

原子力の安全規制の最適化に関する研究会

第 8 次海外調査出張報告(案)

(訪問先：米国規制当局及び電気事業者)

(訪問期間：2011 年 1 月 17 日(月)～1 月 21 日 (金))

2011 年 3 月

日本機械学会第 8 次海外調査団

原子力の安全規制の最適化に関する研究会

【総括】

今回の調査では電力事業者については Susquehanna 原子力発電所 (Pennsylvania Power & Light Co. : PPL が所有)、米国原子力エネルギー協会 (Nuclear Energy Institute : NEI 当日の打合せでは Exelon Nuclear Co.の方々が多くを説明された)、Diablo Canyon 原子力発電所(Pacific Gas & Electric Co. : PG&E が所有)の活動状況について情報を得た。

各事業者は保全の最適化 (運転中保全 (On Line Maintenance : OLM)、状態監視保全 (Condition Based Maintenance : CBM))、出力増強 (Power Uprate)、長期サイクル運転 (Operating Cycle Extension)、運転認可更新 (License Renewal : LR) 等に対して積極的な取り組みを行っている。

これら積極的な取り組みにより稼働率の向上、電気出力の増強が図られ、原子力発電所の能力を有効に活用した形での運用が進んでいる。Exelon 社では 2009 年度の原子力発電指標として 平均稼働率 : 94%、平均燃料交換日数 : 25 日、発電原価 : \$16.07 /MWh(1.61 円/kwh)を達成している。

米国の調査ではいつも感じることであるが、事業者の担当されている方々が様々な対応を行う中で自信と誇りを持ち、かつ責任を持って原子力発電所の運用を実効あるものにしていこうと努力されている様がありありと見受けられた。

米国原子力規制委員会 (Nuclear Regulatory Commission : NRC) とは保守規則、運転中保全について打ち合わせたが、NRC は規制当局としてその時点での事業者側の運用状況を踏まえ、事業者とのコミュニケーション、連携を大切にしながら、明確な基準の策定、判断を行うことを心がけているという印象を受けた。

また、その際安全の確保と事業者が効率よく発電所の運用が出来ることの両方のバランスを適切にとることが念頭におかれていると感じた。

Diablo Canyon 原子力発電所は西海岸に位置しており、地震を多く経験しているため建設当初より、地震への対応について努力がなされている。その中で地震が発生した場合の対応について十分な整備がなされている点は注目すべきもののひとつであった。

また、PG&E は我々が訪問した前日 (2011.1.19) に NRC の公聴会で以前の評価では考慮に入れていなかった Shoreline 断層を含めた付近の断層に対する評価についての説明をおこなっており、その内容について我々も多く説明を受けた。

以上の調査において注目すべき具体的なものとして以下のものがある

◆保全の最適化

1. 運転中保全

(1)米国では運転中保全を適切に進めるために NRC は保守規則で事業者に対しリスク管理の義務を明確にし、事業者もそれを踏まえ具体的な対応の標準を整備している。また規制側は保守規則を施行するに際し、事業者側の標準作りの期間を考慮し、事業者側の対応状況をチェックしたうえで規則を施行している。

(2)米国の保守規則では事業者は保全に伴うリスクを管理しなければならないとしているが、リスク管理の方法については規則では規定されていない。ただし、今まで事業者から出されたリスク管理の手法は PRA である。

(3)Exelon では運転中保全についてリスクの重要度を考慮しつつ、Tech. Spec.で定められた許容待機除外時間 (AOT) の 50%以内 (米国の標準) での完了を目標としている。作業開始 28 週前に対象運転中保全の検討を開始し、他の運転中保全との十分な調整を図っている。

また、Diablo Canyon 原子力発電所では SSC (Structure, System and Component) の信頼性を維持するため、運転中保全では運転中に必要な予防保全のみを実施し、同時に待機除外となる SSC の数を最小にする、リスクの高い複数の SSC の待機除外は避ける等により、運転中保全での安全確保を図っている。

(4)運転中保全での系統隔離は極めて重要であり Susquehanna 原子力発電所では、高温高圧箇所の隔離はダブルアイソレーションを基本とし、特別な表示を行っている。また、可能な範囲で隔離弁に不具合があるかどうかの確認を行っており、ドレン弁やベント弁に不具合が見つかった場合は第 2 弁による隔離としている。また、アイスプラグ (窒素ブランケット使用) による隔離も行っている。

(5)運転中保全では 3 系統のうち 1 系統の保全を行っている間、他の系統が運転可能な状態を確保できていることが重要である。Susquehanna 原子力発電所では運転中保全の実施期間中、運転可能な状態を確保しておく必要がある機器を保護する観点から立ち入り禁止等の注意喚起の方法として目立つ標識 (Pink Tag) を運用している。

(6)Exelon では 24 ヶ月運転をベースとして、保全もそれに対応した形で計画されていることから信頼性確保の点も含め積極的な運転中保全が実施されている。

2. 状態監視保全

(1)Susquehanna 原子力発電所では電動機、空気作動弁、変圧器、ディーゼル発電機等幅広い機器に対して状態監視保全を適用している。またその効果として機器の信頼性を向上させるとともに運転期間の延長 (電動弁のグリス分析結果に基づく点検時期の延長

等)が図れている。

Diablo Canyon 原子力発電所でも幅広い機器に対して状態監視保全を実施している。状態監視による点検間隔の見直しもあり、復水ポンプのカップリング潤滑油交換について潤滑油の分析を行った結果を踏まえ、間隔を延長している。

(2)Diablo Canyon 原子力発電所では一つの機器に対する保全手法として状態の変化が監視できる部分とそうでない部分があることから機器の部位ごとに適切な保全パターンを適用している。

3. 保全全般

(1)各原子力発電所で予備品として大型機器を保有しており (Susquehanna 原子力発電所では「製作に時間を要する設備」「高額な設備」等を考慮)、これらはトラブルが発生した場合に、停止期間を短縮し、迅速な立ち上げを図るものである。(Susquehanna 原子力発電所ではこれら大型の予備品保有を運転中保全と結びつけているわけではないこと)。

また、Susquehanna 原子力発電所では効果的な予備品の活用を図るため、事業者間で予備品の融通管理の仕組みを共有している。

(2)Susquehanna 原子力発電所では作業員の被曝の低減を図るため、線量測定用のロボット、各エリアの空間線量率(出力変化に伴う予測も行う)の表示、各機器設置場所の映像での確認システム、過去の保守作業のビデオライブラリ等が Web 等を活用して誰でも利用できるようになってきている。これらは運転中保全でも利用され、被曝低減が図られている。

◆ 出力増強

米国では多くの原子力発電所で出力増強をおこなっており、その総計は 5,810MWe に上っている。Susquehanna 原子力発電所では 4 段階の出力増強で熱出力で約 20%の増加(3,293MWt→3,952MWt)が認可された。一方、電気出力ではタービンを換えて効率の向上も図っており、約 24%(1,050MWe→1,300MWe)の増強率を達成している。これら出力増強により熱エネルギーの効率的な活用が図られている。

◆ 認可更新(寿命延長)

(1)米国では当初の運転認可期間は 40 年であったが、認可更新に関する連邦規則 10CFR54 により、20 年の延長(計 60 年)が認められている。これに基づき多くの原子力発電所が静的機器に対する劣化評価を行い、運転延長の認可を受けており、原子力発電所の能力の有効活用がなされている。

(2)米国では 60 年から 80 年に向けての寿命延長への事業者の対応として技術面、枠組み作りについて EPRI、NEI に集約した形でのイニシアチブが進んでいる。

◆ バックフィット、

米国ではバックフィット規則が制定されており、同規則によると、当該施設が公衆の健康と安全に対して適切な防護を提供することを確保する場合等を除いて、NRCがバックフィットを課す場合には、「安全性が実質的に向上すること」と「それに要する費用が正当化されること」を示すためのバックフィット解析が必要であるとしている。NRCでは規則の解釈の変更等を近年バックフィットと位置付けることを避ける傾向があり、産業界との認識の違いもあるが、バックフィット規則により規則改定の妥当性を客観的に評価する仕組みが作られている。

◆ 地震対応

(1)Diablo Canyon 原子力発電所では地震発生後の点検内容については手順が定められており、停止の判断も記載されている。地震後の対応は事業者側の文書に書かれており、EPRI NP-5930 では OBE (Operating Basis Earthquake) を超えたかどうかのクライテリアが記載されている。

(2)Diablo Canyon 原子力発電所では発電所から 600m 離れたところに断層 (Shoreline) が発見されたことから、この断層を含めた付近の断層について詳細調査を行い、地震の影響評価について詳細モデルを使って解析している。モデルの開発に際しては大学も協力しており、より高度な評価技術の開発等について関係者が協力して取り組んでいる。また、評価の過程では事業者と NRC で適宜情報交換を行い、最終評価結果については NRC に報告を行うとともに地元で公聴会を開催し、一般市民に対しても公開されている。一連の評価結果について調査団も詳細な説明を受けた。

【提言】

今回の調査結果より、平成 22 年度訪米調査団は以下を提言する。

原子力発電所の安全を確保した上で、その能力を十分に活用する点から保全の最適化（運転中保全、状態監視保全等）、出力増強、長期サイクル運転、運転認可更新（寿命延長）等の項目はきわめて重要であり、規制側、事業者側はこれらを推進するために連携して積極的な取り組みを行うべきである。

◆ 保全の最適化

1. 運転中保全

運転中保全の有効な点として停止時のみの保安全管理では作業が錯綜し、管理が難しいが、運転中に保全を行うことにより、管理がしやすくなり安全が向上すること、停止時での作業が減り稼働率が向上すること等があげられる。さらに、長期サイクル運転での機器の信頼性を確保するためにも運転中保全は有効である。これらの利点を安全確保を前提に確実に生かすためには

- (1) 規制側、事業者側がそれぞれの立場で運転中保全実施に必要な枠組みを明確にし、相互に認識をあわせてコミュニケーションをとりつつ具体的な実施に向けて連携して取り組んでいくべきである。この点については NRC における保守規則、運転中保全への対応の考え方がさんこうになる。
- (2) 事業者は運転中保全の実施について長期的かつ綿密な計画を立て、計画に従って着実に準備を進めていくことが重要であり、また、保全作業の実施計画は不測のトラブル等も考慮した幅広い対応が行えるものであることも必要である。計画での作業時間については許容待機除外時間の半分以下で行えるものとするのが基本と考えられる。わが国において運転中保全を導入する場合、これら米国における経験を反映するとともに十分シミュレーションを行い、妥当性の確認を事前に行うことが効果的である。
- (3) 運転中保全における適切なリスク管理は重要であり、リスク管理手法として定量的な手法（例えば PRA）および定性的手法（例えば専門家パネルによる技術検討）等が考えられるが、幅広く有効でかつ説得力のあるリスク評価手法を検討することが望ましい。この点について今回の調査における NRC の説明が参考になる。
- (4) 運転中保全の確実な実施については人員体制の確保や保全に係る機器の管理、隔離手法等についても確実にを行う仕組みを作ることが重要であり、また、ヒューマンエラー等の防止の観点から職員の立ち入り制限等の仕組みの整備等が重要であ

る。この点については Susquehanna 原子力発電所の対応が参考となる。

2. 状態監視保全

(1) わが国で長期サイクル運転の導入、運転中保全への対応を進める中で状態監視保全を幅広い機器に適用し、効率的で実効のある保全を行うとともに、機器の信頼性確保による安定した長期サイクル運転継続を確立することが望ましい。

(2) 機器の点検間隔の確認や機器の保全時期の延長等を行うに際し、状態監視保全を積極的に活用すべきである。

(3) Diablo Canyon 原子力発電所では保全手法について機器の部位レベルでの適用を行っている。わが国でも保全の手法を個々の機器単位で固定するのではなく、部位レベルでの状態監視技術の有効性なども踏まえつつ、保全の手法を柔軟に適用することが望ましい。

3. 保全全般

(1) 米国の原子力発電所ではトラブルが発生した場合にプラントの運転停止期間を大幅に短縮し、迅速な立ち上げを図るための予備品として大型機器を保有している。わが国でも、予備品保有の目的のひとつとして、機器トラブル時のプラント停止期間を可能な限り短縮することがあり、米国と考え方に基本的な違いはない。その際に工事計画認可の手続きを必要とする場合があり、迅速な再起動に繋がらないこともある。この点については認可手続きも踏まえ、社内外の予備品の融通を推進する等効率的な再起動の方策を検討することが重要である。

(2) 保全実施時の作業員被曝低減への積極的な取り組みが重要であり、この点については Susquehanna 原子力発電所で実施している遠隔の線量測定装置、各エリアの線量率の表示、現場状況の事前確認を遠隔で行えるツール、教育用資料等の整備等を参考にすることが望ましい。

◆ 出力増強

Susquehanna 原子力発電所では出力増強により熱出力を 20%増加させ、タービン効率の向上を踏まえ電気出力を 24%の増加させている。わが国においても既存の原子力発電所の出力増強を積極的におこなうことにより原子力発電の総出力を増加させ、熱エネルギーの効率的活用を図ることが重要である。

◆ 認可更新（寿命延長）

(1)Susquehanna 原子力発電所等米国の多くの原子力発電所では、静的機器の経年劣化の評価結果に基づき 40 年から 60 年への運転期間延長の認可を取得している。わが国でも既に 40 年を超えて運転することが認められたプラントが出てきているが、今後とも原子力発電所の能力の有効活用の点から寿命延長の対応を進めていくべきである。

(2)米国では、今後 60 年から 80 年への運転期間の延長を目指していくために各電力が協力してのイニシアチブが進められている。わが国においても今後安全性の確保を前提に 80 年への寿命延長を目指す場合に、電力間での連携を密にして効率的な検討を行なうことが重要である。

◆ バックフィット

米国におけるバックフィットはわが国の地震対策におけるいわゆるバックフィット、バックチェックの認識とは異なり、安全に関する新たな知見が得られた場合のバックフィットについての判断として公衆の放射線障害の防護の観点とコストの観点を基準にすることを規則で明記している。わが国でバックフィットに関する検討を行うに際し、上記を含めた米国のバックフィットの目的、考え方、現状の運用等について知見を集めることは重要と考える。

◆ 地震対応

(1)わが国では地震発生後の詳細な点検内容や再起動の基準は必ずしも明確でないため、再起動に長期間を有する事例が発生している。わが国においても **Diablo Canyon** 等米国内の原子力発電所のうち地震対応の標準が充実しているプラントを参考に再起動基準等の整備を行うことが望ましい。

(2)**Diablo Canyon** 原子力発電所では 600m 離れたところに新たに発見された **Shoreline** 断層を含めた付近の断層による地震の影響を詳細モデルを作り、解析評価した結果を **NRC** に報告するとともに公聴会でその内容を一般に公開している。上記モデルや解析手法はわが国で発電所至近に位置する断層の影響に対する評価を行う場合にも参考とすることが望ましい。また、耐震に係る新しい技術開発にかかる関係者間の協力、事業者側と規制側とのコミュニケーション、地元の住民等に対する説明の仕組み等についても参考にする点が多い。

目次

総括及び提言	i
I. 調査概要	I -1
1. 主旨	I -1
2. 主催	I -1
3. 日程	I -1
4. 訪問機関	I -1
5. 参加者	I -1
6. 調査方法	I -1
7. 調査結果概要	I -2
7.1 Susquehanna 原子力発電所	I -2
7.2 米国原子力規制委員会 (NRC)	
7.3 米国原子力エネルギー協会(NEI)	
7.4 Diablo Canyon 原子力発電所	
7.5 Pacific Gas & Electric co. (PG&E) 本社等	
8. 事前勉強会	I -16
表-1 日程及び議事項目	
表-2 参加者	
表-3 入手資料リスト	
II. 議事録	
1. Susquehanna 原子力発電所 (1月17日午前)	II -1
2. Susquehanna 原子力発電所(1月17日午後)	II -7
3. NRC (1月19日)	II -17
4. NEI ((1月19日)	II -27
5. Diablo Canyon 原子力発電所 (1月21日午前)	II -41
6. Diablo Canyon 原子力発電所 (1月21日午後)	II -51
7. PG&E 本社 (1月21日)	II -61
III. 入手資料	
IV. 事前勉強会資料	

I. 調査概要

1. 主旨

日本機械学会動力エネルギーシステム部門は2005年3月に「原子力の安全規制の最適化に関する研究会」を設置した。この研究会は原子力安全規制の最適化の検討を進める中で、諸外国の原子力にかかる規制側、民間側の関係組織を訪問し、プラントの設計、建設、運転の各段階における安全規制及びそれに対する産業界側の対応等について実態調査・意見交換を行い、その成果をわが国の原子力安全規制の最適化に資することを基本的目標の一つとしている。

本年度は米国を訪問し、以下の項目を中心に調査を実施することとした。

- (1) 実効的なプラント運用を図る観点から安全を確保しつつ稼働率の向上を図ることが重要となっている。そこで、その主要方策としての運転中保全・状態監視保全等の保全の最適化、出力増強、長期サイクル運転について米国の規制側及び事業者の具体的対応について調査を行う。あわせて各国で共通課題となっている寿命延長（運転認可更新）への対応についても同様の調査を行う。
- (2) わが国では2006年の耐震指針の改訂を受けて事業者は既設発電所の耐震評価の見直しを実施してきた。これは建設当時の耐震基準で評価された発電所に対し、新しい基準を当てはめることになるが、米国では一般にこのような場合バックフィットルールに基づき適用の妥当性を検討している。本調査では米国でのバックフィットの考え方、適用例について調査するとともに耐震評価、地震時の対応についても情報を入手する。

今回はプラントの運用・保全に関連するテーマと耐震評価に関連するテーマについて調査を行うことから参加メンバーについても保全の専門家と耐震の専門家からなる構成とした。

2. 主催

(社)日本機械学会 原子力の安全規制の最適化に関する研究会

3. 日程

2011年1月17日（月）～1月21日（金） （5日間） 詳細は表-1の日程参照

4. 訪問箇所

- ・ Susquehanna 原子力発電所（Luzerne, Pennsylvania : BWR）
- ・ 米国原子力規制委員会(NRC : Washington DC)

- ・ 米国原子力エネルギー協会 (NEI : Washington DC)
- ・ Diablo Canyon 原子力発電所 (San Luis Obispo, California : PWR)
- ・ Pacific Gas and Electric Company (San Francisco, California : Diablo Canyon 原子力発電所の所有会社)

5. 参加者

水町 渉団長 ((独) 原子力安全基盤機構技術参与) 他総勢 23 名、詳細は表-2 参加者名簿参照

6. 調査方法

調査は訪問先ごとにテーマを定めて聞き取りを行う方法とし、事前に各所に質問状を送付した。

また、訪問先のプレゼンテーション資料および関連資料について入手に努めた。(表-3 に入手資料のリストを示す)

7. 訪問調査概要

訪問調査の概要を以下に示す。個々の議事内容の詳細は「Ⅱ. 議事録」に示されている。

7.1 Susquehanna 原子力発電所

Susquehanna 原子力発電所では 2 基の GE-BWR 型炉が稼働中である。

1 号機 : 電気出力 130 万 kW (出力増強後)	運転開始 : 1983.6.8
2 号機 : 電気出力 130 万 kW (2011 年出力増強後)	運転開始 : 1985.2.12

(1) 運転中保全

ほとんどの安全系設備は運転中保全の対象となっており、運転中保全実施に伴う設備の待機除外時間は厳密にシステム (SOW : System Outage Window) で管理している。PRA ベースの炉心損傷リスクを把握した上で実施しており、点検は重要設備については 24 時間体制で実施され、管理者はスケジュール管理と設備管理を行う 2 名となっている。

運転中保全実施のメリットとしては、・停止時点検の期間短縮および対象範囲の低減、・停止時点検のみでは不足していた保全内容のフォローが可能、という点があり、課題としては、・PRA 評価で安全リスク (CDF) が高くなる場合がある、・管理及び準備に多くのリソース (人的資源) を必要とする、・予測しきれないトラブルにより待機除外時間が長くなる、ことが考えられる

運転中保全で重要な隔離については、高温高圧箇所の隔離はダブルアイソレーションを基本とし、隔離機器に不具合があった場合は隔離範囲の縮小や隔離機器の点検で対応して

いる。また、事前に隔離機器（弁等）の試験を行い隔離可能であることを確認している。
アイスプラグ（窒素ブランケット使用）による隔離も行っている。

予備品については大型機器として以下のものを含むが、運転中保全と直接関連付けてはいない。

起動変圧器、非常用 DG（ディーゼル機関、発電機）、インバーター、再循環ポンプ、制御棒、制御棒駆動装置、LPCI ポンプ及びモーター、LPCS ポンプ及びモーター、CS ポンプ及びモーター、RHR ポンプ及びモーター、SW ポンプ及びモーター、主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気隔離弁

事業者間で相互に協力して再循環ポンプ、PCIC ポンプ及びタービン、HPCI ポンプ及びタービン等について、予備品の融通管理（PIM：pooled inventory management）を行っており、「高額な設備」「製作に時間を要する設備」についてもオンサイトで管理している。

(2) 状態監視保全

状態監視保全の対象機器、監視パラメータとしては以下がある。

・回転機器(ポンプ/ファン/タービン/モーター)の振動や油分析。 ・電動及び空気作動弁診断。
・変圧器などの電氣的診断。 ・非常用ディーゼル機関診断。 ・給水加熱器などの熱交換器点検（ECT）や配管肉厚測定（配管隔離が必要）

状態監視保全の対象機器はプラント運転継続や原子炉安全性上重要なものや過去の運転状況からパフォーマンスが若干低下していることが確認された場合が対象となる。

状態監視保全の結果より、24 ヶ月運転を考慮して点検内容（分解するか否かなどの計画）の判断材料としている。

状態監視保全による利点としては、「プラントの全体的な信頼性向上」「コスト低減」があり、状態監視保全で点検時期を延ばした例として電動弁のグリス分析結果から電動弁点検間隔を伸ばした例がある。

(3) 出力増強

Susquehanna NPP では当初出力 3293MWt(1050MWe)に対し 4 ステップの出力増強(電気出力で計約 24%)を行っている。ステップ 4 は Extended Power Uprate (EPU) として大幅な出力増強（電気出力で約 12%）を達成している。

- ・ステップ 1:3441MWt(1100MWe) (1994～1995) 原子炉の既存のマージン利用
- ・ステップ 2：3489MWt(1115MWe) (2001～2002) 給水流量計の精度向上
- ・ステップ 3：3489MWt(1165MWe) (2003～2004) 高圧、低圧タービンの改造
- ・ステップ 4：3952MWt(1300MWe) (2008～2011) EPU（蒸気乾燥器の改造等）

出力増強における技術面の変更項目としては以下のものがある。

・蒸気乾燥器、・高圧タービン、・中性子監視システム、・原子炉給水ポンプタービン、・復水ポンプ、・給水ヒーター、・復水脱塩装置、・開閉所設備、・原子炉給水ポンプタービンスピード制御、・原子炉水位レベル制御、・原子炉再循環流量制御

また、EPU については技術的な変更は 75 項目にわたっており、機器改造は 2 ステップで実施している。認可申請事項は・NUMAC の中性子監視システム、・ロッドブロックシステム、・高濃度ボロン S L C、・放出再評価、・熱出力増強他がある。

EPU に伴う LOCA 解析上で PCV の圧力は炉心自体に変更がないため、インベントリが同じで問題ない。また、長期的には崩壊熱が増えるが RHR のマージンの中で対応可能である。

EPU に要した費用は明言されなかったが、出力増強の費用は 5 年以内で回収できる見込みとのこと。

(4) 運転中保全等での被ばく低減対応

運転中保全実施等に伴う放射線被ばく低減のために以下の支援ツールを開発・活用している。(Web を利用し幅広く職員等が情報を入手できるものが多い)

- ① FinBot (キャタピラ付きの移動ロボットで遠隔で放射線量の測定が可能)
- ② Dose Rate Projection Model (線量率予測モデル)
- ③ Daily Dose (毎日の線量予測)
- ④ SOW (System Outage Windows) (系統別の待機除外作業枠)
- ⑤ Panoramics (ビデオによる現場写真のライブラリ)
- ⑥ ALARA Video (作業実施記録のビデオ)
- ⑦ Teamwork for HPTechnicians (放射線管理技術者のためのチームワーク)
- ⑧ コミュニケーション (高リスク作業前の連絡)

(5) 運転中保全実施現場調査

中央制御室用換気空調系チラーユニットの運転中保全現場を調査した。チラーユニットの冷媒の漏えいが発見され補修するもの。当該施設は N+1 の系統構成であり、1 系列の動作不能に対する許容待機除外時間は 7 日間であるが、点検作業の計画補修期間は 4 日間で、許容待機除外時間の約半分程度。

運転中保全の実施期間中、当該系統の他トレインの運転機器との隔離を明確に行うため、運転中機器には区画による立入禁止措置および運転停止禁止の注意喚起の標識 (ピンク色) が掲示されていた。また、機器設置エリア付近の扉にも同様な標識 (ピンク色) が掲示されていた。なお、今回の運転中保全実施について、事業者から規制当局に報告等は行っていない。検査官が自主的に巡回するので、その際に許容待機除外時間の標識を認識する。

