

米国原子力発電所の高稼働実績と不具合事象の分析

Analysis of High Performance and Events & Incidents in Nuclear Power Plants in the United States of America

綾野 輝芳 (Teruyoshi Ayano)** 佐藤 正啓 (Masahiro Sato)* 伏見 康之 (Yasuyuki Fushimi)*
 島田 宏樹 (Hiroki Shimada)* 行政 勝裕 (Katsuhiko Yukimasa)* 高川 健一 (Kenichi Takagawa)*
 嶋田 善夫 (Yoshio Shimada)*

要約 米国の原子力発電所では、この10年間に稼働実績が著しく向上して高い稼働実績を誇っており、2002年の設備利用率と発電電力量はそれぞれ91.7%と7802億kWhに達している。この高い稼働実績の要因を調べるとともに、原子力発電所における不具合事象について分析した。

高い信頼性と高稼働の達成されている要因としては、(1)プラント運転中保守、リスク情報による保全対象の選定、予防保全等の保全活動の合理化などによる燃料取替停止期間の短縮、(2)高燃焼度燃料の採用による運転サイクルの長期化、(3)発電所の出力増強への精力的な取組み等がある。これらは、米国原子力規制委員会(NRC)と、設置者や産業界との双方による、安全性を確保しつつ規制の枠組みの合理化を目指した取組みにより達成されている。

一方、発電所で発生している不具合事象については、特徴的なものとして、原子炉容器周りでの漏洩事象の発生、NRCが指摘してきた事象の継続発生、予防保全の失敗等がある。これらは、高稼働達成のための取組みの環境下で発生している側面もあり、今後の日本における高稼働を達成する上で、他山の石とすべき教訓が含まれている。

キーワード 原子力発電所、高稼働、リスク情報に基づく規制、予防保全、出力増強、不具合情報

Abstract Nuclear power plants in the U.S.A. have demonstrated noticeably improved performance trend over the last decade, achieving an average capacity factor and total electricity generation of 91.7% and 780TWh, respectively in 2002. We investigated the factors contributing to the high performance, and also analyzed plant events and incidents that some of these nuclear power plants have experienced.

Their achievement of high reliability and performance is attributed to: (1) shorter refueling outage accomplished by rationalization of maintenance activities including on-line maintenance, maintenance scope determined on risk-informed basis, and preventive maintenance initiatives, (2) longer operation cycle accomplished by use of high burn-up fuels, and (3) intensive efforts to obtain license amendments for power uprates. These mentioned above have been achieved by effective collaboration between NRC, licensees and industry, aimed at relieving regulation scheme, without compromising nuclear safety.

On the other hand, some plant events and incidents draw our attention. The followings are the typical examples: Leakage from reactor vessel penetration and piping welds, reoccurrence of similar incidents that NRC has alerted, and poor practice of preventive maintenance or inspections. These incidents occurred in the context of initiatives & programs to achieve high performance, which might be a lesson & role model to us for realizing high performance of nuclear power plants in Japan.

Keywords nuclear power plants, high performance, risk-informed regulation, preventive maintenance, power uprates, events & incidents

1. はじめに

最近、米国の原子力発電所が高稼働を達成している一方、日本の原子力発電所は従前と変わらないうわゆる失われた10年が原子力発電所にも当てはまるといわれている⁽¹⁾。また、いわゆる東電問題によ

り2003年の利用率は非常に悪くなり夏場の電気供給力が不足する可能性もあるとされている。(株)原子力安全システム研究所(以下INSS)技術システム研究所原子力情報研究プロジェクトでは、以前米国原子力発電所の運転実績の改善が著しいことに注目して、米国の原子力発電所に研究員を派遣してその要

** (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所 現在 (社)日本原子力産業会議 関西原子力懇談会理事・事務局長
 * (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

因の調査を実施した⁽²⁾。今回はそれを踏まえて米国における高い稼働実績の要因を調べるとともに、最近の不具合情報について分析し、国内プラントへ反映すべき点について検討した。

2. 高稼働要因の分析

2.1 原子力発電所の高稼働の実態

先ず始めに、米国における原子力発電所の高稼働の実態について調査した。米国では現在104基の原子力発電所が運転中であり、その発電電力量の推移を図1に示す^{(3),(4)}。2002年の7802億kWhは10年前に対し1482億kWhも増加している。この発電電力量は2001年度における日本の発電電力量9240億kWhの84%に相当する量であり、世界一の原子力発電大国である。電源種別の比率を図2に示すが、原子力の比率は20%で、石炭の50%に次ぐもので、天然ガスは18%、石油については非常に少なく2%となっている^{(5),(6)}。これに対し日本の場合、最大は原子力の35%で、天然ガスの27%、石炭の21%と続いている。米国は国内の石油を温存しているとの話もあるが、発電に占める割合が極めて少ないのは事実である。

