

# 個別研究開発プロジェクト説明資料

## (2-③-4) 燃料デブリに係る計量管理方策の構築

平成24年4月23日

東京電力

日本原子力研究開発機構

# 1. 事業概要

---

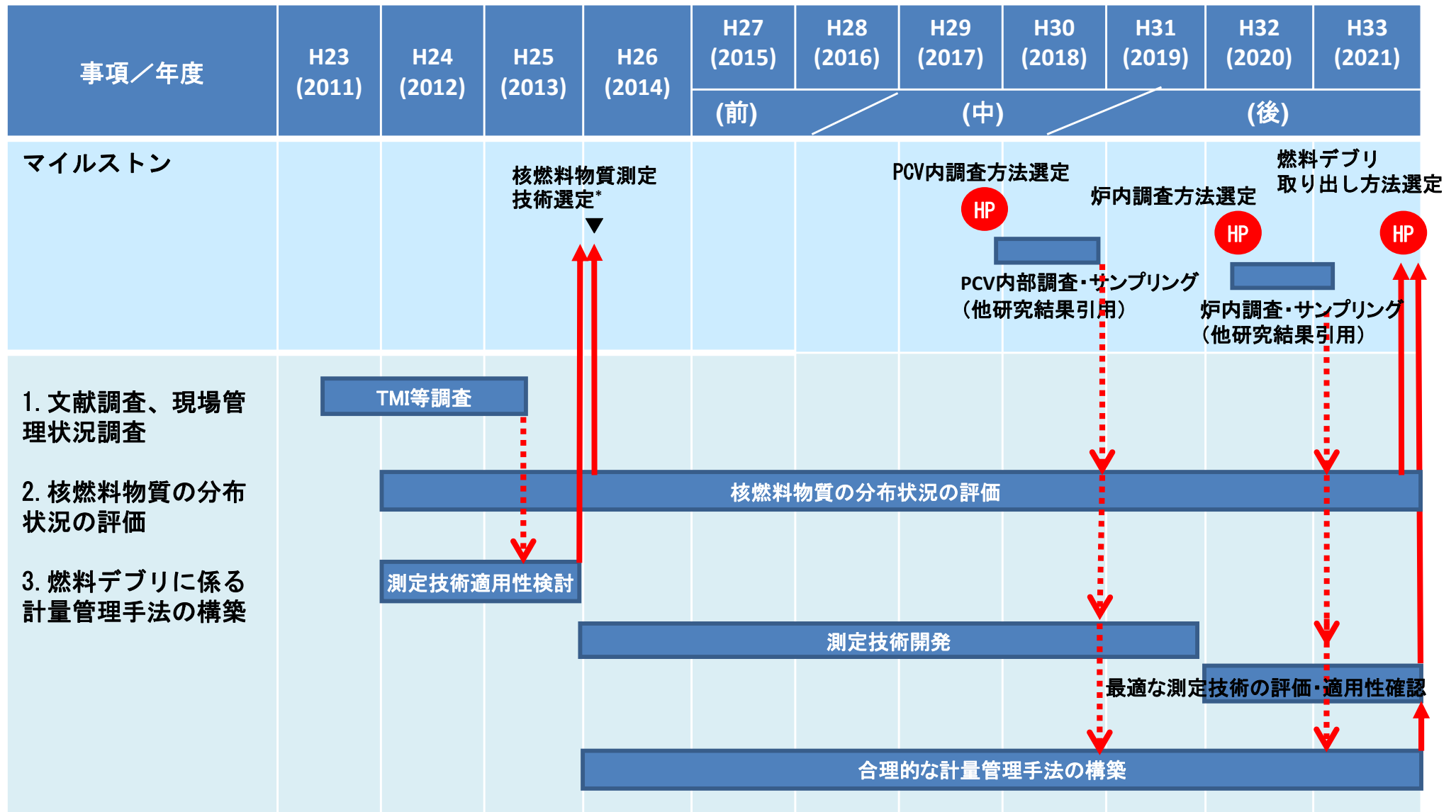
## (1)目的

福島第一原子力発電所の炉内燃料は部分的または全体的に溶融しており、燃料集合体を1単位とする通常の計量管理手法を適用することができない。よって、今後炉内燃料の取出し・貯蔵を行うまでの透明性を確保し、かつ合理的に計量管理を実施できる手法を構築する。

