

欧州原子力安全規制グループ (ENSREG) 宣言 付属書 I¹

(要訳：真下俊樹² 日本消費者連盟)

■ 序文

2011.03.24, 25: 欧州理事会がストレステストの実施を宣言：「包括的かつ透明なリスク評価にもとづいてEUの全原発³の安全性を再検証する」

- ・ 欧州理事会が欧州原子力安全規制グループ (ENSREG)⁴と欧州委員会 (EC)⁵に、西欧原子力規制連合 (WENRA)⁶を十分に活用しつつ、ストレステストの適用範囲と方法を作成するよう要請。
- ・ その結果と、それにともなって取られる必要な対策はすべて、欧州委員会と欧州原子力安全規制グループ内部で共有し、公表する。
- ・ 欧州理事会は、欧州委員会からの報告書の形で最初の知見を受け、それを2011年末までに評価する。

2011.05.12, 13: 西欧原子力規制者協会の提案にもとづいて欧州委員会と欧州原子力安全規制グループが『ストレステスト』の最初の独立の規制用技術定義とその欧州全体の原子力施設への適用の仕方について合意。

2011.06.01: ストレステスト開始

■ 「ストレステスト」の定義

「福島原発で発生した事象（原子力発電所の安全機能を損ない、過酷事故につながるような極端な自然事象）に照らした原子力発電所の安全余裕度の再評価」

2項目について再評価：

- ・ 「技術的適用範囲」（後述）で想定する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。
- ・ 予防対策と緩和対策が有効に機能するか（起因事象、安全機能の喪失、過酷事故の管理）。

防護手段が次々と喪失する状況を、それが起きる確率とは無関係に想定。

¹ http://ec.europa.eu/energy/nuclear/safety/doc/20110525_eu_stress_tests_specifications.pdf

² 本資料の全部または一部を転載される場合は、事前に真下 (mashimot@yahoo.co.jp) までご連絡ください。

³ 原子力発電所を保有するEU14カ国のほか、スイス、トルコ、ウクライナ、ロシア、ベラルーシ、アルメニア、クロアチアの7カ国が共同実施を受け容れている。

⁴ 欧州委員会の原子力規制に関する諮問機関。EU加盟27か国の原子力規制機関で構成。

⁵ EUの政策執行・法案作成機関。

⁶ 原子力発電所をもつEU加盟国にスイスを加えた17か国の原子力規制機関がつくる連合体。

各原発について、想定された極端な状況ごとに、弱点と「クリフエッジ」効果⁷への対応可能性を報告する。

それによって、技術面と組織面（手順、人材、緊急時対応体制、外部資源の利用など）の両面から、多重防護手段の堅牢性と現状の事故管理体制の妥当性を評価するとともに、安全上の改善点を特定する。

実施日程

安全性の第一義的責任は事業者にあるので、再評価の作業も事業者が行う。それを規制当局が独立の立場から検証。

	進捗報告	最終報告
事業者報告（→各国規制当局）	8月15日	10月31日
国別報告（→欧州委員会）	9月15日	12月31日
欧州委員会（→欧州理事会）	12月9日	2012年6月

- ・現状の設計で想定されていなかったシナリオであるために、事業者が評価するさいに十分な研究がない場合は、**工学的判断**⁸を用いる。

現在原子力発電所を運転しているEU加盟14カ国、およびストレステストを共同で実施することを受け容れた7カ国が国別報告を提出。国別報告では、事業者が行った評価が認められた方法に則っているかを検証し、事業者からの報告をまとめて国としての結論を述べる。

査読の手順

規制当局の検証にもとづく最終国別報告は査読（peer review）を受ける。ストレステストを実施する国（EU14カ国+7カ国）全体で査読の一貫性を確保するために、欧州原子力安全規制グループは査読に必要な専門的知見をすべて利用可能にする。

査読は**査読チーム**が行う。

査読チームの構成

- ・欧州原子力安全規制グループと欧州委員会が査読チームの構成を承認
- ・7名で構成
- ・うち1名が議長
- ・他の1名が報告者
- ・2名は常任とし、報告全体の統一を取る。

⁷ 原発で、ひとつのパラメータの小さな逸脱の結果、ある状態から別の状態への急激な移行が生じ、発電所の挙動が通常から大きく逸脱すること。水が堤防を超えるという起因事象の結果、発電所サイト内に大量の水が侵入し、発電所の電源が喪失。バッテリーも消耗してしまい破局に至るような場合。

⁸ "Engineering judgment": the ability to make sound design choices based on experience and intuition. 熟練技術者の勘（?）。

- ・ 欧州委員会もチームの一部に加わる。
- ・ 自分の国の原子力施設が査読対象となっているメンバーは、その報告の査読には加わらない。
- ・ チームの構成は、査読対象となっている国の同意を得なければならない。
- ・ チームのメンバーを第3国の専門家に拡大することができる。