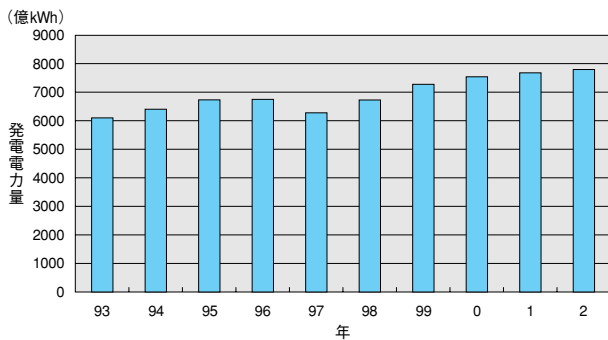


図1 米国における原子力発電電力量の推移

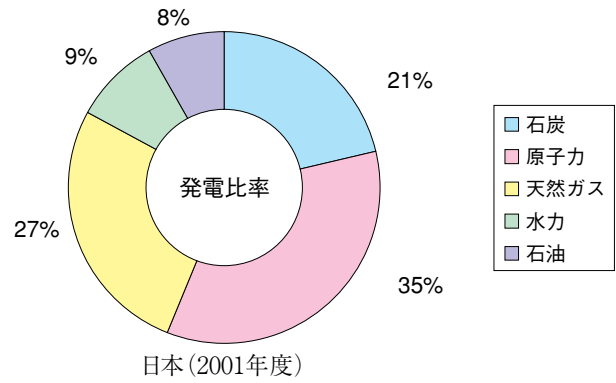
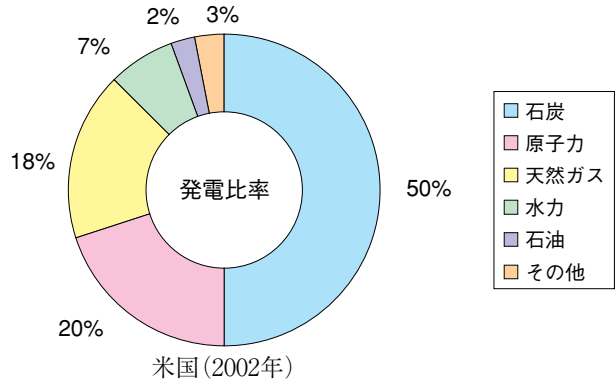


図2 電源別発電比率

米国及び日本における原子力発電所の設備利用率の推移を図3に示す⁽⁷⁾。米国では、2002年で91.7%と10年前に対し19.2%と大幅に増加しているのに対し、日本の実績は、1990年代後半から80%前後で推移していることが分かる。このような米国における原子力発電所の高稼働の要因について分析する。

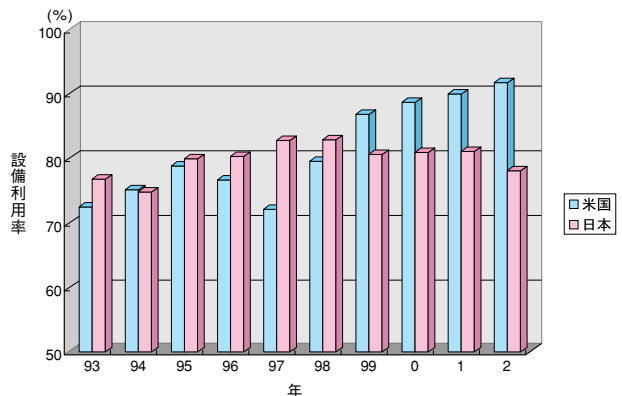


図3 原子力発電所の設備利用率の推移

2.2 燃料取替停止期間の短縮

高稼働の要因の一つに燃料取替停止期間の短縮がある。燃料取替停止は、日本で法律により毎年義務付けられている定期検査に相当するもので、米国ではこの停止期間中に燃料取替が行なわれるとともに、規則により義務付けられている供用中検査・試験および設備の保全作業が実施されている。この燃料取替停止日数の推移を図4に示す^{(8),(9)}。米国では、この10年間で平均88日から37日へ短縮されている。これは次に述べるように、高信頼性を確保した保全活動の合理化によるものと考えられる。一方、日本においてもその短縮化の努力はされており、30日程度となったプラントもあるものの、平均的には100日程度と長いものとなっている。

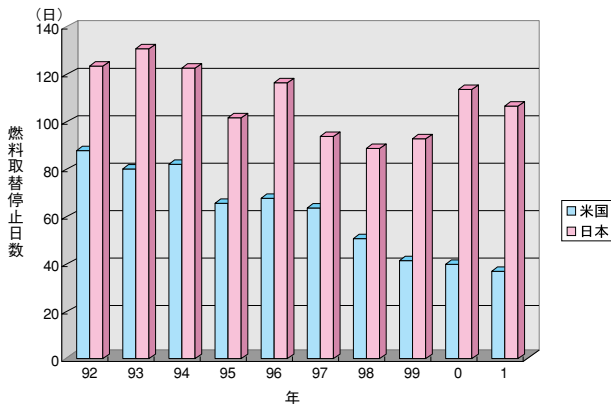


図4 燃料取替停止日数の推移

2.3 保全活動の合理化

INSSで実施したArkansas Nuclear One 1号機での調査の結果、プラント運転中保守、リスク情報及び運転実績に基づく保全活動、予防保全活動等の保全活動の合理化が精力的に行なわれていたことが分かっている。ここではそれらに関する米国の状況について述べる。

2.3.1 プラント運転中保守

先ず挙げられるものとしてプラント運転保守（米国ではオンラインメンテナンスと呼ばれている）の活用がある。これは多重性のある機器について、プラント停止中ではなく、運転中に制限時間内で保守を実施するものである。リスク情報に基づいて保全作業を運転中に実施しても安全性は損なわれないこ

とを確認した上で（軽微なリスクの増加は容認）作業を実施するもので、対象となる機器としては、非常用ディーゼル発電機、原子炉補機冷却水系統等がある。これによる効果としては、燃料取替期間においてクリティカルとなる作業がプラント運転中に実施できることから燃料取替停止期間が短縮される。中には作業の70%以上をオンラインメンテナンスしているプラントもある⁽¹⁰⁾。

2.3.2 リスク情報及び運転実績に基づく保全活動

米国では1990年代始めからリスク評価に基づく保全活動の合理化が指向され、1996年には、保守規則⁽¹¹⁾が発効した。これは、リスク上重要な機器を選定し、その管理のための目標を設定し、それに対する実績の管理を行うものである。保守作業前にはリスク評価の実施が義務付けられている。また、供用中検査や供用中試験についてもリスク情報に基づいたものが導入されている。図5に、Millstone 3号機を対象に実施された供用中検査に関する、ASMEコードに基づいた手法とリスク情報に基づいた手法によるものとの比較例を示すが、検査箇所数は約1/7に削減される一方、検査によりカバーされる炉心損傷頻度の割合は44%から98%へ増加している⁽¹²⁾。言い換えると、検査が合理化され且つ安全性の向上が可能となるものである。これは、主として供用中検査の対象となっている1次系機器については必ずしも安全上重要性が高くないものがあるのに対し、供用中検査の対象外となっている2次系の機器の一部に安全上重要なものがあることを意味している。

