

廃炉発官R7第151号
令和7年12月17日

原 子 力 規 制 委 員 会 殿

東京都千代田区内幸町1丁目1番3号
東京電力ホールディングス株式会社
代表執行役社長 小早川 智明

福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画 変更認可申請書の
一部補正について

令和6年8月23日付け廃炉発官R6第99号をもって申請しました福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画 変更認可申請書を別紙の通り一部補正をいたします。

以 上

「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画」について、下記の箇所を別添の通りとする。

補正箇所、補正理由及びその内容は以下の通り。

○福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画

2号機既設原子炉水位計装配管を活用した原子炉圧力容器内部調査に伴う原子炉格納容器貫通部の構造変更について、本審査の進捗を踏まえ、下記の通り補正を行う。

V 燃料デブリの取り出し・廃炉

本文

- ・ 審査の進捗を踏まえ、圧力容器内部調査に係る記載の変更
添付資料-11
- ・ 審査の進捗を踏まえ、圧力容器内部調査に係る記載の変更

以上

別添

V 燃料デブリの取り出し・廃炉

1. 燃料デブリの取り出し・廃炉に係わる作業ステップ

燃料デブリ等の取り出しを開始するまでに必要な作業は高線量下にある原子炉建屋内等で行なわれる。現在、炉心に注入した冷却水が圧力容器や格納容器から漏えいしている状態にあるが、漏えい箇所の状況や格納容器・圧力容器の内部の状況が確認できていない。このため、TIP案内管を活用し燃料デブリの位置に関する情報や取り出し装置開発に必要なインプットに資する情報入手作業を試みる検討をしているが、現時点において情報を入手できていないため、燃料デブリ等を取り出すための具体的な方策を確定することは難しい状況にある。しかし、燃料デブリを冠水させた状態で取り出す方法が作業被ばく低減等の観点から最も確実な方法の1つであると考えていることから、まずは調査装置等を開発し、格納容器の水張りに向けた調査を行ない、止水に向けた具体的な方策を構築するものとする。また、燃料デブリの取り出し技術の開発に向けて、開発した装置を用いて格納容器内の状況調査を実施する。

なお、格納容器の水張りに向けた調査や格納容器内の状況調査にあたり、事前に遠隔操作型の除染装置等を用いて除染等を行ない作業場所の線量低減を図るものとする。

現時点で想定している燃料デブリ取り出しに係わる作業ステップは以下のとおりである。本ステップについては、今後の現場調査の結果や技術開発の進捗状況等により適宜見直していく。また、廃止措置に向けて、燃料デブリの取り出し作業等によって得られる各種データの蓄積を図っていく。

- ①原子炉建屋内は高線量であるため、作業場所の線量低減が必要となる。遠隔操作型の除染装置等を用いて原子炉建屋内の線量低減を図るべく、2013年度上期から瓦礫撤去と除染・遮へい作業を実施する。
- ②線量低減後に、開発中の遠隔操作型の調査装置を用いて格納容器下部の漏えい箇所等の状況確認を実施する。線量低減に要する期間を事前に予見することは難しいが、2014年度から漏えい箇所等の状況確認ができるよう装置開発を進める。
- ③格納容器下部の漏えい箇所等の状況確認結果を踏まえ、格納容器下部の止水装置を開発し、止水・水張りを行なう。
- ④格納容器内本格調査用装置開発のためにはデータ収集が必要であるため、線量低減後に格納容器内の環境調査（アクセスルートの状況、線量、温度など）を目的に格納容器内事前調査を2013年から実施する。この事前調査で得られた情報を基に格納容器内部調査に必要となる技術開発を行ない、実証終了後、本格的な内部調査を行なう。また、アーム型のアクセス・調査装置又はテレスコピック式試験的取り出し装置を用いて試験的取り出しとして少量の燃料デブリを採取した後、2号機原子炉建屋に設置したグローブボックス内で各種測定を行ない、構外分析施設へ輸送し性状把握を行なう。

- ⑤格納容器上部補修のための遠隔操作型の調査・補修装置を開発し、調査・補修・水張りを実施する。
- ⑥現場の状況を鑑み、圧力容器内部に比較的早期にアクセス可能な既設配管からの調査技術を開発し、調査を実施する。まずは、2号機の既設原子炉水位計配管を活用して、圧力容器内部の構造物の状態、線量を調査する。得られた知見を今後の調査に反映していく。
- ⑦原子炉建屋コンテナ等を設置し、圧力容器の上蓋等を開放する。
- ⑧格納容器や圧力容器の内部調査結果等を踏まえ、燃料デブリ取り出し技術の開発、燃料デブリの臨界管理技術の開発、燃料デブリ収納缶の開発、計量管理方策の確立が完了していること等も確認した上で、燃料デブリの取り出しを開始する。

2. 添付資料

- 添付資料-1 燃料デブリ取り出しに向けたプロセス
- 添付資料-2 現段階での原子炉格納容器内部調査について
- 添付資料-3 現段階での2号機TIP案内管を活用した炉内調査・温度計設置について
- 添付資料-4 原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料
- 添付資料-5 原子炉格納容器内部（ペデスタル内）調査について
- 添付資料-6 1号機原子炉格納容器内部詳細調査について
- 添付資料-7 2号機原子炉格納容器内部詳細調査及び試験的取り出しについて
- 添付資料-8 2号機試験的取り出しにおける具体的な安全確保策等
- 添付資料-9 2号機レスコピック式試験的取り出し装置による試験的取り出しにおける具体的な安全確保策等
- 添付資料-10 2号機試験的取り出しに用いる設備の確認事項
- 添付資料-11 2号機既設原子炉水位計配管を活用した原子炉圧力容器内部調査に伴う原子炉格納容器貫通部の構造変更について

2号機既設原子炉水位計装配管を活用した原子炉圧力容器内部調査に伴う

原子炉格納容器貫通部の構造変更について

燃料デブリ取り出しの工法を検討するうえで、原子炉圧力容器（以下、RPV）内部の構造物の状態等を把握することは重要であり、そのため RPV 内部の調査を実施する。

1. RPV 内部調査の概要

福島第一原子力発電所 2号機における RPV 内の調査は、RPV 内へ通じる原子炉格納容器（以下、PCV）貫通部 X-28-c ペネトレーション（以下、X-28-c ペネ）（別添-1 図 1-1, 図 1-2）より、調査装置を挿入し、配管内障害物（流量制限オリフィス内径 ϕ 6.4mm 等）を経て RPV N16A ノズルから炉内へアクセスし、構造物の映像取得、線量測定を行う。

2号機 X-28-c ペネの概要

項目	内容
PCV 貫通部番号	X-28-c
場所	2号機原子炉建屋 2階北西上部
外径	ϕ 34mm

2. PCV 貫通部の構造変更及び RPV 内部調査

(1) 設備の設計方針

バウンダリとなる新設バウンダリ弁、配管、フランジ、ストラップカップリングは、調査後も残るため周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えることのないように、適切に設計を行う。

新設バウンダリ弁、配管、フランジ、ストラップカップリングは、現状の PCV 内圧力を考慮するとともに作業上、水頭圧力がかかる部分については、その水頭圧を考慮し、それぞれ耐えうる構造とする。

(2) 調査装置の設計方針

調査装置は、配管内障害物を通過し、RPV 内部に到達できる挿入性を有しているとともに、RPV 内の暗闇、湿潤環境下で機能を発揮できるように適切に設計を行う。また、RPV 内の圧力及び放射線量を考慮し、それに耐えうる構造とする。

(3) PCV 貫通部の構造変更

RPV 内部にアクセス可能な原子炉水位計装配管から調査装置を挿入するために X-28-c ペネ部の配管を切断し、調査装置が挿入可能でかつ、調査後のバウンダリとなる新設バウンダリ弁、配管、フランジを設置する。取り付けは作業員の被ばく低減等を考慮し、ストラップカップリングによる接合を行う。配管切断位置としては、調査装置が玉型弁及び過流量逆止弁（以下、EFCV）を通過することが困難であることから、X-28-c ペネ側にある玉型弁の上流側を切断する。その際、外部への RPV 内気体の放出防止を目的として、切断する玉型弁の上流側に原子炉系計装ラック側から水を張り、配管内部を凍結治具で凍結させ切断作業を行う。（別添－1 図 1-3）

(4) 作業内容

a. 挿入スプールの設置作業

新設バウンダリ弁を閉めた状態で、新設バウンダリ弁下流のフランジに挿入スプールを接続し、漏えい確認を実施する。（別添－1 図 1-4）

b. RPV 内部調査

RPV 内気体の放出防止を目的として、水封によるバウンダリを構築する。（別添－1 図 1-5）その後、作業架台の上から調査装置及び挿入用ガイド管を人力で挿入し、RPV 内部を調査する。（別添－1 図 1-6）

調査装置の引抜時は、挿入スプールに調査装置回収装置を取り付け、汚染拡大防止措置を講じる。（別添－1 図 1-7）

c. 挿入スプールの撤去作業

新設バウンダリ弁を閉した後、挿入スプール内の水を排水する。開口部を養生し、調査装置回収装置及び挿入スプールを撤去する。撤去作業は「Ⅲ特定原子力施設の保安」に記載している放射性廃棄物等の管理や放射線防護及び管理等に則り実施する。

