

原子力発電所に対する欧州 「ストレステスト」

欧州議会内緑の党/欧州自由連合会派の委託による評価報告

ボン, 2011年10月

著者：



ヴォルフガング・レンネバーク
(レンネバーク・コンサルト UG)
www.atomsicherheit.de

協力：

オダ・ベッカー／ヴォルフガング・ノイマン
(インタック社)
info@intac-hannover.de

後援：欧州議会 緑の党/欧州自由連合会派



The Greens | European Free Alliance
in the European Parliament

以下の緑の党/欧州自由連合欧州議会議員より個人的なご支援をいただいた。

Franziska Brantner
Reinhard Bütikofer
Marije Cornelissen
Bas Eickhout
Jill Evans
Gerald Häfner
Rebecca Harms,
Satu Hassi
Yannick Jadot
Franziska Keller
Jean Lambert
Judith Sargentini
Werner Schulz

原文（英語）は次のサイトからダウンロードできます：http://www.greens-efa.eu/fileadmin/dam/Documents/Studies/2011_10_22_European_Stresstest_FINAL_LOGO.pdf

日本語訳：真下 俊樹

もくじ

| | |
|----------------------|---|
| はじめに | 4 |
| 要約 | 5 |
| 福島原発事故の教訓 – 提言 | 6 |

第 I 部 欧州原子力安全規制グループ (ENSREG) の 「ストレステスト」仕様

| | |
|---|----|
| 1.1 欧州理事会の決定 | 7 |
| 1.2 欧州原子力安全規制グループ (ENSREG) と欧州委員会のアプローチ | 7 |
| 「ストレステスト」の技術上の目標 | 8 |
| ストレステストの構成 | 9 |
| 1.3 ENSREG の仕様の限界 | 10 |
| 1.3.1 多重防護設計が検証対象外になっている | 10 |
| 1.3.2 不完全なシナリオ | 12 |
| 1.3.3 評価基準の欠如 | 13 |
| 1.3.4 「頑健性」に関する許容基準の欠如 | 14 |
| 1.3.5 評価方法とデータ | 15 |
| 1.3.6 専門家の独立性 | 16 |
| 1.3.7 照査手続きの実効性 | 17 |
| 1.4 第 I 部の結論 | 18 |

第 II 部 欧州原子力発電所に対する 包括的リスク評価の要件

| | |
|--------------------------------|----|
| II.1 政治上、制度上および行政上の制約 | 20 |
| II.2 提言 | 22 |
| II.2.1 提言 1：頑健性とそのレベルの定義 | 22 |

| | |
|---|-----------|
| II.2.2 提言 2：提出書類の包括性..... | 22 |
| II.2.3 提言 3..... | 24 |
| II.2.4 提言 4：透明性..... | 24 |
| II.2.5 提言 5：原子力事故の予防..... | 24 |
| II.3 第 II 部の結論..... | 26 |
| | |
| 付属書 I：包括的安全評価の基準..... | 28 |
| 1. 安全目標 O1：通常運転、異常事象、および事故防止..... | 28 |
| 2. 安全目標 O2：炉心溶融をとみなわない事故..... | 30 |
| 3. 安全目標 O3：炉心溶融事故..... | 34 |
| 4. 安全目標 O4：全多重防護レベルの独立性..... | 34 |
| 5. その他の安全目標..... | 35 |
| | |
| 付属書 II: WENRA 新規原子炉に対する安全目標..... | 36 |
| | |
| 参考文献..... | 39 |

原子力発電所に対する欧州 「ストレステスト」

はじめに

福島原発事故から得られる最も単純な、しかし最も重要な教訓は、原子力事故は現実に起きるということ、しかも先進工業国でも起きるということである。この教訓は目新しいものではないが、どの原子力発電所も炉心溶融の可能性とともに運転しているという事実は、いつの間にか一般市民の認識から消えてしまっていた。原子力発電所を運転するということは、例外なく、制御不能の原子力事故の残留リスクに繋がっているのである¹。絶対的な意味での原子力安全は存在しない。「原子力発電所は安全だ」と言う場合、それは単に残留リスクが受忍限度内だということにすぎない。日本で津波であったものは、欧州や米国の原子力発電所では、火災や人的ミス、冷却配管の漏えい、冷却系の詰まりなどが複合したものになるかもしれない。こうした事象はさまざまな組み合わせで、世界中どこでも起き得るのである。技術的／人的ミスがどのような組み合わせで起きるかは予知不能であり、その組み合わせの数は制御不能であるため、事前にそれを評価したり排除することは不可能である。したがって、「ストレステスト」によって原子力発電所を安全にできると考えるのは大きな誤解である。とはいえ、健全な安全評価は、原子力のリスクを減らすために役立ち得る。

EUの原子力発電所に対する「ストレステスト」は、公式にはEU加盟国のみを対象としている。定められた「ストレステスト」仕様と、それから得られる結果が、世界中の原子力安全評価の重要な基準として役立つことはあり得る。その価値を評価し、世界の原子力安全を改善するためには、その構成と内容を正確に理解することが必要である。

この報告書の第Ⅰ部では、欧州原子力安全規制グループ(ENSREG)の原子力発電に対する「ストレステスト」の仕様を検討・分析する。この「仕様」は、EU加盟国の事業者と原子力関連機関が現在行っている調査の共通基盤となっているものである。この報告書は、この調査が欧州の原子力発電所の包括的リスク評価としてどの程度まで欧州理事会の要求に適合しているかを問うものである。

第Ⅱ部では、第Ⅰ部の分析で見出された欠陥を補うための対策を提言している。

¹原子力発電所の運転に対する確率論的安全目標として、平均炉心溶融確率10万分の1/年/炉という値が国際的に議論されている(IAEA, INSAG)。原子炉の想定寿命を50年とすると、これは原子炉1基あたり2000分の1の確率で炉心溶融が起きるということである。

要約

ストレステストの限界

欧州原子力安全規制グループ（ENSREG）が定めた欧州原子力発電所の「ストレステスト」は、包括的安全評価という点で、欧州理事会の要求を満たしていないし、欧州市民の期待にも答えていない。さまざまな原子力発電所相互の安全性を比較する方法を提供していないし、欧州の原子力発電所が本当はどの程度安全なのかという問いにも答えていない。

原子力安全対策の要である原子力事故防止が「ストレステスト」から実質的に除外されている。「ストレステスト」の適用範囲は、もし事故が起きた場合にどのような対策が残されているかという点のみに絞られており、次のような点が除外されている：

- 検証対象とされるシナリオが不完全である。火災シナリオ、電気サージ、配管漏れ、バルブの不調、人的ミス・怠慢、およびこれらの複合事象といった内的シナリオは、このテストの適用範囲に含まれていない。航空機の墜落などの外的シナリオも除外されている。
- 配管や原子炉圧力容器、バルブ・ポンプ系、制御・計装機器などの安全関連システムや機材の安全性の質が調査対象になっていない。
- とくに原子力発電所の経年劣化／材料疲労によって起きる劣化効果が考慮されていない。
- 最も重要な原子力発電所の安全管理体制が含まれていない。
- このテストは、個別原子力発電所の認可時の安全基準に依拠しているが、その基準の多くはすでに時代遅れになっている。

このテスト仕様は、原子力発電所の安全特性をチェックする評価基準を規定していない。原子力発電所のいわゆる「頑健性」についても何ら基準は規定されていない。しかも、この「ストレステスト」は、技術的な調査とその検証で通常行われている正規の包括的方法に則っておらず、基本的に事業者の報告に対する信頼に依拠している。「ストレステスト」に関わる専門家は、これまで原子力安全に責任をもってきた専門家である。欧州委員会は、独自の技術的専門能力を持っていないため、この独立性の欠如を補完することができない。このため、ストレステストの全過程が、一般市民に対して原発がいかに安全かを宣伝するためだけに悪用されやすいものになっている。このように適用範囲が限られているとはいえ、またその方法と手続きに欠陥があることを考慮するとしても、提案されている「ストレステスト」は、なお個々の原子力発電所がいくつかの重大な外的極限事象（とくに地震と洪水）に耐える能力について追加的情報を提供し、また潜在的にその推計を行う第一歩となり得るという点で有用であると言える。

福島原発事故の教訓 – 提言

福島原発事故の経験から分かったことは、なによりもまず原子力事故がどこでも起こり得るのであり、残留リスクを完全になくすことはできないということだ。

この経験にもとづいて得られる福島原発事故の最も重要な教訓は、原子力発電所とその管理体制を、すでに周知となっている近代的な原子力安全基準に照らしてチェックしなければならないということだった。なぜなら、福島原発ではそれが行われず、そうした検証の結果が反映されなかったために事故が起きたからである。EUで現在行われている「ストレステスト」がもっている問題点のほとんどは、国際原子力機関（IAEA）の刊行物など既存の原子力安全要件から演繹的に推論できるものである。現在、福島原発事故から得られた新たな教訓のように見える安全性の技術的問題点のほとんどは、すでに日本国内での会議や国際会議で議論されていたものである。だが、その知識は福島原発に適用されなかったし、欧州の原子力発電所にも未だ適用されていない。ここで得られる教訓とは、この知識をただちに適用することである。これには2段階でのアプローチが必要になる。

現行の限定された「ストレステスト」のアプローチに、航空機の墜落の評価を補足する必要がある（I.2.3を参照）。さまざまな頑健性の等級付けを可能にする受容基準を決めなければならない（I.3.4、II.2.1を参照）。既存の原発多重防護設計に関する報告に対して求める要件は、もっと透明性があり、各原子力発電所の安全対策を比較するための健全な共通基盤を提供できるものになるよう構成し直す必要がある（I.3.1、II.2.2を参照）。元データと資料に対して求める要件は、もっと詳細かつ厳格に規定する必要がある（I.3.5、II.2.3を参照）。元となる報告書と資料は、一般市民に開示すべきである。検証手続きの結果（質疑応答）は、全面的に文書化し、公表すべきである（I.3.7、II.2.3を参照）。

「ストレステスト」に第2部を追加し、各原子力発電所の原子力事故に対する予防対策を評価する必要がある（II.3を参照）。

新規原子炉に対する西欧原子力規制者連合（WENRA）の安全目標は、必要な予防対策評価を構成する上で適切な共通基盤となる。これらの目標を満たすための達成目標を含む改良版の技術的安全要件はすでに存在する（付属書Iを参照）。安全目標すべてに対して、運転中の原子炉に対して適用し得る最も高度な要件を適用する必要がある。こうした過程をまとめるものとして、多重防護システムの安全チェックを行う上で最も重要な達成基準を列挙した質問票への回答を求めることが、「ストレステスト」を補完するために必要な第2部の健全な基礎となる。この方法論により、EUに対して域内原子力発電所の安全状態を報告する包括的リスク評価が提供されるだろう。

第 I 部

欧州原子力安全規制グループ (ENSREG) の「ストレステスト」仕様

I.1 欧州理事会の決定

欧州理事会は、2011 年 3 月 25 日に次のように宣言した。

「EU のすべての原子力プラントの安全性を、包括的かつ透明性のあるリスク評価 (ストレステスト) にもとづいて検証する必要がある。欧州原子力安全規制グループ (ENSREG) と欧州委員会は、日本で起きた事故に照らして、このテストの適用範囲と様式を協調的枠組みの中で開発するよう要請する…」²

この宣言に続いて、欧州委員会のエッティンガー委員は、このリスク評価は、EU による欧州原子力発電所のリスクの再評価を可能にし、安全でない原発の停止について決定するための根拠として役立つものでなければならないと述べている³。したがって、このストレステストは、少なくとも一定程度、欧州原子力発電所の安全性の現状を EU が比較できるようにするものでなければならない。

I.2 欧州原子力安全規制グループ (ENSREG) と欧州委員会のアプローチ

この本来の目標を、欧州原子力安全規制グループ (ENSREG) は、西欧原子力規制者連合 (WENRA) の支援のもとで、次のように定義し直している。

「当面、われわれは「ストレステスト」を、福島原発で発生した事象 (原子力発電所の安全機能を損傷し、過酷事故につながるような極限自然事象) に照らした原子力発電所の安全裕度に対する標的再評価と定義する。」⁴

このように合意された定義によって、欧州理事会が見込んでいた「包括的リスク評価」は焦点から外れてしまった。検証される起因事象が、原則として、福島原発事

² European Council, Conclusions 24/25 March 2011.

