

余熱除去機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo.
	余熱除去機能喪失	崩壊熱除去機能喪失	(1)

外部電源喪失	非常用所内交流電源	余熱除去系による冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo.
			炉心冷却成功	-	-
			外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失	(2)
			外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	全交流動力電源喪失	(4)

原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo.
	原子炉補機冷却機能喪失	崩壊熱除去機能喪失	(3)

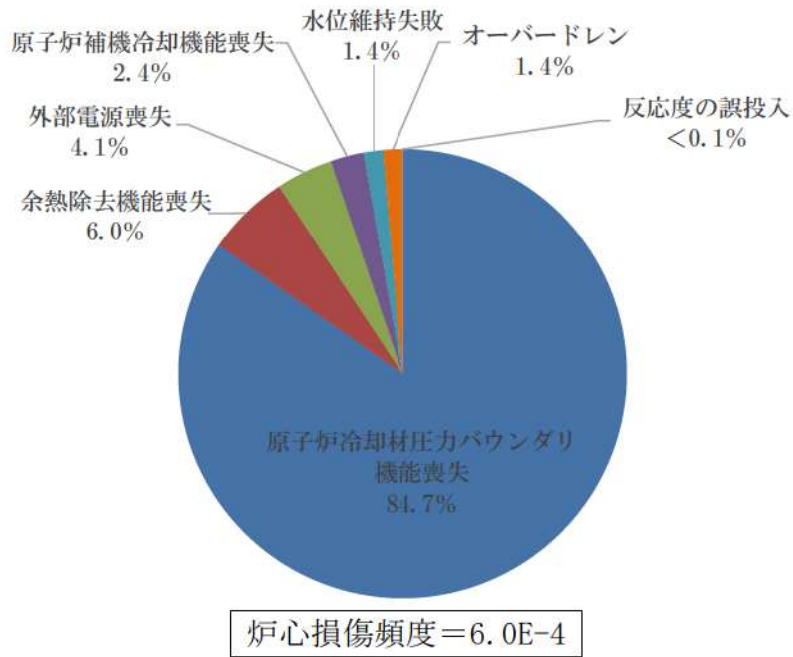
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo.
	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	原子炉冷却材の流出	(5)

水位維持失敗	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo.
	水位維持失敗	原子炉冷却材の流出	(6)

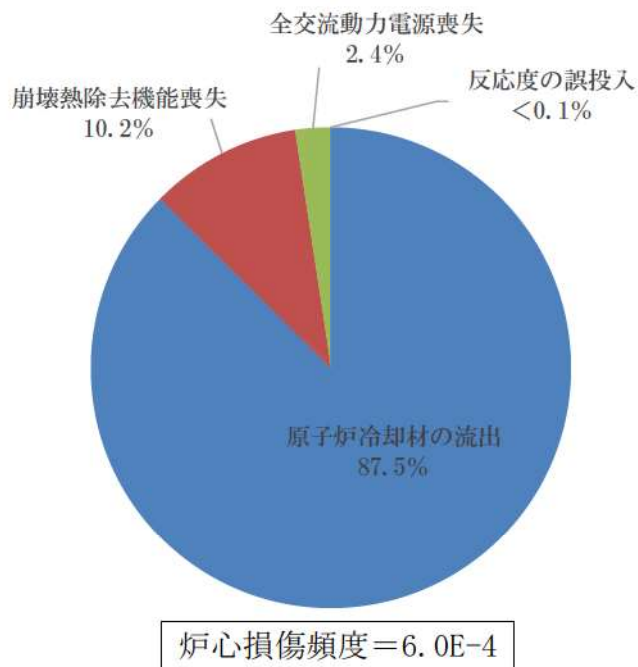
オーバードレン	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo.
	オーバードレン	原子炉冷却材の流出	(7)

反応度の誤投入	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	シーケンスNo.
	反応度の誤投入	反応度の誤投入	(8)

第3-4図 内部事象停止時レベル1 PRAイベントツリー



第3-5図 起因事象別の寄与割合



第3-6図 事故シーケンスグループ別の寄与割合

4. 事故シーケンスグループ，重要事故シーケンス等の選定に活用した PRA の実施プロセスについて

事故シーケンスグループ，重要事故シーケンス等の選定に際して適用可能とした PRA は，一般社団法人 日本原子力学会において標準化された実施基準を参考に実施した。

これらの PRA について，PRA の実施プロセスの確認及び更なる品質向上を目的とし，一般社団法人 日本原子力学会の実施基準への対応状況及び PRA の手法の妥当性について，海外のレビューを含む専門家によるピアレビューを実施した。

なお，本ピアレビューでは，第三者機関から発行されている「P S A ピアレビューガイドライン」（平成 21 年 6 月一般社団法人日本原子力技術協会）を参考にした。ピアレビューの結果，実施した PRA において，事故シーケンスグループ，重要事故シーケンス等の選定結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことを確認した。その結果を別紙 15 に示す。

また，各実施項目について，「P R A の説明における参照事項」（平成 25 年 9 月原子力規制庁）において参照すべき事項として挙げられているレベル 1 PRA（内部事象，内部事象（停止時），外部事象（地震及び津波）），レベル 1.5PRA（内部事象，外部事象（地震））の対応状況を確認した。その結果を別紙 16 に示す。

有効性評価の事故シーケンスグループ等の選定に際しての 外部事象の考慮について

重大事故等対策の有効性評価に係る個別プラントでの事故シーケンスグループ等の選定に際しては、「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」（以下「解釈」という。）に「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すること。」と記載されている。

今回の申請に当たって、外部事象に関しては手法が適用可能な段階にあると判断した地震、津波を対象にレベル1 PRA を実施した。内部溢水、内部火災及びその他外部事象に関するレベル1 PRA 並びに外部事象レベル1.5PRA 及び停止時レベル1 PRA については、PRA 手法の確立に向けた検討が進められている段階又は現実的な定量評価の実施に向けて必要なデータ整備を進めていく段階であることから、現段階では「適用可能なもの」に含まれないと判断し、「それに代わる方法」として、これら外部事象の影響を考慮した場合の事故シーケンスグループ等選定への影響について以下のとおり整理した。

1. 炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ抽出に係る検討

1.1 内部溢水、内部火災の影響

今回は PRA の適用を見合わせたが、内部溢水、内部火災についてはレベル1 PRA の手法確立・個別プラントへの展開に係る検討作業がある程度進んでいる。

このことを踏まえ、PRA を念頭にして、内部溢水、内部火災の発生によって誘発される可能性がある起因事象を、定性的な分析によって抽出した。抽出結果を第1表に示す。

第1表に示す起因事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機器の機能喪失を経て炉心損傷に至る可能性があるが、これらに起因する事故シーケンスは、同機器のランダム故障・誤操作を想定する内部事象出力運転時レベル1 PRA において評価対象とした起因事象に含まれている。

また、設計基準対象施設によって、内部溢水、内部火災の影響拡大防止が図られることで、異なる区画等、広範囲における重畳的な安全機器の同時機能喪失発生を防止できると考える。

したがって、内部溢水、内部火災に起因した炉心損傷頻度の定量化には上記の課題が残るものの、定性的な起因事象の抽出結果から想定される事故シーケンスは、内部事象出力運転時レベル1 PRA の検討から得られる事故シーケンスの一部として分類できるため、新たに追加が必要となる事故シーケンスグループが発生す

る可能性は低いと考える。

1.2 その他外部事象の影響

その他の外部事象としては、解釈第6条第2項に自然現象及び第8項に発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）（以下「人為事象」という。）として、具体的に以下が記載されている。

第6条（外部からの衝撃による損傷の防止）

（中略）

2 第1項に規定する「想定される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象又は森林火災等から適用されるものをいう。

（中略）

8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突又は電磁的障害等をいう。

これらの地震、津波を除く各種自然現象及び人為事象がプラントに与え得る影響について、設計基準及びそれを超える場合、現象等の重畳を含めて定性的に分析した結果を添付1に示す。

地震、津波以外の自然現象及び人為事象について、起因事象発生の可能性を検討した結果、出力運転時を対象として実施した内部事象、地震及び津波レベル1 PRA にて抽出した起因事象を誘発する要因による事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

2. 格納容器破損防止対策の格納容器破損モードの抽出に係る検討

外部事象レベル 1.5PRA については、地震 PRA のみ学会標準に一部関連する記載があるものの、その他の事象については標準的な PRA 手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況ではないため以下のとおり定性的な検討を実施した。

2.1 地震の影響

地震がプラントに与え得る特有の影響について、新たに有効性評価の対象として追加すべき格納容器破損モードの観点で定性的に分析した結果を添付2に示す。

また、出力運転時を対象として実施した地震レベル1 PRA の結果からは、地震特有の影響として原子炉建屋損傷や原子炉格納容器損傷等の炉心損傷直結事象が抽出されている。これらの事象については、深刻な事故の場合には原子炉格納容器

も破損に至るが、この場合の原子炉格納容器破損は事象進展によって原子炉格納容器に負荷が加えられて破損に至るものではなく、地震による直接的な原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失である。これらについては、耐震補強等による事象の発生防止を図ること、あるいは大規模損壊対策として可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した対応により影響緩和を試みることで対応していく事象であり、有効性評価において取り扱う事象としては適切でないとする。

したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル 1.5PRA にて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。

2.2 津波の影響

津波がプラントに与え得る特有の影響について、建屋外部の設備が機能喪失することは想定されるものの、原子炉格納容器が津波による物理的負荷（波力・漂流物の衝撃力）によって直接損傷することは想定し難い。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象レベル 1.5PRA で想定するものと同等と考えられる。

したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル 1.5PRA にて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。

2.3 内部溢水、内部火災の影響

1.1 に示した起因事象の検討からも、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては内部事象レベル 1 PRA で用いた事象以外に追加すべきものは発生しないものと推定しており、原子炉格納容器が直接破損することは想定し難い。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象レベル 1.5PRA で想定するものと同等と考えられる。

したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象レベル 1.5PRA にて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。

2.4 その他外部事象の影響

1.2 に示したプラントに与え得る影響の検討からは、屋外施設の損傷によるサポート系の機能喪失が想定されるものの、炉心損傷に至る事故シーケンスグループとしては、内部事象レベル 1 PRA にて抽出された事故シーケンスグループに追加すべきものは発生しないものと推定している。また、炉心損傷後の原子炉格納容器内の物理化学現象についても内部事象レベル 1.5PRA で想定するものと同等と考えられる。

したがって、有効性評価の対象とすべき格納容器破損モードとして、内部事象

レベル 1.5PRA にて抽出した格納容器破損モード以外に新たに追加が必要となる格納容器破損モードはないものと判断した。

3. 停止時原子炉における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループ抽出に係る検討

停止時レベル 1 PRA については、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他外部事象に関するレベル 1 PRA の標準的な PRA 手法が確立されておらず、定量評価を実施できる状況にない。このため、出力運転時の地震・津波レベル 1 PRA の評価結果、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象に関する整理、第 1 図に示す内部事象停止時レベル 1 PRA のマスターロジックダイアグラムを参考に、地震、津波、内部溢水、内部火災及びその他の外部事象により発生する起因事象を以下のとおり定性的に分析し、第 2 表にまとめた。

さらに、抽出した起因事象を基に、内部事象停止時レベル 1 PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無を確認した。

3.1 出力運転時と停止時のプラント状態等の差異

停止時における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループの抽出においては、出力運転時を対象に実施した整理を参考に評価を行ったが、評価に当たってはその前提として、出力運転時と停止時のプラント状態等の差異を把握することが重要と考え、その整理を行った。整理に当たり、一般的な出力運転時と停止時の違いとして以下の観点に着目し、それぞれについて事故シーケンスグループの抽出において、考慮が必要であるか確認した。

- ・崩壊熱，原子炉冷却材の温度・圧力

停止時の崩壊熱，原子炉冷却材の温度・圧力は出力運転時と比べ小さくなるため、事象進展は緩やかになるが、事故シーケンスグループの抽出においては影響しない。一方、原子炉冷却材の温度・圧力に応じて原子炉冷却材の冷却手段が変わることにより期待できる緩和機能が異なるため、事故シーケンスグループの抽出においては、この差異について考慮する必要がある。

- ・燃料損傷防止に必要となる機能

停止時の燃料損傷防止に必要となる機能は、出力運転時と異なり、原子炉停止機能が不要となる。そのため、事故シーケンスグループの抽出においては、これらの差異について考慮する必要がある。

- ・原子炉水位，原子炉容器・原子炉格納容器の状態

プラントの停止起動に伴う運転員操作やメンテナンスに伴う 1 次冷却系の水

位操作、機器の待機除外等によりプラント状態が様々に変化するため、事故シーケンスグループの抽出においては、これらの差異について考慮する必要がある。

停止時は原子炉容器・原子炉格納容器が開放されている状態も考えられるが、これらの状態に依らず、停止時の必要な機能は変化しないため、事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。

- ・緩和設備・サポート系設備の状態

停止時において、一部の緩和設備及びサポート系設備の点検又は試験によりその機能に期待できない状態も推定される。ただし、期待できる設備は少なくなるものの、必要な機能は原子炉施設保安規定により担保されるものであり、また、既に内部事象停止時レベル1 PRA でこれらの設備の点検又は試験により期待できないことは考慮されている。そのため、本観点は事故シーケンスグループの抽出において考慮不要である。

- ・停止時特有の作業の影響

停止時において、出力運転時とは異なり、点検作業等に伴う開口箇所の発生等現場の状態が異なることが考えられる。そのため、事故シーケンスグループの抽出においては、これらの差異について考慮する必要がある。

以上より、停止時における燃料損傷防止対策の事故シーケンスグループの抽出においては、出力運転時を対象に実施した整理を参考にする際は、「崩壊熱、原子炉冷却材の温度・圧力」、「燃料損傷防止に必要なとなる機能」、「原子炉水位、原子炉容器・原子炉格納容器の状態」及び「停止時特有の作業の影響」について考慮する必要がある。

3.2 地震の影響

地震により個々の機器が損傷する可能性は出力運転時と停止時で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では出力運転時と停止時で異なり、停止時は燃料の崩壊熱除去に関連する系統や原子炉水位に関連する系統が重要となる。

停止時に燃料の崩壊熱を除去している系統は余熱除去系及びそのサポート系である原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系及び外部電源から給電される所内電源系統である。

地震により余熱除去系が機能喪失すると「余熱除去機能喪失」の起因事象、原子炉補機冷却水系や原子炉補機冷却海水系が機能喪失すると「原子炉補機冷却機能喪失」の起因事象、碍子又は所内電源系統等の送受電設備が損傷すると「外部電源喪失」の起因事象が発生する。また、地震により配管の破断や弁等の損傷が

発生すると「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」の起因事象、原子炉水位の調整に係る機器の損傷が発生すると「水位維持失敗」の起因事象、原子炉冷却材の水抜き操作時に抽出ラインの機器の損傷が発生すると「オーバードレン」が発生する。

これらの起因事象が発生した場合、屋内に設置されている安全機能を有する系統が機能喪失した場合は燃料損傷に至るが、この事故シーケンスは、同じ系統がランダム故障等で発生することを想定している内部事象停止時レベル1 PRA にて抽出される事故シーケンスと同じである。

地震特有の事象として、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、大破断 LOCA を上回る規模の LOCA（Excess LOCA）、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉補助建屋損傷、電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失、1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失、複数の信号系損傷の発生があげられるが、これらについては出力運転中を対象とした炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出における考え方と同様、損傷の規模に応じて、機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で燃料損傷防止を試みるものとする。一方、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、建屋以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、影響緩和を図ることで対応するべきものとする。

したがって、停止時の地震の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1 PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

3.3 津波の影響

停止時においては、点検作業等に伴い、出力運転時にはない開口が生じている可能性が考えられ、事故シーケンスの選定においては、この差異について考慮する必要がある。各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では運転時と停止時で異なり、停止時には、燃料の崩壊熱除去に関連する系統が重要となる。

停止時に燃料の崩壊熱除去を継続している系統は崩壊熱除去に関する系統及びそのサポート系であり、フロント系としては余熱除去系、サポート系としては原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系及び外部電源が該当する。外部電源について、運転時の津波レベル1 PRA では期待していないことから、停止時においても期待しないものとする、そのバックアップとなる非常用電源が重要となる。

津波により海水が敷地内に浸水し、循環水ポンプ建屋外壁扉の下端レベルの高さを越えた場合に、原子炉補機冷却海水系の機能喪失が発生し、「原子炉補機冷却機能喪失」の起因事象が発生する。ただし、これを起因とする事故シーケンスに対しては、内部事象停止時レベル1 PRA から抽出される「全交流動力電源喪失」の事故シーケンスグループと同様、代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ等により燃料損傷を防止できる。

津波特有の事象として「複数の安全機能喪失」の発生が挙げられるが、これについては出力運転中を対象とした炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出における考え方と同様、損傷の規模に応じて、機能を維持した設計基準事故対処設備や重大事故等対処設備、可搬型の機器等で炉心損傷防止を試みるものとする。一方、損傷の程度が大きく、設計基準事故対処設備又は重大事故等対処設備に期待できない場合には、大規模損壊対策を含め、建屋以外に分散配置した設備や可搬型の機器を駆使し、影響緩和を図ることで対応すべきものとする。

以上より、停止時の津波の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1 PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

なお、停止時は、代替非常用発電機等の重大事故等対処設備が点検に伴い待機除外となる場合もあるものの、燃料損傷防止対策がすべて喪失するような複数の同時点検等は実施しない運用とするとともに、必要な浸水防止対策がすべて喪失することがないように複数の同時点検等は実施しない等、少なくとも1区分は機能維持可能な運用とする。

3.4 内部溢水、内部火災の影響

内部溢水、内部火災により個々の機器が損傷する可能性は出力運転時と停止時で異なるものではないが、各系統の機能喪失がプラントに与える影響の観点では出力運転時と停止時で異なり、停止時は燃料の崩壊熱除去に関連する系統や原子炉水位に関連する系統が重要となる。

停止時に燃料の崩壊熱を除去している系統は、余熱除去系及びそのサポート系である原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系及び外部電源から給電される所内電源系統である。

内部溢水、内部火災により運転中の余熱除去系が機能喪失すると「余熱除去機能喪失」の起因事象、原子炉補機冷却水系や原子炉補機冷却海水系が機能喪失すると「原子炉補機冷却機能喪失」の起因事象、外部電源設備が機能喪失すると「外部電源喪失」の起因事象が発生する。また、内部溢水、内部火災により弁等の損傷が発生すると「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」の起因事象、原子炉水位の調整に係る機器の損傷が発生すると「水位維持失敗」の起因事象、原子炉冷却材の水抜き操作時に抽出ラインの機器の損傷が発生すると「オーバードレン」の起因事象、化学体積制御系の損傷により「反応度の誤投入」の起因事象が発生する。これらを起因とする事故シーケンスは、同系統の機器のランダム故障による機能喪失を想定する内部事象停止時レベル1 PRA で考慮している起因事象に含まれている。

したがって、運転停止時の内部溢水又は内部火災の発生を考慮しても、内部事象停止時レベル1 PRA において抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

なお、停止時においても、燃料損傷防止に必要な機能をすべて喪失することのないよう、必要な内部溢水、内部火災の影響拡大防止対策を維持する運用とする。

3.5 その他の外部事象の影響

地震、津波以外の自然現象及び人為事象について、出力運転時を対象とした整理を参考に、停止時に起因事象が発生し得るかを確認した。

その結果、その他の自然現象の発生に伴う起因事象は、内部事象停止時レベル1 PRA において抽出した起因事象に包含されるため、内部事象停止時レベル1 PRA にて抽出した事故シーケンスグループ以外に新たに追加が必要となる事故シーケンスグループはないものと判断した。

4. まとめ

今回の事故シーケンスグループ等の選定に際して、現段階で PRA 適用可能と判断した出力運転時地震レベル1 PRA、出力運転時津波レベル1 PRA 以外の外部事象について、定性的な分析・推定から新たに追加すべき事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードは発生しないものと評価した。

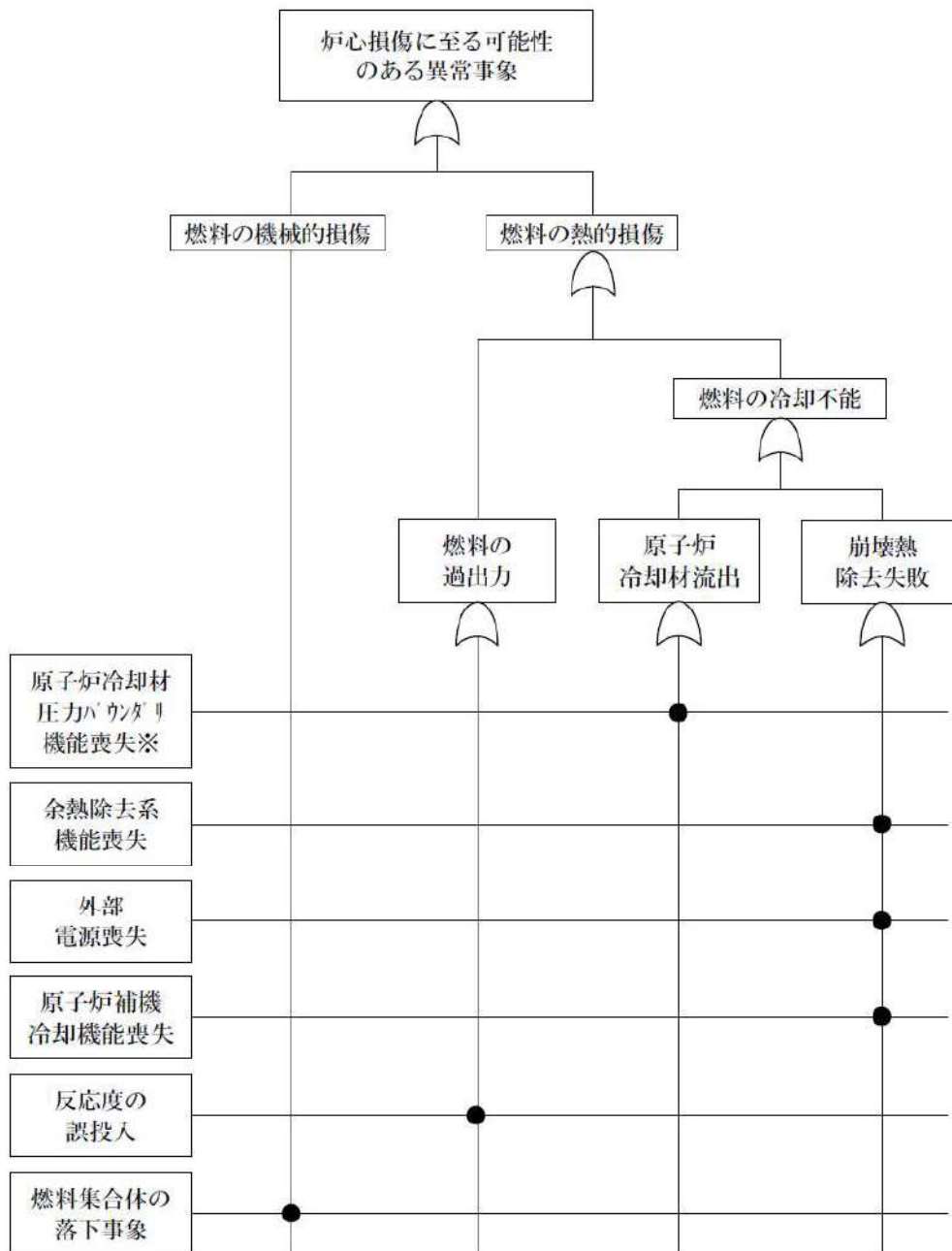
なお、今回定性的な分析とした各 PRA や地震発生時に想定される地震随伴津波、地震随伴火災及び地震随伴溢水を対象とした PRA については、手法整備の研究及び実機プラントへの適用の検討を順次進めていく予定である。

第1表 内部溢水，内部火災により発生する代表的な起因事象

起因事象	起因事象を誘発する要因の例
小破断 LOCA	内部溢水，内部火災による加圧器逃がし弁制御回路の誤作動 内部火災による RCP シール冷却機能喪失
インターフェイスシステム LOCA	内部火災による隔離弁制御回路の誤作動
主給水流量喪失	内部溢水，内部火災による主給水ポンプ等の機能喪失
2次冷却系の破断	内部溢水，内部火災による主蒸気逃がし弁制御回路の誤作動
過渡事象/手動停止	内部溢水，内部火災による原子炉トリップ/手動停止
外部電源喪失	内部溢水，内部火災による常用母線等の機能喪失
原子炉補機冷却機能喪失	内部溢水，内部火災による原子炉補機冷却水ポンプ等の機能喪失

第2表 運転停止中における各外部事象で発生する起因事象及び事故シナリオの抽出結果

起因事象	外部事象	地震	津波	内部火災・内部溢水	その他の外部事象	主な燃料損傷防止対策
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	水位維持失敗	<ul style="list-style-type: none"> 配管の破断 弁等の損傷 充てん抽出流量の調整に係る機器の損傷 	-	<ul style="list-style-type: none"> 弁等の損傷 	-	<ul style="list-style-type: none"> 充てんポンプや代替格納容器スプレイポンプ等による代替炉心注水
				<ul style="list-style-type: none"> 充てん抽出流量の調整に係る機器の損傷 		
オーバードレン		<ul style="list-style-type: none"> 抽出ラインの機器の損傷 	-	<ul style="list-style-type: none"> 抽出ラインの機器の損傷 	-	
余熱除去機能喪失		<ul style="list-style-type: none"> 余熱除去系の損傷 	-	<ul style="list-style-type: none"> 余熱除去系の損傷 	-	
外部電源喪失		<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備（送受電設備）の損傷 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備（送受電設備）の被水、没水 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備（送受電設備）の損傷 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源設備（送受電設備）の損傷（凍結、積雪、火山の影響、落雷） 	<ul style="list-style-type: none"> 代替非常用発電機による給電 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水
原子炉補機冷却機能喪失		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の損傷 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却海水ポンプの被水、没水 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の損傷 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水系又は原子炉補機冷却海水系の損傷（竜巻） 	<ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水
反応度の誤投入		-	-	<ul style="list-style-type: none"> 化学体積制御系の損傷 	-	<ul style="list-style-type: none"> 希釈停止操作
直接燃料損傷に至る事象		<ul style="list-style-type: none"> 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損） 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA) 原子炉建屋損傷 原子炉格納容器損傷 原子炉補助建屋損傷 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失 1 次系流路閉塞による 2 次系除熱機能喪失 複数の信号系損傷 	<ul style="list-style-type: none"> 複数の安全機能喪失 	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 出力運転中の地震 PRA 及び津波 PRA に基づき、直接燃料損傷に至る可能性のある起因事象を抽出しているが、別紙2 に示すとおり、評価方法にはかなりの保守性を有し、かつ、大きな不確かさを有する。出力運転中の取扱いと同様、機能維持した設計基準事故対応設備及び炉心損傷防止対策を柔軟に活用し影響緩和を図ることに対応すべきものと考ええる。



※原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失、水位維持失敗、オーバードレンを想定

第1図 起回事象の抽出に用いたマスターロジックダイヤグラム

添付資料

添付1 有効性評価の事故シーケンスグループの選定に際しての地震、津波以外の外部事象の考慮について

添付2 地震レベル 1.5PRA について

有効性評価の事故シーケンスグループの選定に際しての 地震、津波以外の外部事象の考慮について

「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」（原規技発第1306193号（平成26年6月19日原子力規制委員会決定））第37条1-1項では、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスグループを抽出するため、個別プラントのPRA又はそれに代わる方法で評価を実施することが求められている。

外部事象のうち、日本原子力学会標準として実施基準が定められておりPRAの適用実績がある地震及び津波については、それぞれPRAを実施し事故シーケンスグループの抽出を実施している。

また、地震、津波以外の自然現象については現段階でのPRA評価は実施困難であるため、「それに代わる方法」として以下に示す方法にて定性的に事故シーケンスグループの抽出を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。

さらに人為事象についても定性的に事故シーケンスグループの抽出を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。

また、自然現象、人為事象が重畳することによる影響についても、定性的な評価を行い、重大事故等対策の有効性評価において新たに追加が必要となる事故シーケンスグループの有無について確認を行った。

1. 前提条件

(1) 評価対象事象

設計基準を設定する自然現象（以下、「設計基準設定事象」という。）の設定は、一般的な事象に加え、国内外の規格基準から収集した様々な自然現象に対し、そもそも泊発電所において発生する可能性があるか、プラントの安全性が損なわれる可能性があるか、影響度の大きさから代表事象による評価が可能かといった観点でスクリーニングを実施している。

したがって、設計基準設定事象以外のものについては、そもそもプラントの安全性が損なわれる可能性がないか、有意な頻度では発生しないか、若しくは影響度の大きさから他の自然現象に包絡されるものであるため、事故シーケンスの有無の確認は、設計基準設定事象である以下の11事象を対象に実施するものとする。

- ・風（台風）
- ・竜巻
- ・凍結
- ・降水
- ・積雪

- ・落雷
- ・地滑り
- ・火山の影響
- ・生物学的事象
- ・森林火災
- ・高潮

なお、設計基準設定事象以外については、上述のとおり、基本的には事故シーケンスに至ることはないか、有意な頻度では発生しないか、若しくは影響度の大きさから他の自然現象に包絡されるものであると判断しているものの、各自然現象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象について整理しており、その結果からも上記 11 事象に加え詳細評価が必要な事象は無いことを確認している。なお、このうち 5 事象については、他事象に包絡される（降水、風（台風）、高潮）か、起因事象の発生はない（地滑り、生物学的事象）ことを確認している。（補足 1）

また、各人為事象により想定される発電所への影響（損傷・機能喪失モード）を踏まえ、考え得る起因事象についても整理しており、その結果から新たな起因事象がないこと、事象の影響として設計基準設定事象に包絡されることを確認している。（補足 2）

(2) 想定範囲

上記設計基準設定事象については、それぞれ考慮すべき最も過酷と考えられる条件を設定している。具体的には、設計基準設定を超えた規模を仮定する。

2. 評価方法

2.1 起因事象の特定

(1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

1. にて示した風、積雪等の自然現象が設計基準を超える規模で発生した場合に、発電所に与える影響は地震、津波ほど十分な知見がない。そこで、ここでは国外の評価事例、国内のトラブル事例及び規格・基準にて示されている発電所の影響を収集し、対象とする自然現象が発生した場合に設備等へどのような影響を与えるか（設備等への損傷・機能喪失モード）の抽出を行う。

(2) 評価対象設備の選定

(1) で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性がある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(1) で抽出した損傷・機能喪失モードに対して、(2) で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定する。

シナリオの選定に当たっては、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となり得るシナリオを選定する。

なお、起因事象の選定は、日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 1 PSA 編）：2008」（以下「学会標準」と

いう。)に示される考え方等を参考に行う。

(4) 起因事象の特定

(3)で選定した各シナリオについて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う。

なお、過去の観測実績等を基に発生可能性を評価可能なものについては、影響のある事故シーケンスの要因となる可能性について考察を行う。

2.2 事故シーケンスの特定

2.1(4)にて特定した起因事象について、内部事象レベル1 PRAや地震、津波レベル1 PRAにて考慮しておらず、重大事故の有効性評価において追加すべき新たな事故シーケンスにつながる可能性のあるものの有無について確認を行う。

また、新たな事故シーケンスにつながる可能性のある起因事象が確認された場合、事故シーケンスに至る可能性について評価の上、有意な影響のある事故シーケンスとなり得るかについて確認を行う。

事故シーケンスに至る可能性の評価については、旧原子力安全・保安院指示に基づき実施したストレステストでの評価方法等を参考に実施するものとする。

3. 個別事象評価のまとめ

1.にて示した各評価対象事象について、事故シーケンスに至る可能性のある起因事象について特定した結果(補足 1-1~6 参照)、内部事象や地震、津波レベル1 PRA で考慮している起因事象に包含されることを確認した。また、各評価対象事象によって機能喪失する可能性のある緩和設備について確認し、起因事象が発生した場合であっても、緩和設備が機能維持すること等により、必要な機能を確保することは可能であることを確認した(補足 1-7)。したがって、内部事象や地震、津波レベル1 PRA にて抽出した事故シーケンスに対して新たに追加すべき事故シーケンスは発生しないものと判断した。

4. 設計基準を超える自然現象の重畳の考慮について

(1) 自然現象の重畳影響

自然現象の重畳評価については、損傷・機能喪失モードの相違に応じて、以下に示す影響を考慮する。

I. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース

(例：積雪と降下火砕物による堆積荷重の増加)

II. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより影響が増長するケース(例：地震により浸水防止機能が喪失して浸水量が増加)

III-1. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース

(例：降水による降下火砕物密度の増加)

III-2. 他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース(例：斜面に降下火砕物が堆積した後に大量の降水により滑り、プラント周辺まで降下火砕物を含んだ水が押し寄せる状態。単独事象としては想定していない。)

(2) 自然現象の重畳によるシナリオの選定

基本的には一般的な事象に加え、国内外の規格基準から収集した自然現象について(1) I～III-2に示した重畳影響の確認を実施した。

ただし、以下の観点から明らかに事故シーケンスにはつながらないと考えられるものについては重畳影響を考慮不要と判断し確認対象から除外した。

○泊発電所及びその周辺では発生しない（若しくは、発生が極めて稀）と判断した事象（No. は補足1参照）

No. 2：隕石，No. 4：河川の迂回，No. 5：砂嵐（塩を含んだ嵐），No. 9：雪崩，No. 12：干ばつ，No. 13：洪水，No. 20：氷晶，No. 22：湖又は河川の水位低下，No. 23：湖又は河川の水位上昇，No. 27：カルスト

○単独事象での評価において設備等への影響がない（若しくは、非常に小さい）と判断した事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響が無いと判断した事象（No. は補足1参照）

No. 11：海岸侵食，No. 16：濃霧，No. 18：霜・白霜，No. 19：極高温，No. 24：もや，No. 25：塩害，塩雲，No. 26：地滑り，No. 29：高温水（海水温高），No. 30：低温水（海水温低）

確認した結果としては、重畳影響I～III-1については、以下に示す理由から、単独事象での評価において抽出されたシナリオ以外のシナリオが生じることはなく、重畳影響III-2については、該当するケースがなかった。個別自然現象の重畳影響の確認結果を補足3に示す。また、人為事象との重畳影響については、補足4に示すとおり自然現象の重畳影響に包絡されると判断した。

I. 各自然現象から同じ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース

重畳により影響度合いが大きくなるのみであり、単独で設計基準を超える事象に対してシナリオの抽出を行っていることを踏まえると、新たなシナリオは生じない。

II. ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース

単独の自然現象に対するシナリオの選定において、設計基準を超える事象を評価対象としているということは、つまり設備耐力や防護対策に期待していないということであり、単独事象の評価において抽出された以外の新たなシナリオは生じない。

III-1. 他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース

一方の自然現象の前提条件が、他方の自然現象により変化し、元の自然現象の影響度が大きくなったとしても、I. と同様、単独で設計基準を超える事象に対してシナリオ抽出を行っているため、新たなシナリオは生じない。

(3) 重畳影響評価のまとめ

事故シーケンスの抽出という観点においては、上述のとおり、自然現象・人為事象が重畳することにより、単独事象の評価で特定されたシナリオに対し新たなものが生じることはなく、自然現象の重畳により追加すべき新たな事故シーケンスは発生しないものと判断した。

5. 全体まとめ

地震，津波以外の自然現象，人為事象について，事故シーケンスに至る可能性のある起因事象について特定した結果，内部事象や地震 PRA 及び津波 PRA にて抽出した事故シーケンスに対して新たに追加すべき事故シーケンスは発生しないものと判断した。

また，地震，津波を含む，各自然現象の重畳影響についても確認を実施した結果，単独事象での評価と同様に，内部事象や地震，津波レベル 1 PRA にて抽出した事故シーケンスに対して新たに追加すべき事故シーケンスは発生しないものと判断した。

(補足資料)

補足 1 過酷な自然現象により考え得る起因事象等

補足 1-1 凍結事象に対する事故シーケンス抽出

補足 1-2 積雪事象に対する事故シーケンス抽出

補足 1-3 火山の影響に対する事故シーケンス抽出

補足 1-4 竜巻事象に対する事故シーケンス抽出

補足 1-5 森林火災事象に対する事故シーケンス抽出

補足 1-6 落雷事象に対する事故シーケンス抽出

補足 1-7 起因事象の発生が考えられるその他の自然現象と起因事象発生時の対応

補足 2 過酷な人為事象により考え得る起因事象等

補足 3 自然現象の重畳確認結果

補足 4 人為事象に関わる重畳の影響について

過酷な自然現象により考え得る起因事象等 (1 / 11)

No.	自然現象	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
1	凍結 ※詳細は補足 1-1 参照	温度	ディーゼル発電機燃料油貯油槽及びディーゼル発電機燃料油貯油槽から燃料油サービスタンクまでの配管及び弁の軽油が凍結した場合に、ディーゼル発電機が機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。 泊発電所周辺の海水が凍結することは起こり得ないと考えられるため、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。 送電線や碍子へ着氷することによって相間短絡を起し、「外部電源喪失」に至るシナリオ。 安全施設の機能に影響が及ぶ規模の隕石等については有意な発生頻度とはならない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
		閉塞	
		電気的影響	
2	隕石	荷重	送電線や碍子へ着氷することによって相間短絡を起し、「外部電源喪失」に至るシナリオ。 安全施設の機能に影響が及ぶ規模の隕石等については有意な発生頻度とはならない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
		荷重 (衝突)	
		荷重 (衝撃波)	
3	降水	浸水	津波の評価に包絡される。 積雪の評価に包絡される。(No.6 参照)
		浸水	
		荷重	
4	河川の迂回	浸水	泊発電所は海水を冷却源としていることから、河川等からの取水不可によるプラントへの影響はな く、また、泊発電所周辺において氾濫することにより安全施設の機能に影響を及ぼすような河川はな いことから、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。 周辺に砂丘等がないため考慮しない。 発生を反定してもその影響は火山の影響 (No.8) の評価に包絡される。 なお、黄砂については、換気空調設備の外気取入口に設置されたフィルタにより大部分を捕集可能で あること、また、容易に清掃又は取替えが可能であることから、安全施設の機能に影響を及ぼすこと はない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はない と判断。 原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している燃料取替用水ピットが物 理的に損傷し、機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。 原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している原子炉補機冷却水サージ タンクが物理的に損傷し、機能喪失すること、「原子炉補機冷却機能喪失」に至るシナリオ。
		閉塞	
5	砂嵐 (塩を含んだ 嵐)	閉塞	積雪の評価に包絡される。(No.6 参照)
		閉塞	
6	積雪 ※詳細は補足 1-2 参照	荷重	積雪の評価に包絡される。(No.6 参照)
		荷重 (堆積)	

過酷な自然現象により考え得る起因事象等 (2/11)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価
6	積雪 ※詳細は補足1-2 参照	荷重 荷重 (堆積)	<p style="text-align: center;">想定される起因事象等</p> <p>原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している主蒸気管等が物理的に損傷し、機能喪失することで、「2次冷却系の破断」又は「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているアニュラス空気浄化設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している空調用冷水膨脹タンクが物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉補助建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している中央制御室が物理的又は積雪(雪融け水含む)の影響により機能喪失し、「複数の信号系損傷」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉補助建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している中央制御室空調装置、安全補助機開閉器室空調装置、蓄電池室空調装置、補助建屋空調装置又は試料採取室空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>ディーゼル発電機建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているディーゼル発電機が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。</p> <p>タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているタービンや発電機が物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」に至るシナリオ。</p> <p>タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している給水設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「主給水流量喪失」に至るシナリオ。</p> <p>循環水ポンプ建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している循環水ポンプが物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>電気建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している2次系設備や電気系設備の制御盤が物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>275kV 開閉所、66kV 開閉所(後備用)、変圧器が積雪荷重により物理的に損傷し、機能喪失することで、「外部電源喪失」に至るシナリオ。</p>

過酷な自然現象により考え得る起回事象等 (3/11)

No.	自然現象	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起回事象等
6	積雪 ※詳細は補足1-2 参照	荷重	燃料油貯油槽タンク室の頂版が積雪荷重により崩落した場合に、ディーゼル発電機燃料油貯油槽の機能喪失に至り、ディーゼル発電機が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。 積雪荷重によりディーゼル発電機の付属機器が損傷した場合、ディーゼル発電機が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。 積雪荷重により主蒸気逃がし弁消音器が損傷した場合、主蒸気逃がし弁が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。 積雪荷重により主蒸気安全弁排気管が損傷した場合、主蒸気安全弁が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。 積雪荷重によりタービン動補給水ポンプ排気管が損傷した場合、タービン動補給水ポンプが機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。
		荷重 (堆積)	
7	高潮	電気的影響	送電線や碍子へ着雪することによって相間短絡を起こし、「外部電源喪失」に至るシナリオ。
		閉塞 (給気等)	積雪によりディーゼル発電機の給気口、吸気口が閉塞した場合、ディーゼル発電機が機能喪失することとで、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。 積雪により原子炉建屋給気ガラのり外気取入口が閉塞した場合、制御用空気圧縮機室換気装置、電動補給水ポンプ室換気装置及びディーゼル発電機室換気装置が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。 積雪により主蒸気管室給気ガラのり外気取入口が閉塞した場合、タービン動補給水ポンプ室換気装置及び主蒸気管室換気装置が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。
8	火山の影響 ※詳細は補足1-3 参照	浸水	津波の評価に包絡される。
		荷重	原子炉建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している燃料取替用水ピットが物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。 原子炉建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している原子炉補機冷却水サージタンクが物理的に損傷し、機能喪失することで、「原子炉補機冷却機能喪失」に至るシナリオ。

過酷な自然現象により考え得る起回事象等 (4/11)