新設バウンダリ弁下流に閉止フランジを取り付ける。（別添－1 図 1-8）

3. RPV 内部調査及び PCV 貫通部の構造変更の安全対策

3-1. 内部調査及び構造変更に関する作業の安全対策

「III特定原子力施設の保安」第1編の保安措置に基づき実施する。

具体的な安全対策は以下のとおり。

(1) 原子炉格納施設雰囲気の監視等

RPV 内部調査を行う前のペネ部の構造変更に伴うフリージング作業の際、少量の水を RPV 内部へ注水することになるが、事前に作業エリアの線量低減を目的に配管内洗浄を行った際も、PCV ガス管理設備の希ガス放射線モニタ及びダスト放射線モニタに有意な変動がなかったことから、当該作業における未臨界状態への影響は極めて少ないと想定している。

また、従来同様、PCV内の気体をPCVガス管理設備にて抽気・ろ過等を行い、放射線管理関係設備により、放射性物質濃度及び量を監視するとともに、環境へ放出される放射性物質を達成できる限り低減する。

(2) 電源の確保

RPV内部調査に使用する調査装置等については、必要な電源を所内常用電源から受電可能とする。なお、RPV内部調査中に電源が喪失した場合でもバウンダリは維持され、安全は確保できることから、非常用電源は考慮しない。

(3) 放射性固体廃棄物の処理・保管・管理

RPV内部調査終了後、調査に使用した装置やPCV貫通部の構造変更に伴い撤去する既設の設備等は瓦礫類として1F構内に一時保管する。当該瓦礫類は廃棄物発生量の計画には反映済であり必要な保管容量は確保されている。

(4) 放射性液体廃棄物の処理・保管・管理

RPV 内部に到達した調査装置を回収する際は、RPV 内部の放射性物質が付着している可能性を考慮し、挿入スプール部の水が溢水しないように適切に管理するとともに、汚染した水は適切に処理する。

(5) 放射性気体廃棄物の処理・管理

RPV内部調査の準備作業及びRPV内部調査において、炉内構造物を加工する作業は実施しないため、RPV内で発生する放射性気体廃棄物は少ないと想定している。また、作業エリアにおいても作業ステップに応じたバウンダリを構築するため、作業エリアで発生する放射性気体廃棄物は少ないと想定している。

RPV 内部調査の準備作業時及び RPV 内部調査時は、既設の PCV ガス管理設備において処理を行い適切に管理する。

(6) 放射性物質の放出抑制等による敷地周辺の放射線防護等

RPV 内部調査では炉内構造物の加工を行わないこと、またバウンダリを構築した上で作業を行うため、周辺の公衆に対して放射線被ばくのリスクを与えるものではない。

(7) 被ばく低減対策

作業員の被ばく線量の低減及び汚染防止として、作業員が RPV から取り出した調査装置を回収する際には、配管内で事前に線量率を測定するとともに挿入スプールの水封部で一定程度洗浄した上で調査装置回収装置内部に回収する。また、作業エリアに接近する際は、線量表示器の指示値を遠隔にて確認するとともに、必要に応じて仮設遮へいを活用し、作業員の被ばく低減を図る。また、モックアップにより、作業時間を短縮することで被ばく低減を図る。

(8) 緊急時対策

緊急時の避難指示は緊急放送により周知するが、緊急放送が聞こえるエリアにある原子炉建屋外の現場本部の作業員から、緊急放送が聞こえないエリアである原子炉建屋内の作業員に対して、作業のために設置した仮設通信設備もしくは携帯電話等の通話装置により避難を指示する。通話装置が使用できない場合には、連絡要員が原子炉建屋に向し、原子炉建屋内の作業員に避難を指示する。

(9) 準拠規格及び基準に対する設計上の考慮

調査装置は、シール部（シリコンチューブ及び樹脂層）で調査期間中のバウンダリを構築する設備であるが、供用期間が短期間であるため、仮設品扱いとし、機器区分は設けない。また、水封することで調査期間中のバウンダリを構築する設備である挿入スプールについても、供用期間が短期間であるため、仮設品扱いとし、機器区分は設けない。

(10) 自然現象に対する設計上の考慮

a. 地震

調査装置は、シール部（シリコンチューブ及び樹脂層）で調査期間中のバウンダリを構築する設備であるが、供用期間が短期間であるため、仮設品扱いとし、耐震クラスは設けない。また、水封することで調査期間中のバウンダリを構築する設備である挿入スプールについても、供用期間が短期間であるため、仮設品扱いとし、耐震クラスは設けない。しかし、挿入スプールを恒久設備に接続している状態で地震

が来た場合の恒久設備への影響を考慮し、挿入スプールにサポートを設置することでその影響を緩和する。

b. 地震以外の想定される自然現象（津波、豪雨、台風、竜巻等）

調査装置は、津波、豪雨、台風、竜巻等の影響を受けない原子炉建屋内に設置し、使用する。

（1 1）外部人為事象に対する設計上の考慮

調査装置は、原子炉建屋内で使用する。原子炉建屋内は物的障壁を持つ防護区域であり、接近管理、入退域管理を行うことで、第三者の不法な接近等に対して防御する。

（1 2）火災に対する設計上の考慮

RPV 内部調査において火気作業は実施しない方針とし、調査装置は、大部分を金属で構成する等実用上可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用する。また、監視カメラ等で火災を検知するとともに、作業エリアに消火器を配備する。

（1 3）環境条件に対する設計上の考慮

調査装置及び挿入スプールは、使用場所である RPV 内及び原子炉建屋内の環境条件等を考慮し、必要な耐性及び機能を有する機器及び材料を選定する。

○放射線

RPV 内部調査期間中（数日間）に必要な耐放射線性を有していることを確認している。

① 調査装置先端シール部（シリコンチューブ）

ファイバースコープ内外を隔離するシリコンチューブは、累積線量1.3MGy程度の耐放射線性を有する。

② 調査装置シール部（樹脂層）

ファイバースコープ内外を隔離する樹脂層は、累積線量300kGy程度の耐放射線性を有する。

③ 調査装置（その他の構造物）

調査装置先端部を照射した試験において、線量率約2.35kGy/hに対してノイズがないこと、累積線量1.2MGy程度の耐放射線性を有していることを確認している。

④ 線量計

調査装置に内蔵している小型線量計は、線量率約5kGy/h、累積線量240kGy程度の耐放射線性を有する。

○湿潤・暗闇・霧環境

調査装置は、挿入スプールの水封部、RPV内部の湿潤・暗闇・霧環境下及び原子炉建屋内の環境下において、撮像機能を発揮する必要があるため、耐水性及び視認性を有する機器及び材料を選定している。

○圧力

調査装置の先端シール部（シリコンチューブ）及びシール部（樹脂層）がPCV内圧力に耐えられる設計とする。

挿入スプールの水封部は、新設バウンダリ弁を開けるとPCV内圧力が水封部に加わるため、水封切れが発生しない設計にする。常にPCV内圧力より高い水頭圧を維持することでバウンダリを維持する。

○温度

調査装置は、RPV、PCV 気相部温度、原子炉建屋内温度及び夏場の外気温度(温度 35°C、湿度 95%)を模擬したモックアップを行い、必要な性能を有することを確認している。

（14）運転員操作に対する設計上の考慮

挿入スプールに接続される弁については、RPV 内部調査中の水封バウンダリを維持する弁であり、複数の作業員が高線量下で作業することから、開閉状態が分かる表示を取り付けることで誤操作を防止する。

（15）信頼性に対する設計上の考慮

作業ステップに応じたバウンダリを構築するため、それぞれのバウンダリ機能が健全であること及びバウンダリ機能の変更が適切に実施できるかを事前のモックアップ等で確認する。なお、万一調査装置及び挿入用ガイド管が配管内に詰まった状態でもフランジの上流側の配管を凍結治具で完全凍結できる（RPV 模擬圧力が下がらない）こと、フランジを緩めて調査装置及び挿入用ガイド管を切断し、閉止フランジを取り付けできることをモックアップで確認している。

また、設備又は調査装置のバウンダリ健全性に影響を与える恐れがある地震等の事象が発生した場合には、損傷有無を確認する。損傷が生じた場合には、調査装置を引抜き、新設バウンダリ弁を閉止する等の封止措置を速やかに実施する。

この措置を取るまでの間に損傷箇所より放出されるセシウム量及び敷地境界での実効線量については、RPV 頂部から窒素封入されている現状や、過去の PCV 内部調査の結果より、燃料集合体の一部である上部タイプレートが RPV 外で確認されていることを踏まえると、RPV 中のガス放射能濃度と PCV 中のガス放射能濃度は、同程度である

と考えられるため、添付資料－7 「2号機原子炉格納容器内部詳細調査及び試験的取り出しについて」の別添－1 4 「2号機原子炉格納容器内部詳細調査 原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料」に記載の評価結果と同等となり、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ことを評価している。

3-2. 構造変更後の設備の安全対策

調査後も残る恒久設備は、新設バウンダリ弁、配管、法兰ジ、ストラップカップリングである。設備は、措置を講ずべき事項の「II. 設計、設備について措置を講ずべき事項」に基づき設計する。

(1) 電源の確保

調査後も残る恒久設備については、バウンダリ維持のために電源を必要としないことから、電源については考慮しない。

(2) 準拠規格及び基準に対する設計上の考慮

調査後も残る恒久設備は基本的に、「JSME S NC1-2005/2007 発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2005年版(2007年追補版含む))」(以下、設計・建設規格)及び「JIS G 3459:2016 日本産業規格 配管用ステンレス鋼钢管(2016年版)」に準じた設計を行う。