査読の方法

- ・ 査読の厳密性と客観性を保証するために、査読対象となっている各国の規制機関は、必要な情報（所定の安全保障手続きを経たもの）、要員、施設をすべて査読チームに提供しなければならない。

時期

- ・ 査読は、最終国別報告が入手でき次第、すみやかに開始する。査読は2012年4月末までに完了しなければならない。

透明性

- ・ 各国の規制当局は、欧州原子力安全規制グループが2011年2月に採択した「**開放性および透明性原則**」を指針としなければならない。この原則はEU「ストレステスト」にも適用する。
- ・ 報告は、国内法規や国際的義務で認められた安全保障などの利害に抵触しない限り、国内法規と国際的義務にもとづいて公衆に開示する。
- ・ 査読者は、各国別報告の結論の内容と、認められた方法に則って行われているかを検証する。
- ・ 査読の結果は公開するとともに、国内と欧州レベルで、他の利害関係者（原子力分野以外の関係者、NGOなど）を招いて行う公開セミナーで議論する。
- ・ EU「ストレステスト」が欧州市民に認められるためには、完全な透明性、さらに一般公衆に参加する機会を与えることが必要である。

■「ストレステスト」の技術的適用範囲

ストレステストの技術的適用範囲は、次の通り。

a) 起回事象

- ・ 地震
- ・ 洪水

b) 発電所サイトで起き得るすべての起回事象による安全機能の喪失がもたらす結果

- ・ 全交流電源喪失（SBO）⁹を含む電源喪失

⁹ station blackout: 発電所の機器を駆動するための発電所内電源と外部電源が喪失し、かつ非常用ディーゼル発電機がすべて起動失敗することで、交流電源が給電できなくなる状態。

- ・ 最終ヒートシンク（UHS）¹⁰の喪失
- ・ 両方の組み合わせ

c) 過酷事故管理問題

- ・ 炉心冷却機能の喪失に対する防護手段と管理手段
- ・ 燃料貯蔵プールの冷却機能の喪失に対する防護手段と管理手段
- ・ 格納容器の健全性喪失に対する防護手段と管理手段

bとcは、福島原発のような地震と津波だけでなく、洪水や悪天候も含む。

また、安全機能の喪失が、交流配電系統に影響を与える送電網の大規模な攪乱や、森林火災、航空機の墜落などによる間接的な起因事象によって引き起こされる場合には、そうしたものの評価も妥当となる。

過酷事故管理体制の検証では、事業者の対応体制が焦点となるが、発電所の安全機能の維持するための、発電所外部からの支援体制も対象となる場合がある。福島原発事故から得られた経験のフィードバックには、公衆防護のオフサイトサービス（消防、警察、医療サービスなど）が管理する対策の緊急時体制も含まれるかもしれないが、これらはストレステストの適用範囲からは外れる。

■ 一般的側面

報告の様式

同一サイトに複数の施設がある場合でも、サイトごとに書類を提出。

サイト内の全原発が永久閉鎖されている場合でも、使用済燃料貯蔵施設が稼働中であれば対象となる。

第1部で、サイトの特徴を簡単に記述する。

- ・ 立地場所（海、川）
- ・ 原子炉の数
- ・ 事業者

各号炉のおもな特徴。とくに

- ・ 炉型
- ・ 熱出力
- ・ 初臨界の年月日
- ・ 使用済燃料貯蔵施設（または共用貯蔵施設）の有無

各炉間の安全上の重要な違いを特記する。

確率的安全評価の適用範囲とおもな結果を記載する。

第2部では、それぞれの極端な状況を、次の指示に従って評価する。

¹⁰ ultimate heat sink.

想定

- ・既存の原発については、2011年6月30日現在の建設・稼働状態の下で再評価を行う。建設中の原発については、認可された設計の下で再評価を行う。
- ・極端なシナリオの分析にさいしては、防護手段が次々に機能しなくなることを想定する。
- ・発電所の技術仕様の下で許される最悪の運転状態にあるものとする。
- ・原子炉と使用済燃料貯蔵施設がすべて同時に損傷するものとする。
- ・サイト周辺地域の状態が劣悪化する可能性も考慮する。
- ・以下のものを考慮する：
 - 自動装置
 - 緊急時運転要領書で定められた運転員の行動
 - その他の計画されている事故予防、回復、緩和対策のすべて