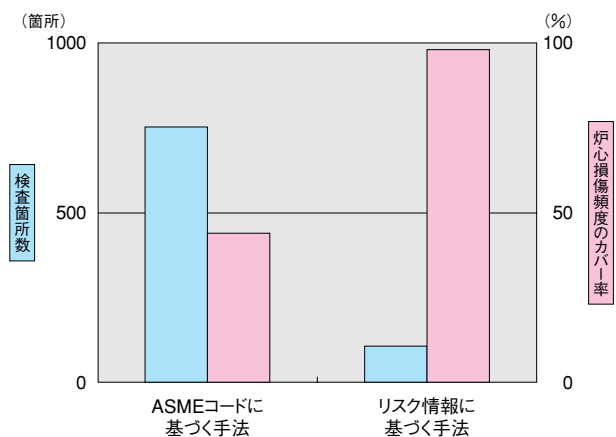


図5 供用中検査の比較

2.3.3 予防保全活動

一般的に予防保全としては時間管理保全と状態監視保全がある。前者については定期的に機器を点検又は取り替えるもので、これまで日本の原子力発電所で広く採用され、高信頼性の原動力となっていたものである。一方、状態監視保全とは、機器の状況を監視しながら必要に応じて保全を実施するもので、米国の原子力発電所では広く取り入れられており、日本でも取り入れられつつある。

代表的なものとして次のものが挙げられる。

- (1) ポンプ、モータ等の振動傾向分析
- (2) 潤滑油の成分の傾向分析
- (3) サーモグラフィーによる温度状態の監視
- (4) 音響による弁漏洩監視

サーモグラフィーは赤外線により対象とする機器の温度分布を測定するもので、これを用いて機器の異常の有無が判断できる。測定器例の写真を図6に示す。測定器自体は、小型化が進んでおりビデオカメラより若干大きなものである。図7には測定結果の例を写真で示す。真中の端子が緩みにより加熱されている状態が良く分かる。我々が調査した、米国の原子力発電所でサーモグラフィーにより事故の未然防止が図られた件数例を図8に示すが、1998年以降は毎年数件程度あり、有効性の高い手法であることが分かる。この手法については、我々原子力情報研究プロジェクトにおいても日本の原子力発電所への現場適用に関して検討を進めている。



図6 サーモグラフィーの測定器の例

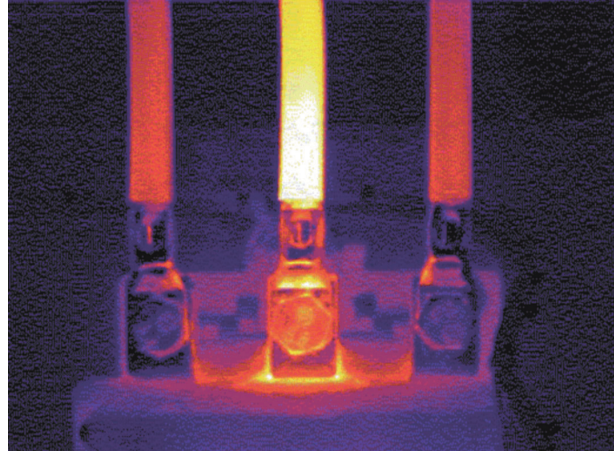


図7 サーモグラフィーの測定例(端子部の過熱状況)

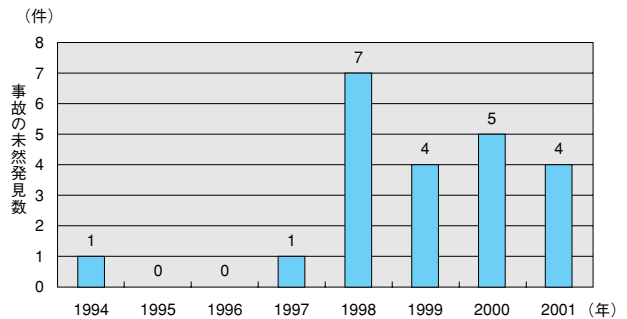


図8 サーモグラフィーによる事故の未然発見件数

2.4 運転サイクルの長期化

次の要因としては、運転サイクルの長期化が挙げられ、米国と日本におけるその推移を図9に示す。IAEAのPRISのデータより米国原子力発電所の運転サイクルの平均値を計算したものであるが、1991年の416日から2000年では531日へと約4ヶ月間も長期化している。24ヶ月のサーベイランス試験間隔（運転期間と停止期間を合わせたものが24ヶ月と同等）の技術仕様書の変更については、1991年にガイドラインをNRCが発行した⁽¹³⁾後、それらの変更が徐々に行われるとともに、合わせて高燃焼度燃料が採用されてきたことなどによるものである。これに対し日本では13ヶ月以内での定期検査が義務付けられており、それが制約条件となって平均の運転日数は増加しておらず、400日未満となっている。

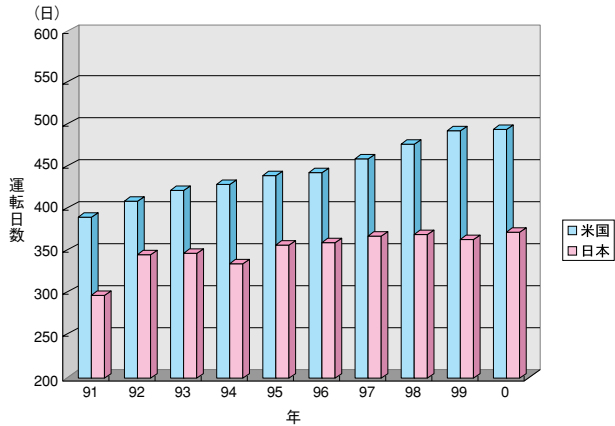


図9 運転日数の推移

2.5 運転中自動停止率の減少

また、運転中の原子炉自動停止頻度の推移を図10示す⁽¹⁴⁾。米国ではこの10年間で1.5回/炉・年から0.5回/炉・年へと大幅に減少している。日本の0.1回未満/炉・年に比較すると未だ大きな値ではあるものの、これは合理的な保全活動によって信頼性の向上が図られていることの証左であると考えられる。

