

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クラスタの配置に異常が生じ、炉心内の出力分布が変化する制御棒クラスタの落下と不整合の事象を想定する。

- (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 $0(\Delta k/k) / (\text{g/cm}^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。
- (c) 添加される負の反応度は $2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ とし、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及び手動制御運転である場合の両方について解析する。
- (e) 制御棒クラスタの落下後の核的エンタルピ上昇熱水路係数 ($F_{\Delta H}^N$) として、1.80 を使用する。
- (f) 制御棒クラスタの不整合は、制御棒クラスタのバンク 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き抜き位置にあるものとする。

d. 原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈

原子炉の起動時又は出力運転中に、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水され、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。

- (a) プラント起動時の異常な希釈
 - a) 1 次冷却材の体積は、加圧器等を除いた 1 次冷却系の有効体積(201m^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($81.8\text{m}^3/\text{h}$)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 $2,600\text{ppm}$ ）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、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(37.5m³/h)とする。
- c) 初期ほう素濃度は 1,900ppm とする。
- d) 反応度停止余裕は 0.0177 $\Delta k/k$ とする。

(iii) 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

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。

- (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 $0(\Delta k/k) / (g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。
- (c) 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、3,110kg・m² 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。

b. 原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

1 次冷却材ポンプ 1 台が停止しており、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。

- (a) 初期原子炉出力は 1 ループ停止時の最大運転出力である 40% とする。また、炉心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 $0.37(\Delta k/k) / (g/cm^3)$ とする。
- (d) ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。

(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

c. 外部電源喪失

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。

- (a) 「イ. (2) (iii) d. 主給水流量喪失」及び「ロ. (2) (ii) b. 原子炉冷却材流量の喪失」解析と同様である。

d. 主給水流量喪失

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、原子炉からの除熱能力が低下する事象を想定する。

- (a) 初期値として原子炉出力は定格出力の 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、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を使用する。
- (c) 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 基の蒸気発生器に合わせて 74m³/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動作せず、主蒸気安全弁のみ動作するものとする。
- (f) 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それぞれ最高温度及び最低圧力とし、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は動作しないものとする。

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それぞれ最低温度及び最高圧力とし、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は動作するものとする。

e. 蒸気負荷の異常な増加

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。

(a) 初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 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 $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、サイクル末期では $0.37(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。

(d) ドップラ出力係数は第10.3図の下限の値とする。

(e) 原子炉を定格出力で運転中に、蒸気流量が10%急増するものとする。

f. 2次冷却系の異常な減圧

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。

(a) 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は $0.0177\Delta k/k$ とする。1次冷却材中のほう素濃度は0ppmを仮定する。

(b) 解析はサイクル末期について行う。

減速材密度変化による反応度効果は、第10.4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、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信してから、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。

(g) 外部電源はあるものとする。

g. 蒸気発生器への過剰給水

原子炉の出力運転中に、給水制御系の故障、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。

(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 $0.37(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の下限の値とする。

(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 200%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、給水は停止される。

(iv) 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

原子炉の出力運転中に、外部送電系統又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。

(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定格出力の102%とする。

(b) 減速材密度係数は $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第10.3図の上限の値とする。

(c) 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動作しないものとし、主蒸気安全弁が動作するものとする。

(d) 以下の2つの場合を考慮する。

a) DNB R評価では、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は動作するものとする。

b) 原子炉圧力評価では、加圧器スプレイ及び加圧器逃がし弁は動作しないものとする。

(e) 制御棒制御系は手動制御されているものとする。

b. 原子炉冷却材系の異常な減圧

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。

(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 $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。また、反応度帰還又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。

(c) ドップラ出力係数は第10.3図の上限の値とする。

(d) 1次冷却材の吹出し流量は、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。

(f) 出力ピーキング係数は変化しないものとする。

c. 出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動

原子炉の出力運転中に、非常用炉心冷却系が誤起動する事象を想定する。

(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 $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。

(c) ドップラ出力係数は第 10.3 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。

(e) 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) 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) 評価結果

判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。

- a. 最小 DNB R については、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において約 1.5 であり、許容限界値である 1.35 を下回ることではない。
- b. 燃料中心最高温度については、これが最も厳しくなる「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」において約 2,400℃であり、設計に当たっての制限値である 2,570℃を下回っており、熔融点未満である。
- c. 燃料エンタルピの最大値については、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」において約 360kJ/kg・UO₂であり、燃料の許容設計限界である 712kJ/kg・UO₂（「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「R I E 評価指針」という。）に示す 170cal/g・UO₂に相当。）を下回っている。

なお、ピーク出力部燃料エンタルピの最大値は約 170 kJ/kg・UO₂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。

また、ピーク出力部燃料エンタルピー増分の最大値は約 93 kJ/kg・UO₂ であり、ペレット燃焼度 65,000MWd/t 以上 75,000MWd/t 程度までのペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損（以下「P C M I 破損」という。）のしきい値のめやすである 167kJ/kg・UO₂（「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「R I E 報告書」という。）に示す 40cal/g・UO₂ 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。

- d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「負荷の喪失」において約 18.1MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.1 倍である 18.88MPa[gage]を下回っている。

ロ．設計基準事故

事故に対処するために必要な施設並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

(1) 基本方針

(i) 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、加圧水型である本原子炉施設の安全設計の基本方針に照らして、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。

a. 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

b. 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

c. 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

d. 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

(ii) 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次的損傷が生じず、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。なお、判断基準の適用にあたっては、「安全評価指針」に従い、事象毎に選定して用いる。

- a. 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。
- b. 燃料エンタルピーは制限値を超えないこと。
- c. 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。
- d. 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（設計圧力の 1/0.9 倍）0.261MPa[gage]以下であること。
- e. 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。

(iii) 事故に対処するために必要な施設

事故に対処するために必要な施設の安全機能のうち、解析に当たって考慮する主要なものを以下に示す。

a. MS－1

(a) 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）

(b) 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）

(c) 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）

(d) 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）

(e) 炉心冷却機能

非常用炉心冷却系

(f) 放射性物質の閉じ込め機能、放射線の遮蔽及び放出低減機能

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

アニュラス空気再循環系

安全補機室空気浄化系

(g) 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

(h) 安全上特に重要な関連機能

非常用電源系

b. MS－2

(a) 異常状態の緩和機能

加圧器逃がし弁（手動開閉機能）

c. MS－3

(a) タービントリップ機能

タービントリップ

(2) 解析条件

(i) 主要な解析条件

イ. (2) (i)と同様である。

(ii) 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

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又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出し、炉心の冷却能力が低下する事象を想定する。

(a) 非常用炉心冷却設備性能評価解析－大破断－

a) 配管の破断は低温側配管（冷却材ポンプ出口から原子炉入口ノズルまでの間）に起こるものとする。破断規模は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。

b) 原子炉出力は定格出力の102%とし、熱流束熱水路係数は2.25、燃料棒の最大線出力密度は45.7kW/mの102%とする。また、軸方向の出力分布は熱流束熱水路係数2.25に基づいたコサイン分布を用いる。

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。

蓄圧注入系のアキュムレータの保持圧力

4.04MPa[gage]

蓄圧注入系のアキュムレータの保有水量

29.0m³（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」信号又は「原子炉圧力異常低」信号のうち、早い方の信号により発信するものとする。

d) 単一故障の仮定として、低圧注入系1系列を不作動とする。

また、外部電源の喪失により、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) ブローダウン期間に蓄圧注入系より注水される水は、原子炉容器のダウンコ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、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) 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、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を使用する。
 - i) 事故発生時の燃料棒内の蓄積エネルギー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。
- (b) 非常用炉心冷却設備性能評価解析－小破断－
- 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。
- a) 破断位置は低温側配管とし、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、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) 単一故障の仮定として、ディーゼル発電機 1 台を不作動とする。
 - 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。
 - d) 原子炉出力は定格出力の 102%とし、熱流束熱水路係数は 2.25、燃料棒の最大線出力密度は 45.7kW/m の 102%とする。また、軸方向の出力分布は第 10.6 図に基づいたものを用いる。
- b. 原子炉冷却材流量の喪失
- 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減少する事象を想定する。

