

分析論文

原子力発電所の安全規制と設備利用率に関する2つの事例研究

Case Study of Regulatory Impact on Nuclear Power Plant Capacity Factor

日本エヌ・ユー・エス株式会社 菅谷 淳子 Junko SUGAYA

日本エヌ・ユー・エス株式会社 伊藤 邦雄 Kunio ITO Member

This study focuses on the nuclear power plant capacity factor and safety regulation in two cases; first, long-term trend of capacity factor and evolution of safety regulation in the U. S as well as comparison with Japanese regulation, second, short-term fluctuation of capacity factor and the regulatory actions in late 1990's in the U. S., to find regulatory impact on capacity factor. Some factors requisite for effective regulation are identified from these case studies.

Keywords: Capacity Factor, Regulatory Impact, Operating Cycle, Inspection Scope, Millstone Issue, Risk-informed and Performance-based Regulation

1. 緒言

米国の原子力発電所は、安全性、経済性ともに、近年飛躍的に向上している。日米の原子力発電所の平均設備利用率の推移を Fig. 1 に示す^[1]。米国の原子力発電所の設備利用率は、1980年代は50~60%代だった。1990年代には、1996~1998年の一時的な落ち込みを除けば、90%近くまで上昇した。2000年代は、2002年に Davis-Besse が炉容器上蓋等の問題で長期停止し、多くの PWR で炉容器上蓋の検査や交換が行われた。また、蒸気発生器の交換も複数基で行われ、2003年には北米大停電を経験したが、設備利用率は90%前後の高い数字を維持している。

Blake はこの要因として、経済規制緩和により電気事業が市場競争下におかれたことにより、経済性に対する事業者の意識が高まり、また、運転特性を高めることができない事業者はより経済力の強い事業者に統合される等の業界再編が進んだことを挙げている^[2]。また、Kadak らは、経済規制緩和、産業界の協力体制、知識の蓄積、情報技術の進歩、規制におけるリスク情報の活用等を特性向上の主要な要因として挙げている^[3]。

◆連絡先：菅谷 淳子

〒108-0022 東京都港区海岸 3-9-15
 日本エヌ・ユー・エス株式会社エネルギー技術ユニット
 Tel: 03-5440-1862
 E-mail: jsugaya@janus.co.jp

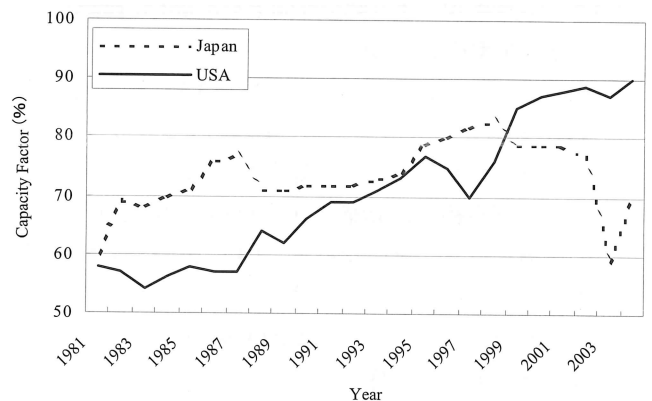


Fig.1 原子力発電所の平均設備利用率^[3]

本研究では、原子力発電所の設備利用率に着目し、安全規制との関係を考察する。特に、設備利用率の長期的変化と日米の安全規制の比較、ならびに短期的変化とその前後の規制の変化に着目し、規制が設備利用率に影響を与えるメカニズムを考察して、合理的な安全規制に必要な条件を抽出する。

2. 設備利用率に影響を及ぼす諸因子

ある期間 (T) の設備利用率 : F (%) は次式で定義される。

$$F = \{ \text{実発電量} / (\text{定格出力} \times T) \} \times 100 \quad (1)$$

Tのうち、運転期間を T_{op} 、運転停止期間を T_{down} 、運転時の平均負荷率を L とすると、式 (1) は、以下で表すことができる。

$$F = \{T_{op} / (T_{op} + T_{down})\} \times L \times 100 \quad (2)$$

式(2)から、仮にL=1.0、T=365日とすると、設備利用率80%を達成するためには停止日数は73日以下、90%を達成するためには停止日数は36.5日以下でなければならない。また、式(2)から、設備利用率に直接影響を及ぼす因子は、運転期間、停止期間(計画停止、計画外停止)及び負荷率である。これらの直接因子に影響を及ぼすと考えられる主な詳細因子をFig.2に列挙する。