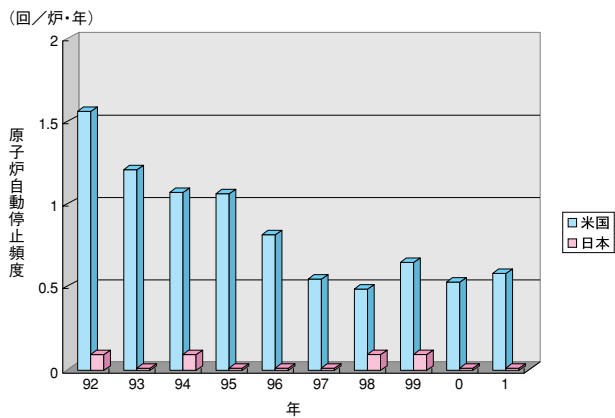


図10 原子炉自動停止率の推移

2.6 プラントの出力増強

米国では1970年代後半からプラント定格熱出力の増強について取組みが行われており、特に近年精力的に実施されている。この出力増強は、測定精度向上出力増強、ストレッチ出力増強、及び拡大出力増強の3つに大きく区分される⁽¹⁵⁾。

測定精度向上出力増強は、給水流量の測定に最新の超音波流量計を使用することにより原子炉出力計算の精度を向上させるもので、2%未満の出力向上が可能となる。ストレッチ出力増強は、大規模な設

備改造を伴わない計装系の設定点の変更によるものが主で7%未満の出力向上が可能である。拡大出力増強は、ストレッチ出力増強よりも規模の大きいものでこれまでに約20%の出力増強が申請されている。これには、高圧タービン、復水ポンプとモーター、発電機、変圧器等の主要機器の改造が必要となる。これらの出力増強の手続きを合理的・効率的に行なうためのガイダンスが定められている^{(16),(17)}。

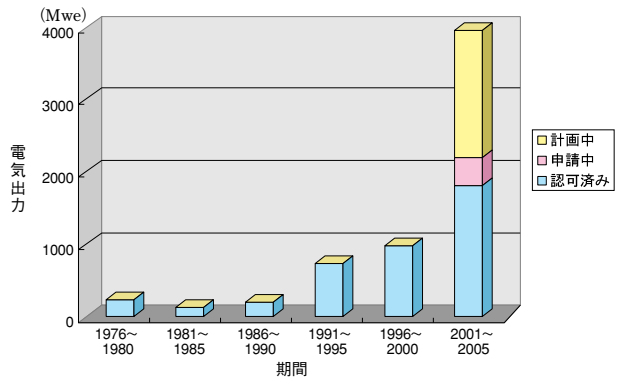


図11 熱出力増強量

これまでに認可済みの件数は94件あり、一番多いのがストレッチ出力増強で53件、次いで測定精度向上出力増強が29件、拡大出力増強が12件となっている⁽¹⁵⁾。また認可済みのものの電気出力を合計すると約410万kWとなり、更に申請中や申請予定のものが約220万kWある⁽¹⁸⁾。合計すると約630万kWとなり100万kW級の原子力発電所を5~6基増設するのと同等の効果となり、原子力発電所の新/増設が無い状況において発電電力量の増加への寄与は大きいといえる。

2.7 運転許可更新

現在の原子力原子力発電所の高稼働に寄与しているものではないが、米国の原子力発電所の現況を語る上で欠くことのできないものとして、運転許認可更新がある。米国の原子力発電所については、当初の運転許認可の期間は40年であるが、これをさらに20年延長して60年とするものである。これは、日本とは異なった仕組みであることから、ここで紹介する。NRCは、1991年に運転許認可更新に対する安全要件を定めてパイロットプラントへ適用する実証プログラムを開始したが必ずしも十分でないことが判明したため、規則^{(19),(20)}を制・改訂するとともに、技術と環境面について申請と審査を効率的に行なう観点から、産業界の協力を得て多くのガイダンス文書を

発行した。

具体的には申請に必要な技術的情報としては、時効管理審査の対象とすべき静的構造物や機器を選定する総合的プラント評価、現行許可基準に対する変更点、40年間の運転期間が想定された系統/構造物/機器に対する時間限定時効解析、時効管理やプログラムの概要を記載した最終安全解析書の補遺等が規定されている⁽²¹⁾。また、これらを反映した技術仕様書の変更も含まれる⁽²²⁾。2001年にこれらに対するガイダンス文書として、規制指針⁽²³⁾、標準審査計画⁽²⁴⁾

及び一般時効教訓報告書⁽²⁵⁾が発行されている。一方、環境保護についても、1996年に一般環境影響評価書⁽²⁶⁾が編成され、2000年には標準審査計画⁽²⁷⁾の最終版が発行されている。

これらの状況を踏まえ、最初に運転許認可更新が認可されたのは2000年3月で、1998年に申請された Calvert Cliffs 1, 2号機に対するものであった。その後これまでに合計16基の運転許認可更新されている。また、審査中のプラントが14基申請予定のプラントが27基あり、それらの一覧を表1⁽²⁸⁾に示す。