- (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 $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。
- (c) 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、 $3,110kg \cdot m^2$ 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。

c. 原子炉冷却材ポンプの軸固着

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。

- (a) DNB R 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 $0(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第 10.3 図の上限の値とする。
- (c) 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、初期原子炉出力は定格出力の 102% とし、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動作とし、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。
- (e) 燃料被覆管の温度評価では、初期原子炉出力は定格出力の 102% とし、燃料と被覆管とのギャップ熱伝達係数は、過渡変化時に $79.49kW/m^2 \cdot ^\circ C$ の値とする。
- (f) DNB R が許容限界値以下となった場合、熱伝達係数は、膜沸騰状態に対する Bishop-Sandberg-Tong の相関式を用いる。
- (g) 燃料被覆管温度が約 $980^\circ C$ 以上になると、ジルコニウム－水反応が顕著となるが、このジルコニウム－水反応量の計算には、Baker-Just の式を使用する。

d. 主給水管破断

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、原子炉の冷却能力が低下する事象を想定する。

(a) 原子炉圧力の評価では、初期原子炉出力は定格出力の 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 のモデルを使用するものとする。

(d) 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) 事象発生後の炉心部での発熱量を評価する際には、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、タービン動補助給水系の単一故障を仮定し、電動補助給水ポンプ 2 台分の補助給水を供給する操作を行うものとする。

(h) DNB R の評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

e. 主蒸気管破断

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。

(a) 原子炉の初期状態としては、原子炉は高温停止状態にあり、制御棒クラスタは全挿入されているものとする。反応度停止余裕は $0.0177 \Delta k/k$ とする。1 次冷却材中のほう素濃度は 0ppm を仮定する。

(b) 解析はサイクル末期について行う。

減速材密度変化による反応度効果は、第 10.4 図に示すように、減速材の密度の関数として与える。また、ドップラ出力係数に

よる反応度効果は、第 10.5 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、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し、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) 主蒸気逆止弁の効果は無視し、主蒸気管の隔離は主蒸気隔離弁によって行うものとする。

(f) DNB R 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。

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信してから、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) 蒸気発生器では完全に気水分離するものとする。

(h) 主蒸気管破断時の蒸気流量の計算には、Moody のモデルを使用する。

(i) DNB R の計算には、W-3 相関式を使用する。

(j) 非常用炉心冷却設備作動信号発信後 10 分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。

(iii) 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

原子炉が臨界又は臨界近傍にあるときに、制御棒駆動系あるいは圧力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。

(a) 解析は以下の 4 ケースについて実施する。

サイクル初期高温全出力

サイクル末期高温全出力

サイクル初期高温零出力

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、圧力解析の場合にはそれぞれ定格出力の 102% 及び 307.9℃とする。

なお、D N B R 評価の場合には初期値は定格値とする。

b) 原子炉圧力の初期値は、圧力解析の場合には定格値に正の定常誤差を考慮した値、D N B R 評価の場合には定格値とする。

c) 制御グループの制御棒クラスタのバンク D は、制御棒挿入限界位置にあると仮定し、その位置からバンク D に属する制御棒クラスタ 1 本が飛び出すものとする。

d) 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。

(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、燃料エンタルピ解析及び圧力解析の場合にはそれぞれ定格出力の 10^{-9} 及び 288.3℃とする。

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

c) 制御グループの制御棒クラスタのバンク D は全挿入位置、その他のバンクは制御棒挿入限界位置にあると仮定し、その位置からバンク D に属する制御棒クラスタ 1 本が飛び出すものとする。

d) 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、圧力ハウジングの破損による減圧効果を見捨てる。

(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 秒の間に追加されるものとする。

サイクル初期高温全出力	0.15%	$\Delta k/k$
サイクル末期高温全出力	0.15%	$\Delta k/k$
サイクル初期高温零出力	0.75%	$\Delta k/k$
サイクル末期高温零出力	1.0 %	$\Delta k/k$

(f) 実効遅発中性子割合 (β_{eff}) は以下の値を使用する。

サイクル初期	0.49%
サイクル末期	0.44%

(g) ギャップ熱伝達係数は、燃料エンタルピー解析では、小さな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
- b) 核沸騰状態 Jens-Lottes の式
- c) 膜沸騰状態 Bishop-Sandberg-Tong の式

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) ドップラ反応度帰還は、燃料実効温度の関数として考慮する。

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	25

(k) 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 P C M I 破損が生じる場合には、両者の影響を重畳して発生する機械的エネルギーを評価する。

浸水燃料の破裂限界及び P C M I 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 $272\text{kJ/kg}\cdot\text{UO}_2$ （「R I E 評価指針」に示す $65\text{cal/g}\cdot\text{UO}_2$ に相当。）を超える燃料棒の被覆は破裂したものとする。

b) P C M I 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、「R I E 報告書」に示された P C M I 破損しきい値のめやすを超えた場合、P C M I 破損が生じるものとする。

(iv) 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

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。

(a) 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) 1 次冷却材中の希ガス濃度は燃料被覆管欠陥率を 1%として評価し、1 次冷却材から抽出された放射性希ガスは、体積制御タンクでその全量が水素によってパージされ、水素再結合装置ガス減衰タンクに貯蔵されるものとする。

(c) プラント稼働率は 100%とする。

(d) 4 基のタンクの切替えを考慮し、タンク 1 基当たりの貯蔵量が最大となる時点で破損するものとし、瞬時にタンク中の放射

能全量が原子炉補助建屋内に放出されると仮定する。

- (e) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における 2011 年 4 月から 2012 年 3 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対線量 (D/Q) を用いる。

b. 蒸気発生器伝熱管破損

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。

(a) 事故経過の解析

- a) 初期原子炉出力は定格出力の 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、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) 原子炉は、「原子炉圧力低」信号又は「過大温度 ΔT 高」信号により自動停止するものとする。
- d) 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) 主蒸気逃がし弁が自動動作するものとする。
- 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。
- 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。
 - ① 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駆動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）。
 - ② 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。

③ 健全側の主蒸気逃がし弁を開き、1 次冷却系の冷却を開始する（原子炉トリップ後 25 分）。

④ 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。原子炉圧力が、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。）。

⑤ 加圧器逃がし弁の閉止後、原子炉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、原子炉圧力の再上昇の幅は 0.98MPa とする。）。

h) DNB R の評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

(b) 核分裂生成物の放出量及び線量の評価

a) 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 ずつ取り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 47 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 90t とする。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へ放出される蒸気量は 30t とする。

c) 蒸気発生器伝熱管破損により新たに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線源として、以下の 2 通りを仮定する。

① 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 6.4×10^{13} Bq、希ガス約 3.1×10^{14} Bq（ γ 線エネルギー 0.5MeV 換算）。

② ①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 1.1×10^{15} Bq、希ガス約 3.0×10^{15} Bq（ γ 線エネルギー 0.5MeV 換算）。

追加放出量は、事故発生後の原子炉圧力が直線的に低下するものとし、この圧力低下に比例して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 $1.43 \times 10^{-2} \text{min}^{-1}$ 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エネルギーは、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。
- h) 破損側蒸気発生器隔離後も、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 $5 \text{m}^3/\text{d}$ 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低下すると仮定し、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条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における2011年4月から2012年3月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

c. 燃料集合体の落下

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。

- (a) 燃料取扱いに際し、使用済燃料ピット内で取扱い中の燃料集合体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。
- (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、原子

炉が定格出力の 102%で運転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) 燃料取替作業は、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、全量が燃料取扱室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の水中での除染係数は 500 とする。
- (g) 燃料取扱室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条件及び気象条件としては、放射性物質が地表面から放出されると仮定し、現地における 2011 年 4 月から 2012 年 3 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度（ χ / Q ）及び相対線量（ D / Q ）を用いる。

d. 原子炉冷却材喪失

「ロ．(1)(i)a.(a) 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。

- (a) 事故発生直前まで、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 ずつ取り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) 格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は等価半減期 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 7 分とする。

(f) 単一故障の仮定として、ディーゼル発電機 1 台を不作動とする。

なお、動的機器の単一故障を仮定する場合のほか、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、1 次系冷却水クーラについて、全 3 基を事故後 24 時間以内に、1 基と 2 基にトレン分離することを踏まえ、事故後 24 時間時点での 2 基の機能喪失を仮定する場合も考慮する。

(g) 原子炉格納容器からの漏えい率は、事故時の原子炉格納容器内圧に対応した漏えい率を下回らないような値とし、以下の表の漏えい率とする。

漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)		
0.130	0	～	12
0.132	12	～	20
0.130	20	～	170
0.132	170	～	290
0.130	290	～	620
0.125	620	～	1,200
0.120	1,200	～	2,000
0.115	2,000	～	13,000
0.110	13,000	～	21,000
0.105	21,000	～	29,000
0.100	29,000	～	40,000
0.095	40,000	～	54,000
0.090	54,000	～	74,000
0.085	74,000	～	110,000
0.080	110,000	～	160,000
0.075	160,000	～	250,000
0.070	250,000	～	390,000
0.065	390,000	～	650,000
0.060	650,000	～	1,200,000
0.055	1,200,000	～	2,500,000
0.050	2,500,000	～	2,592,000

