

1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果

安全性向上評価の対象範囲のうち、法令への適合性の確認のための安全性評価結果について、原子炉等規制法第43条の3の5第2項第9号及び第10号並びに実用炉規則第3条第1項第6号及び第7号に基づく発電用原子炉の設置（変更）許可申請に係る手続きを通じて、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等時における安全性の評価（通常運転時の被ばく評価を含む。）を実施していることから、その評価内容を記載する。

具体的には、第1.5.1項に発電用原子炉設置変更許可申請書（以下「設置許可申請書」という。）本文九号「ハ 周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果」、第1.5.2項に設置許可申請書本文十号「イ 運転時の異常な過渡変化」、第1.5.3項に設置許可申請書本文十号「ロ 設計基準事故」、第1.5.4項に設置許可申請書本文十号「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」の評価内容を示す。また、国際動向を踏まえた記載の充実を図ることを目的とし、第1.5.5項にRG 1.206のうち、最終安全解析書（FSAR）に相当する要求事項と設置許可申請書、設計及び工事計画（令和2年4月1日以前は「工事計画」）等の許認可図書等との対応関係を整理するとともに、JANSIが令和元年5月に発行している、JSARガイドラインを参考に記載の充実が必要な項目を把握し、伊方3号機の対応状況を整理・追記することで記載の充実を図る。

また、「1.5 法令への適合性の確認のための安全性評価結果」につ

いては、「3.1.2 決定論的安全評価」において、「決定論的安全評価の見直し要否」として、安全評価の前提となっている設備及び解析コードの変更状況を踏まえ、決定論的安全評価への影響を評価し、見直し要否を確認しており、その位置づけを明確化した。

伊方3号機に係るこれまでの設置変更許可の経緯は、第1.1.1.2表のとおりであり、今回の評価時点における主な設置変更許可の概要を以下に示す。

- ① 使用済樹脂貯蔵タンクの増設（令和5年2月8日許可）
- ② 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の改正に伴う震源を特定せず策定する地震動に係る標準的な応答スペクトルを考慮した基準地震動の追加（令和5年5月24日許可）

1.5.1 周辺監視区域の外における実効線量の算定の条件及び結果

「線量目標値に関する指針」に基づき、気体廃棄物中の希ガスの γ 線、液体廃棄物中に含まれる放射性物質（よう素を除く。）並びに気体廃棄物中及び液体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量を、「線量目標値に対する評価指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に従って評価する。

(1) 線量の評価条件

(i) 気体廃棄物中の希ガスの γ 線に起因する実効線量a. 年間放出量及び γ 線実効エネルギー

(a) ガス減衰タンクからの排気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ 3.5×10^{14} Bq/y 及び 3.4×10^{-2} MeV/dis（1号，2号各機）並びに 1.6×10^{14} Bq/y 及び 4.8×10^{-3} MeV/dis（3号機）とする。

(b) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ 2.5×10^{13} Bq/y 及び 4.3×10^{-2} MeV/dis（1号，2号各機）並びに 2.4×10^{13} Bq/y 及び 4.3×10^{-2} MeV/dis（3号機）とする。

(c) 原子炉格納容器減圧時の排気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ 1.6×10^{13} Bq/y 及び 4.4×10^{-2} MeV/dis（1号，2号各機）並びに 1.0×10^{13} Bq/y 及び 4.4×10^{-2} MeV/dis（3号機）とする。

(d) 原子炉補助建家等の換気

希ガスの年間放出量及び γ 線実効エネルギーは、それぞれ 1.9×10^{14} Bq/y 及び 8.5×10^{-2} MeV/dis（1号，2号各機）並びに 1.8×10^{14} Bq/y 及び 8.6×10^{-2} MeV/dis（3号機）とする。

b. 気象条件

気象条件は、現地における2001年1月から2001年12月までの気象観測による実測値を使用する。

c. 計算地点

実効線量の計算は、将来の集落の形成を考慮し、3号原子炉を中心として16方位に分割したうちの陸側9方位の敷地境界外について行い、希ガスの γ 線による実効線量が最大となる地点での線量を求める。

(ii) 液体廃棄物中に含まれる放射性物質に起因する実効線量

a. 年間放出量

液体廃棄物の放出量はトリチウムを除き、1号、2号及び3号各機 3.7×10^{10} Bq/y、トリチウムについては、1号及び2号各機 3.7×10^{13} Bq/y、3号機 5.55×10^{13} Bq/y とする。

b. 海水中における放射性物質の濃度

海水中の放射性物質の濃度は、1、2号機及び3号機の放射性物質の年間放出量をそれぞれの年間の復水器冷却水等の量で除した放水口における濃度のいずれか大きい方とする。

なお、復水器冷却水等の量は、1、2号機放水口において各機あたり 9.46×10^8 m³/y、3号機放水口において 1.63×10^9 m³/y とする。

また、前面海域での拡散による希釈効果は考慮しない。

(iii) 気体廃棄物中に含まれるよう素に起因する実効線量

a. 年間放出量

(a) 原子炉停止時の原子炉格納容器換気

よう素の年間放出量は、I-131について 8.7×10^8 Bq/y (1号、2号各機) 及び 2.3×10^8 Bq/y (3号機)、I-133に

ついて $7.3 \times 10^8 \text{ Bq/y}$ (1号, 2号各機) 及び $3.5 \times 10^8 \text{ Bq/y}$ (3号機) とする。

(b) 原子炉格納容器減圧時の排気

よう素の年間放出量は, I-131 について $2.1 \times 10^{10} \text{ Bq/y}$ (1号, 2号各機) 及び $8.3 \times 10^8 \text{ Bq/y}$ (3号機), I-133 について $4.5 \times 10^9 \text{ Bq/y}$ (1号, 2号各機) 及び $2.0 \times 10^8 \text{ Bq/y}$ (3号機) とする。

(c) 原子炉補助建家等の換気

よう素の年間放出量は, I-131 について $8.3 \times 10^9 \text{ Bq/y}$ (1号, 2号各機) 及び $5.1 \times 10^9 \text{ Bq/y}$ (3号機), I-133 について $1.4 \times 10^{10} \text{ Bq/y}$ (1号, 2号各機) 及び $1.0 \times 10^{10} \text{ Bq/y}$ (3号機) とする。

(d) 定期検査時のよう素

よう素の年間放出量は, I-131 について $7.5 \times 10^9 \text{ Bq/y}$ (1号, 2号各機) 及び $1.6 \times 10^9 \text{ Bq/y}$ (3号機) とする。

b. 気象条件

1.5.1(1)(i)b. と同じとする。

c. 計算地点

吸入摂取及び葉菜摂取による実効線量を求める場合には, 3号原子炉を中心として 16 方位に分割したうちの陸側 9 方位の敷地境界外であって, 年平均地上空気中濃度が最大となる地点とする。

牛乳摂取については発電所周辺の集落において, 乳牛が飼育されておらず, また, 牧草地もないことから, 評価の対象外とする。

(2) 線量の評価結果

敷地境界外における 1号機, 2号機及び 3号機からの気体廃棄物中の

希ガスの γ 線に起因する実効線量，液体廃棄物中（よう素を除く。）に含まれる放射性物質に起因する実効線量及びよう素に起因する実効線量は，それぞれ年間約 $4.7\mu\text{Sv}$ ，年間約 $2.8\mu\text{Sv}$ 及び年間約 $3.5\mu\text{Sv}$ となり，合計は年間約 $11.0\mu\text{Sv}$ である。

この値は，「線量目標値に関する指針」に示される線量目標値の年間 $50\mu\text{Sv}$ を下回る。

なお，発電用原子炉施設の設計及び管理によって，通常運転時において原子炉施設からの直接線及びスカイシャイン線による実効線量が，人の居住の可能性のある敷地境界外において年間 $50\mu\text{Sv}$ を下回るようにする。

伊方発電所における年間直接線量及びスカイシャイン線量の合計を第1.5.1.1表に示す。

第1.5.1.1表 伊方発電所における年間直接線量及びスカイシャイン線量の
合計

		年間線量 ($\mu\text{Sv/y}$)	
		直接線	
原子炉 格納容器	2号機	直接線	0.51
		スカイシャイン線	0.58
	3号機	直接線	0.023
		スカイシャイン線	0.38
原子炉 補助建屋等	1, 2号機	直接線	0.84
		スカイシャイン線	
	3号機	直接線	2.0
		スカイシャイン線	
固体廃棄物 貯蔵庫等	1- 固体廃棄物 貯蔵庫	直接線	0.00091
		スカイシャイン線	
	2- 固体廃棄物 貯蔵庫	直接線	0.63
		スカイシャイン線	
雑固体処理建屋	直接線	< 0.0001	
	スカイシャイン線		
蒸気発生器 保管庫	直接線	0.064	
	スカイシャイン線		
使用済燃料乾式貯蔵建屋		直接線	0.16
		スカイシャイン線	
合計			5.2

1.5.2 運転時の異常な過渡変化

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「運転時の異常な過渡変化」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。）に基づき、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、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. 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

b. 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

c. 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

(ii) 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、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。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. 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。
- b. 燃料被覆管の機械的破損が生じないように、燃料中心最高温度は燃料ペレットの熔融点未満であること。
- c. 燃料エンタルピは、許容限界値以下であること。
- d. 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。

(iii) 運転時の異常な過渡変化に対処するために必要な施設

運転時の異常な過渡変化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
非常用炉心冷却設備（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
- (e) 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
- (f) 安全上特に重要な関連機能
非常用電源系

b. 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

a. 初期定常運転条件

原子炉出力の初期値として、定格値（2,660MWt）に定常運転出力決定に際して生じる熱校正の誤差（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は、定格値（302.3℃）に定常運転時の誤差（±2.2℃）を考慮した値、原子炉圧力の初期値は、定格値（15.41MPa[gage]）に定常運転時の誤

差（±0.21MPa）を考慮した値を用いる。

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。

b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値及び応答時間を以下に示す。

出力領域中性子束高(高設定)

118%(定格出力値に対して)(応答時間0.5秒)

出力領域中性子束高(低設定)

35%(定格出力値に対して)(応答時間0.5秒)

過大温度ΔT高

1次冷却材平均温度等の関数(第1.5.2.1図参照)

(応答時間6.0秒)

過出力ΔT高

1次冷却材平均温度等の関数(第1.5.2.1図参照)

(応答時間6.0秒)

原子炉圧力高

16.61MPa[gage](応答時間2.0秒)

原子炉圧力低

12.73MPa[gage](応答時間2.0秒)

1次冷却材流量低

87%(定格流量に対して)(応答時間1.0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)

蒸気発生器水位低

狭域水位検出器下端水位 (応答時間2.0秒)

タービントリップ

— (応答時間1.0秒)

工学的安全施設作動信号の作動限界値及び応答時間を以下に示す。

(a) 非常用炉心冷却設備作動信号

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

12.04MPa[gage] (圧力)と

水位検出器下端水位 (水位) (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)

主蒸気ライン圧力低

3.35MPa[gage] (応答時間2.0秒)

原子炉格納容器圧力高

0.034MPa[gage] (応答時間2.0秒)

(b) 主蒸気ライン隔離信号

主蒸気ライン圧力低

3.35MPa[gage] (応答時間2.0秒)

(c) 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

0.136MPa[gage] (応答時間2.0秒)

c. 原子炉トリップ特性

原子炉のトリップの効果を期待する場合には、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値を有する制御棒クラスタ1本が、全引き抜き位置にあるものとして停止効果を考慮する。

トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度の添加は、第1.5.2.2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%挿入までの時間を2.2秒とする。

d. 反応度係数

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、 $0 \sim 0.43 (\Delta k/k) / (g/cm^3)$ の範囲の値を使用し、ドップラ出力係数は第1.5.2.3図に示す値を用いる。

e. 解析期間

各事象の解析は、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、主蒸気逃がし弁又は主蒸気ダンプ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。

(ii) 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

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。

(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°C とする。また、初期の実効増倍率は1.0とする。

- (c) 反応度添加率は、 $8.6 \times 10^{-4} (\Delta k/k)/s$ とする。
- (d) 実効遅発中性子割合 (β_{eff}) は、0.75%を使用する。
- (e) ドップラ係数は燃料実効温度の関数として考慮し、絶対値が小さめの値とする。
- (f) 減速材温度係数は、 $8.0 \times 10^{-5} (\Delta k/k)/^{\circ}C$ とする。
- (g) 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。

b. 出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

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。

- (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1.5.2.3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は、 $8.6 \times 10^{-4} (\Delta k/k)/s$ とする。
- (d) 原子炉は、「出力領域中性子束高(高設定)」又は「過大温度 ΔT 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%) とする。

c. 制御棒の落下及び不整合

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制御棒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 $0 (\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.5.2.3図の下限の値とする。
- (c) 添加反応度は、 $-2.5 \times 10^{-3} \Delta k/k$ 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と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、1.84を使用する。
- (f) 制御棒クラスタ不整合は、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。

d-1. 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 ($107m^3/h$) 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 4,400ppm) で満たされているものとする。

