

茨城県原子力安全対策委員会開催結果
東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム結果

1 日 時； 令和6年7月23日（火） 13時00分から15時00分まで

2 場 所； ホテル・ザ・ウエストヒルズ・水戸 2階 千波西

3 出席者； 別紙1のとおり（報道関係者6社6名、一般傍聴者12名）

4 結 果；

○議題「日本原子力発電株式会社東海第二発電所の安全対策について」

審議結果

別紙2のとおり

茨城県原子力安全対策委員会
東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム（第 28 回）出席者名簿

令和 6 年 7 月 23 日（火） 13:00～

○ 茨城県原子力安全対策委員会東海第二発電所安全性検討ワーキングチーム委員

糸井 達哉	東京大学大学院工学系研究科 准教授【Web】
越村 俊一	東北大学災害科学国際研究所 教授【Web】
塚田 祥文	福島大学環境放射能研究所 教授【Web】
西山 裕孝	日本原子力研究開発機構安全研究センター センター長【Web】
藤原 広行	防災科学技術研究所 マルチハザードリスク評価研究部門長【Web】
(主査) 古田 一雄	東京大学 名誉教授

○ 日本原子力発電株式会社

永田 暢秋	本店 発電管理室 室長代理【Web】
日下 純	本店 発電管理室 設備管理グループマネージャー
藤野 拓史	本店 発電管理室 設備管理グループ 主任【Web】
山中 勝	本店 発電管理室 技術・安全グループマネージャー
勝部 真徳	本店 発電管理室 技術・安全グループ 課長【Web】
浦野 渡瑠	本店 発電管理室 技術・安全グループ 主任【Web】
上屋 浩一	本店 発電管理室 設備耐震グループマネージャー
新保 力	本店 発電管理室 警備・防災グループ 主任
今瀬 勇人	本店 発電管理室 プラント管理グループ 主任【Web】
坂上 武晴	本店 開発計画室 土木グループマネージャー
金居田秀二	東海事業本部 東海第二発電所 副所長
小野 学	東海事業本部 東海第二発電所 保修室 機械グループ 課長
石垣 博誉	東海事業本部 東海第二発電所 保修室 機械グループ リーダー
佐々木 裕章	東海事業本部 東海第二発電所 保修室 機械グループ 主任
西 哲也	東海事業本部 東海第二発電所 安全・防災室 安全・防災グループ 課長
黒正 清史	東海事業本部 地域共生部 渉外グループマネージャー
甲斐下晋一	東海事業本部 地域共生部 報道グループマネージャー
後藤 知成	東海事業本部 地域共生部 茨城事務所 課長

○ 事務局（茨城県防災・危機管理部原子力安全対策課）

山口 雅樹	茨城県防災・危機管理部原子力安全対策課	課長
竹内 真樹	同	原子力安全調整監
宮崎 雅弘	同	事業所安全対策推進監
榎本 孝輝	同	課長補佐
宮下 勇二	同	係長
加藤 克洋	同	主任
田子 大幹	同	主任

中島 健
佐藤 宥秀

同
同

主任
技師

議題「日本原子力発電株式会社東海第二発電所の安全対策について」に係る審議結果

【古田主査】

それでは、議事に入りたいと思います。

本日の議題は、東海第二発電所の安全対策についてであります。

まず、日本原電から、本ワーキングチームの論点への対応状況等につきまして、資料1に基づいてご説明をお願いいたします。

【原電】

東海第二発電所の金居田と申します。

資料1をご確認ください。

本日、ご説明します論点と、前回、前々回のワーキングチームにおけます委員の指摘等を踏まえ、今後追加説明を行う項目についてご確認をお願いいたします。

資料をおめくりいただきまして、3ページになります。

No.12、地震対策で、本日ご説明する内容となります。

また、おめくりいただきまして、4ページとなります。

No.17、こちらも地震対策でございますが、今後追加説明を行う項目として、プレート内地震の検討における保守性の考え方が今後のご説明となります。

おめくりいただきまして、6ページとなります。

No.25、地震対策、本日ご説明いたします。

7ページです。

No.33、津波対策になります。

9ページです。

No.40、No.41、津波対策でございます。

10ページです。

No.45、津波対策です。また、No.49から自然災害、人為事象対策となります。

11ページです。

No.50、No.51、No.52、自然災害対策となります。

ページが飛びまして、18ページまで飛んでおります。

No.99、重大事故等対策となります。

またページが飛びまして、26ページをご確認ください。

No.152、リスクの定量化となります。

27ページをご確認ください。

No.163、テロ対策でございますが、こちらは、今後追加説明を行う項目として、核セキュリティ教育及び文化醸成についてご説明を行ってまいります。

続いて、31ページをご確認ください。

No.195、安全対策全般に係る論点となります。

32ページをご確認ください。

No.197、No.198、No.199となります。

34ページをご確認ください。

品質保証関係、No.213、No.215となります。

35ページです。

こちらは別途追加された論点となります。No.228、津波対策となります。

最後、36ページをご確認ください。

No.230、こちらは、第26回ワーキングチームにおきまして、委員の指摘事項等を踏まえた論点の追加の案でございます。こちらにつきましても、今回、ご説明内容をご用意してございますので、よろしければご説明をさせていただきたいと思っております。

説明は、以上となります。

【古田主査】

ありがとうございました。

ただいまの内容につきまして、何かご意見等ございませんでしょうか。よろしいでしょうか。

よろしければ、具体的な論点の審議に移りたいと思っております。

それでは、次に、資料2の内容について、論点230、ページでいいますと、252ページまでのご説明をお願いいたします。

【原電】

日本原電発電管理室の上屋と申します。

それでは、資料2に基づきまして、各論点のご説明をさせていただきたいと思っております。

論点No.12からまず説明をさせていただきます。

論点No.12としましては、新規規制基準適合のため新設する構築物、系統及び機器を含めた安全裕度評価の結果についてご説明をさせていただきます。

説明の概要になりますが、東京電力の福島第一原子力発電所における事故を踏まえて実施をしました安全性に関する総合評価、いわゆるストレステストといわれるものの地震による個別評価にて、炉心損傷が回避できなくなる限界の地震、いわゆるクリフエッジと呼んでございますが、こちらを当時の基準地震動 S_s の大きさ600Galの1.73倍としてございました。

今回の検討では、クリフエッジの設備とした原子炉压力容器スタビライザに対して、評価の詳細を確認することで、耐震性に余裕があることを確認してございます。

さらに、 S_s が発生し、外部電源喪失に至ると想定した場合におきまして、ストレステスト時の炉心冷却シナリオに加えて、新規規制基準により新設した施設により炉心冷却シナリオが追加されることと、炉心冷却シナリオの耐震裕度を確認してございます。

以降、詳細を説明させていただきます。

右下、3ページになります。

右下、3ページ、4ページ目では、過去に実施したストレステストの評価を説明してございます。

ストレステストでは、炉心損傷が回避できなくなる限界の地震の大きさ、いわゆるクリフエッジを評価してございますが、当時の検討では、クリフエッジ加速度が示された損傷についての説明をさせていただきます。

1つ目でございますが、炉心損傷直結事象になります。このページの下に簡単な図を載せてございますが、当時の基準地震動 S_s (600Gal)の1.73倍、1,038Galを超えますと、スタビライザの損傷により、炉心を内包する原子炉压力容器の地震時の支持機能が喪失するということから、炉心損傷に至ると評価してございます。

2つ目、外部電源喪失につきましては、基準地震動 S_s よりも小さな加速度で開閉所等が損傷し、外部電源が喪失すると想定しますが、基準地震動 S_s の1.77倍(1,062Gal)までは、影響緩和設備により、炉心冷却が可能と評価してございます。

当時の検討結果を、次のページに示してございます。

右下、4ページになってございます。

左上に記載してございます外部電源喪失が発生した後、黄色のハッチングで示してございます設備が問題なく作動することで、赤線に沿って、最終的には炉心の冷却に至ることが可能で、600Galに対して1.77倍を超えると炉心損傷に至ると評価しているというものでございます。

右下、5ページになります。

1つ目にご説明させていただきました炉心損傷直結の1.73倍が、2つ目に説明いたしました外部電源喪失の1.77倍よりも小さかったことから、炉心損傷直結の1.73倍(1,038Gal)を、当時はこれをエッジと評価したということでございます。

以降では、新規制基準の適用により、過去のストレステスト時の評価結果への影響を確認するため、以下、矢羽根で記載してございます炉心損傷直結事象については、原子炉压力容器スタビライザの耐震裕度、外部電源喪失につきましては、新規制基準により新設した設備を加えた評価を実施してございます。

右下、6ページになります。

6ページ目には、原子炉压力容器スタビライザの耐震裕度の説明をさせていただいてございます。

右の表に、過去に実施したストレステスト時の評価と今回の新規制基準での評価を示してございます。

ストレステスト時は、当時の振動に基づく耐震評価の結果により算定した耐震裕度からクリフエッジを①の数字1.73倍としてございます。

今回の新規制基準の評価では、ストレステストと同じ評価をした場合、発生値の増加によりまして、耐震裕度は②の1.53倍となりますが、新たに技術評価(エンドース)された規格の許容値を適用した場合、耐震裕度は③2.04となると評価してございます。

なお、地震動の大きさの増も、600Galから1,009Galに対して、発生値がさほど大きくなっていないということが、左の下の方の図に示していますとおり、地震の増大により増加しない地震以外の応力が約7割ほどを占めているということから、合計した応力としては、さほど増加に至っていないということでございます。

右下、7ページになります。

こちらは、外部電源喪失時の炉心冷却シナリオの耐震裕度の説明をしてございます。

こちら、下の表に、過去実施したストレステスト時の再評価と今回の新規制基準での評価を示してございます。

ストレステストでは、非常用パワーセンタを、当時の地震動に基づく耐震評価の結果より算定した耐震裕度から、外部電源喪失時のクリフエッジを①の数値1.77としてございましたが、ストレステスト以降の非常用パワーセンタの加振試験の結果から、耐震裕度は②の3.19と向上してございます。

今回の新規制基準の評価では、パワーセンタの耐震裕度が向上したということから、モータコントロールセンタの耐震裕度から外部電源喪失時のクリフエッジといったところの③の数値1.53倍ということの評価してございます。