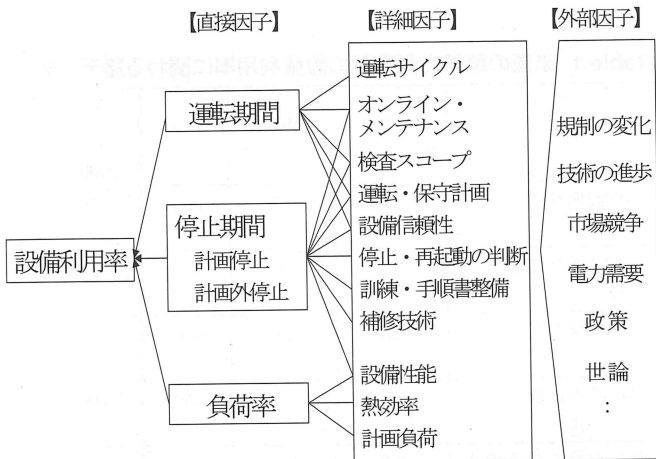


Fig.2 設備利用率に影響を及ぼす諸因子

Blake や Kadak らが指摘する市場競争、情報技術の進歩、規制の変化等は、Fig.2の詳細因子を変更する動機付けとして設備利用率に影響する。このような外部因子としては、他に電力需要、政策、世論等も考えられる。

詳細因子及び外部因子はFig.2に示す以外にもあると考えられるが、ここではそれらの因子を網羅的に列挙することは目的としない。設備利用率と安全規制の関係を考察するため、外部因子の1つである規制の変化の影響を受ける(即ち、規制の制限を受ける)詳細因子をFig.2から把握し、3章以降で議論する。我が国では、主に運転サイクル、検査スコープ、オンライン・メンテナンス、停止・再起動の判断がこれに相当する。

3. 米国の原子力発電所の設備利用率に対する規制の影響の分析

3.1 ケース1：1990～2000年

3.1.1 規制制度の変化

米国の原子力規制の基礎は、原子力法(1946年制定、1954年改正)に基づき設立された原子力委員会(AEC:

Atomic Energy Commission)により、1970年代までの安全研究に基づく保守的な評価をベースにして決定論的手法に基づく規範的規制として策定された。エネルギー再編成法(1974年)に基づき原子力の民間利用に対する規制機関として原子力規制委員会(NRC:Nuclear Regulatory Commission)が設立された後も、AEC時代の規制体系が引き継がれた^[4]。

NRCは、運転経験(例:1975年 Browns Ferryの火災、1979年 TMI事故、1978年 Rancho Seco及び1980年 Crystal River-3の過冷却事象、1980年 Browns Ferry-3及び1983年 Salemの異常な過渡変化時スクラム失敗(ATWS)事象等)を反映して、1980年代にも新たな規制要件を策定した(例:火災、水素制御、ATWS、加圧下熱衝撃(PTS)に対応する規則等)。また、1980年代に、NRCは貧弱な保守が原因で機器故障が頻発している状況を改善する検討を行い、1991年に保守の有効性監視に関する規則を公表した(1996年発効)^[5]。NRCは、これらの規則の順守を事業者に求めるだけでなく、安全性の評価(設置者パフォーマンスの体系的評価(SALP: Systematic Assessment of Licensee Performance)、パフォーマンス指標、問題プラント選定等)を行い、安全性が低下傾向にある発電所に対して監視を強化する等の措置を通して事業者に安全性向上を促した。

このような規制基盤の整備と並行して、AEC及びNRCは様々な設備の安全性確認試験を行うとともに、AECのWASH-1400(1975年)以降、原子力発電所の安全性を確率的に評価する研究を実施し、知見を蓄積してきた。NRCは、解析技術の進歩、新たな知見、運転経験の蓄積等の状況を反映して、AEC時代から引き継いだ保守的な規制の枠組みを、より現実的な評価を用いて見直す作業も実施した(例:安全上重要でない要件の削除プログラム(1984年)等)。1980年代は、安全規制が整うとともに、産業界のニーズを受けて現実的な評価に基づき合理的な規制を追及し始めた時期でもある(例:破断前漏洩(LBB: Leak Before Break)の概念導入(1987年)、ECCS規則改定(1988年)等)。