表1 米国原子力発電所運転許認可更新一覧

プラント名	申請年月日	許可年月日
Calvert Cliffs 1, 2号機	1998年4月10日	2000年3月23日
Oconee 1, 2, 3号機	1998年7月7日	2000年5月23日
Arkansas Nuclear One 1号機	2000年2月1日	2001年6月12日
Edwin I. Hatch 1, 2号機	2000年3月1日	2002年1月7日
Turkey Point 3, 4号機	2000年9月11日	2002年7月17日
North Anna 1, 2号機 Surry 1, 2号機	2001年5月29日	2003年3月20日
Peach Bottom 2, 3号機	2001年7月2日	2003年5月7日
McGuire 1, 2号機 Catawba 1, 2号機	2001年6月14日	
St. Lucie 1, 2号機	2001年11月30日	
Fort Calhoun 1号機	2002年1月11日	
Robinson 2号機	2002年6月17日	
R.E. Ginna 1号機	2002年8月1日	
V.C. Summer 1号機	2002年8月6日	
Dresden 2, 3号機 Quad Cities 1, 2号機	2003年1月3日	
Farley 1, 2号機	2003年9月	
Arkansas Nuclear One 2号機	2003年10月	
Nine Mile Point 1, 2号機	2003年10月	
D.C. Cook 1, 2号機	2003年11月	
Browns Ferry 1, 2, 3号機	2003年12月	
Millstone 2, 3号機	2004年1月	
非公開プラント	2004年2月	
Beaver Valley	2004年9月	
非公開プラント	2004年10月	
Brunswick 1, 2号機	2004年12月	
Davis-Besse	2004年12月	
Pilgrim 1号機	2004年12月	
非公開プラント	2005年1月	
Entergy社プラント	2005年7月	
Entergy社プラント	2005年7月	
非公開プラント	2006年3月	
Susquehanna 1, 2号機	2006年7月	
Entergy社プラント	2005年7月	

2.8 背景要因

2.8.1 原子炉監理プログラム

これらの背景要因としては、規制の枠組みを含めた規制当局と設置者双方による積極的な取組みが挙げられる。その一つにNRCが個別の原子力発電所についてその運転実績に基づいて監理を行なう方法として原子炉監理プロセス (Reactor Oversight Process) がある。これは、NRCの自らの検査プログラムによる結果の知見⁽²⁹⁾と設置者から報告される実績指標 (Performance Indicators)⁽³⁰⁾という2つの異なった入力を分析することにより発電所の実績を7つのコーナーストーンに区分して評価するもので、その結果は、安全上の重大性が極めて小さいものから安全上の重大性の極めて大きいものまでの4段階の「緑」, 「白」, 「黄」, 又は「赤」に識別される⁽³¹⁾。これらの実績評価情報を踏まえ“Operating Reactor Assessment Program”に従って、追加検査の実施からプラント停止命令までの規制措置を含む適切な措置レベルが決定される⁽³²⁾。例えば、総ての実績指標と検査知見が「緑」であるプラントに対しては、NRCは基本検査プログラムを実施するのみであるのに対し、そうでないプラントについては追加検査が行なわれ、安全上の重大性に応じた措置が取られることになる。

また、NRC自身によるその他の規制改善プログラムが進展しており、プログラムの進捗状況が原則として毎月公表されて⁽³³⁾、NRC及び設置者双方の努力が確認できるようになっている。

2.8.2 電力自由化

一方、電力自由化の動きも大きな背景要因として挙げられる。これは、米国では、既存の原子力発電所を高稼働で運転することにより発電単価が安くなるため、特に、高稼働実績をもつ優良事業者が、発電所を買収等により集約化し、発電所の管理運営を改善して発電所の高稼働化を達成しているものである。図12にエンタジー社の例を示す。同社は元々3基の原子力発電所を運転していたがさらに6基を運転するようになり、その結果、それらのプラントについて利用率の向上が図られていることが分かる。

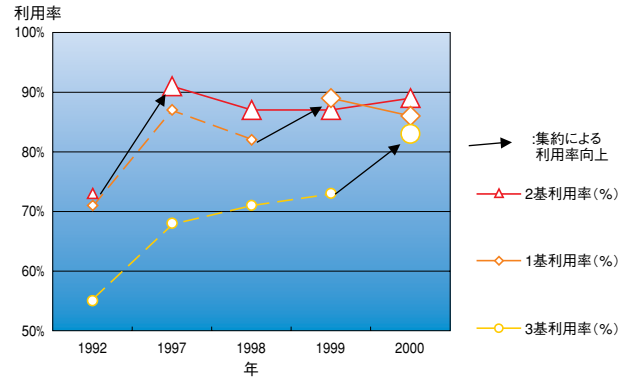


図12 集約による利用率の向上 (エンタジー社の例)

2.9 原子力発電に対する意識変化

ところで、このような原子力発電所の高稼働の実績を受け米国民の意識はどのように変化しているのだろうか。図13に原子力発電所の新設について賛否を聞いたアンケート結果の推移を示す⁽³⁴⁾。1988年に賛成が30%まで低下したのは1986年4月のチェルノブイル事故によるもので、その後回復し、1999年以降は約40%が賛成となっている。また、米国原子力協会 (NEI) によると2002年10月時点において将来原子力発電所を増設すべきかとの問いに対し55%が賛成しているデータもあり⁽³⁵⁾、原子力に対する意識の変化が読み取れる。

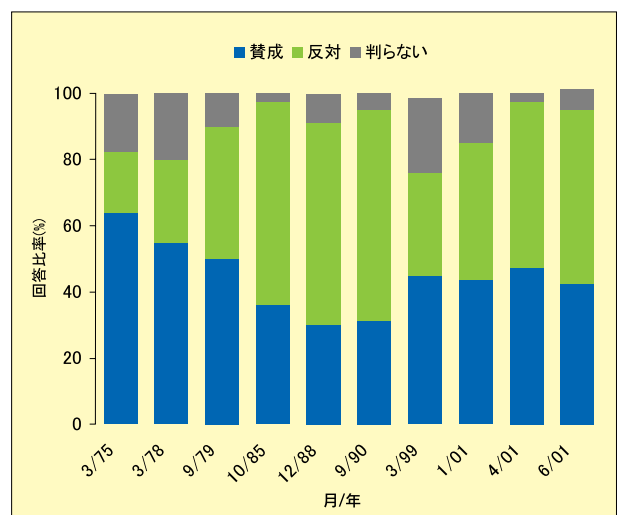


図13 原子力発電所新設への賛否

更に、国民の意識変化を敏感に反映するとされる学生の動向について、興味深いデータを図14に示す⁽³⁶⁾。注目すべきは、長期的に減少が続いていた原子力工学を専攻する学部生及び修士在学学生数が増加に転じていることである。また、Purdue大学では原子力工