## (2)実施内容

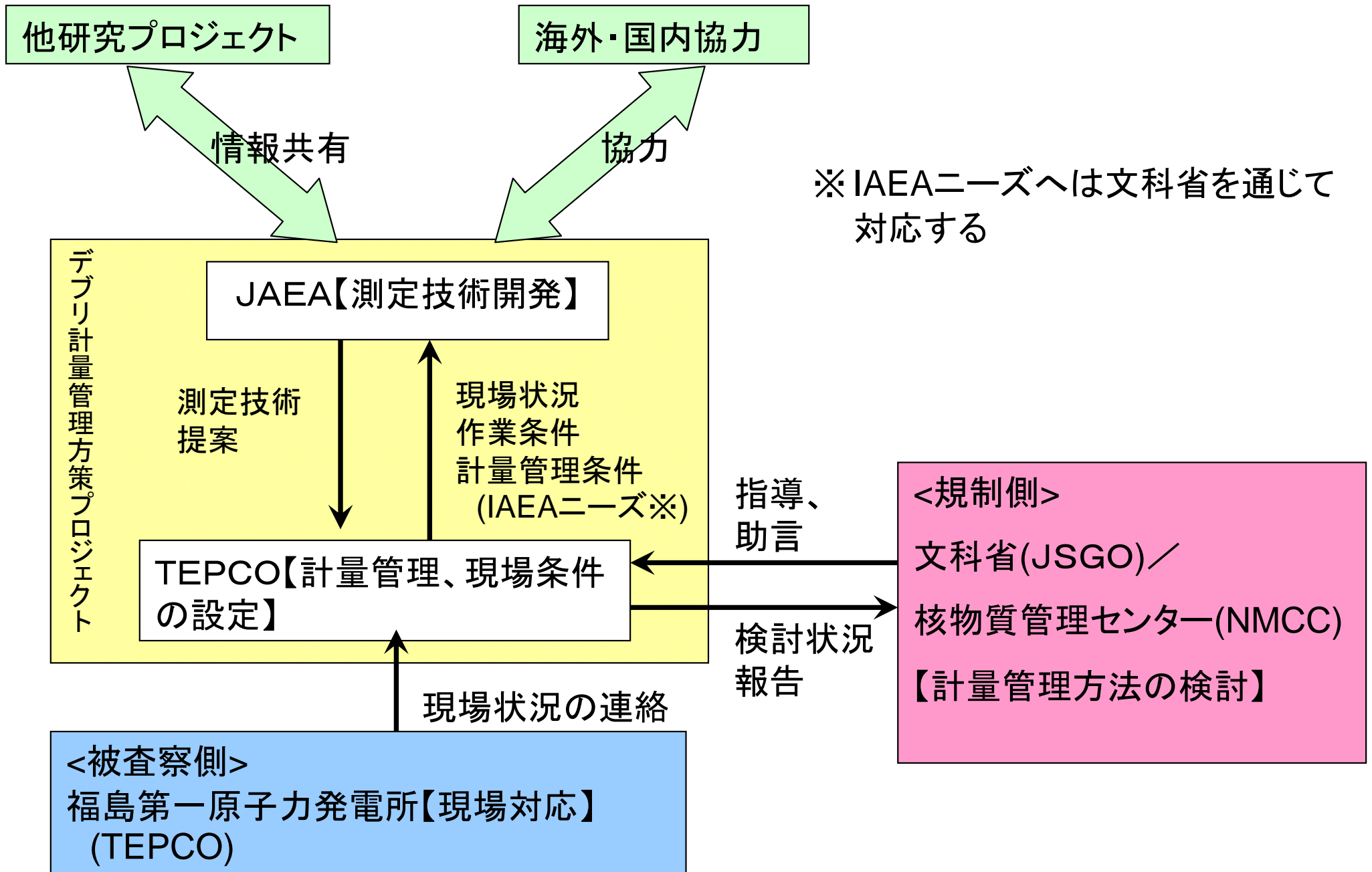
- TMI-2、チェルノブイリの計量管理手法に係る文献調査、関係者への聞き取り調査と福島第一原子力発電所の現場状況との比較
- 初期インベントリー評価(計算値)、サンプリング調査、炉内調査結果等から核燃料分布状況の評価
- 燃料デブリに含まれる核燃料物質(ウラン、プルトニウム)重量を評価する核燃料物質測定技術の開発
- 炉内燃料取出し工程に与える影響を考慮した合理的な計量管理手法の構築