No.	自然現象	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起回事象等
8	火山の影響 ※詳細は補足1-3 参照	荷重 荷重 (堆積)	原子炉建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している主蒸気管等が物理的に損傷し、機能喪失することで、「2次冷却系の破断」又は「手動停止」に至るシナリオ。 原子炉建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているエアニューラス空気浄化設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。 原子炉建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している空調用冷水膨張タンクが物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。 原子炉補助建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している中央制御室内設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「複数の信号系損傷」に至るシナリオ。 原子炉補助建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している中央制御室空調装置、安全補機閉閉器室空調装置、蓄電池室空調装置、補助建屋空調装置又は試料採取室空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。 ディーゼル発電機建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているディーゼル発電機が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。 タービン建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているタービンや発電機が物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」に至るシナリオ。 タービン建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している給水設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「主給水流量喪失」に至るシナリオ。 循環水ポンプ建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している循環水ポンプが物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。 電気建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している計装盤等が物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。

過酷な自然現象により考え得る起回事象等 (5/11)

No.	自然現象	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価
	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起回事象等
	荷重	275kV開閉所、66kV開閉所（後備用）、変圧器が降下火砕物の堆積荷重により物理的に損傷し、機能喪失すること、「外部電源喪失」に至るシナリオ。
	荷重（堆積）	燃料油貯油槽タンク室の頂版が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、ディーゼル発電機燃料油貯油槽の機能喪失に至り、ディーゼル発電機が機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。
	荷重	降下火砕物の堆積荷重によりディーゼル発電機の付属機器が損傷した場合に、ディーゼル発電機が機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。
	荷重（堆積）	降下火砕物の堆積荷重により主蒸気逃がし弁消音器が損傷した場合に、主蒸気逃がし弁が機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。
	降下火砕物の堆積荷重により主蒸気安全弁排気管が損傷した場合に、主蒸気安全弁が機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。	
	降下火砕物の堆積荷重によりタービン動補助給水ポンプ排気管が損傷した場合に、タービン動補助給水ポンプが機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。	
	降下火砕物の堆積荷重によりタービン動補助給水ポンプ排気管が損傷した場合に、タービン動補助給水ポンプが機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。	
8	火山の影響 ※詳細は補足1-3参照	海水中の降下火砕物が高濃度な場合に、熱交換器の伝熱管及び伝熱板、海水ポンプ軸受の異常摩耗や海水ストレーナの閉塞により、原子炉補機冷却海水系が機能喪失すること、「原子炉補機冷却機能喪失」に至るシナリオ及び循環水系が機能喪失すること、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。
	閉塞（海水系）	降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積によりディーゼル発電機の給気口、吸気口が閉塞した場合、ディーゼル発電機が機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。
	閉塞（給気等）	降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により原子炉建屋給気ガラリの外気取入口が閉塞した場合に、制御用空圧縮機室換気装置、電動補助給水ポンプ室換気装置及びディーゼル発電機室換気装置が機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。
	給気口等の閉塞	降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積により主蒸気管室給気ガラリの外気取入口が閉塞した場合に、タービン動補助給水ポンプ室換気装置及び主蒸気管室換気装置が機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。
	腐食	降下火砕物の付着又は降下火砕物が混入した海水の取水による腐食については、屋外設備表面や直接海水が接触する部分には耐食性の材料の使用や塗装（アクリルシリコン樹脂系、シリコン樹脂系又はエポキシ樹脂系）（ライニングを含む。）が施されており腐食の抑制効果が考えられること、腐食の進展速度の遅さを考慮し、適切な保全管理が可能であることから、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起回事象の発生はないと判断。
	腐食成分による化学的影響	
	電氣的影響	降下火砕物が送電線や碍子へ付着し、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」に至るシナリオ。
	降下火砕物の付着による送電線の相间短絡	

過酷な自然現象により考え得る起因事象等 (6/11)

No.	自然現象	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
9	雪崩	荷重	周辺の地形から、積雪荷重以上の影響がある雪崩は発生しないことから、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
10	生物学的事象	閉塞 (海水系)	大量発生したクラゲ等の海生生物により取水口が閉塞した場合に、原子炉補機冷却海水ポンプによる取水ができなくなり、「原子炉補機冷却機能喪失」に至るシナリオが考えられるが、除塵設備により海生生物等の襲来への対策を実施しており、取水口、海水ストレーナ等の閉塞は考え難いため、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
		電氣的影響	小動物が屋外設置の端子箱内等に侵入した場合、相間短絡又は地絡を起こし、外部電源の一部が喪失する可能性がある。ただし、複数系統ある外部電源が同時に機能喪失する可能性は極めて低いことから、「外部電源喪失」に至るシナリオは考え難いため、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
11	海岸侵食	冷却機能低下	海岸侵食は時間スケールの長い事象であり、発電所の運転に支障をきたす程度の短時間で事象が進展することはなく、適切な運転管理や保守管理により対処可能であることから、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
12	干ばつ	渇水	泊発電所は海水を冷却源としていることから、河川等からの取水不可によるプラントへの影響は小さく、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
13	洪水	浸水	津波以外の洪水としては、ダムの決壊や河川の氾濫等が考えられるが、泊発電所周辺にダムや堰堤はなく、また、敷地周辺の河川は、いずれも発電所とは丘陵地により隔てられている。したがって、本事象によるプラントへの影響はないことから、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
14	風 (台風)	荷重	竜巻の評価に包絡される。(No. 15 参照)
		閉塞	
15	竜巻 ※詳細は補足1-4参照	荷重 (風及び気圧差) 閉塞 (海水系)	タービン建屋が風荷重及び気圧差荷重により損傷した場合に、建屋上層階に設置しているタービンや発電機が物理的に損傷し、機能喪失すること、「過渡事象」に至るシナリオ。 タービン建屋が風荷重及び気圧差荷重により損傷した場合に、建屋上層階に設置している給水設備が物理的に損傷し、機能喪失すること、「主給水流量喪失」に至るシナリオ。

過酷な自然現象により考え得る起因事象等 (7/11)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価
15	<p>竜巻 ※詳細は補足1-4参照</p>	<p>荷重 (風及び気圧差)</p> <p>荷重 (衝突)</p>	<p>想定される起因事象等</p> <p>循環水ポンプ建屋が風荷重及び気圧差荷重により損傷した場合に、建屋上層階に設置している循環水ポンプが物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>風荷重及び気圧差荷重により275kV開閉所、66kV開閉所(後備用)、変圧器又は送電線が物理的に損傷し、機能喪失することで、「外部電源喪失」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重により制御用空気圧縮機室換気装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重により電動補助給水ポンプ室換気装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重によりディーゼル発電機室換気装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重によりタービン補助給水ポンプ室換気装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重により主蒸気管室換気装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重により中央制御室空調装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重により安全補機開閉器室空調装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重により蓄電池室排気装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重により補助建屋空調装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>気圧差荷重により試料採取室空調装置が損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>飛来物の衝撃荷重により275kV開閉所、66kV開閉所(後備用)、変圧器又は送電線が損傷し、機能喪失することで、「外部電源喪失」に至るシナリオ。</p> <p>飛来物の衝撃荷重により排気筒が損傷した場合、アニュラス空気浄化設備が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>飛来物の衝撃荷重によりディーゼル発電機の付属機器が損傷した場合、ディーゼル発電機が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。</p>

過酷な自然現象により考え得る起回事象等 (8/11)

No.	自然現象	設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価
15	竜巻 ※詳細は補足1-4 参照	荷重	<p>想定される起回事象等</p> <p>飛来物の衝撃荷重により主蒸気逃がし弁消音器が損傷した場合、主蒸気逃がし弁が機能喪失すること で、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>飛来物の衝撃荷重により主蒸気安全弁排気管が損傷した場合、主蒸気安全弁が機能喪失すること で、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>飛来物の衝撃荷重によりタービン動補助給水ポンプ排気管が損傷した場合、タービン動補助給水ポン プが機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>飛来物の衝撃荷重によりディーゼル発電機燃料油貯油槽ベント管が損傷した場合、ディーゼル発電機 が機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全 交流動力電源喪失」に至る。</p> <p>原子炉建屋に設置している炉内核計測装置の付属機器が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷 した場合、炉内核計測装置が機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置している制御用空圧縮装置が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷し、機 能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置している補助給水設備が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷し、機能喪失 すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置している1次系統水タンクが建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷し、機能 喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置しているブローダウン設備が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷し、機能 喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置している制御棒駆動装置電源が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷し、機 能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置している原子炉トリップ遮断器盤が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷 し、機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置している制御棒制御装置が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷し、機能喪 失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置している主蒸気管室空調装置に建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷し、機 能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置している主蒸気管等が建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により損傷し、機能 喪失すること、「2次冷却系の破断」又は「手動停止」に至るシナリオ。</p> <p>原子炉建屋に設置している燃料取替用水ピットが建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により損傷 し、機能喪失すること、「手動停止」に至るシナリオ。</p>

過酷な自然現象により考え得る起因事象等 (10/11)

No.	自然現象	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
15	竜巻 ※詳細は補足1-4参照	閉塞 (海水系)	飛来物が取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させる可能性があるが、取水口は呑み口が広く、閉塞させるほどの資機材や車両等の飛散は考えられないことから、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
16	濃霧	—	安全施設の機能が損なわれることはなく、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
17	森林火災 ※詳細は補足1-5参照	温度	送電線が森林火災の輻射熱により損傷した場合に、「外部電源喪失」に至るシナリオ。
		閉塞 (給気等)	想定し得る最大の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、設備等が損傷することはない。
18	霜・白霜	—	給気口が閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることから、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
19	極高温	温度	建屋及び屋外機器への霜付着による影響はないため、プラントの安全性が損なわれるような影響は発生せず、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
20	氷晶	温度	空調設計条件を超過する可能性はあるものの、1日の中でも気温の変動があり高温状態が長時間にわたり継続しないこと、空調設備が余裕を持って設計されていること、また、外気温度高により即安全性が損なわれることはないことから、安全施設の機能が損なわれることはない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
21	落雷 ※詳細は補足1-6参照	電気的影響	泊発電所周辺の海水が凍結することは起こり得ないと考えられるため、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。
		—	ノイズにより安全保護回路が誤動作した場合に、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。
		—	ノイズにより安全保護回路以外の計測制御設備が誤動作した場合に、「過渡事象」、「主給水流量喪失」又は「手動停止」に至るシナリオ。
—	—	直撃雷により275kV開閉所、66kV開閉所（後備用）、変圧器又は送電線が損傷し、機能喪失すること で、「外部電源喪失」に至るシナリオ。	
—	—	誘導雷サージにより計測制御設備が損傷した場合に、「複数の信号系損傷」に至るシナリオ。	

過酷な自然現象により考え得る起因事象等 (11/11)

No.	自然現象	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
22	湖又は河川の水位低下	渇水	工業用水の枯渇
23	湖又は河川の水位上昇	浸水	設備の浸水
24	もや	—	—
25	塩害・塩雲	腐食	塩分による化学的影響
26	地滑り	荷重	荷重 (衝突)
27	カルスト	地盤安定性	建屋, 屋外設備の損傷
28	太陽フレア, 磁気嵐	電氣的影響	磁気嵐による誘導電流
29	高温水 (海水温高)	温度	冷却機能への影響
30	低温水 (海水温低)	温度	—

凍結事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

(1) 構築物，系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

低温事象により設備等に発生する可能性のある影響について，国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し，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着氷による送電線の相間短絡

(2) 評価対象設備の選定

(1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対し，影響を受ける可能性のある設備等のうち，プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には，以下に示す屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

- ①屋外タンク及び配管内流体の凍結
 - ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽及びディーゼル発電機燃料油貯油槽からサービスタンクまでの配管及び弁（以下「燃料油貯油槽等」という。）
- ②ヒートシンク（海水）の凍結
 - ・取水設備（海水）
- ③着氷による送電線の相間短絡
 - ・送電線

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

- ①屋外タンク及び配管内流体の凍結
 - ・燃料油貯油槽等の凍結
 - 低温によって燃料油貯油槽等の軽油が凍結した場合に，ディーゼル発電機が機能喪失することで，「手動停止」に至るシナリオ。仮に③の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，「全交流動力

電源喪失」に至る。

②ヒートシンク（海水）の凍結

低温によって泊発電所周辺の海水が凍結することは起こり得ないと考えられるため、この損傷・機能喪失モードについては考慮しない。

③着氷による送電線の相間短絡

・送電線の地絡，短絡

送電線や碍子へ着氷することによって相間短絡を起こし、「外部電源喪失」に至るシナリオ

(4) 起回事象の特定

(3)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屋外タンク及び配管内流体の凍結

・燃料油貯油槽等の凍結

ディーゼル発電機の燃料として使用している軽油は低温時の使用環境を考慮した油種としており，また，燃料油貯油槽等は地中に埋設されていることから，燃料油貯油槽等が凍結する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の要因にはなり得ないと考えられるため，考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。

②ヒートシンク（海水）の凍結

(3)②のとおり，この損傷・機能喪失モードは考慮しないため，起回事象として特定しない。

③着氷による送電線の相間短絡

・送電線の地絡，短絡

着氷に対して設計上の配慮はなされているものの，設計基準を超える低温事象に対しては発生を否定できず，送電線の相間短絡による外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため，起回事象として特定する。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える低温事象に対し発生可能性のある起回事象として外部電源喪失を特定したが，運転時の内部事象や地震，津波レベル1 PRAにて考慮していることから，追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって，凍結を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンス

は新たに生じないと判断した。

積雪事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

- (1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

積雪事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例や国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 建屋屋上や屋外設備に対する積雪荷重
- ② 着雪による送電線の相間短絡
- ③ 給気口等の閉塞
- ④ 積雪によるアクセス性や作業性の悪化

- (2) 評価対象設備の選定

(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置（屋外に面した設備含む。）の設備等を評価対象設備として選定した。

- ① 建屋屋上や屋外設備に対する積雪荷重

< 建屋 >

- ・ 原子炉建屋
- ・ 原子炉補助建屋
- ・ タービン建屋
- ・ ディーゼル発電機建屋
- ・ 循環水ポンプ建屋
- ・ 電気建屋

< 屋外設備 >

- ・ 外部電源系（275kV 開閉所，66kV 開閉所（後備用），変圧器）
- ・ ディーゼル発電機燃料油貯油槽及び付属配管（以下「燃料油貯油槽等」という。）
- ・ ディーゼル発電機の付属機器（排気消音器等）
- ・ 主蒸気逃がし弁消音器
- ・ 主蒸気安全弁排気管
- ・ タービン動補助給水ポンプ排気管

- ② 着雪による送電線の相間短絡

- ・ 送電線

③給気口等の閉塞

- ・ディーゼル発電機の付属機器（給気口，吸気口）
- ・原子炉建屋給気ガラリ（外気取入口）
- ・主蒸気管室給気ガラリ（外気取入口）

④積雪によるアクセス性や作業性の悪化

- －（アクセスルート）

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①建屋屋上や屋外設備に対する積雪荷重

<建屋>

・原子炉建屋

原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，その直下に設置している燃料取替用水ピットが物理的に損傷し，機能喪失することで，「手動停止」に至るシナリオ。

原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，その直下に設置している原子炉補機冷却水サージタンクが物理的に損傷し，機能喪失することで，「原子炉補機冷却機能喪失」に至るシナリオ。

原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，その直下に設置している主蒸気管等が物理的に損傷し，機能喪失することで，「2次冷却系の破断」又は「手動停止」に至るシナリオ。

原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，その直下に設置しているアニュラス空気浄化設備が物理的に損傷し，機能喪失することで，「手動停止」に至るシナリオ。

原子炉建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，その直下に設置している空調用冷水膨張タンクが物理的に損傷し，機能喪失することで，「手動停止」に至るシナリオ。

・原子炉補助建屋

原子炉補助建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，その直下に設置している中央制御室が物理的又は積雪（雪融け水含む）の影響により機能喪失し，「複数の信号系損傷」に至るシナリオ。

原子炉補助建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に，その直下に設置している中央制御室空調装置，安全補機開閉器室空調装置，蓄電池室空調装置，補助建屋空調装置又は試料採取室

空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ディーゼル発電機建屋

ディーゼル発電機建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているディーゼル発電機が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。仮に②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。

- タービン建屋

タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているタービンや発電機が物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」に至るシナリオ。

タービン建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している給水設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「主給水流量喪失」に至るシナリオ。

- 循環水ポンプ建屋

循環水ポンプ建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している循環水ポンプが物理的に損傷し、機能喪失することで、復水設備が機能喪失し、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。

- 電気建屋

電気建屋屋上が積雪荷重により崩落した場合に、その直下に設置している2次系設備や電気系設備の制御盤が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

<屋外設備>

- 外部電源系（275kV開閉所，66kV開閉所（後備用），変圧器）

275kV開閉所，66kV開閉所（後備用），変圧器が積雪荷重により物理的に損傷し、機能喪失することで、「外部電源喪失」に至るシナリオ。

- 燃料油貯油槽等

燃料油貯油槽タンク室の頂版が積雪荷重により崩落し、その直下に設置している燃料油貯油槽等が損傷した場合、ディーゼル発電機が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。仮に②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。

- ディーゼル発電機の付属機器

積雪荷重によりディーゼル発電機の付属機器が損傷した場合、ディーゼル発電機が機能喪失することで、「手動停止」に至る

シナリオ。仮に②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。

- ・主蒸気逃がし弁消音器

積雪荷重により主蒸気逃がし弁消音器が損傷した場合、主蒸気逃がし弁が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ・主蒸気安全弁排気管

積雪荷重により主蒸気安全弁排気管が損傷した場合、主蒸気安全弁が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ・タービン動補助給水ポンプ排気管

積雪荷重によりタービン動補助給水ポンプ排気管が損傷した場合、タービン動補助給水ポンプが機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

②着雪による送電線の相間短絡

送電線や碍子へ着雪することによって相間短絡を起こし、「外部電源喪失」に至るシナリオ。

③給気口等の閉塞

- ・ディーゼル発電機の付属機器の閉塞

積雪によりディーゼル発電機の給気口、吸気口が閉塞した場合、ディーゼル発電機が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。仮に②の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。

- ・原子炉建屋給気ガラリの外気取入口の閉塞

積雪により原子炉建屋給気ガラリの外気取入口が閉塞した場合、制御用空気圧縮機室換気装置、電動補助給水ポンプ室換気装置及びディーゼル発電機室換気装置が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ・補助建屋給気ガラリの外気取入口の閉塞

補助建屋給気ガラリの外気取入口は、地面より約 13m に設置されており、堆積物による閉塞は考え難いため、シナリオの選定は不要である。

- ・主蒸気管室給気ガラリの外気取入口の閉塞

積雪により主蒸気管室給気ガラリの外気取入口が閉塞した場合、タービン動補助給水ポンプ室換気装置及び主蒸気管室換気装置が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

④積雪によるアクセス性や作業性の悪化

積雪により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可

能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく，仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては，除雪を行うことから問題はない。

そのため①～③の影響評価の結果として，可搬型代替交流電源設備の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に，別途，詳細検討するものとする。

(4) 起回事象の特定

(3)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建屋屋上や屋外設備に対する積雪荷重

積雪事象が各建屋屋上や屋外設備の許容荷重を上回った場合には，(3)にて選定した各シナリオが発生する可能性はあるが，各建屋屋上の崩落や屋外設備が損傷するような積雪事象は，積雪事象の進展速度を踏まえると除雪管理が可能であることから，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の要因にはなり得ないと考えられるため，考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。

②着雪による送電線の相間短絡

着雪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は発生を否定できず，送電線の着雪による短絡を想定した場合，外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため，起回事象として特定する。

③給気口等の閉塞

積雪事象によりディーゼル発電機の給気口，吸気口が閉塞した場合には，(3)にて選定したシナリオが発生する可能性があるが，ディーゼル発電機の給気口，吸気口が閉塞するような積雪事象は，積雪事象の進展速度を踏まえると除雪管理が可能であることから，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の要因にはなり得ないと考えられるため，考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。

また，原子炉建屋給気ガラリ及び主蒸気管室給気ガラリの外気取入口が閉塞した場合には，(3)で選定したシナリオが発生する可能性があるが，原子炉建屋給気ガラリ及び主蒸気管室給気ガラリの外気取入口が閉塞するような積雪事象は，積雪事象の進展速度

を踏まえると除雪管理が可能であることから、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の要因にはなり得ないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える積雪事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象や地震，津波レベル1 PRAにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって、積雪を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

火山の影響に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

- (1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

火山事象のうち、火山性土石流といった原子力発電所の火山影響評価ガイド（平成 25 年 6 月 19 日 原規技発第 13061910 号 原子力規制委員会決定）（以下「影響評価ガイド」という。）において設計対応不可とされている事象については、影響評価ガイドに基づく立地評価にて原子力発電所の運用期間中に影響を及ぼす可能性がないと判断されている。よって、個々の火山事象への設計対応及び運転対応の妥当性について評価を行うため抽出した降下火砕物を対象に原子力発電所への影響を検討するものとする。

降下火砕物により設備等に発生する可能性のある影響について、影響評価ガイドも参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①建屋屋上や屋外設備に対する降下火砕物の堆積荷重
- ②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞
- ③降下火砕物による給気口等の閉塞
- ④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響
- ⑤降下火砕物の付着による送電線の相間短絡
- ⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化

- (2) 評価対象設備の選定

(1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置（屋外に面した設備含む。）の設備等を評価対象設備として選定した。

- ①建屋屋上や屋外設備に対する降下火砕物の堆積荷重
- <建屋>
- ・原子炉建屋
 - ・原子炉補助建屋
 - ・タービン建屋
 - ・ディーゼル発電機建屋

- ・循環水ポンプ建屋
- ・電気建屋

<屋外設備>

- ・外部電源系（275kV 開閉所，66kV 開閉所（後備用），変圧器）
 - ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽及び付属配管（以下「燃料油貯油槽等」という。）
 - ・ディーゼル発電機の付属機器（排気消音器等）
 - ・主蒸気逃がし弁消音器
 - ・主蒸気安全弁排気管
 - ・タービン動補助給水ポンプ排気管
- ②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞
- ・原子炉補機冷却海水系
 - ・循環水系
- ③降下火砕物による給気口等の閉塞
- ・ディーゼル発電機の付属機器（給気口，吸気口）
 - ・原子炉建屋給気ガラリ（外気取入口）
 - ・主蒸気管室給気ガラリ（外気取入口）
- ④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響
- ・屋外設備全般
 - ・海水系機器
- ⑤降下火砕物の付着による送電線の相間短絡
- ・送電線
- ⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化
- －（アクセスルート）

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①建屋屋上や屋外設備に対する降下火砕物の堆積荷重

<建屋>

- ・原子炉建屋

原子炉建屋屋上降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に，その直下に設置している燃料取替用水ピットが物理的に損傷し，機能喪失することで，「手動停止」に至るシナリオ。

原子炉建屋屋上降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に，その直下に設置している原子炉補機冷却水サージタンクが物理的に損傷し，機能喪失することで，「原子炉補機冷却機能

喪失」に至るシナリオ。

原子炉建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している主蒸気管等が物理的に損傷し、機能喪失することで、「2次冷却系の破断」又は「手動停止」に至るシナリオ。

原子炉建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているアニュラス空気浄化設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

原子炉建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している空調用冷水膨張タンクが物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 原子炉補助建屋

原子炉補助建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している中央制御室内設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「複数の信号系損傷」に至るシナリオ。

原子炉補助建屋屋上が降下火砕物の荷重により崩落した場合に、その直下に設置している中央制御室空調装置，安全補機閉器室空調装置，蓄電池室空調装置，補助建屋空調装置又は試料採取室空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ディーゼル発電機建屋

ディーゼル発電機建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているディーゼル発電機が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。

- タービン建屋

タービン建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置しているタービンや発電機が物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」に至るシナリオ。

タービン建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している給水設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「主給水流量喪失」に至るシナリオ。

- 循環水ポンプ建屋

循環水ポンプ建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している循環水ポンプが物理的に損傷し、機能喪失することで、復水設備が機能喪失し、「過渡事

象」又は「手動停止」に至るシナリオ。

- ・電気建屋

電気建屋屋上が降下火砕物の堆積荷重により崩落した場合に、その直下に設置している2次系設備や電気系設備の制御盤が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

<屋外設備>

- ・外部電源系（275kV開閉所，66kV開閉所（後備用），変圧器）

275kV開閉所，66kV開閉所（後備用），変圧器が降下火砕物の堆積荷重により物理的に損傷し、機能喪失することで、「外部電源喪失」に至るシナリオ。

- ・燃料油貯油槽等

燃料油貯油槽タンク室の頂版が降下火砕物の堆積荷重により崩落し、その直下に設置している燃料油貯油槽等が損傷した場合に、ディーゼル発電機が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。

- ・ディーゼル発電機の付属機器

降下火砕物の堆積荷重によりディーゼル発電機の付属機器が損傷した場合に、ディーゼル発電機が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。

- ・主蒸気逃がし弁消音器

降下火砕物の堆積荷重により主蒸気逃がし弁消音器が損傷した場合に、主蒸気逃がし弁が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ・主蒸気安全弁排気管

降下火砕物の堆積荷重により主蒸気安全弁排気管が損傷した場合に、主蒸気安全弁が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ・タービン動補助給水ポンプ排気管

降下火砕物の堆積荷重によりタービン動補助給水ポンプ排気管が損傷した場合に、タービン動補助給水ポンプが機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞

- ・原子炉補機冷却海水系及び循環水系

海水中の降下火砕物が高濃度な場合には、熱交換器の伝熱管及び伝熱板，海水ポンプ軸受の異常摩耗や海水ストレーナの閉

塞により，原子炉補機冷却海水系が機能喪失することで「原子炉補機冷却機能喪失」に至るシナリオ及び循環水系が機能喪失することで「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。

③降下火砕物による給気口等の閉塞

・ディーゼル発電機の付属機器の閉塞

降下火砕物の吸込み又は給気口への堆積によりディーゼル発電機の給気口，吸気口が閉塞した場合，ディーゼル発電機が機能喪失することで，「手動停止」に至るシナリオ。仮に⑤の外部電源喪失の同時発生を想定した場合，「全交流動力電源喪失」に至る。

・原子炉建屋給気ガラリの外気取入口の閉塞

降下火砕物により原子炉建屋給気ガラリの外気取入口が閉塞した場合に，制御用空気圧縮機室換気装置，電動補助給水ポンプ室換気装置及びディーゼル発電機室換気装置が機能喪失することで，「手動停止」に至るシナリオ。

・補助建屋給気ガラリの外気取入口の閉塞

補助建屋給気ガラリの外気取入口は，地面より約 13m に設置されており，堆積物による閉塞は考え難いため，シナリオの選定は不要である。また，外気取入口への降下火砕物の吸込みにより外気取入口が閉塞した場合でも，フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。

・主蒸気管室給気ガラリの外気取入口の閉塞

降下火砕物により主蒸気管室給気ガラリの外気取入口が閉塞した場合に，タービン動補助給水ポンプ室換気装置及び主蒸気管室換気装置が機能喪失することで，「手動停止」に至るシナリオ。

④降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

・屋外設備全般

降下火砕物が屋外設備に付着することによる腐食については，屋外設備表面には耐食性の塗装（アクリルシリコン樹脂系又はシリコン樹脂系）が施されており腐食の抑制効果が考えられること，腐食の進展速度の遅さを考慮し，適切な保全管理が可能と判断したため，この損傷・機能喪失モードについては考慮しない。

・海水系機器

降下火砕物が混入した海水を取水することによる腐食については，海水が直接接触する部分には耐食性のある材料の使用や塗装（エポキシ樹脂系）（ライニングを含む。）が施されており腐食の抑制効果が考えられること，腐食の進展速度の遅さを考慮し，

適切な保全管理が可能と判断したため、この損傷・機能喪失モードについては考慮しない。

⑤降下火砕物の付着による送電線の相間短絡

降下火砕物が送電線や碍子へ付着し、水分を吸収することによって、相間短絡を起こし、「外部電源喪失」に至るシナリオ。

⑥降下火砕物によるアクセス性や作業性の悪化

降下火砕物により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響を及ぼす可能性があるものの、設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外での現場対応はなく、仮にアクセス性や屋外の作業性へ影響が及んだ場合であっても構内の道路又はアクセスルートについては、除灰を行うことから問題はない。

そのため上記①～⑤の影響評価の結果として、可搬型代替交流電源設備の接続といった屋外での作業が必要になるケースが確認された場合に、別途、詳細検討するものとする。

(4) 起回事象の特定

(3)で選定した各シナリオについて、想定を超える降下火砕物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建屋屋上や屋外設備に対する降下火砕物の堆積荷重

降下火砕物の堆積が各建屋屋上や屋外設備の許容荷重を上回った場合には、(3)①にて選定した各シナリオが発生する可能性はあるが、各建屋屋上の崩落や屋外設備が損傷するような火山事象は、火山事象の進展速度を踏まえると除灰管理が可能であることから、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の要因にはなり得ないと考えられるため、考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。

②降下火砕物による海水ストレーナ等の閉塞

循環水系の降下火砕物による閉塞又は循環水ポンプ軸受の異常摩耗による損傷の可能性を否定できないことから、循環水系の損傷に伴う手動停止は考えられるため、起回事象として特定する。

③降下火砕物による給気口等の閉塞

降下火砕物の吸込み又は給気口若しくは吸気口への堆積によりディーゼル発電機の給気口、吸気口が閉塞した場合には、(3)③で選定したシナリオが発生する可能性があるが、ディーゼル発電機の給気口、吸気口が閉塞するような火山事象は、火山事象の進展速度を踏まえると除灰管理又はフィルタの取替えが可能であるこ

とから、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の要因にはなり得ないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

また、原子炉建屋給気ガラリ及び主蒸気管室給気ガラリの外気取入口が閉塞した場合には、(3)③で選定したシナリオが発生する可能性があるが、原子炉建屋給気ガラリ及び主蒸気管室給気ガラリの外気取入口が閉塞するような火山事象は、火山事象の進展速度を踏まえると除灰管理又はフィルタの取替えが可能であることから、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の要因にはなり得ないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては特定不要であると判断した。

④ 降下火砕物に付着している腐食成分による化学的影響

降下火砕物の付着及び降下火砕物が混入した海水の取水による腐食については、(3)④のとおり、この損傷・機能喪失モードは考慮しないため、起因事象として特定しない。

⑤ 降下火砕物の付着による送電線の相間短絡

降下火砕物の影響を受ける可能性がある送電線は、発電所内外の広範囲にわたり、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に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える火山事象に対し発生可能性のある起因事象として外部電源喪失及び手動停止を特定したが、運転時の内部事象や地震、津波レベル1 PRAにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって、火山の影響を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

竜巻事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起因事象の特定

- (1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

竜巻事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例、国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷
- ②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷
- ③風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷
- ④竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞
- ⑤竜巻襲来後のがれき散乱によるアクセス性や作業性の悪化

- (2) 評価対象設備の選定

(1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。ただし、屋内設備については、飛来物の建屋外壁貫通を考慮すると屋内設備に影響が及ぶ可能性が考えられるため、飛来物が直接衝突する壁は損傷し、その1つ内側の壁との間に設置されている設備等を対象とする。

- ①風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷

<建屋>

- ・原子炉建屋
- ・原子炉補助建屋
- ・タービン建屋
- ・ディーゼル発電機建屋
- ・循環水ポンプ建屋
- ・電気建屋

<屋外設備>

- ・外部電源系（275kV 開閉所，66kV 開閉所（後備用），変圧器，送電線）
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・排気筒

- ・ディーゼル発電機の付属機器（排気消音器等）
- ・主蒸気逃がし弁消音器
- ・主蒸気安全弁排気管
- ・タービン動補助給水ポンプ排気管
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽ベント管

<屋内設備>

- ・制御用空気圧縮機室換気装置
- ・電動補助給水ポンプ室換気装置
- ・ディーゼル発電機室換気装置
- ・タービン動補助給水ポンプ室換気装置
- ・主蒸気管室換気装置
- ・中央制御室空調装置
- ・安全補機開閉器室空調装置
- ・蓄電池室排気装置
- ・補助建屋空調装置
- ・試料採取室空調装置

②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

<建屋>

- ・原子炉建屋
- ・原子炉補助建屋
- ・タービン建屋
- ・ディーゼル発電機建屋
- ・循環水ポンプ建屋
- ・電気建屋

<屋外設備>

- ・外部電源系（275kV 開閉所，66kV 開閉所（後備用），変圧器，送電線）
- ・排気筒
- ・ディーゼル発電機の付属機器（排気消音器等）
- ・主蒸気逃がし弁消音器
- ・主蒸気安全弁排気管
- ・タービン動補助給水ポンプ排気管
- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽ベント管

<屋内設備>

- ・炉内核計測装置の付属機器
- ・制御用空気圧縮装置
- ・補助給水設備
- ・1次系純水タンク

- ・ブローダウン設備
 - ・制御棒駆動装置電源
 - ・原子炉トリップ遮断器盤
 - ・制御棒制御装置
 - ・主蒸気管室空調装置
 - ・主蒸気管等
 - ・燃料取替用水ピット
 - ・原子炉補機冷却水サージタンク
 - ・空調用冷水膨張タンク
 - ・中央制御室空調装置
 - ・安全補機開閉器室空調装置
 - ・蓄電池室排気装置
 - ・補助建屋空調装置
 - ・試料採取室空調装置
 - ・ディーゼル発電機
 - ・タービン及び発電機
 - ・給水設備
 - ・循環水ポンプ
 - ・原子炉補機冷却海水ポンプ
 - ・2次系設備及び電気系設備の制御盤
- ③風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷
- ・①及び②にて選定した設備等
- ④竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞
- ・取水口
- ⑤竜巻襲来後のがれき散乱によるアクセス性や作業性の悪化
- －（アクセスルート）

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して，(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上，発生可能性のあるシナリオを選定した。

①風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷

<建屋>

・原子炉建屋

原子炉建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり，風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから，極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定して

も建屋の頑健性は維持されると考えるため、シナリオの選定は不要である。

また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、原子炉建屋設計時の地震荷重よりも小さく、建屋の頑健性は維持されると考えるため、シナリオの選定は不要である。

- 原子炉補助建屋

原子炉建屋同様、原子炉補助建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、原子炉補助建屋設計時の地震荷重よりも小さく、建屋の頑健性は維持されると考えるため、シナリオの選定は不要である。

- ディーゼル発電機建屋

原子炉建屋同様、ディーゼル発電機建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンクリート造であり、風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから、極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。また、風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても、風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は、ディーゼル発電機建屋設計時の地震荷重よりも小さく、建屋の頑健性は維持されると考えるため、シナリオの選定は不要である。

- タービン建屋

タービン建屋は、建屋上層部は鉄骨造である。万一、風荷重及び気圧差荷重による破損に至るような場合に、建屋上層階に設置しているタービンや発電機が物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」に至るシナリオ。

また、建屋上層階に設置している給水設備が物理的に損傷し、機能喪失することで、「主給水流量喪失」に至るシナリオ。

- 循環水ポンプ建屋

循環水ポンプ建屋上層部は鉄骨造である。万一、風荷重及び気圧差荷重による破損に至るような場合に、建屋上層階に設置している循環水ポンプが物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。

- 電気建屋

原子炉建屋同様、電気建屋は十分な厚さを有した鉄筋コンク

リート造であり，風荷重よりも大きい地震荷重に対して設計されていることから，極めて発生することが稀な設計基準を超える風荷重を想定しても建屋の頑健性は維持されると考えられる。また，風荷重に加えて気圧差荷重が作用した場合であっても，風荷重と気圧差荷重を組み合わせた荷重は，電気建屋設計時の地震荷重よりも小さく，建屋の頑健性は維持されると考えるため，シナリオの選定は不要である。

<屋外設備>

- 外部電源系（275kV 開閉所，66kV 開閉所（後備用），変圧器，送電線）
風荷重及び気圧差荷重により 275kV 開閉所，66kV 開閉所（後備用），変圧器又は送電線が物理的に損傷し，機能喪失することで，「外部電源喪失」に至るシナリオ。
- ディーゼル発電機燃料油貯油槽
ディーゼル発電機燃料油貯油槽は地下に設置されており，風荷重の影響を受けないことから，発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定してもディーゼル発電機燃料油貯油槽の頑健性は維持されると考えられるため，シナリオの選定は不要である。
- 排気筒
排気筒は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから，発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定しても排気筒の頑健性は維持されると考えられるため，シナリオの選定は不要である。
- ディーゼル発電機の付属機器
ディーゼル発電機の付属機器は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから，発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定してもディーゼル発電機の付属機器の頑健性は維持されると考えられるため，シナリオの選定は不要である。
- 主蒸気逃がし弁消音器
主蒸気逃がし弁消音器は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから，発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定しても主蒸気逃がし弁消音器の頑健性は維持されると考えられるため，シナリオの選定は不要である。
- 主蒸気安全弁排気管
主蒸気安全弁排気管は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから，発生することが極めて稀な設計基準を超

える風荷重を想定しても主蒸気安全弁排気管の頑健性は維持されると考えられるため、シナリオの選定は不要である。

- ・タービン動補助給水ポンプ排気管

タービン動補助給水ポンプ排気管は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから、発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定してもタービン動補助給水ポンプ排気管の頑健性は維持されると考えられるため、シナリオの選定は不要である。

- ・ディーゼル発電機燃料油貯油槽ベント管

ディーゼル発電機燃料油貯油槽ベント管は風荷重に対して裕度を持った設計がなされていることから、発生することが極めて稀な設計基準を超える風荷重を想定してもディーゼル発電機燃料油貯油槽ベント管の頑健性は維持されると考えられるため、シナリオの選定は不要である。

<屋内設備>

- ・制御用空気圧縮機室換気装置

気圧差荷重により制御用空気圧縮機室換気装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ・電動補助給水ポンプ室換気装置

気圧差荷重により電動補助給水ポンプ室換気装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ・ディーゼル発電機室換気装置

気圧差荷重によりディーゼル発電機室換気装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ・タービン動補助給水ポンプ室換気装置

気圧差荷重によりタービン動補助給水ポンプ室換気装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ・主蒸気管室換気装置

気圧差荷重により主蒸気管室換気装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ・中央制御室空調装置

中央制御室空調装置は、原子炉補助建屋に設置されており、気圧差荷重によりダクト、ファン、ダンパ等の損傷が考えられる。中央制御室空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

なお、それらの設備の損傷により中央制御室の換気が困難になった場合、中央制御室の温度が上昇するが、即、中央制御室

の機器へ影響が及ぶことはなく、また、竜巻の影響は瞬時であり、竜巻襲来後の対応は十分可能であるため複数の信号系損傷により制御不能に至るシナリオの選定は不要である。

- 安全補機開閉器室空調装置

気圧差荷重により安全補機開閉器室空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 蓄電池室排気装置

気圧差荷重により蓄電池室排気装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 補助建屋空調装置

気圧差荷重により補助建屋空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで「手動停止」に至るシナリオ。

- 試料採取室空調装置

気圧差荷重により試料採取室空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

② 飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する飛来物の衝撃荷重により発生可能性のあるシナリオは以下のとおり。

<建屋>

飛来物が建屋外壁を貫通することにより、屋内設備に波及的影響を及ぼすことが考えられるが、発生可能性のあるシナリオについては、<屋内設備>で選定する。

<屋外設備>

- 外部電源系（275kV 開閉所，66kV 開閉所（後備用），変圧器，送電線）

風荷重により発生可能性のあるシナリオと同様。

- 排気筒

飛来物の衝撃荷重により排気筒が損傷した場合，アニュラス空気浄化設備が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ディーゼル発電機の付属機器

飛来物の衝撃荷重によりディーゼル発電機の付属機器が損傷した場合，ディーゼル発電機が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。仮に外部電源喪失の同時発生を想定した場合，「全交流動力電源喪失」に至る。

- 主蒸気逃がし弁消音器

飛来物の衝撃荷重により主蒸気逃がし弁消音器が損傷した場合，主蒸気逃がし弁が機能喪失することで、「手動停止」に至る。

るシナリオ。

- 主蒸気安全弁排気管

飛来物の衝撃荷重により主蒸気安全弁排気管が損傷した場合、主蒸気安全弁が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- タービン動補助給水ポンプ排気管

飛来物の衝撃荷重によりタービン動補助給水ポンプ排気管が損傷した場合、タービン動補助給水ポンプが機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ディーゼル発電機燃料油貯油槽ベント管

飛来物の衝撃荷重によりディーゼル発電機燃料油貯油槽ベント管が損傷した場合、ディーゼル発電機が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。

<屋内設備>

- 炉内核計測装置

原子炉建屋に設置している炉内核計測装置の付属機器が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により損傷した場合、炉内核計測装置が機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 制御用空気圧縮装置

原子炉建屋に設置している制御用空気圧縮装置が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 補助給水設備

原子炉建屋に設置している補助給水設備が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 1次系純水タンク

原子炉建屋に設置している1次系純水タンクが建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ブローダウン設備

原子炉建屋に設置しているブローダウン設備が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 制御棒駆動装置電源

原子炉建屋に設置している制御棒駆動装置電源が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失するこ

とで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 原子炉トリップ遮断器盤

原子炉建屋に設置している原子炉トリップ遮断器盤が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 制御棒制御装置

原子炉建屋に設置している制御棒制御装置が建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 主蒸気管室空調装置

原子炉建屋に設置している主蒸気管室空調装置に建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 主蒸気管等

原子炉建屋に設置している主蒸気管等が建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「2次冷却系の破断」又は「手動停止」に至るシナリオ。

- 燃料取替用水ピット

原子炉建屋に設置している燃料取替用水ピットが建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 原子炉補機冷却水サージタンク

原子炉建屋に設置している原子炉補機冷却水サージタンクが建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「原子炉補機冷却機能喪失」に至るシナリオ。

- 空調用冷水膨張タンク

原子炉建屋に設置している空調用冷水膨張タンクが建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 中央制御室空調装置

原子炉補助建屋に設置している中央制御室空調装置が建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

なお、中央制御室の換気が困難になった場合、中央制御室の温度が上昇するが、即、中央制御室の機器へ影響が及ぶことはなく、また、竜巻の影響は瞬時であり、竜巻襲来後の対応は十分可能であるため複数の信号系損傷により制御不能に至るシナ

リオの選定は不要である。

- 安全補機開閉器室空調装置

原子炉補助建屋に設置している安全補機開閉器室空調装置が建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 蓄電池室排気装置

原子炉補助建屋に設置している蓄電池室排気装置が建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 補助建屋空調装置

原子炉補助建屋に設置している補助建屋空調装置に建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- 試料採取室空調装置

原子炉補助建屋に設置している試料採取室空調装置が建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。

- ディーゼル発電機

ディーゼル発電機建屋に設置しているディーゼル発電機が建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「手動停止」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。

