

中部電力株式会社浜岡原子力発電所の原子炉の設置変更  
( 1 号、 2 号、 3 号、 4 号及び 5 号原子炉施設の変更 ) について  
( 災害防止に関する調査審議結果 )

平成 1 9 年 6 月 2 5 日

原子力安全委員会

委員長代理 東 邦夫

原子力安全委員会委員 早田 邦久

原子力安全委員会委員 久住 静代

原子力安全委員会委員 中桐 滋

1 . 調査審議の方針等

1 . 1 調査審議の方法

中部電力株式会社浜岡原子力発電所の原子炉の設置変更 ( 1 号、 2 号、 3 号、 4 号及び 5 号原子炉施設の変更 ) に関し、「中部電力株式会社浜岡原子力発電所の原子炉の設置変更 ( 1 号、 2 号、 3 号、 4 号及び 5 号原子炉施設の変更 ) に係る安全性について (平成 18 年 12 月 経済産業省)」について、中部電力株式会社の「浜岡原子力発電所原子炉設置変更許可申請書 ( 1 号、 2 号、 3 号、 4 号及び 5 号原子炉施設の変更 )」(平成 18 年 3 月 3 日付け申請、平成 18 年 11 月 22 日付け一部補正)及び規制行政庁説明資料等を参照して調査審議を行った。調査審議では、災害防止に関する規制行政庁の審査結果の判断根拠を明確にするために必要な説明資料やコメント回答文書の作成を求めた。

1 . 2 審査指針等

調査審議は、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」(昭和 39 年 5 月 27 日付け原子力委員会決定、平成元年 3 月 27 日付け最終改訂。以下「原子炉立地審査指針」という。 )、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」(昭和 50 年 5 月 13 日付け原子力委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日付け最終改訂。以下「線量目標値に関する指針」という。 )、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」(昭和 51 年 9 月 28 日付け原子力委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日付け最終改訂。以下「線量評価指針」という。 )、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」(昭和 56 年 7 月 20 日付け原子力安全委員会決定、平成 4 年 6 月 11 日付け最終改訂。以下「ECCS 評価指針」という。 )、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」(昭和 59 年 1 月 19 日付け原子力安全委員会決定、平成 2 年 8 月 30 日付け最終改訂。以下「反応度投入事象評価指針」という。 )、「発

電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（平成2年8月30日付け原子力安全委員会決定、平成13年3月29日付け最終改訂。以下「安全設計審査指針」という。）、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（平成2年8月30日付け原子力安全委員会決定、平成13年3月29日付け最終改訂。以下「安全評価審査指針」という。）、「発電用軽水型原子炉施設に用いられる混合酸化物燃料について」（平成7年6月19日付け原子力安全委員会了承。以下「1/3MOX報告書」という。）、「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」（昭和63年5月12日付け原子力安全委員会了承。以下「燃料設計手法報告書」という。）、「沸騰水型原子炉の炉心熱設計手法及び熱的運転制限値決定手法について」（昭和51年2月16日付け原子炉安全専門審査会。以下「運転制限値決定手法報告書」という。）、「沸騰水型原子炉の炉心熱設計手法及び熱的運転制限値決定手法の適用について」（昭和52年2月23日付け原子炉安全専門審査会。以下「運転制限値決定手法適用報告書」という。）、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（平成10年4月13日付け原子力安全委員会了承。以下「反応度投入事象報告書」という。）、「『プルトニウムを燃料とする原子炉の立地評価上必要なプルトニウムに関するめやす線量について』の適用方法などについて」（平成10年11月16日付け原子力安全委員会了承、平成13年3月29日付け最終改訂。以下「プルトニウムめやす線量の適用方法」という。）等に基づいて行った。

