

【取扱い厳重注意】

平成23年7月27日

聴取結果書

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会事務局

局員

浅井雅司

平成23年7月27日、東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証のため、関係者から聴取した結果は、下記のとおりである。

記

第1 被聴取者、聴取日時、聴取場所、聴取者等

1 被聴取者

東京都市大学原子力安全工学科 特任教授 平野 光將
(独立行政法人原子力安全基盤機構技術顧問兼務)

2 聴取日時

平成23年7月27日午後4時29分から同日午後7時35分まで

3 聴取場所

東京都港区虎ノ門4丁目3番20号 神谷町MTビル
原子力安全基盤機構別館12階 平野技術顧問室

4 聴取者

堀井秀之、城山英明、久保善哉、浅井雅司、下岡豊

5 ICレコーダーによる録音の有無等

あり

なし

第2 聴取内容

アクシデントマネジメントの認識、リスク情報の活用等
別紙のとおり

第3 特記事項

- ・被聴取者は、聴取内容のうち、下線部につき特に不開示を希望した。
- ・提供資料（別添1：新しい耐震基準の考え方、別添2：安全目標・性能目標の役割、別添3：耐震設計審査指針の考え方と過酷事故対策について）あり。

以上

【取扱い厳重注意】

別紙

1 平野氏の経歴等

- ・原子力工学科で熱工学（バーンアウト）を研究・卒業し、原研入所。
- ・原研では ATR（ふげん）の炉心解析や、HTTR（高温工学試験研究炉）の炉心設計や安全設計、安全評価を担当。
- ・原子力発電技術機構（NUPEC）では、安全解析所で、軽水炉の安全評価を担当。
- ・原子力安全基盤機構（JNES）では、解析評価部長、総括参事を経験し、現在は技術顧問。

2 (財)原子力発電技術機構（NUPEC）について

- ・NUPEC は当時の通産省（7, 8 割）と科技庁が所管し、総勢三百数十人で、7 割が技術者であり、技術者の3分の2～8割は電力会社やメーカーからの出向者であった。
- ・NUPEC 全体として、原子力発電用機器などの安全性・信頼性を実証する各種の工学試験、安全解析（主に熱流動）、炉解析、規格、情報の収集などを行っていた。
- ・NUPEC の安全解析所は、原子力船むつの事故の後にでき、原子力の推進は行わず、規制の支援を行っていた。
- ・NUPEC では、半分以上が規制支援の予算。
- ・炉心解析には炉内のデータ（コード）が必要だが、当初事業者はコードを出してくれなかった。外国のコードを買っている時代もあった。NUPEC ではコード開発は行わないことになっていた。原研が開発し、NUPEC が整備するという役割だった。
- ・安全解析所での研究テーマについては、事業が委託であり、原子力発電安全企画審査課（※現在の企画調査課、原子力発電安全審査課等）の意向に最終的には従うが、実態としては、大学の先生がトップの事業運営委員会で審議をして決定しており、原子力発電安全企画審査課に言われて実施することも、自ら企画して実施することもあった。
- ・委託元に責任があるため、保安院は説明を全く聞かないということもない。ただ、実際に規制に採用された研究は多くない。
- ・レベル 3PSA の研究は、規制当局も電力会社も、値が少ないといっても死亡リスクを出したくなくいため反対していた。将来的には防災に使えるかということで、原子力発電安全管理課（※現在の原子力防災課等）に話をし、防災の一環として実施することになった。それでも、産業界は反対なので、出向者には炉心コードの整備をやらせず、原研からの出向者だけで実施していた。

注：原子力発電所の PSA では、信頼性解析手法によりプラントの炉心損傷頻度の評価を行うレベル 1PSA、炉心損傷に引き続く格納容器の破損により環境中に放出される放射性物質の量とその発生頻度を求めるレベル 2PSA、さらに放射性物質放出による公衆の個人ならびに集団の被害を評価するレベル 3PSA の3段階に分類される。

【取扱い嚴重注意】

3. (独)原子力安全基盤機構 (JNES) について

- ・ PSA は何億かかるというものではないので、JNES の独自判断でできるようになったが、PSA は JNES の自主研究であったため、委託関係からくる説明義務はない。そのため、リスクについて聞きたくない保安院に積極的に説明することはなかったし、JNES 側でも成果を規制に反映させてもらわなければならないという意識を持っていない人もいる。
- ・ JNES になって、クロスチェック解析などの規制支援業務は NUPEC の時の 10 倍くらいになった。
- ・ JNES 法案の国会の附帯決議において、検査や審査をする人は産業界からの出向者にはさせないことになっている。規格基準部で、外注実験をやるのは出向者でもよかった。
- ・ 今は耐震安全部に出向者はいない。システム安全部には少し、廃棄物輸送は何人かの出向者がいる。
- ・ JNES になるとき、出向者がプロパーになったりしている。JNES に入ってくるのが、40 台前半までの人はよいが、40 台後半以降は (考え方が) 変わらない [REDACTED] [REDACTED]。

注：附帯決議 (抄) (衆・経産委、参・経産委ともに同一)

二 機構の役員及び職員については、原子力安全分野に造詣の深い適切な人材を起用するよう十分配慮するとともに、原子力施設の検査等の事務に従事する職員については、原子力安全規制の被規制者からの独立性・中立性の確保を図る観点から、原子力事業者等からの出向者を充てないようにすること。

4. 産業界や経済産業省との関係について

- ・ リスクについて、産業界からの出向の人とも、通常業務では普通には議論することができるが、外での会議等において電力会社の人が一人でもいると黙ってしまう。学会でも同じで、会議で本音を言う人はいない。打合せを持ったとしても、産業界側で事前に意見調整をしていて、打合せではどの社の人に聞いても統一見解しかいわない。
- ・ クロスチェックにおいて、JNES が小さな間違いを見つけても、電力会社側が自分で見つけたこととし、修正申請をして直した物が公表される。例外は日本原燃の [REDACTED] 施設の時であり、3 施設を順に作った際に、1 つ目は供用中、2 つ目が工事中、3 つ目のチェックで、安全評価の計算間違いに気づいた。工事の変更は県に連絡する必要があったため、計算ミスを発表して修正させた。

5. アクシデントマネジメント (AM) について

- ・ (原子力安全委員会の) 共通問題懇談会報告書の議論には参加していない
- ・ 当時の事情は原子力安全審査課マエカワ企画係長 (現、JNES 企画部次長) が詳しい。
- ・ 原子力安全研究協会で、近藤氏の指導で、幹事役として PSA の手順書を作った。

【取扱い厳重注意】

また、私は通商産業省の原子力発電技術顧問ではないが、その顧問会において、AM策の検討に必要な PSA の手順を説明をするなど、その後、PSA の手順については実務に関わる。

- ・最初の PSA は内的事象を対象としていた。
- ・AM については平成 23 年 7 月 15 日の早稲田大学と東京都市大学との共同原子力専攻で福島原発に関するシンポジウムのためにまとめた資料があるので、それを参照して欲しい。
- ・非公表の資料であるが、「安全裕度評価検討会」の報告書「アクシデントマネジメントの今後の進め方について」（平成 4 年 7 月通商産業省資源エネルギー庁）に当時の考え方がまとめてあり、公益事業部長通達は、これと同じである。当該資料については、公開性と所有権の問題があるので適切に扱って欲しい。
- ・公共事業部長通達の「電気事業者は、引き続き PSA 手法の精度を高めかつ、『その範囲の研究を行う』とともに、」については、『我が国の地理的・外部起因事象としての地震等を考慮した PSA の実施に向け、実現可能性のある計画を立て、早急に研究・開発すべきである』という文案であったが、電力会社側が Public Acceptance (PA) を配慮し、当該記述を『その範囲の研究を行う』とした。
- ・H4 当時は、内的事象の PSA だけだが、(報告書の 5. (1) ②ロ) の引き続き PSA 手法の範囲の拡大する研究を行うという部分で、) 今後外的事象 PSA も行うことを目指していた。公共事業部長通達では、レベル 1 PSA などとしか書いてないが、当時は内的事象のみを意図していたことが読み取れる。
- ・通商産業省は、津波リスクまでは出てこないが、日本では地震のリスクが大きいと認識し、現時点で地震 PSA の技術はないが、いずれ地震に対する PSA を実施し、AM を行うとは書いてないが、そういう方向であったというのは間違いない。アメリカでは PSA 又は簡便な「マージン法」を用いて、外的事象も含め、すべてのプラントについてリスクの確認をしていたが、アメリカではほとんどのプラントが地震のない東海岸にあり、地震の多い日本にそのまま手法を適用するのは無理であった。
- ・なお、日本の地震 PSA (原子力発電所の地震を起因とした確率的な安全評価実施基準：2007 (AESJ-SC-P006:2007)) は世界でも最良のものであり、NRC が翻訳したいといい、IAEA でもこれをもとに議論をすることになっている。
- ・H6 に内的事象の PSA を電気事業者は代表炉について結果をまとめ、 当時は、いずれ絶対値を公表するが、新聞にワースト 10 などと載っては困るので、電力会社は絶対値を公表していなかった。今はすべて公開している状況である。
- ・H4 の保安院から各事業者への要請に、自分は関わってないため、保安院として規制化するか検討していたかどうかはわからない。
- ・各事業者の AM 検討報告書については、実は H5.12 に PWR, BWR が一冊ずつ提出があり、通商産業省の顧問会において、非公開で評価を始め、H6.3 に電力会社から提出があり、H6.10 には妥当と評価し、安全委員会に報告した。
- ・H4.6 に要請した定期安全レビューの中で、PSA の実施と AM の有効性把握・対策

【取扱い嚴重注意】

立案について、保安院が専門家の意見も聞きつつ、最新の知見を踏まえた定期的評価を行っていた。

- ・ H14.3 に停止時 PSA が日本原子力学会の標準委員会で策定され、近藤氏が次は地震だねと言ったが、XXXXXXXXXX 火災にさせて欲しいと言い、次年度は火災 PSA で仮合意、地震はその次となっていた。
- ・ しかし、H14.8 の東電いわゆるシュラウド問題をうけて、H15.10 に（実用発電用原子炉の設置、運転等に関する）規則が改定され、定期安全レビューが法定化されたが、3項目あったうちの3番目の PSA 実施と AM の有効性把握及び対策の立案という内容は法定化されず、事業者の自主的取組のままであった。しかし、それまで自主といえども保安院による AM の定期的な評価を行っていたのに、それを機に保安院の評価を行わなくなった。本来は、PSA の範囲の拡大で、外的事象も行うことになっていたが、それについても無くなってしまった。
- ・ 近藤氏も参加していた保安院の（総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会の）「検査の在り方に関する検討会」において、なぜ3項目目を規制にいれないかと聞いたところ、保安院は事業者による AM の公開はやらせると答えただけであって、なぜ保安院が評価を行わなくなったのかわからない。その後、電気事業は、PSA を公表していると思うが、指導する人もいない状況なので、従来の内的事象だけになっていると思う。
- ・ 当時、我々リスク屋としては、その時期にちょうど動いていた耐震設計指針の改定中で、残余のリスクを入れて、外的事象に対する AM の整備をさせようと動いていた。しかし、残念ながら耐震バックチェックが半分も終わらないうちに今回の大震災がきてしまった。
- ・ H15.12 にリスク情報の活用の中間報告がでたが、H15.11 でリスク情報の活用を検討することになり、内的事象についてのリスクを運転管理などに活用できないか検討し始めたが、外的事象のリスクが評価できていないということから、外的事象について検討され始めたが、当時はまだ、地震 PSA の手法は確立されておらず、試解析の状況であった。
- ・ H18 の安全目標専門部会では外的事象の具体的な検討はしていない。安全目標は PSA を用いずに、外側から海外の事故や原発以外の事故などのリスクを参考に目標を定めるが、評価には PSA を用いる。
- ・ 具体的な外的事象が検討に出てくるのは、H17～H18.3 に性能目標を決めるときであったが、当時の JNES 以外の電力会社からの資料は、内部事象に限られていた。
- ・ 日本の性能目標は、 10^{-4} ～ 10^{-5} と海外に比べて一番リスクが高いが、他の委員が心配したのは地震のリスクであり、 10^{-4} ～ 10^{-5} でぎりぎりという意識があったのではないと思う。内的事象に限ればもう1，2桁小さくできる。また、その時には地震リスクの絶対値は公表していない。
- ・ 安全目標・性能目標に関しては、昨年12月安全委員会において、「原子力安全委員会の当面の施策の基本方針について（平成22年12月2日22安委決第33号）」を決定しており、それに基づく「当面の施策の基本方針の推進に向けた外部の専門家との意見交換」を2月から2回開いたところで、東日本大震災となった。2回の

【取扱い厳重注意】

会議においては、耐震リスクを入れない規制要件化はおかしいと発言している。東日本大震災で中止となったが、3月16日にシンポジウムでやる予定だった資料を参考にして欲しい。

- ・ 今回の3.11の後であっても、「決定論者」の考えは変わっていないと思う。S2は限界地震であり、明確に書いてはいないが、絶対はないと解釈している。そう解釈する人からすれば、地震に対するAMはいらないことになる。
- ・ AMは最新知見を反映するとなっているが、形骸化しており、例えば、平成22年の中国電力島根原発3号炉のAMは、15年前とほとんど同じだった。
- ・ 近年、ヨーロッパでは、シビアアクシデントに対しては、AMではなく、ハードで対応することが検討されている。フランスのEPPではディーゼルを4機、両側におき、物理的に離してテロ対策としても措置しており、セキュリティとセイフティは効率的にやっていくことになっている。

6. 地震PSAについて

- ・ 地震PSAについては以下の2点により、個別プラントの絶対値を公表することはなかった。
 - ①外的事象のPSAは不確かさが内的事象PSAより大きく、現段階で絶対値を公表することは混乱を招くという意見があった。
 - ②解析に必要な、詳細なプラントデータは、規制ではないため、電力会社に自主的に貸してもらっている。2004年頃に絶対値を毎日新聞にすっぱ抜かれて問題となったこともあり、電力会社からはっきりと絶対値を公表するなら貸さないと言われたわけではないが、コードを借りるためには絶対値を公表してはいけないという雰囲気であった。コードを出す出さないで年単位で揉め、当時の原子力発電安全審査課の企画班長が仲介を行い、地震PSAを規制に使う場合は改めて仕切り直しを行うことで合意し、まずは勉強用としてデータとして借りた。
- ・ なお、安全規制の考え方として、規制側は、手法を開発し産業界に推奨し、標準的な炉について実施するが、個別炉については事業者が行い、その妥当性を規制側がチェックするという整理であった。そのため、個別の炉についての絶対値の公表は、我々規制側がすることではないという考えもあった。
- ・ 地震PSAによると、内的事象に比べ、地震による炉心損傷などのリスクが桁で大きく、安全委員会や保安院には絶対値を記載した資料で説明している。そのため、耐震指針改定の中で、我々は確率論的な考え方を入れるように主張できたし、近藤氏がグループリーダーを勤めた原子力安全基準専門部会耐震指針検討分科会の基本ワーキンググループの中間報告(H15)にも記載された。最後のところで、残余のリスクが入ったのは、我々の努力によるものである。

7. 耐震指針改定について

- ・ 耐震設計審査指針の改訂に先立ち、原安委からNUPECに調査の委託がなされた。数年間調査を行ったが、最初の2年間程は、兵庫県南部地震を受けた高圧ガスの耐震設計改定や建築基準法改定、世界の耐震設計基準の動向に関する調査であり、

