表 1.4　設計基準において想定される自然現象の選定結果

No	外部ハザード	選定基準	選定	備　　考
1-1	凍結	－	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-2	隕石	E(※1)	×	安全施設の機能に影響を及ぼす隕石等が衝突する可能性は極めて低いと判断し除外する。
1-3	降水（豪雨(降雨)）	－	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-4	河川の迂回	A	×	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除外する。
1-5	砂嵐(塩を含んだ嵐)	A	×	発電所周辺にて発生する可能性は極めて低いことから除外する。
1-6	静振	A，D	×	安全施設の機能に影響を及ぼす湖等は付近にないが、影響については津波に包絡できる。
1-7	地震活動	F	×	第四条　地震による損傷の防止にて評価する。
1-8	積雪（暴風雪）	－	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-9	土壌の収縮又は膨張	D	×	土壌の収縮又は膨張の可能性は低いが、影響については地震に包絡できる。
1-10	高潮	－	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-11	津波	F	×	第五条　津波による損傷の防止にて評価する。
1-12	火山（火山活動・降灰）	－	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-13	波浪・高波	D	×	津波に包絡できる。
1-14	雪崩	A	×	多雪地域でないことから除外する。
1-15	生物学的事象	－	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-16	海岸侵食	B，D	×	事象進展が遅く、安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いが、影響については津波に包絡される。
1-17	干ばつ	C	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は低いことから除外とする。なお、取水源は渇水年でも取水可能な淡水池。
1-18	洪水（外部洪水）	－	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-19	風（台風）（暴風(台風)）	－	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-20	竜巻	－	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-21	濃霧	C	×	本事象が発生する可能性は低いが、万一発生した場合でも安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いことから除外する。
1-22	森林火災	－	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-23	霜・白霜	C	×	本事象が発生する可能性は低いが、万一発生した場合でも安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いことから除外する。
1-24	草原火災	D	×	森林火災に包絡できる。
1-25	ひょう・あられ	C	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は低いことから除外とする。
1-26	極高温	C	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は低いことから除外とする。
1-27	満潮	D	×	津波に包絡できる。
1-28	ﾊﾘｹｰﾝ	D	×	風（台風）に包絡できる。
1-29	氷結	D	×	凍結に包絡できる。
1-30	氷晶	D	×	凍結に包絡できる。
1-31	氷壁	D	×	凍結に包絡できる。
1-32	土砂崩れ（山崩れ、がけ崩れ）	C，D	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いが、影響については地震に包絡される。
1-33	落雷	－	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-34	湖又は河川の水位低下	A	×	発電所に影響を与える湖又は河川がないことから除外する。
1-35	湖又は河川の水位上昇	A	×	発電所に影響を与える湖又は河川がないことから除外する。
1-36	陥没・地盤沈下・地割れ	C，D	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いが、影響については地震に包絡される。
1-37	極限的な圧力(気圧高低)	D	×	竜巻に包絡される。
1-38	もや	C	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は低いことから除外とする。
1-39	塩害、塩雲	B,C	×	進展の進展は遅く、十分管理が可能なことから除外する。

No	外部ハザード	選定基準	選定	備　考
1-40	地面の隆起	C，D	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いが、影響については地震に包絡される。
1-41	動物	C，D	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いが、影響については生物学的事象に包絡される。
1-42	地すべり	－	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
1-43	カルスト	A	×	カルスト地形ではないため、除外する。
1-44	地下水による浸食	C，D	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いが、影響については地震に包絡される。
1-45	海水面低	D	×	津波に包絡できる。
1-46	海水面高	D	×	津波に包絡できる。
1-47	地下水による地滑り	C，D	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いが、影響については地震に包絡される。
1-48	水中の有機物	C，D	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いが、影響については生物学的事象に包絡される。
1-49	太陽ﾌﾚｱ，磁気嵐	C	×	太陽フレアによる磁気嵐により誘導電流が発生する可能性があるが、日本では、磁気緯度、大地抵抗率の条件から地磁気変動が電力系統に影響を及ぼす可能性は極めて小さく、その影響は欧米に比べて無視しうる程度であるため除外する。
1-50	高温水(海水温高)	C	×	安全施設の機能に影響を及ぼすことはないことから除外する。
1-51	低温水(海水温低)	C	×	安全施設の機能に影響を及ぼすことはないことから除外する。
1-52	泥湧出	C	×	安全施設の機能に影響を及ぼすことはないことから除外する。
1-53	土石流	C，D	×	安全施設の機能に影響を及ぼす可能性は極めて低いが、影響については地滑りに包絡される。
1-54	水蒸気	C	×	安全施設の機能に影響を及ぼすことはないことから除外する。
1-55	毒性ガス	A	×	発電所下部に毒性ガスを湧出する地層はないことから除外する。

※１：隕石が川内原子力発電所に衝突する確率については、概略計算で以下のとおり見積もられる。

地球近傍の天体が地球に衝突する確率及び衝突した際の被害状況を表す尺度として、トリノスケールがあるが、2012年現在において、NASAは、今後100年間に衝突が起こる可能性のある天体について、このトリノスケールのレベル１を超えるものはないとしている。

このレベル１の小惑星として“2007VK184”が挙げられているが、当該惑星の衝突確率は「1750分の1」である。そこで、隕石が地球に落ちて地上に当たる確率を1/1750とする。

・ 地球の表面積：510,072,000〔km^2〕

・ 川内原子力発電所の敷地面積：1.45〔km^2〕

であることから、隕石が川内原子力発電所の敷地内に衝突する確率は、概算で以下のとおりとなる。

$$1/1750\times(1.45/510,072,000) = 1.63\times10^{-12}$$

表 1.5　設計基準において想定される人為事象の選定結果

No	外部ハザード	選定基準	選定	備　　考
2-1	衛星の落下	E(※2)	×	安全施設の機能に影響を及ぼす隕石等が衝突する可能性は極めて低いと判断し除外する。
2-2	ﾊﾟｲﾌﾟﾗｲﾝ事故(ｶﾞｽなど)、ﾊﾟｲﾌﾟﾗｲﾝ事故によるｻｲﾄ内爆発等	A	×	川内原子力発電所周辺にパイプラインはないことから除外する。
2-3	交通事故(化学物質流出含む)	D	×	近隣工場等の火災に包絡される。
2-4	有毒ｶﾞｽ	－	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
2-5	ﾀｰﾋﾞﾝﾐｻｲﾙ	F	×	第十八条　蒸気タービンにて評価する。
2-6	飛来物（航空機衝突）	－	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
2-7	工業施設又は軍事施設事故	A	×	近隣における産業で発電所に影響を及ぼす施設はないことから除外する。
2-8	船舶の衝突（船舶事故）	－	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
2-9	自動車又は船舶の爆発	D	×	爆発（プラント外での爆発）に包絡される。
2-10	船舶から放出される固体液体不純物	D	×	船舶から放出された燃料による火災が考えられるが、船舶の衝突に包絡される。
2-11	水中の化学物質	A	×	川内原子力発電所の周辺には化学プラントは立地していない。
2-12	爆発（ﾌﾟﾗﾝﾄ外での爆発）	－	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
2-13	ﾌﾟﾗﾝﾄ外での化学物質流出	A	×	川内原子力発電所の周辺には化学プラントは立地していない。
2-14	ｻｲﾄ貯蔵の化学薬品の流出	C	×	化学薬品は適切に管理しているが、仮に流出した場合でも堰等により薬品の拡散防止が図られていることから除外する。
2-15	軍事施設からのﾐｻｲﾙ	F	×	故意の人為事象である。
2-16	掘削工事	A	×	敷地内での工事は管理されている。また、敷地外での掘削はプラントに影響を与えない。
2-17	他のﾕﾆｯﾄからの火災	D	×	森林火災に包絡できる。
2-18	他のﾕﾆｯﾄからのﾐｻｲﾙ	F	×	第十八条　蒸気タービンにて評価する。
2-19	他のﾕﾆｯﾄからの内部溢水	D	×	内部溢水に包絡される。
2-20	電磁的障害	－	○	設備の特性を踏まえ評価対象とする。
2-21	ﾀﾞﾑの崩壊	－	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。
2-22	内部溢水	F	×	第九条　溢水による損傷の防止等にて評価する。
2-23	火災（近隣工場等の火災）	－	○	地域の特性を踏まえ評価対象とする。

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

＜参考１＞

基準Ａ：当該原子炉施設に影響を及ぼすほど接近した場所に発生しない。

発電所の立地点の自然環境は一様ではなく、発生する自然事象は地域性があるため、発電所立地点において明らかに起こり得ない事象は対象外とする。

基準Ｂ：ハザード進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知することでハザードを排除できる。

事象発生時の発電所への影響の進展が緩慢であって、影響の緩和又は排除の対策が容易に講じることが出来る事象は対象外とする。例えば、発電所の海岸の浸食の事象が発生しても、進展が遅いため補強工事等により侵食を食い止めることができる。

基準Ｃ：当該原子炉施設の設計上、考慮された事象と比較して設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は当該原子炉施設の安全性が損なわれることがない。

事象が発生しても、プラントへの影響が極めて限定的で炉心損傷事故のような重大な事故には繋がらない事象は対象外とする。例えば、外気温が上昇しても、屋外設備でも故障に至る可能性は小さく、また、冷却海水の温度が直ちに上昇しないことから冷却は維持できるので、影響は限定的である。

基準Ｄ：影響が他の事象に包絡される。

プラントに対する影響が同様とみなせる事象については、相対的に影響が大きいと判断される事象に包含して合理的に検討する。例えば、地滑り、山崩れ、崖崩れ等は程度の差はあれ同じ影響を与える事象であるので、まとめて検討できる。

基準Ｅ：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い。

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

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

第四条　地震による損傷の防止、第五条　津波による損傷の防止、第九条　溢水による損傷の防止、第十八条　蒸気タービンにより評価を実施するもの、又は、故意の人為事象等外部からの衝撃による損傷の防止に該当しないものについては、対象外とする。

添付-２　竜巻（暴風）が原子炉施設へ与える影響について

１．起因事象の特定

(1)構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失の抽出

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、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

①竜巻荷重による建屋や設備等の損傷

②竜巻によりもたらされる飛来物による建屋や設備等の損傷

(2)評価対象施設、シナリオの選定

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

①竜巻荷重による建屋・設備等の損傷

【建屋】

・建屋倒壊

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

【屋外設備】

・復水タンク、燃料取替用水タンク、海水ポンプ損傷

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

・送電鉄塔倒壊

竜巻による荷重による、送電鉄塔の倒壊や送電線の切断等により、外部電源が喪失する。

②竜巻によってもたらされる飛来物による建屋・設備の損傷

【建屋】

・建屋貫通

安全上重要な機器が設置されている各建屋については、燃料取扱建屋以外は鉄筋コンクリート造であり、また飛来物衝突に対して十分な厚さの外壁を有するため、発生頻度が極めて小さい風速 100m/s の竜巻による飛来物（以下、「設計飛来物」と言う。）衝突を想定しても、建屋貫通による内包設備への影響はない。また、燃料取扱建屋は鉄骨造であり、飛来物衝突により貫通する可能性があるが、使用済燃料ピットへの設計飛来物の侵入について影響評価を実施し問題ないことを確認している。なお、タービン建屋については飛来物衝突による建屋貫通の可能性を否定できず、その場合２次系設備の損傷に起因する事象が発生する。

【屋外設備】

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

・復水タンク損傷

復水タンクの損傷により、起因事象が発生した場合に補助給水による冷却が不可能になる。復水タンクが損傷した場合、同時に上記(2)①の外部電源喪失の発生を想定すると、２次系からの除熱機能喪失となる。

・燃料取替用水タンク損傷

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

・海水ポンプ損傷

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

(3) 起因事象の特定

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

①竜巻荷重による建屋・設備等の損傷

【建屋】

・建屋倒壊

風速については、日本で過去に発生した竜巻の最大風速 92m/s を安全側に切り上げた風速 100m/s（年超過確率 1.6×10^{-6}）を想定する。表 2.1 及び表 2.2 に示すとおり、この程度の風速を想定しても、各建屋は評価基準に対して健全であることが確認されていることから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

表 2.1 各建屋の竜巻荷重に対する構造骨組の健全性評価結果

建屋	せん断ひずみ度	評価基準値	結果
原子炉建屋	0.039×10^{-3}	2.0×10^{-3}	○
原子炉補助建屋	0.011×10^{-3}		○
ディーゼル建屋	0.057×10^{-3}		○
主蒸気管室建屋	0.075×10^{-3}		○

＊ せん断ひずみ度は最も裕度が低く評価されたケースを示している。

表 2.2 各建屋の竜巻荷重に対する構造骨組の健全性評価結果

建屋	層間変形角	評価基準値	結果
燃料取扱建屋	1/1582	1/120	○

＊ 層間変形角は最も裕度が低く評価されたケースを示している。

【屋外設備】

・送電鉄塔倒壊

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

・海水ポンプ、燃料取替用水タンク、復水タンク損傷

風速については、過去に発生した最大風速 92m/s を安全側に切り上げた風速 100m/s（年超過確率 1.6×10^{-6}）を想定する。表 2.3 に示すとおり、この程度の風速を想定しても、風荷重により発生する応力値は許容値を下回り、各機器は評価基準に対して健全であることが確認されていることから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

表 2.3 設備の構造健全性評価結果

建屋	応力値（MPa）	裕度	結果
海水ポンプ（据付面基礎ボルト）	33	3.54	○
海水ポンプモータ（外扇カバー取付けボルト）	42	3.64	○
復水タンク（胴板）	42	5.38	○
燃料取替用水タンク（胴板）	56	3.08	○

＊ 応力値は最も裕度が低く評価されたケースを示している。

②竜巻によってもたらされる飛来物による建屋・設備の損傷

【建屋】

・建屋貫通

安全上重要な機器が設置されている各建屋については、風速 100m/s（年超過確率 1.6×10^{-6}）の竜巻による飛来物衝突を想定しても、表 2.4 に示すとおり貫通は生じない。しかし、タービン建屋については、飛来物衝突による貫通を否定できないため、地震 PRA の検討を踏まえ、外部電源喪失、２次冷却系の破断事象及び主給水流量喪失事象を考慮する。

