丙第82号証

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針及び関連の指針類に反映させるべき事項について（とりまとめ）

平 成 ２４年 ３月 １４日
原子力安全基準・指針専門部会
安全設計審査指針等検討小委員会

1. はじめに

原子力安全基準・指針専門部会（以下「部会」という。）の下に設置された安全設計審査指針等検討小委員会（以下「小委員会」という。）は、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（平成2年8月30日、原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂、以下「安全設計審査指針」という。）および関連指針類を対象とし、①安全設計審査指針および関連の指針類に反映させるべき事項、②その他、重要と認められる事項について検討を進めてきた。以下に原子力安全委員会の指示に基づく検討について、平成24年3月時点での論点等の整理結果を示す。

2. 検討の進め方

小委員会における検討は、以下の方針により進めることとした。

(1) 東京電力株式会社福島第一原子力発電所（以下「福島第一原子力発電所」という。）の事故を踏まえ、安全設計審査指針および関連指針類における当面の改定内容並びに長期的な改定の方向性およびその改定内容について整理。
(2) 当面の改定内容については、順次、改定に向けた改定案を検討。
(3) 特に、安全設計審査指針の指針27.「電源喪失に対する設計上の考慮」に関連し、長期間にわたる全交流動力電源喪失（以下「SBO」という。）は考慮する必要がないと記載していること等から、SBO対策について優先的に検討を実施し、関連指針類についても長期的な改定の方向性を順次検討。
(4) SBO対策の検討に引き続き、最終ヒートシンク喪失（以下「LUHS」という。）対策に係る基本的な考え方を整理。
(5) その他の課題について、今後検討されるべき事項について整理。

3. 検討結果等

小委員会は、平成23年7月15日に第1回会合を開催して以降、平成24年2月24日までに13回の会合を開催し、上記の検討の進め方に沿って以下のとおり検討を進めてきた。

(1) SBO対策について

指針27.「電源喪失に対する設計上の考慮」を中心としたSBO対策について、安全規制全体を見通した一貫性のある検討を行い、技術的要件の整理とそれを踏まえた指針改訂案を作成し、平成23年12月28日に部会へ報告した。

(2) LUHS対策について

今般の福島第一原子力発電所等のLUHS事象の技術的課題を整理した上で、関連する米国の規制動向を参照しつつ、LUHS対策に係る基本的考え方を整理した。

(3) その他の課題の検討について

SBO対策およびLUHS対策以外に、今後検討すべき事項について整理した。

上記(1)～(3)の事項についての検討の概要は、次のとおりである。

3－1 SBO対策について

安全設計審査指針の要件としてのみならず、SBO対策について、安全規制全体を見通した一貫性のある検討を行った。この検討では、まず今後のSBO対策の基本的考え方を定め、その基本的考え方を基にSBO対策に係る技術的要件を抽出し、その技術的要件から指針に反映すべき事項を整理した。

(1) 今後のSBO対策の基本的考え方

福島第一原子力発電所1号機から3号機では、設計基準を超える地震と津波によってSBOに陥り、この状態が長時間継続したことによって大規模な炉心損傷に至った。この事故から得られた教訓を踏まえ、以下のとおり多重防護の観点からの基本的考え方を整理した。

① SBOの発生頻度を合理的に達成できる限り低いものとすること。

② SBOが発生した際には、原子炉を安全に停止し、停止後の冷却を確保し、かつ、復旧できること。

③ SBOが発生し、原子炉の停止後の炉心および使用済燃料プールの冷却ならびに原子炉格納容器の健全性の安定的な確保が困難となるような状況においても、炉心および使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料の損傷を防止するための措置ならびに損傷に至った場合においても、環境への放射性物質の環境放出を低減するための措置が可能であること。

(2) SBO対策に係る技術的要件

① 「SBOの発生頻度を合理的に達成できる限り低いものとすること。」について

電気系統全般、外部電源および非常用所内電源についてSBO対策を検討し、これらに係る技術的要件を整理した。その結果、指針48.「電気系統」について、以下の観点から整理した技術的要件を指針へ反映することとした。

◆ 外部電源系からの受電の信頼性向上

◆ 外部電源喪失に備えて非常用所内電源設備について共用しない設計の要求

この他、電気系統全般について技術的要件を整理した。

② 「SBOが発生した際には、原子炉を安全に停止し、停止後の冷却を確保し、かつ、復旧できること。」について

SBO発生時の原子炉等の冷却手段について炉型(BWR、PWR)ごとに検討し、安定した

冷却の維持に係る技術的要件を整理した。その結果、指針27.「電源喪失に対する設計上の考慮」について、非常用電源とは独立した代替電源の設置を求め、これにより原子炉停止後の冷却を確保することを指針へ反映することとした。

③「SBOが発生し、原子炉の停止後の炉心および使用済燃料プールの冷却ならびに原子炉格納容器の健全性の安定的な確保が困難となるような状況においても、炉心および使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料の損傷を防止するための措置ならびに損傷に至った場合においても環境への放射性物質の放出を十分に低く制限するための措置が可能であること。」について

炉心損傷の進展防止ならびに影響緩和のため、アクシデントマネージメント(以下「AM」という。)策の整備にあたっては、確率論的安全評価の結果等を参照し、リスクを低減する観点から想定すべきシナリオを特定して、合理的に実行可能な対策を継続的な改善を通じて整備すべきであることなどを技術的要件として整理した。

④ SBOへの対策の有効性の確認

原子炉施設の設計上の想定を超える自然現象(外部事象)への対処能力を把握することは、今後の原子炉施設の安全確保、安全性向上のために重要であることから、SBO対策の有効性を確認するための評価ならびに評価手法の改善を含め、継続的に実施されるべきであることを技術的要件として整理した。

別紙1:「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針及び関連の指針類に反映させるべき事項について(とりまとめ)〔指針 27.「電源喪失に対する設計上の考慮」を中心とした全交流動力電源喪失に関する検討報告〕」

別紙2:「全交流動力電源喪失対策に係る「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の改訂案」

3−2 LUHS対策について

多重防護の考え方に基づき、LUHS時の耐久時間の把握、最終ヒートシンク(以下「UHS」という。)の復旧と代替冷却方法、AMの改善点といった観点から検討するため、今般の津波襲来以降の福島第一原子力発電所および東京電力株式会社福島第二発電所(以下「福島第二原子力発電所」という。)の非常時に用いる冷却系統等の状況の把握、福島第二原子力発電所におけるLUHS時の復旧までの時間余裕の把握等を行った上で、LUHS対策の検討を進めた。

この検討では、米国の規制動向や諸外国での事例を参照し、UHSの頑健性、代替UHSの機能、関連設備の改善、LUHS対策の実効性の総合評価といった論点を念頭に、以下のとおりLUHS対策に係る基本的考え方を整理した。

(1) LUHSの発生防止

津波等によるLUHSの防止のためには、UHS へ熱を輸送する系統の共通要因故障を排除する対策が必要である。また、LUHSに伴う従属故障による影響拡大を防止するためにも、従属故障要因を同定、排除した上で、以下のようなLUHS発生防止対策を整理した。

① 系統を構成する機器等を堅牢な建屋に収納、建屋の水密化、機器の浸水防止等の物理的防護、建屋内での機器等の設置位置の配慮。

② 機器の分離配置や分離壁の設置等による、異なる系統間および多重化された系列間の独立性の確保。
③ 多重性および多様性の強化を含む系統構成に係る信頼性向上策の検討。

(2) LUHS時の対処、復旧能力の評価

① BWRでは、格納容器圧力抑制プールへの蓄熱によって一定時間対処し、その間にUHSへの熱の輸送機能の復旧を図ることが第一であるが、機能復旧が遅れる場合には、冷却水の補給と原子炉格納容器ベントによって崩壊熱を大気に放出する。
② PWRでは、主蒸気逃がし弁を用いて蒸気発生器2次側を減圧することにより、低圧のポンプによる蒸気発生器2次側への代替注水が可能となり、1次系からの崩壊熱除去を長期にわたって実施できるとしているが、冷却水源を枯渇させない様に水源の確保が必要となる。
③ LUHS時の使用済燃料プールの冷却は、BWRにおいては淡水(復水または純水)を補給、PWRにおいてはほう酸水(燃料交換用水タンク水)を使用済燃料プールに補給して、使用済燃料プールでの蓄熱と水温上昇に伴う蒸発による大気放熱によって使用済燃料の崩壊熱を除去し、その間にUHSへの熱の輸送機能の復旧を図る。
④ 補機の冷却設備の停止に備えた代替冷却を備える必要がある。
⑤ 代替UHS設備については、恒久的代替設備の有効性、導入の可否についての評価と、可搬式ポンプや可搬式熱交換器等の準備や設置など、諸外国における概念を参考とし、実効的な手段を多重的に整備すべき。
⑥ 復旧策(復旧方法、復旧用の取替機器、予備品の装備、復旧時間)および復旧の範囲(冷却対象設備、容量)について検討し、LUHSからの復旧能力について評価する。

(3) 炉心損傷に至った時の緩和策についての留意点

① 原子炉への代替注水(原子炉圧力の減圧操作と組合せ)による炉心の冷却手段。
② 原子炉格納容器へのスプレイ等代替注水による原子炉格納容器の冷却手段。
③ 原子炉格納容器ベント(耐圧ベント)手段の確保ならびに原子炉格納容器ベント排気に伴う放射性物質の放出の低減および排気に含まれる可燃性ガスへの対策等。

3－3 その他の課題の検討について

小委員会では、これまでにSBO対策およびLUHS対策について重点的に審議が行ってきた。これらに加え、今後さらに検討を継続すべき事項や検討が必要と考えられる課題について以下のとおり整理した。

① 安全設計審査指針における多重性、独立性、多様性の考え方について

津波等による共通要因故障の対策の一環として、多重防護の考え方に基づき、設計基準事象あるいは設計基準事象を超える事象の何れの対応とするか整理した上で、多重性、独立性、多様性を確実なものとすることを目的として、安全設計審査指針におけるこれらの考え方を急ぎ検討することが特に重要である。

② 安全機能を有する設備の共用について

現行の安全設計審査指針においては、一般的に安全性に影響を及ぼさない範囲で共用を認めているが、シビアアクシデントの諸条件を考慮した上で、信頼性の向上を目的として共用に関する考え方を整理し、指針7. の適用について検討する必要がある。

③ 水素の漏えい対策について

原子炉建屋への水素漏えいを防止する対策について、安全設計審査指針における対策の要否を検討する必要がある。

④ 施設の状態監視などについて

今般の福島第一原子力発電所の事故においては、SBOの発生、計算機等の故障、緊急時対策支援システムの伝送装置と非常用所内電源との未接続等の事情から、プラントデータの収集に支障を与えた。今般の事故を教訓として、改めて見直すべき点があるか検討する必要がある。

⑤ 使用済燃料の冷却について

使用済燃料の冷却の観点から対策の要否を検討する必要がある。

別紙3：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針及び関連の指針類に反映させるべき事項について（とりまとめ）〔最終ヒートシンク喪失対策及びその他の課題の検討報告〕」

4. 小委員会での検討について

別紙4：「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針及び関連の指針類に反映させるべき事項の検討に関する論点等の取りまとめにあたり」

別紙1

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針及び関連の指針類に反映させるべき事項について(とりまとめ)

(指針 27.「電源喪失に対する設計上の考慮」を中心とした全交流動力電源喪失に関する検討報告)

平 成 24 年 3 月 14 日
原子炉安全基準・指針専門部会
安全設計審査指針等検討小委員会

はじめに

東京電力株式会社福島第一原子力発電所(以下「福島第一原子力発電所」という。)1 号機から 3 号機では、平成 23 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震とそれに引き続き発生した津波によって全交流動力電源喪失(以下「SBO」という。)の事態に陥り、この状態が長時間継続したことによって大規模な炉心損傷に至った。この際に原子炉圧力容器ならびに原子炉格納容器が過温、過圧によって損傷し、水素爆発等によって原子炉建屋の閉じ込め機能も著しく損傷した。さらに炉心損傷の影響を適切に抑制し制限することができず、大量の放射性物質の環境中放出という深刻な事態をもたらした。

当小委員会ではこの事故の事象推移を踏まえ、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」(平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定、以下「安全設計審査指針」という。)の関連条文を改訂することを含め、安全設計審査指針の要件のみならず、SBO の対策について、安全規制全体を見通して一貫性のある検討を行った。

1. 安全設計審査指針 27「電源喪失に対する設計上の考慮」の分析・評価等

1.1 指針 27「電源喪失に対する設計上の考慮」の策定経緯

指針 27 は、「短時間の SBO に対して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却を確保できる設計であること」を求めている。この内容は、昭和 52 年に原子力委員会が決定した安全設計審査指針中の指針 9.「電源喪失に対する設計上の考慮」を踏襲したものである(このため、昭和 52 年の指針 9 も含めて、以下「指針 27」という。)。昭和 52 年にこの要求が導入された経緯や、"短時間"との限定が付された根拠は不明であるが、後者については、送電線の回線事故(外部電源喪失)の発生頻度と非常用ディーゼル発電機(以下「EDG」という。)の起動失敗確率の実績に基づいて、わが国では長時間の SBO が発生する頻度は十分に低いと判断されたことによるものと推定される[1]。

[1] 当時の検討資料(当小委員会参考資料第 3-4 号)では、30 分以内と 30 分以上の SBO 発生確率の評価が行われている。

1.2 指針 27 の特徴

指針 27 は、個別の構築物、系統および機器への要求ではなく、原子炉施設全体(システム)への機能要求であって、この点において、指針 2.「自然現象に対する設計上の考慮」、指針 3.「外部人為事象に対する設計上の考慮」、指針 5.「火災に対する設計上の考慮」等と共通の性格を持つ。ただし、これらとは異なり、SBO という特定のプラント状態を対象としていることに特徴がある。また多重故障事象に係る設計要求であることは安全設計審査指針の中では異質である。なお、昭和 52 年の安全設計審査指針では、指針 9 は IV.「原子炉施設全般」に分類されていたが、平成 2 年の安全設計審査指針では、指針 27 は VI.「原子炉冷却系」に分類されている。これは、次節 1.3 で述べるような実際の適用を念頭におき整理されたものであると推測される。

1.3 指針 27 の実際の適用

本指針の要求は、現在の設計においては、短時間の SBO 時に原子炉冷却材圧力バウンダリ内の残留熱を除去することができる設備の存在と、これらの設備を制御するための非常用直流電源設備(バッテリ)の容量とによって満足されると判断されてきた。

短時間の SBO 時に原子炉冷却材圧力バウンダリ内の残留熱を除去することができる設備として、例えば、沸騰水型原子炉(以下「BWR」という。)では、指針 23.「原子炉冷却材補給系」に関わる原子炉隔離時冷却系(以下「RCIC」という。)や指針 25.「非常用炉心冷却系」に関わる高圧注入系(以下「HPCI」という。)が、加圧水型原子炉(以下「PWR」という。)では、指針 24.「残留熱を除去する系統」に関わるタービン動補助給水系(以下「TDAFWS」という。)がある。なお、SBO 時の残留熱除去については、5.2.1 で詳しく記述する。

昭和 52 年以後、発電用軽水型原子炉施設の安全審査においては、「短時間」とは 30 分間以下のことであるとする解釈が共通認識として慣行となってきたため、指針 27 の要求は、30 分間の SBO 時に冷却機能を維持するために十分なバッテリ容量の要求と同等であると解釈されている。

1.4 策定後の指針 27 の妥当性についての検討経緯

昭和 52 年の安全設計審査指針の全面的な改訂以来、指針 27 における「短時間」の根拠の妥当性、特に外部電源喪失の発生頻度については、さまざまな機会に検討が行われた[2]。

原子力施設事故・故障分析評価検討会全交流動力電源喪失事象検討ワーキング・グループによってまとめられた報告書[3](平成 5 年)によれば、米国 NRC が 1988 年に制定したいわゆる SBO 規則(10CFR50.63)における要件等との対比の下に、わが国の代表プラントにおける SBO 発生頻度や SBO 耐久能力(SBO 時のバッテリ容量および冷却用水源容量等に基づく耐久時間)を検討し、わが国では外部電源および EDG の信頼性が高く SBO 発生頻度は低いことから、SBO 耐久能力は、安全審査においては慣行として 30 分間しか要求されていないものの実力値としては PWR で 5 時間以上、BWR で 8 時間以上[4]であって、実質的には米国 NRC の

---

[2] 例えば、当小委員会参考資料第 3-5 号。

[3] 原子力施設事故・故障分析評価検討会全交流電源喪失事象検討ワーキング・グループ:「原子力発電所における全交流電源喪失事象について」(平成 5 年 6 月 11 日)

[4] PWR、BWR とも不可欠でない負荷を切り離した場合。

SBO 規則を満たしているとしている。ただし、SBO 規則が降雪、ハリケーン、竜巻等の外的事象の想定を求めている(洪水は含まれていない。)のに対して、同報告書では、外的事象による SBO 発生については論じられていない。

また、同報告書を含め、内的事象を起因事象とする確率論的安全評価(PSA)によれば、わが国の代表的プラントにおける SBO に起因する炉心損傷発生頻度は小さいとされている。

このように、昭和 52 年の安全設計審査指針において導入された「電源喪失に対する設計上の考慮」に関する要求では、短時間の SBO を考慮することのみを求めており、これは実績データに基づく発生頻度の考察に基づいていると考えられる。以後の同様な確率論的検討がなされた場合においてもこの要求を見直すには至らなかった。これらの検討では、いずれも外部電源喪失と EDG の起動失敗は独立な事象であると仮定し、今般の事故のように設計上の想定を超える自然現象によって外部電源と EDG がともに共通故障する事態は想定していない。

「短時間」を 30 分間と解釈する審査慣行の根拠や、長時間の SBO の考慮が不要とされていることの根拠については、過去の安全審査において、幾度か質問されているが、この審査慣行や指針の妥当性が審議されるには至らなかった。

2. これまでの SBO に対する安全確保の考え方

2.1 SBO について

発電用軽水型原子炉施設における SBO の一般に用いられている定義は、「主発電機、外部電源ならびに EDG から所内交流母線への電力供給が全て喪失した状態」である[5]。これは、常用および非常用交流母線への電力供給が全て喪失することを意味する。ただし、バッテリから直流母線への電力供給、さらに直流母線に接続された無停電電源装置から計測制御用のバイタル交流母線への電力供給が、SBO 発生と同時に喪失する状態を意味するものではない。

一般に用いられている SBO の定義は上記の通りであるが、SBO の安全上の重要性は、非常用交流母線負荷への電力供給が全て喪失することによって、外部電源喪失時に EDG からの電力供給によって作動することが期待されている手段[6]を含め、交流電源を用いた原子炉等の冷却が行えない事態になること、さらにバッテリへの充電等も停止することにある。このような事態は、電源設備側の電力供給が全て喪失していない場合であっても、電源設備と負荷の間の電気事故(例えば、火災、溢水、その他の原因による地絡等)によっても起こる可能性がある[7]。このため、SBO の対策を検討するに当たっては、このような可能性も考慮することが必要である。

---

[5] IAEA-TECDOC- 332 "SAFETY ASPECTS OF STATION BLACKOUT AT NUCLEAR POWER PLANTS" (1985) では、"The loss of AC power sources which normally energize the safety-related buses (all off-site power, the main generator, and the backup, emergency AC power) is called, by definition, a "station blackout"."としている。また、米国10CFR50.2では、"Station blackout means the complete loss of alternating current (ac) electric power to the essential and nonessential switchgear buses in a nuclear power plant (i.e., loss of offsite electric power system concurrent with turbine trip and unavailability of the onsite emergency ac power system)."としている。

[6] 残留熱除去系、非常用炉心冷却系等の、交流電源を必要とし、海水を最終ヒートシンクとする系統による、原子炉、原子炉格納容器、使用済燃料プール等の冷却。

[7] 所内配電喪失(loss of internal power distribution:LIPD)という。

さらに、直流電源設備の事故、あるいは直流電源設備と負荷の間の事故によって、直流母線負荷への電力供給の喪失が生じる可能性も否定できない。この場合には、原子炉等の冷却のための制御や監視の手段が失われる。

2.2 これまでの SBO に対する安全確保の考え方

SBO の発生を防止するため、原子炉施設の外部電源系は 2 回線以上の送電線により電力系統に接続されており、非常用所内電源系は、相互に独立な複数の系統(それぞれが、専用の EDG に接続された非常用母線 1 区分で構成される。)により構成し、外部電源喪失時に単一故障を仮定しても原子炉の停止、冷却の維持が妨げられない設計としている。このような設計上の考慮に加え、建設、運転管理の各段階において、電気系統の信頼性を高めるための配慮が行われている。