右下、8ページになりますが、こちらは、上段に黒枠のストレステストの炉心冷却シナリオということで、最終的な冷却成功パスとして、①から④ということで、4つに対して、下、赤枠に示した新規制基準での評価では、新たに設置した設備から炉心冷却が可能となるシナリオが追加されて、従来の4つから8つということで、成功パスが増えたという結果でございます。

9ページになります。

こちらのページは、最終的なまとめになってございます。

下の表にストレステスト時と今回の新規制基準での評価結果を示してございます。

下線で示しているところになりますが、ストレステスト時は、600Galに対して、1,038Galまで炉心冷却が可能と評価してございましたが、今回の評価におきましては、1,009Galに対して、1,543Galまで炉心冷却が可能と評価してございます。

これに加えまして、外部電源喪失時の炉心冷却シナリオとして、新規規制基準により設置した設備の追加で、冷却シナリオが追加されたといったところを確認してございます。

論点No.12の説明については、以上でございます。

【原電】

日本原子力発電の坂上と申します。

続きまして、論点No.25の説明をさせていただきます。

右下のページ、17ページ目をお願いします。

地震調査研究推進本部から、平成31年2月に公表されました日本海溝沿いの地震活動の長期評価につきまして、東海第二発電所の地震動評価及び津波評価への影響を確認してございます。

なお、地震動評価につきましては、第16回にご説明させていただいておりますので、今回は津波につきましてご説明させていただきます。

右下、18ページ目をご覧ください。

こちらが地震本部(2019)の概要でございますが、1つ目の四角に書いてございますとおり、2011年に三陸沖から房総沖にかけての地震活動の長期評価が公表されておりました、それを改訂する形で2019が出されてございます。

改訂のポイントは、2つ目の四角に書いてあります①から③に示すとおりでございまして、こちらの①から③に関しまして確認結果をご説明いたします。

右下、25ページ目をご覧ください。

まず、1つ目の改訂のポイントであります評価対象領域と地震の再編でございます。

地震本部(2019)の検討では、1つ目の四角の4行目以降に書いてございますとおり、茨城県沖と房総沖の領域の境界をUchida et al. (2009)のフィリピン海プレートの北東端を基に見直されております。

当社の評価でございますが、一番下の確認結果に記載のとおり、当社の茨城県沖に想定する津波波源の設定においては、地震本部と同じく、Uchida et al. (2009)を根拠として既に設定されているので、この2019を考慮しても、当社の評価は妥当であると判断してございます。

右下、26ページ目をご覧ください。

こちらは、2つ目の論点、「津波堆積物から超巨大地震を再評価」による評価でございます。

2019では、2011年以降、津波堆積物調査も含めて、様々な検討の結果で超巨大地震の評価が行われておりますが、下の図で示しますとおり、一番右に当社の東海第二で考慮しております東北地方太平洋沖型地震の津波波源を示しており、ほぼ同じ領域で同じ規模の津波波源を設定しているということで、この右側の波源を見直す必要はないというふうに判断してございます。

右下、27ページ目をご覧ください。

こちらは、東北地方太平洋沖地震を受けて、将来発生する地震を再評価した項目でございます。

具体的には、1つ目の四角で書いてございますとおり、茨城県沖でM7.0から7.5の地震が想定されておりました、これは従来よりもマグニチュードが大きく見直されております。

当社の評価につきましては、確認結果で示しましたとおり、茨城県沖から房総沖にかけてはMw 8.7の津波波源を考慮しているため、この規模を考慮しても、津波評価を見直す必要はないと判断してございます。

右下、28ページ目をご覧ください。

こちらは、地震本部(2019)が想定しております超巨大地震の平均発生間隔につきまして、600年から550年ないし600年に見直されたことによる影響評価でございます。

下の確認結果で示しますとおり、この平均間隔を550年と短くしますと、当社が設定しておりますハザードの年超過確率が小さくなる方向になりますので、もともとの発生間隔を600年としたほうが保守的になるということから、当社が評価しております津波ハザード評価を見直す必要はないというふうに判断してございます。

以上が、地震本部(2019)の影響に関する説明でございます。

続きまして、論点No.228でございます。

右下の33ページ目をご覧ください。

こちらは、産総研の研究チームが発表しました房総半島沖での巨大地震による津波に係る新知見の確認でございます。

具体的には、右下、34ページ目をご覧ください。

こちらは、産総研が千葉県九十九里浜で津波堆積物調査を行った結果、津波の痕跡として、従来、歴史記録にないM8クラスの地震が想定されるということで、これをシミュレーションで幾つかのモデルをつくって解析を行ったという論文でございます。

具体的には、35ページ目で、その波源のモデルを幾つかつくりまして、各海岸でどれぐらいの津波が発生しそうかというのを検討した上で、モデルの検討を行うというものです。

確認結果は、右下、36ページ目でございます。

表で示してございますが、左の2つが弊社の津波評価でございまして、左から2つ目、基準津波と書いてございますのが弊社の津波評価でございます。その右が産総研のモデルでございまして、特に影響の大きいのがモデル8、マグニチュードが8.8と設定されてございますが、それでも発電所前面では約12mということで、弊社の基準津波17.1mを下回ることから、本知見を踏まえても、当社の基準津波を見直す必要はないというふうに判断してございます。

続きまして、論点No.33とNo.178でございます。

右下、42ページ目です。

止水ジョイント部の止水シート等の試験の結果につきまして、第17回で説明させていただいたのですが、ここで促進試験等、各試験の条件の詳細をもう少し追記するようにご指摘いただきました。

具体的には、43ページ目でございますが、止水ジョイントというのは、この左下の絵で描いてございますように、防潮堤の構造の境界で取りつけまして、構造の境界で発生します変異の差に対して、津波を十分防げるということを確認するための試験を行ったものでございます。

ページを飛んでいただきまして、47ページ目でございます。

こちらは、耐圧試験で試験の説明を第17回に行っておりますが、ここで耐圧試験で設定しました水圧をどのように設定したかということで説明としてつけ加えさせていただいたのが48ページ目でございます。

こちらに示しますとおり、防潮堤に係る基準津波から求まる波圧を設定しまして、それをさらに保守的になるように水圧を考慮して、試験の条件として設定してございます。

同じように、50ページ目でございますが、こちらは引張試験の結果で設定しました引張荷重でございます。こちらも同様に、基準津波で想定される波力に対して波圧を設定したというものでございます。

また、51ページ目をご覧ください。

こちらは、耐圧試験とか引張試験で、載荷回数と載荷時間の設定に当たりまして、実際には、下のグラフで示しますとおり、防潮堤には、1波、約10秒程度最大の波力がかかるのですが、試験におきましては、この最大10秒を、継続時間を10分まで延ばし、かつ、これが10回来るという試験を行いまして、それでも十分に性能を満足するということを確認してございます。

以上が、論点No.33とNo.178でございます。

続きまして、論点No.40の59ページ目をご覧ください。

こちらは、地震以外で考慮します津波についての説明でございます。

60ページ目をご覧ください。

地震以外に起因する津波につきましては、①の陸上地すべり及び斜面崩壊、②の海底地すべり、③の海底火山がございます。

これらにつきましては、下のフロー図に示しますとおり、文献調査をはじめ、地形判読、現地調査等を行って評価を行っております。

その概要について説明させていただきます。

62ページ目をご覧ください。

こちらは、1つ目の陸上地すべり及び斜面崩壊の評価フローでございます。

文献調査を行いました結果、敷地の周辺で防災科研で地すべり地形が示されております。

これにつきましては、63ページ目をご覧ください。

こちらは、東海発電所の南側の磯崎町周辺でこのように地すべり地形が図示されております。

これにつきまして、弊社のほうで地形を詳細に調査しましたのが64ページ目でございます。

このように地形図を詳細に確認しました結果、指摘されている地すべりの範囲におきまして、地すべり地形の特徴である半円形等の地形は見られないということが確認できました。

また、65ページ目に示しますとおり、その他の範囲におきましても、東海発電所周辺で地すべり地形が見られないことを確認しました。

このことから、陸上地すべり及び斜面崩壊による津波を引き起こす可能性の地形がないというふうに判断してございます。

次に、67ページ目をご覧ください。

こちらは海底地すべりでございます。

海底地すべりにつきましては、敷地の周辺だけでなく、日本の領海外ですと、ハワイで特に大規模な地すべりがあったということを踏まえまして、ハワイの地すべりについても検討してございます。

まず、敷地周辺につきましては、68ページ目をご覧ください。

こちらの文献調査の結果で、東海第二の北東沖に海底地すべりが指摘されてございます。

これにつきまして、地形及び海上音波探査の記録を確認しました結果、具体的には、71ページ目以降で、指摘されている海底地すべりの付近で海上音波探査の確認を行った結果、いずれも海底地すべりの特徴を示す記録は認められなかったことから、こちらにつきましては、海底地すべりの地形ではないというふうに判断してございます。

さらに、ハワイの海底地すべりにつきましては、76ページ目をご覧ください。

こちらはハワイ付近の海底地すべりが幾つか認められますが、一番規模の大きいAlike-2というのが地すべり地形として指摘されております。

これにつきまして、77ページ目で示しますとおり、この地すべりによりまして、日本に到達する津波の水位を求めました結果、日本沿岸では、津波の水位が約3.8m程度というふうに評価されました。

このことから、地震に起因する津波と比較して、敷地への影響が十分小さいというふうに判断してございます。

次に、海底火山による津波でございます。

78ページ目をご覧ください。

78ページ目で、まず最初に、敷地周辺で海底火山があるかどうかということを確認した結果、また、さらに、プチスポットと呼ばれております新しい火山につきましても確認を行っております。

79ページ目をご覧ください。

まず、敷地周辺でございますが、こちらで示しますとおり、発電所に影響を及ぼす津波を引き起こす可能性のある火山につきまして調査しました結果、火山現象に関する歴史津波の記録はないことを確認しました。

また、プチスポットにつきましては、80ページ目をご覧ください。

こちらは、太平洋プレートで、これまでの火山活動とは異なる新しいタイプの火山として、小さな火山帯、プチスポットと呼ばれるものなのですが、こちらが文献で指摘されております。

このプチスポットにつきまして、その噴火の規模等から、81ページ目に示される噴火から津波水位を推定する式を用いまして評価した結果、82ページ目をご覧ください。

こちらに示しますとおり、津波の水位が、発電所前面では $6.5 \times 10^{-7} \text{m}$ ということで、非常に小さい津波であるということが確認できたことから、地震に起因する津波に比較して、影響が十分小さいというふうに評価してございます。

