添付資料-5 川内原子力発電所 発電用原子炉設置変更許可申請書
（1号機）添付書類十

添　付　書　類　十

変更後における発電用原子炉施設において事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する説明書

目　　次

１．　安全評価に関する基本方針

1.1　基本的考え方

1.1.1　運転時の異常な過渡変化

1.1.2　設計基準事故

1.1.3　重大事故及び仮想事故

1.2　主要な解析条件

1.2.1　初期定常運転条件

1.2.2　安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

1.2.3　原子炉トリップ特性

1.2.4　反応度係数

1.2.5　解析に当たって考慮する事項

1.3　解析に使用する計算プログラム

1.4　参考文献

２．運転時の異常な過渡変化の解析

2.1　序

2.2　炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化
2.2.1　原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き
2.2.2　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
2.2.3　制御棒の落下及び不整合
2.2.4　原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈
2.3　炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化
2.3.1　原子炉冷却材流量の部分喪失
2.3.2　原子炉冷却材系の停止ループの誤起動
2.3.3　外部電源喪失
2.3.4　主給水流量喪失
2.3.5　蒸気負荷の異常な増加
2.3.6　２次冷却系の異常な減圧
2.3.7　蒸気発生器への過剰給水
2.4　原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化
2.4.1　負荷の喪失
2.4.2　原子炉冷却材系の異常な減圧
2.4.3　出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動
2.5　参考文献

３．　設計基準事故の解析
3.1　序
3.2　原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化
3.2.1　原子炉冷却材喪失
3.2.2　原子炉冷却材流量の喪失
3.2.3　原子炉冷却材ポンプの軸固着

3.2.4　主給水管破断
3.2.5　主蒸気管破断
3.3　反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化
3.3.1　制御棒飛び出し
3.4　環境への放射性物質の異常な放出
3.4.1　放射性気体廃棄物処理施設の破損
3.4.2　蒸気発生器伝熱管破損
3.4.3　燃料集合体の落下
3.4.4　原子炉冷却材喪失
3.4.5　制御棒飛び出し
3.5　原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化
3.5.1　原子炉冷却材喪失
3.5.2　可燃性ガスの発生
3.6　その他（地震、火災、台風、洪水など）
3.7　参考文献

4．重大事故及び仮想事故の解析
4.1　重大事故
4.1.1　原子炉冷却材喪失
4.1.2　蒸気発生器伝熱管破損
4.1.3　結　　論
4.2　仮想事故
4.2.1　原子炉冷却材喪失
4.2.2　蒸気発生器伝熱管破損
4.2.3　結　　論

4.3　参考文献

5．　重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

5.1　重大事故等対策

5.1.1　重大事故等対処設備に係る事項

5.1.2　復旧作業に係る事項

5.1.3　支援に係る事項

5.1.4　手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備

5.2　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

5.2.1　可搬型設備等による対応

6．　重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

6.1　概　　要

6.1.1　評価対象の整理及び評価項目の設定

6.1.2　評価に当たって考慮する事項

6.1.3　有効性評価に使用する計算プログラム

6.1.4　有効性評価における解析の条件設定

6.1.5　解析の実施

6.1.6　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

6.1.7　必要な要員及び資源の評価

6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定

6.2.1　運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

6.2.2　運転中の原子炉における重大事故

6.2.3　使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
6.2.4　運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
6.3　評価に当たって考慮する事項
6.3.1　有効性評価において考慮する措置
6.3.2　安全機能の喪失に対する仮定
6.3.3　外部電源に対する仮定
6.3.4　単一故障に対する仮定
6.3.5　運転員等の操作時間に対する仮定
6.3.6　考慮する範囲
6.4　有効性評価に使用する計算プログラム
6.4.1　M-RELAP5
6.4.2　SPARKLE-2
6.4.3　MAAP
6.4.4　GOTHIC
6.4.5　COCO
6.5　有効性評価における解析の条件設定の方針
6.5.1　解析条件設定の考え方
6.5.2　共通解析条件
6.6　解析の実施方針
6.7　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
6.7.1　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価
6.7.2　解析条件の不確かさの影響評価
6.7.3　操作時間余裕の把握

6.8　必要な要員及び資源の評価方針
6.8.1　必要な要員の評価
6.8.2　必要な資源の評価
6.9　参考文献

7．　重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
7.1　運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
7.1.1　２次冷却系からの除熱機能喪失
7.1.2　全交流動力電源喪失
7.1.3　原子炉補機冷却機能喪失
7.1.4　原子炉格納容器の除熱機能喪失
7.1.5　原子炉停止機能喪失
7.1.6　ECCS注水機能喪失
7.1.7　ECCS再循環機能喪失
7.1.8　格納容器バイパス
7.2　重大事故
7.2.1　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
7.2.2　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
7.2.3　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
7.2.4　水素燃焼
7.2.5　溶融炉心・コンクリート相互作用
7.3　使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
7.3.1　想定事故１
7.3.2　想定事故２

7.4　運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故
7.4.1　崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
7.4.2　全交流動力電源喪失
7.4.3　原子炉冷却材の流出
7.4.4　反応度の誤投入
7.5　必要な要員及び資源の評価
7.5.1　必要な要員及び資源の評価条件
7.5.2　重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
7.5.3　重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

表

第 1.2.1 表　解析に使用する初期定常運転条件

第 1.2.2 表　解析に使用する原子炉トリップ限界値及び応答時間

第 1.2.3 表　解析に使用する工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間

第 1.2.4 表　解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能―運転時の異常な過渡変化

第 1.2.5 表　解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能―設計基準事故

第 1.3.1 表　解析に使用する計算プログラム一覧表―運転時の異常な過渡変化

第 1.3.2 表　解析に使用する計算プログラム一覧表―設計基準事故

第 3.2.1.1 表　大破断解析結果（低温側配管両端破断）

第 3.2.1.2 表　大破断解析結果（低温側配管両端破断、流出係数 0.4）

第 3.2.1.3 表　小破断解析結果

第 3.3.1.1 表　制御棒飛び出し解析結果（高温零出力）

第 3.4.2.1 表　よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数及びＩ－１３１等価量への換算係数

第 4.1.1 表　よう素の炉心内蓄積量

第 4.1.2 表　希ガスの炉心内蓄積量

第 4.1.3 表　よう素の吸入摂取による小児の甲状腺の等価線量に係る線量係数及びＩ－１３１等価量への換算係数

第 4.1.4 表　原子炉格納容器内の積算線源強度（重大事故）

第 4.1.5 表　１次冷却材中のよう素の平衡濃度及び追加放出寄与分

第 4.1.6 表　　１次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び追加放出寄与分
第 4.2.1 表　　よう素の吸入摂取による成人の甲状腺の等価線量に係る線量係数及びＩ－１３１等価量への換算係数
第 4.2.2 表　　原子炉格納容器内の積算線源強度（仮想事故）
第 4.2.3 表　　全身線量の積算値（2000 年の人口集計による）
第 4.2.4 表　　全身線量の積算値（2050 年の人口推計による）
第 5.1.1 表　　重大事故等対策における手順書の概要
第 5.1.2 表　　重大事故等対策における操作の成立性
第 5.2.1 表　　自然災害 11 事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理
第 5.2.2 表　　自然災害の重畳事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理
第 5.2.3 表　大規模損壊へ至る可能性のある大規模自然災害
第 5.2.4 表　大規模損壊発生時の対応操作一覧
第 5.2.5 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.2）
第 5.2.6 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.3）
第 5.2.7 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）
第 5.2.8 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.5）
第 5.2.9 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.6）
第 5.2.10 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.7）
第 5.2.11 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.8）
第 5.2.12 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.9）
第 5.2.13 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.10)
第 5.2.14 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.11)
第 5.2.15 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.12)
第 5.2.16 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.13)

第5.2.17表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.14)
第5.2.18表　大規模損壊時の対応に係る発電所要員の力量管理について
第6.2.1表　有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連
第6.2.2表　重要事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）
第6.2.3表　評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）
第6.2.4表　重要事故シーケンスの選定（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）
第6.4.1表　有効性評価に使用する解析コード一覧表　－運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
第6.4.2表　有効性評価に使用する解析コード一覧表　－運転中の原子炉における重大事故
第6.4.3表　有効性評価に使用する解析コード一覧表　－運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
第6.4.4表　M-RELAP5における重要現象の不確かさ等
第6.4.5表　SPARKLE-2における重要現象の不確かさ等
第6.4.6表　MAAPにおける重要現象の不確かさ等
第6.4.7表　GOTHICにおける重要現象の不確かさ等
第6.4.8表　COCOにおける重要現象の不確かさ等
第6.7.1表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）
第6.7.2表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧（運転中の原子炉における重大事故）

第 6.7.3 表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）
第 7.1.1.1 表　２次冷却系からの除熱機能喪失時における重大事故等対策について
第 7.1.1.2 表　主要解析条件（２次冷却系からの除熱機能喪失）
第 7.1.2.1 表　全交流動力電源喪失における重大事故等対策について
第 7.1.2.2 表　主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合））
第 7.1.2.3 表　主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生しない場合））
第 7.1.3.1 表　原子炉補機冷却機能喪失における重大事故等対策について
第 7.1.4.1 表　原子炉格納容器の除熱機能喪失時における重大事故等対策について
第 7.1.4.2 表　主要解析条件（原子炉格納容器の除熱機能喪失）
第 7.1.5.1 表　原子炉停止機能喪失における重大事故等対策について
第 7.1.5.2 表　主要解析条件（原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失））
第 7.1.5.3 表　主要解析条件（原子炉停止機能喪失（負荷の喪失））
第 7.1.5.4 表　原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失）時の感度解析結果
第 7.1.5.5 表　原子炉停止機能喪失（負荷の喪失）時の感度解析結果
第 7.1.6.1 表　ECCS 注水機能喪失時における重大事故等対策について
第 7.1.6.2 表　主要解析条件（ECCS 注水機能喪失）
第 7.1.7.1 表　ECCS 再循環機能喪失時における重大事故等対策について

第 7.1.7.2 表　主要解析条件（ECCS 再循環機能喪失）
第 7.1.8.1 表　格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）時における重大事故等対策について
第 7.1.8.2 表　格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）時における重大事故等対策について
第 7.1.8.3 表　主要解析条件（格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA））
第 7.1.8.4 表　主要解析条件（格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故））
第 7.2.1.1.1 表　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）における重大事故等対策について
第 7.2.1.1.2 表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））
第 7.2.1.2.1 表　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）における重大事故等対策について
第 7.2.1.2.2 表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））
第 7.2.2.1 表　主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）
第 7.2.3.1 表　主要解析条件（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）
第 7.2.4.1 表　水素燃焼における重大事故等対策について
第 7.2.4.2 表　主要解析条件（水素燃焼）
第 7.2.5.1 表　主要解析条件（溶融炉心・コンクリート相互作用）
第 7.3.1.1 表　想定事故１における重大事故等対策について

第 7.3.1.2 表　主要評価条件（想定事故１）
第 7.3.2.1 表　想定事故２における重大事故等対策について
第 7.3.2.2 表　主要評価条件（想定事故２）
第 7.4.1.1 表　崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）時における重大事故等対策について
第 7.4.1.2 表　主要解析条件（崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失））
第 7.4.2.1 表　全交流動力電源喪失時における重大事故等対策について
第 7.4.2.2 表　主要解析条件（全交流動力電源喪失）
第 7.4.3.1 表　原子炉冷却材の流出時における重大事故等対策について
第 7.4.3.2 表　主要解析条件（原子炉冷却材の流出）
第 7.4.4.1 表　反応度の誤投入時における重大事故等対策について
第 7.4.4.2 表　主要評価条件（反応度の誤投入）

図

第 1.2.1 図　トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度添加曲線

第 1.2.2 図　解析に使用したドップラ出力係数

第 1.2.3 図　過大出力ΔＴ高及び過大温度ΔＴ高による保護限界図（代表例）

第 2.2.1.1 図　原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

第 2.2.2.1 図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き ── 速い引き抜きの場合(1)

第 2.2.2.2 図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き ── 速い引き抜きの場合(2)

第 2.2.2.3 図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き ── 遅い引き抜きの場合(1)

第 2.2.2.4 図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き ── 遅い引き抜きの場合(2)

第 2.2.2.5 図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

第 2.2.2.6 図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

第 2.2.3.1 図　制御棒の落下 ── 制御棒クラスタ自動制御運転

第 2.2.3.2 図　制御棒の落下 ── 制御棒クラスタ手動制御運転

第 2.3.1.1 図　原子炉冷却材流量の部分喪失

第 2.3.2.1 図　原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

第 2.3.4.1 図　主給水流量喪失(1)

第 2.3.4.2 図　主給水流量喪失(2)

第 2.3.5.1 図　蒸気負荷の異常な増加 ── ケースＣ（自動運転・サイクル初期）

第 2.3.5.2 図　蒸気負荷の異常な増加 ── ケース D
（自動運転・サイクル末期）
第 2.3.6.1 図　解析に使用した減速材密度反応度欠損
第 2.3.6.2 図　２次冷却系の異常な減圧
第 2.3.7.1 図　蒸気発生器への過剰給水
第 2.4.1.1 図　負荷の喪失 ── 加圧器圧力制御系作動
第 2.4.1.2 図　負荷の喪失 ── 加圧器圧力制御系不作動
第 2.4.2.1 図　原子炉冷却材系の異常な減圧
第 2.4.3.1 図　出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動
第 3.2.1.1 図　原子炉冷却材喪失 ── 非常用炉心冷却設備性能評価解析 ── 大破断(1)
第 3.2.1.2 図　原子炉冷却材喪失 ── 非常用炉心冷却設備性能評価解析 ── 大破断(2)
第 3.2.1.3 図　原子炉冷却材喪失 ── 非常用炉心冷却設備性能評価解析 ── 大破断(3)
第 3.2.1.4 図　原子炉冷却材喪失 ── 非常用炉心冷却設備性能評価解析 ── 大破断(4)
第 3.2.1.5 図　原子炉冷却材喪失 ── 非常用炉心冷却設備性能評価解析 ── 小破断(1) ── 液相部破断
第 3.2.1.6 図　原子炉冷却材喪失 ── 非常用炉心冷却設備性能評価解析 ── 小破断(2) ── 液相部破断
第 3.2.1.7 図　原子炉冷却材喪失 ── 非常用炉心冷却設備性能評価解析 ── 小破断(3) ── 気相部破断
第 3.2.2.1 図　原子炉冷却材流量の喪失
第 3.2.3.1 図　原子炉冷却材ポンプの軸固着

第 3.2.4.1 図　主給水管破断(1)
第 3.2.4.2 図　主給水管破断(2)
第 3.2.5.1 図　解析に使用したドプラ出力欠損
第 3.2.5.2 図　主蒸気管破断 ── ケースＡ（外部電源あり）
第 3.2.5.3 図　主蒸気管破断 ── ケースＢ（外部電源なし）
第 3.3.1.1 図　制御棒飛び出し ── サイクル初期高温全出力
第 3.3.1.2 図　制御棒飛び出し ── サイクル末期高温全出力
第 3.3.1.3 図　制御棒飛び出し ── サイクル初期高温零出力
第 3.3.1.4 図　制御棒飛び出し ── サイクル末期高温零出力
第 3.3.1.5 図　制御棒飛び出し ── サイクル初期高温全出力 ── 圧力解析
第 3.3.1.6 図　制御棒飛び出し ── サイクル初期高温零出力 ── 圧力解析
第 3.4.1.1 図　放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの大気放出過程
第 3.4.2.1 図　蒸気発生器伝熱管破損(1)
第 3.4.2.2 図　蒸気発生器伝熱管破損(2)
第 3.4.2.3 図　蒸気発生器伝熱管破損（事故）時のよう素の大気放出過程
第 3.4.2.4 図　蒸気発生器伝熱管破損（事故）時の希ガスの大気放出過程
第 3.4.3.1 図　燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程
第 3.4.3.2 図　燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程
第 3.4.4.1 図　原子炉冷却材喪失（事故）時のよう素の大気放出過程
第 3.4.4.2 図　原子炉冷却材喪失（事故）時の希ガスの大気放出過程

第 3.4.5.1 図　制御棒飛び出し時のよう素の大気放出過程
第 3.4.5.2 図　制御棒飛び出し時の希ガスの大気放出過程
第 3.5.1.1 図　原子炉冷却材喪失 ── 原子炉格納容器健全性評価用内圧解析
第 3.5.2.1 図　可燃性ガスの発生 ── 原子炉格納容器内の水素濃度評価
第 4.1.1 図　原子炉冷却材喪失（重大事故）時のよう素の大気放出過程
第 4.1.2 図　原子炉冷却材喪失（重大事故）時の希ガスの大気放出過程
第 4.1.3 図　蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時のよう素の大気放出過程
第 4.1.4 図　蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時の希ガスの大気放出過程
第 4.2.1 図　原子炉冷却材喪失（仮想事故）時のよう素の大気放出過程
第 4.2.2 図　原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程
第 4.2.3 図　蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時のよう素の大気放出過程
第 4.2.4 図　蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程
第 5.2.1 図　大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の検討プロセスの概要
第 5.2.2 図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況

第 5.2.3 図　大規模損壊発生時の対応全体フロー（状況把握が困難な場合）
第 6.2.1 図　PRA におけるイベントツリー
第 6.2.2 図　地震 PRA 階層イベントツリー
第 6.2.3 図　津波 PRA 階層イベントツリー
第 6.2.4 図　格納容器イベントツリー
第 6.2.5 図　停止時 PRA におけるイベントツリー
第 6.5.1 図　高温点評価用崩壊熱
第 6.5.2 図　炉心平均評価用崩壊熱
第 7.1.1.1 図　２次冷却系からの除熱機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図
第 7.1.1.2 図　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」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「主給水流量喪失＋補助給水失敗」の事象進展）
第 7.1.1.3 図　２次冷却系からの除熱機能喪失（主給水流量喪失＋補助給水失敗）の作業と所要時間
第 7.1.1.4 図　１次系圧力の推移
第 7.1.1.5 図　加圧器上端部クオリティの推移
第 7.1.1.6 図　加圧器水位の推移
第 7.1.1.7 図　高温側配管・加圧器サージライン接続部ボイド率の推移
第 7.1.1.8 図　１次系保有水量の推移
第 7.1.1.9 図　原子炉容器内水位の推移
第 7.1.1.10 図　高圧注入流量の推移
第 7.1.1.11 図　加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移

第 7.1.1.12 図　燃料被覆管温度の推移
第 7.1.1.13 図　１次系温度の推移
第 7.1.1.14 図　蒸気発生器水位の推移
第 7.1.1.15 図　２次系圧力の推移
第 7.1.1.16 図　１次系圧力の推移（充てん／高圧注入ポンプ１台の場合）
第 7.1.1.17 図　高圧注入流量の推移（充てん／高圧注入ポンプ１台の場合）
第 7.1.1.18 図　１次系保有水量の推移（充てん／高圧注入ポンプ１台の場合）
第 7.1.1.19 図　原子炉容器内水位の推移（充てん／高圧注入ポンプ１台の場合）
第 7.1.1.20 図　燃料被覆管温度の推移（充てん／高圧注入ポンプ１台の場合）
第 7.1.1.21 図　１次系圧力の推移（開始が早くなる場合）
第 7.1.1.22 図　１次系温度の推移（開始が早くなる場合）
第 7.1.1.23 図　高圧注入流量の推移（開始が早くなる場合）
第 7.1.1.24 図　１次系保有水量の推移（開始が早くなる場合）
第 7.1.1.25 図　原子炉容器内水位の推移（開始が早くなる場合）
第 7.1.1.26 図　燃料被覆管温度の推移（開始が早くなる場合）
第 7.1.1.27 図　１次系圧力の推移（開始が遅くなる場合）
第 7.1.1.28 図　１次系温度の推移（開始が遅くなる場合）
第 7.1.1.29 図　高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）
第 7.1.1.30 図　１次系保有水量の推移（開始が遅くなる場合）
第 7.1.1.31 図　原子炉容器内水位の推移（開始が遅くなる場合）

第 7.1.1.32 図　燃料被覆管温度の推移（開始が遅くなる場合）
第 7.1.2.1 図　全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図
第 7.1.2.2 図　全交流動力電源喪失時の初期対応手順
第 7.1.2.3 図　事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA」の事象進展）
第 7.1.2.4 図　事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」の事象進展）
第 7.1.2.5 図　全交流動力電源喪失時（全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA）の作業と所要時間
第 7.1.2.6 図　全交流動力電源喪失時（全交流動力電源喪失（24 時間）＋原子炉補機冷却機能喪失）の作業と所要時間
第 7.1.2.7 図　１次系圧力の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.8 図　１次系温度の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.9 図　１次系保有水量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.10 図　蓄圧注入流量積算値の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.11 図　漏えい流量と注水流量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.12 図　RCP シール部からの漏えいのクオリティの推移（RCP シ

ール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.13 図　１次冷却材流量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.14 図　炉心出口流量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.15 図　炉心上端ボイド率の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.16 図　原子炉容器内水位の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.17 図　燃料被覆管温度の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.18 図　２次系圧力の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.19 図　主蒸気逃がし弁流量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.20 図　蒸気発生器保有水量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.21 図　蒸気発生器水位の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.22 図　補助給水流量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.23 図　崩壊熱と２次系除熱量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.24 図　原子炉格納容器圧力の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.25 図　原子炉格納容器内温度の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.26 図　原子炉格納容器圧力の長期間の推移（RCP シール LOCA

が発生する場合）
第 7.1.2.27 図　原子炉格納容器内温度の長期間の推移(RCP シール LOCA が発生する場合）
第 7.1.2.28 図　１次系圧力の推移(RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.29 図　１次系温度の推移(RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.30 図　１次系保有水量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.31 図　漏えい流量と注水流量の積算値の推移(RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.32 図　漏えい流量と注水流量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.33 図　１次冷却材流量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.34 図　炉心上端ボイド率の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.35 図　原子炉容器内水位の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.36 図　燃料被覆管温度の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.37 図　２次系圧力の推移(RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.38 図　主蒸気逃がし弁流量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.39 図　蒸気発生器保有水量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.40 図　蒸気発生器水位の推移（RCP シール LOCA が発生しない

場合）
第 7.1.2.41 図　補助給水流量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.42 図　崩壊熱量と２次系除熱量の推移（RCP シール LOCA が発生しない場合）
第 7.1.2.43 図　１次系圧力の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）（主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認）
第 7.1.2.44 図　２次系圧力の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）（主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認）
第 7.1.2.45 図　燃料被覆管温度の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）（主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認）
第 7.1.2.46 図　１次系保有水量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）（主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認）
第 7.1.2.47 図　１次系圧力の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）（蓄圧タンク出口弁閉止操作時間余裕確認）
第 7.1.2.48 図　１次系保有水量の推移（RCP シール LOCA が発生する場合）（代替炉心注水操作時間余裕確認）
第 7.1.3.1 図　原子炉補機冷却機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図
第 7.1.3.2 図　事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要
第 7.1.3.3 図　原子炉補機冷却機能喪失時の作業と所要時間
第 7.1.4.1 図　原子炉格納容器の除熱機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図
第 7.1.4.2 図　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」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗」の事象進展）
第 7.1.4.3 図　原子炉格納容器の除熱機能喪失（中破断 LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗）の作業と所要時間
第 7.1.4.4 図　１次系圧力の推移
第 7.1.4.5 図　破断流量の推移
第 7.1.4.6 図　高圧注入流量の推移
第 7.1.4.7 図　低圧注入流量の推移
第 7.1.4.8 図　原子炉容器内水位の推移
第 7.1.4.9 図　燃料被覆管温度の推移
第 7.1.4.10 図　格納容器最下階領域水量の推移
第 7.1.4.11 図　格納容器再循環サンプ水温度の推移
第 7.1.4.12 図　原子炉格納容器からの除熱量の推移
第 7.1.4.13 図　原子炉格納容器圧力の推移
第 7.1.4.14 図　原子炉格納容器内温度の推移
第 7.1.4.15 図　原子炉格納容器圧力の推移（破断口径の影響確認）
第 7.1.4.16 図　原子炉格納容器内温度の推移（破断口径の影響確認）
第 7.1.4.17 図　原子炉格納容器圧力の推移（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）
第 7.1.4.18 図　原子炉格納容器内温度の推移（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）
第 7.1.4.19 図　原子炉格納容器圧力の推移（格納容器内自然対流冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.5.1 図　原子炉停止機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図
第 7.1.5.2 図　事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の対

応手順の概要（重要事故シーケンス「主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗」の事象進展）
第 7.1.5.3 図　事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「負荷の喪失＋原子炉トリップ失敗」の事象進展）
第 7.1.5.4 図　原子炉停止機能喪失時（主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗）の作業と所要時間
第 7.1.5.5 図　原子炉停止機能喪失時（負荷の喪失＋原子炉トリップ失敗）の作業と所要時間
第 7.1.5.6 図　原子炉出力の推移（主給水流量喪失）
第 7.1.5.7 図　１次冷却材平均温度の推移（主給水流量喪失）
第 7.1.5.8 図　１次系圧力の推移（主給水流量喪失）
第 7.1.5.9 図　加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（主給水流量喪失）
第 7.1.5.10 図　加圧器保有水量の推移（主給水流量喪失）
第 7.1.5.11 図　炉心上端ボイド率の推移（主給水流量喪失）
第 7.1.5.12 図　燃料実効温度と１次冷却材温度の推移（主給水流量喪失）
第 7.1.5.13 図　２次系除熱量の推移（主給水流量喪失）
第 7.1.5.14 図　蒸気流量の推移（主給水流量喪失）
第 7.1.5.15 図　２次系圧力の推移（主給水流量喪失）
第 7.1.5.16 図　蒸気発生器２次側保有水量の推移（主給水流量喪失）
第 7.1.5.17 図　給水流量の推移（主給水流量喪失）
第 7.1.5.18 図　原子炉出力の推移（負荷の喪失）
第 7.1.5.19 図　１次冷却材平均温度の推移（負荷の喪失）
第 7.1.5.20 図　１次系圧力の推移（負荷の喪失）

第 7.1.5.21 図　加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（負荷の喪失）
第 7.1.5.22 図　加圧器保有水量の推移（負荷の喪失）
第 7.1.5.23 図　炉心上端ボイド率の推移（負荷の喪失）
第 7.1.5.24 図　燃料実効温度と１次冷却材温度の推移（負荷の喪失）
第 7.1.5.25 図　２次系除熱量の推移（負荷の喪失）
第 7.1.5.26 図　蒸気流量の推移（負荷の喪失）
第 7.1.5.27 図　２次系圧力の推移（負荷の喪失）
第 7.1.5.28 図　蒸気発生器２次側保有水量の推移（負荷の喪失）
第 7.1.5.29 図　給水流量の推移（負荷の喪失）
第 7.1.5.30 図　１次系圧力の推移（主給水流量喪失）（定常誤差及びドップラ効果の感度確認）
第 7.1.5.31 図　１次系圧力の推移（負荷の喪失）（定常誤差及びドップラ効果の感度確認）
第 7.1.6.1 図　ECCS 注水機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図
第 7.1.6.2 図　事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「中破断 LOCA＋高圧注入失敗」の事象進展）
第 7.1.6.3 図　ECCS 注水機能喪失時（中破断 LOCA＋高圧注入失敗）の作業と所要時間
第 7.1.6.4 図　１次系圧力の推移（６インチ破断）
第 7.1.6.5 図　１次系保有水量の推移（６インチ破断）
第 7.1.6.6 図　ECCS 注水流量の推移（６インチ破断）
第 7.1.6.7 図　破断流量の推移（６インチ破断）
第 7.1.6.8 図　気泡炉心水位の推移（６インチ破断）
第 7.1.6.9 図　炉心入口流量の推移（６インチ破断）

第 7.1.6.10 図　燃料被覆管温度の推移（６インチ破断）
第 7.1.6.11 図　２次系圧力の推移（６インチ破断）
第 7.1.6.12 図　補助給水流量の推移（６インチ破断）
第 7.1.6.13 図　主蒸気流量の推移（６インチ破断）
第 7.1.6.14 図　１次系圧力の推移（４インチ破断）
第 7.1.6.15 図　１次系保有水量の推移（４インチ破断）
第 7.1.6.16 図　ECCS 注水流量の推移（４インチ破断）
第 7.1.6.17 図　破断流量の推移（４インチ破断）
第 7.1.6.18 図　気泡炉心水位の推移（４インチ破断）
第 7.1.6.19 図　炉心入口流量の推移（４インチ破断）
第 7.1.6.20 図　燃料被覆管温度の推移（４インチ破断）
第 7.1.6.21 図　２次系圧力の推移（４インチ破断）
第 7.1.6.22 図　補助給水流量の推移（４インチ破断）
第 7.1.6.23 図　主蒸気流量の推移（４インチ破断）
第 7.1.6.24 図　１次系圧力の推移（２インチ破断）
第 7.1.6.25 図　１次系保有水量の推移（２インチ破断）
第 7.1.6.26 図　ECCS 注水流量の推移（２インチ破断）
第 7.1.6.27 図　破断流量の推移（２インチ破断）
第 7.1.6.28 図　気泡炉心水位の推移（２インチ破断）
第 7.1.6.29 図　炉心入口流量の推移（２インチ破断）
第 7.1.6.30 図　燃料被覆管温度の推移（２インチ破断）
第 7.1.6.31 図　２次系圧力の推移（２インチ破断）
第 7.1.6.32 図　補助給水流量の推移（２インチ破断）
第 7.1.6.33 図　主蒸気流量の推移（２インチ破断）
第 7.1.6.34 図　蓄圧注入流量積分値の推移（４インチ破断）（蓄圧タン

ク初期保有水量の影響確認）
第 7.1.6.35 図　気泡炉心水位の推移（４インチ破断）（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）
第 7.1.6.36 図　燃料被覆管温度の推移（４インチ破断）（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）
第 7.1.6.37 図　蓄圧注入流量積分値の推移（２インチ破断）（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）
第 7.1.6.38 図　気泡炉心水位の推移（２インチ破断）（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）
第 7.1.6.39 図　燃料被覆管温度の推移（２インチ破断）（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）
第 7.1.6.40 図　１次系圧力の推移（４インチ破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.41 図　１次系保有水量の推移（４インチ破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.42 図　炉心入口流量の推移（４インチ破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.43 図　蓄圧注入流量積分値の推移（４インチ破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.44 図　気泡炉心水位の推移（４インチ破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.45 図　燃料被覆管温度の推移（４インチ破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.46 図　１次系圧力の推移（２インチ破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）

第 7.1.6.47 図　１次系保有水量の推移（２インチ破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.48 図　炉心入口流量の推移（２インチ破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.49 図　蓄圧注入流量積分値の推移（２インチ破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.50 図　気泡炉心水位の推移（２インチ破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.6.51 図　燃料被覆管温度の推移（２インチ破断）（２次系強制冷却操作時間余裕確認）
第 7.1.7.1 図　ECCS 再循環機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図
第 7.1.7.2 図　事故シーケンスグループ「ECCS 再循環機能喪失」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「大破断 LOCA＋低圧再循環失敗」の事象進展）
第 7.1.7.3 図　ECCS 再循環機能喪失時（大破断 LOCA＋低圧再循環失敗）の作業と所要時間
第 7.1.7.4 図　１次系圧力の推移
第 7.1.7.5 図　１次系温度（炉心部温度）の推移
第 7.1.7.6 図　破断流量の推移
第 7.1.7.7 図　高圧注入流量の推移
第 7.1.7.8 図　低圧注入流量の推移
第 7.1.7.9 図　代替再循環注水流量の推移
第 7.1.7.10 図　原子炉容器内水位の推移
第 7.1.7.11 図　燃料被覆管温度の推移
第 7.1.7.12 図　格納容器最下階領域水量の推移

第 7.1.7.13 図　格納容器再循環サンプ水温度の推移
第 7.1.7.14 図　原子炉格納容器圧力の推移
第 7.1.7.15 図　原子炉格納容器内温度の推移
第 7.1.7.16 図　原子炉容器内水位の推移（コード間比較）
第 7.1.7.17 図　燃料被覆管温度の推移（M-RELAP5 コード）
第 7.1.7.18 図　原子炉容器内水位の推移（代替再循環操作時間余裕確認）（M-RELAP5 コード）
第 7.1.7.19 図　燃料被覆管温度の推移（代替再循環操作時間余裕確認）（M-RELAP5 コード）
第 7.1.8.1 図　格納容器バイパス時の重大事故等対策の概略系統図（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.2 図　格納容器バイパス時の重大事故等対策の概略系統図（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）
第 7.1.8.3 図　事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA)」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「インターフェイスシステム LOCA」の事象進展）
第 7.1.8.4 図　事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗」の事象進展）
第 7.1.8.5 図　格納容器バイパス時（インターフェイスシステム LOCA）の作業と所要時間
第 7.1.8.6 図　格納容器バイパス時（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側

蒸気発生器隔離失敗）の作業と所要時間
第 7.1.8.7 図　１次系圧力の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.8 図　１次系温度の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.9 図　１次系保有水量の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.10 図　１次系注水流量（高圧及び充てん）の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.11 図　１次系注水流量（蓄圧注入）の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.12 図　注水流量積分値の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.13 図　加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.14 図　加圧器水位の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.15 図　破断流量の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.16 図　破断流クオリティの推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.17 図　炉心上端ボイド率の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.18 図　燃料被覆管温度の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.19 図　補助給水流量の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.20 図　蒸気流量の推移（インターフェイスシステム LOCA）
第 7.1.8.21 図　１、２次系圧力の推移（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）

第 7.1.8.22 図　１次系温度の推移（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）
第 7.1.8.23 図　１次系注水流量の推移（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）
第 7.1.8.24 図　破断流量の推移（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）
第 7.1.8.25 図　加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）
第 7.1.8.26 図　１次系保有水量の推移（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）
第 7.1.8.27 図　炉心上端ボイド率の推移（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）
第 7.1.8.28 図　加圧器水位の推移（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）
第 7.1.8.29 図　原子炉容器内水位の推移（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）
第 7.1.8.30 図　燃料被覆管温度の推移（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）
第 7.1.8.31 図　蒸気発生器水位の推移（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）
第 7.1.8.32 図　給水流量の推移（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）
第 7.1.8.33 図　蒸気流量の推移（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）
第 7.1.8.34 図　１次系注水流量（高圧及び充てん）の推移（インター

フェイスシステム LOCA）（操作時間余裕確認）
第 7.1.8.35 図　１次系注水流量の推移（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）（操作時間余裕確認）
第 7.2.1.1.1 図　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）モードでの重大事故等対策の概略系統図
第 7.2.1.1.2 図　格納容器破損モードの対応手順の概要（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））
第 7.2.1.1.3 図　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（大破断 LOCA＋ECCS 注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗）時の作業と所要時間
第 7.2.1.1.4 図　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（大破断 LOCA＋ECCS 注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗）における事象進展の概要
第 7.2.1.1.5 図　１次系圧力の推移
第 7.2.1.1.6 図　原子炉容器内水位の推移
第 7.2.1.1.7 図　燃料最高温度の推移
第 7.2.1.1.8 図　原子炉格納容器圧力の推移
第 7.2.1.1.9 図　原子炉格納容器内温度の推移
第 7.2.1.1.10 図　原子炉格納容器圧力の推移（～４時間）
第 7.2.1.1.11 図　原子炉格納容器内温度の推移（～４時間）
第 7.2.1.1.12 図　原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移
第 7.2.1.1.13 図　原子炉格納容器圧力の推移（溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認）
第 7.2.1.1.14 図　原子炉格納容器内温度の推移（溶融炉心・コンクリー

ト相互作用による影響確認）
第 7.2.1.1.15 図 原子炉容器内水位の推移（高温側配管全ループ破断時の影響確認）
第 7.2.1.1.16 図 原子炉格納容器圧力の推移（高温側配管全ループ破断時の影響確認）
第 7.2.1.1.17 図 原子炉容器内水位の推移（低温側配管全ループ破断時の影響確認）
第 7.2.1.1.18 図 原子炉格納容器圧力の推移（低温側配管全ループ破断時の影響確認）
第 7.2.1.1.19 図 原子炉容器内水位の推移（原子炉容器下端における破損時の影響確認）
第 7.2.1.1.20 図 原子炉格納容器圧力の推移（原子炉容器下端における破損時の影響確認）
第 7.2.1.1.21 図 原子炉格納容器圧力の推移（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）
第 7.2.1.1.22 図 原子炉格納容器内温度の推移（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）
第 7.2.1.1.23 図 原子炉格納容器圧力の推移（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の水素影響確認）（ドライ換算 13vol%水素が存在する場合）
第 7.2.1.1.24 図 原子炉格納容器内温度の推移（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の水素影響確認）（ドライ換算 13vol%水素が存在する場合）
第 7.2.1.1.25 図 原子炉格納容器圧力の推移（代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）

第 7.2.1.1.26 図 原子炉格納容器内温度の推移（代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）
第 7.2.1.1.27 図 Cs-137 積算放出放射能量の推移
第 7.2.1.1.28 図 Cs-137 の大気放出過程
第 7.2.1.2.1 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）モードでの重大事故等対策の概略系統図
第 7.2.1.2.2 図 格納容器破損モードの対応手順の概要（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））
第 7.2.1.2.3 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（全交流動力電源喪失＋補助給水失敗）時の作業と所要時間
第 7.2.1.2.4 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（全交流動力電源喪失＋補助給水失敗）における事象進展の概要
第 7.2.1.2.5 図 原子炉容器内水位の推移
第 7.2.1.2.6 図 上部プレナム気相温度の推移
第 7.2.1.2.7 図 原子炉格納容器圧力の推移
第 7.2.1.2.8 図 原子炉格納容器内温度の推移
第 7.2.1.2.9 図 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移
第 7.2.1.2.10 図 原子炉下部キャビティ室水量の推移
第 7.2.1.2.11 図 原子炉格納容器圧力の推移（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）
第 7.2.1.2.12 図 原子炉格納容器内温度の推移（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）

第 7.2.1.2.13 図 原子炉格納容器圧力の推移（加圧器逃がし弁開放操作開始の時間余裕確認）
第 7.2.1.2.14 図 原子炉格納容器内温度の推移（加圧器逃がし弁開放操作開始の時間余裕確認）
第 7.2.2.1 図　１次系圧力の推移
第 7.2.2.2 図　蓄圧注入流量の推移
第 7.2.2.3 図　１次系圧力の推移（蓄圧タンク保持圧力の影響確認）
第 7.2.2.4 図　１次系圧力の推移（加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合）
第 7.2.2.5 図　１次系圧力の推移（加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合）
第 7.2.4.1 図　水素燃焼モードでの重大事故等対策の概略系統図
第 7.2.4.2 図　格納容器破損モードの対応手順の概要（水素燃焼）
第 7.2.4.3 図　水素燃焼（大破断 LOCA＋ECCS 注入失敗）における作業と所要時間
第 7.2.4.4 図　水素濃度評価の概要
第 7.2.4.5 図　水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ
第 7.2.4.6 図　水素燃焼（大破断 LOCA＋ECCS 注入失敗）における事象進展の概要
第 7.2.4.7 図　原子炉格納容器内の水素・水蒸気濃度の推移（MAAP コード）
第 7.2.4.8 図　燃料最高温度の推移
第 7.2.4.9 図　ジルコニウム－水反応割合の推移
第 7.2.4.10 図　原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移（GOTHIC コード）

第 7.2.4.11 図　原子炉格納容器内の各区画水素濃度（ドライ）の推移（GOTHIC コード）
第 7.2.4.12 図　原子炉格納容器圧力の推移
第 7.2.4.13 図　原子炉格納容器内温度の推移
第 7.2.4.14 図　１次系圧力の推移
第 7.2.4.15 図　原子炉格納容器内の平均水素濃度（ウェット）の推移（イグナイタの効果に期待する場合）
第 7.2.4.16 図　原子炉格納容器内の平均水素濃度（ドライ）の推移（イグナイタの効果に期待する場合）
第 7.2.5.1 図　原子炉下部キャビティ室水量の推移
第 7.2.5.2 図　ベースマット侵食深さの推移
第 7.2.5.3 図　原子炉下部キャビティ室水量の推移（高温側配管全ループ破断時の影響確認）
第 7.2.5.4 図　ベースマット侵食深さの推移（高温側配管全ループ破断時の影響確認）
第 7.2.5.5 図　原子炉下部キャビティ室水量の推移（低温側配管全ループ破断時の影響確認）
第 7.2.5.6 図　ベースマット侵食深さの推移（低温側配管全ループ破断時の影響確認）
第 7.2.5.7 図　原子炉下部キャビティ室水量の推移（原子炉容器下端における破損時の影響確認）
第 7.2.5.8 図　ベースマット侵食深さの推移（原子炉容器下端における破損時の影響確認）
第 7.2.5.9 図　原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移（代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）

第 7.2.5.10 図　ベースマット侵食深さの推移（代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）
第 7.3.1.1 図　想定事故１の重大事故等対策の概略系統図
第 7.3.1.2 図　想定事故１「使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障」の対応手順の概要（想定事故１の事象進展）
第 7.3.1.3 図　想定事故１（使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障）の作業と所要時間
第 7.3.1.4 図　使用済燃料ピット水位低下時間評価結果
第 7.3.2.1 図　想定事故２の重大事故等対策の概略系統図
第 7.3.2.2 図　想定事故２「使用済燃料ピット冷却系配管の破断」の対応手順の概要（想定事故２の事象進展）
第 7.3.2.3 図　想定事故２（使用済燃料ピット冷却系配管の破断）における作業と所要時間
第 7.3.2.4 図　使用済燃料ピット水位低下時間評価結果
第 7.4.1.1 図　崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）時の重大事故等対策の概略系統図
第 7.4.1.2 図　事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展）
第 7.4.1.3 図　崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）時（燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故）の作業と所要時間
第 7.4.1.4 図　１次系圧力の推移

第 7.4.1.5 図　炉心上端ボイド率の推移
第 7.4.1.6 図　開口部からの流出流量と注入流量の推移
第 7.4.1.7 図　加圧器頂部クオリティの推移
第 7.4.1.8 図　原子炉容器内水位の推移
第 7.4.1.9 図　１次系保有水量の推移
第 7.4.1.10 図　加圧器水位の推移
第 7.4.1.11 図　１次系温度の推移
第 7.4.1.12 図　燃料被覆管温度の推移
第 7.4.1.13 図　１次系保有水量の推移（炉心注水操作開始の時間余裕確認）
第 7.4.2.1 図　全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図
第 7.4.2.2 図　事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展）
第 7.4.2.3 図　全交流動力電源喪失時（燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故）の作業と所要時間
第 7.4.2.4 図　１次系圧力の推移
第 7.4.2.5 図　炉心上端ボイド率の推移
第 7.4.2.6 図　開口部からの流出流量と注入流量の推移
第 7.4.2.7 図　加圧器頂部クオリティの推移
第 7.4.2.8 図　原子炉容器内水位の推移

第 7.4.2.9 図　１次系保有水量の推移
第 7.4.2.10 図　加圧器水位の推移
第 7.4.2.11 図　１次系温度の推移
第 7.4.2.12 図　燃料被覆管温度の推移
第 7.4.2.13 図　１次系保有水量の推移（炉心注水操作開始の時間余裕確認）
第 7.4.3.1 図　原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図
第 7.4.3.2 図　事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展）
第 7.4.3.3 図　原子炉冷却材の流出時（燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故）の作業と所要時間
第 7.4.3.4 図　１次系圧力の推移
第 7.4.3.5 図　炉心上端ボイド率の推移
第 7.4.3.6 図　開口部からの流出流量と注入流量の推移
第 7.4.3.7 図　加圧器頂部クオリティの推移
第 7.4.3.8 図　高温側配管クオリティ（余熱除去系抽出口）の推移
第 7.4.3.9 図　原子炉容器内水位の推移
第 7.4.3.10 図　１次系保有水量の推移
第 7.4.3.11 図　加圧器水位の推移
第 7.4.3.12 図　１次系温度の推移
第 7.4.3.13 図　燃料被覆管温度の推移
第 7.4.3.14 図　１次系保有水量の推移（炉心注水操作開始の時間余裕

確認）
第 7.4.4.1 図　反応度の誤投入時の重大事故等対策の概略系統図
第 7.4.4.2 図　事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の対応手順の概要（重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展）
第 7.4.4.3 図　反応度の誤投入時（原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故）の作業と所要時間
第 7.4.4.4 図　反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果

１．　安全評価に関する基本方針

1.1　基本的考え方

本原子炉施設の安全評価の目的は以下のとおりである。

（1）　安全設計の基本方針の妥当性の確認

本原子炉が固有の安全性と安全確保のために設計した設備により安全に運転できることを示し、原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認する。

（2）　立地条件の適否の確認

万一重大な事故が発生したとしても工学的安全施設により放射性物質が発電所敷地周辺へ多量に放出されるのを防止できることを示し、発電所周辺の一般公衆との離隔に関する妥当性を確認する。

原子炉の安全設計の基本方針の妥当性は、「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」により、また、原子炉の立地条件の適否は、「原子炉立地審査指針及びその適用に関する判断のめやすについて」（以下「原子炉立地審査指針」という。）によりそれぞれ判断されるが、これらの判断の過程で行う安全評価は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下「安全評価指針」という。）、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（以下「ＥＣＣＳ性能評価指針」という。）及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（以下「ＲＩＥ評価指針」という。）等に基づいて行うものとする。

本原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認するために、異常状態、すなわち、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に

ついて解析し、評価を行う。

一方、本原子炉施設の立地条件の適否を判断するための安全評価を行うに当たっては、「原子炉立地審査指針」に基づき、重大事故及び仮想事故について評価を行う。

1.1.1　運転時の異常な過渡変化

1.1.1.1　定　　義

運転時の異常な過渡変化とは、発電用原子炉の運転中において発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象をいう。

1.1.1.2　評価事象

本原子炉において評価する運転時の異常な過渡変化は、「安全評価指針」に基づき、発電用原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心あるいは原子炉冷却材圧力バウンダリに過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における安全保護系、原子炉停止系等の主として「異常影響緩和系」（以下「ＭＳ」という。）に属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

(1)　炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

ａ．原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

ｂ．出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

ｃ．制御棒の落下及び不整合

ｄ．原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

(2)　炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

ａ．原子炉冷却材流量の部分喪失

ｂ．原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

ｃ．外部電源喪失

ｄ．主給水流量喪失

ｅ．蒸気負荷の異常な増加

ｆ．２次冷却系の異常な減圧

ｇ．蒸気発生器への過剰給水

(3)　原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

ａ．負荷の喪失

ｂ．原子炉冷却材系の異常な減圧

ｃ．出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

1.1.1.3　判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、発電用原子炉施設は通常運転に復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は以下のとおりである。

(1)　最小限界熱流束比（以下「最小ＤＮＢＲ」という。）が許容限界値以上であること。

(2)　燃料被覆管の機械的破損が生じないよう、燃料中心最高温度は燃料ペレットの溶融点未満であること。

(3)　燃料エンタルピは、許容限界値以下であること。

(4)　原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力で

ある 17.16MPa[gage]の 1.1 倍の圧力 18.88MPa[gage]以下であること。

上記の判断基準に対して想定した運転時の異常な過渡変化ごとにさらに具体的な基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。

1.1.2 設計基準事故

1.1.2.1 定　　義

設計基準事故とは、前記運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から想定する必要のある事象をいう。

1.1.2.2 評価事象

本原子炉において評価する設計基準事故は、「安全評価指針」に基づき、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてＭＳに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象を選定する。具体的には、以下に示す異常な状態を生じさせる可能性のある事象とする。

(1) 原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

ａ． 原子炉冷却材喪失

ｂ． 原子炉冷却材流量の喪失

ｃ． 原子炉冷却材ポンプの軸固着

d．　主給水管破断

e．　主蒸気管破断

(2)　反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

a．　制御棒飛び出し

(3)　環境への放射性物質の異常な放出

a．　放射性気体廃棄物処理施設の破損

b．　蒸気発生器伝熱管破損

c．　燃料集合体の落下

d．　原子炉冷却材喪失

e．　制御棒飛び出し

(4)　原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

a．　原子炉冷却材喪失

b．　可燃性ガスの発生

1.1.2.3　判断基準

想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の過程において他の異常状態の原因となるような２次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基準は、以下のとおりである。

(1)　炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。

(2)　燃料エンタルピは制限値を超えないこと。

(3)　原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力である 17.16MPa[gage]の 1.2 倍の圧力 20.59MPa[gage]以下であること。

(4)　原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力0.245MPa[gage]以下であること。

(5)　周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。

上記の判断基準に対して想定した事故ごとにさらに具体的な基準を用いる場合には、各事象の説明の中でその具体的な基準を記述する。

1.1.3　重大事故及び仮想事故

1.1.3.1　定　　義

重大事故及び仮想事故とは「原子炉立地審査指針」に基づき、原子炉立地条件の適否を評価する見地から想定する必要のある事象をいう。

1.1.3.2　評価事象

本原子炉において評価する重大事故及び仮想事故は、「安全評価指針」に基づき以下の事象とする。

(1)　重大事故

前記事故の解析結果を参考として、それらの事故の中から放射性物質の放出の拡大の可能性のある事故を取り上げ、技術的に最大と考えられる放射性物質の放出量を想定することとし、「安全評価指針」に従い、原子炉格納容器内放出に係る事故として原子炉冷却材喪失を、また、原子炉格納容器外放出に係る事故として蒸気発生器伝熱管破損を選定する。

(2)　仮想事故

重大事故として取り上げた事故について、より多くの放射性物

質の放出量を仮想した事故を想定する。

1.1.3.3　判断基準

発電用原子炉施設の立地上の妥当性の判断基準は、重大事故及び仮想事故の評価内容が「原子炉立地審査指針」に適合することである。

1.2　主要な解析条件

運転時の異常な過渡変化の解析及び設計基準事故の解析に当たって、用いている基本的な解析条件及び考慮すべき事項について記載する。

1.2.1　初期定常運転条件

解析では、原子炉出力の初期値として、定格値に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差を考慮した値を用いる。また、１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、定格値に定常運転時の誤差を考慮した値を用いる。

解析に使用する初期定常運転条件を第1.2.1表に示す。これらの初期値の選定に際しては、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなるように定常誤差の符号を選択するが、ＤＮＢＲの評価では改良統計的熱設計手法[(1)]を使用するため、初期定常運転状態の誤差の効果は最小ＤＮＢＲの許容限界値に含まれており、初期値として定格値を用いる。

1.2.2　安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉保護設備により監視している発電用原子炉施設の運転パラメータが設定値を超えた場合、発電用原子炉のトリップ信号を発生し、自動的に制御棒クラスタ駆動装置に電源を供給するしゃ断器を開放する。制御棒クラスタは、電源喪失により駆動装置から切り離され、自重によって炉心へ落下する。発電用原子炉の緊急停止動作には、信号発生遅れ、原子炉トリップしゃ断器開放時間及び制御棒クラスタ切離し時間の時間遅れがある。

解析では、原子炉トリップ信号は、発電用原子炉施設の運転パラメータがトリップ設定値に余裕を見込んだトリップ限界値に達したときに発生するものとする。

このトリップ限界値は、トリップ設定点に安全側に誤差を考慮した値を用いる。

また、緊急停止動作の応答時間遅れとしては、トリップ状態に達した時点から、制御棒クラスタが制御棒クラスタ駆動装置を離れ落下を始めるまでの時間をとり、それぞれのトリップ信号に対して解析結果が厳しくなるよう控えめに決めた値を使用する。第1.2.2 表に解析で用いた原子炉トリップ限界値及び応答時間を示す。

工学的安全施設作動設備の監視している運転パラメータが設定値に達した場合は、非常用炉心冷却設備等の工学的安全施設を作動する信号が発生する。

解析に当たっては、工学的安全施設作動信号は、発電用原子炉施設の運転パラメータが作動設定値に安全側に誤差を考慮した作動限界値に達したときに発生するものとする。また、この信号の発生には、応答時間遅れとして、作動状態に達した時点から工学的安全施設を作動させるためのシーケンス開始までの時間をとり、それぞれの信号に対して解析結果が厳しくなるように決めた値を使用する。第1.2.3表に解析で用いた工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を示す。

1.2.3　原子炉トリップ特性

発電用原子炉のトリップの効果を期待する場合においては、ト

リップを生じさせる信号の種類を明確にした上、適切なトリップ遅れ時間を考慮し、かつ、当該事象の条件において最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引抜位置にあるものとして停止効果を考慮する。制御棒クラスタの固着は確率的には非常に小さいので、この仮定は原子炉停止系の停止能力の解析上の余裕となる。

さらに、解析では、トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、制御棒クラスタ落下時間と落下時の軸方向中性子束分布に関しても安全側に考慮して、第1.2.1図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間が解析上重要であり、この時間を2.2秒としている。

1.2.4　反応度係数

原子炉の過渡応答は、反応度の帰還効果、とりわけ減速材温度係数あるいは減速材密度係数及びドップラ出力係数に依存する。運転時の異常な過渡変化の解析及び設計基準事故の解析では、これらの反応度係数はそれぞれの解析において安全側の値を使用する。

減速材密度係数は、出力運転状態からの解析では、サイクル初期からサイクル末期を含み、0～0.43（ΔＫ／Ｋ）／（g／cm^3）の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は、第 1.2.2 図に示す値を用いる。これらは、安全側に十分余裕を含み決定している。

1.2.5　解析に当たって考慮する事項

（1）　解析に当たって考慮する範囲

想定された事象の解析を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、当該原子炉施設の通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される異なった運転モードを考慮して、判断基準に照らして解析結果が最も厳しくなる初期状態を選定する。また、解析は、原則として事象が収束し、補助給水系又は主給水系による蒸気発生器保有水の確保及び主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス弁による除熱及び化学体積制御系によるほう素の添加、さらには余熱除去冷却系の作動により、支障なく冷態停止に至ることができることが合理的に推定できる時点まで行う。

(2) 安全機能に対する仮定

a. 想定された事象に対処するための安全機能のうち解析に当たって考慮するものは、原則として「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」において定めるＭＳ－１に属するもの及びＭＳ－２に属するものとする。

ただし、ＭＳ－３に属するタービントリップ動作は作動系に高い信頼性を有する設計としているので、その作動に期待する。

解析に当たって、考慮している主要な安全機能を第 1.2.4 表及び第 1.2.5 表に示す。

b. 解析に当たっては、想定された事象に加えて、事故に対処するために必要な系統、機器について原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの各基本的安全機能別に、解析の結果を最も厳しくする機器の単一故障を仮定した解析を行う。この場合、事象発生後短時間にわたっては動的機器について、また、長時間

にわたっては動的機器又は静的機器について、単一故障を考えるものとする。

ただし、事象発生前から動作しており、かつ、発生後も引き続き動作する機器については、原則として故障を仮定しない。

静的機器については、単一故障を仮定したときにこれを含む系統が所定の安全機能を達成できるように設計されている場合、その故障が安全上支障のない時間内に除去又は修復できる場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合においては、故障を仮定しない。

c．　事象に対処するために必要な運転員の手動操作については、適切な時間的余裕を考慮する。

d．　安全保護系の動作を期待する場合においては、安全保護系動作のための信号の種類及び信号発生時点を明確にする。安全保護系以外の系であっても、その動作が解析の結果に有意な影響を与えるものについては、同様とする。

e．　設計基準事故の解析に当たって、工学的安全施設の動作を期待する場合においては、外部電源が利用できない場合も考慮する。

(3)　解析に使用するモデル及びパラメータ

解析に当たって使用するモデル及びパラメータは、評価の結果が厳しくなるように選定する。蒸気発生器伝熱管施栓率は10%までを考慮する。ただし、評価目的の範囲内で合理的なものを用いるものとする。なお、パラメータに不確定因子が考えられる場合には適切な安全余裕を見込んで解析を行う。

また、燃料ペレット熱伝導率として、燃焼に伴い熱伝導率が低

下する効果を適切に考慮し[2]、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線[3]を使用する。

1.3　解析に使用する計算プログラム

運転時の異常な過渡変化の解析及び設計基準事故の解析に使用する計算プログラム（以下「コード」という。）の一覧表をそれぞれ第1.3.1表及び第1.3.2表に示す。表中の計算コードの概要を次に記載する。

(1)　ＦＡＣＴＲＡＮ[4][5]

燃料棒の過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮは、燃料棒の過渡変化を計算する詳細な解析コードで、制御棒飛び出しのような急峻な過渡変化を取り扱えるよう燃料を十分多数の半径方向空間ノードに区分し、温度の関数である材料の物性値及び詳細な燃料ペレット－燃料被覆管ギャップの熱伝達の計算、ＤＮＢ後の過渡変化を取り扱う遷移及び膜沸騰熱伝達相関式、ジルコニウム－水反応及び材質の部分的溶融計算の模擬が可能である。

ＦＡＣＴＲＡＮの入力には、原子炉出力及び１次冷却材パラメータ（圧力、流量、温度、密度）を時間の関数として含み、出力としては、金属被覆の二酸化ウラン燃料棒断面の温度分布の過渡変化及び被覆管の表面における熱流束の過渡変化が求められる。

(2)　ＭＡＲＶＥＬ[4][5]

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬは、原子炉容器、１次冷却材高温側配管、１次冷却材低温側配管、蒸気発生器、加圧器及び加圧器サージ管を含む１次冷却系全体を適切に模擬し、６群の遅発中性子及び反応度帰還を含む１点近似中性子動特性、燃料棒の熱的動特性、１次冷却材の熱水力学的挙動及び蒸気発生器内での熱伝達を計算する。制御系としては、制御棒制御系、タービンバイパス制御系、給水制御系及び加圧器圧力制御系を模擬

し、さらに、必要に応じて原子炉保護設備、工学的安全施設及び化学体積制御設備等の模擬が可能である。

このコードは、特に多ループの加圧水型原子炉でループ間で異なった条件が存在する場合のプラント過渡特性解析に有効である。解析目的により、多ループプラントの物理的、熱的及び熱水力学的特性は、２つの等価ループに分けて扱われる。

ＭＡＲＶＥＬの入力には、原子炉出力、１次冷却材温度等の初期条件、１次冷却材体積等のプラントデータ、核特性データ、原子炉保護設備及び非常用炉心冷却設備作動限界値等を含み、出力としては、原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材温度及びＤＮＢ相関式[6]に基づくＤＮＢＲ等の過渡変化が求められる。

(3)　ＰＨＯＥＮＩＸ[4][5]

１次冷却材流量過渡特性解析コードＰＨＯＥＮＩＸは、単一あるいは複数の１次冷却材ポンプの故障に対し個々のループ流量、炉心流量及びポンプ回転数を計算する。流量は、各々の１次冷却材ループ及び炉心に沿って１次冷却材流量の運動量平衡方程式を解くことにより計算する。この運動量平衡の式には連続の式、ポンプの運動量平衡の式及びポンプ特性を含んでいる。１次冷却材ループ数は、最大６ループまで模擬可能である。

ＰＨＯＥＮＩＸの入力には、慣性モーメント、揚程曲線等の１次冷却材ポンプ特性データ等を含み、出力としては、１次冷却材流量の過渡変化が求められる。

(4)　ＣＨＩＣＫＩＮ－Ｍ[4][5]

炉心動特性解析コードＣＨＩＣＫＩＮ－Ｍは、炉心内の熱出力を６群の遅発中性子及び反応度帰還を含む１点近似動特性方程

式により求め、特に反応度が急激に加わる事象の解析に有効である。燃料中の温度は半径方向だけの１次元の熱伝導方程式を、また、流路内の１次冷却材の温度、流量及び圧力は軸方向だけの１次元の質量、運動量及びエネルギ保存則を適用して求める。これらの変数より燃料による反応度帰還量及び１次冷却材密度による反応度帰還量を求め、これに制御棒クラスタによる反応度変化を加えた全反応度変化が１点近似動特性方程式の入力となり、熱出力の変化が求められる。

ＣＨＩＣＫＩＮ－Ｍの入力には、燃料の形状、核特性等の炉心データ、原子炉出力及び１次冷却材温度等の初期条件を含み、出力としては、中性子束及び１次冷却材温度等の過渡変化が求められる。

(5)　ＴＨＩＮＣ－Ⅲ[7]

過渡解析に使用する熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－Ⅲは、熱水力設計計算コードＴＨＩＮＣ－Ｉに過渡解析の機能を持たせたコードであり、炉心を３次元的に分割して、各メッシュに対し質量、運動量及びエネルギ保存則を適用して解くものである。

ＴＨＩＮＣ－Ⅲの入力には、炉心定数に加えて、炉心入口流量、熱流束及び出力等を時間の関数として含み、出力としては、炉心内冷却材温度、圧力、密度、ボイド率及びＤＮＢ相関式[6][8]によるＤＮＢＲ等の時間変化が求められる。

(6)　ＴＷＩＮＫＬＥ[4][5]

多次元炉心動特性解析コードＴＷＩＮＫＬＥは、主に反応度事故に対し、空間及び時間依存中性子束の動特性変化を解析する詳細な解析コードである。空間依存性は、３次元まで考慮されてお

り、中性子束の動特性解析はエネルギ２群拡散方程式を解く。

遅発中性子は６群で模擬する。さらに、６領域からなる燃料ペレット－被覆管－１次冷却材燃料棒熱伝達モデル及び縦軸方向を中性子束の動特性解析と同じメッシュ点で解く１次冷却材熱水力モデルを含む。ドップラ及び減速材等の負帰還効果は空間依存として扱い、１点近似動特性モデルと異なって、各メッシュ点で吸収断面積の補正をすることにより考慮されている。

ＴＷＩＮＫＬＥの入力には、各メッシュでの中性子断面積、実効増倍率、入口温度、圧力及び流量等を時間の関数として含み、出力としては、中性子束レベル、中性子束分布及び炉心熱系の応答が空間及び時間依存で求められる。

(7)　ＳＡＴＡＮ－Ｍ[9][10]

ブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ｍは、１次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギ保存則を解き、１次冷却系配管破断時における各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量等を算出するものであり、平均及び高温領域炉心状態、１次冷却材ポンプ状態、出力変化、破断口流出流量、原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備状態等の諸量の模擬が含められている。

蓄圧注入系の評価で注入水バイパス量を求める必要がある場合にはバイパス終了時間を求め、その時間までに蓄圧タンクより注入された水が炉心をバイパスするものとする。このバイパス終了時間は、ドリフトフラックスモデルにより計算される注入水が原子炉容器ダウンカマを下降し始める時間である。

ＳＡＴＡＮ－Ｍの入力には原子炉出力、１次冷却材温度等初期

状態を指定する運転パラメータ、系の形状及び水力学的諸量、核特性データ及び燃料状態を指定する炉心データ、原子炉保護設備と非常用炉心冷却設備作動限界値及び動作特性パラメータ、１次冷却材ポンプ特性曲線、破断想定の位置、断面積及び体様等の条件を含み、主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力、炉心流量、エンタルピ等の燃料棒熱解析に必要な諸量、リフィル解析の初期条件となる蓄圧タンク残存水量、蓄圧タンク圧力、蒸気発生器２次側状態量、原子炉容器内残存水量、原子炉格納容器内圧解析に必要な破断口からの質量流量及びエネルギ放出量である。

(8)　ＳＡＴＡＮ－Ⅵ[11]

ブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ⅵは、原子炉格納容器健全性評価におけるブローダウン現象を模擬するものであり、大破断ブローダウン解析用ＳＡＴＡＮ－Ｍと同等なコードである。ＳＡＴＡＮ－Ⅵの入力にはＳＡＴＡＮ－Ｍと同様の諸量を含み、主要な出力はブローダウン各時点における原子炉格納容器内圧解析に必要な破断口からの質量流量及びエネルギ放出量である。

(9)　ＳＡＴＡＮ－Ｍ（Small ＬＯＣＡ）[10][12]

小破断ブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ｍ（Small ＬＯＣＡ）は、小破断時の現象を考慮して気水分離現象及びノード間の水頭差がより正確に算出できるように、大破断ブローダウン解析用ＳＡＴＡＮ－Ｍに機能追加を行ったコードである。

ＳＡＴＡＮ－Ｍ（Small ＬＯＣＡ）の入力にはＳＡＴＡＮ－Ｍと同様の諸量を含み、主要な出力はブローダウン各時点における炉心圧力、炉心流量及び気泡炉心水位等の燃料棒熱解析に必要な

諸量である。

(10) ＷＲＥＦＬＯＯＤ[9][10][11]

リフィル／再冠水解析コードＷＲＥＦＬＯＯＤは、非常用炉心冷却設備性能評価においてはリフィル期間、また、原子炉格納容器健全性評価においてはリフィル及び再冠水期間における１次冷却系全体の模擬をＳＡＴＡＮ－Ｍ又はＳＡＴＡＮ－Ⅵに引き続き行う。

リフィル期間はバイパス終了後、非常用炉心冷却設備からの注水により、原子炉容器下部プレナムが満水になるまでを模擬する。

再冠水期間は炉心において発生する蒸気及び巻き込み水のループを通過しての原子炉格納容器への放出が主な現象であるから、ループ内における流量は分岐点、注入点以外は一様として運動量方程式を解く方法を用いている。ただし、各場所における圧力が一様でないことを考慮するため、１次冷却系をノードに区分して模擬する。また、流体のエンタルピ変化に対しては、原子炉容器ダウンカマ及び下部プレナムでの器壁からの伝熱、炉心内における崩壊熱及び他の残留熱の放出、蒸気発生器内における２次側からの伝熱が考慮されている。

破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるＣＯＣＯコード（後述）の出力として与えられる。

ＷＲＥＦＬＯＯＤの入力は系の形状及び水力学的諸量、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ、蓄圧タンク、原子炉容器残存水量及び蒸気発生器２次側状態量等を含み、主要な出力は再冠

水解析に必要な再冠水開始時刻（注入水によって下部プレナムが満水になる時刻）、再冠水開始時の蓄圧タンク残存水量等の諸量、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギ放出量である。

（11）　ＢＡＳＨ－Ｍ[9][10]

再冠水解析コードＢＡＳＨ－Ｍは、非常用炉心冷却設備性能評価において、再冠水期間における１次冷却系全体の模擬を行い、燃料被覆管最高温度を計算するための燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を算出する。ＢＡＳＨ－Ｍは大別して炉心部の流動・伝熱モデルとそのほかの１次冷却系流動モデルからなる。

炉心部の流動・伝熱モデルでは、平均出力に対応した燃料棒内の熱伝導方程式を解く部分と、流体挙動を質量、エネルギ保存則とドリフトフラックスモデルにより解く部分からなるが、軸方向を詳細にノード分割し、熱伝達モデルを介在することで、両者は結合され、各ノードにおける流量、ボイド率及びエンタルピ等が算出される。熱伝達モデルとしては、以下の体様が含まれ、各位置の流動状況に応じて使用される。

ａ．液相への強制対流熱伝達

ｂ．核沸騰熱伝達

ｃ．遷移沸騰熱伝達

ｄ．膜沸騰熱伝達

ｅ．液滴への輻射熱伝達

ｆ．蒸気への強制対流熱伝達

ｇ．蒸気への輻射熱伝達

１次冷却系流動モデルは、炉心部の流動・伝熱モデルより、炉心出口質量流量、エネルギ流量等を受け渡され、ＳＡＴＡＮ－Ｍと同様に、１次冷却系を多数のノードに区分し、質量、運動量及びエネルギ保存則を解き、各ノード内冷却材の圧力、エンタルピ、密度、ノード間の流量等を算出し、炉心部の流動・伝熱モデルへ炉心入口質量流量等を受け渡す。炉心部の流動・伝熱モデルと１次冷却系流動モデルとは、このように互いに出力を受け渡しながら計算を進める。

破断口外部の背圧すなわち原子炉格納容器内圧はこのコードと同時に計算されるＣＯＣＯコード（後述）の出力として与えられる。

ＢＡＳＨ－Ｍの入力は、系の形状及び水力学的諸量、燃料の線出力密度等再冠水開始時初期条件、非常用炉心冷却設備の動作特性パラメータ等を含み、主要な出力は燃料棒熱解析に必要な炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ、原子炉格納容器内圧解析の入力となる破断口からの質量流量及びエネルギ放出量である。

(12)　ＣＯＣＯ[9][10][11]

原子炉格納容器内圧解析コードＣＯＣＯは、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギ保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかはコード内で自動的に判定して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレイ設備等熱除去系のみならず、原子炉格納容器内構築物との間の熱の授受もモデルに組み込ま

れている。

ＣＯＣＯの入力としては、原子炉格納容器自由体積及び構築物形状・数量等のデータ、熱除去系等の特性及び作動パラメータ、圧力、温度、湿度等の初期条件のほかに、１次冷却系からの質量流量及びエネルギ放出量が必要であるが、これはブローダウン時についてはＳＡＴＡＮ－Ｍ又はＳＡＴＡＮ－Ⅵ、リフィル時についてはＷＲＥＦＬＯＯＤ、再冠水時についてはＢＡＳＨ－Ｍ又はＷＲＥＦＬＯＯＤの出力として与えられる。主要な出力は原子炉格納容器内圧の時間変化である。

(13)　ＬＯＣＴＡ－Ｍ[(9)(10)]

燃料棒熱解析コードＬＯＣＴＡ－Ｍは、ＳＡＴＡＮ－Ｍ、ＷＲＥＦＬＯＯＤ、ＢＡＳＨ－Ｍの出力を入力として、ブローダウン過程より再冠水過程に至るまでの燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。ＬＯＣＴＡ－Ｍは大別して燃料被覆管表面熱伝達係数を求める部分と燃料棒熱モデル部分とから構成される。

燃料被覆管表面熱伝達係数は、ブローダウン中はＳＡＴＡＮ－Ｍの出力として与えられる炉心圧力、炉心流量及びエンタルピ等から求められ、次のような体様が含まれる。

ａ．核沸騰熱伝達

ｂ．遷移沸騰熱伝達

ｃ．蒸気流への強制対流熱伝達

ｄ．蒸気への輻射熱伝達

リフィル中は燃料棒間の輻射熱伝達のみを考慮し、また再冠水過程はＢＡＳＨ－Ｍの出力として与えられる炉心再冠水速度、炉

心流入水エンタルピ等を入力として、ＢＡＳＨ－Ｍの炉心部の流動・伝熱モデルと同一のモデルを使用して、燃料被覆管表面熱伝達係数を算出する。

熱モデル部分では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に区分し、境界条件の下で熱発生及び熱伝導を解くが、次の影響が考慮されている。

ａ．燃料ペレット内での分布を考えた熱発生

ｂ．燃料被覆管でのジルコニウム－水反応による熱発生

ｃ．温度及び酸化ジルコニウム生成に伴う諸物性値の変化

ここで、燃料被覆管が破裂したと計算された後では、燃料被覆管内面において少なくとも破裂箇所の上下各々3.8㎝の範囲でジルコニウム－水反応が起こるものと仮定する。燃料被覆管と水との反応熱の評価はＯＲＮＬの実験に基づいて三菱原子力工業㈱が作成した反応速度相関式[13]により計算する。また、燃料被覆管のジルコニウム－水反応量はBaker－Justの式[14]に基づいて計算する。

燃料ペレット－燃料被覆管の間のギャップ熱伝達係数は、ギャップ内気体組成、ギャップ形状、ギャップ内気体及び周辺の温度を考慮して求められる。この場合、燃料被覆管変形の影響も考慮されている。

ＬＯＣＴＡ－Ｍの入力としてはＳＡＴＡＮ－Ｍ、ＷＲＥＦＬＯＯＤ及びＢＡＳＨ－Ｍの出力のほかに燃料ペレット初期温度と線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「ＥＣＣＳ性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム－水反応量を含む。

(14)　ＬＯＣＴＡ－Ⅳ[10][12]

燃料棒熱解析コードＬＯＣＴＡ－Ⅳは、ＳＡＴＡＮ－Ｍ(Small ＬＯＣＡ)の出力を入力として、小破断ブローダウン時炉心部の水位が一時的に低下し燃料棒が露出する場合の燃料棒熱解析を行い、燃料被覆管最高温度等を算出する。ＬＯＣＴＡ－Ⅳの解析モデルは大破断解析用コードＬＯＣＴＡ－Ｍのブローダウン過程解析モデルと基本的に同じである。

ＬＯＣＴＡ－Ⅳの入力としてはＳＡＴＡＮ－Ｍ（Small ＬＯＣＡ）の出力のほかに燃料ペレット初期温度と線出力密度等の燃料棒に関する初期条件が含まれる。出力としては「ＥＣＣＳ性能評価指針」の基準と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム－水反応量を含む。

(15)　その他のコード

原子炉格納容器内に浮遊する核分裂生成物からのγ線による線量の計算にはＳＣＡＴＴＥＲＩＮＧコード、ＳＰＡＮコードを使用するが詳細は「4.1.1.4 原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による線量」で述べる。

また、特に中性子束分布の歪を考慮しなければならない事象については、核設計計算コードＡＮＣ[15]を使用して、燃焼度の関数としての２群群定数等を入力とし、３次元拡散計算を行い、減速材密度、キセノン濃度及びドップラ効果の空間分布を考慮した出力分布を求める。

第 1.2.1 表　解析に使用する初期定常運転条件

	定　格　値	定 常 誤 差
原　子　炉　出　力	2,660MWt	±2%
1 次冷却材平均温度	302.3℃	±2.2℃
原　子　炉　圧　力	15.41MPa[gage]	±0.21MPa

第 1.2.2 表　解析に使用する原子炉トリップ
限界値及び応答時間

原子炉トリップ信号	解析に使用するトリップ限界値	応答時間（秒）
出力領域中性子束高（高設定）	118%（定格出力値に対して）	0.5
出力領域中性子束高（低設定）	35%（定格出力値に対して）	0.5
過大温度ΔT高	1次冷却材平均温度等の関数（第 1.2.3 図参照）	6.0
過大出力ΔT高	1次冷却材平均温度等の関数（第 1.2.3 図参照）	6.0
原子炉圧力高	16.61MPa[gage]	2.0
原子炉圧力低	12.73MPa[gage]	2.0
1次冷却材流量低	87%（定格流量に対して）	1.0
1次冷却材ポンプ電源電圧低	65%（定格値に対して）	1.2
蒸気発生器水位異常低	狭域水位検出器下端水位	2.0
タービントリップ	ー	1.0

第 1.2.3 表　解析に使用する工学的安全施設作動信号の
作動限界値及び応答時間

工学的安全施設作動信号	解析に使用する作動限界値	応答時間 （秒）
非常用炉心冷却設備作動信号		
ａ．原子炉圧力低と	12.04MPa[gage]（圧力）	2.0
加圧器水位低の一致	水位検出器下端水位（水位）	
ｂ．原子炉圧力異常低	11.36MPa[gage]	2.0
ｃ．主蒸気流量高と主蒸気	注．　参照（流量）	2.0
ライン圧力低の一致	3.35MPa[gage]（圧力）	
ｄ．原子炉格納容器圧力高	0.030MPa[gage]	2.0
主蒸気ライン隔離信号 主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致	非常用炉心冷却設備作動信号のｃと同じ	2.0
原子炉格納容器スプレイ作動信号 原子炉格納容器圧力異常高	0.119MPa[gage]	2.0

（注）主蒸気管破断で使用するが、この場合「主蒸気流量高」は瞬時に発生するため作動限界値は不要である。

第 1.2.4 表　解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能
── 運転時の異常な過渡変化

分　類	機　能	系 統 及 び 機 器
ＭＳ－１	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 （トリップ機能）
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系（ほう酸水注入機能）
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁（開機能）
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
ＭＳ－３	タービントリップ機能	タービントリップ

第 1.2.5 表　解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能
── 設計基準事故

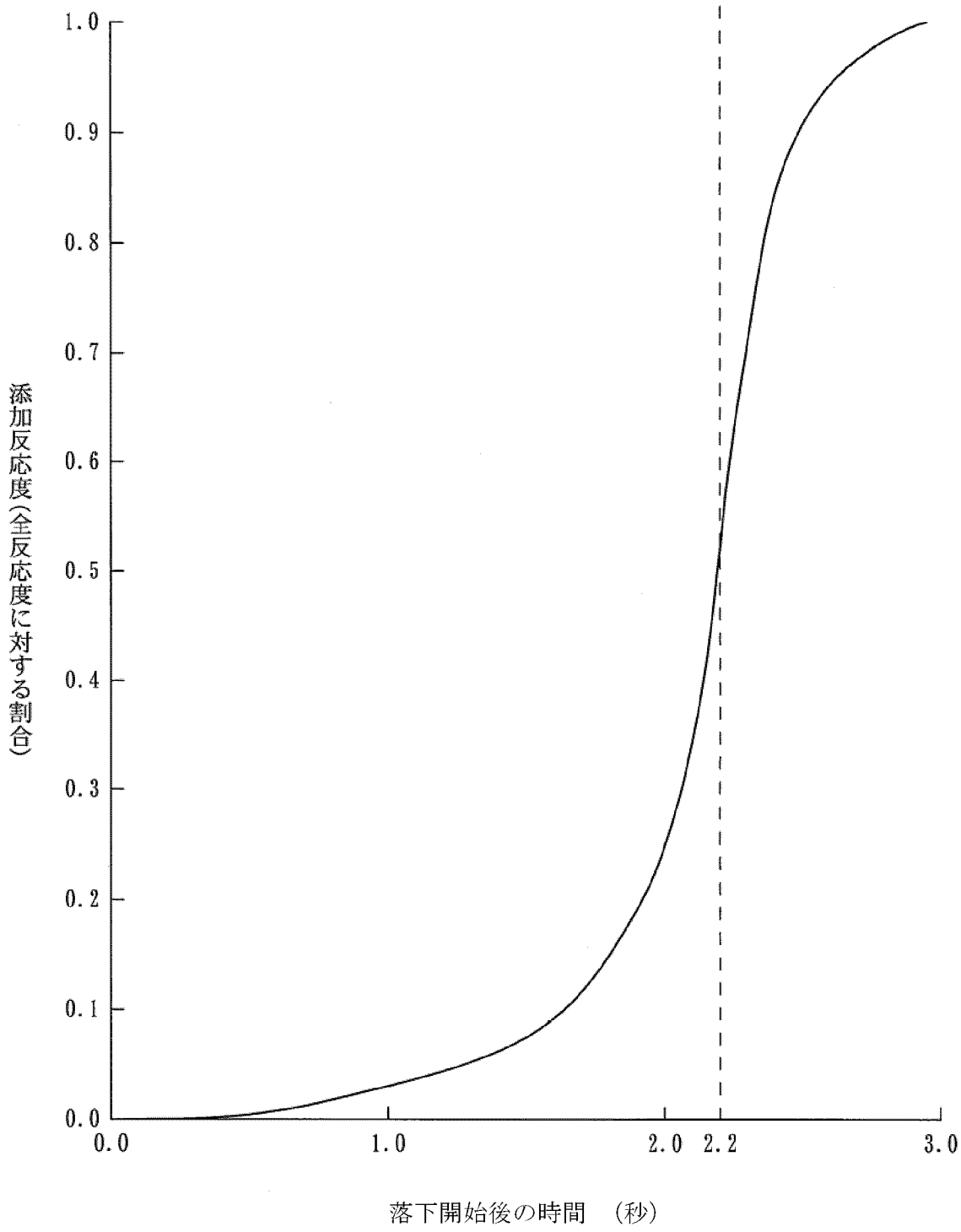
分　類	機　能	系統及び機器
ＭＳ－１	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 （トリップ機能）
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系（ほう酸水注入機能）
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁（開機能）
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系、主蒸気安全弁 主蒸気隔離弁 主蒸気逃がし弁（手動逃がし機能）
	炉心冷却機能	非常用炉心冷却系
	放射性物質の閉じ込め機能 放射線の遮へい及び放出低減機能	原子炉格納容器、アニュラス、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ系、アニュラス空気浄化系、安全補機室空気浄化系
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
ＭＳ－２	異常状態の緩和機能	加圧器逃がし弁（手動開閉機能）
ＭＳ－３	タービントリップ機能	タービントリップ

第 1.3.1 表　解析に使用する計算プログラム一覧表
── 運転時の異常な過渡変化

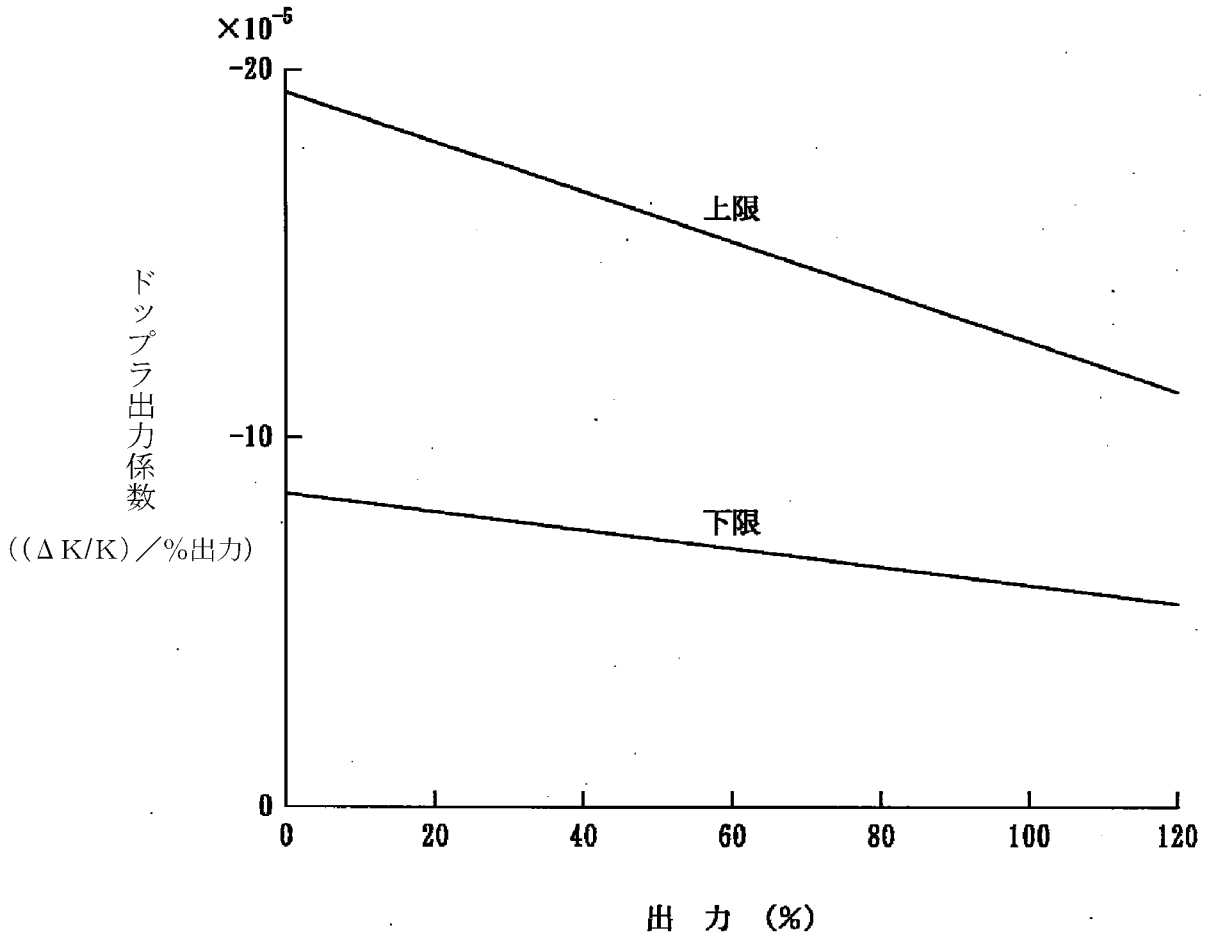
分　類	解　析　項　目	使用計算プログラム
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	ＣＨＩＣＫＩＮ－Ｍ ＦＡＣＴＲＡＮ ＴＨＩＮＣ－Ⅲ ＭＡＲＶＥＬ
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	ＭＡＲＶＥＬ ＦＡＣＴＲＡＮ
	制御棒の落下及び不整合	ＭＡＲＶＥＬ ＴＨＩＮＣ－Ⅲ
	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	―――
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	原子炉冷却材流量の部分喪失	ＰＨＯＥＮＩＸ ＭＡＲＶＥＬ ＦＡＣＴＲＡＮ ＴＨＩＮＣ－Ⅲ
	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	ＭＡＲＶＥＬ
	外部電源喪失	―――
	主給水流量喪失	ＭＡＲＶＥＬ
	蒸気負荷の異常な増加	
	２次冷却系の異常な減圧	
	蒸気発生器への過剰給水	
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	負荷の喪失	ＭＡＲＶＥＬ
	原子炉冷却材系の異常な減圧	
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	

第 1.3.2 表　解析に使用する計算プログラム一覧表
── 設計基準事故

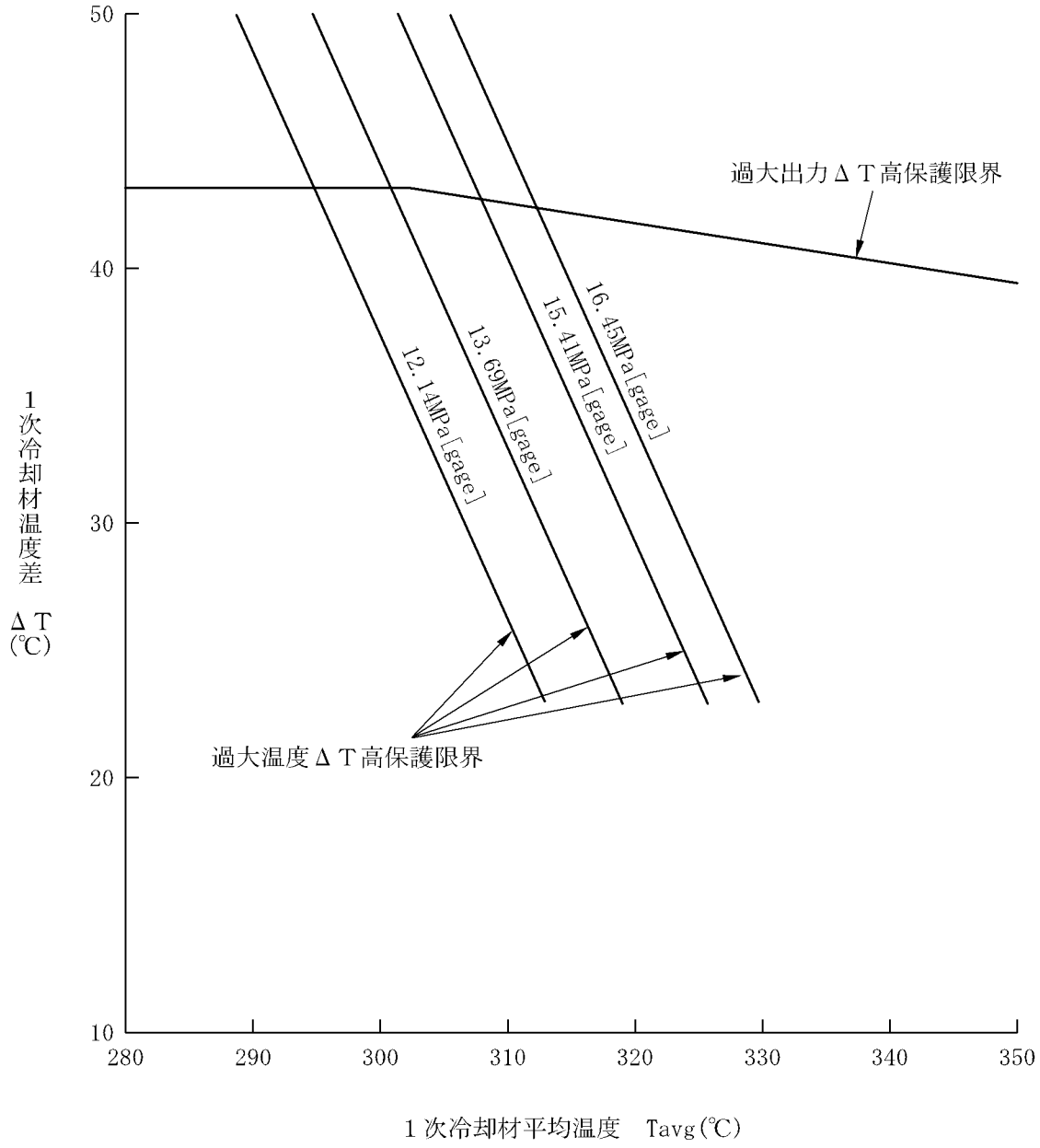
分　類	解　析　項　目		使用計算プログラム
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材喪失	大破断	ＳＡＴＡＮ－Ｍ ＷＲＥＦＬＯＯＤ ＢＡＳＨ－Ｍ ＬＯＣＴＡ－Ｍ ＣＯＣＯ
		小破断	ＳＡＴＡＮ－Ｍ （Small ＬＯＣＡ） ＬＯＣＴＡ－Ⅳ
	原子炉冷却材流量の喪失		ＰＨＯＥＮＩＸ ＭＡＲＶＥＬ ＦＡＣＴＲＡＮ ＴＨＩＮＣ－Ⅲ
	原子炉冷却材ポンプの軸固着		
	主給水管破断		ＭＡＲＶＥＬ ＦＡＣＴＲＡＮ ＴＨＩＮＣ－Ⅲ
	主蒸気管破断		ＭＡＲＶＥＬ ＡＮＣ ＴＨＩＮＣ－Ⅲ
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	制御棒飛び出し		ＴＷＩＮＫＬＥ ＦＡＣＴＲＡＮ ＴＨＩＮＣ－Ⅲ ＭＡＲＶＥＬ
環境への放射性物質の異常な放出	放射性気体廃棄物処理施設の破損		―――
	蒸気発生器伝熱管破損		ＭＡＲＶＥＬ ＦＡＣＴＲＡＮ ＴＨＩＮＣ－Ⅲ
	燃料集合体の落下		―――
	原子炉冷却材喪失		ＳＣＡＴＴＥＲＩＮＧ ＳＰＡＮ
	制御棒飛び出し		
原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	原子炉冷却材喪失		ＳＡＴＡＮ－Ⅵ ＷＲＥＦＬＯＯＤ ＣＯＣＯ
	可燃性ガスの発生		―――



第 1.2.1 図　トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度添加曲線



第 1.2.2 図　解析に使用したドップラ出力係数



第 1.2.3 図　過大出力ΔT高及び過大温度ΔT高による保護限界図(代表例)

1.4　参考文献

(1)　「改良統計的熱設計手法について」

MHI－NES－1009　改 1

三菱重工業、平成 12 年

(2)　「三菱ＰＷＲ高燃焼度化ステップ２燃料の機械設計」

MHI－NES－1021　改 7

三菱重工業、平成 16 年

(3)　「ＰＷＲの安全解析用崩壊熱について」

MHI－NES－1010　改 3

三菱重工業、平成 16 年

(4)　「三菱ＰＷＲの事故解析計算コードの概要」

MAPI－1017　改 2

三菱原子力工業、昭和 52 年

(5)　「三菱ＰＷＲの事故解析コードの検証」

MAPI－1058

三菱原子力工業、昭和 55 年

(6)　「三菱新ＤＮＢ相関式（MIRC-1）について」

MAPI－1075　改 3

三菱重工業、平成 12 年

(7)　「ＴＨＩＮＣ－Ⅲコードの概要」

MAPI－1072

三菱原子力工業、昭和 59 年

(8)　「ＤＮＢ相関式について」

MAPI－1029　改 3

三菱重工業、平成 16 年

(9) 「三菱ＰＷＲ非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」
MAPI－1035　改 8
三菱重工業、平成 11 年

(10) 「三菱ＰＷＲ非常用炉心冷却系性能評価感度解析」
MAPI－1063　改 2
三菱原子力工業、平成 2 年

(11) 「三菱ＰＷＲ原子炉格納容器内圧評価解析手法」
MHI－NES－1016
三菱重工業、平成 12 年

(12) 「三菱ＰＷＲ非常用炉心冷却系性能評価解析方法（小破断時）」
MAPI－1041　改 7
三菱重工業、平成 11 年

(13) 「ジルコニウム・水蒸気反応速度式」
MAPI－1057　改 1
三菱原子力工業、昭和 56 年

(14) 「Studies of Metal-Water Reactions at High Temperatures Ⅲ. Experimental and Theoretical Studies of the Zirconium-Water Reaction」
ANL-6548
L.Baker, L.C.Just,1962

(15) 「三菱ＰＷＲの新核設計手法と信頼性」
MAPI－1087　改 6
三菱重工業、平成 16 年

2．運転時の異常な過渡変化の解析

2.1　序

本原子炉施設において発生する可能性のある運転時の異常な過渡変化に対して、その発生原因と防止対策及び拡大防止対策を説明し、その経過の解析と結果の評価を行い、本原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

2.2　炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化

2.2.1　原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

2.2.1.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の起動時に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により、制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きが生じると、中性子束は急激に上昇するが、負のドプラ係数による反応度帰還効果によって抑えられる。この自己制御性は、原子炉保護設備が作動するまでの初期において、出力上昇を抑制するので重要な役割を果たす。さらに、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。

この事象については、燃料エンタルピに関して以下の判断基準を用いる。なお、ここではウラン燃料ペレットの単位重量当たりのエンタルピ半径方向平均をkJ／kg･UO_2 の単位で表す。

a．燃料エンタルピの最大値は、燃料の許容設計限界712kJ／kg･UO_2（「ＲＩＥ評価指針」に示す170cal／g･UO_2に相当。）を超え　ないこと。

b．ピーク出力部燃料エンタルピの増分は、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」（以下「ＲＩＥ報告書」という。）に示された以下のペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損しきい値のめやす（以下「ＰＣＭＩ破損しきい値のめやす」という。）を超えないこと。

ペレット燃焼度　25,000MWd／t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　460kJ／kg･UO_2

（「ＲＩＥ報告書」に示す110cal／g･UO_2に相当。）

ペレット燃焼度　25,000MWd／t以上40,000MWd／t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　356kJ／kg･UO_2

（「ＲＩＥ報告書」に示す85cal／g･UO_2に相当。）

ペレット燃焼度　40,000MWd／t以上65,000MWd／t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　209kJ／kg･UO_2

（「ＲＩＥ報告書」に示す50cal／g･UO_2に相当。）

ペレット燃焼度　65,000MWd／t以上75,000MWd／t程度まで

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　167kJ／kg･UO_2

（「ＲＩＥ報告書」に示す40cal／g･UO_2に相当。）

(2)　防止対策

制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないよう制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動される。また、駆動の最大速度を約114cm／minに制限している。

(3)　拡大防止対策

ａ．「中間領域中性子束高」信号又は「出力領域中性子束高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止インターロック」により制御棒クラスタの引き抜きを自動的に阻止し、過渡変化の進行を未然に防止する。

ｂ．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　中性子源領域中性子束高

(b)　中間領域中性子束高

(c)　出力領域中性子束高（低設定）

(d)　出力領域中性子束高（高設定）

(e)　出力領域中性子束変化率高

2.2.1.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

炉心動特性解析コードＣＨＩＣＫＩＮ－Ｍにより中性子束の過渡応答を求め、さらに、この結果を用いて、燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮによって、熱点の燃料エンタルピ等の過渡変化を計算する。

また、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－Ⅲにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮してプラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより原子炉圧力を求める。

(2)　解析条件

a．原子炉出力の初期値は定格値の 10^{-13} とする。

b．初期温度条件は高温零出力状態の温度として、286.1℃とする。高温では、燃料ペレットから１次冷却材への熱伝達がよく、燃料ペレット熱容量が大きく、また、ドプラ係数の絶対値が小さいことから、ドプラ効果は小さくなるため、より低い温度条件より厳しい。また、初期の実効増倍率は 1.0 とする。これらは原子炉出力上昇を最も急峻にする。

c．反応度添加率は、最大反応度価値を有する２つの制御棒クラスタバンクが、最大速度（約 114 ㎝／min）で炉心から同時に引き抜かれると想定した場合の最大値を上回る値として、8.6×

10^{-4}（△Ｋ／Ｋ）／ｓとする。

ｄ．実効遅発中性子割合（βeff）は 0.75％を使用する。

ｅ．ドプラ係数は、燃料実効温度の関数として考慮する。

過渡変化の発生初期に起こる原子炉出力の上昇の最大値は、ドプラ係数に強く依存するので、安全側に絶対値が小さめの値とする。

ｆ．減速材温度係数は、高温停止状態から出力運転状態までの最大の値を包絡する値として 8.0×10^{-5}（△Ｋ／Ｋ）／℃とする。

燃料から１次冷却材への熱伝達は原子炉出力の変化に比較して時間遅れが大きいため、原子炉出力の初期変化に対する減速材温度係数の寄与は小さい。しかし、中性子束ピークの現れた後の出力の下降は、減速材温度係数に依存するので、この場合が最も厳しくなる。

ｇ．発電用原子炉は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号で自動停止するものとする。

ｈ．原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合、定格値に負の定常誤差を考慮した値、圧力解析の場合、定格値に正の定常誤差を考慮した値とする。

(3)　解析結果

中性子束、燃料エンタルピ及び原子炉圧力の変化を第 2.2.1.1 図に示す。中性子束は、過渡変化発生の約 9.5 秒後に「出力領域中性子束高（低設定）」信号のトリップ限界値まで増大し、さらに、定格出力値の約 4.6 倍まで上昇するが、ドプラ反応度帰還効果によって急速に抑えられ、約 10 秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより低下する。

燃料エンタルピ及びピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値は、それぞれ約 343kJ／kg・UO_2 及び約 81 kJ／kg・UO_2 である。

また、原子炉圧力の最大値は約 17.3MPa[gage]である。

なお、ピーク出力部燃料エンタルピの最大値は、約 158 kJ／kg・UO_2 であり、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の破裂は生じない。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.2.1.3　結　　論

この過渡変化において、十分厳しい結果を与える仮定をした解析においても、燃料エンタルピは燃料の許容設計限界である712kJ／kg･UO_2(「ＲＩＥ評価指針」に示す170cal／g･UO_2に相当。)を十分下回り、ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値はペレット燃焼度65,000MWd／t以上75,000MWd／t程度までのＰＣＭＩ破損しきい値のめやすである167kJ／kg･UO_2(「ＲＩＥ報告書」に示す40cal／g･UO_2に相当。) を下回っており、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.2.2　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

2.2.2.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、制御棒駆動系の故障、誤操作等により制御棒クラスタが連続的に引き抜かれ、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

制御棒クラスタの異常な連続的引き抜きに伴って、原子炉出力が上昇し、１次冷却材温度が上昇して、ＤＮＢＲが低下するが、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、ＤＮＢＲが許容限界値を下回る前に、この過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

制御棒クラスタの引き抜きにより過度の反応度添加率で反応度が添加されることがないよう制御棒クラスタはバンク構成とし、バンク単位で挿入、引き抜きを行い、各バンクごとに所定の順序で駆動される。また、駆動の最大速度を約 114 ㎝／min に制限している。

(3)　拡大防止対策

ａ．「出力領域中性子束高」信号、「過大温度△Ｔ高」信号又は「過大出力△Ｔ高」信号による「制御棒クラスタ引抜阻止インターロック」により、制御棒クラスタの引き抜きを手動又は自動のいずれの場合にも自動的に阻止し、過渡変化の進行を未然に防止する。

ｂ．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　出力領域中性子束高

(b)　過大出力△Ｔ高

(c)　過大温度△Ｔ高

(d)　原子炉圧力高

(e)　加圧器水位高

(f)　出力領域中性子束変化率高

2.2.2.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度及びＤＮＢＲの過渡応答を求め、これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮにより燃料温度を求める。

(2)　解析条件

ａ．ＤＮＢＲの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

ｂ．減速材密度係数は出力運転時の最小値である０（△Ｋ／Ｋ）／（ｇ／cm^3）とし、ドプラ出力係数は第1.2.2図の下限の値とする。

ｃ．制御棒クラスタ引き抜きによる最大の反応度添加率としては、最大反応度価値を有する２つの制御棒クラスタバンクが、最大速度で同時に引き抜かれる場合を想定した最大反応度添加率を上回る値として、8.6×10^{-4}（△Ｋ／Ｋ）／ｓとする。

ｄ．発電用原子炉は、「出力領域中性子束高（高設定）」又は「過大温度△Ｔ高」のトリップ限界値に達すると、自動停止するものとする。

ｅ．燃料中心温度の評価では、初期原子炉出力は最大出力（102％）とし、最も厳しい解析結果をもたらす燃焼度を仮定する。

(3) 解析結果

制御棒クラスタの引抜速度が速い場合として最大の反応度添加率である 8.6×10^{-4}（△Ｋ／Ｋ）／ｓとした場合の原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度及び最小ＤＮＢＲの変化を第2.2.2.1図に示す。この場合、原子炉出力が急速に増加し、過渡変化発生の約1.3秒後に「出力領域中性子束高」信号の原子炉トリップ限界値に達し、約1.8秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力のピーク値は定格値の約127％である。この自動停止は非常に早い時期に行われるので、原子炉圧力や１次冷却材平均温度の変化は小さく、原子炉圧力の上昇は約0.5MPa、最小ＤＮＢＲは約1.97となる。また、燃料中心温度の変化を第2.2.2.2図に示すが、その最高値は約2,150℃である。

制御棒クラスタ引抜速度が遅い場合として最小のＤＮＢＲを与える2.8×10^{-5}(△Ｋ／Ｋ)／ｓとした場合の原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度及び最小ＤＮＢＲの変化を第2.2.2.3図に示す。この場合、過渡変化は反応度添加率が小さいため長くなるが、過渡変化発生の約41秒後に「過大温度△Ｔ高」信号のトリップ限界値に達し、約47秒後に制御棒クラスタは落下を開始する。原子炉出力のピーク値は定格値の約118％である。原子炉圧力及び１次冷却材平均温度の上昇は、制御棒クラスタの速い引き抜きの場合より大きいが、原子炉圧力の上昇は約0.7MPa、１次冷却材平均温度のピーク値は約310℃にとどまり、過渡期間中の最小ＤＮＢＲも約1.75である。

また、燃料中心温度については、最高値を与える 3.2×10^{-5}（△Ｋ／Ｋ）／ｓとした場合の変化を第2.2.2.4図に示すが、その最

高値は約 2,330℃である。

反応度添加率と最小ＤＮＢＲの関係は、第 2.2.2.5 図に示すとおりで反応度添加率の全範囲にわたる最小ＤＮＢＲは、約 1.75 である。

反応度添加率と燃料中心温度の関係は、第 2.2.2.6 図に示すとおりで反応度添加率の全範囲にわたる燃料中心温度の最高値は約 2,330℃である。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.2.2.3　結　　論

出力運転中の制御棒の異常な引き抜きにおいて、あらゆる反応度添加率に対して、発電用原子炉は十分早く自動停止し、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心最高温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.2.3　制御棒の落下及び不整合

2.2.3.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に制御棒駆動系の故障等により、炉心に挿入されている制御棒の配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する以下の制御棒の落下と不整合の事象を想定する。

制御棒の落下は、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が全引抜位置から全挿入位置に落下する事象として考える。

もし、防止対策が何らとられないとすると、減少した原子炉出力を補償するために他の制御棒クラスタが引き抜かれ、過渡変化の生じる前の出力に復帰する。この状態では炉心出力分布がひずんでおり熱水路係数が大きいため、発電用原子炉の安全性の余裕の減少となるので、その過渡変化が過大になる前に、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

制御棒の不整合は、炉心に挿入される制御棒クラスタバンクが挿入限界位置にあり、かつ、そのうちの１本の制御棒クラスタが全引抜位置にある不整合な状態として考える。

この場合、不ぞろいに駆動された制御棒クラスタ付近の原子炉出力は局部的に変化し、炉心出力分布は通常運転状態より悪化する。もし、防止対策が何らとられないとすると、熱水路係数を大きくさせ、発電用原子炉の安全余裕を減少させる。

したがって、この過渡変化が過大となる前に検出され、修正されて、発電用原子炉の安全が確保されるよう防止対策がとられる

ようになっている。

(2) 防止対策

各制御棒クラスタは、バンクごとに所定の順序で駆動され、通常、プラント炉心寿命中、それぞれの出力に対して定められた運転範囲内にあり、この範囲外の異常な制御棒クラスタパターン及び異常な位置で運転されることはない。

(3) 拡大防止対策

a．各制御棒クラスタの位置を指示する位置指示計装を中央制御室に設ける。

b．出力分布の非対称性は、炉外核計装又は炉内計装によって検出できる。

c．運転員は、「制御棒位置偏差大」警報によって、同一バンクに生じた不整動作を検知できる。

d．さらに、運転員は、各々の制御棒クラスタの位置指示計の下限信号による「制御棒落下」警報によって、制御棒クラスタの落下を知ることができる。

e．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a) 出力領域中性子束変化率高

(b) 中間領域中性子束高

(c) 出力領域中性子束高

(d) 原子炉圧力低

2.2.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、制御棒クラ

スタ落下による原子炉出力、熱流束、原子炉圧力、１次冷却材平均温度及びＤＮＢＲの過渡応答を求める。制御棒クラスタの不整合については、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－Ⅲによりの影響を解析する。

(2)　解析条件

ａ．初期原子炉出力は定格出力とする。

ｂ．減速材密度係数は、出力運転時の最小値である 0(△Ｋ／Ｋ)／（ｇ／cm^3）とし、ドプラ出力係数は第 1.2.2 図の下限の値とする。

ｃ．添加反応度は、定格出力運転中、引抜上端より制御棒クラスタ１本が落下した場合の最大値を上回る値として、-2.5×10^{-3} △Ｋ／Ｋをとり、瞬時に加わるものとする。

ｄ．制御用制御棒クラスタは、自動制御運転である場合と手動制御運転である場合の両方について解析する。

自動制御運転の場合は、制御棒クラスタ落下により、原子炉出力、１次冷却材平均温度及び原子炉圧力は減少するが、制御棒制御系の動作により、原子炉出力と１次冷却材平均温度は、初期運転状態に復帰するものとする。

ｅ．制御棒クラスタ落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数（$F^{N}_{\Delta H}$）として、1.84 を使用する。

ｆ．制御棒クラスタ不整合は、最も厳しい状態として、制御棒クラスタバンクＤが挿入限界に位置し、うち１本の制御棒クラスタが全引抜位置にあるものとする。

(3)　解析結果

定格運転中、最大反応度価値を有する制御棒クラスタ１本が落下した場合を上回る反応度が添加されたときの原子炉出力、熱流束、１次冷却材平均温度、原子炉圧力及び最小ＤＮＢＲの変化を第 2.2.3.1 図及び第 2.2.3.2 図に示す。

制御棒クラスタは瞬時に落下し終わるとしているので、原子炉出力及び熱流束は過渡変化の発生直後急減し、一時的に原子炉圧力及び１次冷却材平均温度も減少するが、その後自動制御運転の場合は、制御棒制御系の働きにより回復する。

この過渡変化中に最小ＤＮＢＲは熱流束の減少とともに上昇し、熱流束が復帰するにつれ減少する。ＤＮＢＲは、熱水路係数として制御棒クラスタ落下後の値を用い、かつ過渡変化中一定として計算しているが、この場合でも最小ＤＮＢＲは約 1.86 である。原子炉出力の最大値は約 105％であるので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の上昇は約 0.2MPa である。

制御棒制御系が手動制御運転である場合には、原子炉圧力が低下し続け、過渡変化発生の約 82 秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約 84 秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより、発電用原子炉は自動停止する。最小ＤＮＢＲはこの過渡変化時に初期値以下に低下することはない。

また、制御棒クラスタ不整合の場合においては、最小ＤＮＢＲは約 1.97 である。この場合、原子炉出力の変化はないので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の変化もない。

自動又は手動による原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状

態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.2.3.3　結　　論

上記の結果のように、最も厳しい定格出力運転状態において制御棒クラスタの落下が起こり、原子炉出力が制御棒制御系の働きで定格出力へ復帰した場合でも、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

また、制御棒クラスタの不整合が生じた場合でも、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の変化はないので、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.2.4　原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

2.2.4.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の起動時あるいは出力運転中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により１次冷却材中に純水が注入され、１次冷却材中のほう素濃度が低下して反応度が添加される事象を想定する。

プラント起動時のように発電用原子炉が停止状態にある場合は、この反応度添加により、停止余裕が減少し臨界に至るおそれがある。出力運転時で、制御棒クラスタを自動制御している場合は、添加反応度を補償するように制御棒クラスタが挿入限界を超えて挿入されるため、必要な停止余裕を失うおそれがある。

また、制御棒クラスタの手動制御時には「2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様、原子炉出力が増加し、熱流束の増加及び１次冷却材温度の上昇によって、ＤＮＢＲの許容限界値に対する余裕が減少する。

しかし、このような過渡変化は、異常事態の発生から保護動作が必要となるまでの間には十分な時間的余裕があり、運転員の操作又は原子炉自動停止により安全に終止できる。

(2)　防止対策

ａ．ほう素の希釈は、ある一定量の純水を１次冷却系に注入することによって行われ、純水が設定量だけ注入され終わると、純水注入ラインの弁を自動的に閉止するので、設定値を超えるほう素の希釈は起こらない。

ｂ．希釈を行う場合、運転員に対して、自動補給モードから希釈

モードへの切換えと起動スイッチの操作という２段の手順が必要であるようにし、どちらかの手順を怠ると希釈できないようにして、運転員の不注意な希釈の可能性を小さくするように設計している。

c．化学体積制御設備は、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報又は「制御棒クラスタ挿入限界」警報によって、運転員が異常を検知し、十分修正動作がとれるよう、その最大ほう素希釈率を限定している。

(3)　拡大防止対策

a．化学体積制御設備の故障によって、ほう酸水あるいは純水の流量が設定流量から外れた場合は、運転員に流量偏差大の警報で注意を喚起するとともに、体積制御タンク入口及び充てん／高圧注入ポンプ入口の補給水制御弁を自動的に閉じ、１次冷却系への補給を停止する。

b．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　中性子束高

(b)　過大温度△Ｔ高

2.2.4.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

１次冷却材と希釈水は完全混合するものとし、ほう素の平衡式及び質量の平衡式を用いて計算する。

(2)　解析条件

a．プラント起動時の異常な希釈

(a)　１次冷却材の体積は、解析結果が厳しくなるような値とし

て、加圧器等を除いた１次冷却系の有効体積（215m^3）を用いる。

(b)　１次冷却系への純水補給最大流量は、１次系補給水ポンプ２台運転時の全容量（81.8m^3／h）とする。

(c)　１次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水（ほう素濃度 2,700ppm）で満たされているものとする。