表 2.4 各建屋の設計飛来物による貫通評価結果（飛来方向：鉛直）

建屋	貫通防止に必要な厚さ(cm)	最小厚さ(cm)	結果
原子炉建屋	20.6	40	○
原子炉補助建屋	20.6	30	○
ディーゼル建屋	20.6	50	○
主蒸気管室建屋	20.6	50	○
燃料取扱建屋※	－	－	－
ディーゼル発電機 燃料貯油そう基礎	20.6	70	○
ディーゼル発電機 燃料貯蔵タンク基礎	19.2	80	○

※貫通を前提とし、使用済燃料ピットへの設計飛来物の侵入について影響評価を実施

【屋外設備】

・復水タンク損傷

風速 100m/s（年超過確率 1.6×10^{-6}）を越える竜巻が発生し、かつ飛来物が対象設備に衝突する確率は小さいと考えられるが、その可能性は否定できないため、復水タンク損傷による補助給水機能喪失を考慮すべきシナリオとして選定する。外部電源喪失があった場合に２次系からの除熱機能喪失となるが、本シナリオについては、内部事象 PRA や地震 PRA、津波 PRA でも考慮しており、追加のシナリオではない。

・燃料取替用水タンク損傷

風速 100m/s（年超過確率 1.6×10^{-6}）を越える竜巻が発生し、かつ飛来物が対象設備に衝突する確率は小さいと考えられるが、その可能性は否定できないため、燃料取替用水タンク損傷による ECCS 注水機能喪失や格納容器除熱機能喪失がシナリオとして想定される。一方で、１.(2)②に記載のとおり、竜巻による LOCA 事象の発生は想定しがたい。仮に LOCA 事象が発生しても、ECCS 注水機能喪失や格納容器除熱機能喪失事象は内部事象 PRA や地震 PRA でも考慮しており、追加のシナリオではない。

・海水ポンプ損傷

風速 100m/s（年超過確率 1.6×10^{-6}）を越える竜巻が発生し、かつ飛来物が対象設備に衝突する確率は小さいと考えられるが、その可能性は否定できないため、海水ポンプ損傷による原子炉補機冷却機能喪失、非常用電源喪失を考慮すべきシナリオとして選定する。外部電源喪失があった場合に全交流動力電源喪失となるが、本シナリオについては、内部事象 PRA や地震 PRA、津波 PRA でも考慮しており、追加のシナリオではない。

なお、復水タンク及び海水ポンプに飛来物が同時に衝突し、設備が損傷することは極めて稀であると考えられ、また、資機材等の飛散防止のために固縛等による飛来物の発生防止対策や飛来物の衝突から対象設備を守る防護ネット等の竜巻防護対策に期待できることから、飛来物衝突による復水タンク及び海水ポンプの同時損傷は本評価の対象外とする。

２．事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

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

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

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

なお、暴風については年超過確率評価上、10^{-7}／年となる最大瞬間風速が 91.4m/s であるが、竜巻が年超過確率評価上 1.6×10^{-6}／年で最大瞬間風速 100m/s であることから、竜巻の評価に包絡されると判断した。

添付-３　凍結が原子炉施設へ与える影響について

１．起因事象の特定

(1)構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失の抽出

凍結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、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

①屋外タンク及び配管内流体の「凍結」

②ヒートシンク（海水）の「凍結」

③「着氷」による送電変電設備の相間短絡

(2)評価対象施設、シナリオの選定

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

①屋外タンク及び配管内流体の「凍結」

・ディーゼル発電機燃料油貯油そうの重油凍結

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

・復水タンクの純水凍結

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

・燃料取替用水タンクのほう酸水凍結

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

②ヒートシンク（海水）の「凍結」

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

③「着氷」による送電変電設備の相間短絡

送電線や碍子への着氷によって、相間短絡を起こし、外部電源が喪失する。

(3)起因事象の特定

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

①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そうの重油凍結

ディーゼル発電機燃料油貯油そう等内の重油が凍結に至る温度は十分低く、また、凍結事象については事前の予測が十分に可能であり、温度管理が可能であることから、凍結事象によるディーゼル発電機燃料貯油そう等の凍結事象の発生可能性は非常に稀であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスとはならない。

・復水タンクの純水凍結

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

・燃料取替用水タンクのほう酸水凍結

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

②ヒートシンク（海水）の「凍結」

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

③「着氷」による送電変電設備の相間短絡

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

２．事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

・外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

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

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

添付-４　積雪が原子炉施設へ与える影響について

１．起因事象の特定

(1)構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失の抽出

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、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

①「雪の多量吸い込み」による空調給気口、冷却口の閉塞

②「積雪荷重」による建屋天井や屋外設備に対する荷重

③「着雪」による送電変電設備の機能阻害

(2)評価対象施設、シナリオの選定

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

①「雪の多量吸い込み」による給気口の閉塞

・ディーゼル発電機の外気取入部のフィルタの目詰まり

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

・海水ポンプモータの冷却口閉塞

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

②「積雪荷重」による建屋天井や屋外設備に対する荷重

・復水タンク損傷

復水タンクが座屈で損傷した場合、補助給水による冷却が不可能になる。

・燃料取替用水タンク損傷

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

・建屋崩落

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

③「着雪」による送変電設備の機能阻害

・外部送電系の機能喪失(着雪による絶縁不良、倒木による送電機能阻害)

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

(3) 起因事象の特定

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

①「雪の多量吸い込み」による空調給気口、冷却口の閉塞

表 4.1 に各給排気口の高さと積雪高さの比較を示す。

・ディーゼル発電機の外気取入部のフィルタの目詰まり

ディーゼル発電機給排気口閉塞によりディーゼル発電設備が機能喪失に至り、かつ同時に外部電源喪失に至ることを想定した場合、全交流動力電源喪失に至ることになるが、内部事象 PRA や地震 PRA、津波 PRA でも考慮しており、追加のシナリオではない。

なお、ディーゼル発電機給排気口 (吸気高さ：GL+約 2m)が閉塞にいたる積雪深さは、年超過確率評価上、10^{-7}／年より大幅に小さくなること、また事前の予測が十分に可能であることから、給排気口への付着、堆積についても除雪管理が可能であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

また、ディーゼル発電機燃料油貯油そうへの影響について、地上面から約 6mの位置にベント管の開口部があるが、影響を及ぼす積雪深さは年超過確率評価上、10^{-7}／年より大幅に小さくなることから、同様に影響の考慮は不要である。

・海水ポンプの冷却口閉塞

海水ポンプの冷却口閉塞により原子炉補機冷却海水設備が機能喪失に至った場合には補機冷却水の喪失事象の発生が考えられるが、内部事象 PRA や地震 PRA、津波 PRA でも考慮しており、追加のシナリオではない。

なお、海水ポンプモータの冷却口閉塞についても起因事象の発生頻度が年超過確率評価上、10^{-7}／年程度であり、また積雪は事前の予測が十分に可能であることから、除雪管理が可能であり、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスの要因とはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

表 4.1 各給排気口の高さと積雪高さの比較

給排気口	設置面からの高さ	積雪深さ	結果
ディーゼル発電機の給排気口	約２m	1.14m：10^{-7}／年 (0.47m：10^{-4}／年)	設置面からの高さに対して十分余裕がある
海水ポンプモータ排気口 (モータ下端高さ)	約２m		

②「積雪荷重」による建屋天井や屋外設備に対する荷重

・復水タンク損傷

積雪荷重による座屈で復水タンクが損傷した場合において、同時に外部電源喪失もしくは主給水流量喪失の発生を想定した場合、２次系からの除熱機能喪失となるが、２次系からの除熱機能喪失事象は内部事象 PRA や地震 PRA、津波 PRA でも考慮しており、追加のシナリオではない。

・燃料取替用水タンク損傷

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

・建屋崩落

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

なお、タービン建屋以外の天井が崩落するような積雪事象は表 4.2 に示すとおり、年超過確率評価上、10^{-7}／年より十分に小さいこと及び、積雪事象の進展速度が遅く発生可能性は非常に小さいことから、有意な頻度又は影響のある事故シーケンスとはなりえないと考えられるため、考慮すべき起因事象としては選定不要であると判断する。

表 4.2 各建屋の積雪荷重と年超過頻度の比較

建屋	許容積雪荷重(N/m^2)	積雪荷重(N/m^2)	結果
原子炉建屋	6,200	2,280：10^{-7}／年 (940：10^{-4}／年)	堆積荷重に対して十分余裕がある
原子炉補助建屋	8,100		
燃料取扱建屋	4,400		
ディーゼル建屋	8,100		
主蒸気管室建屋	8,100		

③「着雪」による送電変電設備の機能阻害

・ 外部送電系の機能喪失(着雪による絶縁不良、倒木による送電機能阻害)

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

２．事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

・タービン建屋損傷による２次冷却系の破断

・ タービン建屋損傷による主給水流量喪失

・ タービン建屋損傷あるいは外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

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

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

添付-５　落雷が原子炉施設へ与える影響について

１．起因事象の特定

(1)構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失の抽出

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、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

①直撃雷による設備損傷

②誘導雷サージによる電子回路損傷

(2)評価対象施設、シナリオの選定

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

①直撃雷による設備損傷

・　屋外設備（送電線、海水ポンプ等）への直撃雷により、当該設備の機能喪失に至る。

②誘導雷サージによる電気盤内の電子回路損傷

・　建屋避雷針から誘導雷サージが建屋内に侵入し、電気盤内の電子回路が損傷する。

(3)起因事象の特定

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

①直撃雷への設備損傷

・屋外設備（送電線、海水ポンプ等）への直撃雷による当該設備損傷

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

②誘導雷サージによる電気盤内の電子回路損傷

落雷による誘導雷サージを接地網に効果的に導くことが出来ない場合には、電気盤内の絶縁耐力が低い電子回路が損傷し、原子炉施設の安全保護系機能が喪失する。

ただし、安全保護系の電子回路に使用するケーブルはシールドケーブルを使用し、シールドを接地しかつ、検出器から制御設備までのケーブルは、基本的に建屋内に設置されているため、有意なサージの侵入はないと考えられる。

また、屋外との取合いがあるその他制御設備の電子回路についても、避雷器や絶縁トランスによるサージ対策が講じられていることから、電子回路が影響を受けるような誘導雷サージの侵入はないものと判断される。

２．事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

・ 外部送電系への直撃雷による外部電源喪失

・ 海水ポンプ損傷による原子炉補機冷却機能喪失

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

よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、外部電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失であり、外部電源喪失と海水ポンプ損傷による非常用電源喪失が同時に発生した場合には、全交流動力電源喪失となるが、落雷事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断する。

添付-６　火山活動が原子炉施設へ与える影響について

１．起因事象の特定

(1)構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失の抽出

火山活動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、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

①降下火砕物（以下「火山灰」という。）の堆積荷重による静的負荷

②火山灰による取水口及び海水系の閉塞

③火山灰によるディーゼル発電機吸気系の閉塞

④火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響

⑤変圧器、開閉所の絶縁影響

(2)評価対象施設、シナリオの選定

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

①火山灰の堆積荷重による静的負荷

・建屋の機能不全

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

・復水タンク損傷

復水タンクが座屈で損傷した場合、補助給水による冷却が不可能になる。

・燃料取替用水タンク損傷

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

②火山灰による取水口及び海水系の閉塞

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

③火山灰によるディーゼル発電機吸気系の閉塞

・ディーゼル発電機の吸気系の目詰まり

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

④火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響

屋外設備については、海塩粒子等の腐食性有害物質が付着しやすく、厳しい腐食環境にさらされるため、エポキシ系やウレタン系の塗料が複数層で塗布されている。当該塗料は耐薬品性が強く、酸性物質を帯びた火山灰の抑制効果が考えられ、また腐食の進展速度が遅いことを考慮し、適切な保全管理によって火山灰による化学的腐食により直ちに機能への影響を及ぼすことがないと判断し、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。

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

⑤変圧器、開閉所の絶縁影響

火山灰が送電網の碍子や変圧器へ付着し、霧や降雨の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。

(3) 起因事象の特定

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

①火山灰の堆積荷重による静的負荷

・建屋の機能不全

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

なお、タービン建屋以外の天井が崩落するような事象については、火山灰堆積荷重によるハザードの設定が困難であるが、表 6.1 に示すとおり設計基準において考慮している火山灰による荷重と比較して十分に裕度があること、また火山灰が堆積した場合は、屋上での除去作業が可能であることから本評価の対象外とした。

表 6.1 各建屋の設計基準で考慮している火山灰堆積荷重と許容荷重の比較

建屋	許容堆積荷重 (N/m^2)	堆積荷重(N/m^2)	結果
原子炉建屋	6,200	3,000	堆積荷重に対して十分余裕がある
原子炉補助建屋	8,100		
燃料取扱建屋	4,400		
ディーゼル建屋	8,100		
主蒸気管室建屋	8,100		

・最も裕度が低く評価されたケースを示している

・復水タンクの機能喪失

火山灰の荷重による復水タンクへの影響については、火山灰堆積荷重によるハザードの設定が困難であるが、表 6.2 に示すとおり設計基準において考慮している火山灰による荷重と比較して十分に裕度があること、また火山灰が堆積しても除去作業が可能であることから本評価の対象外とした。

・燃料取替用水タンクの機能喪失

火山灰の荷重による燃料取替用水タンクへの影響については、火山灰堆積荷重によるハザードの設定が困難であるが、表 6.2 に示すとおり設計基準において考慮している火山灰による荷重と比較して十分に裕度があること、また火山灰が堆積しても除去作業が可能であることから本評価の対象外とした。

表6.2 各屋外タンクの設計基準で考慮している火山灰堆積による応力と許容応力の比較

機器	算出応力(MPa)	許容応力(MPa)	結果
復水タンク（屋根板）	194	339	堆積荷重に対して十分余裕がある
燃料取替用水タンク（屋根板）	239	259	

