

8. 全交流電源喪失に関する評価

本章においては、関西電力により、全交流電源喪失事象が発生した場合の事象の進展が特定され、燃料の重大な損傷に至ることなく原子炉及び SFP の冷却を継続できる時間の評価が適切に行われたかどうかを確認した。

全交流電源喪失事象は、送電系統の故障等により外部電源が全て喪失し、加えて、発電所内に設置されている非常用ディーゼル発電機全台の機能が確保できないことにより、所内の全ての交流電源が喪失する事象である。全交流電源喪失事象が発生した場合には、原子炉については、蒸気を駆動源とするタービン動補助給水ポンプにより、SG2 次側への給水を行うことにより原子炉の冷却を行い、SFP については、燃料の崩壊熱により失われるピット水を外部から補給することにより冷却を行うことが必要になる。

当院は、原子炉及び SFP の冷却を継続できる時間については、発電所内の 4 機全てで全交流電源喪失が発生することを前提として、原子炉が運転中の場合と停止中の場合に区別して確認を行うとともに、原子炉と SFP のそれぞれについて確認を行った。また、全交流電源喪失時に懸念される 1 次冷却材ポンプのシール部からの冷却材の漏えいについても影響の確認を行った。更に、これまでに講じた防護対策の有効性についても確認を行った。

その結果、当院は、関西電力が実施した全交流電源喪失が発生した場合の事象進展の特定、原子炉及び SFP の冷却継続時間の評価については、原子炉運転中及び原子炉停止中の条件の下で、適切に実施されたと考える。以下、当院が確認した内容の詳細を記載する。

なお、本章における冷却継続時間の確認は、全交流電源喪失事象のみが単独で発生したと仮定するものであり、地震や津波の影響は考慮されていない。地震や津波の影響を受けた場合に、全交流電源喪失事象が発生した場合の冷却継続時間の確認は、10 章において別途記載する。

8. 1 全交流電源喪失時の事象進展と冷却継続時間について

(1) 外部電源喪失から全交流電源喪失までの事象進展

ここでは、全交流電源喪失事象発生時の確認に先立ち、外部電源喪失から全交流電源喪失に至るまでの期間について、3 号機及び 4 号機について利用可能な電源設備等と利用可能な時間について確認を行った。

関西電力は、外部電源喪失から全交流電源喪失までの過程について、外部電源系の構成やタービンバイパス容量などのプラントの特性を反映し、イベントツリーで特定するとともに、2 台の非常用ディーゼル発電機が運転継続でき原子

炉を冷却できる期間を、燃料（重油）の保有量と原子炉の冷却に必要な系統・機器の燃料消費量と燃費に基づき、約10日間と評価したとしている。

当院は、当該プラントの外部電源系が500kV 4回線で構成されていること、非常用ディーゼル発電機を2台設置していること、また、タービンバイパス容量が約55%であり、所内単独運転が可能な設計となっていることを確認した。これらのプラント設計に関連する設備はイベントツリーのヘディングに反映されていることを確認した。

また、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの管理容量が310kLであること、外部電源喪失時に非常用ディーゼル発電機から給電を受け約20時間で冷温停止を達成し、これを維持するために必要な電動補助給水ポンプ、余熱除去ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプ及び海水ポンプ等を運転した場合の非常用ディーゼル発電機の燃費に基づき、約10日間の運転継続時間を算定していることを確認した。

以上のことから、外部電源喪失から全交流電源喪失までの事象進展の特定と非常用ディーゼル発電機が運転継続可能な時間の評価は問題ないと考える。

(2) 全交流電源喪失時の事象進展

1) 原子炉の冷却

関西電力は、全交流電源喪失を起因事象として、燃料の重大な損傷に至るまでの事象進展をイベントツリーにより評価し、この場合に使用できる防護措置を明らかにしたとしている。具体的には、全交流電源喪失後、タービン動補助給水ポンプによりSG2次側への給水を行い原子炉の冷却を継続するとし、SG2次側への給水継続に失敗した場合には、燃料の重大な損傷に至るとしている。

また、タービン動補助給水ポンプによるSG2次側への給水については、SGの水位監視が必要であり、電源が確保できず、監視機器への電源の給電に失敗した場合には、SGの水位制御ができず、最終的には燃料の重大な損傷に至るとしている（図8-1）。

当院は、関西電力が作成したイベントツリーについて、給水手段の確保、水源の確保、SG水位の監視機器への給電、使用できる防護措置の区分に着目して以下のとおり確認した結果、全交流電源喪失事象から燃料の重大な損傷までの事象進展の特定が適切になされており問題ないと考える。

なお、関西電力が作成したイベントツリーにおいては、3つの安全機能（給水手段の確保、水源確保、電源確保）の個別の安全機能に着目して、当該安全機

能を有する各設備に応じて安全機能を確保できる期間を示すために成功と失敗の分岐を用いており、PSAで一般的に使用されるイベントツリーの分岐の考え方とは異なった取扱いをしていることについても確認した。

- 全交流電源喪失時の炉心冷却に必要なタービン動補助給水ポンプの利用にあたり、水源として、復水ピットに加えて、C-2次系純水タンク、2次系純水タンク（予備）及び海水を利用することが示されている。
- 全交流電源喪失時には SG の水位制御のために監視機器等への給電が必要であるが、蓄電池からの給電が期待でき、蓄電池が枯渇する前に、空冷式非常用発電装置の繋ぎ込みによる電源の確保が必要であることが示されている。
- 工事計画で対象とした設備、アクシデントマネジメント（以下「AM」という。）設備、緊急安全対策等として整備した設備が区別されており、使用できる防護措置の区分が明確になっている。

2) SFP の冷却

関西電力は、全交流電源喪失により SFP の冷却機能が喪失するため、SFP への給水を実施することにより燃料を冷却するとしている。SFP への給水が停止し、燃料の崩壊熱が除去できなくなると、最終的には燃料の重大な損傷に至るとしている（図 8-2）。

当院は、関西電力のイベントツリーについて、水源の確保、使用できる防護措置の区分に着目し、以下のとおり確認した結果、SFP の冷却については、全交流電源喪失事象から燃料の重大な損傷までの事象進展の特定が適切になされており問題ないと考える。

なお、関西電力が作成したイベントツリーにおいては、SFP への給水機能を有する各設備に応じて給水機能を確保できる期間を示すために成功と失敗の分岐を用いており、PSA で一般的に使用されるイベントツリーの分岐の考え方とは異なった取扱いをしていることについても確認した。

- 全交流電源喪失時に SFP への給水を実施するために、No.1 淡水タンク、1次系純水タンク及び海水を水源として給水を行うことが示されている。
- イベントツリーのヘディングでは、これらの水源が全て緊急安全対策等として整備した設備であることが示されており、使用できる防護措置の区分が明確になっている。

(3) 全交流電源喪失時の原子炉及び SFP の冷却継続時間の評価（原子炉運転中）

1) 評価条件

関西電力は、原子炉及び SFP の冷却に必要な給水量の評価において、想定する燃料の仕様を高燃焼度ステップ 2 ウラン燃料（濃縮度約 4.8wt%）とし、1 回照射（燃焼度 18,300MWd/t）、2 回照射（36,700MWd/t）、3 回照射（55,000MWd/t）の燃料が炉心に 1/3 ずつ装荷され、約 1 年間運転した状態を仮定したとしている。

また、SFP については、3 号機及び 4 号機それぞれについて、原子炉に再装荷する 2/3 炉心相当の燃料体を除く 2,000 体が貯蔵されていると仮定するとともに、SFP を共用する 1 号機・2 号機から移送される使用済燃料についても、3 回照射後の高燃焼度ステップ 2 ウラン燃料であると仮定したとしている。

崩壊熱については、平成 2 年に日本原子力学会がとりまとめたデータブック「崩壊熱の推奨値とその使用法」に与えられている推奨値（不確定性（3σ）を考慮したもの）を使用したとしている。また、アクチニド崩壊熱については ORIGEN2 コード（不確定性（20%）を考慮）の評価値を用いたとしている。

当院は、関西電力が設定した評価条件について、原子炉及び SFP の燃料の想定、使用した崩壊熱に着目して、以下のとおり確認した結果、問題ないと考える。

- 原子炉の燃料については、最新の高燃焼度ステップ 2 燃料としている。また、最高燃焼度である 55,000MWd/t を想定しており、実際の炉心設計で採用されている 3 バッチ方式と濃縮度（約 4.8wt%）を反映している。
- SFP の燃料については、運転時に想定される最大数の使用済燃料が貯蔵されていると仮定している。
- 崩壊熱の設定については、原子力安全委員会の「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」の解説Ⅲにおいて安全解析で使用することが妥当と認められており、また、アクチニド崩壊熱の寄与についても実績のある ORIGEN2 コードの評価値に適切な保守性を考慮して用いている。

2) 原子炉の冷却について

関西電力は、運転時に全交流電源喪失事象が発生した場合に期待する水源として、復水ピット、C-2 次系純水タンク、2 次系純水タンク（予備）の順に切り替え、最終的には海水を取水し復水ピットに補給することで給水を継続している。各水源が枯渇する時間については、各水源の保有水量と原子炉の崩

壊熱に対応する必要給水量から算定し、復水ピットは約 5 時間、C-2 次系純水タンクは約 6 日間、2 次系純水タンク（予備）は約 10 日間、合計で約 16 日間になるとしている。海水の取水については、発電所内に備蓄し、1~4 号機で共用するガソリン（平成 23 年 10 月 1 日時点の備蓄量 3,400 リットル）を燃料として消防ポンプにより行うが、消防ポンプに期待する事象発生後約 16 日の時点においては、備蓄ガソリンは他号機により全て消費されていることから使用できないとしている。

また、運転時に全交流電源喪失事象が発生した場合、SG の水位制御を行なながら給水するために、水位監視機器等への給電が必要であり、蓄電池から直流電源への給電が停止するまでに、空冷式非常用発電装置による電源の供給が必要であるとしている。蓄電池については約 5 時間の給電が可能であり、空冷式非常用発電装置については、燃料である重油の発電所内貯蔵量と SG 水位監視機器等への負荷接続時の燃費に基づき、約 85 日間の運転が可能であるとしている（図 8-3）。

当院は、原子炉の冷却継続時間の評価に関して、水源の保有水量、蓄電池の給電継続時間、空冷式非常用発電装置の設計条件に着目して、以下の点を確認した結果、発電所内の 4 機全てで全交流電源喪失が発生することを前提とした場合の原子炉の冷却継続時間として、約 16 日間が算定されていることについては問題ないと考える。

- 復水ピット、C-2 次系純水タンク、2 次系純水タンク（予備）の保有水量については、各々、 730m^3 、 $3,030\text{m}^3$ 、 $2,700\text{m}^3$ が評価で用いられているが、発電所所則により水量はこの数値以上で管理されている。また、各水源が枯渇する時間については、各水源の保有水量とその時点での崩壊熱から算定される必要給水量から評価されている。
- 蓄電池の継続運転時間である約 5 時間にについては、蓄電池の設計仕様を前提として、不要負荷を切離すことにより確保される。
- 3 号機及び 4 号機用に 2 台ずつ配備された空冷式非常用発電装置の容量は、1 台当たり $1,825\text{kVA}$ であり、他方、各号機の原子炉及び SFP の両方の冷却を実施する場合に必要な系統負荷（直流電源、計装用電源、1 次系補給水ポンプ、アニュラス排気設備等）の合計値が約 316kVA であり、空冷式非常用電源装置の容量に比し小さい。
- 空冷式非常用発電装置の燃料（重油）は、非常用ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク（約 712m^3 、4 機合計）及び発電所内で共用する補助ボイラー燃料タンク（約 300m^3 ）で貯蔵され、貯蔵量は発電所所則で管理されている。
- 空冷式非常用発電装置の運転継続時間については、4 機同時に全交流電源喪

失が発生した場合に、各号機で1台ずつ運転すると仮定した容量（4台で合計容量7,300kVA）と、必要な系統負荷を運転した時の燃費（約497L/h）に基づき算定されている。