以上が、論点No.40の説明でございます。

【原電】

日本原子力発電の小野と申します。

論点No.41につきましては、津波対策のうち、漂流物の評価について示しております。

こちらは、第19回のワーキングにつきまして、茨城港日立港区に出入りする大型船舶については、発電所の東側を通りますが、比較的近い位置を通った場合の評価について、軌跡の解析を含めて実施することという指摘をいただいておりますので、そちらに対する回答となります。

86ページをお願いいたします。

こちらの下段の説明概要に書いてありますが、比較的近い場所として、発電所の東側2kmから3kmぐらいの地点を通過しますので、2km地点の場所を追加して評価した結果、発電所には到達しないという評価になっております。

こちらの内容を詳細に説明いたします。

ページ数は、右下で、124ページをお願いいたします。

こちらが追加した評価になります。

右側の絵を見ていただきますと、日立港区に出入りする大型船舶としては、②の発電所東側3km地点を大型船舶が通過する箇所と想定して、もともと評価を実施しております。近くとして、2kmの地点を追加しております。

こちらの下段の図につきましては、津波の流向・流速を示した図になります。こちらで津波の流れが分かりますので、流れに基づいた評価を実施しております。

発電所には、津波発生後30分過ぎぐらいに押し波として第1波が到達しますが、津波の流れが東から西へ向かう流れとなっておりますので、3km地点、2km地点につきましても、西側に向かう挙動となります。

西側に向かうのですが、1km地点を含めて、発電所には到達しない範囲で西側に向かうということになりますので、2km地点も同様に発電所には到達しない範囲で西側へ進む。その後、39分ぐらいになると引き波に転じますが、そうすると、逆に東側に戻っていくという形になります。

この傾向を繰り返すという形になりますので、評価としましては、②とか⑤と同じように、2km地点におきましても、元の場所の近傍にとどまるか、徐々に離れていくという結果になるというふうに評価しております。

続きまして、125ページになります。

こちらは軌跡解析になりまして、それぞれ初期地点を設定したところの軌跡を示しております。

先ほど申しましたように、②が発電所の東側3km地点、⑤が発電所東側1km地点になります。今回は、その間の2km地点を追加して評価しております。

こちらの右側の2つのグラフ、防波堤あり、なしなのですが、どちらも②にほぼ近い挙動を示しまして、124ページの評価と同様に、その場所にとどまるか、離れていく傾向になるという結果を得ております。

論点No41、以上になります。

【原電】

続きまして、本店発電管理室、山中のほうからご説明いたします。

ページ番号、137ページでございます。

津波のPRAのご説明を、第21回のワーキングチームの際にご説明しているのですが、その際に、ほかのプラントと比較して、炉心損傷頻度がどう取れているかというようなご意見がありましたので、今回、同じ太平洋側に位置するBWRプラントである女川原子力発電所2号炉と津波PRAの結果を比較してございます。

右下、154ページをお願いします。

こちらは、下の表のところに、左側に東海第二発電所、右側に女川原子力発電所2号炉の津波PRAの結果を記載してございます。

赤枠の線で囲っているところですが、津波の高さは、東二と女川では若干違うのですが、津波の発生頻度のところを見ていただくと、東海第二が 3.2×10^{-6} に対して、女川が 3.8×10^{-6} ということで、津波の発生頻度は同等ということになってございます。

ただし、PRAの評価条件が、東海第二の赤枠のところを見ていただくと、最終ヒートシンク喪失ということで、海水ポンプが津波で使えなくなるという前提状況の下、評価しているのですが、女川のほうは、最終ヒートシンクが健全ということで、海水ポンプが使用可能という評価になっていまして、その結果、炉心損傷頻度は評価対象外ということで、右側の炉心損傷頻度のところはバーを記載してございます。

あとは、青枠の点線のところにも記載してございますが、東海第二で安全対策を考慮すると、赤枠と真ん中の段のところの合計値が大体 1.0×10^{-8} /炉年ということで、今より1桁、2桁程度軽減するということを確認してございます。

次のページ、155ページをお願いします。

こちらは先ほどの表の下2つの行ですが、津波の発生頻度、津波の炉心損傷頻度ともに、東海第二と女川で同程度であるということを確認してございます。

論点No45については、以上となります。

【原電】

続きまして、論点No49のご説明に入ります。

164ページからとなります。

こちらは、自然災害及び人為事象に対する対策のうち、ソフト対応について第16回でご説明を差し上げました。その際に、より具体的な必要人員であるとか装備資機材、また、火山については全交流動力電源喪失が発生した場合の対応ということでございましたので、その内容をご説明するというような対応となってございます。

ページが飛びまして、175ページをお願いします。

こちらのほうから、各事象に対するソフト面対応について、少し詳細に展開してございます。

こちらは竜巻でございます。

発電所に影響を与える竜巻発生の際候に応じた所内の対応について、各レベルごとに対応を記載してございます。

上から、通常時、それから、竜巻に対する警戒レベルが上がるにつれて、それぞれの対応を行ってございます。

通常時においては、教育の実施とか資機材の配置等でございますが、警戒レベルが上がるにしたがって、実際に竜巻が来ることに備えた監視の強化や、物品の再固縛や扉の閉止等を行ってまいります。

その際の主な資機材については、上段に書いたとおりでございますが、また、対応要員については、発電所に24時間滞在する災害対策要員12名以内で対応してまいります。

176ページをお願いします。

こちらからは火山に対する対応となっております。

先ほどと同じような記載になってございますが、通常時から、火山の噴火、また、降下火砕物、火山灰が堆積するような状況になるにつれて、それぞれの対応を行っていくというような形になってまいります。

177ページをご確認ください。

こちらも火山の対応ですが、火山の噴火の状況等に応じて、原子炉の停止基準や降下火砕物への対応着手の基準等をフローの形で定めてございます。

178ページをご覧ください。

こちらも火山対応でございます。

この内容は、過去のワーキングチームでご説明した内容で、電源を確保する対策として、既存の非常用ディーゼル発電機の吸気フィルタに、右にございますとおり、着脱式の改良型のフィルタを装着して、火山灰が降っているような状況においても吸気を維持するような対策を行ってまいります。

この内容につきまして、試験内容等について、後ほどの論点No.51でご説明を差し上げてまいります。

このフィルタの接続作業等も、災害対策要員4名で対応してまいります。

179ページをご覧ください。

こちらも火山対応です。

先ほど申し上げました非常用ディーゼル発電機が、万一、先ほどのフィルタ対応等でも使えなくなってしまう場合、全交流動力電源喪失といったものも想定してございます。

そういった場合には、非常用ディーゼル発電機に頼らない駆動源による原子炉の冷却手段を確保してございます。

179ページは、原子炉隔離時冷却系ポンプと常設低圧代替注水系ポンプによるものです。

180ページをご覧ください。

こちらと同様の対応になりますが、新設した常設高圧代替注水系ポンプと常設低圧代替注水系ポンプの組合せによるものとなっています。

181ページをご覧ください。

こちらは、電源確保の対応となります。

可搬型低圧代替電源車を導入してございますので、屋外ではこの運用が難しい可能性がございますので、タービン建屋のほうに入れまして、その内部で発電して、電気を供給するような対応を行ってまいります。

182ページをご覧ください。

こちらは、森林火災に対応したソフト対応となっております。

内容は、ご説明してございますが、その要員の対応としまして、右上のほうに追加してございます。

自衛消防隊、こちらは11名、24時間待機してございますので、この要員によって予防散水等の対応を行ってまいります。

論点No.49は、以上となります。

【原電】

本店発電管理室の日下と申します。

次に、論点№50の自然現象の重畳に関する設計上の考慮についてということで、まず、右下、186ページの内容ですが、重畳の組合せとしましては、発電所施設に大きな影響を及ぼすおそれがある事象を抽出した上で、事象間の独立性とか、継続時間とか、発生頻度等を勘案して、以下、ぽちが5つありますが、設定をしています。

ご説明に入らせていただきます。

まず、187ページですが、重畳に関する検討フローになってございます。

まず、1ページ目は、どのような事象をまな板の上に載せるかということになってございまして、吹き出しが2つありますが、まず、東海第二で想定できる事象として13事象、その中から、下の吹き出しのほうへ行きますと、洪水は地形等を勘案して発電所敷地には来ないであろう。高潮については、津波の評価に包含されるであろうということで、この2つを除いていまして、最終的に11個の組合せを考えていくことになります。

188ページに行ってくださいまして、その組合せの際に、先ほどの繰り返しになりますが、発生頻度とか独立性、あとは、施設にどのように影響するかということも考慮しながら、影響が単独で来たときより増長する組合せを特定していきます。

その中で、増長といっても、増長したとして単独の影響を上回らないものもありますので、上回るものということで、最初に抽出していくのが、下の吹き出しにございます6事象の組合せになってございます。

これらをどのように抽出してきたかというのが、189ページ以降に説明をしています。

11事象をどう組み合わせるかというのは、まず単純に11事象のマトリックスについて整理をしていくことになります。

その結果、a、b、c、dという4部類にしてありますが、このうちのcとdというのが影響が増長する組合せの影響が考えられるケースになってございます。

さらに、その中で、dのほうの影響が単独に比べて増える。要するに、単独事象を考えているだけでは想定できない状況になるというものになってございます。

こちらの189ページには、赤い四角の右側に*がありますが、組合せを考えると確率の話を考えますと申し上げましたが、こちらの閾値としましては、耐震設計の技術指針にある、いわゆる 10^{-7} /年という数字を参考にして閾値としております。

イメージが、このページの下の方になってございまして、2つほど例をお示ししますと、右上側の赤い四角は火山の荷重と雪の荷重の組合せになりますが、こちらは火砕物と雪から堆積荷重として同じ影響のものが出るということで、dの分類、小分類がI。

もう一つは、ページの真ん中下にありますが、地震荷重と竜巻の組合せですが、こちらは、お互いに頻度がそんなに高くないものですので、掛け合わせると確率的には考えがたいだろうということで、bにスクリーニングをされるというような形で各事象を整理していってございます。

その中で、重畳の影響が大きいと整理されるものの例を190ページに示してございます。

全ての評価結果は、後ろのほうに別紙としてまとめてございます。

このように増長する例が幾つか挙げられます。

このような検討をしていく中で、191ページからになりますが、当然、皆様もご想像されるように、組合せで影響の大きな自然現象というものがございまして、それについてどのような評価をしたかをかいつまんでご説明いたします。