## 2. 変更内容

4号炉の取替燃料の一部として、ウラン・プルトニウム混合酸化物（以下「MOX」という。）燃料集合体を4号炉に最大312体装荷する。

MOX燃料集合体は、燃料棒の配列を8行8列、燃料集合体最高燃焼度を40,000Mwd/t、原料のプルトニウム（以下「Pu」という。）同位体組成比を原子炉級（核分裂性Pu割合：約58wt%～約81wt%）、MOX燃料ペレットの最大Pu含有率を10wt%以下、最大核分裂性Pu富化度を6wt%以下とする。MOX燃料集合体平均Pu含有率は、原料のPu同位体組成比に応じて変化させ、Puと混合する二酸化ウラン（以下「UO<sub>2</sub>」という。）の反応度寄与も含めて約3.0wt%濃縮ウラン相当以下とする。また、平均ウラン235濃縮度を約1.0wt%～約1.2wt%とする。

また、MOX燃料集合体は5号炉原子炉建屋原子炉室内の核燃料物質取扱設備の一部及び使用済燃料貯蔵設備（1号、2号、3号、4号及び5号炉共用、既設）で取扱われる。MOX新燃料を装荷した輸送容器及び取出後の輸送容器をキャスク置場（1号、2号、3号、4号及び5号炉共用、既設）に一時保管する。

### 3. 調査審議の内容

本変更の内容に関し、1. の調査審議の方針等に基づき調査審議により確認した内容は、次のとおりである。

#### 3.1 原子炉施設の安全設計

##### 3.1.1 炉心（4号炉）

###### (1) 機械設計

燃料棒設計では、「1/3MOX報告書」において、MOX燃料の物性や照射挙動のUO<sub>2</sub>燃料からの変化が適切に考慮され、MOX燃料の設計評価に適用することが妥当とされている燃料棒設計コードを用いている。

被覆管応力、累積疲労サイクル、燃料棒内圧、燃料中心最高温度、被覆管の円周方向歪、燃料集合体の輸送中の燃料の健全性等に対して、以下のような設計上の考慮を行うとしている。

MOX燃料被覆管応力について、内外圧差、水力振動、スパーサの接触圧による応力、及び熱応力等を考慮し、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、許容応力を下回るように設計するとしている。

また、原子炉に装荷されてから取り出されるまでの間、出力変動等により、MOX燃料被覆管には疲労が蓄積されるが、許容累積疲労サイクルを下回るように設計するとしている。

MOX燃料棒内圧は、UO<sub>2</sub>燃料棒に比べ核分裂生成ガスやヘリウムガスの放出が多く、燃料棒内圧が高くなる傾向にあるため、UO<sub>2</sub>燃料で従来から行われている初期ヘリウム加圧に加え、プレナム体積を大きくした設計とし、燃料棒の内圧を抑制するとしている。

MOX燃料の燃料中心最高温度の制限値は、MOX燃料の融点がPu含有率の増加に伴い低下することを示す実験結果を基に定められており、燃料寿命を通じてMOX燃料中心最高温度は制限値を下回るように設計するとしている。

MOX燃料被覆管の円周方向平均歪については、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても1%を下回るように設計するとしている。

MOX燃料集合体の輸送中の燃料の健全性については、輸送中の荷重並びに温度条件を考慮して、燃料の健全性が保たれるように設計するとしている。

以上の方針に基づく燃料棒設計においては、燃料棒設計コード等によって健全性の評価を行い、MOX燃料集合体仕様が方針を満足することを確認している。なお、被覆管の水素化、フレット腐食、ペレット-被覆管相互作用等による燃料集合体の過度の寸法変化等の影響についても評価し、燃料の健全性を確認している。

また、MOX燃料については、燃料ペレット内に微視的なレベルでのPu

含有率の不均一性、すなわちPuスポットが生じる可能性があるが、燃料の健全性に影響を与えないとしている。

## (2) 核設計

核設計では、「1/3MOX報告書」において、MOX燃料集合体内のPu含有率の分布や燃料集合体相互間の影響の評価が可能であり、MOX燃料及びその装荷炉心の設計評価に適用することが妥当とされている核設計コードを用いている。

MOX燃料が装荷された炉心の核的特性を踏まえ、MOX燃料が装荷されたサイクル以降の炉心について、反応度制御、反応度フィードバック特性、スクラム曲線に対して、以下のような設計上の考慮を行うとしている。