このような予防策にかかわらず SBO が発生すると、残留熱除去系、原子炉格納容器熱除去系等の交流電動機駆動のポンプは不作動となる。また、電動弁、制御用空気圧縮機やヒータなどの交流電源を必要とするものも不作動となる。しかし、このような状態でも、原子炉を安全に停止し、交流電源を必要としない系統、機器を、バッテリを用いて制御することにより、原子炉を一定時間にわたって冷却することが可能となるよう設計されている。(詳細については、5.2.1 で記述する。)

原子炉施設の安全確保は、異常の発生防止、拡大防止、影響緩和という多重防護の考え方に基づいており、SBO に関しても、上記で述べたように、発生防止と、発生時の拡大防止策が考慮されている。さらに、これに加えて、長時間にわたり SBO が継続したとしても、炉心損傷を防止し、さらには炉心損傷に至った場合には放射性物質の環境放出を低減するためのアクシデントマネージメント(以下「AM」という。)策が、原子炉設置者の自主的措置という位置付けの下に整備されることとなっていた[8]。

今般の事故で明らかになったことは、これまでの安全確保のアプローチでは、福島第一原子力発電所の有していた潜在的脆弱性を発見し、改善することができていなかったということである。これは、設計上の想定を大きく超える外的事象(地震、津波)を起因とする SBO 発生の可能性についての知見[9]や、長時間の SBO によるシビアアクシデント(以下「SA」という。)についての知見[10]、関係する国内外の事故故障情報等[11]が、安全設計審査指針を含む設計、建設、運転管理の各段階での安全確保策ならびに AM 策に適時かつ適切に反映されなかったことによると考えるべきである。これを教訓として SBO に対する安全確保の考え方を再考することが求められる。

---

[8] 「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて(平成 4 年 5 月 28 日原子力安全委員会決定、平成 9 年 10 月 20 日一部改正)」

[9] 例えば、「地震に係る確率論的安全評価手法の改良:BWR の事故シーケンスの試解析」(独)原子力安全基盤機構 JNES/SAE08-006 平成 20 年 8 月

[10] 例えば、"Analysis of Long-Term Station Blackout without Automatic Depressurization at Peach Bottom Using MELCOR (Version 1.8)" NUREG/CR-5850,1994 年 5 月

[11] 例えば、NRC INFORMATION NOTICE 2005-30: SAFE SHUTDOWN POTENTIALLY CHALLENGED BY UNANALYZED INTERNAL FLOODING EVENTS AND INADEQUATE DESIGN, November 7, 2005

3. 今後の SBO 対策の基本的な考え方

福島第一原子力発電所1号機から3号機では、設計基準を超える地震と津波によってSBOに陥り、この状態が長時間継続したことによって大規模な炉心損傷に至った。この事故から得られた教訓を踏まえ、今後、発電用軽水型原子炉施設においては、より適切な設計、建設、運転管理、SA 防止策・影響緩和策によって、以下のような多重防護の観点からの要件を満たすことが求められる。

(1) SBO の発生頻度を合理的に達成できる限り低いものとすること。

(2) SBO が発生した際には、原子炉を安全に停止し、停止後の冷却を確保し、かつ、復旧できること。

(3) SBO が発生し、原子炉の停止後の炉心および使用済燃料プールの冷却ならびに原子炉格納容器の健全性の安定的な確保が困難となるような状況においても、炉心および使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料の損傷を防止するための措置ならびに損傷に至った場合においても環境への放射性物質の放出を十分に低く制限するための措置が可能であること。

4. 今後の SBO 対策の基本的な考え方から技術的要件への展開(基本的要件)について

前章 3.では、多重防護の観点から、SBO の発生防止、SA への発展防止、影響緩和についての SBO 対策の基本的な考え方を述べた。一方、多重防護については、これを原子炉施設の状態分類ごとの対処策と関連づける考え方があり、国際原子力機関(以下「IAEA」という。)の国際原子力安全諮問グループ(International Nuclear Safety Advisory Group、以下「INSAG」という。)の定義[12]によれば、多重防護第 3 層までが設計基準事象への対処策であり、多重防護第 4 層は設計基準事象を超える事象への対処策、すなわち SA の発生防止、影響緩和策とされている。これは、前章に述べた基本的要件と整合するものであり、設計上の想定を超えるような自然現象への対処策についても第 4 層の防護策と位置づけることが適切である。以下では、SA 対策の基本的考え方を具体的な技術的要件に展開するための整理として、IAEA-INSAG の定義に基づく多重防護分類と関連づけて技術的要件と主要な論点を述べる。また、この基本的要求事項に対する技術的要件一覧を別添 3 に示す。(技術的要件については次章 5.以降に詳しく記載する。)

(1) SBO の発生頻度を合理的に達成できる限り低いものとすること

以下の要求事項のうち、(1-1)は多重防護の第3層までに対応し、(1-2)は第4層に対応する。

(1-1) SBO 発生防止のためのシステム信頼性向上

基本的考え方(1)にかない、合理的に達成可能である限り、外部電源(電力系統)と非常用所内電源系からなるシステム全体の信頼性を、新知見や経験をフィードバックし、継続的に改善することが不可欠である。このため、適宜、必要に応じ、本システムの構成要素について、規制の対象範囲および要求水準(その前提となる重要度分類等を含む。)の見直しを行うことが必要である。

---

[12] International Nuclear Safety Advisory Group, "Defence in Depth in Nuclear Safety", INSAG-10, IAEA (1996).

(1-2) 原子炉施設の設計上の想定を超える事象の下での SBO 発生防止に係る頑健性の確保

システム信頼性向上策は、原子炉施設の設計上想定される条件に加え、設計上の想定を超える厳しい事象(例えば、想定を超える津波)の下での SBO の発生頻度の低減に有効なものでなければならない。よって、一般的な信頼性向上策である、構成要素の系統分離、多重性、多様性、独立性の確保等により、原子炉施設の設計上の想定を超える厳しい状況を含む、さまざまな状況の下でのシステムに一定の頑健性を持たせることが求められる。

EDG を含む非常用所内電源設備は、想定を超える外部事象や内部事象に対しても一定の頑健性を有するような構成であることが必要である。ただし、本要求については、(2-2)で述べる代替交流電源の性能要求が満たされることをもって、実質的に満たされたものとみなすことができる。なお、この代替交流電源の設置に関して、既設の非常用所内電源設備と同様な規制要件を課すことを意図しているものではない。

(2) SBO が発生した際には、原子炉を安全に停止し、停止後の冷却を確保し、かつ、復旧できること

「停止後の冷却を確保し」とは、原子炉停止後の炉心および使用済燃料プールの冷却ならびに原子炉冷却材圧力バウンダリおよび原子炉格納容器バウンダリの健全性を維持することをいう。炉心および使用済燃料プールの冷却の維持のためには、最低限燃料集合体の冠水状態を維持することが必要である。ただし、BWR の水位回復操作に伴う減圧操作において、一時的に燃料集合体が冠水状態でなくなることは許容される。

「復旧できる」とは、当該原子炉を低温停止に移行し安定した状態に維持できる状態に戻すことができることならびに使用済燃料プールの冷却を安定的に維持できる状態に戻すことができることをいう。

SBO の発生が否定できないような状況において、外部電源の復旧などにより原子炉を低温停止に移行し、安定的に維持するために必要な資源と態勢を確保するために必要な時間にわたり、停止後の冷却を確保する必要がある。SBO の発生が否定できないような状況とは、大規模な自然現象を含め、原子炉施設内外における広範な災害を伴う状況を意味する。

以下の要求事項は多重防護の第 4 層に対応するものである。

(2-1) 長時間の SBO の想定ならびに代替交流電源の設置

長時間の SBO を想定し、このときに原子炉施設が基本的考え方 (2)を満足する設計であること。また、このための方策として代替交流電源を設置すること。

長時間の SBO を想定する場合でも、非常用交流母線および直流電源設備、RCIC、TDAFWS 等は一定の期間にわたって利用可能とし、この期間内に代替交流電源を負荷に接続できるように手順書を整備することが必要である。

(2-2) 原子炉施設の設計上の想定を超える事象に対する代替交流電源の性能

代替交流電源は、既設の非常用所内電源設備に対して配置等による高い独立性を有するよう配置し、想定を超える外部事象や内部事象に対して一定の頑健性を有するものであること。これらの条件を満足する代替交流電源の設置によって、(1-2)「原子炉施設

の設計上の想定を超える事象の下での SBO 発生防止に係る頑健性の確保」のうち EDG を含む非常用所内電源設備に係る、想定を超える外部事象や内部事象に対する一定の頑健性についての要求が実質的に満たされたものと見なすことができる。

(3) SBO が発生し、原子炉の停止後の炉心および使用済燃料プールの冷却ならびに原子炉格納容器の健全性の安定的な確保が困難となるような状況においても、炉心および使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料の損傷を防止するための措置ならびに損傷に至った場合においても環境への放射性物質の放出を十分に低く制限するための措置が可能であること

以下の要求事項は多重防護の第 4 層に対応するものである。

(3-1) 多様な SBO シナリオに係る AM 策の整備

多様な SBO シナリオにおいて炉心および使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料の損傷の防止ならびに損傷に至った場合に影響を緩和するための AM 策を整備し、対策が講じられること[13]。

(3-2) SBO 固有の制約の考慮

炉心損傷防止および影響緩和のための AM 策の整備において、SBO に特有の制約を適確に考慮すること。

(3-3) 復旧策の整備

SBO からの復旧のための発電所内外の対策および発電所外からの支援策を整備すること。これに基づいて、外部電源の復旧などにより原子炉を低温停止に移行し、安定的に維持するために必要な資源と態勢を確保するために必要な時間を評価すること。

(3-4) その他

SBO 対策に関する AM 策の実施に係る手順書の整備および教育訓練の充実を図ること。また、基本的な考え方(3)だけに拘わらず、基本的な考え方(1)から(3)全般に係る人材育成の充実および SA 研究を積極的に推進すること。

(4) SBO への対処策の有効性の確認

基本的な考え方(1)から(3)に基づく対処策の有効性を複数の観点から評価することを求める。以下の要求事項は多重防護の第 4 層に対応するものである。

(4-1) 耐久時間および復旧所要時間の評価

SBO への対処策の有効性を確認するうえで、種々の SBO シナリオについて、それぞれ SBO 発生後の原子炉の冷却を維持できる時間(耐久時間)を評価すること。また、耐久時間が外部電源の復旧などにより原子炉を低温停止に移行し、安定的に維持するために必要な資源と態勢を確保するために必要な時間を上回ることを示すこと。

---

[13] 例えば、SBO に加え母線や直流電源の喪失が重畳した場合の対処策、想定を超える事象に対して、最小限の安全機能を維持するための電気系統の信頼性の向上策、SBO 発生時に炉心冷却を行う系統の性能評価およびその信頼性の向上策、SBO 発生時に原子炉格納容器の健全性を維持する設備の信頼性の向上策、AM 対応機器の信頼性維持のためのメンテンナンス実施策等。

(4-2)　原子炉施設の設計上の想定を超える事象を対象とする総合的安全評価

原子炉施設の設計上の想定を超える負荷が原子炉施設に加わった場合の評価によって、炉心損傷に至る可能性の生じるような条件を求め、このような想定を超える事象の結果として、SBO を起因とした顕著な脆弱性が示されないことを確認すること。

5.　SBO 対策に係る具体的な技術的要件

本章では、前章 4. での基本的要件の整理を基に SBO 対策に係る技術的要件の具体的な内容について述べる。なお、以下において用いる用語は、安全設計審査指針における定義による。

5.1　基本的考え方(1)「SBO の発生頻度を合理的に達成できる限り低いものとすること」について

5.1.1　電気系統全般

① 2.1 で述べたように、一般に用いられている SBO の定義は、「主発電機、外部電源ならびに EDG から所内交流母線への電力供給が全て喪失した状態」である。

電気系統の設計において、非常用母線（交流、直流、バイタル交流）への電力供給源側に対して、電力を安定供給するための対策を、また非常用母線等（電力供給源と負荷とを接続する一連の設備）に対して、短絡等の電気故障が発生した場合にその影響が波及的に拡大して、全非常用母線の電圧が消失することがないように必要な防止対策を講じることを求める。

これは、

・想定される異常状態（例えば、原子炉冷却材喪失事故）時において必要な安全機能を確保するために非常用母線の負荷への電力供給を確保すること
・SBO の発生を防止すること
・電源の喪失以外の原因による非常用交流母線電圧の消失を防止すること
・バッテリの枯渇または枯渇防止策以外の要因で非常用直流母線電圧ならびにバイタル交流母線電圧の消失を防止すること

を求めるものである。

重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その機能を達成するために電力を必要とする場合において、外部電源（電力系統）又は非常用所内電源設備のいずれからも電力の供給を受けられ、かつ、十分に高い信頼性を確保、維持し得る設計であること。また、主発電機、外部電源系、非常用所内電源系、その他の関連する電気系統の機器の故障によって、必要とされる電力の供給が喪失することがないよう、異常を検知しその拡大及び伝播を防ぐことができる設計であること。

※:　上記は、現行の指針 48.「電気系統」1.にて規定されている事項。なお、下線部については、今回の検討で明確化を図った事項。

ここで、「外部電源（電力系統）」とは、原子力発電所内開閉所の外の電力系統のことで

あり、当該原子炉施設の主発電機および隣接する他の原子炉施設の主発電機は含まない[14]。原子炉施設の異常時における非常用母線への電力供給については、当該原子炉施設の主発電機、あるいは隣接する他の原子炉施設の主発電機に期待しない設計であることが求められる。これは、福島第一原子力発電所の事故のように、複数の原子炉施設が同時に停止した場合、隣接する原子炉施設の主発電機からの電力供給に期待できないことを踏まえたものである。

「異常を検知しその拡大及び伝播を防ぐことができる設計」とは、電気系統の機器の短絡や地絡、母線の低電圧や過電流などを検知し、遮断器等により故障箇所を隔離し故障による影響を局所化できるとともに他の電気系統の安全機能への影響を限定できる設計であることをいう。

② 電気系統の信頼性を確保するためには、構成機器等に関する試験や保守を適切に行うことが必要である。この観点から、設計要件としては、以下が求められる。ここでの対象設備は、電気的影響が波及する可能性を考慮し、適切に範囲を設定されるべきである。

重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、その重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計であること。

※: 上記は、現行の指針 48.「電気系統」1.にて規定されている事項。なお、下線部については、今回の検討で明確化を図った事項。

今般の福島第一原子力発電所の事故では、地震および津波により複数の号機においてSBOがほぼ同時に発生した。

この教訓を踏まえると、SBOの発生防止およびSBOが発生した際に原子炉冷却機能、原子炉格納容器の閉じ込め機能等を維持するために、電力供給全般にわたる頑健性の向上を図ることが必要である。

上記の試験可能性に係る技術的要件の対象としては非常用所内電源系等があるが、現在この対象となっていない電気系統のうち、非常用所内電源系の機能に影響を与え得る設備ならびにAM策として機能を期待される設備についても、上記の技術的要件と同等の試験および検査が可能な設計を求めるべきである。ついては、今後、こうした設備を「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」(以下「重要度分類指針」という。)の対象とすべきか否かについてリスク情報を活用[15]しつつ検討されることが望まれる。

③ 原子炉施設によっては、同一敷地内の隣接する他の原子炉施設と電気系統の一部を共用しているものがある。このような場合には、以下のような技術的要件が求められる。

電気系統の一部を 2 基以上の原子炉施設間で共用する場合、各々の原子炉施設に

[14] 現行の指針 48.解説では、「外部電源(電力系統又は主発電機)」という表記がある。このような考え方と区別するため、本報告書では「外部電源(電力系統)」という表記を用いている。

[15] 「「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」を運転管理段階で参考とする場合のリスク情報の活用の考え方について(平成 21 年 2 月 26 日原子力安全委員会原子力安全基準・指針専門部会報告)」

おいて異常状態が発生した場合であっても、その異常状態の拡大防止のために必要な原子炉の停止、残留熱の除去、放射性物質の閉じ込め等の安全機能が阻害されることがない設計であること。

※: 上記は、今回の検討において指針 48.「電気系統」に新たに追加した事項。

上記要求は、原子炉施設全般に適用される指針 7.「共用に関する設計上の考慮」を電気系統に対して個別に規定したものであり、電気系統の故障による影響の範囲は一義的に特定できず、原子炉施設内で拡大の可能性があることから、指針 7 の適用を電気系統に対して明文化したものである。

5.1.2 外部電源系

東北地方太平洋沖地震では、原子力発電所外の変電所の遮断器等の故障や回線事故によって、各原子力発電所への送電が複数の回線において停止した。福島第一原子力発電所においても、このことが外部電源喪失の原因の一部となった。これを踏まえ、2回線の電源喪失により、複数号機が同時に外部電源喪失することを防止する観点から、原子力発電所への外部電源の電力供給の信頼性確保を目的として、以下のような技術的要件が求められる。

外部電源系は、2 回線以上の送電線により電力系統に接続され、かつ、これらの回線のうち少なくとも1回線は他の回線と物理的に分離した設計であること。また、複数の原子炉施設が設置される原子力発電所においては、いかなる 2 回線が喪失しても、それら原子炉施設が同時に外部電源喪失にならない設計であること。

※: 上記は、現行の指針 48.「電源系統」2.にて規定されている事項。下線部は、今回の検討において追記した事項。

ここで、「外部電源系」とは、外部電源(電力系統)または当該原子炉施設の主発電機からの電力を原子炉施設に供給するための一連の設備をいう。

「物理的に分離」とは、回線相互に故障の影響を受けない離隔距離をとることをいう。ただし、十分な離隔距離を確保できるのであれば、必ずしも別々の送電用地を通す必要はない。

外部電源系の「2 回線以上の送電線」については、送受電可能な回線または受電専用の回線の組合せにより達成され、受電専用の回線を接続する場合は、原子炉を安全に停止し、停止後の冷却(使用済燃料プールを含む。)を確保するため、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統および機器が、その機能を果たすために十分な容量の電力を供給できる必要がある。

外部電源(電力系統)は、安全設計審査指針でいう「電気系統」には含まれず、現行の核原料物質、核燃料物質および原子炉の規制に関する法律による規制対象ではない。しかしながら、原子力発電所への電力供給については、一層の信頼性向上を図ることが望まれる。

ここでは、想定される地震や悪天候等の下での電力供給の信頼性とともに、外部電源(電力系統)の擾乱が原子炉施設の運転に及ぼす影響や、原子炉施設の発電トリップ(停止)に伴う電力系統に及ぼす擾乱が、当該原子炉施設をはじめ隣接する原子炉施設への電力供給の影響を及ぼす可能性を考慮すべきである。

また、その他の信頼性向上のためのAM策として、2回線以上の送電線のうち、少なくとも1回線は他の回線と異なる変電所に接続されているか、または接続可能な設計とするべきである。

東北地方太平洋沖地震では、原子力発電所内の外部電源系の構成要素である遮断器や地下ケーブルの損傷が生じ、外部電源喪失の原因の一部となった。外部電源系は、現行の重要度分類指針においては、異常発生防止系のクラス 3(PS-3)に分類され、一般産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持することのみが求められており、今般の事故を踏まえれば、高い水準の信頼性の維持、向上に取り組むことが望まれる。

5.1.3 非常用所内電源系

非常用所内電源系については、従来から高い信頼性が要求されているが、海外でのトラブル情報等も活用して一層実効性のある信頼性確保を図るべきである。従って、当該系統については、従来の要求に加え、新たに二つの技術的要件を課すべきものと考える。

非常用所内電源系は、多重性又は多様性及び独立性を有し、その系統を構成する機器の単一故障を仮定しても次の各号に掲げる事項を確実に行うのに十分な容量及び機能を有する設計であること。 (1) 運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく原子炉を停止し、冷却すること。 (2) 原子炉冷却材喪失等の事故時の炉心冷却を行い、かつ、原子炉格納容器の健全性並びにその他の所要の系統及び機器の安全機能を確保すること。

※: 上記は、現行の指針 48.「電気系統」3.にて規定されている事項。

ここで、「非常用所内電源系」とは、非常用所内電源設備(EDG、バッテリ等)および工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備への電力供給設備(非常用スイッチギア、ケーブル等)をいう。

また、「多重性」、「多様性」、「独立性」という用語の安全設計審査指針における定義は以下の通りである。

- 「多重性」とは、同一の機能を有する同一の性質の系統または機器が二つ以上あることをいう。
- 「多様性」とは、同一の機能を有する異なる性質の系統または機器が二つ以上あることをいう。
- 「独立性」とは、二つ以上の系統または機器が設計上考慮する環境条件および運転状態において、共通要因または従属要因によって、同時にその機能が阻害されないことをいう。