記載すべき情報

- ・次の3つの側面を報告する。
 - 発電所の設計基準の下で取られている対策と、その設計要件が守られているか。
 - 安全性に関係するシステムや構造、構成要素の、発電所設計基準を超える堅牢性（設計余裕、多様性、多重性、構造保護、分離設計など）と、多重防護の実効性を評価する。施設と対策の堅牢性については、次々と事象が継起するなかで起きる急激な変化（クリフエッジ効果）を特定できるかどうか、またそれを避けるための対策を考慮しているかどうかに関心がある。
 - 構成要素の抵抗力の改善や、他のレベルの防護手段からの独立性強化の面で、想定されている多重防護のレベルを改善し得るような修正の可能性。

事業者が、ストレステストで想定されている極端なシナリオを避けるための防護手段を記載する場合は、次の点を特定しなければならない：

- ・3大安全機能（反応度の制御、燃料の冷却、放射能の封じ込め）と支援機能（電力供給、最終ヒートシンクによる冷却）を維持する手段。これについては、起因事象による損害の可能性と、発電所認可のさいの安全性実証に記載されていなかった手段をすべて考慮する。
- ・移動式の外部手段の可能性とその利用条件。
- ・ひとつの原子炉から他の原子炉を支援する手段をどのように利用するかを定めた既存の手順。
- ・ひとつの原子炉の、同一サイトの他の原子炉への依存関係。

過酷事故管理については、事業者は必要に応じて次の点を特定しなければならない。

- ・燃料の損傷が避けられなくなるまでの時間。PWRとBWRについては、炉心が原子炉容器内にある場合には、水位が炉心上端まで下がるまでの時間と、燃料の破損（水素の発生をともなう被覆管の急激な酸化）までの時間を記載する。

- ・燃料が使用済燃料プールにある場合は、プールが沸騰するまでの時間、適切な放射線遮蔽が維持されなくなるまでの時間、燃料要素の上部まで水位が下がるまでの時間、燃料の破損が始まるまでの時間。

支援文書

事業者が参照する文書は、次のいずれかの種類に分類しなければならない：

- ・認可手続きで有効性を確認されたもの
- ・認可手続きで有効性を確認されたものではないが、事業者の資格保証プログラムを通過したもの
- ・上記のいずれでもないもの

■ 地震

1. 設計基準

a) 発電所の設計で想定されている地震

- ・最大加速度（PGA）表記の設計基準地震（DBE）のレベルと、そのレベルを選択した理由。また、初期認可基準と異なる場合は、それを考慮したDBEを記載する。
- ・DBE評価の方法（再来周期、想定した過去の事象、それを選択した理由、追加した余裕率など）、データの時間的妥当性
- ・設計基準の妥当性に関する結論

b) DBEに対する発電所の防護対策

- ・鍵となる構造物、システム、およびコンポーネント（SSCs）の特定。これは、安全な停止状態を達成するために必要であり、地震後も利用可能であるはずのものとされる。
- ・地震後に炉心または使用済燃料の損害を防止するためのおもな運転体制（緊急時運転要領書、移動式設備などを含む）
- ・次のような地震の間接的影響が考慮されているかどうか：
 1. DBEに耐えるように設計されておらず、その健全性の喪失が利用可能な状態を維持しなければならないSSCsの重大な損害を生む可能性のあるSSCsの破損（たとえば、サイト内または建物内の非耐震配管の漏れまたは破断による浸水とその潜在的影響）。
 2. 外部電源の喪失。
 3. 人員や設備をサイトに運ぶことを妨げたり遅らせたりする発電所外部の状況。

c) 現行の認可基準の遵守状況

- ・事業者がつくる基準遵守のための一般手順（たとえば定期的な保守・点検、試験など）
- ・緊急時要項で想定されているオフサイトの移動式設備や備品が利用可能な状態にあり、用途に適合していることを事業者が確認する手順。
- ・これまでに知られている安全性に係るすべての逸脱事象と、それがもたらした結果。
- ・福島原発事故後に事業者がすでに行っている基準遵守確認。

II. 余裕の評価

- d) 入手可能な情報（地震PSA、耐震余裕評価（SMA）など、工学的判断を支える地震工学研究など）にもとづいて、基本的な安全機能の喪失や（炉内または貯蔵施設の）燃料の深刻な破損が避けられなくなる地震がどの程度かを評価する。
- ・地震が大きくなるにつれてどのような弱点が現れ、どのようなクリフエッジ効果が生じるかをすべて明記する。
 - ・これらのクリフエッジ効果を防止したり、発電所の堅牢性を増大させるためにどのような措置が見込めるかを明記する（ハードウェアの変更、手順の変更、組織上の措置など）。
- e) 入手可能な情報（地震PSA、耐震余裕評価（SMA）など、工学的判断を支える地震工学研究など）にもとづいて、発電所の格納容器の健全性がどの程度の地震にまで保たれるかを評価する。
- f) DBEを超える地震と、それによるDBFを超える洪水
- ・発電所の立地条件と設計を考慮して、このような状況が物理的にあり得るか否かを明記する。そのために、とくに発電所外部または内部の構造体（たとえばダム、堤防、発電所の建屋や構造物）への深刻な損害が発電所の安全性に影響を与え得るかどうかを特定する。
 - ・発電所の安全性の低下につながる弱点と故障モードは何かを明記し、すべてのクリフエッジ効果を特定する。どの建家や設備が影響を受けるかを特定する。
 - ・これらのクリフエッジ効果を防止したり、発電所の堅牢性を増大させるためにどのような措置が見込めるかを明記する（ハードウェアの変更、手順の変更、組織上の措置など）。

