

「福島第一原子力発電所第1～4号機に対する「中期的安全確保の考え方」に基づく
施設運営計画に係る報告書（その2）」に対してのコメントリスト

1. 原子炉格納容器

No	コメント	対応状況
1-1	図 1.1-4 の電源図において、5, 6 号機 DG からの受電経路が読み取れないので、読み取れるように記載すること。(山本委員)	図 1.1-4 に 5,6 号機 DG が読み取れるよう記載。(1-27 頁)
1-2	ガス管理設備以外の格納容器からの放射性物質放出について、ダスト濃度確認などで補足できると想定している放射性物質の割合はどの程度か。(山本委員)	格納容器から漏えいした放射性物質を直接捕捉できないため、これを含む原子炉建屋からの放出量について、ダスト濃度測定を行っている。1号機については建屋カバー排気設備、2号機については建屋ブローアウトパネル部等により、ほぼ全量を確認できていると考えている。3号機についても、主要な放出口について確認できていると考えている。ただし、原子炉建屋からの放出量には、事故初期からこれまでに格納容器より放出され建屋内に堆積していた放射性物質や、建屋地下部の滞留水位低下によりこれまで建屋壁面等に付着していた放射性物質の再浮遊によるものも含むと考えられるため、ガス管理設備以外の格納容器からの放出量を評価できるまでには至っていない。 なお、原子炉格納容器ガス管理設備によって格納容器を大気圧とすることで、ガス管理設備以外の格納容器からの放射性物質放出は、限りなく低減できるものと考えている。
1-3	排気用の放射線モニターで連続検出できる希ガスの濃度の下限値は。また、この検出下限の希ガスの濃度から逆算される再臨界時の出力はどの程度となるか(報告書(その1)のホウ酸	希ガスモニタによる Xe-135 の検出下限は、1号機の測定実績で $1 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ 程度、2号機の測定実績で $2 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ 程度(暫定)である。報告書(その1)のホウ酸水注入設備ではXe-135の平衡濃度 1Bq/cm^3 を臨

	水注入設備では、バイアル瓶を用いた放射性物質の測定から探知できる再臨界時の出力は 2W としている)。(山本委員)	界出力に換算して 2W としている。同じ計算条件で評価すれば、平衡濃度と臨界出力は比例するので、$1 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ は 0.002W 相当、$2 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ は 0.4W 相当となる。 なお、再臨界の判定基準は、想定する出力レベルとして被ばくリスクを考慮して十分小さいものであること、自発核分裂に起因した Xe135 の生成量(評価値 $10^{-2} \sim 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ 程度*)からも明確に識別できる基準であることを考慮し、1Bq/cm^3 (Xe-135) と設定している。 *)「福島第一原子力発電所 2 号機の格納容器からの Xe 135 の検出について、平成 23 年 11 月 4 日、東京電力株式会社」 「東京電力株式会社福島第一原子力発電所 2 号機の格納容器からの Xe135 の検出について、平成 23 年 11 月 7 日、原子力安全・保安院」
1-4	モニターで測定できる気体廃棄物の検出下限と、放射性物質の排出量の目標値は整合しているか(検出下限以下の放出で、排出量の目標値を超えないか)。(山本委員)	粒子状放射性物質については、現在セシウムが検出されていることから、ダスト放射線モニタでは放射線計数率をセシウム濃度相当に換算して確認している。1 号機及び 2 号機原子炉格納容器ガス管理設備のダスト放射線モニタの検出下限は、測定実績で $2 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ 程度以下である。1 プラント当たりの原子炉格納容器ガス管理設備からの放出流量を保守的に $50 \text{m}^3/\text{h}$、排出時の放射能濃度を検出下限値 $2 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ とした場合の排出量は、3 プラント合計で約 $3 \times 10^4 \text{Bq/h}$ となる。一方、1 ～ 3 号機全体の放出量の評価値は $6 \times 10^7 \text{Bq/h}$ であり※¹、これと比較して、原子炉格納容器ガス管理設備からの排出量は十分低い。 一方、希ガスについては、現在、長半減期の Kr-85、短半減期の Xe-135 が検出されている。Kr-85 は事故初期に燃料から放出され格納容器内に残留しているものが検出されたと考えられ、Xe-135 については自発核

