

平成 30 年 5 月 29 日
日本原子力発電株式会社

東海第二発電所 設置変更許可申請書の審査資料における
原子炉格納容器内床ドレンサンプへの流入量の単位の記載について

1. 経緯

平成 30 年 5 月 16 日工事計画認可申請の「原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に係るヒアリングにおいて、通常運転時の原子炉格納容器内床ドレンサンプへの流入量は少量の旨を説明した際に、平成 30 年 5 月 15 日審査会合資料に記載している床ドレンサンプへの流入量「通常運転時に発生するドライウェル内ガス冷却装置からの凝縮水量は約 $0.2 \sim 6.8 \text{ m}^3/\text{h}$ 」と整合が取れていないとの指摘を受けた。

設置変更許可申請の補正書、審査資料（まとめ資料）及び審査会合資料を実測値（エビデンス）と確認した結果、5 月 18 日に、通常運転時の原子炉格納容器内床ドレンサンプへの流入量の単位の記載が本来と異なる記載であることを確認した。

2. 資料の記載に係わる確認結果

- ① 通常運転時の原子炉格納容器内床ドレンサンプへの流入量について、実測値（エビデンス）を確認した結果、平成 30 年 5 月 15 日審査会合資料の単位の記載が本来の記載と異なることを確認した。

【現記載】

- 通常運転時（漏えい位置が特定できない漏えいはない状態）に発生するドライウェル内ガス冷却装置からの凝縮水量は約 $0.2 \sim 6.8 \text{ m}^3/\text{h}$ （2004 年 4 月 30 日～2011 年 3 月 11 日実測値）

【正しい記載】

- 通常運転時（漏えい位置が特定できない漏えいはない状態）に発生するドライウェル内ガス冷却装置からの凝縮水量は約 $0.2 \sim 6.8 \text{ L}/\text{h}$ （2004 年 4 月 30 日～2011 年 3 月 11 日実測値）

- ② 設置変更許可申請の補正書、審査資料（まとめ資料）及び審査会合資料について、原子炉格納容器内床ドレンサンプへの流入量の実測値の記載を調査した結果、以下の資料に使用していることを確認した。また、その他については同様の記載が無いことを確認した。

- 技術的能力 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
添付資料 1.8.7 ペデスタル（ドライウェル部）内の水位管理方法について
添付資料 1.8.9 原子炉起動前及び通常運転時におけるペデスタル（ドライウェル部）内の水位について
- 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 ペデスタル（ドライウェル部）内の水位管理方法について
- 5 月 15 日審査会合資料 1-1 のうち「6. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいの検出方法の明確化について」

3. 設置変更許可申請への影響評価

上記2. に記載した2つの審査資料中の3つの添付資料及び5月15日の審査会合資料において、通常運転時における原子炉格納容器の床ドレン配管からペデスタル内へ流入する床ドレン水量の実測値の単位の記載が本来の記載とは異なっていることを確認した。

床ドレンに流入する水量が変更となるが、発生した床ドレン水がペデスタル内の床ドレンサンプに常時流入し、スワンネックから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排出されることは変わらない。これより、ペデスタル内の水位が約1mに維持できるという結論には影響しない。

4. 資料の記載に係る経緯と原因

本事案における審査資料の記載に係る経緯と原因は以下のとおり。

技術的能力1.8（以下「本審査資料」という。）の作成に先立って、担当者は、責任者の指示により、通常運転時の原子炉格納容器内床ドレンサンプへの流入量を[L/h]を単位とする実測値の集約表を作成した。

その後、保安規定第31条（格納容器内の原子炉冷却材漏えい率）の記載と同じ単位[m³/h]で、床ドレンサンプへの流入量を本審査資料に記載することとした。しかし、記載の際に、数値を変更せずに単位のみを[m³/h]として記載した。

本審査資料の確認は、本審査資料の作成に携わった者と同じの者が実施した。確認にあたっては、上記2. ①の経緯より当該箇所の単位は[m³/h]であることを知っていたため、エビデンス確認（流入量実測値の集約表との照合）では、単位は正しく記載されているためデジタル値に注意すればよいと思い込み、物理量（数値と単位）の妥当性を確認できていなかった。

5. 是正処置

原子炉格納容器内床ドレンサンプへの流入量の実測値の適正化が必要であることを確認した2. ②に示す2つの審査資料中の3つの添付資料及び5月15日審査会合資料について、該当する単位の記載を修正する。

【添付書類1】

6. 水平展開

(1) 確認要領

全ての審査資料（まとめ資料）について、単位付きの数値がエビデンスから適正に引用されていることを、以下の観点で確認した。

審査資料の確認にあたっては、先入観を排除するためこれまで資料作成に直接携わっていない者（技術的に判断できる者）を含めて実施した。

【確認対象とした資料】

- ・全ての審査資料（まとめ資料）約21,700ページ（プラント・地震津波含む）

【確認の視点】

- ・数値及び単位の両方がエビデンスと整合していること
- ・数値と単位を併せて見た時に技術的に妥当であること

(2) 確認結果

- ① 本事案と同様の要因による数値及び単位の記載に係る修正が必要な箇所は以下の5件であった。いずれの記載も審査資料の記載上の修正であり、審査資料に記載した評価及び対策の有効性に影響しないことを確認した。

【添付書類2-1】

- 有効性評価 添付資料 1.5.1 幾何形状等データにおける湿度データの表記
- 有効性評価 添付資料 1.5.1 幾何形状等データにおけるベント管外径の単位
- 6条(火山)別添資料1 参考資料9
降下火砕物の除去に要する作業量評価の人工単位
- 6条(竜巻)別添資料1 添付資料5 竜巻影響エリアの面積の単位
- 技術的能力1.0 添付1.0.6 サプレッション・チェンバ圧力の単位

② 本事案の要因とは異なるが、数値の適正化が必要と確認された箇所は以下のとおり。いずれの記載も審査資料の記載上の修正であり、審査資料に記載した評価及び対策の有効性に影響しないことを確認した。

【添付書類 2-2】

- 簡易な計算間違い (1件)
- 一部修正漏れ、図中の数値の記載間違い (16件)
- エビデンスからの転記漏れ・転記間違い (12件)

上記のうち、「一部修正漏れ、図中の数値の記載間違い」16件中の2件については、燃料有効長頂部寸法の記載不備に係る事案に鑑み、補正書及び審査資料の数値の信頼性を確認するための水平展開を実施した際に、適正化すべき箇所として抽出し、審査資料の記載内容への影響がないことを確認したが、その後、数値の修正ができていなかった。

これは、作成に携わった担当者及び責任者が修正作業を行ったことから、修正作業の中で当該抽出箇所の修正が終わったと思い込んでしまったためと考えられる。

今回の事案の水平展開として実施した、資料作成に直接携わっていない者を加えたエビデンス確認は、思い込みを排除し、より客観的に数値の妥当性を確認できるため、有効な確認手段と考える。

本事案の水平展開により、これまでに実施した水平展開において抽出された箇所の修正漏れを改めて抽出したことから、これをチェックリストに整理したうえで、そのチェックリストを用いて確実に修正する。

③ また、上記①②以外に単位の符号漏れ及び図中の単位記載漏れ等があった

(3) 確認結果に対する対応

上記(2)①②③で確認した記載について修正する。

7. 再発防止対策

今回の事象を踏まえ、今後、審査資料の確認において、今回の水平展開の実施要領である「審査資料の確認には、資料作成に直接携わっていない者（技術的に判断できる者）を含めて実施する」及び「チェックリストを用いて確実に修正したことを確認する」ことを社内規程とし、確認作業に取り組む。

また、今回の事象を関係者に定期的に周知し、確認作業の重要性を改めて意識付ける。

以上

6. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいの検出方法の明確化について

(1) 概要

- ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）によるペDESTAL構造への影響を考慮し格納容器床ドレン系を改造するため、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出※1する方法を明確化する。

※1 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 第17条 4項「原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。」に係る、原子炉施設保安規定で規定する原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えい率の検出。

(2) 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいの検出について

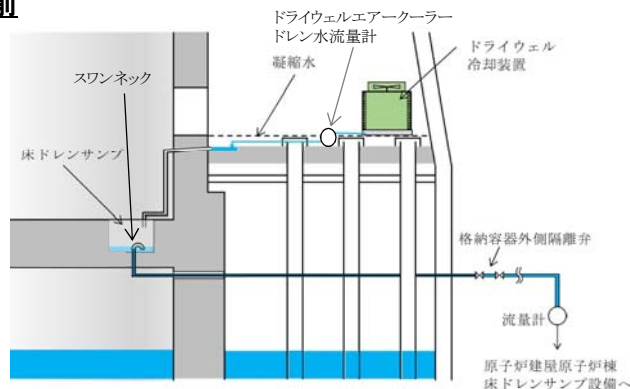
- ・ 格納容器床ドレン系の設計は以下のとおりであり、通常運転時の床ドレンサンプ水位は改造前と異なるが原子炉冷却材の漏えいの検出方法は改造前から変更はない。
 - 床ドレンサンプはドライウェル床面に設置する。
 - 通常運転時に発生するドライウェル内ガス冷却装置からの凝縮水※2及び漏えい位置を特定できない格納容器内の漏えい水は同サンプへ流入する設計とする。
 - 床ドレンサンプの排水管※3の入口（スワンネック）高さを同サンプ床面から約1mに設定※4し、サンプへの流入水はスワンネックから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ常時全量が排水される設計とする。
 - 床ドレンサンプからの排水量は床ドレンサンプ流量計により確認できる設計とする（漏えい位置を特定できない漏えい水量は、全排水量からドライウェル内ガス冷却装置からの凝縮水量を考慮して計測）。

※2 通常運転時に発生するドライウェル内ガス冷却装置からの凝縮水量は約0.2～6.8m³/h（2004年4月30日～2011年3月11日実測値）

※3 サンプからの排水配管（スワンネックを含む）は、重大事故等対処設備として耐震性及び強度を確保する設計とする。

※4 サンプ水位は、格納容器下部水位計により約1m（0.95m～1.05m）であることを確認。

改造前



改造後

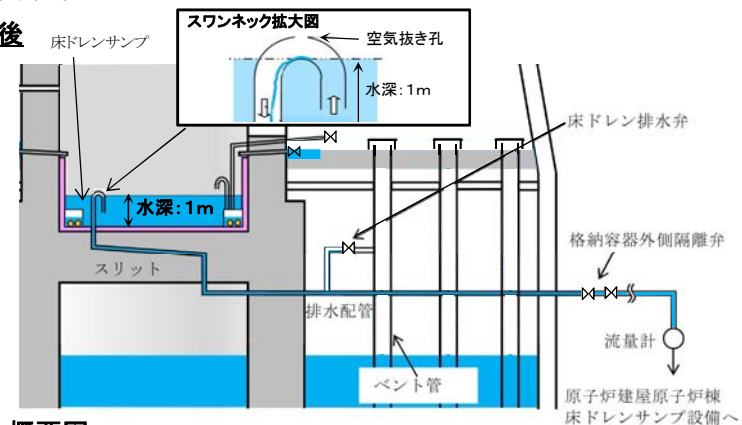


図1 ペDESTAL概要図

(3) 記載箇所

- ・ 技術的能力 1. 8「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

6. 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいの検出方法の明確化について(修正)

(1) 概要

- ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用(以下「MCCI」という。)によるペDESTAL構造への影響を考慮し格納容器床ドレン系を改造するため、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出※1する方法を明確化する。

※1 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則 第17条 4項「原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を有するものとする。」に係る、原子炉施設保安規定で規定する原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えい率の検出。

(2) 原子炉格納容器内の原子炉冷却材の漏えいの検出について

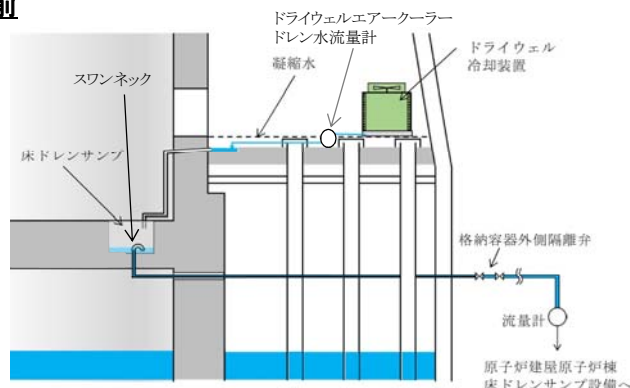
- ・ 格納容器床ドレン系の設計は以下のとおりであり、通常運転時の床ドレンサンプ水位は改造前と異なるが原子炉冷却材の漏えいの検出方法は改造前から変更はない。
 - 床ドレンサンプはドライウェル床面に設置する。
 - 通常運転時に発生するドライウェル内ガス冷却装置からの凝縮水※2及び漏えい位置を特定できない格納容器内の漏えい水は同サンプへ流入する設計とする。
 - 床ドレンサンプの排水管※3の入口(スワンネック)高さを同サンプ床面から約1mに設定※4し、サンプへの流入水はスワンネックから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ常時全量が排水される設計とする。
 - 床ドレンサンプからの排水量は床ドレンサンプ流量計により確認できる設計とする(漏えい位置を特定できない漏えい水量は、全排水量からドライウェル内ガス冷却装置からの凝縮水量を考慮して計測)。