大きく影響を与えるというものでは、ページ真ん中の表にございますように、地震、津波、竜巻、火山、風と積雪というものを想定してございます。

これらにつきましては、影響は大きいけれど発生頻度は小さいというものを主荷重、地震、津波、竜巻、火山です。それと、恒常的に発生はしますが、影響は先ほどのものよりも少ないであろ

うというものの風、積雪を従荷重として、継続時間と発生頻度を考慮した組合せを考えてございます。

その結果が下の表になってございまして、例えば、耐震ですと、主荷重の地震に対しては、例えば、津波、竜巻、火山というのは×と書いてありますが、確率的にないであろうと。ただ、従荷重としての風、積雪というのは考える必要があるであろうということで○となっております。

特徴的なところでは、表の2行目になりますが、津波と地震の掛け合わせです。基準地震に対する津波というのは、波源というか、発生源が違うということもありますので、考えないのですが、津波に対する余震というものを考えるということで、こちらに○がついてございます。

このように整理がされておりまして、192ページは、その詳細が言葉で示してあるものですので、割愛させていただきます。

193ページ以降は、個別の事象の抽出の考え方となっておりまして、この検討のベースになるものですので、省略をさせていただきます。

201ページですが、こちらが先ほど申し上げました11事象と11事象の組合せのマトリクスの全容になってございます。こちらも、一つ一つの説明は割愛させていただきます。

次の203ページが、重畳が考えられる分類として抽出されたもの、この中で、右側に設計上の考慮ということで○とーがありますが、この○がついているものが設計として重畳を実質的には考慮しているものとなっております。

次は、209ページになりますが、こちらは、それら重畳を考えた上で対策をどうしていくのかということになりますが、結論としましては、重畳を考慮して設計するというものは火山になります。火山と荷重の関係です。それらにつきましては、風とか積雪荷重も、設計上、考慮して設計を行うということになります。

竜巻とか外部火災も対策はするのですが、これらの対策というのは、重畳の影響とか、そういうものも全部包含できている形になっているということでもあります。

210ページは、今回、新規制基準で特徴的だった竜巻、火山、外部火災以外の自然現象についての重畳を考えた対策になりますが、繰り返しになりますが、風と積雪につきましては、先ほど申し上げましたとおり、主荷重との組合せを考えて対策を行っております。

論点No.50については、以上でございます。

【原電】

続きまして、論点No.51となります。

214ページからになります。

こちら第16回でご説明した内容に対する追加のご説明になりますが、先ほど、火山灰のお話を差し上げました。ディーゼル発電機については、吸気フィルタの改良型を取り入れるという話、その際に、そのフィルタの性能とか、あるいは交換頻度についてのご指摘をいただきましたので、その部分のご説明を追加させていただいております。

219ページです。

こちらは、先ほどご説明したディーゼル発電機の着脱式改良型フィルタになります。

220ページです。

こちらが概略構造図になっていまして、こういった形で各面にフィルタを取りつけていまして、それを取り替えていくような、必要に応じて交換・清掃等ができるような構造になってございます。

この性能試験を行っております。その部分の資料を追加しております。

223ページです。

このフィルタに対する性能試験を行いまして、結論としましては、試験期間中にわたりまして、気中降下火砕物、火山灰の付着・堆積によるフィルタの閉塞が発生しないといった良好な試験結果が得られてございます。

このことから、降灰継続中もフィルタの取替作業を要せずに、ディーゼル発電機の継続的な運転が可能な見通しが得られたという結論でございます。

その内容を少し補足させていただきます。

224ページです。

こちらが試験に関する試験条件になります。東海第二発電所で想定される火山灰の各条件を踏まえて設定してございます。

225ページです。

こちらが試験結果でございます。

グラフをご覧くださいますと、横軸が試験の経過時間、縦軸がフィルタの圧損となっておりまして、この破線の許容圧損(189mmAq)に対しまして、フィルタ圧損はほんの僅かな約1.3mmAqという形で、ほとんど圧損が立たないような結果になってございます。

この考察としましては、フィルタ面積を、先ほどご説明したとおり、非常に大きく確保したことによって、空気の流速が低下したことによって、火山灰の多くがフィルタ到達前にもう落下してしまう。さらに、フィルタ面に付着したような火山灰も、有意な圧損上昇に寄与しないということから、許容圧損に対して大きな裕度を得られたと考えられてございます。

226ページをご覧ください。

こちらは少し試験内容を変えてございまして、わざとフィルタを一度閉塞させるような対応を行いました。その上で、交換や清掃をイメージしてフィルタを打振して、一旦、灰を落としてやっってから、再度、試験をやったというようなものです。

その結果としましては、新品と比べますと僅かに圧損は立ちますが、それでも許容圧損に対して十分低い値が得られたということでございます。

No.51については、以上となります。

続きまして、230ページをご覧ください。

論点No.52でございます。

こちらは、竜巻が襲来したときの車両に対する具体的な運用についてご説明した内容です。第16回でご説明しました。

その際に、車両を固縛するような、具体的にどういったもので固縛するかといったご指摘をいただきましたので、その内容を補足させていただきました。

236ページをご覧ください。

こちらが竜巻に対応した固縛装置の概要と主要な構成部材でございます。

左側に車両を正面から見た模式図がございますが、車両のボディ部分を、メインロープ、連結材をぐるっと囲むように結びまして、その脇のところからサイドロープを垂らして、それを基礎部分と一体化した固定材につなげるようにして、こういった固縛の仕方を行うものでございます。

右側にはそれぞれの材料部材が書かれてございます。

237ページをご覧ください。

こちらはマスキング情報で恐縮でございますが、東海第二の電源車について固縛をしたときのイメージでございます。これはそのものではございませんで、このような形になるということで写真を示させていただいてございます。

先ほど申し上げたとおり、ボディ部分を連結材でぐるっと結びまして、その部分にサイドロープを垂らして、固定材に固定するというような内容となっております。

No.52につきましては、以上となります。

引き続きまして、論点No.230になります。

241ページをご覧ください。

こちらは、第26回のワーキングチームでご指摘いただきまして、審議の論点として追加したものでございます。

No230は、竜巻飛来物が原子炉建屋外壁に衝突した際の建屋内設備への影響についてでございます。

242ページをご覧ください。

第26回ワーキングチームの場合におきまして確認した項目が、こちらのフローの左側となっております。原子炉建屋の竜巻評価におきましては、建屋内の設備・機器について、竜巻から防護する外殻としての健全性を評価してございます。

具体的には、下の左3つになります。

まず、竜巻飛来物が外壁を貫通しないことを確認してございます。それからまた、外壁の内側でコンクリート片が剥離・飛散しないという確認を行ってございます。その結果、裏面剥離は生じないという確認を行っております。もう一つ、建屋の躯体そのものが風圧等によって変形してしまって、内部設備に波及的影響を与えないか。こちらについても、建屋躯体の変形は許容範囲内ということを確認してございます。

今回のご指摘を踏まえた追加検討は、その右側になりまして、飛来物が衝突して、その躯体が、衝撃波が伝播していったら、それで内部設備を揺らして、それによって悪影響を与えないかという検討でございます。

こちらをイメージ化したのが243ページになります。

こちらに東海第二発電所の建屋のイメージの一部を記載してございまして、設計飛来物(鋼製材)が当たったような状態を図示してございます。

設計飛来物が衝突した際に、先ほど申し上げたとおり、外壁の貫通等は生じないため、飛来物の運動エネルギーの多くについては、建屋外壁にパルス状の衝撃として伝わるというふうに考えられてございます。

設計飛来物(鋼製材)の運動エネルギーは176kJになります。

この衝撃につきましては、衝突箇所を起点として、躯体を、外壁、床、内壁等、3次元方向に伝播、拡散していくと考えられます。

この衝撃につきましては、躯体中を伝播していくにつれて減衰し、最終的に消失しますが、その過程で、建屋内の床、壁等に固定してある設備・機器等を揺らすというふうに考えられます。

この影響について、244ページでまとめさせていただきました。

公開されている文献等を確認いたしまして、私どもとしましては、竜巻飛来物の建屋外壁への衝突により、衝撃が床等を伝播し、内部設備を揺らしますが、以下で確認した知見を踏まえすと、東海第二の安全機能に影響を与えることはないと考えてございます。

まず、1つ目です。東海第二の原子炉建屋サイズと比較して、おおむね縮尺比25分の1の模型構造物に、竜巻飛来物を上回る運動エネルギーの飛翔体を衝突させた実験結果が公開されてございました。それによりまして、衝突箇所に近い部位の加速度が最も大きく、衝突箇所からの距離に応じて減衰していることが確認されてございます。

2つ目です。こちらは解析でございます。竜巻飛来物の1万倍以上の運動エネルギーを持つ大型航空機が原子炉建屋の外壁に衝突したシミュレーション解析が公開されてございました。その結果、衝突箇所近傍の加速度床応答スペクトルのピークは 100m/s^2 を下回ってございまして、衝撃荷重を10分の1にすると、その応答についても10分の1程度にとどまることが確認されてございました。

3つ目です。原子炉施設の建屋内設備の衝撃に対する耐性に関して、米国原子力産業界のガイドラインNEI07-13で整理してございました。ここでは、衝撃に対する耐力として、耐力の大きい設備では200G、耐力の小さい設備でも27Gと見積もってございました。

結論でございます。

①から③の知見から踏まえますと、原子炉建屋外壁に竜巻飛来物が与える衝撃は、建屋の規模に対して限定的でありまして、飛来物の1万倍以上の運動エネルギーを有するような大型航空機の衝突の解析例におきましても、衝突箇所近傍の床応答スペクトルのピークについては、 100m/s^2 を下回ることが確認されてございます。

これらに対して、米国のガイドラインでは、建屋内設備の衝撃への耐性に対して、耐力が小さい設備でも、加速度約 264m/s^2 としている知見を考慮しますと、竜巻飛来物の衝撃は、設備の機能に影響しないレベルにとどまり、東海第二発電所の安全機能に影響を与えることはないと考えてございます。