なお、本評価結果は、全交流電源喪失事象のみが単独で発生した場合の評価であり、地震や津波の影響を受けて全交流電源喪失事象が発生した場合の評価は、10章において別途記載する。

3) SFP の冷却について

関西電力は、原子炉運転中に全交流電源喪失が発生した場合に、SFPへの給水のための水源としては、No.1 淡水タンク、1次系純水タンク及び海水を利用できるとしている。各水源の枯渇時間については、各水源の保有水量とSFPにある燃料の崩壊熱で決まる必要給水量から算定し、No.1 淡水タンクは約14日間、1次系純水タンクは約32時間の合計約15日間としている。なお、海水の取水については、消防ポンプに期待する約15日後の時点では、発電所内に備蓄し、1~4号機で共用するガソリンは他号機により全て消費されていることから使用できないとしている。

また、No.1 淡水タンクからの給水は、電源を必要としない消火栓を用いて行うことができ、同タンクが枯渇するまでに、空冷式非常用発電装置により給電される1次系補給水ポンプを用いて1次系純水タンク水をSFPへ給水している。このため当該ポンプへの給電が必要な期間は、No.1 淡水タンク水が枯渇する約14日後から、1次系純水タンク水が枯渇するまでの約32時間であるとしている（図8-3）。

当院は、SFPの冷却継続時間の評価に関して、水源の保有水量、空冷式非常用発電装置の運転可能性に着目して、以下の点を確認した結果、冷却継続時間として約15日間が算定されていることについては、問題ないと考える。

- 水源である、No.1 淡水タンク、1次系純水タンクの保有水量については、各々、 $2,636\text{m}^3$ 、 252m^3 が評価で用いられているが、発電所所則により水量はこの数値以上で管理されている。また、各水源が枯渇する時間については、使用順位が定められた各水源の保有水量とその時点での崩壊熱から算定されている。
- 空冷式非常用発電装置の運転継続時間が約85日であることは、原子炉の冷却の際に確認しており、約14日後から約32時間の1次系補給水ポンプへの給電は可能である。

なお、本評価結果は、全交流電源喪失事象のみが単独で発生した場合の評価であり、地震や津波の影響により全交流電源喪失事象が発生した場合の評価は、10章において別途記載する。

4) 1次冷却材ポンプのシール部からの漏えいの取扱い

当院は、審査の過程において関西電力に対して、全交流電源喪失時に1次冷却材ポンプ（以下「RCP」という。）のシール部からの漏えいの評価について説明を求め、当該事象の取扱いについての確認を行った。

関西電力は、全交流電源喪失時に、RCPへの封水注入機能及びRCPシール部の冷却機能（サーマルバリアへの冷却水通水）が失われた場合のシール部からの漏えい率として、1次冷却材圧力15.4MPaにおいてRCP1台当たり21gpm（約4.8m³/h）を想定している。RCPからの漏えい率21gpmの想定については、米国におけるRCPシール部からの漏えい率に係るNRCとウェスティングハウス社との議論の中で、同社がNRCに提出したトピカルレポートに対して、NRCが作成した安全評価書において規定している漏えい率を用いたとしている。

また、全交流電源喪失時には、RCPシール部は一時的には通常運転時の1次冷却系温度（約290°C）に晒されるものの、シール部品としての金属材料等は十分な耐熱性能を有していること、シール部品間に用いている0リングについては、ウェスティングハウス社により全交流電源喪失時に想定される1次冷却材の温度、圧力を模擬した0リングの検証試験によって、全ての試験体について、健全性が維持されていることが確認されているとしている。

関西電力は、全交流電源喪失時には、タービン動補助給水ポンプの運転及び主蒸気逃がし弁開放による2次系からの冷却により、1次冷却系を約170°C、約0.7MPaまで減温、減圧しプラントを安定させる操作手順を作成しているが、この場合のプラントの挙動について熱流動解析コードRELAP5を用いて解析し、RCPシール部からの漏えい率21gpmを考慮しても、炉心冷却が適切に実施され、操作手順を実現できることを確認したとしている。

当院は、関西電力の実施したシール部からの漏えい評価に関して、0リングの種類、0リングの検証試験結果、漏えいを反映したプラント挙動解析に着目し、以下の点を確認した結果、RCPシール部からの漏えいの取扱いについては、問題ないと考える。

- RCP1台当たり21gpmに設定した漏えい率は、NRCが作成した安全評価書においてHigh Temperature 0-ringsに対して規定している漏えい率であり、大飯発電所3号機及び4号機で現在採用されている0リングがHigh

Temperature O-rings であること。

- ウエスティングハウス社による O リングの検証試験は 120 個（第 1 段シール模擬 20 個、第 2 段シール模擬 100 個）を対象に実施されており、第 1 段シール条件（温度約 290°C、差圧約 12.4 MPa）及び第 2 段シール条件（温度約 290°C、差圧約 8.3 MPa）の高温高圧水を O リングに 18 時間及び 7 日間負荷することで実施された。試験結果によれば、18 時間及び 7 日間の試験で O リングの破損は 1 例もみられなかった。更にその後、当該 O リングの耐力を確認する目的で、温度を 290°C に維持したまま圧力を上昇させて試験を継続し、試験圧力よりも高い圧力まで耐えられることを確認している。
- 热流動解析コード RELAP5 による全交流電源喪失時のプラント挙動に関する解析については、初期条件として、原子炉出力、原子炉圧力、1 次冷却材平均温度は設計最確値が採用されている。また、RCP シール部からの漏えい率として 21gpm が反映され、30 分後に主蒸気逃がし弁を開放して 2 次系の減圧を開始すること及び約 12 時間後に蓄圧タンク出口弁を閉止すること等の手動操作が考慮されている。

(4) 全交流電源喪失時の SFP の冷却継続時間の評価（原子炉停止中）

関西電力は、プラント停止中の当該評価においては、(3) 1) で示した炉心内の全燃料が全て SFP に取り出されていることに加えて、SFP に貯蔵可能な最大数の燃料（2,129 体）が貯蔵されていると仮定して評価したとしている。また、崩壊熱についても (3) 1) で示したものを使用したとしている。

SFP へ注水するための水源としては、No. 1 淡水タンク、1 次系純水タンク及び海水を利用するとしている。各水源の枯渇時間については、各水源の保有水量と SFP にある燃料の崩壊熱から算定し、No. 1 淡水タンクは約 6 日間、1 次系純水タンクは約 13 時間、海水については発電所の 1~4 号機で共用するガソリンを燃料とする消防ポンプを使用するため約 4 日間となり、合計約 10 日間であるとしている。

また、電源供給が必要な負荷は、1 次系純水タンクを水源として利用する 1 次系補給水ポンプのみであり、必要な時期は、消火栓を用いて給水する No. 1 淡水タンクの水源が枯渇する約 6 日後、必要な期間は 1 次系純水タンク水が枯渇するまでの約 13 時間であり、空冷式非常用発電装置からの給電により対応できるとしている（図 8-4）。

当院は、関西電力が実施した SFP の冷却継続時間の評価に関して、燃料の想定、水源の保有水量、海水取水の設定、電源の確保に着目して、以下の点を確認した結果、約 10 日間が算定されることについては、問題ないと考える。

- SFP に貯蔵する燃料の評価条件については、(3) 1) で確認したとおり問題ない。
- 水源である、No. 1 淡水タンク、1 次系純水タンクの保有水量については、各々、 $2,636\text{m}^3$ 、 252m^3 が評価で用いられているが、発電所所則により水量はこの数値以上で管理されている。また、各水源が枯渇する時間については、使用順位が定められた各水源の保有水量とその時点での SFP にある燃料の崩壊熱で決まる必要給水量から算定されている。
- 海水取水については、発電所の 1~4 号機で共用するガソリンを燃料とする消防ポンプを使用するため約 4 日間に制限されている。
- 電源については、(3) 2) で確認したとおり、空冷式非常用発電装置が利用できる。

なお、本評価結果は、全交流電源喪失事象のみが単独で発生した場合の評価であり、地震や津波の影響により全交流電源喪失が発生した場合の評価は、10 章において別途記載する。

8. 2 クリフエッジの特定について

8. 1 の確認結果を踏まえ、原子炉運転中及び原子炉停止中の全交流電源喪失事象に対して、原子炉及び SFP の燃料を対象として、緊急安全対策等実施後の冷却継続時間の確認結果を以下に示す。

(1) 原子炉運転中の冷却継続時間の確認結果

原子炉運転中の原子炉に対する冷却継続時間は、給水機能の喪失で決まる約 16 日間となり、SFP に対する冷却継続時間は、給水機能の喪失で決まる約 15 日間となる。

	対象施設	安全機能	冷却継続時間
原子炉 運転中	原子炉	給水機能	約 16 日間
		電源供給機能	約 85 日間
	SFP	給水機能	約 15 日間
		電源供給機能	約 85 日間

(2) 原子炉停止中の冷却継続時間の確認結果

原子炉停止中の SFP に対する冷却継続時間は給水機能の喪失により決まる約 10 日間となる。

原子炉 停止中	対象施設 SFP	安全機能	冷却継続時間
		給水機能	約 10 日間
		電源供給機能	約 85 日以上

8. 3 緊急安全対策等の効果について

原子炉運転中及び原子炉停止中の全交流電源喪失事象に対して、原子炉及びSFP の燃料を対象として、緊急安全対策等実施前後の冷却継続時間に着目して効果の確認を行った。

関西電力は、原子炉の冷却継続時間については、緊急安全対策等実施前には蓄電池の容量である約 5 時間であったが、緊急安全対策等において設置された空冷式非常用発電装置による給電時間の延長及び 2 次系純水タンク（予備）を活用した水源の増加により約 16 日間に延長できたとしている。原子炉停止時の SFP の冷却継続時間については、緊急安全対策等実施前には、ピット水温度が 100°C になるまでの約 12 時間であったが、緊急安全対策等において設置された空冷式非常用発電装置による給電時間の延長、No. 1 淡水タンク、1 次系純水タンク及び消防ポンプを用いた海水取水を活用した水源の増加により、約 10 日間に延長できたとしている。

また、今後、恒設の非常用発電機を設置して外部電源喪失時のバックアップ電源の強化を図るとともに、防護措置が確実に実行できるよう、教育、訓練を通じて改善を図りながら実効性を維持・向上させていく計画であるとしている。

当院は、以上のとおり、実施済の緊急安全対策等について効果があることを確認した。また、関西電力においては、将来的に継続して防護対策について、設備面及び運用面で、一層の充実を図る計画を有しており、継続的に安全性の向上が図られることを確認した。

8. 4 当院の評価（まとめ）

当院は、関西電力が実施した全交流電源喪失が発生した場合の事象進展の特定及び原子炉及び SFP の冷却継続時間の評価については、発電所内の 4 機全てで全交流電源喪失が発生することを前提として、原子炉運転中及び原子炉停止中の条件の下で、適切に実施されたと考える。すなわち、事象進展の特定についてはイベントツリーにより適切に評価されており、また、冷却継続時間の評価条件や評価方法等についても妥当なものと考える。

従って、原子炉運転中に全交流電源喪失が発生した場合に、原子炉の冷却継続時間は約 16 日間、原子炉停止中の SFP の冷却継続時間は約 10 日間であると

し、また、緊急安全対策等の実施により、原子炉の冷却継続時間は約 5 時間から約 16 日間に、SFP の冷却継続時間は約 12 時間から約 10 日間に延長できるとする関西電力の評価は妥当なものと考える。

また、関西電力が、防護措置の実効性を一層向上させるため、交流電源については、今後、恒設の非常用発電機を設置して外部電源喪失時のバックアップ電源の強化を図ることとしていること、防護措置が確実に実行できるよう、教育、訓練を通じて改善を図りながら実効性を維持・向上させていく計画を有していること等、安全性の向上に向けて設備面及び運用面で一層の充実を目指していくことは望ましいことと考える。

なお、本章の議論は、全交流電源喪失事象のみが単独で発生した場合の評価であり、地震や津波の影響により全交流電源喪失事象が発生した場合の評価は、10 章において別途記載する。