- タービン及び発電機

タービン建屋に設置しているタービンや発電機が建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」に至るシナリオ。

- 給水設備

タービン建屋に設置している給水設備が建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「主給水流量喪失」に至るシナリオ。

- 循環水ポンプ

循環水ポンプ建屋に設置している循環水ポンプが建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。

- 原子炉補機冷却海水ポンプ

取水ピットポンプ室に設置している原子炉補機冷却海水ポンプが建屋外壁を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、

機能喪失することで、「原子炉補機冷却機能喪失」に至るシナリオ。外部電源喪失の同時発生を想定した場合、「全交流動力電源喪失」に至る。

・ 2次系設備及び電気系設備の制御盤

電気建屋に設置している2次系設備や電気系設備の制御盤が建屋外壁や天井を貫通した飛来物の衝突により物理的に損傷し、機能喪失することで、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ。

③風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷

建屋及び屋内外設備に対する組合せ荷重により発生可能性のあるシナリオについては，①，②に包絡される。

④竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

竜巻により飛散した資機材，車両等が取水口周辺の海に入り取水口を閉塞させる可能性があるが，取水口は呑み口が広く，閉塞させるほどの資機材や車両等の飛散は考えられないことから考慮不要とする。

⑤竜巻襲来後のがれき散乱によるアクセス性や作業性の悪化

竜巻襲来後のがれき散乱により屋外現場へのアクセス性や屋外での作業性に影響が及ぶ可能性があるものの，設計基準事故対処設備のみで対応可能なシナリオであれば基本的に屋外現場対応はなく，仮にアクセス性や屋外作業へ影響が及んだ場合であっても問題はない。

そのため①～④の影響評価の結果として，可搬型代替交流電源設備の接続といった屋外での作業が必要となるケースが確認された場合に，別途，詳細検討するものとする。

(4) 起回事象の特定

(3)で選定した各シナリオについて，想定を超える風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重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風荷重及び気圧差荷重による建屋や設備等の損傷

<建屋>

タービン建屋上層部は鉄骨造であり，風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの，想定を超える風荷重が建屋に作用した場合，建屋が損傷してタービン，発電機及び給水設備に影響を及ぼす可能性は否定できず，タービン建屋損傷に伴う過渡事象及

び主給水流量喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

循環水ポンプ建屋上層部は鉄骨造であり、風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、想定を超える風荷重が建屋に作用した場合、建屋が損傷して循環水ポンプに影響を及ぼす可能性は否定できず、循環水ポンプ建屋損傷に伴う過渡事象又は手動停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

<屋外設備>

外部電源系は、風荷重に対して設計上の配慮はなされているものの、想定を超える風荷重に対しては損傷の発生を否定できず、外部電源系の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

<屋内設備>

制御用空気圧縮機室換気装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、手動停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

電動補助給水ポンプ室換気装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、手動停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

ディーゼル発電機室換気装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、手動停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

タービン動補助給水ポンプ室換気装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、手動停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

主蒸気管室換気装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、手動停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

中央制御室空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、手動停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

安全補機開閉器室空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、手動停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

蓄電池室排気装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、手動停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

補助建屋空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、手

動停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

試料採取室空調装置が物理的に損傷し、機能喪失することで、手動停止に至るシナリオは考えられるため、起因事象として特定する。

②飛来物の衝撃荷重による建屋や設備等の損傷

<建屋>

原子炉建屋，原子炉補助建屋，タービン建屋，ディーゼル発電機建屋，循環水ポンプ建屋及び電気建屋は，飛来物が建屋を貫通することにより，屋内設備に波及的影響を及ぼすが，<屋内設備>として起因事象を特定する。

<屋外設備>

外部電源系が飛来物により損傷した場合，(4)①と同様に外部電源系の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

排気筒が飛来物により損傷した場合，アニュラス空気浄化装置が機能喪失することで，手動停止に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

ディーゼル発電機の付属機器が飛来物により損傷した場合，ディーゼル発電機が機能喪失することで，手動停止に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

主蒸気逃がし弁消音器が飛来物により損傷した場合，主蒸気逃がし弁が機能喪失することで，手動停止に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

主蒸気安全弁排気管が飛来物により損傷した場合，主蒸気安全弁が機能喪失することで，手動停止に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

タービン動補助給水ポンプ排気管が飛来物により損傷した場合，タービン動補助給水ポンプが機能喪失することで，手動停止に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

ディーゼル発電機燃料油貯油槽ベント管が飛来物により損傷した場合，ディーゼル発電機が機能喪失することで，手動停止に至るシナリオは考えられるため，起因事象として特定する。

<屋内設備>

飛来物が原子炉建屋へ衝突し，貫通した場合，屋内設備の損傷の可能性を否定できないことから，

炉内核計測装置の機能喪失に伴う手動停止，

制御用空気圧縮装置の機能喪失に伴う手動停止，

補助給水設備の機能喪失に伴う手動停止，
1次系純水タンクの機能喪失に伴う手動停止，
ブローダウン設備の機能喪失に伴う手動停止，
制御棒駆動装置電源の機能喪失に伴う手動停止，
原子炉トリップ遮断器盤の機能喪失に伴う手動停止，
制御棒制御装置の機能喪失に伴う手動停止，
主蒸気管室空調装置の機能喪失に伴う手動停止，
主蒸気管等の機能喪失に伴う2次冷却系の破断，
燃料取替用水ピットの機能喪失に伴う手動停止，
原子炉補機冷却水サージタンクの機能喪失に伴う原子炉補機冷却機能喪失，

空調用冷水膨張タンクの機能喪失に伴う手動停止
は考えられるため，起因事象として特定する。

飛来物が原子炉補助建屋へ衝突し，貫通した場合，屋内設備の損傷の可能性を否定できないことから，

中央制御室空調装置の機能喪失に伴う手動停止，
安全補機開閉器室空調装置の機能喪失に伴う手動停止，
蓄電池室排気装置の機能喪失に伴う手動停止，
補助建屋空調装置の機能喪失に伴う手動停止，
試料採取室空調装置の機能喪失に伴う手動停止
は考えられるため，起因事象として特定する。

飛来物がディーゼル発電機建屋へ衝突し，貫通した場合，屋内設備の損傷の可能性を否定できないことから，ディーゼル発電機の機能喪失に伴う手動停止は考えられるため，起因事象として特定する。

飛来物がタービン建屋へ衝突し，貫通した場合，(4)①と同様にタービン，発電機の損傷に伴う過渡事象，
給水設備の損傷に伴う主給水流量喪失
は考えられるため，起因事象として特定する。

飛来物が循環水ポンプ建屋へ衝突し，貫通した場合，屋内設備の損傷の可能性を否定できないことから，

循環水ポンプの損傷に伴う過渡事象又は手動停止，
原子炉補機冷却海水ポンプの損傷に伴う原子炉補機冷却機能喪失

は考えられるため，起因事象として特定する。

飛来物が電気建屋へ衝突し，貫通した場合，屋内設備の損傷の可能性を否定できないことから，2次系設備や電気系設備の制御盤の機能喪失に伴う手動停止は考えられるため，起因事象として

特定する。

③風荷重，気圧差荷重及び飛来物の衝撃荷重を組み合わせた荷重による建屋や設備等の損傷

(3)③のとおり，建屋及び屋内外設備に対する組合せ荷重により発生可能性のあるシナリオについては，①，②に包絡されるため，起因事象として特定不要であると判断した。

④竜巻により取水口周辺の海に飛散した資機材等による取水口閉塞

(3)④のとおり，この損傷・機能喪失モードは考慮しないため，起因事象として特定しない。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える竜巻事象に対し発生可能性のある起因事象として以下を選定した。

- ・タービン，発電機の損傷に伴う過渡事象
- ・給水設備の損傷に伴う主給水流量喪失
- ・循環水ポンプの損傷に伴う過渡事象又は手動停止
- ・外部電源系の損傷に伴う外部電源喪失
- ・制御用空気圧縮機室換気装置の損傷に伴う手動停止
- ・電動補助給水ポンプ室換気装置の損傷に伴う手動停止
- ・ディーゼル発電機室換気装置の損傷に伴う手動停止
- ・タービン動補助給水ポンプ室換気装置の損傷に伴う手動停止
- ・主蒸気管室換気装置の損傷に伴う手動停止
- ・中央制御室空調装置の損傷に伴う手動停止
- ・安全補機開閉器室空調装置の損傷に伴う手動停止
- ・蓄電池室排気装置の損傷に伴う手動停止
- ・補助建屋空調装置の損傷に伴う手動停止
- ・試料採取室空調装置の損傷に伴う手動停止
- ・排気筒の損傷に伴う手動停止
- ・ディーゼル発電機の付属機器の損傷に伴う手動停止
- ・炉内核計測装置の損傷に伴う手動停止
- ・制御用空気圧縮装置の損傷に伴う手動停止
- ・補助給水設備の損傷に伴う手動停止
- ・1次系純水タンクの損傷に伴う手動停止
- ・ブローダウン設備の損傷に伴う手動停止
- ・制御棒駆動装置電源の損傷に伴う手動停止
- ・原子炉トリップ遮断器盤の損傷に伴う手動停止
- ・制御棒制御装置の損傷に伴う手動停止
- ・主蒸気管室空調装置の損傷に伴う手動停止

- ・主蒸気管等の損傷に伴う2次冷却系の破断
- ・燃料取替用水ピットの損傷に伴う手動停止
- ・原子炉補機冷却水サージタンクの損傷に伴う原子炉補機冷却機能喪失
- ・空調用冷水膨張タンクの損傷に伴う手動停止
- ・ディーゼル発電機の損傷に伴う手動停止
- ・原子炉補機冷却海水ポンプの損傷に伴う原子炉補機冷却機能喪失
- ・2次系設備や電気系設備の制御盤の損傷に伴う手動停止

上記起因事象については、いずれも運転時の内部事象や地震，津波レベル1 PRAにて考慮していることから，追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって，竜巻を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

森林火災事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

- (1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

森林火災により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例、国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ① 輻射熱による建屋や設備等の損傷
- ② ばい煙による設備等の閉塞

- (2) 評価対象設備の選定

(1)で抽出した損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には、以下に示す建屋及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

- ① 輻射熱による建屋や設備等の損傷

<建屋>

- ・原子炉建屋
- ・原子炉補助建屋
- ・タービン建屋
- ・ディーゼル発電機建屋
- ・循環水ポンプ建屋
- ・電気建屋

<屋外設備>

- ・外部電源系（275kV 開閉所，66kV 開閉所（後備用），変圧器，送電線）
- ・ディーゼル発電機の付属機器（排気消音器等）
- ・排気筒
- ・主蒸気逃がし弁消音器
- ・主蒸気安全弁排気管
- ・タービン動補助給水ポンプ排気管

- ② ばい煙による設備等の閉塞

- ・ディーゼル発電機の付属機器（給気口，吸気口）
- ・原子炉建屋給気ガラリ（外気取入口）
- ・補助建屋給気ガラリ（外気取入口）

- ・電気建屋給気ガラリ（外気取入口）

(3) 起因事象になり得るシナリオの選定

(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。

①輻射熱による建屋や設備等の損傷

<建屋>

森林火災の輻射熱による建屋への影響については、想定し得る最大の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、建屋が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による建屋影響について、24時間駐在している初期消火要員による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。

<屋外設備>

- ・外部電源系（275kV開閉所，66kV開閉所（後備用），変圧器，送電線）

森林火災の輻射熱により外部電源系が損傷した場合、「外部電源喪失」に至るシナリオ。

なお、外部電源系への影響については、想定し得る最大の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、防火帯内の外部電源系が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している初期消火要員による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができる。

- ・ディーゼル発電機の付属機器（排気消音器等）

森林火災の輻射熱によるディーゼル発電機の付属設備への影響については、想定し得る最大の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、ディーゼル発電機の付属設備が受ける輻射強度は低いため、ディーゼル発電機の付属設備が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している初期消火要員による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。

- ・排気筒

森林火災の輻射熱による排気筒への影響については、想定し得る最大の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、排気筒が受ける輻射強度は低いため、排気筒が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している初期消火要員による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。

- 主蒸気逃がし弁消音器

森林火災の輻射熱による主蒸気逃がし弁消音器への影響については、想定し得る最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火災側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、主蒸気逃がし弁消音器が受ける輻射強度は低いため、主蒸気逃がし弁消音器が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している初期消火要員による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。

- 主蒸気安全弁排気管

森林火災の輻射熱による主蒸気安全弁排気管への影響については、想定し得る最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火災側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、主蒸気安全弁排気管が受ける輻射強度は低いため、主蒸気安全弁排気管が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している初期消火要員による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。

- タービン動補助給水ポンプ排気管

森林火災の輻射熱によるタービン動補助給水ポンプ排気管への影響については、想定し得る最大の火災影響評価において、防火帯外縁（火災側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、タービン動補助給水ポンプ排気管が受ける輻射強度は低いため、タービン動補助給水ポンプ排気管が損傷することはない。また、森林火災の輻射熱による影響について、24時間駐在している初期消火要員による早期の消火活動も可能であり、森林火災に対する影響緩和策を講じることができることから、シナリオの選定は不要である。

② ばい煙による設備等の閉塞

- ディーゼル発電機の付属機器（給気口、吸気口）の閉塞

森林火災で発生するばい煙のディーゼル発電機の吸気口への吸込みにより吸気口が閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。

- ・原子炉建屋給気ガラリの外気取入口の閉塞
 森林火災で発生するばい煙の原子炉建屋給気ガラリの外気取入口への吸込みにより給気口が閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。
- ・主蒸気管室給気ガラリの外気取入口の閉塞
 森林火災で発生するばい煙の補助建屋給気ガラリの外気取入口への吸込みにより給気口が閉塞した場合でも、フィルタの取替え及び清掃が可能であることからシナリオの選定は不要である。

(4) 起回事象の特定

(3)で選定した各シナリオについて、森林火災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 輻射熱による建屋や設備等への影響

<建屋>

森林火災の輻射熱による各建屋の損傷については、(3)①のとおり、考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。

<屋外設備>

森林火災の輻射熱により送電線が損傷する可能性が否定できず、送電線の損傷に伴う外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため、起回事象として特定する。

その他の屋外設備についての損傷のシナリオについては、(3)①のとおり、考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。

② ばい煙による設備等の閉塞

森林火災のばい煙等により設備等が閉塞した場合には、(3)②のとおり、考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。

2. 事故シーケンスの特定

1.にて森林火災に対し発生可能性のある起回事象として外部電源喪失を特定したが、運転時の内部事象や地震、津波レベル1 PRAにて考慮していることから、追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって、森林火災を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

落雷事象に対する事故シーケンス抽出

1. 起回事象の特定

- (1) 構築物、系統及び機器（以下「設備等」という。）の損傷・機能喪失モードの抽出

落雷事象により設備等に発生する可能性のある影響について、国外の評価事例、国内で発生したトラブル事例も参照し、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

- ①屋内外計測制御設備に発生するノイズ
- ②直撃雷による設備損傷
- ③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

(2) 評価対象施設の選定

(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対し、影響を受ける可能性のある設備等のうち、プラントの運転継続や安全性に影響を及ぼす可能性のある設備等を評価対象設備として選定する。

具体的には、以下に示す屋内設置の設備等及び屋外設置の設備等を評価対象設備として選定した。

- ①屋内外計測制御設備に発生するノイズ
 - ・計測制御設備
- ②直撃雷による設備損傷
 - ・外部電源系（275kV 開閉所，66kV 開閉所（後備用），変圧器，送電線）
- ③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷
 - ・計測制御設備

(3) 起回事象になり得るシナリオの選定

(1)で抽出した各損傷・機能喪失モードに対して、(2)で選定した評価対象設備への影響を検討の上、発生可能性のあるシナリオを選定した。

- ①屋内外計測制御設備に発生するノイズ
 - ・計測制御設備
 - ノイズにより安全保護回路が誤動作した場合に、「過渡事象」又は「手動停止」に至るシナリオ
 - ノイズにより安全保護回路以外の計測制御設備が誤動作した場合に、「過渡事象」，「主給水流量喪失」又は「手動停止」に至るシナリオ

②直撃雷による設備損傷

- ・外部電源系（275kV 開閉所，66kV 開閉所（後備用），変圧器，送電線）

直撃雷により外部電源系が損傷し，機能喪失することで，「外部電源喪失」に至るシナリオ

③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

- ・計測制御設備

誘導雷サージにより計測制御設備が損傷した場合に，「複数の信号系損傷」に至るシナリオ

(4) 起回事象の特定

(3)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屋内外計測制御設備に発生するノイズ

落雷によって安全保護回路に発生するノイズの影響により誤動作する可能性を否定できず，過渡事象又は手動停止に至るシナリオは考えられるため，起回事象として特定する。

また，落雷によって安全保護回路以外の計測制御設備に発生するノイズの影響により誤動作する可能性を否定できず，過渡事象，主給水流量喪失又は手動停止に至るシナリオは考えられるため，起回事象として特定する。

なお，上記事象以外の誤動作（ポンプの誤起動等）については，設備の機能喪失には至らず，かつ復旧についても容易であることから，起回事象としては特定しない。

②直撃雷による設備損傷

外部電源系に過度な電流が発生した場合，機器には雷サージの影響を緩和するため保安器が設置されているが，落雷が発生した場合，外部電源喪失に至るシナリオは考えられるため，起回事象として特定する。

③誘導雷サージによる電気盤内の回路損傷

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回路が損傷し，発電用原子炉施設の安全保護系機能が喪失する。しかし，安全保護回路は金属シールド付ケーブルを使用し，屋内に設置されているため，損傷に至る有意なサージの侵入はないものと判断されることから，考慮すべき起回事象としては特定不要であると判断した。

なお，安全保護回路以外の計測制御設備は，誘導雷サージの影響

により損傷し，機能喪失することにより制御不能に至る可能性を否定できない。制御不能となった場合は，過渡事象，主給水流量喪失又は手動停止に至る可能性は考えられるため，起因事象として特定する。

2. 事故シーケンスの特定

1. にて設計基準を超える落雷事象に対し発生可能性のある起因事象として以下を特定した。

- ・安全保護回路に発生するノイズの影響に伴う過渡事象又は手動停止
- ・安全保護回路以外の計測制御設備に発生するノイズの影響に伴う過渡事象，主給水流量喪失又は手動停止
- ・外部電源系の損傷に伴う外部電源喪失
- ・安全保護回路以外の計測制御設備の損傷に伴う過渡事象，主給水流量喪失又は手動停止

上記起因事象については，いずれも運転時の内部事象や地震，津波レベル1 PRAにて考慮していることから，追加すべき新しい事故シーケンスではない。

よって，落雷を起因とする有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断した。

起因事象の発生が考えられるその他の自然現象と起因事象発生時の対応 (1 / 2)

自然現象	考慮対象とした起因事象	起因事象の発生シナリオ	想定される他の緩和系設備への影響	関係設備の機能喪失への対応
凍結	外部電源喪失	送電線や碍子へ着水することによる外部電源喪失	建屋内の機器には影響しない。建屋外の機器には低温による影響が生じる可能性がある。	建屋内では機器の機能維持が確保される。建屋外では機器の機能維持が確保される。
		送電線や碍子へ着雪することによる外部電源喪失	建屋内の機器には影響しない。建屋外の機器には雪による影響が生じる可能性がある。	建屋内では機器の機能維持が確保される。建屋外では機器の機能維持が確保される。
火山の影響	外部電源喪失	降下火砕物の閉塞による循環水系の損傷に伴う手動停止	建屋内の機器には影響しない。建屋外の機器には降下火砕物の積りに伴う可能性が考えられる。	建屋内では機器の機能維持が確保される。建屋外では機器の機能維持が確保される。
		送電線や碍子へ降下火砕物が付着し水分配を吸収することによる外部電源喪失	建屋内の機器には影響しない。建屋外の機器には降下火砕物の積りに伴う可能性が考えられる。	建屋内では機器の機能維持が確保される。建屋外では機器の機能維持が確保される。
竜巻	手動停止	気圧差や飛来物の衝突によるインバータや発電機の損傷に伴う手動停止	建屋内の機器には影響しない。建屋外の機器には飛来物の衝突による影響が考えられる。	建屋内では機器の機能維持が確保される。建屋外では機器の機能維持が確保される。
		風荷重や飛来物の衝突に伴うタービンや発電機等の損傷	建屋内の機器には影響しない。建屋外の機器には飛来物の衝突による影響が考えられる。	建屋内では機器の機能維持が確保される。建屋外では機器の機能維持が確保される。
	過渡事象	飛来物の衝突による2次冷却系の破断	建屋内の機器には影響しない。建屋外の機器には飛来物の衝突による影響が考えられる。	建屋内では機器の機能維持が確保される。建屋外では機器の機能維持が確保される。
		主給水流量喪失	建屋内の機器には影響しない。建屋外の機器には飛来物の衝突による影響が考えられる。	建屋内では機器の機能維持が確保される。建屋外では機器の機能維持が確保される。
		原子炉補機冷却機能喪失	建屋内の機器には影響しない。建屋外の機器には飛来物の衝突による影響が考えられる。	建屋内では機器の機能維持が確保される。建屋外では機器の機能維持が確保される。
外部電源喪失	風荷重や飛来物の衝突による外部電源喪失	建屋内の機器には影響しない。建屋外の機器には飛来物の衝突による影響が考えられる。	建屋内では機器の機能維持が確保される。建屋外では機器の機能維持が確保される。	

起因事象の発生が考えられるその他の自然現象と起因事象発生時の対応 (2 / 2)

自然現象	考慮対象とした起因事象	起因事象の発生シナリオ	想定される他の緩和系設備への影響	関係設備の機能喪失への対応
森林火災	外部電源喪失	送電線の輻射熱に伴う外部電源喪失	建屋内の機器には影響しない。建屋外の機器には輻射熱による影響が生じる可能性がある。	建屋内の機器には影響しないものと考え、必要なら緩和機を備える。森林火災発生時に、機器の位置を確保し、安全な状態を維持する。また、機器の機能を喪失しないよう、機器の位置を確保し、安全な状態を維持する。
		計測制御設備に発生するノイズ等の影響	建屋内の機器には影響しない。建屋外の機器には直撃雷による影響が生じる可能性がある。	建屋内の機器には影響しないものと考え、必要なら緩和機を備える。また、機器の機能を喪失しないよう、機器の位置を確保し、安全な状態を維持する。
落雷	過渡事象 手動停止 主給水流量喪失 外部電源喪失	計測制御設備に発生するノイズ等の影響	建屋内の機器には影響しない。建屋外の機器には直撃雷による影響が生じる可能性がある。	建屋内の機器には影響しないものと考え、必要なら緩和機を備える。また、機器の機能を喪失しないよう、機器の位置を確保し、安全な状態を維持する。
		計測制御設備に発生するノイズ等の影響	建屋内の機器には影響しない。建屋外の機器には直撃雷による影響が生じる可能性がある。	建屋内の機器には影響しないものと考え、必要なら緩和機を備える。また、機器の機能を喪失しないよう、機器の位置を確保し、安全な状態を維持する。
		計測制御設備に発生するノイズ等の影響	建屋内の機器には影響しない。建屋外の機器には直撃雷による影響が生じる可能性がある。	建屋内の機器には影響しないものと考え、必要なら緩和機を備える。また、機器の機能を喪失しないよう、機器の位置を確保し、安全な状態を維持する。
		計測制御設備に発生するノイズ等の影響	建屋内の機器には影響しない。建屋外の機器には直撃雷による影響が生じる可能性がある。	建屋内の機器には影響しないものと考え、必要なら緩和機を備える。また、機器の機能を喪失しないよう、機器の位置を確保し、安全な状態を維持する。

過酷な人為事象により考え得る起因事象等 (1 / 3)

No.	自然現象	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
1	衛星の落下	安全施設の機能が影響が及ぶ規模の衛星等の衝突については有意な発生頻度とはならない。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。	
2	パイプライン事故	荷重	荷重 (衝突)
		温度	荷重 (爆風圧)
		ばい煙, 有毒ガス	輻射熱
		ばい煙, 有毒ガス	ばい煙による閉塞
		ばい煙, 有毒ガス	ばい煙, 有毒ガスの侵入
3	有毒ガス	発電所周辺にはパイプラインはないため, 本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象はないと判断。	
4	タービンミサイル	鉄道路線, 主要道路, 航路及び石油コンビナート施設は発電所から十分な離隔距離が確保されており, 危険物を搭載した車両及び船舶を含む事故等による発電所への有毒ガスの影響は無い。	
5	飛来物 (航空機落下)	荷重	荷重 (衝突)
		温度	輻射熱
		ばい煙, 有毒ガス	ばい煙による閉塞
		ばい煙, 有毒ガス	ばい煙, 有毒ガスの侵入
		有意な衝突頻度にならないため, 本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象はないと判断。	
航空機落下確率の評価結果が防護方針の要否判断の 10^{-7} (回/年) を超えないため, 航空機落下による防護設計を必要としない。 なお, 当該事象が万一発生した場合には, 大規模損壊及び大規模な火災が発生することを想定し, 大規模損壊対策による影響緩和を図ることで対応する。			

過酷な人為事象により考え得る起因事象等（2 / 3）

No.	自然現象	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価		想定される起因事象等
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出		
6	船舶の衝突	閉塞（海水系）	取水口の閉塞 固体・液体不純物の放出による海水系ストレーナ等の閉塞	漂流船舶が発電所港湾内に侵入した場合であっても、パイプラインにより直接取水設備を損傷させることはないが、仮に内部へ侵入し、取水設備を損傷させた場合、原子炉補機冷却機能喪失に至るシナリオとなる。 船舶事故により流出した化学物質については、海水系に取り込まれる段階で十分希釈されていると想定されるが、仮に影響が生じた場合、原子炉補機冷却機能喪失に至るシナリオとなる。
7	水中の化学物質	閉塞（海水系）	海水中に流出した化学物質による海水系ストレーナ等の閉塞	発電所周辺に化学プラントは立地していない。また、敷地内の化学薬品は適切に管理しており、流出した場合においても堰等により拡散防止が図られている。したがって、本事業から事故シークエンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象はないと判断。 なお、仮に発生を想定しても、その影響は船舶衝突（No.6）の評価に包絡される。
8	爆発	荷重	荷重（衝突） 荷重（爆風圧）	発電所敷地外 10km 以内の範囲において、爆発により安全施設に影響を及ぼすような石油コンビナート施設はないため、爆発の影響が安全施設の安全機能に影響を及ぼすおそれはない。 発電所周辺において高圧ガス施設等の産業施設があるが、その危険物貯蔵等量から想定すると、石油コンビナート等に相当する施設はなく、爆発を想定しても、飛来物及び爆風圧の影響が及ばない離隔距離を確保している。
9	軍事施設からのミサイル			偶発的なミサイル到達は考え難いため、本事業から事故シークエンスの抽出に当たって考慮すべき起因事象はないと判断。

過酷な人為事象により考え得る起因事象等 (3 / 3)

No.	自然現象	設計基準を超える事象の発生を想定した場合の評価	
		設備等の損傷・機能喪失モードの抽出	想定される起因事象等
10	掘削工事	敷地内で掘削工事を行う場合は、事前調査で埋設ケーブル・配管位置の確認を行うため、設備の損傷・機能喪失が発生するシナリオは考え難い。 敷地外で地面の掘削工事を行う場合は、送電鉄塔の損傷の可能性があるが、複数回線が同時に損傷するシナリオは考え難い。	
11	内部溢水	別紙 1 第 1 表に示すとおり。	
12	電磁的障害	電気的影響	安全保護回路は、日本産業規格 (JIS) 等に基づき、ライオンフィルタや絶縁回路の設置により、サージ・ノイズの侵入を防止するとともに、鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計としており、安全機能を損なうことはないと考え難い。 発生するシナリオは考え難い。
		サージ・ノイズ 電磁波	
13	ダムの崩壊	浸水	発電所敷地境界から東約 8km の地点に共和ダムが存在するが、発電所まで距離が離れており、発電所との間には丘陵地が分布していることから、ダムの崩壊による安全施設の安全機能に影響を及ぼすおそれはない。
14	近隣工場等の火災	温度	自然現象 森林火災 (No.18) の影響に包絡される。
		ばい煙、有毒ガス ばい煙、有毒ガスの侵入	自然現象 森林火災 (No.18) の影響に包絡される。 換気空調系の外気取入経路には平型フィルタを設置しているため、一定以上のばい煙の侵入が想定される場合でも、外気取入ダンパの閉止、又は空調系停止や閉回路循環運転によりばい煙の侵入を阻止できる。したがって、本事象から事故シナリオの抽出に当たって考慮すべき起因事象の発生はないと判断。

自然現象の重畳確認結果 (1 / 6)

【凡 例】 斜線：以下の理由により、重畳影響考慮不要
 ・ 拍発電所及びその周辺では発生しない（又は、発生が極めて稀）と判断した事象
 ・ 単独事象での評価において設備等への影響がない（又は、非常に小さい）事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響がないと判断した事象
 ・ 各自然現象が重畳した場合でも単独事象同士の影響評価により増長しない。
 I：各自然現象から同じ影響がそれぞれに作用し、重ね合わさって増長するケース。
 II：ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース。
 III-1：他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース。
 III-2：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース。

No.	自然現象	重畳事象		損傷・機能喪失モード		地震		津波		凍結		限石					
		荷重 (地震)	荷重 (衝突)	地震による荷重	損傷・機能喪失モード	荷重 (地震)	荷重 (衝突)	荷重 (衝突)	浸水	閉塞 (海水系)	温度	閉塞	電気的影響	荷重 (衝突)	荷重 (衝突)	発生しない	発生しない
1	地震	荷重 (地震)	荷重 (衝突)	地震による荷重	損傷・機能喪失モード	II	II	I	II	III-1	—	—	—	—	—	—	—
2	津波	浸水	閉塞 (海水系)	津波による設備の浸水	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
3	凍結	温度	閉塞	漂流物による取水口、海水ストレーナ等の閉塞	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
4	限石	荷重	電気的影響	荷重 (衝突)	着氷による送電線の相間短絡	発生しない	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
5	降水	浸水	荷重	限石に作り溜りによる設備の浸水	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
6	河川の迂回	浸水	荷重	降水による設備の浸水	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
7	砂嵐 (塵を含んだ風)	閉塞	荷重 (堆積)	設備の浸水	空調フィルタの閉塞	発生しない	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
8	積雪	電気的影響	閉塞 (給気等)	着雪による送電線の相間短絡	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
9	高潮	浸水	閉塞 (海水系)	高潮による設備の浸水	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
10	火山の影響	閉塞 (給気等)	閉塞 (給気等)	降下火砕物の堆積による荷重	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
11	雪崩	電気的影響	荷重 (衝突)	降下火砕物の付着による送電線の相間短絡	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
12	生物学的事象	閉塞 (海水系)	閉塞 (海水系)	取水口、海水ストレーナ等の閉塞	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
13	海岸侵食	電気的影響	冷却機能低下	小動物の侵入による短絡、地盤	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
14	干ばつ	—	—	取水設備への影響	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
15	洪水	浸水	—	排水による設備の浸水	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
16	風 (台風)	荷重	閉塞	荷重 (風)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
17	竜巻	荷重	閉塞	荷重 (衝突)	荷重 (突撃差)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
18	濃霧	—	—	閉塞 (海水系)	閉塞 (海水系)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
19	森林火災	温度	閉塞 (給気等)	輻射熱	給気口等の閉塞	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
20	霜・白霜	温度	閉塞	給気口等の閉塞	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
21	種高温	温度	閉塞	気温、室温、海水温の上昇	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
22	米温	温度	閉塞	ヒートシンク (海水) の凍結	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
23	落雷	電気的影響	—	屋内外計測制御設備に発生するノイズ	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
24	潮又は河川の水位低下	—	—	送電線内での電圧降下	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
25	潮又は河川の水位上昇	浸水	—	設備の浸水	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
26	もや	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
27	塩害・塩害	電気的影響	—	塩分が付着による送電線の相間短絡	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
28	地盤力	荷重	閉塞	荷重 (衝突)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
29	カルスト	風載安定性	—	傾斜、局所設備の損傷	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
30	太陽フレア、磁気嵐	電気的影響	—	磁気嵐による誘導電流	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
31	高温水 (海水温高)	冷却機能低下	—	取水設備への影響	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
32	低温水 (海水温低)	冷却機能低下	—	取水設備への影響	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

自然現象の重畳確認結果 (4 / 6)

【凡 例】 斜線：以下の理由により、重畳影響考慮不要
 ・ 拍発電所及びその周辺では発生しない（又は、発生が極めて稀）と判断した事象
 ・ 単独事象での評価において設備等への影響がない（又は、非常に小さい）事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響がないと判断した事象
 ・ 各自然現象が重畳した場合でも、単独事象同士の影響評価により増長しない。
 I：各自然現象がそれぞれに作用し、重ね合わさって増長するケース。
 II：ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース。
 III-1：他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース。
 III-2：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース。

No.	自然現象	重畳事象		損傷・機能喪失モード		洪水		風(台風)		電巻		濃霧
		原因	損傷・機能喪失モード	損傷・機能喪失モード	備考	浸水	荷重(風)	荷重(衝突)	荷重(気圧差)	閉塞(海水系)	閉塞(海水系)	
1	地震	荷重(地震)	揺動による荷重	揺動による荷重								
2	津波	荷重(衝突)	荷重(衝突)	津波による設備の浸水								
3	凍結	閉塞(海水系)	漂流物による取水口、海水ストレーナ等の閉塞	異味タンク、配管内流体の凍結								
4	隕石	閉塞	ヒートシンク(海水)の凍結	着氷による送電線の相間短絡								
5	降水	電気的影響	荷重(衝突)	荷重(衝突)	発生しない							
6	河川の注回	浸水	荷重(衝撃波)	風石に伴う津波による設備の浸水	発生しない							
7	砂嵐(塩を含んだ風)	荷重	降水による設備の浸水	荷重(衝突)	発生しない							
8	積雪	設備の浸水	設備の浸水	空調フィルタの閉塞	発生しない							
9	高潮	荷重(堆積)	雪の堆積による荷重	雪害による送電線の相間短絡	発生しない							
10	火山の影響	電気的影響	高潮による設備の浸水	結露による設備の浸水	発生しない							
11	雪崩	閉塞(鉛気等)	高潮による設備の浸水	降下火砕物の堆積による荷重	発生しない							
12	生物学的事象	荷重(堆積)	閉塞(海水系)	海水ストレーナ等の閉塞	発生しない							
13	海岸侵食	閉塞(鉛気等)	結露による設備の浸水	結露による設備の浸水	発生しない							
14	干ばつ	閉塞(鉛気等)	結露による設備の浸水	結露による設備の浸水	発生しない							
15	洪水	閉塞(鉛気等)	結露による設備の浸水	結露による設備の浸水	発生しない							
16	風(台風)	浸水	洪水による設備の浸水	洪水による設備の浸水	発生しない							
17	電巻	荷重	荷重(衝突)	荷重(衝突)	発生しない							
18	濃霧	閉塞	荷重(気圧差)	閉塞(海水系)	発生しない							
19	森林火災	温度	輻射熱	結露による設備の浸水	発生しない							
20	霜・白霜	閉塞(鉛気等)	結露による設備の浸水	結露による設備の浸水	発生しない							
21	霧	温度	結露による設備の浸水	結露による設備の浸水	発生しない							
22	氷晶	閉塞	結露による設備の浸水	結露による設備の浸水	発生しない							
23	落雷	電気的影響	雷害による設備の損傷	雷害による設備の損傷	発生しない							
24	潮又は河川の水位低下	閉塞	設備の浸水	設備の浸水	発生しない							
25	潮又は河川の水位上昇	浸水	設備の浸水	設備の浸水	発生しない							
26	もや	温度	結露による設備の浸水	結露による設備の浸水	発生しない							
27	取巻・取巻	電気的影響	短絡による送電線の相間短絡	短絡による送電線の相間短絡	発生しない							
28	風掃り	荷重(衝突)	荷重(衝突)	荷重(衝突)	発生しない							
29	カルスト	地震/冠層	地震/冠層	地震/冠層	発生しない							
30	太陽フレア、磁気嵐	電気的影響	磁気嵐による設備の損傷	磁気嵐による設備の損傷	発生しない							
31	高温水(海水温度)	冷却機影響	取水機への影響	取水機への影響	発生しない							
32	低温水(海水温度)	冷却機影響	取水機への影響	取水機への影響	発生しない							

自然現象の重畳確認結果 (5 / 6)

【凡 例】 斜線：以下の理由により、重畳影響考慮不要
 ・ 拍発電所及びその周辺では発生しない（又は、発生が極めて稀）と判断した事象
 ・ 単独事象での評価において設備等への影響がない（又は、非常に小さい）事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響がないと判断した事象
 ・ 重畳事象が重畳した場合でも単独事象同士の影響評価により増長しない。
 I：各自然現象から同じ影響がそれぞれに作用し、重ね合わさって増長するケース。
 II：ある自然現象の防護施設が他の自然現象によって機能喪失することにより、影響が増長するケース。
 III-1：他の自然現象の作用により前提条件が変化し、影響が増長するケース。
 III-2：他の自然現象の作用により影響が及ぶようになるケース。

No.	自然現象 地震	重畳事象		損傷・機能喪失モード		森林火災		霜・白霜	極高温	氷晶	電気的影響 (ノイズ)	落雷 電気的影響 (直撃雷)	電気的影響 (雷サージ)	湖又は河川の 水位低下	湖又は河川の 水位上昇
		主事象	損傷・機能喪失モード	温度	閉塞 (給気等)	温度	閉塞 (給気等)								
1	地震	荷重 (地震) 荷重 (衝突) 浸水	加震による荷重 津波による設備の浸水	損傷・機能喪失モード 備考	備考										
2	津波	荷重 (衝突) 浸水	津波による設備の浸水												
3	凍結	閉塞 閉塞 電気的影響	漂流物による取水口、海水ストレーナ等の閉塞 屋外タンク、配管内流体の凍結 ヒートシンク (海水) の凍結 着氷による送電線の相間短絡												
4	隕石	荷重	荷重 (衝突) 荷重 (衝撃波) 風石に伴う津波による設備の浸水												
5	降水	浸水	降水による設備の浸水												
6	河川の迂回	荷重	設備の浸水												
7	砂嵐 (塩を含んだ風)	閉塞	空調フィルタの閉塞												
8	積雪	電気的影響	雪の堆積による荷重												
9	高潮	閉塞 (給気等)	着雪による送電線の相間短絡 給気口等の閉塞												
10	火山の影響	浸水	高潮による設備の浸水 降下火砕物の堆積による荷重 海水ストレーナ等の閉塞												
11	雪崩	電気的影響	降下火砕物の付着による送電線の相間短絡												
12	生物学的事象	荷重 (衝突) 閉塞 (海水系)	荷重 (衝突) 取水口、海水ストレーナ等の閉塞												
13	温度低下	電気的影響	小動物の侵入による短絡、地絡												
14	干ばつ	冷却機能低下	取水機能への影響												
15	洪水	浸水	洪水による設備の浸水												
16	風 (台風)	荷重	荷重 (風) 荷重 (衝突) 荷重 (風正差) 閉塞 (海水系)												
17	竜巻	閉塞	閉塞 (風) 荷重 (衝突) 閉塞 (海水系)												
18	濃霧	閉塞	閉塞 (海水系)												
19	森林火災	温度 (給気等)	輻射熱 給気口等の閉塞												
20	霜・白霜	閉塞	閉塞 (給気等)												
21	極高温	温度	気温、室温、海水温の上昇												
22	氷晶	閉塞	ヒートシンク (海水) の凍結 屋内外計測制御設備に発生するノイズ												
23	落雷	電気的影響	雷撃雷による設備損傷 誘導雷サージによる電気盤内の電子回路損傷												
24	湖又は河川の水位低下	浸水	設備の浸水												
25	湖又は河川の水位上昇	浸水	設備の浸水												
26	もや	電気的影響	坂の付着による送電線の相間短絡												
27	坂雪・坂氷	荷重 (衝突)	坂の付着による送電線の相間短絡												
28	風溜り	荷重 (衝突)	荷重 (衝突)												
29	カルスト	地震安定性	建屋、屋外設備の損傷												
30	太陽フレア、磁気嵐	電気的影響	磁気嵐による誘導電流												
31	高温水 (海水高温)	冷却機能低下	取水機能への影響												
32	低温水 (海水低温)	冷却機能低下	取水機能への影響												

自然現象の重畳確認結果 (6 / 6)

【凡 例】 斜線：以下の理由により、重畳影響考慮不要

- ・ 泊発電所及びその周辺では発生しない(又は、発生が極めて稀)と判断した事象
- ・ 単独事象についての評価において設備等への影響がない(又は、非常に小さい)事象で、他の事象との重畳を考慮しても明らかに設備等への影響がないと判断した事象
- Ⅰ：各自然現象が重畳した場合でも、単独事象同士の影響評価により増長しない。
- Ⅱ：各自然現象がそれぞれ影響がそれぞれ作用し、重ね合わさって増長するケース。
- Ⅲ-1：ある自然現象の防護施設が他の自然現象により変化し、影響が増長するケース。
- Ⅲ-2：他の自然現象の作用により影響が増長するケース。