(d)　「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、設定値に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上とする。

ｂ．出力運転時の異常な希釈

(a)　１次冷却材の体積は、プラント起動時と同様の有効体積を用いる。

(b)　１次冷却系への純水補給最大流量は、充てん／高圧注入ポンプ３台運転時の全容量（37.5m^3／h）とする。

(c)　初期ほう素濃度は、大きめの反応度添加率を与えるよう、出力運転時に予想される最高濃度を上回る値として 2,000ppm とする。

(d)　反応度停止余裕は 0.018△Ｋ／Ｋとする。

(3)　解析結果

ａ．プラント起動時の異常な希釈

この場合には、１次冷却材の初期ほう素濃度と臨界に達するほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、希釈が始まってから「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発せられるまでに約 52 分を要し、臨界に至るまでにさらに約 12 分を要する。したがって、運転員が異常な状態を検知し、原因

を取り除く手段をとるのに希釈停止操作時間を考慮しても十分な時間がある。

異常の原因を除去した後、発電用原子炉はほう素の濃縮及び通常の運転操作により冷態停止状態に移行することができる。

b．出力運転時の異常な希釈

発電用原子炉が自動制御出力運転にある場合は、希釈に伴う反応度添加を補償するよう、制御棒クラスタを炉心内に自動挿入する。制御棒クラスタが挿入限界に達した後、さらに希釈が続けられて、停止余裕を失うに至るまでに約23分を要するため、希釈停止操作時間を考慮しても「制御棒クラスタ挿入限界」警報により、運転員が異常な状態を検知し、原因を取り除き、あらかじめ決められた手順でほう素の再濃縮を行うのに十分な時間がある。

発電用原子炉が手動制御出力運転にあり、かつ運転員が異常な状態に対し何らの措置もとらない場合には、原子炉出力及び1次冷却材温度が上昇し、「過大温度△T高」信号により発電用原子炉は自動停止する。この過渡変化は「2.2.2 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」と同様で、反応度添加率（約 1.4×10^{-5}（△K／K）／s）はこの解析で使用した範囲に含まれている。したがって、最小DNBRは許容限界値を下回らず、燃料中心温度は溶融点未満であり、原子炉圧力の上昇もわずかである。

異常の原因を除去し手動又は自動による原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.2.4.3　結　　論

プラント起動時にほう素を誤って希釈した場合、発電用原子炉が臨界になるまでに、運転員が警報により異常な状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間がある。また、出力運転時に制御棒クラスタを自動制御している場合も、ほう素の希釈に伴い、制御棒クラスタを自動的に挿入し、必要な停止余裕が失われるまでに、運転員が「制御棒クラスタ挿入限界」警報により異常な状態を検知し、これを終結させるのに十分な時間がある。制御棒クラスタを手動制御している場合には自動挿入されないため、原子炉出力が上昇するが、発電用原子炉は「過大温度△Ｔ高」信号により自動停止し、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3　炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化

2.3.1　原子炉冷却材流量の部分喪失

2.3.1.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に１次冷却材を駆動する１次冷却材ポンプの故障等により、炉心の冷却材流量が減少する事象を想定する。具体的には、１台の１次冷却材ポンプの駆動電源が喪失するものと考える。

この場合、炉心損傷の心配のない低出力時以外は、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

１次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で２台以上のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し、原子炉運転中、この母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源がしゃ断された場合にも直ちに外部の 500kV 又は 220kV 送電線より給電される構成とする。

(3)　拡大防止対策

ａ．１次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも１次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。

ｂ．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　１次冷却材流量低

(b)　１次冷却材ポンプしゃ断器開

2.3.1.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

１次冷却材流量過渡特性解析コードＰＨＯＥＮＩＸにより１次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出力及び原子炉圧力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮにより、燃料被覆管表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－ⅢによりＤＮＢＲへの影響を解析する。

(2)　解析条件

ａ．初期原子炉出力は定格出力とする。

ｂ．減速材密度係数は、出力運転時の最小値である０（△Ｋ／Ｋ）／(g／cm^3)とし、ドプラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。この組合せは、１次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

ｃ．発電用原子炉の自動停止は、「１次冷却材流量低」信号によるものとする。

ｄ．１次冷却材流量コーストダウン曲線の計算に使用する１次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの3,110kg・m^2を使用する。

ｅ．制御棒制御系は手動制御されているものとする。

自動制御運転の場合は、１次冷却材平均温度の上昇に伴って、制御棒制御系は制御棒を挿入する方向に作用するが、その作動は無視する。

(3) 解析結果

１次冷却材ポンプ１台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、最小ＤＮＢＲ及び原子炉圧力の変化を第2.3.1.1図に示す。１次冷却材流量の低下により、過渡変化発生の約1.4秒後に「１次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に到達し、約2.4秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉出力は低下する。最小ＤＮＢＲは過渡変化発生の約3.2秒後に約2.21となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.4MPaである。

原子炉出力は上昇することはないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.3.1.3 結　　論

出力運転中に１次冷却材ポンプが１台停止した場合、残りの２台の１次冷却材ポンプは運転しており、さらに、停止した１次冷却材ポンプの慣性と１次冷却材の慣性があるために、１次冷却材流量が急速に減少することはなく、炉心の熱除去能力が急激に低下するようなことはない。その結果、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.2　原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

2.3.2.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

１次冷却材ポンプ２台で部分負荷運転を行っている場合、停止ループは原子炉容器出入口間の圧力差により１次冷却材が逆流しているので、停止ループの低温側配管冷却材温度は運転ループの低温側配管冷却材温度と等しいが、蒸気発生器における熱伝達による温度降下のため、高温側配管冷却材温度は、低温側配管冷却材温度より低くなっている。

この過渡変化は、１次冷却材ポンプ１台が停止しており、発電用原子炉が部分負荷で運転中にポンプ制御系の故障、誤操作等により停止中のポンプが起動され、停止ループ中の比較的低温の冷却材が炉心に注入されて反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

この場合、過渡変化が過大となる場合はその前に原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

ａ．停止ループの１次冷却材ポンプを起動するときは、１次冷却材温度が炉心に異常な反応度変化を伴わない値であるように原子炉出力を下げた後、停止ループの１次冷却材ポンプを起動する操作を行うよう厳格な運転管理を行う。

ｂ．１次冷却材ポンプの制御装置は別々に設け、単一の故障又は誤操作で複数のポンプが起動することがない設計としている。

ｃ．高出力時（パーミッシブ信号（Ｐ－８）の設定値（40％）以

上）では、１次冷却材ポンプは全台運転するため、原子炉冷却材系の停止ループの誤起動は起こらない。

(3)　拡大防止対策

ａ．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　中性子束高

ｂ．１次冷却材ポンプが１台停止状態で出力がパーミッシブ信号（Ｐ－８）設定値を超えると原子炉トリップのブロックが解除され「１次冷却材流量低」信号で発電用原子炉は自動停止する。

2.3.2.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出力、原子炉圧力、炉心冷却材平均温度及び熱流束の過渡応答を求める。

(2)　解析条件

ａ．初期原子炉出力は１ループ停止運転時の最大運転出力である40％とする。また、１次冷却材平均温度の初期値は 40％出力運転時の値とし、原子炉圧力の初期値は定格値とする。

ｂ．停止している１次冷却材ポンプの起動に伴い、停止ループ中の流量は 10 秒で定格流量に達するものとする。

ｃ．減速材密度係数は、最大値である 0.43（△Ｋ／Ｋ）／（g／cm^3）とする。

この過渡変化においては、１次冷却材の温度低下による反応度添加を最大にするので、この値が最も厳しい。

ｄ．ドプラ出力係数は、第 1.2.2 図の下限の値とする。

燃料温度の上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さく

なるので、この値が最も厳しい。

e．制御棒制御系は手動制御されているものとする。

(3) 解析結果

解析結果を、第2.3.2.1図に示す。熱流束の最大値は定格値の約81%であり、1次冷却材の炉心平均温度は、定格出力時より低い値にしかならない。したがって、最小ＤＮＢＲの許容限界値に対する余裕は定格出力時より大きい。また、燃料中心温度は十分溶融点未満である。原子炉圧力の上昇は約0.8MPaである。

手動による原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.3.2.3 結　　論

部分出力運転時に1次冷却系の停止しているループの1次冷却材ポンプを起動した場合でも、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.3　外部電源喪失

2.3.3.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に送電系統又は所内主発電設備の故障等により外部電源が喪失する事象を想定する。

具体的には外部電源の喪失により所内補機用交流電源が喪失し、1次冷却材ポンプ、復水ポンプ及び主給水ポンプ等が自動停止し、1次冷却材流量や主給水流量の喪失が起こる事象として考える。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止する。また、補助給水設備、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により、原子炉自動停止後の発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

a．1号炉及び2号炉は 500kV 送電線2回線で送電系統に接続する。送電系統の実績からみて、この2回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。

b．500kV 送電線2回線が停電した場合には発電用原子炉を安全に停止するために必要な非常用所内電力は 220kV 送電線から受電し、外部電源がすべて同時に失われる可能性を小さくする。

c．所内母線は各々独立した複数の母線で構成し、所内補機は各母線に分割して接続する。したがって、単一の母線の故障があっても全所内補機の電源が失われることはない。

d．多重化された直流負荷に給電する 125V 直流電源は各々独立し

た２系統から成り、それらは個々に蓄電池と充電装置を有し、２系統の直流電源が失われることのないようにする。

e．計測制御用機器などは 115V 交流母線から供給する。この母線は独立する２つの 125V 直流電源及び 460V 非常用電源からインバータを通じて供給され、この 115V 交流母線の電圧が失われることがないようにする。

(3)　拡大防止対策

a．外部電源喪失時に必要な補機を作動させるために必要な容量を有するディーゼル発電機２台を設ける。

このディーゼル発電機は、それが接続される非常用高圧母線の電圧低下で自動起動させる。

b．何らかの理由で制御棒クラスタ駆動装置への電源が失われれば、制御棒クラスタは炉心内に重力により落下し、発電用原子炉は自動停止する。

2.3.3.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

この過渡変化においては、定格出力運転中、所内常用電源の全部が喪失した場合が最も厳しい。この場合、過渡変化の初期は１次冷却材ポンプが３台とも自動停止するので「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」と同様である。１次冷却材流量が低下した後は、「2.3.4 主給水流量喪失」で解析した過渡状態と同様であり、自然循環により発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去は十分になされる。したがって、本事象は、「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」及び「2.3.4 主給水流量喪失」の解析で包含される。

(2)　解析条件

「2.3.4 主給水流量喪失」及び「3.2.2 原子炉冷却材流量の喪失」解析と同様である。

(3) 解析結果

最小ＤＮＢＲは約2.01である。原子炉出力は上昇しないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。また、原子炉圧力の最高値は約17.4MPa[gage]にとどまる。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.3.3.3 結　　論

所内電源の確保には、万全を期しており、この一部あるいは全部が喪失することはほとんど考えられない。たとえ何らかの理由で、１次冷却材ポンプや蒸気発生器２次側給水設備の電源が喪失したとしても、「3.2.2原子炉冷却材流量の喪失」の結果及び「2.3.4 主給水流量喪失」の結果が示すように、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.4　主給水流量喪失

2.3.4.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、主給水ポンプ、復水ポンプ又は給水制御系の故障等により、すべての蒸気発生器への給水が停止し、発電用原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止する。また、補助給水ポンプが自動起動して蒸気発生器２次側に給水し、原子炉自動停止後の発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去でき、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

主給水制御系は、すべての蒸気発生器への主給水が同時に喪失する可能性を減らすため、蒸気発生器ごとに個別に設置する。

(3)　拡大防止対策

ａ．蒸気発生器１基への主給水が停止すると、その水位が低下し「蒸気発生器水位偏差大」の警報を発し、運転員の注意を喚起する。

ｂ．蒸気発生器への主給水が喪失することに備えて、電動補助給水ポンプ２台を設け、以下の信号により自動起動する。

(a)　蒸気発生器水位異常低

(b)　すべての主給水ポンプトリップ

(c)　非常用炉心冷却設備作動

電動補助給水ポンプは、外部電源が喪失した場合には、ディーゼル発電機により電源が供給され自動起動する。

c．さらに、タービン動補助給水ポンプ１台を設け、以下の信号により自動起動する。

(a)　３基のうち２基の蒸気発生器水位異常低

(b)　常用高圧母線のうちいずれか２つの電圧低

タービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器２次側の蒸気により駆動する。

d．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　蒸気発生器給水流量低

(b)　蒸気発生器水位異常低

(c)　原子炉圧力高

e．発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去は、２次側の補助給水と主蒸気逃がし弁あるいは主蒸気安全弁によって行われ、１次冷却系が過大に熱膨張及び加圧される以前に十分除熱が可能である。

2.3.4.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉圧力、蒸気発生器水位、加圧器保有水量及び１次冷却材平均温度の過渡応答を求める。

(2)　解析条件

a．初期値として原子炉出力は定常運転時の最大出力（定格値の102%)、加圧器保有水量は最大値（62%)、蒸気発生器水位は定格出力運転時設定水位とする。

b．事象発生後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原

子炉は定格出力の 102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線(1)を使用する。

c．発電用原子炉の停止と同時に外部電源喪失を仮定し、1次冷却材は、1次冷却材ポンプの停止後コーストダウンし、その後自然循環するものとする。

d．電動補助給水ポンプ1台が原子炉トリップ 60 秒後に自動起動し、3基の蒸気発生器に 80m³／h の流量で給水するものとする。タービン動補助給水ポンプによる補助給水は解析では無視する。

e．タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動せず、主蒸気安全弁のみ作動するものとする。

f．原子炉圧力の評価と加圧器水位の評価では条件が異なるため、以下の2ケースに分けて解析を実施する。

(a) 原子炉圧力の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は圧力変化が最大となるように、それぞれ最高温度及び最低圧力とし、原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁は作動しないものとする。

(b) 加圧器水位の評価では、1次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は1次冷却材の膨張が最大となるように、それぞれ最低温度及び最高圧力とし、加圧器水位の上昇効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁は作動するものとする。

(3) 解析結果

原子炉圧力を評価した場合の解析結果を第 2.3.4.1 図に示す。発電用原子炉は過渡変化発生の約 28 秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に達し、約 30 秒後に制御棒クラスタが落下

を開始することにより自動停止する。原子炉圧力は原子炉トリップ直後に最大となるが、加圧器安全弁の作動により最大約17.4MPa[gage]にとどまる。蒸気発生器水位は、主給水喪失及び原子炉トリップにより蒸気発生器内の気泡がつぶれることによって急減するが、補助給水ポンプの作動によって補われ、漸次水位は回復する。また、1次冷却材ポンプは停止するが、1次冷却材の自然循環によって十分熱除去が可能である。1次冷却材平均温度は上昇するが、やがて補助給水及び自然循環による熱除去が有効となり1次冷却材平均温度及び原子炉圧力は減少に向かう。

加圧器水位を評価した場合の加圧器保有水量の過渡変化を第2.3.4.2図に示す。発電用原子炉は過渡変化発生の約50秒後に「蒸気発生器水位異常低」信号のトリップ限界値に達し、約52秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。加圧器保有水量の最大値は約32m^3(加圧器容積の約78%)であり、加圧器は満水になることはない。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.3.4.3　結　　論

このように主給水流量喪失に対して十分な防止対策がとられており、たとえこの過渡変化が発生したとしても補助給水能力により、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.5　蒸気負荷の異常な増加

2.3.5.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁の誤開放により主蒸気流量が異常に増加し、１次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

(2)　防止対策

負荷要求の急増に対しては、原子炉制御設備は 10％のステップ状及び 5％／min のランプ状負荷変化に追随できる。また、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁１個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が２つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(3)　拡大防止対策

ａ．通常運転中は中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。

ｂ．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　中性子束高

(b)　過大出力△Ｔ高

(c)　過大温度△Ｔ高

2.3.5.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度及びＤＮＢＲの過渡応答を求める。

(2)　解析条件

ａ．初期原子炉出力は定格出力とする。

ｂ．サイクル初期であるか末期であるかで、減速材密度係数が異なり、また、負荷の増大に伴い制御棒クラスタが自動的に引き抜かれるか否かにより解析結果が異なるので以下の４ケースに分けて解析する。

ケースＡ：手動運転、サイクル初期

ケースＢ：手動運転、サイクル末期

ケースＣ：自動運転、サイクル初期

ケースＤ：自動運転、サイクル末期

ｃ．減速材密度係数はサイクル初期では０（△Ｋ／Ｋ）／（g／cm^3）とし、サイクル末期では最大値である0.43（△Ｋ／Ｋ）／（g／cm^3）とする。

ｄ．ドプラ出力係数は、第1.2.2図の下限の値とする。

燃料温度上昇による反応度増加抑制に対する寄与が小さくなるので、この値が最も厳しい。

ｅ．発電用原子炉を定格出力で運転中に、タービンバイパス弁、蒸気加減弁又は主蒸気逃がし弁のうち１個が全開になり、蒸気流量が10％急増するものとする。

(3) 解析結果

ケースＡにおいては、原子炉出力は若干上昇するが、１次冷却材平均温度が大幅に低下するため、ＤＮＢＲは初期値からわずかに減少するのみであり、最小ＤＮＢＲは約 2.31 である。

ケースＢにおいては、減速材の反応度帰還がより大きいので原子炉出力の上昇も大きいが、最小ＤＮＢＲは約 2.08 である。

ケースＣ及びケースＤの場合、原子炉出力は制御棒クラスタの引き抜きにより上昇し、１次冷却材平均温度はプログラム値に保たれるため、ＤＮＢＲに関してより厳しい結果になる。

ケースＣの解析結果を第 2.3.5.1 図に示し、ケースＤの解析結果を第 2.3.5.2 図に示す。ケースＣの最小ＤＮＢＲは約 2.05 であり、ケースＤの最小ＤＮＢＲは約 2.06 である。また、原子炉圧力の上昇は約 0.2MPa 以下である。

いずれの場合にも原子炉出力は約 110％を超えることはなく、過度な原子炉出力の上昇がないので、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

異常原因を除去し手動による原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.3.5.3 結　　論

このような厳しい解析条件のもとでの過渡変化に対しても、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.6　2次冷却系の異常な減圧

2.3.6.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の高温停止中にタービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等の2次冷却系の弁が誤開放し、1次冷却材の温度が低下して、反応度が添加される事象を想定する。

この場合、非常用炉心冷却設備の作動により、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁1個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が2つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(3)　拡大防止対策

a．通常運転中は中央制御室で、「蒸気発生器水位」、「主蒸気流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。

b．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　中性子束高

(b)　過大温度△T高

(c)　過大出力△T高

(d)　非常用炉心冷却設備作動

(e)　原子炉圧力低

c．主給水による１次冷却系の過度の冷却を防止するため、「原子炉トリップ」信号と「１次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全閉する。さらに、「非常用炉心冷却設備作動」信号により、主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。

d．炉心にほう酸水を注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動する。

(a)　原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

(b)　原子炉圧力異常低

(c)　主蒸気ライン差圧高

e．主蒸気逃がし弁の誤開の場合は元弁、タービンバイパス弁の誤開の場合は主蒸気隔離弁を閉止することにより事象を終結できる。

2.3.6.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより原子炉圧力、炉心冷却材平均温度、蒸気流量及び炉心反応度の過渡応答を求める。

(2)　解析条件

a．発電用原子炉の初期状態としては、発電用原子炉は高温停止状態にあり制御棒は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は、原子炉トリップ時に最大の反応度価値を持つ制御棒クラスタ１本が全引抜位置で固着したときの値として 0.018△Ｋ／Ｋとする。１次冷却材中のほう素濃度は設計上許容される最低濃度として 0ppm を仮定する。

b．解析はサイクル末期について行う。

サイクル末期は減速材密度係数が最大になるので、１次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。

減速材密度変化による反応度効果は、第 2.3.6.1 図に示すように密度の関数として与える。

c．１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状態に対する値として、それぞれ 286.1℃及び 15.41MPa[gage]とする。

d．タービンバイパス弁、主蒸気逃がし弁等２次冷却系の弁のうち、最大容量を持った弁が１個全開するものとする。

蒸気の放出量は、7.48MPa[gage]にて 403t／h とする。

e．炉心反応度の評価では、１台の充てん／高圧注入ポンプのみが作動し、ほう酸注入タンクからほう素濃度 20,000ppm のほう酸水を１次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、２台の充てん／高圧注入ポンプが作動するものとする。

また、ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生してから、充てん／高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び１次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

f．蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

水のキャリーオーバは、１次冷却系の冷却を減少させるので、この仮定は厳しいものである。

g．外部電源はあるものとする。

外部電源によって１次冷却材ポンプの運転が継続され、１次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定である。

(3)　解析結果

高温停止状態において１個の２次冷却系の弁から蒸気が放出された場合の炉心反応度評価の解析結果を第 2.3.6.2 図に示す。

蒸気発生器からの蒸気放出により、蒸気発生器２次側及び１次冷却系は減圧冷却される。しかし、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号による非常用炉心冷却設備作動信号の作動限界値に約 216 秒で達することにより非常用炉心冷却設備が作動し、ほう酸水が炉心に到達することにより発電用原子炉は臨界となることはなく、過渡変化は安全に終止する。また、原子炉圧力の観点では、２台の充てん／高圧注入ポンプによりほう酸水が注入され続けたとしても、加圧器安全弁の容量は、注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

この後、異常原因を除去し、２次側による冷却操作等により、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.3.6.3　結　　論

解析結果より明らかなように、この過渡変化によって、発電用原子炉は臨界とならないので、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満である。したがって、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.3.7　蒸気発生器への過剰給水

2.3.7.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に給水制御系の故障又は誤操作等により、蒸気発生器への給水が過剰となり、１次冷却材の温度が低下して反応度が添加され、原子炉出力が上昇する事象を想定する。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

主給水制御弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁１個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が２つ以上同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(3)　拡大防止対策

ａ．通常運転中は、中央制御室で「蒸気発生器水位」、「蒸気発生器給水流量」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「蒸気発生器水位偏差大」を設けており、早期に異常現象の発生が検知できる。

ｂ．蒸気発生器の水位が異常に上昇した場合には、「蒸気発生器水位高」信号により主給水制御弁を全閉する。また、同時に中央制御室に警報を発し、運転員の注意を喚起する。

ｃ．「蒸気発生器水位異常高」信号により、タービントリップを行い、すべての主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。

d．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　中性子束高

(b)　過大温度△Ｔ高

(c)　過大出力△Ｔ高

(d)　タービントリップ

2.3.7.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度、蒸気発生器水位及びＤＮＢＲの過渡応答を求める。

(2)　解析条件

a．初期原子炉出力は定格出力とする。

b．減速材密度係数は、出力運転時の最大値であるサイクル末期の 0.43(△Ｋ／Ｋ)／(g／cm^3)とし、ドプラ出力係数は第 1.2.2 図の下限の値とする。

この組合せは、反応度帰還が最大であり、出力増加は最大となる。

c．主給水制御弁が１個全開し、蒸気発生器１基に定格流量の170％で、給水されるものとする。

d．「蒸気発生器水位異常高」信号で、タービンは自動停止し、引き続き「タービントリップ」信号によって発電用原子炉は自動停止する。

また、この「蒸気発生器水位異常高」信号によって、主給水隔離弁等が全閉し、給水は停止する。

(3) 解析結果

解析結果を第2.3.7.1図に示す。蒸気発生器2次側への過剰給水によって、1次冷却材平均温度が低下し、減速材密度係数の正の反応度帰還で原子炉出力が増加するが、過渡変化発生の約56秒後に「蒸気発生器水位異常高」信号によるタービントリップが生じ、引き続き発電用原子炉は約57秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。最小ＤＮＢＲは約2.25である。また、原子炉出力は約104%にとどまるので、燃料中心温度は十分溶融点未満であり、原子炉圧力の上昇も約0.2MPaである。

主給水及び発電用原子炉の停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに2次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.3.7.3 結　　論

蒸気発生器2次側への過剰給水で、炉心に冷水が導入されることによって、原子炉出力は増大するが、サイクル末期の核的に最も厳しい状態で、過渡変化が発生しても、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。

また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

2.4　原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化

2.4.1　負荷の喪失

2.4.1.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に外部電源あるいはタービンの故障等により、タービンへの蒸気流量が急減し原子炉圧力が上昇する事象を想定する。

タービン故障等によりタービンが自動停止する場合は、低出力時（パーミッシブ信号（Ｐ－７）の設定値以下）を除き、直接原子炉トリップに至る。この場合、蒸気発生器で発生する過剰な蒸気は、タービンバイパス弁を通って復水器へ導かれ、１次冷却系の除熱、冷却は維持されるため、１次冷却材温度及び原子炉圧力はほとんど上昇せずに、この過渡変化は安全に終止できる。

定格負荷の約 50％以下の負荷喪失の場合は、蒸気加減弁及びタービンバイパス弁の作動により、プラントは自動停止することなく安全に追従できる。

定格負荷の約 50％より大きい負荷喪失の場合は、タービン及び発電用原子炉は直接自動停止することはないが、もし発電用原子炉の運転条件が乱されて、原子炉保護設備の設定値に達すれば発電用原子炉は自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。

負荷喪失後、タービンバイパス系が使用できないという事態が生じれば、主蒸気安全弁が作動して１次冷却系の除熱を確保するとともに、発電用原子炉は「原子炉圧力高」、「加圧器水位高」、「過大温度△Ｔ高」等の信号により自動停止し、この過渡変化は安全に終止できる。この場合１次冷却系の過度の圧力上昇は、加

圧器逃がし弁、加圧器安全弁等の作動により防止できる。

(2)　防止対策

１号炉及び２号炉は、500kV 送電線２回線で送電系統に接続する。送電系統の実績からみて、この２回線が同時に故障を起こす可能性は極めて小さい。

(3)　拡大防止対策

ａ．タービントリップを生じると、低出力時（パーミッシブ信号（Ｐ－７）の設定値以下）を除き、直ちに発電用原子炉も自動停止する。

ｂ．タービンが自動停止しても、タービンバイパス系の作動により、１次冷却系の冷却はなされる。復水器真空度の喪失などによりタービンバイパス系が作動しない場合は、２次冷却系の圧力が上昇し、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動する。主蒸気安全弁は、２次冷却系の過度の圧力上昇を十分抑制できる容量であり、１次冷却系の冷却を確保する。

ｃ．１次冷却材温度及び原子炉圧力が上昇した場合、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は圧力上昇の抑制効果を持つ。また、加圧器安全弁は、全負荷喪失時に加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁が作動しない場合でも、主蒸気安全弁の作動と相まって、１次冷却系の過度の圧力上昇を抑制できる逃がし容量を持つように設計する。

ｄ．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　原子炉圧力高

(b)　加圧器水位高

(c)　過大温度△Ｔ高

2.4.1.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度及びＤＮＢＲの過渡応答を求める。

(2)　解析条件

ａ．初期原子炉出力は、ＤＮＢＲの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では102％出力とする。

ｂ．減速材密度係数は、出力運転時の最小値である０（△Ｋ／Ｋ）／（g／cm^3）とし、ドプラ出力係数は、第 1.2.2 図の上限の値とする。

この組合せは、１次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果と、トリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

ｃ．１次冷却系の除熱に対し、厳しい条件として、負荷が瞬時に完全に喪失するものとする。また、この場合タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁は作動しないものとし、主蒸気安全弁が作動するものとする。

ｄ．加圧器の圧力抑制効果については、以下の２つの場合を考慮する。

(a)　加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動するものとする。この場合の減圧効果はＤＮＢＲ低下の点で厳しくなる。

(b)　加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は作動しないものとする。この場合、原子炉圧力上昇の点で厳しくなる。

e．制御棒制御系は手動制御されているものとする。

この場合タービン負荷に追従した制御棒クラスタの自動挿入がないので、ＤＮＢＲ低下及び原子炉圧力上昇の点からより厳しくなる。

(3) 解析結果

加圧器圧力制御系の減圧効果を考慮した場合の解析結果を第2.4.1.1図に示す。発電用原子炉は、過渡変化発生の約11秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に到達し、約13秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。最小ＤＮＢＲは約2.15である。加圧器スプレイは、過渡変化の発生後直ちに作動するが、原子炉圧力は加圧器逃がし弁が作動後さらに上昇し、加圧器安全弁が作動し、圧力上昇が抑えられる。

原子炉停止の遅れと、タービンバイパス弁及び主蒸気逃がし弁の不作動を仮定しているため、２次冷却系の圧力は主蒸気安全弁の設定圧力まで上昇し、主蒸気安全弁が作動する。この蒸気放出により１次冷却系の除熱がなされる。

加圧器圧力制御系の減圧効果を無視した場合の解析結果を第2.4.1.2図に示す。発電用原子炉は、過渡変化発生の約6秒後に「原子炉圧力高」信号のトリップ限界値に到達し、約８秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。この間の原子炉圧力は、加圧器安全弁の作動により最大約17.7MPa[gage]にとどまり、運転時の異常な過渡変化のなかで最大となる。この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.2MPa[gage]にとどまる。

また、いずれの場合にも原子炉出力は上昇しないので燃料中心

温度は十分溶融点未満である。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.4.1.3　結　　論

負荷の喪失が起こった場合でも、主蒸気安全弁、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁の作動により、１次冷却系は過圧されることはない。さらに、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁が作動しない場合でも、1次冷却系は加圧器安全弁の作動により、過度の圧力上昇を抑えることができ、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。また、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料中心温度も溶融点未満であるので、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.4.2　原子炉冷却材系の異常な減圧

2.4.2.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に、１次冷却系の圧力制御系の故障等により、原子炉圧力が低下する事象を想定する。

具体的には、加圧器圧力制御系の加圧器逃がし弁と加圧器スプレイ弁のうち原子炉圧力を最も低下させる効果をもつ加圧器逃がし弁１個が全開するものと考える。

この場合、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

加圧器逃がし弁は、誤動作による過渡変化を抑制するために、弁１個当たりの最大容量を適切な値にしており、また、制御系の単一の故障によって、これらの弁が２つ同時に全開となるようなことはないよう構成している。

(3)　拡大防止対策

ａ．通常運転中は中央制御室で、「加圧器圧力」、「加圧器水位」等の指示計器の監視を行い、また、警報として「加圧器逃がし弁出口温度高」、「加圧器圧力低」等を設けており早期に異常現象の発生が検知できる。加圧器逃がし弁からの漏えいの場合は、元弁を閉止することにより対処できる。

ｂ．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　過大温度△Ｔ高

(b)　原子炉圧力低

2.4.2.2　過渡変化の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度及びＤＮＢＲの過渡応答を求める。

(2)　解析条件

ａ．初期原子炉出力は定格出力とする。

ｂ．減速材密度係数は、0(△Ｋ／Ｋ)／(g／cm^3)とする。

原子炉圧力の下降による負の反応度帰還が最小となるので、この場合が最も厳しくなる。また、反応度帰還あるいは炉心出力分布に関してボイドの発生による効果は考慮しない。これらの仮定により、解析でのＤＮＢＲの値は実際よりも厳しくなる。

ｃ．ドプラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。

燃料温度下降時の正の反応度帰還を大きくするので、この場合が最も厳しくなる。

ｄ．１次冷却材の吹出し流量は、最も厳しい加圧器逃がし弁１個の定格容量の120％とする。

ｅ．制御棒制御系は自動制御されているものとする。

この場合、制御棒クラスタが引き抜かれ、正の反応度が添加されるので、この過渡変化に対して、より厳しい仮定となる。

ｆ．出力ピーキング係数は変化しないものとする。

実際には反応度の帰還効果により、出力分布は平たん化されるので、この仮定によるＤＮＢＲの解析は実際よりも厳しい結果を与える。

(3) 解析結果

原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度及び最小ＤＮＢＲの解析結果を第2.4.2.1図に示す。１次冷却材平均温度の低下による制御棒クラスタの引き抜きのため、正の反応度が添加され、原子炉出力は上昇するが、過渡変化発生の約58秒後に原子炉圧力低下に伴う「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、約60秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止する。最小ＤＮＢＲは、約2.02である。

原子炉停止後、発電用原子炉は高温停止状態に移行し、さらに２次側による冷却操作等により冷態停止状態に移行することができる。

2.4.2.3 結　　論

この過渡変化が生じても、最小ＤＮＢＲは許容限界値を下回らず、燃料の健全性が損なわれることはない。

2.4.3　出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

2.4.3.1　過渡変化の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　過渡変化の原因及び説明

この過渡変化は、発電用原子炉の出力運転中に非常用炉心冷却設備が誤起動する事象を想定する。具体的には、非常用炉心冷却設備のうち高圧注入系が起動し、ほう酸水が１次冷却系に注入され、原子炉出力が低下し、２次冷却系との出力の不一致によって１次冷却系が冷却される現象として考える。

非常用炉心冷却設備作動信号は通常原子炉トリップをもたらす。しかし、原子炉トリップを伴わずに非常用炉心冷却設備のみが誤作動する場合でも、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止する。

また、原子炉トリップ後も充てん／高圧注入ポンプにより１次冷却系にほう酸水が注入され、原子炉圧力が上昇するが、加圧器安全弁の容量は、注入流量を十分に上回るため過度に圧力上昇することはなく、過渡変化は安全に終止できる。

(2)　防止対策

ａ．非常用炉心冷却設備は

(a)　原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

(b)　原子炉圧力異常低

(c)　主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは１次冷却材平均温度異常低の一致

(d)　主蒸気ライン差圧高

(e)　原子炉格納容器圧力高

により自動作動するが、各信号の論理構成は多重構成としてお

り、不必要な作動を防止している。

b．運転員による手動作動に対しても、不注意な作動の可能性を小さくするように設計している。

(3) 拡大防止対策

a．「非常用炉心冷却設備作動」信号により発電用原子炉は自動停止する。

b．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a) 原子炉圧力低

2.4.3.2 過渡変化の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより原子炉出力、原子炉圧力、１次冷却材平均温度、蒸気流量及びＤＮＢＲの過渡応答を求める。

(2) 解析条件

a．初期原子炉出力は定格出力とする。

b．減速材密度係数は、0(△Ｋ／Ｋ)／(g／cm^3)とする。

c．ドプラ出力係数は、第1.2.2図の下限の値とする。

d．制御棒制御系は手動制御されているものとする。

制御棒制御系が自動制御されている場合は、１次冷却材平均温度の降下に伴って制御棒クラスタが引き抜かれ過渡変化を和らげる。

e．発電用原子炉が出力運転中に、２台の充てん／高圧注入ポンプにより、ほう素濃度20,000ppmのほう酸水が各ループの低温側配管に注入されるものとする。なお、注入水の流量は１次冷

却系の圧力とポンプの特性によって定まる値に余裕をみた値を仮定する。

ｆ．発電用原子炉の自動停止は「原子炉圧力低」信号によるものとする。

(3) 解析結果

解析結果を第2.4.3.1図に示す。ほう酸水の注入により原子炉出力は低下するが、蒸気流量は蒸気加減弁が全開となるまで減少しない。

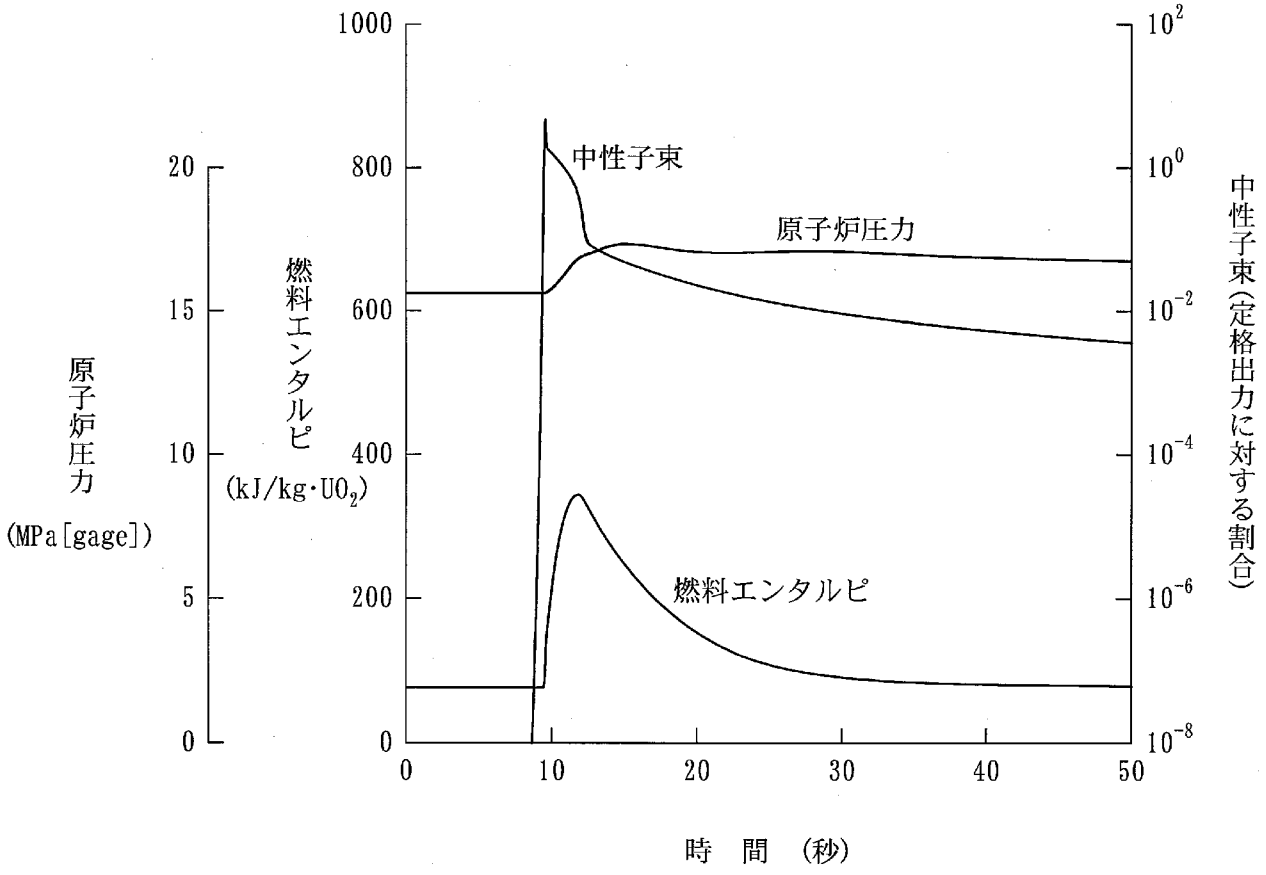
タービン負荷と原子炉出力の不一致は、１次冷却材平均温度、加圧器保有水量及び原子炉圧力を低下させる。発電用原子炉は、過渡変化発生の約29秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約31秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止する。また、最小ＤＮＢＲは初期値を下回ることはない。

原子炉トリップ後、ほう酸水が注入され続けたとしても、加圧器安全弁の容量は注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

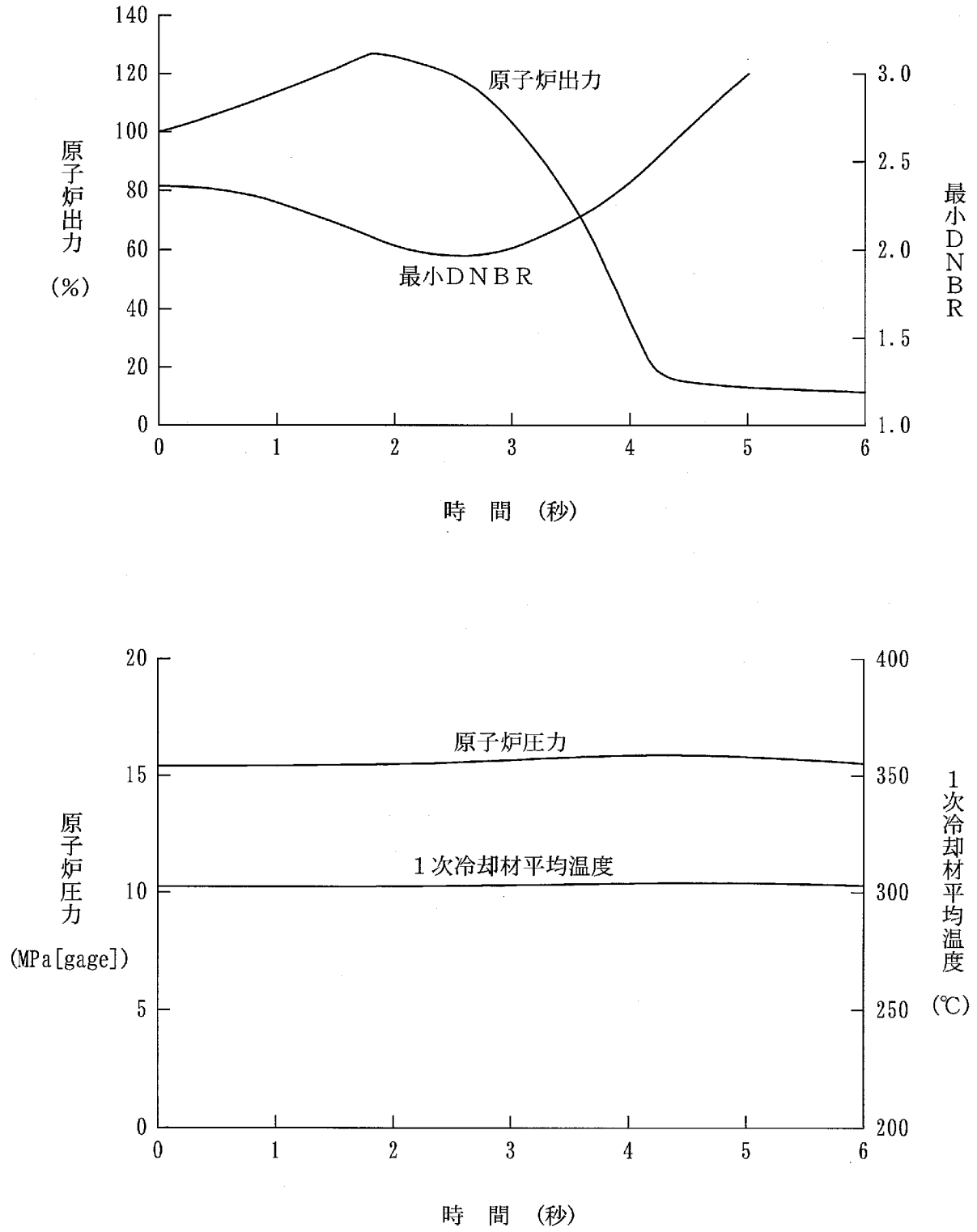
原子炉停止後、異常原因を除去し、２次側による冷却操作等により発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

2.4.3.3 結　　論

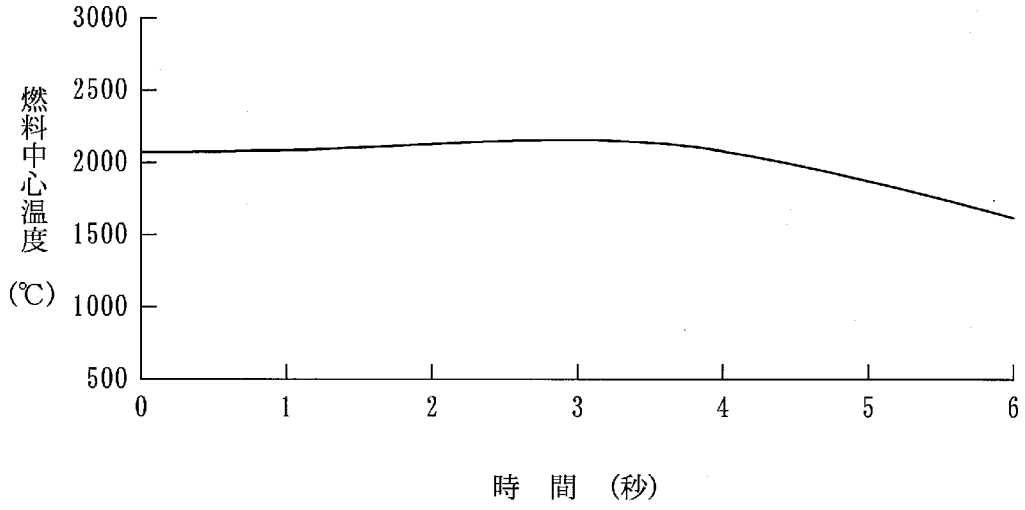
非常用炉心冷却設備の誤起動が起こり、直ちに発電用原子炉が自動停止しない場合でも、最小ＤＮＢＲは初期値を下回ることはなく、燃料の健全性が損なわれることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。



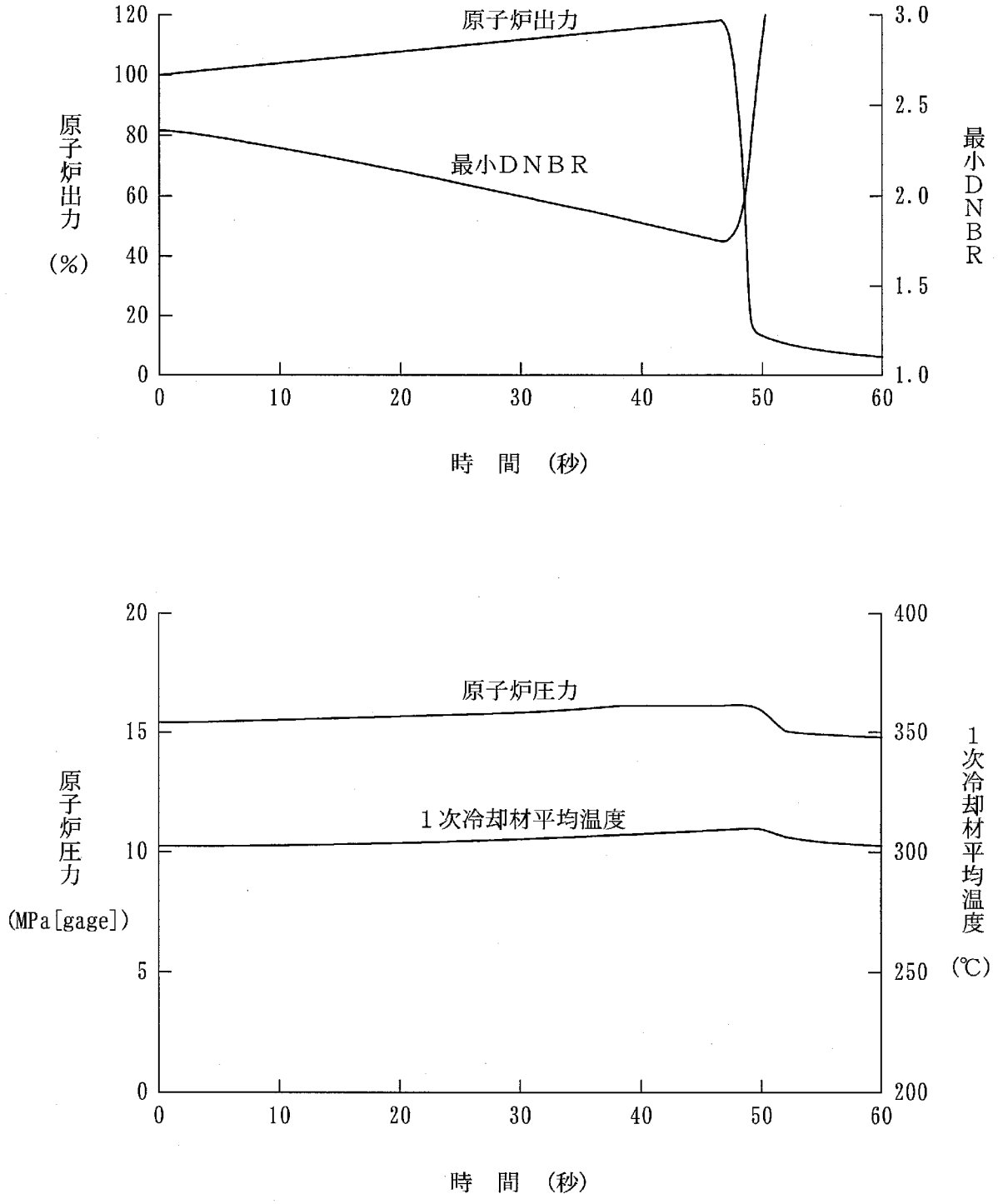
第2.2.1.1図　原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き



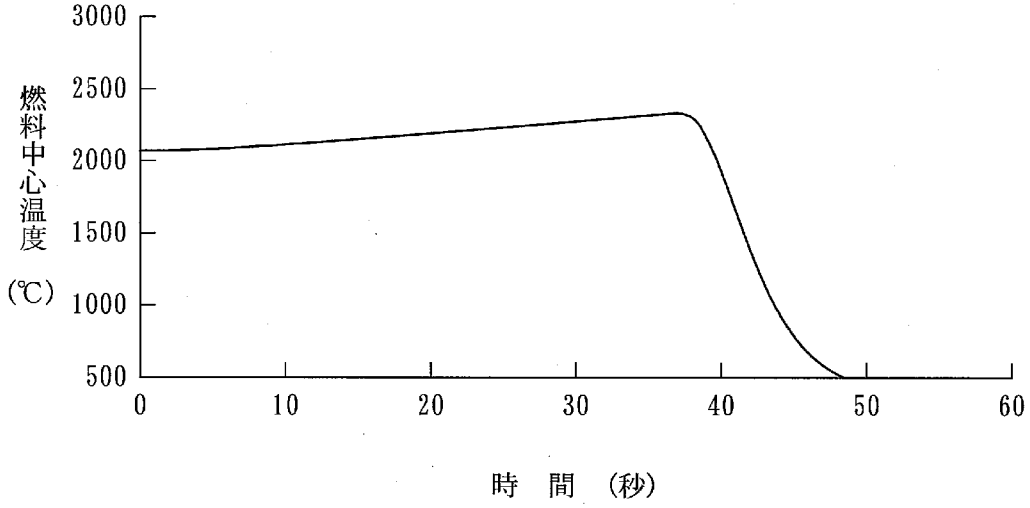
第2.2.2.1図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
－速い引き抜きの場合(1)



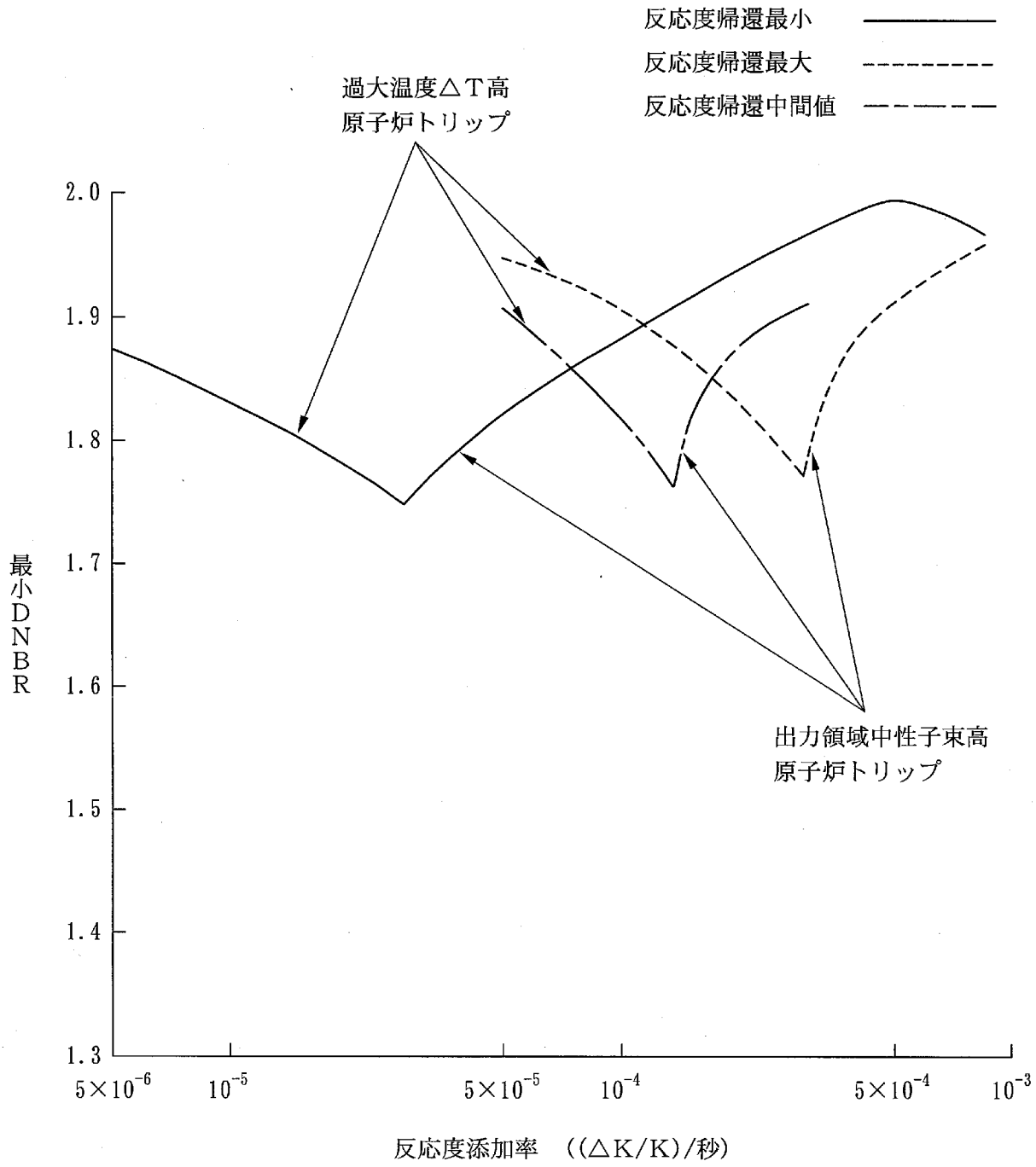
第2.2.2.2図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
－速い引き抜きの場合(2)



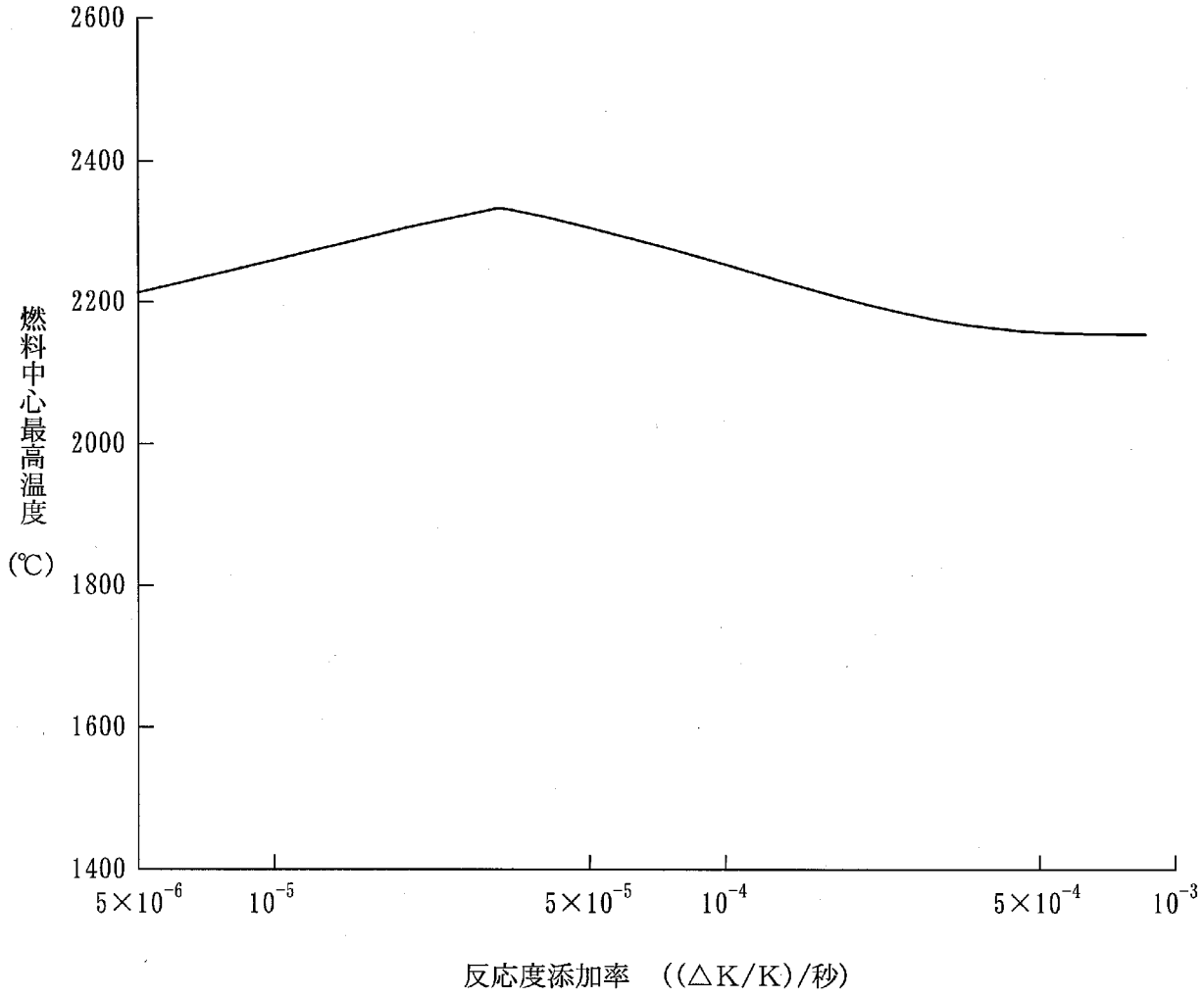
第2.2.2.3図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
－遅い引き抜きの場合(1)



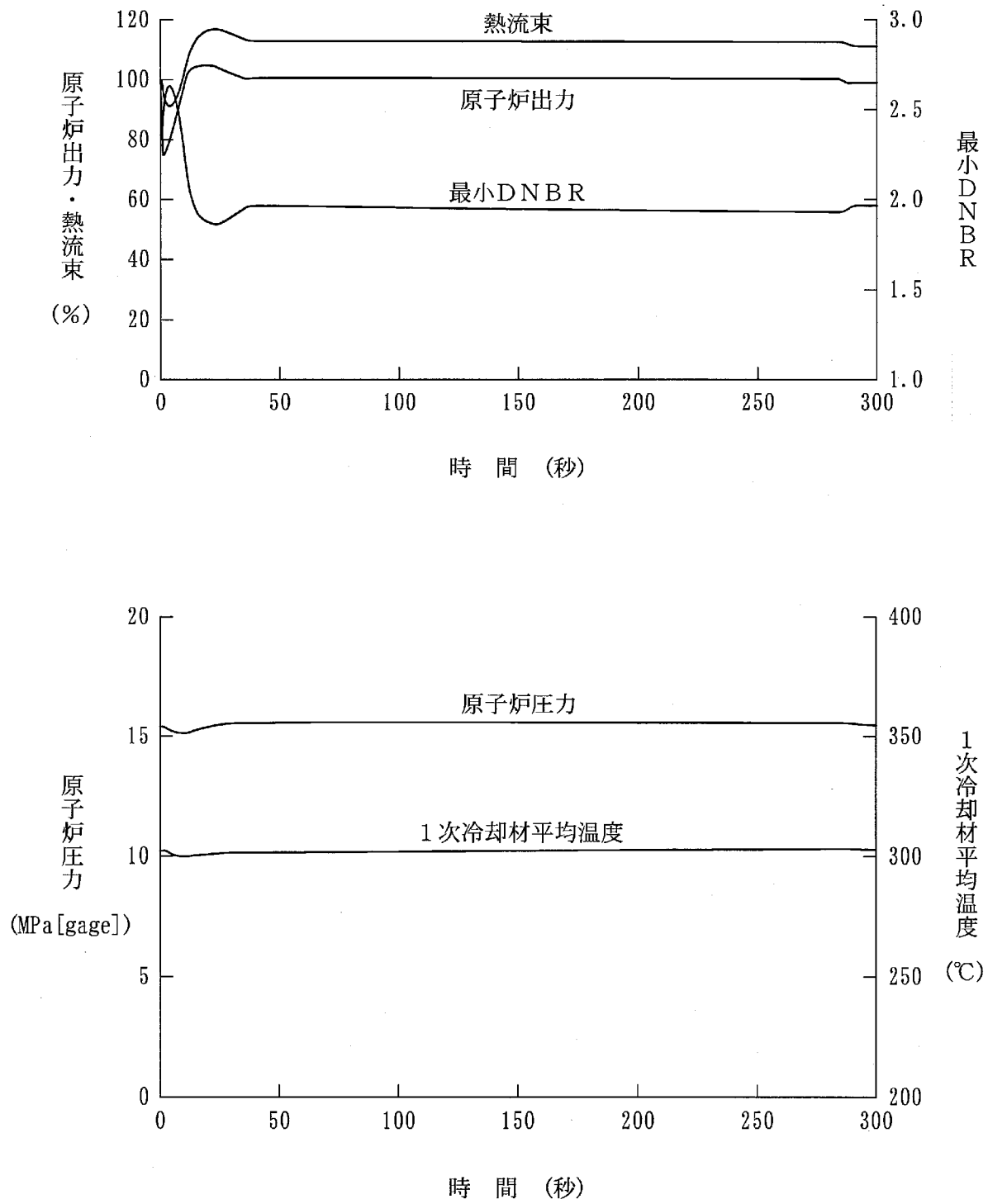
第2.2.2.4図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
－遅い引き抜きの場合(2)



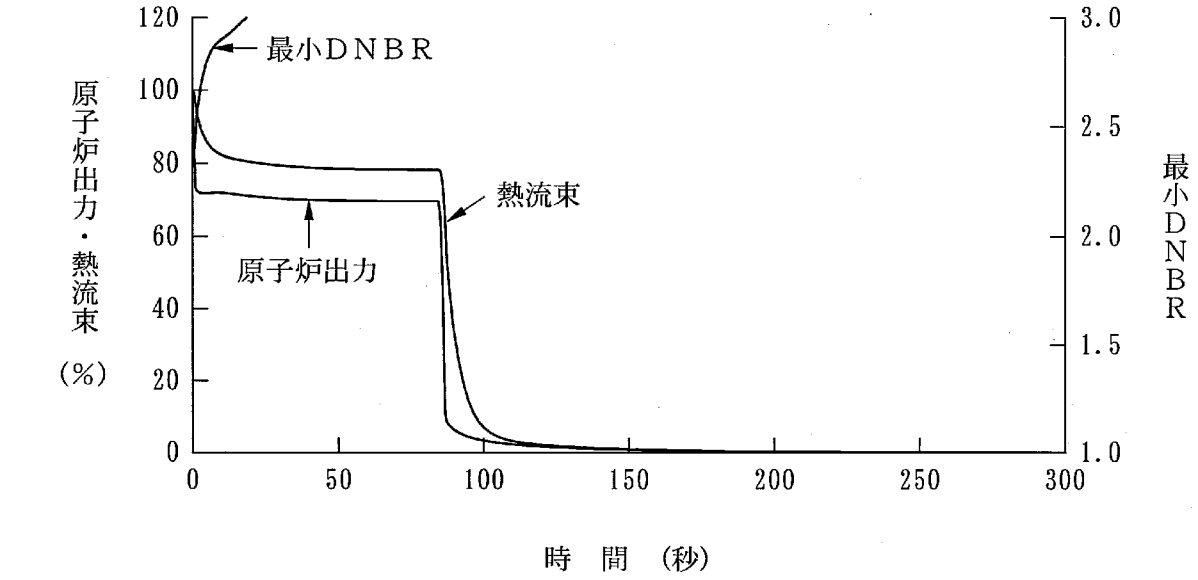
第2.2.2.5図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

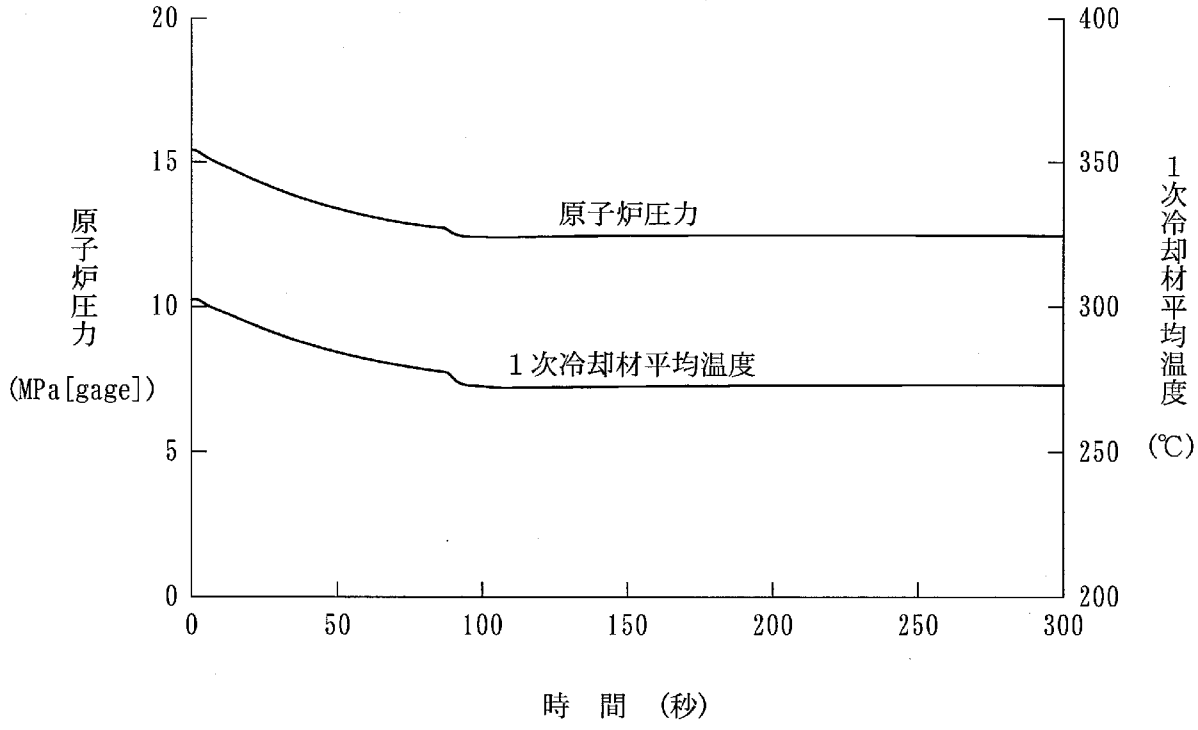


第2.2.2.6図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

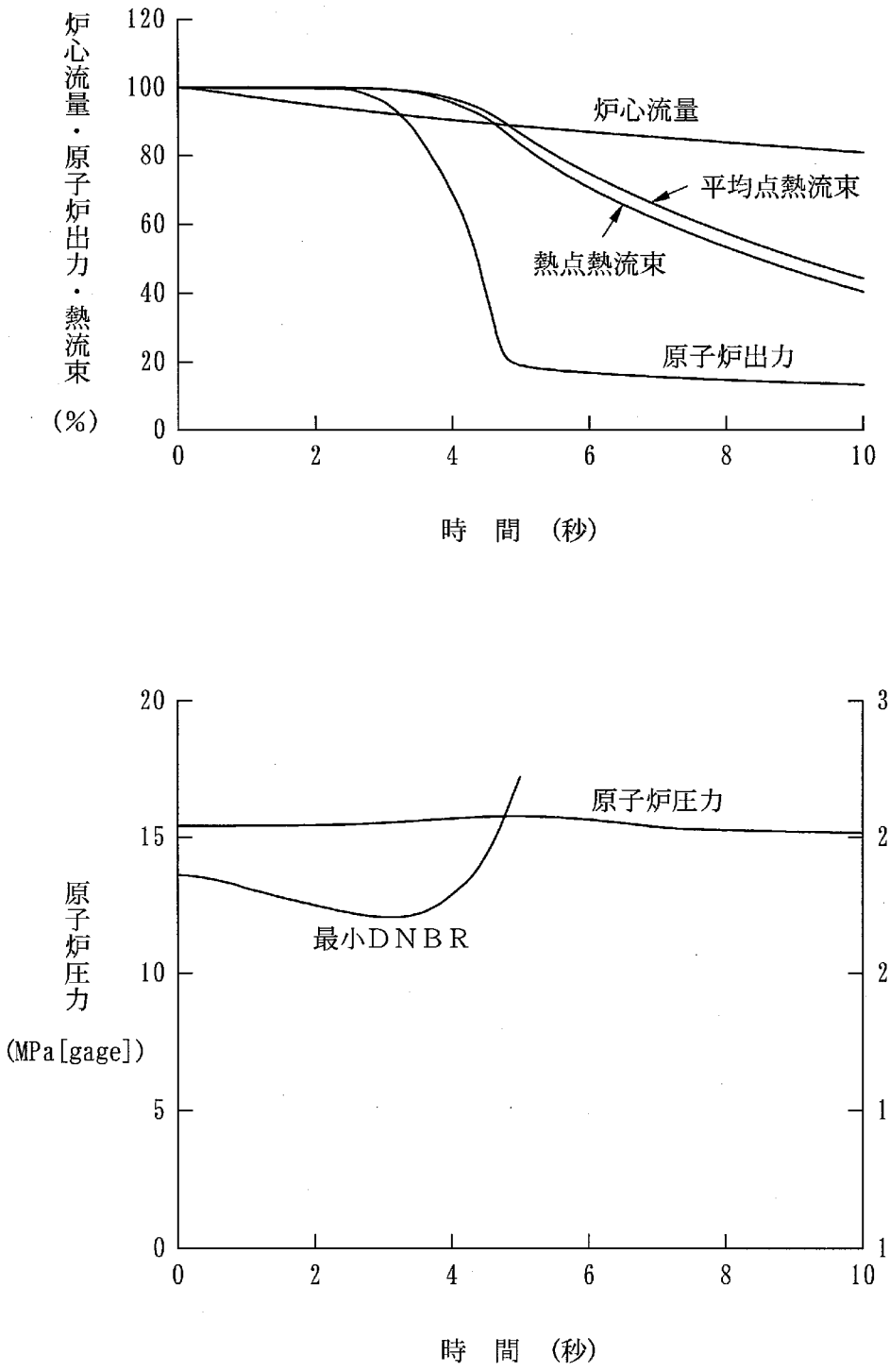


第2.2.3.1図　制御棒の落下－制御棒クラスタ自動制御運転

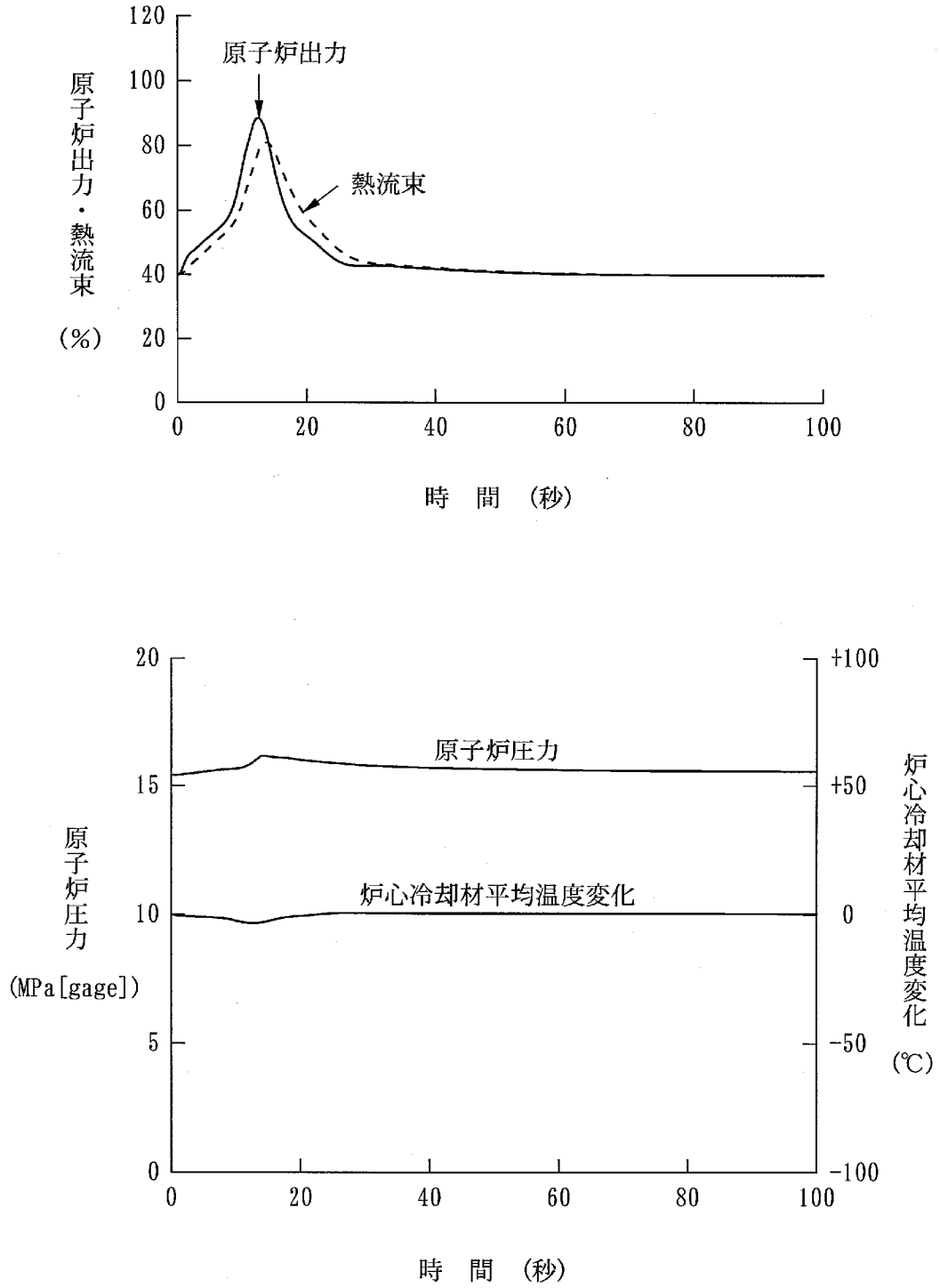




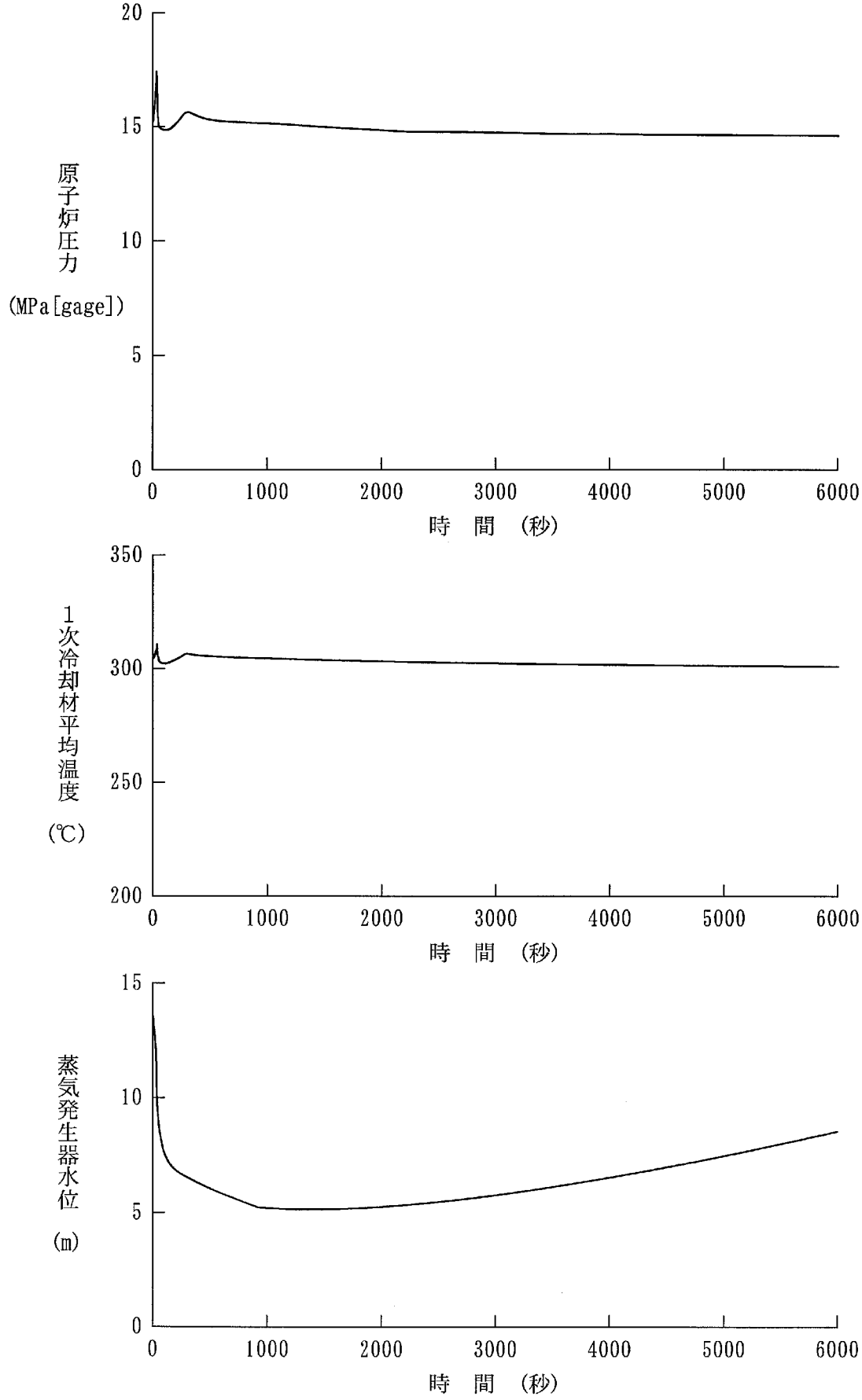
第2.2.3.2図　制御棒の落下－制御棒クラスタ手動制御運転



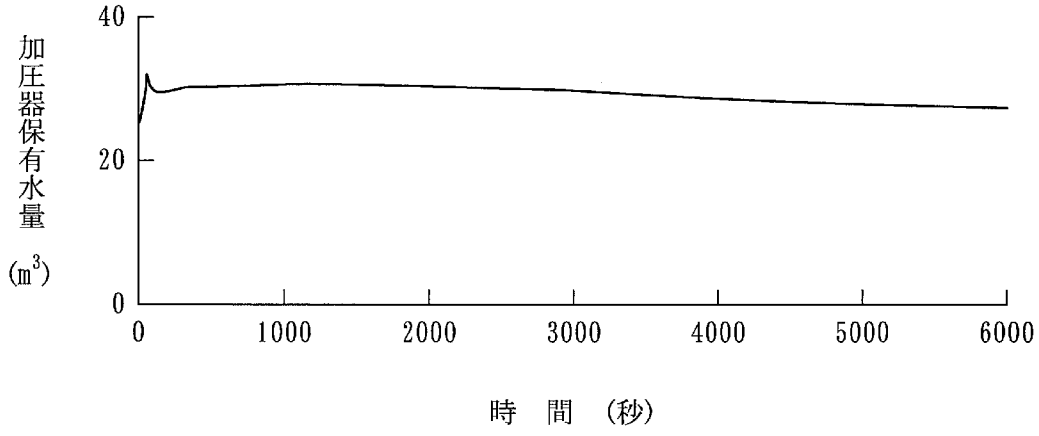
第2.3.1.1図　原子炉冷却材流量の部分喪失



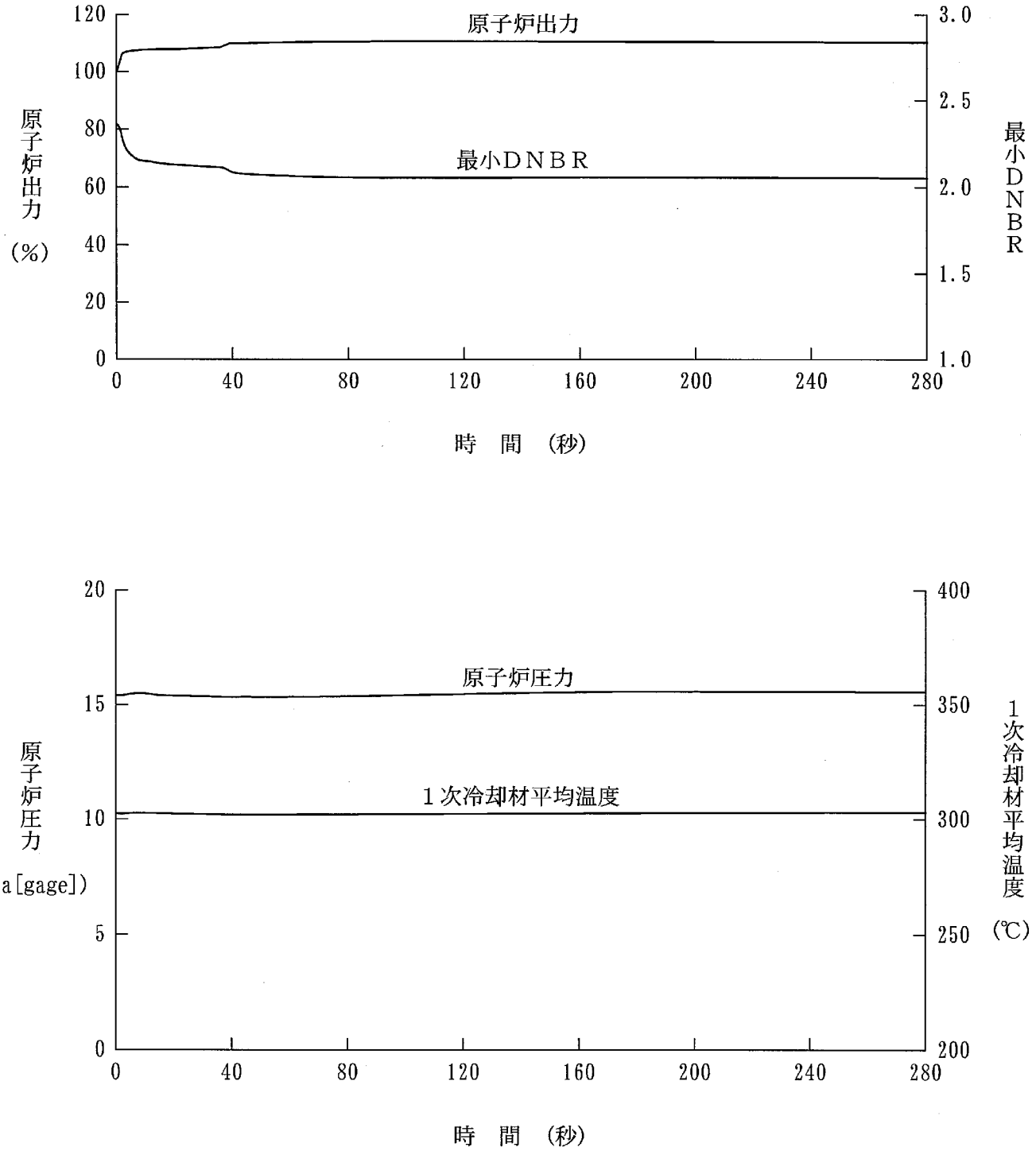
第2.3.2.1図　原子炉冷却材系の停止ループの誤起動



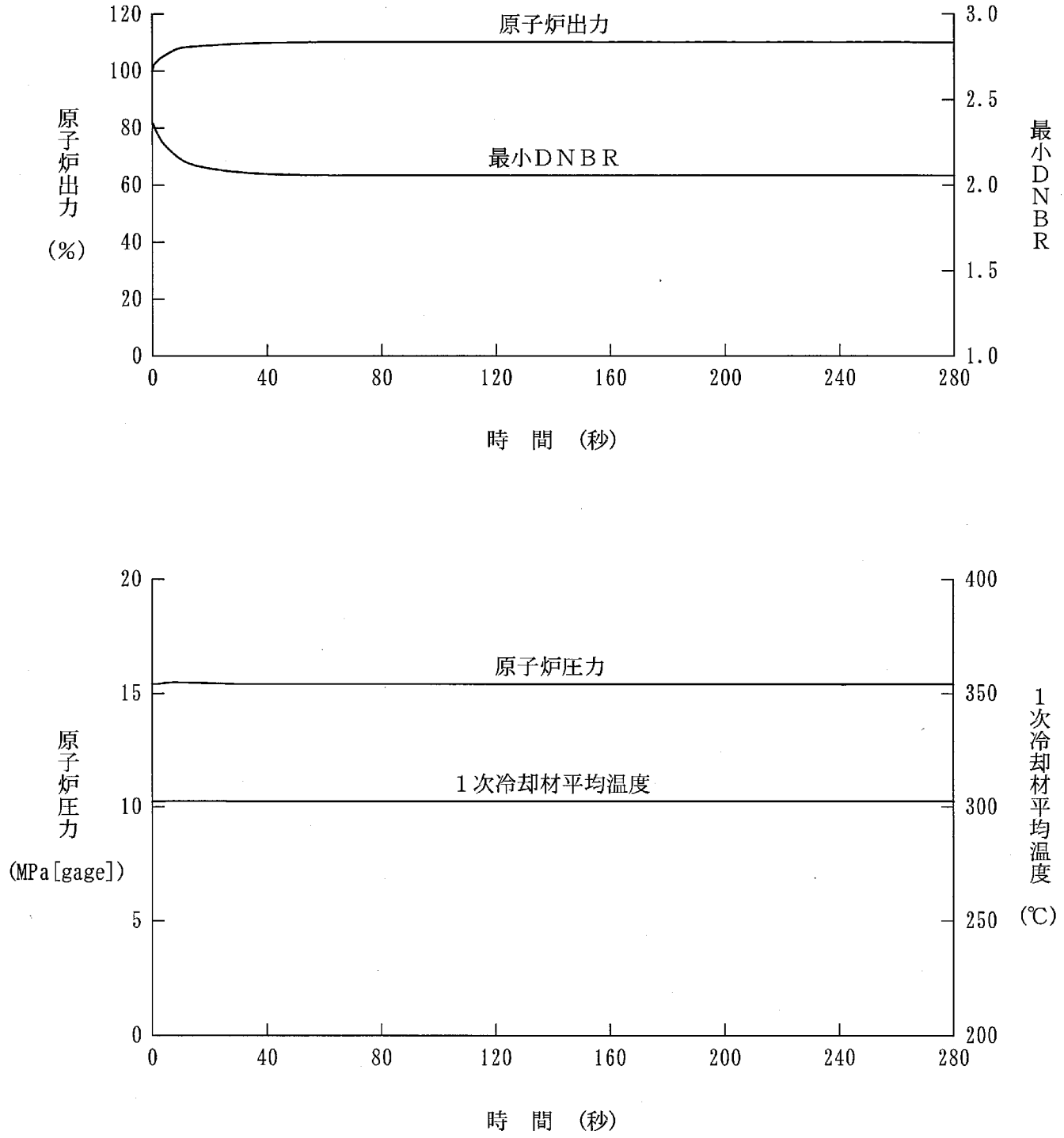
第2.3.4.1図　主給水流量喪失(1)



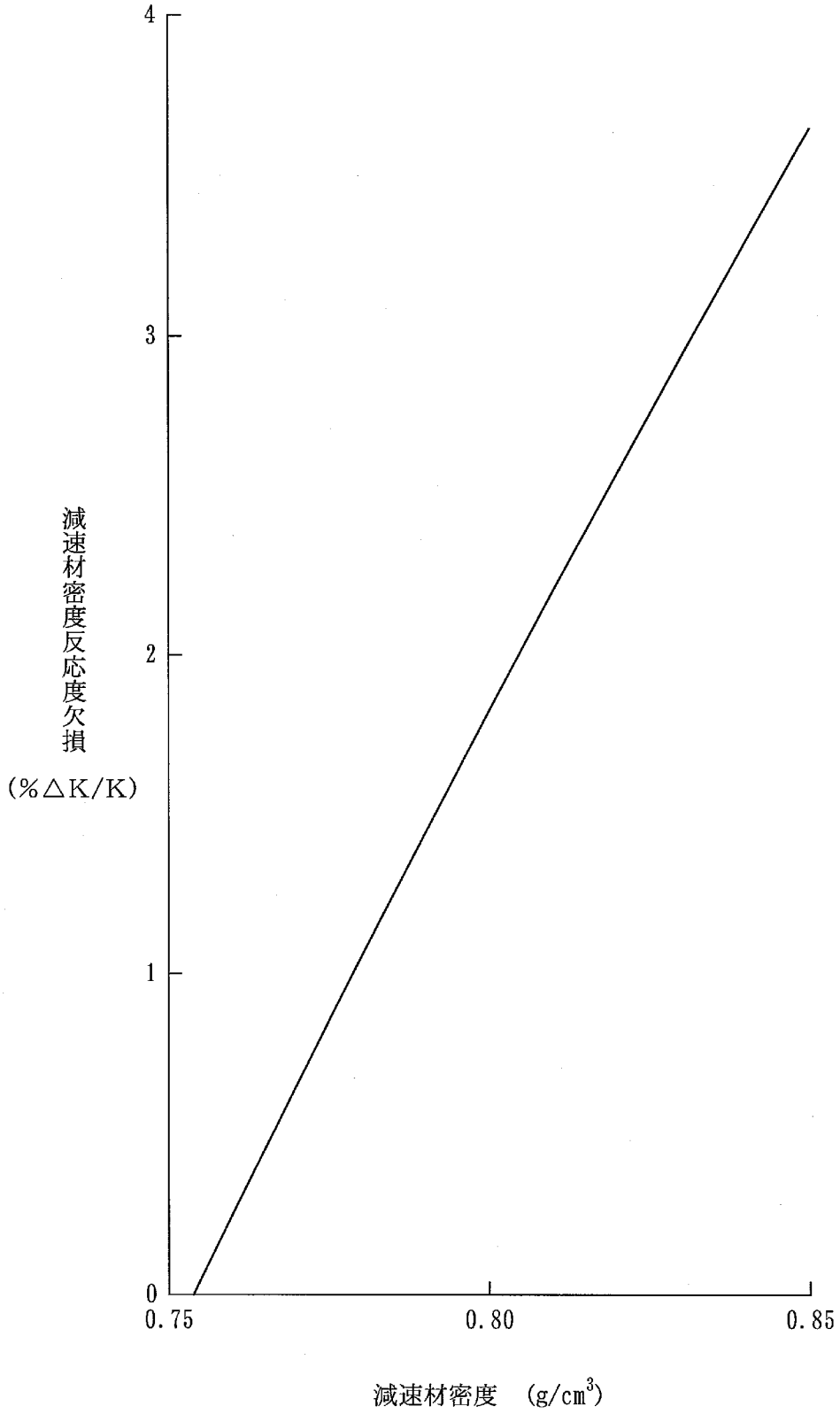
第2.3.4.2図　主給水流量喪失(2)



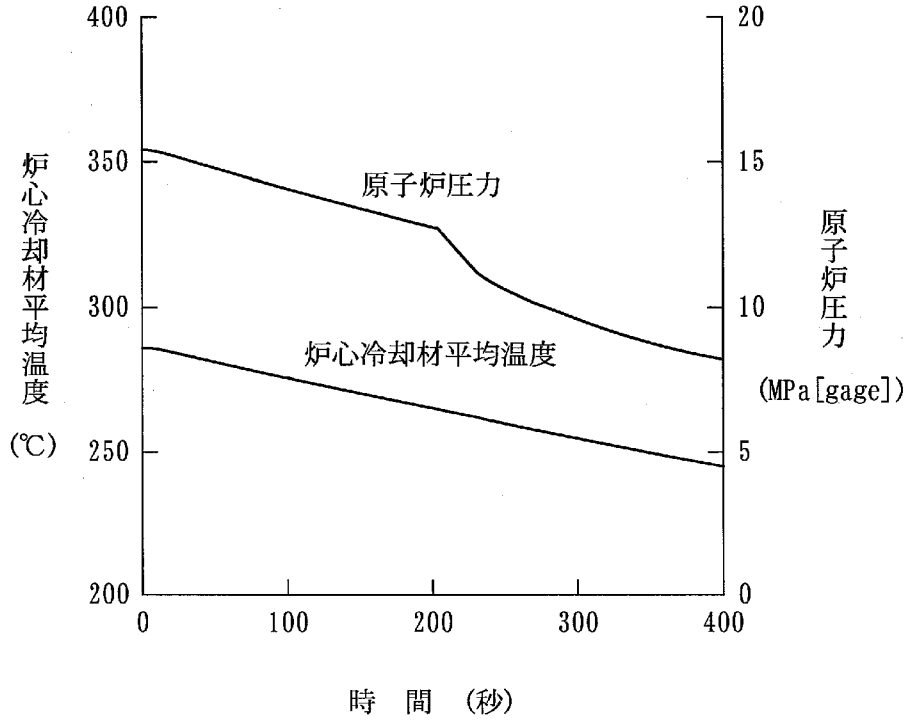
第2.3.5.1図　蒸気負荷の異常な増加－ケースＣ
（自動運転・サイクル初期）

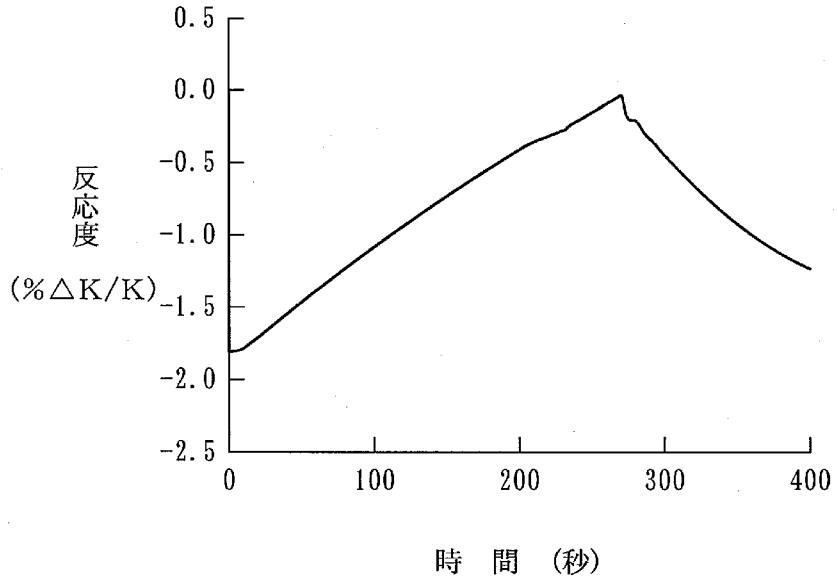


第2.3.5.2図　蒸気負荷の異常な増加－ケースＤ
（自動運転・サイクル末期）

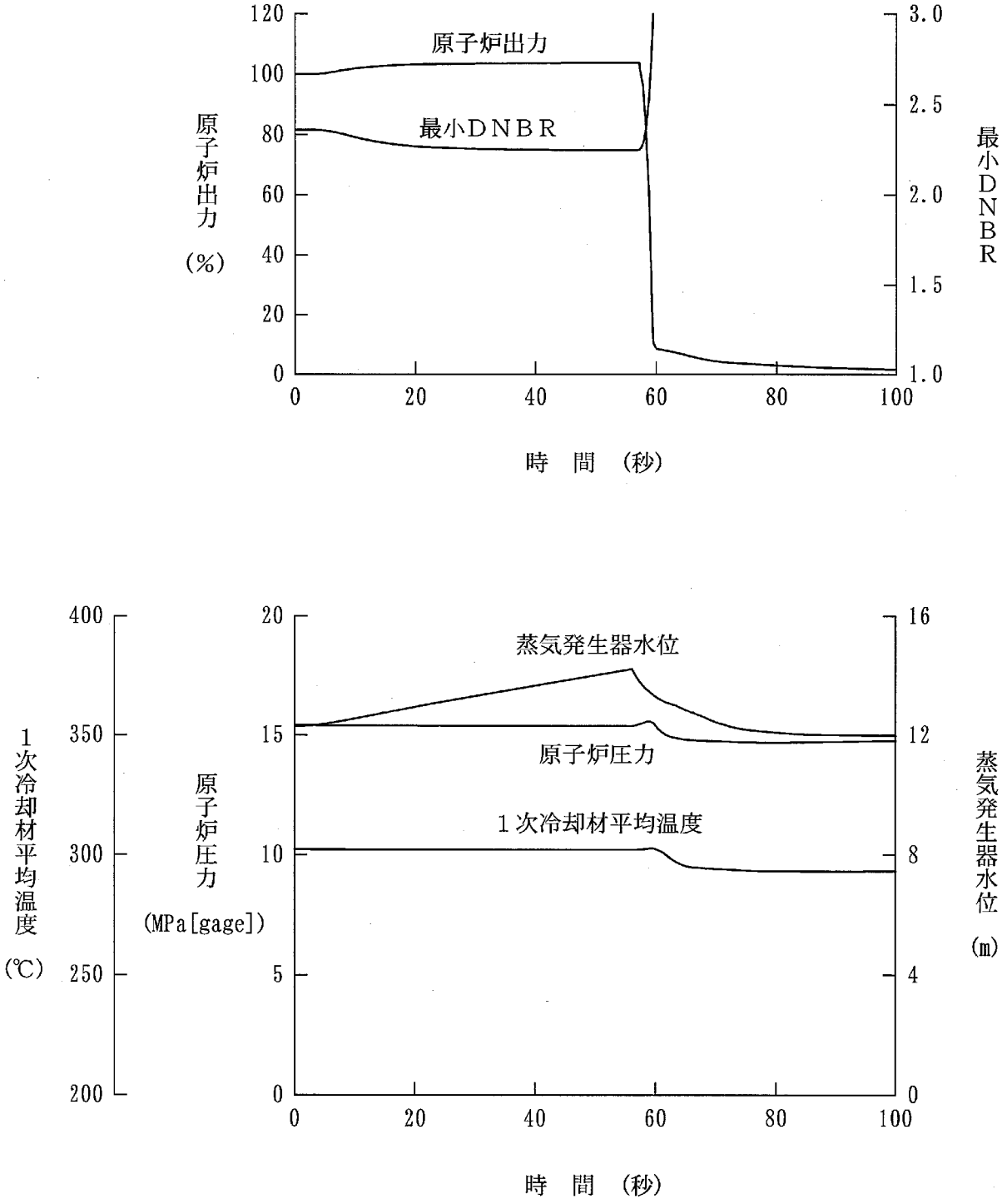


第2.3.6.1図　解析に使用した減速材密度反応度欠損

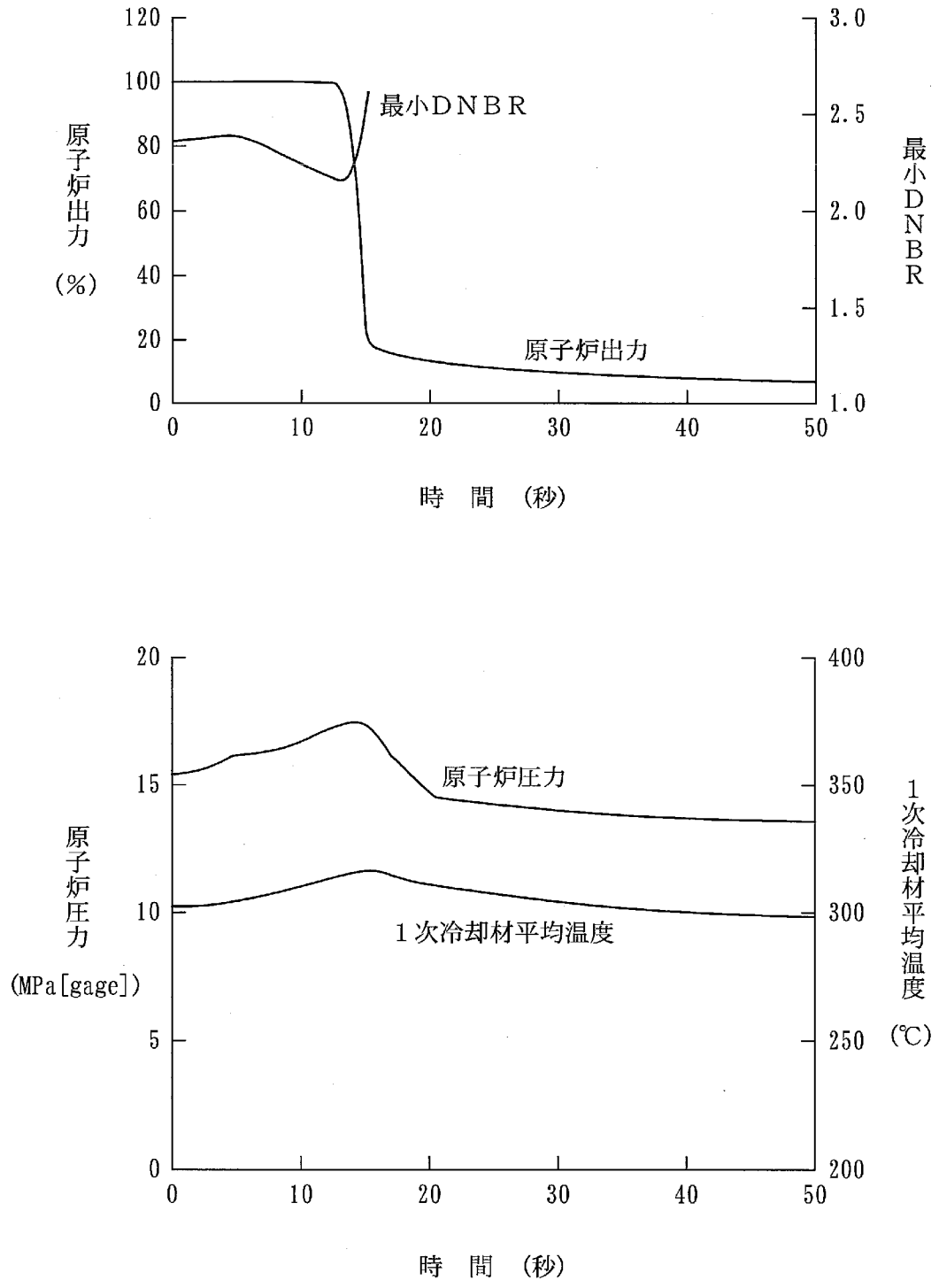




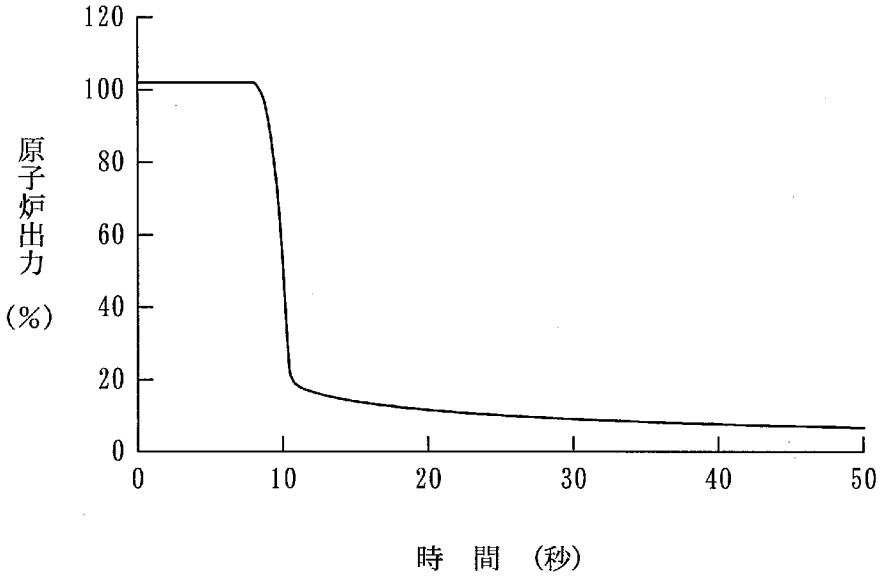
第2.3.6.2図　２次冷却系の異常な減圧

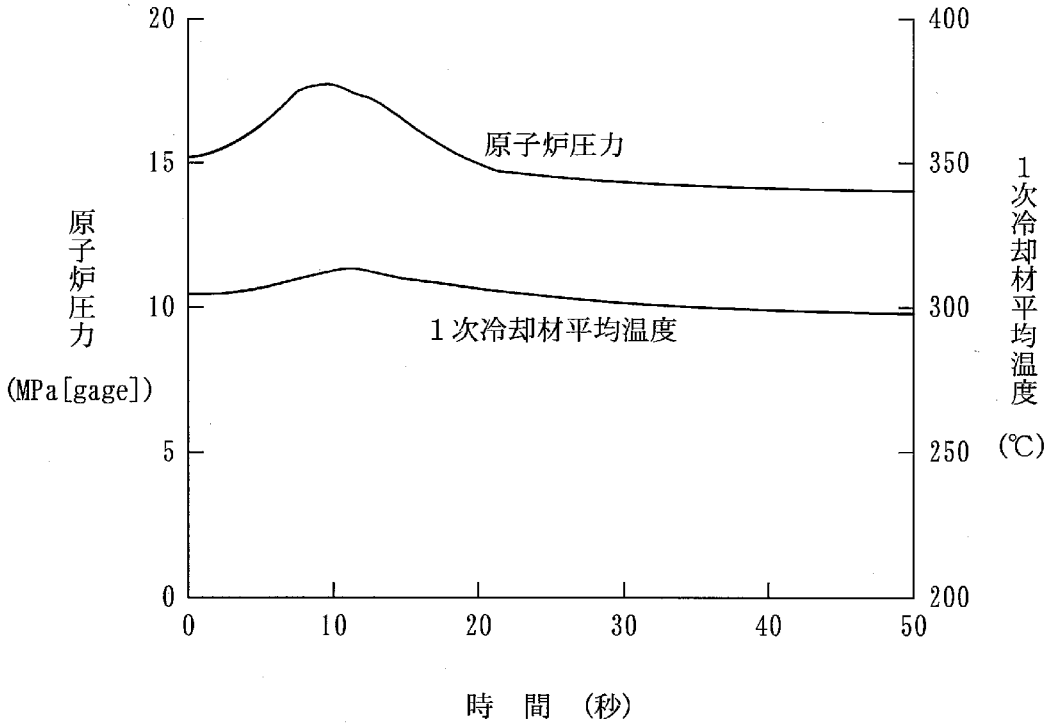


第2.3.7.1図　蒸気発生器への過剰給水

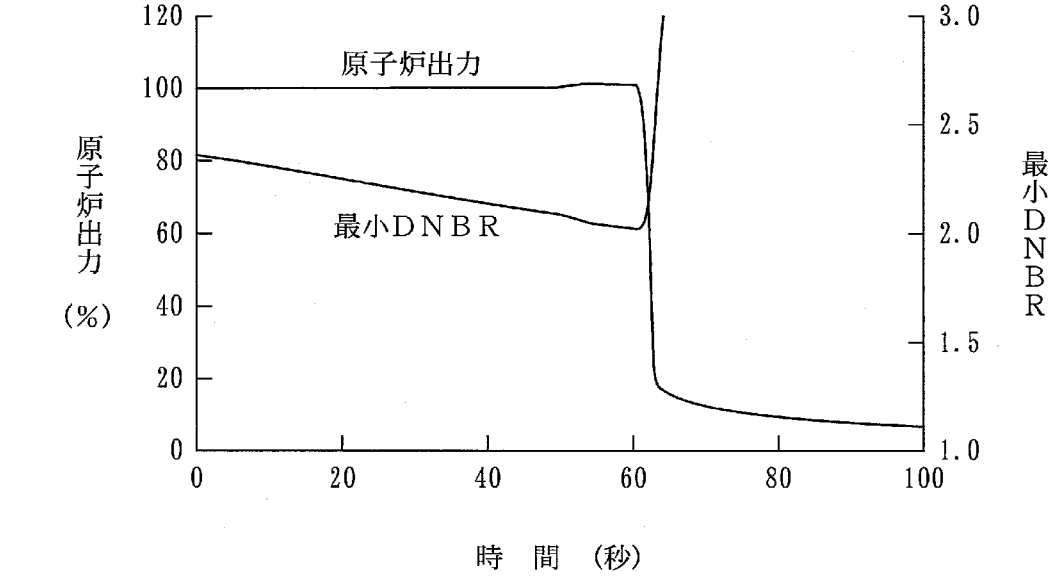


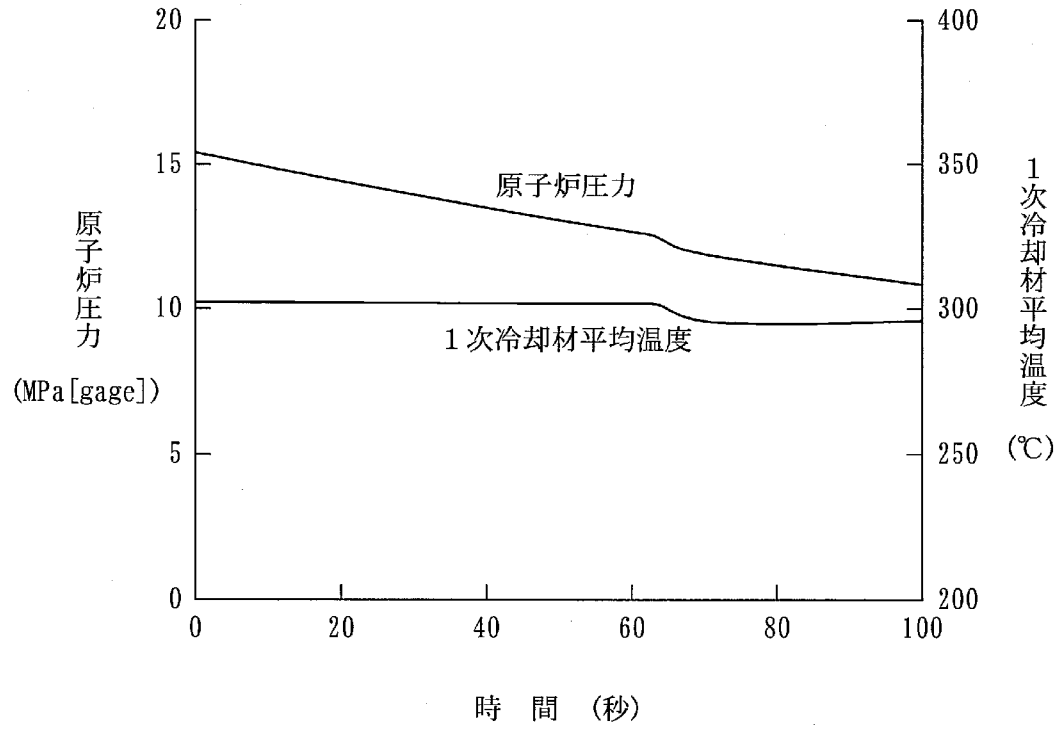
第2.4.1.1図　負荷の喪失－加圧器圧力制御系作動



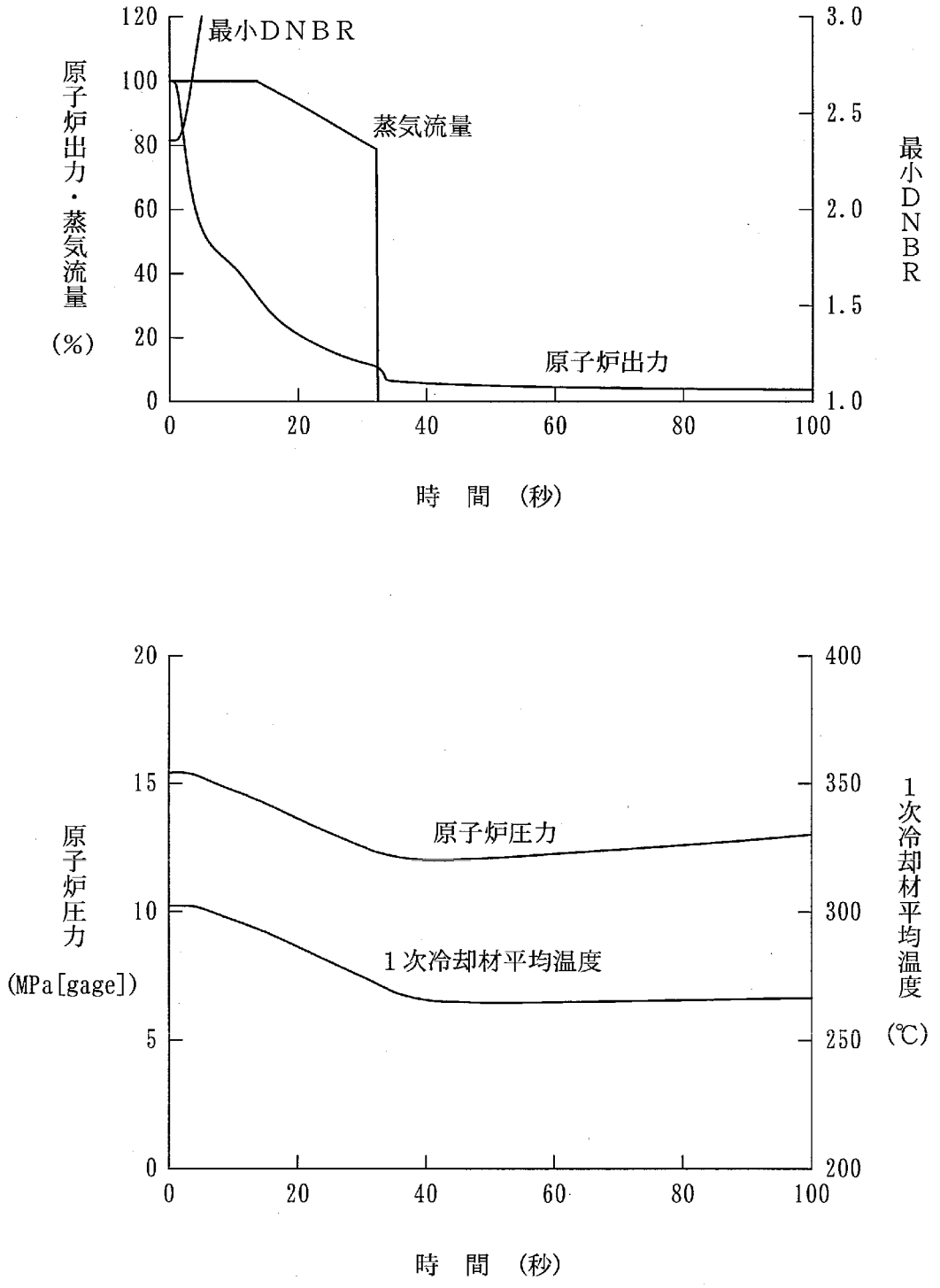


第2.4.1.2図　負荷の喪失－加圧器圧力制御系不作動





第2.4.2.1図　原子炉冷却材系の異常な減圧



第2.4.3.1図　出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

2.5　参考文献

(1)　「ＰＷＲの安全解析用崩壊熱について」

MHI－NES－1010　改 3

三菱重工業、平成 16 年

３．設計基準事故の解析

3.1　序

本原子炉施設において想定される設計基準事故に対して、その発生原因と事故防止対策及び拡大防止対策を説明し、事故経過の解析と結果の評価を行い、本原子炉の安全性がいかに確保されるかを説明する。