(6) サイトツアー

- ・冷却塔 (Cooling Towers) は高さ 540 フィートであり、米国内プラントにおいて最大規模である。この冷却塔には、1 分間あたり約 44 万ガロンの水が流れており、必要な水は近くの Susquehanna 川より取水。
- ・本発電所は、Unit1/2 の 2 プラントを有しているが、外観は一つの建屋となっている。原子炉建屋は内部で号機間を仕切っているが、タービン建屋は仕切りのないレイアウトになっている。1, 2 号機のタービン建屋ではクレーンを共用しており利便性を図っている。また機器ハッチ前に荷降ろし等の共有スペースが広く確保されている。
- ・105 万 kW から 130 万 kW に電気出力の増強を行った際取り替えた旧品の蒸気乾燥器を保管しているエリア。上部には気体を放出するためのベントが設けられている。
- ・使用済燃料は、原子炉建屋最上階の燃料取替エリアでコンクリート容器に詰められた後、この貯蔵設備に運ばれる。なお、使用済燃料の貯蔵に関しては、1998 年政府 (DOE) が管理するとの話が出され、Susquehanna 原子力発電所として約 4 億ドル (全米で約 250 億ドル) の支払い、その後も 400 万ドル/年の支払いをしているが、以降政府からの動きはなく、同発電所では新たに使用済み燃料貯蔵庫を設置しており、政府の対応を問題視している。
- ・非常用ディーゼル及び常用ディーゼル設備は全部で 4 機設置されている。(機能上は 3 機で十分であるが、政府からの要求により 1 機追加している。) 更に、当該発電所では、メンテナンス用とし、1 機のスペアを持ち、これを含めると全 5 機のディーゼル発電設備を有していることになる。
- ・メンテナンス建屋は放射線管理区域内外に設置されており、管理区域内のエリアでは、主に搬出入の手間を省略するため、既に汚染されている工具類が保管されている。

7.2 米国原子力規制委員会 (NRC)

保守規則 (10CFR50.56「原子力発電所の保守の有効性監視の要件」) を踏まえた運転中保全について説明があった。

保守規則では保守活動によるリスクの増加を評価し、管理することが求められているが、これは保守に伴うリスクを最小化し、適切に管理するための効果的な方法となっている。

保守規則の作成を踏まえ事業者側はそれを遵守するためのガイドラインとして NUMARC93-01「原子力発電所における保全の効果の監視のためのガイドライン」(改訂 2) を作成している。

なお、NRC は保守規則を 1991 年に公布してから、事業者側が NUMARC93-01 を作成し、原子力発電所における保守規則の対応状況をチェックした後、1996 年に保守規則の施行を行っている。

米国の原子力発電所のパフォーマンスは過去 15 年間向上してきているが、これは主として運転、保守方策の改善、経済的因子への着目、管理者層の注目の増加によるところが大きいと考えられている。

保守規則はパフォーマンス・ベースの規則であるため、その要件への適合方法に関して事業者にはある程度の柔軟性が与えられている。

また、注意する点として保守規則は、以下のことを要求するものではない。

- ・ 予防保全の実施
- ・ 文書化された手順書の作成と遵守または記録の維持
- ・ NRC に報告すること
- ・ 特定の目標またはパフォーマンス基準の策定
- ・ PRA を実施すること (ただし、プラントのほとんどは PRA のツールを持っており、PRA を実施している)
- ・ 定量的リスク評価の実施または文書化
- ・ 特定のリスク管理活動の実施

このうちリスクの評価のためのツールとして現在事業者は PRA を使用しているが、NRC としては必ずしも PRA を実施する必要は無く、納得できる手法であればそれを使用していよとなっている。ただし、これまで申請されたものは PRA を使用している。

調査団より説明者に対し米国の発電所での認識として「運転中保全を行うとその間少し PRA に基づくリスクは上昇するが、保全作業が輻輳することがなく、管理者の目が行き届く観点から全体的な安全は向上する。」ということ聞いたがどう考えるか、との問いに対し認識と同じであるとのこと。

また、運転中保全では当該安全機器を意図的に停止させて保全を行うことになるが日本ではそれを問題視する意見があり、全体的な安全性の向上ではなく、運転中保全時に PRA 評価で少しリスクが上昇する点に焦点を当てた意見が出されること等を説明したのに対し、米国では機器が故障した場合運転中に当該機器を除外し、きちんと補修することについては問題ないとの考えであり、むしろなぜ故障発生することが事前にわからなかったのかという点を問題にするということであった。

保守規則と Tech. Spec の関連については運転中保全を行う場合、保守規則以外に Tech. Spec.の要件を守らなければならない、保守規則が遵守されても Tech. Spec.が守れなければ運転中保全は出来ないとなるということであった。

7.3 米国原子力エネルギー協会 (NEI)

(1) Exelon 社の原子力発電所の運営と出力増強計画

Exelon は米国 10 地点に 17 プラント(BWR 12 基 PWR 5 基)を有する世界有数(米国最大・世界第 3 位)の原子力発電会社で、傘下の原子力発電所のパフォーマンス (2009 年度) は以下の通りきわめて優秀である。

平均稼働率：94% 平均燃料交換日数：25 日(米国平均 38 日 @2008)

発電原価：\$16.07/MWh(1.61 円/kwh)

- ・ 出力増強について Exelon では 2017 年までに 1,300~1,500MWe を計画 (米国では最大)しており、そのタイプごとの内訳は
 - (1)MR&CU 237~266MWe 計画期間 3~4 年
(出力回復/機器アップグレード:Megawatt Recovery & Component Upgrades)
 - (2)MUR 187~234MWe 計画期間 2~3 年
(測定精度向上形出力増強:Measurement Uncertainty Recapture)
 - (3)EPU 899~1,016MWe 計画期間 5~6 年
(拡張型出力増強:Extended Power Uprates)

(2)出力増強

出力増強の各タイプの特徴は以下の通り。

- ・ MR&CU は新技術を導入した主要機器 (発電機、高圧/低圧タービン、電動機等) に設備を更新するもので、NRC の承認は不要である。
- ・ MUR は給水流量計に新技術を採用したもので、出力増加は最大で 1.7%。NRC の承認が必要。
- ・ EPU は機器のグレードアップや解析評価技術の向上の組み合わせで、出力増加は最大で 20%。NRC の承認が必要である。

出力増強のプロセスは 3 段階になっている。

- ・ Phase1 : NSSS/BOP の対象機器の評価、冷却池温度の検討、燃料の要件の確認
- ・ Phase2 : 設計・解析評価の実施、環境影響評価、コスト評価・出力目標値確定
- ・ Phase3 : 経営判断の実施

NRC の認可を迅速に取得するのは経営上きわめて重要で、過去に実績のある評価手法を使用すること、最終承認までに変更がある規則への対応について考慮すること等に気を付けている。現在標準の審査期間は 14 ヶ月であるが大幅に遅延した例もある。

技術評価項目としては原子炉安全評価、系統安全性評価、BOP 評価等が必要である。

リスク評価上の留意点としては他プラントでの経験や産業界の最新の實力の理解、適用可能な設計と運転上のマージン、材料の現状把握、出力増強後のプラント挙動の予測等がある。また、主要リスクとしては冷却機能の制約、格納容器過圧クレジット、BWR 路ない

構造物、タービン/発電機、復水器、使用済み燃料プール等がある。

(3)運転中保全

Exelon では 24 ヶ月サイクル、停止期間の極小化を踏まえ、停止期間 18 日を経営目標に設定し、運転中保全もそれを達成するための方策として積極的に取り組んでいる。

運転中保全の仕組みとしてはリスクの重要度を考慮しつつ、Tech. Spec. で定められた許容待機除外時間の 50%以内での作業完了を目標。作業 28 週間前に対象運転中保全の検討を開始する。重要機器の運転中保全は 24 時間体制で行うとともに、実行部隊は社員のみで請負業者には頼らない体制としている。

(4)認可更新（寿命延長）

米国の認可更新については 10CFR Part54 に示されており、当初の認可期間 40 年間に対し 20 年間運転延長で 60 年間の運転認可となる。60 年から 80 年の 20 年間の更なる運転延長の申請も認められている。（但し、これはまだだれも実施していない。）

認可更新の申請を行う者は Part54 に基づく原子力安全についての書類、Part51 に基づく環境報告の書類を作成する必要がある。通常申請書類の作成には 27 ヶ月かかる。

また、審査は通常 22 ヶ月かかるが、問題（介入：intervention）があれば 30 ヶ月またはそれ以上かかることがある。介入については公聴会で市民が説明に納得できない場合、裁判所での審理が行われることになり、これは技術審査のプロセスとは別に行われる。

介入の中には州よりのものもあり、ニュージャージー州が Exelon の Oyster Creek の認可更新に対し問題を提起した。しかし多くの州、地方自治体、組合は原子力に対して好意的である。

認可更新をする場合には次の手順で経年劣化の評価を行う。

- ・プラント全体の SSC を調査し、この規則の範囲に含まれるかどうかを判断する。
- ・対象は安全系、非安全系の機器で安全系の作動に影響を与えるもの、全交流電源喪失等規制されているイベント事象で必要になってくるもの。
- ・評価対象として静的機器の経年劣化をスクリーニングする。
- ・経年劣化の評価対象機器についてどのような管理をするのかを決める。

経年劣化の管理方法としては既存のプログラム（例えば ASME Sec X I の ISI）、既存プログラムに一部変更あるいは追加したもの、または新しいプログラムを開発して管理することが考えられる。全体として 50 程度のプログラムで管理されることになる。

埋設配管・埋設ケーブルの劣化評価は予兆が判りにくい点があり、二つのプログラムを実施しなければならない。状況（陰極防食されているものなのか、コンクリートで固めているものなのか、土壌にどれくらい近いのか等）によってどの検査が必要な

のか決まる。

ケーブルの場合、標準的な管理として濡れないようにすること及び6年毎にケーブルの試験をすることがある。埋設配管を地上に移設するという大規模な対応を行った場合もある。

検査の方法としてメガ試験（絶縁抵抗測定）、タンデルタ試験（誘電正接：絶縁材の劣化測定）等があり、トレンドをとって劣化傾向を見る。

米国の原子力発電所 104 プラントのうち、61 プラントが認可済み、21 プラントが NRC の審査中である。

60 年から 80 年への運転延長に対しては延長のための戦略（initiative）について EPRI の「長期運転タスクフォース」で検討している。ここでは必要な研究の実施を目的としており、例えば寿命が限定されているものや材料の劣化等の研究をしている。

また、NEI では「60 年以上の寿命イニシアチブ」を進めており、ここでは更なる認可更新のための枠組み作りを行っている。2015 年頃には 80 年までの延長を申請するパイロット的なプラントが出てくると思われ、最初の申請は Constellation 社が行う可能性が高い。

(5) バックフィット対応

バックフィットとは新しい規則や新しい規則の解釈がでた場合に、それによってシステム、構造物、機器、デザインを変更しないといけないとき、あるいは安全のための運転手順を変更しないといけないとなった場合のことを示す。

バックフィット規則（10CFR50.109）の目的は NRC から実施を要求される運転や設計の変更で、それらを行うことによって公衆の健康及び安全あるいは国家の安全を著しく増加させるものでないものであるにもかかわらず不当にコストがかかるものを実施させられないよう事業者を守ることである。

従ってバックフィット規則では NRC が事業者にバックフィットを要求する場合には、NRC がバックフィットの分析を行わなければならないとしている。この分析には 2 つの事柄が関与しており、バックフィットが公衆の安全、国家の安全に著しく貢献するものか、変更する場合のコストが正当化できるものであるかということである。

規則が正しく実施された場合のメリットとして、規制が予見できるようになること、また事業者にとっては重要な安全性に関する事項についてより適切に NRC のリソース（スタッフ）を利用することを保証することにもなる点である。

一方、NRC がバックフィットの要請をする場合に分析しなくても良い例外として以下の 3 項目がある。

- a. バックフィットの要請が既存の規則に適合させるためのものである場合

- b.施設が公衆の健康と安全に対して適切な防護を提供することを確保するために規則が必要であり、それが国家の防衛及び安全保障に適合していること。
- c.公衆の健康と安全の保護及び国家の安全保障の定義あるいは再定義を含む規制活動であること。

この規則は NRC が自らの負荷を大きくさせるものであることから NRC が要求する事項をバックフィットとして定義づけたくない気持ちがあり、当該の要請は既存の規則を明確化しているだけであると主張することが多いが、業界側はその要件の正当性を NRC が分析した上で出すべきとの考えからその要件がバックフィットに該当すると主張する傾向が強い。そのため意見の相違が発生するという問題がある。

7.4 Diablo Canyon 原子力発電所

Diablo Canyon 原子力発電所では 2 基の 4 ループ WH 型炉が稼働中である。

1 号機：電気出力 110 万 kW	運転開始：1985.5.7
2 号機：電気出力 110 万 kW	運転開始：1986.3.13

(1) 運転認可更新

Diablo Canyon 原子力発電所の現状の運転認可期間は 1 号機及び 2 号機が 40 年、乾式キャスク貯蔵施設は 20 年となっており、現在、1、2 号機の運転認可更新を行っている。

Diablo Canyon 原子力発電所では、周辺の 4～5 の発電所とアライアンス (STARS と呼ばれる) を組んで協力しており、これには認可更新に対する協力も含まれる。(アライアンスの仲間では、ウルフクリーク発電所、パロベルデ発電所で認可更新の申請書をすでに提出している。)

2009 年に運転許可更新の申請を提出済みであり、一般的に審査は 2～3 年を要しているが、カリフォルニアは市民の介入が非常に強いとため 3～5 年かかると予想している。

NRC の安全評価、環境評価に加えて、さらに法律的な審査 (公聴会) が必要である。

NRC が定めた安全系の SSC の評価は、材料の評価、環境の評価、経年劣化に関する評価が要求されており、静的機器が評価の対象である。

上記の内容は、GALL レポートに記載してある。

運転認可更新に当たっては、劣化管理プログラムを 40 程度作成することが義務付けられているが、このプログラムの 80%程度は、既存の監視プログラムとほぼ同じである。

今後、1 号機、2 号機の運転認可更新において、新たな設備改造は不要と考えている。(なお、乾式キャスク貯蔵施設では追加の 20 年間の監視が必要と考えている。)

- ・地震動等、耐震設計の条件については、耐震設計に関する評価を継続的に実施しているため、運転認可更新時には耐震設計の再評価は実施しない。

- ・コンクリートの経年劣化に関する評価はアメリカのコンクリート協会（ACI）のガイドラインに従って10年ごとに監視を実施しているため、運転許可更新時に再評価はしない。
- ・配管系の金属疲労の他に、SCC や減肉の評価も実施する。
- ・埋設配管等については決められたサンプルを対象に検査を実施する。電気ケーブルは銅管になっているが、常にドライであるかをチェックする。NRC の要求により、ケーブルを6年間の周期で検査をしなければならない。また、電気（カソード）防食監視の利用率が90%以上であることが必要である。
- ・LOCA 後の30日間の線量の要件は60年間で影響しない
- ・NRC の要件では、炉内構造物の検査プログラムと容器の脆化サーベイランス・プログラムが必要。認可更新とは別に炉容器の蓋（ヘッド）の交換をした。その様な設計変更の際には認可更新にかかわる追加の評価をしている。ヘッド交換の際に、環境性能60年間の保証をもらった。ケーブルの評価も実施した。
- ・制御盤は、動的機器として取り扱われ、認可更新では再評価の要件ではない。

(2) PRA プログラム

リスク管理とは、プラントの構成、規制、人や機器のパフォーマンス等が変化した時、これを評価するための管理方法で、以前の決定論による方法から、リスク・パフォーマンスに基づく管理へと移行している。PRA は NRC の規制要求を満足させる、体系的なプロセスにより安全を強化する、また、運転コストを下げることを目的としている。

PRA により、設計の特徴に基づいたリスクレベルを決定する。

PG&E では、1980 年代より PRA による地震のモデル化を実施し、2011 年には PRA のモデルが更新される（近年では5年毎に更新）。

PRA は以下のようなものに適用されている。

- －保守規則（MR）のパフォーマンス基準の設定
- －運転中保全（OLM）のリスク評価
- －Tec.Spec.の許容待機除外時間の延長
- －CDF 以上の事象が発生した場合の管理プログラム
- －SG 取替、認可更新等の技術的なサポート
- －ISI、火災防護のリスク情報を活用したプログラム
- －ROP への適用（NRC から指摘があった場合の説明等に使用）

CDF、LERF は運転中保全にとって非常に重要な情報であり、運転中保全の際には PRA を通じた考察が必要。CDF の 25%、LERF の 6%が運転中保全に関連する機器によるものとなっている。

SSC の信頼性を維持するため、運転中に必要な予防保全のみを実施、同時に待機除外となる SSC の数を最小にする、リスクの高い複数の SSC の待機除外は避ける等により、運転中保全によるリスクを最小限にする。

以前は現在のような PRA モデルがなかったためリスクの高い機器も同時に待機除外していたこともあり、今から考えるとリスクが大きかった。(現在は以前のリスクの 1/5)

地震の PRA に影響を与えるものの例としてはタービン建屋や 230kV の開閉所がある。非常用ディーゼル発電機や重要な電源がタービン建屋にあること、また、開閉所は敷地外にあることから、地震の裕度が少ないためである。

(3) 運転中保全プログラム

運転中保全の対象としては DG や安全系のポンプ等が含まれる。定期的な保全（オイルサンプリング、オイル交換、カップリング点検、清掃等）は半分以上を運転中保全で実施しており、大型ポンプや DG では校正部品の一括取替えも実施する。安全弁の保全も取替えで対応している。なお、細かい修理や不具合の是正処置が必要な場合は、プラント停止時に実施する。

DG は 10 年前から運転中保全を実施しており、各ユニット 3 基のうち 2 基を運転中、1 基をプラント停止中に実施。

保守を実施する前後でのエンジンパフォーマンス（シリンダー圧力、タイミングを服務）の比較も実施している。

運転中保全のうち半分程度は予想外の事象に遭遇するが、許容待機除外時間（AOT）内に解決しなかったということはなく、通常許容待機除外時間（7 日間）に対し、半日から 2 日前に終了している。

プラント停止期間は 30 日程度を目指しており、停止時に DG の保守を実施する場合の問題点として作業員が優先順位の高い作業にとられることにより停止期間内に作業が完了しないことがある。

大型の予備品としては海水ポンプ、復水ポンプ、復水ブースタポンプ、余熱除去ポンプのポンプ・モータ、また、DG のエンジン・発電機等を保有している。

保全にかかる他の電力やメーカーと情報共有として例えば DG では、DG のオーナーズグループがあり、情報共有を行っている。また、EPRI を通じて、DG・ポンプユーザーズグループで情報交換を行っている。

(4) 状態監視保全

状態監視保全の対象機器はマスタリストに記載されているが、監視パラメータは振動、赤外線温度評価、オイル分析である。

マスタリストはもとは信頼性重視保全のために作成されたもので、信頼性重視保全とは米国の航空業界が使用していた手法で以下の機能を維持することを目標とする。

- ・プラントの重要な機能を特定し、保守もその重要な機能を維持するために実施する。
- ・時間で保全するのではなく、状態で保全を実施する。
- ・重要な機能は何か、その機能をサポートするために必要なものを構成部品単位で検討する。
- ・その結果、2年毎に実施していた保全を状態を監視することで、2年間待つ必要がなく、また、2年以上の間隔で実施できるようになる。

機器について状態監視保全と時間管理保全に区分するのは適切でないと考えている。例えばモータでは振動は状態監視保全の対象となるが、断熱材の異常を予想するパラメータはないのでこの部分は時間管理保全となる。

状態監視結果により保全の間隔を変えることがあり、具体的な例として復水ポンプのカップリング潤滑油交換の間隔を当初のメーカ指定に対し油分析の結果をもとに延長することとした。

(5) 運転サイクル延長

Diablo Canyon 原子力発電所の長期サイクル運転は5年間で21-20-19ヶ月サイクルを繰り返すもので、1~3週間のコーストダウンを見込んでいる。

運転サイクルの延長は24ヶ月で評価を実施しており、5wt%の燃料の50%取替えで対応している。Tech. Spec.も18ヶ月から24ヶ月に移行しており、計装制御装置の調整周期やドリフトの評価、予防保全の間隔も24ヶ月で評価している。24ヶ月運転サイクルへの移行に対し安全系の機器及び保全プログラムでカバーされている機器はすべて健全性評価の対象とした。

(6) 耐震設計

事前に提出していた質問項目に対する回答として以下の説明があった。

・Diablo Canyon 原子力発電所の耐震評価でバックフィットの対象となったものはこれまでない。建設時に Hosgri 断層が発見され、その対応として改修工事（強化工事）を実施したがこれはバックフィットと考えていない。

なお、本日の最初の説明では海水の取水施設は、津波に対策でスノーケルを改修し、電動機が水没しないようにしているが、この改造は BackFit として実施されているとの説明があった。

・ディアブロではこれまでも何度か小さな地震を経験してきたが、プラントが（地震加速

度で) トリップしたことはない。なお、トリップのセット値は重力加速度 G の 30%である。これまで経験した一番大きな地震でも G の 4%程度であった。

地震発生後の点検内容については手順が定められており、停止の判断も記載している。地震後の対応は業界文書に書かれており、そのひとつが EPRI NP-5930 で OBE (Operating Basis Earthquake) を超えたかどうかのクライテリアが記載されている。(EPRI NP-6695 も公開されており参照のこと)

- 応答スペクトルの活用について決定論的評価手法では応答スペクトルを使用しており、確率論的評価手法では地震ハザードカーブを使用している。
- 地震応答解析手法に関する新たな研究・開発について Diablo Canyon 原子力発電所では特に実施していない。一方、地質・地震動関連ではいろいろと取り組んでいる。
- 地震応答解析結果(応力評価)のチェックの例としては以前 San Simeon Earthquake (2003) が起こったときに建物での観測された応答と解析計算した応答を比較した結果、増幅されることがわかった。
- Diablo Canyon 原子力発電所は LTSP にてすべての地震 PRA が適用されている。情報は常に更新している。また、フラジリティデータについては約 20 年前にできたが、現在有識者と更新について協議しており、2011 年に更新することになっている。
- PG&E 社は新潟県中越沖地震発生を踏まえた対応として、PG&E 内部での地震戦略チームを策定し、教訓の反映を検討した。結果として、Diablo Canyon 原子力発電所では火災に対してはタンクなどがしっかりしていること、また消防隊員が常に常駐していること、人的リソースも十分であり、対外的な通信網も確立していることを確認した。対応すべき問題点としては、廃棄物ドラムの貯蔵法であり、ドラムのサポートなどのガイドラインを変更している。その他、外部に漏えいがないようなシール方法やブローアウトパネルの復旧方法など手順書をしっかりと策定した。
- 地震時等に規制当局への連絡や一般の人に知らせるシステムとしては緊急事態計画の中で定めている。通知システムは電話で NRC やカリフォルニア州の通知されることになっている。PG&E の中に報道関係者に通知する部署もある。なお、地震直後の対応ではないが(地震に対応する)運転経験などは INPO や WANO を通して情報を発信している。
- 地震後の点検については定められている機器を全数点検している。なお、2003 年に地震があり地震後の健全性を確認する点検を 1 号機で実施した(点検設備数は 100 設備程度

であり、2号機は1号機と同様であり問題ない。)

- ・地震観測システムのセンサ類の設置場所として地表面や原子炉建屋の基礎、原子炉格納容器の内部には2個、タービンの基礎等がある。あとは燃料ピットの床などにも設置している。

(7)その他

カリフォルニア州は温排水の海洋への直接放出を禁止したが、Diablo Canyon 原子力発電所の対応として冷却塔による冷却は必要な淡水の量が確保できないので困難であるとのことであった。従って海洋直接放出が認められないならプラント停止に追い込まれる可能性が強いが、Diablo Canyon 原子力発電所による電力供給の重要性を考えるとそのようにはならないであろうとの認識であった。

7.5 Pacific Gas & Electric Co.等

Pacific Gas & Electric Co.及び Diablo Canyon 原子力発電所で地震の影響評価についての説明があった。

Diablo Canyon 原子力発電所の建設許可レビュー中の1978年頃、ACRSが概ね10年ごとに地震設計に関する再評価をPG&Eに推奨した。この要求は、Diablo Canyon 原子力発電所の運転認可の条件となった。

これを踏まえPG&E社は長期地震プログラム(LTSP)を実施し、地質学・地震関連の新しい情報等の確認、地震及び地震動の大きさの再評価、Diablo Canyon 原子力発電所への影響について決定論的及び確率論的評価をまとめたものを1988年にNRCに提出し、1991年に承認された。

その時点でDiablo Canyon 原子力発電所付近の主要な断層としてHosgri断層、Los Osos断層、San Luis Bay断層が確認されており、Hosgri断層の地震動による応答スペクトルが他を包絡していることが確認された。

