

東海第二発電所
重大事故等対策
審査会合における指摘事項の回答

平成29年9月15日
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護の観点から公開できません

1. 審査会合での指摘事項

追而：分類毎で整理予定

2. 指摘事項の回答

2. 指摘事項の回答(No.5) (1/2)

(1) 指摘事項

逃がし安全弁における逃がし弁機能をSA設備に位置付けないことについて、46条適合(悪影響等)踏まえ、考え方を説明すること。

(2) 回答

46条の適合性について、以下のとおり整理

- ▶ 高圧注水機能喪失時においては、逃がし安全弁(自動減圧機能)7個を手動開とすることで、炉心損傷防止が可能(有効性評価2.1 高圧・低圧注水機能喪失に記載)
- ▶ さらに、減圧に使用する弁を2個とした場合においても、炉心損傷防止が可能であることを確認(有効性評価 添付資料1.9.1に記載)
- ▶ 格納容器雰囲気直接加熱においては、逃がし安全弁(自動減圧機能)2個を手動開とすることで、格納容器破損防止が可能であることを確認
(有効性評価 3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に記載)
- ▶ インターフェイスシステムLOCA時においては、逃がし安全弁(自動減圧機能)2個を手動開とすることで、1次冷却材の漏えい量を抑制することが可能であることを確認(有効性評価 2.7 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)に記載)

以上から、46条の要求事項である原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧は、逃がし安全弁2個を用いることで対応可能であり、逃がし安全弁(自動減圧機能)7個は十分に余裕を持った設計であると考えるが、更なる安全性向上対策として、高圧窒素ガス供給系(非常用)とは異なる窒素供給系統及び電磁弁を使用せず逃がし安全弁の開操作が可能な、代替逃がし安全弁駆動装置(重大事故等対処設備)を設置する。

重大事故等時に期待する逃がし安全弁の機能

	手動操作		代替逃がし安全弁 駆動装置
	逃がし弁機能用 アキュムレータ	自動減圧機能用 アキュムレータ	
高圧注水機能喪失時における低圧注水	—	7個(2個)*	2個
格納容器雰囲気直接加熱の防止	—	2個	2個
インターフェイスシステムLOCA時 における原子炉減圧	—	2個	2個

(3) 記載箇所

※()内は評価上の最小必要数

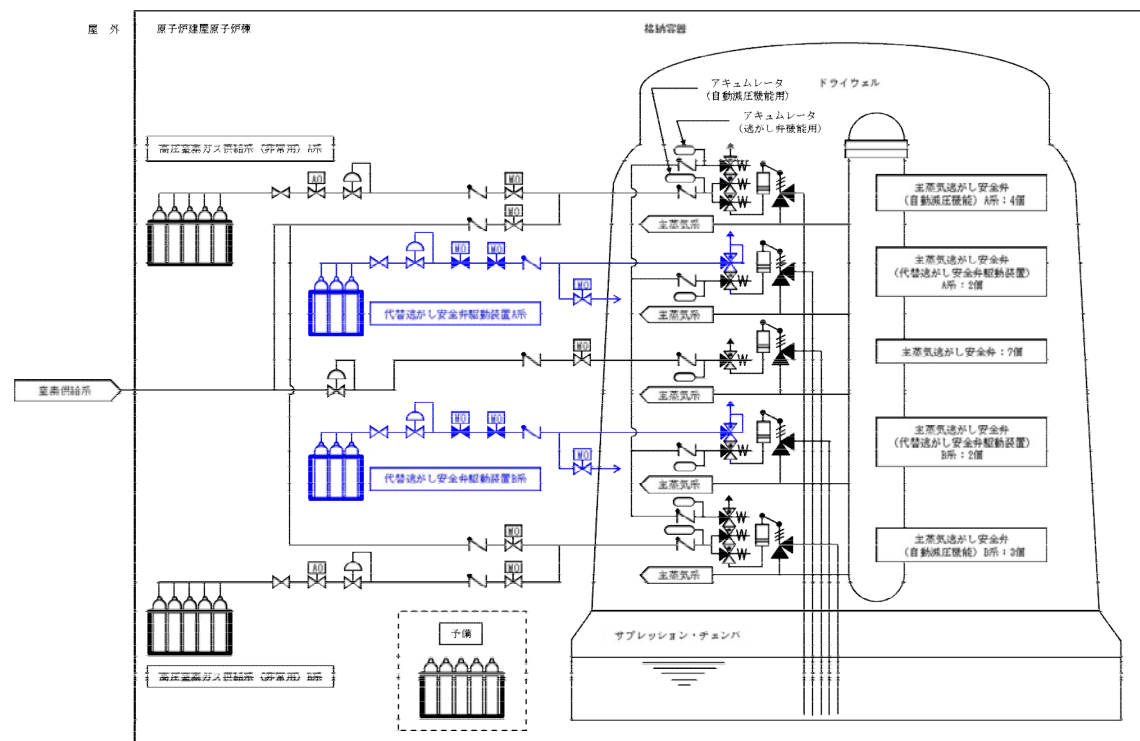
- ・重大事故等対処設備について 46条(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)