³ Oettinger, EU Commissioner for Energy, Interview “Tageschau”, 15.03.2011, www.tagesschau.de/redirectid.jsp?id=atomkraft222

⁴ 欧州原子力安全規制グループ (ENSREG) 「ENSREG の宣言」 付属書 1, 「EU 『ストレステスト』仕様」, p. 1 (原文は ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group), Declaration of ENSREG, Annex 1, EU “Stress test” specifications, Brussels 31.05. 2011, <http://www.ensreg.eu/documents>) 。

故によって注目を集めた起因事象、すなわち地震と洪水に限定されてしまったのである。

原子炉停止後の残留熱を安全に環境に移動する機材の喪失は、事象の特殊性とは無関係に、追加的に想定するとされている⁵。

ENSREG の声明によると、航空機が原子力発電所に墜落するリスクも考慮されないことになっている：

「安全保障上の脅威によるリスクは ENSREG の任務に含まず、悪意ある行為やテロ行為（航空機の墜落を含む）による事象の防止・対応は、他のさまざまな主務機関に係るため、欧州理事会が特別作業グループを設置することを提案する。このグループは EU 加盟国と欧州委員会から成り、それぞれの権限の範囲内でこの問題を扱う。その作業の任務および進め方は、欧州理事会決定により定める。」⁶

「ストレステスト」の技術上の目標

ENSREG アプローチのこの限定された極限シナリオの下では、「ストレステスト」の内容は、各原子力発電所に狭い定義による福島シナリオを当てはめた場合に放射性物質の放出を防いだり、緩和するためにどのような対策が残されるかを見出すことになる。これが「ストレステスト」全体の主目標であり、上位目標なのである。この最終目標を達成するためには、いくつかの鍵となる問いに答える必要がある。とくに反応度の制御、燃料の冷却、放射能の閉じ込めという、三大安全機能をいかに保持するかという問いである⁷。

このため、このストレステストのひとつの鍵となる問いは、福島原発の場合のように制御システムが機能しなくなった場合でも、原子炉の再臨界を避けるにはどのようにすればいいかというものになる。再臨界とは核分裂が再開し、再度発熱が生じて、すべての防護策が急速に破壊されることを言う。

もうひとつの鍵となる問いは、炉心と燃料貯蔵プールの冷却を維持するためにはどのような追加設備あるいは追加手順が必要か、そして冷却が不十分になったときに何ができるかというものである。

ストレステストの3つ目の鍵となる問いは、原子力発電所が福島原発のようなシナリオに直面した場合に、放射性物質を格納容器の中に閉じ込めておくためにはど

⁵ これは最終ヒートシンクの喪失、電源喪失を意味する（ENSREG 「EU ストレステスト仕様書」, p. 4）。

⁶ ENSREG 「EU ストレステスト仕様書」

⁷ ENSREG 「EU ストレステスト仕様書」, p. 4。

のような追加設備あるいは追加手順が必要か、あるいは、どのような手段で放出を抑制できるか、というものである⁸。

このテストで採用されているひとつの重要な特徴は、いわゆる「クリフエッジ効果」の評価である。クリフエッジ効果とは、原発の安全条件の定性的な悪化を言う。

「クリフエッジ効果とは、たとえば水が堤防を超え、原子力発電所サイト内に大量の水が侵入したり、交流電源喪失が起きてバッテリー能力も消耗してしまうような点を超えることである。」⁹

もうひとつの重要な特徴は、冷却機能が不十分になってから危機的な状況が発生するまでにどのくらいの時間がかかるか、たとえば燃料が溶融するまでどのくらいの時間がかかるかを評価する点である。

こうした効果や、それが原子力発電所の安全性におよぼす影響は、これまで認可条件や定期安全審査のなかで考慮されてこなかった。その意味で「ストレステスト」は従来の安全解析の枠を超えるものであり、これらの極限状況における原子力発電所の対応に新たな見通しを与え得るものである。このため、ストレステストの結果、こうした事故に対する原子力発電所の備えを改善する技術上・組織上の提言に結びつく可能性がある。

ストレステストの構成

報告書は次の4つの部分から構成されることになっている¹⁰。

- 原子力発電所の最新の記述
- 原子力発電所の設計基準で取られている安全対策の記述と、その原子力発電所が設計要件に対応しているか否かの記述
- 地震・洪水および電源喪失が発生した場合の、設計基準を超える、いわゆる「頑健性」の評価。この評価は、原子力発電所が洪水や地震、電源喪失のシナリオに直面したさいに、その原子力発電所固有の多重防護設計がどのように安全性に寄与するかについての情報を提供するものでなければならない
- 改善の可能性

欧州の143基の原子力発電所について提出される報告の検証手続きは、2012年1月から2012年4月までの約4ヵ月以内に終了することになっている。評価レベ

⁸ ENSREG 「EU ストレステスト仕様書」

⁹ ENSREG 「EU ストレステスト仕様書」, p. 2.

¹⁰ ENSREG 「EU ストレステスト仕様書」, p. 5.

ルを統一するために、数名の専門家が任命され、各照査チームに委員として配属される¹¹。

I.3 ENSREG の仕様の限界

欧州理事会が要請したのは、各原子力発電所の安全性の状態を判断できるような包括的なリスク評価であった。安全裕度の評価は、これとは異なるものである。安全裕度とは、既存の安全システムが機能しなくなり、認可された境界条件を超えてしまった場合でも、運転者が原子炉を冷却し、放射性物質の放出を防ぐことが可能になるような安全対策、あるいは「安全関連特性」を表すものである。この評価の焦点は、事故が起きた場合に必要となる事故管理対策にある。それはたとえば、飛行機でいえば、エンジンや電気系統が機能しなくなった場合に、機外に脱出して安全に着地するための対策といえる。別の喩えを挙げれば、沈没に備えて、船に十分な数の頑健な救命ボートや救命胴衣があるかどうかということである。

I.3.1 多重防護設計が検証対象外になっている

事故の発生を防止するために必要な原子力発電所の安全特性が、大部分検証対象外になっている。こうした安全特性は、多重防護設計に沿ったいわゆる原子力発電所の設計基準に属するものである。

多重防護とは、それぞれ独立した複数レベルの安全対策によって安全性を保証し、人間の健康を害するような事故を防止することをいう¹²。防護の第 1 レベルは、定められた運転データ仕様の枠内での定常的で安全な運転を行うためのものである。これは、バルブや配管、電気・電子機器などの機材の機能の信頼性に対する要件を義務づけることによって達成される。これによって、良質の材料の使用や、多数の定められた定期審査がもたらされる。第 2 レベルの防護は、運転仕様データが限界値を超えた場合に用いられる。こうした場合には、原子炉を許可された運転限度（圧力、温度、反応度などの限度）の範囲内に引き戻すシステムが必要となる。漏れやバルブの機能不全などが起こり、原子炉が制御不能になり、この第 2 レベルの防護が働かなくなった場合の対応として第 3 レベルの防護があり、最も重要なものである。この第 3 レベルの防護は、原子炉を停止して燃料棒を冷却し、放射性物質の大量放出を防ぎ得るものでなければならない。原子炉がいかに安全に作動するかは、主として設置されている包括的な多重防護システムの品質に依存する。この点では ENSREG も次のように同じ見方をしている。

¹¹ ENSREG 「EU ストレステスト仕様書」, p. 3.

¹² 西欧原子力規制者連合 (WENRA) 「WENRA 原子炉安全基準レベル 付録 C」 (WENRA (Western European Regulators Association), WENRA Reactor Safety Reference Levels Appendix C, January 2008, http://www.sujb.cz/docs/List_of_reference_levels_January_2008.pdf) 。

「炉心や使用済み燃料、または格納容器の健全性保持のために取られるすべての対策が多重防護の本質部分を成すことが認められている。これは、事故が起きてからその後始末をするよりも、事故が起きないようにする方が常にいいからである。」¹³

「ストレステスト」では、この多重防護設計による安全システムを部分的にしか検証しないことになっている。多重防護は、原子力発電所の認可のさいにその性能が適正であると評価済みであるという理由から、「その性能が適切であるとの推定」¹⁴にもとづいて、限定的なアプローチでのみ再評価されることになっている。

ENSREG は、事故防止に必要な構造物やシステム、機材が整っていて、欠陥がないことを前提にしている。

「その性格上、「ストレステスト」は、設計時に考慮した事故を防止するために設置されている安全システムが想定された形で喪失した後に取り得る対策に焦点を置く。これらの安全システムの性能が適切であることは、原子力発電所の認可のさいに評価済みである。」¹⁵

この推定によって、「ストレステスト」は、原子力発電所の安全の優れて最重要の共通基盤を安全評価から除外してしまった。事故の発生を防ぐために原子力発電所が対応し、整備しなければならないはずのものであり、原子力発電所の安全要件を定めるあらゆる法規の核心部分を成すシナリオと要件の包括的基本事項が、この「ストレステスト」には含まれていないのである¹⁶。たとえば：

- 配管や、原子炉圧力容器など安全に直接かかわる機材、制御・計装機器などの材料品質が調査対象になっていない。これらの品質は原子力発電所ごとに大きく異なり、原子力発電所の安全性を左右するものである。
- とくに原子力発電所の老朽化による経年劣化／材料疲労が考慮されていない。
- 安全性にとって決定的に重要な原子力発電所の安全管理体制が対象外になっている。現段階での最新レベルに対応した安全管理体制が整備され、機能しているかどうかの報告さえ求めている。

¹³ ENSREG 「EU ストレステスト仕様書」, p. 2.