- (d) 「線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。

d-2. 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、充てんポンプ3台運転時の全容量 ($68.1\text{m}^3/\text{h}$) とする。
- (c) 初期ほう素濃度は2,000ppmとする。
- (d) 反応度停止余裕は $0.018\Delta k/k$ 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1.5.2.3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、 $3,110\text{kg}\cdot\text{m}^2$ 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。

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、 $0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。
- (d) ドップラ出力係数は第1.5.2.3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) 「1.5.2(2)(iii)d. 主給水流量喪失」及び「1.5.3(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 $80\text{m}^3/\text{h}$ 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) 主蒸気ダンプ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) 以下の2ケースに分けて解析する。

(f-1) 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、加圧器逃がし弁は作動しないものとする。

(f-2) 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、加圧器逃がし弁は作動するものとする。

e. 蒸気負荷の異常な増加

原子炉の出力運転中に、主蒸気ダンプ弁、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 $0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とする。

(d) ドップラ出力係数は第1.5.2.3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、主蒸気ダンプ弁、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、制御棒は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は $0.018\Delta k/k$ とする。1次冷却材中のほう素濃度は0 ppm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1.5.2.4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1.5.2.5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 $286.1^{\circ}C$ 及び $15.41MPa[gage]$ とする。

(d) 主蒸気ダンプ弁、主蒸気逃がし弁等2次冷却系の弁のうち、減圧効果が最大となる弁が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) DNB Rの評価では、1台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水タンクからほう素濃度4,400ppm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、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。

(h) 「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。

(i) DNB Rの評価には、W-3 相関式を使用する。

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 $0.43(\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.5.2.3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。

(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 $0 (\Delta k/k) / (g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.5.2.3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、主蒸気ダンプ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) 以下の二つの場合を考慮する。

(d-1) DNBR評価では、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。

(d-2) 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作動しないものとする。

(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。
- (c) ドップラ出力係数は第1.5.2.3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、非常用炉心冷却設備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1.5.2.3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台の高圧注入ポンプにより、ほう素濃度4,400ppm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、冷却水の流量は、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DNBR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1.75であり、許容限界値

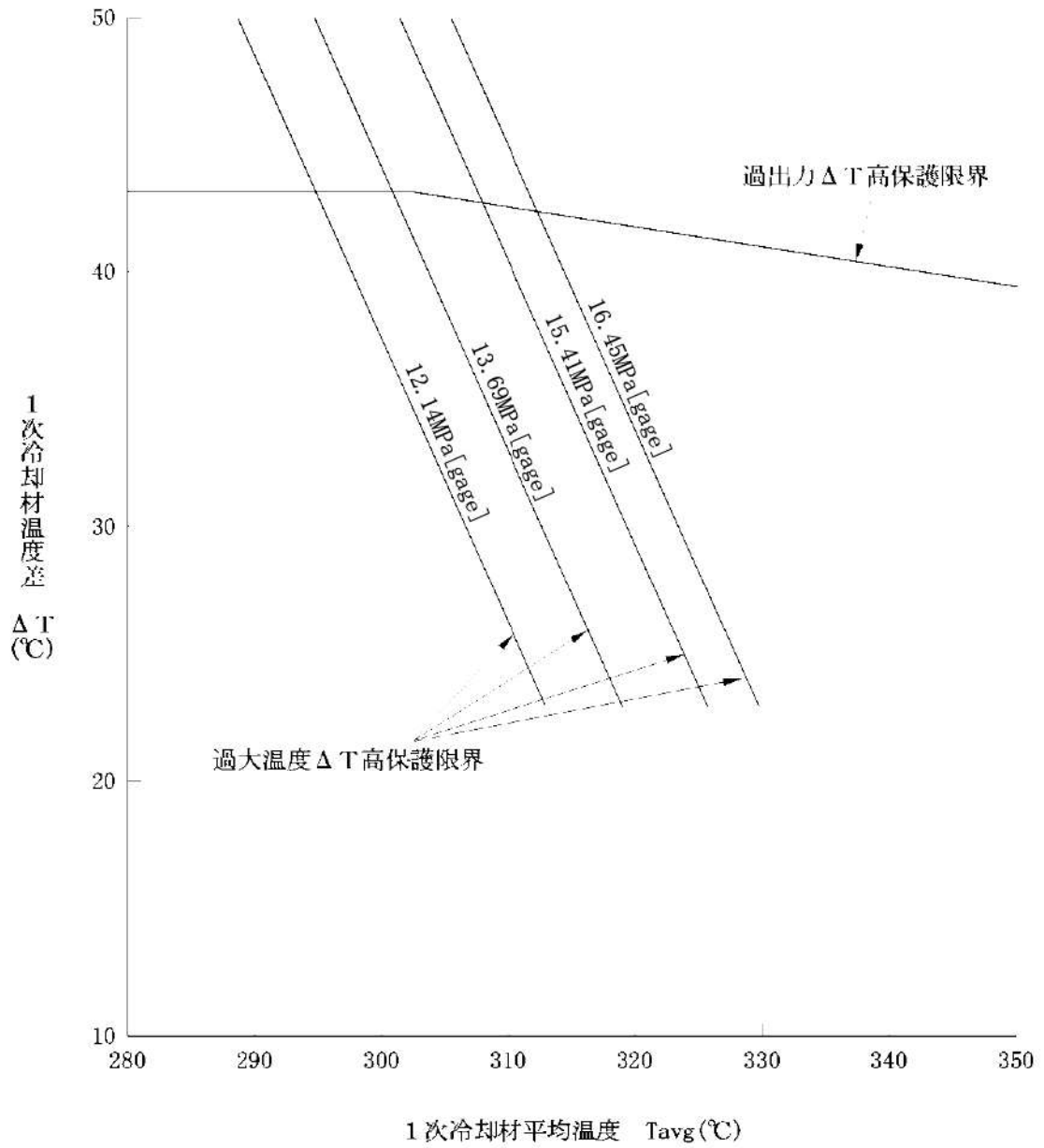
である1.42を上回っている。

- 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、二酸化ウラン燃料は約2,334℃、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は約2,294℃であり、それぞれの解析上の判断基準である二酸化ウラン燃料2,570℃、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料2,500℃を下回っている。
- 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、最も厳しくなる二酸化ウラン燃料で約343kJ/kgであり、燃料の許容設計限界である712kJ/kg（「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。

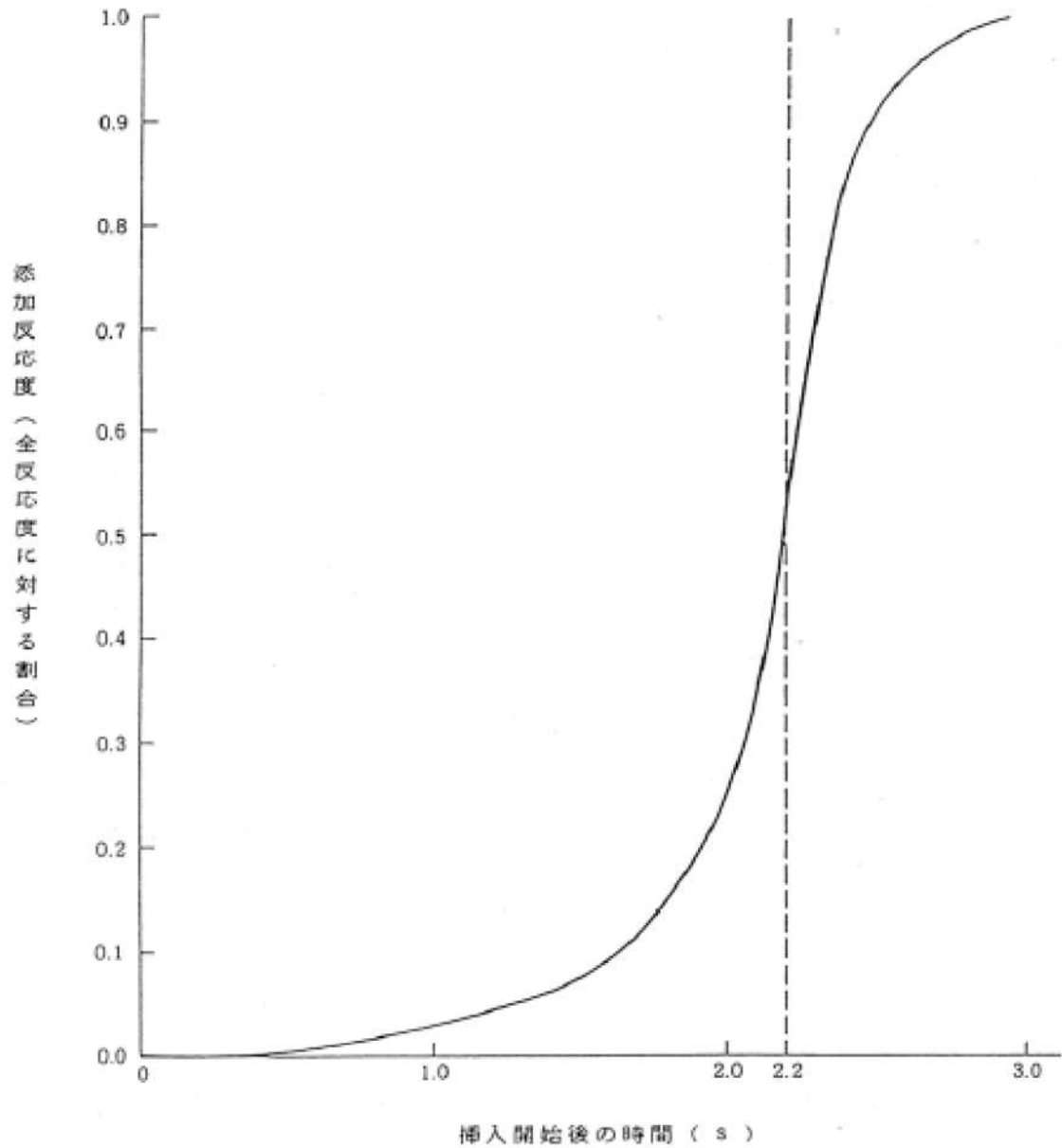
なお、浸水燃料の存在を仮定しても、この過渡変化による燃料棒の被覆の破裂は生じることはない。

また、「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り扱いについて」（以下「R I E 報告書」という。）に示すペレット／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に対して、ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値は、これを下回っており、燃料棒の破損は生じない。

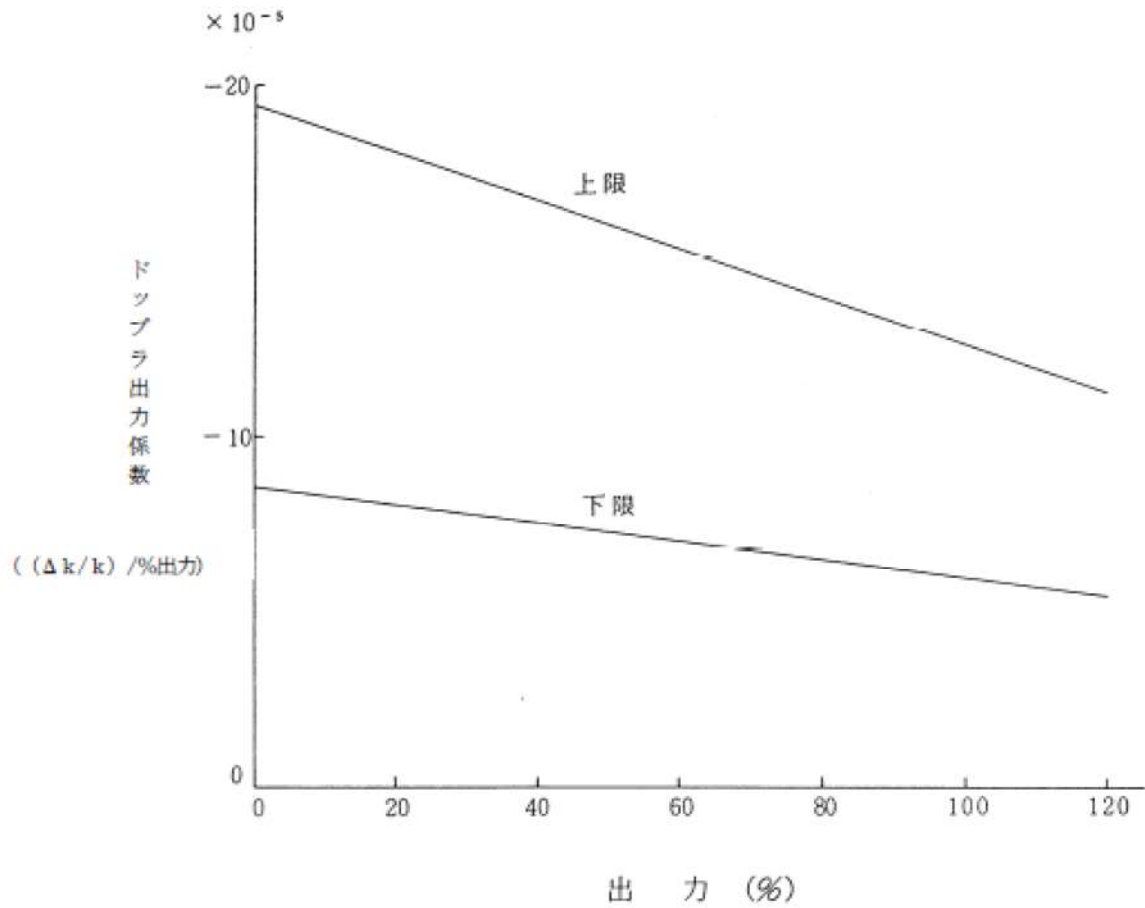
- d. 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力については、これが最も厳しくなる「負荷の喪失」において約18.2MPa[gage]であり、最高使用圧力の1.1倍である18.88MPa[gage]を下回っている。