PG&E社はその後も地質科学部門を設置し、LTSP Updateの調査・評価活動を実施してきている。

その中で2008年に発電所に近い場所に断層が存在することが確認され、2年間かけて詳細調査および新しい情報に基づく地震影響評価を実施した。

PG&E社はその結果を2011年1月19日の公聴会でNRCに説明した。

従来、海岸沿いの深さの浅い海域はその物理的状況から十分な調査がなされていなかった。今回の調査でこの海域の発電所から600m離れた場所に断層(Shoreline)が確認され、断層長さが23km、断層形状は横ずれ断層(strike-slip)、傾斜は概ね垂直、深さ8km~15kmのところにある断層であった。また、すべり速度は0.2~0.3mm/年である。

従来の断層に加え Shoreline 断層を加えた形で新しい情報を含めて今回評価を行った結果は以下の通り。

- ・断層のサイズをベースにしたマグニチュードは Hosgri で 7.1、Los Osos はマグニチュード 6.5、Shoreline はマグニチュード 6、また、San Luis Bay の一部が活動するとマグニチュード 6.3 となった。
- ・Diablo Canyon 原子力発電所での地震動の不確かさは過去 20 年間の知識とモデルの改良で地震ハザードの不確かさが低減した。
- ・決定論的評価では地震動スペクトルは 1991 年 LTSP/SSER34 に比べ小さくなり、Diablo Canyon 原子力発電所の耐震余裕は 1991 年に比べ大きくなった。
- ・PRA に使用する 3~8.5Hz の間の応答スペクトルは、1998 年の LTSP の結果に比べ小さくなり、Diablo Canyon 原子力発電所の地震によるリスクは、1988 年当時の CDF $3.8E-5$ からより小さくなり $2.1E-5$ となった。
- ・Shoreline 断層による CDF は、全体の地震リスクの 20%程度に寄与している。

これまでの地震評価のための研究の費用は

- ・長期地震プログラムは 1984 年から 1991 年まで実施し 4200 万ドルかかった。
- ・2006 年に更新の研究を始め、これまで 1200 万ドル、今後追加で 3000 万ドルかかる。
- ・Shoreline 断層が見つかった時点（2009 年）で、その部分に資金を集中した。Shoreline 断層だけでは 400 万ドル以上を費やしている。

8. 事前勉強会

平成 22 年 12 月 3 日（金） 16:00-18:00 に(独)原子力安全基盤機構会議室にて訪米調査参加者が集まり、運転中保全、状態監視保全、出力増強、認可更新、長期サイクル運転、耐震関連等の各資料に基づく説明が行われ、その後質疑応答を行った。

表-1 調査日程及び議事項目

月 日	訪問先	議事事項
1月17日	Susquehanna 原子力発電所	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転中保全 ・ 状態監視保全 ・ 出力増強 ・ 放射線管理 ・ 運転中保全（チラー）現場及び屋外施設の現場調査
1月18日	移動	
1月19日	NRC	・ 運転中保全
	NEI 打合せ後移動	<ul style="list-style-type: none"> ・ 出力増強 ・ 運転中保全 ・ 運転認可更新 ・ バックフィット
1月20日	DiabloCanyon 原子力発電所	<ul style="list-style-type: none"> ・ 運転認可更新 ・ 地震・耐震評価 ・ PRA プログラム ・ 運転中保全 ・ 状態監視保全
	打合せ後移動	・ 長期サイクル運転
1月21日	PG&E 本社	・ 地震評価

表-2 訪問調査参加者

	母体	氏名	所属
1	(独)原子力安全基盤機構	水町渉(団長)	技術参与
2	北海道大学	奈良林 直 (副団長)	大学院工学研究科教授
3	東北大学	高木敏行 (副団長)	教授 流体科学研究所 副所長
4	東京大学	岡本孝司 (副団長)	大学院新領域創成科学研究科教授
5	東京大学	木村浩 (副団長)	大学院工学系研究科原子力専攻 准教授
6	日本エヌ・ユー・エス	伊藤邦雄	取締役・部門長 エネルギー事業支援部門
7	エナジス	大山健	顧問
8	電源開発	小川 真吾	原子力建設部 運営計画グループ
9	日本原子力発電	鴨志田哲雄	発電管理室 保全計画グループ 主任
10	原子力安全・保安院	河村浩芳	原子力発電検査課 保安規定係長
11	関西電力	日下 浩作	原子力事業本部 プラント・保全技術グループ マネージャ
12	三菱重工業	小山 正弘	原子力事業本部 原子力技術部 軽水炉技術課
13	中部電力	佐野 忠之	浜岡原子力発電所 保守部 設備保全課 専門課長
14	四国電力	曾我部真一	伊方発電所 保守グループ 副リーダー
15	東京電力	高田 壽仁	新潟県中越沖地震対策センター 地震対策総括 グループ主任
16	北陸電力	野村雄二	志賀原子力発電所 保守部 保守計画課 副課長
17	東芝	羽田野琢磨	原子力機器設計部 耐震・強度技術担当 主務
18	日本エヌ・ユー・エス	藤井有蔵	技術顧問
19	(社)日本原子力技術協会	森本 敏昭	技術基盤部 保全技術グループ 副長
20	日立 GE	吉成 和博	日立事業所 原子力サービス部 保全計画グループ 技師
21	ユーレックス	小倉篤	スタッフ
22	American Electric Power	David W. Miller	Radiation Protection Dept. Cook Nuclear Plant
23	通訳	大田かおり	

表-3 米国訪問時入手資料

1. Susquehanna NPP

運転中保全年度計画 (1)～(7)

- (1) MAGER WORK WINDOWS
- (2) PROCEDURE COVER SHEET SCHEDULING AND COORDINATION WORK
(NDAP-00-1912)
- (3) PROCEDURE COVER SHEET MAINTENANCE RULE RISK ASSESSMENT
AND MANAGEMENT PROGRAM (NDAP-QA-1902)
- (4) PROCEDURE COVER SHEET CONFIGURATION RISK IDENTIFICATION,
ASSESSMENT MANAGEMENT AND DOCUMENTATION (PSP-25 Revision2)
- (5) PROCEDURE COVER SHEET ONLINE AND SHUTDOWN RISK
ASSESSMENT PROGRAM(PSP-26)
- (6) PROCEDURE COVER SHEET SSES TACTICS FOR EXCELLENCE THROUGH
ACCOUNTABLE MANAGEMENT(Team) (PSP-30)
- (7) Action if work not per matrix

(8)SSES Extended Power Uprate Presentation

(9)Initiatives for Performing On-Line WORK

(10)JSME VISIT TO SSES WORK MANAGEMENT DISCUSSION

(11)License Renewal

(12)PPL-Susquehanna Health Physics Dose Rate Model

(13)SPARE COMPONENTS LIST

(14)CBM 補足説明資料

2. NRC

(1)Maintenance Rule : Maintenance Risk Assessment and Management

3. NEI

(1) Agenda Japanese Nuclear Energy Safety January 19, 2011

(2) NEI meeting with Japan Nuclear Industry Delegation Nuclear Power Upgrades

(3)License Renewal (Exelon Nuclear Partners)

(4)Overview of the Nuclear Regulatory Commission's Backfit Rule[10C.F.R.50.109]

4. Diablo Canyon 及び Pacific Gas & Electric Co.

(全般)

(1)Introduction

(地震・耐震関連)

(1)PG&E Central Coast Seismic network and Seismic Instrumentation at Diablo Canyon Power Plant

(2)Seismic Monitoring Systems

(3)Diablo Canyon Power Plant Seismic Monitoring Systems

(4)Pacific Gas & Electric Co. Diablo Canyon Power Plant Central Coast Seismic Network

(5)Summary of the Jan 7, 2011 “Report on the Analysis of the Shoreline Fault Zone, Central Coastal California” U. S. Nuclear Regulatory Commission Public Meeting January 19, 2011 San Luis Obispo, CA

(6)Summary of the Jan 7, 2011 “Report on the Analysis of the Shoreline Fault Zone, Central Coastal California”

(7)GEOLOGIC MAP OF BEDROCK AND LANDSLIDES IN THE PLANT SITE AREA

(8)Session 5 - Diablo Canyon Seismic Review History Long Term Seismic Program

(9)Long Term Seismic Program

(10)Seismic Design Basis Overview(1)

(11)Seismic Design Basis Overview(2)

(12)Seismic Design

(13)Reactor Seismic Trip System

(14)Seismic Monitoring System

(15)Tsunami Design

(16)Inspection Guideline for Post Earthquake Civil Engineering

(17)Engineering Service Post Earthquake Inspection Guideline

(18)Earthquake

(19)Response to Tsunami Warning

(保全、認可更新、出力増強等)

(1)Condition-Based Maintenance Program

(2)Operating Cycle Extension

(3)Diablo Canyon Units 1 and 2 FUEL PERFORMANCE

(4)License Renewal

(5)On-Line Maintenance Program

(6)Diablo Canyon Power Plant Photo Gallery

(7)PROBABILISTIC RISK ASSESSMENT PROGRAM

(緊急時対応)

(1)Emergency Classification and Emergency Plan Activity

(2)Emergency Notification of Off-Site Agency



1月17日 Susquehanna 原子力発電所 冷却塔を背景に水町団長他



1月21日 PG&E 本社前で 奈良林団長（代理）他

1. 日時 :

平成 23 年 1 月 17 日 (月) 9 : 00 ~ 12 : 00

2. 場所 :

Susquehanna 原子力発電所

3. 出席者 :

【PPL Susquehanna, LLC】

A. Thomas Iliadis : GM Plant Operations

Vines Schuman : Radiation Protection Manager

William Bishop : GM Work Management

Mark E. Schwiker : Outage Manager

Brian J. Willie : Online Manager

Richard Pagodin : GM Engineering

John Kraiss : Manager Special Projects

David R. Flyte : Project Management & Support

John Bartos P.E : Principal Engineer

【機械学会訪米調査団】

水町団長 (原子力安全基盤機構)、奈良林副団長 (北海道大学)、高木副団長 (東北大学)、木村副団長 (東京大学)、日下 (関西電力)、伊藤 (日本エヌ・ユー・エス)、大山 (エナジス)、小川 (電源開発)、鴨志田 (日本原電)、河村 (原子力安全・保安院)、小山 (三菱重工業)、佐野 (中部電力)、曾我部 (四国電力)、高田 (東京電力)、野村 (北陸電力)、羽田野 (東芝)、藤井 (日本エヌ・ユー・エス)、森本 (日本原子力技術協会)、吉成 (日立 GE)

【その他出席者】

Miller (.Cook)、小倉 (ユーレックス)、大田 (通訳)

4. 資料

資料-1 : JSME VISIT TO SSES WORK MANAGEMENT DISCUSSION

資料-2 : SSES Extended Power Uprate Presentation

資料-3 : PPL Susquehanna Health Physics On-line Maintenance Tools

資料-4 : PPL-Susquehanna Health Physics Dose Rate Models

5.議事概要：

5.1 挨拶及び検討課題の確認

はじめに調査に同行していただいている Miller 氏より、Susquehanna NPP が北米で No1 のパフォーマンスを誇っていることなどサイト概要と状況の紹介があった。

続いて水町団長より、訪問の目的説明と調査受け入れに対する謝意を表すると共に、兜を贈呈した。(この兜が Susquehanna を多くの困難から守ってくれる事を願って・・・)

本日の調査内容の確認及び説明をいただき、日本側より以下の要望を伝えた。

- ・可能であれば本日行っている運転中保全の現場を見せていただきたい。
→代表3名が MCR 用チラーの状況を確認させてもらうことができた。
- ・運転中保全の年間スケジュールを開示いただけないか？
→問題ないとの回答をいただき、打合せ後に資料を受取った。

5.2 事前質問及び要望を基にした説明

(1) 停止時点検管理

説明者：Mark E.Schwiker 氏

Susquehanna 1, 2号機での停止時点検管理について、パワーポイントのスライドを用いて以下の説明があった。

説明は事前に送付した質問事項について回答するかたちで行われた。

事前質問: Susquehanna NPP の様な高い信頼性を達成するために、どのような努力をされているか？ (トラブルの予防、停止期間の短縮、運転期間の延長)

回答:停止時点検の検討は運転期間中に70項目のマイルストーンを設け実施している。

点検内容の検討に際しては、万一不具合が発見されたことも想定してスケジュールを組んでいることはもちろん。目標を限定したチームを結成して対応している。

工程の検討においては、「点検エリアの線量」「点検コスト」「作業期間」「人員」を早期に検討し、影響の大きい機器を洗出し問題解決にあたっている。また、待機させておかなければならない機器など、クライテリア(条件)を定めて管理している。

また、ベンチマークとして他社の情報を入手するなどして目標とする内容との差を埋めている。

(2)Online 管理及び状態監視保全管理

説明者：Brian J.Willie 氏

Susquehanna 1, 2号機で運転中保全及び状態監視保全の実施状況について、パワーポイントのスライドを用いて以下の説明があった。

説明は事前に送付した質問事項について回答するかたちで行われた。

事前質問:運転中保全対象となる安全系設備にはどのようなものがありますか?

回答:ほとんどの機器が対象になっている。

系統の待機除外時間は厳密に支援ツール (SOW : System Outage Window) で管理している。

安全規制の枠組みの中で PRA ベースの炉心損傷リスクを把握した上で実施している。

点検は 24 時間体制で実施され、管理者はスケジュール管理と設備管理を行う 2 名となっている。

事前質問:運転中保全のメリット及び課題は何か?

回答 : <メリット>

- ・ 停止時点検の期間短縮および対象範囲の低減
- ・ 停止時点検のみでは不足していた保全内容のフォローが可能

<課題>

- ・ 既に PRA で評価されている通り、安全系設備の待機除外による原子炉安全リスク (炉心損傷の可能性) が高くなる
- ・ 管理及び準備に多くのリソース (人的資源) を必要とする
- ・ 予測しきれないトラブルにより計画工程を超えてしまうことが考えられる
(許容待機除外時間を超えたことはない)

事前質問:運転中保全では、プラント運転中であるため、系統機器の隔離期間および範囲が限定されることとなるが、困難な点はないか?

回答:隔離することにはリスクを伴うが、隔離機器に不具合があった場合は隔離範囲の縮小や隔離機器の点検で対応している。また、事前に隔離機器 (弁等) の試験を行い隔離可能であることを確認している。

事前質問 : 系統隔離を間違いなく行うための工夫はあるか?

回答:高温高圧箇所の隔離はダブルアイソレーションを基本とし、特別な表示を行っている。

ドレン弁やベント弁に不具合があった場合は第 2 弁による隔離としている。

可能な範囲で隔離弁に不具合があるかどうかの確認を行っている。

アイスプラグ (窒素ブランケット使用) による隔離も行っている。

事前質問:大型機器の予備品にはどのようなものがあるか?

回答:23 の対象機器がある。(別途リストを提示いただいた)

<予備品>

起動変圧器、非常用 DG（ディーゼル機関、発電機）、インバーター、再循環ポンプ、制御棒、制御棒駆動装置、LPCI ポンプ及びモーター、LPCS ポンプ及びモーター、CS ポンプ及びモーター、RHR ポンプ及びモーター、SW ポンプ及びモーター、主蒸気安全弁、主蒸気逃がし弁、主蒸気隔離弁

事業者間で予備品の融通管理（PIM: pooled inventory management）を行っており、「高額な設備」「製作に時間を要する設備」についてもオンサイトで管理している。

<PIM 対象機器>

再循環ポンプ、RCIC ポンプ及びタービン、HPCI ポンプ及びタービン

事前質問:プラント運転中に大型機器の取替えをスムーズに行うための特別な装置を使用しているのか?

回答:65tトラックや専用の鉄道による運搬が可能となっている。

(敷地内へも線路が敷かれ、大物機器の搬出入が可能となっている)

屋上には機器搬入搬出用のハッチがある。

事前質問: どんなコンポーネントが状態監視保全の主体であるか、そして、どんなパラメータがこれらのコンポーネントの状態監視保全において監視されるか?

回答:回転機器(ポンプ/ファン/タービン/モーター)の振動や油分析

電動及び空気作動弁診断

変圧器などの電氣的診断

非常用ディーゼル機関診断

給水加熱器などの熱交換器点検（ECT）や配管肉厚測定（これらは隔離が必要）

(Susquehana 側の状態監視保全の認識は停止中機器の状態確認に基づく保全対応も含まれており、わが国でいう状態基準保全より幅広い範囲を対象としている。)

これらの結果より、24ヶ月運転を考慮して点検内容（分解するか否かなどの計画）の判断材料としている。

機器に不具合があった場合は状況に応じ対応している。

- ・ 取換えが必要な場合は融通管理（PIM : pooled inventory management）を活用
- ・ 連続使用はできないが、非常時に使用できる場合はピンクタグで識別して、待機状態としている

事前質問: コンポーネントが状態監視保全の主体として選ばれる理由?

回答:プラント運転継続や原子炉安全性を重要視

過去の運転状況からパフォーマンスが若干低下していることが確認された場合
状態監視保全による利点としては、「プラントの全体的な信頼性向上」「コスト低減」

事前質問:状態監視保全の結果により点検時期を伸ばした例はありますか？

回答:電動弁のグリス分析結果から点検時期を伸ばした例がある

<質疑応答>

Q: オンサイトの予備品は運転中保全に有効か？

A:運転中保全のために確保しているのではなく、不具合発生時に運転停止に至ることを低減するために確保している。

Q: 運転中保全で機器搬出する際など、周辺機器に影響がでるのでは？

A: 周りの機器に影響がないように、クレーン・ホイストを配置している。

Q:配管の肉厚測定は隔離せずに実施しているのか？

A:隔離、水抜きして実施している。

Q: 運転中（使用中）に実施するのが状態監視保全と考えるが？

A:その意味では配管の肉厚測定は状態監視保全ではなく予知保全と考えた方が良い。

(3)Extended Power Uprate (EPU) 関連

説明者：John Bartos P.E 氏

Susquehanna 1, 2号機での出力増強の状況について、パワーポイントのスライドを用いて、以下の説明があった。

説明は事前に送付した質問事項について回答するかたちで行われた。

事前質問：Susquehanna では大幅な出力増強を行っているが、どのような方法でこれを達成したのか？

回答は以下の通り

○出力増強は次の通り 4段階で実施された

当初の認可出力は 3293MWt、1050MWe

→SPU (Stretch Power Uprates) により 3441MWt、1100MWe (1994～1995)

→MUR (Measuremet Uncertainty Recapture(給水流量計の精度向上)) により 3489MWt、1115MWe (2001～2002)

→高圧、低圧タービンの改造により 3489MWt、1165MWe (2003～2004)

→EPU（蒸気乾燥器の改造等（詳細は追而））により 3952MWt、1300MWe（2008～2011）

トータルで 659MWt（約 20%）、250MWe（24%）の増強となる。

（1号機は 2010 年に完了。2号機は今サイクル（2011 年）で完了。）

留意事項として、次の点が挙げられる。

- ・原子炉圧力を維持すること
- ・原子炉出力と熱エネルギーを増やすこと
- ・主蒸気流量と速度を上げること
- ・蒸気供給システムのマージンを利用すること
- ・改造後のヒートバランスを回復すること

○EPU 関連の NRC ライセンスの申請事項として、次の項目が紹介された。

- ・ NUMAC の中性子監視システム
- ・ ロッドブロックシステム
- ・ 高濃度ボロン S L C
- ・ 放出再評価
- ・ 熱出力増強
- 他

○EPU 関連の認可上の観点として、次の項目が紹介された。

蒸気乾燥器、配管振動、炉心解析、過渡試験

○EPU 関連の技術的な変更内容は 1 ユニット当たり約 75 の変更であり、次の項目が紹介された。

技術的な変更

蒸気乾燥器、高圧タービン、中性子監視システム、原子炉給水ポンプタービン、復水ポンプ、給水ヒーター、復水脱塩装置、開閉所設備

原子炉給水ポンプタービンスピード制御、原子炉水位レベル制御、原子炉再循環流量制御

その他必要事項

NRC の認可、安全解析のレビュー、手順書の改訂、訓練の実施 他

○EPU の実施の流れは次の通り。

- ・それぞれのユニットで 2 サイクル掛けて実施。（4 年間）
- ・1 サイクルで 7% の熱出力を増加。
- ・改造は 2 ステップで実施し、各ステップ毎に使用前検査を実施。

○改造後の試験及びモニタリングとして、次の通り実施された。

- ・EPU によるプラントの挙動を予測する計画を作成する。

- ・監視する上でのキーとなるパラメータを確認する。
- ・必要な計器を設置する。
- ・確認された懸案事項とリスクを明確にしていく。
- ・手順に従い EPU を達成するためにデータを収集していく。
- ・起動からフルパワーまでの各段階でデータを収集する。
- ・懸案や想定と異なったことを纏め、是正策を策定し実施する。

<質疑応答>

Q: EPU により LOCA 解析上 PCV の圧力に問題はないか？

A: 炉心自体に変更はないため、インベントリーとしては変わらないので問題ない。

なお、長期的には崩壊熱が増えるが、RHR のマージンの中で対応可能と評価できた。

Q: タービンのケーシング、給水ポンプ等、改造で設置スペースの変更は必要なかったか？

A: 高圧タービンは、ケーシング、ローター共に GE 製からシーメンス製（最新の 3 次元翼）に交換した。大きさはそれほど変わっていないので古いものがあつたスペースに収まっている。

Q: EPU に要した費用は？

A: 金額は言えないが、5 年以内で回収できる見込み。

Q: 他より先行できているのはなぜか？

A: 他では蒸気乾燥器の問題に苦慮しているようだが、早期に検討を始めたのが功を奏していると考ええる。

1. 日時：

平成23年1月17日（月）13：00～14：00

2. 場所：

Susquehanna 原子力発電所

3. 出席者：

【PPL Susquehanna,LLC】

A.Thomas Iliadis：GM Plant Operations

Vince Schuman：Health Physicist PPL Susquehanna

Robin L Rodrigues-Gilroy：Project Manager Project Management & Support（説明）

【機械学会訪米調査団】

水町団長（原子力安全基盤機構）、奈良林副団長（北海道大学）、高木副団長（東北大学）、木村副団長（東京大学）、日下（関西電力）、伊藤（日本エヌ・ユー・エス）、大山（エナジス）、小川（電源開発）、鴨志田（日本原電）、河村（原子力安全・保安院）、小山（三菱重工業）、佐野（中部電力）、曾我部（四国電力）、高田（東京電力）、野村（北陸電力）、羽田野（東芝）、藤井（日本エヌ・ユー・エス）、森本（日本原子力技術協会）、吉成（日立 GE）

【その他出席者】

Miller（.Cook）、小倉（ユーレックス）、大田（通訳）

4. 資料

PPL-Susquehanna Health Physics Dose Rate Model

5. 議事概要：

運転中保守実施のための改善事項

パワーポイントのスライドを用いて、以下の説明があった（質疑応答による情報を含めて記載）。一部、配布資料及びパソコンの画面表示によるデモを用いた補足があった。

運転中保守作業実施のための支援ツールには以下のものがある。

- ・ FinBot（ロボット）
- ・ Dose Rate Projection Model（線量率予測モデル）
- ・ Daily Dose（毎日の線量予測）
- ・ SOW（System Outage Windows）（系統別の待機除外作業枠）
- ・ Panoramics（ビデオライブラリ）
- ・ ALARA Video（ビデオ）
- ・ Teamwork for HPTechnicians（放射線管理技術者のためのチームワーク）
- ・ コミュニケーション（高リスク作業前の連絡）

2010年の作業被ばく線量実績は、下記のとおりである。

- ・ 運転中作業の線量 72.2 人・rem
- ・ 停止時作業の線量 107.1 人・rem
- ・ 合計 179.3 人・rem (1.793 人・Sv)

FinBot（運転中保全ツール）

- ・ キャタピラつきの移動ロボットで、蒸気や放射能がある場所に入って計測が可能。
- ・ 2台あり、人が入れない場所の放射線量をチェック、被ばく線量低減を目的とする。

線量率予測モデル

- ・ 資料を受領
- ・ 各建屋・フロアの図面上に空間線量率の数値が表示されているもの
- ・ 出力を下げた場合に、その場所の線量率や水素レベルがどの程度下がるか予測する
- ・ Web ベースのソフトで、所内のどこからでもアクセスが可能

系統待機除外ウインドウ（SOW）

- ・ ある系統に対する運転中保全の作業は系統ウインドウと呼ばれる。この範囲内の作業を事前に精査することで、作業の重複を減らし、被ばくする機会を最小限度に抑えるのが主目的。人数、スペースの有効利用を目指す。

Panoramics

- Web ベースでアクセスが可能。
- 所内の各場所の写真のライブラリーで、操作に合わせて画面が移動し、パノラマビューが可能（ストリートビューと同じ）。
- 例えば、弁の機器番号を入力すれば、その設置場所の写真が映し出される。

質問

- このようなツールは、NRC の検査官を含めて誰でも見られるのか？

回答

- NRC の検査官を含めて、所内の誰でも見ることができる。

Daily Dose

- 紙資料を受領
- 作業別に毎日の保守作業の線量の予測値を記載。各作業オーダ別にカウント。

質問

- 予測作業はどの部門が行うのか？実測値は登録されるのか？実測に基づいた修正・更新は行われるのか？

回答

- 放射線管理部門が前述の線量率予測モデルを利用して予測を実施。配布図にある各エリアの値を利用する。
- 実測値も記載される。実測に基づくモデルの更新も行われる（大体あっているので更新頻度は必要に応じて行う程度）。