■ 洪水

I. 設計基準

- a) 発電所がどの程度の洪水にまで耐えられるか（設計基準洪水: DBF）
- ・（下位項目省略）
- b) DBFに対する発電所の防護対策
- ・（下位項目省略）
- c) 現行の認可基準の遵守状況
- ・（下位項目省略）

II. 余裕の評価

- d) 入手可能な情報（工学的判断を支える地震工学研究など）にもとづいて、基本的な安全機能の喪失や（炉内または貯蔵施設の）燃料の深刻な破損が避けられなくなる地震がどの程度かを評価する。
- ・（下位項目省略）

電源喪失と最終ヒートシンクの喪失

- a) オフサイト電源の喪失 (LOOP¹¹)
 - ・ (下位項目省略)
- b) オフサイトおよびオンサイトのバックアップ電源の喪失 (SBO)
 - ・ (下位項目省略)
- c) 一次最終ヒートシンク (UHS¹²) の喪失
 - ・ (下位項目省略)
- d) 一次最終ヒートシンクとSBOの同時喪失
 - ・ (下位項目省略)

■ 過酷事故管理

ほとんどが事故の被害を緩和する対策。たとえ発生の確率は非常に低くとも、格納容器の保護対策を評価する。

- a) 炉心冷却機能喪失シナリオの様々な段階で現在取られている事故管理手段を記す。
 - ・ (下位項目省略)
 - b) 燃料損傷後の封じ込め機能の健全性を守るための事故管理手段と発電所設計仕様を記す。
 - ・ (下位項目省略)
 - c) 格納容器の健全性喪失による被害を緩和するために現在取られている事故管理手段を記す。
 - ・ (下位項目省略)
 - d) 燃料貯蔵施設の冷却機能喪失シナリオの様々な段階で現在取られている事故管理手段を記す。
 - ・ (下位項目省略)
- a)～d)について、各段階での
- ・ すべてのクリフエッジ効果の特定とそれが生じるまでの時間の評価
 - ・ 過酷事故に対処するための要項など既存の管理手段の適合性の評価と、追加しうる手段の評価。
 - ・ (下位項目省略)

¹¹ 何日間にもわたってオフサイト電源供給がすべて喪失することを想定する。72時間にわたって道路、鉄道、水路からの重量資材の搬入は不可。移動式軽量設備は最初の24時間後に他所から持ち込み可。

¹² すべての安全機能と非安全機能の一次最終ヒートシンクへの接続が喪失。72時間にわたって道路、鉄道、水路からの重量資材の搬入は不可。移動式軽量設備は最初の24時間後に他所から持ち込み可。

EUストレステスト： 欧州議会 緑の党-自由連合（会派）からの批判

結論：「包括的かつ透明なリスク評価」にはならない。したがって欧州理事会が設定した目的は達成できない。

理由：

ストレステストの対象から漏れているものが多い

- ・ 事故にともなう起きる原発内部で起きる様々な事象
- ・ 火災
- ・ 人的ミス
- ・ テロリストによる攻撃
- ・ 国際線旅客機の墜落
- ・ 多重防護概念に含まれている各安全性レベル相互の間の独立性（共倒れになる可能性）
- ・ 配管材料、圧力容器など安全性に関わる部品、制御系統、各種器械類の材料の品質（設計と施工の違い。原発ごとのバラつき）
- ・ 原発の老朽化にともなう材料劣化（金属疲労）
- ・ 原発の運転経験、事故歴などの「予備調査」（実際の安全性に大きな影響）

ストレステストの方法論的欠陥

- ・ 現状での欠陥を開示する義務が事業者に課せられていない（数十年も昔の認可書類を使うこともできる）
- ・ 「工学的判断」にはいくらかでも恣意的な要素が入り得る
- ・ 「ストレステスト」全体の独立性の欠如についてバランスを取るための査読手続きが用意されていない（原発の安全性に責任を負ってきた専門家が、自分で自分を評価するかどうか）
- ・ 市民への周知が不十分
- ・ 査読の透明性、質が保証されていない
- ・ もっと独立の専門家や市民の参加への道が開かれたストレステストが必要