## 2. 研究開発スケジュール

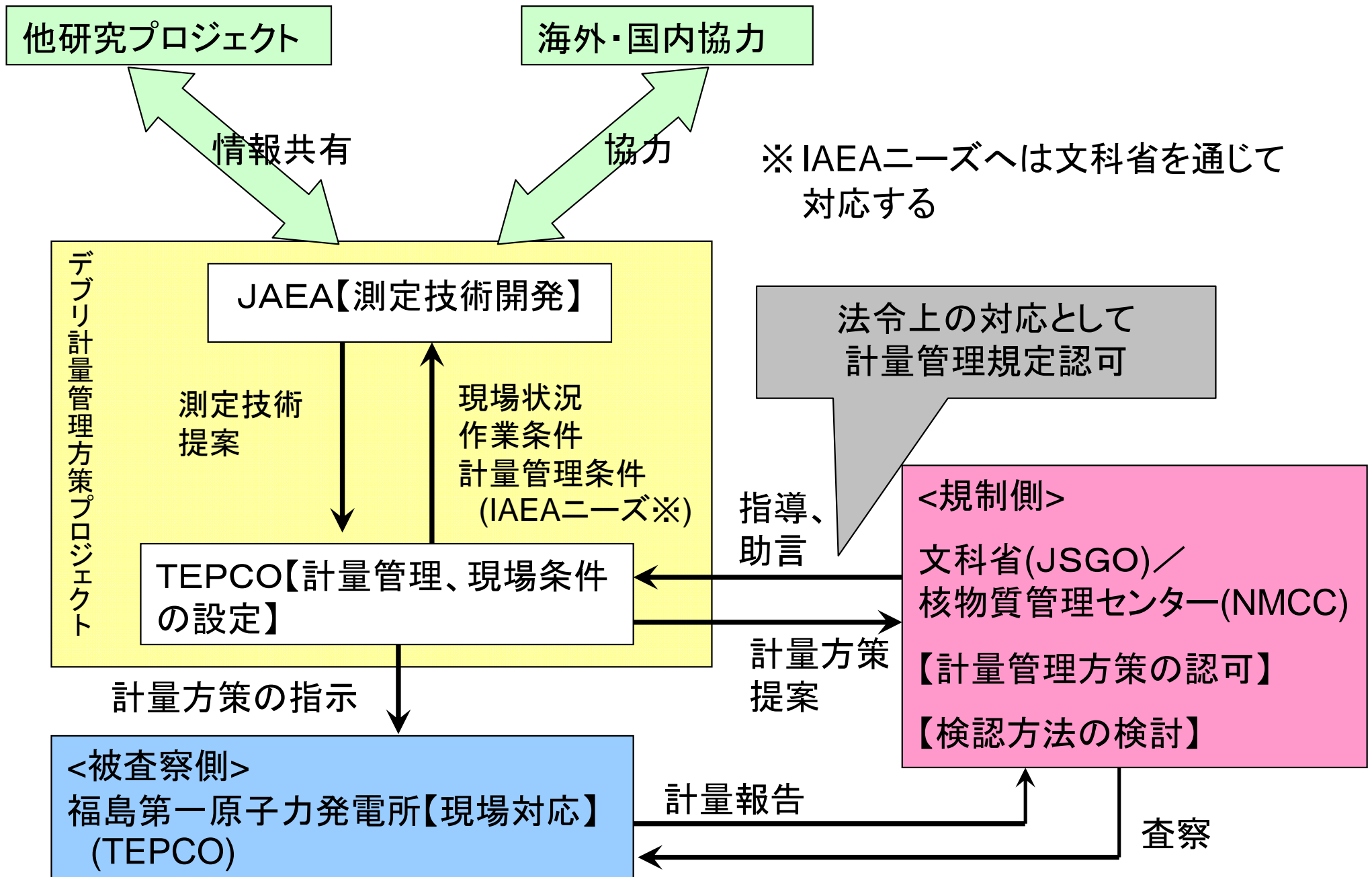


\*: ガレキ、汚染水処理二次廃棄物等に含まれる核燃料物質測定機器開発の必要性の判断を含む

# 3-1. 研究実施体制(検討段階:燃料デブリ取出しまで)



## 3-2. 研究実施体制(実施段階:燃料デブリ取出し以降)



# 4. TMI-2文献調査結果概要(中間報告)

## 4.1. 概要と調査手法

---

### [概要]

- 炉心溶融過酷事故時の計量管理ケーススタディとして、スリーマイルアイランド2号機(TMI-2)事故を調査し、INLを視察した。