以降、文献の抜粋等になりまして、245ページからは、模型状のコンクリート構造物に飛翔体をぶつけた試験でございます。それが248ページまで続いてございます。

また、249ページからの2ページにつきましては、原子炉建屋に大型航空機がぶつかったシミュレーション解析の結果を示したものとなっております。

それから、最後、251ページにつきましては、NEIの文献でございます。各原子炉設備に関わるような機器のショックに対する耐性を、それぞれ耐力の大きい、小さいカテゴリに分けて整理をされてございました。

論点No230のご説明は、以上になります。

【古田主査】

ありがとうございました。

それでは、質疑に入りたいと思います。

ただいまのご説明につきまして、ご意見、ご質問はございますでしょうか。

【糸井委員】

ありがとうございます。

幾つかございまして、まず、てにをは的な指摘で申し訳ないのですが、重畳の議論のところ、地震に対して津波の重畳を考えなくていいという説明があるはずなのですが、ここで、ご説明として、地震の波源と津波の波源は異なるので、重畳を考慮しなくてよいとおっしゃっていたのですが、191ページです。私の耳は正しいですか。

【原電】

日本原子力発電の日下でございます。

ご指摘の件は、191ページ、192ページのことと理解しましたが、私の言葉づかいがよろしくなかったです。正確には、192ページの一番上の行でご説明していますが、3つのぽちがありますが、2つ目のぽちのことになりまして、基準地震の震源からの本震と、本震に伴う津波には伝播速度に差があつて同時に到達することはないよということになります。

【糸井委員】

分かりました。この記載なら間違いはないです。では、ご説明が少し違っていたということ。

【原電】

はい。大変申し訳ありませんでした。

【糸井委員】

ありがとうございます。

もう一つが、幾つかあるのですが、あと1つにとどめておきますが、津波PRAの女川との比較についてご説明いただいたのですが、ご説明は、入り口としてはあってもいいと思うのですが、確率の値だけで結果が同等だということをもってPRAの説明にするのは、前の議論を踏まえても、適切なご説明ではないというふうに私としては考えています。

例えばですが、今、資料を見た限りで私が一般的に理解したところを申し上げますと、女川と東海第二を比較すると、敷地高さについては女川のほうが高いわけですね。一方で、津波のハザードは女川のほうが大きくて、東海第二のほうが小さいので、結果的に、その両者を打ち消して、同じぐらいの浸水の頻度になるということとか、あるいは、今日の説明資料でないのは、事故シーケンスと比較すると、あまり変わらないので、結局、電源喪失が主要な事故シーケンスになるかもしれないですが、それがどういうふうに両者で違うのか、あるいは、炉心損傷に起因する津波の高さというのは両者でどういう差があるとか、もう少しそういうシナリオに着目して両者の違いをうまく説明していただいたほうが、これはコメントしたのは私ではないのですが、比較してどう違うのかという質問に対する適切な答えではないかなというふうに思いました。

ちょっと言い過ぎかもしれないですが、そういう観点でいかがでしょうか。何か追加のコメント等あれば、いただければいいかと思います。

【原電】

本店発電管理室の山中でございます。

ご質問ありがとうございます。

ご指摘のとおり、事故シーケンスの分析というところの件なのですが、津波PRAは、今回、いわゆる裸のPRAということで、安全性向上対策に期待しない従来の対策のみということのPRAを実施してございまして、津波PRAの場合は、非常用の海水ポンプが津波で浸水をしてしまうと、もうそのまま除熱機能が喪失してしまうとか、そういう状況で、そのまま炉心損傷に至ってしまうということで、事故シナリオがそんなに詳細なものが実はない状態になってございます。

東海第二も、3段階の表がございまして、1番目が最終ヒートシンク喪失ということで、このケースは外部電源があるのですが、非常用海水ポンプが使えない状態で、非常用の炉心冷却設備とか残留熱除去系が使えないというようなことで、成功パスがない状態になってございます。

女川の右のところは、最終ヒートシンクが健全という評価になっていますので、詳細評価を実施していないというのが女川さんの評価方法になってございます。

真ん中のところは、まさに津波が建屋に浸水してしまうということで、東海第二も女川も同じようなシナリオになっていて、緩和設備が全て使えないということで、そのまま炉心損傷。

一番下の行は、防潮堤が機能喪失してしまっていて、敷地内に津波が大規模に浸水してしまっていて炉心損傷ということで、シナリオが比較的単純というか、津波の影響で全て使えなくなるということになりますので、その点につきましては、女川も東海第二も同等の事故シーケンスになっているというふうに考えてございます。

以上です。

【糸井委員】

ありがとうございました。

今のご説明で大体理解したつもりですが、そういう観点の説明を中心にしていただいたうえで、最後に絶対値としての炉心損傷頻度の話をしていただいたほうが、資料としてはよかったかなというのが考えです。

以上です。

【古田主査】

では、ほかの委員の先生方。
では、越村先生、お願いします。

【越村委員】

津波に関するところなのですが、ご説明ありがとうございます。

今回、これまでの論点において、かなり丁寧にそれぞれの課題について、あるいは、それへの対応についてご説明していただいたと思います。

1点、ちょっと確認させていただきたい点がありまして、漂流物の部分です。資料の92ページの部分で少しお聞きしたいのですが、発電所周辺の船舶の状況等を把握された上で、発電所周辺のリスクになるような漂流物はまずはないですよというご説明があったところなのですが、ここで、時系列で、肝心の発電所における港湾に入港している船舶が、津波発生時に緊急退避、あるいは、係留避泊等の措置によって漂流物にはならないですよというご説明だったと思うのですが、こちらは実際の船舶のオペレーションから十数分で退避可能というのはどのようにして得られた証言というか、情報なのでしょう。そちらを確認させていただきたいと思います。

発生時の状況にもよるのですが、船舶が大きくなればなるほど、例えば、エンジンがかかっている、かかっていないとかも含めて、退避できるかどうかというのはかなり検討を要する項目なのかなと見ておりまして、このあたりの調査の詳細について少し確認させていただければと思った次第です。

以上、よろしくお願いします。

【原電】

日本原子力発電の小野と申します。

今、ご指摘がありました件につきましては、92ページ目に主に示しているのですが、弊社の東海港に入港します船としては、大型のものと、燃料輸送船とか廃棄物の輸送船が考えられます。

こちらのほうは、先ほど申しましたように、評価をいたしまして、十数分ほどで離岸できるというふうに評価しております。

さらに、これらを模擬して実際に訓練をした実施結果につきましても、評価と同じ程度で離岸できるというところを確認しております。

また、ご指摘がありましたように、大型船舶等でエンジンの起動に時間がかかるとかいうご心配もあるかと思いますが、そこら辺を含めて、実際の作業内容の評価だけではなくて、こちらのほうに書いてありますように、実効性があるというところまで評価して入港させるような運用として考えております。

このため、エンジンの起動に時間がかかる場合は、エンジンを完全に停止させない状態で停泊させるとか、そういったことも含めて、実効性を踏まえた運用として、今後、実施していくことを考えております。

以上です。

【越村委員】

ありがとうございます。

ということは、これからの対処ということなのですね。既に港湾にある船舶は、確実に十数分で退避可能な状況にありますよというご説明ではないということですね。

【原電】

現在想定されています燃料等輸送船等に関しましては、十分、実効性があるという評価を過去の訓練を含めて得ております。

そのほかに、これ以外の船が入った場合には、実効性の検討を含めた上で運用していくということ、今後、実施していきたいと思っています。

なので、入ることが分かっている燃料輸送船等については、実質的に効果が確認されているというような状態になっております。

【越村委員】

燃料輸送船等だけではなくて、浚渫船、貨物船等というのは、停泊時においては、船員さん等はずっと常駐しているわけではなくて、あるいは、常駐しているのですか。

というのは、一旦、エンジンを切って、例えば、船員さんがもういらっしゃらない場合もあるわけですね。そういう場合には、十数分で退避というのは非現実的ではないかと思うのですが。なので、そのあたりをもうちょっと詳しく教えてくださいませんか。

【原電】

浚渫船につきましては、基本、作業時のみに入港しているという形になるかと思いますので、こちらのほうは問題ないと思います。

【越村委員】

なるほど。

【原電】

貨物船等につきましては、体制を含めて、退避できるということを入港の際に確認するという形を取っております。

そのため、退避に必要な人数は必ず船舶内にとどまるとか、それが不可能でしたら、一旦、港から出ていただくというような形で運用を考えております。

【越村委員】

分かりました。ありがとうございます。確認できました。

【古田主査】

ほか、いかがでしょうか。

では、糸井先生。

【糸井委員】

ほかにはないようであれば、ほかにも幾つかありますので。

これは事実の確認だけなのですが、まず、事実の確認からさせていただきたいのですが、一番最初の地震に対するストレステストの内容で、7ページからですが、非常用パワーセンタの加振試験を行い、機能が維持された加速度を踏まえ耐震裕度は3.19に向上したという記載がありますが、これは、これを含めて、非常用パワーセンタの耐震裕度は3.19だという形のストレステストの結果を申請して出したということなのですか。

【原電】

日本原電本店の発電管理室の上屋と申します。

今回の論点No.12に関しては、特に、現時点、規制上要求されているものではなくて、規制委員会側へは特にご説明はしてございませんで、今回のワーキングチーム向けに準備させていただいて、ご説明をさせていただいたものになってございます。

【糸井委員】

理解しました。

多分、一番最後にそういう資料をつけていただいているので、分かった上で出されていると思うのですが、本来は、全ての設備について、同じ基準でクライテリアを決めてストレステストを実施しないと、何が原因で炉心損傷に至るのかという全体的な評価にならないと思います。

なので、これも、これぐらいまではもつという概算評価という意味では意味があるかもしれないですが、もう少しきちんとした評価を早くされるといいなと思いながら話を聞いておりました。

【原電】

日本原子力発電の上屋です。

ご指摘のとおりかなと思っています。まさしく規制委側から出る運用ガイドに沿った評価については、正しく再稼働を求められまして、今後、実施していくものかなと考えてございます。

今回の評価は、県民からのご意見、委員からのご意見の中で、耐震裕度、今回、S s は1,009Galに上がって、さらにストレステストで、当時は評価として1,038Galということで、S s が上がったことで、裕度が非常に小さい結果になったということがございましたので、それに対して、現時点での評価といったところを、今回、ワーキングチームのほうでご説明をさせていただいたということでございます。

【糸井委員】

ありがとうございました。

そういう意味で、こういう形の評価を今後とも積み重ねていくことによって、よりよい評価、あるいは、より適切な把握に努めていくという形の資料だという意味であれば、とても適切な資料だと思います。