2. 指摘事項の回答(No.5)(2/2)

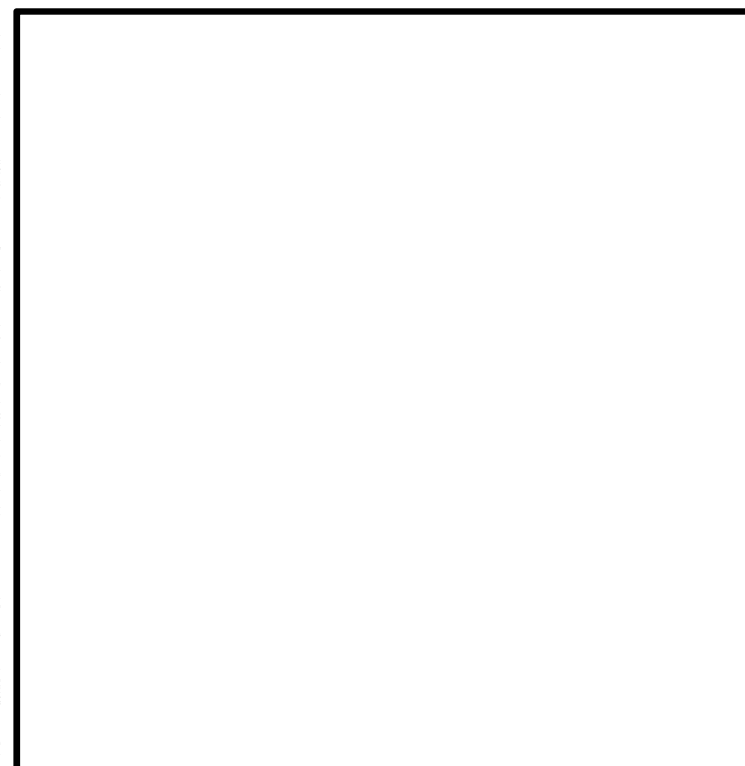
○代替逃がし安全弁駆動装置の設計方針について

- 代替逃がし安全弁駆動装置は、高圧窒素ガス供給系(非常用)から独立した系統とし、窒素ポンペ、自圧式切換弁、配管・弁類により構成する
- 逃がし安全弁の開動作は、電磁弁の動作を必要としない設計とする。
- 操作対象弁は、自動減圧機能を有していない逃がし安全弁として4弁(2弁/1系統)設置する。

○系統概略図



○自圧式切換弁の動作概要



2. 指摘事項の回答(No.18)(1/2)