### [調査手法]

#### •文献調査

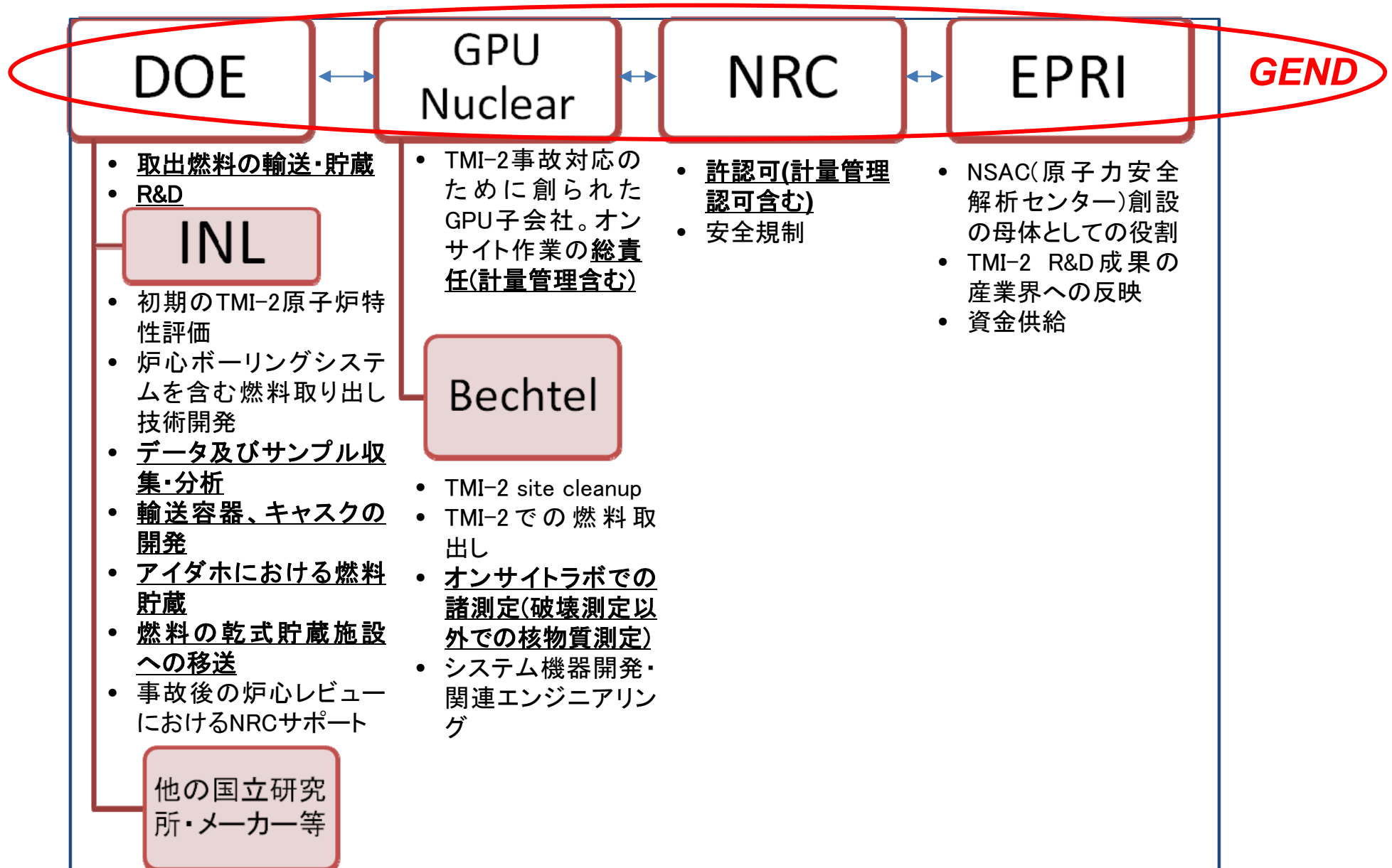
公開文献(Nuclear Technology、Nuclear Engineering&Design、日本原子力学会誌、原子力eye、TMI-2事故関連書籍)、技術報告書(EPRI報告書、GPU報告書、GEND報告書)、会議資料、非公開資料(JAERI-memo、GPU memo等)

#### •聞き取り・視察による調査

(1)アイダホ国立研究所(INL)研究者及び日米WR研究委員会の派遣者からの意見聴取を実施

(2)INL施設の視察

## 4.2. TMI-2事故計量管理に係る組織・役割



• ?