なお、1次系冷却水クーラについて、全3基を事故後24時間以内に、1基と2基にトレン分離することを踏まえ、事故後24時間時点での2基の機能喪失を仮定する場合は、以下の表の漏えい率とする。

漏えい率 (%/d)	時間区分 (s)		
0.130	0	～	12
0.132	12	～	20
0.130	20	～	78
0.134	78	～	240
0.130	240	～	390
0.125	390	～	580
0.120	580	～	800
0.115	800	～	1,100
0.110	1,100	～	1,900
0.105	1,900	～	3,400
0.100	3,400	～	5,500
0.095	5,500	～	8,100
0.090	8,100	～	12,000
0.085	12,000	～	16,000
0.080	16,000	～	23,000
0.075	23,000	～	34,000
0.070	34,000	～	60,000
0.065	60,000	～	86,000
0.070	86,000	～	90,000
0.075	90,000	～	98,000
0.080	98,000	～	110,000
0.085	110,000	～	230,000
0.080	230,000	～	340,000
0.075	340,000	～	510,000
0.070	510,000	～	780,000
0.065	780,000	～	1,300,000
0.060	1,300,000	～	2,300,000
0.055	2,300,000	～	2,592,000

(h) 原子炉格納容器からの漏えいは、アニュラス部に生じるものとする。

(i) 事故発生後、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し、アニュラス部の負圧達成時間は25分とする。

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は 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 $3 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{h}$ の漏えいがあるものとする。
- (n) 再循環水中の放射エネルギーは事故発生直後、(b)項と同量のような素が無機よう素として溶解しているものとする。
- (o) 再循環水体積は $1,100 \text{m}^3$ 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は 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、以下の条件にしたがって評価する。
 - 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ー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部遮蔽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部遮蔽円筒部を透過した 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ーを持ち、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 線エネルギーは以下のエネルギー範囲別に区分する。

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)
0.4	$E \leq 0.4$
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$
2.5	$1.8 < E$

(s) 事故の評価期間は 30 日間とする。

(t) 環境への核分裂生成物の放出については、排気筒から放出されるものとする。

(u) 線量評価に必要な拡散条件及び気象条件としては、現地における 2011 年 4 月から 2012 年 3 月までの気象観測による実測値及び実効放出継続時間より求めた相対濃度 (χ/Q) 及び相対線量 (D/Q) を用いる。

e. 制御棒飛び出し

「ロ. (1) (i) b. (a) 制御棒飛び出し」で想定した制御棒飛び出しの際に、放射性物質が環境に放出される事象を想定する。

(a) 破損する燃料棒割合としては、「ロ. (2) (iii) a. 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 7%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 0.24%

よう素 0.12%

(c) 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23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。

(d) 原子炉格納容器スプレイ設備は事故発生後30分で起動するものとする。

(e) 原子炉格納容器からの漏えい率は、次のように仮定する。

事故後24時間まで 0.12%/d

その後29日間 0.06%/d

(f) その他の条件は、「ロ. (2) (iv) d. 原子炉冷却材喪失」と同様である。

(v) 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

「ロ. (1) (i) a. (a) 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温度及び圧力が異常に上昇する事象を想定する。

(a) 配管の破断は、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。

蓄圧注入系のアキュムレータの保持圧力

4.04MPa[gage]

蓄圧注入系のアキュムレータの保有水量

29.0m³ (1基当たり)

また、高圧注入系及び低圧注入系からの注水は、ブローダウン終了と同時に開始されると仮定する。

(d) 単一故障の仮定として、格納容器スプレイ設備1系列を不作

動とする。

また、外部電源の喪失により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。

なお、動的機器の単一故障を仮定する場合のほか、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、1次系冷却水クーラについて、全3基を事故後24時間以内に、1基と2基にトレン分離することを踏まえ、事故後24時間時点での2基の機能喪失を仮定する場合も考慮する。

- (e) ブローダウン期間に蓄圧注入系より注水される水は、原子炉容器のダウンコマ部及び下部プレナムに注水されるものとする。
- (f) 再冠水解析においては、冷却材ポンプはその特性にしたが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、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を使用する。

b. 可燃性ガスの発生

「ロ. (1) (i) a. (a) 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。

- (a) 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-水反応並びにその他の金属の腐食反応を考慮する。
- (c) 事故時のジルコニウム-水反応割合は「ロ. (2) (ii) a. (a) 非常用炉心冷却設備性能評価解析-大破断-」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）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) 単一故障の仮定として、低圧注入系 1 系列を不作動とする。

なお、動的機器の単一故障を仮定する場合のほか、事故後長期間にわたる静的機器の単一故障の仮定として、1 次系冷却水クーラについて、全3基を事故後24時間以内に、1基と2基にトレン分離することを踏まえ、事故後24時間時点での2基の機能喪失を仮定する場合も考慮する。

（3）評価結果

判断基準に対する解析結果は以下のとおりである。

- a. 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については、「原子炉冷却材喪失」の場合が最も厳しく、以下のとおり、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」に示された基準を満たす。
- (a) 燃料被覆管温度の最高値は約 1,120℃であり、制限値の 1,200℃を下回る。
- (b) 燃料被覆管の局所的最大ジルコニウム－水反応量は燃料被覆管厚さの約 4.6%であり、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下である。
- (c) 全炉心平均ジルコニウム－水反応量は 0.3%以下であり、反応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。
- (d) 再冠水開始以降、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ており、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る。
- b. 燃料エンタルピーの最大値については、「制御棒飛び出し」において約 490kJ/kg・UO₂であり、791kJ/kg・UO₂（「R I E 評価指針」に示す 230cal/g・UO₂ に対して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融点低下を考慮した燃料エンタルピー。)を下回っている。

また、P C M I 破損及び浸水燃料の破裂に伴う機械的エネルギーの影響については、「R I E 報告書」添付 4 に示された同規模の炉心における影響評価に包含される。

- c. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「主給水管破断」において約 19MPa[gage]であり、最高使用圧力の 1.2 倍である 20.59MPa[gage]を下回っている。
- d. 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については、「原子炉冷却材喪失」において約 0.24MPa[gage]であり、最高使用圧力である 0.261MPa[gage]を下回っている。なお、原子炉格納容器内温度は、最高使用温度を超えない。

また、可燃性ガスの発生に伴う原子炉格納容器内の水素最大濃度については、事故発生後30日時点で約2.0%であり、可燃限界である 4%を下回っている。

- e. 敷地等境界外における実効線量については、これが最も厳しくなる「蒸気発生器伝熱管破損」において約 0.86mSv であり、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ものではない。

ハ、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）又は重大事故

事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

(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

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設備強化等の重大事故等対策に加え、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（以下「原子炉施設」という。）の大規模な損壊（以下「大規模損壊」という。）が発生するおそれがある場合又は発生した場合における以下の重大事故等対策設備に係る事項、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、運用面での対策を行う。また、1号炉及び2号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていないことを前提とする。

「(i) 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。「(ii) 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「a. 可搬型設備等による対応」は、「(i) 重大事故等対策」の対応手順を基に大規模損壊が発生するおそれがある場合又は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、大規模損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合に対処する。

また、重大事故等又は大規模損壊に対処するための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、「原子炉等規制法」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、「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。）で規定する内容に加え、「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。）に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した第 10.1 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。

(i) 重大事故等対策

a. 重大事故等対処設備に係る事項

(a) 切替えの容易性

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、通常時の系統状態から弁操作又は工具等の使用により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、通常時の系統状態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、確実にできるよう訓練を実施する。

(b) 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、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、運搬又は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。

屋外及び屋内アクセスルートは、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飛来物（航空機落下）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災（石油コンビナート等の施設の火災、発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害及び重大事故等時の高線量下を考慮する。考慮すべき自然現象のうち、洪水に対しては敷地付近に河川がないこと、高潮に対しては津波に包絡されることから影響を受けない。また、外部人為事象のうち、飛来物（航空機落下）に対しては防護設計の要否判断の基準を超えないこと、爆発及び石油コンビナート等の施設の火災に対しては該当する施設がないこと、ダムの崩壊に対しては近傍にダムがないこと、船舶の衝突に対しては敷地配置により、電磁的障害に対しては道路及び通路面が直接影響を受けることはないことから、屋外及び屋内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。万一、これらの影響を受けないとしている現象について、対応が必要となった場合においても、洪水、高潮及びダムの崩壊に対しては、津波と同様に対応し、爆発及び石油コンビナート等の施設の火災に対しては、森林火災と同様に対応する。

