

とめて検討できる。

基準 5：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。

タービンミサイル、航空機落下の評価では発生頻度が低い事象（ 10^{-7} （／年）以下）は考慮すべき事象の対象外としており、同様に発生頻度がごく稀な事象は対象外とする。

基準 6：外部から衝撃による損傷の防止とは別の条項により評価を実施している。又は故意の人為事象等の外部からの衝撃による損傷の防止の対象外の事項である。

第 4 条（地震による損傷の防止）、第 5 条（津波による損傷の防止）、第 8 条（火災による損傷の防止）等の別の条項により評価を実施するもの、又は、故意の人為事象等の外部からの衝撃による損傷の防止に該当しないものについては対象外とする。

<参考 2>

隕石が高浜発電所に衝突する確率については、概略計算で以下のとおり見積もられる。

地球近傍の天体が地球に衝突する確率及び衝突した際の被害状況を表す尺度として、トリノスケールがあるが、2012 年現在において、NASA は、今後 100 年間に衝突が起こる可能性のある天体について、このトリノスケールのレベル 1 を超えるものはないとしている。このレベル 1 の小惑星として“2007 VK 184”が挙げられているが、当該惑星の衝突確率は「1750 分の 1」である。そこで、隕石が地球に落ちて地上に当たる確率を $1/1750$ とする。

- ・地球の表面積：510,072,000[km²]
- ・高浜発電所の敷地面積：2.35[km²]

であることから、隕石が高浜発電所の敷地内に衝突する確率は概算で以下のとおりとなる。

$$1/1750 \times (2.35/510,072,000) = 2.63 \times 10^{-12}$$

人工衛星が落下した場合については、衛星の大部分が大気圏で燃え尽き、一部破片が落下する可能性があるものの原子炉施設に影響を与えることはないものと考えられる。

添付 - 2 竜巻（暴風）が原子炉施設へ与える影響について

1. 起回事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器の損傷・機能喪失モードの抽出

竜巻事象により構築物、系統及び機器に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 竜巻荷重による建屋や設備の損傷
- ② 竜巻によりもたらされる飛来物による建屋や設備の損傷

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

- ① 竜巻荷重による建屋及び設備の損傷

【建屋】

- ・ 建屋倒壊

原子炉建屋、補助建屋等の安全上重要な機器が設置されている建屋及びタービン建屋については、発生頻度が極めて小さい風速 100m/s の竜巻による荷重を想定しても頑健性は維持できると判断される。

【屋外設備】

- ・ 復水タンク、燃料取替用水タンク、海水ポンプ損傷

屋外に設置されている安全上重要な機器については、発生頻度が極めて小さい風速 100m/s の竜巻による荷重を想定しても頑健性は維持できると判断される。

- ・ 送電鉄塔倒壊

竜巻荷重により、送電鉄塔の倒壊や送電線の切断等が発生し、外部電源が喪失する。

② 竜巻によってもたらされる飛来物による建屋及び設備の損傷

【建屋】

・ 建屋貫通

安全上重要な機器が設置されている各建屋（燃料取扱建屋を除く）については、飛来物衝突に対して十分な厚さの外壁を有するため、発生頻度が極めて小さい風速 100m/s の竜巻による飛来物（以下「設計飛来物」という。）衝突を想定しても、建屋貫通による内包設備への影響はない。なお、燃料取扱建屋は一部鉄骨造であり、飛来物衝突により貫通する可能性があるため、使用済燃料ピットに竜巻飛来物防護対策設備を設置することにより、設計飛来物の使用済燃料ピットへの侵入を防止する設計とする。また、タービン建屋については飛来物衝突による建屋貫通の可能性を否定できず、その場合 2 次冷却系設備の損傷に起因する事象が発生する。

【屋外設備】

屋外に設置されている安全上重要な機器については、竜巻飛来物防護対策設備の設置や飛来物の固縛対策の実施により、発生頻度が極めて小さい風速 100m/s の竜巻による飛来物衝突を想定しても、貫通による設備への影響はないものの、シナリオの選定に当たっては以下のとおり各機器が損傷することを想定した。

・ 復水タンク損傷

復水タンクの損傷により、起因事象が発生した場合に補助給水

による冷却が不可能になる。復水タンクが損傷した場合、同時に上記(2)①の外部電源喪失の発生を想定すると、2次冷却系からの除熱機能喪失となる。

- ・燃料取替用水タンク損傷

燃料取替用水タンクが損傷した場合、ECCS系による炉心への注水や格納容器スプレイ系による格納容器除熱が不可能になる。一方で、竜巻によりLOCA事象が発生することは想定しがたいため、これらの機能が必要となることはないと考えられる。

- ・海水ポンプ損傷

海水ポンプ4台すべてが損傷することにより原子炉補機冷却機能が喪失し、従属的にディーゼル発電機も機能喪失する。ディーゼル発電機が機能喪失した場合、同時に上記(2)①の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失となる。

(3) 起回事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える竜巻事象に対するの裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

① 竜巻荷重による建屋及び設備の損傷

【建屋】

- ・建屋倒壊

風速については、日本で過去に発生した竜巻の最大風速 92m/s を安全側に切り上げた風速 100m/s（年超過確率 1.7×10^{-7} ）を想定する。安全上重要な機器が設置されている建屋（原子炉建屋、補

助建屋、燃料取扱建屋、中間建屋、ディーゼル建屋、制御建屋)については、上記風速における風圧力による荷重、気圧差による荷重等の考慮すべき荷重に対して主架構の構造健全性が維持されるとともに、個々の部材の破損により当該建屋内の安全上重要な機器が安全機能を損なうことのない設計、若しくは安全機能を損なう可能性がある場合には設備又は運用による防護対策を実施することから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。また、タービン建屋についても上記風速における風圧力による荷重、気圧差による荷重等の考慮すべき荷重に対して倒壊により安全上重要な機器へ波及的影響を及ぼさない設計とすることから有意な頻度又は影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

【屋外設備】

- ・送電鉄塔倒壊

風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える荷重に対して発生を否定できないため、送電鉄塔倒壊に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

- ・海水ポンプ、燃料取替用水タンク、復水タンク損傷

海水ポンプ、燃料取替用水タンク及び復水タンクについては、風速 100m/s (年超過確率 1.7×10^{-7}) の竜巻による風圧力による荷重及び考慮すべき荷重に対して構造健全性が維持され安全機能を損なうことのない設計とすることから、有意な頻度又は影響のあ

る事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき
起因事象としては選定不要であると判断する。

②竜巻によってもたらされる飛来物による建屋及び設備の損傷

【建屋】

・建屋貫通

安全上重要な機器が設置されている各建屋（原子炉建屋、補助建屋、燃料取扱建屋、中間建屋、ディーゼル建屋、制御建屋）については、風速 100m/s（年超過確率 1.7×10^{-7} ）の竜巻による飛来物衝突に対して、主架構の構造健全性が維持されるとともに、個々の部材の破損により当該建屋内の安全上重要な機器が安全機能を損なうことのない設計、若しくは安全機能を損なう可能性がある場合には設備又は運用による防護対策を実施することから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。しかし、タービン建屋については、飛来物衝突による貫通を否定できないため、地震 P R A の検討を踏まえ、外部電源喪失、2 次冷却系の破断事象及び主給水流量喪失事象を考慮する。

【屋外設備】

・復水タンク損傷

風速 100m/s（年超過確率 1.7×10^{-7} ）を超える竜巻が発生し、かつ飛来物が対象設備に衝突する確率は小さいと考えられるが、その可能性は否定できないため、復水タンク損傷による補助給水機能喪失を考慮すべきシナリオとして選定する。外部電源喪失があった場合に 2 次冷却系からの除熱機能喪失となるが、本シナリオ

については、内部事象レベル 1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A でも考慮しており、追加のシナリオではない。

・燃料取替用水タンク損傷

風速 100m/s（年超過確率 1.7×10^{-7} ）を超える竜巻が発生し、かつ飛来物が対象設備に衝突する確率は小さいと考えられるが、その可能性は否定できないため、燃料取替用水タンク損傷による E C C S 注水機能喪失や格納容器除熱機能喪失がシナリオとして想定される。一方で、1.(2)②に記載のとおり、竜巻による L O C A 事象の発生は想定しがたい。仮に L O C A 事象が発生しても、E C C S 注水機能喪失や格納容器除熱機能喪失事象は内部事象レベル 1 P R A 及び地震 P R A でも考慮しており、追加のシナリオではない。

・海水ポンプ損傷

風速 100m/s（年超過確率 1.7×10^{-7} ）を超える竜巻が発生し、かつ飛来物が対象設備に衝突する確率は小さいと考えられるが、その可能性は否定できないため、海水ポンプ損傷による原子炉補機冷却機能喪失、非常用所内交流電源喪失を考慮すべきシナリオとして選定する。外部電源喪失があった場合に全交流動力電源喪失となるが、本シナリオについては、内部事象レベル 1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A でも考慮しており、追加のシナリオではない。

なお、復水タンク及び海水ポンプに飛来物が同時に衝突し、設備が損傷することは極めて稀であると考えられ、また、資機材等の飛

散防止のために固縛等による飛来物の発生防止対策や飛来物の衝突から対象設備を守る防護ネット等の飛来物防護対策に期待できることから、飛来物衝突による復水タンク及び海水ポンプの同時損傷は本評価の対象外とする。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・タービン建屋損傷による2次冷却系の破断
- ・タービン建屋損傷による主給水流量喪失
- ・タービン建屋損傷あるいは外部送電系の機能喪失による外部電源喪失
- ・海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能喪失

上記シナリオは、内部事象レベル1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A にて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

以上から、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失、2次冷却系の破断、主給水流量喪失及び原子炉補機冷却機能喪失である。外部電源喪失、2次冷却系の破断あるいは主給水流量喪失と復水タンク損傷による補助給水機能喪失が同時に発生した場合には2次冷却系からの除熱機能喪失となる。また、外部電源喪失と海水ポンプ損傷による非常用所内交流電源喪失が同時に発生した場合には全交流動力電源喪失となるが、それ以上の組み合わせは考えにくく、竜巻事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループは新たに生じないと判断される。

なお、暴風事象については年超過確率 10^{-7} (／年) に当たる最大

瞬間風速が 82.3m/s であるが、竜巻事象においては最大瞬間風速が 100m/s で評価していることから、竜巻事象の評価に包絡されると判断した。

添付 - 3 凍結が原子炉施設へ与える影響について

1. 起因事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器の損傷・機能喪失モードの抽出

凍結事象により構築物、系統及び機器に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 屋外タンク及び配管内流体の「凍結」
- ② ヒートシンク（海水）の「凍結」
- ③ 「着氷」による送電変電設備の相間短絡

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

① 屋外タンク及び配管内流体の「凍結」

・燃料油貯油そうの重油凍結

低温によって燃料油貯油そう内の重油が凍結するとともに、以下③に示す外部電源喪失が発生している状況においては、ディーゼル発電機の燃料枯渇により、全交流動力電源喪失に至る。

・復水タンクの純水凍結

低温によって復水タンクの純水が凍結し、起因事象が発生した場合に補助給水による冷却が不可能になる。復水タンクが機能喪失した場合、同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定すると、2次冷却系からの除熱機能喪失となる。

・燃料取替用水タンクのほう酸水凍結

低温によって燃料取替用水タンクのほう酸水が凍結した場合は、ECCS系による炉心への注水機能や格納容器スプレイ系による格納容器除熱機能が喪失する可能性があるが、燃料取替用水タンクは、ほう酸析出防止の観点から補助蒸気により 30℃程度に保たれているため、燃料取替用水タンクのほう酸水が凍結することは考えにくい。また、凍結により LOCA 事象が発生することは想定しがたく、これらの安全機能が必要となることはないと考えられる。

② ヒートシンク（海水）の「凍結」

高浜発電所においては、河川／湖を冷却水源としておらず、高浜発電所の海水が凍結することは起こりえないと判断されるため、本損傷・機能喪失モードは考慮しない。

③ 「着氷」による送電変電設備の相間短絡

送電線や碍子への着氷によって、相間短絡を起こし、外部電源が喪失する。

(3) 起因事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える凍結事象に対するの裕度評価(起因事象発生可能性評価)を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 屋外タンク及び配管内流体の「凍結」

・燃料油貯油そうの重油凍結

燃料油貯油そう内等の重油が凍結に至る温度は十分低く、また、凍結事象については事前の予測が十分に可能であり、温度管理が可能で

あることから、凍結事象による燃料油貯油そう等の凍結事象の発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスとはならない。

- ・ 復水タンクの純水凍結

復水タンクの純水凍結により、復水タンクが損傷した場合において、かつ同時に下記③で示される外部電源喪失を想定した場合、2次冷却系からの除熱機能が喪失するが、2次冷却系からの除熱機能喪失事象は内部事象レベル1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A でも考慮しており、追加のシナリオではない。

- ・ 燃料取替用水タンクのほう酸水凍結

1.(2)①に記載のとおり、燃料取替用水タンクのほう酸水凍結は起こりえないため、想定するシナリオはない。

- ② ヒートシンク（海水）の「凍結」

1.(2)②に記載のとおり、本損傷・機能喪失モードは考慮しないため、想定するシナリオはない。

- ③ 「着氷」による送電変電設備の相間短絡

設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオとして選定する。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・ 外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象レベル 1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A にて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

以上から、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失のみであり、補助給水機能の喪失が同時に発生した場合に 2 次冷却系からの除熱機能喪失となるが、非常用所内交流電源等の必要な影響緩和設備の機能維持が図られるため、凍結事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループは生じないと判断する。

添付 - 4 積雪が原子炉施設へ与える影響について

1. 起因事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器の損傷・機能喪失モードの抽出

積雪事象により構築物、系統及び機器に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 「多積雪」によるディーゼル発電機の吸排気口、海水ポンプモータ冷却口の閉塞
- ② 「積雪荷重」による建屋天井や屋外設備に対する荷重
- ③ 「着雪」による送電変電設備の機能阻害

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

- ① 「多積雪」によるディーゼル発電機の吸排気口、海水ポンプモータ冷却口の閉塞

- ・ディーゼル発電機の吸排気口の閉塞

ディーゼル発電機の吸排気口閉塞により、結果、ディーゼル発電機の機能が喪失する。ディーゼル発電機の吸排気口が閉塞により機能喪失した場合、同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る。

- ・海水ポンプモータの冷却口閉塞

積雪により、海水ポンプモータの冷却口が閉塞するため、ポンプトリップし、原子炉補機冷却機能が喪失する。

② 「積雪荷重」による建屋天井や屋外設備に対する荷重

・ 復水タンク損傷

復水タンクが座屈で損傷した場合、補助給水による冷却が不可能になる。

・ 燃料取替用水タンク損傷

燃料取替用水タンクが座屈で損傷した場合、ECCS系による炉心への注水や格納容器スプレイ系による格納容器除熱が不可能になる。一方で、積雪によりLOCA事象が発生することは想定しがたいため、これらの機能が必要となることはないと考えられる。

・ 建屋崩落

荷重により建屋が崩落した場合に、建屋に設置している機器等に影響が及ぶ。本評価においては、タービン建屋を考慮し、地震PRAの検討を踏まえ、外部電源喪失事象、2次冷却系の破断事象及び主給水流量喪失事象を考慮する。

③ 「着雪」による送変電設備の機能阻害

・ 外部送電系の機能喪失（着雪による絶縁不良、倒木による送電機能阻害）

送電線や碍子への着雪又は、積雪荷重による倒木によって、送電線が短絡し外部電源が喪失する。

(3) 起因事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える積雪事象に対し

ての裕度評価(起因事象発生可能性評価)を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 「多積雪」によるディーゼル発電機の吸排気口、海水ポンプモータ冷却口の閉塞

・ディーゼル発電機の吸排気口の閉塞

積雪事象は事前の予測が十分に可能であり、また進展速度が遅いため除雪管理が可能であることから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

また、燃料油貯油そうについても同様に影響の考慮は不要である。

・海水ポンプモータの冷却口閉塞

積雪事象は事前の予測が十分に可能であり、また進展速度が遅いため除雪管理が可能であることから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

② 「積雪荷重」による建屋天井や屋外設備に対する荷重

・復水タンク損傷

積雪荷重による座屈で復水タンクが損傷した場合において、同時に外部電源喪失若しくは主給水流量喪失の発生を想定した場合、2次冷却系からの除熱機能が喪失するが、2次冷却系からの除熱機能喪失事象は内部事象レベル1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A でも考慮しており、追加のシナリオではない。

- ・燃料取替用水タンク損傷

積雪荷重による座屈で燃料取替用水タンクが損傷した場合、ECCS系による炉心注水機能や格納容器スプレイ系による格納容器除熱機能が喪失するが、積雪が原因でLOCA事象が発生することは想定しがたい。仮にLOCA事象が発生しても、ECCS注水機能喪失や格納容器除熱機能喪失事象は内部事象レベル1 PRA及び地震PRAでも考慮しており、追加のシナリオではない。

- ・建屋崩落

積雪荷重が各建屋天井の許容荷重を上回った場合には、(2)項で選定したシナリオが発生する可能性はあるものの、タービン建屋の損傷による事故シーケンスについては地震PRAにおいても考慮していることから追加のシナリオではない。

なお、積雪事象については事前の予測が十分に可能であり、また事象の進展速度が遅いことから、タービン建屋以外の安全上重要な機器が設置されている頑健な建屋にあっては積雪荷重による倒壊から有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

③ 「着雪」による送電変電設備の機能阻害

- ・ 外部送電系の機能喪失（着雪による絶縁不良、倒木による送電機能阻害）

着雪及び倒木に対して設計上の配慮はなされているものの、設計基準を超える積雪事象に対して発生を否定できないため、送変電設備の損傷に伴う外部電源喪失については考慮すべきシナリオ

として選定する。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・ タービン建屋損傷による 2 次冷却系の破断
- ・ タービン建屋損傷による主給水流量喪失
- ・ タービン建屋損傷あるいは外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象レベル 1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A にて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

以上から、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失、2 次冷却系の破断及び主給水流量喪失であり、復水タンクの機能喪失による補助給水機能喪失が同時に発生した場合に 2 次冷却系からの除熱機能喪失となるが、積雪事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループは新たに生じないと判断する。

添付 - 5 落雷が原子炉施設へ与える影響について

1. 起因事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器の損傷・機能喪失モードの抽出

落雷事象により構築物、系統及び機器に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 直撃雷による設備損傷
- ② 誘導雷サージによる電子回路損傷

