

平成 30 年 5 月 25 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
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と説明した際に、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エ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ご指摘を受けた。

設置変更許可申請の補正書、審査資料（まとめ資料）及び審査会合資料と実測値のエビデンスを確認した結果、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床ドレンサンプへの流入量について、実測値のエビデンスを確認した結果、単位の記載が本来と異なることを確認した。

【本来と異なる記載】

- ・ 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 $6.8 \text{ m}^3/\text{h}$ ，少量時：約 $0.2 \text{ m}^3/\text{h}$

【本来の記載】

- ・ 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 $6.8 \text{ L}/\text{h}$ ，少量時：約 $0.2 \text{ L}/\text{h}$

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、原子炉格納容器床ドレンサンプへの流入量の実測値の記載箇所を調査した結果、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な記載箇所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DESTAL(ドライウエル部)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DESTAL(ドライウエル部)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DESTAL(ドライウエル部)内の水位管理方法について
- 5 月 15 日審査会合資料：「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(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DESTAL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DESTAL内の床ドレンサンプに常時流入し、スワソ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DESTAL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. 本事案の原因

本事案の原因は以下の2点と考えられる。

① 本審査資料の作成の際に、資料作成担当者(以下「担当者」という。)は、資料作成責任者(以下「責任者」という。)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の実測値を[L/h)を単位とした集約表を作成した。

その後、資料に係わる議論を踏まえ、当該数値を保安規定第31条(格納容器内の原子炉冷却材漏えい率)の記載単位[m³/h)と合わせて記載した際に、単位のみを[m³/h)と記載した。

② 本審査資料の確認は、上記資料の作成に係わった責任者及び担当者が実施した。確認作業においては、上記①に示す記載の変更経緯より、責任者及び担当者は当該箇所の単位を[m³/h)と認識(思い込み)していたため、エビデンス確認(流入量実測値の集約表との照合)において、デジタル値に注意を集中するあまり、単位の記載に思いが至らなかった。

5. 是正処置

原子炉格納容器床ドレンサンプへの流入量の実績値の適正化が必要であることが確認された2. ②に示す2つの審査資料(3つの添付資料)及び5月15日審査会合資料について、当該部の記載を適正化する。

【添付書類1】

6. 水平展開

(1) 確認要領

全ての審査資料について、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第三者(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 幾何形状データにおける湿度データ表記
- 有効性評価添付資料 1.5.1 幾何形状データにおけるベント管外径の単位
- 6条(火山) 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) 竜巻影響エリアの面積の単位
- 技術的能力 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)
- 修正漏れ, 図中の数値の誤記 (16件)
- エビデンスからの一部転記間違い (12件)

上記のうち、「修正漏れ, 図中の数値の誤記 (2件)」については、「添付八と添付十の解析使用値の整合」において、エビデンスとの照合により記載の適正化(添付十の記載に合わせる)が必要であることを認識した箇所について、その後の適正化を失念したものである。この整合作業においては、作成に関わった担当者及び責任者が適正化の作業を行っていたことから、思い込みによって、確実に適正化されたことを確認できていなかった。

今回の事案の水平展開として実施した、第三者を加えたエビデンスとの確認は、思い込みを排除し、より客観的に数値を確認することができるため、有効な確認手段である。

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適正化漏れを改めて抽出・適正化し、チェックリストを用いて確実に適正化する。

- ③ また、上記①②以外に記載の適正化が必要なものとして、単位の符号漏れ及び図中の単位記載漏れ等を確認した。

(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は、適正化を行う。

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は、今回の水平展開の実施した要領「審査資料の確認においては、これまで資料作成に携わっていない第三者(技術的に判断できる者)を含めて実施すること」及び「チェックリストを用いて確実に適正化する」ことを、ルール化し、取り組むこととする。