9. 最終ヒートシンク喪失に関する評価

本章においては、関西電力により、最終ヒートシンク喪失事象が発生した場合の事象の進展が特定され、燃料の重大な損傷に至ることなく原子炉及び SFP の冷却を継続できる時間の評価が適切に行われたかどうかを確認した。

最終ヒートシンク喪失事象は、原子炉の運転中または停止中に海水ポンプ及び循環水ポンプの故障により、海水による冷却系統が全て機能喪失する事象である。

最終ヒートシンク喪失事象が発生した場合には、原子炉については、蒸気を駆動源とするタービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプにより SG2 次側に給水を行うことにより原子炉の冷却を行い、SFP については、燃料の崩壊熱により失われるピット水を外部から補給することにより冷却を行うことが必要になる。

当院は、原子炉及び SFP の冷却を継続できる時間については、発電所内の 4 機全てで最終ヒートシンク喪失が発生することを前提として、原子炉が運転中の場合と停止中の場合に区別して確認を行うとともに、原子炉と SFP のそれぞれについて確認を行った。また、最終ヒートシンク喪失時に懸念される 1 次冷却材ポンプのシール部からの冷却材の漏えいについても影響の確認を行った。更に、これまでに講じた防護対策の有効性についても確認を行った。

その結果、当院は、関西電力が実施した最終ヒートシンク喪失事象が発生した場合の事象進展の特定、原子炉及び SFP の冷却継続時間の評価については、原子炉運転中及び原子炉停止中に条件の下で、適切に実施されたと考える。以下、当院が確認した内容の詳細を記載する。

なお、本章における冷却継続時間の確認は最終ヒートシンク喪失事象のみが単独で発生したと仮定するものであり、地震や津波の影響は考慮されていない。地震や津波の影響を受けた場合に、最終ヒートシンク喪失事象が発生した場合の冷却継続時間の確認は、10 章において別途記載する。

9. 1 最終ヒートシンク喪失時の事象進展と冷却継続時間について

(1) 最終ヒートシンク喪失時の事象進展

1) 原子炉の冷却

関西電力は、最終ヒートシンク喪失を起因事象として、燃料の重大な損傷に至るまでの事象進展をイベントツリーにより評価し、この場合に使用できる防護措置を明らかにしたとしている。具体的には、最終ヒートシンク喪失後、タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプにより SG2 次側への給水を

行い原子炉の冷却を継続するとし、SG2 次側への給水継続に失敗した場合には、燃料の重大な損傷に至るとしている。

また、タービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプによる SG2 次側への給水については、SG の水位監視が必要であるが、監視機器等への給電は外部電源により維持されるとしている（図 9-1）。

当院は、関西電力が作成したイベントツリーについて、水源の確保及び使用できる防護措置の区分に着目して以下のとおり確認した結果、最終ヒートシンク喪失事象から燃料の重大な損傷までの事象進展の特定が適切になされており問題ないと考える。

なお、関西電力の作成したイベントツリーにおいては、給水手段の確保及び水源確保に係る安全機能に着目して、当該安全機能を有する各設備に応じて安全機能を確保できる期間を示すために成功と失敗の分岐を用いており、PSA で一般的に使用されるイベントツリーの分岐の考え方とは異なった取扱いをしていることについても確認した。

- 最終ヒートシンク喪失時の炉心冷却に必要なタービン動補助給水ポンプまたは電動補助給水ポンプの利用にあたり、水源として、復水ピットに加えて、0-2 次系純水タンク、2 次系純水タンク（予備）及び海水を利用する事が示されている。
- 工事計画で対象とした設備、AM 設備、緊急安全対策等で整備した設備が区分されており、使用できる防護措置の区分が明確になっている。

2) SFP の冷却

関西電力は、最終ヒートシンク喪失により SFP の冷却機能が喪失するため、SFP への給水を実施することにより燃料を冷却するとしている。SFP への給水が停止し、燃料の崩壊熱が除去できなくなると、最終的には燃料の重大な損傷に至るとしている（図 9-2）。

当院は、関西電力のイベントツリーにおいて、水源の確保及び使用できる防護措置の区分に着目し、以下とおり確認した結果、SFP の冷却については、最終ヒートシンク喪失事象から燃料の重大な損傷までの事象進展の特定が適切になされており問題ないと考える。

なお、関西電力が作成したイベントツリーにおいては、SFP への給水機能を有する各設備に応じて給水機能を確保できる期間を示すために成功と失敗の分岐を用いており、PSA で一般的に使用されるイベントツリーとは異なった取扱いをしていることについても確認した。

- 最終ヒートシンク喪失後に SFP への給水を実施するために、No. 1 淡水タンク、1 次系純水タンク及び海水を水源として給水を行うことが示されている。
- イベントツリーのヘディングでは、これらの水源が全て緊急安全対策等で整備された設備であることが示されており、使用できる防護措置の区分が明確になっている。

(2) 最終ヒートシンク喪失時の原子炉及び SFP の冷却継続時間の評価（原子炉運転中）

1) 評価条件

関西電力は、最終ヒートシンク喪失時の原子炉及び SFP の冷却に必要な給水量の評価において、想定する燃料の仕様及び崩壊熱に関する評価条件は、全交流電源喪失時と同じ取扱いとしており、8. 1 (3) 1) のとおり問題ないと考える。

2) 原子炉の冷却について

関西電力は、運転時に最終ヒートシンク喪失が発生した場合に期待する水源として、復水ピット、C-2 次系純水タンク、2 次系純水タンク（予備）の順に切り替え、最終的には海水を取水し復水ピットに補給することで給水を継続している。各水源が枯渇する時間については、各水源の保有水量と原子炉の崩壊熱で決まる必要給水量から、復水ピットは約 5 時間、C-2 次系純水タンクは約 6 日間、2 次系純水タンク（予備）は約 10 日間、合計で約 16 日間になるとしている。海水の取水については、発電所内の 1~4 号機で共用するガソリン（平成 23 年 10 月 1 日時点の備蓄量 3,400 リットル）を燃料として消防ポンプにより行うが、消防ポンプに期待する事象発生後約 16 日の時点においては、備蓄ガソリンは他号機により全て消費されていることから使用できないとしている。

また、運転時に最終ヒートシンク喪失が発生した場合、SG の水位制御を行いながら給水するために、水位監視機器等への給電が必要であるが、外部電源により給電が維持されるとしている（図 9-3）。

当院は、原子炉の冷却継続時間の評価に関して、水源の保有水量に着目して、以下の点を確認した結果、冷却継続時間として約 16 日間が算定されていることについては問題ないと考える。

- 復水ピット、C-2 次系純水タンク、2 次系純水タンク（予備）の保有水量については、各々、 730m^3 、 $3,030\text{m}^3$ 、 $2,700\text{m}^3$ が評価で用いられているが、発電所所則により水量はこの数値以上で管理されている。また、各水源が枯渇す

る時間については、各水源の保有水量とその時点での崩壊熱から算定される必要給水量から評価されている。

なお、この値は、最終ヒートシンク喪失事象のみが単独で発生した場合の評価結果であり、地震や津波の影響を受けて最終ヒートシンク喪失事象が発生した場合の評価は、10章において別途記載する。

3) SFP の冷却について

関西電力は、運転時に最終ヒートシンク喪失が発生した場合に、SFPへの給水のための水源としては、No.1 淡水タンク、1次系純水タンク及び海水を利用できるとしている。各水源の枯渇時間については、各水源の保有水量と SFP にある燃料の崩壊熱で決まる必要給水量から算定し、No.1 淡水タンクは約 14 日間、1次系純水タンクは約 32 時間の合計約 15 日間としている。なお、海水の取水については、消防ポンプに期待する約 15 日後の時点では、発電所内の 1~4 号機で共用する備蓄ガソリンは他号機により全て消費されていることから使用できないとしている（図 9-3）。

当院は、SFP の冷却継続時間の評価に関して、水源の保有水量に着目して、以下の点を確認した結果、冷却継続時間として約 15 日間が算定されていることについては、問題ないと考える。

- 水源である、No.1 淡水タンク、1次系純水タンクの保有水量については、各々、 $2,636\text{m}^3$ 、 252m^3 が評価で用いられているが、発電所所則により水量はこの数値以上で管理されている。また、各水源が枯渇する時間については、使用順位が定められた各水源の保有水量と水源切替時点での崩壊熱から算定される必要給水量から評価されている。

なお、この値は、最終ヒートシンク喪失事象のみが単独で発生した場合の評価結果であり、地震や津波の影響により最終ヒートシンク喪失事象が発生した場合の評価は、10章において別途記載する。

4) 1次冷却材ポンプのシール部からの漏えいの取り扱い

関西電力は、最終ヒートシンク喪失時における RCP のシール部からの漏えいの取扱いについては、全交流電源喪失時と同じであるとしていることから、当院としては、8. 1 (3) 4) に示すとおり、問題ないと考える。

(3) 最終ヒートシンク喪失時の SFP の冷却継続時間の評価（原子炉停止中）

関西電力は、原子炉停止中の当該評価においては、8. 1 (3) 1) で示した炉心内の燃料が全て SFP に取り出されていることに加えて、SFP に貯蔵可能な最大数の燃料 (2,129 体) が貯蔵されていると仮定して評価したとしている。また、崩壊熱についても 8. 1 (3) 1) で示したものを使用したとしている。

SFP へ注水するための水源としては、No. 1 淡水タンク、1 次系純水タンク及び海水を利用するとしている。各水源の枯渇時間については、各水源の保有水量と崩壊熱から算定し、No. 1 淡水タンクは約 6 日間、1 次系純水タンクは約 13 時間、海水については発電所で共用するガソリンを燃料とする消防ポンプを使用するため約 4 日間となり、合計約 10 日間であるとしている（図 9-4）。

当院は、関西電力が実施した SFP の冷却継続時間の評価に関して、燃料の想定、水源の保有水量、海水取水の設定に着目して、以下の点を確認した結果、約 10 日間が算定されていることについては、問題ないと考える。

- SFP に貯蔵する燃料の評価条件については、8. 1 (3) 1) で確認したところ問題はない。
- 水源である、No. 1 淡水タンク、1 次系純水タンクの保有水量については、各々、 $2,636\text{m}^3$ 、 252m^3 が評価で用いられているが、発電所所則により水量はこの数値以上で管理されている。また、各水源が枯渇する時間については、使用順位が定められた各水源の保有水量とその時点での燃料の崩壊熱で決まる必要給水量から算定されている。
- 海水取水については、発電所内の 1~4 号機で共用するガソリンを燃料とする消防ポンプを使用するため、約 4 日間に制限されている。

なお、この値は、最終ヒートシンク喪失事象のみが単独で発生した場合の評価結果であり、地震や津波の影響を受けて最終ヒートシンク事象が発生した場合の評価は、10 章において別途記載する。

9. 2 クリフエッジの特定について

9. 1 の確認結果を踏まえ、原子炉運転中及び原子炉停止中の最終ヒートシンク喪失事象に対して、原子炉及び SFP の燃料を対象として、緊急安全対策等実施後の冷却継続時間の確認結果を以下に示す。

(1) 原子炉運転中の原子炉及び SFP の冷却継続時間の確認結果

原子炉運転中の原子炉に対する冷却継続時間は、給水機能の喪失により決まる約 16 日間となり、SFP に対する冷却継続時間は、給水機能の喪失により決ま

る約 15 日間となる。

原子炉 運転中	対象施設	安全機能	冷却継続時間
	炉心	給水機能	約 16 日間
	SFP	給水機能	約 15 日間

(2) 原子炉停止中の SFP の冷却継続時間の確認結果

原子炉停止中の SFP に対する冷却継続時間は、給水機能の喪失により決まる約 10 日間となる。

原子炉 停止中	対象施設	安全機能	冷却継続時間
	SFP	給水機能	約 10 日間

9. 3 緊急安全対策等の効果について

原子炉運転中及び原子炉停止中の最終ヒートシンク喪失事象に対して、原子炉及び SFP の燃料を対象として、緊急安全対策等実施前後の冷却継続時間に着目して効果の確認を行った。