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

- ① 直撃雷による設備損傷
 - ・ 屋外設備（送電線、海水ポンプ等）への直撃雷により、当該設備の機能喪失に至る。
- ② 誘導雷サージによる電気盤内の電子回路損傷
 - ・ 建屋避雷針から誘導雷サージが建屋内に侵入し、電気盤内の電子回路が損傷する。

(3) 起因事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える落雷事象に対しての起因事象発生可能性を評価し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

- ① 直撃雷への設備損傷
 - ・ 屋外設備（送電線、海水ポンプ等）への直撃雷による当該設備損傷

送電線は架空地線で直撃雷の確率低減対策を実施しているが、受雷した場合は送電系損傷により外部電源喪失に至る。また、海水ポンプについては竜巻飛来物防護対策設備の一部による避雷効果を期待できるが、海水ポンプモータ部に関しては想定を超える雷撃によって機能喪失する可能性を否定できないため、海水ポンプ損傷による原子炉補機冷却機能喪失及び非常用所内交流電源喪失を考慮すべきシナリオとして選定する。

② 誘導雷サージによる電気盤内の電子回路損傷

落雷による誘導雷サージを接地網に効果的に導くことができない場合には、電気盤内の絶縁耐力が低い電子回路が損傷し、原子炉施設の安全保護系機能が喪失する。ただし、安全保護系の電子回路に使用するケーブルはシールドケーブルを使用し、シールドを接地し、かつ、検出器から制御設備までのケーブルは、基本的に建屋内に設置されているため、電子回路が影響を受けるような誘導雷サージの侵入はないものと判断される。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・ 外部送電系への直撃雷による外部電源喪失
- ・ 海水ポンプ損傷による原子炉補機冷却機能喪失

上記シナリオは、内部事象レベル 1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A にて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

以上から、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失であり、外部電源喪失と

海水ポンプ損傷による非常用所内交流電源喪失が同時に発生した場合には、全交流動力電源喪失となるが、落雷事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループは新たに生じないと判断する。

添付 - 6 火山活動が原子炉施設へ与える影響について

1. 起回事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器の損傷・機能喪失モードの抽出

火山活動事象により構築物、系統及び機器に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 降下火砕物（以下「火山灰」という。）の堆積荷重による静的負荷
- ② 火山灰による取水口及び海水系の閉塞
- ③ 火山灰によるディーゼル発電機吸気系の閉塞
- ④ 火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響
- ⑤ 開閉所の絶縁影響

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

① 火山灰の堆積荷重による静的負荷

・建屋の機能不全

荷重により建屋が崩落した場合に、建屋内に設置している機器等に影響が及ぶ。本評価においては、タービン建屋を考慮し、地震PRAの検討を踏まえ、外部電源喪失事象、2次冷却系の破断事象及び主給水流量喪失事象を考慮する。

・復水タンク損傷

復水タンクが座屈で損傷した場合、補助給水による冷却が不可能になる。

- ・燃料取替用水タンク損傷

燃料取替用水タンクが座屈で損傷した場合、ECCS系による炉心への注水や格納容器スプレイ系による格納容器除熱が不可能になる。一方で、火山活動事象によりLOCA事象が発生することは想定しがたいため、これらの機能が必要となることはないと考えられる。

② 火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水ポンプ、取水設備、海水ストレーナ等の流路の閉塞により冷却口が閉塞するため、海水ポンプがトリップし、原子炉補機冷却機能が喪失する。

③ 火山灰によるディーゼル発電機吸気系の閉塞

- ・ディーゼル発電機の吸気系の目詰まり

ディーゼル発電機の吸気系（吸気消音器フィルタ）の閉塞による機関吸気が機能喪失に至り、結果、ディーゼル発電機の機能が喪失する。ディーゼル発電機吸気系が閉塞により機能喪失した場合、同時に下記⑤の外部電源喪失の発生を想定すると、全交流動力電源喪失に至る。

④ 火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響

屋外設備については、海塩粒子等の腐食性有害物質が付着しやすく、厳しい腐食環境にさらされるため、エポキシ系やウレタン系等の塗料が複数層で塗布されている。当該塗料は耐薬品性が強く、酸性物質を帯びた火山灰の抑制効果が考えられ、また腐食の進展速度が遅いことを考慮し、適切な保全管理によって火山灰による化学的

腐食により直ちに機能への影響を及ぼすことがないと判断し、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

また、海水ポンプ、取水設備、海水管等の海水が直接接触する部分についても、エポキシ系等の耐食性塗料（ライニングを含む。）が施工されており、火山灰が混入した海水を取水しても、腐食の進展には十分な時間があると判断し、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

⑤ 開閉所の絶縁影響

火山灰が送電網の碍子へ付着し、霧や降雨の水分を吸収することによって、相间短絡を起こし、外部電源喪失に至る。

(3) 起回事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える火山活動事象に対しての裕度評価（起回事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起回事象の特定を行った。

①火山灰の堆積荷重による静的負荷

・建屋の機能不全

火山灰による荷重により建屋が崩落した場合に、建屋内に設置している機器等に影響が及ぶ。本評価においては、タービン建屋の損傷を考慮し、地震PRAの検討を踏まえ、外部電源喪失事象、2次冷却系の破断事象及び主給水流量喪失事象を考慮する。

なお、タービン建屋以外の天井が崩落するような事象については、火山灰堆積荷重によるハザードの設定が困難であるが、想定する火山灰堆積荷重($1,500\text{N/m}^2$)は建築基準法に基づく積雪荷重($3,000\text{N/m}^2$)以下であり十分に裕度があること、また火山灰が堆積

した場合は、屋上での除去作業が可能であることから本評価の対象外とした。

- ・ 復水タンクの機能喪失

火山灰の荷重による座屈で復水タンクが損傷した場合において、同時に外部電源喪失若しくは主給水流量喪失の発生を想定した場合、2次冷却系からの除熱機能が喪失するが、2次冷却系からの除熱機能喪失事象は内部事象レベル1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A でも考慮しており、追加のシナリオではない。

- ・ 燃料取替用水タンクの機能喪失

火山灰の荷重による座屈で燃料取替用水タンクが損傷した場合において、E C C S 系による炉心注水機能や格納容器スプレイ系による格納容器除熱機能が喪失するが、積雪が原因で L O C A 事象が発生することは想定しがたい。仮に L O C A 事象が発生しても、E C C S 注水機能喪失や格納容器除熱機能喪失事象は内部事象 P R A や地震 P R A でも考慮しており、追加のシナリオはない。

② 火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水ポンプ、取水設備、海水ストレーナ等の流路の閉塞が考えられ、想定する火山灰の粒径については、ハザードの年超過確率評価の想定が困難であるが、設計基準において考慮している粒径と閉塞を考慮する箇所のサイズを考慮し、十分に小さいと考えられるため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする（第 6.1 表参照）。

第 6.1 表 各屋外設備の設計基準で考慮している火山灰粒径と
設備のサイズの比較

機器	閉塞を考慮する箇所	直径(mm)	想定粒径(mm)	結果
海水ポンプ	軸受部異物逃がし溝	3.7	1 以下	十分に余裕 がある
取水設備	除塵装置	6		
海水ストレーナ	エレメント	6		

③ 火山灰によるディーゼル発電機の吸気系の閉塞

- ・ディーゼル発電機の外気取入部のフィルタの目詰まり

ディーゼル発電機フィルタへの火山灰の影響について、定量的な裕度評価は困難ではあるが、ガラリを介するため火山灰が侵入し難い構造であり、仮に侵入した場合でもフィルタの取替及び清掃が可能である。よって、閉塞の可能性が十分に低減されると判断し、フィルタの閉塞を要因とする起因事象は考慮不要とする。

④ 火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響

1.(2)④のとおり、考慮不要と判断される。

⑤ 開閉所の絶縁影響

火山灰の影響の可能性がある送変電設備は、発電所内外の広範囲に渡るため、全域における管理が困難なことを踏まえると設備等の不具合による外部電源喪失の発生可能性は否定できないものの、外部電源喪失は内部事象レベル 1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A でも考慮しており追加のシナリオではない。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・タービン建屋の損傷による２次冷却系の破断
- ・タービン建屋の損傷による主給水流量喪失
- ・タービン建屋損傷あるいは外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象レベル１ＰＲＡ、地震ＰＲＡ及び津波ＰＲＡにて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

以上から、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失、２次冷却系の破断及び主給水流量喪失であり、復水タンクの機能喪失による補助給水機能喪失が同時に発生した場合に２次冷却系からの除熱機能喪失となるが、火山事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループは新たに生じないと判断する。

添付 - 7 外部（森林）火災が原子炉施設へ与える影響について

1. 起回事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器の損傷・機能喪失モードの抽出

外部火災事象により構築物、系統及び機器に発生する可能性のある影響について、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 輻射熱による機器への影響
- ② ばい煙による吸気口の閉塞
- ③ 送電線の絶縁影響

(2) 評価対象施設、シナリオの選定

(1)項で抽出した影響を考慮し、プラントの安全性に影響を及ぼす可能性のある設備、シナリオは以下に示すとおりである。

① 輻射熱による機器への影響

・建屋の損傷

外部火災の輻射熱により、原子炉補助建屋等のコンクリート外壁の温度が過度に上昇し、損傷に至る。

・海水ポンプの損傷

外部火災の輻射熱により、海水ポンプの冷却空気温度が限界値を超え、機能喪失する。

・復水タンクの損傷

外部火災の輻射熱により、復水タンク内の水温が過度に上昇し、補助給水系統の設計温度を大幅に超え、補助給水系統が機能喪失する。

- ・燃料取替用水タンクの損傷

外部火災の輻射熱により、燃料取替用水タンク内のほう酸水温度が過度に上昇し、燃料取替用水タンクの最高使用温度を大幅に超えた場合、E C C S注水機能や格納容器スプレイ機能が喪失する。一方で、外部（森林）火災によりL O C A事象が発生することは想定しがたいため、これらの機能が必要となることはないと考えられる。

② ばい煙による吸気口の閉塞

ディーゼル発電機の吸気口閉塞により、ディーゼル発電機の機能が喪失する。ディーゼル発電機が機能喪失し、同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至る。

③ 送電線の絶縁影響

火災及び火災による倒木等によって、送電線が損傷し、外部電源喪失が発生する。

(3) 起因事象の特定

(2)項で選定した各シナリオについて、想定を超える外部火災事象に対しての裕度評価（起因事象発生可能性評価）を実施し、事故シーケンスグループ抽出に当たって考慮すべき起因事象の特定を行った。

① 輻射熱による機器への影響

- ・建屋の損傷

外部火災の輻射熱による建屋影響について、外部火災の年超過頻度等の定量評価が困難であるが、事象進展を考慮すると、24時間駐在している自衛消防隊による早期の消火体制確立が可能であ

り、外部火災に対する影響緩和策を講じる事ができる。また、設計基準での非常に保守的な火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、建屋の許容温度を下回り、実際に各建屋の機能が損傷するにはさらに余裕がある。なお、各建屋の損傷については、地震P R Aにおいてもシナリオとして考慮しており、新たに追加するものではない。

- ・海水ポンプの損傷

外部火災の輻射熱による海水ポンプへの影響についても建屋の検討と同様に考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。なお、海水ポンプの損傷により、最終ヒートシンクが喪失し、原子炉補機冷却水系統及びディーゼル発電機の機能が喪失するが、本シナリオについては、内部事象レベル1 P R A、地震P R A及び津波P R Aでも考慮しており、追加のシナリオではない。

- ・復水タンクの損傷

外部火災の輻射熱による復水タンクへの影響についても建屋の検討と同様に考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。なお、補助給水系の機能喪失と同時に下記③で示される、外部電源喪失があった場合に2次冷却系からの除熱機能喪失となるが、本シナリオについては、内部事象レベル1 P R A、地震P R A及び津波P R Aでも考慮しており、追加のシナリオではない。

- ・燃料取替用水タンク損傷

外部火災の輻射熱による燃料取替用水タンクへの影響についても建屋の検討と同様に考慮すべきシナリオとしては抽出不要とす

る。なお、燃料取替用水タンク損傷により、ECCS系による炉心注水機能や格納容器スプレイ系による格納容器除熱機能が喪失するが、外部（森林）火災が原因でLOCA事象が発生することは想定しがたい。仮にLOCA事象が発生しても、ECCS注水機能喪失や格納容器除熱機能喪失事象は内部事象レベル1PRA及び地震PRAでも考慮しており、追加のシナリオではない。

② ばい煙による吸気口の閉塞

外部火災で発生するばい煙の多くは、大規模な火災で発生する強い上昇気流によってプラントの遥か上空に運ばれるため、基本的に高濃度のばい煙が吸気口に直接到達する確率は非常に低いものと考えられる。また、吸気口までばい煙が到達したとしても、吸気口にある吸気フィルタにより粒径の大きいばい煙は捕捉され、通過したばい煙粒子は過給機等に侵入するものの、機器の間隙は一般的なばい煙粒子より大きいと考えられるため、ディーゼル発電機の機能に影響を及ぼすことはないと判断し、本評価の対象外とした。

③ 送電線の絶縁影響

火災及び火災による倒木によって、送電線が損傷し、相間短絡を起こす事象については、設計上の考慮が十分になされているものの、森林の中の送電線の機能喪失については、否定できないため、送電系統の機能喪失による、外部電源喪失を考慮する。

2. 事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

- ・ 外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

上記シナリオは、内部事象レベル 1 P R A、地震 P R A 及び津波 P R A にて考慮しているものであり、新たに追加すべきものはない。

以上から、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失のみであり、非常用所内交流電源等の必要な影響緩和設備の機能維持が図られるため、外部（森林）火災事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスグループは新たに生じないと判断する。

外部事象に特有の事故シーケンスについて

地震レベル 1 P R A、津波レベル 1 P R Aの実施結果から、内部事象レベル 1 P R Aでは抽出されなかった外部事象に特有な事故シーケンスとして、次の各事故シーケンスが抽出されている（第 1 表）。

1. 1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失
2. 大破断 L O C A を上回る規模の L O C A (E x c e s s L O C A)
3. 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）
4. 原子炉建屋損傷
5. 原子炉格納容器損傷
6. 原子炉補助建屋損傷
7. 複数の信号系損傷

これらの事故シーケンスについては国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を回避することが困難な事故シーケンスであるもののそれぞれの発生頻度は低く、全炉心損傷頻度の約 97.3%は炉心損傷防止対策でカバーされる。

これら事故シーケンスのうち、「1. 1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失」、「2. 大破断 L O C A を上回る規模の L O C A (E x c e s s L O C A)」については、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスであり、その他の 5 つの事故シーケンスについては外部事象等による建屋、原子炉格納容器等の大規模な損傷を想定しており、損傷程度に不確実さが大きく、原子炉格納容器の機能に期待できない場合もある事故シーケンスと

考えられる。

これらに対しては大規模損壊対策として可搬型設備を活用した電源確保、炉心冷却、原子炉格納容器除熱、敷地外への放射性物質の拡散抑止等による影響緩和を図る。

1. 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失

地震に起因する炉内構造物の変形・損傷により1次冷却系の流路が阻害されることで、原子炉トリップ後の蒸気発生器2次側への給水による自然循環を用いた炉心冷却に失敗する事故シーケンスである。

これは事故シーケンスとしては「過渡事象＋補助給水失敗」と類似しており、「2次冷却系からの除熱機能喪失」の事故シーケンスグループに整理できる。

「2次冷却系からの除熱機能喪失」事故シーケンスグループに対する炉心損傷防止対策としてはフィードアンドブリードによる炉心冷却を整備しているが、炉内構造物の変形・損傷の程度によっては、これに期待できない可能性もあることから、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして整理した。

一方、炉心損傷に至った場合の状況は「過渡事象＋補助給水失敗」でフィードアンドブリードを考慮しない場合と同じであり、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の機能に期待できる。

2. 大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)

地震によりRCPや原子炉容器、複数の1次冷却材配管が損傷し、大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)が発生し、ECCS注水機能が十分に機能せず炉心損傷に至る事故シーケンスである。

この事故シーケンスはLOCA時にECCS注水機能が喪失した場合と類似の状況となることから「ECCS注水機能喪失」の事故シーケンスグループに整理できる。

大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA) が発生した場合には、「大破断LOCA+低圧注入失敗」事故シーケンスと同様に、1次冷却材の流出後の炉心冷却ができないことにより早期に炉心溶融に至るため、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。

一方、炉心損傷後の原子炉格納容器健全性については、以下のとおり「大破断LOCA+低圧注入失敗」事故シーケンスと同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、原子炉格納容器の閉じ込め機能を維持できる。

(原子炉容器破損時間)

大破断LOCAとExcess LOCA (RV破損除く) の双方でブローダウン過程にて原子炉容器内の1次冷却材が短時間に流出する傾向は同じであり、炉心注入がない場合に原子炉容器破損までの時間に大きな差は生じない。

(原子炉格納容器圧力／温度)

大破断LOCAとExcess LOCAの双方とも短期間に1次冷却系保有のエネルギーが原子炉格納容器内に放出される点で類似である。破断規模の影響でExcess LOCAの方が初期圧力上昇幅が大きくなることが考えられるが、大破断LOCAの解析の事象初期では原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍及び200℃に対し十分な余裕があることを確認していることから、Excess LOCA発生時にも原子炉格納容器の健全性に期待できる。

以上の2つの事故シーケンスについては、国内外の先進的な対策を講じ

た場合においても炉心損傷を回避することが困難である一方、原子炉格納容器の機能に期待できるとともに、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」（平成 25 年 6 月 19 日）（以下「解釈」という。）で定める事故シーケンスグループのうち「2 次冷却系からの除熱機能喪失」、「E C C S 注水機能喪失」の事故シーケンスとして整理した。

＜参考：解釈の関連記載＞

- 1-2 第 1 項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。
 - (a) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。
- 1-4 上記 1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。

3. 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

地震により複数の蒸気発生器伝熱管が破損することで、制御できない大規模な L O C A が発生し、E C C S 注水を行った場合においても炉心損傷を回避できず、あわせて格納容器バイパスが発生することを想定した事故シーケンスである。

実際には地震による蒸気発生器伝熱管の損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

＜小規模な損傷の場合＞

損傷する伝熱管の本数が数本程度であれば、クールダウンアンドリサーキュレーションにより、1 次冷却材を確保した状態で 1 次冷却系と 2 次冷却系を均圧に導くことで炉心損傷を防止できる可能性がある。