ALARA ビデオライブラリー

- テープまたは DVD 形式のライブラリーがあり、リストを受領。
- 作業、プロジェクトごとに過去の保守作業の記録が収録されていて、作業時の服装など、イメージを伝えることができる。今までの線量管理の教訓が反映できる。

HP 技術者のコミュニケーション

- 保全作業者と除染作業者間のコミュニケーション
- 作業後に、問題点を洗い出し、教訓にまとめる
- 運転経験のレビューは、1 週間に 1 日かけて実施。他社の経験を含む。情報は、サイト規模の情報管理システム（NIMS）に収録。
- 被ばくを伴う作業、特に高リスクの放射線作業は、毎日の状況報告書に記載して周知を図る。

1. 日時：

平成23年1月17日（月） 13：00 ～ 14：00

2. 場所：

Susquehanna 原子力発電所

原子炉建屋（Control Area：保全区域） 制御室換気空調系冷凍機エリア

3. 出席者：

【PPL Susquehanna, LLC】

Richard D. Pagodin, P.E. (General Manager, Nuclear Engineering),

Braian Willie (OLM Manager), Mark Schwiler Outage Manager)

Charles Reed, Jr (Maint Production Foreman-SSES)

【機械学会訪米調査団】

奈良林副団長（北海道大学）、曾我部（四国電力）、吉成（日立 GE）、小川（電源開発）

4. 資料：

資料-1：運転中保全現場標識（写真）

5.議事概要：

当初の予定に加えて、中央制御室用換気空調系チラーユニットの運転中保全現場を視察した。

(1) 建屋への入域

- ・ 当該機器は原子炉建屋(Control Area: 保全区域) 7F に設置されており、途中、3箇所カードリーダー式のチェックポイントを通り厳重な管理の下、現場にアクセスした。
- ・ 現場は階段室、通路も含めて広くはないものの綺麗に整理・整頓されており、また、掲示物も色彩豊かで印象的なものが多かった。

(2) 運転中保全現場確認

- ・ 中央制御室用換気空調系は、チラーユニットを含め N+1(100%×2)の系統構成。
- ・ 今回の運転中保全は、巡視点検にて蒸発器の接続配管(1/2inch)溶接部から冷媒が漏れているのが確認されたことから、計画外に実施するもの。なお、冷媒漏れは、ハンディタイプの酸素濃度計により検知した。蒸発器は冷媒であるフレオンが容器内で蒸発するため低温となる。保温材に覆われているものの、容器表面に空気中の水分が結露して、当該溶接部が腐食し、ピンホールができ、冷媒のリークが生じた。漏洩が生じた溶接部は約 7cm 角に保温材を剥がし、リーク位置を特定できていた。明日、溶接して孔を塞ぐとのこと。
- ・ 中央制御室用換気空調系は、当該チラーユニットも含め N+1 の系統構成であり、1系列の動作不能に対する許容待機除外時間は7日間。
- ・ 点検作業に要する期間は4日間と許容待機除外時間の約半分程度の期間で終了させる計画。
- ・ 運転中保全の実施期間中、もう一方の運転号機との隔離を明確に行うため、当該運転号機には区画による立入禁止措置および運転停止禁止の注意喚起の標識（ピンク色）が掲示されていた。また、機器設置エリア付近の扉にも同様な標識（ピンク色）が掲示されていた。(図-1,2)
- ・ 冷媒漏れの原因は、蒸発器とそれに接続している配管との溶接部近傍にピンホールが発生したことによるもの。
- ・ 点検終了後は、運転号機を切り替え、もう一方のチラーユニットも念のため点検する予定。

(3) その他

- ・ 今回の運転中保全実施について、事業者から規制当局に報告等は行っていない。検査官が自主的に巡回するので、その際に許容待機除外時間の標識を認識する。



図-1 立ち入りエリアの注意事項表示



図-2 取り扱い注意機器の表示

1. 日時：

平成23年1月17日（月） 14：00 ～ 15：00

2. 場所：

Susquehanna 原子力発電所
保護監視区域内全域

3. 出席者：

【PPL Susquehanna, LLC】

Nancy Bishop (Supervisor-Energy Information Center)

Cathy Eisenhuth (Program Consultant-SEIC)

Helen Leimbach (Program Consultant-SEIC)

【機械学会訪米調査団】

水町団長（原子力安全基盤機構）、奈良林副団長（北海道大学）、高木副団長（東北大学）、木村副団長（東京大学）、日下（関西電力）、伊藤（日本エヌ・ユー・エス）、大山（エナジス）、小川（電源開発）、鴨志田（日本原電）、河村（原子力安全・保安院）、小山（三菱重工業）、佐野（中部電力）、曾我部（四国電力）、高田（東京電力）、野村（北陸電力）、羽田野（東芝）、藤井（日本エヌ・ユー・エス）、森本（日本原子力技術協会）、吉成（日立GE）

【その他出席者】

Miller (.Cook)、小倉（ユーレックス）、大田（通訳）

4. 資料：

なし

5.議事概要：

Susquehanna 発電所の主要な設備を、バスツアー形式で見学し、各設備における概要説明を受けた。バスツアーは、事務建屋から時計回りに一周し、発電所構内のほぼ全域を対象に実施した。主な見学設備を各々以下に示す。

(1) 冷却塔 (Cooling Towers) 【配置図内 No.12】

- ・ 本設備は高さ 540 フィート (約 165m) であり、米国内プラントにおいて最大規模である。
- ・ 冷却塔下部には、冬季中強い風により凍結している。凍結した氷が茶色に変色しているのは、使用している河川水に多くの鉄分が含まれていることによる。
- ・ この冷却塔には、1 分間あたり約 44 万ガロン (約 167 万リットル) の水が流れており、外から持ち込まれる「木の枝」「魚」等の異物はフィルターにより取り除かれているが、水分中の鉄分については取り除くことができず、そのまま冷却塔に流入している。
- ・ また、冷却塔脇の通路は、冬季中、冷却塔下部の氷飛散により安全が確保できないため通行禁止としている。

(2) 原子炉建屋／タービン建屋 【配置図内 No.5,6,7,8】

- ・ 冷却塔側から順に「タービン建屋」「原子炉建屋」が配置されており、「タービン建屋」上部に「制御室」が位置している。
- ・ 本発電所は、Unit1/2 の 2 プラントを有しているが、外観は一つの建屋となっている。原子炉建屋は内部で号機間を仕切っているが、タービン建屋は仕切りのないレイアウトになっている。
- ・ 1, 2 号機のタービン建屋ではクレーンを共用しており利便性を図っている。
また機器ハッチ前に荷降ろし等の共有スペースが広く確保されている。

(3) スチームドライヤー保管庫

- ・ 105 万 kW から 130 万 kW に電気出力の増強を行った際取り替えた旧品のスチームドライヤーを保管しているエリア。上部には気体を放出するためのベントが設けられている。

(4) 低レベル放射性廃棄物貯蔵庫 (Low Level Radwaste Storage) 【配置図

内 No.16】

- ・ 低レベル放射性廃棄物はこの貯蔵庫に保管され、最終的にはユタ州の Clive と呼ばれる場所に搬送される。

(5)使用済燃料貯蔵庫 (Spent Fuel Storage) 【配置図内 No.17】

- ・ 使用済燃料はこの貯蔵庫に保管されている。使用済燃料は、原子炉建屋最上階の燃料取替エリアにて詰められた後、この貯蔵設備に運ばれる。コンクリート容器に収納された使用済燃料は重量物となるため、鉄道で搬送している。なお、使用済燃料に関しては、1998 年から政府 (DOE) がユッカマウンテンで引き取り管理するとのことで話が出され、全米発電所より総額約 250 億ドルのファンドが徴収された (Susquehanna 原子力発電所も約 4 億ドルの支払いを行った)。その後も Susquehanna 原子力発電所では 400 万ドル/年の支払いを行っているが、政府から対応の動きはなく、同原子力発電所では使用済み燃料貯蔵庫を設置したが、政府の対応を問題視している。

(6)貯水池

- ・ 冷却塔脇に位置する貯水池の水は、主に緊急時の炉心スプレイ用として確保されている。この貯水池には約 2500 万ガロン (約 9464 万リットル) の水が溜められており、この貯水量は、LOCA 発生後 30 日間冷却を継続するために必要な量となっている。また、この貯水量は認可事項にもなっている。
- ・ 夏季は、貯水池内の水温上昇を防ぐため、水の噴霧ノズルを使用し低温を保つようなシステムとなっている。

(7)非常用ディーゼル発電設備 (Emergency Diesel Generator Building) 【配置図内 No.15】

- ・ 非常用ディーゼル設備は全部で 4 機設置されている。(機能上は 3 機で十分であるが、政府からの要求により 1 機追加している。) 更に、当該発電所では、メンテナンス用とし、1 機のスペアを持ち、これを含めると全 5 機のディーゼル発電設備を有していることになる。なお、燃料タンクは地下に設置されている。

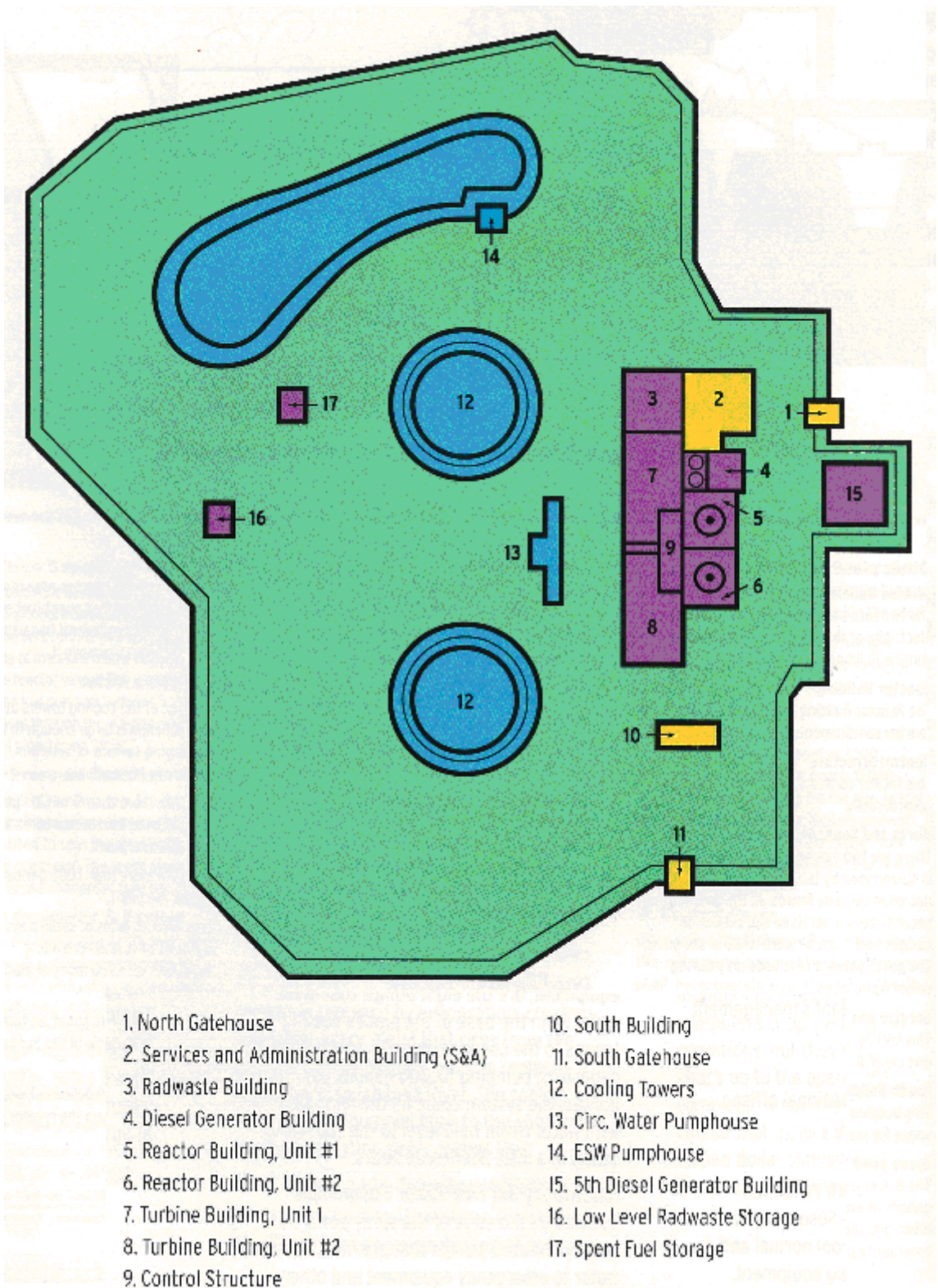
(8)メンテナンス建屋

- ・ メンテナンスをするために必要な工具等が保管されている。このようなメ

メンテナンスエリアは、管理区域内にも確保されており、管理区域内のエリアでは、主に搬出入の手間を省略するため、既に汚染されている工具類が保管されている。

(9)その他

- ・ その他設備としては、水素注入用の水素タンク、液体窒素タンク等のタンク類、メンテナンス用の材料保管エリア、主変圧器スペア置き場などが設置されている。



Susquehanna 発電所 建屋配置図

日本機械学会 「原子力の安全規制の最適化に関する研究会」 第8次海外調査議事録

1. 日時：

平成 23 年 1 月 19 日（水） 9：00～10：00

2. 場所：

NRC 本部会議室

3.出席者：

【NRC】

確認要

【機械学会訪米調査団】

水町団長（原子力安全基盤機構）、高木副団長（東北大学）、岡本副団長（東京大学）、
木村副団長（東京大学）、河村（原子力安全・保安院）、日下（関西電力）、高田（東
京電力）

4. 資料

Maintenance Rule： Maintenance Risk Assessment and Management

5.議事概要

(1) 保守規則：保守のリスク評価と管理

10CFR50.65「原子力発電所の保守の有効性監視の要件」は、1991年7月10日付でNRCが発行し、1996年7月10日に発効した。産業界では一般に、保守規則と呼んでいる。通常の停止時を含めて、あらゆる発電所の運転状態に当てはまる。

保守規則の目的は、事業者の保守プログラムの有効性が全体的に継続していることを監視することを要求することにある。それによって以下が確保される：

- ・ 安全関連の設備（SSC）が所定の機能を遂行することができること
- ・ 非安全関連の設備において、それが故障した場合に安全関連の機能の遂行の実施を防止するような故障が起きないこと、そして安全関連システムの不必要な起動やスクラムにいたるような故障が最小化されること

規則の条文：

<http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0065.html>

1999年の改定においては、規則の目的が以下を含めるよう拡張された：

- ・ 設備の保守が主要な発電所安全機能の遂行能力に与える影響を、事業者が評価すること
- ・ 保守活動の実施前にその評価の結果を使用して、運転中の発電所においてこれらの活動によって引き起こされるリスクの増加を管理すること

保守規則は要約すると、以下のようになる：

- ・ (a)(1)項において、事業者に対して、SSCのパフォーマンスまたは状態を、策定された目標に対して監視することで、SSCが所定の機能を実施できる能力があることを確保すること
- ・ (a)(2)項において、(a)(1)に基づく監視は、予防保全プログラムによって効果的に保守されているSSCに対しては要求されない
- ・ (a)(3)項において、自らのプログラムを少なくとも燃料交換サイクルごとに評価すること
- ・ (a)(4)項において、提案される保守活動によって起きるかもしれないリスクの増加を評価し管理すること
- ・ (b)項では、規則の範囲内のSSCを定義している

(2) 保守規則の歴史

保守規則の作成にいたる背景として、1980年代において、NRCは、有効な保全がなされていないために発電所全体のリスクに悪影響が出ていることから、原子力発電所の

保守に対処するための規則の必要性を検討し始めた。1988年3月には、「原子力発電所の保守に関する最終政策声明書」を発行し、発電所のすべてのSSCが、必要とされる場合に、発電所の設備が所定の機能を果たすことができるように保守されていることを目標に置いた。

この目標の達成のために委員会は、各事業者が保守プログラムを作成し実施することで、定期評価を行い、そして発電所のSSCを即座に補修することでそのアベイラビリティを確保することが望ましいと述べた。

その後1988年11月には、規則案が出され、故障や事象の可能性を減らすための保守プログラムの実施を事業者に対して要求することを提案した。

保守規則は、NRCとして最初のパフォーマンスベースのリスク情報に基づく規則である。このアプローチの元では、保守プログラムの有効性に関する委員会としての期待を規則において定義し、事業者は産業界のガイダンスまたはその他許容可能な手法に基づいて、有効な実施を提供するものとされた。

最終規則は1991年に公布され、ガイダンスの作成とその実施のための時間を与えるために1996年7月の施行とされた。

保守規則のその後の進展。保守規則の最初の版では、事業者は、保守を実施するとき安全機能への全体的な影響について考慮すること、とされた((a)(3)項の記述)。

しかしながら、1990年代中頃の発電所訪問の結果、数名のNRCの上級管理者が、保守活動の計画作成とスケジュール作成において、安全性について十分な評価を行うことなく、出力運転中の保守作業の量と頻度を増加させてきていることについて懸念を示した。

1999年に保守規則のセクションがひとつ追加され(現在の(a)(4)項)、提案される保守活動によってもたらされる可能性があるリスクの増加を評価し管理しなければならない(shall)とされた。

保守規則の(a)(4)項は、SSCを保守のための待機除外することの影響を評価することを要求している。

これは基本的には3つのステップを取る。維持されるべき主要な発電所安全機能を確認する。主要な安全機能をサポートするSSCを確認する。SSCを供用外にする場合の主要な安全機能への全体的な影響を検討する。

(3) 保守規則でのリスク評価

保守規則で要求されるリスクの評価によって、リスク上重要な保守活動とその期間を確認し、制限するための洞察事項を得ることが期待される。

事業者のリスクの管理プロセスが健全で、保守活動によるリスクの増加を管理しているということが、NRCとしての期待事項である。

非常時計画を作成すること、保守の調整、スケジュール作成、監視、または保守期間の修正によって、リスクの管理が可能となる。

(4) 保守規則の効果

米国原子力産業界の全体的なパフォーマンスは過去 15 年間で向上した。これは主として、運転・保守方策の改善、経済的因子への着目、そして管理者層の注目の増加などによるところが大きい。

保守規則は、事業者が、貧弱なパフォーマンスを示す SSC に注意して、是正措置を施すことに焦点を当てている。

保守規則によって要求される定期的評価では、重要な SSC の保守に対して、待機除外時間を管理することで、アベイラビリティと信頼性のパラメータを最適化またはバランスさせることを求めている。

保守規則のリスク評価と管理の要件は、保守に伴うリスクが最小化され管理されることを確保するための効果的な方法を提供している。

保守の計画作成とスケジュール作成の向上と、リスクの評価と管理のための厳格なプロセスによって、米国原子力発電所の設備利用率と安全性の向上に寄与した。

(5) 保守規則の制限

保守規則はパフォーマンス・ベースの規則であるため、その要件への適合方法に関して事業者にはある程度の柔軟性が与えられている。

保守規則は、以下のことを要求するものではない：

- ・ 予防保全の実施
- ・ 文書化された手順書の作成と遵守または記録の維持
- ・ NRC に報告すること
- ・ 特定の目標またはパフォーマンス基準の策定
- ・ PRA を実施すること(ただし、プラントのほとんどは PRA のツールを持っており、PRA を実施している)
- ・ 定量的リスク評価の実施または文書化
- ・ 特定のリスク管理活動の実施

(6) 主要な参考文献

- ・ 10 CFR 50.65 (保守規則)
- ・ MR Statements of Considerations (保守規則を通知した官報での説明文書：規則が出されるとあわせてその目的等を説明した資料が出される)
- ・ NUMARC 93-01, Revision 2, “Industry Guideline for Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants” (産業界の保守規則実施

のガイドライン:NRC が Regulatory Guide で Endorse したもので事業者がこの通り行えば保守規則の意図を満たすものとなる)

- Regulatory Guide (RG) 1.160, Revision 2, “Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants” (NRC の規制指針: NUMARC 93-01 をエンドース)
- Revision of Section 11 of NUMARC 93-01, “Assessment of Risk Resulting from Maintenance Activities” (産業界のガイドラインの 11 章、保守作業時のリスク評価のガイドラインで(a)(4)が要件となったときに改訂したもの)
- RG 1.182, “Assessing and Managing Risk Before Maintenance Activities” (NRC の規制指針、上記 11 章をエンドース)

これらの文書は NRC の保守規則関連の情報サイトで見ることができる。

<http://portal.nrc.gov/edo/nrr/dirs/irib/Working%20Group/Maintenance%20Rule/default.aspx>

追加の参考文献

保守記録が施行された際に NRC が複数 (6,7 箇所程度) の発電所を訪問し、その対応状況をチェックしたがそれに関する文書として以下のものがある。

- NUREG-1526, “Lessons Learned from Early Maintenance Rule Implementation” (保守規則の実施状況初期から得られた教訓)
- NUREG-1648, “Lessons Learned from Maintenance Rule Baseline Inspections” (保守規則の実施状況に対する基本検査からの教訓)
- MR Frequently Asked Questions (FAQs) (保守規則関係のよくある質問と回答、NRC のスタッフとプラントのやりとり)
- SECY Papers, SRMs, Regulatory Analyses (NRC スタッフのメモ、NRC 委員会からの要求メモ、規制上の分析資料)

(7) 関連用語

BOP – Balance of Plant (バランスオブプラント、NSSS (原子力蒸気供給系) 以外の総称)

CFR – Code of Federal Regulations (連邦規則)

EOP – Emergency Operating Procedure (緊急時操作手順)

MR – Maintenance Rule (保守規則)

MRBI – Maintenance Rule Baseline Inspection (保守規則基本検査)

NEI – Nuclear Energy Institute (エネルギー協議会)

NUMARC – Nuclear Management and Resources Council (原子力管理人財協議会、NEI の前身)

PC – Performance Criteria (パフォーマンス基準 (有効性監視指標))

PM – Preventative Maintenance (予防保全)

PRA – Probabilistic Risk Analysis (確率論的リスク解析)

RCS – Reactor Coolant System (原子炉冷却系)

RG – Regulatory Guide (規制指針)

SECY – Commission Paper (NRC 委員会ペーパー)

SRM – Staff Requirements Memoranda (NRC 委員からスタッフへの要求メモ)

SSC – System, Structure, or Component (系統、構築物、機器)

Q 保守規則(a)(4)では保守を実施する場合、それによるリスクの上昇を評価しなければならないとあるが、リスク評価に PRA を実施しなければならないとは記載されていない。リスク評価手法の実態はどのようなものか

→ 保守規則(a)(4)ではリスクを評価し、管理しなければならないと記載しているが、どのように評価しろとは記載されておらず、PRA を使っても使わなくても良い。しかし、一般に発電所では機器の待機除外でのリスク評価に PRA を実施しており、内部の評価手順に基づいて具体的な評価を行っている。一方、機器や保守作業の中には PRA では評価できないものがあり、その場合は定性的な評価を行うことができる。例えば D/G を除外しようとした場合にその部分だけであればリスクの増加を PRA で評価できるが、その時期に近くの火力発電所が停止しており、電力のピーク時であったとしたらこれらの情報を PRA に入れることはできない。しかしこのような要素が追加されれば、外部電源の脆弱性による当該発電所の安全性を考慮し、D/G を除外するのは良くないと判断することになる。このような定性的な評価は専門家パネルが判断する（専門家パネルは事業者の資料に記載してある）が、NRC としても専門家パネルは保守規則の意図にあっていていると考えている。

なお、これらの評価は発電所側に任されており、自らのプログラムで定義を行い、それに従って実施して行けばよい。

Q 事業者のプログラムは規制側の基準に合っているのか

→ 1996 年に NRC が各事業者を訪問して保守規則に対応したプログラムのチェックをおこなった (NUREG-1648 にある)。その中には改善を必要とするもの、対象になるべき機器が入っていないもの、保守性が保たれていないものもあった。

Q PRA のツールを持っていなくても運転中保全は出来るのか。

→ PRA を持っていなくても別のツールを使えばよい。それが有効であると NRC に説明できればよい。(最後に再度質問した際の回答では規則の中で要件になっていないので短い返事では「YES」であるが、長い答えでいうと「難しい」となるだろう。)

Q リスク評価は PRA によらなくても良いとあるが、PRA 以外で申請されたことがあるのか

→ リスク評価手法について今まではすべて PRA の申請であった。PRA はツールとして使いやすく有効であることから、事業者は以前からこれを使っている。NRC もそれでよいという考え方である。

Q 安全関連、非安全関連の一部の SSC、安全上重要なものといった用語があるが、重要度が同じとは限らないと思うが。

→ その通りで、格納容器は安全関連であるが、頑丈であり保守に対する安全性はあまり重要でないかもしれない。プラントのコンフィグレーションによっては、シナリオや運転中か停止中かによってキーになる安全機能は異なる。