関西電力は、原子炉の冷却継続時間については、緊急安全対策等実施前には復水ピット及び C-2 次系純水タンクの水源で定まる約 6 日間であったが、緊急安全対策等として設置された 2 次系純水タンク（予備）及び海水を活用した水源の増加により約 16 日間に延長できたとしている。原子炉停止時の SFP の冷却継続時間については、緊急安全対策等実施前には、ピット水温度が 100°C になるまでの約 12 時間であったが、緊急安全対策等として設置された No. 1 淡水タンク、1 次系純水タンク及び消防ポンプを用いた海水取水を活用した水源の増加により、約 10 日間に延長できたとしている。

また、関西電力は、予備の海水ポンプ電動機を準備するとともに、平成 23 年 12 月に海水ポンプの代替手段となる大容量の移動式ポンプを導入するなど、安全対策の向上を図るとしている。

当院は、以上のとおり、実施済の緊急安全対策等の効果があることを確認した。また、関西電力においては、最終ヒートシンク喪失時の対応として、予備の海水ポンプ電動機を準備するとともに、海水ポンプの代替手段となる大容量の移動式ポンプを導入するなど継続的に安全性の向上が図られていることを確認した。

9. 4 当院の評価（まとめ）

当院は、関西電力が実施した最終ヒートシンク喪失が発生した場合の事象進展の特定、原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価については、発電所内の4機全てで最終ヒートシンク喪失が発生することを前提として、原子炉運転中及び原子炉停止中の条件の下で、適切に実施されたと考える。すなわち、事象進展の特定についてはイベントツリーにより適切に評価されており、また、冷却継続時間の評価条件や評価方法等についても妥当なものと考える。

従って、原子炉運転中に最終ヒートシンク喪失事象が発生した場合に、原子炉の冷却継続時間は約16日間、SFPの冷却継続時間は約10日間であるとし、また、緊急安全対策等により、原子炉の冷却継続時間は約6日間から約16日間に、原子炉停止中のSFPの冷却継続時間は、約12時間から約10日間に延長できるとする関西電力の評価は妥当なものと考える。

また、関西電力においては、最終ヒートシンク喪失時の対応として、予備の海水ポンプ電動機を準備するとともに、海水ポンプの代替手段となる大容量の移動式ポンプを導入するなど継続的に安全性の向上が図られていることは望ましいことと考える。

なお、本章の議論は、最終ヒートシンク喪失事象のみが単独で発生した場合の評価であり、地震や津波の影響により最終ヒートシンク喪失事象が発生した場合の評価は、10章において別途記載する。

10. 地震、津波及び地震・津波の重畠時における原子炉及び使用済燃料ピットの冷却継続時間の評価

本章においては、地震、津波及び地震・津波の重畠時における原子炉及びSFPの冷却継続時間の確認を行った。これは、8章及び9章における全交流電源喪失や最終ヒートシンク喪失に関する評価に、地震、津波を重ね合わせた事象について評価するものである。

このため、地震、津波及び地震・津波の重畠時のそれぞれの発生時において、原子炉及びSFPの冷却に使用する各設備・機器に対して、耐震クラス、津波高さの観点から使用の可否が適切に判断されているかを確認した上で、事象発生時に期待されている緊急安全対策等に係る運転操作、作業について、電源供給、SGへの給水、SFPへの給水の3つの安全機能に着目して、必要な運転操作や作業項目が適切に抽出されているか、一連の運転操作、作業が許容される時間内に実施できるかの観点から、成立性の確認を行った。

地震、津波及び地震・津波の重畠時の原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価については、発電所内の4機全てが被災することを前提として評価に用いた評価条件が、5章、6章及び7章のクリフエッジ評価結果を反映したものであるか、耐震クラスの低い水源タンク及び補助ボイラー燃料タンクの取扱いや津波高さ以下に設置されている設備・機器の使用可否の判断が適切かについて確認を行った。

その結果、地震、津波、地震・津波の重畠時における事故シナリオの成立性に問題はなく、また関西電力が実施した原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価は適切に実施されており、その結果についても問題ないと考える。以下、当院が確認した内容の詳細を記載する。

10.1 地震、津波及び地震・津波の重畠時の事故シナリオについて

関西電力は、地震時においては、原子炉の冷却については、1.80Ssまでの地震に対しては、空冷式非常用発電装置から監視機器等への給電を行いつつ、タービン動補助給水ポンプにより復水ピットの水を、更にピット水が枯渇するまでに、消防ポンプによりピットに給水した海水をSG2次側に注水することにより冷却を継続することが可能であるとしている。SFPの冷却については、SFPが損傷する2Ssまでは、消防ポンプにより給水した海水をSFPに注水することで冷却が可能であるとしている。

また、津波時においては、原子炉の冷却については、津波高さT.P.11.4mまでは、外部電源から給電し、タービン動補助給水ポンプにより復水ピットの水が枯渇するまでに、0-2次系純水タンク及び2次系純水タンク（予備）の水、更に消防ポンプにより給水した海水を用いて、SG2次側に注水することにより原

子炉の冷却が可能であるとしている。SFP の冷却については、消防ポンプの燃料であるガソリンが保管されている T.P. 33.3m の津波高さまでは、No.1 淡水タンクの水、更に消防ポンプを利用して給水した海水を SFP に注水することができる、SFP の冷却が可能であるとしている。

更に、地震・津波の重畠時においては、原子炉の冷却については、1.80Ss までの地震及び津波高さ T.P. 11.4m までは、空冷式非常用発電装置から監視機器等へ給電を行いつつ、タービン動補助給水ポンプにより復水ピット水を、更にピット水が枯渇するまでに、消防ポンプによりピットに給水した海水を SG 2 次側に注水することにより原子炉の冷却を継続することが可能であるとしている。SFP の冷却については、SFP が損傷する 2Ss まで及び津波高さ T.P. 33.3m までは、消防ポンプにより給水した海水を SFP に注水することで冷却が可能であるとしている。

当院は、地震、津波及び地震・津波の重畠時の事象シナリオについては、地震時、津波時及び地震・津波重畠時のそれぞれに対して、5章、6章及び7章で議論したとおり、電源供給に係る設備・機器及び水源確保に係る設備・機器について、耐震クラス、津波時の浸水高さの観点から使用可否が適切に判断され、原子炉の冷却及び SFP の冷却に係る事象進展に反映されていることから、問題ないと考える。

10.2 緊急安全対策に係る運転操作、作業の成立性について

関西電力は、緊急安全対策に係る運転操作、作業の成立性に係る評価において、対象とする事故シナリオとして、発電所内の 4 機全てが被災することを前提に地震・津波の重畠した全交流電源喪失を選定したとしている。また、具体的な運転操作、作業項目については、電源確保、蒸気発生器への給水確保及び SFP への給水確保に分類し、以下に示すものを選定したとしている。

➤ 電源確保

- ①不要直流電源負荷の切離し、②空冷式非常用発電装置と 6.6kV メタクラとの接続、③空冷式非常用発電装置の運転、④空冷式非常用発電装置への給油(重油)

➤ 蒸気発生器への給水

- ①タービン動補助給水ポンプの流量調整、②主蒸気逃がし弁の開度調整、③1 次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等の閉止、④蓄圧タンク出口弁の閉止、⑤消防ポンプ、消火ホースの搬出、設置、運転、⑥復水ピットへの海水給水、⑦消防ポンプへの給油(ガソリン)

➤ SFP への給水

- ①消防ポンプ、消火ホースの搬出、設置、運転、②SFP への海水給水、③消

防ポンプへの給油（ガソリン）

関西電力は、各運転操作、作業項目に必要となる対応時間については、大飯発電所で実施された訓練実績に基づき、各運転操作、作業項目別に実測時間等を割り当て、これを積算して算定したとしている。また、運転操作、作業に必要な対応時間に対して、許容される時間を設定し、両者を比較することにより、成立性を判断したとしている（図10-1、図10-2）。

具体的には、電源確保に必要な時間については、①不要直流電源負荷の切離し、②空冷式非常用発電装置と6.6kVメタクラとの接続、③空冷式非常用発電装置の起動に必要な時間として、約1.3時間が算定されており、これらの一連の作業が蓄電池の枯渇時間である約5時間以内に行えるとしている。また、空冷式非常用発電装置の燃料タンクへの給油（重油）に必要な時間として、アクセスルートの瓦礫撤去作業に要する時間約7時間とタンクローリーによる燃料運搬時間約1.7時間の合計として、約9時間が算定されており、これらの一連の作業が、燃料タンクが枯渇する約15時間以内に行えるとしている（図10-3）。

SG2次側への給水に必要な時間については、①タービン動補助給水ポンプの流量調整、②主蒸気逃がし弁の開度調整、③1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止、④蓄圧タンク出口弁の閉止、⑤消防ポンプ、消火ホースの搬出、設置、運転、⑥復水ピットへの海水給水の作業に必要な時間が約11.5時間と算定されており、これらの一連の作業が、復水ピット水が枯渇する約18.7時間以内に行えるとしている（図10-4）。

SFPへの給水については、SGへの給水作業を終了した後に、同様に実施するとしており、①消防ポンプ、消火ホースの搬出、設置、運転、②SFPへの海水給水に必要な時間が約15時間と算定されており、これらの一連の作業がSFPの水位が低下する約2.6日までに行うことができるとしている（図10-4）。

更に、SGへの給水作業及びSFPへの給水作業に必要となる要員（22名及び21名）の召集については、大飯発電所周辺の約3km圏内に立地する大島寮には20名の技術系社員が、約10km圏内にある本郷寮・本郷社宅・周辺自宅には166名の技術系社員が居住していること、昼間で道路状態良好時の訓練実績により、それぞれ約40分、約120分で発電所に到着できたことから、発電所に召集できるとしている（図5-2）。

当院は、緊急安全対策に係る運転操作、作業の成立性の評価において、地震・津波の重畠した全交流電源喪失シナリオを対象とすることは、地震、津波の単独の事象に起因する事故シナリオと比較した場合に、運転操作、作業等に許容

される時間的余裕が短くなること及び建屋外での要員や車両のアクセスルートの障害として、道路損壊、瓦礫の散乱等が同時に想定されることから、より厳しい条件となり得ることから、問題ないと考える。

具体的な運転操作、作業項目の抽出については、電源確保、SGへの給水確保及びSFPへの給水確保の3つの安全機能に着目し、事象進展の解析結果も参考として、運転員、緊急安全対策要員が実施する運転操作、作業を時系列で分類・整理して抽出していることから、問題ないと考える。

また、対応時間の評価については、運転員及び緊急安全対策要員により大飯発電所で実施された訓練実績に基づき、各運転操作、作業項目別に訓練で確認された実績時間等を割り当てて算定されており、許容時間については、蓄電池の枯済時間である約5時間、空冷式非常用発電装置燃料タンクの重油の枯済時間である約15時間、復水ピット水が枯済する時間である約18.7時間及びSFP内の水位低下時間である約2.6日が選定されており、両方の時間を比較することで成立性を判断していることから評価方法及び評価結果については問題ないと考える。

更に、当院は、事象発生直後に実施する運転員操作を対象として、現地調査により、以下の確認を行い、問題ないことを確認した。

- バッテリー室で行う不要直流電源負荷の切離し作業については、直流き電盤内で、不要負荷に対応するブレーカー(2箇所)が、蛍光テープで明示され、夜間においても識別でき、ブレーカーの切断作業が短時間で行える。
- 主蒸気ヘッダー室で行う主蒸気逃がし弁の開度調整作業については、当該弁に操作ハンドル及び開度計が設置されており、手動で開度調整ができる。
- アニュラス部で行う1次冷却材ポンプシール戻りライン隔離弁等の閉止作業については、隔離が必要な8個の隔離弁全てに操作用ハンドルが設置されており、手動で隔離操作が実施できる。
- 補助給水ポンプ上部エリアで行うタービン動補助給水ポンプの流量調整作業については、流量調整弁前弁に操作ハンドル及び開度計が設置されており、手動で調整ができる。