福島第一原子力発電所の事故では、複数の原子炉施設において、多重化された非常用所内電源系が、津波による直接の被水・冠水、さらに津波による海水冷却系の機能喪失によって、ほぼ同時に機能を喪失した。これについては、津波高さの想定が不適切であったことに加えて、想定を超える津波に対して非常用所内電源系の独立性が失われやすい脆弱な設計であったと考えられる。EDG を含む非常用所内電源設備は、その重要性に鑑み、設置位置や構成する電源設備の冷却方式の多様性によって、想定を超える外部事象や内部事象に対しても、一定の頑健性を有するような構成であることが求められる。ただし、5.2.2 で述べる代替交流電源がその性能要求を含めて満たすことをもって、本要求は実質的に達成されたものとみなすことができる。

非常用所内電源系は、系統を構成する機器の単一故障が生じた場合であっても、その安全機能が達成できるよう、電気的隔離及び物理的分離を適切に考慮した設計であること。

※: 上記は、今回の検討において指針 48.「電気系統」に新たに追加した事項。

ここで、「電気的隔離」とは、下層の機器の故障による影響が上層の機器に及ばないよう遮断器等により故障した機器を隔離することをいう。

非常用所内電源設備は、2 基以上の原子炉施設間で共用しない設計であること。

※: 上記は、今回の検討において指針 48.「電気系統」に新たに追加した事項。

指針 7.「共用に関する設計上の考慮」は、非常用所内電源設備には適用せず、原子炉施設間での共用を禁止することを基本とする。これは、福島第一原子力発電所の事故を教訓とし、非常用所内電源設備の重要性に鑑みたものである。

なお、上記要件は、基本設計に対する要求であり、AM 策としての非常用所内電源系の融通など相互接続を一切禁止するものではない。より一層の多重性強化を行う場合(例えば、2 系統で多重化された系統について、更に多重性を強化し 3 系統化とする場合)については、安全性の妨げにならないことが確認されれば、共用は許容される。

5.1.4 電気系統の設計基準について

規制行政庁においては、外部電源、外部電源系、ならびに非常用所内電源系のみならず常用所内電源系を含めて、詳細設計に関する具体的基準を策定、強化し、安全設計審査指針の指針 48 の設計方針に係る要求を満足する仕様であることが必要である。また、この基準の検討では、外部事象ならびに内部溢水、火災等による電気系統の損傷防止や原子炉施設の多重防護を達成する上で必要な電気系統の性能を考慮すべきである。

5.1.5 電源に係る運転上の制限等について

電源に係る運転上の制限(LCO)、許容待機除外時間(AOT)等の設定にあたっては、SBO 対策の基本的な考え方に整合し、SBO によるリスクの有意な増加につながらないことを確認しなければならない。また、SBO によるリスクの抑制のため、国内外の事故故障情報

を適時に分析し、その結果に基づき必要に応じて、その結果を SBO 対策に反映すべきである。

5.2 基本的考え方(2)「SBO が発生した際には、原子炉を安全に停止し、停止後の冷却を確保し、かつ、復旧できること」について

既に述べたように、「停止後の冷却を確保し」とは、原子炉停止後の炉心および使用済燃料プールの冷却ならびに原子炉冷却材圧力バウンダリおよび原子炉格納容器バウンダリの健全性を維持することをいう。炉心および使用済燃料プールの冷却の維持のためには、最低限燃料集合体の冠水状態を維持することが必要である。ただし、BWR の水位回復操作に伴う減圧操作において、一時的に燃料集合体が冠水状態でなくなることは許容される。

また、「復旧できる」とは、当該原子炉を低温停止に移行し安定した状態に維持できる状態に戻すことができることならびに使用済燃料プールの冷却を安定的に維持できる状態に戻すことができることをいう。

5.2.1 SBO が発生した際の原子炉冷却の特徴と冷却手段

SBO が発生した際には、交流電源を用いた原子炉等の冷却ができない。このため、BWR、PWR では原子炉等の冷却について、それぞれ以下のような手段をとることとしている。

(1) BWR の場合

BWR においては、原子炉圧力容器内の蒸気によってタービン駆動される RCIC や HPCI(BWR/3 および BWR/4 に設置)によって、炉心の水位を維持する[16]。炉心で発生する崩壊熱は、原子炉冷却材の沸騰によって除去されるが、発生した蒸気は、RCIC や HPCI の蒸気タービンあるいは主蒸気逃がし弁を介して原子炉格納容器のサプレションプールに流入する。SBO の下では海水を最終ヒートシンクとする系統による原子炉格納容器の除熱ができないため、崩壊熱がサプレションプールに蓄積して圧力および温度の上昇をもたらす。

この際、RCIC、HPCI の制御や原子炉のパラメータの監視のためには直流電源が必要であるが、SBO 下ではバッテリの充電を維持することができず、バッテリが枯渇すると RCIC や HPCI の制御が不能となる。現行設計では、直流母線の負荷のうち不可欠でないものを切り離した場合でも、バッテリの容量は 8 時間程度とされている。

外部電源または EDG(1 台以上)の復旧、他の原子炉施設からの電源融通、あるいは代替交流電源の利用によって、非常用母線 1 区分以上へ電力供給が復旧できれば、バッテリの再充電や制御用圧縮空気を確保でき、RCIC や HPCI に代わって、交流電源による原子炉等の冷却を確保できる。交流電源の復旧は、現時点においては AM 策と位置づけられている。

何らかの原因により電源容量が海水を最終ヒートシンクとする系統(原子炉補機冷却水設備、原子炉補機冷却海水設備等)による原子炉残留熱の除去には不十分な場合であっ

[16] BWR/2,3 については、RCIC は設置されておらず、これに代わるものとして非常用復水器(IC)2 系統によって崩壊熱を大気中に放出しつつ、炉心の水位を維持することができる設計となっている。また BWR/5、ABWR では蒸気タービン駆動 HPCI は設置されておらず、これに代わるものとして、BWR/5 では専用の EDG を有する電動の高圧炉心スプレイ系(HPCS)1 系統が、ABWR では電動の高圧炉心注水系 2 系統が設置されている。

ても、代替の冷却手段が選択される。まず考えられるのは、逃がし安全弁（以下「SRV」という。）を動作させて原子炉圧力容器を減圧し、代替注水手段（消火ポンプ等）によって炉心水位を維持することである。しかし、RCIC や HPCI、SRV を通じた蒸気の流入によって崩壊熱がサプレションプールに蓄積し、これによって時間とともに原子炉格納容器内の圧力と温度が上昇する。このため、原子炉格納容器の健全性を維持するためには、別の冷却手段に移行する必要がある。このための時間余裕は、20 時間以上[17]と考えられる。

このような場合、原子炉格納容器ベント弁を開放して蒸気を放出することによって、原子炉格納容器の圧力を低下させ、一方、原子炉圧力容器には崩壊熱による蒸発量とバランスする程度の注水を継続することによって、炉心水位を維持しつつ、原子炉格納容器の過圧を防止することができる。このような注水と蒸気放出の組み合わせによる除熱をここではフィード・アンド・ブリードという。これらの手順や設備も、現時点においては AM 策と位置づけられている。

さらに、海水を最終ヒートシンクとする残留熱除去が代替手段により確保できれば、格納容器ベントによる環境中への原子炉冷却材の放出を行うことなく、またフィード・アンド・ブリードによって冷却水源を消費することなく、停止後の冷却を確保することができる。

(2) PWR の場合

PWR においては、蒸気発生器（以下「SG」という。）2 次系の蒸気によって TDAFWS を使用して、2 次系に給水し、主蒸気逃がし弁から大気中に蒸気を放出して 2 次系の冷却を行うことで、SG を介して1次系の除熱を行う。炉心で発生する崩壊熱は、1 次冷却材の自然循環によって除去され、SG を介して大気中に放出される[18]。

この際、SG の水位や原子炉のパラメータの監視のためには直流電源が必要であるが、SBO 下ではバッテリの充電を維持することができず、バッテリが枯渇すると SG 水位等の監視ができなくなる。現行設計では、直流母線の負荷のうち不可欠でないものを切り離した場合でも、バッテリの容量は 5 時間程度とされている。

外部電源または EDG（1 台以上）の復旧、他の原子炉施設からの電源融通、あるいは代替交流電源の利用によって、非常用母線 1 区分以上へ電力供給が復旧できれば、バッテリの再充電や制御用圧縮空気を確保でき、交流電源による原子炉等の冷却を確保できる。代替交流電源等の容量が大きい場合は電動補助給水ポンプによる 2 次系への注水、充てんポンプによる1次系への注水に加えて、海水を最終ヒートシンクとする系統（原子炉補機冷却水設備、原子炉補機冷却海水設備等）による原子炉残留熱の除去が可能となり、原子炉の停止後の冷却を確保することができる。なお、交流電源の復旧は、現時点においては AM 策と位置づけられている。何らかの原因により電源容量が海水を最終ヒートシンクとする系統（原子炉補機冷却水設備、原子炉補機冷却海水設備等）による原子炉残留熱の除去には不十分な場合であっても、大気を最終ヒートシンクとする残留熱除去を継続することができるが、ここでは、2 次系の冷却により 1 次系を減温減圧し、蓄圧タンクからほう酸水が

---

[17] 設計小委第 7-3 号「全交流電源喪失時の対応について」電気事業連合会（安全設計指針等検討小委員会第 7 回会合資料）

[18] TDAFWS が使用できない場合、SG 2 次側の減圧と代替注入を適時に開始することが必要である。

注入されることによって未臨界を確保することとしている。この際、蓄圧タンク内の窒素が1次系に流入して自然循環を阻害することを防止するためには、代替交流電源等からの給電により蓄圧タンク出口隔離弁を閉止する必要がある。また、2 次系への注水によって冷却水源を消費する。

⑶ 冷却持続時間の制限要素

上記⑴、⑵で挙げたものを含め、冷却持続時間の制限要素として以下を考慮する必要がある。

1） BWR および PWR の共通事項

- SBO が長時間に及ぶと非常用母線へ電力が供給されなくなり、直流電源、制御用圧縮空気の枯渇（圧縮機停止および圧縮空気の消費）によって中央制御室における原子炉の状態監視、遠隔操作等を行うことが困難となる。
- 上記の条件下で、RCIC、HPCI、TDAFWS の蒸気タービン駆動ポンプを継続的に運転する場合、建屋の空調が停止しているため、雰囲気温度が上昇し、これらの機器が仕様温度を超えて故障する可能性がある。
- 電力が供給されていても、その容量が不十分な場合、フィード・アンド・ブリードによる除熱を行うこととなるため、冷却水源の枯渇がクリティカルになる。

2） PWR 特有の事項

- 1 次冷却材ポンプのメカニカルシールへの封水注入が停止し、シール機能の低下により、1 次冷却材の漏えいが開始する可能性がある。

⑷ SBO 下での優先的冷却手段の喪失の防止と影響緩和

SBO 発生時、交流電源の復旧までの間は、直流電源によって制御できる設備による冷却を行うこととなるため、SBO 発生と同時に直流電源が喪失するような事態、あるいは交流電源の復旧以前に直流電源が枯渇するような事態を防止しなければならない。このため、直流電源の耐性については、原子炉施設の設計上の想定を超えるような外部事象や内部事象をも含めて考慮することが必要となる。また、このような考慮にもかかわらず直流電源が喪失した場合の影響が把握され、基本的考え方⑵および⑶を踏まえて合理的に実施可能な影響緩和策が準備されていることが不可欠と考える。

RCIC、HPCI、TDAFWS 等の役割は重要であることから、これらの耐性については、原子炉施設の設計上の想定を超えるような外部事象や内部事象をも含めて考慮することが必要となる。また、このような考慮にもかかわらず、これらの設備の機能が喪失した場合の影響が把握され、基本的考え方⑵および⑶を踏まえて合理的に実施可能な影響緩和策が整備されていることが不可欠と考える。

5.2.2 SBO が発生した際の原子炉の冷却機能の維持に係る技術的要件

SBO が発生した際の原子炉の冷却機能を維持する観点から、以下のような技術的要件を規定する必要があると考えられる。

① 原子炉施設は、全交流動力電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、停止後の

冷却（使用済燃料の貯蔵設備を含む。）を確保し、かつ、復旧できる設計であること。これを達成するために、代替電源設備を備えること。

② 代替電源設備は、全交流動力電源喪失に対して、以下の各号に掲げる事項を満足する設計であること。

(1) 炉心の冷却と格納容器の健全性を維持し原子炉を安定した停止状態に移行し維持するとともに、使用済燃料の貯蔵設備の冷却を行うのに十分な容量及び機能を有する設計であること。また、必要に応じて電源盤、代替直流電源等を備えること。

(2) 非常用所内電源設備の故障や共通要因により機能が喪失しないよう、非常用所内電源設備とは電気的、物理的な独立性を有する自立した設備構成であること。

(3) 地震や浸水などの自然現象の発生時においても所定の機能を果たすことができる設計及び配置であること。

(4) 代替電源設備を原子炉施設間で共用する場合には、それらの原子炉施設における安定した停止状態への移行、維持及び使用済燃料の貯蔵設備の冷却を阻害することがない設計及び配置であること。

(5) 代替電源設備は、適切な定期的点検及び試験が可能な設計及び配置であること。

(6) 代替電源設備は、非常用所内電源設備を除くその他の重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器と物理的に分離した配置であること。

※: 上記は、現行の指針 27.「電源喪失に対する設計上の考慮」にて規定されている事項。なお、下線部は、今回の検討において追記した事項。

ここで、「復旧できる設計」とは、原子炉を低温停止状態に移行し維持するとともに、使用済燃料の貯蔵設備を所定の温度以下に維持できる状態に戻すことが可能な設計をいう。

「原子炉を安定した停止状態に移行し維持する設計」とは、原子炉を高温停止に移行、維持するか、もしくは、低温停止に移行することができる設計をいう。

「十分な容量及び機能を有する」とは、SBO 時に、高圧あるいは低圧で原子炉冷却材の注入を行う系統、原子炉の減圧に必要な系統、および崩壊熱を除去するために必要な系統のそれぞれ少なくとも 1 系統に電力を供給できることをいう。

「必要に応じて電源盤や代替直流電源等を備える」とは、非常用所内電源設備の一部である電源盤や直流電源（バッテリ）の配置、系統構成等を考慮してその信頼性を評価した上で必要性を判断することを意味するものである。

「自立した設備構成である」とは、代替電源専用の燃料供給設備や制御設備などの付属設備を備えたものとし、他の系統から独立した設備構成であることをいう。

上記の技術的要件は、原子炉施設の設計基準事象を超える事象に対する対策の一環として長時間の SBO 対処策としての代替交流電源の設置を求めるものである。このような考え方の下、代替電源設備には、重要度分類指針を適用しない。従って、代替電源設備については、保安規定における運転制限条件等を課す対象設備とはしない。

代替交流電源の設置に係る基本想定シナリオとしては、外部電源の喪失に引き続き全 EDG の起動に失敗した場合を想定し、非常用交流母線、直流電源設備、RCIC、TDAFWS 等は健全とする。また、外部電源の復旧ができず長期にわたって代替交流電源に頼らなければならないような場合には、その容量が海水または大気を最終ヒートシンクとする系統による原子炉残留熱の除去に対し不十分な状態となることも考えられる。こうした場合には、冷

却手段として現時点で AM 策と分類されているものを使用することを認める。ただし、外部電源が喪失した状態で代替交流電源を長時間運転する際には、これらの耐久性と、燃料の枯渇がクリティカルになることを考慮する必要がある。なお、BWR については、原子炉格納容器ベントのみに依存することなく原子炉停止後の冷却を確保することが求められる。

上記①に関し、SBO 発生時の復旧対策のイメージとして、BWR の例を別添1、PWR の例を別添2に示す。BWR および PWR はいずれも、SBO 発生から第1段階(別添のフェーズⅠ)では、所内の直流電源(バッテリ)により制御できる TDAFWS 等を用いて原子炉停止後の冷却ができる設計となっている。その後、第2段階(別添のフェーズⅡ)としてバッテリの枯渇前に、代替交流電源から電力を供給し、直流電源(バッテリ)を再充電するとともに、冷却水を確保して、冷却を維持する必要がある。

代替電源設備による給電は、原子炉を低温停止に移行、維持する機能が復旧するまでの間、すなわち、外部電源の復旧などにより原子炉を低温停止に移行し、安定的に維持するために必要な資源と態勢を外部からの支援により確保するまで持続する必要があり、この間、炉心および使用済燃料プールの冷却ならびに原子炉格納容器の健全性が維持されなければならない。

また、代替電源設備は、SBO に対処するに十分な能力(容量や作動継続時間など)をもたなければならない。その能力は、SBO の原因として、内部の共通原因故障に加え、地震や浸水、台風などの自然現象を考慮し外部電源喪失の頻度や継続時間、非常用所内電源設備の信頼性の評価を行い、その結果に基づき定める。

このため、原子炉施設ごとに、支援態勢の仕組みや設備の状況に応じて、支援確保に要する所要時間、炉心および使用済燃料プールの冷却ならびに原子炉格納容器の健全性が維持できる時間を、予め評価しておくことが重要である。

具体的には、例えば、以下のような検討を現実的な条件に基づき実施すること。

第1段階に対して

ⅰ. SBO の発生後、炉心および使用済燃料プールの冷却に必要な設備に対して代替交流電源から電力供給開始までの所要時間を評価すること。

ⅱ. 代替交流電源から電力が供給されない場合、炉心および使用済燃料プールの冷却ならびに原子炉格納容器の健全性を維持できる限界時間(限界時間内の途中で電力が供給される場合も含む。)を評価すること。

ⅲ. 上記ⅱ. の限界時間の評価値に対して、ⅰ. の電力供給開始までの所要時間の評価値が十分短いことを確認すること。

第 2 段階に対して

ⅰ. 代替交流電源から電力が供給され、その持続時間が十分に長いとした状態における、炉心および使用済燃料プールの冷却ならびに原子炉格納容器の健全性を維持できる限界時間を評価すること。

ⅱ. 上記ⅰ. の評価結果に対して、

- 代替交流電源からの電力供給の持続時間を評価すること。

・ 外部電源、EDG の復旧に要する所要時間ならびに原子炉を低温停止に移行、安定的に維持するために必要な資源と態勢を外部からの支援により確保するための所要時間を評価すること。

iii. 上記 i . の限界時間の評価値に対して、ii のうち、前者の代替交流電源からの電力供給の持続時間の評価値が十分長く、後者の二つの所要時間の評価値がいずれも十分短いことを確認すること。

以下では、上記②の代替電源設備に係る技術的要件について述べる。

代替電源設備は、SBO 発生時に、外部電源の復旧などにより原子炉を低温停止に移行し、安定的に維持するために必要な資源と態勢を確保するまでの間、炉心および使用済燃料プールの冷却ならびに原子炉格納容器の健全性を維持するために必要な電力を供給できること。なお、必要に応じて代替直流電源を備えるものとする。

代替電源設備は、非常用所内電源設備と共通要因による機能喪失を防止できる設計および配置とし、自立した構成のものであることが求められる。ここで、共通要因による機能喪失を防止することに関して、例えば、非常用所内電源設備の位置とは別の場所に代替電源設備を配置することにより、同時に浸水あるいは被水する事態を防止する設計上の考慮などがある。また、自立した構成に関して、既設のバッテリや電源盤などを使用する場合には、浸水、火災時にも使用できる見通しを配置、構成、実績などを踏まえて、その信頼性を適切に評価することが必要となる。

代替電源設備は、長時間の SBO の発生原因となりうるような地震に対し所定の機能を果たすことが期待されるため、地震に対し、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統および機器と同等の耐震設計もしくは免震や制震技術を適用すること。また、浸水や火災に対しても、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統および機器と同等の対策を講じた設計および配置とすべきである。なお、5.1.3 において、EDG を含む非常用所内電源設備について、設置位置や構成する電源設備の冷却方式の多様性によって、想定を超える外部事象や内部事象に対しても一定の頑健性を有するような構成であることを求めたが、本要求については、代替電源設備の性能が満たされることをもって、実質的に満たされるものとみなすことができる。

代替電源設備は、各原子炉施設における非常用所内電源設備の構成やサイトごとの外部電源喪失の発生頻度、想定される自然現象による SBO 発生の可能性などを考慮した上で、原子炉施設間で共有、融通することができるものとする。

代替電源設備は、その信頼性を確保するために、定期的な点検や試験を行うなど十分な品質管理を行うことが必要である。

なお、上記の条件を満たす場合は、可搬式電源(例えば電源車等)を代替電源設備とすることができる。

5.2.3 SBO 対応設備への適切な保護

原子炉設置者および規制行政庁は、SBO 対策の設備については、原子力委員会原子力防護専門部会による検討等を踏まえて適切に核セキュリティ対策を講じること。

5.3 基本的考え方(3)「SBO が発生し、原子炉の停止後の炉心および使用済燃料プールの冷却ならびに原子炉格納容器の健全性の安定的な確保が困難となるような状況においても、炉心および使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料の損傷を防止するための措置ならびに損傷に至った場合においても環境への放射性物質の放出を十分に低く制限するための措置が可能であること」について