Q 初期段階でプログラムチェックを行ったプラントの選定の基準は何か

→ PWR、BWR について、年代、設計、地域等に基づき代表性を持つプラントを選択している。

Q 日本では地震がよく発生するが、米国では外部事象を PRA 評価に入れているか

→ PRA では基本的に内部事象を見ている。幾つかの発電所では外部事象を見ているところもあるが、一般に外部事象は定性的に見ており、PRA に入れ込んでいない。地震について様々なレベルの評価が設定されており、地震の多いカリフォルニアの発電所ではフロリダの発電所に比べ地震からの影響をより考慮した評価を設定しているであろう。しかし基本的には定性的なものである。火災でも同じである。

Q 外部事象の評価は運転中保全の決定に使われていないということか

→ 使われているが定性的なものである。たとえば昨年夏、中西部の発電所で D/G を除外しようとしている時に竜巻の予報があった。この外部事象は PRA による評価には含まれないが、検査官は竜巻予報があるので D/G を待機除外するまえにスクリーニングを行い評価するべきとの判断をした。その場合専門家パネル等で対応することになる。

Q 地震では事前の予測は出来ない

→ その通り

Q 基本的な考え方の質問だが、例えばディーゼルに対しては2週間の許容待機除外時間がある。しかし運転中保全では保守を行うために意図的にD/Gを止めることになり、それを問題視する意見もある。

→ 基本的な点に戻るべきである。NRCとしては保全ではAvailabilityとReliabilityのバランスをとらなければならないと考えている。保守を定期的実施していないと必要ときに機器が機能が果たさないかもしれず、Reliabilityが下がる。一方、保守を実施する場合、運転時に実施するか停止時実施するかを選択することになるが、停止時に実施する場合にも待機除外の状態になればリスクは上がる。さらに、状況によっては安全系の機能がなくなる可能性もある。したがってバランスを考えるべきである。

保守をどの程度の頻度で行うのかの判断については、上記のバランスを踏まえて対応することで事業者委ねている。もし事業者が間違っただ判断をしている場合にはNRCが指摘することになる。

Q NRCは事業者の対応についてどこをチェックしているのか

→PRAでもとめたCDFの個々の数値(増分)がNUMARC 93-01に載っているが、NRCが具体的な閾値をエンドースしているのではない。事業者がそれぞれのプログラムの手順に従い閾値を定義し、数値を計算していくことになる。

プログラムの中身については、保守規則制定段階でNRCがチェックして適正なものであるかどうか判断したが、その後も変更・調整は可能である。一方、事業者のCDFの数値はサイトの常駐検査官がみている。

Q 運転中保全を行う場合、リスクは短期的に少し増えるが、全体的なリスクは減少する場合もある。しかし全体的なリスクを評価するのは難しい。日本では少しだけ上がるリスクを問題として全体としてリスクが下がることについてあまり目を向けていないという意見もある。

→米国でも同じことはありうるが、機器の故障が結構あるため、市民は機器が故障した場合、その機器に対して保守作業を行うことについては車と同じで、計画通りきちんと保全をしなければならないことを認識している。

従って機器をプラント運転中に除外してきちんと保守していることは安全性の維持のために問題ないと考えている。一方、故障した場合になぜ故障が事前にわからなかったかという点で問題視するであろう。

Q 日本でも既に許容待機除外時間（AOT）の時間内で保守を実施することは許されている。しかし許容待機除外時間内でも意図的に機器を止めて保守を行うことは許されていない。運転中保全では許容待機除外時間と Tech. Spec で全く異なる別の取り扱いがされている。

→ 許容待機除外時間は Tech. Spec.に記載しており、保全作業は Tech. Spec.に適合していなくてはならない。この中に一つの機器が待機除外できる時間が書かれているが Tech.Spec.に適合していても保守規則に違反しているかもしれないので両方見ることになる。

Q 運転中保全と Tech. Spec.の関係は

→ 運転中保全と Tech. Spec.は別のものである。ただし、許容待機除外時間の計算は Tech. Spec.によっている。

Q 運転中保全と停止時保全とでは規則は異なるのか

→ いずれの場合も同じ要件を遵守しなければならない。

Q 安全規制の基本として単一故障を仮定しても系統の安全機能が果され得るように、機器および特性における適切な多重性を有することとしている。一方、運転中保全では N+1 の安全系の機器が故障等が発生していない状態で意図的に供用除外することになる。これらの認識の違いについてどのように理解しているのか

→ 許容待機除外時間を守るという（Tech. Spec.の）要件と、これを補完する保守規則は別々のものであるが、ともに遵守しなければならない。保守を行う際には、保守が及ぼす影響を評価し、それに伴うリスクの管理をしなければならないということである。許容待機除外時間は、基本的な PRA 分析に基づいて策定されていて、リスクの観点からも受け入れられるものであるが、運転中保全の際も同じで、事業者が使う閾値は基本的な PRA の分析に基づいたもので、許容できる保守作業でなければならない。

Q 許容待機除外時間が発電所によって異なる場合があるがなぜか

→ 感度解析の検討を行って決めている。D/G の許容待機除外時間は設計により違いがあると思う。

Q 運転中保全でプラント安全性を脅かすトラブルはあったか

→ :短い答えとしては yes である。運転中保全でも停止中保全でも対象は異なるかもしれないが安全機能に影響を与え、リスクを上げることになりうる。常に機器が故障するということはあるが、どのような措置をとるのか、また、故障の前にどのような

なりリスク管理の措置がとられているのかが重要である。これまで機器が故障した場合でも、リスク管理が上手く行われてきており、それによって主要な機能がなくなったことはない。

Q D/G の許容待機除外時間を延ばせるのか

→ 保守規則や Tech. Spec.とは別に Risk-informed Tech.Spec. Initiative というものがあり、事業者がケースバイケースで許容待機除外時間を延長するということがある。その対象の中に D/G も入っており、全体的に言うと条件が揃えば許容待機除外時間は延長できる。

Q River Bend 原子力発電所に行ったとき、所長が D/G の運転中保全を行う場合、マネージャは全員それに気をつけているが、燃料交換停止時の保全では作業が多く管理しきれない。運転中保全は計算したリスクはあがるが実質的な安全は向上している。この管理面を PRA で考慮すべきだといっていた。

→ 一般的に言えば正しい。運転中の保守作業は PRA のリスクは少しあがっているが、関係者がしっかり作業を管理している。停止すると様々な作業が同時に実施しているので多くの作業を管理しなければならない。それは2つのボールを同時に空中になげでそれを落とさないようにしているようなものである。

Q 最終保守規則が 1991 年に公布され 5 年後に施行された理由は

→ 事業者が NUMARC 93-01 を作り、プログラム等を変更するのに3年が必要であり、さらに NRC がパイロット発電所にチェックする時間を考慮したものである。

Q 複数の系統に対し同時に運転中保全を行うことは可能か

→ 同じ系統内の複数系列に対しては普通は実施しない。リスクレベルが高すぎるカテゴリに入る。3系列以上ある系統であれば出来るかもしれないが2系列のものでは両方を除外するわけには行かない。

Q 1つの系統で幾つかのシステムについて同時に運転中保全を行う場合はどうか

→ これは事業者による。各系統にはそれぞれ異なるリスクがある。

1. 日時：

平成23年1月19日（水）10：00～13：00

2. 場所：

ワシントンDC 米国原子力エネルギー協会(NEI)本部

3. 出席者：

【先方の組織名称を記入】

NEI：Mr. A. Marion (Vice President, Nuclear Operations)

Mr. R. L. Anderson (Senior Director Radiation Safety & Environmental Protection)

Mr. J. Bonanno (Asst. General Counsel)

Exelon：Mr. C. W. Lambert (Vice President Power Uprates)

Mr. M. D. Jesse (Mgr. Licensing Power Uprate)

Mr. M. Gallagher (Vice President Licensing Renewal Projects)

University of Illinois：PhD. D. W. Miller (ISOE 北米技術センター長を兼務)

【機械学会訪米調査団】

水町団長（原子力安全基盤機構）、奈良林副団長（北海道大学）、高木副団長（東北大学）、岡本副団長（東京大学）、木村副団長（東京大学）、日下（関西電力）、伊藤（日本エヌ・ユー・エス）、大山（エナジス）、小川（電源開発）、鴨志田（日本原電）、河村（原子力安全・保安院）、小山（三菱重工業）、佐野（中部電力）、曾我部（四国電力）、高田（東京電力）、野村（北陸電力）、羽田野（東芝）、藤井（日本エヌ・ユー・エス）、森本（日本原子力技術協会）、吉成（日立GE）

【その他出席者】

Miller (.Cook)、小倉（ユーレックス）、大田（通訳）

4. 資料

資料-1：“Nuclear Power Uprates” by Exelon Nuclear

資料-2：“Licensing Renewal and Aging Management Program” by Exelon Nuclear

資料-3：“Overview of the Nuclear Regulatory Commission’s Backfit” by NEI

5. 議事概要：

今次訪問直前、セキュリティ上の問題から多人員の NRC 施設への同時受入が問題視されたとのことで、人数を絞って NRC 担当責任者との討議を実施することとなった。

一方、イリノイ大学 Miller 教授(ISOE 北米技術センター長を兼務)のご尽力で、より広範に亘る調査を NEI(米国原子力エネルギー協会)で実施できることとなった。但し日程上の制約から NRC と NEI の訪問調査間で、一部時間帯が重複せざるを得ぬ事態となり、急遽調査団を二分して調査に当たった。

以下は NEI に於ける議事概要である。

まず NEI Marion 副理事長から、引き続き同 Anderson 理事から歓迎の挨拶を受けた。副理事長からは「本来 NEI が直接ご説明に当たるべきところ、本件の責任者が別の会合のため出張中で、Exelon 社からのご説明に代えさせていただく」旨、丁寧なご紹介があった。

これを受け、奈良林副団長(水町団長は先述の経緯で NRC との打合せを引率)から研究会並びに調査団の紹介も含め、答礼の挨拶を行った。

なお、以上の挨拶交歓に際しては、今回の訪問をアレンジ願った Miller 教授に司会の任に当たっていただき、更に討議に当たっては適切なサポートを頂戴している。

5.1 出力増強／運転中保全 説明者：Mr. C. W. Lambert (Vice President Power Upgrades, Exelon Nuclear)

5.1.1 Exelon 社の紹介と同社の出力増強計画

- ・ 10 地点に 17 プラント(BWR 12 基 PWR 5 基)を有する世界有数(米国最大・世界第 3 位)の原子力発電会社
- ・ 優秀な業績
 - 平均稼働率 94% @2009
 - 平均燃料交換日数 25 日 @2009 (米国平均 38 日 @2008)
 - 発電原価 \$16.07/MWh(1.61 ドル/kwh) @2009
- ・ 2017 年までに 1,300~1,500MWe の出力増強を計画 (米国では最大の計画)

	出力(MWe)	計画期間(年)
MR&CU	237~266	3~4
(出力回復/機器アップグレード:Megawatt Recovery & Component Upgrades)		
MUR	187~234	2~3
(測定精度向上型出力増強:Measurement Uncertainty Recapture)		
EPU	899~1,016	5~6

(拡張型出力増強:Extended Power Upgrades)

5.1.2 出力増強のカテゴリ

Exelon 社が取り組もうとしている出力増強の各カテゴリにつき説明があった。なお今回、Exelon 社は SPU(ストレッチ型出力増強: Stretch Power Upgrades)は計画には入っていない。(注)

(1)MR&CU

- ・ 通常の主要機器の設備更新において、新技術導入等で効率が向上したもの
- ・ 対象機器は、発電機・高圧/低圧タービン・電動機・変圧器等
- ・ NRC の承認は不要
- ・ Exelon 社では 6 発電所で 6 基の低圧タービン取替えを計画

(2)MUR

- ・ 給水流量計に新技術を採用し、計測精度向上で出力増強を図るもの
- ・ 出力増は最大 1.7%
- ・ NRC の承認が必要
- ・ Exelon 社では Cameron 社製 LEFM を採用 (8 基で設置済、5 基で計画中)

(3)EPU

- ・ 機器のアップグレードや解析評価技術の向上等の組合せで、出力増強を図るもの
- ・ 出力増は最大 20%
- ・ NRC の承認が必要
- ・ Exelon 社では現在 4 基の BWR で EPU 実施中

(注)Exelon 社から「SPU は小規模な EPU(出力増 5~10%)で、過去に実施したことはある」との説明あり。

SPU 実施済: Braidwood1/2 Byron1/2 LaSalle1/2* Limerick1/2 TMI1 の計 9 例

*LaSalle1/2 では更に MUR も実施済

EPU 実施済: Dresden2/3(17%) Clinton(20%) QuadCities1/2(17.8%) の計 5 例

5.1.3 出力増強の背景

米国では 2010 年までに累計 5,810MWe の出力増強を達成しており、2011~2015 年の間では 1,961MWe(MUR;23 基 EPU;13 基)の計画が立てられている。これには次のような背景がある。

- ・ オリジナル設計時の保守的解析評価に基づくマージンの存在
- ・ 改良燃料による新たなマージンの創出
- ・ 出力増強工事でのアップグレード機器採用による新たなマージンの創出
- ・ 運転認可更新(40 年→60 年)による回収期間の長期化

5.1.4 経営判断プロセス

以下の3 Phase を踏んで最終的な経営判断が下される。以下は実施内容の概略で、EPU の場合の詳細実施項目は資料-1 の9 頁を参照。

(1) Phase1

- ・ NSSS/BOP の主要対象項目の評価（給水流量、発電機の冷却能力等）
- ・ 冷却池温度の検討
- ・ 燃料への要求条件の確認

(2) Phase2

- ・ 詳細解析の実施
NSSS タービン発電機 冷却池能力等
- ・ 環境影響評価(EIS)の見直し
- ・ 具体的な解析・設計の実施
- ・ 技術評価
- ・ 長納期機器の事前購買
- ・ 実施内容・コスト評価・出力増強目標値の確定

(3) Phase3

- ・ 役員会による経営判断

現在計画中的のある発電所(BWR 2 基で構成)での EPU 計画を例に、Phase 毎のコスト評価とキャッシュフローの試算例が資料-1 の10 頁に示されている(Phase1 ではコスト総額の0.1%、Phase2 では10.9%、Phase3 では89%)。全体では800~1,000M\$ に上る高額投資計画である。

参考：

経営判断プロセスに入る前に、Exelon 社は全ての計画(現在、対象となっているのはMUR 8 例・EPU 5 例)に対し、概略の計画に基づく経済性評価を実施し、IRR(内部収益率：Internal Rate of Return)を指標に各計画の優先順位付けを行っている。因みに同社のHurdle Rate(他の投資計画も含めての必要達成IRR)は9~10%だが、殆ど全ての出力増強計画でこれを上回っているとの説明があった。

5.1.5 許認可申請の品質

- ・ NRC 認可を迅速に取得することは経営上極めて重要。
このため、可能な限り過去にNRC が承認済のコード・評価手法を使用し、申請プラント個別の説明を必要とするような手法は使用しない。
また EPU の場合は計画期間が長期に亘るため、最終承認までの規制制度変更への

速やかな対応、建設認可時の規格が変更されている場合の対応など、迅速な認可取得に向けての準備が必要。

- ・ NRC の現在の標準審査期間(目標値)は 14 ヶ月であるが、提出資料の品質が劣悪だとその保証はなく、大幅に遅延した例も多い。(他社の EPU 審査例では、6 年間審査中のものもあるとのこと。)

5.1.6 技術評価項目

主要な技術評価項目として以下を提示。

- ・ 原子炉安全評価
 - GEH の Topical Report の事前評価・活用
 - LEFM 校正試験の実施(於 Alden Lab ; 流量計試験の大手会社)
- ・ 系統安定性評価 (注)米国では電力系統の脆弱性が問われており、結構重要な項目である
- ・ BOP 評価
 - 事前検討は完了し、現在詳細評価実施中

5.1.7 リスク評価上の留意点

リスク評価は非常に重要であるが、そのためには以下の項目を理解していなければならない：

- ・ 業界全体の他プラントでの経験、産業界の最新の実力の理解
- ・ 適用可能な設計と運転上のマージンの理解
- ・ 材料の現状の把握
- ・ 出力増強後のプラント挙動の予測
- ・ 設計・許認可上の未解決問題／今後出来する問題の予測
- ・ 重要問題・重要リスクの可視化

5.1.8 主要リスク

主要なリスクには以下のような項目がある。

- ・ 冷却池／冷却塔の制約
- ・ 格納容器過圧クレジット
- ・ BWR 炉内構造物
- ・ 送電グリッド検討の時期
- ・ タービン／発電機
- ・ 復水器
- ・ 使用済燃料プール
- ・ NRC の最新規制

- ・ 規制内容の変更可能性

5.1.9 出力増強プロジェクトの意義

- ・ コスト効率を高めて成長経営が可能となる
- ・ 経営並びに事業運営の強化手段となる

質疑応答：

Q1 電力会社間の情報交換は直接か NEI 経由か？

→ 一般的には INPO(米国原子力発電運転協会)を通じて行っている。

Exelon 社は発電部門(Nuclear)とコンサルタント部門(Nuclear Partner)部門があり、後者が直接電力会社とやり取りをすることもある。(但し有償ベース)

Q2 課題の中には 後になってから出てきた例もあると思うが、如何か？

→ 2000 年頃、EPU において、主蒸気管の振動や蒸気乾燥器の想定を超える負荷などの課題がいくつかの BWR で出てきたが、現在では片付いている。

(主蒸気管への歪ゲージ取付けや、十分な構造評価の実施が認可条件に付加された。)

追加説明：Exelon 社の運転中保全について

当日の NEI での議題には入っていなかったが、調査団の求めに応え、Exelon 社の運転中保全につき追加説明があった。出力増強の説明者である Lambert 副社長は、原子力業界に 30 年奉職しており、発電所副所長の経験も豊富で、運転中保全についても詳しいとの紹介があった。

(1)Exelon 社は以下のような環境条件を踏まえ、停止期間 18 日を経営目標に設定。

達成に向け、積極的に運転中保全に取り組むこととした。

- ・ 24 ヶ月の長サイクル運転
- ・ 停止期間の極小化

(2)具体的には、以下の点につき紹介があった：

- ・ リスク重要度を考慮しつつ、T-Spec で定められた許容待機除外時間の 50%以内での完了を目標
- ・ 作業開始 28 週前に対象運転中保全の検討を開始
(但し他の検討中運転中保全との十分な調整を図る ie 2 系列同時運転中保全は厳禁)
- ・ 重要機器の運転中保全は 24 時間体制で監視

(例 ; EDG のオーバーホール)

- ・ 運転中保全実行部隊は社員のみとし請負業者に頼らぬ体制

質疑応答 :

Q3 28 週間前の検討開始は他プラントでも同じか、それとも個々に違うのか？

→ 米国内では運転中保全でも色々協調を図っており、28 週間前というのは殆ど標準となっている。

7~10 年前は 12~13 週間前が通常であった。なるべく検討時間を長く取れる方が望ましい。

5.2 認可更新

説明者: Mike Gallagher (Vice President Exelon Nuclear)

(1) Exelon 社の活動の概要

- Exelon 社の原子力部門は原子力プラントの運転業務を実施している部門と Nuclear Partners という他の電力会社にサービスを提供している部門の 2 つに区分される。
- Exelon 社は米国では最大の原子力プラント運転業者（17 基を所有）であり、世界でも 3 番目に位置する。設備利用率が非常に高く（2009 年度 94%）、発電コストも低く（2009 年度 \$16.07/MWh）、燃料交換の停止期間も短い（2009 年度 25 日）。
- Exelon では原子力の管理モデルによって所有している原子力プラントについて一貫性を持って運転できるようにしており、プロセスを大切にすることによって運転を成功させている。
- Exelon の Nuclear Partners 部門ではプラントのパフォーマンスの改善の分野で、停止期間の最適化、機器信頼性、燃料調達等のサービスを提供しているが、その一つが認可更新である。

(2) 認可更新の概要

- 米国の認可更新の規則は 10CFR Part54 に示されており、認可更新の申請を行う者は Part54 に基づく原子力安全についての書類、Part51 に基づく環境報告の書類を作成する必要がある。
- 規則では発電所が 20 年間運転されていれば認可更新の申請書を提出することができ、最高 20 年間運転延長できる。すなわち、もともとの認可で 40 年間の運転が認められているので 20 年間の運転延長で 60 年間の運転認可となる。60 年から 80 年の更なる 20 年間の運転延長も認められている。（但し、これはまだどの事業者も実施していない。）
- 認可更新の規則は二つの原則に基づいている、一つは規制のプロセスが経年劣化によるシステム、構造物及び機器（SSC）への弊害を除くことで、適切な安全レベルを維持できることを保証すること、もう一つは現在の認可ベースの要件が更新後においても満たしうることである。
- 従って、プラントの全部に関して認可を受ける必要はなく、静的な機械の経年劣化管理に関してだけである。この理由は今の規則の構造では要件が継続的に遵守されていなければいけないというのがベースになっているが、40 年を超えた運転状態では静的な機械の経年劣化の管理の部分だけが保証されていないために評価対象になるということである。

(3) 経年劣化評価の手順

認可更新をする場合には次の手順で経年劣化の評価を行う。

- ・まず、プラント全体の SSC を調査し、この規則の範囲に含まれるかどうかを判断する。
- ・対象としては安全系、非安全系の機器でも安全系の作動に影響を与えるもの、規制されているイベント事象（全交流電源喪失（SBO）、機器性能保証（EQ）、火災防護、加圧熱衝撃（PTS）、スクラム不能事象（ATWS）等）の場合に必要なってくるもの。
- ・次にスクリーニングを行う。評価対象になるのは静的機器の経年劣化であるが、静的機器でも過去に交換されている場合は評価しなくて良い。
- ・ある機器が経年劣化の評価対象になった場合は、その機器の材料・材質及び機器の使用環境を考慮してどのような管理をするのかを決める。

(4) 経年劣化の管理方法

- ・管理方法としては既存のプログラムを使って管理する、そのプログラムを少し変えたり、少し追加したりして経年劣化を管理（評価）する、または新しいプログラムを開発して管理することが考えられる。全体として 50 程度のプログラムで管理されることになる。
- ・いくつかのプログラムの例が示しているが、例えば既存のプログラムの中で行うものとして ASME Sec X I の ISI にプログラムを組み込む方法があり、新しいプログラムとしては選択的材料浸出（selective leaching of Material）等がある。選択的浸出とは青銅や銅材料の機器が浸出されて脆弱化するもので、海岸設置のプラントで発生するものである
以上が 10CFR54 のもとで行われるプロセスである。対象の SSC のスコープを決めて、レビューをし、どうやって管理するかを決めるものであるが、プラントの管理が合理的に出来ると確認できるもので無ければならない。

Q. 日本では古いプラントにおいて埋設配管・埋設ケーブルがあり、その劣化評価を行うのが難しいが、米国ではどうやって評価・検査するのか。

- .米国でも大きな問題であり、二つのプログラムを実施しなければならない。アクセスできない埋設配管、電圧ケーブルの評価プログラムが必要となっている。
- ・状況（陰極防食されているものなのか、コンクリートで固めているものなのか、土壌にどれくらい近いのか等）によってどの検査が必要なのか決まる。
 - ・必要なことは経年劣化が起こった場合にそれを検知でき、是正することができることを保証することであり、延長された 20 年間に健全性を維持できることを保証する必要はない。

- ・ケーブルの場合、標準的なものとしてケーブルが濡れないようになっていること。それから、6年毎にケーブルの試験をしなければならない。埋設配管を地上に移設するという大規模な対応を行った場合もある。

Q ケーブルの場合は予兆がなく突然劣化による不具合が起こることがあるが、検査はどのように実施するのか。

→メガ試験（絶縁抵抗測定）、タンデルタ試験（誘電正接：絶縁材の劣化測定）等があり、トレンドをとって劣化傾向を見る。

Q 運転延長と運転中保全とは関連する部分があるか。

→経年劣化の検査をする際には運転中保全で実施する場合が多い。

(5)NRC の審査プロセス

- ・まず、申請書を作成するに約 27 ヶ月かかる。

その後認可更新の申請を行い、問題が無ければ 22 ヶ月程度で認可が出るが、問題（介入：intervention）があれば 30 ヶ月を超えることがある。

- ・ NRC の認可フローチャートは Part54 の審査と Part51 の審査からなる。
- ・安全及び環境の審査の中には NRC によるサイトでの厳しい審査、検査が含まれる。審査が行われ、安全評価報告書、環境影響報告書が出され、介入が無ければなければ NRC が結論を出す。

・ Part51 に関連して行う必要のある環境評価は、20 年追加で運転することによる影響評価及び他のエネルギーを使って発電する場合の環境への影響の比較が必要。

- ・既存のプラントであるから、環境に与える影響は小さいが、米国では評価が必要な仕組みになっている。これは一般の公衆を考慮したものである。

- ・審査の過程で市民が参加することが出来る部分がある。そのうち公聴会（hearing）は問題提起があった場合に実施されるもので、原子力安全認可委員会（Atomic Safety and License Board）の場で行われる。公聴会で市民が同意できない時に、法律的な文書を裁判所に提出し、受け入れられた場合は裁判になって審理が行われるが、これは技術審査のプロセスとは別に行われる。