また、今回の事象を、事例教育において反復教育として関係者に定期的に周知する。

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。

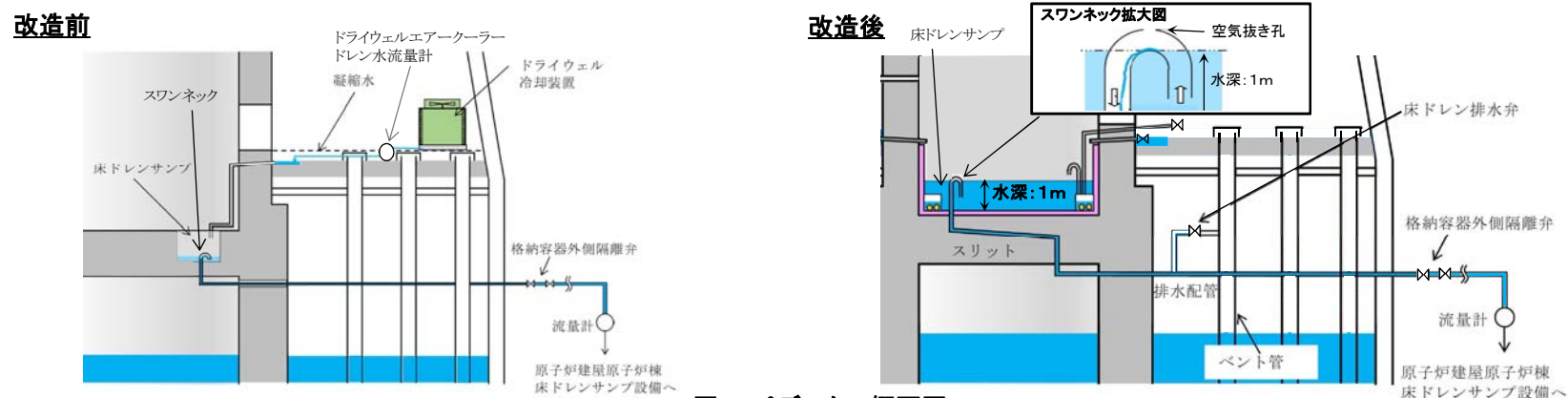


図1 ペDESTAL概要図

(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

- ・ 熔融炉心・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

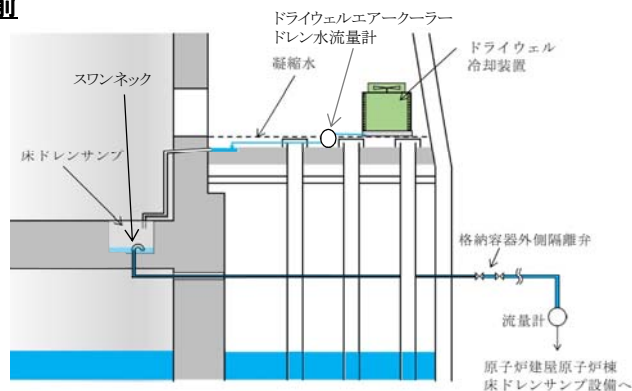
- ・ 格納容器床ドレン系の設計は以下のとおりであり、通常運転時の床ドレンサンプ水位は改造前と異なるが原子炉冷却材の漏えいの検出方法は改造前から変更はない。
 - 床ドレンサンプはドライウェル床面に設置する。
 - 通常運転時に発生するドライウェル内ガス冷却装置からの凝縮水※2及び漏えい位置を特定できない格納容器内の漏えい水は同サンプへ流入する設計とする。
 - 床ドレンサンプの排水管※3の入口(スワンネック)高さを同サンプ床面から約1mに設定※4し、サンプへの流入水はスワンネックから原子炉建屋原子炉棟床ドレンサンプ設備へ常時全量が排水される設計とする。
 - 床ドレンサンプからの排水量は床ド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