¹⁴ 同上。

¹⁵ 同上。

¹⁶ たとえば次を参照：Module 4 "Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Criteria for the Design of the Reactor Coolant Pressure Boundary, the Pressure Retaining Walls of the External Systems and the Containment System", Principles of basic safety in connection with design and manufacturing, particularly paragraphs about Material selection No. 2.3.2 (Reactor coolant pressure boundary), No. 3.3.2, (Pressure-retaining walls of components of external systems) No. 5.3 (Small-diameter pipes) and No. 7.4 (Containment system), BMU 2009.

- しかも、ENSREG は認可時のセーフティーケースを信頼している¹⁷。原子力発電所のセーフティーケースは、ほとんどの場合 20 年から 30 年前、時には 40 年以上前のものである。その間、原子力発電所の多数のパラメータは変更され、古い想定は見直され、古い計算方法は時代遅れとなり、材料や原子力システムについての知見が発達し、運転中に以前は想定していなかったシナリオを経験してきた¹⁸。

原子力発電所の安全設計は旧くなり、欠陥を露呈している。とくに、多重防護設計レベルの独立性という、安全性に不可欠の問題は、すべての原子力発電所で実現しているわけではない¹⁹。

このため、原子力発電所のリスク評価を行う場合は、設計基準全体の評価を含むことが不可欠である。この評価は、現段階での最新技術を基本とし、検証対象の原子力発電所および類似の原子力発電所の運転経験を考慮したものでなければならない。このような評価なしに、ひとつの原子力発電所が安全か否かを判断することは不可能である。

多重防護の重要性は、2011 年 6 月の「IAEA 閣僚会議への日本政府報告書—東京電力福島原子力発電所事故」でも触れられている。この報告書は、おもな教訓のひとつとして、次のように述べている。「原子力の安全を確保し、安全についての専門知識を学び、安全のために弱点や改善の余地を特定しようと試みる姿勢を維持するためには、多重防護を追求することが不可欠との基本に立ち戻ることによって安全文化を確立すること。」²⁰

1.3.2 不完全なシナリオ

欧州理事会がもともと見込んでいたような包括的リスク評価を行うためには、もっと広いアプローチ、すなわち、予期しなかった事象、つまり原子力発電所の設計や運転保安対策を決定したさいに予見されていなかった事象が起こり得るとい、福島原発事故の根底にある根本原因から出発するアプローチが必要だったはずだ。福島原発事故の経験から、たとえば航空機の墜落や内部火災、人的ミス、あるいは

¹⁷ ENSREG 「EU ストレステスト仕様書」。

¹⁸ 定期的に安全評価を行ったとしても、少なくとも全 EU 加盟国の状況を改善することにはならない。認可のために行ったかつてのセーフティーケースは、たとえばドイツで義務づけられている定期安全評価の枠内では明示的に検証の対象から外されているが、依然として運転の共通基盤となっている。ドイツの原子力行政機関は、2010 年 9 月、とくに期限を設定しない形で長期的にセーフティーケースを更新することで合意している。

¹⁹ 詳細は次を参照：W. レンネバーク「老朽原子力発電所の危険性」ドイツ連邦議会緑の党会派委託研究、2010 年 7 月（ドイツ語）；<http://www.atomsicherheit.de/studien-und-statements/risiken-alter-atomkraftanlagen/>

²⁰ Japanese Government, Report of Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations, June 2011.

これらの様々な形での複合事象という、これまで多重防護のなかで考慮されてこなかった事象に固有の全体状況や典型的な破損様式が起き得ることが分かったが、これらは「ストレステスト」で取り扱われていない。このため、原子力発電所の安全確保に不可欠の、設計に内在している「死角」が「ストレステスト」によって解明されることはないのである。

必要な広いアプローチを行うためには、あらゆる種類の起因事象と、起き得る複合事象、起き得る安全システムの破損を各ケースごとに検証し、多重防護システムの各レベルに照らした過酷事故管理体制の問題点を洗い出すことが必要になる。

なかでも航空機の墜落は、フクシマ事故に照らして適切な安全性の問題として考慮する必要がある。ENSREGはこのシナリオを安全保障の問題と見なしているため、「ストレステスト」に含めるのは適切でない²¹と主張している。これは明らかにまやかしの議論である。航空機が原子力発電所に墜落するかもしれないという事実は、その原因とはまったく無関係であり、テロリストが関係しなくとも起きる可能性がある。

この問題は致命的なシナリオにつながり得る安全性の問題であり、ENSREGがこれを扱うべきなのは明らかである。

1.3.3 評価基準の欠如

「ストレステスト」仕様は、原子力発電所の仕様を記述し、選択した安全対策が正当であることを示すよう求めている。これらの記述の質と包括性に対する要件は規定されていない。多重防護に関して報告されている対策が最低限の品質に達しているかどうかを評価するものさしになるべき評価基準も、達成すべき基準も規定されていない。

たとえば地震の場合、「ストレステスト」仕様では、そのサイトで想定されている最新知識に基づく最大加速度の記述と、そのデータを選択した正当性の証明を求めている²²。最大加速度を決定する過程には複雑な調査領域での多数の仮定を含んでいる。評価の基礎データを決定する定説や、一般に受け入れられた通則は存在しない。結果が得られる共通の見解や尺度も存在しない。データの妥当性は多くの要因に依拠し、評価方法は多くの微妙な達成すべき基準に左右される。さらに、その基準には重要な想定が隠されていて、それが結果を大きく左右することもある。多くの問いがあるが、そのひとつは、たとえば地震の想定をどのような信頼区間に依拠して決めるかという問題である。ある強さの地震が起きる推定確率が全面的に信頼できるのと、その地震の強度がたとえば50%の範囲ではるかに強いものになり得るのとでは大きな違いがある。地震の強さと確率を見出すさいの複雑さと同じ複雑

²¹ ENSREG「EU ストレステスト仕様書」。

²² ENSREG「EU ストレステスト仕様書」, p. 7。

さは、たとえば地震²³や洪水から「原子力発電所を守る対策」が適切か否かの評価など、他のほとんどの評価でも典型的に見られるものである。「仕様」が認可設計²⁴とそのセーフティーケースに依拠するかぎり、それは時代遅れの基準や方法に依拠することになる。こうした基準や方法の多くは 30 年前のものであり、原子力発電所ごとに、また原子力発電所の新旧世代ごとに異なるのである。

この不完全さは「仕様」全体に通底する特徴である。評価を行うさいの明快で精確なルールがない状態では、恣意的な結果を導き出すことも可能になる。欧州の 143 基の原子力発電所に関する国別報告の結果を相互に比較できないおもな理由もここにある。

1.3.4 「頑健性」に関する許容基準の欠如

欧州「ストレステスト」は、欧州の原子力発電所がいかに頑健かを立証するものである²⁵。福島原発事故後の目下の議論では、満たすべき要件を表す重要な概念として「頑健性」という用語が用いられている。頑健なら、十分な服も着ないで悪天候の中にも病気にならないというものである。頑健性は、ある種の追加的安全を保証するものとされている。だが、安全規則の国際的枠組を見ても、「ストレステスト」仕様を見ても、どのような追加的安全レベルを達成すればいいのか、あるいはどのような安全レベルであれば原子力発電所が頑健だと言えるのか、福島原発事故後の新たな要件を考慮してどのような改良が必要なのか、それともその原子力発電所を閉鎖すべきか否かについての定義はどこにも書かれていない。このため、「ストレステスト」の結果に不可解で恣意的な評価を行う余地が生じる。求められる基本レベルを満たすためにはどのような安全レベルが達成されるべきなのか、また追加的安全特性によって「頑健な原子力発電所だ」と言えるとすれば、それはどのようなレベルなのかを定義する基準を、透明性のある方法によって決めなければならない。

ドイツの原子炉安全委員会は、基本レベルと 3 つの上位レベルという 4 段階の頑健性レベル定義している²⁶。

²³ 原子炉建屋とその機材の構造に各要所で掛かる負荷を知り、掛けられる負荷限界を知るためには、コンピュータによる複雑な計算方法と検証済みの入力データが必要である。また、様々な運転条件と、起き得る反応の相互依存関係を考慮しなければならない。

²⁴ ENSREG 「EU ストレステスト仕様書」, p. 7.

²⁵ ENSREG 「EU ストレステスト仕様書」, p. 6.

²⁶ ドイツ原子炉安全委員会 (RSK) 「福島第一原子力発電所 (日本) の事故に照らしたドイツ原子力発電所の発電所固有安全評価」 (ドイツ語原文: Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan), Berlin, 14.05.2011, http://www.bmu.de/files/pdfs/allgemein/application/pdf/sicherheitsueberpruefung_stellungnahme_rsk.pdf)

基本レベルは、運転を行うすべての原子力発電所が満たさねばならない最低レベルで、認可条件に合致していること、行政機関が要求した改善対策を完備していることが条件とされる。その上に安全裕度の高さの順にレベル 1 から 3 まで 3 段階のレベルが設定されている。レベル 3 は、定められた極限条件の下でも原子力発電所が安全であることを示している。

地震を例にとると、各レベルは次のように定義されている²⁷。

基本レベル：原子力発電所が年間発生確率 1/100,000 の地震に対して安全であること。

頑健性第 1 レベル：原子力発電所が強度「プラス 1」の地震に対して安全であること。事故管理対策を考量することができる。

頑健性第 2 レベル：原子力発電所が強度「プラス 2」の地震に対して安全であること。事故管理対策を考量することができる。

頑健性第 3 レベル：事故管理対策を考量しなくとも、原子力発電所が強度「プラス 2」の地震に対して安全であること。

1.3.5 評価方法とデータ

「ストレステスト」は、技術的な研究や検証で通常用いられる適正でわかりやすい方法に準拠していない。

評価の適用範囲を満たすには、新たな問いに答える必要がある。これらの新たな問いは、一部は既存の書類に依拠し、一部は新たな調査や査察、評価、計算に依拠することになる。新たな書類が作成されることになるが、ENSREG はその書類の分類を要求している。

「事業者は、参照書類をその性格によって下記のいずれかの分類すること。

- 許認可手続きで検証済みのもの
- 許認可手続きで検証されていないが、事業者の品質保証プログラムを通過したもの
- 上記以外²⁸

「仕様」は、事業者による第 1 報告に対して 2 ヶ月半以内、原子力規制当局による審査に対して 1 カ月という時間枠を制限している²⁹。多数の安全関連書類が第 2

²⁷ 同上、p. 23。

²⁸ ENSREG 「EU ストレステスト仕様書」, p. 5。

²⁹ これは第 1 報告の提出期限で、これにもとづいて 2011 年 12 月までに欧州委員会への報告が行われ、審査が行われる。2012 年 4 月に予定されている最終報告の結果が第 1 報告と大きく異なることは期待できない。第 1 報告によって第 2 報告が大部分決まってしまうのである。