＜大規模な損傷の場合＞

蒸気発生器が短時間で満水に至るような大規模な伝熱管破損の場合には、2次冷却系配管等の損傷発生が考えられ、この場合1次冷却系と2次冷却系の差圧がさらに増大することで漏えい量が増加して炉心損傷に至る。なお、この場合、格納容器バイパス事象であるため原子炉格納容器の閉じ込め機能にも期待することはできない。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による蒸気発生器損傷時に伝熱管個別の損傷状態を特定することは困難であり、地震時の蒸気発生器の損傷状態として一定規模以上の地震に対しては大規模な損傷の可能性が高いとの想定から、これらの様々な損傷の程度・組み合わせを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 5.2×10^{-7} （／炉年）であり、全炉心損傷頻度（ 1.0×10^{-4} （／炉年））に対して0.5%程度と小さい寄与であることを確認している。また、炉心損傷となった場合には原子炉格納容器の機能に期待できないバイパス事象となるものの、クールダウンアンドリサーキュレーションによる漏えい抑制と炉心冷却の継続により、影響を緩和できる可能性があることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

4. 原子炉建屋損傷

原子炉建屋が損傷することで、建屋内のすべての機器、配管が損傷して、制御できない大規模なLOCAが発生し、ECCS注水を行った場合にお

いても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンスである。

実際には地震による損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

地震による原子炉建屋損傷として建屋全損壊ではなく一部フロア程度の損傷を想定した場合には、制御できない大規模なLOCAには至らない可能性があるものの、主給水流量喪失等の過渡事象が発生しており、一部のフロアの損傷においても補助給水系と高圧注入系が同時に機能喪失すること等により炉心損傷に至る。

<大規模な損傷の場合>

建屋損傷時に建屋内のECCS注水配管が構造損傷して、制御できない大規模なLOCAが発生すると同時に、ECCS注水機能も喪失するため、炉心損傷に至る。建屋内の配管が建屋に押しつぶされるような状況の場合、原子炉格納容器内への接続配管が損傷することで、原子炉格納容器損傷も回避することが困難となる。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による建屋損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組み合わせを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 3.8×10^{-10} (／炉年) であり、全炉心損傷頻度 (1.0×10^{-4} (／炉年)) に対しての寄与が極めて小さいことを確認している。また、損傷の程度に

よっては恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器機能への影響を緩和できる可能性があることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

5. 原子炉格納容器損傷

原子炉格納容器が損傷することで、原子炉格納容器内のすべての機器、配管が損傷して、制御できない大規模なＬＯＣＡが発生し、ＥＣＣＳ注水を行った場合においても炉心損傷を回避できず、あわせて格納容器先行破損が発生することを想定した事故シーケンスである。

実際には地震による原子炉格納容器の損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

地震による原子炉格納容器損傷として、一部のみの損傷を想定する場合には、原子炉冷却材圧力バウンダリが健全でＬＯＣＡが発生せず蒸気発生器除熱も有効である可能性があり、この場合には、主給水流量喪失等の過渡事象が発生するものの補助給水系による２次冷却系からの除熱に係る設備が健全ならば炉心損傷を防止できる。（原子炉格納容器損傷の程度によってはフィードアンドブリードに期待できない場合もあり、補助給水が失敗した場合には炉心損傷に至る。なお、この場合、原子炉格納容器が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。）

<大規模な損傷の場合>

原子炉格納容器内の１次冷却材配管及びＥＣＣＳ注水配管が同時に構造損傷して、制御できない大規模なＬＯＣＡが発生すると同時に、ＥＣＣ

S注水機能も喪失するため、炉心損傷に至る。なお、この場合、原子炉格納容器が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による原子炉格納容器損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組み合わせを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 2.4×10^{-7} （／炉年）であり、全炉心損傷頻度（ 1.0×10^{-4} （／炉年））に対して 0.2%程度と小さい寄与であることを確認している。また、炉心損傷発生時には同時に原子炉格納容器機能に期待できない状況となるが、比較的小規模な損傷の影響を除いた場合にはさらに頻度が小さくなることを踏まえ、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

6. 原子炉補助建屋損傷

原子炉補助建屋が損傷することで、原子炉補助建屋内の電気盤（メタルクラッドスイッチギア、直流主分電盤等）が損傷し、代替電源の接続・供給ができない状況で「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」が発生するとともに、原子炉盤等が損傷することで各種制御が不能となり炉心損傷に至る。

実際には地震による損傷程度により発生する事象の厳しさも以下のとおり範囲を有している。

<小規模な損傷の場合>

地震による原子炉補助建屋損傷として建屋全損壊ではなく一部フロア程度の損傷を想定した場合には、全交流動力電源喪失や原子炉補機冷却機能喪失として炉心損傷防止対策が可能な範囲の事故となる可能性もあるが、一部フロアの損傷においても単独の機器若しくは複数の機器で原子炉補機冷却機能喪失や、監視機能・制御機能の喪失の組み合わせが発生することにより炉心損傷に至る。

<大規模な損傷の場合>

建屋損傷時に建屋内に設置されている主要な設備のすべてが同時に損傷することを想定した場合には、メタルクラッドスイッチギアを含む電気盤の全損傷により、代替電源の接続・供給ができない全交流動力電源喪失が発生し炉心損傷に至る。この場合、代替電源が供給されない状況が継続して原子炉格納容器破損に至る。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による建屋損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組み合わせを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも 2.6×10^{-11} (／炉年) であり、全炉心損傷頻度 (1.0×10^{-4} (／炉年)) に対しての寄与が極めて小さいことを確認している。また、損傷の程度によっては原子炉補機冷却機能喪失や全交流動力電源喪失に対する炉心損傷防止対策を継続することにより影響を緩和できる可能性があることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

7. 複数の信号系損傷

原子炉盤等が損傷することで、各種制御が不能となり補助給水流量調整失敗や主蒸気大気放出弁を含む工学的安全施設の動作不能を想定し、2次冷却系からの除熱機能喪失となり炉心損傷に至る事象として抽出している。

＜小規模な損傷の場合＞

原子炉盤やケーブルトレイが損傷した場合、原子炉トリップに至り過渡事象が発生する。信号系の盤やケーブルトレイの部分的な損傷を想定した場合、一部の監視機能や操作機能が喪失する可能性があるものの、補助給水系等炉心損傷の防止に必要な機能が健全ならば、炉心損傷を防止することに期待することができる。

＜大規模な損傷の場合＞

大規模な地震により信号系損傷として完全な機能喪失を想定した場合には、過渡事象に加えて補助給水系機能が喪失することで、2次冷却系からの除熱が不能となり炉心損傷に至る。津波の場合には10.8m以上の津波襲来時には屋外の主変圧器(4.0m)や海水ポンプ(4.67m)の没水により全交流動力電源喪失＋最終ヒートシンク喪失となった状態で、原子炉補助建屋内の電気盤（メタルクラッドスイッチギア、パワーセンタ、リレー室直流分電盤、計器用分電盤、計器用電源盤等）及び関連機器（動力変圧器）が被水・没水により機能喪失し直接炉心損傷に至るとともに、監視機能や複数の操作機能が喪失した状態では原子炉格納容器破損に至る可能性も高い。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンス

であるものの、地震・津波による複数の信号系の損傷程度を特定することは困難であり、これらの様々な損傷の程度・組み合わせを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも地震・津波の合計で 1.4×10^{-7} (／炉年) であり、全炉心損傷頻度 (1.0×10^{-4} (／炉年)) に対して 0.1%程度と小さい寄与であることを確認している。また、損傷の程度によっては補助給水系等炉心損傷の防止に必要な機能が健全ならば、炉心損傷を回避できる可能性があることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

以上の 5 つの事故シーケンスについては、国内外の先進的な対策を講じた場合においても炉心損傷を回避することが困難であるとともに、損傷程度の不確実さが大きく、様々な損傷の程度・組み合わせの事故シーケンスを含んだ事故シーケンスグループと考えた場合、原子炉格納容器の機能にも必ずしも期待できないケースも多く含まれると考えられる。

地震 P R A 及び津波 P R A の結果からは、これらの事故シーケンスグループの発生頻度はいずれも非常に低いことが確認されている。一方、これらの各事故シーケンスグループが発生した際の影響としては、具体的には炉心損傷に至るまでの時間余裕、炉心損傷の発生規模、放射性物質の放出量等の着眼点が考えられるものの、外部ハザードによる建屋や機器の損傷程度や組み合わせを特定することは困難であり、事象発生時にプラントに及ぼす影響についても大きな幅を有することとなる。

したがって、外部事象に特有の事故シーケンスグループは、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして単独で定義するので

はなく、発生する事象の程度や組み合わせに応じて対応していくべきものである。

具体的には、炉心損傷や原子炉格納容器破損に直接的に至らない小規模な事象の場合には、使用可能な炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管のすべてが機能を喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ、電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応していく。

上記のとおり、頻度及び影響の観点から検討した結果、小規模な事象を含めても全炉心損傷頻度に対する寄与が極めて小さいこと及び大規模な事故に至る頻度はさらに小さく、仮に発生したとしても影響を緩和する対策を整備していることから、解釈に基づき必ず想定する事故シーケンスグループと比較して、有意な頻度又は影響をもたらすものではなく、事故シーケンスグループとして新たに追加する必要はないと総合的に判断した。

<参考：解釈の関連記載>

1-1

(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ

- ① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価(PRA)及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ② その結果、規則で想定する事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、規則で想定する事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。

第1表 地震、津波特有の事象として発生する事故シーケンス

事故シーケンス	シーケンス別CDF(/炉年)			
	内部事象	地震	津波	合計
小破断LOCA+補助給水失敗	7.7E-09	2.4E-08	—	3.2E-08
極小LOCA+補助給水失敗	7.5E-08	—	—	7.5E-08
主給水流量喪失+補助給水失敗	3.9E-07	1.8E-07	—	5.7E-07
過渡事象+補助給水失敗	3.5E-06	—	—	3.5E-06
手動停止+補助給水失敗	8.2E-06	—	—	8.2E-06
外部電源喪失+補助給水失敗	1.5E-07	1.3E-06	4.1E-10	1.5E-06
2次冷却系の破断+補助給水失敗	2.6E-06	1.7E-08	—	2.6E-06
2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	4.3E-11	2.7E-10	—	3.1E-10
蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	8.2E-08	—	—	8.2E-08
DC母線1系列喪失+補助給水失敗	2.1E-06	—	—	2.1E-06
1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	—	3.5E-08	—	3.5E-08
外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	1.8E-06	1.2E-05	1.6E-05	3.0E-05
原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	4.2E-05	1.5E-07	—	4.2E-05
原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	9.0E-07	7.1E-10	—	9.0E-07
原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	6.8E-09	9.4E-10	—	7.7E-09
中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	5.2E-09	ε	—	5.2E-09
中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	2.1E-07	ε	—	2.1E-07
小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	1.6E-08	1.4E-10	—	1.6E-08
小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	6.8E-07	6.3E-10	—	6.8E-07
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ注入失敗	3.0E-11	—	—	3.0E-11
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗	1.7E-11	—	—	1.7E-11
原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	2.0E-08	2.2E-09	—	2.2E-08
大破断LOCAを上回る規模のLOCA (Excess LOCA)	—	9.9E-07	—	9.9E-07
大破断LOCA+低圧注入失敗	1.2E-09	7.8E-07	—	7.8E-07
大破断LOCA+蓄圧注入失敗	9.2E-09	1.7E-10	—	9.4E-09
中破断LOCA+蓄圧注入失敗	2.5E-11	ε	—	2.5E-11
中破断LOCA+高圧注入失敗	1.1E-07	4.0E-08	—	1.5E-07
小破断LOCA+高圧注入失敗	3.7E-07	4.6E-07	—	8.3E-07
極小LOCA+充てん/高圧注入失敗	2.1E-07	—	—	2.1E-07
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧注入失敗	1.7E-11	—	—	1.7E-11
大破断LOCA+低圧再循環失敗	1.3E-07	2.8E-07	—	4.1E-07
中破断LOCA+低圧再循環失敗	2.4E-07	4.5E-09	—	2.4E-07
中破断LOCA+高圧再循環失敗	7.0E-08	ε	—	7.0E-08
小破断LOCA+低圧再循環失敗	7.7E-07	2.7E-07	—	1.0E-06
小破断LOCA+高圧再循環失敗	2.3E-07	5.1E-10	—	2.3E-07
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+低圧再循環失敗	4.5E-11	—	—	4.5E-11
DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+高圧再循環失敗	7.1E-12	—	—	7.1E-12
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	—	—	3.0E-11
蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	1.1E-06	—	—	1.1E-06
原子炉建屋損傷	—	3.8E-10	—	3.8E-10
原子炉格納容器損傷	—	2.4E-07	—	2.4E-07
原子炉補助建屋損傷	—	2.6E-11	—	2.6E-11
複数の信号系損傷	—	3.8E-08	1.0E-07	1.4E-07
蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	—	5.2E-07	—	5.2E-07
合 計	6.6E-05	1.8E-05	1.6E-05	1.0E-04

ハッチング：地震、津波特有の事象として発生する事故シーケンス

ε：1E-11未満

国内外の重大事故等対策に係る設備例について

(1) 国外での先進的な対策の調査方法

国外（米国及び欧州）において整備している先進的な対策について、国外の原子力規制機関である、米国原子力規制委員会（NRC）、フランス原子力安全規制機関（ASN）等の規制文書、米国の最終安全解析書（FSAR）等の事業者公開資料、欧州におけるストレステスト報告書等の調査を実施した。また、原子力規制関係の調査委託会社の提携先である国外コンサルティング機関から得られる情報、国外の原子力関係者を招いたセミナーでの情報、国外原子力プラントの視察情報等についても合わせて調査を実施した（第1図参照）。

(2) 国外での先進的な対策について

調査可能な範囲内で得られた国外における炉心損傷防止対策の情報について、高浜1号炉及び2号炉で整備している対策と比較した結果を第1表に示す。

すべての事故シーケンスグループにおいて、国外の既設プラントで整備されている各機能の対策が、高浜1号炉及び2号炉においても整備されていることを確認した。また、事故シーケンスグループの中で有効性を確認できる対策の確保が困難と考えられる事象についても、調査可能な範囲内において関連する情報の調査を実施したが、事象発生確率が低い等の理由により国外でも手順面の対策のみで設備面の対策がとられていないことを確認した。

国外の炉心損傷防止対策情報

原子力規制機関発行の規制文書

米国
原子力規制委員会 (NRC)

- ・連邦規則 (10CFR)
- ・Regulatory Guide 等

フランス
原子力安全規制機関 (ASN)

- ・政令、省令、通達
- ・基本安全規則 (RFS) 等

ドイツ
環境・自然保護・
原子炉安全省 (BMU)

- ・BMU 規制指針
- ・原子力安全委員会 (RSK) 勧告
- ・原子力技術基準委員会 (KTA) 技術基準 等

英国
原子力規制局 (ONR)

- ・原子力施設の
評価安全基規則 (SAP)
- ・技術評価ガイド (TAG) 等

事業者の公開文書

- ・米国の最終安全解析書 (FSAR)
- ・英国の建設前安全解析書 (PCSR) 等

欧州 ストレステスト報告書

- ・ストレステスト国別最終報告書
- ・ストレステストピアレビュー報告書
- ・ストレステスト後のアクションプラン 等

国外原子力規制関係情報の調査会社委託

- ・海外コンサルティング会社による聞き取り情報
- ・海外関係者を招へいして行ったセミナーでの説明資料
- ・海外原子力プラント視察から得られる情報 等

【情報入手先】

- ・原子力安全推進協会 (JANSI)
- ・国外原子力規制関係情報の調査委託会社

第1図 国外で整備している炉心損傷防止対策の調査方法

第 1 表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例との比較(1/8)

分類	事故シーケンスグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			高浜 1 号炉及び 2 号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
1	2 次冷却系からの除熱機能喪失	炉心冷却	・フィードアンドブリード*	・フィードアンドブリード	・フィードアンドブリード	・フィードアンドブリード	・フィードアンドブリード	－	欧米では安全注入及び加圧器逃がし弁の開放によるフィードアンドブリードを整備している。当社においても同様に高圧注入ポンプによる炉心注入及び加圧器逃がし弁開放によるフィードアンドブリードを整備している。
		蒸気発生器代替給水手段	・電動補助給水ポンプ (100%×2 系統)、タービン動補助給水ポンプ (200%×1 系統) 合計 400%	・電動補助給水ポンプ (100%×2 系統)、タービン動補助給水ポンプ (100%×1 系統) 合計 300% ・大容量ポンプ	・電動補助給水ポンプ (100%×2 系統)、タービン動補助給水ポンプ (100%×2 系統) 合計 400%	・独立非常用系のディーゼル直結型電動給水ポンプ (ディーゼル駆動若しくは非常用ディーゼル発電機の給電による駆動) (50%×4 系統) 合計 200%	・電動補助給水ポンプ (100%×2 系統)、タービン動補助給水ポンプ (100%×2 系統)	・電動補助給水ポンプ (100%×2 系統)、タービン動主給水ポンプ (100%×1 系統) 合計 300%	事故時の蒸気発生器への給水手段として、欧米においては、合計で 300～400%分の容量を持つ電動及びタービン動補助給水ポンプを整備しており、欧州においては、タービン動補助給水ポンプ、独立非常用系のディーゼル直結型電動給水ポンプ等を設置している。 当社においては、当該事故時に、欧米と同様に、合計 400%分の容量を持つ電動及びタービン動補助給水ポンプを整備している。
			・主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ	・高圧給水系 (主給水ポンプ、蒸気発生器水張ポンプ、起動用給水ポンプ) ・低圧給水系 (復水ポンプ、消火水ポンプ、サービス水ポンプ) ・加熱器ドレインポンプ	－	・給水タンクの主蒸気加圧による給水 (蒸気発生器を減圧し、蓄圧タンクと同様に自動注水)	－	－	事故時の蒸気発生器への恒設ポンプによるバックアップの給水手段として、米国において、多様なポンプを複数台整備している。 当社では、欧米のように 2 次冷却系からの除熱手段を対策の柱とするのではなく、フィードアンドブリードにより 1 次冷却系から炉心を冷却する手段を中心としており、加えて自主的に主給水ポンプによる手段も整備している。
			・送水車 ・蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ (電動) ・接続口	・可搬式ディーゼル駆動ポンプ ・接続口	－	・可搬式ポンプ (+可搬式ディーゼル発電機)	・可搬式ポンプ ・補助給水系の接続口 (消火系ポンプ、可搬式ポンプでの蒸気発生器給水)	可搬式ポンプ	全交流動力電源喪失等における蒸気発生器への給水手段として、米国では、可搬式ディーゼル駆動ポンプと接続口を配備しており、欧州においても、同様の手段を整備している。当社においては、送水車に加え、より容量の大きい蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ及び接続口を整備している。
		(給水源)	・復水タンク ・2 次系純水タンク ・淡水タンク ・海水	・復水タンク ・消火用水タンク ・原水貯水池 ・復水器ホットウェル ・河川、湖	・復水タンク ・脱塩水貯蔵タンク、軟水貯蔵タンク (重力注水による復水タンクへの補給、3 日間可)	・脱塩水貯蔵タンク、冷却塔 ・河川、水タンク車 ・補助給水系各系統の専用貯水タンク	復水タンク	・復水タンク ・脱塩水貯蔵タンクから復水タンクへの補給	欧米においては、淡水タンクのほか、河川や湖等の代替補給水源からの給水が可能である。 当社においては、複数の 2 次系純水タンクや淡水タンクの他、代替補給水源として海水の給水も可能である。
		(その他)	・可搬型バッテリー (タービン動補助給水ポンプ用)	－	・タービン動補助給水ポンプ制御装置の圧縮空気タンクによる遠隔又は現地操作 (5 時間)	－	－	－	全交流動力電源喪失等において、フランスでは、タービン動補助給水ポンプの遠隔又は現場操作を可能とする圧縮空気タンクを設置している。 当社においては、タービン動補助給水ポンプの起動信頼性向上対策として、可搬式バッテリーを用いた起動手順を整備している。
		蒸気発生器代替蒸気放出	・タービンバイパス系の活用	・タービンバイパス系の活用	－	－	－	－	主蒸気逃がし弁が開失敗した場合の蒸気発生器代替蒸気放出手段として、米国においては主蒸気隔離弁及びタービンバイパス弁の開放手段を整備している。 当社としては、当該事故時に、欧米のように 2 次冷却系からの除熱手段を対策の柱とするのではなく、フィードアンドブリードにより 1 次冷却系から炉心を冷却する手段を中心としており、加えて自主的にタービンバイパス系を活用する手段を整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、高浜 1 号炉及び 2 号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「過渡事象 + 補助給水失敗 (炉内構造物の損傷)」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シーケンスを想定した対策に関連する情報は無い。						