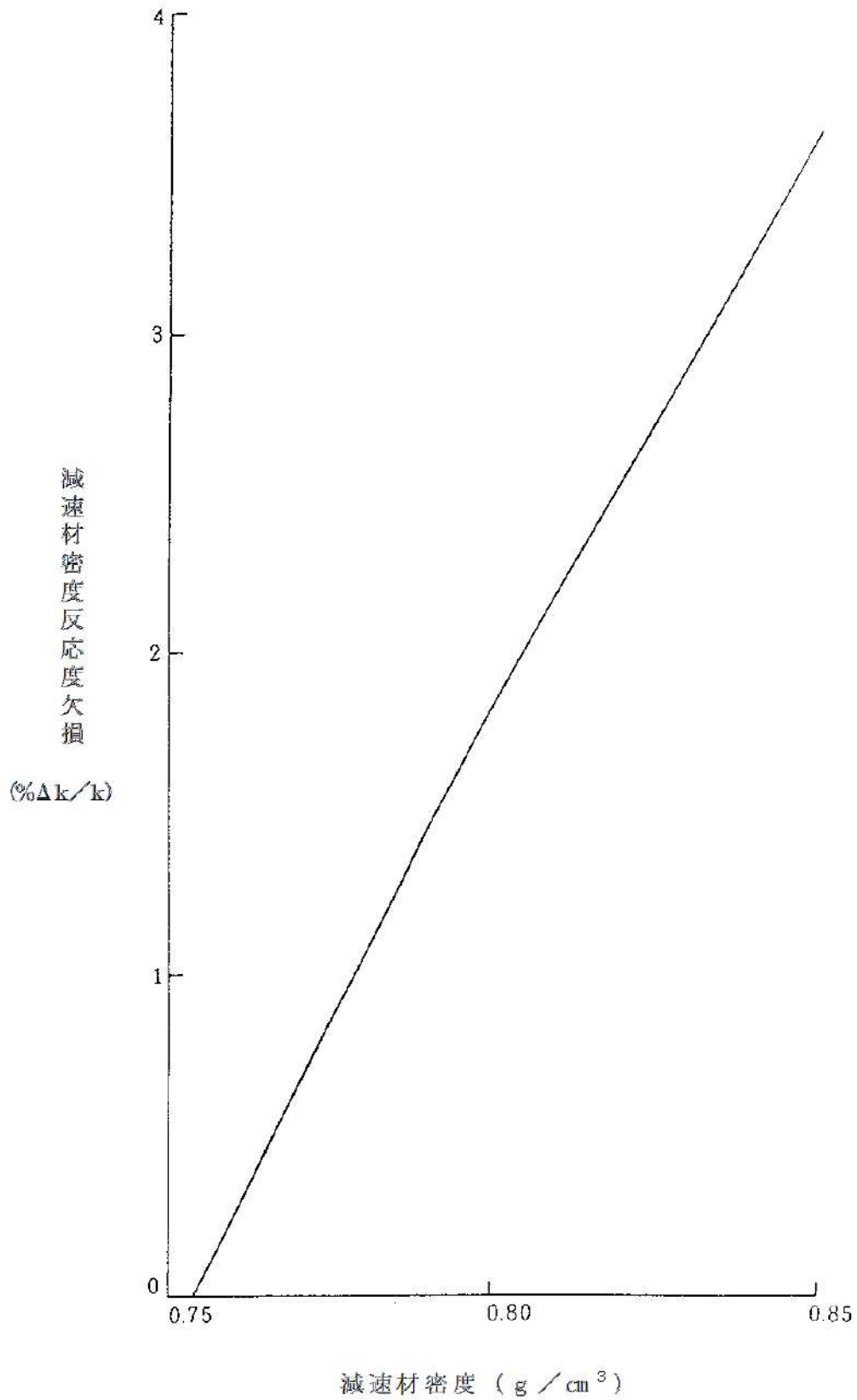
第1.5.2.1図 過大温度 ΔT 高及び過出力 ΔT 高による保護限界図
(代表例)



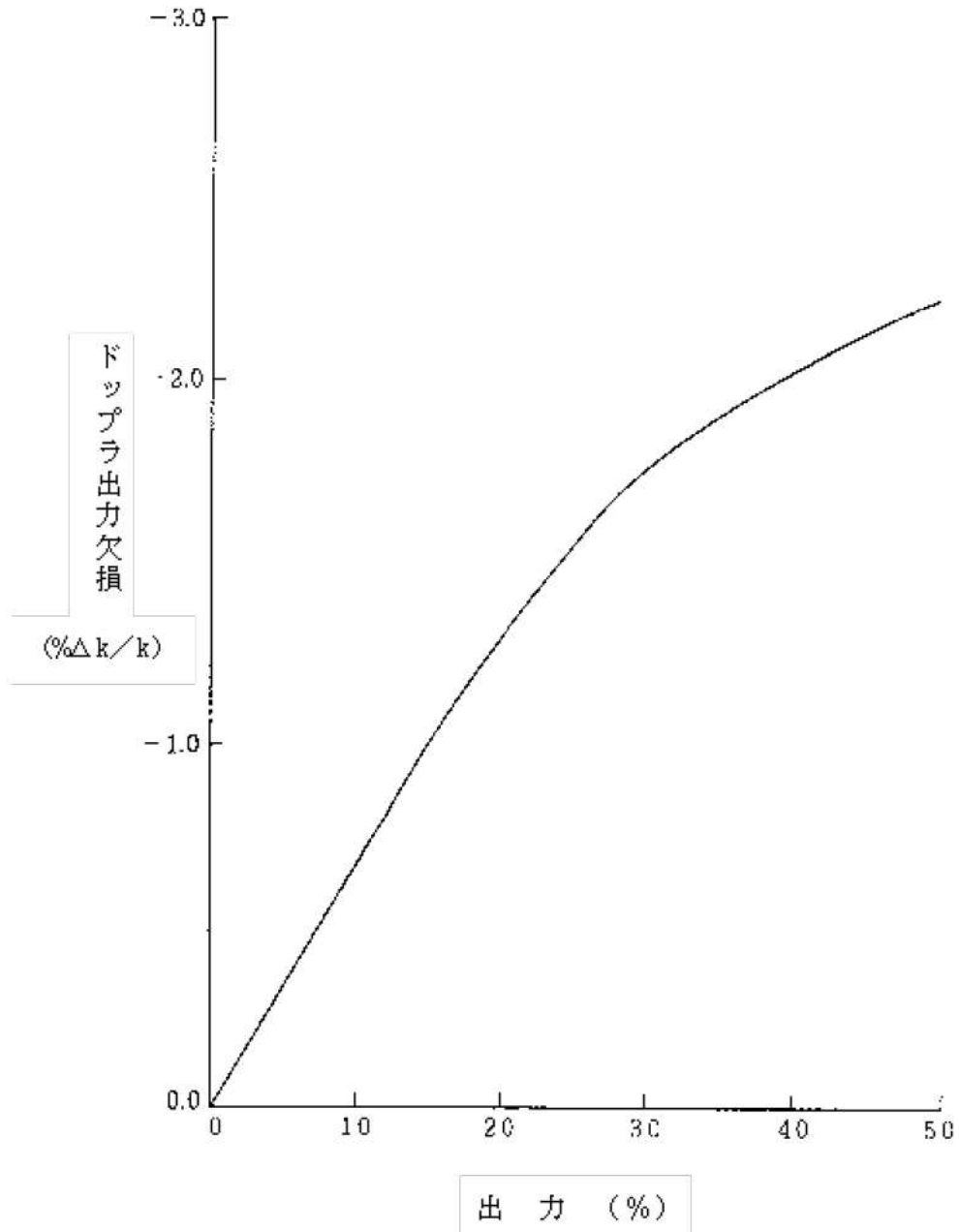
第1.5.2.2図 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線



第1.5.2.3図 解析に使用したドップラ出力係数



第1.5.2.4図 解析に使用した減速材密度反応度欠損



第1.5.2.5図 解析に使用したドップラ出力欠損

1.5.3 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。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0.283MPa[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) 設計基準事故に対処するために必要な施設

設計基準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

非常用炉心冷却設備（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

非常用炉心冷却設備

(f) 放射性物質の閉じ込め，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

格納容器スプレイ設備

アニュラス空気再循環設備

安全補機室空気浄化設備

(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) 放射性物質放出の防止機能

排気筒

(b) 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

1.5.2(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。

a-1. 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（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、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2.32、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 29.0m³/基

高圧注入系及び低圧注入系の作動時間遅れ 32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) 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。

また、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、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) 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。

a-2. 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、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台の不作動を仮定する。
- (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。

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 $0 (\Delta k/k)/(g/cm^3)$ とし、ドップラ出力係数は第1.5.2.3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1.5.2.3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102%とし、加圧器スプレイ、加圧器逃がし弁及び主蒸気ダンプ弁は不作動とし、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。

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) 初期原子炉出力は、DNB R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、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。

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は全挿入されているものとする。反応度停止余裕は $0.018 \Delta k/k$ とする。1次冷却材中のほう素濃度は0 ppm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1.5.2.4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1.5.2.5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°C 及び $15.41\text{MPa}[\text{gage}]$ 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) 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台の高圧注入ポンプのみが作動し、燃料取替用水タンクからほう素濃度4,400ppm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」信号が発生してから、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) 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) 「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。

(j) DNB Rの評価には、W-3相関式を使用する。

(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、急峻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、

(b-1) 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-2) 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。

(b-3) 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。

(b-4) 原子炉圧力の初期値は、圧力解析の場合、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、

(c-1) 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。

(c-2) 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-3) 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。

(c-4) 原子炉圧力の初期値は、燃料エンタルピ解析の場合、定常

運転時の最低圧力，圧力解析の場合，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% $\Delta k/k$

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 0.90% $\Delta k/k$

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，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷する場合は，サイクル初期で0.43%，サイクル末期で0.40%を使用し，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を装荷しない場合は，サイクル初期で0.48%，サイクル末期で0.43%を使用する。

- (g) ギャップ熱伝達係数は，燃料エンタルピ解析では，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。

(h-1) サブクール状態 Dittus-Boelterの式

(h-2) 核沸騰状態 Jens-Lottesの式

(h-3) 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。

また、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) P C M I 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。

(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、1%の燃料被覆管欠陥率を基に評価し、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ページされ、水素再結合ガ

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、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2001年1月から2001年12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。

b-1. 事故経過の解析

- (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すものとする。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」信号あるいは「過大温度 ΔT 高」信号により自動停止するものとする。
- (d) 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。
- (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。
 - (g-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）。
 - (g-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。
 - (g-3) 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）。
 - (g-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。1次冷却系圧力が、破損側蒸気発生器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。）。
 - (g-5) 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) DNB Rの評価では、初期原子炉出力は定格出力とする。

b-2. 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52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。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な燃料被覆管の破損を招くことはない。したがって、2次冷却系へ流出する放射エネルギーとして、以下の2通りを仮定する。

(c-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 4.5×10^{13} Bq, 希ガス約 3.0×10^{14} Bq (γ 線エネルギー0.5MeV換算)

(c-2) (c-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 1.2×10^{15} Bq, 希ガス約 3.3×10^{15} Bq (γ 線エネルギー0.5MeV換算)

追加放出量は、事故後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、 $1.29 \times 10^{-2} \text{ min}^{-1}$ 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。

(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 $5 \text{ m}^3/\text{d}$ 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減圧すると仮定し、このときの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、放射性物質が地表から放出されると仮定し、現地における2001年1月から2001年12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、全量が燃料取扱棟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) 燃料集合体の落下時には、「燃料集合体落下」信号によりアニュラス空気再循環設備が起動し、燃料取扱棟内に放出された希ガス及びよう素は、アニュラス空気再循環設備を通して格納容器排気筒から大気中に放出されるものとする。よう素用フィルタの効率は95%とする。

