

安全性向上評価の継続的な改善に係る会合での 意見交換事項について

四国電力株式会社

2021年2月9日

目次

項目	意見交換事項	頁
1. 確率論的リスク評価 (PRA)	①確率論的リスク評価の結果を踏まえ、設備や手順の改善対策等を行った結果として、CDF等が改善しているのであれば、そのような事例を次回具体的に説明して欲しい。	2
	②前回の資料で示されたハザード・フラジリティ評価の高度化、SSHACプロセスの確立及び確立後の手法見直しの考え方等の地震PRA・津波PRAの評価手法の改善の具体的な計画及び内容を次回より詳しく説明して欲しい。	3,4
	③レベル3 PRAを安全性向上評価届出で実施することについて、事業者の考えを聞かせて欲しい。	5
	④炉心損傷後の条件付格納容器機能喪失確率を定義・分析・評価することは、更なる安全性向上策を検討する上でも有効な手段と考えるが、事業者の考えを聞かせて欲しい。	6
2. 被ばく評価	被ばく評価の結果について、核種毎の放出タイミング、放出量、線量への寄与を届出書へ具体的に示すべきと考えるが、事業者の考えを聞かせて欲しい。	7
3. 安全裕度評価 (ストレステスト)	津波クリフエッジの評価において、建屋のシール部を超えた時点で一律に水没するとしているが、今後いずれかの時点で、より現実的な評価 (具体的な浸水区画を考慮する等の評価) を行うべきと考えるが、事業者の考えを聞かせて欲しい。	8
4. 特定重大事故等対処施設の扱い	①特重施設導入後のPRAにおいて、重大事故等への対応に特重施設を活用する場合のイベントツリー設定等の考え方を次回説明して欲しい。	9
	②地震時のストレステストにおいて、特重施設の系統毎 (フィルタベント、下部炉心注水等) に頑健性を把握、確認すべきと考えるが、事業者の考えを聞かせて欲しい。	9

1. 確率論的リスク評価 (PRA) (1/5)

① 確率論的リスク評価の結果を踏まえ、設備や手順の改善対策等を行った結果としてCDF等が改善しているのであれば、そのような事例を具体的に説明して欲しい

○ 原子炉補機冷却水ポンプ (CCWポンプ) 待機除外時における原子炉補機冷却水系統の負荷制限運用の整備

✓ 追加措置の概要

設備トラブル等によりCCWポンプが1台運転となった場合でも、ポンプの過負荷トリップにより原子炉補機冷却水系の全喪失に至ることがないように、CCWポンプ1台待機除外時に原子炉補機冷却水系の負荷を制限する運用を令和2年10月より開始。

✓ 運用整備により炉心損傷が回避される代表的な事故シナリオの概要

原子炉補機冷却水系は多重化された2系統で構成されており、各系統にCCWポンプが2台 (合計4台) 設置され、通常は各系統1台 (合計2台) が運転している。CCWポンプ1台が保守等のため待機除外時に、もう片系統のCCWポンプ (2台) が安全系高圧交流母線の故障により機能喪失。CCWポンプが1台運転となり、当該ポンプが過負荷でトリップすることにより、原子炉補機冷却水系が全喪失に至る。

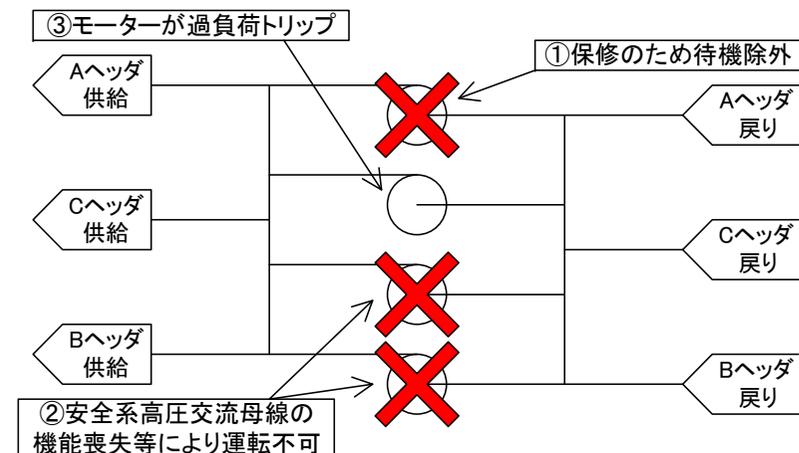
✓ 運用整備に伴う改善効果※

事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」のCDFが改善し、全CDFで約10%低減。

・全CDF (整備前) : 1.8E-6 / 炉年

・全CDF (整備後) : 1.6E-6 / 炉年

※第1回安全性向上評価届出における内部事象出力運転時レベル1PRAモデルを基に簡易評価を実施



1. 確率論的リスク評価 (PRA) (2/5)