【古田主査】

ほかにもございますでしょうか。

では、私から1点だけですが、論点No.49で、ソフト面の対応部分があって、No.50で自然災害の重畳の場合の論点がありますが、自然災害が重なったときに、ソフト面の対応についても問題ないということは確認されていると考えてよろしいですか。

【原電】

発電所の金居田です。

ご指摘の件につきましては、重畳し得るような自然災害等につきましては、それらに対してソフト面対応が必要な場合については、それに必要な要員・資機材等を全て用意するというふうにしてございます。

【古田主査】

ありがとうございます。

ほかによろしいでしょうか。

それでは、今日ご説明いただいた論点に関しては、十分ご説明いただいたということだと思いますが、中で、特に、ほかのプラントとの比較に関しては、いろいろ条件とか、解釈とか、単に数値を比べるだけでは誤解を招くような場合もありますので、その辺、ちょっと説明を工夫いただければいいかなと思います。

それでは、次に、資料2の内容につきまして、残りの論点の説明をお願いいたします。

【原電】

それでは、続きまして、論点No.99からとなります。

253ページをご確認ください。

こちらは、第20回ワーキングチームでご説明した内容について、資料を充実化したものでございます。

こちらの概要の下段になりますが、原子炉建屋内等に新しい設備等を設置いたします。その際の作業スペース等が十分確保できるかという点についてのご説明を差し上げた内容になってございます。

その際に、261ページをご確認ください。

こちらはマスキング情報で恐縮でございますが、こちらは原子炉建屋の平面図を示してございます。その中に、新たなシビアアクシデント等に対応した設備をこのような形で設けるというイメージ図、写真でございます。

その中で、左下の常設高圧代替注水系ポンプの設置場所付近が、例えば、既存の階段等があって、このあたりを人が通れない可能性がある等々、そういったご指摘をいただきましたので、この部分の設置後の扱いにつきまして資料を追加しました。

262ページをご確認ください。

こちらは、先ほどとは別カットからの写真を載せさせていただいてございます。

この赤枠の部分がポンプの設置の大外のイメージになりますが、このような形で階段が既に隣接している。この部分については、下に階段の改造のイメージをお示ししてございますが、これまで上層階から直線状で降りてきた階段部分につきまして、踊り場を設けて折り曲げるような改造を取ります。

この際に、ポンプとは反対側の壁際のほうに折り曲げることによって、ポンプとの十分な離隔距離を確保して、設置ができるような、こういった設計の変更と、階段の撤去・改造等も行っておりますので、それによって新設の設備につきましても、アクセス性、作業性、そして避難経路としての実用性も十分に確保するというふうにしてございます。

No.99のご説明は、以上となります。

【原電】

続きまして、本店発電管理室の山中のほうから、論点No.152についてご説明します。

資料の270ページをご覧ください。

こちらは、リスクの定量化ということで、新規規制基準に基づく安全対策後の残余リスク等の定量的評価についてご説明をさせていただきます。

説明内容に記載してございますが、安全対策を講じた後にも、やっぱりリスクというのはゼロにならないということで、残ってしまうリスクのことを残余リスクと呼んでございます。

これらを確率論的リスク評価(PRA)を用いて定量的に説明をした評価をしてございます。

PRAが使えないものについては、定性的に評価をしてございます。

真ん中の表のところですが、今回、安全対策前後で、内部事象レベル1 PRAというものと、地震レベル1 PRAと津波レベル1 PRA、この3つの安全対策前後の評価をしてございます。

いずれも対策によって炉心損傷頻度が低減しているということを確認してございます。

地震、津波以外の外部事象については、定性的に確認をしてございます。

フィルタベント装置については、システムの非信頼度はどの程度かというご意見がありましたので、信頼性評価をしてございまして、1要求当たりの作動失敗確率として、約 $3.0E-03$ というふうの評価してございます。

以降、詳細に説明をさせていただきます。

次のページ、271ページですが、こちらは残余のリスクの概念図を示してございます。

安全対策をすることによってリスクが減っていくのですが、ゼロにはならないということで、少し残ってしまうところを残余のリスクと呼んでございます。

次のページ、272ページをご覧ください。

こちらは、先ほどと同じような図ですが、内部事象、地震、津波については定量的な評価ということで、PRAの手法を使って評価をしている。その下のその他の外的事象と書いてございますが、こちらは定性的な評価で、内部事象とか地震、津波のPRAのいずれかのシナリオに包含されているということを確認してございます。

次のページ、273ページをお願いします。

PRAの手法を概念図で示してございまして、事故シナリオについてはイベントツリーというものの、あと、システムをフォールトツリーというもので評価をして、数値解析をしていくというものでございます。

次のページ、274ページをご覧ください。

イベントツリーは2つありますが、左上のところが設計基準事故対処設備のみということで、安全対策前のイベントツリーのイメージ図になってございます。

右下のほうが安全対策後ということで、追加される対策を上のところに緑字で追加してございますが、入れ込むことによって、それぞれのシナリオの事故シーケンスを定量的に評価するというものでございます。

275ページをご覧ください。

こちらは、日本原子力学会のほうに整理してある標準に基づいて実施したというものを示しているものでございます。

次に、276ページをお願いします。

こちらは、今回のPRAで期待した対策系を列举したものでございます。

一番右側のところは、重大事故等ということで、安全対策後のものでございますが、こちらは、真ん中の列も含めて、全ての対策を考慮するといったような評価をしてございます。

277ページをお願いします。

こちらは、PRAの中でレベル1、レベル2、レベル3と呼んでいるものがございまして、今回はレベル1 PRAを実施しているということで、ここを評価することによって、まず、どの程度炉心損傷頻度を低減するかということが定量的に示せるということで、ここに着目して今回は評価してございます。

278ページをお願いします。

こちらは内部事象のPRAの結果ですが、安全対策前のところが崩壊熱除去機能喪失ということで、4つ目の事故シーケンスグループに入っているところで、ここが支配的だったのですが、重大事故等対処施設を考慮したPRA、安全対策後のPRAということで、ここの事故シーケンスグループについては4桁から5桁程度下がっているというようなことになってございます。

合計は4.4E-09/炉年ということで、従来より4桁程度低減するということを確認してございます。

279ページをご覧ください。

こちらは、先ほどの表を棒グラフで示しているものでございます。左側の棒が安全対策前で、右側が安全対策後ということで、それぞれの事故シーケンスについて、炉心損傷頻度が低減しているということが確認できるかと思います。

280ページをご覧ください。

こちらは地震のPRAの具体的なものを示してございますが、こちらでも学会標準に準拠して実施しているというものでございます。

281ページですが、こちらが地震PRAの評価結果を記載してございます。

こちら、安全対策前は、崩壊熱除去機能喪失という事故シーケンスが支配的でしたが、1桁ちょっと低減しているということでございます。

地震PRAについては、地震により直接炉心損傷に至るような原子炉建屋の損傷とか、そういったものについては安全対策の効果が期待できないということになります。緩和設備が有効に機能するものについては、事故シーケンスの炉心損傷頻度が低減しているということでございます。

282ページをご覧ください。

こちらは、先ほどと同様にグラフに示したものでございまして、地震レベル1 PRAについても炉心損傷頻度が低減しているということが確認できるかと思います。

283ページをご覧ください。

こちらは、津波PRAの評価の方法ですが、こちら学会標準に準拠して実施しているということで、評価の概念を示してございます。

284ページをご覧ください。

こちらは、津波PRAについて、左側が従来実施していた安全対策前のPRAでございまして、津波区分1、2、3と3段階に分けて評価をしてございます。今回、安全対策を考慮すると、従来の津波区分1と2が同じ事故シナリオになるということで、1' ということで、大きく2つに分けて評価をしていくということでございます。

津波区分3については、防潮堤を損傷するような大きな津波が来るということで、安全対策には期待できないというようなものになってございます。

285ページをご覧ください。

こちらが津波PRAの結果でございまして、真ん中と下のほうの従来の津波区分1と2のところは4.0E-06から、安全対策を考慮した後は1.0E-08ということで、1桁、2桁、弱低減するということで確認してございます。

286ページがグラフに示したものでございます。今の津波区分1と2の部分が大きく低減しているということが確認できるかと思います。

それから、287ページをご覧ください。

こちらは、地震・津波以外の外部事象について、このページ以降、お示ししているものでございます。

288ページをご覧ください。

こちらは、竜巻の定性的な検討をしたものを記載してございます。

竜巻の場合は、飛来物によって屋内設備が損傷してしまうということが考えられますが、こちらは津波PRAの事故シーケンスグループで評価しているということで、その対応で津波対応の対策の設備で炉心損傷頻度を防止できるということを確認してございます。

それ以降、289ページから、凍結、積雪、落雷、火山灰、森林火災、293ページまで外部事象関係を定性的に評価していますが、それぞれ内部事象、地震、津波のいずれかの事故シーケンスで取り扱っているということで、炉心損傷を防止できるということを確認してございます。

それから、294ページをご覧ください。

こちらがフィルタベント装置の非信頼度を評価したものでございます。

右側にフォールトツリーを記載してございますが、電源確保などを含めて、システムの非信頼度を評価した結果、3.0E-03ということになってございます。

それ以降、参考資料ということで、安全目標関係のものとか、PRAの手法の内容を説明したものをつけてございますが、説明は割愛させていただきます。

論点No.152については、以上になります。

それから、ちょっと飛びまして、341ページをお願いします。

こちらは、論点No.195ということで、プラント状態を踏まえたリスク評価についてでして、プラント停止中も今のPRAみたいなことをやっているのでしょうかというご意見がありましたので、停止中のPRAについて簡単に説明をさせていただきます。

342ページをお願いします。

こちらは、運転中と停止時の境界を示しているということで、プラントが停止している際のプラント状態を考えて、出力運転時と同様に、PRA、確率論的リスク評価を実施しているということに記載してございます。

次のページ、343ページをお願いします。

こちらは、停止期間中は、いろいろな作業とか、運転中には実施しない操作とか、そういったものがありますので、炉心の損傷のような、燃料の損傷に至るような事象はないかというのをマスターロジックダイアグラムというものを使って分析をして、どういった起因事象を考えるべきかというものを検討したものを記載してございます。