## 4.3. TMI-2における計量管理の経緯\*

### TMI-2事故(1979.3.28)の核物質管理(事故後特定核物質(SNM)計量管理認可)

- 集合体のほとんどが健全性を保っていないことが判明し、デブリが炉心中に散りばめられていること、燃料の一部はプラント内の他の様々な区域に蓄積されていることから、通常の特種核燃料物質(SNM)計量管理手法は適用できず、新たな手法が必要。
- ✓1982年6月:NRCがTMI-2燃料取り出しの計量ガイドラインを公表
  - ユニットとして取り出される燃料集合体数あるいは集合体群の数を計上すること
  - ユニットとして取り出せないものは各々を収納した輸送体の重量を計測すること
  - 破損燃料を研究・評価のためDOE所管施設に移動する場合は、SNMの計量は受入側の施設で実施すること
- ✓1983年3月:GPU(事業者)が炉心計量計画(健全燃料の詳細情報と破損燃料及びデブリの推定重量を提供)をNRCに提出、1983年4月にNRCが却下。理由は大量の不純物のため測定結果・サンプリング代表性には大きな不確実性が伴うため。
- ✓1985年2月:GPUが改定案(燃料取出し作業終了後に、入量と残留量からSNMの計量を実施)を提示、NRC/DOEが概ね了承
- ✓1985年8月:GPUは10CFR70.53(物質状態の報告)、10CFR70.54(核物質移送報告)、10CFR70.51(d)(物質収支在庫、記録の要求)の免除を反映して炉心計量計画を発行
- ✓1985年10月:NRCがTMI-2計量計画を認可。ただし10CFR70.54(核物質移送報告)免除は認められず。



## 4.4. 事故後炉心物質質量推定

- 事故後の炉心物質(燃料、構造材、制御材含む)は133tで(事故時のUO<sub>2</sub>総量は94t)、以下の様に分散していると推定。

炉心領域	推定量[kg]	不確実性% <sup>a</sup>	割合wt%
損傷のない(又は一部損傷)燃料集合体	44,500	5	33.4
炉心中心溶融固化物(塊)	32,700	5	24.5
上部炉心デブリ層	26,600	5	19.9
原子炉容器下部溶融固化物	19,100	20	14.3
下部Core Support Assembly(CSA) <sup>b</sup>	5,800	40	4.3
上部CSA <sup>b</sup>	4,200	40	3.2
原子炉容器外	100	c	0.3

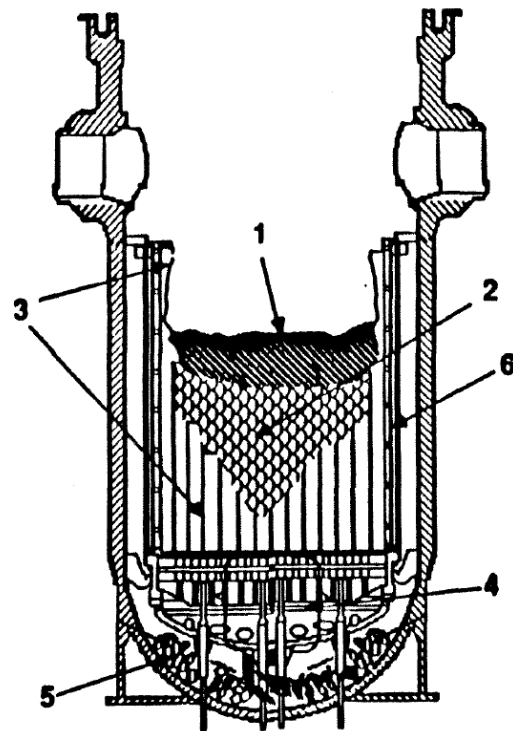
- a. 不確実性評価は、燃料取出しの仮定に依存する。現時点までに燃料取出しが行われた領域は比較的不確実性が低く、一方取出しが行われていない領域では不確実性が高い。
- b. 下部CSAとは、原子炉容器の炉心より下の部分で、下部グリッド構造物と5枚の流路分配版より成る。上部CSAとは、垂直のバツフル板の外側で冷却材流路の領域にあり、炉心の周辺境界を構成するものである。
- c. 原子炉容器外の燃料物質質量の評価は、原子炉建屋及び補助建屋内の原子炉構成物の非破壊評価によるものである。その評価値は60~430kgの範囲にある。