② 前回の資料で示されたハザード・フラジリティ評価の高度化、SSHACプロセスの確立及び確立後の手法の見直しの考え方等の地震PRA・津波PRA評価手法の改善の具体的な計画及び内容を次回より詳しく説明して欲しい。

○ハザード・フラジリティ評価手法高度化

- ✓ 地震及び津波に関する現実的な評価手法の確立や、データ拡充を試みている。
- ✓ 適用可能となったものから順次、地震及び津波PRAに取り入れていく。

【取組み例】

・より現実的な地震フラジリティ評価に資するため、加振試験により弁、配管系等の機能維持限界耐力評価を行い、データ拡充を図っている。具体的には、NRRC（原子力リスク研究センター）が有する高加速度の加振が可能な加振台を利用し、電動弁の加振試験による損傷データ拡充や、配管エルボの曲げ試験による疲労評価を実施している。

○SSHACプロセスを適用した確率論的地震ハザード評価

- ✓ 伊方発電所を対象とした確率論的地震ハザード評価が2020年に完了（参考資料）。
- ✓ 評価した確率論的地震ハザードによる建屋、機器等のフラジリティ、地震PRAへの影響について、次回届出における評価に向けて検討中。
- ✓ SSHACプロセスを適用した確率論的地震ハザードによる地震PRAの実施は、フラジリティ評価手法の高度化や特重施設設置工事の反映等を踏まえて実施することを計画しており、初回届出から5年後の再評価時となる予定。

○その他

- ✓ 内部事象PRAの改善の成果についても適宜反映していく。
- ✓ 人間信頼性評価手法の変更（THERP手法⇒EPRI手法）について、特重施設設置工事の反映等を踏まえて実施することを計画しており、初回届出から5年後の再評価時となる予定。

1. 確率論的リスク評価 (PRA) (3/5)

<実施スケジュール>

取組み		2020年度	2021年度	2022年度	2023年度	2024年度	2025年度	
ハザード・フレンジリティ 評価手法高度化研究※	地震	確率論的地震ハザード解析手法の高度化研究 <地震動予測モデル（地震動予測式、断層モデル）の定量的重み付け手法等>					個別プラント適用検討 後続研究	
	フレンジリティ	機器・配管フレンジリティ高度化研究 <加振台を用いたデータ拡充等>		個別プラント適用検討 後続研究				
	津波	確率論的津波ハザード解析手法の高度化研究 <地すべりに起因する津波の確率論的評価手法等>				個別プラント適用検討 後続研究		
	フレンジリティ	津波フレンジリティ高度化研究 <津波影響評価手法高度化 (漂流物影響) 等>		確率論的評価のための技術およびデータの整備 (検討中)				
その他	人間信頼性評価手法 の変更 (EPRI手法の地震・ 津波PRAへの適用)	適用性 検討	個別プラント評価 適宜届出(2022年度以降)					

※：取組み内容は一例

【凡例】

黄色：プラント共通の研究等

桃色：評価完了

青色：個別プラント適用検討・後続研究

緑色：個別プラント評価

③ レベル3 PRAを安全性向上評価で実施することについて、事業者の考えを聞かせてほしい。

- 安全性向上評価では、伊方発電所の更なる安全性向上のために、「炉心損傷頻度」、「格納容器機能喪失頻度」等の評価結果を活用し、対策の検討を行っている。
- レベル3 PRAは、環境への放射性物質の放出による公衆の健康影響等を評価するものである。評価に当たっては、避難等の防護対策の効果等のオフサイト条件も結果を大きく左右する。
- 評価手法の構築については、原子力リスク研究センターの研究マネジメントの枠組みの中で取り組んでいる。現在、原子力リスク研究センターにおいて、既存ツールの特性把握、評価条件として設定するパラメータ等の調査、これらの適用性検討などの課題解決に向けた研究が2020年度～2023年度の計画で行われており、以降も継続的に進められる計画である。
 - ✓ 信頼性の高い評価を実施するためには、評価条件として、原子力災害対策指針や地域防災計画等の情報から、事象に応じたEALの運用を踏まえた防護措置（屋内退避や避難）開始時期、避難速度やルート等を現実的に設定する必要がある。