5.3.1 復旧計画の整備ならびに復旧所要時間の評価

SBO 発生時において、外部電源の復旧などにより原子炉を低温停止に移行し、安定的に維持するために必要な資源と態勢を確保するための原子力発電所内外の対策が整備されるべきである。また、これらの整備状況ならびに当該原子力発電所固有の条件に基づいて、復旧所要時間を評価することが必要である。

SA の進展防止策ならびに影響緩和策については、既に導入されている AM 策の有効性の再評価も含め、原子炉施設のリスクを低減する観点から、今後、総合的な検討と強化が図られるべきである。SBO については、代替電源設備の設置によって炉心損傷に至るリスクを低減できると期待されるが、以下では、SBO に起因する SA の進展防止策ならびに影響緩和策において留意すべき事項について述べる。

なお、今後の AM 策の整備のためには、福島第一原子力発電所の事故の事象進展についてより詳細な分析が特に重要である。例えば、原子炉格納容器において漏えいが発生した原因や部位、原子炉格納容器から原子炉建屋への水素の流入経路等については、本報告書の作成時点では解明に至っていない。

5.3.2 想定すべきシナリオ

5.2.2 では、代替交流電源の設置に係る基本想定シナリオとして、外部電源の喪失に引き続き全 EDG の起動に失敗した場合を想定し、ここでは非常用交流母線、直流電源設備、RCIC、TDAFWS 等は健全とした。

AM 策の整備にあたっては、確率論的安全評価の結果等を参照し、リスクを低減する観点から想定すべきシナリオを特定して、炉心損傷の進展防止ならびに影響緩和のために、合理的に実行可能な対策を継続的な改善を通じて整備すべきである。確率論的安全評価では、例えば、発生した場合に安全機能の喪失が広範囲となるシナリオ(電源盤を含む母線の事故等による所内配電喪失(交流または(および)直流の喪失)や、直流電源が使用可能であって RCIC、TDAFWS 等が不動作となる事象等)が評価され、各評価シナリオに対する代替冷却手段等の対処策が AM 策の検討対象とされるべきである。

5.3.3 SA の進展防止策について

本報告書でも、既に 5.2 において、SBO 下で原子炉等の冷却を維持し炉心損傷を防止するための方法について述べたように、長時間の SBO であって代替電源設備からの電力供給ができないか、あるいは容量が不十分となる場合には、計装用、制御用直流電源の枯渇、空気圧縮機の停止による制御用圧縮空気圧の消失、建屋の換気空調系の停止による機器類の環境条件の悪化、中央制御室の居住性の低下等の困難が予想される。従って、こうした状況を踏まえた上での SA の進展防止策を考慮する必要がある。

例えば、BWR における原子炉格納容器ベントについては、上記の点を含め、今般の事故においてベント操作の実施の阻害要因(設計、操作手順)が解明され、解決されることが必要である。

5.3.4 SA の影響緩和策について

前項で述べた直流電源の枯渇、制御用圧縮空気圧の消失等の制約に加えて、長時間の SBO 下で炉心損傷に至った場合に、建屋の換気空調系が停止していることによる放射線量率や放射性物質の濃度の上昇による作業の困難、原子炉建屋(BWR)やアニュラス部(PWR)における水素爆発のリスク等が考慮される必要がある。

例えば、BWR における炉心損傷後の原子炉格納容器ベントについては、サプレッションプールにおける放射性物質の濃度上昇、水温上昇、水位上昇を考慮したスクラビング効果の確保策、原子炉格納容器外での水素燃焼の防止策、隣接する他号機への影響防止策等が整備されるべきである。

6. SBO への対策の有効性の確認

原子炉施設の設計上の想定を超える自然現象(外部事象)への対処能力を把握することは、今後の原子炉施設の安全確保、安全性向上のために重要である。

SBO 対策の有効性を確認するためには、種々の SBO シナリオについて、炉心損傷や原子炉格納容器損傷に至る可能性、炉心損傷や原子炉格納容器損傷までの時間余裕が把握される必要がある。

原子力安全委員会は、原子炉施設の設計上の想定を超える自然現象への対処能力を含め、発電用原子炉施設の安全性の総合的な評価を行うことを規制行政庁に対して求めて[19]おり、ここでは設計上の想定を超える負荷が、原子炉施設に加わったときの安全機能の喪失の過程や喪失に至る条件を決定論的手法によって評価することを求めている。このような評価の一環として、SBO の発生によって炉心損傷に至る可能性が生ずるような条件(地震動、津波高さ等)が、設計上の想定に対して大きな裕度を有し、SBO を起因とした顕著な脆弱性が示されないことが確認されるべきである。

SA の発生防止、影響緩和に係る評価の重要性は、原子力安全委員会の文書においても強調されているところである。SBO 対策の有効性を確認するための評価ならびに評価手法の改善を含め、継続的に実施されることが重要である。

安全設計審査指針については、その適用を含め、安全確保のための方法、手段の妥当性が絶えず問い直されることが重要であり、そのための有効手段の一つとして、決定論的および確率論的安全評価の手法を継続的に改良する取り組みがある。

---

[19] 「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価の実施について」(平成 23 年 7 月 6 日原子力安全委員会決定)

7. 検討経緯

当小委員会は、平成 23 年 6 月 22 日に開催された第 17 回原子力安全基準・指針専門部会において、次の構成員からなる安全設計審査指針等検討小委員会として設置された。

＜専門委員＞

	阿部　豊	国立大学法人筑波大学大学院システム情報工学研究科教授 （第 18 回基準部会(平成 23 年 9 月 15 日開催)から）
	岡本　孝司	国立大学法人東京大学大学院工学系研究科原子力専攻教授
	木口　高志	独立行政法人原子力安全基盤機構技術参与
	平野　雅司	独立行政法人原子力安全基盤機構総括参事
**	更田　豊志	独立行政法人日本原子力研究開発機構安全研究センター 副センター長
*	山口　彰	国立大学法人大阪大学大学院工学研究科教授
	山下　正弘	独立行政法人原子力安全基盤機構原子力システム安全部次長
	渡邉　憲夫	独立行政法人日本原子力研究開発機構安全研究センター 研究主席

＊：主査　　＊＊：主査代理

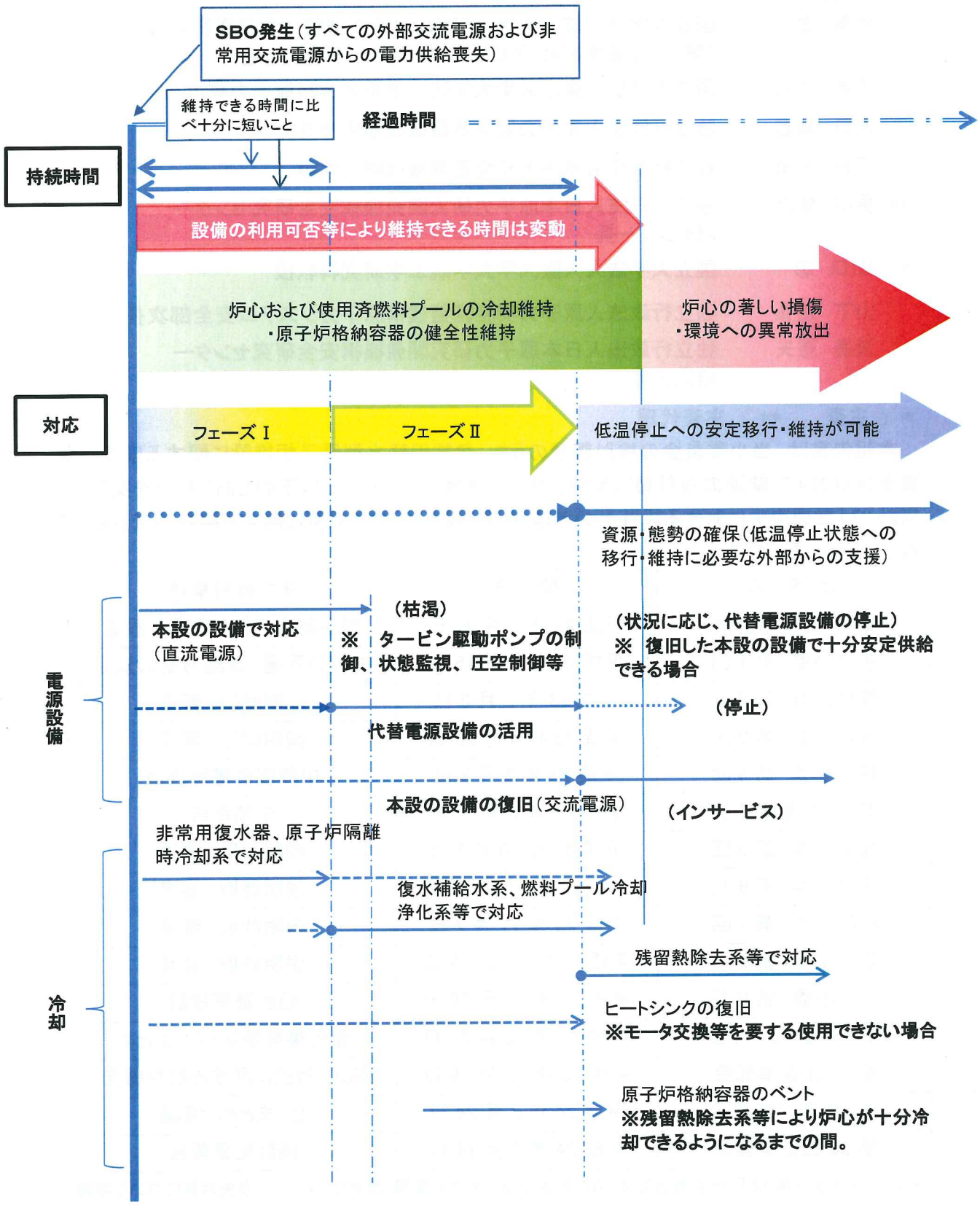
本報告書は、当小委員会の検討課題のうち、発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針および関連の指針類に反映させるべき事項について、以下のとおり検討を実施し、指針 27.「電源喪失に対する設計上の考慮」を中心とした SBO 対策に関する検討報告書として取りまとめたものである。

会　合　名	開催日	主な検討事項
第 17 回基準部会	平成 23 年 6 月 22 日	説明聴取、本小委員会設置
設計小委　第 1 回	平成 23 年 7 月 15 日	主査の互選、審議方針の決定
設計小委　第 2 回	平成 23 年 8 月 3 日	説明聴取、審議
設計小委　第 3 回	平成 23 年 8 月 23 日	説明聴取、審議
設計小委　第 4 回	平成 23 年 9 月 8 日	中間報告書等検討
第 18 回基準部会	平成 23 年 9 月 15 日	中間報告
設計小委　第 5 回	平成 23 年 10 月 5 日	説明聴取、審議
設計小委　第 6 回	平成 23 年 10 月 18 日	説明聴取、審議
設計小委　第 7 回	平成 23 年 11 月 2 日	説明聴取、審議
設計小委　第 8 回	平成 23 年 11 月 16 日	説明聴取、審議
設計小委　第 9 回	平成 23 年 11 月 28 日	報告書等検討
設計小委　第 11 回	平成 23 年 12 月 21 日	報告書等検討・とりまとめ
第 19 回基準部会	平成 23 年 12 月 28 日	SBO 対策に関する検討報告
設計小委　第 13 回	平成 24 年 2 月 24 日	とりまとめ、審議
第 20 回基準部会	平成 24 年 3 月 14 日	検討結果報告

＊第 10 回および第 12 回小委員会では SBO 対策については未審議（最終ヒートシンク喪失対策について審議）

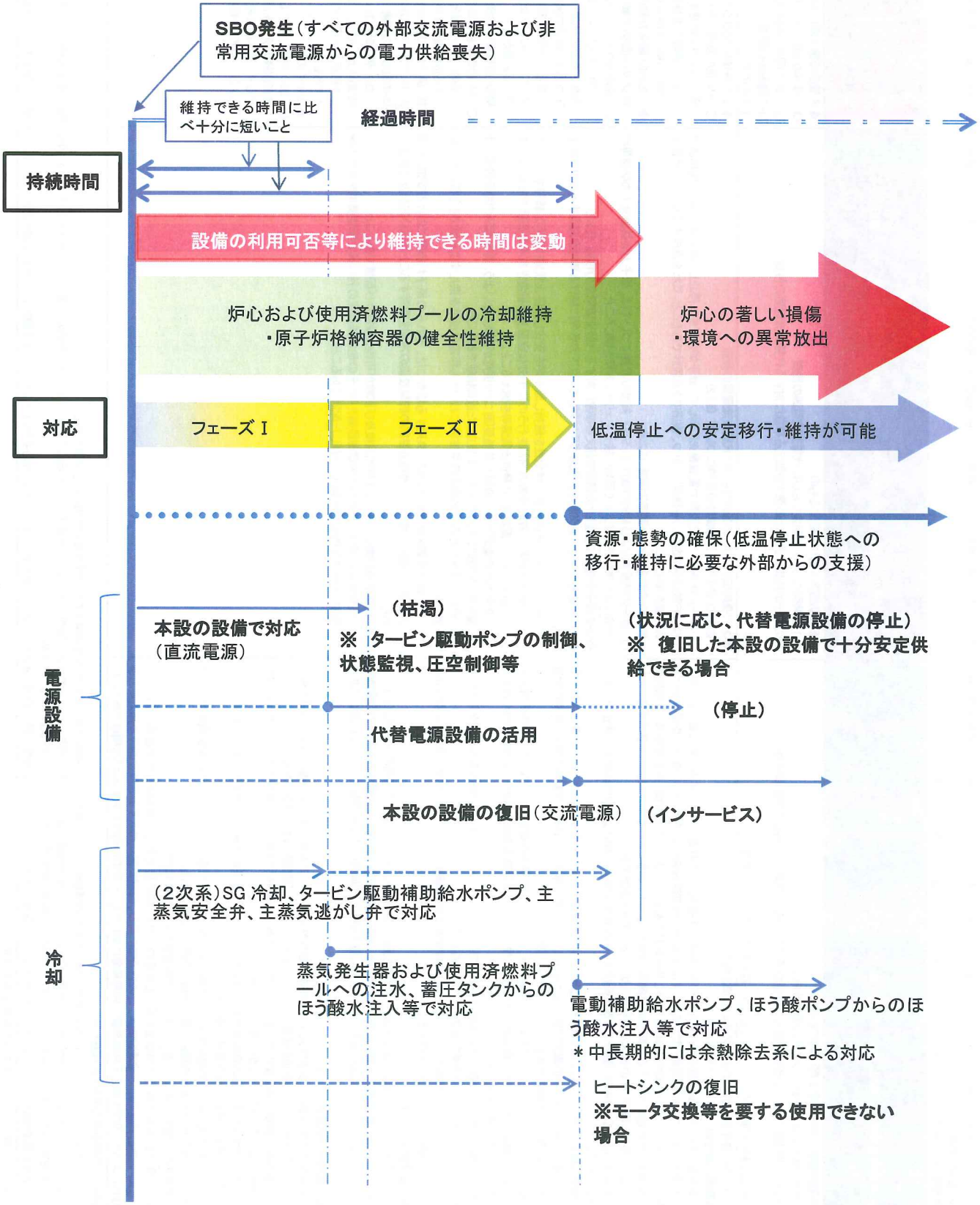
別添1

SBO発生時における復旧過程の概要（BWRの例）



別添2

SBO発生時における復旧過程の概要（PWRの例）



別添3

発電用軽水型原子炉施設の安全設計審査指針の検討について ― 全交流動力電源喪失(SBO:Station Black Out)対策としての技術的要件一覧

※今般の福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ、本件は、基本設計要件のみならず、詳細設計、運転管理ならびに炉心および使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料の損傷を防止するための措置ならびに損傷に至った場合においても環境への放射性物質の放出を十分に低く制限するための措置を見通して整理

SBO とは:主発電機、外部電源ならびに EDG から所内交流母線への電力供給が全て喪失した状態

基本的考え方	(1)SBO の発生頻度を合理的に達成できる限り低いものとすること	(2)SBO が発生した際には、原子炉を安全に停止し、停止後の冷却を確保し、かつ、復旧できること	(3)SBO が発生し、原子炉の停止後の炉心および使用済燃料プールの冷却ならびに原子炉格納容器の健全性の安定的な確保が困難となるような状況においても、炉心および使用済燃料プールに貯蔵された使用済燃料の損傷を防止するための措置ならびに損傷に至った場合においても環境への放射性物質の放出を十分に低く制限するための措置が可能であること
技術的要件への展開の観点	◆多重防護第 1 層から第 3 層に対応するもの (1-1)SBO 発生防止のためのシステム信頼性向上 (1-2)原子炉施設の設計上の想定を超える事象の下での SBO 発生防止に係る頑健性の確保[注] 注) 多重防護第 4 層に対応するものであるが、基本的考え方(1)として整理	◆多重防護第 4 層に対応するもの (2-1)長時間の SBO の想定ならびに代替交流電源の設置 (2-2)原子炉施設の設計上の想定を超える事象に対する代替交流電源の性能	◆多重防護第 4 層に対応するもの (3-1)多様な SBO シナリオに係る AM 策の整備 (3-2)SBO 固有の制約の考慮 (3-3)復旧策の整備 (3-4)その他
技術的要件	◆(1-1) SBO 発生防止のためのシステム信頼性向上 ■電源系統全般 (5.1.1, 5.1.4, 5.1.5) ○ 重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その機能を達成するために電力を必要とする場合において、外部電源(電力系統)又は非常用所内電源設備のいずれからも電力の供給を受けられ、かつ、十分に高い信頼性を確保、維持し得る設計であること。また、主発電機、外部電源系、非常用所内電源系、その他の関連する電気系統の機器の故障によって、必要とされる電力の供給が喪失することがないよう、異常を検知しその拡大及び伝播を防ぐことができる設計であること。 ○ 重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、その重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計であること。 ○ 電気系統の一部を 2 基以上の原子炉施設間で共用する場合、各々の原子炉施設において異常状態が発生した場合であっても、その異常状態の拡大防止ために必要な原子炉の停止、残留熱の除去、放射性物質の閉じ込め等の安全機能が阻害されることがない設計であること。 ○ 規制行政庁においては、外部電源、外部電源系、ならびに非常用所内電源系のみならず常用所内電源系を含めて、詳細設計に関する具体的基準を策定、強化し、安全設計審査指針の指針 48 の設計方針に係る要求を満足する仕様であること。 ○ 電源に係る運転上の制限、許容待機除外時間等の設定にあたっては、SBO 対策の基本的な考え方に整合し、SBO によるリスクの有意な増加につながらないこと。 ○ SBO によるリスクの抑制のため、国内外の事故故障情報を適時に分析し、その結果に基づき必要に応じて、その結果を SBO 対策に反映すること。 ■外部電源系 (5.1.2) ○ 外部電源系は、2 回線以上の送電線により電力系統に接続され、かつ、これらの回線のうち少なくとも1回線は他の回線と物理的に分離した設計であること。また、複数の原子炉施設が設置される原子力発電所においては、いかなる 2 回線が喪失しても、それら原子炉施設が同時に外部電源喪失にならない設計であること。 ■非常用所内電源系 (5.1.3) ○ 非常用所内電源系は、多重性又は多様性及び独立性を有し、その系統を構成する機器の単一故障を仮定しても次の各号に掲げる事項を確実に行うのに十分な容量及び機能を有する設計であること。 (1) 運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく原子炉を停止し、冷却すること。 (2) 原子炉冷却材喪失等の事故時の炉心冷却を行い、かつ、原子炉格納容器の健全性並びにその他の所要の系統及び機器の安全機能を確保すること。 ○ 非常用所内電源系は、系統を構成する機器の単一故障が生じた場合であっても、その安全機能が達成できるよう、電気的隔離及び物理的分離を適切に考慮した設計であること。 ○ 非常用所内電源設備は、2 基以上の原子炉施設間で共用しない設計であること。 ◆(1-2) 原子炉施設の設計上の想定を超える事象の下での SBO 発生防止に係る頑健性の確保 (5.1.3) ○ EDG を含む非常用所内電源設備は、その重要性に鑑み、設置位置や構成する電源設備の冷却方式の多様性によって、想定を超える外部事象や内部事象に対しても、一定の頑健性を有するような構成であること	◆(2-1)長時間の SBO の想定ならびに代替交流電源の設置 ■SBO 発生時の冷却機能の維持について (5.2.2) ○ 原子炉施設は、全交流動力電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、停止後の冷却(使用済燃料の貯蔵設備を含む。)を確保し、かつ、復旧できる設計であること。これを達成するために、代替電源設備を備えること。 ■SBO 対応設備への適切な保護 (5.2.3) ○ 原子炉設置者および規制行政庁は、SBO 対策の設備については、原子力委員会原子力防護専門部会による検討等を踏まえて適切に核セキュリティ対策を講じること。 ◆(2-2)原子炉施設の設計上の想定を超える事象に対する代替交流電源の性能 (5.2.2) ○ 代替電源設備は、全交流動力電源喪失に対して、以下の各号に掲げる事項を満足する設計であること。 (1) 炉心の冷却と格納容器の健全性を維持し原子炉を安定した停止状態に移行し維持するとともに、使用済燃料の貯蔵設備の冷却を行うのに十分な容量及び機能を有する設計であること。また、必要に応じて電源盤、代替直流電源等を備えること。 (2) 非常用所内電源設備の故障や共通要因により機能が喪失しないよう、非常用所内電源設備とは電気的、物理的な独立性を有する自立した設備構成であること。 (3) 地震や浸水などの自然現象の発生時においても所定の機能を果たすことができる設計及び配置であること。 (4) 代替電源設備を原子炉施設間で共用する場合には、それらの原子炉施設における安定した停止状態への移行、維持及び使用済燃料の貯蔵設備の冷却を阻害することがない設計及び配置であること。 (5) 代替電源設備は、適切な定期的点検及び試験が可能な設計及び配置であること。 (6) 代替電源設備は、非常用所内電源設備を除くその他の重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器と物理的に分離した配置であること。	◆(3-1)多様な SBO シナリオに係る AM 対策の整備 (5.3.2) ○ AM 策の整備にあたっては、確率論的安全評価の結果等を参照し、リスクを低減する観点から想定すべきシナリオを特定して、炉心損傷の進展防止ならびに影響緩和のために、合理的に実行可能な対策を継続的な改善を通じて整備すべきである。 ◆(3-2)SBO 固有の制約の考慮 ■SA の進展防止策について (5.3.3) ○ 長時間の SBO であって代替電源設備からの電力供給ができないか、あるいは容量が不十分となる場合には、計装用、制御用直流電源の枯渇、空気圧縮機の停止による制御用圧縮空気圧の消失、建屋の換気空調系の停止による機器類の環境条件の悪化、中央制御室の居住性の低下等の困難が予想される。従って、こうした状況を踏まえた上での SA の進展防止策を考慮する必要がある。 ■SA の影響緩和策について (5.3.4) ○ SA の影響緩和策の検討においては、長時間の SBO 下で炉心損傷に至った場合に、建屋の換気空調系が停止していることによる放射線量率や放射性物質の濃度の上昇による作業の困難、原子炉建屋(BWR)やアニュラス部(PWR)における水素爆発のリスク等が考慮される必要がある。 ◆(3-3)復旧策の整備 (5.3.1) ○ SBO 発生時において、外部電源の復旧などにより原子炉を低温停止に移行し、安定的に維持するために必要な資源と態勢を確保するための原子力発電所内外の対策が整備されるべきである。 ◆(3-4)その他 ○ SBO 対策に関する AM 策の実施に係る手順書の整備および教育訓練の充実を図ること。また、基本的な考え方(3)だけに拘わらず、基本的な考え方(1)から(3)全般に係る人材育成の充実および SA 研究を積極的に推進すること。
	■SBO への対処策の有効性の確認 (6.) ○ 種々の SBO シナリオについて、炉心損傷や原子炉格納容器損傷に至る可能性、炉心損傷や原子炉格納容器損傷までの時間余裕が把握される必要がある。 ○ 設計上の想定を超える負荷が、原子炉施設に加わったときの安全機能の喪失の過程や喪失に至る条件を決定論的手法によって評価することを求めている。このような評価の一環として、SBO の発生によって炉心損傷に至る可能性が生ずるような条件(地震動、津波高さ等)が、設計上の想定に対して大きな裕度を有し、SBO を起因とした顕著な脆弱性が示されないことが確認されるべきである。 ○ 安全設計審査指針については、その適用を含め、安全確保のための方法、手段の妥当性が絶えず問い直されることが重要であり、そのための有効手段の一つとして、決定論的および確率論的安全評価の手法を継続的に改良する取り組みがある。		