# 4.5. 事故後炉心物質質量推定(取出し後の残存量)

- GPUNは、測定結果として燃料取出し後の残存燃料(UO<sub>2</sub>)は**1125kg**以下であり(事故時のUO<sub>2</sub>総量は**94t**)、以下の主要な4箇所に分散していると推定。  
(Safe Fuel Mass Limit(SFML:臨界安全上の限度)の140kgUO<sub>2</sub>をRV以外は超えない)

補助燃料取扱建屋AFHB	< 17kg
原子炉建屋RB(RCSを除く)	< 75kg
原子炉冷却システムRCS(RVを除く)	< 133kg
原子炉容器RV	< 900kg

NRCは初期UO<sub>2</sub>量から残存燃料量を差引いた分を輸送核燃料量として計量認可



ZONE	DESCRIPTION	ESTIMATED QUANTITY (KG)	
1	Upper Debris Bed	26,000	} >99.9%回収
2	Resolidified Mass	33,000	
3	Intact Assemblies	45,000	} >90%回収
4	LCSA (loose debris and resolidified mass)	6,000	
5	Lower Head (loose debris and resolidified mass)	12,000	} ~99%回収
		7,000	
6	UCSA (loose debris and resolidified mass)	4,000	} ~95%回収
TOTAL -		133,000	

図 事故後の炉心物質分布推定\*

\* GPU Nuclear, "Three Mile Island Nuclear Station Unit 2 Defueling Completion Report," (1990)

## 4.6. 燃料定量に用いられた技術<sup>\*,\*\*\*</sup>

- 中性子検出器と放射化/積分測定技術
  - TMI-2では、自発核分裂中性子数や( $\gamma, n$ )による中性子発生は0.2n/g/sec程度と微量の為、アクティブ中性子問い合わせ法が有効
  - Sb-Be( $\gamma, n$ )中性子源をアクティブ法で使用。パッシブ法では、固体飛跡線量計(SSTR)、銅/金箔放射化法、BF<sub>3</sub>検出器を使用
- 全ガンマ線量とガンマスペクトロスコピー測定
  - 全 $\gamma$ 線量測定は、多くのCubicle(小部屋)、パイプやCubicle内包物で使用。燃料分布モデルを、Cubicle幾何形状、事故履歴、デブリサンプルの $\gamma$ 線束分析に基づいて設定しモデルと線量測定値の照合から、燃料物質情報を同定
  - $\gamma$ スペクトロスコピー測定は、放射性同位体の定量のために使用。NaI、高純度Ge検出器によるCe-144、Eu-154測定、Si(Li)コンプトン反跳 $\gamma$ 線スペクトロメーター、指向性 $\gamma$ プローブ、Cd-Te $\gamma$ 線スペクトロメーターによるCe-144測定を行い、解析(ORIGEN計算による炉心平均組成)や測定値から得られたCe/燃料比やEu/燃料比から、燃料の定量を実施
- 直接サンプリング・分析技術
  - 炉心デブリとRCS(原子炉冷却系)内容物のサンプルを残存燃料同定のために採取し、 $\gamma$ スペクトロスコピー、 $\alpha$ 計数、化学/物理的測定を実施。デブリ体積や放射性状のモデルが推定され、分析結果と合わせて燃料の重量を導出
  - RCS内容物は、表面薄膜の燃料密度推定のために分析。様々な炉心デブリの代表的なサンプルにより、全表面積の同様の成分に対して外挿し定量。
  - サンプリングの難しい点として、対象区域の代表性の確かさがあるため、固有の不確実性が存在するため、他の直接測定法と共にサンプリング技術を使用

\* GPU Nuclear, TMI-2 Defueling Completion Report, (1990).