・最も裕度が低く評価されたケースを示している。

②火山灰による取水口及び海水系の閉塞

海水ポンプ、取水設備、海水ストレーナ等の流路の閉塞が考えられ、想定する火山灰の粒径については、ハザードの年超過確率評価の想定が困難であるが、設計基準において考慮している粒径と閉塞を考慮する箇所のサイズを考慮し、十分に小さいと考えられるため、考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする（表 6.3 参照）。

表 6.3 各屋外設備の設計基準で考慮している火山粒径と設備のサイズの比較

機器	閉塞を考慮する箇所	直径(mm)	想定粒径(mm)	結果
海水ポンプ	モータ冷却管	19.6	4以下	十分余裕がある
	軸受部	4.5		
取水設備	除塵装置	9		
海水ストレーナ	エレメント	8		

③火山灰によるディーゼル発電機の吸気系の閉塞

・ディーゼル発電機の外吸気フィルタの目詰まり

ディーゼル発電機フィルタへの火山灰の影響について、定量的な裕度評価は困難ではあるが、吸入空気の流れが下から吸い上げることから火山灰を吸い込みにくい構造であり、また、フィルタの取替・清掃が可能である。よって、閉塞の可能性が十分に低減されると判断し、フィルタの閉塞を要因とする起因事象は考慮不要とする。

④火山灰に含まれている腐食成分による化学的影響

1.(2)④のとおり、考慮不要と判断される。

⑤変圧器、開閉所の絶縁影響

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

２．事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

・タービン建屋の損傷による２次冷却系の破断

・タービン建屋の損傷による主給水流量喪失

・タービン建屋損傷あるいは外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

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

よって、事故シーケンス抽出に当たって考慮すべき起因事象は、２次冷却系の破断、主給水流量喪失、及び外部電源喪失であり、補助給水系、非常用電源等の必要な影響緩和設備の機能維持が図られるため、火山事象を要因として発生しうる有意な頻度又は影響のある事故シーケンスは新たに生じないと判断する。

添付-７　外部（森林）火災が原子炉施設へ与える影響について

１．起因事象の特定

(1)構築物、系統及び機器（以下、設備等）の損傷・機能喪失の抽出

外部火災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、以下のとおり、損傷・機能喪失モードを抽出した。

①輻射熱による機器への影響

②ばい煙による空調給気口の閉塞

③変圧器、開閉所の絶縁影響

(2)評価対象施設、シナリオの選定

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

①輻射熱による機器への影響

・建屋の損傷

外部火災の輻射熱により、原子炉格納容器等のコンクリート外壁の温度が過度に上昇し、損傷に至る事象

・海水ポンプの損傷

外部火災の輻射熱により、海水ポンプの冷却空気温度が限界値を超え、機能損傷する事象

・復水タンクの損傷

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

・燃料取替用水タンクの損傷

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

②ばい煙による空調給気口の閉塞

ディーゼル発電機室空調の給気口閉塞による空調設備が機能喪失に至り、結果、ディーゼル発電機の機能が喪失する。ディーゼル発電機室空調が閉塞により機能喪失し、同時に下記③の外部電源喪失の発生を想定した場合、全交流動力電源喪失に至る。

③変圧器、開閉所の絶縁影響

火災及び火災による倒木等によって、送電線等の機器が損傷し、外部電源喪失が発生する。

(3)起因事象の特定

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

①輻射熱による機器への影響

・建屋の損傷

外部火災の輻射熱による建屋影響について、外部火災の年超過頻度等の定量評価が困難であるが、事象進展を考慮すると、24 時間駐在している自衛消防隊による早期の消火体制確立が可能であり、外部火災に対する影響緩和策を講じる事ができる。また、設計基準での非常に保守的な火災影響評価において、防火帯外縁（火炎側）から十分な離隔距離があることを考慮すると、建屋の許容温度を下回り、実際に各建屋の機能が損傷するには更に余裕がある。なお、各建屋の損傷については、地震 PRA においてもシナリオとして考慮しており、新たに追加するものではない。

・海水ポンプの損傷

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

・復水タンクの損傷

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

・燃料取替用水タンク損傷

外部火災の輻射熱による燃料取替用水タンクへの影響についても建屋の検討と同様に考慮すべきシナリオとしては抽出不要とする。なお、燃料取替用水タンク損傷により、ECCS 系による炉心注水機能や格納容器スプレイ系による格納容器除熱機能が喪失するが、外部（森林）火災が原因で LOCA 事象が発生することは想定しがたい。仮に LOCA 事象が発生しても、ECCS 注水機能喪失や格納容器除熱機能喪失事象は内部事象 PRA や地震 PRA でも考慮しており、追加のシナリオではない。

②ばい煙による空調給気口の閉塞

外部火災で発生するばい煙の多くは、大規模な火災で発生する強い上昇気流によってプラ

ントの遥か上空に運ばれるため、基本的に高濃度のばい煙が空調給気口に直接到達する確率は非常に低いものと考えられる。また、給気口までばい煙が到達したとしても、給気口にある給気フィルタにより粒径の大きいばい煙は捕捉され、通過したばい煙粒子は過給機等に進入するものの、機器の間隙は一般的なばい煙粒子より大きいと考えられるため、ディーゼル発電機の機能に影響を及ぼすことはないと判断し、本評価の対象外とした。

③変圧器、開閉所の絶縁影響

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

２．事故シーケンスの特定

上記検討により起因事象を以下のとおり選定した。

・外部送電系の機能喪失による外部電源喪失

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

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

別紙２

外部事象に特有の事故シーケンスについて

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

１．炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）
２．大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）
３．蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）
４．原子炉建屋損傷
５．原子炉格納容器損傷
６．原子炉補助建屋損傷
７．複数の信号系損傷

これらの事故シーケンスについては国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を回避することが困難な事故シーケンスであるもののそれぞれの発生頻度は低く、全炉心損傷頻度の約99.7%は炉心損傷防止対策でカバーされる。

これら事故シーケンスのうち、「１．炉内構造物損傷」、「２．大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）」については、原子炉格納容器の機能に期待できる事故シーケンスであり、その他の５つの事故シーケンスについては外部事象等による建屋、原子炉格納容器等の大規模な損傷を想定しており、損傷程度に不確実さが大きく、原子炉格納容器の機能に期待できない場合もある事故シーケンスと考えられる。

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

１．炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）

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

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

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

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

２．大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）

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

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

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

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

（原子炉容器破損時間）

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

（格納容器圧力／温度）

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

以上の２つの事故シーケンスについては、国内外の先進的な対策を講じた場合においても炉心損傷を回避することが困難である一方、原子炉格納容器の機能に期待できるとともに、規則で定める事故シーケンスグループのうち「２次系の除熱機能喪失」、「ECCS注水機能喪失」の事故シーケンスとして整理した。

＜参考：解釈の関連記載＞

1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。

(a)想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあっては、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。

1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。

３．蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

地震により複数の蒸気発生器伝熱管が破損することで大規模なLOCAが発生し、ECCS注入を行っ

た場合においても炉心損傷を回避できず、併せて格納容器バイパスが発生することを想定した事故シーケンスである。

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

＜小規模な損傷の場合＞

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

＜大規模な損傷の場合＞

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

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

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも7.0E-08／炉年であり、全炉心損傷頻度（2.8E-04／炉年）に対して0.1%以下と極めて小さい寄与であることを確認している。また、炉心損傷となった場合には原子炉格納容器の機能に期待できないバイパス事象となるものの、クールダウンアンドリサーキュレーションによる漏えい抑制と炉心冷却の継続により、影響を緩和できる可能性があることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

４．原子炉建屋損傷

原子炉建屋が損傷することで、建屋内のすべての機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生し、ECCS注入を行った場合においても炉心損傷を回避できないことを想定した事故シーケンスである。

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

＜小規模な損傷の場合＞

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

＜大規模な損傷の場合＞

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

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

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも2.7E-11／炉年であり、全炉心損傷頻度（2.8E-04／炉年）に対して0.1%以下と極めて小さい寄与であることを確認している。また、損傷の程度によっては常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却により格納容器機能への影響を緩和できる可能性があることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

5．原子炉格納容器損傷

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

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

＜小規模な損傷の場合＞

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

＜大規模な損傷の場合＞

原子炉格納容器内の１次冷却材配管及びECCS注入配管が同時に構造損傷して、制御できない大規模なLOCA（Excess LOCA）が発生すると同時に、ECCS注入機能も喪失するため、炉心損傷に至る。なお、この場合、原子炉格納容器が損傷しており、閉じ込め機能にも期待することはできない。

このように損傷の発生程度に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震による格納容器損傷状態及び機能喪失する機器を特定することは困難であることから、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも3.3E-09／炉年であり、全炉心損傷頻度（2.8E-04／炉年）に対して0.1%以下と極めて小さい寄与であることを確認している。また、炉心損傷発生時には同時に格納容器機能に期待できない状況となるが、比較的小規模な損傷の影響を除いた場合にはさらに頻度が小さくなることを踏まえ、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

6．原子炉補助建屋損傷

原子炉補助建屋が損傷することで、原子炉補助建屋内の電気盤（メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ等）が損傷し、代替電源の接続・供給ができない状況で「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」が発生するとともに、主盤（原子炉盤）等が損傷することで各種制御が不能となり炉心損傷に至る。

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

＜小規模な損傷の場合＞

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

＜大規模な損傷の場合＞

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

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

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも3.6E-08／炉年であり、全炉心損傷頻度（2.8E-04／炉年）に対して0.1%以下と極めて小さい寄与であることを確認している。また、損傷の規模によっては原子炉補機冷却機能喪失や全交流動力電源喪失に対する炉心損傷防止対策を継続することにより影響を緩和できる可能性があることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

７．複数の信号系損傷

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

＜小規模な損傷の場合＞

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

＜大規模な損傷の場合＞

大規模な地震により信号系損傷として完全な機能喪失を想定した場合には、過渡事象に加えて補助給水系統機能が喪失することで、２次系からの除熱が不能となり炉心損傷に至る。津波の場合には13.8m以上の津波襲来時には屋外の海水ポンプ（6.13m）や主変圧器（13.3m）の没水により全交流動力電源喪失＋最終ヒートシンク喪失となった状態で、原子炉補助建屋内の電気盤（メタルクラッド開閉装置、パワーセンタ、原子炉コントロールセンタ、直流分電盤、ドロッパ盤、充電器盤、計装用分電盤、インバータ等）及び関連機器（動力変圧器、蓄電池）が被水・没水により機能喪失し直接炉心損傷に至るとともに、監視機能や複数の操作機能が喪失した状態では格納容器破損に至る可能性も高い。

このように損傷の発生規模に応じて影響程度が変化する事故シーケンスであるものの、地震・津波による複数の信号系の損傷程度を特定することは困難であり、これらの様々な損傷の程度・組合せを含む事故シーケンス全体を炉心損傷防止／格納容器破損防止が困難な事故シーケンスグループとして整理した。

本事故シーケンスグループの発生頻度は小規模な損傷の影響も含めた評価でも地震・津波の合計で2.3E-07／炉年であり、全炉心損傷頻度（2.8E-04／炉年）に対して0.1%以下と極めて小さい寄与であることを確認している。また、損傷の規模によっては補助給水系統など炉心損傷の防止に必要な監視機能や操作機能が健全ならば、炉心損傷を回避できる可能性があることから、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加することは不要と判断した。

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

地震PRA及び津波PRAの結果からは、これらの事故シーケンスグループの発生頻度はいずれも非常に低いことが確認されている一方、これらの各事故シーケンスグループが発生した際の影響と

しては、具体的には炉心損傷に至るまでの時間余裕、炉心損傷の発生規模、放射性物質の放出量などの着眼点が考えられるものの、外部ハザードによる建屋や機器の損傷程度や組み合わせを特定することは困難であり、事象発生時にプラントに及ぼす影響についても大きな幅を有することとなる。

したがって、外部事象に特有の事故シーケンスグループは、炉心損傷防止対策の有効性評価の事故シーケンスグループとして単独で定義するのではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて対応していくべきものである。

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

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

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

表１　地震、津波特有の事象として発生するシーケンス

事故シーケンス	シーケンス別CDF（/炉年）			
	内部事象	地震	津波	合計
原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA	2.0E-04	2.3E-08	3.8E-08	2.0E-04
原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	9.0E-07	－	1.7E-10	9.0E-07
原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗	2.3E-08	－	4.2E-12	2.3E-08
小破断LOCA＋補助給水失敗	1.6E-08	1.0E-10	－	1.6E-08
極小LOCA＋補助給水失敗	2.4E-07	－	－	2.4E-07
主給水流量喪失＋補助給水失敗	1.3E-06	2.3E-08	－	1.3E-06
外部電源喪失＋補助給水失敗	1.9E-07	4.1E-08	－	2.3E-07
２次系破断＋補助給水失敗	1.2E-06	4.7E-09	－	1.2E-06
２次系破断＋主蒸気隔離失敗	5.4E-11	8.5E-08	－	8.5E-08
蒸気発生器伝熱管破損＋補助給水失敗	1.7E-07	－	－	1.7E-07
過渡事象＋補助給水失敗	1.1E-05	－	－	1.1E-05
DC母線１系列喪失＋補助給水失敗	7.0E-08	－	－	7.0E-08
手動停止＋補助給水失敗	2.6E-05	－	－	2.6E-05
炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）	－	3.1E-07	－	3.1E-07
外部電源喪失＋ 非常用所内交流電源喪失	5.5E-07	2.9E-05	4.9E-12	3.0E-05
中破断LOCA＋高圧注入失敗	4.1E-07	6.2E-09	－	4.2E-07
小破断LOCA＋高圧注入失敗	1.3E-06	3.0E-07	－	1.6E-06
DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧注入失敗	3.6E-12	－	－	3.6E-12
極小LOCA＋充てん／高圧注入失敗	2.4E-07	－	－	2.4E-07
大破断LOCA＋蓄圧注入失敗	9.2E-09	－	－	9.2E-09
中破断LOCA＋蓄圧注入失敗	2.5E-11	－	－	2.5E-11
大破断LOCA＋低圧注入失敗	3.0E-09	1.2E-08	－	1.5E-08
大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)	－	3.5E-08	－	3.5E-08
大破断LOCA＋低圧再循環失敗	1.3E-07	1.4E-09	－	1.3E-07
中破断LOCA＋低圧再循環失敗	2.1E-07	7.8E-10	－	2.1E-07
小破断LOCA＋低圧再循環失敗	6.7E-07	2.0E-08	－	6.9E-07
DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋低圧再循環失敗	4.8E-11	－	－	4.8E-11
中破断LOCA＋高圧再循環失敗	7.3E-08	7.8E-10	－	7.4E-08
小破断LOCA＋高圧再循環失敗	2.4E-07	2.0E-08	－	2.6E-07
DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧再循環失敗	2.5E-11	－	－	2.5E-11
原子炉トリップが必要な起因事象＋原子炉トリップ失敗	4.0E-08	1.1E-06	－	1.1E-06
中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	6.8E-09	－	－	6.8E-09
小破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	2.2E-08	－	－	2.2E-08
DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗	2.2E-11	－	－	2.2E-11
中破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗	2.5E-07	－	－	2.5E-07
小破断LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗	8.1E-07	－	－	8.1E-07
DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋格納容器スプレイ再循環失敗	3.0E-11	－	－	3.0E-11
インターフェイスシステムLOCA	3.0E-11	－	－	3.0E-11
蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器の隔離失敗	2.1E-07	－	－	2.1E-07
原子炉建屋損傷	－	2.7E-11	－	2.7E-11
原子炉格納容器損傷	－	3.3E-09	－	3.3E-09
原子炉補助建屋損傷	－	3.6E-08	－	3.6E-08
複数の信号系損傷	－	2.3E-07	1.2E-11	2.3E-07
蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）	－	7.0E-08	－	7.0E-08
合計	2.5E-04	3.1E-05	3.8E-08	2.8E-04