＊各項目のタイトルの右側の括弧内は本文中の記載箇所を示す。

全交流動力電源喪失対策に係る「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の改訂案

平 成 ２４年 ３月 １４日
原子力安全基準・指針専門部会
安全設計審査指針等検討小委員会

指針 48. 電気系統

本文（下線部は変更した部分）		
現行指針	改訂案	備考
1. 重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器が、その機能を達成するために電源を必要とする場合においては、外部電源又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられる設計であること。	1. 重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その機能を達成するために電力を必要とする場合において、外部電源（電力系統）又は非常用所内電源設備のいずれからも電力の供給を受けられ、かつ、十分に高い信頼性を確保、維持し得る設計であること。また、主発電機、外部電源系、非常用所内電源系、その他の関連する電気系統の機器の故障によって、必要とされる電力の供給が喪失することがないよう、異常を検知しその拡大及び伝播を防ぐことができる設計であること。	
4. 重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計であること。	2. 重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、その重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計であること。	
	3. 電気系統の一部を 2 基以上の原子炉施設間で共用する場合、各々の原子炉施設において異常状態が発生した場合であっても、その異常状態の拡大防止のために必要な原子炉の停止、残留熱の除去、放射性物質の閉じ込め等の安全機能が阻害されることがない設計であること。	新規に追加
2. 外部電源系は、2回線以上の送電線により電力系統に接続された設計であること。	4. 外部電源系は、2 回線以上の送電線により電力系統に接続され、かつ、これらの回線のうち少なくとも1回線は他の回線と物理的に分離した設計であること。また、複数の原子炉施設が設置される原子力発電所においては、いかなる 2 回線が喪失しても、それら原子炉施設が同時に外部電源喪失にならない設計であること。	
3. 非常用所内電源系は、多重性又は多様性及び独立性を有し、その系統を構成する機器の単一故障を仮定しても次の各号に掲げる事項を確実に行うのに十分な容量及び機能を有する設計であること。 （1）運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく原子炉を停止し、冷却すること。 （2）原子炉冷却材喪失等の事故時の炉心冷却を行い、かつ、原子炉格納容器の健全性並びにその他の所要の系統及び機器の安全機能を確保すること。	5. 非常用所内電源系は、多重性又は多様性及び独立性を有し、その系統を構成する機器の単一故障を仮定しても次の各号に掲げる事項を確実に行うのに十分な容量及び機能を有する設計であること。 （1）運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく原子炉を停止し、冷却すること。 （2）原子炉冷却材喪失等の事故時の炉心冷却を行い、かつ、原子炉格納容器の健全性並びにその他の所要の系統及び機器の安全機能を確保すること。	
	6. 非常用所内電源系は、系統を構成する機器の単一故障が生じた場合であっても、その安全機能が達成できるよう、電気的隔離及び物理的分離を適切に考慮した設計であること。	新規に追加
	7. 非常用所内電源設備は、2 基以上の原子炉施設間で共用しない設計であること。	新規に追加

解説（全面的に改定案に変更）		
現行指針	改訂案	備考
「外部電源系」とは、外部電源（電力系統又は主発電機）からの電力を原子炉施設に供給するための一連の設備をいう。 「非常用所内電源系」とは、非常用所内電源設備（非常用ディーゼル発電機、バッテリ等）及び工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備への電力供給設備（非常用母線スイッチギヤ、ケーブル等）をいう。 「重要度の特に高い安全機能」及び「重要度の高い安全機能」については、別に「重要度分類指針」において定める。	1項に関して ・「外部電源（電力系統）」とは、原子力発電所内開閉所の外の電力系統のことであり、当該原子炉施設の主発電機及び隣接する他の原子炉施設の主発電機は含まない。 ・「異常を検知しその拡大及び伝播を防ぐことができる設計」とは、電気系統の機器の短絡や地絡、母線の低電圧や過電流などを検知し、遮断器等により故障箇所を隔離し故障による影響を局所化できるとともに他の電気系統の安全機能への影響を限定できる設計であることをいう。 1項及び2項に関して ・「重要度の特に高い安全機能」及び「重要度の高い安全機能」については、別に「重要度分類指針」において定める。 3項に関して ・指針 7「共用に関する設計上の考慮」の適用を電気系統に対して明文化したものである。 4項に関して ・「外部電源系」とは、外部電源（電力系統）又は当該原子炉施設の主発電機からの電力を原子炉施設に供給するための一連の設備をいう。 ・「物理的に分離」とは、回線相互に故障の影響を受けない離隔距離をとることをいう。 5項に関して ・「非常用所内電源系」とは、非常用所内電源設備（非常用ディーゼル発電機、バッテリ等）及び工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備への電力供給設備（非常用スイッチギア、ケーブル等）をいう。 6項に関して ・「電気的隔離」とは、下層の機器の故障による影響が上層の機器に及ばないよう遮断器等により故障した機器を隔離することをいう。 7項に関して ・指針 7.「共用に関する設計上の考慮」は、非常用所内電源設備には適用せず、原子炉施設間での共用を禁止することを原則とする。	注：指針 48 の項番号変更に併せて、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する指針」V.2.(3)の条項番号の記載も変更

指針 27. 電源喪失に対する設計上の考慮

本文(下線部は変更した部分)		
現行指針	改訂案	備考
原子炉施設は、短時間の全交流動力電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却を確保できる設計であること。	1. 原子炉施設は、全交流動力電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、停止後の冷却(使用済燃料の貯蔵設備を含む。)を確保し、かつ、復旧できる設計であること。これを達成するために、代替電源設備を備えること。	
	2. 代替電源設備は、全交流動力電源喪失に対して、以下の各号に掲げる事項を満足する設計であること。 (1) 炉心の冷却と格納容器の健全性を維持し原子炉を安定した停止状態に移行し維持するとともに、使用済燃料の貯蔵設備の冷却を行うのに十分な容量及び機能を有する設計であること。また、必要に応じて電源盤、代替直流電源等を備えること。 (2) 非常用所内電源設備の故障や共通要因により機能が喪失しないよう、非常用所内電源設備とは電気的、物理的な独立性を有する自立した設備構成であること。 (3) 地震や浸水などの自然現象の発生時においても所定の機能を果たすことができる設計及び配置であること。 (4) 代替電源設備を原子炉施設間で共用する場合には、それらの原子炉施設における安定した停止状態への移行、維持及び使用済燃料の貯蔵設備の冷却を阻害することがない設計及び配置であること。 (5) 代替電源設備は、適切な定期的点検及び試験が可能な設計及び配置であること。 (6) 代替電源設備は、非常用所内電源設備を除くその他の重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器と物理的に分離した配置であること。	新規に追加

解説（全面的に改定案に変更）		
現行指針	改訂案	備考
長期間にわたる全交流動力電源喪失は、送電線の復旧又は非常用交流電源設備の修復が期待できるので考慮する必要はない。 非常用交流電源設備の信頼度が、系統構成又は運用（常に稼働状態にしておくことなど）により、十分高い場合においては、設計上全交流動力電源喪失を想定しなくてもよい。	・この指針は、代替電源設備に対し、全交流動力電源喪失時において、原子炉の停止とその後の冷却を行うのに必要な設備に所定の時間にわたって継続的に十分な電力を供給することを求めるものであり、代替電源設備は、外部電源等が復旧し、原子炉施設を安定的な停止状態に維持するために必要な資源と態勢が外部からの支援等により確保できるまでの間、原子炉施設や使用済燃料の貯蔵設備の冷却に必要な設備に十分な電力を供給できることが求められる。 また、全交流動力電源喪失の発生から代替電源設備が機能する（代替電源設備の原子炉施設の電気系統への接続、負荷投入）までの間、非常用所内電源設備の一部である直流電源（バッテリ）は、原子炉の冷却に必要な設備に十分な電力を供給できることが求められる。 なお、バッテリや代替電源設備の持続時間については、それぞれの原子炉施設における設備の状況に応じて適切に評価、設定することが求められる。 ・代替電源設備は、全交流動力電源喪失に対処するに十分な能力（容量や作動継続時間など）が求められる。その能力は、全交流動力電源喪失の原因として、内部の共通原因故障に加え、地震や浸水、台風などの自然現象を考慮し外部電源喪失の頻度や継続時間、非常用所内電源設備の信頼性の評価を行い、その結果に基づき定める。 ・「復旧できる設計」とは、原子炉を低温停止状態に移行し維持するとともに、使用済燃料の貯蔵設備を所定の温度以下に維持できる状態に戻すことが可能な設計をいう。 ・「原子炉を安定した停止状態に移行し維持する設計」とは、原子炉を高温停止に移行、維持するか、もしくは、低温停止に移行することができる設計をいう。 ・「十分な容量及び機能を有する」とは、全交流動力電源喪失時に、高圧あるいは低圧で原子炉冷却材の注入を行う系統、原子炉の減圧に必要な系統、及び崩壊熱を除去するために必要な系統のそれぞれ少なくとも１系統に電力を供給できることをいう。 ・「必要に応じて電源盤や代替直流電源等を備える」とは、非常用所内電源設備の一部である電源盤や直流電源（バッテリ）の配置、系統構成等を考慮してその信頼性を評価した上で必要性を判断することを意味する。 ・「自立した設備構成である」とは、代替電源専用の燃料供給設備や制御設備などの付属設備を備えたものとし、他の系統から独立した設備構成であることをいう。 ・2項(3)は、地震に対し、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器と同等の耐震設計もしくは免震や制震技術を適用すること。また、浸水や火災に対しても、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器と同等の対策を講じた設計及び配置とすることを求めている。 ・2項(4)は、原子炉施設間での代替電源設備の共用に関し、それらの原子炉施設において同時に全交流動力電源が喪失することを想定し各々の原子炉の安定した停止状態への移行、維持及び使用済燃料の貯蔵設備の冷却に支障が生じないよう設計及び配置とすることを求めている。 ・代替電源設備には、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する指針」を適用しない。	

別紙3

発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針及び関連の指針類に反映させるべき事項について（とりまとめ）

〔 最終ヒートシンク喪失対策及びその他の課題の検討報告 〕

平 成 ２４年 ３月 １４日
原子炉安全基準・指針専門部会
安全設計審査指針等検討小委員会

はじめに

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震では、東京電力株式会社福島第一原子力発電所（以下「福島第一原子力発電所」という。）において、地震および津波により長期間にわたる全交流動力電源喪失（以下「SBO」という。Station Black Out の略。）および原子炉冷却機能喪失に陥ったことから、複数の原子炉施設において炉心が損傷して大量の放射性物質が環境に放出されるという深刻な事態に至った。

こうした事故の教訓を踏まえ、原子力安全委員会より、平成23年6月16日付けをもって原子力安全基準・指針専門部会（以下「部会」という。）に対し、安全審査指針類に反映させるべき事項について検討し、平成24年3月を目途に、その時点までの論点等を整理し、同委員会へ報告するよう指示がなされた。

この指示に関し、専門的かつ効率的な審議に資するため、部会の下に設置された安全設計審査指針等検討小委員会（以下「小委員会」という。）では、これまで SBO 対策について優先的に検討し、その技術的要件の整理とそれを踏まえた「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂、以下「安全設計審査指針」という。）の改訂案を作成し、平成23年12月28日に部会へ報告した。小委員会では、SBO 対策の検討に引き続き、炉心が損傷して大量の放射性物質が環境に放出されるという事態に至らないよう、最終的な熱の逃がし場（最終ヒートシンクともいう。）である海への熱の輸送機能の喪失（最終ヒートシンク喪失ともいう。）対策およびその他の課題についての検討を進めてきている。以下に、これまでの検討を整理した結果を示す。

Ⅰ． 最終ヒートシンク喪失対策について

小委員会では、最終ヒートシンク喪失（以下「LUHS」という。Loss of Ultimate Heat Sink の略。）の考え方、最終ヒートシンク（以下「UHS」という。Ultimate Heat Sink の略。）への熱の輸送経路、UHS に係る安全設計審査指針の記載、崩壊熱除去に係るアクシデントマネジメント（以下「AM」という。）および東北地方太平洋沖地震に伴う津波による LUHS 事象の概要について整理した上で、LUHS 対策について、多重防護の考え方に基づき、LUHS 時の耐久時間の把握、復旧方法、代替冷却方法ならびに AM の改善点の抽出等の観点から安全審査指針類

に反映させるべき事項の検討を進めた。なお、この検討ではスリーマイル島原子力発電所 2 号機事故(以下「TMI 2 号機事故」という。)を経験した米国の規制動向等も適宜参照した。

1. LUHS とは

原子炉施設の安全を確保するためには、原子炉、使用済燃料プール等で発生する熱のうち電気エネルギーに変換されるもの以外を UHS に確実に輸送することが必要である。何らかの異常によって原子炉が停止した場合、その異常によって阻害されることなく、炉心内の燃料の崩壊熱を主とする熱を UHS へ輸送すること[1]が、原子炉の安全確保のために特に重要である。このためには、このような機能を担う系統が健全であることと、系統の運転に必要な電力の確保が必要となる。これらの条件が満たされず UHS への熱の輸送機能が喪失することを、UHS 機能喪失(Loss of Ultimate Heat Sink Function)あるいは UHS 喪失などとも呼ぶ[2]。

LUHS は、WASH-1400[3]を始めとする確率論的安全評価(以下「PSA」という。)によって、炉心損傷および原子炉格納容器機能喪失に至る可能性の観点から重要なシナリオの一つであることが認識されている。

2. UHS への熱の輸送経路

我が国の発電用原子炉施設では、通常運転時および停止後の UHS として海を使用しているが、海外の発電用原子炉施設では UHS として河、池、湖または大気を使用しているものもある。ここでは、熱を温排水の形で海や河等に放出する場合と、水蒸気の形で大気に放出する(すなわち大気を UHS として使用する)場合とがある。海、河、池、湖の水は、冷却水源の容量が大きく、停止後の長期冷却に使用できる。以下では、特に断らない限り、海を UHS とする場合について述べる。

LUHS 事象を考えるためには、主要な熱の発生源と、これらから UHS までの熱の輸送経路のすべてを考慮する必要がある。原子炉の停止後の主要な熱の発生源としては、炉心内の燃料の崩壊熱、使用済燃料プール中の燃料の崩壊熱および非常用ディーゼル発電機(以下「EDG」という。)、ポンプ等の機器の発熱がある。これらの熱の UHS への輸送経路を模式的に表すと付図-1 のようになる。

<u>炉心の崩壊熱の UHS に至る経路</u>

原子炉の停止に際して、常用電源が確保されていて、タービンバイパス系、主復水器および循環水系による UHS への熱の輸送経路が使用できる場合、これらによって原子炉の冷却を維持できる。常用電源が使用できない場合、安全設計審査指針の指針 24 第 2 項に則り、非常用所内電源系を用いることで炉心の崩壊熱を除去し[4]、除去された崩壊熱を、指針 26.で定義されている「最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統」によって UHS へ輸送することとなる。

---

[1] 原子炉の高温停止または低温停止への移行の一環としての崩壊熱除去を、Shutdown Decay Heat Removal(SDHR)とよぶ。

[2] LUHS を原因とする原子炉停止、あるいは原子炉停止に際しての LUHS は、崩壊熱除去失敗(Loss of Decay Heat Removal: LDHR)とも呼ばれる。

[3] USNRC: WASH-1400, "Reactor Safety Study - An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants" (Oct. 1975)

[4] 必要に応じて、安全設計審査指針の指針 23.で定義されている「原子炉冷却材補給系」および指針 25.で定義されている「非常用炉心冷却系」も使用する。

指針 24.「残留熱を除去する系統」と指針 26.「最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統」等の範囲を付図-1 に示す。

BWR/4、BWR/5 および ABWR の「残留熱を除去する系統」には、原子炉隔離時冷却系（以下「RCIC」という。Reactor Core Isolation Cooling System の略。）および逃がし安全弁が含まれる[5]。RCIC は蒸気タービン駆動の注水ポンプによって原子炉水位を維持すること、逃がし安全弁は蒸気の放出によって原子炉圧力を制御することを目的とし、いずれもその動作に際して原子炉圧力容器内の蒸気を格納容器圧力抑制プールに導いて凝縮させる。これは、炉心内の燃料の崩壊熱を格納容器圧力抑制プールに移行させ、蓄積することを意味する。格納容器圧力抑制プールの熱容量は有限であるため、長期冷却に移行するためには崩壊熱を UHS に輸送することが必要である。

BWR/2、BWR/3 に設置されている非常用復水器（以下「IC」という。Isolation Condenser の略。）、あるいは PWR の主蒸気逃がし弁と補助給水系（以下「AFWS」という。Auxiliary Feed Water System の略。）の組み合わせは、崩壊熱を水蒸気として大気に放出するものである。これらに使用される冷却水源の容量は有限であるため、この冷却水源が補給できない限り、長期冷却に移行するためには、これらの設備に依存し続けることなく崩壊熱を UHS に輸送することが必要である。

