

## ENSREG の声明

ENSREG (欧州原子力安全規制部会) と欧州委員会は 2011 年 3 月 25 日付の欧州理事会からの要請に応じて集中的に作業を行ってきた。

特に、両者は EU 傘下の原子力発電プラントに対する包括的なリスク・安全評価のための適用範囲と形式を決める作業を進めてきた。2011 年 5 月 13 日に、ENSREG と委員会は下記の通り合意した。

1. 福島に事故に照らして、発電事業者による包括的なリスク・安全評価を、各国の原子力発電プラント規制当局の監督のもとで、遅くとも 6 月 1 日には開始する。これらの評価は WENRA (西欧原子力規制協会)によって作成されたアネックス 1 の仕様書に基づき、地震や洪水のような異常事態に加え、苛酷事故管理を要する安全機能の複合喪失を誘引しうる、その他のいかなる起因事象をも対象とする。これらの評価の手法はアネックス 1 に示されている。人的要因や組織要因もこれらの評価に含まなければならない。
2. 安全保障上の脅威によるリスクは ENSREG の権限外であり、悪意あるいはテロ行為等 (飛行機の墜落を含む) に対する防御と対応はそれらを管轄する当局にゆだねるものとする。それゆえに、欧州理事会がこの問題を取り扱う欧州委員会加盟諸国と準加盟諸国の当局者から成る特別な作業部会を設けるよう提案する。この作業グループの権限と形式は欧州理事会の通達 (アネックス II) によって決められるであろう。
3. 上の第 1、2 項は包括的なリスクおよび安全評価のために寄与するものである。

## アネックス I

### EU ストレストテスト仕様書

#### 1. はじめに

日本の福島原子力発電プラントの事故に鑑み、3月24日、25日の欧州理事会は「EUのすべての原子力プラントの安全性は、包括的で透明なリスク評価（ストレストテスト）に基づいて見直されねばならない」との声明を発表した。日本での事故を教訓とし、専門家の知見（とくに西欧原子力規制協会—WENRA）を最大限に活用しつつ、加盟国の全面的な参画のもとに、これらのテストの適用範囲と形式を直ちに作成するよう、欧州原子力安全規制部会（ENSREG）と委員会が招集された。ストレストテスト結果の評価は独立した各国当局によって実施され、ピアレビュー（第三者による査読審査）を通す。その成果ならびに必要と認められた処置は、欧州委員会とENSREG内部で共有し、公開される。欧州理事会は欧州委員会から報告書の形で最初の知見を受け取り、2011年末までに審査を行う。

5月12-13日の本会議において欧州委員会とENSREGメンバーは、WENRAの提案に基づき、「ストレストテスト」に関する主導的かつ独自の規制用技術定義と、それをいかに欧州の原子力施設に適用するかについて合意した。これが本書の目的である。

#### 2. ストレストテストの定義

ここからは、福島で起こった出来事—プラントの安全機能を損ない苛酷事故に至らしめた著しい自然現象—を参照しながら、原子力発電所の安全余裕度の再評価を目的とした「ストレストテスト」の定義を行う。

再評価は次の2項目で構成される：

- 以下の「技術的適用範囲」のセクションで考察されるような一連の極端な状況に直面したさいに原子力発電所が対応できるか
- 多重防護機能の論理に基づいて行われる予防と軽減対策が機能するか：起因事象と引き続く安全機能の喪失、苛酷事故管理

これらの極端な状況下での連続的な防御システムの喪失を、発生確率に関わりなく決定論的手法で想定する。とりわけ安全機能の喪失と苛酷事故状態は複数の設計上の仮定が崩れた時にのみ生じるということを心に留めておかねばならない。加えてその際、これらの状況を管理する方策は順次失われていると想定しなければならない。