ハッチング：地震、津波特有の事象として発生する事故シーケンス

別紙３

国内外の重大事故対策に関係する設備例について

（１）国外での先進的な対策の調査方法

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

（２）国外での先進的な対策について

調査可能な範囲内で得られた国外における炉心損傷防止対策の情報について、川内１号炉及び２号炉で整備している対策と比較した結果を表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、川内１号炉及び２号炉においても整備されていることを確認した。

また、事故シーケンスグループの中で有効性を確認できる対策の確保が困難と考えられる事象についても、調査可能な範囲内において関連する情報の調査を実施したが、事象発生確率が低い等の理由により国外でも手順面の対策のみで設備面の対策がとられていないことを確認した。

国外の炉心損傷防止対策情報

原子力規制機関発行の規制文書

米国
原子力規制委員会（NRC）
・連邦規則（10CFR）
・Regulatory Guide　等

フランス
原子力安全規制機関（ASN）
・政令、省令、通達
・基本安全規則（RFS）　等

ドイツ
環境・自然保護・
原子炉安全省（BMU）
・BMU 規制指針
・原子力安全委員会（RSK）勧告
・原子力技術基準委員会（KTA）
技術基準　等

英国
原子力規制局（ONR）
・原子力施設の
評価安全基規則（SAP）
・技術評価ガイド（TAG）　等

事業者の公開文書

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

欧州　ストレステスト報告書

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

国外原子力規制関係情報の調査会社委託

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

【情報入手先】

➢原子力安全推進協会（JANSI）

➢国外原子力規制関係情報の調査委託会社

図１　国外で整備している炉心損傷防止対策の調査方法

別紙 3-2

表１　米国・欧州での重大事故対策に関係する設備例との比較(1/8)

分類	事故シーケンスグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			川内１号炉及び２号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
1	２次冷却系からの除熱機能喪失	炉心冷却	・フィードアンドブリード※	・フィードアンドブリード	・フィードアンドブリード	・フィードアンドブリード	・フィードアンドブリード	・フィードアンドブリード	欧米においては、フィードアンドブリードを整備しており、当社においても同様の手段を整備している。
		蒸気発生器代替給水手段	・電動補助給水ポンプ（100%×２系統）、タービン動補助給水ポンプ（200%×１系統） 合計 400%	・電動補助給水ポンプ（100%×２系統）、タービン動補助給水ポンプ（100%×１系統） 合計 300%	・電動補助給水ポンプ（100%×２系統）、タービン駆動補助給水ポンプ（100%×２系統） 合計 400%	・独立非常用系のディーゼル直結型電動給水ポンプ（ディーゼル駆動もしくは非常用ディーゼル発電機の給電による駆動）（50%×４系統） 合計 200%	・電動補助給水ポンプ（100%×２系統）、タービン駆動補助給水ポンプ（100%×２系統） 合計 400%	・電動補助給水ポンプ（100%×２系統）、タービン動主給水ポンプ（100%×１系統） 合計 300%	事故時の蒸気発生器への給水手段として、欧米においては、合計で 400%分の容量を持つ電動及びタービン動補助給水ポンプを整備している。 当社においても、当該事故時に、欧米と同様に、合計 400%分の容量を持つ電動及びタービン動補助給水ポンプを整備している。
			・電動主給水ポンプ、タービン駆動主給水ポンプ	・高圧給水系（主給水ポンプ） ・低圧給水系（復水ポンプ、可搬式消防ポンプ又は補給水移送水ポンプ）	－	・給水タンクの主蒸気加圧による給水（蒸気発生器を減圧し、蓄圧タンクと同様に自動注水）	－	－	事故時の蒸気発生器への恒設ポンプによるバックアップの給水手段として、米国において、多様なポンプを複数台整備している。 当社では、欧米のように２次系からの除熱手段を対策の柱とするのではなく、フィードアンドブリードにより１次系から炉心を冷却する手段を中心としており、加えて自主的に主給水ポンプによる手段もを整備している。
			・可搬型電動低圧注入ポンプ ・可搬型ディーゼル注入ポンプ ・接続口	・可搬式ディーゼル駆動ポンプ ・接続口	－	・可搬式ポンプ（＋可搬式ディーゼル発電機）	・可搬式ポンプ ・補助給水系の接続口（消火系ポンプ、可搬式ポンプでの蒸気発生器給水）	・可搬式ポンプ	全交流動力電源喪失等における蒸気発生器への給水手段として、米国においては、可搬式ディーゼル駆動ポンプと接続口を配備しており、欧州においても、同様の手段を整備している。 当社においては、可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び接続口を配備しており、同様の手段を整備している。
		（給水源）	・復水タンク ・２次系純水タンク ・ろ過水貯蔵タンク ・宮山池 ・海水	・復水タンク ・消火用水タンク ・原水貯水池（重力注水による復水タンクへの補給） ・復水器ホットウェル ・河川、湖、海水	・復水タンク ・脱塩水貯蔵タンク、軟水貯蔵タンク（重力注水による復水タンクへの補給、３日間補給可）	・脱塩水貯蔵タンク ・河川、水タンク車	・復水タンク	・復水タンク ・脱塩水貯蔵タンクから復水タンクへの補給	欧米においては、淡水タンクのほか、河川や湖等の代替補給水源からの給水が可能である。 当社においては、宮山池や複数の淡水タンクの他、代替補給水源として海水の給水も可能である。
		（その他）	・タービン動補助給水ポンプの手動起動	・タービン動補助給水ポンプの手動起動	・タービン動補助給水ポンプ制御装置の圧縮空気タンクによる遠隔又は現地操作（5時間）	－	－	－	全交流動力電源喪失等において、フランスでは、タービン動補助給水ポンプの遠隔又は現場操作を可能とする圧縮空気タンクを設置している。 また、米国はタービン動補助給水ポンプの手動起動を可能としている。 当社においては、米国と同様に、タービン動補助給水ポンプの手動起動を可能としている。
		蒸気発生器代替蒸気放出	・タービンバイパス系の活用	・タービンバイパス系の活用	－	－	－	－	主蒸気逃がし弁が開失敗した場合の蒸気発生器代替蒸気放出手段として、米国においてはタービンバイパス手段を整備している。 当社としては、当該事故時に、欧米のように２次系からの除熱手段を対策の柱とするのではなく、フィードアンドブリードにより１次系から炉心を冷却する手段を中心としており、加えて自主的にタービンバイパス系を活用する手段を整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、川内１号炉及び２号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「過渡事象＋補助給水失敗（炉内構造物の損傷）」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シーケンスを想定した対策に関連する情報は無い。						

※　有効性評価において有効性を評価した対策　　下線部：電力自主手段

表１　米国・欧州での重大事故対策に関係する設備例との比較(2/8)

分類	事故シーケンスグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			川内１号炉及び２号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
2-1	全交流動力電源喪失(1/3)	代替電源設備(交流)	・大容量空冷式発電機※ ・非常用ガスタービン発電機（計画中）	・サイト内ガスタービン発電機 ・ディーゼル発電機（追加設置）	・サイト共用ガスタービン発電機 ・最終バックアップディーゼル発電機	・独立非常用のディーゼル発電機	－	・サイト共用ガスタービン発電機	欧米においては、多様性を有する複数の代替交流電源設備を整備している 当社においては、常設の交流代替電源として、大容量空冷式発電機を１台設置している。また、大容量空冷式発電機と多様性を有する非常用ガスタービン発電機の設置を計画している。
			・発電機車	・可搬式ディーゼル発電機	・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）	・可搬式ディーゼル発電機	－	・可搬式ディーゼル発電機	欧米においては、可搬型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おり、当社でも同等の設備を配備している。
			・号炉間電力融通	・ユニット間での交流電源接続	・ユニット間での交流電源接続	・ユニット間での交流電源接続 ・第３の送電線（地中埋設）	－	－	欧米においては、ユニット間での電源接続を整備しており、当社においても同等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	・既設蓄電池による給電	・既設蓄電池による給電	・既設蓄電池による給電	欧米においては、既設蓄電池による給電手段を整備しているほか、蓄電池からの給電時間延長対策として、負荷切り離しによる蓄電池容量確保や蓄電池充電手段を整備しており、当社においても同様の手段を整備している。
			・可搬型直流電源設備（直流電源用発電機＋可搬型直流変換器） ・蓄電池（重大事故等対処用）の追設	・携帯型バッテリ充電器等による蓄電池充電	－	・可搬式ディーゼル発電機による蓄電池充電 ・独立非常用ディーゼル発電機による直流電源供給	・バッテリ充電用小型ディーゼル発電機	－	米国においては、携帯型バッテリ充電器等による蓄電池充電を整備しており、欧州においては、発電機による蓄電池充電手段を整備している。 当社においては、蓄電池を追設するとともに、発電機等を用いた可搬型直流電源設備を整備している。
		代替 RCP シール注入	・２次系強制冷却＋常設電動注入ポンプによる炉心注水	・静圧試験用ポンプによるシール注入	・小型試験用ポンプを用いたシール注水（＋小型蒸気駆動発電機）	・standstill シール ・通常の常用／非常用電源に依存しない緊急ほう酸注入系による冷却材補給	・緊急充てんポンプ（蒸気タービン駆動容積式）によるシール水注水	－	全交流動力電源喪失に伴い RCP シール LOCA が発生する場合を想定し、欧米では試験用ポンプ等による RCP シール水注水手段等を整備している。 また、ドイツにおいては、standstill シール及び緊急ほう酸注入系による冷却材補給手段を整備している。 当社においては、RCP シール LOCA が発生する可能性のある 10 分程度で代替ポンプ等によりシール冷却を確実に回復することは困難であり、失敗する確率も高いと考えられることから、RCP シール LOCA への対策としては、欧米のように RCP シール LOCA を発生させない対策ではなく、２次系強制冷却により早期に１次系圧力を低下させ、常設電動注入ポンプにより確実に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：電力自主手段

表１　米国・欧州での重大事故対策に関係する設備例との比較(3/8)

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
			川内１号炉及び２号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
2-1	全交流動力電源喪失(2/3)	炉心冷却	・２次系強制冷却※（蒸気発生器への給水手段は、「２次系からの除熱機能喪失」と同様）	・２次系強制冷却	・２次系強制冷却	・２次系強制冷却	・２次系強制冷却	－	全交流動力電源喪失に最終ヒートシンク喪失が重畳する場合を想定し、欧米においては、２次系強制冷却による１次系冷却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。
		(炉心注入)	・格納容器スプレイ系ー余熱除去系タイラインを用いた常設電動注入ポンプによる炉心注水※ ・高圧再循環※（移動式大容量ポンプ※による充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ冷却用海水通水） ・充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）	・非安全系充てんポンプ（＋代替高圧交流電源）	・余熱除去系統とは別系統の低圧注入系 ・低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリーブを用いた炉心注入（連絡スリーブ設置：事故後 3 日）	・独立非常用系の余熱除去系（IRHR）	・低圧注入系と格納容器スプレイ系の配管ライン切替えによる炉心注入	－	各国対策として、米国では非安全系充てんポンプによる炉心注入手段、フランスでは低圧注入系全喪失時における低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリーブを用いた格納容器スプレイ系による炉心注入手段、ドイツでは地下水等を水源とする独立非常用系の熱除去設備等による炉心注入手段等を整備している。 当社においては、独立した電源である大容量空冷式発電機から給電し、電動機の冷却水が不要な常設電動注入ポンプによる炉心注水手段（格納容器スプレイ系ー余熱除去系タイラインを使用）を整備しており、さらに移動式大容量ポンプによる高圧再循環手段や自主的に整備した自己冷却式の充てん／高圧注入ポンプなど、様々な炉心注水手段を整備している。
		(最終ヒートシンク)	・移動式大容量ポンプによる冷却用海水通水	－	・PUI システム（可搬式ポンプ＋可搬式熱交換器、大・中 LOCA 発生 15 日以降の崩壊熱除去が目的）	・非常用サービス水系（冷却水：河川水、地下水）	・空冷式熱除去設備（乾式冷却塔）	－	欧州においては、非常用サービス独立系の余熱除去系や 15 日以降の崩壊熱除去を目的として、可搬式のポンプ・熱交換器を用いた PUI システムや空冷式熱除去設備を整備している。 当社においては、最終ヒートシンク喪失時の対策として、独立性があり、電源の不要な移動式大容量ポンプにより、冷却用の海水を通水する手段を整備している。
		(給水源)	・燃料取替用水タンク（ほう酸水補給：ほう酸タンク、使用済燃料ピット等） ・復水タンク ・２次系純水タンク ・ろ過水貯蔵タンク ・宮山池 ・海水	・燃料取替用水タンク（ほう酸水補給：ほう酸ホールドアップタンク、使用済燃料ピット、クロスタイを有する他ユニットの燃料取替用水タンク、大型水源と組み合わせたほう酸水貯蔵タンク）	・燃料取替用水タンク（ほう酸水補給）	・代替ほう酸水貯蔵タンク	・燃料取替用水タンク	・燃料取替用水タンク	欧米においては、燃料取替用水タンクからの給水が可能であるほか、燃料取替用水タンクが枯渇した場合に、その他水源からほう酸水等を燃料取替用水タンクへ補給する手段を整備しており、当社においても同様の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：電力自主手段