(h) 線量評価に必要な拡散，気象条件としては，現地における2001年1月から2001年12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（ x/Q ）及び相対線量（ D/Q ）を用いる。

d. 原子炉冷却材喪失

「1.5.3(2)(ii)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) 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。

また、動的機器の単一故障のケースの他、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、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

(f) 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5分とする。

(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とする。

0.13%/d (0～ 670秒)

0.12%/d (670～ 1,900秒)

0.11%/d (1,900～ 14,000秒)

0.10%/d (14,000～ 32,000秒)

0.09%/d (32,000～ 61,000秒)

0.08%/d (61,000～ 130,000秒)

0.07%/d (130,000～ 350,000秒)

0.06%/d (350,000～1,300,000秒)

0.05%/d (1,300,000～2,592,000秒)

なお、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースは以下とする。

0.13%/d (0～ 490秒)

0.12%/d (490～	1,100秒)
0.11%/d (1,100～	2,200秒)
0.12%/d (2,200～	49,000秒)
0.11%/d (49,000～	90,000秒)
0.10%/d (90,000～	170,000秒)
0.09%/d (170,000～	320,000秒)
0.08%/d (320,000～	630,000秒)
0.07%/d (630,000～	1,500,000秒)
0.06%/d (1,500,000～	2,592,000秒)

(h) 原子炉格納容器からの漏えいは、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格納容器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用フィルタの効率は95%

とする。

- (l) 希ガスに対する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。
- (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、 $4 \times 10^{-3} \text{m}^3/\text{h}$ 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 $1,400 \text{m}^3$ 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用フィルタの効率は95%とする。
- (r) 原子炉格納容器内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。
- (r-1) 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。
- (r-2) 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ーを持ち、半減期が10分以上の核種を対象とする。

(r-3) 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。

0.4 MeV/dis ($E \leq 0.4$ MeV/dis)

0.8 MeV/dis ($0.4 < E \leq 1.0$ MeV/dis)

1.3 MeV/dis ($1.0 < E \leq 1.5$ MeV/dis)

1.7 MeV/dis ($1.5 < E \leq 1.8$ MeV/dis)

2.5 MeV/dis ($1.8 < E$ MeV/dis)

(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は、格納容器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、現地における2001年1月から2001年12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

「1.5.3(2)(iii) a. 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。

(a) 破損する燃料棒割合としては、「1.5.3(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) 「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。

(d) 原子炉格納容器スプレイ設備は、事故発生後30分で有効になるものとする。

(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、「1.5.3(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

「1.5.3(2)(ii)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圧力、温度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 29.0m³/基

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。

(d) 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。

また、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。

また、動的機器の単一故障のケースの他、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、単一設計とするスプレイリングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

(e) ブローダウン過程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コ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、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、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

「1.5.3(2)(ii)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、サンプル水及びヒドラジンの放射線分解、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「1.5.3(2)(ii)a. 原子炉冷却材喪失 a-1. 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) 水素ガスの生成割合は、水の放射線分解では炉心水に対し0.4分子/100eV、サンプル水に対し0.3分子/100eV、ヒドラジンの放射線分解では0.4分子/100eVとする。
- (f) 単一故障の仮定として、低圧注入系1系列の不作動を仮定する。

また、動的機器の単一故障のケースの他、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、単一設計とするスプレイングに接続する配管1箇所について、再循環切替後の瞬時の両端破断のケースも考慮する。

(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足する。

- (a) 燃料被覆管温度の最高値は、二酸化ウラン燃料で生じ約1,039℃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、二酸化ウラン燃料で生じ燃料被覆管厚さの約4.0%であり、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。
- (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小さい。
- (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においても、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、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心で生じ、二酸化ウラン燃料は約467kJ/kg、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料は約469kJ/kgであり、制限値（「R I E 評価指針」に示す230cal/g・UO₂に相当。）から燃焼が最も進んだペレットの融点低下並びにガドリニア及びプルトニウム添加に伴うペレットの溶融点の低下を考慮した解析上の判断基準である二酸化ウラン燃料の791kJ/kg、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の770kJ/kgをそれぞれ下回っている。

また、R I E 報告書に示される P C M I 破損時の機械的エネルギーの影響を評価した結果、P C M I 破損及び浸水燃料の破裂によ

って発生する衝撃圧力のもつ機械的エネルギーは、原子炉容器の吸収可能な歪エネルギーに対して十分小さく、原子炉容器の健全性が損なわれることはない。

- 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18.2MPa[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. 原子炉格納容器圧力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0.214MPa[gage]であり、最高使用圧力である0.283MPa[gage]を下回っている。また、可燃性ガスの発生に伴う原子炉格納容器内の水素濃度については、事故発生後、30日時点で約2.8%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0.50mSv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。

1.5.4 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。また、1号及び2号機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、大規模な損壊が発生するおそれがある場合又は発生した場合も対応を実施する。また、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するおそれがある場合又は発生した場合の対応を実施する。さらに「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」について手順を整備し、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。

また、重大事故等又は大規模損壊、さらに特定重大事故等に対処する体制においても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、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する設備の運用手順等についても考慮した第1.5.4.1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にあっては、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替えられるように、当該操作等を明確にし、通常時に使用する系統から速やかに切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。

(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、アクセスルートは、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、速やかに運搬、移動が可能なルートとするとともに、他の復旧可能なルートも確保する。

屋内及び屋外アクセスルートは、想定される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、森林火災及び高潮を、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）に対して飛来物、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災（石油コンビナート施設の火災、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、船舶の衝突及び電磁的障害を考慮する。また、重大事故等時の高線量下環境を考慮する。

想定される自然現象又は発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故

意によるものを除く。)のうち、洪水、地滑り、近隣工場等の火災(石油コンビナート施設の火災)及びダムの崩壊については、立地的要因により影響を受けることはない。また、生物学的事象及び電磁的障害については、直接の影響はない。

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る。また、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、海水ピット等の取水箇所 の状況確認、ホース敷設ルート の状況確認を行い、あわせて重油タンク、空冷式非常用発電装置、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想定される自然現象のうち、地震による影響(周辺建造物の倒壊又は損壊、周辺斜面の崩壊、敷地下斜面のすべり)、台風及び竜巻による影響(飛来物)、積雪、火山の影響(降灰)を想定し、複数のアクセスルートの中から状況を確認し、早期に復旧可能なアクセスルートを確認するため、障害物を除去可能なホイールローダ等の重機を保管、使用し、それを運転できる要員を確認する。

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、道路上へ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認する。

津波の影響については、基準津波に対して、十分余裕を見た

高さにアクセスルートを確認する。

屋外アクセスルートは、想定される自然現象のうち凍結及び森林火災、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）のうち飛来物、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）に対して、迂回路も考慮した複数のアクセスルートを確認する。

屋外アクセスルートの周辺構造物の倒壊による障害物については、ホイールローダ等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、地震の影響による周辺斜面の崩壊や敷地下斜面のすべりで崩壊土砂が広範囲に到達することを想定した上で、ホイールローダ等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。

不等沈下や地下構造物の損壊に伴う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か、ホイールローダ等の重機による段差箇所の仮復旧を行い、通行性を確保する。

アクセスルート上の台風及び竜巻による飛来物、積雪、火山の影響（降灰）については、ホイールローダ等の重機による撤去を行う。なお、想定を上回る積雪、火山の影響（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へ発電所で原子力災害対応を行う要員（以下「発電所災害対策要員」という。）が移動するアクセスルートの状況

確認を行い、あわせて代替格納容器スプレイポンプ、その他屋内設備の被害状況の把握を行う。

屋内アクセスルートは、地震、津波及びその他想定される自然現象による影響並びに発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）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。

屋内アクセスルートは、重大事故等時に必要となる現場操作を実施する活動場所まで移動可能なルートを選定する。また、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、通行に支障をきたさない措置を講じる。

機器からの溢水が発生した場合には、適切な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。

屋外及び屋内の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。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。また、現場との連絡手段を確保し、作業環境を考慮する。

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、ガレキ撤去等のためのホイールローダ等の重機、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。

(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。

(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、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保する。複数ルートのうち少なくとも1ルートは、想定される自然現象、発電用原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの（故意によるものを除く。）、溢水及び火災を想定しても、運搬、移動に支障をきたさないよう、通行性を確保する等、

「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する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、プラントメーカーからは設備の設計根拠及び機器の詳細な情報並びに事故収束手段及び復旧対策の提供、協力会社からは事故収束及び復旧対策活動に必要な発電所災

害対策要員の支援並びに燃料供給会社からは燃料の供給及び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、人員の派遣、資機材の貸与及び環境放射線モニタリングの支援、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られることができるよう支援計画を定める。

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、主要な設備の取替部品及び燃料等について支援を受けることによって、発電所内に配備す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を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，発電所災害対策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。

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。）、発電所災害対策本部が使用する手順書（以下「災害対策本部用手順書」という。）及び発電所災害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又は複数号機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3号機の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に、パラメータを計測する計器故障又は計器故障が疑われる場合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1.5.4.1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に、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、対応が遅れることで、原子炉格納容器の破損に至ることがないように、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、準備に要する時間を考慮の上、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に、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。

(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って行動できるように、社長は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運転手順書を整備し、判断基準を明記する。

重大事故等発生時の発電所災害対策本部活動において、重大事故等対策を実施する際に、発電所災害対策本部長は、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いた災害対策本部用手順書を整備し、判断基準を明記する。

(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。

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。

災害対策本部用手順書は、体制、通報及び発電所災害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、支援の具体的内容等、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。

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、手順書に基づきパラメータによる事象判別を行い、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、多重故障等により設計基準を超える複合的な事象が発生した場合は、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する事象ベースの運転手順書に移行する。

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操作を実施する。

(a-5) 重大事故等対策実施の判断基準として確認する水位、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て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又は計器故障が疑われる場合は、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。また、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。

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運転手順書に整理する。

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、運転員及び消防要員を除く発電所災害対策要員（以下「発電所災害対策本部要員」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、重大事故等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、冷却操作を開始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、気象情報の取

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、運転員及び発電所災害対策本部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、運転員及び発電所災害対策本部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、運転員及び発電所災害対策本部要員のうち重大事故等に対処するために必要な指示を行う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、運転員及び発電所災害対策本部要員のうち初動対応を行う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、当直長に連絡し、運転員が通信連絡設備により、有毒ガスの発生を必要な要員に周知するための手順を整備する。

- (b) 教育及び訓練の実施

発電所災害対策要員に対して、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た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、教育及び訓練を計画的に実施する。

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

発電所災害対策本部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得られる力量に加え、事故時対応の知識及び技能について発電所災害対策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、発電所災害対策要員の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は、第1.5.4.2表に示す「重大事故等対策における操作の成立性」の必要な発電所災害対策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を確認する。

発電所災害対策要員については、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、各発電所災害対策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発電所災害対策要員を必要人数配置する。

重大事故等対策活動のための発電所災害対策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ができる教育及び訓練を実施する。

(b-2) 発電所災害対策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、重大事故等の内容、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発電所災害対策要員が、作業に習熟し必要な作業を確実に完了できるよう、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を計画的に実施する。

(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が行って部品交換等の実務経験を積むことなどにより、発電用原子炉施設及び予備品等について熟知する。

(b-4) 重大事故等発生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等、様々な状況を想定し、訓練を実施する。

(b-5) 重大事故等発生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その支援組織の役割分担及び責任者を定め、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、原子力防災管理者（所長）は、非常体制を発令し、発電所災害対策要員の非常招集及び通報連絡を行い、発電所に自らを本部長とする発電所災害対策本部を設置して対処する。

発電所災害対策本部に、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、組織が効率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機能班の構成を行う。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うる体制を整備する。

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発電所災害対策本部体制においても、その職務に支障をきたすことがないように、原子力本部長が選任し、独立性を確保する。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、重大事故等発生時において、

発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な場合は、発電所災害対策要員（発電所災害対策本部長を含む。）へ指示を行い、発電所災害対策本部長は、その指示を踏まえ方針を決定する。

休日・夜間に重大事故等が発生した場合、当直長は、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、当直長へ指示を行う。

発電用原子炉主任技術者は、重大事故等の発生連絡があった場合、発電所に駆けつける。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、非常招集ルート圏内に3号機の発電用原子炉主任技術者又は代行者を1名確保する。

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に必要な運転上の措置を実施する班、発電設備の応急復旧計画の策定及び措置を実施する班並びに火災発生時に消火活動を実施する班で構成し、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。

運転員は、3号機が運転中においては10名とし、運転停止中については8名、使用済燃料ピット内のみ燃料体を貯蔵

している期間中においては5名を確保する。

(c-3) 実施組織は、複数号機の同時被災の場合において以下のとおり対応できる組織とする。

発電所災害対策本部は、複数号機の同時被災の場合において、発電所災害対策本部長の指示により複数名指名した総括の指示のもと、号機ごとの情報収集や事故対応の検討を行う。