各プラントの再評価においては、考えられるそれぞれの異常状況下において予想される弱点とクリフエッジ効果（ある状態から別の状態へ急激に移行する逸脱現象）に留意しながら、プラントの応答と予防手段の効果について報告する。クリフエッジ効果とは、たとえば、水位が堤防を越えて大洪水がプラントを襲うとか、全停電の際にバッテリーが切れた時とかのことをいう。これはプラントの多重防護の頑強性、現行の事故管理対策の妥当性を評価するためであり、技術、組織の両面で（例えば、手順書、人材、緊急対応組織、外部リソースの活用など）安全上の改善点を特定するものである。

事柄の性質上、ストレステストは、設計時に想定された諸事故に対する安全システムの喪失を想定して採られる対策に焦点を当てるものとなるだろう。認可時には、これらシステムは機能するものと評価された。けれども、機能するための条件はストレステストの中で再評価し、前提として示されねばならない。炉心と使用済み核燃料を守り、あるいは反応容器の健全性を守るすべての対策は多重防護の本質をなすことが認識されており、事故発生を未然に防ぐことが起こってしまった事故の処理よりもつねに望ましいのである。

### 3. 「ストレステスト」の進め方と広報

運転認可を受けた発電事業者は、安全に対する第一責任者である。それゆえ、再評価を行うのは運転事業者である。そして、規制当局は独立にそれを査読する。

作業工程は下記のとおりである。

政府の規制当局は、運転事業者に対して遅くとも 6 月 1 日までに要求書を送付して、作業を開始する。

	中間報告書	最終報告書
運転事業者の報告書	8 月 15 日	10 月 31 日
政府の報告書	9 月 15 日	12 月 31 日

- － 政府最終報告書は、下記のピアレビューを受けなければならない。
- － 欧州委員会は、ENSREG の協力を得て、中間報告書を 2011 年 12 月 9 日に予定されている欧州理事会に提出する。また、確定報告書を 2012 年 6 月に予定されている欧州理事会に提出する。

ストレステスト遂行上の時間的制約のために、運転事業者のアセスメントに必要な工学上

の解析手法が不足していて、既存の設計に含まれていないシナリオを描けないかもしれない。その時は工学的判断を用いても良い。

政府規制当局の査読中、ヨーロッパ規制当局との意見交換が必要になるであろう。そのときは、ENSREG が窓口を務める。政府規制当局の査読は他国の政府規制当局のピアレビューを受けるべきである。ENSREG は独自の判断で、すべてのピアレビューを全 EU および近隣諸国共通のピアレビューになるように、必要な専門家の意見を徴するであろう。

### ピアレビューの進め方

このテストの遂行の信頼性と責任を明確にするために、欧州理事会は各国の報告書をピアレビューに付することを要請した。各国の報告書の主目的は、合意された方法論に基づいた運転事業者のアセスメントから一定の結論を導き出すことにある。ピアレビューを行うチームは、現在原子力プラントを運転している 14 の構成国の報告書と、隣接する諸国のこれら一連の手続きに対する合意の報告書を査読することになる。

ー **チームの構成。** チームの構成は、ENSREG および欧州委員会の合意を得なければならない。チームは 7 名の実務者で構成され、そのうちの 1 名は議長役を、もうひとりとは報告担当者を務める。それぞれのチームのうちの 2 名は恒久的なメンバーであって、全体としての一貫性を保つようにする。欧州委員会はチームの一部をなす。査読対象の報告書作成に関わった各国政府のチームのメンバーは、当該報告書の査読に関与してはいけない。査読を受ける各国はそのチームの構成に合意しなければならない。チームは第 3 国の専門家を加えても良い。

ー **方法論。** どのピアレビューにおいても、厳格さと客観性を保証するために、査読を受けている各国規制当局はピアレビューチームに対して、必要な安全上の手続き、人員および施設を提供して、すべての必要な情報にアクセスすることを限られた時間内に行えるよう便宜を供与しなければならない。

ー **時期。** 査読は各国政府の最終報告書が提出されたら直ちに開始しなければならない。ピアレビューは、2012 年 4 月末日までに完了しなければならない。

### 透明性

各国規制当局は、2011 年 2 月に ENSREG によって採択された「公開と透明性の原則」に則らなければならない。これらの原則は EU の「ストレステスト」にも適用されるべきものである。