か第 3 のカテゴリーに分類されると予想される。これにより、用いられるデータと、それにもとづいて作成される報告書の信頼性は著しく弱いものになる。

工程表の時間的余裕が少ないことを考慮して、「仕様」は、整序された評価を行う時間がない場合にはすべて、いわゆる「工学的判断」を容認している³⁰。工学的判断は、多数の要因やエンジニアの経験、「探求心」などの主観的要因、とくにリスクの許容をどう見るかをめぐる主観に左右される³¹。したがって、これは、ここで対象としているリスクの評価を行うさいの分かりやすく安全指向の方法の基礎となるものではない。

これは第 1 報告の提出期限であり、これにもとづいて 2011 年 12 月までに欧州委員会への報告が行われ、審査が行われる。2012 年 4 月に予定されている最終報告の結果が第 1 報告と大きく異なることは期待できない。第 1 報告によって第 2 報告が大部分決まってしまうのである³²。

1.3.6 専門家の独立性

他方、原子力行政機関が事業者による報告を 1 カ月で審査することは論外である。通常の慣例から見て、根拠のある判定を行うには最低 2 年が必要である。

「ストレステスト」仕様は事業者の報告を求めている。この報告は、対象となる加盟国の原子力行政機関の公認を得て、国別最終報告のもっとも重要な基礎となるものである³³。

事業者が自らの原子力発電所をできるだけ長期間にわたって、もっとも経済的な境界条件で運転することを望むのは自然な利害意識である。したがって、事業者が、自らの原子力発電所が安全に動いていて、費用のかかる改善対策を要しないことを顕示しようとするのは自然な利害意識である。この面で、報告の作成に当たる事業者側の専門家は独立ではない。

規制当局の独立性

「ストレステスト」の最終目標は、欧州の原子力発電所の安全性に関する共通の評価から得られる健全な結果として EU が提出できるような報告書を作成することにある。この報告書は、ENSREG と欧州委員会が合同で、その結論を付して公認することになっている。

³⁰ ENSREG 「EU ストレステスト仕様書」, p. 2.

³¹ Lorenzo Strigini, Engineering judgment and safety and its limits: What can we learn from research in psychology, City University, London 2002.

³² 法的義務づけのある定期安全評価には、ドイツの場合、ひとつの原子力発電所につき 2~5 年、あるいはそれ以上掛かっている。

³³ ENSREG 「EU ストレステスト仕様書」, p. 3.

問題は、欧州委員会には原子力発電所の安全性を評価できるだけの技術能力を備えた職員がいないことである。したがって、結論をまとめるのは ENSREG ということになる。ENSREG は、おもに技術的指導を行うために設置されたものである。ENSREG には原子力発電所を保有しない国の委員がいないため、対象となる原子力発電所保有国の原子力行政機関の幹部が多数を占めている。このため、ENSREG はそれ自体で原子力安全評価を行える機関ではない。原子力発電所の安全性に関する EU 報告は、各国の国レベルの行政機関とその技術支援機関の全専門能力によって作成する必要がある。

これらの専門家は、過去に原子力発電所に認可を与えたり、原子力発電所の運転を許可する法令を公布することで、原発の運転を正当化してきた。彼らは一丸となって、一般市民に対して原子力発電所は安全に動いていると言いつけてきた。「ストレステスト」で、彼らは過去に瑕疵がなかったかどうかを自問する立場に立たされ、安全性や許容可能なリスクについての自らのこれまでの確信や発言を自ら検証しなければならないのである。「仕様」では、この問題について次のような対策が取られている：

「手続きの信憑性と説明責任を強化するために、EU 理事会は国別報告書を照査手続きに付することを要請した。

[…]

自分の国の原子力施設が検証対象となっているメンバーは、その報告の照査チームには加わらない。」³⁴

1.3.7 照査手続きの実効性

手続きの信憑性と説明責任を強化するために、EU 理事会は国別報告書を照査手続きに付すとしている³⁵。照査は 2012 年 1 月に開始し、4 月末までに終了することになっている。

健全な照査手続きには、それに当たる検証者の詳細な準備が必要である。作業期間が短いことや、作業量が膨大であること、約 135 基の発電用原子炉の評価を検証できる熟練専門家の数が限られていることを考えると、様々な原子力発電所の評価を具体的に問い直すことができるような徹底した照査手続きを健全な形で準備・実施することは、いかなる場合にも不可能である。各種データや計算方法、安全パラメータの想定、そして原子力発電所システム内部の相互依存関係の複雑さは並外れたものであり、一般市民の想像を絶するものである。非常に微妙なパラメータが多数あり、それがリスク評価の結果を大きく左右する。照査では、検証対象となっているレベルの下で原子力発電所の安全性を大部分決定するこうしたパラメータのほとんどを信頼するほかないのである。

³⁴ ENSREG 「EU ストレステスト仕様書」, p. 3。

³⁵ 同上。

また、照査チームが、対象となる加盟国の専門家で構成されている点も考慮しなければならない。結果が一般市民に開示されることになっている公式手続きの中で、著名な同僚を批判することがつねに困難であることは自明である。

こうした境界条件の下では、検証手続きは、評価基準に対して明らかな欠陥のみを特定する道具にすぎなくなる。これによって改善される手続き全体の品質は限られたものでしかない。

1.4 第I部の結論

提案されている「ストレステスト」は、欧州の原子力発電所の包括的かつ透明性のあるリスク評価を提供するものにはならない。欧州の原子力発電所の安全性を判断する共通基盤、なかでも安全性の格付けの共通基盤とはなり得ず、したがって欧州でどこまで原発リスクを受忍するか、また閉鎖すべき原子力発電所があるかどうかという問いに答えるための共通基盤とはならない。想定される安全システムの喪失を防止するための原子力発電所の防護対策の信頼性について、ほとんど何の情報も提供しない。また、これまでに想定されている極限事象と同じ安全性の脅威につながる可能性のある他のシナリオや深刻な事象についても、ほとんど何の情報も提供しない。とくに、原子力発電所に航空機が墜落した場合の影響は検討されない。

- 「ストレステスト」の適用範囲が限られていること、
- 明確な評価基準と許容基準が欠如していること、
- 異なる加盟国間で調和化した評価手続きと実施手順が欠如していること、
- そして、「ストレステスト」に係る電力会社や原子力行政機関の専門家の利害

を考慮すると、報告は、主として原子力発電所がいかに安全に運転されているかを一般市民に顕示するために作成されることが予想される。

とはいえ、提案されている「ストレステスト」は、より多くの情報をもたらし、いくつかの重要な外的極限事象（とくに地震と洪水）に各原子力発電所がどの程度耐えられるかについて、初めての推計を一定程度提供し得るものである。

この限られた適用範囲の下で、また方法と手続きに欠陥があることを考慮した上で、この報告は個別原子力発電所の頑健性と、設計基準を超えた取り得る対策について、とくに次のような一定の新たな情報を提供し得るものである。

- 安全システムが完全に機能を喪失する事象シーケンスにおける段階的变化（クリフエッジ効果）の特定
- 破損しきい値に至るまでの時間

したがって、提案されている「ストレステスト」は、欧州原子力発電所のリスク評価の調和化に向けた最初の一步となり得るものである。

第II部

欧州原子力発電所に対する包括的リスク評価の要件

欧州の原子力発電所に対する信頼性のある包括的なリスク評価を実現するには何が必要か、という問いに答えなければならない。そのための条件を特定するためには、まず、すでに分析してきたように、現状の「ストレステスト」の限定されたアプローチの原因となっている主要な障害が何なのかを知る必要がある。

欧州の政治構造がもつ現在の限界に起因する「ストレステスト」の現行のアプローチの欠陥をできるかぎり是正するためのオプションは、現行の手続きを改善するためのものと、現行の手順に続く第 2 段階として考え得るものに分けることができる。

II.1 政治上、制度上および行政上の制約

福島原発事故を受けた政治的論争のなかで、EU 首脳は欧州の原子力発電所の完全なリスク評価（「ストレステスト」）を強く要求した。要件を満たさない原子力発電所は閉鎖するというものである³⁶。これは、EU の原子力行政機関に対して原子力を規制せよという政治的要請に他ならず、エッティンガー欧州委員会エネルギー委員が行った、欧州委員会には原子力発電所の閉鎖を強制する権限はまったくないとする発言を無視して出された要請だった³⁷。

この政治的要求は、原子力安全分野の欧州の政治構造の現実に、いまのところ合致していない³⁸。その後間もなく、ENSREG に代表を派遣している各国の規制機関は、EU のリスク評価のこの広い適用範囲に従おうとしないだけでなく、EU の規制機関からの要求の受け入れを拒否したことが明らかになった。彼らは包括的リスク評価、とくに原子力発電所への航空機墜落の影響調査を拒否したのだった³⁹。

従来、原子力安全は国家の欠くべからざる責任と見なされてきた。この原子力安全に対する責任を国がもつことには十分な根拠がある。原子力安全と、「どこまで安全なら安全と言えるのか？」という問いは、原子力の利用を決めた社会の最高度の重要性を持つ問いだからだ。欧州理事会は、当初の欧州委員会からのあらゆる反

³⁶ ENSREG 「EU ストレステスト仕様」, p. 3.

³⁷ 同上。

³⁸ Berthelemy, Leveque, Harmonizing Nuclear safety Regulation in the EU: Which Priority?, Intereconomics 2011, 132.

³⁹ ENSREG 「ENSREG の宣言」。

対を押し切って、原子力安全に関する指令を採択したが、それには原子力発電所の安全規則が実質的に含まれていないのである⁴⁰。

原子力の民主的な責任の連鎖が規定されているのは各国の法制度と行政機構の中でのみであり、国民の最高の代表機関として原子力規制当局を監督し、原子力を使用すべきかどうかを決定するのは議会である。これまで EU は、これに比肩し得る機構や類似の民主的制度を制定しようとしてこなかった。EU 憲法は未だ発効していない。欧州議会の役割は限定されており、欧州委員会の行動を監督する手段は実質的に何もない。したがって、EU は政治的にも制度的にも原子力安全について指導的役割を演じることが未だできない状態にある⁴¹。

さらに、EU の権限を法制面から制限するものとして欧州原子力共同体 (Euratom) 条約がある。欧州裁判所は、その原則決定のなかで、EU に対して原子力分野での一般的体制の規制権限のみ認めている。その中には、原子力発電所の運転の許認可や規制をめぐる EU の規制機関としての欧州委員会の監督業務は含まれていない⁴²。

しかも、EU は、その組織構造から、原子力安全に対して直接責任を取る用意が未だ整っていない。国際原子力安全条約の加盟機関として、欧州委員会は原子力を推進するすべての機関から独立していることを義務づけられている。

「各契約当事者は、規制機関の機能と、原子力エネルギーを推進または利用に係るあらゆる他の機関の機能の実効性ある分離を確保するために適切な措置を取らなければならない。」⁴³

ところが、欧州委員会の組織図にあるとおり、原子力安全と原子力推進の責任は、同一の欧州委員会委員に託されている⁴⁴。このため、欧州委員会は（現在の組織構造の下では）、とくに規制権限を保持しているかぎり、国際原子力安全条約に規定されているような独立性をもっていないのである。これは、2002 年の欧州委員会内部の組織変更の結果である。それ以前は、欧州委員会の環境委員が原子力安全の責任を負っていた。

欧州委員会が原子力安全に対して直接責任をもてない実務上の理由はもうひとつある。欧州委員会には、原子力安全問題について加盟国を監督する独立した技術的

⁴⁰ European Council, Council Directive 2009/71/Euratom, 25.06.2009, Official Journal of the European Union, L 172/18

⁴¹ 詳細は次を参照： W. レンネバーク「連邦環境省から見た欧州レベルでの原子力安全規制」(ドイツ語原文: Die europäische Regulierung des Atomsektors aus Sicht des Bundesumweltministeriums), 12. Deutsches Atomrechtssymposium, Baden Baden 2004, 89.

