原子力発電所における火災安全の在り方に関する考察

−米国原子力規制委員会の火災安全に対する規制活動を例として−

東京理科大学大学院工学研究科建築学専攻
辻本研究室
4108624　長岐雅博

目次

第一部　序論
１．研究背景及び目的・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・２
２．**本論文の構成・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・６**

第二部　原子力発電所の基本事項及び原子力発電所の火災について
１．日米の原子力発電所について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・９
　１．１．米国の原子力発電所・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・９
　　１．１．２．リージョン・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１０
　　１．１．３．米国の原子力発電所の運転年齢・・・・・・・・・・・・・・・・１１
　１．２．日本の原子力発電所・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１２
　　１．２．１．日本の原子力発電所の運転年齢・・・・・・・・・・・・・・・・１３
２．米国の原子力規制機関(NRC)について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１４
　２．１．NRC とは・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ １４
　２．２．NRC の規制等の文書について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ １４
３．日米の原子力発電所火災傾向分析・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１８
　３．１．原子力発電所における火災事例の収集・・・・・・・・・・・・・・・・１８
　　３．１．１．日本の原子力発電所における火災情報・・・・・・・・・・・・・１８
　　３．１．１．１．掲載情報・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１８
　　３．１．１．２．掲載情報の詳細・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１９
　　３．１．２．米国の原子力発電所における火災情報・・・・・・・・・・・・・３５
　　３．１．２．１．掲載情報・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・３６
　　３．１．２．２．掲載情報の詳細・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・３６
　　３．１．２．３．米国における事故等の報告義務・・・・・・・・・・・・・・３８
４．日米の原子力発電所火災の比較分析・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・４２
　４．１．プラント１基あたりの火災発生件数の年推移・・・・・・・・・・・・・４２
　４．２．プラント１基あたりの火災発生件数(1999～2009 年)・・・・・・・・・・４２
　４．３．日米の発電所別火災発生件数の推移・・・・・・・・・・・・・・・・・４３
　４．４．作業あるいは設備自体が原因により発生した火災の内訳・・・・・・・・４４
　４．５．出火原因(作業火災)・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・４４
　４．６．出火原因(設備自体)・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・４５
　４．７．火災発生時のプラント運転状況とプラントへの影響・・・・・・・・・・４６
　４．８．まとめ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・４６

第三部　米国における防火規制の変遷
１．米国原子力発電所創成期の防火規制・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・４９
２．ブラウンズフェリー原子力発電所火災以降の防火規制・・・・・・・・・・・・５０
　２．１．連邦規制 10CFR50.48 に基づく規範的な防火規制・・・・・・・・・・・５０
　２．２．規範的な防火規制の時代に発生した防火に関する問題・・・・・・・・・５７
　　２．２．１．耐火障壁の性能問題・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・５７
　　２．２．２．回路損傷・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・６１
　　２．２．３．オペレーターマニュアルアクション・・・・・・・・・・・・・・６５
３．　NFPA805 の登場によるリスク情報に基づくパフォーマンスベースの規制・・・６９
４．原子力発電所の防火査察・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・７２
　４．１．規範的規制公布後の火災防護査察・・・・・・・・・・・・・・・・・・７２
　４．２．Thermo-lag の性能問題発覚後の火災防護査察・・・・・・・・・・・・ ７２

４．３．現在行われている IP71111.05T 及び IP71111.05AQ に基づく査察・・・　７４
４．３．１．IP71111.05T・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・　７４
４．３．２．IP71111.05AQ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・７７
４．３．３．IP71111.05TTP・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・７８
５．まとめ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・７９

第四部　米国の原子力発電所の火災リスク評価及びパフォーマンスベースの防火基準
１．米国の原子力発電所のリスク評価及び安全目標・・・・・・・・・・・・・・・・８４
１．１．原子力発電所のリスク評価・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・８４
１．１．１．WASH-740・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・８４
１．１．２．WASH-1400・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・８４
１．１．３．CRAC-Ⅱ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・８６
１．１．４．NUREG-1150・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・８６
１．２．安全目標・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・８７
１．２．１．絶対値目標(SECY-01-0009)・・・・・・・・・・・・・・・・・・・８７
１．２．２．相対値目標(RG1.174、RG1.205)・・・・・・・・・・・・・・・・・８８
１．３．まとめ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・８８
２．原子力発電所における火災 PRA について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・９０
２．１．火災 PRA とは・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・９０
２．２．原子力発電所のための PRA 及び火災 PRA・・・・・・・・・・・・・・・・９０
２．３．火災 PRA の枠組み及び方法論・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・９３
２．４．現在までの火災 PRA の結果・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・９３
２．５．NFPA805 の登場・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・９５
２．６．まとめ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・９６
３．NFPA805 について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・９８
３．１．NFPA805 による火災防護プログラム・・・・・・・・・・・・・・・・・・・９８
３．２．NFPA805 の性能要素・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・９９
３．３．10CFR50.48(c)(2)に含まれる NFPA805 に対する追加的な条件・・・・１００
３．４．火災防護プログラムの性能基準・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１０１
３．５．NFPA805 への移行の条件・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１０１
３．６．パフォーマンスベースの火災防護に関する規制要件及び指針・・・・・１０２
３．７．NFPA805 による免許基準を採用するためのプロセス・・・・・・・・・・１０２
３．８．10CFR50.48 附則 R への対応と NFPA805 での火災防護免許基準・・・１０３
３．９．NFPA805 への移行期間中における回路問題の取扱・・・・・・・・・・・１０４
３．１０．低出力及び停止時の火災防護の対応・・・・・・・・・・・・・・・・・１０４
３．１１．プラント変更評価プロセス・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１０４
３．１２．NRC により調査・承認される火災防護プログラムの変更点・・・・・１０５
３．１３．免許基準の変更に対する NRC の容認基準・・・・・・・・・・・・・・１０５
３．１４．NFPA805 でのリスク評価における重要な要素・・・・・・・・・・・・１０６
３．１４．１．プラント変更によるリスクの相殺・・・・・・・・・・・・・・・１０６
３．１４．２．容認可能な深層防護への影響・・・・・・・・・・・・・・・・・１０６
１．１４．３．適切な安全マージンの維持・・・・・・・・・・・・・・・・・・１０６
３．１５．NFPA805 における火災モデルの利用・・・・・・・・・・・・・・・・・１０７
３．１６．火災防護に関する問題への対応・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１０７
３．１６．１．NFPA805 への移行完了以降の回路問題への対応・・・・・・・１０７
３．１６．２．NFPA805 への移行完了以降のオペレーターマニュアルアクション問題

への対応・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１０７
３．１７．NFPA805 への移行を宣言していないプラントのパフォーマンスベース手法の利用・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１０７
３．１８．NFPA805 のパオロットプラント・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１０８
３．１８．１．パイロットプラント・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１０８
３．１８．２．パイロットプラントからの教訓・・・・・・・・・・・・・・・・１０８
３．１９．まとめ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１１０

第五部　NRC の防火査察結果の考察
１．目的・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１１４
２．調査対象・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１１４
２．１．使用データ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１１４
２．２．Finding について・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１１５
２．２．１．Item Type・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１１５
２．２．２．Corner Stone・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１１６
２．２．３．Title・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１１７
３．査察データ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１１８
３．１．IP71111.05T による査察データ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１１８
３．２．IP71111.05AQ による査察データ・・・・・・・・・・・・・・・・・・１２０
３．３．IP71111.05TTP による査察データ・・・・・・・・・・・・・・・・・１２２
４．発電所別の Finding の詳細・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１２５
４．１．発電所別の Finding 数及びプラント数あたりの Finding 数・・・・・・１２５
４．２．発電所別の Corner Stone 及び Title 別のプラント数あたりの Finding 数１２８
４．３．　Corner Stone 及び Title ごとのプラント数あたりの Finding 数・・・・１４５
５．Finding と火災の関係・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１４８
５．１．査察プログラム(IP)別の Finding 数と火災件数の関係・・・・・・・・・１４８
５．２．Corner Stone 別の Finding 数と火災件数の関係・・・・・・・・・・・１４９
５．３．Title 別の Finding 数と火災件数の関係・・・・・・・・・・・・・・・１５４
５．４．発電所別の火災及び Finding の時系列・・・・・・・・・・・・・・・１５７
５．５．発電所別の火災の発生及び Finding の発見年月日の前後関係・・・・・１６８
６．火災発声の有無による Finding の考察・・・・・・・・・・・・・・・・・・１７９
６．１．火災発生の有無による発電所の分類・・・・・・・・・・・・・・・・・１７９
６．２．火災発生の有無による Finding の比較・・・・・・・・・・・・・・・１８０
６．２．１．CS 別の Finding の比較・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１８０
６．２．２．Title 別の Finding の比較・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１８１
６．２．３．火災発生前後の Finding の比較・・・・・・・・・・・・・・・・１８２
７．Finding 数の推移・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１８４
７．１．全体の Finding 数・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１８４
７．２．Corner Stone 別の Finding 数・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１８５
７．３．Title 別の Finding 数・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１８７
８．まとめ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１８９

第六部　結論
１．まとめ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１９２
２．今後の課題・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・１９３

第一部

序論

1. 研究背景・目的

原子力発電の歴史を振り返ると、1979 年に米国のスリーマイル原子力発電所で、あるいは 1986 年に旧ソ連のチョルノーブィリ原子力発電所等で大規模な事故が発生し、人類はそれらから原子力発電というものの潜在的な悍ましい危険性を学んだ。これらの原子力発電所での大規模な事故以降、原子力発電は当時、安価に手に入った石油による火力発電の影響もあって世界の大部分で衰退の一途を辿った。しかしながら近年、地球温暖化対策を背景として化石燃料を用いず、単位発電エネルギーあたりの CO_2 の排出量が世界で主流の火力発電よりも少ない原子力発電が世界各国で脚光を浴びている。たとえばスリーマイル原子力発電所での事故の影響で長期にわたり新規の原子力発電所の建設を凍結していたアメリカでは原子力発電所の新設を決定した。近年における世界各国でのこのような原子力発電の再評価は「原子力ルネサンス」とも呼ばれている [1)]。

翻って日本。我が国は世界で唯一の被爆国であり、また左翼政治団体などのプロパガンダの影響により、原子力発電はエネルギー資源の乏しい日本にとって核燃料を効率的に使えるなど、地球規模での人口増加あるいは経済発展に伴い、ますますのその重要性が増しているエネルギー安全保障上のメリットを享受できるにもかかわらず、日本人の中には原子力発電所は危険なものであると短絡的に決めつけ、そのため原子力発電所＝悪と考えている人が多かれ少なかれ存在することは否定できない事実であろう。だが 1966 年の日本初の商用原子力発電所である東海発電所の運転開始以降、日本国内にある原子力発電所では前述のチョルノーブィリ原子力発電所あるいはスリーマイル原子力発電所での事故のような「国際原子力事象評価尺度(The International Nuclear and Radiological Event Scale)」[2)]でレベル 5 以上、つまり経済用語でいうところの外部不経済となりうる「事業所外へリスクを伴う事故」のような大規模な事故は発生しておらず [3)]、このことは日本の原子力発電の技術力及び安全性の高さを示す結果であるといえるのではないか。

しかしながら先ごろこの日本の原子力発電所の安全性の高さに冷水を浴びせるような事態が発生した。それこそ筆者が「原子力発電所における火災防護」を研究の対象とするきっかけとなった、2007 年 7 月 16 日に発生した東京電力柏崎刈羽原子力発電所における火災である(図 1-1 参照)。この火災はその直前に発生した新潟県中越沖地震の影響により所内変圧器と接続母線部の不同沈下が起こりダクトの接続部が破損し、それにともないブッシングが破損、絶縁油が漏出、またダクトが破損した際に接続端子に接触し、地絡・短絡によりアークが発生し、最終的に漏出した絶縁油に引火し、燃え広がったものである [4)]。この火災は消火までに約 2 時間を要した。またその間、公設消防による消火活動が行われずに火災が燃え広がる映像が日本全国に生中継でテレビ放映され、多くの国民に対して「発電所内で何か重大な事故が発生したのではないか」といった類の不安を与えた。実際、この火災の調査より(1)付帯施設の耐震性、(2)所内消防隊の不備、(3)初期消火態勢の不備- - 等の火災防護対策上の問題点が浮かび上がった [5)]。しかしながらこの火災が原子力発電所の安全性に与えた影響というものを考える場合、この火災の「国際原子力事象評価尺度」は「Level 0 (評価対象外)」つまり原子力安全には影響しない事象と判断された [6)]事実を忘れてはいけない。この判断根拠は「所内変圧器が火災したものであるが、原子炉施設の安全性に関係しない事象であるので、評価対象外と判断される」[7)]ということである。以上のことから原子力発電所における火災というものは、原子力発電所の安全性に悪影響を与えなくとも、多くの国民に不安を与えるだけの影響力を持ち合わせているということがいえ、

そしてこのことが火災防護にかかわる人間が柏崎刈羽原子力発電所での火災から学んだ最大の教訓であるといえるであろう。

図 1-1　東京電力柏崎刈羽原子力発電所における火災時の状況

そしてこの柏崎刈羽原子力発電所における火災を教訓として、筆者の師である東京理科大学の辻本教授が委員の一人に名を連ねる経済産業省の原子力防災小委員会火災防護ワーキンググループは「原子力発電所における火災の発生防止」を目的として「原子力発電所における火災の発生防止対策の充実に関する報告書」[8]を 2009 年に発表した(図 1-2 参照)。また原子力発電所を保有する各電力会社も行政側の動きに呼応するように火災発生防止対策を強化した。しかしながらこのような行政サイド及び産業界サイドの火災発生防止の取り組みの強化にも関わらず、以降もいくつかの火災事例が見受けられる(表 1-1 参照)。つまり行政サイド及び産業界サイドの原子力発電所における「火災の発生防止」の努力にも関わらず、その目的達成は困難を極めているというのが現状である。

原子力発電所における火災は、その規模や場所の如何を問わず、社会的影響が極めて大きいという特徴を有しており、原子力の安全とは直接関係のない火災であっても、結果的に原子力事業者の信頼を損ねる可能性がある。したがって、原子力施設としての固有の安全確保に係る部分は言うまでもなく、原子力発電所全体としての火災発生の防止に取り組むことが、住民の安心・安全のために不可欠である。

図１－2　文献 7)の「はじめに」からの抜粋

表 1-1　柏崎刈羽原子力発電所における火災以降に発生した火災事例 [9)]

発生日時	NUCIA報告書番号	発電所名	事象名	原因(大)	原因(小)	火災発生時の状況
2007年9月20日	2007-東京-T053	柏崎刈羽発電所1号	定期検査中の柏崎刈羽原子力発電所1号機原子炉複合建屋屋上（非管理区域）における火災について	設備不備	製作不完全	作業以外
2007年9月26日	2007-北海道-T008	泊発電所	建設中の泊発電所新開閉所における試験装置からの発火について	その他	火災	建設中
2007年12月12日	2007-東京-T077	柏崎刈羽発電所1号	柏崎刈羽原子力発電所構内における仮設の小型変圧器からの発煙について	その他	その他	作業中
2007年12月19日	2007-北海道-T011	泊発電所	泊発電所3号機建設現場におけるボヤについて	その他	火災	作業以外
2008年2月12日	2007-関西-T022	高浜発電所3,4号	B-海水淡水化装置生産水ポンプ軸受部からの発火について	保守不備	保守不完全	作業以外
2008年7月1日	2008-東京-T014	柏崎刈羽発電所1号	タービン建屋における火災について	故意・過失	作業者の過失	作業中
2008年7月22日	2008-東京-T019	柏崎刈羽発電所1,2号	柏崎刈羽原子力発電所1・2号機サービス建屋における発煙について	---	---	作業以外
2008年10月3日	2008-東北-T011	女川発電所1号	女川原子力発電所構内屋外電動機等点検建屋における火災について	故意・過失	---	作業中
2008年11月13日	2008-東北-T012	女川発電所1号	原子炉建屋地下1階における火災発生について	---	---	作業中
2008年11月22日	2008-東京-T026	柏崎刈羽発電所7号	柏崎刈羽原子力発電所7号機タービン建屋における火災について	故意・過失	作業者の過失	作業中
2008年11月27日	2008-東北-T013	女川発電所1号	原子炉格納容器内における火災発生について	---	---	作業中
2008年12月8日	2008-東京-T030	柏崎刈羽発電所6号	柏崎刈羽原子力発電所6号機タービン建屋（非管理区域）における発煙について	保守不備	保守不完全	作業中
2009年2月10日	2008-東京-T033	柏崎刈羽発電所	柏崎刈羽原子力発電所　避雷鉄塔航空障害灯制御盤（屋外）の落雷による焼損について	---	---	作業以外
2009年3月5日	2008-東京-T036	柏崎刈羽発電所1号	柏崎刈羽原子力発電所1号機 原子炉建屋における火災について	---	---	作業以外
2009年4月11日	2009-東京-T003	柏崎刈羽発電所	柏崎刈羽原子力発電所大湊側予備品倉庫における火災について	---	---	作業以外
2009年6月25日	2009-中国-T001	島根発電所3号	建設工事エリアにおける火災について	故意・過失	---	作業中

ここで原子力発電所における火災の危険性、つまり火災が原子力安全に与える影響というものを考察するために、現在に至るまでに最悪の被害をもたらしたといわれている、1975年3月22日に発生した米国のブラウンズフェリー原子力発電所における火災について触れる [10)]。この火災の直接的な出火原因は格納容器の漏洩検査に用いていたローソクの火が貫通部のシール材に燃え移ったという、とても杜撰であると同時に単純なものである。しかしながらこの火災の結果、プラント内にある 1,600 本以上の原子力発電所の安全上重要なものを含むケーブルが損傷を受け(図 1-3 参照)、原子炉を安全停止あるいは事故の影響を最小化するための数多くの装置が機能不全あるいは誤作動を起こし、原子力発電所の安全性に甚大な悪影響を与えた。現在に至るまで火災が原因による原子炉損傷事故は起きていないが、この火災はそれに最も近づいたものであるといわれている [11)]。つまりこの火災は原子力発電所における火災の潜在的な危険性を炙り出した事象であるといえよう。そしてこの火災の調査の結果、当時の米国の原子力発電所は(1)設計及び火災対応手順の双方に不備がある、(2)当時の火災防護対策は原子炉損傷事故を防ぐために原子炉の安全停止能力を維持するということを適切に考慮していなかった--等の火災防護上の問題点が判明し [12)]、この火災を教訓として米国における原子力発電所の火災防護規制は大きな進化を遂げた。

図 1-3　ブラウンズフェリー原子力発電所における火災によるケーブル損傷の状

日本の原子力発電所における火災を振り返ると、これまで発生した火災は原子炉の安全性に悪影響を及ぼすようなものではなく、またブラウンズフェリー原子力発電所における火災のような安全上重要なケーブルが損傷するような火災も発生していない。つまりこのことはブラウンズフェリー原子力発電所における火災を教訓に原子力発電所における防火規制を発展させていった米国とは異なり、日本においては原子力発電所における防火に対する規制にとって教訓となるような火災事象が発生していないということを意味する。そこで本研究では原子力発電所における最悪の火災を経験し、また世界最大数の原子力発電所を抱える米国の原子力発電所に対する防火規制の変遷から新たな知見を得るとともに、原子力発電所で発生した火災あるいは米国における防火査察のデータ等を含めて考察することにより、原子力発電所における火災安全のあるべき姿に迫り、以て今後の日本の原子力発電所の合理的に安全でかつ効率的な運営の一助となることを目的とする。

２．本論文の構成

本論文は、以下の構成から成り立つ。第二部では、原子力発電所における火災傾向を把握することを目的として、日本及び米国での原子力発電所の火災データを入手し、比較分析を行う。日本の火災データは、原子力施設情報公開ライブラリー「NUCIA」、米国の火災データは、NRC の「Event Notification Report」から入手する。第三部では、原子力発電所における最悪の火災被害を出したといわれている、ブラウンズフェリー原子力発電所での火災を経験した、米国の原子力発電所の防火規制の変遷を考察する。第四部では、原子力発電所のリスク評価、安全目標、PRA(火災用を含む)から、原子力発電所用パフォーマンスベースの防火指針である NFPA805 登場までの一連の動きを考察する。第五部では、米国の原子力発電所での防火上の問題点を把握することを目的として、NRC が現在行っている原子力発電所の火災安全を目的とした査察(IP71111.05T、71111.05AQ)で発見された防火上の問題点である Finding のデータの分析を行う。

参考文献

1) もり・ひろし「時代を読む新語辞典　原子力ルネサンス」nikkei BP net
http://www.nikkeibp.co.jp/style/biz/abc/newword/070807_13th/
2) IAEA「The international nuclear and radiological event scale」1992
http://www.iaea.org/Publications/Factsheets/English/ines.pdf
3) Wikipedia「原子力事故」
http://ja.wikipedia.org/wiki/%E5%8E%9F%E5%AD%90%E5%8A%9B%E4%BA%8B%E6%95%85
4) 東京電力「柏崎刈羽原子力発電所 3 号機所内変圧器 3B の火災について(中間報告)」2007
http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu07_j/images/070823c.pdf
5) 三嶋隆樹他「新潟県中越沖地震における所内変圧器火災の状況および課題解決に向けた取り組み」日本火災学界誌 火災 Vol.58 No.2 2008
6) 東京電力「(お知らせ)新潟県中越沖地震に伴う柏崎刈羽原子力発電所のトラブルに対する国際原子力事象評価尺度(INES)の適用について」2007
http://www.tepco.co.jp/cc/press/07111402-j.html
7) 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 INES 評価小委員会(第 21 回)議事要旨
http://www.meti.go.jp/committee/summary/0003450/index21.html
8) 原子力防災小委員会 火災防護ワーキンググループ「原子力発電所における火災の発生防止対策の充実に関する報告書」2009
9)「原子力施設情報公開ライブラリー　ニューシア」
http://www.nucia.jp/
10) 渡辺憲夫「原子力発電所の火災事例」日本火災学界誌 Vol.58 No.2 2008
11) Raymond H. V. Gallucci「Thirty-three Years of Regulating Fire Protection at Commercial U.S. Nuclear Power Plants」2008
http://www.springerlink.com/content/c455u7lv57238710/fulltext.pdf
12) Harold T. Barrett「Implementation of a Performance-Based Standard for Fire Protection of Nuclear Power Plants」Fire Protection Engineering 2007 Fall
http://www.fpemag.com/archives/article.asp?issue_id=43&i=317

第二部

原子力発電所の基本事項及び原子力発電所の火災について

１．日米の原子力発電所について

１．１．米国の原子力発電所

米国には 2010 年 1 月現在、76 か所の発電所で 123 基の原子炉がありそのうち 104 基が稼働中で 19 基が廃炉したあるいは廃炉の途中である。また稼動する原子炉が存在する発電所の数は 65 か所である。表 2-1 に米国における原子力発電所及びそれぞれの発電所におけるプラント数(稼働中、廃炉)を示す。

表 2-1　米国における原子力発電所とそれぞれのプラント数

発電所名	プラント数	稼働中	廃炉	発電所名	プラント数	稼働中	廃炉
Arkansas	2	2	0	Monticello	1	1	0
Beaver Valley	2	2	0	Nine Mile Point	2	2	0
Braidwood	2	2	0	North Anna	2	2	0
Browns Ferry	3	3	0	Oconee	3	3	0
Brunswick	2	2	0	Oyster Creek	1	1	0
Byron	2	2	0	Palisades	1	1	0
Callaway	1	1	0	Palo Verde	3	3	0
Calvert Cliffs	2	2	0	Peach Bottom	3	2	1
Catawba	2	2	0	Perry	1	1	0
Clinton	1	1	0	Pilgrim	1	1	0
Columbia	1	1	0	Point Beach	2	2	0
Comanche Peak	2	2	0	Prairie Island	2	2	0
Connecticut Yankee	1	0	1	Quad Cities	2	2	0
Cooper	1	1	0	Rancho Seco	1	0	1
Crystal River 3	1	1	0	River Bend	1	1	0
D.C. Cook	2	2	0	Robinson	1	1	0
Davis-Besse	1	1	0	Saint Lucie	2	2	0
Diablo Canyon	2	2	0	Salem	2	2	0
Dresden	3	2	1	San Onofre	3	2	1
Duane Arnold	1	1	0	Saxton	1	0	1
Farley	2	2	0	Seabrook	1	1	0
Fermi	2	1	1	Sequoyah	2	2	0
FitzPatrick	1	1	0	Shippingport	1	0	1
Fort Calhoun	1	1	0	Shoreham	1	0	1
Ginna	1	1	0	South Texas	2	2	0
Grand Gulf	1	1	0	Summer	1	1	0
Harris	1	1	0	Surry	2	2	0
Hatch	2	2	0	Susquehanna	2	2	0
Hope Creek	1	1	0	Three Mile Island	2	1	1
Humboldt Bay	1	0	1	Turkey Point	2	2	0
Indian Point	3	2	1	Vallecitos	1	0	1
Kewaunee	1	1	0	Vermont Yankee	1	1	0
La Crosse	1	0	1	Vogtle	2	2	0
La Salle	2	2	0	Waterford	1	1	0
Limerick	2	2	0	Watts Bar	1	1	0
Maine Yankee	1	0	1	Wolf Creek	1	1	0
McGuire	2	2	0	Yankee Rowe	1	0	1
Millstone	3	2	1	Zion	2	0	2
				計	123	104	19

１．１．２．リージョン

NRC は米国を 4 つの地域(Region)に分割し、それぞれの地域ごとに担当のスタッフが地域に属す発電所を監視する。4 つの地域の区分けは以下のとおりである [1)]。

Region 1：アメリカ北東部
Region 2：アメリカ南東部
Region 3：アメリカ北中西部
Region 4：アメリカ南中西部

図 2-1 に 4 つの. Region の区分け及びそれぞれの原子炉の所在地を示す。また表 2-2 にそれぞれの Region に所属する発電所名を示す。

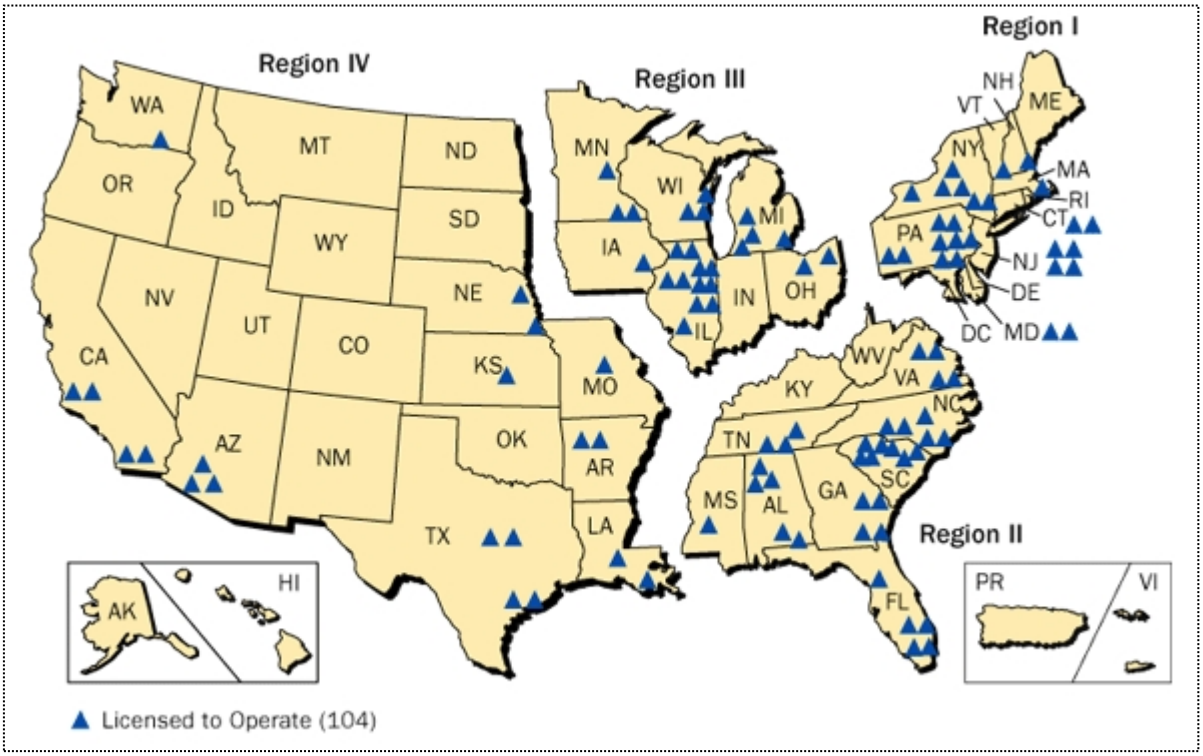


図 2-1　NRC の Region の区分け及び発電所の所在地 [2)]

表 2-2　NRC の Region ごとの発電所

発電所名 (Region1)	発電所名 (Region2)	発電所名 (Region3)	発電所名 (Region4)
Beaver Valley	Browns Ferry	Braidwood	Arkansas
Calvert Cliffs	Brunswick	Byron	Callaway
FitzPatrick	Catawba	Clinton	Cooper
Ginna	Crystal River	Donald C. Cook	Comanche Peak
Hope Creek	Farley	Davis-Besse	Diablo Canyon
Indian Point	Harris	Dresden	Fort Calhoun
Limerick	Hatch	Duane Arnold	Grand Gulf
Millstone	McGuire	Fermi	Palo Verde
Nine Mile Point	North Anna	Kewaunee	River Bend
Oyster Creek	Oconee	LaSalle	San Onofre
Peach Bottom	Robinson	Monticello	South Texas
Pilgrim	Sequoyah	Palisades	Waterford
Salem	St. Lucie	Perry	Wolf Creek
Seabrook	Summer	Point Beach	Columbia
Susquehanna	Surry	Prairie Island	
Three Mile Island	Turkey Point	Quad Cities	
Vermont Yankee	Vogtle		
	Watts Bar		

１．１．３．米国の原子力発電所の運転年齢

図 2-2 に米国における原子炉の運転開始年ごとの総数を、図 2-3 に年度別の原子炉の総数を示す。米国における原子力発電所の 1957 年の 1957 年 12 月 18 日のシッピングポート原子力発電所の運転開始以降、徐々にその数は増えていくが、1979 年にスリーマイル原子力発電所で発生した事故を契機に新規の発電所の計画を凍結したために、その数は減少していった。そのために米国の原子力発電所の総数も 1980 年代後半を境に、100 基前後の一定の値を示すようになった。しかしながら 1990 年及び 1991 年の 107 基をピークにわずかながら減少している。これはここ数年で耐用年数を迎えた原子炉が廃炉されているためである。

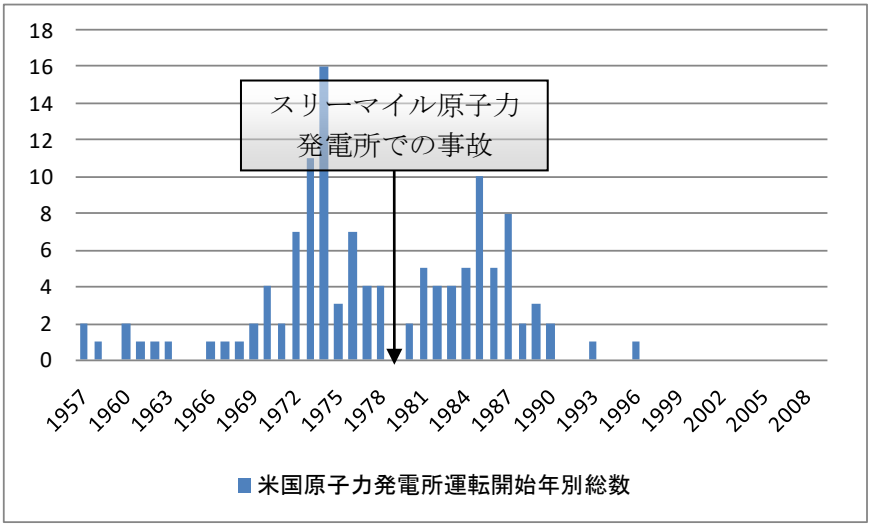


図 2-2　米国の原子力発電所の運転開始年ごとの総数

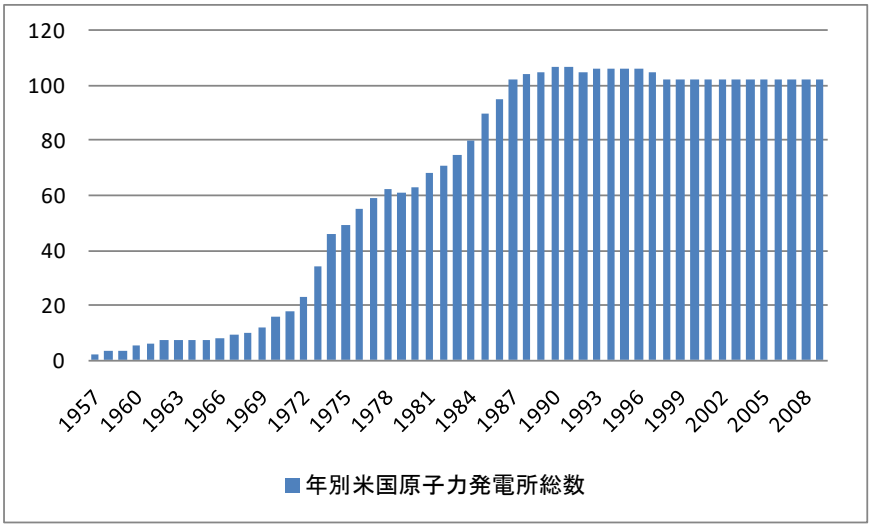


図 2-3　米国の年別の原子力発電所の総数

１．２．日本の原子力発電所

日本には 2010 年 1 月現在、18 か所の発電所で 56 基の原子炉がありそのうち 55 基が稼働中で 1 基が廃炉した。表 2-3 に日本における原子力発電所及びそれぞれの発電所におけるプラント数(稼働中、廃炉)を示す。

表 2-3　日本における原子力発電所とそれぞれのプラント

発電所名	プラント数	稼働中	廃炉
泊	2	2	0
東通	1	1	0
女川	3	3	0
福島第1	6	6	0
福島第2	4	4	0
柏崎刈羽	7	7	0
浜岡	5	5	0
志賀	2	2	0
美浜	3	3	0
大飯	4	4	0
高浜	4	4	0
島根	2	2	0
伊方	3	3	0
玄海	4	4	0
川内	2	2	0
東海	1	0	1
東海第2	1	1	0
敦賀	2	2	0
計	56	55	1

１．２．１．日本の原子力発電所の運転年齢

図 2-4 に日本における原子炉の運転開始年ごとの総数を、図 2-5 に年度別の原子炉の総数を示す。

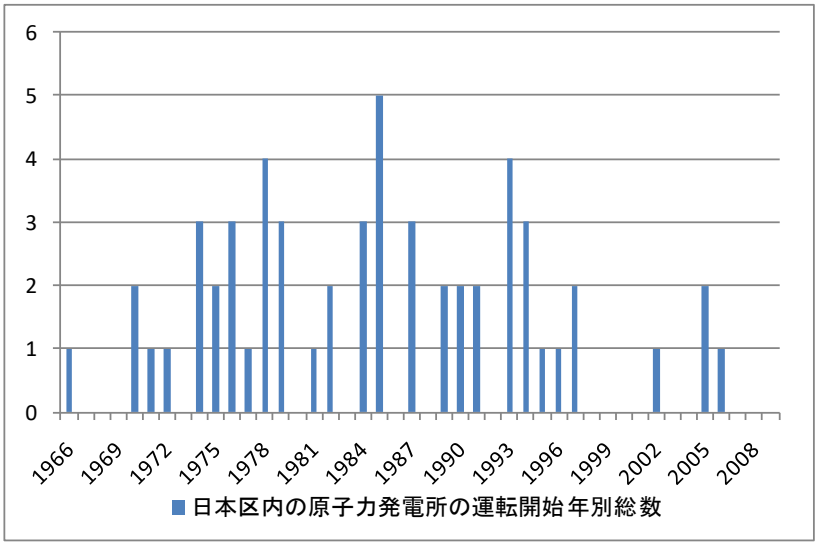


図 2-4　日本の原子炉の運転開始年ごとの総数数

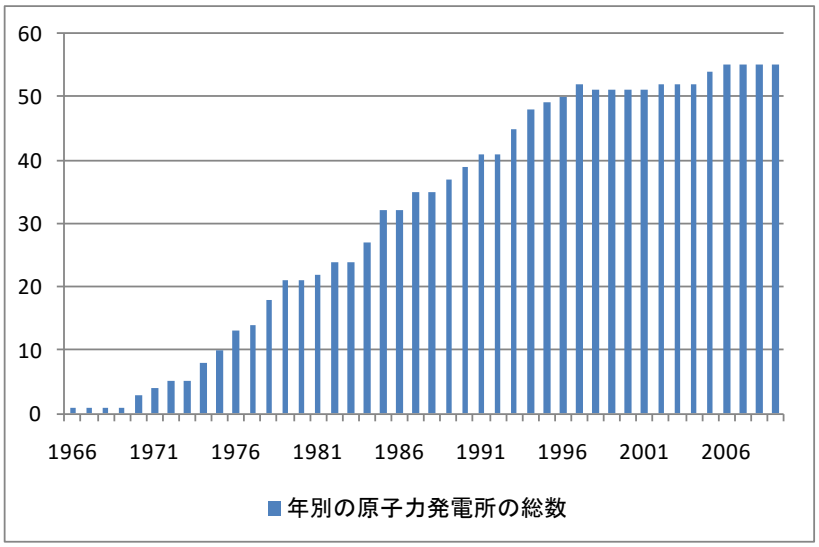


図 2-5　日本の年別の原子力発電所の総数

参考文献
1) Wikipedia「Nuclear Regulatory Commission」
http://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_Regulatory_Commission#Regions
2) NRC「Find Operating Nuclear Power Reactors by Location or Name」
http://www.nrc.gov/info-finder/reactor/

２．米国の原子力規制機関(NRC)について

２．１．NRC とは

1946 年に原子力の平和的利用のために、その推進及び規制を目的として米国原子力委員会(AEC: Atomic Energy Commission)が設立された。しかしながら AEC は原子力産業の推進のために成長を妨げることなく、規制活動をしなくてはならなかった。つまり規制機関として独立性を確保することが難しく、1960 年代には専門家の多くが、放射線防護基準や原子炉の安全性、環境保護を含む重要な課題に対する AEC の規制が不適格であると指摘した。そこで米国議会は 1974 年にエネルギー再構築法(ERA: Energy Reorganization Act)を制定し、AEC の廃止を決定した。

ERA により AEC が廃止され、米国における原子力の規制機能は同年に新設された政治的、技術的な独立性が確保された機関である米国原子力規制委員会(NRC)に移管された。NRC は、許認可、査察、研究等の規制活動を通じて、原子炉、核物質、核廃棄物施設等から放出される放射線あるいはそれらの事故から公衆の健康と安全並びに環境を保護することを使命とする。NRC の規制対象は以下のとおりである [1)2)]。

原子炉 - 発電用商用原子炉及び研究、試験、訓練用原子炉
材料　 - 医療、産業及び学術用核物質の使用及び核燃料を製造する施設
廃棄物 - ①核物質及び廃棄物の移動、貯蔵及び廃棄
　　②原子力施設の廃止措置

２．２．NRC の規制等の文書について

表 2-4 に NRC が公布する、原子力発電施設に対する規制等文書の名称および火災防護に関する文書の数を示す。NRC が発行する規制等の文書は NRC ホームページの Document Collections[3)]から全て入手可能である。

表 2-4　NRC の規制等の名称及び火災防護に関する文書の数

規制等文書の名称	略称	日本語訳	火災防護に関する当該文書の数
Code of Federal Regulation	CFR	連邦規制	3
Inspection Manual Chapter	IMC	査察マニュアル	12
Inspection Procedure	IP	査察手順	11
Administrative Letter	AL	行政書簡	9
Bulletin	BL	速報	10
Circular	CR	回覧	4
Generic Letter	GL	共通書簡	32
Information Notice	IN	情報通知	139
Regulatory Issue Summar	RIS	規制要綱	14
Regulatory Guide	RG	規制指針	11
NUREG Publication	NUREG	NUREG出版物	153

２．２．１．連邦規制(CFR)

CFR とは米国連邦政府の行政庁によって作成され、立法府により公布された規制の集成である。これは 50 のタイトルから構成されており、タイトル 10(エネルギー)のチャプター 1 に NRC によって公布された規制が記載されている。タイトル 10 のパート 50 が「原子力施設の国内許認可」であり、これが米国内における原子力発電所の免許所有者が順守しなければならない規制である。またこの中に原子力発電所の火災防護に関する規制がある。CFR の表記の方法を図 2-6 に示す。

10	CFR	50	.	48
タイトル		パート		セクション

図 2-6　CFR の表記の方法

２．２．２．査察マニュアル(IMC)

NRC は原子力発電所の安全確保のために定期的に査察を行っている。この査察では免許所有者が NRC の規制に順守しているか確認し、また免許所有者の能力なども評価する。IMC は査察の際に用いられるマニュアルで、火災防護に関するものとしては火災防護重要性決定プロセス(Fire Protection Significance Determination Process)がある。これは査察の際の対象物の安全上の重要性を決定するためのものである。

例) IMC 0609, App. F　火災防護重要性決定プロセス

２．２．３．査察手順(IP)

これは NRC が原子力発電所を査察する際の手順書である。

例) IP71111.05AQ　1 年/3 か月ごとの火災防護査察
　IP 71111.05T　3 年ごとの火災防護査察
　IP 71111.05TTP　NFPA805 への移行期間中の火災防護査察(3 年ごと)

２．２．４．行政書簡　(AL)

NRC の規制に関する情報を免許所有者に対して説明する際に用いるものである。(AL は 1999 年 9 月に廃止された)

２．２．５．速報(BL)

確認された緊急の安全上の問題を免許所有者に伝え、その問題に対する対応策の提出を要求するものである。つまりこの文書から、米国の原子力発電所で発生した安全上重要な問題を読み取ることができる。

例) BL-75-04　ブラウンズフェリー原子力発電所におけるケーブル火災
　BL-81-03　アジア蛤及びムラサキ貝による安全システム機器への冷却水の流れの影響

２．２．６．回覧(CR)

原子力発電所の安全性あるいは環境にかかわる情報であるが、免許所有者に対してそれに対する評価等を要求しない場合に用いられる(CR は 1985 年 2 月に廃止された)

２．２．７．共通書簡(GL)

NRC は免許所有者に対して以下の行動を要求することにより安全性あるいは環境に関する問題に対応する。

・解析の実行、是正手段の詳細の提出

・NRC が必要とする技術資料の提出

また GL では NRC が新しい技術あるいは規制に関する見解を述べたりすることもある。

例) GL-86-10　火災防護要求の履行(既存の火災防護規制に関する NRC の見解)

GL-92-08　Thermo-Lag 330-1 防火壁システム(不備の見つかった防火壁システムの技術資料の提出を要求)

２．２．８．情報通知(IN)

免許所有者に対して、安全性、環境問題にかかわる重要な問題を伝えるものである。免許所有者はそれぞれの運転状況に対するその情報の適用性を調査し、同じような問題を防ぐために適切な手段を取ることが期待されている。しかしながら、これは特定の行動を要求するわけでもない。つまりこの文書からも BL のように安全上の問題を読み取ることができるが、特定の行動を要求するわけではないので、それらの事象は極めて重要ではないということがいえる。

例) IN-84-16　自動スプリンクラーシステムのバルブの動作不良

IN-86-35　ドレスデン 3 号機での圧縮可燃物の火災

IN-91-17　一時的に設置された装置の火災安全

IN-93-71　チェルノブイリ 2 号機における火災

IN-94-58　原子炉冷却ポンプ潤滑油火災

IN-97-82　カメラのフラッシュによる制御室におけるハロンの誤作動

IN-01-12　原子力発電所における水素火災

２．２．９．規制要綱(RIS)

これは以下の情報を伝達する際に用いられるものである。

・ 過去に AL が扱っていた情報

・ 過去に原子力産業界に伝えられていなかった、あるいは正確に伝わっていなかった NRC の規制見解に関する情報

例)RIS-04-03　リスク情報に基づく火災後安全停止回路査察の手段(規制に関する情報)

２．２．１０．規制指針(RG)

これは NRC が免許所有者等に対して

・規制の特定の部分の履行の際に NRC が容認可能であると認める方法

・NRC が特定の問題あるいは想定事故の評価手法

を伝達するために用いられる。これは規制そのものの代替となるわけではなく、順守する必要はない。

例)RG 1.189　原子力発電所の火災防護

RG 1.191　廃止措置期間及び恒久停止した原子力発電所の火災防護プログラム

RG 1.205　既存の軽水型原子力発電所のリスク情報及び性能に基づく火災防護

２．２．１１．NUREG

NUREG 出版物は原子力発電所安全性に関する研究結果、事故調査結果及び技術情報等を免許所有者に対して伝えるものである。

例）NUREG-75/014　原子炉安全研究-米国商業用原子力発電所の事故リスクの評価

NUREG/CR-0468　原子力発電所の火災防護-耐火壁

NUREG/CR-1916　リスクの比較

NUREG/CR-2258　原子力発電所の火災リスク分析

NUREG/CR-4310　原子力発電所における安全装置に対する潜在的な火災被害の調査

NUREG/CR-6738　火災事象からのリスク情報

NUREG/CR-6850　原子力発電所用火災 PRA 方法論

参考文献

1）鈴木達治朗「安全規制における「独立性」と社会的信頼 - 米国原子力規制委員会を素材として　社会技術研究論文集」

2) Wikipedia 「Nuclear Regulatory Commission」
http://en.wikipedia.org/wiki/Nuclear_Regulatory_Commission

3) NRC ホームページ「Document Collections」
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/

３．日米の原子力発電所火災傾向分析

３．１．原子力発電所における火災事例の収集

３．１．１．日本の原子力発電所における火災情報

本研究においては、日本国内における原子力発電所の火災の情報を原子力施設情報公開ライブラリーNUCIA[1)]の「トラブル等情報検索」より収集した。図 2-7 に「NUCIA」からの情報収集の方法を示す。また検索結果の 145 件から除外された 63 件については、「消防により火災でないと判断された」、あるいは「「火災」という名前の付く装置の故障等」の報告である。

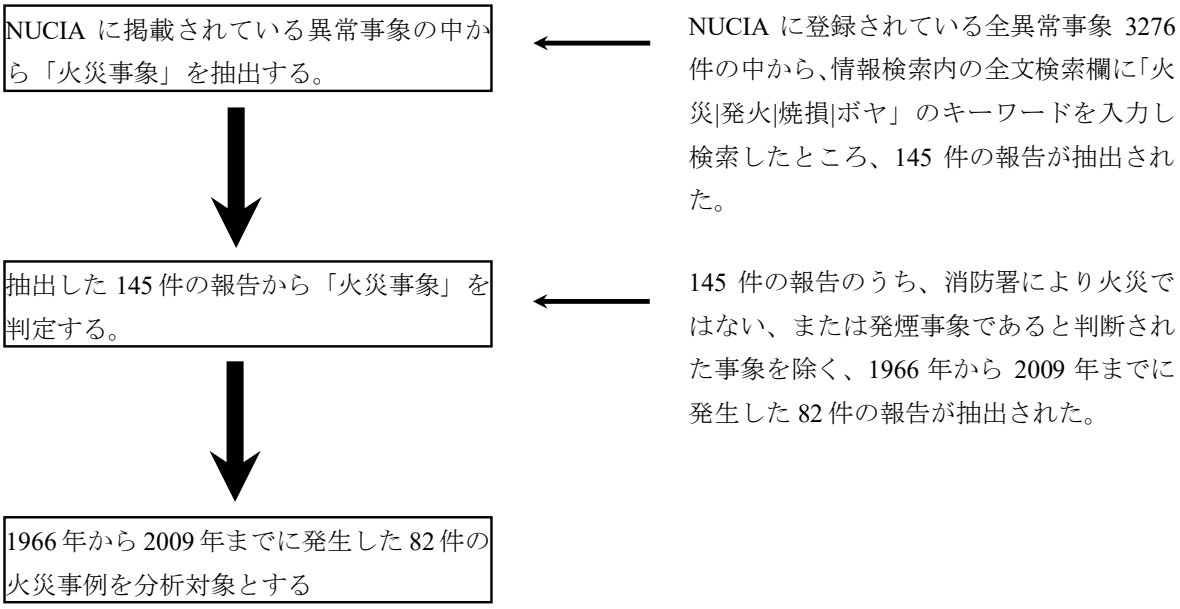


図 2-7　「NUCIA」からの火災情報収集方法

３．１．１．１．掲載情報

NUCIA に掲載される事故情報の報告書には以下の情報が含まれる。

・通番
・報告書番号
・会社名
・発生日時
・発生日時(補足)
・ユニット名
・国への報告根拠
・件名
・国際原子力事象評価尺度(INES)
・登録日
・更新日
・報告書の状態
・情報区分
・事象発生箇所(設備名)
・事象発生箇所(系統名)
・事象発生箇所(装置名)

・事象発生箇所(標準装置名)
・事象発生箇所(機器名)
・事象発生箇所(部品名)
・発生前の電気出力
・事象発生時の状況
・原因調査の概要
・事象の原因
・原因 1
・原因 2
・原因 3
・事象の種別(時間依存性の有無)
・再発防止策
・発電所への影響
・影響の詳細
・外部への放射線の影響の有無
・外部への放射線影響の詳細
・発見の方法
・発電停止時間
・保安規定違反の有無
・保安規定違反の詳細
・運転上の制限外への移行の有無
・運転上の制限外への移行の詳細
・自動又は手動で作動した安全系の有無 1
・自動又は手動で作動した安全系 1
・自動又は手動で作動した安全系の有無 2
・自動又は手動で作動した安全系 2
・発見時プラント状態
・影響を受けた他号機
・影響を受けた他号機設備名

３．１．１．２．掲載情報の詳細

ニューシアのサイト内には「トラブル等情報検索」という原子力発電所におけるトラブル報告の検索機能がある(図 2-8 参照)。「トラブル等情報検索」の検索条件及び検索条件ごとの品目に関しては、ニューシアの情報検索メニューの(設備名),(系統名),(装置名),(標準装置名),(機器名)にあるプルダウンリストなどで確認することができる。

図 2-8　ニューシアのサイト「トラブル等情報検索」

会社名

会社名の品目は以下のとおりである

北海道、東北、東京、中部、北陸、関西、中国、四国、九州、原電

ユニット名

ユニット名の品目は以下のとおりである

(1)泊発電所、女川発電所、東通発電所、福島第一発電所、福島第二発電所、柏崎刈羽発電所、浜岡発電所、志賀発電所、美浜発電所、大飯発電所、高浜発電所、島根発電所、高浜発電所、伊方発電所、玄海発電所、川内発電所、東海発電所、東海第二発電所、敦賀発電所

(2)1 号機、2 号機、3 号機、4 号機、5 号機、6 号機、7 号機

国際原子力事象評価尺度(INES)

原子力施設における事象の安全上の重要性を一般大衆にわかりやすく伝えるために作られた国際的な指標であり、地震における震度のようなもの。尺度は安全上重要ではない事象に対するレベル 0(尺度以下)から、重大な事故に対するレベル 7(大事故)の 8 段階からなる。また安全とは関係ない事象は「対象外」となる。表 2-5[2)]に INES のスケールを示す。

表 2-5　INES のスケール

	CRITERIA OR SAFETY ATTRIBUTES		
	OFF-SITE IMPACT	ON-SITE IMPACT	DEFENCE IN DEPTH DEGRADATION
7 MAJOR ACCIDENT	MAJOR RELEASE: WIDESPREAD HEALTH AND ENVIRONMENTAL EFFECTS		
6 SERIOUS ACCIDENT	SIGNIFICANT RELEASE: LIKELY TO REQUIRE FULL IMPLEMENTATION OF PLANNED COUNTERMEASURES		
5 ACCIDENT WITH OFF-SITE RISK	LIMITED RELEASE: LIKELY TO REQUIRE PARTIAL IMPLEMENTATION OF PLANNED COUNTERMEASURES	SEVERE DAMAGE TO REACTOR CORE/RADIOLOGICAL BARRIERS	
4 ACCIDENT WITHOUT SIGNIFICANT OFF-SITE RISK	MINOR RELEASE: PUBLIC EXPOSURE OF THE ORDER OF PRESCRIBED LIMITS	SIGNIFICANT DAMAGE TO REACTOR CORE/RADIOLOGICAL BARRIERS/FATAL EXPOSURE OF A WORKER	
3 SERIOUS INCIDENT	VERY SMALL RELEASE: PUBLIC EXPOSURE AT A FRACTION OF PRESCRIBED LIMITS	SEVERE SPREAD OF CONTAMINATION/ACUTE HEALTH EFFECTS TO A WORKER	NEAR ACCIDENT NO SAFETY LAYERS REMAINING
2 INCIDENT		SIGNIFICANT SPREAD OF CONTAMINATION/ OVEREXPOSURE OF A WORKER	INCIDENTS WITH SIGNIFICANT FAILURES IN SAFETY PROVISIONS
1 ANOMALY			ANOMALY BEYOND THE AUTHORIZED OPERATING REGIME
0 DEVIATION	NO	SAFETY	SIGNIFICANCE
OUT OF SCALE EVENT	NO SAFETY RELEVANCE		

発生年月日

発生年月日は以下のとおりである

(1)　年　月　日から(2)　年　月　日まで

設備名

設備名の品目は以下のとおりである。

原子炉本体、原子炉冷却系統設備、非常用炉心冷却設備、原子炉補助設備、計測制御系統設備、燃料設備、放射線管理設備、換気空調設備、廃棄設備、原子炉格納施設、排気筒、タービン設備、タービン補助設備、電機設備、発電所補助設備、不明、なし、その他

系統名

BWR の系統名の品目を表 2-6 に、PWR の統計名の品目を表 2-7 に示す。

表 2-6　系統名の品目(BWR)

原子炉タイプ	設備名	系統名
BWR	原子炉本体	燃料
		原子炉圧力容器及び炉内構造物
	原子炉冷却系統設備	主蒸気系
		原子炉冷却材再循環系
		原子炉停止時冷却系
	非常用炉心冷却設備	残留熱除去系
		低圧炉心スプレイ系
		高圧炉心スプレイ系
		高圧注水系
		高圧炉心注水系
		原子炉隔離時冷却系
		非常用復水系
	原子炉補助設備	原子炉非常用補機冷却水
		原子炉非常用補機海水系
		原子炉常用補機冷却水系
		原子炉常用補機海水系
		原子炉冷却材浄化系
		原子炉試料採取系
		原子炉補助系
		サプレッションプール浄化系

表 2-6　系統名の品目(BWR)

原子炉タイプ	設備名	系統名
BWR	計測制御系統設備	原子炉保護系
		工学安全施設作動系
		原子炉制御系
		制御棒及び制御棒駆動系
		ほう酸水注入系
		核計装系
		中央制御室外原子炉停止系
		運転監視補助装置
	燃料設備	燃料取扱装置
		新燃料貯蔵設備
		使用済燃料貯蔵設備
		燃料プール冷却材浄化系
	放射線管理設備	プロセス放射線モニタ系
		エリア放射線モニタ系
		周辺放射線モニタ系
		生体しゃへい装置
	換気空調設備	非常用ガス処理系
		原子炉建屋換気空調系
		タービン建屋換気空調系
		中央制御室換気空調系
		その他の換気空調系
	廃棄設備	気体廃棄物処理系
		液体廃棄物処理系
		固体廃棄物処理系
		固体廃棄物貯蔵庫
	原子炉格納施設	原子炉建屋(原子炉棟)
		原子炉格納容器
		可燃性ガス濃度制御系
		格納容器調気系(不活性ガス系)
		格納容器スプレイ系
	排気筒	排気筒
	タービン設備	主タービン
		タービン制御系
		タービングランド蒸気系
		タービン油系
		抽気及びヒータドレン・ベント系
		復水器系
		循環水系
		復水系
		給水系

表 2-6　系統名の品目(BWR)

原子炉タイプ	設備名	系統名
BWR	タービン補助設備	タービン補機冷却水系
		タービン補機海水系
		タービン試料採取系
		タービン補助系
	電機設備	発電機・励磁機系
		非常用ディーゼル発電機系
		AC所内電源系
		DC所内電源系
		計測制御電源系
		送受電源系
	発電所補助設備	補給水系
		計装用空気系
		所内用空気系
		所内蒸気系
		消火系
		通信・照明装置
		気象観測装置
		格納施設以外の建屋
	不明	不明
	なし	なし
	その他	その他

表 2-7　系統名の品目(PWR)

原子炉タイプ	設備名	系統名
PWR	原子炉本体	燃料
		原子炉圧力容器及び炉内構造物
	原子炉冷却系統設備	一次冷却系
	非常用炉心冷却設備	高圧注入系
		低圧注入系(余熱除去系)
		畜圧注入系
		炉心上部注入系
		燃料取替用水系
	原子炉補助設備	化学体積膨張系
		原子炉補機冷却水系
		原子炉補機海水系
		蒸気発生器ブローダウン系
		原子炉試料採取系
	計測制御系統設備	原子炉保護系
		工学安全施設作動系
		原子炉制御系
		制御棒及び制御棒駆動系
		核計装系
		中央制御室外原子炉停止系
		運転監視補助装置
		二次制御系
	燃料設備	燃料取扱装置
		新燃料貯蔵設備
		使用済燃料貯蔵設備
		使用済燃料ピット浄化冷却系
	放射線管理設備	プロセス放射線モニタ系
		エリア放射線モニタ系
		周辺放射線モニタ系
		生体しゃへい装置
	換気空調設備	格納容器換気空調系
		補助建屋換気空調系
		中央制御室換気空調系
		アニュラス換気空調系
		その他の換気空調系
	廃棄設備	気体廃棄物処理系
		液体廃棄物処理系
		固体廃棄物処理系
		固体廃棄物貯蔵庫
	原子炉格納施設	原子炉格納容器
		外部しゃへい壁
		アイスコンデンサ設備
		可燃性ガス濃度制御系
		格納容器スプレイ系

表 2-7　系統名の品目(PWR)

原子炉タイプ	設備名	系統名
PWR	排気筒	排気筒
	タービン設備	主蒸気系
		主タービン
		タービン制御系
		タービングランド蒸気系
		タービン油系
		抽気及びヒータドレン・ベント系
		復水器系
		循環水系
		復水系
		給水系
		補助給水系
	タービン補助設備	タービン補機冷却水系
		タービン補機海水系
		タービン試料採取系
		タービン補助系
	電気設備	発電機・励磁機系
		非常用ディーゼル発電機系
		AC所内電源系
		DC所内電源系
		計測制御電源系
		送受電源系
	発電所補助設備	補給水系
		計装用空気系(制御用空気系)
		所内用空気系
		所内蒸気系
		消火系
		通信・照明装置
		気象観測装置
		格納施設以外の建屋
	不明	不明
	なし	なし
	その他	その他

装置名

装置名の品目は以下のとおりである。

ポンプ装置、真空装置、給排気装置、制御棒駆動装置、ディーゼル発電装置、MG セット装置、空気圧縮機装置、主タービン発電機装置、主タービン装置、蒸気ボイラ装置、クレーン・移送装置、蓄電池・充電器装置、インバータ装置、変圧器装置、遮断機・断炉器装置、母線装置、熱交換器・冷却装置、冷凍機、フィルタ・ストレーナ装置、水素再結合装置、水素分離装置、除湿器・湿分分離装置、脱塩・ろ過装置、核・放射線モニタ装置、制御・保護装置、コンピュータ装置、弁装置、配管装置、タンク・槽・アキュムレータ装置、消火・硝子洗浄装置、オリフィス装置、ダンパ装置、原子燃料、原子炉圧力容器、炉内構造物、原子炉格納容器、ペネトレーション、建築・構築物、排気塔・煙突、不明、なし、そ

の他

標準装置名

標準装置名の品目を表 2-8 に示す。

表 2-8　標準装置名

装置名	標準機器名
ポンプ装置(BWR)	原子炉冷却系統設備
	非常用炉心冷却設備
	原子炉補助建屋
	計測制御系統設備
	燃料設備
	廃棄設備
	原子炉格納設備
	タービン設備
	タービン補助設備
	発電所補助設備
ポンプ装置(PWR)	原子炉冷却系統設備
	非常用炉心冷却設備
	原子炉補助建屋
	計測制御系統設備
	燃料設備
	廃棄設備
	原子炉格納設備
	タービン設備
	タービン補助設備
	発電所補助設備
ポンプ装置(その他)	その他のポンプ装置
真空装置	エダクタ・エジェクタ
給排気装置(BWR)	換気空調設備
	原子炉格納施設
	タービン設備
給排気装置(PWR)	換気空調設備
給排気装置(その他)	その他の吸排気装置
制御棒駆動装置	制御棒駆動装置
ディーゼンル発電装置	非常用ディーゼル発電機
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機
	高圧注水系ディーゼル発電機

表 2-8　標準装置名

装置名	標準機器名
MGセット装置	原子炉再循環ポンプMGセット
	原子炉保護系電源MGセット
	制御棒駆動装置MGセット
	バイタル交流電源MGセット
空気圧縮機装置	制御空気圧縮機
	所内空気圧縮機
主タービン発電機装置	主タービン発電機
主タービン装置	主タービン
蒸気ボイラ装置	所内ボイラ
クレーン・移送装置	燃料交換器・燃料交換クレーン
	タービン建屋天井クレーン
	原子炉建屋天井クレーン
	ガントリークレーン
	燃料移送装置
	使用済燃料ピットクレーン
蓄電池・充電器装置	125V蓄電池・充電器
	250V蓄電池・充電器
	開閉所蓄電池・充電器
	母線保護蓄電池・充電器
	高圧炉心スプレイ蓄電池・充電器
	中性子モニタ蓄電池・充電
	運転指令蓄電池・充電
インバータ装置	インバータ
	原子炉再循環ポンプ静止型可変電圧可変周波数電源装置
変圧器装置	主変圧器
	所内変圧器
	起動変圧器
	非常用変圧器
	動力変圧器
	原子炉再循環ポンプ静止型可変電圧可変周波数電源装置用変圧器
遮断機・断路器装置(BWR)	原子炉冷却系統設備
	非常用炉心冷却設備
	原子炉補助建屋
	計測制御系統設備
	燃料設備
	換気空調設備
	廃棄設備
	原子炉格納設備
	タービン設備
	タービン補助設備
	電機設備
	発電所補助設備

表 2-8　標準装置名

装置名	標準機器名
遮断機・断路器装置(PWR)	原子炉冷却系統設備
	非常用炉心冷却設備
	原子炉補助建屋
	計測制御系統設備
	燃料設備
	換気空調設備
	廃棄設備
	原子炉格納設備
	タービン設備
	タービン補助設備
	電機設備
	発電所補助設備
遮断機・断路器装置(その他)	その他の遮断機・断路器装置
母線装置	相分離母線
	非分離型母線
熱交換器・冷却装置(BWR)	原子炉冷却系統設備
	非常用炉心冷却設備
	原子炉補助建屋
	燃料設備
	換気空調設備
	原子炉格納設備
	タービン設備
	タービン補助設備
熱交換器・冷却装置(PWR)	原子炉冷却系統設備
	非常用炉心冷却設備
	原子炉補助建屋
	燃料設備
	換気空調設備
	原子炉格納設備
	タービン設備
	タービン補助設備
	発電所冷却系統設備
熱交換器・冷却装置(その他)	その他熱交換器・冷却装置
フィルタ・ストレーナ装置	フィルタ・ストレーナ
水素再結合装置	水素再結合装置
水素分離装置	水素分離装置
除湿器・湿分分離装置	空気除湿器
	湿分分離器
脱塩・ろ過装置	脱塩装置
	ろ過装置
核・放射線モニタ装置(BWR)	計装制御系統設備
	放射線管理設備
核・放射線モニタ装置(PWR)	計装制御系統設備
	放射線管理設備
核・放射線モニタ装置(その他)	その他核・放射線モニタ装置
	制御・保護装置

表 2-8　標準装置名

装置名	標準機器名
コンピュータ装置	プロセスコンピュータ
	放射線管理コンピュータ
	入退域管理コンピュータ
弁装置(BWR)	原子炉本体
	原子炉冷却系統設備
	非常用炉心冷却設備
	原子炉補助建屋
	計測制御系統設備
	燃料設備
	換気空調設備
	廃棄設備
	原子炉格納設備
	タービン設備
弁装置(PWR)	原子炉本体
	原子炉冷却系統設備
	非常用炉心冷却設備
	原子炉補助建屋
	計測制御系統設備
	燃料設備
	換気空調設備
	廃棄設備
	原子炉格納設備
	タービン設備
配管装置	配管装置
タンク・槽・アキュムレータ装置	タンク・槽・アキュムレータ
	加圧器
消火・硝子洗浄装置	消火・硝子洗浄装置
オリフィス装置	オリフィス装置
ダンパ装置	ダンパ装置
原子燃料	原子燃料
原子炉圧力容器	原子炉圧力容器
炉内構造物	炉内構造物
原子炉格納容器	原子炉格納容器
ペネトレーション	ペネトレーション
建築・構築物	建築・構築物
排気塔・煙突	排気塔・煙突
不明	不明
なし	なし
その他	その他

機器名

機器名の品目は以下のとおりである。

電動ポンプ、タービン駆動ポンプ、ディーゼル駆動ポンプ、その他または不明のポンプ、エジェクタ・エダクタ、ファン・ブロア、電動ポンプモータ、ファン・ブロアモータ、圧縮器モータ、電動弁駆動モータ、MG セットモータ、RIP 用モータ(ABWR)、FMCRD 用モータ、その他または不明のモータ、制御棒、制御棒駆動機構、非常用ディーゼル、ポンプ駆動ディーゼル、その他または不明の内燃機関、圧縮器、主発電機、励磁機、ディーゼル発電機・励磁機、MG セット発電機・励磁機、その他または不明の発電機・励磁機、発電用タービン、ポンプ駆動タービン、その他または不明のタービン、蒸気ボイラ、クレーン、伝達・リンク機構、電動弁駆動機構、空気作動弁駆動機構、電磁弁駆動機構、逆支弁駆動機構、安全弁・逃し弁駆動部、逃し安全弁駆動部、油圧作動弁駆動機構、その他または不明の弁駆動機構、蓄電池(バッテリ)、充電器・ドロッパ、インバータ、主変圧器、所内変圧器、予備(非常用)変圧器、起動変圧器、動力変圧器、原子炉再循環ポンプ静止型可変電圧可変周波数電源装置用変圧器、その他または不明の変圧器、6000V 級断路器(M/C)、440V 級断路器、超高圧遮断機、超高圧断路器、その他または不明の遮断機・断路器、母線・送電用ケーブル、母線・動力ケーブル、母線・計装ケーブル、その他または不明のケーブル、中央制御室制御盤、現場制御室、分電盤、その他または不明の盤、蒸気発生器、湿分分離加熱機、給水加熱器、復水器、冷凍機、スチームコンバータ、脱気器、その他または不明の熱交換器、フィルタ(メッシュ細)、フィルタ(メッシュ粗)、その他または不明のフィルタ・ストレーナ、再結合装置、水素分離装置、除湿器、湿分分離器、その他または不明の除湿器、湿分分離器、脱塩・ろ過装置(再生装置を含む)、放射線検出器、中性子検出器、温度検出器・トランスミッタ、圧力検出器・トランスミッタ、流量検出器・トランスミッタレベル検出器・トランスミッタ、その他または不明の検出器・トランスミッタ、演算増幅器、温度コントローラ、圧力コントローラ、流量コントローラ、レベルコントローラ、その他または不明のコントローラ、ソリッドステート(半導体使用)、ヒューズ、設定値比較モジュール(DTM)、トリップ演算モジュール(TLU)、安全系理論回路モジュール(SLU)、現場多重伝送盤(RMU)、出力論理モジュール(OLU)、入出力装置(PI/O)、その他または不明の回路モジュール、電機回路、ロードドライバ(LD)、光ファイバケーブル(OC)、フラットディスプレイ(スイッチ)、記録計・指示計、プロセス用スイッチ、手動スイッチ、その他または不明のスイッチ、電源ユニット、コンピュータ、電動弁、空気作動弁(窒素作動弁)、電磁弁、逆支弁、安全弁・逃がし弁、逃がし安全弁、手動弁、油圧作動弁、その他または不明の弁、配管(計装配管・オリフィス本体除く)、計装配管、オリフィス本体(流量計を含む)、その他または不明の配管、空気レシーバ・タンク、水タンク、燃料タンク、薬品・樹脂タンク、槽、その他または不明のタンク、ダンパ、スナバ、ハンガ、その他または不明のサポート、燃料集合体、燃料内装物、原子炉圧力容器、原子炉格納容器(ペネを含む)、炉心指示構造物、原子炉圧力容器内部構造物、原子炉圧力容器付属構造物、加圧器、建物・構築物、煙突・煙道・排気筒、不明、なし、その他

国への法令報告根拠

国への法令報告根拠の品目は以下のとおりである。

電気関係報告規則、実用炉則、通産大臣通達、評価中、－、－(保全品質情報)、法律、法律又は通達、法律、通達、又は保全品質

報告書の状態

報告書の状態の品目は以下のとおりである。

中間、最終

原因分類

NUCIA のホームページ上には原因 1、原因 2、原因 3 と区別されて掲載されているが、それらの詳細が掲載されていないために、NUCIA のホームページ上の質問フォームから、原因の詳細についての質問を送付し、先方から回答を得た。NUCIA からの回答は以下の通りである。

NUCIA からの回答 ニューシアの原因は電気関係報告規則第 3 条で、国に対して事故報告を行う際に使用している原因を準用しております。詳細な定義については原子力安全・保安院の HP 上※で公開されておりますのでそちらを参照ください。

※http://www.nisa.meti.go.jp/safety-tohoku/denki/denkihoan/denki_jiko/genninn.htm

上記ホームページのデータより、原因分類は大きく原因 1、原因 2、原因 3 の 3 つに分かれることが分かった。原因 1 は設備不備、保守不備、自然現象、故意・過失等である。原因 2 は電気火災、感電等の電気が関係する原因である。原因 3 は電気工作物の欠陥等の電気工作物が関係する原因である。原因 1、原因 2 及び原因 3 をそれぞれ表 2-9、表 2-10、表 2-11 に示す。

表 2-9　NUCIA 原因 1 のまとめ

原因別		内容
大分類	小分類	
設備不備	製作不完全	電気工作物の設計、製作、材質等の欠陥によるもの。
	施工不完全	建設、補修等の工事における施工上の欠陥によるもの。
保守不備	保守不完全	巡視、点検、手入等の保守の不完全によるもの。
	自然劣化	製作、施工及び保守に特に欠陥がなかったにもかかわらず、電気工作物の材質、機構等に劣化を生じたもの。
	過負荷	定格容量以上の過電流によるもの。
自然現象	風雨	雨、風又は暴風雨によるものをいい、風のために飛来した樹木片等の接触に よるものを含む。
	氷雪	雪、結氷、ひょう、あられ、みぞれ又は暴風雪によるもの
	雷	直撃雷又は誘導雷によるもの。
	地震	地震によるもの。
	水害	洪水、高潮、津波等によるもの。
	山崩れ、雪崩	山崩れ、雪崩、地すべり、地盤沈下等によるもの。
	塩、ちり、ガス	塩、ちり、霧、悪性ガス、ばい煙等によるもの。
故意・過失	作業者の過失	作業者（自社又は自社の工事請負者の命を受けて作業に従事している者をいう。以下同じ）の過失によるもの。
	公衆の故意・過失	投石、電線の盗取、自殺等公衆（作業者以外の者をいう。以下同じ）の故意 又は過失によるもの。
	無断伐木	公衆が電気工作物に接近した樹木を伐採するに際して、電気工作物の施設者 に連絡せず、無断で伐採したため電気工作物の機能に障害を与えたもの。
	火災	電気工作物に近接した家屋の火災、山火事、山焼き等の類焼によるもの。
他物接触	樹木接触	樹木の傾斜又は倒壊による接触又は接近によるもの。なお、電気工作物の施設者が当然伐採すべき範囲の樹木の接触によるものは「保守不完全」とする。
	鳥獣接触	ねこ、ねずみ、へび又は鳥類等の接触、営巣等によるもの。
	その他の他物接触	たこ、ラジオゾンデ、アドバルーン、模型飛行機、熱気球等の接触によるも の。
腐しょく	電気腐しょく	直流式電気鉄道から漏えい電流等による腐しょくによるもの
	化学腐しょく	化学作用による腐しょくによるものをいい、電気腐しょく及び化学腐しょく の合作用によるものは電気腐しょくとする。
震動	震動	重車輌の通行、基礎工事等の震動によるもの。
他事故波及	自社	自社の他の電気工作物の事故が波及したもの。
	他社	自社以外の電気工作物の事故が波及したもの。
燃料不良	燃料不良	設計燃料と著しく異なる成分の燃料を使用することによるもの。
その他	その他	各表ごとにその表の「原因」の項のいずれの分類にもはいらないも
不明	不明	調査しても原因が明らかでないもの。

表 2-10　NUCIA 原因 2 のまとめ

原因別		内容
大分類	小分類	
電気火災	設備不備	原因分類表1の「設備不備」に同じ。
	保守不備	原因分類表1の「保守不備」に同じ。
	自然現象	原因分類表1の「自然現象」に同じ。
	過失	原因分類表1の「作業者の過失」、「公衆の故意・過失」及び「無断伐木」に同 じ。
	無断加工	電気工作物の保守責任者に無断で行った電気工作物の改変又はこれに直接影響を 及ぼす物件の設置、変更等によるもの。
	その他	上記いずれかの分類にもはいらないもの。
感電（作業者）	作業準備不良	作業計画、工具、資材又は防具の点検、検電、給電関係の打合わせ等の作業準備 の不良によるもの。
	作業方法不良	作業手順の無視、作業上の連絡確認の不十分、接地の不備、命令に対する不服従 等によるもの。
	工具・防具不良	作業着手前の点検によっては発見されなかった工具又は防具の欠陥によるもの。
	電気工作物不良	電気工作物の施設上の欠陥によるもの。
	被害者の過失	服装の不良、技術の未熟、心身状態の欠陥等によるもの。
	第三者の過失	被害者に過失がなく、他人の人為的行為によるもの。
	その他	上記のいずれの分類にもはいらないもの。
感　電（公衆）	電気工作物不良	電気工作物の施設上の欠陥によるもの。
	被害者の過失	伐木、屋上作業等の際の不注意、無断昇柱、たこ揚げ、電線の盗取、魚とり等に よるもの。
	第三者の過失	被害者に過失がなく、他人の人為的行為によるもの。
	自殺	自殺の目的で感電したもの。
	無断加工	電気工作物の保守責任者に無断で行った電気工作物の改変又はこれに直接影響を 及ぼす物件の設置、変更等によるもの。
	その他	上記のいずれの分類にもはいらないもの。

表 2-11　NUCIA 原因 3 のまとめ

原因別	内容
電気工作物の欠陥	原因分類表1の「設備不備」又は「保守不備」によるもので、損傷・破壊を伴わないもの。
電気工作物の損壊	作業計画、工具、資材又は防具の点検、検電、給電関係の打合わせ等の作業準備 の不良によるもの。
電気工作物の操作	被害者又は第三者の人為的行為によるもの。

３．１．２．米国の原子力発電所における火災情報

米国原子力規制委員会(NRC)のホームページ上で公開されている「情報通知レポート(Event Notification Report：ENR)[3)]」から(図 2-9 参照)、事象名あるいは本文に「fire」あるいは「explosion」という単語が記載されているものを一つ一つ目視で抽出し、そこから明らかに火災でない事例を除いた全件の火災データを対象とする。図 2-10 に NRC の火災情報の収集方法を示す。

General Information or Other	Event Number: 45581
Rep Org: WA DIVISION OF RADIATION PROTECTION Licensee: MISTRAS GROUP INC. Region: 4 City: KENT State: WA County: License #: WN-IR011-1 Agreement: Y Docket: NRC Notified By: KELEE ATTEBERY HQ OPS Officer: DONG HWA PARK	Notification Date: 12/18/2009 Notification Time: 11:36 [ET] Event Date: 12/15/2009 Event Time: [PST] Last Update Date: 12/18/2009
Emergency Class: NON EMERGENCY 10 CFR Section: AGREEMENT STATE	Person (Organization): JACK WHITTEN (R4DO) GLENDA VILLAMAR (FSME)

Event Text

AGREEMENT STATE REPORT - DAMAGED RADIOGRAPHY CAMERA

The following report was received via email:

"The department received a notification from a radiography company [on 12/16/09] located in Kent, Washington, about an event while performing radiographic operations in a fabrication shop in Sedro Wooley, Washington. A 2 inch pipe fell onto the source guide tube and the radiography crew was unable to retract their source past the damage. The crew called the company's Radiation Safety Officer who sent an assistant to the site with lead blankets. The assistant was able to normally retract the source through the damaged area and into the shielded safe storage position of the radiographic exposure device. The dose to the assistant RSO was reported as 480 mRem. No other individuals were reported to have received an elevated dose. A full report from the company's RSO will be made after they perform a reenactment of the incident."