【取扱い厳重注意】

最後の2年程は耐震指針改定にむけた議論であった。

- ・また、耐震指針改定の議論は社会的影響が大きい。
- ・当時は、委員会についてはなるべく公開するが、すべて公開ではないという時期であった。委託による委員会は非公開で、地震 PSA の絶対値を記載した資料なども用いて、本音で議論した。委託の報告書は、委員会とは関係のない調査内容の報告書となっており、当時の議論については内部資料としてもまとめたものもなく、議事録も残っていないはずである。
- ・安全委員会からの委託であったが、司会や議事進行は保安院が行い、NUPEC からの委員はおらず、自分が NUPEC を代表してオブザーバーとして参加した。リスクの専門家として、近藤駿介氏、飛岡利明氏が委員に入っていた。
- ・記憶に残っている議論の内容としては、公開の安全委員会の前哨戦であり、改訂する必要性の議論から始まった。立地指針でいうところの重大事故、仮想事故に相当する物が、外的事象の耐震設計指針にはない。従来の耐震設計指針は、S2 以上の地震は考えなくてよいとなっており、S2 の地震では重要な機器は必ず耐えられるとなっていた。そのため、従来から関わっている先生には、S2 以上は来ないので、何も考える必要はないという論理であった。しかし、システム安全を考えているリスクの専門家は、S2 を超えるリスクを考えるべきと思っており、内的事象についてシナリオレスだが仮想事故を考えており、それに対応するようなシビアアクシデントを考慮に入れることが必要と考えていた。また、当時の安全審査課長から、内的事象を主たる対象としている安全設計審査指針に対しては、確認するための安全評価審査指針があるが、外的事象を対象とした従来の耐震設計指針には設計指針のみで、評価指針がないので、耐震評価指針が必要なのではないかとの意見もあった。委託の時代の議論に津波が出てきたという記憶はない。
- ・公開の原子力安全委員会では、WG に専門委員として参加したが、実態としては、NUPEC のスタッフに手伝ってもらい、NUPEC の代表という位置づけで参加した。
- ・分科会は H13.7 にできたが、当初の数回は参加しておらず、23 項目が抽出されるまでの議論は分からない。自分は、WG が発足した H13.12 からであった。
- ・基本 WG、地震・地震動 WG で、津波の議論があったのかどうか、自分はよく覚えていない。
- ・第 6 回の地震・地震動 WG で、阿部委員から津波を耐震指針で取り扱うべきか、行政庁の詳細設計レベルの審査に任せるべきかの問題提起がなされたにも係らず、入倉グループリーダーより議論の俎上には上げないこととされたとのことであるが、自分は当時の議論は覚えていない。
- ・委員に津波の専門家が入っていなかった。安全委員会としても産業界としても津波に対する認識がそれほどあったとは思えない。どのような委員をいれるかべきかの相談は受けていない。
- ・システム安全の専門家と耐震の専門家では、技術者の専門が違うのはもちろんだが、原子力安全委員会の審査部会も通商産業省の顧問会もそれぞれ別の委員会に別れており、通常、接点がない。実際の安全審査をする場合には、安全委員会、通商産業省ともに、システム安全、被ばく、耐震の 3 つの WG を作って審査を行っていた。

【取扱い嚴重注意】

システム安全の WG の炉心解析においては最後に被ばく評価が議論となるので、システム安全と被ばくの WG はよく合同会議を開催していたが、耐震については S2 の地震動まで考えればよく、安全上重要な機器は絶対に壊れないように機器を作るので、他の WG と合同で議論する必要はない。審査課の担当官はすべて見るが、顧問会で合同でやることは一回もなかった。また、安全委員会でも、実質的な議論は WG で行い、部会でまとめて議論したというのは聞いたことがない。

- ・分科会でのとりまとめの議論で、(平成 17 年 10 月の第 29 回分科会のときに) 自分自身津波を明示的に指針に書くべきといった発言をしている。安全設計指針にはその他の自然現象という項目があるが、安全設計指針の部分を中心に審査するシステム安全の WG には、津波や斜面崩壊を確認できる専門家がない。改正前の指針には津波も斜面安定性も書かれていないため、もし今回の耐震設計指針に、津波や斜面崩壊が記載されてないと、耐震の WG で審査しないことになってしまう。津波や斜面崩壊については耐震の WG で審査してもらわなければ困るという思いから、耐震設計指針に津波や斜面崩壊の記載を入れるべきだと主張した。
- ・津波の部分の記載は少ししかないが、地震動で要求している内容と基本的には同じ考え方で、同じレベルで対応して欲しいという思いで、地震動の部分と同じ表現にしてもらった。津波について、残余のリスクは別としても、地震と同じように、不確かさを考えて、地震と技術は違うかもしれないが、できる範囲で津波ハザードを考えて欲しいという思いだった。
- ・「極めてまれな」津波という記載に対しては、津波については議論してないから、どのような確率まで考えるかとのイメージはなかった。実際の審査は当時の最新の知見を集めて行っており、中間貯蔵施設の安全審査では火山も考慮したりしているので、指針に入っていないからといって、過去全く検討していなかったと言うことにはならないが、津波は従来の耐震指針には入っておらず、新耐震指針でも随伴で片付けられていた。
- ・昔の耐震設計指針の時代は、電気協会の規定を保安院が技術評価し、指定して審査に使用していた。新しい耐震設計指針案のパブコメの時期に、保安院から電気協会に対して民間基準の改訂が望まれる要望していた。その後、電気協会が基準を改定したが、中越沖地震の知見を踏まえないといけないことや、バックチェックの評価途中であり、まだ保安院は技術評価していないと思う。しかし、 審査時に 用いる基準は民間規定でよいということになっているが、具体的な民間規定が決められていないので、よくないと考えている。
- ・2006 年 12 月のエネルギーレビューに当時の考え方が書いてあるので、参照してほしい。

8. 耐震のバックチェック

- ・自分は保安院から事業者への耐震バックチェックの依頼内容には関わっていない。
- ・耐震バックチェックのレビューをする時期には、JNES をやめて技術顧問になっており、具体的な細かい部分は見ていないが、後任の 部長からは相談を受けていた。

【取扱い嚴重注意】

- ・バックチェックの途中で、中越沖地震が起き、その知見を踏まえて JNES がレビューすると、不適格なる炉が出てくる可能性があり悩んだり、議論をしたりしたが、最後は技術的に正しいレビューをした。
- ・事業者から挙がってきた報告をレビューするのはあくまでも保安院自身であり、外のセクションの人も呼んでチームを作って実施していた。そのうち、専門性の高い部分について、JNES がクロスチェックを実施するが、対象となるプラントは半分程で、そのプラントでも、すべての部分は見ない。
- ・例えば、保安院が事業者から報告されたハザードを専門家を呼んで評価し、JNES はそのハザードを用いてクロスチェックをする。JNES で Ss から評価することもあるれば、Ss を用いてウワモノだけ評価することもあった。さらに、重要そうなもの、弱そうなものだけで実施ということもあった。 [redacted] こちらは 10 数人の体制でもあり、全プラントのすべてのクロスチェックをしたわけではなく、実質としては全体の 2, 3 割のクロスチェックを実施していたと思う。
- ・当時は電気事業者が 3 年でやると言っていた。柏崎刈羽原発やもんじゅなどは運転するために最終報告となっているが、全体としてはまだ半分も終わっていない。
- ・浜岡原発については、東海地震との関係から、中部電力から一番早く中間報告が提出されたが、そのレビューの途中で中越沖地震が起こった。当時は、なぜ昔の S2 の地震動の 2, 3 倍になったかすぐに分からなかった。これを解明しないと、他の全プラントの評価ができないので、浜岡の中間報告のレビューは中断した。
- ・その後、浜岡原発のバックチェックでは、JNES で津波のレビューを行っている。

[redacted]

[redacted]

[redacted]

[redacted]

- ・なお、2002 の津波評価技術については、泊原発 3 号炉のシステム安全の審査を行っている時に初めて資料に出てきて知った。いい物であるという話は聞いたが、国として技術評価をしてオーソライズしたとは聞いていない。したがって、安全委員会の中で、2002 の津波評価技術を使えばよいという議論はなかった。
- ・JNES の中で津波の評価は、[redacted] と今村氏の弟子の [redacted] が担当しており、その上司のグループリーダーは [redacted] で、さらにその上司が [redacted] である。
- ・浜岡のクロスチェックでどうだったかまで記憶はないが、津波に関しては、主に東北大学の今村先生の指導を仰いでいる。

9. 津波 PSA について

- ・約 8 年前に 2 年間解析部長をやったが、その時には津波 PSA の研究は行っていない。地震 PSA をやれば、次は津波 PSA という意識で、総括参事の時代に始めた。
- ・原子力学会の標準委員会で、H19.3 に策定した地震 PSA (原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007 (AESJ-SC-P006:2007)) には、なぜ津波が入らないのかという議論もあったが、津波 PSA と地震 PSA では用いられる技術が違い、順次、地震起因の津波や火災を行うということで、津波は入っていない

【取扱い厳重注意】

い。

- ・ H18.3 に（金沢地裁が）北陸電力の志賀原発（2号機）の（運転の差し止めを命じる）敗訴判決や、H18.9からの耐震バックチェックが始まっていたこともあり、安全委員会事務局長も、ともかく地震をまとめてほしいという状況であった。
- ・ 簡便なやり方を求める産業界と、地震のリスクの大きい日本では詳細な評価が必要と主張する我々との対立で策定に5年ほどかかり、かなりの労力を要したため、地震 PSA だけでもでへとへとであった。基準は作るだけでなく、実機に適用させる必要があり、耐震バックチェックもあって、産業界も JNES も地震対応で忙しく、すぐに津波の組織は作られなかった。
- ・ 津波 PSA を始めたのは3年前。何かきっかけがあるというわけではなく、地震が終わったので、地震起因の火災や津波をとということで、JNES で自主的に始めており、現在は津波 PSA だけでなく、地震起因の火災 PSA も研究している。
- ・ 現時点でも、津波 PSA は試解析にとどまっている。難しいのは津波ハザードである。地震 PSA においても、地震の規模や発生頻度であるハザードが一番難しく、不確定要素が大きい。津波では、ハザードの部分は津波の研究者が行い、我々システム屋はその技術を導入している。津波ハザードの技術は地震ハザードより後発である。
- ・ JNES の津波 PSA は、H20 の報告書が最初であるが、それは設計図上の設備の高さに対する津波の高さのみを見て、実際の防水対策を考慮せずに試算しただけであり、津波ハザードの評価ができていないものであり、不確かさが大きい非常に原始的なものである。そのため、コードを電力会社から借りているという状況もあり、地震の時と同様、慣例もあって絶対値は記載せず、規格化して公表している。
- ・ 一番難しい津波ハザードの部分は取り扱っていないが、数値の結果からだけの結果だけでは、一定以上の高さの津波がくれば、全電源喪失や海水系の損傷がおきる。全交流電源喪失が起こっても、通常は蒸気タービン系が8時間程はもつようになっているが、直流電源も喪失すれば、8時間もたず、そのまま炉心損傷にいたることになるという内容になっている。
- ・ 報告書完成当時、自分はすでに担当ではなかったもので、自分で保安院に説明はしていないし、当時の担当に聞いたところ、保安院には説明はせず、公表しただけのことであった。NUPEC 時代は委託研究であったため、必ず説明を行ったが、現在の JNES では委託関係からくる説明義務はなく、結果についてすべて説明しているものではない。最近でも保安院は、炉心損傷や格納容器損傷など、リスクを嫌う人が多く、聞きたくないという状況で、一方、JNES 側も積極的に説明したいという状況でもなかった。
- ・ JNES では、耐震安全部がハザードを評価し、システム安全部がウワモノのシステムを評価している。JNES の中では、当時の担当が報告書を PSA 検討会外的事象 PSA 分科会で報告をしている。
- ・ 2年前に土木学会のハザードの報告書があるが公開されていない。[] なぜかは不明だが公開しないという。今村先生に聞くと、一部の先生がいいと言っているが、全体としては公開するという話はない

【取扱い嚴重注意】

- ・津波が入ったら、機器がどういう配置をしているか知っている人なら、どうなるかすぐわかる。

1 0. 全交流電源喪失について

- ・安全設計指針のほかの部分で、電源の信頼性を担保させておきながら、長期の全交流電源喪失を入れてしまうと、指針の内部で矛盾したものになってしまうので、安全設計指針自身については、通商産業省の原子力発電技術顧問や原子力安全委員会の専門委員当時も疑問は抱かなかつたし、今でも正しいと思っている。安全設計指針と別に、確率は低くても、もしもの時の影響が大きいので AM として規制や自主取組で求めるのは正しいと思う。
- ・アメリカにおいても、ステーションブラックアウト (SBO) 対策は、通常の安全基準には入っていない。しかし、SBO が起きたときの影響が大きく、別の安全基準を作って対応させている。
- ・SBO については、電力会社が内的事象のみであるが検討しており、日本での SBO の確率は $10^{-7} \sim 10^{-8}$ / 炉・年である。アメリカは [REDACTED] 確率が $10^{-3} \sim 10^{-5}$ となっている。
- ・しかし、外的事象に対しての検討が行われておらず不十分であった。
- ・なお、今回アメリカで 3. 1 1 の後に確認したところ、過半数のプラントにおいて電源車かバッテリーを自主的に整備していた。

1 1. 今回の福島原発の事故について

- ・例えば、地震などの外的事象の場合は同時に故障することがある。内的事象に対する AM 策の整備しかしていないので、今回の津波に対して、うまくいかなかった部分があるのは当たり前のこと。典型的なのは、消火配管は耐震クラスがない。今回は生き残っていたようだが、耐震性はないことからわかるように、自然に対する AM は検討されてなかった。
- ・津波については、皆に概念的に認識はあったが、検討の遡上に上ることはなかったと思う。 [REDACTED] 地震は起きてしまえば地震動の伝搬は止められないが、津波は防潮堤で止めることができるため、津波の対策が進んでいなかったのではないか。
- ・中越沖地震で、S2 の 2, 3 倍の地震動があったが、安全上重要な施設はすべて耐えた。基準値の 1000 万分の 1 の放射性物質の漏れや、火災は起きたが、安全性は問題なく、えらい先生が 20 倍、30 倍は耐えられると発言したりしていた。あれで逆に慢心してしまったのではないかと、システム安全の関係者と話をしている。
- ・上のシステムをやっている人は、想定を超えて津波がやってくることはないと考えており、下の土木の人は入ったとしても深層防護が働いてなんとかなると思っていた。
- ・また、津波は 1000 年に 1 度まで考えていましたと新聞で回答している人がいるが、地震については 10 万年前までの活断層を調べて $10^{-4} \sim 10^{-5}$ の確率について検討し、 [REDACTED] コミュニケーションがとれていない

【取扱い厳重注意】

いと思った。

- ・すべてを把握できる人が必要というわけにはいかない。原子力発電所は巨大で、システム担当と耐震担当がコミュニケーションがとれるようなシステムの構築が必要ではないか。