(1) 指摘事項

過渡時自動減圧機能の非信頼度について、検出器を含めたシステム全体の非信頼度ではなく、論理回路の非信頼度を整理した資料を提示すること。

(2) 回答

- 各回路の非信頼度算出結果を第1表に示す。

第1表 非信頼度の評価結果一覧

評価箇所	非信頼度	
	共有箇所含む	共有箇所除く
低圧炉心スプレイポンプ又は残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立論理回路(A1)	[]	[]※1
原子炉水位異常低下(レベル1)論理回路(A1)	[]	[]
過渡時自動減圧論理回路(A1)	[]	[]
過渡時自動減圧(A)	[]	[]
過渡時自動減圧(A)(B)	[]	[]
検出器共通原因故障	[]	[]
過渡時自動減圧機能	[] []/炉年※2	[] []/炉年※2

※1: 低圧炉心スプレイポンプと残留熱除去系ポンプ吐出圧力確立の非成立を仮定するため、各々の非信頼度の積で共有箇所の非信頼度を算出する。その結果、共有箇所の非信頼度が [] と低くなることから、共有箇所を除いた非信頼度と差がない結果となった。

※2: 内部事象PRAにおいて過渡時自動減圧機能論理回路に期待する状況(高圧注水・減圧機能喪失)の発生頻度(2.0×10^{-8} /炉年)を乗じ、過渡時自動減圧機能の不作動の発生頻度を算出

第2表 各構成部品の故障率

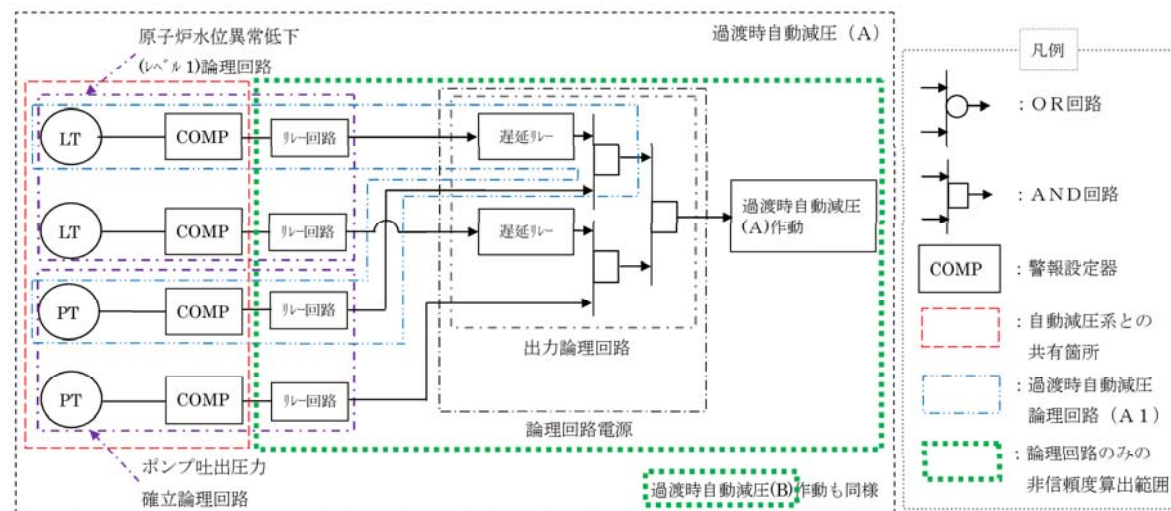
構成部品	故障率(不動作率(/h))※1
検出器(水位)	1.4×10^{-8}
検出器(圧力)	2.9×10^{-9}
警報設定器	2.3×10^{-9}
リレー	1.5×10^{-9}
遅延リレー	4.7×10^{-9}
ヒューズ	5.5×10^{-9}
手動スイッチ	1.1×10^{-9}
電源装置	6.6×10^{-9}

- 回路の構成部品等、機器の故障率は、日本原子力技術協会「故障件数の不確かさを考慮した国内一般機器故障率の推定(2009年5月)(国内一般故障率21カ年データ)時間故障率」に記載の値を参照した。
- 故障確率Pは $P=1/2 \lambda T$ で評価した。
- (λ : 故障率, T: 健全性確認間隔)
- 健全性確認間隔は8760hとした。