それから、344ページをお願いします。

こちらは、先ほどもありましたイベントツリーを概念図で示してございますが、運転中と同様に、こういったイベントツリーを使って、先ほど、起因事象をいろいろ考えたものをここで当てはめて、それぞれ運転員の操作だとか、緩和系の設備の成功・失敗を分析していった、評価していくということになります。

プラント停止中は、設備の点検に伴って待機状態になっているということがございますので、そういった緩和設備は失敗確率が1というような形で、定量的に評価をしていくということをやっております。

345ページは、先ほどもありましたフォールトツリーの概念図ですが、運転中と同様に評価をしているということを示すものでございます。

論点No.195については、以上です。

続けて、論点No.197ですが、347ページをお願いします。

こちらは、LOCA等に起因する重大事故時の制御棒の溶融に関する知見及び原子炉停止機能への影響というようなことで説明をさせていただきます。

説明概要を記載してございますが、炉心の著しい損傷を検知した場合の、その後に原子炉圧力容器に注水を行う場合は、ほう酸水の注入を併せて実施するという手順を定めてございます。

それから、ご意見があったとおり、炉心がヒートアップしていくときには、制御棒から先に溶けていく可能性があるのですが、そのときに臨界になるのではないかなというご意見でしたが、炉心損傷の過程における原子炉については、以下の理由により、臨界となりにくい状態にあるということで、1つ目が、炉心部に水がない状態ということで、中性子が減速されないので、核分裂反応の連鎖反応が続かないというようなことになっています。

それから、燃料の温度の上昇に伴って、ドップラ効果による負の反応度が添加されるということで、やはり臨界になりにくい状況というふうに分析をしてございます。

348ページをお願いします。

こちらは、炉心損傷が確認された後の対応の操作フローを記載してございます。

上段の右側に青枠で囲っているところがありますが、こちらがほう酸水注入をするという手順をまず示しているということでございます。

それから、下段のほうは、使える設備を使って炉心に注水をするということで、複数の手段が書いてありますが、いずれもほう酸水を先んじて注水するという手順を定めているということでございます。

続いて、349ページをお願いします。

こちらは、炉心損傷過程における臨界性ということで、2つ目のぼつに記載していますとおり、臨界となりにくい状態ですよということで、①として、炉心損傷が起きるということは、水が入っ

ていないということで、炉心に水がない。そうすると、中性子が減速されずに、中性子が少ない状態になって、核分裂反応が持続しない。あとは、ドップラ効果による負の反応ということで記載してございます。

右側の図の矢印のところに書いてございますが、制御棒関係のほうで融点が低くて、その後、ウランとかジルコニウムとか、そういったものの融点が書いてありますので、ご指摘のとおり、先に制御棒が溶ける可能性が高いと考えてございますが、それでも、先ほど申し上げたとおり、水がない状態ですので、臨界にはならないということで考えてございます。

論点No.197は、以上となります。

続けて、論点No.198ですが、352ページをお願いします。

こちらは、原子炉停止システムの信頼性ということでございます。

原子炉停止システムは、設計基準の従来からある設備で、原子炉緊急停止系というものがございしますが、それで制御棒をまず挿入させるということになっております。仮に、それが使えないような場合を考慮して、代替制御棒挿入機能、それから、代替再循環ポンプトリップ機能、また、ほう酸水注入系といったシステムを持っていまして、それぞれ独立性とか多重性とかを考えて準備をしているということで、信頼性が確保されているということでございます。

これらの対策については、解析により、ちゃんと未臨界が達成できるということを確認しているということでございます。

一番下ですが、ほう酸水注入系については、ポンプとか注入弁の動的機器については多重化されているので、信頼性が高いですということを記載してございます。

353ページをお願いします。

こちらは、原子炉を未臨界にするための設備ということで、左側に原子炉緊急停止系による自動もしくは手動原子炉スクラム、それに失敗した場合も、対応して、代替制御棒挿入機能、それから、下のほうに行って、ほう酸水注入ということを記載してございます。

右側に、再循環ポンプトリップということで、これによって炉心内にボイドを作って、水の密度を、ことにより原子炉出力を下げるというようなことで対応をするという対策になってございます。

次のページ、354ページをお願いします。

まず、こちらは、原子炉緊急停止系の設計の考え方でございますが、右側のほうに原子炉の図がありますが、原子炉水位レベル3というところの信号を用いて、信号回路のセンサーとかが多重化されているもので信頼性を確保しながら設計しているということでございます。

こちらは、信号回路と制御棒が挿入されるという2つのそれぞれの機能がありますが、まず、信号回路が機能喪失してしまった、故障してしまったというような場合に備えて、次のページ、355ページをお願いします。

こちらは、先ほど申し上げた代替制御棒挿入ということで、下の右側に同じ図がありますが、こちらの代替制御棒挿入を使っている信号が、原子炉水位がレベル2という信号で、先ほどとは別のセンサーを使って、回路を応答させているということで、左側に書いてありますが、多重化をされているものになってございます。

ということで、原子炉緊急停止系と物理的にも分離して、独立した設計ということになってございます。

それから、356ページをお願いします。

こちらは、原子炉再循環ポンプトリップ機能のところの信号回路等を記載してございますが、下の図の左側は、先ほどの代替制御棒挿入と同じ回路になってございまして、その信号は、原子炉再循環ポンプの遮断器に直接行って、それらの機器の通電を停止するという回路構成になってございます。こういったもので信頼性を上げるということになってございます。

357ページ、次のページをお願いします。

こちらは、ほう酸水注入系の系統概要図を示してございますが、右側にほう酸水の入ったタンクがあって、あと電動弁とか手動弁があるのですが、ポンプは独立して2系列あって、注入弁も2系列あるということになってございます。

こういった動的機器については多重化をしているということでございます。

その後、AOという逆止弁が1つあるのですが、こちらは、ポンプの水圧がかかったら勝手に開くもので、信頼性が高いということで、十分に信頼性が確保されるというふうになってございます。

それから、358ページですが、こちらは、先ほどの代替再循環ポンプのトリップ機能とほう酸水注入系によって未臨界が達成できるかということを解析によって確認しているものを示してございます。

炉心損傷を防止するための判断の目安をちゃんと満足しているということを確認しているというものでございます。

論点No.198については、以上となります。

【原電】

続きまして、本店発電管理室の新保のほうから、論点No.199についてご説明させていただきます。

こちらの論点については、海外プラントの比較及び東海第二発電所の安全設計方針についてというところでございまして、本論点は、海外プラントの安全対策の比較といったご意見が寄せられたことに伴うものでございます。

まず、説明概要でございますが、東京電力福島第一原子力発電所の事故の反省等から、深層防護を基本といたしまして、共通要因による安全機能の喪失を防止する観点から、自然現象の想定と対策を大幅に引き上げた新規制基準が設定されてございます。

この新規制基準では、万一、シビアアクシデントが発生した場合に備え、シビアアクシデントの進展を食い止める対策が要求されるというところもございます。

また、テロとしての航空機衝突への対策も要求されるということになってございます。

これに伴いまして、従来の基準と比べて、シビアアクシデントの防止といった観点での基準が大幅に強化されたということになりまして、東海第二においても、設置変更許可申請を行いまして、審査の結果、新規制基準に適合するとの許可を受けてございます。

また、新規制基準では、新たにバックフィット制度が制定されてございまして、最新の技術的知見のうち、必要と認められた場合については、規制に反映されるということになりました。

この最新基準への適合というものが義務づけられたということもありまして、国内外の最新の科学的知見及び技術的知見を調査、収集しまして、必要と認められる知見を得た場合には反映するという対策を行っているものでございます。

ページをおめくりいただきまして、361ページ目になります。

こちらは、新たに制定された新規制基準の基本的な考え方を361ページから363ページにかけて説明をつけさせていただいておりますが、今ほど、説明概要のほうで申し述べたとおりでございますので、説明は割愛させていただきまして、364ページ目をお願いいたします。

364ページ目は、3. 新たな知見への対応についてのご説明でございます。

1つ目の矢羽根でございますが、新たな知見に対応する手段の一つとして、先ほど、説明概要で申し述べたように、新たにバックフィット制度が制定されてございます。この最新の技術的知見のうち、必要と認められる対策について、規制に反映されることになりましたので、これに基づいての適合を行っていくという状況になっております。

また、2つ目の矢羽根でございますが、JANSIが行う国内外の安全性向上に関する最新知見の収集・分析をJANSIでは行っておりまして、こういったことから、必要と認められる知見を得た場合については、そういった対策、反映を行っているものでございます。

3つ目の一番下の矢羽根でございますが、こうした最新の知見等を踏まえた対策の導入の検討については、品質マネジメントシステムに基づいて、さらに検討を進めているところのものでございます。

ページをおめくりいただきまして、365ページ目でございます。

続いて、海外プラントの対策との比較例のご説明をさせていただきます。

こちらは、海外プラントでは、万一のシビアアクシデント時に、熔融した炉心の燃料が落下して压力容器の底に溜まり、その後、压力容器を貫通して格納容器の損傷を引き起こすという事象に対する対応として、熔融デブリの炉外保持、いわゆるコアキャッチャーというものが導入されたプラントが建設されているものでございます。

これに対して、東海第二については、コリウムシールドの設置及び格納容器下部、ペデスタルですが、こちらへ事前水張り並びに熔融炉心落下後の注水などを行うことによりまして、熔融炉心によるコンクリート浸食を抑制するという対策を取ります。

また、コアキャッチャーの役割、熔融炉心にコンクリート相互作用の抑制ということを行えることから、コアキャッチャーと同様に、格納容器の破損を防止するという対策を、今後、講じてまいるところのものでございます。

続きまして、ページをおめくりいただきまして、366ページ目になります。

同じく、海外プラントの対策との比較例でございますが、海外プラントや開発中の新型炉においては、格納容器の格納性を高めた二重格納容器の設計が行われているプラントもございます。

東海第二では、代替循環冷却系などの設置等によりまして、格納容器の加圧破損の防止、それから、故意による大型航空機の衝突に対して格納容器の破損を防止するという対策を講じてまいります。

これらによって、二重格納容器の役割と同様に、格納容器の破損を防止するという対策を、今後、講じてまいるところでございます。

論点No.199については、以上でございます。

続けて、論点No.213でございます。

こちらは、社内で使用する単位の統一・標準化についてでございます。

本論点は、第9回ワーキングチームにおいて説明させていただきました、格納容器床ドレンサンプ流入量単位の誤り事象の説明をした際に、ご指摘を受けた件に関する回答でございます。