WA Incident Number: WA-09-093
Source material: 80 Ci, Ir-192

図 2-9　NRC の情報通知レポート

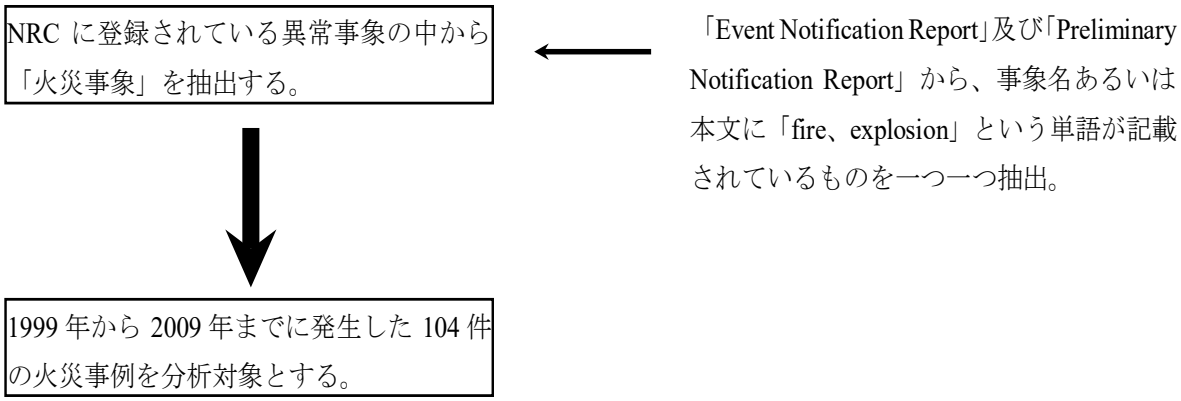


図 2-10　NRC からの火災情報収集方法

３．１．２．１．掲載情報

NRC の ENR に掲載される事故情報の報告書には以下の情報が含まれる。

・発電所名
・リージョン
・州
・ユニット
・原子炉タイプ
・通知を受けた NRC スタッフ
・通知日時
・事象日時
・最終更新日時
・非常時クラス(Emergency Class)
・10CFR で該当するセクション
・スクラムコード
・原子炉基準
・初期電力
・初期の原子炉モード
・現在の電力
・現在の原子炉の状態

また米国にある NRC のオフィスを訪問した際に入手した火災データ(NRC「Development of Metric Monitoring Methodologies」2009 A.Belen-Ojeda)には以下の情報が含まれる。

・非常時アクションレベル(EAL)
・運転モード
・出力
・場所
・Challenging fire **かどうか**

３．１．２．２．掲載情報の詳細

非常時アクションレベル(EAL)

10CFR50.72[5]及び 10CFR50.73[6]に基づき報告されたレポートは事態の重要度順に以下の 4 つの緊急時アクションレベル(Emergency Action Level: EAL)に分類される。

・全面緊急事態 (General Emergency)
・サイトエリア緊急事態 (Site Area Emergency)
・警戒 (Alert)
・異常事象 (Unusual Event)

また今回使用する火災データベースには「警戒 (Alert)」および「異常事象 (Unusual Event)」と分類された事象が含まれる。表 2-12 に「警戒 (Alert)」および「異常事象 (Unusual Event)」の定義を示す。

表 2-12　「警戒」および「異常事象」の定義

分類	概要
警戒 (Alert)	安全停止の確立あるいは維持に必要なプラントの安全システムの操作性に影響を与える火災あるいは爆発。
異常事象 (Unusual Event)	発見から15分以内に消火されなかった、防火区画内で発生した火災。あるいは防護区画内で発生した爆発。

Challenging Fire

火災データの分類の１つ「Challenging Fire」というものがある。「Challenging Fire」に関する定義.は NUREG/CR-6850[7] Appendix C section C 3.3.1 に掲載されている。以下にその定義を示す。

(1)以下の３つの条件のうち１つでも当てはまればそれは潜在的に Challenging Fire である。
・ホースの水、複数の消火器、あるいは固定消火システム(自動あるいは手動による指導)が消火のために用いられた。
・出火源の区画外にある１つ以上の装置が火災の影響を受けた。
・出火源の区画外にある可燃物に引火した。

(2)以下の４つの条件のうち２つ以上が当てはまれば、その火災事象は潜在的に Challenging Fire である。
・自動火災感知システムの始動
・プラントトリップを経験した
・5000 ドル以上の損害が発生した(経済的な損失は含まない)
・燃焼時間あるいは消火時間が 10 分以上

(3)以下は特定の装置に対する Challenging fire の例である。
(a)自己出火ケーブル火災：
１つのケーブルに対する損傷あるいは過負荷が、少なくとも１つ以上のケーブルを出火させるあるいは損傷させる場合、それは潜在的に Challenging fire となる。

(b)スイッチギア及びブレーカーパネル等の電気装置パネル：
他の区画に損傷を与えるあるいは出火させる、あるいはその真上のケーブルに影響を与えるある区画内での火災は潜在的に Challenging fire となる。もし損傷が１つの区画内に閉じ込められ、区画外に影響を与えなければ、その火災は non-severe(深刻でない)と分類される。

(c)継電器盤及び制御盤：
半導体装置に対して、回路カードに延焼あるいは損傷を与える火災は潜在的に Challenging fire である。電気機械に対して、出火した装置以外に損傷を与えたあるいは延焼した火災は Challenging fire の可能性がある。

(d)ディーゼル発電機

ディーゼルエンジンに損傷を与えるが、その他の装置に損傷あるいは延焼しない火災は潜在的に Challenging fire である。

(e)ホットワーク(溶接、溶断等)火災
消火のために積極的介入が必要となった場合、その火災は潜在的に Challenging fire である。(火災監視がすぐに消火したとしても、出火し、火災が成長する可能性がある場合それは Challenging fire の可能性がある。)

(f)電気火災
電気火災は自己消火することがあるが、それはプラント作業員が影響を受けた装置の電源を切った可能性がある。この場合、電源を切ることは積極的な介入と考えることができるために、それは Challenging fire の可能性があると区別される。

３．１．２．３．米国における事故等の報告義務

NRC の 10CFR50.72 及び 10CFR50.73 は免許所有者に対して、それらに掲載される事象がそれぞれのプラントで発生した際に NRC に対してそれらを報告するという義務を課す。10CFR50.72(Immediate notification requirements for operating nuclear power reactors)は稼働原子炉に対するそこに掲載される事象が発生した際に早急な通知を要請するもので、事象のレベルに応じて事象発生から 1 時間、4 時間及び 8 時間以内の報告を要求する。表 2-13 に 10CFR50.72 で報告の義務が課される事象を報告の時間ごとに示す。

表 2-13　10CFR50.72 により報告義務が定められた事象

報告の時間	事象の概要
1時間以内	技術指針からの逸脱
4時間以内	(i) 原子炉の停止
	(iv)(A) ECCSが始動したあるいはした可能性のある事象 (B)原子炉防護システムの始動に至った事象
	(xi) 一般市民あるいは内部人員の健康および安全あるいは環境の防護に影響する事象あるいは状況
8時間以内	(ii) 安全障壁の品質低下あるいはプラントの安全を低下させる分析されていない状況
	(iv)原子炉トリップ、MSIV、ECCS、崩壊熱除去システム、EDGの作動に至った事象
	(v) ①原子炉のシャットダウン、②余熱の除去、③放射性物質の放出の制御、④事故影響緩和--に必要な構造物あるいはシステムの安全機能の達成を妨げる恐れのある事象
	(vi)上記の事象には一つ以上の手順のエラー、装置故障、あるいは設計、分析、製造、施工及び手順等の不適格が含まれる。
	(xii) 外部の医療施設に放射能汚染した人の輸送を必要とする事象
	(xiii) 緊急評価能力、外部対応能力、外部通信能力等の大きな損失につながる事象

また 10CFR50.73 は「License event report system」とよばれるもので、そこに掲載される特定の事象が発生した際に、免許所有者に対して 60 日以内の報告を要求するものである。また免許所有者は 10CFR 50.73 に基づき、原子炉スクラム、安全システムの機能不全、あるいは技術仕様の違反とともに LER として火災を報告することもある。免許所有者は事象発生から 60 日以内に免許所有者事象報告(Licensee Event Reports :LERs)を提出しなければならない。表 2-14 に 10CFR50.73 の(a)に記載される報告の義務が課される事象を示す。

表 2-14　10CFR50.73 により報告義務が定められた事象

項目	事象の概要	
(ii)	右記の状態に至った場合	(A) 安全バリアを含む原子力プラントがひどく劣化した状態
		(B) プラント安全をひどく劣化させる、認められていない状態の原子力プラント
(iii)	(1)原子力プラントの安全に直接的な脅威をもたらす、 (2)原子力プラントの安全な運転に必要な任務の遂行を妨げる --自然現象あるいはその他の外部条件	
(iv)	(A)(B)にリストアップされるシステムの手動あるいは自動始動に至った事象あるいは状態。右記の状態を除く	(1)試験あるいは原子炉運転中の事前に計画されたシーケンスによる始動
		(2) 試験あるいは原子炉運転中の事前に計画されたシーケンスによる始動 (i)システムが適切にサービスから取り除かれているときに発生した、あるいは (ii)安全機能が既に完了した後で発生した
	(B) 以下のシステムが(a)(2)(iv)(A)に適合する	(1)原子炉スクラムあるいは原子炉トリップを含む原子炉防護システム
		(2)格納容器隔離バルブに影響を与える格納容器隔離信号
		(3)PWRのECCS
		(4)BWRのECCS
		(5)BWRの原子炉隔離冷却システム
		(6)PWRの補助あるいは緊急給水システム
		(7)格納容器熱除去及び減圧システム
		(8)非常時交流電力システム
		(9)通常稼働せず、最終的なヒートシンクとして機能する非常時給水システム
(v)	以下の項目に必要な構造物あるいはシステムの安全機能の達成を妨げるおそれがある事象あるいは状態。	(A) 原子炉を停止し安全停止状態に維持する
		(B) 残留熱の除去
		(C) 放射性物質の放出の制御
		(D) 事故の影響を緩和
(vi)	(v)で取り上げられる事象は一つ以上の手順誤り、設備故障、あるいは設計、解析、製造、施工あるいは手順の欠点の発見を含む。しかしながら、もし同システム内の冗長装置が操作可能であり、要求される安全機能を実行可能であれば、単一部品の故障は(v)に従って報告する必要はない。	
(vii)	単一の原因あるいは条件が、以下の目的のために設計された、(1)複数システム内の一つ以上の独立トレインあるいはチャンネルを操作不能、(2)単一システム内の2つの独立トレインあるいはチャンネルを操作不能--にする事象	(A) 原子炉を停止し安全停止状態に維持する
		(B) 残留熱の除去
		(C) 放射性物質の放出の制御
		(D) 事故の影響を緩和
(viii)	平均して1時間以上、10CFR20の附則Bに規定される適用可能な濃度制限の20倍以上の非制限区画での浮遊する放射性核種の濃度になった浮遊放射線物質の放出	
(ix)	(A) 以下を達成するのに必要な異なるシステムにおける2つ以上のトレインあるいはチャンネルに対する安全機能の達成を妨げる可能性のあった、単一の原因の結果としての事象あるいは状態。	(1) 原子炉を停止し安全停止状態に維持する
		(2) 残留熱の除去
		(3) 放射性物質の放出の制御
		(4) 事故の影響を緩和
	(B)このセクションの(A)で対象となる事象手順誤り、設備故障、あるいは設計、解析、製造、施工あるいは手順の欠点の発見を含む。しかしながら、事象が以下の結果生じたものであれば、NRCに対して報告するする必要はない。	(1)承認されたプラント設計の性質上あるいは予期された結果のトレインあるいはチャンネル間の共有された依存性
		(2)通常のあるいは予期された損耗、劣化
(x)	火災、毒性ガスの放出あるいは放射性物質の放出を含む、(1)原子力発電プラントの安全に対する直接的な脅威となる、(2)原子力発電所の安全な運転のために必要な責務の遂行の際に、作業員を妨げるような--いかなる事象。	

参考文献

1) 原子力施設情報公開ライブラリー　ニューシア
http://www.nucia.jp/
2) IAEA「The International Nuclear Event Scale」1999
http://www.vrom.nl/get.asp?file=docs/kamerstukken/Thu4Sep20081728160200/KFD2008079558A1.pdf
3) NRC「Event Notification Report」
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/
4) NRC「Development of Metric Monitoring Methodologies」2009
5) NRC「10CFR50.72 Immediate notification requirements for operating nuclear power reactors」1983
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0072.html
6) NRC「10CFR50.73 Licensee event report system」1983
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0073.html
7) NRC「NUREG/CR-6850 EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities」2005
(Volume1)
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6850/cr6850v1.pdf
(Volume2)
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6850/cr6850v2.pdf

４．日米の原子力発電所火災の比較分析

４．１．プラント１基あたりの火災発生件数の年推移

日米のプラント 1 基あたりの火災発生件数を図 2-10 に示す。また図 2-10 内の折れ線はその年の運転中プラント基数を示す。図 2-10 より日本では、プラント数の増加に伴い 1 基あたりの火災件数の増加傾向がみられる。また 1966 年、1967 の値 0.5 は過去で最大値をとるが、この原因は当時 2 基のプラントが運転中で 1 件の火災が報告されているためである。一方米国は、今回情報源として用いた NRC では 1998 年以前の報告は登録されていないので、1999 から 2009 年の 11 年間で算出した。

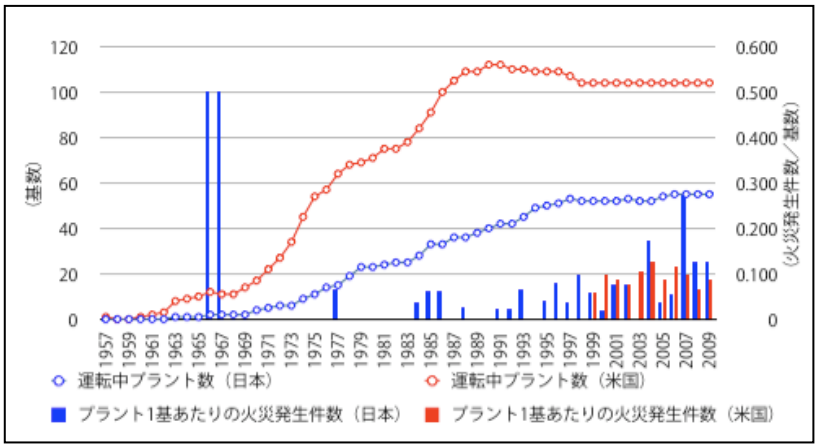


図 2-10　日米の原子力発電所のプラント数あたりの火災件数の推移

４．２．プラント１基あたりの火災発生件数(1999～2009 年)

1999 から 2009 年の 11 年間に焦点をあてたプラント 1 基あたりの火災発生件数を図 2-11 に示す。まず日本で注目すべき箇所は 2007 年で、この年の数値は過去 11 年間で最も高い 0.273、すなわち運転中プラントの約 27%で火災が発生していたといった割合である。また近年 2008 年及び 2009 年は 0.127 であり、約 13%のプラントで火災が発生している。一方米国で最大値をとるのは 2004 年で、その値は 0.125 であり約 13%のプラントで火災が発生していた。日本と比較すると、米国では年別の大きな違いはみられず、毎年 0.1 前後すなわち約 10%のプラントで火災が発生していることがみてとれる。近年の 11 年間は日米ともに平均して年間約 10%のプラントで火災が発生しており、原子力発電所では相対的に高い頻度で火災が発生していることが分かる。

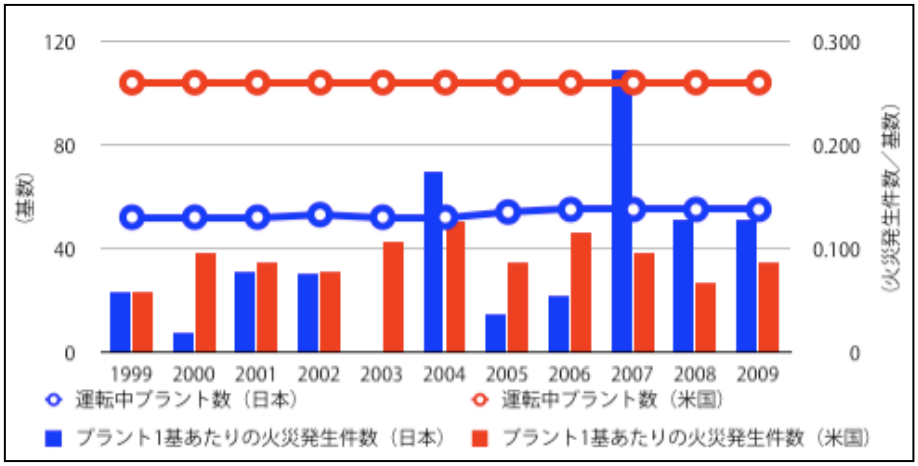


図 2-11　日米の原子力発電所のプラント数あたりの火災件数の推移(1999～2009 年)

４．３．日米の発電所別火災発生件数の推移

火災が発生した日本及び米国の発電所別プラント１基あたりの火災発生件数をそれぞれ、図 2-12 及び図 2-13 に示す。また火災発生件数は、それぞれ 1999 から 2009 年に起きた 11 年間のものに統一している。日本の発電所で火災件数が最も多いのは泊発電所で、その値は 4 件である。この値はすなわち 11 年間でプラント 1 基あたりに 4 件の火災が発生していることを表している。次にプラント数あたりの火災発生件数が最も多いのは柏崎刈羽発電所で、その値は 2.7 件である。また発電所ごとに所有するプラント数は、柏崎刈羽発電所の 7 基が一番多く、次に福島第一発電所の 6 基と続く。一方米国で最大値をとる発電所は COOPER で、その値は 6 である。次に火災発生率の高い発電所は COLUMBIA、PILGRIM で、その値は共に 3 である。また発電所ごとのプラント数で一番多いのは、BROWNS FERRY、PALO VERDE で共に 3 基である。

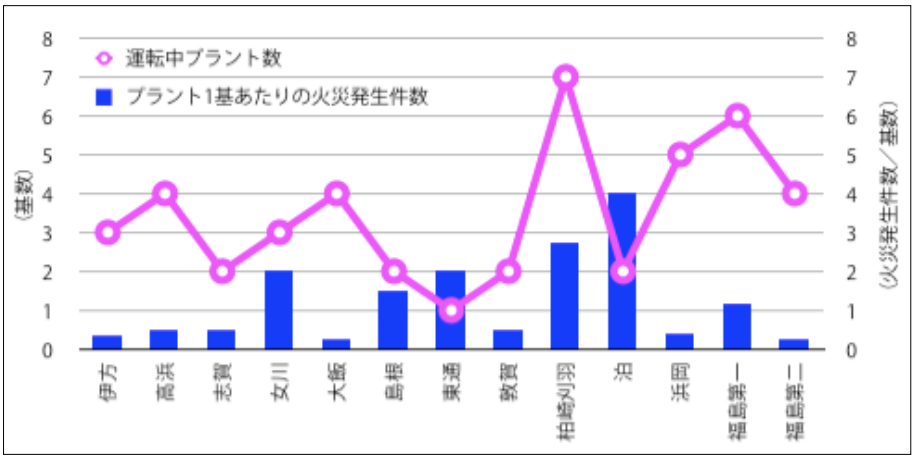


図 2-12　日本の発電所別プラント１基あたりの火災発生件数（1999～2009 年）

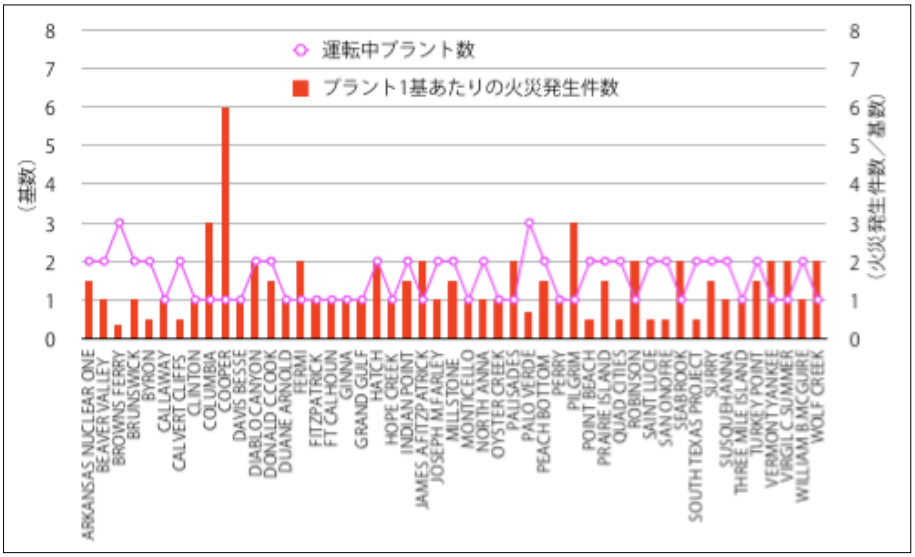


図 2-13　米国発電所別プラント１基あたりの火災発生件数（1999～2009 年）

４．４．作業あるいは設備自体が原因により発生した火災の内訳

日米における作業もしくは設備自体が原因により発生した火災の内訳を図 2-14、そしてその分類方法を表 2-15 に示す。図 2-14 より日本では作業火災が 47 件で約 57%、設備自体の火災が 21 件で約 26%を占めている。一方米国では作業火災が 16 件で約 15%、設備自体の火災は 73 件で約 70%を占めている。このように出火原因における作業と設備の割合が日米で逆転するということは、日米の原子力発電所での大きな差異といえる。

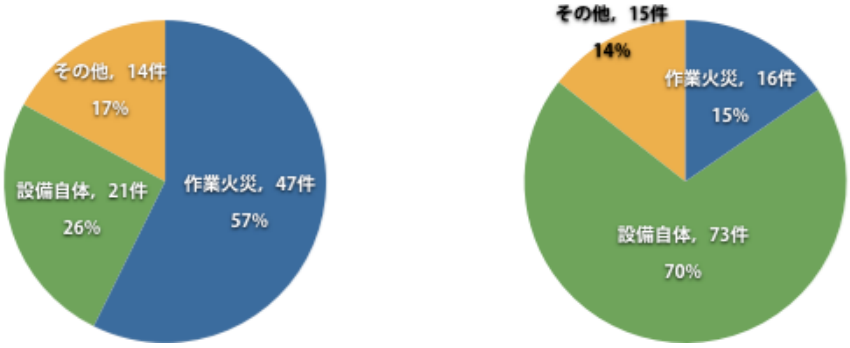


図 2-14　作業あるいは設備自体が原因により発生した火災の内訳（左：日本、右：米国）

表 2-15　火災種別の分類方法

火災種別	分類法
作業火災	当該作業が原因で火災に至ったもの。
設備自体	当該設備の故障等により火災に至ったもの。
その他	上記のいずれにも含まれないもの。

４．５．出火原因（作業火災）

日米における作業火災の出火元を図 2-15、また火災の際に火種となった原因の内訳を図 2-16 に示す。日本では溶断、溶接等の火気作業が火種となり養生シートや可燃性ガスに引火する傾向が多くみられる。一方米国でも日本と同じ様に溶断、溶接などの火気作業による火種が周辺のプラスチックやゴミに引火している。また火災のレベルはボヤなどの小規模火災がほとんどである。

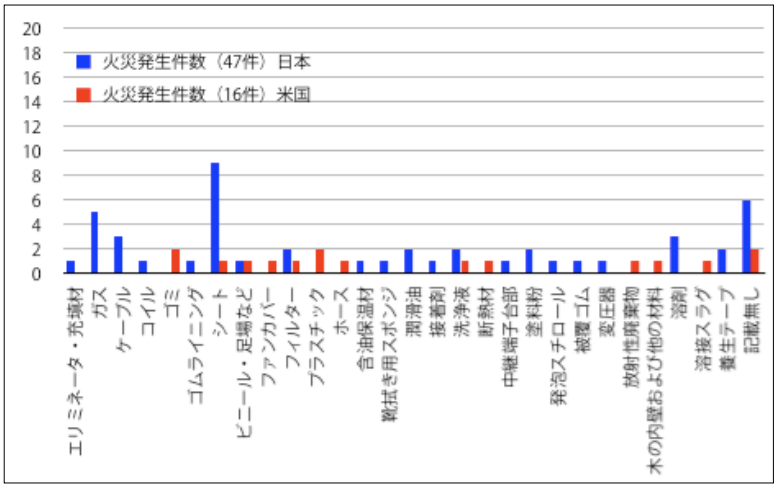


図 2-15　日米における作業火災の出火元

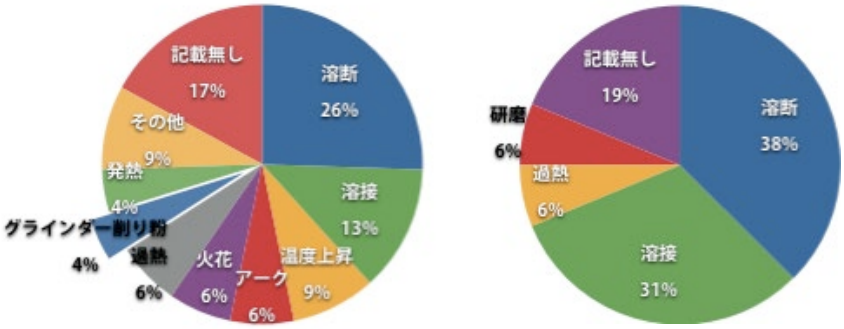


図 2-16　日米における作業火災の出火元の内訳（左：日本、右：米国）

４．６．出火原因（設備自体）

日米における設備自体の火災の出火元を図 2-17、また火種となった原因の内訳を図 2-18 に示す。まず日本ではコンデンサー、コイル、変圧器等が電流過熱などの原因で火災に至る傾向が多くみられる。一方米国では火種に関しては記載がない事例が多く傾向をつかむことはできなかったが、出火元については変圧器火災の数が群を抜いていた。

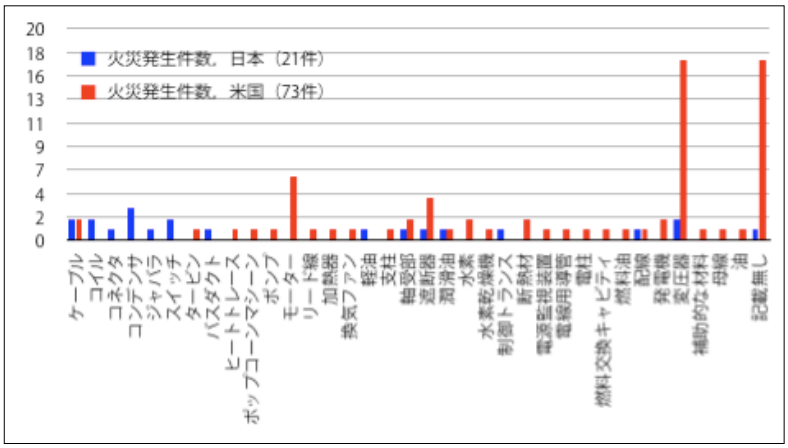


図 2-17　日米における設備火災の出火原因

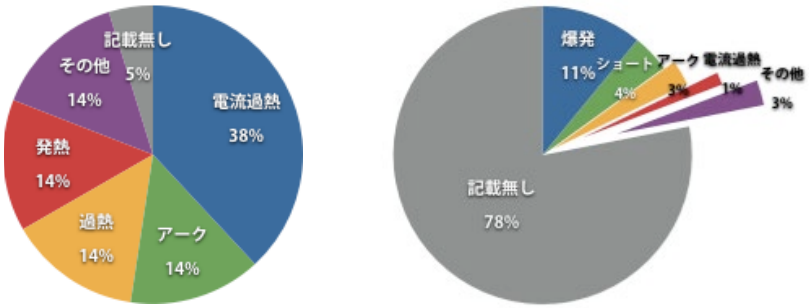


図 2-18　日米における設備火災の出火原因

４．７．火災発生時のプラント運転状況とプラントへの影響

日米における火災発生時のプラント運転状況と、火災によるプラントへの影響を図 2-19 に示す。まず日本では停止中の火災が約 38%、運転中に発生した火災の割合は約 18%を占め、主に電気部品やケーブルなどの損傷による小規模火災である。また運転中プラントが原子炉停止に至る割合が 7%と米国に比べて圧倒的に低いことも特徴である。一方米国では停止中の火災が約 14%、運転中の火災が約 61%を占めていることが特徴である。火災による運転中のプラントへの影響については、変圧器等の主電源が喪失することなどにより約 44%が原子炉停止、11%が出力低下に至っており、その影響が非常に大きいことが分かる。

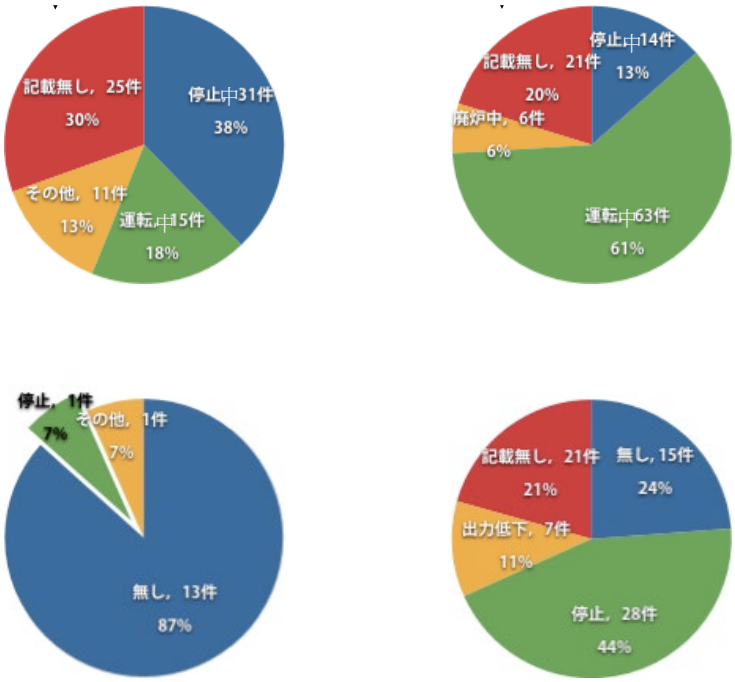


図 2-19　火災発生時のプラント運転状況（上段）と
プラントへの影響（下段）（左：日本、右：米国）

４．８．まとめ

火災発生件数

･近年の 11 年間は日米ともに平均して年間約 10%のプラントで火災が発生している。
･日米共に発電所ごとの火災発生率に偏りがある。

出火原因

･日本では作業が、米国では設備自体が原因の火災が多い。
･作業火災は、日米共に溶断、溶接などの火気作業による火種が周辺の養生シート、プラスチックやゴミ等に引火し発生している。
･設備自体の火災は、日米共にコンデンサー、コイル、ケーブル等の電気部品故障により発生している。また米国では特に変圧器火災の数が群を抜いている。

火災発生時のプラント運転状況と運転中プラントへの影響

･日本では停止中の火災が約 38%、運転中に発生した火災の割合は約 18%を占め、一方米国では停止中の火災が約 14%、運転中の火災が約 61%を占めていることが特徴である。

・日本では火災によって運転中プラントが停止に至るケースは少ないが、米国では 44%が原子炉停止、11%が出力低下に至っている。

第三部

米国における防火規制の変遷

１．米国原子力発電所創成期の防火規制

１．１．一般設計基準 3 に基づく防火規制

米国における初期段階の火災防護規制は NRC(米国原子力規制委員会)が 1971 年に公布した連邦規制 10CFR　50 附則 A の GDC 一般設計基準(General Design Criteria: GDC)の 3 項に記載される「火災防護」[1)](図 3-1 参照)のみであった。これは

(1)安全上重要な機器等への火災の影響を最小化する設計

(2)不燃かつ耐熱性の材料の使用

(3)防火設備の設置

のみを要求するものであり、そもそも GDC とは NRC により建設が認められた軽水炉型原子力発電所の設計に対する最低限の基準のみを確立し、なおかつ当時は GDC に対する詳細な実施指針を伴っていなかったために、免許所有者にとって多様なとらえ方のできるものであった。このため当時の原発の火災防護対策は、各免許所有者が加入している保険会社が容認可能であるかどうかで決まり、また原発火災固有の危険性が考慮されていなかったため従来型の化石燃料発電所のものと類似していた。図 3-2 に初期段階における火災防護規制の概念図を示す。

GDC3：火災防護
安全上重要な構築物、系統および機器は、火災や爆発の可能性及び影響を、その他の安全要件とも整合して、最小限にするよう設計および配置されなければならない。施設全体について実用的な場所すべてに、特に格納容器や制御室のような区域には、不燃性および耐熱性の材料を使用しなければならない。適切な容量と能力を備えた火災検知および消火系を備えるとともに、安全上重要な構築物、系統および機器に対する火災の悪影響を最小限にとどめるよう設計しなければならない。消火設備は破損、不注意な操作により構築物、系統及び機器の安全能力を著しく損なわないような設計にしなければならない。

図 3-1　一般設計基準 3　火災防護

図 3-2　初期段階における火災防護規制の概念図

２．ブラウンズフェリー原子力発電所火災以降の防火規制

２．１．連邦規制 10CFR50.48 に基づく規範的な防火規制

1975 年 3 月 22 日に発生したブラウンズフェリー原子力発電所における火災はその後の米国における原子力発電所の火災防護規制を根本的に変える契機となった。この火災は原子炉建屋につながるポリウレタン製の貫通部シールの空気漏れ試験をするために、作業員が裸火を使った際に発生した[2)]。図 3-3 に延焼範囲を示す[3)]。火はシール材とそれを貫通する電気ケーブルに引火し鎮火までに約 7 時間燃え続けた。この火災によりプラント内の 1,600 本以上のケーブルが損傷を受け、原子炉を安全停止あるいは事故の影響を最小化するための数多くの装置が機能不全あるいは誤作動を起こした。図 3-4～3-6 にケーブル損傷の模様を示す[3)]。現在に至るまで火災が原因による原子炉損傷事故は起きていないが、この火災はそれに最も近づいたものである。この火災の調査の結果、設計及び火災対応手順の双方に不備があることが判明し、また当時の火災防護対策は原子炉損傷事故を防ぐために原子炉の安全停止能力を維持するということを適切に考慮していなかった。

そこで 1981 年 NRC は火災から原子炉の安全停止能力を防護することを目的として 10CFR50.48[4)]及び 10CFR50 附則 R[5)] (以降、附則 R)を公布した。10CFR50.48 は免許所有者が確立しなければならない火災防護プログラムについて広範な要求を定めるものであるが、附則 R は 1979 年 1 月 1 日以前に運転を開始した原子力発電所に対して GDC3 を順守するために必要な火災防護プログラムの技術仕様を規範的に定めるものである。

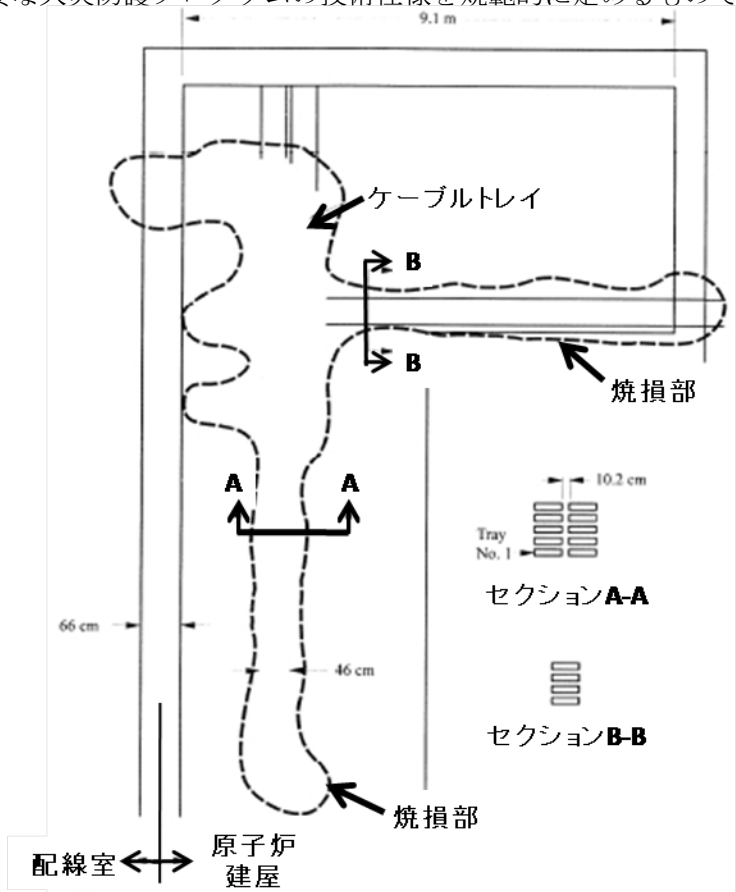


図 3-3　ブラウンズフェリー原子力発電所火災での延焼範囲

図 3-4　ブラウンズフェリー原子力発電所火災によるケーブル損傷①

図 3-5　ブラウンズフェリー原子力発電所火災によるケーブル損傷②

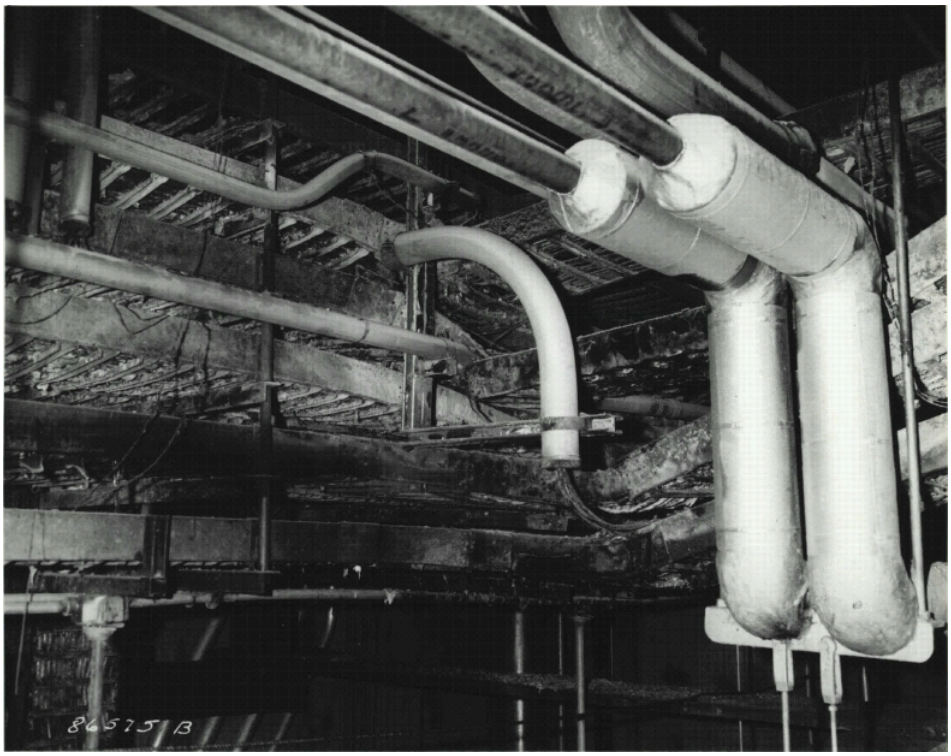


図 3-6　ブラウンズフェリー原子力発電所火災によるケーブル損傷③

附則 R において

・火災の発生を防止する

・ 火災が発生した場合に直ちに検知し、制御し、速やかに消火する

・ 消火活動によって即時に消化できない場合に火災が安全停止を阻害しないように安全上重要な構築物、系統、機器を防護する

という 3 層からなる「火災の深層防護(Defense in Depth)」という考えが確立された。安全停止は後述する温態停止、冷態停止機能に適用されるもので、安全上重要とは全ての安全機能に適用される。また構築物、系統、機器に対して、表 3-1 に示す 3 つの火災被害制限が確立された。

表 3-1　附則 R における火災被害制限

安全機能	火災被害制限
温態停止	中央制御室あるいは非常時制御室から温態停止を達成するのに必要な装置の1つのトレインがエクスポージャー火災[1)]を含む単一の火災被害から免れなければならない。
冷態停止	冷態停止するのに必要な2つのトレインがエクスポージャー火災を含む単一火災により被害をうけることはあっても、1つのトレインが所内の能力を用いて72時間以内に修理されるようにその被害は制限されなければならない。
設計基準事故	設計基準事故の影響を軽減するために必要な両方の装置は単一のエクスポージャー火災により被害をうける可能性がある。

1) エクスポージャー火災は、原位置、または一時所在可燃物が存在する所与の区域での火災であり、同区域またはその隣接する区域にある安全にとって重要な SSC に影響を及ぼす可能性を有するものである。こうした火災の影響(例えば煙、熱、引火)は、安全にとって重要な SSC に悪影響を及ぼす可能性がある。

ここで温態停止とは、原子炉が未臨界(つまり核分裂の連鎖反応が低下していくこと)に保たれ、冷却材が約 100℃以上の温度での停止状態のことであり、冷態停止とは原子炉の核分裂反応が停止しており、かつ、原子炉を 95℃以下で冷却及び減圧している状態のことである。このように米国における原子力発電所の火災安全というものは、原子炉の安定に必要な 2 種類の停止状態を確保するということに基づくということがいえる。また温態停止及び冷態停止に必要な機能[6)]を表 3-2 に示す。

表 3-2　温態停止及び冷態停止に必要な機能

炉型	温態停止	冷態停止
PWR	反応性の制御:原子炉停止能力	余熱除去システム能力に対する原子炉冷却システム
	原子炉冷却材の供給	
	原子炉制御システム圧力制御	崩壊熱除去
	崩壊熱除去	
	プロセス監視装置	
BWR	反応性の制御	崩壊熱除去
	原子炉冷却材の供給	
	原子炉圧力制御及び崩壊熱除去	
	サプレッションプール冷却系	
	プロセス監視	

附則 R の目的は原子炉の安全停止に必要なシステムが火災の影響を受けても使用可能であるように、安全裕度(safety margin)を保持することである。これは最悪な火災被害シナリオで保守的な評価のもとに規制が制定され、また 3 つのバックフィット(遡及)要件を伴っており、それらの要件を順守するにはプラントの改良を余儀なくされるなど莫大な労力やコストがかかった。(表 3-3、3-4 参照)

表 3-3　10CFR50 附則 R のバックフィット要件

項目	タイトル	概要
Ⅲ.G	安全停止能力の火災防護	(1)制御室から温態停止を達成し維持するために必要な系統を火災から防護する、(2)制御室から冷態停止を達成し維持するために必要な系統を72時間以内に回復可能にする--という目的のためにケーブル、機器等に対する防護壁の使用、一定距離の分離、また火災防護設備の設置などを要求。
Ⅲ.J	非常灯	安全停止の際に用いる装置の作動に必要な全ての領域及びそこまでの経路およびそこからの避難路に対して、最低8時間のバッテリー電源を持つ非常灯の設置を要求。
Ⅲ.O	原子炉冷却ポンプ油回収システム	通常稼働中あるいは想定される事故の状態においても火災を起こさず、そして地震に耐えることができると保証することができる原子炉冷却ポンプ油回収システム※の設置を要求。またその具体的な性能に関する記述あり。

※原子炉冷却ポンプ油回収システムとはポンプ内にある潤滑油を回収するシステムのことである。

表 3-4　10CFR50 附則 R、Ⅲ.G.2 の要件

項目	概要
Ⅲ.G.2.a	ケーブル、機器、及び関連する非安全系回路を3時間定格の防火障壁で分離する。またそれらの防火障壁の一部を形成する鉄骨材料に関しては、その防火障壁と同等の耐火性能を持ち合わせることにより防護する。
Ⅲ.G.2.b	ケーブル、機器、及び関連する非安全系回路を、水平方向に20FT以上、可燃物あるいは火災ハザードの介在がない状態に分離し、火災感知器及び自動消火システムを設置する。
Ⅲ.G.2.c	ケーブル、機器、及び関連する非安全系回路を1時間定格の防火障壁で分離し、火災感知器及び自動消火システムを設置する。

附則 R が公布された 1981 年に、NRC は NUREG-0800[7](標準審査指針(Standard Review Plan: SRP))を大幅に改訂し火災防護プログラムの審査にも適用できるようにした。これは NRC の標準審査指針として、表 3-5、3-6 に示す規制要件、容認基準等を引用し審査分野、承認基準、審査手順、評価結果等の火災防護規制文書全体の体系について言及するものである。火災防護プログラムの標準審査指針は SRP9.5.1[8]であり、これは附則 R に示される規範的な規制要件をもとに策定された(ちなみに現在は、後述するパフォーマンスベースの代替の火災防護プログラムに対する標準審査指針(SRP9.5.1.2[9])が公布されたために、SRP9.5.1 は SRP9.5.1.1 となった)。また 1979 年以降に運転を開始した原子力発電プラントは附則 R の規定を満たす必要がなかったが、SRP9.5.1 により審査された。前述のとおり SRP9.5.1 は附則 R に示される規範的な規制要件をもとに策定されたために 1979 年以降に運転を開始した原子力発電プラントも附則 R で規定される要件を満たす対策を施していたということがいえる。

表 3-5　SRP9.5.1 の規制要件

項目	概要
10CFR50. 48	火災防護に関する広範な要件を定める
10CFR50. 48(f)	廃止措置期間中のプラントに対する火災防護要
10CFR50　附則A　GDC3	火災防護設計要件
10CFR50　附則A　GDC5	安全上重要な構造物、系統および機器の共有に関する要件
10CFR50　附則A　GDC19	非常時の制御室の防護に関する要件
10CFR50　附則A　GDC23	防護システム故障モードに関する要件
10CFR50　附則R	1979年1月1日以前に運転を開始した原子力発電プラントに対する火災防護要件
10 CFR52	早期立地許可に関する要件
10 CFR 52.47(b)(1)	設計承認の際の査察、試験、解析に関する要件
10 CFR 52.80(a),	一括許認可の際の査察、試験、解析に関する要件
10 CFR Part 72	独立使用済燃料貯蔵施設に関する要件

表 3-6　SRP9.5.1 の容認基準

項目	概要
RG1.174	火災防護免許基準の変更の際のPRAの利用に関する指針
RG1.188	原子力プラントの運転申請のための標準書式及びその中身
RG1.189	火災防護プログラムに関する包括的な指針
RG1.191	廃止措置期間中の火災防護プログラムに関する指針
RG1.206	一括許認可申請
SECY 90-016 SECY 93-087 SECY 94-084	新型炉のための強化された火災防護基準

1981 年 NRC は GL81-12 を交付した。これは附則 R のⅢ.G.2 の要件が順守されているかということを確認するために、(1)ショートにより操作が妨げられるあるいは誤作動を起こす恐れのあるケーブルあるいは装置、(2)温態停止の達成及び維持に必要な 2 つ以上の系統のシステム--が同一区画内にあるかを免許所有者に調査するよう要請したものである。III.G.2 が順守されていない場合は、III.G.3(表 3-7 参照)に適合するように代替の安全停止能力を提供する、あるいは正当化できる理由があるのならば規制の免除を要請しなければならない。

表 3-7　10CFR50 附則 R、Ⅲ.G.3 の要件

Ⅲ.G.3		以下の場所に関しては、代替の停止機能※を設置し、火災感知器及び固定の消火システムを設置しなくてはならない
	a	温態停止に対する火災防護機能が、上記Ⅲ.G.2の要件を順守していない
	b	同じ火災領域にある温態停止に必要な複数の系統が、消火系の作動、破損、あるいは予想外の運転による影響を受ける可能性がある

※代替の停止能力とは既存のシステムの(1)経路の変更、(2)移動あるいは(3)変更--により提供されるものである。専用の停止能力とは火災後の安全停止のために新しく構造体及びシステムを設置することにより提供されるものである。

GL81-12 に対する免許所有者からの返答を調査した結果、NRC は免許所有者が附属 R の要件を部分的に誤解しているということを発見した。そこで 1986 年に GL 86-10[10]を公布し、(1) 附則 R の解釈の詳細、(2) NRC による事前承認なしで承認された火災防護プログラムの変更を認める手段--を免許所有者に伝えた。

このように BF 原発における火災発生以降の規制は規範的であったために、免許所有者はその順守に苦労し、またその解釈に関しても NRC との間で多くの隔たりが生じた。そのため NRC は数多くの情報伝達手段(GL、IN 等)を利用したが、それがますます規制の枠組みを複雑にした。そこで NRC は 2001 年に規範的な火災防護プログラムに対する包括的な指針として、規制指針 RG1.189[11]を公布した。図 3-7 に、この時点における規範的な火災防護規制の概念図を示す。

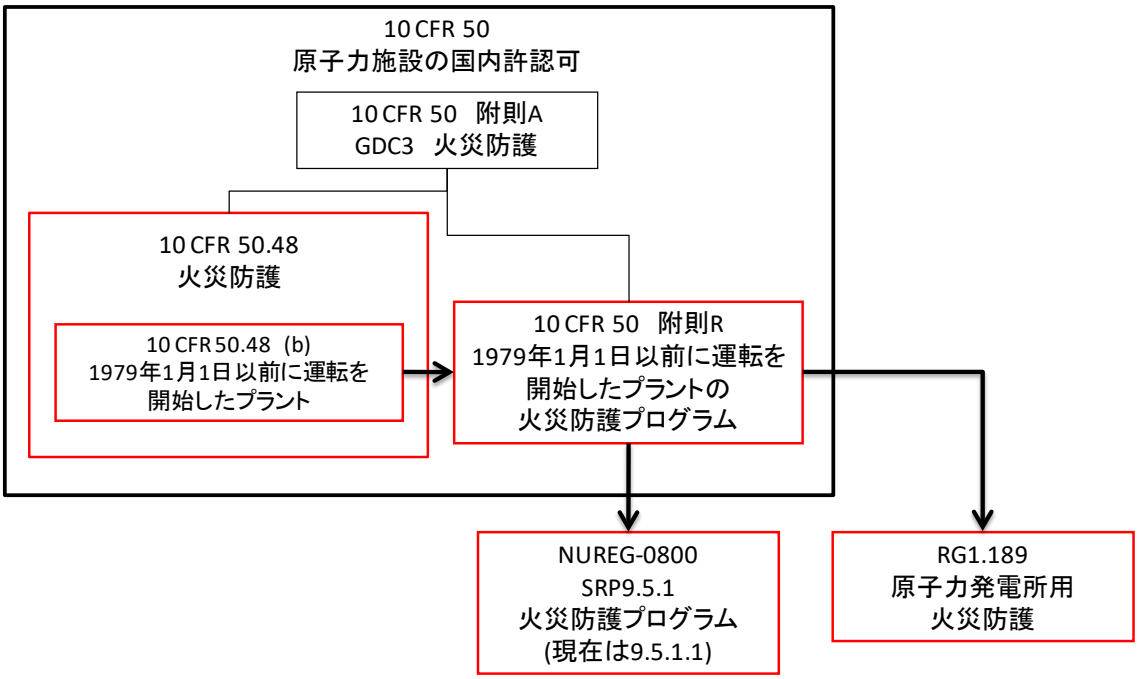


図 3-7 規範的な火災防護規制の概念図 （赤字が新たな規制）

２．２．規範的な防火規制の時代に発生した防火に関する問題

２．２．１．耐火障壁の性能問題

２．２．１．１．10CFR50 附則 R の公布

ブラウンズフェリー原子力発電所でのケーブル火災の教訓から、NRC は規範的な火災防護規制である連邦規制 10CFR50 附則 R を公布した。この規制の中で最も重要と考えられるのが原子炉の安全停止に必要な 2 系統以上(redundant system)の装置及びケーブルの火災防護対策である(図 3-8 参照)。

Ⅲ.G 安全停止能力の火災防護

(1)制御室から温態停止※1 を達成し維持するために必要な系統を火災から防護する、

(2)制御室から冷態停止※2 を達成し維持するために必要な系統を 72 時間以内に回復可能にする

--以上の目的のため安全停止に必要な装置及びケーブルに対する火災防護を要求。

※1:原子炉が未臨界(つまり核分裂の連鎖反応が低下していくこと)に保たれ、冷却材が約 100℃以上の温度での停止状態。

※2:原子炉の核分裂反応が停止しており、かつ、原子炉を 95℃以下で冷却及び減圧している状態

図 3-8　10CFR50 附則 R のⅢ.G の概要

また 2 系統以上の装置及びケーブルが同一の区画にある場合、その区画での火災により全ての系統の機能が喪失しないようにそれらの分離が要求される。この要求を満たす容認可能な手段は 10CFR50 附則 R のⅢ.G.2 内で 3 つ記載されている(表 3-8、図 3-9 参照)。

表 3-8　10CFR50 附則 R、Ⅲ.G.2 の要件

項目	概要
Ⅲ.G.2.a	ケーブル及び装置を3時間耐火の防火障壁で分離する。
Ⅲ.G.2.b	ケーブル及び装置を水平方向に20FT(6.1m)以上、可燃物あるいは火災ハザードの介在がない状態に分離し、火災感知器及び自動消火システムを設置する。
Ⅲ.G.2.c	ケーブル及び装置を1時間耐火の防火障壁で分離し、火災感知器及び自動消火システムを設置する。

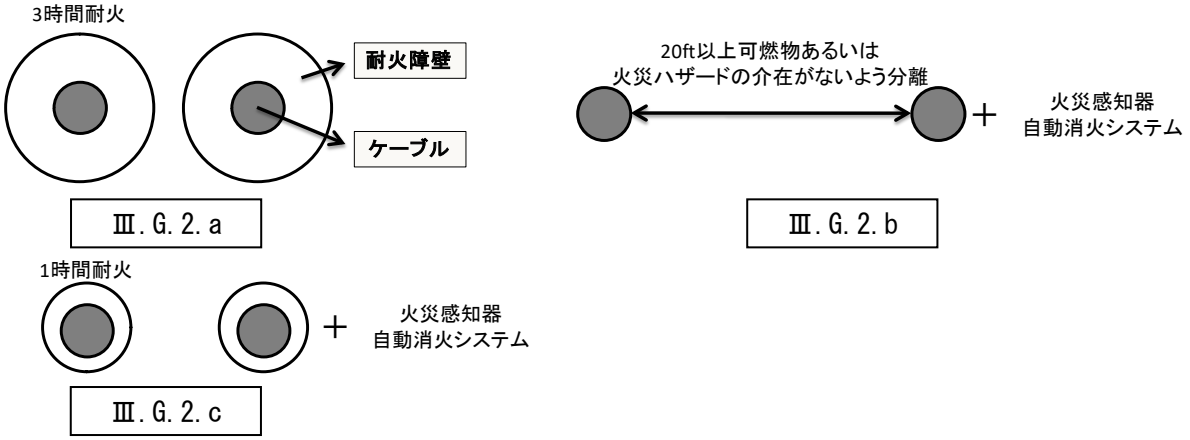


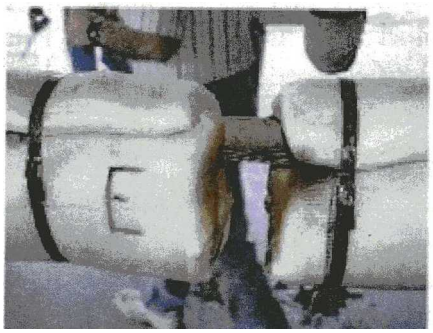
図 3-9　10CFR50 附則 R、Ⅲ.G.2 の概念図

しかしながら現在米国で稼働している発電所の多くが附則 R の公布される前に設計されたために(表 3-9 参照)、ケーブル及び装置の 20ft 以上の分離を要求するⅢ.G.2.b に規定される対策を施すことができず、多くの発電所でⅢ.G.2.a あるいはⅢ.G.2.c の手段、つまり 1 時間あるいは 3 時間耐火の防火障壁を用いた対策を施している。

表 3-9　米国における原子力発電所の変遷

年代	1950	1960	1970		1980	1990	2000
出来事	商業用原子力発電所の登場（1957）		10CFR50 附則A公布（1971）	ブラウンズフェリー原子力発電所火災（1975）	**10CFR50 附則R公布（1981）**		NFPA 805 の登場（2004）
運転開始プラント数	3	10	58		48	4	0

防火障壁を構成する材料の 1 つが、ケーブル、ケーブルトレイ及びケーブル電線管の火災防護に用いられる ERFBS(電気配線管用防火システム)である(図 4-9 参照)。ERFBS が囲むケーブル等を火災から防護することにより、NRC の火災防護規制の目標の 1 つである「消火されなかった場合、原子炉の安全停止を妨がないように、安全上重要な SSC を防護する」を達成する。米国における原子力発電所では Thermo-Lag、Darmatt, Hemyc、MT、3M Interam 等の ERFBS が使われている。



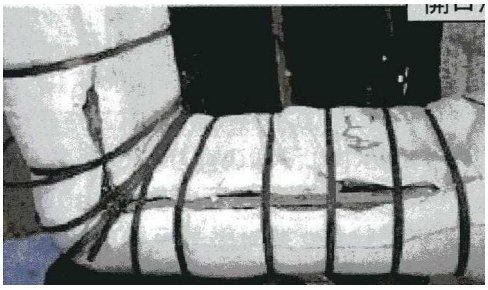


図 3-9　ERFBS の外観

２．２．１．２．Thermo-lag の性能問題

防火障壁の性能に関する問題は、River Bend Station を運営する The Gulf States Utilities Company が 1987 年以降、免許所有者事象レポート (LER87-005、89-009、90-003) で「Thermo-Lag330-1(以降、T-Lag)の性能低下が目視で確認された(visual observations of degradation of Thermo-Lag)」と報告した時点で明らかになった [12]。1989 年におこなわれた、一連の T-Lag の耐火試験において、1 時間及び 3 時間耐火のものが、それぞれ火災からケーブルの被害を防ぐことができなかったということが判明した [13]。これらの原因は、

①製造元が推奨する方法で設置されなかった。

設置手順が不適切であった。

②防火障壁(Fire barrier)の耐火試験方法及び容認基準が記載されている GL86-10(図 3-10 参照)に沿って耐火試験が行われなかった、あるいは試験された形態と実際に用いられている形態が異なった。また GL86-10 内に記載されていない ANI(America Nuclear Insurers)の試験方法及び容認基準を用いていた。

試験方法

NFPA251(建築構造及び材料の標準耐火試験方法)を参照し、また NFPA251 は ASTM E 119(建築構造及び材料の標準燃焼試験方法)を採用する。NFPA251 は、実際に用いられる材料、施工方法、寸法及び形態を表す試験体が標準火災暴露(standard fire exposure)状態になるよう試験することを要求する。

容認基準(ANI では定めていない部分)

・耐火等級と同等の時間、暴露面の裏側に炎の痕跡(passage of flame)や綿くずの発火がなく耐火試験を通過する。
・暴露面の裏側の最高温度が 139℃(250F)超えない。
・放水試験の間、損傷を負わず、水の影響を受けない。

図 3-10　GL86－10 の概要

なお T-Lag を利用している事業者は以下の是正手段を取ることにより、品質低下問題を解決した。

・1 つのケーブルを他の防火区画に迂回する
・T-Lag あるいはその影響を受ける材料を適切に試験された代替の材料に変更する
・T-Lag を試験された時と同じ状態に性能を向上させる

また NRC は 1994 年に GL 86-10 補足 1[14](図 3-11 参照)を公布し、「同一区画内の複数の安全停止システムを分離するために用いられる ERFBS」の耐火試験方法及び容認基準を新たに確立した。これは NRC が、ERFBS は他の防火材料に比べて特異であり、GL 86-10 を履行する際の新たな基準が必要であると認識したためである。

GL 86-10 補足 1

(1)熱に曝されない面の平均温度が、規定の耐火時間(1 時間、または 3 時間)の経過後、初期温度よりも 139℃(250F)を超えず、且つ最高温度が 181℃(325F)を超えないこと
(2)耐火試験の間、及びその後の放水試験実施後もケーブル敷設管／トレイが表面から見えるような開口部が生じないこと。

図 3-11　GL 86-10 補足 1 の容認基準

２．２．１．３．Hemyc 及び MT の性能問題

NRC は 1997 年に T-Lag の耐火性能に関する問題の教訓から「火災防護機能査察プログラム(FPFI: Fire Protection Functional Inspection)」を開始した[15]。これは原子力発電所の火災安全に特化した査察プログラムで、以下の要素から成り立つ。

・火災防護設計(ハード)
・火災防護プログラム(ソフト)
・火災時安全停止能力(post-fire safe shutdown capability)

1999 年 11 月 NRC は FPFI プログラムに基づき Shearon-Harris 原子力発電所で査察を行っていた際に、そこで使われていた 1 時間耐火の Hemyc 及び 3 時間耐火の MT という ERFBS が前述の GL 86-10 補足 1 で容認していない ANI の試験方法で評価されているということを発見した。2005 年 NRC はオメガポイント研究所において GL 86-10 補足 1 で容認される方法である ASTM E-119 をもちいて Hemyc 及び MT の耐火試験を行った。その結果を表 3-10 に示す [16]。

表 3-10　Hemyc 及び MT の試験結果

	本来の耐火時間	ASTM E-119 による試験結果
Hemyc	1時間	30分
MT	3時間	87分

試験の結果 T-Lag のように Hemyc 及び MT の耐火性能の不足が明らかとなった。そのために、いくつかの事業者は T-Lag の時と同じように

・他の ERFBS に取り換える

・現在用いている Hemyc あるいは MT を補修する

などといった具体的な是正手段をとったが、この時代には後述する NFPA805(軽水炉用性能指向型の火災防護基準)を用いた性能指向型の代替の火災防護規制を採用することが可能であり、この基準のもとで「火災防護重要性決定プロセス(FP SDP)」や最新火災 PRA 手法である「NUREG/CR-6850」などのリスク評価ツールを用いることにより、Hemyc あるいは MT の耐火性能不足が原子炉の安全に影響を与えないと証明し、改修等を行うことなく解決した事業者もいた。表 3-11 に防火障壁に関する NRC の規制文書の一覧を示す。

表 3-11　防火障壁に関する NRC の規制文書

種類	文書番号	タイトル
速報	BL92-01	火災被害からケーブルトレイ及び電線管を防護するサーモラグ330防火障壁システムの不具合
	BL92-01,Supp. 1	特定の耐火機能を達成するためのサーモラグ330防火障壁システムの不具合
共通書簡	GL86-10,Supp. 1	同一防火区画内における複数の安全停止トレインを分離するために用いられる防火障壁システムの耐火試験容認基準
	GL92-08	サーモラグ330-1　防火障壁
情報通知	IN-91-47	サーモラグ防火障壁システムの耐火試験の失敗
	IN-91-79	サーモラグ防火障壁システムの欠陥の発見
	IN-91-79, Supp. 1	サーモラグ防火障壁システムの欠陥の発見
	IN-92-46	サーモラグ防火障壁の調査 耐火試験及び電流容量計算のエラー
	IN-92-55	サーモラグ防火障壁材料の耐火試験結果
	IN-92-82	サーモラグ330-1可燃性試験の結果
	IN-94-22	3時間耐火のサーモラグ330防火障壁の耐火試験及び電流容量低減率試験の結果
	IN-94-34	サーモラグ330の電流容量低減に関する問題
	IN-94-86	サーモラグの製造者であるサーマルサイエンス社に対する法的行為
	IN-94-86, Supp. 1	サーモラグの製造者であるサーマルサイエンス社に対する法的行為
	IN-95-27	NRCのNEIに対する調査 サーモラグ330-1可燃性評価方法　プラント選別指針
	IN-95-32	サーモラグ330-1火炎伝播試験結果
	IN-95-49	サーモラグの耐震性
	IN-95-49, Supp. 1	サーモラグの耐震性

２．２．２．回路損傷

電気回路の防護は公衆の安全や環境保護のために必要な火災防護プログラム重要な一要素である。電気ケーブルに影響を及ぼす火災はプラントを停止するのに必要な装置の動作に影響を与える可能性がある。

火災による回路損傷は、プラント電気システム内において火災の影響により、あるケーブルがほかのケーブルや装置と接触した結果生じるプラント装置の意図しない始動、停止あるいは誤作動である。米国の規制文書では「hot shorts」、「shorts to ground」、「open circuits」とよばれている[17]。

火災による回路損傷はブラウンズフェリー火災で初めて確認された。この火災の教訓から、NRC は火災が起きたとしても原子炉を安全停止(温態停止、冷態停止)できるように火災防護規制及び指針を作った。それらの規制の中で重要な要件は火災時に原子炉を安全停止する際に必要な冗長装置及びケーブルの防護に対する要求である。これには損傷や誤作

動から回路を防護する要求も含まれる。表 3-11 に火災時安全停止を要求する規制等を示す。

表 3-11　火災時安全停止を要求する NRC の規制等

項目	概要
10CFR50.48	火災防護に関する広範な要件を定める
10CFR50 附則A GDC3	火災防護設計要件
10CFR50 附則R	1979年1月1日以前に運転を開始したプラントに対する火災防護要件
NUREG-0800 SRP9.5.1	1979年1月1日以降に運転を開始したプラントの評価

火災による回路損傷は NRC の火災に関する規制の目標の 1 つである、「消火されなかった場合、原子炉の安全停止を妨げないためように、安全上重要な SSC を防護する」を達成する上で火災防護上の重要な要素となる。しかしながら回路損傷のリスク及び安全上の重要性は、火災後の安全停止に対する回路の重要性、回路の種類及び形態、そして起こりうる回路損傷モードなど数多くの要素に影響される。

原子力発電所は安全システムを複数備えており、それらは分離して設置されている。そのため回路損傷は 1 つ以上の安全停止システムに対して影響を及ぼすことはない。しかしながら初めて回路損傷が発見されたブラウンズフェリー火災以前に、多くのプラントが建設されていたが、それらはその火災以降に出された規制に追従しておらずそのような安全システムの分離機能を備えていなかった。結果として、ブラウンズフェリー火災以前に建設された原子力発電所は安全システムの分離機能を備えるために改修せざるを得なかった。一部の例では、要求に追従するために設置しなくてはならない分離機能が不必要である場合もあった。そのような場合に、そのプラントの免許所有者は NRC に対して要求からの逸脱の申請をし、NRC が安全上問題ないとすればその免許所有者はその要求に追従せずに済んだ。

1997 年以降、一連の免許所有者事象レポート(LER)により、原子炉の安全停止を達成し、維持するのに必要な装置に影響を及ぼす可能性のある、プラント特有の火災による電気回路損傷にかかわる問題が表面化した。NRC は当初、これらの回路損傷に関わる問題をプラント固有の問題として扱ったが、同じような問題が複数発生したことを確認したために最終的に一般的な問題として扱った。結果として NRC は IN 99-17[18](火災時安全停止回路解析に関連する問題)を発行し、免許所有者にこの問題を伝えた。