現地調査では、事象発生後直後に実施する運転操作以外にも、安全確保の観点から重要な以下の項目について確認を行い、問題のないことを確認した。

- 事象発生の約12時間後に行う蓄圧タンク出口弁の閉止操作は蓄圧タンク内のN₂が炉内に混入し、SG伝熱管頂部に滞留し、1次系の自然循環を防ぐことを避けるために実施する。本操作は、空冷式非常用発電装置からの給電により、AC440V母線が確保されており、中央制御室から運転員が閉止操作を行うことができる。なお、蓄圧タンクは、反応度の制御及び1次系インベ

ントリ確保の観点から重要な設備である。

- 原子炉冷却の際に、タービン動補助給水ポンプの第一水源となる復水ピットの水位については、中央制御室に多重化された水位計が設置されており、運転員は水位の確認を容易に行うことができる。

また、当院は、緊急安全対策要員が実施する空冷式非常用発電装置と 6.6kV メタクラとの接続作業及び同装置の起動作業並びに召集要員が実施する消防ポンプを用いた復水ピット及び SFP への海水給水作業についても、現地で実施された模擬訓練を確認し、問題なく実施されたことを確認した。

これらの建屋内で実施する作業及び屋外で実施する作業については、中央操作室との連絡が必要となるが、地震、津波が重畠した状況においては、通常の発電所内の通信手段であるページングや PHS が使用できないことが想定されるため、模擬訓練では、屋内作業に対しては、緊急時通信用の有線通話装置及び有線ケーブルを携行して実施し、また、屋外作業に対しては、トランシーバーを携行して実施していることを確認した。

大飯発電所周辺に居住する要員の召集については、約 3km 圏内に立地する大島寮に 20 名の技術系社員が居住していること、昼間で道路状態良好時の訓練実績により約 40 分で発電所に到着できたことから、これらの要員については、発電所内の背面道路の瓦礫撤去等が終了すると想定している約 7 時間以内には、発電所に召集できる可能性が高いことを確認した（図 5-2）。

なお、関西電力は、審査における当院の指摘を踏まえ、平成 23 年 12 月 28 日以降は、発電所内の夜間の緊急安全対策要員を増員しており、運転員と緊急安全対策要員の合計人数は本審査で確認した時点の 30 名から 44 名に増加し、緊急安全対策の成立性の信頼性が向上していることについても確認した（P40 参照）。

以上のことから、緊急安全対策に係る運転操作、作業の成立性については問題ないと考える。

10. 3 原子炉及び使用済燃料ピットの冷却継続時間について

（1）評価条件

関西電力は、地震、津波及び地震・津波の重畠時の原子炉及び SFP 冷却継続時間の評価において、発電所内の 4 機全てが被災することを前提として以下に示す評価条件を採用するとしている。それ以外の評価条件は地震、津波を起因事象として考慮しない場合の全交流電源喪失、最終ヒートシンク喪失の評価（8

章及び9章の基本シナリオ)で用いたものと同じであるとしている。

- 地震時には、耐震Sクラスより下位の耐震クラス設備であるC-2次系純水タンク等の水源タンク及び補助ボイラー燃料タンクは使用できないものとする。
- 津波時には、クリフェッジとなる津波高さ(原子炉の冷却11.4m、SFP冷却33.3m)以下に設置されている設備、機器は使用できないものとする。
- 発電所に備蓄されているガソリンの量は平成23年12月15日時点の緊急安全対策等としての備蓄量(10,250リットル)を反映する。
- 復水ピットの水量は、中央制御室で運転員が常時確認でき、水位低の警報が出た場合には直ちに補給ができる水位低警報設定値の水量($1,035\text{m}^3$)を用いる。
- SFPについてはプール水位に係る遮へい計算を行い、作業上問題のないことが確認できた3mの水位低下を許容する。

当院は、地震、津波及び地震・津波の重畠時の原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価に用いた評価条件については、耐震クラスの低いC-2次系純水タンク等の淡水タンクや補助ボイラー燃料タンクは損傷して使用できないと保守的に仮定していること、クリフェッジとなる津波高さ以下に設置されている設備・機器については使用できないと仮定していること及びガソリンの備蓄量については、平成23年12月15日時点の最新の備蓄量が反映されていることから、評価条件の設定は適切に行われていることを確認した。ガソリン備蓄量については、本件審査の過程で、当初の備蓄量においては、冷却継続時間が数日になることを当院が指摘したことを踏まえ、関西電力において増強がなされたものである。

復水ピットの水量の仮定についても、中央制御室で運転員が常時水位を確認できること、水位低の警報が出た場合には直ちに補給ができることから、問題ないことを確認した。SFPの水位の仮定に関しては、遮へい計算を行い、作業上問題ないこと(プール水面上で 0.15mSv/h)、燃料頂部から 4.38m 上までプール水位が確保されており、燃料の冷却に支障がないことから、問題ないことを確認した。

以上のことから、評価条件については問題ないと考える。

(2) 評価結果

関西電力が実施した地震、津波及び地震・津波の重畠時における原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価結果のまとめを表10-1に示す。

関西電力は、地震時の原子炉の冷却は、耐震クラスの低い C-2 次系純水タンク及び 2 次系純水タンク（予備）が使用できなくなるため、耐震 S クラスの復水ピット水が枯渇する前に消防ポンプにより復水ピットへ給水した海水を SG2 次側へ注水するとしている。この場合、海水を給水する消防ポンプの燃料であるガソリンの枯渇が制約条件となり約 7.2 日間の冷却継続時間になるとしている。また、SFP の冷却についても、海水を燃料ピットに給水する消防ポンプの燃料であるガソリンが制約条件となり、約 7.2 日間（原子炉運転時）の冷却継続時間になるとしている。

津波時の原子炉の冷却は、津波高さ 11.4m までは、外部電源からの給電により、タービン動補助給水ポンプにより復水ピット、C-2 次系純水タンク、及び 2 次系純水タンク（予備）、更に海水を用いて、SG 2 次側に注水することにより約 24 日間冷却継続が可能であるとしている。また、SFP の冷却については、消防ポンプの燃料であるガソリンが保管されている T.P. 33.3m の津波高さまでは、No. 1 淡水タンク、海水を用いて約 19 日間（原子炉停止時）冷却することが可能であるとしている。

地震・津波の重畠時の原子炉の冷却については、地震の評価と同じ結果となり、約 7.2 日間の冷却継続時間となるとしている。また、SFP の冷却についても、地震の評価と同じ結果となり、約 7.2 日間（原子炉運転時の評価結果。原子炉停止時は約 8 日間）の冷却継続時間となるとしている（図 10-5、図 10-6、図 10-7）。

なお、関西電力は、陸路の他、ヘリコプターによるガソリン等の補給の仕組を構築しており、冷却が継続されている期間において、補給が可能であるとしている。

当院は、当該評価結果について、最も厳しい地震・津波の重畠を想定した場合でも、原子炉の冷却については、クリフェッジである地震 1.80Ss、津波高さ 11.4m までの耐性が、また、SFP の冷却についてもクリフェッジである地震 2Ss、津波高さ 33.3m までの耐性が適切な手法を用いて確認されていること、原子炉及び SFP の冷却継続時間の評価については、発電所内の 4 機全てが被災することを前提として、評価に用いた評価条件が、5 章、6 章及び 7 章の評価結果を反映したものであり、耐震クラスの低い水源タンク及び補助ボイラー燃料タンクの取扱や津波高さ以下に設置されている設備・機器の使用可否の判断が適切であることから、問題ないものと考える。

また、当院は、関西電力が空輸に関して契約している航空会社は、大飯発電所から約 104km の距離にある八尾空港を拠点とするが、その他に全国 4 力所（東京、名古屋、富山、広島）の飛行場にヘリコプターを所有しており、過去 20 年

間（1991年～2011年）の八尾空港等の気象記録による飛行不可の評価（視界については飛行視程5,000m未満または雲高300m未満、風速については、最大風速15m以上）では、八尾空港を含む5カ所の空港の全てが連続して飛行できなかつた最大日数は3日間（1回/20年）であることを確認した。また、発電所近傍の敦賀観測所及び舞鶴観測所の過去20年間の気象記録によれば、当地が連続して飛行不可に相当する気象条件（視程5,000m未満または最大風速15m以上）となった最大日数は3日（2回/20年）であることを確認した。このことから、原子炉及びSFPの冷却を継続している期間内に、外部からヘリコプターによるガソリン供給等の支援が期待できるとの評価は問題ないものと考える。

なお、冷却継続時間の評価結果については、水源及び燃料の貯蔵量から算定されたものであり、当該期間におけるタービン動補助給水ポンプの機能評価を確認したものではないが、空冷式非常用発電装置からの給電によりバックアップの電動補助給水ポンプへの切り替えが実施可能であることから、問題ないものと考える。

10.4 緊急安全対策等の効果について

地震、津波及び地震・津波の重畠時における原子炉及びSFPの冷却継続時間に着目して、防護対策に係る効果の確認を行った。

緊急安全対策等実施前の原子炉の冷却継続時間は、蓄電池の容量で定まる約5時間であったが、緊急安全対策等実施後の原子炉の冷却継続時間は、最も時間が短くなる地震及び地震・津波の重畠時においても、緊急安全対策等として設置された空冷式非常用発電装置による給電時間の延長、消防ポンプを利用した海水給水により約7.2日間に延長できるため、緊急安全対策等の効果があることを確認した。

また、緊急安全対策等実施前のSFPの冷却継続時間は、ピット水温度が100°Cになるまでの約12時間（原子炉停止中）であったが、緊急安全対策等実施後のSFPの冷却継続時間は、最も時間が短くなる地震及び地震・津波の重畠時においても、緊急安全対策等として設置された消防ポンプを用いたピットへの海水給水により、約7.2日間（原子炉運転時の評価結果。原子炉停止時は約8日間）に延長できるため、緊急安全対策等の効果があることを確認した。

なお、関西電力は、全交流電源対策として、非常用交流電源については、今後、恒設の非常用発電機を高台に設置して外部電源喪失時のバックアップ電源の強化を図るとしており、また、防護措置が確実に実行できることが重要であることから、段階的に教育、訓練を通じて改善を図りながら実効性を維持・向上させていく計画であることを確認した。

10.5 当院の評価（まとめ）

当院は審査の過程において関西電力に対して、発電所内の4機全てが被災することを前提として、地震、津波及び地震・津波の重畠時における原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価を求め、関西電力から、地震、津波及び地震・津波の重畠時の事故シナリオ、緊急安全対策に係る運転操作、作業の成立性に係る評価及び原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価について確認した。

その結果、地震、津波及び地震・津波の重畠時の原子炉及びSFPの事故シナリオについては、地震時、津波時及び地震・津波重畠時のそれぞれに対して、クリフエッジ評価結果に基づき、電源供給に係る設備・機器及び水源確保に係る設備・機器について、耐震クラス、津波高さの観点から使用可否を適切に判断し、原子炉の冷却及びSFPの冷却に係る事故シナリオに反映していることから、妥当と考える。

緊急安全対策に係る運転操作、作業の成立性に係る評価については、電源供給、SGへの給水、SFPへの給水の安全機能に着目して、必要な運転操作や作業項目が適切に抽出されていること、必要な対応時間が訓練実績などに基づき算定され、許容される時間と比較され成立性が判断されていることから、妥当と考える。

また、地震、津波及び地震・津波の重畠時の原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価に用いた評価条件については、以下のことを確認しており、妥当と考える。

- 耐震クラスの低い淡水タンクや補助ボイラー燃料タンクは損傷して使用できないと仮定している。
- 津波高さ以下に設置されている設備・機器については使用できないと仮定している。
- ガソリンの備蓄量については、平成23年12月15日時点の備蓄量が反映されている。
- その他の評価条件についても設定の考え方とその根拠に問題がない。

原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価結果は、最も短くなる地震及び地震・津波の重畠時において、原子炉の冷却については約7.2日間、また、SFPの冷却については約7.2日間（原子炉運転中の評価結果。原子炉停止中は約8日間）となり、緊急安全対策等実施前の原子炉及びSFPの冷却継続時間である約5時間及び約12時間から延長されることから、緊急安全対策等の効果があるものと考える。