※2 通常運転時に発生するドライウェル内ガス冷却装置からの凝縮水量は約0.2～6.8L/h(2004年4月30日～2011年3月11日実測値)

※3 サンプからの排水配管(スワンネックを含む)は、重大事故等対処設備として耐震性及び強度を確保する設計とする。

※4 サンプ水位は、格納容器下部水位計により約1m(0.95m～1.05m)であることを確認。

改造前



改造後

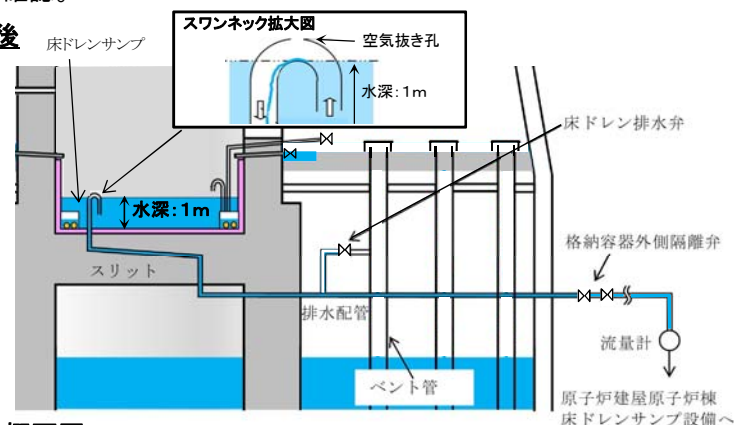


図1 ペDESTAL概要図

(3) 記載箇所

- ・ 技術的能力 1. 8「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

【対象項目：1. 8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】

誤	正	備考
2. 水位管理方法 通常運転時及び事故時におけるペデスタル内水位の管理方法を以下に示す。 (1) 原子炉起動前及び通常運転時 原子炉起動前において、通常運転時のペデスタル床ドレンサンプの排水性を確保するため、消火系、補給水系又は純水系を使用して必要によりペデスタル内への事前水張りを行い、ペデスタル内水位を約 1m (約 27m³) にし、通常運転時のペデスタルへの流入水の計測を可能とする。 通常運転時におけるペデスタル内へ流入する発生源が明らかな漏えい水として原子炉格納容器内のドライウェル内ガス冷却装置から発生する凝縮水等があり、これらが床ドレン水（ドライウェルエアークーラードレン含む。）として原子炉格納容器内の床ドレン配管からペデスタル内へ流入（2004 年 4 月 30 日～2011 年 3 月 11 日の通常運転時における実測値 多量時：約 6.8m³/h、少量時：約 0.2m³/h）する。なお、通常運転時に発生する原子炉格納容器内床ドレン水の放射能濃度は約 3.7Bq/ml である。 ペデスタル内へ流入した床ドレン水は、ペデスタル内水位が約 1m の状態で流入し、スワンネックから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排水されるため、その排水状況を格納容器床ドレン流量により確認することで、ペデスタル内水位が約 1m に維持されていることを確認できる。また、ペデスタル内水位が約 1m に維持されていることを格納容器下部水位にて確認することもできる。 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいが発生した場合において、スワンネックから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備に排水される過程で、格納容器床ドレン流量により原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えい水を検出することが可能である。 1. 8－170	2. 水位管理方法 通常運転時及び事故時におけるペデスタル内水位の管理方法を以下に示す。 (1) 原子炉起動前及び通常運転時 原子炉起動前において、通常運転時のペデスタル床ドレンサンプの排水性を確保するため、消火系、補給水系又は純水系を使用して必要によりペデスタル内への事前水張りを行い、ペデスタル内水位を約 1m (約 27m³) にし、通常運転時のペデスタルへの流入水の計測を可能とする。 通常運転時におけるペデスタル内へ流入する発生源が明らかな漏えい水として原子炉格納容器内のドライウェル内ガス冷却装置から発生する凝縮水等があり、これらが床ドレン水（ドライウェルエアークーラードレン含む。）として原子炉格納容器内の床ドレン配管からペデスタル内へ流入（2004 年 4 月 30 日～2011 年 3 月 11 日の通常運転時における実測値 多量時：約 6.8L/h、少量時：約 0.2L/h）する。なお、通常運転時に発生する原子炉格納容器内床ドレン水の放射能濃度は約 3.7Bq/ml である。 ペデスタル内へ流入した床ドレン水は、ペデスタル内水位が約 1m の状態で流入し、スワンネックから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排水されるため、その排水状況を格納容器床ドレン流量により確認することで、ペデスタル内水位が約 1m に維持されていることを確認できる。また、ペデスタル内水位が約 1m に維持されていることを格納容器下部水位にて確認することもできる。 原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいが発生した場合において、スワンネックから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備に排水される過程で、格納容器床ドレン流量により原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えい水を検出することが可能である。 1. 8－170	

【対象項目：1. 8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等】

誤	正	備考
添付資料 1. 8. 9 原子炉起動前及び通常運転時における ベデスタル（ドライウェル部）内の水位について 原子炉起動前及び通常運転時におけるベデスタル（ドライウェル部）（以下 「ベデスタル」という。）内の水位について以下に示す。 1. 原子炉起動前におけるベデスタル内への事前水張り 原子炉起動前において、通常運転時のベデスタル床ドレンサンプの排水性を確保するため、消火系、補給水系又は純水系を使用して必要によりベデスタル内への事前水張りを行い、ベデスタル内水位を約 1m（約 27m³）にし、通常運転時のベデスタルへの流入水の計測を可能とする。 2. 通常運転時におけるベデスタル内の水位維持 通常運転時におけるベデスタル内へ流入する発生源が明らかな漏えい水として原子炉格納容器内のドライウェル内ガス冷却装置から発生する凝縮水等があり、これらが床ドレン水（ドライウェルエアークーラードレン含む。）として原子炉格納容器内の床ドレン配管からベデスタル内へ流入（2004 年 4 月 30 日～2011 年 3 月 11 日の通常運転時における実測値 多量時：約 6. 8m³／h、少量時：約 0. 2m³／h）する。なお、通常運転時に発生する原子炉格納容器内床ドレン水の放射能濃度は約 3. 7Bq／ml である。 ベデスタル内へ流入した床ドレン水は、ベデスタル内水位が約1mの状態で見入し、スワンネックから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排水されるため、その排水状況を格納容器床ドレン流量により確認することで、ベデスタル内水位が約1mに維持されていることを確認できる。また、ベデスタ 1. 8－195	添付資料 1. 8. 9 原子炉起動前及び通常運転時における ベデスタル（ドライウェル部）内の水位について 原子炉起動前及び通常運転時におけるベデスタル（ドライウェル部）（以下 「ベデスタル」という。）内の水位について以下に示す。 1. 原子炉起動前におけるベデスタル内への事前水張り 原子炉起動前において、通常運転時のベデスタル床ドレンサンプの排水性を確保するため、消火系、補給水系又は純水系を使用して必要によりベデスタル内への事前水張りを行い、ベデスタル内水位を約 1m（約 27m³）にし、通常運転時のベデスタルへの流入水の計測を可能とする。 2. 通常運転時におけるベデスタル内の水位維持 通常運転時におけるベデスタル内へ流入する発生源が明らかな漏えい水として原子炉格納容器内のドライウェル内ガス冷却装置から発生する凝縮水等があり、これらが床ドレン水（ドライウェルエアークーラードレン含む。）として原子炉格納容器内の床ドレン配管からベデスタル内へ流入（2004 年 4 月 30 日～2011 年 3 月 11 日の通常運転時における実測値 多量時：約 6. 8L／h、少量時：約 0. 2L／h）する。なお、通常運転時に発生する原子炉格納容器内床ドレン水の放射能濃度は約 3. 7Bq／ml である。 ベデスタル内へ流入した床ドレン水は、ベデスタル内水位が約1mの状態で見入し、スワンネックから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ排水されるため、その排水状況を格納容器床ドレン流量により確認することで、ベデスタル内水位が約1mに維持されていることを確認できる。また、ベデスタ 1. 8－195	

審査資料等の単位の記載に係る適正化

No.	資料名(該当資料)		ページ	資料記載	正しい記載	分類	影響	理由
1	審査資料	添付資料1.5.1	添付1.5.1-36	(2)格納容器湿度(ドライウェル) 0.2% (6)ベント管湿度 0.2% (9)格納容器湿度(サブプレッション・チェンバ) 1.0% (13)原子炉建屋湿度 0.1%	(2) 0.2 (6) 0.2 (9) 1.0 (13) 0.1	①	無	当該値は、有効性評価の入力値のうち幾何形状等に関するデータを示した表の数値の一部。各解析では、正しい値が使用されていることから、有効性評価への影響はない。
2	審査資料	添付資料1.5.1	添付1.5.1-39	(3)ベント管外径 610mm	610mm	①	無	当該値は、有効性評価の入力値のうち幾何形状等に関するデータを示した表の数値のひとつ(格納容器逃がし装置のベント管外径及び内径)。各解析では、正しい値が使用されていることから、有効性評価への影響はない。
3	審査資料	別添1	6条(火山)-1-参考9-1	0.39人/日・m ³	0.39人日/m ³	①	無	当該値は、降下火砕物の除去の作業量の計算式における単位量を処理する人工数量。必要人工の算出にあたっては、正しく人工を算出しており計算結果に影響はない。(単位の誤記)
4	審査資料	別添1	6条(竜巻)-1-添付5-12	約71,000km ²	約71,000m ²	①	無	当該値は、竜巻ハザード曲線算出における影響エリアの面積を示す。ハザード評価においては、正しい値を用いて計算しているため、評価結果に影響はない。
5	審査資料	技術的能力添付1.0.6	1.0.6-別紙3-6	13.7Pa	13.7kPa	①	無	当該値は、格納容器圧力制御の非常時手順書Ⅱ(EOP)のフローにおいて、他の手順に移行する条件を記載したもの。本フローの導入条件を「13.7kPa以上」と正しく記載しており、この段階で本フローの適用を判断されていることから、本フローの適用の判断に係る評価に影響はない。

分類：① 数値及び単位の記載に係る修正
 ②-I 簡易な計算間違い
 ②-II 一部修正漏れ、図中の数値の記載間違い
 ②-III エビデンスからの転記漏れ・転記間違い

審査資料等の単位の記載に係る適正化

No.	資料名(該当資料)		ページ	資料記載	正しい記載	分類	影響	理由
6	審査資料	58条 補足説明	別紙2－3			②－Ⅰ	無	当該値は、格納容器内が水没した際の原子炉圧力容器温度検出器の水没の有無に関する評価に用いる検出器の設置高さを示す。原子炉圧力容器温度検出器の設置高さを手計算による算出を間違えた。正しい計算結果(設置高さ)は、現記載と同様に、水没しない高さであることから、評価結果に影響はない。

分類：① 数値及び単位の記載に係る修正
②－Ⅰ 簡易な計算間違い
②－Ⅱ 一部修正漏れ、図中の数値の記載間違い
②－Ⅲ エビデンスからの転記漏れ・転記間違い

審査資料等の単位の記載に係る適正化

No.	資料名(該当資料)		ページ	資料記載	正しい記載	分類	影響	理由
7	審査資料	SA59条補足(被ばく)	59-10-添9-4	55m	57m	②-Ⅱ	無	当該値は中央制御室居住性評価の補足評価として格納容器圧力逃がし装置から放出された際のチャコールフィルタのよう素の捕集量の評価に用いられている。この評価において、格納容器逃がし装置放出高さは57mを採用しており、捕集量の評価に影響しておらず、これより、被ばく評価にも影響しない。
8	審査資料	別紙17補足10 別添資料FCVS	17-104,105	180cm	160cm以上	②-Ⅱ	無	当該値は、屋外SA作業時の被ばく評価を算出に用いる格納容器圧力逃がし装置格納槽の壁の厚さを示す。被ばく評価において格納容器圧力逃がし装置格納槽からの直接線は最小コンクリート厚さである160cmを用いて評価しており、評価結果に影響はない。
9	審査資料	津波による損傷の防止	5条 2.3-3	T.P.+8.0m	T.P.+0.8m	②-Ⅱ	無	当該値は、海水ポンプの据付標高を情報として記載したものであり、評価に使用しているものではない。
10	審査資料	津波による損傷の防止	5条 2.3-25	T.P.+8.0m *2か所	T.P.+0.8m *2か所	②-Ⅱ	無	当該値は、海水ポンプの据付標高を情報として記載したものであり、評価に使用しているものではない。
11	審査資料	津波による損傷の防止	5条 2.5-19	③空気冷却器9.0mm※ ¹ ④燃料弁冷却器8.0mm以上 (取替)	③空気冷却器8.0mm以上(取替) ④燃料弁冷却器13.6mm※ ¹	②-Ⅱ	無	当該値は、海水系統への砂の混入による影響を評価するために用いているものである。評価においては、正しい数値を使用しているため、評価結果に影響はない。
12	審査資料	津波による損傷の防止	5条 2.5-72			②-Ⅱ	無	当該値は、敷地周辺を航行するタンカー船の重量を示したものである。漂流物評価の評価対象物に用いていないため、評価結果に影響はない。
13	審査資料	手順1.14	1.14-150	2時間	2.2時間	②-Ⅱ	無	当該値は、給油間隔として給油の所要時間を記載したもの。 タイムチャートの「手順の項目」のうち、「タンクローリから可搬型代替低圧電源車(2台)への給油」の給油間隔の算出には、正しい値(約2.2時間)を用いているため、評価結果に影響はない。