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：電力自主手段

第 1 表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例との比較(2/8)

分類	事故 シーケンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			高浜 1 号炉及び 2 号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
2-1	全交流動力 電源喪失(1/3)	代替電源設備 (交流)	・空冷式非常用発電装置*	・サイト内ガスタービン発電機 ・空冷式非常用ディーゼル発電機（既設）	・サイト共用ガスタービン発電機 ・（空冷式）非常用ディーゼル発電機 ・小型蒸気タービン駆動発電機（追設、RCP シール注水に用いる小型試験用ポンプの給電にも使用）	・独立非常用のディーゼル発電機	—	・水冷式非常用発電機 ・サイト共用ガスタービン発電機	米国においては、ディーゼル発電機の追加設置等を実施している。また、欧州においては、非常用ディーゼル発電機とは別の独立非常用のディーゼル発電機等を設置しているほか、全交流動力電源喪失に伴い RCP シール LOCA が発生する場合を想定し、RCP シール注水用蒸気駆動発電機を設置している。 当社においては、常設の交流代替電源として、ユニット毎に 2 台の空冷式非常用発電装置を設置している。
			・電源車	・可搬式ディーゼル発電機	—	・可搬式ディーゼル発電機	—	・可搬式ディーゼル発電機	欧米においては、可搬式の交流代替電源である可搬式ディーゼル発電機を配備している。当社でも同等の設備を配備しており、空冷式非常用発電装置が機能しない場合にも、原子炉の安全停止に必要な電源を供給可能である。
			・号炉間電源融通	・ユニット間での交流電源接続	・ユニット間での交流電源接続	・ユニット間での交流電源接続 ・第 3 の送電線（地中埋設）	—	—	欧米においては、ユニット間での電源接続を整備しており、当社においても同等に手段を整備している。
		(直流)	・既設蓄電池による給電 ・不要負荷切り離しによる蓄電池容量保持	・既設蓄電池による給電 ・不要負荷切り離しによる蓄電池容量保持	・既設蓄電池による給電 ・不要負荷切り離しによる蓄電池容量保持	・既設蓄電池による給電	・既設蓄電池による給電	・既設蓄電池による給電	欧米においては、既設蓄電池による給電手段を整備しているほか、給電時間延長対策として、負荷切り離しによる蓄電池容量確保や蓄電池充電手段を整備しており、当社においても同様の手段を整備している。
			・可搬式整流器 ・可搬式バッテリー ・蓄電池（重大事故等対処用）の追設	・携帯型バッテリー充電器等による蓄電池充電	・空冷式小型ディーゼル発電機	・可搬式ディーゼル発電機による蓄電池充電 ・独立非常用のディーゼル発電機による直流電源供給	・バッテリー充電用小型ディーゼル発電機	—	米国においては、携帯型バッテリー充電器等による蓄電池充電を整備しており、欧州においては、発電機による蓄電池充電手段を整備している。 当社においては、蓄電池を追設するとともに、可搬式整流器及び可搬式バッテリーを整備している。
		代替 RCP シール注入	・2 次冷却系強制冷却＋恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水	・静圧試験用ポンプによるシール注入	・小型試験用ポンプを用いたシール注水（＋小型蒸気タービン駆動発電機） ・standstill シール	・standstill シール	・緊急充てんポンプ（蒸気タービン駆動容積式）によるシール水注水	—	全交流動力電源喪失に伴い RCP シール LOCA が発生する場合を想定し、欧米では試験用ポンプ等による RCP シール水注水手段等を整備している。 また、フランス及びドイツにおいては、standstill シールを整備している。 当社においては、RCP シール LOCA が発生する可能性のある 10 分程度で代替ポンプ等によりシール冷却を確実に回復することは困難と考えられることから、RCP シール LOCA への対策としては、LOCA 発生後に 2 次冷却系強制冷却により早期に 1 次冷却系圧力を低下させ、恒設代替低圧注水ポンプにより炉心注水する手段を整備している。

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：電力自主手段

第1表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例との比較(3/8)

分類	事故シナリオグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			高浜1号炉及び2号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
2-1	全交流動力電源喪失(2/3)	炉心冷却	・2次冷却系強制冷却* (蒸気発生器への給水手段は、「2次冷却系からの除熱機能喪失」と同様)	・2次冷却系強制冷却	・2次冷却系強制冷却	・2次冷却系強制冷却	・2次冷却系強制冷却	—	全交流動力電源喪失に最終ヒートシンク喪失が重畳する場合を想定し、欧米においては、2次冷却系強制冷却による1次冷却系冷却手段を整備しており、当社においても蒸気発生器への給水及び主蒸気大気放出弁の開放による2次冷却系強制冷却手段を整備している。
		(炉心注入)	・格納容器スプレイ系—余熱除去系タイラインを用いた恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水* ・高圧及び低圧再循環* (大容量ポンプによる余熱除去ポンプ冷却用海水通水*) ・ <u>充てん／高圧注入ポンプ (自己冷却)</u>	・非安全系充てんポンプ (+代替高圧交流電源)	・余熱除去系統とは別系統の低圧注入系 ・低圧注入系と格納容器スプレイ系の連結スリーブを用いた炉心注入 (連結スリーブ設置：事故後3日)	・独立非常用系の余熱除去系 (IRHR)	・低圧注入系と格納容器スプレイ系の配管ライン切替による炉心注入	—	各国対策として、米国では非安全系充てんポンプによる炉心注入手段、フランスでは低圧注入系全喪失時における低圧注入系と格納容器スプレイ系の連結スリーブを用いた格納容器スプレイ系による炉心注入手段、ドイツでは航空機落下等の外部事象又はテロ事象に対応するためのいわゆるパンカーシステムとしての、地下水等を水源とする独立非常用系の熱除去設備等による炉心注入手段等を整備している。 当社においては、電動機の冷却水が不要な恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水手段 (格納容器スプレイ系—余熱除去系タイラインを使用) を整備しており、さらに大容量ポンプによる低圧再循環等、様々な炉心注水手段を整備している。
		(最終ヒートシンク)	・大容量ポンプによる冷却用海水通水	—	・PUI システム (可搬式ポンプ+可搬式熱交換器、大・中 LOCA 発生 15 日以降の崩壊熱除去が目的) ・代替ヒートシンクとして EVU 及び SRU	・非常用サービス水系 (冷却水:河川水、地下水)	・空冷式熱除去設備 (乾式冷却塔)	・放水トンネルからの取水 (取水部閉塞対策) ・冷却水再循環 (排水部閉塞対策)	欧州においては、地下水等をヒートシンクとする熱交換器やポンプ等を含む独立非常用サービス系の余熱除去設備や空冷式熱除去設備 (乾式冷却塔) を整備している。 当社においては、最終ヒートシンク喪失時の対策として、独立性があり、電源の不要な大容量ポンプにより、冷却用の海水を通水する手段を整備している。
		(給水源)	・燃料取替用水タンク (<u>ほう酸水補給:ほう酸タンク使用済燃料ビット等</u>) ・復水タンク ・2次系純水タンク ・淡水タンク ・海水	・燃料取替用水タンク (ほう酸水補給:ほう酸ホールドアップタンク、使用済燃料ビット、クロスタイを有する他ユニットの燃料取替用水タンク、大型水源と組み合わせたほう酸水貯蔵タンク)	・燃料取替用水タンク (ほう酸水補給)	・代替ほう酸水貯蔵タンク	・燃料取替用水タンク	・燃料取替用水タンク	欧米においては、燃料取替用水タンクからの給水が可能であるほか、燃料取替用水タンクが枯渇した場合に、その他水源からほう酸水等を燃料取替用水タンクへ補給する手段を整備しており、当社においても燃料取替用水タンクからの給水手段、同タンクへのほう酸水給水手段のほか、淡水や海水の給水手段も整備している。

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：電力自主手段

第1表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例との比較(4/8)

分類	事故 シーケンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			高浜1号炉及び2号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
2-1	全交流動力電 源喪失(3/3)	原子炉格納容 器冷却	・格納容器内自然対流冷却※(大容量ポンプによる冷却用海水通水※。格納容器循環冷暖房ユニット2台)	・ファンクーラー×5台	—	—	・ファンクーラー(空冷式熱除去設備(乾式冷却塔)によるユニットの冷却)×4台	—	米国、英国ともファンクーラーを用いた冷却手段を整備しているが、英国では、格納容器冷却ファン熱交換器の冷却手段として空冷式熱除去設備(乾式冷却塔)整備している。 当社においては、格納容器循環冷暖房ユニットに大容量ポンプにより海水を通水することで、全交流動力電源喪失等により格納容器循環ファンが停止している場合においても、格納容器内自然対流冷却により格納容器内雰囲気を冷却する手段を整備している。
			・恒設代替低圧注水ポンプ ・<u>格納容器スプレイポンプ(自己冷却)</u> ・<u>ディーゼル/電動消火ポンプによる格納容器内注水</u>	・可搬式ディーゼル駆動消火用ポンプによる代替格納容器スプレイ	・低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリーブを用いた格納容器除熱(連絡スリーブ設置：事故後3日) ・PUI システム(可搬式ポンプ+可搬式熱交換器、大・中 LOCA 発生 15 日以降の崩壊熱除去が目的)	—	—	—	米国においては、ディーゼル駆動消火ポンプを用いた代替格納容器スプレイ手段を整備している。 フランスにおいては、格納容器スプレイ系が全喪失した場合においても、低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリーブを用いた低圧注入系による代替格納容器スプレイ手段を整備している。 当社においては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイに加え、ディーゼル/電動消火ポンプより格納容器内雰囲気を冷却する手段を整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、高浜1号炉及び2号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「外部電源喪失+非常用所内電源喪失(複数の電気盤破損)」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シーケンスを想定した対策に関連する情報は無い。						

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：電力自主手段

第 1 表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例との比較(5/8)

分類	事故 シーケンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			高浜 1 号炉及び 2 号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
2-2	原子炉補機冷却機能喪失	代替補機冷却	大容量ポンプによる冷却用海水通水	—	・代替ヒートシンクとして EVU 及び SRU	・非常用サービス水系 (冷却水:河川水、地下水)	・空冷式予備熱除去設備 (乾式冷却塔による代替補機冷却)	—	最終ヒートシンク喪失が発生した場合、ドイツでは、河川水又は地下水を最終ヒートシンクとした非常用サービス水系が設置されているほか、イギリスでは、耐震性を備え冷温停止時における原子炉補機冷却系統負荷の除熱が可能な、乾式冷却塔による空冷式予備熱除去設備を整備している。 当社においては、大容量ポンプにより、冷却用の海水を通水する手段を整備している。
		海水系の代替手段	・大容量ポンプ ・送水車	・補助海水ポンプ	—	—	—	・放水トンネルからの取水 (取水部閉塞対策) ・冷却水再循環 (排水部閉塞対策)	原子炉補機冷却海水系の喪失による最終ヒートシンク喪失が発生した場合、米国では補助海水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の移送手段を整備している。また、スウェーデンでは海面の凍結等の影響による冷却水取水部、排水部の閉塞時における冷却水確保手段として、冷却水を冷却系の入口又は冷却水取水部へ再循環させる手段を整備している。 当社においては、原子炉補機冷却水系の機能が健全な状態で、津波等により海水ポンプが使用不能となった場合においても、電源が不要であり、取水口と別の箇所から取水可能な大容量ポンプによる海水供給又は海水ポンプの復旧により、原子炉補機冷却水系による最終ヒートシンクへの熱の移送が可能である。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、高浜 1 号炉及び 2 号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗 (内部事象・津波起因)」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シーケンスを想定した対策に関連する情報は無い。以下に概要を示す。 ○米国 米国 IPE (NUREG-1560,Vol.1-6) における「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」の脆弱性と対策事例について調査したが、当該シーケンスに対する対策に関する記載は確認できなかった。 ○欧州 欧州で確認可能な事業者公開文書である、イギリスの Sizewell B の建設前安全解析書 (PCSR) を確認した。 補機冷却系については、いくつかの補機冷却系喪失との複合事象が考慮されているが、当該シーケンスに関する情報は確認できなかった。						

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：電力自主手段

第1表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例との比較(6/8)

分類	事故シナシグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			高浜1号炉及び2号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
3	格納容器除熱機能喪失	原子炉格納容器冷却	- 格納容器自然対流冷却* (原子炉補機冷却水*又は大容量ポンプによる冷却用海水通水) - 恒設代替低圧注水ポンプ	・2-1における、「原子炉格納容器冷却」と同様	・2-1における、「原子炉格納容器冷却」と同様	・2-1における、「原子炉格納容器冷却」と同様	・2-1における、「原子炉格納容器冷却」と同様	・2-1における、「原子炉格納容器冷却」と同様	欧米における原子炉格納容器の冷却手段は、2-1と同様である。 当社においては、格納容器内自然対流冷却における冷却水として、原子炉補機冷却水又は海水が使用可能である以外は、2-1と同様である。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、高浜1号炉及び2号炉においても整備されていることを確認した。						
4	原子炉停止機能喪失	原子炉停止	ATWS緩和設備* (タービントリップ、主蒸気隔離及び補助給水ポンプの起動)	・ATWS緩和系自動回路	・ATWS緩和系自動回路				ATWS対策設備として、欧米においては、ATWS緩和系自動回路 (AMSAC*¹) を整備している。 当社プラントについても、自動で主蒸気隔離弁の閉止及びタービントリップを行うとともに、補助給水ポンプを自動起動することで、原子炉固有の負の反応度フィードバック特性により原子炉出力を抑制し、炉心の熱除去を行う、ATWS緩和設備を設置している。 * 1. <u>ATWS mitigation system actuation circuitry</u> ATWS発生時に補助給水系を自動起動し、タービンをトリップさせる (当社は主蒸気隔離も合わせて整備)
			緊急ほう酸注入 (安全注入系)	- 緊急ほう酸注入系 - 大容量ポンプ (ディーゼル駆動)	・緊急ほう酸注入系	・緊急ほう酸注入系	・緊急ほう酸注入系	・緊急ほう酸注入系	欧米においては、ATWS発生時に原子炉を未臨界に移行するためのほう酸水の炉心注入手段を整備している。 当社においては、手動で安全注入系による緊急ほう酸注入手段を整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、高浜1号炉及び2号炉においても整備されていることを確認した。						

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：電力自主手段

第 1 表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例との比較(7/8)

分類	事故 シーケンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			高浜 1 号炉及び 2 号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
5	E C C S 注水 機能喪失	炉心注入	・ 2 次冷却系強制冷却* (蒸気発生器への給水手段は、「2 次冷却系からの除熱機能喪失」と同様) ・ 余熱除去ポンプ* ・ 格納容器スプレイ系－余熱除去系タイラインを用いた恒設代替低圧注水ポンプ等による炉心注入	・ 2－1 における、炉心冷却」と同様	・ 2－1 における、炉心冷却」と同様	・ 2－1 における、炉心冷却」と同様	・ 2－1 における、炉心冷却」と同様	－	欧米における炉心注入手段は、2－1 の<炉心冷却>における炉心注入手段と同様である。 当社においては、「中小破断 L O C A + 高圧注入失敗」を想定し、蒸気発生器を用いた 2 次冷却系強制冷却により 1 次冷却系を減温減圧し、低圧注入を促進する手段を整備している。
		(給水源)	・ 2－1 と同様	・ 2－1 と同様	・ 2－1 と同様	・ 2－1 と同様	・ 2－1 と同様	－	
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、高浜 1 号炉及び 2 号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「大破断 L O C A を上回る規模の L O C A (E x c e s s L O C A (地震起因))」、「大破断 L O C A + 低圧注入失敗 (内部事象・地震起因)」、「大・中 L O C A + 蓄圧注入失敗 (内部事象)」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シーケンスを想定した対策に関連する情報は無い。以下に概要を示す。 ○米国 米国 I P E (N U R E G - 1 5 6 0 , V o l . 1 - 6) において、「シビアアクシデントマネジメントガイドライン (S A M G) で対処する」と言及されているのみで、具体的な炉心損傷防止対策は無い。 ○欧州 欧州で確認可能な事業者公開文書である、イギリスの S i z e w e l l B の建設前安全解析書 (P C S R) を確認した。 L O C A についてはいくつかの複合事象が考慮されており、「大 L O C A + 低圧注入失敗 (短期間) + 外部電源喪失」のシーケンスが存在するが、対策は無い。						
6	E C C S 再循環 機能喪失	代替再循環	・ 格納容器スプレイ系－余熱除去系タイラインを用いた代替再循環*	・ 充てんポンプ、安全注入ポンプ、余熱除去ポンプによる代替再循環	・ 低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリーブを用いた代替再循環 (連結スリーブ設置 : 事故後 3 日)	・ 独立非常用系のほう酸水高圧注入系による代替再循環	・ 低圧注入系と格納容器スプレイ系の配管ライン切替による代替再循環	－	欧米においては、米国では、低圧注入系による代替再循環手段を整備しており、フランスでは、低圧注入系全喪失時における低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリーブを用いた格納容器スプレイ系による炉心注入手段を整備している。ドイツでは、独立非常用系のほう酸水高圧注入系による代替再循環手段を整備している。 当社においては、E C C S 注水系の喪失時は、格納容器スプレイ系－余熱除去系タイラインを用いた格納容器スプレイ系再循環手段を整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、高浜 1 号炉及び 2 号炉においても整備されていることを確認した。						