1 2. その他

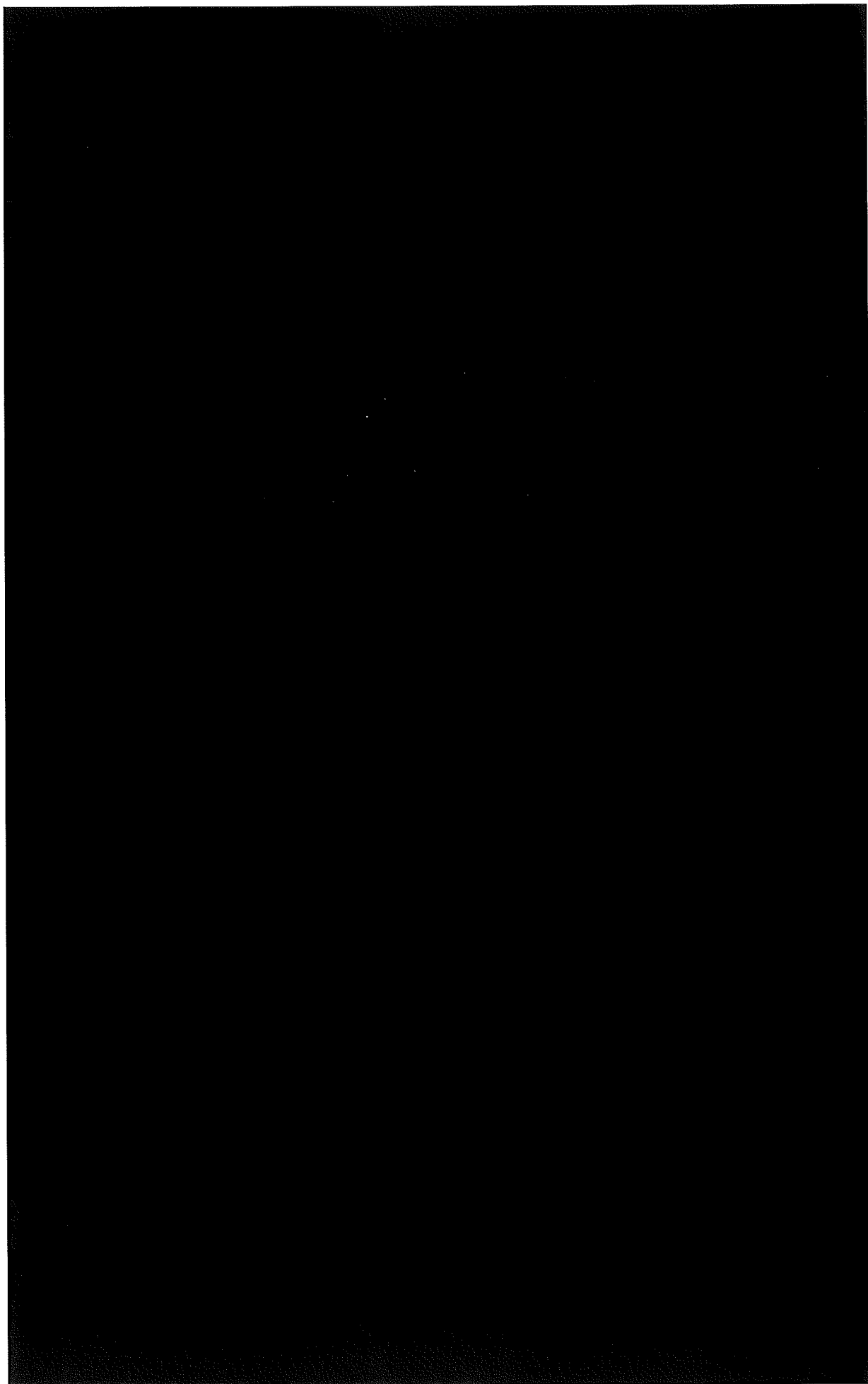
- ・日本のリスクに対する考え方なのかもしれないが、電力会社は当初は絶対値を公表せず、整備後の極めて小さい値のみを公表していた。アメリカは大きかったが直して小さくなったという形で公表しており、直して小さければよいという考えだった。また、フィンランドでは、 10^2 のリスクのが 10^6 になったと発表している。

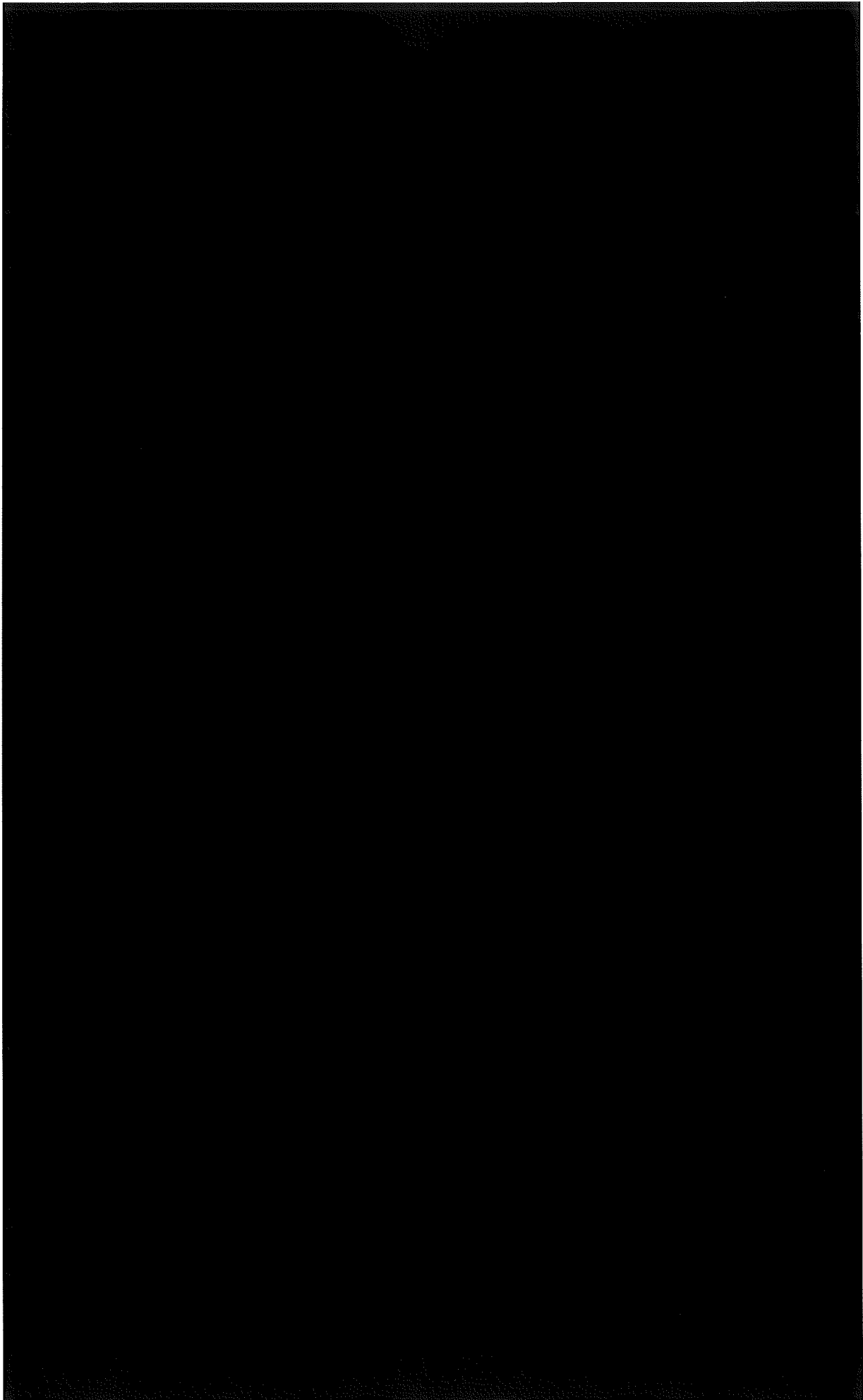
1 3. 7/28のメールによる追加意見

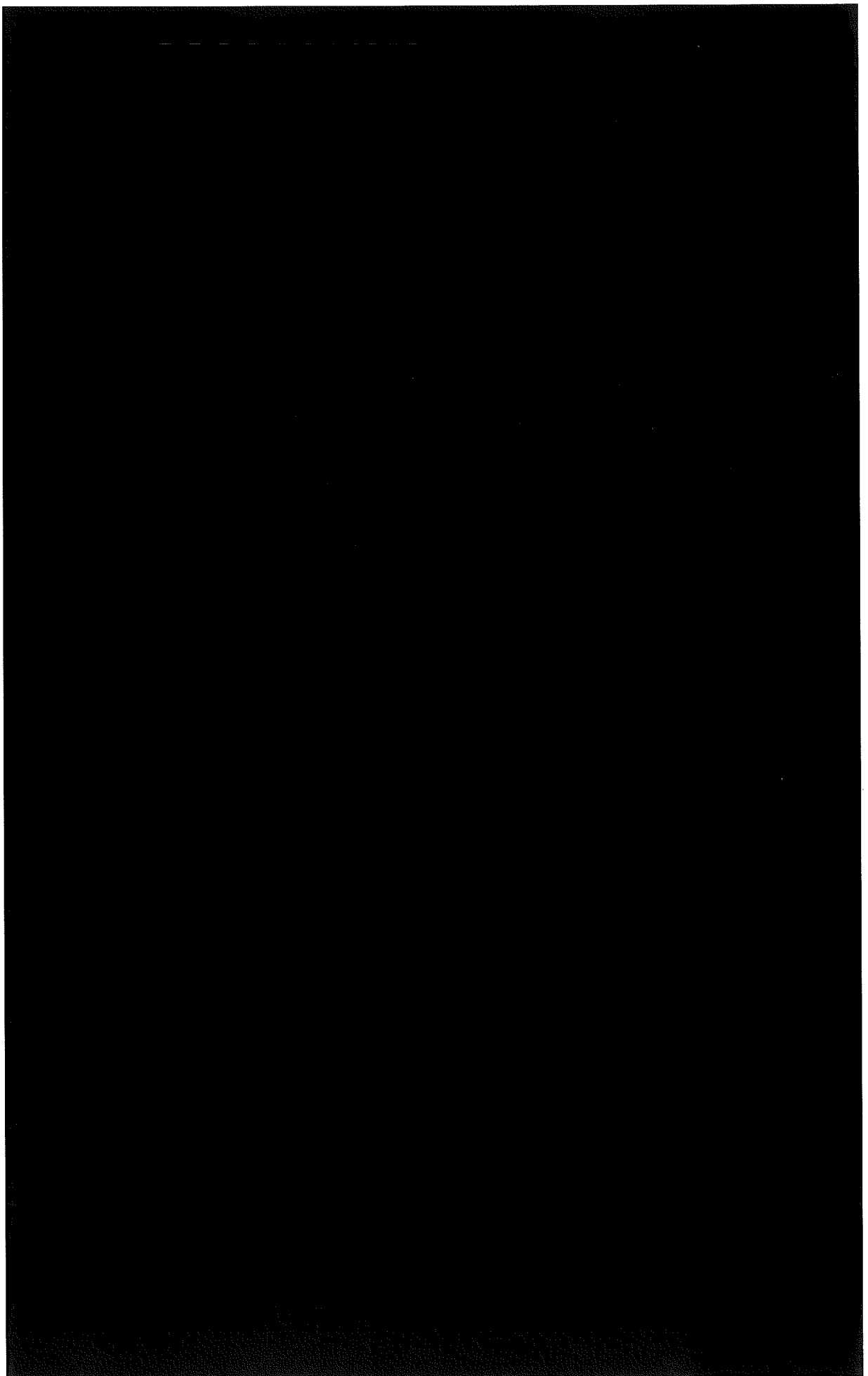
- ・厳しい地震、津波のない欧米（日本は立地場所が無い？）での今後の最大の焦点はSecurityです。日本のように、Securityは原子力委員会、Safetyは安全委員会と分かれていては、（規制の実務を遣るのはどちらも保安院ですが）WENRAの言うような一貫した効果的な対策は出来ません。今回明らかになったと言われている海水系がSecurity上もっとも弱点であることは、関係者は誰でも分かっていたこと。（津波に関係なく）

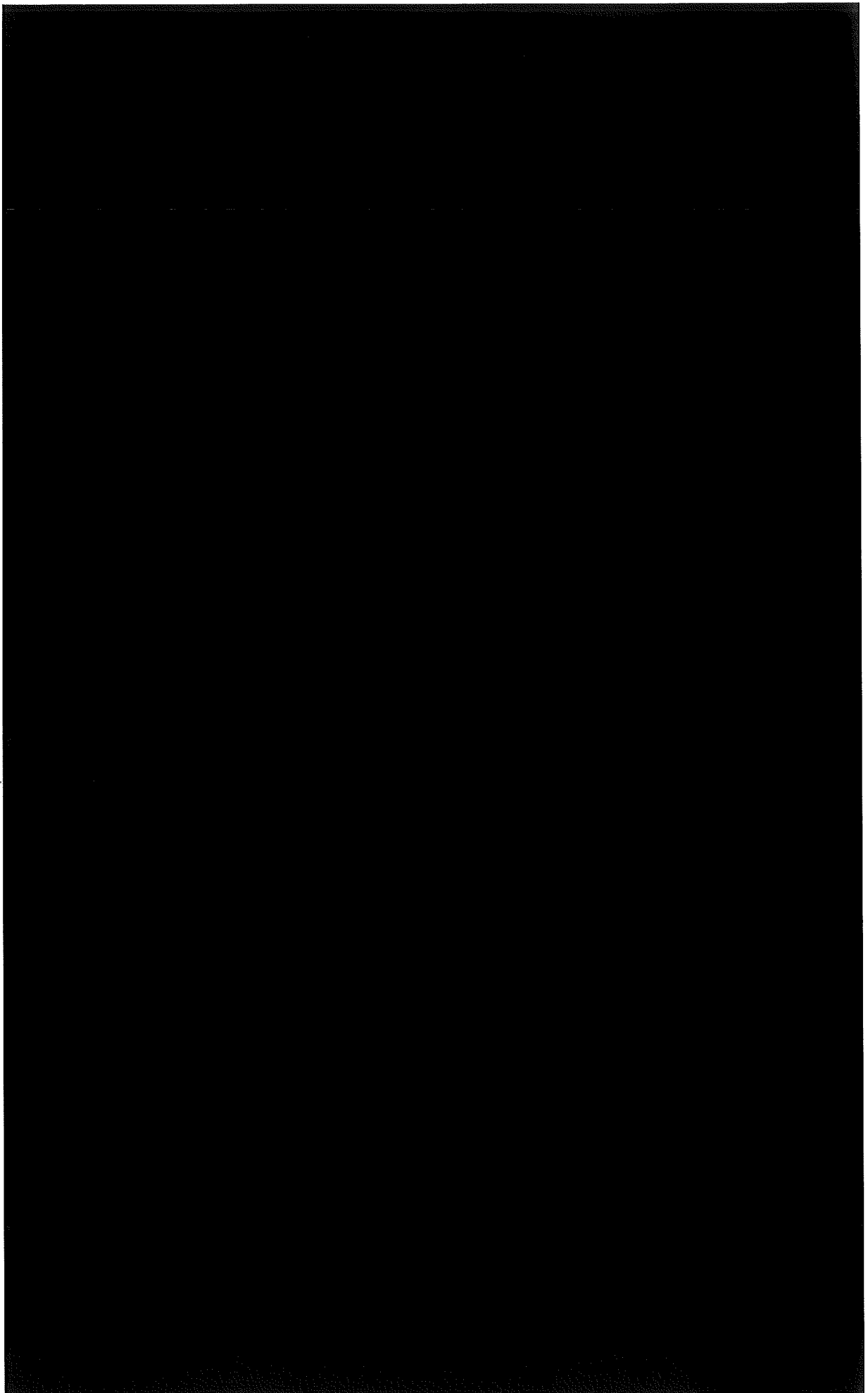
(別添1)

