

安全に係る研究開発

—大洗研究開発センターでの取り組み—

平成24年11月28日

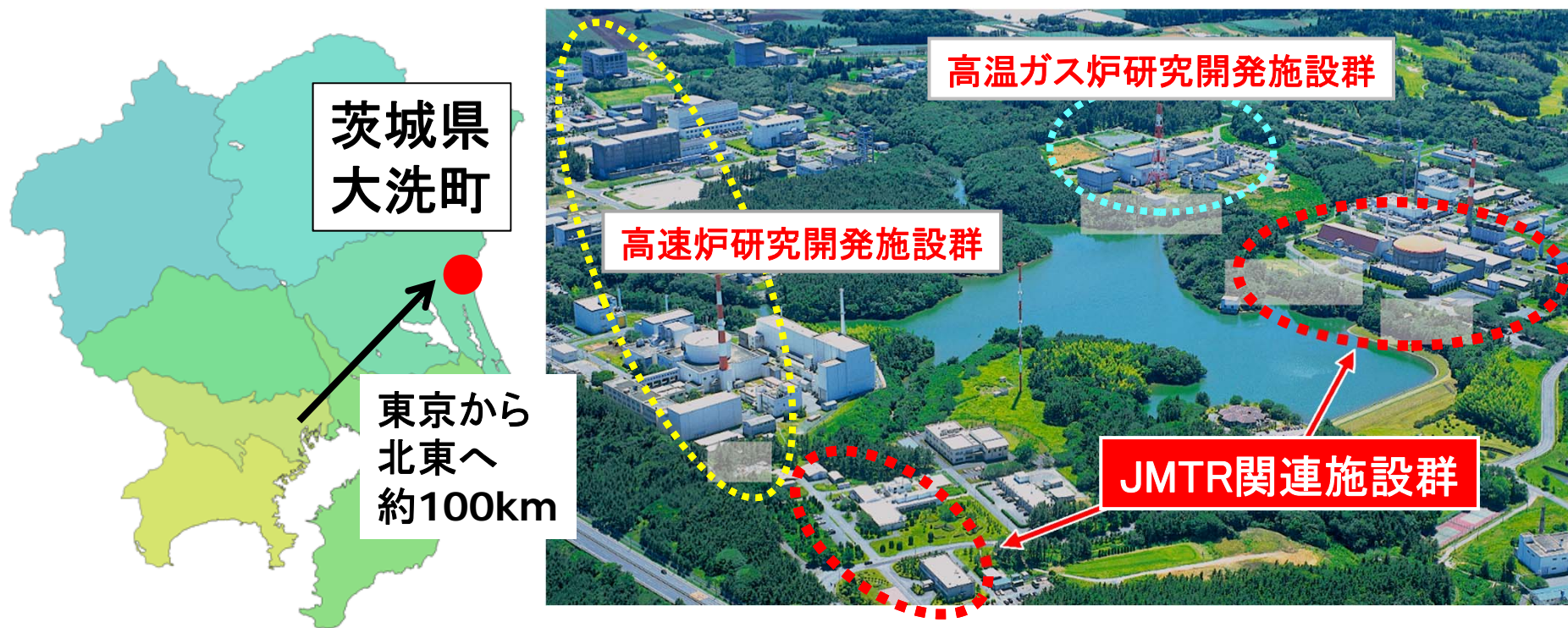
独立行政法人日本原子力研究開発機構

大洗研究開発センター

副所長 河村 弘

大洗研究開発センターとは

大洗研究開発センター

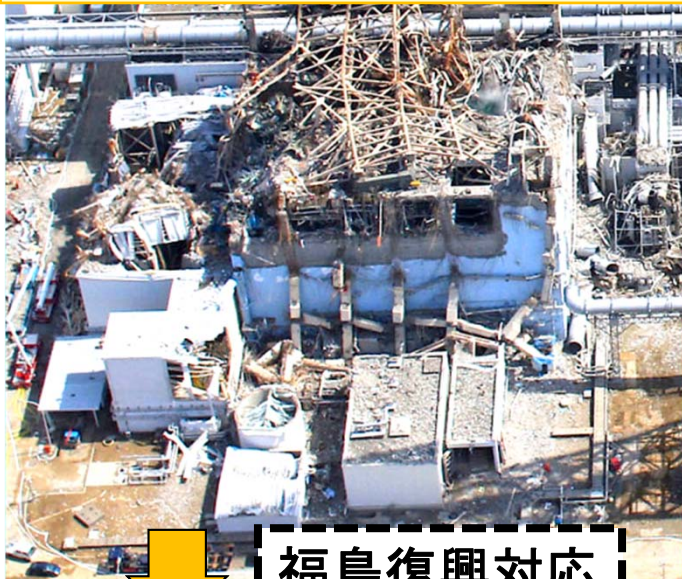


大洗研究開発センターは、3基の異なる炉型の原子炉(材料試験炉「JMTR」、高速実験炉「常陽」及び高温工学試験研究炉「HTTR」)を有する、世界的にも類を見ない、ユニークな原子力工学試験センターです。

1. はじめに
2. 東京電力福島第一原子力発電所事故の知見・教訓に基づく安全への取り組み
3. 国際協力によるシビアアクシデントに対する取り組み
 - (1) OECD/NEA参加国との多国間研究協力
 - ・ 高温ガス炉の冷却能力喪失時における安全性実証
 - (2) カザフスタンとの2国間研究協力
 - ・ 高速炉開発に係る溶融燃料挙動の解明
 - ・ 高温ガス炉開発に係る黒鉛材料の耐酸化挙動の解明
4. 安全管理の高度化に係るシステム開発
5. まとめ

シビアアクシデント対応に関する研究開発

東京電力
福島第一原子力発電所事故
- シビアアクシデント -
設計基準を超えた事象が発生



福島復興対応

安全管理の高度化に係るシステム開発

原子力事故や除染等、過酷な現場の
作業管理用入域管理システムの開発

原子炉内の複雑な現象について、高放射線環境下で使用可能な各種計測機器を開発して実測・解明する。

基礎基盤研究

東京電力福島第一原子力発電所事故(以降、1F事故と称す)の知見や教訓に基づく安全への取り組み

- 安全研究を通じた計測技術の蓄積
- 軽水炉の安全対策高度化(計装系強化)のための特殊計測機器開発

国際協力によるシビアアクシデントに対する取り組み

<OECD/NEA多国間協力>

- 高温ガス炉の冷却能力喪失時安全性実証

<カザフスタン2国間協力>

- 高速炉開発に係る溶融燃料挙動解明
- 高温ガス炉用黒鉛材料の耐酸化挙動解明

試験研究炉を用いた研究開発

- 発電炉**は、発電を安定して行うための原子炉であり、発電炉の燃材料は一定条件で中性子照射される。一方、**試験研究炉**は、発電を行わず、試験を行うための原子炉である。そのため、発電炉用燃材料の照射試料は、発電炉の運転環境を模擬したり、あるいはより過酷な高温・高圧条件下等、多様な条件で中性子照射される。
- 複雑に重畳する原子炉内の照射挙動に対して**、計算による解析でしか推定できなかったことを種々の特殊計測機器を開発しながら炉内で実測し、より目に見えた形で理解できるようにすることが必要となる。
- 高放射線下である原子炉内(強い中性子線や γ 線の場合)で計測できる**検出器の開発は短期間では不可能**であり、長年にわたった技術の積み重ねが必要となる。

JMTRの特徴: 軽水冷却条件での照射試験が可能

- JMTRを用い、約40年間にわたって軽水炉の安全研究を実施。
- それを成功させるため、各種計測機器の開発も並行して実施。



軽水炉用燃材料の照射試験(安全への貢献)