報告書は公開することが、他の利益、中でも国法または国際的な義務として認められている安全を危うくすることがない限り、国法および国際的な義務に基づいて、公衆が入手できるようにしなければならない。

ピアレビューのメンバーは、各国の報告書の結論を査読し、かつその報告書が合意された方法論に合致したものであることを確認する。

査読の結果は国単位とヨーロッパ単位の公開セミナーで議論され、そこには他の関係者（原子力分野以外の人びと、NGOの人びとなど）も招待される。

完全な透明性および公衆参加の機会を提供することが、EU「ストレステスト」がEU市民の認知に寄与する道である。

#### 4. 「ストレステスト」の対象範囲

ヨーロッパ諸国における原子力プラントにおける現行の安全分析は、広範囲の状況をカバーしている。今回のストレステストの技術的な対象範囲は福島で起こったさまざまな現象や事故のきっかけとなった事柄から抽出して定義された。焦点は次の問題である。

- a) 起回事象
  - ・ 地震
  - ・ 洪水
- b) プラント敷地において考えられる起回事象から誘起された安全機能の喪失
  - ・ 電源喪失、全停電（SBO）を含む
  - ・ 最終冷却源喪失(UHS)
  - ・ 両方の発生
- c) 苛酷事故時の対処問題
  - － 炉心冷却機能喪失に対する防護手段と管理手段
  - － 燃料プールの冷却機能喪失に対する防護手段と管理手段
  - － 格納容器損傷に対する防護手段と管理手段

b)とc)は、福島で起こった地震と津波に限ったことではない。洪水は原因のいかんにかかわらずない。悪天候ということも加えられる。

さらに、安全機能喪失の結果の評価については、たとえば、交流電源網の大規模な障害とか、森林火災とか、飛行機墜落のような、間接的な起回事象で発生する状況の評価も妥当

となる。

この苛酷事故管理の問題は、運転事業者の体制に焦点を当てているが、そのプラントの安全機能を維持するための構外からの支援体制も包含している。フクシマの経験から知られることは、関係する構外の公共安全体制（消防、警察、医療施設・・・）による緊急体制いかに含まれているが、この問題はストレステストの対象から外しておく。

本書の次節は、下記を記載する。

- － 運転事業者に要求する一般事項
- － 各極限状況における運転事業者が考慮すべき問題

## 5. 一般事項

### 報告書の様式

運転事業者は、各敷地につきひとつの書類を作ること。ひとつの敷地の中に複数のユニットがあっても同じである。すべての原子力発電プラントが完全に停止していても、使用済み核燃料が依然として保管されている場合も書類作成が必要である。

冒頭に、敷地の特徴を略述すること。

- － 場所（海、川）
- － ユニット数
- － 技術供与元

それぞれのユニットの主たる特性を書くこと、とくに

- － 原子炉のタイプ
- － 熱出力
- － 初回臨界日付
- － 使用済み燃料保管の有無（または共通保管）

ユニット間で安全上顕著な相違があれば特記すること。

確率的安全評価の範囲と主たる結果を記載すること。

第2部として、それぞれの際立った状況を、下記の指示に従って評価すること。

### 前提

既設のプラントでは、再評価は2011年6月30日現在建設され運転されている状況下で行

う。建設中のプラントでは、再評価は技術供与元の設計に基づいて行う。

手法は必然的に決定論的となる。極限のシナリオを解析するとき、段階的な手法により、防護手段が順次破られていくことを仮定する。

プラントの運転状態は、技術仕様の下で許容されているもっとも望ましくない状態（運転条件の限界内で）を想定する。すべての運転状況を考慮すること。苛酷事故シナリオのために、実際的なアセスメントとして、付帯機器の異常にも目配りしなければならない。