		分裂により常時放出されているものと考えられる。これら、現状放出されている希ガスによる敷地境界における被ばく線量評価への影響は、現状のセシウムによる被ばく線量評価に対して非常に小さい。 ※1 「福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋」の進捗状況（平成 23 年 12 月 16 日）
1-5	水素および酸素濃度センサーの測定精度に温度依存性はあるか。温度依存性がある場合、この補正はどのように行うか。（山本委員）	水素濃度計については、測定ガスの温度に依存して出力特性が変化するため、補正が必要である。1号機の例を挙げれば、使用している水素濃度計については、-10℃～50℃のガスが測定できるものとなっており、この温度範囲においては、補正の必要は無い。計測点に至る経路で、配管ヒーターにより、ガス温度を 40℃～45℃の範囲で制御し、その後、除湿機にてガスが冷却され、計測点でのガス温度が、設計条件を満足するように制御されている。したがって、水素濃度計の使用温度範囲内のガスを測定しているため、補正は行う必要がない。2、3号機についても、同様に、加温・冷却により制御している。 一方、酸素濃度計については、温度依存性はない。
1-6	濃度が 5%より高い場合の水素検出はどのように行うのか（このような機能は不必要か）。（山本委員）	水素濃度については、可燃限界（水素濃度で 4%以上）以下となるよう対応するため、計測範囲としては 5%あれば対応可能である。 なお、水素濃度が 3%以上になった場合には、原子炉格納容器ガス管理設備への窒素封入等の必要な対応をとることとしている。
1-7	2、3号機のガス管理設備には放熱器があるが、1号機にはない理由は。（山本委員）	原子炉格納容器から抽出したガスは湿分を含むことから、フィルタ保護として除湿を行っている。2・3号機では放熱器、1号機では空調機によって、除湿機能を持たせている。
1-8	図 1.1-1 においてタービン建屋に排水するラインがあるが、	タービン建屋に排水するラインは、給水加熱器・復水器を設置している

	凍結防止対策などは考慮しなくて良いか。(山本委員)	部屋や、大物搬入口エリアを曲がったタービン建屋を南北に走る通路に設置している。このため、屋外の冷氣は、直接接しにくい（1月19日午前7時の測定結果：屋外（タービン建屋大物搬入口外）3.4℃、屋内（上記通路）7.6℃）。加えて、原子炉格納容器ガス管理設備は原子炉格納容器の湿分を含むガスを抽出しており、ドレンは断続的に発生している。以上より、凍結する可能性は低いと考える。また、現在行っている毎日のパトロールでは、排水ラインの凍結は確認されておらず、排水は可能である。 なお、ドレン溜まり部は負圧であることから、仮に、当該部が凍結によって破損したとしても、原子炉格納容器ガス管理設備による大きな影響はないものとする。
1-9	表3-3のPCV内放射性物質濃度と、PCVからの放射性物質の放出量評価は整合した条件で行われているのか。(山本委員)	表3-3(1-32頁)のPCV内放射性物質濃度(Cs-134と137の合計で1Bq/cm³～13Bq/cm³)は、サンプリング結果をガス採取時のPCV内条件における濃度に換算した値である。これを基に、図4-1(1-34頁)において、今後PCV内で想定される条件範囲(雰囲気温度、蒸気割合)におけるフィルタユニット入口側の放射性物質濃度のシミュレーションを行い、上限として100Bq/cm³(Cs-134とCs137の合計)として設定している。PCVからの放射性物質の放出量評価(添付資料-2, 1-35～37頁)における放射性物質濃度は、上述の100Bq/cm³を用いており、全体として整合しているとする。
1-10	ガス管理設備では放射性物質の設計濃度を100Bq/cm ³ としているが、これを大きく越える事態を想定した場合でも何らかの形で放射性物質の放出量を推定できる必要がある。このよ	ガス管理設備のダスト放射線モニタは、フィルタユニット入口濃度の設計上限値100Bq/cm³に対してフィルタの除染係数を100とした1Bq/cm³程度まで計測可能としている。1号機及び2号機ガス管理設備のダスト