分類：① 数値及び単位の記載に係る修正
 ②-Ⅰ 簡易な計算間違い
 ②-Ⅱ 一部修正漏れ、図中の数値の記載間違い
 ②-Ⅲ エビデンスからの転記漏れ・転記間違い

審査資料等の単位の記載に係る適正化

No.	資料名(該当資料)		ページ	資料記載	正しい記載	分類	影響	理由
14	審査資料	手順1.14	1.14-84	約218L/h	約200L/h	②-Ⅱ	無	当該値は、燃料枯渇時間の算出に用いる可搬型代替注水大型ポンプの燃料消費率。代替注水大型ポンプの設計進捗に伴い設備仕様が定まったことから、燃料消費率を変更したが、当該記載は変更しなかった。 燃料枯渇時間の算出にあたっては、正しい値(確定した設備仕様に相当する値)を用いて計算していることから、評価(燃料枯渇時間)に影響はない。
15	審査資料	58条 補足説明	58-6-85	-950mm以上	-970mm以上	②-Ⅱ	無	当該値は、原子炉水位の警報動作値を示すレベル2(蒸気乾燥器スカート下端を基準)を示す。当該値を含む本表において、当該値は作動水位の参考情報として記載されているが、評価(警報動作範囲の設定の考え方)の内容に影響を与えるものではない。 なお、本事項は、燃料有効長頂部の寸法に記載不備の事案の水平展開において、適正化すべき箇所として抽出したが、適正化をできていなかった。
16	審査資料	58条 補足説明	58-6-85	-3,800mm以上	-3,790mm以上	②-Ⅱ	無	当該値は、原子炉水位の警報動作値を示すレベル1(蒸気乾燥器スカート下端を基準)を示す。当該値を含む本表において、当該値は作動水位の参考情報として記載されているが、評価(警報動作範囲の設定の考え方)の内容に影響を与えるものではない。 なお、本事項は、燃料有効長頂部の寸法に記載不備の事案の水平展開において、適正化すべき箇所として抽出したが、適正化をできていなかった。
17	審査資料	58条 補足説明	58-7-9	±0.4L/s	±0.5L/s	②-Ⅱ	無	当該値は、高圧代替注水系統流量の計器誤差。原子炉水位が監視不可の場合において、代替パラメータによる原子炉水位の推定には、各計器誤差を考慮した上で対応することを示し、具体的に各計器誤差のひとつに、当該値を記載している。当該記載は例示としての記載であり、評価に用いられていない。
18	審査資料	58条 補足説明	58-7-20	171℃以下	104℃以下	②-Ⅱ	無	当該値は、主要パラメータ及び代替パラメータの計測範囲の妥当性を示すためにサブプレッション・チェーン雰囲気温度の設計基準値を記載したもの。計測範囲の妥当性(設計基準値を十分に網羅)は変わらないため、他パラメータの推定方法の評価内容に影響しない。

分類：① 数値及び単位の記載に係る修正
 ②-Ⅰ 簡易な計算間違い
 ②-Ⅱ 一部修正漏れ、図中の数値の記載間違い
 ②-Ⅲ エビデンスからの転記漏れ・転記間違い

審査資料等の単位の記載に係る適正化

No.	資料名(該当資料)		ページ	資料記載	正しい記載	分類	影響	理由
19	審査資料	58条 補足説明	58-7-23	171℃以下	104℃以下	②-Ⅱ	無	当該値は、代替パラメータの計測範囲の妥当性を示すためにサプレッション・チェンバ雰囲気温度の設計基準値を記載したもの。 計測範囲の妥当性(設計基準値を十分に網羅)は変わらないため、他パラメータの推定方法の評価内容に影響しない。
20	審査資料	58条 補足説明	58-7-35	171℃以下	104℃以下	②-Ⅱ	無	当該値は、代替パラメータの計測範囲の妥当性を示すためにサプレッション・チェンバ雰囲気温度の設計基準値を記載したもの。 計測範囲の妥当性(設計基準値を十分に網羅)は変わらないため、他パラメータの推定方法の評価内容に影響しない。
21	審査資料	58条 補足説明	58-7-36	4.0vol%以下	約3.3vol%以下	②-Ⅱ	無	当該値は、代替パラメータの計測範囲の妥当性を示すために格納容器内水素濃度(SA)の設計基準値を記載したもの。 計測範囲の妥当性(設計基準値を十分に網羅)は変わらないため、他パラメータの推定方法の評価内容に影響しない。
22	審査資料	添付1.5.1	添付1.5.1-37	9.5m	8.2m	②-Ⅱ	無	当該値は、有効性評価の解析の幾何学形状に用いられている値である。 解析には正しい値が使用されていることから、評価結果に影響ない。

分類：① 数値及び単位の記載に係る修正
 ②-Ⅰ 簡易な計算間違い
 ②-Ⅱ 一部修正漏れ、図中の数値の記載間違い
 ②-Ⅲ エビデンスからの転記漏れ・転記間違い

審査資料等の単位の記載に係る適正化

No.	資料名(該当資料)		ページ	資料記載	正しい記載	分類	影響	理由
23	審査資料	61-9緊急時対策所	61-9-5-37	交替要員:本部長他5名 交代要員:本部要員等18名 人数24名	交替要員:本部長他4名 交代要員:本部要員等20名 人数24名	②-Ⅲ	無	当該値は、緊急時対策所の各要員数。 共用化に伴い、各機能班の人数の見直しを行った 際に数え間違いがあった。 合計人数(24名)についての記載は正しいため、 緊急時対策所建屋の容量等の評価に影響はない。
24	審査資料	津波による損傷の防止	5条 2.3-19	11.0分 (2か所)	18.0分 (2か所)	②-Ⅲ	無	当該値は、津波による海水ポンプ室への浸水量評 価に用いるものである。 評価においては正しい数値を用いているため、評 価結果に影響はない。
25	審査資料	技術的能力1.15	1.15-865	$1.2 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	$1.0 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	②-Ⅲ	無	当該値は、平均出力領域計装の計測範囲値。 当該表を用いて、常設の計装設備による監視不可 の場合に用いる可搬型計測器の個数を整理して いるが、当該値は、その設備仕様のひとつであり、 評価(必要個数)には影響しない。
26	審査資料	58条 補足説明	58-7-26	EL.12,756mm	EL.12,856mm	②-Ⅲ	無	当該値は、原子炉格納容器下部水位の検知レベ ル。 当該表では、他パラメータで原子炉格納容器下部 水位を推定する方法を評価しており、当該値は、 監視不可の対象として、記載されている。 当該値は、水位指示値の参考情報として記載して おり、評価(代替パラメータによる推定方法)に影 響しない。
27	審査資料	58条 補足説明	58-7-41	300℃	500℃	②-Ⅲ	無	当該値は、原子炉圧力容器温度の計測範囲。 当該表では、このパラメータを含む代替パラメータ で原子炉圧力を推定する方法を評価している。 当該値を変更しても、評価(代替パラメータによる 推定方法)に変更はない。
28	審査資料	58条 補足説明	58-7-60	N: -2~5	N: -3~4	②-Ⅲ	無	当該値は、フィルタ装置出口放射線モニタ(低レン ジ)の計器誤差に用いるデカード数。 当該表では、代替パラメータによる推定方法を評 価する参考情報として、計器の誤差を記載してい る。当該値を用いて評価しているものではない。
29	審査資料	58条 補足説明	58-7-61	N: -2~5	N: -3~4	②-Ⅲ	無	当該値は、使用済燃料プールエリア放射線モニタ (低レンジ)の計器誤差に用いるデカード数。 当該表では、代替パラメータによる推定方法を評 価する参考情報として、計器の誤差を記載してい る。当該値を用いて評価しているものではない。

分類: ① 数値及び単位の記載に係る修正

②-Ⅰ 簡易な計算間違い, ②-Ⅱ 修正漏れ, 図中の数値の記載間違い, ②-Ⅲ エビデンスからの転記漏れ・転記間違い

審査資料等の単位の記載に係る適正化

No.	資料名(該当資料)		ページ	資料記載	正しい記載	分類	影響	理由
30	審査資料	58条 補足説明	58-8-4	$1.2 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	$1.0 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	②-Ⅲ	無	当該値は、平均出力領域計装の計測範囲値。 当該表を用いて、常設の計装設備による監視不可の場合に用いる可搬型計測器の個数を整理しているが、当該値は、その設備仕様のひとつであり、評価(必要個数)には影響しない。
31	審査資料	技術的能力添付1.0.15	1.0.15-37	EL.23m	EL.20m	②-Ⅲ	無	本記載資料は、RHR熱交換器使用不可時のD/Wからの除熱手段における作業に伴う被ばく線量を整理したものである。 当該のエレベーションの値は、対象設備の設置位置を示すために参考情報として記載したものである。 線量率評価は、設置階ごとの線源を元に評価しており、エレベーションを入力条件としていない。 評価に当たり設置階に誤りはないため、評価結果に影響はない。
32	審査資料	技術的能力添付1.18	1.18-87	交替要員:本部長他5名 交代要員:本部要員等18名 人数24名	交替要員:本部長他4名 交代要員:本部要員等20名 人数24名	②-Ⅲ	無	当該値は、緊急時対策所の各要員数。 共用化に伴い、各機能班の人数の見直しを行った際に数え間違いがあった。 合計人数(24名)についての記載は正しいため、緊急時対策所建屋の容量等の評価に影響はない。
33	審査資料	添付3.1.1.8-4	添付3.1.1.8-4-4	1.6E-01/炉年	1.7E-01/炉年	②-Ⅲ	無	当該値は内部事象レベル1PRAのベースケースと感度解析(ベイズ統計を用いた場合)における起因事象発生頻度の値である。 起因事象発生頻度を変更した際に修正漏れがあったものの、炉心損傷頻度の評価においては正しい値を入力、算出しているため、評価結果は変わらない。
34	審査資料	添付3.1.1.2-7	添付3.1.1.2-7-4	2.0E-13	2.0E-11	②-Ⅲ	無	当該値は、内部事象レベル1PRAのベースケースのLOCA時注水機能喪失の炉心損傷頻度であり、ECCS配管破断を考慮した感度解析との比較のために記載したものである。 ベースケースと感度解析結果の比較は各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度の正しい合計値で行っているため、当該値による感度解析に係る評価には影響しない。

分類: ① 数値及び単位の記載に係る修正
 ②-Ⅰ 簡易な計算間違い
 ②-Ⅱ 一部修正漏れ、図中の数値の記載間違い
 ②-Ⅲ エビデンスからの転記漏れ・転記間違い

2. 幾何形状等に関するデータ

項 目	数 値	備 考
1. 定常運転時の圧力，温度，湿度		設計値
(1) 格納容器圧力（ドライウエル）	5.0kPa [gage]	
(2) 格納容器温度（ドライウエル）	330K	
(3) 格納容器湿度（ドライウエル）	0.2%	0.2（単位なし）が正
(4) ベント管圧力	5.0kPa [gage]	
(5) ベント管温度	305K	
(6) ベント管湿度	0.2%	0.2（単位なし）が正
(7) 格納容器圧力（サプレッション・チェンバ）	5.0kPa [gage]	
(8) 格納容器温度（サプレッション・チェンバ）	305K	
(9) 格納容器湿度（サプレッション・チェンバ）	1.0%	1.0（単位なし）が正
(10) サプレッション・プール水温度	305K	
(11) 原子炉建屋圧力	大気圧	
(12) 原子炉建屋温度	300K	
(13) 原子炉建屋湿度	0.1%	0.1（単位なし）が正
(14) 格納容器気体成分比	窒素 100%	
(15) 原子炉建屋気体成分比	窒素 80% 酸素 20%	