No.	自然現象	重畳事象		損傷・機能喪失モード	備考	もや	被害・垢雲	地滑り	カルスト	太陽フレア、磁気嵐	高温水(海水)		低温水(海水)	
		荷重(地震)	相傷・機能喪失モード								高温水(温高)	冷却機能低下	低温水(温低)	冷却機能低下
1	地震	荷重(地震)	地震による荷重											
2	津波	荷重(衝突) 浸水	荷重(衝突) 津波による設備の浸水											
3	凍結	閉塞(海水系) 温度 閉塞	閉塞(海水系) 屋外タンク、配管内流体の凍結 ヒートシフト(海水)の凍結											
4	隕石	荷重 浸水	荷重(衝突) 隕石に伴う津波による設備の浸水		発生しない 発生しない									
5	降水	荷重 浸水	降水による設備の浸水		発生しない									
6	河川の迂回	浸水	設備の浸水		発生しない									
7	砂嵐(塩を含んだ風)	閉塞	雪の堆積による荷重		発生しない									
8	積雪	電気的影響	着雪による送電線の相間短絡											
9	高潮	閉塞(給気等) 浸水	給気口等の閉塞 高潮による設備の浸水											
10	火山の影響	閉塞(海水系) 閉塞(給気等)	海水ストレーナー等の閉塞 給気口等の閉塞											
11	雪崩	電気的影響 荷重(衝突)	降下火砕物の付着による送電線の相間短絡 荷重(衝突)		発生しない 発生しない									
12	生物学的事象	閉塞(海水系)	取水口、海水ストレーナー等の閉塞		発生しない									
13	海鳥侵入	電気的影響	小動物の侵入による短絡、地絡		発生しない									
14	干ばつ	冷却機能低下	取水機能への影響		発生しない									
15	洪水	浸水	洪水による設備の浸水		発生しない									
16	風(台風)	荷重 閉塞	荷重(衝突) 荷重(気圧差) 閉塞(海水系)											
17	竜巻	荷重	荷重(衝突)											
18	霧露	閉塞	閉塞(海水系)		影響が小さい									
19	森林火災	温度 閉塞(給気等)	輻射熱 給気口等の閉塞											
20	霜・白霜	閉塞	閉塞(給気等)											
21	極高温	温度	気温、室温、海水温の上昇		影響が小さい									
22	氷晶	温度	ヒートシンク(海水)の凍結		発生しない									
23	落雷	電気的影響	屋内外部制御設備に発生するノイズ 直撃雷による設備損傷											
24	湖又は河川の水位低下	浸水	誘導雷サージによる電気室内の電子回路損傷		発生しない									
25	湖又は河川の水位上昇	浸水	設備の浸水		発生しない									
26	もや	閉塞	閉塞(海水系)		影響が小さい									
27	垢雲・垢雲	電気的影響	垢の付着による送電線の相間短絡		影響が小さい									
28	地滑り	荷重	荷重(衝突)		影響が小さい									
29	カルスト	地震安定性	建屋、屋外設備の損傷		発生しない									
30	太陽フレア、磁気嵐	電気的影響	磁気嵐による誘導雷		発生しない									
31	高温水(海水温高)	冷却機能低下	取水機能への影響		影響が小さい									
32	低温水(海水温低)	冷却機能低下	取水機能への影響		影響が小さい									

人為事象に関わる重畳の影響について

外部事象のうち、自然現象同士が重畳することによる影響については、補足 3 に示すように組合せを考慮し、単独事象とは異なる新たな影響が発生しないことを確認した。一方、人為事象については、以下に示す理由から個々の組合せについて確認する必要はなく、自然現象の重畳影響評価に包絡されると考える。

【理由】自然現象と比べて人為事象は影響範囲が限定的（狭い）である。

自然現象の影響は、原子力施設全体に対して同時に作用する点の特徴である。一方、人為事象の場合は、人工物の事故等により引き起こされるものであり、影響範囲は当該人工物の大きさや内包する危険物量等により決まる。したがって、人為事象の場合、低頻度事象を仮定しようとしても、実際に設置されている設備や立地状況等により制限され、際限なく事象影響範囲が拡がるということはない。

以上より、各人為事象により生じる影響の特徴を踏まえ、それぞれの影響を包絡する自然現象について重畳影響を確認しておくことで、人為事象についても重畳影響を確認したことと同等になる。（第 1 表参照）

第1表 自然現象と包絡される人為事象

自然現象	特徴	包絡される人為事象 (No.は補足2中の事象の 番号)
地震	発電用原子炉施設全体に対して外力が作用し、複数の機器が同時に機能喪失する場合がある。敷地の変動等により屋外設備の基礎や地中設備を損傷させる可能性がある。	No.10 掘削工事
津波	発電用原子炉施設への浸水により、複数の機器が同時に機能喪失する場合がある。波力により海水系機器を損傷させる可能性がある。	No.6 船舶の衝突 No.7 水中の化学物質 No.11 内部溢水
落雷	発電用原子炉施設への落雷により、広範な範囲で計測系、制御系を損傷させる可能性がある。	No.12 電磁的障害
竜巻	移動しながら広範囲にわたって風圧、気圧差、飛来物による影響を与える。特に飛来物については、屋外設備だけではなく、建屋内の設備を損傷させる場合もある。	No.8 爆発

なお、第1表のとおり自然現象に包絡される人為事象以外の“その他の事象”については、以下のとおりである。

【その他の事象】

(1) 人為事象の影響の方が大きい場合

火災による熱影響については、自然現象では「森林火災」、人為事象では「No.5 飛来物（航空機落下）」及び「No.14 近隣工場等の火災」で想定されるが、このうち、発電用原子炉施設に対して最も厳しい熱影響がある事象は、「No.14 近隣工場等の火災」の3号炉補助ボイラー燃料タンク火災である。3号炉補助ボイラー燃料タンク火災と発電用原子炉施設周辺で発生し得る重畳事象としては、「森林火災」と「No.5 飛来物（航空機落下）」が挙げられるものの、「森林火災」の熱影響は、航空機落下の熱影響に包絡できる。

偶発的に落下する航空機による火災と、3号炉補助ボイラー燃料タンク火災が組み合わされる重畳事象については、 10^{-7} /年程度の低頻度

事象ではあるものの外部火災評価の中で許容値以下の熱影響に止まることを確認済みであることを踏まえ、事象の重畳による新たな起因事象の追加はない。

爆風圧による影響については「No.8 爆発」で想定されるが、それぞれの事象の特徴を踏まえれば、個別の重畳影響評価をするまでもなく、自然現象同士の重畳事象を評価することで影響が包絡される。

- ・「No.8 爆発」については、発電所周辺の社会環境からみて、爆風圧の影響が発電所へ及ばないことを確認済みであることを踏まえ、単一事象として影響がないと判断

(2) 人為事象の影響について考慮が不要な場合

以下にあげる外部事象については、重畳影響を考慮するまでもなく、単一事象として発電用原子炉施設への影響を考慮する必要がないものとして整理している。

○単一事象として発生頻度が稀な事象（ 10^{-7} /年以下）

No.1 衛星の落下

No.4 タービンミサイル

No.5 飛来物（航空機落下）

No.9 軍事施設からのミサイル

○発生源となる施設が発電所へ影響を及ぼす範囲にない事象

No.2 パイプライン事故

No.13 ダムの崩壊

○発生しても影響が軽微な事象，影響を遮断できる事象

No.3 有毒ガス

事象ごとの状況を第2表にまとめる。

第2表 各人為事象が包絡される自然現象等

No.	人為事象	包絡される自然現象等
1	衛星の落下	【一】低頻度事象（その他の事象(2)のとおり）
2	パイプライン事故	【一】影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし（その他の事象(2)のとおり）
3	有毒ガス	【一】影響確認済み（その他の事象(2)のとおり）
4	タービンミサイル	【一】低頻度事象（その他の事象(2)のとおり）
5	飛来物 （航空機落下）	【一】熱影響はその他の事象(1)のとおり 落下は低頻度事象（その他の事象(2)のとおり）
6	船舶の衝突	【津波】海水系機器の性能低下
7	水中の化学物質	【津波】海水系機器の性能低下
8	爆発	【竜巻】飛来物による影響 熱影響，爆風圧の影響はその他の事象(1)のとおり
9	軍事施設からの ミサイル	【一】低頻度事象（その他の事象(2)のとおり）
10	掘削工事	【地震】敷地の変動等による屋外設備の基礎や地中設備の損傷
11	内部溢水	【津波】広範囲の機器等の同時浸水
12	電磁的障害	【落雷】計測系，制御系へのノイズ影響等
13	ダム崩壊	【一】影響の及ぶ範囲に発生源となる施設なし（その他の事象(2)のとおり）
14	近隣工場等の火災	【一】影響確認済み（その他の事象(1)のとおり）

凡例：【 】包絡される自然現象

地震レベル 1.5PRA について

1. はじめに

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第三十七条（重大事故等の拡大の防止等）にて要求されている原子炉格納容器の破損の防止に関する有効性評価に関し、必ず想定すべき格納容器破損モード以外の破損モードの有無について、内部事象についてはレベル 1.5PRA により確認を実施済みであるが、地震事象特有の影響について以下にて確認を実施した。

2. 地震事象特有の格納容器破損モードについて

炉心損傷後の原子炉格納容器の健全性に影響を与える物理現象による事象進展に関し内部事象と地震事象の差はなく、地震事象特有の影響としては、地震動により直接的に原子炉格納容器本体が損傷する場合、原子炉格納容器の隔離機能又は圧力抑制機能に係る設備が損傷することで原子炉格納容器破損に至る場合が考えられる。

(1) 原子炉格納容器本体の損傷

地震動による原子炉建屋の損傷影響により原子炉格納容器が破損に至る又は原子炉格納容器が直接的に破損に至るケースは、地震事象特有の格納容器破損モードであり、（社）日本原子力学会標準「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007」では、原子炉建屋破損の χ モードとして分類されている。

このケースの場合、炉心損傷時に原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能は既に喪失しており、内部事象レベル 1.5PRA では格納容器隔離失敗として考慮している。

(2) 格納容器隔離機能喪失

地震動により原子炉格納容器隔離弁が閉鎖できなくなることで、炉心損傷により発生した放射性物質が原子炉格納容器外へ直接放出される可能性がある。このケースについては、原子炉格納容器本体の損傷と同様に炉心損傷時には原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能は喪失している状態であり、内部事象レベル 1.5PRA では格納容器隔離失敗として考慮している。

(3) 格納容器圧力抑制機能喪失

地震動による格納容器スプレイ系の損傷により原子炉格納容器圧力

を抑制できなくなり、原子炉格納容器が過圧破損に至る可能性がある。このケースについては、内部事象レベル 1.5PRA において、水蒸気(崩壊熱)蓄積等による過圧によって原子炉格納容器が破損に至る過圧破損モードとして考慮している。

3. 格納容器破損防止対策に係る有効性評価事故シーケンスについて

上述のとおり、地震事象特有の影響として原子炉格納容器や隔離機能等の地震動による損傷が考えられるものの、重大事故の事象進展により原子炉格納容器へ圧力荷重、熱荷重といった物理的な負荷が加わった結果として放射性物質閉じ込め機能が喪失に至るものではない。そのため、格納容器破損防止対策の有効性評価の判断基準に照らすと、重大事故対策の有効性評価の観点としてではなく、対象設備の耐震性の観点から評価がなされるべきものと判断される。

加えて原子炉格納容器本体の損傷については、内部事象レベル 1.5PRA でも想定していない機器の損傷モードであるが、原子炉格納容器が損傷に至るような大規模地震を想定した場合、その損傷の程度や緩和系設備使用可否の評価、事故シナリオを特定することは非常に困難である。したがって、そのような状況下においては、地震によるプラントの損傷の程度や事象進展に応じて、様々な格納容器破損防止対策を臨機応変に組み合わせて影響緩和を図るとともに、大規模損壊対策として放水砲等の影響緩和措置を講じられるようにしておくことが重要と考えられる。

4. 地震レベル 1.5PRA について

内部事象 PRA では、レベル 1 PRA の結果抽出された炉心損傷に至る事故シーケンスグループをレベル 1.5PRA 評価の起点となるようプラント損傷状態を定義した上で、炉心損傷に至るまでのプラント状態等の観点から原子炉格納容器の健全性に影響を与える事象(過温破損、水蒸気爆発等)を抽出しているが、地震レベル 1.5PRA では、地震事象特有の影響として原子炉建屋、原子炉格納容器等の損傷から原子炉格納容器の閉じ込め機能喪失に至るシナリオを考慮する必要がある。

具体的には、地震レベル 1 PRA において緩和系に期待することができず、炉心損傷直結事象として整理している原子炉建屋損傷や大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA) といった事故シナリオが対象となるものの、現段階では、それら事故の起因となる設備の損傷の規模や範囲の特定には困難かつ不確かさが大きく、これらの事故シナリオが発生した場合の事象進展(炉心損傷までの時間余裕や緩和系の健全性等)を定量化することが困難な状況にある。

そのため、今後、対象設備の損傷影響評価等の精緻化を進めるととも

に，実機適用へ向けた検討を進めていくところである。

諸外国の重大事故等対策に関する設備例について

1. 調査方法

諸外国（米国及び欧州）の既設プラントにおいて整備している先進的な炉心損傷防止対策について、以下の書類等から調査を実施した。

- ・原子力規制機関（米国 NRC，フランス ASN 等）の規制要求文書
- ・米国における最終安全解析書（FSAR）の事業者文書
- ・欧州におけるストレステスト報告書 等

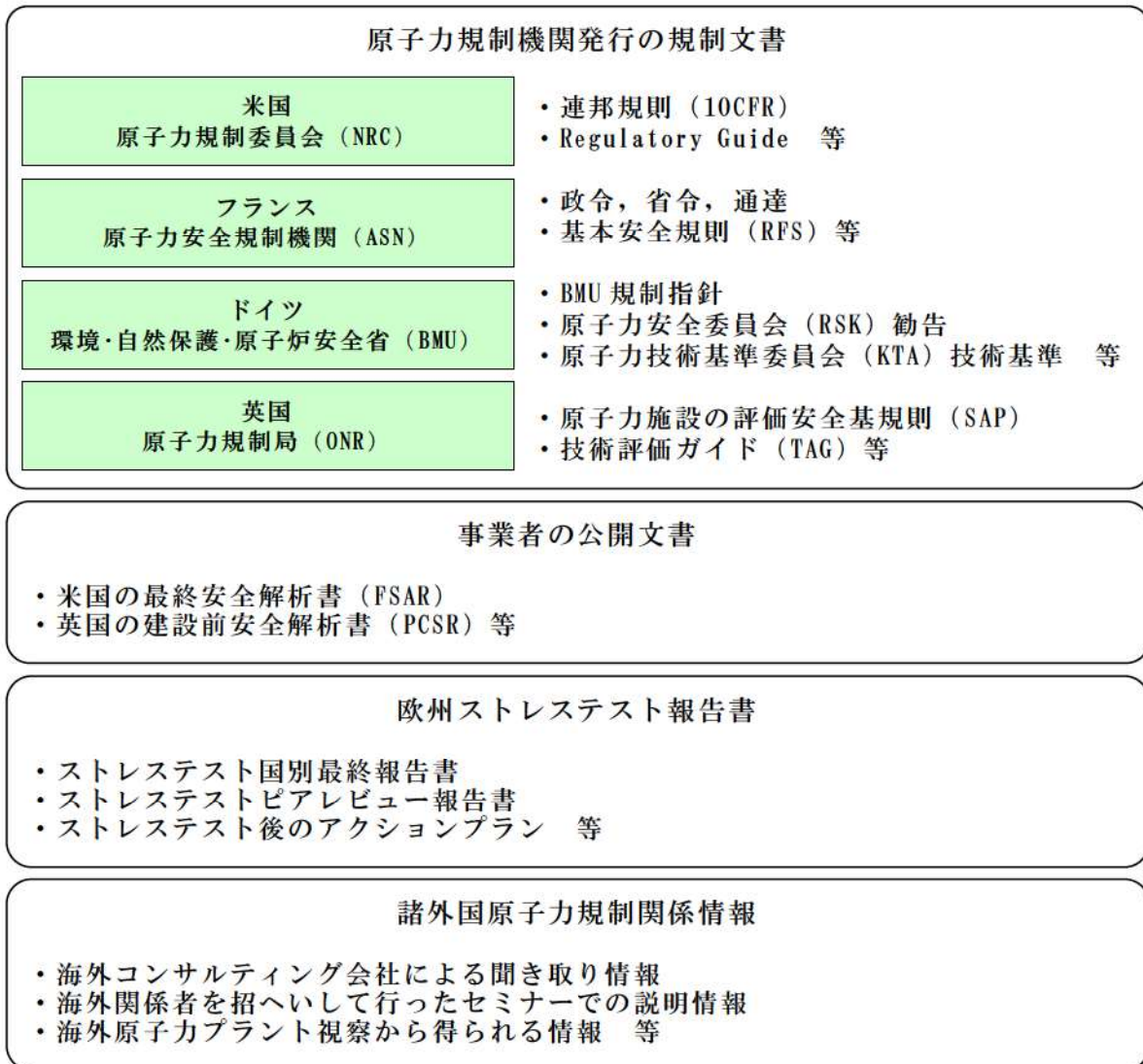
また、原子力規制関係の調査委託会社の提携先であるコンサルティング機関から得られる情報、諸外国の原子力関係者を招いたセミナーでの情報、諸外国原子力プラントの視察情報等についても調査を実施した（図 1 参照）。

2. 調査結果

調査可能な範囲内で得られた国外既設プラントにおける炉心損傷防止対策について、泊 3 号炉で整備している対策と比較した結果を表 1 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、泊 3 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「ECCS 注水機能喪失」については、炉心損傷を回避するためには、ECCS 相当の容量の注水設備がシーケンシャルに動作することが必要であり、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諸外国においても設備面の対策がとられていないことを確認した。



【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

図1 諸外国で整備している炉心損傷防止対策の調査方法

表1 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例の比較 (1/8)

分類	事故シナリオからのグループ	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
			泊発電所3号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	
1	2次冷却系からの除熱機能喪失	好心冷却	<ul style="list-style-type: none"> ・フィードアンドブリード 	<ul style="list-style-type: none"> ・フィードアンドブリード 	<ul style="list-style-type: none"> ・フィードアンドブリード 	<ul style="list-style-type: none"> ・フィードアンドブリード 	<ul style="list-style-type: none"> ・フィードアンドブリード 	<p>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。</p>
		蒸気発生器代替給水手段	<ul style="list-style-type: none"> ・電動補助給水ポンプ (100%×2系統) ・タービン動補給水ポンプ (100%×1系統) ・タービン動補給水ポンプ (100%×1系統) 【100%×1系統】合計300% ・大容量ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・電動補助給水ポンプ (100%×2系統) ・タービン動補給水ポンプ (100%×2系統) ・タービン動補給水ポンプ (100%×2系統) 合計400% 	<ul style="list-style-type: none"> ・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給電による駆動) (50%×4系統) 合計200% 	<ul style="list-style-type: none"> ・電動補助給水ポンプ (100%×2系統) ・タービン動補給水ポンプ (100%×2系統) ・タービン動補給水ポンプ (100%×1系統) 合計400% 	<ul style="list-style-type: none"> ・電動補助給水ポンプ (100%×2系統) ・タービン動補給水ポンプ (100%×1系統) 合計300% 	<p>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。</p> <p>当社においては、当該事故時に、欧米と同様に、合計300%分の容量を持つ電動及びタービン動補給水ポンプを整備している。</p>
			<ul style="list-style-type: none"> ・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、サービスマスターポンプ) ・加熱器ドレインポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・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) 	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬式ディーゼル発電機 	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬式ポンプ (可搬式ディーゼル発電機) 	<ul style="list-style-type: none"> ・可搬式ポンプ 	<p>事故時の蒸気発生器への補給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。</p> <p>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る1次冷却系からの好心冷却手段を整備している。また、自主対策設備として常用母線及び2次冷却系の設備が健全である場合に有効である主給水ポンプによる2次冷却系からの冷却手段を整備している。</p>
		(給水源)	<ul style="list-style-type: none"> ・SG直結給水用高圧ポンプ車 ・接続口 	<ul style="list-style-type: none"> ・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、サービスマスターポンプ) ・加熱器ドレインポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・脱塩水貯蔵タンク、冷却塔 ・冷却水タンク車 ・補助給水系各系統の専用貯水タンク 	<ul style="list-style-type: none"> ・脱塩水貯蔵タンク、冷却塔 ・冷却水タンク車 ・補助給水系各系統の専用貯水タンク 	<ul style="list-style-type: none"> ・脱塩水貯蔵タンクへの補給 	<p>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、欧州においては、同様の手段を整備している。</p> <p>当社においては、自主対策設備として、SG直結給水用高圧ポンプ、可搬型大型送水ポンプ車及び接続口を整備している。</p>
		(その他)	<ul style="list-style-type: none"> ・タービン動補給水ポンプの自動起動 	<ul style="list-style-type: none"> ・タービン動補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場操作 (5時間) 	<ul style="list-style-type: none"> ・タービン動補給水ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・タービン動補給水ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・タービン動補給水ポンプ 	<p>全交流動力電源喪失等において、米国では、タービン動補給水ポンプの自動起動を可能とし、フラグメントでは、タービン動補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。</p> <p>当社においては、米国と同様に、タービン動補給水ポンプの起動信頼性向上対策として、自動起動の手順を整備している。</p>
		蒸気発生器代替蒸気放出	<ul style="list-style-type: none"> ・タービンバイパス系の活用 	<ul style="list-style-type: none"> ・タービン動補給水ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・タービン動補給水ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・タービン動補給水ポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> ・タービン動補給水ポンプ 	<p>蒸気発生器が弁が閉鎖した際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発生器及びタービンバイパス手段を整備している。</p> <p>当社においては、自主対策設備として、常用系母線及び復水器真空度が健全である場合に有効であるタービンバイパス系による2次冷却系からの冷却手段を整備している。</p>
		まとめ	<p>上述の調査結果より、国内外の既設プラントで整備されている対策が、泊発電所3号炉においても整備されていることを確認した。なお、「1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 (地震起因)」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、当該事故シナリオに関する情報は、</p>					

下線部：自主対策設備 【】：設計基準事故対処設備

※：有効性評価において有効性を評価した対策

表 1 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例の比較 (2/8)

分類	事故シナリオグループ (1/3)	想定する機能 代替電源設備 (交流)	重大事故等対策に係る操作又は設備 ※：有効性評価において有効性を評価した対策					対策の概要	
			泊発電所3号炉 * 代替非常用発電機	米国 * 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)	フランス * 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)	ドイツ * 独立非常用ディーゼル発電機	英国		スウェーデン * 水冷式非常用発電機 * サイト共用ガスタービン発電機
2-1	全交流動力電源喪失 (1/3)	代替電源設備 (交流)	* 可搬型代替電源車	* 可搬型ディーゼル発電機	—	* 可搬型ディーゼル発電機	—	* 可搬式ディーゼル発電機	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 が発生する場合は、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、2台の代替非常用発電機を設置している。また、恒設の非常用ガスタービン発電機の設置を計画している。
			* 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)	—	—	吹来においては、可搬式の交流代替電源である可搬型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、代替非常用発電機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。 吹来においては、ユニット間での電源接続を確保している。 当社においても、自主対策設備として、同等の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	* 可搬型パナソニック充電器等による蓄電池充電	* 既設蓄電池による給電	吹来においては、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。 米国においては、携帯型パナソニック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、充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、蓄電池を追加するとともに、可搬型直流電源用発電機及び可搬型直流変換器を整備している。	
		代替RCPシール注水	* 2次冷却系強制冷却ポンプ+代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水	* 動圧試験用ポンプによるシール注水 * RCP シャットダウンシール	* 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	* 緊急充てんポンプ (蒸気タービン駆動格納式) によるシール注水	—	全交流動力電源喪失に伴い RCP シール LOCA が発生する場合は、吹来では試験用ポンプ等による RCP シール注水手段等を整備している。 また、フランスやドイツにおいては、standstill シールを整備している。米国においては RCP シャットダウンシールを採用している。 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保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 次冷却材圧力を低下させ、代替格納容器スプレイ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有効性を評価した対策

下線部：自主対策設備

【】：設計基準事故対処設備

表 1 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例の比較 (3/8)

分類	事故シナリオグループ (2/3)	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
			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	<ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系強制冷却 	<ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系強制冷却 	<ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系強制冷却 	<ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系強制冷却 	<ul style="list-style-type: none"> 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において、2次冷却系強制冷却による1次冷却系冷却手段を準備しており、当社においても蒸気発生器への給水及び主蒸気逃がし弁の開閉による2次冷却系強制冷却手段を準備している。 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水手段、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絡スリーブを用いた格納容器スプレイ系による炉心注水手段、ドイツでは航空機落下等の外傷事象又はテロ事象に対応するためのいわゆるバンカーシールドシステムとしての、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水手段等を準備している。 当社においては、電動機の冷却水が不要な代替格納容器スプレイ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)、可搬型大型送水ポンプによる高圧再循環手段、充てんポンプ(自己冷却)による炉心注水手段を準備している。
		(炉心注水)	<ul style="list-style-type: none"> 非安全系充てんポンプ(+代替高圧交流電源) 	<ul style="list-style-type: none"> 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絡スリーブを用いた炉心注水(連続スリープ設置; 事故後3日) 	<ul style="list-style-type: none"> 独立非常用系の余熱除去系 (DIR) 	<ul style="list-style-type: none"> 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水 	<ul style="list-style-type: none"> 放水トンネルからの取水(取水制御対策) 冷却水再循環(排水制御対策) 	
		(最終ヒートシンク)	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車による冷却用海水通水 	<ul style="list-style-type: none"> PUI システム(可搬式熱交換器、大規模LOCA発生15日以内の崩壊熱除去が目的) 代替ヒートシンクとして ENU 及び SRU 	<ul style="list-style-type: none"> 非常用サーパービス水(冷却水、地下水) 	<ul style="list-style-type: none"> 空冷式熱除去装置(乾式冷却塔) 	<ul style="list-style-type: none"> 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パ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)を準備している。 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、電源の不要な可搬型大型送水ポンプ車により、冷却用の海水を通水する手段を準備している。 	
		(給水源)	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱替用水ピット(ほう酸水補給、使用済燃料ピット等) 補助給水ピット 2次蒸気熱水タンク 原水槽 ろ過水タンク 海水 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱替用水タンク(ほう酸水補給) 	<ul style="list-style-type: none"> 代替ほう酸水貯蔵タンク 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱替用水タンク 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料取扱替用水タンク 	<ul style="list-style-type: none"> 欧州においては、燃料取扱替用水タンクからの給水が可能であるほか、燃料取扱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扱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扱替用水ピットからの給水手段、同ピットへのほう酸水給水手段の他、淡水や海水の給水手段も整備している。一部タンク等については、耐震性の観点から自主対策設備として整備している。

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：自主対策設備 【】：設計基準事故対応設備

表 1 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例の比較 (4/8)

分類	事故シナリオグループ (3/3)	想定する機能 原子炉格納容器冷却	重大事故等対策に係る操作又は設備					対策の概要
			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)	泊発電所3号炉 ・格納容器内自然対流冷却※(可搬型大型送水ポンプ車による冷却用海水通水※。格納容器再循環ユニット2台)	米国 ・ファンクラー×5台	フランス —	ドイツ —	英国 ・ファンクラー(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	スウェーデン —	米国、英国ともファンク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機の冷却手段として空冷式熱除去設備(乾式冷却塔)を整備している。 当社においては、格納容器再循環ユニットに可搬型大型送水ポンプ車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再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冷却する手段を整備している。
			・可搬式ディーゼル駆動消火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) ・PIU システム(可搬式ポンプ+可搬式熱交換器、大・中 LOCA 発生15日以降の副熱除去が目的)	—	—	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確保している。 当社においては、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイを整備している。また、系統汚染のため再循環時に使用できず、使用準備に時間を要するもの、代替格納容器スプレイポンプのバックアップとして有効な格納容器スプレイポンプ(自己冷却)に加え、火災が発生していない場合に有効なディーゼル/電動機駆動消火ポンプにより格納容器内雰囲気冷却する手段を自主対策設備として整備している。	
		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、泊発電所3号炉においても整備されていることを確認した。なお、「複数の信号系損傷(地震起因)」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、当該事故シナリオを想定した対策に関連する情報は無いことを確認した。					

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：自主対策設備 □：設計基準事故対応設備

表 1 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例の比較 (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	
			泊発電所3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	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車による冷却用海水通水 	—	<ul style="list-style-type: none"> 代替ヒートシンクとして BVI 及び SRU 	<ul style="list-style-type: none"> 非常用サービスイ系（冷却水：河川水、地下水） 	<ul style="list-style-type: none"> 空冷式予備熱除去設備（乾式冷却塔による代替補機冷却） 	—	<p>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イ系が設置されているほか、英国では、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去が可能で、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。</p> <p>当社においては、可搬型大型送水ポンプ車により、冷却用の海水を通水する手段を整備している。</p>
		海水系の代替 手段	<ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車 	<ul style="list-style-type: none"> 補助海水ポンプ 	—	—	—	<ul style="list-style-type: none"> 放水トンネルからの取水（取水溜槽対策） 冷却水再循環（排水溜槽塞対策） 	<p>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。</p> <p>当社においては、原子炉補機冷却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可搬型大型送水ポンプ車による海水供給又は原子炉補機冷却海水ポンプの復旧により、最終ヒートシンクへの熱の移送が可能である。</p>
		まとめ	<p>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、泊発電所3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）」における既来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、当該事故シーケンスを想定した対策に関連する情報は、以下に概要を示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ○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、英国の 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有効性を評価した対策 下線部：自主対策設備 ○：設計基準事故対処設備

表 1 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例の比較 (6/8)

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
			泊発電所3号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	
3	格納容器除熱機能喪失	原子炉格納容器冷却	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器内自然対流冷却* (原子炉相機冷却水*又は可搬型大型逆水ポンプ車による冷却用海水通水) 代替格納容器スプレイポンプ 	<ul style="list-style-type: none"> 2-1-1における、「原子炉格納容器冷却」と同様 	<ul style="list-style-type: none"> 2-1-1における、「原子炉格納容器冷却」と同様 	<ul style="list-style-type: none"> 2-1-1における、「原子炉格納容器冷却」と同様 	<ul style="list-style-type: none"> 2-1-1における、「原子炉格納容器冷却」と同様 	<p>欧州における原子炉格納容器の冷却手段は、2-1-1と同様である。</p> <p>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、原子炉相機冷却水又は海水が使用可能であること以外は、2-1-1と同様である。</p>
4	原子炉停止機能喪失	原子炉停止	<ul style="list-style-type: none"> 共通要因故障対策盤 (自動制御盤) (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) 	<ul style="list-style-type: none"> ATWS緩和系自動回路 	<ul style="list-style-type: none"> ATWS緩和系自動回路 	<ul style="list-style-type: none"> ATWS緩和系自動回路 	<ul style="list-style-type: none"> ATWS緩和系自動回路 	<p>ATWS 対策設備として、欧米においては、ATWS 緩和系自動回路 (AMSAC*) を整備している。</p> <p>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補償効果により原子炉出力を抑制し、炉心の熱除去を行う。共通要因故障対策盤 (自動制御盤) (ATWS 緩和設備) を設置している。</p> <p>* 1: ATWS mitigation system actuation circuitry ATWS 発生時に補助給水系を自動起動し、タービントリップさせる (当社は主蒸気隔離もあわせて整備)</p>
		まとめ	<ul style="list-style-type: none"> 緊急ほうげん (化学体積制御系) 	<ul style="list-style-type: none"> 緊急ほうげん注入系 大容量ポンプ (アイゼル駆動) 	<ul style="list-style-type: none"> 緊急ほうげん注入系 	<ul style="list-style-type: none"> 緊急ほうげん注入系 	<ul style="list-style-type: none"> 緊急ほうげん注入系 	<p>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げん水の炉心注水手段を整備している。</p> <p>当社においては、手動で化学体積制御系による緊急ほうげん注水手段を整備している。</p>
		まとめ	<p>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、泊発電所3号炉においても整備されていることを確認した。</p>	<p>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、泊発電所3号炉においても整備されていることを確認した。</p>	<p>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、泊発電所3号炉においても整備されていることを確認した。</p>	<p>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、泊発電所3号炉においても整備されていることを確認した。</p>	<p>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、泊発電所3号炉においても整備されていることを確認した。</p>	

表 1 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例の比較 (7/8)

分類	事故 シークエンス 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
			泊発電所3号炉 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 イライオンを レイポンプ等によ る炉心注水	米国	フランス	ドイツ	英国	
5	ECOS注水機能喪失	炉心注水	・2-1-1における、「炉心冷却」と同様	・2-1-1における、「炉心冷却」と同様	・2-1-1における、「炉心冷却」と同様	・2-1-1における、「炉心冷却」と同様	吹米における炉心注水手段は、2-1-1の「炉心冷却」における炉心注水手段と同様である。 当社においては、「中破断 LOCA+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。	
6	ECOS再循環機能喪失	(給水源)	・2-1-1と同様	・2-1-1と同様	・2-1-1と同様	・2-1-1と同様	—	
		まとめ	<p>上記の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、泊発電所3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 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA (地震起因))」、「大破断 LOCA+低圧注入失敗 (内部事象・地震起因)」における吹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、当該事故シークエンスを想定した対策に関連する情報は無いことを確認した。以下に概要を示す。</p> <p>○米国 米国 IPE (NUREG-1560, Vol.1.1-6) 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 (SMG) 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。</p> <p>○欧州 欧州で確認可能な事業者公開文書である、英国の Sizewell B の建設前安全診断書 (PCSR) を確認した。 LOCA についてはいくつかの観念事象が考慮されており、「大破断 LOCA+低圧注入失敗 (短期間) + 外部電源喪失」のシークエンスが存在するが、対策は無い。</p>	<p>吹米においては、米国では、低圧注入系による代替再循環を整備しており、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との連絡スリートをを用いた格納容器スプレイ系による炉心注水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、ECOS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。</p>				
		まとめ	<p>上記の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、泊発電所3号炉においても整備されていることを確認した。</p>					

表 1 米国・欧州での重大事故等対策に関する設備例の比較 (8/8)

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
			泊発電所3号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	
7	格納容器バイパスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損	格納容器バイパス防止	<ul style="list-style-type: none"> クールドダウンアンダトリサーキュレーション* インターフェースシステムLOCAの検知、隔離（既設の計装・設備から兆候を検知） 	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却系フィードバック冷却系強制冷却 インターフェースシステムLOCAの早期検知、隔離（既設の計装・設備から兆候を検知） 	—	<ul style="list-style-type: none"> フィードバックリード 	<ul style="list-style-type: none"> 主蒸気過し弁（空気作動）による1次冷却系の除熱 	<p>欧米においては、1次冷却系及び2次冷却系のフィードバックリードによる冷却手段を整備しているほか、インターフェースシステムLOCA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。</p> <p>当社においては、既設の計装・設備を用いてインターフェースシステムLOCAの兆候を検知・隔離する手段並びにECS等により1次冷却系への注水を確認しつつ、主蒸気過し弁を用いた蒸気発生器による冷却及び加圧器過し弁等による減圧を実施することで漏えいを抑制し、余熱除去系により炉心を冷却する手段（クールドダウンアンダトリサーキュレーション）を整備している。</p>
		まとめ	<p>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、泊発電所3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、当該事故シナリオを想定した対策に関連する情報は無いことを確認した。以下に概要を示す。</p> <p>○米国 暫H-PRR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、完全両端破損1本である。 ○欧州 現状以上の対策は実施していない。</p>					

※：有効性評価において有効性を評価した対策 下線部：自主対策設備 ○：設計基準事故対応設備

事故（蒸気発生器伝熱管破損，インターフェイスシステム 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，トリップ遮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 共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 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，ATWS 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，共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 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，ATWS 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（共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 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
負荷喪失	20件

前述の観点により今回の内部事象レベル1 PRA 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。蒸気発生器伝熱管破損（以下「SGTR」という。）やインターフェイスシステム LOCA（以下「IS-LOCA」という。）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、ATWS 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、ATWS 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ATWS の発生頻度（ 1.2×10^{-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、SGTR や 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、参考に示すように、運転手順に従って、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、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。

起回事象	観点① 「運転時の異常な 過渡変化」に該当	観点② 共通要因故障対策盤（自動 制御盤）（ATWS緩和設備） が必要で起回事象発生実績 有	備考 (原子炉トリップ失敗 確率1.8E-7)
小破断LOCA	×	×	発生頻度：3.9E-11(／炉年)
原子炉補機冷却機能喪失	×	×	発生頻度：3.5E-11(／炉年)
外部電源喪失	○	○	ATWS対象
2次冷却系の破断	×	×	発生頻度：7.5E-11(／炉年)
蒸気発生器伝熱管破損	×	×	発生頻度：4.2E-10(／炉年)
主給水流量喪失・ 過渡事象	○	○	ATWS対象 (過渡事象は負荷喪失)
インターフェイス システムLOCA	×	×	発生頻度：5.3E-18(／炉年)

※1：LOCA事象の場合、非常用炉心冷却設備作動信号により高濃度のほう酸が炉心に注入され、ATWS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設備構成に依存するが、国内PWRプラントの原子炉保護設備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、負荷喪失以外の起回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、仮に原子炉への注水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共通要因故障対策盤（自動制御盤）（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 時に共通要因故障対策盤（自動制御盤）（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、運転手順に従って、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、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：「泊3号炉 技術的能力 1.0.2 共通事項(4)手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備」（抜粋）

凡 例

- : 事象ベースマニキュアル実施時に安全機能ベースマニキュアルの適用条件が満たされた場合、安全機能ベースマニキュアルに入る。
- × : 事象ベースマニキュアル実施時に安全機能ベースマニキュアルの適用条件が満たされても、安全機能ベースマニキュアルに入らない。
- △ : 事象ベースマニキュアル実施時に安全機能ベースマニキュアルの適用条件が満たされた場合、条件によっては安全機能ベースマニキュアルに入る。

(条件1) : 緊急度の低い安全機能ベースマニキュアル(優先順位6~9)については、事象ベースマニキュアルが優先する。ただし、その事象ベースマニキュアルの中で、安全に係わる操作を実施していない場合には、これらの安全機能ベースマニキュアルの操作を行う。

(条件2) : 少なくとも1台のCCWポンプおよび同トレンの海水ポンプによる冷却がなされていること。

(条件3) : 破断点の隔離が確認されていること。

安全機能ベースマニキュアル優先順位	安全機能ベースマニキュアル									
	緊急度高					緊急度低				
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	
未臨界の維持(1)	炉心冷却の維持(1)	SG除熱機能の維持(1)	格納容器健全性の確保	放射能放出防止	未臨界の維持(2)	炉心冷却の維持(2)	SG除熱機能の維持(2)	1次系保有水の維持	条件付きで安全機能ベースマニキュアルに入る場合の条件	
事象ベースマニキュアル	○	○	○	○	○	○	△	△	△	△
事象直後の操作および事象の判別	○	○	○	○	○	○	△	△	△	△
原子炉トリップ処置	○	○	○	○	○	○	△	△	△	△
外部電源喪失	○	○	○	○	○	○	△	△	△	△
1次冷却材喪失	○	○	○	○	○	○	△	△	△	△
2次冷却材喪失	○	○	○	○	○	○	△	△	△	△
蒸気発生器伝熱管破損	○	○	○	○	○	○	△	△	△	△
全交流電源喪失	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
LOCA時ECS再循環不能	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
LOCA時C/ビスブレイ再循環不能	○	○	○	○	○	○	△	△	△	△
LOCA再循環時補機冷却機能喪失	△	△	△	△	△	△	△	△	△	△
インターフェイスLOCA	○	△	○	○	○	○	△	△	△	△
全SGの異常な減圧	○	○	×	○	○	○	×	×	×	×
SGTR時破損SG減圧継続	○	○	○	○	○	○	×	×	×	×
SGTR時減圧操作不能	○	○	○	○	○	○	×	×	×	×
プラント起動および停止操作時におけるLOCA	○	○	○	○	○	○	×	×	×	×
補機冷却機能喪失	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×
LOCA時再循環サンプスクリュー閉塞	×	×	×	×	×	×	×	×	×	×

泊 3 号炉 PRA における主要なカットセットと FV 重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況

1. 内部事象運転時レベル 1 PRA

1.1 主要なカットセットに照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認

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炉心損傷防止対策の整備状況等を確認した。

(1) 主要なカットセットの抽出

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を第 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 LOCA+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も、整備された炉心損傷防止対策により炉心損傷を防止することが可能となることを確認した。

一方、PRA では様々な故障モードや人的過誤を考慮しており、その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しうる。

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、「ECCS 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。ただし、このようなカットセットは発生頻度が低く、リスクへの寄与が小さいことを確認した。

(3) カットセットを踏まえた事故シーケンスへの対策の対応性

今回の分析では、各事故シーケンスグループのうち、主要な事故シーケンスそれぞれについて支配的なカットセットを確認し、対策の有効性を定性的に考察した。支配的なカットセットであっても、事故シーケンスグループ全体の炉心損傷頻度に対しては小さな割合となる場合もある。このため、今回確認した

カットセットの炉心損傷頻度の合計が事故シーケンスグループの炉心損傷頻度に占める割合は事故シーケンスグループごとに異なり、約 11～100%の幅が生じた。また、全炉心損傷頻度から見ると、原子炉補機冷却機能の喪失によって起因事象の発生と同時に ECCS 等の緩和機能のサポート系も喪失するとともに、従属的に RCP シール LOCA や加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA が発生することで炉心損傷に至る事故シーケンスグループである「原子炉補機冷却機能喪失」の炉心損傷頻度が全炉心損傷頻度の約 88.6%を占めている。「原子炉補機冷却機能喪失」については、その炉心損傷頻度の約 100%のカットセットを確認したことから、全炉心損傷頻度に対しても約 88.6%のカットセットを確認し、対策の有効性を定性的に確認したものと整理できる。

さらに、「原子炉補機冷却機能喪失」への対策としては、原子炉補機冷却水系と異なる系統の補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を設け、除熱機能を多様化している。この多様性を考慮すると、有効性評価で考慮した対策が有効に機能しない状況は考えにくい。このため、全炉心損傷頻度の約 88.6%を占める「原子炉補機冷却機能喪失」に対しては炉心損傷頻度の殆どの割合に対して、有効性評価で考慮した対策は有効に機能するものと考えられる。

(2) で述べた有効性評価で考慮した対策では対応できない場合について、「ECCS 再循環機能喪失」のカットセットを確認すると、人的過誤(再循環自動切替許可操作失敗)や再循環サンプスクリーンの閉塞が抽出されている。全炉心損傷頻度から見た場合、これらのカットセットの頻度は非常に小さな値であるが、これらについては、訓練等により人的過誤の発生可能性の低減に努めていくとともに、再循環サンプスクリーンが閉塞した場合においても、燃料取替用水ピットに水を補給しつつ注入継続を実施することにより炉心損傷が防止できる可能性があると考えられる。

上記のとおり、有効性評価で考慮した対策では対応できない場合が考えられるものの、これらのカットセットの頻度は非常に小さな値であり、有効性評価で考慮した対策は、殆どのシーケンスに対して有効であると考えられる。また、全炉心損傷頻度の約 88.6%を占める「原子炉補機冷却機能喪失」についても、今回考慮した原子炉補機冷却系と異なる系統の補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による 2 次冷却系強制冷却、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水が設けられていることから、有効性評価で考慮した対策が有効なものであると考えられる。