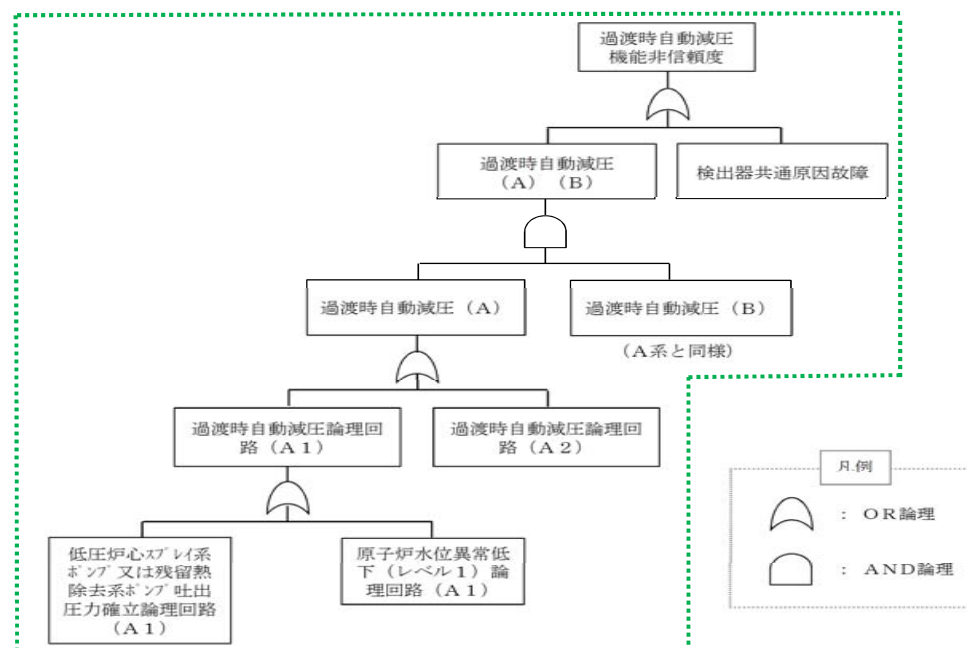
(3) 記載箇所

46条補足説明資料 46-12過渡時自動減圧機能に関する健全性について 過渡時自動減圧機能の信頼性評価(参考資料)

2. 指摘事項の回答(No.18) (2/2)



第1図 非信頼度評価モデル



第2図 非信頼度評価フォールトツリー

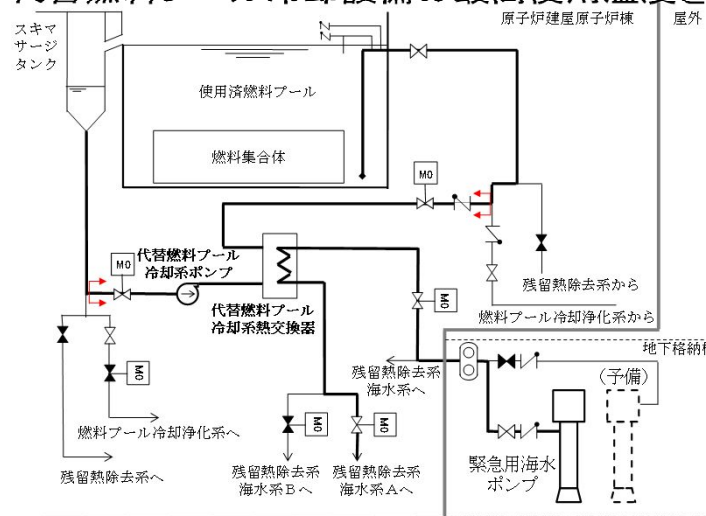
2. 指摘事項の回答(No.39)