なお、本来のPCVバウンダリの機能は喪失しており、現状のバウンダリには圧力障壁機能までは求められていないと考えていることから、クラス3機器に準ずるものと位置づけられる。(別添-2 構造評価)

ストラップカップリングについては、設計・建設規格に準じて設計された機器ではないが、機器の耐圧・漏えい確認を設計・建設規格に準じて実施することにより、機器に求められる信頼性を確保するとともに、適用流体、適用範囲内の圧力及び温度環境で使用する。

X-28-c ペネの構造変更に伴うバウンダリとなる箇所を(別添-1 図1-8)に示す。シール部は、現状のPCV内圧力を考慮するとともに作業上、水頭圧力がかかる部分については、その水頭圧を考慮した設計を行い、必要な強度を有するものとする。

部位	設計圧力
ストラップカップリング、新設バウンダリ弁、配管、法兰ジシール部	20kPa g
(参考)PCV圧力	(参考)8.44kPa g (2015年4月最大値)

(3) 自然現象に対する設計上の考慮

閉じ込め機能を有する装置は2022年11月16日の原子力規制委員会で示された「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における耐震クラス分類と地震動の適用の考え方」を踏まえ、閉じ込め機能が喪失した場合における公衆への放射線影響より耐震クラスを設定する。

新設バウンダリ弁，配管，フランジ，ストラップカップリングは，上記の考え方を踏まえて，その安全機能が喪失した場合における公衆への放射線影響を確認することで耐震クラスを決定している。

被ばく評価においては，新設バウンダリ弁，配管，フランジ，ストラップカップリングが地震により損傷し，バウンダリ機能を喪失した状態で評価を行った。その結果，公衆への放射線影響が $50 \mu\text{Sv}$ 以下となることを確認していることから，耐震クラスは C クラスとする。（別添一-2 耐震クラス設定に係る線量評価）

具体的には，新設バウンダリ弁，配管，フランジ，ストラップカップリングは，耐震 C クラスに要求される地震力に十分耐えられる設計とする。

設計用地震力の算定は以下の方法による。

(ア) 静的地震力

静的地震力は，C クラスの施設に適用することとし，以下の地震層せん断力係数 C_i 及び震度に基づき算定するものとする。

i. 機器

静的地震力は，耐震 C クラスのため水平地震力のみを考慮とし，地震層せん断力係数 C_i に耐震 C クラスに応じた係数を乗じたものを水平震度とし，当該水平震度を 20% 増しした震度より求めるものとする。

水平地震力は，地震層せん断力係数 C_i に，次に示す施設の耐震クラスに応じた係数を乗じ，更に当該層以上の重量を乗じて算定するものとする。

C クラス	1.0
-------	-----

ここで，地震層せん断力係数 C_i は，標準せん断力係数 C_0 を 0.2 以上とし，建物・構築物の振動特性，地盤の種類等を考慮して求められる値とする。

標準せん断力係数 C_0 等の割増し係数の適用については，耐震性向上の観点から，一般産業施設，公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定する。

(4) 外部人為事象に対する設計上の考慮

調査後も残る恒久設備は，原子炉建屋内で使用する。原子炉建屋内は物的障壁を持つ防護区域であり，接近管理，入退域管理を行うことで，第三者の不法な接近等に対して防御する。

(5) 火災に対する設計上の考慮

調査後も残る恒久設備は，大部分を金属で構成する等実用上可能な限り不燃性又は難燃性の材料を使用する。また，監視カメラで火災検知するとともに，作業エリアに消火器を配備する。

(6) 環境条件に対する設計上の考慮

調査後も残る恒久設備は、使用場所である原子炉建屋内の環境条件等を考慮し、必要な耐性及び機能を有する機器及び材料を選定する。

○放射線

一般汎用品であるストラップカップリングのゴムシール（EPDM）が1MGy程度の耐放射線性を有していること、またこれまでの他工事で使用した実績を踏まえると、設備設置箇所の配管内線量を測定できていないものの、配管表面線量が約5mSv/hであるため、10年程度はシール機能が劣化せず使用可能である。

新設バウンダリ弁のシール部である弁座に使用している高分子ポリエチレンについても、0.1MGy程度の耐放射線性を有しているため、数年程度は問題ないと考えている。新設バウンダリ弁のOリングは、ストラップカップリングのゴムシールと同様にEPDMを採用している。

○湿潤・暗闇・霧環境

内部が湿潤環境になることから、耐水性を持つ材料を選定する。

○圧力

最高使用圧力(0.02MPa)に耐えられるものを選定する。

○温度

RPV内（底部）と連通しているPCV内気相部温度や凍結による低温に耐えられる材料を選定する。

(7) 運転員操作に対する設計上の考慮

新設バウンダリ弁は、原則閉運用とし、運転員（作業員）による開閉操作は行わない。開閉状態が分かる開度指示板を取り付けるとともにロック機構（チョウボルト、鎖、南京錠）を設け第三者が容易に操作できない設計とすることで誤操作を防止する。

(8) 信頼性に対する設計上の考慮

メンテナンスの際は、ストラップカップリングが配管に接続された状態であるが、凍結治具を使用することで上流側の配管内を凍結させ、現場環境下でのストラップカップリングの交換が可能であることを確認している。

(9) 検査可能性に対する設計上の考慮

設計・建設規格に準じて検査が実施できることを確認している。具体的にはフランジ、ストラップカップリングを規定トルク値に設定した状態で最高使用圧力の1.5倍の水圧による漏えい確認が工場にて実施できる設計であることを確認している。

なお、ストラップカップリングは、工場検査で使用するとシール機能が落ちる懸念があるため、工場検査品とは別物を現場に取り付け、規定トルク値であることを確認する。また、調査後も残る恒久設備は、外観点検、取替等が可能な設計であることを確認しており、今後は点検長期計画を作成し、点検計画に基づき点検を実施していく。

(別添-3)

4. 基本仕様

(ア) 主要仕様

i. 主配管

名称	仕様		
ストラップカップリングから フランジまで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A/Sch80 SUS316LTP 0.02MPa 40°C	
ストラップカップリングから フランジまで (ストラップカップリング)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A 相当 SUS304, EPDM 0.02MPa 40°C	
フランジから新設バウンダ リ弁まで (鋼管)	呼び径／厚さ 材質 最高使用圧力 最高使用温度	25A/Sch80 SUS316LTP 0.02MPa 40°C	

5. 添付資料

別添-1 内部調査及び貫通部の構造変更に係る図面について

別添-2 設備の安全対策に関する補足について

別添-3 検査の確認事項について

内部調査及び貫通部の構造変更に係る図面について

4

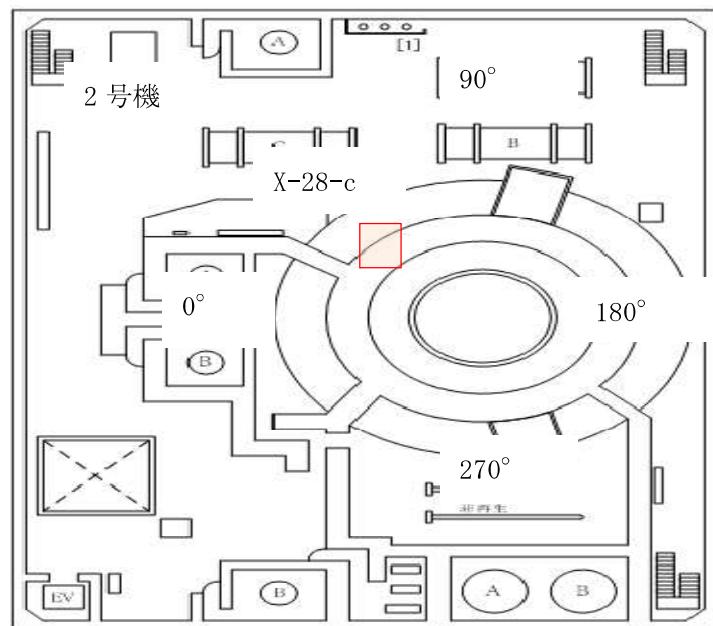


図 1-1 2号機 原子炉建屋 2階

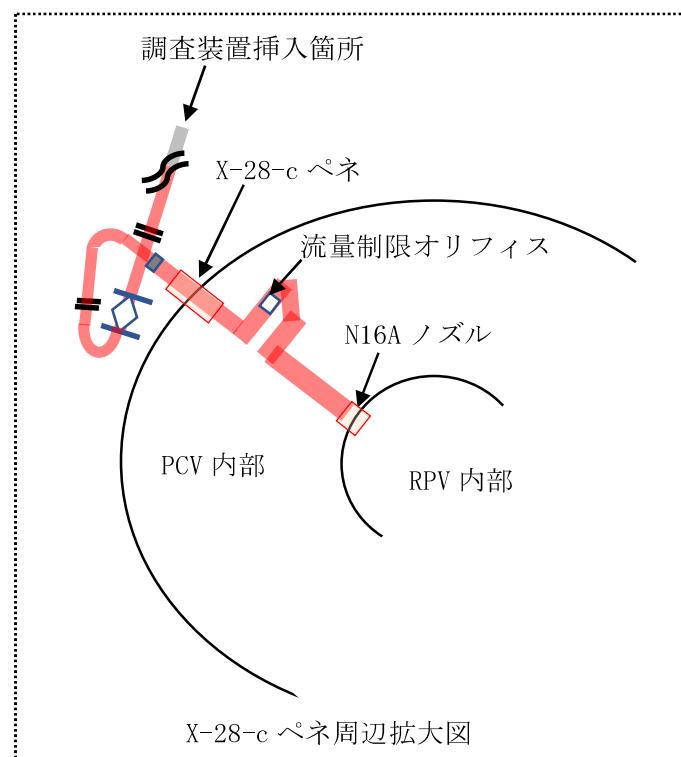


図 1-2 X-28-c ノズル位置 (平面) 図 (概略)