1990年代には、経済不況の打開策としてブッシュ大統領やクリントン大統領が政府機関に改革(小規模化、効率化)を求めた。また、産業界では市場競争下で電力会社の統廃合や原子力発電所の売買が行われるようになり、経済性に対する意識が高まった。NRCは、格納容器タイプ別代表炉に対するリスク見直し研究(NUREG-1150(1990年))を行うとともに、事業者も

各発電所の確率論的リスク評価(PRA)を実施し、NRC、産業界双方においてリスクに対する知識・理解が進んだ。NRCは、PRAの活用に関する政策声明書(1995年)でPRAを規制に反映する方向性を明確にした。この方針及び産業界との協議に基づき、原子力発電所の安全性を低下させることなく運転特性向上を実現することに直接影響するいくつかの規則の見直し(格納容器漏洩率のパフォーマンス・ベースの試験要件追加(1995年)、保守の有効性監視にリスク情報を活用する規則改定(1999年)等)が行われた。また、配管の供用期間中検査(ISI: In-Service Inspection)、ポンプ及び弁の供用期間中試験(IST: In-Service Testing)、品質保証の対象設備、Tech. Spec.の許容待機除外時間(AOT: Allowed Outage Time)等を、リスク情報を利用して変更するための一連のガイダンスが整備された(1998年)。

2000年以降も、可燃性ガス制御規則の改定(2003年)、リスクの重要度で安全関連の構築物・系統・機器(SSC: Structure, System and Component)を分類する規則作成(2004年)、大LOCA再定義の規則改定案検討等、リスク情報を活用する検討がNRCと産業界の協議を通して進められている。また、NRCは2000年から原子力発電所の監視プロセス(ROP: Reactor Oversight Process)を開始した。ROPは、NRCが実施してきた複数の安全性評価活動を統合し、評価の客観性を高め、また、状況把握(パフォーマンス指標及び検査)、問題の安全上の重要度評価、規制措置というNRCの一連の活動を一貫性のある体系として再構築したものである。ROPでは、パフォーマンス指標が一定レベルより低下した場合、または検査で安全上重要な問題が指摘された場合、NRCが検査スコープを拡大して発電所への関与を増やすことにより、安全性を高い水準で維持するように事業者に促している。

3.1.2 設備利用率の変化

1990年と2000年の米国の原子力発電所の設備利用率に関わる諸データをTable 1に示す。また、参考として2000年の我が国の設備利用率に関わる諸データも併記する。

1990年から2000年にかけて、米国の原子力発電所の平均設備利用率は21ポイント増加した。これは、以下に示すように、設備利用率に影響を及ぼす3つの直接因子がいずれも好ましい方向に変化した結果である。

- 1年のうちの運転期間が長くなり、時間稼働率が

73%から90%に増加した。

- 1年間に燃料交換停止を経験しない発電所が一割増加した。これは、運転サイクルの長期化を反映しており、平均停止期間の短縮に寄与する。
- 燃料交換を伴う停止1回の平均日数が104日から44日に短縮した。
- 燃料交換のない停止1回の平均日数の短縮はわずかであるが、1基当りの停止回数が3.5回から1.5回に減少した。

Table 1 米国の原子力発電所の設備利用率に関わる諸データ

	1990年	2000年	変化	(参考) 日本 2000年
平均設備利用率 ¹ (%)	66	87	+21	79
平均時間稼働率 ² (%)	73	90	+17	81
平均負荷率 ³	0.90	0.97	+0.07	0.98
平均停止日数 ⁴ (日/基)	97	37	-60	69
燃料交換を伴う停止 回数 ² (回/基)	0.7	0.6	-0.1	0.7
燃料交換を伴う停止 1回の平均日数 ⁵	104	44	-60	84 ²
燃料交換のない停止 回数 ² (回/基)	3.5	1.5	-2.0	0.3
燃料交換のない停止 1回の平均日数 ²	8	7	-1	17
運転基数(基) ⁶	105	103		