表１　米国・欧州での重大事故対策に関係する設備例との比較(4/8)

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

※　有効性評価において有効性を評価した対策　　下線部：電力自主手段

表１　米国・欧州での重大事故対策に関係する設備例との比較(5/8)

分類	事故シーケンスグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			川内１号炉及び２号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
2-2	原子炉補機冷却機能喪失	代替補機冷却	移動式大容量ポンプによる冷却用海水通水	－	－	・非常用サービス水系（冷却水：河川水、地下水）	・空冷式予備熱除去設備（乾式冷却塔による代替補機冷却）	－	最終ヒートシンク喪失が発生した場合、欧州においては、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系が設置されているほか、イギリスでは、乾式冷却塔による空冷式予備熱除去設備を整備している。 当社においては、取水口と別の箇所から取水可能な移動式大容量ポンプにより、冷却用の海水を通水する手段を整備している。
		海水系の代替手段	・移動式大容量ポンプ ・海水ポンプ本体及び電動機予備品	・補助海水ポンプ	－	－	－	・放水トンネルからの取水（取水部閉塞対策） ・冷却水再循環（排水部閉塞対策）	原子炉補機冷却海水系の喪失による最終ヒートシンク喪失が発生した場合、米国では補助海水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の移送手段を整備している。また、スウェーデンでは海水の取放水部の閉塞時における海水系維持手段として、放水トンネルからの取水や冷却水の再循環手段を整備している。 当社においては、補機冷却系の機能が健全な状態で、津波等により海水ポンプが使用不能となった場合においても、電源が不要であり、取水口と別の箇所から取水可能な移動式大容量ポンプによる海水供給又は海水ポンプ本体及び電動機予備品による海水ポンプの復旧により、補機冷却系による最終ヒートシンクへの熱の移送が可能である。 また、片系列の海水排水ラインが閉塞した場合でも、タイラインを用いて別系列から排水できる設計としている。
		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、川内１号炉及び２号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シーケンスを想定した対策に関連する情報は無い。以下に概要を示す。 ○米国 米国 IPE（NUREG-1560,Vol.1-6）における「原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗」の脆弱性と対策事例について調査したが、当該シーケンスに対する対策に関する記載は確認できなかった。 ○欧州 欧州で確認可能な事業者公開文書である、イギリスのSizewell Bの建設前安全解析書（PCSR）を確認した。 補機冷却系については、いくつかの補機冷却系喪失との複合事象が考慮されているが、当該シーケンスに関する情報は確認できなかった。						

※　有効性評価において有効性を評価した対策　　下線部：電力自主手段

表１　米国・欧州での重大事故対策に関係する設備例との比較(6/8)

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
			川内１号炉及び２号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
3	格納容器除熱機能喪失	原子炉格納容器冷却	・格納容器内自然対流冷却※ （原子炉補機冷却水※又は移動式大容量ポンプによる冷却用海水通水） ・常設電動注入ポンプ	・2-１における、「原子炉格納容器冷却」と同様	・2-１における、「原子炉格納容器冷却」と同様	・2-１における、「原子炉格納容器冷却」と同様	・2-１における、「原子炉格納容器冷却」と同様	・2-１における、「原子炉格納容器冷却」と同様	欧州における原子炉格納容器の冷却手段は、2-1 と同様である。 当社においては、格納容器内自然対流冷却における冷却水として、原子炉補機冷却水又は海水が使用可能である以外は、2-１と同様である。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、川内１号炉及び２号炉においても整備されていることを確認した。						
4	原子炉停止機能喪失	原子炉停止	・多様化自動作動設備※（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） ①AMSAC	・ATWS 緩和系自動回路 ①AMSAC （全 PWR） ②DSS（CE 及び B&W 社 PWR）	・ATWS 緩和系自動回路 ①AMSAC				ATWS 対策設備として、欧米においては、ATWS 緩和系自動回路（AMSAC*1）を整備しているほか、米国の一部プラントではDSS*2を整備している。 当社プラントは、大きい蒸気発生器熱容量を持ち、ATWS 時に原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の 1.2 倍を上回らないことから、DSS の整備は不要であり、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帰還特性により原子炉出力を抑制し、炉心の熱除去を行う、多様化自動作動設備（AMSAC*1）のみを設置している。 ＊1：ATWS mitigation system acutuation circuitry ATWS 発生時に補助給水系を自動起動し、タービンをトリップさせる（当社は主蒸気隔離も合わせて整備） ＊2：Diverse scram system 検出器出力から制御棒の電源の遮断まで多様化した既存の原子炉トリップ系から独立したスクラム系（米国では、WH プラントは大きい蒸気発生器熱容量を持つことから、DSS は規制要求されていない）
			・ほう酸水の炉心注入（化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備）	・ほう酸水の炉心注入	・ほう酸水の炉心注入	・緊急ほう酸注入系	・緊急ほう酸注入系	・ほう酸水の炉心注入	欧米においては、ATWS 発生時に原子炉を未臨界に移行するためのほう酸水の炉心注入手段を整備している。 当社においては、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備によるほう酸水の炉心注入手段を整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、川内１号炉及び２号炉においても整備されていることを確認した。						

※　有効性評価において有効性を評価した対策　　下線部：電力自主手段

表１　米国・欧州での重大事故対策に関係する設備例との比較(7/8)

分類	事故シーケンスグループ	想定する機能	重大事故等対策に係る操作又は設備						対策の概要
			川内１号炉及び２号炉	米国	フランス	ドイツ	英国	スウェーデン	
5	ECCS 注入機能喪失	炉心注入	・２次系強制冷却※ （蒸気発生器への給水手段は、「２次系からの除熱機能喪失」と同様） ・格納容器スプレイ系ー余熱除去系タイラインを用いた常設電動注入ポンプ等による炉心注入	・２－１における、炉心冷却」と同様	・２－１における、炉心冷却」と同様	・２－１における、炉心冷却」と同様	・２－１における、炉心冷却」と同様	―	欧米における炉心注入手段は、２－１の<炉心冷却>における炉心注入手段と同様である。 当社においては、「中小破断 LOCA＋高圧注入失敗」を想定し、蒸気発生器を用いた２次系強制冷却により１次系を減温減圧し、低圧注入を促進する手段を整備している。
		（給水源）	・２－１と同様	・２－１と同様	・２－１と同様	・２－１と同様	・２－１と同様	―	
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、川内１号炉及び２号炉においても整備されていることを確認した。 なお、「大破断 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）」、「大中破断 LOCA＋蓄圧注入失敗（内部事象）」における欧米の対策状況について、調査可能な範囲において調査を実施したが、当該シーケンスを想定した対策に関連する情報は無い。以下に概要を示す。 ○米国 「シビアアクシデントマネージメントガイドライン（SAMG）で対処する」と言及されているのみで、具体的な炉心損傷防止対策は無い。 ○欧州 欧州で確認可能な事業者公開文書である、イギリスの Sizewell B の建設前安全解析書（PCSR）を確認した。 LOCA についてはいくつかの複合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」のシーケンスが存在するが、対策は無い。						
6	ECCS 再循環機能喪失	代替再循環	・格納容器スプレイ系ー余熱除去系タイラインを用いた代替再循環※	―	・低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリーブを用いた代替再循環（連絡スリーブ設置：事故後 3 日）	・独立非常用系の余熱除去系（IRHR）による代替再循環	・低圧注入系と格納容器スプレイ系の配管ライン切替えによる代替再循環	―	欧州においては、フランスでは、低圧注入系全喪失時における低圧注入系と格納容器スプレイ系の連絡スリーブを用いた格納容器スプレイ系による炉心注入手段を整備しているほか、ドイツでは、独立非常用系の余熱除去系（IRHR）による代替再循環手段を整備している。 当社においては、ECCS 注入系の喪失時は、独立した移動式大容量ポンプ／大容量空冷式発電機及び格納容器スプレイ系ー余熱除去系タイラインを用いた格納容器スプレイ系再循環手段を整備している。
		まとめ	上述の調査結果より、国外の既設プラントで整備されている対策が、川内１号炉及び２号炉においても整備されていることを確認した。						

※　有効性評価において有効性を評価した対策　　下線部：電力自主手段

表１　米国・欧州での重大事故対策に関係する設備例との比較(8/8)

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

※　有効性評価において有効性を評価した対策　　下線部：電力自主手段

別紙４

事故（SGTR、IS-LOCA）時の原子炉トリップ失敗の取扱いについて

内部事象レベル１PRA 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」）」第四十四条の記載からも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）

第四十四条 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。

②ATWS 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次系圧力・温度の観点で厳しく、ATWS 緩和設備に期待する必要のある「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、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（ATWS 緩和設備が作動する事象）として以下の５事象であり、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（送電系の故障含む）	９件
主給水流量喪失	５件
負荷の喪失	20 件

前述の観点により今回の内部事象レベル 1PRA 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。SGTR や IS-LOCA など、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（4.0E-08／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、次頁の参考に示すように、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、電動発電機電源断による制御棒挿入や、緊急ほう酸濃縮を行って未臨界を維持した上で、事象ベースの運転手順に戻って必要な次の手順に移行していくことで、事象発生初期の冷却材放出は厳しくなるものの、運転操作に迷うことなく事故時対応を実施することができる。

起因事象	観点① 「運転時の異常な過渡変化」に該当	観点② ATWS 緩和設備が必要で起因事象発生実績有	備考 （原子炉トリップ失敗確率 5.7E-07※2）
小破断 LOCA	×	×	発生頻度:1.3E-10/炉年
極小 LOCA	×	×	発生頻度:1.2E-09/炉年
原子炉補機冷却機能喪失	×	×	発生頻度:1.1E-10/炉年
外部電源喪失	○	○	ATWS 対象
２次冷却系の破断	×	×	発生頻度:2.5E-10/炉年
蒸気発生器伝熱管破損	×	×	発生頻度:1.4E-09/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:1.7E-17/炉年

※１：LOCA 事象の場合、安全注入信号により高濃度のほう酸が炉心に注入され、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次系を減圧することが可能である。

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

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

低頻度ではあるものの、外部電源喪失や主給水流量喪失、負荷喪失以外の起因事象発生時に原子炉トリップ失敗となった場合には、現在想定している ATWS 事象よりも１次系の漏えいについ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＆リサーキュレーションに加えて、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など、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基準に基づき、順次対応を実施することとしている（図１、図２参照）。

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 や、規模が小さく隔離が早めに成功した IS-LOCA などであり、原子炉トリップまで数分、仮に炉心への注入機能が喪失した場合でも、炉心損傷まではさらに数時間程度の時間を有する比較的緩やかな事象進展となる。

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

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

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

２－３．重大事故等対応のための手順書体系について（３／５）

運転基準「緊急処置編」における各手順書間の適用の優先順位

運転基準「緊急処置編（第一部）」、「緊急処置編第二部（事象ベース）」及び「緊急処置編第二部（安全機能ベース）」の各手順の適用条件は個々に定めてはいるが、複数の基準の適用条件が同時に成り立った場合には、使用するための優先順位が必要となる。

以下に、安全機能ベース手順同士、事象ベース手順同士及び事象ベース手順と安全機能ベース手順間の適用に関する優先順位について説明する。

なお、「炉心出口温度が３５０℃以上」かつ「格納容器内高レンジエリアモニタ指示が１×１０^{5}ｍＳｖ／ｈ以上」の条件が成立した場合は、炉心損傷と判断し、運転基準「緊急処置編　第三部」へ移行し処置する。

(1) 事象ベース手順間の優先順位

基本的には、事象ベース手順間の重畳はないため優先順位はない。但し、

① 「全交流動力電源喪失」については他の事象ベースに優先する。

② 「補機冷却機能喪失（その１）」についてはＬＯＣＡ再循環運転が前提であるため「ＬＯＣＡ時再循環不能」が優先する。

③ 「使用済燃料ピット冷却機能喪失」については炉心に影響がない手順であるため優先順位付けはせず、本手順の適用条件が成立すれば、安全機能ベースの基準と同時に対応する必要がある。