項 目	数 値	備 考
5. サプレッション・チェンバ形状に関するデータ		設計値
(1) サプレッション・チェンバ内径	第 2.2 図⑦参照	
(2) サプレッション・プール水深	第 2.2 図⑧参照	
(3) サプレッション・プール水温度	32℃	
(4) サプレッション・チェンバ・ライナ材質	鋼材	
(5) サプレッション・チェンバ・ライナ厚さ	壁： 床：	
(6) サプレッション・チェンバ・ライナとサプレッション・チェンバ遮蔽壁との間隔	—	
6. ベント管形状に関するデータ		設計値
(1) ベント管頂部高さ	第 2.2 図⑨参照	
(2) ベント管材質及び重量	鋼材 1,480kg／本	
(3) ベント管外径及び内径	610mm 610mmが正	
(4) ベント管長さ	第 2.2 図⑩参照	
(5) ベント管本数	108 本	
(6) ベント管入口障壁の形状及びベント管との位置関係	(1) 及び (3) と同じ	
(7) ベント管出口のプール底部からの高さ	第 2.2 図⑪参照	
(8) 真空破壊装置の内径		
(9) 真空破壊装置の個数	11 個	
(10) 真空破壊装置の作動条件	3.45kPa	ドライウェル・サプレッション・チェンバ差圧
(11) 真空破壊装置の位置（高さ）	W/W 床上： 14.30m (288° 以外) 15.19m (288°)	

降下火砕物の除去に要する時間及び灰置場について

1. 降下火砕物の除去に要する時間

降下火砕物の除去に要する時間について，土木工事の人力掘削作業を参考に評価した結果を以下に示す。

(1) 評価条件

堆積面積 1m^2 あたりの作業人工等の評価条件を第1表に示す。

第1表 降下火砕物の除去に要する時間の評価条件

項目		評価値
①堆積面積 (m^2)	原子炉建屋（付属棟含む）	約4,490
	タービン建屋	約7,320
	使用済燃料乾式貯蔵建屋	約1,400
	合計	約13,210
②堆積厚さ (m)		0.5
③堆積量＝①×② (m^3)		6,605
④ 1m^3 当たりの作業人工※		0.39

※：「国土交通省土木工事積算基準（H24）」における人力掘削での人工

(2) 評価結果

降下火砕物の除去に要する作業量は以下のとおり。

$$0.39 \frac{\text{人}}{\text{日}} \cdot \text{m}^3 \times 6,605\text{m}^3 = \text{約 } 2,576 \text{ 人日}$$

$\frac{\text{人日}}{\text{m}^3}$

人工の単位の表記ミス
以下の評価結果に影響なし
他に使用した項目なし

以上の結果から，降下火砕物の除去に人員を約120人動員した場合，3週間程度で降下火砕物を除去できる。また，人員を増やすことによりさらに期間の短縮が可能である。

ここで、 $V_{\min}$ は、Gale intensityと呼ばれ（Galeは「非常に強い風」という意味）、被害が発生し始める風速に位置づけられる。米国気象局 NWS（National Weather Service）では、34ノット～47ノット（17.5m/s～24.2m/s）とされ、また、気象庁が使用している風力階級では、風力9は大強風（strong gale：20.8m/s～24.4m/s）と分類され、「屋根瓦が飛ぶ。人家に被害が出始める。」とされていることを参考に、 $V_{\min} = 25\text{m/s}$ とした。なお、この値はF0（17m/s～32m/s）のほぼ中央値に相当する。

- c. 得られた平均と分散共分散行列を基に、竜巻影響エリアの代表幅 D_0 を考慮し、次式にて、被災面積期待値 $E[DA(V_0)]$ を算定する。

$$E[DA(V_0)] = \int_0^\infty \int_0^\infty \int_0^\infty W(V_0) l f(V, w, l) dV dw dl + \int_0^{2\pi} \int_0^\infty \int_0^\infty H(\alpha) l f(V, l, \alpha) dV dl d\alpha \\ + \int_0^{2\pi} \int_0^\infty \int_0^\infty W(V_0) G(\alpha) f(V, w, \alpha) dV dw d\alpha + S \int_{V_0}^\infty f(V) dV$$

ここで、 $H(\alpha)$ 及び $G(\alpha)$ は、それぞれ竜巻の被害長さ及び被害幅方向に沿った面に竜巻影響評価対象構造物を投影した時の長さである。

$$H(\alpha) = B|\sin \alpha| + A|\cos \alpha|$$

$$G(\alpha) = A|\sin \alpha| + B|\cos \alpha|$$

ここで、 α ：竜巻の移動方向

竜巻影響エリアを円形で設定しているため、 H 及び G とともに竜巻影響エリアの直径で一定（竜巻の移動方向に依存しない。）となる。

S は竜巻影響エリアの面積（約71,000 km^2 ）を表わす。円の直径を D_0

とした場合は、以下の式にて表わされる。

単位の表記ミス
評価には正しい単位の値で
行っており評価結果に影響なし

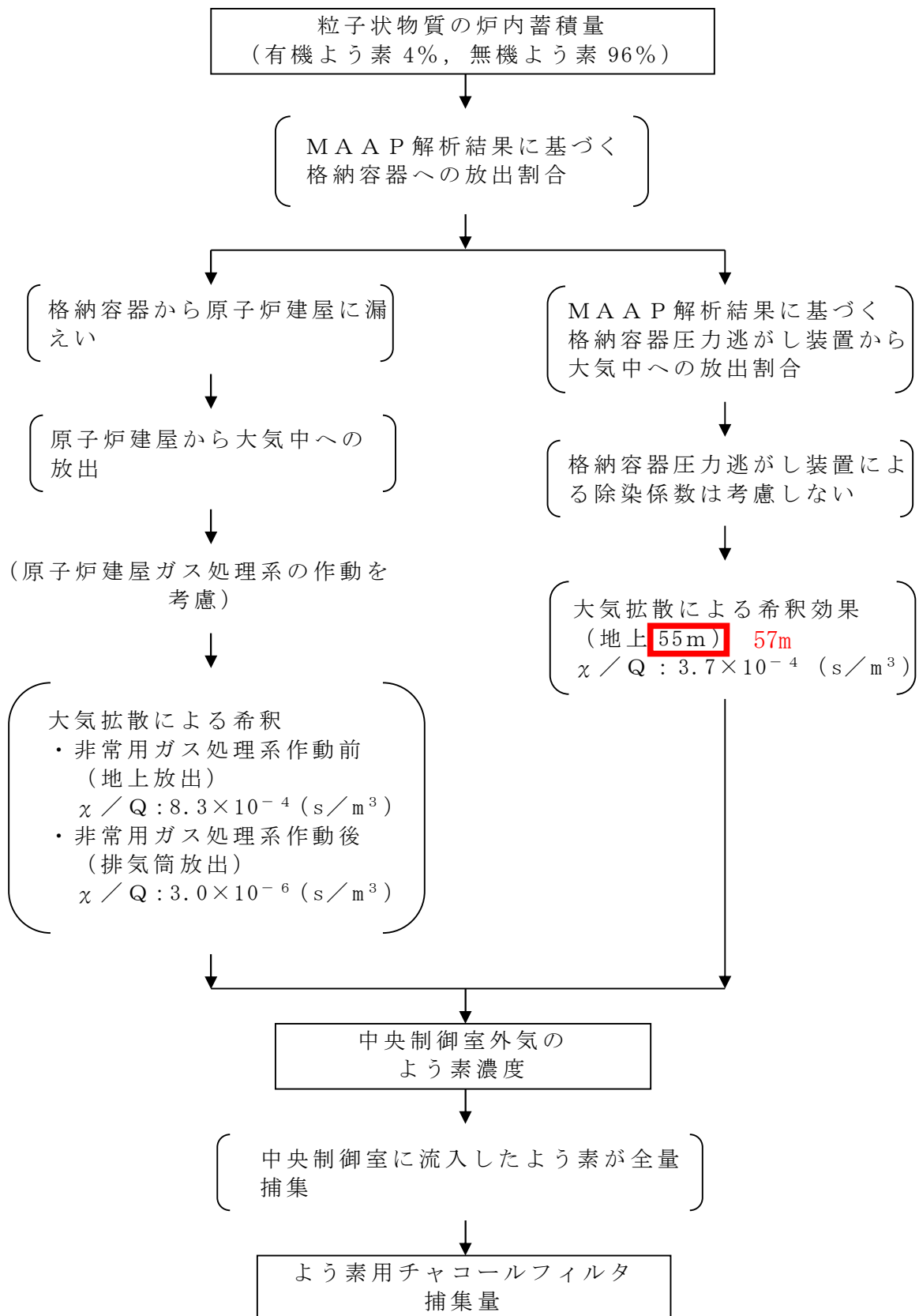
P C V 圧力制御
(*PC/P*)

赤字：操作内容の判断は別紙 5 参照

第 1 表 原子炉格納容器内の計装設備の設置高さ

計装設備※1	個数	検出器設置高さ	影響評価
①原子炉圧力容器温度計	4		原子炉圧力容器温度計 4 個は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
②ドライウェル雰囲気温度計	8		ドライウェル雰囲気温度計 8 個は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
③サプレッション・チェンバ 雰囲気温度計	2		サプレッション・チェンバ雰囲気温度計 2 個は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
④サプレッション・プール水 温度計	3		サプレッション・プール水温度計 3 個は水没するが、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
⑤格納容器下部水温計	10		格納容器下部水温計 10 個は水没するが、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
⑥格納容器下部水位計	10		格納容器下部水位計（電極式）10 個は水没するが、水位計であり、また、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。

※1 表中の丸数字は第 1 図の丸数字に対応する。



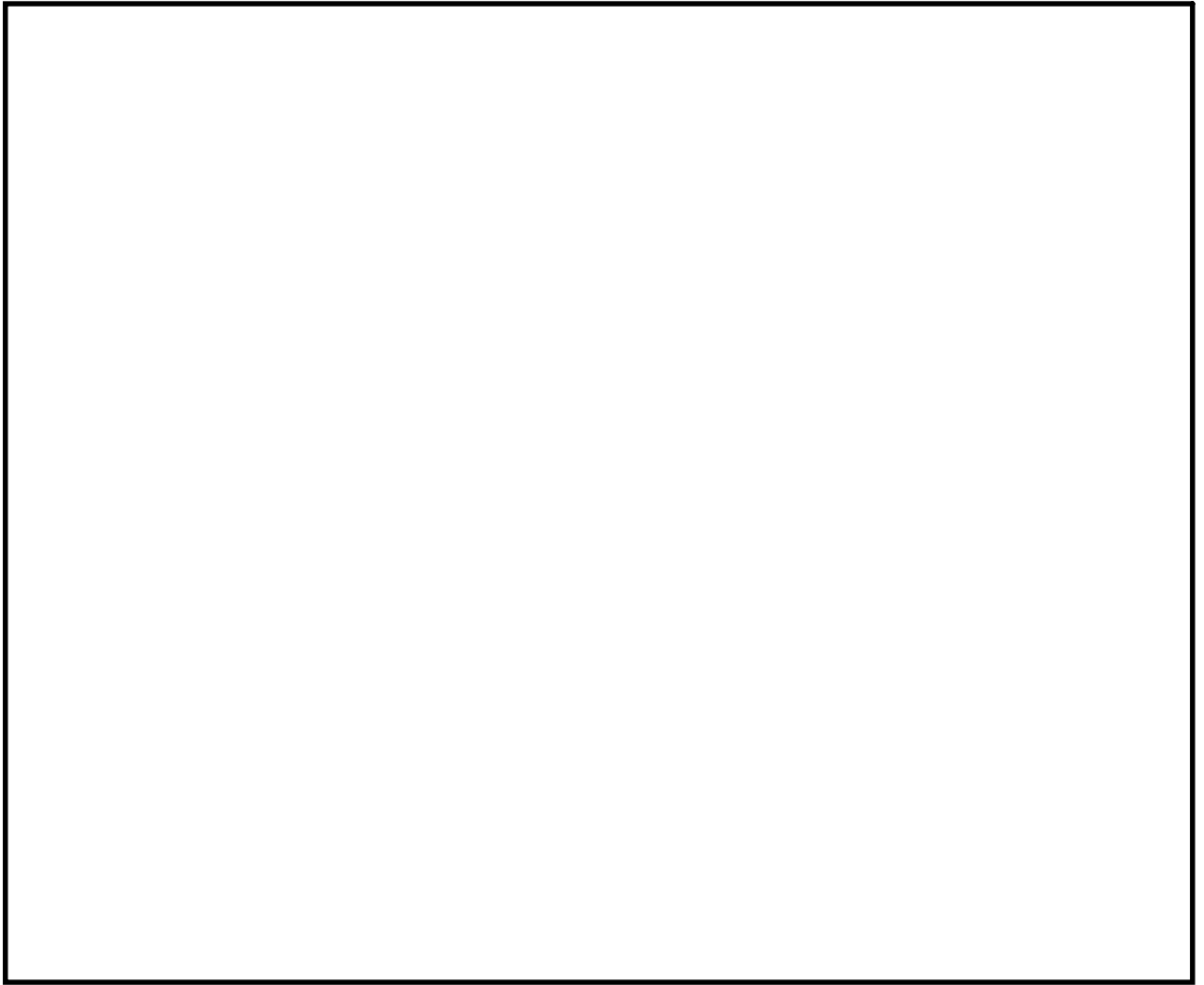
第 9-1 図 中央制御室換気空調系における
よう素用チャコールフィルタへの捕集量評価過程