\*\*\* R. Kobayashi<sup>1</sup>, C. H. Distenfeld<sup>2</sup> and D. E. Ferguson<sup>2</sup>, "Ex-vessel Fuel Characterization Results in the Three Mile Island Unit 2 Reactor Building," Nuclear Technology, vol. 87, p. 461-469 (1989) <sup>1</sup>JGC Cooperation, <sup>2</sup>Bachtel National Inc.

## 4.6. 燃料定量に用いられた技術(続き)\*

### ➤ $\alpha$ 線検出器

- 蒸気発生器チューブ表面とRCS内容物サンプル表面の燃料計量に使用
- $\alpha$  線に比例するProbe scan(深針測定)が行われ、崩壊量から放射能が特定され核燃料定量

### ➤ ビジュアル観察

- 小型耐放射線カメラと防水ライトを使用。炉心デブリの物理的広がり3次元で描写。垂直方向、横方向に対してはかなりの正確性が得られたものの、カメラ方向の奥行きに対しては正確性を欠いた。結果は炉心デブリの体積推定に使用
- 表面状態や他の微妙な要素は、目的とするデブリと、サンプル分析データが存在する他の類似物質を比較し同定。密度や組成の推定に燃料物質のサンプルデータを使用

### ➤ その他

- 回収燃料を装荷した輸送容器の重量測定、溶融炉心のSonarスキャン

- 炉心内では、主にSonarスキャンやビジュアル観察による形状評価とサンプリングのみ行われ、分布はそれらによる推定
- 原子炉容器外での測定・クリーンアップツールの開発

\*GPU Nuclear, TMI-2 Defueling Completion Report, (1990).

# 4.7. 燃料定量に用いられた技術例(随伴FPによる推定)

## 溶融燃料中核物質とFPインベントリ\*

- Ce-144, Eu-154、Eu-155 は揮発性がなく、燃料内にとどまる傾向にあった。サンプリング結果、事故時の圧力容器外拡散量は核物質と挙動を同じにした。総量でORIGEN計算結果と5~20%の差異で一致した
- 次に揮発性がない核種としてSb-125、Ru-106、Sr-90があり、炉心中央の金属層より下に蓄積された。水溶性のTc-99は燃料溶融が起こった際、放出された。Cs-137は溶融燃料内のボイド中にも見られた。

Table 2  
Fuel material distribution in the reactor vessel

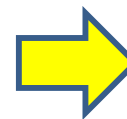
Repositories	Core material distribution Percent of Inventory <sup>a)</sup>		
	Uranium	Zirconium	Tin
Upper reactor plenum	b)	b)	b)
Upper core debris	24	13	c)
Upper crust region			
ceramic	1.3	1.2	2.3
metallic	-	0.3	6.1
Consolidated region			
ceramic	12	18	-
metallic	-	0.2	5.8
Lower crust region			
ceramic	3.6	2.8	9.3
metallic	-	5.6	26
Intact fuel rods	33	33	33
Lower reactor vessel head	15	11	c)
Lower core support assembly	4.6	3.3	c)
Upper core support assembly	3.3	2.4	c)
Total	97	91	82

- a) Percentage of the total amount of the element originally present in the core.  
 b) Insignificant amount (<0.1 wt%) based on the upper plenum measurements.  
 c) Elemental constituent not detected based on detection limits of approximately 0.1 wt%.

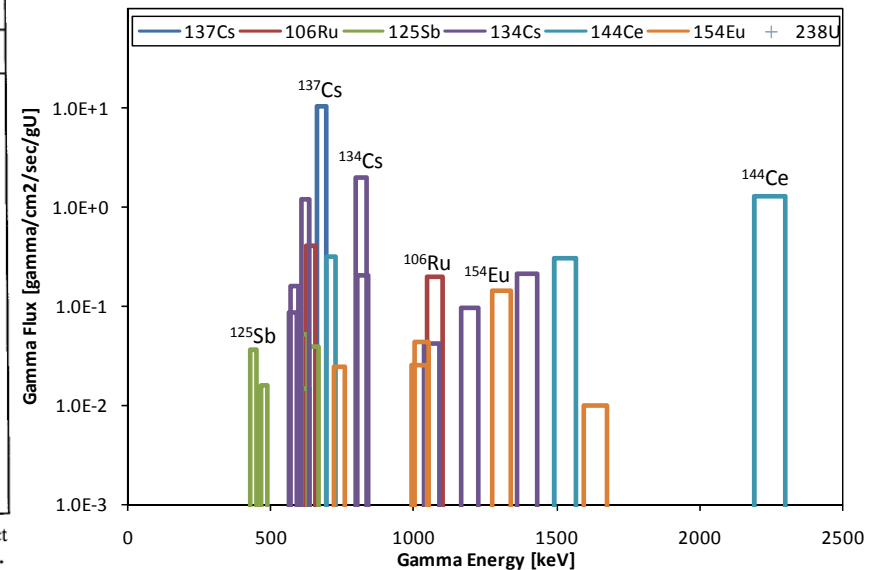
TABLE II  
Low-Volatility Fission Product Distribution  
in the Reactor System