使用済燃料プール中の燃料の崩壊熱の UHS に至る経路

安全設計審査指針の指針 49.「燃料の貯蔵設備及び取扱設備」に含まれる崩壊熱を除去するための設備（BWR では燃料プール冷却浄化設備（Fuel Pool Cooling System：FPC）、PWR では使用済燃料ピット水浄化冷却設備）によって除去された崩壊熱は、「最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統」によって UHS に輸送する。

外部電源喪失時には、「燃料の貯蔵設備及び取扱設備」による崩壊熱除去機能は要求されていないが、使用済燃料プール水の補給機能を維持すること（非常用所内電源の給電対象とすること）が「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」（平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定、平成 21 年 3 月 9 日一部改訂、以下「重要度分類審査指針」という。）によって求められている[6]。また、BWR においては、「残留熱を除去する系統」による崩壊熱除去機能を代替手段として使用できる設計となっている。

機器類で発生する熱の UHS に至る経路

回転機器類で発生する熱は、以下のような方法で除去され、UHS に輸送される。MS-1 等の安全上重要な設備だけでなく、常用設備の冷却も同様に行われ、両者の冷却が UHS へ熱を輸送する系統の一部を共用して行われている場合がある。この点を含め、当該系統の構成は原子炉施設ごとに相違がある。

(a) 淡水閉ループ（BWR では原子炉補機冷却設備（以下「RCW」という。Reactor Cooling

---

[5] BWR/4 に設置されている高圧注水系（非常用炉心冷却系の一部）は、RCIC と同じく、蒸気タービン駆動の注水ポンプによって原子炉水位を維持する機能を持つ。以下では、RCIC と BWR/4 の高圧注水系を合わせて「RCIC 等」という。

[6] 指針 51.「燃料取扱場所のモニタリング」では、崩壊熱の除去能力の喪失に至る状態が検出できることを求めており、これに対応して発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（昭和 40 年通商産業省令 62 号（最終改正：平成 23 年 10 月 7 日経済産業省令第 53 号）では、第 25 条（燃料貯蔵設備）の第4号ニに規定する「水の漏えい及び水温の異常を検知できる」の解釈（経済産業省原子力安全・保安院平成 23・09・09 原院第 2 号平成 23 年 10 月 7 日）において、「水槽の水位及び水温を監視する装置を設置し、更に水槽の水位については、中央制御室へ警報を発する装置を設置すること」を求めている。

Water System の略。)、PWR では原子炉補機冷却水設備(以下「CCWS」という。Component Cooling Water System の略。))により冷却し、熱交換器を介して(b)へ熱を輸送する。

(b) 海水開ループ(BWR では原子炉補機冷却海水設備(以下「RSW」という。Reactor Cooling Sea Water System の略。)、PWR では原子炉補機冷却海水設備(以下「SWS」という。Sea Water System の略。)) の系統により冷却し、顕熱として UHS へ熱を輸送する。

(c) 建屋空調系の冷却器(クーラ)等を介して(a)、(b)へ熱を輸送する。

前述した 炉心の崩壊熱の UHS に至る経路、使用済燃料プール中の燃料の崩壊熱の UHS に至る経路および機器類で発生する熱の UHS に至る経路の三つの熱の輸送経路は、原子炉施設の設計や運転状態によって UHS へ熱を輸送する系統(の一部)を共有している。

3. 指針類における UHS への熱の輸送機能に関する記載

安全設計審査指針の指針 26.「最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統」(以下「UHS へ熱を輸送する系統」という。)において、UHS へ熱を輸送する系統の設計への要件は、昭和 52 年 6 月 14 日の改訂から平成 2 年 8 月 30 日の改訂に至るまで、指針 41.「冷却水系」として規定されていた。

> 指針41.「冷却水系」
> 冷却水系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時および事故時において、安全上重要な構築物、系統および機器の全熱負荷を最終的な熱の逃がし場に確実に伝達できる設計であること。
> 【解説】
> 「最終的な熱の逃がし場」とは、海、河、池、湖または大気をいう。
> (安全設計審査指針:昭和 52 年 6 月 14 日原子力委員会決定、平成元年 3 月 27 日原子力安全委員会一部改訂。)

その後、TMI 2 号機事故による教訓を取り入れた安全設計審査指針の全面改訂が平成 2 年 8 月 30 日に行われた。その際、炉心と UHS を結ぶ熱の輸送経路を事故時においても確実に確保して長期冷却を達成しうること等について改めて検討された[7]。ただし、ここでの検討は、津波等によって熱の輸送経路が絶たれる可能性には及んでいない。これらの結果を踏まえ、指針 41.が以下のように指針 26.として改訂された。

> 指針26.「最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統」
> 1. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統は、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器において発生又は蓄積された熱を最終的な熱の逃がし場に輸送できる設計であること。
> 2. 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統は、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できるように、多重性又は多様性及び独立性を適切に備え、かつ、試験可能性を備えた設計であ

[7] 資料 LC18-2 号「冷却系ワーキング・グループ調査審議のまとめ」(昭和 56 年 5 月 1 日原子炉安全基準専門部会・設計小委員会・冷却系ワーキング・グループ第 18 回会合資料)

ること。

【解説】

「最終的な熱の逃がし場」とは、海、河、池、湖又は大気をいう。

「最終的な熱の逃がし場に熱を輸送する系統」とは、非常用炉心冷却系、残留熱を除去する系統等から最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統(原子炉補機冷却設備、原子炉補機冷却海水設備等)をいう。

「適切に備え」とは、異常状態における当該系統の機能について、多重性又は多様性及び独立性を必要とすることをいう。

(安全設計審査指針:平成2年8月30日原子力安全委員会決定。)

上記における「重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器において発生又は蓄積された熱」とは、炉心内の燃料の崩壊熱ならびに原子炉の停止時点における冷却材、燃料および構造物の蓄積熱を輸送した結果としての原子炉格納容器内の蓄積熱および2.で述べた回転機器類の発熱を指すと理解される。事象によっては、PWRにおいて蒸気発生器の2次側から1次側に伝達される熱、燃料被覆管の酸化反応等による発熱がこれに加わる。

使用済燃料の崩壊熱除去に関しては、安全設計審査指針　指針 49.「燃料の貯蔵設備及び取扱い設備」の第2項(2)において、貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ輸送できる系統およびその浄化系を有することが規定されており、使用済燃料の崩壊熱は、使用済燃料プール冷却浄化系(PWR では使用済燃料ピット冷却浄化系)で循環冷却され、原子炉補機冷却系および原子炉補機冷却海水系を通して、UHS である海に輸送される[8]。

指針49.「燃料の貯蔵設備及び取扱い設備」

2.　使用済燃料の貯蔵設備は、前項の各号に掲げる事項のほか、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。

(1)放射線防護のための適切な遮へいを有すること。

(2)貯蔵設備は、崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ輸送できる系統及びその浄化系を有すること。

(3)貯蔵設備の冷却水保有量が著しく減少することを防止し、適切な漏えい検知を行うことができること。

(4)貯蔵設備は、燃料集合体の取扱い中に想定される落下時においても、その安全機能が損なわれることがないこと。

指針 26.において、「重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器」の範囲は、重要度分類審査指針の V.2.(1)に定義されており、基本的に重要度分類 MS-1 に該当し、同指針付表に例示されている。なお、同指針の V.2.(3)では、安全設計審査指針の指針 48.において定める非常用所内電源による電力供給の対象に、重要度分類が MS-2 である使用済燃料プール水の補給機能を含めることとしているが、使用済燃料プールの冷却系は、非常用所内電源による電力供給が要求されていない。これは、停止時の使用済燃料プールの冷却が冷却系に拠らず、プール水の補給により冷却できることによると考えられるが、この点を含め、重要

[8] プラントによっては、使用済燃料プール冷却系の2次側冷却は指針 26.で定義されている「最終的な熱の逃がし場に熱を輸送する系統」とは別の常用補機冷却系・海水系が行っている場合がある。

度分類自体が今後の継続的な検討の対象とされるべきである。

改訂(平成 2 年 8 月 30 日)前の安全設計審査指針の指針 41.では、「通常運転時、運転時の異常な過渡変化時および事故時において、安全上重要な構築物、系統および機器の全負荷を最終的な熱の逃がし場に確実に伝達できる設計であること」とされ、UHS 機能が要求されていたのに対して、改訂後の指針 26.では「重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器において発生又は蓄積された熱を最終的な熱の逃がし場に輸送できる設計であること」に表現が変更され、施設の運転状態についての記載がなくなっている。ただし、指針 26.の解説において、系統に要求される「多重性又は多様性及び独立性」との関連の下に、異常状態における機能について言及されている。当時の議論の経緯をたどると、当初、TMI 2 号機事故を踏まえて、異常状態における確実な冷却のための機能・性能を重視した表現となっていたが、同時に決定された重要度分類審査指針との関連等から、「通常運転時、運転時の異常な過渡変化時および事故時において、安全上重要な構築物、系統および機器」と「重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器」が同等であり、また、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時および事故時に加え、明示されていなかった停止時を含めた包括的な表現として、上記の表記となった模様である。なお、重要度分類審査指針において、UHS へ熱を輸送する系統の機能については、重要度分類 MS-1 の「安全上特に重要な関連機能」を有する「構築物、系統又は機器」のうち「安全上特に重要な関連機能」として、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系および非常用補機冷却水系が示されているが、「UHS へ熱を輸送する系統の機能」として明示的な記載はない。

「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」(平成 2 年 8 月 30 日原子力安全委員会決定、平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)において規定されている「設計基準事象」は、その原因が内部事象である「運転時の異常な過渡変化」および「事故」であり、概ね重要度分類審査指針にいう異常発生防止系(「PS」)に属する系統、機器等の単一の故障、破損あるいはこれに係る単一の運転員の誤操作等によるものの中から、原子炉施設の安全設計とその評価に当たって考慮すべきものとして抽出された(多重故障は考慮されていない)ものであること、また、自然事象あるいは外部からの人為事象については、これらに対する設計上の考慮の妥当性が、安全設計審査指針の指針 2.等に基づいて別途審査されることから、LUHS を考慮したものとはなっていない。

なお、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」(昭和 40 年 6 月 15 日通商産業省令第 62 号)[9]の解釈[10]では、安全設計審査指針の指針 27.で求めている「短時間の SBO の考慮」に関して、短時間の SBO において「UHS へ熱を輸送する系統」の機能確保は要求されない旨を明記している。

4. 崩壊熱除去に関する AM 策

1. で述べたように、原子炉の停止に際しては、その異常によって阻害されることなく、炉心

---

[9] 平成 23 年 10 月 7 日経済産業省令第 53 号にて最終改正。

[10] 「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈について」経済産業省原子力安全・保安院(平成 17 年 12 月 16 日付平成 17・12・15 原院第 5 号、平成 23 年 10 月 7 日付平成 23・09・09 原院第 2 号にて最終改正)

内の燃料の崩壊熱を主とする熱を UHS へ輸送することが、原子炉の安全確保のために特に重要であるが、LUHS が発生した場合には、UHS へ熱を輸送する系統の復旧までの期間、UHS に拠らない崩壊熱除去のための方策を実施して、原子炉、原子炉格納容器および使用済燃料プールの冷却、熱除去の機能を継続して、これらの健全性を維持する必要がある。通常時および LUHS 時の熱の流れを BWR については付図-2 に、PWR については付図-3 に示す。

BWR における AM 策

BWR においては、RCIC 等を使用し、原子炉水位を維持しつつ、RCIC 等のタービン排蒸気を格納容器圧力抑制プールで凝縮させること、すなわち崩壊熱を格納容器圧力抑制プールに輸送・蓄積することによって、一定時間にわたり炉心の冷却を維持することができる。RCIC 等による原子炉圧力容器への注水源としては、復水貯蔵タンク(Condensate Storage Tank: CST)の貯留水が使用される[11]。原子炉圧力が低下して RCIC 等が使用できない場合には、逃がし安全弁を用いて原子炉圧力を減少させ、復水補給水系(Make Up Water System (Condensate): MUWC)等による原子炉への代替注水を行い、逃がし安全弁を開放して排蒸気を格納容器圧力抑制プールで凝縮させること、すなわち崩壊熱を格納容器圧力抑制プールに輸送・蓄積することによって、一定時間にわたり炉心の冷却を維持することができる。これは、東京電力株式会社福島第二原子力発電所(以下「福島第二原子力発電所」という。)1 号機、2 号機、4 号機において、冷温停止につながった手順である。

これらの手順によって炉心の冷却を維持できる時間は、原子炉格納容器の圧力上昇と格納容器圧力抑制プールの水位上昇によって制限される。原子炉格納容器の圧力は、原子炉格納容器の健全性の維持および原子炉圧力容器への代替注水流量の確保のために制限する必要がある。また、格納容器圧力抑制プールの水位は、原子炉格納容器ベントを可能とするために制限する必要がある。

原子炉格納容器の圧力上昇は、主として格納容器圧力抑制プールの温度上昇によって水蒸気分圧が増加することによって起こる。復水補給水系等によって原子炉格納容器外の水源から注水を行うと、格納容器圧力抑制プールの熱容量が増加し、水蒸気分圧の上昇を抑制できる。格納容器圧力抑制プール水位の上昇によって原子炉格納容器の気相部の容積が減少し、圧縮によって非凝縮ガス(窒素)の分圧が増加するが、水蒸気分圧の抑制による効果の方が大きい。

原子炉圧力容器の圧力は、逃がし安全弁出口における格納容器圧力抑制プール水頭だけ原子炉格納容器の圧力より高く、格納容器圧力抑制プール水位の影響を受ける。よって、原子炉圧力容器への代替注水に用いるポンプの吐出圧が低い場合、注入流量が原子炉格納容器の圧力上昇および格納容器圧力抑制プール水位の上昇によって制限される。

さらに、原子炉格納容器の圧力上昇によって逃がし安全弁アクチュエータの背圧が上昇することとなるため、制御用圧縮空気の圧力との関係および設計によっては、動作が不確実となる可能性があることを考慮すべきである。

---

[11] RCIC、HPCI の水源としては復水貯蔵タンクや格納容器圧力抑制プールがあるが、格納容器圧力抑制プール水温の上昇に伴い、格納容器圧力抑制プールは RCIC、HPCI の水源としては不適となる。

なお、今般の事故以前に整備済みの AM 策としては、格納容器ドライウェルクーラーを使用して原子炉格納容器の圧力を制御する手段、原子炉冷却材浄化系の熱交換器を使用して原子炉圧力容器内の冷却材を冷却する手段があるが、これらは、常用設備によって「残留熱を除去する系統」を代替するものであり、UHS へ熱を輸送する系統(RCW および RSW)が使用可能であることを前提としている。

常用設備を含めて UHS への熱の輸送機能が喪失している場合、原子炉格納容器の過圧防止のためには一定時間の後に原子炉格納容器ベントが必要である。これについては、6. 2 (2-1)および(3)を参照のこと。

PWR における AM 策

PWR においては、LUHS 時にも蒸気発生器 2 次側において、AFWS からの注水と主蒸気逃がし弁を用いた蒸気放出によって崩壊熱の除去を継続することができる。主蒸気逃がし弁を用いて蒸気発生器 2 次側を減圧することにより、低圧のポンプによる代替注水が可能となり、蒸気発生器を介して 1 次系の減温、減圧が促進され、化学体積制御系や蓄圧注入系の作動によるほう酸水注入によって未臨界を維持するとしている。また、発熱を伴う回転機器類の補機を冷却して機能を維持するため、代替補機により冷却を行うこととしている。仏国の Cruas4 号炉における LUHS 事象(約 10 時間継続)に際して、燃料取替用水タンク(RWST)を機器冷却のための代替 UHS として一時的に使用したことが報告されている。(付録-3 参照)

なお、BWR の AM 策である代替注水においても、PWR の AM 策である補助給水ポンプによる注水においても、水源の容量制限があるため、冷却水の補給対策が必要である。

また、LUHS 時の使用済燃料プールの冷却は、BWR においては使用済燃料プールへ淡水を補給することによって、PWR においては使用済燃料プールへほう酸水(燃料取替用水タンク水)を補給することによって行うこととしている。

5. 東北地方太平洋沖地震に伴う津波による LUHS 事象の概要

福島第一原子力発電所 1 号機から 4 号機では、平成 23 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震とそれに引き続き発生した津波によって SBO に陥り、これによって UHS である海への熱の輸送機能が喪失した。これらの号機では、津波によって RSW 等が損傷したため、もしも SBO に至らなかったとしても、UHS への熱の輸送機能は喪失していた。また、5 号機、6 号機においても同様に RSW 等の損傷によって UHS への熱の輸送機能が喪失した。

さらに、福島第二原子力発電所 1 号機、2 号機、4 号機では、同津波によって RSW 等が被水して LUHS に至った。また、東北電力株式会社女川発電所 2 号機、日本原子力発電株式会社東海第二発電所においては、LUHS には至らなかったものの、UHS への熱の輸送機能を担う多重化された系統のうちの 1 系統が同津波によって機能を喪失している。

これらのうち、福島第一原子力発電所 5 号機、6 号機および福島第二原子力発電所 1 号機、2 号機、4 号機においては、LUHS からの復旧に成功しており、その成功事例は今後の LUHS 対策を考える上で重要なものである。

福島第一原子力発電所5号機、6号機においては、地震によって外部電源が喪失し、非常用所内電源系も津波により損傷を受けた中、6号機のEDGのうち空冷式の1台が機能を維持した。これらの号機においても海水ポンプが津波によって機械的損傷を受けたためにLUHSに至ったものの、定期検査中であったために炉心内の燃料の崩壊熱が比較的小さく、EDGを用いた代替注水によって原子炉水位を維持しつつ、逃がし安全弁によって炉心内の燃料の崩壊熱を格納容器圧力抑制プールに輸送し、この間に代替海水ポンプを設置することによって、UHSへ熱を輸送する系統を復旧することに成功した。

福島第二原子力発電所1号機、2号機、4号機は、海水熱交換器建屋内に津波が浸水したことから、UHSへ熱を輸送する系統のポンプ(海水ポンプおよび冷却水ポンプ)のモータや非常用電源盤が被水等により故障して、これらのポンプが機能を喪失した。これら号機では、EDGは海水による冷却の停止によって機能喪失したものの、外部電源のうち1回線が機能を維持していたが、ポンプの機能喪失のためにLUHSとなった。なお、3号機ではUHSへ熱を輸送する系統の一部の機能が維持され、LUHSに至らなかった。

福島第二原子力発電所1号機、2号機、4号機では、まずRCICによって原子炉水位を維持しつつ崩壊熱を格納容器圧力抑制プールへ輸送し、その後、逃がし安全弁によって原子炉圧力容器を減圧し、機能を維持していた外部電源1回線に接続された復水補給水系ポンプによって原子炉および原子炉格納容器の気相部への代替注水を行った。4.で述べたように、原子炉格納容器外から注水することによって格納容器圧力抑制プールの熱容量が増加して格納容器圧力抑制プール温度の上昇が抑制され、これによって原子炉格納容器の圧力上昇が抑制されるが、この効果はプール水位が上昇して原子炉格納容器の気相部の容積が減少することにより減じられる。また、原子炉格納容器の圧力上昇によって原子炉格納容器ベントが必要となる事態に備え、格納容器圧力抑制プール水位を原子炉格納容器のベントライン入口より十分下方に制限する必要があった。このような方法によって、1号機、2号機、4号機では、代替海水ポンプの設置やポンプモータの予備機への交換によって「残留熱を除去する系統」ならびにUHSへ熱を輸送する系統の機能が復旧するまでの間、それぞれ約50時間、約59時間、約68時間[12]にわたって、炉心の冷却を維持するとともに、原子炉格納容器の気相部圧力を最高使用圧力以下に維持することに成功し、原子炉格納容器ベントの実施には至らなかった。

6. LUHSに対する安全確保の考え方

6.1 LUHSの特徴

(1) LUHS事象に関して考慮すべき系統、多重故障事象としてのLUHS

崩壊熱除去失敗事象を考えるためには、熱の発生源からUHSまでの全経路を考慮する必要がある。最も重要な熱の発生源である炉心からの熱の輸送経路の主要部分は、付図-1に示したように、炉心を循環する冷却材ループである残留熱除去系ループ(閉ループ)と、これを熱交換器によって冷却するための海水ループ(開ループ)であり、両者の間に淡水の中間ループ(閉ループ)が設けられている場合が多い。熱の輸送のためには、残留熱除去ポンプ、中

[12] 設計小委第10-1-3号「福島第二のヒートシンク復旧までに要した時間、復旧までに実施したこと」(平成23年12月13日安全設計審査指針等検討小委員会第10回会合資料)

間ループポンプ(原子炉補機冷却ポンプ)、海水ポンプ(原子炉補機冷却海水ポンプ)の全てが作動することが必要であり、これを確実にするためにポンプと熱交換器等によって構成される系統は単一故障を想定して多重化され、ポンプ類は多重化された非常用母線にそれぞれ接続されている。