3.2　原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化

3.2.1　原子炉冷却材喪失

3.2.1.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損等により、１次冷却材が系外に流失し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。

この場合、１次冷却材の流出量の少ない場合には、充てん／高圧注入ポンプによる１次冷却材の補給で加圧器水位を維持しながら、通常の原子炉停止操作をとることができる。また、１次冷却材の流出量が充てん／高圧注入ポンプの補給量を上回る場合には、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、非常用炉心冷却設備の作動により、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。また、原子炉格納容器スプレイ設備の作動により原子炉格納容器内は減圧され、原子炉格納容器に損傷を与えることなく事故は終止できる。

これらの具体的な判断基準として、「ＥＣＣＳ性能評価指針」に基づいて以下の基準を用いる。

ａ．燃料被覆管の温度の計算値の最高値は、1,200℃以下であること。

ｂ．燃料被覆管のジルコニウム－水反応量の計算値は、酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 15%以下であること。

ｃ．炉心で燃料被覆管及び構造材が水と反応するに伴い発生する水素の量は、原子炉格納容器の健全性確保の見地から、十分低い値

であること。

d．燃料棒の形状の変化を考慮しても、崩壊熱の除去が長期間にわたって行われることが可能であること。

(2)　防止対策

a．１次冷却系の材料選定、設計、製作、据付け及び供用期間中において、以下のような考慮を払い、配管破断の可能性を極めて小さくする。

(a)　材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行うとともに、供用期間中においても必要な検査を行う。

(b)　加圧器安全弁、加圧器逃がし弁など過渡状態での過圧を防止する設備を設ける。また、熱応力などが過度となることのないよう設計上の配慮を行い、さらに、機械的な原因による過度の応力を制限する。

(c)　１次冷却系は、オーステナイトステンレス鋼やニッケル・クロム・鉄合金など耐食性の強い材料を使用するが、さらに、１次冷却材中の溶存酸素量や塩素量を抑えて、腐食を防止するよう運転管理を行う。

b．原子炉格納容器内に設ける漏えい監視設備によって、早期に漏れを検知し、適切な処置を講じる。

また、加圧器逃がし弁からの漏えいの場合は、逃がし弁出口温度等により検知し、元弁を閉止することにより対処できる。

(3)　拡大防止対策

a．炉心の冷却可能な形状が維持し得ないほどの燃料被覆管の破損を防止し、原子炉格納容器の健全性確保の見地からジルコニウム

ー水反応を十分低く抑え、崩壊熱の除去を長期間にわたって行うため、非常用炉心冷却設備を設ける。

(a)　小口径の配管の破断のように、喪失する1次冷却材量が少ない場合には、1次冷却系に冷却材を補給する充てん／高圧注入ポンプは、通常運転時に必要な補給量以上の容量のものを使用するので、加圧器水位の低下により補給水量が自動的に増加し、加圧器の水位が通常運転時より下がることを防止しつつ、通常の停止操作をとることができる。

この充てん／高圧注入ポンプの吸込側は、体積制御タンクに接続しているが、1次冷却系への補給水量が増大し、この体積制御タンクの水位が異常に低くなった場合は、弁を切り替えて充てん／高圧注入ポンプの吸込側を燃料取替用水タンクに接続することにより、1次冷却系への補給を継続できる。

(b)　破断面積が大きく、充てん／高圧注入ポンプのみで加圧器水位を維持できない程度に1次冷却材量が減少し、また、1次冷却系の圧力が低下して蓄圧タンクの保持圧力以下になると、自動的に蓄圧タンク内のほう酸水を、1次冷却系の原子炉入口側配管を経て原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。

(c)　この間、1次冷却材量の減少と原子炉圧力の低下による「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号、「原子炉圧力異常低」信号又は「原子炉格納容器圧力高」信号により、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生し、この信号で、充てん／高圧注入ポンプ（高圧注入系）や余熱除去ポンプ（低圧注入系）が起動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を原子炉内に注入し、炉心の冷却を行う。また、「原子炉圧力低」信号又は「非常用炉

心冷却設備作動」信号により発電用原子炉を自動停止する。

(d)　さらに、長時間の余熱除去を行うため、前記の２系統が作動して燃料取替用水タンクのほう酸水がほぼ使用しつくされると、１次冷却系からの流出水等の格納容器サンプにたまったほう酸水を再び上記の２系統を通して発電用原子炉に注入する再循環ラインを設ける。余熱除去ポンプを通るほう酸水は余熱除去冷却器により冷却する。

ｂ．１次冷却材管の亀裂や破断に伴って放出される１次冷却材及び放射性物質の外部への放散を抑制するため、原子炉格納容器を設ける。

ｃ．原子炉格納容器内の温度及び圧力の上昇を抑制するため、燃料取替用水タンクのほう酸水又は格納容器サンプ水を原子炉格納容器内にスプレイする２系列の原子炉格納容器スプレイ設備を設ける。この設備には、格納容器サンプ水をスプレイする再循環期間のスプレイ水の冷却のため、格納容器スプレイ冷却器を設ける。

ｄ．上記の工学的安全施設は、発電所外部からの給電が全くとだえるような不測の事態においても十分その機能を果たせるように、発電所内に設けるディーゼル発電機から受電し運転できるようにする。

ｅ．工学的安全施設及びディーゼル発電機は、原子炉出力運転時及び原子炉停止時に、「非常用炉心冷却設備作動」等の信号を模擬し、工学的安全施設及びディーゼル発電機がその機能を果たせることを確認できる。

3.2.1.2　事故経過の解析

(1)　非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－[(1)(2)(3)]

a．解析方法

事故の経過は、数種の詳細なコードの組合せによって解析する。解析は大別して、ブローダウン解析、リフィル／再冠水解析及び燃料棒熱解析に分かれる。

(a)　ブローダウン解析

これは配管破断部からの１次冷却材の流出、１次冷却系の圧力低下、蓄圧注入系による注水等、事故初期の１次冷却系全体の熱水力学的な挙動を解析するものである。これに用いるブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ｍは、ブローダウン期間中の炉心冷却材流量、圧力、クォリティ等を解析する。

(b)　リフィル／再冠水解析

ブローダウン後の過渡変化は緩やかで、非常用炉心冷却設備からの注水により原子炉容器下部プレナム部に冷却材がたまり始め、やがて炉心底部まで水位が上昇する（リフィル期間という。）。これ以後は、炉心の下部から再冠水が始まり、炉心は水滴を巻き込んだ蒸気流により冷却される（再冠水期間という。）。ブローダウン後の期間は、上記のブローダウン解析コードとは別に、リフィル期間についてはＷＲＥＦＬＯＯＤコード、再冠水期間についてはＢＡＳＨ－Ｍコードで解析する。これらの解析コードによって、再冠水開始時刻、再冠水期間中の炉心圧力、炉心流入水エンタルピ、炉心部に到達するほう酸水の速度（炉心再冠水速度という。）等を解析する。

また、１次冷却系に対して背圧として作用する原子炉格納容

器内圧はＣＯＣＯコードにより解析し、ＷＲＥＦＬＯＯＤコード及びＢＡＳＨ－Ｍコードと結合した状態で計算を行う。

(c)　燃料棒熱解析

これは、事故時の燃料被覆管温度や、ジルコニウム－水反応量等を解析するものである。これに用いる燃料棒熱解析コードＬＯＣＴＡ－Ｍは、上記のブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ｍ及びＢＡＳＨ－Ｍコードによって得られる炉心の流量、圧力、クォリティ、炉心再冠水速度、炉心流入水エンタルピ等を入力として全事故期間にわたる燃料棒の熱的挙動を解析する。

ｂ．解析条件

解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために、次のような解析条件を用いる。

(a)　配管の破断は、非常用炉心冷却設備の性能発揮の点から最も厳しい低温側配管（１次冷却材ポンプ出口から原子炉容器入口ノズルまでの間）に起こるものとする。破断規模は、最も極端なケースとして、１次冷却材管（内径約0.70m、肉厚約69mmのステンレス鋼）の両端破断が瞬時に発生するものとし、破断口における流出係数は、1.0～0.4までの範囲について検討する。このことは、流出係数を1.0と考えた場合、破断規模として１次冷却材管の両端破断断面積の1.0倍から0.4倍までの範囲について検討することに相当する。

破断の体様については、上記のような両端破断のほかに、配管の長さ方向のスプリット破断も想定できるが、一般的な感度解析の結果、両端破断の方が高い燃料被覆管温度をもたらすことが判明しているので、ここでは、両端破断の場合を解析する。

(b)　原子炉出力は定格出力の 102%とし、燃料ペレットの焼きしまり効果を含まない場合を仮定し、熱流束熱水路係数は 2.32、燃料棒の最大線出力密度は 39.6kW／m の 102%とする。

(c)　非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力　　4.04MPa[gage]

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量　　29.0m^3（1 基当たり）

高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ　　30 秒

「非常用炉心冷却設備作動」信号は、「原子炉格納容器圧力高」信号、「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号あるいは「原子炉圧力異常低」信号のうち、早い方の信号により発生するものとする。

(d)　工学的安全施設の安全設計の基本的考え方の 1 つである単一故障の仮定として、低圧注入系の 1 系列の不作動を仮定する。この仮定は、ディーゼル発電機の 2 台中 1 台不作動を仮定する場合よりも、原子炉格納容器内圧が低くなることによって再冠水時の炉心での熱伝達が悪くなるため、燃料被覆管温度の上昇という観点から厳しいものである。

また、解析では、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

(e)　ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、原子炉容器のダウンカマ部での蒸気の上昇流が十分に弱まり、注入水が上昇流に対向して下部プレナムに落下できるようになるまで、原子炉容器内残存水量として有効に作用しないものとする。

(f)　再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれた水滴がループを通過して原子炉格納容器へ放出される際の抵抗が大きいほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として１次冷却材ポンプの駆動軸が固着して動かないものとする。

(g)　再冠水時には、背圧が低いと炉心で発生する蒸気の放出が悪く、炉心の熱伝達が低下するので、原子炉格納容器内圧の計算に際しては、内圧が低めになるような条件を選定する。

(h)　事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の 102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線[4]を使用する。

(i)　事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギの評価に当たっては、燃焼度や燃料ペレットの焼きしまりの影響を考慮し、サイクル寿命中最悪の結果を与えるように解析する。

(j)　原子炉容器頂部の初期の１次冷却材温度は、高温側配管冷却材温度に等しいと仮定する。

(k)　蒸気発生器伝熱管施栓率は 10%とする。

c．解析結果

以上により解析した結果を第 3.2.1.1 表に示す。

第3.2.1.1表に示すように、流出係数0.4の場合が燃料被覆管温度の上昇という観点からみて最も厳しくなるので、以下では、この場合について述べる。

流出係数0.4の場合の主な解析結果は第3.2.1.2表のとおりである。

第 3.2.1.1 表　大破断解析結果（低温側配管両端破断）

流　出　係　数	1.0	0.6	0.4
燃料被覆管最高温度（℃）	934	955	1,027
局所的最大ジルコニウム－水反応量（%）	0.5	1.7	3.6
全炉心平均ジルコニウム－水反応量（%）	0.3 以下	0.3 以下	0.3 以下

第 3.2.1.2 表　大破断解析結果

（低温側配管両端破断、流出係数 0.4）

燃料被覆管最高温度	1,027℃
燃料被覆管最高温度出現位置	炉心下端から 2.13m
高温燃料棒のバースト発生時間	事故発生の 35 秒後
高温燃料棒のバースト位置	炉心下端から 1.83m
局所的最大ジルコニウム－水反応量	3.6%
全炉心平均ジルコニウム－水反応量	0.3%以下

主要なパラメータの解析結果を基に事故経過の概要を以下に記述する。主要なパラメータの解析結果として、炉心圧力、炉心流量及び高温流路のクォリティの変化を第3.2.1.1図に、再冠水過程での原子炉容器ダウンカマ部水位、炉心再冠水速度積分値の変化を第3.2.1.2図に、原子炉格納容器圧力の変化を第3.2.1.3図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第3.2.1.4図に示す。

(a)　炉心圧力及び炉心流量の変化

第3.2.1.1図に示すように、炉心部の圧力は事故後急激に低下するが、炉心部が2相流の状態になると圧力低下は緩やかになり、破断発生から約29秒後に原子炉格納容器内圧とほぼ等しくなって、ブローダウンが終了する。

一方、炉心流量は破断発生後直ちに上向きから下向きの流れに逆転するが、約2秒後には炉心内の1次冷却材のフラッシング等の影響により流れが停滞し、その後は約12秒後から再び下向きに流れる。

破断発生の約16秒後には原子炉圧力が蓄圧注入系の保持圧力以下となり、蓄圧注入系は自動的に注入を開始し、その注入は破断発生の約47秒後まで継続される。

ブローダウン終了以降は、原子炉圧力は原子炉格納容器内圧程度にとどまり、大きな変化はない。

(b)　高圧注入系及び低圧注入系の起動

高圧注入系及び低圧注入系は、「原子炉格納容器圧力高」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に破断発生後約1秒で到達することにより作動する。しかしながら、解析条件(d)項で述

べたように外部電源喪失の条件を仮定しているので、ディーゼル発電機が「非常用炉心冷却設備作動」信号により自動起動して駆動電源が確立した後、高圧注入系及び低圧注入系のポンプが自動起動して燃料取替用水タンクのほう酸水を発電用原子炉へ注入する。解析条件(c)項に記したように、このための時間遅れを30秒としているので、高圧注入系及び低圧注入系は、破断発生の約31秒後から注水を開始することになる。

(c) リフィル及び再冠水

ブローダウン終了後のリフィル期間における水位上昇は、原子炉水位が零の状態から始まる。解析条件(e)項の条件により、有効に作用しないとしていた蓄圧タンクからの注入水が、ブローダウン終了後は下部プレナムにたまり始め、約31秒後には高圧注入系及び低圧注入系からの注水も加わり、破断発生の約40秒後に水位は燃料の下端に達する。

燃料の下端に水位が達した後の再冠水期間は、炉心で発生する蒸気と蒸気に巻き込まれた水滴の混合流によって炉心は冷却される。この際、炉心再冠水速度は、炉心部で発生した蒸気が破断口を通って放出される際の流路の摩擦圧損と、炉心部とダウンカマ部との間に生じた水位差による静水頭とがバランスすることで求まる。

(d) 燃料被覆管温度変化

低温側配管の両端破断が生じ、1次冷却材が破断口から流出すると、原子炉内の圧力は急速に低下し、ボイドの発生により炉心の核分裂反応は停止するので、燃料の核分裂による発熱はなくなるが、その後も燃料ペレットの蓄積エネルギの放出及び

崩壊熱の発生は続く。

一方、それまで原子炉内を流れていた１次冷却材は、その大部分がブローダウン期間中に破断口から原子炉格納容器内に放出されるが、その間に炉心を通る１次冷却材により炉心の冷却が維持される。

破断発生直後は炉心の１次冷却材の流れが一時停滞するため、燃料被覆管の温度はいったん上昇するが、破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、逆に低下していく。

しかし、さらに１次冷却材の放出が進行すると、しだいに炉心部を通る１次冷却材も少なくなるので、燃料被覆管の温度は上昇する。

ブローダウンが終了すると、蓄圧注入系からの注入水が下部プレナムにたまり始め、約31秒後には高圧注入系及び低圧注入系からの注入も開始され、破断発生の約40秒後に原子炉水位が燃料の下端に達する。ブローダウン終了からこのときまでのリフィル期間は、炉心は燃料棒相互間の熱輻射のみしか考慮していないので、燃料被覆管温度は燃料ペレット温度近くまで上昇する。再冠水開始後は炉心で発生する蒸気及び蒸気に巻き込まれた水滴の混合流により炉心の冷却が行われる。以後、非常用炉心冷却設備からの冷却水の注入により炉心水位が上昇し、冷却も順調に行われるので、燃料被覆管温度は破断発生の約100秒後にはピークに達する。約410秒後には最高温度となる位置まで炉心水位が上昇し、被覆管温度も炉心水温近くまで低下する。その後も冷却水の注入が引き続いて行われ、やがて格納容器サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却

器及び充てん／高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え、長期にわたる冷却を行う。

このようにして、炉心内で最も高温になる部分の燃料被覆管温度でも第3.2.1.2表に示すように約1,027℃にとどまり、ジルコニウム－水反応量も最大となる部分で約3.6％に抑えられる。燃料被覆管の温度が約1,027℃近くに達するのは全体のごく一部であって、他の燃料被覆管はさらに低い温度にとどまる。

また、上記解析は外部電源が喪失したとして行っているが、事故時に外部電源が喪失しない場合には、１次冷却材ポンプの運転により初期の炉心流量が大きいことにより炉心からの除熱量が大きくなる。したがって、外部電源が喪失した場合の解析結果に包含されている。

(2)　非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－[(2)(3)(5)]

ａ．解析方法

小破断事故においては、１次冷却材の原子炉格納容器への放出が終わるまでに、換言すれば、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備により炉心冠水が行われ、ブローダウン過程中に燃料被覆管の温度にピークが現れるので、大破断の場合のＷＲＥＦＬＯＯＤコード、ＢＡＳＨ－Ｍコード及びＣＯＣＯコードによる解析は不要である。

したがって、計算コードの構成は、ブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ｍ（Small ＬＯＣＡ）と燃料棒熱解析コードＬＯＣＴＡ－Ⅳからなる。なお、小破断時のブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ｍ（Small ＬＯＣＡ）は、大破断時のブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ｍのすべての機能に加えて、炉心における

気水分離現象及び各ノード間の水頭差がより正確に算出できるようにモデルを改良している。

b．解析条件

小破断事故では、次に述べる条件を除いて、すべて大破断解析の条件と同じである。そして、前述のようにＷＲＥＦＬＯＯＤコード、ＢＡＳＨ－Ｍコード及びＣＯＣＯコードによる解析が不要となるので、これらの計算に係る条件も不要である。

(a)　破断位置は、大破断と同じく最も高い燃料被覆管温度を与える低温側配管とし、破断面積については、一般的な感度解析の結果を踏まえて、最も厳しい場合をサーベイする。また、気相部破断については液相部破断に比べて現象が緩やかであるが、加圧器気相部に接続する最大口径配管破断を解析する。

(b)　工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、ディーゼル発電機１台の不作動を仮定する。小破断時は、大破断時と違って、原子炉圧力が原子炉格納容器内圧まで低下する以前に、非常用炉心冷却設備により炉心冠水が行われるので、原子炉格納容器内圧の影響を受けない。したがって、１次冷却系への安全注入流量を最低に見積もるこの仮定が最も厳しくなる。

(c)　非常用炉心冷却設備の高圧注入系の作動時間遅れは25秒とする。

c．解析結果

以上により解析した結果を第3.2.1.3表に示す。

最も厳しい結果を与える低温側配管口径約25.4cm相当のスプリット破断及び気相部破断について以下に述べる。

(a)　低温側配管スプリット破断

主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心出口流量、気泡炉心水位及び原子炉出力の変化を第3.2.1.5図に、燃料被覆管表面での熱伝達係数及び燃料被覆管温度の変化を第3.2.1.6図に示す。

事故後、1次冷却材の流出に伴い原子炉圧力は急激に減少し、約5秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約7秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止する。また、約7秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約32秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

炉心は約46秒後に露出し始め、燃料被覆管温度は上昇してくるが、その後高圧注入系及び蓄圧注入系からの注入により、炉心水位が再び上昇することにより、燃料被覆管温度は最高約713℃に達した後急速に低下する。ジルコニウム－水反応量も、最大となる部分で約0.1%にとどまる。

(b)　気相部破断

加圧器気相部に接続する最大口径約13cm配管破断の場合について以下に述べる。

主要なパラメータの過渡変化の結果として、炉心圧力、炉心入口流量及び気泡炉心水位の変化を第3.2.1.7図に示す。

事故後、加圧器気相部からの蒸気放出に伴い原子炉圧力は急激に減少し、約5秒後に「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に達し、約7秒後に制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止する。また、約13秒後に「原子炉

圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約38秒後に高圧注入系からの注入が始まる。

炉心部が２相流の状態になると圧力低下が緩やかとなるが、約482秒後に蓄圧注入系からの注入が始まり、さらに原子炉圧力は低下する。

また、炉心は冠水状態にあり、燃料被覆管温度はほぼ１次冷却材の飽和温度近くにとどまり、ジルコニウム－水反応量も問題とならない。

また、いずれの場合にも、格納容器サンプにたまった流出水等を余熱除去ポンプ、余熱除去冷却器及び充てん／高圧注入ポンプを通して炉心に注入する再循環に切り替え長期にわたる冷却を行う。

第 3.2.1.3 表　小破断解析結果

項　　目	液　相　部　破　断			気相部破断
破　断　配　管　口　径 (cm)	30.5	25.4	20.3	13
燃料被覆管最高温度 (℃)	684	713	630	炉心露出せず
局所的最大ジルコニウム－水反応量 (%)	0.1	0.1	0.1	－
全炉心平均ジルコニウム－水反応量 (%)	0.1 以下	0.1 以下	0.1 以下	－

3.2.1.3 結　　論

非常用炉心冷却設備性能評価用大破断解析において、第3.2.1.1表に示すとおり、燃料被覆管の最高温度は約1,027℃であり、制限値1,200℃に比べて余裕がある。

また、燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム－水反応量及び全炉心平均ジルコニウム－水反応量は、各々約3.6%及び0.3%以下であり十分小さい。さらに、第3.2.1.4図に示すとおり、燃料被覆管の一部がバーストしている燃料棒でも熱除去は順調に行われ、燃料被覆管温度は低い温度に落ち着く。なお、蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合は、燃料被覆管最高温度並びに局所的最大ジルコニウム－水反応量及び全炉心平均ジルコニウム－水反応量ともに蒸気発生器伝熱管施栓率10%の場合を下回り、問題となることはない。その後は、再循環モードの確立によって、長期にわたる炉心の冷却が可能であり、この低い温度が維持される。

また、小破断解析においても、第3.2.1.3表に示すとおり、燃料被覆管最高温度は約713℃で、制限値1,200℃に比べて十分余裕がある。燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム－水反応量及び全炉心平均ジルコニウム－水反応量は、各々約0.1%及び0.1%以下であり十分小さい。なお、蒸気発生器伝熱管施栓率0%の場合は、燃料被覆管最高温度については、蒸気発生器伝熱管施栓率10%の場合に比べて若干上昇するが、この場合でも燃料被覆管最高温度は約740℃（低温側配管口径約25.4cm相当のスプリット破断）であり、大破断解析の燃料被覆管温度が最も高くなる場合の解析結果を下回るとともに、制限値1,200℃を下

回り、燃料被覆管のジルコニウムー水反応量も問題となることはない。また、長期にわたる炉心の冷却は再循環モードの確立によって維持できる。

3.2.2　原子炉冷却材流量の喪失

3.2.2.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に１次冷却材の流量が定格出力時の流量から自然循環流量にまで大幅に低下する事象を想定する。

具体的には１次冷却材ポンプの全台の駆動電源が同時に喪失するものと考える。この事故が発生すると、炉心損傷の心配のない低出力時以外は、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、事故は安全に終止できる。

(2)　防止対策

１次冷却材ポンプは、単一の所内母線故障で２台以上のポンプが同時に停止しないよう別々の所内母線に接続し、原子炉運転中、この母線は発電機側の電源から給電され、発電機側の電源がしゃ断された場合にも直ちに外部の 500kV 又は 220kV 送電線より給電される構成とし、所内母線の電源喪失の発生を防止する。

(3)　拡大防止対策

ａ．１次冷却材ポンプは、フライホイールを設けて慣性を大きくして、電源喪失の際にも１次冷却材流量の急速な低下を防ぎ、熱除去能力が急速に失われることを防止する。

ｂ．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　１次冷却材流量低

(b)　１次冷却材ポンプ電源電圧低

(c)　１次冷却材ポンプ電源周波数低

(d)　１次冷却材ポンプしゃ断器開

3.2.2.2　事故経過の解析

(1)　解析方法

１次冷却材流量過渡特性解析コードＰＨＯＥＮＩＸにより１次冷却材流量コーストダウン曲線を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出力及び原子炉圧力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮにより燃料棒表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－ⅢによりＤＮＢＲへの影響を解析する。

(2)　解析条件

ａ．初期原子炉出力は定格出力とする。

ｂ．減速材密度係数は、出力運転時の最小値０(△Ｋ／Ｋ)／(g／cm^3)とし、ドプラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。

この組合せは、１次冷却材温度上昇による原子炉出力抑制効果とトリップ時に加えられる負の反応度添加を最も小さくする。

ｃ．発電用原子炉の自動停止は、「１次冷却材ポンプ電源電圧低」信号によるものとする。

ｄ．１次冷却材流量のコーストダウン曲線の計算に使用する１次冷却材ポンプの慣性モーメントは、安全側の値として小さめの3,110 kg・m^2を使用する。

ｅ．制御棒制御系は手動制御されているものとする。

(3)　解析結果

１次冷却材ポンプ全台停止時の炉心流量、原子炉出力、平均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小ＤＮＢＲの変化を第

3.2.2.1図に示す。１次冷却材ポンプの電源喪失により「１次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、約1.2秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより原子炉出力は低下する。

最小ＤＮＢＲは、事故発生の約2.6秒後に約2.01となる。また、原子炉圧力の上昇は約0.6MPaである。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、２次側による冷却操作等により、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

3.2.2.3　結　　論

１次冷却材ポンプの全台停止時においても、１次冷却材及び１次冷却材ポンプの慣性のために、１次冷却材流量が急速に低下することなく発電用原子炉は自動的に停止し、最小ＤＮＢＲは約 2.01 にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力の上昇はわずかであり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.2.3　原子炉冷却材ポンプの軸固着

3.2.3.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に、1次冷却材を駆動するポンプの回転軸が固着し、1次冷却材の流量が急激に減少する事象を想定する。具体的には1次冷却材ポンプ1台の回転軸が固着して瞬時に停止するものと考える。

この場合、燃料被覆管温度の急上昇による燃料棒の損傷と、原子炉圧力の急上昇による1次冷却系の損傷が生じるか否かが問題となる。

発電用原子炉は、原子炉保護設備により自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

(2)　防止対策

a．1次冷却材ポンプの材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に適合させるようにし、また、品質管理を十分に行う。特に、ベアリングは長時間の1次冷却材ポンプの運転に対しても摩耗することのないように設計を行い、ポンプ軸固着の可能性を極めて小さくする。

b．ベアリング潤滑油やベアリング温度が異常な状態になれば、「オイルレベル低」警報や「ベアリング温度高」警報を中央制御室に発し、運転員のポンプ停止操作により、ベアリングの固着を防ぐようにする。

(3)　拡大防止対策

原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　1次冷却材流量低

(b)　1次冷却材ポンプしゃ断器開

3.2.3.2　事故経過の解析

(1)　解析方法

1次冷却材流量過渡特性解析コードＰＨＯＥＮＩＸにより1次冷却材流量の過渡応答を求め、これを入力として、プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより原子炉出力の過渡応答を求める。これらのデータを使って、燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮにより燃料棒表面の平均点と熱点の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－ⅢによりＤＮＢＲへの影響を解析する。加えて、ＴＨＩＮＣ－Ⅲにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮してＭＡＲＶＥＬにより原子炉圧力を求める。

(2)　解析条件

a．ＤＮＢＲの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

b．減速材密度係数は、出力運転時の最小値0（△Ｋ／Ｋ）／(g／cm^3)とし、ドプラ出力係数は、第1.2.2図の上限の値とする。

c．発電用原子炉の自動停止は、「1次冷却材流量低」信号によるものとする。

d．原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は102％とし、原子炉圧力の低減効果を持つ加圧器スプレイ弁、加圧器逃がし弁及びタービンバイパス弁は、不作動とし、原子炉停止後の蒸気発生器への給水は行われないものとする。

(3)　解析結果

1台の1次冷却材ポンプ軸固着時の炉心流量、原子炉出力、平

均点熱流束、熱点熱流束、原子炉圧力及び最小ＤＮＢＲの変化を第 3.2.3.1 図に示す。１次冷却材流量の低下により、事故発生の約 0.1 秒後に「１次冷却材流量低」信号のトリップ限界値に到達し、約 1.1 秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより発電用原子炉は自動停止する。

最小ＤＮＢＲは、事故発生の約 2.2 秒後に約 1.49 となる。また、原子炉圧力の最大値は約 17.3MPa[gage]である。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、２次側による冷却操作等により、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

3.2.3.3　結　　論

１台の１次冷却材ポンプ軸固着時において、１次冷却材流量が減少するものの、発電用原子炉は自動的に停止され、最小ＤＮＢＲは約 1.49 にとどまるので、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.2.4　主給水管破断

3.2.4.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に給水系配管に破断が生じ、２次冷却材が喪失し、発電用原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。具体的には主給水管１本が瞬時に両端破断するものと考える。もし、主給水管の逆止弁と蒸気発生器の間の配管が破断すると、蒸気発生器の保有水も破断口を通して放出される。さらに、この位置での破断により破断側の蒸気発生器へ補助給水を供給することができなくなる。

この場合、以下の理由で炉心に発生する熱を１次冷却系より除去する能力が減少する。

a．蒸気発生器への主給水が減少するため、発電用原子炉が停止するまでに１次冷却材温度は上昇する。

b．破断側の蒸気発生器の保有水は破断口を通して放出され、発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去に利用できない。

c．破断が大きいと原子炉停止後主給水を供給できない。

しかしながら、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、健全側の蒸気発生器へ補助給水を供給することによって１次冷却系を冷却することができる。さらに、加圧器安全弁の作動により原子炉圧力の上昇を抑制することができるので、炉心に過度の損傷を与えることなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が損なわれることもなく事故は安全に終止できる。

(2)　防止対策

主給水管の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する

規格及び基準に準拠して行い、主給水管破断が起こる可能性を極めて小さくする。

(3) 拡大防止対策

a．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a) 原子炉圧力高

(b) 過大温度△Ｔ高

(c) 蒸気発生器給水流量低

(d) 蒸気発生器水位異常低

(e) 非常用炉心冷却設備作動

b．発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱の除去のために、補助給水系を設ける。

c．１次冷却系の過圧を防止するため、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁等の設備を設ける。

d．破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大、健全側蒸気発生器への給水流量の低下等から異常を検知し、破断側蒸気発生器への補助給水系を早期に閉止できるよう、中央制御室から操作可能な補助給水ポンプ出口弁を設ける。

3.2.4.2 事故経過の解析

(1) 解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出力、原子炉圧力、加圧器保有水量及び１次冷却材平均温度の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮにより燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－ⅢによりＤＮＢＲへの影響を解

析する。

(2) 解析条件

a．初期原子炉出力は、ＤＮＢＲの評価では定格出力とし、原子炉圧力の評価では102%とする。

b．すべての蒸気発生器への主給水は、主給水管破断発生と同時に停止するものとする。

c．主給水管１本が瞬時に両端破断すると仮定するが、給水リングの開口部にて臨界流となるものとする。破断流量の計算にはMoodyのモデル[7]を使用するものとする。

d．発電用原子炉は破断側の「蒸気発生器水位異常低」信号で自動停止するものとする。

e．原子炉停止と同時に外部電源は喪失するものとする。

f．事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線[4]を使用する。

g．運転員は事故の発生を検知してから10分後に健全側蒸気発生器２基に補助給水を供給する操作を行うものとする。この時タービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ２台が作動するものとする。

(3) 解析結果

主給水管破断時の１次冷却材平均温度、原子炉圧力及び加圧器保有水量の変化を第3.2.4.1図に、最小ＤＮＢＲの変化を第3.2.4.2図に示す。

初期に原子炉圧力は上昇するが、発電用原子炉は事故発生の約

16秒後に「蒸気発生器水位異常低」信号のトリップ限界値に到達し、約18秒で制御棒クラスタが落下を開始することにより自動停止し、さらに、加圧器安全弁の作動により圧力上昇は抑えられる。その後、破断側蒸気発生器の水位低下と給水流量の増大及び健全側蒸気発生器への給水流量の低下から異常を検知し、「蒸気発生器水位異常低」原子炉トリップ信号発信10分後に破断側蒸気発生器への補助給水ポンプ出口弁の閉止操作を行うので、やがて補助給水による除熱が崩壊熱及び他の残留熱を上回り原子炉圧力は下降する。最小ＤＮＢＲは約1.93である。また、原子炉圧力の最大値は約17.7MPa［gage］であり、事故のなかで最大となる。この場合でも原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最大値は約18.2MPa［gage］にとどまる。

原子炉停止後、高温停止状態に移行し、２次側による冷却操作等により、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

3.2.4.3　結　　論

主給水管破断時、発電用原子炉は原子炉保護設備により自動停止し、最小ＤＮＢＲは約 1.93 にとどまる。さらに、補助給水系が作動して発電用原子炉の崩壊熱及び他の残留熱を除去することにより、炉心は十分に冷却でき、炉心冷却能力が失われることはない。また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.2.5　主蒸気管破断

3.2.5.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の高温停止時に、２次冷却系の破断等により１次冷却材の温度が低下し、反応度が添加される事象を想定する。具体的には主蒸気管１本が瞬時に両端破断するものと考える。

破断による蒸気の流出は蒸気圧力の下降とともに減少するが、１次冷却系から熱を除去し、１次冷却材の温度と圧力の低下をもたらす。発電用原子炉が正の減速材密度係数を持っていると、反応度が添加され、発電用原子炉の反応度停止余裕が減少する。もし、最も反応度価値の大きい制御棒クラスタ１本が全引抜位置で固着した場合は、原子炉トリップ後再び臨界となり、出力上昇の状態も生じ得るが、非常用炉心冷却設備の働きにより、発電用原子炉は再び未臨界となり安全に保たれる。

(2)　防止対策

a．主蒸気管の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は、関連する規格及び基準に準拠して行い、主蒸気管破断が起こる可能性を極めて小さくする。

b．主蒸気系の過圧を防止するため、タービンバイパス系、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁を設ける。

(3)　拡大防止対策

a．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　中性子束高

(b)　過大温度△Ｔ高

(c)　過大出力△Ｔ高

(d)　非常用炉心冷却設備作動

(e)　原子炉圧力低

ｂ．ほう酸水を炉心に注入するため、以下の信号により非常用炉心冷却設備を作動する。

(a)　原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

(b)　原子炉圧力異常低

(c)　主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは１次冷却材平均温度異常低の一致

(d)　主蒸気ライン差圧高

(e)　原子炉格納容器圧力高

ｃ．１次冷却材の圧力低下に伴い、その圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下になると、蓄圧タンクから１次冷却系へほう酸水の注入を開始する。

ｄ．１次冷却材の過度の冷却を防ぐために、「原子炉トリップ」信号と「１次冷却材平均温度低」信号の一致により、主給水制御弁を全閉する。さらに、「非常用炉心冷却設備作動」信号により主給水ポンプを自動停止し、主給水系のすべての制御弁及び主給水隔離弁を全閉する。

ｅ．健全側主蒸気管からの逆流による蒸気の流出を防止するため、主蒸気隔離弁の下流に逆止弁を設け、さらに、以下の信号によって主蒸気隔離弁を全閉する。

(a)　主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低あるいは１次冷却材平均温度異常低の一致

(b)　原子炉格納容器圧力異常高

f．蒸気発生器の蒸気出口ノズル部にフローリストリクタを設け、主蒸気管破断による蒸気流出を制限するよう設計している。

3.2.5.2　事故経過の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉圧力、炉心冷却材平均温度、蒸気流量、炉心反応度及び熱流束の過渡応答を求める。さらに、出力分布を核設計計算コードＡＮＣにより求め、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－ⅢによりＤＮＢＲへの影響を解析する。

(2)　解析条件

a．発電用原子炉の初期状態としては、発電用原子炉は高温停止状態にあり制御棒は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は原子炉トリップ時に最大の反応度価値を持つ制御棒クラスタ１本が全引抜位置で固着したときの値として、0.018△Ｋ／Ｋとする。１次冷却材中のほう素濃度は、設計上許容される最低濃度として0ppmを仮定する。

b．解析はサイクル末期について行う。

サイクル末期は、減速材密度係数が最大になるので、１次冷却系の冷却による炉心への影響が最も大きい。

減速材密度変化による反応度効果は、第 2.3.6.1 図に示すように、密度の関数として与える。また、ドプラ出力係数による反応度効果は、第 3.2.5.1 図に示すように出力の関数として与える。

c．１次冷却材平均温度及び原子炉圧力の初期値は、高温停止状

態の値として、それぞれ286.1℃及び15.41MPa[gage]とする。

d．主蒸気管１本の瞬時の両端破断を仮定する。また、外部電源はある場合の方が１次冷却材流量が維持され炉心がより冷却されるので、厳しい仮定になると考えられるが、ここでは以下の２ケースについて解析する。

ケースＡ　　外部電源あり

ケースＢ　　外部電源なし

e．逆止弁の効果は、解析では安全側に考えて無視し、主蒸気管の隔離は、「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」信号により事故発生後10秒で閉止する主蒸気隔離弁によって行うものとする。

f．ＤＮＢＲの評価では、１台の充てん／高圧注入ポンプのみが作動し、ほう酸注入タンクからのほう素濃度20,000ppmのほう酸水を１次冷却材低温側配管に注入するものとする。なお、原子炉圧力の評価では、２台の充てん／高圧注入ポンプが作動するものとする。

非常用炉心冷却設備の動的機器の単一故障としてこの仮定が最も厳しい。

ほう酸水が炉心に到達するまでの時間には、「非常用炉心冷却設備作動」信号が発生してから、充てん／高圧注入ポンプが全速に達するまでの時間、ほう酸注入配管内の低濃度のほう酸水が一掃される時間及び１次冷却材管内での輸送遅れを考慮する。

g．主蒸気管の破断に伴う蒸気発生器２次側の温度低下率を高く評価するため蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

水のキャリーオーバは１次冷却系の冷却を減少させるので、これは厳しい仮定である。

ｈ．主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、Moodyのモデル[7]を使用する。

ｉ．「非常用炉心冷却設備作動」信号発信10分後の時点で、蒸気放出が継続している蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行うものとする。

ｊ．ＤＮＢＲの評価には、Ｗ－３相関式[8]を使用する。

(3)　解析結果

ａ．ケースＡ（高温停止状態において、主蒸気管１本の瞬時両端破断で外部電源あり）のＤＮＢＲを評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の過渡変化を第3.2.5.2図に示す。

ｂ．ケースＢ（高温停止状態において、主蒸気管１本の瞬時両端破断で外部電源なし）のＤＮＢＲを評価した場合の炉心冷却材平均温度、原子炉圧力、破断側蒸気発生器からの蒸気流量、熱流束及び反応度の過渡変化を第3.2.5.3図に示す。

ｃ．２ケースとも発電用原子炉は臨界に達する。特にケースＡではその最大熱流束は定格出力値の約12％まで上昇しており、ケースＢに比べて厳しくなっている。

ｄ．２ケースとも「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に約2秒で到達し、ケースＡでは約17秒、ケースＢでは約27秒で非常用炉心冷却設備が作動する。ケースＡでは１台の充てん／高圧注入ポンプから高濃度のほう酸水が１次冷却材低温側配管へ、事故後約47秒で到達

することにより原子炉出力は低下し、最小ＤＮＢＲは約2.47にとどまる。

ｅ．外部電源の喪失を同時に仮定したケースＢでは、１次冷却材ポンプトリップにより、１次冷却材流量が減少し、主蒸気管破断による１次冷却系を冷却する効果は小さいため、炉心に与える影響は少ない。

ｆ．いずれのケースも発電用原子炉は臨界に達するが、破断したループの蒸気発生器への補助給水を、「主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致」による「非常用炉心冷却設備作動」信号発信10分後の時点で停止する操作を行うことにより、やがて１次冷却系の冷却が止まり、炉心は未臨界となる。その後、２次側による冷却操作等により、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

ｇ．原子炉圧力の観点では、２台の充てん／高圧注入ポンプによりほう酸水が注入され続けたとしても、加圧器安全弁の容量は注入流量を十分上回るため、原子炉圧力が過度に上昇することはない。

ｈ．臨界状態が継続する間、最小ＤＮＢＲは約2.47であり、最大熱流束は、定格出力の約12％と小さいため、燃料中心温度は十分溶融点未満である。

また、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力も最高使用圧力の 1.1 倍を下回る。

なお、臨界継続中に他の異常状態が重畳する可能性は十分小さい。

3.2.5.3　結　　論

以上のように、最も厳しい条件による解析において、発電用

原子炉は臨界に達し、その最大熱流束は定格出力値の約 12%になるが、その後、非常用炉心冷却設備の作動で高濃度のほう酸水が炉心に注入され、原子炉出力は低下し、補助給水の停止に伴って、未臨界になる。最小ＤＮＢＲは約 2.47 にとどまるので炉心冷却能力が失われることはない。

また、原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.3　反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化

3.3.1　制御棒飛び出し

3.3.1.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉が臨界又は臨界近傍にある時に、制御棒駆動系あるいは同ハウジングの破損等により制御棒クラスタ１本が炉心外に飛び出し、急激な反応度の添加と出力分布変化を生ずる事象を想定する。

高温零出力時からの飛び出しは、反応度の添加が１ドルを超えるので、反応度投入事象となる。

この事故による原子炉出力の上昇は、負のドプラ反応度帰還によって抑制され、さらに、原子炉保護設備により発電用原子炉は自動停止し、事故は炉心に過度の損傷を与えることなく終止できる。

また、破断口からの１次冷却材の流出は、１次冷却材管両端破断に比較して破断口の大きさが十分小さいので、厳しいものではない。

反応度投入事象における燃料エンタルピの具体的な判断基準は、燃焼が最も進んだペレットの融点低下及びガドリニア添加によるペレットの融点低下を考慮して、最大燃料エンタルピは791kJ／kg・UO_2を超えないことを用いる。

なお、反応度投入による急激な発熱量の増加により、浸水燃料の破裂及び／又はペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「ＰＣＭＩ破損」という。）が生じる場合には、両

者の影響を重畳して発生する機械的エネルギを評価する。

浸水燃料の破裂限界及びＰＣＭＩ破損しきい値のめやすは以下の値を用いる。

ａ．浸水燃料の破裂限界

ピーク出力部燃料エンタルピが 272kJ／kg･UO_2（「ＲＩＥ評価指針」に示す65cal／g･UO_2に相当。）を超える燃料棒の被覆は破裂したものとする。

ｂ．ＰＣＭＩ破損しきい値のめやす

ピーク出力部燃料エンタルピの増分が、「ＲＩＥ報告書」に示された以下のＰＣＭＩ破損しきい値のめやすを超えた場合、ＰＣＭＩ破損が生じるものとする。

ペレット燃焼度　25,000MWd／t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　460kJ／kg･UO_2

（「ＲＩＥ報告書」に示す110cal／g･UO_2に相当。）

ペレット燃焼度　25,000MWd／t以上40,000MWd／t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　356kJ／kg･UO_2

（「ＲＩＥ報告書」に示す85cal／g･UO_2に相当。）

ペレット燃焼度　40,000MWd／t以上65,000MWd／t未満

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　209kJ／kg･UO_2

（「ＲＩＥ報告書」に示す50cal／g･UO_2に相当。）

ペレット燃焼度　65,000MWd／t以上75,000MWd／t程度まで

ピーク出力部燃料エンタルピの増分　167kJ／kg･UO_2

（「ＲＩＥ報告書」に示す40cal／g･UO_2に相当。）

(2)　防止対策

制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングの設計及び製作は以下

の点に留意して行い、破断が起こる可能性を極めて小さくする。

a．運転に先立って、圧力ハウジングは最高使用圧力の1.25倍の水圧試験を行い、十分耐圧性の立証されたものを使用する。

b．圧力ハウジングは、出力運転時の過渡現象や1次冷却系の熱水力学的挙動により過度の応力を受けないよう、また、設計地震力に十分耐えるように設計する。

c．圧力ハウジングには、発電用原子炉の運転中に遭遇すると思われる全温度範囲にわたって、優秀な強じん性を有するステンレス鋼を使用する。

(3)　拡大防止対策

a．制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような設計とする。

出力運転時には、停止用制御棒クラスタは全引抜位置にあり、制御用制御棒クラスタは制御棒クラスタ挿入限界により挿入を制限しており、制御棒クラスタの飛び出しにより、過大な反応度が添加されないような設計としている。

b．原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉を自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　中性子束高

(b)　出力領域中性子束変化率高

c．1次冷却材量が減少すると以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンクのほう酸水を炉心に注入する。

(a)　原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

(b)　原子炉圧力異常低

d．その他の拡大防止対策については、「3.2.1.1(3)　拡大防止対

策」と同じである。

3.3.1.2　事故経過の解析

(1)　解析方法

多次元炉心動特性解析コードＴＷＩＮＫＬＥにより、炉心の平均出力の過渡応答を求め、燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮにより、この平均出力に熱水路係数を乗じた出力変化に対する熱点での燃料エンタルピ、燃料温度等を解析する[9]。また、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－Ⅲにより炉心における急峻なボイドの生成を求め、このボイドを考慮して、プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより原子炉圧力の時間変化を求める。

(2)　解析条件

ａ．解析は以下の４ケースについて、実施する。

(a)　サイクル初期高温全出力

(b)　サイクル末期高温全出力

(c)　サイクル初期高温零出力

(d)　サイクル末期高温零出力

ｂ．高温全出力のケースでは、

(a)　原子炉出力及び１次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ定格出力の 102％及び 304.5℃とする。なお、ＤＮＢＲ評価の初期値は定格値とする。

(b)　制御用制御棒バンクＤは、制御棒クラスタ挿入限界位置にあると仮定し、その位置から制御棒クラスタ１本が飛び出すものとする。

(c)　発電用原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（高設定）」信号によるものとする。

(d)　原子炉圧力の初期値は、圧力解析において定常運転時の最

高圧力とする。

c．高温零出力のケースでは、

(a)　原子炉出力及び1次冷却材平均温度の初期値は、それぞれ定格出力の 10^{-9} 及び 288.3℃とする。

(b)　制御用制御棒バンクDは全挿入位置、他のバンクは挿入限界位置にあると仮定し、バンクDに属する制御棒クラスタ1本が飛び出すものとする。

(c)　発電用原子炉の自動停止は、「出力領域中性子束高（低設定）」信号によるものとする。

(d)　原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析において定常運転時の最低圧力、圧力解析において定常運転時の最高圧力とする。

d．原子炉圧力の評価においては、燃料から冷却材への熱伝達、金属－水反応、冷却材中での熱発生を考慮し、制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングの破損による減圧効果を無視する。

e．制御棒クラスタの飛び出しによって、以下の反応度が 0.1秒の間に添加されるものとする。

サイクル初期高温全出力	0.15%	△K／K
サイクル末期高温全出力	0.15%	△K／K
サイクル初期高温零出力	0.90%	△K／K
サイクル末期高温零出力	1.0 %	△K／K

f．実効遅発中性子割合（βeff）は以下の値を使用する。

サイクル初期	0.48%
サイクル末期	0.43%

g．ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピ解析では、初期の燃

料エンタルピを高めに与えるように小さめのギャップ熱伝達係数をコード内部で計算し、初期値から一定として使用する。

h．燃料被覆管表面熱伝達係数は以下に示す相関式により計算する。

(a)　サブクール状態　　Dittus-Boelterの式[10]

(b)　核沸騰状態　　Jens-Lottesの式[11]

(c)　膜沸騰状態　　Bishop-Sandberg-Tongの式[6]

解析ではいったんＤＮＢに達すれば、その後は膜沸騰状態が持続するものとする。

i．事故に伴う原子炉出力の急上昇は、ドプラ効果によって抑えられる。ドプラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。

また、制御棒クラスタ駆動装置圧力ハウジングの破損に伴う減圧沸騰による負の反応度効果は、考慮しないものとする。

j．制御棒クラスタ飛び出し直後の熱流束熱水路係数は以下の値を使用する。また、その後の熱流束熱水路係数は、高温全出力のケースについては一定とし、高温零出力のケースについては、制御棒クラスタ飛び出し後の反応度帰還効果による出力分布の変化を考慮する。

サイクル初期高温全出力	5.0
サイクル末期高温全出力	5.0
サイクル初期高温零出力	14
サイクル末期高温零出力	26

k．ＰＣＭＩ破損量の評価においては、破損量が多くなるような炉心を想定し、かつ、サイクル末期の評価では、ペレットの燃

焼度が最高燃焼度に達するものとして評価する。

(3) 解析結果

a．中性子束の過渡変化をケースごとに第3.3.1.1図～第3.3.1.4図に示す。また、高温零出力のケースについては、燃料エンタルピを併せて図に示し、解析結果を第3.3.1.1表にまとめる。原子炉圧力の変化を第3.3.1.5図及び第3.3.1.6図に示す。

b．いずれのケースも、制御棒クラスタ飛び出しに伴う原子炉出力の急峻な上昇は、負のドプラ反応度帰還効果により抑制され、「中性子束高」信号により下記の時刻に制御棒クラスタが落下を開始することにより終止する。

サイクル初期高温全出力	約 0.6秒
サイクル末期高温全出力	約 0.5秒
サイクル初期高温零出力	約 0.6秒
サイクル末期高温零出力	約 0.6秒

その後は、原子炉冷却材喪失と同様に非常用炉心冷却設備により長期にわたる冷却の維持が行われる。

c．高温零出力のケースにおける燃料エンタルピの最大値は、サイクル末期で生じ、約461kJ／kg・UO_2である。

また、原子炉圧力の最大値は、サイクル初期高温零出力のケースで生じ、約16.6MPa[gage]である。

d．「3.4 環境への放射性物質の異常な放出」で考慮する燃料破損割合は、以下の中から最大のものを使用する。

(a) 高温全出力のケース

ＤＮＢＲが許容限界値を下回る燃料棒は破損するものとし、破損する燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対する割合は次

のとおりとなる。

サイクル初期　　約 4 %

サイクル末期　　約 2 %

また、燃料中心温度の最高値は、サイクル初期約 2,381℃、サイクル末期約 2,154℃であり、溶融点未満である。

(b) 高温零出力のケース

燃料エンタルピの最大値はサイクル末期の約 461kJ／kg・UO_2であり、燃料の許容設計限界 712kJ／kg・UO_2を超えない。

また、燃焼の進んだ燃料のピーク出力部燃料エンタルピの増分がＰＣＭＩ破損しきい値のめやすを上回る燃料棒数の炉心の全燃料棒数に対する割合は、次のとおりとなる。

サイクル初期　　0%

サイクル末期　　約　1%

ｅ．ピーク出力部燃料エンタルピは、最大で約 449kJ／kg・UO_2である。また、ＰＣＭＩ破損燃料及び破裂する浸水燃料の重量和は、最も大きくなるケースで約 112kg である。この場合のＰＣＭＩ破損及び浸水燃料の破裂によって発生する衝撃圧力の持つ機械的エネルギは約 91kJ であり、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギ 7.3×10^3kJ に対して十分小さい。したがって、衝撃圧力により原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

第 3.3.1.1 表　制御棒飛び出し解析結果(高温零出力)

項目＼ケース		サイクル初期	サイクル末期
燃料エンタルピ最大値 (kJ／kg・UO_2)		428	461
ピーク出力部燃料エンタルピ最大値 (kJ／kg・UO_2)		393	449
ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値 (kJ／kg・UO_2)	燃焼度 25,000MWd／t 未満	316	372
	燃焼度 25,000MWd／t 以上 40,000MWd／t 未満	203	340
	燃焼度 40,000MWd／t 以上 65,000MWd／t 未満	203	241
	燃焼度 65,000MWd／t 以上 75,000MWd／t 程度まで	該当燃焼度のペレットなし	227

3.3.1.3　結　　論

燃料エンタルピの最大値は約 461kJ／kg・UO_2 であり、判断基準を十分下回っており、燃料の大きな損傷が生じることはなく、炉心の冷却能力が失われることはない。

原子炉圧力は過度に上昇することはなく、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が問題となることはない。

3.4　環境への放射性物質の異常な放出

3.4.1　放射性気体廃棄物処理施設の破損

3.4.1.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、放射性気体廃棄物処理設備の一部が破損し、ここに貯留されていた気体状の放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

具体的には、放射性気体廃棄物処理設備の配管、ガス減衰タンク等が、何らかの理由で破損又は漏えいを起こし、内蔵された放射性物質が施設外に放出される事象である。

評価では、放射性気体廃棄物が最も多く貯蔵されているガス減衰タンク１基が破損し、放射性希ガスが原子炉補助建屋内に放出される事象として考える。

(2)　防止対策

a．放射性気体廃棄物処理設備の配管、タンク類の材料選定、設計、製作、据付け及び検査は関連する規格及び基準に準拠して行い、破損や漏えいの起こる可能性を小さくする。

b．ガス減衰タンクのガス圧力がタンクの設計圧力を下回るように、ガス圧縮装置の吐出圧力を決め、破損の可能性を小さくする。

(3)　拡大防止対策

a．仮にガス減衰タンク等が破損又は漏えいを起こしたとしても、各タンクの出入口に隔離弁を設け、使用中のタンク以外は常時閉止することにより、放出放射能を最大限タンク１基分にとどめるようにする。

b．放射性気体廃棄物処理設備から原子炉補助建屋内にガス状の放射性物質が放出された場合、排気設備によって原子炉補助建屋排気筒へ導く。さらに、排気設備には、放射性ガスの監視設備を設け、周辺環境に放出される放射性物質を監視する。

3.4.1.2　核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1)　評価方法

大気中に放出される希ガスの量は、下記条件により評価し、実効線量は「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

(2)　評価条件

上記防止対策及び設計上の考慮により、ガス減衰タンクの破損の可能性は極めて小さいが、評価上次の条件により評価する。

a．発電用原子炉は事故直前まで定格出力の102%の出力で運転していたものとする。

b．1次冷却材中の希ガス濃度は1%の燃料被覆管欠陥率を基に評価する。

c．原子炉停止に伴い、1次冷却材中の希ガス全量がガス減衰タンク1基に評価上1日で移行すると仮定する。なお、その間の放射性崩壊を考慮する。

d．原子炉補助建屋内に放出される希ガスの全量が大気中に放出されると仮定する。

e．線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、「添付書類六　2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対線量（D／Q）

を用いる。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される希ガスの量及び敷地境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、希ガスの大気放出過程を第3.4.1.1図に示す。

評価項目	評価結果
希ガスの放出量（γ線エネルギ0.5MeV換算）	約 1.7×10^{14} Bq
実効線量	約 0.11 mSv

3.4.1.3 結論

放射性気体廃棄物処理施設の破損を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.4.2　蒸気発生器伝熱管破損

3.4.2.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の出力運転中に、蒸気発生器の伝熱管が破損し、２次冷却系を介して１次冷却材が原子炉格納容器外に放出される事象を想定する。この場合、１次冷却材に放射性物質が含まれていると仮定すると、蒸気発生器２次側で放射性物質による汚染を生じる。この汚染された２次側の蒸気は、タービン又はタービンバイパス系を通り復水器へ導かれるが、もし同時に外部電源が喪失していることなどによりタービンバイパス系が不作動であると、放射性物質は主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁等を通って大気へ放出される。

蒸気発生器の伝熱管が破損した場合、破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁等の閉止操作を行い、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁を操作することにより、１次冷却系は早期に冷却減圧され、２次側への１次冷却材の流出を停止させることにより、放射性物質の環境への放出を抑えることができる。その後、さらに健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁又はタービンバイパス系による１次冷却系の除熱及び減圧を継続することにより、事故は終止できる。

(2)　防止対策

ａ．蒸気発生器の伝熱管や管板肉盛材には、耐食性の優れたニッケル・クロム・鉄合金を使用し、伝熱管のＵ字部の流体力による振動を抑制するため振止め金具を設けるとともに、設計、製作、据付け及び検査も関連する規格及び基準に準拠して行う。

また、供用期間中において必要な検査を行うとともに使用する水の溶存酸素や塩素の含有量を抑えるよう水質を管理することにより、蒸気発生器伝熱管の破損の可能性を極めて小さくする。

b．１次冷却系の過圧を防止し、蒸気発生器伝熱管に過大な差圧が生じないようにするため、加圧器スプレイ、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁を設ける。

c．蒸気発生器のブローダウン配管に蒸気発生器ブローダウン水モニタ、復水器真空ポンプ排気ラインに復水器排気ガスモニタ及び各主蒸気管に高感度型主蒸気管モニタを設け、放射性物質濃度が高くなると、中央制御室において警報を発し、運転員の注意を喚起する。

(3)　拡大防止対策

a．破損の程度が小さい場合は、加圧器水位の低下による充てん／高圧注入ポンプの補給水量の自動増加により、加圧器の水位が定常時より下がることを防止しつつ、通常の停止操作をとることができる。

b．破損の程度が大きい場合は、原子炉保護設備からの信号により発電用原子炉は自動停止する。この事象においては以下の信号の発生が考えられる。

(a)　原子炉圧力低

(b)　過大温度△Ｔ高

c．さらに、１次冷却材量の減少が継続すると、以下の信号で非常用炉心冷却設備が作動し、燃料取替用水タンク及びほう酸注入タンクのほう酸水を炉心に注入する。

(a)　原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

(b)　原子炉圧力異常低

また、「非常用炉心冷却設備作動」信号により主給水ポンプが停止するため、補助給水ポンプにより健全側蒸気発生器２次側への給水を確保し、主蒸気逃がし弁による冷却を行う。

ｄ．破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、中央制御室から操作可能なよう設計し、この主蒸気隔離弁を閉止して２次側における放射性物質の拡散を回避する。

なお、主蒸気隔離弁の閉止機能の信頼性向上を図るため、閉弁操作後現場で同弁を増締めし、閉止することができるようにしている。

ｅ．破損側蒸気発生器２次側への１次冷却材の過大な流出を防止するため、破損側蒸気発生器を蒸気発生器水位計等により検知し、中央制御室において健全側蒸気発生器のタービンバイパス弁又は主蒸気逃がし弁、次いで加圧器スプレイ弁又は加圧器逃がし弁を操作することにより、１次冷却材の圧力を早期に下げることができるよう設計している。

3.4.2.2　事故経過の解析

(1)　解析方法

プラント過渡特性解析コードＭＡＲＶＥＬにより、原子炉出力、原子炉圧力、２次系圧力、１次冷却系から２次冷却系への流出量等の過渡応答を求める。これらのデータを使って燃料棒過渡解析コードＦＡＣＴＲＡＮにより、燃料棒表面の熱流束の時間変化を求め、さらに、熱水力計算コードＴＨＩＮＣ－ⅢによりＤＮＢＲ

への影響を計算する。

(2) 解析条件

a．初期原子炉出力は102%とする。

b．１基の蒸気発生器の伝熱管の１本が、瞬時に両端破断を起こしたものとする。流出流量の算出に当たっては、保守的に評価するように、初期値を 130t／h とした１次冷却系と２次冷却系の差圧の平方根に比例する式を用いる。

c．発電用原子炉は、「原子炉圧力低」信号あるいは「過大温度△Ｔ高」信号により自動停止するものとする。

d．非常用炉心冷却設備の動作は、１次冷却材の流出量を大きくするように充てん／高圧注入ポンプ２台が作動するものとする。

また、補助給水ポンプはタービン動補助給水ポンプの単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ２台が作動するものとする。

e．１次冷却材の２次冷却系への流出量及び大気への蒸気放出量を大きく見積もるため、主蒸気逃がし弁が自動作動するものとする。

f．原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致等により１次冷却材ポンプが停止するまでの間は、１次冷却系を冷却及び減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。

g．事故終止のための運転員操作としては、以下のとおりとする。

(a)　破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁を閉止する操作を行うとともに、破損側蒸気発生器への補助給水を停止する操作を行う。（原子炉トリップ後10分）

(b)　破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁は、原子炉トリップの10分後に閉止操作を開始し、原子炉トリップ後20分で閉止するものとする。

(c)　健全側の主蒸気逃がし弁を開き、１次冷却系の除熱を開始する。（原子炉トリップ後 25 分）

(d)　１次冷却材を高温零出力温度以下に十分減温した後、加圧器逃がし弁を開き、１次冷却系を減圧する。１次冷却系圧力が、破損側蒸気発生器の２次側圧力まで低下した時点で、加圧器逃がし弁を閉じる。（解析では、１次冷却材高温側配管温度が 274℃に減温された時点で減圧を開始する。）

(e)　加圧器逃がし弁の閉止後、１次冷却系圧力の再上昇を確認した後、非常用炉心冷却設備を停止する。（解析では、１次冷却系圧力の再上昇の幅は 0.98MPa とする。）

h．ＤＮＢＲの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(3)　解析結果

a．蒸気発生器伝熱管１本が瞬時に両端破断を起こした場合の結果を第 3.4.2.1 図に示す。１次冷却材が２次冷却系へ流出するのに伴い、加圧器水位及び１次冷却系圧力が低下し、「過大温度△Ｔ高」信号により、事故発生の約 5 分後に、発電用原子炉は安全に自動停止する。

b．原子炉トリップ後、１次冷却系の減圧及び２次冷却系への１次冷却材流出により、事故発生の約７分後に発信する「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」信号によって、非常用炉心冷却設備が作動してほう酸水を炉心に注入する。

c．事故発生後約15分（原子炉トリップ信号発信後10分）の破損側蒸気発生器につながるタービン動補助給水ポンプ蒸気元弁の閉止操作及び破損側蒸気発生器への補助給水の停止操作、事故発生後約25分の破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止、その後の事故発生後約30分の健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開による１次冷却系の除熱の促進及び事故発生後約40分の加圧器逃がし弁開により、１次冷却系圧力は破損側蒸気発生器の２次側圧力まで低下する。

その時点で、加圧器逃がし弁を閉止することにより１次冷却系圧力は再び上昇するが、事故発生後約44分の非常用炉心冷却設備の停止及び健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による１次冷却系の除熱、減圧操作の継続により、事故発生後約50分で１次冷却系圧力は２次冷却系の圧力まで減圧し、１次冷却材の２次冷却系への流出は停止する。（以下、この状態を「隔離」という。）

以後、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁の操作、補助給水系の運転、さらに余熱除去系の運転により発電用原子炉を冷却し、発電用原子炉は冷態停止状態に移行することができる。

d．最小ＤＮＢＲの解析結果を第 3.4.2.2 図に示す。最小ＤＮＢＲは約 1.89 であり、新たに燃料棒の破損は生じない。

ｅ．１次冷却材の２次冷却系への流出量は、第3.4.2.1図に示すように約73ｔである。流出した１次冷却材を含む２次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は約23ｔである。

3.4.2.3　核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1)　評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量は、「4.1.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。

また、実効線量はよう素の吸入摂取による小児の実効線量と外部γ線による実効線量の和として評価する。

よう素の吸入摂取による実効線量は(10－1)式で評価される。

$$E_I = K_{He} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q) \quad \cdots\cdots (10-1)$$

ここで、

E_I　：よう素の吸入摂取による小児の実効線量(mSv)

K_{He}　：Ｉ－１３１の吸入摂取による小児の実効線量係数(mSv／Bq)

また、第3.4.2.1表にＩ－１３１の影響を1とした場合の他のよう素核種の影響割合(以下「Ｉ－１３１等価量への換算係数」という。)を示す。

M　：小児の呼吸率　(m^3／s)

呼吸率は、事故期間が短いことを考慮し、活動時の呼吸率0.31m^3／hを秒当たりに換算して用いる。

Ｑｅ　：よう素の大気放出量

（Ｉ－１３１等価量－小児実効線量係数換算）(Bq)

χ／Ｑ　：相対濃度　(s／m^3)

外部γ線による実効線量は(10－2)式で評価される。

$E_{\gamma} = K_1 \cdot Q_N \cdot (D/Q)$ ……(10－2)

ここで、

E_{γ}　：外部γ線による実効線量(Sv)

K_1　：空気カーマから実効線量への換算係数(＝1Sv／Gy)

Q_N　：希ガスの大気放出量(γ線エネルギ0.5MeV換算)(Bq)

D／Q　：γ線エネルギ0.5MeVにおける相対線量(Gy／Bq)

第3.4.2.1表　よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数及びＩ－１３１等価量への換算係数

核　種	よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数(mSv／Bq)	Ｉ－１３１等価量への換算係数
Ｉ－１３１	1.6×10^{-4}	1
Ｉ－１３２	2.3×10^{-6}	1.44×10^{-2}
Ｉ－１３３	4.1×10^{-5}	2.56×10^{-1}
Ｉ－１３４	6.9×10^{-7}	4.31×10^{-3}
Ｉ－１３５	8.5×10^{-6}	5.31×10^{-2}

(2)　評価条件

a．発電用原子炉は、事故直前まで定格出力の102%で運転されていたものとする。その運転時間は燃料を1／4ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。

b．破損側蒸気発生器は、事故発生後50分で隔離されるものとし、この間に１次冷却系から２次冷却系へ流出する１次冷却材量は、解析結果に余裕を見込んだ値として90tとする。流出した１次冷

却材を含む２次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は、解析結果に余裕を見込んだ値として30tとする。

c．蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、２次冷却系へ流出する放射能源として、以下の２通りを仮定する。

(a)　燃料被覆管欠陥率 1%を用いて計算した１次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約 7.0×10^{13}Bq、希ガス約 3.4×10^{14}Bq（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）

(b)　(a)項の損傷燃料棒から新たに１次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約1.2×10^{15}Bq、希ガス約3.3×10^{15}Bq（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）

この追加放出量は、事故後の１次冷却系圧力が直線的に低下するものとし、この圧力降下に比例して１次冷却材中に放出されるものとする。この場合の追加放出率は、解析結果に余裕を見込んだ値として $1.35\times10^{-2}\text{min}^{-1}$とする。

d．この１次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に１次冷却系から２次冷却系へ流出する放射能量は、１次冷却材中の濃度に依存するものとする。

e．２次冷却系に流出してきた希ガスについては、全量が大気中へ放出されるものとする。

f．２次冷却系に流出してきたよう素については、気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。

g．原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致等により１次冷却材ポンプが停止するまでの間は、１次冷却系を冷却、減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。

ｈ．破損側蒸気発生器隔離後２次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより、よう素が大気中に放出されるものとする。

弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後 5m^3／ｄとし、その後は２次冷却系圧力が24時間で直線的に大気圧まで減圧すると仮定し、この２次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。

ｉ．線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁用排気管出口を通して放出されるが、評価上厳しめに地表面から放出されると仮定し、「添付書類六　2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度（χ／Ｑ）及び相対線量（Ｄ／Ｑ）を用いる。

(3)　評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第 3.4.2.3 図及び第 3.4.2.4 図に示す。

評　価　項　目		評価結果
放出量	よ　う　素 （Ｉ－１３１等価量－小児実効線量係数換算）	約 1.2×10^{11} Bq
	希ガス（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）	約 4.7×10^{14} Bq
実　効　線　量		約　0.42　mSv

3.4.2.4　結　　論

蒸気発生器伝熱管の破損が生じた場合は、１次冷却系は早期に冷却減圧されることにより、破損側蒸気発生器は隔離され、事故を終止させることができる。また、最小ＤＮＢＲは約 1.89 であり新たに燃料棒の破損は生じない。

この場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.4.3　燃料集合体の落下

3.4.3.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、発電用原子炉の燃料交換時に何らかの理由によって燃料集合体が落下して破損し、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

具体的には、燃料取扱作業中、燃料取扱装置の機械的故障によって、取扱中の燃料集合体が使用済燃料ピットに落下し、燃料被覆管の機械的破損を生じるような事象として考える。

(2)　防止対策

a．燃料取扱装置の設計、製作、据付けや燃料取扱方法の確立に当たっては、燃料取扱いの際に臨界の可能性がなく、放射線業務従事者に過度の被ばくが起こる可能性がないよう考慮を払う。

b．燃料取扱いを行う際は、原子炉キャビティにはほう素を含む燃料取替用水を満たし、厳重な運転管理下でほう素濃度の点検調整を行う。このほう素濃度は、すべての制御棒クラスタを挿入した低温停止状態で実効増倍率0.95以下が確保されるのに必要な濃度以上に保つ。

c．燃料取扱作業中は、中性子源領域の核計装等により、炉内中性子束の常時監視を行うので、異常事態の発生は直ちに検知できる。

d．使用済燃料ピットは、たとえ新燃料を貯蔵し純水で満たされたとしても、実効増倍率が0.98以下となるように、燃料集合体の中心間隔を設計しており、ラックで垂直に支えて貯蔵する配置とする。

e．原子炉キャビティに所要の水位が保たれていないと、「使用済燃料ピット水位低」等の警報を中央制御室に発し、運転員の注意を喚起し、かつ、取り扱う燃料の操作及び移送は、すべて水中で十分な遮へい距離をもって行うので、放射線業務従事者が過度に被ばくするおそれはない。

f．燃料取替クレーンのグリッパは、空気作動式で、空気圧が供給されないときは、燃料を保持したまま取外しのできない構造であり、さらに、荷重指示計を設け、あらかじめ設定された荷重を超えるとつり上げを行えないインターロックを設けて、過大荷重による落下を防止する。また、使用済燃料ピットクレーンは駆動源の喪失に対してフェイル・アズ・イズの設計とし、さらに、燃料取替クレーン及び使用済燃料取扱工具は機械的なロック装置が内蔵されており、燃料取扱中にはグリッパが閉じないような設備にするので落下のおそれは極めて少ない。

g．運転要領を十分に整備し、よく訓練された監督者の直接指揮下で燃料取扱操作を行う運転管理体制をとる。

h．燃料集合体は十分な強度を有し、万一落下しても簡単に破損することはない。

(3)　拡大防止対策

万一、燃料が落下した場合には、使用済燃料ピット排気ガスモニタの信号により、燃料取扱建屋の排気を通常系統から、使用済燃料ピット排気装置に切り替えられるよう設計し、大気に放出される放射性よう素の低減をはかることができる。

燃料を取り扱う使用済燃料ピットは、所要の水位が保たれており、万一燃料が落下して破損した際も、使用済燃料ピット中でよ

う素は水に溶解し、燃料取扱建屋内に放出される量は低減される。

3.4.3.2　核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1)　評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量は、下記条件により評価し、実効線量は、「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法で評価する。

(2)　評価条件

a．燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱中の燃料集合体1体が操作上の最高の位置から落下し、落下した燃料集合体の全燃料棒の 10%の燃料棒の被覆管が破損するものとする。(12)(13)

b．原子炉停止時の燃料ギャップ内の核分裂生成物の量は、発電用原子炉が全出力運転（定格出力の 102%）された取替炉心のサイクル末期の最大出力集合体（運転時間 40,000 時間）のものとする。

c．燃料取扱作業は、原子炉停止後 100 時間において開始され、この時点で落下事故が生じるものとする。

d．損傷した燃料棒の燃料ギャップ内の核分裂生成物の全量が、使用済燃料ピット水中に放出されるものとする。

e．使用済燃料ピット水中に放出された希ガスの水中への溶解を無視し、全量が燃料取扱建屋内に放出されるものとする。

f．使用済燃料ピット水中に放出されたよう素は、水に溶けやすいためほとんど水中にとどまると考えられるが、水中での除染係数は 500 とする。

g．燃料取扱建屋内に放出された希ガス及びよう素は、直接大気中に放出されるものとする。

h．線量評価に必要な拡散、気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、「添付書類六　2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度（χ／Q）及び相対線量（D／Q）を用いる。

(3)　評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第 3.4.3.1 図及び第 3.4.3.2 図に示す。

評　価　項　目		評価結果
放出量	よ　う　素 （Ｉ－１３１等価量－小児実効線量係数換算）	約 7.2×10^{10} Bq
	希ガス（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）	約 5.3×10^{12} Bq
実　効　線　量		約　0.082 mSv

3.4.3.3　結　　論

燃料集合体の落下を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.4.4　原子炉冷却材喪失

3.4.4.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(2)　防止対策

この事１故の防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3)　拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

さらに、環境への放射性物質の異常な放出を低減させるため、以下の対策を講じる。

ａ．原子炉格納容器スプレイ設備には、原子炉格納容器内のよう素を低減させるため、よう素除去剤を添加する装置を設ける。

ｂ．事故期間中、原子炉格納容器からアニュラス部へ漏出した空気を浄化するために、アニュラス空気再循環設備を設ける。

ｃ．再循環期間中、非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系から安全補機室へ漏出した放射性物質は安全補機室空気浄化設備によって浄化する。

3.4.4.2　核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1)　評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度及び線量は、「4.1.1 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。ただし、空気カーマから

全身に対する線量への換算係数にかわり、空気カーマから実効線量への換算係数(＝1Sv／Gy)を用いる。

また、大気中に放出される核分裂生成物による実効線量は、「3.4.2　蒸気発生器伝熱管破損」と同様な方法により評価する。ただし、呼吸率は、事故期間が1日以上に及ぶことより、1日平均の呼吸率5.16m^3／dを秒当たりに換算して用いる。

(2)　評価条件

a．事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の102%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を1／4ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高40,000時間とする。

b．原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス	1　%
よう素	0.5　%

c．放出されたよう素のうち、有機よう素は4%とし、残りの96%は無機よう素の形態をとるものとする。

d．原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50%が原子炉格納容器内部に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。

e．工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、ディーゼル発電機1台の不作動を仮定する。

f．原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率[14]は、等価半減期50秒とする。

ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるま

での時間は評価上5分とする。

g．原子炉格納容器からの漏えい率[15]は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応する漏えい率を下回らないような値とする。

h．原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り3%はアニュラス部以外で生じるものとする。

i．「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気再循環設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上10分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。

また、負圧達成後も、アニュラス排気風量の切替え（事故発生後30分）までは、アニュラス内空気の再循環は考慮しない。

j．原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニュラス空気再循環設備を経て再循環するが、その一部は、アニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。このとき、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。

k．アニュラス空気再循環設備のよう素フィルタの効率[16]は、評価上95%とする。

l．希ガスに対するアニュラス空気再循環設備のフィルタ効果及び原子炉格納容器スプレイ水による除去効果等は無視する。

m．事故後の非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）からは、事故期間中

（30 日間）安全補機室内へ、評価上 $4\times10^{-3}m^3$／h の漏えいがあるものとする。

n．再循環水中の放射能量は事故発生直後、b 項と同量のよう素が無機よう素として溶解したものとする。

o．再循環水体積は、評価上 $1,400m^3$ とする。

p．再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は 5%とし、安全補機室内でのよう素沈着率は 50%とする。

q．安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率[16]は、評価上 95%とする。

r．原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量については、以下の条件に従って評価する。

(a) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。

(b) 核種の選定に当たって、よう素に関しては、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギの小さいもの以外の核種、希ガスに関しては、半減期 10 分以上の核種、その他の核種については、原子炉格納容器から外周コンクリート壁ドーム部を透過したγ線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外周コンクリート壁円筒部を透過したγ線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギを持ち、半減期が 10 分以上の核種を対象とする。

(c)　核分裂生成物によるγ線エネルギは以下のエネルギ範囲別に区分する。

代表エネルギ(MeV／dis)	エネルギ範囲(MeV／dis)
0.4	E ≦ 0.4
0.8	0.4 ＜ E ≦ 1.0
1.3	1.0 ＜ E ≦ 1.5
1.7	1.5 ＜ E ≦ 1.8
2.5	1.8 ＜ E

s．事故の評価期間は、原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間(30日間)とする。

t．環境への核分裂生成物の放出は、排気筒より行われるものとする。

u．線量評価に必要な拡散、気象条件としては、「添付書類六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度（χ／Q）及び相対線量（D／Q）を用いる。

(3)　評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第3.4.4.1図及び第3.4.4.2図に示す。

評　価　項　目		評価結果
放出量	よ　う　素 （Ｉ－１３１等価量－小児実効線量係数換算）	約 2.5×10^{11} Bq
	希ガス（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）	約 5.3×10^{13} Bq
実　効　線　量*		約　0.16　mSv

＊実効線量には、原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量（約 0.090mSv）を含む。

3.4.4.3　結　　論

原子炉冷却材喪失を仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.4.5　制御棒飛び出し

3.4.5.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、「3.3.1 制御棒飛び出し」で想定した制御棒クラスタ飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(2)　防止対策

この事故の防止対策については、「3.3.1 制御棒飛び出し」と同じである。

(3)　拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「3.3.1 制御棒飛び出し」と同じである。

さらに、環境への放射性物質の異常な放出を低減するための対策は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同じである。

3.4.5.2　核分裂生成物の放出量及び線量の評価

(1)　評価方法

大気中に放出される核分裂生成物の量及び線量並びに原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の線源強度及び線量は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同様な方法により評価する。

(2)　評価条件

a．破損する燃料棒割合としては、「3.3.1 制御棒飛び出し」で評価した値のうち最も厳しい値である4%を使用する。

b．原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心全体の内蔵量に対し次の割合で放出されるものとする。

希ガス	0.13%
よう素	0.065%

c．原子炉格納容器スプレイ設備は、「原子炉トリップ」信号等により事故を検知し、操作に要する時間を見込んで事故発生後 30 分で起動する。

d．「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気再循環設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は評価上 10 分とし、その間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま全量大気中へ放出されるものとし、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。

e．原子炉格納容器からの漏えい率は、評価上次のように仮定する。

事故後 24 時間まで	0.111％／d
その後 29 日間	0.0555％／d

f．その他の条件は、「3.4.4 原子炉冷却材喪失」と同様である。

(3) 評価結果

この事故によって大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量を次表に示す。また、よう素及び希ガスの大気放出過程を第 3.4.5.1 図及び第 3.4.5.2 図に示す。

評　　価　　項　　目		評価結果
放出量	よ　う　素 （Ｉ－１３１等価量－小児実効線量係数換算）	約 3.5×10^{10} Bq
	希ガス（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）	約 6.9×10^{12} Bq
実　効　線　量*		約 0.022　mSv

＊実効線量には、原子炉格納容器内の浮遊核分裂生成物による直接線量及びスカイシャイン線量（約 0.012mSv）を含む。

3.4.5.3　結　　論

制御棒飛び出しを仮定した場合、核分裂生成物の放出量は少なく、周辺の公衆に対し著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

3.5　原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化

3.5.1　原子炉冷却材喪失

3.5.1.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に１次冷却材が系外に流出し、原子炉格納容器内の圧力、温度が異常に上昇する事象を想定する。

(2)　防止対策

この事故の防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3)　拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

3.5.1.2　事故経過の解析

(1)　解析方法[17]

事故の経過は、「3.2.1.2(1) 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－」の場合とほぼ同じであるが、事故時の原子炉格納容器内圧、温度に着目した解析を行う。

したがって、計算コードの構成は、ブローダウン解析コードＳＡＴＡＮ－Ⅵ、リフィル／再冠水解析コードＷＲＥＦＬＯＯＤ及び原子炉格納容器内圧解析コードＣＯＣＯからなる。

(2)　解析条件

解析に当たっては、実際よりも十分に厳しい解析結果を得るために、次のような解析条件を用いる。

ａ．配管の破断は、内圧上昇の点から最も厳しい蒸気発生器出口

側配管の瞬時の両端破断で、流出係数 1.0 の場合を解析する。

b．原子炉出力は定格出力の 102%とする。

c．非常用炉心冷却設備のパラメータとして以下の値を用いる。

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力　　4.04MPa[gage]

蓄圧注入系の蓄圧タンクの保有水量 29.0m^3（1基当たり）

また、高圧注入系及び低圧注入系からの注入は、ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。この仮定は再冠水開始時間を早め、破断口からの質量流量及びエネルギ放出量を増大させるので、原子炉格納容器内圧上昇の観点から厳しいものである。

d．工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として、原子炉格納容器スプレイ設備1系列の不作動を仮定する。これは、内圧上昇の観点から厳しいものである。

また、解析では、常用電源はすべて喪失するものとし、非常用電源の供給もディーゼル発電機の電圧が確立するまでの間遅延されるものとする。

e．ブローダウン過程中に蓄圧注入系より注入されるほう酸水は、炉心から十分に熱が伝達されるように原子炉容器のダウンカマ部及び下部プレナムに注入されるものとする。

f．再冠水解析においては、炉心で発生する蒸気及び巻き込まれた水滴のループを通過して原子炉格納容器へ放出される量が大きいほど厳しい結果を与えるので、解析上の仮定として1次冷却材ポンプは、その特性に従って動くものとする。

g．事故後の炉心部での発熱量を評価する際には、発電用原子炉は定格出力の 102%で長時間運転されてきたものとし、崩壊熱と

しては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線[4]を使用する。

(3) 解析結果

以上により解析した結果を第3.5.1.1図に示す。1次冷却材管の破断後、原子炉格納容器内に冷却材が流出するため、原子炉格納容器内圧は急速に上昇する。しかし、ブローダウンが進むにつれて流出流量が少なくなるとともに、圧力上昇に伴い温度も高くなり、熱吸収体による除熱が大きくなるため、事故後約16秒にブローダウンエネルギによって形成される第1ピーク圧力約0.192MPa[gage]が現れる。その後、熱吸収体の効果により、圧力は漸減していくが、約20秒に再冠水が始まり蒸気発生器を回って原子炉格納容器へ放出されるエネルギの効果により、圧力は再び緩やかに上昇していく。

一方、ブローダウンによる原子炉格納容器内圧上昇により、「原子炉格納容器圧力異常高」信号の原子炉格納容器スプレイ作動限界値に破断発生後約6秒で達することにより、約105秒から原子炉格納容器スプレイが開始され、これ以降原子炉格納容器スプレイによる除熱も行われる。

事故後約217秒には、再冠水により全炉心がクエンチし、原子炉格納容器へのエネルギ放出が減少することにより、第2ピーク圧力約0.211MPa[gage]、温度約119℃が現れ、これが最高圧力、最高温度となる。これ以降原子炉格納容器へ持ち込まれるエネルギが減少するため、圧力は低下していく。

3.5.1.3　結　　論

原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器圧力の最高値は、約0.211MPa[gage]であり、最高使用圧力0.245MPa[gage]を下回っており、原子炉格納容器の健全性は確保できる。

3.5.2　可燃性ガスの発生

3.5.2.1　事故の原因、防止対策及び拡大防止対策

(1)　事故の原因及び説明

この事故は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で想定した原子炉冷却材喪失の際に、可燃性ガスが発生する事象を想定する。

この具体的な判断基準として、下記の基準を用いる。

原子炉格納容器内の水素及び酸素の濃度は、事故発生後少なくとも30日間は、いずれかが次の値以下であること。

水　　素	4%
酸　　素	5%

(2)　防止対策

この事故の防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

(3)　拡大防止対策

この事故の拡大防止対策については、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」と同じである。

3.5.2.2　事故経過の解析

(1)　解析方法

事故後、原子炉格納容器内に蓄積される水素の量は以下の条件により解析し、原子炉格納容器内に均一に分布するものとして、原子炉格納容器内の水素濃度の変化を求める。

(2)　解析条件

a．発電用原子炉は事故直前まで定格出力の102%で運転していたものとする。

b．水素の発生源としては、炉心水及びサンプ水の放射線分解、ジルコニウム－水反応及びその他の金属との腐食反応を考慮する。

c．事故時のジルコニウム－水反応量は「3.2.1.2(1)c.解析結果」で得られた値の5倍の1.5%とする。

d．炉心内の核分裂生成物の内蔵量のうちハロゲン50%、並びに、希ガス及びハロゲンを除く核分裂生成物の1%が原子炉格納容器内の水の液相中に存在するものとする。さらに、他の核分裂生成物は、希ガスを除き、すべて炉心部に存在するものとする。

e．放射線分解により発生する水素ガスの生成割合（G値）[18]は炉心水に対し0.4分子／100eV、サンプ水に対し0.3分子／100eVとする。

f．工学的安全施設についての動的機器の単一故障の仮定として低圧注入系1系列の不作動を仮定する。

(3) 解析結果

以上により解析した結果、原子炉格納容器内の水素濃度の変化は第3.5.2.1図に示すようになり、事故発生後30日時点では約1.9%となる。

その後水素濃度の上昇があるが、格納容器減圧装置等を利用して制御を行うので、水素濃度は4%未満に保持される。

3.5.2.3 結　　論

原子炉冷却材喪失を仮定した場合、事故発生後少なくとも30日間は原子炉格納容器内の水素濃度が4%に達することはない。

3.6　その他（地震、火災、台風、洪水など）

(1)　地　　震

発電所施設を安全上の重要度に従ってＡ、Ｂ、Ｃの３クラスに分類し、それぞれ重要度に応じた耐震設計を行っており、特に１次冷却設備、原子炉補助設備、原子炉格納施設などの設計、製作及び据付けには川内地点で起こると想定される地震に対しても十分その健全性と機能が維持できるよう考慮を払う。また、分類した各施設のうち、上位の分類に属するものは、下位の分類に属するものの破損によって波及的事故が起こらないよう考慮している。これらの機械的設計のほかに、ある程度以上の地震が起こった場合、「水平地震」又は「鉛直地震」信号により発電用原子炉の自動停止を行う。

（添付書類八　1.4耐震設計参照）

(2)　火　　災

各防火対象物及びその有効区域内に、中央制御室へ警報する火災感知設備を設ける。

さらに、中央制御室において火災が発生する可能性を極力抑えるように、中央制御室内の主要ケーブル、制御盤等は、原則として不燃性、難燃性の材料を使用するとともに、中央制御室には消火器を設置する。

また、すべての建家の屋内及び屋外には次のような消火設備を装備し、たとえ火災が発生しても万全の態勢がとれる防火対策を講じる。

ａ．水消火設備

ｂ．炭酸ガス消火設備

c．泡消火設備

d．可搬式消火器

（添付書類八　6.2原子炉計装及び10.6消火設備参照）

(3)　台　　風

原子炉格納施設及びその他の建屋の設計には、日本最大級の台風に対する考慮を払っており、さらに現在まで、敷地付近で台風による直接的な問題となるような災害の記録がないことからみて、発電所の安全性が台風により損なわれることは考えられない。

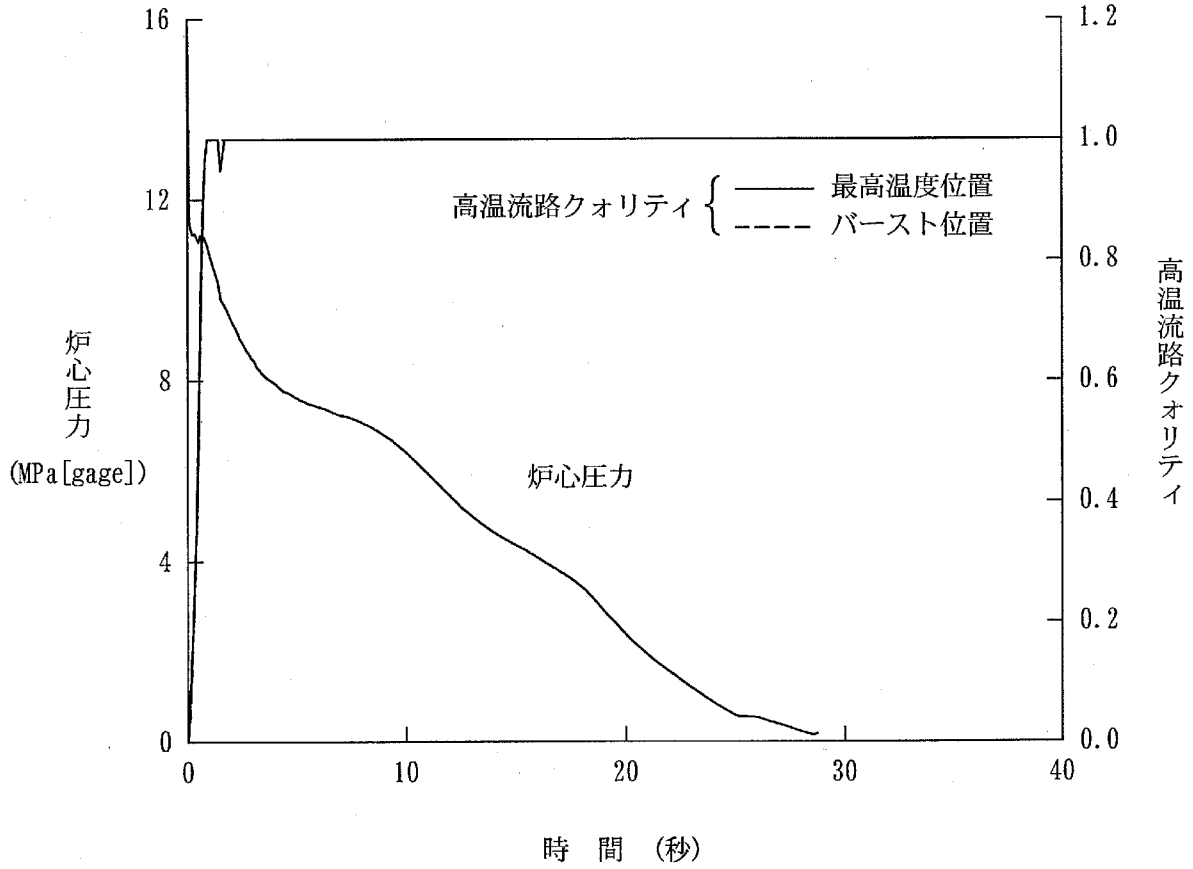
（添付書類六　2.気象及び添付書類八　1.安全設計参照）

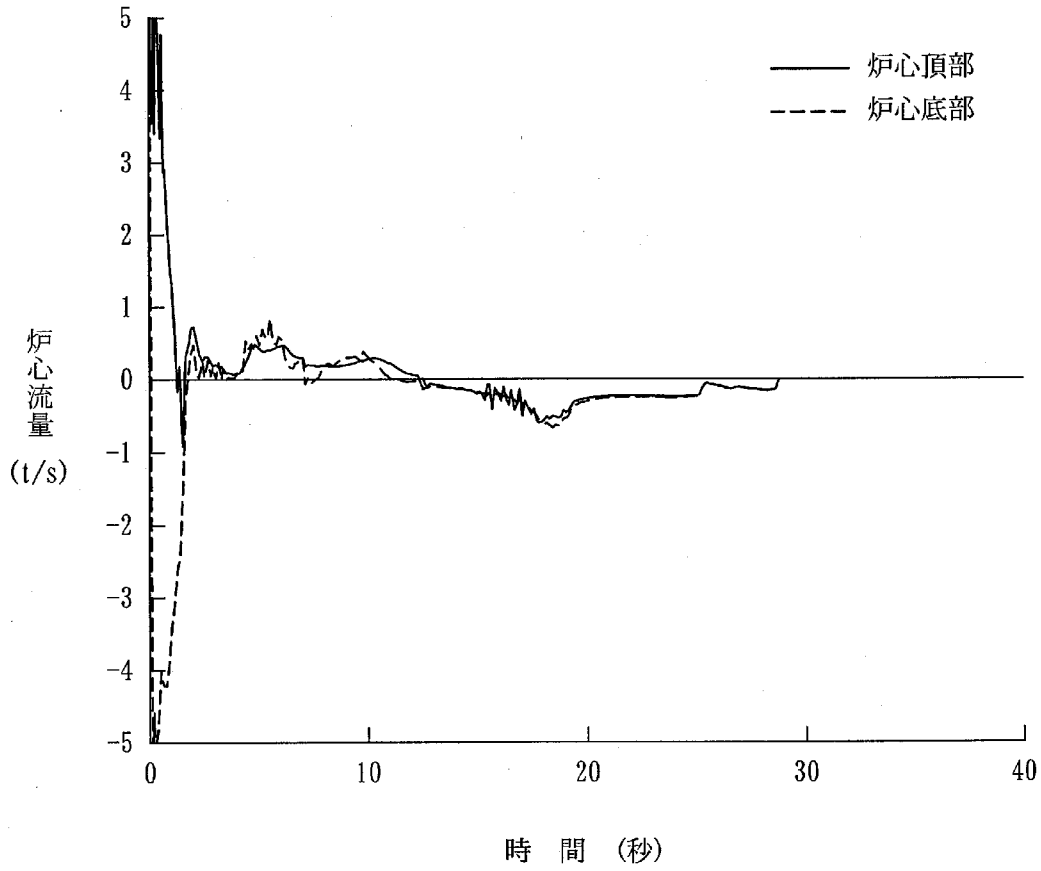
(4)　洪水など

発電所設置地点の敷地の地形と潮位から考えて、洪水、地すべり、津波などによって発電所の安全性が阻害されることは考えられない。

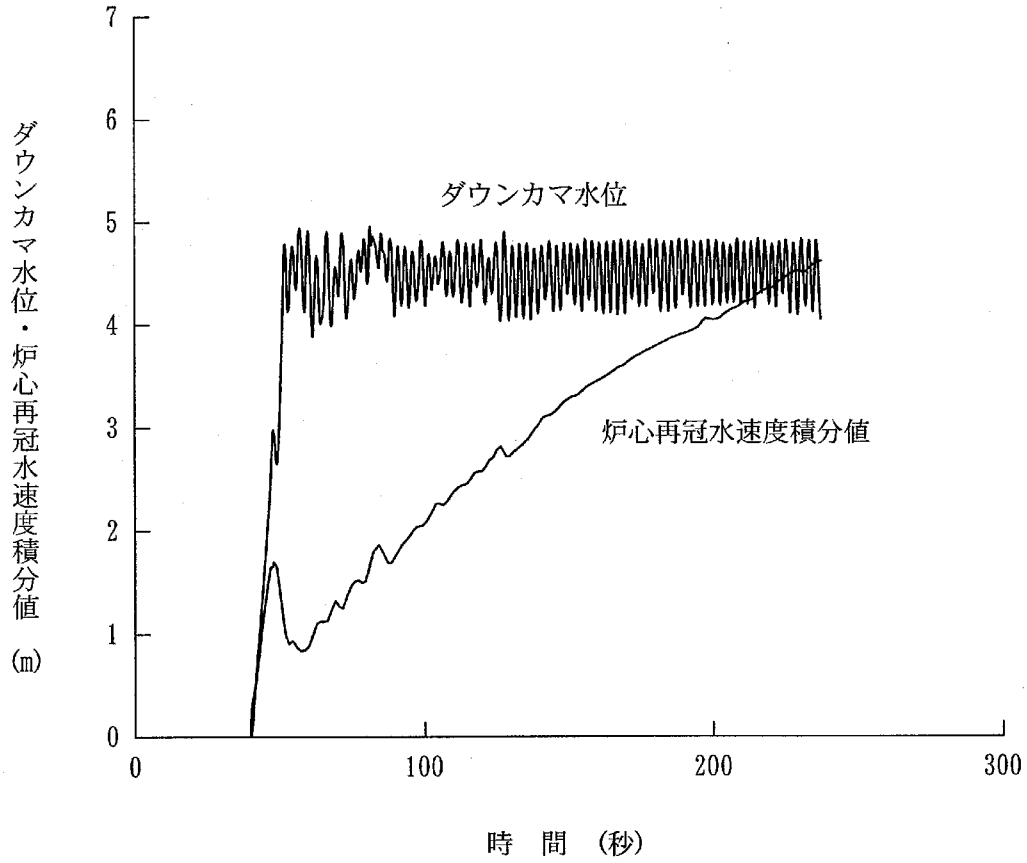
また、敷地付近において過去に問題となるような被害を被った記録もない。

（添付書類六　3.地盤及び4.水理参照）

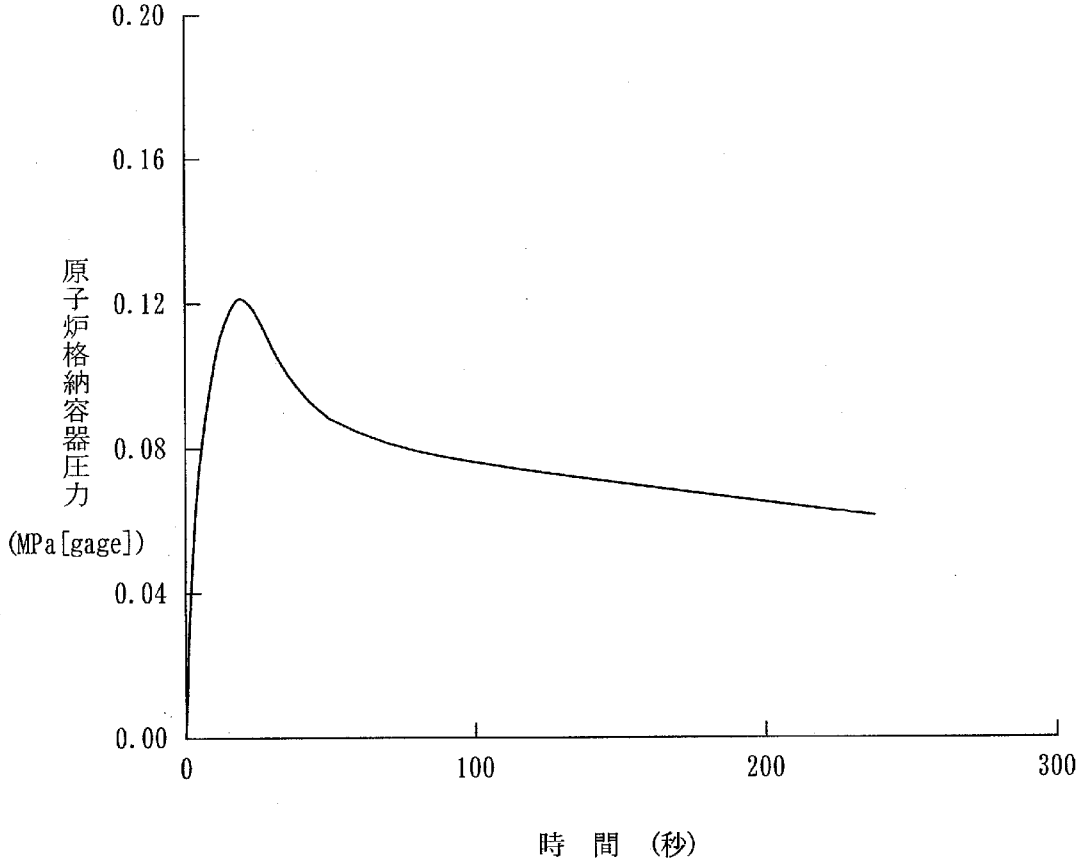




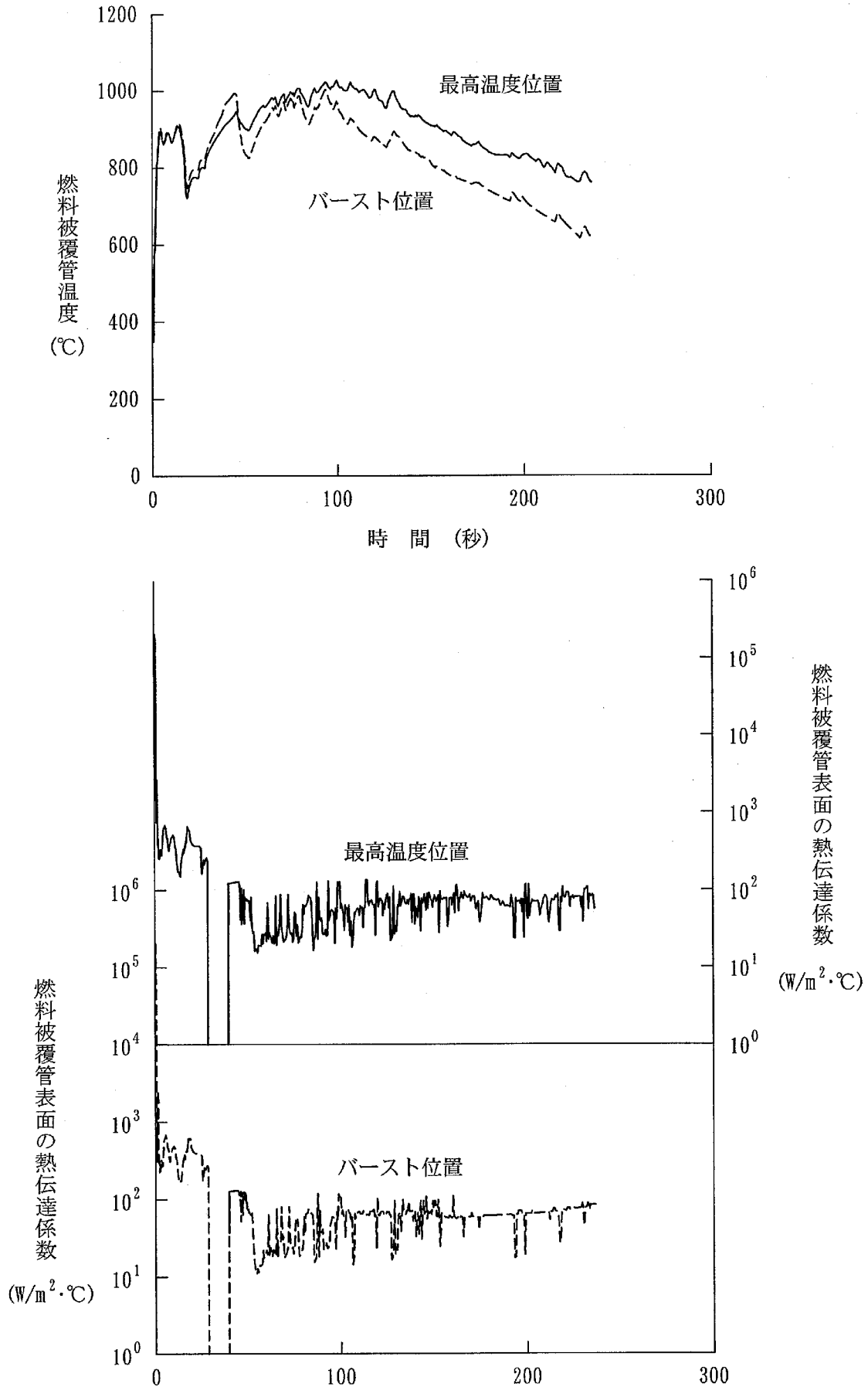
第3.2.1.1図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－大破断(1)



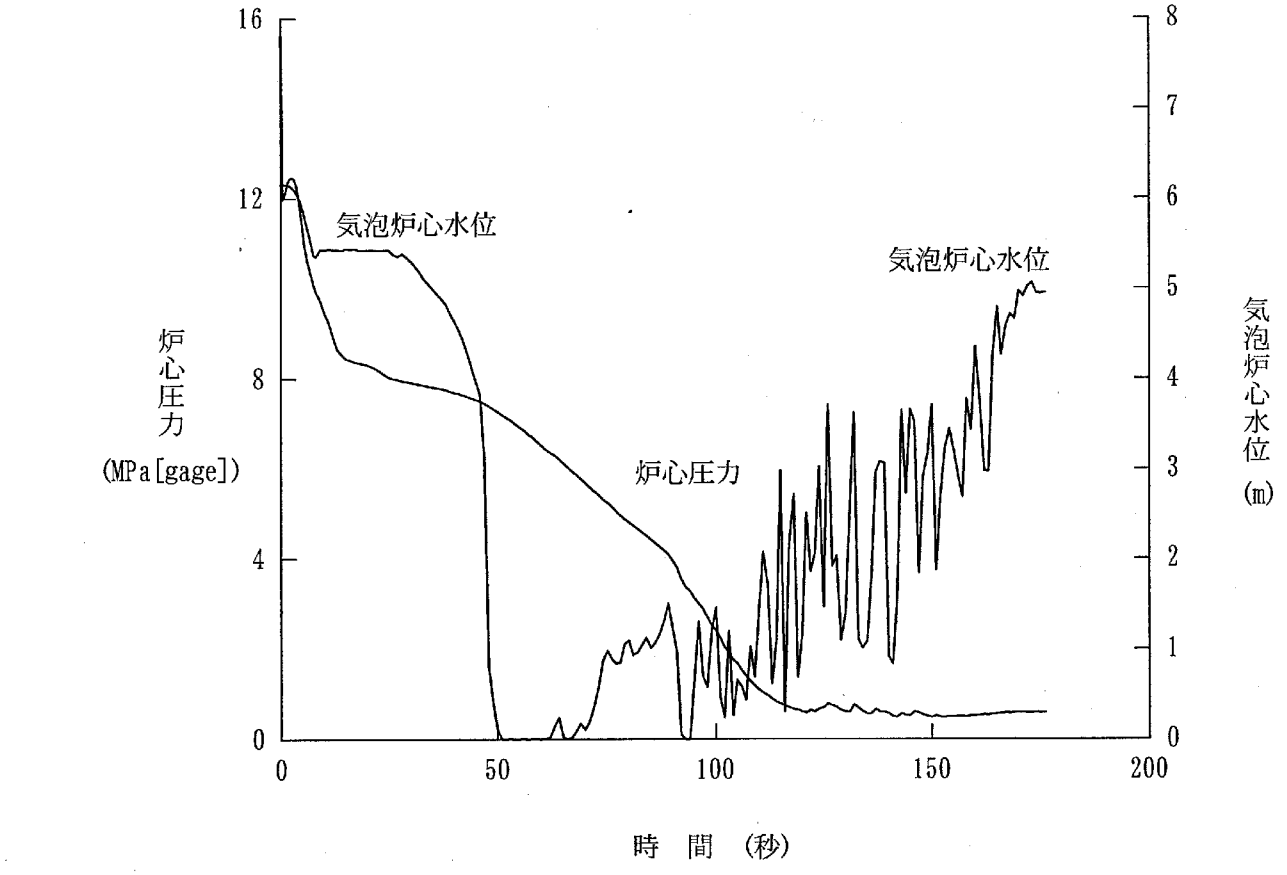
第3.2.1.2図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－大破断(2)