注：停止の回数及び平均日数は、当該年に開始した停止を対象として算出。¹NRC^[1]、²IAEA^[6]、³平均負荷率=平均設備利用率×平均時間稼働率、⁴平均時間稼働率から算出、⁵NEI^[7]、⁶年間を通じ長期停止した発電所及び当該年の途中から商業運転を開始した発電所を除く。

Table 2 米国の原子力発電所の安全特性

	1990年	2000年	変化
臨界時の自動スクラム(回/基)	1.61	0.52	-1.09
安全系故障(回/基)	3.58	1.39	-2.19
安全系作動(回/基)	0.99	0.29	-0.70
計画外停止時間割合(%)	7.60	4.24	-3.36
機器故障による計画外停止(回/臨界1,000時間)	0.38	0.13	-0.25
集団線量(人Sv/基)	3.20	1.15	-2.05
重要事象(件/基)	0.45	0.02	-0.43

- 負荷率が 0.90 から 0.97 に増加した。

また、この時期には設備利用率だけでなく、スクラム回数、安全系故障回数、集団線量等も好ましい方向に変化した⁸⁾。Table 2 は、NRC が産業界全体の安全特性の傾向を把握するために監視している指標の 1990 年及び 2000 年の数値を抜き出したものである。いずれの指標もこの前後の年を含めて減少傾向にあり、米国の原子力発電所の安全性及び設備の信頼性が向上したことを示している。

3.1.3 日米比較

Fig. 2 の設備利用率に影響を及ぼす詳細因子のうち、運転サイクル、検査スコープ、オンライン・メンテナンス、停止・再起動の判断は、我が国では規制の制限を受ける。

米国では、運転サイクル期間に対する規制上の制限はないが、Tech. Spec. の関連部分を変更する際には NRC の承認が必要である。運転サイクルの変更を希望する事業者が増えたため、NRC は 1991 年に運転サイクル延長に伴う Tech. Spec. 変更の審査事項を明確化した (Generic Letter 91-04)。

米国では、格納容器漏洩率試験 (10CFR50 付則 J)、ASME コードに基づく ISI/IST (10CFR50.55a)、Tech. Spec. のサーベランス試験要件の他に、我が国の定期点検・定期検査に相当する要件はない。また、これらについても、検査・試験の合否判断は事業者が行い、NRC の検査により事業者の作業が滞ることはない。このため、検査スコープ、保全方法及び頻度などの最適化の自由度は我が国に比べて高い。さらに、パフォーマンス・ベースの格納容器漏洩率試験 (10CFR50 付則 J オプション B)、リスク情報を活用して ISI スコープを見直すためのガイダンス (Reg. Guide 1.178) 及び保守作業におけるリスク情報の活用 (10CFR50.65(a)(4)) 等の規則またはガイダンスが 1990 年代に相次いで作成された。これらにより、オンライン・メンテナンスを含め、検査スコープ最適化の自由度はさらに高まった。

通常のトラブルによる計画外停止や燃料交換停止後の再起動の判断は、米国では事業者の責任で実施されており、NRC の承認は必要としない。但し、事業者が責任を持って設備を維持することを保守規則 (10CFR50.65) 及び品質保証要件 (10CFR50 付則 B) で要求し、運転中も停止時も NRC の検査官が事業者の作業をいつでも観察できる体制を整えている。

我が国では、燃料交換停止時に実施する定期点検・

定期検査項目が規制要件で与えられており、点検・検査結果が条件を満足するものであることを規制当局 (または原子力安全基盤機構) の立会い等で確認してきた。これは、我が国の原子力発電設備の状態を良好に維持することに寄与してきたと考えられる特徴的な規制である。しかしながら、その反面、燃料交換停止時の作業及び運転サイクル期間を固定化する規制でもある。