学専攻の在学生在が2000年の47名から2001年の70名に増加しており、その要因として、地球温暖化への懸念や、新型原子炉の設計が話題となり、40年から60年への寿命延長が進んでいること、原子力技術者の退職の増加による技術者の需要の増加などが挙げられている⁽³⁶⁾。

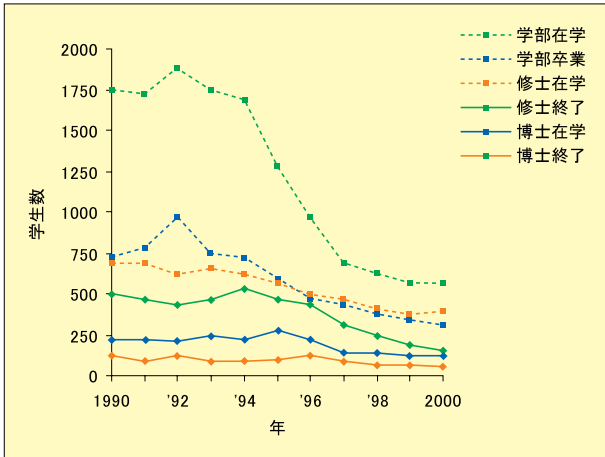


図14 原子力工学科の学生数

3. 不具合事象の分析

3.1 INSSにおける不具合事象の分析

我々原子力情報研究プロジェクトでは海外で発生した不具合事象について分析し、国内原子力発電所への反映の要否を日々検討している。

対象とする不具合事象としては、NRCなどの情報を主体としており、入手した情報や分析結果をデータベース化している⁽³⁷⁾。これまでに蓄積した事象件数は約3万件になる。不具合情報の分析は各所で実施されているが、現場実態を踏まえた分析を特長としている。これまでに実施したものは、ECCS作動事象の分析⁽³⁸⁾、水撃事象の分析⁽³⁹⁾、水素燃焼/爆発事象の分析⁽⁴⁰⁾、安全系統配管内ガス蓄積の分析^{(41),(42)}等で、これらについてはINSSジャーナル等に掲載している他、学会等でも発表している。これらの活動を踏まえて、米国原子力発電所における最近の不具合事象の特徴について分析する。

3.2 不具合事象のトレンド

3.2.1 安全系の故障発生頻度の傾向

不具合事象についてのトレンドの一つとして、安全系統における発生頻度の推移を図15に示す⁽⁴³⁾。炉年当たりの発生頻度は年々減少傾向にあり、2001年は1992年の約1/4まで減少していることが分かる。これは米国原子力発電所の信頼性向上の裏付けともいえる。

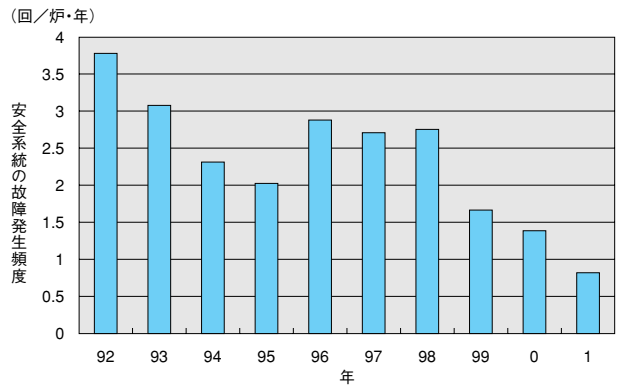


図15 安全系統の故障発生頻度

3.2.2 発見動機別の傾向

我々の保有するデータベースで不具合事象の発見動機を調査した結果を図16に示す。1997年に分析評価による不具合の発見が急増しているが、これは、1993年にMillstone 1号機で燃料取替停止時における炉心から使用済み燃料取替プールへの燃料の取り出し要件が設計基準要件と異なっていたことに端を発して1996年秋にNRCが設計基準情報の妥当性の確認を設置者に要求し、それに基づき設計基準要件との適合性のチェックが徹底的に行われた結果によるものと考えられ、図3に示す、1996年から1998年にかけて設備利用率が一時的に低下した大きな要因となったものである。