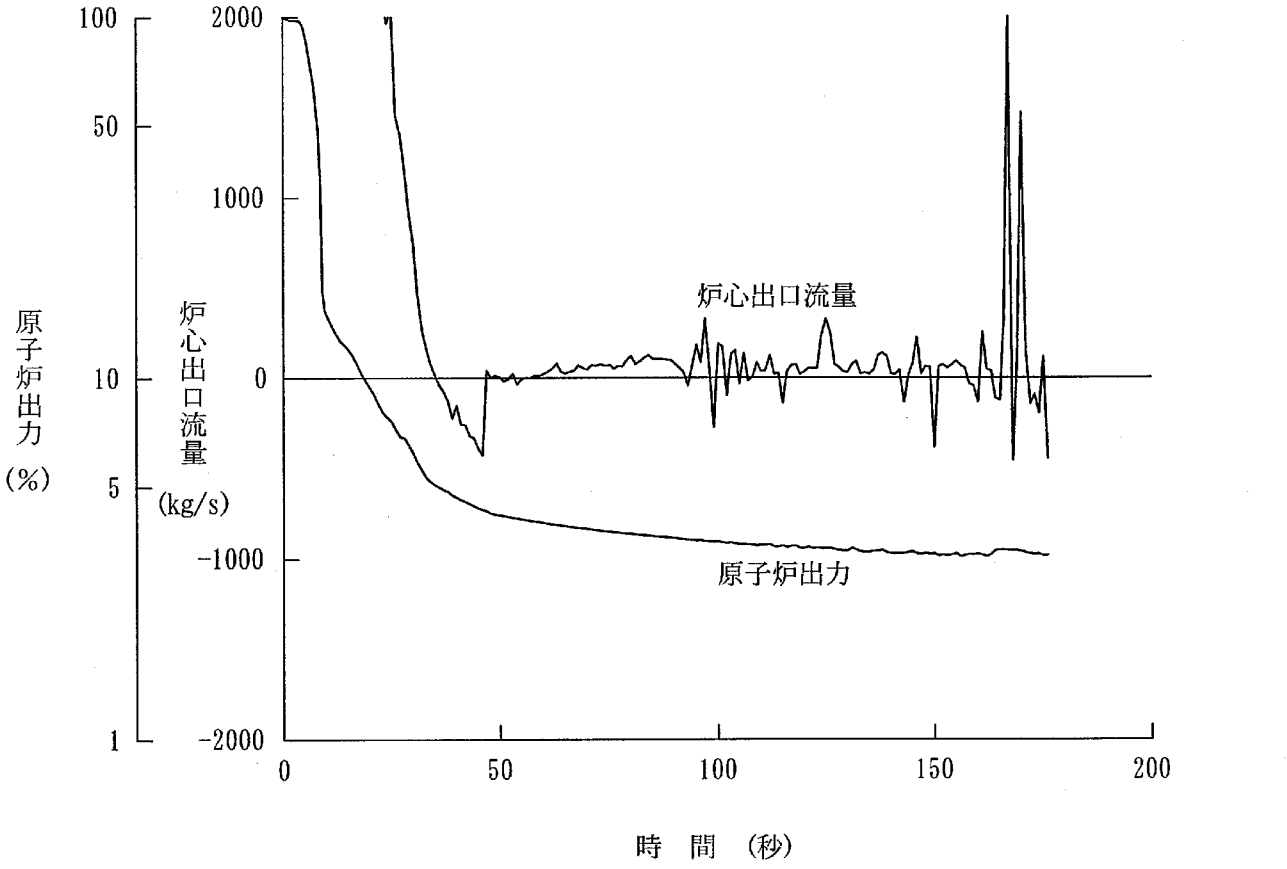


第3.2.1.3図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－大破断(3)

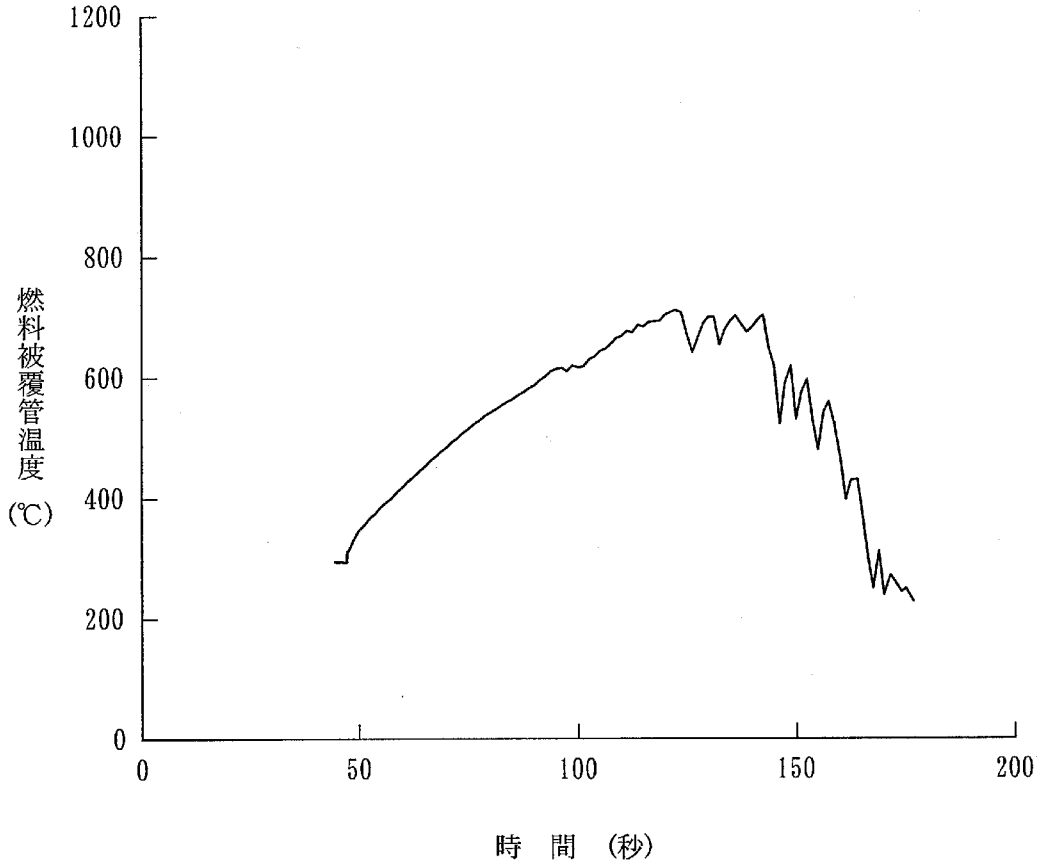


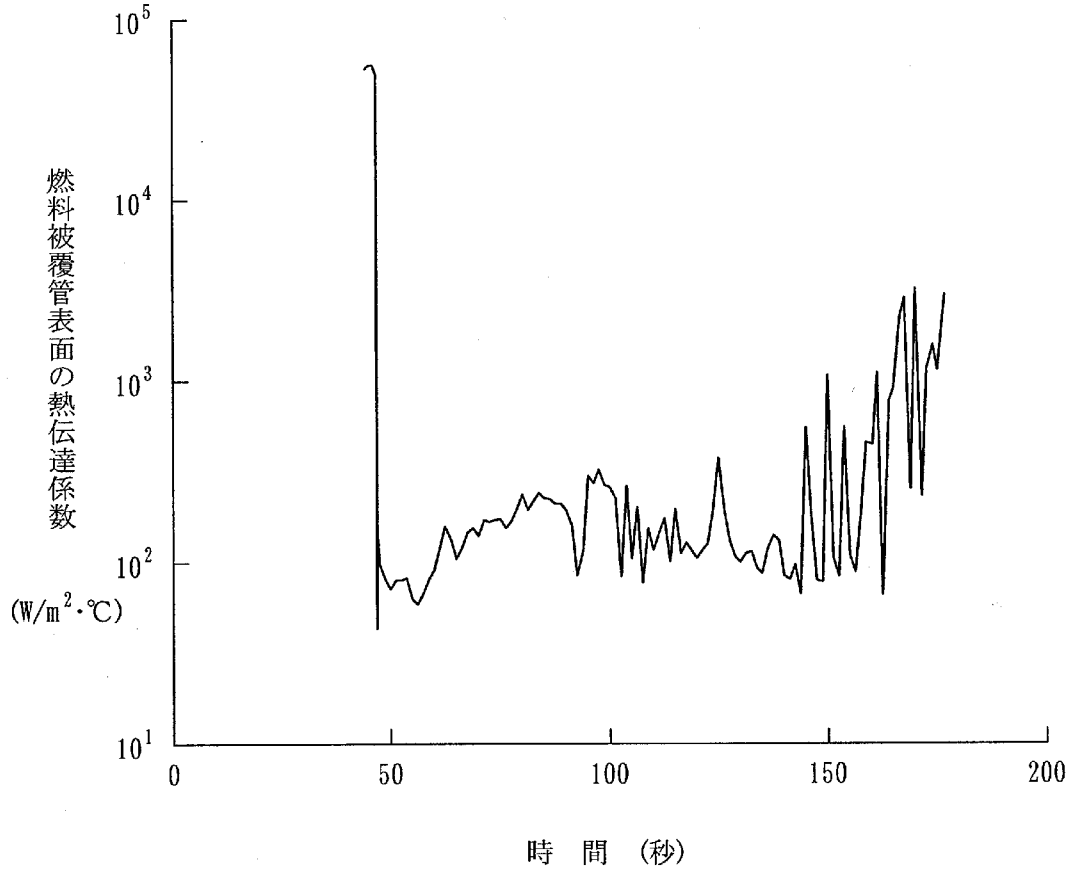
第3.2.1.4図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－大破断(4)



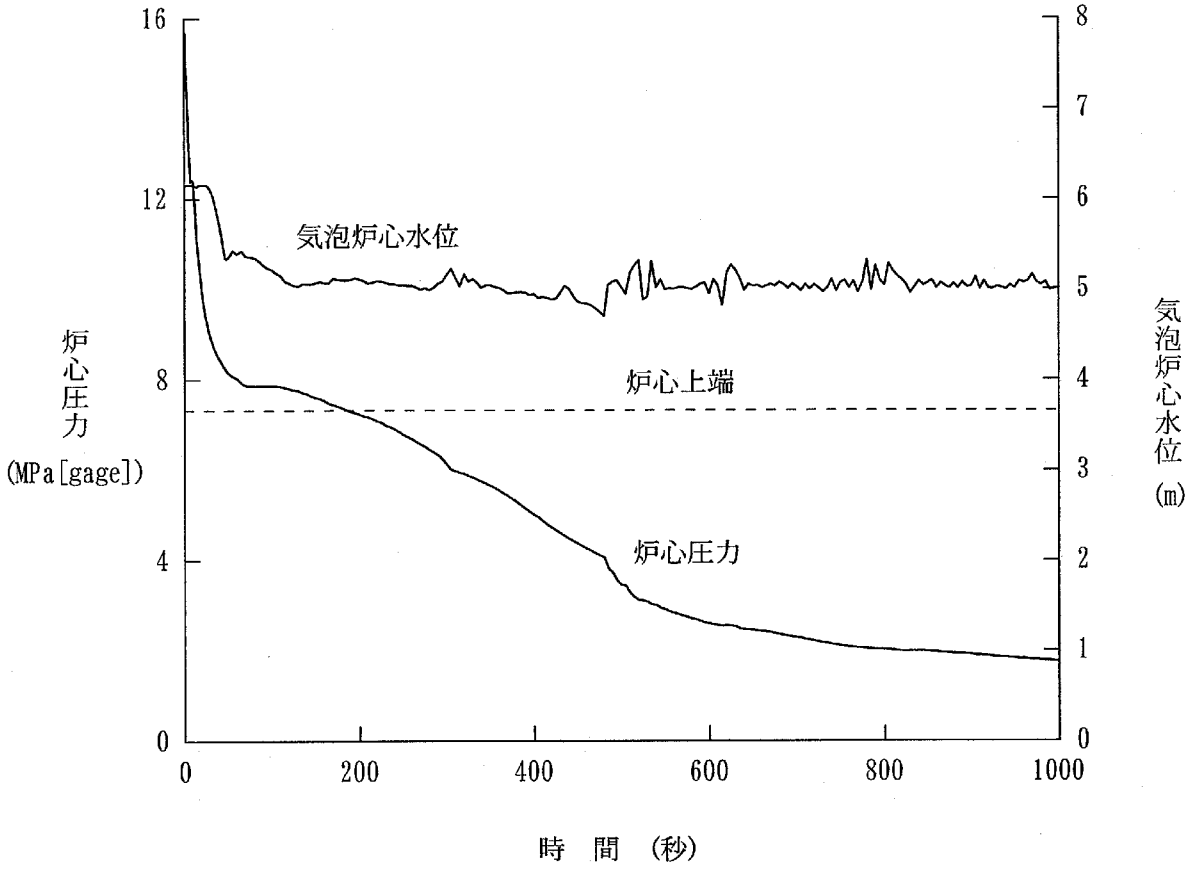


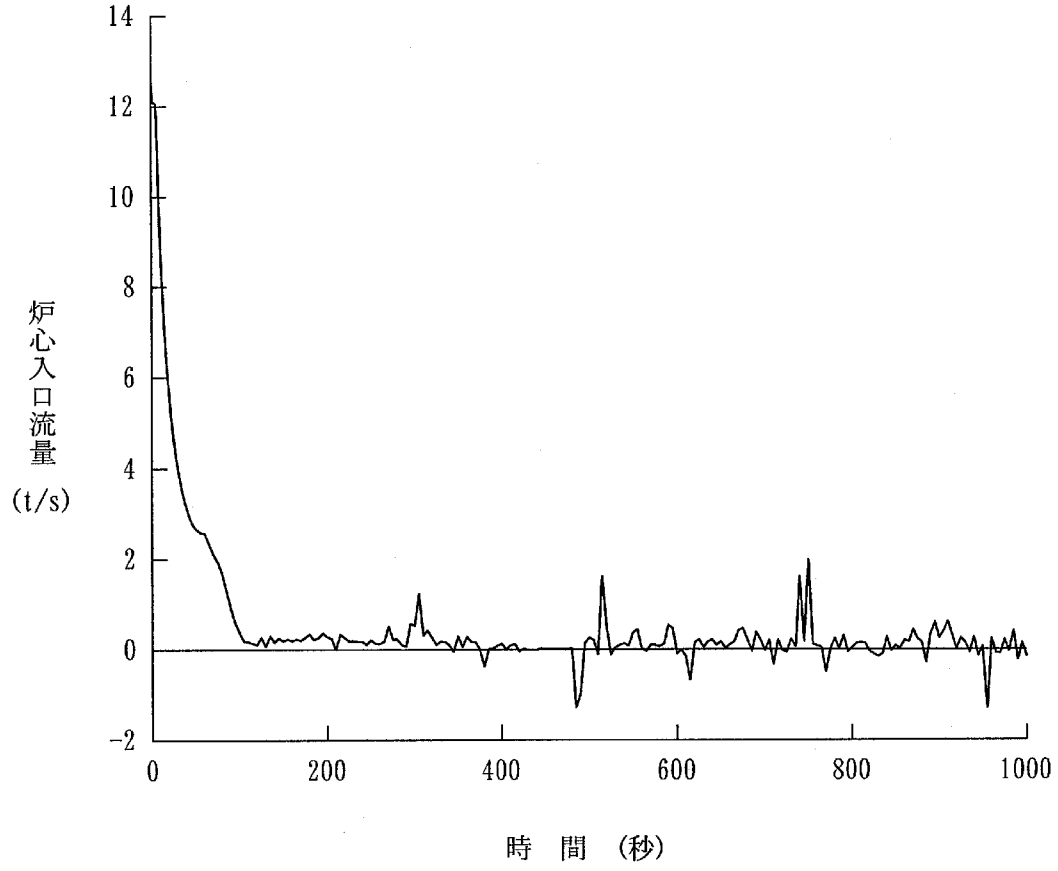
第3.2.1.5図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－小破断(1)－液相部破断



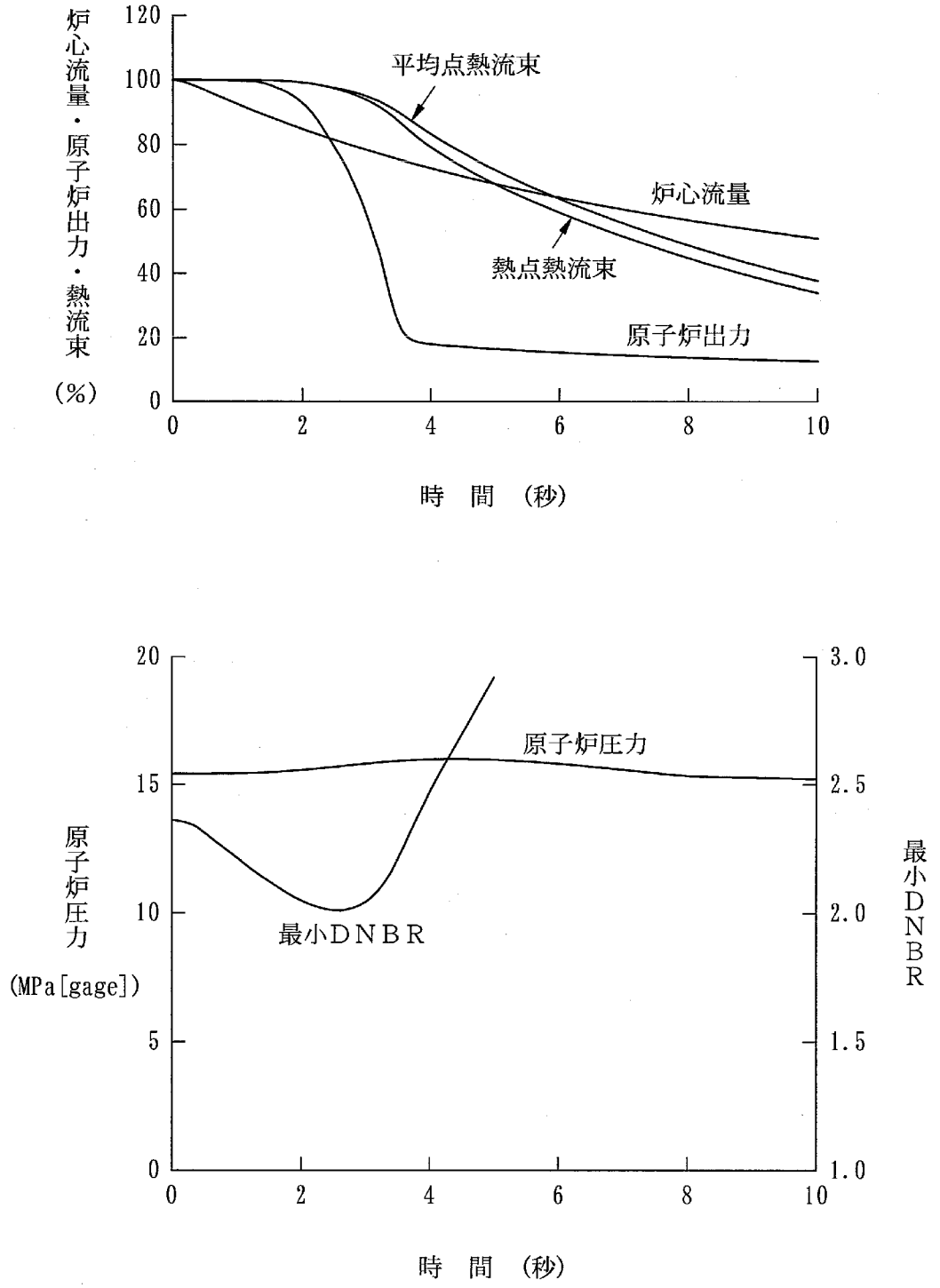


第3.2.1.6図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－小破断(2)－液相部破断

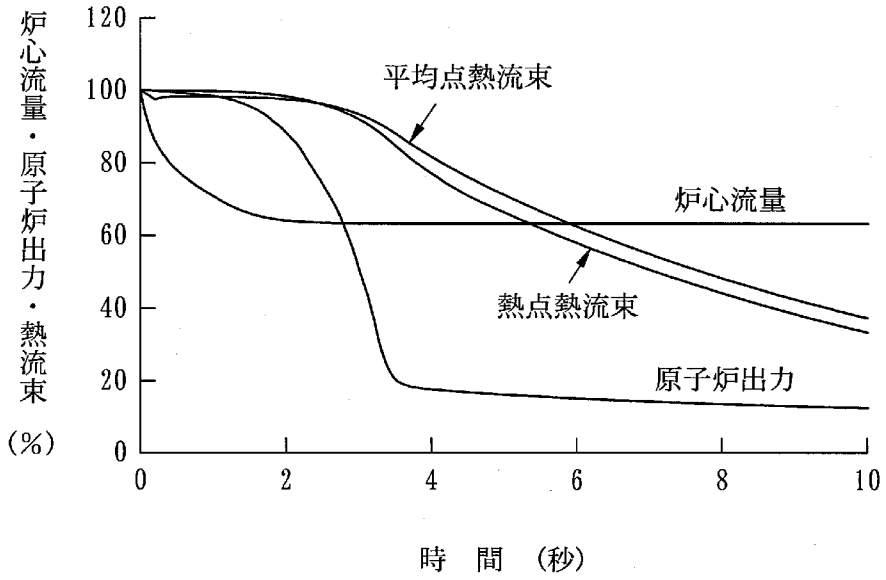


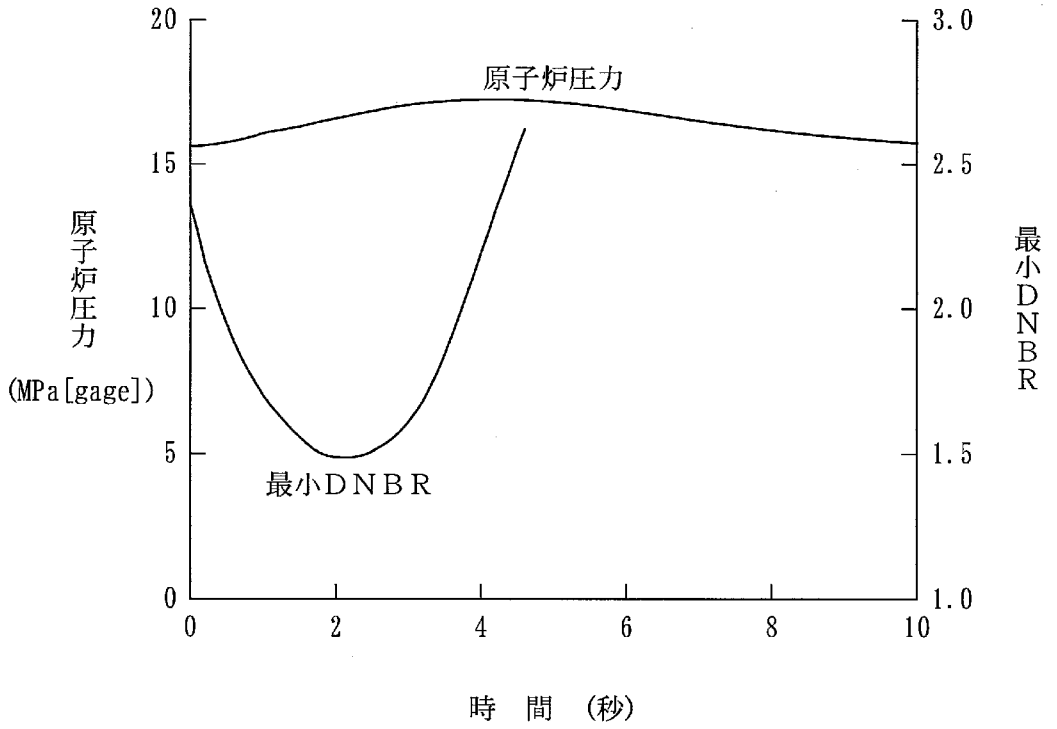


第3.2.1.7図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－小破断(3)－気相部破断

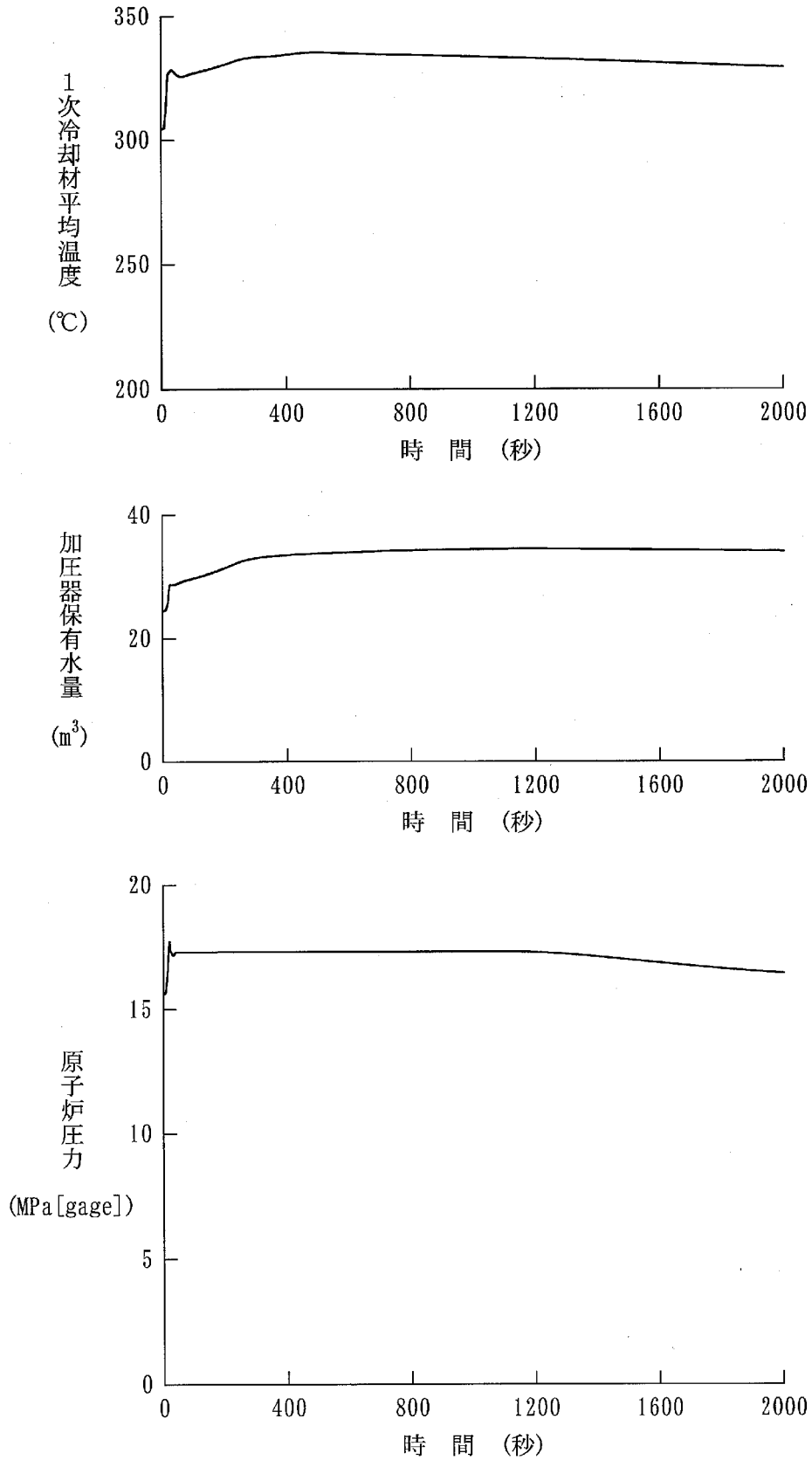


第3.2.2.1図　原子炉冷却材流量の喪失

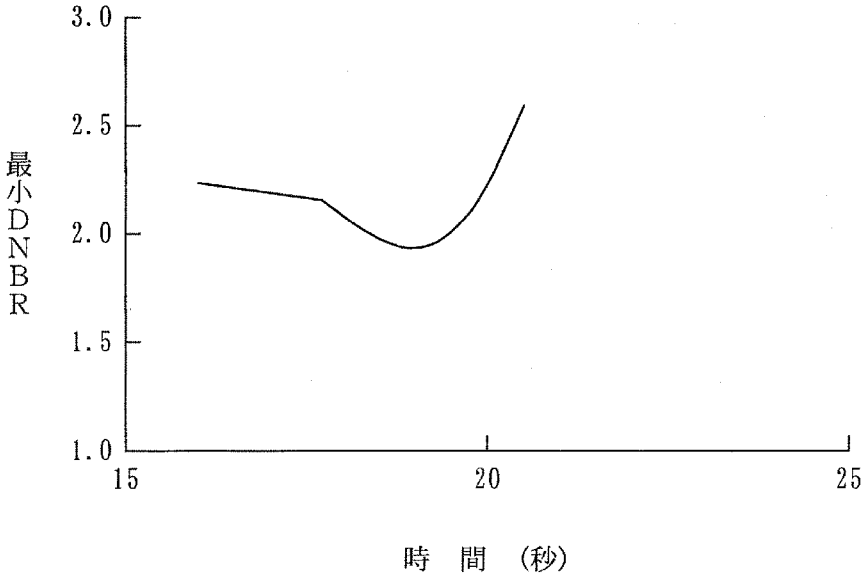




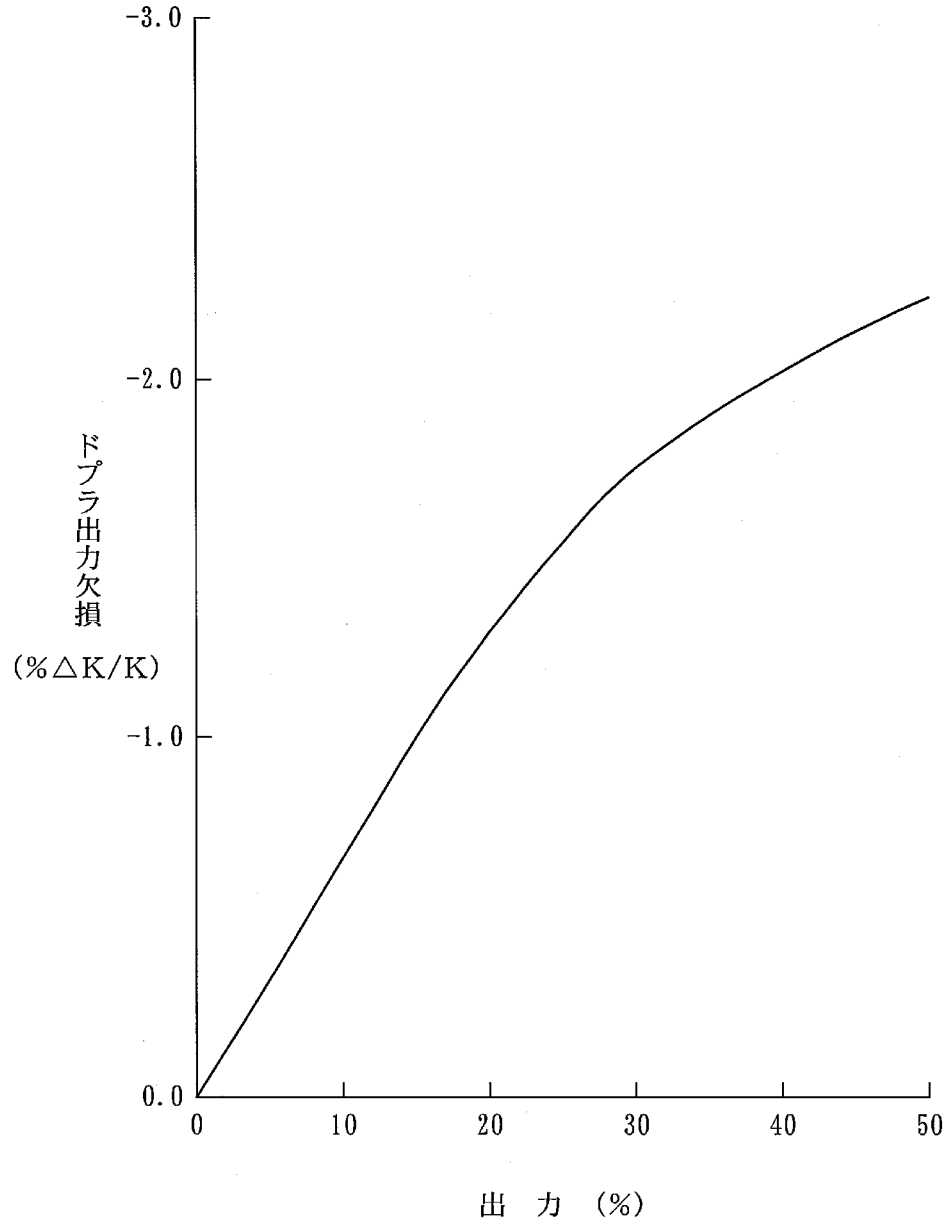
第3.2.3.1図　原子炉冷却材ポンプの軸固着



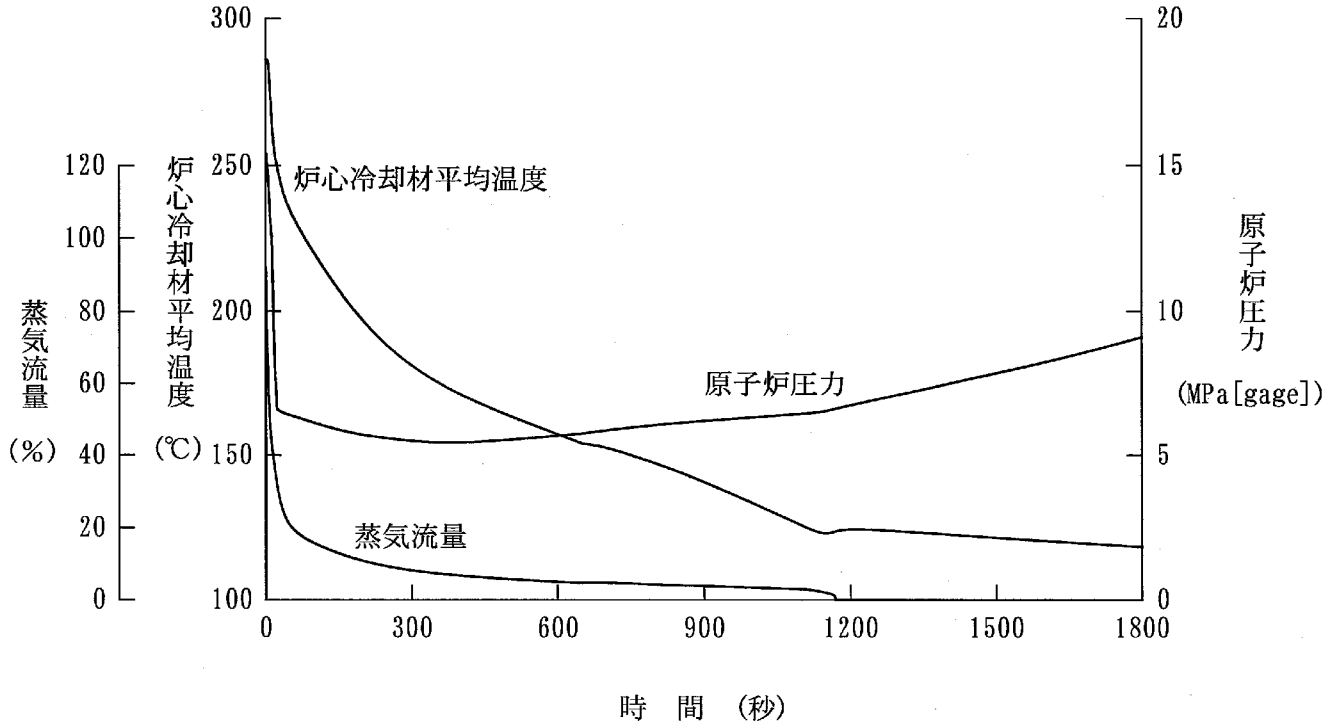
第3.2.4.1図　主給水管破断(1)

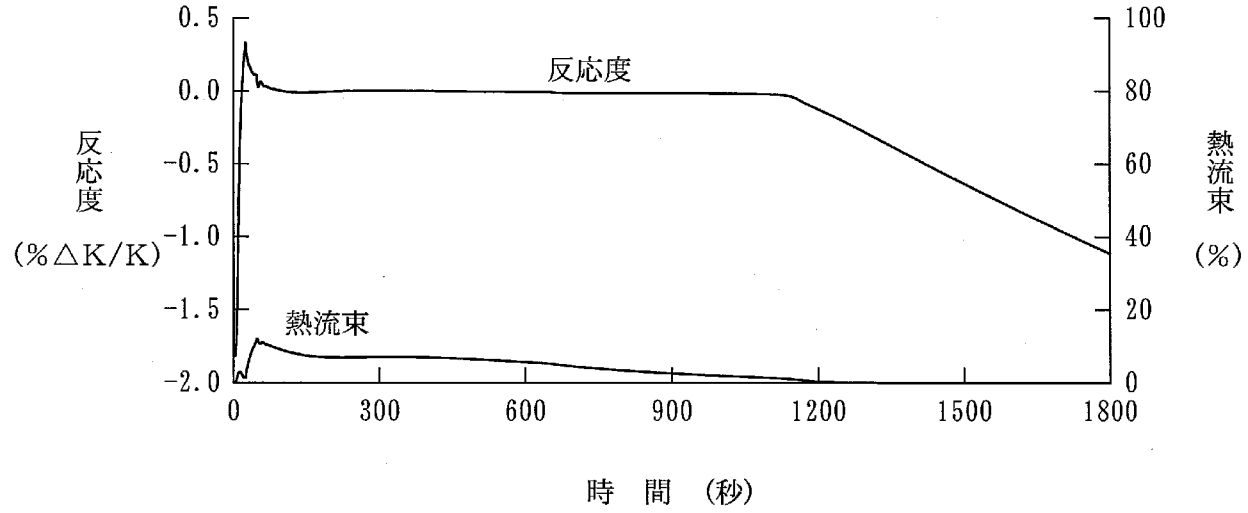


第3.2.4.2図　主給水管破断(2)

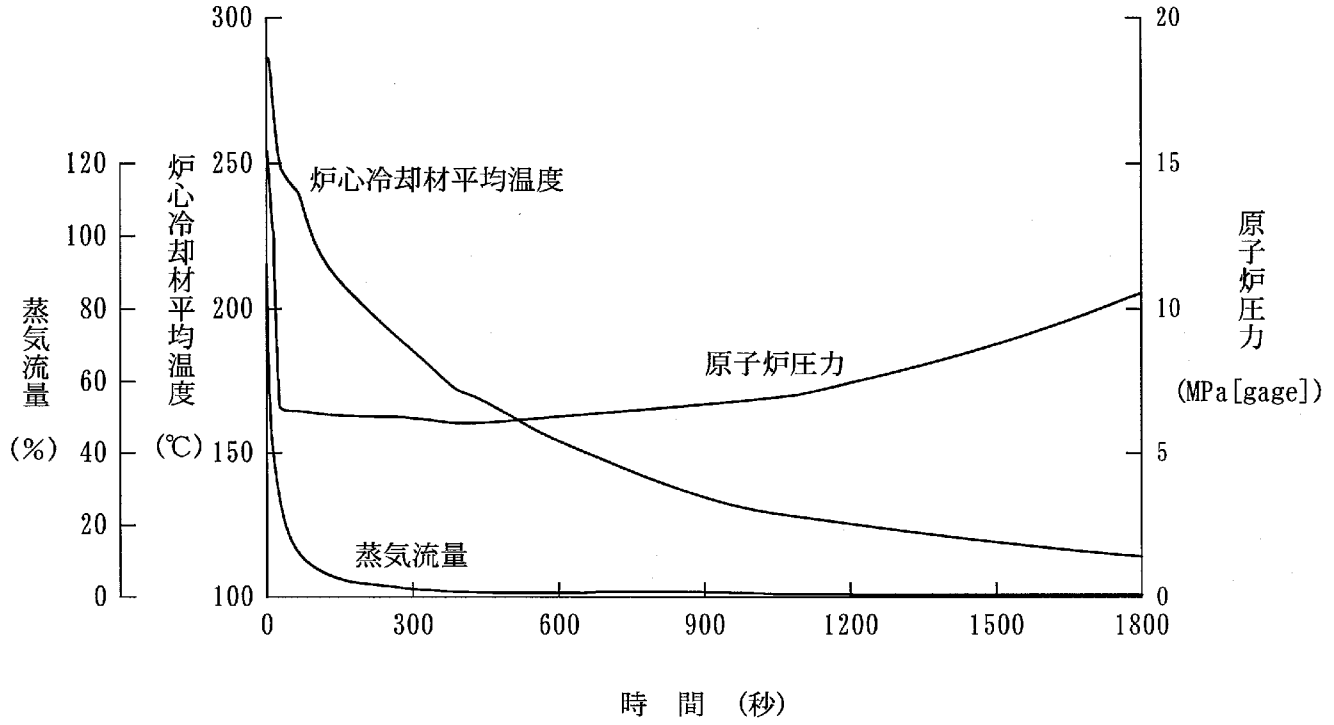


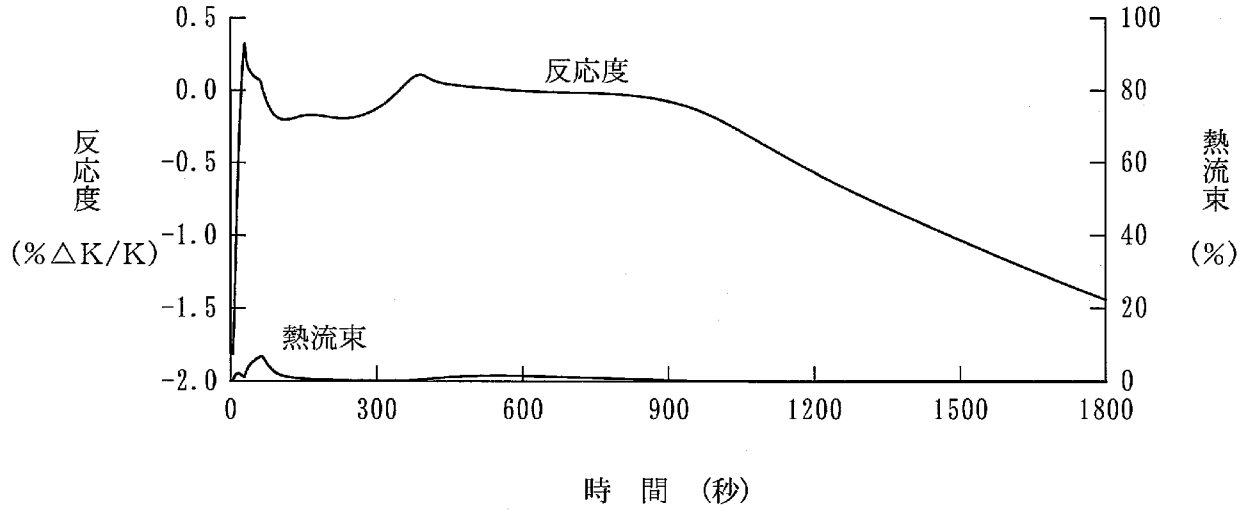
第3.2.5.1図　解析に使用したドプラ出力欠損



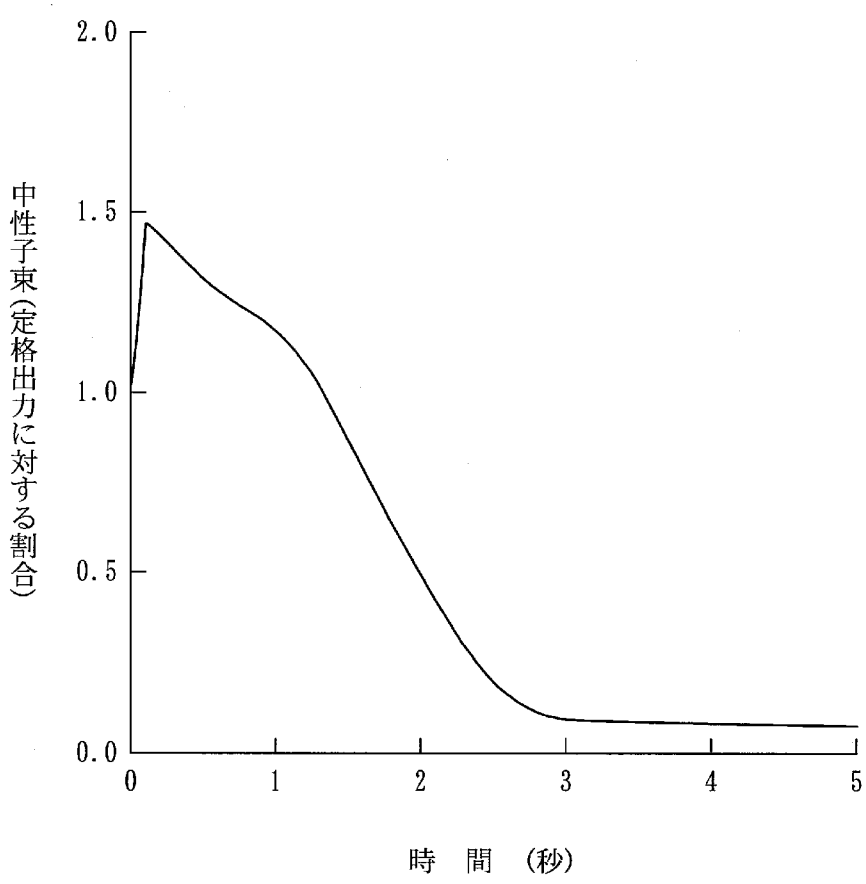


第3.2.5.2図　主蒸気管破断－ケースＡ(外部電源あり)

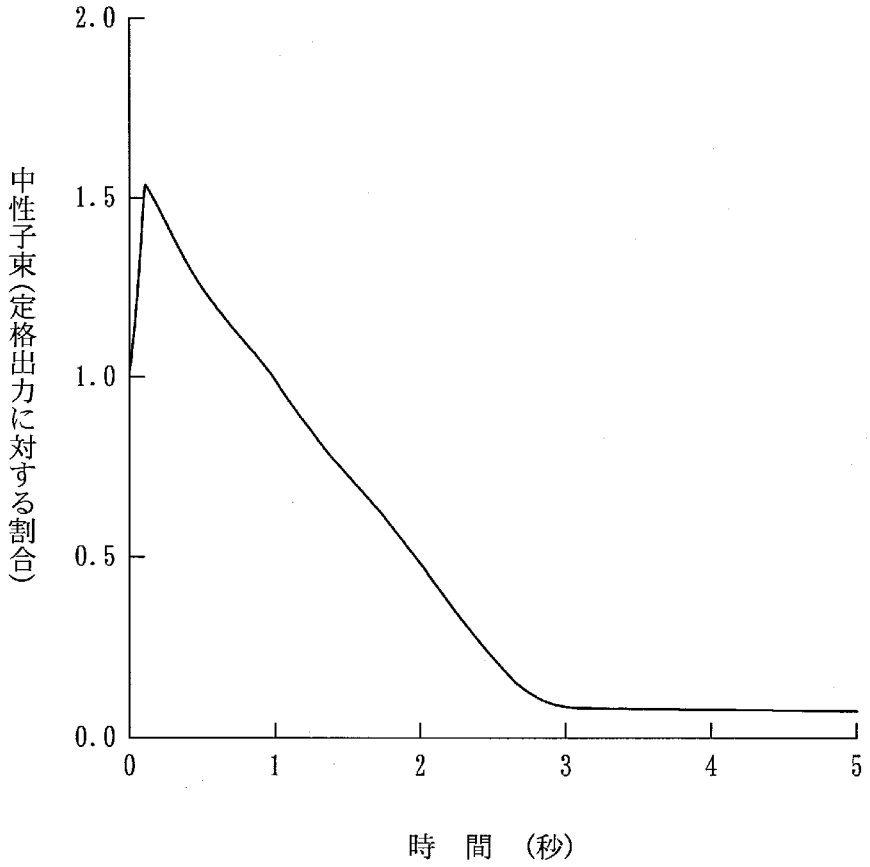




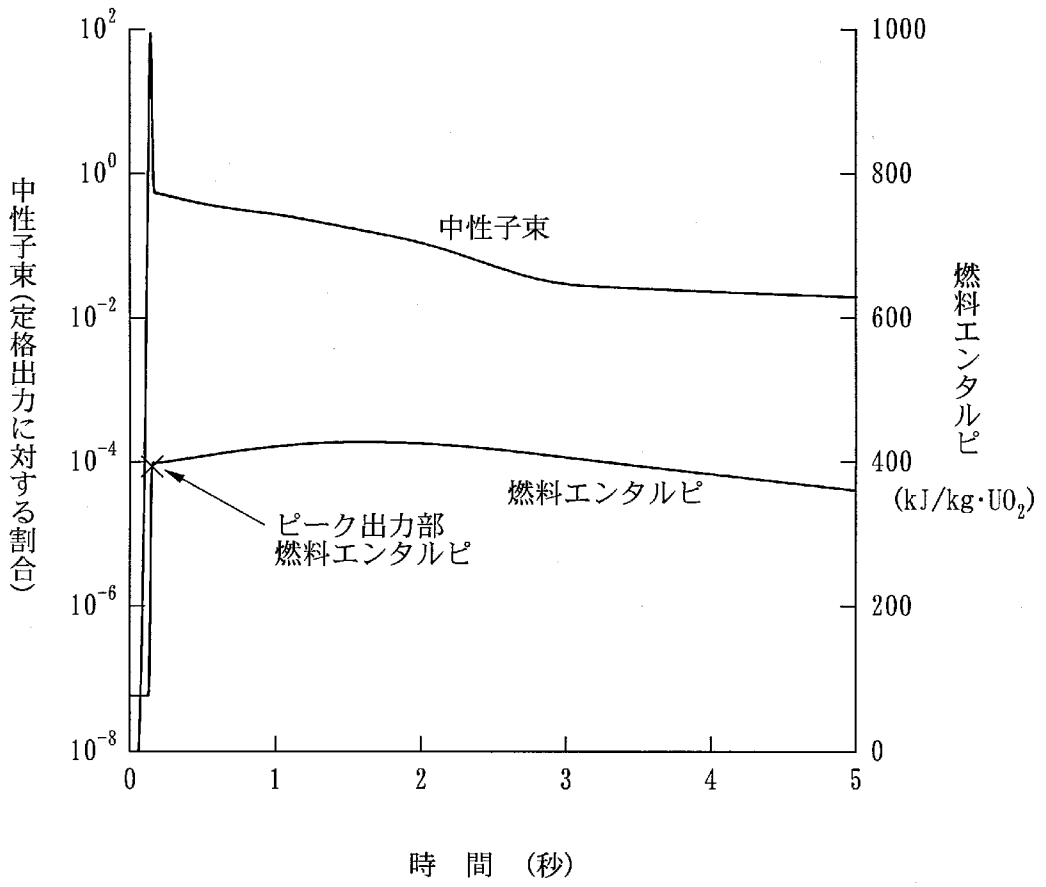
第3.2.5.3図　主蒸気管破断－ケースＢ(外部電源なし)



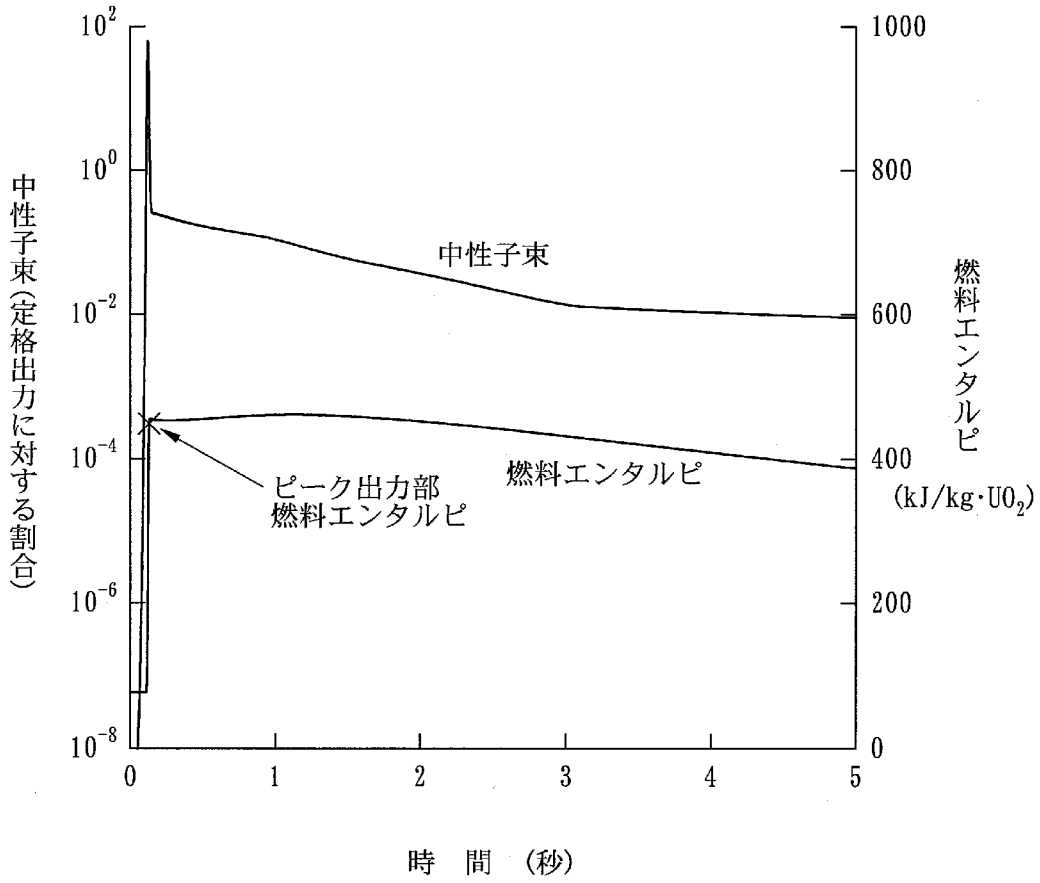
第3.3.1.1図　制御棒飛び出しーサイクル初期高温全出力



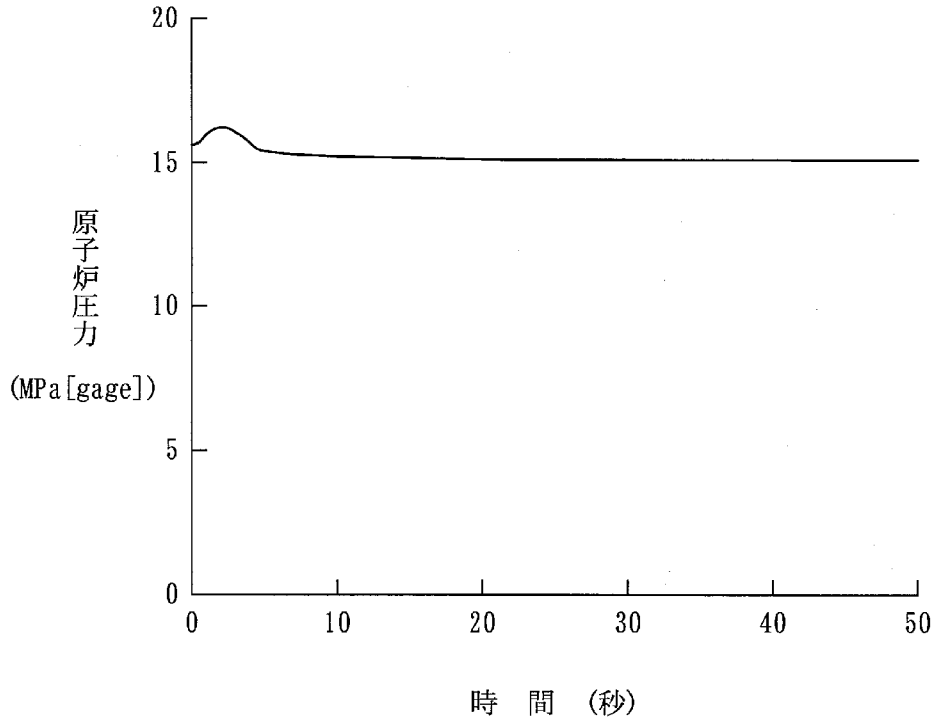
第3.3.1.2図　制御棒飛び出しーサイクル末期高温全出力



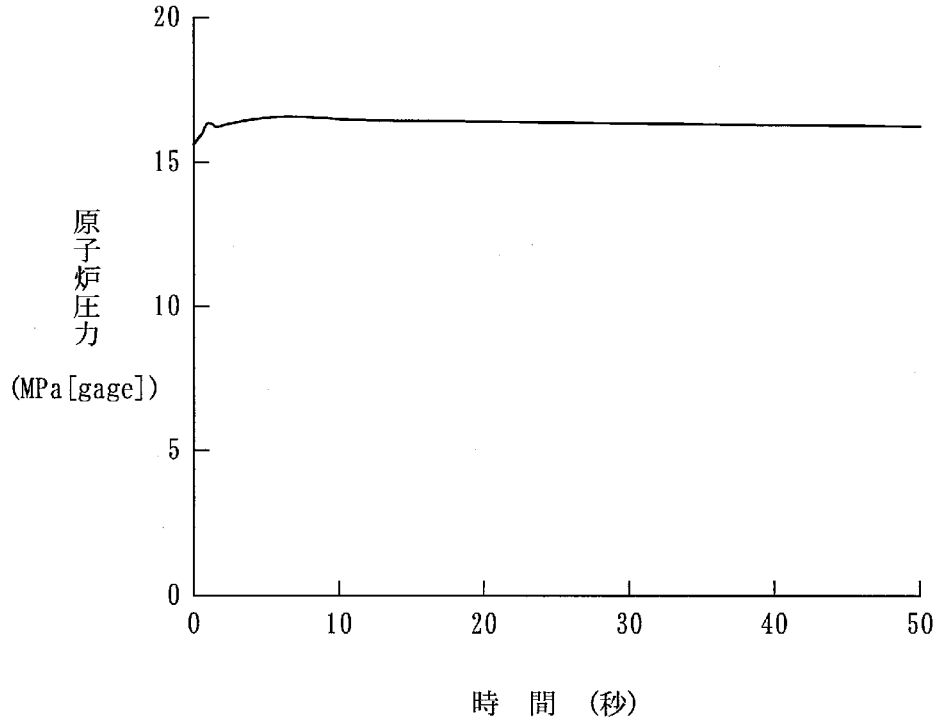
第3.3.1.3図　制御棒飛び出しーサイクル初期高温零出力



第3.3.1.4図　制御棒飛び出しーサイクル末期高温零出力

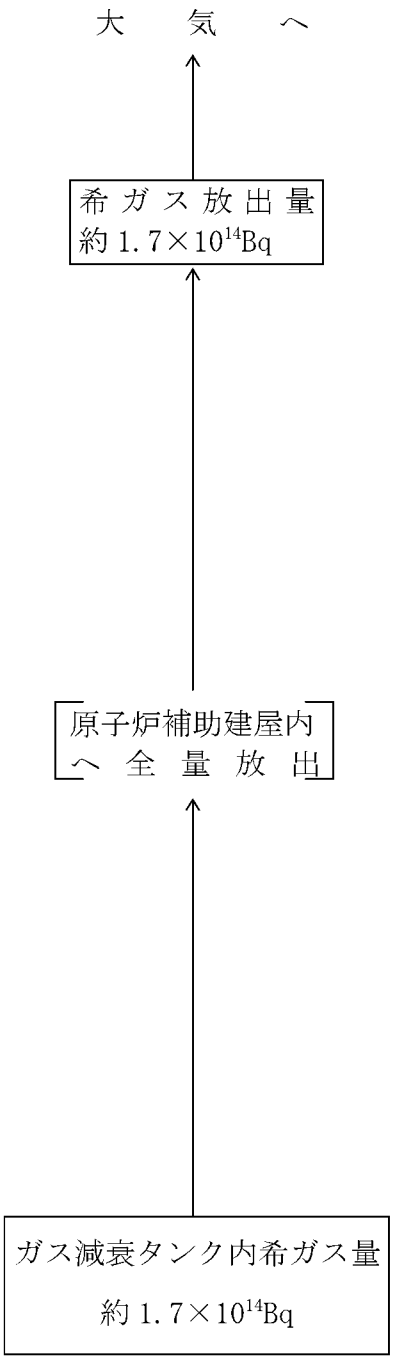


第3.3.1.5図　制御棒飛び出しーサイクル初期高温全出力ー圧力解析

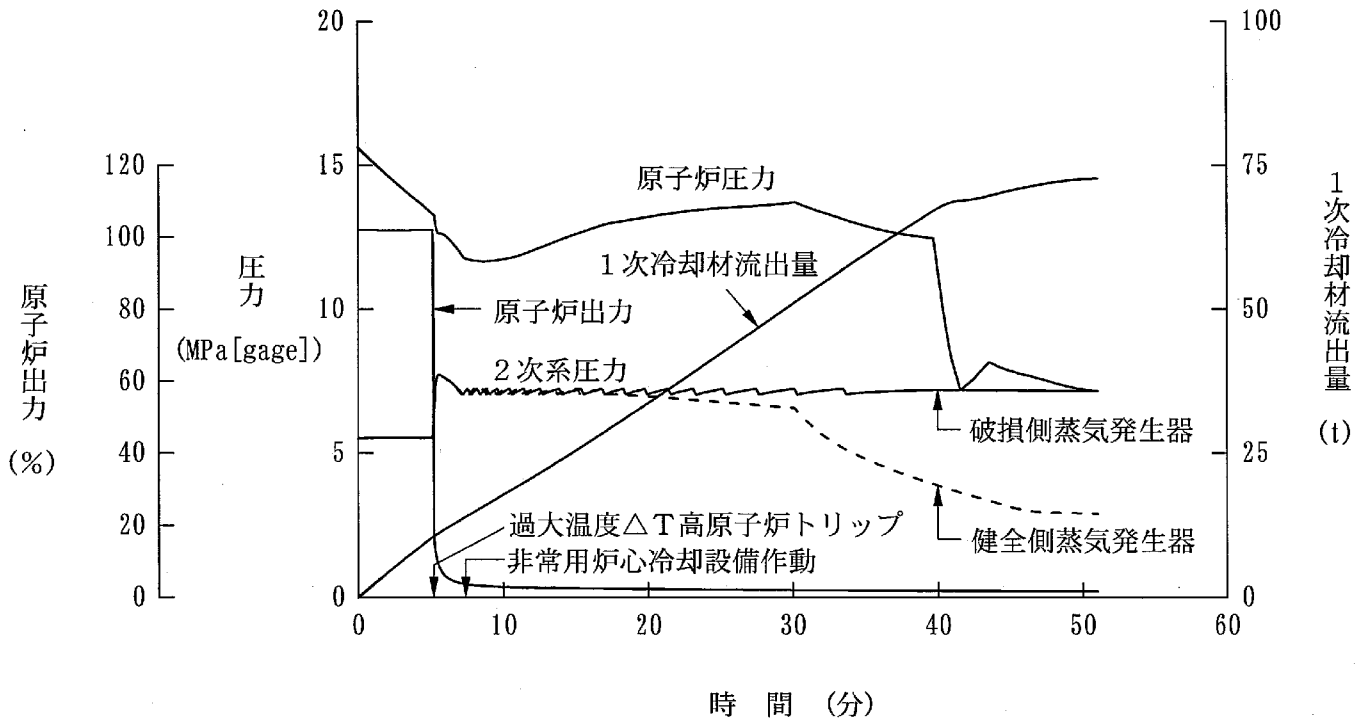


第3.3.1.6図　制御棒飛び出しーサイクル初期高温零出力ー圧力解析

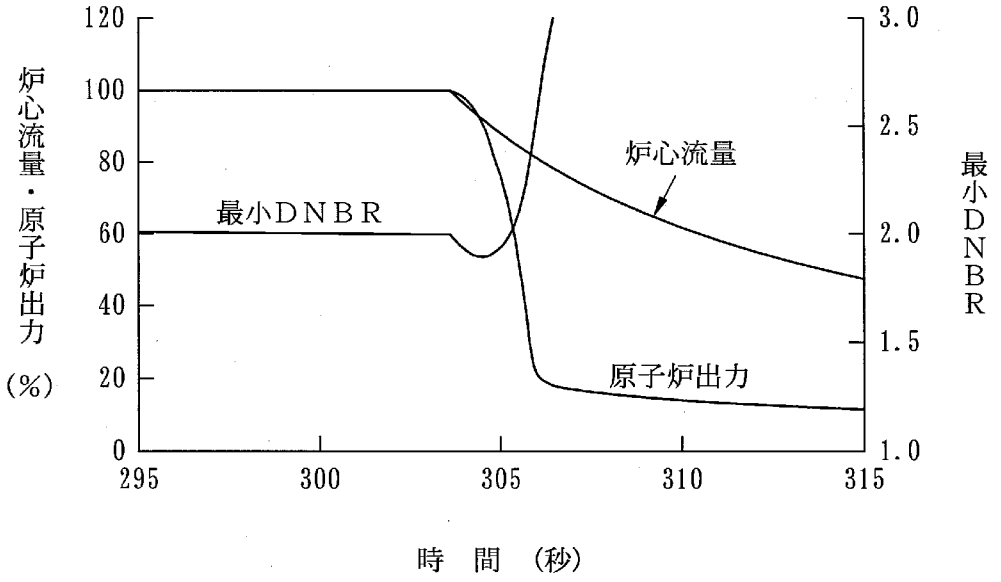
単位：Bq（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）



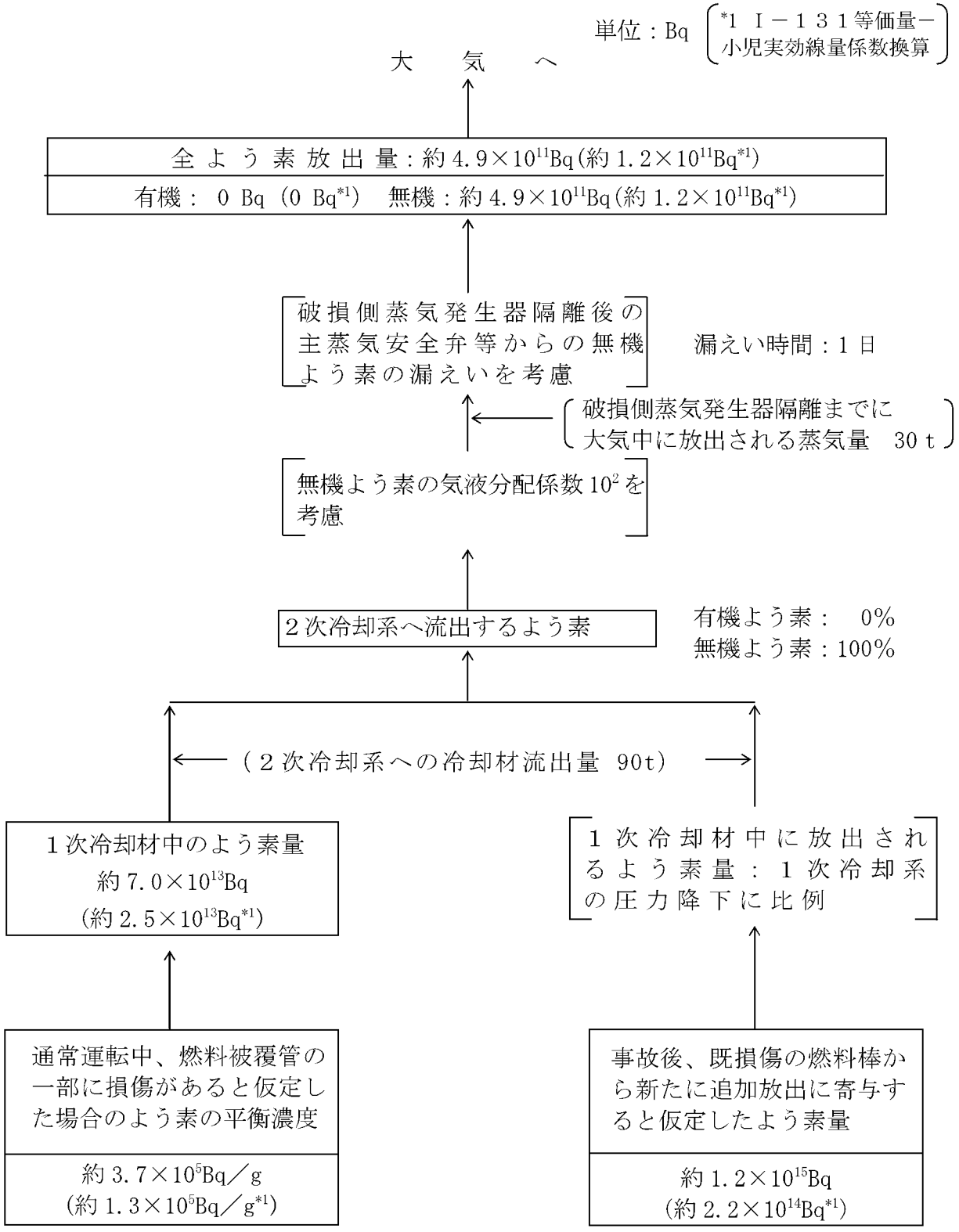
第 3.4.1.1 図　放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの大気放出過程



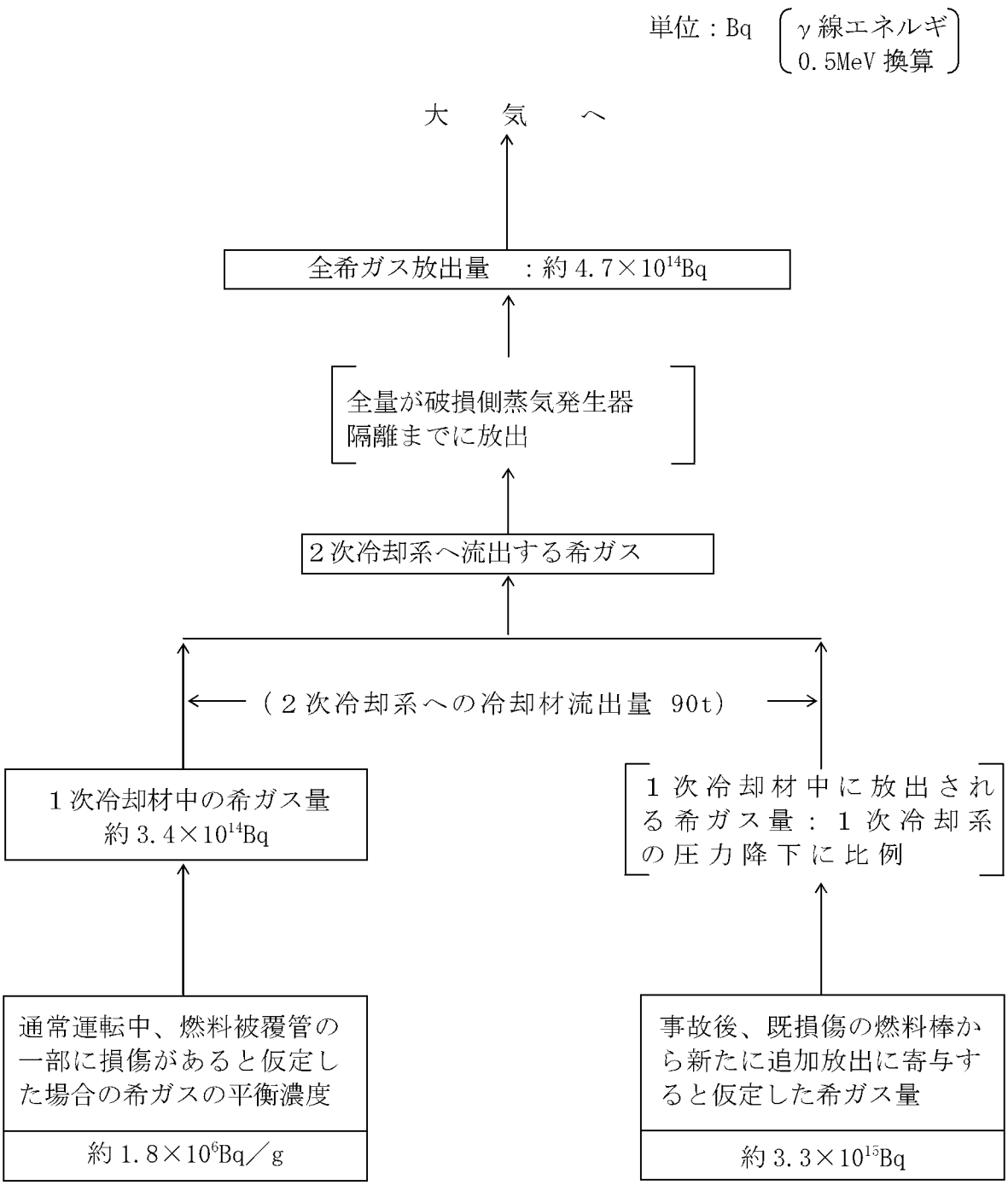
第3.4.2.1図　蒸気発生器伝熱管破損(1)



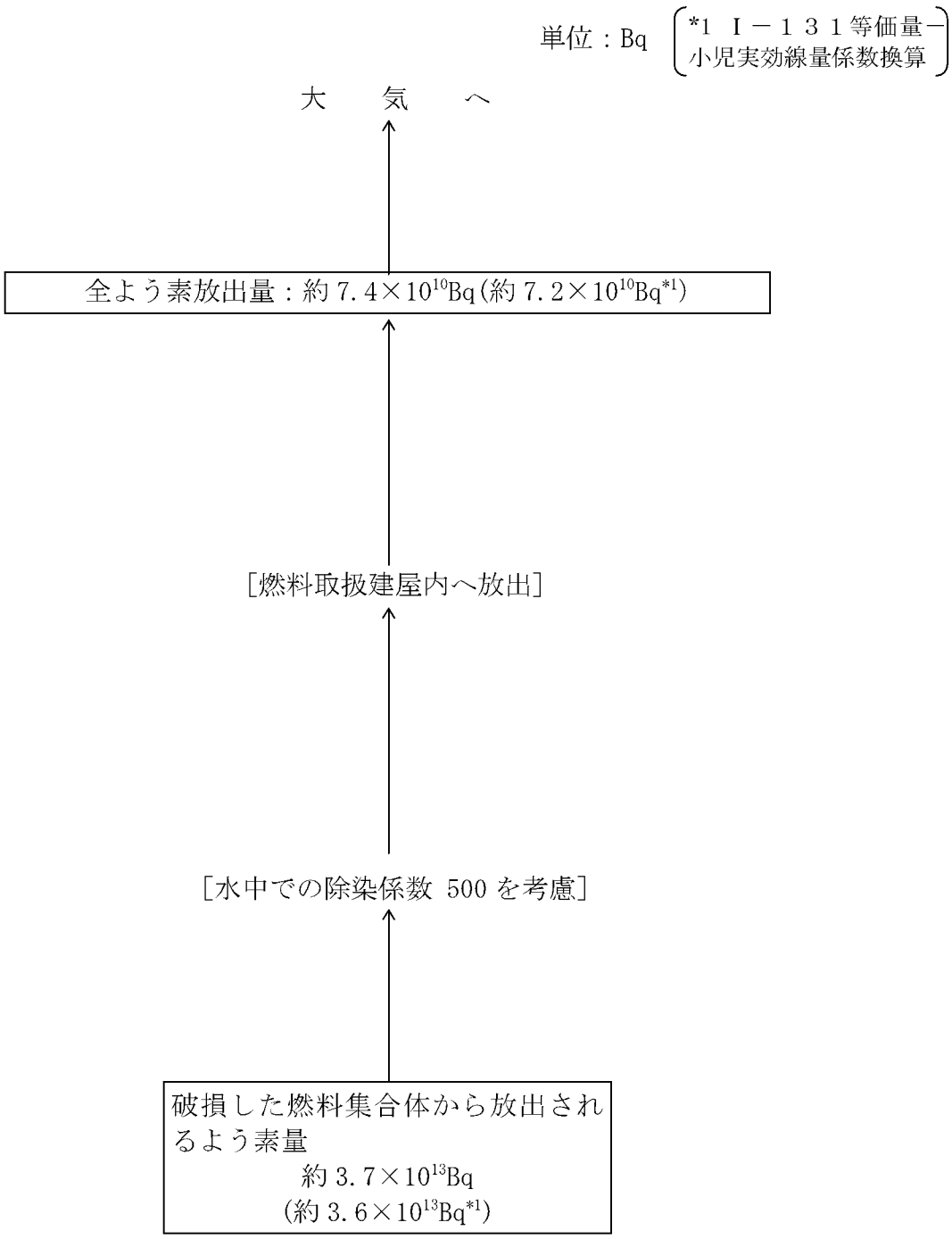
第3.4.2.2図　蒸気発生器伝熱管破損(2)



第3.4.2.3図　蒸気発生器伝熱管破損（事故）時のよう素の大気放出過程

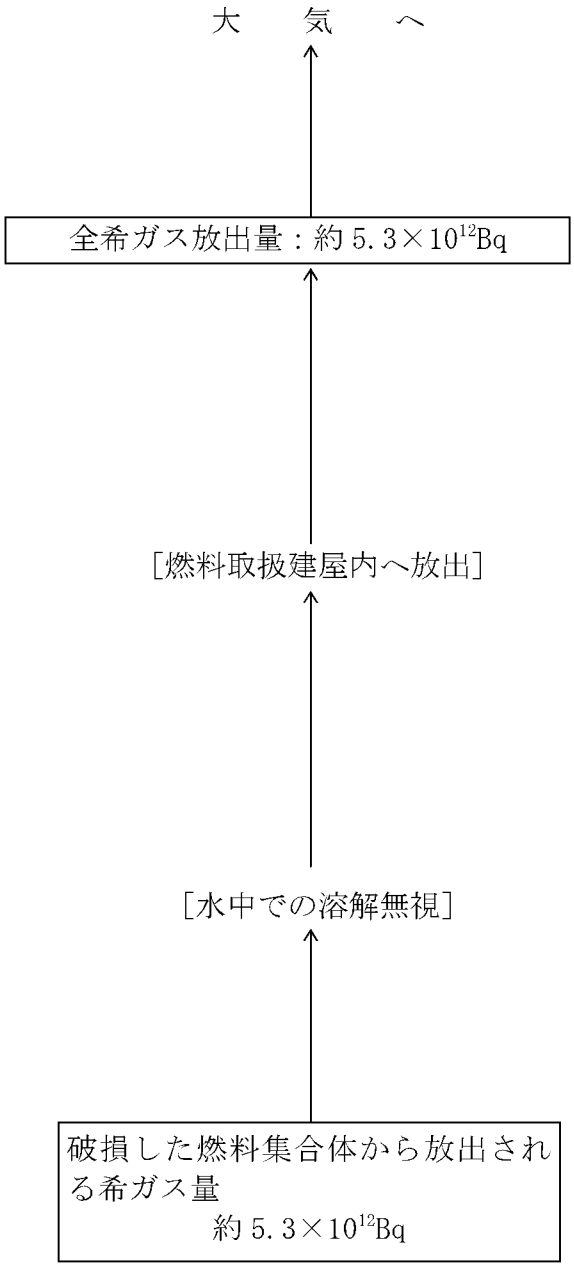


第 3.4.2.4 図　蒸気発生器伝熱管破損（事故）時の希ガスの大気放出過程

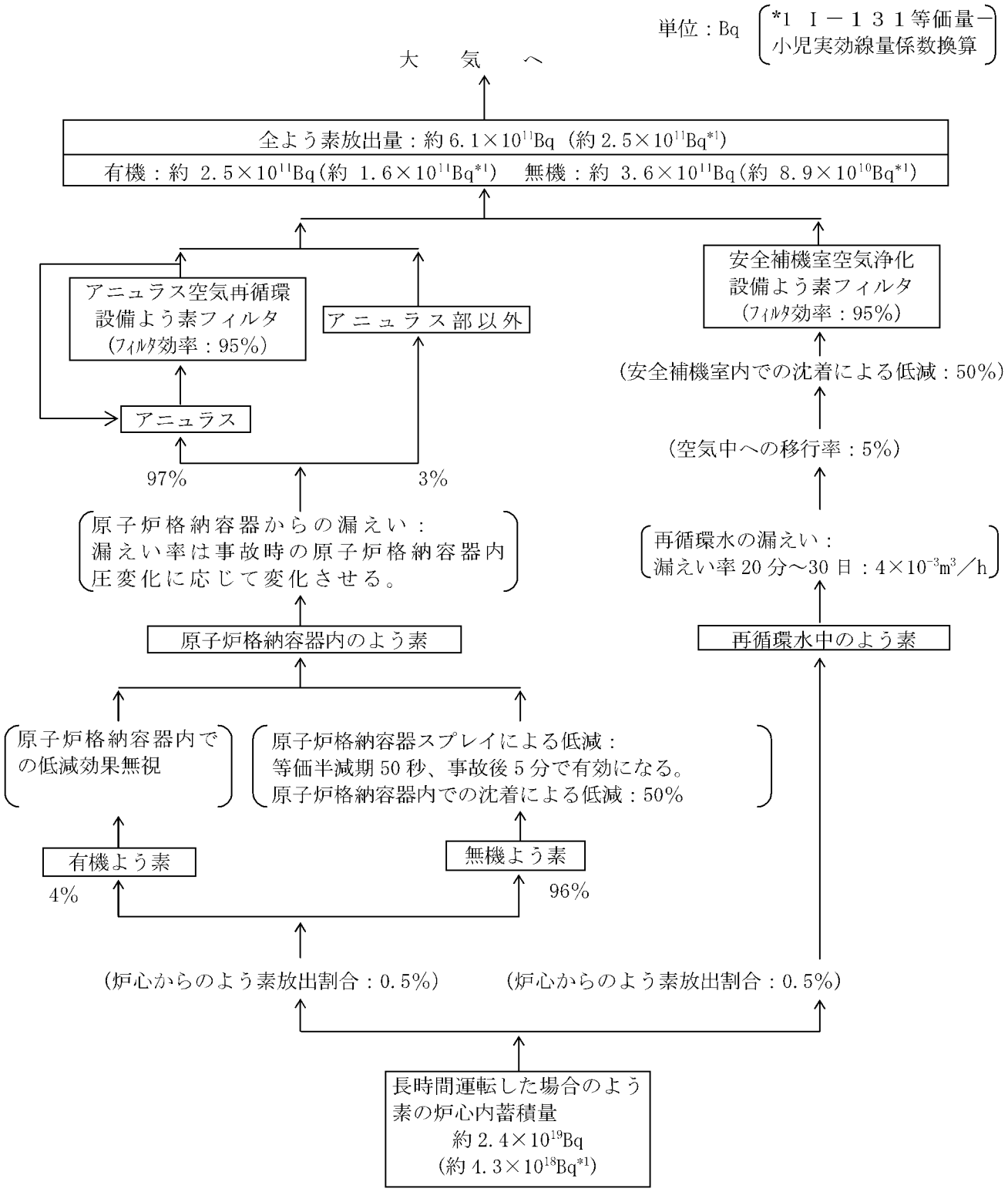


第 3.4.3.1 図　燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程

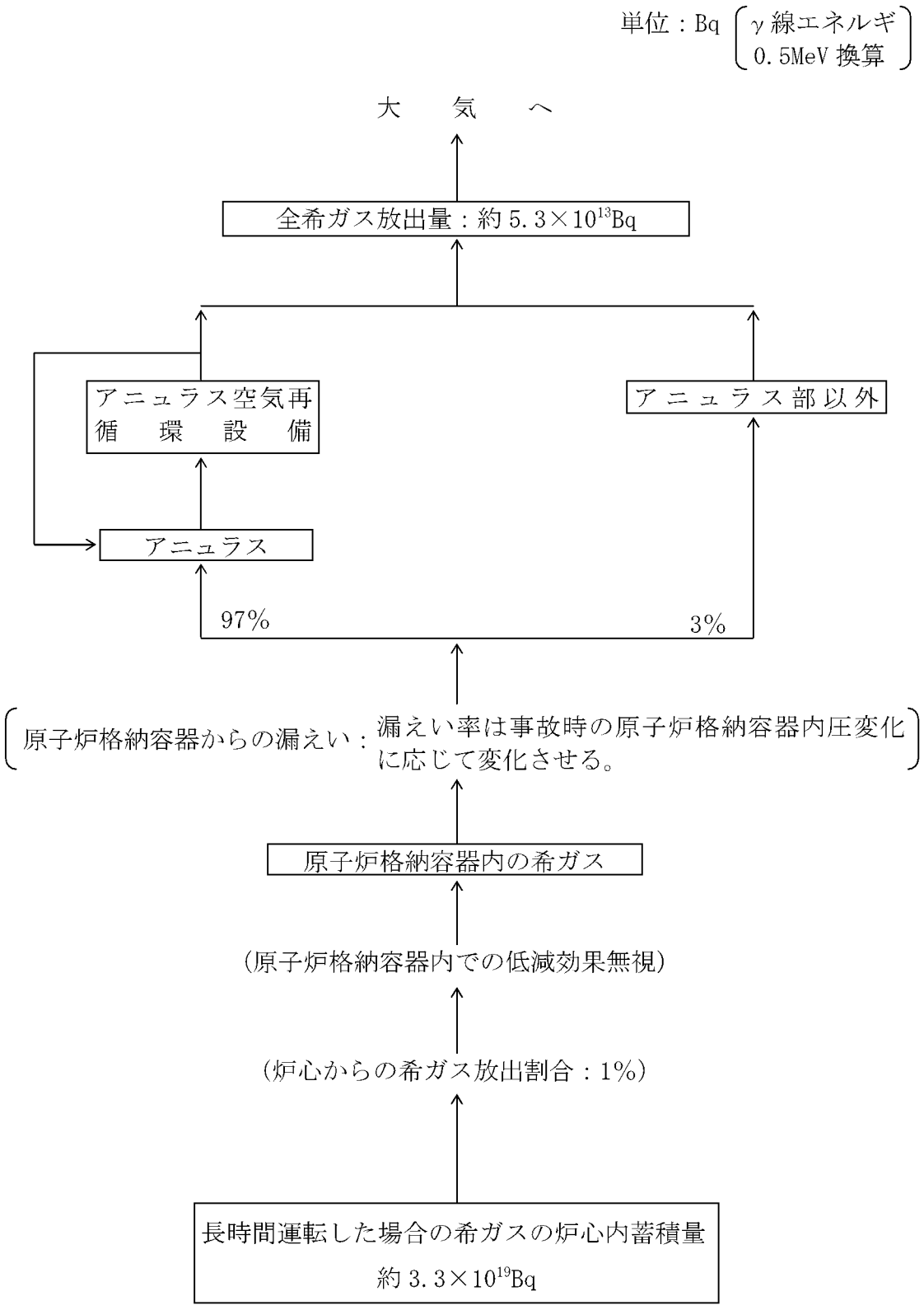
単位：Bq（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）



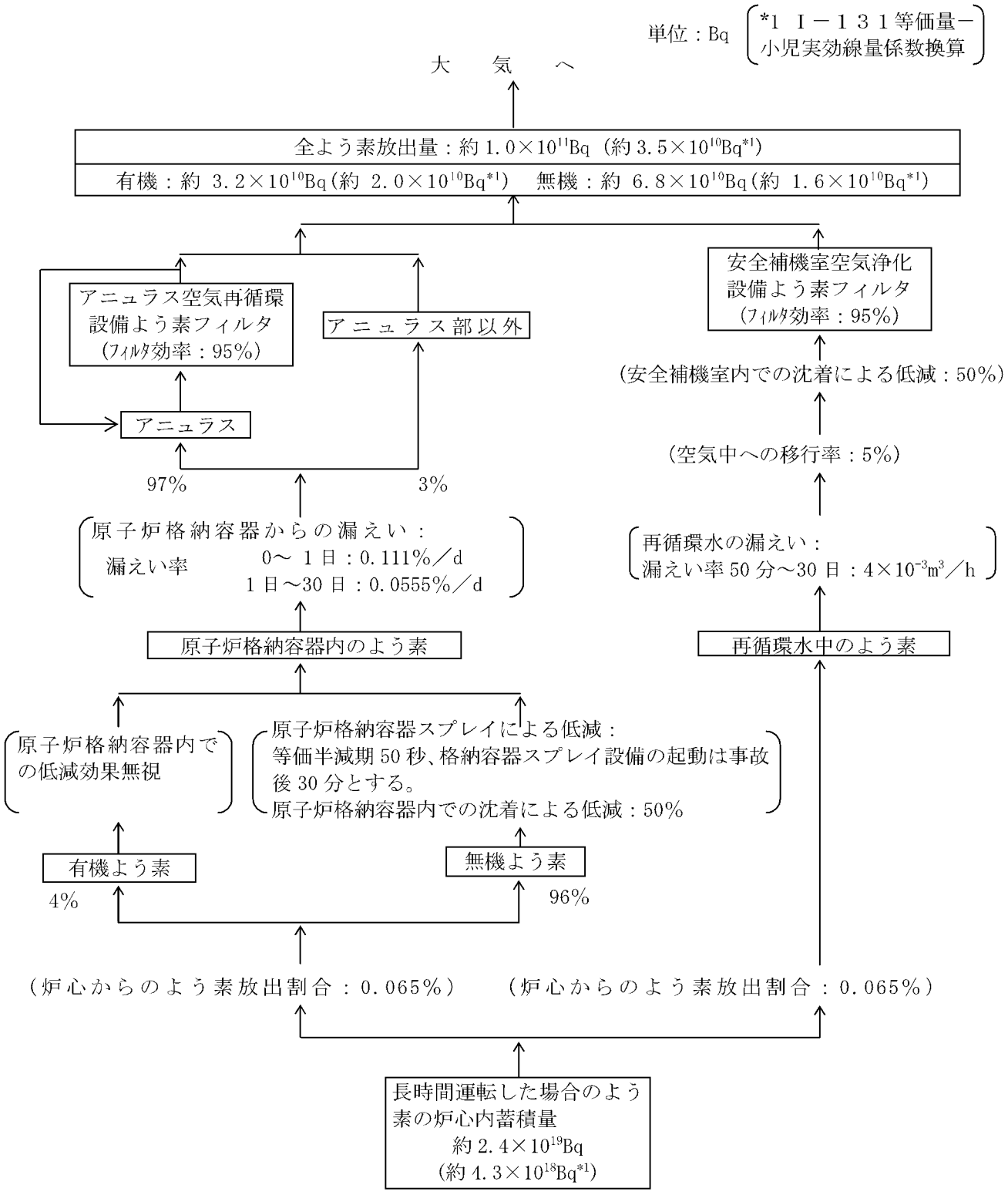
第 3.4.3.2 図　燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程



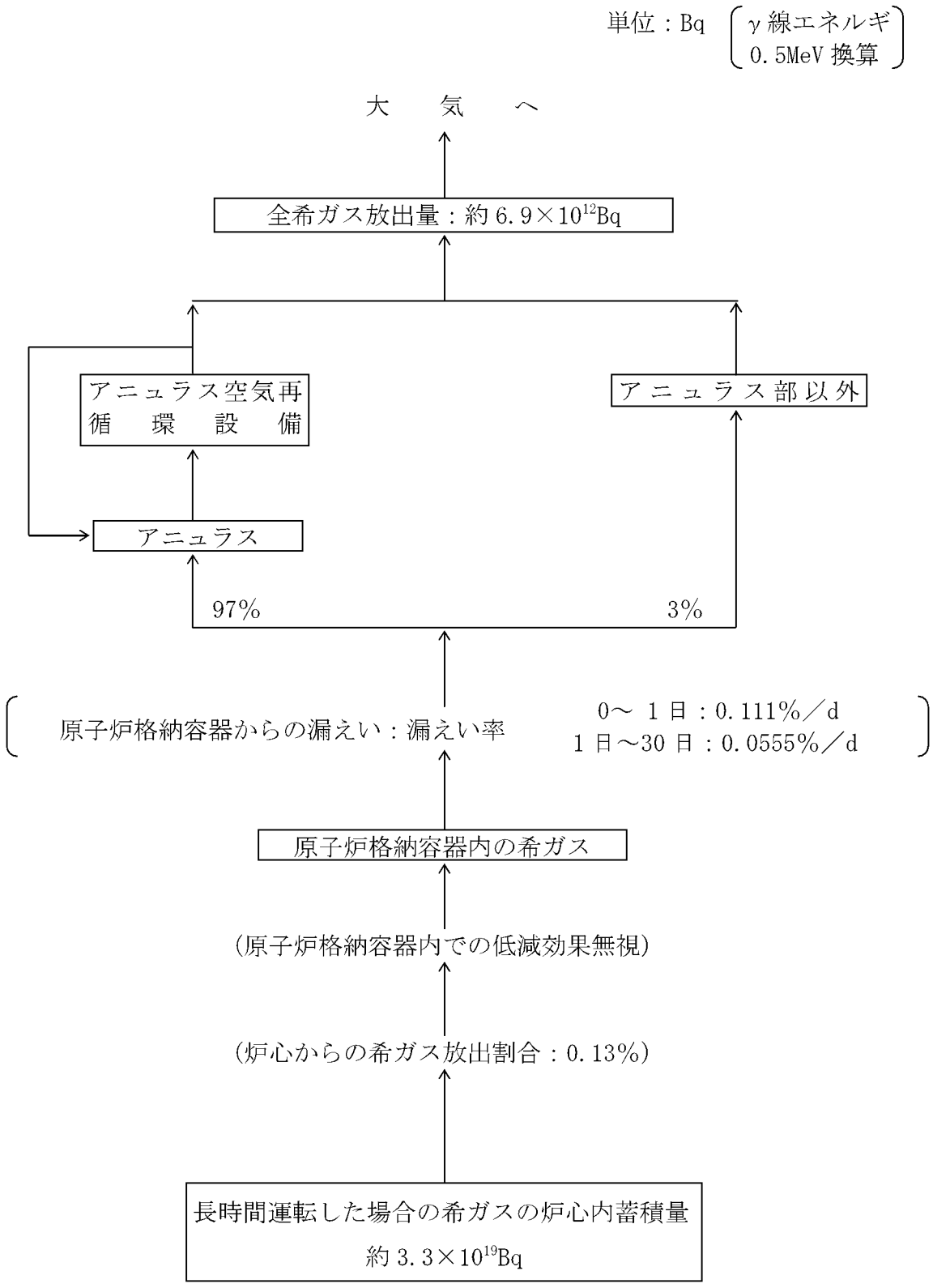
第 3.4.4.1 図　原子炉冷却材喪失（事故）時のよう素の大気放出過程



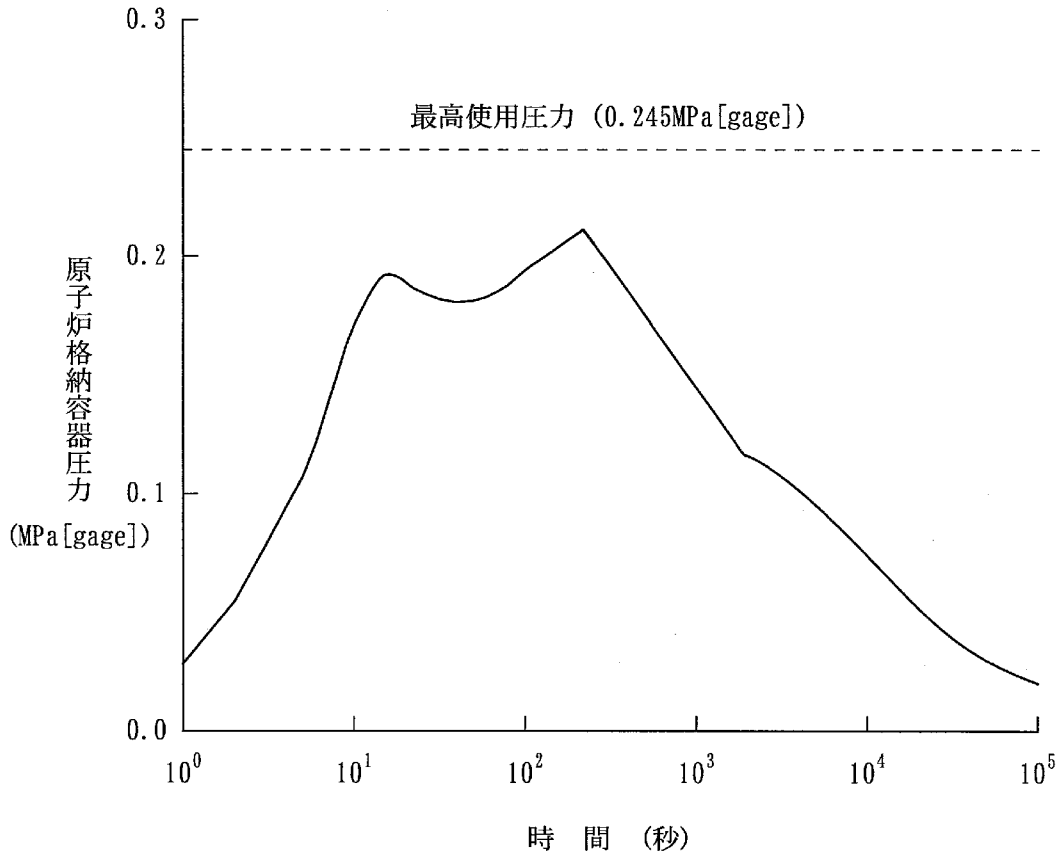
第 3.4.4.2 図　原子炉冷却材喪失（事故）時の希ガスの大気放出過程



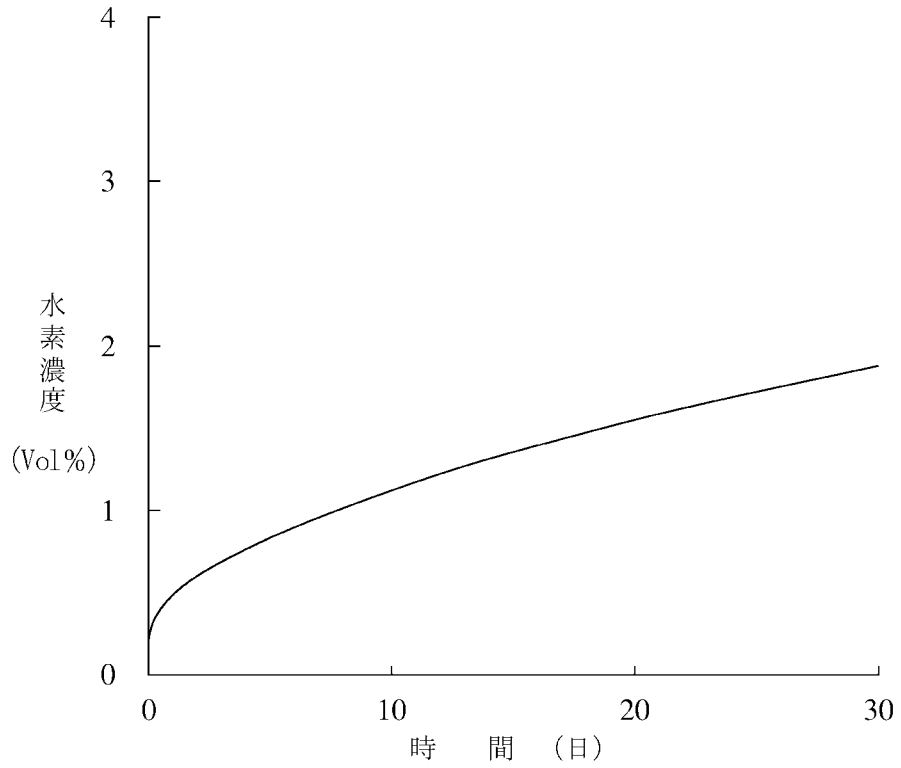
第 3.4.5.1 図　制御棒飛び出し時のよう素の大気放出過程



第 3.4.5.2 図　制御棒飛び出し時の希ガスの大気放出過程



第3.5.1.1図　原子炉冷却材喪失－原子炉格納容器健全性評価用内圧解析



第 3.5.2.1 図　可燃性ガスの発生－原子炉格納容器内の水素濃度評価

3.7 参考文献

(1) 「三菱ＰＷＲ非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」
MAPI－1035 改８
三菱重工業、平成 11 年

(2) 「三菱ＰＷＲ非常用炉心冷却系性能評価感度解析」
MAPI－1063 改２
三菱原子力工業、平成 ２年

(3) 「三菱ＰＷＲ非常用炉心冷却系性能評価破断スペクトル解析」
MAPI－1069 改１
三菱原子力工業、平成 ２年

(4) 「ＰＷＲの安全解析用崩壊熱について」
MHI－NES－1010 改３
三菱重工業、平成 16 年

(5) 「三菱ＰＷＲ非常用炉心冷却系性能評価解析方法（小破断時）」
MAPI－1041 改７
三菱重工業、平成 11 年

(6) 「Forced Convection Heat Transfer at High Pressure after the Critical Heat Flux」
ASME 65-HT-31
A.A.Bishop, R.O.Sandberg, L.S.Tong, 1965

(7) 「Maximum Flow Rate of a Single Component, Two-Phase Mixture 」
F.J.Moody
Journal of Heat Transfer, Trans. of the ASME No.1, Feb.1965

(8)　「ＤＮＢ相関式について」

MAPI－1029　改 3

三菱重工業、平成 16 年

(9)　「三菱ＰＷＲの制御棒飛び出し解析手法」

MHI－NES－1005　改 2

三菱重工業、平成 10 年

(10)　「Heat Transfer in Automobile Radiators of the Tubular Type」

F.W.Dittus and L.M.K.Boelter

University of California Publications in Engineering, Vol.2, 1947

(11)　「Analysis of Heat Transfer, Burnout, Pressure Drop and Density Data for High Pressure Water」

USAEC Report ANL-4627

W.H.Jens and P.A.Lottes

Argonne National Laboratory, 1951

(12)　「燃料取扱事故時の燃料棒破損本数評価」

MAPI－1080　改 4

三菱重工業、平成 14 年

(13)　「燃料取扱事故時の燃料棒破損本数評価」

NFK－8094　改 3

原子燃料工業、平成 14 年

(14)　「スプレイによるよう素除去効果」

MAPI－1008　改 7

三菱原子力工業、昭和 61 年

(15)　「事故時の格納容器漏洩率」

MAPI－1060　改 1

三菱重工業、平成 12 年

(16)　「チャコールフィルタのよう素除去効果」

MAPI－1010　改 1

三菱原子力工業、昭和 52 年

(17)　「三菱ＰＷＲ原子炉格納容器内圧評価解析手法」

MHI－NES－1016

三菱重工業、平成 12 年

(18)　「ＰＷＲプラントにおけるＬＯＣＡ時の水の放射線分解による水素生成割合」

MHI－NES－1013

三菱重工業、平成 11 年

4．重大事故及び仮想事故の解析

本原子炉施設は、これまでに述べたように種々の安全対策を講じており、各種の事故を想定した解析においても、燃料被覆管が大破損に至ることはなく、安全性は十分確保し得ると考える。この節においては、工学的安全施設等との関連において、本原子炉施設の立地上の妥当性を示すため、「原子炉立地審査指針」に示されている重大事故及び仮想事故を想定して、「安全評価指針」に従って評価を行った結果を示す。

4.1　重大事故

重大事故として、原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損の２つの場合を想定する。

4.1.1　原子炉冷却材喪失

4.1.1.1　事故の想定

(1)　原子炉冷却材喪失は、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」で述べたように、１次冷却材管の損傷により１次冷却材が喪失し、炉心の冷却能力が減少し、燃料の温度が上昇する事故であり、事故の程度は、冷却材の喪失の程度により異なるものである。

(2)　原子炉冷却材喪失のうち、事故の程度が最大となるものは、１次冷却材低温側配管（内径約 0.70m、肉厚約 69 ㎜のステンレス鋼）が瞬時に破断する場合である。このような大口径、厚肉の配管の両端破断は、１次冷却材管の材料選定、十分な設計余裕及び厳重な品質管理による配管の堅ろう性の確保、さらに適切な運転管理等（「3.2.1.1(2)原子炉冷却材喪失、防止対策」参照）からみて、実際上まず起こらないと思われるが、評価に当たっては万全を期するため、このような瞬時の両端破断を仮定する。

(3)　１次冷却材低温側配管の瞬時の両端破断を想定した場合、「3.2.1 原子炉冷却材喪失」の解析結果によれば、燃料被覆管の健全性が大きく損なわれることはないが、評価に当たっては、全燃料被覆管に損傷が生じるものと仮定し、その結果、燃料ペレットと燃料被覆管のすきまにある核分裂生成物が原子炉格納容器内に放出されるものとする。

(4)　1次冷却材の放出に伴って、原子炉格納容器の内圧は一時大気圧以上に上昇するので、原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、わずかずつ原子炉格納容器から漏れ出ることになる。この際、工学的安全施設の一つである原子炉格納容器スプレイ設備が作動し、原子炉格納容器内部を冷却する結果、再び大気圧程度に減圧することができる。評価に当たっては、事故発生後1日間は原子炉格納容器の最高使用圧力に対する事故時の水蒸気と空気の雰囲気を考慮した漏えい率を上回る値として0.15％／d、その後原子炉格納容器からの核分裂生成物の漏えいが無視できる程度に低下するまでの期間として29日間は0.075％／dで原子炉格納容器から漏えいするものと仮定する。

(5)　原子炉格納容器からの核分裂生成物を含む気体の漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に生じると考えられるが、評価に当たっては、アニュラス部のほかにも漏えいがあるものとする。

アニュラス部に漏れ出た核分裂生成物は、アニュラス空気再循環設備のよう素フィルタを経て再循環し、その一部は、排気筒から大気中へ放出される。この際、本設備によりよう素の大部分は除去される。

(6)　原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物のうち、よう素は格納容器サンプ水中に溶解する。このよう素は非常用炉心冷却設備及び原子炉格納容器スプレイ設備の再循環系（以下「再循環系」という。）から、安全補機室内に漏えいし、安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタを経て大気中へ放出される。この際、本設備によりよう素の大部分は除去される。

4.1.1.2　評価線量の種類

原子炉冷却材喪失を想定した場合の敷地境界外での線量は、次のように２つに分けて計算する。

(1)　原子炉格納容器及び安全補機室から大気中に放出された核分裂生成物（事故後 30 日間）による線量、すなわち、よう素の吸入摂取による甲状腺に対する線量及び希ガスの外部γ線による全身に対する線量（また、この際参考として希ガスのβ線外部被ばくによる線量も計算する。）

(2)　原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物(事故後 30 日間)の外部γ線による全身に対する線量、すなわち、原子炉格納容器から外周コンクリート壁ドーム部を透過したγ線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外周コンクリート壁円筒部を透過したγ線による直接線量

4.1.1.3　大気中に放出された核分裂生成物による線量

(1)　核分裂生成物の大気放出量

a．計算条件

(a)　事故発生直前まで、発電用原子炉は定格出力の 102％で長期間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を　　1／4 ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 40,000 時間とする。

(b)　原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量は、炉心内蓄積量に対し、次の割合で放出されるものとする。

希ガス　　2％

よう素　　1％

(c)　放出されたよう素のうち、有機よう素は 10％とし、残りの 90

％は無機よう素の形態をとるものとする。

(d)　原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素については、50％が原子炉格納容器や同容器内の機器等に沈着し、漏えいに寄与しないものとする。

(e)　原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率(1)は、評価上厳しめに等価半減期100秒とする。

ただし、事故発生後、無機よう素の除去効果が有効になるまでの時間は、評価上5分とする。

(f)　原子炉格納容器からの漏えい率(2)は、評価上次のように仮定する。

事故後24時間まで	0.15　％／d
その後29日間	0.075　％／d

(g)　原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその97％が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り 3％はアニュラス部以外で生じるものとする。

(h)　「非常用炉心冷却設備作動」信号によってアニュラス空気再循環設備が起動する。事故発生後、アニュラス部の負圧達成時間は、評価上10分とし、この間原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた気体はそのまま大気中へ全量放出されるものとし、アニュラス空気再循環設備のフィルタ効果は無視する。

また、負圧達成後も、アニュラス排気風量の切替え（事故発生後30分）までは、アニュラス内空気の再循環は考慮しない。

(i)　原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした気体は、アニ

ュラス空気再循環設備を経て再循環するが、その一部はアニュラス部の負圧維持のため排気筒より放出される。この時、アニュラス部内での核分裂生成物の沈着の効果はないものとする。

(j) アニュラス空気再循環設備のよう素フィルタの効率[3]は95%以上期待できるが、評価上厳しめに90%とする。

(k) 希ガスに対する原子炉格納容器スプレイ水による除去効果及びアニュラス空気再循環設備のフィルタ効果等は無視する。

(l) 事故期間中、再循環系からは安全補機室内へ評価上厳しめに$8\times10^{-3}m^3$／hの漏えいがあるものとする。

(m) 再循環水中の放射能量は事故発生直後、よう素の炉心内蓄積量の1%が溶解するものとする。

(n) 再循環水体積は評価上1,400m^3とする。

(o) 再循環系から安全補機室内に漏えいした再循環水中のよう素の気相への移行率は5%とし、安全補機室内でのよう素沈着率は50%とする。

(p) 安全補機室空気浄化設備のよう素フィルタの効率[3]は95%以上期待できるが、評価上厳しめに90%とする。

b．計算方法

(a) 核分裂生成物の炉心内蓄積量

発電用原子炉の運転によって事故発生時までに炉心内に蓄積される核分裂生成物の量は(10－3)式で与えられる。

$$q^{i}_{T_0}=3.20\times10^{16}\cdot P_0\cdot Yi\left(1-e^{-\lambda^{i}_{r}\cdot T_0}\right)\quad\cdots\cdots(10-3)$$

ここで、

$q^{i}_{T_0}$ ：T_0時間運転後の核種ｉの炉心内蓄積量（Bq）

P_0 ：原子炉熱出力（＝2,705MWt）

Ｙｉ ：核種ｉの核分裂収率[4][5]

λ^{i}_{r} ：核種ｉの放射性崩壊定数（s^{-1}）[5][6][7]

T_0 ：原子炉運転時間（s）

炉心内に蓄積されるよう素の同位元素のうち、核分裂収率が小さく半減期の極めて短いもの及びエネルギの小さいものは計算の対象外とする。計算の対象としたよう素の核種とその炉心内蓄積量は、第4.1.1表に示すとおりである。

また、希ガスには、Ｘｅ、Ｋｒの同位元素が多数含まれるが、半減期のごく短い核種は大気放出までに崩壊してしまうと考えられるので、以下の計算には半減期10分以上の核種を対象とした。計算の対象とした希ガスの核種とその炉心内蓄積量は、第4.1.2表に示すとおりである。