(1) 指摘事項

代替燃料プール冷却系の最高使用温度(80℃)の設定の考え方を整理して提示すること。

(2) 回答

- 代替燃料プール冷却設備は、燃料プール冷却浄化系が機能喪失した場合に、使用済燃料プールの冷却を行うための常設重大事故等対処設備
- 代替燃料プール冷却設備の最高使用温度は以下の事項を考慮して設定
 - ① 常設設備として設置する緊急用海水系による海水供給可能時間
 - ・ 保守的に、有効性評価「全交流動力電源喪失」で考慮している全交流動力電源が24時間使用できないと想定したとしても、使用済燃料プール温度は約78℃(初期温度が40℃)
 - ・ 一方、全交流動力電源喪失時における代替燃料プール冷却系の起動操作は、緊急用海水系起動操作も含めて交流電源復旧後35分
 - ② 基準地震動Ss機能維持の常設設備として設置するための機器選定
- 上記を考慮して、代替燃料プール冷却設備の最高使用温度を80℃と設定



☐☐: 新設範囲

【代替燃料プール冷却設備 系統構成】

(3) 記載箇所

SA設備 54条(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備) 補足説明資料 54-6容量設定根拠

2. 指摘事項の回答(No.59)

(1) 指摘事項

Cs-137放出量評価について、評価条件として原子炉建屋のブローアウトパネルが閉状態を期待していることを踏まえ、SA環境下でのブローアウトパネルに期待している機能を整理し、その機能を維持できることを整理して提示すること。

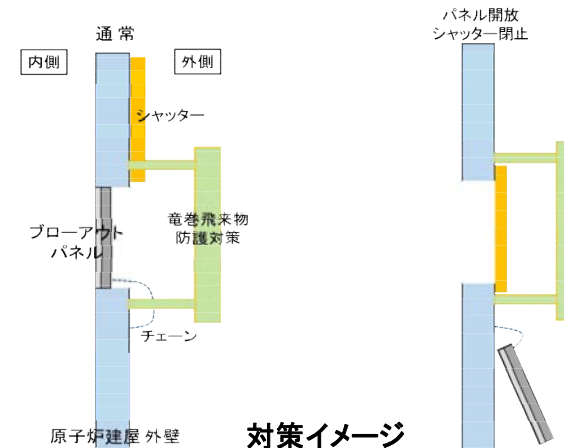
(2) 回答

・SA環境下でブローアウトパネルに期待している機能は下表のとおり。

	閉じ込め機能	開放機能
該当条文	第五十九条 原子炉制御室 (中央制御室の居住性評価)	—
概要	原子炉建屋ガス処理系起動時の原子炉建屋 屋内負圧達成に必要な機能	IS-LOCA時はブローアウトパネルの開閉状態によらず破断箇所 の現場隔離操作可能

・SA環境下でブローアウトパネルに期待している機能を維持するため、以下の設計方針とする。

	閉じ込め機能	開放機能
設計方針	<p>・閉維持または再閉止等の対策※ によって、原子炉建屋ガス処理系 運転時に原子炉建屋内の負圧を 達成すること (IS-LOCA等の閉じ込め機能に 期待していない事象を除く)</p>	—



(3) 記載箇所

有効性評価 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損) 3.1.2 添付資料3.1.2.4

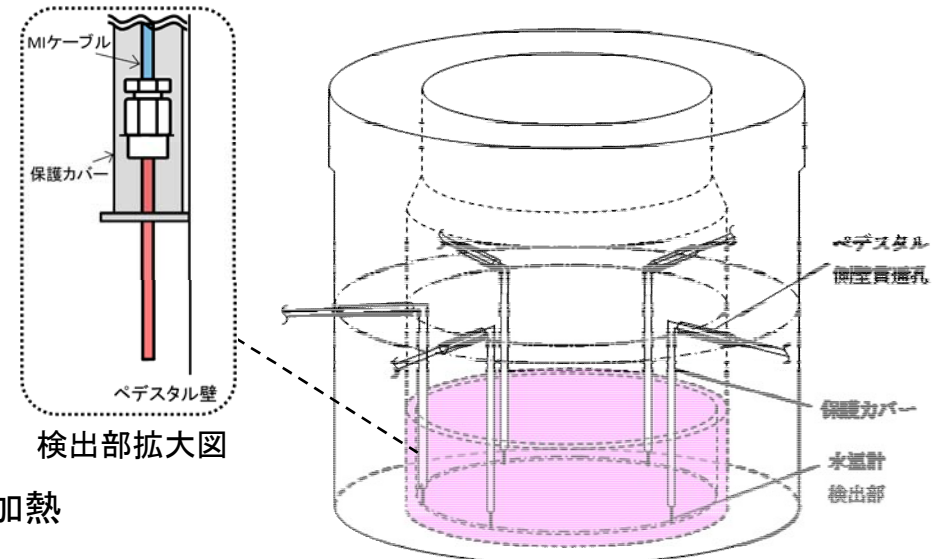
2. 指摘事項の回答(No.72)