なお、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。

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、海水等の取水ポイントの状況確認、ホース敷設ルートの状況確認を行い、あわせて燃料油貯蔵タンク、空冷式非常用発電装置、その他の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）、その他の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、積雪及び降灰）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ブルドーザ 2 台（予備 1 台）及び油圧ショベル 1 台（予備 1 台）を保管及び使用し、それを運転する要員を確保する。

また、地震による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、防潮堤の中に早期に復旧可能なアクセスルートを確保する。想定を上回る万一のガレキ発生に対してはブルドーザ及び油圧ショベルにより速やかに撤去することにより対処する。

屋外アクセスルートについては、考慮すべき自然現象のうち落雷、凍結及び森林火災、外部人為事象のうち近隣工場等の火災（発電所敷地内に存在する危険物タンクの火災、航空機墜落による火災、発電所港湾内に入港する船舶の火災及びばい煙等の二次的影響）及び有毒ガスに対して、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、ブルドーザによる撤去あるいは転倒による閉塞がないルートを通行する。

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、ブルドーザによる崩壊箇所の復旧を行う。

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、ブルドーザによる崩壊箇所の復旧を行い、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る設計とするとともに、段差が発生した場合には、ブルドーザによる段差発生箇所の復旧を行う。さらに、地下構造物の損壊が想定される箇所については、陥没対策を講じる。なお、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又は油圧ショベルによる段差解消対策により対処する。

アクセスルート上の台風及び竜巻による飛来物、積雪、降灰については、ブルドーザによる撤去を行う。なお、想定を上回る積雪、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。

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、あわせて恒設代替低圧注水ポンプ、その他の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、地震、津波、その他の自然現象による影響及び外部人為事象に対して、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。

機器からの溢水に対しては、適切な放射線防護具を着用することで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、アクセスルートを選定し、ルート近傍の資機材を管理し、固縛等の対策を実施すること及び万一の際には迂回することにより通行性を確保する。

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、移動ができるように、可搬型照明を配備する。

b. 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。

(a) 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を回復す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等の確保に努める。

また、予備品の取替え作業に必要な資機材等として、ガレキ撤去等のためのブルドーザ、油圧ショベル、夜間の対応を想定した照明機器等及びその他の作業環境を想定した資機材を確保する。

(b) 保管場所

予備品等については、地震による周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり、津波による浸水等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。

(c) 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、a.(b)アクセスルートの確保と同じ運用管理を実施する。

c. 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。

また、関係機関等と協議及び合意の上、外部からの支援計画を定め、協力体制が整い次第、プラントメーカー及び建設会社からは設備の設計根拠、機器の詳細な情報、事故収束手段及び復旧対策等の提供、協力会社からは、事象進展予測及び放射線影響予測等の評価結果の情報提供、並びに事故収束及び復旧対策活動に必要な要員の支援、燃料供給会社からは燃料の供給並びに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。

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ほか、原子力緊急事態支援組織からは、被ばく低減のための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、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に事故発生後 6 日間までに支援を受けられる体制を整備する。

また、原子力事業所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。

d. 手順書の整備、教育及び訓練の実施並びに体制の整備

重大事故等発生時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。

(a) 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。

また、手順書は使用主体に応じて、運転員が使用する手順書（以下「運転手順書」という。）、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。）及び緊急時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-1) すべ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等の過酷な状態において、限られた時間の中で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、手順を整備する。

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整備する。

具体的には、第 10.1 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。

(a-2) 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

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、判断基準を明確にした手順を以下のとおり整備する。

炉心損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損防止の対処に迷うことなく移行できるよう、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を防止する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、迷わず海水注水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、水素濃度制御設備の必要な起動時期を見失うことがないように、水素濃度制御設備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を防止するため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、設計基準事故に用いる操作の制限事項が継続して適用されることで事故対応に悪影響を及ぼさないよう手順を区別するとともに、重大事故等発生時には速やかに移行できるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

(a-3) 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、行動できるよう、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したが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。

- (a-4) 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実効的に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。

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構成し定める。

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、構成を明確化し、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、故障及び設計基準事故に対処する運転手順書により事象判別及び初期対応を行う。多重故障等により設計基準事故を超えた場合は、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事象ベースの運転手順書に移行する。

事象判別及び初期対応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原子炉格納容器の破損を防止する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

準事故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原子炉格納容器の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。

- (a-5) 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、あらかじめ選定し、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。通常使用する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、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、発電所緊急時対策本部要員（以下「緊急時対策本部要員」という。）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、支援組織用手順書に整理する。

- (a-6) 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のあるかを考慮して、設備の安全機能の維持及び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、冷却操作を行う手順を整備する。

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。

(a-7) 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員及び緊急安全対策要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順と体制を整備する。固定源に対しては、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員及び緊急安全対策要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。可動源に対しては、換気空調設備の隔離等により、運転員（当直員）及び緊急時対策本部要員が事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生においても、運転員（当直員）及び緊急時対策本部要員のうち初動対応を行う者に対して配備した防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の指示・操作を行うことができるよう手順と体制を整備する。

有毒ガスの発生による異常を検知した場合、通信連絡設備により、有毒ガスの発生を発電所内の必要な要員に周知する手順を整備する。

(b) 教育及び訓練の実施

運転員（当直員）、緊急安全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原子力緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）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）、緊急安全

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。

緊急安全対策要員の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、この考え方にに基づき教育訓練の計画を定め、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。
- ・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 10.2 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に、教育及び訓練を効率的かつ確実に実施する。

運転員（当直員）、緊急安全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た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。

- (b-1) 重大事故等対策は、幅広い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。
- (b-2) 運転員（当直員）、緊急安全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。

現場作業に当たっている緊急安全対策要員が、作業に習熟し必要な対応ができるよう、運転員（中央制御室及び現場）と連携して一連の活動を行う訓練を計画的に実施する。

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。

(b-3) 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、普段から保守点検活動を社員自らも行って部品交換等の実務経験を積むこと等により原子炉施設及び予備品等について熟知する。

(b-4) 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。

(b-5) 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。

(c) 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。

(c-1) 重大事故等対策を実施する実施組織及び支援組織の役割分担及び責任者等を定め、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、原子力防災体制等を発令し、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発

電所対策本部を設置して対処する。

発電所対策本部に、重大事故等対策を実施する実施組織、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織及び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し、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、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、緊急時対策本部要員は、発電用原子炉主任技術者が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、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、非常召集可能圏内に発電用原子炉主任技術者を 1 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。

(c-2) 実施組織を、運転員等により事故拡大防止のための措置を実施する班及び応急対策の立案を実施する班により構成し、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。

(c-3) 実施組織は、重大事故等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、被災の場合において、本部長の指示により指名した指揮者の指示のもと、情報収集や事故対策の検討を行う。

緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員を発電所内及び発電所近傍に常時確保し、被災等が発生した場合においても、確保した緊急安全対策要員により、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等対策に対応できる体制とする。

発電用原子炉主任技術者は、プラント状況把握及び事故対策に専念することにより、指示を的確に実施する。

発電用原子炉主任技術者は、被災時に、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、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。

(c-4) 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、事故状況の把握・評価及び事故時影響緩和操作の検討を行う班、放射線・放射能の測定、状況把握及び災害対策活動に伴う放射線防護措置等を行う班、運営支援組織は、実施組織が重大事故等対策に専念できる環境を整えるため発電所対策本部の運営及び動員、輸送手段の確保を行う班、報道機

関の対応を行う班、社内外対策本部との情報受理・伝達及び
国・自治体等関係者との連絡調整を行う班で構成する。

- (c-5) 重大事故等対策の実施が必要な状況において、原子力防災体制等を発令し、緊急安全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、発電所内及び発電所近傍に緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員を常時確保し、体制を強化する。