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	CDF (/年)	主要なカットセット	CDF (/年)	寄与 割合	対策	対策 有効性
手動停止 + 補助給水失敗	1.3E-05	①補助給水ポンプ起動信号失敗 CCF	7.0E-06	54%	フィード アンド ブリード	○
		②補助給水ピット閉塞	2.8E-06	22%		○
		③タービン動補助給水ポンプ試験による 待機除外+電動補助給水ポンプ室給気フ ァンA, B 起動失敗 CCF	1.2E-07	1%		○
過渡事象 + 補助給水失敗	5.4E-06	手動停止と同様				
2次冷却系の破断 + 補助給水失敗	1.2E-06	①2次系破断事象診断過誤による破断 SG ループへの給水停止失敗	1.2E-06	98%	フィード アンド ブリード	○
		②補助給水ポンプ起動信号失敗 CCF	8.6E-09	1%		○
		③補助給水ピット閉塞	5.3E-09	0.4%		○
主給水喪失 + 補助給水失敗	6.2E-07	手動停止と同様				
外部電源喪失 + 補助給水失敗	1.3E-07	①補助給水ピット閉塞	5.9E-08	45%	フィード アンド ブリード	○
		②補助給水系各機器の外部リーク	5.1E-09	4%		○
		③電動補助給水ポンプ室空調系 A, B 機 能喪失+タービン動補助給水ポンプ試験 による待機除外	2.5E-09	2%		○
蒸気発生器伝熱管 破損 + 補助給水失敗	1.1E-07	①補助給水ポンプ起動信号失敗 CCF	4.8E-08	45%	フィード アンド ブリード	○
		②補助給水ピット閉塞	3.0E-08	28%		○
		③海水ポンプ A, C 継続運転失敗 CCF	1.9E-09	2%		○
小破断 LOCA + 補助給水失敗	1.0E-08	①補助給水ポンプ起動信号失敗 CCF	4.4E-09	44%	フィード アンド ブリード	○
		②補助給水ピット閉塞	2.7E-09	27%		○
		③海水ポンプ A, C 継続運転失敗 CCF	1.7E-10	2%		○
2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗	7.7E-11	①「破断ループ側タービン動補助給水ポ ンプ駆動蒸気主蒸気ライン元弁 575A 閉失 敗」 + 「破断ループ側タービン動補助給水ポ ンプ駆動蒸気主蒸気ライン逆止弁 576A 閉 失敗」 により健全側ループの蒸気が破断側ルー プへ流出	3.2E-11	42%	フィード アンド ブリード	○
		②「運転員による破断ループ側タービン 動補助給水ポンプ駆動蒸気主蒸気ライン 元弁 (575A) 閉止失敗 (HE)」 + 「破断ループ側タービン動補助給水ポ ンプ駆動蒸気主蒸気ライン逆止弁 (576A) 閉失敗」 により健全側ループの蒸気が破断側ルー プへ流出	3.4E-11	44%		○
		③健全側ループ主蒸気隔離弁 528A (C) 閉 失敗 + 破断ループ主蒸気隔離逆止弁 531B 閉失 敗	6.1E-12	8%		○

【主要なカットセットに対する検討】

○第 1-1 表より、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」
については炉心損傷頻度の約 78% のカットセットを確認した。なお、「2
次冷却系からの除熱機能喪失」は全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の

割合が約9%であり、全炉心損傷頻度に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。

- 「手動停止+補助給水失敗」，「過渡事象+補助給水失敗」，「主給水失敗+補助給水失敗」，「外部電源喪失+補助給水失敗」については，補助給水ポンプ起動信号の発信失敗の共通原因故障，補助給水ピットの閉塞，試験によるポンプの待機除外やポンプ室空調系のファンの共通原因故障が主要なカットセットとして挙げられている。
- 「蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗」，「小破断 LOCA+補助給水失敗」については，補助給水ポンプ起動信号の発信失敗の共通原因故障，補助給水ピットの閉塞，原子炉補機冷却海水系である原子炉補機冷却海水ポンプの共通原因故障が主要なカットセットとして挙げられている。
- 本カテゴリー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，補助給水ポンプ起動信号の発信失敗の共通原因故障及び補助給水ピット閉塞による水源喪失が支配的となっているが，その場合においても給水源の切替え（添付-1参照）を実施することや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。カットセットとして抽出されている人的過誤については，訓練等によりその発生可能性の低減に努めていく。

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	CDF (/年)	主要なカットセット	CDF (/年)	寄与 割合	対策	対策 有効性
外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	3.5E-06	①DG 室空調系 空気作動ダンパ 2741, 2742 開 失敗 CCF	1.5E-07	4 %	代替非常用発電機 + 2 次冷却系強制冷却 + 代替格納容器 スプレイポンプ による炉心注水	○
		②UV 信号 A, B 両トレン CCF	1.4E-07	4 %		○
		③ディーゼル発電機 A, B 起動失敗 CCF	7.8E-08	2 %		○
原子炉補機冷却 機能喪失 + RCP シール LOCA	2.0E-04	①RCP シール LOCA 発生	2.0E-04	100%	2 次冷却系強制冷却 + 代替格納容器 スプレイポンプ による炉心注水	○
原子炉補機冷却 機能喪失 + 加圧器安全弁 / 逃がし弁 LOCA	9.0E-07	①加圧器安全弁 055 (056, 057) 再閉止失敗	9.0E-07	100%	2 次冷却系強制冷却 + 代替格納容器 スプレイポンプ による炉心注水	○
		②加圧器逃がし弁 452A (B) 閉失敗 + 電動弁 054A (B) 制御回路の作動失敗	3.0E-10	0.1% 未滿		○
原子炉補機冷却 機能喪失 + 補助給水失敗	1.1E-08	①補助給水ポンプ起動信号失敗 CCF	6.0E-09	54%	無し	※
		②補助給水ビット閉塞	2.5E-09	22%		※
		③タービン動補助給水ポンプ試験による待機 除外 + 電動補助給水ポンプ室給気ファン A, B 起動失敗 CCF	1.1E-10	1 %		※

※：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】

- 第 1-2 表より、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」については、それぞれ炉心損傷頻度の約 11%、約 100% のカットセットを確認した。なお、「全交流動力電源喪失」は全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の割合が約 1.5% であり、全炉心損傷頻度に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。また、「原子炉補機冷却機能喪失」は全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の割合が約 88.6% であり、全炉心損傷頻度のほとんどを占める事故シーケンスグループである。
- 「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室空調系のダンパの共通原因故障、非常用高圧母線低電圧信号 (UV 信号) の発信失敗の共通原因故障、ディーゼル発電機の共通原因故障等により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、代替電源である代替非常用発電機により電源を確保し、2 次冷却系強制冷却及び代替格納容器スプレイポンプを用いた炉心注水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代替格納容器スプレイポンプを用いた炉心注水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	CDF (/年)	主要なカットセット	CDF (/年)	寄与 割合	対策	対策 有効性
小破断 LOCA +スプレイ再循環 失敗	3.6E-08	①格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口 弁 177A, B 開失敗 CCF	9.4E-09	26%	格納容器内 自然対流冷却	○
		②格納容器スプレイ系トレン A (B) 試験 による待機除外 +格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口 弁 177B (A) 開失敗	3.0E-09	8%		○
		③格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔 離弁 013A (B) 開失敗 +格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口 弁 177B (A) 開失敗	2.3E-09	6%		○
小破断 LOCA +スプレイ注入 失敗	2.7E-08	①スプレイ信号 A, B 両トレン失敗 CCF	8.7E-09	33%	格納容器内 自然対流冷却	○
		②格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔 離弁 013A, B 開失敗 CCF	9.4E-09	35%		○
		③格納容器スプレイ系トレン A (B) 試験 による待機除外 +格納容器スプレイ冷却器補出口 C/V 外側 隔離弁 013B (A) 開失敗	3.0E-09	11%		○
中破断 LOCA +スプレイ再循環 失敗	1.1E-08	小破断 LOCA と同様				
中破断 LOCA +スプレイ注入 失敗	8.9E-09	小破断 LOCA と同様				
大破断 LOCA +低圧再循環失敗 +スプレイ再循環 失敗	6.2E-12	①格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔 離弁 013A (B) 開失敗 +余熱除去ポンプ A (B) 試験による待機除外 +再循環サンプスクリーン B (A) 閉塞	3.6E-13	6%	格納容器内 自然対流冷却	○
		②スプレイポンプ A (B) 試験による待機除外 +余熱除去冷却器補機冷却水出口弁 117A (B) 開失敗 +再循環サンプスクリーン B (A) 閉塞	3.6E-13	6%		○
		③格納容器スプレイ冷却器補機冷却水出口 弁 177A (B) 開失敗 +余熱除去ポンプ A (B) 試験による待機除外 +再循環サンプスクリーン B (A) 閉塞	3.6E-13	6%		○
大破断 LOCA +スプレイ注入 失敗 +低圧再循環失敗	3.0E-13	①格納容器スプレイ冷却器補出口 C/V 外側 隔離弁 013A (B) 開失敗 CCF +余熱除去冷却器補機冷却水出口弁 117A, B 開失敗	3.1E-14	11%	格納容器内 自然対流冷却	○
		②スプレイポンプ A (B) 試験による待機除外 +余熱除去冷却器補機冷却水出口弁 117A (B) 開失敗 +SI 信号, スプレイ信号 B (A) トレン共 通部 (計装部品) 故障	2.6E-14	9%		○
		③格納容器スプレイ冷却器出口 C/V 外側隔 離弁 013A (B) 開失敗 +余熱除去冷却器補機冷却水出口弁 117A (B) 開失敗 +SI 信号, スプレイ信号 B (A) トレン共通 部 (計装部品) 故障	2.0E-14	7%		○

【主要なカットセットに対する検討】

- 第1-3表により、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」については、炉心損傷頻度の約54%のカットセットを確認した。なお、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」は全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の割合が0.1%未満であり、全炉心損傷頻度に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。
- 「小破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗」、「中破断 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗」については、格納容器スプレイ再循環機能喪失の要因として、格納容器スプレイ冷却器に原子炉補機冷却水を通水する機器の故障や共通原因故障、格納容器スプレイポンプの試験による待機除外、格納容器スプレイ系に関する機器故障が主要なカットセットとして挙げられている。
- 「小破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗」、「中破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗」については、格納容器スプレイ注入機能喪失の要因として、格納容器スプレイ作動信号の発信失敗の共通原因故障、格納容器スプレイ系に関する機器故障や共通原因故障、格納容器スプレイポンプの試験による待機除外が主要なカットセットとして挙げられている。
- 「大破断 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」については、再循環機能喪失の要因として、格納容器スプレイ系に関する機器故障、余熱除去ポンプや格納容器スプレイポンプの試験による待機除外、余熱除去冷却器や格納容器スプレイ冷却器に原子炉補機冷却水を通水する機器の故障、再循環サンプスクリーンの閉塞が主要なカットセットとして挙げられている。
- 「大破断 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗」については、格納容器内除熱機能喪失の要因として、格納容器スプレイ系に関する機器の故障や共通原因故障、余熱除去冷却器に原子炉補機冷却水を通水する機器の故障、格納容器スプレイポンプの試験による待機除外、非常用炉心冷却設備作動信号（S信号）や格納容器スプレイ作動信号の発信失敗が主要なカットセットとして挙げられている。
- 本カテゴリー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原子炉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、格納容器スプレイ冷却器に原子炉補機冷却水を通水する弁の開操作失敗や格納容器スプレイ信号の発信失敗が支配的となっている。その場合でも、格納容器スプレイ系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	CDF (/年)	主要なカットセット	CDF (/年)	寄与 割合	対策	対策 有効性
ATWS	1.2E-08	①ベーシックソフトウェア CCF	7.1E-09	57%	共通要因故障対策 盤（自動制御盤） （ATWS 緩和設備）	○
		②原子炉トリップ遮断器開失敗 CCF	5.2E-09	42%		○

【主要なカットセットに対する検討】

○第 1-4 表より，事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」については炉心損傷頻度の約 99%のカットセットを確認した。なお，「原子炉停止機能喪失」は全炉心損傷頻度に占める割合が 0.1%未満であり，全炉心損傷頻度に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。

○本カテゴリー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，ベーシックソフトウェアの共通原因故障と原子炉トリップ遮断器の開失敗が主要因となっている。

炉心損傷防止対策としては，共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）が有効である。さらに，緊急ほう酸濃縮操作により，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	CDF (/年)	主要なカットセット	CDF (/年)	寄与 割合	対策	対策 有効性
小破断 LOCA + 高圧注入失敗	1.3E-06	①低温側注入ライン手動弁 065B (C) 閉塞	6.5E-07	50%	2 次冷却系強制冷却 による低圧注入	○
		②低温側注入ラインオリフィス 911 (912) 閉塞	2.5E-07	19%		○
		③低温側注入ラインオリフィス 01B (01C) 閉塞	2.5E-07	19%		○
中破断 LOCA + 高圧注入失敗	3.5E-08	①高圧注入ポンプ出口 C/V 内側連絡弁 061A 閉塞	1.7E-08	50%	2 次冷却系強制冷却 による低圧注入	○
		②ほう酸注入タンク循環ライン出口弁 145, 146 閉失敗 CCF	3.6E-09	10%		○
		③ほう酸注入タンク出口 C/V 外側隔離弁 036A, B 閉失敗 CCF	2.9E-09	8%		○
		④ほう酸注入タンク入口弁 032A, B 閉失 敗 CCF	2.9E-09	8%		○
大破断 LOCA + 低圧注入失敗	2.9E-09	①S 信号 A, B 両トレン失敗 CCF	5.2E-10	18%	無し	×
		②RHR ポンプ出口流量高信号 A, B 両ト レン CCF によるミニフローライン弁 601, 611 の誤開	5.2E-10	18%		×
		③燃料取替用水ビット閉塞	2.7E-10	9%		×
中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗	2.5E-11	①低温側配管注入ライン逆止弁 137B, C 開失敗 CCF	1.1E-11	43%	無し	×
		②低温側配管注入ライン逆止弁 134B, C 開失敗 CCF	1.1E-11	43%		×
		③蓄圧タンク B, C 閉塞	1.4E-12	5%		×
大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗	9.4E-09	①蓄圧タンク B (C) 閉塞	6.2E-09	66%	無し	×
		②蓄圧タンク出口電動弁 132B (C) 閉塞	1.9E-09	20%		×
		③蓄圧タンク出口逆止弁 134B (C) 開失敗	4.2E-10	4%		×

【主要なカットセットに対する検討】

- 第 1-5 表により，事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」については炉心損傷頻度の約 87% のカットセットを確認した。なお，「ECCS 注水機能喪失」については全炉心損傷頻度に占める割合が約 0.6% であり，全炉心損傷頻度に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。
- 本カテゴリーに含まれる事故シーケンスは，「中，小破断 LOCA+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，カットセットとして注入配管閉塞，高圧注入系の弁の共通原因故障が挙げられるが，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配管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，高圧注入や代替格納容器スプレイ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	CDF (/年)	主要なカットセット	CDF (/年)	寄与 割合	対策	対策 有効性
小破断 LOCA + 高圧再循環失敗	1.7E-07	①再循環自動切替許可操作 A, B 両トレン失敗 CCF	9.5E-08	56%	2 次冷却系強制冷却による 低圧再循環又は 代替再循環	○ ^{*1}
		②再循環切替診断失敗	5.9E-08	35%		○ ^{*2}
		③再循環サンプスクリーン A, B 閉塞 CCF	1.0E-08	6%		○ ^{*3}
中破断 LOCA + 高圧再循環失敗	5.3E-08	小破断 LOCA と同様				
大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗	1.7E-08	①再循環自動切替許可操作 A, B 両トレン失敗 CCF	9.5E-09	57%	代替再循環	○ ^{*1}
		②再循環切替診断失敗	5.9E-09	36%		○ ^{*2}
		③再循環サンプスクリーン A, B 閉塞 CCF	1.0E-09	6%		○ ^{*3}

※1：手動による再循環切替を実施することにより炉心損傷が防止できる可能性がある。

※2：代替再循環までの診断に成功すれば炉心損傷が防止できる可能性がある。

※3：RWSP 補給による注水継続等により炉心損傷が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】

- 第 1-6 表より、事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」については炉心損傷頻度の約 97% のカットセットを確認した。なお、「ECCS 再循環機能喪失」については全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の割合が約 0.1% であり、全炉心損傷頻度に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。
- 本カテゴリー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。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るが、ここでは再循環自動切替許可操作の失敗、再循環切替診断失敗、再循環サンプスクリーンの閉塞が支配的となっているが、その場合でも手動での再循環切替や 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できる可能性がある。
- 人的過誤については、LOCA が発生しているにもかかわらず、認知に失敗したまま長時間気づかない場合や操作に失敗したにもかかわらずその後の対応をとらないことは現実的には考えにくく、全炉心損傷頻度から見た場合、これらの炉心損傷頻度は非常に小さな値に抑えられているが、人的過誤については訓練等によりその発生確率の低減に努めていく。

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	全 CDF (/年)	主要なカットセット	CDF (/年)	寄与 割合	対策	対策 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	2.8E-07	①タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気主蒸 気ライン元弁 575A 閉止失敗	8.6E-08	31%	クールダウン アンド リサーキュレ ーション	○
		②タービンバイパス弁 500A～F 開失敗 +主蒸気安全弁 521B（522B）再閉止失敗	7.1E-08	25%		○
		③SGTR 事象診断過誤による破損 SG への給 水停止失敗 +主蒸気管破断	6.5E-08	23%		○
インターフェイス システム LOCA	3.0E-11	—	3.0E-11	100%	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】

- 第 1-7 表より，事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」については炉心損傷頻度の約 55%のカットセットを確認した。なお，「格納容器バイパス」については全炉心損傷頻度に占める炉心損傷頻度の割合が約 0.1%であり，全炉心損傷頻度に対して寄与割合の低い事故シーケンスグループである。
- 本カテゴリー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。
炉心損傷防止対策としては，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が有効である。

1.2 FV 重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認

(1) 実施内容

今回は、FV 重要度の高い基事象に対し、その基事象の発生に伴って生じる系統機能の喪失に重大事故等防止対策が有効か否かを定性的に考察した。

なお、今回の整理は定量的に評価した FV 重要度に対し、対策の有効性の観点で定性的な考察を加えたものであり、あくまで定性的な分析結果である。対策の有効性を定量的に把握する観点では、新たに講じた対策をモデル化した上で PRA を実施し、その結果を比較することが望ましいが、今回はプラント運転開始時の内部事象運転時レベル 1 PRA のみを定量的な検討材料として分析することとし、この確認を実施した。

(2) 選定条件

事故シーケンスグループ別に FV 重要度を分析し、その値が 10^{-2} を超える基事象について、重大事故等防止対策の対応状況を確認することとした。FV 重要度が小さい基事象は、重大事故等防止対策による対応が可能であったとしても、炉心損傷頻度の低減効果が小さいことから、事故シーケンスグループの支配的なリスク要因を網羅的に確認する範囲として、今回は 10^{-2} を基準とすることとし、 10^{-2} 以下の基事象については確認対象外とした。

(3) 確認結果

FV 重要度が 10^{-2} を超える基事象を確認したところ、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」、「全交流動力電源喪失」、「原子炉補機冷却機能喪失」、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「原子炉停止機能喪失」、「ECCS 注水機能喪失」、「ECCS 再循環機能喪失」、「格納容器バイパス」について、抽出されたすべての基事象に対して、定性的には何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

このことから、重大事故等対処設備による、内部事象を起因とした炉心損傷リスクへの対策の網羅性は 99%以上と整理できる。

事故シーケンスグループ別の確認結果は以下のとおり。

○2次冷却系からの除熱機能喪失

FV 重要度が 10^{-2} を超えるすべての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、補助給水ピット閉塞による水源喪失によるポンプ故障や補助給水ポンプ起動信号の発信失敗の共通原因故障が抽出された。これらに対しては、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が有効である。

○全交流動力電源喪失

FV 重要度が 10^{-2} を超えるすべての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、ディーゼル発電機の故障、ディーゼル発電機室空

調系の機能喪失，非常用高圧母線低電圧信号（UV 信号）の失敗が抽出された。これらに対しては，代替非常用発電機による電源確保が有効であり，2次冷却系強制冷却及び代替格納容器スプレイポンプを用いた炉心注水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

FV 重要度が 10^{-2} を超えるすべての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として，RCP シール LOCA の発生が抽出された。RCP シール LOCA に対しては，2次冷却系強制冷却及び代替格納容器スプレイポンプを用いた炉心注水により炉心損傷防止が可能である。

○原子炉格納容器の除熱機能喪失

FV 重要度が 10^{-2} を超えるすべての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として，格納容器スプレイ冷却器に原子炉補機冷却水を通水する弁の開失敗，格納容器スプレイ注入ライン上の弁の開失敗，格納容器スプレイポンプの試験による待機除外が抽出された。これらに対しては，格納容器スプレイ系を使用しない格納容器内自然対流冷却が有効である。

○原子炉停止機能喪失

FV 重要度が 10^{-2} を超えるすべての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として，ベーシックソフトウェアの共通原因故障，及び原子炉トリップ遮断器の開失敗の共通原因故障が抽出された。これらに対しては，共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS 緩和設備）により原子炉停止が可能である。

○ECCS 注水機能喪失

FV 重要度が 10^{-2} を超えるすべての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として，高圧注入ライン上の手動弁やオリフィスや電動弁の閉塞が抽出された。これらに対しては，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は別の系統の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。

○ECCS 再循環機能喪失

FV 重要度が 10^{-2} を超えるすべての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として，再循環自動切替許可操作の失敗や再循環切替診断失敗や再循環サンプスクリーン閉塞の共通原因故障が抽出された。これらに対しては，手動での再循環切替や RWSP 補給による注水継続や2次冷却系強制冷却及び低圧再循環又は代替再循環等の対策が有効である。

○格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA，蒸気発生伝熱管破損）

FV 重要度が 10^{-2} を超えるすべての基事象に何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

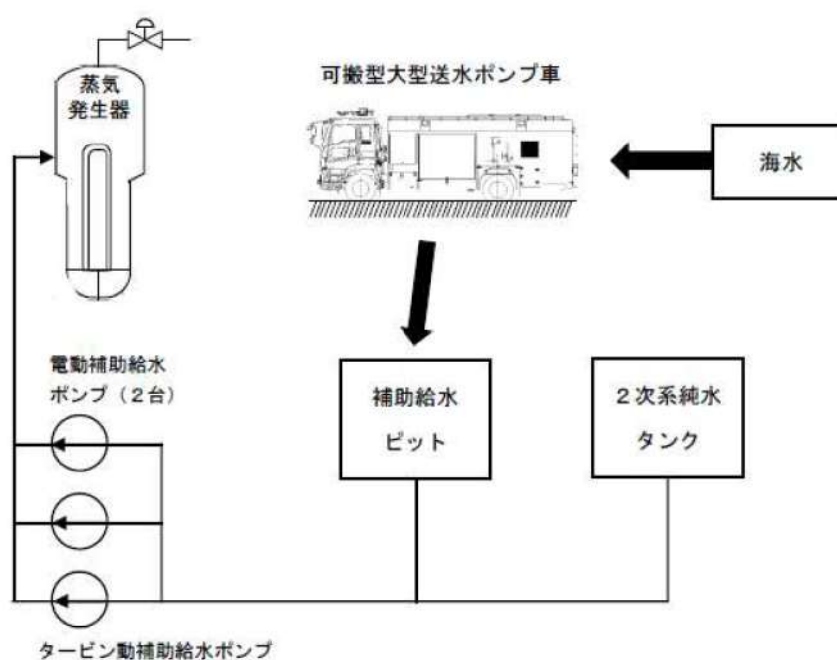
支配的な基事象として、蒸気発生器伝熱管破損後の破損側蒸気発生器の隔離失敗に係る基事象が抽出された。これらに対しては、ECCS 等を用いたクールダウンアンドリサーキュレーションが有効である。

補助給水ピット閉塞時の代替手段について

泊発電所3号炉における内部事象レベル1 PRAのうち、「2次冷却系からの除熱機能喪失」のシーケンスグループに属する各種事故シーケンスのカットセット分析を実施した結果、補助給水失敗に至る主なカットセットとして補助給水ピット閉塞の寄与割合が大きい結果となった。

これに対して、2次冷却系からの除熱機能喪失事象への炉心損傷防止対策であるフィードアンドブリードは補給水源として燃料取替用水ピットを使用することとしており、補助給水ピット閉塞も含めたすべての補助給水機能喪失事象に対して有効性を確認している。

また、泊発電所3号炉の補助給水ピットの閉塞に対しては、補助給水ポンプの機能が維持されているような場合には、給水源を2次系純水タンク等に切替えて給水を実施する手順を整備済である。



今回の PRA は重大事故等対処設備の有効性評価に係る事故シーケンスグループ等の選定を目的に実施したものであるが、結果の分析からは緩和機能喪失に至る主な要因も知見として得ることが可能であり、今後も自主的な安全性向上のための活動を継続していく中で、これらの知見を適宜活用していくことが重要であると考えている。

2. レベル 1.5PRA

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プラント損傷状態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。

(1) 選定条件

レベル 1.5PRA では炉心損傷時のプラント損傷状態（PDS）により、事故シーケンスをグループ化し、各 PDS 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 PDS 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 PDS を選定の後、当該 PDS 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 5 位までのカットセットを抽出し、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の対比について整理した（第 2-1 表参照）。

(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 PDS 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により格納容器破損防止対策が有効であることを確認した。

第 2-1 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 1.5PRA)

格納容器破損モード	格納容器破損モードごとの CFF (／年)	PDS	主要なカットセット	CFF (／年)	寄与割合	主要なカットセット上位 5 つの割合	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 (格納容器過圧破損)	2.0E-04	SED	補機冷却系喪失 RCP 封水 LOCA 発生	1.9E-04	95.1%	98.0%	代替格納容器スプレイによる格納容器循環ユニット内自然冷却	○
		TED	手動停止 SLCA1, B1 アプリケーションソフト CCF*1	2.1E-06	1.0%			○
		TED	手動停止 EFA, B アプリケーションソフト CCF*1	2.1E-06	1.0%			○
		TED	過渡事象 SLCA1, B1 アプリケーションソフト CCF*1	8.9E-07	0.4%			○
		TED	過渡事象 EFA, B アプリケーションソフト CCF*1	8.9E-07	0.4%			○
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	2.0E-06	SED	補機冷却系喪失 RCP 封水 LOCA 発生	2.0E-06	98.5%	99.4%	代替格納容器スプレイによる格納容器循環ユニット内自然冷却	○
		TED	手動停止 SLCA1, B1 アプリケーションソフト CCF*1	6.5E-09	0.3%			○
		TED	手動停止 EFA, B アプリケーションソフト CCF*1	6.5E-09	0.3%			○
		SED	補機冷却系喪失 加圧器安全弁 056 閉失敗	2.9E-09	0.1%			○
		SED	補機冷却系喪失 加圧器安全弁 057 閉失敗	2.9E-09	0.1%			○
高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱	2.1E-06	SED	補機冷却系喪失 RCP 封水 LOCA 発生	2.0E-06	96.7%	98.1%	加圧器逃がし弁開放による 1 次冷却系強制減圧	○
		TEI	手動停止 補助給水ピット 閉塞	8.0E-09	0.4%			○
		TEI	手動停止 RT1 アプリケーションソフト CCF*2	6.5E-09	0.3%			○
		TED	手動停止 SLCA1, B1 アプリケーションソフト CCF*1	6.5E-09	0.3%			○
		TED	手動停止 EFA, B アプリケーションソフト CCF*1	6.5E-09	0.3%			○
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	1.3E-09	AEW	中破断 LOCA 低温再循環自動切替信号許可 (A), (B) 操作器 操作失敗 CCF	2.9E-10	22.4%	58.9%	(格納容器耐力にて健全性を維持可能)	○
		AEW	中破断 LOCA 運転員 LOCA 診断失敗	1.8E-10	14.1%			○
		AEI	中破断 LOCA 電動弁 061A 閉塞	1.3E-10	10.2%			○
		AEW	大破断 LOCA 低温再循環自動切替信号許可 (A), (B) 操作器 操作失敗 CCF	9.4E-11	7.3%			○
		SEI	小破断 LOCA 手動弁 065B 閉塞	6.5E-11	5.0%			○
水素燃焼	6.8E-08	TEI	手動停止 補助給水ピット 閉塞	1.5E-08	21.7%	64.8%	原子炉格納容器内水素処理装置	○
		TEI	手動停止 RT1 アプリケーションソフト CCF*2	1.2E-08	17.6%			○
		TEI	過渡事象 補助給水ピット 閉塞	6.2E-09	9.1%			○
		TEI	2 次冷却系の破断 運転員 2 次系破断の発生 診断失敗	6.1E-09	8.9%			○
		TEI	過渡事象 RT1 アプリケーションソフト CCF*2	5.1E-09	7.4%			○
溶融炉心・コンクリート相互作用	1.8E-06	SED	補機冷却系喪失 RCP 封水 LOCA 発生	2.2E-07	11.9%	48.1%	代替格納容器スプレイによる代替格納容器スプレイ	○
		TEI	手動停止 補助給水ピット 閉塞	1.9E-07	10.1%			○
		TED	手動停止 SLCA1, B1 アプリケーションソフト CCF*1	1.6E-07	8.9%			○
		TED	手動停止 EFA, B アプリケーションソフト CCF*1	1.6E-07	8.9%			○
		TEI	手動停止 RT1 アプリケーションソフト CCF*2	1.5E-07	8.2%			○

※ SLCA1, B1: 安全系現場制御監視盤 EFA, B: 工学的安全施設作動盤 RT1: 原子炉安全保護盤 RT1
いずれも信号を各補機に伝える際に介する盤であり、CCF による盤の多重故障及び各補機の作動失敗をモデル化している
※1 補助給水失敗, 格納容器スプレイ注入失敗にあたる
※2 補助給水失敗にあたる

○雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

第 2-2 表 格納容器破損モードごとの主要なカットセット
（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））

主要なカットセット	事故シーケンス	CFP (/年)	寄与割合	格納容器破損 防止対策	対策の 有効性
補機冷却系喪失 RCP 封水 LOCA 発生	補機冷却水の喪失 + 1 次冷却材ポンプ封水 LOCA	1.9E-04	95.1%	代替格納容器スプレイ ポンプによる代替格納 容器スプレイ + 格納容器再循環ユニ ットによる格納容器内 自然対流冷却	○
手動停止 SLCA1, B1 アプリケーションソフト CCF	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	4.6E-06	2.2%		○
手動停止 EFA, B アプリケーションソフト CCF					○
過渡事象 SLCA1, B1 アプリケーションソフト CCF	過渡事象 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	1.9E-06	0.9%		○
過渡事象 EFA, B アプリケーションソフト CCF				○	

【主要なカットセットに対する検討】

主要なカットセットは、原子炉補機冷却機能喪失時の RCP シール LOCA 及び 2 次冷却系からの除熱機能喪失におけるアプリケーションソフトの共通原因故障による補助給水系の失敗である。（第 2-2 表参照）

原子炉補機冷却機能喪失では ECCS, 制御用空気系（IAS）等の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。

これらに対しては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により、格納容器過圧破損の防止が可能である。

○雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

第2-3表 格納容器破損モードごとの主要なカットセット
（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））

主要なカットセット	事故シーケンス	CFP (/年)	寄与割合	格納容器破損 防止対策	対策の 有効性
補機冷却系喪失 RCP 封水 LOCA 発生	補機冷却水の喪失 + 1次冷却材ポンプ封水 LOCA	2.0E-06	98.5%	代替格納容器スプレイ ポンプによる代替格納 容器スプレイ + 格納容器再循環ユニ ットによる格納容器内 自然対流冷却	○
手動停止 SLCA1, B1 アプリケーションソフト CCF	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	1.4E-08	0.7%		○
手動停止 EFA, B アプリケーションソフト CCF					○
補機冷却系喪失 加圧器安全弁 056 閉失敗	補機冷却水の喪失 + 加圧器逃がし弁・安全弁 LOCA	8.8E-09	0.4%		○
補機冷却系喪失 加圧器安全弁 057 閉失敗				○	

【主要なカットセットに対する検討】

主要なカットセットは、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におけるアプリケーションソフトの共通原因故障による補助給水系の失敗及び原子炉補機冷却機能喪失時の加圧器逃がし弁 LOCA である。（第2-3表参照）

原子炉補機冷却機能喪失では ECCS、制御用空気系（IAS）等の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。

これらに対しては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により、格納容器過温破損の防止が可能である。

○高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

第 2-4 表 格納容器破損モードごとの主要なカットセット
(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

主要なカットセット	事故シーケンス	CFP (/年)	寄与割合	格納容器破損 防止対策	対策の 有効性
補機冷却系喪失 RCP 封水 LOCA 発生	補機冷却水の喪失 + 1 次冷却材ポンプ封水 LOCA	2.0E-06	96.7%	加圧器逃がし弁開放に よる 1 次冷却系強制減 圧	○
手動停止 補助給水ピット 閉塞	手動停止 + 補助給水失敗	2.2E-08	1.1%		○
手動停止 RT1 アプリケーションソフト CCF					○
手動停止 SLCA1, B1 アプリケーションソフト CCF	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	1.4E-08	0.7%		○
手動停止 EFA, B アプリケーションソフト CCF				○	

【主要なカットセットに対する検討】

主要なカットセットは、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（補助給水ピット閉塞、アプリケーションソフトの共通原因故障）が支配的である（第 2-4 表参照）。

これらに対し、加圧器逃がし弁開放による 1 次冷却系強制減圧により、本破損モードの格納容器破損の防止が可能である。

○原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

第 2-5 表 格納容器破損モードごとの主要なカットセット
(原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)

主要なカットセット	事故シーケンス	CFP (/年)	寄与割合	格納容器破損 防止対策	対策の 有効性
中破断 LOCA 低温再循環自動切替信号許可 (A) , (B) 操作器 操作失敗 CCF	中破断 LOCA + 高压再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	5.1E-10	39.5%	(格納容器耐力にて 健全性を維持可能)	○
中破断 LOCA 運転員 LOCA 診断失敗					○
中破断 LOCA 電動弁 061A 閉塞	中破断 LOCA + 高压注入失敗	2.4E-10	18.1%		○
大破断 LOCA 低温再循環自動切替信号許可 (A) , (B) 操作器 操作失敗 CCF	大破断 LOCA+ 低压再循環失敗 + 高压再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	1.6E-10	12.6%		○
小破断 LOCA 手動弁 065B 閉塞	小破断 LOCA+ 高压注入失敗	2.6E-10	20.0%		○

【主要なカットセットに対する検討】

主要なカットセットは、中破断 LOCA 時における低温再循環自動切替信号許可操作失敗、診断失敗、注入ラインの閉塞、大破断 LOCA 時における低温再循環自動切替信号許可操作失敗及び小破断 LOCA 時における注入ラインの閉塞である（第 2-5 表参照）。

水蒸気の発生に必要となる原子炉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カスパイクの際にも原子炉格納容器健全性を確保できる。

○水素燃焼

第 2-6 表 格納容器破損モードごとの主要なカットセット
(水素燃焼)

主要なカットセット	事故シーケンス	CFP (/年)	寄与割合	格納容器破損 防止対策	対策の 有効性
手動停止 補助給水ピット 閉塞	手動停止 + 補助給水失敗	4.1E-08	60.7%	原子炉格納容器内 水素処理装置	○
手動停止 RT1 アプリケーションソフト CCF					○
過渡事象 補助給水ピット 閉塞	過渡事象 + 補助給水失敗	1.7E-08	25.6%		○
過渡事象 RT1 アプリケーションソフト CCF					○
2次冷却系の破断 運転員 2次系破断の発生 診断失敗	2次冷却系の破断+補助給水失敗	6.1E-09	9.0%		○

【主要なカットセットに対する検討】

主要なカットセットは、2次冷却系からの除熱機能喪失における補助給水失敗（補助給水ピット閉塞、アプリケーションソフトの共通原因故障）、2次冷却系の破断（診断失敗）が支配的である（第 2-6 表参照）。

これらに対し、原子炉格納容器内水素処理装置により、本破損モードの格納容器破損の防止が可能である。

○溶融炉心・コンクリート相互作用

第 2-7 表 格納容器破損モードごとの主要なカットセット
(溶融炉心・コンクリート相互作用)

主要なカットセット	事故シーケンス	CFP (/年)	寄与割合	格納容器破損 防止対策	対策の 有効性
補機冷却系喪失 RCP 封水 LOCA 発生	補機冷却水の喪失 + 1 次冷却材ポンプ封水 LOCA	2.2E-07	11.9%	代替格納容器スプレイ ポンプによる代替格納 容器スプレイ	○
手動停止 補助給水ピット 閉塞	手動停止 + 補助給水失敗	5.2E-07	28.4%		○
手動停止 RT1 アプリケーションソフト CCF					○
手動停止 SLCA1, B1 アプリケーションソフト CCF	手動停止 + 補助給水失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	3.6E-07	19.3%		○
手動停止 EFA, B アプリケーションソフト CCF					○

【主要なカットセットに対する検討】

主要なカットセットは、原子炉補機冷却機能喪失時の RCP シール LOCA 及び 2 次冷却系からの除熱機能喪失における補助給水失敗（補助給水ピット閉塞、アプリケーションソフトの共通原因故障）である（第 2-7 表参照）。

これらに対し、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイにより、溶融炉心の落下までに格納容器下部への注水により溶融炉心の冷却に十分な水量及び水位を確保、且つ溶融炉心の落下後の崩壊熱を十分に上回る流量で注水することにより、本破損モードの格納容器破損の防止が可能である。

3. 停止時レベル1 PRA

3.1 主要なカットセットに照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認

各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炉心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 PRA 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炉心損傷防止対策の整備状況等を第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、整備された炉心損傷防止対策により炉心損傷防止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（崩壊熱除去機能喪失）

事故シーケンス	CDF (／炉年)	主要なカットセット	CDF (／炉年)	寄与割合	対策	対策有効性
余熱除去機能喪失	3.6E-05	—	3.6E-05	100%	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水	○
外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗	1.1E-05	①余熱除去系起動の診断失敗	1.0E-05	96.5%		○
		②余熱除去ポンプA、B起動操作失敗 CCF	1.7E-07	2%		○
		③制御用空気圧縮機A起動失敗	2.7E-08	0.3%		○
		④原子炉補機冷却水ポンプA起動失敗	2.7E-08	0.3%		○
		⑤原子炉補機冷却水ポンプB起動失敗	2.7E-08	0.3%		○
原子炉補機冷却機能喪失	1.4E-05	—	1.4E-05	100%		○

【主要なカットセットに対する検討】

- 本カテゴリー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回復失敗又は原子炉補機冷却機能喪失によって炉心損傷に至る事故シーケンスである。
- 「外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗」については、緩和設備として余熱除去系にのみ期待していることから、余熱除去系起動に関する人的過誤が主要なカットセットとして挙げられている。
炉心損傷防止対策としては、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水により、炉心損傷防止が可能である。

第 3-2 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（全交流動力電源喪失）

事故シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合	対策	対策有効性
外部電源喪失 + 非常用所内 交流電源喪失	1.4E-05	①防火兼手動ダンパ 401A 戻し忘れ	3.4E-06	24%	代替非常用 発電機 + 代替格納容器 スプレイポンプ による炉心注水	○
		②防火兼手動ダンパ 404A 戻し忘れ	3.4E-06	24%		○
		③防火兼手動ダンパ 405A 戻し忘れ	3.4E-06	24%		○
		④ディーゼル発電機 A 継続運転失敗	7.8E-07	5%		○
		⑤ディーゼル発電機 A 起動失敗	5.1E-07	4%		○

【主要なカットセットに対する検討】

- 本カテゴリー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炉心損傷に至る事故シーケンスである。
- 「外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失」では、全交流動力電源が喪失する要因として、ディーゼル発電機に関する人的過誤、ディーゼル発電機の故障が主要なカットセットとして挙げられている。

炉心損傷防止対策としては、代替格納容器スプレイポンプ及び代替非常用発電機による炉心注水が有効である。

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

事故 シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	対策	対策 有効性
原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失	5.1E-04	—	5.1E-04	100%	充てんポンプ	○
水位維持失敗	8.2E-06	—	8.2E-06	100%		○
オーバードレン	8.2E-06	—	8.2E-06	100%		○

【主要なカットセットに対する検討】

○本カテゴリー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原子炉冷却材の流出が発生する事象である。

炉心損傷防止対策としては、充てんポンプ等による RCS 保有水確保が有効である。

第 3-4 表 事故シーケンスごとの主要なカットセット（反応度の誤投入）

事故 シーケンス	CDF (/炉年)	主要なカットセ ット	CDF (/炉年)	寄与 割合	対策	対策 有効性
反応度の誤投入	3.1E-08	—	3.1E-08	100%	純水注入 停止操作	○

【主要なカットセットに対する検討】

○本カテゴリーに含まれる事故シーケンスは，反応度の誤投入によって炉心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炉心損傷防止対策が可能である。

3.2 FV 重要度に照らした重大事故等防止対策の対応状況の確認

FV 重要度が 1.0×10^{-3} ^{※1} を超える基事象に対して、有効性評価で考慮している対策が有効であるかを検討し、その大部分について有効となることを確認した。

FV 重要度が 1.0×10^{-3} を超える基事象を確認したところ、抽出されたすべての基事象に対して、定性的には何らかの重大事故等防止対策が有効であることを確認した。

支配的な基事象として、余熱除去系起動に関する人的過誤やディーゼル発電機に関する人的過誤が抽出された。これらに対しては、代替格納容器スプレイポンプ及び代替非常用発電機による炉心注水が有効である。

※1 内部事象停止時 PRA における FV 重要度は、個々の事故シーケンスの事故進展や対策に大きな差異がないことから、全炉心損傷頻度に対する分析を実施した。その際、全炉心損傷頻度に対する個々の事故シーケンスグループの寄与割合も考慮し、内部事象運転時レベル 1 PRA よりも一桁小さい 1.0×10^{-3} を基準として、それを超える基事象について抽出を実施した。