(1) 指摘事項

デブリ検知に用いる格納容器下部水位計及び水温計について、SA環境条件を整理して提示すること。また、RPVからの落下物に対して、これらの計器が同時に機能喪失しないことを整理して提示すること。

(2) 回答

- ペDESTAL内のSA環境条件としては、格納容器破損防止対策の有効性評価において示している各解析結果を包絡する格納容器内環境条件200℃(ピーク温度235℃－5分間)、0.62MPa[gage]を設定する。
- また、ペDESTAL内はRPV破損後のデブリの落下に配慮した設計とする。
 - 各計器のMIケーブルは、チャンネル毎に別ルートで敷設し、デブリの落下に伴うペDESTAL内構造物等の落下物を考慮した場合においても、複数のチャンネルが同時に損傷し、機能喪失することがない設計とする。
 - RPVからデブリが大量に落下した場合は、デブリはペDESTAL内の構造物に付着せずに、ペDESTAL下部のプールに落下すると考えられる。仮に、RPVから少量のデブリが落下した場合に僅かなデブリが構造物に付着したとしても、プールから発生する蒸気や構造物との伝熱によって冷却されるため、輻射熱による各計器への影響は小さいと考えられる。
ただし、各計器の検出部及びMIケーブルに対して金属製の保護カバーを設置(デブリ検知用水温計検出部を除く)することで、RPV破損後のペDESTAL内計器の健全性に配慮した設計とする。
- なお、ペDESTAL内の検出器・MIケーブル、保護カバーは無機物で構成されており、放射線による影響はない。



(3) 記載箇所

有効性評価 3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
添付資料3.2.3 別添3

図は格納容器下部水温計(0m)の場合のイメージ

2. 指摘事項の回答(No.77)(1/3)

(1) 指摘事項

原子炉建屋付属棟における中央制御室へのアクセスルートについて、新設する階段の設計内容を整理した上で、事象が発生した際に着用する防護服や資機材の持ち運び等を考慮してもアクセスルートとして成立することを整理して提示すること。