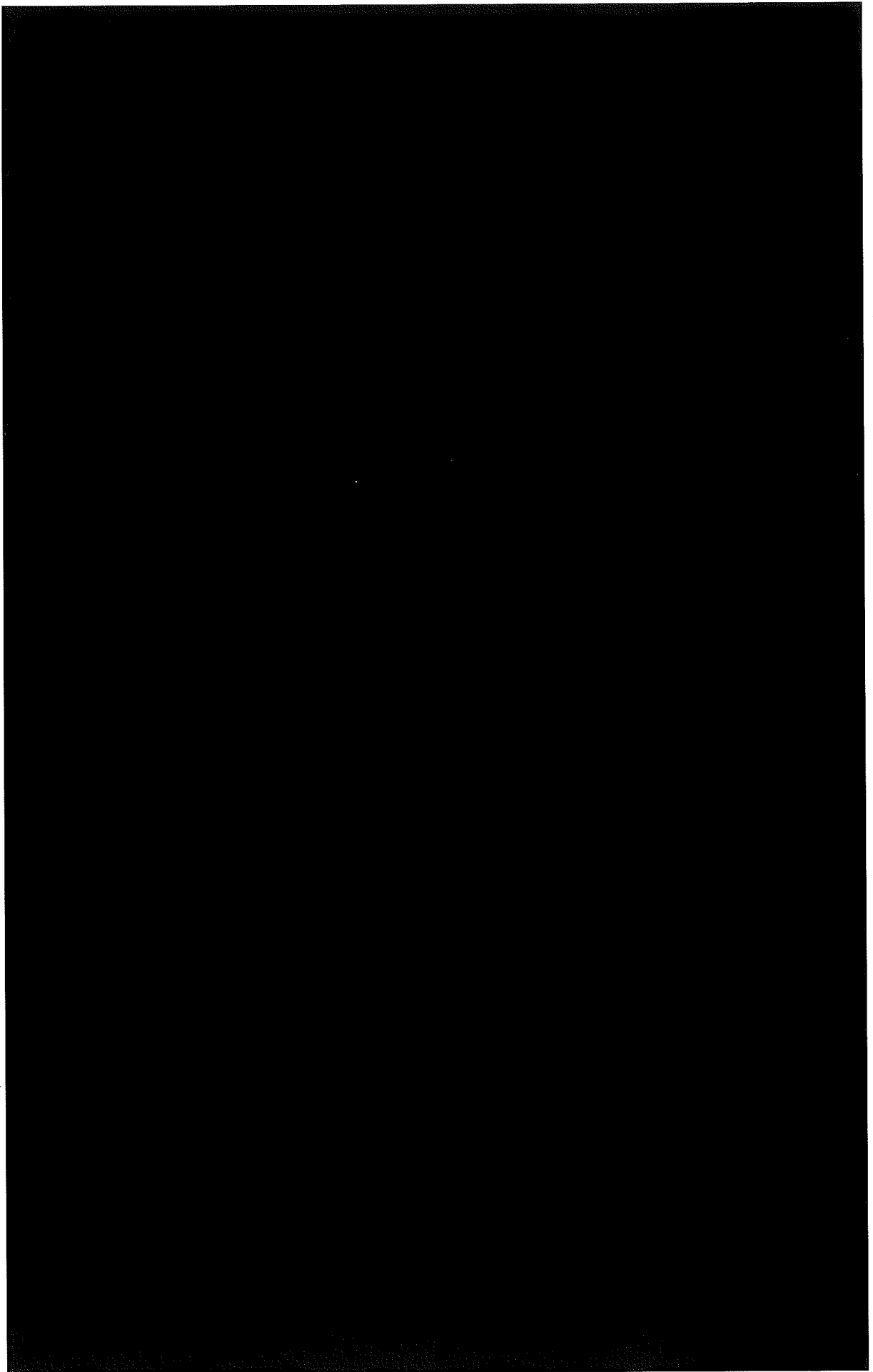
(別添1) エネルギーレビュー 2006/12号 P7-12
「新しい耐震指針の考え方」











安全目標・性能目標の役割

平成23年3月16日

東京都市大学
平野光將

1

説明内容

1. 安全目標策定の背景
 - 定量的安全目標策定の動き
 2. 我が国の安全目標・性能目標の策定、活用に関する取り組み
 - (1)安全目標に関する調査審議の中間とりまとめ(平成15年12月)
 - 安全目標の目的
 - 安全目標案
 - 今後の取り組み
 - (2)性能目標案(平成18年3月)
 - (3)耐震設計指針改定(平成18年9月)
 - (4)リスク情報を活用した安全規制の導入に関する関係機関の取り組み
と今後の方向性 (リスク情報を活用した安全規制の導入に関するTF報告書 (平成19年9月))
 3. 安全目標・性能目標の位置付け
 - 各国の補助的数値目標値
 - IAEA安全基準(設計)及び格納容器設計(指針)
 - 新原子力発電プラントの安全目標に関するWENRA声明(2010年11月)
- まとめ

2

1. 安全目標策定の背景

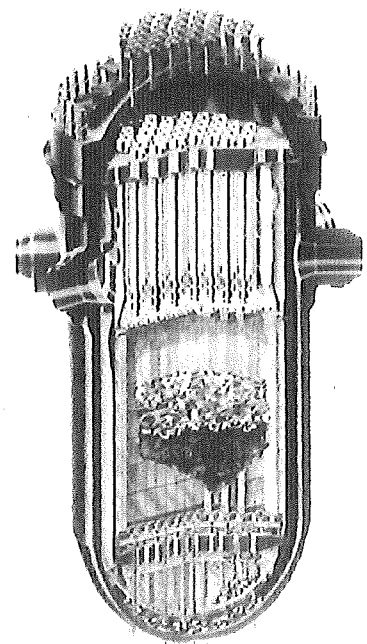
- ・社会における様々な事業活動には、非常に有益な成果をもたらすが、他方で周囲の人々の健康や社会・環境に影響を及ぼす潜在的危険性(リスク)を伴うものがあり、効果的にリスクを抑制することが求められる。
- ・この責任は第一義的にはその事業者にあるが、特に大きな影響をもたらす可能性のある活動に対しては、国は国民の安全を確保する責任から、その事業者に対して国民のリスクを十分小さい水準に抑制するよう適切なリスク管理活動を求めるなど、リスクの性状・大きさに応じて安全規制活動を行っている。
- ・このようなリスクを抑制するために、原子力施設に対する事業者の安全確保及び国の安全規制は、
 - 「異常発生防止」、
 - 「異常の拡大防止と事故への発展防止」
 - 「放射性物質の異常な放出の防止」という多重防護の考え方を基本としている。
- ・立地、設計、建設、運転の各段階で指針、基準等で到達目標が示されており、これらの指針、基準等も広い意味で安全目標といえる。

3

○定量的安全目標策定の動き

- * Chalk River研究炉の重大な事故(1952年)
- * ウィンズケールの環境汚染事故(1957年)
- * TMI-2事故(1979年)
- * チェルノブイリ事故(1986年)
- * オランダスキポール空港事故(1992年)
- * JCO事故(1999年)

- ・これらの事故の教訓を踏まえて、原子力施設の支配的なリスク要因である炉心が重大な損傷に至る事故(シビアアクシデント:SA)への対策を実施し、その発生防止とその影響緩和により、リスクの抑制を検討してきた。
- ・さらに、リスクを抑制する水準の指標として安全目標の検討を進めきた。
 - どこまでの安全を求めて規制を強化するのか？
 - どこまで安全なら十分安全なのか？
 - 原子力発電所の安全はどこまで期待できるのか？



1979年3月27日、TMI-2事故

- ・原子力安全委員会は、JCO臨界事故を踏まえた平成11年版原子力安全白書の「決意と今後の活動」において、リスク情報の概念に基づく安全確保を目指し、安全目標の策定に向けた体制や内容の検討を進めることを表明。

2. 我が国の安全目標・性能目標の策定、活用に関する取り組み

- ・「原子力安全委員会の当面の施策の基本方針について」(平成12年1月)において、定量的予測に基づくリスク管理が重要として、安全目標の検討を開始することを表明
- ・平成15年11月に「リスク情報を活用した原子力安全規制の導入の基本方針について」を決定

(1)安全目標に関する調査審議の中間とりまとめ(平成15年12月)

○安全目標の目的

- ・安全目標は、国の安全規制活動が事業者に対してどの程度発生確率の低いリスクまで管理を求めるのかという、原子力利用活動に対して求めるリスクの抑制の程度を定量的に明らかにするものである。

- ・安全目標を策定することには、次のような利益があると考えられる。

- ①リスクを十分小さく抑制するため、合理的に実行可能な安全確保活動の実施を事業者に求め、その実施状況を確認してきているが、「安全目標」は、こうした規制活動に一層の透明性、予見性を与え、より効果的で効率的なものにする。また、様々な原子力利用活動分野に対する規制活動を横断的に評価し、相互に整合性のあるものとするに寄与する。
- ②規制活動等における意思決定に国民の意見を反映することが求められるが、「安全目標」の存在は、指針や基準の策定など国の規制活動のあり方に関しての国と国民の意見交換を、より効果的かつ効率的に行うことを可能とする。
- ③事業者が「安全目標」を参照してリスク管理活動を計画・評価することにより、より効果的かつ効率的に実施することができる。

○安全目標案

1)定性的目標案

原子力利用活動に伴って放射線の放射や放射性物質の放散により公衆の健康被害が発生する可能性は、公衆の日常生活に伴う健康リスクを有意には増加させない水準に抑制されるべきである。

2)定量的目標案

- ・原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設の敷地境界付近の公衆の個人の平均急性死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。
- ・原子力施設の事故に起因する放射線被ばくによる、施設からある範囲の距離にある公衆の個人の平均がん死亡リスクは、年あたり百万分の1程度を超えないように抑制されるべきである。

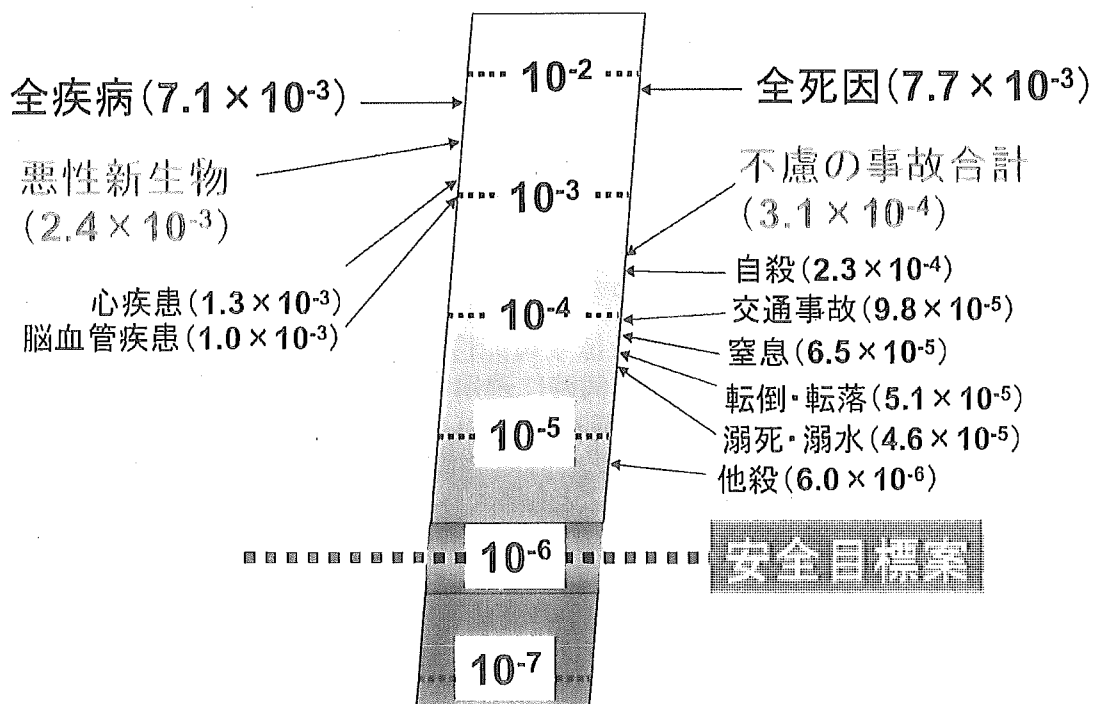
- ①公衆に放射線被ばくによる悪影響を及ぼす可能性のある原子力利用活動を広く対象とする。しかし、あらゆる原子力利用活動に同時に適用することを当然とはしない。
- ②安全目標の指標としては、リスクの抑制水準について比較的議論が進んでおり、リスク評価技術が進展している公衆の個人に対する健康影響に関連したリスクとする。
- ③集団の健康リスクの抑制水準を定めることも考えられるが、ある範囲の平均個人リスクを抑制することにより、広範囲に被害をもたらす事故の発生確率を抑制する効果がある。
- ④様々な社会的リスクを規制の意思決定に反映するべきかは、さらなる研究が必要である。
- ⑤防災対策についてもその有効性や信頼性の評価を踏まえて適切に考慮する。
- ⑥個別施設について、合理的に実行可能なリスク低減策が計画・実行されていれば、リスク評価結果が年あたり百万分の1を超えても安全目標に適合していないとはしない。

○今後の取り組み

- ①多重防護を踏まえて、安全目標に適合していることの判断のめやすとなるプラント性能目標を示すことが合理的である。
- ②これまで安全目標を活用した経験がない我が国としては、許認可に係る審査指針、技術基準類の整備・改訂検討など、各種規制活動の合理性・整合性の判断の参考とする。ことから適用するのが適当である。
- ③個別の施設に対する規制等より踏み込んだ適用を行うのは、事業者側、規制側ともに経験を積んだ段階で着手するのが適切である。
→新耐震設計審査指針、タスクホース報告書等における検討(後出)
- ④安全目標は、原子力利用活動の規模や社会の安全水準の動向を踏まえて適宜見直しを行っていくべきである。
- ⑤原子力安全規制活動において、安全目標やその下位に位置する性能目標を効果的に利用できるようにするためには、
 - ・適切な品質管理の下で実施された原子力利用活動のリスク評価結果や、
 - ・この評価結果に付随する不確かさを考慮に入れて、安全目標等に対する適合性を判断したり、その知見を活用するための仕組み
 が合意され、利用可能とならなければならない。
不確かさが明示されたリスク評価結果は、不確かさが明示されていない結果に比べて何をどこまで信頼して良い結果であるかが分かり易い。
- ⑥策定される安全目標が社会に広く受け入れられるためにも、安全目標の目的や内容、適用法、リスク評価の根拠や考え方等について、十分に国民に説明し、理解を得ていく努力が必要である。

安全目標(案)のイメージ

出典:「人口動態統計」(厚生労働省) 2001年データより



(2) 性能目標案(平成18年3月)

- ・原子力施設では多重防護の考え方が安全確保の基本的考え方であることから施設が安全目標に適合しているかを判断するめやすとなる水準を性能目標として検討しておくことは合理的である。