また、原子炉及びSFPの冷却継続時間の評価結果については、原子炉の冷却については、クリフエッジである地震については1.80Ssまで、津波高さについ

ては 11.4mまでの耐性が、また、SFP の冷却についてもクリフエッジである地震については 2Ss まで、津波高さについては 33.3mまでの耐性が 5 章、6 章、7 章に示す適切な手法を用いて確認されていること、原子炉及び SFP の冷却が継続できる期間内に予め契約しているヘリコプター等により、ガソリン供給等の支援が期待できる可能性が高いと考えられることから、妥当と考える。

冷却継続時間の評価結果については、水源及び燃料の貯蔵量から算定されたものであり、当該期間におけるタービン動補助給水ポンプの機能評価を確認したものではないが、空冷式非常用発電装置からの給電によりバックアップの電動補助給水ポンプへの切り替えが実施可能であることから、問題ないものと考える。

なお、当院は、関西電力が全交流電源対策として、非常用交流電源については、今後、恒設の非常用発電機を高台に設置して外部電源喪失時のバックアップ電源の強化を図る計画であり、将来的にも継続して防護対策について、設備面及び運用面で一層の充実を図るとしていることは望ましいものと考える。

11. その他のシビアアクシデント・マネジメントの評価

本章においては、これまでに関西電力が実施してきたアクシデントマネジメント（以下「AM」という。）の有効性を多重防護の観点から評価するとともに、緊急安全対策等として整備した事項のAM上の有効性について評価した。

当院は、関西電力が、「大飯発電所3号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」（平成6年3月）、「大飯発電所4号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」（平成6年3月）及び「大飯発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」（平成14年5月）に基づき、PSA手法を用いて、炉心損傷防止及び大量の放射性物質の放出抑制の観点から有効と判断して整備したAM策について、安全機能である「原子炉の停止機能」、「炉心冷却機能」、「放射性物質の閉じ込め機能」及び「安全機能のサポート機能」に着目して、各安全機能を有する系統・機器が機能喪失した場合においても、これを代替する系統・設備または手順が複数準備されており、多重防護の観点から有効であるかについて確認した。その結果、当院は、これらのAM策は安全機能毎に整理され、12の起因事象に対して、炉心損傷に至るまでの期間及び炉心損傷以降の期間における事象進展に係るイベントツリーに反映されており、それぞれが有効であることを確認した。

また、当院は、今般整備した緊急安全対策等について、安全機能との対応を考慮して、炉心損傷防止及び大量の放射性物質の放出抑制の観点から、その効果について確認した。その結果、当院は、緊急安全対策等のうち「緊急時の電源確保（空冷式非常用発電装置による給電）」及び「緊急時の最終的な除熱機能の確保（復水ピットへの給水の多様化）」については、外部電源喪失を起因事象として、全交流電源喪失に至った後の給電及び冷却手段として有効であることを確認した。また、「緊急時の使用済燃料貯蔵槽の冷却確保（SFPへの給水の多様化）」及び「水素爆発防止対策（アニュラスの排気）」については、直接的に格納容器機能喪失の防止に関与するものではないが、SFPへの継続的な給水がピット内に保管されている燃料集合体の破損を防止する手段として有効であること、及びアニュラスの排気がアニュラス部での水素滞留を防止する手段として有効であることを確認した。以下、当院が確認した内容の詳細を記載する。

11.1 安全確保に必要な安全機能と防護措置の整備状況について

（1）安全確保に必要な安全機能

関西電力は、大飯発電所3号機及び4号機の安全確保に必要な安全機能を、「原子炉の停止機能」、「炉心冷却機能」、「放射性物質の閉じ込め機能」及び「安全機能のサポート機能」に分類し、各機能を有する設備・機器は以下のとおりであるとしている。

- 原子炉の停止機能
安全保護系、制御棒
- 炉心冷却機能
非常用炉心冷却設備（高圧注入系、蓄圧注入系、低圧注入系）、2次系設備（蒸気発生器、補助給水系、主蒸気安全弁等）
- 放射性物質の閉じ込め機能
格納容器、格納容器スプレイ系
- 安全機能のサポート機能
非常用所内電源系、直流電源系、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系、制御用空気系等

(2) 防護措置の整備状況

関西電力は、平成6年3月及び平成14年5月にとりまとめた「大飯発電所3号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」、「大飯発電所4号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」及び「大飯発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」において、PSA手法を用いて事象進展を分析することにより、炉心損傷防止及び大量の放射性物質の放出抑制の観点から有効と判断されたAM策を安全機能（「原子炉の停止機能」、「炉心冷却機能」、「放射性物質の閉じ込め機能」及び「安全機能のサポート機能」）別にまとめたとしている。

また、平成23年4月及び平成23年6月にとりまとめた「平成23年福島第一・第二原子力発電所事故を踏まえた緊急安全対策に係る実施状況報告書（平成23年9月一部訂正）」及び「平成23年福島第一原子力発電所事故を踏まえたシビアアクシデントへの対応に関する措置に係る実施状況報告書」において整備された設備及びそれ以降に中長期の安全対策を前倒しで設置した設備についても、同様に、安全機能別にまとめたとしている。

表11-1には、これらのAM策及び緊急安全対策等を、安全機能別に整理した結果を併せて示す。

なお、緊急安全対策等のうち「緊急時の使用済燃料貯蔵槽の冷却確保」については、SFPへの給水を継続するものであり、格納容器機能喪失防止に直接的に関与するものではない。

11.2 イベントツリーによる事象進展シナリオの分析について

関西電力は、平成6年3月及び平成14年5月にとりまとめた「大飯発電所3号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」、「大飯発電所4号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」及び「大飯発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」で用いた内的事象PSAで想定した、以下の12の起因事象を対象に、

イベントツリーにより炉心損傷に至るまでの事象進展を評価し、炉心損傷防止の観点から整備したAM策の有効性を確認するとともに、炉心損傷に至ったシナリオについても、これらを5つのグループに分類し、以降の事象進展をイベントツリーにより評価し、大量の放射性物質の放出抑制の観点から整備したAM策の有効性を確認したとしている。

- ①大破断LOCA、②中破断LOCA、③小破断LOCA、④余熱除去系隔離弁LOCA、⑤蒸気発生器伝熱管破損、⑥ATWS、⑦主給水喪失、⑧2次冷却系の破断、⑨過渡事象、⑩手動停止、⑪外部電源喪失、⑫補機冷却水の喪失

また、関西電力は今般整備された緊急安全対策等の有効性についても、起因事象と安全機能との対応を考慮して、各イベントツリーの中で評価し、炉心損傷防止及び大量の放射性物質の放出抑制の観点から、その効果を確認したとしている。

当院は、以下に示すとおり、12の起因事象に対してその後の事象進展を示すイベントツリー及び5つのグループに対して炉心損傷後の事象進展を示すイベントツリーにおいて、必要となる安全機能に対して、整備済のAM策と今般整備された緊急安全対策等がどのように反映されているか、また、炉心損傷防止及び大量の放射性物質の放出抑制の観点から有効であるかどうかについて、確認した。

(1) 炉心損傷防止の観点からの有効性の確認

①大破断LOCA

大破断LOCAでは事故直後の原子炉への給水による炉心冷却と再循環による継続的な原子炉への給水と除熱が必要になる。その後、格納容器スプレイによる格納容器からの除熱が必要になる。

AM策として整備された手段としては、「水源補給による注入継続」、「代替再循環」、「代替格納容器気相冷却」及び「格納容器内自然対流冷却」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

②中破断LOCA

中破断LOCAは大破断LOCAに比べて1次系の圧力が高く推移するため、高圧注入系による給水が重要となる。本事象では、原子炉への給水による炉心冷却と再循環による継続的な原子炉への給水と除熱、格納容器スプレイによる格納容器からの除熱が必要になる。

AM策として整備された手段としては、「2次系強制冷却による低圧注入・低圧

再循環・サンプ水冷却」、「タービンバイパス系の活用」、「代替再循環」、「代替格納容器気相冷却」、「格納容器内自然対流冷却」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

③小破断 LOCA

小破断 LOCA では原子炉トリップに失敗すると ATWS シナリオに移行する。原子炉トリップに成功した場合には、中破断 LOCA よりも更に 1 次系圧力が高く推移するため、1 次系の減圧操作と高圧注入系による給水が重要となり、その成否によりその後の冷却手段の組合せが異なる。

AM 策として整備された手段としては、「2 次系強制冷却による低圧注入・低圧再循環・サンプ水冷却」、「タービンバイパス系の活用」、「代替再循環」、「代替格納容器気相冷却」、「格納容器内自然対流冷却」及び「フィードアンドブリード」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

④余熱除去系隔離弁 LOCA

余熱除去系隔離弁 LOCA では原子炉トリップ、高圧注入系及び蓄圧注入系の作動が事故直後の炉心冷却のために重要である。また、隔離弁閉止と 1 次系の減圧が重要となり、その成否によりその後の冷却手段が異なることになる。

AM 策として整備された手段としては、「1 次系注水・減圧」、「クールダウン & リサーチュレーション」、「フィードアンドブリード」、「代替格納容器気相冷却」及び「格納容器内自然対流冷却」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

⑤蒸気発生器伝熱管破損

蒸気発生器伝熱管破損では、原子炉トリップに失敗すると ATWS シナリオに移行する。原子炉トリップに成功した場合には、2 次系開放の有無によって冷却手段の組合せが異なることになる。

AM 策として整備された手段としては、「1 次系注水・減圧」、「クールダウン & リサーチュレーション」、「フィードアンドブリード」、「代替格納容器気相冷却」及び「格納容器内自然対流冷却」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

⑥ATWS

ATWS では、プラントは炉心の出力フィードバックと SG への給水能力がバランスした状態に近づくと考えられる。炉心を安全に冷却するためには、AM 策を考慮する必要がある。なお、事象発生時の出力レベルに応じて、未臨界確保及び

冷却手段の組合せが異なることになる。

AM 策として整備された手段としては、「手動原子炉トリップ」、「緊急ほう酸注入」、「緊急 2 次系冷却」、「緊急 2 次系冷却の多様化」、「フィードアンドブリード」、「代替格納容器気相冷却」及び「格納容器内自然対流冷却」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

⑦主給水喪失

主給水喪失では、原子炉トリップに失敗すると ATWS シナリオに移行する。原子炉トリップに成功した場合、その後は 1 次系の圧力が高い状態において崩壊熱除去を確実に実施していくことになる。

AM 策として整備された手段としては、「代替給水」、「フィードアンドブリード」、「代替格納容器気相冷却」及び「格納容器内自然対流冷却」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

⑧2 次冷却系の破断

2 次冷却系の破断では、原子炉トリップに失敗すると ATWS シナリオに移行する。原子炉トリップに成功した場合には、その後は 1 次系の圧力が高い状態において崩壊熱除去を確実に実施していくことになるが、SG を介した炉心の冷却には「主蒸気隔離」が必須となる。

AM 策として整備された手段としては、「フィードアンドブリード」、「代替格納容器内気相冷却」及び「格納容器内自然対流冷却」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

⑨過渡事象

過渡事象については、「⑦主給水喪失」に示す事象進展と同様であり、AM 策として整備された手段も同じであることを確認した。

⑩手動停止

手動停止については、「⑦主給水喪失」に示す原子炉停止後の事象進展と同様であり、AM 策として整備された手段も同じであることを確認した。

⑪外部電源喪失

外部電源喪失では、非常用所内電源の確保が重要となる。非常用所内電源の確保に失敗した場合には「全交流電源喪失」となる。なお、1 次冷却材ポンプ封水 LOCA が重畳した場合、または加圧器逃がし弁・安全弁 LOCA により漏えいが継続する場合には、AC 電源の回復により小破断 LOCA に準じたシナリオが有効と

なる。

AM 策として整備された手段としては、「2 次系強制冷却による低圧注入・低圧再循環・サンプ水冷却」、「代替再循環」、「代替格納容器気相冷却」、「格納容器内自然対流冷却」、「フィードアンドブリード」、「電源復旧」及び「号機間電源融通」が、また、緊急安全対策等として整備された手段としては、「緊急時の電源確保」及び「緊急時の最終的な除熱機能の確保」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