	うな代替手段はあるか。(山本委員)	放射線モニタの指示値は、現状 $10^{-6} \sim 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ オーダーであり、上述の 1Bq/cm^3 に比べても非常に小さく、現状の計測範囲のダスト放射線モニタで十分と考える。
1-11	フィルタ出口側の放射性物質の濃度測定値が $9.23 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ となっているが、測定値の信頼性は（どのような測定方法か）。(山本委員)	ダスト放射線モニタによる測定を行っており、集塵ろ紙にガスを通気し、ろ紙に面したプラスチックシンチレーション検出器により、捕集された粒子の放射線 (β) を測定している。ガスを集塵ろ紙に通気し測定する運転モードと集塵ろ紙を一定長さ巻き取った上で、検出部にガスを流さずにバックグラウンドを測定する運転モードを交互に繰り返し、正味の計数率を求め、Cs-137 の標準線源により予め求められた計数効率により計数率を放射能濃度に換算している。 実際は、これまでの核種分析結果の通り、粒子状放射性物質は Cs-134 と Cs-137 から成るため、絶対値としては正確には求められていないが、異常な上昇など傾向監視は可能である。 なお、集塵ろ紙を採取しホットラボにて Ge 半導体検出器にて核種分析した結果 (Cs134+Cs137 の合計で $6 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ (平成 23 年 11 月 1 日採取集塵ろ紙)) と比べると大きめの値を示している。
1-12	1-38 頁の「道筋会見時」とは何か。(山本委員)	当該箇所を、正確に”「福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋」の進捗状況 (平成 23 年 11 月 17 日)” と修正。(1-38 頁)
1-13	現時点で圧力容器の水位を監視する意味は何か。念のためという位置づけか。(山本委員)	圧力容器内に相当の水位が形成される見込みがない現状において必要性は小さいが、監視手段は確保しておくというもの。
1-14	ガス管理設備の窒素封入ラインと、ガス引き出しラインは比較的近い位置に設定されており、サンプリングされたガスがどの程度格納容器の雰囲気を代表しているか、よく分からない	窒素ガス封入口と PCV ガス管理設備の引き出し口の位置について、1号機は高さが 7.5m 異なる。2、3号機についての高さはほぼ同じであるが、方位はほぼ正反対に位置している。従って窒素封入口近傍の窒素

	い。格納容器内のガスの混合状況をどのように推定しているか。(山本委員)	濃度が高くなるような領域のガスを引き出している状況にはならないと考えられる。 参考に、窒素ガス封入口と PCV ガス管理設備の引き出し口の位置関係について、1-75 頁の図 1-2-7 に図示している。
1-15	長半減期の希ガスを連続的に監視する意味は何か。短半減期核種のバックアップの位置づけか。(山本委員)	これまでのガス採取により検出されている Kr-85 に着目し以下の目的で監視している。 「なお、現状放出されている希ガスによる敷地境界における被ばく線量評価への影響は、現状のセシウムによる被ばく線量評価に対して非常に小さい。測定されている Kr-85 は、事故初期に燃料から放出され、格納容器内に残留しているものが検出されたものと考えられるが、放出管理の一環として、異常な上昇がないことを監視する。」(1-58 頁) なお、再臨界によって生成される量は短半減期希ガスに比べて小さいので臨界監視としての位置づけはない。
1-16	短半減期核種のサンプリングを週 1 回としているが、未臨界性確認の点からこれで問題ないか。(山本委員)	1 号機は連続測定が可能な希ガスモニタにより短半減期核種 (Xe-135) の有無を連続的に確認している。 2 号機は、現在、温度による連続的な監視に加えて 1 週間に 1 回のサンプリングを実施している。現在、連続測定が可能な希ガスモニタの設置を進めており、2 月中旬頃から運用を開始することとしている。
1-17	2, 3 号機の水位については、傾向の監視が出来ているかどうかについても確認できていないのではないか。傾向が確認できているという何らかの根拠があるのか。(山本委員)	差圧から換算された水位推定値は、絶対値の信頼性は低いものの、注水量やドライウェル圧力に追従していることから、PCV 水位の挙動をある程度反映していると考えられる。添付資料-7 に得られた水位推定値の実績及び考察を記載した。

