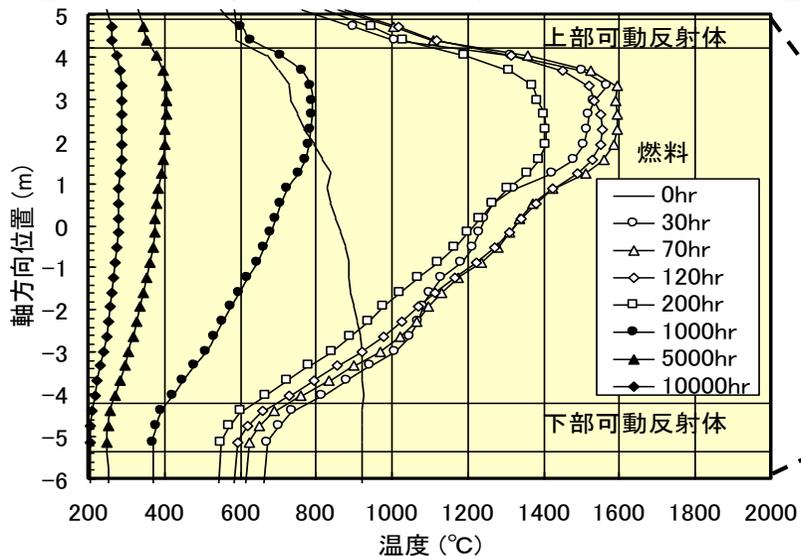
【酸化による燃料破損率評価】

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】

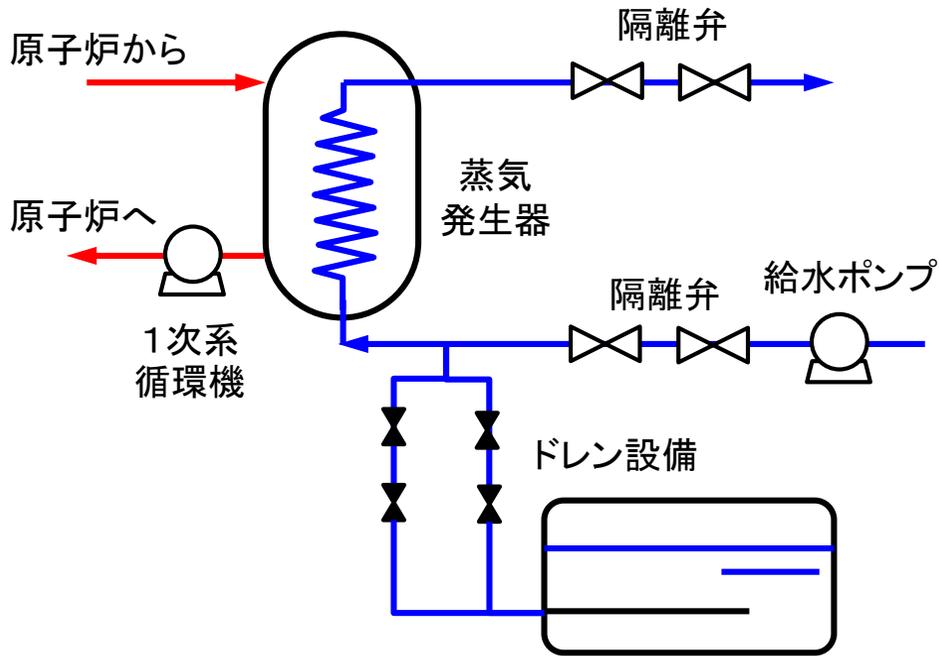
判断基準(5mSv)を満足

	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

水侵入に対する設計対策の例

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