すべての原子炉と使用済み核燃料貯蔵は同時に影響を受けると想定すべきである。

敷地の周辺地域が崩れたりする可能性も考慮すべきである。

検討事項は、

- － 自動操作
- － 緊急時運転手順書に規定されている運転者の操作
- － その他の、事故の予防、回復、緩和のための予定された方策

## 記載すべき情報

報告が求められる三つの主要な観点

- － 当該プラントの設計基準として採用されている要件と、その設計要件にプラントがどの程度合致しているか。
- － その設計基準を超えてプラントがどの程度頑強に出来ているか。この目的のために、安全に関わるシステム、構造と構成部品および多重防護の有効性などにおける頑強性（設計の余裕、多様性、冗長性、構造的保護、物理的隔離、など）が評価されなければならない。設備と対策の頑強性に関する査読の焦点のひとつは、順次発生する出来事の継起（たとえば、全停電時にバッテリーの容量が無くなって行くといった、クリフエッジ効果）に着目することであり、必要なら、それを回避するための方策を考慮することにある。
- － 想定多重防護レベルを改善するような変更の可能性の有無。構成要素の抵抗性を増すこととか、個々の防護レベルのものを相互に切り離すとか。

以上に加えて、運転事業者は、ストレステストの過程で明らかになった極限シナリオ回避手段を、ストレステストの本文に記載しても良い。解析中必要に応じて、プラント鎮静化に向けて、解析結果を見ながら補完して行くべきである。

この目的のために、運転事業者は下記のことを確認すべきである。

- ・ 起因事象によって起こりうる損傷を考慮し、プラント認可時に予定されていなかった何らかの方法をもって、三つの基本的安全機能（反応の制御、燃料の冷却、放射能の封じ込め）および支援機能（電力供給、最終冷却源による冷却）を維持する方法
- ・ 外部からの移動式的手段とその使用条件の可能性
- ・ ひとつの原子炉をもって他の原子炉を助ける何か既存の方法
- ・ ひとつの原子炉が、同一敷地内の他の原子炉の機能に依存すること

苛酷事故管理にあつては、運転事業者は、必要に応じて下記を確認すべきである。

- ・ 燃料の損傷が避けられなくなるまでの時間。PWR と BWR にあつては、炉心燃料棒が圧力容器中にあれば、水位が炉心燃料棒の上端に達するまでの時間と、燃料が劣化（クラッドが酸化して水素が発生）するまでの時間を明らかにすること。
- ・ もし燃料が使用済み燃料プールにあるならば、プールが沸騰するまでの時間、放射線遮蔽機能が失われるまでの時間、水位が燃料棒上端に達する時間、燃料劣化が始まる時間

## 報告書の添付書類

運転事業者が参照した書類は、下記のように分類して添付すること。

- － 事業認可手続きの正式書類
- － 事業認可手続きの正式書類ではないが、運転事業者の品質管理プログラムの一環として作成された書類
- － 上記以外の書類

## 6. ストレステストの詳細

### 6. 1 地震

#### I. 設計基準

##### a) プラント設計と地震

- － 地表ピーク加速度 (PGA) で示される基準地震強度 (DBE) の水準およびその選定理由。それが認可時の基準地震強度と異なる場合はその値を明示する。
- － 基準地震強度の評価方法（対象期間、考慮した過去の事象およびそれらの選定理由、付加された設計余裕等）および現状におけるデータの有効性。
- － 設計基準の妥当性に関する検討結果。