⁴² European Court of Justice, Judgment of the Court, C-29/99, I-11310, 10.12.2002.

⁴³ 国際原子力安全条約, 第 8 条 II, IAEA, INFCRC/449, 1994 年 7 月 5 日。

⁴⁴ EU Commission for Energy, Directorate for Energy, Organizational Chart, http://ec.europa.eu/dgs/energy/doc/dg_energy_organigram_en.pdf

専門能力がなく、加盟国の技術的専門能力に依存しているのである。このため、欧州原子力「ストレステスト」が厳密な意味で各国行政機関から独立した監督機能をもつことは不可能なのである。

この状況を改善するためには、EU の構造を抜本的に変更する必要がある⁴⁵。

他方で、EU は、WENRA グループの支援の下に欧州原子力規制グループを設置したのに倣って、「欧州調和化プロセス」を支援することができる。

ENSREG は、加盟各国の合意の下で、各国の国内法制度に対応した形で、原子力安全調査の共通の評価・許容基準を自由に定めることができる。ENSREG は同様に、透明性のある手続きについて合意することで、独立性の欠如を一部補うことができる。

II.2 提言

現行の手続きの欠点を補い、現行の「ストレステスト」から健全な結果が得られるようにするために、以下の点を提言する。

II.2.1 提言 1：頑健性とそのレベルの定義

ドイツ原子炉安全委員会の許容基準体系を採用し、頑健性について 4 つのレベルを定めるべきである⁴⁶。第 1 レベルは基本シナリオ（基本的安全）とし、その上の 3 つのレベルで、順次より過酷なストレスシナリオに対応する追加的安全裕度を定める。最高位のレベル 3 では、原子力発電所が最高の頑健性水準を満たすものとする。頑健性レベルの間の段階的な差は、冗長性や多様性、または十分な根拠のある確率論的要因に関する段階的要件を適用することによって設定する⁴⁷。

II.2.2 提言 2：提出書類の包括性

ENSREG が定めた現行の「ストレステスト」の適用範囲の下では、国別報告における原子力発電所の多重防護設計の記述は、当該原子炉と使用済燃料プールの全運転状況を包摂すべきであり、下記の問題についての書類を含めるべきである⁴⁸。

多重防護レベル 1（通常運転）：

⁴⁵ これは本論の主題から外れるため、詳述しない。

⁴⁶ ドイツ原子炉安全委員会（RSK），上掲文書。

⁴⁷ 上記 I.3.4 節を参照。

⁴⁸ たとえば脚注 69 を参照。

- 既存の経年劣化管理計画の記述
- 既存の運転経験フィードバック計画の記述
- 圧力保持境界の品質（材料、許容欠陥徴候、疲労解析の現状など）
- 過去 10 年間のプラント固有事象の回数、種類、および傾向を含む状況報告

多重防護レベル 2（異常事象）：

- この多重防護レベルに含まれる想定起因事象のリスト
- これらの事象に適用される適用許容基準
- 解析方法、解析で用いるモデルおよび境界条件に対する適用要件
- これらの事象が発生した場合に許容基準を満たすために必要なシステム、構造物、およびコンポーネント（SSCs）に対する適用要件
- 他レベルの多重防護の SSCs から当該 SSCs が独立している程度。この SSCs には、原子炉付帯システムや支援システム（電力供給、冷却システムなど）が含まれる。

多重防護レベル 3（想定事故）：

- この多重防護レベルに含まれる想定起因事象のリスト
- これらの事象に適用される適用許容基準
- 解析方法、解析で用いるモデルおよび境界条件に対する適用要件
- これらの事象が発生した場合の許容基準を満たすために必要なシステム、構造物、およびコンポーネント（SSCs）に対する適用要件
- 他レベルの多重防護の SSCs から当該 SSCs が独立している程度。この SSCs には、原子炉付帯システムや支援システム（電力供給、冷却システムなど）が含まれる。
- これらの事象が発生した場合の許容基準を満たすために必要な事故時手順書（EOPs）の適用要件

多重防護レベル 4（希有事象、多重破壊事象、および過酷燃料損傷事象）：

- 考慮されている事象／状態のリスト
- これらの事象／状態に適用される適用許容基準
- 解析方法、解析で用いるモデルおよび境界条件に対する適用要件
- これらの事象／状態が発生した場合の許容基準を満たすために必要なシステム、構造物、およびコンポーネント（SSCs）に対する適用要件
- 他レベルの多重防護の SSCs から当該 SSCs が独立している程度

- 過酷事故管理手引書（SAMGs）の適用要件

II.2.3 提言 3

提出書類の質

評価の基礎となる書類は、原子力発電所の現在の状況を反映しており、行政機関がチェックし確認したものであり、妥当なパラメータと検証方法にもとづいているという保証がなければならない。工学的判断が用いられる限り、それが適正な厳密科学・厳密技術による方法よりも保守的な判断であることを確認する必要がある。

II.2.4 提言 4：透明性

独立の徹底した評価ができない現状は、手続き上のルールによって部分的に補うことができる。ENSREG が提案している照査手続きは、この手続きに透明性を与える最初の一步である。

照査手続きは、報告の構成を明確にすること（提言 2）と、適用評価基準の文書化、そして事業者による基礎報告や国別報告だけでなく、一般市民向けや NGO 向け、そして専門家向けの基礎資料を自由に閲覧できるようにすることによって補強すべきである。照査手続き（質疑応答）の結果も全面的に文書化し、公開すべきである。

II.2.5 提言 5：原子力事故の予防

「ストレステスト」は、（第二段階で）原子力発電所の事故防止能力を評価すべきである。これは、多重防護安全対策があらゆる予見可能な起因事象に対して事故を防止し、こうした対策が現段階での最新の技術水準を満たしているかどうかという問いに答えるものかどうかを評価するということである。

EU の原子力発電所の安全性に対するこの鍵となる問いは、次のような理由から決定的に重要である：

欧州の運転中の原子力発電所 135 基のなかで、現段階での最新標準に対応した事故防止多重防護設計の厳しい要件を満たしているものは皆無である。

各原子力発電所は、運転年数や設計、条件によって大きく異なる。多重防護の実現状況が異なるのは、各原子力発電所間で残余リスクが大きく異なることから来ている。

残余リスクを解明するための評価には、試験可能な安全基準が必要である。こうした安全評価のための法的拘束力のある欧州基準はいまのところ存在しない。現行の「ストレステスト」を補完するために適用可能な一般的に合意されている共通基

盤としては、西欧原子力規制者連合（WENRA）が 2009 年に公表した「新規動力炉安全目標」⁴⁹がある。新規原子力発電所安全目標⁵⁰は、IAEA が 2006 年に開発した「基本安全原則」⁵¹などいくつかの新規原子炉の安全改善に関する研究の系統的分析にもとづいて定められたものである⁵²。

7 つの「新規原子力発電所安全目標」は、新規原子力発電所の設計を対象としたものである。これは現段階での最新の原子力発電所用多重防護安全対策を示すものである。本当の意味で新しい要件は、炉心溶融対策などごく少数だが、それ以外に多重防護設計の厳密な適用のための安全最終目標が含まれており、運転中の原子力発電所にそのまま適用することができる。新たな特性が要求されている部分に関するかぎり、福島原発事故で新たに課題となり、現行の「ストレステスト」で少なくとも部分的に検討されている問題も含まれている。

これらの基準を既存の原子力発電所に適用することは、WENRA の見解からそれほど外れているわけではないと思われる。WENRA によると、これらの安全目標は「定期安全審査のさいに『様々な原子力発電所』⁵³や既存の原子力発電所で無理なく実施可能な安全改善を特定するための参考として用いる」⁵⁴ことができるとされている。この記述は、WENRA が 2011 年 3 月に公表した「原子力発電所の長期運転に関する予備研究」で再度強化されている⁵⁵。

この安全目標を実際に適用するためには、より詳細な評価基準（達成すべき基準）が必要であり、それを定めなければならない。この安全目標をできるかぎり最良のやり方で達成し、運転中の原子力発電所用の安全対策を最適化するために満たすべき要件については、国際レベル、国レベルでの高度な基準がすでに使える状態にあ

⁴⁹ WENRA: Safety Objectives for New Power Reactors – Study by WENRA Reactor Harmonization Working Group (RHWG), December 2009.

⁵⁰ 最終文言によるものは次の版で公表されている：WENRA: Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants, November 2010.

⁵¹ IAEA: Safety Standard Series No. SF-1, Fundamental Safety Principles, 2006.

⁵² たとえば:

- NEA/CNRA/R(94)2, A Review for regulatory requirements for advanced nuclear power plants, 1994 -EUR 20163 EN, ISO study project on development of a common safety approach in the EU for large evolutionary pressurized water reactors, October 2001
- 過去 20 年間の多数の電力会社および各国の書類。

⁵³ 当初、現在運転中の原子力発電所と類似の原子炉設計を元にしていたが、過去のある時点で建設が止まり、現在より新しい技術で完成された原子力発電所。

⁵⁴ WENRA: Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants, November 2010.

⁵⁵ WENRA: Pilot study on Long term operation of nuclear power plants” Study by WENRA Reactor Harmonization Working Group (RHWG), March 2011.