実施組織のうち必要な発電所災害対策要員を発電所内及び発電所近傍に常時確保し、複数号機の同時被災が発生した場合においても、確保した発電所災害対策要員により、重大事故等対処設備を使用して3号機の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を実施するとともに、他号機の被災対応ができる体制とする。

発電用原子炉主任技術者は、原子炉ごとに選任する。担当号機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、複数号機の同時被災が発生した場合においても指示を的確に実施する。

各号機の発電用原子炉主任技術者は、複数号機同時被災時に、号機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、号機ごとに選任した発電用原子炉主任技術者は、発電所災害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、発電所災害対策要員（発電所災害対策本部長を含む。）へ指示を行い、事故の拡大防止又は影響緩和を図る。

(c-4) 発電所災害対策本部には、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災害対策本部の運営及び情報の収集を行う班、発電所及びその周辺（周辺海域を含む）における放射線量・放射性物質濃度の状況把握、発電所災害対策要員の被ばく管理及び放射性物質による汚染の除去を行う班、関係地方公共団体等の対応及び報道機関等の社外対応を行う班並びに資機材の輸送調達、避難誘導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、非常体制を発令し、発電所災害対策要員の非常招集連絡を行い、原子力防災管理者（所長）を本部長とする発電所災害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。

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、発電所内に緊急時対応要員を常時確保する。発電所災害対策本部の体制が機能するまでは、当直長の指揮の下、運転員、緊急時対応要員を主体とした初動の体制を確保し、迅速な対応を行う。具体的には、当直長は関係箇所と通信連絡設備を用いて情報連携しながら緊急時対応要員へ指示を行う。緊急時対応要員は、当直長の指示の下、必要な重大事故等対策を行う。

参集要員が発電所に到着し、原子力防災管理者（所長）が

発電所災害対策本部を設置すれば、緊急時対応要員は発電所災害対策本部要員となり、発電所災害対策本部長の指示の下、引き続き必要な重大事故等対策を行う。

なお、地震の影響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招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号機が運転中においては、発電所内に運転員10名並びに通報連絡及び重大事故等の対応を行う緊急時対応要員22名の合計32名を確保する。

運転停止中については、運転員を8名とし合計30名、さらに使用済燃料ピット内のみに燃料体を貯蔵している期間中においては、運転員を5名とし合計27名を確保する。

重大事故等が発生した場合、緊急時対応要員のうち通報連絡を行う要員は緊急時対策所（EL. 32m）に、現場での対応を行う要員はEL. +32mの集合場所に集まり、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、社員及び協力会社員を含め緊急時対応要員を確保する。

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、所定の緊急時対応要員に欠員が生じた場合は、緊急時対応要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた緊急時対応要員の体制に係る管理を行う。

緊急時対応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、確保できる発電所災害対策要員及び運転員で、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、休日・夜間を含めて必要な参集要員を非常招集できるよう、定期的に通報連絡訓練を実施する。

(c-6) 発電所における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)及び(c-4)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) 発電所災害対策本部における指揮命令系統を明確にするとともに、指揮者である発電所災害対策本部長の原子力防災管理者(所長)、当直長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) 発電所災害対策要員が、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、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(EL.32m)を整備する。さらに、実施組織が中央制御室、緊急時対策所(EL.32m)及び現場との連携を図るため、緊急時用携帯型通話設備等を整備する。

これらは、重大事故等発生時において、初期に使用する施設及び設備であり、これらの施設及び設備を使用することに

よって発電用原子炉施設の状態を確認し、必要な所内外各所へ通信連絡を行う。

- (c-9) 支援組織は、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ついて、原子力本部（松山）と本店（高松）の原子力施設事態即応センターに設置する災害対策本部（松山，高松）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用いて、広く情報提供を行うことができる体制を整備する。

発電所災害対策本部の運営及び情報の収集を行う班が、災害対策本部（松山，高松）と発電所災害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、災害対策本部（松山，高松）の広報活動を行う班で実施し、発電所災害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。

- (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。

発電所における非常体制発令の報告を受け、原子力本部（松山）及び本店（高松）における非常体制を発令した場合、速やかに原子力本部（松山）と本店（高松）の原子力施設事態即応センターに発電所外部の支援組織である災害対策本部（松山，高松）を設置する。両本部は一体となって、社長を総本部長とする災害対策総本部を構成し、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。

災害対策本部（松山，高松）は，発電所災害対策本部が事故対応に専念できるよう，技術支援組織として，事故拡大防止対策の評価・総括及び復旧資機材の緊急調達輸送を行う班，運営支援組織として，情報収集を行う班，放射線被害状況の把握を行う班，広報活動を行う班及び緊急被ばく医療の把握，食料，宿泊の手配調達を行う班で構成する。

災害対策総本部長が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，災害対策本部（高松）は，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，必要な人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。

また，災害対策本部（高松）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。

(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圧力及び温度が通常運転時よりも高い状態が継続する場合等に備えて，機能喪失した設備の部品取替による復旧手段を整備する。また，設備の補修を実施するための放射線量低減，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。

(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、当該手順書に従って活動を行うための体制及び資機材を整備する。

- ・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。
- ・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。
- ・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。
- ・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等の著しい損傷を緩和するための対策に関すること。
- ・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た対応手順書を整備する。

上記に加え、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ため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、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み合わせについても考慮する。

また、事前予測が可能な自然現象については、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については、(a-3-3)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)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。

大規模損壊により発電用原子炉施設が受ける被害範囲は広範囲であり不確定性が大きく、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。そこで、施設等の被害状況の把握を迅速に試みるとともに断片的に得られる情報、確保できる発電所災害対策要員及び使用可能な設備により、炉心の著しい損傷の緩和、原子炉格納容器の破損緩和、使用済燃料ピットの水位確保及び燃料

体等の著しい損傷の緩和又は発電所外への放射性物質の放出低減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、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その他のテロリズム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、発電用原子炉施設の状況把握が困難で事故対応の判断ができない場合、プラント状態が悪化した等の安全側に判断した措置をと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その他のテロリズムの発生について、緊急地震速報、大津波警報、外部からの情報連絡等又は衝撃音、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）の判断を原子力防災管理者又は連絡責任者が行う。また、原子力防災管理者又は連

絡責任者が以下の適用開始条件に該当すると判断すれば、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その他のテロリズムにより、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又は疑われる場合

- ・プラント監視機能又は制御機能の喪失によりプラント状態把握に支障が発生した場合（中央制御室の喪失を含む）
- ・使用済燃料ピットが損壊し、漏えいが発生した場合
- ・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（建屋の損壊に伴う広範囲な機能の喪失等）がプラントに発生した場合

(a-3-1-1-2) 原子力防災管理者又は連絡責任者が大規模損壊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-3-1-1-3) 当直長が大規模損壊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した後、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択する。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原子炉停止状況などのプラント状況把握が困難な場合には、外からの目視による確認及び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、外からの目視に加えて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の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緩和操作を選択するための判断フローに個別操作への移行基準を明確にする。

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き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) 優先順位に対する基本的な考え方

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、発電所災害対策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

な火災の発生並びに発電所災害対策要員の一部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)の(a-3-3-1)に示す5つの項目に関する緩和等の措置について、人命救助が必要な場合は原子力災害へ対応しつつ、人命の救助並びに発電所災害対策要員の安全を確保して行う。

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、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斜面崩壊による土砂、建屋等の損壊によるガレキ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並びに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、把握した対応可能な人員数、使用可能な設備及び施設の状況に応じて選定する。

(a-3-2-1) 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、外観から施設の状況を把握するとともに、対応可能な発電所災害対策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。

外観から原子炉格納容器が健全であることや原子炉施設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措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、外観から燃料取扱棟が健全であることや使用済燃料ピット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建屋内部でのスプレイを行う。

(a-3-2-2) 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、緊急時対応要員又は発電所災害対策本部要員により発電用原子炉施設の状況を速やかに把握し、緩和操作を選択するための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、必要な緩和措置を実施する。

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。

(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書については、以下の(a-3-3-1)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、重大事故等時では有効に機能しない設備等が大規模損壊のような状況下では有効に機能する場合も考えられるため、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設備等を活用した手段を可搬型設備等による対応手順等として整備する。

また、以下の(a-3-3-2)から(a-3-3-15)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、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作動させるための手順等を整備する。

(a-3-3-1) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

① 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、大型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

って発電所内の変圧器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)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、大型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可搬型泡放水砲等による泡消火を準備する。また、早期に準備可能な消防自動車による延焼防止のための消火を実施する。

また、発電所災害対策本部要員による消火活動を行う場合でも、消防用に使用する無線通話装置の回線と事故対応用の無線通話装置の回線は同一であることから、発電所災害対策本部との継続した連絡が可能である。

② 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)から(a-3-3-6)及び(a-3-3-13)から(a-3-3-15)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、2次冷却

系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、2次冷却系からの除熱機能が喪失している場合は、1次冷却システム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、可搬型設備による炉心注水により原子炉を冷却する。また、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却を行う。
- ・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、2次冷却系からの除熱による原子炉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中型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格納容器内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。

③ 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)から(a-3-3-10)及び(a-3-3-13)から(a-3-3-15)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、2次冷却系からの除熱による原子炉冷却及び減圧を優先し、2次冷却系からの除熱機能が喪失している場合は、1次冷却システムのフィードアンドブリードを行う。また、原子炉冷却材圧力バウンダリ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する場合は、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内に注水し、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、2次冷却系からの除熱による原子炉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又は、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の圧力及び温度を低下させる。
- ・熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）の抑制及び熔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、原子炉格納容器の下部に落下した熔融炉心を冷却する。また、熔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部に漏えいした場

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。

④ 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等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等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)、(a-3-3-13)及び(a-3-3-15)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等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、外観から燃料取扱棟が健全であること、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、補給操作を行っても使用済燃料ピットの水位維持ができない大量の漏えいが発生した場合、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により使用済燃料ピットに近づけない場合は、大型放水砲により燃料体等の著しい損傷の進行を緩和する。

⑤ 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の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)、(a-3-3-12)及び(a-3-3-15)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、可搬型設備による格納容器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大型放水砲による放水が必要と判断した場合は、大型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の燃料体等の著しい損傷に至った場合は、使用済燃料ピットへの内部からのスプレイによる放射性物質の放出低減を優先して実施し、燃料取扱棟の損壊又は現場線量率の上昇により使用済燃料ピットに近づけない場合は、大型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の手順を用いた手順等を整備する。

(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の手順を用いた手順等を整備する。

(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の手順を用いた手順等を整備する。

(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等を整備する。

(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の手順を用いた手順等を整備する。

(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の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-3-8) 「1.8 原子炉格納容器下部の熔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の手順を用いた手順等を整備する。

(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等を整備する。

(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等を整備する。

(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の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-3-12) 「1.12 発電所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の手順を用いた手順等を整備する。

(a-3-3-13) 「1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等」

重大事故等対策にて整備する1.13の手順を用いた手順等を整備する。

(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等を整備する。

(a-3-3-15) 「2.1 可搬型設備等による対応手順等」

大規模損壊発生時に重大事故等対策で整備する(a-3-3-2)から(a-3-3-14)の手順に加えて、以下の手順等を整備

する。

① 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の手順等

- ・フロントライン系とサポート系の同時機能喪失を想定し、充てんポンプ（B，自己冷却式）と加圧器逃がし弁開操作（窒素ポンベ，可搬型蓄電池）による1次冷却システムのフィードアンドブリードを実施する手順
- ・非常用ガスタービン発電機又は空冷式非常用発電装置からの電源供給にて炉心又は原子炉格納容器への注水設備と蒸気発生器への注水設備を同時に使用する手順

② 原子炉格納容器の破損緩和及び放射性物質の放出を低減させるための手順等

- ・通常の電源系統が使用できない場合に水素爆発抑制のために使用する設備（イグナイタ，アニュラス排気ファン等）へ現場分電盤から直接ケーブルを敷設することで電源を供給する手順
- ・アニュラス排気ファン起動不能時に窒素ポンベによるアニュラス排気ファン出入口弁を開とする手順

③ 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手順等

- ・使用済燃料ピットから大量の漏えいが発生し，使用済燃料ピット近傍に近づけない場合にシャッター

ーを開放し、中型ポンプ車、加圧ポンプ車及び小型放水砲により使用済燃料ピットの外から放水する手順

- ・使用済燃料ピットへの補給が必要な場合に中型ポンプ車等の可搬型設備による補給ができない場合に大型ポンプ車により補給する手順

④ その他の手順等

- ・ドライエリアに海水が滞留している場合に中型ポンプ車により取水する手順
- ・可搬型モニタ等により原子炉施設周辺での放射線を監視する手順

(a-3-4) (a-3-3)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も並行して活用した事故対応に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時の実務経験を踏まえた「(1)(i)d.(c)体制の整備」で示す重大事故等時の対応体制で対応する。