格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由について

「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」の第37条2-1では必ず想定する格納容器破損モードの1つとして格納容器直接接触（シェルアタック）を指定している。

一方、有効性評価ガイドに基づき、格納容器破損モード抽出のため個別プラント評価として実施した、泊発電所3号炉の内部事象運転時レベル1.5PRAでは、格納容器直接接触を格納容器破損モードの評価対象から除外している。以下に、除外理由の詳細を示す。

○格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由

有効性評価ガイドにおける、「格納容器直接接触（シェルアタック）」の現象の概要は以下のとおりである。

【審査ガイドの記載】

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。

・シェルアタックについて

シェルアタックについては、NUREG/CR-6025^[1]において、BWR Mark-I型格納容器に対する検討が実施されている。BWR Mark-I型格納容器におけるシェルアタックのメカニズムは次のとおり。

炉心損傷後、原子炉圧力容器底部から流出した溶融炉心は格納容器下部に落下する。この時、BWR Mark-I型格納容器は格納容器下部に切れ込み（図1）があるため、溶融炉心が格納容器下部床面に広がった場合、溶融炉心が切れ込みから格納容器下部の外側に流出して格納容器の壁面（金属製のライナー部分）に接触する可能性（図2）がある。

この事象は、格納容器の構造上、BWR Mark-I型格納容器特有である。

・内部事象運転時レベル1.5PRAの格納容器破損モードから除外する理由

PWRプラントである泊発電所3号炉の格納容器は、図3に示すとおり、原子炉格納容器が大きく、原子炉下部キャビティに落下したデブリが、原子炉格納容器壁面へ流れない構造である。

したがって、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ことから，内部事象運転時レベル1.5PRAの対象から除外した。

なお，同様の理由により，有効性評価の対象からも除外している。

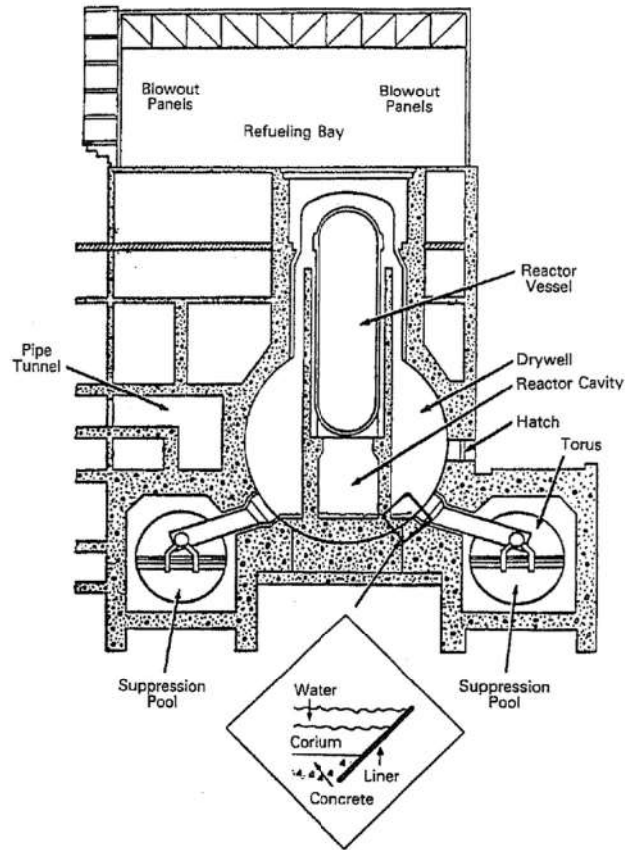


図1 BWR Mark-I型格納容器におけるシェルアタックのイメージ
(側面図) [1]

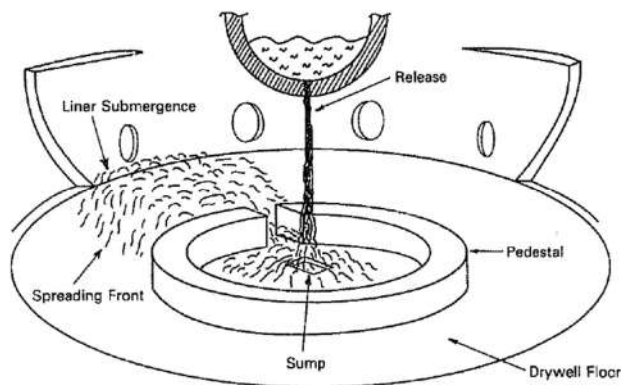


図2 BWR Mark-I型格納容器における溶融炉心の
格納容器下部外側への流出のイメージ [1]

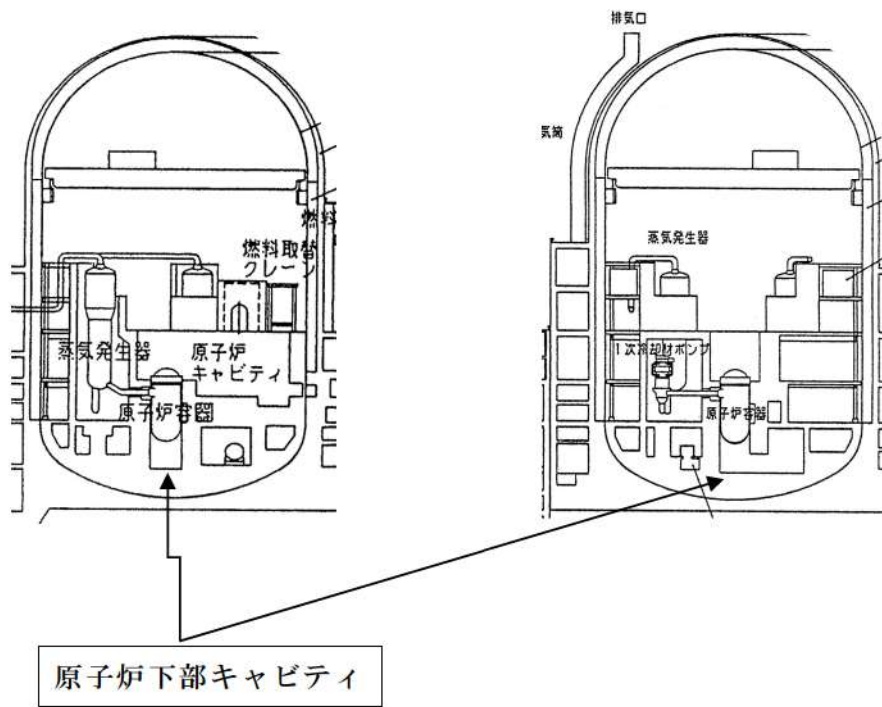


図3 泊発電所3号炉の原子炉下部キャビティ

参考文献

- [1] NUREG/CR-6025, The Probability of MARK-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1993)

gモード（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）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 1.5PRA 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（TI-SGTR）が想定される。

TI-SGTR 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PWR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 SG 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 RCS 圧力の低減並びに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 SG 伝熱管負荷が減少すれば、高温側配管、サージ配管、RV より先に SG 伝熱管が破損することはない。
- ・RCP シール漏えいにより RCS 圧力が低下し、SG 伝熱管負荷が減少するため、高温側配管、サージ配管、RV より先に SG 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、SG 伝熱管外面がウェット状態に維持され、RCS 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 1.5PRA の定量化結果では TI-SGTR による格納容器破損頻度（CFF）は 6.3×10^{-8} （/炉年）であり全 CFF への寄与も 0.03% 程度である。

レベル 1 PRA 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、TI-SGTR が発生する可能性は非常に小さい。

【TI-SGTR 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、TI-SGTRの発生回避を図ることが可能である。仮に、TI-SGTRが発生した場合には破損SG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

内部事象運転時レベル 1.5PRA 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. 格納容器隔離失敗確率の参考文献

米国の格納容器隔離機能の信頼性を検討した文献（NUREG/CR-4220^[1]）では、隔離失敗による大規模漏えい事象の発生確率として 5×10^{-3} を算出している。この値は、米国 NRC の LER（Licensee Event Report）データベース（1965 年～1983 年）から大規模漏えいに至る事象を 4 件抽出、事象継続時間を 1 年として、運転炉年（740 炉年）に対する割合として求められたものである。抽出された 4 件は、手順の問題や運転員の操作ミスの結果生じる格納容器の破損を含む事象であり、表 1 のとおりである。

なお、この 4 件以外にもエアロック開放に関する事象が 75 件抽出されているが、これらの事象の継続時間は数時間程度までである。事象継続時間を保守的に 4 時間と設定して、これらの事象による隔離失敗確率を算出すると 5×10^{-5} 程度となると報告されており、 5×10^{-3} に比較して十分小さい値である。

表 1 大規模漏えいとして抽出された事象（NUREG/CR-4220）

Reactor	Year	Event
Oconee 1	1973	Isolation Valves Open
San Onofre 1	1977	Holes in Containment
Palisades	1979	By-pass Valves Open
Surry 1	1980	Holes in Containment

実プラントで想定される格納容器からの漏えい経路は 2. に示すとおりであり、NUREG/CR-4220 で報告されている漏えい経路と同様と考え、格納容器隔離失敗の発生確率として LER データベースに基づく値を使用することとした。

2. 実プラントで想定される格納容器隔離失敗の経路

実プラント（泊 3 号炉）で想定される格納容器隔離失敗は、機械的破損及び人的過誤による隔離機能喪失であり、以下に示すとおりである。

(1) 機械的破損による隔離機能喪失

a) 格納容器貫通部からの漏えい

原子炉格納容器の電気配線貫通部や配管貫通部が破損している場合には、格納容器内雰囲気漏えいする可能性がある。

b) 格納容器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のシール部又は溶接部が破損している場合には，格納容器内雰囲気漏えいする可能性がある。

c) 格納容器隔離弁からの漏えい

格納容器給気系等の隔離弁に異常な漏えいがある場合には，アニュラス部，補助建屋等に格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

d) 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等の格納容器内雰囲気と連通している部分のバウンダリが破損する場合には，格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

(2) 人的過誤による隔離機能喪失

a) 漏えい試験配管からの漏えい

定期点検時の格納容器漏えい試験の後に，試験配管フランジの復旧忘れ等がある場合には，格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

b) 燃料移送管からの漏えい

燃料取替の後に，燃料移送管のフランジカバー，隔離弁の復旧忘れ等がある場合には，格納容器内雰囲気が漏えいする可能性がある。

内部事象運転時レベル 1.5PRA 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 1.1×10^{-6} (／炉年) と全 CFF への寄与は約 0.5% 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。

なお，「格納容器隔離失敗」については，定期事業者検査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を実施していること，現状の運転管理として原子炉格納容器内の圧力を日常的に監視しているほか，原子炉格納容器圧力について 12 時間に 1 回確認する運用となっており，エアロック開放時には警報発信により速やかに検知可能であること，事故時において格納容器隔離信号発信時には隔離弁の閉止状態を運転員が確認する手順となっていること等により，人的過誤による発生確率は極めて小さいと考えられる。

3. 最近の米国の格納容器隔離失敗実績に関する参考文献

(1) 最近の隔離失敗実績調査

内部事象運転時レベル 1.5PRA で適用した格納容器隔離失敗確率の文献 (NUREG/CR-4220) では，1983 年までのデータを基にしている。ここでは，最近の

実績調査例として、米国の漏えい率試験間隔延長に関するリスク影響評価の報告書^[2]（EPRI 報告書）の調査例を示す。

EPRI 報告書では、総合漏えい率試験（ILRT：Integrated Leak Rate Test）間隔を 15 年に延長することのリスク影響を評価しており、2007 年時点までの ILRT データを調査している。この報告書では大規模漏えいに至る漏えいとして、設計漏えい率の 35 倍を基準としているが、大規模漏えいに至る隔離機能喪失事象の実績は 0 件となっている。

なお、設計漏えい率の 10 倍より大きい漏えい事象として表 2 に示す 3 件が抽出されている。

表 2 EPRI 報告書で抽出された比較的大きな漏えい事象^[2]

Date	Plant	Cause
Aug-84	不明	記載なし
Jun-85	不明	記載なし
Dec-90	Dresden 2 BWR Mark I	ILRT 中に発見された 真空破壊装置の漏えい

EPRI 報告書では、大規模漏えいに至る事象実績を ILRT 試験数で除することで隔離機能喪失の確率を概算している。すなわち、大規模漏えいに至る事象実績 0 件（計算上 0.5 件としている）を ILRT 試験数 217 件で除すると隔離機能喪失の確率は 0.0023（ $0.5/217=0.0023$ ）となる。この値は、NUREG/CR-4220 で評価された格納容器隔離失敗確率の 5×10^{-3} よりも小さい値となっており、EPRI 報告書の結果を考慮しても NUREG/CR-4220 の評価結果を適用することは妥当であると考えられる。

(2) 最近の隔離失敗実績を用いた感度解析

β モードは大規模漏えいに至る格納容器隔離失敗を対象としているが、EPRI 報告書による最近の格納容器隔離失敗実績の確認からは大規模漏えい事例は抽出されなかったことから、原子炉格納容器の隔離失敗件数が 0 件として β モードによる格納容器破損頻度の感度評価を行った。

EPRI データは複数のデータを組み合わせしており、調査対象としたプラントの範囲が不明確であることから、正確な運転期間は不明である。したがって、概略評価として隔離失敗件数を ILRT 実施回数（217 件）^{注)} で割ることで隔離失敗確率を算出した。

その結果、算出した CFF は 5.3×10^{-7} （/炉年）となり、今回の内部事象運転時レベル 1.5PRA の評価結果（ 1.1×10^{-6} （/炉年））と比較してもその値は小さく、格納容器破損モード及び評価事故シーケンスの選定に影響を及ぼすものではないと考える。

注) 217 件は本文献に記載の件数であるが、米国原子力産業界においては保守的

に見積もっても 400 件以上の ILRT が実施されている。

(算出式)

格納容器隔離失敗確率は発生実績 0 件（計算上は 0.5 件として取り扱う）を ILRT 実施回数で除して算出する。さらに、泊 3 号炉の炉心損傷頻度 (2.3×10^{-4} (／炉年)) に格納容器隔離失敗確率を乗じて β モードによる格納容器破損頻度を算出した。

- ・ 原子炉格納容器の隔離失敗確率： $0.5 / 217 = 0.0023$
- ・ β モードによる格納容器破損頻度： $2.3 \times 10^{-4} \times 0.0023 = 5.3 \times 10^{-7}$ (／炉年)

参考文献

- [1] U.S.NRC, Reliability Analysis of Containment Isolation Systems, NUREG/CR-4220
- [2] EPRI, Risk Impact Assessment of Extended Integrated Leak Rate Testing Intervals, Revision 2-A of 1009325, Final Report, October 2008

αモード（原子炉容器内の水蒸気爆発）の
格納容器破損モードからの除外理由について

本破損モードは溶融炉心が原子炉容器下部プレナムの冷却水中に落下する際に水蒸気爆発が発生し、その衝撃により発生する原子炉容器構造物破損物がミサイルとなって原子炉格納容器を破損する事象を想定したものである。

αモードについては学会標準及び NUREG に以下の記載があり、米国での研究において発生頻度は非常に低いと評価されている。米国ウエスチングハウス社プラントと構造の類似している国内 PWR でも、同様にαモード破損は無視し得ると考えられる。

- 日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 2 PSA 編）：2008」

【学会標準 解説 7.4.1 項(a) 抜粋】

原子炉（圧力）容器内水蒸気爆発については、水蒸気爆発による衝撃波そのもので原子炉（圧力）容器下部壁が破損する場合と原子炉（圧力）容器下部プレナム内で発生した水蒸気爆発によって水スラグが原子炉（圧力）容器上部構造物を衝撃破損する場合が想定され、どちらにおいても原子炉（圧力）容器構造部破損物がミサイルとなって原子炉格納容器バウンダリが破損する可能性がある。WASH-1400 の評価においては、特に、後者がαモード破損として、早期格納容器破損モード破損として指摘され、これによって水蒸気爆発の研究が促進された。現在、これらの研究に基づき、αモード破損はリスクの観点からは解決されていると、ほとんどの専門家が認識している。

- NUREG

SERG-1（NUREG-1116）及び SERG-2（NUREG-1524）において、米国での専門家による評価では、αモード破損はリスクの観点から無視するという結論が得られている。その根拠として挙げられたものは次のとおりである。^{注)}

- ① 水蒸気爆発に関与する溶融燃料の質量が限られる（溶融炉心の下部プレナムへの大量同時落下が起きにくい）。
- ② 低圧で溶融燃料と飽和水が混合した場合にはボイド率が大きくなり、水が枯渇化することにより溶融燃料－冷却材相互作用の発生エネルギーが抑制される。
- ③ 高圧のときには、粗混合から水蒸気爆発へのトリガが起きにくい。
- ④ 原子炉容器下部ヘッド内で粗混合領域全体が一斉に伝播爆発することが物理的に起きにくい。
- ⑤ 機械エネルギーへの変換を阻害するいくつかの要因（原子炉容器内構造物によ

るエネルギー吸収等)がある。

この結論は 1997 年の水蒸気爆発に係る専門家会議 (OECD 主催) においても, 変更不要であることが確認されており, 米国 NRC は原子炉容器内での FCI から水蒸気爆発に至り原子炉格納容器が破損する事象 (α モード破損) について, これまでの専門家による検討結果では発生可能性は非常に低く, 問題は解決済と位置づけている。

注) 日本原子力学会, シビアアクシデント熱流動現象評価, 平成 13 年 3 月

また, レベル 1.5PRA の定量化結果として CFF は 1.7×10^{-9} (／炉年) と全 CFF への寄与は約 0.0008% 程度と極めて小さいことから, 当該破損モードを格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする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。

ライナーアタックについて

格納容器直接接触（シェルアタック）は、BWR マーク I 型プラント特有の現象と考えられ、NUREG/CR-6025 においては、ライナーアタックと言われている。

一方、泊 3 号炉の鋼製格納容器では構造の相違からシェルアタックの発生の可能性はないが、溶融炉心が原子炉格納容器の構造材に接触し侵食する事象について以下のとおり整理した。

1. 原子炉容器圧力が高圧時

原子炉格納容器の破損の防止に係る重大事故等対策として、加圧器逃がし弁を強制開とし、1 次冷却系の強制減圧を図り溶融炉心の分散放出を抑制することが可能である。

2. 原子炉容器圧力が低圧時

原子炉容器が低圧状態で損傷すると、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下するものの、ライナー上部のコンクリートにより格納容器直接接触を防止することができる。

また、この事象に対しては、重大事故等対策として代替格納容器スプレイポンプにより溶融炉心落下前に原子炉下部キャビティに注水すること、溶融炉心落下以降も注水を継続することにより溶融炉心を冷却し、コンクリート侵食の防止が可能である。

格納容器破損防止対策の評価事故シーケンスの選定について
(補足)

レベル 1.5PRA の知見を活用した格納容器破損防止対策に係る評価事故シーケンスの選定方法としては、第 1 ステップとして格納容器破損モードごとに結果が厳しくなると判断されるプラント損傷状態 (PDS) を選定し、第 2 ステップにて選定された PDS の中から結果が厳しくなると判断される格納容器破損シーケンスを評価事故シーケンスとして選定している。なお、評価事故シーケンスの選定においてはアクシデントマネジメント策や重大事故対策等を考慮しない PRA モデルを用いている。以下に、評価事故シーケンスの絞込みに際しての考え方を示す。

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)

a. 評価対象 PDS の選定方法

原子炉格納容器への負荷 (圧力) 及び事故進展の観点から抽出するが、以下の点から、AED が最も厳しい PDS となる。

- ・破断規模の大きい大破断 LOCA (A**) が、原子炉格納容器内の圧力上昇及び事故進展が厳しい。
- ・ウェット状態 (**W) は ECCS 又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への注水があり、注水時には原子炉格納容器内の圧力上昇は抑制されることから、ドライ状態 (**D) が原子炉格納容器内の圧力上昇について厳しい。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象 PDS である AED のうち、破断規模が大きいほうが事故進展が早くなることから、①大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗シーケンスを選定している。

評価対象 PDS : AED

①大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗

②中破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗

(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)

a. 評価対象 PDS の選定方法

原子炉格納容器への負荷 (温度) の観点から抽出するが、以下の点から、TED が最も厳しい PDS となる。

- ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。

- ・RV 破損時に高圧で溶融炉心が原子炉格納容器内に分散し、溶融炉心の表面積が大きくなり溶融炉心から原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなる小破断 LOCA (S**), 過渡事象 (T**) が原子炉格納容器内の温度上昇について厳しくなる。
- ・また、補助給水による冷却がない (T**) が原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象 PDS である TED のうち、1 次冷却材圧力が高圧で原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、溶融炉心からの加熱により放出ガスが高温になる事故シーケンスを選定する。

全交流動力電源喪失により加圧器逃がし弁が機能喪失すると、加圧器安全弁設定圧力まで 1 次冷却系が高圧になり、溶融炉心が原子炉格納容器内に分散しやすくなることから、①全交流動力電源喪失シーケンスを選定している。なお、有効性評価においては、加圧器逃がし弁の復旧を考慮し、その機能に期待しているが、加圧器逃がし弁による減圧開始時点においても 1 次冷却材圧力が高圧に維持される①全交流動力電源喪失シーケンスが最も厳しい。さらに、事故進展を早める観点から、補助給水失敗の重畳を考える。

評価対象 PDS：TED

- ①外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失
- ②手動停止＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ③過渡事象＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ④主給水流量喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ⑤原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗
- ⑥ATWS＋格納容器スプレイ注入失敗
- ⑦2 次冷却系の破断＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ⑧外部電源喪失＋補助給水失敗＋格納容器スプレイ注入失敗
- ⑨2 次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗＋格納容器スプレイ注入失敗

<補足説明>

- ・①は全交流動力電源喪失により加圧器逃がし弁が機能喪失し、加圧器安全弁設定圧力まで 1 次冷却材圧力が高圧となる。なお、①は補助給水失敗（タービン動補助給水失敗）となっていないが、仮に補助給水成功であっても最終的に直流電源枯渇による制御不能によりタービン動補助給水停止に至ると考えている。
- ・②，③，④，⑦，⑧，⑨は過渡事象等の事故シーケンスであって、加圧器逃がし弁は一般に使用可能であり 1 次冷却材圧力が高圧になっても加圧器逃がし弁設定圧程度と考えられることから①に包絡される。なお、⑧は起因事象が外部電源喪失

失であるが非常用所内交流電源の確立に成功したシーケンスであり、全交流動力電源喪失ではなく加圧器逃がし弁は使用可能である。

- ・ ⑤は原子炉補機冷却機能喪失により加圧器逃がし弁が機能喪失する。しかし、①も全交流動力電源喪失により原子炉補機冷却機能が喪失する事故シーケンスであり評価事故シーケンスでは補助給水失敗を考慮するため、⑤は①に包絡される。また、頻度の観点からも⑤が CDF で 1.1×10^{-8} (／炉年) で①が CDF で 3.5×10^{-6} (／炉年) であり、①の方が大きく、包絡されている。
- ・ ATWS が起因事象となる⑥について、ATWS により炉心出力が高く 1 次冷却材圧力は高圧で推移するが、加圧器逃がし弁が動作するため、RV 破損時の 1 次冷却材圧力は①に包絡される。また、頻度の観点からも⑥が CDF で 2.9×10^{-12} (／炉年) となり、包絡されている。

(3) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

a. 評価対象 PDS の選定方法

原子炉格納容器への負荷（圧力、温度）の観点から抽出するが、以下の点から、TED が最も厳しい PDS となる。

- ・ 1 次冷却材の圧力が高い方が溶融炉心の分散量が大きく、原子炉格納容器への負荷が大きいため 1 次冷却材圧力に着目して抽出する。
- ・ 1 次冷却材の圧力が高く維持され、減圧の観点から厳しい過渡事象 (T**) が厳しくなる。
- ・ (T**) のうち、最も 1 次冷却材の圧力が高くなる加圧器逃がし弁の機能喪失（全交流動力電源喪失等）は TED に含まれる。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象 PDS である TED のうち、1 次冷却材圧力が高い圧力に維持される事故シーケンスとして、(2) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）と同じ①全交流動力電源喪失シーケンス（加圧器逃がし弁機能喪失による 1 次冷却材高圧）を選定している。なお、有効性評価においては、加圧器逃がし弁の復旧を考慮し、その機能に期待しているが、加圧器逃がし弁による減圧開始時点においても 1 次冷却材圧力が高圧に維持される①全交流動力電源喪失シーケンスが最も厳しい。また、事故進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考える。

(4) 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用

a. 評価対象 PDS の選定方法

原子炉格納容器への負荷（蒸気生成）及び事故進展の観点から抽出するが、以下の点から、AEW が最も厳しい PDS となる。

- ・ 溶融炉心がより高温となる観点から、事故進展が早く RV 破損時の崩壊熱が高い大中破断 LOCA (A**) が厳しくなる。

- ・冷却水から蒸気が急激に生成する観点から原子炉格納容器内の冷却がない (**W) が厳しくなる。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

評価対象の PDS である AEW のうち、原子炉格納容器への負荷（蒸気生成）及び事故進展の観点から抽出する。AEW のうち、破断規模が大きいほうが事故進展が早まることから、大破断 LOCA を抽出する。また、ECCS 注水（高圧・低圧注入）が失敗したほうが事故進展が早まることから、⑤大破断 LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗を選定している。

ただし、評価事故シーケンスは、格納容器スプレイ再循環失敗において、冷却水から蒸気が急激に生成する観点から原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい重大事故対策の代替格納容器スプレイによる注入成功を考える。

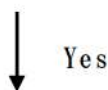
評価事故シーケンス選定のフロー（参考）

評価対象 PDS：AEW

- ①大破断 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ②大破断 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ③大破断 LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ④大破断 LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ⑤大破断 LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑥大破断 LOCA+低圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ⑦中破断 LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑧中破断 LOCA+高圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ⑨中破断 LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑩中破断 LOCA+蓄圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗
- ⑪中破断 LOCA+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗



[1] 大破断 LOCA であるか？
 （破断規模が大きいほうが事故進展が早まる）



- ①大破断 LOCA+ 低圧再循環失敗+ 高圧再循環失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
- ②大破断 LOCA+ 低圧再循環失敗+ 高圧再循環失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
- ③大破断 LOCA+ 蓄圧注入失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
- ④大破断 LOCA+ 蓄圧注入失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
- ⑤大破断 LOCA+ 低圧注入失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
- ⑥大破断 LOCA+ 低圧注入失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗



[2] ECCS 注水 (高圧・低圧注入) 失敗か？
 (ECCS 再循環失敗と ECCS 注水失敗では ECCS 注水失敗の方が事故進展が早まる)

↓ Yes^{※1}

評価対象とする事故シーケンス

- ⑤大破断 LOCA+ 低圧注入失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗

※1：

- ・ 「 [2] ECCS 注水 (高圧及び低圧注入) 失敗か ? 」 について、各事故シーケンスについて、高圧・低圧注入成功又は失敗を追記し、細分化することで整理した (表 1 ECCS 注水失敗について)。
- ・ 表 1 において、低圧再循環失敗又は高圧再循環失敗を含むシーケンスはその前提として低圧注入成功又は高圧注入成功であるため、「 [2] ECCS 注水 (高圧及び低圧注入) 失敗か ? 」 を満たさないことから対象外となる。
- ・ 表 1 において、「 [2] ECCS 注水 (高圧及び低圧注入) 失敗か ? 」 を満たす事故シーケンスは③-4、⑤-2となる。③-4と⑤-2を比較すると、⑤-2に蓄圧注入失敗が重なる③-4の方が蓄圧注入失敗が重なる分だけ頻度が低くなる。このため、⑤-2が頻度の観点から事故シーケンスを代表している^{※2}。
- ・ 以上のことから、「⑤大破断 LOCA+ 低圧注入失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗」を選定する。

※2：

⑤-2のように、大破断 LOCA 時に ECCS 注入 (高圧及び低圧注入) に失敗する要因は高圧注入と低圧注入の共有部である信号系の機能喪失が支配的となる。一方、③-4のように ECCS 注入 (高圧及び低圧注入) に加えて蓄圧注入も同時に機能喪失する要因は、これらにおいて共有している逆止弁の機能喪失が支配的となる。定量的には、前者の方が後者よりも確率が高いため、③-4の方が⑤-2よりも3桁以上低い頻度である。

表1 ECCS注水失敗について

事故シーケンス	高圧注入有無	低圧注入有無	[2] を満たすか
①大破断LOCA+低圧再循環失敗 +高圧再循環失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	+高圧注入成功	+低圧注入成功	×
②大破断LOCA+低圧再循環失敗 +高圧再循環失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	+高圧注入成功	+低圧注入成功	×
③大破断LOCA+蓄圧注入失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	+高圧注入成功	+低圧注入成功 ③-1	×
		+低圧注入失敗 ③-2	×
	+高圧注入失敗	+低圧注入成功 ③-3	×
		+低圧注入失敗 ③-4	○
④大破断LOCA+蓄圧注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	+高圧注入成功	+低圧注入成功 ④-1	×
		+低圧注入失敗 ④-2	×
	+高圧注入失敗	+低圧注入成功 ④-3	×
⑤大破断LOCA+低圧注入失敗 +格納容器スプレイ再循環失敗	+高圧注入成功 ⑤-1	-	×
	+高圧注入失敗 ⑤-2	-	○
⑥大破断LOCA+低圧注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗	+高圧注入成功	-	×

注) ○：[2] を満たす。×：[2] を満たさない。

(5) 水素燃焼

a. 評価対象 PDS の選定方法

原子炉格納容器への負荷（水素濃度）及び事故進展の観点から抽出するが、以下の点から、AEI が最も厳しい PDS となる。

- ・水蒸気が凝縮されると水素濃度が高くなるため、原子炉格納容器が除熱される状態 (**I) の PDS が厳しくなる。
- ・炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量を全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応することを前提とすると、各 PDS で炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量の差はなくなるため、事故進展が早く水素放出速度が大きい (A**) が厳しくなる。
- ・(**D) シーケンスについては、RV 破損後後期に MCCI が発生し、表 2 のとおり水素が発生する。MCCI による水素発生量は AED で最も大きく約 289.1kg である。MCCI が発生すると水素発生量は多くなるが、同時に多量の水蒸気も発生するため、AED の水蒸気濃度は約 75.3vol% に達し、水素燃焼の可燃限界濃度（約 55vol%）を超えるため、水素燃焼にとって厳しい事故シーケンスではない。

b. 評価事故シーケンスの選定方法

- ・原子炉格納容器内の水素燃焼に対する対策とその有効性を確認する観点（PAR の処理能力「ジルコニウム-水反応による水素発生期間中の PAR による水素処理量」）から、短期間に大量の水素が発生する事故シーケンスを選定している。
- ・原子炉格納容器内除熱に成功している評価対象の PDS である AEI では、水蒸気が凝縮し、水素濃度が相対的に高くなる。
- ・「大破断 LOCA+ECCS 注水失敗+格納容器スプレイ注入失敗」において、MCCI 防

止の観点から、格納容器スプレイ注入に失敗しても、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ注入を実施する手順であるが、流量が大きくより水蒸気が凝縮する格納容器スプレイ注入に成功する事象の方が、水素燃焼の観点ではより厳しい。

- ・放射線水分解による水素発生の観点から、原子炉格納容器内に水が多く存在する方が水素の発生量が多くなる。

以上のことから、事故直後の短期間に水素が発生することに加えて水蒸気が凝縮して水素濃度が相対的に高く、かつ、放射線水分解による水素発生量の観点から「大破断 LOCA+ECCS 注水失敗（高圧・低圧注入失敗）」が厳しいことから③大破断 LOCA+低圧注入失敗シーケンスを選定している。

評価対象 PDS：AEI

- ①大破断 LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗
- ②大破断 LOCA+蓄圧注入失敗
- ③大破断 LOCA+低圧注入失敗^{※3}
- ④中破断 LOCA+高圧再循環失敗
- ⑤中破断 LOCA+蓄圧注入失敗
- ⑥中破断 LOCA+高圧注入失敗

※3：高圧注入失敗を重畳して扱う。

表2 水素発生量の内訳（事故発生～原子炉容器破損後後期）

PDS		AED	AEW	AEI	SED	TED	TEW	TEI
時刻		9.5時間 [C/V破損 時点]	14時間 [C/V破損 時点]	72時間 [C/V破損 なし]	13時間 [C/V破損 時点]	16時間 [C/V破損 時点]	19時間 [C/V破損 時点]	72時間 [C/V破損 なし]
MCCI	ジルコニウム	289.1kg (32.8%)	5.2kg (0.6%)	1.0kg (0.1%)	173.2kg (19.6%)	249.5kg (28.3%)	1.0kg (0.1%)	1.0kg (0.1%)
	ステンレス等	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)
	小計	289.1kg (32.8%)	5.2kg (0.6%)	1.0kg (0.1%)	173.2kg (19.6%)	249.5kg (28.3%)	1.0kg (0.1%)	1.0kg (0.1%)

*（）内は全炉心ジルコニウム量の100%が反応した場合の水素発生量（約882.6kg）に対する割合

*ジルコニウム等の金属別の水素発生量については、直接MAAP解析結果から得ることができないため、未酸化ジルコニウム質量等から推定した。

(6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

a. 評価対象 PDS の選定方法

原子炉格納容器への負荷（溶融炉心温度）及び事故進展の観点から抽出するが、以下の点から AED が最も厳しい PDS となる。

- ・事故進展が早く RV 破損時の崩壊熱が高い大中破断 LOCA (A**) が厳しくなる。
- ・原子炉圧力が低く、溶融炉心の分散の可能性がないことから、原子炉下部キャビティの溶融炉心の量を多くする (A**) が厳しくなる。
- ・原子炉格納容器内に注水の無いドライ状態 (**D) が溶融炉心を冷却せず MCCI を抑制しない観点で厳しくなる。

b. 評価対象 PDS の選定方法

この格納容器破損モードは、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失する場合のある格納容器破損モードである。

- ・評価対象 PDS である AED のうち、より高温の溶融燃料が格納容器コンクリートと接触する場合に厳しい結果となる。
- ・このため、炉心溶融が早く、崩壊熱が高い状態で溶融燃料が原子炉容器外に流出する大破断 LOCA に ECCS 注水機能喪失（高圧・低圧注入失敗）を想定し、さらに格納容器コンクリートと接触しやすくなるよう、格納容器スプレイ機能の喪失を重畳させた事象を選定する。以上から、①大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗シーケンスを選定する。

評価対象 PDS：AED

①大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗

②中破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗

事故シーケンスの整理について

イベントツリーを作成する際、各ヘディングにおいてすべての分岐を考慮すると、事故シーケンスの数は非常に多くなるため、定量化を行う際には以下の原則に従い分岐を省略して合理的に評価している。

- ・ヘディング間の従属性を考慮し、発生し得ないシーケンスは除外する。
(例：低圧注入に失敗した場合、低圧再循環は必ず失敗)
- ・評価結果（CDF, PDS）が変わらない場合、目的に応じて分岐を集約する。
(例：大破断 LOCA 時に低圧注入に失敗した場合、蓄圧注入の成否は PDS に影響しない)

このため、定量化に使用するイベントツリーは分岐を省略した簡略なものとなっている。この点について、外部電源喪失を例に説明する。

外部電源喪失のイベントツリーにおいて、ATWS に至る事故シーケンスを除いた各事故シーケンスで省略している分岐をすべて記載したイベントツリーを図 1 に示す。

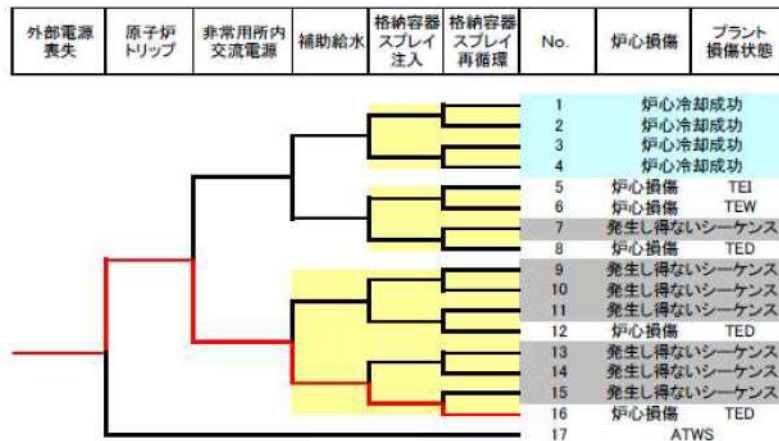


図 1 外部電源喪失のイベントツリー（分岐を省略しない場合）

図 1 において、炉心冷却の成否で分類する場合、黄色で示した分岐は集約することができる。また、PDS を分類する目的として不要な分岐は以下のとおりになる。

- ・No. 1～4 は炉心冷却成功であり、これらの事故シーケンスを分岐させる必要はない。
- ・格納容器スプレイ再循環は、格納容器スプレイ注入成功を前提とすることから No. 7 は発生し得ない事故シーケンスであり、この事故シーケンスを分岐させる必要はない。
- ・格納容器スプレイはその作動に交流電源を必要とするため、外部電源が喪失し、

非常用所内交流電源の供給に失敗した場合には、格納容器スプレイは作動しない。よって、No.9～11, No.13～15 は発生し得ない事故シーケンスとなり、これらの事故シーケンスを分岐させる必要はない。

- No.12 の事故シーケンスは非常用所内交流電源喪失後の補助給水、すなわちタービン動補助給水に成功している事故シーケンスである。しかし、重大事故等対処設備を考慮しないため、最終的にはこの事故シーケンスでは直流電源枯渇による制御不能によりタービン動補助給水停止に至ると考えている。よってプラント損傷状態は No.16 と同じであり、No.12 と No.16 を分岐させる必要はない。

よって No.12 と No.16 において、炉心損傷に至る主要な原因は補助給水の成否によるものではなく全交流動力電源喪失であるため、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」には含めていない。

以上の不要な分岐を省略したイベントツリーが図2であり、これを定量評価に用いている。

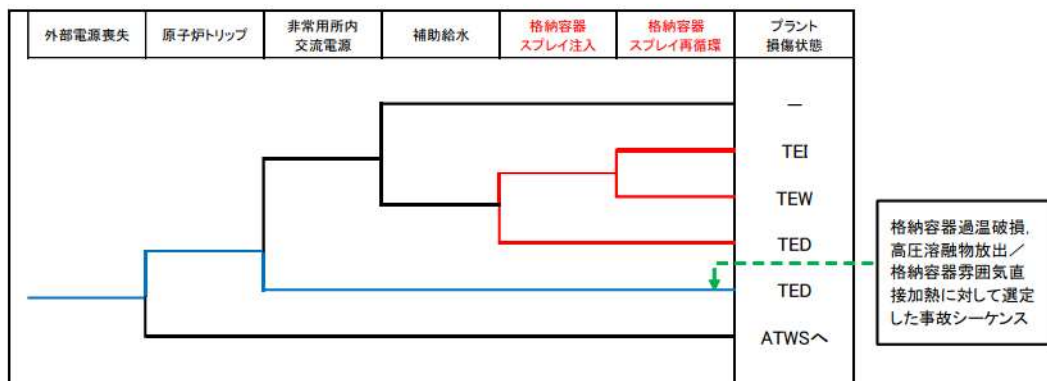


図2 外部電源喪失のイベントツリー（分岐を省略した場合）

図2のうち、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）及び高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の有効性評価を行う格納容器破損モードに対して、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」の事故シーケンスを選定している。有効性評価を行う事故シーケンス（評価事故シーケンス）としては、選定した「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」に事故進展を早める観点で補助給水失敗の重畳を考え、「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋補助給水失敗」（全交流動力電源喪失＋補助給水失敗）を評価事故シーケンスとして選定している。

このように分岐の有無が炉心損傷や PDS に影響しない場合、定量評価ではシステムの成功／失敗は考慮されないが、システムの成功／失敗により事象進展速度に差が出る場合、解析ケースとしてより厳しい条件で解析を実施している。

炉心損傷防止が困難な事故シーケンスにおける
格納容器破損防止対策の有効性について

レベル 1 PRA から抽出した事故シーケンスのうち、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として整理したものについては、「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」のうち、以下に示す記載に従い整理している。

＜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。

また、「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」に整理した事故シーケンスについては、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」において、以下のとおり要求されている。

3.2.3 格納容器破損モードの主要解析条件等

(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

b. 主要解析条件

- (a) 評価事故シーケンスは PRA に基づく格納容器破損シーケンスの中から過圧及び過温の観点から厳しいシーケンスを選定する。（炉心損傷防止対策における「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」を包絡すること。）

今回の泊 3 号炉の事故シーケンスの検討に際して、国内外の先進的な対策を講じても対策が困難なものと整理した事故シーケンスは以下の①②である。

1. 原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗
- ②. 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
3. 大破断 LOCA+低圧注入失敗

4. 大破断 LOCA+蓄圧注入失敗

5. 中破断 LOCA+蓄圧注入失敗

6. 大破断 LOCAを上回る規模の LOCA (Excess LOCA)

追而【地震 PRA の最終評価結果を反映】

これらの事故シーケンスについては、上記ガイドに従い、今回整備した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ことを以下のとおり確認している。

1. 原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗

この事故シーケンスは TED の PDS に分類され、TED が代表となる格納容器破損モードは「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の2つである。これらの破損モードにおいて厳しい条件※1となる「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」の事故シーケンスについて、原子炉補機冷却機能喪失の重畳も考慮した上で格納容器破損防止対策の有効性を確認していることから、「原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗」の事故シーケンスにおいても格納容器破損防止対策が有効である。

※1：1次冷却系がより高圧となり、溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多いシーケンス。また、事故進展を早める観点から補助給水失敗の重畳を考慮する。

2. 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失

この事故シーケンスは、地震時に原子炉トリップ等の過渡事象が発生し、2次冷却系からの除熱が開始されるものの、炉内構造物の損傷により1次冷却材の流れが阻害され、2次冷却系からの除熱に失敗するシーケンスである。このシーケンスは、TED の PDS に分類されることに加え、フィードアンドブリードを考慮しない条件下においては、炉心損傷後の事故進展は「過渡事象+補助給水失敗」と同等である。TED が代表となる格納容器破損モードは「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の2つであり、これらの破損モードにおいて厳しい条件となる「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」の事故シーケンスについて格納容器破損防止対策の有効性を確認していることから、本シーケンスにおいても格納容器破損防止対策が有効であると考えられる。