る。ドイツの「原子力発電所安全基準」⁵⁶は、他の技術的要件や規則、手引きを排除しない形で、必要な対策レベルを確保するための試験可能な基準をかなりの程度まで提供し得るものである。その試験の結果、現段階での最新の事故防止要件に照らして、旧型の原子力発電所がどのように逸脱しているか（「デルタ」）が特定できるようになる。

現行の「ストレステスト」を補うためのストレステスト第 2 段階の内容と方法論は本稿付属書 1 で概説している。

II.3 第 II 部の結論

福島原発事故のおもな教訓の一つは、原子力発電所とその管理体制が、すでに周知となっている新しい原子力安全基準に照らしてチェックされていなかったこと、あるいはそのような検証で分かったことの意義が引き出されてこなかったことである。現在 EU で行われている「ストレステスト」の問題点のほとんどは、国際原子力機関（IAEA）の刊行物など既存の原子力安全要件から演繹的に推論できるものである。現在、福島原発事故から得られた新たな教訓であるかのように見える安全性の技術的問題点のほとんどは、すでに日本国内での会議や国際会議で議論されていたものである。だが、その知識は未だ適用されていない。ここで得られる教訓とは、この知識をただちに適用することである。

現在行われている「ストレステスト」は、適用範囲と方法論がきわめて限定されており、欧州の原子力発電所の安全な運転に深く関与する欠陥を解明するにはきわめて不十分なものである。それは、福島原発と同等のシナリオに至る可能性のある最も重要な領域を調査対象から除外しているのである。

このことから、次のような 2 段階でのアプローチが必要になる：

1. 「ストレステスト」の現行の限定されたアプローチは、許容基準を定義し、それによって頑健性を等級付けすることによって改善すべきである。原子力発電所の既存の多重防護設計に関する報告に対する要求項目は、より一層の透明性を与え、原子力発電所間の安全対策を比較する健全な共通基盤が得られるように体系化すべきである。元データと文書に対してより緻密かつ厳格な要求項目を定めるべきである。報告書と、おもな基礎文書は一般市民に開示すべきである。照査手続き（質疑応答）は全面的に文書化し、公表すべきである⁵⁷。

2. 原子力事故の防止を含み、原子力安全の現段階での最新技術に対応した包括的な評価が必要である。WENRA の安全目標を、現在欠如している包括的リスク評価の基礎とすべきである。現段階での最新技術を反映した達成基準を含む高度な安全要求項目は、すでに利用できる状態にある。あらゆる安全目標に対して、稼働中の

⁵⁶ Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety: Safety Criteria for Nuclear Power Plants, Revision D, June 2009. (ドイツ語原文: "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke," BMU, April 2009)

⁵⁷ 本稿 II.3.4 28 を参照。

原発に適用できる最も高度な要求項目を適用すべきである。そうした手続きの結果にもとづいて多重防護システムの安全チェックのための最も重要な達成基準を列挙したチェックリストを作成し、それにもとづいて、健全な第2の補足「ストレステスト」を行うべきである。この方法論によって、包括的リスク評価が可能になり、EU に対して、その原子力発電所の安全状態について情報を提供することができるだろう。

付属書 I：包括的安全評価の基準

1. 安全目標 O1：通常運転、異常事象、および事故防止

新規原子炉に対する WENRA の安全目標「O1」⁵⁸は、第 1 および第 2 レベルの防護に係るものである：

「WENRA は、新規原子力発電所が次の目標をもって設計、立地、建設、試運転、運転を行うことを期待する。

- 原子力発電所が定常運転の範囲内にとどまる能力を強化することにより、異常事象の頻度を低減すること。
- 異常事象を制御する原子力発電所の能力を強化することにより、エスカレーションによって事故状況に至る可能性を低減すること。」

安全目標「O1」は、新規原子力発電所の設計上の対策を対象にしているが、運転中の原子力発電所にも適用できる。

材料の品質

たとえば、異常事象の頻度を減らすという目標「O1」を達成する上で、安全上最も重要なのは使用している材料がどのような品質をもっているかという問題である。原子力発電所が、バルブやポンプの漏えいや誤作動をどの程度防ぎ得るかという信頼性の問題は、材料の品質に強く依存している⁵⁹。

良好な材料品質を確保するための要件は多岐にわたり、化学的・物理的仕様や製造方法の種類、溶接の種類、機器の製造から据付けに至るまでの品質保証手順、運転中検査の種類と頻度、材料の経年劣化過程のモニタリングの種類などが含まれる。

各原子力発電所固有の対策の品質試験では、「原子力発電所安全基準」が達成基準を提供しており、これを準用することができる。

これらの達成基準では、材料について固有の仕様⁶⁰を定めることが義務づけられており、品質保証システムを完備しなければならないことになっている。

⁵⁸ WENRA: Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants, November 2010.

⁵⁹ 安全目標「O1」のこの部分のチェックは、現行の「ストレステスト」には含まれていない。

⁶⁰ Module 4 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Criteria for the Design of the Reactor Coolant Pressure Boundary, the Pressure Retaining Walls of the External Systems and the Containment System”, Principles of basic safety in connection with design and manufacturing, particularly paragraphs about Material selection No. 2.3.2 (Reactor coolant pressure boundary), No. 3.3.2, (Pressure retaining walls of components of external systems) No. 5.3 (Small-diameter pipes) and No. 7.4 (Containment system). 2.3.2 (2)の例：選択された建設・加工技術との組み合わせで、使用されている材料が運転条件の下で腐食などの経年劣化に対して十分な耐性をもっていること。特定の平常運転時（防護レベル 1 および 2）の耐腐食性に必

経年劣化問題を管理するには、包括的な経年劣化管理システムが実施されているかどうかをチェックしなければならない⁶¹。そのシステムの実効性は事業者が立証しなければならない。

「原子力発電所安全基準」に沿った実効性ある運転中検査⁶²が行われるためには、初期の材料異常を特定するための運転中検査が、必要なときいつでも行えるような形で安全関連設備がすべて整備・調整されているという証拠が示される必要がある。もしこれが不可能な場合は、異常に対する予防的〔訳注：precautionary〕対策が取られていて、同レベルの安全が保証されていることを立証しなければならない⁶³。

マンマシンインターフェース/制御室の設計

エスカレーションによって事故状況に至る可能性を異常事象の効果的管理により低減するための安全目標とは、予防安全戦略によって事故状況を避けるためにあらゆることを行わなければならないということである。これは、原子炉圧力容器の内圧が平常運転限界を超えたり、温度が通常許可されている温度を超えた時はいつでも、その原因を解析し、原子力発電所を平常運転に戻すためのインテリジェントで効果的な対策がなければならないということである。運転上のミスは、最良のマンマシンインターフェースを整備することで避けることができる。したがって、定められた安全目標を達成する方法のひとつは、情報・原因分析機器⁶⁴のマンマシンイ

要な水質が指定されていること。水質のモニタリングが行われており、指定されたパラメータから逸脱した場合に、初期段階で検知され、機器への有害な影響が防止されること。

⁶¹ Module 4 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Criteria for the Design of the Reactor Coolant Pressure Boundary, the Pressure Retaining Walls of the External Systems and the Containment System” Operation, Principles No. 2.5.1 (1+8) (Reactor coolant pressure boundary) No. 3.5.1 (1+9) Pressure-retaining walls of components of external systems) and Handling of indications on components and pipes No. 8 (4), 2.5.1 (8)の例: 経年劣化が圧力擁壁の構成要素の完全性におよぼす影響を系統的に特定、観察、もしくは防止するために、経年劣化管理システムが実施されていること。

⁶² Module 1 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Fundamental Safety Criteria”; Technical criteria, No. 3.1 (12) Module 4 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Criteria for the Design of the Reactor Coolant Pressure Boundary, the Pressure Retaining Walls of the External Systems and the Containment System”, Non-destructive in-service inspections: No. 2.5.3 (Reactor coolant pressure boundary), No. 3.5.4 (Pressure-retaining walls of components of external systems), No. 7.5.2 (Containment system);; 2.5.3 (1)の例: 運転中の非破壊検査が、潜在的な損傷メカニズムに関して、溶接継手および母材部位のすべてのタイプを考慮して、正規の手順と代表的な方法で実施されていること。検査手順や検査技術の選択と適合性が、技術進歩を考慮して正当化されていること。

⁶³ Module 1 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Fundamental Safety Criteria”, Technical criteria, No. 3.1 (12a)

⁶⁴ WENRA: Safety Objectives for New Power Reactors – Study by WENRA Reactor Harmonization Working Group (RHWG), December 2009, Appendix 3.

ンターフェースを現段階での最新技術に対応したものにすることで。これを達成するには、制御室の人間工学的設計に関する要件が重要になる⁶⁵。

安全目標 O1 から導かれるこれらの基本的安全要求項目の試験は、現行の「ストレステスト」には含まれていない。

2. 安全目標 O2：炉心溶融をともしない事故

「WENRA は、新規原子力発電所が設計、立地、建設、試運転、運転されるさいに、次の目標が設定されることを期待する：

- 炉心溶融をともしない事故が敷地外に放射線の影響を及ぼすことがないか、あっても軽微な影響であること（とくにヨウ素剤服用や、屋内退避、避難を必要としないこと）。
- "無理なく達成できる範囲で、考えられるあらゆるタイプの災害や破損、および考えられる複合事象を考慮しつつ、
- 炉心損傷の頻度を低減すること、
- すべての発生源からの放射性物質の放出を低減すること。"
- 外的な災害や悪意ある行為の影響を減らすために、立地および設計で必要な考慮を行うこと。」⁶⁶

この安全目標は、－最初の 2 項を考えると－全面的に原子力発電の運転に適用することができる。多重防護設計のなかでは、これらのツールは設計基準事故に対する防護を提供する防護レベル 3⁶⁷に属するものである。

設計基準事故

この目標を満たすために、WENRA は、すべての運転状況（運転および停止）での限界事象や限界状況の危機事象や状況を、原子炉だけでなく発電所の使用済燃料プールなど他の施設についてもより系統的に解析することを要求している⁶⁸。これらの要件を満たすことで、制御不能シナリオや炉心溶融状況（福島原発のような）

⁶⁵ Module 1 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Fundamental Safety Criteria”, Criteria for control rooms, No. 3.8 (4): 制御室や緊急制御室を人間工学にもとづいて設計することは、従業員の安全指向の行動様式を支援することにもなる。

⁶⁶ WENRA: Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants, November 2010; 注：安全目標の全文（脚注を含む）は、付属書に掲載されている。

⁶⁷ 本稿 I.3.1 を参照。

⁶⁸ WENRA: Safety Objectives for New Power Reactors – Study by WENRA Reactor Harmonization Working Group (RHWG), December 2009, Appendix 3.

に至り得る事故の頻度を減らし、放射性物質の放出率を引き下げ、炉心溶融事故への対策を強化することができる。

この目標に対応して、すべての事象（内的および外的）、とくに考えられる複合事象が、現時点での最新技術にもとづいて発電所の設計で考慮されているかどうかをチェックしなければならない。たとえば「原子力発電所安全基準」には、発電所が対応すべき事象の包括的なリストが挙げられている⁶⁹。この文脈で挙げられる非常に重要な要件として、「長期的に持続する外的事象」および多数の自然的または外的影響の複合の想定、ならびに外的影響と内的影響の複合の想定がある⁷⁰。

様々なレベルの多重防護設計を実施することは、当初は定格運転状態の下で起きる想定された事象や事故に限定されていた。確率的な安全評価（PSA）でわかったことは、停止状態の炉心損傷頻度の寄与度が運転時と同程度に大きいということである⁷¹。このため、停止状態を系統的に考察することが、第2段階の「ストレステスト」で安全のための鍵となるテーマとすべきである⁷²。

既存の原子炉では、事故の制御は炉心に焦点を置かれる。しかし、多重防護の適用範囲は、核燃料から生じるすべてのリスクをカバーすべきであり、使用済燃料プールにある燃料も対象にすべきである。福島原発事故では、旧型原子炉がもつこの欠陥を浮き上がらせた。「原子力発電所安全基準」では、福島原発事故のはるか以前から、使用済み核燃料プールに対しても等しく安全管理および事故管理の考察を行うことを求めていた⁷³。

人的ミスと30分ルール

WENRA が強調したもうひとつの改善分野は、より自動的あるいは受動的な安全システムを導入し、運転員により長い「猶予時間」を与えることで、人的ミスを減

⁶⁹ Module 3 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Events to be Considered for Pressurised and Boiling Water Reactors”, Event lists, No. 5.