1-18	格納容器内水位の監視方法について、現時点での記載では詳細が把握できないので、もう少し詳しく説明すること。また、測定精度はどの程度と推定されるか。（山本委員）	原子炉格納容器の水位を計測する計器がないことから、代替として圧力計指示値の換算によって水位を推定しており、推定方法を添付資料－7に記載した。1号機の推定水位の精度は、換算に用いている圧力計の計器精度を基に算出すると±1m程度と推定されるが、2号機、3号機は圧力計が未校正であるため絶対値の信頼性は低いと考えられる。 今後、原子炉格納容器内部調査等の結果を踏まえて、指示の妥当性を検討したい。
1-19	Xe135については絶対値と言うよりは、変化傾向を監視することが重要であると考え。この観点から、週一回のモニタリングで十分か。（山本委員）	1号機は連続測定が可能な希ガスモニタにより短半減期核種（Xe-135）の有無を連続的に確認している。 2号機は、現在、温度による連続的な監視に加えて1週間に1回のサンプリングを実施している。現在、連続測定が可能な希ガスモニタの設置を進めており、2月中旬頃から運用を開始することとしている。

2. 放射性物質に汚染された瓦礫等の放射性固体廃棄物の管理

No	コメント	対応状況
2-1	がれきに金属片などが含まれている場合、酸化による発熱により、発火の可能性も考えておく必要があるのではないか。（山本委員）	回収している瓦礫はコンクリートや金属が主でほとんど可燃物の混入がないこと、瓦礫は使用済保護衣等の可燃物とは分けて一時保管していることから仮に発火したとしても延焼は考えにくい。 さらに発電所で使用されている金属は主に鉄系やステンレス系の金属であり、マグネシウムやナトリウムが主成分の発火しやすい特殊な金属は使われていないと考えており、酸化による発火自体が起こることは考えにくい。 なお、飛散抑制のために瓦礫をシート養生している一時保管エリアも一

		部あるが、蓄熱しても火災の発生には至らないよう、シートには難燃シートを用いている。
2-2	中期的な固体廃棄物発生量の見通しと、保管スペースに関する見通しはどのようなになっているか。(山本委員)	今後1年間で発生する瓦礫は、原子炉建屋上部瓦礫撤去に関する工事で約16,000m³と見込んでいる。 一時保管エリアの現在の空き容量は、約21,000m³となっており、追加の一時保管エリア設置の準備もしている。 今後の工事計画の変化に応じて瓦礫等の発生量も変動する。瓦礫等の保管量増加により容量不足が見込まれる場合には、追加の一時保管エリアの設定を考慮していく。

3. 使用済燃料プールからの燃料取り出し

∞

No	コメント	対応状況
3-1	海水が注入されていることもあり、燃料集合体には腐食が発生していることも想定される。また、がれきの重量に起因する応力により、機械的に破損・弱くなっていることが想定される。このため、取扱中に機械的に破損すること、また、燃料取り出しそのものが行えないことが想定される。これらに対する対応策をどのように想定しているか。(山本委員)	今回の報告書は基本的な考え方を示したものであり、(破損燃料の取扱いを含む)詳細設計については今後改めて報告されることを前回意見聴取会で御説明済。
3-2	換気設備のフィルタでは、希ガスのホールドアップは可能か(燃料集合体の落下などに伴う燃料の破損を考慮する必要があるのでは)。(山本委員)	希ガスのホールドアップが可能な設備ではない。 燃料集合体の落下評価は今後であるが、1年以上冷却が進んだ燃料の放射エネルギーは小さく、大きな問題にならない見込みであることを前回意見聴取会で御説明済。
3-3	クレーンの耐震を検討する地震動をSdとしているが、その理	現在と同じ扱い(JEAG記載事項)である。