第1表 線源となる設備とアクセスルート等への影響について

設 備※1	考慮していない理由	離隔距離、 遮蔽厚等	アクセスルート等 における線量率	設備位置
非常用ガス処理系フィルタ、 非常用ガス再循環系フィルタ	原子炉建屋原子炉棟 5F の設備であり、アクセスルート等から十分離れており、設備とアクセスルートの間には原子炉建屋原子炉棟の壁、床があり十分な遮蔽効果に期待でき、被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚（床、壁） ：約 100 cm 距 離：10m 以上	10^{-1} mSv/h 以下	① (第 6 図)
中央制御室換気系フィルタ	アクセスルートから十分に離れており、移動時における影響は短時間であり被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚：なし 距 離：10m 以上	0.5 mSv/h	② (第 4 図)
凝集沈殿装置供給ポンプ	アクセスルートから十分に離れており、アクセスルート等の間には補助遮蔽がある。また、移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚：約 100 cm 距 離：20m 以上	10^{-2} mSv/h 以下	③ (第 3 図)
凝集沈殿装置供給タンク	アクセスルートから十分に離れており、アクセスルート等の間には補助遮蔽がある。また、移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚：約 100 cm 距 離：10m 以上	10^{-2} mSv/h 以下	④ (第 3 図)
廃液濃縮機	アクセスルートから十分に離れており、アクセスルートとの間には補助遮蔽がある。また、移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚：約 80 cm 距 離：10m 以上	10^{-2} mSv/h 以下	⑤ (第 3 図)
廃液濃縮機循環ポンプ	アクセスルート等の間には補助遮蔽があり、移動時における影響は短時間であることから被ばく評価への影響は小さいため。	遮蔽厚：約 80 cm 距 離：1m 以上	10^{-2} mSv/h 以下	⑥ (第 4 図)
フィルタ装置格納槽	アクセスルートから十分に離れており、フィルタ装置格納槽からの直接線等は遮蔽設備により十分に低い線量となるため。	遮蔽厚：約 180 cm 距 離：40m 以上	10^{-2} mSv/h 以下	⑦ (第 1 図)

※1 表の設備以外にも貯蔵タンク等があるが、管理区域の区域区分Ⅰ又はⅡ (0.1 mSv/h 未満)にある設備であり、被ばく評価上影響は小さい。

「160cm以上」が正



第 1 図 屋外アクセスルート

第2.3-1表 特定した流入経路に対して実施する浸水対策（2／2）

区分・系統	流入経路	設置場所	浸水対策
e. 構内排水路	①集水枡等	放水ビット 防潮堤境界	閉止ゲート 逆流防止設備
f. その他	<循環水ポンプ室> ①循環水ポンプ室内の循環水系等配管 <防潮堤・防潮扉> ②防潮堤又は防潮扉の地下部を貫通する配管等の貫通部（予備貫通部含む）	<循環水ポンプ室> ①循環水ポンプ室 <防潮堤・防潮扉> ② 防潮堤，防潮扉	貫通部 止水処置

※グランド部の管理について（海水ポンプ，循環水ポンプ，緊急用海水ポンプ）

津波の流入の可能性のある経路として，グランド部から浸水が想定されるが，構造上グランドパッキンが挿入されており，締め付けボルトにて圧縮力を与えシールする構造である。また，グランドパッキンの排水量は，日常のパトロールによる点検等により管理していることから，重要な安全機能を有する設備へ影響を与えることはない。図2.3-1図に残留熱除去系海水系ポンプの構造図（例）を示す。

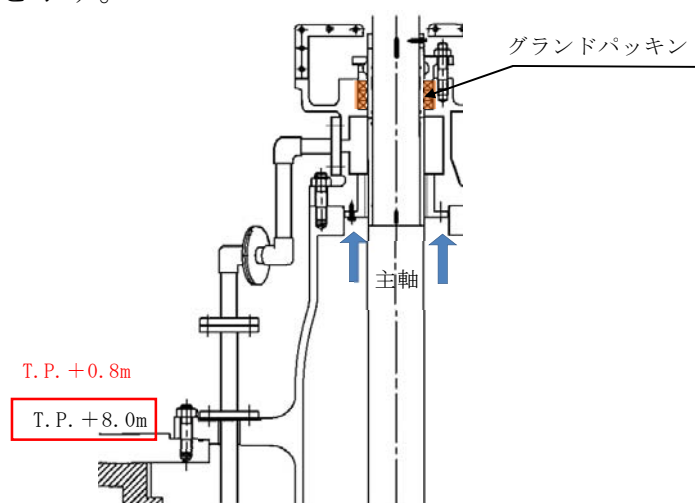
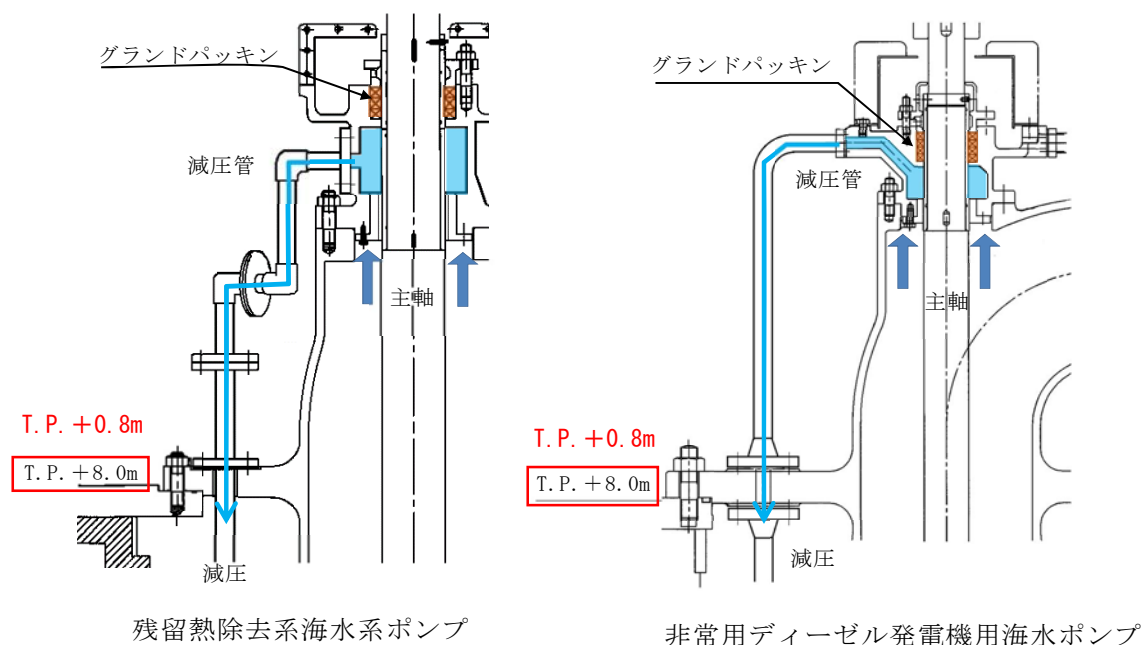


図2.3-1図 残留熱除去系海水系ポンプの構造図（例）

＜参 考＞

（１）非常用海水ポンプ減圧管の構造について

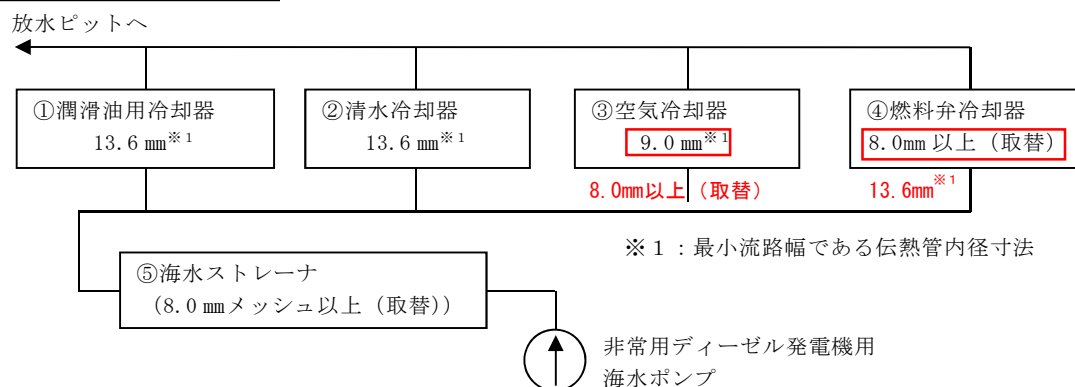
非常用海水ポンプの減圧管は，グランドパッキンの下部に設置されており，グランドパッキンのシール圧力を軽減させる機能がある。グランドパッキンの最高使用圧力は 1.2MPa であることから，仮に津波による圧力（静水圧 0.2MPa）がグランドパッキンに負荷されたとしても影響はなく，津波の襲来を受けてもグランド部のシール機能は保持される。第 2.3-20 図に非常用海水ポンプグランド減圧配管の概要を示す。



第 2.3-20 図 非常用海水ポンプグランド減圧配管の概要

（２）非常用海水ポンプグランドドレン量について

非常用海水ポンプグランドドレン量は，残留熱除去系海水系ポンプで 1 台当たり ℓ/分，非常用ディーゼル発電機用海水ポンプで 1 台当たり ℓ/分になる。漏えい量評価(120 分)に換算すると，北側ポンプ室は ℓ，南側ポンプ室は ℓとなる。



第 2.5-9 図 非常用海水ポンプの概略系統図
(非常用ディーゼル発電機のうち海水ライン)

第 2.5-8 表 非常用海水系の各機器の最小流路幅
(非常用ディーゼル発電機のうち海水ライン)

海水供給機器	最小流路幅 (mm)	砂粒径 (mm)
①非常用ディーゼル発電機用潤滑油用冷却器	13.6	約 0.15
②非常用ディーゼル発電機用清水冷却器	13.6	
③非常用ディーゼル発電機用空気冷却器	8.0mm 以上 (取替)	
④非常用ディーゼル発電機燃料弁冷却器	13.6	
⑤非常用ディーゼル発電機用海水ストレーナ	8.0mm メッシュ 以上 (取替)	

第 2.5-13 表 漂流物検討対象選定結果一覧表

発電所敷地外分（発電所北側エリア）（東京ガス株式会社日立LNG基地）（1／2）

<海域>

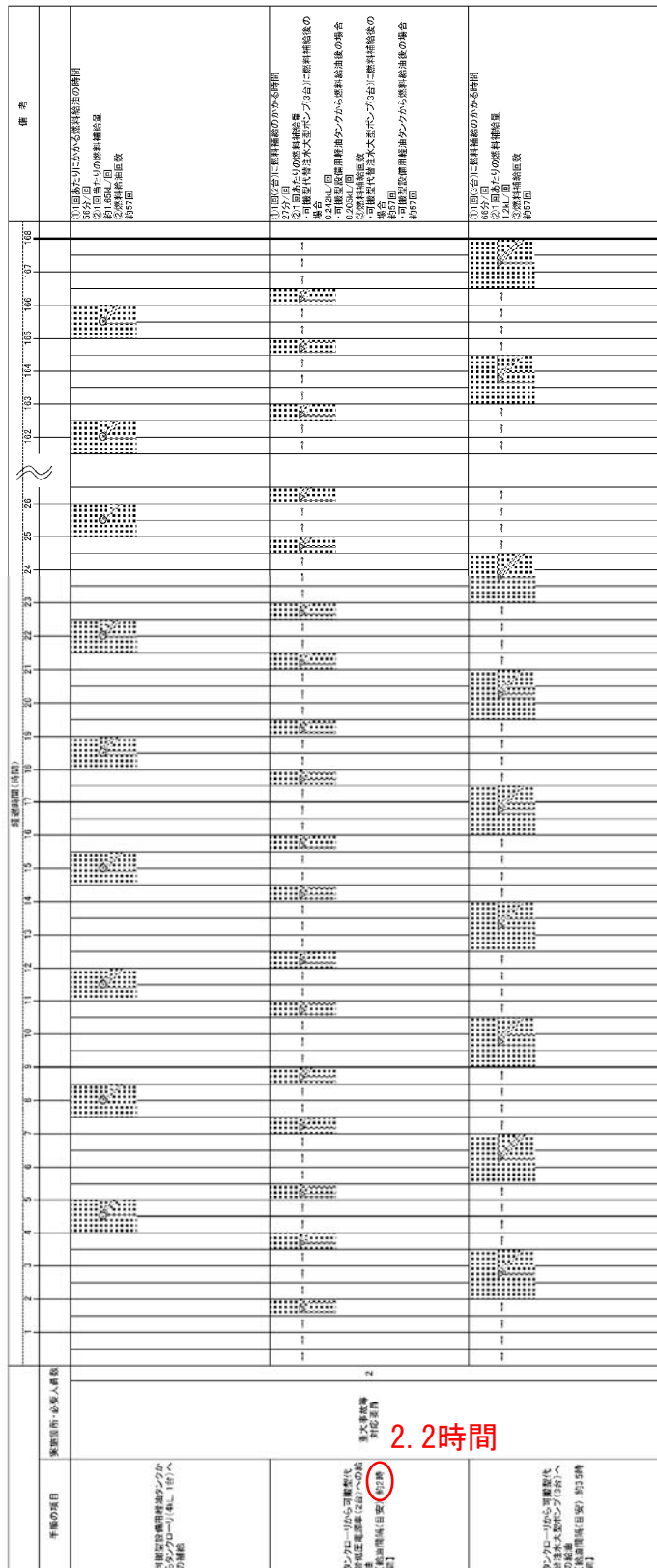
分類	名称	場所	数量	状態	主要構造（形状）／材質	重量 （最も大きなものを記載）	評価	分類※
船舶								
設備類等								