第 4.1.1 表　よう素の炉心内蓄積量

核　　種	核分裂収率（%）	半　減　期	炉心内蓄積量（Bq）
Ｉ－１３１	2.84	8.06 d	2.46×10^{18}
Ｉ－１３２	4.21	2.28 h	3.65×10^{18}
Ｉ－１３３	6.77	20.8 h	5.86×10^{18}
Ｉ－１３４	7.61	52.6 min	6.59×10^{18}
Ｉ－１３５	6.41	6.61 h	5.55×10^{18}
合　　計	―	―	2.41×10^{19}

第 4.1.2 表　希ガスの炉心内蓄積量

核　種	核分裂収率（%）	半減期	γ線実効エネルギ(MeV/dis)	β線実効エネルギ（MeV/dis）	炉心内蓄積量(Bq)	炉心内蓄積量（γ線 0.5MeV 換算）(Bq)	炉心内蓄積量（β線強度）(MeV・Bq/dis)
Ｋｒ－ 83m	0.53	1.83 h	0.0025	0.037	4.59×10^{17}	2.29×10^{15}	1.70×10^{16}
Ｋｒ－ 85m	1.31	4.48 h	0.159	0.253	1.13×10^{18}	3.61×10^{17}	2.87×10^{17}
Ｋｒ－ 85	0.29	10.73 y	0.0022	0.251	4.15×10^{16}	1.83×10^{14}	1.04×10^{16}
Ｋｒ－ 87	2.54	76.3 min	0.793	1.323	2.20×10^{18}	3.49×10^{18}	2.91×10^{18}
Ｋｒ－ 88	3.58	2.80 h	1.950	0.377	3.10×10^{18}	1.21×10^{19}	1.17×10^{18}
Ｘｅ－ 131m	0.040	11.9 d	0.020	0.143	3.44×10^{16}	1.38×10^{15}	4.92×10^{15}
Ｘｅ－ 133m	0.19	2.25 d	0.042	0.190	1.66×10^{17}	1.39×10^{16}	3.15×10^{16}
Ｘｅ－ 133	6.77	5.29 d	0.045	0.135	5.86×10^{18}	5.28×10^{17}	7.91×10^{17}
Ｘｅ－ 135m	1.06	15.65 min	0.432	0.095	9.15×10^{17}	7.91×10^{17}	8.70×10^{16}
Ｘｅ－ 135	6.63	9.083h	0.250	0.316	5.75×10^{18}	2.87×10^{18}	1.82×10^{18}
Ｘｅ－ 138	6.28	14.17 min	1.183	0.611	5.44×10^{18}	1.29×10^{19}	3.32×10^{18}
合　計	－	－	－	－	2.51×10^{19}	3.31×10^{19}	1.04×10^{19}

(b)　核分裂生成物の大気放出量

核分裂生成物の大気放出量は、核分裂生成物の炉心内蓄積量の計算結果から、前記計算条件を用いて、核種ごとに以下の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を第 4.1.1 図及び第 4.1.2 図に示す。

①　原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物のうち、時刻ＴｍからT_{m+1}の時間内にアニュラス部以外から漏えいして大気中に放出される量は(10－4)式で与えられる。

$$Q_m^d = Q_{cm} \cdot F_d \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-\beta (T_{m+1} - T_m)}}{\beta} \quad \cdots\cdots\cdots (10-4)$$

ここで、

Q_m^d：時刻ＴｍからT_{m+1}の時間内にアニュラス部以外から放出されるよう素及び希ガスの量（Bq）

Ｑｃｍ：時刻Ｔｍに原子炉格納容器内に浮遊している漏えいに寄与するよう素及び希ガスの量（Bq）で、次式で表わす。

$$Q_{cm} = Q_{c(m-1)} \cdot e^{-\beta (T_m - T_{m-1})}$$

ただし、時刻Ｔｍ＝０（事故発生直後）において

$$Q_{cm} = K \cdot Q_0$$

Ｋ　：燃料から放出されたよう素及び希ガスが原子炉格納容器からの漏えいに寄与する割合で、次式で表わす。

よう素：Ｋ＝Ｆｆ・Ｆｇ・Ｆｐ

希ガス：Ｋ＝Ｆｆ・Ｆｐ

Ｆｆ　：燃料から原子炉格納容器への放出割合

よう素：Ｆｆ＝0.01

希ガス：Ｆｆ＝0.02

Ｆｇ：原子炉格納容器へ放出されたよう素の組成

無機よう素：Ｆｇ＝0.90

有機よう素：Ｆｇ＝0.10

Ｆｐ：原子炉格納容器内での沈着を逃れる割合

無機よう素：Ｆｐ＝0.50

有機よう素：Ｆｐ＝1.00

希　ガ　ス：Ｆｐ＝1.00

Q_0：よう素及び希ガスの炉心内蓄積量（Bq）

Ｆｄ：アニュラス部以外からの漏えい割合（＝0.03）

β　：原子炉格納容器内でのよう素及び希ガスに対する低減効果（h^{-1}）で、次式により表わす。

$$\beta = L + \lambda r + \lambda s$$

Ｌ　：原子炉格納容器の漏えい率（h^{-1}）

0～24ｈ：$L = 0.0015 d^{-1} = 6.25 \times 10^{-5} h^{-1}$

1～30ｄ：$L = 0.00075 d^{-1} = 3.125 \times 10^{-5} h^{-1}$

λr：よう素及び希ガスの放射性崩壊定数（h^{-1}）

λs：原子炉格納容器スプレイ水による除去効率（h^{-1}）

無機よう素：$\lambda s = 24.9 h^{-1}$

有機よう素：$\lambda s = 0.0 h^{-1}$

希　ガ　ス：$\lambda s = 0.0 h^{-1}$

②　また、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいした後、大気中に放出される核分裂生成物の量は、事故発生後最初の10分間は原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた

気体が、そのまま大気中へ全量放出されると仮定しているので(10－5)式で与えられ、10分以降はアニュラス空気再循環設備から排気筒を経て放出されるので(10－6)式で与えられる。

$$Q^{a}_{m_0} = K \cdot Q_0 \cdot Fa \cdot L \cdot \frac{1 - e^{-0.167\beta}}{\beta} \quad \cdots\cdots\cdots (10-5)$$

$$Q^{a}_{m} = g_1 (1 - \eta) \cdot \frac{Ra}{Va} \left[\frac{Qcm \cdot Fa \cdot L}{\beta a - \beta} \cdot \left\{ \frac{1 - e^{-\beta (Tm+1 - Tm)}}{\beta} - \frac{1 - e^{-\beta a (Tm+1 - Tm)}}{\beta a} \right\} + Qam \cdot \frac{1 - e^{-\beta a (Tm+1 - Tm)}}{\beta a} \right] \quad \cdots\cdots\cdots (10-6)$$

ここで、

$Q^{a}_{m_0}$：アニュラス部から事故発生後最初の10分間に放出されるよう素及び希ガスの量（Bq）

Q^{a}_{m}：10分以降において、時刻ＴｍからT_{m+1}の時間内にアニュラス空気再循環設備から放出されるよう素及び希ガスの量（Bq）

Ｑam：10分以降において、時刻Ｔｍにアニュラス部に浮遊しているよう素及び希ガスの量（Bq）で、次式で表わす。

$$Qam = Qc(m-1) \cdot L \cdot Fa \left[\frac{1}{\beta a - \beta} \cdot \left\{ e^{-\beta (Tm - Tm-1)} - e^{-\beta a (Tm - Tm-1)} \right\} \right]$$

$$+ Qa (m-1) \cdot e^{-\beta a (Tm - Tm-1)}$$

ただし、Ｔｍ＝10minの時　Ｑam＝０

Ｆａ　：アニュラス部への漏えい割合（＝0.97）

Ｒａ　：アニュラス空気再循環設備排気流量

（１台分 13,560m^3／h）

Ｖａ　：アニュラス部容積（＝11,200m^3）

g_1　：アニュラス排気流量の割合

10min～30min：g_1＝1.0

30min～30ｄ　：g_1＝0.22

g_2　：アニュラス空気再循環流量の割合

10min～30min：g_2＝0.0

30min～30ｄ　：g_2＝0.78

η　：アニュラス空気再循環設備フィルタの除去効率

よう素：η＝0.90

希ガス：η＝0.0

βa　：アニュラス部内での低減効果（h^{-1}）で、次式により表わす。

$$\beta a = \frac{Ra}{Va} - g_2 (1 - \eta) \cdot \frac{Ra}{Va} + \lambda r$$

③　再循環系から漏えいした後、大気中へ放出される核分裂生成物の量は、(10－7) 式で与えられる。

$$Qe = Fe \cdot F\lambda \cdot Le \cdot Qem \cdot (1 - \eta e) \cdot \frac{1 - e^{-720\beta e}}{Ve \cdot \beta e} \quad \cdots\cdots\cdots (10-7)$$

$$Qem = Ke \cdot Q_0 \cdot e^{-0.333\lambda r}$$

ここで、

Ｑｅ：事故期間中に、再循環系から放出されるよう素の量（Bq）

Ｑｅｍ：再循環開始時（Ｔｍ＝20min)における再循環水中のよう素の量（Bq）

Ｆｅ：再循環水中のよう素の気相への移行率（＝0.05）

Ｆλ：安全補機室内での沈着を逃れる割合（＝0.5）

Ｌｅ：再循環系からの漏えい率

0 ～20min：Ｌｅ＝0.0m^3／h

20min～30ｄ：Ｌｅ＝$8\times10^{-3}m^3$／h

Ｋｅ：燃料から再循環水中へのよう素の放出割合（＝0.01）

ηe：安全補機室空気浄化設備フィルタのよう素除去効率（＝0.90）

Ｖｅ：再循環水体積（＝1,400m^3）

βe：再循環水中でのよう素の低減効果（h^{-1}）で次式により表わす。

$$\beta e = \lambda r + \frac{Le}{Ve}$$

(2)　線　　量

ａ．拡散、気象条件

線量評価に必要な拡散、気象条件としては、「添付書類六 2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度（χ／Q）及び相対線量（D／Q）を用いる。

b．計算方法

(a) 甲状腺に対する線量

よう素の吸入摂取による小児の甲状腺に対する線量は(10－8)式で計算される。

$$D_I = K_{Te} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (10-8)$$

ここで、

D_I ：よう素の吸入摂取による小児の甲状腺に対する線量（Sv）

K_{Te} ：Ｉ－１３１の吸入摂取による小児の甲状腺の等価線量に係る線量係数（Sv／Bq）

また、第4.1.3表にＩ－１３１等価量への換算係数を示す。

M ：小児の呼吸率（m^3／s）

呼吸率は、事故期間が１日以上に及ぶことより、1日平均の呼吸率5.16m^3／dを秒当たりに換算して用いる。

Q_e ：よう素の大気放出量(Ｉ－１３１等価量－小児甲状腺線量係数換算)(Bq)

χ／Q：相対濃度（s／m^3）

第4.1.3表　よう素の吸入摂取による小児の甲状腺の等価線量に係る線量係数及びＩ－１３１等価量への換算係数

核　種	よう素の吸入摂取による小児の甲状腺の等価線量に係る線量係数(Sv／Bq)	Ｉ－１３１等価量への換算係数
Ｉ－１３１	3.2×10^{-6}	1
Ｉ－１３２	3.8×10^{-8}	1.19×10^{-2}
Ｉ－１３３	8.0×10^{-7}	2.50×10^{-1}
Ｉ－１３４	7.3×10^{-9}	2.28×10^{-3}
Ｉ－１３５	1.6×10^{-7}	5.00×10^{-2}

(b)　外部γ線による全身に対する線量

原子炉格納容器から大気中に放出された希ガスは、放射性雲となって風下に流れる。この放射性雲の外部γ線による地表面での全身に対する線量は、放射性雲の空間分布を考慮して計算する。

放射性雲からの外部γ線による全身に対する線量は(10－9)式で与えられる。

$$D_{\gamma} = K_1 \cdot Q_N \cdot (D/Q) \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots (10-9)$$

ここで、

D_{γ}　：外部γ線による全身に対する線量（Sv）

K_1　：空気カーマから全身に対する線量への換算係数（＝1Sv／Gy）

Q_N　：希ガスの大気放出量（γ線エネルギ0.5MeV換算）(Bq)

D／Q　：γ線エネルギ 0.5MeV における相対線量（Gy／Bq）

また、希ガスのβ線外部被ばくによる線量は、β線の飛程

が非常に短いことより、サブマージョンモデルに基づく(10－10)式で計算する。

$$D_{\beta} = 6.2\times10^{-14} E_{\beta} \cdot Q_{\beta} \cdot (\chi/Q) \quad \cdots\cdots\cdots (10-10)$$

ここで、

D_{β} ：β線外部被ばくによる線量（Sv）

E_{β} ：β線実効エネルギ（MeV／dis）

Q_{β} ：希ガスの大気放出量（Bq）

χ/Q ：相対濃度（s/m^3）

4.1.1.4　原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による線量

(1)　線源強度

a．計算条件

(a)　事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果や原子炉格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス 2%、ハロゲン 1%、その他 0.02%とする。

(b)　核種の選定に当たって、よう素及び希ガスに関しては、「4.1.1.3(1) 核分裂生成物の大気放出量」の項で述べたものと同一の核種に着目し、その他の核種については、以下に評価する線量、すなわち、原子炉格納容器から外周コンクリート壁ドーム部を透過したγ線の空気との散乱によるスカイシャイン線量及び原子炉格納容器から外周コンクリート壁円筒部を透過したγ線による直接線量の計算に寄与するような十分高いエネルギを持ち、半減期が 10 分以上のものを対象とする。

(c)　事故後30日間の積算線源強度は、原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物によるγ線エネルギを第4.1.4表のようにエネルギ範囲別に区分して計算する。

b．計算方法

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の積算線源強度は、I番目のエネルギ群について(10－3)式及び(10－11)式～(10－13)式で計算する。

$$Sp = q_p \cdot f_p \cdot \sum_{k=1}^{n_p} (R_{pk} \cdot E_{pk}) \cdot (1 - e^{-\lambda_p \cdot t}) / \lambda_p \qquad \cdots\cdots\cdots (10-11)$$

$$Sd = \sum_{k=1}^{n_d} (R_{dk} \cdot E_{dk}) \left[q_d \cdot f_d \left(1 - e^{-\lambda_d \cdot t}\right) / \lambda_d + q_p \cdot f_p \cdot \beta \frac{\lambda_d}{\lambda_d - \lambda_p} \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda_p}\left(1 - e^{-\lambda_p \cdot t}\right) - \frac{1}{\lambda_d}\left(1 - e^{-\lambda_d \cdot t}\right) \right\} \right] \qquad \cdots\cdots\cdots (10-12)$$

$$S = \sum_{p=1}^{\lambda} Sp + \sum_{d=1}^{m} Sd \qquad \cdots\cdots\cdots (10-13)$$

ここで、

λ：放射性崩壊定数（s^{-1}）

β：親核種から娘核種への崩壊の割合

q：炉心内蓄積量（Bq）

t：事故発生後の時間（s）

f：核分裂生成物の原子炉格納容器への放出率

E：γ線のエネルギ（Mev／dis）

R：崩壊してエネルギEのγ線を出す割合

n：当該核種から放出されるγ線のうちI番目のエネルギ

群に属するγ線の数

S：原子炉格納容器内に浮遊している核分裂生成物の事故後t(s)までの積算線源強度（MeV）

添字：p：親核種、d：娘核種、λ：親核種の数、m：娘核種の数、k：当該核種から放出され、I番目のエネルギ群に属するγ線のうちk番目を示す。

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物の積算線源強度の計算結果は、第4.1.4表に示すとおりである。

第4.1.4表　原子炉格納容器内の積算線源強度（重大事故）

代表エネルギ (MeV／dis)	エネルギ範囲 (MeV／dis)	原子炉格納容器内積算線源強度 (MeV)
0.4	E≦0.4	1.4×10^{22}
0.8	0.4＜E≦1.0	1.4×10^{22}
1.3	1.0＜E≦1.5	2.9×10^{21}
1.7	1.5＜E≦1.8	3.5×10^{21}
2.5	1.8＜E	2.4×10^{21}

(2)　線　　量

a．スカイシャイン線量

原子炉格納容器内では空気による散乱は起こらないと仮定して、原子炉格納容器内に充満したγ線源を原子炉格納容器中心軸上に置いた点線源で近似し、そこからの第1散乱束を計算し、それに適当なビルドアップ係数を乗じて、計算点におけるスカイシャイン線量を求める。計算は、各エネルギ群別に「ＳＣＡＴＴＥＲＩＮＧ

コード」[8]を用いて行う。

計算の基本式は(10—14)式のとおりである。

$$Ds = K_1 \cdot \sum_{E}\sum_{E'} \int_V \phi\ (E,\ X) \cdot K_2\ (E') \cdot \frac{d\sigma}{d\Omega}\ (E,\ \theta)$$

$$\cdot \frac{N}{r^2} \cdot B\ (E',\ b) \cdot e^{-b} dV \qquad \cdots\cdots (10-14)$$

ただし、

$$\phi\ (E,\ X) = \frac{S\ (E)}{4\pi\rho^2} \cdot e^{-b_0} \cdot B\ (E,\ b_0)$$

ここで、

Ds	：スカイシャイン線量（Sv）
K_1	：空気カーマから全身に対する線量への換算係数（＝1Sv／Gy）
$\phi(E,\ X)$	：散乱点におけるγ線エネルギ強度（MeV／m^2）
$S(E)$	：線源エネルギEの積算線源強度(MeV)
$K_2(E')$	：散乱エネルギE´のγ線に対する空気カーマへの換算係数(Gy／(MeV／m^2))
ρ	：線源点から散乱点までの距離（m）
r	：散乱点から評価点までの距離（m）
V	：散乱体積（m^3）
N	：空気中の電子数密度（electrons／m^3）
$\frac{d\sigma}{d\Omega}(E,\ \theta)$	：Klein-Nishinaの微分散乱断面積（m^2）
θ	：散乱角（radian）

Ｂ（Ｅ，b_0）：線源エネルギＥのγ線の減衰距離b_0（＝$\Sigma_i \Sigma_j \mu i \cdot Xj$）（ただし、空気層を除く。）に対するビルドアップ係数

Ｂ（Ｅ´，ｂ）：散乱エネルギＥ´のγ線の減衰距離ｂ（＝$\Sigma_\lambda \Sigma_m \mu'\lambda \cdot Xm$）に対するビルドアップ係数

μi　：線源エネルギＥにおける物質ｉの線減衰係数（m^{-1}）

$\mu'\lambda$　：散乱エネルギＥ´における物質λの線減衰係数（m^{-1}）

Ｘｊ　：領域ｊの通過距離（ｍ）

Ｘｍ　：領域ｍの通過距離（ｍ）

ビルドアップ係数は次式で計算する。

$$B(E, b) = 1 + (0.8 - 0.214 \ln \frac{E}{1.801}) b^a \quad (E > 1.801\text{MeV})$$

$$B(E, b) = 1 + 0.8\ b^a \quad (E \leqq 1.801\text{MeV})$$

ここで、

$$a = 1.44 + 0.0239E + 0.625 \ln (0.19 + \frac{1.0005}{E})$$

ｂ．直接線量

原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物によるγ線が、原子炉格納容器円筒部鋼板及び外周コンクリート壁円筒部を貫通して計算点に至る直接線量の計算は、原子炉格納容器内に核分裂生成物が一様分布すると仮定し、各エネルギ群別に「ＳＰＡＮコード」[9]を用いて行う。

計算の基本式は(10－15）式のとおりである。

$$Dd = K_1 \cdot K_2(E) \int_V \frac{Sv}{4\pi r^2} \cdot F(b)\, dV \quad \cdots\cdots\cdots\cdots (10-15)$$

ここで、

Ｄｄ　　：直接線量（Sv）

K_1　　：空気カーマから全身に対する線量への換算係数（＝1Sv／Gy）

K_2（Ｅ）　：エネルギＥのγ線に対する空気カーマへの換算係数（Gy／(MeV／m^2)）

Ｓｖ　　：単位体積当たりの積算線源強度（MeV／m^3）

ｒ　　：線源から計算点までの距離（m）

Ｆ(b)　　：γ線の減衰率で次式で表わす。

$$F(b) = B(E, b) \cdot e^{-b}$$

ｂ　　：減衰距離（$b = \sum_{i=1}^{n} \mu i \cdot t i$）

μ ｉ　　：ｉ番目の物質の線減衰係数（m^{-1}）

ｔ ｉ　　：ｉ番目の物質中の通過距離（m）

Ｂ（Ｅ，ｂ）　：エネルギＥのγ線の減衰距離ｂに対するビルドアップ係数

4.1.1.5　原子炉冷却材喪失時の評価結果

重大事故として、原子炉冷却材喪失を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の線量は次表のとおりである。

評価項目		評価結果
放出量	よう素 （Ｉ－１３１等価量－小児甲状腺線量係数換算）	約 1.6×10^{12}Bq
	希ガス（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）	約 1.4×10^{14}Bq
線量	小児甲状腺に対する線量	約0.0059 Sv
	外部γ線による全身に対する線量	約0.00022 Sv

これらの線量は「原子炉立地審査指針」の非居住区域に対するめやす線量（甲状腺(小児)に対して1.5Sv、全身に対して0.25Sv）を十分下回るものである。

また、β線外部被ばくによる線量は約0.000067Svである。

評価線量の計算結果の内訳を次表に示す。

		小児甲状腺に対する線量	全身に対する線量	（参考）β線外部被ばくによる線量
(1)	放射性雲による線量	約 0.0059 Sv	約 0.000037 Sv	約 0.000067 Sv
(2)	原子炉格納容器内線源からのγ線による線量	―――	約 0.00018 Sv	―――
合計		約 0.0059 Sv	約 0.00022 Sv	約 0.000067 Sv

4.1.2　蒸気発生器伝熱管破損

4.1.2.1　事故の想定

(1)　蒸気発生器伝熱管破損は、「3.4.2 蒸気発生器伝熱管破損」で述べたように原子炉運転中に何らかの理由で伝熱管１本が瞬時に両端破断を起こし、１次冷却材が蒸気発生器２次側へ流出するもので、もし１次冷却材中に核分裂生成物が含まれていれば、２次側へ核分裂生成物が流出することになる。

(2)　蒸気発生器伝熱管の材料として耐食性及び延性に優れたニッケル・クロム・鉄合金を使用するとともに、設計、製作、運転中での水質管理等における配慮から蒸気発生器伝熱管の破損の可能性を極めて小さくしているが、評価に当たっては、伝熱管１本が瞬時に両端破断を起こした場合を仮定する。（「3.4.2.1(2) 蒸気発生器伝熱管破損、防止対策」参照）

(3)　蒸気発生器伝熱管１本が、瞬時に両端破断したと仮定した場合、１次冷却系圧力が低下し「原子炉圧力低」信号又は「過大温度△Ｔ高」信号で発電用原子炉は自動停止するとともにタービン発電機も停止する。

(4)　外部電源がある場合、タービンバイパス弁が作動するが、本評価では外部電源が使用できない場合を想定するので、タービンバイパス弁は作動せず主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁が作動することになる。非常用炉心冷却設備及び補助給水による冷却及び減圧が進むとともに１次冷却材流出量は減少し、事故発生後約 50 分で１次冷却系圧力は２次冷却系圧力以下となり流出は止まる。この間に、２次冷却系へ流出する１次冷却材量は約 73ｔ、また、流出した１次冷却材を含む２次冷却水のうち、破損側蒸気発生器に

つながる主蒸気逃がし弁等から大気中に放出される蒸気量は約23ｔである。(「3.4.2.2(3) 蒸気発生器伝熱管破損、解析結果」参照)

(5) 蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、評価に当たっては、２次冷却系へ流出する核分裂生成物として次の２通りを考える。

ａ．事故直前まで燃料被覆管の一部に損傷がある状態で運転が続けられていたものとしたときの１次冷却材中に存在する核分裂生成物

ｂ．事故時１次冷却系の減圧等何らかの原因で上記の損傷している燃料被覆管から新たに１次冷却材中に放出される核分裂生成物

(6) 核分裂生成物の大気放出量は、破損した蒸気発生器が隔離されるまでの間の主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁からの蒸気の放出によるものであり、隔離された後では放出されないが、評価上はさらに蒸気発生器２次側の圧力に応じた蒸気の漏えいによるものがあると仮定する。

(7) 外部電源がある場合、タービンバイパス系が使用でき蒸気発生器からの蒸気の大部分は復水器に回収されること及び「非常用炉心冷却設備作動」信号と「原子炉トリップ」信号の一致等により１次冷却材ポンプが停止するまでの間は、１次冷却系を冷却、減圧できることから、大気への核分裂生成物の放出量の観点から外部電源がない場合の方がより厳しく評価することとなる。したがって、原子炉トリップと同時に外部電源は喪失するものとする。

4.1.2.2 評価線量の種類

蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の敷地境界外での線量

は、大気中に放出されたよう素の吸入摂取による甲状腺に対する線量及び希ガスの外部γ線による全身に対する線量に分けて計算する。(また、この際参考として希ガスのβ線外部被ばくによる線量も計算する。)

4.1.2.3　核分裂生成物の大気放出量

(1)　計算条件

a．発電用原子炉は、事故発生直前まで定格出力の102%で運転されてい

たものとする。その運転時間は燃料を1／4ずつ取替えていく場合の平衡炉心を考えて最高40,000時間とする。

b．破損側蒸気発生器は、事故後50分に隔離されるものとし、この間に1次冷却系から2次冷却系へ流出する1次冷却材量は解析結果に余裕を見込んだ値として90t、流出した1次冷却材を含む2次冷却水のうち、破損側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁等から大気中へ放出される蒸気量は解析結果に余裕を見込んだ値として30tとする。

c．蒸気発生器伝熱管破損により新たな燃料被覆管の損傷を招くことはない。したがって、2次冷却系へ流出する放射能源として次の2通りを仮定する。

(a)　燃料被覆管欠陥率1%を用いて計算した1次冷却材中に存在する核分裂生成物のよう素約7.0×10^{13}Bq、希ガス約3.4×10^{14}Bq(γ線エネルギ0.5MeV換算)

上記核分裂生成物量の計算に当たっては、原子炉冷却材喪失評価に用いた核種に着目し、第4.1.5表及び第4.1.6表に示す1次冷却材中の核種別平衡濃度を用いる。

(b)　(a)項の損傷燃料棒から新たに１次冷却材中への追加放出に寄与する核分裂生成物のよう素約2.4×10^{15}Bq、希ガス約6.6×10^{15}Bq（γ線エネルギ0.5MeV換算）

この追加放出量は事故後の１次冷却系圧力が直線的に低下するものとし、この圧力降下に比例して１次冷却系に放出されるものとする。この場合の追加放出率は、解析結果に余裕を見込んだ値として$1.35\times10^{-2}min^{-1}$とする。

d．この１次冷却材中の核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの間に１次冷却系から２次冷却系へ流出する放射能量は、１次冷却材中の濃度に依存するものとする。

e．２次冷却系に流出してきた希ガスについては、大気中へ全量放出されるものとする。

f．２次冷却系に流出してきたよう素のうち、有機よう素は1%とし、残りの99%は無機よう素とする。有機よう素は大気中に全量放出され、無機よう素の放出については気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出されるものとする。

g．破損側蒸気発生器隔離後は、核分裂生成物の大気放出はないと考えられるが、評価上は２次冷却系の弁からの蒸気漏えいにより無機よう素が大気中へ放出されるものとする。

弁からの蒸気漏えい率は、隔離直後$10m^3$／dとし、その後は２次冷却系圧力が24時間で直線的に大気圧まで減圧していくと仮定し、この２次冷却系圧力に対応して弁からの蒸気漏えい率が減少するものとする。

第 4.1.5 表　1 次冷却材中のよう素の平衡濃度及び追加放出寄与分

核　種	核分裂収率 (%)	半　減　期	冷却材中濃度 (Bq/g)	冷却材中蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分 (Bq)
Ｉ－１３１	2.84	8.06 d	8.89×10^{4}	1.69×10^{13}	2.46×10^{18}	2.46×10^{14}
Ｉ－１３２	4.21	2.28 h	3.22×10^{4}	6.11×10^{12}	3.65×10^{18}	3.65×10^{14}
Ｉ－１３３	6.77	20.8 h	1.48×10^{5}	2.81×10^{13}	5.86×10^{18}	5.86×10^{14}
Ｉ－１３４	7.61	52.6 min	2.00×10^{4}	3.79×10^{12}	6.59×10^{18}	6.59×10^{14}
Ｉ－１３５	6.41	6.61 h	8.09×10^{4}	1.54×10^{13}	5.55×10^{18}	5.55×10^{14}
合　計	－	－	3.70×10^{5}	7.03×10^{13}	2.41×10^{19}	2.41×10^{15}

第 4.1.6 表　1 次冷却材中の希ガスの平衡濃度及び追加放出寄与分

核種	核分裂収率 (%)	半減期	γ線実効エネルギ (MeV/dis)	β線実効エネルギ (MeV/dis)	冷却材中濃度			冷却材中蓄積量		炉心内蓄積量 (Bq)	追加放出寄与分	
					冷却材中濃度 (Bq/g)	γ線エネルギ 0.5MeV 換算 (Bq/g)	β線強度 (MeV・Bq /dis・g)	γ線エネルギ 0.5MeV 換算 (Bq)	β線強度 (MeV・Bq /dis)		γ線エネルギ 0.5MeV 換算 (Bq)	β線強度 (MeV・Bq /dis)
Kr－83m	0.53	1.83 h	0.0025	0.037	1.66×10^{4}	8.28×10^{1}	6.13×10^{2}	1.57×10^{10}	1.16×10^{11}	4.59×10^{17}	4.59×10^{11}	3.40×10^{12}
Kr－85m	1.31	4.48 h	0.159	0.253	8.01×10^{4}	2.55×10^{4}	2.03×10^{4}	4.84×10^{12}	3.85×10^{12}	1.13×10^{18}	7.21×10^{13}	5.74×10^{13}
Kr－85	0.29	10.73 y	0.0022	0.251	7.32×10^{5}	3.22×10^{3}	1.84×10^{5}	6.12×10^{11}	3.49×10^{13}	4.15×10^{16}	3.66×10^{10}	2.09×10^{12}
Kr－87	2.54	76.3 min	0.793	1.323	4.60×10^{4}	7.30×10^{4}	6.09×10^{4}	1.39×10^{13}	1.16×10^{13}	2.20×10^{18}	6.97×10^{14}	5.82×10^{14}
Kr－88	3.58	2.80 h	1.950	0.377	1.37×10^{5}	5.35×10^{5}	5.17×10^{4}	1.02×10^{14}	9.82×10^{12}	3.10×10^{18}	2.42×10^{15}	2.34×10^{14}
Xe－131m	0.040	11.9 d	0.020	0.143	1.34×10^{5}	5.36×10^{3}	1.91×10^{4}	1.02×10^{12}	3.64×10^{12}	3.44×10^{16}	2.75×10^{11}	9.84×10^{11}
Xe－133m	0.19	2.25 d	0.042	0.190	1.37×10^{5}	1.15×10^{4}	2.61×10^{4}	2.19×10^{12}	4.96×10^{12}	1.66×10^{17}	2.78×10^{12}	6.30×10^{12}
Xe－133	6.77	5.29 d	0.045	0.135	1.07×10^{7}	9.59×10^{5}	1.44×10^{6}	1.82×10^{14}	2.73×10^{14}	5.86×10^{18}	1.06×10^{14}	1.58×10^{14}
Xe－135m	1.06	15.65min	0.432	0.095	2.29×10^{4}	1.98×10^{4}	2.17×10^{3}	3.75×10^{12}	4.13×10^{11}	9.15×10^{17}	1.58×10^{14}	1.74×10^{13}
Xe－135	6.63	9.083h	0.250	0.316	2.55×10^{5}	1.28×10^{5}	8.07×10^{4}	2.43×10^{13}	1.53×10^{13}	5.75×10^{18}	5.75×10^{14}	3.63×10^{14}
Xe－138	6.28	14.17min	1.183	0.611	2.23×10^{4}	5.27×10^{4}	1.36×10^{4}	1.00×10^{13}	2.59×10^{12}	5.44×10^{18}	2.57×10^{15}	6.64×10^{14}
合　計	－	－	－	－	1.22×10^{7}	1.81×10^{6}	1.90×10^{6}	3.44×10^{14}	3.60×10^{14}	2.51×10^{19}	6.60×10^{15}	2.09×10^{15}

(2)　計算方法

前記計算条件を使って、以下の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を第 4.1.3 図及び第 4.1.4 図に示す。

a．破損側蒸気発生器が隔離されるまでの大気放出量

核分裂生成物の放射性崩壊及び系外に流出することによる減少を考慮し、(10－16)式～(10－19)式を用いて求める。

また、１次冷却系からの１次冷却材流出率、２次冷却系から大気中への蒸気放出率、破損側蒸気発生器保有水量は、隔離までの間一定とする。

(a)　希ガスの放出量

$$R_i = \frac{L_R}{V_C}\left[\nu \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_C}\left\{t - \frac{1}{\lambda_C}\left(1 - e^{-\lambda_C \cdot t}\right)\right\} + \frac{C_i}{\lambda_C}\left(1 - e^{-\lambda_C \cdot t}\right)\right] \quad \cdots\cdots\cdots (10-16)$$

(b)　有機よう素の放出量

$$R_i = f_1 \cdot \frac{L_R}{V_C}\left[\nu \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_C}\left\{t - \frac{1}{\lambda_C} \cdot \left(1 - e^{-\lambda_C \cdot t}\right)\right\} + \frac{C_i}{\lambda_C}\left(1 - e^{-\lambda_C \cdot t}\right)\right] \quad \cdots\cdots\cdots (10-17)$$

(c)　無機よう素の放出量

$$R_i = \frac{G}{V_S \cdot P_F} \cdot f_2 \cdot \frac{L_R}{V_C}\left[\nu \cdot F_i \cdot \frac{1}{\lambda_C} \cdot \left[\frac{t}{\lambda_S} - \frac{1}{\lambda_S^2}\left(1 - e^{-\lambda_S \cdot t}\right)\right] - \frac{1}{\lambda_S - \lambda_C}\left\{\frac{1}{\lambda_C}\left(1 - e^{-\lambda_C \cdot t}\right)\right.\right.$$

$$- \frac{1}{\lambda_S}(1 - e^{-\lambda_S \cdot t})\}] + \frac{Ci}{\lambda_S - \lambda_C} \cdot$$

$$\{\frac{1}{\lambda_C}(1 - e^{-\lambda_C \cdot t}) - \frac{1}{\lambda_S} \cdot$$

$$(1 - e^{-\lambda_S \cdot t})\}] \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots (10-18)$$

ただし、

$$\lambda_C = \lambda i + \frac{L_R}{V_C}$$

$$\lambda_S = \lambda i + \frac{G}{V_S \cdot P_F}$$

ここで、

Ri ：核種 i の大気中への放出放射能量（Bq）

Ci ：核種 i の事故発生前の１次冷却材中放射能量（Bq）

Fi ：核種 i の事故発生後の追加放出に寄与する放射能量（Bq）

L_R ：２次冷却系への１次冷却材流出率（＝90t／50min）

V_C ：１次冷却系保有水量（＝190ｔ）

V_S ：破損側蒸気発生器保有水量（＝40ｔ）

ν ：追加放出率（＝$1.35\times10^{-2}min^{-1}$）

f_1 ：有機よう素の割合（＝0.01）

f_2 ：無機よう素の割合（＝0.99）

P_F ：無機よう素の気液分配係数（＝100（液相中濃度 Bq／g）／（気相中濃度 Bq／g））

G ：大気中への蒸気放出率（＝30t／50min）

λi ：核種 i の放射性崩壊定数(min^{-1})

t ：破損側蒸気発生器隔離までの時間（＝50min）

また、追加放出率νは、事故発生後の１次冷却系圧力が直線的に低下するものとし、この圧力降下に比例するものと仮定して

（10－19）式を用いて求めた値を下回らない値とする。

$$\nu = \left(\frac{P_0 - Pt}{P_0}\right) \frac{1}{t} \qquad \cdots\cdots\cdots (10-19)$$

ここで、

P_0 ：事故発生前の１次冷却系圧力（＝15.62MPa[gage]）

Ｐｔ ：１次冷却系圧力が２次冷却系の圧力を下回った圧力（＝6.86MPa[gage]）

ｔ ：破損側蒸気発生器隔離までの時間（＝50min）

ｂ．破損側蒸気発生器隔離後の大気放出量

破損側蒸気発生器隔離後、２次冷却系の圧力は直線的に低下し、１日後に大気圧になるものとし、蒸気の漏えい率は、２次冷却系の圧力の平方根に比例するものとして、核分裂生成物の放射性崩壊を考慮して(10－20)式を用いて求める。

$$R_L = \int_0^T \frac{S_I}{P_F} \cdot e^{-\lambda i \cdot t} \cdot L_V \sqrt{1-t}\, dt \qquad \cdots\cdots\cdots (10-20)$$

ここで、

R_L ：隔離後の無機よう素の放出量（Bq）

S_I ：隔離時の破損側蒸気発生器水中無機よう素濃度（Bq／ｔ）

L_V ：隔離時の蒸気の漏えい率（＝$10m^3$／ｄ＝0.5ｔ／ｄ）

P_F ：無機よう素の気液分配係数

（＝100(液相中濃度 Bq／g)／(気相中濃度 Bq／g)）

λi ：核種ｉの放射性崩壊定数（d^{-1}）

Ｔ ：漏えいが停止するまでの時間（＝1d）

隔離時の破損側蒸気発生器水中無機よう素濃度S_Iは、(10－21)

式を用いて得られる。

$$S_I = \frac{f_2 \cdot L_R}{V_C \cdot V_S} \left\{ \frac{\nu \cdot Fi}{\lambda_C} \left(\frac{1 - e^{-\lambda_S \cdot t}}{\lambda_S} - \frac{e^{-\lambda_C \cdot t} - e^{-\lambda_S \cdot t}}{\lambda_S - \lambda_C} \right) + \frac{Ci}{\lambda_S - \lambda_C} \cdot \left(e^{-\lambda_C \cdot t} - e^{-\lambda_S \cdot t} \right) \right\} \quad \cdots\cdots (10-21)$$

4.1.2.4　線　　量

(1)　拡散、気象条件

蒸気発生器伝熱管破損の場合、核分裂生成物は、主蒸気逃がし弁又は主蒸気安全弁用排気管出口を通して放出されるが、評価上は厳しめに地表面から放出されると仮定し、「添付書類六　2.5 安全解析に使用する気象条件」で述べたように「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算された相対濃度（χ／Q）及び相対線量（D／Q）を用いる。

(2)　計算方法

a．甲状腺に対する線量

χ／Qの値に基づき、原子炉冷却材喪失の場合と同様に、（10－8）式を用いて線量を計算する。

ただし、呼吸率としては、事故期間が短いことを考慮し、活動時の呼吸率 0.31m^3／h を秒当たりに換算して用いる。

b．外部γ線による全身に対する線量

D／Qの値に基づき、原子炉冷却材喪失の場合と同様に、（10－9）式を用いて線量を計算する。また、希ガスのβ線外部被ばくによる線量についても、原子炉冷却材喪失の場合と同様に計算する。

4.1.2.5　蒸気発生器伝熱管破損時の評価結果

重大事故として、蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の線量は次表のとおりである。

評価項目		評価結果
放出量	よう素 （Ｉ－１３１等価量－小児甲状腺線量係数換算）	約 8.6×10^{11} Bq
	希ガス（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）	約 8.2×10^{14} Bq
線量	小児甲状腺に対する線量	約 0.019　Sv
	外部γ線による全身に対する線量	約 0.00050 Sv

これらの線量は、「原子炉立地審査指針」の非居住区域に対するめやす線量(甲状腺(小児)に対して1.5Sv、全身に対して0.25Sv)を十分下回るものである。

また、β線外部被ばくによる線量は約0.0018Svである。

4.1.3　結　　論

立地条件の適否を評価するため、重大事故として原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を想定して線量の評価を行ったところ、いずれも「原子炉立地審査指針」の非居住区域に対するめやす線量（甲状腺（小児）に対して 1.5Sv、全身に対して 0.25Sv）を十分下回るものである。

4.2　仮想事故

仮想事故としては、重大事故と同様、原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損の２つの場合を考慮する。以下に、重大事故の場合との相違点及び評価結果を示す。

4.2.1　原子炉冷却材喪失

4.2.1.1　事故の想定

仮想事故の想定は、重大事故の場合（「4.1.1.1 事故の想定」参照）とほぼ同様であるが、燃料から放出される核分裂生成物の量の算定に当たっては、炉心内に蓄積されている核分裂生成物のうち、希ガスについては100％、よう素については50％が原子炉格納容器内に放出されると仮定する。また再循環水中へは、炉心内に蓄積されているよう素の50％が溶解すると仮定する。

4.2.1.2　評価線量の種類

仮想事故として原子炉冷却材喪失を想定した場合の線量は、重大事故の場合（「4.1.1.2 評価線量の種類」参照）に述べたように２通りに分けて計算する。さらに、大気中に放出された希ガスの外部γ線による全身線量の積算値の評価も行う。

4.2.1.3　大気中に放出された核分裂生成物による線量

(1)　核分裂生成物の大気放出量

前記事故の想定のもとに、重大事故と同様な計算条件及び方法に従って計算する。核分裂生成物の大気放出過程を第 4.2.1 図及び第 4.2.2 図に示す。

(2) 線　　量

a．甲状腺に対する線量及び外部γ線による全身に対する線量

よう素の吸入摂取による成人の甲状腺に対する線量の評価は、(10－22)式によって行う。

$$D_I = K_{Te} \cdot M \cdot Q_e \cdot (\chi / Q) \quad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (10-22)$$

ここで、

D_I ：よう素の吸入摂取による成人の甲状腺に対する線量 (Sv)

K_{Te} ：Ｉ－１３１の吸入摂取による成人の甲状腺の等価線量に係る線量係数(Sv／Bq)

また、第 4.2.1 表にＩ－１３１等価量への換算係数を示す。

M ：成人の呼吸率(m^3／s)

呼吸率は、事故期間が１日以上に及ぶことより、１日平均の呼吸率 22.2m^3／ｄを秒当たりに換算して用いる。

Q_e ：よう素の大気放出量(Ｉ－１３１等価量－成人甲状腺線量係数換算)(Bq)

χ / Q ：相対濃度 (s／m^3)

外部γ線による全身に対する線量の評価は、重大事故と同様の評価条件及び評価式によって行う。

第 4.2.1 表　よう素の吸入摂取による成人の甲状腺の等価線量に係る線量係数及びＩ－１３１等価量への換算係数

核　種	よう素の吸入摂取による成人の甲状腺の等価線量に係る線量係数(Sv／Bq)	Ｉ－１３１等価量への換算係数
Ｉ－１３１	3.9×10^{-7}	1
Ｉ－１３２	3.6×10^{-9}	9.23×10^{-3}
Ｉ－１３３	7.6×10^{-8}	1.95×10^{-1}
Ｉ－１３４	7.0×10^{-10}	1.79×10^{-3}
Ｉ－１３５	1.5×10^{-8}	3.85×10^{-2}

ｂ．全身線量の積算値

(a)　仮想事故時に放出される放射性雲中の希ガスの外部γ線による全身線量の積算値を計算して評価する。この場合、計算の対象となる地点が遠距離に及ぶことを考慮し、計算地点の地表面濃度が半無限空間に一様分布すると仮定したサブマージョンモデルを用いて計算する。

サブマージョンモデルによる線量は(10－23)式で与えられる。

$$D = \frac{1}{2} \cdot K_3 \cdot E \cdot \chi \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots\cdots (10-23)$$

ただし、

$$\chi = \frac{4.65 \times 10^{-2} Q_N}{u \cdot \theta \cdot x \cdot h}$$

ここで、

D　：全身線量（Sv）

K_3　：換算係数(dis・m^3・Sv／(MeV・Bq・h))

E　：希ガスのγ線エネルギ（＝0.5MeV／dis）

χ　：放射性雲の地上時間積分濃度（Bq・h／m^3）

Q_N：希ガスの大気放出量（γ線エネルギ0.5MeV換算）（Bq）

u　：風　　速　（m／s）

x　：風下距離　（m）

θ　：横の拡がり（°）

h　：縦の拡がり（m）

(b)　大気中での拡散条件は、縦の拡がりを大気安定度F型、横の拡がりを30°一定、平均風速は1.5m／s、放出点は地上と仮定して計算する。

ただし、100 km以遠については縦の拡がりを保守的に一定と仮定する。

(c)　対象とする方位は、全身線量の積算値が最も厳しくなるように、敷地から見て人口の多い地域（大阪、東京等）を含むほぼ北東方向30°扇形とし、発電所からの距離10 kmまでは1ないし2 kmごと、10 km～100 kmまでは5ないし10 kmごと、100 km～200 kmまでは50 kmごと、200 km以遠については100 kmごとに区分し、各区域内の人口を求める。

(d)　現時点での人口集計は、「平成12年国勢調査報告」[10]により行い、全身線量の積算値を計算する。（第4.2.3表参照）

また、参考として、2050年での人口推計[11][12][13]を行い、将来の全身線量の積算値を推定する。（第4.2.4表参照）

4.2.1.4　原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による線量

(1)　線源強度

事故時に原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ハロゲン50%、その他1%とする。

事故後30日間の原子炉格納容器内の核分裂生成物による積算線

源強度は、重大事故と同様エネルギ別に（10－3）式及び（10－11）式～（10－13）式で計算する。その結果を第4.2.2表に示す。

第 4.2.2表　原子炉格納容器内の積算線源強度（仮想事故）

代表エネルギ (MeV／dis)	エネルギ範囲 (MeV／dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)
0.4	E ≦0.4	6.8×10^{23}
0.8	0.4＜ E ≦1.0	7.1×10^{23}
1.3	1.0＜ E ≦1.5	1.4×10^{23}
1.7	1.5＜ E ≦1.8	1.8×10^{23}
2.5	1.8＜ E	1.2×10^{23}

(2)　線　　量

事故時の原子炉格納容器内浮遊核分裂生成物による線量は、原子炉格納容器から外周コンクリート壁ドーム部を透過したγ線の空気との散乱によるスカイシャイン線量と原子炉格納容器から外周コンクリート壁円筒部を透過したγ線による直接線量とに分けて計算する。その計算方法は重大事故と同様である。

4.2.1.5　原子炉冷却材喪失時の評価結果

仮想事故として、原子炉冷却材喪失を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量、敷地境界外における最大の線量及び全身線量の積算値は次表のとおりである。

評価項目		評価結果
放出量	よう素 （Ｉ－１３１等価量－成人甲状腺線量係数換算）	約 7.8×10^{13}Bq
	希ガス（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）	約 7.1×10^{15}Bq
線量	成人甲状腺に対する線量	約 0.15 Sv
	外部γ線による全身に対する線量	約 0.011 Sv
積算値	2000年の人口による積算値	約0.073万人Sv
	2050年の人口（推計）による積算値	約0.062万人Sv

これらの線量は、「原子炉立地審査指針」の低人口地帯に対するめやす線量（甲状腺(成人)に対して3Sv、全身に対して0.25Sv及び全身線量の積算値に対して2万人Sv)を十分下回るものである。

また、β線外部被ばくによる線量は約0.0034Svである。

評価線量の計算結果の内訳を次表に示す。また、全身線量の積算値の内訳を第4.2.3表及び第4.2.4表に示す。

		成人甲状腺に対する線量	全身に対する線量	（参考）β線外部被ばくによる線量
(1)	放射性雲による線量	約 0.15 Sv	約 0.0019 Sv	約 0.0034 Sv
(2)	原子炉格納容器内線源からのγ線にによる線量	―――	約 0.0090 Sv	―――
合計		約 0.15 Sv	約 0.011 Sv	約 0.0034 Sv

4.2.2　蒸気発生器伝熱管破損

4.2.2.1　事故の想定

(1)　重大事故では、損傷している燃料被覆管から新たに1次冷却材中に放出されると仮定した核分裂生成物は、1次冷却系圧力の低下と共に徐々に1次冷却材中に放出されるものとしたが、仮想事故では、事故直後にこの全核分裂生成物が1次冷却材中に放出されるものとする。

(2)　伝熱管破損を起こした蒸気発生器が隔離された後は、健全側蒸気発生器を使って1次冷却系及び2次冷却系の減圧が行われるが、仮想事故ではこの減圧効果を無視して、隔離された蒸気発生器の2次側からの蒸気の漏えいが30日間続くものと仮定する。

4.2.2.2　評価線量の種類

仮想事故として、蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の評価線量の種類は、重大事故の場合（「4.1.2.2評価線量の種類」参照）と同様である。さらに、大気中に放出された希ガスの外部γ線による全身線量の積算値の評価も行う。

4.2.2.3　核分裂生成物の大気放出量

(1)　計算条件

仮想事故としての核分裂生成物の大気放出量の計算は、以下の項目を除き重大事故と同様の条件のもとで計算する。

a．損傷している燃料被覆管から新たに1次冷却材中に放出されると仮定した核分裂生成物は、1次冷却系圧力に関係なく、事故発生直後に全部1次冷却材中に放出されるものとする。

したがって、この核分裂生成物のうち、破損側蒸気発生器が隔離されるまでの50分間に、1次冷却系から2次冷却系へ流出する

量は、その時流出する１次冷却材量の全保有水量に対する割合に等しいとして計算する。

ｂ．破損側蒸気発生器隔離後の弁からの蒸気の漏えいは、漏えい率 $10m^3$／ｄで 30 日間続くものと仮定し、無機よう素のみが放出されるものとする。漏えい期間中は無機よう素の放射性崩壊を考慮する。

(2)　計算方法

前記計算条件を使って、次の方法で計算する。核分裂生成物の大気放出過程を第 4.2.3 図及び第 4.2.4 図に示す。

ａ．破損側蒸気発生器が隔離されるまでの大気放出量

核分裂生成物の放射性崩壊及び系外に流出することによる減少を無視し、(10－24)式～(10－26)式を用いて求める。

(a)　希ガスの放出量

$$R_i = \frac{L_R}{V_C}(F_i + C_i) \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots (10-24)$$

(b)　有機よう素の放出量

$$R_i = f_1 \cdot \frac{L_R}{V_C}(F_i + C_i) \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots (10-25)$$

(c)　無機よう素の放出量

$$R_i = f_2 \cdot \frac{L_R}{V_C}(F_i + C_i) \cdot \frac{G}{V_S \cdot P_F} \qquad \cdots\cdots\cdots\cdots (10-26)$$

ここで、

R_i ：核種ｉの大気中への放出放射能量（Bq）

C_i ：核種ｉの事故発生前の１次冷却材中放射能量（Bq）

F_i ：核種ｉの事故発生後の追加放出に寄与する放射能量（Bq）

L_R ：隔離されるまでの１次冷却材流出量(=90t)

V_C ：１次冷却系保有水量(=190t)

G　：隔離されるまでの大気放出蒸気量(=30t)

V_S ：破損側蒸気発生器保有水量(=40t)

f_1 ：有機よう素の割合(=0.01)

f_2 ：無機よう素の割合(=0.99)

P_F ：無機よう素の気液分配係数(＝100(液相中濃度 Bq／g)／(気相中濃度 Bq／g))

b．破損側蒸気発生器隔離後の大気放出量

破損側蒸気発生器隔離後 30 日間の大気中に放出される無機よう素の量は(10－27)式を用いて求める。

$$R_L = \int_0^T f_2 \cdot \frac{L_R}{V_C} (Fi + Ci) \cdot \frac{L_T}{V_S \cdot P_F} \cdot e^{-\lambda i \cdot t} dt \quad \cdots\cdots\cdots (10-27)$$

ここで、

R_L ：隔離後の無機よう素の放出量 (Bq)

L_T ：蒸気漏えい率 (＝$10m^3$／d＝0.5t／d)

λi ：核種 i の放射性崩壊定数 (d^{-1})

T　：漏えい期間 (＝30d)

4.2.2.4　線　　量

(1)　拡散、気象条件

重大事故の場合と同様とする。

また、全身線量の積算値の評価においては原子炉冷却材喪失の場合と同様とする。

(2)　計算方法

a．甲状腺に対する線量

χ／Qの値に基づき、原子炉冷却材喪失の場合と同様に(10－22)式を用いて線量を計算する。ただし、呼吸率は事故期間が短いことを考慮し、活動時の呼吸率 1.2m^3／h を秒当たりに換算して用いる。

b．外部γ線による全身に対する線量

重大事故の場合と同様に、(10－9) 式を用いて線量を計算する。また、希ガスのβ線外部被ばくによる線量についても、重大事故の場合と同様に計算する。

c．全身線量の積算値

原子炉冷却材喪失の場合と同様に、計算地点の地表面濃度が半無限空間に一様分布すると仮定したサブマージョンモデルを用いて計算する。このとき、対象とする方位及び人口集計も原子炉冷却材喪失の場合と同様である。

なお、放出点は地上と仮定して計算する。

4.2.2.5　蒸気発生器伝熱管破損時の評価結果

仮想事故として、蒸気発生器伝熱管破損を想定した場合の大気中に放出される核分裂生成物の量、敷地境界外における最大の線量及び全身線量の積算値は次表のとおりである。

評　　価　　項　　目		評価結果
放出量	よ　う　素 （Ｉ－１３１等価量－成人甲状腺線量係数換算）	約 3.6×10^{12} Bq
	希　ガ　ス（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）	約 3.3×10^{15} Bq
線量	成人甲状腺に対する線量	約 0.037　Sv
	外部γ線による全身に対する線量	約 0.0021　Sv
積算値	2000 年の人口による積算値	約 0.035 万人 Sv
	2050 年の人口（推計）による積算値	約 0.029 万人 Sv

これらの線量は、「原子炉立地審査指針」の低人口地帯に対するめやす線量（甲状腺(成人)に対して3Sv、全身に対して0.25Sv及び全身線量の積算値に対して2万人Sv）を十分下回るものである。

また、β線外部被ばくによる線量は約0.0057Svである。

全身線量の積算値の内訳を第4.2.3表及び第4.2.4表に示す。

4.2.3　結　　論

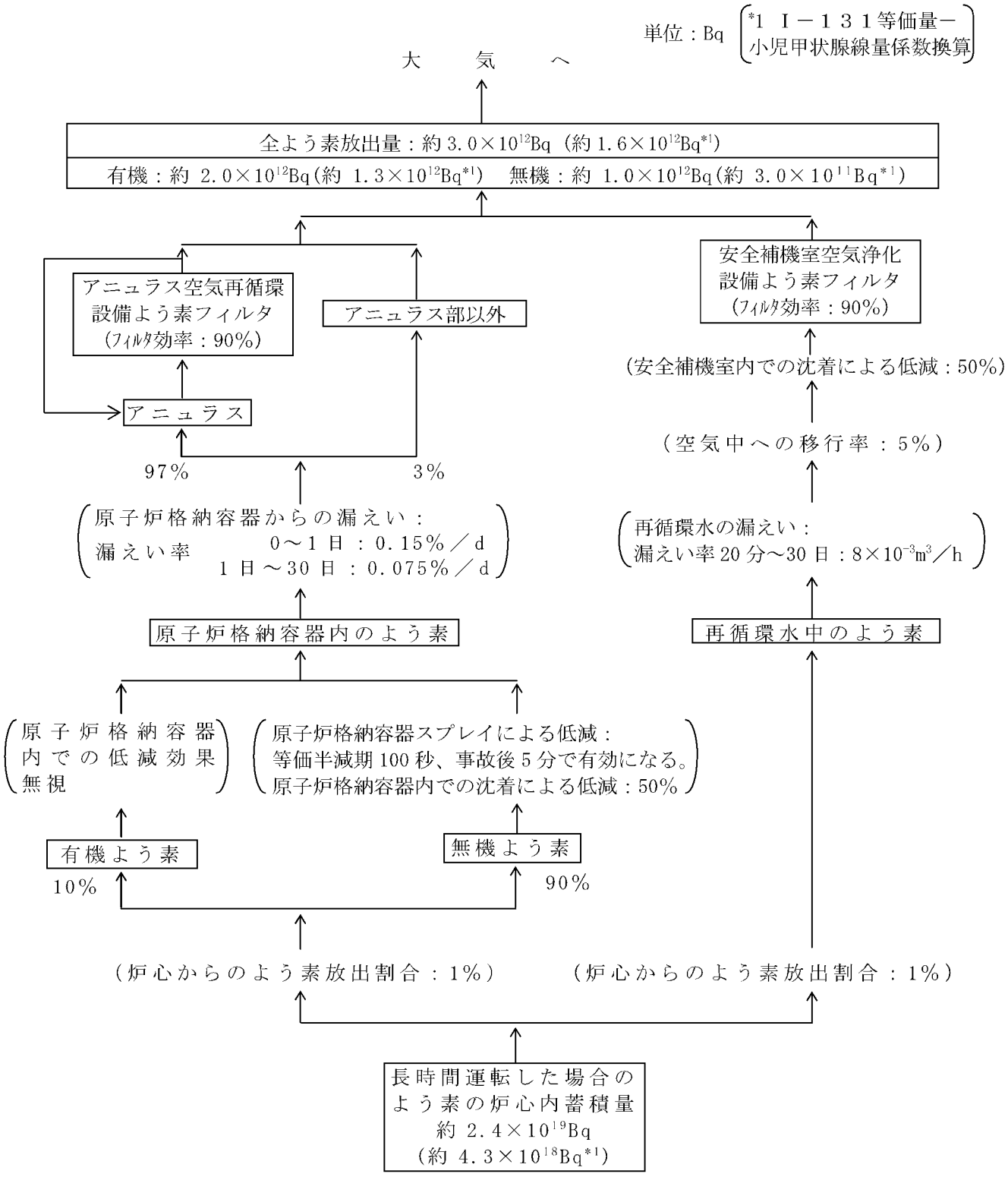
立地条件の適否を評価するため、仮想事故として原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を想定して線量の評価を行ったところ、いずれも「原子炉立地審査指針」の低人口地帯に対するめやす線量（甲状腺（成人）に対して 3Sv、全身に対して 0.25Sv 及び全身線量の積算値に対して 2 万人 Sv)を十分下回るものである。

第 4.2.3 表　全身線量の積算値（2000 年の人口集計による）

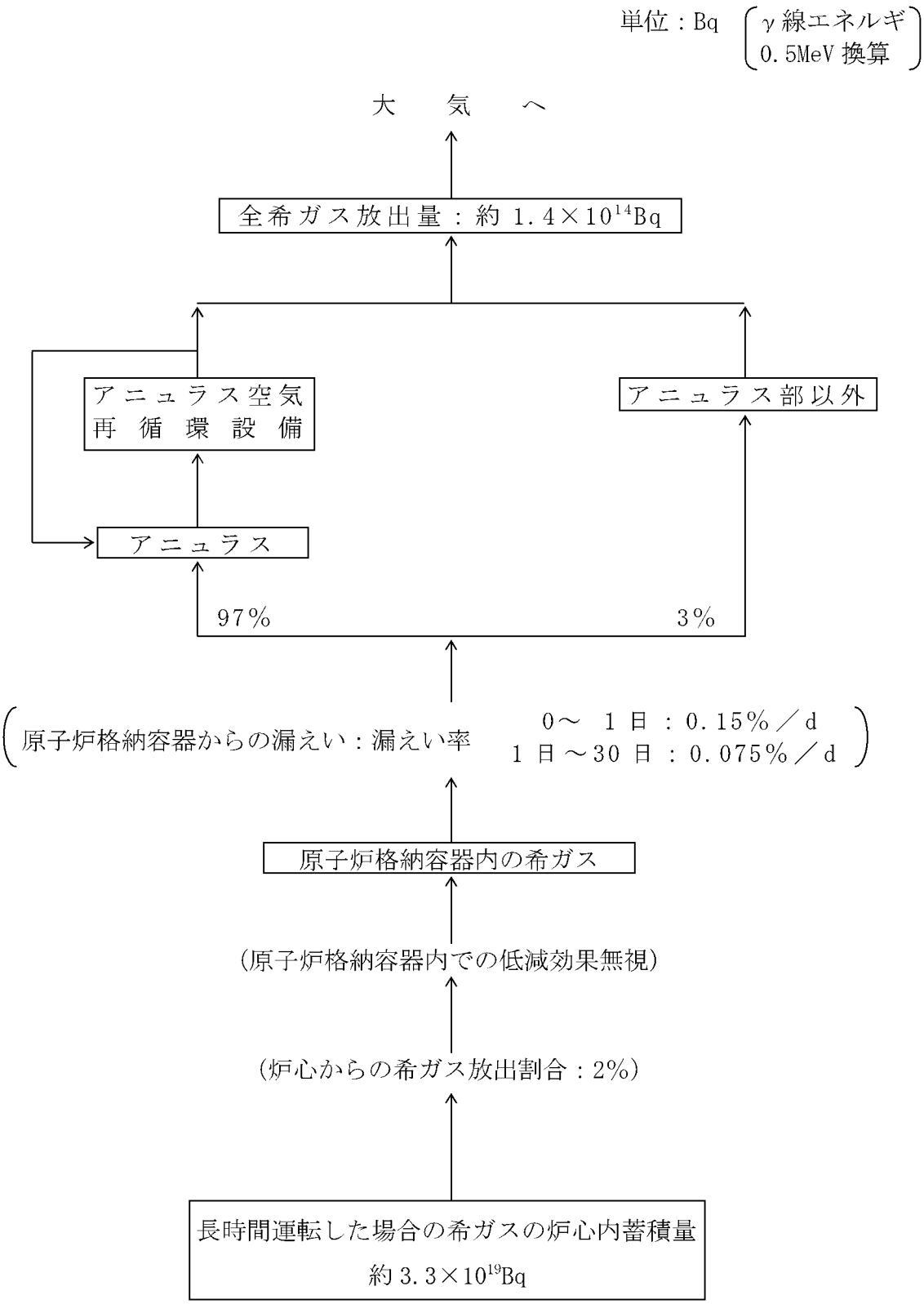
距　離(km) 〔ほぼ北 東方向〕	主 な 市 町 村 名	人　口(人)	原子炉冷却材喪失時の積算線量 (人 Sv)	蒸気発生器伝熱管破損時の積算線量 (人 Sv)
0 ～ 1	久見崎町	0	0	0
1 ～ 2	久見崎町	160	4.5	2.1
2 ～ 3	港町	140	1.3	0.59
3 ～ 4	港町	310	1.5	0.69
4 ～ 5	水引町	670	2.1	0.96
5 ～ 6	網津町	220	0.49	0.23
6 ～ 8	小倉町	320	0.54	0.25
8 ～ 10	陽成町	560	0.62	0.29
10 ～ 15	城上町	1,500	1.3	0.56
15 ～ 20	東郷町	830	0.38	0.18
20 ～ 30	薩摩郡	3,300	1.1	0.48
30 ～ 40	薩摩郡	3,400	0.62	0.29
40 ～ 50	大口市	27,000	3.4	1.6
50 ～ 60	大口市、人吉市	3,700	0.36	0.17
60 ～ 70	人吉市	44,000	3.4	1.6
70 ～ 80	球磨郡	31,000	2.0	0.91
80 ～ 90	球磨郡	29,000	1.6	0.72
90 ～ 100	球磨郡	6,800	0.32	0.15
100 ～ 150	日向市、東臼杵郡	110,000	4.6	2.1
150 ～ 200	延岡市、大野郡	390,000	11	5.0
200 ～ 300	大分市、中村市、宇和島市	1,300,000	27	13
300 ～	神戸市、大阪府、京都府、横浜市、東京都、函館市	110,000,000	660	310
	合　　計	120,000,000	730	350

第 4.2.4 表　全身線量の積算値（2050 年の人口推計による）

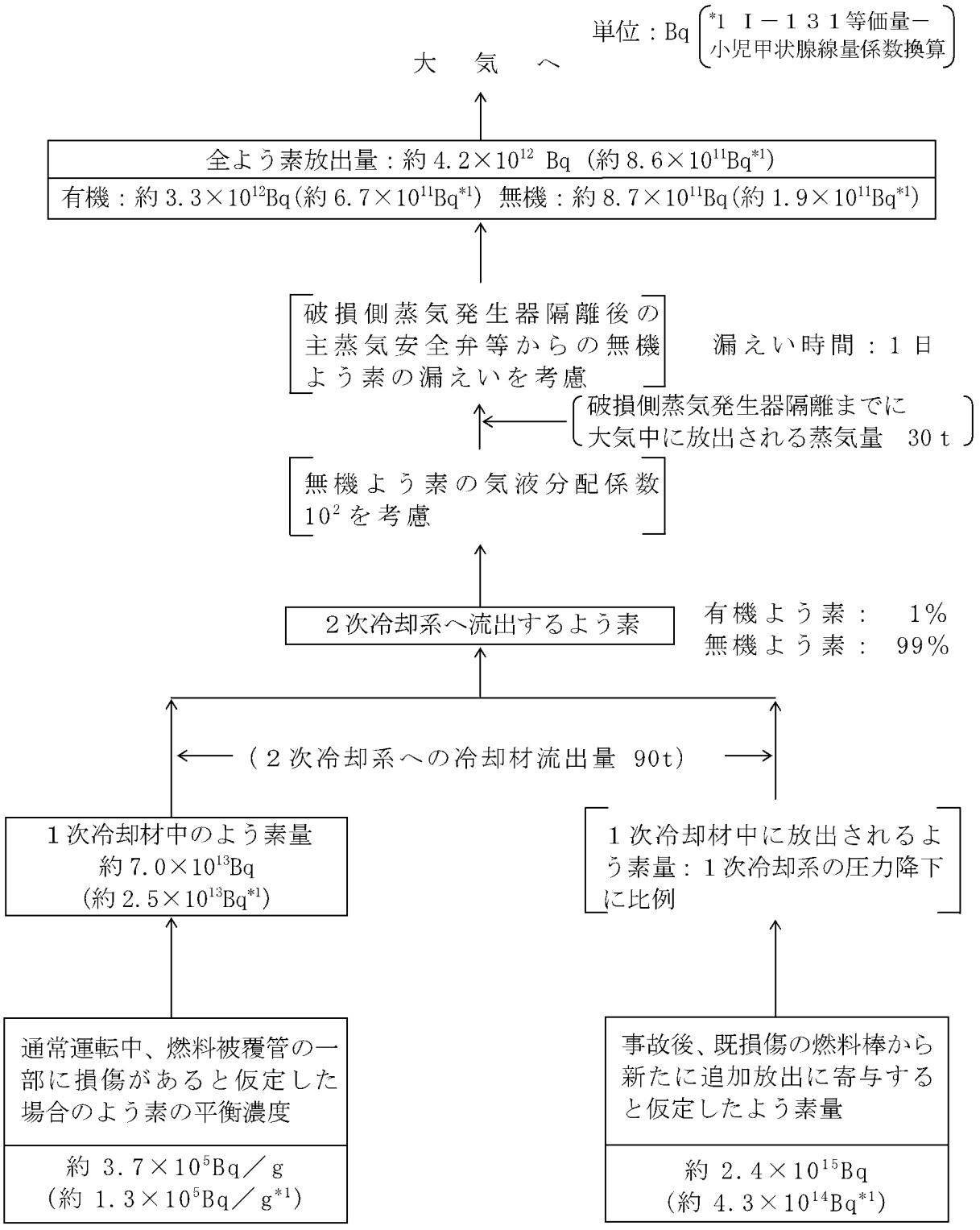
距　離(km) 〔ほぼ北 東方向〕	主 な 市 町 村 名	人　口(人)	原子炉冷却材喪失時の積算線量 (人 Sv)	蒸気発生器伝熱管破損時の積算線量 (人 Sv)
0 ～ 1	久見崎町	0	0	0
1 ～ 2	久見崎町	130	3.6	1.7
2 ～ 3	港町	110	0.99	0.46
3 ～ 4	港町	260	1.3	0.58
4 ～ 5	水引町	550	1.7	0.79
5 ～ 6	網津町	180	0.40	0.19
6 ～ 8	小倉町	260	0.44	0.21
8 ～ 10	陽成町	460	0.51	0.24
10 ～ 15	城上町	1,200	0.97	0.45
15 ～ 20	東郷町	680	0.32	0.15
20 ～ 30	薩摩郡	2,700	0.84	0.39
30 ～ 40	薩摩郡	2,800	0.51	0.24
40 ～ 50	大口市	22,000	2.8	1.3
50 ～ 60	大口市、人吉市	3,100	0.30	0.14
60 ～ 70	人吉市	37,000	2.9	1.3
70 ～ 80	球磨郡	26,000	1.7	0.76
80 ～ 90	球磨郡	24,000	1.3	0.60
90 ～ 100	球磨郡	5,700	0.27	0.13
100 ～ 150	日向市、東臼杵郡	84,000	3.5	1.6
150 ～ 200	延岡市、大野郡	310,000	8.6	4.0
200 ～ 300	大分市、中村市、宇和島市	940,000	20	9.0
300 ～	神戸市、大阪府、京都府、横浜市、東京都、函館市	95,000,000	560	260
	合　　計	97,000,000	620	290



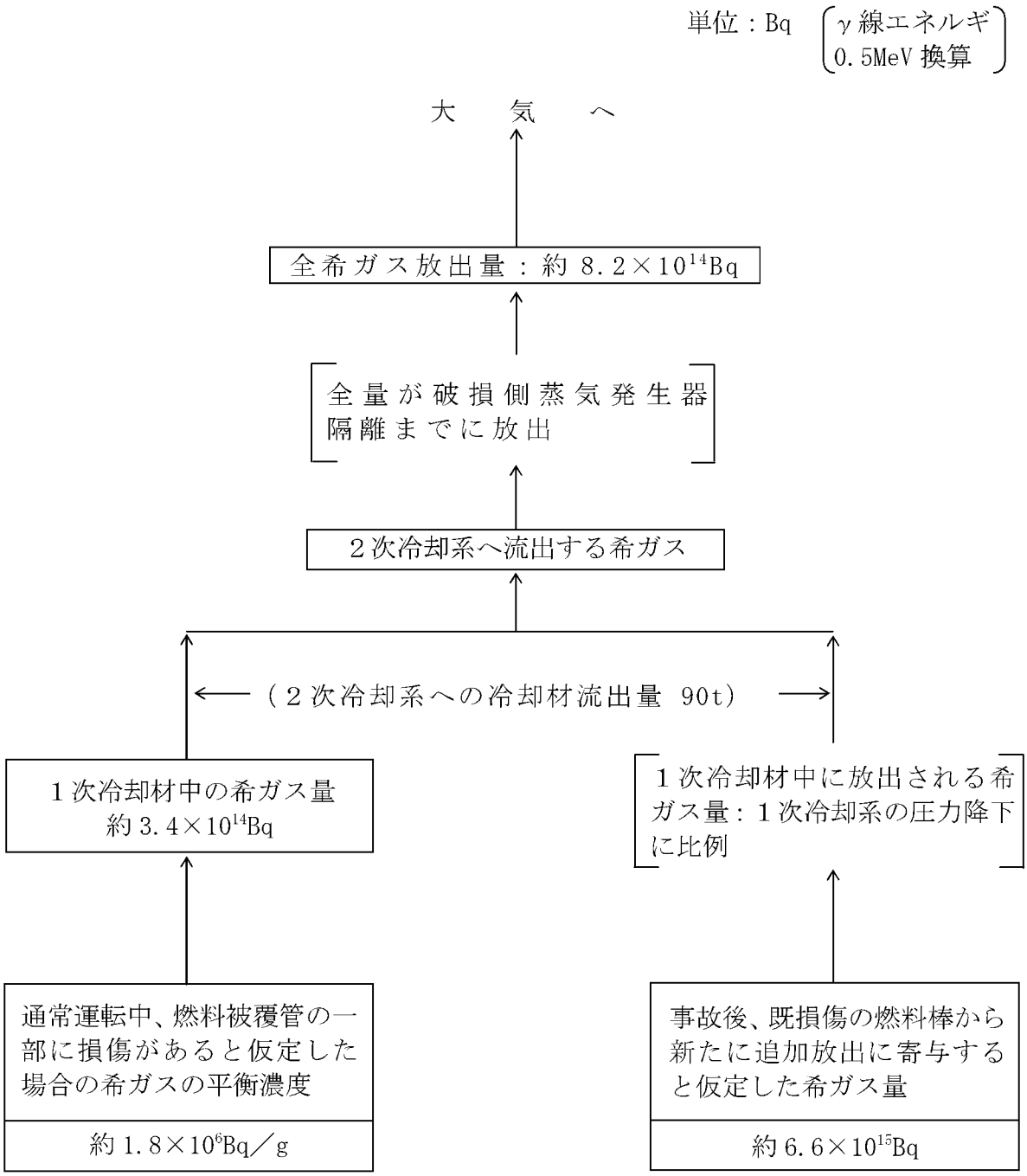
第4.1.1図　原子炉冷却材喪失（重大事故）時のよう素の大気放出過程



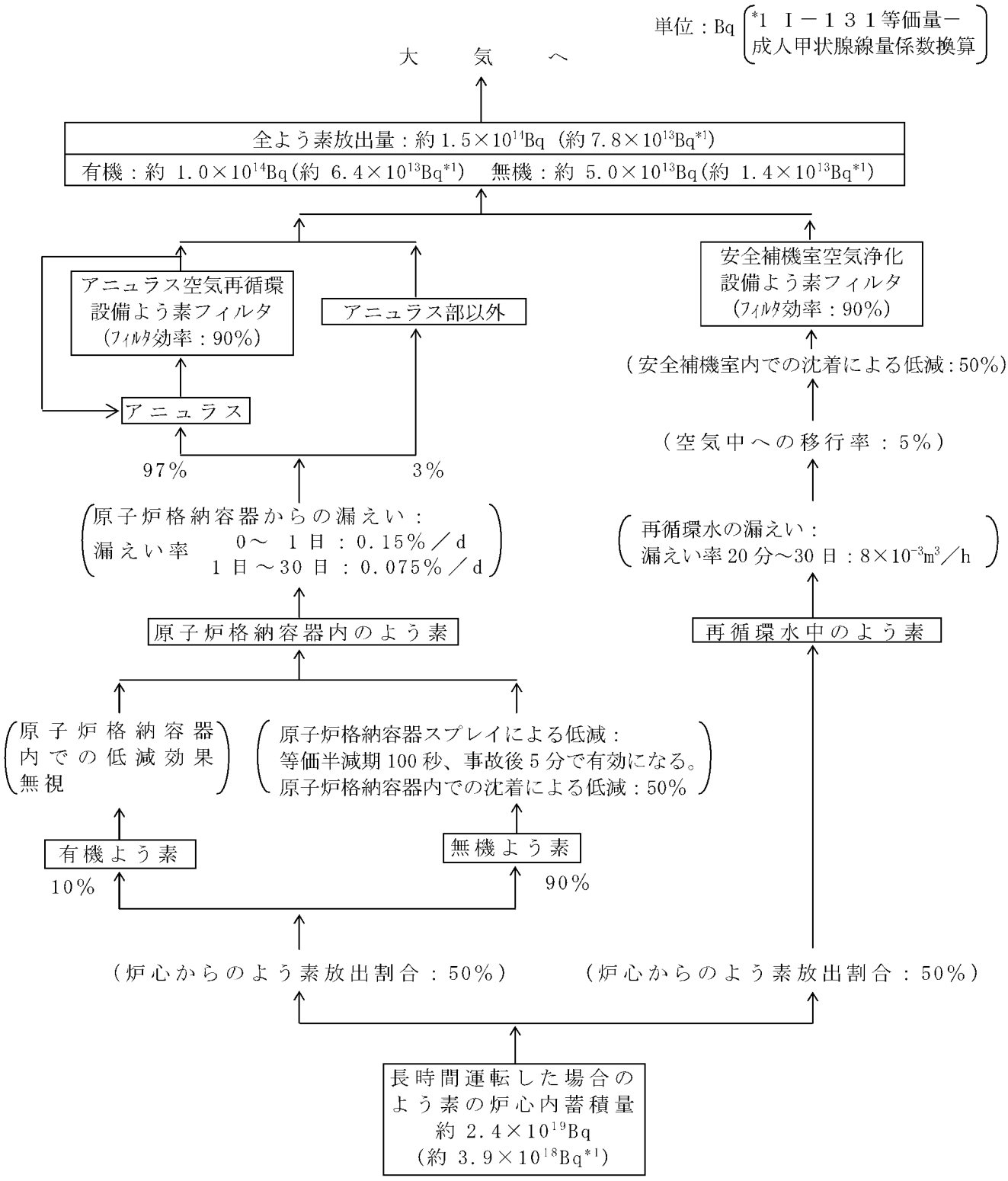
第 4.1.2 図　原子炉冷却材喪失（重大事故）時の希ガスの大気放出過程



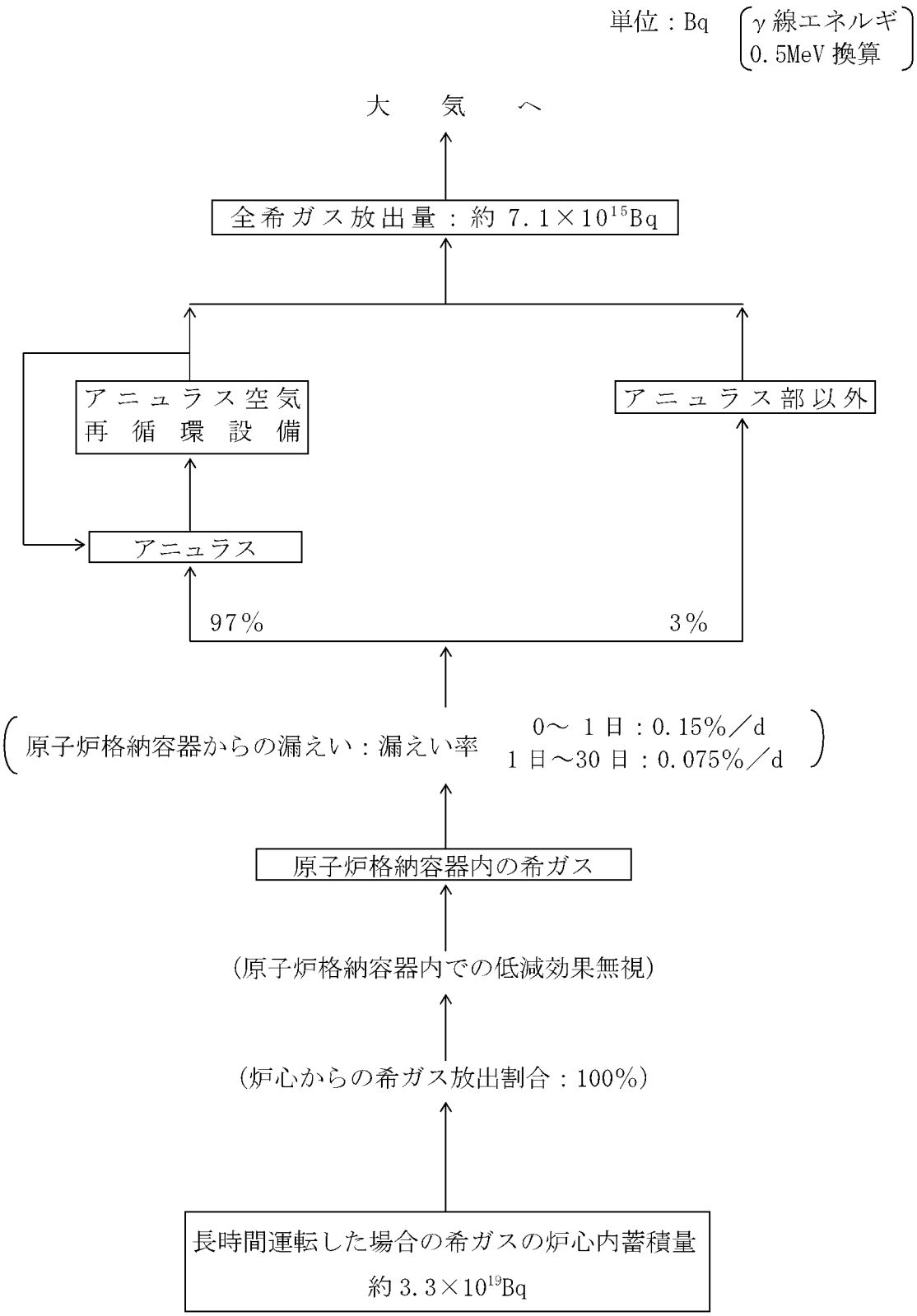
第4.1.3図　蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時のよう素の大気放出過程



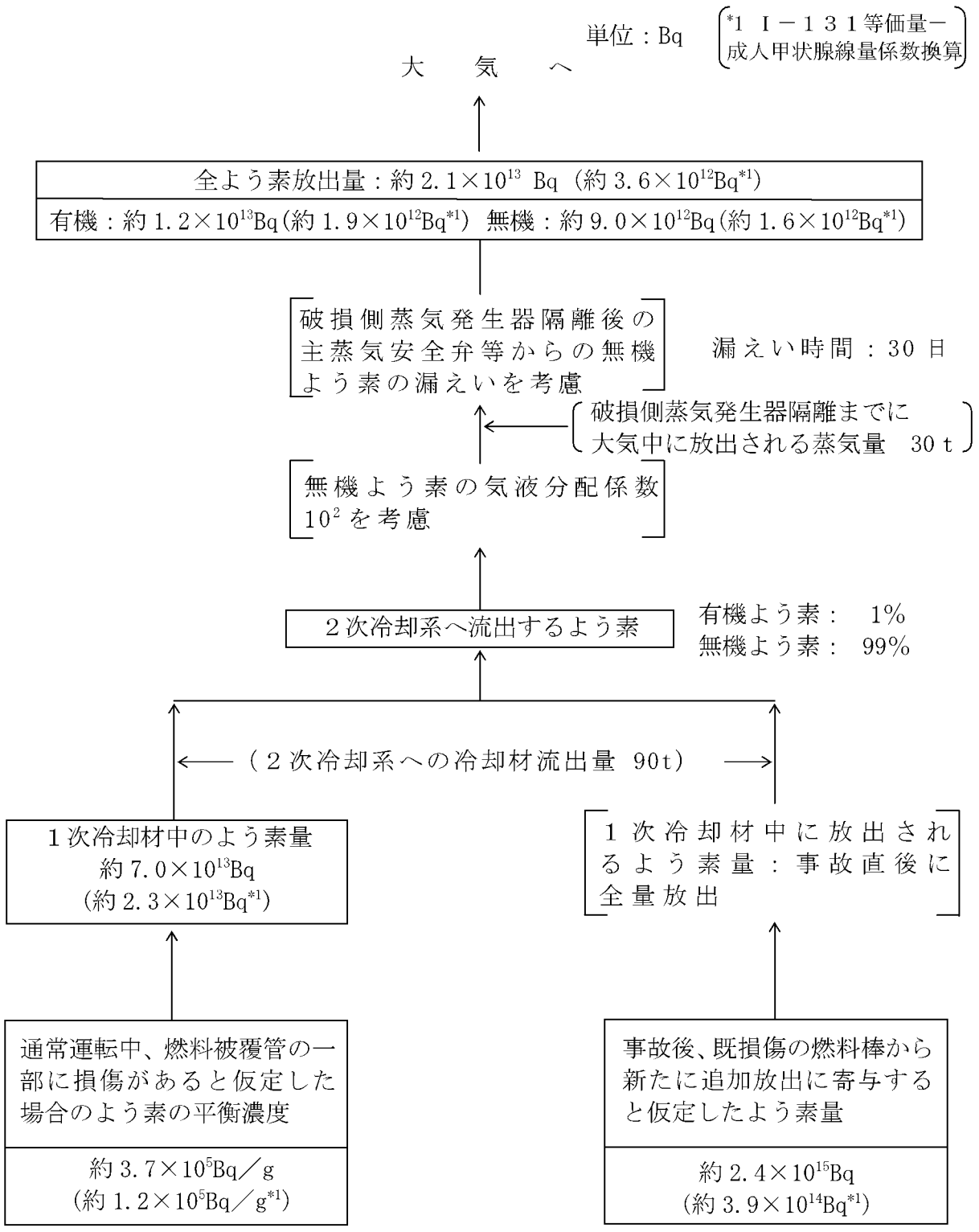
第 4.1.4 図　蒸気発生器伝熱管破損（重大事故）時の希ガスの大気放出過程



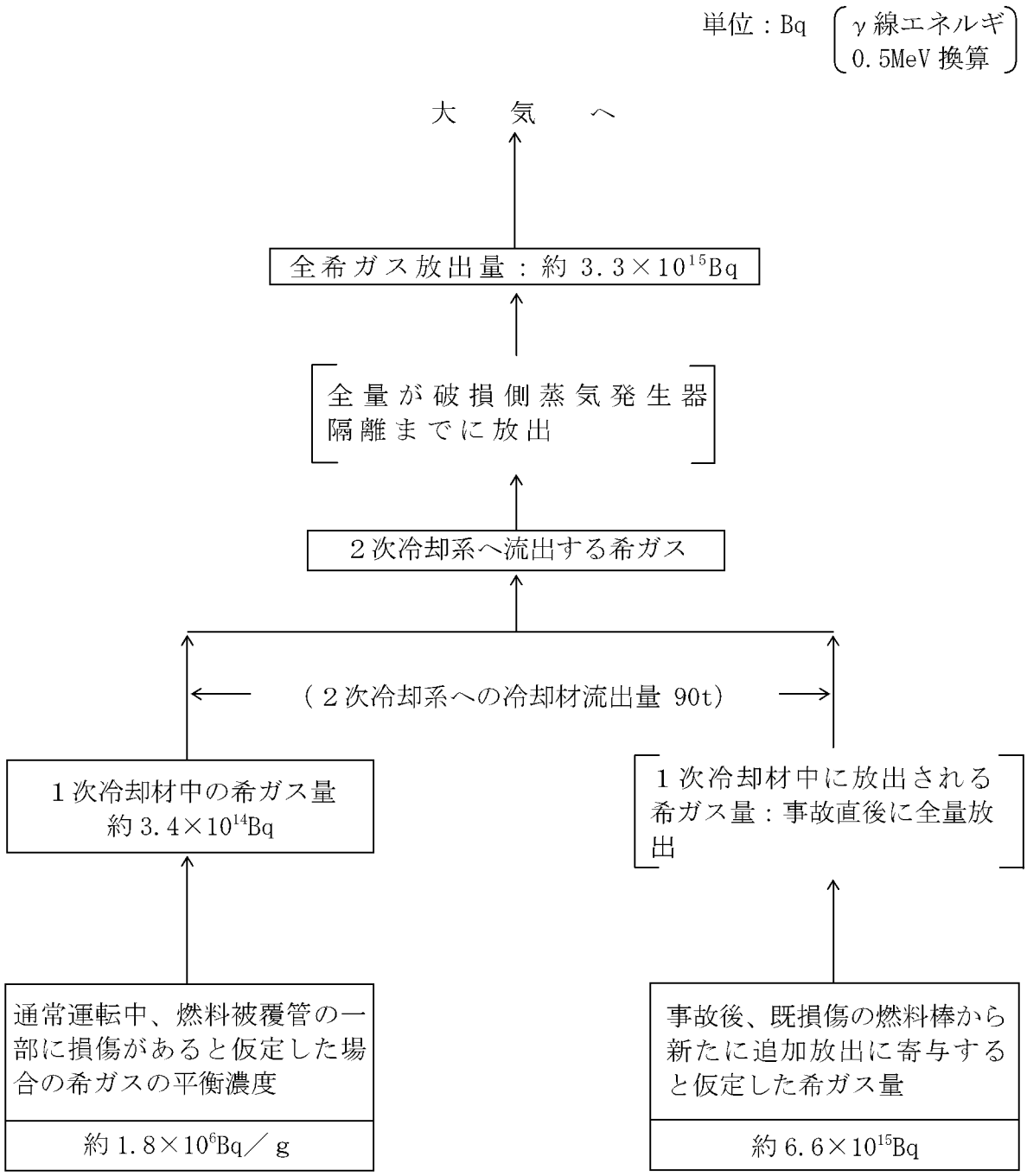
第 4.2.1 図　原子炉冷却材喪失（仮想事故）時のよう素の大気放出過程



第 4.2.2 図　原子炉冷却材喪失（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程



第4.2.3図　蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時のよう素の大気放出過程



第 4.2.4 図　蒸気発生器伝熱管破損（仮想事故）時の希ガスの大気放出過程

4.3 参考文献

(1) 「スプレイによるよう素除去効果」

MAPI－1008 改 7

三菱原子力工業、昭和 61 年

(2) 「事故時の格納容器漏洩率」

MAPI－1060 改 1

三菱重工業、平成 12 年

(3) 「チャコールフィルタのよう素除去効果」

MAPI－1010 改 1

三菱原子力工業、昭和 52 年

(4) 「Compilation of Fission Product Yields」

NEDO－12154 －1

M.E.Meek and B.F.Rider,Vallecitos Nuclear Center,1974

(5) 「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」

(原子力安全委員会了承、平成元年 3 月 27 日)

一部改訂 平成 13 年 3 月 29 日

(6) 「被曝計算に用いる放射線エネルギーについて」

原子炉安全専門審査会、昭和 46 年 7 月 6 日

(7) 「Table of Isotopes, Sixth Edition」

C.M. Lederer, et al.

John Wiley & Sons,Inc.,1968

(8) 「ＳＣＡＴＴＥＲＩＮＧコードの概要」

MAPI－1021 改 7

三菱重工業、平成 14 年

(9)　「ＳＰＡＮコードの概要」

MAPI－1049　改 3

三菱重工業、平成 14 年

(10)　「平成 12 年国勢調査全国都道府県市町村別人口及び世帯数（確定数）」

総務省統計局、平成 14 年 1 月

(11)　「コーホート要因法による地域人口推計手法の検討と推計結果の分析」

厚生省人口問題研究所、「人口問題研究」第 167 号、

昭和 58 年 7 月

(12)　「日本の将来推計人口，－平成 13(2001)～62(2050)年－，平成 14 年 1 月推計」

国立社会保障・人口問題研究所、平成 14 年 5 月

(13)　「都道府県別将来推計人口，－平成 12(2000)～42(2030)年－，平成 14 年 3 月推計」

国立社会保障・人口問題研究所、平成 14 年 10 月

５．　重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え、重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項、復旧作業に係る事項、支援に係る事項及び手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し当該事故等に対処するために必要な手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。

「5.1 重大事故等対策」について手順を整備し、重大事故等の対応を実施する。「5.2 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「5.2.1 可搬型設備等による対応」は「5.1 重大事故等対策」の対応手順を基に、大規模な損壊が発生した場合の様々な状況においても、事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し、大規模な損壊が発生した場合の対応を実施する。

また、重大事故等又は大規模損壊に対処しうる体制において技術的能力を維持管理していくために必要な事項を、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については、技術的能力の審査基準で規定する内容に加え、設置許可基準規則に基づいて整備される設備の運用手順等についても考慮した第 5.1.1 表に示す「重

大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。整備する手順書については「重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力 1.1 から 1.19」にて補足する。

5.1　重大事故等対策

5.1.1　重大事故等対処設備に係る事項

(1)　切り替えの容易性

本来の用途以外の用途（本来の用途以外の用途とは、設置している設備の本来の機能とは異なる目的で使用する場合に、本来の系統構成とは異なる系統構成を実施し設備を使用する場合をいう。ただし、本来の機能と同じ目的で使用するために設置している可搬型設備を使用する場合は除く。）として重大事故等に対処するために使用する設備を含めて、通常時に使用する系統から弁操作又は工具等の使用により速やかに切り替えられるようにして、当該操作等について明確にし通常時に使用する系統から速やかに切り替えるために必要な手順等を整備するとともに、確実に行えるよう訓練を実施する。

(2)　アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

屋外及び屋内において、想定される重大事故等の対処に必要な

可搬型重大事故等対処設備の保管場所から設置場所及び接続場所まで運搬するための経路、又は他の設備の被害状況を把握するための経路（以下「アクセスルート」という。）は、自然現象、外部人為事象、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたすことのないよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、自然現象に対して地震、津波、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、高潮及び森林火災を考慮し、外部人為事象に対して近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物含む。）、航空機墜落による火災、火災の二次的影響（ばい煙及び有毒ガス）、輸送車両の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、電磁的障害及び重大事故等時の高線量下を考慮する。

なお、発電所敷地で想定される自然現象のうち、洪水、地滑りについては、立地的要因により運用上考慮する必要はない。

また、発電所敷地又はその周辺において想定される人為事象のうち、ダムの崩壊については、立地的要因により運用上考慮する必要はない。

電磁的障害に対しては道路面が直接影響を受けることはないことから、屋外アクセスルートへの影響はない。

生物学的事象に対しては容易に排除可能なことから影響を受けない。

可搬型重大事故等対処設備の保管場所については、設計基準事故対処設備の配置も含めて常設重大事故等対処設備と位置的分散を図り保管し、屋外の可搬型重大事故等対処設備は複数箇所に

分散して保管する。

a.　屋外アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合、事故収束に迅速に対応するため、屋外の可搬型重大事故等対処設備（可搬型ポンプ、その他の注水設備、発電機車、その他電気設備、モニタリング設備）の保管場所から使用場所まで運搬するアクセスルートの状況確認、宮山池及び取水ピットの取水箇所の状況確認、ホース布設ルートの状態確認を行い、あわせて燃料油貯蔵タンク、大容量空冷式発電機、その他屋外設備の被害状況の把握を行う。

屋外アクセスルートに対する、地震による影響（周辺構造物の損壊、周辺機器の損壊、周辺斜面の崩壊、道路面のすべり）、その他自然現象による影響（津波による漂着物、台風及び竜巻による飛来物、積雪、降灰）を想定し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを確保するため、障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管、使用する。

また、地震による宮山池と屋外タンクからの溢水及び降水に対して、道路上の自然流下も考慮した上で、溢水による通行への影響を受けない箇所にアクセスルートを確保する。

津波の影響については、基準津波による遡上高さに対して、十分余裕を見た防護堤以上の高さにアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートは、考慮すべき自然現象のうち凍結及び森林火災、外部人為事象のうち近隣の産業施設の火災・爆発（飛来物含む。）、輸送車両の発火及び漂流船舶の衝突に対して、迂

回路も考慮した複数のアクセスルートを確保する。

屋外アクセスルートの周辺構造物、周辺機器の倒壊による障害物については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去あるいは複数のアクセスルートによる迂回を行う。

屋外アクセスルートは、基準地震動に対して耐震裕度の低い周辺斜面の崩壊に対しては、崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ及びその他の重機による崩壊箇所の仮復旧を行う。

耐震裕度の低い地盤にアクセスルートを設定する場合は、道路面のすべりによる崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ及びその他の重機による崩壊箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。

不等沈下等による段差の発生が想定される箇所においては、段差緩和対策を講じているが、想定を上回る段差が発生した場合は、複数のアクセスルートによる迂回及び土嚢その他資機材による段差解消対策を行う。

防護堤上の漂着物、アクセスルート上の台風及び竜巻による飛来物、降雪、降灰については、ホイールローダ及びその他の重機による撤去を行う。なお、想定を上回る降雪、降灰が発生した場合は、除雪、除灰の頻度を増加させることにより対処する。凍結、降雪を考慮し、車両についてはタイヤチェーンを配備する。

屋外アクセスルートの地震発生時における、火災の発生防止策（可燃物収納容器の固縛による転倒防止、及びボンベ口金の通常閉運用）及び火災の拡大防止策（大量の可燃物を内包する

変圧器、油計量タンク及び補助ボイラ燃料タンクの防油堤の設置）については、「火災防護計画」に定める。

b.　屋内アクセスルートの確保

重大事故等が発生した場合において、屋内の可搬型重大事故等対処設備（線量率計、その他の計測設備、可搬型バッテリ、その他の電源設備）の保管場所へ要員が移動するアクセスルートの状況確認を行い、あわせて常設電動注入ポンプ、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内のアクセスルートは、津波、その他自然現象による影響（台風及び竜巻による飛来物、凍結、降水、除雪、落雷、降灰、生物学的事象、森林火災）及び外部人為事象（近隣産業施設の火災・爆発、航空機墜落による火災、火災の二次的影響、輸送車輌の発火、漂流船舶の衝突、飛来物（航空機落下））に対して、外部からの衝撃による損傷の防止が図られた建屋内に確保する。

屋内のアクセスルート上には、転倒した場合に撤去できない資機材は設置しないこととするとともに、撤去可能な資機材についても必要に応じて固縛、転倒防止措置により支障をきたさない措置を講じる。

アクセスルート周辺の機器に対しては火災の発生防止処置を実施する。火災防護対策については「添付書類八 1.6.1.2 火災発生防止」に示す。

機器からの溢水が発生した場合については、適切な放射線防護具を着用することによりアクセスルートを通行する。

アクセスルートの確保に当たっては、アクセスルートの状況

を確認し、複数のアクセスルートの中から早期に復旧可能なアクセスルートを選定し、確保する。そのために、障害物を除去可能なホイールローダ及びその他の重機を保管、使用し、それを運転する要員を確保する。

アクセスルートでの被ばくを考慮した放射線防護具の配備及びアクセスルート近傍の化学物質を貯蔵しているタンクからの漏えいを考慮した薬品保護具の配備を行い、移動時及び作業時の状況に応じて着用する。また、停電時及び夜間時においては、確実に運搬、移動が出来るように、可搬型照明を配備する。

5.1.2　復旧作業に係る事項

重大事故等発生時において、重要安全施設の復旧作業を有効かつ効果的に行うため、以下の基本方針に基づき実施する。

(1)　予備品等の確保

重大事故等発生後の事故対応については、重大事故等対処設備にて実施することにより、事故収束を行う。

事故収束を継続させるためには、機能喪失した重要安全施設の機能回復を図ることが有効な手段であるため、以下の方針に基づき重要安全施設の取替え可能な機器、部品等の復旧作業を優先的に実施することとし、そのために必要な予備品を確保する。

・　短期的には重大事故等対処設備で対応を行い、その後の事故収束対応の信頼性向上のため長期的に使用する設備を復旧する。

・　単一の重要安全施設の機能を回復することによって、重要安

全施設の多数の設備の機能を回復することができ、事故収束を実施する上で最も効果が大きいサポート系設備を復旧する。

・　復旧作業の実施に当たっては、復旧が困難な設備についても、復旧するための対策を検討し実施することとするが、放射線の影響、その他の作業環境条件の観点を踏まえ、復旧作業の成立性が高い設備を復旧する。

なお、今後も多様な復旧手段の確保、復旧を想定する機器の拡大、その他の有効な復旧対策について継続的な検討を行うとともに、そのために必要な予備品の確保に努める。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、がれき撤去等のためのホイールローダ、その他重機、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他作業環境を想定した資機材を確保する。

(2)　保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩落、敷地下斜面のすべり、津波による浸水などの外部事象の影響を受けにくい場所に当該重要安全施設との位置的分散を考慮し保管する。

(3)　アクセスルートの確保

想定される重大事故等が発生した場合において、設備の復旧作業のため、発電所内の道路及び通路が確保できるよう、以下の実効性のある運用管理を実施する。

設備の復旧作業に支障がないよう、複数のアクセスルートを確保する等、5.1.1（２）アクセスルートの確保と同じ運用管理を実施する。

5.1.3　支援に係る事項

重大事故等に対して事故収束対応を実施するため、発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、予備品及び燃料等の手段により、重大事故等対策を実施し、事故発生後７日間は継続して事故収束対応を維持できるようにする。重大事故等の対応に必要な水源については、淡水源に加え最終的に海水に切り替えることにより水源が枯渇することがないようにする。

また、プラントメーカ、協力会社、建設会社、その他の関係機関とは平時から必要な連絡体制を整備するなど協力関係を構築するとともにあらかじめ重大事故等発生に備え協議、合意の上、外部からの支援計画を定め、要員の支援及び燃料の供給の契約を締結する。事故発生後、当社原子力防災組織が発足し協力体制が整い次第、プラントメーカからは設備の設計根拠や機器の詳細な情報、事故収束手段及び復旧対策の提供、協力会社及び建設会社からは、事故収束及び復旧対策活動に必要な要員の支援及び燃料供給会社からは燃料の供給を受けられるように支援計画を定める。

資機材の輸送に関しては、専用の輸送車両を常備し、運送会社及びヘリコプタ運航会社と契約を締結し、迅速な物資輸送を可能とするとともに中長期的な物資輸送にも対応できるように支援計画を定める。

原子力災害における原子力事業者間協力協定に基づき、他の原子力事業者からは、要員の派遣、資機材の貸与、環境放射線モ

ニタリングの支援を受けられる他、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のために遠隔操作可能なロボット等の資機材、資機材操作の支援及び提供資機材を活用した事故収束活動に係る助言を受けることができるように支援計画を定める。

さらに、発電所外に保有している重大事故等対処設備と同種の設備（発電機車、ポンプ等）、予備品及び燃料等について支援を受けることによって、発電所内に配備している重大事故等対処設備に不具合があった場合の代替手段及び燃料の確保を行い、継続的な重大事故等対策を実施できるよう事象発生後６日間までに支援を受けられる体制を整備する。

また、原子力災害対策支援拠点から、災害対策支援に必要な資機材として、食料、その他の消耗品、汚染防護服及びその他の放射線管理に使用する資機材が継続的に発電所へ供給できる体制を整備する。

5.1.4　手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備

重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう、手順書を整備し、教育及び訓練を実施するとともに、要員を確保する等の必要な体制を整備する。

(1)　手順書の整備

重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて重大事故等に的確かつ柔軟に対処できるよう手順書を整備する。

さらに、使用主体に応じた手順書として、運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。）、発電所緊急時対策本部が使

用する手順書（以下「緊急時対策本部用手順書」という。）及び発電所緊急事態対策本部のうち支援組織が使用する手順書（以下「支援組織用手順書」という。）を整備する。

a. 全ての交流動力電源及び常設直流電源系統の喪失、安全系の機器若しくは計測器類の多重故障又は1号炉及び2号炉の同時被災等の過酷な状態において、限られた時間の中で発電用原子炉施設の状態の把握及び実施すべき重大事故等対策の適切な判断に必要な情報の種類、その入手の方法及び判断基準を整理し、運転手順書にまとめる。

発電用原子炉施設の状態の把握が困難な場合にも対処できるよう、パラメータを計測する計器故障時に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順、パラメータの把握能力を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を把握するための手順及び計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順を定める。

具体的には、第5.1.1表に示す「重大事故等対策における手順書の概要」のうち「1.15事故時の計装に関する手順等」の内容を含むものとする。

b. 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止のために、最優先すべき操作等を迷うことなく判断し実施できるよう、あらかじめ判断基準を明確にした手順を以下のとおり運転手順書に整備する。

炉心損傷が避けられない状況においては、炉心へ注入するべきか又は原子炉格納容器へ注水するべきか判断に迷い、原子炉格納容器の破損に至らないよう、原子炉格納容器への注水を最優先する判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷又は原子炉格納容器の破損防止のために注水する淡水源が枯渇又は使用できない状況においては、設備への悪影響を懸念することなく、迷わず海水注入を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

全交流動力電源喪失時等において、準備に長時間を要する可搬型設備を必要な時期に使用可能とするため、準備に掛かる時間を考慮の上、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

炉心の著しい損傷時において水素爆発を懸念し、水素制御装置の必要な起動時期を見失うことがないよう、水素制御装置を速やかに起動する判断基準を明確にした手順を整備する。

その他、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損防止に必要な各操作については、重大事故等対処設備を必要な時期に使用可能とするため、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

重大事故等対策時においては、設計基準事故時に用いる操作の制限事項は適用しないことを明確にした手順を整備する。

c. 重大事故等対策の実施において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動出来るよう、社長があらかじめ方針を示す。

重大事故等発生時の運転操作において、当直課長が躊躇せず指示できるよう、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を、運転手順書に整備する。

重大事故等発生時の発電所の緊急時対策本部活動において、重大事故等対策を実施する際に、発電所の緊急時対策本部長が、

財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に従った判断を実施する。また、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針に基づき定めた判断基準を、緊急時対策本部用手順書に整備する。

d. 重大事故等対策時に使用する手順書として、発電所内の実施組織と支援組織が連携し事故の進展状況に応じて具体的な重大事故等対策を実施するため、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定める。

なお、降灰、竜巻等の自然災害による重大事故等対処設備への影響を低減させるため、火山灰の除灰及び竜巻時の固縛等の対処を行う手順についても整備する。

運転手順書は、重大事故等対策を的確に実施するために、事故の進展状況に応じて、以下のように構成し定める。

・ 警報に対処する運転手順書

機器の異常を検知する警報発信時の対応処置に使用

・ 事象の判別を行う運転手順書

原子炉トリップ及び非常用炉心冷却設備作動直後に実施すべき事象の判別及び対応処置に使用

・ 故障及び設計基準事象に対処する運転手順書

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の対応措置に使用

・ 炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書

安全機器の多重故障等が発生し、設計基準事故を超えた場合の対応措置に使用

・ 炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書

（安全機能ベースと事象ベースで構成）

炉心損傷時に、炉心の著しい損傷の緩和及び原子炉格納容器破損を防止するために実施する対応措置に使用

実施組織が重大事故等対策を的確に実施するためのその他の対応手順として、大気、海洋への放射性物質の拡散の抑制、中央制御室、モニタリング設備、緊急時対策本部及び通信連絡設備に関する手順書を定める。

緊急時対策本部用手順書に、体制、通報及び緊急時対策本部内の連携等について明確にし、その中に支援組織用手順書を整備し、支援の対応等重大事故等対策を的確に実施するための必要事項を明確に示した手順を定める。

なお、運転手順書は、事故の進展状況に応じて、構成を明確にし、手順書相互間を的確に移行できるよう、移行基準を明確にする。

事故発生時は、事象の判別を行う手順書により事象判別を行い、事象ベースの手順書である、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に移行する。また、安全系の機器もしくは計測器類の多重故障等により安全機能が喪失した場合は、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書（事象ベース）に移行する。

事象の判別を行う運転手順書により事象判別を行っている場合又は事象ベースの運転手順書にて事故対応操作中は、安全機能パラメータ（未臨界性、炉心の冷却機能、蒸気発生器の除

熱機能、原子炉格納容器の健全性、放射能放出防止及び１次系保有水の維持）を常に監視し、あらかじめ定めた適用条件が成立すれば、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の安全機能ベースの運転手順書に移行する。

ただし、原因が明確でかつその原因除去あるいは対策が優先されるべき場合は、安全機能ベースの運転手順書には移行せず、その原因に対する事象ベースの運転手順書を優先する。

多重故障が解消され安全機能が回復すれば、故障及び設計基準事象に対処する運転手順書に戻り処置を行う。

炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書による対応で事故収束せず炉心損傷に至った場合は、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書に移行し対応処置を実施する。

e. 重大事故等対策実施の判断基準として確認される水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを整理し、運転手順書に明記する。

重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを、あらかじめ原子炉施設の状態を監視するパラメータの中から選定し、耐震性、耐環境性のある計測機器での確認可否により、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータに位置づけ運転手順書に明記する。重要な監視パラメータと有効な監視パラメータは、通常使用する主要なパラメータとその代替パラメータにより構成し、主要なパラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータにて当該パラメータを推定する方法を運転手順書に明記する。

なお、重要な監視パラメータと有効な監視パラメータの中から、記録が必要なパラメータ及び直流電源が喪失しても可搬型計測器により計測可能なパラメータをあらかじめ選定し、運転手順書に明記する。

また、重大事故等対策実施時におけるパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目及び監視パラメータ等を手順書に整理する。

有効性評価等にて整理した有効な情報について、運転員が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及び進展予測並びに対応処置の参考情報とし、運転手順書に整理する。

また、有効性評価等にて整理した有効な情報について、緊急時対策本部要員が運転操作を支援するためのパラメータ挙動予測や影響評価のための判断情報とし、支援組織用の手順書に整理する。

f. 前兆事象として把握ができるか、重大事故を引き起こす可能性があるかを考慮して、設備の安全機能の維持並びに事故の未然防止対策をあらかじめ検討しておき、前兆事象を確認した時点で事前の対応ができる体制及び手順を整備する。

大津波警報が発令された場合、原則として原子炉を停止し、冷却操作を開始する手順を整備する。また、所員の高台への避難及び扉の閉止を行い、津波監視カメラ及び取水ピット水位計による津波の継続監視を行う手順を整備する。

台風進路に想定された場合、屋外設備の暴風雨対策の強化及び巡視点検の強化を実施し災害発生時に迅速な対応を行う手

順を整備する。

竜巻の発生が予測される場合、車両の退避又は固縛、クレーン作業の中止、海水ポンプエリア及びディーゼル建屋の水密扉、屋外タンクエリアの防護扉及びその他扉の閉止状態を確認する手順を整備する。

その他の前兆事象を伴う事象については、気象情報の収集、巡視点検の強化及び事故の未然防止の対応を行う手順を整備する。

(2) 教育及び訓練の実施

運転員（当直員）、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員は、重大事故等発生時において、事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処するために必要な力量を確保するため、教育及び訓練を継続的に実施する。

必要な力量の確保に当たっては、原則、重大事故等発生時の発電所対策本部の体制を通常時の組織の業務と対応するように定め、通常時の実務経験を通じて付与される力量に加え、事故時対応の知識及び技能について要員の役割に応じた教育及び訓練を定められた頻度、内容で計画的に実施することにより運転員（当直員）、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員の力量の維持及び向上を図る。

教育及び訓練の頻度と力量評価の考え方は、以下のとおりとし、この考え方に基づき教育及び訓練の計画を定め、実施する。

・ 各要員に対し必要な教育及び訓練項目を年１回以上実施し、評価することにより、力量が維持されていることを確認する。

・　各要員が力量の維持及び向上を図るためには、各要員に応じた複数の教育及び訓練項目を受ける必要がある。複数の教育及び訓練項目で、手順が類似する項目については、年１回以上、毎年繰り返すことにより、各手順を習熟し、力量の維持及び向上を図る。

・　複数の教育訓練項目での手順の類似がない項目については、教育及び訓練を年２回以上実施する。その方法は、当該手順の単純さ、複雑さの特徴を踏まえ、力量の維持及び向上に有効な方法で実施する。

・　重大事故等対策における中央制御室での操作及び動作状況確認等の短時間で実施できる操作以外の作業や操作について、第5.1.2表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な要員数及び想定時間にて対応できるよう、教育及び訓練により効率的かつ確実に実施できることの確認を行う。