⑫補機冷却水の喪失

補機冷却水の喪失では、原子炉補機冷却水系の回復が重要となる。なお、1 次冷却材ポンプ封水 LOCA が重畳した場合、または加圧器逃がし弁・安全弁 LOCA により漏えいが継続する場合には、原子炉補機冷却水系の回復により小破断 LOCA に準じたシナリオが有効となる。

AM 策として整備された手段としては、「2 次系強制冷却による低圧注入・低圧再循環・サンプ水冷却」、「タービンバイパス系の活用」、「代替補機冷却」、「代替再循環」、「代替格納容器気相冷却」、「格納容器内自然対流冷却」、「フィードアンドブリード」及び「補機冷却水系回復」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

(2) 大量の放射性物質の放出抑制の観点からの有効性の確認

関西電力は、12 の起因事象について展開されたイベントツリーにより炉心損傷に至ったシナリオについて、炉心損傷状態（1 次系の破損の有無、1 次系圧力の状態、CV 隔離の状態）の類似性に着目して、5 つのグループに分類し、炉心損傷後の格納容器機能確保の観点から、以降の事象進展をイベントツリーにより評価し、AM 策及び緊急安全対策等による大量の放射性物質の放出抑制効果を分析したとしている。

当院は、下記の 5 つの分類に対して、各々の事象進展を示すイベントツリーにおいて、必要となる安全機能に対して、どの AM 策及び緊急安全対策等が大量の放射性物質の放出抑制の観点から整理され、有効であるかどうかについて確認した。

① グループ 1（大破断 LOCA、ATWS）

本グループは 1 次系に大きな破断口や開口部が発生して格納容器内に 1 次冷却材が放出され、1 次系の圧力が低く推移する場合を取り扱う。

炉心冷却に成功した場合において、格納容器に放出される炉心の崩壊熱の除

去に失敗すれば格納容器の機能喪失に至り、その結果として炉心の冷却水が失われ、炉心損傷が発生（格納容器先行破損シナリオ）することになる。

この場合の AM 策として整備された手段としては、「代替格納容器気相冷却」及び「格納容器内自然対流冷却」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

一方、炉心冷却に失敗した場合において、炉心損傷発生後の格納容器隔離の失敗、原子炉容器破損前の可燃性ガスの高濃度での燃焼や原子炉容器内水蒸気爆発の発生により、格納容器の機能喪失に至ることがない場合には、最終的には原子炉容器内または格納容器内に給水を行い、格納容器スプレイによる再循環格納容器冷却等の手段を用いて格納容器健全性の維持を図ることになる。

AM 策として整備された手段としては、「格納容器手動隔離」、「代替格納容器気相冷却」、「格納容器内自然対流冷却」、「格納容器内注水」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

② グループ 2（中破断 LOCA）

本グループは、1 次系に比較的大きな破断口が発生して格納容器内に 1 次冷却材が放出され、1 次系の圧力が余熱除去ポンプ吐出圧力より高めで推移する中破断 LOCA を取り扱う。

本グループにおいても、炉心冷却に成功した場合にはグループ 1 と同様に格納容器先行破損シナリオを考慮するが、低圧注入による再循環炉心冷却には期待できない。

この場合の AM 策として整備された手段としては、「2 次系強制冷却によるサンプ水冷却」、「タービンバイパス系の活用」、「代替格納容器気相冷却」及び「格納容器内自然対流冷却」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

炉心冷却に失敗した場合の格納容器健全性を維持するための手段は、グループ 1 と同様である。

③ グループ 3（小破断 LOCA 等）

本グループは、小破断 LOCA 及び LOCA 以外の起因事象発生時にフィードアンドブリードに成功する場合を取り扱う。いずれの事象においても、1 次系に比較的小さな破断口や開口部が発生して格納容器内に 1 次冷却材が放出され、1 次系を減圧できなかった場合、原子炉容器破損に至るまでは比較的高い圧力で推移する。

本グループにおいても、炉心冷却に成功した場合にはグループ 1 及び 2 と同様に格納容器先行破損シナリオを考慮するが、グループ 2 と同様に低圧注入に

よる再循環炉心冷却には期待できない。

この場合の AM 策として整備された手段としては、「2 次系強制冷却によるサンプ水冷却」、「タービンバイパス系の活用」、「代替格納容器気相冷却」及び「格納容器内自然対流冷却」がイベントツリーに反映されており、これらが有効であることを確認した。

一方、炉心冷却に失敗した場合においては、1 次系圧力の減圧に成功するかどうかが重要となる。1 次系圧力が高いまま推移した場合には、原子炉容器破損時に「格納容器雰囲気直接加熱」または「格納容器への直接接触」による格納容器機能喪失が発生する可能性がある。

この場合の AM 策として整備された手段としては、「1 次系強制減圧」がイベントツリーに反映されており、これが有効であることを確認した。また、1 次系が減圧された場合には、格納容器健全性を維持するための手段はグループ 1 及び 2 と同様である。

④ グループ 4（主給水喪失等）

本グループは、LOCA 以外の起因事象発生時にフィードアンドブリードに失敗する場合を取り扱う。いずれの事象においても、1 次系には開口部が発生せず、1 次系の圧力が減圧できなかった場合、原子炉容器破損に至るまではその圧力が高く推移する。

本グループでは、炉心冷却に成功した場合には格納容器先行破損シナリオを考慮する必要がない。これは、炉心冷却に成功していれば、炉心損傷はもとより格納容器機能喪失に至らないためである。

一方、炉心冷却に失敗した場合においては、1 次系圧力の減圧に成功するかどうかが重要となる。1 次系圧力が高いまま推移した場合には、1 次系配管のクリープ破損等の発生及び原子炉容器破損時に溶融した炉心が格納容器内に分散放出される可能性がある。

この場合の AM 策として整備された手段としては、「1 次系強制減圧」がイベントツリーに反映されており、これが有効であることを確認した。また、1 次系が減圧された場合には、格納容器健全性を維持するための手段はグループ 1 及び 2 と同様である。

⑤ グループ 5（蒸気発生器伝熱管破損等）

本グループは、蒸気発生器伝熱管破損の場合及び余熱除去系隔離弁 LOCA の発生時に隔離弁閉止に失敗し、かつフィードアンドブリードに失敗する場合を取り扱う。いずれの事象においても、格納容器を介さずに 1 次系の放射性物質が大気中に放出される格納容器バイパスが発生する。

本グループについては、格納容器機能喪失防止の点から、炉心冷却以外の手段に期待できないので、イベントツリーの展開は実施していないことを確認した。

11.3 事象の進展を防止する措置の効果について

(1) 炉心損傷防止のための措置の効果

12の各起因事象の事象進展に応じて必要となる安全機能別に、炉心損傷を防止するためにAM策として整備された手段及び緊急安全対策等として整備済の防護措置の適用状況を整理した結果を表11-2に示す。各起因事象に対して、事象進展の過程において必要な安全機能を「原子炉の停止機能」、「炉心冷却機能」及び「安全機能のサポート機能」に分類し、各安全機能を有する系統・機器が機能喪失した場合においても、これを代替する系統・設備または手順が複数準備されており、多重防護の観点から有効であることを確認した。

(2) 大量の放射性物質の放出を抑制するための措置の効果

5つのグループの各事象の事象進展に応じて必要となる安全機能別に、大量の放射性物質の放出を抑制するためのAM策として整備された手段及び緊急安全対策等として整備済の防護措置の適用状況を整理した結果を表11-3に示す。各プラント損傷状態に対して、必要な安全機能を喪失した場合においても、これを代替する系統・設備または手順が複数準備されており、多重防護の観点から有効であることを確認した。

なお、「水素爆発防止対策」はアニュラスの排気によりアニュラス部での水素滞留を防止するものであり、直接的に格納容器機能喪失の防止に関与するものではない。同様に、「緊急時の使用済燃料貯蔵槽の冷却確保」は、SFPへの給水を継続するものであり、格納容器機能喪失の防止に直接的に関与するものではない。

11.4 当院の評価（まとめ）

当院は、関西電力が、「大飯発電所3号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」（平成6年3月）、「大飯発電所4号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」（平成6年3月）及び「大飯発電所のアクシデントマネジメント整備報告書」（平成14年5月）に基づき、PSA手法を用いて、炉心損傷防止及び大量の放射性物質の放出抑制の観点から有効と判断したAM策を整備しており、これらのAM策は安全機能毎に整理され、12の起因事象に対して、炉心損傷に至るまでの期間及び炉心損傷以降の期間における事象進展におけるイベントツリーに反映

されており、それぞれ有効であることを確認した。

また、当院は、関西電力が今般整備した緊急安全対策等についても、起因事象と安全機能との対応を考慮して、関連するイベントツリーの中に取り入れており、炉心損傷防止及び大量の放射性物質の放出抑制の観点から、有効であることを確認した。

具体的には、緊急安全対策等のうち「緊急時の電源確保（空冷式非常用発電装置による給電）」及び「緊急時の最終的な除熱機能の確保（復水ピットへの給水の多様化）」については、外部電源喪失を起因事象とするイベントツリーにおいて、全交流電源喪失に至った場合の給電及び冷却手段として分岐に反映されていることから、炉心損傷防止の観点から有効であることを確認した。空冷式非常用発電装置については、直流電源への給電以外にも交流電源の供給も可能であることから、電動補助給水ポンプ等の冷却設備の作動が期待できるため、冷却機能の強化が図られていることを確認した。また、「緊急時の使用済燃料貯蔵槽の冷却確保（SFPへの給水の多様化）」及び「水素爆発防止対策（アニュラスの排気）」については、直接的に格納容器機能喪失の防止に関与するものではないが、SFPへの継続的な給水がピット内に保管されている燃料集合体の破損を防止する手段として有効であること、及びアニュラスの排気がアニュラス部での水素滞留を防止する手段として有効であることを確認した。

以上のとおり、想定される起因事象に必要となる安全機能である「原子炉の停止機能」、「炉心冷却機能」、「放射性物質の閉じ込め機能」及び「安全機能のサポート機能」について、各安全機能を有する系統・機器が機能喪失した場合においても、これを代替する系統・設備または手順が複数準備されており、多重防護の観点から有効であると考える。

なお、シビアアクシデント・マネジメントに関して、当院は IAEA から以下の勧告を受けた。

- 二次評価において、シビアアクシデントの緩和のための対策がより包括的に取り扱われることを確実にすべきである。そのような評価に基づいて事業者の中長期の実行計画が立てられるべきである。
- ストレステスト後の中長期的な取り組みとして、事業者に対してシビアアクシデント・マネジメントの分野で最近公表された IAEA の安全基準に準拠した包括的なアクシデントマネジメントプログラムの策定を求めるべきである。

また、以下の助言を受けた。

- 二次評価において、関連する IAEA の安全基準及び欧州のストレステストか

ら得られた教訓を考慮し、追加的な機器を検証することにより、アクシデントマネジメントと発電所内の緊急時対応手段とをより総合的に取り扱うことを検討すべきである。

当院は、一次評価において、これまでに整備済の AM 策及び緊急安全対策等により追加された AM 策の有効性について、主に燃料の重大な損傷を防止するとの観点から重点的に確認を行ったが、IAEA の勧告及び助言も踏まえて、二次評価においては、燃料が損傷した後の緩和手段の有効性やクリフエッジに至るまでの時間の評価等について確認していく。

また、当院はシビアアクシデント・マネジメントに係る中長期の取り組みとして、福島第一原子力発電所事故から得られた技術的な知見、IAEA の安全基準や欧州のストレステストの実施状況等も参考の上、法規制上の要求事項や運用方針等も含めて検討し、事業者に対しても総合的なアクシデントマネジメントプログラムの策定を求めていくことを検討する。

12. 総合的評価に関する当院としての見解

前章までにおいては、関西電力による「原子炉及び使用済燃料ピット（SFP）の燃料の健全性を維持できる最大の地震動や津波高さ」等の評価が、科学的合理的な仮定や手法に基づいてなされているかどうかに着目し、当院の確認結果を示してきた。