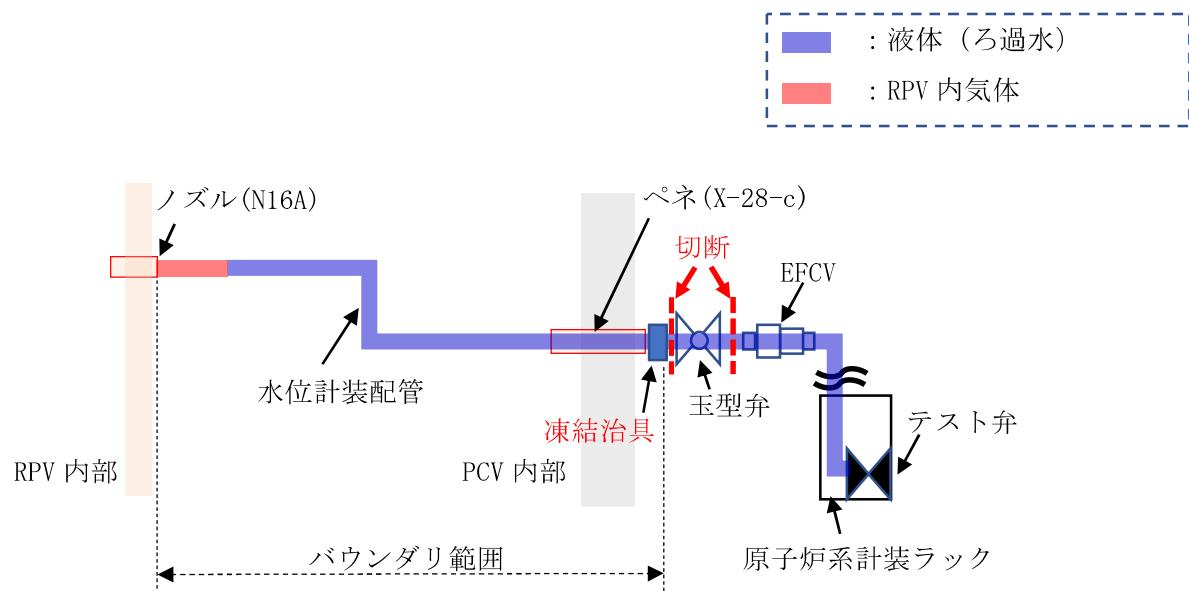


図 1-3 X-28-c ペネ配管切断時のバウンダリ概略図 (配管凍結)