また、中央制御室の機能喪失、発電所災害対策要員の損耗及び重大事故等対処で期待する重大事故等対処設備が使用できない等の状況を想定した場合に対処できるよう、体制の整備、充実を図る。

このため、大規模損壊発生時の体制は、重大事故等対処のた

めの体制を基本とし、大規模損壊対応のための体制を整備、充実するために、必要な計画の策定並びに発電所災害対策要員に対する教育及び訓練を付加して対応する。

(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

大規模損壊への対応のための発電所災害対策要員への教育及び訓練については、「(1)(i)d.(b)教育及び訓練の実施」で実施する教育及び訓練に加え、過酷な状況下においても柔軟に対処できるよう大規模損壊発生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原子力防災管理者及び連絡責任者への個別の教育及び訓練を実施する。さらに、発電所災害対策要員の役割に応じて付与される力量に加え、流動性をもって柔軟に対応できるような力量を確保していくことにより、期待する役割以外の役割についても対応できるよう教育及び訓練の充実を図る。

(b-2) 大規模損壊発生時の体制

「(1)(i)d.(c)体制の整備」で整備する発電所災害対策本部体制を基本とするが、大規模損壊の発生により、発電所災害対策要員の損耗等による非常時の体制が部分的に機能しない場合（中央制御室の機能喪失含む）でも流動性を持って柔軟に対応できる体制を整備する。

また、休日・夜間においても、発電所構内に運転員に加え緊急時対応要員22名及び消防要員8名を確保し、大規模損壊発生時は連絡責任者が初動の指揮を執る体制を整備する。

さらに、最低限の発電所災害対策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、発電所災害対策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。

(b-3-1) 休日・夜間における発電所構内の常駐者である運転員及び緊急時対応要員並びに消防要員は、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発電所災害対策本部要員が被災するような状況においても、発電所構内に勤務している発電所災害対策要員を発電所災害対策本部での役務に割り当てる等の措置を講じる。

(b-3-2) プルーム放出時は最低限必要な発電所災害対策要員は緊急時対策所(EL. 32m)にとどまり、その他の発電所災害対策要員は、総合事務所が使用できる場合には総合事務所内緊急時対策所に屋内待機し、総合事務所が使用できない場合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招集する。

(b-3-3) 大規模損壊と同時に大規模火災が発生している場合、発電所災害対策本部の火災対応の指揮命令系統の下、自衛消

防組織は消火活動を実施する。また、原子力防災管理者又は連絡責任者が、事故対応を実施又は継続するために大型放水砲による泡消火等の実施が必要と判断した場合は、発電所災害対策本部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。これら大規模損壊発生時の火災対応については、休日・夜間時には連絡責任者の指揮命令系統の下で消火活動を行う。

(b-4) 大規模損壊発生時の支援体制の確立

(b-4-1) 災害対策総本部体制の確立

原子力災害発生時における災害対策本部（松山，高松）の設置による発電所への支援体制は、「(1)(i)d.(c)体制の整備」で整備する支援体制と同様である。

(b-4-2) 外部支援体制の確立

原子力災害発生時における外部支援体制は、「(1)(i)c.支援に係る事項」で整備する外部支援体制と同様である。

(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。

(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。

- (c-1-1) 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セットについて、また、屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備又は電源設備以外のものは、必要となる容量等を賄うことができる設備の1セットについて、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により必要な機能を喪失しない場所に保管する。また、1セットの可搬型重大事故等対処設備は、基準津波を一定程度超える津波による影響を考慮して、敷地高さEL. +10mより可能な限り標高の高い場所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位置的分散を図り複数箇所に保管する。

- (c-1-2) 屋外に保管する可搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備及び電源設備は、必要となる容量等を賄うことができる設備の2セットについて、また、屋外に保管する可

搬型重大事故等対処設備のうち、原子炉建屋又は原子炉補助建屋の外から水又は電力を供給する注水設備又は電源設備以外のものは、必要となる容量等を賄うことができる設備の1セットについて、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同時に機能喪失させないように、原子炉建屋及び原子炉補助建屋から100mの離隔距離を確保するとともに、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備等から100mの離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散して保管する。

また、当該可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の常設重大事故等対処設備から、少なくとも1セットは100mの離隔距離を確保する。

(c-1-3) 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、常設設備へのアクセスルートを確保した複数の接続口を設ける。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、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム発生時の対応に必要な資機材は、原子炉建屋及び原子炉補助建屋から100m以上離隔をとった場所に分散して配備する。

(c-2-1) 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。

(c-2-2) 地震及び津波の大規模な自然災害による変圧器火災、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に備え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可搬型泡放水砲等を配備する。

(c-2-3) 大規模損壊発生時において、指揮者と現場間、発電所の内外との連絡に必要な通信手段を確保するため、多様な複数の通信手段を整備する。また、消火活動専用の通信連絡設備として無線通信装置（可搬型）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
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は参考資料4に記載する。

(2)有効性評価

(i)基本方針

a. 評価事象

本発電用原子炉施設において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、重大事故等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。

重大事故等に対する対策の有効性は設置許可基準規則等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P R Aの知見を踏まえ、設置許可基準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次冷却材配管の破断による、原子炉冷却材喪失（以下「L O C A」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「E C C S」という。）の特徴を踏まえたP R A上の取り扱いに従い、以下のとおり分類する。

- ・大破断L O C A

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次冷却系統（以下「1次系」という。）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L O C Aである。

- ・中破断L O C A

大破断L O C A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L O C A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余裕時間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動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故並びに外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、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動力電源が喪失し、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

大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環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自動停止機能が喪失する事故及び負荷の喪失時に原子炉自動停止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及び高圧再循環機能が喪失する事故

(a-8) 格納容器バイパス

インターフェイスシステム L O C A 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、発電用原子炉施設の特性等を考慮し、工学的
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

(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動力電源が喪失し、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動力電源が喪失し、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

(b-4) 水素燃焼

大破断 L O C A 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失
する事故

(b-5) 格納容器直接接触（シェルアタック）

本発電用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

(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、設置許可基準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「想定事故2」という。）

(d) 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

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する原子炉内の燃料損傷防止対策の評価事象は、運転停止中事故シーケンスグループごとに燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間等を考慮して選定した結果、以下の事故とする。

(d-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）

燃料取出前の浄化運転（以下「ミッドループ運転」という。）中に余熱除去機能が喪失する事故

(d-2) 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動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故

(d-3) 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

(d-4) 反応度の誤投入

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

b. 評価項目

(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

炉心損傷防止対策について、以下の項目を概ね満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(a-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 $1,200^{\circ}\text{C}$ 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。

(a-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 $17.16\text{MPa}[\text{gage}]$ の1.2倍の圧力 $20.59\text{MPa}[\text{gage}]$ を下回ること。

(a-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 $0.283\text{MPa}[\text{gage}]$ 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 $0.566\text{MPa}[\text{gage}]$ を下回ること。

- (a-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132℃又は限界温度を下回る温度である200℃を下回ること。
- (b) 運転中の原子炉における重大事故
- 格納容器破損防止対策について、以下の項目を概ね満足することを確認することで、有効性があることを確認する。
- (b-1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力0.283MPa[gage]の2倍の圧力0.566MPa[gage]を下回ること。
- (b-2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、限界温度を下回る温度である200℃を下回ること。
- (b-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。
- (b-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。
- (b-5) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料－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。
- (b-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。
- (b-7) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(b-1)の要件を満足すること。
- (b-8) 熔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熔融炉心が適切に冷却され

ること。

(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

使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料体等の損傷防止対策について、以下の項目を満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(c-1) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(c-2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

(c-3) 未臨界が維持されていること。

(d) 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

運転停止中の原子炉内の燃料損傷防止対策について、以下の項目を満足することを確認することで、有効性があることを確認する。

(d-1) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(d-2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

(d-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を除く。)

c. 事故に対処するために必要な施設

「(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」で整備する施設のうち、「(2) 有効性評価」において重大事故等に対処するために必要な施設を第1.5.4.3表に示す。

(ii) 評価条件

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に対して余裕が小さくなるような設定とする。この際、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。

a. 主要な解析条件

(a) 評価に当たって考慮する事項

(a-1) 安全機能の喪失に対する仮定

有効性評価で対象とする事象に応じ、適切に安全機能の喪失を考慮する。

(a-2) 外部電源に対する仮定

重大事故等に対する対策の有効性評価に当たっては、外部電源の有無の影響を考慮する。

(a-3) 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。

(a-4) 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等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、適切な時間余裕を設定する。

また、運転員等操作時間は、操作場所までのアクセスルート
の状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考え
られる操作時間の想定等に基づき設定する。

(b) 共通評価条件

(b-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

(b-1-1) 初期条件

- ・ 炉心熱出力の初期値は、原則として、定格値（2,652 MWt）に正の定常誤差（定格値の+2%）を考慮した値を用いるものとする。

（事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く）

- ・ 1次冷却材平均温度の初期値は、原則として、定格値（302.3℃）に正の定常誤差（+2.2℃）を考慮した値を用いるものとする。

（事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く）

- ・ 1次系圧力の初期値は、原則として、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ものとする。

（事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く）

- ・ 1次冷却材流量は熱設計流量を用いるものとする。
- ・ 炉心崩壊熱としては、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。また、使用する崩壊熱はウラン

燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮する。

- ・炉心バイパス流量割合は4%を用いるものとする。
- ・即発中性子寿命，実効遅発中性子割合，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。
- ・加圧器保有水量の初期値は60%体積とする。
- ・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次側保有水量は1基当たり48tを用いるものとする。
- ・原子炉格納容器の自由体積は，67,400m³を用いるものとする。
- ・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を用いるものとする。
- ・原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は，49℃及び9.8kPa[gage]を用いるものとする。
- ・主要機器の形状に関する条件として，原子炉容器，1次冷却材ポンプ，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設計値を用いるものとする。

(b-1-2) 事故条件

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，低温側とする。

(b-1-3) 重大事故等対策に関連する機器条件

- ・原子炉自動停止時の制御棒クラスタ落下による反応度

の添加は、余裕を考慮した値を使用する。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。

・安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値を用いるものとする。

過大温度 ΔT 高

1次冷却材平均温度等の関数（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、ECCSの作動限界値及び応答時間として以下の値を用いるものとする。

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

12.04MPa[gage]（圧力）と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）

（ただし、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」及び「ECCS再循環機能喪失」を除く）

- ・原子炉制御設備は、作動しないものとする。ただし、加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁は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自動作動するものとする。
- ・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用いるものとする。
 - ・加圧器逃がし弁容量 : 95t/h (1個当たり)
 - ・加圧器安全弁容量 : 157t/h (1個当たり)
 - ・主蒸気逃がし弁容量 : 定格主蒸気流量 (ループ当たり) の10%
 - ・主蒸気安全弁容量 : 定格主蒸気流量 (ループ当たり) の100%
- ・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ものとする。
- ・格納容器再循環ユニットは2基作動し、1基当たり除熱特性 (100℃～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。
- ・燃料取替用水タンクの水量は、1,900m³を用いるものとする。

(b-2) 運転中の原子炉における重大事故

(b-2-1) 初期条件

(b-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ヒートシンク、初期圧力は、以下の値を用いるものとする。

- ・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ものとする。
- ・原子炉格納容器の初期圧力は、0 kPa[gage]を用いるものとする。

(b-2-2) 事故条件

- ・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、高温側とする。

(b-2-3) 重大事故等対策に関連する機器条件

(b-1-3) に同じ。

(b-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

(b-3-1) 初期条件

- ・使用済燃料ピット崩壊熱は、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組み合わせで貯蔵される場合を想定して11.715MWを用いるものとする。
- ・事象発生前使用済燃料ピット水温は、40℃を用いるものとする。
- ・使用済燃料ピットに隣接するピットの状態として、使用済燃料ピット、燃料取替用チャンネル及び燃料検査ピットは接続状態とする。

- ・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ものとする。

(b-3-2) 重大事故等対策に関連する機器条件

- ・放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット水位としては、燃料頂部から、約4.33mとする。

(b-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

(b-4-1) 初期条件（運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く）

- ・炉心崩壊熱としては、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。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮する。
- ・事象は、原子炉停止55時間後に発生するものとする。
- ・1次系圧力の初期値は大気圧とする。
- ・1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。
- ・1次系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。
- ・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。
- ・主要機器の形状に関する条件として、原子炉容器、1次冷却材ポンプ、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設計値を用いるものとする。

b. 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

(a) 2次冷却系からの除熱機能喪失

(a-1) 起因事象として、主給水流量の喪失が発生するものとする。

(a-2) 安全機能としては、補助給水機能が喪失するものとする。

(a-3) 外部電源はあるものとする。

(a-4) フィードアンドブリードにおける炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、最小注入特性（高圧注入特性：0～約250m³/h，0～約12.7MPa[gage]）を用いるものとする。