性能目標案: 次の指標1及び指標2を同時に満たすこと

指標1 炉心損傷頻度(CDF) : 10^{-4} /年程度

指標2 格納容器機能喪失頻度(CDF) : 10^{-5} /年程度

(将来炉におけるより高い安全水準の追求)

将来設計される発電炉については、今後も最新の技術を採用入れ、より一層安全性の高い発電炉の開発に努めることを期待する。

(性能目標を用いる際に考慮すべき事項)

- ・複数基の発電炉が立地するサイトにおいては、性能目標を用いる際は基数の影響を適切に考慮すべきある。
- ・地震等の自然現象に起因する事象のPSAでは、ハザード評価、フラジリティ評価等に必要な知識の不足等のためより大きい不確かさが伴うとされており、また適用の経験が限られている。性能目標を実際に活用するには、こうした要因も考慮する必要がある。

(性能目標を用いる利点)

実際の設計において安全機能又は系統、機器の必要な信頼性を定める基礎として利用できる。また、日々の安全運転管理により密接に関わりリスク情報の活用につながっている。

(3) 耐震設計指針改定(平成18年9月)

・改定指針では、

- ①適切な S_s を想定し、 S_s に対して重要な系統・機器・構造物が安全機能を維持するように設計することで、原子炉等規制法にある災害を起こさないことを求めている。
- ②しかし、基準地震動 S_s を上回る強さの地震動が生起す可能性は否定できないとし、 S_s を上回る地震動によるリスクを「残余のリスク」とし、「残余のリスク」を合理的に実行可能な限り小さくするための努力が払われるべきことが求められている。

・原子力安全基準・指針専門部会報告書には、

- ①「客観性・信頼性を備えたリスクの定量的評価手法の確立、
- ②リスクに対する明確な定量的目標値(安全目標又は安全目標から導出される定量的性能目標等)の設定

が不可欠であり、関連する技術開発、総合的な検討の促進、決定論的手法と確率論的手法の融合等について、一層の精力的な取り組みが必要である。残余のリスクに対する定量的な評価の試行的実施を進め、設計段階以降における活用を図ることが有効である。

今後共、評価手法の精度向上、リスク情報活用のための一層の取り組みが積極的に実施されることを期待する。

との見解が明記されている。

(4) リスク情報を活用した安全規制の導入に関する関係機関の取り組みと今後の方向性 (リスク情報を活用した安全規制の導入に関するTF報告書 (平成19年9月))

リスク情報の活用に関する取組の進捗状況を評価するとともに、全体に整合の取れた進捗が得られるように、今後の課題と方向性を提言した。

(1) 進捗状況の評価

- ①改定耐震設計指針に「残余のリスク」が明記され、その評価が実施されるのは、リスク情報活用の本格的導入の検討に資する予備的試行として評価できる。
- ②検査制度見直しで、当初は決定論的安全評価とPSAから得られる機器重要度のうちより厳しい方をとって保全プログラムが作成され、経験を積みつつ、期待される安全水準を効果的・効率的に達成するための資源適正配分にも重点をおいたリスク活用が行なわれるとのことであるが、着実な進展が望まれる。

(2) 今後の課題と方向性

- ①安全目標や性能目標の確立と安全規制における位置づけの明確化
- ②重要度分類指針を始めリスク概念を含めた安全審査指針類の体系的見直し
- ③安全目標/リスク情報の包括的活用と個別施設への活用の両面からの推進
- ④リスク情報を活用した規制の意思決定プロセスの検討、確立
- ⑤耐震安全性等に係るリスク評価の推進
- ⑥原子力のリスクコミュニケーションの推進

11

3. 安全目標・性能目標の位置付け

各国の安全目標・性能の位置づけ、利用法は、次のようなものが挙げられる。

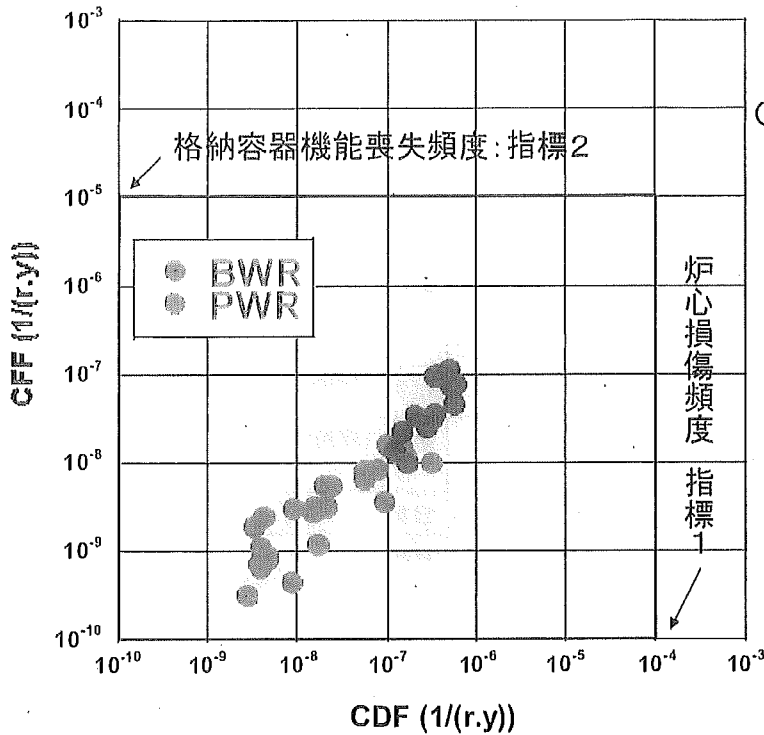
- ①「十分な安全」のレベルを具体的に示す。
- ②許認可政策・許認可体系に関する意志決定(新しい規制の検討、既存の規制の再検討等)の判断根拠とする。
- ③個別プラントの規制・認可の判断根拠(の一部)とする。
- ④設計や運転管理の目標として活用する。

各国の位置付けをまとめると次のようになる。

- ①多くの国で、公衆安全レベル(個人リスク、社会リスク)の安全目標を規制値そのものではなくても、規制等を補足する目標として活用している。
- ②個別原子力施設に直接的に規制に活用されている国は、オランダ、フィンランド、イギリス、アメリカ等に限られていたが、最近様々な形で拡大しつつある。
なお、オランダ、フィンランドでは安全目標が許可条件であるが、イギリスでは少数の原則が満たされなくとも、リスク低減に十分な配慮が払われていれば許可される。
- ③多くの国に格納容器破損(大規模な放射性物質の放出)、炉心溶融、重要な安全機能を持つシステムの信頼度に対する補助的数値目標があり、個別原子力施設に対してシビアアクシデント対策を含めた設計改良、運転手順書整備などに役立てており、また近年は、安全目標と直接リンクしないが、安全目標との整合性を考慮してリスク許容増加量を定めて、技術仕様書、供用期間中試験・検査などの運転管理の許認可にも活用されている。

12

我が国のリスク評価結果と性能目標案との関係



○既設52基の「出力運転時の内的事象」のPSAの結果(2004年)は、性能目標の値を十分に満足している。
地震リスク(残余のリスク)については耐震バックチェック(Phase1)に引き続いてPhase2として検討される。

原子力安全・保安院、「軽水型原子力発電所における「アクシデントマネジメント整備後確率論的安全評価」に関する評価報告書」(平成16年10月)

13

各国の補助的数値目標値(1/2)

ref. OECD/NEA "Use and Development of Probabilistic Safety Assessment CSNI,"
NEA/CSNI/R(2009)16, (Dec., 2009)

国	指標	値 (1/年)	規制上の位置づけ
米国	CDF	10 ⁻⁴	目標
	LERF	10 ⁻⁵ 10 ⁻⁶	目標 (既設炉) 目標 (新設炉)
	CCFR	10 ⁻¹	目標 (新設炉)
イギリス	CDF	10 ⁻⁴ 10 ⁻⁵	限度 (法的限度ではない) 目標
	LRF ¹³⁷ Cs >200TBq	10 ⁻⁵ 10 ⁻⁷	限度 (法的限度ではない) 目標 (線量/頻度の段階的)
フランス/ ドイツ	CDF	10 ⁻⁵ 10 ⁻⁶	限度 (法的限度ではない) (新設炉) 目標
	LRF/LERF	無視可能なレベル (10 ⁻⁶ ~10 ⁻⁷)	目標
スイス	CDF	10 ⁻⁵	限度(新設炉)、目標(既存炉)
スウェーデン	CDF	10 ⁻⁵	目標
	LRF 炉心内蔵量の0.1% 以上の放出	10 ⁻⁷	目標

14

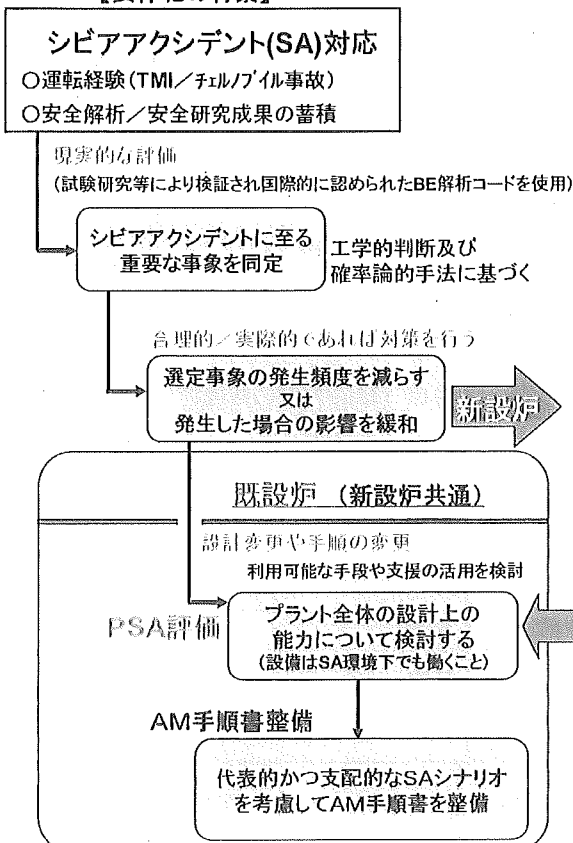
各国の補助的数値目標値(2/2)

国	指標	値 (1/年)	規制上の位置づけ
カナダ	CDF	10 ⁻⁴	目標 (既存炉)
		10 ⁻⁵	目標 (新設炉)
	LRF 137Cs>100TBq	10 ⁻⁵	目標 (既存炉)
		10 ⁻⁶	目標 (新設炉)
ロシア	CDF	10 ⁻⁵	目標 (既設炉)
	LERF	10 ⁻⁷	目標 (既設炉)
韓国	CDF	10 ⁻⁴	目標 (既設炉)
		10 ⁻⁵	目標 (新設炉)
	LERF	10 ⁻⁵	目標 (既設炉)
		10 ⁻⁶	目標 (新設炉)
フィンランド	CDF	10 ⁻⁵	限度 (新設炉)
	LRF 137Cs >100TBq	5x10 ⁻⁷	限度 (新設炉)
日本	CDF	10 ⁻⁴	目標
	CFF	10 ⁻⁵	目標

- (1) 多くの国で新設炉は既設炉より一桁小さい補助的数値目標値を定めている。
 (2) 多くの国で安全目標を個人死亡リスク(10⁻⁶/炉年)としているが、新設炉に対しても安全目標は変更せず、大量な放射性物質の放出頻度(格納容器機能喪失頻度(CFF)等)を10⁻⁶/炉年以下としている。これは社会的リスクの抑制の重要視と考えられる。

IAEA安全基準(設計)及び格納容器設計(指針)

【要件化の背景】



※ 欧米における新設炉に対するシビアアクシデント対策は、IAEAの安全基準にほぼ準拠している。

新設炉のSA設計要求

目標: 格納容器破損に至っても放射性物質放出を緩和し、緊急避難を要しないこと(影響は最小限に抑える)

以下を設計で対応する

- 早期の格納容器破損防止策
DCH/水素爆発/水蒸気爆発
- 晩期の格納容器破損防止策
溶融デブリ冷却設備/過圧破損防止設備
- 格納容器開放時(停止時等)のSA対策
- 格納容器バイパス対策(SGTR及びインターフェイスLOCA)
- 漏えいを抑制するための格納容器雰囲気中の放射性物質除去
- 二重格納容器(格納容器ベントは不可)

※ 格納容器緩和系を使用する場合には高温/高圧/放射性物質等の格納容器内SA条件を考慮

※ 水素制御設備の設置に際しては、SA時の水素発生、移行、混合挙動を評価

○ 設計段階においてPSAを実施

(概念設計段階で概略評価、その後詳細情報を得て繰り返し実施)
安全系における多重性及び多様性を含めて設計オプションの選択の支援に用い既設炉と比較して安全レベルが向上していることを確認する。

○新原子力発電プラントの安全目標に関するWENRA声明(2010年11月)

WENRA(西欧原子力規制者協会)は、チェルノブイリ事故を体験した原子力関係者の共通認識として、新原子力発電プラントの安全目標に関する次の立場を表明している。

- ①今後数年間において欧州で認可される新原子力発電プラントは、特に設計改良を通して、既存のプラントよりも安全なものとする。
- ②規制者は同じ方向で安全の向上を求め、これらの新プラントが高く(各国間で)同等の安全レベルを有することを確かなものとする。
- ③申請者は、規制当局への提出物を策定する際にこの共通した立場を考慮する。

○新原子力発電プラントに対するWENRAの7つの安全目標

01. 通常運転、異常事象、及び事故の防止

- ・通常運転の範囲内にとどまる能力を強化し、異常事象の発生頻度を低減する。
- ・異常事象を制御する能力を強化し、事故状態に拡大する可能性を低減する。

02. 炉心溶融を伴わない事故

- ・炉心溶融を伴わない事故は、サイト外への放射能学的影響を及ぼさないか、又は僅かな影響しか及ぼさない(特に、よう素錠剤、屋内外の退避が不要である)ことを確実にする。
- ・合理的に達成可能な限り、以下を低減する。

○すべてのタイプの想定されるハザード及び故障、並びに想定される事象の組合せを考慮した炉心損傷頻度

○すべての放射性物質源からの放射性物質の放出

17

03. 炉心溶融を伴う事故

- ・以下の定性的基準に従い、事故後長期を含めて、炉心溶融を伴う事故による環境への潜在的な放射性物質の放出を低減する。

○早期放出又は大規模放出に至る可能性がある炉心溶融を伴う事故が実質的に排除されていなければならない。

○実質的に排除されていない炉心溶融を伴う事故については、公衆に対して、面積及び時間の点で、限定的な防護措置しか必要とせず(永久移住が不要、プラントごく近傍以外での緊急時退避が不要、屋内退避が限定的、長期の食物摂取制限がない)、かつこれらの措置の実施に十分な時間を利用できるように設計対応をしなければならない。

04. 深層防護における各レベル間の独立性

- ・合理的に達成可能な限り深層防護を包括的に強化するために、深層防護のすべてのレベルについて、特に多様性のある対応を通して、各レベル間の独立性の有効性を強化する。

05. 安全とセキュリティのインターフェース 06. 放射線防護及び廃棄物管理

07. 安全に対するリーダーシップ及びマネジメント

※多重故障等によりSAに進展しそうな事象を、当初設計では期待しなかった設備、機器の安全機能を用いて、SAへの拡大を防止し、SAが生じた場合の影響緩和を行うAM対策から、