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：電力自主手段

第 1 表 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例との比較(8/8)

分類	事故 シーケンス グループ	想定する 機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			高浜 1 号炉及び 2 号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
7	格納容器バイパス (インターフェイスシステム L O C A、蒸気発生器伝熱管破損)	格納容器バイパス防止	・クールダウンアンドリサーキュレーション※ ・インターフェイスシステム L O C A の検知、隔離（既設の計装・設備から兆候を検知）	・ 1 次系フィードアンドブリード＋2 次冷却系強制冷却 ・ インターフェイスシステム L O C A の早期検知、隔離（既設の計装・設備から兆候を検知）	—	・フィードアンドブリード	・主蒸気逃がし弁（空気作動）開による 1 次冷却系の除熱	—	欧米においては、1 次冷却系及び 2 次冷却系のフィードアンドブリードによる冷却手段を整備しているほか、インターフェイスシステム L O C A の早期検知手段（既設の計装・設備から兆候を検知）を整備している。 当社においては、既設の計装・設備を用いてインターフェイスシステム L O C A の兆候を検知・隔離する手段及び E C C S 等により 1 次冷却系への注水を確保しつつ、主蒸気大気放出弁を用いた蒸気発生器による冷却及び加圧器逃がし弁等による減圧を実施することで漏洩を抑制し、余熱除去系により炉心を冷却する手段（クールダウンアンドリサーキュレーション）を整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、高浜 1 号炉及び 2 号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シーケンスを想定した対策に関連する情報は無い。以下に概要を示す。 ○米国 WH-PWRにおいて、いくつかのFSAR（Beaver Valley、Callaway、Catawa等）を調査したが、SGTR評価における想定破損は、完全両端破断1本である。 ○欧州 現状以上の対策は実施していない。						

※：有効性評価において評価対象とした対策 下線部：電力自主手段

事故（SGTR、IS-LOCA）時の

原子炉トリップ失敗の取扱いについて

内部事象レベル 1 PRAでは、イベントツリー作成に際して炉心損傷回避の成功基準として原子炉トリップに期待している起因事象について、ヘディング「原子炉トリップ」を設定し、トリップしゃ断器の故障等により原子炉トリップに失敗した場合をそれぞれ 1 つの事故シーケンスとして抽出している。

原子炉トリップ失敗を伴う事故シーケンスについてはイベントツリー上で「ATWSのイベントツリーで整理」と記載しているが、ATWSの炉心損傷頻度の評価対象となる起因事象について具体的には以下 2 つの観点で整理している。

①「運転時の異常な過渡変化」への該当

「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「規則」という。）」第 44 条の記載からも ATWS の対象とする起因事象は「運転時の異常な過渡変化」とされており、これにより整理した。

【規則抜粋】

（緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備）

第 44 条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生する

おそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を設けなければならない。

② A T W S 緩和設備作動に期待する事象

炉心損傷頻度算出に際して、A T W S の起因事象発生頻度として1次冷却材圧力及び温度の観点で厳しく、A T W S 緩和設備に期待する必要がある「運転時の異常な過渡変化」のうち実績のある事象を評価対象として整理した。

具体的には、安全評価指針における「運転時の異常な過渡変化」のうち、A T W S 発生時に蒸気発生器2次側保有水が減少することにより補助給水が必要となる事象（A T W S 緩和設備が作動する事象）としては、以下の5事象であり、そのうち発生実績のある3事象（外部電源喪失、主給水流量喪失、負荷の喪失）を対象として評価した。

事象	発生件数 (1976/4/1～2011/3/31)
原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	実績なし
原子炉冷却材流量の部分喪失	実績なし
外部電源喪失（送電系の故障を含む）	9件
主給水流量喪失	5件
負荷の喪失	20件

前述の観点により今回の内部事象レベル1 P R A のイベントツリーから抽出される原子炉トリップ失敗を伴う事故シーケンスの取扱いを整理した結果は以下のとおりである。S G T R、I S－L O C A等、観点①、②により対象外と整理した起因事象については、A T W S の観点では比較的厳しくない^{※1}事象であると考えられるため、A T W S の起

因事象発生頻度の評価対象外としている。なお、観点①、②により対象外とした事故シーケンスの発生頻度は対象起因事象 3 事象から算出された A T W S の発生頻度 (2.0×10^{-8} (／炉年) ※²) と比較して十分低いことを確認している。

さらに、このように低頻度ではあるものの、S G T R や I S - L O C A 時に原子炉トリップ失敗が発生した場合においても、参考に示すように、運転手順にしたがって、まず「未臨界の維持」を優先し、手動トリップ操作、M - G セット電源断による制御棒挿入や、緊急ほう酸濃縮を行って未臨界を維持した上で、事象ベースの運転手順に戻って必要な次の手順に移行していくことで、事象発生初期の冷却材放出は厳しくなるものの、運転操作に迷うことなく事故時対応を実施することができる。

起因事象	観点① 「運転時の異常な過渡変化」に該当	観点② A T W S 緩和設備が必要で 起因事象発生実績有	備考 (原子炉トリップ失敗 確率 $2.8\text{E-}7$)
小破断 L O C A	×	×	発生頻度: $6.2\text{E-}11$ (/炉年)
極小 L O C A	×	×	発生頻度: $5.9\text{E-}10$ (/炉年)
原子炉補機冷却機能喪失	×	×	発生頻度: $5.6\text{E-}11$ (/炉年)
外部電源喪失	○	○	A T W S 対象
2 次冷却系の破断	×	×	発生頻度: $1.2\text{E-}10$ (/炉年)
蒸気発生器伝熱管破損	×	×	発生頻度: $6.7\text{E-}10$ (/炉年)
主給水流量喪失、 過渡事象	○	○	A T W S 対象 (過渡事象は負荷喪失)
インターフェイス システム L O C A	×	×	発生頻度: $8.4\text{E-}18$ (/炉年)

※ 1 : L O C A 事象の場合、安全注入信号により高濃度のほう酸が炉心に注入され、A T W S 時の挙動の緩和に期待できる。また、蒸気発生器による冷却が健全であれば、1 次冷却系を減圧することが可能である。

※ 2 : 原子炉トリップ失敗確率はフォールトツリー解析により評価しているため、数値はプラントの原子炉保護系設備構成に依存するが、国内 P W R プラントの原子炉保護系の基本的な設計の考え方は同等であり、ここでの評価に有意に影響するような差異ではない。

＜参考：SGTR、IS-LOCA時に原子炉トリップ失敗した場合の対応について＞

低頻度ではあるものの、外部電源喪失や主給水流量喪失、負荷喪失以外の起因事象発生時に原子炉トリップ失敗となった場合には、現在想定しているATWS事象よりも1次冷却系に対して厳しい条件となることが想定される。

特にSGTRやIS-LOCAといった原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できない格納容器バイパスシーケンスとなる可能性のある事象については、本来の炉心損傷防止対策である系外への冷却材の放出抑制のための漏えい箇所の隔離やクールダウンアンドリサーキュレーションに対して負の反応度投入を目的とした手動トリップやほう酸水注入が必要となる等、事象進展や対策が大きく異なるが、このような場合には「止める、冷やす、閉じ込める」の優先順位で対応するよう定められた安全機能ベースの運転手順に基づき、順次対応を実施することとしている（別添参照）。

具体的にSGTRやIS-LOCAが発生した場合に原子炉トリップが必要となるのは、破損伝熱管が1本程度のSGTR、規模が小さく隔離が早めに成功したIS-LOCA等であり、原子炉トリップまで数分、仮に炉心への注入機能が喪失した場合でも、炉心損傷まではさらに数時間程度の時間を有する比較的緩やかな事象進展となる。

一方、ATWSは、発生後数分の間に急峻な事象進展挙動を示し、対応として手動トリップによる制御棒挿入あるいはほう酸の添加により事象が終結する、長くても数十分の短期間の事象である。

また、重大事故等対策として整備しているATWS緩和設備は、補助

給水起動、タービントリップ及び主蒸気隔離を作動させるものであり、SGTR時やIS-LOCA時に必要な安全機能の動作を阻害するものではない。また、ATWS時の挙動緩和としては重要であるが、SGTRやIS-LOCAの比較的緩やかな挙動に対する影響は軽微なことから、SGTR時やIS-LOCA時にATWS緩和設備が作動したとしても、これらの事象への対応に有意な悪影響を及ぼすものではない。

したがって、SGTR、IS-LOCA時に原子炉トリップ失敗が発生した場合においても、運転手順にしたがって、まず「未臨界の維持」を優先し、手動トリップ操作やM-Gセット電源断による制御棒挿入や、緊急ほう酸濃縮を行って未臨界を維持した上で、事象ベースの運転手順に戻って必要な次の手順に移行していくことで、事象発生初期の冷却材放出は厳しくなるものの、運転操作に迷うことなく事故時対応を実施することができる。

別添：「手順書間の優先順位及び使用するマニュアル例について」（抜粋）

手順書間の優先順位及び使用するマニュアル例について(1/2)

＜安全機能パラメータ一覧＞

警報 優先 順位	緊急 度	安全機能ベースの 操作所則	監視パラメータおよび適用条件
1	高	未臨界の維持(1)	①原子炉出力 $\geq$ □または ②中間領域起動率が□
2		炉心冷却の維持(1)	炉心出口温度 $\geq$ □℃
3		S/G除熱機能の維持	①全S/G換熱水位□および合計補助給水流量□ t^3/h または ②いずれかのS/Gが主蒸気安全弁作動圧力□ MPa 以上で上界継続
4		格納容器健全性の 維持	格納容器圧力 $\geq$ □ Pa および格納容器スプレイ系不作動
5		放射能放出防止	格納容器高レベルレンジモニタ指示値 $\geq$ □ mSv/h および 格納容器スプレイ系不作動
6	低	未臨界の維持(2) 注1	①中性子源領域起動率が□または ②P-6以上で中間領域起動率が□ PPM 注1 未臨界状態を確保する上で緊急性は要しない「注意レベル」として設定。 注2 他の安全機能動作を優先するが、確実な機能維持の観点から適用条件として設定。
7		炉心冷却の維持(2) 注2	サブクール度 $\geq$ □℃および炉心出口温度 $\geq$ □℃ 注2 炉心冷却状態を確保する上で緊急性は要しない「注意レベル」として設定。 注3 他の安全機能動作を優先するが、確実な機能維持の観点から適用条件として設定。
8		1次系保有水の維持	加圧器水位 $\leq$ □
—	—	事故時操作所則 (第3部)へ移行	炉心出口温度 $\geq$ □℃及び格納容器高レベルレンジエリアモニタ(高レンジ) 指示 $\geq$ □ mSv/h

- 安全機能ベース操作所則導入条件の連続監視
 - 事象判別や事象判別後の収束までの間、原子炉停止機能、炉心冷却機能および蒸気発生器除熱機能等の安全機能を監視
 - 安全機能が喪失した場合、事故時操作所則(第2部)に移行し、安全機能ベースの操作所則により対応を実施
- 安全機能パラメータの連続監視
 - 安全機能ベース操作所則導入判断に用いる計器類については、中央制御室内に設置されており、容易に監視が可能である。

●事故時操作所則(第2部)の手順書には適用条件が定められているが、複数の適用条件が同時に成り立った場合には、使用するための優先順位が必要になる。

各手順書間における適用の優先順位の考え方

＜事象ベース手順書同士の優先順位＞
基本的には、事象ベースであるため手順書間の重畳はないため優先順位はない。

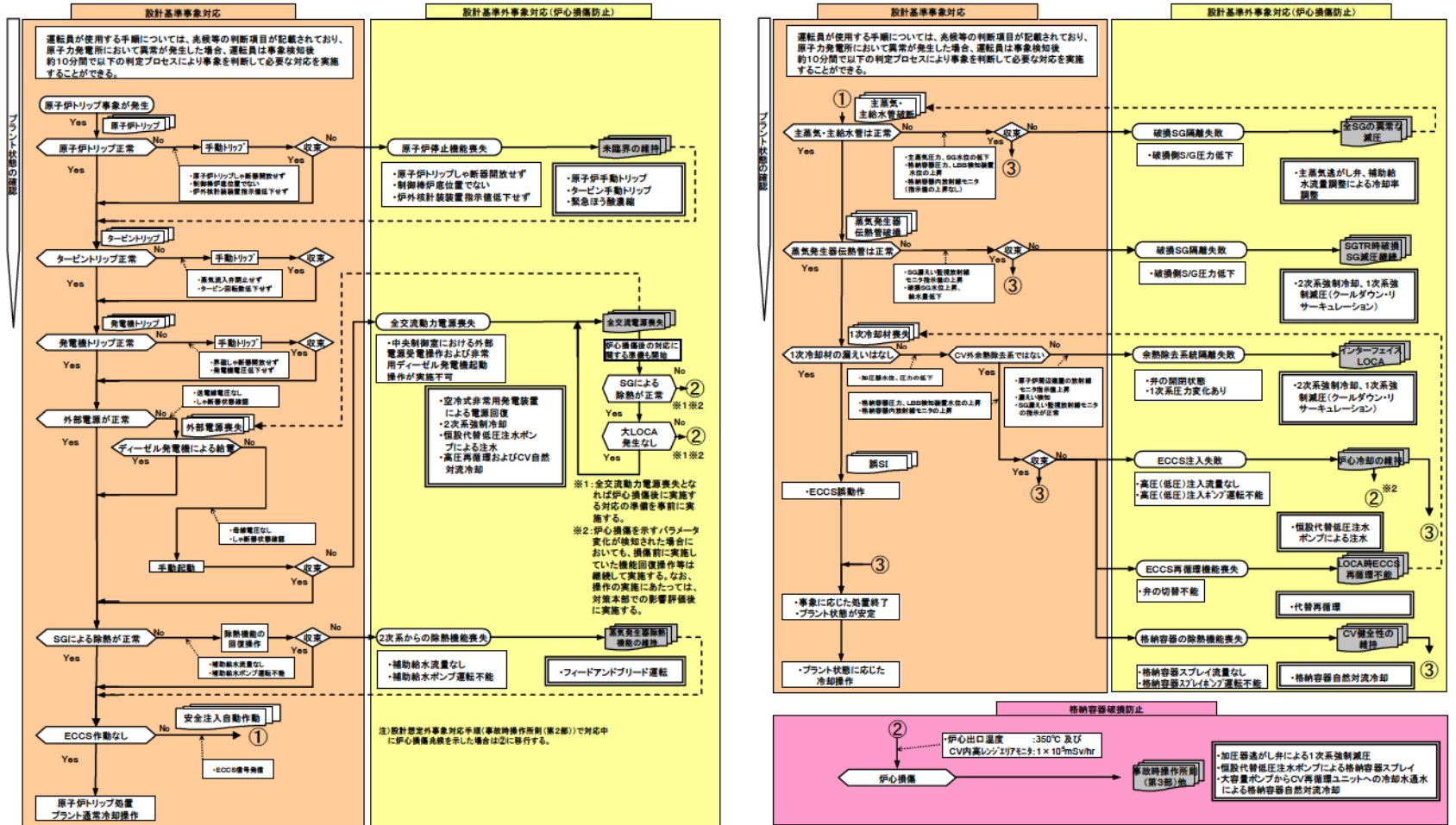
＜安全機能ベース手順書同士の優先順位＞
「止める」「冷やす」「閉じ込める」の安全機能に従った優先順位を決定している。

＜安全機能ベースと事象ベースの相互間の優先順位＞
事象ベース手順書対応時に、安全機能ベース手順書の条件が満たされた場合は、基本的に安全機能ベース手順書に移行する。なお、事象ベース手順書「全交流電源喪失」のようなサポート系の機能喪失等については、基本的に事象ベース手順書内で安全機能ベース手順書の主となる運転操作を実施するため、その観点からも安全機能ベースが優先となっている。

枠組みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

手順書間の優先順位及び使用するマニュアル例について(2/2)

原子力発電所における異常発生時のプラント状態の確認と使用マニュアルの例



P R Aにおける主要なカットセットについて

各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスについて、炉心損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度への寄与割合の観点で整理し、主要なカットセットに対する重大事故等対処設備の整備状況等を確認した。

各事故シーケンスをカットセットレベルまで展開した結果、発生頻度の高いカットセットに対しては多重に対策を講じる等、今後のさらなる安全性向上に資することができると考えられる。

なお、国内外の先進的な対策を講じても対策が困難な事故シーケンスに対しては、全炉心損傷頻度への寄与が小さいことを確認しており、さらにこれらの事故シーケンスに対しては、炉心損傷を防止することは困難であるが、炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和に期待できるカットセットが存在することを確認した。

また、格納容器破損防止対策の各格納容器破損モードについても同様に、格納容器破損頻度がドミナントとなるプラント損傷状態（P D S）と主要なカットセットの展開を行い、これらの格納容器破損頻度の観点でドミナントなカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。

以下に、内部事象レベル 1、内部事象レベル 1. 5、停止時レベル 1 P R Aそれぞれにおけるカットセット分析結果を示す。

1. 内部事象レベル 1 P R A

(1) 選定条件

事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するものがあるため、ここでは、各事故シーケンスについて以下の判断基準を基に主要なカットセットを抽出した。

- ・ 炉心損傷頻度が 1×10^{-7} (／炉年) 以上のカットセット
- ・ 事故シーケンスの中で上位 3 位までのカットセット

各事故シーケンスにおける主要なカットセット及び炉心損傷防止対策の整備状況等について第 1-1 表～第 1-7 表に示す。

(2) 主要なカットセットの確認結果

第 1-1 表～第 1-7 表に示したとおり、一部に「大破断 L O C A + 低圧注入失敗」のような国内外の先進的な対策を考慮しても対策が困難な事故シーケンスが存在するものの、大半の事故シーケンスに対しては、主要なカットセットレベルまで展開した場合において、整備された炉心損傷防止対策により炉心損傷防止が可能であることを確認した。

一方、P R A では様々な故障モードや人的過誤を考慮しており、その事故シーケンス上の違いを考慮するが、類似するものはまとめられて 1 つの事故シーケンスとして扱っている。そのため、事故シーケンスに含まれる機器の故障モードによっては、有効性評価で考慮した対策が必ずしも有効でない場合も存在する。