1998 年に NRC は火災による回路損傷の規制にかかわる問題で、業界側との間に意見の不一致があることを確認した。これは双方ともに回路損傷に関する知識が少なかったこと、また「関連回路(associated circuit)」の定義が NRC と産業界で異なっていたということに起因するものである。関連回路という単語は安全停止機能を直接的には果たさないが、安全停止に影響を及ぼす恐れのある誤作動(spurious actuation)を起こす恐れのある回路を特定するために使われていた。しかしながら、附属 R では「損傷により安全停止に直接的に影響する回路」と「誤作動等の間接的な理由により安全停止に影響する回路」との区別がなされていなかった。図 3-12 に関連回路に関する NRC の定義と産業界の解釈の比較を示

す。

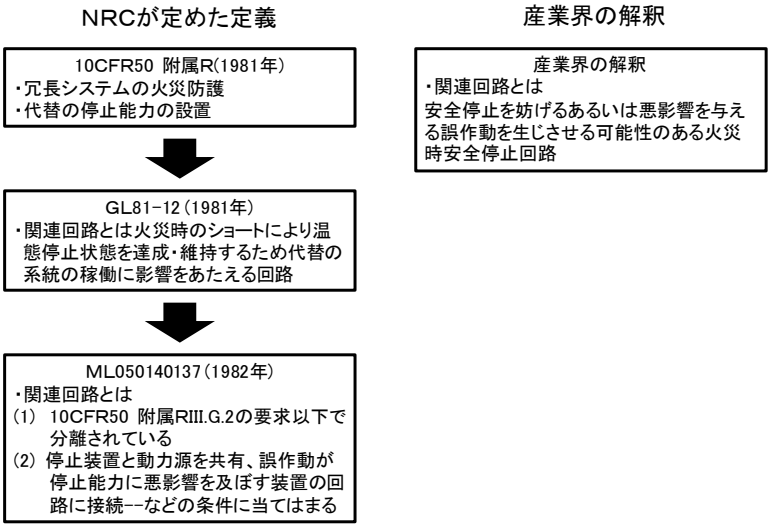


図 3-12　関連回路に関する NRC の定義と産業界の解釈の比較

このような NRC と産業界の広範な関連回路の定義・解釈は火災時安全停止回路に要求される防護に関して混乱をもたらした。そこで 2000 年に NRC は問題が解決されるまで免許所有者の大部分の回路解析にかかわる火災防護査察を一時的に停止し、施行の自由裁量(enforcement discretion)とすることを制定した。これは火災による回路損傷に関して、免許所有者が規制に順守していない部分があったとしても、火災監視をするといった埋め合わせ手段を履行していれば、免許所有者はいかなる罰も受けないということである。この施行の自由裁量は 2004 年の 12 月まで続いた。

1975 年の BF-1 の火災で発生したにもかかわらず長い間ほぼ起こらないと考えられていたケーブル導線の回路損傷が原因で生じる装置の誤作動の可能性に関する知見を得るために、電力研究機関(EPRI)及び NEI は 18 のケーブル火災試験を 2001 年の 1 月から 6 月にかけてテキサス州サンアントニオにあるオメガポイント研究所で行った。この試験の結果、「以前に考えられていたよりも、誤作動の可能性は非常に低いとはいえない」という結論に達した[15]。それにより原子力産業界と NRC はホットショートに対する火災防護の領域における既存の規制指針と実用的な習慣を再考する必要に迫られた。また NEI はこの試験の結果をもとに 2005 年に回路解析のための指針である NEI00-01[19](火災時安全停止回路解析のための指針)を発表した。また同時期に産業界と NRC は回路損傷に関する新たな知見を得るために数多くのワークショップや会議を開いた。その結果、NRC は火災に脆弱な回路に形態と、そうでない形態があることを確認した。2004 年 NRC はこれらの情報をもとに、リスク情報を用いた回路の査察手順である RIS2004-03[20](火災時安全停止回路査察に対するリスク情報を用いた手法)を発表した。この査察は IP 71111.05T で定められる 3 年ごとの火災防護査察の一環としておこなわれる。IP 71111.05T による査察目的の 1 つが「それぞれの免許所有者の火災防護プログラム内に火災後の安全停止能力を確保するための手順、装置、防火壁及びシステムが含まれていることを検証する」であり、この目的達成のために火災時安全停止回路の査察が行われるということである。

RIS2004-03 による査察では、査察の対象となる回路を、形態ごとに損傷が発生する確率に応じて 3 つのカテゴリーに分ける。このカテゴリーを「Bin」という。

Bin1：損傷の確率が高い回路の形態
Bin2：追加的な検証が必要な形態
Bin3：損傷の確率が低い回路の形態

つまり、Bin1 に分けられる回路の形態が、最も回路損傷を起こす可能性が高いということになる。なお RIS2004-03 の添付書類には Bin1 と Bin2 の詳細な形態が記載されている。しかしながら Bin3 に関する詳細な形態は記載されていない。これは、Bin3 は査察対象として含まれないためである。また Bin2 の形態は現在研究中のものも含まれるために、今後改訂される予定である。図 3-13 に Bin1 の詳細、図 3-14 に Bin2 の詳細を示す。

A. 単一の多導体ケーブル（熱硬化性、熱可塑性）
可能性のある導体の組み合わせによるケーブル間のショートによる損傷は数に関係なく発生する可能性がある。複数の多導体ケーブルの場合は、最大 2 つのケーブルが損傷すると仮定する。

B. 2 つの熱可塑性のケーブル
ケーブル間のショートによる導体のいかなる組み合わせの損傷は、同時に発生すると想定される。

C. 直流の制御回路がかかわる場合
制御ケーブルの損傷による起こりうる誤作動を考慮せよ。同一の多導体ケーブル内にソースコンダクターとターゲットコンダクターが位置する場合、起こりうる誤作動を考慮せよ。

D. 高圧、低圧界面での崩壊熱除去システム隔離バルブは三相、適切な極性のショートによるケーブル損傷の影響下にある。この損傷の発生確率は低いが、通常の稼働原子炉の圧力近辺で崩壊熱除去システムの低圧部を加圧する恐れのあるバルブを開くおそれがある。

図 4-13　RIS2004-03、Bin1 の詳細

A. 熱硬化性ケーブルのケーブル間のショート
損傷モードはケーブル間のショートよりも確率が低いため。

B. 熱硬化性及び熱可塑性のケーブル間のショート
この損傷モードは両方のケーブルあるいは熱硬化性ケーブルのショートよりも確率が低いため。

C. 3 つ以上のケーブルの損傷を必要とする形態
3 つ以上のケーブルの損傷時間及び継続時間は、起こりうると仮定される損傷の数を決定するために追加的な研究を必要とするため。

D. 制御電力変圧器と制御回路内での複数誤作動
回路内の制御電力変圧器は誤作動の可能性を大幅に減少させるため。

図 3-14　RIS2004-03、Bin2 の詳細

このように RIS2004-03 は回路の形態ごとに火災リスクを分類し、この分類をもとに査察を行うものである。また NRC は 2005 年に RIS2005-30[21](火災時安全停止回路の規制要件の説明)を発表した。RIS2005-30 では火災時安全停止回路の規制要件を明らかにし、前述の関連回路に関する詳しい説明をした。また RIS2005-30 は、NEI00-01 を 10CFR50 の附則 R に適合するものとして、火災時安全停止回路の解析手段として是認した。表 3-12 に RIS2005-30 による NEI00-01 の是認の詳細を示す。

表 3-12　RIS2005-30 による NEI00-01 の是認の詳細

項目	解析手法	是認の範囲
3章	決定論的な火災時安全停止回路解析手法	ずべてのプラントが利用できる容認可能な解析手段
その他	決定論的及びリスク情報に基づく火災時安全回路解析	
4章 附則B	火災時安全停止回路のリスク重要性解析	(1)NFPA805採用プラントは利用可能 (2)NFPA805未採用プラントは規制の免除を申請する際の評価手段として利用可能

NEI00-01 及び RIS2004-03 という 2 つの回路損傷に関するリスク情報を用いた解析手法の登場により、2005 年 NRC は一時定期に停止されていた回路解析にかかわる火災防護査察を再開された。

２．２．３．オペレーターマニュアルアクション

火災時オペレーターマニュアルアクション(Post-Fire Operator Manual Actions)とは火災時に、原子炉を安全で安定な状態に維持する、つまり温態停止、あるいは冷態停止を維持し達成するために中央制御室外のプラント作業員によって行われる手順化された活動で

ある。実行可能で信頼性のある火災時オペレーターマニュアルアクションの適用は NRC の火災に関する規制の目標の 1 つである、「消火されなかった場合、原子炉の安全停止を妨げないためように、安全上重要な SSC を防護する」を達成する上で火災防護上の重要な要素となる。また一般的なオペレーターマニュアルアクションは平時のプラント作業をサポートする上で必要ではあるが、火災時オペレーターマニュアルアクションは火災対応など危機的でストレスの多い環境下で行われるために、平時のオペレーターマニュアルアクションと異なるということを理解しなければならない。

ブラウンズフェリーの火災で明らかになった問題に対応するために、NRC は火災の際に原子炉を安全に停止できるように火災防護規制及び指針を作り出した。それらの規制の中で重要な要件は 10CFR50.48 の附則 R のⅢ.G.2 で要求される、同一区画内にある原子炉の安全停止状態を維持するのに必要な 2 つ以上の装置やケーブルの分離による安全確保である。2 つ以上の装置やケーブルのうちの 1 系統がⅢ.G.2 で要求される手段を採用している個所では、もう 1 系統の防護のためにオペレーターマニュアルアクションを利用することができる。また 2 つ以上の装置やケーブルを分離できないところでは、免許所有者は原子炉の安全停止のために代替手段としてオペレーターマニュアルアクションを使うことが認められているが、79 年以前に運転を開始したプラントは 10CFR50.12[22)]による NRC の事前承認が必要であり、また 79 年以降に運転を開始したプラントは、NRC の査察(ROP)の際にオペレーターマニュアルアクションの利用が安全停止の能力に悪影響を与えないと証明しなければならない。図 3-15 にオペレーターマニュアルアクションの利用についての概念図を示す。

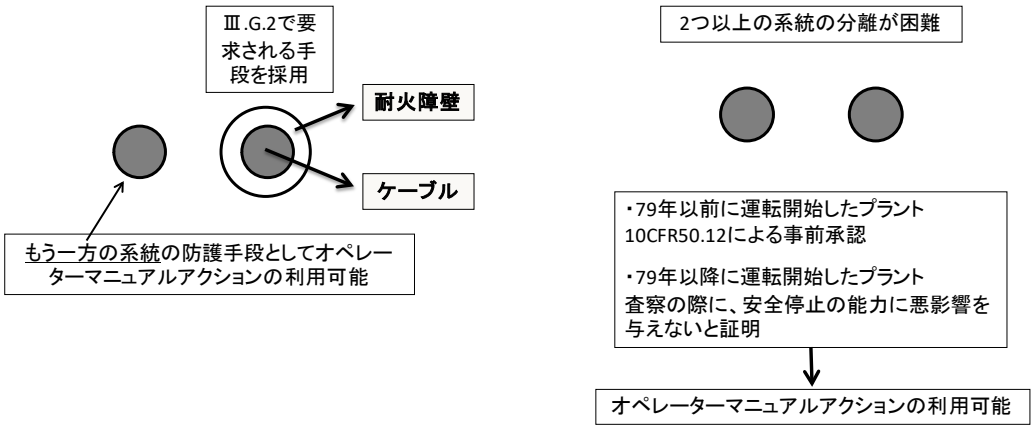


図 3-15　オペレーターマニュアルアクションの利用の概念図

2000 年に NRC の査察(ROP)の際に、複数の免許所有者が、2 つ以上の系統のうちの 1 つにⅢ.G.2 で要求される手段を採用していない、あるいは NRC に事前承認を受けていないにもかかわらず以下の 2 つの理由でオペレーターマニュアルアクションを利用していることが判明した。

(1)附則 R のⅢ.G.2 で要求される複数の装置やケーブルを分離するあるいは消火設備を設置する代わりにオペレーターマニュアルアクションを利用していた。

(2)品質低下した Thermo-Lag を改修あるいは交換することなくオペレーターマニュアルアクションの利用によりその埋め合わせをした。

これは NRC と産業界との間のオペレーターマニュアルアクションに対する異なる解釈に起因していた。前述のとおり、NRC はオペレーターマニュアルアクションの利用に際しては「事前承認」あるいは「悪影響がないと証明」することを要求したが、しかしながら産業界側は、免許所有者がオペレーターマニュアルアクションを時間内に、適用できる環境条件で実行できると証明できれば、オペレーターマニュアルアクションが安全停止を達成及び維持するためのプラントの能力に悪影響を与えない限り、NRC の事前承認なしで附則 R のⅢ.G.2 で要求される手段の代替手段としてあるいは品質低下した Thermo-Lag の埋め合わせとしてオペレーターマニュアルアクションの利用は可能であると考えていた。免許所有者がこのような考えを持つようになった原因は以下の 2 つである。

(1)附則 R のⅢ.G.1(表 3-13 参照)によりオペレーターマニュアルアクションの利用は承認されると考えていた。

(2)附則 R のⅢ.G.2 に具体的にオペレーターマニュアルアクションの利用が禁止されていると記載されていない

表 3-13　附則 R のⅢ.G.1

項目	概要
Ⅲ.G.1.a	中央制御室あるいは非常時制御室から温態停止を達成し維持するために必要な系統は火災の損傷を受けない
Ⅲ.G.1.b	中央制御室あるいは非常時制御室から冷態停止を達成し、維持するために必要な系統を、72 時間以内に回復できる

NRC は RIS 2006-10[23]を発行し、NRC のオペレーターマニュアルアクションに対する見解を表明した。この中で同一区画内における 2 つ以上の系統の分離の代替手段、あるいは品質低下した Thermo-Lag の埋め合わせ手段としてのオペレーターマニュアルアクションの利用の禁止を明確化した。

免許所有者による火災時オペレーターマニュアルアクションの誤った利用を是正するために、NRC はその問題に対する暫定的行政措置裁量を認めた。これは、免許所有者に対して火災時オペレーターマニュアルアクションの誤った利用の確認を一定期間認め、もし確認されれば是正するための時間を与えた。行政措置の自由裁量は 2009 年の 3 月 6 日に終了する。そのために NRC はそれまでにすべての免許所有者が再分析、手順の変更、改良などの作業を通してオペレーターマニュアルアクションのルールに順守し、NRC の調査及び申請のために評価レポートを提出することを期待している。免許所有者の是正処置の有効性を評価するために、原子炉監視プロセス(ROP)の下で査察を続けていく。NRC の査察官を支援するために、NRC は NUREG-1852[24]を発行した。

また 2003 年に NRC は、10 CFR50 の附則 R の III.G.2 の要件の代替として容認可能なオペレーターマニュアルアクションの利用を選択肢の一つとして免許所有者に認めるために 10 CFR50 の附則 R を修正することが最も効果的で効率的であると決断し、2005 年 NRC は 70 FR 10901 に新しい規制を提案した。提案された新たな規制は、III.G.2 を修正し、免許所有者がそれぞれのオペレーターマニュアルアクションが規制の容認基準を満たすと証明すれば、安全上重要な装置等の分離の代替手段として容認可能なオペレーターマニュア

ルアクションの利用を認めるものである。産業界は提案された新しい規制は免除申請を増やすと指摘し、反対した。結果的に NRC は提案された新しい規制はその目的を果たすことが難しいとして提案を取り下げた。

NFPA805 に基づく火災防護プログラムへ移行している免許所有者は NFPA805 の免許修正を 2009 年の 3 月 6 日以降に提出する予定である。NFPA805 の分析には火災時オペレーターマニュアルアクションの見直しを含む。

３． NFPA805 の登場によるリスク情報に基づく性能指向型の規制

規範的な規制の下で、電力会社はその順守に苦労し、また NRC 自身も火災防護規制の中には過渡に規範的なものがあるということを認めていたために、より性能に基づく代替の火災防護規制手段が求められるようになった。NRC は 1995 年に最終政策声明「原子力規制における PRA の利用」[25]を採択した。これは NRC の資源の効率的な利用及び電力会社の不必要な負担の軽減を目的として、実用的である限りすべての規制策定上の意思決定に PRA の利用を促進するものである。図 3-16 に PRA を用いた規制導入に関する背景を事業者側及び NRC 側の双方の視点から詳細に示す。

事業者側	NRC 側
・機器故障の増加によって施設稼働率が増加した。 ・規制強化によって運転コストが増大した。 ・原子力発電所の火力発電所に対する経済的優位性が減少した。 ・電力自由化によって危機感が増加した。	・予算や組織に対する政府からの縮小要求が強くなった。 ・規制要件の順守確認に集中しすぎる傾向があった。 ・規制における評価方法が客観性に欠け、規制プロセスが透明性に欠けるという批判があった。

図 3-16　PRA を用いた規制導入の背景

またこの最終政策声明では以下のような活用方針が示された[26]。

・PRA の利用は、すべての規制活動において、規範的手法の補完と多重防護の原則の維持推進を目的として推進されるべき。
・PRA は、現行規制における不必要な保守性の削減、及び必要な追加要求事項の提案を支援するために利用されるべき。
・規制上の意思決定支援のための PRA は、可能な限り現実的に実施されるべき。また、適切なデータはレビューのために公開されるべき。
・安全目標とその補足的数値目標を規制上の判断に用いる場合は、リスク評価の不確実性さを十分に考慮した上で使用すべき。

このようにして PRA を用いたリスク情報に基づく性能指向型の火災防護規制誕生への機運が高まっていたころ、米国の民間機関である NFPA(全米防火協会)は「軽水炉用性能指向型の火災防護基準(NFPA805) [27]」を開発し、2001 年 NFPA 基準評議会によってそれは承認された。2004 年 NRC は 10CFR50.48 に(C)項を追加し、NFPA805 を参照して取り込み、電力会社に対して既存の規範的な火災防護規制の代替手段として NFPA805 の自発的な採用を認めた。

NFPA805 は性能指向型の火災防護基準であるために要求する目標(表 3-14 参照)を示してはいるが、基本的には既存の火災防護対策を基準とするものである。そのため NFPA 805 への移行期間中に NRC は電力会社に対して既存の火災防護対策の評価を要求するものである。また NFPA805 を採用する電力会社は PRA を用いることにより、NRC が公布した規制指針 RG1.205 に示される、「性能目標(炉心損傷頻度及び早期大規模放出頻度)の増

加割合」を改修後の火災防護対策が下回れば、既存の火災防護対策を変更することが可能となる(表 3-15 参照)。このため電力会社は規範的な火災防護規制の下で安全上不必要と考えられていた規制要件から解放されることが期待される。

表 3-14　NFPA805 の目標

項目	目標	概要	NRCの是認
1.3.1	原子炉安全	いかなる運転モード、プラント状態における火災もプラントが燃料を安全かつ安定した状態に達成し維持することを妨げない。	あり
1.3.2	放射能放出	火災が公衆、プラント人員、環境に悪影響を与えるような放射能放出を引き起こさない。	あり
1.3.3	人命保護	プラント内部の人間が火災によって生命を奪われない。	なし
1.3.4	プラント損傷/操業中断	火災の影響が経済的な観点から容認可能である。	なし

表 3-15　RG1.205 に示される性能目標

項目	性能目標の増加割合	変更条件
3.1 (a)	CDF及びLERFが減少	NRCによる事前審査及び承認の必要なし
3.1 (b)	CDFが1E-7/年以下及びLERFが1E-8/年以下の増加	NRCによる事前審査及び承認の必要なし
3.1 (c)	CDFが1E-7/年～1E-6/年及びLERFが1E-8/年～1E-7/年の増加	①NRCに対して変更の概要を説明 ②90日以内にNRCから異議の申し出がなければ変更可

NRC は 10CFR50.48 に(C)項を追加した 2004 年に、最大 2 年間の施行の自由裁量(enforcement discretion)を認めた。これは NFPA805 への移行期間中に既存の火災防護規制に順守していない個所があったとしても、電力会社はいかなる罰も受けないということである。NRC は 2006 年に NFPA805 のさらなる採用促進のために、これを最大 3 年間までとした。この結果 2008 年 6 月時点で全米 104 基中 47 基の原発が NFPA 805 の採用に向けて移行を始めた。図 3-16 に NFPA805 の登場以降の米国の原子力発電所の火災防護規制の概念図を示す。

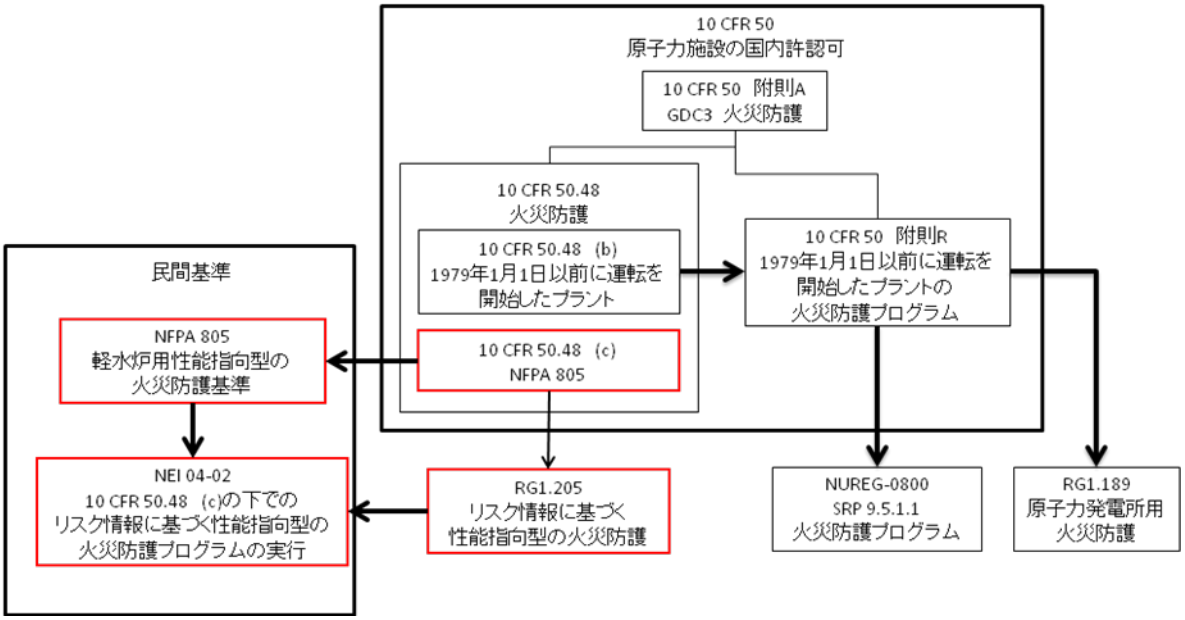


図 4-16　NFPA805 登場以降の米国の原子力発電所の火災防護規制の概念図

４．原子力発電所の防火査察

４．１．規範的規制公布後の火災防護査察

1981 年に NRC がブラウンズフェリー原子力発電所における火災を教訓として 10CFR 50.48 及び 10CFR50 の附則 R という 2 つの火災防護に関わる規制を公布した。これらの公布に続いて、NRC は以下の表 3-16 に示す 3 つの査察手順(IP: Inspection Procedure)を公布した[28]。

表 3-16　決定論的規制公布直後に公布された火災防護に関る査察手順

項目	タイトル
IP64100	稼働中及び稼働間近の原子力施設における火災時安全停止、非常灯及び油回収システムの能力
IP64150	3年ごとの火災時安全停止能力の再検査
IP64704	火災防護プログラム

４．１．１．IP64100「稼働中及び稼働間近の原子力施設における火災時安全停止、非常灯及び油回収システムの能力」

この査察手順は火災時に安全停止状態を達成及び維持することが可能である証明することを目的としたものである。1980 年代、各プラントはそれぞれ 1 回この査察手順をもとに 1 週間の査察を受けた。IP64100 の具体的な中身は、消防隊の訓練、火災時安全停止装置の位置、防火区画及び防火区画の形態のウォークダウン、火災時安全停止の手順の調査、火災時安全停止シミュレーション、火災による回路損傷解析の調査である。また IP64100 では火災感知システム、消火システム及び防火障壁の確認等も行われた。しかしながらこの査察手順では、安全停止解析あるいは火災検知システム、消火システム、及び防火障壁の設計基準の詳細を調べるのに十分な時間がなかったという問題があった。

４．１．２．IP64150「3 年ごとの火災時安全停止能力の再検査」

IP64100 による火災時安全停止査察の後、NRC は 3 年ごとの火災時安全停止能力に対する査察を開始した。この査察手順の目的は、火災時安全停止の規制要件への継続的な順守を確認するものである。しかしながら、この査察手順に割り当てられる時間が少なく、また火災時安全停止のための機械システムあるいは電気システムに精通している専門家が少なかったために、IP64150 に基づく査察は 10 プラント程度のみに対して行なわれただけであった。

４．１．３．IP64704「火災防護プログラム」

1980 年代から 1990 年代にかけて、IP64704 に基づく 3 年ごとの火災防護査察が行われた。これは各プラントの火災防護プログラムの妥当性の評価を目的として、1 週間かけて行われたものである。この査察では、一時的な可燃物及び出火源の管理、火災感知及び消火システムの調査及び試験、防火障壁のインテグリティ、品質管理、及び一般職員、消防隊の訓練及び能力を対象とする。しかしながらこの査察手順では、火災時安全停止能力に対応していない、あるいは構成管理を評価していないという問題があった。

４．２．Thermo-lag の性能問題発覚後の火災防護査察

４．２．１．火災防護機能査察

1980 年代後半から、Thermo-lag という防火障壁の品質低下に関する問題が明らかとなった[29]。この問題が発覚して以降、NRC は各事業者がそれぞれのプラントで使用している

Thermo-lag を新しいものに交換するあるいは改良すると予想していたが、事業者の中には防火障壁削減プログラム(fire barrier reduction program)を行ったものもいた。これは火災時安全停止解析の再評価及び改訂により防火障壁の必要性を評価する、つまり品質低下した Thermo-lag をそのまま使い続けるあるいは除去するということを目的としたものである。NRC はこのような防火障壁削減プログラムが今後も事業者により行われるであろうと予想し、このような状況下において追加的な火災防護査察の必要性を強く感じた。そこで NRC は火災防護機能査察(Fire Protection Functional Inspection: FPFI)プログラムを開始することとした[30]。これは原子力発電施設における火災防護に関する全ての要素を網羅するもので、それまでの査察手段よりもリスク情報を用いることにより、より効率的、包括的そして効果的な査察活動を目指したものである。この査察プログラムの目的は、対象物の安全上の重要性に応じた強力で広範でかつ理路整然とした査察プログラムを備えることにより、事業者が NRC の火災防護規制への順守を確実にするということである。

FPFI の安全上重要な対象物に焦点をあてるためにリスク情報を用いるものである。そしてその査察範囲は
(1)プラント火災防護
(2)火災時安全停止設計
(3)免許基準
(4)既存の NRC の規制及び指針により規定される火災防護プログラム

である。また上記の範囲には、安全停止目標、安全停止システム及び装置、非常灯、原子炉冷却ポンプ油回収システム、品質管理及び品質保証、変更管理プロセスを含む構成管理、運営管理及び手順、及び訓練が含まれる。これらの FPFI プログラムの要素により、このプログラムの目的である事業者の規制への順守を確実にするということを満たすことになる。FPFI プログラムによる実際の査察は 2 週間行われる。1 週目にプラント全体の火災防護及び火災時安全停止プログラムの査察が行われ、2 週目には 1 週目の査察の結果に応じ、安全上重要であると確認された個所を重点的に査察する。表 3-17 に査察の概要を示す。

表 3-17　FPFI の概要

1週目 （基本的な査察要素）	火災防護設計及び設計基準
	火災防護プログラム
	火災時安全停止能力
2週目 （詳細な査察要素）	火災防護機能、組織、管理、及び訓練
	火災時安全停止能力の履行
	コンフィギュレーション管理
	他事象により開始した火災
	火災による原子炉のトランジエント(遷移事象)
	地震及び火災の相互作用

４．２．２．火災防護リスク重要性選別方法

FPFI はリスク情報を用いる査察であるために、火災防護リスク重要性選別方法(Fire Protection Risk Significance Screening Methodology: FPRSSM)というリスク判定手法が開発された[28]。これは火災防護プログラムの欠陥による炉心損傷頻度(CDF)の変化を評価するためのものである。FPRSSM はリスクの重要度に応じた火災防護査察を可能にするとともに、査察後に査察対象物のリスク重要性を評価できる。FPRSSM は以下のプロセスか

らなる。
(1)火災シナリオを仮定する。
↓
(2)防火区画に従って、査察対象物が分類され、対象物が影響を与える特定の深層防護要素にそって分類される。
↓
(3)深層防護要素の劣化が重要性に応じて、「high」、「medium」、及び「low」と定量的に分類される。(特定の数値による故障確率に基づく重要度)
↓
(4)それぞれの防火区画における CDF の変化を決定するために故障確率と出火頻度が統合される。
↓
(5)閾値を用いて CDF の変化が評価される。

３．IP71111.05T 及び IP71111.05AQ に基づく査察

現在、米国の原子力発電所における火災防護のための査察は FPFI から IP71111.05T 及び 71111.05AQ へと取って代わった。IP71111.05T は 3 年に一度、IP71111.05AQ は 3 か月及び 1 年に一度行われるものである。IP71111.05AQ は IP71111.05T を補完する意味合いを持つ。

４．３．現在行われている IP71111.05T 及び IP71111.05AQ に基づく査察

４．３．１．IP71111.05T[31)]

IP71111.05T は FPFI を引き継いだ火災防護に関する査察手段である。IP71111.05T の査察の目的は以下のとおりである。
(1)プラント内の可燃物及び出火源に対する適切な管理
(2)適切な火災感知及び消火能力
(3)適切な材料状態に保たれたパッシブ火災防護機能
(4)使用不能、品質低下あるいは操作不能な火災防護装置、システムあるいは機能に対する適切な代替手段
(5)火災時安全停止能力を確保するための手順、装置、防火壁及びシステム
(6)安全停止を達成するための実行可能(feasible)で信頼性のある(reliable) マニュアルアクション
--以上が事業者の火災防護プログラムに含まれるということを証明することにより、それぞれのプラントにおける火災防護プログラムの設計、稼働状況及び材料状態を評価する。

上記の目的より IP71111.05T に基づく査察は、原子力発電所における火災の深層防護(Defense in Depth)の 3 つの目標(1, 火災の発生を防止する　2, 火災が発生した場合に直ちに検知し、制御し、速やかに消火する　3, 消火活動によって即時に消火できない場合に火災が安全停止を阻害しないように安全上重要な構築物、系統、機器を防護する)全てを網羅する広範な査察手順であるということがわかる。また上記(6)は過去に NRC と事業者の間で規制の見解に相違が生じたオペレーターマニュアルアクションに対応するためのものである(図 3-18 参照)。

IP71111.05T
02.02 査察活動
・冗長システムのうちの１つが火災被害を受けないということを確実にするために10 CFR 50 附則Ｒに記載されている方法の代わりに使われる、NRCに例外として認められていないマニュアルアクションは一時的な代替手段としてのみ容認され、そのためにこの文書のセクション11B で示される指針を用いて評価される。

図 3-18　IP71111.05T におけるオペレーターマニュアルアクションの対応

また IP71111.05T は火災防護重要性決定プロセス[32] (Fire Protection Significance Determination Process: FPSDP)というリスク評価手法を用いるリスク情報に基づく査察である。リスク情報を利用するプロセスは、(1)リスクが大きい防火区画の選択、(2)リスク情報に基づき事業者の火災防護プログラムの中から査察対象を選択する--という流れである。査察される火災防護プログラムの要素の選択では以下の項目に焦点があてられる。
・火災ハザード解析の調査
・潜在的な出火源
・可燃物の形態及び特徴
・安全停止を達成し、維持するのに重要な回路の経路
・事業者の火災防護及び消火能力
・事業者のオペレーターマニュアルアクションの利用

次に IP71111.05T による査察の範囲を以下に示す。
(1) 中央制御室外からの原子炉停止
(2) 安全停止能力の防護
(3) パッシブ火災防護
(4) アクティブ火災防護
(5) 消火活動による損傷の防護
(6) 代替の停止能力
(7) 回路解析
(8) 通信手段
(9) 非常灯
(10) 冷態停止修理
(11) 補償措置

(2)は 10CFR50 附則 RⅢに対応するためのものである。(5)の消防隊に関する査察は後述する IP71111.05AQ においても含まれるが、IP71111.05T では消火活動あるいは消火システムの破損及び誤作動の結果生じると考えられる、安全停止(温態停止)に必要なシステムへの損傷を考慮するものである。(6)は原子炉の安全停止に対する代替の手段の評価に関するものである。これにはプラントの作業員に対する評価も含まれ、安全停止の代替の手段に対する人的要因に焦点を置いていることがわかる。(7)は温態停止を達成し、維持するための原子力発電所の能力に悪影響を及ぼす可能性のある回路損傷による冷却材の喪失及びその他のシナリオに対する特定のプロセスおよび計装図を調査し、事業者の解析がそのよう

なプロセスおよび回路を認識し、解析によりショートなどが安全停止を妨がないと証明したということを確認するということを目的として行われる回路に対する査察である。ケーブルの損傷モードに対して図 3-19 に示す 2 つの査察を要求する。またこの回路査察ではRIS2004-03 に示されるリスク情報を用いた回路査察が行われる。

(i) 熱可塑性あるいは熱硬化性の多導体ケーブルに対しては、ショートが誤作動を生じさせるかもしれないケーブル内の導体の組み合わせを調査せよ。査察官は 3 ないし 4 つの重要な組み合わせを調査する。
(ii) 隣接する 2 つの熱可塑性のケーブルに対しては、ショートが誤作動を生じさせるかもしれない 2 つのケーブル間の導体の組み合わせを調査せよ。査察官は 3 ないし 4 つの重要な組み合わせを調査する。

図 3-19　IP71111.05T　02.02.7(A)ケーブル損傷モード

(10)は図 4-20 に示す附則 R で要求される冷態停止に必要な装置が火災被害を受けた際の修理能力に関する査察である。

冷態停止
冷態停止の達成に必要な 2 系統の装置はエクスポージャー火災を含む単一火災の被害を受けることがあっても、1 系統が所内の能力で 72 時間以内に使用可能となるように被害を制限しなければならない。

図 3-20　10CFR50　附則 R　火災被害制限

(11)は使用不能期間、品質低下あるいは操作不能な火災防護及び火災後安全停止装置、システム、あるいは機能(火災感知、消火システム、装置、パッシブ防火障壁、ポンプ、バルブ、安全停止能力を供給するバルブあるいは電力装置)に対する補償措置が確立されているかどうかを確認するための査察である。これは主に品質劣化した Thermo-lag に対する補償措置として用いられたオペレーターマニュアルアクションの評価を目的としたものである。表 3-18 にオペレーターマニュアルアクションの評価の際に考慮される要素を示す。

表 3-18　IP71111.05T　02.02.(B)マニュアルアクションの評価の際に考慮される要

考慮される点	詳細
環境条件	オペレータが出くわすと予想される環境条件の評価。以下が考慮される。 ・放射線レベル ・非常灯 ・温度及び湿度 ・火災影響
人員配置	マニュアルアクションに必要な人員が十分にいるか確認。
通信手段	マニュアルアクションが他のプラント作業とともに達成され、通信手段が想定火災の影響から防護されているということを確認。
特殊工具	特殊工具の必要性を評価し、そのような道具が用意されすぐに使用可能であるということを確認。
訓練	マニュアルアクションの訓練及び関連する手順が適切でありかつ最新であるということを確認
接近性	道具及び装置への接近性を評価。梯子のような特別なアクセス装置が必要ならば、その装置の利用可能性を確認。
手順	手順が適切で緊急手順を備えているかを調査。

４．３．２．IP71111.05AQ[33)]

IP71111.05AQ は消防隊の能力に関して、IP71111.05T による 3 年ごとの査察を補完するために公布されたものである。IP71111.05AQ の査察の目的は以下のとおりである。

(1)プラント内の可燃物及び出火源の管理

(2)火災感知及び消火能力

(3)パッシブ火災防護機能の材料状態

(4)使用不能、品質低下あるいは操作不能な火災防護装置、システムあるいは機能に対する適切な代替手段

(5)火災時安全停止能力を確保するための手順、装置、防火壁及びシステム

--以上の妥当性を評価し、なおかつ消防隊の性能評価をすることが目的である。つまり IP71111.05T による 3 年ごとの査察のオペレーターマニュアルアクションに関する要素以外が査察されるということである。

具体的な査察活動としては 3 カ月ごとに可燃物及び出火源管理と防護装置の妥当性に関する巡視が行われ、1 年ごとに消防隊の消火訓練の観察により消防隊の評価が行われる。表 3-19 に 3 カ月ごとの査察の要件を示す。

表 3-19　IP71111.05AQ　3 カ月ごとの査察における要件

査察要件	詳細
一時的な可燃物及び出火源の管理	運営管理手順に沿って一時的な可燃物が管理され、ホットワーク、溶接、切断等の作業が行われていると確認する
火災感知能力	火災感知器の物的状態を確認し、機能にかかわる損傷、障害、干渉を記録す
水による消火能力	(1)スプリンクラーヘッド及びノズルが換気ダクトなどのその上部にある装置によって妨害されていない、(2)システムが必要とする量を給水することができる能力がある、(3)損傷、腐食などの物的状態がシステムの性能に影響を与えない--ということを証明する。
ガスによる消火能力	(1)ガス放出圧が通常状態であり、消火剤供給バルブが開いている、(2)ガスシステムの始動により自動的にダンパーやドアが閉まるようにそれらが妨害がされていない、(3)室貫通シールが封印されている--ということを証明する
手動消火装置及び能力	(1)使用可能な消火器の設置、(2)消火ホースの設置、(3)給水バルブが開いており、給水及びポンプ能力が使用可能である、(4)固定式消火システムに接近可能--ということを証明する。
パッシブ消火装置	(1)ERFBSが適切な状態に維持されている、(2)防火戸が隙間なく閉まり、ドアラッチが安全に機能する、(3)防火ダンパーの材料の状態が操作性を維持している、(4)構造用鉄骨の耐火材の状態、(5)貫通部シールが適切に設置されている、(6)原子炉冷却ポンプオイル回収システムが設置され、適切に維持管理されている--ということを証明する。
補償措置	(1)使用不能、品質低下あるいは操作不能の火災防護装置、システムあるいは機能に対する免許所有者によって設置された補償措置、(2)適切な期間内に装置を使用可能にするということの有効性を含む恒久的な是正活動--を評価す

４．３．３．IP71111.05TTP

IP71111.05TTP は NFPA805 への移行プラントに対して行われる査察手順である。この査察手順の目的及び査察の範囲は規範的な火災防護プログラムを採用するプラントに対する 3 年ごとの火災防護査察手順である IP71111.05T と同じであるが IP71111.05TTP には「免許所有者の火災防護プログラムの問題の確認及び解決(IP71111.05TTP 02.0.3)」が追加されている。

５．まとめ

米国が1963年に原子力発電所の商業運転を開始して以降の火災防護規制についてまとめた。米国における原子力発電所の火災防護規制の変遷は①初期段階における 10CFR 50 附則 A の GDC 3 に基づく多様なとらえ方のできる規制、②ブラウンズフェリー原子力発電所での火災を教訓とした 10CFR50 附則 R に基づく規範的な規制、③NFPA805 の登場以降の PRA を用いた性能指向型の規制--以上 3 つの区分に分けられるということがいえる。またブラウンズフェリー原子力発電所での火災を教訓とした 10CFR50 附則 R に基づく規範的な規制の公布以降、Thermo-lag 等の耐火障壁の性能問題、回路損傷及びオペレーターマニュアルアクションといった原子力発電所における火災安全にかかわる問題が発生した。とくに Thermo-lag の性能問題は、それが米国内の多くの発電所で用いられていたために、大きな影響を与えた。そしてこの問題を契機として、事象で述べる火災安全のための新たな査察プログラムが開始された。また NFPA805 に基づく性能志向型の火災防護規制は、前述の火災安全に関する問題の解決手段の 1 つとして成立したものであるともいえよう。またこれは 10CFR50 附則 R に基づく規範的な規制のもとで大きな負担を強いられていた発電所に対して、性能に基づく代替の規制順守のための手段を与えるためのものでもある。また NFPA805 を用いる代替の火災防護規制は、性能目標の絶対値ではなく、火災防護対策を変更する際に許容される性能目標の増加割合つまり相対値のみが示されているため、実態は既存の火災防護対策に従うものであるということがいえる。

米国では、規範的な防火規制公布後に IP64100、IP64704 及び、IP64150 という 3 つの査察プログラムに基づき、火災安全のための査察が開始された。しかしながら、それらはいくつかの問題点を伴うものであった。そして 1980 年代後半から Thermo-lag 等の耐火障壁の性能低下問題が発覚したのをきっかけに FPFI プログラムに基づく火災安全のための査察が開始された。これはリスク評価手法を用いる査察手段であり、それまでに行われていた査察よりも効率的かつ効果的であった。また現在では、IP71111.05T 及び IP71111.05AQ に基づく査察が行われている。これは FP SDP というリスク評価手法を用いるものである。このように、NRC は規範的な防火規制公布後から防火のための査察活動を開始し、その後耐火障壁の性能低下問題をきっかけに査察を進化させてゆき、今日ではリスク評価手法を用いる査察が導入されるにいたった。

参考文献

1) NRC「10 CFR 50 Appendix A General Design Criteria for Nuclear Power Plants」1971
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-appa.html
2) 渡辺憲夫「原子力発電所の火災事例、日本火災学会火災誌」2007
3) NRC「The Browns Ferry Nuclear Plant Fire of 1975 and The History of NRC Fire Regulations」2009
4) NRC「10 CFR50.48 Fire protection」1981
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0048.html
5) NRC「10 CFR50 Appendix R Fire Protection Program for Nuclear Power Facilities Operating Prior to January 1, 1979」1981
6) NRC「GL 81-12 Fire Protection Rule」1981
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/gen-letters/1981/gl81012.html

7) NRC「NUREG-0800 Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition」
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr0800/
8) NRC「NUREG-0800　9.5.1.1 Fire Protection Program」2009
http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS^PBNTAD01&ID=090710108
9) NRC「NUREG-0800 9.5.1.2 Risk-Informed and Performance-Based Fire Protection Program」2009
http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS^PBNTAD01&ID=090360226
10) NRC「GL 86-10 Implementation of Fire Protection Requirements」1986
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/gen-letters/1986/gl86010.html
11) NRC「RG 1.189 Fire Protection for Nuclear Power Plants」2001
http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS^PBNTAD01&ID=093000185
12) NRC 「IN-91-47 Failure of Thermo-Lag Fire Barrier Material to Pass Fire Endurance Test, dated August 6, 1991」1991
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/info-notices/1991/in91047.html
13) NRC「GL92-08 Thermo-Lag 330-1 Fire Barriers, dated December 17, 1992」1992
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/gen-letters/1992/gl92008.html
14) NRC「GL86-10, Supp. 1　Fire Endurance Test Acceptance Criteria for Fire Barrier Systems Used to Separate Redundant Safe Shutdown Trains Within the Same Fire Area, dated March 25, 1994」1994
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/gen-letters/1986/gl86010s1.html
15) Raymond H. V. Gallucci「Thirty-three Years of Regulating Fire Protection at Commercial U.S. Nuclear Power Plants」、Fire Technology、2008
http://www.springerlink.com/content/c455u7lv57238710/fulltext.pdf
16) NRC「GL 06-03　Potentially Nonconforming Hemyc and MT Fire Barrier Configurations」2006
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/gen-letters/2006/gl200603.pdf
17) NRC「NRC ホームページ　Fire-Induced Circuit Faults」
http://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/fire-protection/circuit-faults.html
18) NRC 「IN 99-17 "Problems Associated with Post-Fire Safe-Shutdown Circuit Analyses," dated June 3, 1999」1999
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/info-notices/1999/in99017.html
19) NEI「NEI00-01 Guidance for post-fire safe shutdown circuit analysis」2005

20) NRC 「RIS 2004-03 RISK-INFORMED APPROACH FOR POST-FIRE SAFE-SHUTDOWN CIRCUIT INSPECTIONS」2004
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/reg-issues/2004/ri200403r1.pdf
21) NRC「RIS2005-30 Clarification of Post-Fire Safe-Shutdown Circuit Regulatory Requirements」
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/reg-issues/2005/ri200530.pdf
22) NRC「10CFR50.12 Specific exemptions」1972
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0012.html
23) NRC「RIS 2006-10 Regulatory Expectations with Appendix R Paragraph III.G.2 Operator Manual Actions」2006
http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS^PBNTAD01&ID=061840227
24) NRC「NUREG-1852 Demonstrating the Feasibility and Reliability of Operator Manual Actions in Response to Fire.」
http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS^PBNTAD01&ID=073121881
25) NRC「Use of probabilistic risk assessment (PRA) methods in nuclear activities: final policy statement. Federal register, 60 FR 42622」1995
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/policy/60fr42622.pdf
26) 平野光将「軽水炉の確率論的安全評価(PSA)入門　PSA 技術活用の経緯と基本的考え方、日本原子力学会誌, Vol. 48, No. 3」2006
http://wwwsoc.nii.ac.jp/aesj/publication/kiji/keisuiro/0603-38-44.pdf
27) NFPA「NFPA805: Performance-Based Standard for Fire Protection for Light Water Reactor Electric Generating Plants」2001
28) NRC Plant Systems Branch and Probabilistic Safety Assessment Branch Division of Systems Safety and Analysis Office of Nuclear Reactor Regulation 「Fire Protection Functional Inspection Pilot Program Final Report」1999
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/secys/1999/secy1999-140/attachment2.pdf
29) Raymond H. V. Gallucci 「Thirty-three Years of Regulating Fire Protection at Commercial U.S. Nuclear Power Plants」2008
http://www.springerlink.com/content/c455u7lv57238710/fulltext.pdf
30) NRC 「SECY-96-267」1996
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/secys/1996/secy1996-267/1996-267scy.pdf
31) NRC 「Fire protection (triennial). Inspection procedure attachment 71111.05T」2006
http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS^PBNTAD01&ID=061140176
32) NRC 「Fire Protection Significance Determination Process」2005
http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS^PBNTAD01&ID=082200241

33) NRC 「Fire protection (Annual/Quarterly). Inspection procedure attachment 71111.05 AQ」2008
http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS^PBNTAD01&ID=080350272

第四部

米国の原子力発電所の火災リスク評価及びパフォーマンスベースの防火基準

１．米国の原子力発電所のリスク評価及び安全目標

１．１．原子力発電所のリスク評価

以下に示すように、原子力発電所のリスク評価については、1957 年に WASH-740 が最大被害を、1971 年に WASH-1400 で原子力発電所とその他のリスク(飛行機の墜落、火災、ダムの決壊等)との比較が行われた。また 1982 年には国立サンディア研究所が CRAC-Ⅱを発表した。これは最悪の状況下で発生した最悪の原子力発電所の事故のシミュレーション結果の報告書である。そして 1991 年に NRC は 5 つの原子力発電プラントのリスク研究の報告書である NUREG-1150 を発表した。ここでは原子力発電所による急性死亡のリスク及び潜在癌による死亡のリスクに焦点が置かれた。

１．１．１．WASH-740[1)]

WASH-740 は 1957 年に発表された、格納容器のない大規模原子力発電施設における炉心損傷の頻度及び起こりうる最大の被害を推定した研究である。表 4-1 に WASH-740 の計算結果を示す。また WASH-740 は 1965 年に、当時設計されたより大規模な原子炉に対応するために改訂された。改訂後の計算結果を表 4-2 に示す。

表 4-1　WASH-740 の推定結果

	被害		発生確率
最大の事故	起こりうる	死者	3,400人	10^{-5}～10^{-9}/炉年
		負傷者	43,000人	
		物的損害	70億ドル	

表 4-2　WASH-740 の推定結果(改訂

	被害		発生確率
最大の事故	起こりうる	死者	45,000人	10^{-5}～10^{-9}/炉年
		負傷者	100,000人	
		物的損害	170億ドル	

しかしながらこの研究では、(1)最悪の気象条件、(2)格納容器がない、(3)炉心の半分がペレとの形で大気中に放出される--という非現実的な前提条件に基づいていた。これらの原因としては、(1)保守的な考え方、(2)原爆の実験データの利用--ということがあげられる。

１．１．２．WASH-1400[2)3)]

WASH-1400 は 1971 年に発表された、原子力発電所が公共に与えるリスクを推定した研究である。この研究は(1)原子力発電所の現実的なリスク推定を行い、(2)それをその他のリスク(飛行機の墜落、火災、ダムの決壊等)と比較することを目的とした。

この研究でははじめに「リスク」という単語を「ある事象の発生頻度とそれがもたらす結果を掛けあわせたもの」と定義した。また原子力発電所における事故のうちリスクをもたらすものとして、「放射性物質の放出」がありこの原因となるのが「炉心損傷」である。この研究では炉心損傷をもたらす原因を「冷却材流出事故(LOCA)」と「トランジエント」とした。トランジエントとは、何らかの原因によりプラントが停止し、崩壊熱を除去しな

ければならなくなった際に、その「停止」及び「崩壊熱の除去」の機能が働かなくなってしまうということである。この研究では、「LOCA」及び「トランジエント」により炉心損傷が起こる頻度を 5×10^{-5}/炉年と推定した。また米国では 1980 年までに 100 基の発電所の運転が見込まれていたために、1 年当たり 5×10^{-3} という頻度で、炉心損傷が起こると推定された。表 4-3 に炉心損傷により死者が発生する頻度つまり原子力発電所での事故による死亡リスクを示す。

表 4-3　WASH-1400 の原子力発電所の死亡リスク

死者の数(人)	＜10	＜100	3300 (最大推定値)
頻度(／炉年)	3×10^{-7}	1×10^{-7}	1×10^{-9}

また表 4-4 に原子力発電所と人為的、自然災害によるその他の事故の死亡リスクの比較を示す。

表 4-4　WASH-1400 の原子力発電所とその他の事故の死亡リスクの比較

リスク要因		死者100人以上が発生する確率(／年)	死者1000人以上が発生する頻度(／年)
原子力発電所 (100基)		1×10^{-5}	1×10^{-6}
人為的	飛行機の墜落	5×10^{-1}	5×10^{-4}
	火災	1×10^{-1}	5×10^{-3}
	爆発	6×10^{-2}	8×10^{-3}
	毒ガス	1×10^{-2}	1×10^{-3}
自然災害	竜巻	2×10^{-1}	微小(very low)
	ハリケーン	2×10^{-1}	4×10^{-2}
	地震	5×10^{-2}	2×10^{-2}
	隕石の衝突	1×10^{-5}	1×10^{-6}

表 4-5 に原子力発電所の炉心損傷事故により健康被害がもたらされる頻度、つまり原子力発電所の事故による健康リスク示す。

表 4-5　WASH-1400 の原子力発電所の健康リスク

健康への影響	炉心損傷頻度(／炉年)	
	5×10^{-5}	1×10^{-6}
潜伏癌(人)	＜1	170
甲状腺の病気(人)	＜1	1400
遺伝的影響(人)	＜1	25

次に、表 4-6 に炉心損傷により物的損害が発生する頻度つまり原子力発電所での事故による経済リスクを示す。ここでいう物的損害には発電所の近隣の住民の移住に伴うコスト、彼らをもとの場所に戻すために行われる汚染除去作業に伴うコスト、近隣の農場でとれる農作物の放射線量を監視するコスト等が含まれる。

表 4-6　WASH-1400 の原子力発電所の経済リスク

物的損害(ドル)	$>1\times10^{6}$	1.5×10^{8}	1×10^{9}	1.4×10 (最大推定値)
頻度(／炉年)	2×10^{-5}	1×10^{-5}	1×10^{-6}	1×10^{-12}

このように WASH-1400 は炉心損傷による原子力発電所の事故がもたらす死亡リスク、健康リスク、経済リスクを推定したものである。また他の事故とのリスクの比較から、原子力発電所の事故によるリスクは容認可能なほど(acceptably)小さいと結論付けた。またこの研究で用いられた方法が PRA である。PRA とはフォルトツリー・イベントツリーを用いて事故の発生頻度とその事故がもたらす被害の大きさを積として表した、リスクを定量的に評価する技術である。この PRA は米国における原子力発電所の安全評価の一部となった。

１．１．３．CRAC-Ⅱ[4)]

CRAC-Ⅱは 1982 年に国立サンディア研究所により行われた、最悪の状況下で発生した最悪の原子力発電所の事故のシミュレーション結果の報告書である。この研究では米国における複数の発電所を対象としたが、ここでは表 4-7 に Indian Point 発電所におけるシミュレーションの結果を示す。

表 4-7　CRAC-Ⅱのシミュレーションの結果(Indian Point 発電所)

	被害	
最下最悪のおな事け状故る況	死者	50,000人
	負傷者	150,000人
	物的損害	2740億～3140億ドル

１．１．４．NUREG-1150[5)]

NUREG-1150 は 1991 年に NRC により発表された米国で稼働する 5 つの原子力発電プラントのリスク研究の報告書である。表 4-8 に急性死亡のリスク及び潜在癌による死亡のリスク計算の結果を示す。

表 4-8　NUREG-1150 の結果

発電所名	Surry	Peach Bottom	Sequoyah	Grand Gulf	Zion	平均	
炉型	PWR	BWR	PWR	BWR	PWR	PWR	BWR
急性死亡(／炉年)	2×10^{-8}	5×10^{-11}	2×10^{-8}	4×10^{-11}	1×10^{-8}	2×10^{-8}	5×10^{-11}
潜在癌による死亡(／炉年)	2×10^{-9}	4×10^{-10}	3×10^{-9}	3×10^{-10}	1×10^{-9}	2×10^{-9}	4×10^{-10}

調査された 5 つのプラントの運転により公衆に対するリスクは WASH-1400 での推定値よりも低い。調査された 5 つのプラントの中で、2 つある BWR のリスクは 3 つある PWR よりも低い。またこの研究では 2 つのプラント(Surry 及び Peach Bottom)における火災に関するリスク研究も行われた。その結果として Surry においては火災による発生する事故のリスクはその他の事象により発生するリスクよりも影響は小さいが、Peach Bottom では火災による発生する事故のリスクは重大な影響を持つということが判明した。

１．２．安全目標

１．２．１．絶対値目標(SECY-01-0009[6])

SECY-01-0009 は 2001 年に NRC のスタッフが NRC に提出した報告書である。ここでは、原子力発電によるリスクが他の社会的リスクに対して大きな影響を与えないという原理に基づき、2 つの定性的、定量的な目標が確立された(図 4-1 参照)。

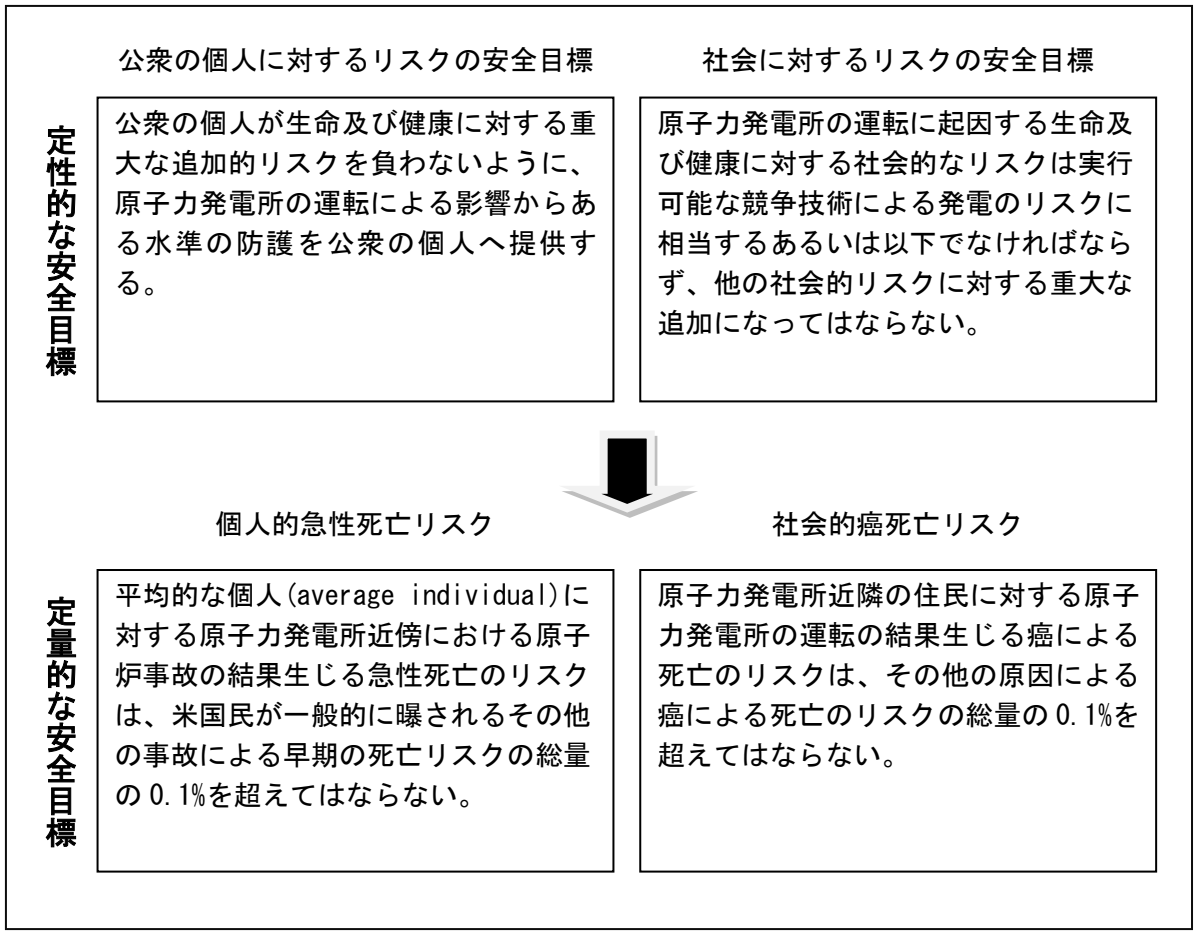


図 4-1　SECY-01-0009 の定性的、定量的安全目標

図 4-1 に示すとおり、定量的な絶対値の安全目標には「急性死亡リスク」及び「社会的癌死亡リスク」という健康影響評価を採用した。ここでいう平均的な個人とはプラント境界から 1 マイル以内に住む生物学的(年齢及び他のリスク要素)及び場所的に平均である個人と定義する。またここでの 0.1%という割合に関して、NRC は「個人及び社会が重大な追加的リスクを負わないということを定める 2 つの定性的な目標を反映するものである」と主張している。

上記のとおり、NRC は SECY-01-0009 で定性的な安全目標及び健康影響評価による定量的な安全目標を定めたが、「有用な代理の補助的な目標」として表 4-9 に示す定量的な絶対値の目標を定めた。

表 4-9　SECY-01-0009 の定性的、定量的安全目標

炉心損傷頻度	1×10^{-5}／炉年以下
早期大規模放出頻度	1×10^{-6}／炉年以下

つまり NRC は健康影響評価による定量的な安全目標を定めたにもかかわらず、炉心損傷頻度及び早期大規模放出頻度という追加の定量的な安全目標を補助的に定めたのである。これは健康影響評価による定量的な安全目標には多くの不確実性が伴うと考えられるためである。このように定性、定量的な目標を定めた SECY-01-0009 は 2001 年に NRC 委員会に提出されたが、委員会はこれを承認しなかった。承認しなかった理由は以下のとおりである[7]。

・リスク情報を活用した規制に関する様々な活動がさらに進展した段階で、再度安全目標の改訂を検討する必要性が生じると考えられること。
・現時点でこの改訂作業に NRC の規制資源を大きく割くことは、より重要であるリスク情報を活用した規制の進展への影響を考慮して賢明ではないと考えられること。

１．２．２．相対値目標(RG1.174[8]、RG1.205[9])

SECY-01-0009 での絶対値の安全目標は承認されなかったが、この後 NRC は CDF や LERF の増加割合(つまり相対値)の制限に動いた。これはそれぞれの発電プラントにおける免許基準を変更する際に CDF あるは LERF であらわされたリスクを相対的に評価し、これを用いて免許基準の変更を規制するものである。増加割合に関する規定は、PRA を活用した認可ベースの変更に関する規制指針である RG1.174、あるいはリスク情報を活用した性能指向型の火災防護に関する規制指針である RG1.205 に記載されている。表 4-10 に RG1.205 で定められる増加割合に関する制限を示す。

表 4-10　RG1.205 の増加割合に関する制限

項目	性能目標の増加割合	変更条件
3.1 (a)	CDF及びLERFが減少	NRCによる事前審査及び承認の必要なし
3.1 (b)	CDFが1E-7/年以下及びLERFが1E-8/年以下の増加	NRCによる事前審査及び承認の必要なし
3.1 (c)	CDFが1E-7/年～1E-6/年及びLERFが1E-8/年～1E-7/年の増加	①NRCに対して変更の概要を説明 ②90日以内にNRCから異議の申し出がなければ変更可

１．３．まとめ

米国の原子力発電所の安全評価に関しては、WASH-740、WASH-1400、CRAC-Ⅱ、NUREG-1150 を取り上げた。WASH-740 と CRAC-Ⅱは最悪な事故の結果を推定したものである。リスク評価研究である WASH-1400 は原子力発電所の死亡リスク、健康リスク、経済リスクはその他の事故によるそれらのリスクよりも容認できるほど低いとした。またもう一方のリスク評価研究である NUREG-1150 は、原子力発電所のリスクは WASH-1400 での推定値よりも低く、BWR の方が PWR よりもリスクが低いと結論付けた。

以上のような安全評価の研究では原子力発電所のリスクの定量化に成功した。そしてこれらの研究以降の PRA 技術の向上及び関連するデータの収集により、NRC は定量的な安全目標の確率を目指すようになった[2]。そこで NRC スタッフは SECY-01-0009 で絶対値による定量的な安全目標を提案したが、NRC の委員会はそれを承認せず、それ以降は RG1.174、RG1.205 による相対値での安全目標に動いている。

参考文献

1) Wikipedia「WASH-740」
http://en.wikipedia.org/wiki/WASH-740
2) Wikipedia「WASH-1400」
http://en.wikipedia.org/wiki/WASH-1400
3) NRC「REACTOR SAFETY STUDY AN ASSESSMENT OF ACCIDENT RISKS IN U.S. COMMERCIAL NUCLEAR POWER PLANTS」1975
4) Wikipedia「CRAC-II」
http://en.wikipedia.org/wiki/CRAC-II
5) Wikipedia「NUREG-1150」
http://en.wikipedia.org/wiki/NUREG-1150
6) NRC「SECY-01-0009」2001
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/secys/2001/secy2001-0009/2001-0009scy.html
7) 独立行政法人　原子力安全基盤機構「リスク情報の活用分野と安全規制への影響に係る検討」2006
8) NRC「RG1.174(An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis)」2002
http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS^PBNTAD01&ID=023380388
9) NRC「RG1.205(Risk-Informed, Performance-Based Fire Protection for Existing Light-Water Nuclear Power Plants)」2006
http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS^PBNTAD01&ID=061530187

２．原子力発電所における火災 PRA について

２．１．火災 PRA とは

潜在的に重要な事故のシナリオを特定し、それらのシナリオの結果を決定し、それらのシナリオの確率を評価するというプロセスから成り立つ PRA は 1975 年に前述の WASH-1400 で公表されて以降、原子力発電所のリスクを評価するために用いられてきた[1)]。PRA はまた PSA ともよばれ、さまざまな状況、感受性、不確実で重要な区画の下でのプラントの性質を評価する系統だった方法である。また PRA は、安全性を維持あるいは向上させるために効率的に有限な資源を配分できるということを証明することにより、リスク管理をおこなう点においても有用である。原子力発電所の安全性に関する PRA の研究が、米国におけるすべてのプラント及び海外の多くのプラントで行われてきた[2)]。

原子力発電プラントのための火災のリスク評価手法である火災 PRA は特定のプラント内で発生した火災のリスクを評価するために、原子力発電所の PRA の枠組みの範囲内で用いられるプロセスである。火災 PRA は以下のプロセスからなる

(1) 潜在的に重要な事故のシナリオを確認
(2) それらのシナリオの結果を決定し
(3) それらのシナリオの確率を評価する

つまり、火災 PRA のプロセスそのものは、原子力発電所における一般的な事故に対する PRA と同じであり、その評価の結果はプラントの火災防護プログラムに対する変更の必要性、あるいは変更の必要性があるとしたら何を変更するのかということを決定するために用いられる。火災 PRA には現時点においても多くの問題があるが、火災 PRA の結果は、さまざまなハザードに対する人的あるいは経済的資産の合理的な配分を確かめるために、火災以外の潜在的な事故の原因(パイプの破裂、外部電力の喪失、地震など)の結果と比較される。

特定のプラントにおいて火災が重要なリスク要因となるかどうかは、以下の要素により決定される。

(1)電気ケーブルの経路
(2)複数の重要なケーブルトレイの分離及びその方向
(3)特定の区画で用いられる火災防護計画
(4)火災時に作業員により用いられる手順

２．２．原子力発電所のための PRA 及び火災 PRA

原子力発電プラント用の火災 PRA は、原子力発電プラント以外の施設で用いられる火災 PRA の特徴の多くを持ち合わせている。しかしながら、(1)火災 PRA は原子力発電所全体の PRA の一部で行われる、(2)原子力安全に関する特定の意思決定の必要性を立証するために特定の構造を進化させた--という理由のために原子力発電所用の火災 PRA はその他の用途の火災 PRA と区別することができるいくつかの特徴を持ち合わせる。

1 つめに、原子力発電所全体の PRA の場合、評価されるリスクは一般公衆の健康と安全に関することである。WASH-1400 の結果の 1 つは、原子炉内の核燃料の深刻な損傷を伴う唯一の事故が、放射線の放出の可能性を持つというものであった。そのために、火災 PRA

の研究は炉心損傷につながる事故シナリオに焦点が当てられている。特に、一般的な原子炉設計では、核燃料は冷却水によって囲まれているために、多くの研究では火災が冷却水の喪失をもたらし、それが炉心損傷につながるシナリオに焦点が当てられている。

2 つめに、原子力発電プラントの設計及び運転の特性のために、火災 PRA は一般的に、事故シナリオを開始し、事故結果を悪化させる電気設備に対する火災が引き起こす被害に関するシナリオに焦点があてられる。一般的に原子力発電所は、その稼働期間中のほとんどの時間を定常状態、出力モードで運転するように設計されている。プラントトランジエントとよばれる異常な状態が発生し、トランジエントによる影響を緩和するために用意された冗長システムが機能しなかった際に、原子炉の完全性(integrity)が脅かされる。甚大な火災、トランジエント、冗長緩和システムの喪失の単一の発生の可能性は低いために、リスクの大きい火災シナリオには一般に(1)火災(例えば、装置に対する火災被害により生じたプラントシステムに対する外部電力の喪失、大規模火災に応じてプラント作業員によって行われる原子炉の停止)及び(2)火災被害による緩和システムの全てあるいは部分的な喪失により生じたトランジエント--が含まれる。一般に緩和システムの主要な機械装置(例えば、ポンプ、モーター、バルブ)は、(1)距離がある火災の影響に対して比較的頑丈であり、(2)防火障壁あるいは空間により分離されており、(3)比較的火災ハザードレベルの低い区画に設置されている。そのために、それらの装置をサポートするために用いられるそれほど丈夫でない電気装置への火災による損傷がかかわるシナリオに要点が当てられる。冗長装置のために用いられるケーブルは、ある特定の区画において単一の火災に対しても被害を受けやすいために、電気ケーブルの火災防護は重要である。ケーブル損傷はさまざまな状況で発生し、またそれらの異なる損傷の発生モードは、異なる影響を与えるために、火災 PRA では明確に扱われなければならない。電気キャビネットも同じような理由で重要である。

3 つめに、原子力発電所用の火災 PRA ではシナリオの主要なリスク指標として炉心損傷頻度(Core Damage Frequency: CDF)を用いる。つまり、原子力発電所に対する火災 PRA は火災による公衆衛生のリスクを直接的には評価しないということである。このことは、これまでにリスク情報に基づく規制策定あるいは安全対策等の意思決定において CDF が多く用いられていたという事実に起因するものである。また公衆衛生のリスクに関するリスクは複雑であり不確実性に支配されているために、これまでに限られた数のプラントでしか行われていないということが事実である。

4 つめに、定量的に不確実性を取り扱う火災 PRA は、プラント全体の PRA で用いられる方法の枠組み内で扱われるということである。この枠組みは、(1)偶然による不確実性（ランダム、確率論的ともよばれている）及び(2)認識的な不確実性（既知知識ともよばれている)--から成り立つものである。図 4-2 にそれぞれの特徴を示す。

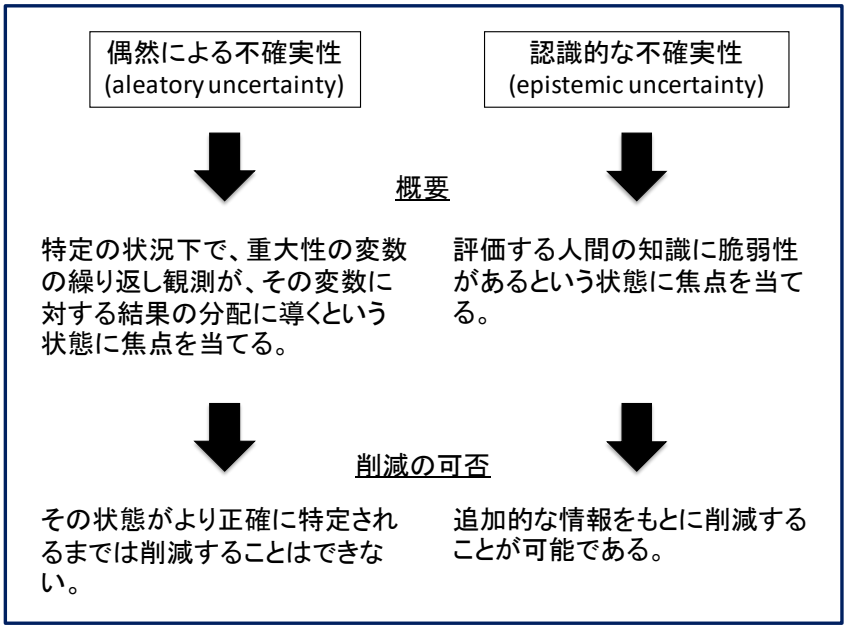


図 4-2　火災 PRA における不確実性の取扱

最後に、原子力発電所に対する火災 PRA は一般的な PRA で経験した問題を適用していない。それらの問題には(1)低出力及び停止中の事故によるリスク、(2) 原子炉容器外での燃料がかかわる事故(使用済燃料プール内など)、(3)サボタージュがかかわる事故--である。サボタージュは火災 PRA の範囲から明確に除外されている。火災 PRA では解析で使われるデータは不慮の火災に関わるものであると仮定されている。

表 1 に原子力発電所における火災 PRA の特徴をまとめる。一般的な火災 PRA との差異は大きく分けて 5 つある。「一般公衆の健康と安全」は原子力発電所の安全性を考える上で最も重要であるということがいえる。しかしながら、リスク目標は炉心損傷頻度しか利用されず、また(1)低出力及び停止中の事故によるリスク、(2) 原子炉容器外での燃料がかかわる事故(使用済燃料プール内など)、(3)サボタージュがかかわる事故--が考慮されていないために、この原子力発電所のための火災 PRA が完全ではないということがいえる。