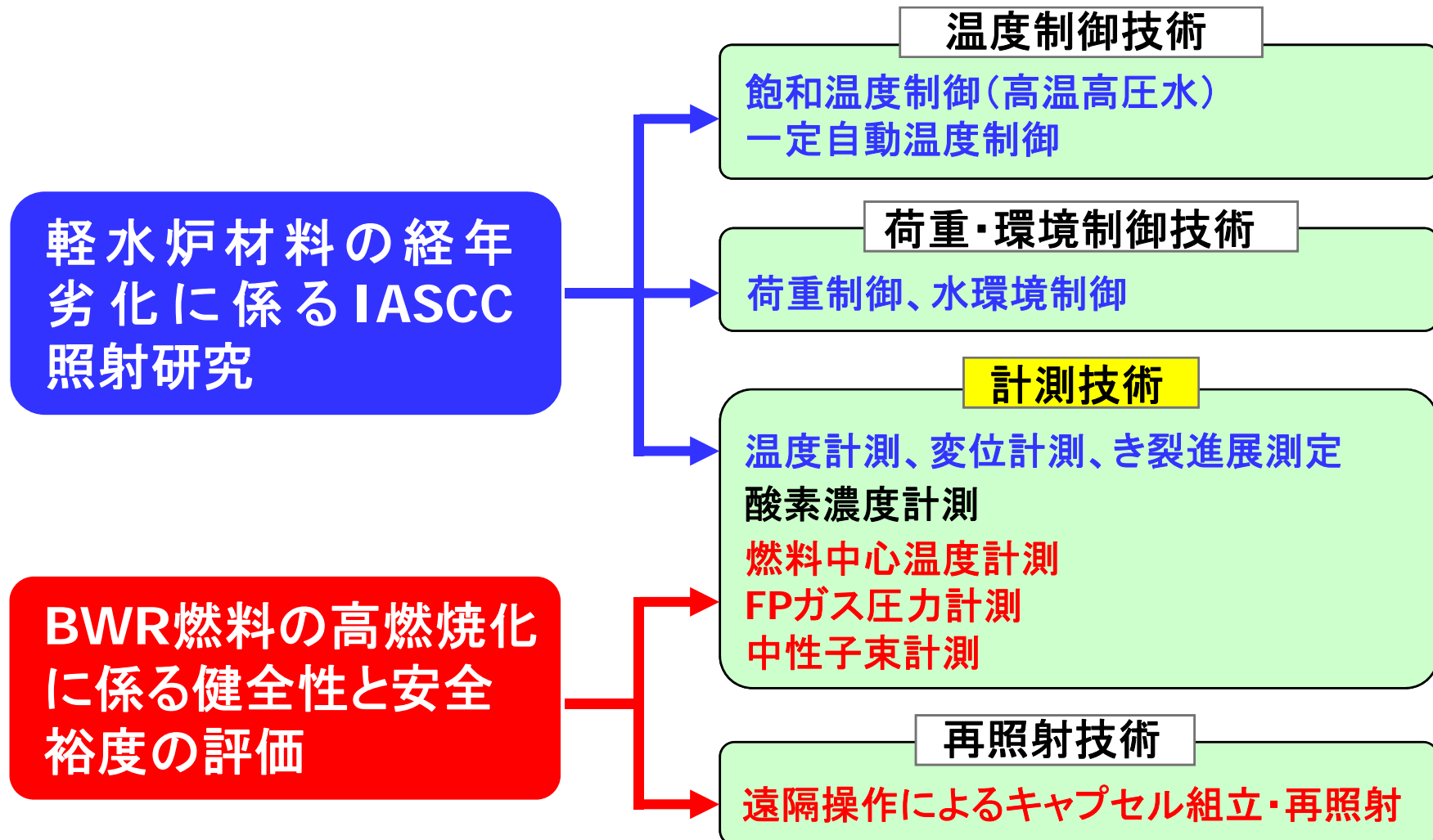
【JMTRの設置目的】 動力炉国産技術の確立と国産動力炉などの発展に寄与するため、原子炉用材料及び燃料の各種照射試験、RIの生産ならびに教育訓練を行う。

時期	昭和40年度～ 昭和49年度	昭和50年度～ 昭和59年度	昭和60年度～ 平成6年度	平成7年度～ 平成16年度	平成17年度～ 平成26年度	平成27 年度～
JMTR	<p>● 昭和45.9 JMTR供用開始</p> <p>軽水炉燃料棒に係る設計 データ等の確証(国,民間) → 国産軽水炉技術の 高度化に寄与</p>	<p>国産压力容器鋼材の 照射脆性評価(国) → 電気協会規格に反映</p>	<p>BWR燃料の高燃焼化に係る 健全性と安全裕度の評価(国) → 9x9燃料の安全審査に反映</p>	<p>軽水炉用構造材の中性子照 射効果研究(国,民間,原研) → 高経年化評価のための データベースに反映</p>	<p>軽水炉燃材料詳細 健全性調査(国)</p>	<p>軽水炉の安全対 策高度化に係る 研究(国、民間)</p>
				<p>軽水炉材料の経年劣化に係る IASCC照射研究(国,民間,原研) → IASCC評価ガイドを作成中</p>		

今後、軽水炉が稼働する限り、安全研究は不可欠。各種計測技術の開発が必要。

照射利用ニーズ例

蓄積された多様な技術



1. はじめに
2. 東京電力福島第一原子力発電所事故の知見・教訓に基づく安全への取り組み
3. 国際協力によるシビアアクシデントに対する取り組み
 - (1) OECD/NEA参加国との多国間研究協力
 - ・ 高温ガス炉の冷却能力喪失時における安全性実証
 - (2) カザフスタンとの2国間研究協力
 - ・ 高速炉開発に係る溶融燃料挙動の解明
 - ・ 高温ガス炉開発に係る黒鉛材料の耐酸化挙動の解明
4. 安全管理の高度化に係るシステム開発
5. まとめ



東京電力福島第一原子力発電所事故 からの知見・教訓

平成23年6月「原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書」では、原子力安全確保の最も重要な基本原則は深層防護であることを念頭に、28項目の教訓が示された。その内の**教訓(14)**には、「**原子炉及び格納容器などの計装系の強化**」が示されている。

平成24年3月～7月に国会、政府、民間及び東京電力が、各々まとめた事故調査報告書においても同様の指摘がなされている。

このような計装系の強化について、具体的には、平成24年3月に原子力安全・保安院から報告された「東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について」の中で以下の対策が示されており、JMTRの利用性向上の観点から開発してきた炉内照射技術の活用が可能である。