多重故障等によってもSAに進展しないように、当初設計における安全上重要な系統、機器の多重性、多様性の強化により、SAの発生、影響を緩和するSA対策に重点が移っている。

まとめ

- (1)立地、設計、建設、運転の各段階で指針、基準等で到達目標が示されており、これらの指針、基準等も広い意味で安全目標といえる。
- (2)各国は大事故の教訓を踏まえて、支配的なリスク要因であるSAへの対策を実施し、その発生防止とその影響緩和により、リスクの抑制に努めるとともに、これまで安全なら十分安全なのかの指標として安全目標の検討を進めてきた。
- (3)安全目標案(平成15年12月)、性能目標案(平成18年3月)を策定され、安全目標は、各種原子力規制活動の合理性・整合性の判断の参考とすることから適用するのが適当であり、個別の施設に対する規制等への活用は経験を積んだ段階で着手するのが適切である、とされた。
- (4)耐震設計指針(平成18年9月)において個別施設「残余のリスク」の低減。リスク情報を活用した安全規制の導入に関するTF報告書(平成19年9月)において安全目標の包括的活用と個別施設への活用の両面からの推進が提言された。
- (5)各国は安全目標・性能目標により、「十分な安全」のレベルを具体的に示し、設計や運転管理の目標として活用するとともに、許認可政策・許認可体系に関する意志決定、個別プラントの規制・認可の判断根拠(の一部)などに活用している。
- (6)多くの国でSA規制要件は定性的性能目標であり、その要件を達成しているかの判断の一つの根拠として定量的安全目標/性能目標を活用している。
- (7)新設炉に対する性能目標値は既設炉に対する値より小さく設定している国が多い。社会的リスク低減の考慮もなされている。
- (8)SAの発生・拡大防止、影響緩和は、既設炉は当初設計では期待しなかった設備、機器の安全機能を用いるAM対策、新設炉は設計で安全上重要なシステム、機器を強化するSA対策が重点となっている。

(付録)

個別原子力施設に対する安全目標・性能目標の位置づけ

OECD/NEA Working Group on Risk Assessment (WGRISK)の報告書NEA/CSNI/R(2009)16 (2009)

<カテゴリー区分>

1. 法的に満たすべき厳密な値

基準に合致しないなら設計は変更しなければならない。

- ・スイス:新規炉はCDF基準を満足しなければ建設・運転が許可されない。
- ・フィンランド:新規炉はCDF, LRF基準を満たさなければ設計改良を要求する。

2. 法的な強制力を伴わないが厳格な (strict)値

通常この値は超えてはならない。

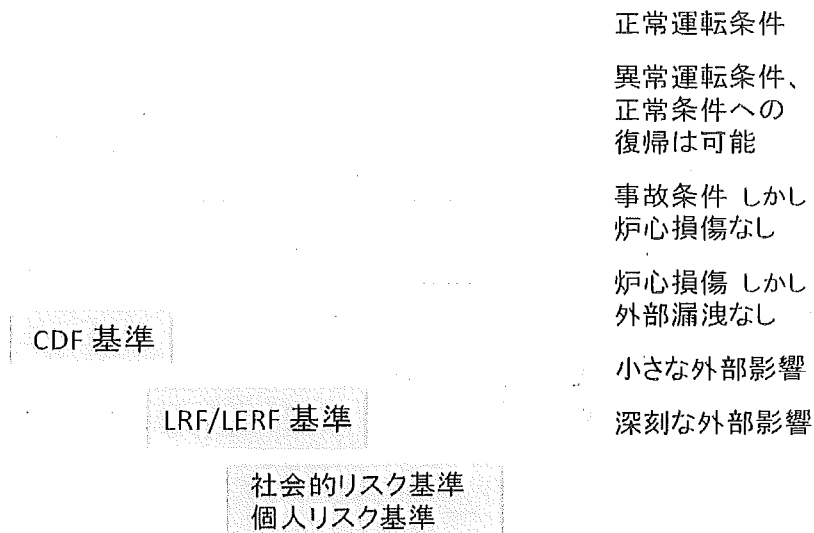
- ・フィンランド:既設炉は、特別の状況においてはSTUK-所長の判断により基準の適用除外がある(Safety As High As Reasonably Achievedを考慮)。

3. 目標値 (Target value) 、 指導値 (Orientation value) 、 期待値 (Expectation value) 又は安全指標値 (Safety indicator)

この目標に合致しないなら、費用vs便益あるいはALARP原則に配慮しつつ、設計改良を考慮すべきである。この基準値を超過すれば、規制当局の「監視」が増す。

- ・スイス:既設炉ではALARA原則の範囲で基準値を満足すべきである。系統的な調査とリスク評価の実施、及びリスク削減のためのcost effectiveな対応が要求される(Orientation valuesである)。
- ・英国:ALARP原則に基づきリスク削減努力をしているか否か、及び追加方策の必要性を判断する時に用いるガイドである。
- ・米国:基準は規制プロセスにおける一片の情報として用いられる(Risk-informed not risk-based)。
- ・その他多くの国(フランス、日本、ハンガリー、スロヴァキア)はこれに相当

起因事象 Cause Event		安全機能 Safety Function	安全機能 Safety Function	影響 Impact	
DBI level 1 異常運転及び 失敗の防止	DBI level 2 異常運転の制御 及び失敗の検知	DBI level 3 設計基準内に おける事故管理	DBI level 4 シビアアクシ デントの管理	DBI level 5 放射線影響 の緩和	DBI level 5 影響



○日本原子力学会リスク関連標準

(1) 制定、発行済み

- ①原子力発電所の停止状態を対象としたPSA手順(AESJ-SC-P001:2002)
+原子力発電所の停止状態を対象としたPSA手順2010(制定済み、印刷中)
- ②原子力発電所の地震を起因としたPSA実施基準(AESJ-SC-P006:2007)
- ③原子力発電所の出力状態を対象としたレベル1PSA実施基準(AESJ-SC-P008:2008)
- ④原子力発電所の出力状態を対象としたレベル2PSA実施基準(AESJ-SC-P009:2008)
- ⑤原子力発電所を対象としたレベル3PSA実施基準(AESJ-SC-P010:2008)
- ⑥原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準:
2010(AESJ-SC-RK001:2010)
PSA実施に際して必要なパラメータ算出手法と、それに必要なデータ、情報の収集、
分析の基準を規定(パラメータセット例の記載も検討中)
- ⑦原子力発電所の安全確保活動の変更へのリスク情報活用に関する実施基準:
2010(AESJ-SC-RK002:2010)
各種リスク(炉心損傷頻度他)情報を活用するための枠組みとなる既存の安全設計・
安全管理に対する決定論的な規制要求にリスク情報を組み合わせた安全確保の考え
方、許容基準、意思決定の方法などを規定

(2) 作成中

- ⑧原子力発電所の溢水を起因としたPSA実施基準

その他、火災PSA標準を作成準備中の他、実効的、本格的なリスク情報活用を進めるためのロードマップを作成している。また、立地評価事故などのDBAIにおけるソースタームの設定方法などの標準作成も視野に入れた活動を行っている。

耐震設計審査指針の考え方 と過酷事故対策について —「残余のリスク」の取り扱い—

平成23年年7月15日

東京都市大学 平野光將(JNES技術顧問)

1

発表内容

I. 耐震設計審査指針の考え方

1. 改定の背景と経緯
2. 改定耐震設計審査指針の特徴と意義
3. 残余のリスクの取り扱い
4. 耐震バックチェック

II. 過酷事故対策(アクシデントマネジメント:AM)

1. AM整備までの経緯
2. AM整備
3. 定期安全レビュー(PSR)
4. 緊急安全対策
5. 原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書
6. 我が国原子力発電所の安全性の確認について
(ストレステストを参考にした安全評価の導入等)

2

I 耐震設計審査指針の考え方

1.改定の背景と経緯

耐震設計審査指針は、原子力安全委員会が原子力発電所の耐震安全性を審査するための基礎とする公開内規であるが、原子力安全・保安院の行政庁審査でも用いられている。

■ 背景

旧耐震設計審査指針は昭和56年に策定されて20年余経過し、特に、平成7年の兵庫県南部地震に関する調査研究の成果等を通じて、断層の活動様式、地震動特性、構造物の耐震性等に係わる貴重な知見が得られており、また社会情勢の変化が生じた。

●地震学・地震工学における最新知見の蓄積等

- ・地震観測データの増加
- ・地震動策定方法の進歩
- ・震源を特定しにくい地震の発生
- ・3次元的地震動評価方法の進展
- ・動的地震応答解析等耐震設計技術の進展

●社会情勢の変化

- ・設計用地震動よりも大きい地震動発生の可能性
- ・一般公衆への説明責任

3

■ 原子力安全委員会耐震指針検討分科会(計48回)(平成13年7月開始)

- ・別途、基本WG、地震・地震動WG、施設WG を計31回開催

○活動プロセス

- ・分科会:耐震設計関連の23の検討課題の抽出
- ・各WG:23の検討課題に関する最新知見の調査、整理
- ・分科会:各WGにおける整理内容に基づき審議

(23の検討課題の最重要課題)

- ①地震時の安全確保の考え方と耐震指針の枠組み→「残余のリスク」
(確率論的手法と決定論的手法に係わる取り扱い)
- ②最新知見に基づく基準地震動策定方法 →不確かさの取り扱い
- ③直下地震に代わる震源を特定しにくい地震の取り扱い
- ④耐震重要度分類の考え方

その間、幾つかのサイトで指針の想定(S2)を越す揺れを観測したこと、また、平成18年3月末の北陸電力志賀原子力発電所2号機の運転指し止め判決において、金沢地裁が、

- ① 未知の直下型地震の想定が小規模過ぎる、
- ② 活断層の危険性の考慮が不十分、
- ③ 揺れの算定方法が妥当性を欠く、

と指摘したことが、分科会のとりまとめを加速させた。

4

2. 改定耐震設計審査指針の特徴と意義

改定耐震設計審査指針（新指針）は、5年数ヶ月の検討・審議を経て平成18年9月19日に策定されたが、

- ① 信頼性の高い地質・地盤調査を前提とし、不確実さを適切に考慮した基準地震動 S_s の策定方法の高度化
- ② S_s を超える地震動が生起する可能性は否定できないとし、 S_s を超える地震動による「残余のリスク」を認識し、それを合理的に実行可能な限り小さくすること

の明記が新指針の大きな特徴といえる。

5

(1) 地震を起因とする事象の特徴

一般に原子力施設の安全性は深層防護の原則に基づく確定論的な対策・評価によって達成されているが、地震を起因とする事象は、以下のような要因から機器故障や人的過誤等に基づく内的事象と異なる特徴を持つ。

- a) 地震・地震動は自然現象で人間が制御できないこと
- b) 兵庫県南部地震以降著しい進歩を遂げた最新技術でも地震・地震動の規模、頻度、特性を精度良く（不確実さを小さく）推定することは難しいこと
- c) 大きな地震動に対し重要な系統・機器・構造物が同時多発的に損傷し、多重防護が有効に機能しない可能性があること

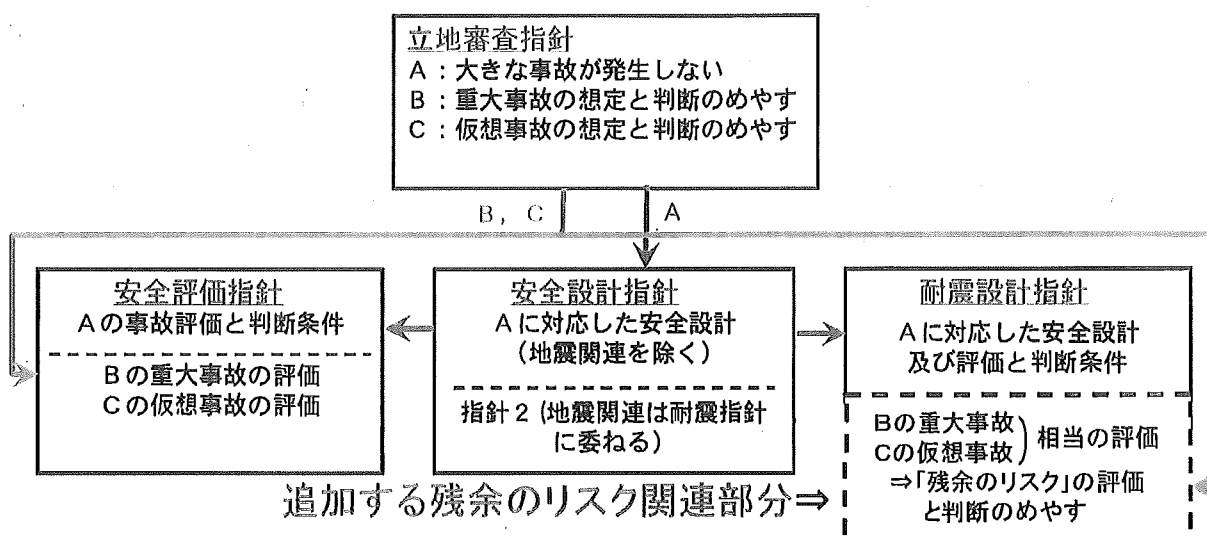
6

(2)原子力施設の安全機能維持の考え方-1

- (i) 不確実さを考慮した基準地震動 S_s を策定し、重要な系統・機器・構造物が安全機能を維持するように設計することで、原子炉等規制法にある災害を起こさないことを求めている。

⇒その結果として、必要な対策を含め

「残余のリスク」を小さくする。



(2)原子力施設の安全機能維持の考え方-2

「残余のリスク」が小さいことを確実にするため、

- (ii) 「残余のリスク」を確率論的耐震安全評価（地震PSA: Probabilistic Safety Assessment）により把握することを推奨している。

そのために、

- (iii) 様々な不確実さを考慮して策定する S_s の策定方法と地震PSAとは整合することが求められる。

実際、

- (iv) 地震PSAを構成する要素技術は全て決定論的耐震設計法及び耐震安全評価法と同一である。また、評価や設計に用いるデータも共通である。

→残余のリスクを地震PSAで評価し、

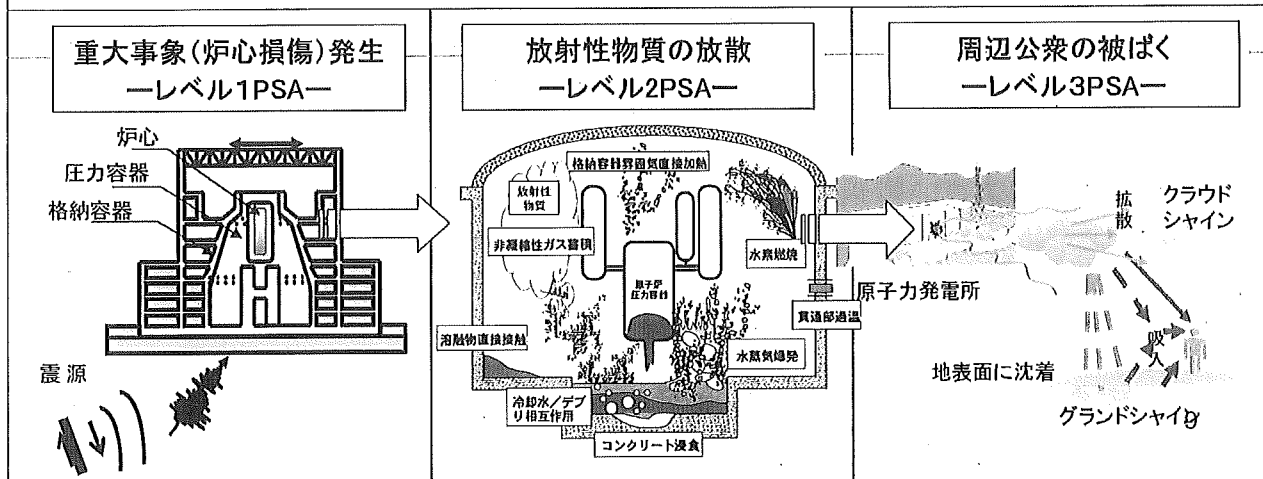
必要に応じて、プラント改造、AM整備によりリスク低減が可能

3. 残余のリスクの取り扱い

(1) 「残余のリスク」の定義

基準地震動 S_s を上回る地震動の影響が施設に及ぶことにより、

- ・ 施設の重大損傷事象が発生すること
- ・ 大量の放射性物質が放散する事象が発生すること
- ・ それらの結果として周辺公衆に対して放射線被ばくによる災害を及ぼすこと