事故シーケンスに含まれる機器の故障モードを分析した結果、事故シーケンスグループのうち、「2 次冷却系からの除熱機能喪失」、「E C C S 注水機能喪失」及び「E C C S 再循環機能喪失」に含まれる一部の事故シーケンスにおいて、故障モードによっては有効性評価で考慮

した対策では対応できない場合があることを確認した。

○ 2 次冷却系からの除熱機能喪失（第 1-1 表参照）

この事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスは、補助給水機能が喪失して炉心損傷に至る事故シーケンスが大半を占めている。これに対応する炉心損傷防止対策は、フィードアンドブリードであるが、「D C 母線 1 系列喪失＋補助給水失敗」の事故シーケンスのうち、健全側トレンに接続された制御建屋送気ファンの起動操作等に失敗すると制御建屋空調装置が機能喪失となり、計装用電源が冷却できなくなる。この場合、監視計器の電源が無くなるため補助給水失敗となるが、これにより当該シーケンスが発生した場合、有効性評価で考慮した対策では対応できない※1。しかしながら、この場合でも、閉止したダンパを手動で強制開とする等の操作を実施し、制御建屋空調装置が使用可能とすることで補助給水が実施でき、炉心損傷を防止できる可能性があると考えられる。

※1：フィードアンドブリードを実施する場合にも監視計器が必要となるため、制御建屋空調装置が機能喪失時には、フィードアンドブリードに失敗し炉心損傷に至る。

○ E C C S 注水機能喪失（第 1-5 表参照）

この事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスは、高圧注入や低圧注入等に失敗することで、炉心からの除熱に失敗する事故シーケンスである。これに対応する炉心損傷防止対策は、2 次冷却系強制冷却による低圧注入であるが、「極小 L O C A＋充てん／高圧注入失敗」の事故シーケンスのうち、燃料取替用水タンクが閉塞した場合、

有効性評価で考慮した対策では対応できない。しかしながら、この場合でも、1次系純水タンク及びほう酸タンクを用いた充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入を実施することにより炉心損傷を防止できる可能性があると考えられる。

また、「DC母線1系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧注入失敗」の事故シーケンスのうち、健全側の1次系冷却水配管の外部リークや、1次系冷却水ポンプ継続運転失敗の共通要因故障により原子炉補機冷却水系の機能が喪失することで高圧注入に失敗し、当該シーケンスが発生した場合、有効性評価で考慮した対策では対応できない※1。この場合でも、1次系冷却水ポンプを手動起動して原子炉補機冷却水系の機能を確保したうえで、充てん／高圧注入ポンプ又は低圧注入ポンプの手動起動（現場でしゃ断器投入）等を実施し、炉心注水を確保することで炉心損傷を防止できる可能性があると考えられる。

※1：2次冷却系強制冷却及び低圧注入時には、低圧注入ポンプが必要となるが、原子炉補機冷却水系が機能喪失している場合は低圧注入に失敗し炉心損傷に至る。

○ECCS再循環機能喪失（第1-6表参照）

この事故シーケンスグループに分類される事故シーケンスは、高圧再循環又は低圧再循環に失敗することで、炉心からの除熱に失敗するシーケンスである。これに対応する炉心損傷防止対策は、2次冷却系強制冷却による代替再循環等であるが、「大破断LOCA＋低圧再循環失敗」において、運転員が再循環切替の診断に失敗することで、炉心損傷に至るカットセットが支配的となった。しかしながら、運転員は

事故時の操作に関して十分な訓練を受けており、PWRにおいて代表的な事故である大破断LOCAの発生を警報やパラメータから認知できる可能性は高いと考えられる。

また、「DC母線1系列喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA+低压再循環失敗」の事故シーケンスのうち、健全側の1次系冷却水クーラ出口弁の開操作失敗や海水ポンプ出口弁の試験後の戻し忘れにより原子炉補機冷却水系の機能が十分確保されなかった場合、低压再循環に失敗し※1、当該シーケンスが発生した場合、有効性評価で考慮した対策では対応できない※2。しかしながら、この場合でも、負荷の隔離操作や海水ポンプの手動起動により、原子炉補機冷却水系の機能を確保することで低压再循環の実施が可能となり炉心損傷を防止できる可能性があると考えられる。

※1：DC母線の1系列喪失によりSFPクーラの自動隔離ができず、1次系冷却水クーラ出口弁の開操作にも失敗した場合、必要な原子炉補機冷却水系の機能を確保できず、低压再循環失敗となる。

また、DC母線1系列喪失時に、海水ポンプ出口弁の戻し忘れや外部電源喪失が重なった場合、海水ポンプが1台しか起動できず、原子炉補機冷却水系の機能を確保できず、低压再循環失敗となる。

※2：代替再循環には内部スプレポンプが必要となるが、※1と同様、必要な1次系冷却水クーラの基数や海水ポンプの台数を確保できないため、内部スプレポンプの冷却ができずに代替再循環に失敗し炉心損傷に至る。

第 1-1 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（2 次冷却系からの除熱機能喪失）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
手動停止 +補助給水失敗	①復水タンク閉塞	2.8E-6	35%	8.2E-6	フィード アンド ブリード	○
	②補助給水系各機器のリーク	1.9E-6	23%			○
過渡事象 +補助給水失敗	手動停止と同様			3.5E-6	手動停止と同様	
2 次冷却系の破断 +補助給水失敗	① 2 次冷却系破断事象診断失敗による 破断 SG ループへの給水停止失敗	1.2E-6	44%	2.6E-6	フィード アンド ブリード	○
	②蒸気発生器補助給水弁 562A 閉失敗	1.1E-6	41%			○
	③蒸気発生器補助給水弁 562A 閉操作失敗	3.7E-7	14%			○
DC 母線 1 系列喪失 +補助給水失敗	①制御建屋送気ファン B 起動操作失敗	1.9E-7	9%	2.1E-6	フィード アンド ブリード	○※1
	②制御建屋循環ファン B 起動操作失敗	1.9E-7	9%			○※1
	③制 御 建 屋 送 気 ファン 入 口 ダ ン パ 6650 開操作失敗	1.9E-7	9%			○※1
	④冷水ポンプ B 起動操作失敗	1.9E-7	9%			○※1
	⑤チラーユニット B 起動操作失敗	1.9E-7	9%			○※1
	⑥制御建屋送気ファン 風量低警報 読取失敗	1.8E-7	9%			○※1
	⑦制御建屋循環ファン 風量低警報 読取失敗	1.8E-7	9%			○※1
	⑧冷水ポンプ 流量低警報読取失敗	1.8E-7	9%			○※1
主給水流量喪失 +補助給水失敗	手動停止と同様			3.9E-7	手動停止と同様	
外部電源喪失 +補助給水失敗	手動停止と同様			1.5E-7	手動停止と同様	
SGTR +補助給水喪失	手動停止と同様			8.2E-8	手動停止と同様	
極小 LOCA +補助給水失敗	手動停止と同様			7.5E-8	手動停止と同様	
小破断 LOCA +補助給水失敗	手動停止と同様			7.7E-9	手動停止と同様	
2 次冷却系の破断 +主蒸気隔離失敗	①「タービン動補助給水ポンプ蒸気元 弁出口逆止弁 109A 閉失敗」 + 「ター ビン動補助給水ポンプ蒸気元弁 108A 閉失敗」	3.4E-11	79%	4.3E-11	フィード アンド ブリード	○
	②「主蒸気逆止弁 540A 閉失敗」 + 「主蒸気隔離弁 537B(C) 閉失敗」	6.1E-12	14%			○
	③「主蒸気隔離弁バイパス弁 536B(C) 内部リーク」 + 「主蒸気逆止弁 540A 閉失敗」	1.7E-12	4%			○

※1：ダンパを手動で強制的に開とする等の操作を実施することで炉心損傷を防止できる可能性がある。

【主要なカットセットに対する検討】

○本グループに含まれる事故シーケンスは、補助給水機能が喪失して炉心損傷に至る事故シーケンスが大半を占めている。補助給水機能が喪失する要因としては、ポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失等が考えられ、ここでは、復水タンク閉塞による水源喪失が支配的となっているが、炉心損傷防止対策として補助給水系とは異なる系統を使用したフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能である。

○また、「2次冷却系の破断+補助給水失敗」及び「2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗」の事故シーケンスでは、破断ループ隔離に伴う診断過誤や操作失敗（HE）が上位のカットセットとして抽出されたが、これらについても同様にフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能である。

第 1-2 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット
(全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失)

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
外部電源喪失 +非常用所内 交流電源喪失	①ディーゼル発電機・A(B)継続運 転失敗+ディーゼル発電機・B(A) 試験による待機除外	8.7E-8	5%	1.8E-6	空冷式非常用 発電装置 + 2 次冷却系強制冷却 + 恒設代替低圧 注水ポンプに よる炉心注入	○
	②ディーゼル発電機・A,B起動失敗 共通要因故障	7.8E-8	4%			○
	③ディーゼル発電機室空調系手動 ダンパ0001(0002)戻し忘れ+ ディーゼル発電機・B(A)試験に よる待機除外	6.1E-8	4%			○
原子炉補機 冷却機能喪失 +RCP シール LOCA	RCP シール LOCA 発生	4.2E-5	100%	4.2E-5	2 次冷却系強制冷却 + 恒設代替低圧 注水ポンプ※1に よる炉心注入	○
原子炉補機 冷却機能喪失 +加圧器逃がし弁 /安全弁 LOCA	加圧器安全弁 8010A(B,C) 再閉止失敗	9.0E-7	100%	9.0E-7		○
原子炉補機 冷却機能喪失 +補助給水失敗	①復水タンク閉塞	2.5E-9	36%	6.8E-9	無し	—※2
	②補助給水系各機器のリーク	2.3E-10	3%			—※2

※1：ポンプの電源である空冷式非常用発電装置を含む

※2：炉心損傷防止対策が有効なカットセットであるが、時間余裕の観点で発生頻度の低減が
厳しい

【主要なカットセットに対する検討】

- 「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」はディーゼル発電機 1 台が試験による待機除外中に別の 1 台が継続運転に失敗する等して非常用所内交流電源が喪失し、全交流動力電源喪失となり炉心損傷に至る事故シーケンスであるが、代替電源である空冷式非常用発電装置により電源を確保し 2 次冷却系強制冷却及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注入を実施することにより炉心損傷防止が可能である。
- 原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合、RCPシールLOCAや加圧器逃がし弁/安全弁LOCAが発生することにより炉心損傷に至ることが考えられるが、この場合も 2 次冷却系強制冷却及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注入を実施することで炉心損傷防止が可能である。
- また「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」においても 2 次冷却系からの除熱機能喪失時と同様、フィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能な事故シーケンスであるが、フィードアンドブリードを実施するためには、喪失した原子炉補機冷却機能の復旧が必要であり、時間余裕の観点から発生頻度の低減が厳しい事故シーケンスである。また、主給水系が健全である場合、主給水系を用いた代替給水により炉心損傷を防止できる場合もある。

第 1-3 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（原子炉格納容器の除熱機能喪失）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
小破断 LOCA +格納容器スプレ イ再循環失敗	①内部スプレポンプ入口弁（燃料取替 用水タンク側）6400A,B開操作失敗	9.5E-8	14%	6.8E-7	格納容器内 自然対流冷却	○
	②内部スプレポンプ入口弁（格納容器 サンプB側）6408A,B開操作失敗	9.5E-8	14%			○
	③内部スプレポンプ起動操作失敗	9.5E-8	14%			○
中破断 LOCA +格納容器スプレ イ再循環失敗	小破断LOCAと同様			2.1E-7	小破断 LOCA と同様	
小破断 LOCA +格納容器スプレ イ注入失敗	①オリフィス02A1(A2,A3,A4,B1,B2, B3,B4)外部リーク+内部スプレポン プC(A,B,D)試験による待機除外	5.9E-9	36%	1.6E-8	格納容器内 自然対流冷却	○
	②内部スプレリング入口弁6407A (B,C,D)閉塞+内部スプレポンプ C(A,B,D)試験による待機除外	2.0E-9	12%			○
	③格納容器スプレイ作動信号A,B両ト レン 共通要因故障	5.4E-10	3%			○
中破断 LOCA +格納容器スプレ イ注入失敗	小破断LOCAと同様			5.2E-9	小破断LOCAと同様	
DC 母線 1 系列喪失 +加圧器逃がし弁/ 安全弁 LOCA +格納容器スプレ イ注入失敗	①加圧器安全弁8010A(B,C)内部リーク +内部スプレポンプ（Bトレン側）試 験による待機除外	2.1E-12	7%	3.0E-11	格納容器内 自然対流冷却	○
	②加圧器逃がし弁444A再閉止失敗 +440VパワーセンタB動力変圧器（B トレン）機能喪失	4.4E-13	2%			○
DC 母線 1 系列喪失 +加圧器逃がし弁/ 安全弁 LOCA +格納容器スプレ イ再循環失敗	①加圧器安全弁8010A(B,C)内部リーク +よう素除去薬品タンク出口弁 6417B閉失敗	4.4E-13	3%	1.7E-11	格納容器内 自然対流冷却	○
	②加圧器安全弁8010A(B,C)内部リーク +内部スプレポンプ入口弁（格納容 器サンプB側）6408B開失敗	4.4E-13	3%			○
	③加圧器安全弁8010A(B,C)内部リーク +内部スプレクーラ冷却水出口弁 5261B開失敗	4.4E-13	3%			○

【主要なカットセットに対する検討】

○本グループに含まれる事故シーケンスは、格納容器スプレイ機能（注入／再循環）が喪失することにより格納容器が先行破損して炉心損傷に至る事故シーケンスである。格納容器スプレイ機能が喪失する要因としては、ポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失等が考えられるが、ここでは、内部スプレポンプ入口弁の開操作失敗や内部スプレポンプの起動操作失敗が支配的となっている。その場合でも、格納容器スプレイシステムを使用しない格納容器内自然対流冷却を実施することで炉心損傷防止が可能である。

第 1-4 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（原子炉停止機能喪失）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
ATWS	①原子炉トリップ／トリップバイパス しゃ断器開失敗 共通要因故障	2.0E-8	100%	2.0E-8	ATWS 緩和設備	○

【主要なカットセットに対する検討】

○本グループに含まれる事故シーケンスは、運転時の異常な過渡変化が発生した際に原子炉トリップに失敗する事象であるが、原子炉トリップに失敗するカットセットとして、共通要因故障によるしゃ断器の開失敗が支配的な要因となっている。この場合においても A T W S 緩和設備により炉心損傷防止が可能である。

第 1-5 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（ECCS 注水機能喪失）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
小破断 LOCA + 高圧注入失敗	①低温側高圧注入弁8943B(C)閉塞	1.6E-7	45%	3.7E-7	2 次冷却系強制冷却 + 低圧注入	○
	②低温側高圧注入ラインオリフィス05B (C)閉塞	6.2E-8	17%			○
	③低温側高圧注入ラインオリフィス 972(973)閉塞	6.2E-8	17%			○
極小 LOCA + 充てん/ 高圧注入失敗	①充てん／高圧注入ポンプ燃料取替用水 タンク側入口弁 115B,D 開失敗 共通要 因故障	4.3E-8	21%	2.1E-7	2 次冷却系強制冷却 + 低圧注入	○
	②充てん／高圧注入ポンプ入口ベントラ イン隔離弁 8190,8191 閉失敗 共通要 因故障	3.6E-8	17%			○
	③燃料取替用水タンク閉塞	2.6E-8	12%			○※1
中破断 LOCA + 高圧注入失敗	小破断 LOCA と同様			1.1E-7	小破断 LOCA と同様	
大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗	①アキュムレータB(C)閉塞	6.2E-9	68%	9.2E-9	無し	—
	②アキュムレータ出口弁8808B(C)閉塞	1.9E-9	21%			—
	③アキュムレータ出口逆止弁8948B(C)開 失敗	4.2E-10	5%			—
大破断 LOCA + 低圧注入失敗	①燃料取替用水タンク閉塞	2.7E-10	22%	1.2E-9	無し	—
	②燃料取替用水タンク出口逆止弁8958 開失敗	2.1E-10	17%			—
	③余熱除去ポンプA,B起動失敗 共通要因故障	1.0E-10	9%			—
中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗	①アキュムレータ出口逆止弁8956B,C 開失敗共通要因故障	1.1E-11	44%	2.5E-11	無し	—
	②アキュムレータ出口逆止弁8948B,C 開失敗共通要因故障	1.1E-11	44%			—
	③アキュムレータB,C同時閉塞	1.4E-12	6%			—
DC 母線 1 系列 喪失 + 加圧器 逃がし弁 / 安 全弁 LOCA + 高圧注入失敗	①加圧器安全弁8010A(B,C)再閉止失敗 + 1次系冷却水配管外部リーク（Bヘッ ダ）	4.0E-12	24%	1.7E-11	2 次冷却系強制冷却 + 低圧注入	○※2
	②加圧器安全弁A(B,C)再閉止失敗 + 1次 系冷却水ポンプA,D継続運転失敗 共 通要因故障	8.6E-13	5%			○※2

※1：1 次系純水タンク及びほう酸タンクを用いた充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入を実施することにより炉心損傷を防止できる可能性がある。

※2：充てん／高圧注入ポンプの手動起動（現場でしゃ断器投入）等を実施することで炉心損傷を防止できる可能性がある。

【主要なカットセットに対する検討】

○本グループに含まれる事故シーケンスは、「中、小破断 LOCA + 高圧注入失敗」及び「極小 LOCA + 充てん／高圧注入失敗」が支配的となっており、これらの事故シーケンスは高圧注入機能が喪失して炉心損傷に至る事故シーケンスである。高圧注入系が喪失する要因として、ポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失等が考えられるが、ここでは、注入ラインの手動弁やオリフィスが閉塞することによる注入ライン閉塞が支配的である。その場合でも、炉心損傷防止対策として 2 次冷却系強制冷却による 1 次冷却系の減圧後、閉塞した高圧注入系と別の系統から低圧注入等を実施することで炉心損傷を防止することが可能である。

○一方、「大破断LOCA+低圧注入失敗」、「大、中破断LOCA+蓄圧注入失敗」の事故シーケンスは国内外の先進的な対策を考慮しても対策が困難なものであるが、全炉心損傷頻度への寄与は小さい。また、炉心損傷防止は困難であるが、例えば、「大、中破断LOCA+蓄圧注入失敗」の事故シーケンスの場合、高圧注入や代替低圧注入ポンプ等を活用して何らかの形で注水することで炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和に期待できる可能性がある。