	由は何か。現在と同じ扱いか。(山本委員)	JEAG 記載事項であることは前回意見聴取会で御説明済。 JEAG に基づくことを追記した。(3-5 頁)
3-4	破損燃料の取り扱いについては、記述が十分でないが、今後詳細に検討するという位置づけか。(山本委員)	今後詳細に検討するという位置付けである。 今回の報告書は基本的考え方を示したものであり、詳細設計は今後になることは前回意見聴取会で御説明済。
3-5	燃料プール内のがれき撤去については、作業前に燃料集合体などとの干渉の状況をよく観察する必要がある。これらの作業内容および計画についての説明も必要と考える。(山本委員)	プール内のがれき撤去について、燃料を損傷させないよう配慮する旨を記載した。(3-11 頁)
3-6	「がれき撤去は、常時監視した状況で実施する」とあるが、何を常時監視の対象とするのか。(山本委員)	作業状況について常時監視してがれき撤去を実施する旨を記載した。(3-9 頁)
3-7	現時点では基本的設計方針のみを示し、今後詳細設計を実施することを明記すること。(山本委員)	今回の報告内容は設計方針についてであり、今後の設計の進捗に応じ報告内容の見直しを行うことを追記した。(3-1 頁)

4. 使用済燃料共用プール等

No	コメント	対応状況
4-1	破損燃料はどの程度の状態のものまでの受け入れを想定しているのか。また、この設備上の対応はどのようなになっているか。(山本委員) 今後受け入れを予定している 1～4 号機の使用済燃料は、健全性の点で従来の使用済燃料と異なる可能性があるので、モニタリング等の設備の強化が必要ではないか。(井口委員)	破損の程度に関らず、全ての破損燃料を受け入れることを計画しており、収納缶ラック等の設備対応を今後検討していく。 4-2 頁に、今後検討し報告する旨を記載している。
4-2	設計方針において、津波などの外的事象に対する考慮は不要	余震により想定される津波の対策としての仮設防潮堤の設置に加えて、

	か。(山本委員)	建屋の防水性向上対策等を行い、津波の影響を受けないように復旧を図る予定である。 東北地方太平洋沖地震では、地下階の床面の電源盤等には浸水等による被害があったことから、共用プール設備と同じく運用補助共用施設内にある先行で復旧を計画している 4BD/G の復旧に合わせ、先ずは地下階の防水性向上対策を実施し、地下階の電源盤等の浸水による電源喪失リスクを低減させることで、冷却機能喪失リスクを低減する。その後順次建屋全体の防水向上対策を実施していく予定である。 4-8 頁に 4.3 主要設備(12)として追記。
4-3	水温の常時監視は行わないのか。不要と考えているのか。(山本委員)	1 回/日の水温確認を実施している SFP 循環冷却設備と同様、水温の急激な変化はないと考えられることから、共用プールの水温確認は巡視点検にて 1 回/日実施している。 なお、4-5, 6 頁の 4.3 主要設備(2)に記載のとおり、共用プール水温度はウェブカメラにより免震重要棟で確認することができるようになっている。
4-4	どの非常用 DG から受電する計画となっているのか。共用プールに限らず 5, 6 号機の DG からの受電を想定している機器が多い印象があるが、電源の容量的には問題ないのか。(山本委員)	4-7 頁の 4.3 主要設備(10)に記載のとおり、現在は 5, 6 号機 D/G からの受電が可能である。また、容量については、電気設備で報告しているとおりの問題ない。なお、今後、4BD/G 復旧後は、4BD/G からの受電が可能となる予定である。 4-7 頁の 4.3 主要設備(10)に、今後、4BD/G 復旧後は、4BD/G からの受電が可能となる予定である旨を追記。
4-5	集合体落下時などにおける周辺作業員の被ばくは評価の必要はないか。(山本委員)	設置許可における事故評価同様、安全評価審査指針に記載されている事故の判断基準「周辺公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えな

		いこと」を確認しているものである。
4-6	燃料プールの注水時の水源はどこを想定しているか。その容量はいくらか。(山本委員)	4-6 頁の 4.3 主要設備(4)に記載のとおり、共用プール補給水系の水源は、共用プール補給水貯蔵槽である。 また、消防車の水源はろ過水タンク(2基)、純水タンク(1基)であり、海水を使用することは考えていない。 なお、容量は、共用プール補給水貯蔵槽が約 430m³、ろ過水タンクが約 8000m³/基、純水タンクが約 2000m³である。 P4-6 の 4.3 主要設備(4)に、消防車の水源を追記。