したがって、多重化された冷却材ループの循環がいずれも停止するという多重故障が、LUHS の発生条件となる。

(2) SBO と LUHS の関係

SBO が発生すると、上記の全てのポンプが不作動となるため LUHS となる。ただし、先に述べた BWR/2、BWR/3 の IC は SBO 時においても大気を UHS とする熱輸送手段として使用が可能であり、PWR の主蒸気逃がし弁とタービン動補助給水系(Turbine Driven Auxiliary Feed Water System:TDAFWS)の組み合わせも同様である。また、6. 2(2-1)で述べるように BWR においては、SBO 時においても RCIC 等を使用し、炉心内の燃料の崩壊熱を格納容器圧力抑制プールに輸送・蓄積することによって、一定時間にわたり炉心の冷却を維持することができる。本小委員会での SBO 対策の検討では、外部電源の信頼性向上、代替交流電源設備の設置、代替交流電源ならびに直流電源の容量に関する性能を求めた。よって、本検討においては、代替交流電源設備などの SBO 対策[13]が別途適切に実施されることを前提として、LUHS 対策を検討することとし、SBO に起因する LUHS については検討の対象外とした。

(3) 機器冷却喪失による従属故障

安全設計審査指針の指針 26.でいう UHS へ熱を輸送する系統は、崩壊熱の輸送だけでなく、停止後の炉心冷却等のために必要な機器を冷却することによって機能を維持する役割も担っている。よって、UHS へ熱を輸送する系統の故障によって停止後の炉心冷却等のために必要な機器の機能が従属的に失われる可能性がある。例えば、EDG や残留熱除去系ポンプが水冷方式であって、UHS へ熱を輸送する系統による機器冷却に依存している場合、後者の故障によって従属的に機能喪失する。蒸気タービン駆動の RCIC、補助給水系についても、UHS へ熱を輸送する系統の故障によって、当該機器を設置している部屋の空調が停止すれば、従属的に機能喪失する可能性がある。このような可能性は、UHS へ熱を輸送する系統の具体的な構成、崩壊熱を輸送する系統と機器冷却のための系統の独立性の程度、常用系と非常用系の独立性の程度、除熱対象機器との接続、対象機器の仕様等に強く依存し、原子炉施設毎に異なる[14]。

---

[13] 基指専第 19-1 号 別紙1「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針および関連の指針類に反映させるべき事項の検討について(指針 27.「電源喪失に対する設計上の考慮」を中心とした全交流動力電源喪失に関する検討報告)」(平成 23 年 12 月 28 日原子力安全基準・指針専門部会 第 19 回会合資料)

[14] たとえば、山下正弘:「津波による浸水時における原子炉施設の耐久時間」(平成 23 年 12 月 19 日、原子力安全委員会 当面の施策の基本方針に向けた外部専門家との意見交換—発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策について(想定を超える津波に対する安全確保の基本的考え方)—第1回)においては、BWR/5について、海水系と残留熱除去系、EDG 等の間の依存性が論じられている。

(4) 外的事象に起因するLUHSや関連事象

UHSへ熱を輸送する系統は、屋外に設置されている例が多いため、海や河などからの取水口のように、外部に露出するなど、外的事象の影響を受けやすい設備を含んでいる。実際、我が国のRSWに相当するサービス水系については、漂流物[15]や泥[16]の堆積による取水口の閉塞あるいは圧損の上昇、高潮と風波の重畳による浸水[17]等の事象が海外のプラントについて報告されている。IAEAのNS-G-1.5[18]においても、船舶や浮遊物のUHS機器への衝突など、人的事象を含めた考慮すべき脅威について述べられている。福島第一原子力発電所他における事象からも、設計上の想定を超える外的事象に対してUHSへ熱を輸送する系統の機能を維持するためには、設計上の想定を超える条件に対しても、多重化された系統の物理的防護と、独立性、多様性を有効なものとし、頑健性を高める必要がある。

6.2 今後のLUHS対策の基本的考え方

本報告書においては、SBOに起因するLUHSは考慮の対象外とし、UHSへ熱を輸送する系統における多重故障、特に津波による多重故障によるLUHSへの防止策ならびに対処策について検討することとする。

5.で述べた教訓を踏まえ、原子炉施設ごとに、敷地内における各施設の配置状況、原子炉冷却系の設計、外部支援態勢等の特徴を考慮して、想定を超える津波等に対するLUHS対策として、多重防護の観点から、LUHSの発生防止から復旧、LUHSに起因する炉心損傷の防止、さらには炉心損傷に至った場合の影響緩和策について、実効的な対策(設計、建設、運転管理、教育訓練を含む。)を検討する必要がある。

今般の福島第一原子力発電所の事故では、想定を超える地震および津波により、SBO、LUHSに至った教訓を踏まえて、規制行政庁からの指示に基づき、既に各事業者は、SBO、海水冷却機能喪失および使用済燃料プールの冷却機能喪失を想定した緊急安全対策等を計画、整備し、訓練を実施している。想定を超える津波の場合には、LUHSのみならず、SBOを伴う可能性がある。既に、水密扉をはじめとする上記の緊急安全対策等が整備されているところであるが、LUHS対策の信頼性の向上のためには、想定を超える津波対策のみならず、崩壊熱除去系、電源の機能が確実に確保される必要がある。SBO対策の実施を念頭におきつつLUHS対策の信頼性向上に取り組むことが重要である。

米国では、WASH-1400により崩壊熱除去失敗が炉心損傷の重要因子であることが示され、TMI 2号機事故によって、改めてそのことが認識された。米国原子力規制委員会(以下「NRC」という。)は原子炉停止時崩壊熱除去要件を未解決安全問題として扱い、検討を重ね、シビアアクシデント政策声明書(1985年8月)の中で、崩壊熱除去系の信頼性、電源の信頼性の確保

---

[15] Véronique BERTRAND, "FRENCH PWR' S ULTIMATE HEAT SINKS THREATENED BY THEIR ENVIRONMENT, Nuclear power for the people" Nesebar, 26-29 September, 2010

[16] Duane Arnold Energy Center, Docket 50-331, License No. DPR-49, Licensee Event Report #2011-002-00 (Oct. 10, 2011).

[17] Eric de FRAGUIER, LESSONS LEARNED FROM 1999 BLAYAIS FLOOD: OVERVIEW OF EDF FLOOD RISK MANAGEMENT PLAN, USNRC RIC 2010, (Mar. 11, 2010)

[18] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, External Events Excluding Earthquakes in the Design of Nuclear Power Plants, Safety Standards Series No. NS-G-1.5, IAEA,Vienna (2003).

に重点を置いた対策により解決を図った(付録-1 参照)。そこで、米国等の規制動向も参照しつつ、信頼性を向上させる取り組みが必要である。

また、その具体的な検討にあたっては、以下の基本的な考え方に基づき、LUHS シナリオも十分に考慮する必要がある。(付録-2 参照)

(1) LUHS の発生防止

UHS へ熱を輸送する系統は EDG 等とともに、「非常用炉心冷却系」、「残留熱を除去する系統」のように直接的な影響緩和機能を有する系統(フロントライン系)を機能させるために必要な冷却水や電力を供給する系統(サポート系)の一つであるが、地震等の外的事象に関する PSA ではサポート系の故障による炉心損傷頻度への影響が大きいことが見出されている。NRC の崩壊熱除去要件に関する規制効果評価報告書[19]では、このような影響の原因として、サポート系における 1)冗長性の不足、2)共用、3)系列間の分離や独立性の欠如、4)安全性の観点からの設備配置の欠陥を挙げ、系列間の物理的分離の不足や物理的防護の不足は、火災や溢水等の単一事象によって複数系列の同時故障が生じ、UHS 機能の喪失に至るような脆弱性の原因となりうるとしている。また、IAEA の NS-G-1.5 においても、UHS へ熱を輸送する系統が空間的に大きな広がりを有する系統であることを重視して、共通要因故障を防止するため、冗長化された設備の独立性の確保、物理的分離、多様性の確保に留意することを推奨している。

これらを踏まえ、津波等による LUHS の防止のためには、UHS へ熱を輸送する系統の共通要因故障を排除し、また、LUHS に伴う従属故障による影響拡大を防止するためにも、従属故障要因を同定、排除した上で、以下のような LUHS 発生防止対策が必要である。

- 堅牢な建屋への収納、建屋の水密化、機器の浸水防止等の物理的防護
- 機器の分離配置や分離壁の設置等による、異なる系統間および多重化された系列間の独立性の確保
- 多重性および多様性の強化を含む系統構成に係る信頼性向上策の検討

また、LUHS への対処策を考える上では、復旧困難な故障を防止することが特に重要である。

UHS へ熱を輸送する系統および「残留熱を除去する系統」に含まれる設備は、重要度分類審査指針で定める「重要度の特に高い安全機能」を有する構築物、系統および機器に属し、安全設計審査指針の指針 9.「信頼性に関する設計上の考慮」によって以下の要求が課されている。

> 指針9.「信頼性に関する設計上の考慮」
> 1. 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計であること。
> 2. 重要度の特に高い安全機能を有する系統については、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮して、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること。

[19] USNRC: NUREG-1289, "Regulatory and Backfit Analysis: Unresolved Safety Issue A-45, Shutdown Decay Heat Removal Requirements" (November 1988).

3. 前項の系統は、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できる設計であること。

上記の「独立性」について、安全設計審査指針の用語解説では以下のように定義している。

「独立性」とは、二つ以上の系統又は機器が設計上考慮する環境条件及び運転状態において、共通要因又は従属要因によって、同時にその機能が阻害されないことをいう。

設計上考慮する環境条件(安全設計審査指針の指針 6.「環境条件に対する設計上の考慮」でいう「安全機能が期待されているすべての環境条件」)とは、原子炉の通常運転時および異常状態(運転時の異常な過渡変化および事故)において、指針 2.「自然現象に対する設計上の考慮」でいう「設計用地震力」ならびに「想定される自然現象」を含んでいる。よって、「設計用地震力」ならびに「想定される自然現象」に対して共通要因または従属要因によって、同時にその機能が阻害されないことが求められている。

一方、福島第一原子力発電所および第二原子力発電所においては、UHS へ熱を輸送する系統が想定を超える津波によって、共通要因故障により機能が喪失して LUHS に至り従属故障を誘発した。このような事態を防止するためには、UHS へ熱を輸送する系統の機能を含め、炉心損傷防止および原子炉格納容器破損防止のために必要な機能が、原子炉施設の設計上の想定を超える自然現象等の外的事象に対しても十分な頑健性を有しているべきである。

なお、これは、必ずしも UHS へ熱を輸送する系統の頑健性を高めることを安全設計審査指針で規定することを意味するものではなく、AM 策等により設計上の想定を超える自然現象等の外的事象に対しても有効な手段による UHS へ熱を輸送する系統の機能の信頼性の向上を求めるものである。ただし、この際には、UHS へ熱を輸送する系統の信頼性向上に関して、これまで諸外国で行われて来た取り組みの努力[20]についても参照し、適用の必要性について判断すべきである。

(2-1) LUHS への対処

BWR

4. および5. で述べたように、格納容器圧力抑制プールへの蓄熱によって一定時間対処し、その間に UHS への熱の輸送機能の復旧を図ることが第一である。

福島第二原子力発電所 1 号機の事例を念頭において実施された単純化したモデル(原子炉格納容器内の温度は一様で、気相と液相は平衡)による試算結果[21]によって、UHS への熱の輸送が喪失した場合にあっても、格納容器圧力抑制プールに崩壊熱を蓄積することによって、実際の場合と同様の時間にわたって原子炉格納容器の圧力上昇を抑制できることが示されている。また、BWR を保有する事業者による SBO 時の手順例[22]においても、SBO による LUHS に際して約 20 時間、原子炉格納容器ベントによらず原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制するとし

[20] 例えば、米国における関連する安全上の課題に関する検討(IPE/IPEEE, USI, GSI 等)と対処(GL,SRP 等)の事例、経緯(付録-1 参照)。

[21] 設計小委第 10-2 号「LUHS 時の熱バランス計算」日本原子力研究開発機構安全研究センター(平成 23 年 12 月 13 日、本小委員会第 10 回会合資料)

[22] 設計小委第 7-3 号「全交流電源喪失時の対応について」電気事業連合会(平成 23 年 11 月 2 日、本小委員会第 7 回会合資料)

ている。ここでは、原子炉圧力容器内が高圧下での RCIC 等の蒸気タービン駆動注入による炉心冷却・崩壊熱除去から、逃がし安全弁による減圧後の代替注入へフェーズが適時に切り替えられること、また RCIC が多重化されていない[23]ことを踏まえ、RCIC が機能喪失した場合に、減圧後の代替注入が適時に開始できるよう準備されることが重要である。逃がし安全弁による原子炉減圧は特に重要であり、逃がし安全弁の作動に必要な直流電源、窒素ガスの供給、手順の整備、習熟を含めて、確実に開放・維持されることが必要である。また、代替注入設備には、地震、津波等への耐性、水源の確保等が必要である。この他、原子炉減圧、代替注水、原子炉格納容器ベント等の手順の整備、習熟訓練等なども重要である。

一方、UHS へ熱を輸送する系統の機能の復旧がさらに遅れ、原子炉格納容器圧力が上昇し、代替注入が困難になるか、あるいは原子炉格納容器の健全性への脅威が生じた場合には、原子炉格納容器ベントによって原子炉格納容器圧力を制御し、崩壊熱を大気に放出しつつ、UHS へ熱を輸送する系統の機能の復旧を図ることとなる。代替注入が長期化する際には、水源を枯渇させない様に、更に水源の確保が必要となる。

福島第二原子力発電所の事例によれば、格納容器圧力抑制プールの温度および水位が上昇した後も、逃がし安全弁から流入する蒸気の凝縮が大きな動荷重を生じる等の問題はなかった模様であるが、この点についても原子炉施設ごとの設計を考慮して検討する必要がある。また、格納容器圧力抑制プール水位の上昇によって千トンオーダでの重量増加が生じうるため、この点についても検討しておく必要がある。

原子炉格納容器ベントを実施するためには、ベントラインに格納容器圧力抑制プールの水が流入することのないよう、格納容器圧力抑制プールの水位上昇を制限することが必要であり、場合によっては、格納容器圧力抑制プール水を適切に液体廃棄物処理系のタンク等に排水することが必要になりうる。ここでは、炉心損傷に至っておらず、格納容器圧力抑制プール水中の放射性物質濃度が低いことを前提としているが、原子炉格納容器ベントや格納容器圧力抑制プール水の排水に際して、可能な限り放射性物質濃度の確認が必要となる。また、格納容器圧力抑制プール水の排水先の設備の温度条件を考慮した格納容器圧力抑制プール水温度の確認が必要となる。

原子炉格納容器ベントを使用して、原子炉格納容器内に蓄積された残留熱を大気に放出する場合には、原子炉格納容器内圧力、格納容器圧力抑制プール水温度および同プール水位を監視して、原子炉格納容器ベント操作を行う必要がある。ここでは、原子炉格納容器ベント設備が原子炉格納容器の減圧のために十分な容量を有し[24]、減圧による格納容器圧力抑制プール水の減圧沸騰によるプールスウェルや、原子炉圧力容器内の減圧など、さまざまな影響について解析によって把握し、ベントの設計や手順に反映することが必要である。

---

[23] BWR/4 では RCIC と同様な機能を持つ高圧注入系が設置されていることから、本報告書では「RCIC 等」という表記を用いている。BWR/4 においては、RCIC 機能喪失時に高圧注入系が確実に動作することが求められる。

[24] 例えば、株式会社東芝が米国において提出した ABWR の Design Certification Renewal 申請によれば、原子炉格納容器ベント(Containment Overpressure Protection System: COPS)の容量が設計に考慮されており、流量は、原子炉格納容器が COPS の起動圧力(0.72MPa)の時に 28Kg/s 蒸気流量以上であることとしている。また、COPS の試験検査要求として、As-Built の系統圧力損失係数を用い蒸気流量を解析評価して 28Kg/s 蒸気流量以上であることを検証することを規定。(NRC 公開資料参照)

なお、原子炉格納容器ベントのためには、予め原子炉格納容器ベント弁の操作に必要な電源、圧縮空気等の供給源を事前に準備して、原子炉格納容器ベントが適宜開始できるようにする必要がある。

PWR

4. で述べたように、AFWS からの注水と主蒸気逃がし弁を用いた蒸気放出によって崩壊熱の除去を継続することができる。また、主蒸気逃がし弁を用いて蒸気発生器 2 次側を減圧することにより、低圧のポンプによる蒸気発生器 2 次側への代替注水が可能となり、1 次系の減温、減圧が促進され、化学体積制御系や蓄圧注入系の作動によるほう酸水注入によって未臨界を維持するとしている。なお、海外プラントにおいては、電動補助給水ポンプの多重性ならびに非常用所内電源の多重性・独立性を高めた設計も見られる。

PWRにおいては、蒸気発生器による崩壊熱除去を長期にわたって実施できるとされている[25]が、冷却水源を枯渇させない様に水源の確保が必要となる。

使用済燃料プール

4. で述べたように、LUHS 時の使用済燃料プールの冷却は、BWR においては使用済燃料プールへの淡水(復水または純水)を補給して、PWR においては使用済燃料プールへのほう酸水(燃料取替用水タンク水)を補給して、使用済燃料プール水での蓄熱と水温上昇に伴う蒸発による大気放熱によって使用済燃料の崩壊熱を除去することができるが、使用済燃料プールへの通常の補給水ポンプが機能喪失した場合に備えて、代替水源と代替注水を適時に開始できるように準備する必要がある。また、プールへの注水による崩壊熱除去を長期にわたって実施する場合には使用済燃料プール水温上昇に伴う使用済燃料プールを格納する建屋内の環境(湿度、温度等)が悪化して好ましくないことから、使用済燃料プール冷却浄化系の冷却機能の早期の復旧が望まれる。

機器冷却

6. 1(3)で述べたように、LUHS 時には停止後の炉心冷却をはじめ必要な機器の冷却もできなくなり、これら機器の機能が従属的に失われる可能性がある。LUHS 時に炉心冷却等のために、優先的に冷却することが必須となる機器については、RCW 機器の停止に備えて、代替熱交換器等の設置や代替冷却水の供給ラインの接続(ろ過水等)の備えを行い、適宜機器の冷却を開始できるように準備する必要がある。長期にわたる代替熱交換器等の使用や代替冷却水の供給は、個別機器の代替冷却の運転維持や冷却水の補給および排水(冷却水として使用したもの)の増加等の運転管理による対応が必要となることから、RCW の冷却機能の早期復旧が望まれる。

代替 UHS 設備

海外の発電用原子炉施設においては、LUHS の防止を目的とする分散型 UHS 設備や、優先的な UHS への熱輸送機能が喪失した際に使用される後備 UHS 設備を恒久設備として有するものがある。これらは、いずれも、UHS からの分離ないし独立性を特徴としている。

分散型 UHS 設備は、例えば仏国 Areva 社の US-EPR の設計に見られ、ここでは原子炉補

[25] 設計小委第 7-3 号「全交流電源喪失時の対応について」電気事業連合会(平成 23 年 11 月 2 日、本小委員会第 7 回会合資料)

機冷却系が 4 系統設けられ、それぞれの系統に専用冷却塔が相互に距離をとって設置されている。

後備 UHS 設備としては、既設 BWR/4 である米国の Peach Bottom 2 号機、3 号機の Emergency Cooling Tower、スイスの Leibstadt の Special Emergency Heat Removal System、英国の Sizewell-B の Reserve Ultimate Heat Sink、また米国 Westing House 社の AP-1000 の静的余熱除去系および静的格納容器冷却系、GE Hitachi Nuclear Energy 社の ESBWR の IC および静的格納容器冷却系がある。(付録-3 参照)

LUHS 対策として、可搬式ポンプや可搬式熱交換器の設置、接続による手段は、恒久設備による手段に比べてより柔軟な対応が可能であると考えられるが、緊急時における適確な判断と作業を必要とする。また、津波に際しては、繰り返し来襲する津波への警戒の必要や、福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所の教訓を踏まえて、瓦礫等の散乱によって屋外の復旧作業が円滑に進まないことを想定する必要がある。

以上のことから、我が国の発電用原子炉施設における LUHS 対策としての代替 UHS 手段の検討に当たっては、これらの概念も参考とし、実効的な手段を多重的に整備すべきであり、以下の検討が必要となる。