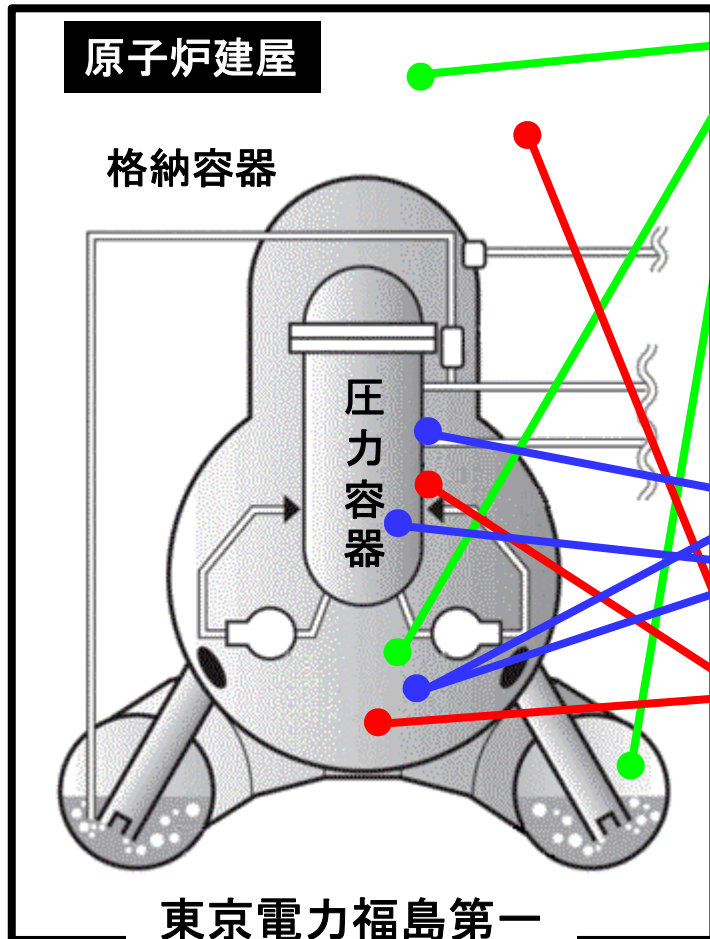
対策24 水素爆発の防止

対策27 事故時における計装設備の信頼性確保

対策28 プラント状態の監視機能強化

安全対策高度化に係る取り組み

1~2年で開発にめどをつけるため、JMTR利用を支える特殊計測技術を活用し、シビアアクシデント時に水素濃度、水位、線量率等の計測が可能な機器を開発。



東京電力福島第一
原子力発電所

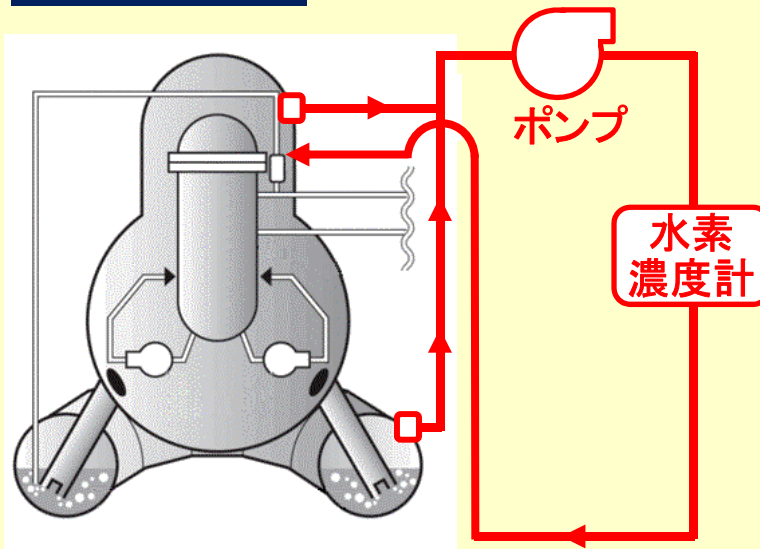
対策24 水素爆発の防止
 ○ 水素濃度
 ⇒ 固体電解質を用いた水素濃度計

対策27 事故時における計装設備の信頼性確保
 ○ 温度 ⇒ 多対式熱電対
 ○ 水位 ⇒ ヒータ・熱電対を内蔵した水位計

対策28 プラント状態の監視機能強化
 ○ 線量率 ⇒ 自己出力型ガンマ線検出器

対策24 水素爆発の防止

1F事故



(1) 現状

格納容器内のガスをポンプにより格納容器外でサンプリングし、水素濃度を測定していた。

(2) 今後

シビアアクシデント時の環境条件で格納容器内及び原子炉建屋内の水素濃度を測定可能にする。

測定が出来なかった主な原因

政府事故調査・検証委員会報告書等より引用

- 全交流電源及び冷却水の喪失により、ガスサンプリングが困難となり、格納容器内の水素濃度は測定不能
- 原子炉建屋内には未設置

JAEA 提案

全交流電源喪失時に水素濃度を測定可能。JMTR炉内で実証済の計測機器を基本とし、高放射線下でも使用可能な水素濃度計を開発。

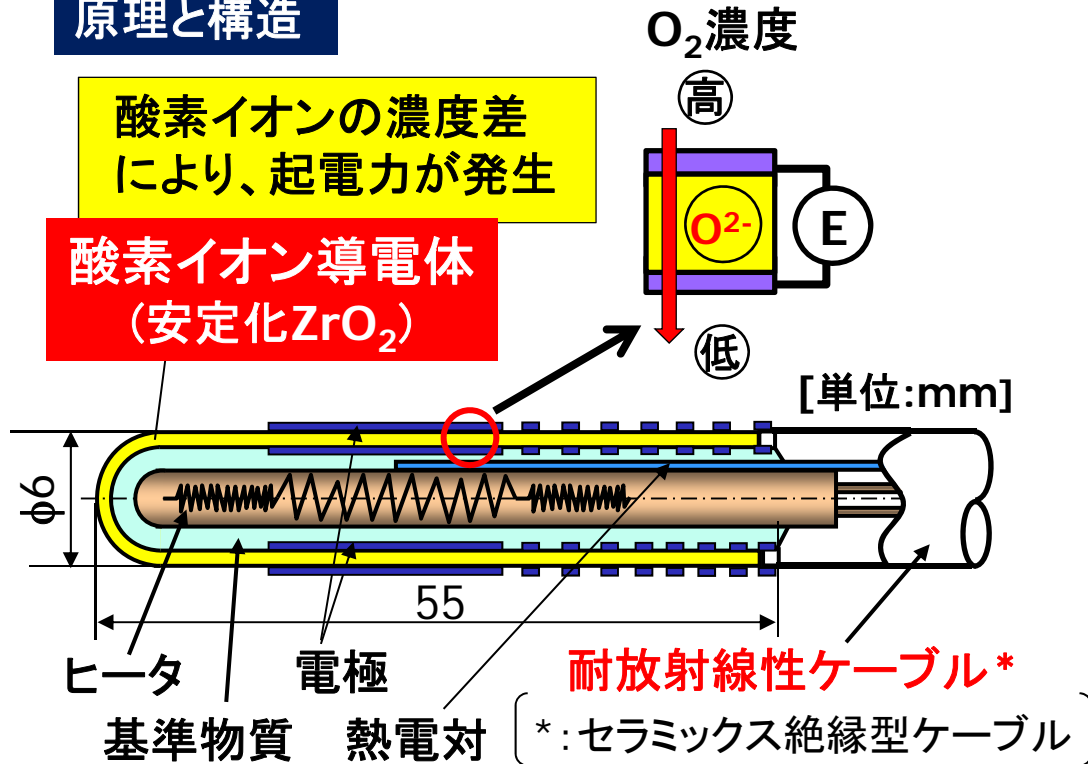
蓄積技術(酸素濃度計)

固体電解質を用いた酸素濃度計を試作し、ガンマ線・中性子照射下でも起電力が良好に発生することを実証済。

原理と構造

酸素イオンの濃度差により、起電力が発生

酸素イオン導電体
(安定化ZrO₂)



実績

<製作性>

- メタライズとロウ接との組合せにより、セラミックスと金属との良好な接合を実現。

<性能>

- 酸素導電体の温度を 500~800°C に制御することにより、安定に濃度測定が可能。
炉外で1,000時間未破損。
- ガンマ線照射下で10⁶Gy、中性子照射下で10²⁴/m²までの使用実績あり。

酸素濃度計は、中性子照射環境下で、かつ、使用温度が500°C~700°Cで良好な性能を示しており、実機への応用は十分可能。

JMTRで開発・実用化済の酸素濃度計の構造が水素濃度計の基本構造。

原理と構造

水素イオンの濃度差により、起電力が発生

水素イオン導電体
($\text{CaZr}_{0.9}\text{In}_{0.1}\text{O}_{3-a}$)

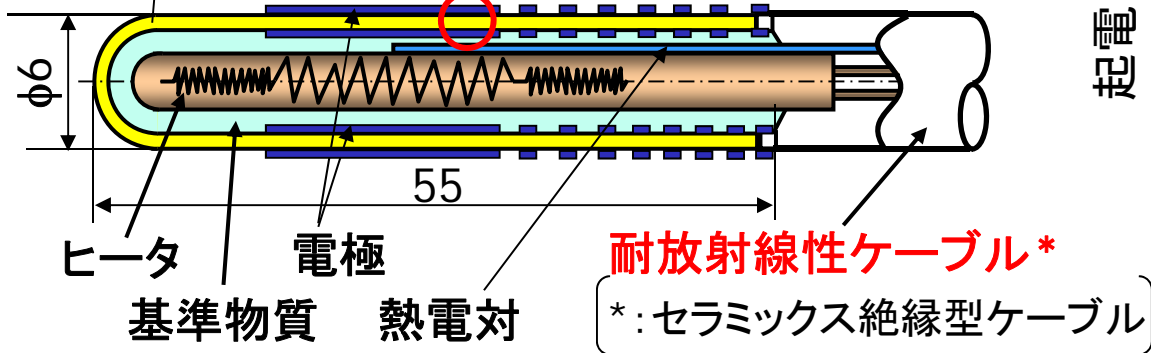
H₂濃度

高

H⁺

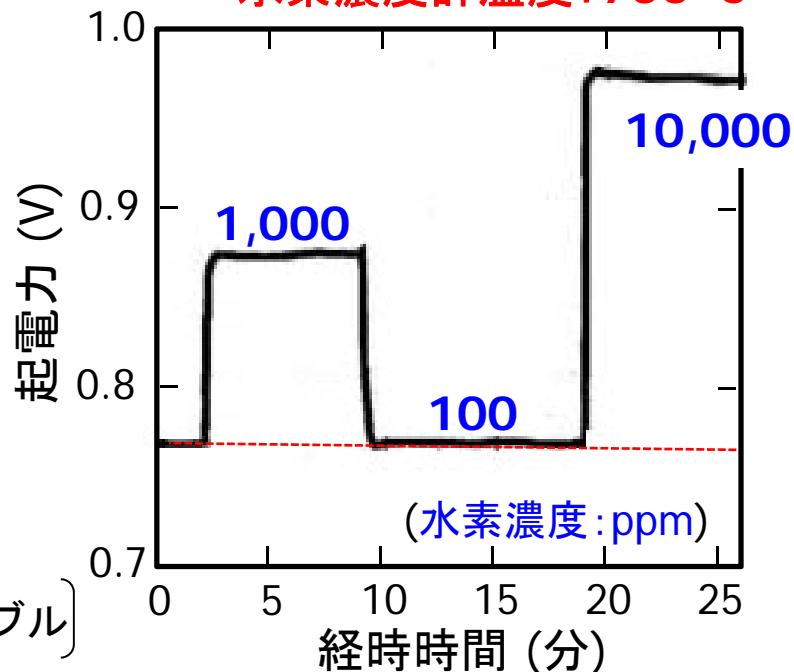
低

[単位:mm]



試作試験結果

水素濃度計温度: 700°C

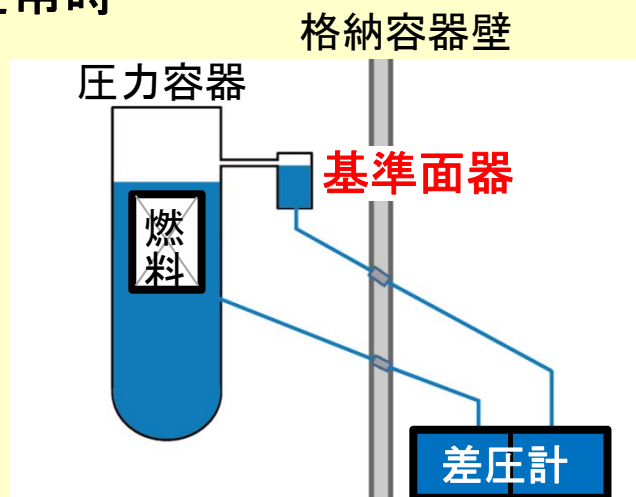


水素濃度計は、ガンマ線照射下 ($2.2 \times 10^6 \text{Gy}$) で700°Cにおいて起電力が良好に発生することを実証済。今後、中性子照射試験を実施予定。