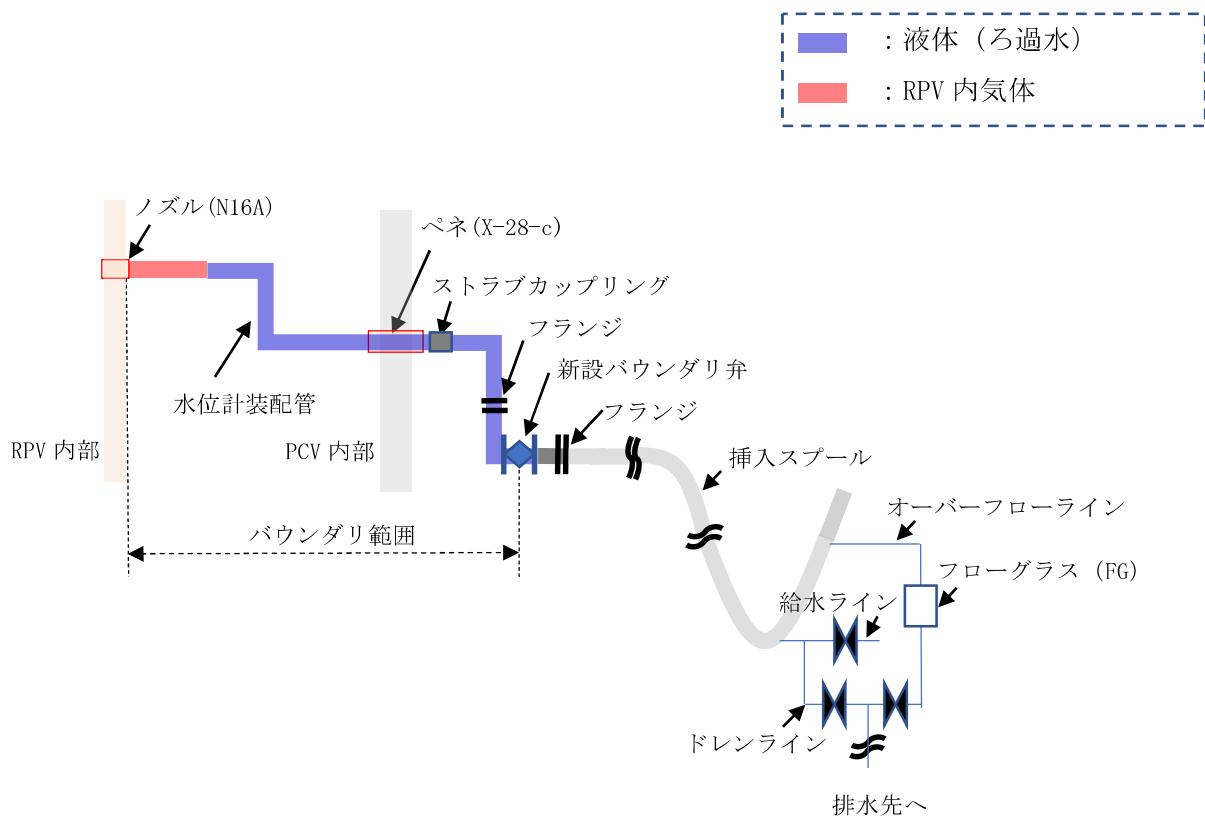


図 1-4 挿入スプール接続時のバウンダリ概略図（新設バウンダリ弁）

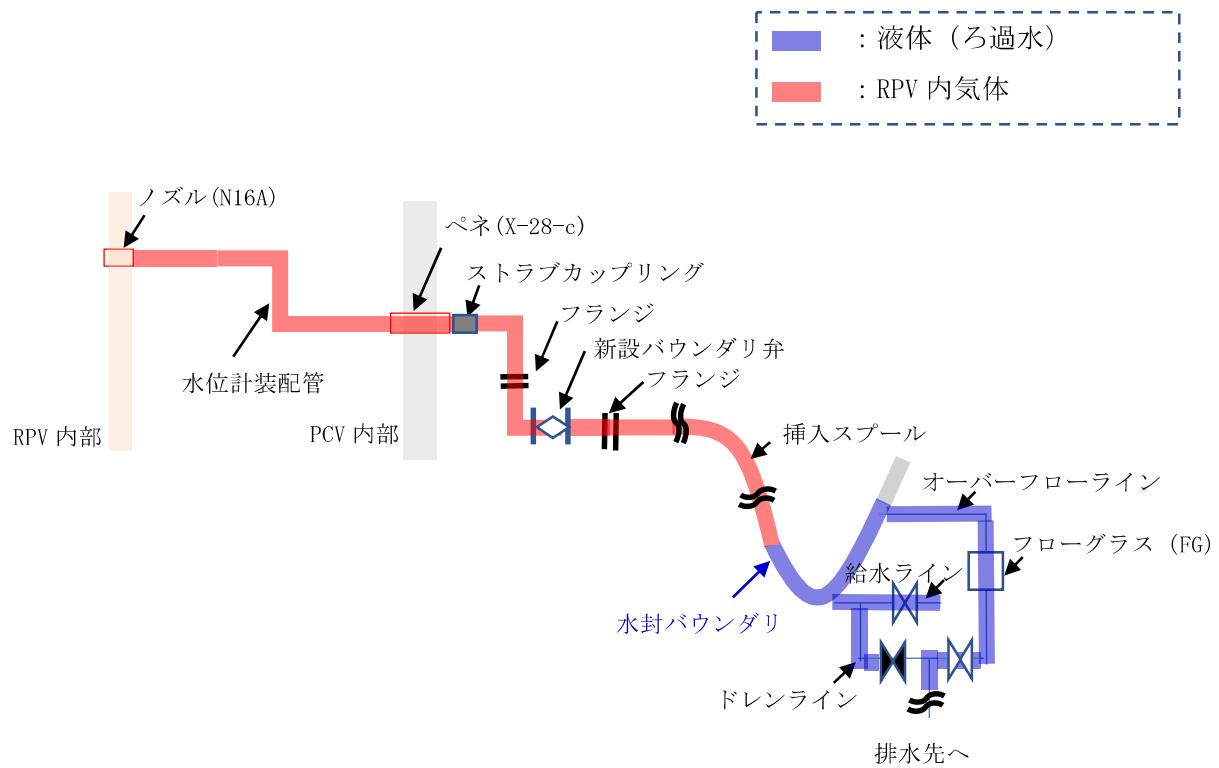


図 1-5 調査中（挿入時）のバウンダリ概略図（挿入スプールの U シール（水封））

: 液体 (ろ過水)
 : RPV 内気体

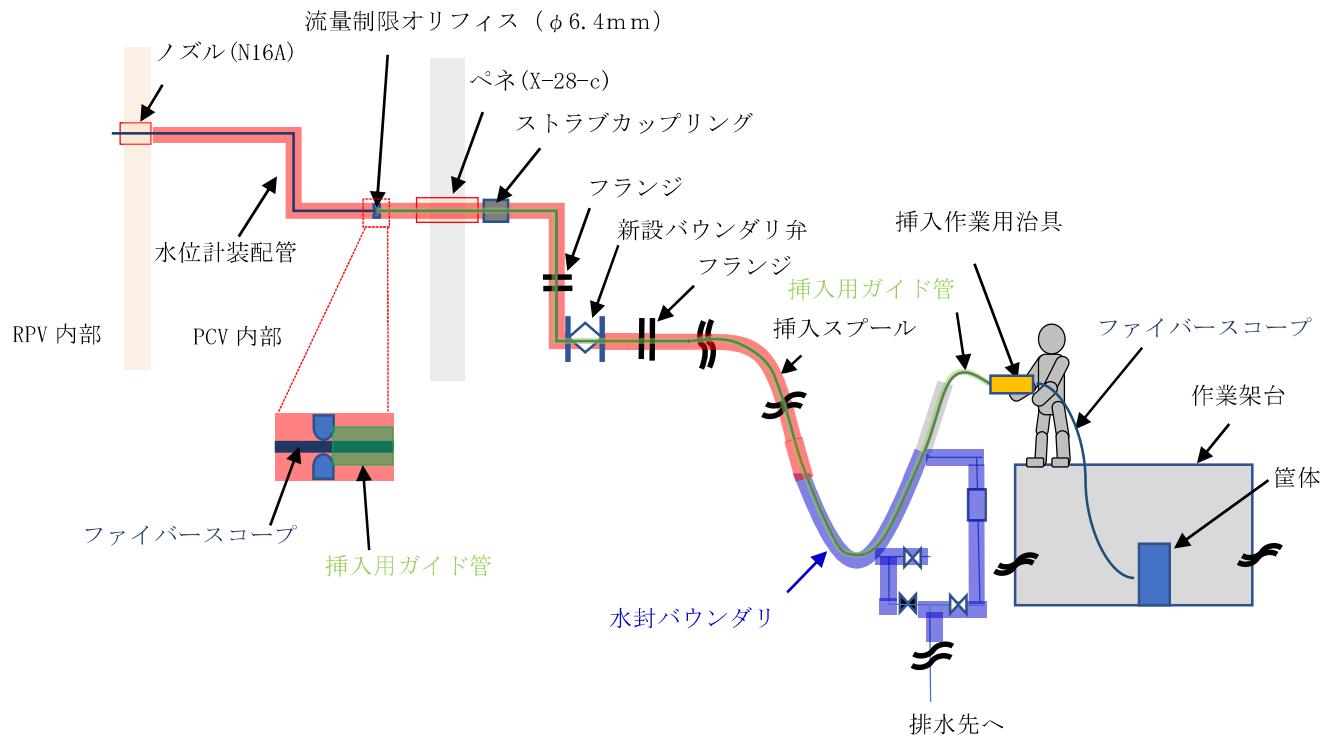


図 1-6 RPV 内部調査方法 概略図

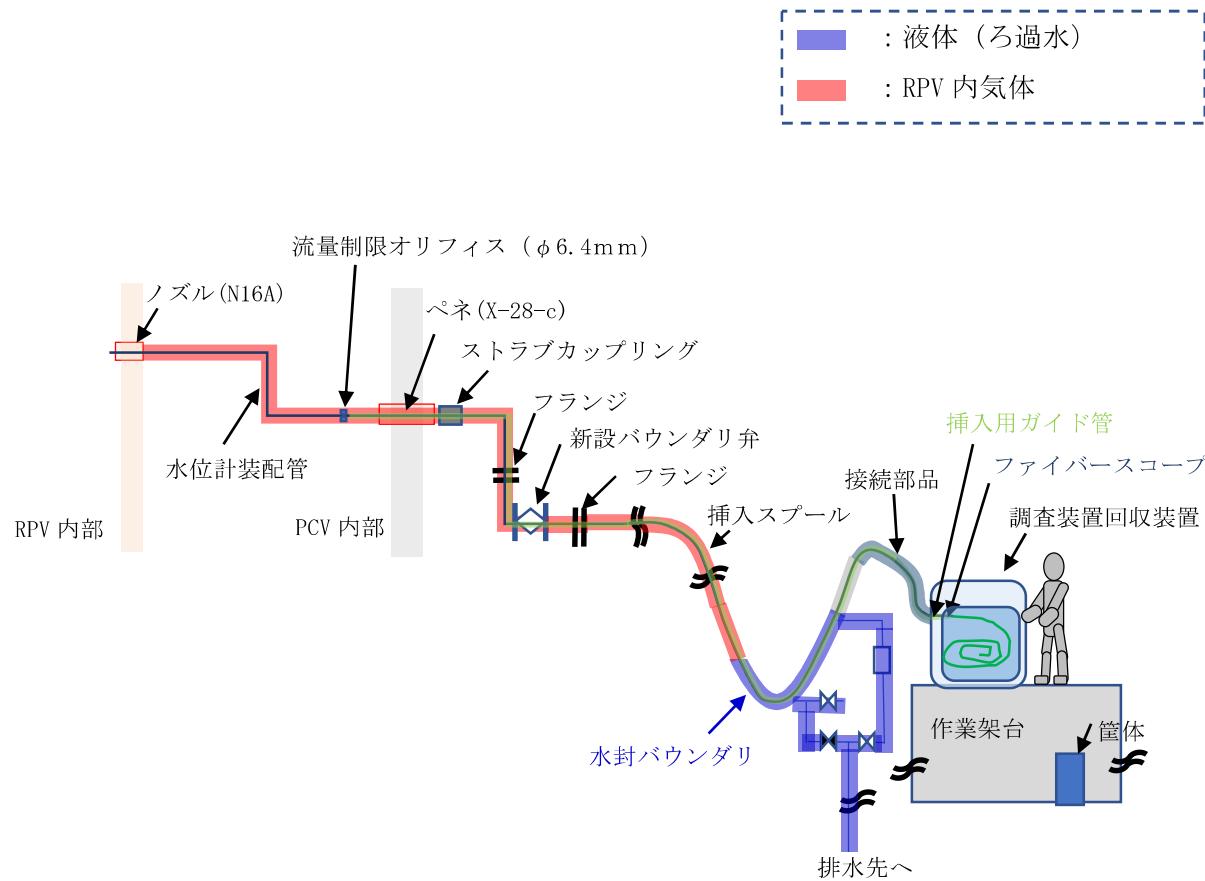


図 1-7 調査中（引抜時）のバウンダリ概略図（挿入スプールの U シール（水封））

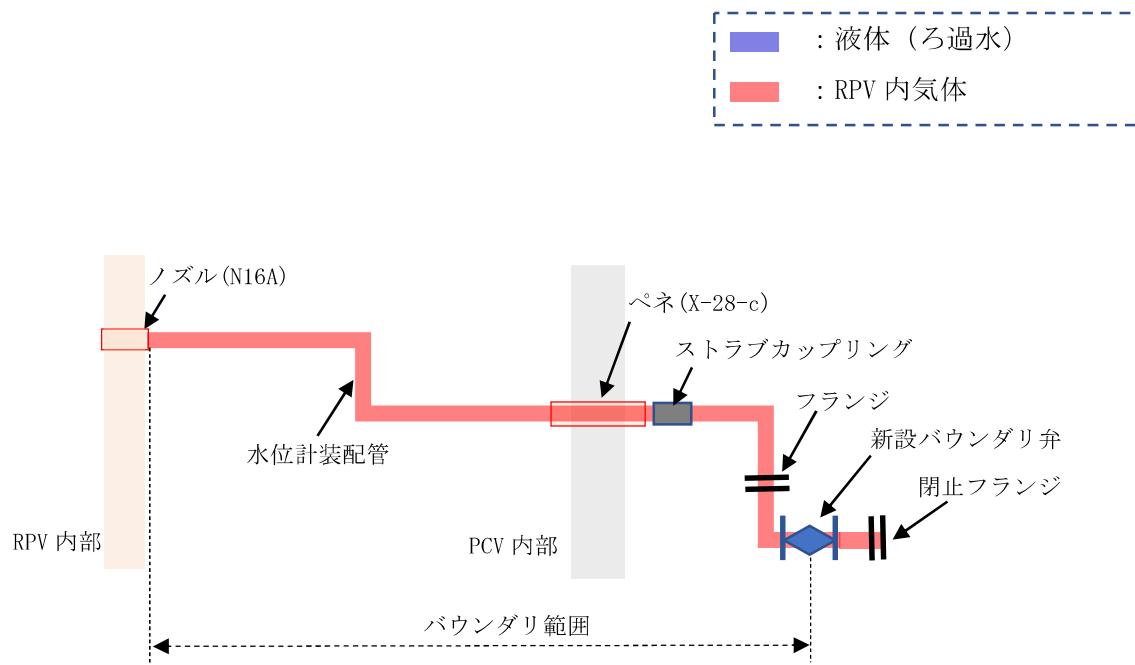


図 1-8 調査後のバウンダリ概略図（新設バウンダリ弁）

設備の安全対策に関する補足について

【構造評価】

RPV 内部調査後も残る主配管について、「設計・建設規格」クラス 3 機器に準じて構造強度の評価を行う。

1. 評価・結果

1.1 主配管（鋼管）

評価箇所を図 1 に示す。

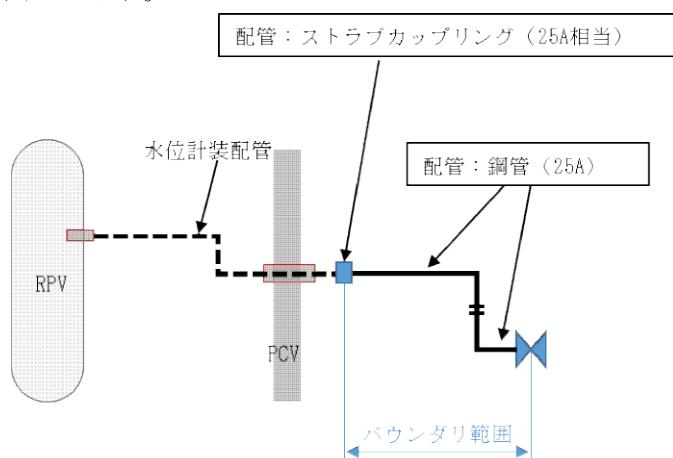


図 1 配管概略図

1.2 評価方法

管の必要厚さは、JIS G 3459 配管用ステンレス鋼鋼管 表 11 に記載の厚さの許容差を考慮して求めた値とする。

ストラップカップリングについては、適用流体（水及び空気）でかつ、環境条件（温度及び圧力）が適用範囲内であることを確認する。

1.3 評価結果

評価結果を表 1 及び表 2 に示す。管の必要厚さを満足しており、十分な構造強度を有していると評価している。また、ストラップカップリングに適用する流体が水または空気（RPV 内の気体は窒素）であり、適用流体に該当すること、また環境条件が適用範囲内であることを確認している。

表 1 主配管の基本仕様

評価機器	口径	Sch	材質	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	必要厚さ (mm)	公称肉厚 (mm)
配管	25A	80	SUS316LTP	0.02	40	3.9	4.5

表 2 ストラブカップリングの環境条件と適用範囲
(使用する流体が水または空気の場合)

評価機器	環境条件		適用範囲	
	最高使用圧力 (MPa)	最高使用温度 (°C)	使用可能圧力 (MPa)	使用可能温度 (°C)
ストラブカップリング	0.02	40	1.0	-30～90

【耐震クラス設定に係る線量評価】

① 既認可を参考にした耐震クラス設定用の敷地境界への影響評価

1. 目的

2号機RPV内部調査後も残る恒久設備（新設バウンダリ弁，配管，フランジ，ストラップカップリング）の耐震クラスを設定するため，地震等により当該部の閉じ込め機能が喪失した際の敷地境界への被ばく影響評価を行う。

2. 放出量評価

調査後も残る恒久設備の閉じ込め機能喪失時にPCV内^{※1}の放射性物質が原子炉建屋から直接環境へ放出されるリスクは小さいと考えているが，PCVガス管理設備が機能せず，敷地境界へ直接放出されると仮定し評価を行っている。その場合の想定されるPCVからの放出容積は，PCV内圧と大気圧の差圧分に相当する容積及び窒素封入に相当する容積の和としている。また，評価対象核種は，セシウム134，セシウム137とし，過去（2013年測定値）のPCVガス管理設備フィルタ入口側のサンプリング結果（気体及び凝縮水）に基づき放射能濃度を設定している。計算条件を表1，放出想定図を図1に示す。

表 1 計算条件 (1)

No.	項目	計算条件
(1)	放出想定	PCV内圧と大気圧の差圧分に相当する容積に加え，窒素封入に相当する容積の放出が7日間継続すると想定 なお，放出量算出条件は下記 差圧による放出容積：424m ³ （差圧を10kPaとし，PCV容積の10%が放出） 窒素封入量：20m ³ /h 放出時間：7日間
(2)	PCVガス管理設備の放射性物質放出抑制機能	考慮しない
(3)	評価する放射性物質およびその放射能濃度	評価対象は，PCV内に浮遊する放射性物質とし，評価対象核種及び放射能濃度は下記と想定 セシウム134： $3.8 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$ セシウム137： $7.0 \times 10^4 \text{ Bq/cm}^3$ なお，放射能濃度はPCVガス管理設備サンプリング結果より設定