(2) 安全機能ベース手順間の優先順位（優先度が高い順）

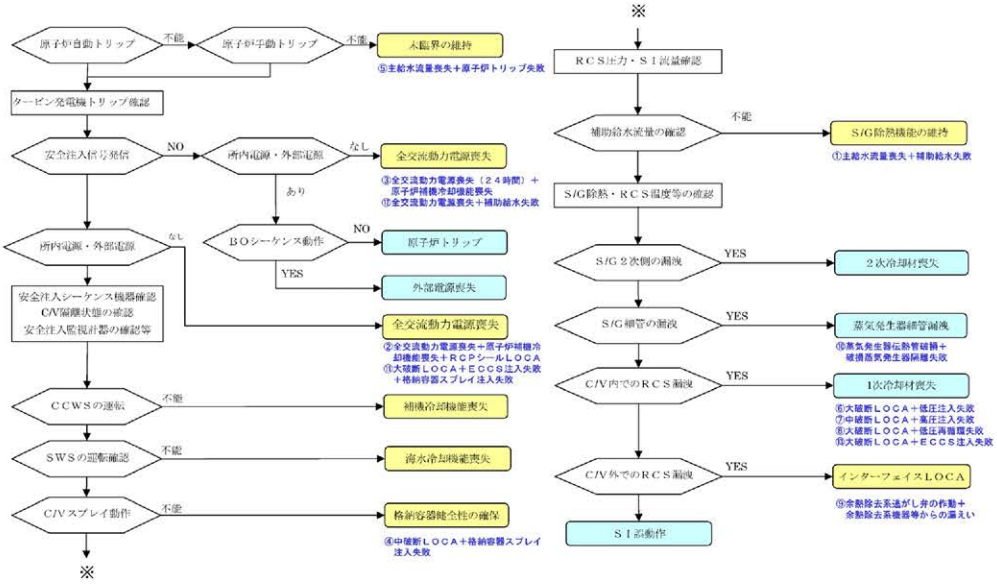
① 未臨界の維持（1）
② 炉心冷却の維持（1）
③ Ｓ／Ｇ除熱機能の維持
④ 格納容器健全性の確保
⑤ 放射能放出防止
⑥ 未臨界の維持（2）
⑦ 炉心冷却の維持（2）
⑧ １次系保有水の維持

41

図１　運転基準「緊急処置編」における各手順書間の適用の優先順位（「重大事故等発生時の体制と使用する手順書の整備及び教育訓練等について」より抜粋）

１０．運転員の事象判別プロセスについて（２／３）

運転員の事象判別プロセス概要



10-2

図２　運転員の事象判別プロセス概要（「重大事故等対策の有効性評価　成立性確認　補足説明資料」より抜粋）

別紙５

内部事象PRAにおける主要なカットセットについて

１．内部事象レベル1PRA

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1E-07（／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AM策の整備状況等を第１表～第７表に示す。

（２）主要なカットセットの確認結果

第１表～第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、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が確認できた。

また、事故シーケンスをカットセットレベルまで展開することにより、発生頻度の高いカットセットに対しては多重に対策を講じるなど、今後の更なる安全性向上に資することができると考えられる。

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

第１表　「２次冷却系からの除熱機能喪失」の事故シーケンスを構成する主要なカットセット

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
手動停止＋補助給水失敗	2.6E-05	①補助給水ポンプ起動信号失敗　共通原因故障	1.2E-05	46%	フィードアンドブリード	○
		②復水タンク閉塞	2.8E-06	11%		○
		③補助給水系各機器の外部リーク	2.7E-07	1%		○
過渡事象＋補助給水失敗	1.1E-05	手動停止と同様			フィードアンドブリード	○
２次冷却系の破断＋補助給水失敗	1.2E-06	①２次冷却系の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	97%	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　共通原因故障	1.3E-08	1%		○
		③復水タンク閉塞	5.3E-09	<0.1%		○
主給水流量喪失＋補助給水失敗	1.3E-06	手動停止と同様			フィードアンドブリード	○
外部電源喪失＋補助給水失敗	1.9E-07	①復水タンク閉塞	5.9E-08	31%	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	5.5E-09	3%		○
SGTR＋補助給水失敗	1.7E-07	手動停止と同様			フィードアンドブリード	○
小破断LOCA＋補助給水失敗	1.6E-08	手動停止と同様			フィードアンドブリード	○
極小LOCA＋補助給水失敗	2.4E-07	手動停止と同様			フィードアンドブリード	○
DC母線1系列喪失＋補助給水失敗	7.0E-08	①補助給水ポンプ起動信号A失敗	1.5E-08	21%	フィードアンドブリード	○
		②制御用空気圧縮機A運転継続失敗による充電器室空調系空気ダンパ誤閉止による直流電源喪失	5.8E-09	8%		×
		③制御用空気圧縮機室A空調ファン運転継続失敗による充電器室空調系空気ダンパ誤閉止による直流電源喪失	3.2E-09	5%		×
２次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗	5.4E-11	①運転員による破断ループ側タービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン元弁（575A）閉止失敗＋破断ループ T/D-AFWP駆動蒸気供給ライン逆止弁(576A) 閉失敗	3.4E-11	62%	フィードアンドブリード	○
		②破断ループ側T/D-AFWP駆動蒸気元弁（575A）閉止失敗＋破断ループ側T/D-AFWP駆動蒸気供給ライン逆止弁(576A)閉失敗	7.0E-12	13%		○
		③健全ループ主蒸気隔離弁バイパス弁3625(3635)内部リーク＋破断ループ主蒸気隔離逆止弁536A閉失敗	6.6E-12	12%		○

別紙 5-2

【主要なカットセットに対する検討（２次冷却系からの除熱機能喪失)】

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

○また、「手動停止＋補助給水失敗」、「２次冷却系の破断＋補助給水失敗」、「２次冷却系の破断＋主蒸気隔離失敗」のシーケンスでは、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。

○「DC母線１系列喪失＋補助給水失敗」のシーケンスにおいては、DC母線が１系列喪失した状態において、残りの１系列側の制御用空気系でランダム故障が発生し、制御用空気が喪失することで空調系のダンパが誤閉止し、充電器室の温度が許容温度以上に上昇することで直流電源が喪失するカットセットも抽出された。これらの発生頻度は非常に小さいものの、仮に発生した場合、パラメータ監視等に必要な直流電源が喪失するため、炉心損傷を防止できない可能性がある。この場合の対策として、空調系のダンパを強制的に開とし、充電器室の空調を確保すること等が考えられる。

第２表　「全交流動力電源喪失」「原子炉補機冷却機能喪失」の事故シーケンスを構成する主要なカットセット

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	5.5E-07	①DG-A,B起動失敗　共通原因故障	7.8E-08	14%	大容量空冷式発電機＋２次系強制冷却＋常設電動注入ポンプによる炉心注入	○
		②DG-A(B)試験による待機除外＋DG-B(A)継続運転失敗	8.7E-08	16%		○
		③DG-A(B)試験による待機除外＋DG-B(A)起動失敗	5.7E-08	10%		○
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次系強制冷却＋常設電動注入ポンプによる炉心注入	○
原子炉補機冷却機能喪失 ＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	9.0E-07	①加圧器安全弁055(056,057)再閉止失敗	9.0E-07	100%	２次系強制冷却＋常設電動注入ポンプによる炉心注入	○
原子炉補機冷却機能喪失 ＋補助給水失敗	2.3E-08	①補助給水ポンプ起動信号失敗　共通原因故障	1.0E-08	46%	補機冷却水復旧後のフィードアンドブリード	※
		②復水タンク閉塞	2.5E-09	11%		※
		③補助給水系各機器の外部リーク	2.3E-10	1%		※

※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

別紙 5-4

【主要なカットセットに対する検討（全交流動力電源喪失、原子炉補機冷却機能喪失)】

○「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失」はDG-A,Bが共通原因で起動失敗するなどして非常用所内交流電源が喪失し、全交流動力電源喪失となり炉心損傷に至るシーケンスであるが、代替電源である大容量空冷式発電機により電源を確保し２次系強制冷却による低圧注入等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次系強制冷却と常設電動注入ポンプによる炉心注入を実施することで炉心損傷防止が可能である。

○また「原子炉補機冷却機能喪失＋補助給水失敗」においても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シーケンスであるが、時間余裕の観点から発生頻度の低減が厳しいシーケンスである。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３表　「原子炉格納容器からの除熱機能喪失」の事故シーケンスを構成する主要なカットセット

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
小破断LOCA ＋格納容器スプレイ再循環失敗	8.1E-07	①格納容器スプレイ作動信号A,Bリセット操作失敗	9.5E-08	12%	格納容器内自然対流冷却	○
		②格納容器スプレイポンプA,B停止操作失敗	9.5E-08	12%		○
		③CV圧力高確認失敗	9.1E-08	11%		○
小破断LOCA ＋格納容器スプレイ注入失敗	2.2E-08	①格納容器スプレイ作動信号A,B両トレン　共通原因故障	5.8E-09	26%	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弁024A,B開失敗　共通原因故障	4.5E-09	21%		○
		③格納容器スプレイポンプA,B 起動失敗 共通原因故障	1.7E-09	8%		○
中破断LOCA ＋格納容器スプレイ再循環失敗	2.5E-07	小破断LOCAと同様			格納容器内自然対流冷却	○
中破断LOCA ＋格納容器スプレイ注入失敗	6.8E-09	小破断LOCAと同様			格納容器内自然対流冷却	○
DC母線1系列喪失 ＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA ＋格納容器スプレイ再循環失敗	3.0E-11	①加圧器圧力高信号発信失敗＋加圧器安全弁055(056,057)再閉止失敗＋よう素除去薬品タンク隔離弁054閉失敗	8.1E-13	3%	格納容器内自然対流冷却	○
		②加圧器圧力高信号発信失敗＋加圧器安全弁055(056,057)再閉止失敗＋格納容器スプレイ冷却器CCW通水弁248A開失敗	7.8E-13	3%		○
DC母線1系列喪失 ＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA ＋格納容器スプレイ注入失敗	2.2E-11	①加圧器圧力高信号発信失敗＋加圧器安全弁055(056,057)再閉止失敗＋スプレイヘッダ手動弁028A閉塞	9.2E-13	4%	格納容器内自然対流冷却	○
		②加圧器圧力高信号発信失敗＋加圧器安全弁055(056,057)再閉止失敗＋格納容器スプレイ冷却器出口弁024開失敗	7.8E-13	4%		○

【主要なカットセットに対する検討（原子炉格納容器からの除熱機能喪失）】

○本グループに含まれる事故シーケンスは、格納容器スプレイ機能（注入／再循環）が喪失して格納容器が先行破損して炉心損傷に至るシーケンスである。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、格納容器スプレイ信号の発信失敗や格納容器スプレイ再循環移行時の人的過誤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統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。

別紙 5-5

第４表　「原子炉停止機能喪失」の事故シーケンスを構成する主要なカットセット

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
ATWS	4.0E-08	①不足電圧出力カード不動作　共通原因故障	1.2E-08	30%	多様化自動作動設備	○
		②原子炉トリップ遮断器開失敗　共通原因故障	2.0E-08	49%		○
		③基本ソフトウェア　共通原因故障	7.1E-09	18%		○

【主要なカットセットに対する検討（原子炉停止機能喪失)】

○本グループに含まれる事故シーケンスは、運転時の異常な過渡変化又は事故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、トリップ信号回路における共通原因故障やトリップ遮断器の共通原因故障が要因となっている。この場合においても、多様化自動作動設備により炉心損傷を防止することが可能である。

第５表　「ECCS注水機能喪失」の事故シーケンスを構成する主要なカットセット

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
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047B(C) 閉塞	6.5E-07	50%	２次系強制冷却 ＋低圧注入	○
		②低温側注入ラインオリフィス980B(C) 閉塞	2.5E-07	19%		○
		③低温側注入ラインオリフィスSI2B(C) 閉塞	2.5E-07	19%		○
中破断LOCA＋高圧注入失敗	4.1E-07	小破断LOCAと同様			２次系強制冷却 ＋低圧注入	○
大破断LOCA＋低圧注入失敗	3.0E-09	①S信号A,B両トレン 共通原因故障	8.1E-10	27%	無し	×
		②RHRポンプ 出口流量高A,B両トレン共通原因故障によるミニフローライン弁601,611の閉止失敗	8.1E-10	27%		×
		③燃料取替用水タンク閉塞	2.7E-10	9%		×
		④燃料取替用水タンク出口手動弁011 閉塞	7.2E-11	2%		×
中破断LOCA＋蓄圧注入失敗	2.5E-11	①蓄圧タンク出口逆止弁134B,C開失敗　共通原因故障	1.1E-11	44%	無し	×
		②蓄圧タンク出口逆止弁136B,C開失敗　共通原因故障	1.1E-11	44%		×
		③蓄圧タンクB,Cの同時閉塞	1.4E-12	5%		×
大破断LOCA＋蓄圧注入失敗	9.2E-09	①蓄圧タンクB(C)閉塞	6.2E-09	68%	無し	×
		②蓄圧タンク出口電動弁132B(C)閉塞	1.9E-09	20%		×
極小LOCA＋充てん／高圧注入失敗	2.4E-07	①充てん／高圧注入ポンプ燃料取替用水補給弁121D,E開失敗共通原因故障	4.5E-08	19%	２次系強制冷却 ＋低圧注入	○
		②充てん／高圧注入ポンプ入口ベント隔離弁774,775B閉失敗共通原因故障	3.6E-08	15%		○
		③燃料取替用水タンク閉塞	2.6E-08	11%		×
DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧注入失敗	3.6E-12	①外部電源喪失＋DG-A試験による待機除外＋加圧器安全弁055(056,057)再閉止失敗	4.0E-13	11%	２次系強制冷却 ＋低圧注入	○
		②加圧器圧力高信号発信失敗＋加圧器安全弁055(056,057)再閉止失敗＋ほう酸注入タンク入口オリフィス900閉塞	3.5E-13	10%		○

別紙 5-7

【主要なカットセットに対する検討（ECCS注水機能喪失）】

○本グループに含まれる事故シーケンスは、「中小破断LOCA＋高圧注入失敗」が支配的となっており、これらのシーケンスは高圧注入機能が喪失して炉心損傷に至るシーケンスである。高圧注入系が喪失する要因として、ポンプ故障、注入配管閉塞、水源喪失等が考えられるが、ここでは、注入ラインの手動弁やオリフィスが閉塞することによる注入配管閉塞が支配的である。その場合でも、重大事故対策として２次系強制冷却による１次系の減圧後、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」、「大破断LOCA＋蓄圧注入失敗」、「中破断LOCA＋蓄圧注入失敗」の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」のシーケンスであっても、高圧注入や常設電動注入ポンプ等を活用して何らかの形で注水することで炉心損傷の拡大を抑制する等の影響緩和に期待できる。

○「極小LOCA＋充てん／高圧注入失敗」において、燃料取替用水タンクが閉塞することにより炉心損傷に至るカットセットが抽出された。この事象が仮に発生した場合、整備している対策でも炉心損傷を防ぐことは困難である。一方で、燃料取替用水タンクの健全性は毎月実施するECCS系ポンプの起動試験等で確認しており、この事象の発生頻度は非常に小さい。