##### b) 基準地震強度に対するプラント保護設備

- － 地震発生後、プラントの安全停止上必要かつ有効な主要構造物、システムおよび要素



の同定。

- 一 地震発生後、炉心または使用済み核燃料棒の破損を避けるための主たる運転手順（可動機器等を含む緊急時運転マニュアル）が備えられているか。
- 一 下記を含む地震の間接的影響が想定されているか。
  - 1) 基準地震強度に耐えるように設計されていない主要構造物、システムおよび要素があって、その一部が壊れるとさらに他の部分に損傷が波及して行くような、構造物・システム・要素の破損（たとえば、洪水やさらに被害を大きくするプラント敷地内または建物内の非耐震配管の漏洩や破裂）。
  - 2) 外部電源の喪失。
  - 3) プラント敷地への人間及び機器の到達を妨げまたは遅延せしめるプラント外部の状況。
- c) 現行認可基準にプラントの遵守状況。
  - 一 運転事業者の一般的な遵守手順（たとえば、定期的補修、検査、試験）。
  - 一 緊急時手順書で想定されているプラント敷地外からの移動式機器/供給が有効かつ適切になされることへの運転事業者による確認手順。
  - 一 認可基準からの逸脱とそれがもたらす安全への悪影響、その修復作業。
  - 一 福島原発事故を受けたのち、運転事業者がすでに自主的に行った基準遵守のチェック。

## II. 設計余裕評価

- d) 確率論的地震安全性評価、地震学的設計余裕評価あるいは工学的判断に資する地震学的研究を含む入手可能な情報に基づいて、基本的安全性機能の喪失あるいは（圧力容器中か貯蔵中かを問わず）核燃料への深刻な損傷が避けられない地震強度の範囲に関する評価を示すこと。
  - 一 地震強度に応じた弱点箇所の明示およびクリフエッジ効果の特定。
  - 一 これらのクリフエッジ効果を回避できるか、または（ハードウェアの改造、手順書や組織の改定等による）プラントの頑強性を高めるために想定される条項の明示。
- e) 確率論的地震安全性評価、地震学的設計余裕評価あるいは工学的判断に資する地震学的研究を含む入手可能な情報に基づいて、格納容器の損傷を起こさずに、プラントが耐えることができる地震強度の範囲。
- f) 基準地震強度を超える地震と引き続く基準津波高さを超える水害
  - 一 プラント立地条件とプラントデザインを考慮して、かかる状況が物理的に起こりうるかどうか示すこと。この目的のためにとくに、プラント内外の構造物（ダムや堰やプラント建物や構造物）に深刻な損傷を及ぼして、プラントの安全に影響を及ぼすことがあるか

どうかを示すこと。

- － プラントを不安全状態に陥れる弱点および機能喪失形態を明らかにし、その結果生じるクリフェッジ効果を特定すること。このときどの建物と機器が影響を受けるかを明らかにすること。
- － これらのクリフェッジ効果を防止する、またはプラントの頑強性を高める方法（ハードウェアの改造、手順書や組織の改定等）があるかどうかを示すこと。

## **6. 2 洪水**

### **I. 設計基準**

a) プラント設計時に想定されている洪水

- － 基準洪水高さの水準およびその選定理由。それが認可時の基準洪水高さと一致しているかどうか。もし異なる場合はその理由。
- － 基準洪水高さの評価方法（対象期間、考慮した過去の事象およびそれらの選定理由、加算された設計余裕等）。洪水の原因（津波、大潮、大嵐、ダム決壊等）、現有データの有効性。
- － 設計基準の妥当性についての検討結果。

b) 基準洪水高さに対するプラント防護設備

- － 洪水発生後プラント安全停止上必要であり、かつ洪水被災後も使用可能と考えられる主要構造物、システムおよび要素を明示せよ。
  - ・ 取水機能を維持する設備。
  - ・ 緊急電力供給を維持する設備。
- － 洪水に対して敷地を防護する設備（土盛りのレベル、堰等）と関連する監視プログラム（もしあれば）を明示すること。
- － 洪水警報を発し、洪水被害を緩和するための主要運転マニュアル（緊急時運転手順書、可動機器、洪水監視、警報システム等を含む）と、その関連プログラム（もしあれば）。
- － 洪水それ自体あるいは洪水を発生させるような現象（極端な悪天候のような）によって引き起こされる下記のような影響は考慮されているか。
  - ・ 外部電源喪失。
  - ・ プラント敷地への人員及び機器の到着を妨げ、または遅らせるようなプラント外部の状況。

c) プラントが現行認可基準に合致しているか。

- － 運転事業者の通常の基準遵守（定期的補修、検査、試験等）
- － 緊急時手順書で想定されているプラント敷地外からの可動機器/供給が有効かつ適切であることの運転事業者による確認手順