Table 3 設備利用率に影響を及ぼす詳細因子と規制

	日本	米国
運転サイクル	<p>最長 14~15 ヶ月。</p> <p>電気事業法第 54 条及び施行規則第 91 条:原子炉及び付属設備の点検間隔 (13 ヶ月以内)。調整期間 (30 日以内)、特に承認された延長期間 (30 日程度)。</p>	<p>規制の制限はない。</p> <p>Tech. Spec. に規定する計装制御系の設定点の確認間隔等が制限要素になるが、18 ヶ月、24 ヶ月等の間隔で問題がないことを示して NRC の承認を得ることができる。</p> <p>1991 年に運転サイクルを延ばす際の審査事項が明確化 (Generic Letter 91-04)。</p>
検査スコープ	<p>法定の検査として原子炉及び付属設備の定期検査が義務付けられている (電気事業法及び施行規則)。規制当局が技術基準適合を確認する。これら以外は事業者が自主的に検査を行う。</p>	<p>法定の検査は、格納容器漏洩率試験、ISI/IST、Tech. Spec. サーベランス試験のみである。規制当局による適合確認は必要ない。これら以外は、保守規則に基づき事業者が保守プログラムを作成し実施する。</p> <p>1995 年に格納容器漏洩率試験の成績が良ければ試験間隔を長くできるオプションを追加 (10CFR50 付則 J オプション B)。1998 年にリスク情報を活用して ISI/IST を見直すガイダンス公表 (Reg Guide 1.178、1.175)。</p>
オンライン・メンテナンス	<p>定期検査のための停止時に実施する分解点検が中心で、AOT に計画的に予防保全作業を行うことは前提としていない。</p>	<p>リスクの変化に留意してオンライン・メンテナンスを行うことが認められている。</p> <p>1999 年に保守作業時のリスクの評価を要求 (10CFR50.65(a)(4))。1998 年にリスク情報を活用して Tech. Spec. を変更 (AOT 延長) する際のガイダンス公表 (Reg. Guide 1.177)。</p>
停止・再起動の判断	<p>再起動前に規制当局の承認及び地元自治体への説明が必要。</p>	<p>通常の再起動は事業者が判断し規制当局の承認を必要としない。</p>

Table 4 設備利用率の試算

	日本 2000年	A	B	C	D
燃料交換を伴う停止回数 (回/基)	0.7	0.7	0.7	0.6	0.6
燃料交換を伴う停止1回の平均日数	84	44	84	84	44
燃料交換のない停止回数 (回/基)	0.3	0.3	0.3	0.3	0.3
燃料交換のない停止1回の平均日数	17	17	7	17	7
平均負荷率	0.98	0.98	0.98	0.98	0.98
概算平均停止日数 (日/基)	64	36	61	55	28
概算平均時間稼働率 (%)	82	90	83	85	92
概算平均設備利用率 (%)	80	88	81	83	90

A: 燃料交換を伴う停止1回の平均日数が米国(2000年)と同じ
 B: 燃料交換のない停止1回の平均日数が米国(2000年)と同じ
 C: 燃料交換を伴う停止回数が米国(2000年)と同じ
 D: A, B, Cの条件全てが米国(2000年)と同じ

我が国では定期検査における規制当局の確認や停止後の再起動における規制当局及び地元自治体への説明等、米国とは異なる手続きがあり、これに要する期間も停止日数の違いに影響する。燃料交換停止及び燃料交換を伴わない停止ともに、平均日数が長い点も我が国の特徴である。以上をまとめて Table 3 に示す。

我が国の原子力発電施設で米国と同程度まで停止日数を短縮し、運転サイクルを長期化した場合の設備利用率を試算したものを Table 4 に示す。この表では、設備の状態を維持したまま(2000年の日本の平均負荷率: 0.98、燃料交換のない停止回数: 0.3 回/基)、燃料交換停止日数、燃料交換を伴わない停止日数及び燃料交換停止回数に米国の2000年の値を用いた。燃料交換停止日数を44日に短縮すると、設備利用率は8%向上する(Table 4のA)。我が国でも燃料交換停止を40日程度で終了した経験はあるが、現状の規制制度下でこれを恒常的に達成することは難しい。このため、オンライン・メンテナンス、検査スコープ、再起動の判断(非介入型の規制検査、事業者及び規制当局の責任の明確化)など、燃料交換停止期間短縮に影響を及ぼす規制制度の妥当性を検討する意義は大きい。また、停止日数が変わらなくても燃料交換停止回数が0.6回/基になれば、設備利用率は3%向上する(Table 4のC)。これは、停止期間が約3ヶ月の場合、運転期間が