1. 確率論的リスク評価 (PRA) (5/5)

④ 炉心損傷後の条件付格納容器機能喪失確率を定義・分析・評価することは、更なる安全性向上対策を検討する上でも有効な手段と考えるが、事業者の考えを聞かせて欲しい。

- 初回の安全性向上評価届出では、安全性向上対策を合理的かつ効果的に検討・実施するため、炉心損傷頻度や格納容器機能喪失頻度からリスク寄与が大きいと判断される事故シナリオとその要因について分析している。
- 炉心損傷後の条件付き格納容器機能喪失確率は、格納容器機能喪失防止に係る緩和設備および緩和操作の失敗要因を分析し、更なる安全性向上対策を検討する上で考慮しており、今後の安全性向上対策の検討においても、情報の一つとして活用していきたい。

<伊方3号機 初回安全性向上評価届出における安全性向上対策の分析>

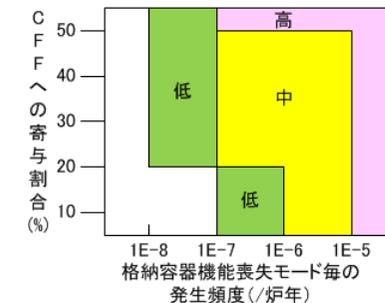
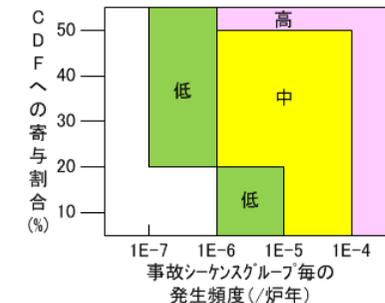
(炉心損傷頻度)

事故シーケンスグループ	内の事象出力運転時L1	
	CDF	寄与割合
2次冷却系からの除熱機能喪失	3.7E-07	20.4%
全交流電源喪失	2.0E-07	11.2%
原子炉補機冷却機能喪失	6.9E-07	38.3%
原子炉格納容器の除熱機能喪失	1.1E-08	0.6%
原子炉停止機能喪失	3.9E-09	0.2%
ECCS 注水機能喪失	1.5E-07	8.1%
ECCS 再循環機能喪失	3.5E-07	19.5%
格納容器バイパス	2.9E-08	1.6%
合計	1.8E-06	

(格納容器機能喪失頻度)

格納容器機能喪失モード	内の事象出力運転時L2	
	CFF	寄与割合
原子炉容器内水蒸気爆発	4.4E-11	<0.1%
格納容器隔離失敗	4.4E-08	7.6%
水素燃焼	1.5E-10	<0.1%
水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	4.2E-07	72.1%
ベースマツト溶融貫通	7.4E-09	1.3%
水蒸気蓄積によるCV 先行破損	7.5E-08	13.1%
原子炉容器外水蒸気爆発	8.6E-10	0.1%
格納容器雰囲気気直接加熱	N/A	0.0%
インターフェイスシステムLOCA	5.3E-09	0.9%
蒸気発生器伝熱管破損	2.8E-08	4.8%
過温破損	2.2E-10	<0.1%
溶融物直接接触	ε	<0.1%
合計	5.7E-07	

(寄与割合に対する重要度分類)



被ばく評価の結果について、核種毎の放出タイミング、放出量、線量への寄与を届出書へ具体的に示すべきと考えるが、事業者の考えを聞かせてほしい。

- 第1回届出では、放射線被ばくのリスクの観点から、新規規制基準への適合性のために整備した重大事故等対策を含めた効果を把握するため、防護措置を考慮しない状況での周辺公衆の実効線量を評価した。
- 評価に用いた情報を活用し、被ばく経路毎に内訳を整理し、線量への寄与を把握するとともに、敷地境界外における有効な防護措置の考察を加えた。
 - ✓ 「直接・スカイシャイン線による外部被ばく」及び「クラウドによる内部被ばく」が線量の大部分を占める。
 - ✓ 「屋内退避等の措置による内部被ばく及び外部被ばくの影響低減」や「安定よう素剤の服用によるよう素の吸入摂取による内部被ばくの低減」が、被ばく線量低減に有効である。