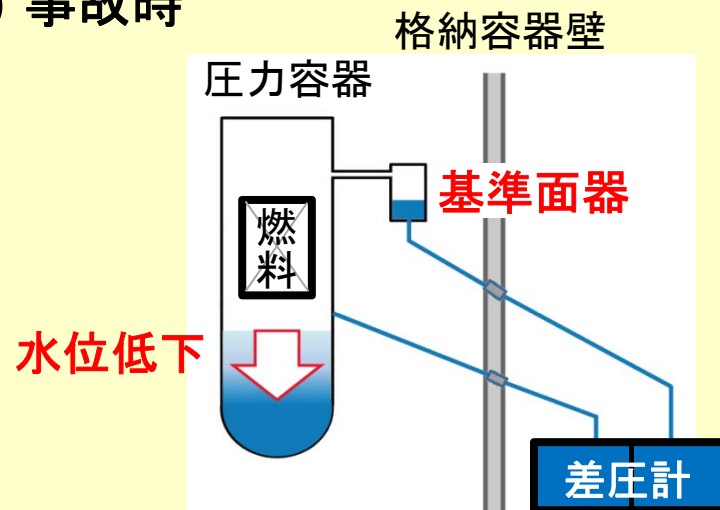
水素濃度変化時の
応答性は20秒以下

1F事故

(1) 定常時



(2) 事故時



測定不能になった主な原因

政府事故調査・検証委員会報告書より引用

- 全交流電源喪失により、水位計信号取得不可
- 炉心水位の水位計配管入口以下への低下により、差圧計無応答
- 全交流電源喪失により、温度計信号取得不可

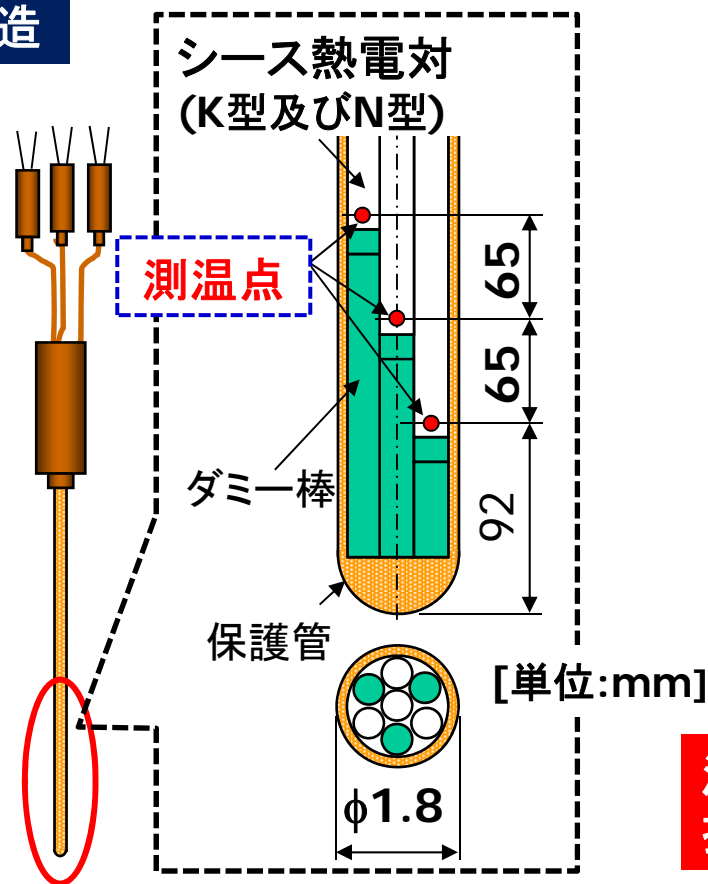
**JAEA
提案**

炉心水位に左右されず、全交流電源喪失時にも連続計測可能。
JMTR炉内で実証済の計測機器を基本として開発。

蓄積技術(多対式熱電対)

複数本のシース熱電対を1本の保護管に装荷し、軸方向に多くの測温点を有する熱電対(多対式熱電対)を開発し、一部は炉内で性能実証済。

構造



実績

<製作性>

- 外径 1.8mmのK型及びN型熱電対であれば、軸方向で最大 7 か所の温度が測定可能。
- 測温点間の距離を±1mmで制御。

<性能>

- K型多対式熱電対(7対構造)に対し、**炉内で**、常時400°C (最高700°C)で17,000時間未破損。
- N型多対式熱電対(7対構造)に対し、**炉外で**1000°Cで3000時間未破損。今後、炉内試験を実施。

温度計として使用最高温度が700°Cであれば、技術確立しており、実機への応用は十分可能。

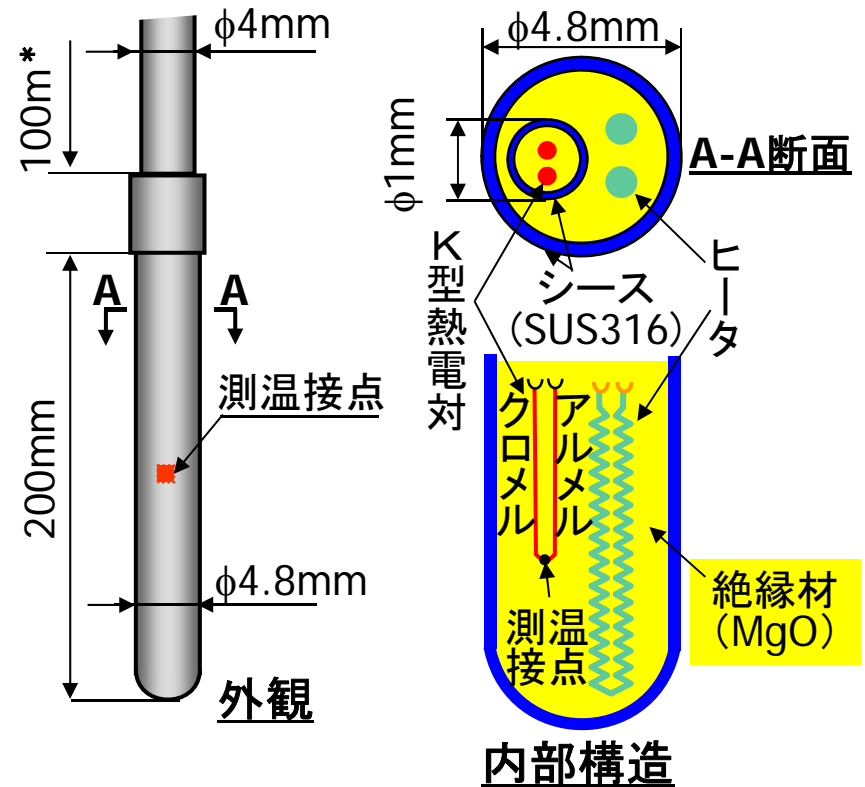
Journal of Nuclear Science and Technology, p.996-p.1003, vol.38 (2001) に掲載。

安全対策高度化に係る開発(水位計)

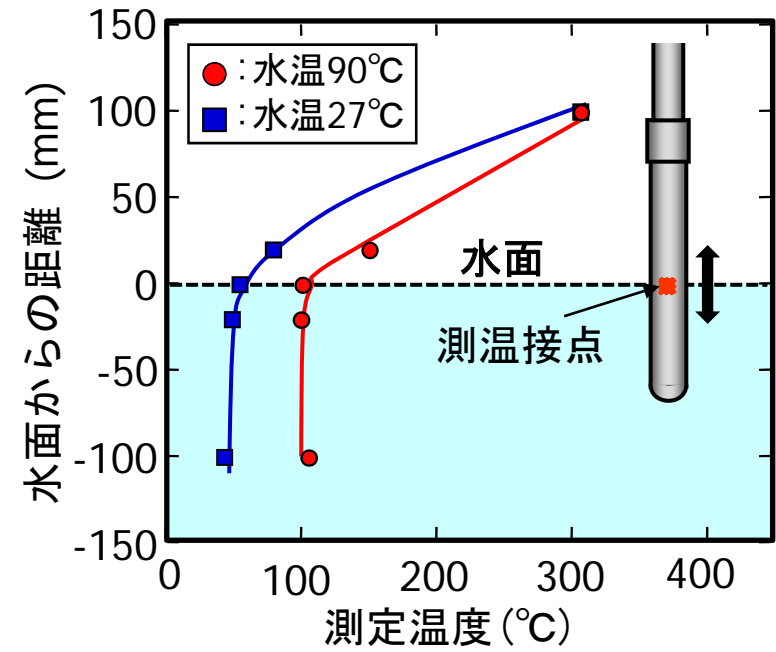
JMTRで開発・実用化済の多対式熱電対にヒータを追加した構造が基本構造。
 まず、熱電対とヒータを各々1本ずつ内蔵した**簡易水位計**を試作し、軸方向駆動により水位検出できることを確認。現在、基本構造の水位計を試作開始。これにより、軸方向に駆動しなくても、固定設置で水位が測定可能になる。

基本構造

*: 耐放射線性ケーブル
 (セラミックス絶縁型ケーブル)