審理はまず行政裁判所で行われるが。行政裁判所で解決しない場合、巡回控訴裁判所に控訴することになる。それでも解決しない場合、最終的には最高裁判所に行くこ

ともある。

Q 実際に認可で遅れた例はあるのか。

→NRC の審査プロセスによって市民が介入し、遅れた例はある。Oyster Creek では 2009 年に認可を受けたが、介入があったため認可まで 44 ヶ月を費やした。いくつかのプラント (Vermont Yankee、Pilgrim、Indian Point) 等もこのプロセスでとどまっている。Vermont Yankee では 2006 年 1 月からこのプロセスにあるので既に 5 年程度時間を費やしている。

但し、認可が拒否された例はない。理由は法律問題になった場合スケジュールの遅れや法律対応のコストがかかるが、認可更新の申請を行う事業者は財政的な余裕があるので対応が可能である。資金がない場合は認可更新でなく廃炉にする。

Q 日本では知事が反対する等、政治的な問題がよくおこるが、米国ではどうか。

→米国でも州レベルでよく起こる。Exelon はイリノイ州、ペンシルベニア州、ニュージャージー州で原子力プラントの運転をしているがニュージャージー州は原子力に肯定的でないため介入がある。Oyster Creek はニュージャージー州にあり、州が問題を提起した。しかし多くの州、地方自治体、組合は原子力に対して好意的である。

(6)米国の原子力プラントの認可更新状況

・米国の原子力発電所は 104 プラントがあるが、61 プラントが認可されており、21 プラントが NRC の審査中である。Exelon 社では Peach Bottom から TMI まで 5 プラントが認可済みで、Salem が審査中である。本年 6 月に認可を受ける予定であり、それが認可されれば Limerick の申請を行う。

Q 60 年から 80 年への運転延長に対する準備は

→業界では延長のための戦略 (initiative) について EPRI の「長期運転タスクフォース」で検討している。ここでは必要な研究の実施を目的としており、例えば寿命が限定されているものや材料の劣化等の研究をしている。

また、NEI では「60 年以上の寿命イニシアチブ」を進めており、ここでは更なる認可更新のための枠組み作りを行っている。2015 年頃には 80 年までの延長を申請するパイロット的なプラントが出てくると思われる。Exelon はイニシアチブを支持しているが、最初の申請は Constellation 社が行うのではないか。

80 年への運転延長の時期は 2029 年まで無いので、対応の時間がある。

5.3 バックフィット対応

説明者：Jerry Bonanno(NEI Assistant General Counsel)

Bonanno 氏は現在 NEI の法律顧問で、以前約 3 年間 NRC のバックフィットの担当で法律の顧問をされていた方。

(1)NRC のバックフィット規則

- ・バックフィット規則はユニークな規則で、事業者よりも規制側の方に負荷が高い。ルール自体複雑で解りにくいものである。

(2)バックフィットとはなにか。

- ・バックフィットとは新しい規則や新しい規則の解釈が出て、それによってシステム、構造物および機器、デザインを変更しないと行けない場合、あるいは安全のための運転手順を変更しないと行けないとなった場合である。
- ・このような規則の変更が安全性の観点から必要であり、また、コストの正当化ができるという保証の上で行われることを担保することがバックフィット規則の目的である。

(3)バックフィット規則の目的。

- ・この規則の目的は上と逆の言い方をすると NRC から実施を要求される運転や設計の変更で、それらを行うことによって公衆の健康及び安全あるいは国家の安全を著しく増加させるものでないものであるにもかかわらず不当にコストがかかるものを実施させられることから事業者を守ることである。

(4)バックフィットを実行する方法および意図。

バックフィット規則では NRC が事業者にバックフィットを要求する場合には、NRC がバックフィットの分析を行わなければならないとしている。この分析には 2 つの事柄が関与しており、バックフィットが公衆の安全、国家の安全に貢献するものか、また、変更する場合に安全への貢献に対してコストが正当化できるものであるかということである。

規則が正しく実施された場合のメリットとして、規制が予見できるようになること、また事業者にとっては重要な安全性に関する事項についてより適切に NRC のリソース（スタッフ）を利用することを保証することにもなる点である。

一方、NRC が分析しなくても良い例外として以下の 3 項目がある。

- a. バックフィットの要請が既存の規則に適合させるためのものである場合
- b. 施設が公衆の健康と安全に対して十分な防護を提供することを確保するために規則

が必要であり、それが国家の防衛及び安全保障に適合している場合。（原子力法で NRC は公衆の健康と安全に対して十分な防護をしなければならず、その場合コストの考慮をしてはならないとなっている）

- c. 公衆の健康と安全の保護及び国家の安全保障の定義あるいは再定義を含む規制活動であること。

(5)バックフィットの実施に関連しての課題。

この規則は NRC が自らの負荷を大きくさせるものであることから NRC 側は要求する事項をバックフィットとして定義づけたくない気持ちがあり、当該の要請は既存の規則を明確化しているだけであると主張することが多いが、業界側はその要件の正当性を NRC が分析した上で出すべきで、当該要件はバックフィットに該当すると主張する傾向が強い。そのため意見の相違が発生するという問題がある。

(6)バックフィットの事業者側全体の見解。

- ・業界側としてはバックフィット規則は NRC 側も業界側もリソースを使って、安全にプラントを動かすことの一環であるとの考えである。
- ・バックフィット規則はきちんと実施されていれば良い規則であり、必要なものの優先順位を付けるのにも役立つし、安全性の向上にも役立つと思われる。
- ・NRC、業界側は引き続きよりスムーズな実施を目指して調整をしている。

Q バックフィットの議論をお願いしたのは、設計で考慮されている地震より大きな地震が柏崎刈羽原子力発電所で発生し、安全系の機器には損傷は起こらなかったが、日本にはバックフィットのルールが無いのかとの意見も出ていることがある。設計以上の加速度のものがあつた場合にするか、それに対するルールが無く、再起動する場合の要件もはっきりしていないという状況である。この関係で何かコメントはありますか。

→ NRC の基本的な考え方は設計ベースのものより大きい地震があつた場合で、NRC としてそのことによって公衆の放射線防護に関する安全を保証するために再定義をしなければならないという結論になれば、例外のひとつになるので分析をしないでバックフィットを要求できるが、そうでないなら実施に伴うコストの評価等が必要である。

Q ミルシートの値は材料テストや設計テストで参照する許容応力の限界基準値よりも良い結果を出しているが、そのミルシートの値を使うように NRC がいつているという理解をしているがそうなのか。

→ そのとおり。バックフィットのわかり難い点として事業者が自主的により高い閾

値を出している場合、NRC としてはこれはバックフィットではなく事業者が自主的にやっているものであるとの認識を持っている点である。これをバックフィットというかどうかわかりにくいところがある。

Q コストの正当化とは具体的にはどのようなことをするのか。安全とコストのトレードオフをおこなうのか

→ 安全の観点から絶対に必要なものはコストの分析をする必要は無い。規制を少し強化したいという場合は安全とコストの評価が必要だが、分析は定量的なものは必要でなく、定性的なものを考慮することでよい。評価の結果安全とコストが同じようなものであればそれで良いということになる。ただし NRC はバックフィットという言い方をしなくなってきている。

Q もう少し具体的に説明して欲しい

→ NRC の規制を行う場合、コストの予測をするために定量的な情報も入る。最近出された例として、労働時間についての規則がある。コストを評価する場合、新たに人を雇用する、研修を行う、労働時間を管理するソフトウェアを導入する等のコストも考慮される。

わかりにくいのはコストと安全の比較をして同等であると判断する際であると思う。

なお、NRC がコストの予測を立てるときに一般のコメントも受ける仕組みであり、業界側コメントを出す場合がある。

Q 議論の中で定性的にバックフィットの例外を決めるとの感触を受けたが、規制側の担当者によって結論が変わるのではないか。NRC は公平性を重視しているがこのようなことは NRC として問題ではないのか。

→ ご意見は理解できる。規制は法律言語で書かれている（例えば十分な (substantial)、合理的な (reasonable)) ので、具体化しようとするときとわかりづらい部分がある。従ってバックフィットの際に NRC が分析をしていないと事業者側が判断した場合には NRC 内で苦情を受け入れる部署があり、場合によっては裁判に訴えることも可能である。

Q 日本の原子力発電所は地震に対するマージンが大きい。マージンを技術的に評価してマージンの範囲で機器の健全性が担保出来ることが確認されればバックフィット規則は適用しなくてよいのか。

→ 米国でも同じような問題がある。パフォーマンスベースの規制であるので安全を期するためにある程度のパラメータは必要とされる。ガイドラインの中で定義されているマージンが無くなってしまった場合に、それを回復しろというのがバックフィッ

トにあたるかどうかは、それが規制の遵守のために必要かどうかによるが、NRC の立場としてはバックフィットではないという立場である。しかし色々な議論がある。

Q すぐに事業者に対応させる必要があるような場合に、事業者に対して指示する仕組みはどのようなものか

→ NRC では要件を課す場合に 2 つの方法がある。ひとつは規則の制定である。これは制定するのに時間がかかる（ほとんどのものが 2 年以上）ので、緊急性が無い場合に行う。緊急性を要する場合は命令（order）で行う。9.11 以降はこの方法で多くの規則が出された。これを行う場合は各プラントでスケジュールを立てて、規制の遵守を何時までに行わなければならないか等を調整をして命令を出すことになる。

1. 日時：

平成23年1月20日（木）09：30～12：00

2. 場所：

Diablo Canyon 原子力発電所 Energy Education Center

3. 出席者：

【Pacific Gas and Electric Company】

Lloyd S. Cluff ; Manager Geosciences Department Research & Development Dept.

William R. Horstman, P.E. ; Sr. Civil Engineer Project Engineering

George D'Entremont ; Predictive Maintenance

Terry Grebel ; License Renewal Project Manager

【機械学会訪米調査団】

奈良林副団長（北海道大学）、岡本副団長（東京大学）、木村副団長（東京大学）、日下（関西電力）、伊藤（日本エヌ・ユー・エス）、大山（エナジス）、小川（電源開発）、鴨志田（日本原電）、河村（原子力安全・保安院）、小山（三菱重工業）、佐野（中部電力）、曾我部（四国電力）、高田（東京電力）、野村（北陸電力）、羽田野（東芝）、藤井（日本エヌ・ユー・エス）、森本（日本原子力技術協会）、吉成（日立 GE）

【その他出席者】

Miller (DC.Cook)、小倉（ユーレックス）、太田（通訳）

4. 資料

資料-1 : Pacific Gas & Electric Co., Diablo Canyon Power Plant, Introduction

資料-2 : Pacific Gas & Electric Co., Diablo Canyon Power Plant, Photo Gallery

資料-3 : Pacific Gas & Electric Co., Diablo Canyon Power Plant, Long Term Seismic Program

資料-4 : U. S. Nuclear Regulatory Commission Public Meeting, January 19, 2011 San Luis Obispo, CA, Summary of the Jan 7, 2011

“Report on the Analysis of the Shoreline Fault Zone, Central Coastal California”

資料-5 : Pacific Gas & Electric Co., Diablo Canyon Power Plant, License Renewal

5. 議事概要：

5.1 Introduction

(説明者：ビル・ホーシュマン 上級土木エンジニア)

資料-1、2に基づき、本日の議論内容、Diablo Canyon 原子力発電所の概要等の説明があった。

(1) 本日の議論の内容

- 耐震設計 (Seismic design)
- ショアライン断層 (Shoreline earthquake fault)
- 運転サイクル期間の延長 (Extended operating cycle)
- 運転中保全 (On-Line Maintenance)
- 状態監視保全 (Condition-Based Maintenance)
- 運転認可更新 (License Renewal)

(2) Diablo Canyon 原子力発電所の概要

- Westinghouse 製 4 ループ PWR 2 機
- Westinghouse 製 タービン及び発電機
- 1100MWe/per Unit
- ワンスルーの海水冷却方式 (Once-through Saltwater Cooling)
- 建屋の設計・施工担当：PG&E
- 建屋の設計検証：ベクテル
- 建設許可 Unit 1:1968 年、Unit 2:1970 年
- 運転認可 Unit 1:1981 年、Unit 2:1985 年
- 営業運転開始 Unit 1:1985 年、Unit 2:1986 年
- 建設費用 (初期見積もり)

Unit 1 \$162,270,000

Unit 2 \$157,400,000

合計：\$319,670,000

- 建設費用 (実績)

Unit 1 + Unit 2 合計 \$5,520,000,000

耐震対応関連の費用増大により、実際の建設費用が初期見積もりの 10 倍以上になっている。

(3) Diablo Canyon 原子力発電所の建設時等の写真

建設時や改造時（蒸気発生器取替時、海水取水施設等）に撮影された施設の写真が紹介された。海水の取水施設は、津波に対策でスノーケルを改修し、電動機が水没しないようにしている。この改造は BackFit として実施されている。

(4) 質疑応答

Q.BackFit として実施した津波対策について構造はどのようなものか

A.海水取水施設に設置した電動機、海水ポンプが津波発生時に水没しないように対策している。防水壁は、潜水艦に使われているものと同じである。

<津波対策の内容>

対象設備	設置位置	対策内容
ASW ポンプ	海水取水施設 (Intake Structure)	<ul style="list-style-type: none">ASW ポンプ室への水密扉設置津波発生時に水没しないよう通気用立孔を拡張
ASW 地下埋設配管	海水取水施設東側	<ul style="list-style-type: none">アスファルト舗装厚のUPRC製キャップスラブの設置防水護岸の設置（グラウト材による水の浸入防止）Gabion(編んだかごに石や砂利をつめたもの)

5.2 License Renewal (運転認可更新)

(説明者：Terry Grebel LR プロジェクトのマネージャ)

説明者の都合により、順序を先に入れ替えて、口頭で以下の説明があった(資料-5は、当方から事前送付した質問のみ示されている)。

(1) 概要

Diablo Canyon 原子力発電所では、以下の3つの施設の運転認可を受けており、現在、1号機、2号機の運転認可更新を行っている。

- Diablo Canyon 原子力発電所1号機(40年)
- Diablo Canyon 原子力発電所2号機(40年)
- 乾式キャスク貯蔵設備(20年)

(2) 運転認可更新に必要な評価

運転認可更新(20年延長)に関するNRCの規制要求では、安全審査と環境審査があり、環境審査では最初の開閉所までの送電施設までが審査の対象となっている。安全審査の範囲内に入る系統・構築物・機器(SSC)は、安全関連設備に加えて、5つの事象評価・規制要件(火災、全交流電源喪失(SBO)、ATWS(スクラム不能事象)、EQ(機器環境性能保証要件)、加圧下熱衝撃(PTS))に関連する設備、非安全関連の一部(故障した場合に安全系に影響する設備)が入る。本日は、安全審査のための評価についてお話ししたい。

(3) 評価体制

Diablo Canyon 発電所では、周辺の4~5の発電所とアライアンス(STARSと呼ばれる)を組んで協力しており、これには認可更新に対する協力も含まれる。(アライアンスの仲間では、ウルフクリーク発電所、パロベルデ発電所で認可更新の申請書をすでに提出している。)

Diablo Canyon 原子力発電所では、2009年に運転認可更新の申請を提出済みである。一般的に審査は2~3年を要しているが、カリフォルニアは市民の介入が非常に強いため3~5年かかると予想している。NRCの安全評価、環境評価に加えて、さらに法律的な審査(公聴会)が必要である。

(4) 評価の内容

NRCが定めた安全系のSSCの評価は、材料の評価、環境の評価、経年劣化に関する評価が要求されている。1/19にNEIでエクセロン社の方から説明があったとおり、静的機器が評価の対象である。上記は、NRCがGALLレポートと呼んでいる報告書に記載してある。この報告書にNRCが容認可能な劣化の管理について記載されている。

運転認可更新に当たっては、劣化管理プログラムを40程度作成することが義務付けられており、このプログラムの80%程度は、既存の監視プログラムとほぼ同

じである。今後、1号機、2号機の運転認可更新において、新たな設備改造は不要と考えている。(なお、乾式キャスク貯蔵施設では追加の20年間の監視が必要と考えている。)

(5) 質疑応答

- Q1：建設時の地震動と、運転認可更新時において、たとえば地震動等、耐震設計の条件は同じか？
- A1：耐震設計に関する評価は継続的に実施しているため、運転認可更新時には耐震設計の再評価は実施しない。(補足説明：運転期間を20年延長するにあたり、配管系の金属疲労を再評価する必要がある。また、安全系のケーブルについては、放射線に対する耐性を評価する必要がある。)
- Q2：コンクリートの経年劣化に関する評価は実施しなくてはよいのか？
- A2：アメリカのコンクリート協会 (ACI) のガイドラインに従って10年ごとに監視を実施しているため、運転認可更新時に再評価はしない。なお、コンクリートの劣化が、海水取水設備で見ついている。
- Q3：配管系の金属疲労の他に、SCC や減肉の評価を運転認可更新時に実施しなくて良いのか？
- A3：実施する。NRC は、上記の評価を要求している。
- Q4：埋設配管等のすべてを検査することは難しいと思うが、サンプリング検査を実施しているのか？
- A4：配管については決められたサンプルを対象に検査を実施する。電気ケーブルは銅管になっているが、常にドライであるかをチェックする。NRC の要求により、ケーブルを6年間の周期で検査をしなければならない。また、電気 (カソード) 防食監視の利用率が90%以上であることが必要である。
- Q5：LOCA 後の30日間の線量の要件は60年間で影響するか？
- A5：影響しないことに同意する。
- Q6：圧力容器の検査は？
- A6：NRC の要件では、炉内構造物の検査プログラムと容器の脆化サーベイランス・プログラムが必要。認可更新とは別に炉容器の蓋 (ヘッド) の交換をした。その様な設計変更の際には認可更新にかかわる追加の評価をしている。ヘッド交換の際に、環境性能60年間の保証をもらった。ケーブルの評価も実施した。
- Q7：制御盤は評価の対象となるか？
- A7：制御盤は、動的機器として取り扱われ、認可更新では再評価の要件ではない。

5.3 Long Term Seismic Program(LTSP)

(説明者：ビル・ホースマン：上級土木エンジニア)

資料-3 に基づいて Diablo Canyon 原子力発電所における耐震設計等への取組みについて説明があった。Diablo Canyon 原子力発電所にとって、耐震設計は非常に重要な課題であり、30年以上調査を継続している。

(1) 背景

建設許可レビュー中の 1978 年頃、NRC の諮問委員会である ACRS(Advisory Committee on Reactor Safeguards)は、概ね 10 年ごとに新たな知見を考慮した、Diablo Canyon 原子力発電所の耐震設計に関する下記 4 点の再評価を PG&E に推奨した。この要求は、Diablo Canyon 原子力発電所の運転認可の条件となった。

- ① Diablo Canyon 原子力発電所の局所的地質、地震、地殻変動を更新するために、1979 年以降に利用可能となった地質学及び地震に関連する情報や解釈の確認、分析及び評価
- ② 耐震設計の基本となる地震の大きさの再評価
- ③ Diablo Canyon 原子力発電所における地震動の再評価
- ④ Diablo Canyon 原子力発電所の耐震余裕に対する更新された地震及び地震動の有意性に対する評価。耐震余裕の評価は、PRA(Probabilistic Risk Assessment)と決定論的方法の 2 つの方法を用いて実施

(2) LTSP のスケジュール

1984-1985 年	: プログラム計画の作成と承認
1985 年	: 調査範囲の検討
1985-1988 年	: 計画実施
1988 年	: 最終報告書を NRC への提出
1988-1991 年	: コメント、質問解決のために NRC と PG&E で相互に調整

(3) 決定論による耐震評価に使用する地震動の応答スペクトル

以下の 3 つの地震動の応答スペクトル (減衰 5%) を比較し、15Hz 程度以上の高振動数領域を除いて A のホスグリ(Hosgri)断層を震源とする建設時の応答スペクトルが他を包絡していることを確認

A ホスグリ断層	(1977 年、PGA=0.75G)
B ホスグリ断層 84% タイルスペクトル	(1988 年、PGA=0.84G)

C ホスグリ断層 中央値スペクトル (1988年)

<補足説明>

決定論による耐震評価では84%マイル地震動の応答スペクトルが使用されている。84%マイル地震動について説明を頂く機会が無かったが、1/21のPG&E社での説明を含めて考えると、NGA(Next Generation Attenuation) relationによる中央値に、ばらつき(標準偏差)を考慮して設定した地震動と考えられる。

(4) 耐震評価結果

重要な建物・構築物、系統及び機器(SSC)の耐震評価を、PRA(Probabilistic Risk Assessment)と保守的な決定論的方法に基づいて実施し、以下の結果を得ている。

- PRA (Probabilistic Risk Assessment)
 - 炉心損傷かくりつ頻度(CDF) : 3.8×10^{-5} /年

- 決定論的方法による耐震余裕
 - 主要なSSCの設計許容値に対する余裕は1.5以上であり、余裕が少ないSSCは以下の通りである。
 - ✓ タービン建屋 (Turbine Building)
 - ✓ ディーゼル発電機の制御盤 (Diesel Generator Control Panel)
 - ✓ 230kV開閉所 (予備品をサイトに置くことを約束)

(5) LTSP Update

NRCが上記LTSP(1991年)を承認する際に、以下の調査を継続するよう要求している。

- ① 将来、耐震上の問題に効果的に対応するために、地質、地震に関する高いレベルの技術的専門知識を維持すること。
- ② Diablo Canyon 原子力発電所近傍の地震観測網の運営
- ③ 中央海岸地震ネットワークの運営 (18箇所のセンサを、USGS (地質調査所)と連携しながら運営)
- ④ 国内外で発生した地震動が Diablo Canyon 原子力発電所に与える影響の度合いを迅速に評価するための知見の保持

上記の要求を受けて、PG&E本社に地質科学部門を設置した。LTSP Updateの主な実績等は以下の通りである。

- USGS、CGS（州の地質調査所）、大学、産業界と共同。
- 2003年12月の San Simeon 地震の評価
- 地震動の観測装置の更新（2004年）
- 中央海岸ネットワークの更新（2006年 - 11年）を実施。
- 2008年11月には、Shoreline 断層を発見し、2年間の研究を実施。2011年1月7日に NRC に評価報告書を提出。
- LTSP 報告書の改訂（作業中）

5.4 Shoreline 断層に対する耐震評価

(説明者：Lloyd S. Cluff 地球科学部門のマネージャ)

2011/1/19 のパブリックミーティング時の説明資料(資料-4)時の資料に基づき、2008 年に発見された Shoreline 断層に関する最新の評価結果の概要について説明があった。なお、後日(1/21)に PG&E 本社を訪問した際に、同テーマについて詳細な説明がある。

(1) Shoreline 断層の特性

- Hosgri 断層と南西境界(South West boundary)断層との間に位置する。
- 断層の長さは最大で 23km
- 3 つの segment が存在
 - North segment
 - Central segment
 - South segment
- 断層は取水施設から 300m、タービン建屋及びパワーブロックから 600m 沖合いに位置する。
- 断層の形式
 - Strike-slip 形式
 - 傾斜は垂直
 - 深さは 8~15 km
 - すべり速度は 0.2~0.3 mm/年 (San Anndreas 断層 44mm/yr、ホスグ
リ断層 3mm/yr)
- Evidence for activity
 - マグニチュード 0.8 から 3.5 程度の小さい地震活動の観測から判明。
 - 地質学上の証拠：過去 75,000 年以上の間の地表の変位 (1m resolution) は認定されていない。

(2) Shoreline 断層に対する Diablo Canyon 原子力発電所の耐震評価

プラントに非常に近く、新しい断層であるため 2008 年の断層発見以来、2 年間評価を実施した。

- Diablo Canyon 原子力発電所の地震動の不確かさの低減
 - 過去 20 年間の知識とモデルの改良で地震ハザードの不確かさが低減した。
- 決定論的評価手法による耐震余裕
 - 決定論的評価に使用する地震動は、1991 年 LTSP/SSER34 に比べ小さ

くなった。

- Diablo Canyon 原子力発電所の耐震余裕は1991年に比べ大きくなった。
- PRA による評価
 - PRA に使用する 3～8.5Hz の間の応答スペクトル S_a は、 $S_a < 3g$ であり、1998 年の LTSP の結果に比べ小さくなった。
 - Diablo Canyon 原子力発電所の地震によるリスクは、1988 年当時より小さくなった。
 - Shoreline 断層による CDF は、全体の地震リスクの 20%程度に寄与している。

【Lloyd S. Cluff 氏による補足説明】

SW Boundary 断層は、1985～1988 年当時から知られていたが、当時、それほど重要でないと解釈していたため、ホスグリ断層をベースに設計をしていた。

2008 年に Shoreline 断層が見つかったとき、1990 年の調査結果から見て slip-rate は、0.2～ 0.3 mm/yr で問題ないと考えていると、NRC に予想を述べた。2 年間の調査ののち、NRC に対して Shoreline 断層は重要性が低いことを NRC へ報告。Shoreline 断層は、非常に弱い活動しかない垂直断層であった。