(a-5) フィードアンドブリードにおける1次冷却材の放出は、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個当たりの容量は、95t/hを用いるものとする。

(a-6) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-6-1) フィードアンドブリードは、蒸気発生器広域水位が0%に到達した時点から5分後に開始するものとする。

(b) 全交流動力電源喪失

(b-1) 起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

(b-2) 安全機能としては、非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(b-3) 外部電源はないものとする。

(b-4) RCPシールLOCAが発生する場合のRCPシール部からの漏えい率は、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約109m³/hとし、1次冷却材ポンプ3台からの漏えいを考慮するものとする。RCPシールLOCAが発生しない場

合のR C Pシール部からの漏えい率は、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において約 $1.5\text{m}^3/\text{h}$ とし、1次冷却材ポンプ3台からの漏えいを考慮するものとする。

(b-5) タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、事象発生60秒後に3基の蒸気発生器に合計 $160\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(b-6) 2次系強制冷却として主蒸気逃がし弁3個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。

(b-7) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m^3 （1基当たり）

(b-8) 充てんポンプ（B，自己冷却式）の炉心への注水流量は、1次系圧力 0.7MPa [gage]到達時点で代替炉心注水を開始することとし、 $30\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

(b-9) R C PシールL O C Aが発生しない場合において、R C P封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力である 0.83MPa [gage]で漏えいが停止するものとする。

(b-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(b-10-1) 2次系強制冷却は、事象発生から30分後に開始するものとする。

(b-10-2) 代替交流電源は、R C PシールL O C Aが発生する場合

においては事象発生の60分後に確立するものとし、RCPシールLOCAが発生しない場合においては交流電源が24時間使用できないものとして、事象発生の24時間後に確立するものとする。

(b-10-3) 1次系温度の維持は、約1.7MPa[gage]の飽和温度である208℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。

(b-10-4) 蓄圧タンク出口弁の閉止は、1次系圧力約1.7MPa [gage]到達及び代替交流電源の確立から、10分後に行うものとする。

(b-10-5) 2次系強制冷却再開は、蓄圧タンク出口弁の閉止から10分後とし、1次系温度が170℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。

(b-10-6) タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(b-10-7) RCPシールLOCAが発生する場合においては、1次系圧力が0.7MPa[gage]に到達すれば、代替炉心注水を開始するものとする。

(c) 原子炉補機冷却機能喪失

「(b) 全交流動力電源喪失」と同様である。

(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

(d-1) 起因事象として、大破断LOCAが発生するものとし、破断口径は、低温側配管の口径である約0.70m (27.5inch) の

完全両端破断とする。

(d-2) 安全機能としては、格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失するものとする。

(d-3) 外部電源はあるものとする。

(d-4) E C C S 作動信号は、「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとし、11.36MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

(d-5) 炉心への注水は、再循環切替前は高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、再循環切替後は高圧注入ポンプ2台を使用するものとする。炉心への注水流量として、最大注入特性（高圧注入特性：0～約350m³/h，0～約15.6MPa[gage]，低圧注入特性：0～約1,820m³/h，0～約1.3MPa[gage]）を用いるものとする。

(d-6) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、E C C S 作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m³/hの流量で注水するものとする。

(d-7) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m³（1基当たり）

(d-8) 再循環切替は、燃料取替用水タンク水位16%到達後に行うものとする。

(d-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(d-9-1) 格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内

自然対流冷却は、原子炉格納容器の最高使用圧力0.283MPa [gage]到達から30分後に開始するものとする。

(e) 原子炉停止機能喪失

(e-1) 炉心熱出力の初期値は、定格値(2,652MWt)を用いるものとする。

(e-2) 1次系圧力の初期値は、定格値(15.41MPa[gage])を用いるものとする。

(e-3) 1次冷却材平均温度の初期値は、定格値(302.3℃)を用いるものとする。

(e-4) 減速材温度係数の初期値は、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、負の反応度帰還効果が小さくなるよう $-13\text{pcm}/\text{℃}$ に設定するものとする。

(e-5) ドップラ特性は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心を基本として、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷も考慮し、正の反応度帰還効果が大きくなる特性を設定するものとする。

(e-6) 対象炉心は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心に対して、(e-4)、(e-5)の特性を考慮した炉心を用いるものとする。

(e-7) 起因事象として、以下のいずれかが発生するものとする。

- ・主給水流量喪失
- ・負荷の喪失

(e-8) 安全機能としては、原子炉自動停止機能が喪失するものとする。

(e-9) 外部電源はあるものとする。

(e-10) 多様化自動作動盤(ATWS緩和設備)作動設定値は、蒸気発生器水位低原子炉トリップ信号設定値を下回る蒸気発生器狭域水位7%とする。

(e-11) 主蒸気ライン隔離は、多様化自動作動盤(ATWS緩和設備)作動設定値到達17秒後に全ループの主蒸気隔離弁が閉止し、完了するものとする。

(e-12) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、多様化自動作動盤(ATWS緩和設備)作動設定値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m³/hの流量で注水するものとする。

(f) ECCS注水機能喪失

(f-1) 起因事象として、中破断LOCAが発生するものとし、破断口径は約15cm(6inch)、約10cm(4inch)及び約5cm(2inch)とする。

(f-2) 安全機能としては、高圧注入機能が喪失するものとする。

(f-3) 外部電源はないものとする。

(f-4) 炉心への注水は、余熱除去ポンプ2台を使用するものとし、炉心への注水流量として、最小注入特性(低圧注入特性:0~約830m³/h, 0~約0.7MPa[gage])を用いるものとする。

(f-5) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、ECCS作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m³/hの流量で注水するものとする。

(f-6) 2次系強制冷却として主蒸気逃がし弁3個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当

たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。

(f-7) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m³（1基当たり）

(f-8) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(f-8-1) 2次系強制冷却は、ECCS作動信号発信から10分後に開始し、開操作に1分を要するものとする。

(f-8-2) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(g) ECCS再循環機能喪失

(g-1) 起因事象として、大破断LOCAが発生するものとし、破断口径は、低温側配管の口径である約0.70m（27.5inch）の完全両端破断とする。

(g-2) 安全機能としては、低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失するものとする。

(g-3) 外部電源はあるものとする。

(g-4) ECCS作動信号は、「原子炉圧力異常低」信号により発信するものとし、11.36MPa[gage]を作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

(g-5) 原子炉格納容器スプレイ作動信号は、「原子炉格納容器圧

力異常高」信号により発信するものとし、0.136MPa[gage]を
作動限界値とする。また、応答時間は0秒とする。

(g-6) 炉心への注水は、再循環切替前は高圧注入ポンプ2台及び
余熱除去ポンプ2台を使用するものとする。炉心への注水流
量として、最大注入特性（高圧注入特性：0～約350m³/h，0
～約15.6MPa[gage]，低圧注入特性：0～約1,820m³/h，0～
約1.3MPa[gage]）を用いるものとする。

(g-7) 格納容器スプレイポンプ

格納容器スプレイポンプ（B，代替再循環配管使用）によ
る代替再循環を行う場合，再循環切替前は，格納容器スプレ
イとして格納容器スプレイポンプ2台を最大流量で使用する
ものとし，再循環切替後は，1台を代替再循環による炉心注
水として一定流量で使用し，もう1台を格納容器スプレイと
して最大流量で使用するものとする。

格納容器再循環サンプB隔離弁バイパス弁による代替再循
環を行う場合，再循環切替前は，格納容器スプレイとして格
納容器スプレイポンプ2台を最大流量で使用するものとする。

(g-8) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1
台が自動起動し，ECCS作動限界値到達60秒後に3基の蒸
気発生器に合計280m³/hの流量で注水するものとする。

(g-9) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として，以下の
値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m³（1基当たり）

(g-10) 再循環切替は，燃料取替用水タンク水位16%到達後に行う

ものとする。

(g-11) 代替再循環時の炉心への注水流量は、 $200\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

(g-12) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(g-12-1) 代替再循環は、再循環機能喪失から30分後に開始するものとする。

(h) 格納容器バイパス

(h-1) インターフェイスシステムLOCA

(h-1-1) 起因事象として、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系の圧力上昇により、余熱除去系からの漏えいが発生するものとする。

(h-1-2) 1次冷却材の漏えい箇所として、余熱除去系逃がし弁の作動、余熱除去系機器等からの漏えいが発生するものとする。

(h-1-3) 破断口径は、以下のとおり設定する。

- ・原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁
(等価直径約 2.5cm (1 inch) 相当)
- ・原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁
(等価直径約 7.6cm (3 inch) 相当)
- ・原子炉格納容器外の余熱除去系機器等
(等価直径約 2.9cm (1.15inch) 相当)

(h-1-4) 安全機能としては、余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去機能が喪失するものとする。

- (h-1-5) 外部電源はないものとする。
- (h-1-6) 炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心への注水流量として、最大注入特性（高圧注入特性（0～約350m³/h, 0～約15.6MPa[gage]））を用いるものとする。
- (h-1-7) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、ECCS作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m³/hの流量で注水するものとする。
- (h-1-8) 2次系強制冷却として主蒸気逃がし弁3個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。
- (h-1-9) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。
- 蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]
- 蓄圧タンクの保有水量 29.0m³（1基当たり）
- (h-1-10) 余熱除去冷却器出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁は、設計値にて閉止するものとする。
- (h-1-11) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (h-1-11-1) 2次系強制冷却は、ECCS作動信号発信から24分後に開始し、開操作に1分を要するものとする。
- (h-1-11-2) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(h-1-11-3) 加圧器逃がし弁の開閉は、加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。

(h-1-11-4) 高圧注入系から充てん系への切替は、ECCS停止条件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替えるものとし、切替に2分を要するものとする。

(h-1-11-5) 充てんポンプによる炉心注水流量を調整することにより、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

(h-1-11-6) 健全側余熱除去系による炉心冷却は、余熱除去運転条件が成立すれば開始するものとする。

(h-2) 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

(h-2-1) 起因事象として、1基の蒸気発生器の伝熱管1本が瞬時に両端破断を起こすものとする。

(h-2-2) 安全機能としては、破損側蒸気発生器隔離失敗の想定として、原子炉の自動停止後に主蒸気逃がし弁が作動した時点で、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁1個が開固着するものとする。

(h-2-3) 外部電源はないものとする。

(h-2-4) 炉心への注水は、高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心への注水流量として、最大注入特性（高圧注入特性（0～約350m³/h，0～約15.6MPa[gage]））を用いるものとする。

- (h-2-5) 電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、ECCS作動限界値到達60秒後に3基の蒸気発生器に合計280m³/hの流量で注水するものとする。
- (h-2-6) 2次系強制冷却として健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁2個を使用するものとし、容量は各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。
- (h-2-7) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (h-2-7-1) 破損側蒸気発生器の隔離は、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の閉止、破損側蒸気発生器への補助給水の停止及び破損側蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁の閉止を行うものとし、原子炉トリップ信号発信から10分後に操作を開始し、操作終了に約2分を要するものとする。
- (h-2-7-2) 健全側蒸気発生器につながる主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却は、破損側蒸気発生器隔離の操作終了時点から開始し、開操作に1分を要するものとする。
- (h-2-7-3) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することにより、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。
- (h-2-7-4) 加圧器逃がし弁の開閉は、加圧器逃がし弁の開閉に係る条件が成立すれば、1個の加圧器逃がし弁を開閉するものとする。
- (h-2-7-5) 高圧注入系から充てん系への切替は、ECCS停止条

件が成立すれば、高圧注入ポンプから充てんポンプによる炉心注水に切替えるものとし、切替に2分を要するものとする。

(h-2-7-6) 充てんポンプによる炉心注水流量を調整することにより、加圧器水位を計測範囲内に維持するものとする。

(h-2-7-7) 余熱除去系による炉心冷却は、余熱除去運転条件が成立すれば開始するものとする。

c. 運転中の原子炉における重大事故

(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(a-1) 格納容器過圧破損

(a-1-1) 事故進展解析の条件

(a-1-1-1) 起因事象として、大破断LOCAが発生するものとし、破断口径は、高温側配管の口径である約0.74m（29inch）の完全両端破断とする。

(a-1-1-2) 安全機能としては、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ものとし、さらに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ものとする。

(a-1-1-3) 外部電源はないものとする。

(a-1-1-4) 水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮するものとする。

(a-1-1-5) タービン動補助給水ポンプ1台が自動起動し、事象発生60秒後に3基の蒸気発生器に合計160m³/hの流量で注水するものとする。

(a-1-1-6) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以

下の値を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力 4.04MPa[gage]

蓄圧タンクの保有水量 29.0m³ (1基当たり)

(a-1-1-7) 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、代替格納容器スプレイポンプを使用するものとし、代替格納容器スプレイ流量は、140m³/hを設定するものとする。

(a-1-1-8) 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。

(a-1-1-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-1-1-9-1) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、炉心溶融開始から30分後に開始するものとし、事象発生から24時間後に停止するものとする。