なお、地震により緊急時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、3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されている場合における必要な要員は、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、ユニット指揮者、通報連絡を行う通報連絡者並びに各重大事故等対策に係る現場での調整を行う現場調整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運転操作対応を行う3号炉の運転員8名（3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は6名）、1号炉及び2号炉の運転員4名、運転支援活動、電源復旧活動、注水活動、設備対応、消防活動及びガレキ除去活動を行う緊急安全対策要員33名（3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は27名）の計49名（3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は41名）並びに被災後6時間以内を目途として参集し、発電所対策本部の各班の活動を行う緊急時対策本部要員5名（以下「召集要員」という。）の、合計54名（3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は46名）を確保する。なお、ユニッ

ト指揮者は、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、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、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員は、緊急時対策所に参集し、通報連絡、注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、当社社員及び協力会社社員を含め要員を確保する。

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（運転員、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員にて構成される。以下同じ。）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。

(c-6) 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(c-2)項及び(c-4)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。

(c-7) 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。

(c-8) 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

迅速に対応することが必要なことから、支援組織が、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等（テレビ会議システムを含む。）を備えた緊急時対策所を整備する。さらに、実施組織が中央制御室、緊急時対策所及び現場との連携を図るため、携行型通話装置等を整備する。

- (c-9) 支援組織は、原子炉施設の状態及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緊急時対策本部（以下「本店対策本部」という。）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電話（携帯）、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備等を配備し、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

社内外対策本部との情報受理・伝達及び国・自治体等関係者との連絡調整を行う班が、本店対策本部と発電所対策本部間において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、報道発表及び外部からの問い合わせ対応等については、本店対策本部の広報活動を行う班で実施することにより、発電所対策本部が事故対応に専念でき、また、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。

- (c-10) 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。

発電所における原子力防災体制発令の報告を受け、本店における原子力防災体制を発令した場合、速やかに本店対策本部（原子力施設事態即応センター含む。）を中之島及び若狭に設置する。社長は、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。

また、原子力緊急事態宣言が発出された場合又はそのおそれがある場合は、本店対策本部長である社長は原則として、中之島から若狭へ移動し、災害対策活動の指揮を執る。社長が移動する場合は、定められた代行者が本店対策本部の指揮

を執る。なお、移動中の社長への連絡については、携帯電話等を使用する。

本店対策本部（中之島）においては、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より発電所対策本部の支援を行い、本店対策本部（若狭）は、原子力部門による発電所対策本部への技術的支援を行う。

具体的には、発電所対策本部が事故対応に専念できるよう、本店対策本部（若狭）には、社内外情報の収集・連絡・記録、事故状況の把握・評価の支援、アクシデントマネジメントの支援、事故拡大防止策に関する支援、事故原因の究明・除去に関する支援及び復旧対策に関する支援等を行う班を設置し、本店対策本部（中之島）は、外部電源や通信設備に関する復旧等を行う班、本店対策本部の設営・運営、本部要員の召集並びに資機材及び食料の調達運搬等を行う班、自治体及び報道対応を行う班を設置し、発電所対策本部の災害対策活動の支援を行う。

本店対策本部は、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必要に応じて応援を要請し、技術的な支援が受けられる体制を整備する。

(c-11) 重大事故等発生後の中長期的な対応が必要となる場合に備えて、社内外の関係各所と連携し、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、平時から必要な協力活動体制を継続して構築する。

(ii) 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

a. 可搬型設備等による対応

大規模損壊が発生するおそれがある場合又は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、当該手順書にしたが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。

(a) 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、大規模損壊が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原子炉施設に大規模損壊が発生させる可能性のある自然災害により、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として抽出していない外部事象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。

(a-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想定するに当たっては、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、その中から考慮すべき自然災害に対して、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、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。さらに、事態収束に必要と考えられる機能の状態に着目して事象の進展を考慮する。

(a-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。

(a-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、(a-3-3)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、(a-3-3)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。

大規模損壊によって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あらかじ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。よって、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等により、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とから、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事象進展の抑制及び緩和対策の実効性を確認し整備する。

(a-3-1) 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、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、手順書を有効かつ効果的に活用するため、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-3-1-1) 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。

(a-3-1-1-1) 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

(a-3-1-1-2) 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

(a-3-1-1-3) 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

(a-3-1-2) 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、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、中央制御室のプラント監視機能又は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したがった建屋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、中央制御室又は緊急時対策所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、建屋内

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。

(a-3-2) 優先順位に係る基本的な考え方

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、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とともに、可搬型重大事故等対処設備等を活用することによって、(a-3-3)項の(a-3-3-1)項に示す5つの項目に関する緩和等の措置について、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の確保、操作の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。

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。

・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、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、大規模な火災の発生に対しても迅速に対応する。また、監視機能を復旧させるため、代替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原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の破損が確認され、周辺の線量率が上昇している場合は、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し、炉心が損傷していないこと等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、外観より原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）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及び漏えい抑制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注水を行う。また、水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は建屋内部又は外部からのスプレーを行う。

・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、部分的にしか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。

上記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、ブルドーザ及び油圧ショベルを用いて法面崩壊による土砂、建屋の損壊によるガレキ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、事故対応の支障となるアクセスルート及び操作場所が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。

(a-3-3) 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-3-3-1)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、(a-3-3-2)項から(a-3-3-14)項の手順等を基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、中央制御室でのプラント監視機能又は制御機能が喪失した場合で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、重大事故等対策と異なる判断基準により事故対応を行うための手順及び現場にて直接機器を動作させるための手順を整備する。

(a-3-3-1) 5 つの活動又は緩和対策を行うための手順書

- ・ 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(a-3-3-12)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、早期に準備が可能な化学消防自動車及び小型動力ポンプ付水槽車、又は化学消防自動車、小型動力ポンプ付水槽車及び中型放水銃、あるいは送水車（消火用）及び中型放水銃による泡消火並びに延焼防止のための消火を実施する。

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、別のトランシーバーの回線を使用することとし、発電所対策本部との連絡については衛星電話（携帯）を使用して、発電所対策本部長の指揮により対応を行う。

- ・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(a-3-3-2)項から(a-3-3-6)項、(a-3-3-13)項及び(a-3-3-14)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 次冷却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、多様な炉心注水手段から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大容量ポンプを使用するための準備に時間がかかることから、多様な格納容器スプレイ手段から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。
- ・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(a-3-3-3)項から(a-3-3-10)項、(a-3-3-13)項及び(a-3-3-14)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次冷却系のフィー

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雰囲気直接加熱による原子炉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から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から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。
- ・ 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及び原子炉下部キャビティ注水手段から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、多様な炉心注水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原子炉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。

- ・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(a-3-3-11)項及び(a-3-3-13)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、外観より原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）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、早期に準備が可能な常設設備による注水を優先して実施し、常設設備による注水ができない場合は、可搬型設備による注水を行う。水位の維持が不可能又は不明と判断した場合は、建屋内部からのスプレーを行う。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、建屋外部からのスプレーを実施し、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は現場線量率の上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）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。

- ・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貯

蔵槽内燃料体等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(a-3-3-11)項及び(a-3-3-12)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は、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。

貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合は、建屋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、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は現場線量率の上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）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。

(a-3-3-2) 「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」

重大事故等対策にて整備する 1.2 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、すべての蒸気発生器が除熱を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も想定し、燃料取替用水タンク水をC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により原子炉へ注水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1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次冷却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

(a-3-3-3) 「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」

重大事故等対策にて整備する 1.3 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、すべての蒸気発生器が除熱を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も想定し、燃料取替用水タンク水をC充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により原子炉へ注水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1次冷却材を放出する操作を組み合わせた1次冷却系のフィードアンドブリードにより原子炉を減圧する手順

(a-3-3-4) 「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」

重大事故等対策にて整備する 1.4 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、すべての炉心注水の手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉に注水する手順

(a-3-3-5) 「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」

重大事故等対策にて整備する 1.5 の手順を用いた手順を整備する。

(a-3-3-6) 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」

重大事故等対策にて整備する 1.6 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・すべての格納容器スプレイの手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順

(a-3-3-7) 「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」

重大事故等対策にて整備する 1.7 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・すべての格納容器スプレイの手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順

(a-3-3-8) 「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」

重大事故等対策にて整備する 1.8 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・すべての格納容器スプレイ及び炉心注水の手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順及び原子炉に注水する手順

(a-3-3-9) 「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」

重大事故等対策にて整備する 1.9 の手順を用いた手順を整備する。

(a-3-3-10) 「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」

重大事故等対策にて整備する 1.10 の手順を用いた手順を整備する。

(a-3-3-11) 「1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」

重大事故等対策にて整備する 1.11 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・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注水による水位維持が不可能又は不明と判断した場合若しくは原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は損壊が不明な場合において、