⁷⁰ Module 1 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Fundamental Safety Criteria” Postulated operating conditions and events, No. 4.1 (5).

⁷¹ IAEA, “Defence in depth in Nuclear Safety, INSAG 10, A report by the International Nuclear Safety Advisory Group, Vienna, 1996.

⁷² Module 3 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Events to be Considered for Pressurised and Boiling Water Reactors”, Definitions and classification of the operating phases for PWRs and BWRs, No. 4.

⁷³ Module 1 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Fundamental Safety Criteria”, Concept of fundamental safety functions (safety goals), No. 2.3 (2); Module 7 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Criteria for Accident Management” Plant conditions, event sequences and phenomena considered in accident management planning, No. 2 (6), Preventive accident management measures, No. 4.1 (4+5).

らすことである⁷⁴。人的ミスが多重防護を損なう可能性は少なからず存在する。1986年のチェルノブイリ原発事故⁷⁵など多くの安全重大事象で見られてきたように、共通原因破損（特定の安全システムのすべての冗長性に影響することを言う）を引き起こす少なからぬ可能性をもっているのである。「原子力発電安全基準」では、事故シナリオの最初の30分間に安全システムの手動起動が必要であってはならないとされている⁷⁶。

過去の設計基準を超える多重破損状況

WENRAの安全目標の防護レベル3で考慮されている事故状況には、現在、かつて「設計条件を超える」と見なされていた多重破損状況が含まれている⁷⁷。多重破損状況の例としては、全交流電源喪失や使用済燃料プールの冷却の全喪失が挙げられる。これらのシナリオは現行の「ストレステスト」の対象となっている。

共通原因破損－冗長性と多様性

多重防護レベル1および2の操作システムや制限機能では制御できない事象の場合、安全システムには発電所を未臨界、炉心冷却、放射性物質の閉じ込めという安全な状態に移行させ、かつ維持することが要求される⁷⁸（多重防護レベル3）。安全システムの信頼性は、冗長性と多様性の適切な組み合わせによって達成しなければならない⁷⁹。これは、同一の安全機能が何度も利用できること（冗長性）と、異なる

⁷⁴ WENRA: Safety Objectives for New Power Reactors – Study by WENRA Reactor Harmonization Working Group (RHWG), December 2009, Appendix 3.

⁷⁵ IAEA: Defence in depth in Nuclear Safety, INSAG 10, A report by the International Nuclear Safety 76 Advisory Group, Vienna, 1996.

⁷⁶ Module 1 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Fundamental Safety Criteria”, Technical criteria, No 3.1 (3); Module 5 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Criteria for Instrumentation and Control and Accident Instrumentation”, Design, No. 3.2 (6); Module 12 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Criteria for Electric Power Supply”, Design, No. 2 (15): 非常用発電機の起動と接続が、要求があり次第自動的に行われ、30分以内の手動操作が必要ないこと。手動による非常用発電機の起動と母線への接続がいつでも可能であること。

⁷⁷ WENRA: Safety Objectives for New Power Reactors – Study by WENRA Reactor Harmonization Working Group (RHWG), December 2009, Appendix 2; see Fn. 68, 69, 71.

⁷⁸ Working Group (RHWG), December 2009, Appendix 2; see Fn. 68, 69, 71 ASN Technical Guidelines for the Design and Construction of the Next Generation of Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactors adopted during the GPR/German experts plenary meetings held on October 19th and 26th, 2000, p. 7; Module 1 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Fundamental Safety Criteria”, Concept of the fundamental safety functions (protection goals), No 2.3 (1).

⁷⁹ ASN Technical Guidelines for the Design and Construction of the Next Generation of Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactors adopted during the GPR/German experts plenary meetings held on October 19th and 26th, 2000, p. 7; IAEA: Defence in depth in Nuclear Safety, INSAG 10, A report by the International Nuclear Safety Advisory

る物理的・化学的メカニズム（多様性）によってそのたびに安全機能が確保されていることを意味する。特に注意しなければならないのは、共通原因破損の可能性を最小化することである⁸⁰。また、これらの事象は物理的・空間的に可能な限り離れて起きることが要求される⁸¹。たとえば、火災事象の安全評価では、冗長であるべき設備の分離が不完全であることから起きる共通モード故障の可能性（消火システムの使用にともなう内部浸水のリスクなど）を明確に特定する必要がある⁸²。電力供給の冗長性と多様性には特段の注意が必要である⁸³。

セーフティーケースの最新性

Group, Vienna, 1996; これらの要件は、はるか以前から原子炉設計の基本原則として広く受け入れられており、原子炉安全要項の規定には必ず見られるものである。

⁸⁰ ASN Technical Guidelines for the Design and Construction of the Next Generation of Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactors, GPR/German experts plenary meetings held on October 19th and 26th, 2000, p. 7; Module 10 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Criteria for the Design and Safe Operation of Plant Structures, Systems and Components”. Prevention of multiple failures, No. 1.3 (1-2) No 1.3 (2)の例：共通原因損傷の可能性のあることが特定された安全施設は、実行可能で技術的に無理のない範囲でという原則にもとづいて設計されたものである。

⁸¹ [81] Module 1 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Fundamental Safety Criteria”, Technical criteria, No 3.1 (3), No. 3.7 (3); Module 5: “Criteria for Nuclear Power Plants: Criteria for Instrumentation and Control and Accident Instrumentation” No. 6 Redundancy and independence, Example No. 6 (3) 計装機器や制御施設内部や発電所内部の多重冗長性に影響を与えるような損傷起因事象を防止するためには、原則として冗長施設を互いに物理的に離れた場所に設置する。Module 10 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Criteria for the Design and Safe Operation of Plant Structures, Systems and Components”. Prevention of multiple failure No. 1.3 (1-7), No. 1.3 (7)の例：安全に係る施設の欠陥および損傷は、その原因を考慮して解析する。ここでは、とくにその特定された機械的損傷が系統的な性質を持つものか否かを明らかにする。系統的な破損の疑いがある場合には、ただちにそれを明らかにするとともに、必要に応じて矯正対策を取る。冗長性全体にわたる破損であることが確定したさいには、必要な安全関連対策を発電所の運転手順に盛り込む。

⁸² ASN Technical Guidelines for the Design and Construction of the Next Generation of Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactors adopted during the GPR/German experts plenary meetings held on October 19th and 26th, 2000, p. 57 Module 10 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Criteria for the Design and Safe Operation of Plant Structures, Systems and Components”. Plant internal fire No. 2.2.1 (10-12); No. 2.2.1 (10)の例：安全システムの冗長機器の配置設計は、一般に、火災が発生した場合に複数の冗長機器が火災による熱や煙、消化剤で喪失するようなことのないように行う。

⁸³ ASN Technical Guidelines for the Design and Construction of the Next Generation of Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactors adopted during the GPR/German experts plenary meetings held on October 19th and 26th, 2000, p. 11; Module 12 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Criteria for Electric Power Supply” Design, No. 2 (10-13); No. 2 (13)の例：非常用発電施設の冗長機器は、非常用発電施設内での何らかの損傷起因事象が非常用発電施設の多数の冗長性の喪失に至らない程度に、相互に物理的に離すか保護する。

旧型発電所のセーフティーケースに用いられた方法は、現在まで更新手続きが行われていないために時代遅れになっている可能性がある。セーフティーケースへの信頼が失われている可能性がある。こうした発電所が安全に運転されていることを確認するためには、セーフティーケースが最新の状態にあり、過去のデータへの変更や修正をすべて考慮した上で、現段階で最新の安全要件に対応していることを立証しなければならない⁸⁴。

3. 安全目標 O3：炉心溶融事故

「WENRA は、新規原子力発電所が次の目標をもって設計、立地、建設、試運転、運転を行うことを期待する：

- 長期的にも下記の品質基準を遵守することで、炉心溶融事故から生じ得る環境への放射性物質の放出を低減すること：
- 早い時期の、もしくは大量の放出に至る炉心溶融事故を事実上除去すること
- 事実上除去することができない炉心溶融事故に対しては、公衆に対して面積と時間の面で限られた保護対策で足り（恒久的な避難がなく、発電所隣接地域外での緊急避難がなく、屋内退避が限られており、長期間の食品摂取制限がないこと）、こうした対策を実施するための十分な時間的余裕があるように設計対策を行うこと⁸⁵

この安全目標は、主として新規発電所を対象にしている。炉心溶融事故の影響を緩和するための安全目標を定めた部分については、現行の「ストレステスト」でも適用されている。

原子力発電所の残余リスクを解明することを目的とする「ストレステスト」では、炉心溶融シナリオを緩和する発電所内の対策を文書化すべきである。これにより、早い時期での放出や大規模な放出に至る事故シナリオが特定され、被災住民への放射線の潜在的影響を見積ることができるようになる。

4. 安全目標 O4：全多重防護レベルの独立性

「WENRA は、新規原子力発電所が次の目標をもって設計、立地、建設、試運転、運転を行うことを期待する：

⁸⁴ Module 1 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Fundamental Safety Criteria”, Criteria for documentation, operating rules and safety demonstration No. 5 (7-9), No. 5 (9)の例：事象と条件の解析に対しては、a) それぞれの適用範囲について検証済みの計算方法が用いられていること、b) 計算にともなうあらゆる不透明性が定量化されているか、ふさわしい方法で考慮されていること。 Module 6 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Criteria for Safety Demonstration and Documentation”, Validation of analysis methods, No. 3.1.

⁸⁵ WENRA: Safety Objectives for New Power Reactors, November 2010.