(3) 質疑応答

- Q1 : 今回の耐震評価で地震動の応答スペクトルが小さくなった理由は？（主に Shoreline 断層に関する説明であったが、最新の知見に基づくホスグリ断層(設計時の主要な断層)による地震動は、設計時に比べ小さくなっている。）
- A1 : 設計時に想定していたホスグリ断層による地震動が、かなり保守的であった。

以上

1. 日時：

平成23年1月20日（木） 14：30～18：20

2. 場所：

Diablo Canyon 原子力発電所 Energy Education Center

3. 出席者：

【Pacific Gas & Electric. Company】

Ken Peters (Station Director)

William R. Horsman (Sr. Civil Engineer Project Engineering Diablo Canyon PP)

Terry grebel (License Renewal Project Manager Diablo Canyon PP)

Kenneth H. Bych(Engineering Supervisor Reliability Engineering Engineering Department Diablo Canyon PP)

Larry Price (Engineer, Rotating Equipment Diesel Generator Specialist Diablo Canyon PP)

George D'Entremont (Predictive Maintenance Diablo Canyon PP)

Lloyd S. Cluff (Manager, Geosciences Department Research & Development Dept PG&E)

Christopher Groff (FUELCO Diablo Canyon PP)

Dennis B Petersen (Director, Quality Verification Diablo Canyon PP)

【機械学会訪米調査団】

奈良林副団長（北海道大学）、岡本副団長（東京大学）、木村副団長（東京大学）、日下（関西電力）、伊藤（日本エヌ・ユー・エス）、大山（エナジス）、小川（電源開発）、鴨志田（日本原電）、河村（原子力安全・保安院）、小山（三菱重工業）、佐野（中部電力）、曾我部（四国電力）、高田（東京電力）、野村（北陸電力）、羽田野（東芝）、藤井（日本エヌ・ユー・エス）、森本（日本原子力技術協会）、吉成（日立 GE）

【その他出席者】

Miller (DC.Cook)、小倉（ユーレックス）、太田（通訳）

4. 資料

資料-1：Probabilistic Risk Assessment Program

資料-2：On-Line Maintenance Program

資料-3：Diablo Canyon Units 1 and 2 Fuel Performance

資料-4 : Operating Cycle Extension

資料-5 : Condition-Based Maintenance Program

資料-6 : Pacific Gas & Electric Co. Diablo Canyon Power Plant Seismic Design

資料-7 : Pacific Gas & Electric Co., Diablo Canyon Power Plant, License Renewal

5.議事概要 :

以下の項目について、Diablo Canyon 原子力発電所より説明を受けるとともに、質疑応答を実施した。

- PRA プログラム
- 運転中保全プログラム
- 運転サイクル延長
- 状態監視保全プログラム
- 耐震設計について

(1) PRA プログラム (Kenneth H. Bych)

<概要>

- リスク管理とは、プラントの構成、規制、人や機器のパフォーマンス等が変化した時、これを評価するための管理方法。
以前の決定論による方法から、リスク・パフォーマンスに基づく管理へと移行。
- NRC の規制要求を満足させる、体系的なプロセスにより安全を強化する、また、運転コストを下げることを目的としている。
- PRA により、設計の特徴に基づいたリスクレベルを決定する。
どのような原因で事象が発生したのかを分析し、非安全機器についても考慮したりすることで、定量的にリスクの重要性を見積もることができ、意思決定を行うための情報を与えてくれる。
- PG&E では、1980 年代より PRA による地震のモデル化を実施。
2011 年には PRA のモデルがアップデートされ、近年では 5 年毎にアップデートが行われている。
- PRA は以下のようなものに適用されている。
 - －保守規則 (MR) のパフォーマンス基準の設定
 - －運転中保全 (OLM) のリスク評価
 - －Tec.Spec.の許容待機除外時間延長
 - －CDF 以上の事象が発生した場合の管理プログラム
 - －SG 取替、認可更新等の技術的なサポート

- －ISI、火災防護のリスク情報を活用したプログラム
- －ROP への適用（NRC から指摘があった場合の説明等に使用）
- CDF、LERF は運転中保全にとって非常に重要な情報である。
運転中保全の際には PSA を通じた考察は重要であり、CDF の 25%、LERF の 6%が運転中保全に関連する機器となっている。
- SSC（Structure, System, Component）の信頼性を維持するため、運転中に必要な予防保全のみを実施、同時に待機除外となる SSC の数を最小にする、リスクの高い複数の SSC の待機除外は避ける等により、運転中保全によるリスクを最小限にする。

<質疑応答>

Q：地震の PRA に影響を与えるものには、どのようなものがあるか？

→例えば、タービン建屋や 230kV の開閉所がある。

非常用ディーゼル発電機や重要な電源がタービン建屋にあること、また、開閉所は敷地外にあることから、地震の裕度が少ないため。

Q：運転中保全のリスクが 1/5 になったとのことであるが、どのような取組を実施したのか？

→運転中保全の鍵となるのはリスク管理であるが、昔は現在のような PRA モデルがなかったため、リスクの高い機器も同時に待機除外としていた。

(2) 運転中保全プログラム（Larry Price）

DG の運転中保全・状態監視について説明があった後、質疑応答が実施された。

<運転中保全・状態監視について>

- DG は 10 年程度運転中保全を実施している。各ユニットに 3 基あり、2 基は運転中保全、1 基はプラント停止時に実施する。
運転中あるいはプラント停止時にどのような作業を実施するかは、ベンダーから提案あり、サイトの状況や業界の運転経験をもとに判断する。
- 作業時には、頻繁に発生する事象に対する予防保全、また、不具合に対する是正処置も実施する。
- 状態監視も実施しており、日常的に実施しているテストやエンジンのパフォーマンスよりデータを収集している。
- 保守が実施される前後でのエンジンのパフォーマンスの比較も実施している。
保守前のデータからは、パフォーマンスの分析の他に、追加で保守すべきことはないかを洗い出す。

また、保守後の状態監視からは、交換した部品に問題がなかったかなど、保守に問題がなかったことを確認する。

- エンジンのパフォーマンス分析時には、シリンダ圧力やそのタイミング等の測定を実施し、評価する。

<質疑応答>

Q：運転中保全が予定通り実施できなかったことはあるか。

→半分くらいは予想外の事象に遭遇する。

しかしながら、許容された除外時間内に解決できなかった問題に直面したことはない。許容された時間の2時間前に作業終了というのはある。計画での待機除外時間は7日間となっているが、通常は半日から2日間ほど早く終了する。

Q：待機除外時間の目標は。

→事前の承認がない場合、計画の待機除外時間は7日間であり、24時間体制で作業を実施している。作業量・内容はサイクルによって異なるが、4日間というのを目標としている。

Q：プラント停止期間の目標は。

→一般的には、30日弱（31、32日程度）を目指している。

燃料交換時にDGの保守を実施しても、その期間に作業を完了させることは困難である。なぜなら、DGの保守のための作業者が他の優先順位の高い作業にとられ、作業者が確保できなくなるからである。

Q：安全機器について、運転中保全の対象はどのようなものがあるか。（事前Q）

→対象となるポンプが冗長性を持っているかどうかによる。

持っていなければ運転中保全の内容も限られてしまい、ルーチン的な保守のみを実施することになる。

冗長性があれば、構成部品の交換といった大規模な作業を実施することができる。

Q：運転中保全の作業内容は、どのようなものか。

→定期的な点検は、半分以上は運転中保全で実施している。

定期的な点検とは、オイルサンプリング、オイル交換、カップリング点検、清掃作業のことであり、大型ポンプやDGでは、構成部品の一括取替も実施する。なお、細かい修理や不具合の是正処置が必要な場合は、プラント停止時に実施する。

Q：安全弁も取り替えで対応するのか。

→取替で対応する。溶接された弁の場合には、内部品を取り替える。

Q：大型の予備品としてはどのようなものを持っているのか。

→例えば、海水ポンプ、復水ポンプ、復水ブースタポンプ、余熱除去ポンプのポンプ・モータ、また、DGのエンジン・発電機を保有している。

ただし、DGは物理的な面で（注：作業スペース上の観点からと思われる）全てを入れ替えることはできないため、分解して入替を実施する。

Q：導入にはどの程度時間がかかったのか。

→導入には数年かかり、その後改善を実施している。

手順の整備も含めると、どの程度かかったかはわからない。

Q：他の電力やメーカーと情報共有は図っているのか。

→例えばDGでは、DGのオーナーズグループがあり、情報共有を行っている。

また、EPRIを通じて、DG・ポンプユーザーズグループで情報交換を行っている。

（3）運転サイクル延長（Christopher Groff）

燃料設計から1次系の水化学を踏まえた、運転サイクル延長に関する説明があった。運転サイクル延長に関する説明は以下の通り。

○5年間を通常21-20-19ヶ月の運転サイクルで繰り返す。

○1～3週間のコストダウン運転を見込んでいる。

○運転サイクルの延長は24ヶ月で評価を実施しており、その間で燃料に問題がないか確認を実施している。

○5wt%の燃料で24ヶ月運転を実施している。

○Tec.Spec.についても18ヶ月から24ヶ月へ移行しており、計測制御装置の調整周期やドリフトの評価、予防保全の間隔も24ヶ月で評価している。

○使用済燃料の貯蔵所（ドライキャスク）については、認可の期間を延長する必要がある。

< 質疑応答 >

Q：PWRでは5wt%の燃料で24ヶ月運転は難しいと認識しているが、燃料に何か工夫しているのか。

→燃料装荷の際、解析により 50%を新燃料にすることとしている。

Q：コストダウン運転は、燃料効率からの観点か。

→50%を新燃料とするのは非効率と思うかもしれないが、発電を最高に行うため
そのようにしており、費用面からも問題のないことを確認している。
(ただし、再処理費用は考慮していない)

Q：燃料リークは運転サイクル延長の影響か。

→一次冷却材中のデブリの問題であり、運転サイクル延長の問題ではない。

Q：使用済燃料ピットの容量は大丈夫か。

→2011年までは問題ないが、2011年5月の燃料交換にあわせて、2012年1月
に6つのキャスクを追加することを計画している。
また、使用済燃料ピットの構成を3回変更している。

Q：使用済燃料ピットの地震による影響は大丈夫か。

→ラック取替時、評価を実施している。
現状、フリースタンディング方式を採用している。

Q：一次冷却材中のデブリ対策としてどのようなことを実施しているのか。

→3つの対策を実施している。
1.ノズルの下にフィルタを設置。
2.ノズルの一番下と最初のグリッドの間に、プロテクティブドグリッドをつ
けている。(ろ過の機能を有している)
3.新しい燃料棒には、酸化コーティングが施されている。

Q：将来的には、使用済燃料の再処理を考えているのか。

→2号機はMOX燃料を使用することができるようになっているが、今のところ
その予定はない。
米国の政策が変われば、ディアブロキャニオンもその方針に従う。

Q：予防保全の間隔を18ヶ月から24ヶ月に延長した時、どのような機器に対して
評価を行ったか。

→延長に際して対象となるのは、安全系の機器は全て、また、保全プログラムで
カバーされている機器である。
(注:評価の可否も含めた検討の対象となるものを指しているものと考えられる)

(4) 状態監視保全 (George D'Entremont)

<概要>

- 状態監視保全の対象機器はマスタリストに記載されており、これに基づき実施している。
- 監視のパラメータには振動・赤外線・オイル分析がある。
- このマスタリストは、もともと信頼性重視保全のために作成されたものである。信頼性重視保全とは、米国の航空業界が使用していた手法であり、以下のように、機能を維持することを目標としている。
 - ・プラントの重要な機能を特定し、保守もその重要な機能を維持するために実施する。
 - ・時間で保全するのではなく、状態で保全を実施する。
 - ・重要な機能は何か、その機能をサポートするために必要なものを構成部品単位で検討する。
 - ・その結果、2年毎に実施していた保全を状態を監視することで、2年間待つ必要がなく、また、2年以上の間隔で実施できるようになる。

以上のような機器がマスタリストに含まれている。

(Diablo Canyon 側の状態監視保全の認識は停止中機器の状態確認に基づく保全対応も含まれており、わが国でいう状態基準保全より幅広い範囲を対象としている。)

- Q: 保全の方法を決定するにあたり、日本では先ず状態監視保全か時間計画保全かを決める必要がある。一方、米国では状態監視の結果から時間計画保全の時期をずらすと聞いたが、そのような保全方法も、時間計画保全に分類するのか。
- 状態監視保全と時間計画保全を分類することは合理的ではない。
- 例えば、モータの軸受けについては振動を監視することで劣化を予測できるが、モータの断熱材の故障を予想する適切なパラメータはない。
- 従って、このような場合は定期的に取り替える必要がある。
- 同じモータであっても、状態監視保全と時間計画保全を適切に採用すれば良い。
- (注: 個々の機器に対して、保全方式は厳密に分類されていないと考えられる。)

- Q: 油交換等の定期的に行う保全の時期を状態監視結果により変更するのか。
- 予防保全の最適化により、状況を踏まえメンテナンスの間隔を変えることがある。
- 復水ポンプのカップリングを例に挙げると、カップリング潤滑油交換の間隔はもともとメーカーが指定してきたものであった。潤滑油を取り替え、分析を行った結果、間隔は倍にできることが分かったため、予防保全側に間隔を延長して良い旨連絡し、受け入れられた。

Q：点検周期を延長するときの判断はどのようにしているのか。

→状況による。手順に従って実施する。

Q：例えば、点検間隔を2倍にするのか、3倍にするのかはどのように判断するのか。

→担当エンジニアの技術的な評価・経験等に基づいた提案による。

比較により判断されることが多く、段階的に延長していくことが多い。

Q：ローテーションパーツは再使用するのか。新たに準備するのか。

→状況による。

モータのベアリング部のみ磨耗している場合はその部分のみ取り替えるし、繰り返しによりシャフトに劣化が認められ、再使用できない場合は取替を実施する。

(5) 耐震設計について (William R. Horsman)

事前に提示した質問に対する回答が行われた。主要な内容を以下に示す。

○バックフィットが適用されたことがあったか？

→1978,79年にホスグリ断層が発見されたとき1号機は建設中であり、その対応として改修工事(強化工事)を実施した。この対応は規制が変わったというよりホスグリ断層という新しいものが見つかったからでありバックフィット適応とは考えていない。また、少なくともディアブロではバックフィットを適用されたことはない。

○ディアブロでは地震後の再起動基準があるのか？

→ディアブロではこれまでも何度か小さな地震を経験してきたが、プラントが(地震加速度で)トリップしたことはない。なお、トリップのセット値は重力加速度Gの30%である。これまで経験した一番大きな地震でもGの4%程度であった。

地震発生後の点検内容については手順が定められており、停止の判断も記載している。地震後の対応は業界文書に書かれており、そのひとつがEPRI NP-5930でOBE (Operating Basis Earthquake)を超えたかどうかのクライテリアが記載されている。(EPRI NP-6695も公開されており参照のこと)

○応答スペクトルの汎用性および適用条件について

- 決定論的評価手法では応答スペクトルを使用しており、確率論的評価手法では地震ハザードカーブを使用している。
- 地震応答解析手法に関する新たな研究・開発は何かあるか？
- ディアブロでは地震応答解析手法に関する分野の研究・開発は特に実施していない。地質・地震動関連ではいろいろと取り組んでいる。（取り組みの詳細は21日午前、PG&E本社にて情報を収集した。）
- 地震応答解析結果（応力評価）のチェックはどのようにして行っているか？
- 以前 San Simeon Earthquake（2003）が起こったときに建物での観測された応答と解析計算した応答を比較した。結果、建屋内での地震動（地震加速度）が予測よりも増幅されることがわかった。
- 地震 PSA は実用化されているか、脆弱性データ（脆弱性）の更新予定は？
- ディアブロでは LTSP にてすべての地震 PRA が適用されている。情報は常に更新している。
- また、脆弱性データについては約 20 年前にできたが現在有識者と更新について協議しており、2011 年にアップデートすることになっている。
- 新潟県中越沖地震から何か教訓として学んだことはあるか？
- PG&E として 2007 年 8 月に柏崎を訪問している。また、JANTI が実施したブリーフィングにも参加、EPRI のピアレビューや IAEA が発行している教訓についても確認している。その後、PG&E 内部での地震戦略チームを策定し、教訓の反映を検討した。結果として、ディアブロでは火災に対してはタンクなどがしっかりしていること、また消防隊員が常に常駐していること、人的リソースも十分であり、対外的な通信網も確立していることを確認した。対応すべき問題点としては、廃棄物ドラムの貯蔵法であり、ドラムのサポートなどのガイドラインを変更している。その他、外部に漏えいがないようなシール方法やブローアウトパネルの復旧方法など手順書をしっかりと策定した。
- 地震の時など規制当局への連絡や一般の人に知らせるシステムはどのようになっているか？
- 規制当局への連絡や一般の人に知らせるシステムは緊急事態計画の中で定められている。通知システムは電話で NRC やカリフォルニア州に通知されることになっている。PG&E の中に報道関係者に通知する部署もある。なお、地震直後の対応ではないが（地震に対応する）運転経験などは INPO や WANO を通

して情報を発信している。

<質疑応答>

Q：地震後の点検について質問したい、地震後の点検は全数点検なのか？

→全数点検である。(補足：その後のやりとりを考慮すると、地震後の設備点検で定められている機器を全数点検していると解釈した方がよい) なお、2003年に地震があり地震後の健全性を確認する点検を実施した。

Q:1号機も2号機もすべて確認したのか？

→1号機で確認した。2号機は1号機と同じだから問題ない。

Q:点検した設備数はどの程度なのか？

→約100設備ぐらいと思う。

Q：地震観測システムの中でどこにセンサを置いているか。

→地表面や原子炉建屋の基礎、原子炉格納容器の内部には2個、タービンの基礎にも設置している。あとは燃料ピットの床などにも設置している。

(6)その他

カリフォルニア州は温排水の海洋への直接放出を禁止したが、**Diablo Canyon** 原子力発電所の対応として冷却塔による冷却は必要な淡水の量が確保できないので困難であるとのことであった。従って海洋直接放出が認められないならプラント停止に追い込まれる可能性が強いが、**Diablo Canyon** 原子力発電所による電力供給の重要性を考えるとそのようにはならないであろうとの認識であった。

以 上

1. 日時：

平成23年1月21日（金）9：00～11：00

2. 場所：

Pacific Gas and Electric Company 本社（サンフランシスコ）

3. 出席者：

【Pacific Gas&Electric (PG&E)】

Mr. Lloid S. Cluff (Manager、Geosciences Department Research & Development Dept)

Mr. Norman Abrahamson(Engineering Seismologist Geosciences Department)

【Energy Experts International】

Mr. Mike Watanabe (President &CEO) (通訳対応)

【機械学会訪米調査団】

奈良林団長（代理）（北海道大学）、木村副団長（東京大学）、伊藤（日本エヌ・ユー・エス）、大山（エナジス）、小川（電源開発）、鴨志田（日本原電）、河村（原子力安全・保安院）、日下（関西電力）、小山（三菱重工業）、佐野（中部電力）、曾我部（四国電力）、高田（東京電力）、野村（北陸電力）、羽田野（東芝）、藤井（日本エヌ・ユー・エス）、森本（日本原子力技術協会）、吉成（日立 GE）

【その他出席者】

Miller (.Cook)、小倉（ユーレックス）、大田（通訳）

4. 資料：

(1)REPORT ON THE ANALYSIS OF THE SHORELINE FAULT ZONE CENTRAL COASTAL CALIFORNIA(Report to the U.S.Nuclear Regulatory Commission January 2011)

(2) Summary of the Jan 7, 2011 “Report on the Analysis of the Shoreline Fault Zone, Central Coastal California”

5.議事概要：

PG&Eは2008年Diablo Canyon原子力発電所の沖合い約600mのところに海岸に沿った断層（Shoreline断層と名づける）を確認した。PG&E及びNRCが個別にその影響評価を行ったが、従来の評価の範囲内であり、Diablo Canyon原子力発電所に十分なマージンがあることが確認された。しかしながらこの断層の地震ハザード評価を行うためのデータ（地震発生状況、セグメンテーション、Diablo Canyon原子力発電所からの距離、及びずれ速度）を得ることは重要との考えからPG&Eは2009年から2010年にかけて地盤調査を行い、それに基づき従来の断層も含めた詳細評価を行った。その結果を含め2011年1月19日の公聴会でNRCに説明を行った。本日の機械学会訪問団への説明も公聴会での説明内容に基づくものである。

(1) Shoreline断層とDiablo Canyon原子力発電所付近の断層状況

PG&Eは1988年～1990年にかけて周辺のすべての断層の調査を行い、NRCはその分析の結果を1991年に承認した。しかしサーフゾーンと呼ばれる沿岸から数km離れたところでは物理的な制約があつて、地質学的調査が出来ない状態であつた。

そのためNRCからDiablo Canyon原子力発電所の近くの断層の有無について疑問が出された。これに対しPG&EはSouth West Boundaryでは5つの断層が確認されているが、もし沿岸地域に断層があつても、これらの断層と同じようにあまり活発なものではないと説明していた。

その後2008年に米国地質調査局と共同で調査を行い、ずれが見つかったことからShoreline断層と名付けた。

NRCにこれらの状況の説明を行った。既に1990年にこのあたりの断層の認識については説明していたが、昨年末に2年間実施した評価結果をNRCに説明した。

Shoreline断層は断層長さが23km、断層形状は横ずれ断層(strike-slip)、概ね垂直、深さ8km～15kmのところにある。すべり速度は0.2～0.3mm/年である。

Diablo Canyon原子力発電所の近くにはHosgri断層、Los Osos断層、San Luis Bay断層、Shoreline断層があり、Shoreline断層については、Hosgri断層等との関連、例えばHosgri断層で地震が起こった場合にそれがShoreline断層の活動に及ぼす影響を検討する必要がある。(図-1)

Diablo Canyon原子力発電所付近の沿岸地域の調査を徹底的に実施し、地質に関しては海岸段丘(Wave Cut Platform)と呼ばれるものの調査を行った。(図-2)

Diablo Canyon原子力発電所付近の斜面は、12万年前に生成された段丘である。こ

の段丘は変位速度を測るのに非常に役に立っており、変位速度を測ることにより断層の動き、変動（テクトニクス）の履歴を見ることが出来る。

この地形の形成過程としては、波で洗われて平面（プラットフォーム）になったものが地震で隆起し、丘が出来るが、この変動が何回も発生するので現在の段丘地形が出来ている。Diablo Canyon 原子力発電所付近に6段丘が形成されている。複数のプラットフォームに堆積したものをみるとプラットフォームの生成時期がわかる。

2008年にNRCに対して新しい断層が発見されたことを報告し、本年1月7日にこれまでの調査結果を踏まえた分析結果をNRCに送った。

(2)断層のずれの速度および震源エネルギー

Diablo Canyon 原子力発電所周辺の断層（Hosgri 断層、Los Osos 断層、Shoreline 断層、San Luis Bay 断層）の断面配置を図-3に示す。Los Osos 断層、San Luis Bay 断層は逆断層であり、また、Hosgri 断層及び Shoreline 断層は横ずれ断層（strike slip）で、このうち Shoreline 断層はプラントから約600m沖合いに位置する。

Diablo Canyon 原子力発電所は Los Osos と San Luis Bay に挟まれた地盤にあるが、地震動は断層の上盤（hanging wall）と下盤（foot wall）で揺れが異なり Los Osos 断層、San Luis Bay とともに上盤の揺れが2倍大きく Diablo Canyon 原子力発電所は揺れの大きいほうに位置する。

1988年の研究では Hosgri 断層が Diablo Canyon 原子力発電所に対する地震動をもたらす主なものと考えられていた。その時点では断層の上盤と下盤に関する情報は十分でなかった。今回データをまとめて新しいモデルを作ったところ、Hosgri 断層のマグニチュードが他の断層に比べ最も大きいことが改めてわかった。また、新しいモデルに比べ1988年のモデルでは横ずれ断層に対する地震動については予測が大きすぎたこと、一方、断層上盤の値はほぼ正しいことがわかった。

この研究はカリフォルニア大学バークレイ校と共同で行ったが、我々はこの新しい地震動のモデルを次世代の減衰（New Generation Attenuation : NGA）と呼んでいる。

地形を見ると Hosgri 断層から他の断層に繋がっていると言えるが、数値モデルを見ると Hosgri 断層からの亀裂は5km程度までしか進まず、Diablo Canyon 原子力発電所近くまで行くことはない結論づけた。

断層のサイズをベースにしてマグニチュード(M)を計算した。Los Osos は M6.5、Shoreline の部分は M6、Hosgri は M7.1 を使っている。Hosgri 断層は1988年で7.2を使っていたので大きな違いはない。

また、San Luis Bay の一部が活動すると M6.3 である

(3) 決定論的評価及び確率論的評価

4つの断層について決定論的及び確率論的に評価を行った。

これまで明確でなかったのは Hosgri 断層で地震が起こるとほかの断層に繋がるのかわりかであった。評価のための地形の数値モデルを作るのに南カルフォルニア地震センサーに依頼した。

決定論的な評価では新しいデータに基づき各断層による 84%タイルの地震動を計算した。その結果、地震動は過去の予測ほど高くなく、過去の予測が保守的で、高すぎるということが分かった。すなわち以前よりも耐震のマージンが大きいと分かった。