原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）の損壊又は現場線量率の上昇により原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）に近づけない場合は、送水車及び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建屋外部からスプレイを行う手順

- ・送水車による使用済燃料ピットへのスプレイの手順が使用できない場合に、化学消防自動車のスプレイヘッダに接続し、使用済燃料ピットへの建屋内部又は外部からのスプレイを行う手順

(a-3-3-12) 「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」

重大事故等対策にて整備する 1.12 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・原子炉格納容器、原子炉補助建屋（貯蔵槽内燃料体等）等が破損している場合又は破損が不明な場合に、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
- ・すべての格納容器スプレイの手順が使用できない場合に、可搬式代替低圧注水ポンプと同じ接続口等を使用し、化学消防自動車から原子炉格納容器へスプレイする手順

(a-3-3-13) 「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」

重大事故等対策にて整備する 1.13 の手順に加えて、以下の手順を整備する。

- ・大規模な火災や長期間にわたり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（消火水タンク等）又は海水の水源を確保する手順

(a-3-3-14) 「1.14 電源の確保に関する手順等」

重大事故等対策にて整備する 1.14 の手順を用いた手順

を整備する。

- (a-3-4) (a-3-3)項に示す大規模損壊への対応手順書は、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、中央制御室でのプラント監視機能又は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。

(b) 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大規模損壊発生時の対応手順にしたが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ような場合も対応できるよう教育、訓練及び体制の整備を実施する。

(b-1) 大規模損壊への対応のための要員への教育及び訓練

大規模損壊時への対応のための重大事故等対策要員（協力会社を含む。）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、教育及び訓練を実施する。また、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の教育訓練を実施する。さらに、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訓練の充実を図る。

(b-2) 大規模損壊発生時の体制

原子炉施設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の必要な活動を迅速かつ円滑に実施するため、通常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を整える。

また、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、3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されている場合における時間外、休日（夜間）においても発電所内に消火活動要員7名を含む重大事故等対策要員49名（3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は41名）を確保し、大規模損壊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、対応できるよう体制を整備する。

さらに、発電所構内に常時確保する対応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。

(b-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。

- ・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、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。
- ・プルーム放出時、最低限必要な要員は緊急時対策所にとどまり、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。

- ・大規模損壊と同時に大規模な火災が発生している場合、発電所対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、消火活動要員は消火活動を実施する。また、発電所対策本部長が、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。

(b-4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

(b-4-1) 本店対策本部体制の確立

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。

原子力緊急事態が発出された場合又はそのおそれがある場合は、社長は原則として、中之島から若狭へ移動し、原子力災害の指揮を執る。原子力災害と非常災害（一般災害）の複合災害発生時には、状況に応じて両者を統合した原子力緊急時対策・非常災害対策統合本部（以下「統合本部」という。）を設置する。

統合本部を設置した場合は、統合本部の本部長は原子力緊急時対策本部長とする。本部長は必要に応じて原子力災害を除く災害対応の指揮を本部長が指名する者に代行させる。

(b-4-2) 外部支援体制の確立

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、プラントメーカー及び建設会社による技術的支援を受けられる体制を整備する。

(c) 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、大規模損壊発生時の対応手順にした

が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。

(c-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

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、大規模損壊の共通要因で、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。

- ・可搬型重大事故等対処設備は、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。また、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とともに、竜巻により同時に機能喪失させないように、位置的分散を図り複数箇所に保管する。
- ・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に、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。
- ・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。また、速やかに消火及びガレキ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。

(c-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に、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。

- ・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個人線量計等の必要な資機材を配備する。
- ・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航空機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、消火剤等の資機材及び消火設備を配備する。
- ・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要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、消火活動専用の通信設備としてトランシーバー、衛星電話（携帯）を配備する。

b. 特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備

原子炉格納施設及び原子炉補助建屋（以下「原子炉補助建屋等」という。）への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炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合（以下、上記により発生する事故を「原子炉補助建屋等への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重大事故等」という。）において、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制を整備する。この体制は、発電所の外部からの支援が受けられるまでの間、特定重大事故等対処施設の機能を維持できるよう整備する。

また、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制の整備に関して、以下の項目に関する手順書を適切に整備し、その活動を行うための手順書に関する教育及び訓練を実施するとともに、必

要な資機材を整備する。

- 一 特定重大事故等対処施設を用いた原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出の抑制に関すること。

なお、「(i) 重大事故等対策」は共通事項を含む重大事故等の対応に関する事項を、「(ii) 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「a. 可搬型設備等による対応」は大規模損壊が発生した場合の可搬型設備等による対応を示しており、ここでは特定重大事故等対処施設に関する事項について特記すべき内容を示す。

また、重大事故等又は大規模損壊に対処するための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、「原子炉等規制法」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。

(a) 特定重大事故等対処施設の手順書の整備

特定重大事故等対処施設の手順書を整備するに当たっては、原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合を想定する。

手順書は使用主体に応じて、運転員が使用する手順書、緊急時対策本部が使用する手順書及び特定重大事故等対処施設を操作するために必要な要員（以下「特重施設要員」という。）が使用する手順書を整備する。

(a-1) 原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合への対応における考慮

(a-1-1) 原子炉補助建屋等への大型航空機の衝突その他のテロリズムにより想定される重大事故等が発生し、中央制御室及び緊急時対策所が機能喪失する過酷な状態において、原子炉施設の状態の把握及び原子炉補助建屋等への大型航空機の衝突その他のテロリズムにより想定される重大事故等対策の適切な判断を行うため、必要な情報が速やかに得られるように情報

の種類及び入手方法を整理するとともに、判断基準を明確にし、手順書にまとめる。

- (a-1-2) 原子炉格納容器の破損を防ぐために、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、判断基準をあらかじめ明確にした手順書を以下のとおり整備する。

特定重大事故等対処施設の使用については、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な各操作について、手順着手の判断基準を明確にした手順を整備する。

フィルタベントについては、フィルタでは除去できない希ガスを含んだ原子炉格納容器内雰囲気は大気へ放出する手順であるが、原子炉格納容器の破損を防止するためにフィルタベントを実施する必要がある場合において、迷わずフィルタベントを用いた放射性物質の放出を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

- (a-1-3) 特定重大事故等対処施設による対応において、財産（設備等）保護よりも安全を優先する共通認識を持ち、行動できるよう、社長があらかじめ方針を示す。

特定重大事故等対処施設による対応において、原子力防災管理者及び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緊急時対策本部が使用する手順書及び運転員が使用する手順書に整備する。また、特重施設要員が躊躇せず操作できるよう、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特重施設要員が使用する手順書に整備する。

特定重大事故等対処施設による対応時の発電所原子力緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）活動において特定重大事故等対処施設による対応を実施する際に、発電所対策本部長が、財産（設備等）保護よりも安全を優先する方針にしたが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が使用する手順書に整備する。

- (a-1-4) 特定重大事故等対処施設による対応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実効的に特定重大事故等対処施設による対応を実施するため、特重施設要員、運転員及び緊急時対策本部が使用する手順書を適切に定める。

緊急時対策本部が使用する手順書に、体制、通報及び発電所対策本部内の連携等について明確にした手順を定める。

特重施設要員及び運転員が使用する手順書は、事故の進展状況に応じて、構成を明確化し、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。

- (a-1-5) 特定重大事故等対処施設による対応の判断基準として確認される水位、圧力等の計測可能なパラメータを整理し、手順書に明記する。

原子炉補助建屋等への大型航空機の衝突その他のテロリズムにより想定され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、あらかじめ選定し、手順書に明記する。

パラメータが故障等により計測不能な場合は、代替パラメータ及び代替確認手段にて当該パラメータを推定する方法を手順書に明記する。

また、特定重大事故等対処施設による対応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。

想定する起因事象と特定重大事故等対処施設の効果の評価にて整理した有効な情報について、特重施設要員及び発電所緊急時対策本部要員（以下「緊急時対策本部要員」という。）が監視すべきパラメータの選定、状況の把握及びパラメータ挙動予測並びに影響評価のための判断情報とし、特重

施設要員及び緊急時対策本部が使用する手順書に整理する。

- (a-1-6) 原子炉補助建屋等への大型航空機の衝突その他のテロリズムの前兆事象を把握ができるか、それにより想定される重大事故等を引き起こす可能性があるかを考慮して、特定重大事故等対処施設の機能の維持及び事故の緩和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。