<陸域>

分類	名称	場所	数量	状態	主要構造（形状）／材質	寸法	重量	評価	分類※
建物類等									
建物類等									
建物類等									
建物類等									

発電所敷地外分（発電所北側エリア）

（東京ガス株式会社日立LNG基地）調査実施日：2017年3月14日



○：可搬型設備用軽油タンクからタンクローリへの給油（給油時間約50分）

▽：タンクローリから各機器への給油（数値の単位[kL]）

注：上記以外の可搬型設備を使用する場合は、各車両の燃料消費量を考慮し給油を実施する。

注：タンクローリ【給油間隔（目安）：約150時間】は7日間で1回の給油となるため、上表には含まれていない。

第 1.14.2.6-5 図 可搬型設備用軽油タンクからタンクローリ，タンクローリから各機器への給油 7 日間サイクルタイムチャート

約200L/h

約218L/hであり，起動から枯渇までの時間は約3.5時間。

- ・窒素供給装置用電源車の燃料消費率は，定格容量にて約110L/hであり，起動から枯渇までの時間は約2.2時間。
- ・可搬型代替注水中型ポンプの燃料消費率は，定格容量にて約35.7L/hであり，起動から枯渇までの時間は約3.5時間。
- ・タンクローリ（走行用の燃料タンク）の燃料消費量は，1日当たり約54Lであることから，24時間に1回給油を行う。

また，事象発生後7日間，可搬型代替低圧電源車，可搬型代替注水大型ポンプ，窒素供給装置用電源車，可搬型代替注水中型ポンプ及びタンクローリ（走行用の燃料タンク）の運転を継続するために必要な燃料（軽油）の燃料消費量は約168.6kLである。また，可搬型設備用軽油タンクは210kL以上となるよう管理する。

b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

重大事故等の対処に必要なとなる常設代替高圧電源装置に対して，燃料給油設備である軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置燃料移送ポンプにより自動で給油する。

なお，常設代替高圧電源装置は，運転開始後約2時間にわたり電力を供給できる燃料を保持しており，その燃料が枯渇するまでに自動で給油されていることを確認する。

(a) 手順着手の判断基準

常設代替高圧電源装置を起動した場合。

(b) 操作手順

軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油手順の概要は以

第 58－6－3 表 計測装置の警報動作範囲 (2/2)

名 称		警報動作範囲	警報動作範囲の設定に関する考え方
計測装置	原子炉圧力	7.39MPa [gage] 以下	スクラム動作を伴わない異常な過渡現象発生時、原子炉圧力容器内の圧力上昇を緩和し、かつサプレッション・プール水の温度上昇を抑えるため再循環系ポンプ 2 台トリップ及び代替制御棒挿入を行う。 原子炉圧力高スクラム (7.25MPa[gage]) の発生前に本インターロックが動作することなく、かつ事象の早期緩和を図るため、圧力高スクラム設定値に対して計器誤差を見込んだ原子炉圧力 7.39MPa[gage]以下を設定値とする。
	原子炉水位	-950mm 以上※2 -970mm以上	原子炉水位が低下した場合に、原子炉隔離時冷却系を起動（冷却材補給機能）し、原子炉の水位低下を防ぐ。 給水が完全に喪失した場合、原子炉水位 L 2 にて原子炉隔離時冷却系が起動することにより原子炉水位 L 1 を下回らないよう十分高い水位にするとともに、原子炉水位 L 3 以上の水位で原子炉スクラムが発生した際に原子炉隔離時冷却系が起動しないよう、L 3 水位より十分に低い水位である、原子炉水位 -950mm 以上 を設定値とする。 -970mm以上
		-3,800mm 以上※2 -3,790mm以上	一次系配管破断等による原子炉冷却材喪失事故時に対するプラント保護のため、非常用炉心冷却系を起動し、速やかに炉水位の回復を行う。 給水が完全に喪失した場合に原子炉水位 L 2 で原子炉隔離時冷却系、高圧炉心スプレイ系が起動することにより、L 1 に達しないように十分低い値とするとともに、非常用炉心冷却系が作動するのに時間的に十分余裕があり、冠水維持されて冷却が十分達成されるよう原子炉水位 -3,800mm 以上 を設定値とする。 -3,790mm以上
		-3,800mm 以上※2 -3,790mm以上	中小破断事故時に高圧炉心スプレイ系が作動しない場合、原子炉水位 L 1 で自動減圧系を作動させ、低圧炉心スプレイ系又は残留熱除去系（低圧注水系）と連携して炉心を冷却するよう原子炉水位 -3,800mm 以上 を設定値とする。 -3,790mm以上 また、自動減圧系の機能が喪失した場合、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するため、原子炉水位 L 1 で自動減圧機能を有する 7 個のうち 2 個の逃がし安全弁を作動させるよう原子炉水位 -3,800mm 以上 を設定値とする。 -3,790mm以上

※1 Wd は再循環流量 (%)

※2 基準点は蒸気乾燥器スカート下端（原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm）

推定の評価	① 原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域） 同じ仕様のもので原子炉压力容器内の水位を計測することにより、原子炉压力容器内の水位を計測することができ、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 ② 原子炉压力容器への注水流量 原子炉压力容器への注水流量による推定方法は、直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し、原子炉压力容器への注水流量と崩壊熱除去に必要な水量の差を利用して、原子炉の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 ③ 原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、サブプレッション・チェンバ圧力 原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、サブプレッション・チェンバ圧力による推定方法は、原子炉水位の計測が困難^{※1}となった場合の原子炉压力容器の満水操作時における原子炉の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 ※1 原子炉水位の計測が困難になる状況として機器の故障以外に、原子炉圧力とドライウエル雰囲気温度の関係から水位不明と判断する場合がある。これは、計測機器内部の水が外部から飽和温度以上に過熱されることで蒸発し、正確な指示を示さなくなる可能性があるためである。 なお、大規模な破断が発生した場合は、原子炉压力容器の満水を確認することが困難であるため、破断口まで原子炉水位が回復したことを原子炉注水流量による上昇率からの推定又は破断口からの流出をサブプレッション・プール水位上昇傾向変化により推定する。 <誤差による影響について> 原子炉压力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ（原子炉水位）による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差^{※2}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※2 原子炉水位（広帯域）の誤差：±46mm 原子炉水位（燃料域）の誤差：±44mm 原子炉水位（SA広帯域）の誤差：±43mm 原子炉水位（SA燃料域）の誤差：±41mm 代替パラメータ（原子炉压力容器への注水流量）による推定では、崩壊熱除去に必要な注水量を注水することで、炉心冷却状態の傾向が把握できるため、計器誤差^{※3}を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。 ※3 高圧代替注水系系統流量の誤差：±0.4L/s ±0.5L/s 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン用）の誤差：±4.0m³/h^{※4} 低圧代替注水系原子炉注水流量（常設ライン狭帯域用）の誤差 ：±0.7m³/h^{※4} 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン用）の誤差：±2.4m³/h^{※5} 低圧代替注水系原子炉注水流量（可搬ライン狭帯域用）の誤差 ：±0.7m³/h^{※5} 代替循環冷却系原子炉注水流量の誤差：±1.6m³/h 原子炉隔離時冷却系系統流量の誤差：±0.5L/s 高圧炉心スプレイ系系統流量の誤差：±4.3L/s
推定の評価	残留熱除去系系統流量の誤差：±5.2L/s 低圧炉心スプレイ系系統流量の誤差：±5.2L/s ※4 常設設備による対応時及び可搬型設備による対応時の両方で使用する流量 ※5 可搬型設備による対応時に使用する流量 以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。

(f) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の温度）

項 目	原子炉格納容器内の温度		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	ドライウエル雰囲気温度	0～300℃	171℃以下
	サブプレッション・チェンバ雰囲気温度	0～200℃	104 171℃以下
	サブプレッション・プール水温度	0～200℃	104℃以下
	格納容器下部水温	0～500℃※ ¹ (ペDESTAL床面 0m, +0.2m) ※ ²	—
代替 パラメータ	①ドライウエル圧力 (ドライウエル雰囲気温度の代替)	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	①サブプレッション・プール水温度 (サブプレッション・チェンバ雰囲気温度の代替)	0～200℃	104℃以下
	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 (サブプレッション・プール水温度の代替)	0～200℃	104 171℃以下
	②サブプレッション・チェンバ圧力 (ドライウエル雰囲気温度、サブプレッ ション・チェンバ雰囲気温度の代替)	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	※ ¹ R P V破損及びデブリ落下・堆積検知（高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器） ※ ² ペDESTAL底面（コリウムシールド上表面：EL. 11, 806mm）からの高さ		
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器の過温破損が防止されていることを確認することである。		
推定方法	原子炉格納容器内の主要パラメータである原子炉格納容器内温度の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内圧力、原子炉格納容器内温度（原子炉格納容器内の他の計測箇所）により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ① ドライウエル圧力 ドライウエル圧力が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧力の関係を利用して第 58－7－13 図よりドライウエル雰囲気温度の推定を行う。 推定可能範囲：100℃～170℃		

(g) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の圧力）

※1 常用代替監視パラメータ

項 目	原子炉格納容器内の圧力		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	ドライウエル圧力	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	サブプレッション・チェンバ圧力	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
代替 パラメータ	①サブプレッション・チェンバ圧力 （ドライウエル圧力の代替）	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	①ドライウエル圧力 （サブプレッション・チェンバ圧力の代替）	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	②ドライウエル雰囲気温度 （ドライウエル圧力の代替）	0～300℃	171℃以下
	②サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 （サブプレッション・チェンバ圧力の代替）	0～200℃	104 171 ℃以下
	③［ドライウエル圧力］※ ¹ （ドライウエル圧力の代替）	0～500kPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	③［サブプレッション・チェンバ圧力］※ ¹ （サブプレッション・チェンバ圧力の代替）	0～500kPa [abs]	279kPa [gage] 以下
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損が防止されていることを確認することである。		
推定方法	原子炉格納容器内の主要パラメータである原子炉格納容器内圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内圧力（原子炉格納容器内の他の計測箇所）、原子炉格納容器内温度により原子炉格納容器内圧力を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ① ドライウエル圧力，サブプレッション・チェンバ圧力 ドライウエルとサブプレッション・チェンバは、真空破壊装置及びベント管を介してそれぞれ均圧されることから、ドライウエル圧力の計測が困難になった場合、サブプレッション・チェンバ圧力により推定する（サブプレッション・チェンバ圧力を推定する場合はドライウエル圧力にて推定）。 ② ドライウエル雰囲気温度，サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 原子炉格納容器内が過去の温度，圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば，飽和温度／圧力の関係を利用して第 58－7－14 図より原子炉格納容器内圧力の推定を行う。 推定可能範囲：0.10MPa [abs] ～0.71MPa [abs]		

- (1) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（最終ヒートシンクの確保）

項 目	最終ヒートシンクの確保		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	代替循環冷却系		
	サブプレッション・プール水温度	0～200℃	104℃以下
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0～100℃	—
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0～300m ³ /h	—
	格納容器圧力逃がし装置		
	フィルタ装置水位	180mm～5, 500mm	—
	フィルタ装置圧力	0～1MPa [gage]	—
	フィルタ装置スクラビング水温度	0～300℃	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ	10 ⁻² Sv/h～10 ⁻⁵ Sv/h	—
		10 ⁻³ mSv/h～10 ⁻⁴ mSv/h	—
	フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol%	—
	耐圧強化ベント系		
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	10 ⁻² mSv/h～10 ⁻⁵ mSv/h	—
	残留熱除去系		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	182℃以下
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	182℃以下
	残留熱除去系系統流量	0～600L/s	470L/s
代替 パラメータ	代替循環冷却系		
	①サブプレッション・チェンバ雰囲気温度 （サブプレッション・プール水温度、代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替）	0～200℃	104℃ 171 ℃以下
	①残留熱除去系熱交換器出口温度 （代替循環冷却系ポンプ入口温度の代替）	0～300℃	182℃以下
	①代替循環冷却系原子炉注水流量 （代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替）	0～150m ³ /h	—
	②サブプレッション・プール水温度 （代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替）	0～200℃	104℃以下
	②ドライウエル雰囲気温度 （代替循環冷却系格納容器スプレイ流量の代替）	0～300℃	171℃以下
	格納容器圧力逃がし装置		
	①ドライウエル圧力 （フィルタ装置圧力の代替）	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下