追而【地震 PRA の最終評価結果を反映】

3. 大破断 LOCA+低圧注入失敗

4. 大破断 LOCA+蓄圧注入失敗

5. 中破断 LOCA+蓄圧注入失敗

これらの事故シーケンスは AEW, AEI, AED のいずれかの PDS に分類される。

(a) AEW に分類される場合

AEW の PDS が代表となる格納容器破損モードは、「原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」であり、この破損モードにおいて厳しい条件^{※2}となる「大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ再循環失敗」の事故シーケンスに対して、格納容器破損防止対策の有効性を確認している。

※2：AEW のうち、事故進展の早さの観点から、大破断 LOCA を選定し、また ECCS 再循環失敗よりも RV 破損までの事故進展の早い ECCS 注水失敗を考慮している。なお、有効性評価の実施に際しては、冷却水から蒸気が急激に生成するという観点で原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい事象が厳しくなるため、格納容器スプレイ再循環失敗（格納容器スプレイ注入成功）の条件を重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイの注入成功として評価条件を設定している。（6.においても同様）

(b) AEI に分類される場合

AEI の PDS が代表となる格納容器破損モードは、「水素燃焼」であり、この破損モードにおいて厳しい条件^{※3}となる「大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗」の事故シーケンスに対して、格納容器破損防止対策の有効性を確認している。

※3：AEI のうち、事故進展の早さの観点から、大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗を選定している。

(c) AED に分類される場合

AED の PDS が代表となる格納容器破損モードは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の2つであり、これらの破損モードにおいて厳しい条件^{※4}となる「大破断 LOCA+低圧注入失敗+高圧注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」の事故シーケンスに対して、格納容器破損防止対策の有効性を確認している。

※4：AED のうち、事故進展の早さの観点から、大破断 LOCA を選定している。

(a), (b) 及び (c) それぞれにおいて厳しい事故シーケンスに対して格納容器破損防止対策の有効性を確認しており、これらの事故シーケンスの破断規模の大きさや機能喪失を想定する注入系を考慮すると、各事故シーケンス (3.~5.) と比較して同等かより厳しい条件であると考えられる。以上から、各事故シーケンスにおいても格納容器破損防止対策が有効である。

6. 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)

この事故シーケンスについても、AEW、AEI 及び AED のいずれかの PDS に分類され、代表となる格納容器破損モードは「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の4つである。このシーケンスは、大破断 LOCA と比較すると以下の差異が考えられる。

- ・ 破断口が大きく、格納容器圧力上昇が大破断 LOCA と比べて早い。
- ・ 炉心露出のタイミングが早く、炉心損傷及び炉心溶融のタイミングが早い。
- ・ 原子炉容器の水保持能力が損なわれる場合、溶融炉心が原子炉容器から落下するタイミングが早い。

上記のような違いがあるものの、原子炉容器破損時間の観点では、どちらの場合においても、ブローダウン過程で原子炉容器内の水が短期間に流出する点では変わりなく、炉心注水が無ければ原子炉容器破損までの時間に大きな差は生じないと考えられる。さらに、原子炉格納容器圧力/温度の観点では、どちらの場合においても短期間に1次冷却材のエンタルピーが原子炉格納容器内に放出される点では類似である。また、原子炉格納容器圧力の初期ピークは Excess LOCA の方が高くなるものの大破断 LOCA 解析の事象初期では原子炉格納容器の限界圧力 0.566MPa[gage]及び限界温度 200℃に対して十分な裕度があることを確認していることから、Excess LOCA によっても格納容器破損防止対策に期待できるまでの短期間に原子炉格納容器の健全性が損なわれることは無い。以上から、原子炉容器破損時間に大きな差異はなく、また、原子炉格納容器の限界圧力 0.566MPa[gage]を超えないことから、Excess LOCA と大破断 LOCA は同様と判断し、事故シーケンスを代表として有効性評価を実施している。

追而【地震 PRA の最終評価結果を反映】

泊3号炉 PRA ピアレビュー実施結果について

1. 目的

事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードの選定にあたり実施した PRA の妥当性確認及び品質向上を目的として、国内外の PRA 専門家によるピアレビューを実施した。

今回実施したピアレビュー結果の概要は以下のとおり。

2. 実施内容

今回実施した以下に示す各 PRA を対象に、日本原子力学会標準との整合性、及び国内外の知見を踏まえた PRA 手法の妥当性について確認を行った。

なお、本ピアレビューでは第三者機関から発行されている「PSAピアレビューガイドライン（平成21年6月 一般社団法人 日本原子力技術協会）」（以下、「ガイドライン」という。）を参考にレビューを行った。

2.1 レビュー対象となる PRA

- ・内部事象運転時レベル1 PRA
- ・地震レベル1 PRA
- ・津波レベル1 PRA
- ・内部事象運転時レベル1.5 PRA
- ・内部事象停止時レベル1 PRA

2.2 レビュー体制

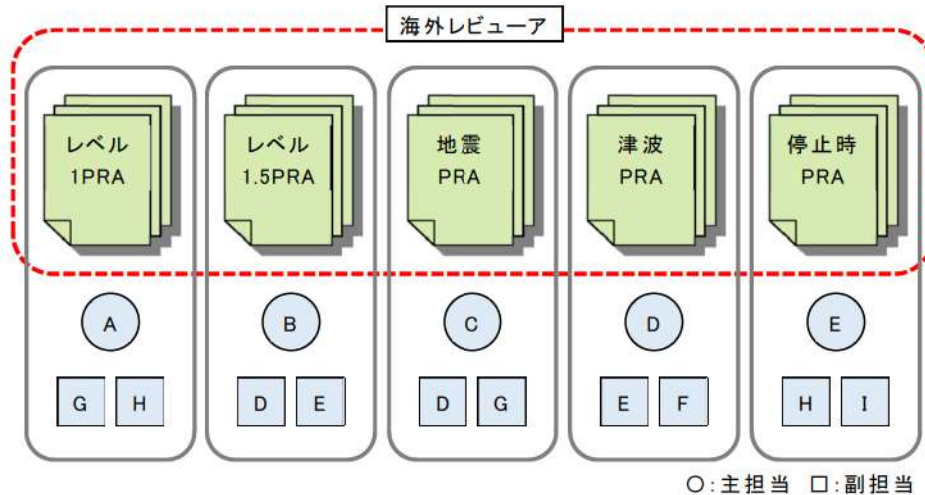
レビューアの選定に当たっては、ガイドラインに従い、専門性、経験、独立性及び公正性の4つの要素を考慮して以下のとおり実施した。

なお、レビューの実施に当たっては多面的な視点で評価する観点から、各 PRA はレビューチームのうち複数のメンバー（主担当、副担当）がレビューを行うこととした。また、今回実施したレビュー実施方法を含め PRA 全般を俯瞰した視点から改善事項を抽出する観点で PRA の経験豊富な海外レビューアを米国より招聘し、米国での PRA 実施状況との比較に基づく助言を得ることとした（第1図参照）。

○国内レビューア：9名



○海外レビューア：1名



第1図 レビュー体制のイメージ

2.3 レビュー方法及び内容

(1) 事前準備（情報収集及び分析）：約2週間

オンサイトレビューを効率的かつ効果的に実施するために、各レビューアに事前にPRAの概要資料を提出し、全体の内容把握及びオンサイトレビューにおいて重点的に内容を確認する項目の抽出・整理する期間を設けた。

(2) オンサイトレビュー：1週間

国内外のレビューアにより、各PRAの文書化資料を基に学会標準適合性等についてレビューを実施した。レビューに際しては適宜同席したPRA実施者（当社社員及びプラントメーカー技術者）と質疑応答を行い、具体的な内容・課題を共有しながら進めた。

(3) ピアレビュー結果報告書の作成：約1.5ヶ月

オンサイトレビューにおけるレビューアとPRA実施者による質疑応答を文書化するとともに、レビュー結果の整理に際して発生した追加質問事項に係る確認を行い、今回実施したピアレビューの実施結果報告書を作成した。

(4) ピアレビュー結果の確認、対応方針検討：約1ヶ月

ピアレビュー報告書に記載された推奨事項等の詳細内容を確認するとともに、各項目に対する今後の方向性を検討した。

3. 結果の概要

3.1 国内レビューアからのコメント

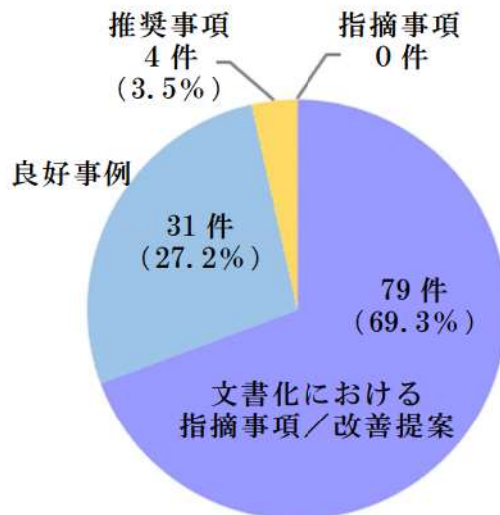
レビューの結果，国内レビューアからのコメントは以下に示すとおりであり，学会標準への不適合や評価手法に問題があるとされる「指摘事項」は0件であり，今回実施した PRA の評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことが確認された。

一方，PRA の更なる品質向上に資すると考えられる「推奨事項」として起回事象発生頻度の設定方法等に関するコメントを4件，また，文書化における指摘事項及び改善提案として合計79件を受けており，これらについては今後 PRA を実施する際に有効活用していくとこととする。

主なコメント内容について以下に示す。

第1表 国内レビューアによるコメント件数（件）

	内部事象 レベル1	内部事象 レベル1.5	地震 レベル1	津波 レベル1	停止時 レベル1	合計
指摘事項	0	0	0	0	0	0
推奨事項	4	0	0	0	0	4
文書化	指摘事項	0	22	4	0	34
	改善提案	11	16	2	10	45
良好事例	12	11	1	2	5	31



第2図 全コメントに対する各コメントの割合

3.1.1 指摘事項

今回実施した各 PRA はそれぞれの学会標準を参考に評価を実施したものであり、レビュー結果からも学会標準への不適合箇所や PRA の評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点はないことが確認できた。

3.1.2 推奨事項

学会標準適合性とは別に更なる品質向上に資するものとして、4 件の推奨事項が挙げられた。具体的には「起因事象の発生頻度」、「成功基準の設定」及び「不確実さ解析」に関する内容であったが、これらの推奨事項は、現状の評価手法に対して更なる説明性の向上に資するものと考えられることから、評価手法改善に向けた調査・検討を実施していく。主な推奨事項の詳細については以下のとおり。

<推奨事項>

(1) 原子炉補機冷却機能喪失、インターフェイスシステム LOCA の発生頻度

原子炉補機冷却機能喪失の発生頻度は、最も支配的な起因事象であり発生頻度の妥当性を確認する上で、システム信頼性解析等の適用性について検討することが推奨される。また、インターフェイスシステム LOCA（以下、「IS-LOCA」という。）についても発生頻度が低いことの妥当性を確認するために、海外の知見を踏まえた評価手法を検討することが推奨される。

(対応方針)

○原子炉補機冷却機能喪失

起因事象発生頻度として、国内で過去発生実績の無い起因事象は発生実績を 0.5 件と仮定して評価している。原子炉補機冷却機能喪失のような CDF への影響が大きい起因事象についてはフォールトツリーを用いたシステム信頼性解析を実施することでプラントごとの相違をより明確に評価することが可能であると考えられ、今後実施する安全性向上評価の際に反映できるよう具体的な評価手法については海外での取扱いを調査し、検討を実施する。

○IS-LOCA

日本と米国の IS-LOCA の発生頻度の相違については、システム信頼性解析に用いる機器故障率の相違による影響が支配的であると考えられる。評価手法自体は、海外レビューアからの聞き取り情報からも概ね同じ手法を用いた評価であることを確認しており日本と米国で評価手法に大差はないと考えているが、米国の評価手法の詳細について調査を実施し、安全性向上評価の PRA 実施に際して評価手法の見直しを検討する。

(2) 大破断 LOCA 時の成功基準

大破断 LOCA 時の ECCS 注水機能に関する熱水力解析条件が、今回の成功基準解析と整合性が取れていない。この成功基準解析の妥当性を許認可コード又は最確評

価コードを用いた熱水力解析で確認する，又は，その他の方法により成功基準の妥当性を確認している場合はその旨を報告書に明記することが推奨される。

(対応方針)

大破断 LOCA の成功基準で参照している熱水力解析については，許認可時の安全解析を参照するとともに，当該事故シーケンスの CDF への影響を考慮して緩和設備の組合せを設定しているものであるが，次回 PRA 実施時には当該部分の判断根拠についての文書化内容を充実させる。

(3) 不確実さ解析における従属性の考慮

PRA モデル内にある同種・同類の基事象に対し，それらのパラメータ（故障率等）に関する知識が同じである状態（State-of-knowledge correlation：SOKC）を前提とする場合，モンテカルロ法における従属性の影響の有無を考慮し，CDF 及びその不確実さが過小評価とならないように，使用するパラメータの特性を把握しておくことが推奨される。

(対応方針)

SOKC における従属性の影響については，学会標準改訂の検討の場でも議論されているものとして認識しており，今後は，安全性向上評価の PRA 実施に際して使用するパラメータの特性を把握し，従属性を適切に考慮して不確実さ解析を実施する。

3.1.3 文書化における指摘事項／改善提案

今回のピアレビューで挙げられた文書化における指摘事項は 34 件，改善提案は 45 件であり，モデル化された内容が詳細に文書化されていない事例が多く挙げられた。それらのうち多くは過去の評価時の資料に文書化されているものを引用したことで改めて文書化しなかった事例であるが，文書化については実施した PRA モデルの内容を説明する上で重要な要素であり，引用文献の該当箇所を掲載しておくことが PRA の品質上望ましいと考えられることから，今後文書化の際に改善を図っていく。文書化に関するコメントの一例を以下に示す。

<文書化における指摘事項>

機器カテゴリーの分類に関して，別冊に各機器の分類カテゴリーに関する記載があるが，カテゴリ実施の有無，考え方について本文中に記載する必要がある。（地震レベル 1 PRA）

<文書化における改善提案>

物理化学現象に関する分岐確率の設定根拠の説明において，工学的判断，文献に基づく設定，過去の知見の使い分けがわかりづらい。設定根拠の説明は重要な部分であり，説明性向上のためにも適切に整理して記載するのが望ましい。（内部

事象レベル 1.5PRA)

3.1.4 良好事例

今回のピアレビューで挙げられた良好事例は 31 件であり、システム解析及び文書化に関する事例が多かった。主な良好事例は以下のとおりであり、今回良好事例として挙げられた項目については、今後も引き続き継続実施していくとともに、更なる品質向上に努めていく。

<主な良好事例>

(1) システム信頼性解析

今回実施した PRA では、主な信号系（S 信号、B0 信号等）について代表的な信号系でモデル化するのではなく、各信号系をフォールトツリーで詳細にモデル化していることは、品質管理上好ましく良好事例である。（内部事象レベル 1 PRA）

(2) 文書化

シビアアクシデント時に考えられる事故進展、負荷の種類、負荷に対する知見及びそれらの根拠となった実験研究が簡潔にまとめられている。（内部事象レベル 1.5PRA）

また、学会標準で要求されていない人的過誤リストを作成している。（内部事象レベル 1 PRA）

3.2 海外レビューアからのコメント

海外レビューアからは、主に米国で実施されている PRA と日本で実施されている PRA との相違点を踏まえたコメント及び留意事項が示された。海外レビューアから示されたコメントは 27 件であり、主に起因事象発生頻度に関するコメントが多く示された。今回実施した PRA は学会標準に適合した手法を用いて評価を実施しているが、海外での PRA 実施状況についても適宜参考にし、より品質の高い PRA の実施に向けて今後の対応を検討していく（第 2 表参照）。

<主なコメント>

(1) 泊 3 号炉の IS-LOCA の発生頻度（ $3.0E-11$ /炉年）は、設計が同類の米国プラントの発生頻度（ $1E-6$ /年）よりも非常に小さかった。設計が同類の米国プラントにおいて用いられた計算とデータの見直しを行うことを推奨する。同時に IS-LOCA の発生頻度の計算方法の違いをレビューすることを推奨する。

(対応方針)

国内レビューアからも同様のコメントを受けており、同様の対応を実施する。

- (2) 原子炉補機冷却水システムのシステム設計は個別プラントによって異なることから、原子炉補機冷却機能喪失の起因事象発生頻度の評価はプラントごとに決められるべきである。フォールトツリーモデルを使うことにより計算すべきであることを推奨する。

(対応方針)

国内レビューアからも同様のコメントを受けており、同様の対応を実施する。

- (3) 泊3号炉の小破断 LOCA の発生頻度 ($2.2E-4$ /炉年) が NUREG-1829 で報告されている発生頻度 ($1.5E-3$ /年) より非常に低いことに注意する必要がある。

(対応方針)

LOCA 事象に関しては現時点でシステム信頼性解析のように精緻に評価する手法がなく、発生実績を 0.5 件と仮定して発生頻度を評価しているが、安全性向上評価の PRA を目途に海外での様々な起因事象発生頻度の評価手法について調査を実施する。

- (4) 起因事象の選定に当たっては米国 PWR の PRA, NUREG/CR-6928, NUREG-1829 等に含まれる起因事象を参考に検討することが挙げられる。泊3号炉への適用性の観点等から除外する場合はその理由を記載すべきである。

(対応方針)

本評価では、同型の先行プラントで対象とされている起因事象を参考に起因事象の選定を実施しているものであるが、海外における最新状況も参考に起因事象の選定をするため、安全性向上評価の PRA の実施に際して調査を実施し選定した起因事象の妥当性を確認する。なお、例示された文献に記載されている起因事象は、現在選定している事象で代表できるか、対象プラントに適用されない事象と考えている。

- (5) 交流電源の喪失につながる、開閉器室の空調システムの喪失が含まれていない。この起因事象を排除した根拠（例えば、部屋の加熱の計算）を示す必要がある。

(対応方針)

空調システムが喪失した場合に、部屋の温度が上昇し各機器が機能喪失する可能性については時間余裕の観点から低いものと考えているが、今回、対象外とした理由を文書化していないため、次回 PRA 時には文書化を実施する。なお、空調システムの喪失による緩和設備の機能喪失については室温評価を実施の上、フォールトツリー上でサポート系喪失として考慮している。

- (6) 地震、津波 PRA において、内部事象 PRA で使用された運転員操作の HEP が使用されているが、地震や津波による影響が考慮されなければならない。

(対応方針)

本評価で期待している運転員操作はすべて中央制御室からの操作が可能であり、また複雑な操作が要求されないことから、内部事象 PRA で用いている人的過誤確率が適用できると判断している。今後実施する PRA において、現場操作や多数の操作が要求されるような人的過誤をモデル化するには、地震や津波による影響を考慮する。

4. まとめ

泊 3 号炉の各 PRA を対象としたピアレビューの結果、国内レビューアからの指摘事項は無かったが、推奨事項や文書化に対する指摘事項等が複数示され、安全審査の中で議論となった IS-LOCA の発生頻度に対するコメントも示された。これらのコメントに対しては、PRA の更なる品質向上に資するものと考えられることから、評価手法の見直しを含めて検討する。さらに、海外レビューアから受けたコメントについても、日米間の評価手法の違いがあるものの、反映することで、より品質の高い PRA となりえる場合もあると考えられることから、コメントの内容を踏まえつつ、今後の対応を検討していく。

第2表 海外レビューア어의主なコメント及び対応方針 (1 / 2)

分類	No.	コメント内容	対応方針
	1	<p>【システム故障の起回事象の発生頻度評価】</p> <p>原子炉補機冷却系の設計はプラントによって異なることから、原子炉補機冷却機能喪失のようなシステム故障の起回事象の発生頻度の定量化の方法は、プラント固有であるべきである。PWR のプラントグループの運転実績を用いる代わりに、フォールトツリーモデルの手法を用いて原子炉補機冷却機能喪失の発生頻度を計算することを推奨する。</p>	<p>原子炉補機冷却機能喪失事象は日本及び米国で発生実績がないことから 0.5 件を想定して発生頻度を評価している。</p> <p>起回事象発生頻度の評価手法については、今後、国内外の動向調査を踏まえ、評価方法の見直しを検討する。また、従来通りの 0.5 件を想定した場合とフォールトツリーを用いた場合の頻度を比較し、適切な方法を選択する。</p>
運転時 レベル 1	2	<p>【LOCA の起回事象発生頻度評価】</p> <p>当該プラントの小破断 LOCA の発生頻度が NUREG-1829 で報告されている、小破断 LOCA の発生頻度 (約 1.5E-03/年) より非常に低いことに注意する。NUREG-1829 の報告書にある小破断 LOCA の発生頻度を推定するのに使用したデータベース中の、どんな小破断 LOCA 事象に対しても、NUREG-1829 によってレビューすることを推奨する。</p>	<p>NUREG/CR-6928 では、小破断 LOCA の発生頻度が 6.0E-04/年として報告されている。本評価で用いた小破断 LOCA の頻度は 2.2E-04/年であり、同程度と判断している。</p> <p>LOCA 事象は発生実績がないことから、0.5 件の発生を想定して発生頻度を評価している。起回事象発生頻度については今後の国内外の動向調査を踏まえて検討する。</p>
	3	<p>【人間信頼性解析】</p> <p>米国のプラントで使用された人間信頼性解析の方法に関してレビューアと次の議論を交わした。PRA のシナリオ展開におけるプラントの運転員から (聞き取り調査を通じて) 得られた情報と、(手順書、表示/警報、経験や訓練等によって) モデル化された運転員の反応の有効性が重要であることを指摘した。これは推定されたヒューマンエラーの確率における整合性とプラントの運転歴と経験との整合性を確保する。</p>	<p>今回の PRA における人間信頼性解析では、プラントの運転員からの聞き取り調査は実施していない。</p> <p>人間信頼性解析の評価手法については、今後、国内外の動向調査を踏まえ、プラント運転員の情報等をより適切に反映した評価方法への見直しを検討する。</p>
停止時 レベル 1	4	<p>感度解析は、PRA モデルにおける不確実性 (系統の成功基準、事故シナリオの不確実性等) に対処するために実施する。</p> <p>停止時 PRA の各技術的要因について不確実性要因を特性するための体系的なプロセスが必要である。そうすることで、それらの不確実性要因の影響を評価するための感度解析を実施することができる。</p> <p>NUREG-1855 には、PRA に関する不確実性の取り扱いに関するガイドラインが示されている。</p>	<p>今回の PRA の感度解析では、PRA の結果に重要な影響を与えるセダルの不確実性要因として、全炉心損傷頻度に対する寄与の大きさに着目して選定し、感度解析の条件を設定しており、不確実性要因を特性するための体系的なプロセスは踏んでいない。</p> <p>本コメントでの指摘を踏まえ、安全性向上評価実施時に、停止時 PRA の各技術的要因についての不確実性要因を特定し、必要に応じて特定した不確実性要因に対する感度解析を実施する。</p>

第2表 海外レビューア어의主なコメント及び対応方針（2 / 2）

分類	No.	コメント内容	対応方針
地震 レベル 1	5	<p>内の事故シケンケンスモデルが地震事象のリスク影響を評価するのに使われていたもので、内の事象の事故シケンケンスモデルで使われた、運転員の操作の HEP における地震事象の影響が、考慮されなければならぬ。いくつかの場合/シナリオにおいて、内の事象の事故シケンケンスモデルにおいてモデル化された運転員の操作は、地震事象では信頼できない。</p>	<p>本評価で期待している運転員操作は、すべて中央制御室からの操作が可能であること、複雑な操作が要求されないことから、内の事象 PRA で用いている人的過誤確率が適用できると判断している。現場操作や多数の操作が要求されるような人的過誤を PRA でモデル化するには、外的事象による人的過誤を検討する。</p>
津波 レベル 1	6	<p>コメントの中には、報告書は津波による8つのタイプの影響のうち、3つしか取り上げていないというものがあつた。津波の影響はすべて考慮しなければならぬので、他の影響を排除/選別したことの正当性を示さなければならぬ。</p>	<p>損傷・機能喪失要因のうち、フラジリティ評価対象とする要因が明確になるように報告書に記載する。 それぞれの損傷・機能喪失要因を考慮した場合でも、津波シナリオの検討に高さのみを考慮すればよいことを記載する。</p>
津波 レベル 1	7	<p>内の事故シケンケンスモデルがプラントの津波事象のリスク影響を評価するのに使われていたもので、内の事象の事故シケンケンスモデルで使われた、運転員の操作の HEP における津波事象の影響が、考慮されなければならぬことに注意する。いくつかの場合/シナリオにおいて、内の事象の事故シケンケンスモデルにおいてモデル化された運転員の操作は、津波事象では信頼できない。</p>	<p>本評価で期待している運転員操作は、中央制御室からの操作が可能であること、複雑な操作が要求されないこと、事象発生前に警報等で運転員が津波の襲来に備えることが可能であるから、内の事象 PRA で用いている人的過誤確率が適用できると判断している。現場操作や多数の操作が要求されるような人的過誤を PRA でモデル化するには、外的事象による人的過誤を検討する。</p>
運転時 レベル 1.5	8	<p>すべての破損カテゴリに対する判定基準を設定することを推奨する。</p>	<p>抽出した負荷について、すべての破損カテゴリに対して判断基準を設定し、記載する。</p>
	9	<p>緩和システムにおける依存性にマトリックス表を使うことを推奨する。</p>	<p>ヘディングの従属性の表をマトリックス形式として成功に従属/失敗に従属の区別をつけた表とする。</p>

「PRA の説明における参照事項（平成 25 年 9 月 原子力規制庁）」への泊発電所 3 号炉 PRA の対応状況

泊発電所 3 号炉の対応状況	「PRA の説明における参照事項」の記載内容
<p>「別添 泊発電所 3 号炉 確率論的リスク評価（PRA）について」における対応状況を以下に示し、その対応箇所の項目を（ ）で記載する。</p>	<p>（はじめに） 本書は、「実用発電用原子炉及びその付属設備の位置、構造及び設備に関する規則の解釈」（平成 25 年 6 月 19 日）（以下、「解釈」という。）第 3 章第 37 条に基づき、原子炉設置（変更）許可申請者が、確率論的リスク評価（以下、「PRA」という。）に関し、審査のための説明に際し、参照すべき事項を示すものである。なお、申請者は、本書の整理によらない構成で説明することでもできるが、その際には本書の整理と異なる点について合理的とする理由についての説明とともに各項目に相当する内容について、申請者の説明責任として示す必要がある。</p>
<p>従来から定期安全レビュー（PSR）等の機会に内部事象レベル 1 PRA（出力運転時、停止時）、レベル 1.5 PRA の評価を実施してきており、これらの PRA 手法を今回も適用した。また、現段階で適用可能な外部事象として、日本原子力学会において実施基準が標準化され、試験値等の実績を有する地震レベル 1 PRA 及び津波レベル 1 PRA を適用対象とし、建屋、構築物、大型機器等の大規模な損傷から発生する事象についても事故シナケンスグループ等の選定に係る検討対象範囲とした。（2. 事故シナケンスグループ等の選定に係る PRA の実施範囲・評価対象・実施方法）</p> <p>なお、PRA が適用可能でないと判断した外部事象については定性的な検討から分析を実施した。（事故シナケンスグループ及び重要事故シナケンス等の選定について 別紙 1 有効性評価の事故シナケンスグループ等の選定に際しての外部事象の考慮について）</p>	<p>1. 新規制基準適合性の審査において提示すべき PRA の実施内容に係る資料について 新規制基準では、「解釈第 3 章第 37 条（重大事故等の拡大の防止等）「1-1（a）及び（b）」、「2-1（a）及び（b）」及び「4-1（a）及び（b）」における事故シナケンスグループ等の抽出において PRA を活用することが規定されており、その実施状況を確認する必要があるため、原子炉設置（変更）許可申請者においては、審査の過程において事故シナケンスグループ等の抽出における PRA の実施状況を説明する必要がある。本解釈における（b）には、「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。」とされており、外部事象に関しては、PRA の適用が可能なもの以外はそれに代わる方法について、評価条件や評価方法、評価のプロセスに関する説明（適切性の説明を含む）、評価の結果等評価結果を導くために必要と考えられる事項を整理し説明する必要がある。</p> <p>そのため、ここでは、日本原子力学会標準等を参考に基本的に想定される PRA の実施内容を踏まえて、説明に最低限必要な項目を列記した。なお、説明に当たっては、実施した PRA の内容を踏まえてここに記載している項目に加えて説明すべき事項を抽出し、説明性の観点から再構成するなど、申請者の説明責任として自ら十分検討すべきことを付言する。</p>
<p>今回実施する PRA の目的が重大事故対策設備の有効性評価を行う事故シナケンスグループ等の選定への活用にあることを考慮し、これまで整備してきたアクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として PRA モデルを構築した。</p> <p>また、地震及び津波の PRA については、これまでに整備し今後整備していく設計基準対象施設を考慮する。（2. 事故シナケンスグループ等の選定に係る PRA の実施範囲・評価対象・実施方法）</p>	<p>2. PRA の評価対象 今回の原子炉等規制法改正後の初回設置（変更）許可時においては、これまでの許認可実績を踏まえて、規制上の担保が得られている対策を基に PRA を実施するものであり、PRA の前提となっている設備状況等については整理する必要があり、評価対象を明示すること（例：下図の（B）までの設備について、既許可 ECCS の機能を作動させるための手動起動措置を評価対象とすることはできないが、許認可実績を踏まえてそれぞれ個別の評価対象についての整理が必要。）</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

泊発電所3号炉の対応状況	「PRAの説明における参照事項」の記載内容
<p>①PRAの中で考慮する設備をプラント仕様や必要となる系統ごとに整理した。 (3.1.1.a. 対象プラント)</p> <p>②停止時 PRA で記載</p> <p>③停止時 PRA で記載</p>	<p>3. レベル1 PRA</p> <p>3.1 内部事象</p> <p>a. 対象プラント</p> <p>①対象とするプラントの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 設計基準事故対処設備であり、重大事故等の対処に用いる設備（以下「対処設備」という。）等、PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明 ②停止時のプラント状態の推移（停止時 PRAのみ） ③プラント状態分類（停止時 PRAのみ） ● プラント状態分類の考え方 ● プラント状態の分類結果 <p>b. 起回事象</p> <p>①評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起回事象リスト、説明及び発生頻度 ● 起回事象の抽出の方法、グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法 ● 対象外とした起回事象と、対象外とした理由 <p>c. 成功基準</p> <p>①成功基準の一覧表</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 炉心損傷の定義 ● 起回事象ごとの成功基準の一覧表 ● 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間
<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷に波及する可能性がある事象を選定した。また、その事象の説明及び発生頻度を整理した。(3.1.1.b. 起回事象 ① (1) 起回事象の選定) ● PRAで考慮する起回事象を国内外の評価事例を基に選定し、主にプラントの運転経験から得られた起回事象の発生件数と運転実績から発生頻度を求めた。グループ化に当たっては、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類した。(3.1.1.b. 起回事象① (4) 起回事象の発生頻度評価、(3) 起回事象のグループ化) ● 発生の可能性が極めて低いか、又は発生を仮定してもその影響が限定される起回事象は除外した。(3.1.1.b. 起回事象① (2) 同定した起回事象の除外) 	<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 炉心損傷の定義シナリオ（一般、CV内除熱シナリオ時、Non-LOCA時）ごとに整理し、成功基準を決定した。(3.1.1.e. 成功基準 ① (1) 炉心損傷判定条件) ● 成功基準の一覧表は起回事象ごとに整理した。(3.1.1.e. 成功基準 ① (2) 起回事象ごとの成功基準) ● 運転員操作を必要とする設備の余裕時間について評価、設定した。また、使命時間については喪失した設備の復旧や追加の運転員操作が期待でき、当該事故シナリオに至る確率も小さいと判断し、一律24時間と設定した。 (3.1.1.e. 成功基準① (3) 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間)
<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 炉心損傷の定義シナリオ（一般、CV内除熱シナリオ時、Non-LOCA時）ごとに整理し、成功基準を決定した。(3.1.1.e. 成功基準 ① (1) 炉心損傷判定条件) ● 成功基準の一覧表は起回事象ごとに整理した。(3.1.1.e. 成功基準 ① (2) 起回事象ごとの成功基準) ● 運転員操作を必要とする設備の余裕時間について評価、設定した。また、使命時間については喪失した設備の復旧や追加の運転員操作が期待でき、当該事故シナリオに至る確率も小さいと判断し、一律24時間と設定した。 (3.1.1.e. 成功基準① (3) 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間) 	<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 炉心損傷の定義シナリオ（一般、CV内除熱シナリオ時、Non-LOCA時）ごとに整理し、成功基準を決定した。(3.1.1.e. 成功基準 ① (1) 炉心損傷判定条件) ● 成功基準の一覧表は起回事象ごとに整理した。(3.1.1.e. 成功基準 ① (2) 起回事象ごとの成功基準) ● 運転員操作を必要とする設備の余裕時間について評価、設定した。また、使命時間については喪失した設備の復旧や追加の運転員操作が期待でき、当該事故シナリオに至る確率も小さいと判断し、一律24時間と設定した。 (3.1.1.e. 成功基準① (3) 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間)

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>● 基準設定のために熱水力解析等を実施した場合を使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性</p>	<p>● 成功基準解析については過去に実施した解析結果を参照した。使用した解析コードについては、原子炉施設の許認可審査で十分な実績を有しており、検証が行われていることを確認した。</p> <p>(3.1.1.e. 成功基準① (4) 熱水力解析等の解析結果及び解析コードの検証性)</p>
<p>d. 事故シナリクス</p> <p>① イベントツリー</p> <p>● イベントツリー図</p> <p>● ヘディング、事故進展及び最終状態の説明</p> <p>● イベントツリー作成上の主要な仮定</p>	<p>① 各起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能及び安全機能を達成するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シナリクスをイベントツリーとして展開した。</p> <p>イベントツリー図の作成に当たって、以下を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全機能及び成功基準の同定に基づきイベントツリーのヘディングを設定 ・事故進展を整理し、最終状態を明確化 ・イベントツリー作成上の主要な仮定について明確化 <p>(3.1.1.d. 事故シナリクス)</p>
<p>e. システム信頼性</p> <p>① 評価対象としたシステムとその説明</p> <p>● 評価対象システム一覧</p> <p>● システムの概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定</p> <p>② システム信頼性評価手法</p> <p>③ システム信頼性評価の結果</p> <p>● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果</p> <p>● 主要なミニマルカットセット (FTを用いた場合)</p> <p>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p>	<p>① 評価対象としたシステムについては一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。</p> <p>(3.1.1.e. システム信頼性 ① 評価対象としたシステムとその説明)</p> <p>② システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し、信頼性を評価した。</p> <p>(3.1.1.e. システム信頼性② システム信頼性評価手法)</p> <p>③ システム信頼性解析の結果について、起因事象ごとに結果が異なるものは起因事象ごとに評価し、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。</p> <p>(3.1.1.e. システム信頼性③ システム信頼性評価の結果)</p> <p>④ 1次冷却材ポンプシール LOCA 発生確率についてシステム信頼性評価を実施せずに非信頼度を設定しており、その根拠を明確にした。</p> <p>(3.1.1.e. システム信頼性④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠)</p>
<p>f. 信頼性パラメータ</p> <p>① 非信頼度を構成する要素と評価式</p>	<p>① 非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通要因故障パラメータ、試験又は保修作業による待機除外確率等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。</p> <p>(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ① 非信頼度を構成する要素と評価式)</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>②機器故障率パラメータの一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 機器故障率パラメータの設定方法（機器の分類、機器の境界、故障モードの分類等） ● 機器故障率パラメータの一覧（故障モード、故障率等） ● 機器故障率パラメータの不確かさ幅 <p>③機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率</p> <p>④待機除外確率</p> <p>⑤共通要因故障の評価方法及び共通要因故障パラメータ</p>	<p>②機器故障率パラメータについては原子力安全推進協会が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIAに従い、機器の分類、機器の境界、故障モードの分類を行った。</p> <p>(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ② 機器故障率パラメータの一覧)</p> <p>③本評価では故障した機器の使命時間中の復帰は考慮していない。(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率)</p> <p>④待機除外確率は試験又は保守作業による待機除外を考慮しており、ともに供用可能時間と供用不能時間から確率を算出した。(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ④ 待機除外確率)</p> <p>⑤共通要因故障の発生要因を分析し、考慮するものについてはMGLパラメータを使用した。</p> <p>(3.1.1.f. 信頼性パラメータ ⑤ 共通要因故障の評価方法及び共通要因故障パラメータ)</p>
<p>g. 人的過誤</p> <p>①評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 人的過誤の評価に用いた手法 ● 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い ● 人的過誤評価結果 ● 人的過誤評価用いた主要な仮定 	<p>①人的過誤では THERP 手法を用いて人的過誤率を評価した。人的過誤は起因事象発生前と起因事象発生後で分類し、さらに起因事象発生前は復旧忘れ、起因事象発生後は診断失敗、操作失敗、読み取り失敗と分類した。診断失敗は許容時間から人的過誤確率を評価した。人的過誤評価結果については、事故前及び事故後で一覧表として整理した。なお、発電所の運用を人的過誤評価の主要な仮定に反映した。</p> <p>(3.1.1.g. 人的過誤)</p>
<p>h. 炉心損傷頻度</p> <p>①炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>②炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析 ● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析 ● プラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオの分析 <p>③重要度解析、不確かさ解析及び感度解析</p>	<p>①フォールトツリー結合法を用いて評価を行っている。計算コード RiskSpectrum®PSA を用いてイベントツリー解析、フォールトツリー解析を行い、炉心損傷頻度の算出を行った。</p> <p>(3.1.1.h. 炉心損傷頻度 ① 炉心損傷頻度の算出に用いた方法)</p> <p>②全炉心損傷頻度、起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオを整理し、結果の分析を行った。プラント損傷状態別炉心損傷頻度はレベル1 PRA では不要であるが、レベル1.5PRA を実施するために算出した。(レベル1.5PRA 資料に記載) (3.1.1.h. 炉心損傷頻度 ② 炉心損傷頻度)</p> <p>③炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を実施した。また、PRA 結果の活用目的である事故シナリオグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確かさ解析を実施した。なお、対象項目として評価結果に影響を及ぼす可能性のある仮定、データ等を選定し感度解析を実施した。(3.1.1.h. 炉心損傷頻度 ③ 重要度解析、不確かさ解析及び感度解析)</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

泊発電所3号炉の対応状況	「PRAの説明における参照事項」の記載内容
<p>①PRAの中で考慮する設備をプラント仕様や必要となる系統ごとに整理した。(3.1.2.a. 対象プラント ①対象とするプラントの説明)</p> <p>②停止時のプラント状態の推移を図に整理した。(3.1.2.a. 対象プラント ②停止時のプラント状態の推移)</p> <p>③原子炉冷却材のインベントリ（水位）、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況に応じた緩和設備の使用可能性、起回事象、成功基準、時間余裕に関する類似性の観点から、評価対象期間を15のプラント状態分類（POS：Plant Operational State）に分類し、POS4,5,9,10,12を評価対象とした。(3.1.2.a. 対象プラント ③プラント状態分類)</p>	<p>3. レベル1 PRA</p> <p>3.1 内部事象（停止時）</p> <p>a. 対象プラント</p> <p>①対象とするプラントの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 設計基準事故対処設備であり、重大事故等の対処に用いる設備（以下「対処設備」という。）等、PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明 ②停止時のプラント状態の推移（停止時 PRAのみ） ③プラント状態分類（停止時 PRAのみ） ● プラント状態分類の考え方 ● プラント状態の分類結果
<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷に波及する可能性がある事象を選定した。また、その事象の説明及び発生頻度を整理した。(3.1.2.b. 起回事象 ①(1)起回事象の選定, (4)起回事象の発生頻度評価) ● PRAで考慮する起回事象をPOSごとに同定した。網羅的に同定するため以下の手法により体系的に分析・抽出した。 <ul style="list-style-type: none"> ・原子力施設運転管理年報等による国内プラントのトラブル事例のレビュー ・マスターロジックダイヤグラムに基づく分析 ・既往のPRA等による、国内外における起回事象に関する評価事例の分析 ● 発生の可能性が極めて低いか又は発生を仮定してもその影響が限定される起回事象は評価対象外とした。(3.1.2.b. 起回事象 ①(2)同定した起回事象の除外) 	<p>b. 起回事象</p> <p>①評価対象とした起回事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起回事象リスト、説明及び発生頻度 ● 起回事象の抽出の方法、グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法 ● 対象外とした起回事象と、対象外とした理由
<p>①</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 炉心損傷を有効燃料長頂部が露出した状態、又は、ほう素希釈時に未臨界を維持できない状態（未臨界維持機能喪失時）として定義した。(3.1.2.c. 成功基準 ①(1)損傷判定条件) ● 注水機能及び除熱機能の観点から、成功基準の一覧表を起回事象ごとに整理した。(3.1.2.c. 成功基準 ①(2)起回事象ごとの成功基準) ● 運転員操作を必要とする設備の時間余裕について評価、設定した。また、使命時間については、事故後24時間まで安定冷却が可能であれば、喪失した設備の復旧や追加の運転員操作が期待できると判断し、使命時間を24時間と設定した。(3.1.2.c. 成功基準 ①(3)対処 	<p>c. 成功基準</p> <p>①成功基準の一覧表</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 炉心損傷の定義 ● 起回事象ごとの成功基準の一覧表 ● 対処設備作動までの余裕時間及び使命時間