(a-1-1-9-2) 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット (A及びB) への海水通水による格納容器内自然対流冷却は、事象発生から24時間後に開始するものとする。

(a-1-2) 放射性物質 (C s -137) の放出量評価の条件

(a-1-2-1) 事象発生直前まで、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。

(a-1-2-2) 原子炉格納容器内に放出されるC s -137の量は、炉心全体の内蔵量に対して75%の割合で放出されるものとする。

(a-1-2-3) 原子炉格納容器内に放出されたC s -137は、原子炉格

納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込むものとする。

(a-1-2-4) 評価期間は7日間とする。なお、事故後7日以降の影響についても評価する。

(a-1-2-5) 原子炉格納容器からの漏えい率は、評価期間中一定の0.16%/dを用いるものとする。なお、事故後7日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.135%/dを用いるものとする。

(a-1-2-6) 原子炉格納容器からの漏えいは、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。

(a-1-2-7) アニュラス空気再循環設備の微粒子フィルタの効率は、99%を用いるものとする。

(a-1-2-8) アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、78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Cs-137はそのまま全量環境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。

(a-2) 格納容器過温破損

(a-2-1) 事故進展解析の条件

(a-2-1-1) 起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

(a-2-1-2) 安全機能としては、非常用所内交流動力電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

- (a-2-1-3) 外部電源はないものとする。
- (a-2-1-4) R C P シール部の漏えい率として、1次冷却材ポンプ1台当たり、定格圧力において $1.5\text{m}^3/\text{h}$ とし、1次冷却材ポンプ3台からの漏えいを考慮するものとする。
- (a-2-1-5) 水素の発生については、ジルコニウム-水反応を考慮する。
- (a-2-1-6) 蓄圧タンクの初期の保持圧力及び保有水量として、以下の値を用いるものとする。
- 蓄圧タンクの保持圧力 $4.04\text{MPa}[\text{gage}]$
- 蓄圧タンクの保有水量 29.0m^3 (1基当たり)
- (a-2-1-7) 1次系強制減圧操作において、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個当たりの容量は $95\text{t}/\text{h}$ を用いるものとする。
- (a-2-1-8) 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、代替格納容器スプレイポンプを使用するものとし、代替格納容器スプレイ流量は、 $140\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。
- (a-2-1-9) 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
- (a-2-1-10) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
- (a-2-1-10-1) 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧は、炉心溶融開始から10分後に開始するものとする。
- (a-2-1-10-2) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、炉心溶融開始から30分後に開始するものとする。また、原子炉格納容器の保有水量が $1,700\text{m}^3$ に

到達した時点で原子炉格納容器の最高使用圧力0.283MPa[gage]に到達していない場合は、代替格納容器スプレイポンプを一旦停止し、原子炉格納容器の最高使用圧力到達の30分後に再開するものとする。その後、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生から24時間後に停止するものとする。

(a-2-1-10-3) 中型ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニット（A及びB）への海水通水による格納容器内自然対流冷却は、事象発生から24時間後に開始するものとする。

(b) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-2) 格納容器過温破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。

(b-1) リロケーションは、炉心の温度履歴に応じて発生するものとする。

(b-2) 原子炉容器は、最大歪みを超えた場合に破損するものとする。

(c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1) 格納容器過圧破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。

(c-1) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径は計装用案内管と同等の径を用いるものとする。

(c-2) エントレインメント係数はRicou-Spaldingモデルにおけるエントレインメント係数の最確値を用いるものとする。

(c-3) 溶融炉心と水の伝熱面積は原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の粒子径の最確値より算出された面積を用いるものとする。

(d) 水素燃焼

(d-1) 起因事象として、大破断LOCAが発生するものとし、破断口径は、高温側配管の口径である約0.74m (29inch) の完全両端破断とする。

(d-2) 安全機能としては、低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとする。

(d-3) 外部電源はあるものとする。

(d-4) 全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応することによる水素の発生を考慮する。

また、水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジンの放射線分解による水素の発生を考慮する。水の放射線分解では、水素の生成割合を、炉心水については0.4分子/100eV、サンプル水については0.3分子/100eVとする。金属腐食では、アルミニウム及び亜鉛を考慮する。ヒドラジンの放射線分解では、水素の生成割合を0.4分子/100eVとする。

(d-5) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与するものとする。

(d-6) 静的触媒式水素再結合装置1基当たりの処理性能について

は、1.2kg/h（水素濃度4 vol%，圧力0.15MPa[abs]時）を用いるものとする。また、装置については5基の設置を考慮するものとする。

(d-7) イグナイタの効果は期待しないものとする。

(d-8) 格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプ2台を使用するものとし、最大流量を用いるものとする。

(e) 溶融炉心・コンクリート相互作用

「(a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）(a-1) 格納容器過圧破損」と同様であるが、以下の条件を適用する。

(e-1) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がりについては、原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。

(e-2) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限は、大気圧条件で0.8MW/m²相当とする。

(e-3) 溶融炉心とコンクリートの伝熱として、伝熱抵抗を考慮せず、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定するものとする。

d. 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

(a) 想定事故1

(a-1) 事象発生前使用済燃料ピット水位については、使用済燃料ピット水位低警報レベルである、通常運転水位（以下「NWL」という。）-0.08mとする。

(a-2) 安全機能としては、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(a-3) 外部電源はないものとする。

(a-4) 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水流量は、25 m³/hを設定するものとする。

(a-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-5-1) 中型ポンプ車による注水は、事象発生から5.6時間後に開始するものとする。

(b) 想定事故2

(b-1) 使用済燃料ピット冷却系配管の破断によって想定される初期水位については、使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下すると想定し、サイホンブレーカの効果を考慮し、NWL-1.36mとする。

(b-2) 安全機能としては、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(b-3) 外部電源はないものとする。

(b-4) 中型ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水流量は、25 m³/hを設定するものとする。

(b-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(b-5-1) 中型ポンプ車による注水は、事象発生から2.2時間後に開始するものとする。

e. 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

(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）

- (a-1) 起因事象として、余熱除去系による浄化冷却及び冷却運転中に、余熱除去ポンプの故障等により、すべての余熱除去機能が喪失するものとする。
- (a-2) 安全機能としては、起因事象の想定により、すべての余熱除去機能が喪失するものとする。
- (a-3) 外部電源はないものとする。
- (a-4) 充てんポンプによる炉心への注水流量は、 $30\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。
- (a-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
 - (a-5-1) 充てんポンプによる炉心注水は、事象発生から50分後に開始するものとする。

- (b) 全交流動力電源喪失
 - (b-1) 起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。
 - (b-2) 安全機能としては、非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。
 - (b-3) 外部電源はないものとする。
 - (b-4) 代替格納容器スプレイポンプによる炉心への注水流量は、 $30\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。
 - (b-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。
 - (b-5-1) 代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水は、事象発生から50分後に開始するものとする。

(c) 原子炉冷却材の流出

(c-1) 起因事象として、余熱除去系から1次冷却材が流出するものとする。

(c-2) 余熱除去機能喪失前の1次冷却材の流出流量は $380\text{m}^3/\text{h}$ とする。さらに、余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとし、流出口径は約 20cm (8 inch) 相当とする。

(c-3) 安全機能としては、1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点ですべての余熱除去機能が喪失するものとする。

(c-4) 外部電源はないものとする。

(c-5) 充てんポンプの炉心への注水流量は $31\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

(c-6) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(c-6-1) 充てんポンプによる炉心注水は、余熱除去機能喪失から20分後に開始するものとする。

(d) 反応度の誤投入

(d-1) 制御棒位置として全挿入状態を用いるものとする。

(d-2) 1次冷却材の有効体積は、 213m^3 を用いるものとする。

(d-3) 原子炉停止中の1次系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、同タンクのほう素濃度は、 $4,400\text{ppm}$ を用いるものとする。

(d-4) 臨界ほう素濃度は、 $1,800\text{ppm}$ を用いるものとする。

(d-5) 起因事象として、原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により、1次冷却材中に純水が注水されるものとする。

る。

(d-6) 1次系への純水注水の最大流量は、 $107\text{m}^3/\text{h}$ とする。

(d-7) 外部電源はあるものとする。

(d-8) 「線源領域炉停止時中性子束高」設定値は停止時中性子束レベルの0.8デカード上を用いるものとする。

(d-9) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(d-9-1) 希釈停止は「線源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後に開始し、操作完了に1分を要するものとする。

(iii) 評価結果

評価項目に対する評価結果は以下のとおりであり、事故シーケンスグループ、格納容器破損モード及び想定事故ごとに選定した評価事象のうち、評価項目に対して最も厳しくなる評価事象の結果を記載する。

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

(a) 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 $1,200^\circ\text{C}$ 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%以下であることについては、これが最も厳しくなる「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」において、不確かさを考慮しても以下のとおり評価項目を満足する。なお、「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」並びに「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」の事象初期において、設計基準事故時

の評価結果を参照した場合は、燃料被覆管温度の最高値は約1,039℃、燃料被覆管の酸化量は約4.0%となる。

(a-1) 燃料被覆管温度の最高値は約731℃であり、不確かさを考慮しても1,200℃以下である。

(a-2) 燃料被覆管の酸化量は約0.1%であり、不確かさを考慮しても酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下である。

(b) 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「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」において、約18.5MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力の1.2倍である20.59MPa[gage]を下回る。

(c) 原子炉格納容器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「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器圧力の最高値は約0.340MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力0.283MPa[gage]の2倍の圧力0.566MPa[gage]を下回る。

(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器内温度の最高値は約133℃であり、不確かさを考慮しても200℃を下回る。

b. 運転中の原子炉における重大事故

(a) 原子炉格納容器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「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、原子炉格納

容器圧力の最高値は約0.345MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力0.283MPa[gage]の2倍の圧力0.566MPa[gage]を下回る。

(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度については、これが最も厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、原子炉格納容器温度の最高値は約138℃であり、不確かさを考慮しても200℃を下回る。

(c) 放射性物質の総放出量については、これが最も厳しくなる「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」において、Cs-137の総放出量は、事故発生後から7日後までの間で約5.1TBq、100日後までを考慮したとしても約5.6TBqであり、不確かさを考慮しても放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響を小さくとどめている。

(d) 原子炉圧力容器の破損時の原子炉冷却材圧力については、これが最も厳しくなる「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」において、約1.4MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても2.0MPa[gage]以下に低減される。

(e) 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・機械的荷重については、工学的に発生する可能性がある圧カスパイクの観点で最も厳しい「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」に代替格納容器スプレイを考慮した事故において、

圧力上昇は見られるものの、不確かさを考慮しても熱的・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することはない。

(f) 水素濃度については、水素の放出時期と放出速度の観点で最も厳しくなる「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」において、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度の最大値は約11.3vol%であり、不確かさを考慮しても13vol%以下である。また、水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置する静的触媒式水素再結合装置の効果により、原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少することから爆轟に至ることはない。

(g) 全炉心内のジルコニウム量の75%と水が反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最高値は、約0.429MPa[gage]であり、不確かさを考慮しても最高使用圧力の2倍の圧力 0.566 MPa[gage]を下回る。

(h) 熔融炉心・コンクリート相互作用については、最も炉心熔融が早期に生じる「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」においても、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイにより、熔融炉心からの崩壊熱は除去され、原子炉格納容器床は有意に侵食されることはなく、不確かさを考慮しても原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失することはない。

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
初期水位の観点から最も厳しい想定事故2において、事故発生

から使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値0.15mSv/hに相当する水位まで低下するのに要する時間は約1.2日であり、事故を検知し、中型ポンプ車を配備し注水を行うまでに十分な時間余裕があることから、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。さらに、使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で0.974であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。この実効増倍率は使用済燃料ピット内の水の沸騰による水密度の低下に伴って低下することから、未臨界は維持される。

このため、不確かさを考慮しても燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できるとともに未臨界は維持される。

d. 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

炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から最も厳しい「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」及び「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動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」において、事象発生の50分後に充てんポンプ又は代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水により、炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。また、燃料有効長頂部まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、燃料取替時の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。さらに、運転停止中に

において、炉心は高濃度のほう酸水で満たされており、事象進展に伴う1次冷却材中のほう素密度の低下による正の反応度帰還効果の方が大きくなることで、炉心反応度が正側に移行する可能性がある。このため、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化をほう素価値の大きいウラン炉心を対象に評価した結果、最も炉心反応度が大きくなる場合でも約 $-10\% \Delta k/k$ であり、未臨界を確保できる。また、取替炉心のほう素価値は、ウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、事象進展中の反応度変化量も同程度又は小さくなり、取替炉心を考慮しても未臨界を確保できる。

このため、不確かさを考慮しても炉心が露出することはなく、未臨界は確保され、また、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持される。

e. 重大事故等に対処するために必要な要員及び資源

重大事故等に対処するために必要な要員及び資源については、要員、水源、燃料及び電源が確保され、重大事故等に対処できる。