(4)	原子炉建屋の効果	考慮しない（PCVから放出された気体は直接環境へ放出されると想定）

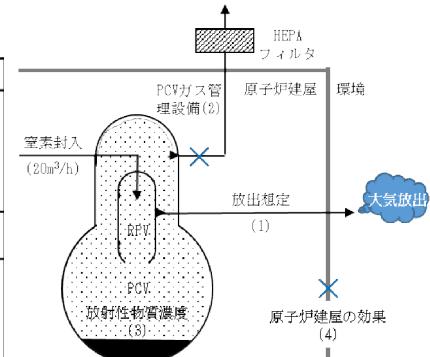


図 1 放出想定図

※1 RPV と PCV は連通していることから，放出される放射性物質は PCV 内放射性物質と差がないと考えている。

3. 線量影響評価

大気中へ放出される放射性物質は、原子炉建屋から地上拡散されるものとしている。また、被ばく経路については、敷地境界地点における放射性雲中の核種ごとの外部被ばく及び内部被ばく、地表沈着した核種ごとの外部被ばく及び内部被ばくの4経路を想定している。計算条件を表2、被ばく評価イメージ図を図2に示す。

表2 計算条件(2)

No.	項目	計算条件
(5)	環境放出後の拡散	原子炉建屋から放出した放射性物質は大気で拡散 地上拡散による相対濃度及び相対線量を適用 相対濃度： $6.8 \times 10^{-5} \text{ s/m}^3$ 相対線量： $6.8 \times 10^{-19} \text{ Gy/Bq}$
(6)	被ばく評価	敷地境界地点における実効線量にて評価 敷地境界実効線量は、外部及び内部被ばく実効線量の総和 なお、被ばく経路については、以下4経路を想定 1. 放射性雲中の核種からの外部被ばく 2. 放射性雲中の核種からの吸入摂取による内部被ばく 3. 地表沈着した核種からの外部被ばく 4. 地表沈着し再浮遊した核種の吸入摂取による内部被ばく

相対濃度並びに相対線量については、添付資料-7「2号機原子炉格納容器内部詳細調査及び試験的取り出しについて」の別添-1-4「2号機原子炉格納容器内部詳細調査 原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料」に記載の数値を用いる。

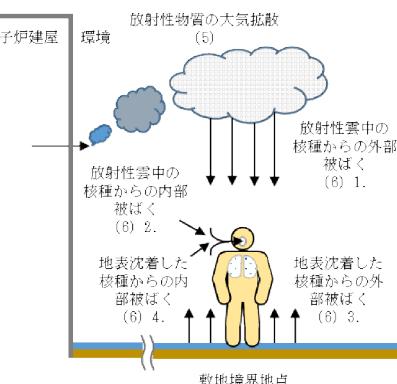


図2 被ばく評価イメージ図

計算方法及び計算過程は下記のとおり。

3-1) 放出量

放出量の算出式は下記である。

$$\text{放出量} = \text{放射能濃度} \times (\text{PCV の減圧に伴う排気量} + \text{窒素封入設備による 7 日間の掃気量})$$

3-2) 被ばく評価

(1) 放射性雲中の核種からの外部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

(1-1) 放射性雲からの γ 線による外部被ばく

$$H_\gamma = \sum_i H_{\gamma i}$$

$$H_{\gamma i} = K \cdot (D/Q) \cdot \frac{E_{\gamma i}}{0.5} \cdot Q_R$$

H_γ : 放射性雲からの γ 線による実効線量 (μSv)

$H_{\gamma i}$: 核種 i に関する放射性雲からの γ 線による実効線量 (μSv)

K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (Sv/Gy)

(D/Q) : 実効放出時間中の相対線量 ($\mu \text{Gy/Bq}$)

$E_{\gamma i}$: 核種 i の γ 線実効エネルギー (MeV)

0.5: 相対線量評価時の γ 線エネルギー (MeV)

Q_R : 核種 i の環境への放出放射能量 (Bq)

- (2) 放射性雲中の核種の吸入摂取による内部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

$$H = \sum_i H_i$$

$$H_i = \frac{1}{3600} \cdot K_i \cdot Ma \cdot (\chi/Q) \cdot Q_R$$

H :	吸入による実効線量	(μ Sv)
H_i :	核種 i に関する吸入による実効線量	(μ Sv)
3600:	時間の単位変換	(s/h)
K_i :	核種 i の吸入摂取による実効線量係数	(μ Sv/Bq)
Ma :	呼吸率	(m^3/h)
(χ/Q) :	放射性雲に関する相対濃度	(s/m^3)
Q_R :	核種 i の環境への放出放射能量	(Bq)