- － 安全性に関する認可基準からの逸脱およびその影響と、その是正計画。
- － 福島原発事故を受けて運転事業者によってすでに自発的に行われた基準のチェック

## II. 設計余裕評価

d) 入手可能な情報に基づいて（工学的判断に資する工学研究を含む）、燃料（炉心中か貯蔵中かは問わず）の深刻な損傷なしでプラントが耐えることのできる洪水のレベルはいかほどかを明示せよ。

- － 警報と洪水発生のおよびのあいだの時間差を利用して、追加的防護手段が想定されているか/実施されているかを明示すること。
- － 弱点箇所を明示して、それらのクリフエッジ効果を特定すること。どの建物や機器が最初に洪水に見舞われるかを同定すること。
- － クリフエッジ効果が回避可能な手段があるか、またはプラントの頑強性を高める方法があるか（ハードウェアの改造、手順書や組織の改定等）を明示せよ。

### 6. 3 電源と冷却源の喪失

交流電源としては以下のものがある：

- 外部電源（送電網）
- 発電所の主発電機
- 一般の補助発電機（ディーゼル発電機、ガスタービン発電機、他）
- 場合によっては他の多様な補助電源

これら電源が次々に失われた場合を検討しなければならない（下記 a）および b）参照）。

最終冷却源とは、原子炉からの残留熱の排出先となる媒体である。ある場合には、発電所は海洋、河川などの基幹となる最終冷却源(UHS)を備えており、これらはさらに、例えば湖、地下水脈または大気などの補助的最終冷却源により補完されている。これらの冷却源が次々に失われた場合を検討しなければならない（下記 c）参照）。

#### a) 外部電源の喪失 (LOOP)

- － この状態が設計段階でどのように想定されたかを記述し、この状態に対処するためどのような内部電源が準備されているかを記述せよ。
- － これら所内電源は、外部からの支援なしにどのくらいの期間、運転できるかを示せ。
- － これら所内電源の供給時間を延長するために必要な準備を明示せよ（ディーゼル・エンジン発電機への燃料補給など）。
- － プラントの頑強性を高めるために考えられる対策を示せ（ハードウェアの改

造、手順の見直し、組織的な対策など)。

念のために、蒸気駆動ポンプシステムやガスタンクに蓄えられたエネルギーを利用するシステムなどは、電源に依存しないで動くものであって、かつそれらは災害（例えば地震）に耐えられるものでなければならない。

（注：「外部電源喪失(L00P)」というのは外部から来るすべての電源が喪失することを意味する。この喪失は数日間続くことを想定しなければならない。この敷地は、道路、鉄道、水路から重機器を搬入することが72時間途絶するものとする。可搬式の軽量機材は外部から24時間以内に到着すると仮定して良い。）

#### b) 外部電源および所内の補助電源の喪失(SB0)

二つの状況が検討されなければならない。

- ・ 外部電源の喪失 + 一般補助電源の喪失
- ・ 外部電源の喪失 + 一般補助電源の喪失 + 他の多様な補助電源の喪失

これらの状況の各々について：

- － バッテリーの容量と持続時間に関する情報を提示せよ。
- － これら状況に関する設計上の想定について情報を提示せよ。
- － 外部からの支援なしに、燃料への深刻な損傷が避けられなくなるまでに、発電所はどの位の期間この全停電(SB0)に耐えられるかを示せ。
- － 燃料の劣化を防ぐために、どのような（外部からの）行動が予見されるかを明示せよ。
  - すでに所内にある機器、例えば、もう一つの原子炉からの機器。
  - 同一敷地内のすべての原子炉が等しく被災したと仮定して、外部から供給可能な機器。
  - 専用の直結回線経路で電力を供給できる近隣の発電所（例えば水力、ガスタービン）。
  - 上記システムの各々が運転開始するのに必要な時間。
  - これら特殊な接続工事のための熟練した人材の有無。
  - クリフエッジ効果の特定とその発生時期。
- － これらクリフエッジ効果に至るのを避け、装置の頑強性を改善するための想定される対策（ハードウェアの改造、手順の見直し、組織的な対策等）を明示せよ。