表 4-11　原子力発電所における火災 PRA の特徴

原子力発電所の火災PRAの特徴	概要
一般公衆の健康と安全	放射性物質の放出につながる炉心損傷の恐れがある冷却水の喪失に焦点があてられる。
電気設備に対する火災被害のシナリオ	原子力安全に悪影響を及ぼす電気設備への火災被害に焦点を当てる。特にケーブル及び電気キャビネット。
リスク指標としての炉心損傷頻度の利用	前述のとおり、定性的な安全目標(つまり公衆安全のための)の評価には多くの不確実性を伴うため。
不確実性の取扱	(1)偶然による不確実性(aleatory uncertainity)と(2)認識的な不確実性(epistemic uncertainity)--に分けて取り扱う。
予想される多くの問題を考慮しない	(1)低出力及び停止中の事故によるリスク、(2) 原子炉容器外での燃料がかかわる事故(使用済燃料プール内など)、(3)サボタージュがかかわる事故--は火災PRA内で想定しない

２．３．火災 PRA の枠組み及び方法論

商業用原子力発電所の火災リスク評価は、1980 年代前半に行われた Zion 及び Indian Point での火災 PRA で用いられ、Apostolakis ら [3)4)]により執筆された解析プロセス及び PRA 手順指針からほとんど変化していない。それらの手法の要素内の潜在的な脆弱性(特定の個所の解析のためのデータやツール)は他の研究者により確認され、多くの研究により改善されていった。また、それらの要素内にいまだに残る火災の現象学の取り扱いに関する脆弱性は現在議論され、研究が進んでいる。しかしながら、解析の基本的な枠組みは相対的に不変である。

一般的な火災 PRA では、与えられた火災シナリオによる CDF への影響は 3 つの要素に分けることができる。

(1).火災シナリオの頻度

(2)重要な装置に対する火災による被害の条件付き確率

(3)特定の装置被害による炉心損傷の条件付き確率

そして CDF は以下の式より求めることができる。

$$\mathrm{CDF} = \sum_i \lambda i \left[\sum_i \rho ed, j|i(\sum_k \rho cd, k|i, j)\right]$$

ここで

λ i=火災シナリオ i の頻度

ρ ed, j | i=火災シナリオ i による重要な装置 j に対する火災による被害の条件付き確率

ρ cd,k | i,j=火災シナリオ i 及び重要な装置 j に対する火災による被害による炉心損傷の条件付き確率

である。

２．４．現在までの火災 PRA の結果

最も古い原子力発電所の火災リスク評価は WASH-1400 の補足として 1975 年に行われたものである [5)]。この評価は 1975 年にブラウンズフェリー原子力発電所で発生した火災のリスク評価を目的としたものである。この解析により、ブラウンズフェリー原子力発電所で発生した火災を原因とする CDF は約 10^{-5}/炉年で、パイプの破断事故、プラントトランジエントなどプラント全体の CDF の要因の約 20 パーセントがこの研究の本体として扱われた。またこの研究ではより詳細な火災 PSA の開発の有効性を示した。

上記以外の初期段階における火災 PRA は、1979 年に高温ガス冷却炉の PSA の一部として行われた PRA である [6)]。この研究はケーブル分配室の火災に焦点を当て、その火災による原子炉過熱頻度は約 10^{-5}/炉年で、全ての原子炉過熱の原因の約 25%を占めるということが判明した。

初めて行われた包括的な原子力発電所のため火災 PRA は 1981 年と 1982 年に行われた Zion 及び Indian Point を対象としたものである [7)8)]。それらの火災 PRA の目的は、それぞれのプラントが火災防護対策として追加的な事故緩和システムが必要であるかどうかを評価するということを目的とした。これらの研究の結果を表 4-12 に示す。これらの研究より、Zion の火災リスクは相対的に低いが、Indian Point の火災リスクは相対的に高いということが判明した。またこれら 2 つの火災 PRA は同一のチーム、方法及びツールを用いたため

に、それぞれのプラントの固有の特徴が原子力安全に対する火災リスクに大きな影響を与えるということがわかった。しかしながらより重要なことは、この研究により、この研究の目的である、提案された事故影響緩和システムよりも、プラント設計の変更の方が火災リスクの削減にとって経済的である確認されたことである。

表 4-12　Zion 及び Indian Point の PRA の結果

プラント	CDF(/炉年)	火災が全体のCDFに占める割合(%)
Zion	5×10^{-6}	10
Indian Point	2×10^{-4}	40

Zion および Indian Point での研究以来、数多くの PRA が行われた。表 4-13 にそれらの結果を示す [2)]。これらの結果より、火災による CDF は平均して 2.3×10^{-4} 炉年以上で、プラント全体の合計 CDF(Total CDF)の約 20%を占めるという結果になった。このことより火災は原子力安全に対するリスクにとって重要な原因であるということがわかる。また図 4-3 に、表 4-13 に示したこれまでの PRA で明らかとなったそれぞれの発電所におけるリスク要因(区画別)の総数を示す。図 4-3 より、原子力発電所における火災で大きなリスク要因となるのは MCR(中央制御室)、CPR(配線室)、スイッチギア室等であることがわかる。

表 4-13　米国原子力発電所の火災 PRA の結果

プラント	年	火災CDF(/炉年)	合計 CDF(/炉年)	合計CDFに占める火災CDFの割合(%)	重要なリスク要因(a)
HTGR(設計)	1979	1.1×10^{-5}(b)	4.1×10^{-5}(b)	27	CSR
Zion 1/2	1981	$4.6.\times10^{-6}$	4.9×10^{-5}	9	電気装置室, CSR
Big Rock Point	1981	2.3×10^{-4}	9.8×10^{-4}	23	所内電力室, ケーブル貫通区画
Indian Point 2	1982	2.0×10^{-4}(c)	4.7×10^{-4}	43	電気坑道, スイッチギア室
Indian Point 3	1982	6.3×10^{-5}(c)	2.3×10^{-4}	27	スイッチギア室, 電気坑道, CSR
Limerick	1983	2.3×10^{-5}	1.5×10^{-5}(d)		装置室, スイッチギア室, アクセス領域, MCR, CSR
Millstone 3	1983	4.8×10^{-6}	7.2×10^{-5}	7	MCR, 装置ラック室, CSR
Seabrook	1983	1.7×10^{-5}	2.3×10^{-4}	7	MCR, CSR
Midland	1984	2.0×10^{-5}	3.1×10^{-4}	6	スイッチギア室
Oconee	1984	1.0×10^{-5}	2.5×10^{-4}	4	なし
TMI-1	1987	8.6×10^{-5}	5.5×10^{-4}	16	モーターコントロールセンター, スイッチギア室, キャビネット区画
S. Texas Project	1989	$<1.2\times10^{-6}$(e)	1.7×10^{-4}	1	MCR
Diablo Canyon 1/2	1990	2.9×10^{-5}	2.0×10^{-4}	15	CSR, MCR
Peach Bottom 2	1990	2.0×10^{-5}	2.8×10^{-5}(f)	71	MCR, スイッチギア室, CSR
Surry 1	1990	1.1×10^{-5}	7.6×10^{-5}(f)	14	スイッチギア室, MCR, 補助建屋, ケーブル貯蔵所/坑道
La salle 2	1993	3.2×10^{-5}	1.0×10^{-4}	32	MCR, スイッチギア室, 装置室, タービン建屋, ケーブルシャフト
Grand Gulf 1	1994	$<1.0\times10^{-8}$(g)	6.7×10^{-5}(f,g)	0	なし
Surry 1	1994	2.7×10^{-4}(g)	4.3×10^{-4}(f,g)	63	スイッチギア室, ケーブル貯蔵所/坑道, 格納容器, MCR

(a) その区画の寄与度が合計 CDF の 1%以上のもの
(b) frequency of core heatup (過熱事象の頻度)
(c) プラント改修の以前に行われた
(d) 内部事象のみ
(e) 外部事象からの合計 CDF
(f) 地震のリスクは EPRI の地震曲線を用いて計算された
(g) 停止研究：midloop 状態に対する結果(瞬間的な CDF)
※CSR：配線室、MCR：中央制御室

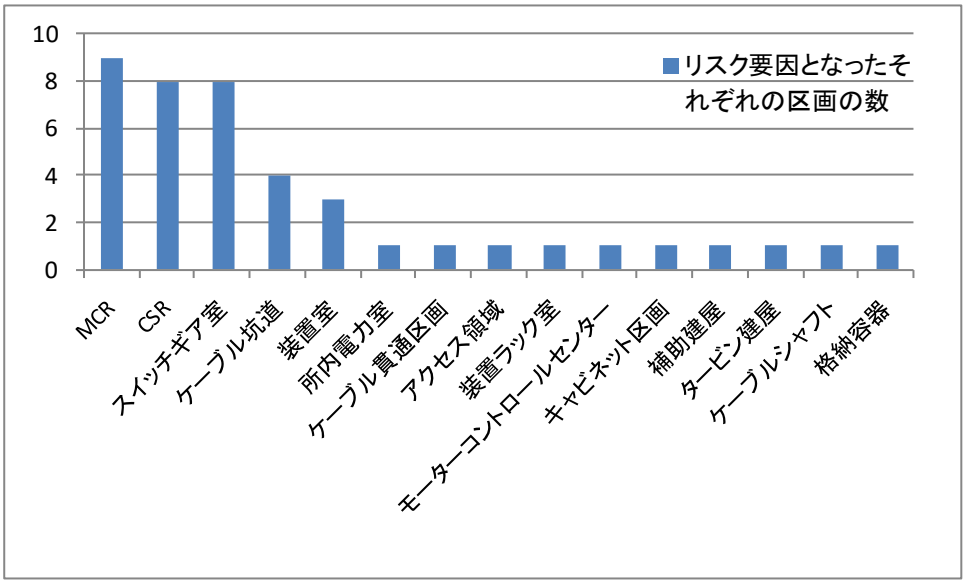


図 4-3　米国原子力発電所の火災 PRA におけるリスク要因(区画ごと)の総数

NRC は 1991 年に火災の系統だった評価の必要性を認識し、免許所有者に対して IPEEE(Individual Plant Examination for External Event：外部事象に対する個別プラント調査)を行うように規制要件を公布した [9]。IPEEE での火災リスク評価の目的は、低予算で火災リスクを低下することができる火災に対するそれぞれのプラントにおける脆弱性を免許所有者に認識させることである。ここでは外部事象に関する以下の 4 つの目的が確立された。

(1) 甚大事故の性質の評価を確立する。
(2) 出力運転中に起こりうる、可能性が最も高い甚大事故の結果を把握する。
(3) 炉心損損傷及び放射性物質放出の確率の定量的に把握する。
(4) 甚大事故を防ぐあるいはその影響を緩和に寄与するハードウエアあるいは手順の変更により炉心損傷あるいは放射性物質の放出の確率を減らす。

IPEEE による予備調査の結果より、火災は多くのプラントにとって重要な影響を与えるということが確認された。また、米国におけるプラントで行われた半分以上の IPEEE において、火災リスクの低減を目的とした経済的な改善策が確認された。

２．５．NFPA805 の登場

火災 PRA の利用が広がるにつれ、NRC 及び産業界の双方が火災防護に関する問題に対処するための火災 PRA の広範囲に及ぶ利用に対する関心が高まっていき、NRC は 1995 年に最終政策声明「原子力規制における PRA の利用」を採択した [10]。NRC の PRA に関する最終政策声明の発表と同時期に、原子力安全の多くの分野において PRA の研究が行われた。そのうちの 1 つが全米防火協会(NFPA)による、パフォーマンスベースの火災防護基準である NFPA805「軽水炉型原子力発電所用火災防護のパフォーマンスベース基準」[11]の開発である。また NRC は NFPA805 の誕生にあわせて連邦規制 10CFT50.48 を改定し(c)を追加し、NFPA805 を参照して取り込むことにより、それまでの規範的な規制の代替手段としてリスク情報、パフォーマンスベースの火災防護規制を認めた。

以下にそのほかの火災 PRA に関する研究活動を示す。

(1) 特定の火災防護要件に対する規制の免除(exemptions)に関する安全上の重要性の評価
(2) 火災防護に関する問題の確認及び優先順位付けの支援
(3) 査察活動の支援(対象となる区画の確認及び Findings の安全上の重要性の確認)
(4) 火災による回路損傷などの一般的な火災防護問題(Generic fire protection issue)の解決の支援をするリスク情報の開発

規制策定等の意思決定の支援のために PRA の結果が用いられる場合、その意思決定において火災 PRA 単一では用いられるべきではなく、工学的解析を含むその他の情報源が意思決定を支援するために用いられるべきであるということを認識しなければならない。つまり、意思決定のプロセスは、risk-based(リスクに基づく)というよりも risk-informed(リスク情報を利用する)であるということである [2]。PRA の結果及び知見が、焦点の当たる問題に対する risk-informed でない意思決定の手法を改善する限り、risk-informed 手法をもとに意思決定者は不完全あるいは欠点のある PRA モデルからの情報を有効活用することができる。

現行の最新の火災 PRA は、他の重要事故の原因のリスクを評価するほど成熟していないので、上記の要素は火災 PRA の利用に対する重要な判断事項であるということがいえる。Lambright 他 [12]による最新の火災 PRA の調査により、現存する火災 PRA の方法論には複数の脆弱性が確認された。またこれまでに行われた火災 PRA の調査により、重要な分析の仮定の変化が、火災による CDF の推定に大きな変化をもたらすということも判明した。

２．６．まとめ

火災 PRA は原子力発電所における火災安全を評価する際に対処されなければならない複雑な問題に対処する際に用いられる系統だったツールであり、火災ハザードに関するプラントの設計及び運転の強みと弱点を明らかにするために、原子炉の設計及び火災防護が基礎となる規範的な解析を補助するのにも有益なツールである。またこれは設計及び運転の支援及び規制の意思決定の際に有用であると証明され、(1)現在進んでいる研究及び開発が最新の火災 PRA の改善につながり、(2)最新の火災 PRA の応用の改善がより一貫性のある結果につながる--ために、今後 PRA の利用が増加すると考えられる。

参考文献

1) Wikipedia「WASH-1400」
http://en.wikipedia.org/wiki/WASH-1400
2) NFPA「The SFPE Handbook of Fire Protection Engineering」3rd Edition
3) G. Apostolakis 他「Methodology for Assessing the Risk from cable fire, Nuclear Safety」1982
4) M. Kazarians 他「Fire Risk Analysis for Nuclear Power Plant: Methodological Development and Application, Risk Analysis」1985
5) NRC「REACTOR SAFETY STUDY AN ASSESSMENT OF ACCIDENT RISKS IN U.S. COMMERCIAL NUCLEAR POWER PLANTS」1975
6) K.N. Fleming 他「A Methodology for Risk Assessment of Major Fires and Its Application to an HTGR」1979

7) Commonwealth Edison Co., 「Zion Probabilistic Safety Study」1981
8) Consolidated Edison Company of New York, Inc., and Power Authority of the State of New York「Indian Point Probabilistic Safety Study」1982
9) NRC「Individual Plant Examination of External Events(IPEEE) for Severe Accident Vulnerabilities, 10 CFR 50.54(f), Generic Letter88-22, Supplement 4」1991
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/gen-comm/gen-letters/1988/gl88020s1.html
10) NRC「Use of probabilistic risk assessment (PRA) methods in nuclear activities: final policy statement. Federal register, 60 FR 42622」1995
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/policy/60fr42622.pdf
11) NFPA「NFPA805: Performance-Based Standard for Fire Protection for Light Water Reactor Electric Generating Plants」、2001
12) J.A. Lambright 他「Fire Risk Scoping Study: Investigation of Nuclear Power Plant Fire Risk, Including Previously Unaddressed Issues, NUREG/CR-5088」1989

３．NFPA805 について

３．１．NFPA805 による火災防護プログラム

NFPA805[1)]は現行の 10CFR50 附則 R に基づく規範的な火災防護プログラムの代替となる、現存する原子力発電所に対するリスク情報、パフォーマンスベースの火災防護プログラムである。これは Browns Ferry 原子力発電所で発生した火災以降に NRA により公布された規範的な規制に対して柔軟性を与えることを目的とするものである。NFPA 805 の火災防護プログラムは定性的及び定量的な解析をもとに原子力安全及び放射性物質の放出のための特定の性能基準を満たさなければならない。NFPA 805 を採用するプラントは、火災防護プログラムがリスク容認基準を満たしていると、証明するために使われるプラントごとの火災 PRA を確立することが必要である。

2001 年に全米防火協会(NFPA)が NFPA 805 を開発し、NRC は 2004 年に 10CFR50.48(b)に対する代替として 10CFR50.48(c)を追加した。10CFR50.48(c)は規範的な火災防護規制に対する代替の規制手段であるパフォーマンスベースの火災防護プログラムの基準として NFPA 805 を是認するものである。しかしながら NFPA805 の附則は是認されていない。また 10CFR50.48(a)()の火災防護計画は依然として適用可能である。

NFPA805 は主として NFPA803「軽水炉型原子力発電所用火災防護基準」[2)]に基づいている(NFPA803 は 2000 年の秋に撤退され、NFPA805 に取り込まれた)。NFPA803 は、Browns Ferry 原子力発電所で発生した大規模な火災に対応するために確立されたものである(Browns Ferry 原子力発電所での火災に関しては第三部２．１．参照)。NFPA803 は原子力発電所における火災の深層防護(defense-in-depth)を確立することを目的とする。また NFPA803 と規範的な火災防護規制である 10CFR50 の附則 R には全体的に多くの類似点があるが、 その 2 つは同一のものではなく、また免許認可に関しても NFPA803 と附則 R は互換性があるようなものではない。

1990 年代後半に NFPA の原子力発電所の火災防護に関する技術委員会が NFPA805 でのパフォーマンスベースの手法を開発していた頃、その技術委員会は NFPA805 の基本として NFPA803 に記載される規範的な構成要素を採用した。その時点までに NFPA803 は約 20 年間にわたる技術審査を受け、当時最新のコンセプトであったパフォーマンスベース規制の実施に際し、優れた材料を提供するものであると考えられていたためである。NFPA803 は多くの慣行及び関連する規制文書等を念頭に置きまとめられた。そのために NFPA805 の多くは NFPA803 をもとに構成された。図 4-4 に NFPA805 の開発の概念図を示す。

Browns Ferry 原子力発電所での火災(1975 年)
・漏洩検査に用いていたローソクの火が貫通部のシール材に引火
・プラント内のケーブルに延焼し、拡大
・一時的にプラントの安全が確保できなくなる

↓

NFPA803「軽水炉型原子力発電所用火災防護基準」(1978 年)
・Browns Ferry 原子力発電所での火災に対応
・火災の深層防護の確立を目的とする

↓

NFPA805「軽水炉用火災防護のパフォーマンスベース基準」(2001 年)
・Browns Ferry 原子力発電所での火災以降の規範的な規制に柔軟性を与えることを目的とする
・大部分が NFPA803 を踏襲する

図 4-4　NFPA805 開発の概念図

表 4-14 に NFPA805 の全体の構成を示す。3 章の「基本的な火災防護プログラム要件」は NRC の連邦規制 10CFR50 附則 R に似ているものであるが、これが NFPA803 をもとに確立されたものである。また NFPA805 の附則は追加的な指針及び NFPA 805 火災防護プログラム実施のための指針を提供するものである。附則は NRC に是認されていないが、いくつかの指針は NRC が受け入れ可能として確認されている。

表 4-14　NFPA805 の全体の構成

章	タイトル
1	プログラムの目標、性能基準、定義
2	目標及び性能基準を満たすために火災防護プログラムを確立するための一般手法
3	基本的な火災防護プログラム要件
4	セクション1.5の性能基準を満たすために火災防護プログラムを決定するための方法論
5	廃炉期間中及び恒久停止したプラントの火災防護要件

３．２．NFPA805 の性能要素

NFPA805 には火災防護を確立する上での(1) 原子力安全、(2) 放射性物質放出の防止、(3) 人員安全、(4) プラント損傷及びビジネス中断の制限--以上 4 つの性能要素がある [3)]。これら 4 つの性能要素の Goal、Objectives、Criteria を表 4-15 から表 4-18 に示す。

表 4-15　NFPA805　原子力安全

原子力安全	
Goal	燃料を安全で安定した状態に維持する
Objective	未臨界状態を達成し維持する
	崩壊熱除去及びインベントリーコントロール機能を達成し維持する
	燃料被覆被害の防止
Criteria	未臨界状態にするために負の反応を促進する
	燃料被覆被害の防止のために冷却材レベルを維持する
	燃料を安全及び安定した状態に維持するために十分な崩壊熱除去を維持する
	原子炉安全基準機能のための重要な補助支援の維持
	原子炉安全基準機能のためのプロセス監視の維持

表 4-16　NFPA805　放射性物質放出の防止

放射性物質放出の防止	
Goal	公衆、プラント人員あるいは環境に影響を悪影響を与える放射性物質の放出を合理的に防ぐ
Objective	格納容器のインテグリティの維持
	ソースタームの制限
Criteria	合理的に達成しうる放射性物質の放出及び規制制限以下

表 4-17　NFPA805　人員安全

人員安全	
Goal	火災によるプラント人員の死亡を合理的に防ぐ
Objective	プラント人員の火災による死亡を防ぎ、火災による生存性を改善する
	不可欠及び非常時の人員に対して適切な防護を提供する
Criteria	不可欠な人員以外のために安全な出口及び避難場所を提供する
	不可欠な人員が必要な働きを行うために適切な防護及び照明を提供する
	必要な救急サービスを提供することにより不可欠な人員に対して適切な防護を提供する

表 4-18　NFPA805
プラント損傷及びビジネス中断の制限

プラント損傷及びビジネス中断の制限	
Goal	経済的影響のアクセプタブルリスクの保証
Objective	所有者／運転者にとって容認可能なレベルでの物的損害の制限
	所有者／運転者にとって容認可能なレベルでのビジネス中断
Criteria	所有者／運転者にとって容認可能なレベルでの予想最高損害の制限
	所有者／運転者にとって容認可能なレベルでの予想最高損害によるビジネス中断の制限

なお「人員安全」及び「プラント損傷及びビジネス中断の制限」の 2 つの性能要素に関して、NRC は免許所有者に対して NFPA805 の自発的な採用を認めた 10CFR50.48(c)で是認していない。これは上記の 2 つの性能要素が達成されなかったとしても、それは外部不経済にならないためと考えることができる。

３．３．10CFR50.48(c)(2)に含まれる NFPA805 に対する追加的な条件

「規制順守のためのフィード・アンド・ブリードの利用」はセクション 1.5.1(b) 及び(c)の原子力安全性能基準を満たす唯一の方法としては認められない。「不確実性解析」はセクション 2.7.3.5 において性能基準が満たされるという合理的保証を提供するために不確実性解析を要求する。「既存のケーブル」はセクション 3.5.5.3 により要求される火炎伝播試験を満たすケーブルを設置する代わりに、同等の防護のレベルを提供するために難燃剤コーティングが電気ケーブルに対して適用可能であり、あるいは自動固定消火システムの設置も可能である。「水供給と分配」はセクション 3.6.4 に対するイタリック体の例外は是認されておらず、LAR なしで適用されることはない。「3 章に対するパフォーマンスベース手法」に関して、NFPA 805 は 3 章の要件に対する同等性を証明するためにパフォーマンスベー

スの手法の利用を禁じているが、免許所有者が LAR を通じ要求し NRC が承認すれば可能となる。提案された方法は性能目標、目的、基準を満たさなければならず、安全マージンを維持し、火災の深層防護を維持しなければならない。「NFPA805 への順守に対する代替案」に関して免許所有者は NFPA805 への順守に対する RIPB の代替案として、LAR を提出することができる。

３．４．火災防護プログラムの性能基準

原子力安全性能基準に関して、火災防護機能は火災の際にプラントが回復不能な状態にならないように合理的保証を提供できなければならない。これを証明するために以下の性能基準が満たされなければならない。

(1) 反応性制御
(2) インベントリ及び圧力制御
(3) 崩壊熱除去
(4) 重要な補助装置
(5) プロセス監視

また免許所有者は、原子力安全性能基準を達成し維持するのに必要な少なくとも一つの成功パスが火災の影響を受けないという合理的保証を証明しなければならない。

３．５．NFPA805 への移行の条件

現行の火災防護免許基準の下で完全に順守している火災防護プログラムはプラントの改修なしで NFPA 805 へ移行することができる。現行の火災防護プログラムに認められた承認された免許の例外(License Exemption)は、NFPA 805 要件から逸脱していたとしても移行することができる。しかしながら、例外の基礎となる仮定と分析が有効でなければならない。NRC の承認は文書化されなければならず、例外が NRC により承認されたと証明することは免許所有者の責任である。未順守は NFPA 805 の変更評価を用いて容認可能であると証明するか是正手段を取らなければならない。

免許所有者が利用できる NFPA805 への移行のマニュアルは NRC の規制指針 RG1.205[4] で是認された NEI04-02[5]に記載されており、解析、計算及び文書化を含む移行プロセスに関する詳細な指針が含まれている。また免許所有者は移行期間中以下のことを確認しなければならない。

(1) 火災防護プログラム要素が NFPA 805 の 3 章を満たしている
(2) 火災防護プログラム要素が規範的な原子力安全基準(附則 RⅢ.G.2)を満たしている
(3) 低出力及び停止中の火災に対して性能基準が満たされる
(4) 消火活動の直接的な影響による放射性物質の放出が 10CFR50.20 の基準以下である

上記の基準が満たされない場合は、リスク、安全マージン、深層防護に対する影響を評価するプラント変更評価が、NFPA 805 の性能基準を満たしているという免許所有者の能力により決定される未順守の受容性を証明しなければならない。しかしながらプラント変更評価が受容性を証明できない場合、免許所有者は火災防護プログラム是正変更をとるか、免許変更要求を出さなければならない。解決するまでの間、適切な是正活動が履行されなければならない。免許所有者は可用性、信頼性、性能の容認可能なレベルを確立し、確立

された閾値が満たされない場合、是正手段のためのプロセスが準備されているということを確実にするために、モニタリングプロセスを確立しなければならない。

免許所有者は適切な火災防護プログラムの品質、文書化、構成管理を確実にするプログラムを確立しなければならない。免許所有者は LAR とともに提出しなくてはいいが NRC の調査のために用意されなければならない移行報告書を用意する(図 2 参照)。免許所有者は RG1.205 に沿って確認、評価された変更に関わるリスクを計算する。移行の変更については、火災防護に関わらないプラント変更によるリスクの減少は、火災防護プログラムに関わる変更によってリスクの増加を相殺するために用いられてはいけない。しかしながら火災防護に関するプラント変更によるリスクの減少は、相殺のために用いることができる。

３．６．パフォーマンスベースの火災防護に関する規制要件及び指針

NFPA805 に基づくパフォーマンスベースの火災防護に関する NRC の規制要件及び指針及び民間機関が発行した指針を表 6 に示す。10CFR50.48(c)は NRC が免許所有者に対してパフォーマンスベースの火災防護基準である NFPA805 に基づく火災防護プログラムの採用を認めるものである。10CFR50.48[6]は 1981 年に公布されたものであるが、2001 年に開発された NFPA805 を取り込むことを目的として、2004 年に(c)項を追加した。RG1.205[4]は免許所有者が NFPA805 に基づく火災防護基準を採用する際に用いる規制指針である。NFPA805[1]は NFPA が開発した軽水炉発電所のためのパフォーマンスベースの火災防護基準である。NEI04-02[5]は民間機関である NEI(原子エネルギー協会)が開発した、10CFR50.48(c)に基づくパフォーマンスベースの火災防護プログラム導入のための指針である。NEI01-01[7]も NEI が開発したものであり、免許所有者が火災時安全回路解析の際に用いる指針である。

表 4-19　NFPA805 に基づくパフォーマンスベースの火災防護に関する NRC の規制要件及び指針

記号	発行元	タイトル
10CFR50.48(c)	NRC	火災防護　全米防火協会基準NFPA 805
RG1.205	NRC	既存の軽水炉型原子力発電所用リスク情報、パフォーマンスベースの火災防護
NFPA805	NFPA	軽水炉型原子力発電所用パフォーマンスベースの火災防護指針
NEI04-02	NEI	10CFR50.48(c)に基づくリスク情報、パフォーマンスベースの火災防護プログラム履行のための指針
NEI01-01	NEI	火災時安全停止回路解析のための指針

３．７．NFPA805 による免許基準を採用するためのプロセス

免許所有者は免許の変更が経済的に正しいかを決定するために予備評価(Preliminary Assessment)を行い、免許改正要求(License Amendment Request: LAR)の提出スケジュールを含む同意書(Letter of Intent: LOI)を提出する。そして火災防護プログラムが NFPA805 の性能基準を満たしているかを決定するために、工学的解析を行い、火災 PRA のピアレビューを行う。そして免許所有者は履行スケジュールとともに認可修正請求(License Amendment: LAR)を提出する。ここで NRC が LAR(NFPA805 の移行及び履行スケジュール)を調査・承認し、新たな認可修正を認め、免許所有者が NFPA805 履行を完了する。最後に NRC による原子炉監視プロセス(ROP)において承認されたプログラムの履行を証明す

る。図 4-5 に NEI04-02 に掲載される移行プロセスの概念図を示す(図 4-5 の括弧内は NEI04-02 の当該部分である)。

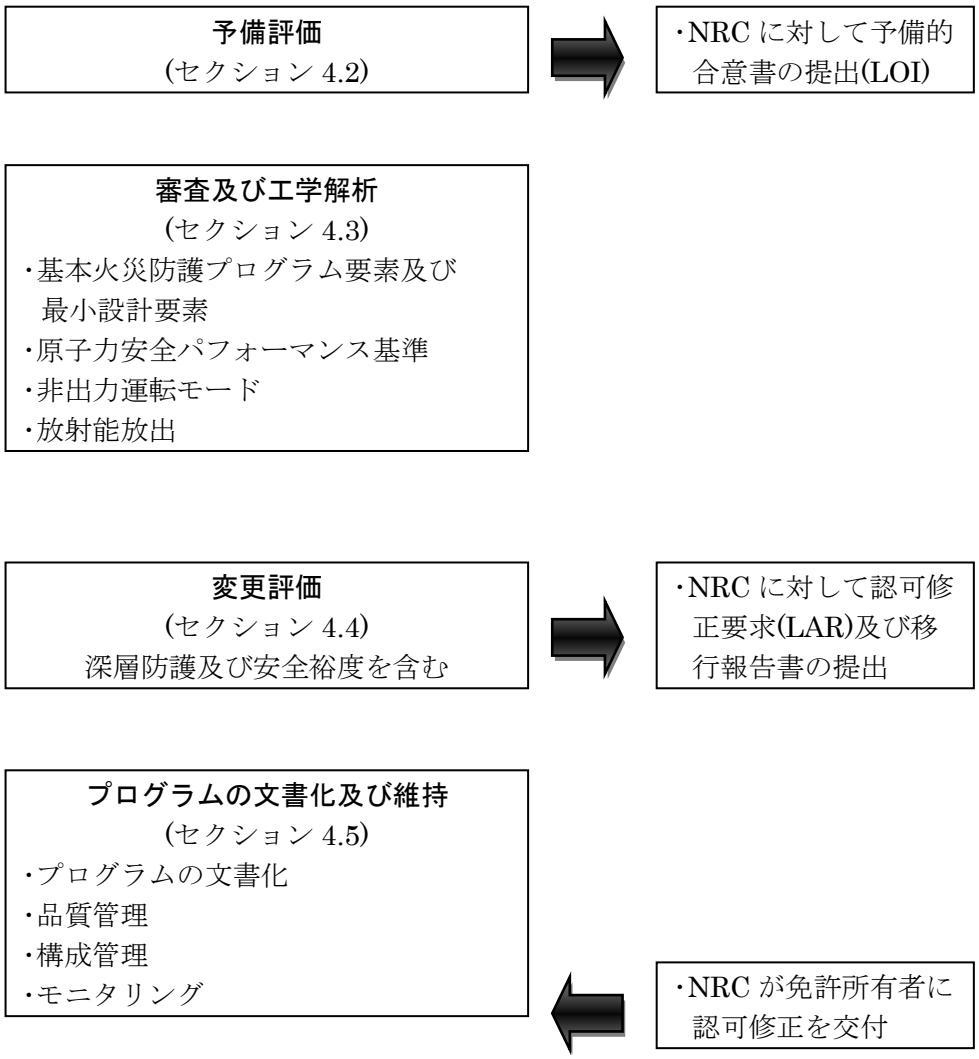


図 4-5　NFPA805 に基づく火災防護基準への移行プロセス [5)]

３．８．10CFR50.48 附則 R への対応と NFPA805 での火災防護免許基準

免許所有者は、それぞれの火災防護プログラムが NFPA805 以前の免許基準を満たさなければならないために、免許基準及び適用可能な規制要件の未順守(noncompliance)は(1)是正する、(2)容認可能であると証明する、あるいは(3)NRC の承認のために提出する--といった方法で対処しなければならない。NFPA805 への移行に続いて、未順守の個所は NFPA805 の免許条件の下で対処されるまで、附則 R および SRP の規制要件で判断されなければならない。

安全停止に対して悪影響がないと証明することにより火災防護に関わるプラントの変更を NRC の事前審査なしで認める「GL86-10 評価」は NFPA805 の中で既存の工学同等性評価(EEEE)として言及されている。RG1.205 のセクション 2.2 は EEEE に関する詳細な考察を掲載している。容認性に対する品質と基準が有効であるとされる限り、容認可能な

GL86-10 評価は NFPA805 免許基準に移行される。しかしながら、プラント内における10CFR.50.48 附則 R のⅢ.G.2 で言及されるエリアにおいて 1 つの火災防護手段として認められるオペレーターマニュアルアクション(Operator Manual Acton: OMA) (NFPA805 では復旧作業(Recovery Action)と言及されている)は、GL86-10 で評価されているかに関わらず、評価され容認可能であると証明されない限り移行されない。

また NFPA805 に移行したプラントの火災防護免許基準はプラント、現行の火災防護免許基準は GL86-10 と類似した NFPA805 に対する新しい火災防護免許基準に置き換わる予定である。新しい免許基準のモデルは、NFPA805 の規制指針の最終版で提供される予定であり、プラントごとの新たな免許基準は LAR を通じて承認される。

３．９．NFPA805 への移行期間中における回路問題の取扱

免許所有者は、RIS2005-30(火災時安全停止回路の規制要件の説明)における説明を含め、火災時安全停止解析を現行の規制要件に一致するようにしなければならない。また未順守の個所は、免許所有者の解決のためのプランとともに LAR の中で確認されなければならない。施行の自由裁量が認められている未順守の個所は NFPA805 変更評価を用いて解決することができる。しかしながら免許基準の移行まで補償手段が履行され、維持されなければならない。

３．１０．低出力及び停止時の火災防護の対応

NFPA805 は、いかなる運転モードにおいても火災が、燃料を安全で安定した状態を達成し維持することを妨げないように、それぞれの火災防護プログラムが合理的保証を提供しなければならないと要求する。そのために、NFPA805 に基づく火災防護プログラムでは出力運転時以外の火災の可能性及び防護に対処しなければならない。この考え方に基づき、免許所有者は、防護が必要な弱点を確認するために、崩壊熱除去のための装置及びケーブルの HRE※(High Risk Evolution)に対する評価を行う。

※HRE とは重要な安全上の機能の喪失をもたらす事象に対してプラントが影響を受けやすい「停止時の活動」、「運転停止時の形態あるいは状態」などを意味する。

３．１１．プラント変更評価プロセス

火災防護プログラムに影響するプラントの物理的あるいは計画的変更は承認されたプラント変更プロセスを用いて評価されなければならない。未順守の個所は変更として扱われ、同じ方法で評価される。評価は、(1)火災に関するリスクに影響を与える変更の受容性、(2)深層防護、(3)安全マージン--からなる統合された評価である。このプロセスは附則 R あるいは SRP 免許の GL86-10 評価プロセスにとって代わるものである。またこれは、GL86-10 の「安全停止に悪影響を与えない」という基準にとって代わるものである。一般的に変更は「規範的(つまり 10CFR50 附則のⅢ.G.2)」あるいは「パフォーマンスベース(火災モデル、PRA)」の方法を用いて評価される。図 4-6 に NEI04-02 に掲載されるプラントの評価プロセスの概念図を示す。

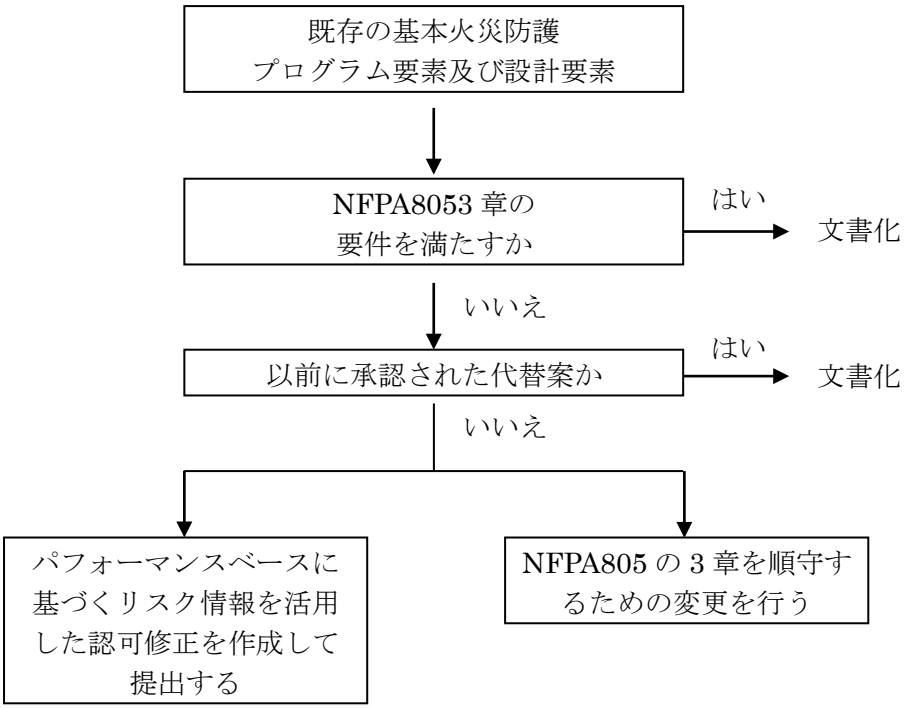


図 4-6　NFPA805 に基づく火災防護基準の評価プロセス(NEI04-02)

３．１２．NRC により調査・承認される火災防護プログラムの変更点

免許所有者が NFPA805 に基づく火災防護プログラムに移行する際に、プラントに対して施す変更に関して、NRC は以下の 5 点を調査し承認する。

(1) NRC により過去に承認されていない、NFPA805 の 3 章により要求される、基本的な火災防護プログラムに対する代替手段としての変更
(2) 承認された免許条件の容認基準を満たさない変更
(3) NFPA805 の規制指針の規制の見解 4 に記載されていないパフォーマンスベース手法を用いて評価された変更
(4) 免許条件あるいはプラントの技術仕様書がかかわる変更
(5) 変更に際してリスクの増加が CDF で 1×10^{-6}/炉年以上あるいは LERF で 1×10^{-7}/炉年以上と計算された変更。

３．１３．免許基準の変更に対する NRC の容認基準

表 7 に免許基準の変更に対する NRC の容認基準を示す。これは PRA を用いた免許基準の変更に関する規制指針 RG1.174[8]、及びリスク情報を用いたパフォーマンスベースの火災防護の規制指針である RG1.205[4] に記載されているものである。NFPA805 には「1.4.NFPA805 の性能要素」で示した通り、原子力安全等の定性的な目標が示されているが、実体としては定量的に変更前後のリスクを相対的に評価することにより免許基準の変更が可能であるかどうかが決まる。

表 4-20　火災防護基準の変更に対する NRC の容認基準

性能目標の増加割合	変更条件
変更後のCDF及びLERFが減少	NRCによる事前審査及び承認の必要なし
CDFが1E^{-7}/炉年以下及びLERFが1E^{-8}/炉年の増加	NRCによる事前審査及び承認の必要なし
CDFが1E-7/炉年～1E-6/炉年及びLERFが1E-8～1E-7/炉年の増加	①NRCに対して変更の概要を説明 ②90日以内にNRCからの異議の申し立てがなければ変更可能

３．１４．NFPA805 でのリスク評価における重要な要素

３．１４．１．プラント変更によるリスクの相殺

NFPA805 の規制指針 RG1.205 は、全ての免許所有者が火災 PRA を開発するという想定に基づいている。予想されるリスク増加のレベルに基づき、リスクは定性的あるいは定量的に評価される。潜在的なリスクが大きくなればなるほど、定性的な解析は適切に容認性を証明できなくなる。PRA モデルでは定性的な解析を要求せず、単純な定量的な解析のみが PRA モデルで実行される。

RG1.174 のセクション 2.1.2 に従い、移行以降、火災防護プログラムに関係のないプラント変更によるリスクの減少を、火災防護プログラムに関わる変更によるリスクの増加を相殺するために用いることができるが、NRC により事前の承認されなければならない。火災防護プログラムに関わる変更によるリスクの減少は、NRC の事前承認なしで相殺のために用いることができる。図 4 にリスク相殺に関する概念図を示す。

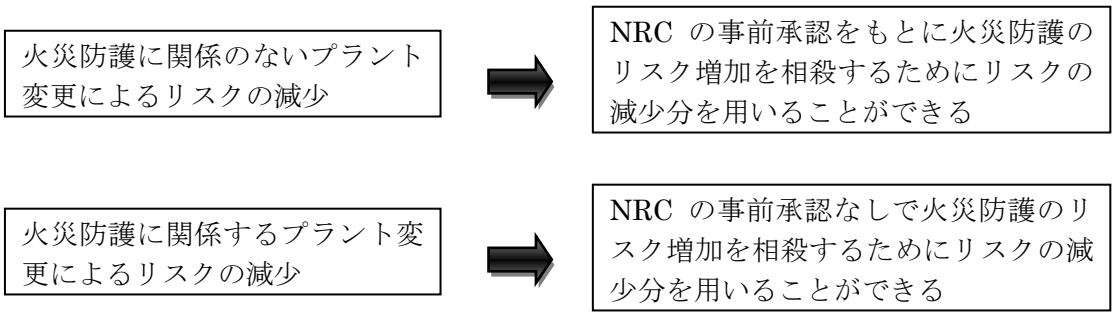


図 4-7　RG1.174 のセクション 2.1.2 によるリスクの相殺に関する概念図

３．１４．２．容認可能な深層防護への影響

NEI04-02 のセクション 5.3.5.2「深層防護」は火災の深層防護に対するプラント変更が与える影響を評価する際に用いられる指針である。指針は RG1.174 のセクション 2.2.1.1 でも掲載されているが、これは火災ではなく原子力安全全体の深層防護に焦点を当てているものである。しかしながら NFPA805 のセクション 2.4.4.2 及びセクション 2.4.4.3 は、「性能基準を満たすための規範的な手法は深層防護の要件を満足すると考えられる」としている。

３．１４．３．適切な安全マージンの維持

NEI04-02 のセクション 5.3.5.3「安全マージン」は火災の安全マージンに対するプラント変更が与える影響を評価する際に用いられる指針である。また同じような指針が RG1.174 のセクション 2.2.1.2 にも掲載されている。しかしながら NFPA805 のセクション 2.4.4.2 及びセクション 2.4.4.3 は、「性能基準を満たすための規範的な手法は安全マージンの要件を満足すると考えられる」としている。

３．１５．NFPA805 における火災モデルの利用

パフォーマンスベースの火災防護基準である NFPA805 では、最大限度の火災シナリオと性能基準を満たせなくなる理論的な火災とを比較することにより、少なくとも 1 つの成功パスが、火災の被害を受けないということを証明するために火災モデルが使用される。NFPA805 移行の指針である NEI04-02 の附則 D のセクション 2.4.7 は maximum expected fire scenario と limiting fire scenario の間のマージンを評価する際に有用な詳細な考察が掲載されている。しかしながら火災モデル単体では、変更が容認可能であるということを証明する要件を満たすことにはならず、リスク、深層防護、及び安全マージンへの影響が評価されなければならない。

３．１６．火災防護に関する問題への対応

３．１６．１．NFPA805 への移行完了以降の回路問題への対応

NFPA805 及び RG1.189 とともに用いられる回路解析のための民間指針である NEI00-01「火災時安全停止回路解析の指針」は NFPA805 へ移行したプラントに対する回路解析のための 1 つの容認可能な手段を提供するものである。要求される回路の防護に対する NFPA805 の 3 章の規範的な要件を満たすことができない個所に関して、(1)誤作動の数、(2)誤作動発生の方法、(3)誤作動発生までの時間--に関する仮定は、工学的解析あるいは産業界及び NRC により容認された試験結果により立証されなければならない。また NFPA805 の 3 章の規範的な要件を満たさず、NRC により過去に承認されていない回路防護は NFPA805 のプラント変更プロセスを用いて評価されることが可能である。

３．１６．２．NFPA805 への移行完了以降のオペレーターマニュアルアクション問題への対応

過去に NRC に承認されていないオペレーターマニュアルアクションの場合、プラントの Ⅲ.G.2 エリアの防護ために用いられているものに関しては、NFPA805 のセクション 4.2.3.1 に沿って、パフォーマンスベース手法(火災モデル、PRA)を用いて評価されなければならない。NFPA805 の性能基準および自己承認の際に用いられる RG1.189 内にある基準を満たすオペレーターマニュアルアクションは、NRC の承認を得る必要はない。

３．１７．NFPA805 への移行を宣言していないプラントのパフォーマンスベース手法の利用

現在米国で稼働しているプラントは、(1)NFPA805 の免許、(2)附則 R あるいは SRP9.5.1 に基づく規範的な免許--のいずれかを保持している。NRC の火災防護規制が大きく変わった 1979 年以前に建設されたプラント(pre-1979)、あるいは 1979 年以降に建設されたプラント(pro-1979)に関わらず、公式に NFPA805 の免許を採用していないプラントは、LAR を通じてはじめに承認を受けることなしで、安全停止に悪影響を与えないということを証明するためにリスク情報、パフォーマンスベースの手法を用いることはできない。つまり NFPA805 を採用していないプラントの、火災防護プログラムに影響を与える変更を評価す

るための手段は NRC のスタッフにより容認可能であると評価あるいは調査されていないいということである。

３．１８．NFPA805 のパオロットプラント

３．１８．１．パイロットプラント

Oconee と Harris はパイロットプラントとして全米で稼働する原子力発電所の中で始めて NFPA805 に基づく火災防護プログラムへの移行を開始したプラントである。パイロットプラントの移行プロセスは複数の観察訪問(Observation Visit)を通じて NRC が観察している。

３．１８．２．パイロットプラントからの教訓

NRC は NFPA805 のパイロットプラント(Oconee 及び Harris)から得られた教訓を利害関係者とともに共有することを目的として、問題要約シート(Issue Summary Sheet：ISS)と呼ばれる情報共有システムを開発した。これは 2006 年 3 月の 2 回目の訪問観察の際に開始され、NRC の訪問観察レポートに添付されるものである。またこの ISS に対して NRC のスタッフは見解を表明する。ISS には以下の内容が含まれる。

・問題テーマ
・Associated Parking Lot Issue※
・問題の概要
・問題の状況
・問題の解決手段
・関連する FAQ
・教訓

※parking lot issues とは、パイロットプラントの調査期間中に浮上し、直ちに解決されなかった課題あるいは問題のことである。これらの問題はパイロットプラントの移行の完了に際して、必ずしも重要であるというわけではないが、NFPA805 に移行しようとするその他のプラントが将来取り組まなければならない問題のことである。

表 8 に 2007 年 11 月までに提出された ISS のうち文献 9)に記載されているものを示す。また表 9 から表 15 にそれぞれの詳細を示す。

表 8　ISS 一覧(2007 年 11 月まで)

ISSナンバー	タイトル
ISS 3	オペレーターマニュアルアクションからNFPA805復旧活動(Recovery Actions)への移行
ISS 14	FAQプロセス
ISS 23	NFPA805の改訂版3章B-1表
ISS 32	NUREG/CR-6850とFPSDPの差異
ISS 34	電気回路の複数の誤作動
ISS 40	新しいNFPA805免許基準に対する免許所有者の現行の免許基準の適用性
ISS 41	低出力、停止時のリスク調査

表 9　ISS3(オペレーターマニュアルアクションから NFPA805 復旧活動への移行)

ISS3	
タイトル	オペレーターマニュアルアクションから NFPA805復旧活動への移行
教訓	オペレーターマニュアルアクションから NFPA805復旧活動への移行が NEI04-02の改訂2で文書化された。

表 10　ISS14(オペレーターマニュアルアクションから NFPA805 復旧活動への移行)

ISS14	
タイトル	FAQ(Frequently Asked Question)プロセス
問題	パイロットプロセスにおいて、NEI04-02が多くの変更を必要とするということが判明した。
教訓	NRCは、(1)適時のNRCスタッフの調査、及び(2)NFPA805履行指針への変更の一時的な承認--を提供することを目的として、FAQプロセスを確立した。

表 11　ISS32(NUREG/CR-6850 と FPSDP の差異)

ISS32	
タイトル	NUREG/CR-6850とFPSDPの差異※
問題	FPSDPとNUREG/CR-6850内で行われる火災モデルには違いがある。これにより、作業が進むにつれ問題が生じる可能性がある。
教訓	FPSDP手法は保守的であり、NRCの査察官が使用することを目的としたものである。NUREG/CR-6850はNFPA805のための適切な方法論である。

※NUREG/CR-6850[10]：原子力発電施設のための火災 PRA 方法論が記載されている NRC の文書。

FP SDP　：火災防護重要性決定プロセス(Fire Protection Significant Determination Process)の略。NRC の査察マニュアルチャプター IMC0609 の附則 F[11](Fire Protection Significance Determination Process)にその概要が記載され、IMC0609 の附則 F の添付 1 から 8[12)~19)]に詳細な方法論が記載されている。

表 12　ISS34（電気回路の複数の誤作動※）

ISS34	
タイトル	電気回路の複数の誤作動
問題	双方のパイロットプラントがNFPA805の取り組みの1つとして、専門家の意見を入手した。重要な複数誤作動を確立するために基準とともに産業界の規格あるいは指針が必要である。
教訓	新指針を文書化するためにFAQ07-0038が準備されている。

※複数の誤作動：英語では「Multiple Spurious Operation」と表記される。

表 13　ISS40（新しいNFPA805免許基準に対する免許所有者の現行の免許基準の適用性）

ISS40	
タイトル	新しいNFPA805免許基準に対する免許所有者の現行の免許基準の適用性
教訓	適用性に対する基準が有効であり続けるということを確実にするために、移行の一部として、それぞれの免許所有者が繰り越す予定の現行の免許基準からの例外あるいは逸脱を免許所有者が調査することをNRCは期待している。

表 14　ISS41（低出力、停止時のリスク調査）

ISS41	
タイトル	低出力、停止時のリスク調査
問題	プラントが低出力、停止時の調査の一部として用いられるHREを初めて規定する際に、プラントが火災および火災影響のことを考慮しない恐れがある。
教訓	未解決

３．１９．まとめ

NFPA805 の免許は、火災モデル及び PSA 手法を用いるリスク情報、パフォーマンスベースの手法で、これまでの附則 R に基づく規範的な手法にとって代わるものである。既存の火災防護プログラムのほとんどをそのままで移行することを可能にする。移行期間中は 2 年間の施行の自由裁量が認められる。現在までに 42 のプラントが NFPA805 への移行を始めている。詳細な指針は NRC により是認された NEI04-02 と NFPA805 の規制指針で提供される。オペレーターマニュアルアクション及び回路解析等の問題の解決を容易にする。火災防護プログラムに影響を与えるプラントの変更の自己承認を認める。パイロットプラントの問題及び教訓がパイロットプラント観察訪問レポートの一部として文書化された。

参考文献

1) NFPA「NFPA805: Performance-Based Standard for Fire Protection for Light Water Reactor Electric Generating Plants」、2001
2) NFPA「NFPA803: Standard for Fire Protection for Light Water Nuclear Power Plants」1998
3) NFPA「Fire Protection Handbook」2003
4) NRC「RG1.205(Risk-Informed, Performance-Based Fire Protection for Existing Light-Water Nuclear Power Plants)」2006
http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS^PBNTAD01&ID=061530187
5) NEI「NEI04-02 Guidance for Implementing a Risk-Informed, Performance-Based Fire Protection Program Under 10 CFR 50.48(c)」2004
http://mydocs.epri.com/docs/public/000000000001010981.pdf
6) NRC「10 CFR 50 .48 Fire protection.」1981
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/cfr/part050/part050-0048.html
7) NEI「NEI01-01 Guidance for Post-Fire Safety Shutdown Circuit Analysis」2002
http://www.nrc.gov/reactors/operating/ops-experience/fire-protection/cir-analysis-related-docs/ml023010376.pdf
8) NRC「RG1.174 An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis」2002
http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS^PBNTAD01&ID=023380388
9) NRC「NFPA805 RISK-INFORMED, PERFORMANCE-BASED FIRE PROTECTION PROGRAM Region IV Workshop」2007
10) NRC「NUREG/CR-6850 EPRI/NRC-RES Fire PRA Methodology for Nuclear Power Facilities」2005
(Volume1)
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6850/cr6850v1.pdf
(Volume2)
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/contract/cr6850/cr6850v2.pdf
11) NRC「IMC0609 App F Fire Protection Significance Determination Process」2005
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/insp-manual/manual-chapter/mc0609f.pdf
12) NRC「IMC0609 App F, Att 1 Attachment 1: Part 1: Application of Fire Protection SDP Phase 1 Worksheet」2005
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/insp-manual/manual-chapter/mc0609f01.pdf
13) NRC「IMC0609 App F, Att 2 Attachment 2: Degradation Rating Guidance Specific to Various Fire Protection Program Elements」2005
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/insp-manual/manual-chapter/mc0609f02.pdf
14) NRC「IMC0609 App F, Att 3 Attachment 3: Guidance for Identifying Fire Growth and Damage Scenarios」2005
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/insp-manual/manual-chapter/mc060

9f03.pdf
15) NRC「IMC0609 App F, Att 4 Attachment 4: Guidance for Identifying Fire Growth and Damage Scenarios」2005
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/insp-manual/manual-chapter/mc0609f04.pdf
16) NRC「IMC0609 App F, Att 5 Attachment 5: Characterizing Non-Simple Fire Ignition Sources」2005
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/insp-manual/manual-chapter/mc0609f05.pdf
17) NRC「IMC0609 App F, Att 6 Attachment 6: Guidance for the Identification of Targets and Their Ignition and Damage Criteria」2005
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/insp-manual/manual-chapter/mc0609f06.pdf
18) NRC「IMC0609 App F, Att 7 Attachment 7: Guidance for Fire Growth and Damage Time Analysis」2005
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/insp-manual/manual-chapter/mc0609f07.pdf
19) NRC「IMC0609 App F, Att 8 Attachment 8: Guidance for Fire Non-Suppression Probability Analysis」2005
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/insp-manual/manual-chapter/mc0609f08.pdf

第五部

NRC の防火査察結果の考察

１．目的

NRC が米国内で運転する原子力発電所に対して定期的に行う防火査察の結果のデータ(1999～2009)を用いて、現時点での米国の原子力発電所における防火対策上の問題点を査察で指摘された点をもとに把握する。また査察の結果と第二部で収集した火災データとの比較により、査察結果(Finding)と原子力発電所で発生した火災との関係を分析する。

２．調査対象

２．１．使用データ

ここでは筆者が訪米時に先方から入手した NRC の Office of Nuclear Regulatory Research Division of Risk Analysis Fire Research Branch が発行した、「Development of Metric Monitoring Methodologies」[1)]に掲載されているデータを使用する。この文献には 1999 年から 2009 年までに報告された、NRC による IP71111.05T、IP71111.05AQ、IP71111.05TTP(第三部 ４．３．参照)を用いた NRC の防火査察におけるそれぞれの発電所での「Finding(査察で見つかった問題点)」のデータが掲載されている。表 5-1 に文献 [1)] に掲載される Finding の表を示す。

表 5-1　Finding の表

Site	Region	Event Date	Item Type	Cornerstone	Title
BV	1	6/8/2001	NonCited Violation (Green)	Mitigating Systems	(PIM) Inadequate Procedure for Safe Shutdown from Outside of the Control Room could Result in Damage to EDGs
BV	1	1/30/2004	Unresolved item (N/A)	Mitigating Systems	(Non-PIM) Assoc Circuit - Spurious Opening of PORVs due to fire induced hot short.
BV	1	6/8/2001	Unresolved item (N/A)	Mitigating Systems	(Non-PIM) Adequacy of Hemyc Cable Wrap Fire Barrier Qualification Test and Evaluation
BV	1	6/8/2001	Unresolved item (TBD)	Mitigating Systems	(Non-PIM) Cability of Cable Tray Mezzanine CO2 System Suppress Deep Seated Fires
CALV	1	9/14/2001	NonCited Violation (Green)	Mitigating Systems	(PIM) Inadequate abnormal operating procedures for post-fire safe shutdown. (Section 1RO5.07)
CALV	1	9/14/2001	NonCited Violation (Green)	Mitigating Systems	(PIM) Failure to account for steam generator inventory losses due to blow down flow. (Section 1RO5.07).
CALV	1	9/14/2001	NonCited Violation (Green)	Mitigating Systems	(PIM) 22 Saltwater air compressor Appendix R handswitch fuses shunted. LER 50-318/2001-001 (Section 4OA3.1)
FITZ	1	5/16/2008	NonCited Violation (Green)	Mitigating Systems	(PIM) Inadequate Procedure Guidance to Address Spurious Failures of the RCIC and LPCI Systems
FITZ	1	4/26/2002	Unresolved item (N/A)	Miscellaneous	(Non-PIM) Adequacy of Hemyc Cable Wrap Fire Barrier Qualification Test and Evaluation.
GINN	1	9/30/2004	NonCited Violation (Green)	Mitigating Systems	(PIM) Non-Rated Cable Tunnel Hatch
GINN	1	11/17/2000	NonCited Violation (Green)	Miscellaneous	(PIM) Failure to ensure that the alternate shutdown capability for the screen house was electrically and physically independent of the area.
GINN	1	11/17/2000	Unresolved item (N/A)	Miscellaneous	(Non-PIM) Adequacy of Hemyc Cable Wrap fire barrier qualification test and evaluation.
GINN	1	11/21/2003	Unresolved item (TBD)	Mitigating Systems	(Non-PIM) NON-RATED CABLE TUNNEL HATCH

２．２．Finding について

２．２．１．Item Type

２．２．１．１．Item Type の種類[5)]

NRC の防火査察により発見された「機能の性能低下」あるいは「規制等の未順守」である Finding は表 5-2 に示すとおりそれらがどの程度規制から逸脱しているかにより分類される。

表 5-2　Finding の種類と概要

Finding	概要
Apparent Violation	強制手段に発展する可能性があると考えられる規制要件のviolation
Violation	法的に拘束力のある、規則、規制、命令、免許条件あるいは技術仕様などの規制要件の順守の不履行
Unresolved Item	(1)性能低下が存在するかどうか、(2)性能低下がminor以上かどうか、(3)問題がviolationを構成するか--ということを決定するためにより多くの情報が要求されるかということに関する問題である。そのような問題は免許所有者からの追加的な情報を必要とするか、あるいは追加的な指針あるいは既存の指針の明確化あるいは解説なしで解決することはできない。
Non-Cited Violation	SL IVのviolationあるいはGreenと特性化されたfindingに関するviolationを解決する方法。もし適用基準が実施方針を満たすならば、そのようなfindingはviolationとして文書化されるが、一般的に免許所有者からの文書による回答を要求するviolationの警告には言及されない。

２．２．１．２．Item Type で用いられる略語等について

表 1 に示される Finding の表の「Item Type」の欄に、それぞれの Item Type の後ろに(Green)、(TRD)、(N/A)等の「色」あるいは「略語」が記載されていることがわかる。「色」に関しては、3.1.3.において説明する防火重要性決定プロセスにより決定されたそれぞれの Finding の安全上の重要性で評価である。またその他の略語の意味を表 5-3 に示す。

表 5-3　Item Type で用いられる略語

略語	意味
N/A	not applicable (非適用)
TBD	to be determined (未定)
SL	Significance Level (重要性レベル)

２．２．１．３．Fire Protection Significance Determination Process(防火重要性決定プロセス)による重要性の決定

それぞれの Finding は NRC の査察マニュアルチャプターの IMC0609「Significance Determination Process(重要性決定プロセス)[6)]」により、それぞれの Finding が原子炉の安全性に与える影響を定量的に評価され、影響の大きい順に red、yellow、white、green と色づけされ、評価される(表 3 参照)。また防火に関する重要性決定プロセスとして、「Fire

Protection Significance Determination Process[7)]」というものが IMC0609 の附属書という形で個別に用意されている。

表 5-4　SDP による Finding の色づけ

Findingの種類	概要
Red Finding	SDPにより決定される安全上の重要性が大きい(high) finding
Yellow Finding	SDPにより決定される安全上の重要性の(substantial) finding
White Finding	SDPにより決定される安全上の重要性が低から中レベルのfinding
Green Finding	SDPにより決定される安全上の重要性がとても小さい finding

２．２．２．Corner Stone[8)]

Corner Stone とはそれぞれの Finding が影響を与える対象を明らかにするため分類である。Corner Stone は「Barrier Integrity(障壁の完全性)」、「Emergency Preparedness(非常時の準備)」、「Initiating Events(起因事象)」、「Mitigating Systems(緩和システム)」、「Occupational Radiation Safety(業務上の放射線安全)」、「Physical Protection(核物質防護)」および「Miscellaneous(多岐にわたる)」の 6 種類に分類され、1 つの Finding に対して 1 つの Corner Stone が割り当てられる。

２．２．２．１．Barrier Integrity

これは事故によりもたらされる放射性物質の放出から公衆を防護するということを目的とする障壁(Barrier)に関する Corner Stone である。障壁の完全性を維持することにより原子炉事故あるいは事象の影響を緩和することが可能である。ここでいう障壁には燃料被覆、原子炉冷却システム、格納容器が含まれる。

２．２．２．２．Emergency Preparedness

これは公衆の健康及び安全に対する防護を目的とする非常事態に対処するための準備に関する Corner Stone である。免許所有者はプラント人員に対する訓練等により非常事態時の対処が確実に行われるということを保障しなければならない。

２．２．２．３．Initiating Events

これは(1)停止中あるいは稼働中に原子力発電所の安定性を乱す、あるいは(2)安全上重要な機能に悪影響を与えるような--事象の頻度を制限することを目的とするものである。事象の影響が緩和されず、また複数の防火障壁が破壊されていたとしたら、公衆の健康及び安全を危険にさらす原子炉事故につながる恐れがある。この「Initiating Events」にはタービントリップによる原子炉トリップ、給水喪失外部電力の喪失、原子炉トランジエント等の

事象が含まれる。

２．２．２．４．Mitigating Systems

これはプラントのトランジエント※(遷移事象)及び原子炉事故を緩和するシステムの可用性、信頼性、性能を確実にする緩和システムのことである。緩和システムの可用性及び信頼性を高めることにより原子炉事故の頻度を低減することができる。この「Mitigating Systems」には安全注入システム、崩壊熱除去、および非常時 AC 電源を含むそれらの補助システムが含まれる。

※原子炉冷却のバランスを失う事象のこと

２．２．２．５．Occupational Radiation Safety

これは稼働中の原子力発電所において、放射性物質による放射線被ばくから作業員の健康を守ることを目的とした対策のことである。免許所有者は適用可能な規制制限及びALARA※指針を満たすことにより作業員の防護を維持することができる。

※as low as reasonably achievable(合理的に達成可能な限り低く抑えるべきであるという考え方)

２．２．２．６．Physical Protection

これは物理的な防護システムが設計基準脅威に対して防護可能であるということを保障するということに関するものである。脅威は外部及び内部双方から生じることが予想される。免許所所有者は、深層防護アプローチを信頼する効果的な安全プログラムに基づく、脅威に対して適切な防護することが可能である。

２．２．２．７．Miscellaneous

Miscellaneous(種々雑多な、寄せ集めの)とは上記の 6 つの Corner Stone のうち、2 つ以上が含まれるもののことである。

２．２．３．Title

それぞれの Finding の Title の項目には、その Finding の概要が記載されており、この Title からその Finding の大枠を把握することができる。しかしながら、この Title のままではそれぞれの Finding を分類することができないため、表 5-5 に示すように Title を「設備」、「手順・管理」、「解析・評価」及び「是正手段」の 4 つの種類に分類し、それぞれを定義する。「設備」に関しては防火上のハードウエア面、「手順・管理」は防火上のソフトウエア面の Finding と言い換えることができる。また「解析・評価」は火災モデル、あるいは安全性の評価等における Finding である。「是正手段」に関しては既にある防火上の不備に対する是正手段(Corrective Action)あるいは補償措置(Compensatory Measure) がか

かわる Finding である。

表 5-5　Item の分類と定義

分類	定義	例
設備	原子力発電所内の設備に関する不備。原子力発電所において安全を確保する上で重要な設備に対する防火手段の不備。(ハード面)	・設備の不備、故障、劣化、未設置、誤作動 ・設備の火災脆弱性 ・安全上重要な設備に対する火災防護の欠如 ・安全上重要な設備の離隔の不備
手順・管理	原子力発電所の火災安全に関する手順、防火設備の維持管理、あるいは消火活動に関する不備。火災発生の原因となりうる可燃物の管理あるいは発電所内における作業。(ソフト面)	・不適切な安全停止、消火手順、作業、避難手順 ・マニュアルアクション ・消防隊の活動、訓練 ・防火設備の維持管理 ・可燃物管理 ・不適切な作業 ・免許基準の不履行
解析・評価	火災リスク解析・評価あるいは防火設備等に対する試験の不備。	・防火設備に対する試験の不備 ・リスク評価の不備
是正手段	規制を順守していない設備あるいは手順に対して安全確保のために必要な是正手段等の不備。	・補償措置(Compensatory Measure) ・是正手段(Corrective Action)

３．査察データ

３．１．IP71111.05T による査察データ

1999 年から 2009 年までに報告された IP71111.05T による査察の Finding は米国にある 65 の原子力発電所において全 420 件が報告されている。表 5-6 に発電所ごとの Finding の数を示す。

表 5-6　IP71111.05T の全データ数

発電所名 (Region1)	findings の数	発電所名 (Region2)	findings の数	発電所名 (Region3)	findings の数	発電所名 (Region4)	findings の数
Beaver Valley	4	Browns Ferry	8	Braidwood	14	Arkansas	3
Calvert Cliffs	3	Brunswick	1	Byron	5	Callaway	7
FitzPatrick	2	Catawba	4	Clinton	1	Cooper	2
Ginna	4	Crystal River	8	Donald C. Cook	6	Comanche Peak	13
Hope Creek	1	Farley	6	Davis-Besse	1	Diablo Canyon	4
Indian Point	8	Harris	18	Dresden	7	Fort Calhoun	10
Limerick	2	Hatch	9	Duane Arnold	4	Grand Gulf	10
Millstone	8	McGuire	10	Fermi	13	Palo Verde	2
Nine Mile Point	1	North Anna	12	Kewaunee	15	River Bend	2
Oyster Creek	3	Oconee	5	LaSalle	7	San Onofre	3
Peach Bottom	4	Robinson	4	Monticello	7	South Texas	8
Pilgrim	3	Sequoyah	14	Palisades	1	Waterford	9
Salem	9	St. Lucie	6	Perry	4	Wolf Creek	13
Seabrook	1	Summer	10	Point Beach	6	Columbia	12
Susquehanna	5	Surry	15	Prairie Island	3		
Three Mile Island	4	Turkey Point	11	Quad Cities	10		
Vermont Yankee	2	Vogtle	5				
		Watts Bar	8				

IP71111.05T の査察データを「Corner Stone」の項目ごとに分類したものを表 5-7 及び図 5-1 に示す。表 5-7 及び図 5-1 より、IP71111.05T における査察データの「Corner Stone」では「Mitigating System」が 420 件中 386 件で最も多く、全体の 92%を占め、「Initiating Events」が 24 件(6%)で続く。IP71111.05T の査察データを「Item Type」の項目ごとに分

類したものを表 5-8 及び図 5-2 に示す。表 5-8 及び図 5-2 より IP71111.05T による査察では、Noncited Violation が 232 件で最も多く全体の 55%を占め、次に Unsolved Item が 154 件(37%)で続く。また IP71111.05T の Finding の中から色付けされたものを「Item Type」の項目ごとに分類したものを表 5-9 及び図 5-3 に示す。表 5-9 及び図 5-3 から Green Noncited Violation が 219 件で最も多く全体の 90%を占めることがわかる。次に IP71111.05T の査察データを「Title」の項目ごとに分類したものを表 5-10 及び図 5-4 に示す。表 9 及び図 4 より、IP71111.05T における査察データの「Title」では「設備」が 420 件中 166 件で最も多く、全体の中で 40%を占め、「手順・管理」が 149 件(35%)で続く。

表 5-7 Corner Stone 別の件数(IP71111.05T)

Corner Stone	件数
Barrier Integrity	2
Initiating Events	24
Miscellaneous	8
Mitigating Systems	386

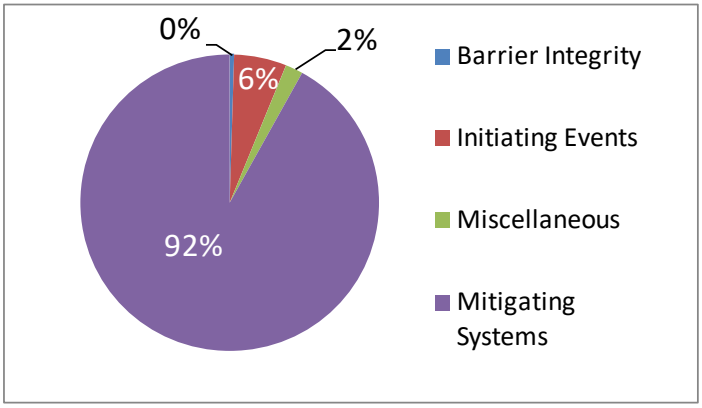


図 5-1 Corner Stone 別の割合 IP71111.05T

表 5-8 Item Type 別の件数(IP71111.05T)

Item Type	件数
Apparent Violation	14
Finding	12
Noncited Violation	232
Unsolved Item	154
Violation	8

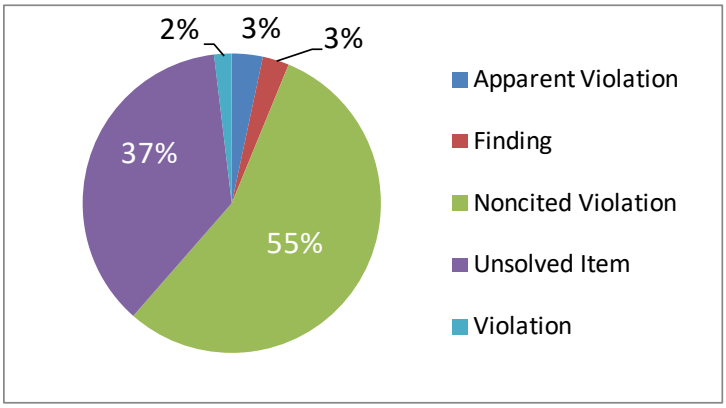


図 5-2 Item Type 別の割合(IP71111.05T)

表 5-9　色付けされた Item Type 別の件数(IP71111.05T)

Item Type	件数
Green Apparent Violation	2
Green Finding	11
Green Noncited Violation	219
Green unsolved Item	4
White Violation	7