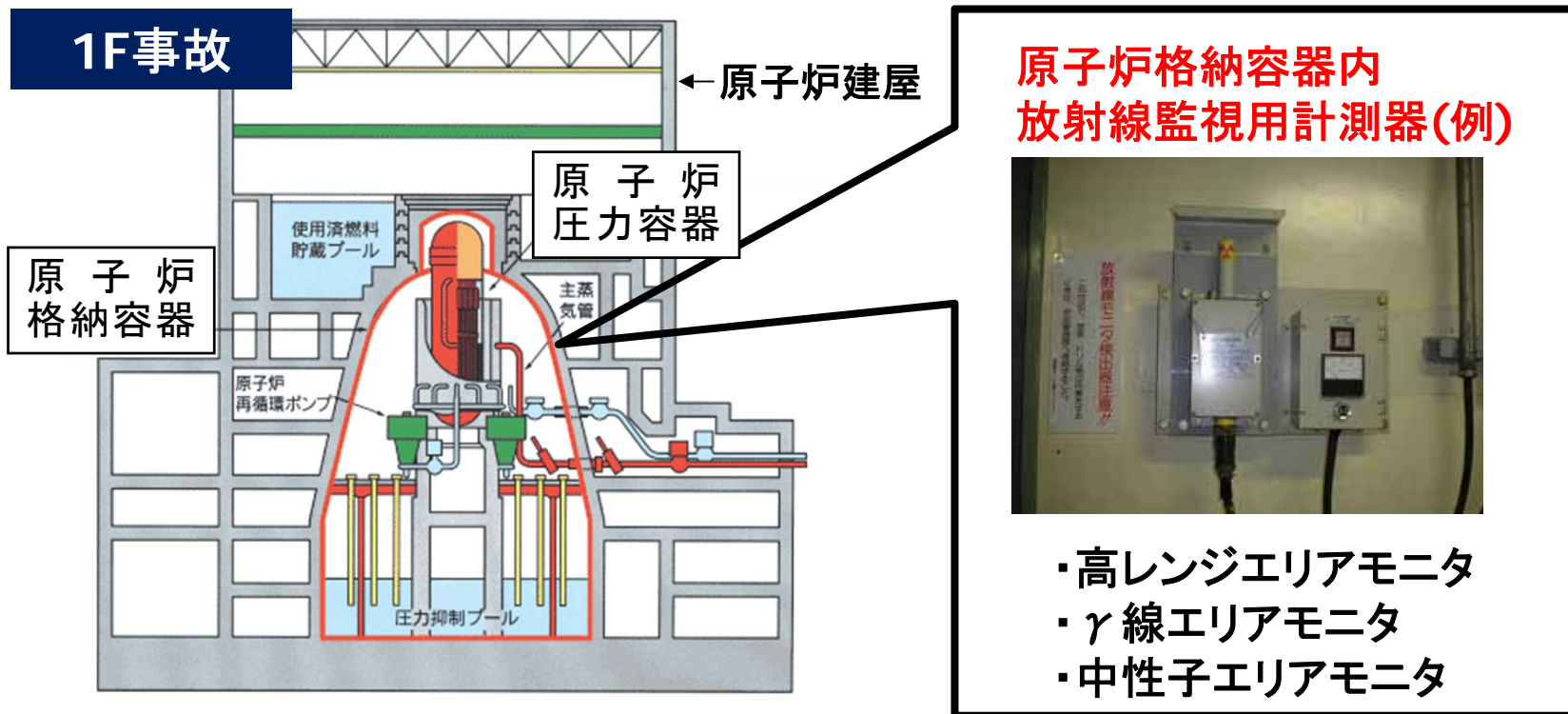


試作試験結果



熱電対の信号発生に電源不要。

(特許出願手続き中)



測定不能になった主な原因 政府事故調査・検証委員会報告書より引用

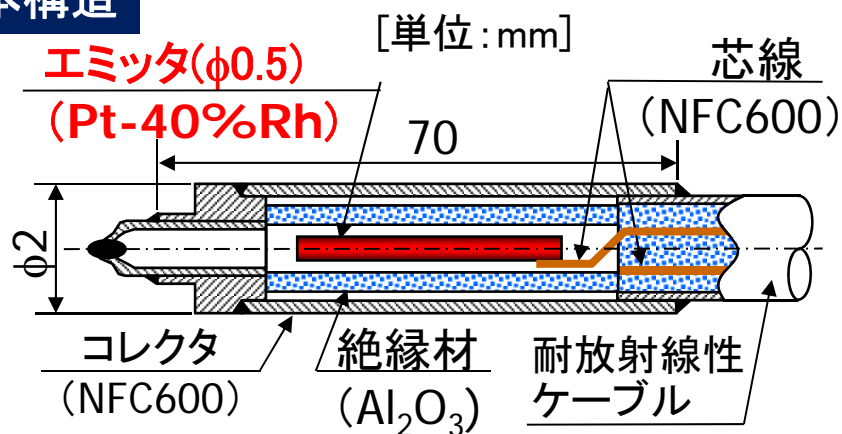
○ 全交流電源喪失により、放射線モニタの記録なし(1号機格納容器)

JAEA 提案 全交流電源喪失時にも計測可能。JMTR炉内で実証済の計測機器を基本とし、環境悪化(高温等)に対応可能な計測機器を開発。

蓄積技術(自己出力型中性子検出器)

既存の自己出力型中性子検出器のエミッタ材をPt-40%Rhに変更することにより、中性子束過渡変化時の応答性及び相対出力の改良を実証済。

基本構造

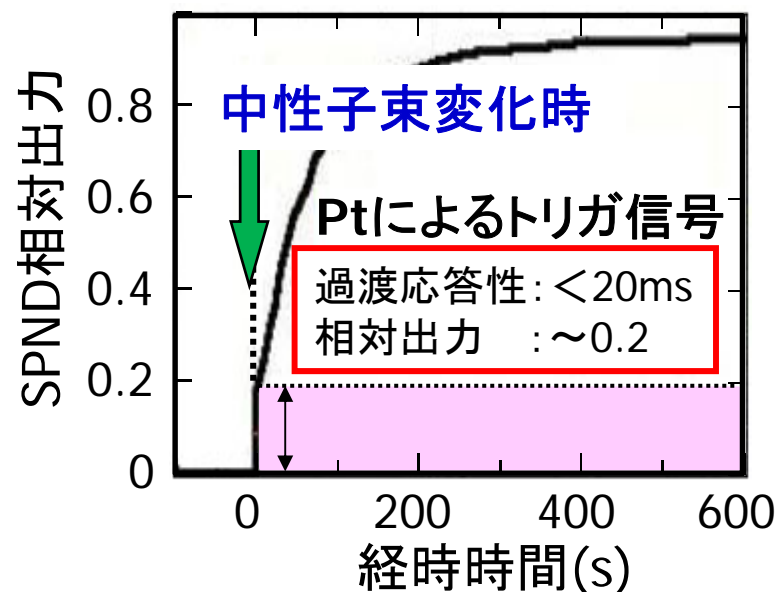


従来の自己出力型中性子検出器の性能比較

性能 \ エミッタ材	Rh	Co	Pt-Rh
過渡応答性	× ~400s	○ ≤1ms	○ ≤20ms
相対出力	○ 1	× ~0.01	○ 0.2

実績

中性子照射試験結果



◎直径2mmの細径で製作可能
◎17,000時間の中性子照射でも未破損

特許第4477515号「自己出力型中性子検出器」(登録:平成22年3月)

JMTRで開発・実用化済の自己出力型中性子検出器(SPND)の構造が自己出力型ガンマ線検出器(SPGD)の基本構造。SPND用エミッタ材をPbに変更した低温用SPGDは γ 線照射試験を行い、吸収線量率に対して直線性があることを確認済。高温用SPGDを γ 線照射試験中。両者の中性子照射試験も今後実施。

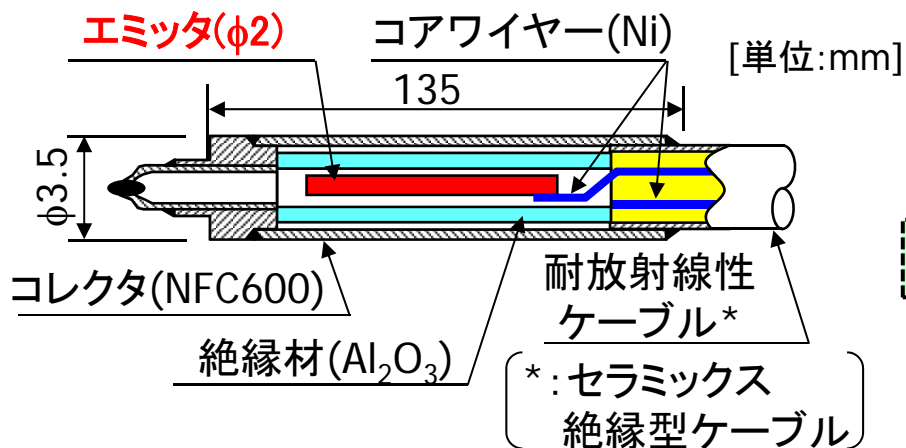
基本構造

γ 線とエミッタ材の相互作用で発生する電子を**無電源(自己出力)**で計測可能。

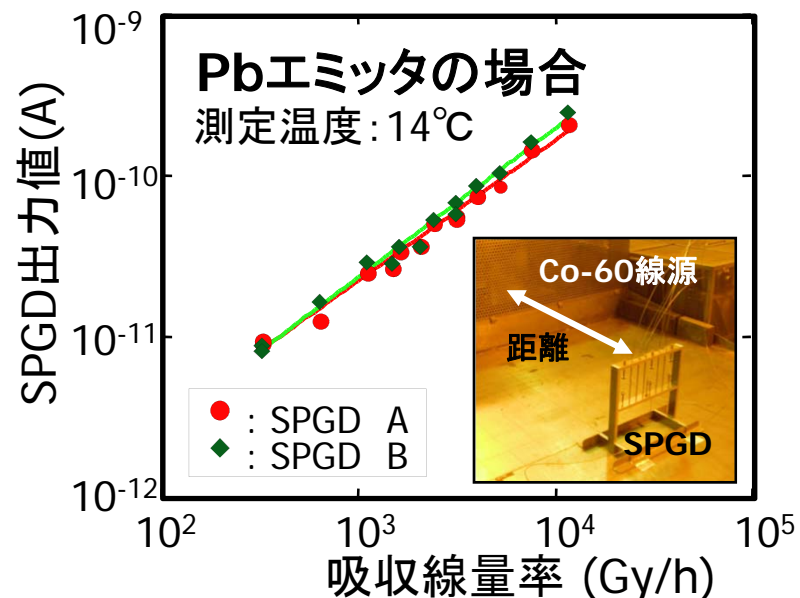
エミッタ材の選定

低温用:Pb、高温用:W

- 小さい中性子放射化断面積
- 大きい原子番号



試作試験結果



○ γ 線最大積算線量: 1.2×10^5 Gy

特願2012-231499号「自己出力型ガンマ線検出器」(出願:平成24年10月)