（上記の 3 つの目標で見た各レベルを個別に強化することに加えて）とくに多様性対策によって多重防護の全レベルの独立性を強化し、無理なく達成できる範囲で多重防護の総体的強化をはかること。」⁸⁶

単一レベルでの単一破損だけでなく、複数レベルでの複合破損でも、その拡大を防止し、上位レベルの多重防護を損傷しないことが、多重防護の一般的目標である。「異なる防護レベルの独立性は、この目標を満たす上で鍵となる要素である。」⁸⁷ この安全目標は、稼働中の原発に全面的に適用できるものである。これは、原則としてすべての運転中の原子力発電所の安全概念に従来から組み込まれているものである。未回答の問いとして残っているのは、この目標が現実にはどの程度整合的に実現されているかという点である。運転中の原発に対する新しい安全基準（たとえば「原子力発電所安全基準」）は、多重防護のすべてのレベルを整合性をもって分離することを要求している⁸⁸。

この安全目標に発電所がどの程度合致しているかを評価するためには、それが複数レベルの多重防護を担っているか否かにかかわらず、すべての安全機能が働くことを立証しなければならない。レベル 3 の安全システム機器は、運転用務を担うべきではない。レベル 4 の安全特性をもつ機器のうち、どの機器が別のレベルの多重防護に用いられているかを特定しなければならない。現行の基準に照らして行うこうしたチェックの結果により、欧州の発電所の間に大きな違いがあることが明らかになるとともに、大幅な安全改善の余地も見えてくるはずである。

5. その他の安全目標

WENRA による以下の安全目標には、安全と安全保障のインターフェイス（O5）、放射線防護（O6）、そして安全管理（O7）がある⁸⁹。とくに原子力発電所の安全管理体制は、運転の安全性に対して大きな意味をもっている。人的ミスを減らし、重大事故を生むような破損を早期に発見することは鍵となる要素である。安全目標 O7 のチェックは、現行の「ストレステスト」には含まれていない。

⁸⁶ WENRA: Safety Objectives for New Power Reactors, November 2010.

⁸⁷ IAEA: Defence in depth in Nuclear Safety, INSAG 10, A report by the International Nuclear Safety Advisory Group, Vienna, 1996.

⁸⁸ Module 1 “Safety Criteria for Nuclear Power Plants: Fundamental Safety Criteria”, Technical safety concept, defence-in-depth concept No. 2.1 (5 8), Technical criteria, No. 3.1 (10) No. 2.1 (5)の例：防護レベル 2 と 3 では、対策と施設を整備するが、それは防護レベル 1 と 2 の対策と施設が機能しなかった場合に、他の防護レベルの対策と施設から独立して、その上位レベルの対策と施設が必要な安全関連条件を再構築するように整備する。No. 2.1 (6)の例：防護レベル 1～3 での単一の技術的破損または人間の誤った行動が、次のレベルの対策と施設の実効性を損なわないようにする。

⁸⁹ WENRA: Safety Objectives for New Power Reactors, November 2010.

付属書 II: WENRA 新規原子炉に対する安全目標

WENRA は、新規原子力発電所に対して、運転中の原子力発電所とは異なる次の目標をもって設計、立地、建設、試運転、運転を行うことを要請している：

O1：平常運転、異常事象、および事故防止

- 原子力発電所が定常運転の範囲内にとどまる能力を強化することにより、異常事象の頻度を低減すること。
- 異常事象を制御する原子力発電所の能力を強化することにより、エスカレーションによって事故状況に至る可能性を低減すること。

O2：炉心溶融をともしない事故

- 炉心溶融をともしない事故⁹⁰が敷地外に放射線の影響を及ぼすことがないか、あっても軽微な影響であること（とくにヨウ素剤服用や、屋内退避、避難を必要としないこと⁹¹）。
- 無理なく達成できる範囲で、
 - 考えられるあらゆるタイプの災害や破損、および考えられる複合事象を考慮しつつ、炉心損傷の頻度を減らす。
 - すべての発生源からの放射性物質の放出を減らす。
 - 外的な災害や悪意ある行為の影響を減らすために、立地および設計に必要な考慮を行う。

O3：炉心溶融事故

- 長期的⁹²にも下記の品質基準を遵守することで、炉心溶融事故から生じ得る環境への放射性物質の放出を低減する⁹³：

⁹⁰ 放射線の影響評価については、決定論的・保守的なアプローチを取る。

⁹¹ しかし、シナリオのなかには食品摂取の制限が必要になるものもあり得る。

⁹² 長期的：安全機能を維持する必要がある時間を考慮する。事故シナリオによって何ヶ月、あるいは何年にもわたる場合がある。

⁹³ 新規発電所については、安全性実証を、燃料プールに貯蔵されているものも含めた核燃料がもたらすすべてのリスクに適用しなければならない。したがって、炉心が原子炉内に装荷されている時だけでなく、炉心全体またはその大部分が取り出され、燃料プールに貯蔵されている時にも燃料溶融事故（過酷事故）を考慮しなければならない。そのような事故シナリオを事実上除去できるか、または防止・緩和できることを示さなければならない。

- 早い時期⁹⁴の、もしくは大量の放出⁹⁵に至る炉心溶融事故を事実上除去する⁹⁶。
- 事実上除去することができない炉心溶融事故に対しては、公衆に対して面積と時間の面で限られた保護対策で足り（恒久的な避難がなく、発電所隣接地域外での緊急避難がなく、屋内退避が限られており、長期間の食品摂取制限がないこと）、こうした対策を実施するための十分な時間的余裕があるように設計対策を取らねばならない。

O4：全多重防護レベルの独立性

- （上記の3つの目標で見た各レベルを個別に強化することに加えて）とくに多様性対策によって多重防護の全レベルの独立性を強化し、無理なく達成できる範囲で多重防護の総体的強化をはかる。

O5. 安全性と安全保障のインターフェイス

- 安全対策と安全保障対策の確保を統合した形で設計・実施する。安全性と安全保障の間の相乗効果を求めるべきである。

O6. 放射線防御と廃棄物管理

- 原子力発電所を運転しているすべての国は、無理なく達成できる範囲で、廃炉と解体活動にともなう次のものを設計対策によって低減する：
 - 労働者の個人被曝線量および集団被曝線量
 - 環境への放射能放出
 - 放射性廃棄物の量および放射能量

O7. 安全に対するリーダーシップと管理体制

- 設計段階から効果的な安全管理を確実にすること。これは、事業者が次のようなことを行うということである：
 - 新設発電所建設計画全体について安全に対する効果的なリーダーシップと管理体制を確立し、自らの一義的安全責任を果たすに足る技術的・財政的な資源を自社内にもつこと。

⁹⁴ 早い時期の放出：オフサイトでの緊急対策が必要だが、その対策を実施する時間が不十分であるような状況。

⁹⁵ 大量の放出：限られた面積または時間で公衆に対する防護対策が必要な状況。

⁹⁶ ここでは、特定の条件が物理的に起こり得ないか、その条件が発生することがより高い確度をもって極めて考えにくいと見なし得る場合には、その条件が発生する可能性が事実上除去されたとみなされる（IAEA NSG1.10 より）。

- 新規発電所の立地、設計、建設、試運転、運転および解体に係るその他のすべての組織に対して、その職員が自分の仕事と安全確保の役割にともなう原子力安全の問題に自覚をもっていることを実証するよう計らうこと。

参考文献

ASN (Autorité de Sûreté Nucleaire): Technical Guidelines for the Design and Construction of the Next Generation of Nuclear Power Plants with Pressurized Water Reactors adopted during the GPR/German experts plenary meetings held on October 19th and 26th, 2000, www.asn.fr

BMU (Bundesumweltministerium): Safety Criteria for Nuclear Power Plants, Revision D, June 2009, <http://regelwerk.grs.de/downloads/modulerev.d020709em112.pdf>Note: This is a translation of the German document entitled: "Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke", Revision D, April 2009, <http://regelwerk.grs.de/downloads/modulerevisiond020709.pdf>

Büro für Atomsicherheit (Office for nuclear safety) Renneberg, Wolfgang: Risiken alter Kernkraftwerke (Risks of old nuclear power plants), study on behalf of the Parliamentary Group of the Greens in the German Parliament, July 2010 (note: Text in German)
<http://www.atomsicherheit.de/studien-und-statements/risiken-alteratomkraftanlagen>

ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group): Declaration of ENSREG, Annex 1, EU "Stress test" specifications, Brussels 31.05. 2011, <http://www.ensreg.eu/documents>

European Commission, Directorate for Energy: Organizational Chart,
http://ec.europa.eu/dgs/energy/doc/dg_energy_organigram_en.pdf

European Council: Conclusions 24/25 March 2011**European Council:** Council Directive 2009/71/EURATOM, 25.06.2009, Official Journal of the European Union, L 172/18

European Court of Justice: Judgment of the Court, C-29/99, I-11310, 10.12.2002

IAEA (International Atomic Energy Agency): Defence in depth in Nuclear Safety, INSAG 10, A report by the International Nuclear Safety Advisory Group, Vienna, 1996, http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1013e_web.pdf

IAEA (International Atomic Energy Agency): Safety Standard Series No. SF-1, Fundamental Safety Principles, 2006, http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1273_web.pdf

IAEA (International Agency for Atomic Energy): Convention on Nuclear Safety, IAEA, INFCRC/449, 5 July 1994

Japanese Government: Report of Japanese Government to the IAEA Ministerial Conference on Nuclear Safety The Accident at TEPCO's Fukushima Nuclear Power Stations, June 2011
Öttinger, Günther: EU-Commissioner for Energy, Interview "Tageschau", 15.03.2011, www.tagesschau.de/redirectid.jsp?id=atomkraft222

Leveque, Berthelemy: "Harmonizing Nuclear safety Regulation in the EU: Which Priority?", Intereconomics 2011, 132

OECD-NEA (Organisation for Economic Co-operation and Development-Nuclear Energy Agency): A Review for regulatory requirements for advanced nuclear power plants, CNRA /R (94)2, 1994

Renneberg, Wolfgang: „Die europäische Regulierung des Atomsektors aus Sicht des Bundesumweltministeriums“ (Regulating Nuclear Safety on the European Level in the view of the Federal Ministry for Environment), 12. Deutsches Atomrechtssymposium, Baden-Baden 2004, 89

RSK (Reaktorsicherheitskommission): „Anlagenspezifische Sicherheitsüberprüfung (RSK-SÜ) deutscher Kernkraftwerke unter Berücksichtigung der Ereignisse in Fukushima-I (Japan)“ (Plant specific safety assessment of German NPP in the light of the Fukushima accident, note: text in German language), Berlin, 14.05.2011,

Strigini, Lorenzo: Engineering judgment and safety and its limits: what can we learn from research in psychology, City University, London 2002

VwVfG (Verwaltungsverfahrensgesetz, German law for administrative procedures): BGBl. I S. 2827

WENRA (Western European Nuclear Regulators Association): Reactor Safety Reference Levels, January 2008, www.wenra.org

WENRA (Western European Nuclear Regulators Association): Safety Objectives for New Power Reactors, Study by WENRA Reactor Harmonization Working Group (RHWG), December 2009, www.wenra.org

WENRA (Western European Nuclear Regulators Association): Statement on Safety Objectives for New Nuclear Power Plants, November 2010, www.wenra.org

WENRA (Western European Nuclear Regulators Association): Pilot study on Long term operation of nuclear power plants Study by WENRA Reactor Harmonization Working Group (RHWG), March 2011, www.wenra.org