反応度制御は、制御棒及び制御棒駆動系並びに再循環制御系に加えて、 $UO_2$ 燃料棒中のガドリニアにより行うとしている。

MOX燃料装荷炉心では、制御棒の反応度価値が $UO_2$ 燃料装荷炉心に比べて低下する傾向にあるが、最大の反応度価値を有する制御棒1本が完全に引き抜かれた場合でも、残りの制御棒により高温状態及び低温状態において運転サイクルを通し、臨界未満にできるとしている。

MOX燃料装荷炉心の反応度フィードバック特性については、 $UO_2$ 燃料のみを装荷した炉心に比べ、ドップラ係数及び減速材ボイド係数がより負となる傾向があり、また、固有の出力抑制効果を有していることを考慮し、各サイクル期間中常に負にするとしている。

運転時の異常な過渡変化の解析に用いる設計用スクラム曲線については、MOX燃料集合体312体を装荷した平衡炉心のサイクル末期に至るまでの各サイクルにおけるスクラム反応度曲線の経時的変化を考慮し、十分安全側に設定できるとしている。

なお、MOX燃料が装荷された炉心特性は、初期Pu組成変動及び装荷時期の遅れによる反応度係数及び動特性パラメータへの影響を考慮して評価している。

## (3) 熱水力設計

炉心の熱水力設計では、「1/3MOX報告書」において妥当とされている核設計手法並びに「1/3MOX報告書」及び「燃料設計手法報告書」において妥当とされている燃料設計手法、さらに「運転制限値決定手法報告書」、「運転制限値決定手法適用報告書」等において妥当とされている炉心熱設計手法を用いている。

最小限界出力比（以下「MCPR」という。）の通常運転時の制限値については、「3.4 運転時の異常な過渡変化の解析」において、その解析結果が最も厳しくなる過渡変化に対して計算されたMCPRの変化量を、MOX燃料製造時のPu含有率調整に伴う局所出力分布の不確かさを考慮

して評価された許容設計限界値（MOX燃料が装荷された場合の値 1.09）に加えた値としている。MOX燃料集合体 312 体を装荷した平衡炉心において、サイクルを通じて MCPR の通常運転時の熱的制限値を下回らないように運転可能であるとしている。

最大線出力密度については、MOX燃料集合体を 312 体装荷した平衡炉心において、MOX燃料集合体の最大線出力密度は 39.9kW/m 以下であり、通常運転時の熱的制限値である 44.0kW/m を下回るとしている。

圧力損失特性については、MOX燃料集合体構造が高燃焼度 8×8 燃料集合体と同一であり、高燃焼度 8×8 燃料集合体と同一になっているとしている。

過渡状態に対する余裕については、MCPR が最も厳しい運転時の異常な過渡変化（負荷の喪失（発電機負荷遮断、タービンバイパス弁不作動））においても、MCPR が許容設計限界値である 1.09 を下回ることはないとしている。また、最大線出力密度が最も厳しい運転時の異常な過渡変化（出力運転中の制御棒の異常な引き抜き）においても、最大線出力密度は設計用出力履歴の約 121%であり、1%塑性歪に対応する設計用出力履歴の 165%に対し十分な余裕を確保するとしている。

#### （４）動特性

動特性の評価では、MOX燃料炉心の核的特性及び物性を踏まえ、国内 BWR において実績がある計算コードを用いている。

動特性に関しては、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないよう十分な減衰特性を持つか、あるいは出力振動を制限し得るように、以下のような設計上の考慮を行うとしている。

反応度外乱については、ドップラ効果等に基づく負の出力反応度係数による自己制御性により、ボイド変動等に伴う有意な出力振動が生じないように設計するとしている。

安定性の余裕については、運転特性図において運転領域を制限する安定性制限曲線を設け、低炉心流量・高出力領域での運転を制限としている。

プラント運転中に予期されるあらゆる運転状態での安定性については、原子炉の安定性が最も悪くなる最低ポンプ速度最大出力運転時及び安定性制限曲線上端運転時を解析点とし、チャンネル水力学的安定性、炉心安定性及び領域安定性の解析を行い、それらの減幅比は限界基準（1未満）を満足しており、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないような減衰特性を有するとしている。