Fission Product Repositories	Fission Product Distribution Percent of Inventory <sup>a</sup>		
	<sup>144</sup> Ce	<sup>154</sup> Eu	<sup>155</sup> Eu
Ex-vessel			
Containment atmosphere, basement, and tanks	0.01	b	b
RCS	b	b	b
Auxiliary building	b	b	b
In-vessel			
Upper reactor plenum	b	b	b
Upper core debris			
A	26	30	24
B <sup>c</sup>	20	19	19
Upper crust region	1.4	2.0	1.6
Consolidated region	24	32	22
Lower crust	5.9	7.9	5.1
Intact fuel rods	30	30	30
Upper CSA	3.4	4.5	d
Lower CSA	4.7	6.3	d
Lower RPV head	16	21	d
Total	105	122	110 <sup>d</sup>

- <sup>a</sup>Percentage of the total amount of the fission product inventory calculated from comparisons with ORIGEN2.  
<sup>b</sup>Insignificant amount (<0.1 wt%) based on the measurement data.  
<sup>c</sup>Two sets of bulk sample measurements were performed on the upper debris bed. The A series was performed on samples from near the center of the core at a variety of depths, whereas the B series consisted of bulk samples from near the bottom of the debris bed. For the totals, the B series data were used.  
<sup>d</sup>Measurements were not performed for this radionuclide at this core location.



**Ce-144, Eu-154起因ガンマ線測定  
が飛散燃料量推定に使われた。**



図TMI-2 Hot Legパイプからのガンマ線スペクトル測定結果\*\*  
(1982年6月)

- \*D. Akers et al, "TMI-2 Core Materials and Fission Product Inventory," Nucl. Eng. Design, vol 118, p451-461 (1990)  
 \*\*K Vijamuri, et al., "Nondestructive Technique for Assaying Fuel Debris in Piping at TMI-2," GEND018(1981)

## 4.8. 今後の調査課題

---

公開文献や視察でまだ得られていない重要な情報

- 破壊検査についての情報(サンプルごとの測定値、デブリの溶解性等)
- プルトニウムの計量に関する情報
- 計量主体である事業者(GPU Nuclear、Bechtel)からの情報(最終報告値と導出根拠(多くは非公開資料)、TMI-2サイトに現存する核物質の計量管理の現状)
- 規制側であるNRCからの情報

## 4.9. これまでTMI-2文献調査から得られた重要な点

---

- 従来計量管理が困難であり、規制側との協議の上合理的な措置が取られた(燃料取出し作業終了後に、入量と残留量からSNMの計量を実施)
- 水が多くアクセス困難な環境における核物質質量推定には、透過性の高い高エネルギーガンマ線計測が有効であった。また、「目視」(ビデオ動画、写真、肉眼での確認)も合わせて重視された。
- サンプルングは代表性の点で課題があり、中性子計測は水環境中では不確実性が大きすぎると判断された。
- 「透明性」確保のためにDOEのTMI R&Dに、日本、ヨーロッパからの研究者が多数参加。横断組織での情報共有が良好であった

## 5. 平成24年度研究開発計画

---

- TMI-2、チェルノブイリ事故での核燃料物質測定技術、計量管理手順について文献調査及び聞き取りによる情報収集、整理を継続する。
- 福島第一原子力発電所に適用可能性のある合理的な核燃料物質測定技術のサーベイ・評価を実施する。
- 初期インベントリーについて詳細な炉心情報を基に、核燃料物質測定のための核種評価を継続する。
- DOE-JAEA保障措置協力取極めに基づく共同研究を開始する。
  - フェーズ1として、以下の項目について検討中
    - TMI-2及びチェルノブイリ事故での核物質管理技術に関する情報共有
    - 合理的な核燃料物質測定技術の適用性検討