1. はじめに
2. 東京電力福島第一原子力発電所事故の知見・教訓に基づく安全への取り組み
3. 国際協力によるシビアアクシデントに対する取り組み
 - (1) OECD/NEA参加国との多国間研究協力
 - ・ 高温ガス炉の冷却能力喪失時における安全性実証
 - (2) カザフスタンとの2国間研究協力
 - ・ 高速炉開発に係る溶融燃料挙動の解明
 - ・ 高温ガス炉開発に係る黒鉛材料の耐酸化挙動の解明
4. 安全管理の高度化に係るシステム開発
5. まとめ

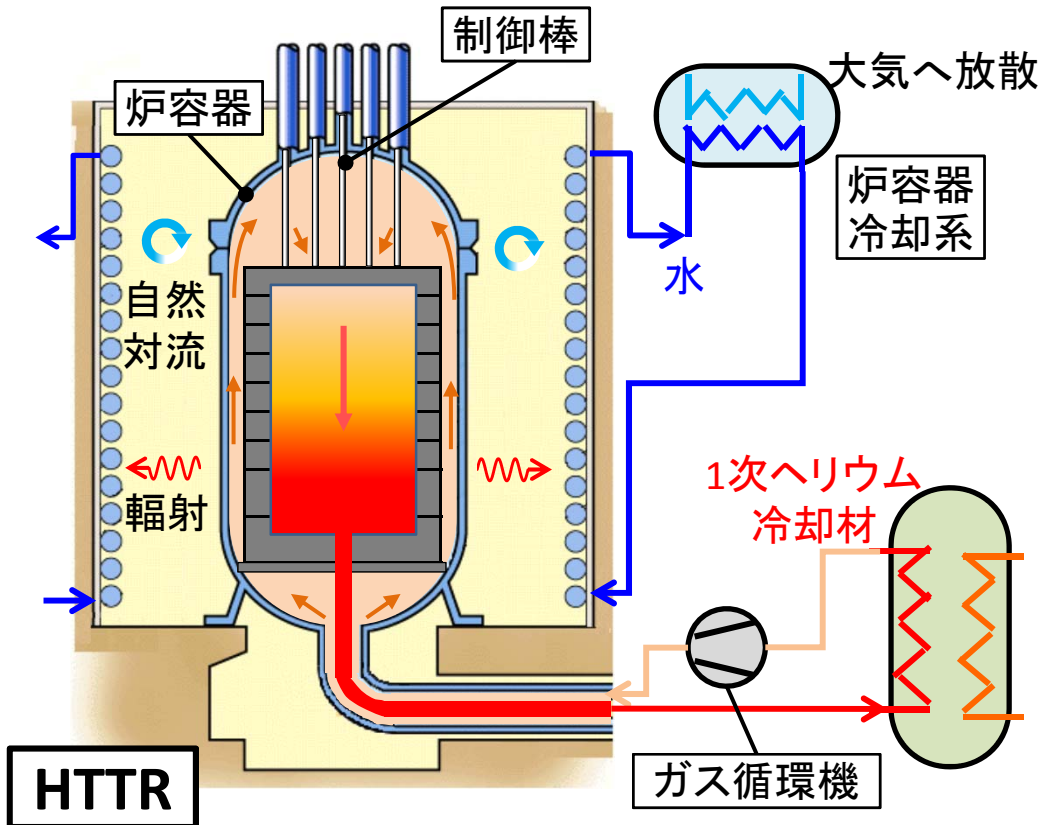
試験計画 OECD/NEA HTTRプロジェクト参加国
(米、仏、独、韓、ハンガリー、チェコ)

第1回 30%出力(9MW)炉心冷却流量喪失試験:完了

今後の計画(平成25年度)

第2回 100%出力(30MW)炉心冷却流量喪失試験

第3回 30%出力(炉心+炉容器)冷却流量喪失試験



試験条件

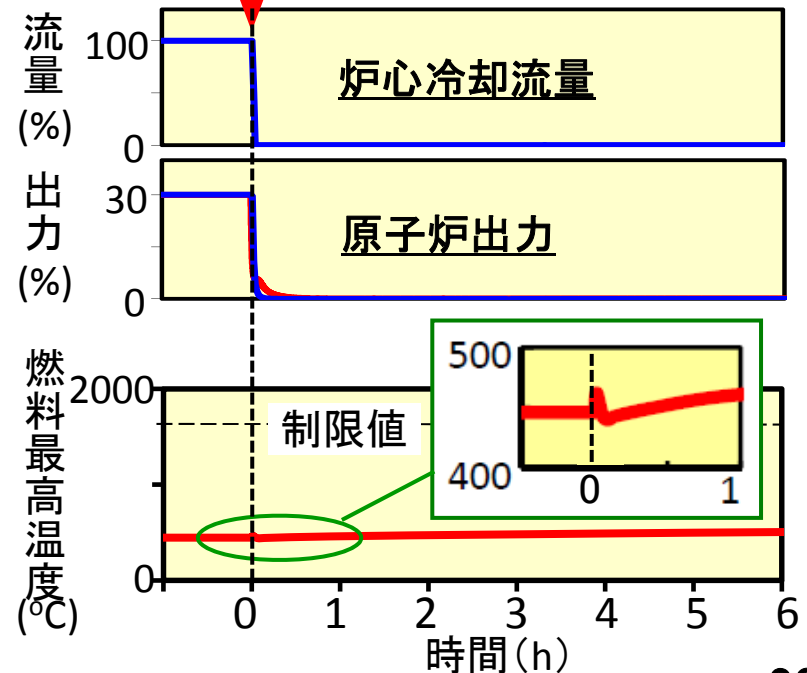
- 炉容器冷却系の運転継続
- 停止操作なし(制御棒未挿入)
- 炉心冷却流量ゼロ

試験結果

原子炉出力が低下し、安定な状態になった。

ガス循環機の停止

— 試験結果
— 解析結果



1. はじめに
2. 東京電力福島第一原子力発電所事故の知見・教訓に基づく安全への取り組み
- 3. 国際協力によるシビアアクシデントに対する取り組み**
 - (1) OECD/NEA参加国との多国間研究協力
 - ・ 高温ガス炉の冷却能力喪失時における安全性実証
 - (2) カザフスタンとの2国間研究協力
 - ・ 高速炉開発に係る溶融燃料挙動の解明
 - ・ 高温ガス炉開発に係る黒鉛材料の耐酸化挙動の解明
4. 安全管理の高度化に係るシステム開発
5. まとめ

カザフスタンとの2国間研究協力

平成23年8月に策定された第4期科学技術基本計画に基づき、アジア共通の問題解決に向け、国際協力による原子力安全に関する研究開発への取り組みを強化。

EAGLE計画:平成12年より国立原子力センター(NNC)の**IGR炉**を用いて高速炉のシビアアクシデントを対象とした共同研究を実施中。



黒鉛照射試験:NNC核物理研究所(INP)の**WWR-K炉**を用いて高温ガス炉の黒鉛の耐酸化性向上に関する照射試験を計画中。

溶融燃料挙動の解明

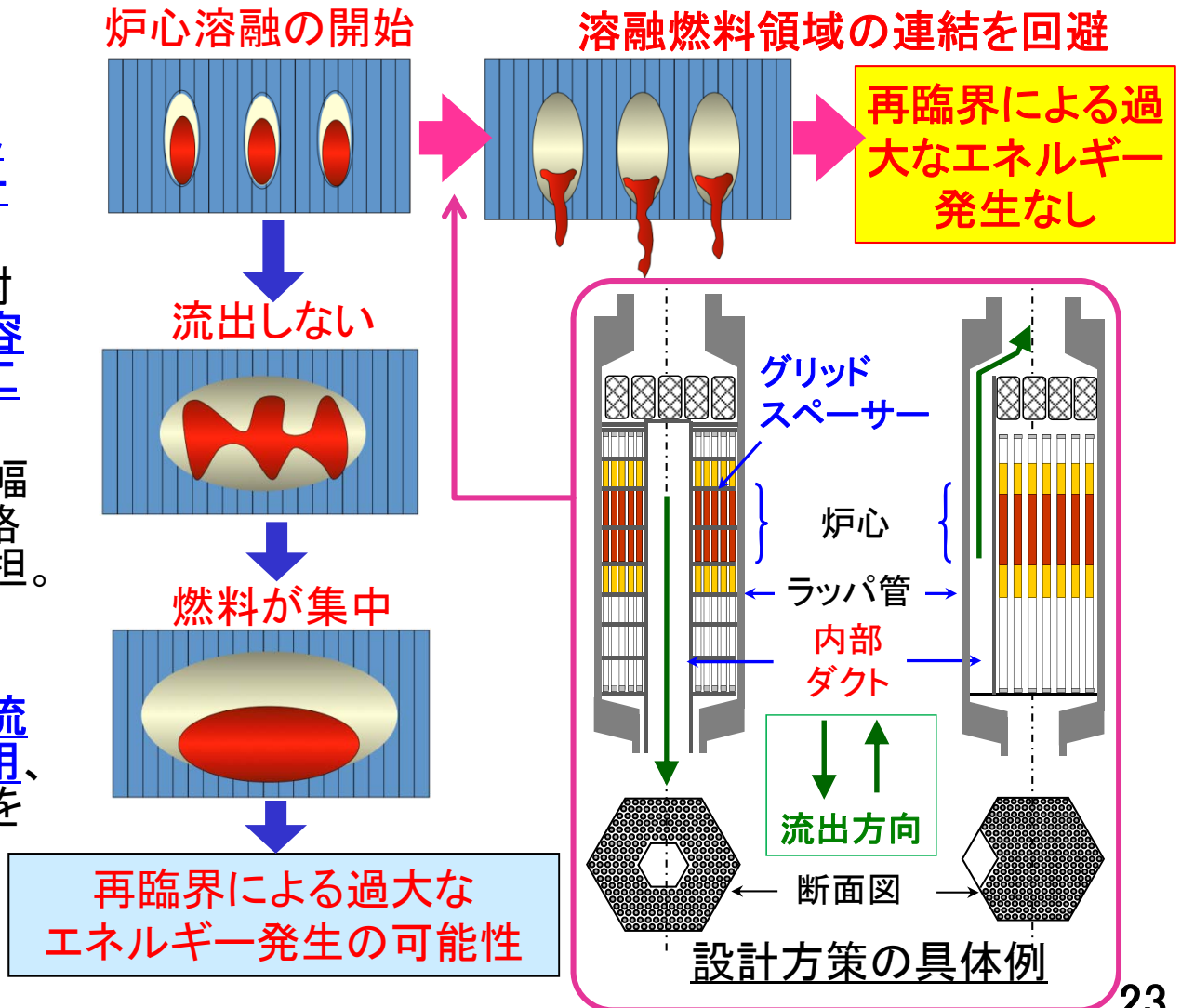
(1) 高速炉のシビアアクシデントにおける再臨界防止 (EAGLE計画)