まず、説明内容でございますが、設置変更許可申請書に記載する数値の単位を誤った事象を踏まえまして、設置変更許可申請書に係る審査資料の作成をはじめとした審査資料などの資料の作成に関しては、資料の作成作業のフローを社内規程に明確化いたしました。こうして、資料の作成作業に関する標準化を行っているところでございます。

また、作成作業のフローにおいては、資料に記載した数値がエビデンスから適正に引用されていること、それから、数値、単位といったものが技術的に妥当であるということの確認プロセスを強化しておりまして、同様な単位の誤り事象を起こさない体制を構築してございます。

また、社内で用いる計量、計器等に係る単位でございますが、S I 単位で統一化して運用しているものでございます。

ページをおめくりいただきまして、370ページをお願いいたします。

こちらは、説明概要でご説明させていただきました、記載誤り事象を踏まえた対策の強化というところでの審査資料等の確認プロセスのご説明になります。

普段からダブルチェック等を行いまして、記載に誤りのない資料の作成に努めておりますが、今回、記載の誤りを起こしたということを踏まえまして、資料の作成作業の際、確認を強化してございます。

社内規程を改正いたしまして、資料の作成作業のフローを明確化しまして、資料の作成作業を標準化してございます。

また、審査資料等に記載する数値がエビデンスから適正に引用されていること、それから、数値の単位等の確認といったところについて、確認するプロセスを強化いたしました。

これが下図のイメージ図のところになります。資料を作成する際のフロー、ステップをお示ししておりまして、このうちのStep. 3になりますが、こちらに審査資料等を作成する作業に関わった者以外の者が、また新たに、直接作成に関わっていない者が、作成されている内容の数値及び単位が妥当であるということを技術的な観点からチェックするという体制を構築いたしまして、確認する体制を強化いたしました次第でございます。

続きまして、ページをおめくりいただきまして、371ページ目でございます。

こちらは、社内で用いる単位の運用についてのご説明でございます。

説明概要でご説明したとおり、計量及び計器等に係る単位はS I 単位で統一化して運用してございます。

本件は、計量法の改正が行われたということもありまして、S I 単位が法定計量単位となったことを受けまして、社内においてもS I 単位化への移行ということを行ってございます。

審査資料の許認可資料といったものについても、原則、この法規改正の流れに準じまして、同様にS I 単位で審査資料の作成等を行っている次第でございます。

一方、非S I 単位を使用している計器等については、計器の取り替えを行う際に、S I 単位化を予定してございまして、計器の取り替えまでの期間においては、非S I 単位を用いている計器については、S I 単位に換算して取り扱うということを行っております。

また、その単位の換算をする際は、換算に伴うエラーを防ぐために、提出資料等に用いられた数値等をダブルチェック等を行うことによって、確実な値が使われていることを確認するというプロセスを強化しているものでございます。

論点No213は、以上でございます。

続きまして、論点No215でございます。

最新知見等を適切に反映するための品質保証体制についてというものでございます。

本論点も、社内での最新知見の反映、検討に関して、意見が寄せられたことに伴っての論点の設定でございまして、まず、説明概要でございますが、関係する機関が発信する、国内外の原子力発電施設で発生した故障・トラブル等に係る運転経験情報、それから、最新の知見等を踏まえた対策の導入の検討については、品質マネジメントシステムに基づいて、社内で検討を進めているところでございます。

ページをおめくりいただきまして、379ページ目をお願いいたします。

こちらは、最新知見等を元に設備改造を実施する場合の対応の例で、ご説明をさせていただきます。

国内外の原子力発電施設で発生した故障・トラブルに係る運転経験情報等を知見に取り入れて、社内で検討をしております。

下の図で示しておりますが、国内外の運転経験情報等ということで、国内、海外、また、メーカーからの情報といったところの各種の情報を電力大で検討を行う場合もございまして、また、一方で、社内でも、自社で発生した故障・トラブル情報について、確実に水平展開の検討を行っているところでございます。

また、電力大で検討を行う際は、原子力安全推進協会が、事業者全体として水平展開を実施することの検討を行っておりまして、その際の観点を、協会で、ページをまたぎまして、事業者全体として反映が必要と判断されたものについては、社内の会議体において検討を進めている次第でございます。

それを、次ページ、380ページ目でご説明させていただきます。

ページをおめくりいただきまして、380ページ目でございますが、前段のページのほうからの引き続きになりまして、社内の会議体における検討の説明をしているものでございます。

前段のところから、本店の会議体にそれらの情報がインプット情報として入ってまいりまして、それらについての対策の検討の可否を検討してございます。

それから、検討方針を定めまして、発電所に対して対策の検討の依頼を行い、それを発電所の会議体で、対策ということで、実行の決定を行うという流れをしております。

この際に、対策の内容が設備改造を伴うようなものが必要となった場合には、設置変更許可の審査が必要な場合については、そういった申請を行うこととなりますが、そういった審査を行う際には、事前に立地自治体等へ新增設の計画の説明等の手続等を確実にを行いながら、必要な申請、審査を行い、設備改造を実施していくという段を踏みまして、新しい知見等に伴う設備改造を反映していく次第でございます。

この際、会議の内容において検討された内容等は、議事録として取りまとめられて、記録として管理されるというステップを執り行っていくものでございます。

以降、381ページ目には、国内で発生した故障・トラブル事例の情報を基に、対策の検討等を行った一例を示させていただいているところでございます。

論点No215は、以上でございます。

【古田主査】

どうもありがとうございました。

それでは、ただいまのご説明につきまして、ご質問、ご意見はございますか。

糸井委員。

【糸井委員】

ありがとうございました。

時間もないので、短めにしたいと思います。まず、379ページで、自然ハザードに対する知見の分析というのは、ここでどういうふうにお考えでしょうか。

【原電】

発電管理室の新保でございます。

自然ハザード等に係る情報等、得られた情報などから、我々が、今、検討しているところのハザードの強化等を見定めまして、必要な検討が確率的にハザードとして高いというふうに認められるものがあれば、そういったものは我々の検討の中に取り込んで、影響評価を確実に行っていきたいと考えているものでございます。

【糸井委員】

今、それが資料の中で読めるようになっているのですか。

【原電】

今、こちらの資料のほうには、そういった観点についての記載が不足しているかなと考えてございますので、記載を追記させていただこうと思います。

【糸井委員】

よろしくお願いします。

あと、小さいものを2点で、ご説明がなかったのですが、296ページのWASH-1400の図が参考資料でついているけれども、この結果は、自然ハザードに対する事故の評価は除かれていて、いわゆるランダム故障のリスクだけを評価したリスクですので、自然事象を踏まえていないこの資料がここ

に入っているということ自体が少しおかしいと思いますので少しご検討いただきたいというのが一つです。

あともう一つが、PRAの実施基準を引用した年度なのですが、その年度をきちんと明記していただきたいというのと、あと、275ページはレベル1 P S Aと書かれていますけど、改訂されたものでは、レベル1 PRAに変わっていますので、古い資料を参照したのであれば、その年次をきちんと書いていただきたいというのと、新しい基準に準拠しているのであれば、それに変えていただきたいと思います。

【原電】

本店発電管理室、山中でございます。

最後のご指摘の学会標準のところですが、従来、初期がP S Aで整備されていたものでしたので、そのまま書いてしまったのですが、最新については、ご指摘のとおりPRAになりますので、資料を修正させていただこうと思っております。

その前にご指摘いただいたところはちょっと聞き取れなかったもので、もう一度お願いしてよろしいでしょうか。

【糸井委員】

296ページの100基の原子力発電所のリスクが隕石と同じだという評価結果をこの資料に載せている意図が分からないということと、あと、この評価結果は、内部事象PRAの結果をまとめたものだとして理解していますので、そういう意味でも、地震とか津波のリスクが入っていないので、この一連の資料の中でこの資料が出てくるのは、あまり意味がないのではないかという感想です。

【原電】

ありがとうございます。

ご指摘のとおり、これはかなり古い文献で、1975年のときのP S AとPRAが初めに注目されたときの文献ですので、ご指摘のとおり、原子力プラントのリスクというところには、外部事象の評価が入っていないということで承知してございます。

ここでは、こういったものが過去ありましたよということで、参考程度で載せていたのですが、この代わりになる更新されたものが私は把握できていませんので、もし適切なものがあればご指摘いただいて、それを反映させていただこうかなと思ってございます。

資料の扱いについては、検討させていただこうと思います。

以上です。

【古田主査】

ほかの先生方、いかがでしょうか。

では、私から1点。

停止時のPRAに関連してですが、保守管理のところで、今はリスクモニタみたいなリスクインフォームドの手法というのは活用されているのですか。

【原電】

本店発電管理室の山中ですが、東海第二発電所のほうで停止時のリスクモニタというものを導入してまして、現状の日々の作業に伴う系統の隔離とか、そういった状態と、今ですと、SFP、使用済燃料プールのほうに全て燃料が入っていますので、そちらのリスクを、日々、評価をして、所内の周知を一緒にやってございます。

【古田主査】

そうですか。

そのときのデータベースというのは、東海第二特有のというか、固有のデータが使われているのか、それとも、あるものは使って、ないものは一般的にかもしれないですけども、その辺は。

【原電】

機器の故障率のデータについては、東海第二で過去に発生した事象をベースに、統計的な処理をして、国内の全体のデータベースでベース更新をするというようなことで、一応、個別プラントの評価のデータを使って評価をしているという状況でございます。

【古田主査】

分かりました。どうもありがとうございます。

ほかにございますでしょうか。

よろしいですか。

それでは、よろしければ、今日は、糸井委員にご指摘いただいたものは、資料の補足をご検討いただくということで、よろしくお願ひしたいと思います。

以上、本日の内容としては、論点全て、大体適切にご説明いただいたと思います。

最後に、事務局から何かございますでしょうか。

【事務局】

特にございません。

【古田主査】

それでは、本日は、これで終了といたします。

進行を事務局にお返しします。

【事務局】

ありがとうございました。

古田主査、委員の皆様、長時間にわたりご審議をいただきまして、誠にありがとうございます。

次回の開催日程などにつきましては、また後日、調整をさせていただきたいと思いますので、よろしくお願ひいたします。

本日は、以上をもちまして、閉会とさせていただきます。

ありがとうございました。