新しい地震動データを使うと 1988 年のモデルより横ずれが小さく、断層の上盤の地震動については予想と同じであった。すなわち Hosgri 断層の地震動は小さく、Los Osos 断層、San Luis Bay 断層はほぼ同じである。この評価から Hosgri 断層は今でも重要であるが飛びぬけたものではなくなった。

図-4 は地震動の設計用加速度スペクトルを示す。一番上の線が 1977 年の設計で使われた加速度で、Hosgri 断層からの M7.5 を使っている。地震動モデルは 1977 年の時点では十分な情報がなかった。点線は 1991 年に報告した予測曲線で、地震動モデルは 1988 年の調査によるものを使い、M は 7.2 で少し小さいものを想定している。

青線及び赤線は今回評価したもので、NGA モデルと世界中からの地震データに基づいたスペクトルで、この違いが 1988 年の保守的データと最新の地震動モデルとの違いとなる。

Diablo Canyon 原子力発電所でも地震の観測を行っており、2008 年に San Saimeon 地震、2004 年の Perk Field 地震、さらに 5km 離れたところで起こった M3.5 の地震も記録している。これらの観測は global な情報以外に Diablo Canyon 原子力発電所近くの具体的な岩盤の動きの情報も得られることから重要なものである。

今回の評価で得られた図-4 の青色の曲線はサイト固有の観測結果を含めた予測曲線である。もし観察記録がなければ赤の線がモデルになるが、サイト固有情報があるので青にシフトしている。ハイライトした黄色い部分が 3-8.5Hz になるがこれを Diablo Canyon 原子力発電所でのフラジリティや PRA の研究に使用している。

図-5 に 5Hz の加速度スペクトルに対する地震ハザード曲線を示す。地震ハザード曲線は、個別の断層による地震ハザードと合計（黒線）があり、Hosgri 断層による地震ハザードが、全体に対する寄与分が大きいことがわかる。

相対的なハザードの寄与度は 3-8.5Hz、2g の点で見ると 1988 年では Hosgri 断層が 98%だが、今回の調査では半分程度になっている。 Los Osos 断層、San Luis Bay 断層の寄与率が相対的に大きくなっており、Shoreline 断層の寄与度は 20%である。

ハザード曲線とフラジリティモデルを合わせて CDF を評価する。確率論的な評価では 20 年前(1988 年)に比べハザードが低くなっており、1988 年の CDF は $3.8E-5$ であったが、新しいモデルでは $2.1E-5$ で約半分になっている。図-6 のハザード曲線で 1988 年の評価の不確定性のファクターは 40 であったが今回の評価では不確定性が 5 と大幅に小さくなっている。新しいモデルで高くなっている部分 (>3g) は新しいモデルのカーブがゆるくなっているが標準偏差が増加しているため、あまり影響しない部分である。

(4)今後の検討

Shoreline 断層のものは終了し、報告書を出したが、今後も Los Osos に焦点を当てたものや Hosgri 断層の活動について今後も検討続ける。

Hosgri 断層が北、南の断層にどう繋がっているかについて。沿岸地域の地震の研究を 3 次元で行っているが、限度があり、深さ 0.5km 程度までしか想定が出来ない。これらを確認するためには 10km の深さまで観測したいと考えている。そのためには認可が必要だが、カルフォルニアでは 20 年間誰も認可を取ったことがない。これに加え Los Osos 断層の地上の調査も行う。

また、NRC の要請を踏まえ今後 4 年間かけて、SSHAC (Senior Seismic Hazard Analysis Committee) の方法でハザード分析をして、不確定性を減らすことを考えている。

Q San Anndoreas 断層等の長さは

→ Hosgri 断層の長さは 110km としている。San Anndreas 断層は 1000km としているが、部分的に活動しており、1906 年の大地震は 430km が動いた。Los Osos 断層は 52km、Shoreline 断層は 23Km である。

Q 研究の費用は

→ 長期地震プログラムは 1984 年から 1991 年まで実施し 4200 万ドルかかった。

2006 年に更新の研究を始め、これまで 1200 万ドル、今後追加で 3000 万ドルかかる。

Shoreline 断層が見つかった時点 (2008 年) で、その部分に資金を集中した。

Shoreline 断層だけでは 400 万ドル以上を費やしている。

Q Deterministic マージンは計算応力と許容応力の比と考えてよいか

→Deterministic マージンは、HCLPF(高信頼度低損傷確率)に対応する加速度スペクトルと、84 パーセントイルの地震動の加速度スペクトルとの比である。(日本国内の耐震バックチェックでは、設計計算に従い求めた発生応力と許容応力とを比較し、耐震安全性を確認しているが、Diablo Canyon 原子力発電所では、上記のように HCLPF 加速度と保守的な仮定に基づき評価した地震動の加速度を比較して耐震安全性を確認している。)

Q 地震動の応答スペクトルの定義

→今回示した地震動の応答スペクトルは free field (地表面) 位置における減衰 5% のスペクトルである。

Q : 地盤の固さはどうか

→米国の他の地域に比べカリフォルニアの岩は花崗岩でないので柔らかい。せん断波速度は 1,200m/秒である。

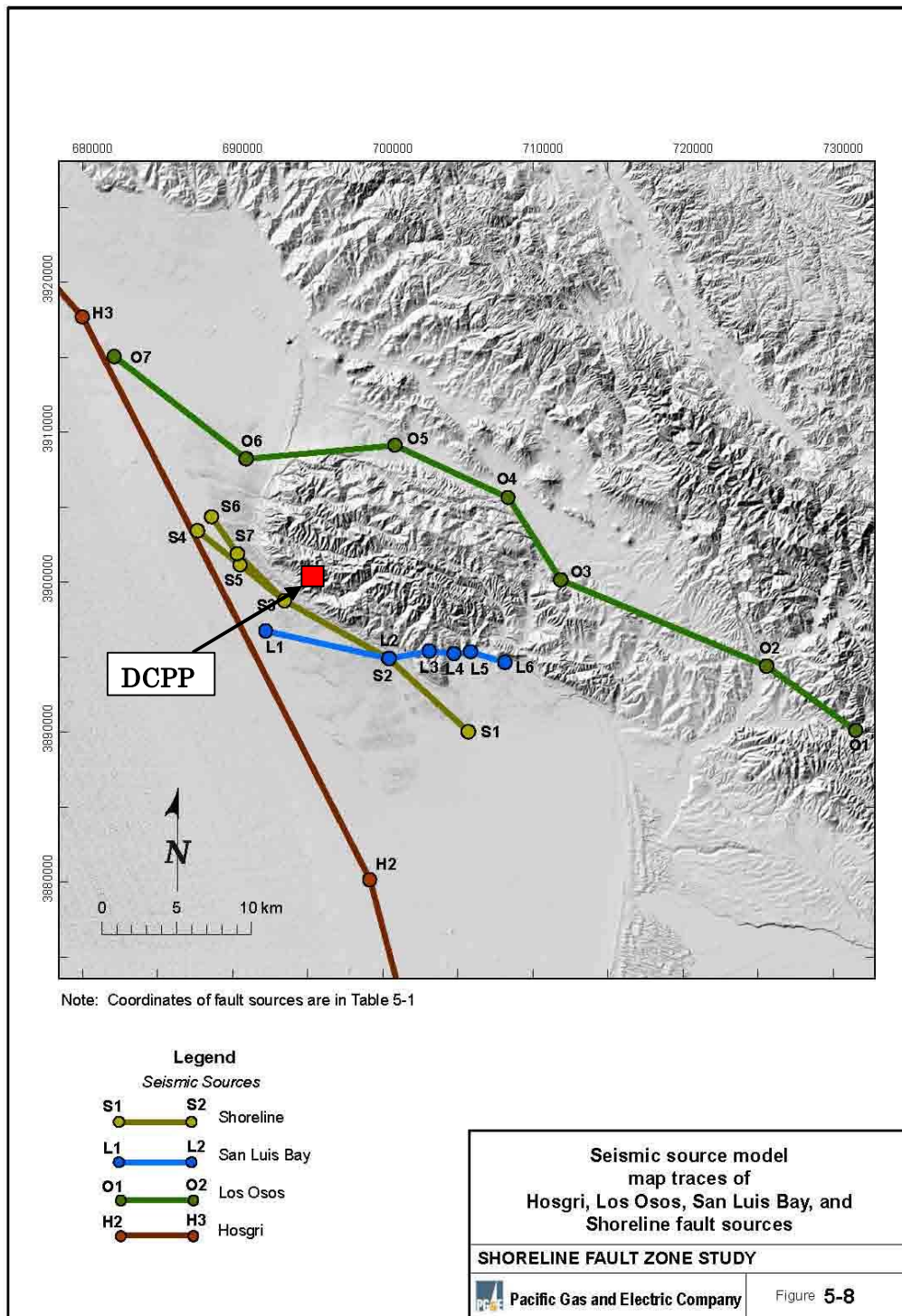
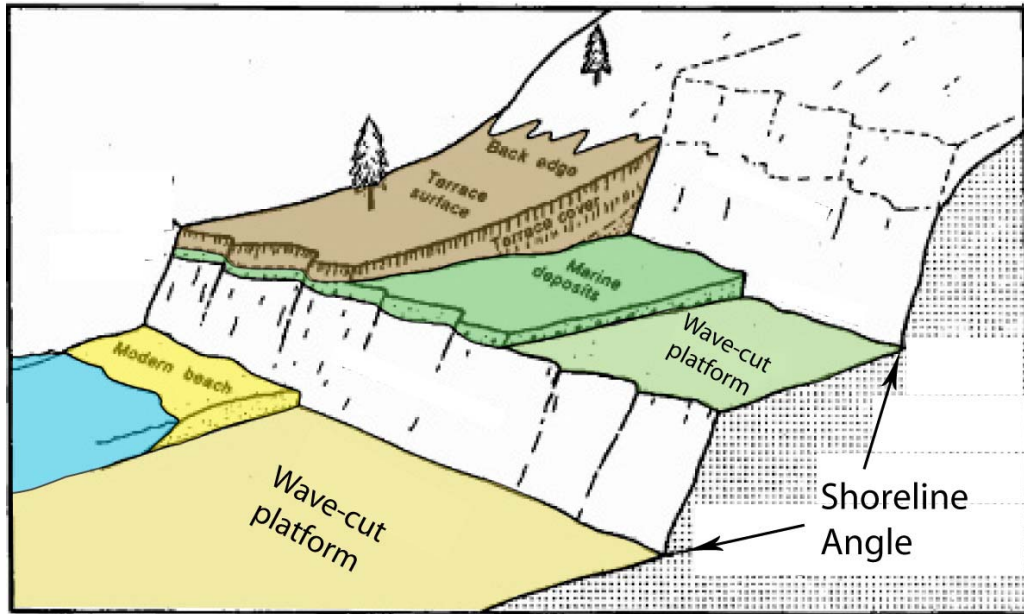


図-1 Diablo Canyon 原子力発電所付近の主要断層



SCHMATIC DIAGRAM OF SHORELINE FEATURES USED IN TECTONIC STUDIES

図-2 海岸段丘

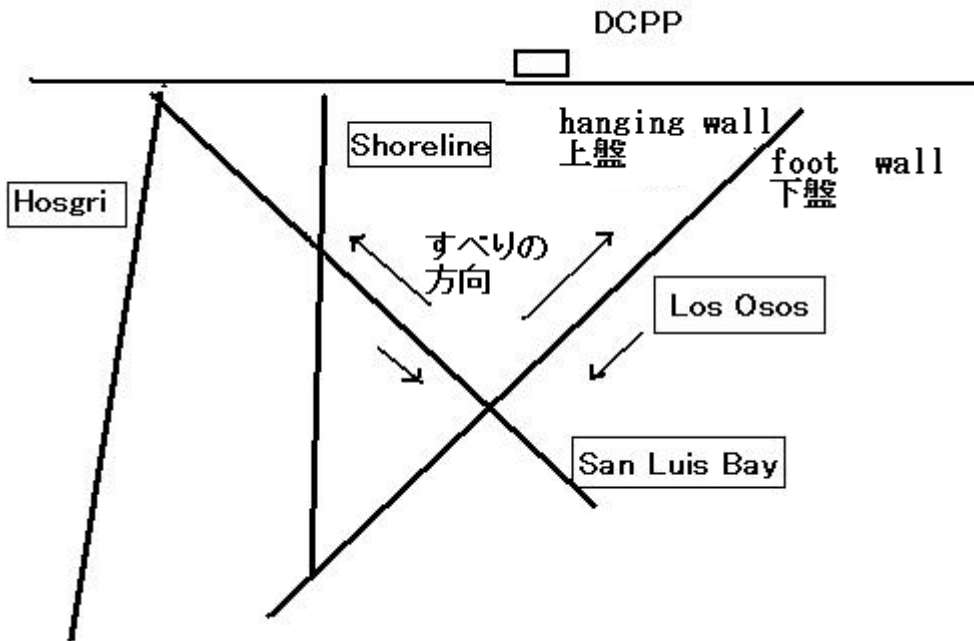


図-3 Diablo Canyon 原子力発電所付近の断層図 (縦断面)

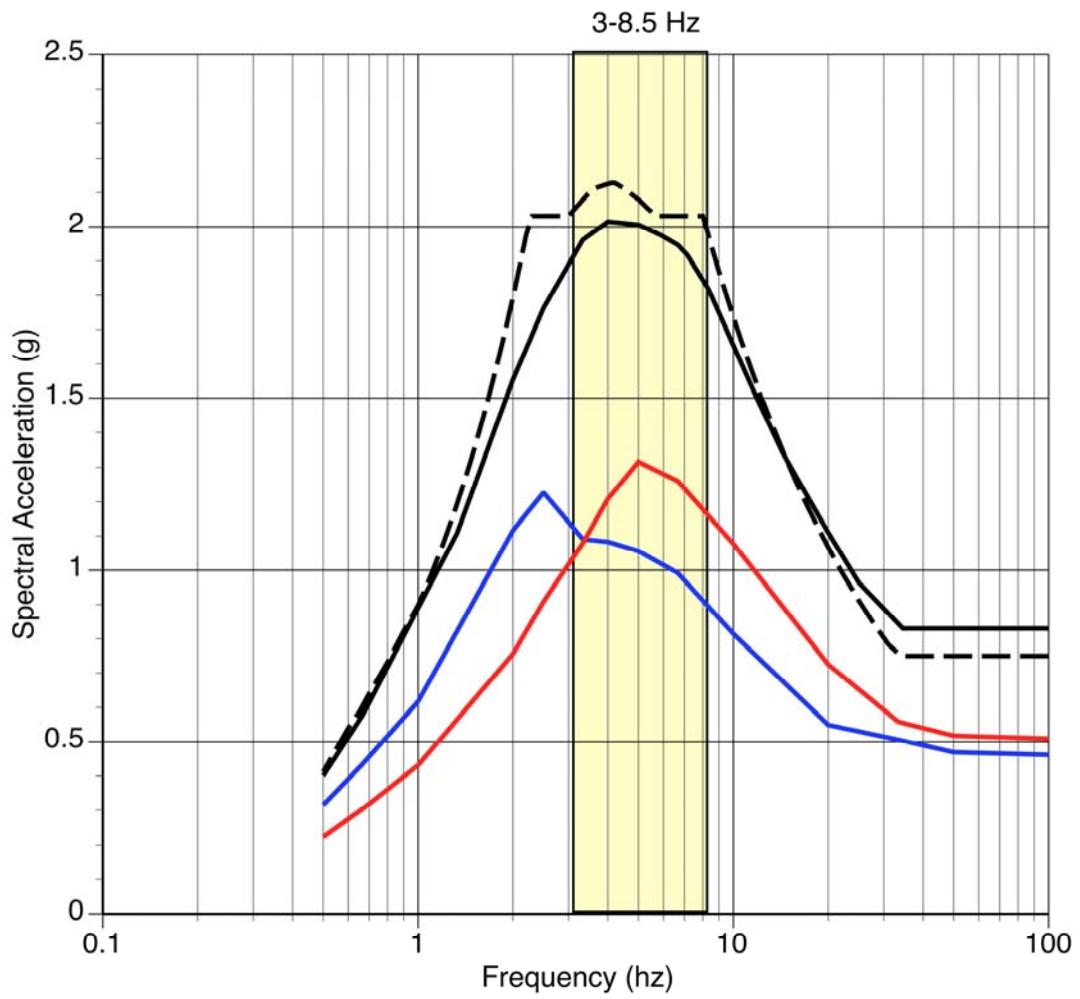
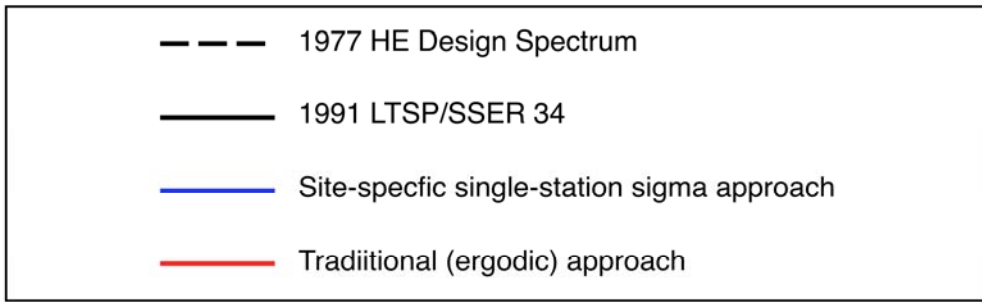


図-4 地震動スペクトル (1977年、1991年及び今回の評価)

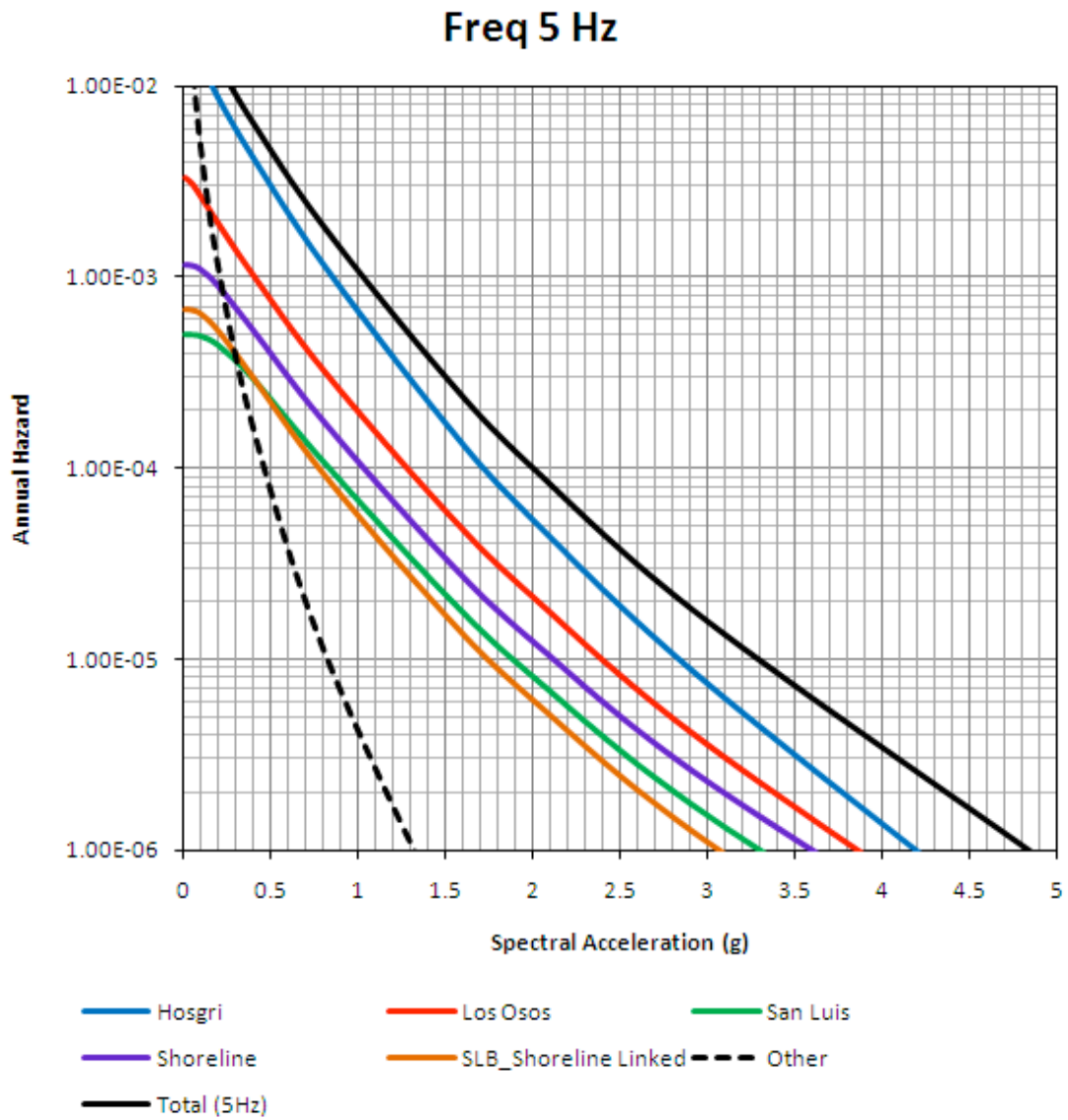


図-5 各断層及び累積のハザードカーブ

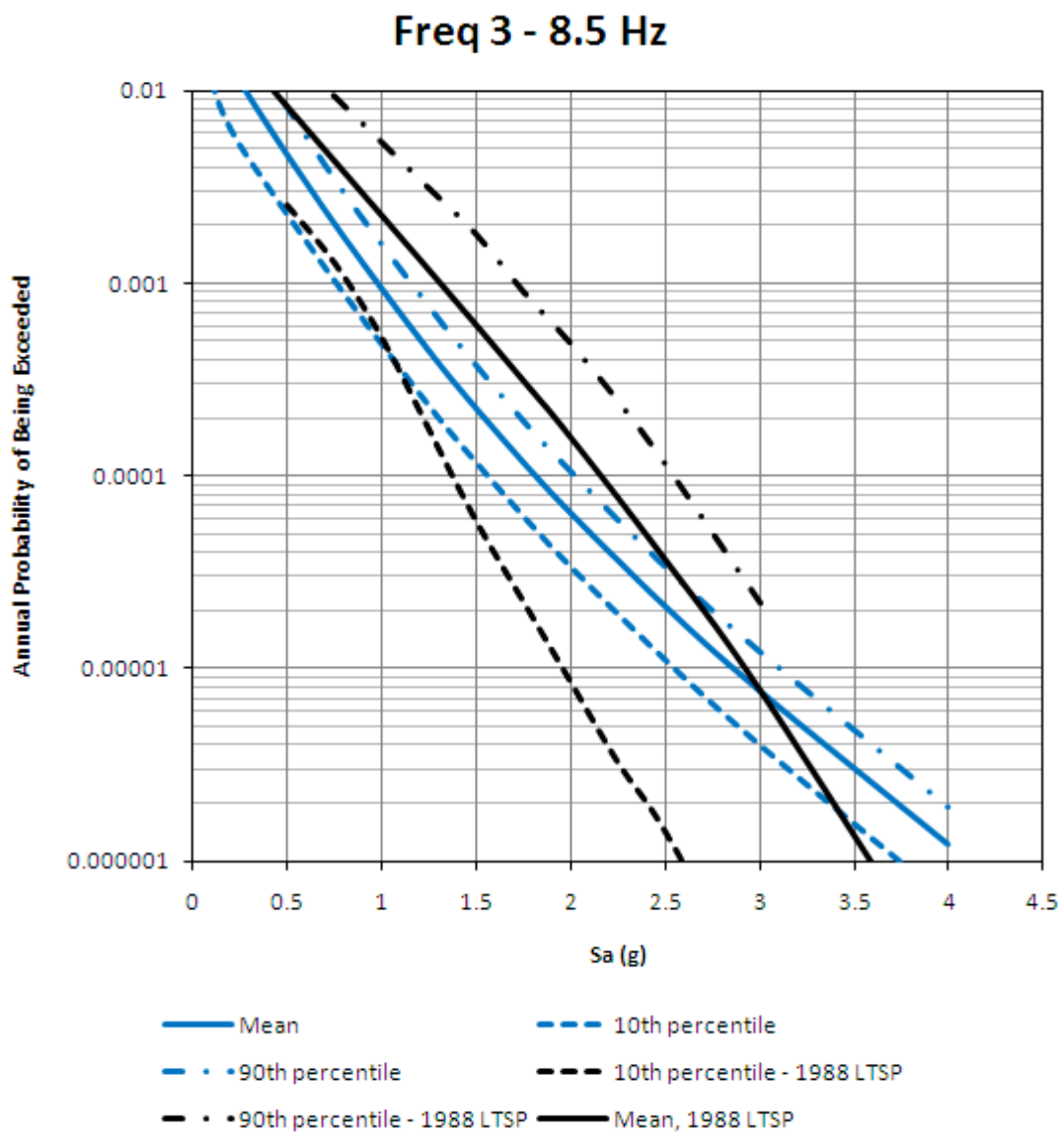


図-6 3-8.5Hz でのハザードフラクタイル