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>● 成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合は使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性</p> <p>d. 事故シーケンス</p> <p>① イベントツリー</p> <p>● イベントツリー図</p> <p>● ヘディング、事故進展及び最終状態の説明</p> <p>● イベントツリー作成上の主要な仮定</p>	<p>設備動作までの余裕時間及び使用時間)</p> <p>● 成功基準設定のために熱水力解析を実施していない。(3.1.2.e. 成功基準 ①(4)熱水力解析等の解析結果、及び解析コードの検証性)</p> <p>① 各起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な安全機能及び安全機能を達成するために必要な緩和設備や緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シーケンスをイベントツリーとして展開した。</p> <p>イベントツリー図の作成に当たって、以下を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・安全機能及び成功基準の同定に基づきイベントツリーのヘディングを設定 ・事故進展を整理し、最終状態を明確化 ・イベントツリー作成上の主要な仮定について明確化 <p>(3.1.2.d. 事故シーケンス)</p>
<p>e. システム信頼性</p> <p>① 評価対象としたシステムとその説明</p> <p>● 評価対象システム一覧</p> <p>● システムの概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定</p> <p>② システム信頼性評価手法</p> <p>③ システム信頼性評価の結果</p> <p>● 起因事象ごとのシステム信頼性評価結果</p> <p>● 主要なミニマルカットセット（FTを用いた場合）</p> <p>④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠</p>	<p>① 評価対象としたシステムについては一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定を整理した。(3.1.2.e. システム信頼性 ①評価対象としたシステムとその説明)</p> <p>② システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し、信頼性を評価した。(3.1.2.e. システム信頼性 ②システム信頼性評価手法)</p> <p>③ システム信頼性解析の結果について、起因事象ごとに結果が異なるものは起因事象ごとに評価し、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。(3.1.2.e. システム信頼性 ③システム信頼性評価の結果)</p> <p>④ システム信頼性評価をせずに設定した非信頼度はない。(3.1.2.e. システム信頼性 ④システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠)</p>
<p>f. 信頼性パラメータ</p> <p>① 非信頼度を構成する要素と評価式</p> <p>② 機器故障率パラメータの一覧</p> <p>● 機器故障率パラメータの設定方法（機器の分類、機器の境界、故障モードの分類等）</p> <p>● 機器故障率パラメータの一覧（故障モード、故障率等）</p> <p>● 機器故障率パラメータの不確かさ幅</p> <p>③ 機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率</p>	<p>① 非信頼度を構成する要素としては、機器故障率パラメータ、共通要因故障パラメータ、試験又は保守作業による待機除外確率等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。(3.1.2.f. 信頼性パラメータ ①非信頼度を構成する要素と評価式)</p> <p>② 機器故障率パラメータについては、原子力安全推進協会が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIAに従い、機器の分類、機器の境界、故障モードの分類を行った。</p> <p>(3.1.2.f. 信頼性パラメータ ②機器故障率パラメータの一覧)</p> <p>③ 本評価では故障した機器の使命時間中の復旧は考慮していない。(3.1.2.f. 信頼性パラメータ ③機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率)</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>④待機除外確率</p> <p>⑤共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ</p>	<p>④定期事業者検査期間中には、出力運転中と異なり、検査・保守を実施するために系統や機器を待機除外とする期間がある。この期間は定期事業者検査によって変わり得るが、本評価では保安規定で定める運転上の制限を考慮し、設備の冗長性が最も小さくなる状態を仮定して、保守的に各POSに対する待機状態を設定した。(3.1.2.f. 信頼性パラメータ ④待機除外確率)</p> <p>⑤共通要因故障の発生要因を分析し、考慮するものについてはMGLパラメータを使用した。(3.1.2.f. 信頼性パラメータ ⑤共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ)</p>
<p>g. 人的過誤</p> <p>①評価対象とした人的過誤及び評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 人的過誤の評価に用いた手法 ● 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い ● 人的過誤評価結果 ● 人的過誤評価に用いた主要な仮定 	<p>①人的過誤では THERP 手法を用いて人的過誤率を評価した。人的過誤は起因事象発生前と起因事象発生後で分類し、さらに起因事象発生前は復旧忘れ、起因事象発生後は診断失敗、操作失敗、読み取り失敗と分類した。診断失敗は許容時間から人的過誤率を評価した。人的過誤評価結果については、事故前及び事故後で一覧表として整理した。なお、発電所の運用を人的過誤評価の主要な仮定に反映した。(3.1.2.g. 人的過誤)</p>
<p>h. 炉心損傷頻度</p> <p>①炉心損傷頻度の算出に用いた方法</p> <p>②炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析 ● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析 ● フラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオの分析 <p>③重要度解析、不確実さ解析及び感度解析</p>	<p>①フォールトツリリー結合法を用いて評価を行っている。計算コード RiskSpectrum®PSA を用いて、イベントツリリー解析、フォールトツリリー解析を行い、炉心損傷頻度の算出を行った。(3.1.2.h. 炉心損傷頻度 ①炉心損傷頻度の算出に用いた方法)</p> <p>②全炉心損傷頻度、起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオを整理し、結果の分析を行った。フラント損傷状態別炉心損傷頻度はレベル1 PRA では不要なため、評価を省略した。(3.1.2.h. 炉心損傷頻度 ②炉心損傷頻度)</p> <p>③炉心損傷に至る支配的な要因を確認する観点で重要度解析を実施した。また、PRA 結果の活用目的である事故シナリオグループ等の選定に係る炉心損傷頻度の相対的な割合の確認に際しての参考として不確実さ解析を実施した。なお、対象目として評価結果に影響を及ぼす可能性のある仮定、データ等を選定し感度解析を実施した。(3.1.2.h. 炉心損傷頻度 ③重要度解析、不確実さ解析及び感度解析)</p>

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>3. 2 外部事象（地震）</p> <p>a. 対象プラントと事故シナリオ</p> <p>①対象とするプラントの説明</p> <p>●地震PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明</p> <p>●ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果</p> <p>②地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析</p> <p>●事故シナリオの分析・選定とスクリーニングの説明</p> <p>●事故シナリオと起因事象の分析結果</p> <p>●機器リストの作成結果</p>	<p>① 内部事象運転時レベル1 PRA において収集したプラント構成・特性等に関する情報の他、配置関連設計図書等により地震レベル1 PRA に必要な情報を収集・整理した。また、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、及び検討したシナリオの妥当性を確認するために、泊発電所3号炉においてプラントウォークダウンを実施し、以下の点について問題がないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・耐震安全性の確認 ・二次的影響の確認 ・必要に応じた地震後のアクセス性の確認 <p>(3. 2. 1. a. 対象プラントと事故シナリオ ①対象とするプラントの説明)</p> <p>② 地震により炉心損傷に至る事故シナリオを抽出し、スクリーニングで除外するシナリオについてはその内容を明記した。除外されずに残った事故シナリオを分析し、以下の起因事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器パイパス ・大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA) ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉補助建屋損傷 ・電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失 ・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 ・複数の信号系損傷 ・燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失 ・大破断 LOCA ・中破断 LOCA ・小破断 LOCA (極小 LOCA を含む) ・2次冷却系の破断 ・主給水流量喪失 ・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 <p>地震レベル1 PRA の評価対象設備を以下のように分類し、建屋・機器リストを作成した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・起因事象を引き起こす設備 ・起因事象を緩和する設備 <p>(3. 2. 1. a. 対象プラントと事故シナリオ ②地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析)</p>

追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>b. 地震ハザード</p> <ul style="list-style-type: none"> ①地震ハザード評価の方法 ●新規制基準（地震）にて策定された基準地震動の超過確率の算出に用いた地震ハザード評価に用いた手法の説明 ②地震ハザード評価に当たっての主要な仮定 ●震源モデル、地震動伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確かさ要因の分析結果の説明 ●不確かさ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明 <p>③地震ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ●作成したロジックツリーを用いた地震ハザード曲線群の算出と、各ハザード曲線群から求めた信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明 ●地震ハザード評価結果に基づくフラジリティ評価用地震動の作成方法の説明 	<p>①日本原子力学会標準「原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015」の方法に基づき評価した。(3.2.1.b. 確率論的地震ハザード ①確率論的地震ハザード評価の方法)</p> <p>②特定震源モデルについては、敷地から100km程度以内にある地質調査結果に基づく断層並びに「[新編]日本の活断層」に掲載されている確実度Ⅰ及びⅡの活断層をモデル化した。</p> <p>領域震源モデルについては、萩原(1991)及び垣見ほか(2003)の領域区分に基づき、各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値を基に設定した。</p> <p>地震動伝播モデルとしては、Noda et al. (2002)による距離減衰式を用いた。また、ロジックツリーにおいて内陸補正の有無及び観測記録に基づいた補正の有無を考慮した。</p> <p>ロジックツリーの作成では、震源モデル及び地震動伝播モデルの設定において、選定した説 論的不確かさ要因から確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす要因を選定した。検討用地震については、詳細なロジックツリーに展開して評価した。ロジックツリーの各分岐の重みについて、過去の地震等を参考に設定した。(3.2.1.b. 確率論的地震ハザード ②確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定)</p> <p>③上記により平均ハザード曲線及びフラクタイル地震ハザード曲線を作成した。また、基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルを比較した。</p> <p>フラジリティ評価用地震動は、年超過確率10^{-4}の一様ハザードスペクトルの形状に適合する模擬波とした。模擬波の経時特性はNoda et al. (2002)に基づき地震規模$M=8.2$、等価震源距離$X_{eq}=107\text{km}$として設定した。(3.2.1.b. 確率論的地震ハザード ③確率論的地震ハザード評価結果)</p>
<p>c. 建屋・機器のフラジリティ</p> <ul style="list-style-type: none"> ①評価対象と損傷モードの設定 ②フラジリティの評価方法の選択 ③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等） ④フラジリティ評価における耐力情報 ●評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布 ●評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】 ●機能限界値の諸元【機能損傷の場合】 	<p>①～⑥</p> <p>以下の手順でフラジリティ評価を実施した。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) 評価対象と損傷モードの設定 (2) 評価方法の選択 (3) 評価上の不確かさ、応答係数等の設定 (4) 現実的耐力の評価 (5) 現実的応答の評価 (6) フラジリティの評価

追而【地震ハザード評価結果を反映】

追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>⑤フラジリティ評価における応答情報</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布 ● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】 ● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答【機能損傷の場合】 ⑥建物・機器のフラジリティ評価結果 <p>d. 事故シーケンス</p> <p>(1) 起因事象</p> <p>①評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 地震により誘発される起因事象の選定方法とその結果 ● グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法 ● 対象外とした起因事象と、対象外とした理由 ● 地震固有の事象とその取扱い <p>②階層イベントツリーとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 起因事象の階層化の考え方、イベントツリーとその説明 	<p>建物フラジリティは「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法）」、機器フラジリティは「耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）」を評価方法として採用した。</p> <p>建屋の評価は地震 PSA 学会標準に準拠した手法とし、確率論的応答解析を実施した。また、各機器に対する耐震評価結果、加振試験結果、文献値等を基に、現実的耐力と現実的応答を評価してフラジリティを算出した。なお、構造強度に関する評価では、機器の損傷に支配的となる部位に着目して評価を行った。(3.2.1.e. 建屋・機器フラジリティ)</p> <p>(1)</p> <p>①3.2.1.a.②「地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析」にて選定した起因事象を対象とした。グループ化した起因事象及び対象外とした起因事象はない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器パイパス ● 大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA) ● 原子炉建屋損傷 ● 原子炉格納容器損傷 ● 原子炉補助建屋損傷 ● 電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失 ● 1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 ● 複数の信号系損傷 ● 燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失 ● 大破断 LOCA, 中破断 LOCA, 小破断 LOCA ● 2次冷却系の破断 ● 原子炉補機冷却機能喪失 ● 外部電源喪失 ● 主給水流量喪失 ● ATWS <p>②階層イベントツリーのヘディングは、各起因事象を発生時の影響の大きい順に配列し、先行するヘディングにあるすべての起因事象が発生しない場合は、主給水流量喪失が発生するものとした。</p> <p>(3.2.1.d. 事故シーケンス①起因事象)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> <p>追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】</p> </div>

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>(2) 成功基準</p> <ul style="list-style-type: none"> ● ①成功基準の一覧 ● ①起因事象ごとの成功基準 ● ②炉心損傷の定義 ● ③対処設備作動までの余裕時間及び使命時間 ● ④成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合に使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性 <p>(3) 事故シナケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> ● ①イベントツリー ● ②イベントツリー図 ● ③ヘディング、事故進展及び最終状態 ● ④イベントツリー作成上の主要な仮定 <p>(4) システム信頼性</p> <ul style="list-style-type: none"> ● ①評価対象としたシステムとその説明 ● ②評価対象システム一覧 ● ③系統図、必要とするサブポート系、試験、シミュレーション信頼性評価上の主要な仮定 ● ④B及びCクラス機器の取扱い ● ⑤機器損傷に関する機器間の相関の取扱い ● ⑥システム信頼性評価結果 ● ⑦起因事象ごとのシステム信頼性評価結果 ● ⑧主要なミニマルカットセット（FTを用いた場合） ● ⑨システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠 	<p>(2)</p> <p>① 炉心損傷の定義、炉心損傷を防止するための緩和系の成功基準並びに余裕時間は内部事象運転時レベル1 PRAと相違がない。ただし、同様の系統は完全相関を仮定しているため、事故緩和に必要な系統数は考慮していない。また、緩和手段のない起因事象については成功基準を設定していない。使命時間については内部事象運転時レベル1 PRAと同様に24時間とし、地震動で損傷した機器の復旧は期待していない。(3.2.1.d. 事故シナケンス②成功基準)</p> <p>(3)</p> <p>① ヘディングは、地震に引き続き発生する、プラントの事故に至る起因事象、緩和機能に関わるシステム及び運転員操作と事故進展に影響する重要な設備状態を選定し、以下のイベントツリーを作成した。また、炉心損傷防止の観点から、「原子炉停止機能」、「原子炉冷却機能」の安全機能に着目し、最終状態を事故シナケンスグループとして分類した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 起因事象階層イベントツリー ・ 過渡分類イベントツリー ・ フロントラインイベントツリー <p>(3.2.1.d. 事故シナケンス③事故シナケンス)</p> <p>(4)</p> <p>① 3.2.1.a. ② 「地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析」で作成した建屋・機器リストに記載の設備をシステム信頼性の評価対象とした。起因事象を緩和する設備の詳細情報は内部事象レベル1 PRAと同じである。また、安全補機に関わる空調系及び空調用冷水系を除き耐震重要度B及びCクラスの設備には期待していない。</p> <p>② 同様の系統及び機器については、系統間又は機器間で完全相関を仮定した。それ以外の系統間及び機器間の相関は完全独立を仮定した。</p> <p>③ 起因事象の原因となる設備及び起因事象を緩和する設備は、内部事象運転時レベル1 PRAにおけるシステム信頼性評価の結果及び地震の影響を受ける可能性のある設備は、建屋・機器フラジリティ評価の結果も考慮して信頼性評価を実施した。ミニマルカットセットについては、FTに対しては算出していないが、事故シナケンスに対しては、評価結果に基づき主要なミニマルカットセットをまとめた。</p> <p>④ 地震 PRA では損傷した機器の復旧に期待しないため、原子炉補機冷却機能が喪失した場合に封水注水及びRCP サーマルバリアによる冷却機能が喪失することから、原子炉補機冷却機能喪失のRCPシールドLOCA ヘディングの失敗確率を1.0とした。</p> <p>(3.2.1.d. 事故シナケンス④システム信頼性)</p>

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>(5) 人的過誤</p> <ul style="list-style-type: none"> ①評価対象とした人的過誤及び評価結果 ● 人的過誤の評価に用いた手法 ● 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い ● 人的過誤評価に用いた主要な仮定 ● 人的過誤評価結果 <p>(6) 炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ①炉心損傷頻度の算出に用いた方法 ②炉心損傷頻度結果 <ul style="list-style-type: none"> ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シケケンスと分析 ● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シケケンスと分析 ● フラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シケケンスと分析 ● 地震加速度と炉心損傷頻度の関係とその分析 ③重要度解析、不確かさ解析及び感度解析 	<p>(5)</p> <p>①起因事象発生前の人的過誤は試験・保守作業後の復旧ミスであり、事象発生後の起因が地震であっても変わることがないため、内部事象運転レベル1 PRA の検討結果を用いた。起因事象発生後の人的過誤は地震発生後の対応操作に対する過誤であり、事象発生後の起因が地震であっても変わることがないため、内部事象運転レベル1 PRA で対象とする人的過誤を考慮した。ただし、現場操作については、実施が困難である可能性があるため期待していない。</p> <p>(3.2.1.d. 事故シケケンス⑤人的過誤)</p> <p>(6)</p> <p>①フォールトツトリ結合法によってミニマルカットセットを作成し、炉心損傷頻度を算出した。なお、評価地震動範囲は0.2G~1.5Gとした。</p> <p>②上述した手順でモデルを定量化し、全炉心損傷頻度並びに起因事象別、加速度区分別及び事故シケケンスグループ別の炉心損傷頻度を算出し、主要なミニマルカットセットと評価結果を分析した。</p> <p>③地震ハザード、フラジリティやランダム故障確率に含まれる不確かさが炉心損傷頻度の分布に与える影響を評価するため、不確かさ解析を行った。重要度解析では、FV 重要度による評価を行った。また、感度解析は、機器間の相関性に係る評価上の仮定、及び炉心損傷頻度に有意に影響のある機器のフラジリティに因りて実施した。(3.2.1.d. 事故シケケンス⑥炉心損傷頻度)</p>

追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>3. 2 外部事象（津波）</p> <p>a. 対象プラントと事故シナリオ</p> <p>①対象とするプラントの説明</p> <p>● 津波PRAの中で考慮する設備の一覧及び設備の説明</p> <p>● ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果</p> <p>②津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析</p> <p>● 事故シナリオの分析・選定とスクリーニングの説明</p> <p>● 事故シナリオと起因事象の分析結果</p> <p>● 建物・機器リストの作成結果</p>	<p>①内部事象運転時レベル1 PRA において収集したプラント構成・特性等に関する情報の他、配置関連設計図書等により津波 PRA に必要な情報を収集・整理した。また、机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、及び検討したシナリオの妥当性を確認するために、泊発電所3号炉においてプラントウォークダウンを実施し、以下の点について問題がないことを確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 津波影響 ・ 間接的被害の可能性 ・ 津波伝播経路及び建屋開口部（貫通部） <p>（3.2.2.a. 対象プラントと事故シナリオ ①対象とするプラントの説明）</p> <p>②津波により炉心損傷に至る事故シナリオを抽出し、スクリーニングで除外するシナリオについてはその内容を明記した。除外されずに残った事故シナリオを分析し、以下の起因事象を選定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失 ・ 敷地及び建屋内浸水 <p>また、津波PRAの評価対象設備を以下のように分類し、建屋・機器リストを作成した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 起因事象を引き起こす設備 ・ 津波防護施設/浸水防止設備 ・ 起因事象を緩和する設備 <p>（3.2.2.a. 対象プラントと事故シナリオ ②津波により炉心損傷に至る事故シナリオと分析）</p>
<p>b. 津波ハザード</p> <p>①津波ハザード評価の方法</p> <p>● 新規制基準（津波）にて策定された基準津波の超過確率の算出に用いた津波ハザード評価に用いた手法の説明</p>	<p>①基準津波の超過確率の算出に用いた基準津波ハザード評価は、日本原子力学会標準「原子力発電所に対する津波を起因とした確率的リスク評価に関する実施基準：2011」（以下、「津波 PRA 学会標準」という。）、公益社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価小委員会「原子力発電所の津波評価技術 2016」、社団法人土木学会原子力土木委員会津波評価部会「確率的津波ハザード解析の方法（2011）」、2011年東北地方太平洋沖地震から得られた知見等を踏まえて実施した。（3.2.2.b. 確率的津波ハザード ①評価方針）</p>

追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>②津波ハザード評価に当たっての主要な仮定</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 津波発生モデル、津波伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確かさ要因の分析結果の説明 ● 不確かさ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明 <p>③津波ハザード評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 作成したロジックツリーを用いた津波ハザード曲線群の算出と、各ハザード曲線群から求めた信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明 ● 津波ハザード評価結果に基づくフラジリティ評価用津波水位変動の作成方法の説明 	<p style="text-align: center;">追而</p> <p style="text-align: center;">【津波ハザード評価結果を反映】</p>
<p>c. 建屋・機器のフラジリティ</p> <ul style="list-style-type: none"> ①評価対象と損傷モードの設定 ②フラジリティの評価方法の選択 ③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等） ④フラジリティ評価における耐力情報 <ul style="list-style-type: none"> ● 評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布 ● 評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】 ● 機能限界値の諸元【機能損傷の場合】 ⑤フラジリティ評価における応答情報 <ul style="list-style-type: none"> ● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布 ● 基準津波による波力等で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】 ● 基準津波による津波水位変動で被水・没水する評価部位の状況【機能損傷の場合】 ⑥建屋・機器のフラジリティ評価結果 	<p>①～⑥</p> <p>3.2.2.a.②で作成した建屋・機器リストに記載の設備に対して津波による損傷モードを検討した結果、フラジリティは以下のように評価された。フラジリティ曲線はステップ状を仮定し、不確かさは考慮していない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・主変圧器 <ul style="list-style-type: none"> ⇒敷地内浸水深が主変圧器の基礎高さを越えた場合に機能喪失 ・原子炉補機冷却海水ポンプ <ul style="list-style-type: none"> ⇒循環水ポンプ建屋内浸水に伴う没水により機能喪失 ・起因事象を緩和する設備（建屋内） <ul style="list-style-type: none"> ⇒建屋内浸水により機能喪失 <p>（3.2.2.e. 建屋・機器のフラジリティ ①評価対象と損傷モードの決定、②フラジリティの検討結果について）</p>
<p>追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】</p>	

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>d. 事故シナケクス</p> <p>(1) 起因事象</p> <ul style="list-style-type: none"> ①評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度 ●津波により誘発される起因事象の選定方法とその結果 ●グループ化している場合にはグループ化の考え方、発生頻度の評価方法 ●対象外とした起因事象と、対象外とした理由 ●津波固有の事象とその取扱い <p>②階層イベントツリーとその説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ●起因事象の階層化の考え方、イベントツリーとその説明 <p>(2) 成功基準</p> <ul style="list-style-type: none"> ①成功基準の一覧 ●起因事象ごとの成功基準 ●炉心損傷の定義 ●対処設備作動までの余裕時間及び使用時間 ●成功基準設定のために熱水力解析等を実施した場合を使用した解析結果、及び使用した解析コードの検証性 <p>(3) 事故シナケクス</p> <ul style="list-style-type: none"> ①イベントツリー ●イベントツリー図 ●ヘディング、事故進展及び最終状態 ●イベントツリー作成上の主要な仮定 <p>(4) システム信頼性</p> <ul style="list-style-type: none"> ①評価対象としたシステムとその説明 ●評価対象システム一覧 ●系統図、必要とするサポート系、試験、シナケクス信頼性評価上の主要な仮定 ●B及びCクラス機器の取扱い <p>②機器損傷に関する機器間の相関の取扱い</p> <p>③システム信頼性評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ●起因事象ごとのシステム信頼性評価結果 ●主要なミニマルカットセット（FTを用いた場合） ④システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠 	<p>(1)</p> <p>①津波による事故シナリオ及び津波フラジリティ検討結果に基づき、津波高さごとに発生する起因事象及び津波シナリオを以下のとおり明確化した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・津波分類A（津波高さ T.P.16.5m～） <p>津波高さ T.P.16.5m を超えた場合、敷地内浸水が開始する。敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水によって複数の緩和設備が機能喪失して炉心損傷に至る津波特有の起因事象「敷地及び建屋内浸水」が発生するものとする。</p> <p>②本評価では「敷地及び建屋内浸水」のみを起因事象と想定したため、起因事象階層化は必要ない。</p> <p>(3.2.2.d. 事故シナケクス ①起因事象, ②起因事象発生頻度)</p> <p>(2)</p> <p>①本評価で考慮している設備の範囲（設計基準事故対処施設（操作も含む）は考慮するが、AM 策には期待しない）では、津波によって発生する「敷地及び建屋内浸水」を緩和させる有効な緩和設備がなくイベントツリーを展開できないため、緩和設備の機能及び系統数に關する成功基準は設定していない。(3.2.2.d. 事故シナケクス ③成功基準)</p> <p>(3)</p> <p>①本評価では、津波高さ T.P.16.5m 以下では、起因事象を引き起こす設備、津波防護施設／浸水防止設備及び起因事象を緩和する設備に影響はないことから、原子炉建屋及び原子炉補助建屋への浸水状態を考慮してイベントツリーを作成し、敷地及び原子炉建屋又は原子炉補助建屋内への浸水が発生した場合は複数の安全機能が喪失し、炉心損傷に至ると想定した。(3.2.2.d. 事故シナケクス ④事故シナケクス)</p> <p>(4)</p> <p>①, ②, ③, ④</p> <p>本評価では起因事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため、注水や除熱に係る緩和設備のシステム信頼性評価は実施していない。(3.2.2.d. 事故シナケクス ⑤システム信頼性)</p>

追而【地震PRA、津波PRAの最終評価結果を反映】

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>(5) 人的過誤</p> <ul style="list-style-type: none"> ● ①評価対象とした人的過誤及び評価結果 ● 人的過誤の評価に用いた手法 ● 人的過誤の分類、人的操作に対する許容時間、過誤回復の取扱い ● 人的過誤評価に用いた主要な仮定 ● 人的過誤評価結果 <p>(6) 炉心損傷頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ● ①炉心損傷頻度の算出に用いた方法 ● ②炉心損傷頻度結果 ● 全炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析 ● 起因事象別の炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析 ● フラント損傷状態別炉心損傷頻度及び主要な事故シナリオと分析 ● 津波高さと炉心損傷頻度の関係とその分析 ● ③重要度解析、不確かさ解析及び感度解析 	<p>(5)</p> <p>①津波発生後の高ストレスによる人的過誤が考えられるが、本評価では起因事象「敷地及び建屋内浸水」の緩和は期待しないため、人的過誤を考慮していない。(3.2.2.d. 事故シナリオ ケース ⑥ 人的過誤)</p> <p>(6)</p> <p>①イベントツリーを用いて、炉心損傷頻度を評価した。</p> <p>②炉心損傷頻度を 2.9×10^{-7} (／炉年) と評価した。防潮堤を越える津波による浸水が、原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えた場合、建屋内への津波の流入により、大量浸水が発生し、複数の安全機能が喪失して炉心損傷に至る「複数の安全機能喪失」が100%となる。</p> <p>③本津波 PRA では、建屋内浸水が発生する津波高さ以上 (T.P.16.5m～) では緩和手段が無くなり必ず炉心損傷に至るため、重要度解析を実施しても有益な結果が得られない。このため、内部事象 PRA や地震 PRA のように重要度評価は実施していない。</p> <p>本評価では、津波高さ T.P.16.5m を越える津波では、敷地内浸水深が原子炉建屋又は原子炉補助建屋のカーブ高さを越えた場合に建屋内への大量浸水が発生して必ず炉心損傷に至る。したがって、全炉心損傷頻度の平均値及び不確かさ幅は T.P.16.5m における確率論的津波ハザードの平均値及び不確かさ幅と等しくなる。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> <p>追而【津波ハザード確定後の感度解析結果を反映】</p> </div> <p>(3.2.2.d. 事故シナリオ ケース ⑦ 炉心損傷頻度)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> <p>追而【地震 PRA、津波 PRA の最終評価結果を反映】</p> </div>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

泊発電所3号炉の対応状況	「PRAの説明における参照事項」の記載内容
<p>①対象プラントの機器・系統配置、形状・設備容量、事故への対処操作、燃料及びびデブリの移動経路などを整理した。(4.1.1.a. プラントの構成・特性)</p>	<p>4. レベル1.5PRA 4.1 内部事象 a. プラントの構成、特性 ①対象プラントに関する説明 機器・系統配置、形状・設備容量、事故への対処操作、燃料及びびデブリの移動経路など</p>
<p>①内部事象運転時レベル1 PRA で得られた炉心損傷状態に至るすべての事故シナリオを事故の進展及び事故の緩和操作の類似性からプラント損傷状態に分類し、一覧表で示した。なお、レベル1.5PRA では炉心損傷時の格納容器内事故進展を把握する必要があるので、レベル1 PRA のイベントツリーの炉心損傷シナリオを一部細分化した。(4.1.1.b. ①プラント損傷頻度の一覧)</p> <p>②プラント損傷状態ごとの発生頻度を表に整理した。(4.1.1.b. ②プラント損傷状態ごとの発生頻度)</p>	<p>b. プラント損傷状態の分類及び発生頻度 ①プラント損傷状態の一覧 ● プラント損傷状態の考え方 ● プラント損傷状態の一覧 ● レベル1の事故シナリオに対するプラント損傷状態の分類結果 ● レベル1結果との関係（レベル1の最終状態と分類が異なる場合） ②プラント損傷状態ごとの発生頻度 プラント損傷状態ごとの発生頻度</p>
<p>①事故進展図により、事象進展フェーズと格納容器への負荷の種類による分類の考え方を示し、その分類に応じた格納容器破損モードの一覧において各破損モードに関する説明をまとめた。(4.1.1.c. 格納容器破損モード)</p>	<p>c. 格納容器破損モード ①格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明 ● 格納容器破損モード分類の考え方 ● 格納容器破損モードの一覧 ● 各破損モードに関する説明</p>
<p>①PDS ごとに、原子炉停止系、炉心冷却系、崩壊熱除去系、工学的安全施設等の緩和設備の動作状態及び物理化学現象の発生状態を分析して、格納容器イベントツリーを構築した。(4.1.1.d. ①格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス)</p> <p>②事故進展における物理化学現象及び事故の緩和手段の分析結果に基づき抽出したヘデイングに対して、事象進展順等のヘデイング間の相関を考慮してヘデイング順序を決定することにより、格納容器イベントツリーを構築すると共に、格納容器イベントツリー最終状態に、健全な場合も含めて格納容器破損モードを割り付けた。(4.1.1.d. ②格納容器イベントツリー)</p>	<p>d. 事故シナリオ ①格納容器イベントツリー構築の考え方及びプロセス ● 格納容器イベントツリー構築の考え方 ● 格納容器イベントツリー構築のプロセスの説明</p> <p>②格納容器イベントツリー ● 格納容器イベントツリーを構築するに当たって検討した、重要な物理化学現象、対処設備の作動・不動作、運転員操作（レベル1との整合性を含む）、ヘデイング間の従属性 ● 格納容器イベントツリーの健全な場合も含めた格納容器破損モードの割り付け結果</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>e. 事故進展解析</p> <p>①解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 事故シナリオ選定の考え方 ● 事故進展解析の解析条件 ● 解析対象とした事故シナリオ一覧 ● 対象事故シナリオの説明 ● 有効性評価の対象シナリオとして選定した場合はその選定理由 <p>②事故シナリオの解析結果</p>	<p>①CDFが大きく、そのPDSを代表し、かつ安全設備及び事故時緩和操作の時間余裕が厳しくなる事故進展の相対的に速いシナリオを考慮して解析対象を選定を行った。事故進展解析の解析条件、解析対象とした事故シナリオ一覧、対象事故シナリオの説明について整理した。(4.1.1.e. 事故進展解析)</p> <p>②事故進展解析を実施した結果得られる主要事象発生時刻やシビアアクシデント現象による原子炉格納容器負荷の評価結果を整理した。 (4.1.1.e. ②事故シナリオの解析結果)</p>
<p>f. 格納容器破損頻度</p> <p>①格納容器破損頻度の評価方法</p> <p>②格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 分岐確率の算出方法 ● 格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率 <p>③格納容器破損頻度の評価結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 全格納容器破損頻度及び主要事故シナリオと分析 ● 起因事象別格納容器破損頻度及び主要事故シナリオと分析 ● 破損モード別格納容器破損頻度及び主要事故シナリオと分析 	<p>①格納容器イベントツリーの分岐に分岐確率を入力し、プラント損傷状態ごとに格納容器破損頻度を算出した。計算コードにはCVETを用いた。 (4.1.1.f. ①格納容器破損頻度の評価方法)</p> <p>②格納容器イベントツリーの各ヘディングに対して、NIREG/CR-4700の手法を参考に、シビアアクシデント現象に関する知見や事故進展解析結果及び工学的判断から定量的な分岐確率を算出した。(4.1.1.f. ②格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率)</p> <p>③評価結果を整理し、全格納容器破損頻度、起因事象別格納容器破損頻度、プラント損傷状態別格納容器破損頻度、破損モード別格納容器破損頻度を整理し、主要な事故シナリオの分析を実施した。(4.1.1.f. ③格納容器破損頻度の評価結果)</p>
<p>g. 不確実さ解析及び感度解析</p> <p>①不確実解析結果</p> <p>②感度解析結果</p>	<p>①不確実さ解析を実施することにより、格納容器破損頻度の点推定値が、不確実さ解析による平均値と大きく相違しないことを確認した。(4.1.1.g. ①不確実さ解析)</p> <p>②溶融物分散放出の分岐確率に関する感度解析を実施することにより、格納容器破損モード別格納容器破損割合、格納容器破損モード別格納容器破損頻度に大きな影響は無いことを確認した。 (4.1.1.g. ②感度解析)</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

泊発電所3号炉の対応状況	「PRAの説明における参照事項」の記載内容
<p>地震レベル1.5PRAについては、以下の理由により実施は困難な段階である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的なPRA手法が確立されていない。 ・原子炉格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する知見がないことから、地震レベル1.5PRAの実施に向けた検討を始めたところである。 <p>なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震、津波等の外部事象起因であるが、炉心損傷モードと同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。</p>	<p>4. 2 外部事象（地震）</p> <p>a. プラントの構成、特性</p> <p>①対象プラントに関する説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 機器・系統配置、形状・設備容量、事故への対処操作、燃料及びデブリの移動経路など ● ウォークダウン実施の有無とウォークダウンの結果 <p>②地震により格納容器破損に至る事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器損傷及びその波及的影響のシナリオの分析・選定とスクリーニングの説明 ● 事故シナリオと起因事象の分析結果 ● 建物・機器リストの作成結果 <p>b. 地震ハザード</p> <p>①地震ハザード評価の方法</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 新規制基準（地震）にて策定された基準地震動の超過確率の算出に用いた地震ハザード評価に用いた手法 ②地震ハザード評価に当たったの主要な仮定 ● 震源モデル、地震動伝播モデルの設定と各モデルの設定根拠及び不確かさ要因の分析結果の説明 ● 不確かさ要因の分析結果に基づいて作成したロジックツリーの明示とロジックツリーの各分岐において設定した重みの根拠の説明 ③地震ハザード評価結果 ● 作成したロジックツリーを用いた地震ハザード曲線群の算出と、地震ハザード曲線群から求めた信頼度別ハザード曲線や平均ハザード曲線の説明 ● 地震ハザード評価結果に基づくフラジリティ評価用地震動の作成方法の説明 <p>c. 建物・機器のフラジリティ</p> <ul style="list-style-type: none"> ①評価対象と損傷モードの設定 ②フラジリティの評価方法の選択 ③フラジリティ評価上の主要な仮定（不確かさの設定、応答係数等） ④フラジリティ評価における耐力情報 ● 評価部位、損傷モード及びその耐力値と確率分布 ● 評価部位の材料と温度【構造損傷の場合】 ● 機能限界値の諸元【機能損傷の場合】
<p>同上</p>	<p>同上</p>
<p>同上</p>	<p>同上</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

泊発電所3号炉の対応状況	「PRAの説明における参照事項」の記載内容
	<p>⑤フラジリティ評価における応答情報</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 評価部位、損傷モード及びその応答値と確率分布 ● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答とその他の荷重条件による評価部位の応答の内訳【構造損傷の場合】 ● 基準地震動による地震力で発生する評価部位の応答【機能損傷の場合】 <p>⑥建物・機器のフラジリティ評価結果</p>
<p>地震レベル1.5PRAについては、以下の理由により実施は困難な段階である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的なPRA手法が確立されていない。 ・原子炉格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する知見がないことから、地震レベル1.5PRAの実施に向けた検討を始めたところである。 <p>なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震、津波等の外部事象起因であっても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。</p>	<p>d. プラント損傷状態の分類及び発生頻度</p> <p>①プラント損傷状態の一覧</p> <ul style="list-style-type: none"> ● プラント損傷状態の考え方 ● プラント損傷状態の一覧 ● レベル1の事故シナリオに対するプラント損傷状態の分類結果 ● レベル1結果との関係（レベル1の最終状態と分類が異なる場合） <p>②プラント損傷状態ごとの発生頻度</p>
<p>同上</p>	<p>e. 格納容器破損モード</p> <p>①格納容器破損モードの一覧と各破損モードに関する説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器破損モード分類の考え方 ● 格納容器破損モードの一覧 ● 各破損モードに関する説明
<p>同上</p>	<p>f. 事故シナリオ</p> <p>①格納容器イベントツトリ構築の考え方及びプロセス</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器イベントツトリ構築の考え方 ● 格納容器イベントツトリ構築のプロセスの説明 <p>②格納容器イベントツトリ</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器イベントツトリを構築するに当たって検討した、重要な物理化学現象、対処設備の作動・不動作（レベル1との整合性を含む）、運転員操作、ヘディング間の従属性 ● 格納容器イベントツトリの健全状態への最終状態も含めた格納容器破損モードの割り付け
<p>同上</p>	<p>g. 事故進展解析</p> <p>①解析対象とした事故シナリオと対象事故シナリオの説明</p> <ul style="list-style-type: none"> ● 事故シナリオ選定の考え方 ● 選定した事故シナリオと説明 ● 事故進展解析の解析条件 ● 有効性評価の対象シナリオとして選定した場合はその選定理由 <p>②事故シナリオの解析結果</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

「PRAの説明における参照事項」の記載内容	泊発電所3号炉の対応状況
<p>h. 格納容器破損頻度</p> <ul style="list-style-type: none"> ①格納容器破損頻度の評価方法 ②格納容器イベントツリーヘディングの分岐確率 ● 分岐確率の算出方法 ● 使用した分岐確率 ③格納容器破損頻度の評価結果 ● 全格納容器破損頻度及び主要事故シケケンスと分析 ● 起因事象別格納容器破損頻度及び主要事故シケケンスと分析 ● 破損モード別格納容器破損頻度及び主要事故シケケンスと分析 	<p>同上</p>
<p>i. 不確実さ解析及び感度解析</p> <ul style="list-style-type: none"> ①不確実解析結果 ②感度解析結果 	<p>地震レベル1.5PRAについては、以下の理由により実施は困難な段階である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・学会標準に一部手順が示されているのみであり、標準的なPRA手法が確立されていない。 ・原子炉格納容器や原子炉建屋等が地震動によって直接損傷することが考えられるが、これらの損傷評価に関して、現時点では損傷箇所、損傷モード等を詳細に評価する知見がないことから、地震レベル1.5PRAの実施に向けた検討を始めたところである。 <p>なお、炉心損傷後の格納容器内の物理化学現象の進展は、地震、津波等の外部事象起因であつても内部事象と同等と考えられ、格納容器破損モードは内部事象と同等と考えている。</p>

「PRAの説明における参照事項（平成25年9月 原子力規制庁）」への泊発電所3号炉 PRAの対応状況

泊発電所3号炉の対応状況	「PRAの説明における参照事項」の記載内容
<p>①評価上の仮定及び計算が適切かどうかを判断する場合、専門家判断を実施した。 ②関連する分野に深い知識や経験を有するものを選任し、専門家判断を実施した。</p> <p>①レビュアアの選定に当たっては、専門性、経験、独立性及び公正性の4つの要素を考慮して選定した。</p> <p>●今回実施したレビュー実施方法を含め、PRA全般を俯瞰した視点から改善事項を抽出する観点でPRAの経験豊富な海外レビュアアを招聘し、米国内でのPRA実施状況との比較に基づき助言を得ることとした。</p> <p>②オンサイトレビューを効率的・効果的に実施するために、各レビューアに事前にPRAの概要資料を提出し、全体の内容把握及びオンサイトレビューにおいて重点的に内容を確認する項目の抽出・整理する期間を設けた。オンサイトレビューに際しては、適宜PRA実施者と質疑応答を行い、具体的な内容・課題を共有しながら進めた。</p> <p>③学会標準への不適合や評価手法に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことが確認された。また、実施したPRAの評価結果に影響を及ぼすような技術的な問題点がないことが確認された。また、システム解析及び文書化に関して「良好事例」が挙げられた。</p> <p>④PRAの更なる品質向上に資すると考えられる「推奨事項」として起因事象発生頻度の設定方法等に関する4件のコメントを受領しており、評価手法の見直し等を合わせて今後の対応を検討していく。</p>	<p>5. その他</p> <p>a. 専門家判断</p> <p>①専門家判断を用いた事項と専門家判断の結果 ②専門家判断の導出のプロセス</p> <p>b. ピアレビュー</p> <p>①ピアレビューチーム及びメンバー構成</p> <p>● 海外の専門家も含めたメンバーであること</p> <p>②ピアレビューの手順</p> <p>③ピアレビューの結果</p> <p>④ピアレビュー結果のPRAへの反映状況</p>
<p>①品質保証活動に基づき社内基準に従ってPRAを実施した。</p> <p>●実施に当たってはPRAを含む関連分野に深い知識、経験を有する者を選定した。また、解析をメーカー委託する場合は社内基準に基づき適切に実施している。</p> <p>●文書化、記録等の管理体制及び管理方法は社内基準に従って適切に行っている。</p>	<p>c. 品質保証</p> <p>①PRAを実施するに当たって行った品質保証活動</p> <p>● PRAの実施体制</p> <p>● 更新、記録管理体制</p>

別添

泊発電所3号炉 確率論的リスク評価（PRA）について

目 次

【今回提出】

1. PRA実施の目的
2. 事故シーケンスグループ等の選定に係るPRAの実施範囲・評価対象・実施手法
3. レベル1 PRA
 - 3.1 内部事象PRA
 - 3.1.1 出力運転時PRA
 - 3.1.1.a. 対象プラント
 - 3.1.1.b. 起回事象
 - 3.1.1.c. 成功基準
 - 3.1.1.d. 事故シーケンス
 - 3.1.1.e. システム信頼性
 - 3.1.1.f. 信頼性パラメータ
 - 3.1.1.g. 人的過誤
 - 3.1.1.h. 炉心損傷頻度
 - 3.1.2 停止時PRA
 - 3.1.2.a. 対象プラント
 - 3.1.2.b. 起回事象
 - 3.1.2.c. 成功基準
 - 3.1.2.d. 事故シーケンス
 - 3.1.2.e. システム信頼性
 - 3.1.2.f. 信頼性パラメータ