第 1-6 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット (ECCS 再循環機能喪失)

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
小破断 LOCA + 低圧再循環失敗	① 余熱除去ポンプ A,B 起動操作失敗	9.5E-8	12%	7.7E-7	2 次冷却系強制 冷却 + 代替再循環	○
	② 余熱除去ポンプ入口弁 (燃料取替用水 タンク側) 8809A,B) 閉操作失敗	9.5E-8	12%			○
	③ 余熱除去ポンプ A,B 停止操作失敗	9.5E-8	12%			○
中破断 LOCA + 低圧再循環失敗	小破断 LOCA と同様			2.4E-7	小破断 LOCA と同様	
小破断 LOCA + 高圧再循環失敗	① 充てん / 高圧注入ポンプ入口ヘッダ 非常用補給水弁 (115B,D) 閉操作失敗	9.5E-8	42%	2.3E-7	2 次冷却系強制 冷却 + 低圧再循環 又は代替再循環	○
	② 余熱除去系再循環弁 (充てん / 高圧注 入ポンプ連絡) 8706A,B 開操作失敗	9.5E-8	42%			○
	③ 余熱除去系再循環弁 (充てん / 高圧注 入ポンプ連絡) 8706A,B 開失敗 共通要因故障	4.5E-9	2%			○
大破断 LOCA + 低圧再循環失敗	① 1 次冷却材喪失の発生診断失敗	5.9E-8	46%	1.3E-7	2 次冷却系強制 冷却 + 代替再循環	○※1
	② 余熱除去ポンプ A,B 起動操作失敗	9.5E-9	7%			○
	③ 余熱除去ポンプ入口弁 (燃料取替用水 タンク側) 8809A,B) 閉操作失敗	9.5E-9	7%			○
中破断 LOCA + 高圧再循環失敗	小破断 LOCA と同様			7.0E-8	小破断 LOCA と同様	
DC 母線 1 系列 喪失 + 加圧器逃 がし弁 / 安全弁 LOCA + 低圧再 循環失敗	① 加圧器安全弁 8010A(B,C) 内部リー ク + 1 次系冷却水クーラ出口弁 5122C 開操作失敗	1.9E-12	4%	4.5E-11	2 次冷却系強制 冷却 + 代替再循環	○※2
	② 加圧器安全弁 8010A(B,C) 再閉止失敗 + 海水ポンプ出口弁 6501D 戻し忘れ + 外部電源喪失	1.6E-12	4%			○※2
DC 母線 1 系列 喪失 + 加圧器逃 がし弁 / 安全弁 LOCA + 高圧再 循環失敗	① 加圧器安全弁 8010A(B,C) 内部リーク + 充てん / 高圧注入ポンプ入口ヘッ ダ非常用補給水弁 115B 閉失敗	4.4E-13	6%	7.1E-12	2 次冷却系強制 冷却 + 低圧再循環 又は代替再循環	○
	② 加圧器安全弁 8010A(B,C) 内部リーク + 余熱除去系再循環弁 (充てん / 高圧 注入ポンプ連絡) 8706B 開失敗	4.4E-13	6%			○

※1： 運転員が事故発生を認知できずに状態を放置し続けることは想定しがたい。

※2： 手動で負荷制御等を実施することで炉心損傷を防止できる可能性がある。

【主要なカットセットに対する検討】

○本グループに含まれる事故シーケンスは、再循環機能が喪失することで炉心損傷に至る事故シーケンスである。高浜 1 号炉及び 2 号炉では、高圧再循環を実施する際には低圧再循環によるブースティングが必要となり低圧再循環に失敗した場合、高圧再循環も自動的に失敗となる。再循環機能が喪失する要因としてはポンプ故障、注入配管閉塞、再循環切替失敗、水源喪失等が考えられ、ここでは余熱除去ポンプの起動操作や余熱除去クーラ冷却水出口弁の開操作失敗等による注入失敗が支配的となっているが、その場合でも 2 次冷却系強制冷却による低圧再循環等を実施することにより炉心損傷を防止することが可能である。

第 1-7 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（格納容器バイパス）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
蒸気発生器 伝熱管破損 +破損側蒸気 発生器の 隔離失敗	①蒸気発生器補助給水弁562A閉失 敗+主蒸気管破断	6.1E-7	58%	1.1E-6	クールダウン アンド リサーキュレ ーション	○
	②蒸気発生器補助給水弁562A閉操 作失敗+主蒸気管破断	2.1E-7	20%			○
	③蒸気発生器伝熱管破損の発生診 断失敗+主蒸気管破断	6.5E-8	6%			○
インターフェイスシステム LOCA	—	3.0E-11	100%	3.0E-11	クールダウン アンド リサーキュレ ーション	○

【主要なカットセットに対する検討】

○本グループに含まれる事故シーケンスは、格納容器バイパス事象として蒸気発生器伝熱管破損発生後の破損側蒸気発生器の隔離失敗やインターフェイスシステムLOCAが発生するものであるが、いずれの場合もECCS等を用いたクールダウンアンドリサーキュレーションを実施することで炉心損傷防止が可能である。

2. 内部事象レベル1．5 P R A

(1) 選定条件

レベル1．5 P R Aでは炉心損傷時のプラント損傷状態（P D S）により、事故シーケンスをグループ化し、各P D Sから個別の格納容器破損モードへ至る頻度として格納容器破損頻度を算出している。

各格納容器破損モードには複数のP D Sが属しており、評価事故シーケンス選定に際しては代表的なP D Sを選定の後、当該P D Sに属する事故シーケンスから評価事故シーケンスの選定を実施している。

ここでは、各格納容器破損モードに至る可能性のあるすべての事故シーケンスを対象に、上位3位までのカットセットを抽出することとし、主要なカットセット及び格納容器破損防止対策の整備状況等について第2表に整理した。

(2) 主要なカットセットの確認結果

格納容器破損防止対策の有効性評価を行う各格納容器破損モードについて、格納容器破損頻度が支配的となるP D Sと主要なカットセットの展開を行い、これらの格納容器破損頻度の観点で支配的なカットセットに対して今回整備した格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。

第2表 格納容器破損モードごとの主要なカットセット（レベル1，5 PRA）

格納容器破損モード	PDS	主要なカットセット	CFF (/炉年)	寄与割合	全CFF (/炉年)	格納容器破損防止対策	対策の有効性
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧)	SED	①原子炉補機冷却機能喪失 +RCPシールLOCA	4.1E-5	89.6%	4.6E-5	恒設代替低圧注水ポンプ※1による代替格納容器スプレイ +格納容器循環冷却暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却(海水直接注入) ※2	○
	SED	②原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器安全弁8010A 閉失敗	2.9E-7	0.6%			○
	SED	③原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器安全弁8010B 閉失敗	2.9E-7	0.6%			○
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温)	SED	①原子炉補機冷却機能喪失 +RCPシールLOCA	4.1E-7	96.9%	4.2E-7		○
	SED	②原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器安全弁8010A 閉失敗	2.9E-9	0.7%			○
	SED	③原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器安全弁8010B 閉失敗	2.9E-9	0.7%			○
高圧熔融物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱	SED	①原子炉補機冷却機能喪失 +RCPシールLOCA	4.2E-7	87.2%	4.8E-7	加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧	○
	TEI	②手動停止 +復水タンク閉塞	8.0E-9	1.7%			○
	TEI	③過渡事象 +復水タンク閉塞	3.4E-9	0.7%			○
原子炉圧力容器外の熔融燃料— 冷却材相互作用	AEW	①大破断LOCA +1次冷却材喪失発生 の診断失敗	5.9E-10	10.2%	5.8E-9	(原子炉格納容器耐力にて健全性を維持可能)	○
	AEI	②中破断LOCA +余熱除去ポンプA,B 起動操作失敗	2.9E-10	4.9%			○
	AEI	③中破断LOCA +余熱除去クーラ冷却水 出口弁(MOV-5257A,B) 開操作失敗	2.9E-10	4.9%			○
水素燃焼	TEI	①手動停止 +復水タンク閉塞	1.7E-8	18.0%	9.4E-8	静的触媒式水素再結合装置	○
	TEI	②過渡事象 +復水タンク閉塞	7.1E-9	7.6%			○
	TEI	③2次冷却系の破断 +2次冷却系の破断発生に係る 診断失敗	6.9E-9	7.4%			○
熔融炉心・コンクリート相互作用	TEI	①手動停止 +復水タンク閉塞	1.9E-7	13.8%	1.4E-6	原子炉下部キャビティ注水ポンプによる 原子炉下部キャビティ直接注水	○
	TEI	②過渡事象 +復水タンク閉塞	8.1E-8	5.8%			○
	TEI	③2次冷却系の破断 +2次冷却系の破断発生に係る 診断失敗	7.9E-8	5.7%			○

※1：ポンプの電源である空冷式非常用発電装置を含む。

※2：過温破損の場合は、「加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧」を含む

【主要なカットセットに対する検討】

- 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）」、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温）」は、主要なカットセットが原子炉補機冷却機能喪失時のRCPシールLOCAである。原子炉補機冷却機能喪失ではECCS、制御用空気系（IAS）

等安全系の各種機器が不作動となり、1次冷却系からの除熱ができずに炉心温度及び圧力が上昇して結果的に炉心損傷に至る。これらに対して格納容器破損防止対策として整備している恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却（海水直接通水）は、主要なカットセットの機器及び設備とは独立して使用可能であり、その機能に期待できる。

- 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」については原子炉補機冷却機能喪失時のRCPシールLOCA、2次冷却系からの除熱機能喪失時の補助給水系の失敗（復水タンク閉塞）が支配的であるが、格納容器破損防止対策として整備している加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧は主要なカットセットの機器及び設備とは独立して使用可能であり、その機能に期待できる。
- 「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」については主要なカットセットは大破断LOCA時における1次冷却材喪失発生の診断失敗及び中破断LOCA時における低圧注入系の操作失敗であるが、水蒸気の発生に必要となる格納容器への注水として格納容器スプレイが前提となり、この場合には原子炉格納容器の耐力にて水蒸気による圧力スパイクの際にも格納容器健全性を確保できる。
- 「水素燃焼」に対して主要なカットセットとなる2次冷却系からの除熱機能喪失における補助給水失敗（復水タンク閉塞）、2次冷却系の破断（診断失敗）について、格納容器破損防止対策として整備している静的触媒式水素再結合装置の機能を妨げるものではなく、その機能に期待できる。
- 「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して主要なカットセットとなる2次冷却系からの除熱機能喪失における補助給水失敗（復水タンク閉塞）、2次冷却系の破断（診断失敗）について、格納容器破損防止対策として整備している原子炉下部キャビティ注水ポンプによる原子炉下部キャビティ直接注水は、主要なカットセットの機器及び設備とは独立して使用可能であり、その機能に期待できる。

3. 停止時レベル1 P R A

各事故シーケンスについて、燃料損傷に至る要因をカットセットレベルまで展開し、炉心損傷頻度への寄与割合の観点で整理し、主要なカットセットに対する燃料損傷防止対策の整備状況等を確認した。

(1) 選定条件

事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するものがあるため、ここでは、各事故シーケンスについて以下の判断基準を基に主要なカットセットを抽出した。

- ・ 事故シーケンスの中で上位5位までのカットセット

なお、停止時P R Aにおいて、カットセットが存在する事故シーケンスは「外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗」及び「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」であり、それぞれのカットセットについて、P O S 5（ミッドループ運転状態）の評価値を示す。

各事故シーケンスにおける主要なカットセット及び燃料損傷防止対策の整備状況等について第3-1表～第3-4表に示す。

(2) 主要なカットセットの確認結果

第3-1表～第3-4表に示したとおりすべての事故シーケンスに対して、主要なカットセットレベルまで展開した場合においても、整備された燃料損傷防止対策が可能となることを確認した。

第 3-1 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（反応度の誤投入）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全CDF (/炉年)	燃料損傷 防止対策	対策の 有効性
反応度の誤投入	—	5.3E-8	100%	5.3E-8	純水注入 停止操作	○

【主要なカットセットに対する検討】

- 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、反応度の誤投入によって燃料損傷に至る事故シーケンスである。純水注入停止操作等の反応度制御を行う燃料損傷防止対策が可能である。

第 3-2 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（原子炉冷却材の流出）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全 CDF (/炉年)	燃料損傷 防止対策	対策の 有効性
原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失	—	3.8E-04	100%	3.8E-04	充てん/ 高圧注入ポンプ	○
水位維持失敗	—	8.2E-06	100%	8.2E-06		○
オーバードレン	—	8.2E-06	100%	8.2E-06		○

【主要なカットセットに対する検討】

- 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、原子炉冷却材圧力バウンダリの機能喪失、水位維持失敗又はオーバードレンによって燃料損傷に至る事故シーケンスである。充てん／高圧注入ポンプ等によってR C S保有水確保を行う燃料損傷防止対策が可能である。

第3-3表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（崩壊熱除去機能喪失）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全 CDF (/炉年)	燃料損傷 防止対策	対策 の有効 性
余熱除去機能喪失	—	6.6E-05	100%	6.6E-05	アキュムレータ +恒設代替低圧 注水ポンプ※3 による炉心注入	○
外部電源喪失 +余熱除去系 による冷却失敗※1	①診断失敗	1.6E-06	94.8%	1.6E-06 (2.5E-06)※2		○
	②余熱除去系 B 系起動 操作失敗	5.1E-08	3.1%			○
	③B 余熱除去クーラ バイパス流量制御弁 内部リーク	2.1E-08	1.3%			○
	④余熱除去ポンプ B 起動失敗	4.7E-09	0.3%			○
	⑤余熱除去ポンプ B しゃ断器閉失敗	2.8E-09	0.2%			○
原子炉補機 冷却機能喪失	—	9.0E-06	100%	9.0E-06		○

※1：POS 5における評価値

※2：全POSの炉心損傷頻度

※3：ポンプの電源である空冷式非常用発電装置を含む

【主要なカットセットに対する検討】

- 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、直接の余熱除去機能喪失、外部電源喪失発生後の余熱除去系統回復失敗、又は原子炉補機冷却機能喪失によって燃料損傷に至る事故シーケンスである。いずれの事故シーケンス及びカットセットに対しても、アキュムレータによる炉心注入及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注入によって、燃料損傷防止が可能である。

第 3-4 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（全交流動力電源喪失）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全 CDF (/炉年)	燃料損傷 防止対策	対策の 有効性
外部電源喪失 ＋非常用所内 交流電源喪失※1	①ディーゼル発電機 B 継続運転失敗	1.3E-07	24.6%	5.5E-7 (2.1E-06)※2	アキュムレータ ＋空冷式非常用 発電装置 ＋恒設代替 低圧注水ポンプ による炉心注入	○
	②B ディーゼル発電機室 入口手動ダンパ戻し忘れ	9.5E-08	17.3%			○
	③ディーゼル発電機 B 起動失敗	8.9E-08	16.2%			○
	④海水ポンプ D 起動操作失敗	5.1E-08	9.3%			○
	⑤海水ヘッド圧力低警報 読取失敗	4.9E-08	9.0%			○

※1：POS5における評価値

※2：全POSの炉心損傷頻度

【主要なカットセットに対する検討】

- 本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、外部電源喪失後の非常用所内交流電源の喪失によって燃料損傷に至る事故シーケンスである。事故シーケンスの主要なカットセットに対して空冷式非常用発電装置の起動後、アキュムレータによる炉心注入及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注入によって、燃料損傷防止が可能である。

地震 P R A、津波 P R Aにおける主要な事故シーケンスの対策等について

1. 主要な事故シーケンスの対策について

地震 P R A、津波 P R Aにおける主要な事故シーケンスのカットセットと炉心損傷防止対策の整備状況等をそれぞれ第 1 表及び第 2 表に示す。

事故シーケンスの種類によっては展開されるカットセットが無数に存在するものがあるため、ここでは、事故シーケンスの中の主要なカットセットを抽出した。

(1) 地震レベル 1 P R A

第 1 表において、地震の全炉心損傷頻度 (1.8×10^{-5} (／炉年)) に対する寄与が大きい以下の事故シーケンスの主要なカットセットに対する検討を実施した。

○「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」(1.2×10^{-5} (／炉年))

本事故シーケンスは、補助建屋換気空調盤損傷により制御建屋空調装置が機能喪失し制御建屋空調装置に冷却されている安全補機開閉器室のメタルクラッドスイッチギアが機能喪失することで、6.6kV 母線が機能喪失し全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスと海水ポンプモータ冷却水・潤滑水指示計盤損傷により海水系が機能喪失することで、外部電源喪失時の非常用所内電源の起動に失敗し全交流動力電源喪失に至る事故シーケンスが支配的である。補助建屋換気空調盤損傷の事故シーケンスは、空調系の機能喪失により安全補機開閉器室の室温が上昇して影響を受ける事故シナリオであるため、現実的には温度上昇の抑制対策が考えられる。海水ポンプモータ冷却水・潤滑水指示計盤損傷の事故シーケンスは、代替電源である空冷式非常用発電装置

により電源を確保し、2次冷却系強制冷却及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注入を実施することにより炉心損傷防止が可能である。

○「外部電源喪失＋補助給水失敗」(1.3×10^{-6} (／炉年))

本事故シーケンスは外部電源が喪失し、さらにバッテリー室換気空調盤損傷により補助給水に影響する事故シーケンスであるが、補助給水系とは異なる系統を使用したフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能である。

(2) 津波レベル1 P R A

第2表において、津波の全炉心損傷頻度(1.6×10^{-5} (／炉年))に対する寄与が大きい以下の事故シーケンスの主要なカットセットに対する検討を実施した。

○「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」(1.6×10^{-5} (／炉年))

本事故シーケンスは、主変圧器の水没により外部電源が喪失し、さらに海水ポンプの水没により従属的にディーゼル発電機が機能喪失して全交流動力電源喪失となり炉心損傷に至るシーケンスであるが、代替電源である空冷式非常用発電装置により電源を確保し2次冷却系強制冷却及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注入を実施することにより炉心損傷防止が可能である。

○「複数の信号系損傷」(1.0×10^{-7} (／炉年))

本事故シーケンスは、複数の電気盤水没により、各種制御が不能となり補助給水流量調整の失敗及び主蒸気大気放出弁を含む工学的安全施設の動作不能を仮定して2次冷却系からの除熱機能喪失により炉心損傷に至ることを想定している。本事故シーケンスは、有効な炉心損傷防止対策はないものの、全炉心損傷頻度への寄与は小さい事象である。

○「外部電源喪失＋補助給水失敗」(4.1×10^{-10} (／炉年))