(2) 「残余のリスク」の評価手法・判断指標

評価手法

「残余のリスク」の最も現実的な評価手法として、確率論的安全評価 (PSA: Probabilistic Safety Assessment) 手法が提案されている。

- ・ 施設の重大損傷事象評価 : レベル1PSA手法 (20年3月制定、21年3月発行)
- ・ 放射性物質の放散事象評価 : レベル2PSA手法 (同上)
- ・ 周辺公衆の放射線被ばく評価: レベル3PSA手法 (同上)

原子力学会地震PSA実施基準の策定
(平成19年3月制定、同9月発行)

判断のめやす

- ・ 安全目標(案):
敷地境界付近の公衆の個人平均急性死亡リスクと敷地周辺の公衆の個人平均がん死亡リスクが 10^{-6} /年・サイト程度以下
- ・ 性能目標:
炉心損傷頻度が 10^{-4} /炉・年、且つ、格納容器機能喪失頻度が 10^{-5} /炉・年以下

(3) 「残余のリスク」の評価による有用情報とリスク低減策

- 評価条件、評価モデル、使用データ、評価結果の陽な明示 ⇒ 透明性、説明性
- 耐震安全上重要な次の情報が得られる

- (1) 炉心損傷頻度(CDF)へ寄与する構造物・機器
⇒ 耐震重要度分類の適正化
- (2) 地震動下で複数の機器が同時に損傷する可能性
⇒ 共通原因損傷の把握
- (3) CDFへ寄与するシステム
⇒ システム冗長性の有効性
- (4) CDFへ寄与する事故シーケンス
(各種安全系がどのように破られるか) ⇒ 多重防護の有効性
- (5) CDFへ寄与する地震動の大きさ及び超過頻度の範囲
⇒ 地震動評価の信頼性範囲
- (6) CDFの把握 ⇒ 残余のリスクの安全目標/性能目標、国際標準との比較

- CDFに寄与の大きい構造物、機器及びシステムに着目し、耐震安全性の一層の向上を図り、その低減効果の確認 → 「残余のリスク」低減のための
例えば、構造強化の観点では、プラント改造、AM整備
 - ・タンクや配管のような静的機器の場合
→ 支持構造物(基礎アンカーボルトや配管サポート等)の強化
 - ・安全上重要な機器がポンプや電気盤のような動的な機器の場合
→ 制震、免震構造化による応答の低減

11

4. 耐震バックチェック

■ 原子力安全委員会(H18年9月19日)

原子力施設の耐震安全性は、基本設計に加えて、詳細設計、それらに基づく建設段階を通じて、さらに地震時における適切な運転管理等が相まって確保される。

安全審査とは別に、「残余のリスク」を含む耐震安全性に関する評価について、行政庁から報告を受ける。

■ 原子力安全・保安院

● 耐震バックチェック(H18年9月20日、事業者へ指示)

○ 第1段階(進捗状況は次ページ)

- ・不確実さを考慮した S_s の策定と建屋・機器の安全性評価
- ・不確実さを考慮した設計津波の策定と建屋・機器の安全性評価等

○ 第2段階(事業者から国への報告は未だ無い)

- ・地震PSA技術等を用いた「残余のリスク」の定量的評価

● 中越沖地震(H19年7月、M6.8、柏崎刈羽発電所近傍)

- ・旧耐震指針の設計応答の約2倍の加速度応答が観測
- ・最新知見(地震動増幅や建屋床柔性等)

→ 最新知見の考慮を全事業者に指示(H20年9月)

12

第1段階 耐震バックチェックの審議状況

中間報告には津波に関する評価は含まれていない。

平成22年12月6日現在

設置者名	施設名	審議状況	設置者名	施設名	審議状況
北海道電力	泊	△	関西電力	大飯(3, 4号機)	◎
東北電力	女川(1号機)	◎		高浜(3, 4号機)	◎
	東通	△	中国電力	島根(1, 2号機)	◎
東京電力	柏崎刈羽 (1,5,6,7号機)	◎ (最終報告)	四国電力	伊方(3号機)	◎
	福島第一(3号機)	◇	九州電力	玄海(3号機)	◎
	福島第一(5号機)	◎		川内(1号機)	◎
	福島第二(4号機)	◎	日本原子力 発電	東海第二	○
中部電力	浜岡	△ (最終報告)	原子力機構	敦賀	△
北陸電力	志賀(2号機)	◎		もんじゅ	◎ (最終報告)
関西電力	美浜(1号機)	◎	日本原燃	再処理	△
				六ヶ所	◎ (最終報告)

◎: 原安委でも妥当と評価 ○: 保安院での審議を終え、現在原安委で審議中
 △: 現在、保安院で審議中 ◇: 保安院で特別な扱いとして審議を実施し妥当評価
 ※最終報告以外は中間報告を審議

II. 過酷事故対策(アクシデントマネジメント: AM)

1. AM整備までの経緯

(1) 1979年3月 TMI-2事故

我が国の原子力安全確保対策に反映させるべき事項を抽出(52項目)

- ① 運転員の教育・訓練の強化
- ② 事故時手順の見直し
- ③ 発電所緊急時対策所の設置
- ④ 計測機器の充実・強化

(2) 1986年4月 チェルノブイル事故

○安全文化の醸成

(3) 1992年3月 共通問題懇談会報告書「シビアアクシデント(SA)対策としてのアクシデントマネジメント(AM)に関する検討報告書—格納容器対策を中心として—」

SAへの拡大防止対策及びSAに至った場合の影響緩和対策が原子炉施設の安全性の一層の向上を図る上で重要であり、海外諸国において格納容器対策が採択され始めていることを踏まえ、

我が国が採るべきAM、SA研究、PSA実施などの考え方について提案

(4) 1992年5月原子力安全委員会決定文(1997年10月20日一部改正)

「発電用軽水型原子炉施設におけるSA対策としてのAMについて」

- ・原子炉設置者が、原子炉施設の安全性の一層の向上を図るため効果的なAMを自主的に整備し、万一の場合にこれを的確に実施できるようにすることを強く奨励。
- ・行政庁は、AMの促進、整備等に関する行政庁の役割を明確にするとともに、その具体的な検討を継続して進めること。
- ・当面の処置として、行政庁から以下の報告を受け検討する。
 - ①新設原子炉施設については、当該原子炉施設の燃料装荷前までに整備するAMの実施方針(設備上の具体策、手順書の整備、要員の教育訓練等)
 - ②運転中又は建設中の原子炉施設の今後のAMの実施方針
 - ③上記①及び②で実施する確率論的安全評価
- ・関係機関及び原子炉設置者はSAIに関する研究を継続する。当委員会は、これらの成果の把握に努め所要の検討を行う。

15

(5) 1992年7月 通商産業省による産業界への要請

●PSAの実施とこれに基づくAMの整備

- ①内的事象の出力運転時のレベル1PSA及びレベル1.5PSA(格納容器機能喪失迄)を実施し、各原子力施設の特性の把握とAM候補の検討を1993年度末迄に行う。

また、格納容器ベンディングシステム、水素制御対策等の格納容器対策、運転手順書の整備、運転員の訓練等を含め、AMの技術的要件を検討する。
- ②検討結果を踏まえ、計画的かつ速やかに必要なAMを整備する。
- ③定期安全レビュー等において上記AMについて定期的に評価する。

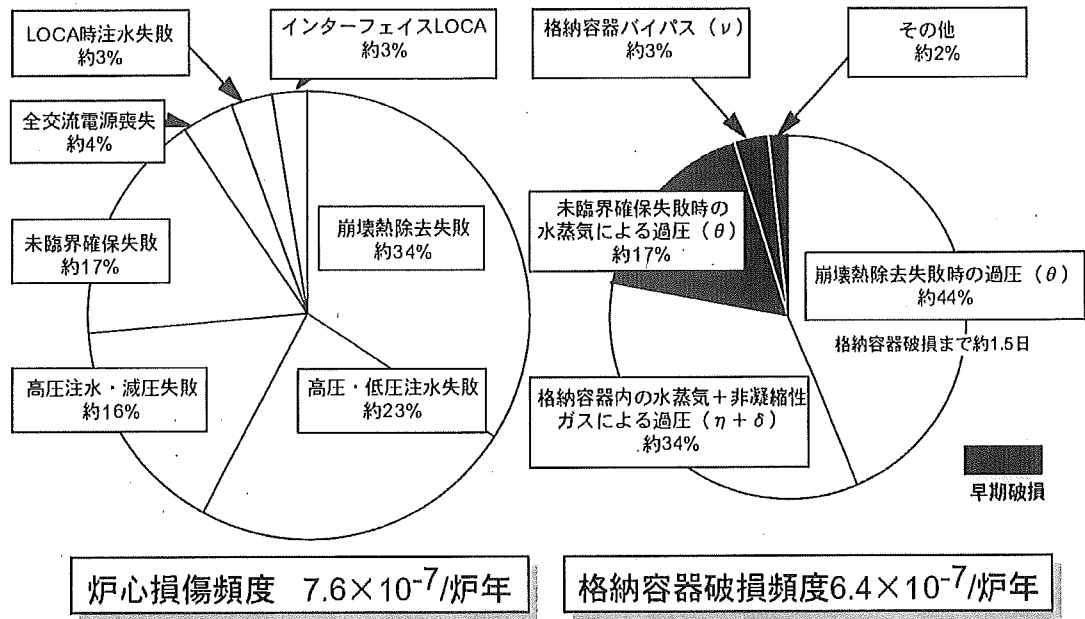
●その他

- ①電気事業者は、代表的な原子力施設を対象に1年以内に停止時PSA(レベル1PSA)を実施し、その結果を踏まえ、適切に対応
- ②電気事業者は、引き続きPSA手法の精度を高めかつ、その範囲を拡大する研究を行うとともに、機器故障率等のデータベースを整備

2. AM整備

BWRプラントのPSAの結果

PSAの結果 (内的事象、出力運転時)



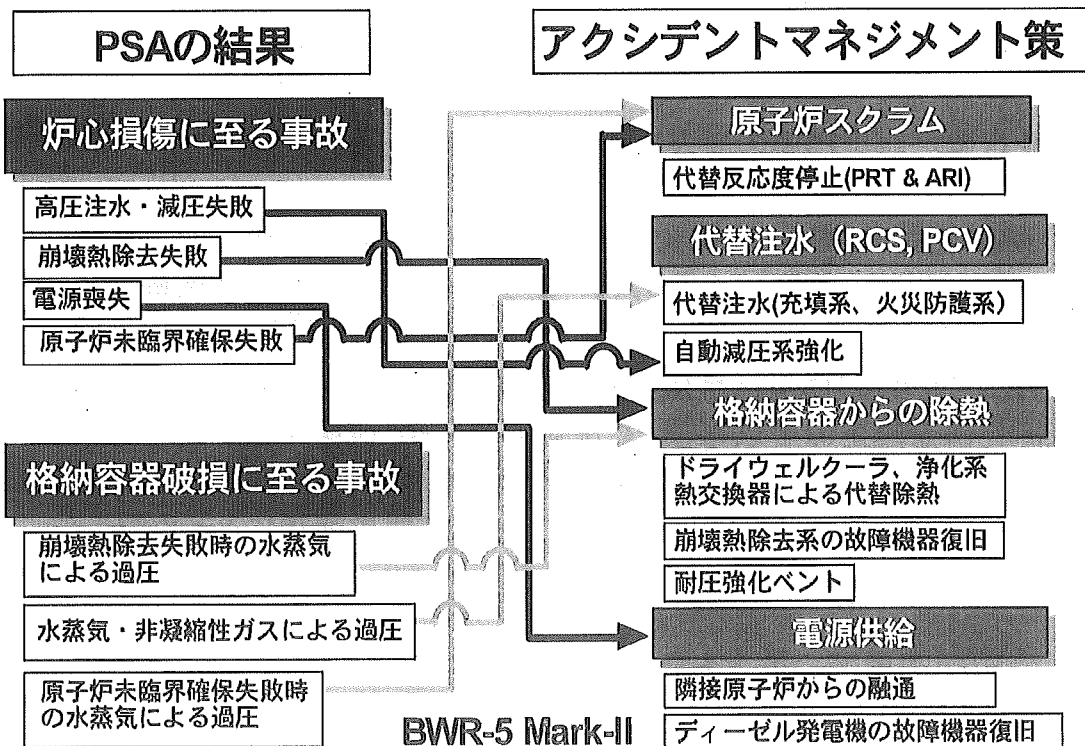
BWR-5 Mark-II

平成6年度、原子力安全解析所解析結果

17

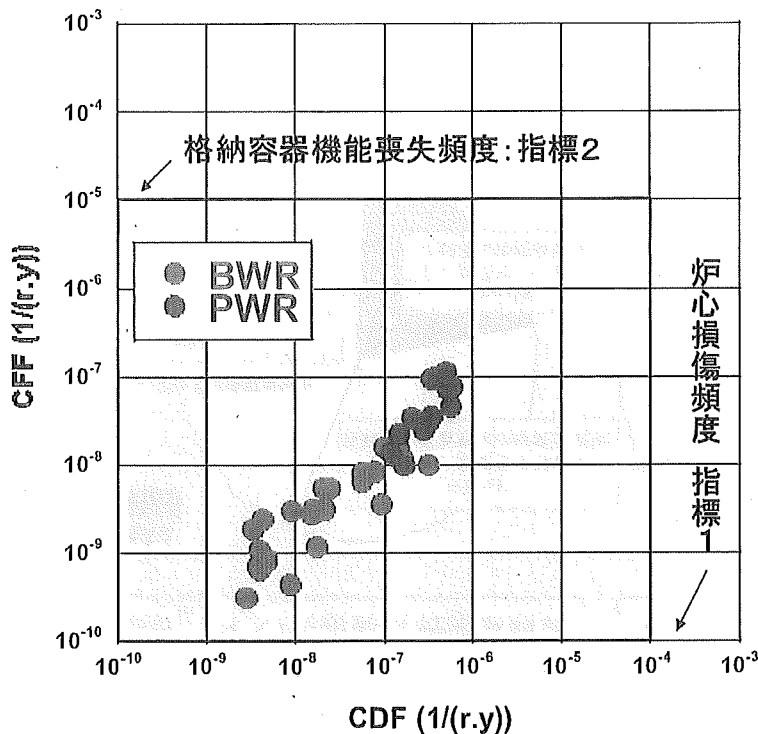
アクシデントマネジメント策の抽出

アクシデントマネジメント策抽出の手順



18

我が国のリスク評価結果と性能目標案との関係



○既設52基の「出力運転時の内的事象」のPSAの結果(2004年)は性能目標の値を十分に満足。

○地震リスク(残余のリスク)は耐震バックチェック(Phase1)に続いてPhase2として検討

原子力安全・保安院、「軽水型原子力発電所における「アクシデントマネジメント整備後確率的安全評価」に関する評価報告書」(平成16年10月)