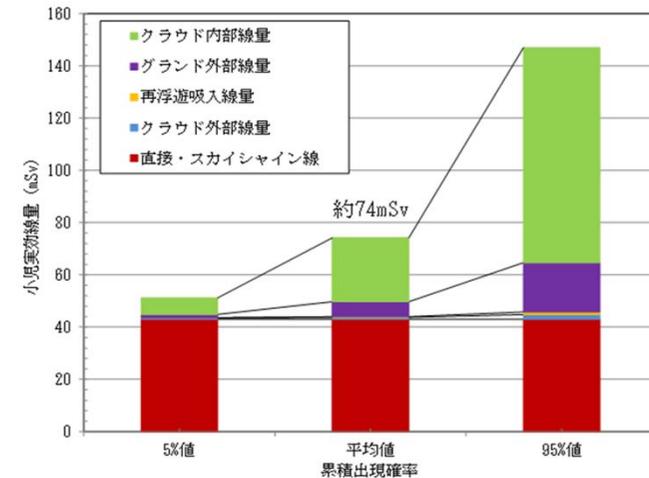


図 第1回届出書での敷地境界における実効線量の評価結果

- 特重施設設置後においても、同様の観点で、「フィルタバント実施時の被ばく評価」を実施する計画である。

津波クリフエッジの評価において、津波クリフエッジの評価において、建屋のシール部を超えた時点で一律に水没するとしているが、今後いずれかの時点で、より現実的な評価（具体的な浸水区画を考慮する等の評価）を行うべきと考えるが、事業者の考えを聞かせてほしい。

- 津波に対する評価については、現在の知見に基づくと、
 - ✓ 年超過確率 10^{-6} ～ 10^{-7} の基準津波に対し、相当程度の裕度を有している
 - ✓ 建屋浸水により炉心損傷に至るシナリオが絶対値として低頻度（ 10^{-9} オーダー）であることを確認している。
- 津波評価については、新たな知見が得られた場合、必要に応じて適切に対応していく。
- 現実的な評価については、浸水経路の考慮により相対的に弱い区画を把握するなど、浸水に対するレジリエンス向上につながると考える。新たな観点での評価についても、対策の実効性、評価技術の進捗状況などを踏まえ、引き続き検討したい。
- なお、外的事象の評価については、効率的な安全性向上に資するため、発生頻度、立地条件、優先順位などを考慮し、他社の取り組みも参考にしつつ、必要と考えられる自然現象に対して評価することとしている。初回の届出以降では、火山事象に対する評価に取り組むとともにSSHACプロセスを適用した確率論的地震ハザード評価など、地震に関する評価の信頼性向上にも取り組んでいる。
 - ✓ 火山事象に対する安全裕度評価として、出力運転中の炉心を対象に、設計を超える降下火砕物（層厚）に対する炉心冷却手段の成立性を評価し、クリフエッジを特定。
 - ✓ 評価にあたっては、過去の参集実績を踏まえた参集要員に期待するとともに、参集要員を優先的にタンクの除灰にあてる等の現実的条件を考慮。

① 特重施設導入後のPRAにおいて、重大事故等への対応に特重施設を活用する場合のイベントツリー設定等の考え方を次回説明して欲しい。

- 特重施設を重大事故等へ活用する場合、特重施設の設備、運用手順等の情報に基づき、現実的に期待できる緩和設備や緩和操作をイベントツリーやフォールトツリーとしてモデル化する。
- 特重施設設置後の安全性向上評価において、最新のPRAモデルを用いて、特重施設の主たる機能である炉心損傷後の格納容器破損防止機能に着目し、フィルタバント等をモデル化した評価を実施する。
- その後の安全性向上評価において、種々のモデル変更等を行った高度化したPRAモデルを用いて特重施設の炉心損傷防止を含む重大事故等への活用も考慮した評価を実施する。
- 特重施設の重大事故等への活用手順等については現在整備中であり、今後整備され次第、イベントツリー等の具体的な設定等について検討する。