原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合又は発生するおそれがあると原子力防災管理者又は当直課長が判断した場合、原則として原子炉の停止及び冷却操作を行う手順を整備する。

- (a-1-7) 有毒ガス発生時に、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるよう、特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値以下とするための手順と体制を整備する。固定源に対しては、特重施設要員の吸気中の有毒ガス濃度を有毒ガス防護のための判断基準値を下回るようにする。可動源に対しては、換気空調設備の隔離等により、特重施設要員が事故対策に必要な各種の操作を行うことができるようにする。

予期せぬ有毒ガスの発生においても、特重施設要員に対して配備した防護具を着用することにより、事故対策に必要な各種の操作を行うことができるよう手順と体制を整備する。

- (a-1-8) 原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合においては、特定重大事故等対処施設による対応を行う。なお、並行して「(ii) 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「a. 可搬型設備等による対応」で整備した可搬型設備等による対応準備も行い、柔軟で多様性のある対応ができるように考慮する。

(a-2) 特定重大事故等対処施設の対応手順書の整備及びその対応操作

原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合の特定重大事故等対処施設による対応（以下「特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応」という。）については、以下に示す項目を目的とした特定重大事故等対処施設を構成する設備（以下「E S 設備」という。）の操作を実施するための手順を整備する。

- ・ 特定重大事故等対処施設の準備操作
- ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作
- ・ 炉内の熔融炉心の冷却
- ・ 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却
- ・ 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減
- ・ 原子炉格納容器の過圧破損防止
- ・ の居住性
- ・ 電源設備
- ・ 計装設備
- ・ 通信連絡設備

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。）として原子炉補助建屋等への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、通常時の系統状態から弁操作等により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、通常時の系統状態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、確実に実行できるよう訓練を実施する。

故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる大規模損壊時には、原子炉補助建屋等と特定重大事故等対処

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

施設は同時に破損しない設計としており、特定重大事故等対処施設の被害状況の確認は実施しない。

なお、大規模損壊発生時のプラント全体のアクセスルートの確保及び被害状況の把握については、フィルタベント手動操作時の現場手動操作機構へのアクセスルートを含めて「(i) 重大事故等対策」の「a.(b) アクセスルートの確保」及び「(ii) 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「a.(a-3-2) 優先順位に係る基本的な考え方」に示すとおり、発電所内の道路及び通路ができる限り確保できるよう、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保するとともに、障害物を除去可能なブルドーザ及び油圧ショベルを保管し、それらを運転できる要員を確保する等、実効性のある運用管理を行う。

また、大規模な火災への対応は、「(ii) 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「a.(a-3-3-1) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書」と同じ運用管理を実施する。

前兆事象を確認し、原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生するおそれがあると原子力防災管理者又は当直課長が判断した場合は、中央制御室運転員及び特重施設要員に特定重大事故等対処施設による対応を指示する。

(a-2-1) 特定重大事故等対処施設の対応手順書の適用条件と判断フロー

原子炉補助建屋等への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重大事故等発生時に特定重大事故等対処施設を有効かつ効果的に活用することが可能となるよう判断フローを整備する。

(a-2-1-1) 特定重大事故等対処施設による対応要否の判断基準

原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合又は発生するおそれがあると原子力防災管理者又は当直課長が判断した場合、中央制御室運転員及び特重施設要員に特定重大事故等対処施設による対応を指示する。特重施設要員は、特定重大事故等対処施設による対応の指示を受けた後は、その後発電所対策本部長から指示がなくとも手順着手の判断基準に基づき手順にしたがった対応を行い、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制する。ただし、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応中に設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備（E S 設備を除く。）による対応が可能となり、特定重大事故等対処施設による対応を実施する必要がないと発電所対策本部長が判断した場合は、発電所対策本部長の指揮のもと、通常のプラント停止操作又は「a. 可搬型設備等による対応」で整備する大規模損壊時の手順を用いた対応に移行する。

なお、必要に応じて発電所対策本部と[]は通信連絡設備を用いて情報共有を行う。

(a-2-1-2) 特定重大事故等対処施設が有する機能を選択するための判断フロー

原子力防災管理者又は当直課長が、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応を判断後、特重施設要員は手順にしたがった対応を行う。

(a-2-2) 優先順位に係る基本的な考え方

(a-2-2-1) 特定重大事故等対処施設による対応と可搬型設備等による対応

原子炉補助建屋等への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大規模損壊発生時には、特定重大事故等対処施設による対応と並行して、可搬型設備等による対応準備も行うが、特定重大事故等対処施設を用いた対応

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

を優先する。

(a-2-2-2) 特定重大事故等対処施設における各手順の基本的考え方

特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応においても、可搬型設備等を用いた対応と同様に、大気への放射性物質の放出低減を最優先に考える。このため、使用する手順の順番としては、原子炉への注水、原子炉格納容器へのスプレーによる冷却・減圧、原子炉格納容器内雰囲気フィルタを介した大気放出の順で実施することとする。

また、フィルタベントについては、フィルタでは除去できない希ガスを含んだ原子炉格納容器内雰囲気を大気へ放出する手順であることから、フィルタベントの開始については放射性物質の減衰期間を考慮して、可能な範囲で遅い時期に開始することを基本とする。また、原子炉格納容器の破損を防止するためにフィルタベントを実施する必要がある場合において、迷わずフィルタベントを用いた放射性物質の放出を行えるよう判断基準を明確にした手順を整備する。

なお、特定重大事故等対処施設を用いた大規模損壊時の対応中に、設計基準事故対処設備、重大事故等対処設備（E S 設備を除く。）による対応が可能となり、フィルタベントを実施する必要がないと発電所対策本部長が判断した場合は、発電所対策本部長の指揮のもと、「a. 可搬型設備等による対応」で整備する大規模損壊時の手順を用いた対応に移行する。

(a-2-3) 特定重大事故等対処施設による対応を行うために必要な手順書

特定重大事故等対処施設による対応については、「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。）

で規定する内容に加え、「設置許可基準規則」に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した第 10.4 表に示す「特定重大事故等対処施設による対応の手順書の概要」を含めて手順書を適切に整備する。

(b) 特定重大事故等対処施設による対応の体制の整備

原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するため、特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制を整備する。この体制は、発電所の外部からの支援が受けられるまでの間、特定重大事故等対処施設の機能を維持できるように整備する。また、(a)における特定重大事故等対処施設の手順書を用いた活動を行うための教育及び訓練を実施するとともに、必要な資機材を整備する。

原子炉補助建屋等への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重大事故等に対処するために、発電所の外部からの支援が受けられるまでの 7 日間、特定重大事故等対処施設は必要な設備が機能できるようにする。なお、特定重大事故等対処施設は、原子炉補助建屋等への故意による大型航空機の衝突に対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものとするため、特定重大事故等対処施設を構成する設備は、原子炉補助建屋等及び特定重大事故等対処施設に衝突することによってこれらが同時に破損することを防ぐ設計とするとともに、信頼性向上を図る設計であることから、特定重大事故等対処施設の復旧作業及びそのために必要な体制の整備は不要である。

(b-1) 特定重大事故等対処施設による対応のための要員への教育及び訓練の実施

特定重大事故等対処施設による対応のための要員は、原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合に対して、特定重大事故等

対処施設による必要な対処を迅速かつ円滑に実施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、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要員の力量の維持及び向上を図る。

要員の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訓練の計画を定め、実施する。

- ・ 要員に対し必要な教育及び訓練項目を年 2 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。

特定重大事故等対処施設による対応のための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迅速かつ円滑に対処できるよう要員の役割に応じた教育及び訓練を実施し、計画的に評価することにより力量を付与し、特定重大事故等対処施設の運用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。

特定重大事故等対処施設による対応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。

- (b-1-1) 特定重大事故等対処施設については、原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合に対処する施設であることを踏まえ、特定重大事故等対処施設からの操作による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。
- (b-1-2) 要員の役割に応じて、原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合に原子炉格納容器の破損による発電所外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための迅速かつ円滑な対

処が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。

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、原子炉補助建屋等への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、発電所対策本部の指揮者、運転員（当直員）及び特重施設要員の連携等を確認するための演習等を定期的に計画する。

特定重大事故等対処施設の対応を迅速に実施するために、必要に応じて事象進展による悪条件（高線量下、夜間及び悪天候（降雨、強風等）及び照明機能低下等）等を想定し、必要な防保護具等を使用した訓練も実施する。