自動流量制御時の安定性については、最も厳しくなる自動流量制御下限出力運転時においても、減幅比は運転上の設計基準（0.25以下）を満足しており、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないような減衰特性を有するとしている。

プラント安定性については、MOX 燃料が装荷された炉心で限界基準及び運転上の設計基準を満足しており、プラントの安定に必要な減衰特性を有するとしている。

キセノン空間振動の安定性については、キセノン空間振動を制御できる負の出力反応度係数を有するとしている。

### 3.1.2 原子炉停止系（4号炉）

原子炉停止系については、「安全設計審査指針」に示されている臨界未満及びその維持について、以下のような設計上の考慮を行うとしている。

本原子炉施設には、原子炉緊急停止能力を持つ制御棒系及びほう酸水注入系の独立した系を設けるとしている。

制御棒系については、MOX 燃料の装荷を考慮しても、「3.4 運転時の異常な過渡変化の解析」に示すように、運転時の異常な過渡変化時において、炉心特性とあいまって、燃料の許容設計限界を超えることなく、炉心を臨界未満にでき、かつ、維持できるとしている。また、「3.5 事故の解析」に示すように、事故時において、炉心を臨界未満にでき、かつ、維持できるとしている。

ほう酸水注入系については、MOX 燃料の装荷に伴いほう酸水の反応度値が低下することを考慮して、0.001 k/min 以上の負の反応度印加速度を与え、原子炉を定格出力運転状態から 0.05 k 以上の余裕を持って低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、維持できるとしている。

### 3.2 燃料取扱設備及び貯蔵設備（4号及び5号炉）

4号炉及び5号炉における MOX 燃料に関する取扱設備及び貯蔵設備における燃料の臨界防止、除熱能力、MOX 燃料集合体の取扱い並びに放射線防護等について検討している。

取扱設備は、燃料集合体の移送操作中の落下防止のため、二重ワイヤ等を設けるとしている。

MOX 新燃料の取扱い及び貯蔵時の放射線防護上の措置については、放射線業務従事者の線量を合理的に達成できる限り低くするように、MOX 新燃料の表面線量率が  $UO_2$  新燃料に比べて高いという特徴を考慮し、原則として遮へい板を設置するとともに、遠隔操作等により距離を確保する等の措置を講じるとしている。

貯蔵設備における MOX 燃料の臨界防止に関して、プール水温、ラックの製造公差やラック内燃料位置等について想定される厳しい状態を仮定して未臨界性評価を行っている。想定される厳しい状態においても実効増倍率は 0.95 以下に保たれ、未臨界性を維持できるとしている。

MOX 燃料の貯蔵を考慮した 4号炉及び5号炉の燃料貯蔵設備の除熱能力については、通常最大熱負荷時（原子炉ウェルと燃料プールを仕切るプー

ルゲートを閉じた時点で炉心から取り出した燃料 1 回分取替量から発生する崩壊熱と、それ以前の燃料取替で取り出した使用済燃料から発生する崩壊熱)において、プール水温が 52 を超えないようにできるとしている。さらに、最大熱負荷時(サイクル末期における全炉心の崩壊熱と、それ以前の燃料取替で取り出した使用済燃料から発生する崩壊熱)においても、プール水温を 65 以下に保つことができるとしている。

また、使用済 MOX 燃料の貯蔵設備及び取扱設備の放射線防護上の措置については、従来と同様、遮へいに必要な水深を確保した状態で、水中で取扱い、使用済燃料プールで保管するとしている。

### 3.3 原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価

MOX 燃料装荷以降の平常運転時の線量評価においては、「線量目標値に関する指針」及び「線量評価指針」に基づき、1号炉、2号炉、3号炉、4号炉、5号炉及び廃棄物減容処理装置建屋の平常運転時における原子炉施設周辺の一般公衆の線量評価を行っている。