本事故シーケンスは、主変圧器の水没により外部電源が喪失し、さらに補助給水機能が喪失して炉心損傷に至る事故シーケンスであるが、炉心損傷防止対策として、補助給水系とは異なる系統を使用したフィードアンドブリードを実施することで炉心損傷防止が可能である。

2. 地震PRA、津波PRAにおける重複シーケンスの考慮について

地震PRAでは、地動最大加速度の増加に伴う複数機器の同時損傷により複数の起因事象が発生する可能性があるため、学会標準にしたがい、重畳による影響を包含できるように階層化処理を行っている。具体的には、先行するヘディングにある起因事象が発生した時は後続のヘディングにある起因事象が重畳している可能性があるものとして考え、先行する起因事象で想定している緩和系により「後続の起因事象の事象進展の抑制が可能」又は「後続の起因事象に係る緩和操作に期待する必要がある」ことを考慮した上で起因事象階層イベントツリーを作成している。

サポート系（電源系、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系等）については、当該機能が喪失すると複数の安全機能に影響を与えることから、従属性を有する緩和系機能喪失の原因として考慮するとともに、例えば原子炉補機冷却水系が機能喪失することでRCPシールLOCAが発生するように、従属的に発生する事象についても考慮している。

さらに異なる組み合わせや複数の安全機能が喪失する事象が重畳する場合も想定されるが、すべての重畳の組み合わせを事故シーケンスとして区別すると複雑になりすぎるため、事象発生後に要求される安全機能の時系列に着目し炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理している。

なお、津波PRAでは今回フラジリティをステップ状で考慮したことか

ら、事象の組み合わせは複雑になることはなかったが、同様に学会標準に基づき、起因事象階層イベントツリーを作成している。

実際に複数の事象が重疊した場合は、発生した事象に対してそれぞれ有効な対策を実施していくことになるが、今回のPRAでは、対策を検討する対象とすべき事故シーケンスを選定することに主眼をおいて評価を実施しており、対策を考慮した評価は実施していない。また、建屋損傷のように損傷程度の不確実さが大きく、シナリオの想定が困難なケースは炉心損傷直結事象として整理している。

第 1 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット

事故 シーケンス	CDF (/炉年)	寄与 割合	加 速 度 区 分	主要なカットセット	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性	その他 の対策
外部電源喪失 ＋非常用所内交 流電源喪失	1.2E-5	70.1%	3	①外部電源喪失 ＋補助建屋換気空調盤の 機能損傷	空冷式非常用 発電装置 ＋2次冷却系 強制冷却 ＋恒設代替低圧 注水ポンプに よる炉心注入	×	○※
			3	②外部電源喪失 ＋海水ポンプモータ冷却 水・潤滑水指示計盤の 機能損傷		○	－
外部電源喪失 ＋補助給水失敗	1.3E-6	7.2%	2	①外部電源喪失 ＋バッテリー室換気空調盤 の機能損傷	フィード アンド ブリード	○	－
			3	②外部電源喪失 ＋バッテリー室換気空調盤 の機能損傷		○	－

※室温上昇を抑制する対策が考えられる。

第 2 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット

事故 シーケンス	CDF (/炉年)	寄与 割合	主要な カットセット	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
外部電源喪失 ＋非常用所内交流 電源喪失	1.6E-5	99.4%	津波による 全交流動力電源喪失	空冷式非常用 発電装置 ＋2次冷却系 強制冷却 ＋恒設代替低圧 注水ポンプに よる炉心注入	○
複数の信号系損傷	1.0E-7	0.6%	津波による 複数の信号系損傷	無し	－
外部電源喪失 ＋補助給水失敗	4.1E-10	<0.1%	①復水タンク閉塞 ②復水タンク破損 ③空気作動弁 誤開	フィード アンド ブリード	○

格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由について

必ず想定する格納容器破損モードのうち、格納容器直接接触（シェルアタック）については、審査ガイドでは次のように記載されている。

(5) 格納容器直接接触（シェルアタック）

a. 現象の概要

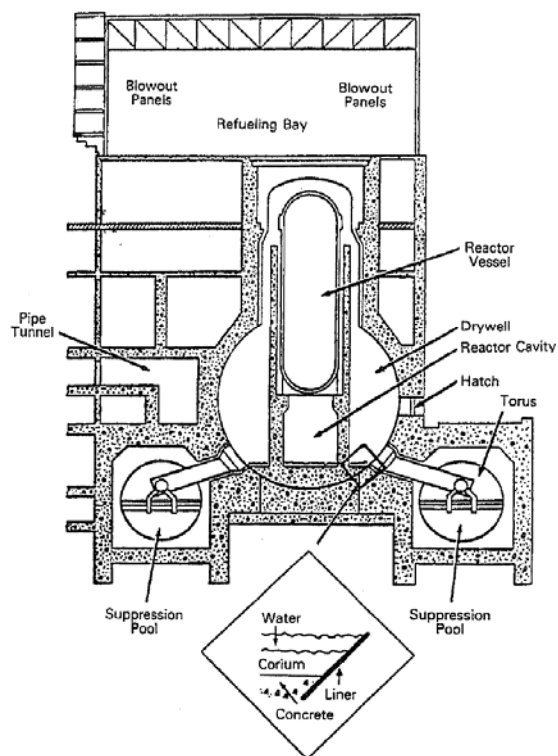
原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時に、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触することによって、原子炉格納容器が破損する場合がある。

この格納容器直接接触（シェルアタック）については、NUREG/CR-6025にて知見がまとめられている。なお、格納容器直接接触（シェルアタック）について、NUREG/CR-6025では、メルトアタック及びライナーアタックと呼ばれている。

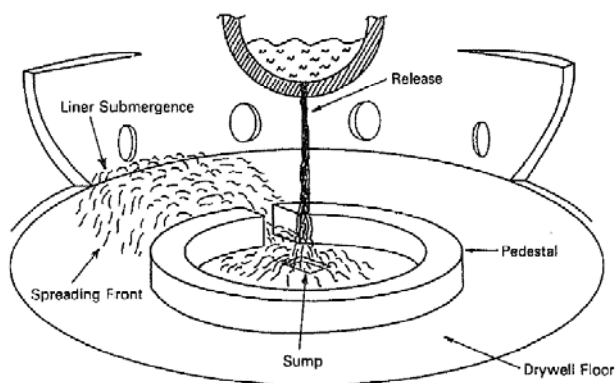
NUREG/CR-6025では格納容器直接接触（シェルアタック）について、BWRマークI型プラントに対する検討が行われている。BWRマークI型のドライウェル及びサプレッションプールの模式図を第1図及び第2図に示す。BWRマークI型では原子炉容器から流出した溶融炉心がペデスタルと呼ばれる台座で囲われたエリアに落下するが、ペデスタルに開口部があり、溶融炉心が広がった際に原子炉格納容器の壁面に接触するという事象があることを示している。

このような事象が発生しやすいプラント構造は、マーク I 型 BWR 特有であり、PWR では原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が落下する原子炉下部キャビティから原子炉格納容器壁面へ溶融炉心が流れる構造にはなっていない（第 3 図参照）。このため、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触するような事象（シェルアタック）の発生の可能性はない。

よって、必ず想定する格納容器破損モードであるが、PWR プラントの原子炉格納容器の構造上、発生の可能性がないため想定する格納容器破損モードから除外した。



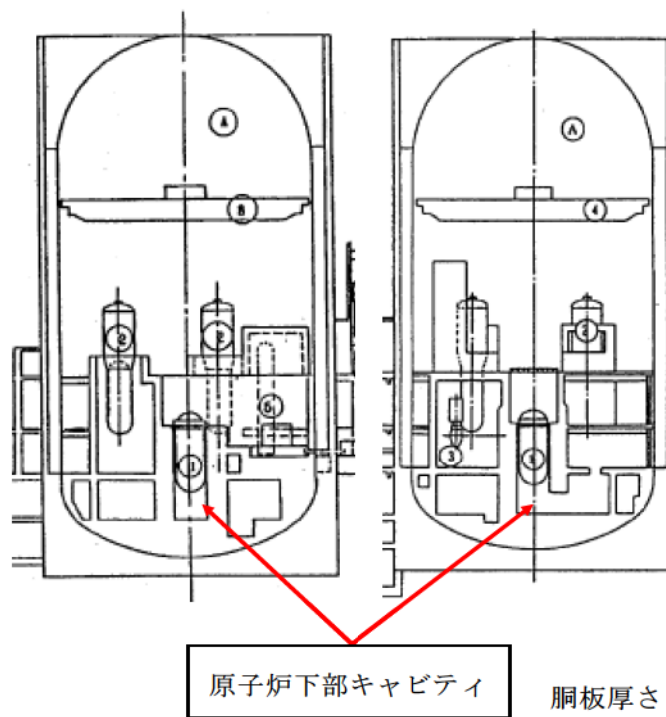
第1図 BWRマーク I 型プラントにおける格納容器直接接触



第2図 BWRマーク I 型プラントにおける格納容器直接接触の物理現象図

出典：NUREG/CR-6025, The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, 1993

出典：NUREG/CR-6025, The Probability of Mark-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, 1993



原子炉下部キャビティ

胴板厚さ 約 38mm

ベースマット厚さ 約 8.6m

第3図 高浜 1 号炉及び 2 号炉の原子炉下部キャビティ

g モード（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（T I－S G T R））

に係る追加要否の検討について

g モード（蒸気発生器伝熱管破損）はレベル 1. 5 P R A 上の破損モードとして抽出される格納容器バイパスに該当することから炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」にて有効性評価の対象としている。

一方、当該破損モードの 1 つの破損形態として温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（T I－S G T R）が想定される。

T I－S G T R は炉心損傷後に 1 次冷却系が高圧かつ 2 次冷却系への給水がない限定的な条件下で発生する可能性が生じるものであり、ウエスチングハウス社製 4 ループ P W R プラントを検討対象とした NUREG/CR-6995 においても以下の内容が記載されている。

【NUREG/CR -6995 の記載概要】

- ・ 1 次冷却系が高圧で 2 次冷却系がドライで低圧の条件下、いわゆる high-dry-low 条件下でのクリープ破損による S G 伝熱管破損及び格納容器バイパスは、高圧条件の排除、ドライ条件の排除及び R C S 圧力の低減、2 次冷却系の低圧条件の排除によって防止できる。
- ・ high-dry-low 条件においても高温側配管が先に破損することが予測されている。
- ・ 2 次冷却系の減圧を伴わないシーケンスでは、格納容器バイパスに至らず、2 次冷却系の圧力が維持されて S G 伝熱管負荷が減少すれば、

高温側配管、サージ配管、R Vより先にS G伝熱管が破損することはない。

- ・ R C Pシール漏えいによりR C S圧力が低下し、S G伝熱管負荷が減少するため、高温側配管、サージ配管、R Vより先にS G伝熱管破損に至ることは防げる。
- ・ タービン動補助給水作動の場合、S G伝熱管外面がウェット状態に維持され、R C S除熱が過熱を防ぐため、格納容器バイパスに至らない。

今回、レベル1．5 P R Aの定量化結果ではT I－S G T Rによる格納容器破損頻度（C F F）は 6.5×10^{-8} （／炉年）であり全C F Fへの寄与も0.1%程度である。

レベル1 P R Aの結果からは、1次冷却系が高圧で2次冷却系への給水がないプラント状態に該当する事故シーケンスグループは以下の3つの事故シーケンスグループであるが、これらに対しては、合計炉心損傷頻度の99%以上に対して炉心損傷防止対策の有効性が確認されており、T I－S G T Rが発生する可能性は非常に小さい。

【T I－S G T R発生の可能性を有する事故シーケンスグループ】

- (a) 2次冷却系からの除熱機能喪失
- (b) 全交流動力電源喪失
- (c) 原子炉補機冷却機能喪失

以上より、発生する可能性が極めて低い当該破損モードを個別プラント評価により格納容器破損モードとして追加する必要はないと判断した。

なお、低頻度ではあるものの、1次冷却系が高圧の状態において炉心損

傷が発生する場合には、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」への対応と同様に加圧器逃がし弁の手動開放による 1 次冷却系の減圧操作を実施することにより、T I－S G T R の発生回避を図ることが可能である。仮に、T I－S G T R が発生した場合には破損 S G の隔離操作や溶融炉心の冷却のための格納容器スプレイ等可能な対応を実施するとともに、損傷程度に応じて可搬型ポンプ・放水砲等を活用した大規模損壊対応により影響の緩和を図ることとなる。

β モード（格納容器隔離失敗）の想定について

内部事象レベル 1. 5 P R Aにおいて、格納容器隔離失敗として参考としている NUREG の想定及び実際の格納容器隔離失敗の想定について以下にまとめる。

1. 隔離失敗確率で参照した米国文献(NUREG/CR-4220)

Large leakage events の発生確率として、NUREG/CR-4220 に記載のある 5.0×10^{-3} を用いている。

この確率は LER(Licensee Event Report)データベース（データ集計期間：1965 年～1983 年）から大規模漏えいに至る事象（4 件）を抽出し、その時の運転炉年（740 炉年）で割り算して求めた値である。

LER ではエアロック関連事象が 302 件、うちエアロックドア開が 75 件あったが、これらの殆どは数秒から数時間という短時間であった。4 時間継続したものとして 4 件（第 1 表参照）が抽出され、うち 2 件は原子炉格納容器に穴が開いたもの、1 件は隔離弁開、1 件はバイパス弁開である。

第 1 表 大規模漏えいに至る事象

Reactor	Year	Event
Oconeel	1973	Isolation Valves Open
San Onofre1	1977	Holes in Containment
Palisades	1979	By-pass Valves Open
Surry1	1980	Holes in Containment

出典：NUREG/CR-4220(Reliability Analysis of Containment Isolation System)

2. 実プラントにおいて想定される格納容器隔離失敗（漏えい経路）

実プラントにおける格納容器隔離失敗として、機械的な故障による隔離失敗、人的過誤による弁及びフランジの復帰忘れが考えられる。

①機械的な故障による隔離失敗

・ 格納容器貫通部スリーブからの漏えい

原子炉格納容器内から原子炉格納容器外（アニュラス部）への配管貫通部にはスリーブが設置されており、このスリーブが破損すると格納容器内雰囲気気（注）が漏えいする可能性がある。

・ アクセス部からの漏えい

機器搬入口、通常用エアロック、非常用エアロック等のアクセス部はガスケットによりシールされている。このシール部及び溶接部が破損すると格納容器内雰囲気気（注）が漏えいする可能性がある。

・ 格納容器空調系統からの漏えい

格納容器給気系統等のバウンダリの破損により格納容器内雰囲気気（注）が漏えいする可能性がある。これらの系統は通常運転中は隔離弁により隔離されているが、隔離弁からの漏えいがあるとアニュラス部、補助建屋等に格納容器内雰囲気気（注）が漏えいする。

・ 格納容器外バウンダリからの漏えい

格納容器再循環配管及び格納容器スプレイ配管は格納容器内雰囲気気（注）と連通しており、これらのバウンダリが破損すると格納容器内雰囲気気（注）が漏えいする可能性がある。

②人的過誤による弁及びフランジの復帰忘れ

・ 漏えい試験配管からの漏えい

定期点検後格納容器漏えい試験が実施され、原子炉格納容器の健全

性が確認される。その際、共通要因故障として漏えい試験配管のフランジ閉め忘れの可能性が考えられる。

- ・燃料移送管からの漏えい

燃料交換時、燃料移送管のフランジカバー、隔離弁が解放される。その際、ヒューマンエラーとしてこれらの閉め忘れの可能性が考えられる。

レベル 1.5 PRA では NUREG/CR-4220 に記載された米国における通常運転時の長時間の格納容器隔離機能喪失実績に基づき格納容器破損頻度の定量化を実施しているが CFF は 3.2×10^{-7} (／炉年) と全 CFF への寄与は約 0.6% 程度であり、前述した格納容器隔離に係る国内プラントの運用下では格納容器隔離失敗の可能性は低いこと、格納容器破損防止対策の判断基準との整合性の観点から、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象となる格納容器破損モードとして追加する必要はないものと判断した。

当該破損モードに対しては、定期検査時及び原子炉起動前における格納容器隔離機能の確認や手順書に基づく確実な操作による人的過誤の防止、事故時に隔離失敗が発生した場合の代替隔離手順等、すでに整備されている運用面の対策を徹底するとともに、重大事故に至るおそれのある事故発生時の炉心損傷防止対策を確実に実施することにより原子炉格納容器外への放射性物質の大規模な放出は防止可能と考える。

(参考) 米国における最近の隔離失敗実績について

①最近の隔離失敗実績調査

今回のレベル 1.5 PRA では、NUREG/CR-4220 (1985 年) に基づいた隔離失敗確率を用いているため、それ以降の格納容器隔離失敗実績につ

いて調査した。調査対象としては、EPRI による総合漏えい率試験（ILRT：Integrated Leak Rate Test）の試験間隔の延長に対するリスク影響評価に関する報告書^{注1)}（以下「EPRI 報告書」という。）を選定した。

EPRI 報告書は、NUREG-1493（1995 年）のデータ、2007 年までの ILRT データ及び LER 等の調査結果も含まれることから最近の米国の隔離失敗事例調査に最適な文献であると判断した。なお、米国原子力規制委員会の NUREG シリーズには NUREG-1493（1995 年）以降の新しい隔離失敗に関する文献がないことから選定していない。

この EPRI 報告書では、2007 年までの米国での 217 件の ILRT 事例を整理したとされており、その中で漏えい事象として 75 件（プラント名、漏えい率等が不明な事例を含む。）の事例が記載されている。この内訳は、機械的な破損による漏えい 71 件、人的過誤による弁・フランジの復帰忘れ 4 件となっている。

ただし、75 件の ILRT 事例のうち、格納容器隔離失敗の対象となる大規模漏えいに至る隔離失敗実績は 0 件と記載している。

なお、第 2 表に示す 3 件については設計漏えい率の 10 倍以上の事例として抽出されているが、EPRI 報告書では大規模漏えいに至るような隔離失敗の漏えい規模は保守的に考えても設計漏えい率（0.1%/day）の 35 倍、現実的には設計漏えい率の 600～6000 倍としており、抽出された 3 件は大規模漏えいの対象外としている。

また、今回の PRA で参照した NUREG/CR-4220 における大規模漏えいとした 4 件は小規模のドリルホールから 6 インチ破断までと記載され保守的に 6 インチに想定するとしている。NUREG/CR-4220 のリーク率の計算^{注2)}に基づく、この 6 インチ開口では設計漏えい率の数百倍以上となるため、EPRI 報告書の大規模漏えいの定義とは整合が取れたものとなっている。