■ 従来の安全評価

- 溶融炉心物質が炉心周辺に流出せず、再臨界による過大なエネルギー発生に至る状況を想定。
- 発生するエネルギーに対して原子炉容器や格納容器の健全性が保たれることを確認。
- 燃料インベントリーが大幅に増加する実用炉では格納系の設計に過大な負担。

■ 実用炉での取り組み

- 溶融炉心物質を早期に流出させる設計方策の採用、合理的な格納系の設計を可能とする。
- 設計方策の有効性を実験的に確認する。

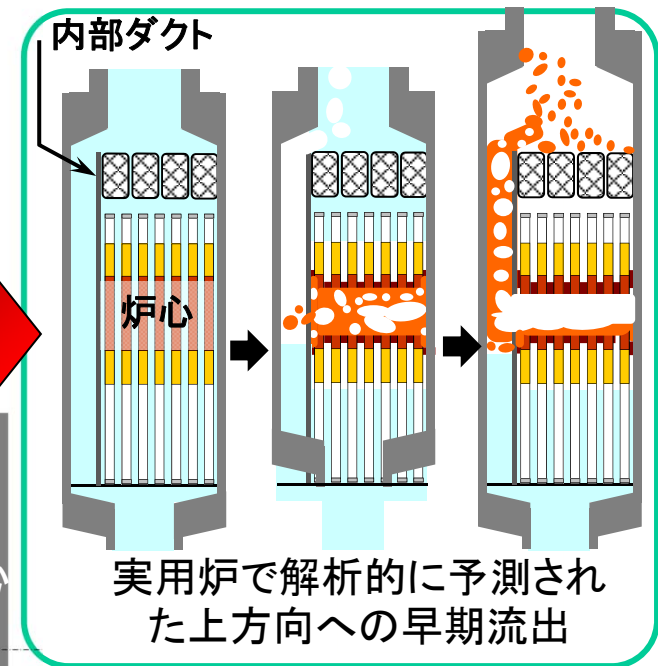
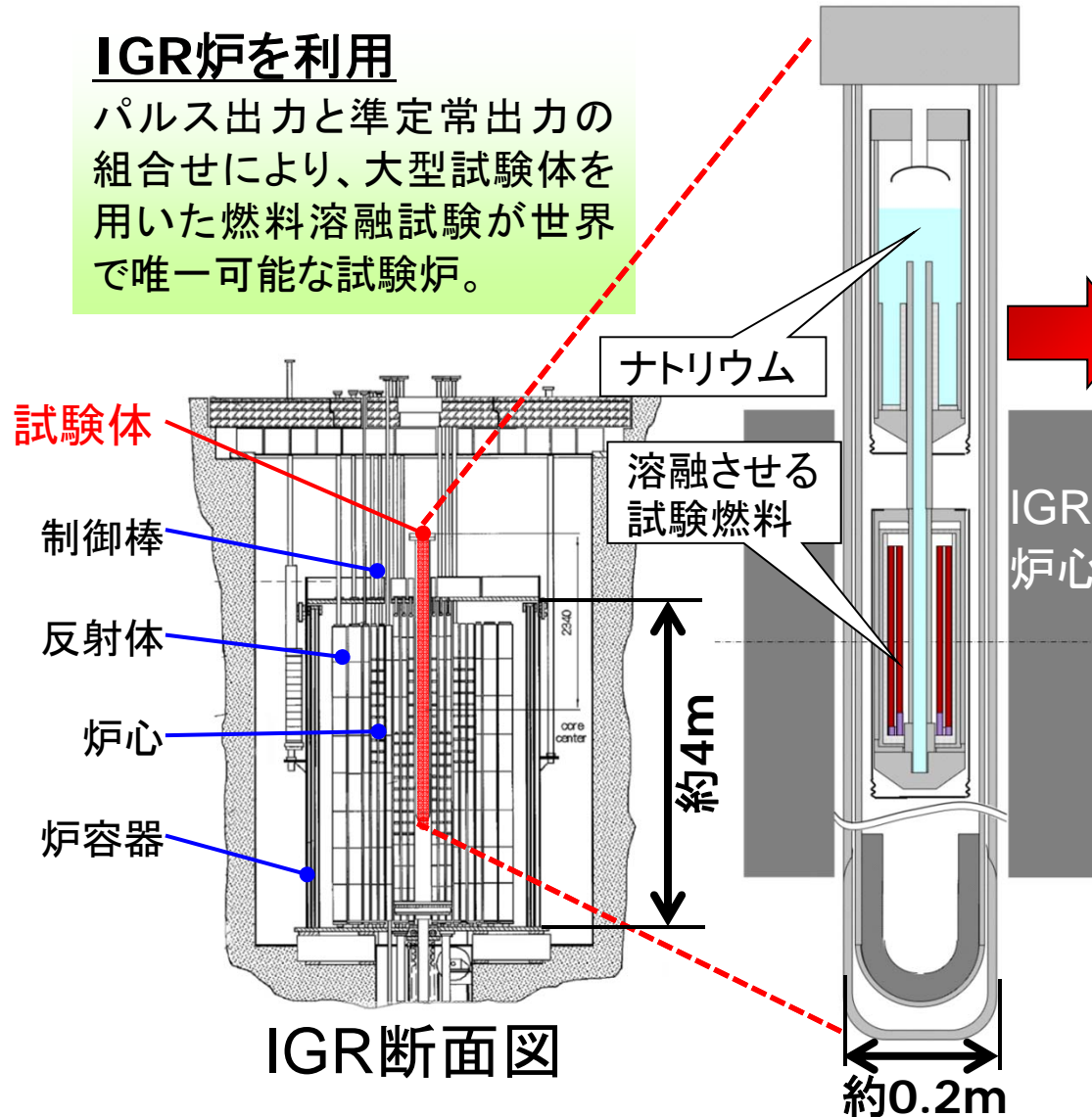