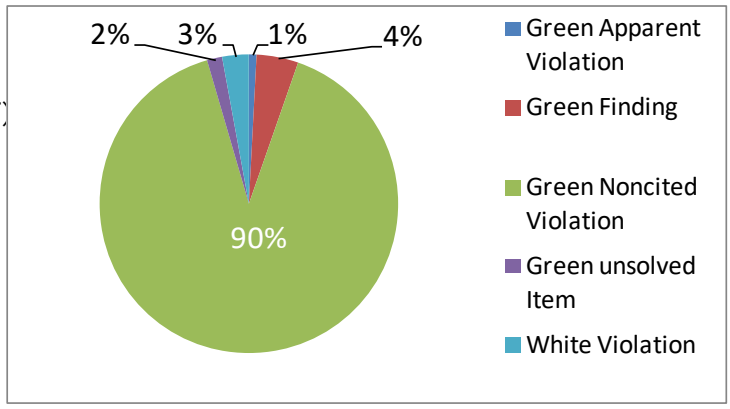


図 5-3　色付けされた Item Type 別の割合(IP71111.05T)

表 5-10 Title 別の件数 (IP71111.05T)

Title	件数
設備	165
手順・管理	158
解析・評価	80
是正手段	17

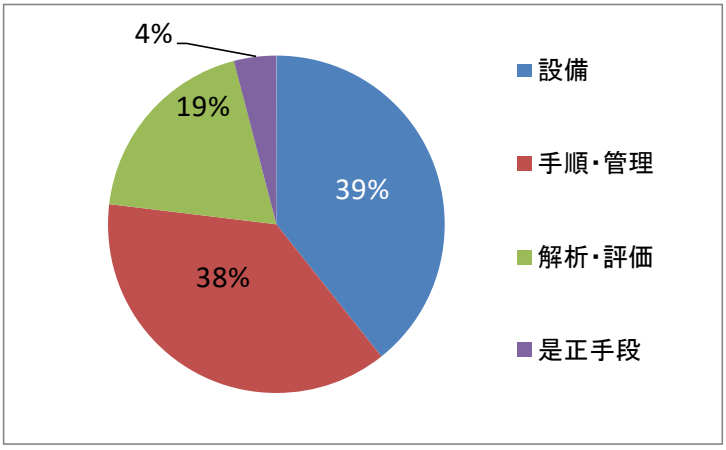


図 5-4　Title 別の割合(IP71111.05T)

３．２．IP71111.05AQ による査察データ

1999 年から 2009 年までに報告された IP71111.05AQ による査察の Finding は米国にある 65 の原子力発電所において全 414 件が報告されている。表 5-11 に発電所ごとの Finding の数を示す。

表 5-11　IP71111.05AQ の全データ数

発電所名 (Region1)	findings の数	発電所名 (Region2)	findings の数	発電所名 (Region3)	findings の数	発電所名 (Region4)	findings の数
Beaver Valley	4	Browns Ferry	4	Braidwood	14	Arkansas	13
Calvert Cliffs	3	Brunswick	3	Byron	6	Callaway	8
FitzPatrick	3	Catawba	6	Clinton	8	Cooper	11
Ginna	8	Crystal River	8	Donald C. Cook	6	Comanche Peak	4
Hope Creek	7	Farley	5	Davis-Besse	15	Diablo Canyon	7
Indian Point	20	Harris	4	Dresden	8	Fort Calhoun	8
Limerick	1	Hatch	5	Duane Arnold	5	Grand Gulf	12
Millstone	7	McGuire	11	Fermi	5	Palo Verde	5
Nine Mile Point	5	North Anna	2	Kewaunee	7	River Bend	8
Oyster Creek	7	Oconee	17	LaSalle	7	San Onofre	4
Peach Bottom	2	Robinson	1	Monticello	9	South Texas	1
Pilgrim	1	Sequoyah	8	Palisades	3	Waterford	3
Salem	3	St. Lucie	8	Perry	16	Wolf Creek	11
Seabrook	1	Summer	4	Point Beach	12	Columbia	6
Susquehanna	0	Surry	5	Prairie Island	5		
Three Mile Island	2	Turkey Point	3	Quad Cities	3		
Vermont Yankee	6	Vogtle	2				
		Watts Bar	8				

IP71111.05AQ の査察データを「Corner Stone」の項目ごとに分類したものを表 5-12 及び図 5-5 に示す。表 5-12 及び図 5-5 より、IP71111.05AQ における査察データの「Corner Stone」では「Mitigating System」が 414 件中 220 件で最も多く、全体の中で 53%を占め、次に「Initiating Event」が 137 件(33%)で続く。次に IP71111.05AQ の査察データを「Item Type」の項目ごとに分類したものを表 5-13 及び図 5-5 に占めす。表 5-13 及び図 5-5 より、IP71111.05T による査察では、IP71111.05T と同様に Noncited Violation173 件(42%)で最も多く、次に Apparent Violation が 121 件(29%)で続く。また IP71111.05AQ の Finding の中から色付けされたものを「Item Type」の項目ごとに分類したものを表 5-1 4 及び図 6 に示す。表 5-14 及び図 5-6 から Green Noncited Violation が 164 件で最も多く全体の 60%を占めることがわかる。次に IP71111.05AQ の査察データを「Title」の項目ごとに分類したものを表 5-15 及び図 5-7 に示す。表 5-15 及び図 5-7 より、IP71111.05AQ における査察データの「Title」では「Mitigating System」が 414 件中 220 件で最も多く、全体の 53%を占め、次に「Initiating Event」が 137 件(33%)で続く。

表 5-12 Corner Stone 別の件数(IP71111.05AQ)

Corner Stone	件数
Barrier Integrity	15
Emergency Preparedness	11
Initiating Events	137
Miscellaneous	14
Mitigating Systems	220
Occupational Radiation Safety	1
Physical Protection	16

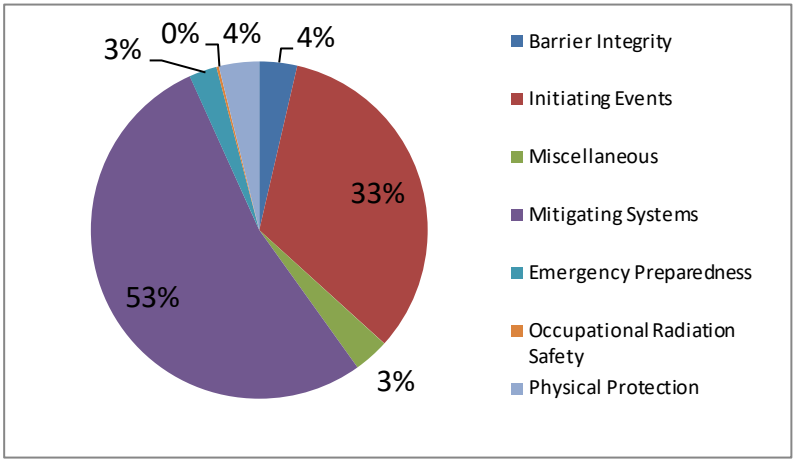


図 5-5 Corner Stone 別の割合
(IP71111.05AQ)

表 5-13　Item Type 別の件数

Item Type	件数
Apparent Violation	121
Finding	99
Noncited Violation	173
Unsolved Item	18
Violation	3

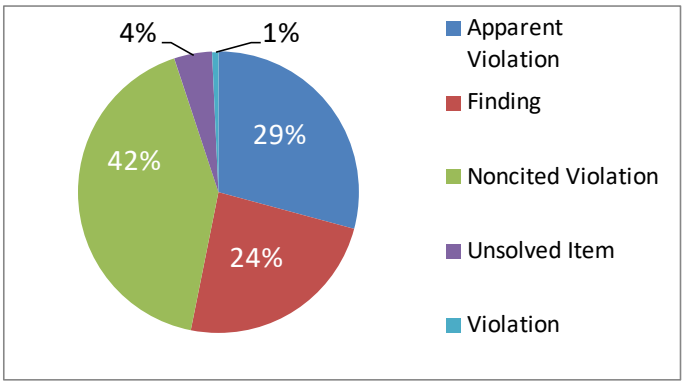


図 5-5　Item Type 別(IP71111.05AQ)

表 5-14　色付けされた Item Type 別の件数(IP71111.05AQ)

Item Type	件数
Green Apparent Violation	10
Green Finding	97
Green Noncited Violation	164
Green unsolved Item	1
White Violation	1

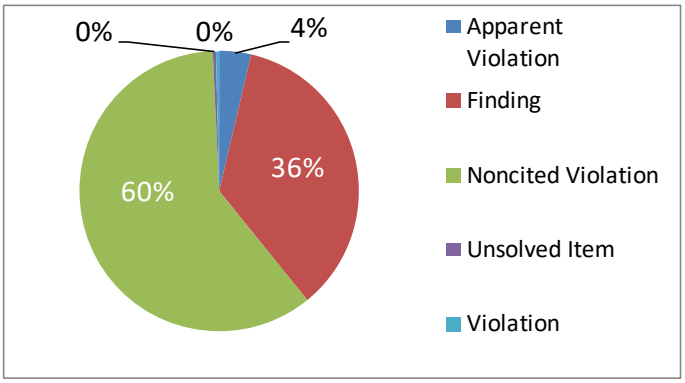


図 5-6　色付けされた Item Type 別の件数(IP71111.05AQ)

表 5-15　Title 別

Title	IP71111.05AQ 件数
設備	105
手順・管理	217
解析・評価	40
是正手段	52

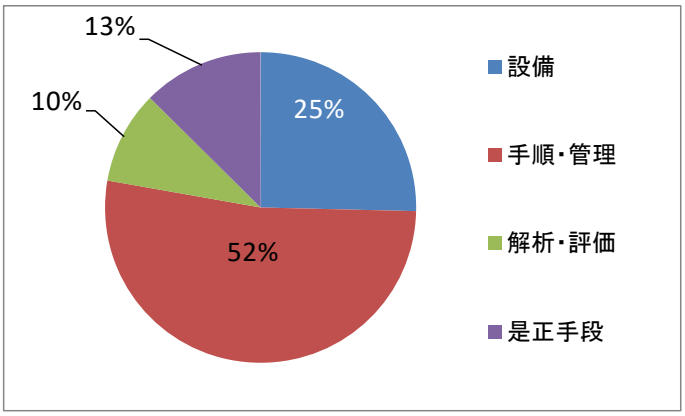


図 5-7　IP71111.05AQ(Title 別)

３．３．IP71111.05TTP による査察データ

1999 年から 2009 年までに報告された IP71111.05TTP による査察の Finding は全米 14 発電所で全 32 件が報告されている。IP71111.05TTP による査察は 10CFR50.48 (c)に基づくパフォーマンスベースの防火プログラムに移行したプラントに対してのみ採用され、現時点においてこの査察手順が採用されるプラントが少ないために IP71111.05T 及び IP71111.05AQ よりも Finding の数が少ない。表 5-16 に発電所ごとの Finding の数を示す。

表 5-16　IP71111.05TTP の全データ数

発電所名 (Region1)	findings の数	発電所名 (Region2)	findings の数	発電所名 (Region3)	findings の数	発電所名 (Region4)	findings の数
Ginna	1	Crystal River	4	Duane Arnold	1	Arkansas	3
		Farley	3	Kewaunee	3	Cooper	1
		Harris	1	Monticello	2	Fort Calhoun	2
		St. Lucie	2	Point Beach	3	Diablo Canyon	1
		Turkey Point	1	Prairie Island	3		
		Catawba	2				

次に IP71111.05TTP の査察データを「Corner Stone」の項目ごとに分類したものを表 5-17 及び図 5-8 に示す。表 5-17 及び図 5-8 より、IP71111.05AQ における査察データの Corner Stone では Mitigating System が 33 件中 29 件で最も多く、全体の中で 88%を占め、次に Initiating Event が 3 件(9%)で続く。次に IP71111.05TTP の査察データを「Item Type」の項目ごとに分類したものを表 5-18 及び図 5-9 に示す。表 5-18 及び図 9 より、IP71111.05TTP による査察では、Noncited Violation が 21 件(64%)で最も多く、次に Unsolved Item が 7 件(21%)で続く。また IP71111.05TTP の Finding の中から色付けされたものを「Item Type」の項目ごとに分類したものを表 5-19 及び図 5-10 に示す。表 5-19 及び図 5-10 から Green Noncited Violation が 21 件で最も多く全体の 91%を占めることがわかる。次に IP71111.05TTP の査察データを「Title」の項目ごとに分類したものを表 5-20 及び図 5-11 に示す。表 5-20 及び図 5-11 より、IP71111.05TTP における査察データの「Title」では「手順・管理」が 33 件中 12 件で最も多く、全体の 37%を占め、次に「設備」が 11 件(33%)で続く。

表 5-17 Corner Stone 別の件数(IP71111.05TTP)

Corner Stone	件数
Initiating Events	3
Miscellaneous	1
Mitigating Systems	29

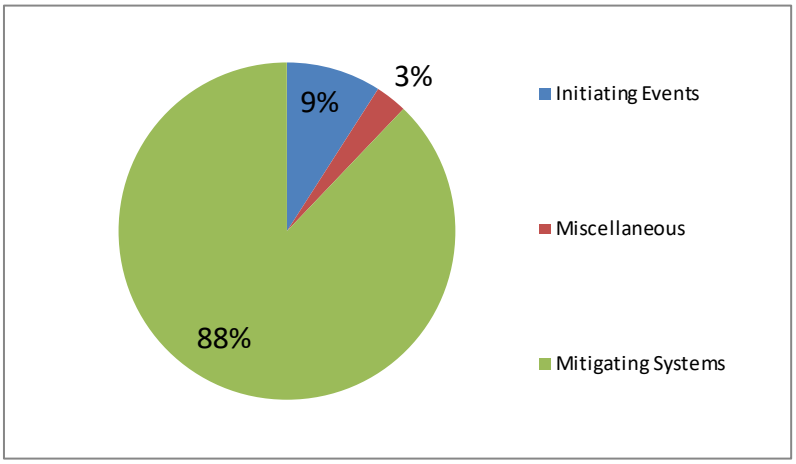


図 5-8 Corner Stone 別の割合(IP71111.05TTP)

表 5-18　Item Type 別の件数(IP71111.05TTP)

Item Type	件数
Apparent Violation	0
Finding	4
Noncited Violation	21
Unsolved Item	7
Violation	1

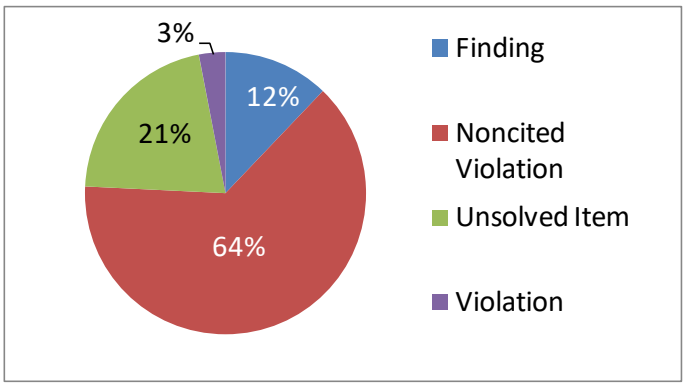


図 5-9　Item Type 別の割合

表 5-19　色付けされた Item Type 別の件数(IP71111.05TTP)

Item Type	件数
Green Noncited Violation	21
Green unsolved Item	1
White Violation	1

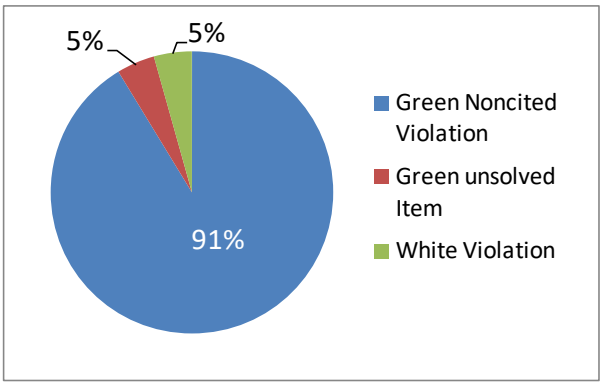


図 5-10　色付けされた Item Type 別の割合

表 5-20　Title 別の件数(IP71111.05TTP)

Title	件数
設備	11
手順・管理	12
解析・評価	6
是正手段	4

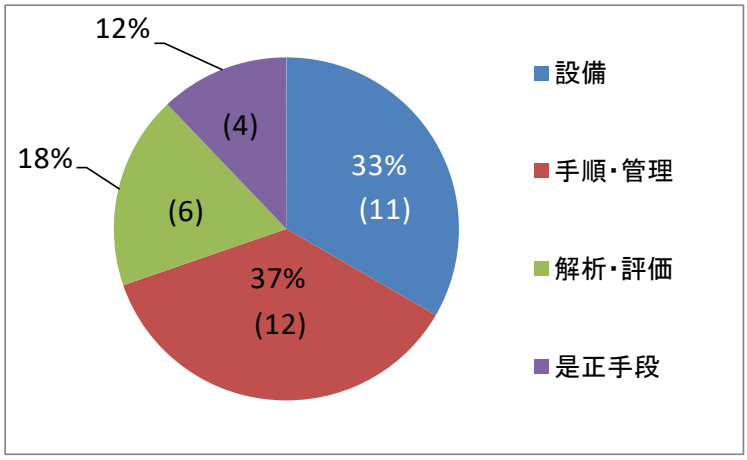


図 5-11　IP71111.05TTP(Title 別)

４．発電所別の Finding の詳細

４．１．発電所別の Finding 数及びプラント数あたりの Finding 数

発電所ごとにプラント数が異なるために、ここではそれぞれの発電所における Finding の数をそれぞれの発電所が抱えるプラント数で除した値を示す。表 5-21 から表 5-24 にそれぞれの発電所における Finding 数及び Finding 数をプラント数で除した値を Region ごとに示す。図 5-12 から図 5-15 に IP71111.05T、図 5-16 から図 5-19 に IP71111.05AQ、そして図 5-20 から図 5-23 に IP71111.05T 及び IP71111.05AQ を足した Finding 数の値をプラント数で除した値を発電所ごとに示す。IP71111.05T では Harris がプラント 1 基当たり 18 件で最も多く、Nine Mile Point 及び Brunswick が 0.5 件で最も少ない。IP71111.05AQ では Perry がプラント 1 基当たり 16 件で最も多く、Limerick 及び South Texas が 0.5 件また Susquehanna が 0 件で少ない。IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の全体数でみると、Wolf Creek が 24 件で最も多く、Grand Gulf、Harris 及び Kewaunee が 22 件で続く。このことからプラント 1 基当たりでみても、発電所ごとに Finding 数に差があることが分かる。

表 5-21　発電所別の Finding の数(Region1)

発電所名	プラント数	Finding数		Finding数(/プラント数)	
		T	AQ	T	AQ
Beaver Valley	2	4	4	2.0	2.0
Calvert Cliffs	2	3	3	1.5	1.5
FitzPatrick	1	2	3	2.0	3.0
Ginna	1	4	8	4.0	8.0
Hope Creek	1	1	7	1.0	7.0
Indian Point	3	8	20	2.7	6.7
Limerick	2	2	1	1.0	0.5
Millstone	2	8	7	4.0	3.5
Nine Mile Point	2	1	5	0.5	2.5
Oyster Creek	1	3	7	3.0	7.0
Peach Bottom	2	4	2	2.0	1.0
Pilgrim	1	3	1	3.0	1.0
Salem	2	9	3	4.5	1.5
Seabrook	1	1	1	1.0	1.0
Susquehanna	2	5	0	2.5	0.0
Three Mile Islar	1	4	2	4.0	2.0
Vermont Yanke	1	2	6	2.0	6.0

表 5-22　発電所別の Finding の数(Region2)

発電所名	プラント数	Finding数		Finding数(/プラント数)	
		T	AQ	T	AQ
Browns Ferry	3	8	4	2.7	1.3
Brunswick	2	1	3	0.5	1.5
Catawba	2	4	6	2.0	3.0
Crystal River	1	8	8	8.0	8.0
Farley	2	6	5	3.0	2.5
Harris	1	18	4	18.0	4.0
Hatch	2	9	5	4.5	2.5
McGuire	2	10	11	5.0	5.5
North Anna	2	12	2	6.0	1.0
Oconee	3	5	17	1.7	5.7
Robinson	1	4	1	4.0	1.0
Sequoyah	2	14	8	7.0	4.0
St. Lucie	2	6	8	3.0	4.0
Summer	1	10	4	10.0	4.0
Surry	2	15	5	7.5	2.5
Turkey Point	2	11	3	5.5	1.5
Vogtle	2	5	2	2.5	1.0
Watts Bar	2	8	8	4.0	4.0

表 5-24　発電所別の Finding の数(Region3)

発電所名	プラント数	Finding数		Finding数(/プラント数)	
		T	AQ	T	AQ
Braidwood	2	14	14	7.0	7.0
Byron	2	5	6	2.5	3.0
Clinton	1	1	8	1.0	8.0
Donald C. Cook	2	6	6	3.0	3.0
Davis-Besse	1	1	15	1.0	15.0
Dresden	2	7	8	3.5	4.0
Duane Arnold	1	4	5	4.0	5.0
Fermi	1	13	5	13.0	5.0
Kewaunee	1	15	7	15.0	7.0
LaSalle	2	7	7	3.5	3.5
Monticello	1	7	9	7.0	9.0
Palisades	1	1	3	1.0	3.0
Perry	1	4	16	4.0	16.0
Point Beach	2	6	12	3.0	6.0
Prairie Island	2	3	5	1.5	2.5
Quad Cities	2	10	3	5.0	1.5

表 5-24　発電所別の Finding の数(Region4)

発電所名	プラント数	Finding数		Finding数(/プラント数)	
		T	AQ	T	AQ
Arkansas	2	3	13	1.5	6.5
Callaway	1	7	8	7.0	8.0
Cooper	1	2	11	2.0	11.0
Comanche Pea	2	13	4	6.5	2.0
Diablo Canyon	2	4	7	2.0	3.5
Fort Calhoun	1	10	8	10.0	8.0
Grand Gulf	1	10	12	10.0	12.0
Palo Verde	3	2	5	0.7	1.7
River Bend	1	2	8	2.0	8.0
San Onofre	2	3	4	1.5	2.0
South Texas	2	8	1	4.0	0.5
Waterford	1	9	3	9.0	3.0
Wolf Creek	1	13	11	13.0	11.0
Columbia	1	12	6	12.0	6.0

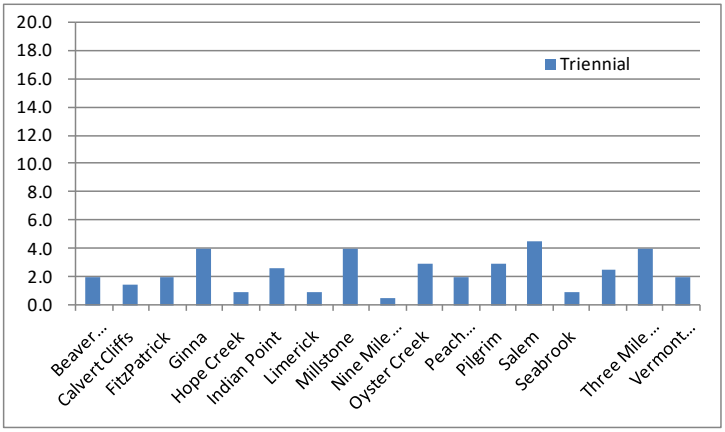


図 5-12　プラント数あたりの IP71111.05T の Finding 数（Region1）

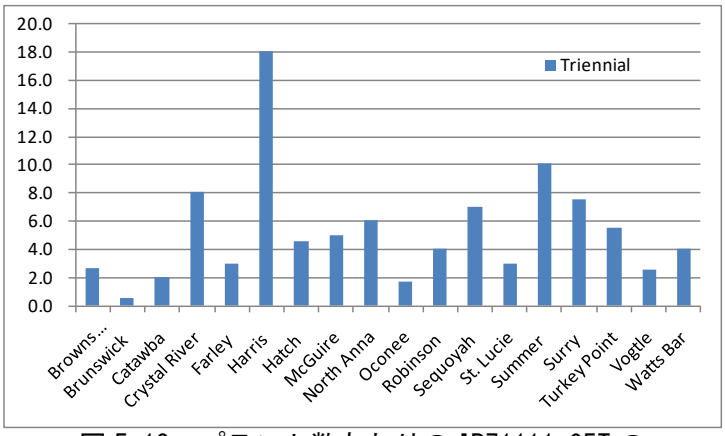


図 5-13　プラント数あたりの IP71111.05T の Finding 数（Region2）

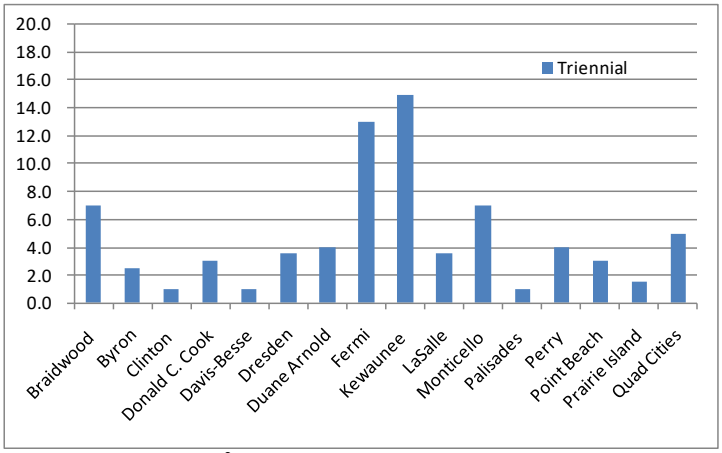


図 5-14　プラント数あたりの IP71111.05T の Finding 数（Region3）

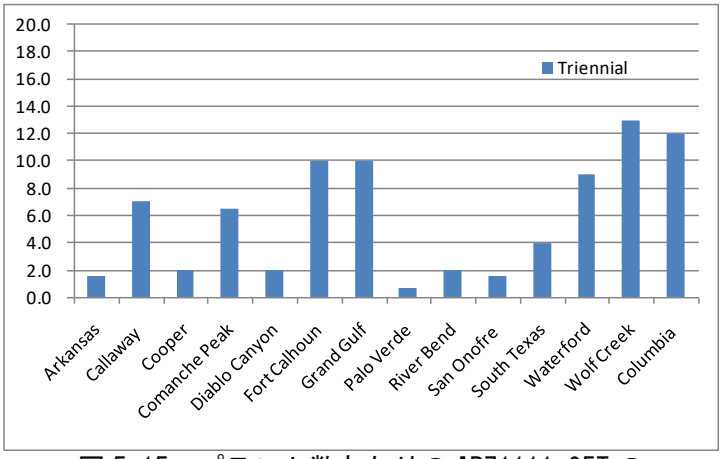


図 5-15　プラント数あたりの IP71111.05T の Finding 数（Region4）

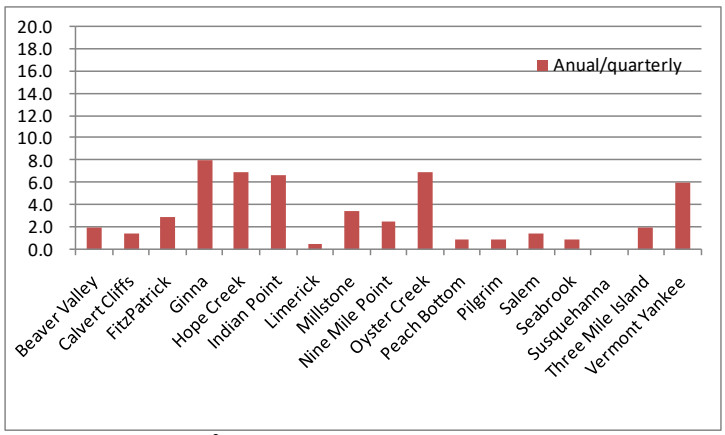


図 5-16　プラント数あたりの IP71111.05AQ の Finding 数（Region1）

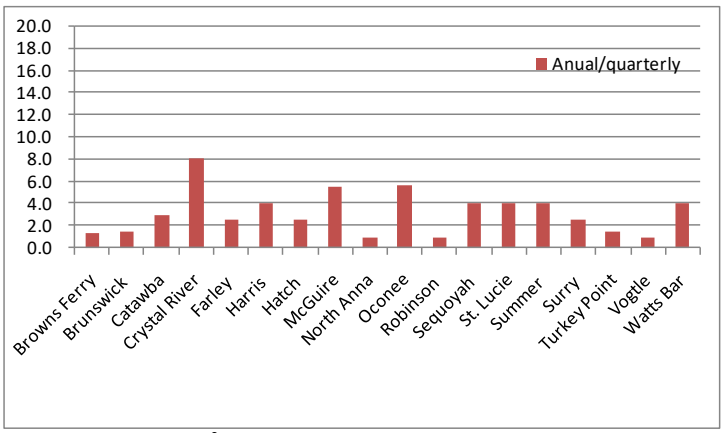


図 5-17　プラント数あたりの IP71111.05AQ の Finding 数（Region2）

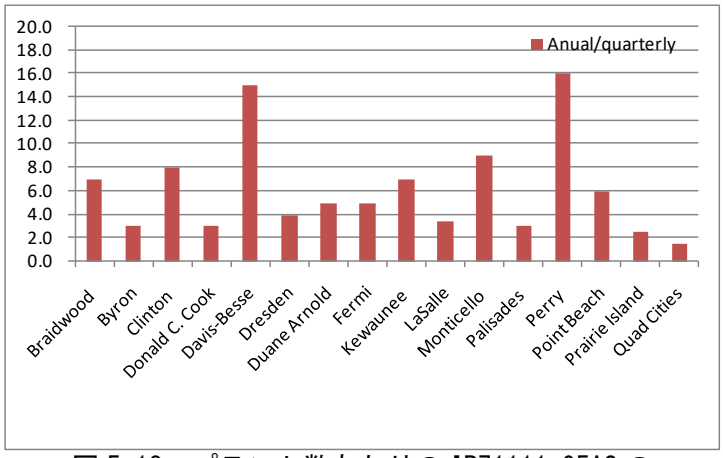


図 5-18　プラント数あたりの IP71111.05AQ の Finding 数 (Region3)

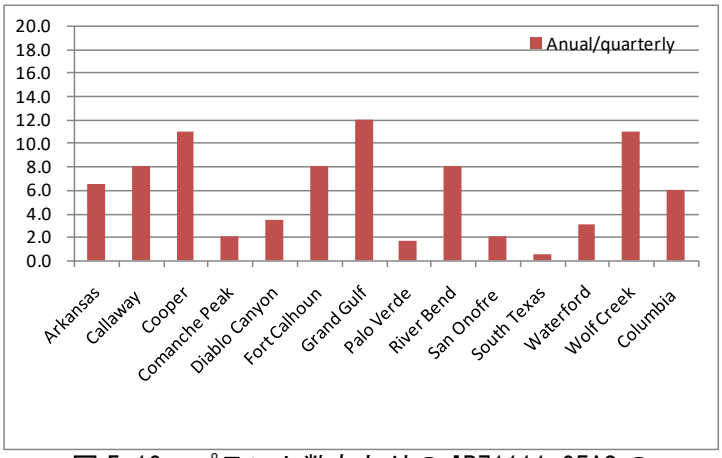


図 5-19　プラント数あたりの IP71111.05AQ の Finding 数 (Region4)

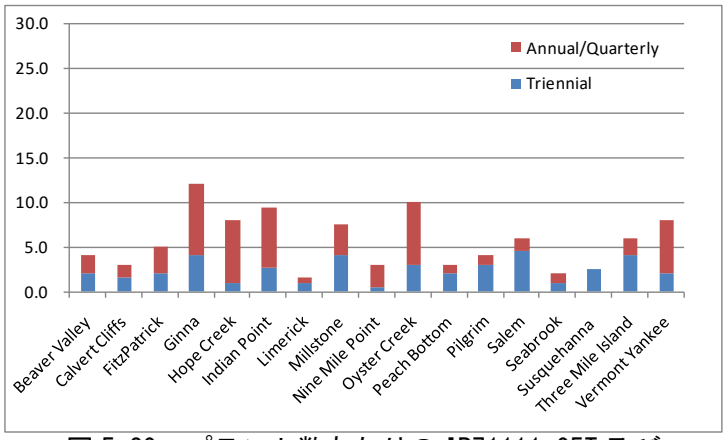


図 5-20　プラント数あたりの IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の Finding 数 (Region1)

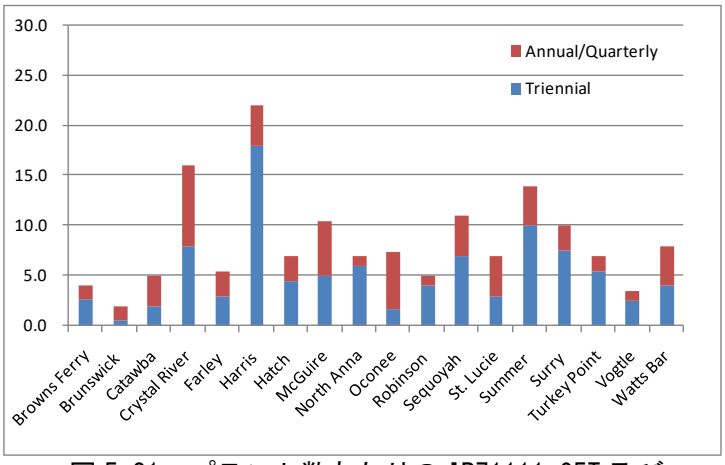


図 5-21　プラント数あたりの IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の Finding 数 (Region2)

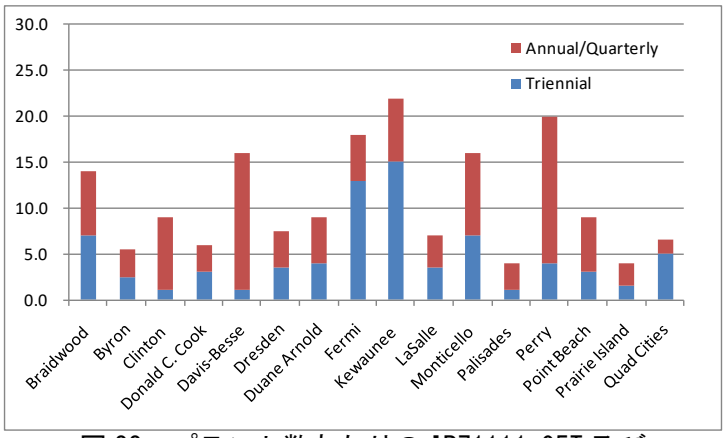


図 22　プラント数あたりの IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の Finding 数 (Region3)

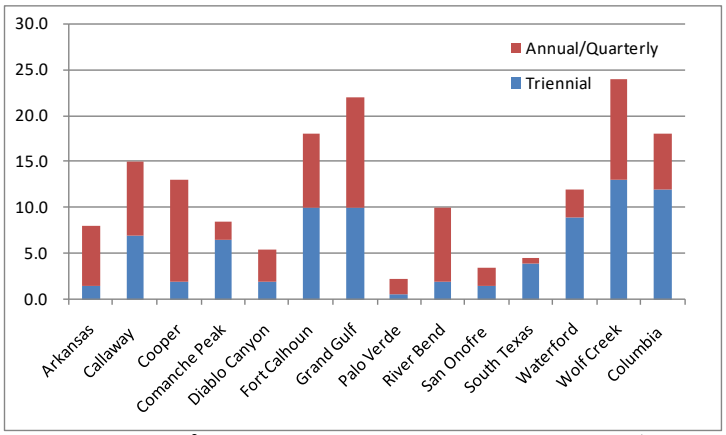
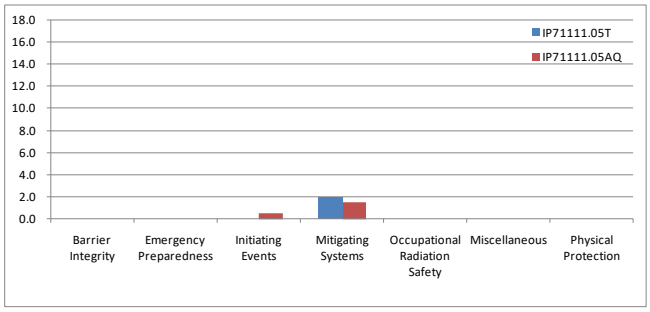


図 23　プラント数あたりの IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の Finding 数 (Region4)

４．２．発電所別の Corner Stone 及び Title 別のプラント数あたりの Finding 数

図 5-24 から図 5-88 の左側に、各発電所における Finding を３．１．で示した通り「Barrier Integrity(障壁の完全性)」、「Emergency Preparedness(非常時の準備)」、「Initiating Events(起因事象)」、「Mitigating Systems(緩和システム)」、「Occupational Radiation Safety(業務上の放射線安全)」、「Physical Protection(核物質防護)」および「Miscellaneous(多岐にわたる)」の 7 種類に分類し、それぞれをプラント数で除した値を示す。また図 5-24 から図 5-88 の右側に、各発電所における Finding を３．２．で示した通り「設備」、「手順・管理」、「解析・評価」及び「是正手段」の 4 つの種類に分類し、それぞれのプラント数で除した値を示す。全体的にみると、Corner Stone 別では、IP71111.05T では「Mitigating System」が多く、また IP71111.05AQ では「Mitigating System」及び「Initiating Event」が多い。一方 Title 別では、IP71111.05T 及び IP71111.05AQ ともに「設備」、「手順・管理」が大部分を占めているといえるであろう。ここでプラント 1 基当たりの Finding 数の多い発電所をみていくと、Finding 数が最も多い Wolf Creek では Corner Stone 別では IP71111.05T 及び IP71111.05AQ ともに「Mitigating System」が最も多く、一方 Title 別では、IP71111.05T では「設備」及び「手順・管理」が最も多く、IP71111.05AQ では「手順・管理」が最も多い。Grand Gulf では IP71111.05T では「Mitigating System」が最も多く、IP71111.05AQ では「Initiating Event」が最も多い。また Title 別では IP71111.05T 及び IP71111.05AQ ともに「手順・管理」が最も多い。Harris では Corner Stone 別では、IP71111.05T 及び IP71111.05AQ ともに「Mitigating System」が最も多い。Title 別では、IP71111.05T では「設備」及び「手順・管理」が多く、IP71111.05AQ では「手順・管理」が最も多い。最後に Kewaunee は Corner Stone 別では、IP71111.05T では「Mitigating System」が最も多く IP71111.05AQ では「Mitigating System」と「Initiating Event」がほぼ同数である。Title 別では IP71111.05T では「設備」が最も多く、IP71111.05AQ では「設備」及び「手順・管理」が多い。

・Region1



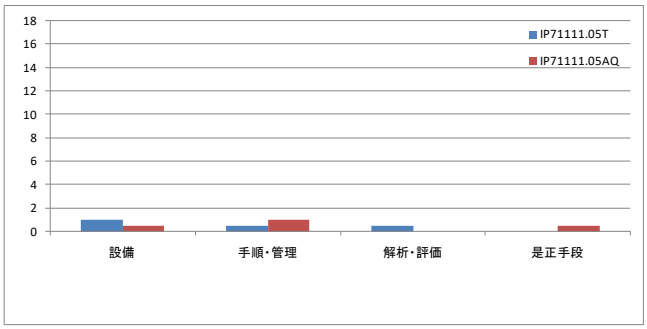
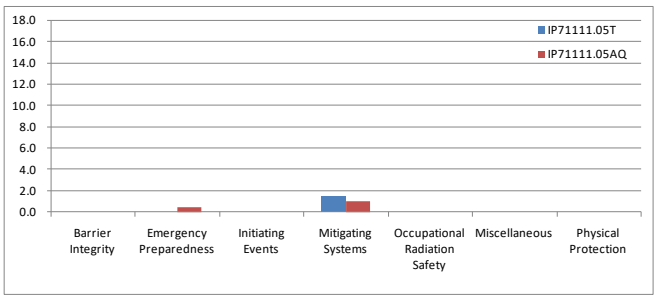


図 5-24　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Beaver Valley)



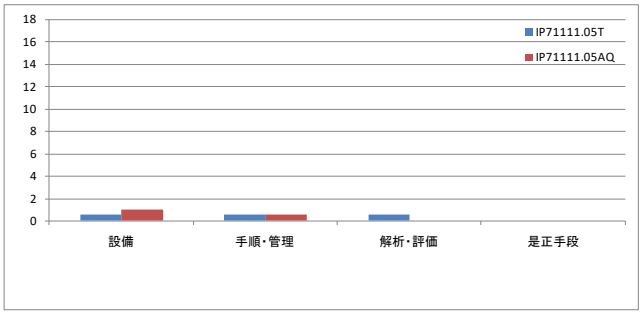
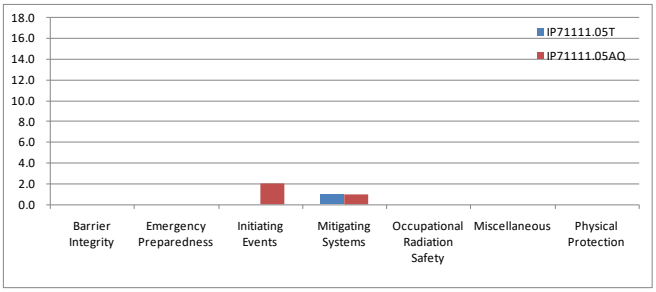


図 5-25　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Calvert Cliffs)



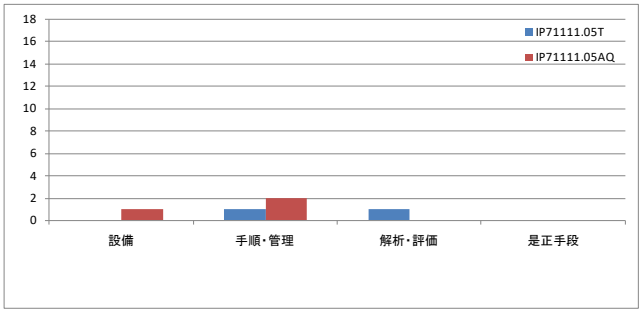
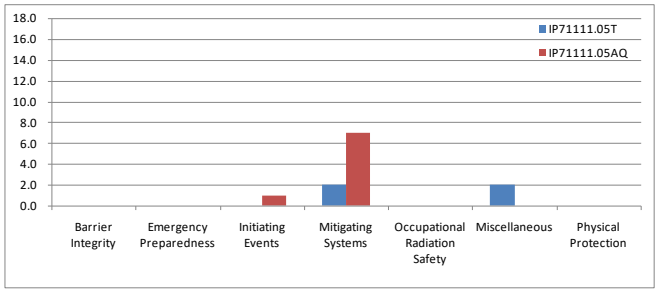


図 5-26　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Fitz Patrick)



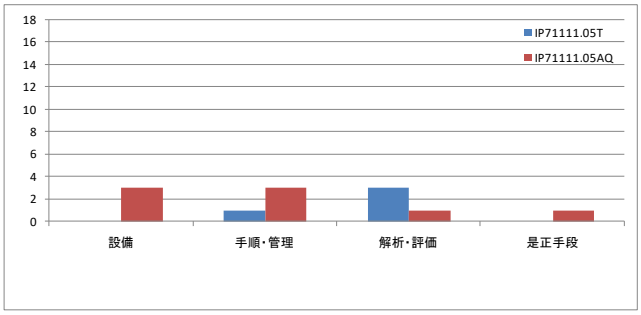


図 5-27　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Ginna)

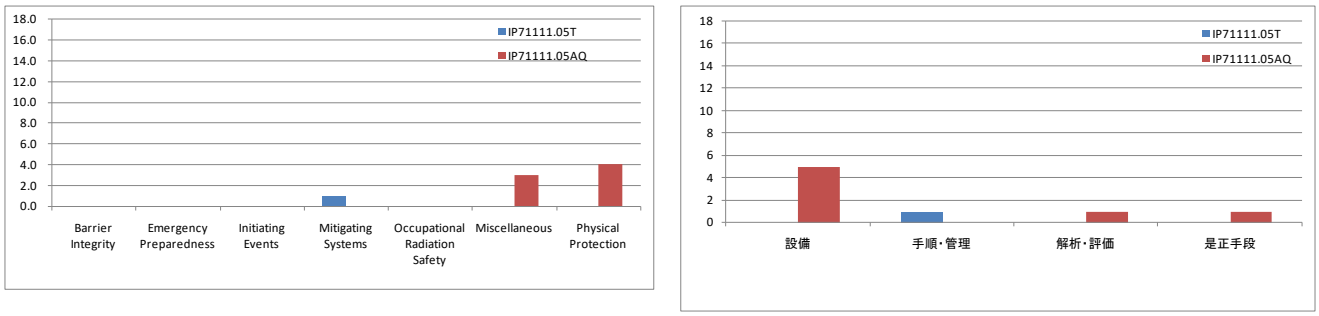


図 5-28　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Hope Creek)

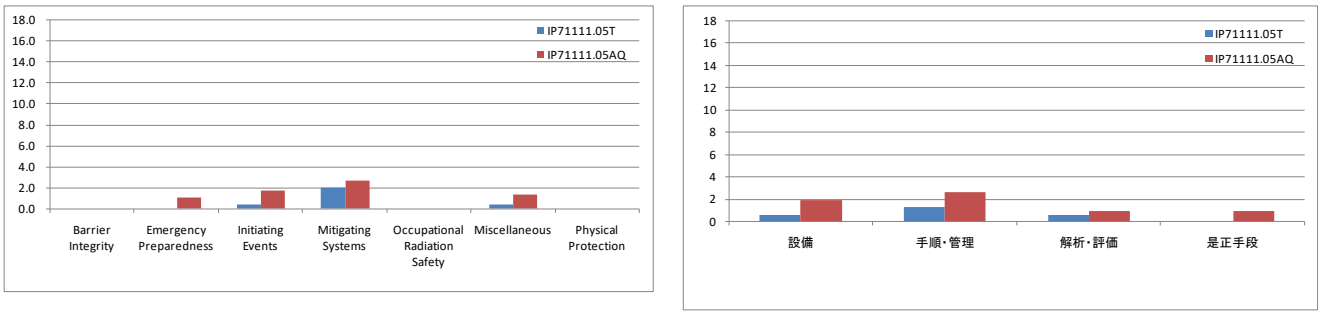


図 5-29　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Indian Point)

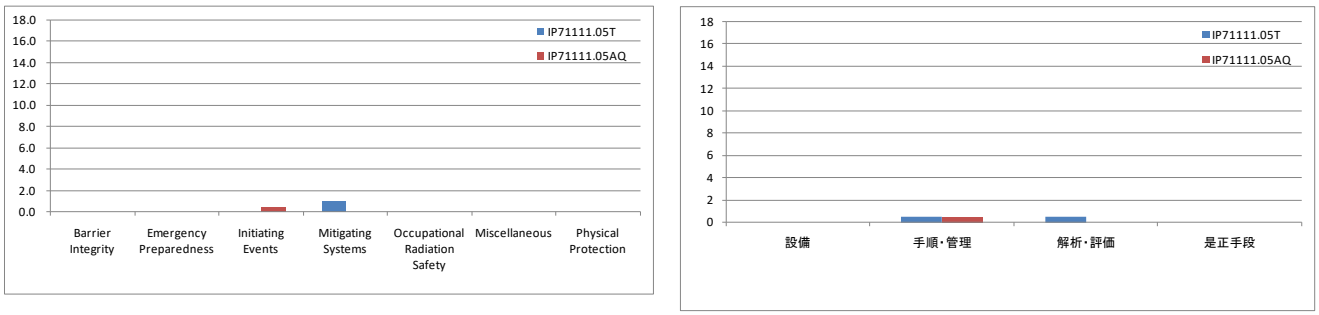


図 5-30　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Limerick)

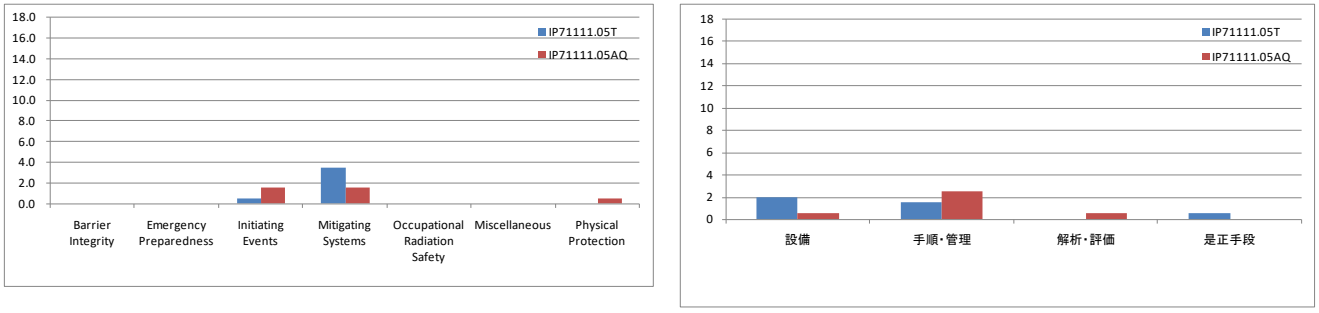
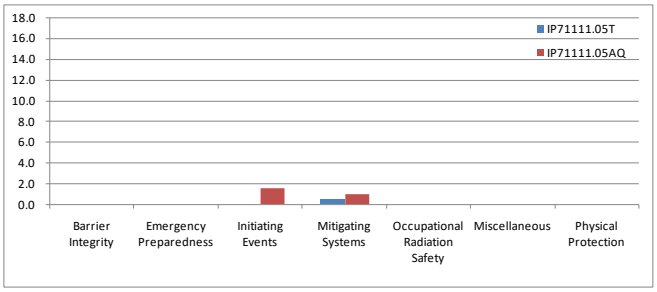


図 5-31　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Millstone)



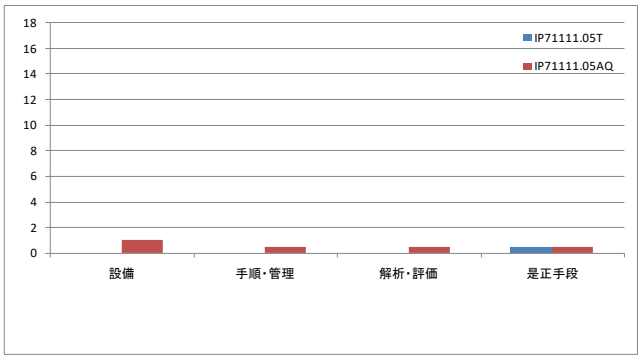
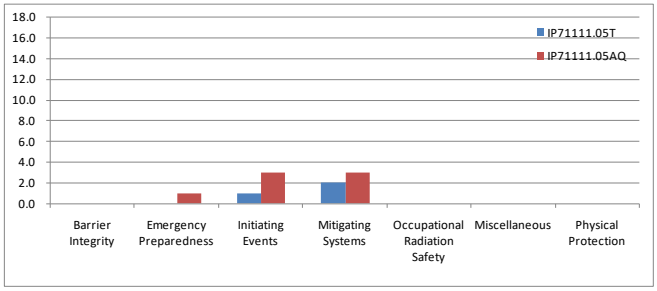


図 5-32　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Nine Mile Point)



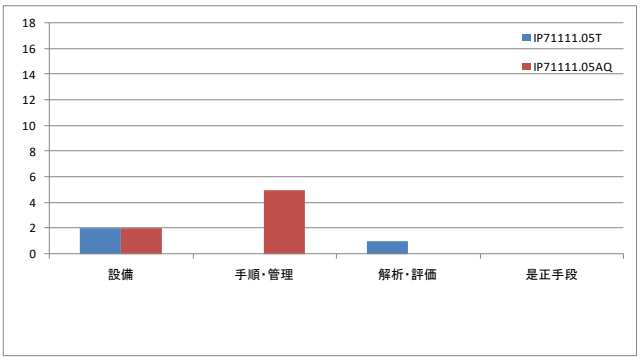
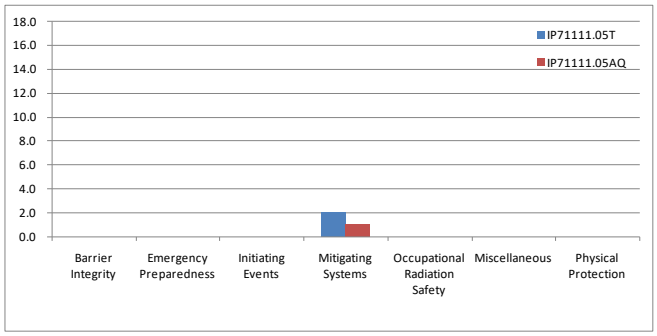


図 5-33　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Oyster Creek)



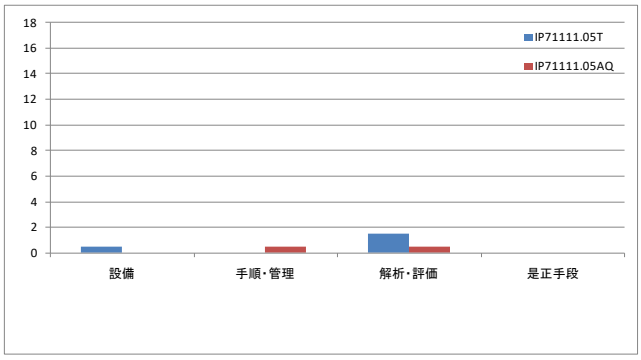
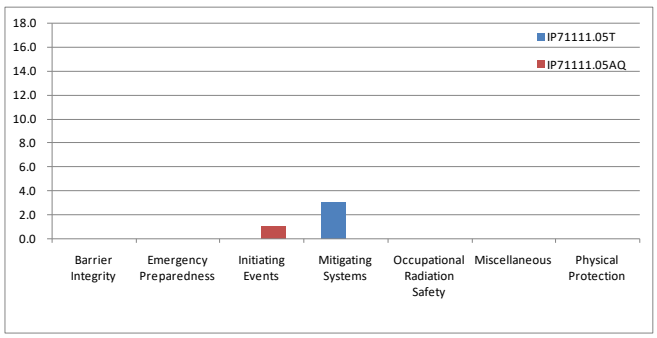


図 5-34　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Peach Bottom)



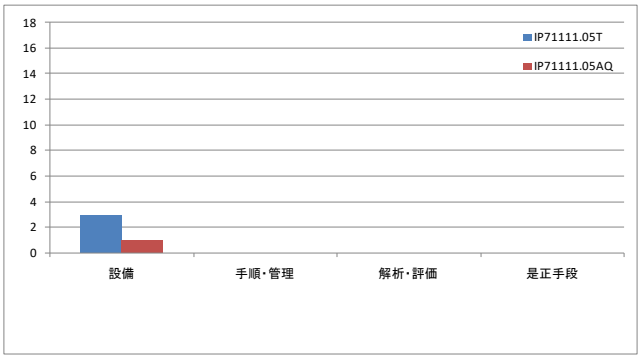
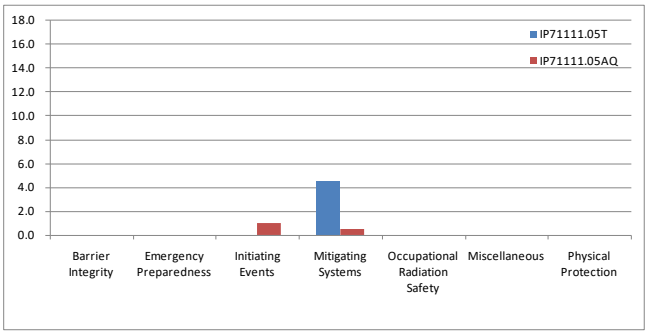


図 5-35　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Pilgrim)



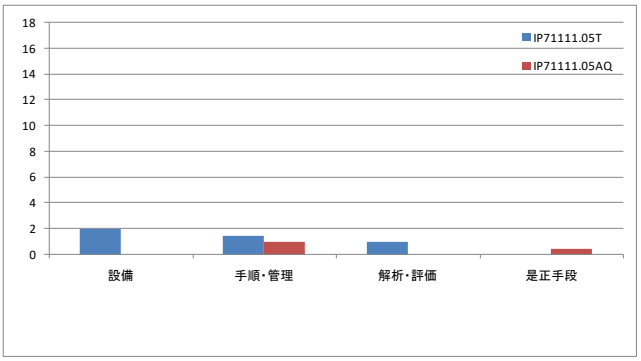
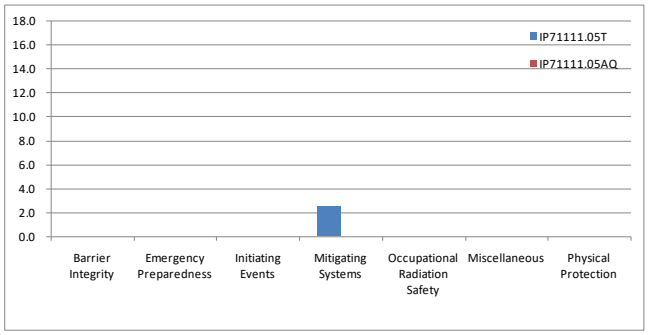


図 5-36　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Salem)



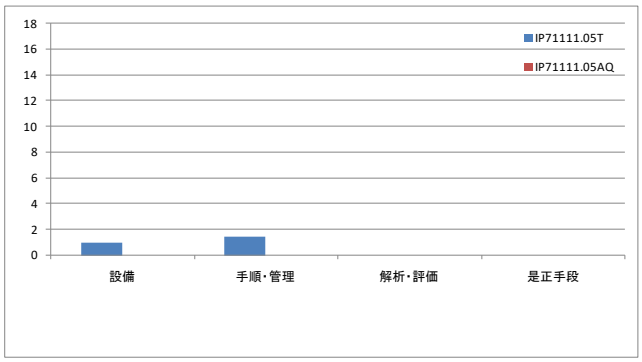
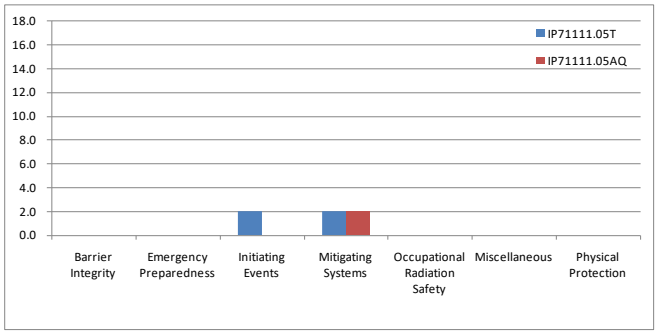


図 5-38　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Susquehanna)



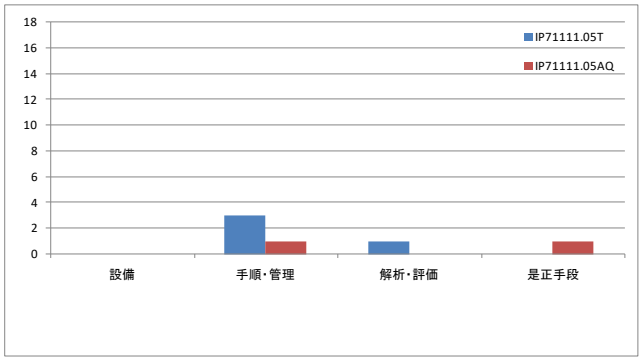
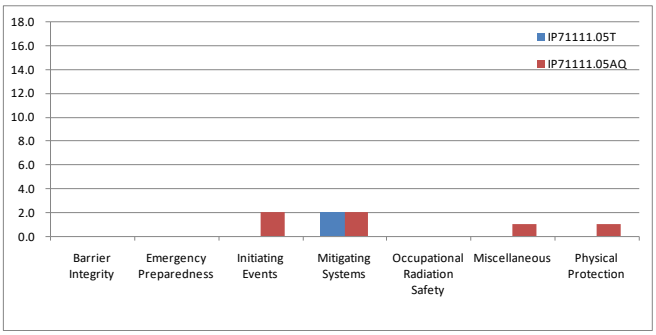


図 5-39　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Three Mile Island)



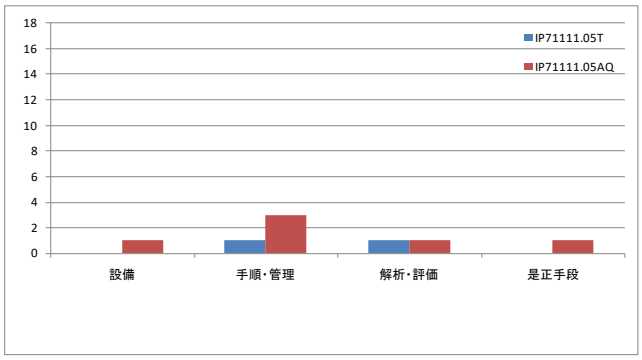
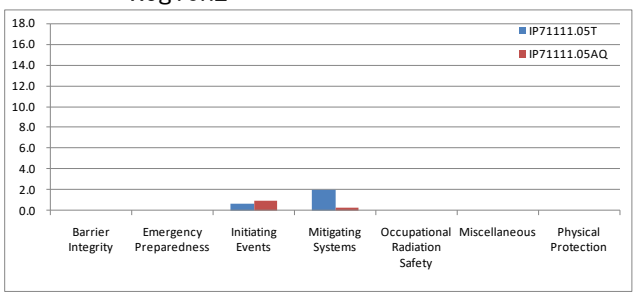


図 5-40　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Vermont Yankee)

・Region2



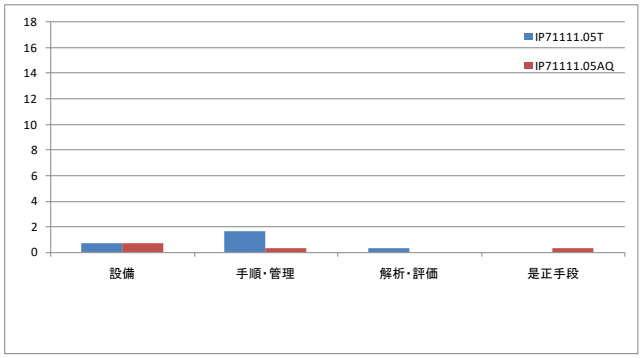
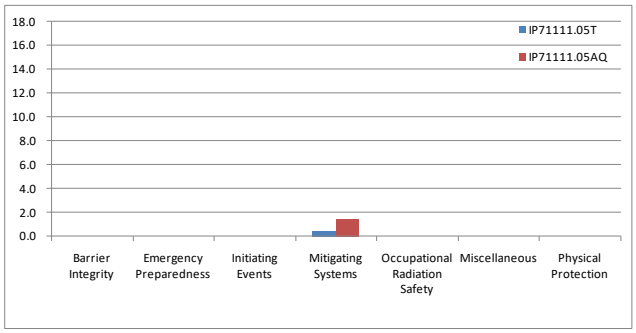


図 5-41　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Browns Ferry)



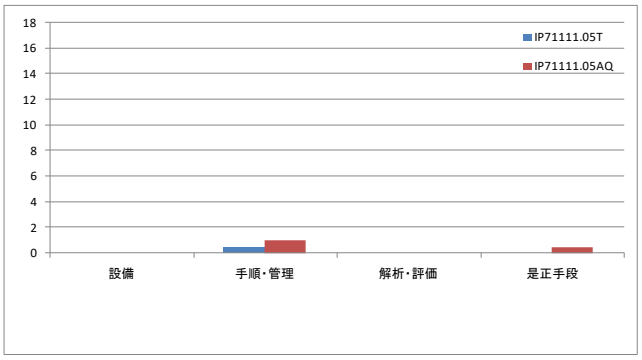
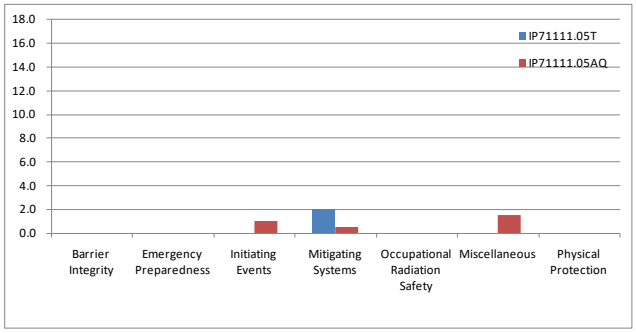


図 5-42　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Brunswick)



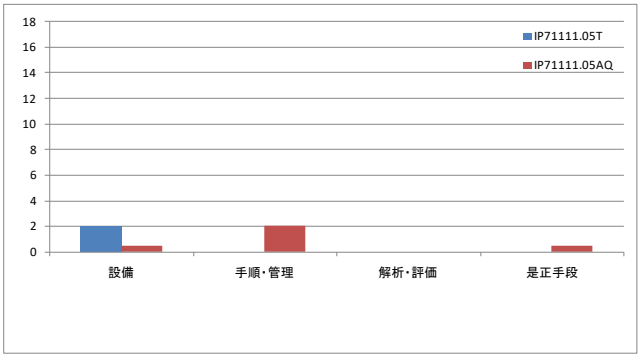
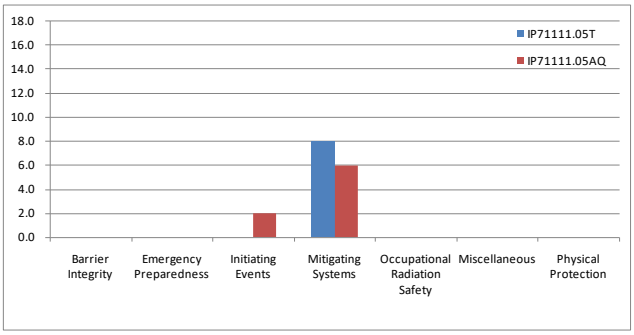


図 5-43　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Catawba)



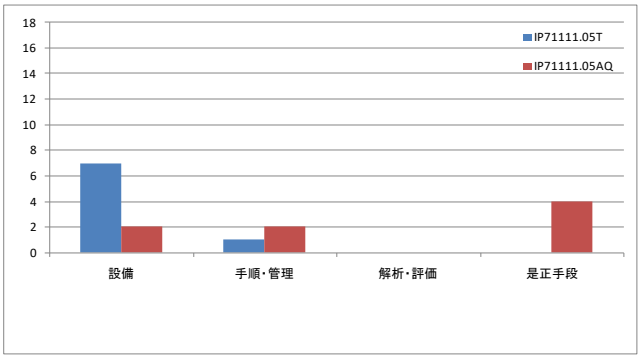
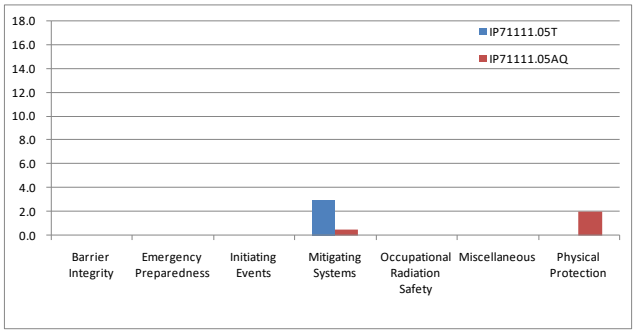


図 5-44　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Crystal River)



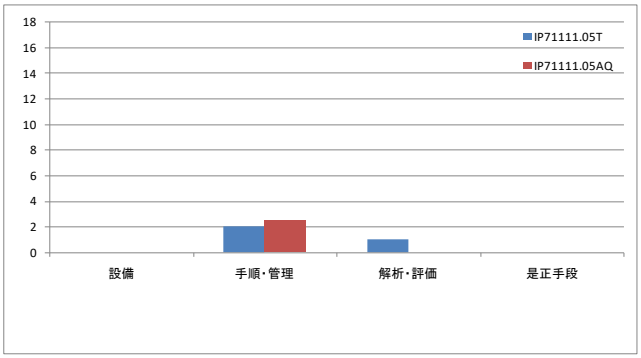
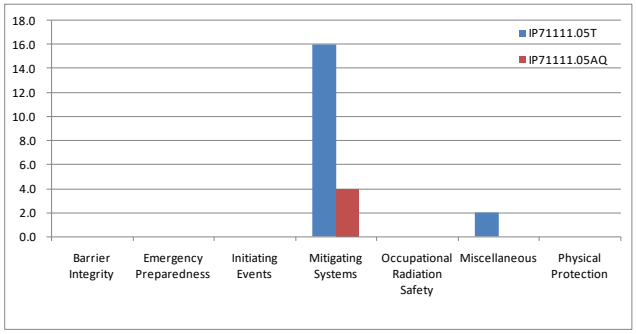


図 5-45　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Farley)



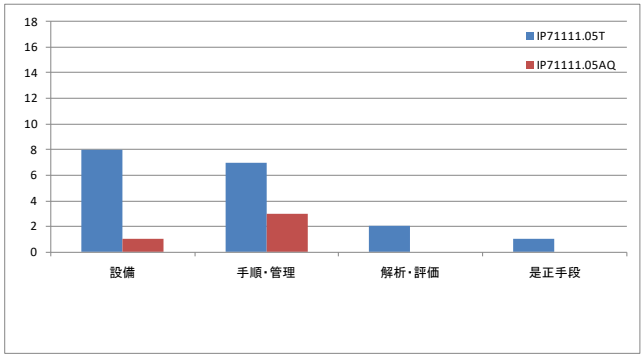
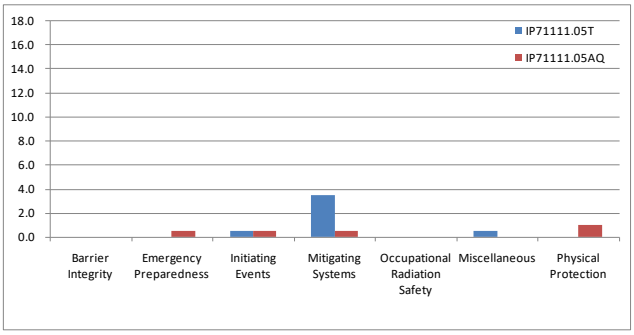


図 5-46　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Harris)



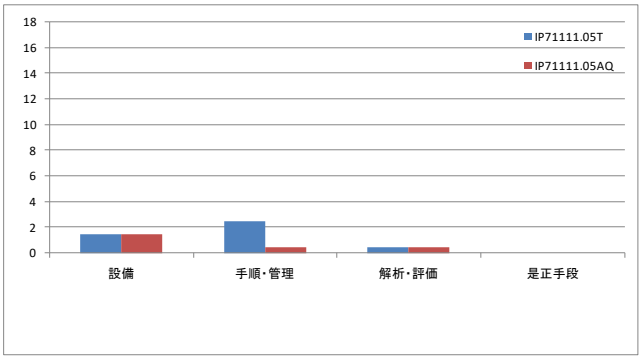
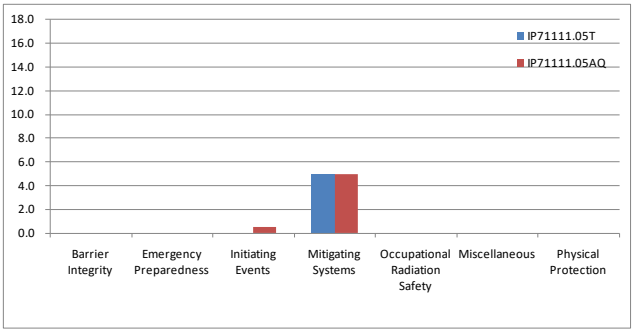


図 5-47　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Hatch)



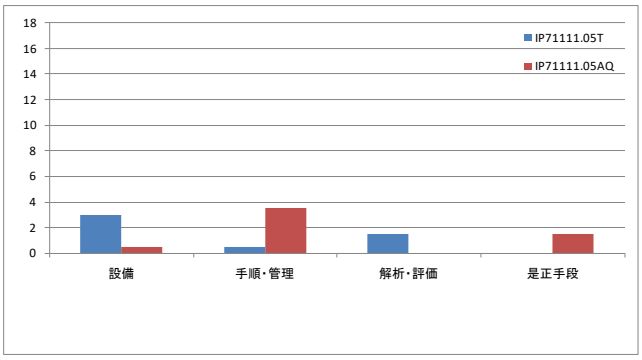
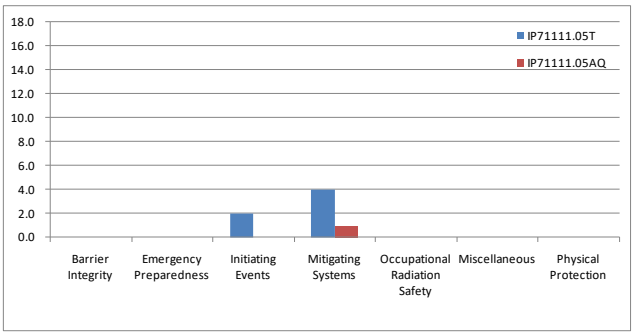