代替 パラメータ	①サブプレッション・チェンバ圧力 (フィルタ装置圧力の代替)	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	①フィルタ装置圧力 (フィルタ装置スクラビング水温度の代替)	0～1MPa [gage]	—
	②フィルタ装置スクラビング水温度 (フィルタ装置圧力の代替)	0～300℃	—
	②格納容器内水素濃度 (SA) (フィルタ装置入口水素濃度の代替)	0～100vol%	約3.3 4.0 vol%以下
	残留熱除去系		
	①原子炉圧力容器温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0～500℃	302℃以下
	①サブプレッション・プール水温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0～200℃	104℃以下
	①残留熱除去系熱交換器入口温度 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0～300℃	182℃以下
	①残留熱除去系ポンプ吐出圧力 (残留熱除去系系統流量の代替)	0～4MPa [gage]	3.45MPa [gage]
	②残留熱除去系海水系系統流量 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0～550L/s	493L/s
	②緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器) (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0～800m ³ /h	—
	②緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機) (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0～50m ³ /h	—
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、原子炉及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われていることを把握することである。 なお、最終ヒートシンクの確保は、プラントの状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることにより監視が可能である。		
推定方法	推定方法は、以下のとおりである。 1. 代替循環冷却系 (1) サプレッション・プール水温度 ① サプレッション・チェンバ雰囲気温度 サブプレッション・プール水温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッション・チェンバ内の気体温度と水温が平衡状態にあると仮定し、サブプレッション・チェンバ雰囲気温度によりサブプレッション・プール水温度を推定する。 (2) 代替循環冷却系ポンプ入口温度 ① 残留熱除去系熱交換器出口温度 代替循環冷却系ポンプ入口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器出口温度により代替循環冷却系ポンプ入口温度を推定する。		

項 目	数 値		備 考
2. 容 積			設計値
(1) 原子炉圧力容器	第 2.1 図参照		
・ 自由空間体積（冷却材がない場合，解析で想定される空間区分毎）			
(2) ドライウエル（ベント管及びペデスタル（ドライウエル部）を含む）	5,700m ³		
・ ドライウエル自由空間体積			
(3) ドライウエル（ベント管及びペデスタル（ドライウエル部）を除く）	5,178m ³		
・ ドライウエル自由空間体積			
・ ドライウエル床からドライウエル頂部までの高さとし自由空間体積の関係	高さ	体積	
	0.0m	0.0m ³	
	30.1m	5,178m ³	
(4) ペデスタル（ドライウエル部）	222.0m ³		
・ 自由空間体積	高さ	体積	
・ ペデスタル（ドライウエル部）底部から頂部までの高さとし自由空間体積の関係	0.0m	0.0m ³	
	9.5m	222.0m ³	
(5) ベント管	8.2m		
・ ベント管自由空間体積（プール水がない場合）	300m ³		
(6) サプレッション・チェンバ	7,400m ³		
・ サプレッション・チェンバ自由空間体積（プール水がない場合）	高さ	体積	
・ サプレッション・チェンバ底部からサプレッション・チェンバ頂部までの高さとし自由空間体積の関係（プール水がない場合）	0.0m	0.0m ³	
・ サプレッション・プール水量	16.1m	7400m ³	
(7) 原子炉建屋	3,300m ³		
・ 原子炉建屋自由体積	71,713m ³		
・ 原子炉建屋底部（マット）から原子炉建屋頂部までの高さとし自由空間体積の関係	高さ	体積	
	0.0m	0.0m ³	
	67.855m	71713m ³	

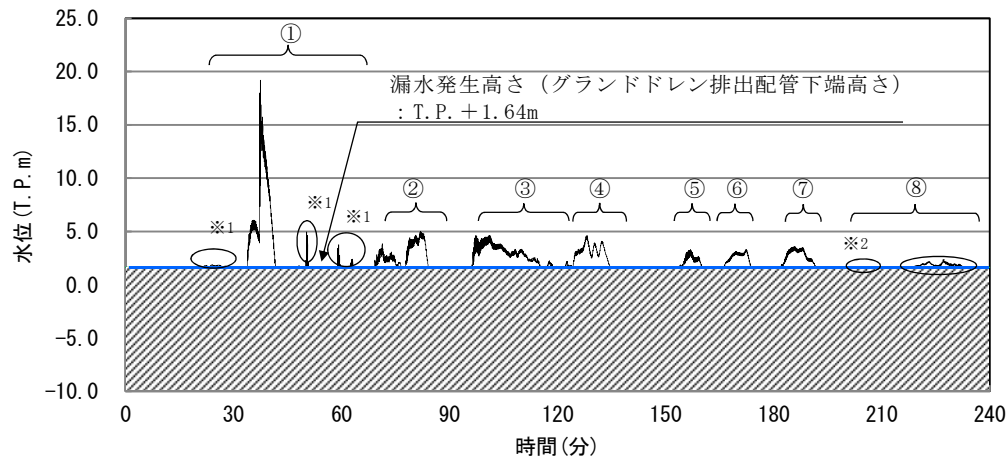
要員	考え方	人数	合計
発電所災害対策 本部長他	重大事故等に対処するための指揮を行うために必要な本部要員として、本部長、本部長代理、原子炉主任技術者がとどまる。	4名	48名
各班本部員， 班長	各作業班の要員については、本部長からの指揮を受け、重大事故等に対処するために、各本部員及び各班長がとどまる。	20名	
交替要員	上記、本部長、本部長代理、原子炉主任技術者の交替要員 5 名及び各作業班の本部員、班長の交替要員 18 名を確保する。	24名 5名を4名に修正 18名を20名に修正	

(注) 人数については、今後、訓練等を踏まえた検討により変更となる可能性がある。

第 5.5-1 表 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員

- (2) 原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な要員

原子炉格納容器の破損等重大事故等に対して、プルーム通過後に放射性物質の拡散を抑制するための継続的な対応措置を行うための必要な要員数を確保する。必要な要員数については第 5.5-2 表に示す。



注：漏水発生高さ T.P. + 1.64m を超える津波水位について、時刻歴波形中の番号（①～⑧）により整理した。

※1, 2: T.P. + 1.64m を僅かに超える津波水位であり、当該部の津波継続時間については、※1 は下表に示す津波①の「時刻歴波形に基づく津波高さ及び継続時間」の継続時間 11.0 分 に、※2 は津波⑧の「時刻歴波形に基づく津波高さ及び継続時間」の継続時間 11.0 分 にそれぞれ含めている。

18.0分

津波	時刻歴波形に基づく津波 高さ及び継続時間		保守的に設定した評価用 津波高さ及び継続時間		類型化 パターン
	解析津波高さ (T.P.m)	継続時間 (分)	評価津波高さ (T.P.m)	継続時間 (分)	
①	+19.2	17.39	+20.0	18.0	a
②	+5.1	15.04	+6.0	16.0	b
③	+4.7	23.92	+5.5	25.0	c
④	+4.7	12.59	+5.5	13.0	d
⑤	+3.4	6.54	+4.5	10.0	e
⑥	+3.4	8.02	+4.5	10.0	
⑦	+3.6	9.80	+4.5	10.0	
⑧	+2.4	17.07	+3.5	18.0	f
合計	—	110.37	—	120.0	—

第 2.3-16 図 取水ピットにおける入力津波の時刻歴波形及び類型化

可搬型計測器の必要個数整理 (3/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
未臨界の維持 又は監視	起動領域計装	$10^{-1}\text{cps}\sim 10^6\text{cps}$ ($1.0\times 10^3\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}\sim 1.0\times 10^9\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$) $0\sim 40\%$ 又は $0\sim 125\%$ ($1.0\times 10^8\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}\sim 1.5\times 10^{13}\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$)	—	8	—※ ⁹	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域計装	1.0 $0\sim 125\%$ ($1.2\times 10^{12}\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}\sim 1.0\times 10^{14}\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$)	—	2※ ¹⁰	—※ ⁹	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系ポンプ入口温度	$0\sim 100^\circ\text{C}$	$0\sim 350^\circ\text{C}$	2	1	熱電対	中央制御室	—
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	$0\sim 300\text{m}^3/\text{h}$	$0\sim 300\text{m}^3/\text{h}$	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置水位	$180\text{mm}\sim 5,500\text{mm}$	$180\text{mm}\sim 5,500\text{mm}$	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置圧力	$0\sim 1\text{MPa}$ [gage]	$0\sim 1\text{MPa}$ [gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置スクラビング水温度	$0\sim 300^\circ\text{C}$	$0\sim 350^\circ\text{C}$	1	1	熱電対	中央制御室	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2}\text{Sv}/\text{h}\sim 10^5\text{Sv}/\text{h}$	—	2	—※ ⁹	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
		$10^{-3}\text{mSv}/\text{h}\sim 10^4\text{mSv}/\text{h}$	—	1	—※ ⁹	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置入口水素濃度	$0\sim 100\text{vol}\%$	—	2	—※ ⁹	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2}\text{mSv}/\text{h}\sim 10^5\text{mSv}/\text{h}$	—	2	—※ ⁹	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	$0\sim 300^\circ\text{C}$	$0\sim 350^\circ\text{C}$	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	$0\sim 300^\circ\text{C}$	$0\sim 350^\circ\text{C}$	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系海水系系統流量	$0\sim 550\text{L}/\text{s}$	$0\sim 550\text{L}/\text{s}$	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	$0\sim 800\text{m}^3/\text{h}$	$0\sim 800\text{m}^3/\text{h}$	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	$0\sim 50\text{m}^3/\text{h}$	$0\sim 50\text{m}^3/\text{h}$	1		差圧式流量検出器	中央制御室	

(h) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水位）

※1 常用代替監視パラメータ

項 目	原子炉格納容器内の水位		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	サブプレッション・プール水位	－1m～9m (EL. 2, 030mm～12, 030mm) ※2	－0.5m～0m (EL. 2, 530mm～3, 030mm) ※2
	格納容器下部水位	+1.05m ^{※3, ※4} (EL. 12, 756mm)12, 856	—
		+0.50m, +0.95m ^{※3, ※5} (EL. 12, 306mm, 12, 756mm)	—
		+2.25m, +2.75m ^{※3, ※6} (EL. 14, 056mm, 14, 556mm)	—
代替 パラメータ	①低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン用) (サブプレッション・プール水位の代替)	0～500m ³ /h ^{※7}	—
	①低圧代替注水系原子炉注水流量 (常設ライン狭帯域用) (サブプレッション・プール水位の代替)	0～80m ³ /h ^{※7}	—
	①低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン用) (サブプレッション・プール水位の代替)	0～300m ³ /h ^{※8}	—
	①低圧代替注水系原子炉注水流量 (可搬ライン狭帯域用) (サブプレッション・プール水位の代替)	0～80m ³ /h ^{※8}	—
	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) (サブプレッション・プール水位の代替)	0～500m ³ /h ^{※7}	—
	①低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) (サブプレッション・プール水位の代替)	0～500m ³ /h ^{※8}	—
	①低圧代替注水系格納容器下部注水流量	0～200m ³ /h	—
	②代替淡水貯槽水位	0～20m	—
	②西側淡水貯水設備水位	0～6.5m	—
	③ドライウエル圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	③サブプレッション・チェンバ圧力 (サブプレッション・プール水位の代替)	0～1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	③〔格納容器下部雰囲気温度〕 ^{※1} (格納容器下部水位の代替)	0～500℃	—