第６表　「ECCS再循環機能喪失」の事故シーケンスを構成する主要なカットセット

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
小破断LOCA＋低圧再循環失敗	6.7E-07	①S信号A,Bリセット操作失敗	9.5E-08	14%	２次系強制冷却による代替再循環	○
		②RHRポンプA,B停止操作失敗	9.5E-08	14%		○
		③燃料取替用水タンク隔離弁191A,B閉操作失敗	9.5E-08	14%		○
小破断LOCA＋高圧再循環失敗	2.4E-07	①余熱除去冷却器出口充てん／高圧注入ポンプ入口連絡弁021A,B開操作失敗	9.5E-08	40%	２次系強制冷却による低圧再循環	○
		②充てん／高圧注入ポンプ燃料取替用水補給弁121D,E閉操作失敗	9.5E-09	40%		○
中破断LOCA＋低圧再循環失敗	2.1E-07	小破断LOCAと同様			２次系強制冷却による代替再循環	○
中破断LOCA＋高圧再循環失敗	7.3E-08	小破断LOCAと同様			２次系強制冷却による低圧再循環	○
大破断LOCA＋低圧再循環失敗	1.3E-07	①再循環切替え診断失敗	5.9E-08	46%	代替再循環	×
		②S信号A,Bリセット操作失敗	9.5E-09	7%		○
		③RHRポンプA,B停止操作失敗	9.5E-09	7%		○
DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋低圧再循環失敗	4.8E-11	①海水ストレーナA閉塞による充電器盤室空調A喪失＋加圧器安全弁055(056,057)再閉止失敗	6.4E-12	13%	２次系強制冷却による代替再循環	×
		②海水系ヘッダ配管リークによる充電器盤室空調A喪失＋加圧器安全弁055(056,057)再閉止失敗	3.0E-12	6%		×
DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋高圧再循環失敗	2.5E-11	①加圧器圧力高信号発信失敗＋加圧器安全弁055(056,057)再閉止失敗＋充てん／高圧注入ポンプ燃料取替用水補給弁121E閉失敗	8.1E-13	3%	２次系強制冷却による低圧再循環	○
		②加圧器圧力高信号発信失敗＋加圧器安全弁055(056,057)再閉止失敗＋余熱除去冷却器出口充てん／高圧注入ポンプ入口連絡弁021A開失敗	8.0E-13	3%		○

別紙 5-9

【主要なカットセットに対する検討（ECCS再循環機能喪失）】

○本グループに含まれる事故シーケンスは、再循環機能が喪失することで炉心損傷に至るシーケンスである。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、再循環切替え失敗、水源喪失等が考えられるが、ここでは弁の操作失敗等人的過誤が支配的となっている。その場合でも２次系強制冷却による低圧再循環等を実施することにより炉心損傷を防止することが可能である。

○「大破断LOCA＋低圧再循環失敗」において、運転員が再循環切替えの診断に失敗することで、炉心損傷に至るカットセットが支配的となった。運転員は事故時運転手順書の記載項目に基づいて作業を行い、また、運転員は事故時の操作に関して十分な訓練を受けていることから、運転員が事故発生を認知できずに状態を放置し続けることは想定しがたい。

○「DC母線１系列喪失＋加圧器逃がし弁／安全弁LOCA＋低圧再循環失敗」のシーケンスにおいては、DC母線が１系列喪失して加圧器逃がし弁／安全弁LOCAが発生した状態において、残りの１系列側の空調系が喪失し、充電器室の温度が許容温度以上に上昇することで、直流電源が喪失するカットセットも抽出された。これらの発生頻度は非常に小さいものの、仮に発生した場合、パラメータ監視等に必要な直流電源が喪失するため、炉心損傷を防止できない可能性がある。この場合の対策として、空調系のダンパを強制的に開とし、充電器室の空調を確保すること等が考えられる。

第７表　「格納容器バイパス」の事故シーケンスを構成する主要なカットセット

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
蒸気発生器伝熱管破損 ＋破損SG隔離失敗	2.1E-07	①SGTR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	31%	クールダウン＆ リサーキュレーション	○
		②破損SG T/D-AFWP駆動蒸気元弁575A 閉失敗	2.3E-08	11%		○
		③破損SGタービン動補助給水ポンプ蒸気供給ライン元弁575A閉操作 (中央及び現場)失敗	1.1E-08	5%		○
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＆ 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（格納容器バイパス)】

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

２．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の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３位までのカットセットを抽出することとし、主要なカットセット及び格納容器破損防止対策の整備状況等の対比について整理した。（第８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有効性評価を行う各格納容器破損モードについて、格納容器破損頻度が支配的となる 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重大事故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８表　格納容器破損モードごとの主要なカットセット

格納容器破損モード	PDS	主要なカットセット	CFF (/炉年)	寄与割合	全 CFF (/炉年)	格納容器破損防止対策	対策の有効性
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧）	SED	原子炉補機冷却機能喪失 RCP シール LOCA 発生	1.9E-04	97.4%	2.0E-04	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び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	○
	TED	手動停止 アプリケーションソフト共通原因故障	2.1E-06	1.1%			○
	TED	過渡事象 アプリケーションソフト共通原因故障	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）	SED	原子炉補機冷却機能喪失 RCP シール LOCA 発生	2.0E-06	99.2%	2.0E-06	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び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	○
	TED	手動停止 アプリケーションソフト共通原因故障	6.6E-09	0.3%			○
	SED	原子炉補機冷却機能喪失 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	SED	原子炉補機冷却機能喪失 RCP シール LOCA 発生	2.0E-06	94.4%	2.1E-06	加圧器逃がし弁手動開による１次系強制減圧	○
	TEI	手動停止 復水タンク閉塞	8.1E-09	0.4%			○
	TED	手動停止 アプリケーションソフト共通原因故障	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	AEI	中破断 LOCA 手動弁 047B 閉塞	9.9E-10	11.4%	8.7E-09	（原子炉格納容器の耐力にて健全性を維持可能）	○
	AEI	中破断 LOCA 手動弁 047C 閉塞	9.9E-10	11.4%			○
	AEW	大破断 LOCA 運転員 大破断 LOCA 診断失敗	5.9E-10	6.8%			○
水素燃焼	TEI	手動停止 復水タンク閉塞	1.5E-08	7.8%	1.9E-07	PAR	○
	TEI	過渡事象 復水タンク閉塞	6.2E-09	3.3%			○
	TEI	２次冷却系の破断 運転員　２次冷却系の破断の発生 診断失敗	6.1E-09	3.2%			○
溶融炉心・コンクリート相互作用	SED	原子炉補機冷却機能喪失 RCP シール LOCA 発生	2.2E-07	7.3%	3.0E-06	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	○
	TEI	手動停止 復水タンク閉塞	1.9E-07	6.2%			○
	TED	手動停止 アプリケーションソフト共通原因故障	1.6E-07	5.5%			○

【主要なカットセットに対する検討】

○ 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧)」、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温)」

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、手動停止又は過渡事象時の補助給水起動失敗（アプリケーションソフト共通原因故障）である。

原子炉補機冷却機能喪失では、ECCS、制御用空気系など安全上重要な各種機器が不動作となり、補助給水起動失敗では原子炉トリップに成功するものの２次系による炉心冷却機能が喪失し、炉心温度・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、重大事故等対処設備として整備している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び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は、主要なカットセットの機器・設備とは独立して使用可能であり、その機能に期待できる。

○ 「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」

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、手動停止時の２次冷却系からの除熱機能喪失（復水タンク閉塞）及び手動停止時の補助給水起動失敗（アプリケーションソフト共通原因故障）が支配的である。

これらに対しては、重大事故等対処設備として整備している加圧器逃がし弁手動開による１次系強制減圧は主要なカットセットの機器・設備とは独立して使用可能であり、その機能に期待できる。

○ 「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」

主要なカットセットは中破断 LOCA 時における注入ラインの閉塞及び大破断 LOCA 時における運転員による大破断 LOCA 診断失敗が支配的であるが、水蒸気の発生に必要となる格納容器内への注水として格納容器スプレイが前提となり、この場合には格納容器の耐力にて水蒸気による圧力スパイクの際にも格納容器の健全性を確保できる。

○ 「水素燃焼」

主要なカットセットとなる手動停止又は過渡事象時の２次冷却系からの除熱機能喪失（復水タンク閉塞)、２次冷却系の破断（診断失敗）は重大事故対策として整備している PAR の機能を妨げるものではなく、その機能に期待できる。

○ 「溶融炉心・コンクリート相互作用」

主要なカットセットとなる原子炉補機冷却機能喪失時の RCP シール LOCA、手動停止時の２次冷却系からの除熱機能喪失（復水タンク閉塞)、手動停止時の補助給水起動失敗（アプリケーションソフトの共通原因故障）について、重大事故等対処設備として整備している常設電動注入ポンプによる CV 内注水は、主要なカットセットの機器・設備とは独立して使用可能であり、その機能に期待できる。

３．停止時レベル 1PRA

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＋余熱除去機能喪失”及び“外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失”であり、それぞれのカットセットについて、POS5(ミッドループ運転状態)の評価値を示す。

各事故シーケンスにおける主要なカットセット及び炉心損傷防止対策の整備状況等について第９表～第 12 表に示す。

（２）主要なカットセットの確認結果

第９表～第 12 表に示したとおりすべて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が可能となることを確認した。

第９表　事故シーケンスごとの主要なカットセット（反応度の誤投入）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全 CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
反応度の誤投入	―	3.1E-08	100%	3.1E-08	純水注入停止 操作	○

【主要なカットセットに対する検討】

○本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、反応度の誤投入によって炉心損傷に至る事故シーケンスである。純水注入停止などの反応度制御を行う炉心損傷防止対策が可能である。

第 10 表　事故シーケンスごとの主要なカットセット（原子炉冷却材の流出）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全 CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	―	4.0E-04	100%	4.0E-04	充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入	○
水位維持失敗	―	8.2E-06	100%	8.2E-06		○
オーバードレン	―	8.2E-06	100%	8.2E-06		○

【主要なカットセットに対する検討】

○本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、原子炉冷却材圧力バウンダリの機能喪失、水位維持失敗又はオーバードレンによって炉心損傷に至る事故シーケンスである。充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入などによって１次冷却材の保有水確保を行う炉心損傷防止対策が可能である。

第 11 表　事故シーケンスごとの主要なカットセット（崩壊熱除去機能喪失）

事故シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与割合	全 CDF (/炉年)	炉心損傷防止対策	対策の有効性
余熱除去機能喪失	—	2.9E-05	100%	2.9E-05	充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入	○
外部電源喪失＋余熱除去系による冷却失敗※1	①診断失敗	1.7E-06	81.9%	2.1E-06 (9.9E-06)※2		○
	②ディーゼル発電機A継続運転失敗	1.3E-07	6.2%			○
	③ディーゼル発電機A起動失敗	8.3E-08	4.1%			○
	④余熱除去ポンプA,B起動操作失敗CCF	2.8E-08	1.4%			○
	⑤蓄電池A 機能喪失	1.4E-08	0.7%			○
原子炉補機冷却機能喪失	—	1.1E-05	100%	1.1E-05	常設電動注入ポンプによる炉心注入	○

※1　POS5 における評価値

※2　全 POS の炉心損傷頻度

【主要なカットセットに対する検討】

○本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、直接の余熱除去機能喪失、外部電源喪失発生後の余熱除去系統回復失敗、又は原子炉補機冷却機能喪失によって炉心損傷に至る事故シーケンスである。いずれの事故シーケンス及びカットセットに対しても、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注入または常設電動注入ポンプによる炉心注入などによって、炉心損傷防止が可能である。

第 12 表　事故シーケンスごとの主要なカットセット（全交流動力電源喪失）

事故 シーケンス	主要なカットセット	CDF (/炉年)	寄与 割合	全 CDF (/炉年)	炉心損傷 防止対策	対策の 有効性
外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失※1	①ディーゼル発電機 A 継続運転失敗＋海水ポンプ C 出口手動弁 503C 戻し忘れ	1.3E-09	20.9%	6.1E-09 (2.9E-08)※2	常設電動注入ポンプによる炉心注入 大容量空冷式発電機	○
	②ディーゼル発電機 A,B 起動失敗 CCF	9.1E-10	14.9%			○
	③ディーゼル発電機 A 起動失敗＋海水ポンプ C 出口手動弁 503C 戻し忘れ	8.3E-10	13.7%			○
	④ディーゼル発電機 A 継続運転失敗＋ディーゼル発電機 B 継続運転失敗	2.9E-10	4.8%			○
	⑤ディーゼル発電機 A,B 継続運転失敗 CCF	2.9E-10	4.7%			○

※1　POS5 における評価値

※2　全 POS の炉心損傷頻度

【主要なカットセットに対する検討】

○　本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、外部電源喪失後の非常用所内交流電源の喪失によって炉心損傷に至る事故シーケンスである。事故シーケンスの主要なカットセットに対して常設電動ポンプによる炉心注入及び代替電源である大容量空冷式発電機による電源の確保によって、炉心損傷防止が可能である。

別紙６

地震 PRA、津波 PRA における主要な事故シーケンスの対策等について

１．主要な事故シーケンスの対策について

内部事象 PRA で発生する事故シーケンスは、一部を除き、それぞれ有効な炉心損傷防止対策がとられている他、これまでに整備した AM 策等にも期待できる。地震 PRA、津波 PRA についても主要な事故シーケンスに対してこれらの炉心損傷防止対策等が有効であるかどうかを整理することにより、内部事象 PRA の事故シーケンスと同等の事故シーケンスを地震 PRA、津波 PRA に適用することの妥当性を確認した。地震 PRA において主要な事故シーケンスである結果を第１表に、津波 PRA について第２表に示す。