図 5-48　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(McGuire)



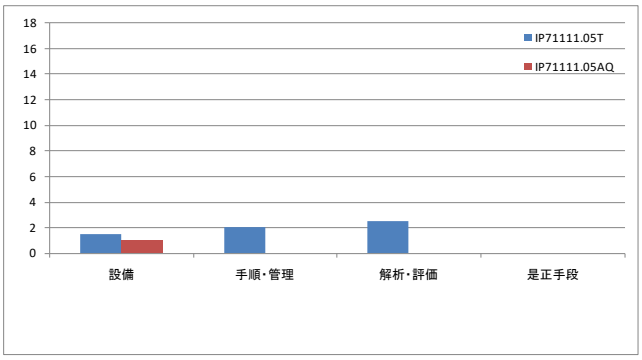
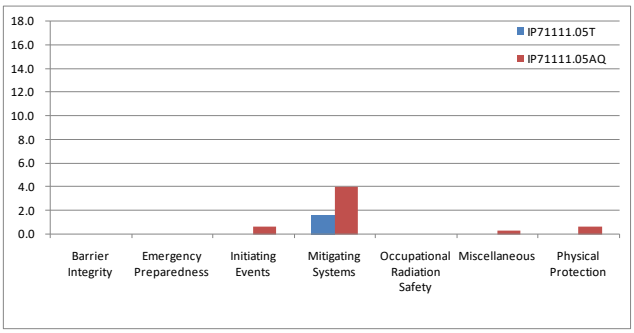


図 5-49　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(North Anna)



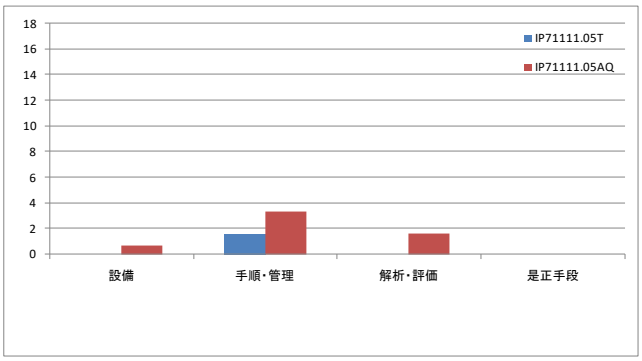
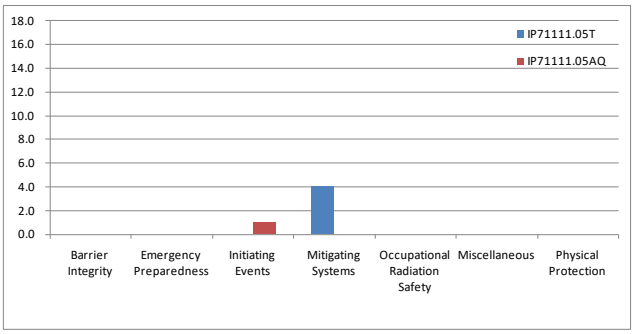


図 5-50　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Oconee)



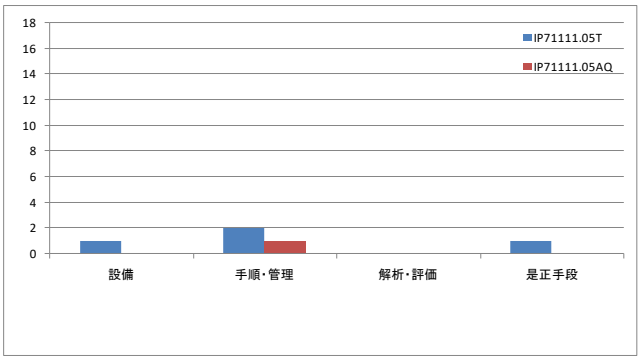
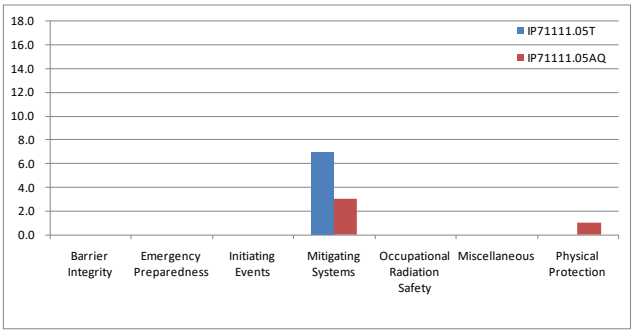


図 5-51　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Robinson)



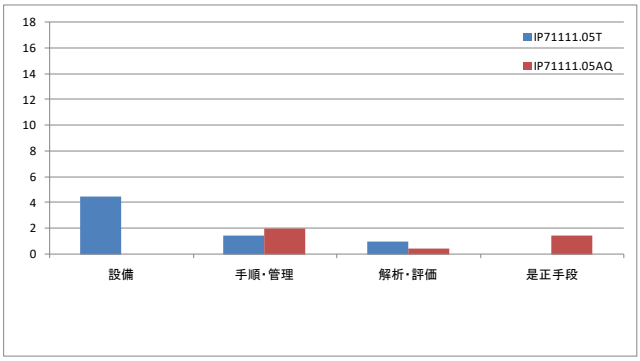
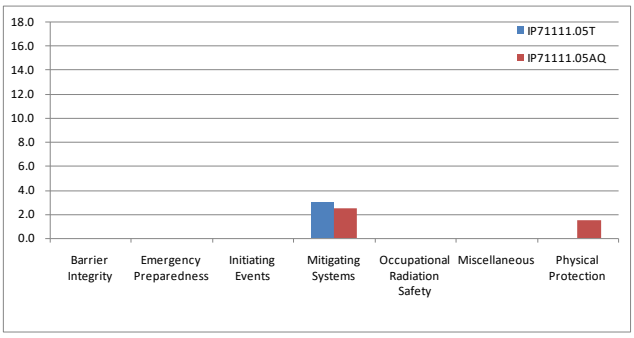


図 5-52　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Sequoyah)



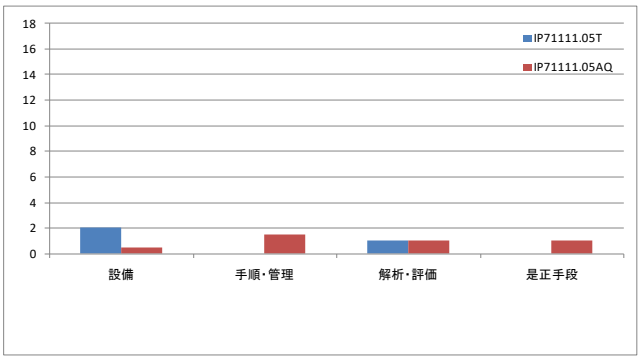
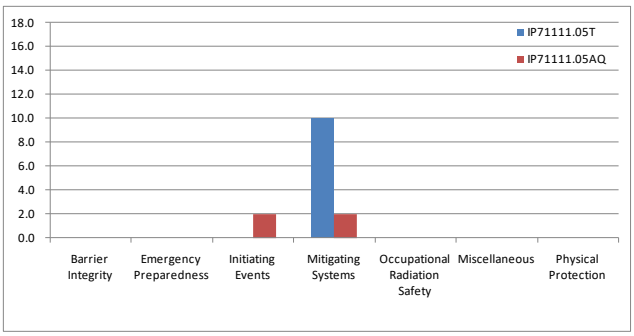


図 5-53　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(St. Lucie)



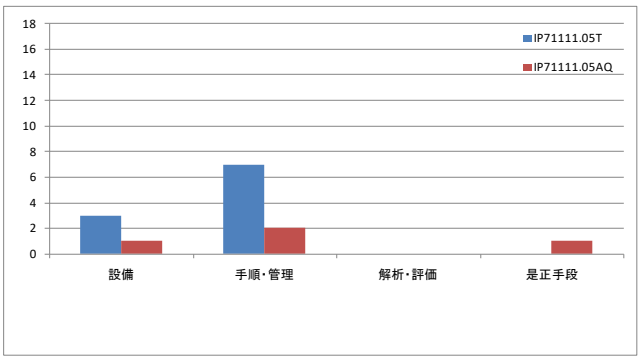
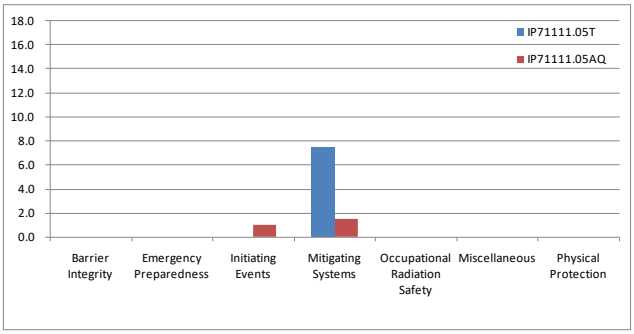


図 5-54　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Summer)



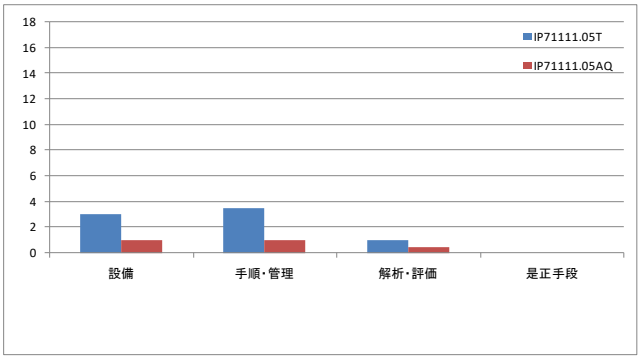
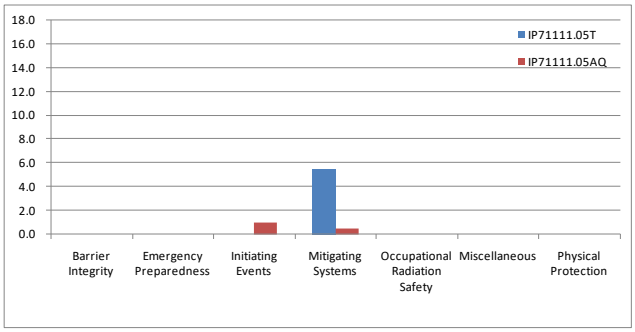


図 5-55　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Surry)



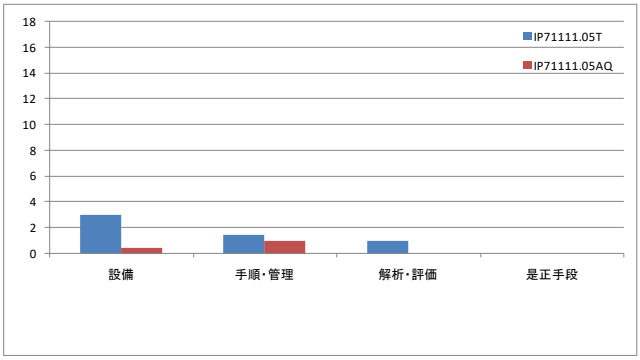
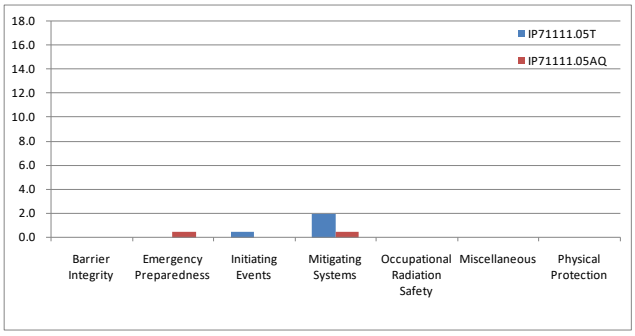


図 5-56　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Turkey Point)



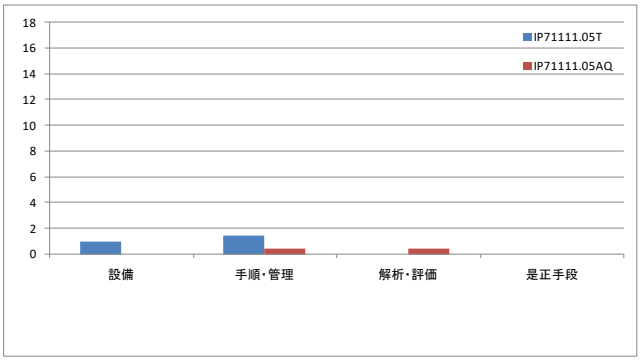
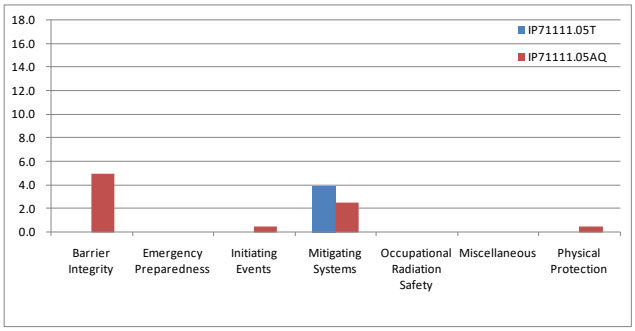


図 5-57　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Vogtle)



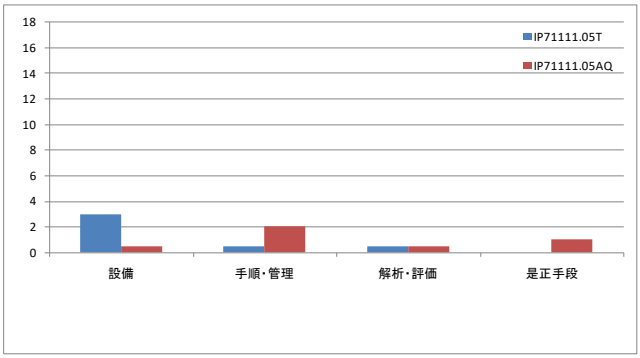
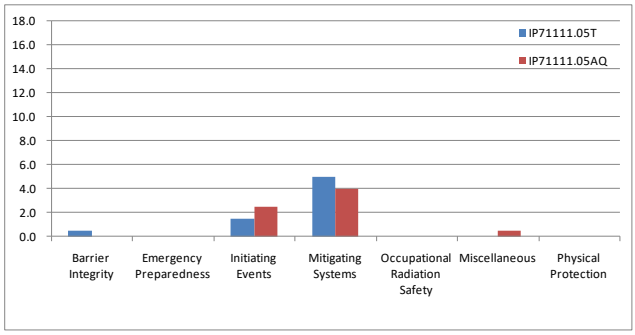


図 5-58　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Watts Bar)

・Region3



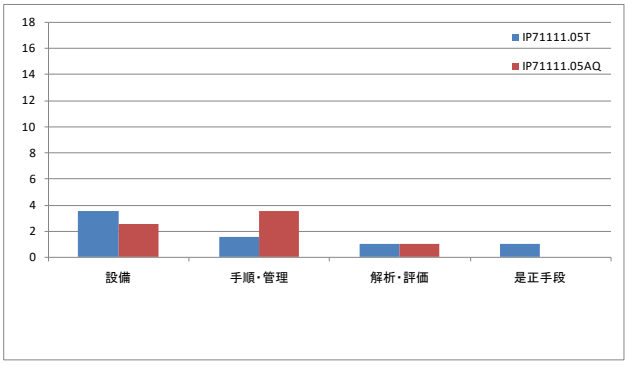
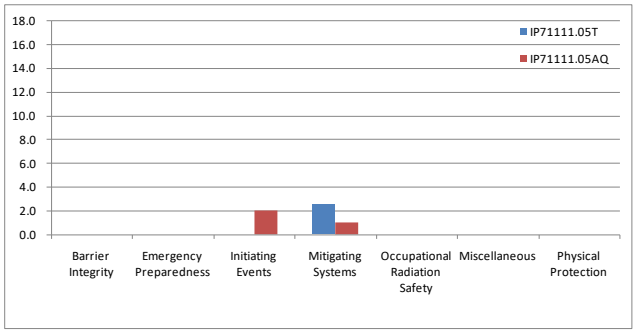


図 5-59　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Braidwood)



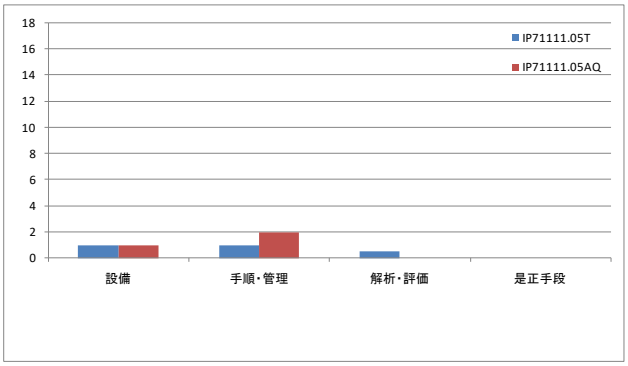
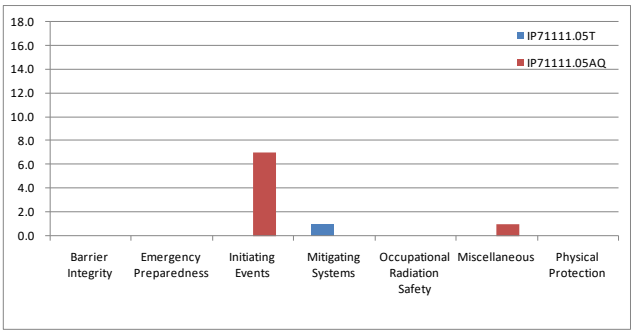


図 5-60　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Byron)



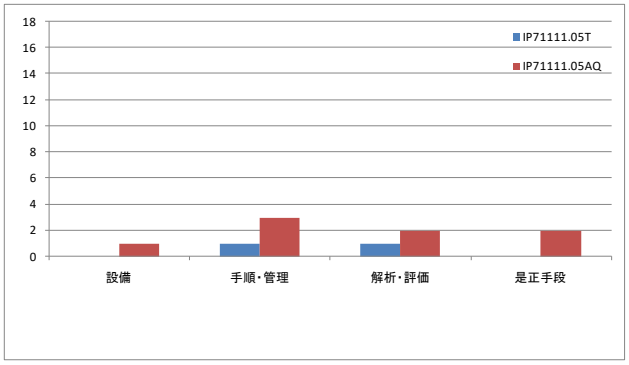
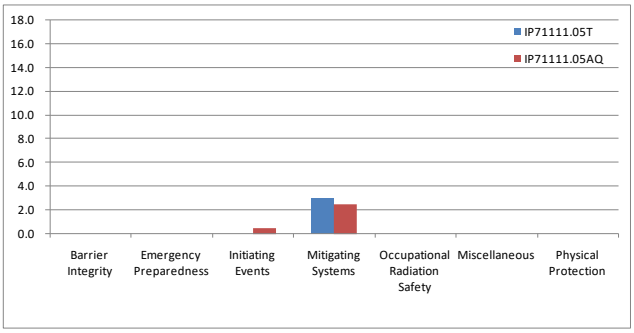


図 5-61　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Clinton)



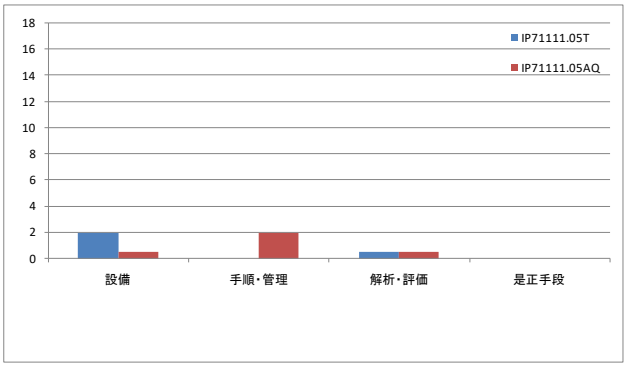
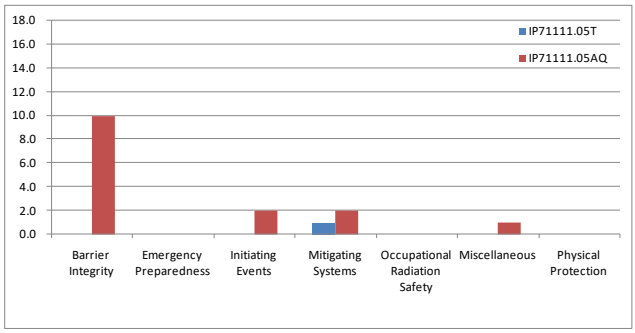


図 5-62　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Donald C. Cook)



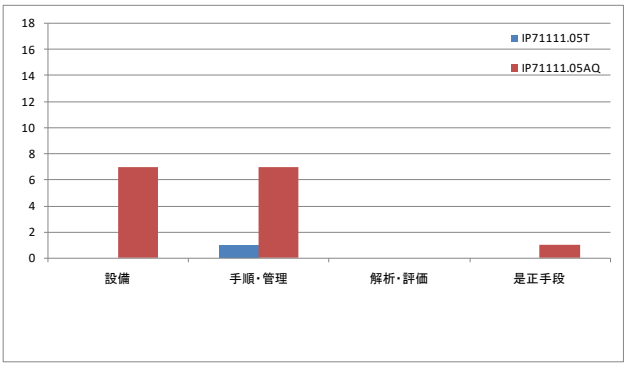
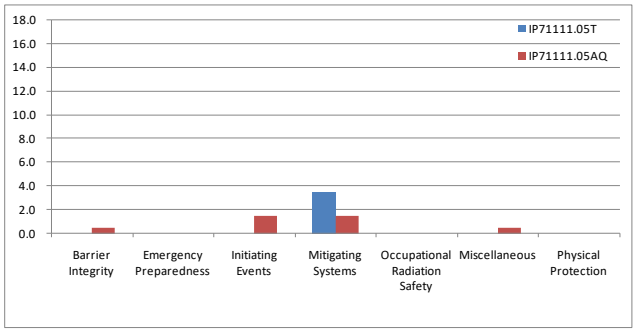


図 5-63　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Davis-Besse)



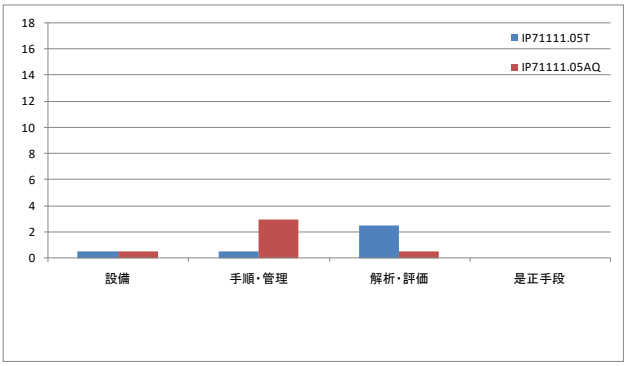
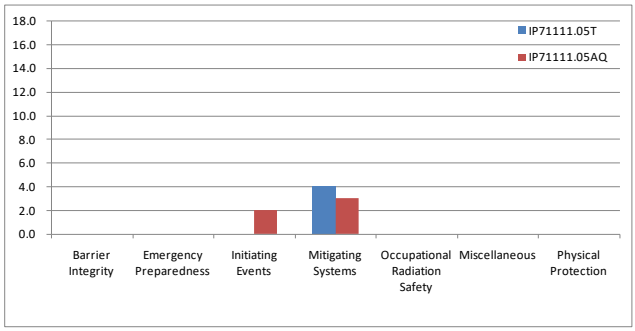


図 5-64　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Dresden)



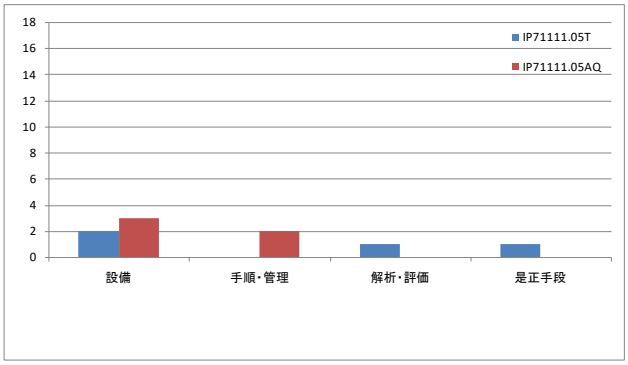
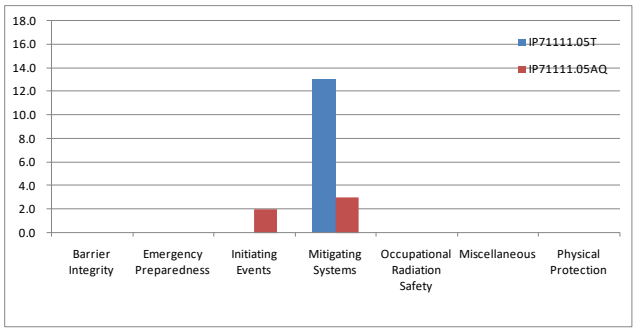


図 5-65　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Duane Arnold)



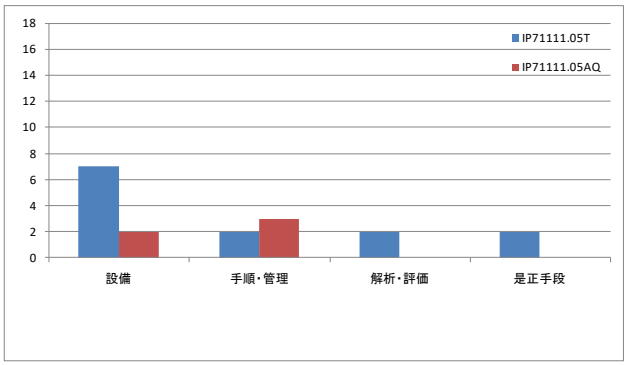
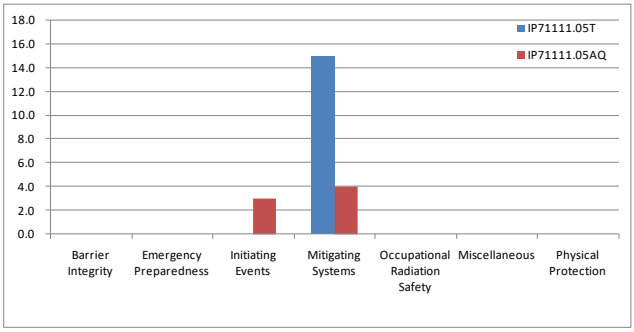


図 5-66　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Fermi)



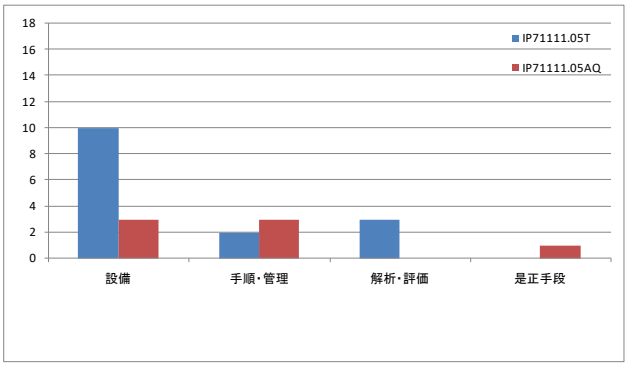
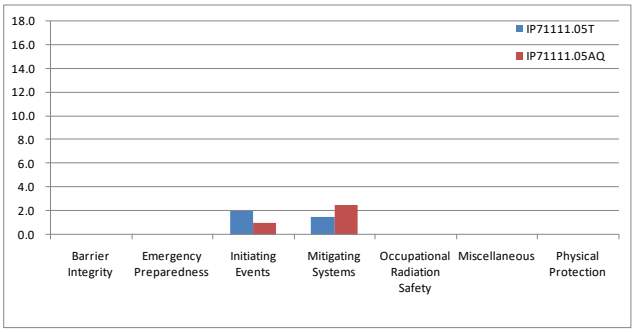


図 5-67　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Kewaunee)



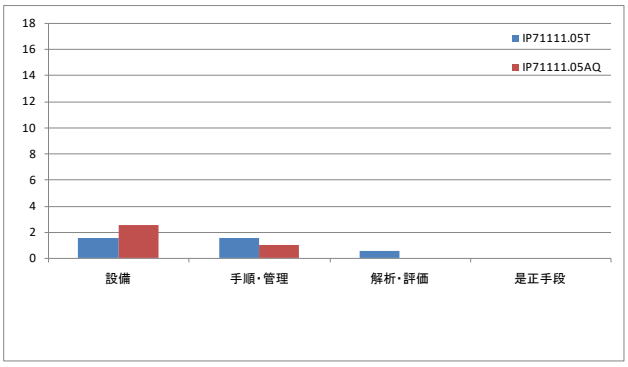
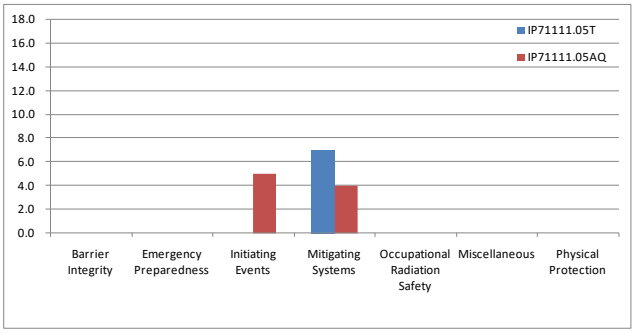


図 5-68　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(LaSalle)



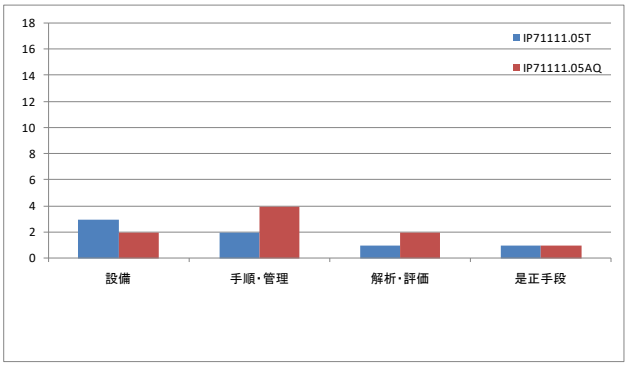
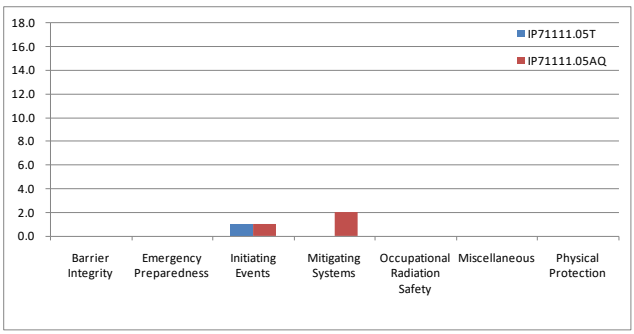


図 5-69　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Monticello)



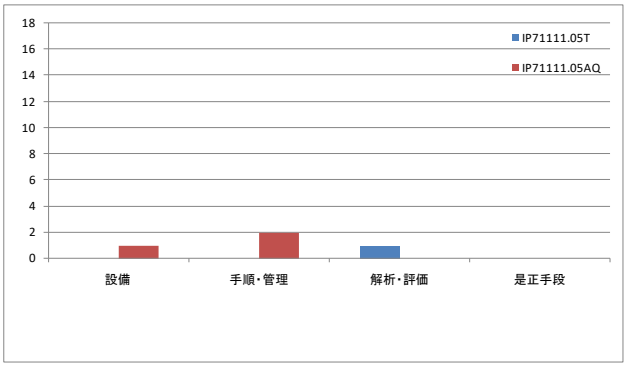
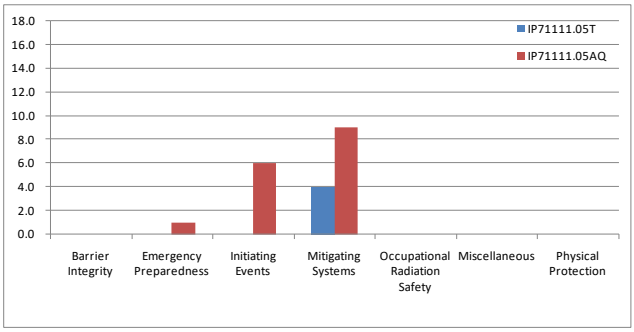


図 5-70　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Palisades)



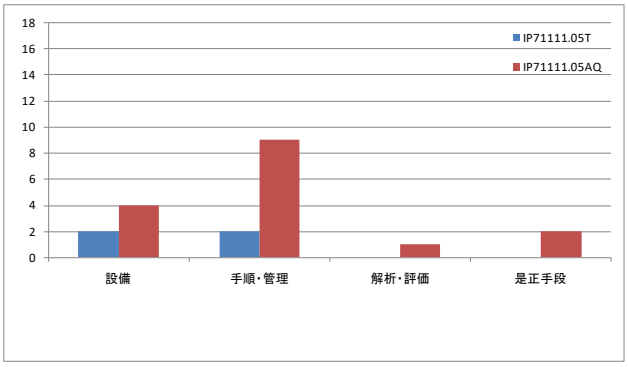
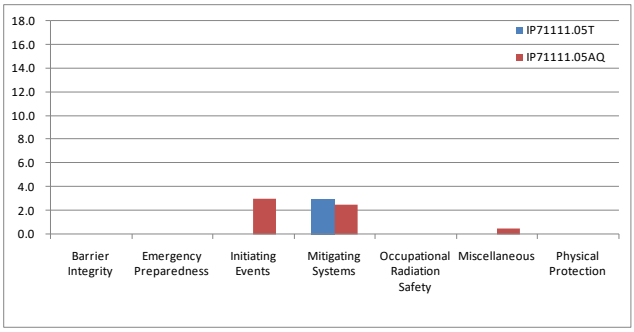


図 5-71　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Perry)



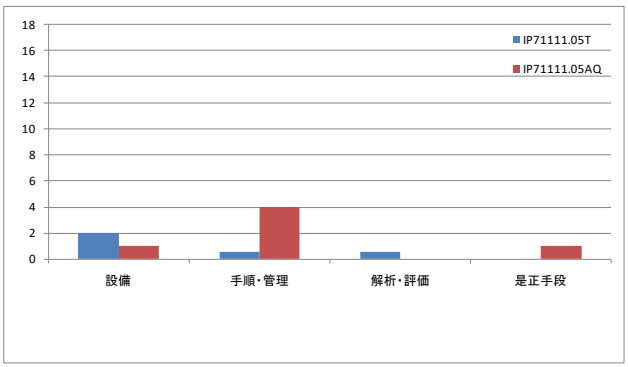
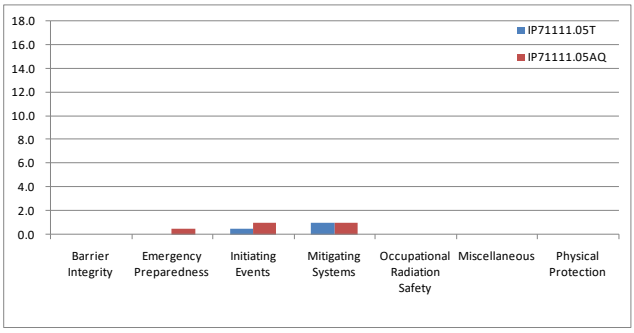


図 5-72　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Point Beach)



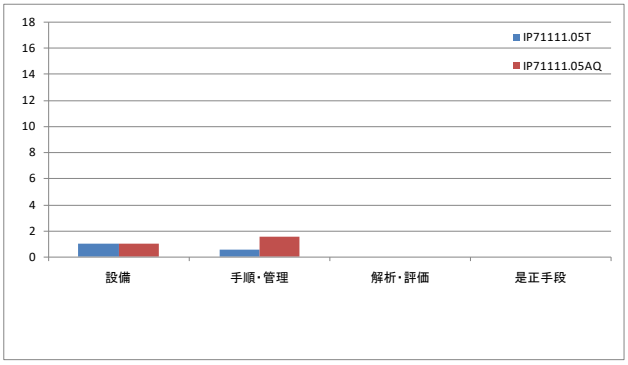
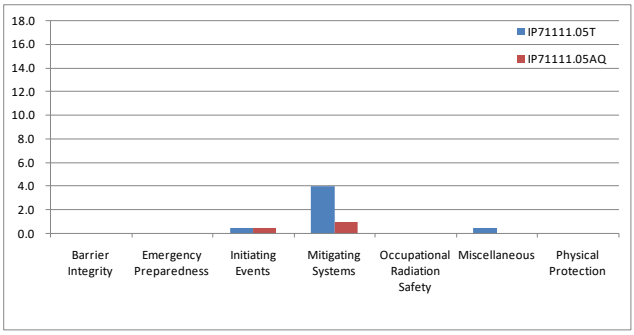


図 5-73　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Prairie Island)



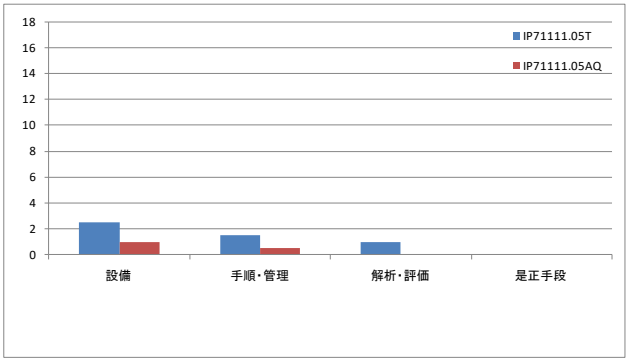
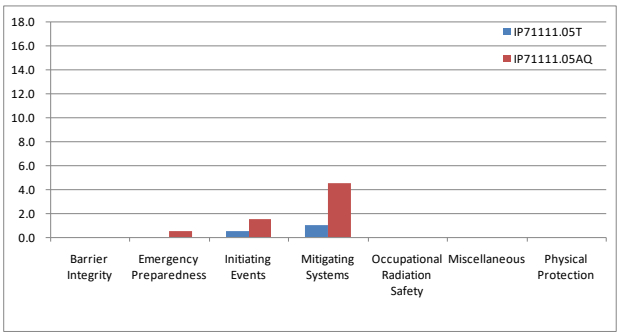


図 5-74　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Quad Cities)

・Region4



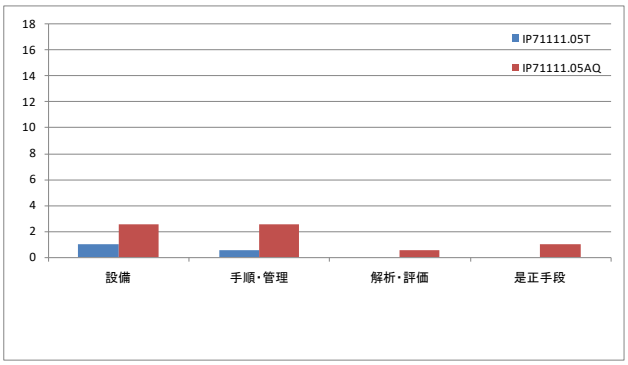
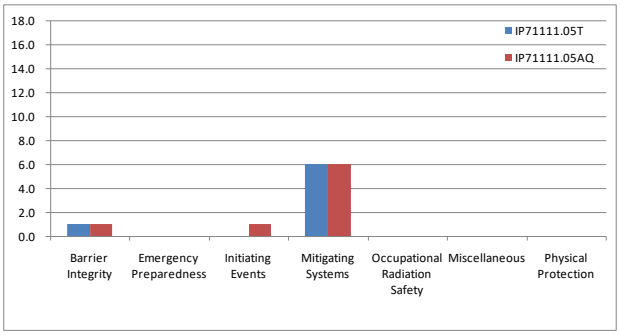


図 5-75　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Arkansas)



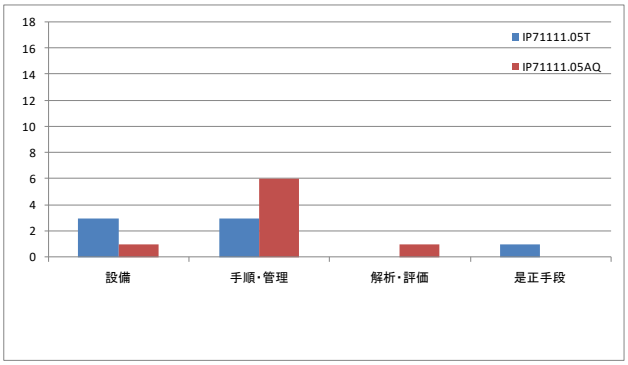
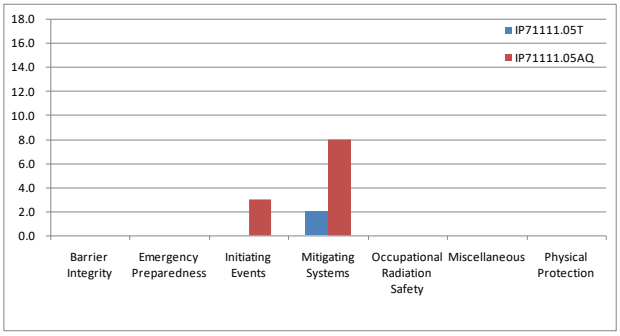


図 5-76　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Callaway)



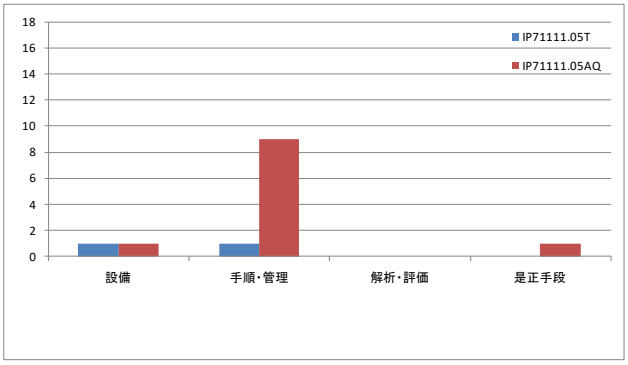
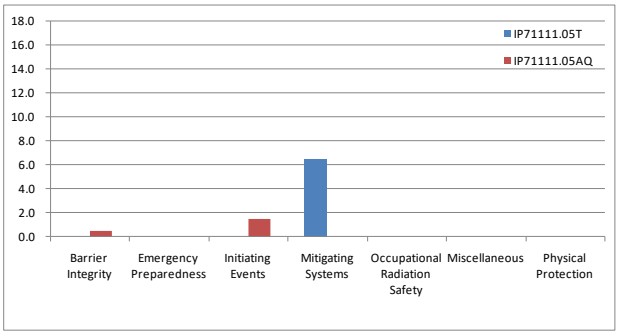


図 5-77　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Cooper)



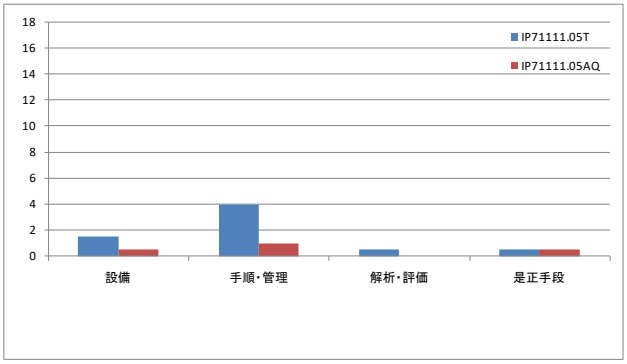
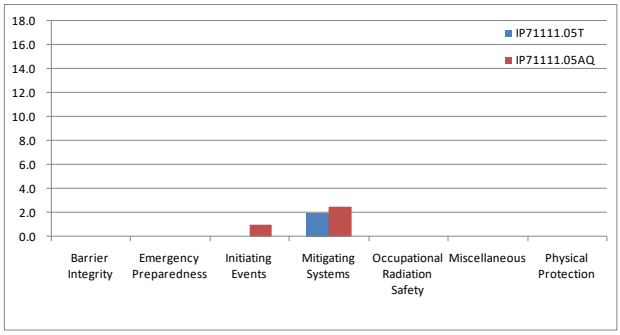


図 5-78　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Comanche Peak)



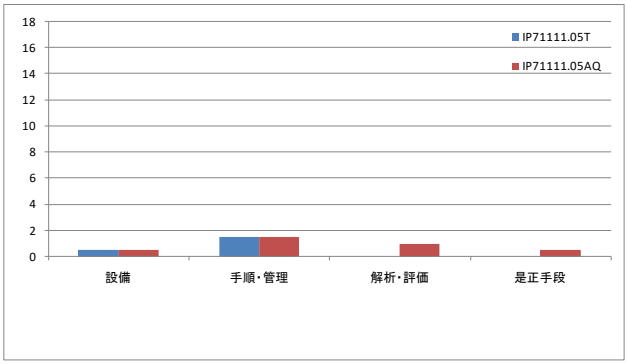
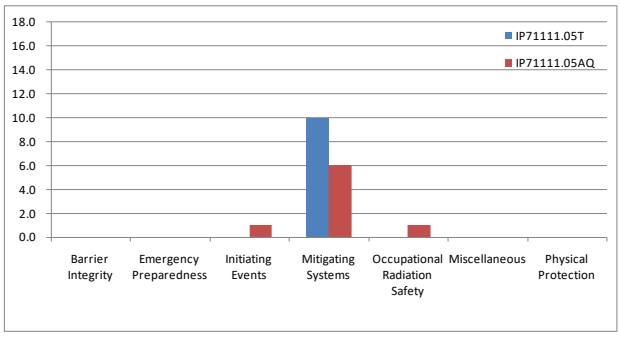


図 5-79　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Diablo Canyon)



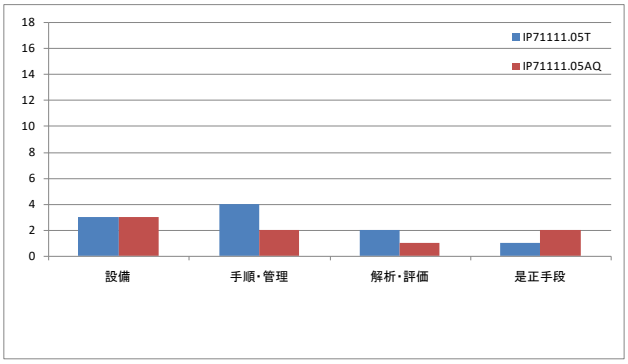
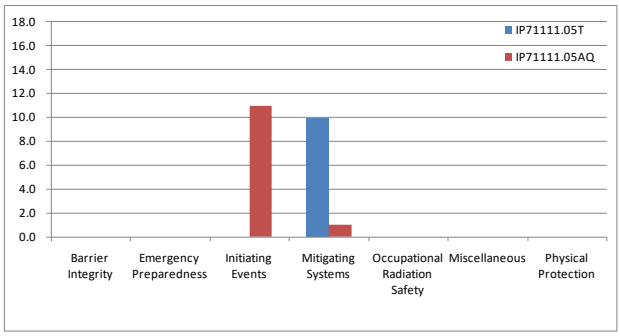


図 5-80　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Fort Calhoun)



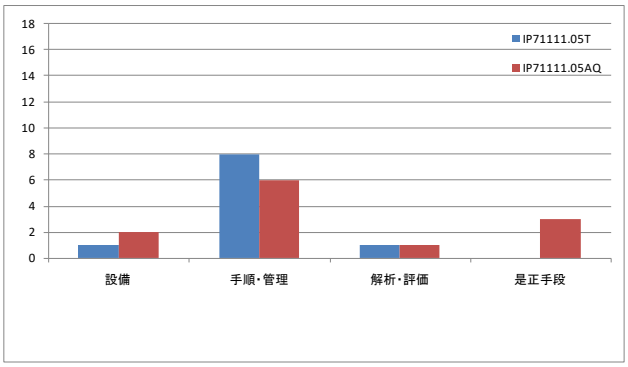
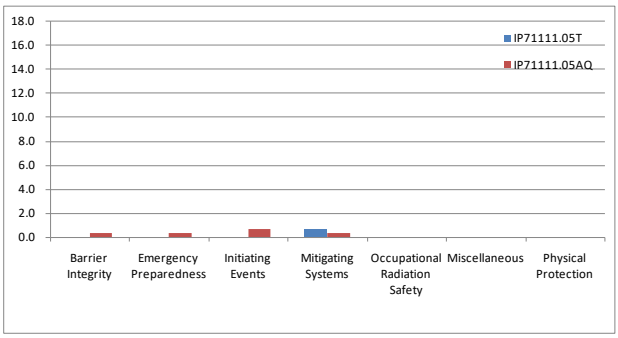


図 5-81　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Grand Gulf)



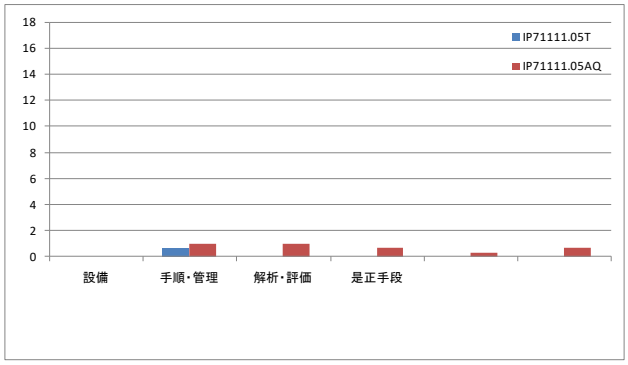
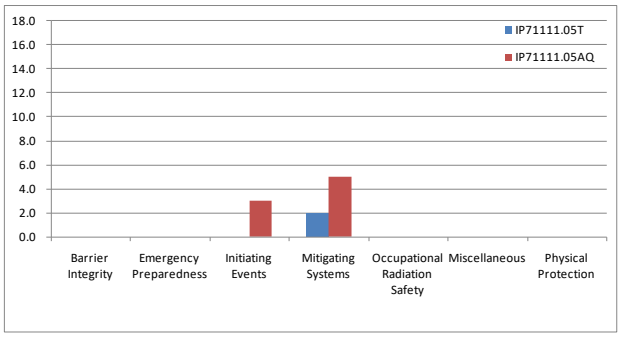


図 5-82　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Palo Verde)



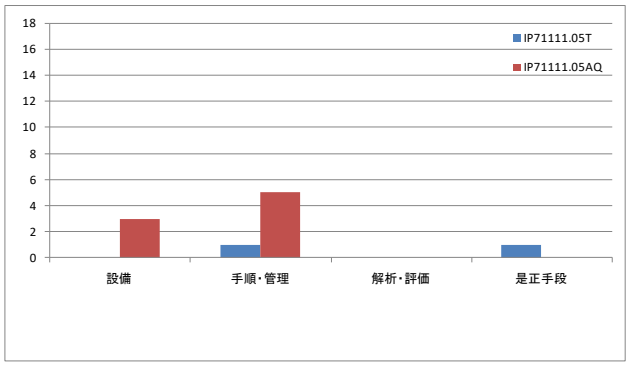
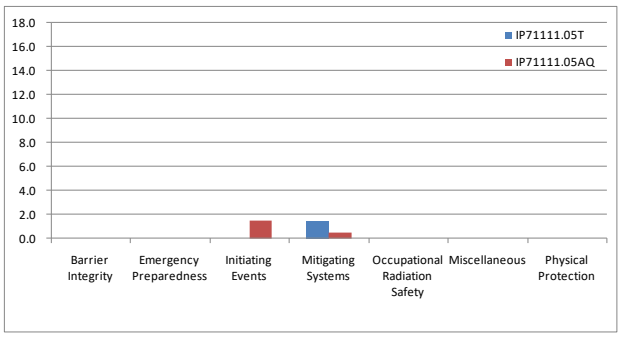


図 5-83　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(River Bend)



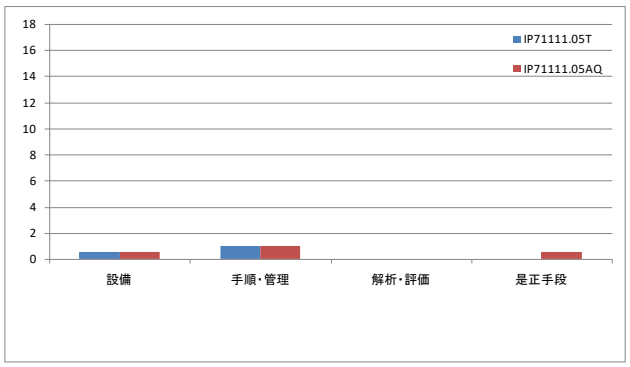
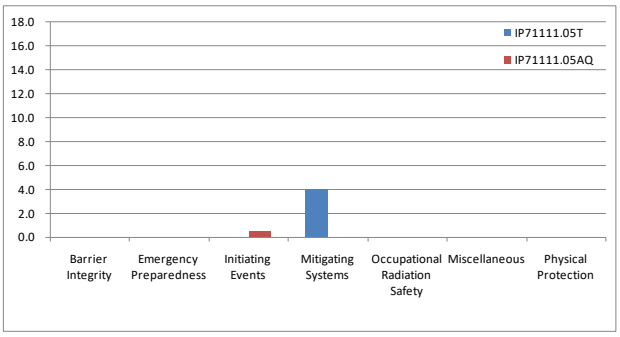


図 5-84　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(San Onofre)



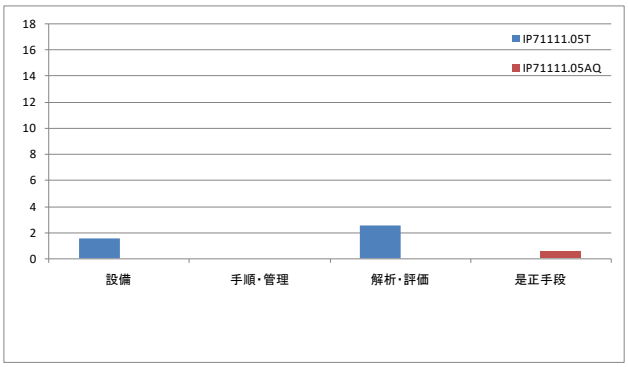
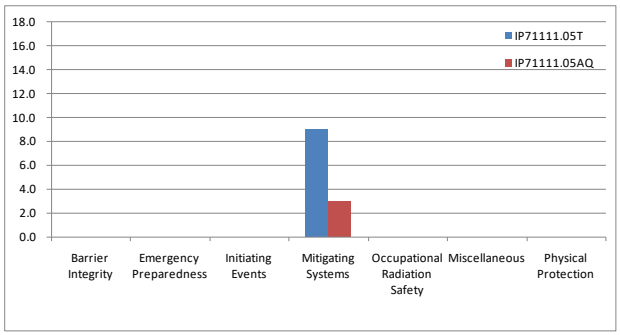


図 5-85　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(South Texas)



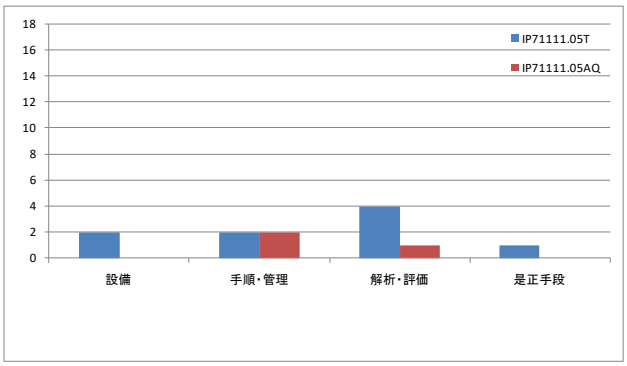
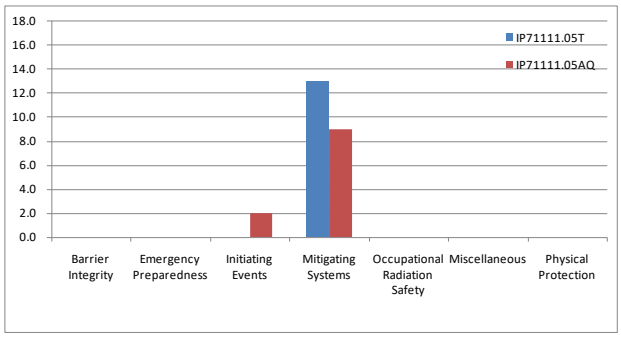


図 5-86　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Waterford)



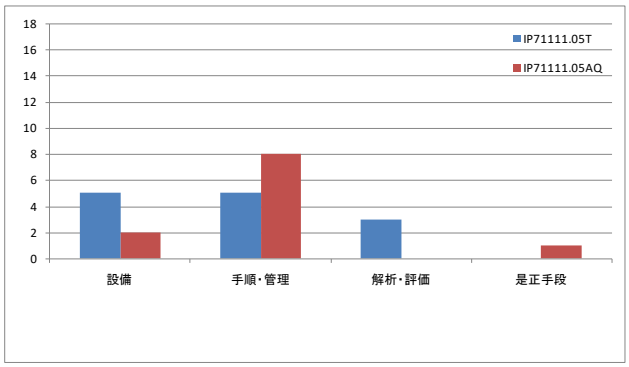
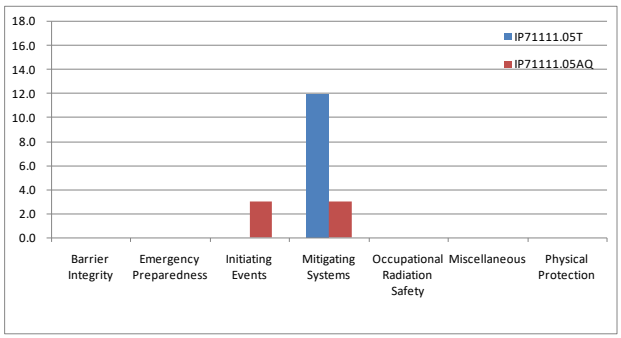


図 5-87　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Wolf Creek)



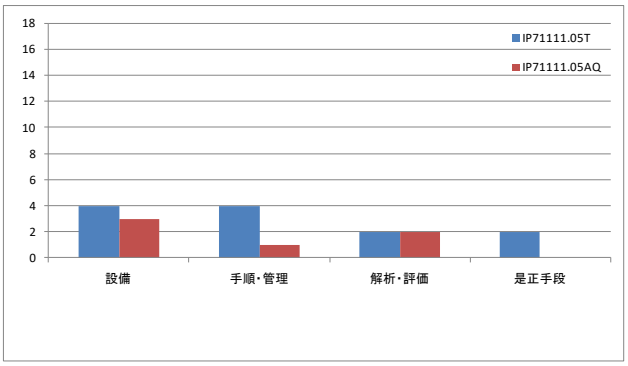


図 5-88　Corner Stone 別の Finding 数(左)及び Title 別の Finding 数(右)　(Columbia)

４．３．　Corner Stone 及び Title ごとのプラント数あたりの Finding 数

Corner Stone の分類による Findings 数と Title の分類による Finding 数のクロス表を IP71111.05T は表 5-25、IP71111.05AQ は表 5-26、及び IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の合計は表 5-27 にそれぞれ示す。また Corner Stone の内訳を把握するために、「設備」、「手順・管理」、「解析・評価」及び「是正手段」という Title の分類によるそれぞれの割合を、IP71111.05T 及び IP71111.05AQ による Finding 数の合計のデータをもとに図 5-89 から図 5-94 に示す(「Occupational Radiation Safety」は 1 件(手順・管理)しかないため 省略する)。表及び図より、特定の Corner Stone に Title による分類の偏りは見られないといえる。全ての Corner Stone において、「手順・管理」の割合が多いのが特徴といえよう。また「Emergency Preparedness」、「Initiating Event」、「Mitigating System」及び「Barrier Integrity」では「設備」が 2 番目に多い一方、「Miscellaneous」及び「Physical Protection」では「解析・評価」が 2 番目に多い。

表 5-25　Corner Stone 及び Title の関係(IP71111.05T)

IP71111.05T	Barrier Integrity	Emergency Preparedness	Initiating Events	Mitigating Systems	Occupational Radiation Safety	Miscellaneous	Physical Protection
設備	0	0	6	167	0	0	0
手順・管理	1	0	12	134	0	3	0
解析・評価	0	0	6	69	0	5	0
是正手段	1	0	0	16	0	0	0

表 5-26　Corner Stone 及び Title の関係(IP71111.05AQ)

IP71111.05AQ	Barrier Integrity	Emergency Preparedness	Initiating Events	Mitigating Systems	Occupational Radiation Safety	Miscellaneous	Physical Protection
設備	4	2	31	64	0	4	1
手順・管理	9	7	71	108	1	7	13
解析・評価	0	1	18	17	0	2	2
是正手段	2	1	17	31	0	1	0

表 5-27　Corner Stone 及び Title の関係(IP71111.05T+AQ)

IP71111.05AQ+T	Barrier Integrity	Emergency Preparedness	Initiating Events	Mitigating Systems	Occupational Radiation Safety	Miscellaneous	Physical Protection
設備	4	2	37	231	0	4	1
手順・管理	10	7	83	242	1	10	13
解析・評価	0	1	24	86	0	7	2
是正手段	3	1	17	47	0	1	0

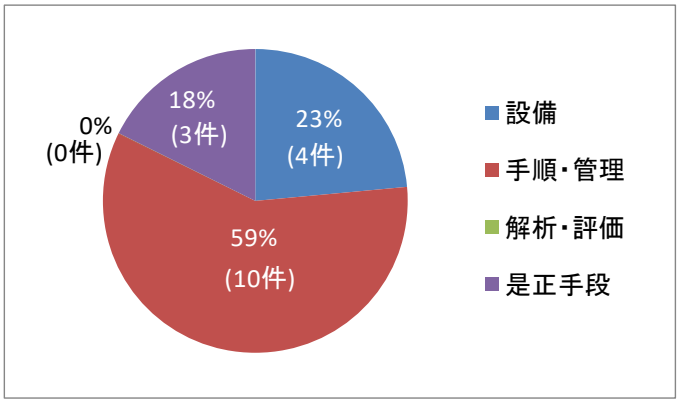


図 5-89　Barrier Integrity の
Title による分類の割合

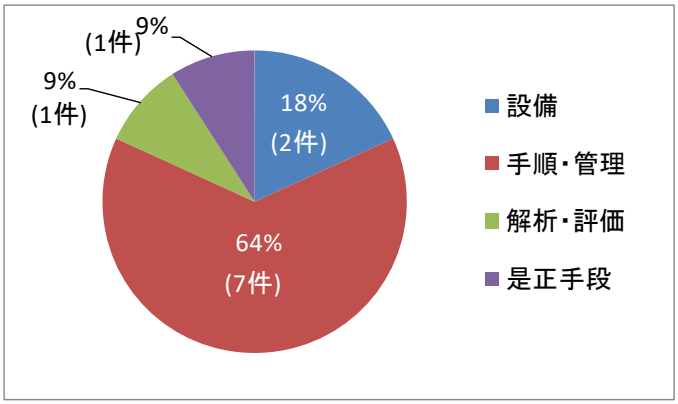


図 5-90　Emergency Preparedness の
Title による分類の割合

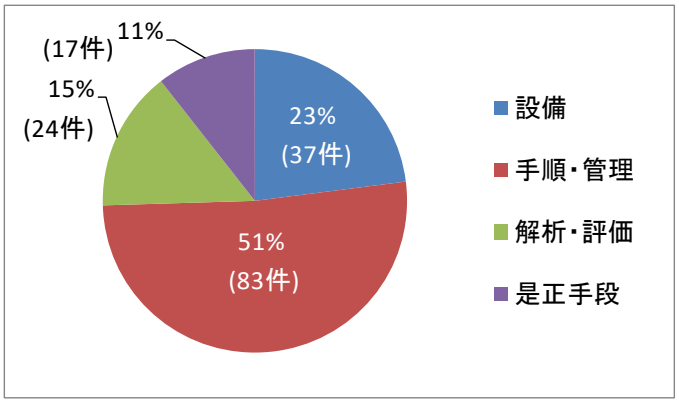


図 5-91　Initiating Events の
Title による分類の割合

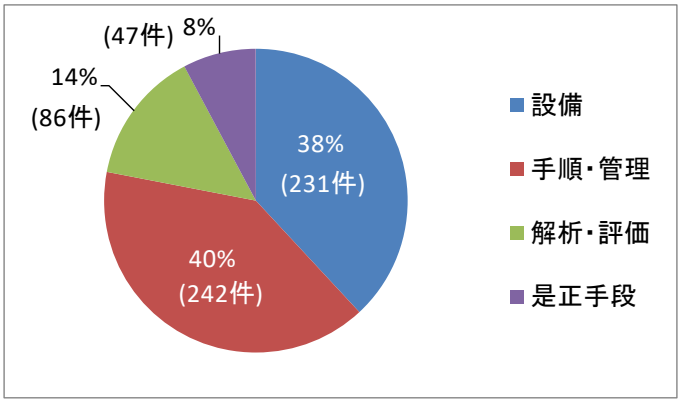


図 5-92　Mitigating Systems の
Title による分類の割合

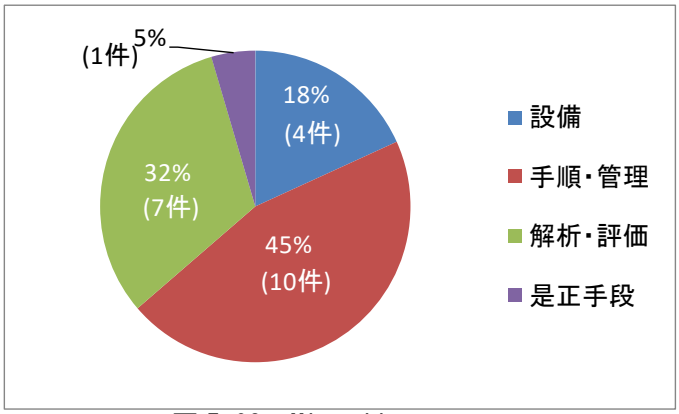


図 5-93　Miscellaneous の
Title による分類の割合

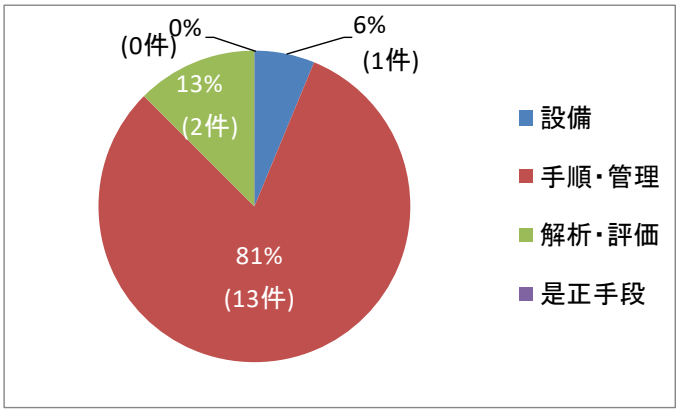


図 5-94　Physical Protection の
Title による分類の割合

５．Finding と火災の関係

ここでは「査察で指摘されたつまり Finding の数が多い原子力発電所は火災の数が多いか」及び「火災とその前後で発見された Finding の原因には何らかの因果関係があるのか」ということを検討する。査察データは文献 1)に掲載されているデータを使用する。また火災データは第二部で NRC の「Event Notification Report (情報通知レポート)[9]」をもとに我々が作成したデータベース(104 件の火災データを収集)を用いる。しかしながらこのデータベースには (1)NRC による査察が行われない廃炉期間中のデータ、(2)自然災害(雷)による火災のデータ--が含まれるために、以下のデータを削除した。

・廃炉期間中のデータ(11 件)

・自然災害(雷)による火災のデータ(1 件)

以上のデータを削除した結果 92 件の火災データが残った。

５．１．査察プログラム(IP)別の Finding 数と火災件数の関係

図 5-95 に発電所別のプラント数あたりの IP71111.05T の Finding 件数と火災の関係、図 5-96 に発電所別のプラント数あたりの IP71111.05AQ の Finding 件数と発電所別の火災件数との関係、そして図 5-97 に発電所別のプラント数あたりの IP71111.05T による Finding 数と IP71111.05AQ による Finding 数の合計と火災件数との関係を示す。図 5-95 から図 5-97 よりそれぞれの原子力発電所において Finding の全体の数と火災の件数には相関関係がないということがいえる。

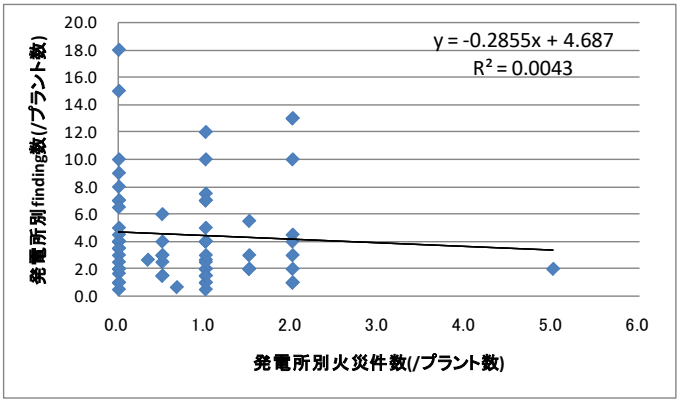


図 95　IP71111.05T の Finding 数と火災件数の関係

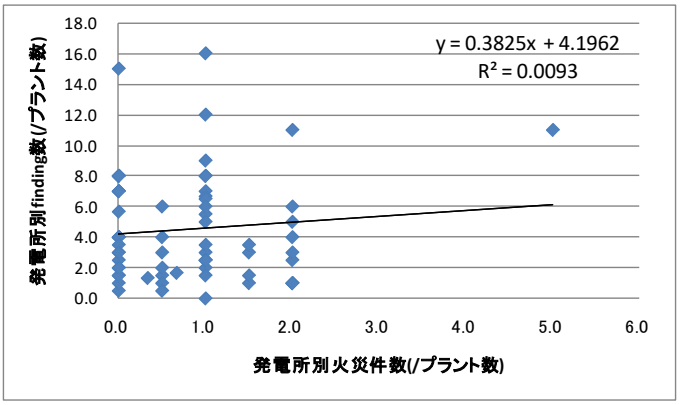


図 96　IP71111.05AQ の Finding 数と火災件数の関係

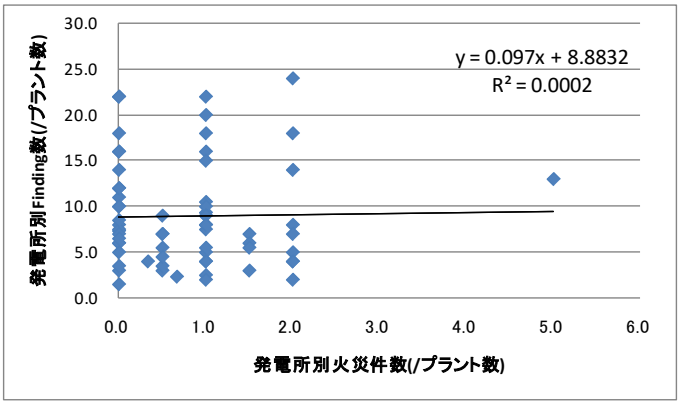


図 97　IP71111.05T と IP71111.05AQ の Finding 数と火災件数の関係

５．２．Corner Stone 別の Finding 数と火災件数の関係

ここでは発電所別のプラント数あたりの Corner Stone の分類(「Barrier Integrity(障壁の完全性)」、「Emergency Preparedness(非常時の準備)」、「Initiating Events(起因事象)」、「Mitigating Systems(緩和システム)」、「Occupational Radiation Safety(業務上の放射線安全)」、「Physical Protection(核物質防護)」および「Miscellaneous(多岐にわたる)」の 7 種類)で分けた Finding 数と火災件数との関係を示す。図 5-98 から図 5-118 に「Barrier Integrity」、「Emergency Preparedness」、「Initiating Events」、「Mitigating Systems」、「Occupational Radiation Safety」、「Physical Protection」及び「Miscellaneous」と分類された Finding の数を IP71111.05T、IP71111.05AQ、及び IP71111.05T と IP71111.05AQ の合計数の 3 種類にわけたものと火災件数の関係を示す。図 5-98 から図 5-118 よりそれぞれの原子力発電所において Corner Stone の分類による Finding の全体の数と火災の件数には相関関係がないということがいえる。