・　教育及び訓練の実施結果により、手順、資機材及び体制について改善要否を評価し、必要により手順、資機材の改善、教育及び訓練計画への反映を行い、力量を含む対応能力の向上を図る。

運転員（当直員）、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員の対象者については、重大事故等発生時における事象の種類及び事象の進展に応じて的確かつ柔軟に対処できるよう、各要員の役割に応じた教育及び訓練（検証）を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、運転開始前までに力量を付与された要員を必要人数配置する。

重大事故等対策活動のための要員を確保するため、以下の基本

方針に基づき教育及び訓練を実施する。

計画（Ｐ）、実施（Ｄ）、評価（Ｃ）、改善（Ａ）のプロセスを適切に実施し、PDCA サイクルを回すことで、必要に応じて手順書の改善、体制の改善等の継続的な重大事故等対策の改善を図る。

a. 重大事故等対策は、幅広い発電用原子炉施設の状況に応じた対策が必要であることを踏まえ、重大事故等発生時の発電用原子炉施設の挙動に関する知識の向上を図ることのできる教育及び訓練等を実施する。

重大事故等が発生した場合にプラント状態を早期に安定な状態に導くための的確な状況把握、確実及び迅速な対応を実施するために必要な知識について、運転員（当直員）、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員の役割に応じた、教育及び訓練を定期的に実施する。

b. 運転員（当直員）、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員の各役割に応じて、重大事故等よりも厳しいプラント状態となった場合でも対応できるよう、過酷事故の内容、基本的な対処方法等、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行う。

重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択等実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等を定期的に計画する。

運転員（当直員）に対しては、知識の向上と手順書の実効性を確認するため、シミュレータ訓練を実施する。シミュレータ訓練は、従来からの設計基準事故等に加え、重大事故等に対し適切に対応できるよう計画的に実施する。なお、シミュレータ

訓練については、重大事故等が発生した時の対応力を養成するため、手順に従った対応中において判断に用いる監視計器の故障や動作すべき機器の不動作、多岐にわたる機器の故障を模擬し、関連パラメータによる事象判断能力、代替手段による復旧対応能力等の運転操作の対応能力向上を図る。

重大事故等対策要員に対しては、発電用原子炉施設の冷却機能の回復のために必要な電源確保及び可搬型設備を使用した水源確保の対応操作を習得することを目的に、手順の内容理解を図るための机上教育、資機材の取り扱い方法の習得を図るための模擬訓練又は実働訓練を実施する。

緊急時対策本部要員である実施組織及び支援組織に対しては、重大事故等発生時のプラント状況の把握、的確な対応操作の選択、確実な指揮命令の伝達等の一連の発電所対策本部機能、支援組織の位置付け、実施組織との連携及び手順書の構成に関する机上教育を実施する。

c. 重大事故等の事故状況下において復旧を迅速に実施するために、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知し、普段から保守点検活動を社員自らが行って部品交換等の実務経験を積むことが必要なため、以下の活動を行う。

運転員（当直員）は、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の巡視点検、定期点検及び運転に必要な操作を社員自らが行う。

重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員のうち保修課員は、原子力訓練センターにてポンプ、弁設備の分解点検、調整、部品交換の実習を社員自らが実施することにより技能及び

知識の向上を図る。更に、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた手順書に基づき、現場に立ち、巡視点検、分解機器の状況確認、組立状況確認及び試運転の立会確認を行うとともに、作業手順書の内容確認及び作業工程検討などの保守点検活動を社員自らが行う。

重大事故等の対策については、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員が可搬型重大事故等対処設備の設置、配管接続、ケーブルの布設接続、放出される放射性物質の濃度、放射線の量の測定及びアクセスルートの確保、その他の重大事故等対策の資機材を用いた対応訓練を社員自らが行う。

d. 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、重大事故等発生時の事象進展により高線量下になる場所を想定し放射線防護具を使用した事故時対応訓練、夜間及び降雨並びに強風等の悪天候下等を想定した事故時対応訓練を実施する。

e. 事故時の対応や事故後の復旧を迅速に実施するために、設備及び事故時用の資機材等に関する情報並びにマニュアルが即時に利用できるよう、普段から保守点検活動等を通じて準備し、それらの情報及びマニュアルを用いた事故時対応訓練を行う。

それらの情報及びマニュアルを用いて、事故時対応訓練を行うことで、設備資機材の保管場所、保管状態を把握し、取扱いの習熟を図るとともに、情報及びマニュアルの管理を実施する。

(3) 体制の整備

重大事故等発生時において重大事故等に対応するための体制として、以下の基本方針に基づき整備する。

a.　重大事故等対策を実施する実施組織及びその支援組織の役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。重大事故等の原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大防止及びその他の必要な活動を迅速かつ円滑に行うため、所長（原子力防災管理者）は、事象に応じて緊急時体制（警戒体制、第１種緊急時体制、第２種緊急時体制）を発令し、要員の非常召集、通報連絡を行い、発電所に自らを本部長とする緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）を設置して対処する。

所長（原子力防災管理者）は、発電所対策本部の本部長として、原子力防災組織の統括管理を行い、責任を持って原子力防災の活動方針の決定をする。

本部長の下に副本部長を設置し、副本部長は本部長を補佐し、本部長が不在の場合は、副本部長あるいは、本部付の副原子力防災管理者がその職務を代行する。

発電所対策本部に、重大事故等対策を実施する実施組織として、事故拡大防止に必要な運転上の措置を行う運転班（当直員を含む。）、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織として、事故拡大防止の運転措置及び保安上の技術的支援を行う運転支援班、実施組織が事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織を編成する。

通常時の発電所体制下での運転、日常保守点検活動の実務経験が発電所対策本部での事故対応、復旧活動に活かせ、組織が効果的に重大事故等対策を実施できるよう、専門性及び経験を

考慮した上で作業班の構成を行う。また、各班の役割分担、責任者である班長（管理職）を定め、指揮命令系統を明確にし、効果的な重大事故等対策を実施し得る体制を整備する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合の原子力防災組織において、その職務に支障をきたすことがないよう、独立性が確保できる組織に配置（指令部の本部付）する。発電用原子炉主任技術者は、重大事故等が発生した場合、重大事故等対策における発電用原子炉施設の運転に関し保安監督を誠実かつ、最優先に行うことを任務とする。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故時等において、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、発電所対策本部の本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

時間外、休日（夜間）に重大事故等が発生した場合、重大事故等対策要員のうち緊急時対策本部要員は、発電用原子炉主任技術者が発電用原子炉施設の運転に関する保安の監督を誠実に行うことができるよう、通信連絡手段により必要の都度、情報連絡（プラントの状況、対策の状況）を行い、発電用原子炉主任技術者は、その情報連絡を受け、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は指示を行う。

発電用原子炉主任技術者は、連絡により発電所に非常召集する。重大事故等の発生連絡を受けた後、発電所に駆けつけられるよう、非常召集ルート圏内（薩摩川内市等圏内）に１号炉及び２号炉の発電用原子炉主任技術者を２名配置する。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等対策に係る手順書の

整備に当たって、保安上必要な事項について確認を行う。

b. 実施組織を、運転班（運転員（当直員）を含む。）、保修班、安全管理班及び土木建築班により構成し、必要な役割の分担を行い重大事故等対策が円滑に実施できる体制を整備する。

運転班は、運転員（当直員）の任務、事故拡大防止に必要な運転上の措置、発電施設の保安維持を行う。

保修班は、発電設備の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置並びに消火活動を行う。

安全管理班は、発電所及びその周辺（周辺海域）における放射線量並びに放射性物質の濃度の状況把握、災害対策活動に従事する要員の被ばく管理、放射線管理上の立入制限区域の設定管理、中央制御室及び代替緊急時対策所並びに緊急時対策所（免震重要棟内）におけるチェンジングエリア設置を行う。

土木建築班は、建物及び構築物の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置を行う。

c. 実施組織は、1号炉及び2号炉において同時に重大事故が発生した場合において以下のとおり対応できる組織とする。

発電所対策本部は、1号炉及び2号炉の同時被災の場合において、本部長の指示により号炉ごとに指名した指揮者の指示のもと、号炉ごとの情報収集や事故対策の検討を行う。

実施組織である緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員を発電所近傍に常時確保し、1号炉及び2号炉の同時被災が発生した場合においても、確保した重大事故等対策要員により、重大事故等対処設備を使用して炉心損傷防止及び原子炉格納容器破損防止の重大事故対策に対応できる体制とする。

実施組織は号炉ごとの指揮者の指示のもと、当該発電用原子炉に特化して情報収集や事故対策の検討を行い、重大事故等対策を実施する。

１号炉及び２号炉の同時被災の場合でも情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう通報連絡者を配置し、原子力災害特別措置法に定められた通報連絡先へ連絡するとともに、通報連絡後の情報連絡は情報連絡者が管理を一括して実施する体制を構築することで円滑に対応できる体制とする。

発電用原子炉主任技術者は、原子炉ごとに選任する。担当号炉のプラント状況把握及び事故対策に専念することにより、１号炉及び２号炉の同時被災を想定した場合においても指示を的確に実施する。

１号炉及び２号炉の発電用原子炉主任技術者は、１号炉及び２号炉同時被災時に、号炉ごとの保安監督を誠実かつ、最優先に行う。

また、実施組織による重大事故等対策の実施に当たり、号炉ごとに選任した発電用原子炉主任技術者は、発電所対策本部から得られた情報に基づき重大事故等の拡大防止又は影響緩和に関し、保安上必要な場合は、運転に従事する者（所長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

d. 発電所対策本部には、支援組織として技術支援組織と運営支援組織を設ける。

技術支援組織は、事故拡大防止のための運転措置の支援及び保安上の技術的支援を行う運転支援班で構成する。運転支援班は、重大事故等発生時に炉心損傷へ至った場合において、プラ

ント状態の把握及び事故進展の予測、パラメータの監視、パラメータがあらかじめ定められたしきい値を超えた場合に操作を実施した場合の実効性及び悪影響の評価並びに操作の優先順位を踏まえた操作の選定を行い実施組織へ実施すべき操作の指示を行う。

運営支援組織は、総括班、広報班、総務班及び原子力訓練センター班で構成し、必要な役割の分担を行い実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。

総括班は、発電所対策本部の運営、情報の収集、災害状況の把握、関係官庁及び関係地方公共団体への通報連絡、燃料貯蔵状況の管理並びに各班へ本部指令事項の連絡を行う。

広報班は、関係地方公共団体の対応、報道機関の対応及び避難者誘導（展示館来館者）を行う。

総務班は、本部構成員の動員状況の把握、要員と資機材の輸送車手配及び運搬、防災資機材の整備、輸送及び調達、緊急医療対応、正門の出入管理並びに要員に対する食料の調達配給を行う。

原子力訓練センター班は、避難者の誘導（原子力訓練センター見学者）を行う。

これらの各班は、各班の役割を実施し、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整える。

e. 所長（原子力防災管理者）は、警戒事象（原子力災害対策特別措置法第 10 条の可能性がある事故、故障等又は自然災害発生）により緊急時体制を発令し、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員の非常召集連絡を行い、所長（原子力防災管理

者）を本部長とする発電所対策本部を設置する。その中に実施組織及び支援組織を設置し重大事故等の対策を実施する。

時間外、休日（夜間）においては、重大事故等が発生した場合、速やかに対策の対応を行うため、発電所内又は発電所近傍に緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員を常時確保し、体制を強化する。

非常召集の要員への連絡については、緊急呼出システムを活用するとともに、バックアップとして社員寮その他必要な箇所に衛星携帯電話設備を配備することで要員との連絡及び要員の非常召集を行う。なお、地震により緊急呼出システムが正常に機能しない等の通信障害によって非常召集連絡ができない場合でも地震（発電所周辺地域において、震度５弱以上の地震）の発生により発電所に自動参集する体制を整備する。

重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために実施組織として必要な要員は、原子力防災組織の統括管理及び全体指揮を行う全体指揮者、号炉ごとの統括管理及び号炉ごとの指揮を行う指揮者並びに通報連絡を行う通報連絡者の緊急時対策本部要員４名、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長、号炉間連絡、運転操作助勢を行う当直主任、運転員及び運転操作対応を行う運転員の当直員 12 名、初動の運転対応及び保修対応を行う重大事故等対策要員（初動）20 名（以下「初動対応要員」という。）、初動後の保修対応を行う重大事故等対策要員（初動後）の 16 名（以下「初動後対応要員」という。）の合計 52 名を確保する。なお、号炉ごと指揮者は、重大事故等対策の初動後対策において、必要に応じて現場の指揮を行う。

また、火災発生時の初期消火活動に対応するため、初期消火活動要員についても発電所に常時確保する。

重大事故等が発生した場合、重大事故等対策要員のうち初動対応要員は、中央制御室に参集するとともに、緊急時対策本部要員と初動後対応要員は、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）に参集し、通報連絡、給水確保及び電源確保等の各要員の任務に応じた対応を行う。

重大事故等の対応については、高線量下の対応においても、社員及び協力会社社員を含め要員を確保する。

当社社員と協力会社社員の現場での対応については、請負契約のもと、それぞれがあらかじめ定められた業務内容をそれぞれの責任者の下で行うこととする。必要に応じて作業の進捗について、当社と協力会社の責任者間で相互連絡を取り合うようにする。

病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の重大事故等対策要員に欠員が生じた場合は、休日、時間外（夜間）を含め重大事故等対策要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた重大事故等対策要員の体制に係る管理を行う。

重大事故等対策要員の補充の見込みが立たない場合は、原子炉停止等の措置を実施し、確保できる要員で、安全が確保できる原子炉の運転状態に移行する。

また、あらかじめ定めた連絡体制に基づき、時間外、休日（夜間）を含めて必要な要員を非常召集できるよう、定期的に通報連絡訓練を実施する。

f.　重大事故等対策の実施組織及び支援組織の各班の機能は、上記 b.項及び d.項のとおり明確にするとともに、各班に責任者である班長及び副班長を配置する。

g.　発電所対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である本部長の所長（原子力防災管理者）及び班長が欠けた場合に備え、代行者と代行順位をあらかじめ定め明確にする。

所長（原子力防災管理者）は、全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理し、1号炉及び2号炉の同時被災時は各号炉ごとの指揮者を指名する。号炉ごと指揮者のもと重大事故等対策を実施する。

本部長の所長が欠けた場合は副本部長（副原子力防災管理者）の次長（技術）を代行とし、さらに副本部長の次長（技術）が欠けた場合は、同副本部長（副原子力防災管理者）の次長（環境広報）あるいは、本部付の副原子力防災管理者が代行とすることをあらかじめ定める。

実施組織及び支援組織の各班には責任者である班長（課長）を配置し、班長が欠けた場合に備え、あらかじめ代行順位を定めた副班長（課長又は副長）を配置する。

h.　実施体制が実効的に活動するための施設及び設備等を整備する。

重大事故等が発生した場合において、実施組織及び支援組織が定められた役割を遂行するために、関係箇所との連携を図り迅速な対応により事故対応を円滑に実施することが必要なことから、以下の施設及び設備を整備する。

支援組織が、必要なプラントのパラメータを確認するための緊急時運転パラメータ伝送システムデータ表示装置、発電所内外に通信連絡を行い関係箇所と連携を図るための統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システムを含む。）、衛星携帯電話設備及び携帯型有線通話装置を備えた代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）を整備する。

実施組織が、中央制御室、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）及び現場との連携を図るため、携帯型有線通話装置、無線通話装置（携帯型）及び衛星携帯電話設備を整備する。また、照明の電源が喪失し照明が消灯した場合でも、迅速な現場への移動、操作及び作業を実施し、作業内容及び現場状況の情報共有を実施できるようヘッドライト及び懐中電灯等を整備する。

i. 支援組織は、発電用原子炉施設の状態および重大事故等対策の実施状況について、原子力施設事態即応センターに設置する本店対策本部等の発電所内外の組織への通報及び連絡を実施できるように衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備し、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

発電用原子炉施設の状態及び重大事故等対策の実施状況に係る情報は、発電所対策本部の総括班にて一元的に集約管理し、発電所内で共有するとともに、本店対策本部と発電所対策本部間において、衛星携帯電話設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備及び緊急時運転パラメータ伝送シス

テムを使用することにより、発電所の状況及び重大事故等対策の実施状況の情報共有を行う。また、本店対策本部との連絡を密にすることで報道発表、外部からの問い合わせ対応及び関係機関への連絡を本店原子力防災組織で構成する本店対策本部で実施し、発電所対策本部が事故対応に専念でき、かつ、発電所内外へ広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

j. 重大事故等発生時に、発電所外部からの支援を受けることができるように支援体制を整備する。

発電所において、警戒事象、特定事象、又は原子力災害対策特別措置法第 15 条第 1 項に該当する事象が発生した場合、原子力防災管理者は、それぞれの区分により直ちに緊急時体制を発令するとともに発電本部部長（原子力管理）へ報告する。

発電本部部長（原子力管理）は、発電所対策本部の本部長から発電所における緊急時体制発令の報告を受けた場合、直ちに社長に報告し、社長は本店における緊急時体制を発令する。発電本部部長（原子力管理）は、本店原子力防災組織で構成する本店対策本部を設置するため、本店緊急時対策要員を非常召集する。

社長は、本店における緊急時体制を発令した場合、速やかに原子力施設事態即応センターに本店対策本部を設置し、原子力部門のみでなく他部門も含めた全社大での体制にて原子力災害対策活動を実施するため本店対策本部長としてその職務を行う。なお、社長が不在の場合は副社長又は執行役員がその職務を代行する。本店対策本部長は、本店対策本部の設置、運営、統括及び災害対策活動に関する総括管理を行い、副本部長は本

部長を補佐する。本店対策本部各班長は本部長が行う災害対策活動を補佐する。

本店対策本部は、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう、情報の収集及び災害状況把握を行う総括班、事故拡大防止措置の支援を行う原子力技術班、外部電源や通信連絡設備に関する支援を行う復旧支援班、自治体及びプレス対応を行う広報班並びに資機材及び食料の調達運搬を行う支援班から構成され、原子力施設事態即応センターに参集し活動を行う。

本店対策本部長は発電所における災害対策の実施を支援するために、原子力災害対策特別措置法第 10 条通報後、原子力事業所災害対策支援拠点の設営準備に向け、あらかじめ選定している派遣要員を本店対策本部に召集するなど必要な準備の開始を本店対策本部総括班長（発電本部部長（原子力管理））に指示する。

本店対策本部長は、その後の事態進展を踏まえ、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定している施設の候補の中から放射性物質が放出された場合の影響等を勘案した上で原子力事業所災害対策支援拠点を指定し、必要な要員を派遣するとともに、災害対策支援に必要な資機材等の運搬を実施する。

本店対策本部は、他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ技術的な支援が受けられる体制を整備する。

k. 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要になる場合に備えて、本店対策本部が中心となって社内外の関係各所と連係し、適切かつ効果的な対応を検討できる体制を整備する。

重大事故等発生時に原子炉格納容器の設計圧力及び温度に近い状態が継続する場合等に備えて、機能喪失した設備の保守を実施するための放射線量低減及び放射性物質を含んだ汚染水が発生した際の汚染水の処理等の事態収束活動を円滑に実施するため、平時から必要な対応を検討できる協力活動体制を継続して構築する。

5.2　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項

5.2.1　可搬型設備等による対応

大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生した場合における体制の整備に関し、以下の項目に関する手順書を適切に整備し、また、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。

一　大規模損壊発生時における大規模な火災が発生した場合における消火活動に関すること。

二　大規模損壊発生時における炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。

三　大規模損壊発生時における原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関すること。

四　大規模損壊発生時における使用済燃料貯蔵槽の水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。

五　大規模損壊発生時における放射性物質の放出を低減するための対策に関すること。

5.2.1.1　大規模損壊発生時の手順書の整備

大規模損壊発生時の手順書を整備するに当たっては、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象として、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定する。

大規模な自然災害については、多数ある自然災害の中から発電用原子炉施設に大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を抽出した上で、当該の自然災害により発電用原子炉施設に重大事故又は大規模損壊等が発生する可能性を考慮し対応手順書を整備する。これに加え、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスについて、当該事故により発生する可能性のある重大事故、大規模損壊への対応を含む手順書として、また、発生確率や地理的な理由により発生する可能性が極めて低いため抽出していない外部事象（例：衛星の落下等）に対しても緩和措置が行えるよう整備する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムについては、大規模損壊を発生させる可能性の高い事象であることから、大規模損壊及び大規模な火災が発生することを前提とした対応手順書を整備する。

以下において、大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象について整理する。検討プロセスの概要を第5.2.1図に、大規模損壊を発生させる可能性のある大規模な自然災害の影響を整理した結果を第5.2.1表及び第5.2.2表にそれぞれ示す。

(1) 大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害への対応における考慮

大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害を選定するため、国内外の基準等で示されている外部事象を網羅的に収集

し、外部事象 78 事象を抽出した。

その内の自然災害 55 事象の中で、発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害として、地震、津波、豪雪(降雪)、暴風(台風)、竜巻、火山（火山活動、降灰）、凍結、森林火災、生物学的事象、落雷及び隕石の 11 事象（以下「自然災害 11 事象」という。）を選定する。

選定した 11 事象の考慮すべき自然災害に対して、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定し、当該事象が発電用原子炉施設の安全性に与える影響及び重畳することが考えられる自然災害の組合せについても考慮する。また、事前予測が可能な自然災害については、影響を低減させるための必要な安全措置を講じることを考慮する。

a. 自然災害の規模の想定

発電用原子炉施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害 11 事象に対して、万一の事態に備えるため、基準地震動、基準津波等の設計基準又はそれに準じた基準を超えるような規模を想定する。

(a) 地　震

基準地震動を超えるような大規模な地震が発生する可能性は低いが、基準地震動を一定程度超える規模を想定する。

なお、地震の事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから予兆なく発生する想定とする。

(b) 津　波

基準津波を超えるような大規模な津波が発生する可能性は低いが、基準津波を一定程度超える規模を想定する。

なお、津波の事前の予測については、施設近傍で津波が発生する可能性は低いが、襲来までの時間的余裕の少ない津波が発生することを想定する。

(c) 豪雪（降雪）

敷地付近の観測所で観測された積雪深さの月最大値38cmを超えるような豪雪（降雪）が発生する可能性は低いが、積雪量38cmを超える規模を想定する。なお、豪雪（降雪）は事前の予測が可能であることから、除雪等の必要な安全措置を講じることができる。

(d) 暴風（台風）

敷地付近で観測された最大瞬間風速（62.7m/s）の風速を超えるような暴風（台風）が発生する可能性は低い。

なお、暴風（台風）は事前の予測が可能であることから、飛散防止措置等の必要な安全措置を講じることができる。

(e) 竜　　巻

過去における国内最大級の竜巻（F3クラス：5秒間の平均風速70m/s～92m/s）に保守性を持たせた風速100m/sを超えるような規模の竜巻が発生する可能性は低いが、風速100m/sを超える規模を想定する。

なお、竜巻は事前の予測が可能であることから、飛散防止措置等の必要な安全措置を講じることができる。

(f) 火山（火山活動、降灰）

設計想定である15cmの降灰を超えるような降灰が発生

する可能性は低いが、設計想定である 15cm を超える規模を想定する。

なお、火山（降灰）は事前の予測が可能であることから、除灰等の必要な安全措置を講じることができる。

(g) 凍　　結

敷地付近で観測された最低気温（－6.7℃）を下回るような気温が発生する可能性は低いが、最低気温（－6.7℃）を下回る気温を想定する。

なお、低温は事前の予測が可能であることから、凍結防止等の必要な安全措置を講じることができる。

(h) 森林火災

防火帯を越えるような森林火災が発生する可能性は低いが、防火帯を越えるような森林火災の規模を想定する。

なお、森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分にあることから、予め放水する等の必要な安全措置を講じることができる。

(i) 生物学的事象

海水取水機能が喪失するような規模の海生生物の襲来が発生する可能性は低いが、海水取水機能が喪失するような規模の海生生物の襲来を想定する。

なお、生物学的事象の発生までの時間的余裕はない想定とする。

(j) 落　　雷

設計想定以上の雷サージが発生する可能性は低いが、設計想定以上の雷サージの規模を想定する。

なお、雷の発生までの時間的余裕はない想定とする。

(k)　隕　　石

敷地内に隕石が落下する可能性は低いが、発電用原子炉施設の広範なエリアが損壊する規模を想定する。

なお、隕石の落下までの時間的余裕はない想定とする。

(l)　地震と津波の重畳

大規模地震による影響に対する対策である重大事故等対策（水源確保等）が、大規模津波による影響によって遅れる可能性がある。

地震による斜面崩壊、地盤の陥没等により、津波による漂流物、タンク火災等により、アクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。

両事象の重畳が発生した場合においても、高台に分散配置している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和措置に期待できる。

(m)　火山（降灰）と豪雪(降雪)との重畳

火山（降灰）、豪雪が重畳した場合においても、事前の予測が可能であることから、要員を確保して除雪及び除灰等の対策を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

火山（降灰）と豪雪(降雪)との重畳による影響は、火山（降灰）での評価に包含される。

b.　大規模損壊を発生させる可能性のある起因事象の特定

自然災害による大規模損壊発生の起因事象（プラント状態）を特定するため、11事象の自然災害に対して生じうるプ

ラント状態を特定する。プラント状態を特定するに当たっては、大規模損壊の事態収束に必要と考えられる以下の機能の状態に着目して作成したイベントツリーにより、事象の進展を考慮する。

(a) 異常発生防止系

イ．原子炉建屋

ロ．原子炉制御系

ハ．原子炉冷却材圧力バウンダリ機能

(b) 異常影響緩和系

イ．原子炉格納容器

ロ．安全保護系

ハ．2次系からの除熱機能（補助給水、主蒸気逃がし弁等）

ニ．炉心冷却機能（ECCS等）

(c) 関連系（安全上特に重要なもの）

イ．原子炉補機冷却機能

ロ．所内非常用電源

c. イベントツリーによる整理

イベントツリーによる整理結果を第5.2.2図に示す。ここで、最終的なプラント状態については、代表性を持たせ同様なプラント状態となるケースについては示していない。また、隕石については、大型航空機の衝突同様プラントに大きな影響を与える事象であることは明らかなことから、イベントツリー図で示していない。

(a) 地　震

大規模地震の想定では、外部電源が喪失するとともに非

常用所内電源、海水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプが機能喪失することにより、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失に至る可能性があり、その状態において、１次冷却材喪失（LOCA）等の事故が発生した場合には、設計基準事故対処設備が機能喪失していることから重大事故に至る可能性がある。さらに、原子炉格納容器等の機能の喪失又は安全保護系・原子炉制御系の機能喪失により大規模損壊へ至る可能性がある。

また、大規模地震による原子炉建屋・原子炉格納容器機能、安全保護系・原子炉制御機能、２次系からの除熱機能及び炉心冷却機能の喪失に伴い、PRA の結果に基づくシーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震特有の事象として発生する事故シーケンスである原子炉建屋損傷、原子炉格納容器破損、蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）、原子炉補助建屋損傷、複数の信号系損傷、大破断 LOCA を上回る規模の LOCA 等の ECCS 注入機能喪失及び過渡事象＋補助給水失敗（炉内構造物の損傷）が発生し、大規模損壊へ至る可能性がある。また、レベル 1.5PRA の知見より、炉心損傷後に格納容器バイパスに至るものとして、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）に至る可能性がある。

(b)　津　　波

大規模津波の想定では、地震同様に全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失に至る可能性があり、その状態において、シール LOCA 等の事故が発生した場合には、設計基準事故対処設備が機能喪失していることから重大事

故に至る可能性がある。また、タービン動補助給水ポンプの機能喪失による２次系からの除熱機能の喪失及び安全保護系・原子炉制御系の機能喪失により、重大事故から大規模損壊へ至る可能性がある。

また、大規模津波による安全保護系・原子炉制御機能及び２次系からの除熱機能の喪失に伴い、PRA の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった津波特有の事象として発生する事故シーケンスである複数の信号系損傷及び補機冷却水の喪失＋補助給水失敗が発生し、大規模損壊へ至る可能性がある。

(c)　竜　　巻

大規模な竜巻の想定では、外部電源が喪失するとともに、竜巻によってもたらされる飛来物等による海水ポンプの機能喪失及びそれに伴うディーゼル発電機の機能喪失によって、全交流動力電源喪失に至る可能性がある。その状況において、可能性は極めて低いものの復水タンクが機能喪失した場合には、重大事故に至る可能性がある。

また、加えて屋外の大容量空冷式発電機が機能喪失した場合には、重大事故から大規模損壊へ至る可能性もある。

(d)　生物学的事象

大量の海生生物の来襲により、海水ポンプの機能喪失による原子炉補機冷却機能の喪失の可能性がある。

(e)　落　　雷

大規模な落雷によって、外部電源喪失が発生する可能性がある。また、雷サージによる誤信号の発信も想定される。

(f)　豪雪（降雪）、火山（火山活動、降灰）

これらの事象によって、送電系統の異常等による外部電源喪失が発生する可能性がある。ただし、これらの自然災害２事象については、事前の予測が可能であることから、要員を確保して除雪及び除灰等の必要な安全措置を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

(g)　森林火災

送電系統へ影響を与える可能性があることから、外部電源喪失が発生する可能性がある。ただし、建屋周辺には可燃物となる木々は存在しないこと、万一森林火災が拡大したとしても、プラントに影響を与えるような範囲まで火災が及ぶには相応の時間があると考えられることから、要員を確保して消火活動を行うことでプラントの安全性に影響を与える可能性は低い。

これらの結果から、最終的なプラントの状態は以下に類型化された。類型化したプラント状態を第 5.2.3 表に示す。

・　大規模損壊（重大事故を上回る状態）
・　重大事故等
・　設計基準事故等

第 5.2.3 表に示すとおり、発電用原子炉施設において大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害又は安全性に大きな影響を与える可能性のある自然災害は、地震、津波及び竜巻の３事象を代表として整理する。また、当該の３事象以外の自然災害については、施設の安全性に影響を与える可能性はあるも

のの大規模損壊に至ることはない、又は与える影響がこれら3事象に包含でき被害の態様から同様の手順で対応できる。

(2) 故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における考慮

テロリズムには様々な状況が想定されるが、その中でも施設の広範囲にわたる損壊、不特定多数の機器の機能喪失及び大規模な火災が発生して発電用原子炉施設に大きな影響を与える故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを想定し、その上で流用性を持たせた柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。

なお、飛来物（航空機衝突）、爆発等の人為的事象による発電用原子炉施設への影響については、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響に包含でき同様の手順で対応できる。

以上により、大規模損壊時に対応する手順の整備に当たっては、(1) 項及び (2) 項において整理した大規模損壊の発生によって、多量の放射性物質が環境中に放出されるような万一の事態に至る場合にも対応できるよう、発電用原子炉施設において使える可能性のある設備、資機材及び要員を最大限に活用した柔軟で多様性のある手段を構築するように考慮する。

(3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

大規模損壊発生時の対応手順書については、以下の c.項の

（a）項に示す５つの項目に関する緩和等の措置を講じるため、可搬型重大事故等対処設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有するものとして、また、c.項に示すとおり重大事故等対策において整備する手順等に対して更なる多様性を持たせたものとして整備する。

当該の手順書による対応操作は、大規模損壊によって発電用原子炉施設が受ける被害範囲は不確定性が大きく、重大事故等対策のように予めシナリオ設定した対応操作は困難であると考えられることから、施設の損壊状況等の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる要員及び使用可能な設備により、原子炉格納容器の破損緩和又は放射性物質の放出低減等のために効果的な対応操作を速やかにかつ臨機応変に選択及び実行する必要がある。

このため、発電用原子炉施設の被害状況を把握するための手段及び各対応操作の実行判断を行うための手段を手順として定め整備する。

また、当該の手順書については、大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突が発電用原子炉施設に及ぼす影響等、様々な状況を想定した場合における以下の事象進展の抑制及び緩和対策の実行性を確認し整備する。

・　電源の確保
・　炉心損傷の緩和
・　原子炉格納容器の破損緩和
・　使用済燃料ピット水位維持及び燃料の損傷緩和
・　放射性物質の放出低減

・　水源の確保

・　大規模火災への対応

・　その他（原子炉停止操作、アクセスルート確保、燃料給油）

上記の各項目に対応する操作の一覧を第5.2.4表に示す。

a. 大規模損壊発生時の対応手順書の適用条件と判断フロー

大規模損壊発生時は、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合、状況把握がある程度可能な場合を想定し、状況に応じた対応が可能となるよう判断フローを整備する。また、大規模損壊発生時に使用するこれらの手順書を有効かつ効果的に活用するため、対応手順書において、適用開始条件を明確化するとともに、緩和操作を選択するための判断フローを明示することにより必要な個別対応手段への移行基準を明確化する。

(a)　大規模損壊発生の判断及び対応要否の判断基準

大規模な自然災害（地震、津波等）又は故意による大型航空機の衝突について、緊急地震速報、大津波警報等又は衝撃音、衝突音等により検知した場合、中央制御室の状況、プラント状態の大まかな確認及び把握（火災の発生有無、建屋の損壊状況等）を行うとともに、大規模損壊発生（又は発生が疑われる場合）の判断を当直課長又は原子力防災管理者が行う。また、以下の適用開始条件に該当すると当直課長又は原子力防災管理者が判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づき事故の進展防止及び影響を緩和するための活動を開始する。

・　大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突等

により発電用原子炉施設が以下のいずれかの状態となった場合

・　プラント監視機能又は制御機能が喪失（中央制御室の喪失を含む）

・　使用済燃料ピットが損傷し漏えいが発生

・　炉心冷却機能及び放射性物質閉じ込め機能に影響を与える可能性があるような大規模な損壊が発生

・　大型航空機の衝突による大規模な火災が発生

・　当直課長が重大事故等発生時に期待する安全機能が喪失し、事故の進展防止及び影響緩和が必要と判断した場合

・　原子力防災管理者が大規模損壊時に対応する手順を活用した支援が必要と判断した場合

(b)　緩和操作を選択するための判断フロー

大規模損壊時に対応する手順による対応を判断後、発電用原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いて施設の損壊状況及びプラントの状態等を把握し、各対応操作の実行判断を行うための手段に基づいて、事象進展に応じた対応操作を選定する。緩和操作を選択するための判断フローは、中央制御室の監視及び制御機能の喪失により状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認又は可搬型計測器による優先順位に従った内部の状況確認を順次行い、必要の都度緩和措置を行う。また、中央制御室又は代替緊急時対策所若しくは緊急時対策所（免震重要棟内）での監視機能の一部が健全であり、速やかな安全機能

等の状況把握が可能な場合には、内部の状況から全体を速やかに把握し、優先順位を付けて喪失した機能を回復又は代替させる等により緩和措置を行う。また、適切な個別操作を速やかに選択できるように、当該フローに個別操作への移行基準を明確化する。

なお、個別操作を実行するために必要な重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備の使用可否については、大規模損壊時に対応する手順に基づく当該設備の状況確認を実施することにより判断する。

b. 優先順位に係る基本的な考え方

大規模損壊発生時には、環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、炉心損傷の潜在的可能性を最小限にすること、炉心損傷を少しでも遅らせることに寄与できる初期活動を行うとともに、事故対応への影響を把握するため、火災の状況を確認する。また、対応要員及び残存する資源等を基に有効かつ効果的な対応を選定し、事故を収束させる対応を行う。

また、大規模損壊発生時においては、設計基準事故対処設備の安全機能の喪失、大規模な火災の発生及び運転員（当直員）を含む重大事故等対策要員等が被災した場合も対応できるようにする。

このような状況においても可搬型重大事故等対処設備等を活用することによって、「大規模な火災が発生した場合における消火活動」、「炉心の著しい損傷緩和」、「原子炉格納容器の破損緩和」、「使用済燃料ピット水位確保及び燃料体の著しい損傷緩和」及び「放射性物質の放出低減」の原子力災害

への対応について、人命救助を行うとともに要員の安全を確保しつつ並行して行う。

さらに、環境への放射性物質の放出低減を最優先とする観点から、事故対応を行うためのアクセスルート及び操作場所に支障となる火災及び延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

上記の火災への対応を含む優先順位に係る基本的な考え方に基づく、大規模損壊発生時の初動対応及び大規模火災への対応について、優先順位に従った具体的な対応を以下に示す。

(a) 大規模損壊が発生又は発生する恐れがある場合、当直課長又は原子力防災管理者は事象に応じた以下の対応及び確認を行う。

イ. 事前予測ができない自然災害（地震）又は大型航空機の衝突が発生した場合

中央制御室が機能している場合は、当直課長が地震は緊急地震速報及び地震に伴う警報等により、航空機衝突は衝撃音及び衝突音等により事象を検知し、被災状況、運転状況の確認を行い原子力防災管理者へ状況報告を行う。なお、中央制御室が機能していない場合又は当直課長から原子力防災管理者へ連絡がない場合は、原子力防災管理者が地震は緊急地震速報等により、航空機衝突は衝撃音及び衝撃音等により事象を検知し、中央制御室へ状況の確認、連絡を行うと共に、代替緊急時対策所並びに緊急時対策所（免震重要棟内）へ要員の非常召集及び

外部への通報連絡を行う。

ロ．　事前予測ができる自然災害（津波）が発生した場合

大津波警報が発令された場合、当直課長は原則として発電用原子炉を手動停止し、所内関係者へ避難指示を出すとともに原子力防災管理者へ状況連絡を行う。連絡を受けた原子力防災管理者は、要員を一旦高所へ避難させた後、第２、第３波の津波の情報を継続的に収集しながら、代替緊急時対策所並びに緊急時対策所（免震重要棟内）へ要員の非常召集及び外部への通報連絡を行う。

(b)　原子力防災管理者は非常召集した各要員から発電用原子炉施設の被災状況に関する情報を収集し、大まかな状況の確認及び把握（火災の発生有無、建屋の損壊状況等）を行う。当直課長又は原子力防災管理者が発電用原子炉施設の被害状況を把握するための手段を用いた状況把握が必要と判断すれば、大規模損壊時に対応する手順に基づく対応を開始する。

(c)　緊急時対策本部は以下の項目の確認及び対応を最優先に実施する。

イ．　初期状態の確認

・　中央制御室との連絡及びプラントパラメータの監視可否

・　原子炉停止確認（停止していない場合は原子炉手動停止を速やかに試みる。）

・　タービン動補助給水ポンプ起動確認（起動していない場合は起動操作を速やかに試みる。）

ロ．　モニタ指示値の確認（モニタ指示値により、事故及び炉心の状況を推測する。）

ハ．　火災の確認（火災が発生している場合は、事故対応に支障となるものか否かを確認する。）

(d)　緊急時対策本部は上記の確認及び対応を実施した後、詳細な状況を把握するため以下の項目を確認する。

イ．対応可能な要員の確認

ロ．通信関係の確認

ハ．建屋アクセス性の確認

ニ．施設損壊状態の確認

ホ．電源系統の確認

ヘ．機器状態の確認

(e)　緊急時対策本部は（c）項の確認と並行して以下の対応を実施する。

また、対応の優先順位については、把握した対応可能要員数、使用可能設備及び施設の状態に応じて選定する。

イ．発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合

プラント監視機能が喪失し、発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合においては、外観より施設の状況を把握するとともに、対応可能な要員の状況を可能な範囲で把握し、原子炉格納容器又は使用済燃料ピットから環境への放射性物質の放出低減を最優先に考え、大規模火災の発生に対しても迅速な対応ができるよう移動式大容量ポンプ車の準備を開始する。また、監視機能を復旧させるため、代替所内電源による給電により、監視機能の復旧措置を試みる

とともに、可搬型計測器等を用いて可能な限り継続的に状態把握に努める。

外観より原子炉格納容器又は燃料取扱建屋の破損が確認され周辺の線量率が上昇している場合は、予め準備を開始している移動式大容量ポンプ車と放水砲を用いた放射性物質の放出低減処置を行う。

外観より原子炉格納容器が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は原子炉格納容器破損の緩和処置を優先して実施する。

炉心が損傷していないこと、1次冷却系から大規模な漏えいが発生していないこと及び原子炉格納容器の減圧が必要ないことを確認できた場合には、炉心損傷緩和の処置を実施する。

使用済燃料ピットへの対応については、外観より燃料取扱建屋が健全であることや周辺の線量率が正常であることが確認できた場合は、建屋内部にて可能な限り代替の水位計の設置等の措置を行うとともに、常設設備又は可搬型設備による補給を行う。また、水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は外部スプレイを行う。

発電用原子炉施設の状況把握が困難な場合のフローを第5.2.3図に示す。

ロ．　発電用原子炉施設の状況把握がある程度可能な場合

プラント監視機能が健全である場合には、運転員（当直員）等により発電用原子炉施設の状況を速やかに把握し、判断フローに基づいて「止める」、「冷やす」、「閉じ込め

る」機能の確保を基本とし、状況把握が困難な場合と同様に、環境への放射性物質の放出低減を目的に、優先的に実施すべき対応操作とその実効性を総合的に判断し、必要な緩和処置を実施する。

なお、部分的にパラメータ等を確認できない場合は、可搬型計測器等により確認を試みる。

(f) (c) 項から (e) 項の各対策の実施に当たっては、重大事故等対策におけるアクセスルート確保の考え方を基本に、被害状況を確認し、早急に復旧可能なルートを選定し、ホイールローダ、その他重機を用いて法面崩壊による土砂、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動を実施することでアクセスルートの確保を行う。また、事故対応を行うためのアクセスルート及び操作場所に支障となる火災及び延焼することにより被害の拡大に繋がる可能性のある火災の消火活動を優先的に実施する。

c. 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

大規模損壊が発生した場合に対応する手順については、(a) 項の５つの活動を行うための手順書として重大事故等対策で整備する設備を活用した手順等に加えて、事象進展の抑制及び緩和に資するための多様性を持たせた手順等を適切に整備する。

また、(b) 項から (n) 項のとおりの手順等を基本に、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメー

タを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

第5.2.5表から第5.2.17表に1.2から1.14における重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順を示す。

(a)　5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

イ．　大規模な火災が発生した場合における消火活動に関する手順等

大規模損壊発生時に大規模な火災が発生した場合における消火活動として、故意による大型航空機の衝突による大規模な航空機燃料火災を想定し、放水砲等を用いた泡消火についての手順書を整備するとともに必要な設備を配備する。

また、地震及び津波のような大規模な自然災害によって施設内の油タンク火災等の大規模な火災が発生した場合においても、同様な対応が可能なように多様な消火手段を整備する。

手順書については、以下の（1）項に該当する手順等を含むものとして整備する。

大規模な火災が発生した場合における対応手段の優先順位は、放水砲等を用いた泡消火について速やかに準備するとともに、火災の状況に応じて小型放水砲等による泡消火を準備する。また、早期に準備が可能な化学消防自動車による延焼防止のための消火を実施する。

地震により建屋内部に火災が発生した場合において、当該の火災により建屋内の設計基準事故対処設備及び重

大事故等対処設備の一部の機能が喪失するような場合でも、屋外に配備する可搬型重大事故等対処設備は火災の影響を受けないことが考えられることから、これらの設備を中心とした事故対応を行うことが可能である。なお、当該対応において、可搬型重大事故等対処設備と常設配管への接続場所又は系統構成のために操作が必要な弁等の設置場所において火災が発生している場合は、建屋内に設置している消火器等による消火活動を速やかに実施し、接続箇所までのアクセスルート等を確保する。

当該の消火活動を行うに当たっては、以下のとおり、緊急時対策本部と消火要員との連絡を密に行い、火災の影響により対応が困難な場合は別の手段を試みる等、要員の安全確保に配慮して実施する。

・　現場において事故対応操作等を行う場合には、並行して消火活動が必要になる可能性も想定し複数名で活動する。

・　再燃又は延焼の可能性を考慮し、火災への監視を強化する。

・　消火活動を含む屋内での活動の際には、火災対応用の装備品（例：セルフエアセット等）を確実に装着する。当該の装備品を装着しての消火活動については、予め活動できる時間（仕様)を確認した上で行う。

・　消火活動を行うにあたっては、消火専用として配備している無線通話装置（携帯型）及び衛星携帯電話設備等を活用し、緊急時対策本部と消防要員の連絡を密

にする。無線通話装置（携帯型）での連絡が困難な建屋内において火災が発生している場合には、複数ある別の対応手段を選択して事故対応を試みるとともに、火災に対しては連絡要員を配置する等により外部との通信ルート及び要員の安全を確保した上で、対応可能な範囲の消火活動を行う。

また、重大事故等対策要員による消火活動を行う場合は、事故対応とは独立した通信手段を用いるために、別の無線通話装置の回線を使用することとし、緊急時対策本部との連絡については衛星携帯電話設備を使用して、全体指揮者の指揮の下対応を行う。

ロ．　炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の（b）項から（f）項、（m）項及び（n）項に該当する手順等を含むものとして整備する。

炉心の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。

・　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器２次側による炉心冷却及び減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は１次系のフィードアンドブリードを行う。

・　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において１次冷却材喪失事象が発生している場合は、多様な炉心注入手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、

常設設備が使用できない場合は可搬型設備により炉心を冷却する。また、１次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。

・　最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、蒸気発生器２次側による炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。

・　原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合は、格納容器内自然対流冷却には移動式大容量ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、使用開始するまでの間に原子炉格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる。

ハ．　原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順等

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策に関する手順書については、以下の（c）項から（j）項、（m）項及び(n)項に該当する手順等を含むものとして整備する。

原子炉格納容器の破損を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は以下のとおりである。

・　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時は、蒸気発生器２次側による炉心冷却及び減圧を優先し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は１次系のフィードアンド

ブリードを行う。また、１次冷却系を減圧する手段により、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止する。

・　炉心が溶融し溶融デブリが原子炉圧力容器内に残存した場合は、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器に注水し、原子炉容器内の残存溶融デブリを冷却する。

・　最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合は、蒸気発生器２次側による炉心冷却及び格納容器内自然対流冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する。

・　原子炉格納容器内の冷却又は破損を緩和するため、格納容器内自然対流冷却、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させる。

・　溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止するため、多様な格納容器スプレイ手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により、溶融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却する。また、溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防

止するため、多様な炉心注入手段より早期に準備可能な常設設備を優先して使用し、常設設備が使用できない場合は可搬型設備により炉心を冷却する。

・　さらに、原子炉格納容器内に水素が放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減及び水素濃度監視を実施し、水素が原子炉格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を実施する。

ニ．　使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順書については、以下の（k）項及び（m）項に該当する手順等を含むものとして整備する。

使用済燃料ピットの水位を確保するための対策及び燃料体の著しい損傷を緩和するための対策が必要な場合における対応手段の優先順位は、外観より燃料取扱建屋が健全であること、周辺の線量率が正常であることが確認できた場合、建屋内部にて可能な限り代替水位計の設置等の措置を行うとともに、早期に準備が可能な常設設備による補給を優先して実施し、常設設備による補給ができない場合は、可搬型設備による補給、内部からのスプレイ等を実施する。また、使用済燃料ピットの近傍に立

ち入ることができない場合は、外部からのスプレイを実施し、燃料取扱建屋の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合は、放水砲により燃料体の著しい損傷の進行を緩和する。

ホ．　放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内燃料体の著しい損傷に至った場合において放射性物質の放出を低減するための対策に関する手順書については、以下の（k）項及び（l）項に該当する手順等を含むものとして整備する。

放射性物質の放出を低減するための対策が必要な場合における対応手順の優先順位は、原子炉格納容器の閉じ込め機能が喪失した場合、格納容器スプレイが実施可能であれば、早期に準備が可能な常設設備によるスプレイを優先して実施し、常設設備によるスプレイができない場合は可搬型設備によるスプレイを実施する。格納容器スプレイが使用不能な場合又は放水砲による放水が必要と判断した場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

使用済燃料ピット内燃料体の著しい損傷に至った場合は、外部からのスプレイにより放射性物質の放出低減を実施し、燃料取扱建屋の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合は、放水砲による放射性物質の放出低減を実施する。

(b)　「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

イ．　重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、２次冷却系の除熱機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ．　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷を緩和するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する 1.2 の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器の除熱が期待できない場合に、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失を想定し、燃料取替用水タンク水をＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁により原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作を組み合わせた１次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する手順を整備する。

・　全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注入機能が喪失した場合、大容量空冷式発電機により受電したＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により充てんラインを使用して燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する操作

・　制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作

・　直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作

これらの手順により、２次冷却系の除熱機能が喪失した場合の対応であるＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁等を用いた１次系のフィードアンドブリード及び可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への給水を行う。また、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁等の機能回復を行う。

(c)　「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」

イ．　重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能

は、２次冷却系の除熱による減圧機能又は加圧器逃がし弁を用いて１次冷却系を減圧する機能である。なお、加圧器逃がし弁による減圧は、２次冷却系の除熱によりサブクール度を確保した上で実施する。２次冷却系の除熱機能が喪失した場合は、充てん／高圧注入ポンプによる原子炉への注入機能を確保した後に加圧器逃がし弁による減圧を実施する。

蒸気発生器伝熱管破損事象発生時は、破損した蒸気発生器の隔離を行い、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却、減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作により１次系と２次系の圧力を均圧させることで１次冷却材の漏えいを抑制する。

インターフェイスシステムLOCA発生時は、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧と加圧器逃がし弁による減圧操作を行うと共に、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離することで１次冷却材の漏えいを抑制する。

なお、どちらの事象も隔離できない場合は、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧と加圧器逃がし弁による減圧で１次冷却材の漏えいを抑制する。

これらの設備が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を減圧する対処設備及び手順を整備する。

ロ．　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、共通要因で同時に

機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する 1.3 の手順に加えて、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、全ての蒸気発生器の除熱が期待できず、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧機能が喪失した場合、フロントライン系の機能喪失に加えてサポート系の機能喪失も想定し、加圧器逃がし弁を用いた１次系のフィードアンドブリードにより１次冷却系を減圧する手順を整備する。また、サポート系の機能喪失を想定し、燃料取替用水タンク水をＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により充てんラインを使用して原子炉へ注入し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開とする手順を整備する。

・　制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作

・　直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材

を放出する操作

・　全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により、原子炉への注入機能が喪失した場合、大容量空冷式発電機により受電したＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する操作

これらの手順により、２次冷却系からの除熱による減圧機能が喪失した場合の対応であるＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁等を用いた１次系のフィードアンドブリード、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水及び加圧器逃がし弁を用いた１次冷却系の減圧を行う。また、タービン動補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁の機能回復を行う。

(d)　「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」

イ．　重大事故等対策に係る手順

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能は、以下のとおりである。

１次冷却材喪失事象が発生して１次冷却材の保有水量を確保する必要がある場合には、安全注入設備を用いて原子炉に注水することにより原子炉を冷却する。また、長期的な原子炉冷却として、水源を燃料取替用水タンクから格納容器再循環サンプに切り替え、余熱除去設備の

再循環運転により原子炉を冷却する。

1次冷却材喪失事象が発生していない場合又は運転停止中は、余熱除去設備による除熱により冷却する。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却する対処設備及び手順を整備する。

ロ．　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を緩和するため、共通要因で同時に機能喪失することのないように分散配置した可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する 1.4 の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉に注入する手順を整備する。

また、大規模損壊発生時において、燃料取替用水タンク及び復水タンクが使用できない場合における可搬型ポンプを用いた原子炉への注入及び格納容器スプレイの手段を整備しているが、より速やかに対応を実施できるよう、常設電動注入ポンプによる原子炉への注入又は格納容器スプレイを行うため、海水をA、B海水ポンプから

常設電動注入ポンプ入口へ直接供給し、原子炉へ注入する手段及び格納容器へスプレイする手段を検討し整備する。本手段については、大規模損壊発生時の対応手段としてだけでなく、重大事故等対策としても有用であるため、重大事故等対処設備として位置づける。

これらの手順により、安全注入設備を用いて原子炉に注水することにより原子炉を冷却する機能が喪失した場合の対応である常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行う。また、B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS-CSSタイライン使用）の機能回復を行う。

さらに、余熱除去設備による除熱機能が喪失した場合の対応であるタービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱、可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水を行う。

(e) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

イ． 重大事故等対策に係る手順

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設計基準事故対処設備は、原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能である。

これらの機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するための対処設

備及び手順を整備する。

ロ．　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る）を緩和するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

これらの手順により、原子炉補機冷却海水設備及び原子炉補機冷却水設備による冷却機能が喪失した場合の対応であるタービン動補助給水ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への注水及び移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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を行う。また、主蒸気逃がし弁の機能回復を行う。

(f)　「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

イ．　重大事故等対策に係る手順

原子炉格納容器内の冷却等のための設計基準事故対処設備は、格納容器スプレイ設備による冷却機能である。

この機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止、また、炉心の著しい損傷が生じた場合において格納容器の破損を防止し並びに放射性物質濃度の低減を図るための対処設備及び手順を整備する。

ロ．　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損の緩和並びに放射性物質の濃度を低下させるため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する 1.6 の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順を整備する。

また、大規模損壊発生時において、燃料取替用水タンク及び復水タンクが使用できない場合における可搬型ポンプを用いた格納容器スプレイの手段を整備しているが、より速やかに対応を実施できるよう、常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイを行うため、海水をＡ、Ｂ海水ポンプから常設電動注入ポンプ入口へ直接供給し、格納容器へスプレイする手段を検討し整備する。本手段については、大規模損壊発生時の対応手段としてだけでなく、重大事故等対策としても有用であるため、重大事故等対処設備として位置づける。

これらの手順により、格納容器スプレイ設備による冷却機能が喪失した場合の対応である常設電動注入ポンプ、

ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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を行う。また、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。

(g) 「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」

イ． 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備及び手順を整備する。

ロ． 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が生じた場合において原子炉格納容器の破損を緩和するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する 1.7 の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順を整備する。

また、大規模損壊発生時において、燃料取替用水タンク及び復水タンクが使用できない場合における可搬型ポンプを用いた格納容器スプレイの手段を整備しているが、より速やかに対応を実施できるよう、常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイを行うため、海水をA、B海水ポンプから常設電動注入ポンプ入口へ直接供給し、格納容器へスプレイする手段を検討し整備する。本手段については、大規模損壊発生時の対応手段としてだけでなく、重大事故等対策としても有用であるため、重大事故等対処設備として位置づける。

これらの手順により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる機能が喪失した場合の対応である常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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を行う。また、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。

(h) 「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」

イ． 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉格納容器の下部に落下した場合において、溶融炉心による格納容器の破損を防止するため、溶融し、格納容器の下部に落下した炉心を冷却するための対処設備及び手順を整備する。

また、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉圧力容器へ注水するための必要な手順等を整備する。

ロ．　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても溶融炉心による原子炉格納容器の破損を緩和するため及び溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する 1.8 の手順に加えて、消火用水系統が使用できない場合は、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプと同じ接続口を使用し、消防自動車から原子炉に注入する手順及び原子炉格納容器へ注水する手順を整備する。

また、大規模損壊発生時において、燃料取替用水タンク及び復水タンクが使用できない場合における可搬型ポンプを用いた原子炉への注入及び格納容器スプレイの手段を整備しているが、より速やかに対応を実施できるよう、常設電動注入ポンプによる原子炉への注入又は格納容器スプレイを行うため、海水をＡ、Ｂ海水ポンプから常設電動注入ポンプ入口へ直接供給し、原子炉へ注入する手段及び格納容器へスプレイする手段を検討し整備す

る。本手段については、大規模損壊発生時の対応手段としてだけでなく、重大事故等対策としても有用であるため、重大事故等対処設備として位置づける。

これらの手順により、炉心の著しい損傷、溶融が発生し、原子炉格納容器の下部に落下した場合において、常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。

さらに、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、常設電動注入ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入を行う。また、B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の機能回復を行う。

(i) 「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」

イ． 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生し、水素が原子炉格納容器内に放出された場合においても水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために、水素濃度制御を行う対処設備及び手順を整備する。

ロ． 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷が発生し、水素が原子炉格納容器内に放出された場合の水素爆

発による原子炉格納容器の破損を緩和するため、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

これらの手順により、炉心の著しい損傷が発生し、大量の水素が発生した場合においても電気式水素燃焼装置による水素濃度低減及び可搬型格納容器水素濃度計測装置及びガス分析計による水素濃度監視を行う。

(j) 「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷が発生し、水素が原子炉格納容器内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合においても水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、水素排出を行う対処設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした水素による原子炉建屋の損傷を緩和するため、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

これらの手順により、アニュラス内の水素濃度を低減

するためのアニュラス空気浄化ファン、アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット等による水素排出及びアニュラス水素濃度計測装置、可搬型格納容器水素濃度計測装置等による水素濃度監視を行う。

(k) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

イ． 重大事故等対策に係る手順

使用済燃料ピットの冷却機能若しくは給水機能が喪失し又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合において使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮へいし及び臨界を防止するための対処設備及び手順を整備する。

使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し及び臨界を防止するための対処設備及び手順を整備する。

ロ． 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料を冷却し、放射線を遮へいし及び臨界を防止するため、また、使用済燃料ピット槽内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し及び臨界を防止するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にて

プラントパラメータを監視するための手順及び現場にて直接機器を作動させるための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する1.11の手順に加えて、使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する手順を整備する。また、使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの補給による水位維持が不可能又は不明と判断した場合で燃料取扱建屋の損壊又は現場線量率の上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合は、消防自動車及び使用済燃料ピットスプレイヘッダの運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットへの外部スプレイを行う手順を整備する。

これらの手順により、使用済燃料ピットの冷却機能喪失、給水機能喪失又は小規模な漏えいの発生時においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、ディーゼル消火ポンプ及び消防自動車による給水に加え、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び可搬型電動低圧注入ポンプによる給水を行う。

さらに、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時においても、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び可搬型電動低圧注入ポンプにより使用済燃料ピットへ接近せずにスプレイする操作、ガスケット材等を用いた漏えい抑制対策及びロープ式水位計等を用いた使

用済燃料ピットの監視を行う。

使用済燃料ピットに大規模漏えいが発生した場合における、使用済燃料ピットの優先順位に従った事故対応例について以下に示す。

① 使用済燃料ピットの漏えい緩和のための操作を実行するに当たり最も重要な判断は、使用済燃料ピット(建屋)へのアクセス可否となる。これは現場の被害状態（火災の発生状況、線量等）に依存する。

② 使用済燃料ピットへアクセス可能な場合には、準備から補給するまでの時間が比較的短い常設設備（ディーゼル消火ポンプ）を用いた内部からの使用済燃料ピット補給操作を実行する。

③ ②の操作により使用済燃料ピット水位の維持ができない場合、消防自動車、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び可搬型電動低圧注入ポンプを用いて使用済燃料ピットへ補給操作を試みる。

④ ③による使用済燃料ピットへの補給を行っても水位が維持できない場合、燃料取扱建屋内部からのスプレイが可能であれば、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び可搬型電動低圧注入ポンプを用いた使用済燃料ピットスプレイ操作を実行する。

⑤ ④と並行して、使用済燃料ピットの漏えいを抑制するため、予め準備している漏えい抑制のための資機材を用いた手段により、使用済燃料ピット内側からの漏

えい緩和を試みる。

⑥　使用済燃料ピットへアクセスできない場合や建屋内部での使用済燃料ピットスプレイが困難な場合、消防自動車、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び可搬型電動低圧注入ポンプを用いた外部からの使用済燃料ピットスプレイ操作を実施する。また、移動式大容量ポンプ車を用いた使用済燃料ピットへの放水操作を実施する。

(1)　「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」

イ．　重大事故等対策に係る手順

炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するための設備及び手順を整備する。

また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に、航空機燃料火災への泡消火により、火災に対応する手順等を整備する。

ロ．　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても原子炉施設外への放射性物質の拡散を抑制するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順、中央制御室での監視及び制御機能が喪失した場合も対応できるよう、現場にてプラントパラメータを監視するための手順等を整備する。

重大事故等対策にて整備する 1.12 の手順に加えて、原

子炉格納容器、原子炉補助建屋等が破損している場合又は破損が不明な状況において、建屋周辺の線量率が上昇している場合は、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器へスプレイする手順を整備する。

これらの手順により、移動式大容量ポンプ車及び放水砲による原子炉格納容器への放水に加え、放水砲を準備するまでの間、スプレイラインが使用可能な場合は、常設電動注入ポンプ、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車、可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプを用いた格納容器スプレイ操作等を実施することにより、放射性物質の拡散抑制を行う。

なお、放水砲の設置位置については、複数箇所を予め設定しているが、現場からの情報等を勘案し、原子力防災管理者又は副原子力防災管理者が総合的に判断する。また、放水砲の放射方法としては、原子炉格納容器の破損範囲を覆うような噴霧放射を基本とする。

使用済燃料ピットからの放射性物質の拡散抑制対策については、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」における注水手段及びスプレイ手段により行うが、当該の手段が有効ではない場合に、本項における放水砲による放射性物質の拡散抑制対策を実行する。

以下に、放水砲を使った具体的な事故対応を示す。

① 放水砲の使用の判断

大規模損壊の発生により、炉心の著しい損傷及び

原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内の燃料体等の著しい損傷に至るような場合には、「大規模損壊時に対応する手順」に基づく初動対応フローに従い、プラント状態を把握するとともに、放射性物質の拡散抑制に対して迅速な対応ができるよう移動式大容量ポンプ車の準備を行う。

原子炉格納容器圧力の低下、エリアモニタ、モニタリングステーション及びモニタリングポストの指示値の上昇、目視による原子炉格納容器の破損等を確認した場合には、初動対応フローの優先順位に従い「放射性物質拡散防止フロー」を選択する。当該フローにおいては、格納容器スプレイラインが使用可能な場合は、準備時間が比較的に短い格納容器スプレイ操作を実行する。なお、本操作が実施不能な場合、または放水砲による放水が必要と判断された場合には、放水砲による放射性物質の放出低減のための操作を選択する。

② 放水砲の設置位置の判断

放水砲の設置位置として、原子炉格納容器へ放水する想定の場合には複数箇所を予め設定しているが、現場からの情報(風向き、火災の状況、損傷位置(高さ、方位))等を勘案し、原子力防災管理者または副原子力防災管理者が総合的に判断して、適切な位置からの放水を重大事故等対策要員へ指示する。

③ 放水砲の設置位置と原子炉格納容器又は使用済燃

料ピットへの放水可能性

[原子炉格納容器へ放水する場合]

前述のとおり、放水砲は状況に応じて適切な場所に設置する。原子炉格納容器から約 75m の範囲内に放水砲を設置すれば、原子炉格納容器頂部までの放水が可能である。

また、海水取水箇所については複数箇所を想定するとともに、ホースの敷設ルートについても、その時の被害状況や火災の状況を勘案して柔軟な対応ができるよう複数アクセスのルートを想定した手順及び設備構成とする。

[使用済燃料ピットへ放水する場合]

使用済燃料ピットに大規模漏えいが発生した場合における対応は、「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」に示すとおりであり、使用済燃料ピットにアクセスが困難な場合には、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び可搬型電動低圧注入ポンプによる屋外からのスプレイ操作を実施する。

さらに、本操作を実施することが困難な状況（大規模な火災等により接近できずに、十分な射程が確保できない場合）においては、放水砲により使用済燃料ピットへスプレイする手段もある。この場合、原子炉格納容器へ放水する場合と同様、風向き、火災の状況、損傷位置(高さ、方位)等に応じて放水砲を設置する。放水砲による原子炉格納容器等への放水により、放射

性物質を含む汚染水が発生し、海洋へ拡散することを想定して、シルトフェンスにより汚染水の海洋への拡散抑制を行う。

シルトフェンス設置以前に放水砲で放水を実施した場合、放射性物質を含む汚染水は、雨水排水の流路を通って海に流れるため、雨水排水処理装置の集水ピットに吸着材を設置し、海洋への放出の抑制を図る。

シルトフェンスの設置は、損傷箇所、放水砲の設置場所等から汚染水の流出予測、状況を勘案して行う。

(m)「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」

イ. 重大事故等対策に係る手順

重大事故等が発生した場合において、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するために必要な設備及び手順を整備する。

ロ. 大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順等を整備する。

なお、当該手順は、「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」及び「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」に示す2次冷却系からの除熱手段、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するた

めの手順等」に示す原子炉への注水手段、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」、「1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等」及び「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」に示す使用済燃料ピットへの注水手段並びに「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」に示す原子炉格納容器への注水手段を行うために必要となる水源の確保に関する手順である。

また、大規模損壊発生時において、燃料取替用水タンク及び復水タンクが使用できない場合における可搬型ポンプを用いた原子炉への注入及び格納容器スプレイの手段を整備しているが、より速やかに対応を実施できるよう、常設電動注入ポンプによる原子炉への注入又は格納容器スプレイを行うため、海水をA、B海水ポンプから常設電動注入ポンプ入口へ直接供給し、原子炉へ注入する手段及び格納容器へスプレイする手段を検討し整備する。本手段については、大規模損壊発生時の対応手段としてだけでなく、重大事故等対策としても有用であるため、重大事故等対処設備として位置づける。

これらの手順により、代替淡水源を使用した中間受槽への供給及び海水（取水ピット、取水口）を水源とした中間受槽への供給を行う。また、その他の代替手段として2次系純水タンク及びろ過水貯蔵タンクを水源とすることにより中間受槽の供給を行う。

重大事故等対策にて整備する1.13の手順に加えて、大規模火災や長期間にわたる大津波警報が発令されている状況等を考慮し、被災状況、場所により適切なルートで淡水又は海水の水源を確保する手順を整備する。

(n)　「1.14 電源の確保に関する手順等」

イ．　重大事故等対策に係る手順

電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中において原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため、代替電源から給電する設備及び手順を整備する。

ロ．　大規模損壊発生時に事故緩和措置を行うための手順

大規模損壊発生時においても炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済ピット内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための代替電源を供給するため、共通要因で同時に機能喪失することのない可搬型重大事故等対処設備を用いた手順等を整備する。

これらの手順により、全交流動力電源が喪失した場合の対応である大容量空冷式発電機、号炉間電力融通ケーブル、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）及び直流電源用発電機等による電源の確保を行う。

全交流動力電源及び直流電源喪失が発生した場合における対応手段の優先順位は、早期に準備が可能な常設設備による給電を優先して実施し、その後、可搬型設備に

よる給電を実施する。また、電源機能が喪失し、監視パラメータの計測が不能になった場合には、可搬型計測器によるパラメータ監視を実施する。

d. c.項に示す大規模損壊への対応手順書は、万一を考慮し中央制御室の機能が喪失した場合も対応できるよう整備するが、中央制御室での監視及び制御機能に期待できる可能性も十分に考えられることから、運転員が使用する手順書も並行して活用した事故対応も考慮したものとする。例えば、重大事故等発生時において運転員が使用する手順書で対応中に、期待する重大事故等対処設備等（例：大容量空冷式発電機、常設電動注入ポンプ等）の複数の機能が同時に喪失する等、重大事故シナリオベースから外れて大規模損壊へ至る可能性のあるフェーズへ移行した場合にも活用できるものとする。すなわち、原因となった事象により喪失した機能に着目して、その代替機能を確保するための対策が行えるよう構成する。

e. c.項に示す大規模損壊への対応手順書については、地震、津波及び竜巻により発生する可能性のある大規模損壊に対して、また、PRA の結果に基づく事故シーケンスグループの選定にて抽出しなかった地震及び津波特有の事象として発生する事故シーケンスに対しても、原子炉格納容器の破損緩和又は放射性物質の拡散抑制が図られるよう構成する。加えて、大規模損壊発生時に、同等の機能を有する可搬型重大事故等対処設備、常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備が同時に機能喪失することなく、炉心注入、電源確保、

放射性物質拡散抑制等の各対策が上記設備のいずれかにより達成できるよう構成する。

5.2.1.2　大規模損壊の発生に備えた体制の整備

大規模損壊発生時の体制については、組織が最も有効に機能すると考えられる通常の緊急時対策本部の体制により対応することを基本としつつ、通常とは異なる対応が必要となる状況においても流動性を持って対応できるように整備する。

また、重大事故等を超えるような状況を想定した5.2.1.1項における大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うことを前提とし、中央制御室が機能喪失するような通常とは異なる体制で活動しなければならない場合にも対応できるようにするとともに、重大事故等対策では考慮されない大規模損壊に対するぜい弱性を補完する手順書を用いた活動を行うための教育、訓練及び体制の整備を実施する。

(1)　大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練の実施

大規模損壊時への対応のための緊急時対策本部要員及び重大事故等対策要員（協力会社含む）への教育及び訓練については、重大事故等対策にて実施する教育及び訓練を基に、大規模損壊発生時における各要員の役割に応じた任務を遂行するに当たり必要となる力量を習得及び維持するため、以下の教育及び訓練を実施する。また、保修対応要員については、電制系に係る力量、機械系に係る力量といった要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって対応できるような力量を確

保していくことにより、期待する要員以外の要員でも対応できるよう教育の充実を図る。必要となる力量を第 5.2.18 表に示す。

a. 大規模損壊時に対応する手順及び事故対応用の資機材の取扱い等を習得するための机上教育を定期的に実施する。

b. 高線量下、夜間の照明機能喪失、悪天候（雨、台風等）及び悪環境（温度、湿度、騒音等）などを想定し、必要な防護具等を着用した訓練を実施する。

c. 通常の指揮命令系統が機能しない場合を想定した指揮者等の個別訓練を実施する。また、発電所内又は発電所近傍の対応要員を最大限に活用しなければならない事態を想定した個別の教育及び訓練を実施する。

d. 大規模損壊発生時に対応する組織とそれを支援する組織の実効性等を確認するための定期的な総合訓練を継続的に実施する。

(2) 大規模損壊発生時の体制

a. 発電用原子炉施設において重大事故等及び大規模損壊（大規模火災の発生含む）のような原子力災害が発生するおそれがある場合又は発生した場合に、事故原因の除去並びに原子力災害の拡大防止及び緩和その他必要な活動を迅速かつ円滑に実施するため、所長（原子力防災管理者）は、通常の原子力防災組織の体制を基本とする原子力防災組織を設置し、発電所に緊急時対策本部の体制（警戒体制、第１種緊急時体制及び第２種緊急時体制）を整える。

(a)　所長（原子力防災管理者）は、重大事故等及び大規模損壊の対策を実施する実施組織、その支援組織の役割分担並びに責任者、指揮命令系統及び通報連絡を行う組織等を手順書等に定め、効果的な重大事故等及び大規模損壊の対策を実施し得る体制を整備する。

(b)　１号炉及び２号炉同時被災時は、号炉ごとに情報収集や事故対策の検討等を行い、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないよう緊急時体制を整備する。

b.　所長（原子力防災管理者）は、緊急時対策本部の本部長として原子力防災組織の統括管理を行い、責任を持って、原子力防災の活動指針の決定を行う。

(a)　本部長の下に副本部長を設置し、副本部長は本部長を補佐する。

(b)　本部長不在時は、あらかじめ定められた順位に従い、副本部長あるいは本部付の副原子力防災管理者が本部長の代行者となる。

(c)　１号炉及び２号炉同時被災時は、副本部長あるいは本部付の副原子力防災管理者の中から、本部長が号炉ごとの指揮者を指名し、当該号炉に特化して情報収集や事故対策の検討等を行うことにより、情報の混乱や指揮命令が遅れることのないようにする。

c.　緊急時対策本部は、本店緊急時対策本部との連絡、情報の収集及び被害状況の把握等を行う総括班、事故拡大防止の運転措置及び保安上の技術的支援を行う運転支援班、発電所内外の放射線量、放射性物質の濃度の状況把握等を行う安全管

理班並びに発電設備の応急復旧計画の策定及びそれに基づく措置等を行う保修班等、９つの班で構成し、各班にはそれぞれ責任者である班長（管理職）を配置する。

(a)　１号炉及び２号炉同時被災時には、各班の班長と副班長（管理職）を号炉ごとに配置し、任務の対応が遅れることがないようにする。

(b)　各班の班員構成は、通常運転中の発電所体制下での運転や部品交換等の日常保守点検活動等の実務経験が、災害対策本部での事故対応や復旧活動等に活かせるよう、専門性及び経験を考慮したものとする。

d.　時間外、休日（夜間）において、重大事故等及び大規模損壊のような原子力災害が発生した場合にも、速やかに対応を行うため、発電所内又は発電所近傍に事故対応要員 52 名及び専属消防隊８名を確保し、体制を整備する。

また、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、中央制御室（運転員（当直員）を含む。）が機能しない場合においても、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員にて初動及び初動後対策を実施する。

e.　大規模損壊発生時において、緊急時対策本部要員として非常召集が期待される社員寮及び社宅の要員の非常召集ルートは複数ルートを確保し、その中から適応可能なルートを選択し発電所へ非常召集する。

なお、発電所周辺（社員寮、社宅等）から非常召集される召集要員は、集合場所に集合し、発電所の状況等の確認を行い、発電所への移動を開始する。

f.　時間外、休日（夜間）において、大規模な自然災害が発生した場合には、上記のアクセスルートにより社員寮、社宅等からの召集要員に期待できると想定されるが、万一召集までに時間を要する場合であっても、発電所構内の最低要員により当面の間は事故対応を行えるよう体制を整える。

(3)　大規模損壊発生時の要員確保及び通常とは異なる指揮命令系統の確立についての基本的な考え方

大規模損壊発生時には、通常の原子力防災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考えられる。このような状況においても、対応要員を確保するとともに指揮命令系統を確立できるよう、大規模損壊時に対応するための体制を基本的な考え方に基づき整備する。

a.　大規模損壊への対応要員を常時確保するため、時間外、休日（夜間）における副原子力防災管理者を含む常駐者は、地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合にも対応できるよう、分散して待機する。また、地震、津波等の大規模な自然災害によって、待機場所への影響が考えられる場合は、屋外への退避及び高台への避難等を実施する。なお、建物の損壊等により対応要員が被災するような状況においても、構内に勤務している他の要員を発電所対策本部での役務に割り当てる等の措置を講じる。

b.　地震、津波等の大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生により、通常の原子力防

災体制での指揮命令系統が機能しない場合も考慮し、原子力防災管理者の代行者をあらかじめ複数定めることで体制を維持する。

c. 大規模損壊等により炉心が損傷した場合において、原子炉格納容器の除熱機能が喪失し、復旧の見込みがなく、さらに原子炉格納容器圧力が限界圧力付近まで上昇している場合又は原子炉格納容器の破損の有無を判断基準として、最低限必要な要員以外のその他の要員を展示館等で屋内待機させるか発電所外へ一時避難させるかを判断する。

プルーム放出時、最低限必要な要員は代替緊急時対策所並びに緊急時対策所（免震重要棟内）に留まり、プルーム通過後、活動を再開する。その他の要員は発電所外へ一時避難し、その後、交替要員として発電所へ再度非常召集する。

d. 大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合、緊急時対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、消防要員（専属消防隊）は消火活動を実施する。また、副原子力防災管理者が、事故対応を実施及び継続するために、放水砲等による泡消火の実施が必要と判断した場合は、重大事故等対策要員を火災対応の指揮命令系統の下で消火活動に従事させる。

なお、緊急時対策本部の体制が整った後は、本部長の判断により、自衛消防組織を設置し、自衛消防隊による消火活動を実施する。

(4) 大規模損壊発生時の対応拠点

大規模損壊が発生した場合において、本部長を含む緊急時対

策本部要員等が対応を行うに当たっての拠点は、代替緊急時対策所並びに緊急時対策所（免震重要棟内）が基本となる。また、運転員（当直員）の拠点については、中央制御室が機能している場合は中央制御室とするが、中央制御室が機能していない場合や火災等により運転員（当直員）に危険が及ぶ恐れがある場合は、施設の損壊状況及び対応可能な要員等を勘案し緊急時対策本部が判断する。なお、代替緊急時対策所並びに緊急時対策所（免震重要棟内）以外の代替可能なスペースも状況に応じて活用する。

(5)　大規模損壊発生時の支援体制の確立

a.　本店対策本部体制の確立

(a)　発電用原子炉施設において大規模損壊が発生した場合の本店からの支援を実施するため、社長を本店の本部長とする本店対策本部が速やかに確立できるよう体制を整備する。

(b)　社長は、原子力事業所災害対策支援拠点の設置が必要と判断した場合、あらかじめ選定しておいた施設の候補の中から放射性物質の影響等を勘案した上で適切な拠点を選定し、先遣隊として本店緊急時対策要員及びその他必要な要員を派遣するとともに、原子力事業所災害対策支援拠点に必要な資機材等の輸送を、陸路を原則として実施する。

(c) 原子力災害と非常災害（一般災害）の複合災害発生時においては、原子力災害対策組織と非常災害（一般災害）対策組織を統合し、対策総本部（統合本部）として、一体と

なって対応を実施する。

また、社長は総本部長として全社対策組織を指揮し、原子力災害対策組織については発電本部長が副総本部長、非常災害（一般災害）対策組織については副社長が副総本部長となり、それぞれの対策組織の責任者として指揮する。

b. 外部支援体制の確立

(a) 他の原子力事業者及び原子力緊急事態支援組織へ応援要請し技術的な支援が受けられるよう体制を整備する。

協力会社より現場作業や資機材輸送等に係る要員の派遣を要請できる体制、プラントメーカ及び建設会社による技術的支援を受けられる体制の整備を考慮しており、事象発生後、当社原子力防災組織の発足時点から支援を受けることとする。さらに、燃料供給会社と優先供給に係る覚書を締結し、事故収束対応に必要な燃料を調達できる体制の整備を考慮しており、当該事故発生から速やかに必要な作業支援が受けられるよう体制を整える。

5.2.1.3 大規模損壊の発生に備えた設備及び資機材の配備

大規模損壊の発生に備え、5.2.1.1 項における大規模損壊発生時の対応手順に従って活動を行うために必要な重大事故等対処設備及び資機材を配備する。

(1) 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応に必要な設備の配備及び当該設備の防護の基本的な考え方

大規模損壊発生時において、可搬型重大事故等対処設備は、

重大事故等対策で配備する設備の基本的な考え方を基に、同等の機能を有する設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備と同時に機能喪失することのないよう外部事象の影響を受けにくい場所に保管する。また、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの共通要因で、同時に複数の可搬型重大事故等対処設備が機能喪失しないように配慮する。

a. 可搬型重大事故等対処設備は、地震により常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう、基準地震動を一定程度超える地震動に対して、地震により生ずる敷地下斜面のすべり、液状化及び揺すり込みによる不等沈下、地盤支持力の不足及び地下構造物の損壊等の影響を受けない位置に保管する。

b. 可搬型重大事故等対処設備は、津波により常設重大事故等対処設備又は設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう、基準津波を一定程度超える津波に対して裕度を有する高台に保管する。

c. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、竜巻により常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう、位置的分散を図り複数箇所に保管する。

d. 屋外の可搬型重大事故等対処設備は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより常設重大事故等対処設備及び設計基準事故対処設備と同時に機能喪失させないよう、原子炉建屋から 100m以上離隔をとって当該建屋と同時に影響を受けない場所に分散して配備する。

e. 原子炉建屋外から水又は電力を供給する可搬型重大事故等対処設備は、竜巻及び故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮し、可搬型重大事故等対処設備同士の距離を十分に離して複数箇所に分散して保管するとともに、常設設備への接続口、アクセスルートを複数設ける。

f. 万一、地震、津波、大規模火災等が発生した場合には、アクセスルートを確保するため、速やかに消火及びがれき撤去できる資機材を当該事象による影響を受けにくい場所に保管する。

(2) 大規模損壊に備えた資機材の配備に関する基本的な考え方

大規模損壊発生時の対応に必要な資機材については、重大事故等対策で配備する資機材の基本的な考え方を基に、高線量の環境、大規模な火災の発生及び外部支援が受けられない状況を想定し配備する。また、そのような状況においても使用を期待できるよう、原子炉建屋から 100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。

a. 全交流動力電源喪失が発生する環境で対応するために必要な照明機能を有する資機材を配備する。

b. 地震及び津波の大規模な自然災害による油タンク火災、又は故意による大型航空機の衝突に対して大規模な燃料火災の発生時において、必要な消火活動を実施するために着用する防護具、消火薬剤等の資機材及び小型放水砲等を配備する。

c. 炉心損傷及び原子炉格納容器破損による高線量の環境下において事故対応するために着用するマスク、高線量対応防

護服及び線量計等の必要な資機材を配備する。

d. 化学薬品等が流出した場合に事故対応するために着用するマスク、長靴等の資機材を配備する。

e. 大規模な自然災害により外部支援が受けられない場合も事故対応を行うための防護具、線量計、食料等の資機材を確保する。

f. 大規模損壊の発生時において、指揮者と現場間、発電所外等との連絡に必通な通信手段を確保するため、多様な通信手段を複数整備する。

また、通常の通信手段が使用不能な場合を想定した通信連絡手段として、携帯型有線通話装置、無線通話装置（携帯型）、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備を配備するとともに、消火活動専用の通信連絡設備として無線通話装置（携帯型）を配備する。

第5.1.1表　重大事故等対策における手順書の概要（１／20）

1.1　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等			
方針目的			運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）により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手順等を整備する。また、原子炉の出力抑制を図った後にほう酸水注入により発電用原子炉を未臨界に移行する手順等を整備する。
対応手段等	フロントライン系故障時	手動による原子炉緊急停止	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停止することができない事象（以下「ATWS」という。）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、中央制御室から手動にて原子炉トリップスイッチにより原子炉の緊急停止を行う。
		原子炉出力抑制（自動）	ATWS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、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)の作動により主蒸気隔離弁が閉止することで、１次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力が抑制されたことを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により１次冷却材圧力が安定し、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと、及び補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により１次冷却材温度が安定することで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が維持されていることを確認する。
		原子炉出力抑制（手動）	中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合でかつ多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)が自動動作しなかった場合、中央制御室からの手動操作により主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水ポンプの起動を行うことで、１次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力が抑制されたことを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により１次冷却材圧力が安定し、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと、及び補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により１次冷却材温度が安定することで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が維持されていることを確認する。
		ほう酸水注入	ATWS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、原子炉出力の抑制を図った後、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備のほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁及び充てん／高圧注入ポンプによりほう酸タンク水を原子炉へ注入するとともに、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離する。 化学体積制御系統が使用できない場合は、非常用炉心冷却設備の充てん／高圧注入ポンプ及びほう酸注入タンクにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入し原子炉を未臨界状態へ移行させる。安全注入ラインが使用できない場合は、充てんラインを使用し充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ほう酸注入は燃料取替ほう素濃度になるまで継続する。なお、ほう酸注入を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラント状態に応じて高温停止又は低温停止のほう素濃度を目標にほう酸注入を継続する。

配慮すべき事項	優先順位	ATWS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は、中央制御室から速やかな操作が可能である原子炉トリップスイッチにより手動にて原子炉の緊急停止を行う。蒸気発生器水位異常低信号による多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)が作動した場合においても、中央制御室から原子炉トリップスイッチにより手動にて原子炉の緊急停止操作を行い、その後、多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)の作動状況の確認を行う。 原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合でかつ多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)が作動しない場合は、手動による原子炉出力抑制を行う。 原子炉トリップに失敗し、原子炉の出力抑制を図った後は、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備によりほう酸注入を行う。

第5.1.1表　重大事故等対策における手順書の概要（２／20）

<table>
<tr><td colspan="4">1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、１次系のフィードアンドブリード又は蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。
また、原子炉を冷却するために１次冷却材及び２次冷却材の保有水を監視及び制御する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">対応手段等</td><td rowspan="2">フロントライン系故障時</td><td>１次系のフィードアンドブリード</td><td>全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁による原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作を組み合わせた１次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。格納容器再循環サンプ水位が、再循環切替可能水位に到達すれば中央制御室で高圧再循環運転に切り替える。
２次冷却系の除熱機能が回復した場合、蒸気発生器２次側による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、１次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系統による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系統が使用できない場合は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却により低温停止状態とする。
２次冷却系の除熱機能が回復しない場合、余熱除去系統による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、１次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系統による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系統が使用できない場合、余熱除去系統又は２次冷却系の除熱機能が使用可能となるまで高圧再循環運転を継続する。</td></tr>
<tr><td>蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）</td><td>復水タンク及び２次系純水タンクが使用できない場合、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行うため、海水をＡ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプ入口へ直接供給し、蒸気発生器へ注水する。

蒸気発生器への注水機能において復水タンクが使用できない場合は、水源を復水タンクから多様性拡張設備である２次系純水タンクへ切り替え、補助給水ポンプによる注水を優先する。２次系純水タンクも使用できない場合、多様性拡張設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる注水を優先し、次にＡ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給による注水を行う。多様性拡張設備である可搬型ディーゼル注入ポンプは使用準備に時間を要することから、復水タンクが使用できない場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ使用する。ただし、準備が整った際に淡水からの注水が可能であればＡ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給よりも優先して使用する。</td></tr>
</table>

対応手段等	サポート系故障時	ポンプの機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水））	直流電源が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を使用し、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を押上げること及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから２次系純水タンクへの切替え、復水タンクへの中間受槽からの補給及びA、B海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給により水源を確保し、高圧再循環運転、余熱除去系統又は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。 全交流動力電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機により受電した電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 ただし、大容量空冷式発電機の燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを使用できる間は、タービン動補助給水ポンプを優先して使用する。 電動補助給水ポンプは、復水タンクから２次系純水タンクへの切替え、復水タンクへの中間受槽からの補給及びA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給により水源を確保し、高圧再循環運転又は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。
		弁の機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））	主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合は、現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。
	監視及び制御		原子炉を冷却するために１次冷却材及び２次冷却材の保有水を加圧器水位、蒸気発生器水位により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。 蒸気発生器２次側による炉心冷却のために起動した補助給水ポンプの作動状況を補助給水流量、復水タンク水位、蒸気発生器水位により確認する 燃料取替用水タンク水等を常設電動注入ポンプ等により炉心へ注入する場合、流量を調整し加圧器水位を制御する。 蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う場合、補助給水流量を調整し蒸気発生器水位を制御する。

配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系故障時	２次冷却系の除熱機能回復を優先し、２次冷却系の除熱機能が回復しない場合は、１次系のフィードアンドブリードを行う。
		サポート系故障時	補助給水の機能が回復していない場合、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。
	復旧に係る手順等		全交流動力電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機からの給電により、電動補助給水ポンプを起動させ、十分な期間運転を継続させる。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	主蒸気逃がし弁操作時の留意事項		主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。 １次冷却材喪失が発生した場合、蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。 蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。
	主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件		蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、継続可能な期間で中央制御室からの遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するにあたり、運転員等はポケット線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。
	全交流電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項		全交流動力電源の喪失が継続し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接過熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁による減圧準備を行う。加圧器逃がし弁による減圧準備の手順は「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保		全交流動力電源喪失時において１次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水出口流量制御弁を調整し、封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力にて保持する。

配慮すべき事項	1次系のフィードアンドブリードの判断基準について	蒸気発生器広域水位計は常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。 1次系のフィードアンドブリードを開始する、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位とする。
	作業性	海水ポンプから補助給水ポンプへ直接供給に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。 タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、現場において専用工具を用いて弁を持ち上げる単純な操作であり、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁についても手動ハンドルにより容易に操作でき、専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。

第5.1.1表　重大事故等対策における手順書の概要（３／20）

<table>
<tr><td colspan="4">1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、１次系のフィードアンドブリード、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により発電用原子炉を減圧する手順等を整備する。
また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、１次冷却系を減圧する手順等を整備する。
さらに、蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、１次冷却系を減圧する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td>対応手段等</td><td>フロントライン系故障時</td><td>１次系のフィードアンドブリード</td><td>全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合において、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器逃がし弁を用いた１次系のフィードアンドブリードにより１次冷却系を減圧する。燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注入し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開とする。格納容器再循環サンプ水位が、再循環切替可能水位に到達すれば中央制御室で高圧再循環運転に切り替える。
２次冷却系の除熱機能が回復した場合、蒸気発生器２次側による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、１次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系統による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系統が使用できない場合は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却により低温停止状態とする。
２次冷却系の除熱機能が回復しない場合、余熱除去系統による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、１次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系統による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系統が使用できない場合、余熱除去系統又は２次冷却系の除熱機能が使用可能となるまで高圧再循環運転を継続する。</td></tr>
</table>

対応手段等	フロントライン系故障時	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、復水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプが運転していなければ、中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。 なお、補助給水ポンプの優先順位は、外部電源又はディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、代替電源からの給電時は燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用する。 復水タンク及び２次系純水タンクが使用できない場合、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行うため、海水をＡ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプ入口へ直接供給し、蒸気発生器へ注水する。 蒸気発生器への注水機能において復水タンクが使用できない場合は、水源を復水タンクから多様性拡張設備である２次系純水タンクへ切り替え、補助給水ポンプによる注水を優先する。２次系純水タンクも使用できない場合、多様性拡張設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる注水を優先し、次にＡ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給による注水を行う。多様性拡張設備である可搬型ディーゼル注入ポンプは使用準備に時間を要することから、復水タンクが使用できない場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ使用する。ただし、準備が整った際に淡水からの注水が可能であればＡ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給よりも優先して使用する。
		蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、主蒸気逃がし弁の開を確認し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧が行われていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開弁していなければ中央制御室にて開弁する。
	サポート系故障時	ポンプの機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水））	直流電源が喪失した場合においてタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を使用し蒸気加減弁を押上げること及び蒸気入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行う。 なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから２次系純水タンクへの切り替え、復水タンクへの中間受槽からの補給及びＡ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給により水源を確保し、高圧再循環運転、余熱除去系統又は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

対応手段等	サポート系故障時	弁の機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））	主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合に現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を行う。 制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、中央制御室からの操作による１次冷却系の減圧を行う。 直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、中央制御室からの操作による１次冷却系の減圧を行う。
	高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱防止		炉心損傷時、１次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以上である場合、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により１次冷却系を減圧する。
	蒸気発生器伝熱管破損		蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、プラントの自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による充てん／高圧注入ポンプ等の自動作動を確認する。 破損蒸気発生器を１次冷却材圧力、蒸気発生器の圧力、水位及び高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し、破損蒸気発生器を隔離する。破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損蒸気発生器圧力の低下が継続し破損蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で１次冷却系を減圧することにより１次冷却材の蒸気発生器２次側への漏えいを抑制する。 １次冷却系減圧後、充てん／高圧注入ポンプを安全注入から充てんに切り替え、余熱除去系により炉心を冷却する。
	インターフェイスシステムＬＯＣＡ		インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、プラントの自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による充てん／高圧注入ポンプ等の自動作動を確認する。 １次冷却材圧力、加圧器水位の低下及び余熱除去ポンプ出口圧力上昇等によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断し、原子炉格納容器外への１次冷却材の格納容器外への漏えいを停止するため破損箇所を早期に発見し隔離する。 破損箇所を隔離できない場合、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で１次冷却系を減圧することにより１次冷却材の格納容器外への漏えい量を抑制する。 低温停止状態に移行するにあたり、余熱除去系統による炉心冷却が困難であれば、蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードにより炉心を冷却する。
配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系故障時	蒸気発生器２次側による炉心冷却を用いた１次冷却系の減圧を優先して使用し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、充てん／高圧注入ポンプによる原子炉注入と加圧器逃がし弁開による１次系のフィードアンドブリードを行う。

配慮すべき事項	優先順位 サポート系故障時	補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合は、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先する。
	復旧に係る手順等	直流電源喪失時、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁）により加圧器逃がし弁へ給電することで中央制御室から遠隔操作を行う。全交流動力電源喪失時又は常設直流電源喪失時の代替電源確保等に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。
	主蒸気逃がし弁操作時の留意事項	主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。 １次冷却材喪失が発生した場合、蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損を確認する。 蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。
	全交流電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項	全交流動力電源の喪失が継続し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接過熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁による減圧準備を行う。
	環境条件	蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気／主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、継続可能な期間で中央制御室から遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するにあたり、運転員等はポケット線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。 加圧器逃がし弁を確実に作動させるために、窒素ボンベの設定圧力は、有効性評価における原子炉容器破損前の格納容器内最高圧力を考慮した上で余裕を見た値に設定し、中央制御室からの操作は少ない回数で目標とする１次冷却材圧力まで減圧する。
	インターフェイスシステムＬＯＣＡ時の漏えい監視について	インターフェイスシステムLOCAの漏えい場所特定は、原子炉補助建屋内の各部屋が分離されているため、漏水検知器、監視カメラ及び火災報知器により行う。

配慮すべき事項	インターフェイスシステムＬＯＣＡ時の内部溢水の影響	専用工具による操作場所及び操作場所への通路部をインターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器のフロアよりも上層階とし、溢水影響がないようにする。
	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保	全交流動力電源喪失時において１次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水出口流量制御弁を調整し、封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力にて保持する。
	１次系のフィードアンドブリードの判断基準について	蒸気発生器広域水位計は常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。 １次系のフィードアンドブリード開始する全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位とする。
	作業性	Ａ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。 タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、現場において専用工具を用いて弁を持ち上げる単純な操作であり、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁についても手動ハンドルにより容易に操作でき、専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。 インターフェイスシステムLOCA発生時、現場での隔離操作はアクセスルート及び操作場所の環境性等を考慮して専用工具を用いて遠隔操作により行う。専用工具は速やかに操作ができるように操作場所近傍に配備する。

第5.1.1表　重大事故等対策における手順書の概要（４／20）

<table>
<tr><td colspan="5">1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="4">原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、１次冷却材喪失事象が発生している場合は代替炉心注入、代替再循環運転により、１次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器２次側による炉心冷却により、運転停止中の場合は炉心注入、代替炉心注入、代替再循環運転、蒸気発生器２次側による炉心冷却により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。
また、１次冷却材喪失事象後、炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉圧力容器内に残存した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器水張りにより発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">対応手段等</td><td rowspan="2">１次冷却材喪失事象が発生している場合</td><td rowspan="2">フロントライン系故障時</td><td>代替炉心注入</td><td>非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。
・　Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。
・　常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
・　可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ（以下「可搬型注入ポンプ」という。）により淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、使用準備時間が早いＡ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）を優先し、次に常設電動注入ポンプを使用する。可搬型注入ポンプは使用準備に時間を要することから、予め可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。</td></tr>
<tr><td>代替再循環運転</td><td>非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合、Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）及びＡ格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する。

再循環運転中に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合、炉心の著しい損傷を防止するために余熱除去ポンプ１台の流量を低下させ再循環運転を継続する。再循環運転できない場合は、充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心への注入ができない場合は、代替炉心注入により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入を行う。
また、格納容器の破損を防止するために原子炉補機冷却水を使用し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内の冷却を行う。
原子炉への注入は、格納容器内水位が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影響しない上限の高さとなれば停止する。</td></tr>
</table>

対応手段等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系故障時	代替炉心注入	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注入機能が喪失し、1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで低下しない場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。 ・ 大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・ 大容量空冷式発電機により受電したB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・ 可搬型注入ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、使用準備時間が早く、注入流量が大きい常設電動注入ポンプを優先する。次にB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬型注入ポンプは、使用準備に時間を要することから、予め可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。
			代替再循環運転	全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時は、移動式大容量ポンプ車により代替補機冷却水が確保され、大容量空冷式発電機により受電したB余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転を行うとともに、移動式大容量ポンプ車を用いた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原子炉格納容器内を冷却する。 原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、多様性拡張設備であるが使用準備時間が早いA余熱除去ポンプ（空調用冷水）を優先し、次にB余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を使用する。
		溶融デブリが原子炉圧力容器内に残存する場合	格納容器水張り	炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合、格納容器圧力と温度又は可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット出入口用）の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であり原子炉圧力容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、格納容器の破損を防止するため格納容器内自然対流冷却を確認するとともに、格納容器スプレイポンプにより残存溶融デブリを冷却し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影響しない上限の高さまで燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。 格納容器スプレイポンプが使用できない場合は、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

対応手段等	1次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系故障時 サポート系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 全交流動力電源喪失等により主蒸気逃がし弁が中央制御室から操作できない場合、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、余熱除去設備が使用できない場合において、低温停止に移行する場合は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。なお、蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。
	運転停止中の場合	フロントライン系故障時	炉心注入／代替炉心注入	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。 ・ 充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・ A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・ 常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・ 可搬型注入ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 炉心注入、代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、中央制御室で操作可能でありラインアップの容易な充てん／高圧注入ポンプを優先する。次に使用準備時間が早いA格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）を使用し、次に常設電動注入ポンプを使用する。可搬型注入ポンプは使用準備に時間を要することから、予め可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。
			代替再循環運転	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、炉心注入又は代替炉心注入により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入後、格納容器再循環サンプに水源を切り替えて、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）及びA格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する。

対応手段等	運転停止中の場合	フロントライン系故障時	蒸気発生器２次側による炉心冷却	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ１次冷却系統に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保された場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による２次系冷却の効果がなくなり、余熱除去設備が使用できない場合において、低温停止に移行する場合は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。なお、蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。
		サポート系故障時	代替炉心注入	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。 ・　大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・　大容量空冷式発電機により受電したＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・　可搬型注入ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、電源が回復しない場合でも注入が可能な多様性拡張設備である燃料取替用水タンクからの重力注入を優先する。並行して、使用準備時間が早く、注入流量が大きい常設電動注入ポンプを準備し、準備が整えば使用する。次にＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬型注入ポンプは、使用準備に時間を要することから、予め可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。
			代替再循環運転	全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時は、移動式大容量ポンプ車により代替補機冷却水が確保され、大容量空冷式発電機により受電したＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転を行うとともに、移動式大容量ポンプ車を用いた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原子炉格納容器内を冷却する。 原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、多様性拡張設備であるが使用準備時間が早いＡ余熱除去ポンプ（空調用冷水）を優先し、次にＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）を使用する。

対応手段等	運転停止中の場合	サポート系故障時	蒸気発生器２次側による炉心冷却	全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時に１次冷却系統に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保された場合は、現場にて主蒸気逃がし弁を手動により開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による２次系冷却の効果がなくなり、余熱除去設備が使用できない場合において、低温停止に移行する場合は蒸気発生器２次側のフィードアンドブリードを行う。なお、蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。
配慮すべき事項	１次冷却材喪失事象が発生している場合	優先順位	フロントライン系故障時	非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合、代替炉心注入により原子炉へ注入し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。
			サポート系故障時	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注入機能が喪失した場合、代替炉心注入により原子炉へ注入し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環を実施し、原子炉を冷却する。
		格納容器隔離弁の閉止		全交流動力電源喪失時、１次冷却材ポンプシール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することにより、１次冷却材ポンプシール部から１次冷却材が漏えいする恐れがあるため、１次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等を閉止する。 隔離は、大容量空冷式発電機により電源が確保されれば、中央制御室にて１次冷却材ポンプシール戻り隔離弁を閉止し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信する場合は、作動する格納容器隔離弁の閉止を確認する。 なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。
		常設電動注入ポンプの注入先について		全交流動力電源喪失と１次冷却材漏えい事象が重畳した場合の常設電動注入ポンプの注入先については、１次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合は、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注入とする準備を行い、大容量空冷式発電機より受電すれば、代替炉心注入を行う。また、対応途中で、事象が進展し炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイへ変更を行うとともに、その後、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により代替炉心注入を行う。
		残存デブリ冷却時の１次冷却材圧力監視について		原子炉圧力容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、炉心冠水操作を実施する際は１次冷却材圧力を監視する。１次冷却材圧力が格納容器圧力より高い場合は溶融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開弁し原子炉内と原子炉格納容器を均圧させる。

配慮すべき事項	1次冷却材喪失事象が発生している場合	残存デブリ冷却時の注水量について		格納容器への注水量は、格納容器水位監視装置、SA 用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量計、A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量計、燃料取替用水タンク水位の収支により把握する。 残存デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、残存デブリを冷却し、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影響しない上限の高さまでとし、注水後も残存デブリの冷却が必要な場合は、さらに、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を阻害しない高さまで格納容器内へ注水する。
		炉心損傷後の再循環運転について		炉心が損傷した場合、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加え格納容器スプレイポンプによる再循環運転を行う場合は、格納容器圧力及び格納容器内高レンジエリアモニタ等により、格納容器圧力の推移及び炉心損傷度合いを監視し、再循環運転を実施した場合の格納容器圧力低減効果、ポンプ及び配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施の可否を検討する。
		再循環不能時の格納容器内の冷却		代替再循環運転による格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入できない場合、余熱除去系統-格納容器再循環弁（外隔離弁）の開不能により再循環運転に移行できない場合又は、格納容器再循環サンプスクリーンが閉塞した場合は、充てん／高圧注入ポンプ等により燃料取替用水タンク水を炉心へ注入するとともに、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。格納容器内自然対流冷却ができない場合は、格納容器スプレイを実施する。
	運転停止中の場合	優先順位	フロントライン系故障時	運転停止中に余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ１次冷却系統に開口部がない場合は、蒸気発生器２次側による炉心冷却を優先する。 蒸気発生器２次側による炉心冷却ができない場合は、炉心注入又は代替炉心注入による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環を実施し、原子炉を冷却する。
			サポート系故障時	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ１次冷却系統に開口部がない場合は、蒸気発生器２次側による炉心冷却を実施する。 蒸気発生器２次側による炉心冷却ができない場合は、代替炉心注入による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環を実施し、原子炉を冷却する。

配慮すべき事項	運転停止中の場合	原子炉格納容器内からの退避	運転停止中において、全交流動力電源喪失等により余熱除去冷却系の機能が喪失した場合又は原子炉冷却材が流出した場合、燃料取替用水タンクの保有水を充てん／高圧注入ポンプ等にて原子炉へ注入し開放中の加圧器安全弁から原子炉格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、原子炉格納容器内の雰囲気悪化から原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。 また、運転停止中に１次冷却材系統の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、臨界になる可能性があるため原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。
	復旧に係る手順等		全交流動力電源が喪失した場合は、設計基準対処設備に代替電源からの給電により起動及び十分な期間の運転を継続させる。
	作業性		常設電動注入ポンプの水源確保及びＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。 可搬型注入ポンプによる原子炉への注入に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型注入ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプ、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）へ給電する。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	燃料補給		可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプへの給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（５／20）

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等			
方針目的	設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、蒸気発生器２次側による炉心冷却、格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。		
対応手段等	フロントライン系故障時	蒸気発生器２次側による炉心冷却	海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 補助給水ポンプについては、電動補助給水ポンプを優先して使用し、電動補助給水ポンプが使用できなければタービン動補助給水ポンプを使用する。
		格納容器内自然対流冷却	海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に１次冷却材喪失事象が発生した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
		代替補機冷却	原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車によりＣ充てん／高圧注入ポンプ、Ｂ余熱除去ポンプの補機冷却水として海水を通水することにより各補機の機能回復を図る。
	サポート系故障時	蒸気発生器２次側による炉心冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合にタービン動補助給水ポンプ又は大容量空冷式発電機より受電した電動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開とし、蒸気発生器２次側による炉心冷却を行う。 補助給水ポンプについては、大容量空冷式発電機の燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用し、タービン動補助給水ポンプが使用できなければ、大容量空冷式発電機より受電した電動補助給水ポンプを使用する。
		格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に中央制御室からディーゼル発電機が起動できず早期の電源回復不能と判断した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。

対応手段等	サポート系故障時	代替補機冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に中央制御室からディーゼル発電機が起動できず早期の電源回復不能と判断した場合、移動式大容量ポンプ車によりC充てん／高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプの補機冷却水として海水を通水することにより各補機の機能回復を図る。
配慮すべき事項	作業性		移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系統と海水系統を接続するディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。
	主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件		蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合に現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、中央制御室からの遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するにあたり、運転員等はサーベイメータを携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電動補助給水ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	燃料補給		移動式大容量ポンプ車への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（６／20）

1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等				
方針目的	設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手順等を整備する。			
対応手段等	炉心損傷前	フロントライン系故障時	格納容器内自然対流冷却	格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合に格納容器スプレイ作動圧力設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水ができない場合、又は格納容器スプレイ再循環運転時に格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水ができない場合、原子炉補機冷却水系統の沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベにより加圧し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
			代替格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水ができない場合、及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
		サポート系故障時	代替格納容器スプレイ	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し格納容器内の冷却機能が喪失した場合に１次冷却材喪失事象（大破断）が発生し格納容器への注水ができない場合、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
			格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し格納容器内の冷却機能が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりＡ、Ｂ格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。

対応手段等	炉心損傷後	フロントライン系故障時	格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し格納容器スプレイ作動圧力設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器内への注水ができない場合、原子炉補機冷却水系統の沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベにより加圧し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
			代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水ができない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
		サポート系故障時	代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し格納容器内の冷却機能が喪失し格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器への注水ができない場合、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注人ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
			格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し格納容器内の冷却機能が喪失し原子炉補機冷却水が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
配慮すべき事項	優先順位			炉心損傷前及び炉心損傷後のフロントライン系故障時は、継続的な冷却実施の観点及び格納容器内の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、代替格納容器スプレイよりも格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、サポート系故障時の格納容器内自然対流冷却では移動式大容量ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、使用を開始するまでの間に格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は代替格納容器スプレイを使用する。

配慮すべき事項	格納容器内冷却	水素濃度	炉心損傷後の原子炉格納容器減圧操作については、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力から50kPaに達すれば停止する手順とすることで、100％のZr-水反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用として、測定による水素濃度が８vol％（ドライ）未満であれば減圧を継続する。
	格納容器内冷却	注水量の管理	格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さに達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。 残存デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、残存デブリを冷却し、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影響しない上限の高さまでとし、注水後も残存デブリの冷却が必要な場合は、さらに、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を阻害しない高さまで格納容器内へ注水する。
	放射性物質濃度低減		炉心損傷後において、代替格納容器スプレイ手段を用いて格納容器へスプレイすることにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。格納容器再循環ユニットによる冷却で対応している場合において、格納容器圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は、代替格納容器スプレイを同時に実施することにより、格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。
	作業性		移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系統と海水系統を接続するディスタンスピース及び代替格納容器スプレイに使用する常設電動注入ポンプの水源確保に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	燃料補給		可搬型電動低圧注人ポンプ、可搬型ディーゼル注人ポンプ又は移動式大容量ポンプ車への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量として、「1.14電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯蔵タンク（約147kℓ、２基）を管理する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（７／20）

<table>
<tr><td colspan="4">1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="4">対応手段等</td><td rowspan="3">交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全</td><td>格納容器スプレイ</td><td>炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へスプレイする。</td></tr>
<tr><td>格納容器内自然対流冷却</td><td>炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動圧力設定値以上の場合、原子炉補機冷却水系統の沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベにより加圧し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。</td></tr>
<tr><td>代替格納容器スプレイ</td><td>炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下せず最高使用圧力以上の場合、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失</td><td>格納容器内自然対流冷却</td><td>全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。</td></tr>
<tr><td>代替格納容器スプレイ</td><td>全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</td></tr>
</table>

配慮すべき事項	優先順位	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合は、格納容器圧力及び温度を低下させる効果が最も大きい格納容器スプレイを優先する。次に、継続的な冷却実施の観点及び格納容器の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却の準備の間に、格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は代替格納容器スプレイを行う。
	優先順位	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している場合は、継続的な冷却実施の観点及び格納容器の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却は移動式大容量ポンプ車を使用するための準備に時間を要することから、この間に格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は代替格納容器スプレイを行う。
	格納容器内冷却	水素濃度	炉心損傷後の原子炉格納容器減圧操作については、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力から50kPaに達すれば停止する手順とすることで、100％のZr-水反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用として、測定による水素濃度が８vol％（ドライ）未満であれば減圧を継続する。
		注水量の管理	格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さに達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。
	作業性		移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系統と海水系統を接続するディスタンスピース及び代替格納容器スプレイに使用する常設電動注入ポンプの水源確保に係るディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。 格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイにおける現場への移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

配慮すべき事項	燃料補給	移動式大容量ポンプ車への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（８／20）

<table>
<tr><td colspan="5">1.8　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="4">炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイにより、溶融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却することにより、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止する手順等を整備する。
また、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、炉心注入及び代替炉心注入により、原子炉を冷却する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">対応手段等</td><td rowspan="2">原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</td><td rowspan="2">交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全</td><td>格納容器スプレイ</td><td>炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へ注水する。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、格納容器スプレイポンプを停止し、その後は水位を維持する。</td></tr>
<tr><td>代替格納容器スプレイ</td><td>炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内への注水機能が喪失し、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へ注水する。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、常設電動注入ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</td></tr>
<tr><td>全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失</td><td>代替格納容器スプレイ</td><td>全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へ注水する。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、常設電動注入ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</td></tr>
<tr><td>溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止</td><td>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全</td><td>炉心注入</td><td>炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。
・　充てん／高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより高圧又は低圧注入ラインを使用して、燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。
・　充てん／高圧注入ポンプにより充てんラインを使用して、燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。</td></tr>
</table>

対応手段等	溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	代替炉心注入	炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。 ・　Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・　常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
		全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失	代替炉心注入	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。 ・　大容量空冷式発電機により受電したＢ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・　大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を優先する。次に代替格納容器スプレイを行っていなければ常設電動注入ポンプを使用する。
配慮すべき事項	優先順位	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却		交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する手段の優先順位は、格納容器スプレイを優先し、次に代替格納容器スプレイを使用する。
		溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止		交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段の優先順位は、注入流量が大きいものから順に、充てん／高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより高圧又は低圧注入ラインを用いた炉心注入、Ａ格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入、充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを用いた炉心注入、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入とする。
	原子炉下部キャビティの水位監視			溶融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を監視するため、格納容器への注水時は原子炉下部キャビティ水位監視装置の動作を確認する。

配慮すべき事項	常設電動注入ポンプの注入先について	全交流動力電源喪失時に１次冷却材喪失事象（大破断）が同時に発生した場合は、炉心損傷に至る可能性があり、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとし、原子炉下部キャビティに注水する。その後、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入を行い、炉心を冷却する。 また、常設電動注入ポンプにより原子炉へ注入を実施している際に炉心損傷が発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注入から格納容器スプレイへ切り替え、原子炉下部キャビティに注水する。その後、Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入を行い、炉心を冷却する。
	作業性	常設電動注入ポンプの水源確保及びＢ充てん／高圧注入ポンプの補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプ及びＢ充てん／高圧注入ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第5.1.1表　重大事故等対策における手順書の概要（９／20）