気体廃棄物中の放射性希ガスの線に起因する実効線量、液体廃棄物中に含まれる放射性物質(放射性よう素を除く)に起因する実効線量及び放射性よう素に起因する実効線量については、それぞれ年間約  $26 \mu\text{Sv}$ 、年間約  $11 \mu\text{Sv}$  及び年間約  $3.8 \mu\text{Sv}$  となり、合計で年間約  $41 \mu\text{Sv}$  であるとしている。この値は、周辺監視区域境界外の線量限度(実効線量で年間  $1\text{mSv}$ )を十分下回るとともに、「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値(実効線量で年間  $50 \mu\text{Sv}$ )を下回ることから、一般公衆の受ける線量が合理的に達成できる限り低減されるとしている。

MOX 燃料採用による直接線量及びスカイシャイン線量評価の見直しは、キャスク置場のみとしている。使用済  $\text{UO}_2$  燃料を装荷したキャスク及び MOX 新燃料を装荷した輸送容器を既設のキャスク置場に一時的に保管することによる、直接線量及びスカイシャイン線の周辺監視区域境界外の空間線量率を合理的に達成できる限り小さい値になるよう、キャスク置場での保管期間を合計で年間 30 基・月以下にしている。平常運転時における直接線量及びスカイシャイン線量の合計が周辺監視区域境界外で最大となる空気カーマは年間約  $40.7 \mu\text{Gy}$  であり、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」(平成元年 3 月 27 日付け原子力安全委員会了承、平成 13 年 3 月 29 日付け最終改訂)に示される年間  $50 \mu\text{Gy}$  程度を下回るとしている。

### 3.4 運転時の異常な過渡変化の解析

安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認するため、「安全評価審査指針」、「反応度投入事象評価指針」等に基づき、MOX 燃料装荷による影響を考慮

して運転時の異常な過渡変化の解析及び評価を行っている。

解析では、「1/3MOX報告書」において妥当とされている計算コード等を用いている。解析条件については、使用するモデル及びパラメータを評価結果が厳しくなるように選定し、また、MOX燃料集合体を最大312体装荷するとした場合のMOX燃料の特性を入力値等に適切に取り入れ、さらに、Pu同位体組成の変動についても考慮するとしている。

解析の結果によると、MCPRの最小値については、「負荷の喪失(発電機負荷遮断、タービンバイパス弁不作動)」において1.09であり、判断基準である1.09以上を満足するとしている。

燃料被覆管の最大表面熱流束については、「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において定格値の約121%であり、判断基準である被覆管の平均塑性歪1%相当の線出力密度である設計用出力履歴の165%を下回るとしている。

燃料エンタルピーの最大値については、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において約88kJ/kgであり、「反応度投入事象評価指針」に示された許容設計限界を下回るとしている。また、この過渡変化では、燃料エンタルピーの増分の最大値は約13kJ/kgであり、「反応度投入事象報告書」に示されたペレット燃焼度65,000MWd/t以上の燃焼の進んだ燃料のPCMI破損のしきい値のめやす(167kJ/kg)を用いた場合でも、燃料棒の破損は生じないとしている。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、「負荷の喪失(発電機負荷遮断、タービンバイパス弁不作動)」において、約8.29MPa [gage]となり、判断基準(9.48MPa [gage])を下回るとしている。

### 3.5 事故の解析

工学的安全施設等の主として「異常影響緩和系」に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認するため、「安全評価審査指針」、「反応度投入事象評価指針」、「ECCS評価指針」等に基づき、MOX燃料の装荷による影響を考慮して事故の解析及び評価を行っている。

解析では、「1/3MOX報告書」において妥当とされている計算コード等を用いている。解析条件については、使用するモデル及びパラメータを評価結果が厳しくなるように選定し、また、MOX燃料集合体を最大312体装荷するとした場合のMOX燃料の特性を入力値等に適切に取り入れ、さらに、Pu同位体組成の変動についても考慮するとしている。

想定したいずれの評価事象においても炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であるとしている。これらの事故のうち最も厳しくなる「原子炉冷却材喪失」においても、燃料被覆管の温度の最高値はMOX燃料において約565 であり、また、燃料被覆管の酸化量の増加は極めて小さく、「ECCS評価指針」の基準を満足するとしている。