(2) 回答

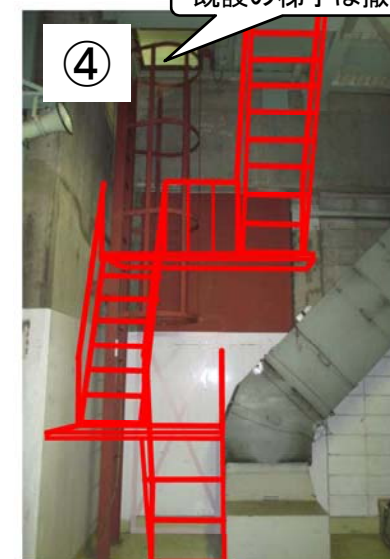
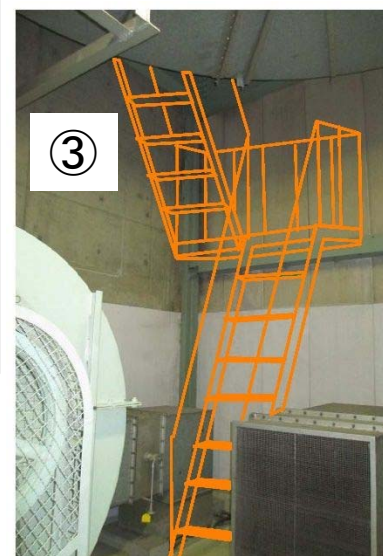
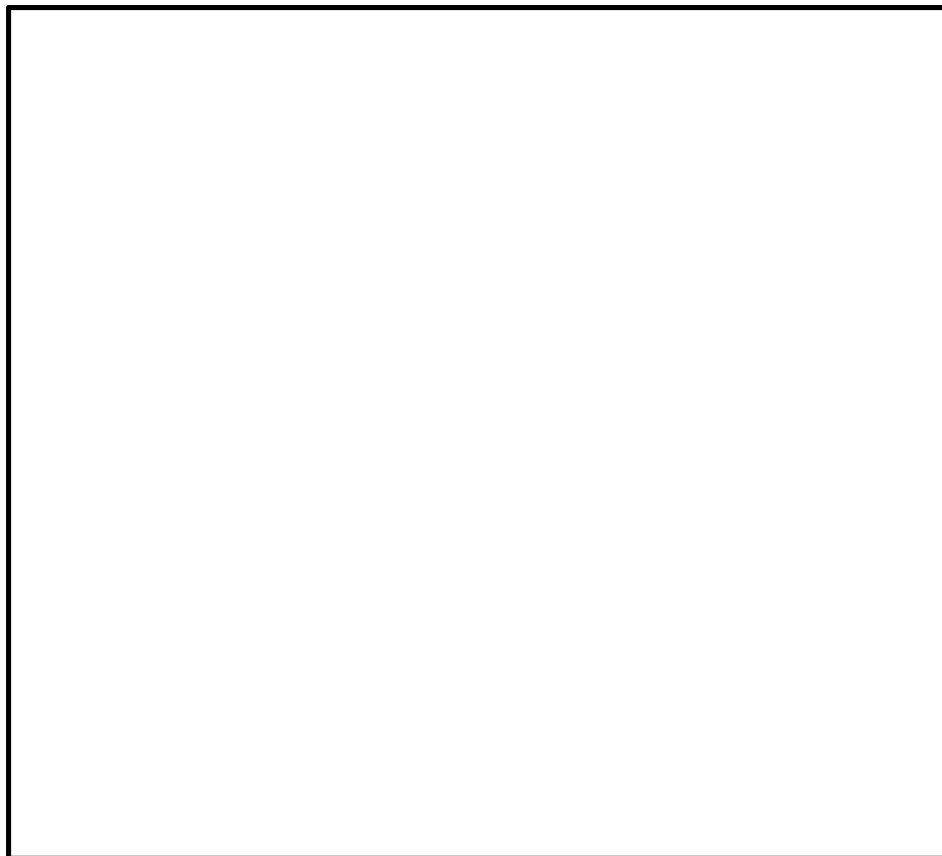
- ・原子炉建屋付属棟内の新設ルートの概要を次ページ以降の図に示す。ルート中の狭隘な階段部については防護具を着用した状態で通行可能なことを下図のとおり類似の階段にて確認しており、また運転員が携行する資機材についてはバックパックに入れ携行することで、携行時の負担を軽減する。

階段(新設)通過のイメージ
(幅約60cm 仰角約70°)



最も厳しい防護具の着用状態としてIS-LOCAを想定した以下の装備を想定
・アノラック, 胴長靴, 自給式呼吸用保護具, ゴム手袋(2枚)
持参する資機材として以下を收容したバックの携行を想定
・携行型有線通話装置, 電離箱サーベイメータ, ランタン等

2. 指摘事項の回答(No.77)(2/3)



(3) 記載箇所

技術的能力 添付資料1.16.5 チェンジングエリアについて 3. チェンジングエリアの設営場所及びアクセスルート

2. 指摘事項の回答(No.77)(3/3)



A large empty rectangular box with a black border, intended for the response to the highlighted item.