- (3) 地表沈着した核種からの外部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。被ばく評価期間については、令和4年11月16日に原子力規制委員会が承認した「東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所における耐震クラス分類と地震動の適用の考え方」(原子力規制庁)を参照し、7日間として線量を評価する。核種の崩壊については、保守的に考慮しない。

$$H_g = \sum_i H_{gi}$$

$$H_{gi} = \int_0^T K_i \cdot A_i dt = K_i \cdot \{(\chi/Q) \cdot Q_R \cdot V_g \cdot f_1\} \cdot T$$

H_g :	地表面からの実効線量	(μ Sv)
H_{gi} :	核種 i に関する地表面からの実効線量	(μ Sv)
K_i :	核種 i に関する地表面濃度から実効線量率への線量係数	(μ Sv/s)/(Bq/m ²)
T :	被ばく期間	(s)
A_i :	核種 i に関する地表沈着量	(Bq/m ²)
(χ/Q) :	実効放出時間中の相対濃度	(s/m^3)
Q_R :	核種 i の環境への放出放射能量	(Bq)
V_g :	地表への沈着速度	(m/s)
f_1 :	沈着した放射性物質のうち残存する割合	(-)

- (4) 地表沈着し再浮遊した核種の吸入攝取による内部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。被ばく評価期間については、(3)項同様に7日間として線量を評価する。核種の崩壊については、保守的に考慮しない。

$$H_R = \sum_i H_{Ri}$$

$$H_{Ri} = \frac{1}{3600} \cdot K_i \cdot Ma \cdot f_r \cdot A_i \cdot T = \frac{1}{3600} \cdot K_i \cdot Ma \cdot f_r \cdot \{(\chi/Q) \cdot Q_R \cdot V_g \cdot f_1\} \cdot T$$

H_R :	再浮遊した放射性物質の吸入による実効線量	(μ Sv)
H_{Ri} :	核種 <i>i</i> に関する再浮遊した放射性物質の吸入による実効線量	(μ Sv)
3600:	時間の単位変換	(s/h)
K_i :	核種 <i>i</i> の吸入攝取による実効線量係数	(μ Sv/Bq)
Ma :	呼吸率	(m ³ /h)
f_r :	再浮遊係数	(1/m)
A_i :	核種 <i>i</i> に関する放射性物質の地表濃度	(Bq/m ²)
(χ/Q) :	実効放出時間中の相対濃度	(s/m ³)
Q_R :	核種 <i>i</i> の環境への放出放射能量	(Bq)
V_g :	地表への沈着速度	(m/s)
f_1 :	沈着した放射性物質のうち残存する割合	(—)
T :	被ばく期間	(s)

3-3) 敷地境界実効線量

敷地境界実効線量は、3-2)被ばく評価の(1)～(4)にて算出した実効線量を総和することにより算出する。

4. 評価結果

調査後も残る恒久設備の閉じ込め機能喪失時の敷地境界実効線量は、約 4.7×10^{-6} mSv である。なお、核種ごとの放出量及び敷地境界での実効線量を表3に示す。

表3 核種ごとの放出量及び敷地境界での実効線量

核種	核種ごとの環境への放出放射能量(Bq)	核種ごとの敷地境界での実効線量(μ Sv)				合計
		放射性雲中の核種から の外部被ばく	放射性雲中の核種の吸入攝 取による内部被ばく	地表沈着した核種から の外部被ばく	地表沈着し再浮遊した 核種の吸入攝取による内部被ばく	
Cs-134	1.4×10^6	3.0×10^{-3}	6.6×10^{-7}	9.0×10^{-7}	3.1×10^{-9}	1.0×10^{-3}
Cs-137	2.6×10^6	5.1×10^{-4}	2.4×10^{-6}	6.4×10^{-7}	1.1×10^{-8}	3.0×10^{-3}

② 地震時のダスト濃度上昇を想定した耐震クラス設定用の現実的な敷地境界への影響評価

1. 目的

2号機RPV内部調査後も残る恒久設備（新設バウンダリ弁，配管，フランジ，ストラップカップリング）の耐震クラスを設定するため，地震等により当該部の閉じ込め機能が喪失した際の敷地境界への被ばく影響評価を行う。

2. 放出量評価

調査後も残る恒久設備の閉じ込め機能喪失時にPCV内^{※1}の放射性物質が原子炉建屋から直接環境へ放出されるリスクは小さいと考えているが，PCVガス管理設備が機能せず，敷地境界へ直接放出されると仮定し評価を行っている。その場合の想定されるPCVからの放出容積は，PCV内圧と大気圧の差圧分に相当する容積及び窒素封入に相当する容積の和としている。また，評価対象核種は，最新の知見^{※2}を踏まえてセシウム134，セシウム137， α 核種（評価上プルトニウム239と仮定）及びセシウム以外の β 核種（評価上ストロンチウム90と仮定）とし，過去のAWJ作業時のPCVガス管理設備フィルタ上流側仮設ダストモニタのろ紙分析結果及びPCVガス管理設備のドレン水サンプリング分析結果に基づき放射能濃度を設定している。計算条件を表1，放出想定図を図1に示す。

表1 計算条件 (1)

No.	項目	計算条件
(1)	放出想定	PCV内圧と大気圧の差圧分に相当する容積に加え，窒素封入に相当する容積の放出が時間継続すると想定 なお，放出量算出条件は下記 差圧による放出容積：424m ³ （差圧を10kPaとし，PCV容積の10%が放出） 窒素封入量：20m ³ /h 放出時間：1h（M地震後1時間以内に窒素封入を停止することを想定）
(2)	PCVガス管理設備の放射性物質放出抑制機能	考慮しない
(3)	評価する放射性物質およびその放射能濃度	評価対象は，PCV内に浮遊する放射性物質とし，評価対象核種及び放射能濃度は下記と想定 セシウム134： 6.4×10^{-6} Bq/cm ³ セシウム137： 4.1×10^{-4} Bq/cm ³ プルトニウム239： 1.4×10^{-4} Bq/cm ³ ストロンチウム90： 3.0×10^{-3} Bq/cm ³ なお，放射能濃度は過去のAWJ作業時の知見を踏まえて設定
(4)	原子炉建屋の効果	考慮しない（PCVから放出された気体は直接環境へ放出されると想定）

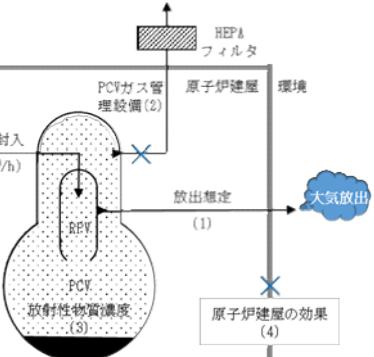


図1 放出想定図

※1 RPVとPCVは連通していることから、放出される放射性物質はPCV内放射性物質と差がないと考えている。

※2 過去の2号機試験的取り出し準備作業の一環でAWJ作業を実施していた際にPCVガス管理設備フィルタ上流側に設置した仮設ダストモニタの指示値が上昇したことを踏まえて、地震発生時も同様にPCV内ダスト濃度が上昇するものと想定し評価を行った。

3. 線量影響評価

大気中へ放出される放射性物質は、原子炉建屋から地上拡散されるものとしている。また、被ばく経路については、敷地境界地点における放射性雲中の核種ごとの外部被ばく及び内部被ばく、地表沈着した核種ごとの外部被ばく及び内部被ばくの4経路を想定している。計算条件を表2、被ばく評価イメージ図を図2に示す。

表 2 計算条件(2)

No.	項目	計算条件
(5)	環境放出後の拡散	原子炉建屋から放出した放射性物質は大気で拡散 地上放散による相対濃度及び相対線量を適用 相対濃度: $8.9 \times 10^{-5} \text{ g/m}^3$ 相対線量: $0.6 \times 10^{-19} \text{ Gy/Bq}$
(6)	被ばく評価	敷地境界地点における実効線量にて評価 敷地境界実効線量は、外部及び内部被ばく実効線量の総和 なお、被ばく経路については、以下4経路を想定 1. 放射性雲中の核種からの外部被ばく 2. 放射性雲中の核種からの吸入摂取による内部被ばく 3. 地表沈着した核種からの外部被ばく 4. 地表沈着し再浮遊した核種の吸入摂取による内部被ばく

相対濃度並びに相対線量については、添付資料-7「2号機原子炉格納容器内部詳細調査及び試験的取り出しについて」の別添-14「2号機原子炉格納容器内部詳細調査 原子炉格納容器バウンダリ施工箇所開放時の影響評価に関する説明資料」に記載の数値を用いる。

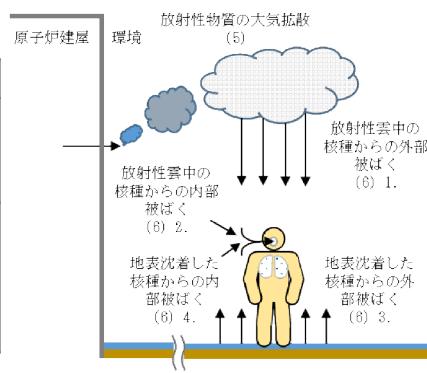


図2 被ばく評価イメージ図

計算方法及び計算過程は下記のとおり。

3-1) 放出量

放出量の算出式は下記である。

$$\text{放出量} = \text{放射能濃度} \times (\text{PCV の減圧に伴う排気量} + \text{窒素封入設備停止までの掃気量})$$