これらの確認に加え、当院がそれらの評価結果のどの部分について特に着目し、当該原子力発電所のストレステストの結果をどう評価したかを示すことが、安全性に関して国民・住民の理解を頂くための材料の提供につながると考える。

本章においては、大飯発電所3号機及び4号機について、福島第一原子力発電所を襲ったような地震・津波が来襲しても、同原子力発電所事故のような状況にならないことを技術的に確認するとの考え方方に立ち、当院が重要と考えて着目した点とそれらに対する評価を改めて示し、関西電力の評価結果に対する当院の見解とする。

（1）地震と津波への耐性評価についての考え方

前章までに確認した評価を前提として、福島第一原子力発電所を襲ったような地震や津波が来襲しても、臨時の措置を含め、あらかじめ準備された設備等により、燃料損傷に至ることを防止する対策が講じられているかどうか、また、そのシナリオ分析が適切になされているかどうかに着目した。

福島第一原子力発電所においては、基準地震動を上回る地震動（最大加速度については基準地震動が600ガルのところ約75ガル超過）が来襲するとともに、設計上の想定を約9.5m超え最大遡上高さ15mに至る津波が来襲し、多くの安全機能が失われたことを踏まえ、各サイトでこれと同程度に耐震・津波評価上の想定を上回る地震と津波が来襲した場合の耐性に着目した。

その結果、大飯発電所3号機及び4号機については、基準地震動（最大加速度700ガル）の1.8倍（同1,260ガル）の地震と、当初の設計津波高さ1.9mを9.5m超過する津波（ストレステスト実施のために再評価された設計津波高さ2.85mを8.55m超過する津波）が来襲した場合でも、以下のとおり、炉心やSFPの冷却を継続し、燃料の損傷を防止するための対策が講じられていることを確認した。

- 津波対策として11.4mの高さまで浸水対策が施工された建屋内に設置されたタービン動補助給水系による原子炉の冷却が可能であること
- 11.4mを十分上回る高台に設置した空冷式非常用発電装置から速やかに電源供給を行うことにより電源の維持を行うとともに、タービン動補助給水系を代替できる電動補助給水系の活用等ができること
- 同じく高台に配備した消防ポンプを用いて海水を復水ピットやSFPに移送

し、原子炉と SFP の冷却が継続できること

- これらの措置に必要な設備等は基準地震動の 1.8 倍までは機能を喪失しないこと 等

なお、福島第一原子力発電所に来襲した地震が基準地震動 を 1 割程度超えたものであったことを考えれば、大飯発電所において想定される基準地震動の 1.8 倍の地震は十分に大きく、また、若狭湾近くに福島第一原子力発電所を来襲したような大規模な津波を引き起こすプレート境界はなく、11.4m の津波高さは、当該地域に関し歴史上記録のある津波を踏まえて検討された設計津波高さに対し十分余裕のある値である。

また、当院は、これまでの関西電力の調査結果を踏まえれば、天正地震による津波については、現状においては、大規模なものでは無かったと考えているが、関西電力は追加調査を行うとしており、今後の調査結果を厳正に確認する。また、当院は、内陸地殻内の活断層に関し、連動性の可能性について検討するよう事業者に対し指示しており、関西電力においても検討が進められているところである。これまでのところ、関西電力から本件に関する報告はなされていないが、今後報告がなされた段階で、当院において厳正に確認する。

また、これらの対策の実施可能性、すなわち、地震により空冷式非常用発電装置及びその配置場所等が損傷しないか、定められた時間内に必要な措置が実施できるか、浸水対策の効果が無効とならないか等にも着目し、現地調査も実施した。

その結果、大飯発電所 3 号機及び 4 号機においては、以下のとおり様々な措置が講じられており、対策を実施する上で特段の問題がないことを確認した。

- 空冷式非常用発電装置等の設置場所である原子炉建屋背面道路の支持性等に問題がないこと
- 必要な電源盤や蓄電池が津波による影響を受けない位置にあり、また、これらは耐震性を有すること
- タービン動補助給水ポンプは、建屋内の低い位置にあるものの、建屋の浸水対策が 11.4m の高さまで施工されており、稼働に問題無いこと
- 代替冷却に必要な主蒸気逃がし弁開放操作等は手動により現場で開操作可能であること
- 事象発生の約 12 時間後に行う蓄圧タンク出口弁の閉止操作は空冷式非常用発電装置からの給電開始後に中央制御室から運転員が操作できること
- 消防ポンプ等の保管場所であるトンネルの耐震性に問題がなく落下物対策が施されていること

- 消防ポンプ用のガソリンの保管庫については転倒防止対策等が施され地震後の残存性が考慮されていること
- 様々な訓練を実施した上で損壊した敷地内の道路を復旧する時間や近隣の寮に居住する職員の召集に要する時間を考慮して評価した対策に要する時間が許容される時間を十分下回っていること
- 津波評価にあたっては動水圧の影響を踏まえた浸水量評価を行うとともに、浸水対策が地震の重畠によっても無効にならないと評価されること 等

なお、これらの評価にあたっては以下の通り保守的な仮定を置いてなされていることを確認した。

- 他号機も同時に被災すること
- 外部からの支援は考慮しない等厳しい前提をおいて評価されていること
- 耐震クラスの低い燃料タンクや水源タンクは使用できないと仮定すること
- 機器類はその設置高さまで浸水深が到達した段階で機能喪失するとしていること
- 冷却可能バスが見込めなくなった段階で炉心損傷に至ること 等

ただし、11.4m を超える津波や基準地震動の 1.8 倍（最大加速度 1,260 ガル）を超える地震が来襲した場合の具体的かつ定量的評価は実施されていない。

(2) サイト外から支援がない場合の維持期間についての考え方

(1) の状況のように設計上の想定を超える地震と津波が発電所に来襲し、全交流電源喪失と最終ヒートシンク喪失が発生した場合に、サイト外からのガソリン等の物資の補給がない状況で、すなわち、あらかじめ所内に用意された資機材によって、燃料損傷に至らない状態を一定期間維持できるかどうか、更に、その一定期間内に、確実にサイト外からのガソリン等の物資の補給を期待できるかどうかに着目した。

その結果、大飯発電所 3 号機及び 4 号機においては、地震と津波により耐震性の低い燃料タンクや水源タンク等が利用できないという前提でも、サイト内の備蓄資材だけで燃料損傷に至らない状態を約 7.2 日間維持できることを確認した。また、この際の、各措置の実施可能性についても、(1) で記したとおり問題ないことを確認した。また、予め契約してあるヘリコプター等により、この期間以内にサイト外からのガソリン等の供給が可能とする関西電力の評価が妥当であることを確認した。

(3) 安全性向上に向けた取組についての考え方

これまでに関西電力が整備したアクシデントマネジメント策や緊急安全対策等により、多重防護の観点からプラントの安全性が向上してきているかどうか、また、更に恒設の安全設備を設置する等、中長期的にプラントの安全性をより一層向上させる取組が行われているかどうかに着目した。

その結果、大飯発電所3号機及び4号機においては、福島第一原子力発電所事故以前から整備してきた約30項目にわたるシビアアクシデント・マネジメント策に加え、福島第一原子力発電所事故を受けて直ちに電源車及び消防ポンプ配備や建屋水密化等の緊急安全対策等を実施するとともに、その後も、配備する電源車の大型化等による設備の増強や、消防ポンプの増設等による水源確保対策の強化等、努力を継続してきている。また、今般、ストレステストを実施することを通じて把握したプラントの弱点を克服するべく、報告書提出後も、当院の指摘を踏まえ、以下の通り頑健性をより一層向上させる取組が行われたことを確認した。

- サイト外からの支援がない状況で燃料の冷却継続時間を延長するためのガソリン備蓄量の増強やより確実な保管庫への変更
- 緊急安全対策要員の増員
- 消防ポンプ等を保管するトンネルにおける落下物対策の実施
- 雨水排水管への逆止弁の設置 等

更に今後も、関西電力においては、大容量の移動式ポンプの配備（本件審査中に発電所に搬入され、試験や訓練を実施しているところである）や、元々発電所に装備されている非常用ディーゼル発電機及び福島第一原子力発電所事故後に配備した空冷式非常用発電装置（電源車）に加え、恒設の非常用発電機の設置を検討するなど、引き続き安全向上対策を図る方向であることを確認した。

(4) 一層の取組を求める事項についての考え方

他方で、安全向上を図る上で、一層の対応を図るべきと考える点もある。

緊急時の要員召集体制については、関西電力において累次の強化を図っているが、福島第一原子力発電所事故を踏まえれば、所内の対策要員及び所外からの召集要員の構成には十分な冗長性を有することが重要であり、更に対応を強化する余地がある。最寄りの寮が被災した場合、津波による冠水や地震によるトンネル崩落等によりアクセスルートが閉ざされた場合、被害が拡大し予想以上の要員が必要になる場合等、より厳しい状況を想定し、空路による要員召集体制の構築等一層の要員招集強化を図るべきである。

緊急時対策所については、現時点では耐震性と耐津波性の両方を満足する専

用の施設はなく、免震事務棟が完成するまでは中央制御室の会議室等や屋外テントを利用するとしている。3号機及び4号機共用の中央制御室の会議室等（延べ約 108 m²）から炉心損傷を防ぐための対策を指揮することは可能であると考えられ、これらは応急対策として理解できるものではあるが、緊急時における指揮系統の要としての対策所の重要性に鑑みれば、免震事務棟の前倒し設置を図るとともに、それまでの間についても、より確実な代替措置の構築を検討すべきである。

全交流電源喪失時における臨時措置による電源の確保は緊急時対策の要である。空冷式非常用発電装置を各号機に 2 台設置し冗長性を有していることは評価できるが、これらが同一箇所に待機していることについては、共通要因故障を避ける観点から、解消にむけて工夫すべきであり、1号機及び2号機用の同装置の配置も含めサイト全体で分散配置する等の可能性を検討すべきである。

この他、審査の過程で、当院から関西電力に対して、

- 3号機浸水口東側の駐車場からの車両の漂流等、津波による漂流物に対する防護策の強化
- 消防ポンプを保管している陀羅山トンネル内の未使用配管の撤去
- 消防ポンプの取水地点における津波による漂流物除去対策強化及び耐震性を考慮した代替の取水地点の検討

等について対策の実施を指摘しており、これらについても今後の取組として確実に実施すべきである。

（5）当院の見解及び IAEA からの指摘も踏まえた今後の対応

当院としては、大飯発電所 3号機及び4号機について、現在の設備や体制によって、福島第一原子力発電所を襲ったような地震・津波が来襲しても同原子力発電所事故のような状況に至らせないための対策が講じられているとともに、関西電力において、更に一層の安全性向上に向け改善に取り組んでいると評価する。他方、当院としては、引き続き絶え間なく、関西電力においてこれらの努力が継続されること、また、検討や対策の必要性を指摘した点については、これらが着実に実施されることを求める。また、本ストレステストは、現時点での知見を元に評価したものであり、新たな知見等が得られた場合には、ストレステストを改めて実施することを含め、安全対策への継続的な改善、適切な反映をしていくことが必要であると考える。

当院においても、IAEA の指摘も踏まえ、今後の関西電力における取組の実施状況について、現地に駐在する保安検査官による継続的な現場確認等を通じ適切に確認していく。

また、IAEA から指摘された事項に関連し、本審査書において、許容安全余裕の考え方や関西電力によるウォークダウンの実施状況等について、現時点で可能な範囲で記載したところであるが、引き続き、これらの事項についてより詳細に検討するとともに、二次評価を含むストレステスト実施内容の明確化、確率論的安全評価（PSA）手法を用いた安全性向上効果の確認、その他の指摘事項についても適切に検討していくこととする。

これらの様々な取組を進めることを通じ、当院は、ストレステストを含む安全評価の実施、安全評価技術の蓄積を行うことによって、より適切な安全規制を実現し、一層の安全性の向上を目指していく。