19

3. 定期安全レビュー(PSR)(平成4年6月要請)

事業者の品質保証活動として、約10年間隔で最新の技術的知見に基づき既存の原子力発電所の安全性等を総合的に評価する。

- (1) 運転経験の包括的な評価
- (2) 最新の技術的知見の反映状況の把握及び必要な対策の立案
- (3) PSAの実施とAMの有効性把握及び必要な対策の立案

・結果を行政庁が専門家の意見を聴きつつ評価する。

→上記(3)でAMの定期的評価も行っていた。

- ・AM整備のPSA →安全上重要度の高い系統、機器の同定とその保全
- ・停止時PSA(平成14年3月)→プラント改造、待機除外設備構成管理
- ・次年度は火災PSAと仮合意、そしてその次は地震PSA?と議論

○実用炉規制の改訂(平成15年10月)←東電不適切記載事件(平成14年8月)

PSRを保安規定の要求事項とし法令上義務化(いわゆるシュラウド問題)

ただし、上記(3)(PSA関連)は、法的要求事項とするには十分な技術的知見が得られていないとして従前通り任意要求事項にとどめた。

→行政庁の評価が無くなる。

→AMの定期的評価も行政庁はしなくなった。

→PSAの範囲の拡大も無くなった。

→「残余のリスク」の概念の提案、導入→AM整備

20

4. 緊急安全対策

福島第一原子力発電所事故は、巨大地震に付随した津波により、
(1) 緊急時の電源が確保できなかったこと、
(2) 原子炉の熱を最終的に海中に放出する海水系機能が喪失したこと、
(3) 使用済み燃料貯蔵プールへ冷却水の供給ができなかったこと、
が直接的要因

→(1)、(2)、(3)が生じないよう規制上要求

(3月30日指示、5月6日確認)

○具体的要求事項(AM整備)^(省令解釈の改訂→保安規定の改定)

- ① 津波に起因する緊急時対応のための機器、設備の緊急点検の実施
- ② 全交流電源喪失、海水冷却機能喪失及び使用済み燃料貯蔵プールの冷却機能喪失を想定した緊急時対応計画の点検と訓練の実施
- ③ 所内電源が喪失し、緊急時電源が確保できない場合に、必要な電力を機動的に供給する代替電源の確保
- ④ 海水系施設、若しくはその機能が喪失した場合を想定した、機動的な除熱機能の復旧対策の準備
- ⑤ 使用済み燃料貯蔵プールの冷却が停止した際に、機動的に冷却水を供給する対策の実施
- ⑥ 各サイトにおける構造等を踏まえた当面必要となる対応策の実施²¹

○追加(4月9日指示、5月11日確認)

←4月7日の宮城県沖地震で東通原子力発電所で2基の非常用ディーゼル発電機(EDG)が点検中に残りの1台が油漏れ
原子炉が冷温停止中においても、各原子炉について、2基以上のEDGを、「必要な非常用電力系統に接続可能であり、動作可能な状態」で確保することを担保する。(保安規定の変更)

○追加(6月7日指示、6月18日確認)

←6月7日のIAEA閣僚会議提出政府報告書の教訓から

1. 中央制御室の作業環境の確保
2. 緊急時における発電所構内通信手段の確保
3. 高線量対応防護服等の資機材の確保及び放射線管理のための体制の整備
4. 水素爆発防止対策
5. がれき撤去用の重機の配備

5. 原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書
—東京電力福島原子力発電所の事故について—（6月7日）

（第1の教訓のグループ）シビアアクシデント防止策の強化

- (1) 地震・津波への対策の強化
- (2) 電源の確保
- (3) 原子炉及び格納容器の確実な冷却機能の確保
- (4) 使用済燃料プールの確実な冷却機能の確保
- (5) アクシデントマネジメント(AM)対策の徹底
- (6) 複数炉立地における課題への対応
- (7) 原子力発電施設の配置等の基本設計上の考慮
- (8) 重要機器施設の水密性の確保

（第2の教訓のグループ）シビアアクシデントへの対応策の強化

- (9) 水素爆発防止対策の強化
- (10) 格納容器ベントシステムの強化
- (11) 事故対応環境の強化
- (12) 事故時の放射線被ばくの管理体制の強化
- (13) シビアアクシデント対応の訓練の強化
- (14) 原子炉及び格納容器などの計装系の強化
- (15) 緊急対応用資機材の集中管理とレスキュー部隊の整備

23

（第3の教訓のグループ）原子力災害への対応の強化

- (16) 大規模な自然災害と原子力事故との複合事態への対応
- (17) 環境モニタリングの強化
- (18) 中央と現地の関係機関等の役割の明確化等
- (19) 事故に関するコミュニケーションの強化
- (20) 各国からの支援等への対応や国際社会への情報提供の強化
- (21) 放射性物質放出の影響の的確な把握・予測
- (22) 原子力災害時の広域避難や放射線防護基準の明確化

（第4の教訓のグループ）安全確保の基盤の強化

- (23) 安全規制行政体制の強化
- (24) 法体系や基準・指針類の整備・強化
- (25) 原子力安全や原子力防災に係る人材の確保
- (26) 安全系の独立性と多様性の確保
- (27) リスク管理における確率論的安全評価手法(PSA)の効果的利用

（第5の教訓のグループ）安全文化の徹底

- (28) 安全文化の徹底

24

6. 我が国原子力発電所の安全性の確認について（政府）

（欧州諸国のストレステストを参考にした安全評価の導入等） 平成11年7月11日

<現状認識>

原子力発電所は、現行法令下で適法に運転が行われており、緊急安全対策等の実施について原子力安全・保安院による確認がなされており、従来以上に慎重に安全性の確認が、国民・住民の方々に十分な理解が得られていない。

<解決策>

政府(国)において新たな手続き、ルールに基づく安全評価を実施する。

原子力安全委員会の要求(7月6日)を受け、以下の安全評価を行う。

原子力安全委員会による確認の下、評価項目・評価実施計画を作成し、事業者が評価を行う。その結果を、原子力安全・保安院が確認し、さらに原子力安全委員会がその妥当性を確認する。

○一次評価

(定期検査で停止中の原子力発電所の運転の再開の可否について判断)

定期検査中で起動準備の整った原子力発電所の安全上重要な施設・機器等が設計上の想定を超える事象に対しどの程度の安全裕度を有するか

○二次評価

(運転中の原子力発電所について運転の継続又は中止を判断)

欧州諸国のストレステストの実施状況、福島原発事故調査・検証委員会の検討状況も踏まえ、全ての原子力発電所を対象に総合的な安全評価

既設発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価の実施

平成23年7月6日 原子力安全委員会

○設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性を総合的に評価

評価事項の例

①地震及び津波といった自然現象

(これらの重畳を含む。最も苛酷な条件やそれを上回る事象も考慮)

②全交流電源喪失、最終的な熱の逃し場の全喪失といったプラント状態

(これらの重畳を含む。その状態に至るまでのシナリオをも示す。

サイト内の複数号機間の相互作用の可能性についても考慮)

③シビアアクシデント対策

評価の視点

①多重防護の考え方に従い、各防護対策との関係を明示すること

②シビアアクシデントに至るまでのシナリオを描き、多重防護対策の有効性ならびに限界を示すこと(各防護対策が機能しなくなるまでの過程・余裕の大きさについて評価)

③評価には決定論的な手法を用いること

④運転状態としては最も厳しい状態を仮定すること

⑤これまでの内的事象PSA、地震・津波PSA等の知見を活用すること²⁶

●安全性総合的評価実施における留意点

○基本的分析が大切

最も厳しい運転状態等の下で、各防護対策が次々に失敗する(機能しない)と仮定して、最終的にシビアアクシデントに至るまでの事故シナリオを描くこと

→内的事象PSA、地震・津波PSA等の知見を活用して、

- ・イベントツリー／フォールトツリーの形式で事故シナリオを示し、
- ・イベントツリーの各段階において、その段階で有する全ての防護対策について検討し、
- ・フォールトツリーを用いて各防護対策の信頼性を評価し、その有効性及び限界を示す。
- ・事故シナリオの進展や防護対策作業にかかる時間も検討する。

○合格基準の設定；運転再開或いは運転継続

○透明性、公開性；EUのような国間の相互レビュー

原子力以外の分野、非政府組織等の関係者を含む
国内及び国際的公開セミナー

○EUで別途各国が実施する人的災害(航空機衝突及びテロ活動) 27

(1) 地震・津波への対策の強化

地震は複数震源の連動による極めて大規模であったが、安全上重要な設備、機器の地震による大きな損壊は確認されていない。(更なる調査は必要)

津波は設置許可(3.0m)及びその後の評価(5.7m)による想定高さを大幅に超える14～15mの規模であり、対策が不十分であった。

耐震設計では、考慮すべき活断層の活動時期の範囲を12～13万年以内とし、大きな地震の再来周期を適切に考慮し、さらに「残余のリスク」の考慮を求めている。

津波設計では、過去の津波の伝承や確かな痕跡に基づいて行っており、達成すべき安全目標との関係で、適切な再来周期を考慮していなかった。

○今後は、

十分な再来周期を考慮した津波の発生頻度と高さを想定して設計用津波を策定し、敷地への浸水影響を防止する構築物等の安全設計を行う。

さらに、設計用津波を上回る津波が施設に及ぶことによるリスク(残余のリスク)の存在を十分認識して、重要な安全機能を維持できる対策を講じる。

→地震動に対する「残余のリスク」を津波にも導入、明記

ただし、地震動と津波の重畳効果も考慮

(28) 安全文化の徹底

「原子力安全文化」とは、「原子力の安全問題に、その重要性にふさわしい注意が必ず最優先で払われるようにするために、組織と個人が備えるべき統合された認識や気質であり、態度である。」(IAEA)

これをしっかりと我が身のものにすることは、原子力に携わる者の出発点であり、義務であり、責任である。

原子力事業者及び原子力規制に携わる者は組織も個人もともに、安全確保の上でわずかな疑念もないがしろにせず、新しい知見に対して敏感にかつ俊敏に対応することに真摯に取り組んできたかを省みるべき。

○今後は、

原子力安全の確保には深層防護の追求が不可欠であるとの原点に常に立ち戻り、原子力安全に携わる者が絶えず安全に係る専門的知識の学習を怠らず、原子力安全確保上の弱点はないか、安全性向上の余地はないかの吟味を重ねる姿勢をもつことにより、安全文化の徹底に取り組む。

→事故の主要な要因は、設計基準事象の設定やそれを超える事象に対する対策に関する指針、基準が不十分なのではなく、建設、運転する者及びそれを審査、規制する者の安全文化の欠如

例えば、耐震設計指針では設計用基準地震動 S_s を上回る地震動による「残余のリスク」を低減する努力を求めたが、原子力安全に携わる者は、この認識を地震随件事象である津波に対しても持つべきことは当然。²⁹

→シビアアクシデント対策の規制要件化

●付録 EUストレステスト

(2011/5/25) ENSREG

(欧州原子力安全規制者グループ)

「ストレステスト」の定義

・FUKUSHIMA事故－厳しい自然現象がプラントの安全機能を脅かし、シビアアクシデントに至った－を踏まえ、原子力発電所の安全余裕の再評価

・再評価の構成

- ・一連の過酷条件下でのプラント応答評価
- ・深層防護の論理－起因事象、安全機能喪失、アクシデントマネジメント(AM)－において整備された防護(防止)対策の有効性検証

・「一連の過酷条件」では、防護障壁の連続的喪失を仮定し、安全機能を有する複数の設備が機能喪失しシビアアクシデント(SA)状態に至るが、さらにAM策すら機能しないことも想定

・想定した過酷条件下での潜在的脆弱点及び限界点を越えたときの効果(Cliff-Edge Effect)に着目した、プラント応答及び防護対策の有効性を評価

・現行のAM策が適切であることを評価し、技術面及び組織面－手順、要員、緊急時対応体制、外部資源の活用等－の安全上の改善点を抽出

「ストレステスト」の実施及びレビュー

- 再評価は被許認可者が実施し、規制機関がレビューする。
 - スケジュール(6月1日に事業者に指示)

	経過報告	最終報告
・事業者の報告書	8月15日	10月31日
・国の報告書	9月15日	12月31日
 - 規制機関によるレビューでは、欧州規制機関同士が相互協力する。
 - 国の最終報告書はピアレビューチームのレビューを受ける。
 - ・ピアレビューチームはENSREGと欧州委員会の合意する7人からなり、第3国の専門家が加わる場合もある。
 - ・ピアレビューは2012年4月に終了する。
 - 経過報告(2011年12月9日)、最終報告(2012年6月)を欧州委員会に提出
 - レビュー結果については、(原子力以外の分野、非政府組織等の)関係者を招聘した各国内及び欧州レベルでの公開セミナーの両方で議論されるべき。
- (注)「Cliff-Edge Effect」とは、例えば、プラントを飲み込むような巨大津波や、全AC電源喪失時のバッテリー機能喪失のような限界点を³¹越えること

「ストレステスト」の技術範囲

- 想定起回事象
 - 地震
 - 洪水
- 喪失する安全機能
 - ・全AC電源喪失(SBO)を含む電源系統の機能喪失
 - ・最終ヒートシンク(UHS)の喪失
 - ・上記の2つの安全機能の喪失
- AM策(SAM)の課題
 - 炉心冷却機能喪失に対する防護手段
 - 使用済み燃料プールの冷却機能喪失に対する防護手段
 - 格納容器閉じ込め機能喪失に対する防護手段
- その他の安全問題は既に評価済みであり、再評価では考慮する必要は無い。
- サイト外支援(消防、警官、自衛隊等)は、テストの範囲外(考慮しない)

地震に対する評価条件

- I. 設計基準 (→日本:耐震バックチェック(第1段階)の活用)
- 設計基準地震動の妥当性の検証
 - 設計基準地震動に対する防護策
 - ・原子炉停止に必要で且つ地震後も健全であるSSCの同定
 - ・地震後の炉及び使用済み燃料プール防護に必要な主要な運転設備(緊急時運転手順等含む)の同定
 - ・地震動による間接的影響(外部電源喪失、設計基準地震動未満で設計されたSSCの損傷、道路や階段等の損傷による接近性劣化、等)
 - 許認可事項の遵守
 - ・定期点検、検査、試験等を遵守するためのプロセス
 - ・緊急時運転手順で考慮しているサイト外移動機器等の利用性及び法の遵守(例えば、サイト外の火災対応のため消防車が期待できない等)
- II. 耐震余裕の評価 (→日本:耐震バックチェック(第2段階)の活用)
- 地震PSA等からの情報に基づく、安全機能(止める、冷やす、閉じ込める)の耐震余裕
 - ・地震動に対する脆弱点の抽出及びCliff Edge Effectの特定
 - ・Cliff Edge Effectを防護すると予想される設備またはプラント健全性を補強すると予想される設備の明確化
 - 地震PSA等からの情報に基づく、封じ込め機能劣化に対する耐震余裕³³