特定重大事故等対処施設の対応を迅速に実施するために、特重施設要員は、役割に応じて特定重大事故等対処施設について熟知しておく必要があるため、現場を含めた模擬訓練を行う。また、通常時に実施する項目を定めた手順書に基づき、設備の定期点検及び運転に必要な操作を自らが行う。

保修課員は、原子力研修センターにてポンプ、弁設備等の分解点検、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。さらに、設備の点検においては、保守実施方法をまとめた作業手順書に基づき、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等の保守点検活動を社員自らも行う。

特定重大事故等対処施設の対応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する。特重施設要員は、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。

(b-2) 特定重大事故等対処施設による対応の体制

(b-2-1) 原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合に対して、特定重大事故等対処施設による必要な対処を迅速かつ円滑に実施するため、「(i) 重大事故等対策」の「d.(c) 体制の整備」、「(ii) 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「a.(b-2) 大規模損壊発生時の体制」及び「a.(b-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」にて整備される体制のもと、特重施設要員は実施組織として、(a)における特定重大事故等対処施設の対応手順書にしたがって活動を行う。

なお、特定重大事故等対処施設設置に伴う基本的な体制は、特定重大事故等対処施設設置を踏まえた対応を行う。

(b-2-2) 特定重大事故等対処施設による対応における指示者は、事象発生前については原子力防災管理者又は当直課長であり、発電所対策本部設置後においては、所長（原子力防災管理者）は、発電所対策本部長として全体指揮者となり原子力防災組織を統括管理する。

発電所対策本部は、複数号炉の同時被災の場合において、発電所対策本部長の指示により指名した指揮者の指示のもと、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。

また、発電所対策本部長の指示により指名された指揮者は、特重施設指揮者として、特重施設要員に指示を行い、特定重大事故等対処施設による対応を実施する。

特重施設要員を特定重大事故等対処施設内に常時確保し、複数号炉の同時被災が発生した場合においても、確保した特重施設要員により、特定重大事故等対処施設による対応を実

施できる体制とする。特重施設要員は指揮者の指示のもと、特定重大事故等対処施設による対応を実施する。

- (b-2-3) 原子炉補助建屋等への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重大事故等が発生した場合に速やかに対応するために、3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されている場合における必要な特重施設要員として、 （3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は要員の確保の必要なし。）を確保する。また、「(i) 重大事故等対策」の「d.(c) 体制の整備」で整備され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、必要な要員を確保した上で、特重施設要員 （3号炉の原子炉容器に燃料が装荷されていない場合は要員の確保必要なし。）を確保する。

なお、特重施設要員を特定重大事故等対処施設内に常時確保し、中央制御室（運転員（当直員）を含む。）又は重大事故等対処設備（E S 設備を除く。）による格納容器破損防止対策が有効に機能しなくなる場合においても、対処できるような体制を整備する。

- (b-2-4) 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、所定の特重施設要員に欠員が生じた場合は、休日、時間外（夜間）を含め特重施設要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた特重施設要員の体制に係る管理を行う。

特重施設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。

- (b-2-5) フィルタベント時における対応として、フィルタベントの開始前には、最低限必要な要員（重大事故等対策要員）は緊急時対策所にとどまり、フィルタベントによる被ばくの影響が低下すれば、活動を再開する。その他の要員はP R 館等で屋内待機させるか発電所外に一時退避し、その後の交代要員

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

として発電所へ再度参集する。

また、特重施設要員はフィルタベント時及びプルーム放出時においても[]にとどまる。

(b-3) 原子炉補助建屋等への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重大事故等発生時の支援体制の確立

(b-3-1) 本店対策本部体制の確立

原子炉補助建屋等への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重大事故等発生時の本店対策本部体制において「(i) 重大事故等対策」の「d.(c) 体制の整備」及び「(ii) 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「a.(b-4-1) 本店対策本部体制の確立」と同じ運用管理を実施する。

(b-3-2) 外部支援体制の確立

原子炉補助建屋等への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重大事故等に対処するため、特定重大事故等対処施設内であらかじめ用意された資機材及び燃料等、[]にとどまり対応するために必要な飲料及び食料等により、特定重大事故等対処施設による対応を実施し、発電所の外部からの支援が受けられるまでの7日間、特定重大事故等対処施設の機能を維持できるようにする。

また、原子炉補助建屋等への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重大事故等発生時の外部支援体制の確立においては、プラントメーカー、協力会社、建設会社、燃料供給会社、他の原子力事業者等関係機関と協議及び合意の上、外部支援計画及び発電所外に保有している重大事故等対処設備（ES設備を除く。）と同種の設備、予備品、燃料等により、事象発生後6日間までに支援を受けられる計画等を定める「(i) 重大事故等対策」の「c. 支援に係る事項」及び「(ii) 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「a.(b-4-2)

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

外部支援体制の確立」と同じ運用管理を実施する。

(c) 特定重大事故等対処施設の資機材の配備に関する基本的な考え方

原子炉補助建屋等への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重大事故等に対処するために、発電所の外部からの支援が受けられるまでの 7 日間、特定重大事故等対処施設の機能を維持するため、特重施設要員 [] が要員の交代なしに 7 日間、[] にとどまり対応活動が可能なよう資機材を配備する。

- ・ 外部支援が受けられない場合も [] で対応可能なように、飲料水、食料等を [] に備蓄する。
- ・ 特定重大事故等対処施設の機能を維持するための体制に係る資料を配備する。
- ・ [] は居住性を確保した設計とするためマスク等の個人が用いる防護具は必要ないが、万一のための防護具としてマスク及び呼吸用ボンベを配備する。
- ・ 要員の交代を行う場合でも対応可能なように、必要な防護具等、チェンジングエリア用資機材等を配備する。

また、緊急時対策所等の資機材の配備において「(i) 重大事故等対策」の「c. 支援に係る事項」及び「(ii) 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「a.(c-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」と同じ運用管理を実施する。

(2) 有効性評価

(i) 基本方針

a. 評価事象

本原子炉施設が安全確保のために設計基準として設けた設備について、その機能が喪失した場合であっても、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故（以下「重大事故等」という。）に対する対策により、事象進展を防止あるいは放射性物質の放出を抑制できることを示し、重大事故等に対する対策の有効性を確認する。

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。

重大事故等に対する対策の有効性は「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」等（以下「規則等」という。）に基づき評価を実施し、有効性があることを確認する見地から、以下のとおり代表的な事象を選定する。

なお、選定に当たっては、確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の知見を踏まえ、規則等で想定する事故シーケンスグループ（運転停止中を含む。）、格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらすものが新たに抽出されないことを確認する。

また、1次冷却材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。

- ・大破断LOCA

1次冷却材管の両端破断のように、事象初期に急激な1次冷却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。

- ・中破断LOCA

大破断LOCAと比較して破断口が小さく、1次冷却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。

(a) 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に至るおそれがある事故に対する炉心損傷防止対策の評価事象は、対応が可能な範囲を明確にした上で、事故シーケンスグループごとに炉心損傷防止対策の実施に対する時間余裕等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。

なお、事故シーケンスグループのうち、炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものについては、国内外の先進的な対策と同等のものを講じていることを確認する。

(a-1) 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

(a-2) 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冷却材ポンプシール部からの1次冷却材の流出（以下「RCPシールLOCA」という。）が発生する事故並びに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

(a-3) 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

(a-4) 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

(a-5) 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及び負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故

(a-6) 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

(a-7) 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

(a-8) 格納容器バイパス

1次冷却系の圧力が原子炉格納容器外の低圧系に付加されるために発生するLOCA（以下「インターフェイスシステムLOCA」という。）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

(b) 運転中の原子炉における重大事故

運転中の原子炉における重大事故に対する格納容器破損防止対策の評価事象は、原子炉施設の特性等を考慮し、工学的に発生すると考えられる範囲を明確にした上で、格納容器破損モードごとに原子炉格納容器への負荷等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。

(b-1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(b-1-1) 格納容器過圧破損

大破断 L O C A 時に高圧注入機能、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

(b-1-2) 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

(b-2) 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

(b-3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

大破断 L O C A 時に高圧注入機能、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

(b-4) 水素燃焼

大破断 L O C A 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故

(b-5) 格納容器直接接触（シェルアタック）

本原子炉施設においては、工学的に発生しない。

(b-6) 溶融炉心・コンクリート相互作用

大破断 L O C A 時に高圧注入機能、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

(c) 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

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対する使用済燃料ピット内の燃料損傷防止対策の評価事象は、規則等で想定された以下の事故とする。

(c-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（以下「想定事故 1」という。）

(c-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（以下