(m) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（格納容器バイパスの監視）

※1 有効監視パラメータ

項 目	格納容器バイパスの監視		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準
主要 パラメータ	原子炉圧力容器内の状態		
	原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域）	−3,800mm〜1,500mm ^{※2} −3,800mm〜1,300mm ^{※3}	−3,800mm〜1,400mm ^{※2} 397mm〜1,300mm ^{※3}
	原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域）	−3,800mm〜1,500mm ^{※2} −3,800mm〜1,300mm ^{※3}	−3,800mm〜1,400mm ^{※2} 397mm〜1,300mm ^{※3}
	原子炉圧力	0〜10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	原子炉圧力（SA）	0〜10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	原子炉格納容器内の状態		
	ドライウエル雰囲気温度	0〜300℃	171℃以下
	ドライウエル圧力	0〜1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	原子炉建屋内の状態		
	高压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0〜10MPa [gage]	8.01MPa [gage]
	原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	0〜10MPa [gage]	8.96MPa [gage]
	残留熱除去系ポンプ吐出圧力	0〜4MPa [gage]	3.45MPa [gage]
	低压炉心スプレイ系ポンプ吐出圧力	0〜4MPa [gage]	3.79MPa [gage]
代替 パラメータ	原子炉圧力容器内の状態		
	①原子炉水位（広帯域） 原子炉水位（燃料域） （原子炉水位（SA広帯域），原子炉水位（SA燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（SA）の代替）	−3,800mm〜1,500mm ^{※2} −3,800mm〜1,300mm ^{※3}	−3,800mm〜1,400mm ^{※2} 397mm〜1,300mm ^{※3}
	①原子炉水位（SA広帯域） 原子炉水位（SA燃料域） （原子炉水位（広帯域），原子炉水位（燃料域），原子炉圧力，原子炉圧力（SA）の代替）	−3,800mm〜1,500mm ^{※2} −3,800mm〜1,300mm ^{※3}	−3,800mm〜1,400mm ^{※2} 397mm〜1,300mm ^{※3}
	①原子炉圧力 （原子炉圧力（SA）の代替）	0〜10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	①原子炉圧力（SA） （原子炉圧力の代替）	0〜10.5MPa [gage]	8.62MPa [gage] 以下
	②原子炉圧力容器温度 （原子炉圧力，原子炉圧力（SA）の代替）	0〜 500 300 ℃	302℃以下
	原子炉格納容器内の状態		
	①ドライウエル圧力 （ドライウエル雰囲気温度の代替）	0〜1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	①サプレッション・チェンバ圧力 （ドライウエル圧力の代替）	0〜1MPa [abs]	279kPa [gage] 以下
	②ドライウエル雰囲気温度 （ドライウエル圧力の代替）	0〜300℃	171℃以下

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (3/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差※14
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	イオンチェンバ	$10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$	1	原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階	$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N\text{Sv/h}$ N: -2~5
		$10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$	1	屋外 (原子炉建屋南側外壁面)	$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N\text{Sv/h}$ N: -2~5
		$10^{-3}\text{mSv/h} \sim 10^4\text{mSv/h}$	1	原子炉建屋廃棄物処理棟 1 階	$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N\text{mSv/h}$ N: -2~5
フィルタ装置入口水素濃度	熱伝導式水素検出器	0~100vol%	2	原子炉建屋付属棟 3 階	$\pm 2.1\text{vol}\%$
耐圧強化ベント系放射線モニタ	イオンチェンバ	$10^{-2}\text{mSv/h} \sim 10^5\text{mSv/h}$	2	屋外 (原子炉建屋東側外壁面)	$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N\text{mSv/h}$ N: -2~5
代替循環冷却系ポンプ入口温度	熱電対	0~100℃	2	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	$\pm 2.2^\circ\text{C}$
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	0~300℃	2	原子炉建屋原子炉棟 1 階	$\pm 3.4^\circ\text{C}$
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	0~300℃	2	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 3.4^\circ\text{C}$
残留熱除去系海水系系統流量	差圧式流量検出器	0~550L/s	1	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	$\pm 4.8\text{L/s}$
			1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	$\pm 4.8\text{L/s}$
緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	差圧式流量検出器	0~800m ³ /h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	$\pm 6.4\text{m}^3/\text{h}$
緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	差圧式流量検出器	0~50m ³ /h	1	原子炉建屋廃棄物処理棟地下 1 階	$\pm 0.4\text{m}^3/\text{h}$
代替淡水貯槽水位	差圧式水位検出器	0~20m	1	常設低圧代替注水系ポンプ室内	$\pm 16\text{cm}$
西側淡水貯水設備水位	電波式水位検出器	0~6.5m	1	常設代替高圧電源装置置場 (地下)	$\pm 4.7\text{cm}$
常設高圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 86\text{kPa}$
常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa [gage]	2	常設低圧代替注水系ポンプ室内	$\pm 40\text{kPa}$
代替循環冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~5MPa [gage]	2	原子炉建屋原子炉棟地下 2 階	$\pm 40\text{kPa}$
原子炉隔離時冷却系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 86\text{kPa}$
高圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~10MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 86\text{kPa}$
残留熱除去系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa [gage]	3	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 35\text{kPa}$
低圧炉心スプレー系ポンプ吐出圧力	弾性圧力検出器	0~4MPa [gage]	1	原子炉建屋原子炉棟地下 1 階	$\pm 35\text{kPa}$

N: -3~4

(参考) 第 58-7-1 表 計装設備の計器誤差について (4/4)

名称	検出器の種類	計測範囲	個数	取付箇所	誤差※14
原子炉建屋水素濃度	触媒式水素検出器	0～10vol%	2	原子炉建屋原子炉棟 6 階	±0.6vol%
	熱伝導式水素検出器	0～20vol%	3	原子炉建屋原子炉棟 地下 1 階, 2 階	±1.1vol%
静的触媒式水素再結合器 動作監視装置	熱電対	0～300℃	4※10	原子炉建屋原子炉棟 6 階	±3.5℃
格納容器内酸素濃度 (SA)	磁気力式酸素検出器	0～25vol%	2	原子炉建屋原子炉棟 2, 3 階	±0.6vol%
使用済燃料プール水位・温度 (SA 広域)	ガイドパルス式水位検出器	-4,300mm～+7,200mm (EL.35,077mm～46,577mm) ※11	1	原子炉建屋原子炉棟 6 階	±173mm
	测温抵抗体	0～120℃	1※12		±3.0℃
使用済燃料プール温度 (SA)	熱電対	0～120℃	1※13	原子炉建屋原子炉棟 6 階	±1.1℃
使用済燃料プールエリア 放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	イオンチェンバ	$10^{-2}\text{Sv/h} \sim 10^5\text{Sv/h}$	1	原子炉建屋原子炉棟 6 階	$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{Sv/h}$ N: -2～5
		$10^{-3}\text{mSv/h} \sim 10^4\text{mSv/h}$	1		$5.3 \times 10^{N-1} \sim 1.9 \times 10^N \text{mSv/h}$ N: -2～5
使用済燃料プール監視カメラ	赤外線カメラ	— (映像)	1	原子炉建屋原子炉棟 6 階	— (映像)

※1 基準点は蒸気乾燥器スカート下端 (原子炉圧力容器零レベルより 1,340cm)

※2 基準点は燃料有効長頂部 (原子炉圧力容器零レベルより 920cm)

※3 R P V 破損及びデブリ落下・堆積検知 (高さ 0m, 0.2m 位置水温計兼デブリ検知器)

※4 ベデスタル底面 (コリウムシールド上表面: EL.11,806mm) からの高さ

※5 基準点は通常運転水位: EL.3,030mm (サブプレッション・チェンバ底部より 7,030mm)

※6 R P V 破損前までの水位管理 (高さ 1m 超水位計)

※7 R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ < 0.2m の場合) (高さ 0.5m, 1.0m 未満水位計)

※8 R P V 破損後の水位管理 (デブリ堆積高さ ≥ 0.2m の場合) (満水管理水位計)

※9 平均出力領域計装 A～F の 6 チャンネルのうち, A, B の 2 チャンネルが対象。平均出力領域計装の A, C, E チャンネルにはそれぞれ 21 個, B, D, F にはそれぞれ 22 個の検出器がある。

※10 2 基の静的触媒式水素再結合器に対して出入口に 1 個ずつ設置

※11 基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端: EL.39,377mm (使用済燃料プール底部より 4,688mm)

※12 検出点 2 箇所

※13 検出点 8 箇所

※14 検出器～S P D S 表示装置の誤差 (詳細設計により, 今後変更になる可能性がある)

第 58-8-1 表 可搬型計測器の必要個数整理 (3/4)

分類	監視パラメータ	監視パラメータの計測範囲	可搬型計測器の測定可能範囲	重要計器数	必要個数	検出器の種類	測定箇所	備考
未臨界の維持 又は監視	起動領域計装	$10^{-1}\text{cps}\sim 10^6\text{cps}$ ($1.0\times 10^3\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}\sim 1.0\times 10^9\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$) $0\sim 40\%$ 又は $0\sim 125\%$ ($1.0\times 10^8\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}\sim 1.5\times 10^{13}\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$)	—	8	—※9	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
	平均出力領域計装	1.0 0～125% ($1.2\times 10^{12}\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}\sim 1.0\times 10^{14}\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$)	—	2※10	—※9	核分裂電離箱	—	可搬型計測器での測定対象外。
最終ヒートシンクの確保	代替循環冷却系ポンプ入口温度	0～100℃	0～350℃	2	1	熱電対	中央制御室	—
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	0～300m ³ /h	0～300m ³ /h	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置水位	180mm～5,500mm	180mm～5,500mm	2	1	差圧式水位検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置圧力	0～1MPa [gage]	0～1MPa [gage]	1	1	弾性圧力検出器	中央制御室	—
	フィルタ装置スクラビング水温度	0～300℃	0～350℃	1	1	熱電対	中央制御室	—
	フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	$10^{-2}\text{Sv/h}\sim 10^5\text{Sv/h}$	—	2	—※9	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
		$10^{-3}\text{mSv/h}\sim 10^4\text{mSv/h}$	—	1	—※9	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	フィルタ装置入口水素濃度	0～100vol%	—	2	—※9	熱伝導式水素検出器	—	可搬型計測器での測定対象外。
	耐圧強化ベント系放射線モニタ	$10^{-2}\text{mSv/h}\sim 10^5\text{mSv/h}$	—	2	—※9	イオンチェンバ	—	可搬型計測器での測定対象外。
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0～300℃	0～350℃	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0～300℃	0～350℃	2	1	熱電対	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	残留熱除去系海水系系統流量	0～550L/s	0～550L/s	2	1	差圧式流量検出器	中央制御室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系熱交換器)	0～800m ³ /h	0～800m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	
	緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)	0～50m ³ /h	0～50m ³ /h	1		差圧式流量検出器	中央制御室	

(2) 作業に伴う被ばく線量について

炉心損傷で発生した汚染水は、サプレッション・プール水中にある。原子炉隔離時冷却系については、サプレッション・チェンバ側のポンプ入口弁が通常時開となっているため、系統内にサプレッション・プール水が流入することが考えられる。

ただし、原子炉隔離時冷却系については、運転している場合には炉心損傷を防止でき、運転が停止した後に炉心損傷に至ることが考えられる。このため、炉心損傷によってサプレッション・プール水が汚染する段階では、原子炉隔離時冷却系の系統内は流動がない状態であり、汚染したサプレッション・プール水が作業エリアに敷設されている配管系まで流入しないことも考えられる。

また、低圧代替注水系（可搬型）は、代替淡水貯槽等を使用する系統であり、低圧代替注水系逆止弁が直接汚染水に接することはない。

原子炉隔離時冷却系ポンプ室内（EL. -4.0m）における原子炉隔離時冷却系ポンプ入口逆止弁付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約 20mSv/h となる。

EL. 20m

低圧代替注水系（可搬型）の低圧代替注水系逆止弁（EL. 23m）付近の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約 20mSv/h となる。

原子炉建屋原子炉棟の大物搬入口における可搬型熱交換器設置箇所（EL. 8.2m）の雰囲気線量は、原子炉格納容器からの漏えいに起因する室内の空間線量率及び線源配管からの直接線による線量率により約 13mSv/h となる。

これらの作業については、準備作業、後片付けを含めて作業時間は、

表 1 ベイズ統計による個別プラントの起因事象発生頻度

起因事象	① ベースケース 1.7E-01	② 感度解析ケース (ベイズ統計)	② / ①
非隔離事象	1.6E-01 / 炉年	2.8E-01 / 炉年	1.8
水位低下事象	2.7E-02 / 炉年	4.9E-02 / 炉年	1.8
原子炉緊急停止系誤動作	4.9E-02 / 炉年	5.0E-02 / 炉年	1.0
計画外停止	4.3E-02 / 炉年	4.5E-02 / 炉年	1.0
	5.5E-02	5.4E-02	

表 2 ベイズ統計による個別プラントの機器故障率

機器	① ベースケース	② 感度解析ケース (ベイズ統計)	② / ①
電動弁（淡水）作動失敗	4.8E-08 / h	1.2E-07 / h	2.5
逆止弁開失敗	7.1E-09 / h	2.4E-08 / h	3.4

表 3 本評価結果と本 P R A 評価結果の比較

起 因 事 象	事 故 シ ー ケ ンス	本 評 価 (／ 炉 年)	ベ ー ス ケ ー ス (／ 炉 年)
大 破 断 L O C A	原 子 炉 停 止 機 能 喪 失	2. 2E-12	2. 2E-12
	L O C A 時 注 水 機 能 喪 失	1. 5E-11	1. 4E-12
	崩 壊 熱 除 去 機 能 喪 失	5. 5E-09	3. 0E-09
	合 計	5. 5E-09	3. 0E-09
中 破 断 L O C A	原 子 炉 停 止 機 能 喪 失	2. 2E-11	2. 2E-11
	L O C A 時 注 水 機 能 喪 失	2. 0E-11	2. 0E-13
	崩 壊 熱 除 去 機 能 喪 失	3. 0E-08	3. 0E-08
	合 計	3. 0E-08	3. 0E-08

2. 0E-11