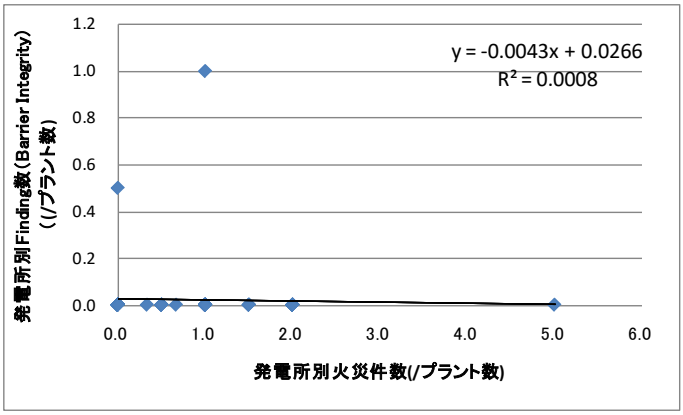


図 5-98　Barrier Integrity の Finding 数(IP71111.05T)と火災件数の関係

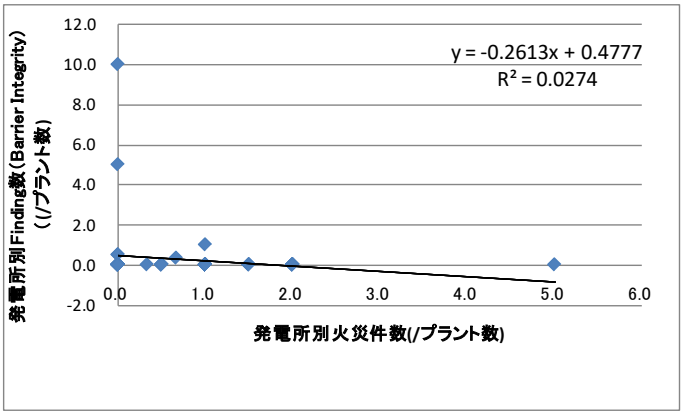


図 5-99　Barrier Integrity の Finding 数(IP71111.05AQ)と火災件数の関係

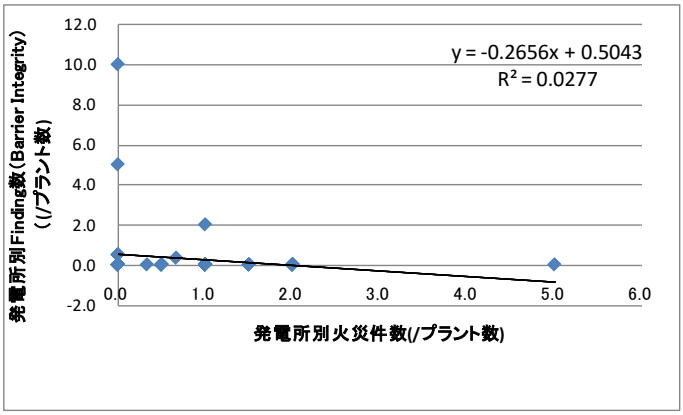


図 5-100　Barrier Integrity の Finding 数(IP71111.05T 及び AQ の合計)と火災件数の関係

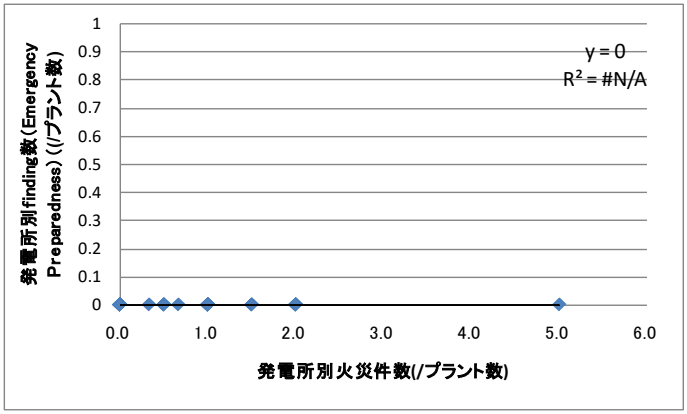


図 5-100　Emergency Preparedness の Finding 数(IP71111.05T)と火災件数の関係

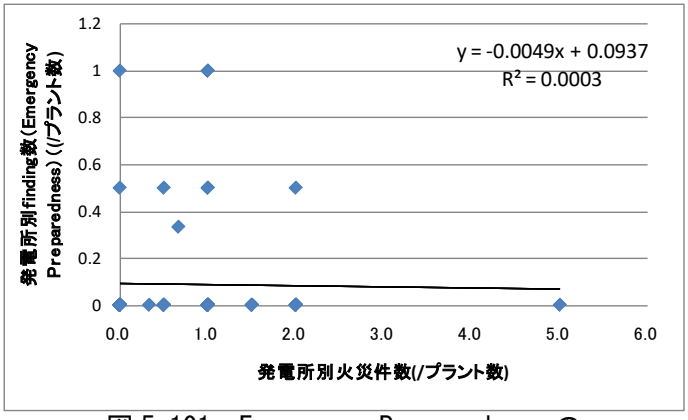


図 5-101　Emergency Preparedness の Finding 数(IP71111.05AQ)と火災件数の関係

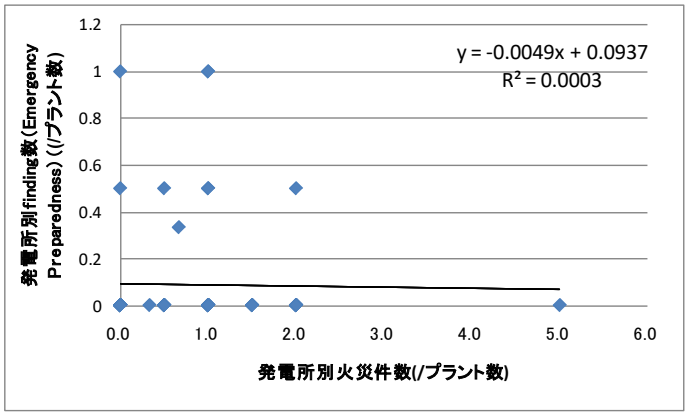


図 5-102　Barrier Integrity の Finding 数(IP71111.05T 及び AQ の合計)と火災件数の関係

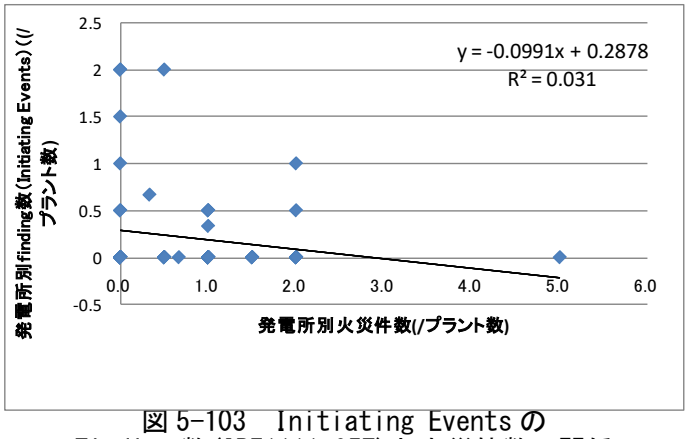


図 5-103　Initiating Events の Finding 数(IP71111.05T)と火災件数の関係

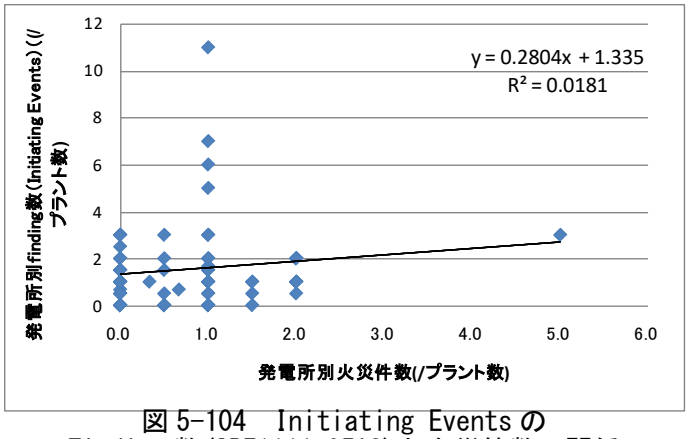


図 5-104　Initiating Events の Finding 数(IP71111.05AQ)と火災件数の関係

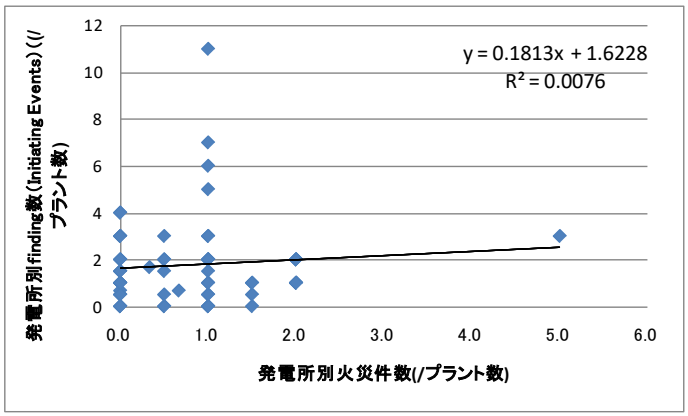


図 5-105　Initiating Events の Finding 数
(IP71111.05T 及び AQ の合計)と火災件数の関係

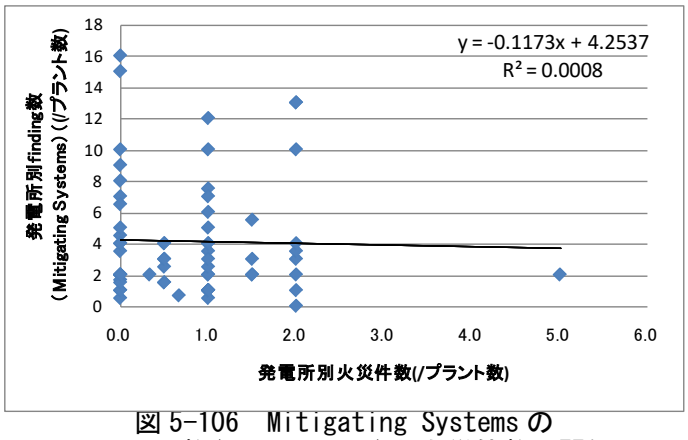


図 5-106　Mitigating Systems の
Finding 数(IP71111.05T)と火災件数の関係

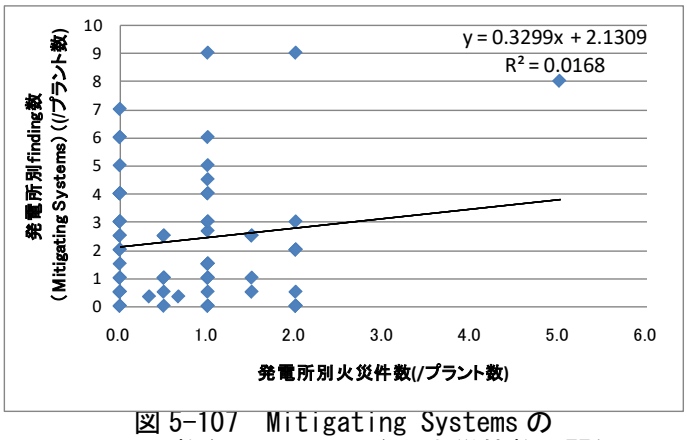


図 5-107　Mitigating Systems の
Finding 数(IP71111.05AQ)と火災件数の関係

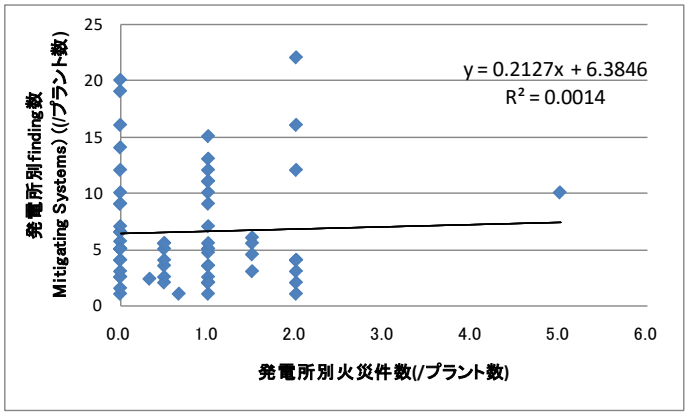


図 5-108　Mitigating Systems の Finding 数
(IP71111.05T 及び AQ の合計)と火災件数の関係

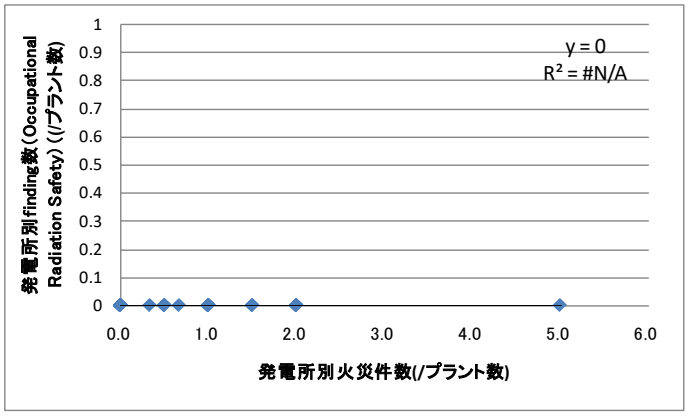


図 5-109　Occupational Radiation Safety の Finding 数(IP71111.05T)と火災件数の関係

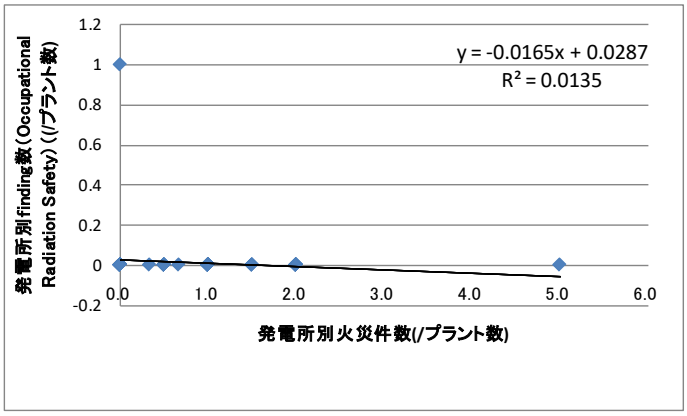


図 5-110　Occupational Radiation Safety の Finding 数(IP71111.05AQ)と火災件数の関係

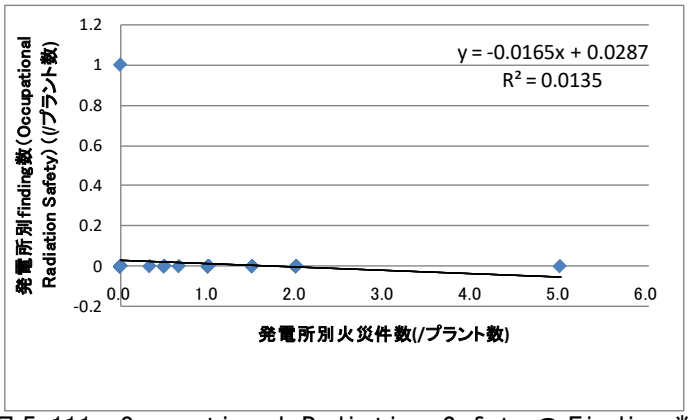


図 5-111　Occupational Radiation Safety の Finding 数(IP71111.05T 及び AQ の合計)と火災件数の関係

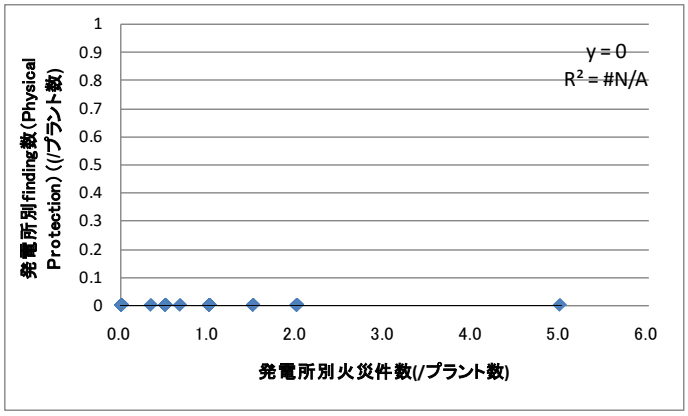


図 5-112　Physical Protection の Finding 数(IP71111.05T)と火災件数の関係

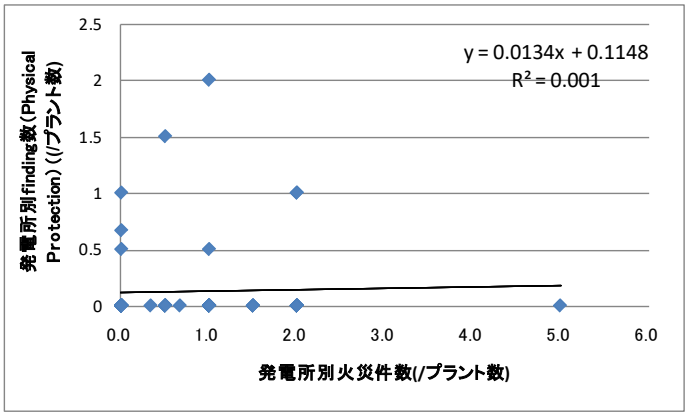


図 5-113　Physical Protection の Finding 数(IP71111.05AQ)と火災件数の関係

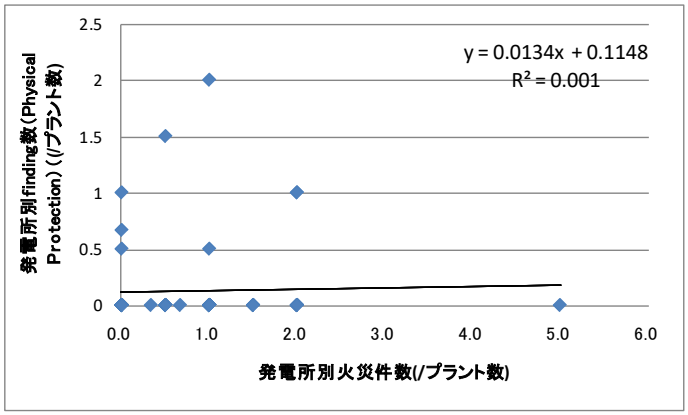


図 5-115　Physical Protection の Finding 数
(IP71111.05T 及び AQ の合計)と火災件数の関係

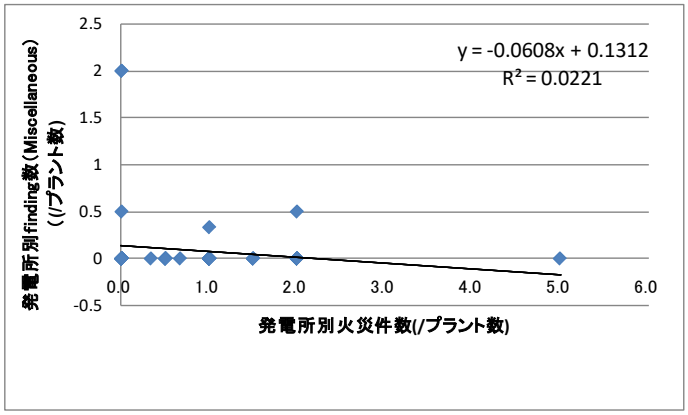


図 5-116　Miscellaneous の
Finding 数(IP71111.05T)と火災件数の関係

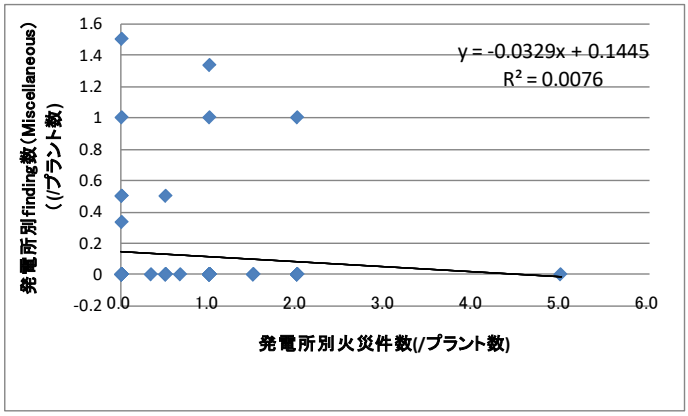


図 5-117　Miscellaneous の
Finding 数(IP71111.05AQ)と火災件数の関係

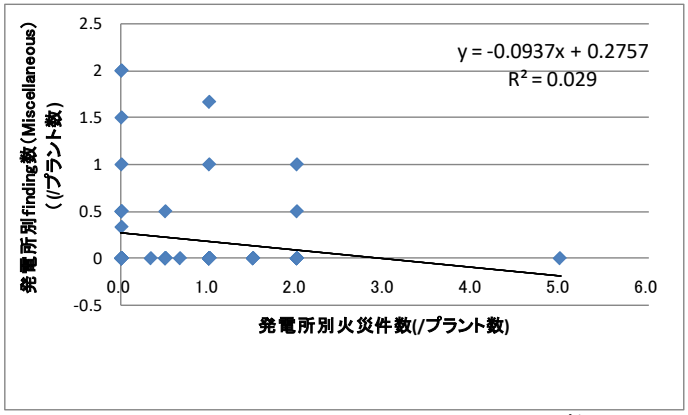


図 5-118　Miscellaneous の Finding 数
(IP71111.05T 及び AQ の合計)と火災件数の関係

５．３．Title 別の Finding 数と火災件数の関係

ここでは発電所別のプラント数あたりの Title の分類(「設備」、「手順・管理」、「解析・評価」及び「是正手段」の 4 種類)で分けた Finding 数と火災件数との関係を示す。図 5-119 から図 5-126 に「設備」、「手順・管理」、「解析・評価」及び「是正手段」と分類された Finding の数を IP71111.05T、IP71111.05AQ、及び IP71111.05T と IP71111.05AQ の合計数の 3 種類にわけたものと火災件数の関係を示す。図 5-119 から図 5-126 よりそれぞれの原子力発電所において Title の分類による Finding の全体の数と火災の件数には相関関係がないということがいえる。

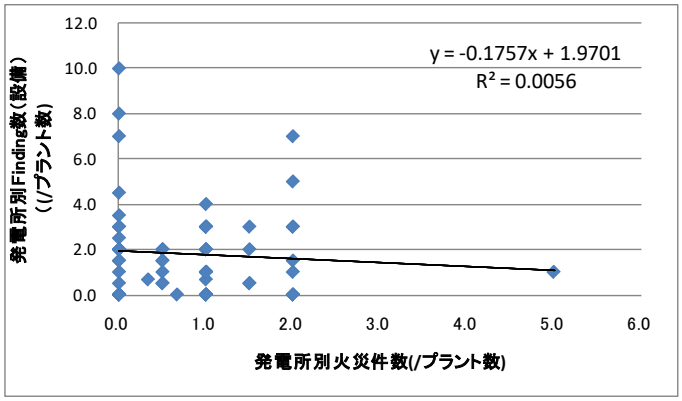


図 5-119　Title(設備)の Finding 数
(IP71111.05T)と火災件数の関係

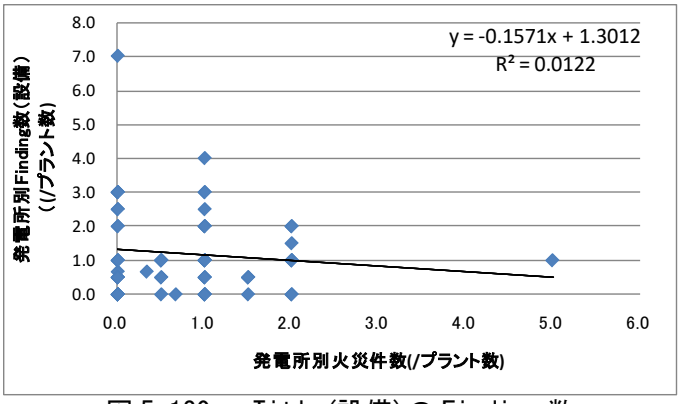


図 5-120　Title(設備)の Finding 数
(IP71111.05AQ)と火災件数の関係

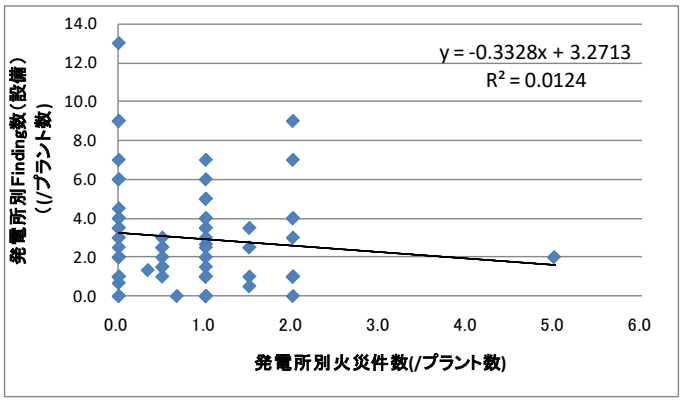


図 5-121　Title(設備) の Finding 数
(IP71111.05T 及び AQ の合計)と火災件数の関係

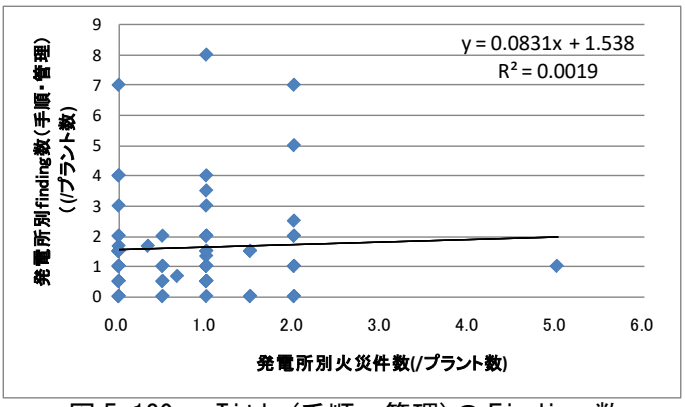


図 5-120　Title(手順・管理)の Finding 数
(IP71111.05T)と火災件数の関係

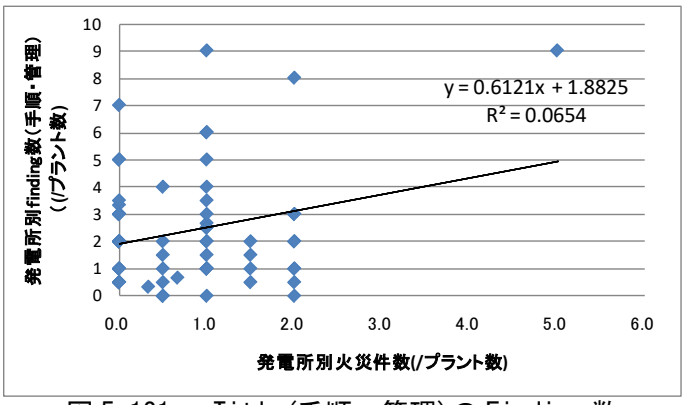


図 5-121　Title(手順・管理)の Finding 数
(IP71111.05AQ)と火災件数の関係

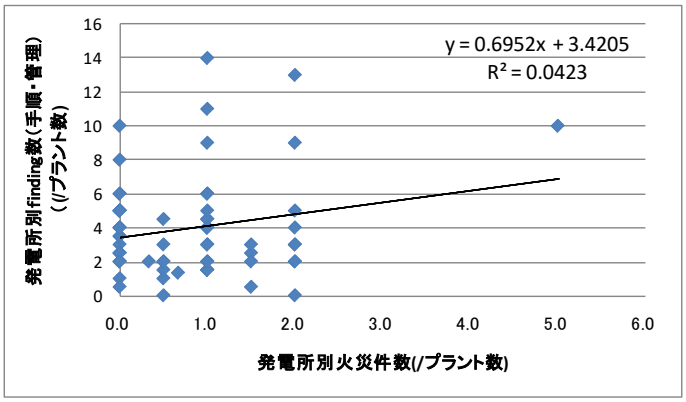


図 5-122　Title(手順・管理)の Finding 数
(IP71111.05T 及び AQ の合計)と火災件数の関係

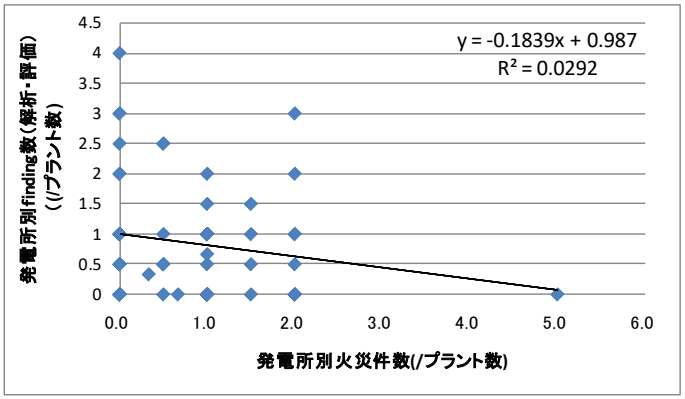


図 5-123　Title(解析・評価)の Finding 数
(IP71111.05T)と火災件数の関係

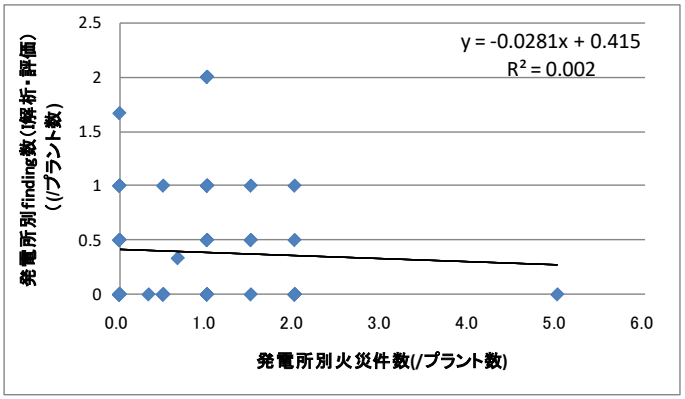


図 5-124　Title(解析・評価)の Finding 数
(IP71111.05AQ)と火災件数の関係

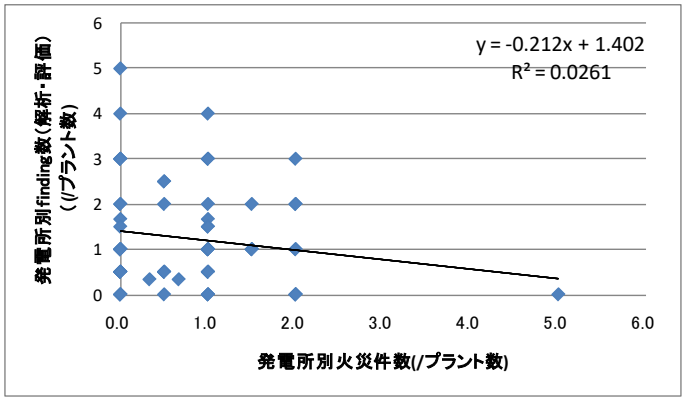


図 5-125　Title(解析・評価) の Finding 数
(IP71111.05T 及び AQ の合計)と火災件数の関係

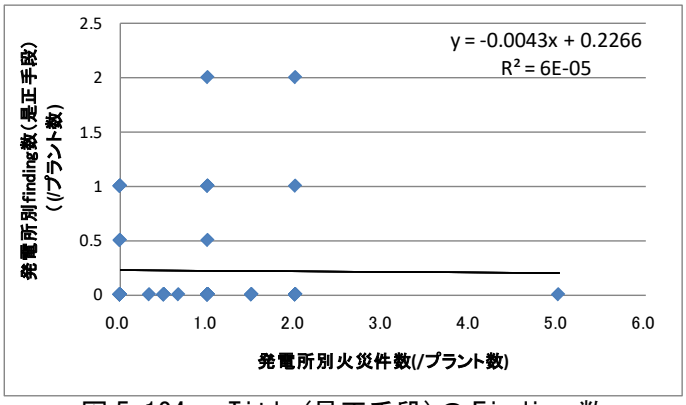


図 5-124　Title(是正手段)の Finding 数
(IP71111.05T)と火災件数の関係

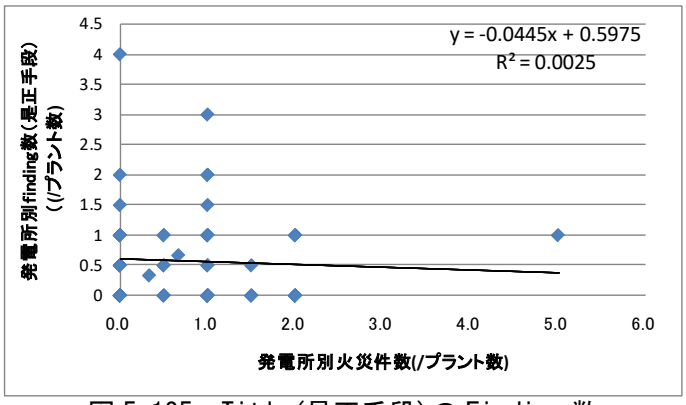


図 5-125　Title(是正手段)の Finding 数
(IP71111.05AQ)と火災件数の関係

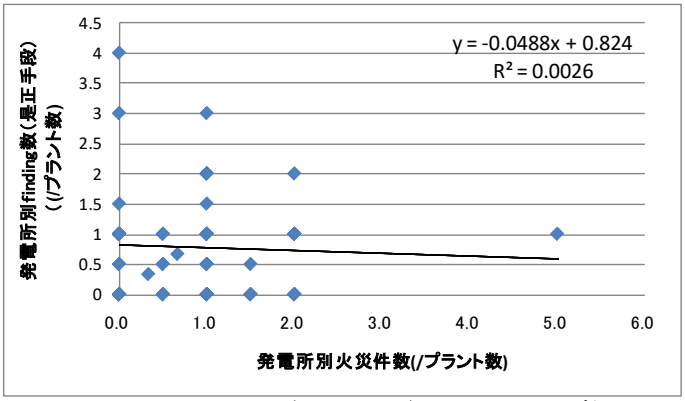


図 5-126　Title(是正手段) の Finding 数
(IP71111.05T 及び AQ の合計)と火災件数の関係

５．４．発電所別の火災及びFindingの時系列

ここでは発電所ごとの「火災」及び「Finding」の発生時期の前後関係を把握するために、表から表に発電所ごとの「火災」、「IP71111.05T により発見された Finding」及び「IP71111.05AQにより発見されたFinding」の発生年別の件数の時系列表5-28から表5-92を示す。

・Region1

表 5-28　火災及びFindingの件数の時系列(Beaver Valley)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Beaver Valley	2	火災			1						1			2
		Finding(T)			3			1						4
		Finding(AQ)			2						1	1		4

表 5-29　火災及びFindingの件数の時系列(Calvert Cliffs)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Calvert Cliffs	2	火災					1							1
		Finding(T)			3									3
		Finding(AQ)		2									1	3

表 5-30　火災及びFindingの件数の時系列(Fitz Patrick)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
FitzPatrick	1	火災	1	1										2
		Finding(T)				1						1		2
		Finding(AQ)						1			1	1		3

表 5-31　火災及びFindingの件数の時系列(Ginna)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Ginna	1	火災	1											1
		Finding(T)		2			1	1						4
		Finding(AQ)		1		2	1		1	1		1	1	8

表 5-32　火災及びFindingの件数の時系列(Hope Creek)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Hope Creek	1	火災		1										1
		Finding(T)			1									1
		Finding(AQ)			2	2		2			1			7

表 5-33　火災及びFindingの件数の時系列(Indian Point)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Indian Point	2	火災		1			1				1			3
		Finding(T)			3	2						3		8
		Finding(AQ)		6	1	2		2	1	2	3	1	2	20

表 5-34　火災及び Finding の件数の時系列(Limerick)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Limerick	2	火災												0
		Finding(T)			1						1			2
		Finding(AQ)										1		1

表 5-35　火災及び Finding の件数の時系列(Millstone)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Millstone	2	火災	1						1	1				3
		Finding(T)			1						4	3		8
		Finding(AQ)		1	1	1			2			1	1	7

表 5-36　火災及び Finding の件数の時系列(Nine Mile Point)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Nine Mile Point	2	火災												0
		Finding(T)					1							1
		Finding(AQ)					1	1				3		5

表 5-37　火災及び Finding の件数の時系列(Oyster Creek)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Oyster Creek	1	火災												0
		Finding(T)					1		1			1		3
		Finding(AQ)			1				1	1	2	2		7

表 5-38　火災及び Finding の件数の時系列(Peach Bottom)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Peach Bottom	2	火災				1				1	1			3
		Finding(T)		3			1							4
		Finding(AQ)		2										2

表 5-39　火災及び Finding の件数の時系列(Pilgrim)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Pilgrim	1	火災	1	1								1		3
		Finding(T)		2			1							3
		Finding(AQ)									1			1

表 5-40　火災及び Finding の件数の時系列(Salem)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Salem	2	火災												0
		Finding(T)		4			1			3			1	9
		Finding(AQ)			1							2		3

表 5-41　火災及び Finding の件数の時系列(Seabrook)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Seabrook	1	火災				1	1							2
		Finding(T)							1					1
		Finding(AQ)						1						1

表 5-42　火災及び Finding の件数の時系列(Susquehanna)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Susquehanna	2	火災				1			1					2
		Finding(T)				3			1			1		5
		Finding(AQ)												0

表 5-43　火災及び Finding の件数の時系列(Three Mile Island)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Three Mile Island	1	火災												0
		Finding(T)				1			1			2		4
		Finding(AQ)		1					1					2

表 5-44　火災及び Finding の件数の時系列(Vermont Yankee)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Vermont Yankee	1	火災						1		1				2
		Finding(T)			1			1						2
		Finding(AQ)		2			1					3		6

・Regin2

表 5-45　火災及び Finding の件数の時系列(Browns Ferry)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Browns Ferry	3	火災										1		1
		Finding(T)		1	1		2			4				8
		Finding(AQ)								1	2	1		4

表 5-46　火災及び Finding の件数の時系列(Brunswick)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Brunswick	2	火災		2										2
		Finding(T)						1						1
		Finding(AQ)				1		2						3

表 5-47　火災及び Finding の件数の時系列(Catawba)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Catawba	2	火災												0
		Finding(T)						3		1				4
		Finding(AQ)			1			4	1					6

表 5-48　火災及び Finding の件数の時系列(Crystal River)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Crystal River	1	火災												0
		Finding(T)				1			7					8
		Finding(AQ)		1	1		1	1	1			2	1	8

表 5-49　火災及び Finding の件数の時系列(Farley)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Farley	2	火災		1		1								2
		Finding(T)				3			3					6
		Finding(AQ)			4							1		5

表 5-50　火災及び Finding の件数の時系列(Harris)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Harris	1	火災												0
		Finding(T)	2	1	2	10	2		1					18
		Finding(AQ)		1	1	1	1							4

表 5-51　火災及び Finding の件数の時系列(Hatch)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Hatch	2	火災						1	1	1	1			4
		Finding(T)					6		1	2				9
		Finding(AQ)		1	1				1	1	1			5

表 5-52　火災及び Finding の件数の時系列(McGuire)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
McGuire	2	火災				1					1			2
		Finding(T)		1			6	3						10
		Finding(AQ)		1				4	3	1	1	1		11

表 5-53　火災及び Finding の件数の時系列(North Anna)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
North Anna	2	火災		1										1
		Finding(T)		5			3	2		2				12
		Finding(AQ)										2		2

表 5-54　火災及び Finding の件数の時系列(Oconee)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Oconee	3	火災												0
		Finding(T)				2		3						5
		Finding(AQ)		1	2	1	2	2	1	7		1		17

表 5-55　火災及び Finding の件数の時系列(Robinson)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Robinson	1	火災					1	1						2
		Finding(T)						4						4
		Finding(AQ)											1	1

表 5-56　火災及び Finding の件数の時系列(Sequoyah)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Sequoyah	2	火災												0
		Finding(T)				4			7			3		14
		Finding(AQ)	1	1			1	2		1		2		8

表 5-57　火災及び Finding の件数の時系列(St. Lucie)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
St. Lucie	2	火災							1					1
		Finding(T)			3		3							6
		Finding(AQ)			2	1	1					4		8

表 5-58　火災及び Finding の件数の時系列(Summer)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Summer	1	火災							2					2
		Finding(T)			2			5	3					10
		Finding(AQ)		3								1		4

表 5-59　火災及び Finding の件数の時系列(Surry)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Surry	2	火災	1					2						3
		Finding(T)					3	6	1	4	1			15
		Finding(AQ)			1		1	1			1	1		5

表 5-60　火災及び Finding の件数の時系列(Turkey Point)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Turkey Point	2	火災						1	2					3
		Finding(T)						9	2					11
		Finding(AQ)							1		1	1		3

表 5-61　火災及び Finding の件数の時系列(Vogtle)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Vogtle	2	火災												0
		Finding(T)						1	4					5
		Finding(AQ)						1		1				2

表 5-62　火災及び Finding の件数の時系列(Watts Bar)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Watts Bar	1	火災												0
		Finding(T)						1	5			2		8
		Finding(AQ)					2	1	2	1		2		8

・Region3

表 5-63　火災及び Finding の件数の時系列(Braidwood)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Braidwood	2	火災												
		Finding(T)		6			2			3			3	14
		Finding(AQ)		2		3			1	3		4	1	14

表 5-64　火災及び Finding の件数の時系列(Byron)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Byron	2	火災								1				1
		Finding(T)						3			2			5
		Finding(AQ)		1					1	1	1	2		6

表 5-65　火災及び Finding の件数の時系列(Clinton)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Clinton	1	火災										1		1
		Finding(T)							1					1
		Finding(AQ)			1				1		1	5		8

表 5-66　火災及び Finding の件数の時系列(Donald C. Cook)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Donald C. Cook	2	火災				1	1					1		3
		Finding(T)			1		5							6
		Finding(AQ)			1				4		1			6

表 5-67　火災及び Finding の件数の時系列(Davis-Besse)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Davis-Besse	1	火災												0
		Finding(T)						1						1
		Finding(AQ)				9	2		1	1		1	1	15

表 5-68　火災及び Finding の件数の時系列(Dresden)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Dresden	2	火災												0
		Finding(T)				3			2			2		7
		Finding(AQ)			1	2				2		3		8

表 5-69　火災及び Finding の件数の時系列(Duane Arnold)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Duane Arnold	1	火災				1								1
		Finding(T)					4							4
		Finding(AQ)		1					2				2	5

表 5-70　火災及び Finding の件数の時系列(Fermi)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Fermi	1	火災			1		1							2
		Finding(T)				2			2	2	1	6		13
		Finding(AQ)			1					1	1	2		5

表 5-71　火災及び Finding の件数の時系列(Kewaunee)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Kewaunee	1	火災												0
		Finding(T)			6			8		1				15
		Finding(AQ)		1	1	1		3		1				7

表 5-72　火災及び Finding の件数の時系列(LaSalle)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
LaSalle	2	火災												0
		Finding(T)							4		1	2		7
		Finding(AQ)		3		1		1	1	1				7

表 5-73　火災及び Finding の件数の時系列(Monticello)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Monticello	1	火災					1							1
		Finding(T)				6			1					7
		Finding(AQ)			1			2		1		3	2	9

表 5-74　火災及び Finding の件数の時系列(Palisades)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Palisades	1	火災					1	1						2
		Finding(T)							1					1
		Finding(AQ)			1							2		3

表 5-75　火災及び Finding の件数の時系列(Perry)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Perry	1	火災								1				1
		Finding(T)		2						2				4
		Finding(AQ)					3	3	2	1	2	5		16

表 5-76　火災及び Finding の件数の時系列(Point Beach)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Point Beach	2	火災			1									1
		Finding(T)			5			1						6
		Finding(AQ)					2	2		1	1	3	3	12

表 5-77　火災及びFindingの件数の時系列(Prairie Island)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Prairie Island	2	火災	1		1						1			3
		Finding(T)						3						3
		Finding(AQ)	1	1					3					5

表 5-78　火災及びFindingの件数の時系列(Quad Cities)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Quad Cities	2	火災												0
		Finding(T)		3			1			6				10
		Finding(AQ)		1						1		1		3

・Region4

表 5-79　火災及び Finding の件数の時系列(Arkansas)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Arkansas	2	火災								1	1			2
		Finding(T)	1		1			1						3
		Finding(AQ)	1	1	1	1	1	4	1		1	2		13

表 5-80　火災及び Finding の件数の時系列(Callaway)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Callaway	1	火災									1			1
		Finding(T)		2			4	1						7
		Finding(AQ)						1	4	2		1		8

表 5-81　火災及び Finding の件数の時系列(Cooper)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Cooper	1	火災			1		2			2				5
		Finding(T)						2						2
		Finding(AQ)		4		3	1	1		1		1		11

表 5-82　火災及び Finding の件数の時系列(Comanche Peak)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Comanche Peak	2	火災												0
		Finding(T)				2			2			9		13
		Finding(AQ)				1						2	1	4

表 5-83　火災及び Finding の件数の時系列(Diablo Canyon)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Diablo Canyon	2	火災		1						1		1		3
		Finding(T)		1			3							4
		Finding(AQ)					2	1	1	1		2		7

表 5-84　火災及び Finding の件数の時系列(Fort Calhoun)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Fort Calhoun	1	火災												0
		Finding(T)		1			1		6	2				10
		Finding(AQ)	1	2				3		1		1		8

表 5-85　火災及び Finding の件数の時系列(Grand Gulf)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Grand Gulf	1	火災										1		1
		Finding(T)				1			4	1		4		10
		Finding(AQ)		1							3	5	3	12

表 5-86　火災及び Finding の件数の時系列(Palo Verde)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Palo Verde	3	火災						1			1			2
		Finding(T)					1				1			2
		Finding(AQ)						2			1	2		5

表 5-87　火災及び Finding の件数の時系列(River Bend)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
River Bend	1	火災												0
		Finding(T)						2						2
		Finding(AQ)		1	2	1			1		1	2		8

表 5-88　火災及び Finding の件数の時系列(San Onofre)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
San Onofre	2	火災			1									1
		Finding(T)						1			2			3
		Finding(AQ)		1							1	2		4

表 5-89　火災及び Finding の件数の時系列(South Texas)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
South Texas	2	火災								1				1
		Finding(T)				2		1	3			2		8
		Finding(AQ)										1		1

表 5-90　火災及び Finding の件数の時系列(Waterford)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Waterford	1	火災												0
		Finding(T)		5			4							9
		Finding(AQ)		1							2			3

表 5-91　火災及び Finding の件数の時系列(Wolf Creek)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Wolf Creek	1	火災		1		1								2
		Finding(T)				1			6			6		13
		Finding(AQ)			1	1	1		3		2	3		11

表 5-92　火災及び Finding の件数の時系列(Columbia)

発電所名	プラント数	事象の種類	発生年別件数											事象数合計
			99	00	01	02	03	04	05	06	07	08	09	
Columbia	1	火災									1			1
		Finding(T)		2			4	2		3		1		12
		Finding(AQ)				1	1			1	1	1	1	6

５．５．発電所別の火災の発生及びFindingの発見年月日の前後関係

５．４．に示した火災及び Finding の件数の時系列の表から、それぞれの原子力発電所において発生した火災の前後１年以内に Finding が発見された発電所を 38 か所ピックアップし(図 5-127 参照) 、火災の原因と Finding との関係を検証する。表 5-93 から表 5-130 にプラントの詳細(“発電所名”、“プラント数”)、火災の詳細(“火災発生年月日”、“火災のタイトル”、“作業中 or 作業以外”、“原因”)及び前後１年以内に発見された Finding の詳細(“Finding が登録された年月日”、“火災発生前 or 後”、“IP(Inspection Procedure)の種類”、“CS(Corner Stone)”、“Title”、“Finding のタイトル”)をそれぞれ示す。表 5-93 から表 5-130 から火災の発生前後１年以内に発見された Finding からは、発生した火災の直接的な原因は読み取れない。しかしながら、火災発生の前後１年以内に発見された Finding には、その Finding が関係する火災が発生した場合、「火災の拡大」、「原子炉の安全停止能力への影響」に影響しうる事例が見受けられる。たとえば、表 5-93 に示す「Beaver Valley」の火災発生の前後１年以内に発見された Finding をみると、火災発生前には、「操作不能な防火戸」、「可燃物管理」に関する Finding が報告され、火災発生後には「Hemyc 防火障壁の認定試験、評価」、「ケーブルトレイの CO_2 消火システム」に関する Finding が報告されている。これらの Finding はすべて「火災の拡大」を助長する恐れがあり、それが「原子炉の安全停止能力」へ影響することもありうる。そのために、原子力発電所で発生した個々の火災が小規模であり、原子炉の安全性に直接的な影響を与えなかったとしても、表 5-93 から表 5-130 が示す、火災の発生の前後１年以内に原子炉の安全性に影響しうる Finding が報告されているという事実を考慮すると、原子力発電所における火災はいくら小規模なものであったとしても、その発生をできる限り止めなければならないということがいえる。

Region1	Region2	Region3	Region4
Beaver Valley	Browns Ferry	Byron	Arkansas
Ginna	Farley	Clinton	Callaway
Hope Creak	Hatch	Donald C. Cook	Cooper
Indian Point	McGuire	Duane Arnold	Diablo Canyon
Millstone	North Anna	Fermi	Grand Gulf
Peach Bottom	Robinson	Monticello	Palo Verde
Pilgrim	Summer	Palisades	San Onofre
Susquehanna	Hatch	Perry	South Texas
Vermont Yankee	Turkey Point	Point Beach	Wolf Creek
		Prairie Island	Columbia

図 5-127　火災発生の前後１年以内に Finding が発見された発電所一覧

・Region1

表 5-93　火災と前後１年以内に発見された Finding(Beaver Valley)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Beaver Valley	2	2001年4月6日	排気フードダクト内の火災	以外	不明	2001年3月31日	前	AQ	MS	是正手段	操作不能な防火戸に対する補償措置の確立の不履行
						2001年3月31日		AQ	MS	手順・管理	火災防護プログラムに沿った適切な可燃物管理の不履行
						2001年6月8日	後	T	MS	手順・管理	制御室外からの安全停止の不適切な手順によるEDGへの損傷の恐れ
						2001年6月8日		T	MS	解析・評価	Hemyc防火障壁の認定試験及び評価の妥当性
						2001年6月8日		T	MS	設備	ケーブルトレイのCO2消火システムの能力

表 5-94　火災と前後１年以内に発見された Finding (Ginna)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Ginna	1	1999年7月13日	補助建屋における作業火災	中	溶接	2000年11月17日	後	T	M	手順・管理	代替の停止能力に関する不備
						2000年11月17日		T	M	解析・評価	Hemyc防火障壁の認定試験及び評価の妥当性
						2000年12月30日		AQ	MS	手順・管理	継続的な火災監視の適切な確立の不履行

表 5-95　火災と前後１年以内に発見された Finding (Hope Creak)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Hope Creek	1	2000年5月24日	タービン建屋から5フィート以内の主変圧器で発生した爆発と火災	以外	設備	2001年1月26日	後	T	MS	手順・管理	制御室外での停止手順の不備
						2001年12月29日		AQ	IE	手順・管理	可燃物の確認および管理の不履行
						2001年12月29日		AQ	MS	是正手段	操作不能な防火戸に対する適切な火災防護プログラムの不履行

表 5-96　火災と前後１年以内に発見された Finding (Indian Point)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Indian Point	2	2000年9月3日	格納容器内での作業火災	中	溶断	2000年4月1日	前	AQ	M	設備	遮断弁密閉システムの免許基準順守の不履行
						2000年6月2日		AQ	EP	手順・管理	計画基準10 CFR 50.47(b)(2)順守の不履行
						2000年6月2日		AQ	EP	手順・管理	計画基準10 CFR 50.47(b)(10)順守の不履行
						2000年6月2日		AQ	EP	手順・管理	計画基準10 CFR 50.47(b)(7)順守の不履行
						2000年9月30日	後	AQ	M	手順・管理	プラント改修実施中の作業員のウォークダウン、作業前会議のし忘れ
						2000年9月30日		AQ	MS	手順・管理	不適切な消火戦略
						2001年4月13日		T	MS	設備	中央制御室内の手動消火のための消防ホースの不適切な長さ
						2001年4月13日		T	MS	設備	中央制御室からの回路の不適切な隔離
						2001年4月13日		T	M	解析・評価	Hemyc防火障壁の認定試験及び評価の妥当性
						2001年7月7日		AQ	M	解析・評価	防火設計基準可燃物荷重
		2003年4月29日	タービン火災	以外	設備	2002年2月21日	前	T	MS	手順・管理	制御室外からの停止期間における冷帯停止への移行の不適切な手順
						2002年2月21日		T	MS	解析・評価	Hemyc防火障壁の認定試験及び評価の妥当性
						2002年3月30日		AQ	M	解析・評価	品質低下した防火障壁の評価
						2002年7月19日		AQ	MS	設備	承認された3時間耐火壁の違反
						2004年3月31日	後	AQ	IE	手順・管理	不適切な火災防護手順の履行
						2004年3月31日		AQ	IE	解析・評価	一時的な可燃物評価の不履行(330ガロンの油が一時的に放置されていた)
		2007年4月6日	主変圧器B相火災	以外	設備	2006年1月29日	前	AQ	MS	設備	防火戸の品質低下
						2006年6月30日		AQ	MS	設備	防火戸の品質低下確認の不履行
						2007年10月3日	後	AQ	MS	設備	防火戸の品質低下
						2007年12月31日		AQ	MS	設備	品質低下した防火障壁の確認の不履行
						2007年12月31日		AQ	IE	是正手段	経年劣化したコンデンサーに関する是正手段の不履行
						2008年2月8日		T	IE	手順・管理	原子炉冷却ポンプシール冷却の調査および調整の不適切な手順
						2008年2月8日		T	MS	手順・管理	蒸気発生器に対する不適切な手順指針
						2008年2月8日		T	MS	手順・管理	安全弁の電源を切るに至る不適切な手順
						2008年6月30日		AQ	IE	手順・管理	カメラ制限手順の未順守による原子炉手動停止

表 5-97　火災と前後１年以内に発見された Finding (Millstone)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Millstone	2	1999年8月24日	防護区画外での火災(圧縮機油分離機)	以外	設備	2000年7月1日	後	AQ	MS	手順・管理	消火戦略維持管理の不履行
		2005年1月14日	タービン建屋での火災(ショート)	以外	設備	2005年3月23日	後	AQ	PP	手順・管理	アクセスポイントにおける発見されたあるいは未発見の人員の混合
						2005年6月30日		AQ	IE	解析・評価	超過した火災荷重制限の評価の不履行
		2006年1月16日	警備用倉庫での火災	以外	不明	2005年3月23日	前	AQ	PP	手順・管理	アクセスポイントにおける発見されたあるいは未発見の人員の混合
						2005年6月30日		AQ	IE	解析・評価	超過した火災荷重制限の評価の不履行
						2007年10月5日	後	T	IE	手順・管理	原子炉冷却ポンプの熱衝撃の予防策を欠いた補助建屋の火災時安全停止手順
						2007年10月5日		T	MS	設備	中央制御室における火災影響から隔離されていない原子炉停止バルブ
						2007年10月5日		T	MS	設備	非常灯の不備
						2007年10月5日		T	MS	手順・管理	中央制御室の火災避難手順

表 5-98　火災と前後１年以内に発見された Finding (Peach Bottom)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
PEACH BOTTOM	2	2002年10月12日	変圧器で発生した火災	以外	設備	2003年4月25日	後	T	MS	設備	10CFR50附則Rの III.G.2.に沿ったケーブル防護の不備

表 5-99　火災と前後１年以内に発見された Finding (PILGRIM)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
PILGRIM	1	1999年5月18日	主変圧器の火災	以外	設備	2000年8月18日	後	T	MS	設備	マニュアルオペレーション支援のための非常灯が設置されていない
						2000年8月18日		T	MS	設備	EDGのケーブルが防護あるいは隔離されていない
		2000年11月10日	研磨作業中に発生した火災	中	研磨	2000年8月18日	後	T	MS	設備	マニュアルオペレーション支援のための非常灯が設置されていない
						2000年8月18日		T	MS	設備	EDGのケーブルが防護あるいは隔離されていない
		2008年10月29日	保健物理検定研究所での火災	以外	不明	2007年12月31日	前	AQ	IE	設備	トリップスイッチの不適切なキャリブレーション

表 5-100　火災と前後１年以内に発見された Finding (Susquehanna)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業or作業以外	原因	Finding年	火災発生前	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Susquehanna	2	2002年10月3日	変圧器での火災	以外	設備	2002年8月30日	前	T	MS	手順・管理	不適切な防火障壁の監視
						2002年8月30日		T	MS	設備	不適切なCO2消火システム
						2002年8月30日		T	MS	設備	不適切なスプリンクラーシステム
		2005年3月4日	タービン建屋での作業火災	中	溶接	2005年12月2日	後	T	MS	手順・管理	消防訓練が規制指針及び業界標準と一致していない

表 5-101　火災と前後１年以内に発見された Finding (VERMONT YANKEE)

発電所の詳細		火災の詳細					Findingの詳細				
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業or作業以外	原因	Finding年	火災発生前	IP	CS	Title	Findingのタイトル
VERMONT YANKEE	1	2004年6月18日	主変圧器の火災	以外	設備	2003年6月28日	前	AQ	MS	是正手段	安全系電力ケーブルの分離に関する有効な是正手段の不履行
						2004年12月17日	後	T	MS	設備	原子炉冷却隔離冷却バルブへの制御電力の隔離の不備

・Region2

表 5-102　火災と前後１年以内に発見された Finding (Browns Ferry)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
BROWNS FERRY	3	2008年7月27日	冷却塔開閉器近傍のケーブルトレイで火災	以外	設備	2007年12月31日	後	AQ	IE	設備	金属の腐食による電気油圧式制御装置の漏出
						2007年12月31日		AQ	IE	是正手段	時機を失した湿分分離器の是正手段
						2008年10月4日		AQ	IE	設備	主発電機の電圧調整器の故障による原子炉スクラム

表 5-103　火災と前後１年以内に発見された Finding (FARLEY)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
FARLEY	2	2000年8月16日	2Cサービスウォーターポンプの火災	以外	設備	2001年6月15日	後	AQ	PP	手順・管理	物理的安全計画の変更による感知能力の低下
						2001年6月15日		AQ	PP	手順・管理	物理的安全計画の変更による放射性物質の放出の防止能力の低下
						2001年6月15日		AQ	PP	手順・管理	物理的安全計画の変更による未承認の物体が防護区画に取り込まれる潜在的な可能性
						2001年6月15日		AQ	PP	手順・管理	物理的安全計画の変更による無線通信能力の低下
		2002年8月21日	1Cサービスウォータポンプの火災	以外	設備	2001年6月15日	前	AQ	PP	手順・管理	物理的安全計画の変更による感知能力の低下
						2001年6月15日		AQ	PP	手順・管理	物理的安全計画の変更による放射性物質の放出の防止能力の低下
						2001年6月15日		AQ	PP	手順・管理	物理的安全計画の変更による未承認の物体が防護区画に取り込まれる潜在的な可能性
						2001年6月15日		AQ	PP	手順・管理	物理的安全計画の変更による無線通信能力の低下
						2002年9月13日	後	T	MS	手順・管理	火災安全停止に対する承認されていないマニュアルアクション
						2002年9月13日		T	MS	手順・管理	承認された火災防護プログラムに対するNRCの承認を受けていない変更
						2002年9月13日		T	MS	手順・管理	手順改定の不備

表 5-104　火災と前後１年以内に発見された Finding (Hatch)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Hatch	2	2004年1月6日	燃料補給フロアでの火災	不明	不明	2003年7月25日	前	T	MS	手順・管理	火災時安全停止の承認されていないマニュアルア
						2003年7月25日		T	MS	手順・管理	火災時安全停止の承認されていないマニュアルアクション
						2003年7月25日		T	MS	設備	火災時安全停止に用いられる不適切な非常灯
						2003年7月25日		T	IE	設備	安全バルブが開いてしまうかもしれない問題
						2003年7月25日		T	MS	手順・管理	火災時安全停止の承認されていないマニュアルアクション
						2003年7月25日		T	MS	手順・管理	設計変更に関する問題
						2005年6月30日	後	T	MS	手順・管理	火災時安全停止の承認されていないマニュアルアクション
						2005年6月30日		AQ	EP	設備	緊急応答を支持する施設及び装置の維持の失敗
		2005年10月29日	主変圧器火災	以外	設備	2005年6月30日	前	T	MS	手順・管理	火災時安全停止の承認されていないマニュアルア
						2005年6月30日		AQ	EP	設備	緊急応答を支持する施設及び装置の維持の失敗
						2006年5月31日	後	T	MS	手順・管理	10CFR50附則Rの III.G.2のケーブル防護の代わりのオペレーターマニュアルアクション
						2006年5月31日		T	M	解析・評価	遠隔停止装置の不適切な試験
						2006年9月27日		AQ	PP	手順・管理	特別核物質管理の問題
		2006年5月1日	相分離母線ダクト内での火災	以外	設備	2005年6月30日	前	T	MS	手順・管理	火災時安全停止の承認されていないマニュアルア
						2005年6月30日		AQ	EP	設備	緊急応答を支持する施設及び装置の維持の失敗
						2006年5月31日	後	T	MS	手順・管理	10CFR50附則Rの III.G.2のケーブル防護の代わりのオペレーターマニュアルアクション
						2006年5月31日		T	M	解析・評価	遠隔停止装置の不適切な試験
						2006年9月27日		AQ	PP	手順・管理	特別核物質管理の問題
						2007年12月31日		AQ	IE	解析・評価	不適切な試験によるプラントトランジエント
		2007年8月1日	電柱で発生した火災	以外	設備（蛇）	2006年5月31日	前	T	MS	手順・管理	10CFR50附則Rの III.G.2のケーブル防護の代わり
						2006年5月31日		T	M	解析・評価	遠隔停止装置の不適切な試験
						2006年9月27日		AQ	PP	手順・管理	特別核物質管理の問題
						2007年12月31日	後	AQ	IE	解析・評価	不適切な試験によるプラントトランジエント

表 5-105　火災と前後１年以内に発見された Finding (McGuire)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
McGuire	2	2002年8月22日	タービン建屋における火災（水素乾燥機）	以外	設備	2003年5月23日	後	T	MS	設備	専用の停止区画の消火システムが10CFR50附則Rの III.G.3に沿っていない
								T	MS	設備	同一区画内にある装置の冗長トレインに関するケーブルの不適切な分離と防護
								T	MS	手順・管理	冗長の安全停止装置のケーブル防護の代わりのオペレータマニュアルアクションの利用
								T	MS	解析・評価	想定されなければならない誤作動の数に関連した要件
								T	MS	設備	タービン駆動給水ポンプに影響を与える恐れがあるバルブの誤閉鎖
								T	MS	手順・管理	安全停止作業中の原子炉冷却ポンプの制御の方法
		2007年4月25日	水素貯蔵庫付近で火災／爆発	以外	設備	2006年3月31日	前	AQ	MS	是正手段	消火戦略の不備に対する適切な是正手段の不履行
						2007年9月4日	後		MS	是正手段	ECCSの不適合に対する適切な是正手段の不履行
						2008年8月15日			MS	是正手段	ECCSの不適合に対する適切な是正手段の不履行

表 5-106　火災と前後１年以内に発見された Finding (NORTH ANNA)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
NORTH ANNA	2	2000年5月7日	タービン及び原子炉トリップによる火災	以外	設備	2000年4月28日	前	T	MS	手順・管理	中央制御室の火災に対する不適切な代替の手順
						2000年4月29日		T	MS	解析・評価	潜在的な火災による誤作動によるトランジエントをもたらす恐れのある非安全系の回路の解析の不備
						2000年4月30日		T	IE	設備	非常時スイッチギア室の防護されていないケーブルの火災による損傷の恐れ
						2000年5月1日		T	MS	解析・評価	蒸気発生器の減圧のリスクの評価
						2000年7月1日	後	T	MS	手順・管理	中央制御室の火災に対する不適切な代替の手順

表 5-107　火災と前後１年以内に発見された Finding (Robinson)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Robinson	1	2003年4月26日	10分以上続いた循環水ポンプ吸気口での火災	以外	設備	2004年9月3日	後	T	MS	手順・管理	火災被害を防ぐために要求されるケーブルの防護あるいは分離の代わりの承認されていないオペレータマニュアルアクション
						2004年9月3日		T	MS	設備	使用不可能な防火障壁貫通部シール
						2004年9月3日		T	MS	手順・管理	附則R安全停止の脆弱性
						2004年9月3日		T	MS	是正手段	附則R安全停止の脆弱性に対する不適切な是正手段
		2004年12月27日	防護区画内にある武器庫での火災	以外	不明	2004年9月3日	前	T	MS	手順・管理	火災被害を防ぐために要求されるケーブルの防護あるいは分離の代わりの承認されていないオペレータマニュアルアクション
						2004年9月3日		T	MS	設備	使用不可能な防火障壁貫通部シール
						2004年9月3日		T	MS	手順・管理	附則R安全停止の脆弱性
						2004年9月3日		T	MS	是正手段	附則R安全停止の脆弱性に対する不適切な是正手段

表 5-108　火災と前後１年以内に発見された Finding (Summer)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Summer	1	2005年5月4日	15分以上続いた原子炉建屋内での火災（照明用の電源コード）	以外	設備	2004年2月3日	前	T	MS	手順・管理	火災時対応手順が原子炉冷却ポンプシールの完全性を確保するのに適切でない
						2004年6月25日		T	MS	設備	外部電力喪失の際の煙排出装置の設置不備
						2004年6月25日		T	MS	手順・管理	原子炉冷却ポンプのシール注入のマニュアルアクションがタイムリーでない
						2004年6月25日		T	MS	手順・管理	チャージポンプの誤作動の防止の不備
						2004年6月25日		T	MS	手順・管理	火災時対応手順が適時でない
						2005年8月26日	後	T	MS	設備	チャージポンプの誤作動の防止の不備
						2005年8月26日		T	MS	手順・管理	火災時対応手順の不備
						2005年8月26日		T	MS	手順・管理	不適切な原子炉冷却ポンプの火災時オペレータアクション
		2005年8月25日	復水ポンプ火災	以外	設備	2004年2月3日	前	T	MS	手順・管理	火災時対応手順が原子炉冷却ポンプシールの完全性を確保するのに適切でない
						2004年6月25日		T	MS	設備	外部電力喪失の際の煙排出装置の設置不備
						2004年6月25日		T	MS	手順・管理	原子炉冷却ポンプのシール注入のマニュアルアクションがタイムリーでない
						2004年6月25日		T	MS	手順・管理	チャージポンプの誤作動の防止の不備
						2004年6月25日		T	MS	手順・管理	火災時対応手順が適時でない
						2005年8月26日	後	T	MS	設備	チャージポンプの誤作動の防止の不備
						2005年8月26日		T	MS	手順・管理	火災時対応手順の不備
						2005年8月26日		T	MS	手順・管理	不適切な原子炉冷却ポンプの火災時オペレータアクション

表 5-109　火災と前後１年以内に発見された Finding (Hatch)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Surry	2	2004年5月21日	開閉所での火災	以外	設備	2003年2月14日	前	T	MS	設備	消火用ポンプの試験の不備
						2003年2月14日		T	MS	設備	消火用ポンプの試験の不備
						2003年2月14日		T	MS	手順・管理	安全停止のための消火手順の不備
						2003年4月5日		AQ	IE	解析・評価	安全関連の装置の近傍に貯蔵された可燃性物質の評価と承認の不備
						2004年1月7日		T	MS	手順・管理	安全停止のための代替の停止能力及び火災対応手順が適切でない
						2004年1月7日		T	MS	手順・管理	火災の際の不適切な火災時安全停止の手順
						2004年1月7日		T	MS	解析・評価	代替の停止のための換気システムが制御室火災の影響を受ける恐れがある
						2004年1月7日		T	MS	手順・管理	不適切な火災対応手順
						2004年1月7日		AQ	MS	手順・管理	ユニット1の安全停止に適切でない代替の停止能力及び応答手順
						2004年2月2日		T	MS	手順・管理	代替の停止能力および火災対応手順が適切でない
						2004年2月14日		T	MS	手順・管理	不適切な火災対応手順
						2005年2月14日	後	T	MS	解析・評価	代替の停止のための換気システムが制御室火災の影響を受ける恐れ
		2004年11月6日	タービン建屋での作業火災	中	溶断	2003年2月14日	前	T	MS	設備	消火用ポンプの試験の不備
						2003年2月14日		T	MS	設備	消火用ポンプの試験の不備
						2003年2月14日		T	MS	手順・管理	安全停止のための消火手順の不備
						2003年4月5日		AQ	IE	解析・評価	安全関連の装置の近傍に貯蔵された可燃性物質の評価と承認の不備
						2004年1月7日		T	MS	手順・管理	安全停止のための代替の停止能力及び火災対応手順が適切でない
						2004年1月7日		T	MS	手順・管理	火災の際の不適切な火災時安全停止の手順
						2004年1月7日		T	MS	解析・評価	代替の停止のための換気システムが制御室火災の影響を受ける恐れがある
						2004年1月7日		T	MS	手順・管理	不適切な火災対応手順
						2004年1月7日		AQ	MS	手順・管理	ユニット1の安全停止に適切でない代替の停止能力及び応答手順
						2004年2月2日		T	MS	手順・管理	代替の停止能力および火災対応手順が適切でない
						2004年2月14日		T	MS	手順・管理	不適切な火災対応手順
						2005年2月14日	後	T	MS	解析・評価	代替の停止のための換気システムが制御室火災の影響を受ける恐れ