- 代替策の抽出と、代替策が機能するために必要な条件、制限条件(容量他)、原子炉の耐久時間等を評価する必要がある。LUHS 発生時において、UHS 復旧までの間、原子炉、原子炉格納容器および使用済燃料プールの冷却、熱除去に必要な代替 UHS 機器の設置等など代替策の適用を考慮し、代替策が機能するための必要条件、容量、耐用時間等を評価すること。優先的 UHS への熱の輸送を復旧するために、故障、損傷した場合に備えた UHS 機器の取替部品や予備機の設置や UHS への別な熱輸送ルートを確保するため代替 UHS 機器を装備することについて考慮されるべきである。
- 米国における安全上の課題についての検討と対処の事例、経緯を参考とすること。また、代替 AM 策(Severe Accident Management Alternatives)の検討についても参考とすること。
- 恒久的代替設備の有効性、導入の可否について評価すること。

(2-2) LUHS の復旧能力

復旧策(復旧方法、復旧用の取替機器、予備品の装備、復旧時間)および復旧の範囲(冷却対象設備、容量)について検討して、LUHS からの復旧能力について評価することが必要である。

(3) 炉心損傷に至った時の緩和策についての留意点

LUHS の下で炉心損傷に至った時には、SBO 対策の検討において別途とりまとめた SBO の下で炉心損傷に至った時の影響緩和策(AM 策)と同様に、原子炉への代替注水(原子炉圧力の減圧操作と組合せ)による炉心の冷却手段、原子炉格納容器へのスプレイ等代替注水による原子炉格納容器の冷却手段および BWR においては原子炉格納容器ベント(耐圧ベント)手段の確保(長時間継続時には、水源の枯渇や格納容器圧力抑制プール水位の調整、原子炉格納容器ベント排気に伴う放射性物質の放出の低減や排気に含まれる可燃性ガスへの対策、

原子炉や原子炉格納容器を冷却する機器の昇温等が問題となること、必要な電源、圧縮空気、不活性ガスの供給等)について留意する必要がある。なお、これらの緩和策(AM 策)の適用については、LUHS の下での炉心損傷に至る場合の事象進展においては、格納容器の損傷が先行することが想定されることから、これらの緩和策(AM 策)の適用順序や運用について留意する必要がある。

Ⅱ．その他の課題について

当小委員会では、今般の福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、安全設計審査指針および関連の指針類における当面の改訂内容ならびに長期的な改訂の方向性およびその改訂内容についての検討を目的として、これまでに SBO 対策および LUHS 対策について重点的に審議が行われてきたが、これら以外に今後さらに検討を継続すべき事項について議論された。検討が必要とされた課題について以下のとおり取り上げた。

○安全設計審査指針における多重性、独立性、多様性の考え方について

津波等による共通要因故障の対策の一環として、多重防護の考え方に基づき、設計基準事象あるいは設計基準事象を超える事象の何れの対応とするか整理した上で、多重性、独立性、多様性を確実なものとすることを目的として、安全設計審査指針におけるこれらの考え方を急ぎ検討することが特に重要である。

（関連する安全設計審査指針：用語の定義）

○安全機能を有する設備の共用について

SBO 対策に係る当小委員会の検討結果によれば、非常用所内電源設備についてはその信頼性の向上を目的として共用を原則禁止とすることとした。一方、現行の安全設計審査指針においては、一般的に安全性に影響を及ぼさない範囲で共用を認めている。

今般の福島第一原子力発電所の 4 号機の爆発原因については、3 号機と 4 号機とで非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）を共用していたことにより、3 号機原子炉建屋から 4 号機原子炉建屋へ水素が流入し、爆発を招いたと東京電力株式会社は推定している。

シビアアクシデントの諸条件を考慮した上で、SGTS に限らず、その他の設備の共用についても、SBO 対策における非常用所内電源設備のように、共用に関する考え方を整理し、指針 7.の適用について検討する必要がある。

（関連する安全設計審査指針：指針 7.「共用に関する考慮」）

○水素の漏えい対策について

原子炉建屋への水素漏えいを防止する対策について、安全設計審査指針における対策の要否を検討する必要がある。

（関連する安全設計審査指針：指針 28.「原子炉格納容器の機能」、指針 33.「格納施設雰囲気を制御する系統」）

○施設の状態監視などについて

今般の福島第一原子力発電所の事故においては、SBO の発生、計算機等の故障、緊急時対策支援システムの伝送装置と非常用所内電源との未接続等の事情から、プラントデータの収集に支障を与えた。今般の事故を教訓として、改めて見直すべき点があるか検討する必要がある。

（関連する安全設計審査指針：指針 41.「制御室」、指針 43.「制御室の居住性に関する設計上の考慮」、指針 44.「原子力発電所緊急時対策所」、指針 45.「通信連絡設備に関する設計上の考慮」、指針 47.「計測制御系」、指針 59.「放射線監視」）

○使用済燃料の冷却について

使用済燃料の冷却の観点から対策の要否を検討する必要がある。

（関連する安全設計審査指針：指針 49.「燃料の貯蔵設備及び取扱設備」）

この他に、今般の福島第一原子力発電所の事故後の東京電力株式会社の対応によれば、水素爆発の再発防止のために、長期にわたり原子炉格納容器内の雰囲気を不活性ガスにて維持することとして、窒素ガスの封入を継続している。こうした事故後の原子炉格納容器を不活性雰囲気に維持するための対策（耐震性、津波対策の考慮が必要）についても、検討する必要がある。

また、Ⅰ．3．に述べたように重要度分類審査指針の対象となる範囲を見直す必要性についても検討する必要がある。

ただし、こうした検討を行う際には、リスクの低減ならびに一般公衆や環境への影響の低減の観点から、その対処策の有効性について留意した上で検討されるべきである。

なお、前述の課題以外についても、事故調査の結果や「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」、AM に係る対策の検討の進捗状況を踏まえて、新たな知見や視点等が見いだされた場合には、継続的に安全規制や安全設計審査指針類への反映について検討を行う必要がある。

また、これまでの指針体系は、原則として設計基準を超えない範囲を対象としており、設計基準を超える場合については、AM として取り扱うこととしてきた。AM を規制要件化する場合、これまでの指針体系を基礎として、設計基準を超える範囲も対象とする新たな指針体系を策定する方向性も考えられるが、位置付けを含めてシビアアクシデント対策に関する要件を検討する必要がある。

これに関し、これまでの我が国における AM は、内的事象に起因するシビアアクシデント対策を対象としたものであり、外的事象に対する配慮が不十分であったことから、より有効な AM 策の要件について検討を行うことが必要である。

検討経緯

当小委員会は、平成 23 年 6 月 22 日に開催された第 17 回部会において、次の構成員からなる小委員会として設置された。

＜専門委員＞

	阿部　豊	国立大学法人筑波大学大学院システム情報工学研究科教授 （第 18 回基準部会（平成 23 年 9 月 15 日開催）から）
	岡本　孝司	国立大学法人東京大学大学院工学系研究科原子力専攻教授
	木口　高志	独立行政法人原子力安全基盤機構技術参与
	平野　雅司	独立行政法人原子力安全基盤機構総括参事
**	更田　豊志	独立行政法人日本原子力研究開発機構安全研究センター 副センター長
*	山口　彰	国立大学法人大阪大学大学院工学研究科教授
	山下　正弘	独立行政法人原子力安全基盤機構原子力システム安全部次長
	渡邉　憲夫	独立行政法人日本原子力研究開発機構安全研究センター 研究主席

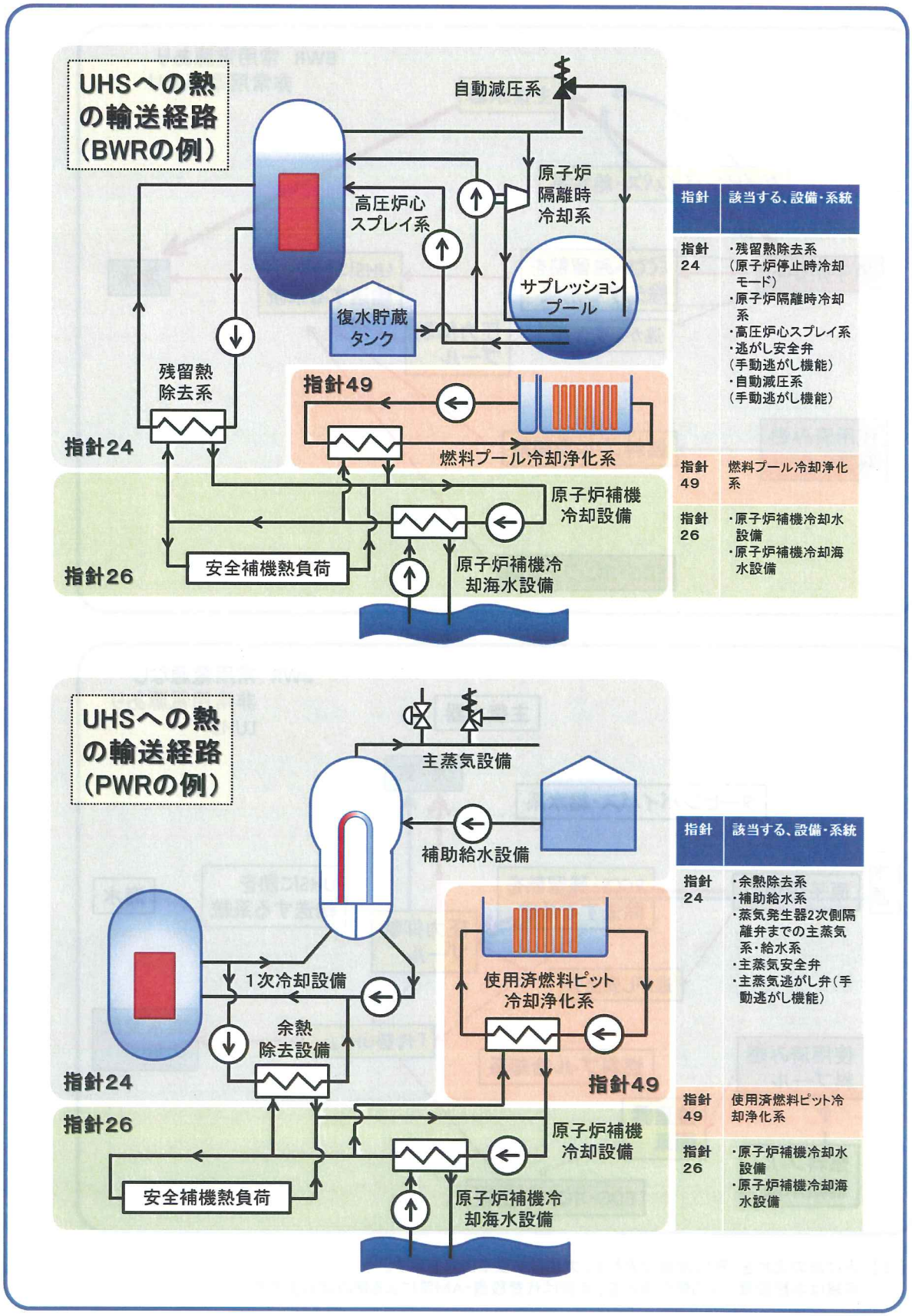
＊：主査　　＊＊：主査代理

本報告書は、当小委員会の検討課題のうち、発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針および関連の指針類に反映させるべき事項について、以下のとおり検討を実施し、LUHS 対策およびその他の課題に関する検討状況として取りまとめたものである。

会　合　名	開催日	主な検討事項
第 17 回基準部会	平成 23 年 6 月 22 日	説明聴取、本小委員会設置
設計小委第 4 回	平成 23 年 9 月 8 日	説明聴取、審議
設計小委第 6 回	平成 23 年 10 月 18 日	説明聴取、審議（その他の課題のみ）
設計小委第 7 回	平成 23 年 11 月 2 日	説明聴取、審議
設計小委第 8 回	平成 23 年 11 月 16 日	説明聴取、審議
設計小委第 9 回	平成 23 年 11 月 28 日	説明聴取、審議
設計小委第 10 回	平成 23 年 12 月 13 日	説明聴取、審議
設計小委第 11 回	平成 23 年 12 月 21 日	説明聴取、審議
第 19 回基準部会	平成 23 年 12 月 28 日	検討状況報告
設計小委第 12 回	平成 24 年 1 月 23 日	説明聴取、審議
設計小委第 13 回	平成 24 年 2 月 24 日	とりまとめ、審議
第 20 回基準部会	平成 24 年 3 月 14 日	検討結果報告

＊上記は部会および小委員会での審議のうち LUHS 対策およびにその他の課題に関して行われた審議会について記載。

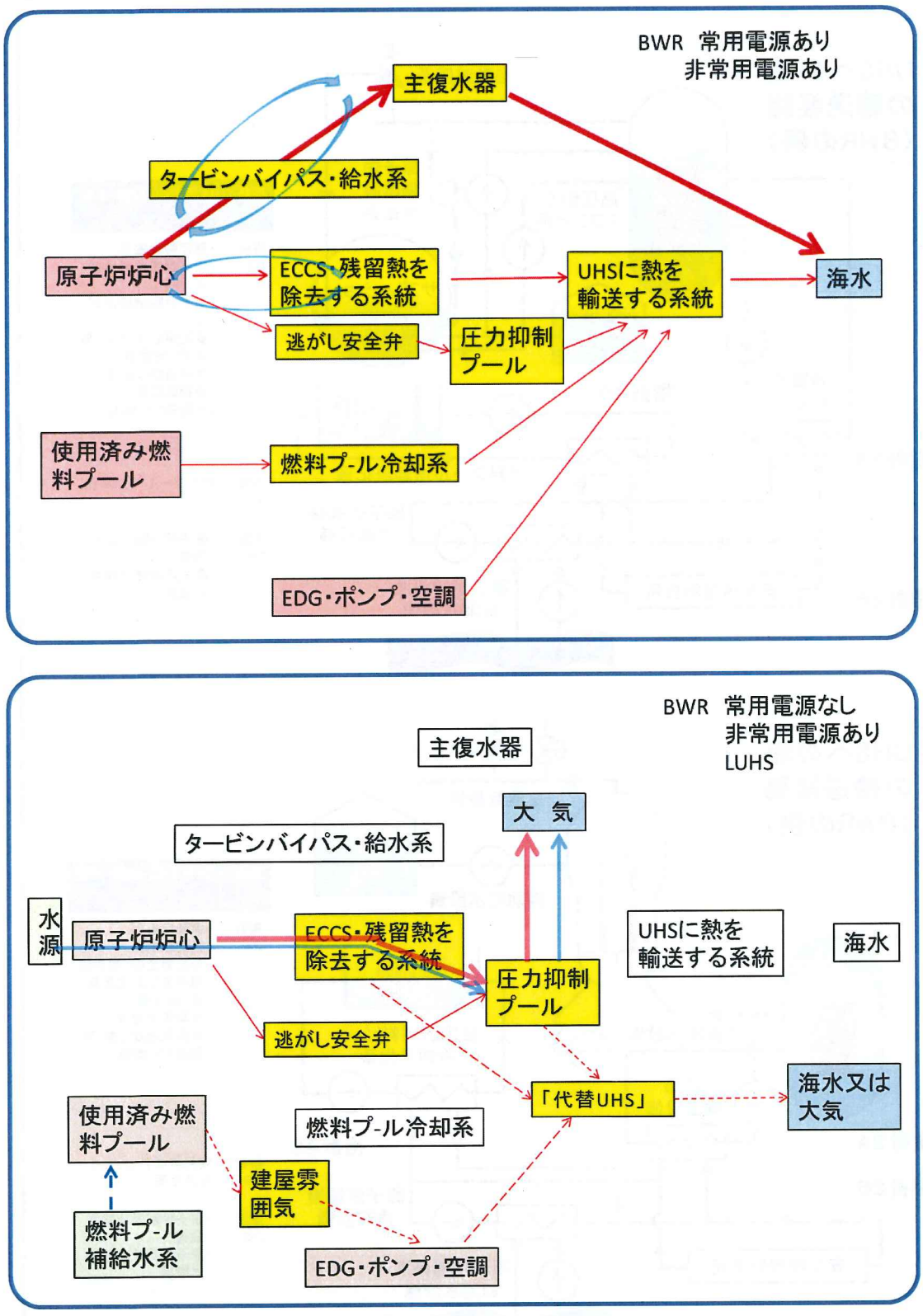
付図－1



指針	該当する、設備・系統
指針24	・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード） ・原子炉隔離時冷却系 ・高圧炉心スプレイ系 ・逃がし安全弁（手動逃がし機能） ・自動減圧系（手動逃がし機能）
指針49	燃料プール冷却浄化系
指針26	・原子炉補機冷却水設備 ・原子炉補機冷却海水設備

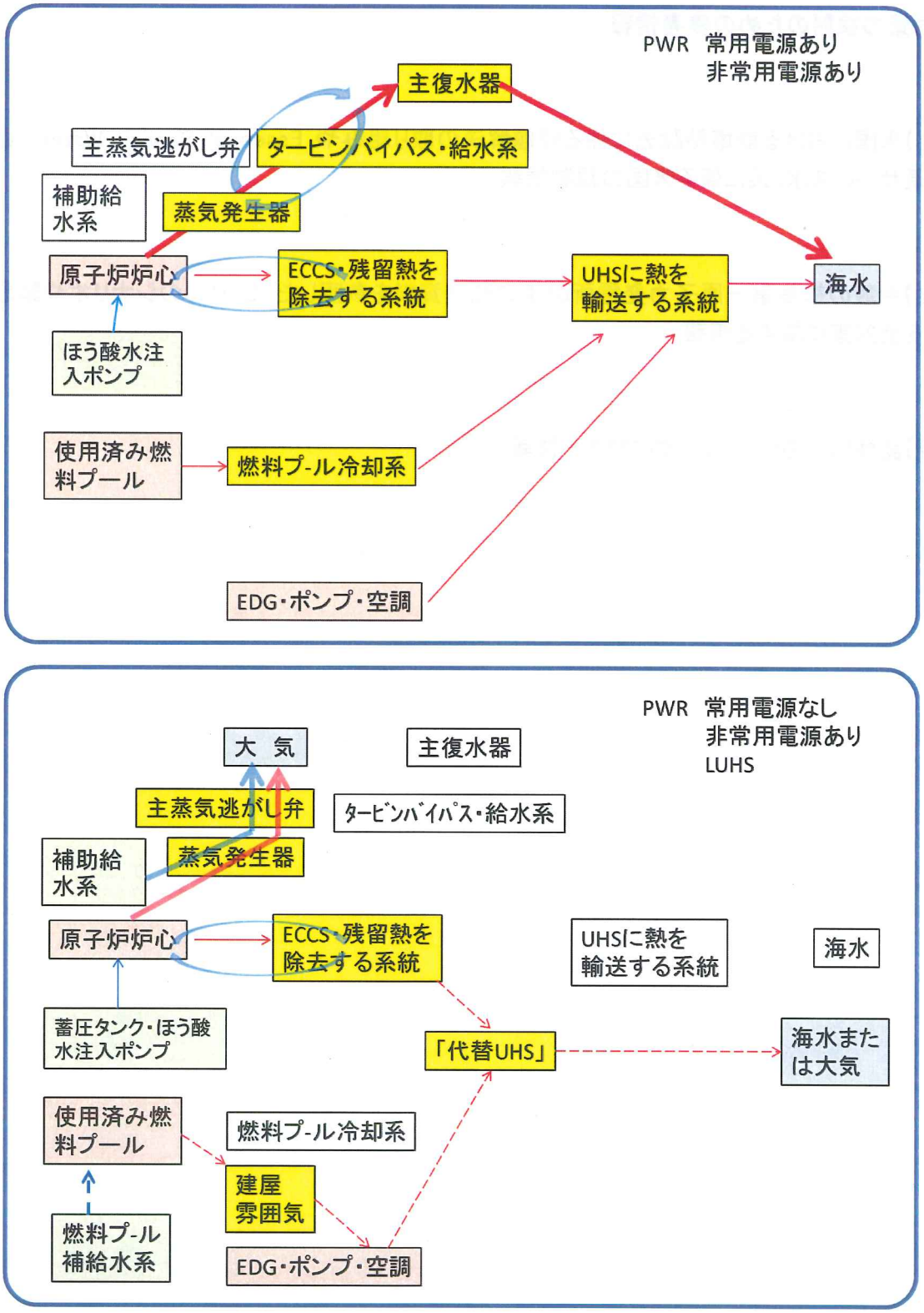
指針	該当する、設備・系統
指針24	・余熱除去系 ・補助給水系 ・蒸気発生器2次側隔離弁までの主蒸気系・給水系 ・主蒸気安全弁 ・主蒸気逃がし弁（手動逃がし機能）
指針49	使用済燃料ピット冷却浄化系
指針26	・原子炉補機冷却水設備 ・原子炉補機冷却海水設備

付図－2



【注】 赤は熱の流れを、青は冷媒の流れを、太線は主要な流れを示す。
実線は本設設備による熱の流れを、点線は代替設備・AM策による熱の流れを示す。

付図－3



【注】 赤は熱の流れを、青は冷媒の流れを、太線は主要な流れを示す。
実線は本設設備による熱の流れを、点線は代替設備・AM策による熱の流れを示す。