② 地震時のストレステストにおいて、特重施設の系統毎（フィルタバント、下部炉心注水等）に頑健性を把握、確認すべきと考えるが、事業者の考えを聞かせてほしい。

- イベントツリー上に各機器の耐力（HCLPF）を示すことにより、緩和機能毎の頑健性を把握できる。来年度より、必要となる特重施設の設備のフラジリティ評価を実施する計画としている。
- 特重施設による安全性向上の程度を示すとともに、特重施設を考慮して更なる安全性向上が図れるよう、先行他社の評価事例も参考にしながら、新たな観点での評価についても検討を進めたい。

参考資料

○PWR電力のパイロットプラントとして開始したPRAの改善活動である「伊方プロジェクト」において、確率論的地震ハザード評価の高度化に向けた取り組みとして、約5年にわたる伊方SSHACプロジェクトを実施

○国際的な基準（SSHAC：Senior Seismic Hazard Analysis Committeeガイドラインのレベル3）に準じた評価は国内初の取り組み

<SSHACレベル3プロセスの要求事項>

- ✓ 複数名の専門家からなるチームで具体的な評価を行うこと
- ✓ 評価内容を監査するための専門家チームを設けること
⇒ 各チームには、国内外の大学、研究機関から合計20名の専門家が参加
- ✓ SSHACレベル3経験者の参画
⇒ 経験豊富な海外専門家がアドバイザーとして参画
- ✓ 外部専門家の意見を聴くワークショップを開催すること
⇒ 国内外40名以上の専門家を招聘し、最新のデータやモデルの説明を受ける会合を開催