表 5-110　火災と前後１年以内に発見された Finding (Turkey Point)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Turkey Point	2	2004年12月14日	高圧タービン火災	以外	設備	2004年2月13日	前	T	MS	設備	火災感知および固定消火器の未設置
						2004年2月13日		T	MS	設備	甚大火災によるバルブの誤作動の防止の不備
						2004年2月13日		T	MS	手順・管理	適宜でない原子炉冷却ポンプの防護のためのマニュアルアクション
						2004年2月13日		T	MS	解析・評価	スイッチギア室における甚大な火災に対する、セキュリティーカードを喪失した場合における評価されていなマニュアルアクション
						2004年2月13日		T	MS	設備	不適切なコンクリート縁石の高さおよび容積
						2004年2月13日		T	MS	設備	チャージポンプの誤作動の防止の不備
						2004年2月13日		T	MS	手順・管理	適宜でない原子炉冷却ポンプの防護のためのマニュアルアクション
						2004年2月13日		T	MS	解析・評価	評価されていないマニュアルアクション
						2004年2月13日		T	MS	設備	潜在的に不適切な煙感知器の設置
						2005年10月7日	後	T	MS	手順・管理	防護されていない火災時安全停止ケーブルと実行不能なマニュアルアクション
						2005年10月7日		T	MS	手順・管理	火災時安全停止に対する承認されていないマニュアルアクション
						2005年10月7日		AQ	MS	設備	防護されていない火災時安全停止ケーブルと関連する実施不可能なマニュアルオペレータアクション
		2005年6月27日	10分以上に及ぶ変圧器火災	以外	設備	2004年2月13日	前	T	MS	設備	火災感知および固定消火器の未設置
						2004年2月13日		T	MS	設備	甚大火災によるバルブの誤作動の防止の不備
						2004年2月13日		T	MS	手順・管理	適宜でない原子炉冷却ポンプの防護のためのマニュアルアクション
						2004年2月13日		T	MS	解析・評価	スイッチギア室における甚大な火災に対する、セキュリティーカードを喪失した場合における評価されていなマニュアルアクション
						2004年2月13日		T	MS	設備	不適切なコンクリート縁石の高さおよび容積
						2004年2月13日		T	MS	設備	チャージポンプの誤作動の防止の不備
						2004年2月13日		T	MS	手順・管理	適宜でない原子炉冷却ポンプの防護のためのマニュアルアクション
						2004年2月13日		T	MS	解析・評価	評価されていないマニュアルアクション
						2004年2月13日		T	MS	設備	潜在的に不適切な煙感知器の設置
						2005年10月7日	後	T	MS	手順・管理	防護されていない火災時安全停止ケーブルと実行不能なマニュアルアクション
						2005年10月7日		T	MS	手順・管理	火災時安全停止に対する承認されていないマニュアルアクション
						2005年10月7日		AQ	MS	設備	防護されていない火災時安全停止ケーブルと関連する実施不可能なマニュアルオペレータアクション
		2005年10月25日	タービン建屋内での火災	以外	設備	2004年2月13日	前	T	MS	設備	火災感知および固定消火器の未設置
						2004年2月13日		T	MS	設備	甚大火災によるバルブの誤作動の防止の不備
						2004年2月13日		T	MS	手順・管理	適宜でない原子炉冷却ポンプの防護のためのマニュアルアクション
						2004年2月13日		T	MS	解析・評価	スイッチギア室における甚大な火災に対する、セキュリティーカードを喪失した場合における評価されていなマニュアルアクション
						2004年2月13日		T	MS	設備	不適切なコンクリート縁石の高さおよび容積
						2004年2月13日		T	MS	設備	チャージポンプの誤作動の防止の不備
						2004年2月13日		T	MS	手順・管理	適宜でない原子炉冷却ポンプの防護のためのマニュアルアクション
						2004年2月13日		T	MS	解析・評価	評価されていないマニュアルアクション
						2004年2月13日		T	MS	設備	潜在的に不適切な煙感知器の設置
						2005年10月7日		T	MS	手順・管理	防護されていない火災時安全停止ケーブルと実行不能なマニュアルアクション
						2005年10月7日		T	MS	手順・管理	火災時安全停止に対する承認されていないマニュアルアクション
						2005年10月7日		AQ	MS	設備	防護されていない火災時安全停止ケーブルと関連する実施不可能なマニュアルオペレータアクション

Region3

表 5-111　火災と前後１年以内に発見された Finding (Byron)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Byron	2	2006年2月24日	プラント防護区域内の火災（原子炉水貯蔵タンクの加熱器）	以外	設備	2005年6月30日	前	AQ	IE	設備	非常時ディーゼル発電機室およびスイッチギア室の間の貫通部に対する不十分な防火シール
						2006年9月30日	後	AQ	MS	手順・管理	火災防護プログラムに沿った防火障壁の不適切な維持管理
						2007年3月31日		T	MS	手順・管理	原子炉貯水タンクに対応する安全停止手順の妥当性
						2007年6月30日		T	MS	手順・管理	遠隔停止パネルを用いた代替の停止
						2007年6月30日		AQ	IE	設備	3時間の耐火性能がない鉄鋼材

表 5-112　火災と前後１年以内に発見された Finding (Clinton)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Clinton	1	2008年4月23日	防護区画外での電柱火災による外部支援の要請	以外	不明	2007年12月31日	前	AQ	IE	手順・管理	火災防護プログラムの不履行
						2008年3月31日		AQ	IE	手順・管理	一時的な可燃物に関する承認された火災防護プログラムの手順への未順守
						2008年3月31日		AQ	IE	設備	タービン駆動原子炉給水ポンプへの誤った部品の設置
						2008年9月30日	後	AQ	IE	解析・評価	漂遊電圧の原因の評価の不履行
						2008年9月30日		AQ	IE	解析・評価	メンテナンス後の適切な試験の不履行
						2008年12月31日		AQ	IE	手順・管理	火災防護プログラムに沿った一時的な可燃物の不適切な管理

表 5-113　火災と前後１年以内に発見された Finding (Donald C. Cook)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Donald C. Cook	2	2002年6月12日	開閉所での火災	以外	設備	2001年12月29日	前	T	MS	設備	ブレーカーの不備
						2001年12月29日		AQ	MS	設備	ブレーカーの未設置
						2003年4月11日	後	T	MS	手順・管理	外部電力が使用不能な状態での火災に対応する代替の停止能力の不備
						2003年4月12日		T	MS	設備	制御室の換気装置の火災脆弱性
						2003年4月13日		T	MS	設備	不適切な非常灯
						2003年4月14日		T	MS	設備	不適切なCO2消火システム
						2003年4月11日		T	MS	解析・評価	エポキシ床仕上げに対する火炎拡散評価
		2003年1月15日	主変圧器火災	以外	設備	2003年4月11日	後	T	MS	手順・管理	外部電力が使用不能な状態での火災に対応する代替の停止能力の不備
						2003年4月12日		T	MS	設備	制御室の換気装置の火災脆弱性
						2003年4月13日		T	MS	設備	不適切な非常灯
						2003年4月14日		T	MS	設備	不適切なCO2消火システム
						2003年4月11日		T	MS	解析・評価	エポキシ床仕上げに対する火炎拡散評価

表 5-114　火災と前後１年以内に発見された Finding (Duane Arnold)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Duane Arnold	1	2002年11月24日	オンサイトの倉庫内にあるポップコーンマシーンの火災	以外	設備	2003年2月14日	後	T	MS	設備	不適切な回路遮断器
						2003年2月14日		T	MS	是正手段	煙が制御室に進入する可能性に対する不適切な是正手段
						2003年3月7日		T	MS	設備	原子炉水位計の不備
						2003年3月7日		T	MS	解析・評価	エポキシ床仕上げの容認性

表 5-115　火災と前後１年以内に発見された Finding (Fermi)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Fermi	1	2001年3月21日	非常用ディーゼルエンジン軸受けカバーの火災	以外	設備	2001年11月16日	後	AQ	MS	設備	紛失した貫通部耐火シール
						2002年12月6日		T	MS	手順・管理	代替の安全停止に対する適切な手順の不備
						2002年12月6日		T	MS	是正手段	代替の安全停止手順の不備に対する是正手段の不備
		2003年2月1日	非常用ディーゼル発電機のオイル漏れによる火災	以外	設備	2002年12月6日	前	T	MS	手順・管理	代替の安全停止に対する適切な手順の不備
						2002年12月6日		T	MS	是正手段	代替の安全停止手順の不備に対する是正手段の不備

表 5-116　火災と前後１年以内に発見された Finding (Monticello)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Monticello	1	2003年5月3日	中央制御室のアラームパネルの火災	以外	不明	2002年6月21日	後	T	MS	設備	分離基準を満たさない冗長のケーブルと装置
						2002年6月21日		T	MS	手順・管理	火災時における停止手順の不備
						2002年6月21日		T	MS	設備	感知器の範囲の不備
						2002年6月21日		T	MS	設備	スプリンクラーの範囲の不備
						2002年6月21日		T	MS	是正手段	是正手段の不備
						2002年6月21日		T	MS	解析・評価	安全評価の不備
						2004年3月20日		AQ	IE	解析・評価	火災防護プログラム手順が適切に評価されていない
						2004年3月20日		AQ	IE	是正手段	事前火災戦略に対する適切な是正手段の不履行

表 5-117　火災と前後１年以内に発見された Finding (Palisades)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Palisades	1	2004年8月31日	復水ポンプでの火災	以外	設備	2005年1月28日	後	T	IE	解析・評価	潜在的な火災に対する附則Rを満たす作業員の妥当性の評価

表 5-118　火災と前後１年以内に発見された Finding (Perry)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Perry	1	2006年2月11日	換気ファン火災	以外	設備	2005年9月30日	前	AQ	MS	手順・管理	防火障壁の維持管理の不備
						2005年9月30日		AQ	MS	解析・評価	2つの安全クラス関連の建屋間の干渉の評価の不備
						2006年9月30日	後	AQ	MS	是正手段	品質低下した原子炉再循環ポンプCO2消火システムの是正の不備
						2006年12月15日		T	MS	設備	火災時安全停止の設計における電気的遮蔽の不備
						2006年12月15日		T	MS	設備	床排水の能力の不備
						2007年6月30日		AQ	IE	設備	デジタル給水制御電力供給の設置の不備
						2007年12月14日		AQ	IE	手順・管理	可燃性物質の不適切な貯蔵

表 5-119　火災と前後１年以内に発見された Finding (Point Beach)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Point Beach	2	2001年4月24日	蒸気発生器上のゴミ火災	以外	設備	2001年9月28日	後	T	MS	解析・評価	火災防護区画の脆弱性による人間性能問題
						2001年9月28日		T	MS	設備	不適切なハロン消火器
						2001年9月28日		T	MS	設備	火災による潜在的な安全バルブの誤作動
						2001年9月28日		T	MS	設備	不適切な非常灯
						2001年9月28日		T	MS	設備	附則R III..O不適切な油回収

表 5-120　火災と前後１年以内に発見された Finding (Prairie Island)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Prairie Island	2	1999年1月5日	所内補助変圧器の爆発及び火災	以外	設備	1999年8月31日	後	AQ	MS	設備	制御室の防火戸の潜在的な損傷
						2000年5月18日		AQ	MS	手順・管理	ノズルダム取り付け手順の実行の不備
		2001年8月3日	電気パネル火災	以外	設備	2000年5月18日	前	AQ	MS	手順・管理	ノズルダム取り付け手順の実行の不備

Region4

表 5-121　火災と前後１年以内に発見されたFinding（Arkansas）

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Arkansas	2	2006年10月30日	遮断器区画内での電気火災	以外	設備	2005年6月23日	前	AQ	MS	設備	不適切な手順による原子炉冷却ポンプシールの損傷
						2007年12月31日	後	AQ	IE	手順・管理	防火障壁の維持管理の不備
		2007年10月23日	補助建屋での電気火災	以外	不明	2007年12月31日	後	AQ	IE	手順・管理	防火障壁の維持管理の不備
						2008年6月23日		AQ	IE	手順・管理	スイッチヤードのメンテナンスによる電力線の喪失
						2008年6月23日		AQ	IE	手順・管理	メンテナンスによる冷却水排水バルブの喪失

表 5-122　火災と前後１年以内に発見されたFinding（Callaway）

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Callaway	1	2007年4月5日	制御建屋の変圧器火災	以外	設備	2006年3月24日	前	AQ	MS	手順・管理	不適切な試験手順による消火用水の損失
						2006年12月31日		AQ	MS	設備	品質劣化した防火障壁の確認の不備
						2008年12月31日	後	AQ	IE	解析・評価	材料の評価の不備による手動原子炉トリップ

表 5-123　火災と前後１年以内に発見されたFinding（Cooper）

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Cooper	1	2001年6月25日	不明	不明	不明	2000年4月1日	前	AQ	IE	設備	不適切な非常灯
						2000年7月31日		AQ	MS	手順・管理	設計要件の不履行
						2000年7月31日		AQ	MS	手順・管理	安全関連の装置の環境条件の維持の不備
						2000年7月31日		AQ	MS	手順・管理	不適切な問題確認と環境条件の欠陥
						2002年1月3日	後	AQ	MS	手順・管理	手順の無視による火災
						2002年5月25日		AQ	MS	是正手段	原子炉隔離冷却に至った是正手段の不備
						2002年10月5日		AQ	MS	手順・管理	消火システムの操作性の維持管理の不備
		2003年10月16日	タービン軸受けの潤滑油の火災	以外	設備	2002年1月3日	前	AQ	MS	手順・管理	手順の無視による火災
						2002年5月25日		AQ	MS	是正手段	原子炉隔離冷却に至った是正手段の不備
						2002年10月5日		AQ	MS	手順・管理	消火システムの操作性の維持管理の不備
						2003年4月3日		AQ	MS	手順・管理	緩和システムに影響を与えた火災監視要件の不履行
						2004年7月2日	後	T	MS	設備	同一区画内にある安全停止システムの火災脆弱性
						2004年7月2日		T	MS	手順・管理	非常時手順内の不適切な手順
						2004年12月31日		AQ	MS	手順・管理	火災監視の不履行
		2003年10月28日	木製の支柱で小規模な火災	以外	設備	2002年1月3日	前	AQ	MS	手順・管理	手順の無視による火災
						2002年5月25日		AQ	MS	是正手段	原子炉隔離冷却に至った是正手段の不備
						2002年10月5日		AQ	MS	手順・管理	消火システムの操作性の維持管理の不備
						2003年4月3日		AQ	MS	手順・管理	緩和システムに影響を与えた火災監視要件の不履行
						2004年7月2日	後	T	MS	設備	同一区画内にある安全停止システムの火災脆弱性
						2004年7月2日		T	MS	手順・管理	非常時手順内の不適切な手順
						2004年12月31日		AQ	MS	手順・管理	火災監視の不履行
		2006年3月20日	防護区画内での火災	以外	設備	2006年6月24日	後	AQ	IE	手順・管理	プラント内の可燃物の管理の不備
		2006年11月11日	ヒートトレースによる電気火災	以外	設備	2006年6月24日	前	AQ	IE	手順・管理	プラント内の可燃物の管理の不備

表 5-124　火災と前後１年以内に発見されたFinding（Diablo Canyon）

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Diablo Canyon	2	2000年5月15日	補助変圧器の爆発及び火災	以外	設備	2000年4月7日	前	T	MS	設備	品質低下した1時間耐火の天井と2時間耐火の防火障壁
		2006年12月12日	循環水ポンプ損傷による取水設備での爆発及び火災	以外	設備	2005年3月31日	前	AQ	MS	是正手段	所内消防隊のサポート役である作業員の資格の違反の是正の不備
						2006年8月23日		AQ	MS	解析・評価	非常時作業手順の確認の不備
		2008年8月17日	主変圧器火災	以外	設備	2008年2月17日	前	AQ	MS	手順・管理	補助建屋防火戸の維持管理の不備
						2008年9月30日	後	AQ	IE	解析・評価	格納容器内の爆発性ガスの発見後の安全評価の不備

表 5-125　火災と前後１年以内に発見されたFinding（Grand Gulf）

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Grand Gulf	1	2008年11月17日	原子炉給水ポンプタービン室での油火災	以外	設備	2007年12月31日	前	AQ	IE	手順・管理	手順無視による復水器真空度の喪失
						2007年12月31日		AQ	IE	手順・管理	不適切な問題解決による復水器真空度
						2007年12月31日		AQ	IE	解析・評価	プラント消防用水の改修の不適切な工学的調査
						2008年3月22日		AQ	IE	是正手段	電気-油圧式制御システムの不適切な是正手段
						2008年4月18日		T	MS	解析・評価	防火ラップ試験の評価の不備
						2008年4月18日		T	MS	手順・管理	消防隊の手順の不備
						2008年4月18日		T	MS	手順・管理	主動消火のためのアクセスを妨害するプラントの改修
						2008年4月18日		T	MS	設備	安全停止に必要なモーター駆動のバルブの不備
						2008年6月21日		AQ	MS	設備	防火障壁に対する不適切な不燃化
						2008年6月21日		AQ	IE	是正手段	動物侵入によるプラントトランジエントの際の不適切な是正手段
						2008年12月31日	後	AQ	IE	手順・管理	不注意による蒸気バルブの閉鎖による原子炉の自動スクラム
						2008年12月31日		AQ	IE	是正手段	効果的でない是正手段による原子炉冷却ポンプのトリップ
						2009年2月12日		AQ	IE	手順・管理	予防の予防保全手順要件の不履行
						2009年2月12日		AQ	IE	手順・管理	予防の維持管理戦略に対する要件の不履行
						2009年2月12日		AQ	IE	手順・管理	工学手順要件の不履行

表 5-126　火災と前後１年以内に発見された Finding (Palo Verde)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Palo Verde	3	2004年4月17日	タービン建屋での作業火災	中	溶接	2003年8月20日	前	T	MS	手順・管理	物理的な防護の代わりのマニュアルアクション
						2004年3月31日		AQ	BI	手順・管理	パイプサポートの除去の不備による原子炉冷却ポンプ圧力バウンダリの漏出
						2004年4月8日		AQ	MS	是正手段	蒸気発生器ノズルとロッキングリングの不適合に対する確認および是正の不備
		2007年12月26日	冷却塔で作業火災	中	不明	2007年8月17日	前	T	MS	手順・管理	制御室外からの不適切な安全停止手順
						2007年10月28日		AQ	EP	是正手段	リスクの大きい計画基準の是正の不備
						2008年6月30日		AQ	IE	解析・評価	設計変更の評価の不備による手動原子炉トリップ
						2008年6月30日		AQ	IE	手順・管理	装置と作業説明書の矛盾の解決の不備

表 5-127　火災と前後１年以内に発見された Finding (San Onofre)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
San Onofre	2	2001年2月3日	ブレーカの損傷及び火災	以外	設備	2000年4月8日	前	T	MS	手順・管理	蓄電池室の一時的な可燃物の管理の不備

表 5-128　火災と前後１年以内に発見された Finding (South Texas)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
South Texas	2	2006年3月23日	電気開閉装置室室での火災	以外	設備	2005年7月14日	前	T	MS	設備	同一区画内にある冗長システムの火災脆弱性
						2005年7月14日		T	MS	設備	モーター駆動のバルブの不備
						2005年7月14日		T	MS	解析・評価	熱水力解析の矛盾

表 5-129　火災と前後１年以内に発見された Finding (Wolf Creek)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Wolf Creek	1	2000年9月4日	補助変圧器内での火災	以外	設備	2001年3月31日	後	AQ	MS	手順・管理	部分的に開放されていた防火戸
		2002年10月4日	タービン建屋内の変圧器火災	以外	設備	2001年3月31日	前	AQ	MS	手順・管理	部分的に開放されていた防火戸
						2002年3月23日		AQ	MS	手順・管理	火災防護
						2002年10月11日	後	T	MS	手順・管理	不適切な代替の停止手段
						2003年12月31日		AQ	MS	設備	防火障壁の欠落

表 5-130　火災と前後１年以内に発見された Finding (Columbia)

発電所の詳細		火災の詳細				Findingの詳細					
発電所名	プラント数	火災発生年月日	火災のタイトル	作業中or作業以外	原因	Findingが登録された年月日	火災発生前or後	IP	CS	Title	Findingのタイトル
Columbia	1	2007年4月7日	原子炉保護システム第2装置室での火災	以外	設備	2006年7月13日	前	T	MS	手順・管理	原子炉防護システムに対する火災の影響評価の不備
						2006年7月13日		T	MS	解析・評価	同一区画内にある冗長の火災安全停止システムの火災脆弱性
						2006年7月13日		T	MS	手順・管理	計測システムへの火災の影響の不適切な評価
						2006年7月13日		AQ	MS	解析・評価	原子炉防護システムへの火災の影響の評価の欠如
						2007年12月31日	後	AQ	MS	手順・管理	火災監視の不備および記録の改ざん
						2008年9月30日		T	MS	設備	計測システムの火災脆弱性
						2008年9月30日		AQ	IE	設備	DEHの漏出による原子炉スクラム

６．火災発生の有無によるFindingの考察

６．１．火災発生の有無による発電所の分類

表5-131に火災が発生した発電所一覧、表5-132に火災が発生していない発電所一覧を、それぞれのプラント数、火災件数、Finding数とともに示す。表5-131、 5-132より、全米65発電所中、火災が発生した発電所は43か所(プラント数:69)で、火災が発生していない発電所は22か所(プラント数:36)である。また火災が発生した発電所のFinding数は、発電所数あたり平均12.0でプラント数あたりの場合は平均7.5である。一方、火災が発生していない発電所のFinding数は発電所あたり平均14.4で、プラント数あたりの場合は平均8.8である。

表5-131　火災が発生した発電所一覧

発電所名 (Region1)	プラント数	火災件数	Findung数(T)	Findung数(AQ)	Finding数（合計）
Beaver Valley	2	2	4	4	8
Calvert Cliffs	2	1	3	3	6
FitzPatrick	1	2	2	3	5
Ginna	1	1	4	8	12
Hope Creek	1	1	1	7	8
Indian Point	2	3	8	20	28
Millstone	2	3	8	7	15
Peach Bottom	2	3	4	2	6
Pilgrim	1	3	3	1	4
Seabrook	1	2	1	1	2
Susquehanna	2	2	5	0	5
Vermont Yankee	1	2	2	6	8

発電所名 (Region2)	プラント数	火災件数	Findung数(T)	Findung数(AQ)	Finding数（合計）
Browns Ferry	3	1	8	4	12
Brunswick	2	2	1	3	4
Farley	2	2	6	5	11
Hatch	2	4	9	5	14
McGuire	2	2	10	11	21
North Anna	2	1	12	2	14
Robinson	1	2	4	1	5
St. Lucie	2	1	6	8	14
Summer	1	2	10	4	14
Surry	2	3	15	5	20
Turkey Point	2	3	11	3	14

発電所名 (Region3)	プラント数	火災件数	Findung数(T)	Findung数(AQ)	Finding数（合計）
Byron	2	1	5	6	11
Clinton	1	1	1	8	9
Donald C. Cook	2	3	6	6	12
Duane Arnold	1	1	4	5	9
Fermi	1	2	13	5	18
Monticello	1	1	7	9	16
Palisades	1	2	1	3	4
Perry	1	1	4	16	20
Point Beach	2	1	6	12	18
Prairie Island	2	3	3	5	8

発電所名 (Region4)	プラント数	火災件数	Findung数(T)	Findung数(AQ)	Finding数（合計）
Arkansas	2	2	3	13	16
Callaway	1	1	7	8	15
Cooper	1	5	2	11	13
Diablo Canyon	2	3	4	7	11
Grand Gulf	1	1	10	12	22
Palo Verde	3	2	2	5	7
San Onofre	2	1	3	4	7
South Texas	2	1	8	1	9
Wolf Creek	1	2	13	11	24
Columbia	1	1	12	6	18

表5-132　火災が発生していない発電所一

発電所名 (Region1)	プラント数	Findung数(T)	Findung数(AQ)	Finding数（合計）
Limerick	2	2	1	3
Nine Mile Point	2	1	5	6
Oyster Creek	1	3	7	10
Salem	2	9	3	12
Three Mile Island	1	4	2	6

発電所名 (Region2)	プラント数	Findung数(T)	Findung数(AQ)	Finding数（合計）
Catawba	2	4	6	10
Crystal River	1	8	8	16
Harris	1	18	4	22
Oconee	3	5	17	22
Sequoyah	2	14	8	22
Vogtle	2	5	2	7
Watts Bar	2	8	8	16

発電所名 (Region3)	プラント数	Findung数(T)	Findung数(AQ)	Finding数（合計）
Braidwood	2	14	14	28
Davis-Besse	1	1	15	16
Dresden	2	7	8	15
Kewaunee	1	15	7	22
LaSalle	2	7	7	14
Quad Cities	2	10	3	13

発電所名 (Region4)	プラント数	Findung数(T)	Findung数(AQ)	Finding数（合計）
Comanche Peak	2	13	4	17
Fort Calhoun	1	10	8	18
River Bend	1	2	8	10
Waterford	1	9	3	12

６．２．火災発生の有無による Finding の比較

６．２．１．CS 別の Finding の比較

表 5-133 に火災が発生した発電所での CS 別の Finding の数、表 5-134 に火災が発生していない発電所での CS 別の Finding の数をそれぞれ示す。また図 5-127 に火災が発生した発電所での CS 別の Finding の数の割合、図 5-128 に火災が発生した発電所での CS 別の Finding の数の割合を示す。次に火災発生前後の Finding の CS 別の種類を把握するために、表 5-135 に火災が発生した発電所での火災発生前後 1 年以内に発見された Finding の数、図 5-129 に火災が発生した発電所での火災発生前後 1 年以内に発見された Finding の割合をそれぞれ示す。また比較対象として、表 5-136 に全発電所での CS 別の Finding の数、図 5-130 に全発電所での CS 別の Finding の割合を示す。

表 5-133　火災が発生した発電所での CS 別の Finding の数

IP	BI	EP	IE	MS	OR	PP	M
T	1	0	12	233	0	0	5
AQ	2	9	98	139	0	11	7
合計	3	9	110	372	0	11	12

表 5-134　火災が発生していない発電所での CS 別の Finding の数

IP	BI	EP	IE	MS	OR	PP	M
T	1	0	12	153	0	0	3
AQ	13	2	39	81	1	5	7
合計	14	2	51	234	1	5	10

表 5-135　火災が発生した発電所での火災発生の前後 1 年以内の CS 別の Finding の数

IP	BI	EP	IE	MS	OR	PP	M
T	0	0	5	178	0	0	6
AQ	1	7	49	59	0	13	4
合計	1	7	54	237	0	13	10

表 5-136　全発電所での CS 別の Finding の数

IP	BI	EP	IE	MS	OR	PP	M
T	2	0	24	386	0	0	8
AQ	15	11	137	220	1	16	14
合計	17	11	161	606	1	16	22

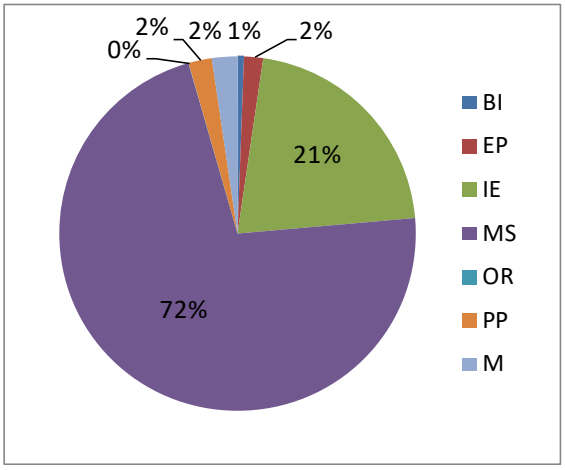


図 5-127　火災が発生した発電所での CS 別の Finding の数の割合

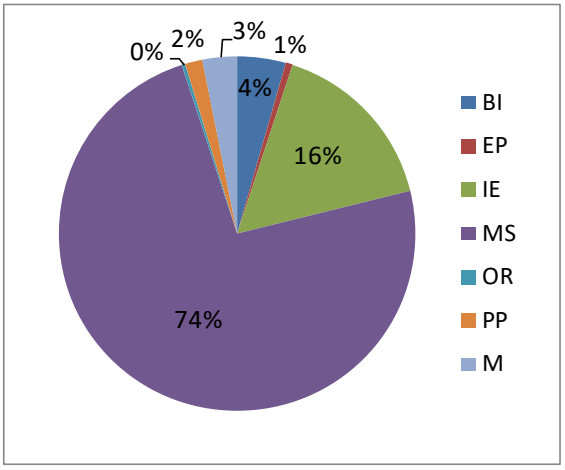


図 5-128　火災が発生していない発電所での CS 別の Finding の数の割合

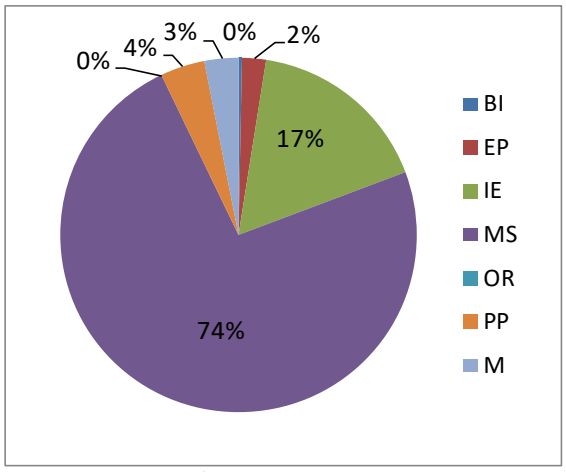


図 5-129　火災が発生した発電所での火災発生の前後 1 年以内の CS 別の Finding の数の割合

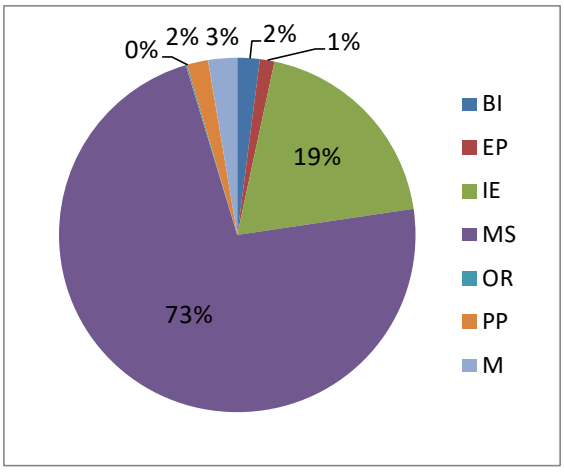


図 5-130　全発電所での CS 別の Finding の割合

６．２．２．Title 別の Finding の比較

表 5-137 に火災が発生した発電所での Title 別の Finding の数、表 5-138 に火災が発生していない発電所での Title 別の Finding の数をそれぞれ示す。また図 5-131 に火災が発生した発電所での Title 別の Finding の数の割合、図 5-132 に火災が発生した発電所での Title 別の Finding の数の割合を示す。次に火災発生前後の Finding の Title 別の種類を把握するために、表 5-139 に火災が発生した発電所での火災発生前後 1 年以内に発見された Finding の数、図 5-133 に火災が発生した発電所での火災発生前後 1 年以内に発見された Finding の割合をそれぞれ示す。また比較対象として、表 5-140 に全発電所での Title 別の Finding の数、図 5-134 に全発電所での Title 別の Finding の割合を示す。

表 5-137　火災が発生した発電所での Title 別の Finding の数

IP	設備	手順・管理	解析・評価	是正手段
T	93	99	50	9
AQ	65	141	26	34
合計	158	240	76	43

表 5-138　火災が発生していない発電所での Title 別の Finding の数

IP	設備	手順・管理	解析・評価	是正手段
T	68	59	30	8
AQ	41	75	14	18
合計	109	134	44	26

表 5-139　火災が発生した発電所での火災発生の前後 1 年以内の CS 別の Finding の数

IP	設備	手順・管理	解析・評価	是正手段
T	69	85	29	6
AQ	28	67	19	19
合計	97	152	48	25

表 5-140　全発電所での Title 別の Finding の数

IP	設備	手順・管理	解析・評価	是正手段
T	165	158	80	17
AQ	105	217	40	52
合計	270	375	120	69

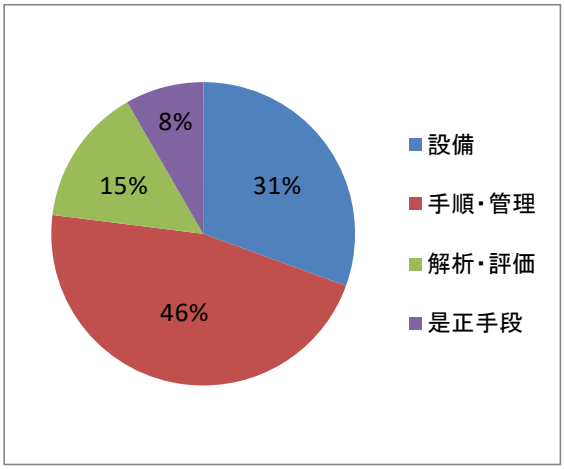


図 5-131　火災が発生した発電所での Title 別の Finding の数の割合

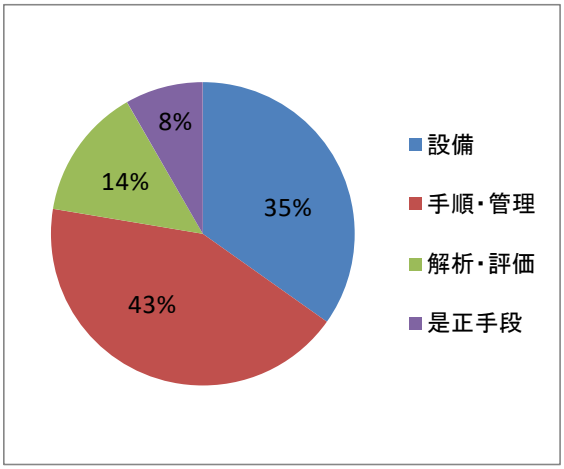


図 5-132　火災が発生した発電所での Title 別の Finding の数の割合

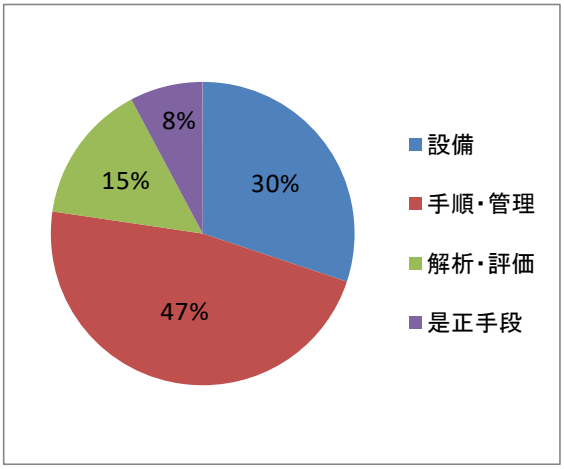


図 5-133　火災が発生した発電所での火災発生の前後 1 年以内の CS 別の Finding の数の割合

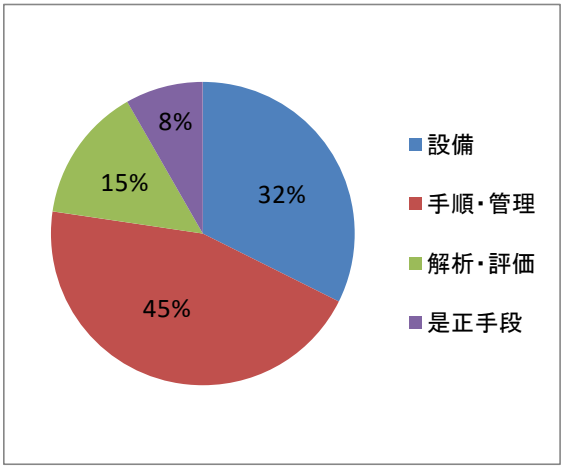


図 5-132　全発電所での Title 別の Finding の割合

６．２．３．火災発生前後の Finding の比較

火災発生前後の Finding を比較するために、表 5-141 に火災発生前 1 年以内の CS 別の Finding の数、表 5-142 に火災発生後 1 年以内の CS 別の Finding の数を示す。また表 5-143 に火災発生前 1 年以内の Titile 別の Finding の数、表 5-144 に火災発生後 1 年以内の Titile 別の Finding の数を示す。また図 5-133 に火災発生前 1 年以内の CS 別の Finding の内訳、図 5-134 に火災発生後 1 年以内の CS 別の Finding の内訳を示す。また図 5-135 に火災発生前 1 年以内の Title 別の Finding の内訳、図 5-136 に火災発生後 1 年以内の Title 別の Finding の内訳を示す。

表 5-141　火災発生前 1 年以内の CS 別の Finding の数

IP	BI	EP	IE	MS	OR	PP	M
T	0	0	2	97	0	0	1
AQ	1	6	17	36	0	6	2
合計	1	6	19	133	0	6	3

表 5-142　火災発生後 1 年以内の CS 別の Finding の数

IP	BI	EP	IE	MS	OR	PP	M
T	0	0	3	82	0	0	5
AQ	0	1	32	23	0	7	2
合計	0	1	35	105	0	7	7

表 5-143　火災発生前 1 年以内の
Title 別の Finding の数

IP	設備	手順・管理	解析・評価	是正手段
T	31	50	17	2
AQ	15	34	9	10
合計	46	84	26	12

表 5-144　火災発生後 1 年以内の
Title 別の Finding の数

IP	設備	手順・管理	解析・評価	是正手段
T	35	37	14	4
AQ	13	33	10	9
合計	48	70	24	13

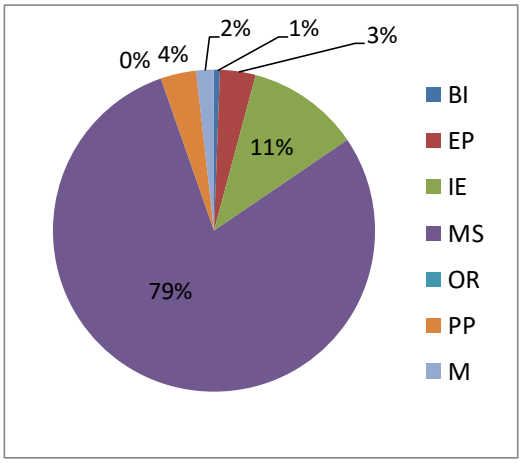


図 5-133　火災発生前 1 年以内の
CS 別の Finding の内訳

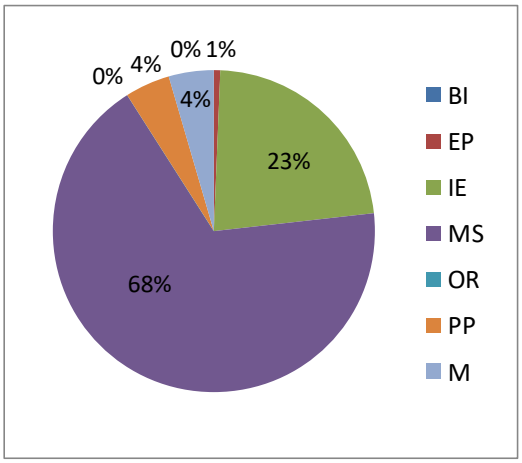


図 5-134　火災発生後 1 年以内の
CS 別の Finding の内訳

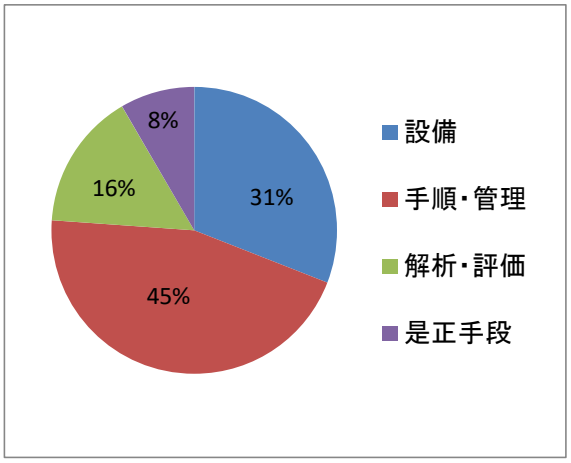


図 5-135　火災発生前 1 年以内の
Title 別の Finding の内訳

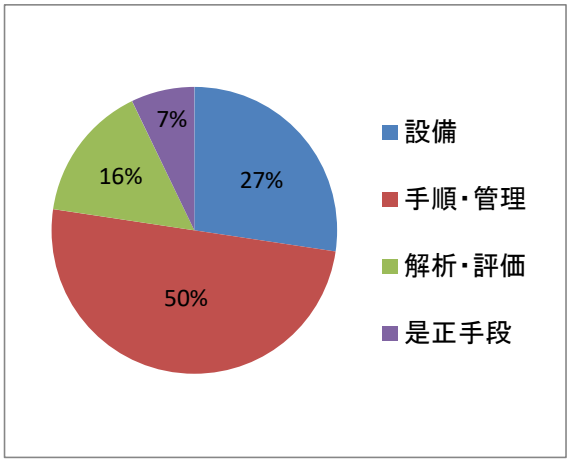


図 5-136　火災発生後 1 年以内の
Title 別の Finding の内訳

７．Finding 数の推移

７．１．全体の Finding 数

図 5-137 に 1999 年から 2009 年までの IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の Finding 数、及び 1999 年から 2009 年までの IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の Finding の数の合計数を示す。なお文献 1)には 1999 年のどの時点からのデータなのか及び 2009 年のどの時点までのデータなのかという記載はない。図より 2008 年に IP71111.05T 及び IP71111.05AQ ともに Finding 数が増加していることが分かる。

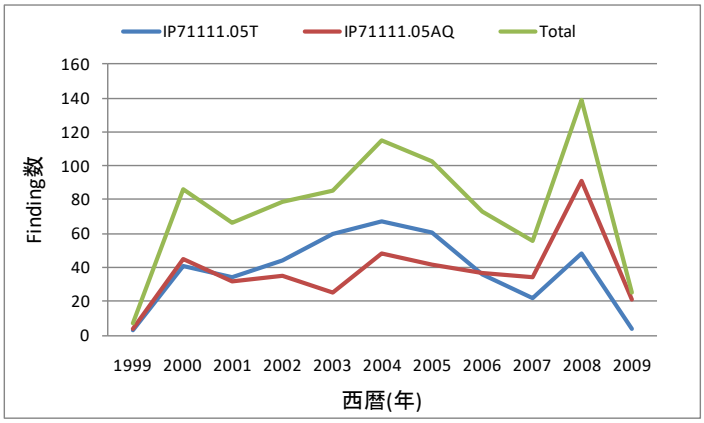


図 5-137　IP71111.05T、IP71111.05AQ 及び
2 つの IP の合計の Finding 数の推移

また IP71111.05T による査察は 3 年に 1 度の査察のために、年度ごとに行われる査察数が異なる(表 5-141 参照)。そこで年度ごとの査察数が判明している 2000 年から 2009 年までの IP71111.05T による査察による Finding 数を査察数で除した値、IP71111.05AQ による査察による Finding 数を査察数(1 年に 1 回と 3 カ月に 1 回を全体で 1 回として 65 回)で除した値、およびそれらの合計の推移を図 5-138 に示す。図 5-138 より、こちらでも 2008 年に IP71111.05T 及び IP71111.05AQ ともに Finding 数が増加していることが分かる。

表 5-141　年度ごとの査察

年度(年)	査察数(回)	
	IP71111.05T	IP71111.05AQ
2000	18	65
2001	23	65
2002	18	65
2003	22	65
2004	23	65
2005	23	65
2006	13	65
2007	11	65
2008	16	65

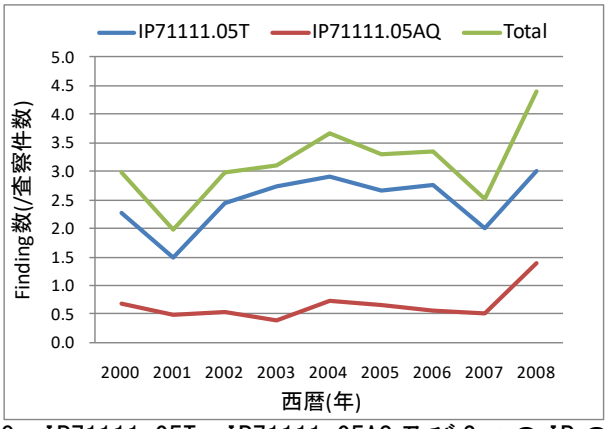


図 5-138　IP71111.05T、IP71111.05AQ 及び 2 つの IP の合計の査察数あたりの Finding 数の推移

７．２．Corner Stone 別の Finding 数

図 5-139 から図 5-141 に 1999 年から 2009 年までの Corner Stone 別(「Barrier Integrity(障壁の完全性)」、「Emergency Preparedness(非常時の準備)」、「Initiating Events(起因事象)」、「Mitigating Systems(緩和システム)」、「Occupational Radiation Safety(業務上の放射線安全)」、「Physical Protection(核物質防護)」および「Miscellaneous(多岐にわたる)」)の IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の Finding 数、及び 1999 年から 2009 年までの IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の Finding の数の合計数を示す。図 5-139 より IP71111.05T では「Mitigating System」が 2004 年に最大値を記録し、それ以降減少を示すが、2008 年に再び増加した。図 5-140 より IP71111.05AQ では 2006 年までは「Mitigating System」が最多であるが 2006 年以降「Initiating Event」が急激に増加し 2007 年以降最多である。また図 5-141 より IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の合計数では、2006 年までは「Mitigating System」が最大数を占めているが、2007 年及び 2008 年は「Mitigating System」及び「Initiating Event」がほぼ同数である。

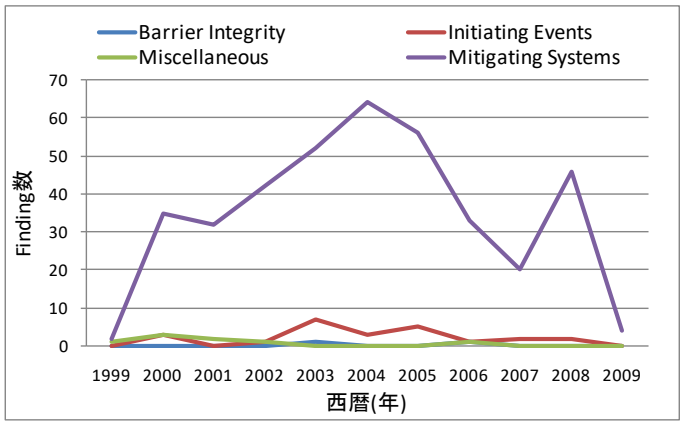


図 5-139　Corner Stone 別の IP71111.05T の Finding 数の

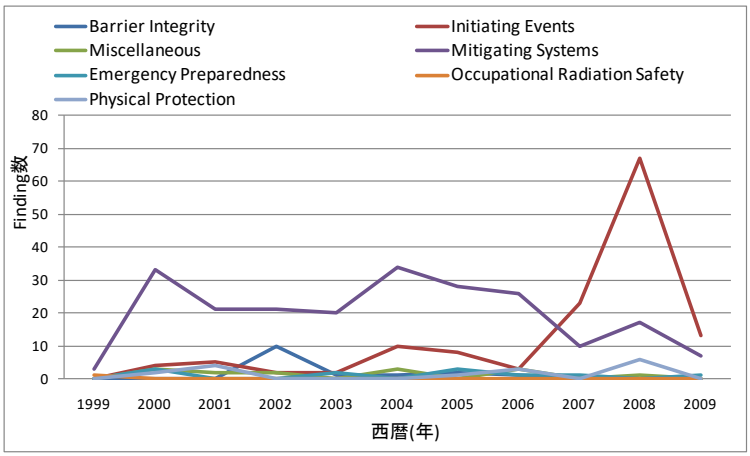


図 5-140　Corner Stone 別の IP71111.05AQ の Finding 数の推移

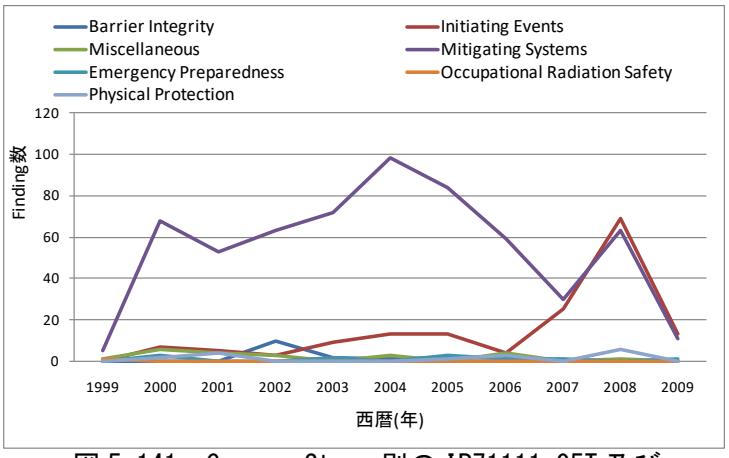


図 5-141　Corner Stone 別の IP71111.05T 及び AQ の合計 Finding 数の推移

次に図 5-142 から図 5-144 に 2000 年から 2008 年までの査察数あたりの Corner Stone 別の IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の Finding 数、及び 1999 年から 2009 年までの IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の Finding の数の合計数を示す。図 5-142 より、IP71111.05T では「Mitigating System」が最大数であり、年 2.0 件前後で推移している。図 5-143 より IP71111.05AQ では 2006 年までは「Mitigating System」が最多であるが 2006 年以降「Initiating Event」が急激に増加し 2007 年以降最多である。図 5-144 より、IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の合計数では、「Mitigating System」が最大数であり、年 2.5 件前後で推移している。

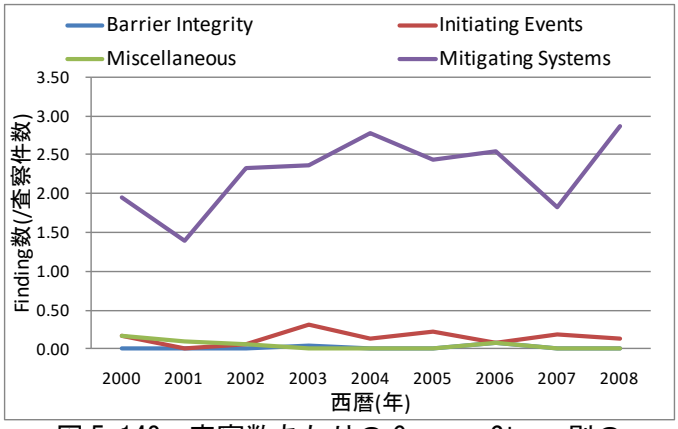


図 5-142　査察数あたりの Corner Stone 別の IP71111.05T の Finding 数の推移

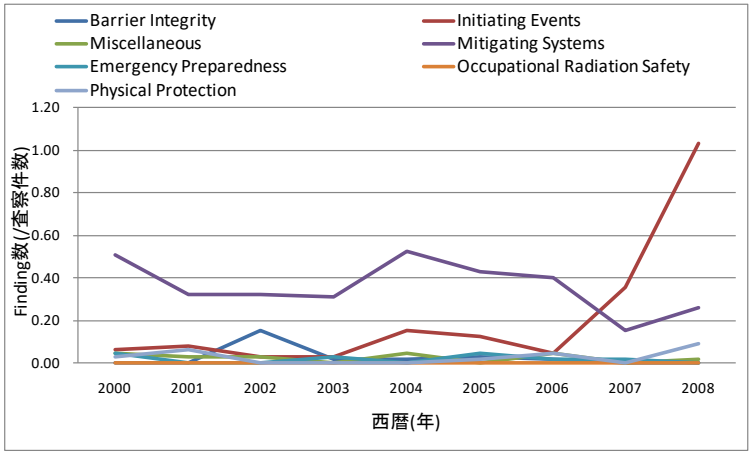


図 5-143　査察数あたりの Corner Stone 別の IP71111.05AQ の Finding 数の推移

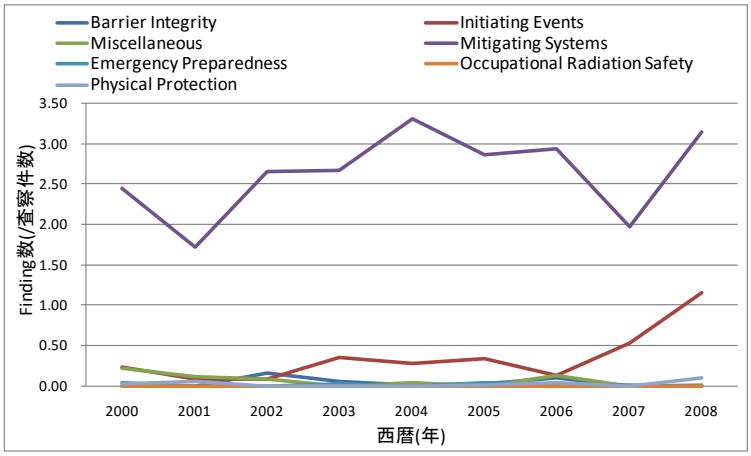


図 5-144　査察数あたりの Corner Stone 別の IP71111.05T 及び AQ の合計 Finding 数の推移

７．３．Title 別の Finding 数

図 5-145 から図 5-147 に 1999 年から 2009 年までの Title 別(「設備」、「手順・管理」、「解析・評価」及び「是正手段」)の IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の Finding 数、及び 1999 年から 2009 年までの IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の Finding の数の合計数を示す。図 5-145 より、IP71111.05T では「設備」及び「手順・管理」が全体を通して多い。一方、IP71111.05AQ では「手順・管理」が最も多く、また 2008 年に全ての Title が増加している。また、IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の合計数では、IP71111.05T と同じように、「設備」及び「手順・管理」が全体を通して多い。

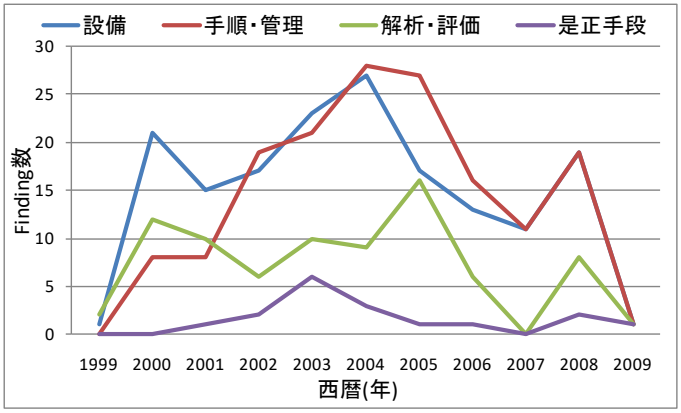


図 5-145　Title 別の IP71111.05T の Finding 数の推

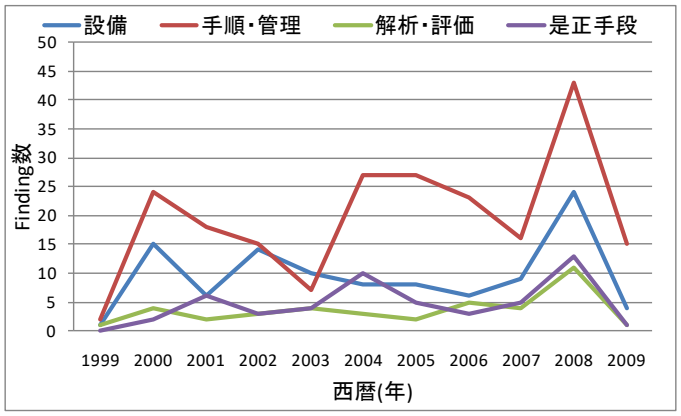


図 5-146　Title 別の IP71111.05AQ の Finding 数の

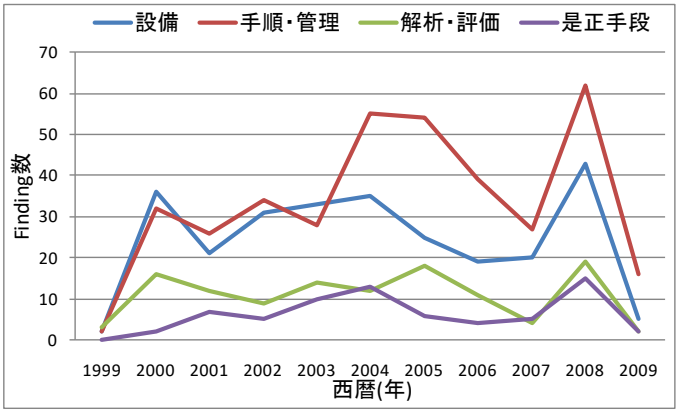


図 5-147　Title 別の IP71111.05T 及び AQ の合計 Finding 数の

次に図 5-148 から図 5-150 に 2000 年から 2008 年までの査察数あたりの Title 別の IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の Finding 数、及び 1999 年から 2009 年までの IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の Finding の数の合計数を示す。図 5-148 より、IP71111.05T では「設備」及び「手順・管理」が全体を通して多い。一方、IP71111.05AQ では 2004 年以降「手順・管理」が最も多く、また 2008 年に全ての Title が増加している。また、IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の合計数では、IP71111.05T と同じように、「設備」及び「手順・管理」が全体を通して多い。

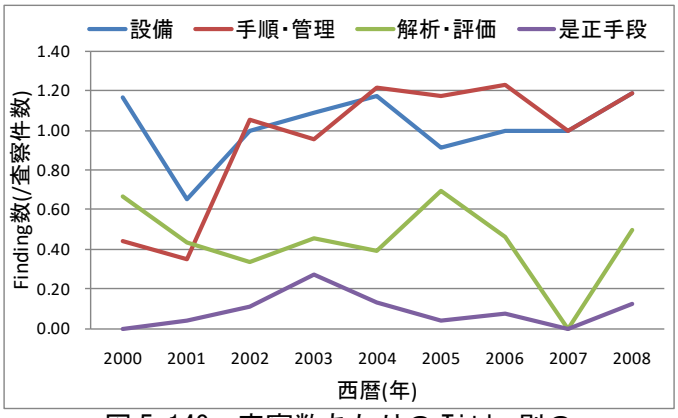


図 5-148　査察数あたりの Title 別の IP71111.05T の Finding 数の推移

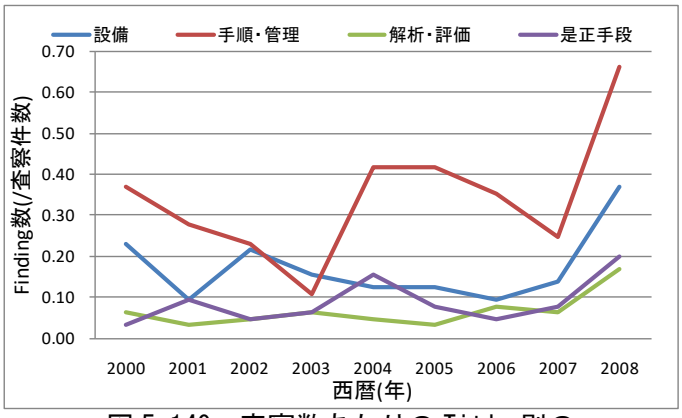


図 5-149　査察数あたりの Title 別の IP71111.05AQ の Finding 数の推移

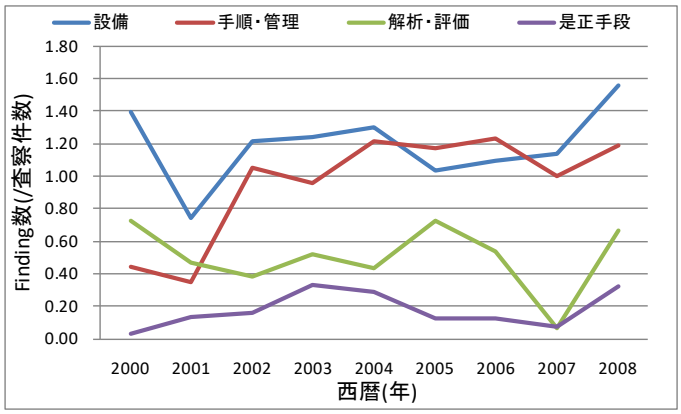


図 5-150　査察数あたりの Title 別の IP71111.05T 及び AQ の合計 Finding 数の推移

８．まとめ

ここでは NRC が現在行っている、火災安全のための査察に焦点を当てた。現在 NRC は IP71111.05T、IP71111.05AQ 及び IP71111.05TTP という 3 つの査察プログラムに基づき、査察を行っている。文献 1 より 1999 年から 2009 年までの 11 年間の査察データを入手した。IP71111.05T では 420 件、IP71111.05AQ では 414 件、そして IP71111.05TTP では 32 件の Finding が報告されている。Finding は原子力安全をもとにした「Corner Stone」という基準で分類されている。本論では、防火対策ということに焦点を当て、それぞれの Finding の Title をもとにそれぞれの Finding を「設備」、「手順・管理」、「解析・評価」及び「是正手段」の 4 つの種類に分類し、それぞれを定義し分析を行った。IP71111.05T の Finding では Corner Stone の分類の場合、「Mitigating System」が約 9 割を占め、Title による分類では、「設備」及び「手順・管理」がそれぞれ 4 割ずつを占める。IP71111.05AQ の Finding では Corner Stone の分類の場合、「Mitigating System」が約 5 割、「Initiating Event」が約 3 割を占め、Title による分類では、「手順・管理」が 5 割り、「設備」が 3 割を占める。IP71111.05TTP の Finding では Corner Stone の分類の場合、「Mitigating System」が約 9 割を占め、Title による分類では、「手順・管理」及び「設備」がそれぞれ 3 割を占める。次に発電所ごとのプラント数あたりの Finding の数をみていくと、IP71111.05T 及び IP71111.05AQ の全体数では 1 発電所あたりの平均値が 9(件/プラント数)である。また個別の発電所を見ていくと、Wolf Creek が 24 件で最も多く、Grand Gulf、Harris 及び Kewaunee が 22 件で続く。このことから発電所ごとに Finding 数に差があることが分かる。また Corner Stone による分類と Title に基づき分類したものの比較をしたところ、両者の間に関係性は見られなかった。

次に「査察で指摘されたつまり Finding の数が多い原子力発電所は火災の数が多いか」及び「火災とその前後で発見された Finding の原因には何らかの因果関係があるのか」ということを検討した結果、発電所ごとの火災件数と Finding との間には相関は見られなかった。また発電所ごとに「火災が発生した年」と「Finding が発見された年」の時系列の表を作成した。この表を基に、火災発生の前後 1 年以内に Finding が発見された 38 発電所を対象に、「火災の詳細」と「Finding の詳細」との比較検討を行った。この結果火災発生の前後に確認された Finding で、火災発生に何らかの影響を与えたものはなかった。

米国の発電所での査察数あたりの Finding 数の推移を見ていくと、2008 年に IP71111.05T 及び IP71111.05AQ による査察で発見された Finding の数が増加していることが分かった。「Corner Stone」による分類でみると、2008 年に「Mitigating System」と「Initiating Event」の数が増加しており、「Title」による分類では 4 つの分類それぞれが増加していることが判明した。

参考文献

1) NRC「Development of Metric Monitoring Methodologies」2009

2) NRC「IP71111.05T(Fire Protection [Triennial])」2006
http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS^PBNTAD01&ID=061140176

3) NRC「IP71111.05AQ(Fire Protection Annual/Quarterly)」2008
http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS^PBNTAD01&ID=080350272

4) NRC「IP71111.05TTP(Fire Protection-NFPA 805 Transition Period (Triennial))」2006
http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS^PBNTAD01&ID=061300153

5) NRC「IMC0612(Power Reactor Inspection Reports)」2008
http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS^PBNTAD01&ID=083400148

6) NRC「IMC0609(Significance Determination Process)」2008
http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS^PBNTAD01&ID=082200241

7) NRC「IMC0609 App F(Fire Protection Significance Determination Process)」2005
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/insp-manual/manual-chapter/mc0609f.pdf

8) NRC「IMC0308(Reactor Oversight Process (ROP) Basis Document)」2007
http://adamswebsearch2.nrc.gov/idmws/doccontent.dll?library=PU_ADAMS^PBNTAD01&ID=073240097

9) NRC「Event Notification Reports」
http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/

第六部

結論

１．まとめ

本研究は米国の原子力規制機関である NRC の火災安全に対する規制活動を中心に原子力発電所の火災安全のあり方を考察することを目的とした。

第二部では、原子力発電所における火災傾向を把握することを目的として、日本及び米国での原子力発電所の火災データを入手し、比較分析を行った。その結果、この 11 年間は日米ともに平均して年間約 10%のプラントで火災が発生していることが分かった。また日米共に発電所ごとの火災発生率に偏りがある。出火原因に関しては、日本では作業が、米国では設備自体が原因の火災が多い。作業火災は、日米共に溶断、溶接などの火気作業による火種が周辺の養生シート、プラスチックやゴミ等に引火し発生している。一方設備自体の火災では、日米共にコンデンサー、コイル、ケーブル等の電気部品故障により発生している。また米国では特に変圧器火災の数が群を抜いている。火災発生時のプラント運転状況と運転中プラントへの影響をみると、日本では停止中の火災が約 38%、運転中に発生した火災の割合は約 18%を占め、一方米国では停止中の火災が約 14%、運転中の火災が約 61%を占めていることが特徴である。また日本では火災によって運転中プラントが停止に至るケースは少ないが、米国では 44%が原子炉停止、11%が出力低下に至っている。この点に関しては、日米の火災時の対応を今後精査し、米国で停止に至った火災事例が原子炉の安全に影響を及ぼしうるものであったのかとういうことを分析する必要がある。

第三部では、原子力発電所における最悪の火災被害を出したといわれている、ブラウンズフェリー原子力発電所での火災を経験した、米国の原子力発電所の防火規制の変遷を追った。米国の原子力発電所の防火規制の変遷は、(1)初期段階における多様なとらえ方のできる規制、(2)ブラウンズフェリー原子力発電所での火災を教訓とした決定論的な規制、(3)PRA を用いた規制手段の登場による性能指向型の規制--以上 3 つの区分に分けられることができるということが判明した。またブラウンズフェリー原子力発電所での火災を教訓とした 10CFR50 附則 R に基づく「決定論的な防火規制」では「原子炉の安全停止の火災防護」に焦点が置かれた。ブラウンズフェリー原子力発電所での火災をきっかけに、米国では火災安全対策を目的とした査察が開始され、その後 ERFBS の耐火性能の欠如問題が発覚して以降、リスク評価に基づく査察(FPFI)が導入された。また現在では IP71111.05T 及び 71111.05AQ による査察が行われている。

第四部では、原子力発電所のリスク評価、安全目標、PRA(火災用を含む)から、原子力発電所用パフォーマンスベースの防火指針である NFPA805 登場までの一連の動きを追った。安全評価に関しては、WASH-740、WASH-1400、CRAC-Ⅱ、NUREG-1150 を取り上げた。そしてこれらの安全評価をもとに NRC は定量的な安全目標の確率を目指すようになった。そこで NRC スタッフは SECY-01-0009 で絶対値による定量的な安全目標を提案したが、

NRC の委員会はそれを承認せず、それ以降は RG1.174、RG1.205 による相対値での安全目標に動いている。また火災 PRA に関しては、原子力発電所における火災安全を評価する際に対処されなければならない複雑な問題に対処する際に用いられる系統だったツールであり、火災ハザードに関するプラントの設計及び運転の強みと弱点を明らかにするために、原子炉の設計及び火災防護が基礎となる決定論的な解析を補助するのにも有益なツールであるということが分かった。そしてブラウンズフェリー原子力発電所での火災を教訓として公布された決定論的な防火規制である 10CFR50 附則 R の登場により生じた、規制順守に関する問題、あるいは ERFBS に関する防火上の問題等に対する解決手段として原子力発電所用の火災 PRA を用いる原子力発電所用の防火基準である、NFPA805 が誕生し、NRC は 10CFR50.48 に取り込むことにより、性能指向型の防火規制の運用を開始した。つまり米国原子力業界において、防火規制への順守が困難な状態になり、NRC は決定論的な防火規制に対する代替の規制手段として、NFPA805 に基づく性能指向型の規制を既存の防火規制に取り込むことにより提供した。

第五部では、第三部で取り上げた NRC が現在行っている原子力発電所の火災安全を目的とした査察(IP71111.05T、71111.05AQ)で発見された防火上の問題点である Finding のデータの分析を行った。このデータから、原子力発電所が抱える火災安全上の問題点は、発電所ごとにその数は異なり、その詳細も多岐にわたるということが分かった。そのために、原子力発電所の火災安全というものを考える場合、個々の発電所に対する査察というものは、有効な手段であると考えることができる。また火災の発生の前後 1 年以内に原子炉の安全性に影響しうる Finding が報告されているという事実を考慮すると、原子力発電所における火災はいくら小規模なものであったとしても、その発生をできる限り止めなければならないということがいえる。

以上火災安全の在り方について、米国の事例をもとに考察した。米国ではブラウンズフェリー原子力発電所での火災を契機として「原子炉の安全停止能力の確保」ということに焦点を置き、1981 年に公布された 10CFR50 附則 R を中心とした新たな規制の枠組みが確立された。10CFR50 附則 R が公布されて以降米国ではブラウンズフェリー原子力発電所で発生したような、原子炉の安全性に影響を与えるような火災が発生していないという事実を考えると、10CFR50 附則 R を中心とする防火規制の枠組みは有効であると考えることができるであろう。

次に、現在日本の原子力発電所の火災安全の目標となっている「火災発生の防止」ということをもとに考察する。第二部で取り上げた 1999～2009 年までの 11 年間のプラント 1 基あたりの日米の原子力発電所の火災発生件数を比較すると、米国よりも日本の方が年別のばらつきが大きい。米国がブラウンズフェリー原子力発電所での火災以降、約 30 年間火

災安全に力を注いできたということを考慮すると、米国の原子力発電所でのここ 11 年間の火災件数の平均値というものは、「原子力発電所」という場所でのアクセプタブルリスクではないかと筆者は考える。また第五部での NRC が現在行っている原子力発電所の火災安全を目的とした査察で発見された防火上の問題点に関するデータに関する分析では、原子力発電所が抱える火災安全上の問題点は、発電所ごとに異なり、またその内容も多岐にわたることが判明したが、火災発生の有無は査察により指摘された問題点には影響が無く、火災のあった発電所の発生前後 1 年での指摘された問題点にも大きな違いが無いということが分かった。つまり「火災発生の防止」ということに対して査察は機能しないということである。しかしながら「原子力発電所における火災安全にかかわる問題は多岐にわたる」ということや「発電所内の作業員に対して火災安全に対する意識を向上させる」ということを考える場合に、個別の発電所に対する査察というものは有効ではないかと考える。

２．今後の課題

原子力発電所の火災安全というものを確立するうえで、まずは原子力発電所で発生する火災の詳細を把握しなければならない。本研究では、日米の公開データから原子力発電所で発生した火災情報を収集し両国の比較を行った。しかしながら、今回用いたデータでは、「火災の発生した具体的な場所」や「原子炉の安全性への影響」といった原子力発電所の火災安全というものを考慮するうえで必要不可欠なデータが入手できなかったので、今後そのような要素を考慮した分析が必要であると考える。

米国の原子力発電所の防火規制をはじめとする、NRC による火災安全のための規制活動は、ブラウンズフェリー発電所での火災や防火障壁の耐火性能の欠如問題などを経験し、進化を遂げた。そのために今後、日本の原子力発電所に対する防火規制等との比較により、脆弱点等を把握する必要がある。

査察データに関しては、このようなデータが原子力発電所の火災安全ということにどのように関係しているのか、あるいはこのデータが実際の現場レベルでの火災安全対策に有用なのかということも今後分析を進めなければならない。

謝辞

本研究を進めるにあたり、東京理科大学　辻本誠教授には大変お世話になりました。研究を進めるうえで的確な助言を戴きました。この場を借りてお礼を申し上げます。また東京理科大学　西田幸夫先生には 2 年間の大学院生活の様々な面でお世話になりました。感謝の意を表します。総合研究機構火災科学研究センター　小林恭一教授には行政機関での経験に裏打ちされた助言を戴き、また「2009 年 1 月のバンコク出張」、「東アジアの火災 GCOE ネットニュース」などのグローバル COE プログラム「先導的火災安全工学の東アジア教育研究拠点」の活動を通じ、本研究以外の面でもお世話になりました。この場を借りてお礼を申し上げます。また本論文の副査を引き受けていただいた東京理科大学　長井達夫准教授及び河野守教授のおふた方にもこの場を借りてお礼を申し上げます。

本研究を進めるに当たり、研究に不可欠な情報提供をしてくださった独立行政法人　原子力安全基盤機構の平澤崇憲様及び東京防災設備株式会社の伊丹邦彦様にもお礼を申し上げます。また米国での調査の際に協力してくださった、UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION の Dr. Jason Dreisbach 様、Dr. Aixa Belen 様、そして National Fire Protection Association の Casey Grant 様、Robert Benedetti 様、Paul May 様にもこの場を借りてお礼を申し上げます。