第１表において、地震の全炉心損傷頻度(3.1E-05/炉年)に対する寄与が大きいシーケンスは、外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失(2.9E-05/炉年)である。本シーケンスのうち、ディーゼル発電機の機能喪失となる機器の損傷の場合は、内部事象 PRA と同様の炉心損傷防止対策が有効である。また、一部空調設備の損傷により安全補機開閉器室の室温が許容温度を超えてメタルクラッド開閉装置等電気盤が使用不可となり、全交流動力電源喪失となるシナリオは、室温上昇抑制の対策が長期間全く期待できないとしたものであり、室温上昇を抑制、緩和する現実的な復旧対応が有効と考えられる。この対応可能性は内部事象 PRA において空調設備が故障した場合も同様である。

また、次に寄与が大きいシーケンスである起因事象＋原子炉トリップ失敗(1.1E-06/炉年)については、燃料集合体や制御棒クラスタ等が機械的に損傷し制御棒の挿入に失敗した場合は、多様化自動作動設備の作動に期待できないが、ATWS が発生する規模の地震発生時には、タービンが健全に動き続けていることは考えにくく、耐震性の低い２次系での破断、漏えいにより本設の主蒸気隔離信号が発信することで、事象緩和に期待できる。

同様に、第２表に示すように津波 PRA において寄与の大きいシーケンスグループは原子炉補機冷却機能喪失と全交流動力電源喪失であり、主要なカットセットに対して、内部事象 PRA と同様の炉心損傷防止対策が有効である。

以上のように、内部事象 PRA で選定した事故シーケンスに対して有効性を確認する炉心損傷防止対策等は、地震 PRA、津波 PRA で同様に選定した事故シーケンスに対しても基本的に有効であり、このことからも、内部事象 PRA と地震 PRA、津波 PRA の事故シーケンスは基本的に同様と考えて良い。

２．地震 PRA、津波 PRA における重複シーケンスの考慮について

内部事象 PRA においては、起因事象の重ね合わせは頻度が小さくなるため考慮していないが、地震や津波では複数の起因事象が同時に発生する可能性がある。

地震 PRA や津波 PRA において炉心損傷頻度の算出を行う際には、起因事象は階層化を行い、影響の大きい事象で代表させて評価を行っている。例えば大破断 LOCA に該当する機器等の損傷が発生し

た場合、さらに小破断 LOCA に該当する機器等の損傷が複合して発生したとしても、大破断 LOCA の事象進展に有意に影響することは考えにくいため、組合せは考慮不要としている。

地震や津波により複数の機器が損傷し、複数の事象が重畳する場合、起因となる機器とサポート系機器や共用系機器との重畳程度であれば、評価は可能である。例えば、全交流動力電源喪失や原子炉補機冷却機能喪失など、安全機能のサポート系が喪失する事象と、LOCA 事象や２次冷却系の破断等が重畳した場合は、LOCA 事象や２次冷却系の破断等のシーケンスで代表させ、電源系や原子炉補機冷却系の喪失は、ECCS 系や補助給水等のサポート系の喪失として適切に評価している。

ただし、さらに複数の事象が重畳するような場合は、事故シーケンスとして整理すると複雑になりすぎ、かえって分かりにくくなってしまうため、事故シーケンスで区別せず、事故シーケンスの発生に支配的な機器を分析することで対応している。実際に複数の事象が重畳した場合は、発生した事象に対してそれぞれ有効な対策を実施していくことになるが、今回の PRA 評価は、対策を検討する対象とすべき事故シーケンスを選定することに主眼をおいて実施しており、対策を考慮した複合事故シーケンスのモデル化は実施しておらず、シナリオの想定が困難なケース（例えば、原子炉建屋が損傷して建屋内の機器が複数損傷するような事象）は炉心損傷直結事象として整理している。

第１表　地震 PRA における事故シーケンスごとの主要な FV 重要度上位機器

事故 シーケンス	CDF (/炉年)	寄与 割合	FV 重要度上位機器	対策	対策 有効性	その他 対策
外部電源喪失 ＋非常用所内交流 電源喪失	2.9E-05	92.6%	ディーゼル発電機室 給気ファン	大容量空冷式発電機 ＋２次系強制冷却＋ 常設電動注人ポンプ による炉心注入	○	－
			ディーゼル発電機室 換気系ダクト		○	－
			ディーゼル発電機室 空気作動ダンパ		○	－
			中央制御室空調 ユニット		×	○※1
			空調用冷水膨張タンク		×	
			安全補機開閉器室 空調系逆止弁		×	
起因事象＋原子炉 トリップ失敗	1.1E-06	3.5%	燃料集合体	多様化自動作動設備	×	○※2
			制御棒クラスタ		×	○※2

※１：例えば、負荷を切り離して室温上昇から機能喪失に至るまでの時間余裕を確保する、ドア開放及び可搬式送風機等を設置して室温上昇を抑制する、等の対策が考えられる。

※２：本設の保護系による補助給水起動には期待できるものの、地震時には耐震性の低いタービントリップ信号及び多様化自動作動設備からの主蒸気隔離信号は発信に期待できない可能性がある。ただし、ATWS が発生する規模の地震発生時には、タービンが健全に動き続けていることは考えにくく、耐震性の低い２次系での破断、漏えいにより本設の主蒸気隔離信号が発信するならば事象緩和に期待できる。

第２表　津波 PRA における事故シーケンスごとの主要なカットセット

事故 シーケンス	CDF (/炉年)	寄与 割合	主要なカットセット	対策	対策 有効性	その他 対策
外部電源喪失 ＋非常用所内交流 電源喪失	4.9E-12	<0.1%	所内/主/予備変圧器喪失 ＋ディーゼル発電機機能喪失	大容量空冷式発電機 ＋２次系強制冷却＋ 常設電動注人ポンプ による炉心注入	○	－
原子炉補機冷却 機能喪失 ＋RCP シール LOCA	3.8E-08	99.5%	原子炉補機冷却機能喪失 ＋RCPシールLOCA発生	２次系強制冷却＋ 常設電動注入ポンプ による炉心注入	○	－
原子炉補機冷却機能喪失＋加圧器逃がし弁/安全弁 LOCA	1.7E-10	0.4%	原子炉補機冷却機能喪失 ＋加圧器安全弁再閉止失敗		○	－

対策有効性の記号の意味

○：内部事象 PRA と同様の対策が有効

×：内部事象 PRA と同様の対策が期待できない可能性がある

別紙７

格納容器直接接触（シェルアタック）の除外理由について

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

> （５） 格納容器直接接触（シェルアタック）
> a. 現象の概要
> 原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時に、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触することによって、原子炉格納容器が破損する場合がある。

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

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

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

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

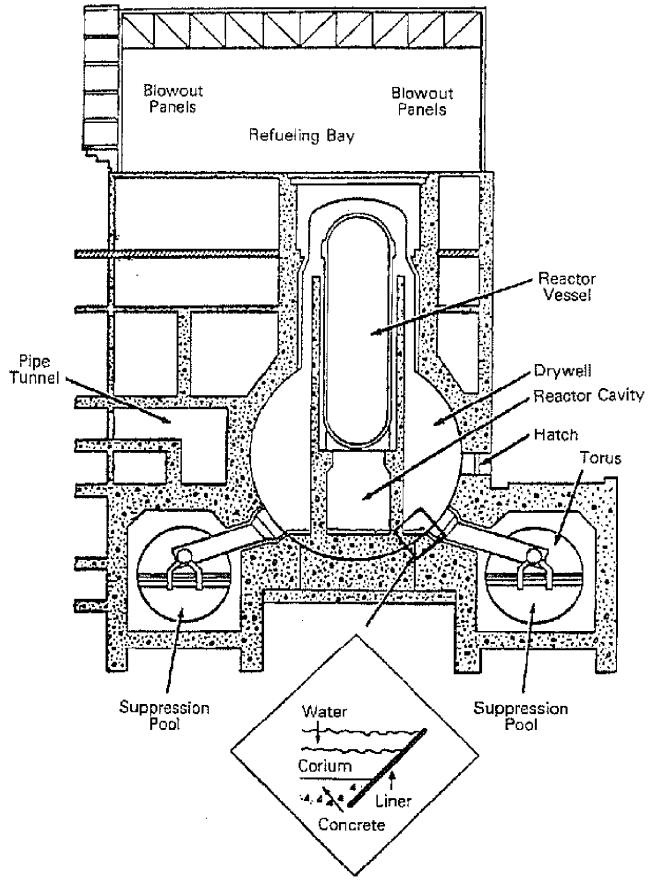


図１　BWRマークⅠ型プラントにおける格納容器直接接触

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

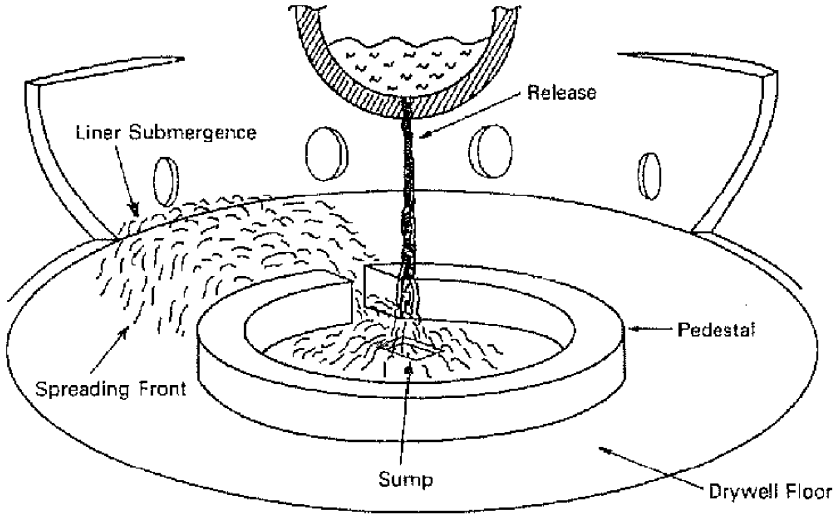


図２　BWRマークⅠ型プラントにおける格納容器直接接触の物理現象図

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

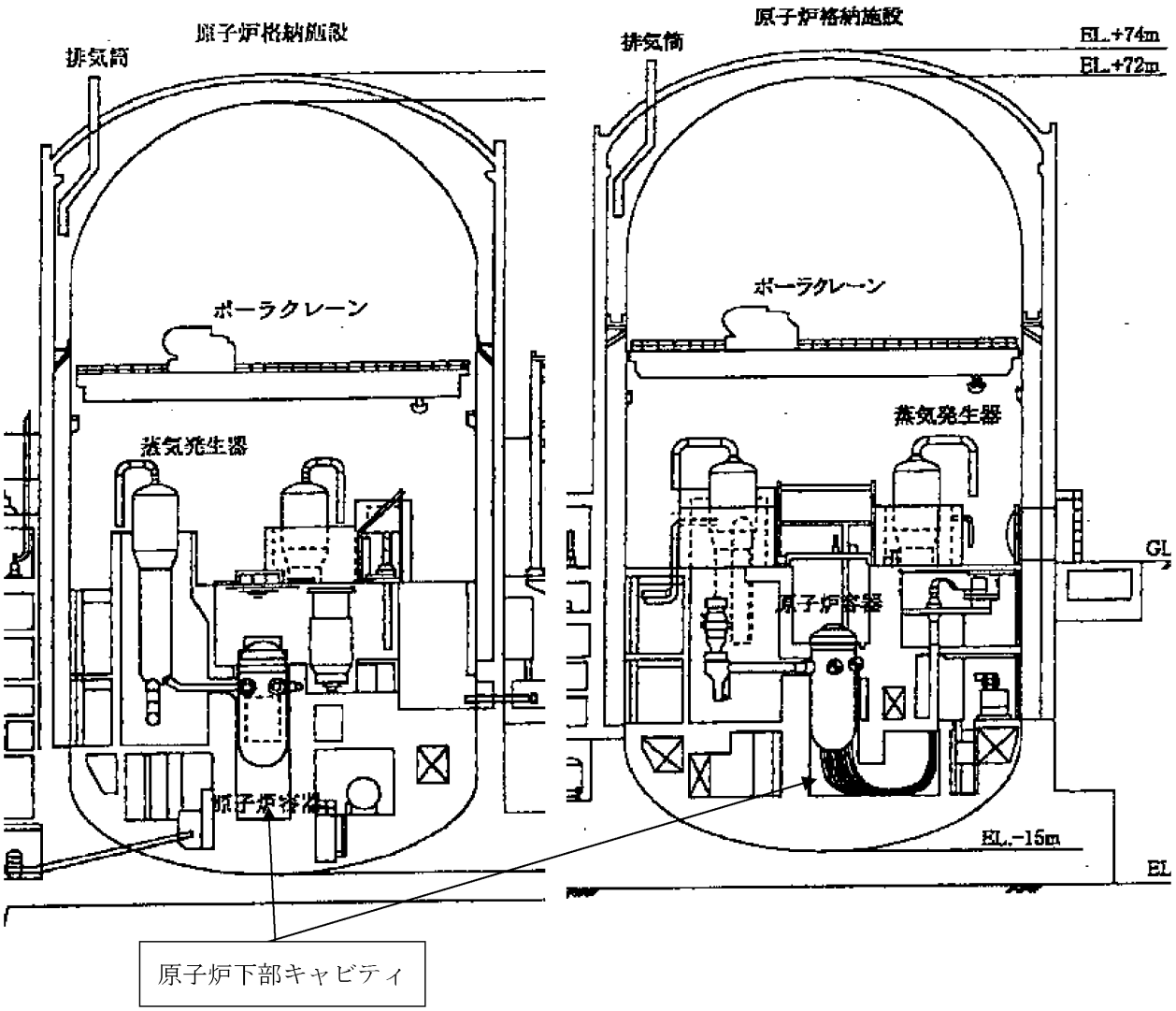


図３　川内１号炉及び２号炉の原子炉下部キャビティ

別紙８

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

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 WH 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る。

【学会標準 7.4.1 項抜粋】

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格納容器バウンダリを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しう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－冷却材相互作用のエネルギが抑制される。

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ぱ爆発することが物理的に起きにくい。

⑤機械エネルギ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吸収等）がある。

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