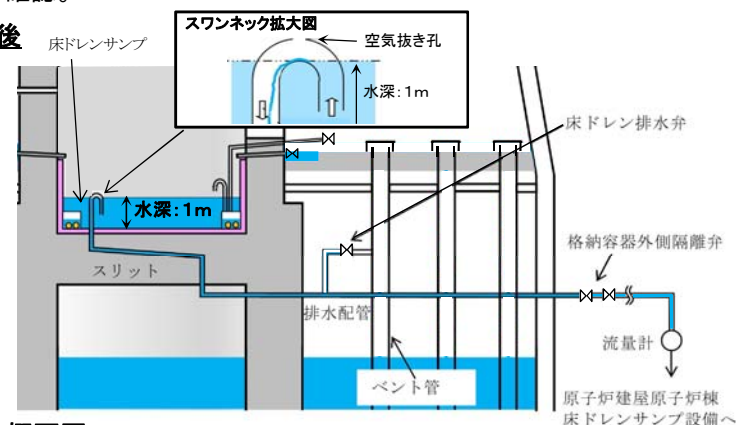


図1 ペDESTAL概要図

(3) 記載箇所

- ・ 技術的能力 1.8「原子炉格納容器下部の熔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
<p>2. 水位管理方法</p> <p>通常運転時及び事故時におけるペDESTAL内水位の管理方法を以下に示す。</p> <p>(1) 原子炉起動前及び通常運転時</p> <p>原子炉起動前において、通常運転時のペDESTAL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DESTAL内への事前水張りを行い、ペDESTAL内水位を約 1m (約 27m³) にし、通常運転時のペDESTALへの流入水の計測を可能とする。</p> <p>通常運転時におけるペDESTAL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DESTAL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。</p> <p>ペDESTAL内へ流入した床ドレン水は、ペDESTAL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DESTAL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DESTAL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。</p> <p>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。</p> <p>1. 8-170</p>	<p>2. 水位管理方法</p> <p>通常運転時及び事故時におけるペDESTAL内水位の管理方法を以下に示す。</p> <p>(1) 原子炉起動前及び通常運転時</p> <p>原子炉起動前において、通常運転時のペDESTAL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DESTAL内への事前水張りを行い、ペDESTAL内水位を約 1m (約 27m³) にし、通常運転時のペDESTALへの流入水の計測を可能とする。</p> <p>通常運転時におけるペDESTAL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DESTAL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。</p> <p>ペDESTAL内へ流入した床ドレン水は、ペDESTAL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DESTAL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DESTAL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。</p> <p>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。</p> <p>1. 8-170</p>	

【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
<p style="text-align: center;">添付資料 1. 8. 9</p> <p style="text-align: center;">原子炉起動前及び通常運転時における ペDESTAL (ドライウエル部) 内の水位について</p> <p>原子炉起動前及び通常運転時におけるペDESTAL (ドライウエル部) (以下「ペDESTAL」という。) 内の水位について以下に示す。</p> <p>1. 原子炉起動前におけるペDESTAL内への事前水張り</p> <p>原子炉起動前において、通常運転時のペDESTAL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DESTAL内への事前水張りを行い、ペDESTAL内水位を約 1m (約 27m³) にし、通常運転時のペDESTALへの流入水の計測を可能とする。</p> <p>2. 通常運転時におけるペDESTAL内の水位維持</p> <p>通常運転時におけるペDESTAL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エ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 (ドライウエ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DESTAL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。</p> <p>ペDESTAL内へ流入した床ドレン水は、ペDESTAL内水位が約1mの状態で見出し、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DESTAL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DESTAL</p> <p style="text-align: center;">1. 8-195</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 1. 8. 9</p> <p style="text-align: center;">原子炉起動前及び通常運転時における ペDESTAL (ドライウエル部) 内の水位について</p> <p>原子炉起動前及び通常運転時におけるペDESTAL (ドライウエル部) (以下「ペDESTAL」という。) 内の水位について以下に示す。</p> <p>1. 原子炉起動前におけるペDESTAL内への事前水張り</p> <p>原子炉起動前において、通常運転時のペDESTAL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DESTAL内への事前水張りを行い、ペDESTAL内水位を約 1m (約 27m³) にし、通常運転時のペDESTALへの流入水の計測を可能とする。</p> <p>2. 通常運転時におけるペDESTAL内の水位維持</p> <p>通常運転時におけるペDESTAL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エ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 (ドライウエ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DESTAL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。</p> <p>ペDESTAL内へ流入した床ドレン水は、ペDESTAL内水位が約1mの状態で見出し、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DESTAL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DESTAL</p> <p style="text-align: center;">1. 8-195</p>	