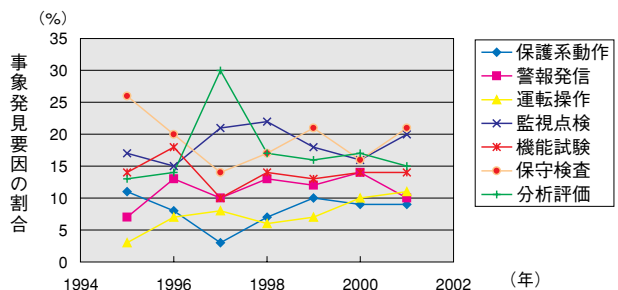


図16 発見動機別不具合事象割合

3.3 注目すべき事象

注目すべき事象として、(1)原子炉容器周りでの漏洩事象の発生、(2)NRCにより注意喚起された不具合の継続発生、(3)予防保全の失敗が挙げられる。

3.3.1 原子炉容器周りでの漏洩事象

まず、原子炉容器周りでの発生した不具合事象としては、主要なものとして3つ挙げられる。1つは2000年10月に発見されたV.C. Summer 1号機の原子炉容器の高温側出口配管管台溶接部での軸方向のクラック、2つ目は、2001年2月に発見されたOconee 3号機での原子炉容器上蓋制御棒駆動機構用管台での周方向のクラック、3つ目は、2002年2月に発見されたDavis-Besse 1号機の原子炉容器上蓋の腐食である。この内V.C. Summer 1号機については、製造時の溶接方法の不備が原因とされている⁽⁴⁴⁾。原子炉容器上蓋制御棒駆動機構用管台のクラックについては、インコネル600合金の応力腐食割れで、1991年フランスのBugey 3号機で初めて漏洩が判明したものである。これについてNRCは、クラックの方向が軸方向であること等から安全上重大ではないとしていたが⁽⁴⁵⁾、Oconee 3号機で初めて周方向のクラックが見つかったものである。NRCは、これを受けて原子炉容器周りの貫通部に対してクラックの発生可能性を3段階に評価し、その結果に応じた点検検査の強化を指示したが⁽⁴⁶⁾、その中でDavis-Besse 1号機でのクラックから漏洩したホウ酸水による腐食が判明したものである⁽⁴⁷⁾。これを踏まえNRCは検査の強化の命令を出した⁽⁴⁸⁾。また最近では、South Texas Project 1号機で発生した原子炉容器底部計装貫通部からの漏洩も注目されている。

国内ではフランスの事例を踏まえて、必要に応じ上蓋の取替や検査などによる対応が既に実施されているが、教訓となる点もある。Davis-Besse 1号機の場合、数年間に亘り腐食が進行したとされ、その兆候が認められたにも拘らず十分な対応が取られなかった点である。国内においても今後とも、多様な手法による監視と予兆に基づいた適切な措置の実施が必要と考えられる。また、組織的要因も挙げられており、発電を優先させたことも要因となっている旨調査報告書が指摘している⁽⁴⁹⁾。今後、日本においても電力の自由化が進行しコスト削減が課題とされる中において、原子力発電所の運転に関しては安全

を最優先に不具合発生時の対応等を行なう重要性が示唆されている。

3.3.2 NRCが指摘している事象の継続発生

NRCが注意喚起する文書を発行しているにもかかわらず、継続発生している事象がある。具体的には、エロージョン・コロージョン^{(50),(51)}、水撃事象⁽⁵²⁾、安全系配管へのガスの蓄積^{(53),(54)}等である。これらの事象は、系統/運転条件の変更等により発生する可能性があり、この点において、国内プラントでも今後とも十分な注意が必要と考えられる。

3.3.3 予防保全等の失敗事例

予防保全の失敗事例もある。例えば、非常用ディーゼル発電機の潤滑油の監視不備による故障⁽⁵⁵⁾やエロージョン・コロージョンの不十分な監視による配管の異常な減肉⁽⁵¹⁾等で、今後、国内での予防保全の適用を拡大するに際し、失敗事例も参考として十分な検討が重要と考えられる。

また、出力増強が機器損傷の原因となっている事例も発生しており⁽⁵⁶⁾、これらについても今後日本で適用する場合においては設計面での十分な検討が必要である。

4. おわりに

米国の原子力発電所は利用率が90%を超える高稼働が達成されており、これらを受けて、米国国民が原子力への好感を持ちつつある。このような高稼働が達成できた大きな要因としては、(1)プラント運転中保守、リスク情報による保全対象の選定、予防保全等の保全活動の合理化などによる燃料取替停止期間の短縮、(2)高燃焼度燃料の採用による運転サイクルの長期化、(3)発電所の出力増強への精力的な取組み等がある。

これらは、NRCと、設置者や産業界との双方による、安全性を確保しつつ規制の枠組みの合理化を目指した取組みにより達成されている。従って日本において、これらのリスク情報に基づく規制や運転実績に基づく規制等の取入れが指向されており、今後その実現化へ向け規制当局と設置者双方の不断の努力を図る必要がある。

一方、このような高稼働状況にある米国の原子力

発電所で発生している不具合事例の特徴的なものとして、原子炉容器周りでの漏洩事象の発生、NRCが指摘してきた事象の継続発生、予防保全の失敗等がある。これらは、高稼働達成のための取組みの環境下で発生している側面もあり、今後の日本における高稼働を達成する上で、他山の石とすべき教訓が含まれている。これらの先行事例における不具合情報の分析は、日本の原子力発電所において高い安全性と高稼働を達成していく上で今後とも重要である。