3-2) 被ばく評価

(1) 放射性雲中の核種からの外部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

(1-1) 放射性雲からの γ 線による外部被ばく

$$H_\gamma = \sum_i H_{\gamma i}$$

$$H_{\gamma i} = K \cdot (D/Q) \cdot \frac{E_{\gamma i}}{0.5} \cdot Q_R$$

H_γ : 放射性雲からの γ 線による実効線量 (μSv)

$H_{\gamma i}$: 核種 i に関する放射性雲からの γ 線による実効線量 (μSv)

K : 空気力～マから実効線量への換算係数 (Sv/Gy)

(D/Q) : 実効放出時間中の相対線量 ($\mu \text{Gy/Bq}$)

$E_{\gamma i}$: 核種 i の γ 線実効エネルギー (MeV)

0.5: 相対線量評価時の γ 線エネルギー (MeV)

Q_R : 核種 i の環境への放出放射能量 (Bq)

- (2) 放射性雲中の核種の吸入摂取による内部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。

$$H = \sum_i H_i$$

$$H_i = \frac{1}{3600} \cdot K_i \cdot Ma \cdot (\chi/Q) \cdot Q_R$$

H :	吸入による実効線量	(μ Sv)
H_i :	核種 i に関する吸入による実効線量	(μ Sv)
3600:	時間の単位変換	(s/h)
K_i :	核種 i の吸入摂取による実効線量係数	(μ Sv/Bq)
Ma :	呼吸率	(m^3/h)
(χ/Q) :	放射性雲に関する相対濃度	(s/m^3)
Q_R :	核種 i の環境への放出放射能量	(Bq)

- (3) 地表沈着した核種からの外部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。被ばく評価期間を7日間として線量を評価する。核種の崩壊については、保守的に考慮しない。

$$H_g = \sum_i H_{gi}$$

$$H_{gi} = \int_0^T K_i \cdot A_i dt = K_i \cdot \{(\chi/Q) \cdot Q_R \cdot V_g \cdot f_1\} \cdot T$$

H_g :	地表面からの実効線量	(μ Sv)
H_{gi} :	核種 i に関する地表面からの実効線量	(μ Sv)
K_i :	核種 i に関する地表面濃度から実効線量率への線量係数	(μ Sv/s)/(Bq/m ²)
T :	被ばく期間	(s)
A_i :	核種 i に関する地表沈着量	(Bq/m ²)
(χ/Q) :	実効放出時間中の相対濃度	(s/m^3)
Q_R :	核種 i の環境への放出放射能量	(Bq)
V_g :	地表への沈着速度	(m/s)
f_1 :	沈着した放射性物質のうち残存する割合	(—)

- (4) 地表沈着し再浮遊した核種の吸入摂取による内部被ばく実効線量の評価に用いる式を以下に示す。被ばく評価期間を7日間として線量を評価する。核種の崩壊については、保守的に考慮しない。

$$H_R = \sum_i H_{Ri}$$

$$H_{Ri} = \frac{1}{3600} \cdot K_i \cdot Ma \cdot f_r \cdot A_i \cdot T = \frac{1}{3600} \cdot K_i \cdot Ma \cdot f_r \cdot \{(\chi/Q) \cdot Q_R \cdot V_g \cdot f_1\} \cdot T$$

H_R :	再浮遊した放射性物質の吸入による実効線量	(μ Sv)
H_{Ri} :	核種 i に関する再浮遊した放射性物質の吸入による実効線量	(μ Sv)
3600:	時間の単位変換	(s/h)
K_i :	核種 i の吸入摂取による実効線量係数	(μ Sv/Bq)
Ma :	呼吸率	(m^3/h)
f_r :	再浮遊係数	(1/m)
A_i :	核種 i に関する放射性物質の地表濃度	(Bq/m ²)
(χ/Q) :	実効放出時間中の相対濃度	(s/m ³)
Q_R :	核種 i の環境への放出放射能量	(Bq)
V_g :	地表への沈着速度	(m/s)
f_1 :	沈着した放射性物質のうち残存する割合	(—)
T :	被ばく期間	(s)

3-3) 敷地境界実効線量

敷地境界実効線量は、3-2) 被ばく評価の(1)～(4)にて算出した実効線量を総和することにより算出する。

4. 評価結果

調査後も残る恒久設備の閉じ込め機能喪失時の敷地境界実効線量は、約 1.8×10^{-4} mSv である。なお、核種ごとの放出量及び敷地境界での実効線量を表3に示す。

表3 核種ごとの放出量及び敷地境界での実効線量

核種	核種ごとの環境への放出放射能量(Bq)	核種ごとの敷地境界での実効線量(μSv)				合計
		放射性雲中の核種から の外部被ばく	放射性雲中の核種の吸入 摂取による内部被ばく	地表沈着した核種から の外部被ばく	地表沈着し再浮遊した 核種の吸入摂取による内部被ばく	
Cs-134	2.8×10^3	5.8×10^{-12}	1.3×10^{-9}	1.8×10^{-9}	8.1×10^{-12}	3.1×10^{-9}
Cs-137	1.8×10^6	1.4×10^{-10}	1.8×10^{-7}	4.4×10^{-8}	7.8×10^{-10}	2.1×10^{-7}
α核種 (評価上Pu-239と仮定)	6.1×10^4	7.3×10^{-14}	1.7×10^{-4}	9.2×10^{-12}	7.9×10^{-7}	1.7×10^{-4}
Cs以外の6核種 (評価上Sr-90と仮定)	1.3×10^8	2.2×10^{-15}	5.0×10^{-8}	3.1×10^{-9}	2.3×10^{-8}	5.0×10^{-8}

Cs-137の実効線量は、娘核種であるBa-137mが含まれている。

Sr-90の実効線量は、娘核種であるY-90が含まれている。

検査の確認事項について

RPV 内部調査後も残る恒久設備の構造強度に関する確認事項を表 1, 2 に示す。

表 1 確認事項（主配管（鋼管））

確認事項	確認項目	確認内容	判定
構造強度	材料確認	実施計画に記載した主な材料について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した外径、厚さについて記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付されていること。
	耐圧・漏えい確認※	最高使用圧力の 1.5 倍の水圧で保持した後、同圧力に耐えていることを確認する。耐圧確認終了後、耐圧部分からの漏えいの有無を確認する。	最高使用圧力の 1.5 倍の水圧に耐え、かつ構造物の変形等がないこと。また、耐圧部からの漏えいがないこと。

※耐圧確認が困難な箇所については、代替試験（トルク確認）にて確認する。

なお、JIS B2205 を参考にトルク管理値を算定している。

表 2 確認事項（主配管（ストラブカップリング））

確認事項	確認項目	確認内容	判定
構造強度	材料確認	実施計画に記載した主な材料について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	寸法確認	実施計画に記載した外径について記録を確認する。	実施計画のとおりであること。
	外観確認	各部の外観を確認する。	有意な欠陥がないこと。
	据付確認	配管の据付状態について確認する。	実施計画のとおり施工・据付されていること。
	耐圧・漏えい確認*	最高使用圧力の 1.5 倍の水圧で保持した後、同圧力に耐えていることを確認する。耐圧確認終了後、耐圧部分からの漏えいの有無を確認する。	最高使用圧力の 1.5 倍の水圧に耐え、かつ構造物の変形等がないこと。また、耐圧部からの漏えいがないこと。

* 耐圧確認が困難な箇所については、代替試験（トルク確認）にて確認する。

なお、試験実績を基に算定したメーカー推奨値を参考にトルク管理値を算定している。

2025年12月17日
東京電力ホールディングス株式会社

「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画」の変更認可の申請
に関する核セキュリティ及び保障措置への影響について

＜申請書＞

申請件名	2号機既設原子炉水位計装配管を活用した原子炉圧力容器内部調査に伴う原子炉格納容器貫通部の構造変更について（一部補正）
申請概要	2号機 RPV 内部調査について、既設原子炉水位計装配管を切断、新設バウンダリ弁を設置し、耐放射線性の小型ファイバースコープ（超小型線量計搭載）を使った有人による調査を計画している。本作業のため、「福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画」の変更認可の申請を行う。

上記の申請に関する核セキュリティ及び保障措置への影響の有無についての確認結果を以下に示す。

＜核セキュリティ及び保障措置への影響の有無＞

確認項目	影響の有無	備考
核セキュリティへの影響	① 防護対象の追加等による影響の有無	無 補正内容について防護対象の追加等はないため、影響無し。
	② 侵入防止対策に係る性能への影響の有無	無 補正内容について防護設備及び監視体制に変更を及ぼすものではないため、影響無し。

保障措置への影響	① 設計情報質問表 (DIQ:Design Information Questionnaire)への影響の有無	無	変更手続きが必要な事項に該当しないため、影響無し。
	② 査察機器の移設又は新規設置の有無	無	既存の査察機器との干渉がないため、影響無し。
	③ サイト内建物報告の観点から、恒久的な建物・構造物の新設の有無	無	既報告の内容に変更がないため、影響無し。
	④ 既存の査察実施方針への影響の有無	無	既存の IAEA 査察内容（施策）での対応可能。