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 【根拠、理由】	備考
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	有効性評価の解析では、正しい値が使用されていることから、評価上影響はない。
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	有効性評価の解析では、正しい値が使用されていることから、評価上影響はない。
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	降下火砕物の除去の作業量計算における単位の記載誤りの為、作業量の計算結果に影響はない。
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	竜巻ハザード曲線算出における影響エリアの面積の単位の記載誤りであり、ハザード評価においては、正しい値で行っているため、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	S/C圧力13.7Pa	13.7kPa	本記載資料は、格納容器圧力制御の非常時手順書Ⅱ(EOP)のフローを整理した資料である。当該記載は、他の手順に移行する条件を記載したものであるが、本フローの導入条件として13.7kPa以上があり、この段階で判断されていることから影響はない。

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 【根拠、理由】	備考
6	審査資料	58条 補足説明	別紙2-3			1F事故時に発生したPCV内設置の計器が水没したことに鑑み、水没した際の影響評価に用いる検出器の設置高さを示すため、原子炉圧力容器温度検出器の設置高さを、建設当時のエビデンスを基に電卓で手計算にて算出。その際、計算過程で用いるべき計算値に誤りがあった。なお、設置高さに対し検出器は水没する高さがないため、評価に影響はない。

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 【根拠、理由】	備考
7	審査資料	SA59条補足(被ばく)	59-10-添9-4	55m	57m	居住性評価におけるFCVS放出高さは、57m高さを採用しており、被ばく評価に影響はない。
8	審査資料	別紙17補足10 別添資料FCVS	17-104,105	180cm	160cm以上	作業時の被ばく線量評価における格納容器圧力逃がし装置格納槽隔離からの直接線は最小コンクリート厚さである160cmで評価しており影響はない。
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	海水ポンプの据付標高情報として記載したものであり、評価に影響はない。
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	海水ポンプの据付標高情報として記載したものであり、評価に影響はない。
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}	評価上、正しい数値を使用しているため、評価に影響はない。
12	審査資料	津波による損傷の防止	5条 2.5-72			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が、評価に使用していないため影響はない。
13	補正書・審査資料	追補・手順1.14	1.14-150	2時間	2.2時間	タイムチャートの「手順の項目」の欄に約2時間と記載していたが、実際の給油サイクルの評価には正しい給油間隔である「約2.2時間」を用いているため、評価結果に影響はない。
14	補正書・審査資料	追補・手順1.14	1.14-84	約218L/h	約200L/h	可搬型代替注水大型ポンプの燃料消費率を約218L/hと記載していたが、実際の燃料消費率は約200L/hであり、この燃料消費率「約200L/h」を用いて燃料枯渇時間を評価していたことから3.5時間という評価結果に影響はない。
15	審査資料	58条 補足説明	58-6-85	-950mm以上	-970mm以上	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)の値。原子炉水位設定の記載適正化の修正漏れ。