文献

- (1) 「座標軸：失われた日本の原子力10年」, 原子力eye, 49 [3], 24 (2003).
- (2) 橋場隆, 「アーカンソー原子力発電所燃料取替停止に関する調査及び考察」, INSS Journal, 4, 129 (1997).
- (3) http://www.nei.org/documents/Nuclear_Output_1973_2001.pdf
- (4) <http://www.nei.org/documents/NuclearPerformanceMonthly.pdf>
- (5) http://www.nei.org/documents/1973_2002_Fuel_Shares.pdf
- (6) <http://www.fepc-atomic.jp/kyouiku/kyouzai/zumen/01/index.html>
- (7) http://www.atom.meti.go.jp/atom-db/jp/data/setsubi_world.xls
- (8) http://www.nei.org/documents/Average_Refueling_Outages.pdf
- (9) <http://www.atom.meti.go.jp/topics/2003/04042/setsubi.pdf>
- (10) 伊藤武, 「米国原子力発電所の競争力の向上と高稼働率」, 原子力eye, 49[3], 80 (2003).
- (11) 10CFR § 50.65, "Requirements for monitoring the effectiveness of maintenance at nuclear power plants," 米国連邦規則 (1996).
- (12) Westinghouse Owners Group Application of Risk Based Method to Piping Inservice Inspection Topical Report, WCAP-14572, (1996).
- (13) NRC Generic Letter 91-04, "Changes in Technical Specification Surveillance Intervals to Accommodate a 24-Month Fuel Cycle," USNRC (1989).
- (14) http://www.atom.meti.go.jp/atom-db/jp/data/d_load02.xls
- (15) <http://www.nrc.gov./reactors/operating/licensing/power-uprates.html>
- (16) <http://www.nrc.gov./reading-rm/doc-collections/gen-comm/reg-issues/2002/ri02003.html>
- (17) <http://www.nrc.gov./reactors/operating/licensing/power-uprates/pwrup-files/rs001.pdf>
- (18) <http://www.nrc.gov./public-involve/conference-symposia/ric/past/2003/slides/w7-shauiibi.pdf>
- (19) 10CFR § 54, "Requirements for Renewal of Operating Licenses for Nuclear Power Plants," 米国連邦規則 (1995).
- (20) 10CFR § 51, "Environmental Protection Regulations for Domestic Licensing and Related Regulatory," 米国連邦規則 (1984).
- (21) 10CFR § 54.21 "Contents of application -- technical information," 米国連邦規則 (1995).
- (22) 10CFR § 54.22 "Contents of application -- technical specification," 米国連邦規則(1995).
- (23) Regulatory Guid 1.188 "Standard Format and Content for Application to Renew Nuclear Power Plant Operating Licenses," USNRC (2001).
- (24) NUREG-1800 "Standard Review Plan for Review of License Renewal Applications for Nuclear Power Plants," USNRC (2001).
- (25) NUREG-1801 "Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report," Vol. 1 and Vol. 2, USNRC (2001).
- (26) NUREG-1437 "License Renewal Generic Environmental Impact Statement," USNRC (1999).
- (27) NUREG-1555, Supplement 1 "Standard Review Plans For Environmental Reviews For Nuclear Power Plants," USNRC (1999).
- (28) <http://www.nrc.gov./reactors/operating/licensing/renewal/applications.html>
- (29) NRC Inspection Manual Chapter 0612 "Power Reactor Inspection Reports" USNRC (2002)
- (30) NRC Inspection Manual Chapter 0608 "Performance Indicator Program" USNRC (2002)
- (31) NRC Inspection Manual Chapter 0609 "Significance Determination Process" USNRC (2003)
- (32) NRC Inspection Manual Chapter 0305 "Operating Reactor Assessment Program" USNRC (2003)
- (33) Memorandum to Chairman Meserve from W. D. Travers, EDO on "November 2002 Update to Staffs Response to the Chairman's Tasking Memorandum", December 20, 2002.
- (34) Steve Miller, "Pragmatic Concerns Fuel Nuclear Support," IEEE SPECTRUM,

- November, 34 (2001).
- (35) http://www.nei.org/documents/PublicOpinion_02-12.pdf
- (36) David P. Amber, "Core Studies Make Comeback," IEEE SPECTRUM, November, 53 (2001).
- (37) 奥田恭令, 柳千裕, 「原子力発電所技術情報に関するデータベースの構築について」, INSS Journal, Vol.6, 195 (1999).
- (38) 麻坂顕一, 加藤啓之, 木田正則, 熊田雅充, 「非常用炉心冷却系 (ECCS) 作動事象の分析」, 日本原子力学会誌, 36, 501(1994).
- (39) 佐藤正啓, 柳千裕, 「原子力発電所における水撃事象の分析」, INSS Journal, Vol.6, 103(1999).
- (40) 奥田恭令, 「海外の原子力発電所における水素燃焼および爆発事象の調査と分析」, INSS Journal, Vol.9, 212 (2002).
- (41) 牧信男, 「加圧水型原子力発電所安全注入配管内のガス蓄積防止策と検知法」 INSS Journal, Vol.7, 216 (2000).
- (42) 伏見康之, 「超音波探傷技術を用いたガス蓄積判定方法の加圧水型原子炉安全系配管への適用について」, INSS Journal, Vol.9, 226 (2002).
- (43) <http://www.nrc.gov./public-involve/conference-symposia/ric/past/2002/slides/thltrends.pdf>
- (44) NRC Information Notice 2000-17, "Crack in Weld Area of Reactor Coolant System Hot Leg Piping at V. C. Summer," USNRC (2000-2001).
- (45) NUREG/CR-6245, "Assessment of Pressurized Water Reactor Control Rod Drive Mechanism Nozzle Cracking," October1994. USNRC.
- (46) NRC Bulletin 2001-01, "Circumferential Cracking of Reactor Pressure Vessel Head Penetration Nozzles," USNRC (2001).
- (47) NRC Bulletin 2002-02, "Reactor Pressure Vessel Head and Vessel Head Penetration Nozzle Inspection Programs," USNRC (2002).
- (48) EA 03-009, "Issuance of Order Establishing Interim Inspection Requirements for Reactor Pressure Vessel Heads at Pressurized Water Reactors," USMRC (2003).
- (49) Management and Human Performance Root Cause Analysis Report on Failure to Identify Reactor Pressure Vessel Head Degradation, (2002).
- (50) NRC Generic Letter 89-08, "Erosion/Corrosion-Induced Pipe Wall Thinning," USNRC (1989).
- (51) NRC Information Notice 2001-09, "Main Feedwater System Degradation in Safety-Related ASME Code Class 2 Piping Inside the Containment of a Pressurized Water Reactor," USNRC (2001).
- (52) NRC Information Notice 91-50 supplement "Water Hammer Events since 1991" USNRC (1997).
- (53) NRC Information Notice 88-23 "Potential for Gas Binding of High Pressure Safety Inspection Pumps during a Loss-of-Coolant Accident," USNRC (1988-1999).
- (54) NRC Information Notice 97-40 "Potential Nitrogen Accumulation Resulting from Backleakage from Safety Injection Tanks," USNRC (1997).
- (55) NRC Information Notice 2002-22 "Degraded Bearing Suface In GM/EMD Emergency Diesel Gerators," USNRC (2002).
- (56) NRC Information Notice 2002-26 "Failure of Steam Dryer Cover Plate after a Recent Power Uprate," USNRC (2002).