溶融燃料挙動の解明

(2) EAGLE-2 試験の試験例

IGR炉を利用

パルス出力と準定常出力の組合せにより、大型試験体を用いた燃料溶融試験が世界で唯一可能な試験炉。



成果概要

- 圧力差により溶融燃料は **速やかに上向きに流出**
- 上向き流出型の内部ダクト付き燃料集合体は、**再臨界を排除し得る有効な設計方策であることを確認**



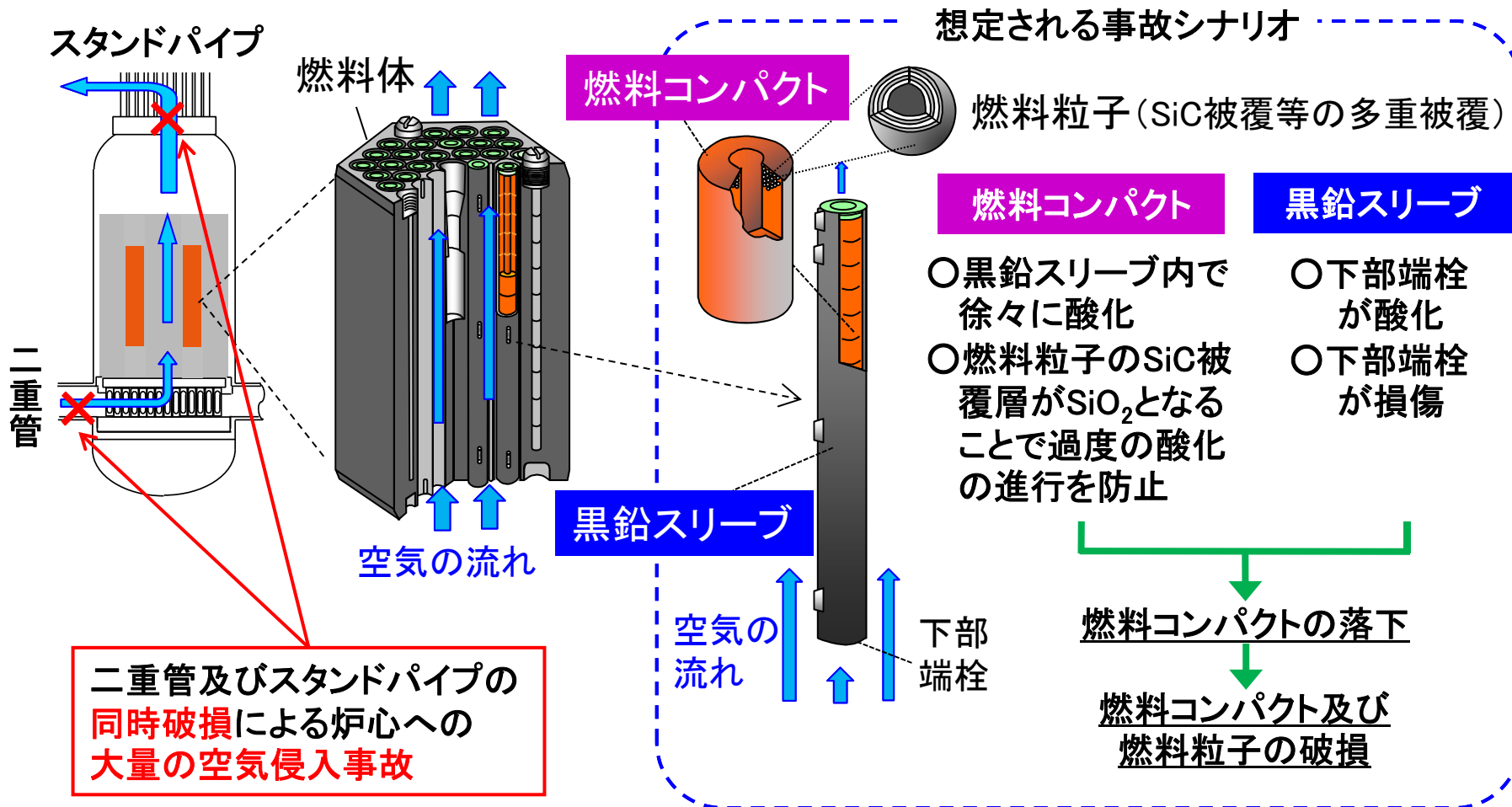
EAGLE計画の成果と今後の計画

- EAGLE-1計画の成果（平成12年度～平成18年度）
 - 高速炉の炉心溶融事故を模擬した実験を実施し、**溶融燃料の流出に係わる基本メカニズムを把握**するとともに**設計上の工夫により、再臨界による過大なエネルギー発生は防止し得る**との見通しを得た。
- EAGLE-2計画の成果（平成19年度～平成23年度）
 - EAGLE-1計画にて培われた実験実施技術を活用した実験を実施し、**実用化に向けた標準設計（上向きの溶融燃料排出経路を採用）によって再臨界による過大なエネルギー発生が防止できることを確認**するとともに、原子炉容器内で移動した溶融燃料の冷却特性を把握した。
- 今後の計画
 - **シビアアクシデントの炉容器内終息の実験的な裏付けの取得**に向け、日・仏・カザフスタンの国際協力による試験実施を計画中。

1. はじめに
2. 東京電力福島第一原子力発電所事故の知見・教訓に基づく安全への取り組み
- 3. 国際協力によるシビアアクシデントに対する取り組み**
 - (1) OECD/NEA参加国との多国間研究協力
 - ・ 高温ガス炉の冷却能力喪失時における安全性実証
 - (2) カザフスタンとの2国間研究協力**
 - ・ 高速炉開発に係る溶融燃料挙動の解明
 - ・ 高温ガス炉開発に係る黒鉛材料の耐酸化挙動の解明
4. 安全管理の高度化に係るシステム開発
5. まとめ

耐酸化性を向上させた黒鉛の必要性

高温ガス炉は高い安全性を有する。さらに、1F事故を受け、設計基準を超える事故に対しても、安全を確保するための研究を本格的に開始。

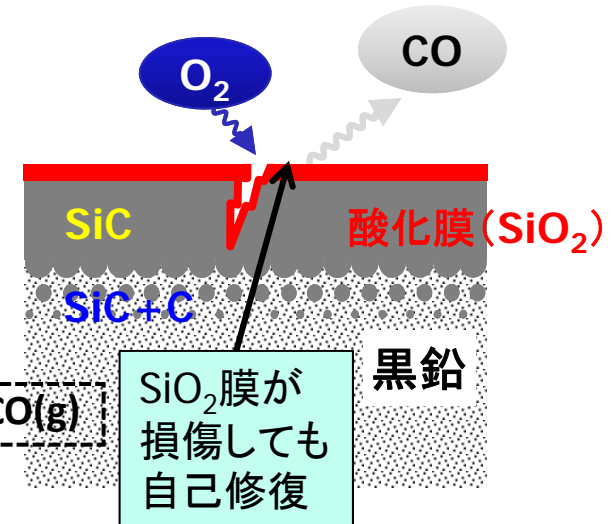
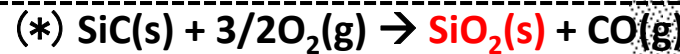


WWR-K炉を用いた黒鉛照射試験

目的

大量の空気侵入事故においても、燃料の形状を維持可能な、SiC被膜等で耐酸化性を向上させた黒鉛スリーブを開発。

- 中性子照射に対するSiC被膜の健全性の評価。
- SiC被膜の酸化により形成されるSiO₂膜の自己修復機能*の確証。



計画

	平成24年	平成25年	平成26年	平成27年	平成28年
炉外試験		準備	試験		
炉内試験		製作準備・設計	製作・輸送	照射試験	照射後試験

→ : JAEAで実施
→ : INPで実施

- 照射試験は、カザフスタンのNNC核物理研究所 (INP) と協力実施。
- INPのWWR-K炉の燃料領域及び反射体領域の各1か所の照射孔で照射。
- 空気侵入事故条件を模擬するため照射キャプセル中の試料に酸素を流し、SiC被膜付黒鉛の耐酸化特性を調べる。

1. はじめに
2. 東京電力福島第一原子力発電所事故の知見・教訓に基づく安全への取り組み
3. 国際協力によるシビアアクシデントに対する取り組み
 - (1) OECD/NEA参加国との多国間研究協力
 - ・ 高温ガス炉の冷却能力喪失時における安全性実証
 - (2) カザフスタンとの2国間研究協力
 - ・ 高速炉開発に係る溶融燃料挙動の解明
 - ・ 高温ガス炉開発に係る黒鉛材料の耐酸化挙動の解明
4. **安全管理の高度化に係るシステム開発**
5. まとめ

リアルタイム多機能入域管理システム

定常時及び事故時において、**原子炉建屋内には多数の作業者が入退出する**。これら作業者の安全確保及び作業の効果的かつ効率的実施のため、**作業者の所在、放射線量等の管理がリアルタイムに行えることは非常に重要**である。

特徴(作業者の情報収集を一括管理)

- 位置情報(建家のどこにいるのか?)
- 時間情報(入域してどれくらい経つのか?)
- 被ばく線量情報(どのくらいの線量か?)
- 姿勢情報(立っているのか、倒れているのか?)



原子炉制御室でリアルタイムに作業者の作業状況を把握できる。

今年7月から、JMTR建屋内に基本システムを整備し、
実用試験を開始



放射線管理区域内(原子力施設、核燃料使用施設等)における作業者の安全・安心を確保するための新たな安全管理システムを提案・実現。

特許第4639349号「被ばく管理システム」取得
(登録:平成22年12月)

【システムの応用】

- 核物質防護の強化
- 原子力事故や除染の現場等、過酷な作業現場の作業管理



【今後の開発計画】

- 作業者の体調も把握できる生体情報(心拍数、体表温)も加味し、双方向で管理できるシステムを開発。

入域管理システムの紹介



まとめ

- JMTRを利用した安全研究を約40年にわたって実施し、国の安全審査、高経年化評価のためのデータベース作成等に貢献。これらの安全に係る研究開発を通じて、**各種計測技術を開発・蓄積**。
- これら蓄積した計測技術を活用し、1F事故の知見・教訓に基づき、**水素爆発の防止、事故時計装設備の信頼性確保及びプラント状態の監視機能強化のための計測技術開発に着手**。
- 多国間研究協力として、HTTR を用いて**高温ガス炉の冷却能力喪失時における安全性を定量的に実証**。また、カザフスタンとの2国間研究協力として、**高速炉の炉心溶融事故時の溶融物質のふるまいに係る試験研究を約12年にわたって実施し、世界的にも貴重なデータを取得**。加えて、高温ガス炉について**大量の空気侵入事故に対する安全性を確保するため、原子炉内で使用される黒鉛の耐酸化特性を向上させる研究を推進**。
- **所在管理、放射線管理等がリアルタイムに行える、1F事故等のシビアアクシデントにも対応した多機能入域管理システムを開発**。

おわりに

大洗研究開発センターは、世界的にも貴重なJMTR等の最先端施設群を活用し、研究部門(安全研究センター、次世代原子力システム研究開発部門、原子力水素・熱利用研究センター)と連携・協力し、日本のみならず、世界の原子力工学試験センターとして安全に係る課題等に挑戦し続けます。



大洗海岸で
撮影された
日の出

写真は、大洗町ホームページ(<http://www.town.oarai.lg.jp/statics/~kankou/photo/photoconk7.html>)より