燃料エンタルピーの最大値は、「制御棒落下」において生じ、MOX燃料及びUO<sub>2</sub>燃料で、それぞれ約592kJ/kg及び約683kJ/kgであり、「反応度投入事象評価指針」に示された制限値からさらに燃焼の進行、ガドリニア添加及びPu存在比によるペレットの融点の低下分に相当するエンタルピーを差し引いた値(MOX燃料並びにUO<sub>2</sub>燃料とも837kJ/kg)を下回るとしている。また、浸水燃料の破裂及びPCMI破損による衝撃圧力等の発生によって、原子炉停止能力及び原子炉圧力容器の健全性が損なわれることはないとしている。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、これが最も厳しくなる「原子炉冷却材ポンプの軸固着」においても、約8.58MPa[gage]であり、安全上の判断基準としている原子炉冷却材圧力バウンダリの最高使用圧力の1.2倍の圧力(10.34MPa[gage])を下回るとしている。

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、これまでのUO<sub>2</sub>燃料に関する解析結果が変更されるものではなく、これが最も厳しくなる「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」における「原子炉冷却材喪失」についても、約330kPa[gage]であり、最高使用圧力(427kPa[gage])を下回るとしている。

また、可燃性ガスの発生についても、これまでのUO<sub>2</sub>燃料に関する解析結果が変更されるものではなく、水素濃度がドライウェル内で最大約2.4vol%、酸素濃度がドライウェル内で最大約4.4vol%であり、可燃限界である水素4vol%及び酸素5vol%を下回るとしている。

周辺監視区域境界外における実効線量は、これが最も厳しくなる「主蒸気管破断」において、約 $7.4 \times 10^{-2}$ mSvであり、周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えるものではないとしている。

### 3.6 立地評価のための想定事故の解析

立地評価のための想定事故に対して、「原子炉立地審査指針」及び「安全評価審査指針」に基づき、解析及び評価を行っている。

重大事故について、周辺監視区域境界外における線による全身に対する線量は「原子炉冷却材喪失」において最大となり、約 $5.6 \times 10^{-2}$ mSvであるとしている。また、小児の甲状腺に対する線量は「主蒸気管破断」において最大となり、約12mSvであるとしている。

仮想事故について、敷地境界外における線による全身に対する線量は、「原子炉冷却材喪失」において最大となり、約2.8mSvであるとしている。また、成人の甲状腺に対する線量も「原子炉冷却材喪失」において最大となり、約76mSvであるとしている。

全身線量の積算値については、「原子炉冷却材喪失」において最大となり、西暦2000年の人口に対して約 $2.8 \times 10^{-1}$ 万人Svであるとしている。なお、参考として西暦2050年の推計人口に対する全身線量の積算値は約 $2.5 \times 10^{-1}$ 万人Svであるとしている。

これらは、「原子炉立地審査指針」に示されているめやす線量を下回るとしている。

また、炉心のPuによる影響については、「プルトニウムめやす線量の適用方法」において、MOX燃料装荷率1/3までのMOX炉心の軽水炉においては「Puめやす線量」を用いた被ばく評価を行う必要はないとされており、本変更において、これを踏まえ「Puめやす線量」を用いた被ばく評価は行わないとしている。

以上のことから、規制行政庁は、本変更後の原子炉施設においても災害防止上、支障がないものと判断したとしている。

#### 4. 調査審議の結果

調査審議の結果、災害防止に関する規制行政庁の審査結果は、妥当なものと認め、当該変更に係る原子炉施設の安全性は確保し得るものと判断する。

なお、本件の調査審議においては、以下の外部の専門家及び技術参与の参加を得るとともに、現地調査を行った。

##### 外部の専門家

安部 智之	日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所 プルトニウム燃料技術開発センター 技術部長
藤高 和信	放射線医学総合研究所 名誉研究員
若林 利男	東北大学大学院工学研究科 教授

##### 技術参与

斉藤 健彦
仲戸川 哲人
吉村 邦広

以上