1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等			
方針目的			炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内に水－ジルコニウム反応及び水の放射線分解により水素が放出された場合に、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減、水素濃度監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	水素濃度低減	静的触媒式水素再結合装置	炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の動作状況を、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の指示値を確認する。
		電気式水素燃焼装置	炉心出口温度計指示が350℃に到達又は安全注入動作を伴う１次冷却材喪失時に全ての高圧注入系機能が喪失した場合、電気式水素燃焼装置を速やかに起動する。全交流動力電源が喪失している場合は、代替電源設備からの給電後速やかに電気式水素燃焼装置を起動する。電気式水素燃焼装置の動作状況を、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、電気式水素燃焼装置動作監視装置の指示値を確認する。
	水素濃度監視	可搬型格納容器水素濃度計測装置	炉心出口温度計指示が350℃に到達又は安全注入動作を伴う１次冷却材喪失時に全ての高圧注入系機能が喪失した場合、可搬型格納容器水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を起動し、計測準備ができれば格納容器内の水素濃度を計測し監視する。 全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、代替電源設備からの給電後、可搬型格納容器水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を起動し、計測準備ができれば格納容器内の水素濃度を測定し監視する。直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型格納容器水素濃度計測装置の指示値を確認する。
配慮すべき事項	可搬型格納容器水素濃度計測装置		可搬型格納容器水素濃度計測装置は共用設備であるため、１号炉、２号炉が同時被災した場合は、格納容器内の水素濃度計測を約５分ごとに交互に実施する。切替えに当たっては、都度パージ操作を行う。 他号炉に悪影響を及ぼさないよう、汚染度の大きい格納容器のサンプルガスを汚染度の小さい格納容器に流入させないように、放射性物質と水素を含むサンプルガスのパージ先となる格納容器を選択する。なお、号炉間をまたぐパージの際に、格納容器の自由体積に対してサンプルガスの流量は十分小さいため悪影響は及ぼさない。
	作業性		格納容器内の水素濃度監視に係る可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置等の接続については、速やかに作業できるように作業場所近傍に使用工具を配備する。

配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備及び水素濃度監視に使用する設備に給電する。給電する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第5.1.1表　重大事故等対策における手順書の概要（10／20）

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等		
方針目的		炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	水素排出	安全注入信号が発信した場合に、アニュラス空気浄化ファンを運転し、アニュラスからアニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット、アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットを通して屋外へ排気されることを、アニュラス内圧力の低下にて確認する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にも、アニュラス空気浄化系の弁に窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）から窒素を供給し系統構成を行い、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電した後、Ｂアニュラス空気浄化ファンを運転する。
	水素濃度監視	炉心の損傷を判断した場合、アニュラス内の水素濃度を、格納容器内の水素濃度及び格納容器からアニュラスへの漏えい率により推定し監視する。 可搬型格納容器水素濃度計測装置を用いた格納容器内水素濃度の測定を行い、炉心損傷判断からの経過時間、格納容器内水素濃度の測定値並びに格納容器内高レンジエリアモニタＢ（高レンジ）及びアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計の線量率の比により推定したアニュラスへの漏えい率の関係図から格納容器水素濃度の推移を推定し、アニュラス内の水素濃度を推定する。 アニュラス内の放射線量の推定は、多様性拡張設備である格納容器排気筒ガスモニタが使用可能であれば、アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計よりも優先使用する。
配慮すべき事項	アニュラス内水素濃度計	多様性拡張設備であるアニュラス水素濃度計測装置は、炉心損傷後の高放射線下及び高温下では指示値に影響があることから参考値として扱う。 アニュラス水素濃度計測装置の指示値を参考にする場合は、計測器の環境特性を考慮する。
	電源確保	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備によりアニュラス空気浄化設備に給電する。給電する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（11／20）

1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等		
方針目的		使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合、使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮へいし、及び臨界を防止するため使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットの監視を行う手順等を整備する。 使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため使用済燃料ピットへのスプレイ、使用済燃料への放水、使用済燃料ピットの監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピットポンプが全台停止又は使用済燃料ピット温度が 65℃を超える場合又は使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下した場合、使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する。使用する水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から使用し、使用する淡水がなければ、海水を使用する。 使用済燃料ピットへの注水に使用する補機の優先順位は、注水までの所要時間が短い多様性拡張設備である燃料取替用水タンク等を優先する。使用済燃料ピット補給用水中ポンプは、使用準備に時間を要することから、予め使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、燃料取替用水タンク等の注入手段がなければ使用する。
	使用済燃料ピットへのスプレイ及び放水	使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合、以下の手段により、使用済燃料ピットへスプレイ又は燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水する。 ・　可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへスプレイする。使用する水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から使用し、使用する淡水がなければ、海水を使用する。 使用するポンプの優先順位は、可搬型電動低圧注入ポンプを優先する。次に、可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する。 ・　燃料取扱建屋の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合、移動式大容量ポンプ車及び放水砲により海水を燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水する。

対応手段等	使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時、又は使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時、常設設備である使用済燃料ピット水位計（SA）、使用済燃料ピット温度計（SA）及び使用済燃料ピット状態監視カメラにより使用済燃料ピットの監視を行う。また使用済燃料ピットポンプが全台停止又は使用済燃料ピット温度が 65℃を超える場合又は使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下した場合、可搬型設備である使用済燃料ピット水位計（広域）（使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む）、使用済燃料ピット周辺線量率計の運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットの監視を行う。 使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型設備の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を、各計器がオーバーラップして監視する。直流電源が喪失している場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型設備の指示を確認する。 使用済燃料ピット周辺線量率計は、あらかじめ複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係を評価し、各設置場所間での関係性を把握し、指示値の傾向を確認することで使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定する。 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット周辺線量率計及び使用済燃料ピット状態監視カメラの耐環境性向上のため、空気を供給し冷却を行う。
配慮すべき事項	作業性	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように使用済燃料ピット補給用水中ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 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による使用済燃料ピットへのスプレイに係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型電動低圧注人ポンプ、可搬型ディーゼル注人ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。
	電源確保	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	燃料補給	使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。 可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ又は移動式大容量ポンプ車の給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（12／20）

<table>
<tr><td colspan="3">1.12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="2">炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への拡散抑制、海洋への拡散抑制により、原子炉施設外への放射性物質を抑制する手順等を整備する。
また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に、航空機燃料火災への泡消火により、火災に対応する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">対応手段等</td><td rowspan="2">炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損</td><td>大気への拡散抑制</td><td>炉心出口温度 350℃以上かつ格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）が１×10^{5}mSv／h 以上となり、原子炉格納容器へのスプレイが確認できない場合、移動式大容量ポンプ車、放水砲により海水を原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する。</td></tr>
<tr><td>海洋への拡散抑制</td><td>原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、雨水排水処理装置の集水ピットを汚染水が通過することにより放射性物質を吸着する網目状のマット内に軽石状の吸着剤を敷き詰めた放射性物質吸着剤を設置するとともに、小型船舶を用いてシルトフェンスを設置する。要員に余裕があれば、放射性物質吸着剤を追加設置する。
放射性物質吸着剤の設置は、１号炉の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば、南側雨水排水処理装置の集水ピットを優先し、２号炉の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば北側雨水排水処理装置の集水ピットを優先する。その後他号炉側の雨水排水処理装置の集水ピットへ放射性物質吸着剤を設置する。
シルトフェンスの設置は、１号炉の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば、放水口付近のシルトフェンスを優先し、２号炉の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば北側雨水排水処理装置放水箇所付近のシルトフェンスを優先する。その後他号炉のシルトフェンスを設置し、最後に防波堤付近のシルトフェンスを設置する。</td></tr>
<tr><td>使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷</td><td>大気への拡散抑制</td><td>使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合、以下の手段により、燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へスプレイ又は放水する。
・　可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダにより燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ淡水又は海水をスプレイする。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。
使用するポンプの優先順位は、可搬型電動低圧注入ポンプを優先する。次に、可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する。
・　燃料取扱建屋の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合、スプレイよりも射程距離が大きい移動式大容量ポンプ車及び放水砲により海水を燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水する。</td></tr>
</table>

対応手段等	使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷	海洋への拡散抑制	燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、雨水排水処理装置の集水ピットを汚染水が通過することにより放射性物質を吸着する網目状のマット内に軽石状の吸着剤を敷き詰めた放射性物質吸着剤を設置するとともに、小型船舶を用いてシルトフェンスを設置する。要員に余裕があれば、放射性物質吸着剤を追加設置する。 放射性物質吸着剤の設置は、１号炉の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば、南側雨水排水処理装置の集水ピットを優先し、２号炉の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば北側雨水排水処理装置の集水ピットを優先する。その後他号炉側の雨水排水処理装置の集水ピットへ放射性物質吸着剤を設置する。 シルトフェンスの設置は、１号炉の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば、放水口付近のシルトフェンスを優先し、２号炉の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば北側雨水排水処理装置放水箇所付近のシルトフェンスを優先する。その後他号炉のシルトフェンスを設置し、最後に防波堤付近のシルトフェンスを設置する。
	航空機燃料火災への泡消火		原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、泡消火薬剤を接続後、移動式大容量ポンプ車、放水砲により、海水を使用し航空機燃料火災へ泡消火を実施する。 移動式大容量ポンプ車及び放水砲の準備が完了するまで多様性拡張設備である化学消防自動車や小型放水砲により、アクセスルートの確保、要員の安全確保、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のために泡消火を実施する。
配慮すべき事項	操作性		放水砲による放水については、噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調製でき、直線状にするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の抑制効果があることから、なるべく噴霧状を使用する。 原子炉格納容器の損壊箇所が確認できる場合は、放水砲の噴射位置を原子炉格納容器損壊部に調整するが、確認できない場合は格納容器頂部へ調整する。 放水砲は、最も効果的な方角から原子炉格納容器又は燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）に向けて放水する。
	作業性		移動式大容量ポンプ車による大気への拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを保管する。
	燃料補給		移動式大容量ポンプ車、可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプへの給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（13／20）

<table>
<tr><td colspan="4">1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">設計基準事故の収束に必要な水源である燃料取替用水タンク、復水タンク等とは別に重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源として、宮山池、海水等を確保する。
設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するため、代替水源から中間受槽への供給、蒸気発生器２次側による炉心冷却のための代替手段及び復水タンクへの供給、炉心注入及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転、使用済燃料ピットへの水の供給、使用済燃料ピットからの大量の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）への放水について手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">対応手段等</td><td colspan="2">代替水源から中間受槽への供給</td><td>重大事故等が発生し、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）のための必要な水源である復水タンク、炉心注入及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替用水タンク、使用済燃料ピット内燃料体等の冷却に必要な使用済燃料ピットへの供給がそれぞれ必要になった場合、宮山池又は海水（取水ピット、取水口）を水源として取水用水中ポンプ、可搬型ホースにより中間受槽へ水を供給する。

中間受槽への供給には水質のよい淡水を優先して使用する。多様性拡張設備である２次系純水タンク等を優先して使用する。上記のタンクが使用できなければ宮山池を使用し、宮山池から取水が不可であれば海水を使用する。海水を使用する際、取水ピットを優先し、取水ピットが使用できなければ取水口を使用する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">蒸気発生器２次側による炉心冷却のための代替手段及び復水タンクへの供給</td><td>復水タンクへ供給ができない場合の代替手段</td><td>重大事故等により、蒸気発生器２次側への注水手段の水源となる復水タンクへの供給ができない場合、以下の手段により、炉心を冷却する。
・　燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより炉心へ注水し、加圧器逃がし弁を用いた１次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。
・　Ａ、Ｂ海水ポンプから補助給水ポンプ入口へ海水を直接供給し蒸気発生器への注水により、原子炉を冷却する。</td></tr>
<tr><td>復水タンクへの供給</td><td>重大事故等が発生し、蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）中に復水タンクへの供給が必要な場合、復水タンク補給用水中ポンプにより淡水又は海水を復水タンクへ供給する。復水タンクへ供給する優先順位は、多様性拡張設備である２次系純水タンクを使用し、中間受槽の使用準備が整えば、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から使用し、使用する淡水がなければ海水を使用する。</td></tr>
</table>

対応手段等	炉心注入及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンクへ供給ができない場合の代替手段	重大事故等により、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクへの供給ができない場合、以下の手段により、炉心又は原子炉格納容器を冷却する。 ・　復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプにより代替炉心注入又は代替格納容器スプレイにより炉心又は原子炉格納容器を冷却する。 ・　可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を中間受槽を経由して原子炉へ注入する。使用するポンプは可搬型電動低圧注入ポンプを優先して使用し、可搬型電動低圧注入ポンプが使用できなければ可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する。
		燃料取替用水タンクへの供給	重大事故等が発生し、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクへの供給が必要な場合、又は１次冷却材配管大破断が発生し、安全注入、蓄圧注入動作を確認した場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ水を供給する。 燃料取替用水タンクへの供給の優先順位は、ほう酸水が供給可能な多様性拡張設備である１次系純水タンク及びほう酸タンク等を優先して使用し、次に純水である復水タンクを使用する。
	格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転		格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転において、余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注入機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する。 ・　Ａ格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器による代替再循環運転により原子炉へ注水する。 ・　原子炉補機冷却機能が喪失した場合は移動式大容量ポンプ車により補機冷却機能を回復させ、Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）、又はＢ余熱除去ポンプ（海水冷却）及びＣ充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転により原子炉へ注水する。
	使用済燃料ピットへの水の供給		使用済燃料ピットの注水、冷却機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合、使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する。使用する水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池を使用し、使用する淡水がなければ、海水を使用する。
	使用済燃料ピットからの大量の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び放水		使用済燃料ピットの大量漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの注水操作を実施しても水位が回復しない場合は、以下の手段により使用済燃料ピットへスプレイ又は燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水する。 ・　可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダにより淡水又は海水を中間受槽を経由して使用済燃料ピットへスプレイする。 ・　さらに、燃料取扱建屋の損壊等により燃料取扱建屋に近づけない場合は、移動式大容量ポンプ車及び放水砲により、燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ海水を放水する。なお、海水を使用する際、取水箇所は取水ピットを優先し、取水ピットが使用できなければ取水口を使用する。

対応手段等	原子炉格納容器及びアニュラス部への放水	炉心出口温度350℃以上かつ格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）が１×10^5mSv／h 以上となり、原子炉格納容器へのスプレイが確認できない場合、移動式大容量ポンプ車、放水砲により海水を原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する。
配慮すべき事項	作業ルート確保	構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ可搬型ホースを布設し、移送ルートを確保する。
	切替性	当初選択した水源から送水準備が完了後、引続き次の水源からの送水準備を開始し、最終的には宮山池、海水（取水ピット、取水口）から供給することで水の供給が中断することがなく、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を確保する。 淡水又は海水から復水タンクへの補給操作により、継続的な蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）を成立させるため、復水タンクの水量を約640 ㎥以上に管理する。 淡水又は海水から燃料取替用水タンクへの補給操作により、継続的な炉心注入、格納容器スプレイ、代替炉心注入及び代替格納容器スプレイを成立させるため、燃料取替用水タンクの水量を約1,677 ㎥以上に管理する。
	成立性	淡水及び海水取水時には、ストレーナ付きの取水用水中ポンプを、水面より低く着底しない位置に設置することで、漂流物を吸込むことなく水を供給する。
	作業性	復水タンクと燃料取替用水タンクの管理区域境界となるディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。
	燃料補給	取水用水中ポンプ用発電機、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量として、「1.14　電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯蔵タンク（約147kℓ、２基）を管理する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（14／20）

1.14　電源の確保に関する手順等		
方針目的		電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源（交流）、代替電源（直流）、代替所内電気設備から給電するための手順等を整備する。
対応手段等	代替電源（交流）からの給電	全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用高圧母線へ代替電源（交流）から給電し、電圧計により受電確認する。 ・　大容量空冷式発電機から受電準備を行ったのち大容量空冷式発電機を起動し給電する。 ・　他号炉のディーゼル発電機等の交流電源が非常用高圧母線の電圧にて健全であることを確認した場合、号炉間電力融通ケーブルを使用し、給電する。予め布設した号炉間融通ケーブルが使用できない場合は、配備している予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用し給電する。 ・　発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）から受電準備を行ったのち発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）を起動し給電する。 代替電源の給電手順の優先順位は、大容量空冷式発電機、号炉間融通ケーブル、発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）、予備ケーブル（号炉間電力融通用）の順で使用する。
	代替電源（直流）からの給電	全交流動力電源が喪失した場合は、蓄電池（安全防護系用）により非常用直流母線へ給電し、蓄電池（安全防護系用）の電圧が低下する前までに、蓄電池（重大事故等対処用）により非常用直流母線へ給電する。全交流動力電源喪失発生後８時間以内を目安に現場で不要直流負荷の切離しを行う。蓄電池（重大事故等対処用）の電圧が低下する前までに、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器により給電する。
	代替所内電気設備による給電	所内電気設備が共通要因で機能を失った場合、少なくとも１系統は機能の維持及び人の接近性を確保するために、大容量空冷式発電機から重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤により、また発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）から変圧器車及び可搬型分電盤により原子炉を安定状態に収束するために必要な負荷へ給電する。
配慮すべき事項	負荷容量	大容量空冷式発電機の必要最大負荷は、想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる、「全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCP シール LOCA」である。上記の想定事故シーケンスにて使用する補機が機能喪失した場合に、重大事故等対処設備による代替手段を用いた場合においても最大負荷以下となる。大容量空冷式発電機は必要最大負荷以上の電力を確保することで、原子炉を安定状態に収束するための電力を供給する。さらに、大容量空冷式発電機の電源裕度及びプラント設備状況（被災状況、定期検査中等）に応じたその他使用可能な負荷へ供給する。 号炉間融通は、ケーブルの送電容量を考慮した負荷の範囲内で供給する。 発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）は、プラント監視機能等を維持するために必要な最低限度の負荷へ給電する。

配慮すべき事項	悪影響防止	号炉間電力融通ケーブルは、通常運転中は、遮断器及びケーブルにより隔離し、重大事故等時のみ接続する。 大容量空冷式発電機や発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）、号炉間電力融通ケーブル又は予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用した号炉間融通により電源を給電する際、中央制御室で受電後の大型補機の自動起動を防止するため、大型補機の操作スイッチを「切引ロック」又は「切」にする。 受電後の蓄電池の充電による水素発生防止のため、外気取入れ手動ダンパを「開」とし、蓄電池室排気ファン（重大事故等対処用）の起動により、蓄電池室の換気を行う。
	成立性	所内直流電源設備から給電されている 24 時間以内に、発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）、直流電源用発電機により、十分な余裕を持って可搬型代替電源（交流）を非常用直流母線に繋ぎ込み給電する。また、常設代替電源設備である大容量空冷式発電機についても 24 時間以内に十分な余裕を持って給電する。
	作業性	暗闇でも視認性がある操作対象遮断器の識別表示を行う。
	燃料補給	大容量空冷式発電機、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）又は直流電源用発電機への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量として、「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」及び「1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等（代替緊急時対策所）」に示す燃料（重油）も含め、燃料油貯油そう（約 108kℓ、２基）、燃料油貯蔵タンク（約 147kℓ、２基）、大容量空冷式発電機用燃料タンク（約 20kℓ、１基）を管理する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（15／20）

<table>
<tr><td colspan="4">1.15　事故時の計装に関する手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">対応手段等</td><td>監視機能の喪失</td><td>計器故障時のパラメータ推定</td><td>パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ（原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等）又は有効な監視パラメータを計測する計器が故障により、計測することが困難となった場合、以下の手段により当該パラメータを推定する。
・　発電用原子炉施設の状態を把握するために必要とする重要な監視パラメータについて、他チャンネル又は他ループの計器がある場合は、当該計器により当該パラメータを計測する。
・　パラメータ選定にて選定した重要代替パラメータ（他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を除く）の値を用いて以下の方法で推定する。
○　同一物理量で推定（温度、圧力、水位、流量、放射線量）
○　水位を注水源若しくは注入先の水位変化又は注入量から推定
○　流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定
○　除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定
○　１次系からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定
○　圧力と温度を水の飽和状態の関係から推定
○　ほう素濃度と炉心の未臨界性から推定
○　装置の動作特性により推定
○　その他あらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定

計器故障時、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測する。
重要代替パラメータ（他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器除く）の値により推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合、より直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を考慮するとともに、計測される値の確からしさを判断の上で使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</td></tr>
<tr><td>監視機能の喪失</td><td>計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定</td><td>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。
原子炉圧力容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手段は、以下のとおり。
・　原子炉圧力容器内の温度のパラメータである１次冷却材温度が計測範囲を超えた場合、可搬型計測器を接続し、検出器の抵抗を計測し、換算表を用いて温度へ変換する。多様性拡張設備である炉心出口温度が健全である場合は、炉心出口温度による計測を優先する。
・　原子炉圧力容器内の水位のパラメータである加圧器水位が低下して計測範囲を超えた場合は、原子炉容器水位で計測する。</td></tr>
</table>

<table>
<tr><td rowspan="2">対応手段等</td><td>計器電源の喪失</td><td>計器電源の喪失時の対応</td><td>直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手段は、以下のとおり。
・　全交流動力電源喪失により計測に必要な計器電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機、蓄電池（重大事故等対処用）及び直流電源用発電機等の運転により、計器へ給電する。
・　代替電源の供給ができない場合は、特に重要なパラメータとして、パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、可搬型計測器を接続し計測する。ただし、可搬型計測器を用いずに直接確認できるものは現場で確認する。
また、可搬型計測器の計測値を工学値に換算する換算表を準備する。
可搬型計測器による計測においては、計測の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか１つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか１つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。</td></tr>
<tr><td colspan="2">記録</td><td>パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等）は、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDSデータ表示装置及び可搬型温度計測装置により計測結果を記録する。ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む）の値や現場操作時のみ監視する現場の指示値は記録用紙に記録する。
緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDSデータ表示装置及び可搬型温度計測装置に記録された監視パラメータの計測結果は、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。</td></tr>
</table>

配慮すべき事項	パラメータの選定	炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは、事象の判別を行う運転手順書の判断基準、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の適用条件、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書の適用条件及び技術的能力に係る審査基準1.1～1.10、1.13、1.14のパラメータより選定する。 選定した主要パラメータ（パラメータの分類：原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保及びアニュラス内の水素濃度）は、以下の通り分類する。 ・ 重要な監視パラメータ：主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測するパラメータをいう。 ・ 有効な監視パラメータ：主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器で計測されるが、計測することが困難となった場合でも重大事故等対処設備の計器で計測される代替パラメータを有するものをいう。 ・ 補助的な監視パラメータ：発電用原子炉施設の状況や重大事故等対処設備の運転状態等を補助的に監視するパラメータをいう。 さらに、次のとおり重要代替パラメータを選定する。 ・ 重要代替パラメータ：重要な監視パラメータの代替パラメータのうち重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器（当該重要な監視パラメータの他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器含む）並びに有効な監視パラメータの代替パラメータを計測する重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器により計測されるパラメータをいう。
	原子炉施設の状態把握	設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力として、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器の計測範囲、計器の個数を明確化した運転手順書を整備する。
	確からしさの考慮	圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないとパラメータに不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。 原子炉格納容器内の水素濃度を装置の動作特性を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。 アニュラス内の水素濃度を推定する場合は、パラメータの相関関係を用いて、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。 なお、代替パラメータによる推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。
	電源確保	全交流動力電源及び直流電源喪失時は、大容量空冷式発電機、蓄電池（重大事故等対処用）及び直流電源用発電機等の運転により、計器へ給電する。 給電の手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（16／20）

1.16　原子炉制御室の居住性等に関する手順等		
方針目的		重大事故が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止に係る手順等を整備する。
対応手段等	居住性の確保	重大事故が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を７日間で100mSv を超えないよう、中央制御室遮へい及び中央制御室換気空調設備の外気を遮断した閉回路循環運転（以下「事故時外気隔離モード」という。）により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員を防護するとともに、マネジメント（マスク等）による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。 ・　安全注入信号又は中央制御室エリアモニタ指示上昇による中央制御室換気空調系隔離信号の発信を確認した場合、中央制御室換気空調設備の事故時外気隔離モードでの運転を確認する。全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調設備が事故時外気隔離モードにできない場合は、手動によるダンパ操作により事故時外気隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中央制御室換気空調設備を運転する。 ・　中央制御室換気空調設備が事故時外気隔離モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度又は二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、緊急時対策本部と換気のタイミングを協議し外気を取り入れる。 ・　全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明(SA)の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備による給電後、可搬型照明(SA)を可搬型照明用電源に接続し中央制御室の照明を引き続き確保する。照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である中央非常用照明を優先して使用し、中央非常用照明が使用できない場合は可搬型照明(SA)を使用する。 ・　炉心出口温度等により、炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合は、運転員等の内部被ばくを低減するため、当直課長の指示により全面マスクを着用する。 ・　運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、発電課長は発電所長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を整備する。また、交代要員は運転員等の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばくの低減を図る。
	汚染の持ち込み防止	原子力災害特別措置法第 10 条特定事象が発生した場合に、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。 全交流動力電源喪失時にチェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は可搬型照明(SA)の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備により給電後、可搬型照明(SA)を電源に接続しチェンジングエリアの照明を引き続き確保する。照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である蓄電池内蔵型照明を優先して使用し、蓄電池内蔵型照明が使用できない場合は可搬型照明(SA)を使用する。
配慮すべき事項	放射線管理	チェンジングエリア内では、現場作業を行う運転員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合は、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。

配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により中央制御室換気空調設備及び可搬型照明(SA)へ給電する。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順」にて整備する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（17／20）

1.17　監視測定等に関する手順等		
方針目的		重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。
対応手段等	放射性物質の濃度及び放射線量の測定	重大事故等時の発電所敷地境界付近の放射線量は、モニタリングステーション及びモニタリングポストにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。また、モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合、可搬型モニタリングポストにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機からの給電を優先し、代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わる。モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源が喪失した状態から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合、海側敷地境界付近を含み原子炉格納施設を囲む８方位の放射線量は、可搬型エリアモニタにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 重大事故等時の放射性物質の濃度（空気中）は、放射能測定装置（可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ）により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。放射性物質の濃度（空気中）を測定する優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングカーを優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、放射能測定装置（可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ）を使用する。 重大事故等時の発電所及びその周辺（周辺海域を含む。）における、放射性物質の濃度（空気中、水中、土壌中）及び放射線量は、放射能測定装置（可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ）及び電離箱サーベイメータにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。
	風向、風速その他の気象条件の測定	重大事故等時の風向、風速その他気象条件は、可搬型気象観測装置により測定し、及びその結果を記録する。風向、風速その他気象条件を測定する優先順位は、多様性拡張設備である気象観測設備を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型気象観測装置を使用する。

配慮すべき事項	測定頻度	重大事故等時の放射性物質の濃度及び放射線量の測定頻度については、モニタリングステーション、モニタリングポスト、可搬型モニタリングポスト及び可搬型エリアモニタを用いた放射線量の測定は連続測定を行う。放射性物質の濃度の測定（空気中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、１回／日以上を目安とするが、測定頻度は原子炉施設の状態及び放射性物質の放出状況を考慮し変更する。 重大事故等時の風向、風速その他気象条件の測定は、連続測定を行う。
	バックグラウンド低減対策	重大事故等により放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタリングステーション及びモニタリングポストの検出器の養生を行う。放射性物質の放出により、モニタリングステーション又はモニタリングポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、測定設備の除染、周辺の土壌撤去、樹木の伐採等を行い、バックグラウンドレベルを低減する。 重大事故等発生後の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し、放射能測定装置が測定不能となった場合、放射能測定装置の検出器周囲を遮へい材で囲むこと等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。
	他の機関との連携体制	重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して、策定されるモニタリング計画に従い、資機材及び要員の動員、放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。 給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（18／20）

1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等（代替緊急時対策所）		
方針目的	代替緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が代替緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な、居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替電源設備からの給電に関する手順等を整備する。	
対応手段等	居住性の確保	重大事故等が発生した場合、代替緊急時対策所空気浄化装置による放射性物質の侵入低減、緊急時対策所空気加圧設備による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を 7 日間で 100mSv を超えないようにするため、以下の手順等により代替緊急時対策所の居住性を確保する。 ・　代替緊急時対策所を立ち上げる場合、代替緊急時対策所空気浄化装置を代替緊急時対策所に接続し、起動するとともに、代替緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始し、測定結果に応じ、換気率を調整する。また、プルーム放出時の代替緊急時対策所換気設備切替えに備え、代替緊急時対策所空気加圧設備の系統構成等の準備を行う。 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備からの給電により、代替緊急時対策所空気浄化装置を起動する。 ・　原子力災害対策特別措置法第 10 条事象が発生した場合、代替緊急時対策所内へ代替緊急時対策所エリアモニタを、原子炉格納容器と代替緊急時対策所の中間位置へ可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を設置し、放射線量の測定を開始する。 ・　可搬型エリアモニタの指示上昇や炉心損傷が生じる等、プルーム放出のおそれがあると判断した場合、パラメータの監視強化及び緊急時対策所換気設備切替えのための要員配置を行う。 ・　原子炉格納容器からプルームが放出され、可搬型エリアモニタ（加圧判断用）及び代替緊急時対策所エリアモニタの指示が上昇した場合、速やかに代替緊急時対策所換気設備を代替緊急時対策所空気浄化装置から代替緊急時対策所加圧設備側へ切り替えるとともに、代替緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定結果に応じ、空気流入量を調整する。その後、可搬型エリアモニタ（加圧判断用）及び代替緊急時対策所エリアモニタの指示が低下し、代替緊急時対策所周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、代替緊急時対策所換気設備を代替緊急時対策所加圧設備から代替緊急時対策所空気浄化装置側へ切り替える。

対応手段等	必要な指示及び通信連絡	重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、代替緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、代替緊急時対策所に整備する。当該資料は常に最新となるよう通常時から維持、管理する。 重大事故等が発生した場合、代替緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により代替緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。
	必要な数の要員の収容	代替緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する。これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な資機材、飲料水、食料等を整備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。 ・　重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の対策要員の装備（線量計、マスク等）を配備し、維持、管理し、重大事故等時にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。 ・　代替緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材を整備し、代替緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。 ・　少なくとも外部からの支援なしに１週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、代替緊急時対策所内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。
	代替電源設備からの給電	全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）である代替緊急時対策所用発電機から給電する。代替緊急時対策所用発電機は、代替緊急時対策所の立ち上げ時にケーブル接続等の準備を行い、全交流動力電源喪失時に起動し代替緊急時対策所へ給電を開始する。 プルーム放出のおそれがある場合、待機側の代替緊急時対策所用発電機を起動して無負荷運転で待機させる。プルーム通過中に発電機の切替えが必要になった場合には、速やかに待機側の代替緊急時対策所用発電機からの給電に切り替える。
配慮すべき事項	配置	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。

配慮すべき事項	放射線管理	チェンジングエリア内では現場作業を行う要員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。 空気浄化フィルタユニット近傍に可搬型エリアモニタを設置し、放射線量を監視する。放射線量が上昇した場合は、周辺に立入りを制限する等の対応を行う。 代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線量が上昇する等、切替えが必要となった場合、代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを待機側へ切り替え、線量に応じ、交換、保管する。 現場作業を行う要員等が屋外で身体サーベイを待つ場合、周辺からの放射線影響を低減するため、遮へい効果のある待機所内で待機する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により代替緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備のうち原子炉補助建屋に設置されている機器へ給電する。 給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」及び「1.19　通信連絡に関する手順等」にて整備する。
	燃料補給	代替緊急時対策所用発電機への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量として、「1.14　電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯蔵タンク（約 147kℓ、２基）を管理する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（19／20）

<table>
<tr><td colspan="3">1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等（緊急時対策所（免震重要棟内））</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="2">緊急時対策所（免震重要棟内）に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が緊急時対策所（免震重要棟内）にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な、居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替電源設備からの給電に関する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td>対応手段等</td><td>居住性の確保</td><td>重大事故等が発生した場合、免震重要棟非常用換気設備による放射性物質の侵入低減、緊急時対策所（免震重要棟内）加圧設備による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を 7 日間で 100mSv を超えないようにするため、以下の手順等により緊急時対策所（免震重要棟内）の居住性を確保する。
・　緊急時対策所（免震重要棟内）を立ち上げる場合、免震重要棟非常用換気設備を起動するとともに、緊急時対策所（免震重要棟内）内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始し、測定結果に応じ、換気率を調整する。また、プルーム放出時の免震重要棟非常用換気設備から緊急時対策所（免震重要棟内）加圧設備への切替えに備え、緊急時対策所（免震重要棟内）加圧設備の系統構成等の準備を行う。
全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備からの給電により、免震重要棟非常用換気設備を起動する。
・　原子力災害対策特別措置法第１０条事象が発生した場合、緊急時対策所（免震重要棟内）内へ緊急時対策所（免震重要棟内）エリアモニタを、原子炉格納容器と緊急時対策所（免震重要棟内）の中間位置へ可搬型エリアモニタ（加圧判断用）を設置し、放射線量の測定を開始する。
・　可搬型エリアモニタの指示上昇や炉心損傷が生じる等、プルーム放出のおそれがあると判断した場合、パラメータの監視強化及び免震重要棟非常用換気設備から緊急時対策所（免震重要棟内）加圧設備への切替えのための要員配置を行う。
・　原子炉格納容器からプルームが放出され、可搬型エリアモニタ（加圧判断用）及び緊急時対策所（免震重要棟内）エリアモニタの指示が上昇した場合、速やかに緊急時対策所（免震重要棟内）換気設備を免震重要棟非常用換気設備から緊急時対策所（免震重要棟内）加圧設備へ切り替えるとともに、緊急時対策所（免震重要棟内）内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定結果に応じ、空気流入量を調整する。その後、可搬型エリアモニタ（加圧判断用）及び緊急時対策所（免震重要棟内）エリアモニタの指示が低下し、緊急時対策所（免震重要棟内）周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、緊急時対策所（免震重要棟内）換気設備を緊急時対策所（免震重要棟内）加圧設備から免震重要棟非常用換気設備へ切り替える。</td></tr>
</table>

対応手段等	必要な指示及び通信連絡	重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、緊急時対策所（免震重要棟内）の情報収集設備及び通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、緊急時対策所（免震重要棟内）に整備する。当該資料は常に最新となるよう通常時から維持、管理する。 重大事故等が発生した場合、緊急時対策所（免震重要棟内）の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により緊急時対策所（免震重要棟内）の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。
	必要な数の要員の収容	緊急時対策所（免震重要棟内）には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する。これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な資機材、飲料水、食料等を整備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。 ・ 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の対策要員の装備（線量計、マスク等）を配備し、維持、管理し、重大事故等時にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。 ・ 緊急時対策所（免震重要棟内）への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材を整備し、緊急時対策所（免震重要棟内）の外側が放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。 ・ 少なくとも外部からの支援なしに１週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、緊急時対策所（免震重要棟内）内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。
	代替電源（交流）の給電	全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）である緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機から緊急時対策所（免震重要棟内）へ給電する。 緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機は、必要に応じ切替えを行う。
配慮すべき事項	配置	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。

	放射線管理	チェンジングエリア内では現場作業を行う要員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。 空気浄化フィルタユニット近傍に可搬型エリアモニタを設置し、放射線量を監視する。放射線量が上昇した場合は、周辺に立入りを制限する等の対応を行う。 免震重要棟非常用空気浄化フィルタユニットの線量が上昇する等、切替えが必要となった場合、免震重要棟非常用空気浄化フィルタユニットを待機側へ切り替え、線量に応じ、交換、保管する。 現場作業を行う要員等が緊急時対策所（免震重要棟内）の外で身体サーベイを待つ場合、周辺からの放射線影響を低減するため、遮へい効果のある免震重要棟内で待機する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により緊急時対策所（免震重要棟内）の情報収集設備及び通信連絡設備のうち原子炉補助建屋に設置されている機器へ給電する。 給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」及び「1.19　通信連絡に関する手順等」にて整備する。
	燃料補給	緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機への給油は、緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機用燃料油貯蔵タンクから、緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機用給油ポンプにより、自動補給する。発電機運転中は、緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機用給油ポンプの運転状態及び燃料油補給状況の警報監視を行い、正常に自動補給されていることを確認する。 重大事故等時７日間運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量として、緊急時対策所（免震重要棟内）用発電機用燃料油貯蔵タンク（約 75kℓ、３基）を管理する。

第 5.1.1 表　重大事故等対策における手順書の概要（20／20）

1.19　通信連絡に関する手順等		
方針目的		重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備、発電所外（社内外）との通信連絡設備により通信連絡を行う手順等を整備する。
対応手段等	発電所内の通信連絡	重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所内）により、運転員等、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員が、中央制御室、屋内外の作業場所、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）との間で相互に通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 通信連絡を行う場合の優先順位は、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、モニタリングカー）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備を使用する。 重大事故等が発生した場合、データ伝送設備（発電所内）により、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及び SPDS データ表示装置を使用する。 直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所内）により発電所内の必要な場所で共有する場合、現場と中央制御室との連絡には携帯型通話設備を使用し、現場又は中央制御室と代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）との連絡には衛星携帯電話設備を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 通信連絡を行う場合の優先順位は、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置（固定型、モニタリングカー）の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置（携帯型）及び携帯型通話設備を使用する。

対応手段等	発電所外（社内外）との通信連絡	重大事故等が発生した場合、通信設備（発電所外）により、緊急時対策本部要員が、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）と本店、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP 電話、IP-FAX 等）を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 通信連絡を行う場合の優先順位は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等）並びに多様性拡張設備である加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内）及び無線連絡設備の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。 重大事故等が発生した場合、データ伝送設備（発電所外）により、国の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）を使用する。 直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備（発電所外）により発電所外（社内外）の必要な場所で共有する場合、代替緊急時対策所又は緊急時対策所（免震重要棟内）と本店、国、地方公共団体等との連絡には衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等）を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備（電池を含む。）により、これらの設備へ給電する。 通信連絡を行う場合の優先順位は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等）並びに多様性拡張設備である加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム（社内）及び無線連絡設備の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。
配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話（固定型）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備（テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等）、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）及びSPDSデータ表示装置へ給電する。 給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」及び「1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

第 5.1.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（１／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.1	—	—	—	—
1.2	海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	保修対応要員	2	43 分
		運転員等（中央制御室、現場）	3	
	手動によるタービン動補助給水ポンプ機能回復	運転員等（中央制御室、現場）	4	15 分
1.3	海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	1.2 にて整備する。		
	手動によるタービン動補助給水ポンプ機能回復	1.2 にて整備する。		
	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	運転員等（現場）	3	20 分
	窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等（中央制御室、現場）	4	35 分
	可搬型バッテリによる加圧器逃がし弁の機能回復	保修対応要員	1	25 分
		運転員等（中央制御室）	1	
1.4	Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替炉心注入	運転員等（中央制御室、現場）	2	25 分
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入（運転員等（現場）３名で系統構成する場合）	保修対応要員	2	53 分
		運転員等（中央制御室、現場）	4	
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入（運転員等（現場）４名で系統構成する場合）	保修対応要員	2	38 分
		運転員等（中央制御室、現場）	5	
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	保修対応要員	22	7 時間 35 分
		運転員等（中央制御室、現場）	3	
	Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環運転	運転員等（中央制御室、現場）	2	15 分
	Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入（運転員等（現場）２名で系統構成する場合）	保修対応要員	3	1 時間 27 分
		運転員等（中央制御室、現場）	3	
	Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入（運転員等（現場）４名で系統構成する場合）	保修対応要員	3	1 時間 14 分
		運転員等（中央制御室、現場）	5	
	移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水	1.5 にて整備する。		
	現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出	1.3 にて整備する。		
	蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	保修対応要員	22	10 時間
		運転員等（中央制御室、現場）	3	

第 5.1.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（２／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.5	現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出	1.3 にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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	1.7 にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水	保修対応要員	10	14 時間 10 分
		運転員等（中央制御室、現場）	4	
1.6	Ａ、Ｂ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	1.7 にて整備する。		
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	保修対応要員	2	38 分
		運転員等（中央制御室、現場）	6	
	移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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	1.7 にて整備する。		
	可搬型電動ポンプ用発電機への燃料補給	保修対応要員	6	1 時間 20 分
	可搬型ディーゼル注入ポンプへの燃料補給	保修対応要員	6	1 時間 20 分
	移動式大容量ポンプ車への燃料補給	保修対応要員	6	1 時間 20 分
1.7	Ａ、Ｂ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	保修対応要員	2	1 時間 10 分
		運転員等（中央制御室、現場）	3	
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	1.6 にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車を用いたＡ、Ｂ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	保修対応要員	10	14 時間 10 分
		運転員等（中央制御室、現場）	4	
1.8	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	保修対応要員	2	38 分
		運転員等（中央制御室、現場）	6	
	Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替炉心注入	1.4 にて整備する。		
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入	1.4 にて整備する。		
	Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入	1.4 にて整備する。		
1.9	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視（交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時）	保修対応要員	4	1 時間 20 分
		運転員等（中央制御室、現場）	3	
	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視（全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能喪失時）	保修対応要員	4	1 時間 35 分
		運転員等（中央制御室、現場）	3	

第 5.1.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（３／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.10	代替空気（窒素）によるアニュラス空気浄化設備の運転	運転員等 （中央制御室、現場）	3	35 分
	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度推定	保修対応要員	2	1 時間 10 分
		運転員等（中央制御室）	1	
1.11	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	保修対応要員	10	5 時間 20 分
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ	保修対応要員	22	2 時間
	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による使用済燃料ピットへの放水	1.12 にて整備する。		
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	保修対応要員	4	1 時間 50 分
		運転員等 （中央制御室、現場）	2	
1.12	移動式大容量ポンプ車、放水砲による大気への拡散抑制	保修対応要員	10	8 時間
	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制 （吸着剤の設置）	保修対応要員	18	2 時間
	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制 （シルトフェンスの設置）	保修対応要員	28	16 時間
		緊急時対策本部要員 （参集要員）	32	
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる大気への拡散抑制	1.11 にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車、放水砲による航空機燃料火災への泡消火	保修対応要員	17	4 時間
1.13	宮山池から中間受槽への供給	保修対応要員	10	5 時間 20 分
	海水（取水ピット、取水口）から中間受槽への供給	保修対応要員	10	5 時間 20 分
	海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	1.2 にて整備する。		
	中間受槽から復水タンクへの供給	保修対応要員	5	4 時間
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入	1.4 にて整備する。		
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	1.4 にて整備する。		
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	1.6 にて整備する。		
	復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給	保修対応要員	2	40 分
		運転員等（現場）	1	
	Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用）による代替再循環運転	1.4 にて整備する。		
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	1.11 にて整備する。		
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ	1.11 にて整備する。		

第 5.1.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（４／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による使用済燃料ピットへの放水	1.12 にて整備する。		
	取水用水中ポンプ用発電機への燃料（重油）補給	保修対応要員	6	1 時間 20 分
	使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機への燃料（重油）補給	保修対応要員	6	1 時間 20 分
1.14	大容量空冷式発電機による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	1	15 分
		運転員等（中央制御室、現場）	2	
	号炉間電力融通ケーブルを使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	6	1 時間 25 分
		運転員等（中央制御室、現場）	4	
	発電機車（高圧発電機車）による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	3	1 時間 50 分
		運転員等（中央制御室、現場）	2	
	発電機車（中容量発電機車）による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	5	2 時間 40 分
		運転員等（中央制御室、現場）	2	
	予備ケーブルを使用した号炉間融通による代替電源（交流）からの給電	保修対応要員	20	3 時間
		運転員等（中央制御室、現場）	4	
	受電後操作（充電器盤（重大事故等対処用蓄電池用及び安全防護系用）の受電操作）	保修対応要員	2	52 分
		運転員等（中央制御室、現場）	2	
	蓄電池（重大事故等対処用）による代替電源（直流）からの給電	運転員等（中央制御室、現場）	2	25 分
	直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源（直流）からの給電	保修対応要員	5	2 時間
		運転員等（中央制御室、現場）	2	
	代替所内電気設備による給電（大容量空冷式発電機）	保修対応要員	5	40 分
		運転員等（現場）	1	
	代替所内電気設備による給電（発電機車）	保修対応要員	8	6 時間
	大容量空冷式発電機用燃料タンクへの燃料（重油）補給	保修対応要員	6	1 時間 55 分
	高圧発電機車への燃料（重油）補給	保修対応要員	6	1 時間 20 分
	中容量発電機車への燃料（重油）補給	保修対応要員	6	1 時間 20 分
	直流電源用発電機への燃料（重油）補給	保修対応要員	6	1 時間 20 分
	燃料油貯油そうへの燃料（重油）補給	保修対応要員	6	1 時間 55 分

第 5.1.2 表　重大事故等対策における操作の成立性（５／５）

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.15	可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視	保修対応要員	1	20 分
1.16	中央制御室換気空調設備の運転手順等	保修対応要員	8	45 分
		運転員等（中央制御室）	1	
1.17	可搬型モニタリングポスト設置・測定	安全管理班	2	2 時間
	空気中の放射性物質の濃度測定	安全管理班	2	1 時間
	海水、排水測定	安全管理班	3	3 時間
	海上モニタリング測定準備	安全管理班	2	2 時間
	海上モニタリング測定	安全管理班	2	2 時間
	可搬型エリアモニタ配置・測定	安全管理班	2	2 時間
	モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策	安全管理班	2	2 時間
	可搬型気象観測装置設置・測定	総括班	4	3 時間
1.18	代替緊急時対策所空気浄化装置運転	緊急時対策本部要員（総括班他）	1	20 分
	代替緊急時対策所加圧設備による空気供給準備	緊急時対策本部要員（総括班他）	1	20 分
	代替緊急時対策所用発電機起動準備	緊急時対策本部要員（総括班他）	1	20 分
	代替緊急時対策所用発電機起動	緊急時対策本部要員（総括班他）	1	10 分
	代替緊急時対策所用発電機燃料補給	緊急時対策本部要員（総括班他）	6	1 時間 20 分
1.19	—	—	—	—

第 5.2.1 表 自然災害 11 事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理（1/4）

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
① 地　震	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・原子炉建屋及び原子炉補助建屋内の機器については、設計基準地震動 Ss を超える地震動に対して相応の裕度がある。 ・屋外の可搬型重大事故等対処設備については、Ss に対して転倒による破損は起こらない。また、Ss を一定程度超えた場合においても、転倒に至るまでには相応の裕度がある。 ・大規模地震により内部溢水が発生した場合における建屋内での溢水によるプラントへの影響は、水密化対策の高さを超える（浸水対策範囲を超える）津波事象が発生した場合と同様と考える。 ・大規模地震により内部火災が発生した場合には、期待する消火設備が機能せず、建屋内の設計基準事故対処設備等の機能が喪失する可能性がある一方で、耐火障壁により分離している区画では、1 時間以上の耐火能力によって、設計基準事故対処設備等に期待できる可能性も考えられる。また、屋外に保管している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和対応に期待できる。 ・事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆無く発生する想定とする。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・基準地震動を超える大規模な地震が発生すれば長期間の外部電源喪失が発生する可能性がある。また、設計基準事故対処設備は Ss に対する十分な裕度はあるものの、地震規模によっては、非常用所内電源が喪失するとともに海水ポンプの損傷による原子炉補機冷却機能の喪失及び補助給水機能の喪失により最終ヒートシンク喪失（以下「LUHS（loss of ultimate heat sink）」という。）に至る可能性がある。 ・中央制御室は堅牢な建屋内にあることから、運転員（当直員）による操作機能の喪失は可能性として低いが、地震の規模によってはプラントの監視機能、制御機能が喪失する可能性がある。 ・原子炉格納容器が破損することにより閉じ込め機能が喪失するとともに、建屋内の機器、配管が損傷して大規模な LOCA が発生することにより ECCS 機能も喪失し、重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉補助建屋損傷に伴う電気盤（メタクラ、パワーセンタ等）の損傷による非常用所内電源喪失と同時に海水ポンプ等の損傷による原子炉補機冷却機能喪失となり重大事故に至る可能性がある。 ・炉内構造物の損傷により 1 次冷却材の流れが阻害されて 2 次系からの除熱機能喪失となり、重大事故に至る可能性がある。 ・複数の蒸気発生器の細管が破損することにより、大規模な LOCA が発生し、格納容器バイパスに至る可能性がある。 ・重大事故発生後、1 次系が高圧で維持され、かつ 2 次系への給水がない場合には、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）に至る可能性がある。 ・斜面崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。	【基準地震動を一定程度超える規模】 ・外部電源 ・非常用所内電源 ・設計基準事故対処設備（ECCS 等） ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・安全保護系・原子炉制御系 ・原子炉建屋、原子炉格納容器 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・原子炉格納容器の閉じ込め機能 ・使用済燃料ピット損傷 （内部溢水の評価については、津波に包含される。）	・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・SBO+LUHS の同時発生 ・1 次冷却材事故が発生した場合には、SBO+LUHS と相まって重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器破損等により閉じ込め機能が喪失し、大規模損壊に至る可能性がある。 （内部溢水の評価については、津波に包含される。）

第 5.2.1 表 自然災害 11 事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理 (2/4)

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
② 津　　波	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・原子炉建屋及び原子炉補助建屋内の機器に対しては、水密化を図っていることから、基準津波に対して十分な裕度がある。 ・津波の事前の予測については、施設近傍で津波が発生する可能性は低いものと判断しているが、襲来までの時間的余裕の少ない津波が発生することを想定する。 ・屋外の可搬型重大事故等対処設備については、高台に分散配置(EL.約 23m 以上)していることから、基準津波に対して十分な裕度があり機能喪失する可能性は低い。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・基準津波を超える津波によるプラントへの影響については、外部電源供給設備の損傷に伴う外部電源喪失、海水ポンプが水没することによる原子炉補機冷却機能の喪失、電気盤（メタクラ、パワーセンタ等）が水没することによる非常用所内電源喪失、タービン動補助給水ポンプの機能喪失による２次系除熱機能の喪失及び直流電源の喪失によるプラントの監視機能、操作機能の喪失に至る可能性がある。 ・漂流物、タンク火災等により、比較的標高が低い場所のアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を与える可能性がある。	【基準津波を一定程度超える津波の規模】 ・外部電源 ・非常用所内電源 ・設計基準事故対処設備(ECCS、タービン動補助給水ポンプ等の機能喪失) ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・安全保護系・原子炉制御系	・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・２次系からの除熱機能喪失 ・SBO+LUHS の同時発生 ・２次系からの除熱機能喪失及び安全保護系・原子炉制御系機能の喪失により、大規模損壊(原子炉格納容器過温破損)へ至る可能性がある。
③ 豪雪（降雪）	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・敷地付近の観測所で観測された積雪深さの月最大値は 38cm であり、安全施設は積雪荷重に対して、この実績値を考慮し、「建築基準法」に基づき設計している。 ・事前の予測が可能であることから、除雪等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・設計を超える豪雪(降雪)が発生した場合は、外部電源供給設備の損傷に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。	【38cm を超える規模の積雪量】 ・外部電源	・外部電源喪失
④ 暴風（台風）	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・設計風速は、敷地付近で観測された最大瞬間風速（62.7m/s）としている。 ・事前の予測が可能であることから、飛散防止措置等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・暴風（台風）による風荷重の影響については、竜巻に包含されるものと考えられる。ただし、影響は広範囲となり、断続的に長時間継続する可能性がある。 ・風速(62.7m/s)を超える暴風（台風）により、外部電源供給設備の損傷に伴う長期の外部電源喪失が想定される。	【62.7m/s を超える風速】 ・外部電源	・外部電源喪失

第 5.2.1 表 自然災害 11 事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理 (3/4)

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
⑤ 竜　　巻	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・竜巻防護施設及び同施設に波及的影響を及ぼし得る施設について、最大風速 100m/s の竜巻（設計竜巻の最大風速 92m/s に保守性を考慮）等から設定した設計竜巻荷重に対して、安全性を損なうおそれがないことを評価している。 ・可搬型重大事故等対処設備については、固縛等により相応の耐性を有していること、分散配置を行っていることから、同時に全ての設備が機能喪失する可能性は低い。 ・事前の予測が可能であることから、飛散防止措置等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・設計竜巻を超える竜巻によるプラントへの影響については、外部電源供給設備の機能喪失に伴う長期間の外部電源喪失、飛来物等により海水ポンプが損傷することによる原子炉補機冷却機能の喪失、復水タンクの機能喪失による２次系からの除熱機能の喪失に至る可能性がある。	【風速（100m/s）を超える竜巻】 ・外部電源 ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・復水タンク ・屋外にある一部の可搬型重大事故等対処設備	・外部電源喪失 ・２次系からの除熱機能喪失 ・SBO＋LUHS の同時発生 ・SBO+LUHS に加え、代替電源設備である大容量空冷式発電機が機能喪失している場合は、大規模損壊（原子炉格納容器過温破損）へ至る可能性がある。
⑥ 火山（火山活動・降灰）	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・降下火砕物については、敷地において想定される火砕物として層厚 15cm としている。 ・事前の予測が可能であることから、除灰等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・降下火砕物が発生した場合は、外部電源供給設備の損傷に伴う長期間の外部電源喪失に至る可能性がある。	【15cm を超える規模の降灰】 ・外部電源	・外部電源喪失
⑦ 凍　　結	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・敷地付近で観測された最低気温は-6.7℃であり、屋外機器で凍結のおそれのあるものは保温等の凍結防止対策を適切な余裕を持って設定している。 ・事前の予測が可能であることから、保温、電熱線ヒータによる加温等の凍結防止対策による必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・プラントの安全機能に影響を与えることはないものと判断する。	【設計値の-6.7℃を下回る低温】 なし （事前の予測が可能であることから、屋外設備が機能喪失に至ることはないものと判断）	・影響なし

第 5.2.1 表 自然災害 11 事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理 (4/4)

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
⑧ 森林火災	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・森林火災が発生した場合にも発電用原子炉施設への影響がないよう、評価上必要とされる幅の防火帯を確保している。 ・森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分にあることから、予め放水する等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・森林火災が防火帯幅を超えて発生した場合、外部電源供給設備の機能喪失に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。	【防火帯を越えるような森林火災】 ・外部電源	・外部電源喪失
⑨ 生物学的事象	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・安全施設は生物学的事象に対して、クラゲ等の発生を考慮し、原子炉補機冷却海水設備に対して、除塵機能を設けている。また、原子炉補機冷却海水系統等に影響を与える場合には、運転手順により発電用原子炉を安全に停止できる運用としている。 ・ネズミ等の小動物が電気関係盤又は制御関係盤に侵入することによる短絡、地絡事象が想定されるが、各盤のケーブル貫通部などの開口部には小動物が侵入しない対策を施している。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・設計を超える生物学的事象が発生した場合、海水ポンプが機能喪失することによる原子炉補機冷却機能の喪失及びディーゼル発電機の機能喪失に至る可能性がある。	【海水取水機能が喪失するような規模の海生生物の襲来】 ・海水ポンプ（非常用発電機の機能喪失）（海生生物による影響）	・原子炉補機冷却機能喪失
⑩ 落　雷	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・落雷に対して、建築基準法等に基づき高さ 20m を超える原子炉格納施設等へ避雷設備を設置し、避導体により接地網と接続する。接地網は、電撃に伴う構内接地系の接地電位分布を平坦化することから、落雷により安全施設の機能を損なうおそれはない。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・可搬型重大事故等対処設備については、分散配置を行っていることから、同時に全ての設備が機能喪失することはない。 ・設計想定以上の雷サージにより、機器が誤動作する可能性がある。 ・落雷により、外部電源供給設備の機能喪失に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。	【設計想定以上の規模の雷サージ】 ・外部電源 ・安全保護系・原子炉制御系	・外部電源喪失 ・ECCS 誤作動
⑪ 隕　石	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・原子炉建屋及び原子炉格納容器は、相当程度の構造強度を有する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・大型航空機の衝突同様、プラントに与える影響が広範囲となる。	【広範囲に影響を及ぼす規模の隕石】 ・大型航空機の衝突と同様	・大型航空機の衝突と同様

第 5.2.2 表 自然災害の重畳事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理

自然災害 の重畳	設計基準を超える自然災害が プラントに与える影響評価	喪失する可能性のある安全機能	最終的な プラント状態
大規模地震と大規模津波の重畳	【影響評価に当たっての考慮事項及び設計基準を超える場合の影響評価】 ・大規模地震発生時及び大規模津波発生時のいずれの想定においても、設計基準事故対処設備、常設重大事故等対処設備が機能喪失した場合には、高台に分散配置(EL.約 23m 以上)している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和措置が期待できる。 ・このため、両事象の重畳が発生した場合においても、高台に分散配置(EL.約 23m 以上)している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和措置に期待できることから、プラントに及ぼす影響は、大規模地震発生時の場合と同様になるものと判断している。 ・大規模地震による影響に対する対策である重大事故等対策（水源確保等）が、大規模津波による影響によって遅れる可能性がある。 ・斜面崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 ・漂流物、タンク火災等により、比較的標高が低い場所のアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を与える可能性がある。	【基準地震動及び基準津波を一定程度超える規模】 ・外部電源 ・非常用所内電源 ・設計基準事故対処設備(ECCS、タービン動補助給水ポンプ等の機能喪失) ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・安全保護系・原子炉制御系 ・原子炉建屋、原子炉格納容器 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・原子炉格納容器の閉じ込め機能 ・使用済燃料ピット損傷	・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・SBO+LUHS の同時発生 ・１次冷却材事故が発生した場合には、SBO+LUHS と相まって重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器破損等により閉じ込め機能が喪失し、大規模損壊に至る可能性がある。 ・２次系からの除熱機能喪失及び安全保護系・原子炉制御系機能の喪失により、大規模損壊（原子炉格納容器過温破損）へ至る可能性がある。
火山（降灰）と豪雪(降雪)との重畳	【影響評価に当たっての考慮事項及び設計基準を超える場合の影響評価】 ・火山（降灰）、豪雪が重畳した場合においても、事前の予測が可能であることから、人員を確保して除雪及び除灰等の対策を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低いものと判断する。 ・火山（降灰）と豪雪(降雪)との重畳による影響は、火山（降灰）での評価に包含される。	【15cm を超える規模の降灰及び 38cm を超える規模の積雪量】 ・外部電源	・外部電源喪失

第 5.2.3 表 大規模損壊へ至る可能性のある大規模自然災害

大規模自然災害	大規模損壊へ至るイベント	発生する可能性のある重大事故	発生する可能性のある設計基準事故
① 地　震	・原子炉建屋、原子炉格納容器破損 ・蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損) ・原子炉補助建屋損傷 ・複数の信号系損傷 ・使用済燃料ピット損傷	・大破断 LOCA を上回る規模の LOCA ・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 ・LOCA+ECCS失敗 ・原子炉補機冷却機能喪失+大破断 LOCA(CV 過圧破損) ・全交流動力電源喪失+LOCA ・SBO+LUHS(補助給水失敗) ・過渡事象+補助給水失敗(炉内構造物損傷) ・２次系からの除熱機能喪失 ・SBO(LOCA なし)	・大破断 LOCA ・外部電源喪失
② 津　波	・複数の信号系損傷	・原子炉補機冷却機能喪失(SBO)+補助給水失敗(DCH) ・原子炉補機冷却機能喪失(SBO)+シール LOCA ・原子炉補機冷却機能喪失(SBO)(シール LOCA なし)	・外部電源喪失
③ 豪雪（降雪）	なし	なし	・外部電源喪失
④ 暴風（台風）	なし	なし	・外部電源喪失
⑤ 竜　巻	・竜巻により重大事故等対処設備が機能しない場合は、CV 過温破損に至る可能性あり	・SBO+LUHS（CV 過温破損） ・２次系からの除熱機能喪失 ・全交流動力電源喪失	・外部電源喪失
⑥ 火山（火山活動、降灰）	なし	なし	・外部電源喪失
⑦ 凍　結	なし	なし	なし
⑧ 森林火災	なし	なし	・外部電源喪失
⑨ 生物学的事象	なし	・原子炉補機冷却機能喪失	なし
⑩ 落　雷	なし	なし	・外部電源喪失 ・ECCS 誤作動
⑪ 隕　石	大型航空機の衝突と同様		

第 5.2.4表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（1/2）

対応操作		内　　容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
電源の確保	大容量空冷式発電機による給電	・ 全交流動力電源が喪失した場合に、大容量空冷式発電機を用いて必要な負荷に給電する。	・第３項、４項(1.14)
	号炉間電力融通による給電	・ 全交流動力電源が喪失した場合に、多様な号炉間電力融通手段により必要な負荷に給電する。	
	発電機車による給電	・ 全交流動力電源が喪失し、大容量空冷式発電機が使用できない場合に、発電機車を用いて必要な負荷に給電する。	
	代替所内電源による給電	・ 所内電気設備が機能喪失した場合に、代替所内電気設備により必要な負荷に給電する。	
	直流電源用発電機による給電	・ 直流電源が喪失している場合に、直流電源用発電機を用いて必要な直流負荷に給電する。	
	可搬型計測器の取付け操作	・ 電源機能が喪失し、監視パラメータの計測が不能となった場合に、可搬型計測器を取付け、必要なパラメータを測定する。	・第３項、４項(1.2) ・(1.15)
炉心損傷の緩和	蒸気発生器への給水操作	・ 直流電源が喪失した場合に、工具を用いてタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ給水する。 ・ 復水タンクが損傷し、機能が喪失した場合に、海水ポンプにより水源を確保し、蒸気発生器へ給水する。 ・ タービン動補助給水ポンプが使用不能な場合は、可搬型ポンプにより蒸気発生器へ給水する。	・第３項、４項(1.2)、(1.3)(1.4)、(1.5)
	１次冷却系統の冷却、減圧操作	・ 制御用空気が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水ポンプ出口流量制御弁の現場ハンドルを手動操作することにより１次冷却系統を冷却、減圧する。 ・ 加圧器逃がし弁を代替駆動源（代替 IA、可搬型バッテリ）により操作し、１次冷却系統を減圧する。	・第３項、４項(1.2)、(1.3)(1.4)、(1.5)
	原子炉への注入操作	・ １次冷却材喪失事故等発生時において、設計基準事故対処設備（ECCS 等）が機能喪失した場合を想定し、多様な炉心注入手段により、炉心へ冷却水を注入する。	・第３項、４項(1.2)、(1.3)(1.4)、(1.8)
原子炉格納容器の破損緩和	原子炉格納容器内雰囲気の冷却､減圧操作	・ 炉心損傷発生時に、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な手段により原子炉格納容器に注水し、損傷炉心を冠水させる。 ・ 設計基準事故対処設備（格納容器スプレイ）による原子炉格納容器の冷却が不能な場合に、多様な手段により原子炉格納容器へスプレイし、原子炉格納容器内雰囲気を減圧する。 ・ 移動式大容量ポンプ車により海水を冷却水として格納容器再循環ユニットへ直接供給し、原子炉格納容器内雰囲気を冷却する。	・第３項、４項(1.5)、(1.6)(1.7)、(1.8)(1.12)
	水素爆発による原子炉格納容器破損防止操作	・ 炉心が損傷し、大量の水素が原子炉格納容器内に放出される可能性がある場合に、水素爆発を抑制するため電気式水素燃焼装置を起動する。(長期的に発生する水素については静的触媒式水素再結合装置により低減) ・ 原子炉格納容器内の水素濃度を可搬型事故後サンプリング設備により測定する。	・第３項、４項(1.9)
	原子炉建屋等の水素爆発防止操作	・ アニュラス部の水素濃度、放出放射能量を低減するため、代替 IA によりアニュラス空気浄化系のダンパを開とし、アニュラス空気浄化設備を起動する。	・第３項、４項(1.10)

第 5.2.4表　大規模損壊発生時の対応操作一覧（2/2）

対応操作		内　　容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
使用済燃料ピット水位維持及び燃料体の損傷緩和	使用済燃料ピット漏えい時の水補給操作	・ 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失した場合に、多様な手段により使用済燃料ピットへ水補給する。 ・ 使用済燃料ピットからの冷却水の漏えいを抑制する。	・ 第３項、４項(1.11)
	使用済燃料ピット漏えい時のスプレイ操作	・ 「使用済燃料ピット漏えい時の水補給操作」による水補給を実施しても使用済燃料ピットの水位が維持できない大量の漏えいが発生した場合に、可搬型ポンプにより使用済燃料ピットへスプレイし、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。	
放射性物質の放出低減	敷地外への放射性物質の拡散防止操作	・ 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損、又は使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷に至った場合に、敷地外への放射性物質の拡散を抑制するため、移動式大容量ポンプ車、放水砲により、原子炉格納容器又は燃料取扱建屋の漏えい箇所へ放水する。また、放水による汚染水が海洋に流出し、拡散することを抑制するため、原子炉施設から海洋へ流出する箇所にシルトフェンスを設置する。	・ 第３項、４項(1.11)、(1.12)
水源の確保	中間受槽への水補給操作	・ 宮山池（淡水）、海水等の多様な手段を取水源として、可搬型ポンプにより中間受槽へ水補給を行う。	・ 第３項、４項(1.13)
	復水タンクへの水補給操作	・ 復水タンク、使用済燃料ピットの水位が低下した場合、中間受槽から可搬型ポンプにより給水する。 ・ 燃料取替用水タンクの水位が低下した場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給を行う。	
大規模火災への対応	移動式大容量ポンプ車による消火活動	・ 大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突による火災が発生した場合に、移動式大容量ポンプ車、放水砲及び泡消火設備により消火活動を実施する。 なお、準備を実施している間は化学消防車等により、原子炉建屋への延焼防止、アクセスルートの消火活動を実施する。	・ 第２項 ・ 第３項、４項(1.12)
	可搬型設備による消火活動	・ 大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突による火災が発生した場合に、可搬型ポンプ等により、原子炉建屋への延焼防止、アクセスルートの消火活動を実施する。	・ 第２項 ・ 第３項、４項(1.12)
その他	原子炉停止操作	・ 原子炉の自動トリップ失敗時、ATWS 緩和設備が動作しない場合に、現場にて原子炉を停止させる。	・ (1.1)
	アクセスルート確保	・ 大規模損壊発生時に予想される火災の消火活動、法面崩壊による土砂の撤去活動、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動について、事故対応に必要な箇所へのアクセスルートを確保するため優先的に実施する。	・ 第１項、２項
	燃料給油	・ 可搬型重大事故等対処設備への給油を実施する。	・ 第１項

第5.2.5表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
フロントライン系故障時	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク＊２ 主蒸気逃がし弁	１次系のフィードアンドブリード	充てん／高圧注入ポンプ＊９	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順（二部兆候ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			加圧器逃がし弁		
			燃料取替用水タンク		
			余熱除去ポンプ＊９＊１０		
			余熱除去冷却器＊１０		
			Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）＊５	大規模損壊時に対応する手順	
			可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）＊４		
			窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）＊４		
	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク＊２	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	電動主給水ポンプ	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順（二部兆候ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			蒸気発生器水張ポンプ		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊４＊６		
			復水タンク		
			燃料油貯蔵タンク＊７		
			タンクローリ＊７		
	復水タンク		Ａ、Ｂ海水ポンプ＊ ９ ＊１１		
			電動補助給水ポンプ＊ ９ ＊１１		
			タービン動補助給水ポンプ＊１１		
	主蒸気逃がし弁	蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	タービンバイパス弁		
サポート系故障時	タービン動補助給水ポンプ ・全交流動力電源喪失 ・直流電源の喪失	ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁付）（手動）	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			タービン動補助給水ポンプ 蒸気入口弁（手動）		
	電動補助給水ポンプ ・全交流動力電源喪失		大容量空冷式発電機＊８		
	主蒸気逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源の喪失	弁の機能回復	主蒸気逃がし弁（手動）＊４		
			窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）＊４		
	監視機能（事故時監視計器）の喪失	監視機能の回復	**可搬型計測器**＊１２	大規模損壊時に対応する手順	
－	－	推定、監視及び制御	加圧器水位計＊３＊５	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員）	
			蒸気発生器広域水位計＊３＊４		
			蒸気発生器狭域水位計＊３＊４		
			補助給水流量計＊３		
			復水タンク水位計＊３		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊３：直流電源喪失も含めた対応手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
＊４：手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
＊５：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊６：可搬型ディーゼル注入ポンプの水源は中間受槽を経由する場合、淡水若しくは海水を注水する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注水する場合は、S/Gブローダウンラインにより排水を行う。
＊７：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。燃料補給の手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊８：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊９：ディーゼル発電機等により給電する。
＊10：１次系のフィードアンドブリード停止後の余熱除去運転による炉心冷却に使用するものである。
＊11：蒸気発生器へ海水を長時間注水する場合は、Ｓ／Ｇブローダウンラインにより排水を行う。
＊12：手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第5.2.6表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.3）（１／４）
（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
フロントライン系故障時	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク＊２ 主蒸気逃がし弁	１次系のフィードアンドブリード＊３	加圧器逃がし弁	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順（二部兆候ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			充てん／高圧注入ポンプ＊６		
			燃料取替用水タンク		
			B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）＊８	大規模損壊時に対応する手順	
	電動補助給水ポンプ タービン動補助給水ポンプ 復水タンク＊２	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	電動主給水ポンプ	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順（二部兆候ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			蒸気発生器水張ポンプ		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊４		
			復水タンク		
			燃料油貯蔵タンク＊５		
			タンクローリ＊５		
	復水タンク		Ａ、Ｂ海水ポンプ＊６＊７		
			電動補助給水ポンプ＊６＊７		
			タービン動補助給水ポンプ＊７		
	主蒸気逃がし弁	蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	タービンバイパス弁		
	加圧器逃がし弁	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	電動補助給水ポンプ＊６	SGTR 時破損Ｓ／Ｇ減圧継続時の対応手順等（二部兆候ベース：運転員等） 大規模損壊時に対応する手順	
			タービン動補助給水ポンプ		
			復水タンク		
			電動主給水ポンプ		
			蒸気発生器水張ポンプ		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊４		
			燃料油貯蔵タンク＊５		
			タンクローリ＊５		
		蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁		
			タービンバイパス弁		
		加圧器補助スプレイ	加圧器補助スプレイ弁		
			充てん／高圧注入ポンプ		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊３：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊４：可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由する場合は、淡水若しくは海水を注入する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注水する場合は、S/Gブローダウンラインにより排水を行う。
＊５：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。燃料補給の手順は、「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊６：ディーゼル発電機等により給電する。
＊７：蒸気発生器へ海水を長時間注水する場合は、S/Gブローダウンラインにより排水を行う。
＊８：手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第5.2.6表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.3）（２／４）
(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
サポート系故障時	タービン動補助給水ポンプ ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失	ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ（蒸気加減弁）（手動）	全交流動力電源喪失の対応手順（二部兆候ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁（手動）＊２		
	主蒸気逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失	弁の機能回復	主蒸気逃がし弁（手動）		
			窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）		
	加圧器逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失		**窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）**	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第5.2.6表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.3）（３／４）
（高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱防止）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱防止	－	加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧	加圧器逃がし弁	炉心が損傷した後の格納容器破損防止を行うための手順（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

第5.2.6表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.3）（４／４）
（蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA発生時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
蒸気発生器伝熱管破損	－	1次冷却系統の減圧	主蒸気逃がし弁	SGTR時破損S/G減圧継続時の対応手順（二部兆候ベース：運転員等） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			加圧器逃がし弁		
インターフェイスシステムLOCA	－		主蒸気逃がし弁	インターフェイスシステムLOCAの対応手順（二部兆候ベース：運転員等） 大規模損壊時に対応する手順	
			加圧器逃がし弁		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

第5.2.7表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）（１／７）
（運転中の１次冷却材喪失事象時におけるフロントライン系故障時）

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
１次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク＊２	代替炉心注入（ａ）	Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）＊３	原子炉の冷却が喪かされた場合の手順（二部兆候ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				常設電動注入ポンプ＊３		
				燃料取替用水タンク		
				復水タンク		
				電動消火ポンプ		
				ディーゼル消火ポンプ		
				消防自動車		
				ろ過水貯蔵タンク		
				可搬型電動低圧注入ポンプ＊４		
				可搬型電動ポンプ用発電機		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊４		
				燃料油貯蔵タンク＊５		
				タンクローリ＊５		
				Ａ、Ｂ海水ポンプ＊３	大規模損壊時に対応する手順	
		余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 余熱除去系統-格納容器再循環弁（外隔離弁）	代替再循環運転	Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）＊３	１次冷却材喪失時に再循環運転が不能となった場合の手順（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員）	
				格納容器再循環サンプ		
				格納容器再循環サンプスクリーン		
				Ａ格納容器スプレイ冷却器		
		格納容器再循環サンプスクリーン	炉心注入＊６	充てん／高圧注入ポンプ＊３	１次冷却材喪失時に再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合の手順（二部事象ベース：運転員等）	
				燃料取替用水タンク		
			代替炉心注入＊６	（ａ） 余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク機能喪失時の対応手段のうち代替炉心注入に用いる設備と同様。		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：燃料取替用水タンクの破損、枯渇時の手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊３：ディーゼル発電機等により給電する。
＊４：可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心注入する場合は、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。
＊５：可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。補給手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
＊６：格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。格納容器再循環ユニットによる格納容器の冷却手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

第5.2.7表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）（２／７）
（運転中の１次冷却材喪失事象時におけるサポート系故障時）

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
１次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系故障時	全交流動力電源＊２	代替炉心注入（ａ）	常設電動注入ポンプ	全交流動力電源が喪失した場合の手順（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				燃料取替用水タンク		
				復水タンク		
				Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）		
				Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）（RHRS－CSS タイライン使用）		
				ディーゼル消火ポンプ		
				消防自動車		
				ろ過水貯蔵タンク		
				可搬型電動低圧注入ポンプ＊３		
				可搬型電動ポンプ用発電機		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３		
				燃料油貯蔵タンク＊４		
				タンクローリ＊４		
			代替再循環運転＊５（ｂ）	Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却）＊６		
				Ｃ充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）＊６		
				移動式大容量ポンプ車		
				格納容器再循環サンプ		
				格納容器再循環サンプスクリーン		
		原子炉補機冷却水系	代替炉心注入	（ａ） 全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替炉心注入に用いる設備と同様。	原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順（二部事象ベース：運転員等）	
				Ａ余熱除去ポンプ（空調用冷水）＊６		
				電動消火ポンプ		
			代替再循環運転＊５	（ｂ） 全交流動力電源喪失時の対応手段のうち再循環運転に用いる設備と同様。	１次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順（二部事象ベース：運転員等）	
				Ａ余熱除去ポンプ（空調用冷水）＊６		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊３：可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心注入する場合は、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。
＊４：可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。補給手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
＊５：格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊６：空調用冷水及び海水による代替補機冷却の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第5.2.7表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）（3／7）
（溶融デブリが原子炉圧力容器内に残存する場合）

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生している場合	溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合	—	格納容器水張り（格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ）＊5	格納容器スプレイポンプ＊2	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順
				常設電動注入ポンプ＊2		
				燃料取替用水タンク		
				復水タンク		
				電動消火ポンプ		
				ディーゼル消火ポンプ		
				消防自動車		
				ろ過水貯蔵タンク		
				可搬型電動低圧注入ポンプ＊3		
				可搬型電動ポンプ用発電機		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
				燃料油貯蔵タンク＊4		
				タンクローリ＊4		
				A、B海水ポンプ＊2	大規模損壊時に対応する手順	

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
＊3：可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心注入又は格納容器スプレイする場合は、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。
＊4：可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。補給手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
＊5：格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

第5.2.7表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）（４／７）
（運転中の１次冷却材喪失事象が発生していない場合のフロントライン系故障時）

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
１次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	電動補助給水ポンプ＊２	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				タービン動補助給水ポンプ		
				復水タンク		
				電動主給水ポンプ		
				蒸気発生器水張ポンプ		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３＊４		
				燃料油貯蔵タンク＊５		
				タンクローリ＊５		
			蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁		
				タービンバイパス弁		
			蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ＊２＊６		
				復水タンク		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３＊４＊６		
				燃料油貯蔵タンク＊５		
				タンクローリ＊５		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：ディーゼル発電機等により給電する。
＊３：蒸気発生器へ注水する手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
＊４：可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ給水する場合は復水タンク又は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水若しくは海水を使用する。なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S/Gブローダウンにより排水を行う。
＊５：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。補給手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
＊６：蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。

第5.2.7表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）（５／７）
（運転中の１次冷却材喪失事象が発生していない場合のサポート系故障時）

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
１次冷却材喪失事象が発生していない場合	サポート系故障時	全交流動力電源＊２	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	電動補助給水ポンプ＊３	全交流動力電源が喪失した場合の手順（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				タービン動補助給水ポンプ		
				復水タンク		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３＊４		
				燃料油貯蔵タンク＊５		
				タンクローリ＊５		
			蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（手動）		
			蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ＊３＊６		
				復水タンク		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３＊４＊６		
				燃料油貯蔵タンク＊５		
				タンクローリ＊５		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊３：蒸気発生器へ注水する手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
＊４：可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ給水する場合は復水タンク又は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S/G ブローダウンにより排水を行う。
＊５：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。補給手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
＊６：蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。

第5.2.7表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）（６／７）
（運転停止中のフロントライン系故障時（１／２））

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
運転停止中の場合	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	炉心注入	充てん／高圧注入ポンプ＊２	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				燃料取替用水タンク		
			代替炉心注入	燃料取替用水タンク（重力注入）		
				Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）＊２		
				常設電動注入ポンプ＊２		
				燃料取替用水タンク		
				復水タンク		
				電動消火ポンプ		
				ディーゼル消火ポンプ		
				消防自動車		
				ろ過水貯蔵タンク		
				可搬型電動低圧注入ポンプ＊３		
				可搬型電動ポンプ用発電機		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３		
				燃料油貯蔵タンク＊４		
				タンクローリ＊４		
				Ａ、Ｂ海水ポンプ＊２	大規模損壊時に対応する手順	
			代替再循環運転	Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS－CSS タイライン使用）＊２	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
				格納容器再循環サンプ		
				格納容器再循環サンプスクリーン		
				Ａ格納容器スプレイ冷却器		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：ディーゼル発電機等により給電する。
＊３：可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心注入する場合は、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。
＊４：可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。補給手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。

第5.2.7表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）（６／７）
（運転停止中のフロントライン系故障時（２／２））

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
運転停止中の場合	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	電動補助給水ポンプ＊２	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				タービン動補助給水ポンプ		
				復水タンク		
				電動主給水ポンプ		
				蒸気発生器水張ポンプ		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３＊４		
				燃料油貯蔵タンク＊５		
				タンクローリ＊５		
			蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁		
				タービンバイパス弁		
			蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ＊２＊６		
				復水タンク		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３＊４＊６		
				燃料油貯蔵タンク＊５		
				タンクローリ＊５		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：ディーゼル発電機等により給電する。
＊３：可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ給水する場合は復水タンク又は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S/Gブローダウンにより排水を行う。
＊４：蒸気発生器へ注水する手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
＊５：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。補給手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
＊６：蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。

第5.2.7表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）（７／７）
（運転停止中のサポート系故障時（１／２））

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
運転停止中の場合	サポート系故障時	全交流動力電源＊2 原子炉補機冷却水系	代替炉心注入	燃料取替用水タンク（重力注入）	原子炉停止中における全交流動力電源が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				常設電動注入ポンプ		
				燃料取替用水タンク		
				復水タンク		
				B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）		
				A格納容器スプレイポンプ(自己冷却) （RHRS－CSS タイライン使用）		
				ディーゼル消火ポンプ		
				消防自動車		
				ろ過水貯蔵タンク		
				可搬型電動低圧注入ポンプ＊3		
				可搬型電動ポンプ用発電機		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
				燃料油貯蔵タンク＊4		
				タンクローリ＊4		
			代替再循環運転＊5	B余熱除去ポンプ（海水冷却）＊6		
				移動式大容量ポンプ車		
				格納容器再循環サンプ		
				格納容器再循環サンプスクリーン		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊3：可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心注入する場合は、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。
＊4：可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
＊5：格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊6：海水による代替補機冷却の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第5.2.7表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）（７／７）
（運転停止中のサポート系故障時（２／２））

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
運転停止中の場合	サポート系故障時	全交流動力電源＊2 原子炉補機冷却水系	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動補助給水ポンプ	原子炉停止中における全交流動力電源が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				タービン動補助給水ポンプ		
				復水タンク		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3＊4		
				燃料油貯蔵タンク＊5		
				タンクローリ＊5		
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（手動）		
			蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ＊6		
				復水タンク		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3＊4＊6		
				燃料油貯蔵タンク＊5		
				タンクローリ＊5		
		原子炉補機冷却水系	代替炉心注入	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）＊8	原子炉停止中における原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員等）	
				電動消火ポンプ		
			代替再循環運転＊7	A余熱除去ポンプ（空調用冷水）＊8		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊3：可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ給水する場合は復水タンク又は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S/Gブローダウンにより排水を行う。
＊4：蒸気発生器へ注水する手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
＊5：可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
＊6：蒸気発生器２次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。
＊7：格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊8：空調用冷水による代替補機冷却の手順は「1.5最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第5.2.8表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.5）（１／２）
（フロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
フロントライン系故障	海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動補助給水ポンプ＊２	原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			タービン動補助給水ポンプ		
			復水タンク		
			電動主給水ポンプ		
			蒸気発生器水張ポンプ		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３＊４		
			燃料油貯蔵タンク＊５		
			タンクローリ＊５		
		蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（手動）＊３		
			タービンバイパス弁		
			所内用空気圧縮機	制御用空気異常時の手順（一部：運転員等）	故障及び設計基準事象に対処する運転手順
		格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット＊６	１次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			移動式大容量ポンプ車＊６		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）＊６		
			燃料油貯蔵タンク＊５		
			タンクローリ＊５		
		代替補機冷却	移動式大容量ポンプ車（補機冷却海水通水）＊７	１次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順（二部事象ベース：運転員等）等	
			燃料油貯蔵タンク＊５		
			タンクローリ＊５		
	原子炉補機冷却水ポンプ		空調用冷水ポンプ（A余熱除去ポンプ冷却）		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：ディーゼル発電機等により給電する。
＊３：手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
＊４：可搬型ディーゼル注入ポンプの水源は中間受槽を経由する場合、淡水若しくは海水を注水する。
＊５：可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊６：手順は「1.7原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊７：移動式大容量ポンプ車により補機冷却海水を通水する補機は、「C充てん／高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプ、B制御用空気圧縮機」である

第5.2.8表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.5）（２／２）
（サポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源＊２	蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）	タービン動補助給水ポンプ＊３	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			電動補助給水ポンプ＊３		
			復水タンク		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３＊４		
			燃料油貯蔵タンク＊５		
			タンクローリ＊５		
		蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁（手動）＊３		
			窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）＊３		
			Ｂ制御用空気圧縮機（海水冷却）	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	
		格納容器内自然対流冷却	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット＊６		
			移動式大容量ポンプ車＊６		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）＊６		
			燃料油貯蔵タンク＊５		
			タンクローリ＊５		
		代替補機冷却	移動式大容量ポンプ車（補機冷却海水通水）＊７		
			燃料油貯蔵タンク＊５		
			タンクローリ＊５		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊３：手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
＊４：可搬型ディーゼル注入ポンプの水源は中間受槽を経由する場合、淡水若しくは海水を注水する。
＊５：可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊６：手順は「1.7原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊７：移動式大容量ポンプ車により補機冷却海水を通水する補機は、「Ｃ充てん／高圧注入ポンプ、Ｂ余熱除去ポンプ、Ｂ制御用空気圧縮機」である。

第5.2.9表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.6）（１／４）
（炉心損傷前のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク＊２	格納容器内自然対流冷却	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット＊３	格納容器健全性の確保の手順（二部兆候ベース：運転員等）等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプ＊３＊４		
			Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器＊３		
			原子炉補機冷却水サージタンク＊３		
			窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）＊３		
			Ａ、Ｂ海水ポンプ＊３＊４		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）＊３		
			Ａ、Ｂ格納容器再循環ファン		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊４	格納容器健全性の確保の手順（二部兆候ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊５		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊５		
			燃料油貯蔵タンク＊６		
			タンクローリ＊６		
			Ａ、Ｂ海水ポンプ＊４	大規模損壊時に対応する手順	

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊３：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊４：ディーゼル発電機等により給電する。
＊５：可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を注入する。
＊６：可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。

第5.2.9表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.6）（２／４）
（炉心損傷前のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源＊２ 原子炉補機冷却水系	代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）		
			よう素除去薬品タンク		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊３		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３		
			燃料油貯蔵タンク＊４		
			タンクローリ＊４		
		格納容器内自然対流冷却	移動式大容量ポンプ車＊５	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員）等 大規模損壊時に対応する手順	
			燃料油貯蔵タンク＊４		
			タンクローリ＊４		
			Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット＊５		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）＊５		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊３：可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を注入する。
＊４：可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。
＊５：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。車の燃料補給に使用する。

第5.2.9表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.6）（３／４）
（炉心損傷後のフロントライン系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク＊２	格納容器内自然対流冷却	Ａ、Ｂ格納容器再循環ユニット＊３	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水ポンプ＊３＊４		
			Ａ、Ｂ原子炉補機冷却水冷却器＊３		
			原子炉補機冷却水サージタンク＊３		
			窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）＊３		
			Ａ、Ｂ海水ポンプ＊３＊４		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）＊３		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊４		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊５		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊５		
			燃料油貯蔵タンク＊６		
			タンクローリ＊６		
			Ａ、Ｂ海水ポンプ＊４	大規模損壊時に対応する手順	

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊３：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊４：ディーゼル発電機等により給電する。
＊５：可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を注入する。
＊６：可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。。

第5.2.9表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.6）（４／４）
（炉心損傷後のサポート系故障時）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却水系＊２	代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）		
			よう素除去薬品タンク		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊３		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３		
			燃料油貯蔵タンク＊４		
			タンクローリ＊４		
		格納容器内自然対流冷却	移動式大容量ポンプ車＊５		
			燃料油貯蔵タンク＊４		
			タンクローリ＊４		
			A、B格納容器再循環ユニット＊５		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）＊５		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊３：可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を注入する。
＊４：可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。
＊５：手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

第5.2.10表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.7）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	—	格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプ＊2	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			燃料取替用水タンク		
		格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット		
			A、B原子炉補機冷却水ポンプ＊2		
			A、B原子炉補機冷却水冷却器		
			原子炉補機冷却水サージタンク		
			窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）		
			A、B海水ポンプ＊2		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊2		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
			燃料油貯蔵タンク＊4		
			タンクローリ＊4		
			A、B海水ポンプ＊2	大規模損壊時に対応する手順	
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失	—	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			移動式大容量ポンプ車		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）		
			燃料油貯蔵タンク＊4		
			タンクローリ＊4		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊5		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）＊5		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
			燃料油貯蔵タンク＊4		
			タンクローリ＊4		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

＊2：ディーゼル発電機等により給電する。

＊3：可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を注入する。

＊4：可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

＊5：大容量空冷式発電機により電源確保する。手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第5.2.11表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.8）（１／２）
（原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	—	格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプ＊２	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			燃料取替用水タンク		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊２		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊３		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３		
			燃料油貯蔵タンク＊４		
			タンクローリ＊４		
			A、B海水ポンプ＊２	大規模損壊時に対応する手順	
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失	—	代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊５	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）＊５		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊３		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３		
			燃料油貯蔵タンク＊４		
			タンクローリ＊４		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：ディーゼル発電機等により給電する。
＊３：可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を給水する。
＊４：可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊５：大容量空冷式発電機により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第5.2.11表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.8）（２／２）
（溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手順	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	—	炉心注入	充てん／高圧注入ポンプ＊2	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			余熱除去ポンプ＊2		
			燃料取替用水タンク		
		代替炉心注入	A格納容器スプレイポンプ＊2（RHRS－CSS タイライン使用）		
			常設電動注入ポンプ＊2		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
			燃料油貯蔵タンク＊4		
			タンクローリ＊4		
			A、B海水ポンプ＊2	大規模損壊時に対応する手順	
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失	—	代替炉心注入	常設電動注入ポンプ＊5	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）＊5		
			A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）＊5（RHRS－CSS タイライン使用）		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
			燃料油貯蔵タンク＊4		
			タンクローリ＊4		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

＊2：ディーゼル発電機等により給電する。

＊3：可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を給水する。

＊4：可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

＊5：大容量空冷式発電機により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第 5.2.12 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.9）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
—	—	水素濃度低減	静的触媒式水素再結合装置	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順等（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順等
			静的触媒式水素再結合装置動作監視装置＊2＊3		
			電気式水素燃焼装置＊2＊3		
			電気式水素燃焼装置動作監視装置＊2＊3		
			大容量空冷式発電機		
		水素濃度監視	可搬型格納容器水素濃度計測装置＊2＊3	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順等（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ＊2＊3		
			可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置＊2＊3		
			移動式大容量ポンプ車		
			大容量空冷式発電機		
			燃料油貯蔵タンク＊4		
			タンクローリ＊4		
			ガス分析計		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候（安全機能）ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
＊3：代替電源設備からの給電に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊4：移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は、「1.6原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第5.2.13表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.10）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
—	—	水素排出	アニュラス空気浄化ファン＊2＊3	全交流動力電源が喪失した場合の手順等（二部事象ベース；運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順等
			アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット		
			アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット		
			窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）		
			大容量空冷式発電機		
		水素濃度監視	可搬型格納容器水素濃度計測装置＊2＊3＊4	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ＊2＊3＊4		
			可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置＊2＊3＊4		
			移動式大容量ポンプ車＊4		
			燃料油貯蔵タンク＊5		
			タンクローリ＊5		
			格納容器内高レンジエリアモニタB（高レンジ）		
			アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計		
			格納容器排気筒高レンジガスモニタ		
			大容量空冷式発電機		
			アニュラス水素濃度計測装置		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
＊3：代替電源設備からの給電に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊4：手順は「1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊5：移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第5.2.14表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.11）（１／３）
（使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失
又は使用済燃料ピットの小規模な漏えい発生時）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却又は注水設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時	使用済燃料ピットポンプ 使用済燃料ピット冷却器 又は 燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水タンク ２次系補給水ポンプ ２次系純水タンク	使用済燃料ピットへの注水（屋外タンクから）	燃料取替用水ポンプ	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順書（一部事象ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			燃料取替用水タンク＊２		
			燃料取替用水補助タンク＊２		
			２次系補給水ポンプ		
			２次系純水タンク＊２		
		使用済燃料ピットへの注水（消火設備による使用済燃料ピットへの注水）	電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
		使用済燃料ピットへの注水	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ＊３＊４		
			使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機		
			可搬型電動低圧注入ポンプ		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ		
			燃料油貯蔵タンク＊５		
			タンクローリ＊５		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：水頭圧を利用して使用済燃料ピットへ注水する。
＊３：使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水する場合は、中間受槽を経由し、淡水若しくは海水を注水する。
＊４：水源については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」に整備する。
＊５：使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

第 5.2.14 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.11）（２／３）
（使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却又は注水設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順の分類
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時	—	使用済燃料ピットへのスプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ＊２	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順書（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊２		
			使用済燃料ピットスプレイヘッダ		
			燃料油貯蔵タンク＊３		
			タンクローリ＊３		
			消防自動車	大規模損壊時に対応する手順	
		使用済燃料ピットへの放水	移動式大容量ポンプ車	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順書（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク＊４		
			タンクローリ＊４		
		使用済燃料ピットからの漏えい抑制	ガスケット材 ガスケット接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ　等		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

＊２：可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプにより使用済燃料ピットへスプレイする場合は、中間受槽を経由し、淡水若しくは海水を使用する

＊３：可搬型ディーゼル注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機及び取水用水中ポンプ用発電機の燃料補給に使用する。可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給の手順は、「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。取水用水中ポンプ用発電機の燃料補給の手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

＊４：移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。移動式大容量ポンプ車の燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第5.2.14表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.11）（３／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却又は注水設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順の分類
重大事故等時における使用済燃料ピットの監視	—	使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位計（SA）＊２	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順書（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			使用済燃料ピット水位計（広域）＊２（使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む）		
			使用済燃料ピット温度計（SA）＊２		
			使用済燃料ピット周辺線量率計＊２		
			使用済燃料ピット状態監視カメラ＊２		
			大容量空冷式発電機＊３		
			使用済燃料ピットエリアモニタ		
			ロープ式水位計		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：ディーゼル発電機等により給電する。
＊３：手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第5.2.15表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.12）

分類	想定する重大事故等	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損	－	大気への拡散抑制	**常設電動注入ポンプ**	工場外への放射性物質の拡散を抑制する手順	大規模損壊時に対応する手順
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			Ａ格納容器スプレイポンプ（自己冷却）		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ		
			移動式大容量ポンプ車		
			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク＊２		
			タンクローリ＊２		
使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷		大気への拡散抑制	可搬型電動低圧注入ポンプ＊１＊３		
			可搬型電動ポンプ用発電機＊１		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊１＊３		
			使用済燃料ピットスプレイヘッダ＊１		
			移動式大容量ポンプ車		
			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク＊２		
			タンクローリ＊２		
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷		海洋への拡散抑制	放射性物質吸着材		
			シルトフェンス		
			小型船舶		
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	－	航空機燃料火災への泡消火	移動式大容量ポンプ車	航空機衝突による航空機燃料火災に対応する手順	
			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク＊２		
			タンクローリ＊２		
		初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車		
			小型動力ポンプ付水槽車		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊３		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３		
			小型放水砲		
			燃料油貯蔵タンク＊２		
			タンクローリ＊２		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊２：移動式大容量ポンプ車、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。移動式大容量ポンプ車、可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊３：可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによりスプレイ又は泡消火する場合は、中間受槽を経由し、淡水若しくは海水を使用する。

第 5.2.16 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.13）（１／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
代替水源から中間受槽への供給	復水タンクの枯渇又は破損等 燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等 使用済燃料ピットの枯渇又は破損等	代替淡水源から中間受槽への供給	中間受槽＊５	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順等（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			２次系純水タンク		
			ろ過水貯蔵タンク		
		宮山池から中間受槽への供給	中間受槽＊５		
			取水用水中ポンプ		
			取水用水中ポンプ用発電機		
			燃料油貯蔵タンク＊２		
			タンクローリ＊２		
		海水（取水ピット、取水口）から中間受槽への供給	中間受槽＊５		
			取水用水中ポンプ		
			取水用水中ポンプ用発電機		
			燃料油貯蔵タンク＊２		
			タンクローリ＊２		
蒸気発生器２次側による炉心冷却のための代替手段及び復水タンクへの供給	復水タンクの枯渇又は破損等	１次系のフィードアンドブリード＊３	燃料取替用水タンク	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順（二部兆候ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			充てん／高圧注入ポンプ		
			加圧器逃がし弁		
			Ｂ充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）＊６	大規模損壊時に対応する手順	
			窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）＊４		
			可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）＊４		
		復水タンクから２次系純水タンクへの水源切替え	２次系純水タンク	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース；運転員等及び保修対応要員）	
		海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給＊３	Ａ、Ｂ海水ポンプ	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順（二部兆候ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
		蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水）＊３＊４	中間受槽＊５		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊３＊４		
			燃料油貯蔵タンク＊２		
			タンクローリ＊２		
	復水タンクの枯渇	中間受槽から復水タンクへの供給	中間受槽＊５	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			復水タンク補給用水中ポンプ		
			使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機		
			燃料油貯蔵タンク＊２		
			タンクローリ＊２		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊２：取水用水中ポンプ用発電機、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機並びに可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊３：手順は「1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊４：手順は「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
＊５：水源の確保については、1.13にのみ要求されていることから、中間受槽については1.13でのみ記載することとする。
＊６：手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第 5.2.16 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.13）（２／３）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊１	手順書の分類
炉心注入／格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等	代替炉心注入＊２	復水タンク 常設電動注入ポンプ ろ過水貯蔵タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ 消防自動車 中間受槽　＊５ 可搬型電動低圧注入ポンプ 可搬型電動ポンプ用発電機 可搬型ディーゼル注入ポンプ 燃料油貯蔵タンク＊３ タンクローリ＊３	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順等（二部停止中：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			A、B海水ポンプ	大規模損壊時に対応する手順	
		代替格納容器スプレイ＊４	復水タンク 常設電動注入ポンプ ろ過水貯蔵タンク 電動消火ポンプ ディーゼル消火ポンプ 消防自動車 中間受槽　＊５ 可搬型電動低圧注入ポンプ 可搬型電動ポンプ用発電機 可搬型ディーゼル注入ポンプ 燃料油貯蔵タンク＊３ タンクローリ　＊３	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順等（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			A、B海水ポンプ	大規模損壊時に対応する手順	
	燃料取替用水タンクの枯渇	１次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの供給	１次系純水タンク １次系補給水ポンプ ほう酸タンク ほう酸ポンプ	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順等（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
		２次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの供給	２次系純水タンク ２次系補給水ポンプ 使用済燃料ピット 使用済燃料ピットポンプ		
		燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水補助タンク 燃料取替用水ポンプ		
		復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給	復水タンク		
格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転	余熱除去ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ	代替再循環運転＊２	Ａ格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSS タイライン使用） Ａ格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン Ｂ余熱除去ポンプ（海水冷却） Ｃ充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却） 移動式大容量ポンプ車 燃料油貯蔵タンク＊３ タンクローリ　＊３	全交流動力電源喪失の対応手順（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員）	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊１：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

＊２：手順は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

＊３：可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

＊４：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

＊５：水源の確保については、1.13 にのみ要求されていることから、中間受槽については 1.13 でのみ記載することとする。

第 5.2.16 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.13）（3／3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
使用済燃料ピットへの水の供給	－	屋外タンクから使用済燃料ピットへの注水＊2	燃料取替用水タンク	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順（二部事象ベース：運転員等及び保修対応員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			燃料取替用水補助タンク		
			燃料取替用水ポンプ		
			2次系純水タンク		
			2次系補給水ポンプ		
		消火設備による使用済燃料ピットへの注水＊2	電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
		使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水＊2	中間受槽＊4		
			使用済燃料ピット補給用水中ポンプ		
			使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機		
			燃料油貯蔵タンク＊3		
			タンクローリ＊3		
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時	－	使用済燃料ピットへのスプレイ＊2	中間受槽＊4		
			可搬型電動低圧注入ポンプ		
			可搬型電動ポンプ用発電機＊3		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
			使用済燃料ピットスプレイヘッダ		
			燃料油貯蔵タンク＊3		
			タンクローリ＊3		
			消防自動車	大規模損壊時に対応する手順	
		使用済燃料ピットへの放水＊5	移動式大容量ポンプ車	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順（二部事象ベース：運転員等及び保修対応員） 大規模損壊時に対応する手順	
			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク＊3		
			タンクローリ＊3		
原子炉格納容器及びアニュラス部への放水	－	原子炉格納容器及びアニュラス部への放水	移動式大容量ポンプ車	工場外への放射性物質の拡散を抑制する手順 大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊時に対応する手順
			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク＊3		
			タンクローリ＊3		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候［安全機能］ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：手順は「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊3：使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車の燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊4：水源の確保については、1.13にのみ要求されていることから、中間受槽については1.13でのみ記載することとする。
＊5：手順は「1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

第5.2.17表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.14）（1／3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
交流電源喪失	ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失）	代替電源（交流）からの供給	大容量空冷式発電機	全交流動力電源喪失の対応手順等（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			燃料油貯蔵タンク＊2		
			タンクローリ＊2		
			大容量空冷式発電機用燃料タンク＊3		
			大容量空冷式発電機用給油ポンプ＊3		
			予備変圧器2次側電路		
			号炉間電力融通ケーブル		
			予備ケーブル（号炉間電力融通用）		
			発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）		
			ディーゼル発電機（他号炉）		
			燃料油貯油そう（他号炉）＊4		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：大容量空冷式発電機、発電機車（高圧発電機車、中容量発電機車）の燃料補給に使用する。
＊3：大容量空冷式発電機の燃料補給に使用する。
＊4：ディーゼル発電機（他号炉）の燃料補給に使用する。

第 5.2.17 表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.14）（2／3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
直流電源喪失	ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失）	代替電源（直流）の供給	蓄電池（安全防護系）	全交流動力電源喪失の対応手順等（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
	ディーゼル発電機（全交流動力電源喪失）及び蓄電池（安全防護系用）の枯渇		蓄電池（重大事故等対処用）		
			直流電源用発電機		
			燃料油貯蔵タンク＊2		
			タンクローリ＊2		
			可搬型直流変換器		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：直流電源用発電機の燃料補給に使用する。

第5.2.17表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.14）（3／3）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
所内電気設備機能喪失	所内電気設備	代替所内電気設備による電源供給	大容量空冷式発電機	全交流動力電源喪失の対応手順等（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			燃料油貯蔵タンク＊2		
			タンクローリ＊2		
			大容量空冷式発電機用燃料タンク＊3		
			大容量空冷式発電機用給油ポンプ＊3		
			重大事故等対処用変圧器受電盤		
			重大事故等対処用変圧器盤		
			発電機車 （中容量発電機車又は高圧発電機車）		
			変圧器車		
			可搬型分電盤		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

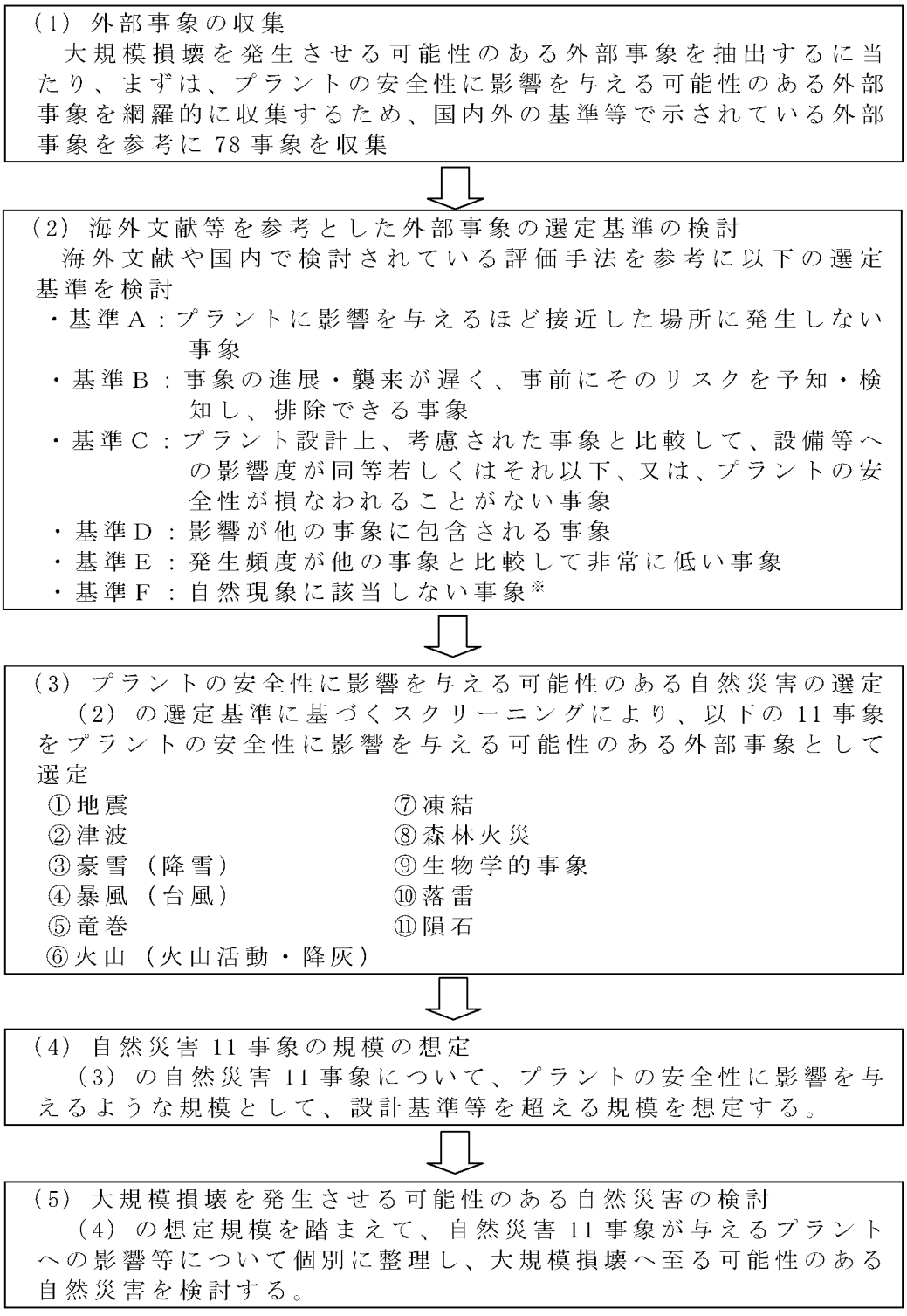
＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

＊2：大容量空冷式発電機、発電機車（高圧発電機車及び中容量発電機車）の燃料補給に使用する。

＊3：大容量空冷式発電機の燃料補給に使用する。

第 5.2.18 表　大規模損壊時の対応に係る発電所要員の力量管理について

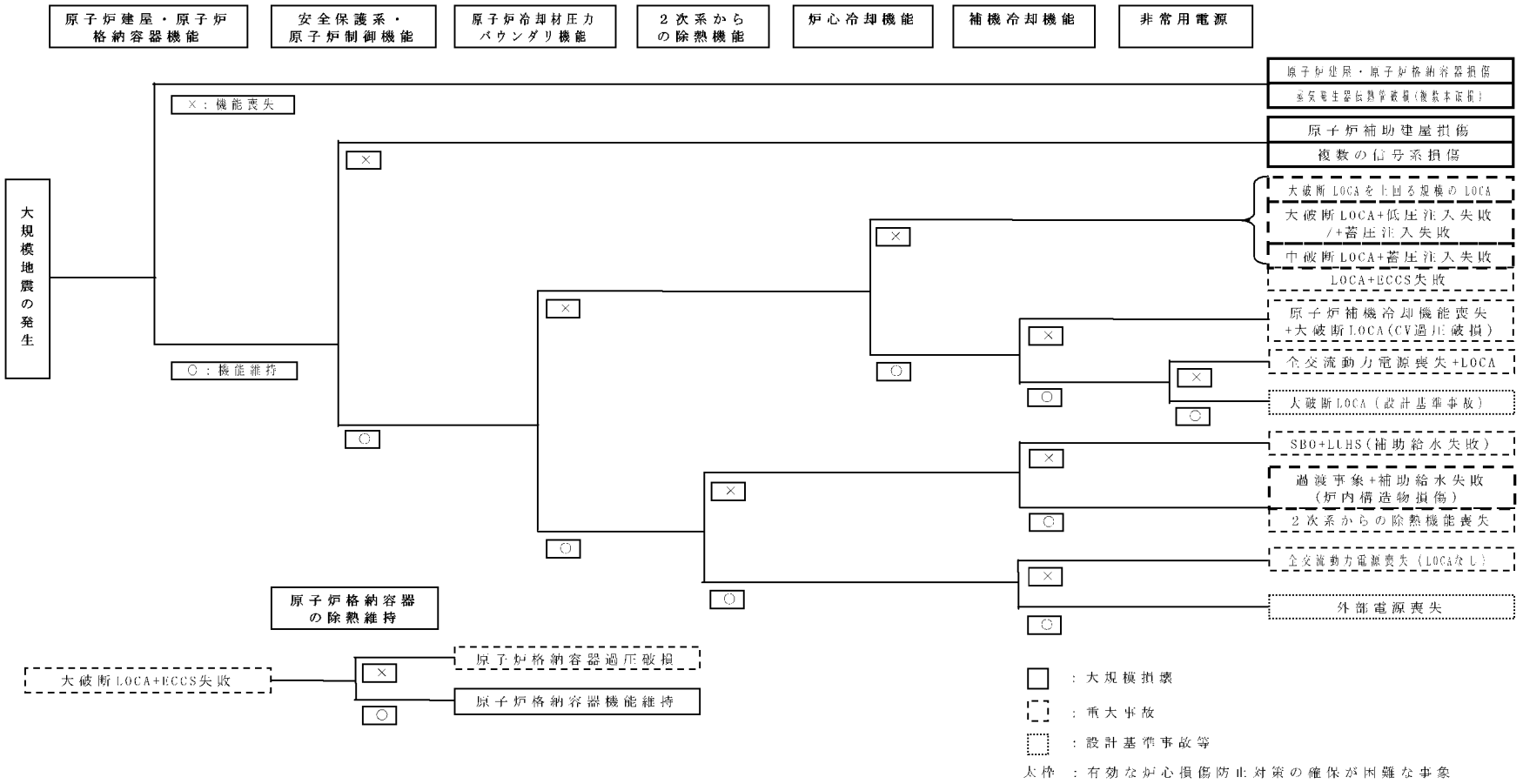
要　　員	必要な任務	力　　量
緊急時対策本部要員 （司令部要員及び各班の班長）	・発電所における災害対策活動の実施	・設備、系統の知識（事故状況の把握や処置判断ができること） ・事故時の対応操作（処置判断等を行い、指揮（指示、命令等）が行えること）
緊急時対策本部要員 （上記以外の要員）	・発電所における災害対策活動の実施 （班長指示による） ・班長の補佐	・設備、系統の知識（事故状況の把握や処置判断ができること） ・事故時の対応操作（班長の補佐や通報連絡等の任務が行えること）
重大事故等対策要員 （運転員（当直含む）運転対応要員）	・災害状況の把握 ・事故拡大防止に必要な運転上の措置 ・事故対応時の個別作業 （主蒸気逃がし弁操作（手動）、補助給水流量調整（手動）等）他	・設備、系統の知識（事故状況の把握や処置判断、操作手順を理解していること） ・事故時の対応操作（処置判断等を行い、指揮（指示、命令等）が行えること、又は運転操作が行えること）
重大事故等対策要員 （保修対応要員）	・事故対応時の個別作業 （電源確保作業、常設電動注入ポンプ起動準備作業　他）	・設備、系統の知識（操作手順を理解していること（設備、資機材の設置位置等を含む）） ・事故時の対応操作（故障対応操作ができること）
重大事故等対策要員 （協力会社）	・事故対応時の個別作業 （復水タンクへの補給作業、使用済燃料ピットへの補給作業等）他	・設備、系統の知識（操作手順を理解していること（設備、資機材の設置位置等を含む）） ・事故時の対応操作（故障対応操作ができること）