5. 使用済燃料乾式キャスク仮保管設備

No	コメント	対応状況
5-1	健全な燃料のみを格納の対象とするのか。(山本委員)	健全性が確認された燃料を乾式キャスクに充填することを記載。(5-1 頁)
5-2	乾式キャスクは、建物内に保管するのか。それとも外に置くのか。(山本委員)	5.1.2 に記載のとおりキャスク仮保管構造物内に乾式キャスクを保管するものである。
5-3	乾式キャスクにはどの程度の体数の燃料を保管する予定か。(山本委員)	1～4 号機の原子炉建屋の使用済燃料プールにある燃料(3108 体)の受け入れに必要な空き容量を共用プールで確保するため、共用プールにある燃料を乾式キャスクに充填する。具体的な乾式キャスクの基数は、使用済燃料プールの燃料の破損状況等に応じて変更するため、現時点で特定するのは困難である。 なお、乾式キャスクの収納体数は表 5-1、5-2 に示しているが、以下のとおりである。 乾式貯蔵キャスク(中型)：37 体

		乾式貯蔵キャスク(大型)：52 体 輸送貯蔵兼用キャスク A,B：69 体
--	--	--

6. 監視室・制御室

No	コメント	対応状況
6-1	情報セキュリティ対策はどのようなになっているか。 (井口委員)	制御信号には専用回線を用いており、外部との接続はなくセキュリティ上の配慮を行っている。また、監視用に使用しているネットワークも外部との接続は無い。 上記について、報告書本文へ内容を追記した。
6-2	監視・制御のバックアップはどうなっているか。 (井口委員)	監視・制御に使用しているネットワークは二重化されており、バックアップが可能となっている。(本文へ追記) また、監視室・制御室の機器が故障等により監視不可となり、復旧までに時間を要するような場合は、現場の設備付近に設置している計器や、中操に設置している本設計器を確認することにより監視を行うことが可能である。加えて、各パラメータを相互比較する等により、総合的にプラントの監視が維持できる。
6-3	万が一、多量の放射性物質が系外放出されたことを想定して、外部との連絡手段・体制について記載したほうがよいのではないか？ (工藤委員)	異常時の通信手段としてトランシーバや衛星携帯電話を用意している。加えて、オフサイトセンターを福島市に設置しており、さらにTV会議システムで、1Fと関係箇所（オフサイトセンター、本店、2Fなど）を常時接続している。 上記について、報告書本文へ内容を追記した。
6-4	TV会議システムについて、外部への情報提供を重視している観点から報告書に記載した方がよいのではないか。 (工藤委員)	

6-5	外部電源喪失時のデータ転送は問題ないか（途中のハブなどに電源が供給されないと、データの転送が正常になされない）。（山本委員）	免震重要棟における外部電源喪失時は、非常用電源（5, 6号D/Gまたは電源車）により電源を供給することでデータ転送が可能となる。さらに、非常用電源も喪失した場合やM/C下流の電源設備の故障等に備え、計測設備専用非常用のエンジン発電機を設置しており、ハブ等への電源供給も可能としている。また、免震重要棟は、外部電源喪失時においてガスタービン発電機より受電可能である。 シールド中操における監視・制御は、専用回線にて行われており、監視・制御機器の電源は多重化・多様化がなされている。
6-6	外部電源喪失時の通信については問題ないか。（山本委員）	異常時の通信手段は、衛星携帯電話、携帯電話、トランシーバを想定しており、外部電源喪失時の通信手段を確保している。なお、免震重要棟は、外部電源喪失時においてガスタービン発電機より受電可能である。
6-7	消火に伴って制御用機器が受けるダメージに対して配慮が必要ではないか。（山本委員）	消火に伴い制御用機器が故障して設備に異常が生じた場合、他の原因による故障時と同様に、本体設備への影響はなく、直ちにプラントの安全性に影響することはない。機器が受けるダメージに対しては、異常発生後、速やかに機器を交換するなどの対応により監視が継続できるよう配慮している。
6-8	内部のデータ伝送系(LAN)について、外部との接続状況はどのようなになっているか。外部との接続があれば、セキュリティ上の配慮が必要である。（山本委員）	制御信号には専用回線を用いており、外部との接続はなくセキュリティ上の配慮を行っている。また、監視用に使用しているネットワークについても外部との接続は無く、セキュリティ上の配慮を行っている。