c) 基幹的な最終冷却源(UHS)の喪失

- － 最終冷却源の喪失を防止するための設計条件書を提示せよ。(たとえば、異なる場所から基幹的な最終冷却源を得るための取水、代替最終冷却源の利用など)。

二つの状況を検討しなければならない。

- － 基幹的な最終冷却源 すなわち河川、海洋からの取水の喪失。
- － 基幹的な最終冷却源および代替最終冷却源の喪失

これら状況の各々について：

- － 外部からの支援なしに、燃料への深刻な損傷が避けられなくなるまでに、発電所はどの位の期間この状況に耐えられるかを示せ。

これら状況に関する設計上の想定についての情報を提示せよ。

- － 燃料の劣化を防ぐために、どのような外部からの行動が予見されるかを明示せよ。
  - すでに所内にある機器、たとえば、もう一つの原子炉からの機器。
  - 同一敷地内のすべての原子炉が等しく被災したと仮定して、外部から供給可能な機器。
  - 上記システムの各々が運転開始するのに必要な時間。
  - 熟練した人材の有無。
  - クリフエッジ効果の特定とその発生時期。
- － これらクリフエッジ効果に至るのを避け、装置の頑強性を改善するための対策（ハードウェアの改造、手順の見直し、組織的な対策等）が想定されるかを明示せよ。

(注：「最終冷却源(UHS)喪失」というのは安全機能に関わるものもそうでないものも含めて基幹的な最終冷却源が喪失することを意味する。この敷地は、道路、鉄道、水路から重機器を搬入することが72時間途絶するものとする。可搬式の軽量機材は外部から24時間以内に到着すると仮定して良い。)

d) 電源喪失に伴う基幹的最終冷却源の喪失

- － 外部からの支援なしに、燃料への深刻な損傷が避けられなくなるまでに、発電所はどの位の期間この“主”最終冷却源の喪失+ステーションブラックアウトに耐えられるかを示せ。

- － 燃料の劣化を防ぐために、どのような外部からの行動が予見されるかを明示せよ。
  - すでに所内にある機器、たとえば、もう一つの原子炉からの機器。
  - 同一敷地内のすべての原子炉が等しく被災したと仮定して、外部から供

給可能な機器。

- 熟練した人材の有無。
- 上記システムの各々が運転開始するのに必要な時間。
- クリフエッジ効果の発生時期の明確化。

ー これらクリフエッジ効果に至るのを避け、装置の頑強性を改善するための対策（ハードウェアの改造、手順の見直し、組織的な対策等）が想定されるかを明示せよ。

#### **6. 4 苛酷事故管理**

この章は主に事故時の損傷緩和問題を取り扱う。たとえ事故の発生確率がきわめて低いとしても、その格納容器の健全性を脅かす荷重から格納容器を防護するための方法が評価されなければならない。運転要員にとって、多重防護の最後の一線を構成する苛酷事故管理は、炉心の損傷防止のために利用される手段、プラントの総体的な安全対策と合致していなければならない。

- a) 炉心冷却機能の喪失に関するシナリオの各局面における事故の現時点での管理手法について記載すること。
  - ー 原子炉圧力容器や多数の加圧チューブの内部における核燃料損傷発生前に。
    - 核燃料損傷を防止するための最後の砦
    - 高圧下での核燃料損傷に対する可能性の除外
  - ー 原子炉圧力容器や多数の加圧チューブの内部における核燃料損傷発生後。
  - ー 原子炉圧力容器や多数の加圧チューブの破損後。
  