※ 23事象が該当するが、これらは「故意による大型航空機の衝突」に包含される又は適切な管理により防護できるものと考えられる。

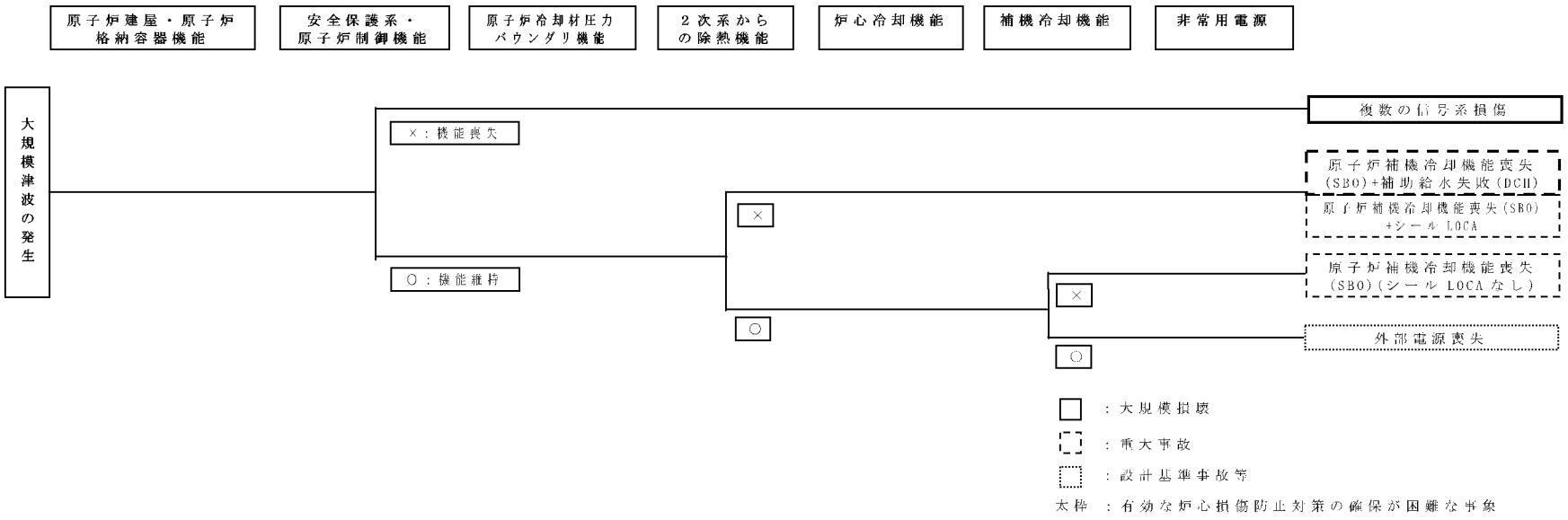
第5.2.1図　大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の検討プロセスの概要

地　震



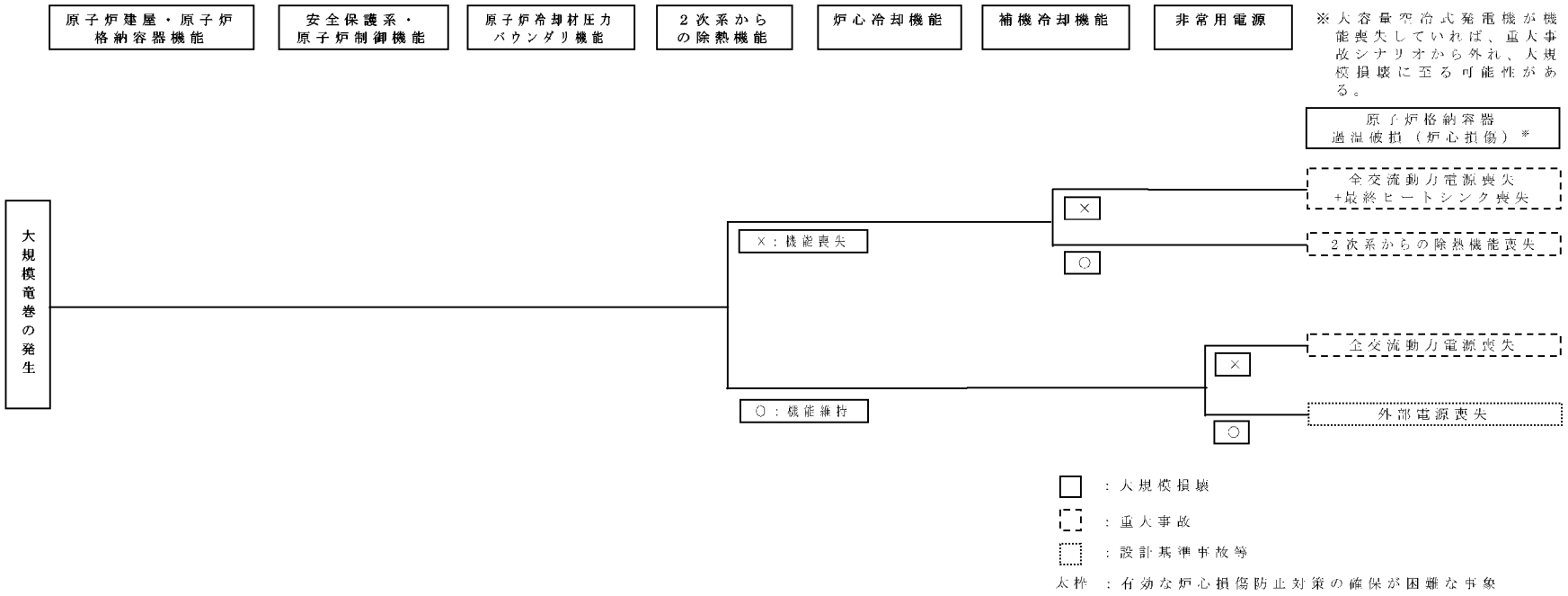
第5.2.2図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（1/7）

津　波



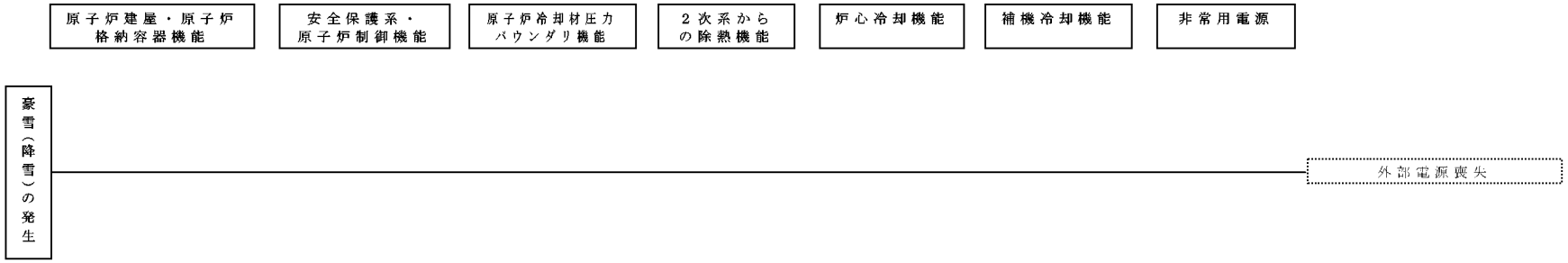
第 5.2.2 図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（2/7）

竜　巻

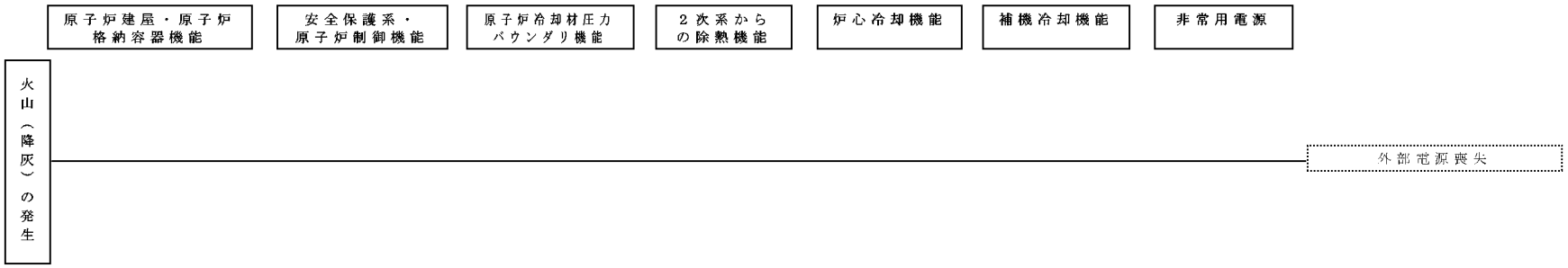


第5.2.2図 大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（3/7）

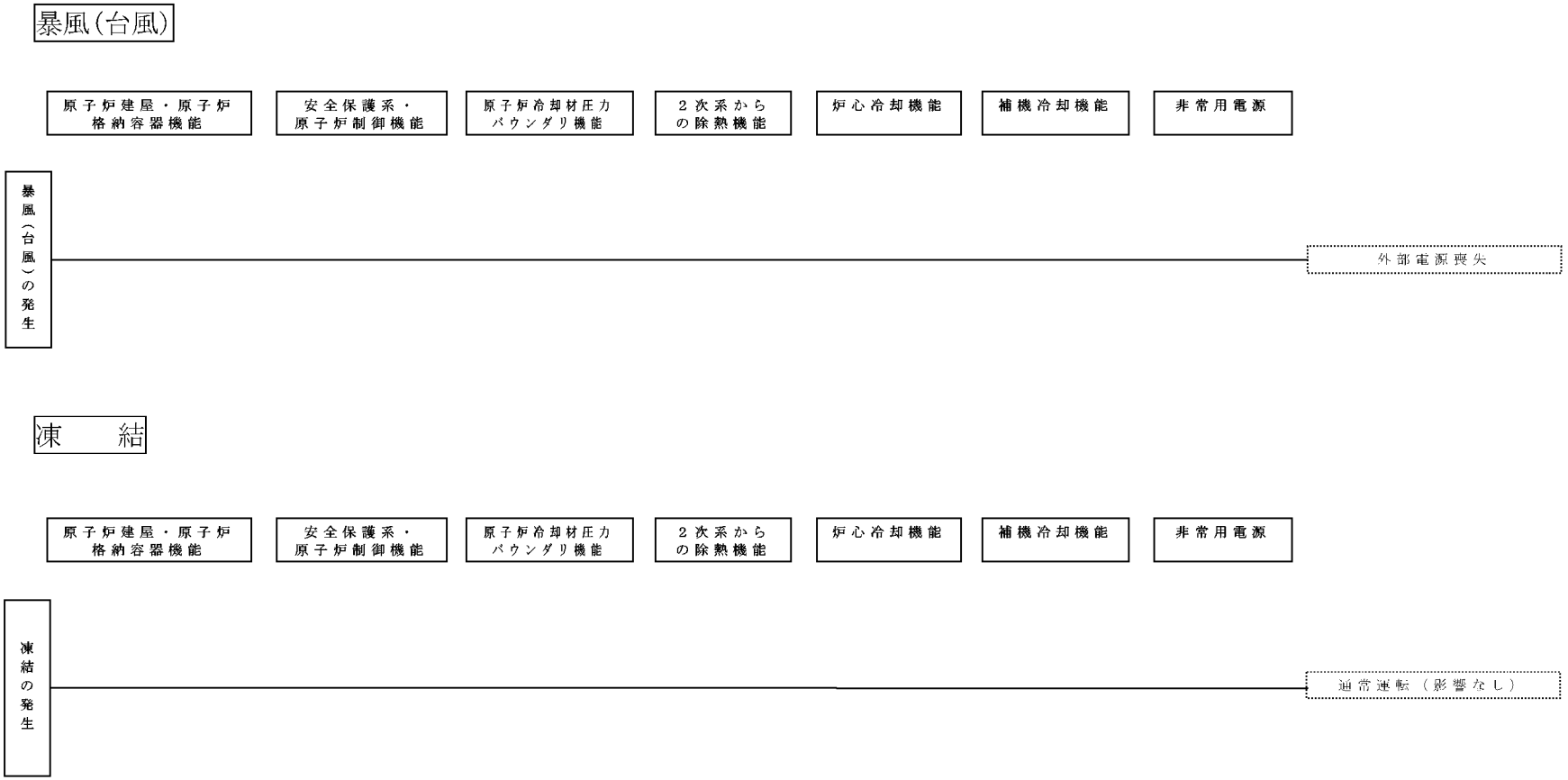
豪雪(降雪)



火山（降灰）

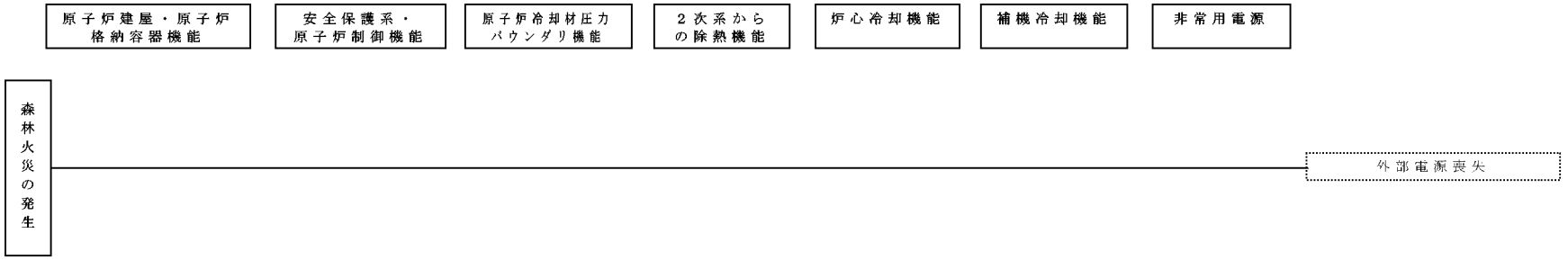


第 5.2.2図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（4/7）

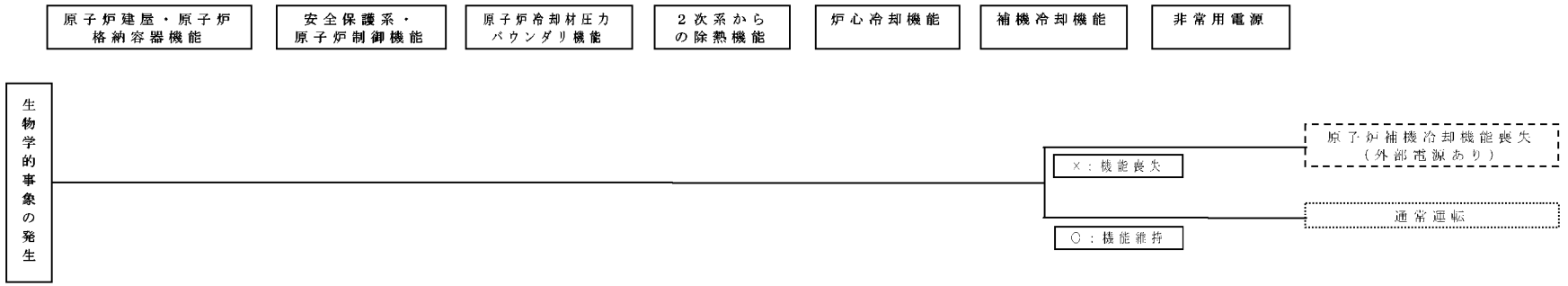


第 5.2.2図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（5/7）

森林火災

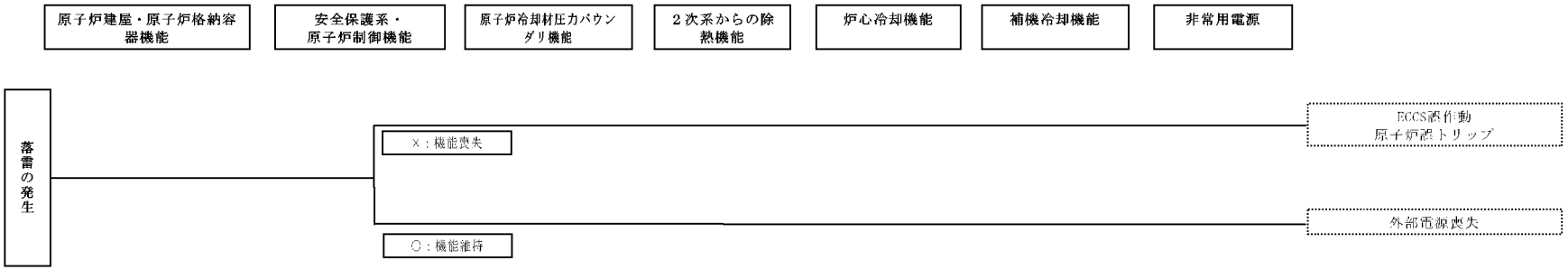


生物学的事象

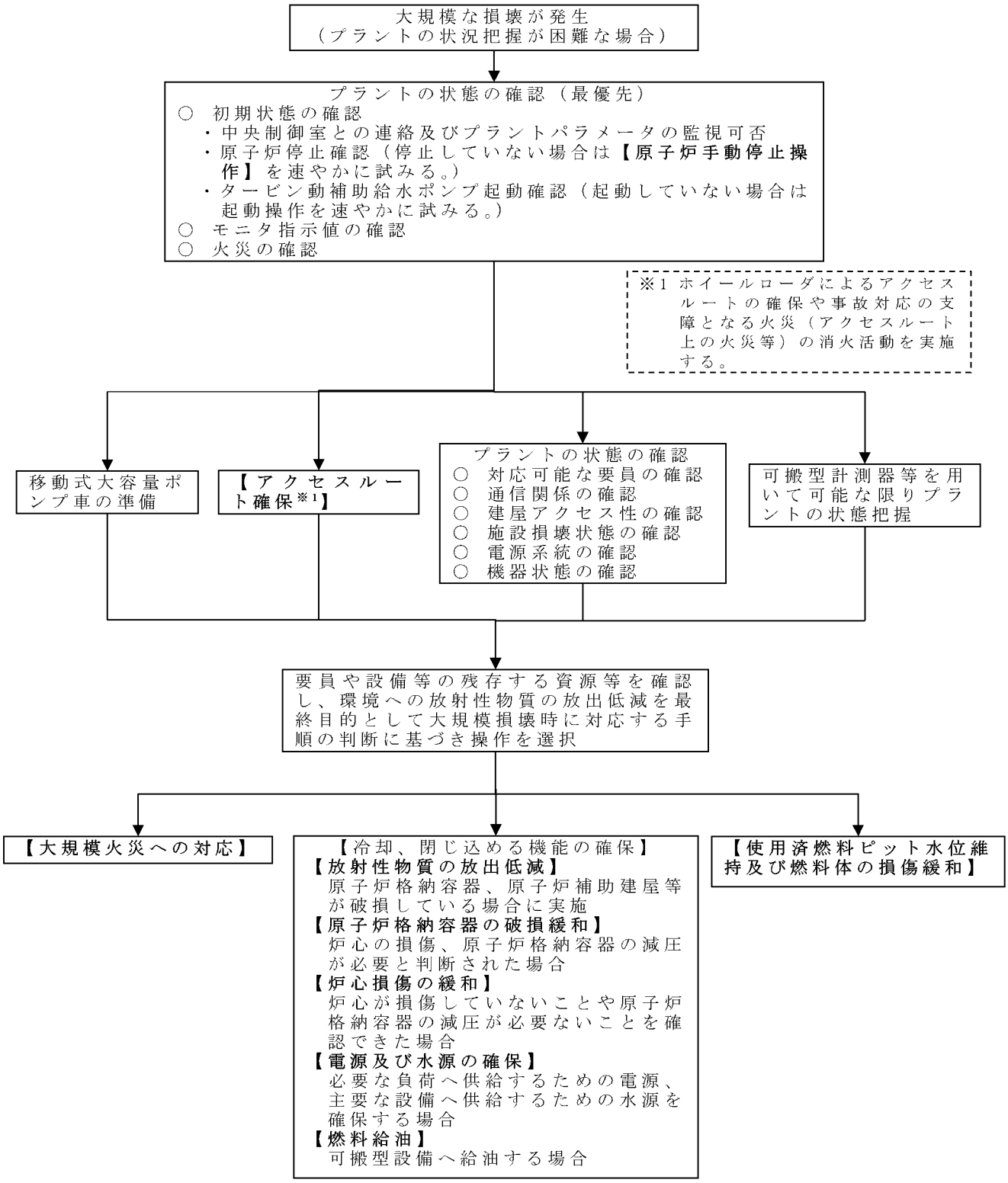


第 5.2.2図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（6/7）

落　雷



第 5.2.2図　大規模な自然災害により生じうるプラントの状況（7/7）



第 5.2.3 図　大規模損壊発生時の対応全体フロー
（状況把握が困難な場合）

6．　重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

6.1　概　　要

本発電用原子炉施設において、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事故」、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」（以下「重大事故等」という。）が発生した場合にも、炉心や燃料体の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出の防止に講じることとしている措置（以下「重大事故等対策」という。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。

6.1.1　評価対象の整理及び評価項目の設定

本発電用原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の知見等を踏まえ、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）を選定して、対応する措置の有効性評価を行う。

有効性評価に際しては、事故の様相やプラントの特徴を踏まえて有効性を確認するための評価項目を設ける。

具体的には「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による。

6.1.2　評価に当たって考慮する事項

有効性評価は、「追補１　重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で講じることとしている措置のうち、「添付書類八　1.12.5.1　「実用発電用原子炉及び附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成25年6月19日制定）」に対する適合」で重大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係を含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理した上で、安全機能の喪失に対する仮定、外部電源に対する仮定、単一故障に対する仮定及び運転員等の操作時間に対する仮定等を考慮して、原則として事故が収束し、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定停止状態に、「運転中の原子炉における重大事故」については原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については使用済燃料ピットの水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定状態（以下「原子炉等が安定停止状態等」という。）に導かれる時点までを対象とする。

具体的には「6.3 評価に当たって考慮する事項」による。

6.1.3　有効性評価に使用する計算プログラム

有効性評価において使用する計算プログラム（以下「解析コード」という。）は、事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象や措置に係る運転員

等の判断や操作時間に有意な影響を与える現象（以下「重要現象」という。）がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものを選定して使用する。

具体的には「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に示す解析コードを使用する。

6.1.4 有効性評価における解析の条件設定

有効性評価における解析の条件設定については、「6.3 評価に当たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とするが、標準値として評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて条件を設定する場合もある。また、解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。

具体的には「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」による。

6.1.5 解析の実施

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認し、その結果を明示する。

なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。

6.1.6　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認し、それらの影響を踏まえても、措置の実現性に問題なく、評価項目を満足することを感度解析等により確認する。

具体的には「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」による。

6.1.7　必要な要員及び資源の評価

必要な要員及び資源については、発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定して整備することから、それぞれの観点から最も厳しい重大事故等を考慮しても、少なくとも外部支援がないものとして所内単独での措置を7日間継続して実施できることを確認する。

具体的には「6.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。

6.2　評価対象の整理及び評価項目の設定

重大事故等対策の有効性を確認するため、重大事故等のそれぞれについて、以下のとおり、事故シーケンスのグループ化、重要事故シーケンス等の選定及び有効性を確認するための評価項目の設定を行う。

炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード（以下「事故シーケンスグループ等」という。）の選定に当たっては、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実施したPRAの結果を活用する。

「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、発電用原子炉施設内部の原因によって引き起こされる起因事象（以下「内部事象」という。）レベル 1PRA に加えて、PRAが適用可能な外部事象として地震、津波それぞれのレベル 1PRA を活用する。「運転中の原子炉における重大事故」に対しては、内部事象レベル 1.5PRA を活用する。「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、停止時レベル 1PRAを活用する。

PRA を実施した結果、本原子炉施設の運転中の炉心損傷頻度は10^{-4}／炉年程度、格納容器破損頻度は10^{-4}／炉年程度、運転停止中の炉心損傷頻度は10^{-4}／炉年程度である。

また、PRAが適用可能でない外部事象については、定性的な検討から発生する事故シーケンスの分析を行い、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等がないことを確認した。

事故シーケンスグループ等の選定の考え方については、「追補２．Ⅰ　事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」に示す。

なお、有効性評価における重要事故シーケンスと「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「技術的能力審査基準」という。）」、「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「設置許可基準規則」という。）」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」との関連を第 6.2.1 表に示す。

6.2.1　運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

6.2.1.1　事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定

「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して発電用原子炉施設の安全性を損なうことがないよう設計することが求められる構築物、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想定する事故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ事故シーケンスグループにグループ化し、事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定して評価を行う。

(1)　事故シーケンスの抽出

内部事象レベル 1PRA においては、各起因事象の発生から炉

心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の成功及び失敗の組合せを網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスをイベントツリーから抽出する。複数の緩和機能が喪失する場合、事象発生後に要求される安全機能の時系列に着目し、炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理する。第6.2.1図に内部事象PRAにおけるイベントツリーを示す。

地震PRA及び津波PRAにおいては、建屋、構築物、大型機器等の大規模な損傷が発生し、直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスや、地震や津波により複数の機器等が同時に損傷し炉心損傷に至る事故シーケンスについても取り扱う。具体的には、地震PRA及び津波PRAでは、内部事象PRAで想定していない複数機器・複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定しており、発生する可能性のある起因事象をプラントへ与える影響度の高いものから起因事象階層イベントツリーで整理し、複合的な事象発生の組合せを含めた事故シーケンスを抽出する。第6.2.2図に地震PRA階層イベントツリー、第6.2.3図に津波PRA階層イベントツリーを示す。

地震PRAでは、建屋の損傷や原子炉容器等の大型静的機器の損傷、電気盤の損傷に伴う複数機能の同時喪失（複数の信号系損傷）等、緩和設備に期待できない事象も抽出しており、これらは直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。

また、津波PRAでは、津波襲来時の到達水位に応じて複数の機器が同時に機能喪失することを想定しており、同一フロアに設置されている複数の電気設備が機能を喪失する事象は、緩和

設備に期待できない直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。

なお、１次冷却材配管の破断による原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）を想定する場合の配管の破断規模については、非常用炉心冷却設備（以下「ECCS」という。）の特徴を踏まえたPRA上の取扱いに従い、以下のとおり分類する。

a.　大破断 LOCA

１次冷却材配管の両端破断のように、事象初期に急激な１次系の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により炉心冷却が可能となる規模の LOCA である。

b.　中破断 LOCA

大破断 LOCA と比較して破断口が小さく、１次系の減圧が比較的緩やかで、蓄圧注入系及び高圧注入系により炉心冷却が可能となる規模の LOCA である。

c.　小破断 LOCA

中破断 LOCA よりもさらに破断口が小さく、高圧注入系による１次冷却材の補填と、２次系による崩壊熱除去が可能となる規模の LOCA である。

d.　極小 LOCA

小破断 LOCA よりもさらに破断口が小さく、充てん注入系による１次冷却材の補填が可能となる規模の LOCA である。

e.　Excess LOCA

大破断 LOCA を上回る規模の LOCA であり、ECCS 注水の成否に関わらず炉心損傷に至る。

(2)　事故シーケンスのグループ化

PRA の知見を活用して抽出した事故シーケンスを、重大事故

等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。

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

d.　原子炉格納容器の除熱機能喪失

e.　原子炉停止機能喪失

f.　ECCS 注水機能喪失

g.　ECCS 再循環機能喪失

h.　格納容器バイパス

また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す５つの事故シーケンスは、事象発生時に原子炉施設に及ぼす影響が大きな幅を有し、建屋や機器の損傷程度や組合せを特定することは困難であるため、上記の事故シーケンスグループと直接的に対応しないものとして抽出している。

・蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

・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

・複数の信号系損傷

これら地震及び津波特有の事象による炉心損傷頻度は、本原子炉施設の全炉心損傷頻度に対して極めて小さい寄与であり、仮にこれらの事象が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、頻度及び影響の観点から総合的に検討

した結果、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必要はない。

なお、これら地震及び津波特有の事故シーケンスへの対応に際しては、発生する事象の程度や組合せに応じて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・配管の全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、放水砲などを活用した大規模損壊対策による影響緩和を図る。

(3) 重要事故シーケンスの選定

事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、共通原因故障、系統間の機能の依存性、炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間、炉心損傷防止に必要な設備容量等の観点で、より厳しい事故シーケンスを選定する。

a. ２次冷却系からの除熱機能喪失

１次系の温度及び圧力上昇が早く、フィードアンドブリード開始までの時間余裕が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

b. 全交流動力電源喪失

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。

ただし、共通原因故障、系統間依存性の観点から、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮する。

また、原子炉補機冷却機能喪失時に生じるRCPシールからの漏えいの有無による影響を確認するため、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及び「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

c. 原子炉補機冷却機能喪失

１次冷却材の流出量が多く、要求される設備容量の観点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」を選定する。

ただし、「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」は、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」に従属して発生するため、事象進展は同じであることから、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失

破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への１次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱が期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇の事象進展が早いことから、運転員等操作の時間余裕の観点で厳しい「中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

e. 原子炉停止機能喪失

原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは、「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」のみである。

起因事象発生時に原子炉自動停止に失敗し、多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要があり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

f. ECCS 注水機能喪失

破断口径の大きさによる１次冷却材の流出流量が多く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

g. ECCS 再循環機能喪失

破断による１次冷却材の流出量が多くなるとともに、再循環切替時間までの時間が短いことで、再循環切替が失敗する時点での崩壊熱が大きく、炉心冷却時に要求される設備容量及び運転員等操作の観点で厳しくなる「大破断 LOCA 時に低圧再循環機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

h. 格納容器バイパス

格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮して、「イ

ンターフェイスシステムLOCA」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」のそれぞれを重要事故シーケンスとして選定する。

なお、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても、全ての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難な以下の事故シーケンスについては、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確認しており、これらを除く事故シーケンスを対象に、重要事故シーケンスの選定を実施している。

・Excess LOCA
・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故
・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故
・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故
・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故
・炉内構造物損傷（過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故）

各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第6.2.2表に示す。

6.2.1.2　有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.1.1に挙げた事故シーケンスグループについては、炉心の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

(1)　炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、

炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には燃料被覆管の最高温度が 1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。

(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力である 17.16MPa [gage] の 1.2 倍の圧力 20.59MPa [gage] を下回ること。

(3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力 0.245MPa [gage] 又は限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力の２倍の圧力 0.490MPa[gage]を下回ること。

(4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、最高使用温度 127℃又は限界温度を下回る温度である 200℃を下回ること。

(3) 及び (4) に示す原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の各事故シーケンスグループでの適用については、原則、最高使用圧力及び最高使用温度を下回ることとするが、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」においては、評価上、最高使用圧力を起点としている操作があることから、最高使用圧力の２倍の圧力 0.490MPa[gage]及び 200℃を下回ることとする。

ここで、原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の上限については、漏えい経路になる可能性がある原子炉格納容器バウンダリ構成部に対して、規格計算又は試験にて、川内原子力発電所１号炉及び２号炉における仕様を踏まえた構造健全性及びシール部機能維持の確認を行っており、継続的に評価条件を維持していく。

具体的には、「追補２．Ⅱ　原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」に構造健全性等の確認結果を示す。

6.2.2　運転中の原子炉における重大事故

6.2.2.1　格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定

「運転中の原子炉における重大事故」については、著しい炉心損傷の発生後、原子炉格納容器が破損に至る可能性があると想定する格納容器破損モードを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定して評価を行う。

(1)　格納容器破損モードの抽出

内部事象レベル1.5PRAにおいては、事故の進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から、格納容器破損モードの抽出を行う。

具体的には、事故の進展を炉心損傷前、原子炉容器破損前、原子炉容器破損直後、原子炉容器破損以降の長期の各プラント状態に分類して、それぞれの状態で発生する負荷を抽出し、事故進展中に実施される緩和手段等から第6.2.4図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損モードを抽出して整理する。

(2)　格納容器破損モードの選定

格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損モードを、事象進展の類似性から以下の格納容器破損モードに分類する。

a.　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

b.　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

c.　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

d.　原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

e.　水素燃焼

f.　溶融炉心・コンクリート相互作用

また、上記に分類されない格納容器破損モードとして、以下の格納容器破損モードを抽出している。

・原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード）

・格納容器隔離失敗（βモード）

・水蒸気蓄積による格納容器先行破損（θモード）

・インターフェイスシステムLOCA（νモード）

・蒸気発生器伝熱管破損（ｇモード）

これらの格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いことや、炉心損傷防止対策によりその発生を回避でき有意な影響をもたらすものではないことから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。

なお、蒸気発生器伝熱管破損（ｇモード）については、炉心損傷後の限定的な条件下で発生する破損モード（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））があるが、発生する可能性は極めて低く、万が一発生した場合においても、可搬型のポンプ、電源、放水砲などを活用した大規模損壊対策による影響緩和を図る。

また、原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペデスタルに

開口部があるBWRマークⅠ型の原子炉格納容器に特有の事象として格納容器直接接触（シェルアタック）があるが、PWRでは原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が壁面に流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。

(3) 評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モードごとに、有効性評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損モードごとに、当該破損モードに至る可能性のある最も厳しいプラント損傷状態（以下「PDS」という。）に属する事故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスを選定する。PDSの分類記号についての説明を第6.2.3表に示す。なお、Excess LOCAにおいても、大破断LOCAで整備した格納容器破損防止対策が有効である。

a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、原子炉格納容器内への注水がなく圧力上昇が抑制されないPDSである「AED」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAを起因とし、さらに炉心損傷を早め、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

原子炉容器破損時に溶融物が高圧で原子炉格納容器内に分散することで原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きく、補助給水及び原子炉格納容器内への注水がなく温度上昇が抑制されない PDS である「TED」に属する事故シーケンスのうち、1次系圧力が高圧で溶融物からの発熱による加熱ガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

c. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

1次系が高圧で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高圧溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱が抑制されない PDS である「TED」に属する事故シーケンスのうち、1次系圧力が高圧で溶融物からの発熱による加熱ガスが高温

になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

d. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

破断規模が大きく、原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内が冷却されないPDSである「AEW」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失を、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を想定した「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

また、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器への注水としては、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方が、冷却水から蒸気が急激に生成し、

事象が厳しくなる。このため、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することにより、格納容器スプレイポンプによる注水は想定せず、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイによる注入を想定する。常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象を厳しく評価することとなる。

e. 水素燃焼

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで事象進展に伴う水素発生速度が大きく、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮により、原子炉格納容器内の水素濃度が高くなる PDS である「AEI」に属する事故シーケンスのうち、中破断 LOCA に比べ破断口径が大きく、事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる大破断 LOCA を起因とし、さらに時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

f. 溶融炉心・コンクリート相互作用

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内への注水がなく原子炉下部キャビティへ落下する溶融物が冷却されない PDS である

「AED」に属する事故シーケンスのうち、中破断 LOCA に比べ破断口径が大きく事象進展が早くなり原子炉容器破損時の崩壊熱が高くなる大破断 LOCA を起因とし、さらに炉心損傷を早め、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

格納容器破損モード及び評価事故シーケンスについて整理した結果を第 6.2.3 表に示す。

6.2.2.2　有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.2.1 に挙げた格納容器破損モードについては、格納容器破損防止対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。なお、格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWR マークⅠ型の格納容器特有の事象であり、PWR では格納容器が大きく、溶融炉心が壁面に流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、本格納容器破損モードに係る評価項目（原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること）については、評価項目として設定しない。

(1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力 0.245MPa［gage］の２倍の圧力 0.490MPa［gage］を下回ること。

(2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度を下回る温度である 200℃を下回ること。

(3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。

(4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉冷却材圧力は 2.0MPa[gage]以下に低減されていること。

(5) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって、原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。

(6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には、原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%以下であること。

(7) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(1)の要件を満足すること。

(8) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

6.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

6.2.3.1 想定事故

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある

事故」については、本発電用原子炉施設において、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する以下の事故の評価を行う。

(1) 想定事故1

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故

(2) 想定事故2

サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故

6.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.3.1 に挙げた想定事故については、使用済燃料ピットにおける燃料損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

(1) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(2) 放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。

(3) 未臨界が維持されていること。

6.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

6.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定

運転停止中の原子炉は、主発電機の解列から並列までの期間とし、この期間中はプラント状態が様々に変化する。このため、プラントの運転状態、1次系の開放状態、1次系保有水量、崩

壊熱及び保守点検状況などに応じた緩和設備の状態等に応じて、プラントの状態を適切に区分したうえで、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、運転停止中の原子炉において、燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ事故シーケンスグループにグループ化し、事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定して評価を行う。

(1) 運転停止中事故シーケンスの抽出

停止時レベル 1PRA においては、各起因事象の発生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第6.2.5図に示すイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する。

(2) 運転停止中事故シーケンスのグループ化

運転停止中事故シーケンスのグループ化に当たっては、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスを以下のように分類している。

a. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

b. 全交流動力電源喪失

c. 原子炉冷却材の流出

d. 反応度の誤投入

(3) 重要事故シーケンスの選定

運転停止中事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対

象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ運転停止中事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間、燃料損傷回避に必要な設備容量等の観点で、より厳しいシーケンスを選定する。

a. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観点から、崩壊熱が高く、1次系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」を、重要事故シーケンスとして選定する。

b. 全交流動力電源喪失

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。

全交流動力電源喪失の発生に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、常設電動注入ポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観点から、崩壊熱が高く、1次系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

c. 原子炉冷却材の流出

1次冷却材の流出流量が多く、1次系保有水の確保の観点から、崩壊熱が高く、1次系保有水量が少ない「燃料取出前

のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を、重要事故シーケンスとして選定する。

d. 反応度の誤投入

反応度の誤投入に係る事故シーケンスは「反応度の誤投入事故」のみである。

定期検査中、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点で「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第 6.2.4 表に示す。

6.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.4.1 に挙げた事故シーケンスグループについては、運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

(1) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(2) 放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。

(3) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

6.3　評価に当たって考慮する事項

6.3.1　有効性評価において考慮する措置

グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「追補１　重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」及び「添付書類八　1.12.5.1　「実用発電用原子炉及び附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年 6 月 19 日制定）」に対する適合」との関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「追補１　重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で講じることとした措置のうち、「添付書類八 1.12.5.1　「実用発電用原子炉及び附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成 25 年 6 月 19 日制定）」に対する適合」で重大事故等対策として用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源等の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。

なお、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」における一つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンス等を選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し、解析を行い、「運転中の原子炉における重大事故」における１つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合は、各々の対策において解析を行う。

6.3.2　安全機能の喪失に対する仮定

グループ化した事故シーケンスごとに、PRA の結果を踏まえ、

起因事象の発生に加えて想定する共通原因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮する。

また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しない。

6.3.3　外部電源に対する仮定

外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作への影響を考慮して外部電源がない場合を想定する。ただし、外部電源を考慮した方が有効性を確認するための評価項目に対して評価結果の余裕が小さくなるような場合は、外部電源がある場合を想定する。

6.3.4　単一故障に対する仮定

重大事故等は設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

6.3.5　運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。

(1)　中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する

操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。

(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。

(3) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。

(4) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。

(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。

なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルートの状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。

6.3.6 考慮する範囲

有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される運転状態を考慮する。

また、有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉等が安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが、有効性評価における解析としては、原子炉等が安定停止状態等に導かれる

ことが合理的に推定可能な時点までとし、外部支援がないものとして７日間の対策成立性を評価する。

6.4　有効性評価に使用する計算プログラム

有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に応じて、重要現象がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以下に示す解析コードを使用する。また、重要事故シーケンス等に対して適用する解析コードについて、事故シーケンスグループ等との対応を第 6.4.1 表から第 6.4.3 表に示す。

具体的には、「追補２．Ⅲ　重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」に解析コードの検証内容や不確かさ等を示す。

6.4.1　M-RELAP5 [(1)]

6.4.1.1　概　　要

制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い解析コードである。

熱流動解析では、１次及び２次冷却系を複数のボリューム及びボリュームを接続するジャンクションで表し、気液各相の質量、運動量及びエネルギ保存式を独立に解き、各ボリュームの冷却材の圧力、温度、密度及びジャンクションの流量を各相について計算する。原子炉の解析においては、炉心出力変化、１次冷却材ポンプ、配管・機器からの冷却材の流出、原子炉トリップ、制御保護設備、非常用炉心冷却設備の状態等の諸量の模擬を行う。

また、同時に実行される燃料棒熱解析では、炉心部を大別し

て高温燃料棒、高温集合体領域及び平均集合体領域に区別し、各々の領域で燃料棒熱解析を行う。各領域では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に分割し、熱流動計算側から計算ステップごとに得られる圧力、温度、気液割合、流量等のパラメータを用いて熱発生、熱伝導及び壁面熱伝達を解き、評価項目となるパラメータと照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウムー水反応量を評価する。

本解析コードは、米国エネルギー省及びアイダホ国立研究所により開発された RELAP5－3D コードを基に、PWR プラントの中小破断 LOCA 解析に適用するため、米国 NRC の連邦規則である、10 CFR 50 Appendix K“ECCS Evaluation Models”にて要求される保守的なモデル（Moody 臨界流モデル等）を付加した解析コードである。

6.4.1.2　重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、１次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1)　炉　　心

重要現象として、崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流がモデル化されている。

(2)　１次冷却系

重要現象として、冷却材流量変化（自然循環時）、冷却材放出（臨界流・差圧流）、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・

対向流、圧力損失、ECCS 強制注入及び蓄圧タンク注入がモデル化されている。

(3) 加圧器

重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出(臨界流・差圧流)がモデル化されている。

(4) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出(臨界流・差圧流)、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水(主給水・補助給水)がモデル化されている。

6.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、ORNL/THTF、ROSA/LSTFSB-CL-18、ROSA/LSTF SB-CL-39、PKL/F1.1、Marviken、LOFT L9-3、LOFT L6-1 の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.4 表に示すとおりである。

6.4.2 SPARKLE-2 [2]

6.4.2.1 概　　要

M-RELAP5 の炉心部分を1点炉近似動特性モデルから3次元動特性モデルに変更し、炉内熱流動に対しても3次元二相流動解析を採用した解析コードであり、M-RELAP5、3次元炉心動特性計算コード COSMO-K 及び3次元熱流動解析コード MIDAC の3

つの要素コードを動的に結合し、１次系全体の熱流動と３次元炉心動特性との相互作用が評価可能な詳細なプラント過渡特性解析コードである。

結合計算の流れとしては、炉心過渡計算のため、炉心境界条件として１次系圧力、炉心入口エンタルピ、炉心入口流量及び炉心入口ほう素濃度が M-RELAP5 から COSMO-K 及び MIDAC に受け渡される。炉心過渡計算では、M-RELAP5 から受け渡された炉心境界条件と COSMO-K から受け渡される３次元出力分布に基づき、MIDAC にて熱流束、燃料棒内温度、炉心冷却材密度／温度及びほう素濃度の３次元分布を計算し、その後、MIDAC から受け渡された燃料実効温度、炉心冷却材密度／温度及びほう素濃度を用いて、COSMO-K にて中性子動特性計算により炉心出力及び炉心出力分布を計算する。

炉心過渡計算が終了すると、MIDAC で計算された熱流束分布が M-RELAP5 に返され、炉心部を含む１次系全体の熱流動を計算する。

6.4.2.2　重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1)　炉　　心

核については、重要現象として、中性子動特性(核分裂出力)、ドップラ反応度帰還効果、減速材反応度帰還効果及び崩壊熱がモデル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化がモデル化されている。

(2) 加圧器

重要現象として、気液熱非平衡、加圧器水位変化及び冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化されている。

(3) 蒸気発生器

重要現象として、１次側・２次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、２次側水位変化・ドライアウト及び２次側給水（主給水・補助給水）がモデル化されている。

6.4.2.3 検証／妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの検証／妥当性確認を実施している。具体的には、TWIGL ベンチマーク、LMW ベンチマーク、SPERT-Ⅲ E-core 実験解析、NUPEC 管群ボイド試験解析、LOFT L9-3、LOFT L6-1 の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、検証／妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.5 表に示すとおりである。

6.4.3 MAAP[3]

6.4.3.1 概　　要

重大事故等の事象進展の各段階を網羅し、原子炉、１次冷却系、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物

理現象をモデル化するとともに、工学的安全設備や炉心損傷防止対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、核分裂生成物に関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って1次系や原子炉格納容器に放出される核分裂生成物の挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、重大事故時等に想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により原子炉格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。

熱水力モデルでは、質量・エネルギ保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているため、流体慣性が重要となる現象、例えばLOCA直後の炉心の流動など、短期間に発生する現象を精緻に取り扱うような場合には適していないものの、系内の質量・エネルギの収支を適切に取り扱っており、長期的な原子炉及び原子炉格納容器の応答の評価には適用性を有する。

6.4.3.2　重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1次冷却系、加圧器、蒸気発生器、原子炉格納容器、炉心損傷後の原子炉容器及び原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1)　炉　　心

核については、重要現象として崩壊熱がモデル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（炉心水位）・対向流がモデル化されている。

(2) １次冷却系

重要現象として、気液分離・対向流、構造材との熱伝達、ECCS強制注入及び蓄圧タンク注入がモデル化されている。

(3) 加圧器

重要現象として、冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化されている。

(4) 蒸気発生器

重要現象として、１次側・２次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、２次側水位変化・ドライアウトがモデル化されている。

(5) 原子炉格納容器

重要現象として、区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）、区画間・区画内の流動（液体）、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ冷却、格納容器再循環ユニット自然対流冷却及び水素濃度がモデル化されている。

(6) 炉心損傷後の原子炉容器

重要現象として、リロケーション、原子炉容器内溶融燃料－冷却材相互作用（以下「原子炉容器内 FCI」という。）（溶融炉心細粒化）、原子炉容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉容器破損・溶融及び１

次系内核分裂生成物挙動がモデル化されている。

(7) 炉心損傷後の原子炉格納容器

重要現象として、原子炉容器外 FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解・非凝縮性ガス発生及び原子炉格納容器内核分裂生成物挙動がモデル化されている。

6.4.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TMI 事故解析、MB-2 実験解析、HDR 実験解析、CSTF 実験解析、ACE 実験解析、SURC 実験解析、PHEBUS-FP 実験解析、ABCOVE 実験解析、感度解析により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認等によりその不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.6 表に示すとおりである。

6.4.4 GOTHIC [4]

6.4.4.1 概　　要

原子炉格納容器の熱流動解析を主目的に開発された汎用熱流動解析コードであり、質量、エネルギ及び運動量の３保存則を気相・液相・液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式などを解くことにより流体、構造材の相互作用、機器の作動を考慮した過渡解析が可能であ

る。

原子炉格納容器内の区画間・区画内の流動を適切に模擬するため、原子炉格納容器を適切にノード分割する。流動計算で取り扱われる流体は各種ガス組成及び蒸気を含む気相、液相及び液滴相となり、これら各相に対して質量、エネルギ、運動量の保存式を各種の構成式及び相関式とあわせて数値的に解き、原子炉格納容器内の流動を模擬する。

6.4.4.2　重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1)　原子炉格納容器

重要現象として区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ冷却及び水素処理がモデル化されている。

6.4.4.3　妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、NUPEC試験 TestM-7-1、NUPEC 試験 TestM-4-3、熱伝達試験との比較等による妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第6.4.7表に示すとおりである。

6.4.5 COCO[5] [6] [7]

6.4.5.1 概　　要

原子炉格納容器内圧解析コード COCO は、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に開発され、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギ保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかは圧力、流体温度を内蔵された蒸気表に照らして蒸気及び水の状態を判別して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレイ設備等の減圧系のみならず、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。

6.4.5.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 原子炉格納容器

重要現象として構造材との熱伝達及び内部熱伝導がモデル化されている。

6.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの

妥当性確認を実施している。具体的には、CVTR Test-3 試験解析による妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 6.4.8 表に示すとおりである。

6.5　有効性評価における解析の条件設定の方針

6.5.1　解析条件設定の考え方

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とするが、標準値として評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて条件を設定する場合もある。この際、「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。ただし、「6.5.2 共通解析条件」に示す解析条件については共通の条件として設定する。

なお、初期条件とは異常状態が発生する前の発電用原子炉施設の状態、事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等が重大事故等対処設備を操作可能となる状態のことをいう。

また、有効性評価においては発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定していることから、1号炉と2号炉で異なる評価条件を設定している場合は、両号炉の条件を記載する。

6.5.2　共通解析条件

操作条件については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す解析条件は、各重要事故シーケンス等においてその影響が大きく変わらないことから共通の条件として設定する。なお、解析条件の不確かさの影響については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。

6.5.2.1　運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(1)　初期条件

a.　初期定常運転条件

解析では、炉心熱出力の初期値として、定格値(2,652MWt)に正の定常誤差（定格値の＋２％）を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度の初期値として、定格値(302.3℃)に正の定常誤差（＋2.2℃）を考慮した値を用いる。また、1次系圧力の初期値として、定格値（15.41MPa[gage]）に正の定常誤差（＋0.21MPa）を考慮した値を用いる。

なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」においては、出力抑制について減速材温度の反応度帰還効果に期待しており、これを多様化自動作動設備の作動が必要となるサイクル寿命初期の炉心運用を包絡するよう、反応度帰還の効果を小さくするため正側の設定としていることから、炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次系圧力の初期値として定格値を用いる。

b.　1次冷却材流量

1次冷却材全流量は熱設計流量を用いる。

c.　炉心及び燃料

炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、燃料ペレット／燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いる。

(a)　炉心崩壊熱[8]

崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を標準値として使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料の装荷を考慮して炉心運用を包絡するよう設定し、燃料被覆管温度等に関連する、炉心の露出状況を確認する必要がある事象においては、第6.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用い、1次系圧力等のプラント全体に関連する炉心平均挙動を評価する事象においては、第6.5.2図に示す炉心の平均的な崩壊熱を表す炉心平均評価用崩壊熱を用いる。

(b)　炉心バイパス流量

熱除去に寄与しない炉心バイパス流量割合は設計値として4％を用いる。

(c)　核的パラメータ

即発中性子寿命、遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則として炉心運用を包絡する値を用いる。なお、減速材密度係数は標準値を用いるが、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」

においては、減速材反応度帰還効果は減速材温度係数の初期値を設定し、ドップラ反応度帰還効果はサイクル初期のウラン平衡炉心を基本とする。

d. 加 圧 器

加圧器保有水量の初期値は標準値として60%体積とする。

e. 蒸気発生器

蒸気発生器伝熱管施栓率は10%を考慮する。また、蒸気発生器2次側水位は設計値として44%（狭域水位スパン）を、水量は1基当たり標準値として48tを用いる。

f. 原子炉格納容器

(a) 自由体積

原子炉格納容器自由体積は、標準値として 67,400m^3を用いる。

(b) ヒートシンク

原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より小さめの値（標準値）を用いる。

(c) 初期温度及び初期圧力

原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、標準値として49℃及び9.8kPa[gage]を用いる。

g. 主要機器の形状

主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。

・原子炉容器及び1次冷却材ポンプは設計値を用いる。

・加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器は標準値を用いる。

(2) 事故条件

a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置

1次冷却材配管の破断による LOCA を想定する場合の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては、炉心の再冠水が遅れること、破断ループに接続されたECCSの注水効果に期待できないこと等を踏まえ、設計基準事故と同様に低温側とする。

なお、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、蒸気発生器2次側保有水の保有する熱量が、原子炉格納容器内に放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の早さの観点も踏まえて低温側とする。

(3) 重大事故等対策に関連する機器条件

a. 炉心及び燃料

トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、第1.2.1図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とする。

b. 安全保護系の設定点及び作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値の応答時間として以下の値を用いる。

過大温度ΔT高

1次冷却材平均温度等の関数（第1.2.3図参照）

（応答時間6.0秒）

原子炉圧力低

12.73MPa[gage]（応答時間2.0秒）

１次冷却材ポンプ電源電圧低

65％（定格値に対して）（応答時間 1.2 秒）

蒸気発生器水位異常低

蒸気発生器狭域水位 11％（応答時間 2.0 秒）

また、工学的安全施設作動信号のうち、非常用炉心冷却設備作動信号の作動限界値及び応答時間として以下の値を用いる。

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

12.04MPa[gage]（圧力）及び水位検出器下端水位（水位）の一致（応答時間 2.0 秒）

原子炉圧力異常低

11.36MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）

c.　原子炉制御設備

原子炉制御設備は、外乱を小さくする方向に働くことから作動しないものとする。ただし、１次系及び２次系の主要弁である加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁は過渡事象の様相に対する寄与が大きいことから、自動作動するものとする。なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は、１次冷却材の２次冷却系への流出を厳しくする観点から自動作動するものとする。

d.　１次系及び２次系主要弁

加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また、加圧器安全弁

及び主蒸気安全弁の作動圧力については設計値に余裕を考慮した高めの値を使用する。

(a) 加圧器逃がし弁容量 ：95t／h／個

(b) 加圧器安全弁容量 ：157t／h／個

(c) 主蒸気逃がし弁容量 ：定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%

(d) 主蒸気安全弁容量 ：定格主蒸気流量（ループ当たり）の100%

e. 1次冷却材ポンプ

1次冷却材ポンプ回転数等の1次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いる。

f. 格納容器再循環ユニット

格納容器再循環ユニットは2基作動し、1基当たり標準値である除熱特性（100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW）で原子炉格納容器を除熱するものとする。

g. 燃料取替用水タンク

燃料取替用水タンクの水量は、標準値として1,900m^3を用いる。

6.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故

(1) 初期条件

6.5.2.1(1)に同じ。なお、格納容器破損モード「水素燃焼」の原子炉格納容器の自由体積、ヒートシンク、初期温度及び初期圧力は、原子炉格納容器内に分散して配置した重大事故等対処施設の有効性を評価する観点から、以下の値を用いる。

・原子炉格納容器自由体積は、80,100m^{3}を用いる。

・原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より大きめの値を用いる。

・原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、50℃及び0kPa[gage]を用いる。

(2) 事故条件

a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置

1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては、ECCS注水に期待していないこと、また、蓄圧タンクからの注水のみでは炉心冠水を維持できないことを踏まえ、早期に炉心からの蒸気が系外に放出される高温側とする。

(3) 重大事故等対策に関連する機器条件

6.5.2.1(3)に同じ。

6.5.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(1) 初期条件

a. 使用済燃料ピット崩壊熱

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピットの熱負荷は1号炉 8.816MW、2号炉 8.489MWを用いる。

b.　事象発生前使用済燃料ピット水温

使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として40℃を用いる。

c.　使用済燃料ピットに隣接するピットの状態

燃料取出直後の使用済燃料ピットの状態を想定しており、燃料を取り出す際には燃料取替キャナルと燃料検査ピット、Ａピット及びＢピットの間に設置されているゲートを取り外すことから、Ａピット、Ｂピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピットは接続状態とする。評価においては、100℃までの温度条件が厳しくなるようにＡピット及びＢピットのみの水量を考慮する。

d.　主要機器の形状

使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。

(2)　重大事故等対策に関連する機器条件

a.　放射線の遮へいが維持できる使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替え時の燃料取扱建屋の遮へい設計基準値（0.15mSv／h）となる、燃料頂部から、１号炉約4.29m、２号炉約4.21mとする。

6.5.2.4　運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(1)　初期条件（事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く）

a. 炉心崩壊熱[8]

崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を標準値として使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料の装荷を考慮して設定し、第6.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いる。

b. 原子炉停止後の時間

燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定することから、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として、原子炉停止後の時間は55時間とする。

c. 1次系圧力

ミッドループ運転中は、1次冷却材系統は大気開放状態としていることから、1次系圧力の初期値は大気圧とする。

d. 1次冷却材高温側温度

ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限値として、1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。

e. 1次冷却材水位

プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位に余裕をみた水位として、1次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを8cm上回る高さとする。

f. 1次系開口部

ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として、1次系開口部は、加圧器安全弁が3個取り外され、加圧器の

ベント弁が２個開放されているものとする。

g.　主要機器の形状

主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。

・原子炉容器及び１次冷却材ポンプは設計値を用いる。

・加圧器、蒸気発生器、１次冷却材配管及び原子炉格納容器は標準値を用いる。

6.6　解析の実施方針

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認する。また、発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することも想定し、評価項目となるパラメータに対し厳しくなる発電用原子炉施設の結果を明示する。

なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。

6.7　解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。

不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。

6.7.1　解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

「追補２．Ⅲ　重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」においては、重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中程度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち第 6.7.1 表～第 6.7.3 表に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

6.7.2　解析条件の不確かさの影響評価

解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、上記の解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作開始時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

6.7.3　操作時間余裕の把握

解析上考慮する運転員等操作の各々について、その遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

6.8　必要な要員及び資源の評価方針

6.8.1　必要な要員の評価

発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した最も厳しい重大事故等対策時において、時間外、休日（夜間）における要員の確保の観点から、「追補１　重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で整備している体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。

6.8.2　必要な資源の評価

発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した最も厳しい重大事故等対策時において、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、７日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について７日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。

6.9 参考文献

(1) 「三菱 PWR 炉心損傷に係る重要事故シーケンスへの M-RELAP5 コードの適用性について」

MHI-NES-1054

三菱重工業，平成 25 年

(2) 「三菱 PWR 炉心損傷に係る重要事故シーケンスへの SPARKLE-2 コードの適用性について」

MHI-NES-1055

三菱重工業，平成 25 年

(3) 「三菱 PWR 炉心損傷及び格納容器損傷に係る重要事故シーケンスへの MAAP コードの適用性について」

MHI-NES-1056

三菱重工業，平成 25 年

(4) 「三菱 PWR 格納容器破損に係る重要事故シーケンスへの GOTHIC コードの適用性について」

MHI-NES-1057

三菱重工業，平成 25 年

(5) 「三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」

MAPI-1035 改 8

三菱重工業，平成 11 年

(6) 「三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価感度解析」

MAPI-1063 改 2

三菱重工業，平成 2 年

(7) 「三菱 PWR 原子炉格納容器内圧評価解析方法」

MHI-NES-1016

三菱重工業，平成 12 年

(8) 「PWR の安全解析用崩壊熱について」

MHI-NES-1010 改 4

三菱重工業，平成 25 年

第6.2.1表　有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連

事故シーケンスグループ等		技術的能力審査基準	1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	1.10	1.11	1.12	1.13	1.14	1.15	1.16
		設置許可基準規則／技術基準規則	44条/59条	45条/60条	46条/61条	47条/62条	48条/63条	49条/64条	50条/65条	51条/66条	52条/67条	53条/68条	54条/69条	55条/70条	56条/71条	57条/72条	58条/73条	59条/74条
		重要事故シーケンス等	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	電源の確保に関する手順等	事故時の計装に関する手順等	原子炉制御室の居住性等に関する手順等
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	2次冷却系からの除熱機能喪失	主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	－	●	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－
	全交流動力電源喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故	－	●	●	●	●	●	－	－	－	●	●	－	●	●	●	●
		外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故	－	●	●	●	●	－	－	－	－	●	●	－	●	●	●	●
	原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故	－	●	●	●	●	●	－	－	－	●	●	－	●	●	●	●
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	－	●	●	－	－	●	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－
	原子炉停止機能喪失	主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	●	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－
	ECCS注水機能喪失	中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故	－	●	●	●	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－
	ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故	－	－	－	●	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－
	格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	－	●	●	●	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－
		蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	－	●	●	－	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－
運転中の原子炉における重大事故	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	－	－	－	●	●	●	●	●	●	●	●	－	●	●	●	●
	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故	－	－	●	－	●	●	●	●	●	●	●	－	●	●	●	●
	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故	－	－	●	－	●	●	●	●	●	●	●	－	●	●	●	●
	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故	－	－	－	－	●	●	●	●	●	●	●	－	●	●	●	●
	水素燃焼	大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故	－	－	－	－	－	－	●	●	●	●	－	－	●	－	●	－
	溶融炉心・コンクリート相互作用	大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	－	－	－	－	●	●	●	●	●	●	●	－	●	●	●	●
使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故	想定事故1	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－	●	－
	想定事故2	サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－	●	－
運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故	－	－	－	●	－	－	－	－	－	●	－	－	●	－	●	－
	全交流動力電源喪失	燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故	－	－	－	●	●	●	－	－	－	●	●	－	●	●	●	●
	原子炉冷却材の流出	燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故	－	－	－	●	－	－	－	－	－	●	－	－	●	－	●	－
	反応度の誤投入	原子炉起動時に、化学体積制御系の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故	●	－	－	●	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－

第 6.2.2 表　重要事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（1／2）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	重要事故シーケンス※
２次冷却系からの除熱機能喪失	・小破断LOCA時に補助給水機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・２次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故 ・２次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故 ・蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故 ・DC母線１系列喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・極小LOCA時に補助給水機能が喪失する事故	・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故
全交流動力電源喪失	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故 （従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮）
原子炉補機冷却機能喪失	・原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生する事故	・原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故 （全交流動力電源喪失時と事象進展が同じであるため、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」と同じシーケンスを評価）
原子炉格納容器の除熱機能喪失	・中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・DC母線１系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・DC母線１系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故	・中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

※：（　）は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

第 6.2.2 表　重要事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（2／2）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	重要事故シーケンス※
原子炉停止機能喪失	・原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故	・原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故	・主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 ・負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 （１次系圧力の観点で厳しい起因事象を選定）
ECCS注水機能喪失	・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に高圧注人機能が喪失する事故 ・DC母線１系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、高圧注入機能が喪失する事故 ・極小LOCA時に充てん注入機能又は高圧注入機能が喪失する事故	・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故	・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故
ECCS再循環機能喪失	・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・DC母線１系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、高圧再循環機能が喪失する事故 ・DC母線１系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、低圧再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故
格納容器バイパス	・インターフェイスシステム LOCA ・蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	・インターフェイスシステム LOCA ・蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	・インターフェイスシステムLOCA ・蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

※：（　）は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

第 6.2.3 表　評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（1／4）

格納容器破損モード	該当するPDS	最も厳しいPDS	最も厳しいPDSの考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	・SED　・SLW ・TED　・SEW ・TEW　・AED ・AEW	AED	・破断規模の大きい大中破断LOCA（A**）が、原子炉格納容器内の圧力上昇及び事象進展について厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、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る（**W）に比べ、原子炉格納容器内の圧力上昇について厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	・SED　・SLW ・TED　・SEW ・TEW　・AED ・AEW	TED	・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。 ・原子炉圧力容器破損時に高圧で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなり溶融物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い。 ・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。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	・SED　・SEI ・TEI　・SLI ・TED　・SLW ・TEW　・SEW	TED	・1次系の圧力が高く維持される過渡事象（T**）が、減圧の観点から厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、高圧溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱の観点で最も厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	・AEI　・SLI ・AEW　・SLW ・SEI　・SEW	AEW	・事象進展が早く原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が高い大中破断LOCA（A**）が、溶融炉心がより高温となる観点から厳しい。 ・原子炉格納容器内の冷却がない（**W）が、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。 以上より、AEWが最も一番厳しいPDSとなる。
水素燃焼	・TEI　・TEW ・SED　・SEW ・AEI　・AEW ・SEI　・SLW ・SLI　・AED ・TED	AEI	・水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる、原子炉格納容器が除熱される状態（**I）のPDSが厳しい。 ・炉心内のZr－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%が水と反応するものとすることを前提とすると、各PDSで炉心内のZr－水反応による水素発生量の差はなくなるため、事象進展が早く水素放出速度が大きい（A**）が厳しい。 以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。
溶融炉心・コンクリート相互作用	・TEI　・AED ・TED　・SLI ・SED　・SLW ・TEW　・AEW ・AEI　・SEW ・SEI	AED	・事象進展が早い大中破断LOCA（A**）が、原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が高く厳しい。 ・１次系圧力が低く、溶融物の分散の可能性がない（A**）が、原子炉下部キャビティへ落下する溶融物の量を多くするため厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、溶融物を冷却せずMCCIを抑制しない観点で厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。

PDS：プラント損傷状態

第6.2.3表　評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（2／4）

補足：PDSの分類記号

事故のタイプと１次系圧力	
分類記号	状態の説明
A	１次系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの。（起因事象：大中破断LOCA）
S	１次系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの。（起因事象：小破断LOCA）
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの。（起因事象：過渡事象）
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの。（起因事象：蒸気発生器伝熱管破損）
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。（起因事象：インターフェイスシステムLOCA）

炉心損傷時期	
分類記号	状態の説明
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの。
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの。

原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器破損時期、溶融炉心の冷却手段）	
分類記号	状態の説明
D	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
W	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
I	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
C	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、溶融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、原子炉格納容器破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの。

第6.2.3表　評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（3／4）

格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	評価事故シーケンス※1
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	AED	・中破断LOCA時に低圧再循環機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故※2 （炉心損傷を早め、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる高圧注入系の機能喪失を考慮する。）
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	TED	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・２次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・２次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・DC 母線１系列喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故※2 （時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。）
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	TED	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・２次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・２次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・DC 母線１系列喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故※2 （時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。）

※１：（　）は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。
※２：常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

第6.2.3表　評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（4／4）

格納容器破損モード	最も厳しいPDS	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	評価事故シーケンス※1
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	AEW	・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注人機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故※2 （炉心損傷を早める観点から高圧注入機能の喪失を考慮する。）
水素燃焼	AEI	・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故 （事象進展が厳しくなるよう高圧注入系の注入失敗を考慮する。）
溶融炉心・コンクリート相互作用	AED	・中破断LOCA時に低圧再循環機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故※3 （格納容器内への水の持込みをなくすため、高圧注入系の注入失敗の重畳を考慮する。）

※1：（　）は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。
※2：原子炉下部キャビティ水のサブクール度を小さくするため、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイによる注入を想定する。
※3：常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

第 6.2.4 表　重要事故シーケンスの選定（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	重要事故シーケンス
崩壊熱除去機能喪失	・余熱除去機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故 ・原子炉補機冷却機能が喪失する事故	・余熱除去機能が喪失する事故	・燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故※1
全交流動力電源喪失	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故※1※2
原子炉冷却材流出	・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・水位維持に失敗する事故 ・オーバードレンとなる事故	・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故	・燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故※1
反応度の誤投入	・反応度の誤投入事故	・反応度の誤投入事故	・原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故※3

※１：崩壊熱が高く、１次系保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中を想定する。
※２：全交流動力電源喪失に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。
※３：原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、原子炉起動時を想定する。

第 6.4.1 表　有効性評価に使用する解析コード一覧表
－運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
M-RELAP5	・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 ・ECCS注水機能喪失 ・格納容器バイパス
SPARKLE-2	・原子炉停止機能喪失
MAAP	・原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ECCS再循環機能喪失
COCO	・全交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失

第 6.4.2 表　有効性評価に使用する解析コード一覧表
－運転中の原子炉における重大事故

解析コード名	適用格納容器破損モード
MAAP	・　雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） ・高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・水素燃焼 ・溶融炉心・コンクリート相互作用
GOTHIC	・水素燃焼

第 6.4.3 表　有効性評価に使用する解析コード一覧表
－運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
M-RELAP5	・崩壊熱除去機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出

第 6.4.4 表　M-RELAP5 における重要現象の不確かさ等（1／2）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	ORNL/THTF の試験解析より、熱伝達の不確かさが０％ ～ -40%の範囲であり、保守的なモデルを使用していることを確認した。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム－水反応モデル	ORNL での実験に基づく式を使用しており、不確かさは 95%信頼区間の上限である。
	沸騰・ボイド率変化 気液分離・対向流	ボイドモデル 流動様式	ORNL/THTF の試験解析より、炉心水位の不確かさが０m ～ -0.3m であることを確認した。また、ROSA/LSTF SB-CL-18 の試験解析より、コードでは、炉心水位低下を数百秒早く評価する可能性があることを確認した。 大気圧程度の低圧時におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは±0.05 程度であり、ボイド率の不確かさに伴う炉心水位の不確かさは±10%（±0.4m）程度であることを確認した。
１次冷却系	冷却材流量変化（自然循環時） 圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	PKL の試験解析より、自然循環流量を約 20%過大評価することを確認した。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	破断流モデル	Marviken の試験解析より、サブクール臨界流量の不確かさが±10%、二相臨界流量の不確かさが-10% ～ +50%であることを確認した。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	２流体モデル 壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、２次系強制冷却時の１次系圧力の不確かさが０ ～ +0.5MPa であることを確認した。
	気液分離・対向流	流動様式	凝縮量又は熱伝達の不確かさについて、１次系圧力で定量化し、ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、１次系圧力の不確かさが０ ～ +0.5MPa であることを確認した。
	ECCS 強制注入	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。
	蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	入力値に含まれる。
加圧器	気液熱非平衡	２流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、加圧時の１次冷却材温度の不確かさが±2℃、１次系圧力の不確かさが±0.2MPa であることを確認した。
	水位変化		
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	

第 6.4.4 表　M-RELAP5 における重要現象の不確かさ等 (2／2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、２次系強制冷却での減圧時の１次系圧力の不確かさが０ ～ +0.5MPa であることを確認した。 LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、加圧時の１次冷却材温度の不確かさが±2℃、１次系圧力の不確かさが±0.2MPa であることを確認した。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	入力値に含まれる。
	２次側水位変化・ドライアウト	２流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること、及び、１次冷却材温度の不確かさが±2℃、１次系圧力の不確かさが±0.2MPa であることを確認した。
	２次側給水（主給水・補助給水）	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第 6.4.5 表　SPARKLE-2 における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	中性子動特性（核分裂出力）	3 次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
	ドップラ反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及び SPERT-Ⅲ E-core 実験解析より、ドップラ反応度帰還効果の不確かさとして従来から安全解析等に用いられてきた±10%が矛盾しないことを確認した。
	減速材反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及び減速材温度係数測定検査との比較より、減速材温度係数の不確かさとして±3.6pcm／℃であることを確認した。
	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	NUPEC 管群ボイド試験解析より、予測値と測定値の差の標準偏差は 4%であり、2σを考慮すると沸騰・ボイド率の不確かさとして±8%であることを確認した。
加圧器	気液熱非平衡	2 流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、1 次冷却材温度の不確かさとして±2℃、1 次系圧力の不確かさとして±0.2MPa であることを確認した。
	水位変化		
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	二相／サブクール臨界流モデル	
蒸気 発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	
	2 次側水位変化・ドライアウト	2 流体モデル	
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	入力値に含まれる。
	2 次側給水（主給水・補助給水）	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第 6.4.6 表　MAAP における重要現象の不確かさ等（1／5）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心（核）	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル） 溶融炉心挙動モデル（炉心ヒートアップ）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。炉心ヒートアップ速度（燃料被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム－水反応速度の係数を２倍とした感度解析により影響を確認（代表４ループプラントを例とした）。 ・SBO、LOCA シーケンスともに、運転員操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBO シーケンスでは約 14 分早まる。LOCA シーケンスでは約 30 秒早まる。
	燃料棒表面熱伝達		
	燃料被覆管酸化		
	燃料被覆管変形		
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	「ECCS 再循環機能喪失」では、M-RELAP5 コードよりも炉心露出を遅めに予測する傾向があり、これを不確かさとして取り扱う。M-RELAP5 コードは炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。 ECCS 再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカマの保有水量、ECCS 再循環切替失敗後の崩壊熱による冷却材蒸散に伴う炉心水位低下の速度、炉心部のボイド率予測については、M-RELAP5 コードと同等な結果が得られていることを確認。高温側配管領域の保有水量を M-RELAP5 コードより多めに評価することを確認。これにより原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、両コードの格納容器への放出エネルギから見積もられる格納容器圧力の差は僅かであり、M-RELAP5 コードで MAAP コードの計算結果を境界条件に用いることの影響は軽微であることを確認。また、M-RELAP5 コードは炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	気液分離（炉心水位）・対向流		
１次系	気液分離・対向流	１次系モデル（１次系の熱水力モデル）	
	構造材との熱伝達	１次系モデル（１次系破損モデル）	－
	ECCS 強制注入	安全系モデル（ECCS）	入力値に含まれる。
	蓄圧タンク注入	安全系モデル（蓄圧タンク）	注入特性の不確かさは入力値に含まれる。 感度解析により流動抵抗（圧損）の感度が小さいことを確認。

第 6.4.6 表　MAAP における重要現象の不確かさ等（2／5）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
加圧器	冷却材放出（臨界流・差圧流）	１次系モデル(加圧器モデル)	TMI 事故解析より、Henry-Fauske モデルを用いた加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価することを確認。
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より、１次系から２次系への熱伝達を適正に評価することを確認した。ただし、２次系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向を確認。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）		MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価することを確認した。液相放出の場合、過大評価する傾向を確認。
	２次側水位変化・ドライアウト		MB-2 実験解析より、ダウンカマ水位、伝熱部コラプス水位をほぼ適正に評価することを確認した。液相放出がある場合、伝熱部コラプス水位を低めに評価する傾向を確認。
原子炉格納容器	区画間の流動 （蒸気、非凝縮性ガス）	原子炉格納容器モデル（原子炉格納容器の熱水力モデル）	HDR 実験解析及び CSTF 実験解析の結果より以下を確認。 ・原子炉格納容器内温度：十数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力　：１割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度　　：適正に評価 なお、HDR 実験は、縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内 PWR の場合、上記の不確かさは小さくなる方向と判断される。
	区画間の流動（液体）		
	構造材との熱伝達及び 内部熱伝導		
	スプレイ冷却	安全系モデル （格納容器スプレイモデル）	入力値に含まれる。
	水素濃度	原子炉格納容器モデル （水素発生）	TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。
	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	格納容器 再循環ユニットモデル	格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 水素が存在し、ドライ換算 13vol％の場合、原子炉格納容器圧力を 0.016 MPa、温度を２℃の範囲で高めに評価することを確認（代表３ループプラントの場合）。

第 6.4.6 表　MAAP における重要現象の不確かさ等（3／5）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	溶融炉心挙動モデル（リロケーション）	TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認（代表４ループプラントを例とした）。 ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時刻は、SBO シーケンスの場合約 26 分、LOCA シーケンスの場合約３分、それぞれ早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。
	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）	溶融炉心挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心挙動）	原子炉容器内 FCI に影響する項目として「デブリジェット径（炉心部の下部クラストの破損口径）」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、１次系圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での１次系圧力に対する感度は小さいことを確認。
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心挙動）	TMI 事故解析における下部ヘッドの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損割合及び破損時刻に対して感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、１次系圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認（代表４ループプラントを例とした）。
	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル（原子炉容器破損モデル）	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み（しきい値）」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が５分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。

第 6.4.6 表　MAAP における重要現象の不確かさ等（4／5）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉容器外 FCI（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）	溶融炉心挙動モデル（原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動）	原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して、格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の事象をベースする感度解析を行い、原子炉容器外 FCI により生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認。
			MCCI 現象への影響の観点で、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」に関して、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、MCCI によるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心挙動モデル（原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動）	MCCI 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「水－溶融炉心間の熱伝達係数」に関して、MCCI によるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。「溶融炉心の拡がり面積」に関して、原子炉下部キャビティ床面積の約 1／10 を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した場合に、コンクリート侵食深さは約 18cm となることを確認。これらのパラメータについてコンクリート侵食に対して厳しい条件を重ね合わせた場合のコンクリート侵食は約 19cm であり、継続的な侵食が生じないことを確認。MCCI によって発生する水素を加えても、最終的な格納容器内の水素濃度は６vol%程度（ドライ条件換算）であり、水素処理装置（PAR 及びイグナイタ）による処理が可能なレベルであることを確認。 ACE 及び SURC 実験解析より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認。
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱		
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		
	コンクリート分解・非凝縮性ガス発生		

第 6.4.6 表　MAAP における重要現象の不確かさ等（5／5）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
１次系内核分裂生成物挙動・ 原子炉格納容器内核分裂生成物挙動		核分裂生成物（FP） 挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後の FP 放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられることを確認。 ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認。 炉心溶融検知に影響する項目として「炉心からの FP 放出速度」を低減させた場合の感度解析を行い、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さいことを確認。

第 6.4.7 表　GOTHIC における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する構成式及び相関式	NUPEC 試験 TestM-7-1 の試験解析により、ヘリウム濃度のコード予測性から、モデルの不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約 2.4%と推定。
		非凝縮性ガスの輸送モデル	
		ノーディングスキーム	
	構造材と熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		熱伝達モデル	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度。
		熱伝導モデル	不確かさはない。
	スプレイ冷却	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		界面積モデル	
		界面伝達モデル	
	水素処理	PAR 特性モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用（組込誤差約 0.3%）。 THAI 試験再現性より、水素処理量を少なく予測する傾向となる。
		イグナイタによる水素燃焼モデル	コード開発元による解析解との比較により、圧力で 0.5%、温度で１%。

第 6.4.8 表　COCO における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器	構造材と熱伝達及び内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル	CVTR Test-3 試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約 1.6 倍高く、原子炉格納容器内雰囲気温度については約 20℃高めに評価することを確認。
		ヒートシンク内熱伝導モデル	

第 6.7.1 表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（1／3）

分類	評価事象 ＼ 評価指標 ／ 物理現象	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	
									インターフェイスシステム LOCA	蒸気発生器伝熱管破損
		燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	１次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
炉心（核）	核分裂出力（中性子動特性）	－	－	－	－	○	－	－	－	－
	出力分布変化	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	反応度帰還効果	－	－	－	－	○	－	－	－	－
	制御棒効果	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	崩壊熱※1	○	○	○	○	○	○	○	○	○
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	－	－	－	－	○	－	－	－	－
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	－	－	○	－	○	○
	限界熱流束（CHF）※2	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	燃料被覆管酸化	－	－	－	－	－	○	－	－	－
	燃料被覆管変形	－	－	－	－	－	－	－	－	－
炉心（熱流動）	３次元熱流動	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	－	○	○	○	○	○
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○	－	－	○	○	○	○
	気液熱非平衡	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	圧力損失	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	ほう素濃度変化	－	－	－	－	－	－	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。
※２：Critical Heat Flux

第 6.7.1 表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（2／3）

分類	評価事象 ＼ 評価指標 物理現象	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	
									インターフェイスシステム LOCA	蒸気発生器伝熱管破損
		燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	１次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
１次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	冷却材流量変化（自然循環時）	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	○	○	－	－	○	－	○	－
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	－	○	○	－	－	○	－	○	－
	気液分離・対向流	－	○	○	－	－	－	○	○	－
	気液熱非平衡	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	圧力損失	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	ほう素濃度変化	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	ECCS 強制注入※1	○	－	－	－	－	○	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入※1	－	○	○	－	－	○	－	－	－
加圧器	気液熱非平衡	○	－	－	－	○	－	－	－	－
	水位変化	○	－	－	－	○	－	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	－	－	－	○	－	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.1 表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（3／3）

分類	評価事象 ＼ 評価指標 物理現象	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	
									インターフェイスシステム LOCA	蒸気発生器伝熱管破損
		燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	１次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	○	○	○	－	○	○	－	○	○
	冷却材放出（臨界流・差圧流）※1	－	○	○	－	○	○	－	○	○
	２次側水位変化・ドライアウト	○	－	－	－	○	－	－	－	－
	２次側給水（主給水・補助給水）※1	－	○	○	－	○	○	－	○	○
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	気液界面の熱伝達	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	－	○	○	○	－	－	－	－	－
	スプレイ冷却※1	－	－	－	－	－	－	－	－	－
	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	－	－	－	○※1	－	－	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.2 表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
（運転中の原子炉における重大事故）（1／4）

分類	評価事象／評価指標／物理現象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 1次系圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力	水素燃焼 水素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用 コンクリート侵食量
炉心（核）	核分裂出力	－	－	－	－	－
	反応度帰還効果	－	－	－	－	－
	制御棒効果	－	－	－	－	－
	崩壊熱※1	○	○	○	○	○
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	○
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	－	－	－	－	－
	気液分離（水位変化）・対向流	－	－	－	－	－
	気液熱非平衡	－	－	－	－	－
	圧力損失	－	－	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.2 表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
（運転中の原子炉における重大事故）（2／4）

分類	評価事象／評価指標／物理現象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 1次系圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力	水素燃焼 水素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用 コンクリート侵食量
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	－	－	－	－	－
	冷却材流量変化（自然循環時）	－	－	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	－	－	－	－
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	－	－	－	－	－
	気液分離・対向流	－	－	－	－	－
	気液熱非平衡	－	－	－	－	－
	圧力損失	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達	－	－	－	－	－
	ECCS 強制注入※1	－	－	－	－	－
	ECCS 蓄圧タンク注入※1	－	－	－	－	－
加圧器	気液熱非平衡	－	－	－	－	－
	水位変化	－	－	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	○	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.2 表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
（運転中の原子炉における重大事故）（3／4）

分類	評価事象／評価指標／物理現象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 １次系圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力	水素燃焼 水素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用 コンクリート侵食量
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	－	－	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）※1	－	－	－	－	－
	２次側水位変化・ドライアウト	－	－	－	－	－
	２次側給水（主給水・補助給水）※1	－	－	－	－	－
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	○	－	○	○	○
	気液界面の熱伝達	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	－	－	○	－
	スプレイ冷却※1	○	－	－	○	－
	格納容器再循環ユニット自然対流冷却	○	－	－	－	－
	放射線水分解等による水素発生	－	－	－	－	－
	水素濃度変化	－	－	－	○	－
	水素処理	－	－	－	○	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.2 表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
（運転中の原子炉における重大事故）（4／4）

分類	評価事象／評価指標／物理現象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 1次系圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力	水素燃焼 水素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用 コンクリート侵食量
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	○	○	○	○	○
	原子炉容器内 FCI※1（溶融炉心細粒化）	－	○	－	－	－
	原子炉容器内 FCI※1（デブリ粒子熱伝達）	－	○	－	－	－
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○	○	○	－	○
	原子炉容器破損、溶融	○	○	○	○	○
	1次系内 FP※2挙動	－	－	－	－	－
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出	－	－	－	－	－
	格納容器雰囲気直接加熱	－	－	－	－	－
	原子炉容器外 FCI※1（溶融炉心細粒化）	○	－	○	－	○
	原子炉容器外 FCI※1（デブリ粒子熱伝達）	○	－	○	－	○
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	－	－	－	○	○
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	－	－	－	○	○
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	－	－	－	○	○
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	－	－	－	○	○
	原子炉格納容器内 FP※2挙動	－	－	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
注）※1：Fuel-Coolant Interaction（溶融炉心と冷却水の相互作用）　※2：Fission Product（核分裂生成物）

第 6.7.3 表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（1／2）

分類	評価事象 ／ 評価指標 ／ 物理現象	崩壊熱除去機能喪失 炉心水位、燃料被覆管温度	全交流動力電源喪失 炉心水位、燃料被覆管温度	原子炉冷却材の流出 炉心水位、燃料被覆管温度
炉心（核）	核分裂出力	－	－	－
	出力分布変化	－	－	－
	反応度帰還効果	－	－	－
	制御棒効果	－	－	－
	崩壊熱※1	○	○	○
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	－	－	－
	燃料棒表面熱伝達	－	－	－
	限界熱流束（CHF）※2	－	－	－
	燃料被覆管酸化	－	－	－
	燃料被覆管変形	－	－	－
炉心（熱流動）	３次元熱流動	－	－	－
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○
	気液分離（水位変化）・対向流	○	○	○
	気液熱非平衡	－	－	－
	圧力損失	－	－	－
	ほう素濃度変化	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

※２：Critical Heat Flux

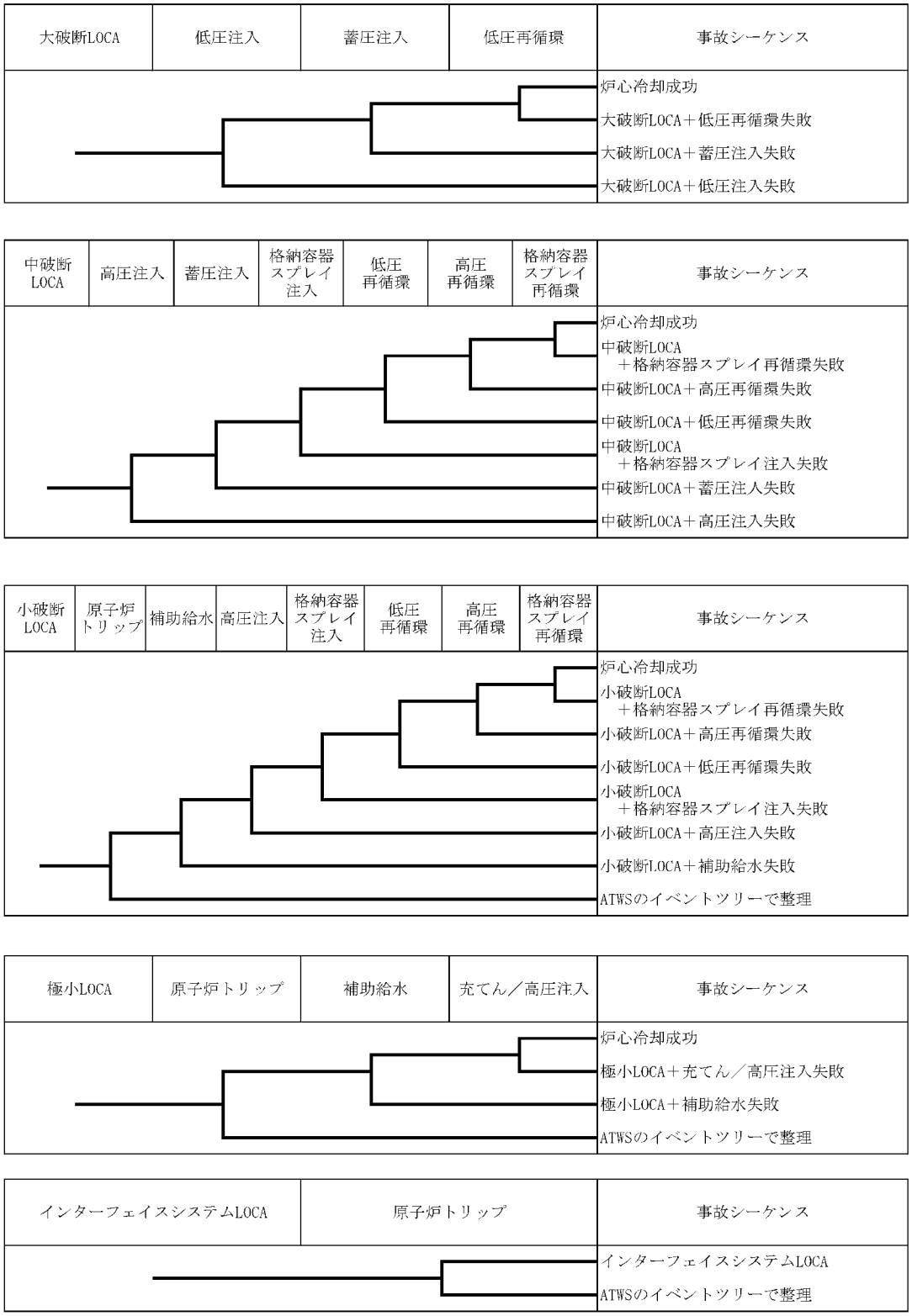
第 6.7.3 表　評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2／2)

分類	評価事象 ＼ 評価指標 ＼ 物理現象	崩壊熱除去機能喪失 炉心水位、燃料被覆管温度	全交流動力電源喪失 炉心水位、燃料被覆管温度	原子炉冷却材の流出 炉心水位、燃料被覆管温度
1次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	－	－	－
	冷却材流量変化（自然循環時）	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	－	○
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	－	－	－
	気液分離・対向流	－	－	－
	気液熱非平衡	－	－	－
	圧力損失	－	－	－
	構造材との熱伝達	－	－	－
	ほう素濃度変化	－	－	－
	ECCS 強制注入（充てん系含む）※1	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入※1	○	○	－
加圧器	気液熱非平衡	－	－	－
	水位変化	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	－	－
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）※1	－	－	－
	２次側水位変化・ドライアウト	－	－	－
	２次側給水（主給水・補助給水）※1	－	－	－

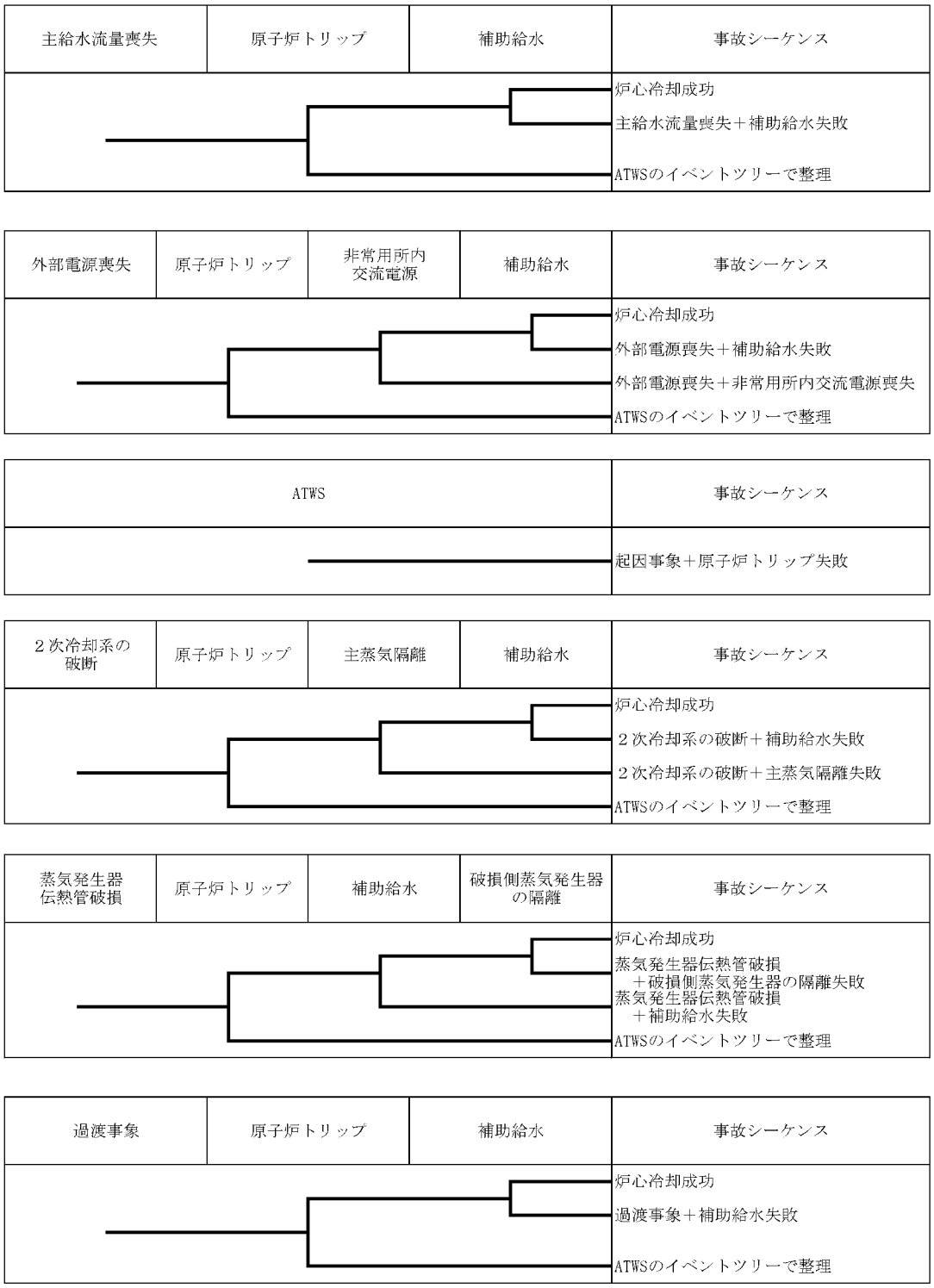
○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

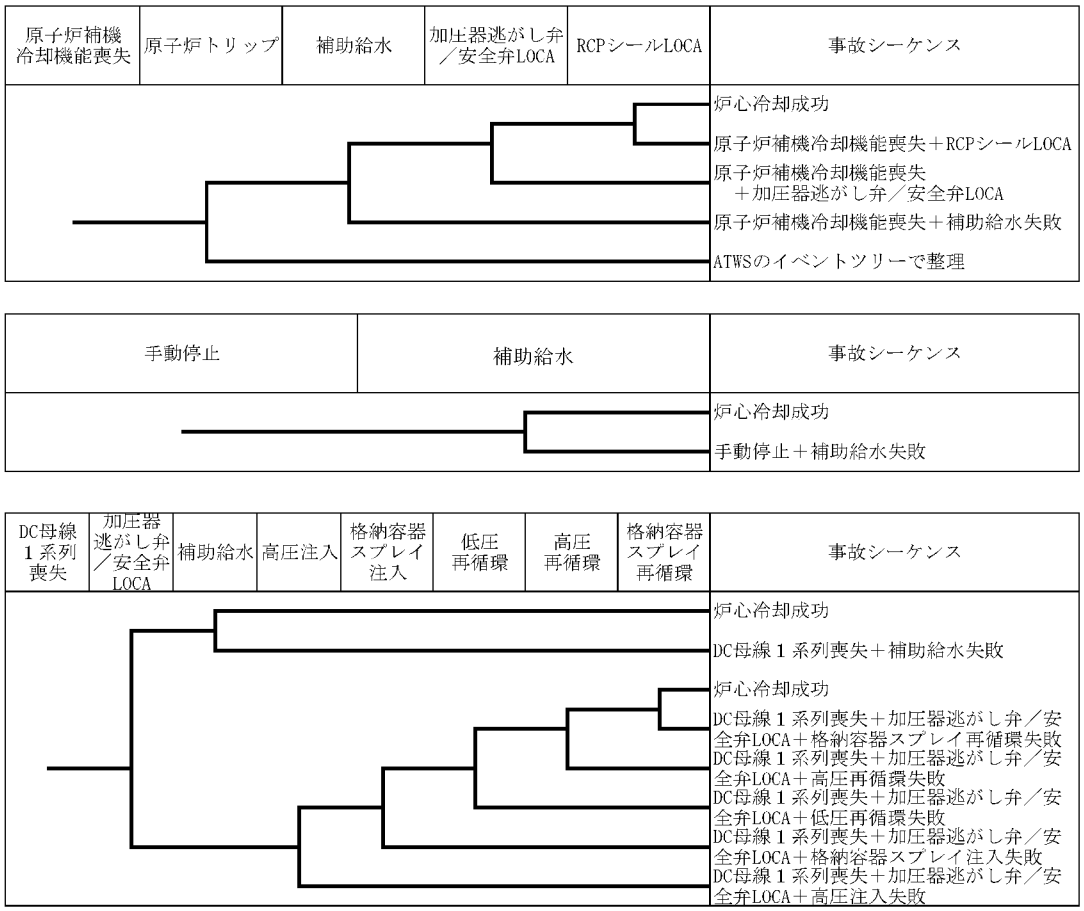
注）※１：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。



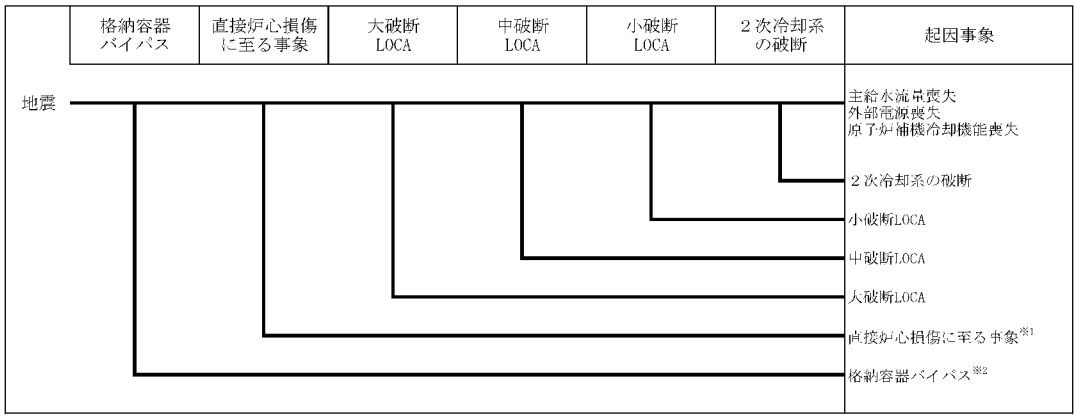
第 6.2.1 図　PRA におけるイベントツリー（1／3）



第 6.2.1 図　PRA におけるイベントツリー（2／3）



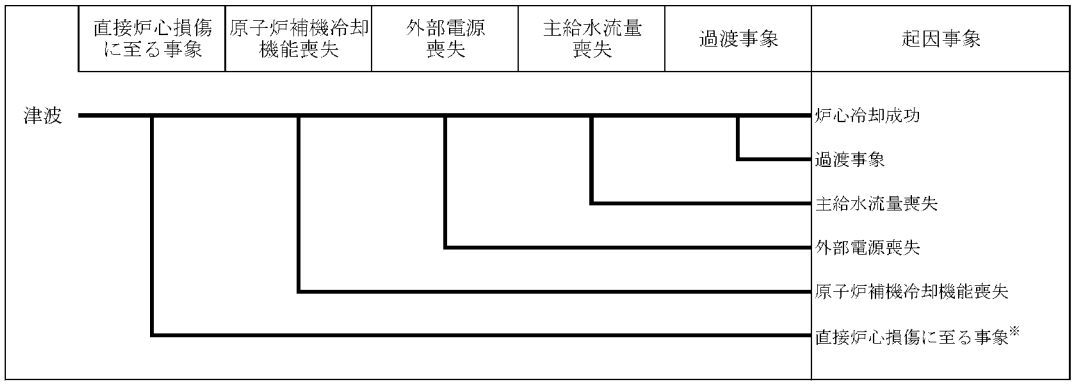
第 6.2.1 図　PRA におけるイベントツリー（3／3）



※1：大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、原子炉補助建屋損傷、炉内構造物損傷（過渡事象＋補助給水失敗）、複数の信号系損傷

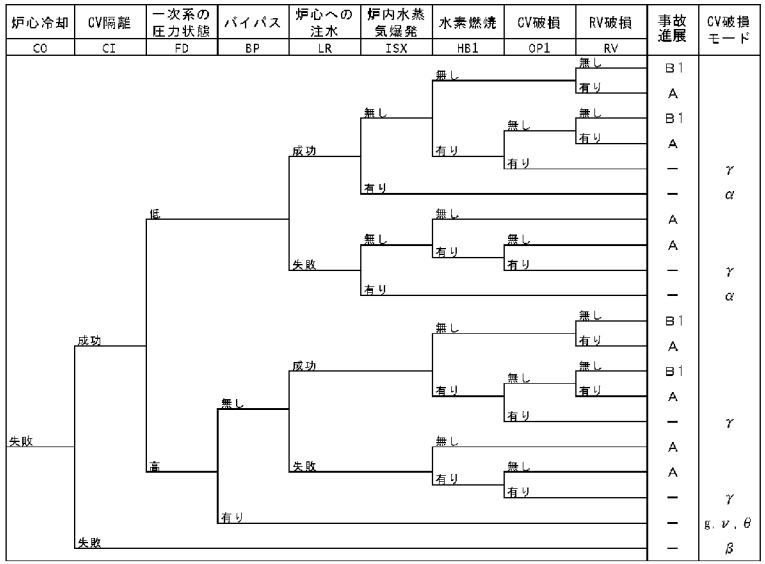
※2：蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

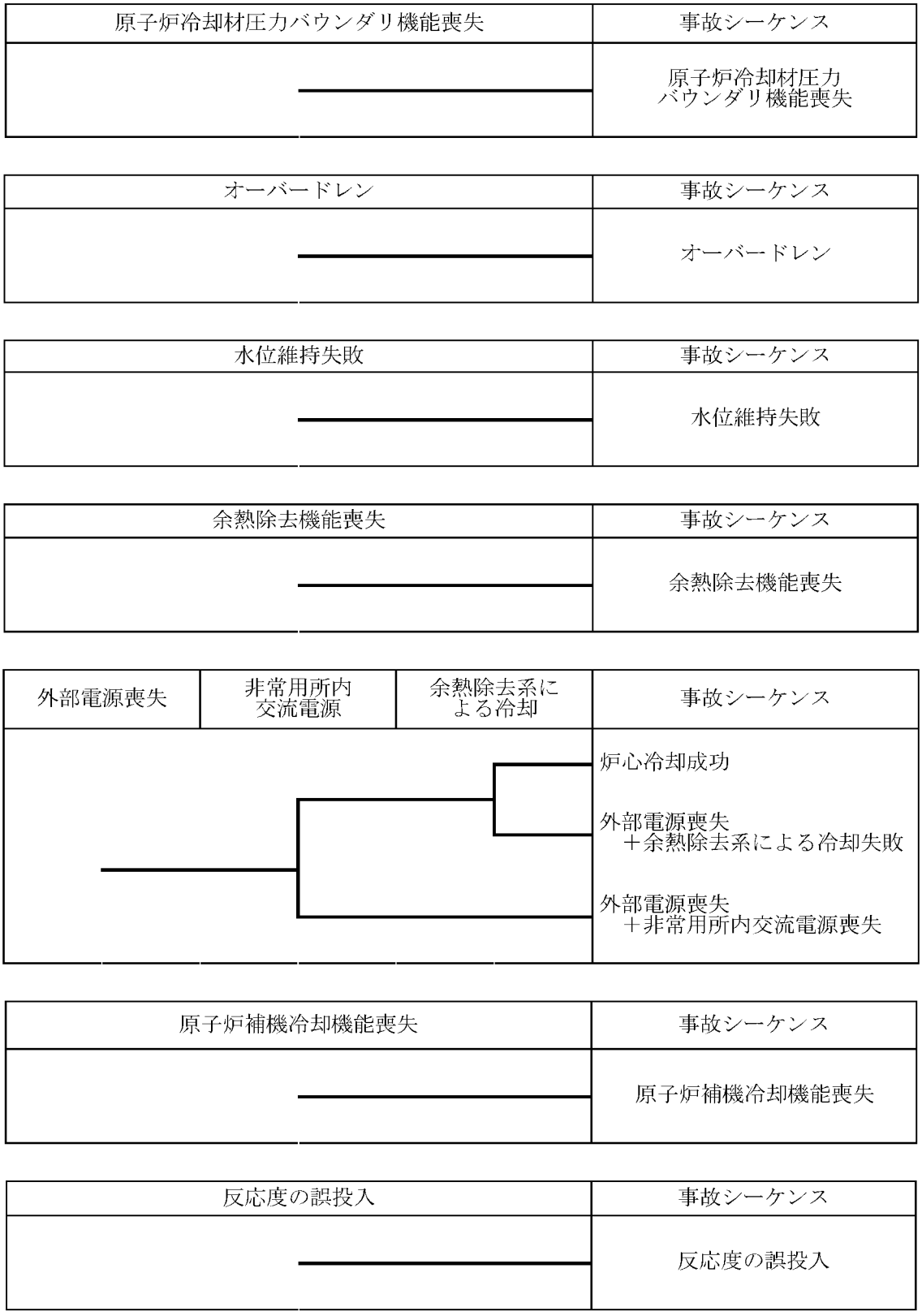
第 6.2.2 図　地震 PRA 階層イベントツリー



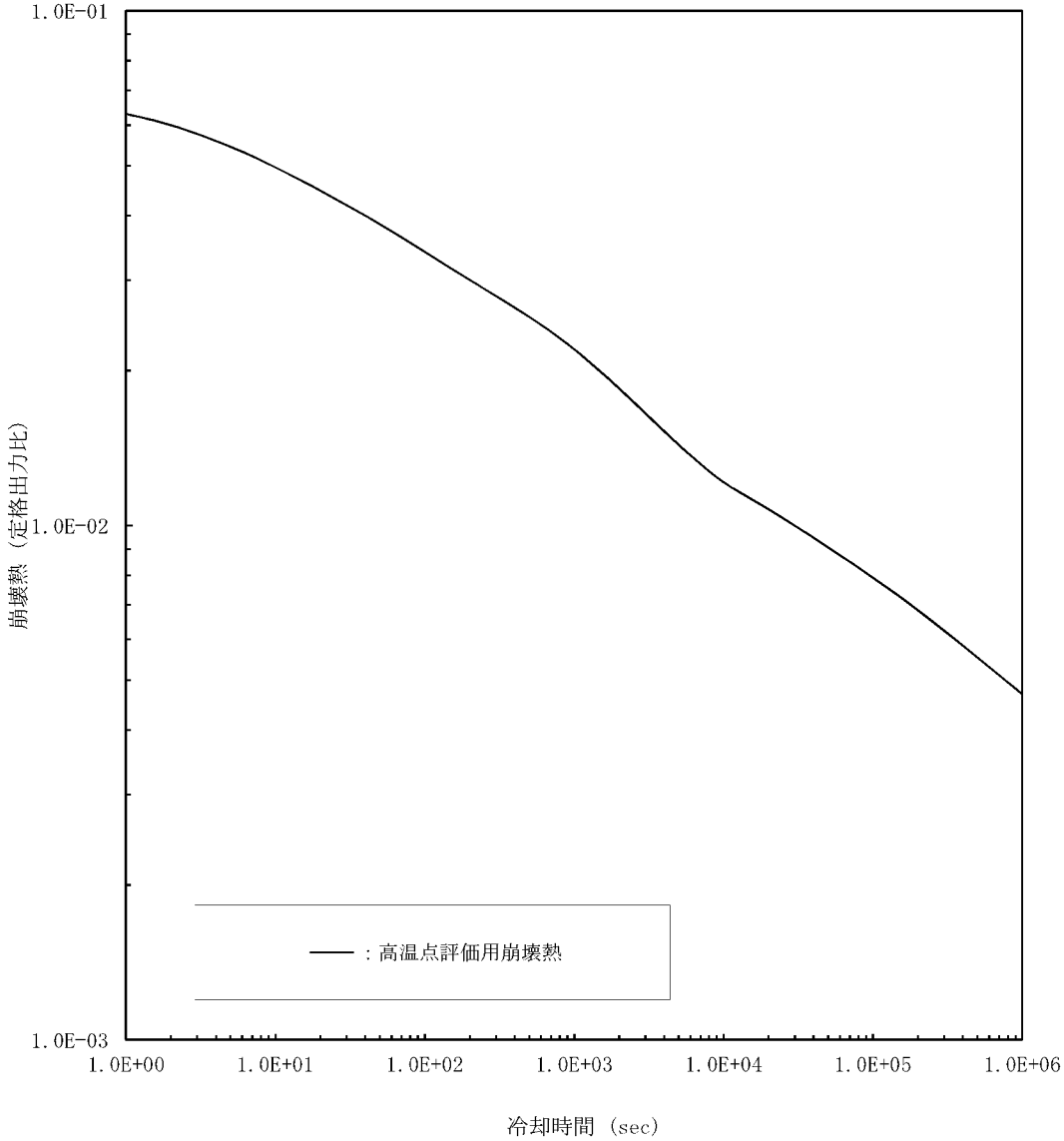
※：複数の信号系損傷

第 6.2.3 図　津波 PRA 階層イベントツリー

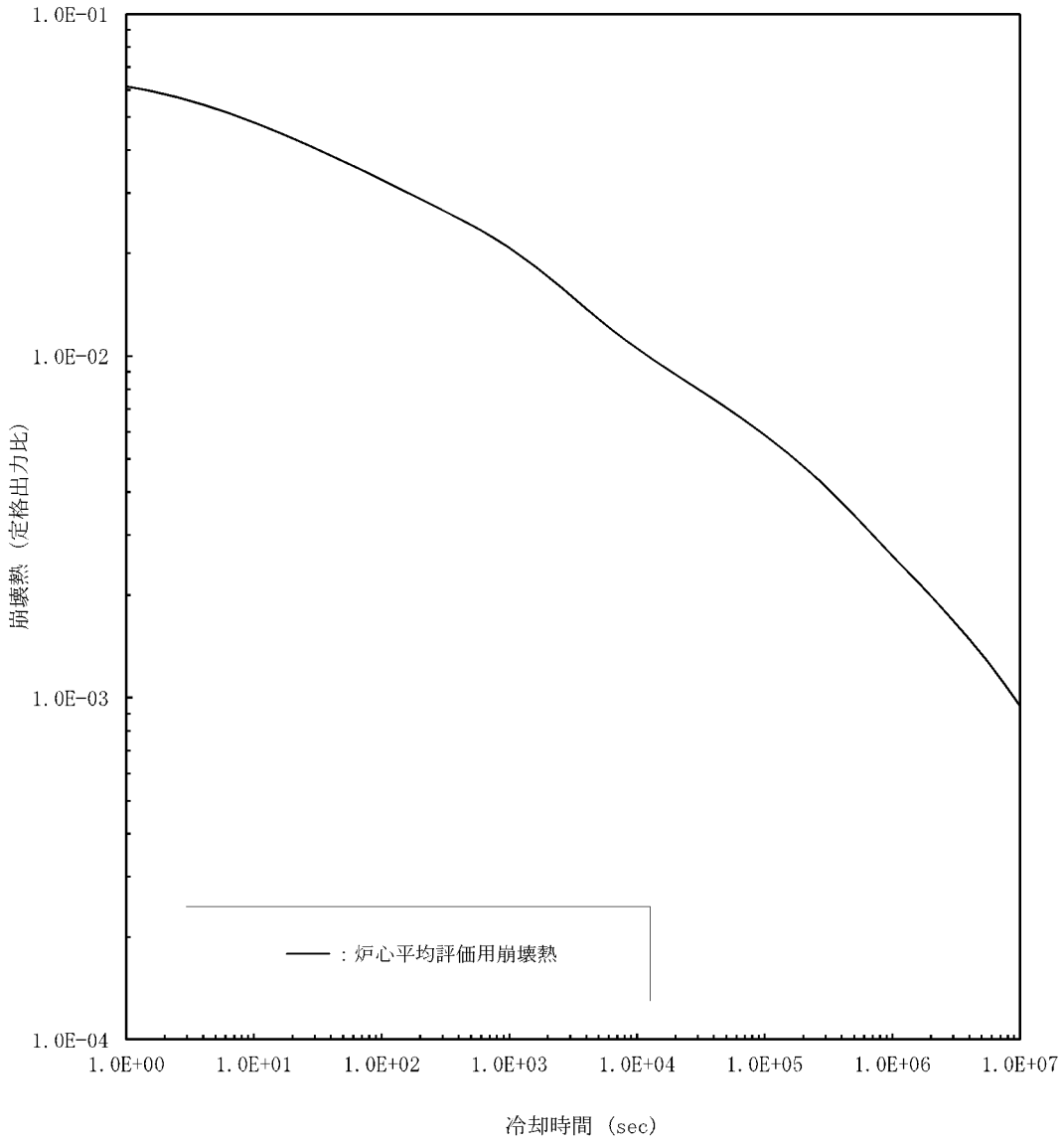

炉心冷却
CV隔離
一次系の圧力状態
バイパス
炉心への注水
炉内水蒸気爆発
水素燃焼
CV破損
RV破損
事故進展
CV破損モード
CO
CI
FD
BP
LR
ISX
HB1
OP1
RV
成功
失敗
低
高
無し
有り
成功
失敗
無し
有り
成功
失敗
無し
有り
無し
有り
無し
有り



第 6.2.5 図　停止時 PRA におけるイベントツリー



第 6.5.1 図　高温点評価用崩壊熱



第 6.5.2 図　炉心平均評価用崩壊熱