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 【根拠、理由】	備考
16	審査資料	58条 補足説明	58-6-85	-3,800mm以上	-3,790mm以上	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)の値。原子炉水位設定の記載適正化の修正漏れ。
17	審査資料	58条 補足説明	58-7-9	±0.4L/s	±0.5L/s	主要パラメータの代替パラメータによる推定方法における高圧代替注水系系統流量の計器誤差。代替パラメータによる推定は、計器誤差を考慮した上で対応するため、評価に影響はない。
18	審査資料	58条 補足説明	58-7-20	171℃以下	104℃以下	主要パラメータの代替パラメータによる推定方法におけるサブプレッション・チェンバ霧囲気温度の設計基準値。修正漏れで、本資料以外は正しく記載されているため、評価に影響はない。
19	審査資料	58条 補足説明	58-7-23	171℃以下	104℃以下	主要パラメータの代替パラメータによる推定方法におけるサブプレッション・チェンバ霧囲気温度の設計基準値。修正漏れで、本資料以外は正しく記載されているため、評価に影響はない。
20	審査資料	58条 補足説明	58-7-35	171℃以下	104℃以下	主要パラメータの代替パラメータによる推定方法におけるサブプレッション・チェンバ霧囲気温度の設計基準値。修正漏れで、本資料以外は正しく記載されているため、評価に影響はない。
21	審査資料	58条 補足説明	58-7-36	4.0vol%以下	約3.3vol%以下	主要パラメータの代替パラメータによる推定方法における格納容器内水素濃度(SA)の設計基準値。修正漏れで、他は正しく記載されているため、評価に影響はない。
22	審査資料	添付1.5.1	添付1.5.1-37	ペDESTAL高さ 9.5m	8.2m	有効性評価の解析では、正しい値が使用されていることから、評価上影響はない。

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 【根拠、理由】	備考
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	交替要員:本部長他4名 交代要員:本部要員等20名	本部長, 本部長代理, 原子炉主任技術者の交代要員数及び各作業班の本部員, 班長の交代要員数は, 評価等にしていないため影響ない。 また, 合計人数(24名)についての記載に誤りは無く, 緊急時対策所建屋の容量等に影響はない。
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)	評価上, 正しい数値を使用しているため, 評価に影響はない。
25	審査資料	技術的能力1.15	1.15-865	$1.2 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	$1.0 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	平均出力領域計装の計測範囲の値。数値の誤記で, 他は正しく記載されているため, 評価に影響はない。
26	審査資料	58条 補足説明	58-7-26	EL.12,756mm	EL.12,856mm	原子炉格納容器下部水位の設置高さの値。数値の誤記で, 他は正しく記載されているため, 評価に影響はない。
27	審査資料	58条 補足説明	58-7-41	300°C	500°C	原子炉圧力容器温度の計測範囲の値。数値の誤記で, 他は正しく記載されているため, 評価に影響はない。
28	審査資料	58条 補足説明	58-7-60	N: -2~5	N: -3~4	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。数値の誤記で計測範囲は正しく記載されているため, 評価に影響はない。
29	審査資料	58条 補足説明	58-7-61	N: -2~5	N: -3~4	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。計測範囲には正しく記載されているため, 影響はない。
30	審査資料	58条 補足説明	58-8-4	$1.2 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	$1.0 \times 10^{12} \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$	平均出力領域計装の計測範囲の値。数値の誤記で, 他は正しく記載されているため, 評価に影響はない。

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 【根拠、理由】	備考
31	審査資料	技術的能力添付1.0.15	1.0.15-37	低圧代替注水系逆止弁 EL.23m	EL.20m	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。 資料に記載したエレベーションは、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	交替要員:本部長他4名 交代要員:本部要員等20名	本部長、本部長代理、原子炉主任技術者の交代要員数及び各作業班の本部員、班長の交代要員数は、評価等にしていないため影響ない。 また、合計人数(24名)についての記載に誤りはなく、緊急時対策所建屋の容量等に影響はない。
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	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。コメント反映により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用いているため、評価結果への影響はない。
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	内部事象レベル1PRAのECCS配管破断を考慮した中破断LOCAの感度解析結果との比較のために記載した、ベースケースのLOCA時注水機能喪失の炉心損傷頻度である。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合計値で行っており、合計値には正しい値を記載しているため、ベースケースとの差異には影響がない。