- b) 核燃料損傷発生後の、格納容器機能の健全性を保持するための事故管理対策とプラント設計特性について記載すること
  - ー 水素火災または水素爆轟（不活性化、水素再結合装置または燃焼装置）の防止。さらにベント方法も考慮に入れること。
  - ー 格納容器の過圧防止策。もし格納容器の保持のため、環境中への放出が必要である場合、放出ガスをフィルターにかけるべきかどうかを評価しなければならない。この場合、環境中に放出される放射線量の予測方法があるかどうかについても記載すること。
  - ー 再臨界の防止
  - ー 底盤のメルトスルーの防止
  - ー 格納容器の健全性保持のために用いられる機器への、交流・直流電力および圧縮空気の必要性和供給可否

- c) 格納容器の破損の結果を緩和するための、現時点における事故管理方法について記述すること。
- d) 核燃料貯蔵における冷却機能の喪失に関するシナリオの各局面で、現状の事故対処方法について記述すること（以下の指示は核燃料プールに関するもの）：
- － 放射線に対する適切な遮蔽を喪失する前と後
  - － 核燃料プール内の燃料棒上端の露出の発生前と後
  - － 核燃料プール内の燃料棒劣化（水素の発生を伴う急激な被覆の酸化）の発生前と後
- a)、b)、c) および d) に対しては、それぞれの段階において：
- － どんなクリフエッジ効果でも特定し、そこに至る時間を見積もり、
  - － 苛酷事故に対処するための指針を含めた現状の対処方法の適切性を評価し、追加手法の可能性を評価する。とくに運転事業者が考慮するように求められるものは次の通り。
    - 必要とされる道具の適切さと入手可否。
    - プラントの重要区域（制御室、緊急対応施設、現場操作およびサンプリング箇所、修理可能性）への滞在可能性と近接可能性。
    - 格納容器以外の建屋における水素の蓄積可能性。

次に述べる面についても論述しなければならない。

- － 状況に対処するための、以下を含む運転事業者の組織。
  - 要員配置、人員資源、労働シフト管理。
  - 事故管理・防護管理に対する現場の外からの技術的サポートの使用（およびこれが入手不能になった時の予備手段）。
  - 手順書、トレーニングおよび訓練。
- － 既存機器使用の可能性。
- － 可搬式器具使用の準備（可搬式器具の入手可否、現場搬入、操作開始までの時間、現場へのアクセス可否）。
- － 補給の準備と管理（ディーゼル発電機用燃料、水等）。
- － 放射線放出の管理とその制限手段。
  - 労働者の放射線被曝管理とその限定管理。
- － 連絡・情報伝達システム（内部・外部との）。
  - 長期間に及ぶ事故後の活動。

予測される事故対処方法は、現場の状況がどうなるかを勘案した上で評価されるべきであ

る。

- － 情報伝達手段も含め、プラント周囲にあるインフラストラクチャの広範囲な破壊
- － 施設（外部からの技術的・人的支援をより困難にさせるもの）
- － 高い放射能汚染による作業効率の低下（中央・二次制御室、プラント緊急危機管理センターへの進入可能性と滞在可能性も含む）
- － 一部の現場施設の汚染と破壊
- － 外的危険（地震・洪水）の条件下における事故対処方法の実現可能性と有効性
- － 電源供給の喪失
- － 計器類の故障可能性
- － 他の現場近隣プラントから影響を受ける可能性

運転事業者は、どのような状況が、スタッフの中央および二次制御室、プラント緊急危機管理センターでの作業を妨げるか、そしてどのような方法がその状況回避を可能にするかを明示しなければならない。



## アネックスⅡ

各国の原子力安全当局は、予防、管理および被害緩和問題に関して、包括的で一貫した責任を負うべく、この手続きに連携しなければならない。各国当局は、ENSREG に共同して、ストレステスト遂行の包括的対応に寄与すると信じる奨励事項を共有する。

これらの問題の進捗状況は、2011 年 12 月に欧州理事会に提出される委員会報告書の中に記載されなければならない。