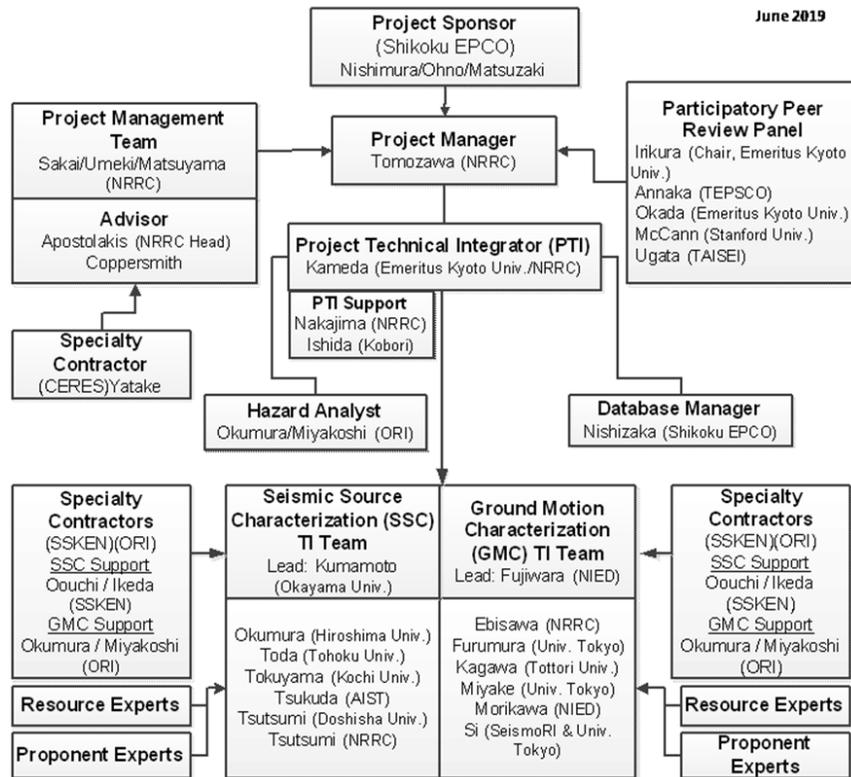
<第3回ワークショップの様子>



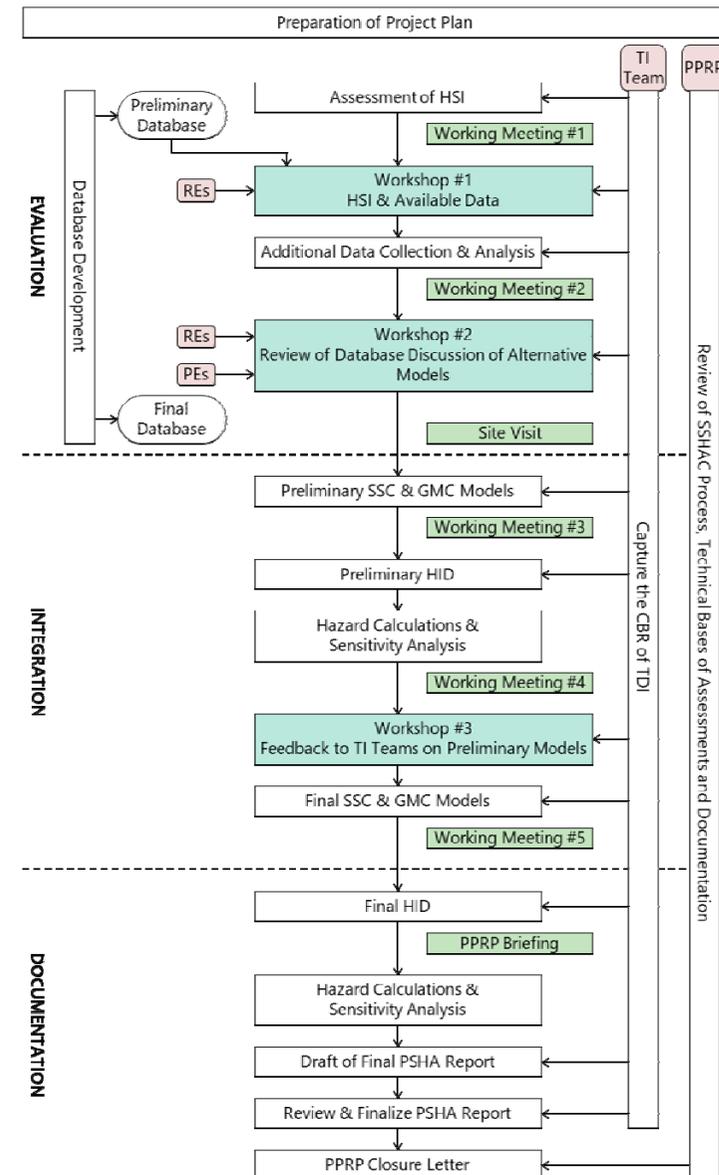
○SSHACレベル3プロセスに準じた評価の特徴

- ✓ 確率論的地震ハザード評価で不可欠な不確かさ（偶然的ばらつき、認識論的不確実性）を適切に評価
- ✓ 科学的根拠に基づく意見分布の全体像をCenter（中央）、Body（分布形）、Range（範囲）によって偏りなく提示
- ✓ 技術的に十分主張できる解釈に基づくモデルの構築
- ✓ 技術的検討は専門家チームメンバーの直接討議により、個人でなくチームとして実施

<体制>



<評価プロセス>



○体制における各役割

役割	役割の概要
Project Manager	プロジェクトの管理
Project Technical Integrator	プロジェクト全般の技術的リーダー、技術的結果の内容についての最終的な責任者
Technical Integrator teams and Leads	<ul style="list-style-type: none"> • Seismic Source Characterization(SSC) Team 震源に関する科学的知見を整理し、科学的根拠に基づく意見分布を提示 SSC TI Leadの統括のもと、震源に関する意見分布を示すロジックツリーを構築 など • Ground Motion Characterization(GMC) Team 地震動に関する科学的知見を整理し、科学的根拠に基づく意見分布を提示 GMC TI Leadの統括のもと、地震動に関する意見分布を示すロジックツリーを構築 など
Project Management Team	プロジェクトの企画及び運営
Participatory Peer Review Panel	技術的な観点からの論評及び審査並びにプロセスの確認
Database Manager	集められた全データについて、全参加者がアクセス可能な環境を整備
Resource Expert	ハザード評価に重要な影響を与える事柄 (Hazard Significant Issue) を評価するために必要なデータの種類、内容を客観的かつ公平にTI Teamに伝える
Proponent Expert	地震ハザード解析で用いることができると考えられる特定のモデルや手法を推薦・主張

○実績工程



✓ WM(Working Meeting)やWS(Workshop) のほかに、日常的なチーム内での直接討議のため、Technical Integrator teamは合計40回程度の準備会合を開催