約17ヶ月であることを意味しており、運転サイクルを長期化しなければ実現できない。

3.2 ケース2: 1996~1998年

3.2.1 主な変化

1993年に Millstone-1 (BWR) で、最終安全解析書(FSAR)の記載と異なる手順で燃料交換が行われていたことが明らかになった^[9]。Millstone-1では、燃料交換の際に1/3炉心ずつ使用済み燃料をプールに移動することを前提として安全解析を行っていた。これに対し、作業効率を上げるため実際は毎回全炉心をプールに移動していた。全炉心をプールに移動することは非常時の手順として考慮されていたが、プールの冷却能力の裕度が十分ではなかった。

この問題自体は、プールの冷却能力を増強することで終結した。しかしながら、1995年頃からこの問題がマスメディアに大きく報じられるようになった。報道の矛先は、従業員の問題提起に適切に対応しなかった事業者の安全文化の欠如に加え、許認可の根拠となるFSARの記載内容と実際の状態が一致していないことを看過していたNRCにも向けられた。NRCの能力を批判する世論が高まり、NRCに対する公衆及び議会の信頼が失墜した。

規制要件、認可条件、Tech. Spec.等で要求される設備あるいはSSCの機能や、FSARの安全解析で仮定するSSCの機能を満足するために設定された設計上の制限値等は、設計ベースの情報(Design Bases Information)と称されている。設計ベースの情報は許認可の技術的根拠を示すもので、事業者が適切に管理し順守しなければならない。設計ベースの情報の管理状況確認の必要性は、1980年代半ばから認識されていた。NRCは、政策声明書(1992年)やGeneric Letter案(1993年)を作成して産業界に状況改善を求めるメッセージを示し、産業界の自主的な改善努力を促していた。

設計ベースの情報の管理の問題は Millstone-1 以外の発電所でも確認され、NRCは状況の確認を事業者に求め、また、報告要件や検査を強化した。このような規制引き締めにより、1996~1998年に多数の発電所が長期間運転を停止した(1997年には11基が通年運転停止、8基が設備利用率50%未満)^[2]。また、Millstone-1、Haddam Neck、Main Yankee、Zion-1/2の5基は、規制対応が経済的に見合わないとして永久停止し、原子力産業全体に対する経済的影響が顕著になった。リスク

情報の規制への活用の検討も、設計ベースの情報の確認が終了するまで実施し難いとする意見が出され、産業界にとって厳しい状況が続いた。多数の原子力発電所が長期間運転を停止したため、1996～1998年は設備利用率が低下した。同時に、事象報告や軽微な違反の件数が増加し、この時期は、米国の原子力発電所の運転実績において、様々な観点で特異点となった。

産業界は、NRCの指示に従い設計ベースの情報の確認に真摯に取り組み、文書の電子化による維持管理の効率化も進めた。その一方で、安全重要度が高くない問題を処理するための作業、報告、些細な違反の対応が増加し、原子力発電所の存続にも影響しかねない状態に不満が高まった。産業界は、NRCの要求は安全性の観点で合理的でないと議会に働きかけた。

1998年に議会や会計検査院がNRCの予算、人員及び規制活動の妥当性について問題を提起し、1999会計年度のNRCの予算審議で議会から大幅な削減要求が出された。議会の問題意識に答えるため、NRCは規制

活動の目的（ミッション）を再確認し、ミッションに立ち返った規制活動の見直し及び効率化に着手した。NRCが議会に示した回答には、安全上重要な作業に規制活動の重点をおき、リスク情報を活用したパフォーマンス・ベースの規制機関を目指すこと、不要な作業を減らすため産業界の活動を積極的に活用することなどが盛り込まれた^[10]。

3.2.2 問題点と回復過程で採られた措置

Millstoneの問題が発端となり1996～1998年に米国の原子力産業界全体が経験した主な問題を以下に示す^{[10]・[13]}。

- 複数の発電所で設計ベースの情報の維持・管理が不適切だった。
- 些細な違反が増加した。その対応にNRC及び事業者が多くを労力を費やし、細かな設計ベースの情報の管理まで一様にNRCが介入する意義が問われた。

Table 5 1996～1998年に米国で経験した主な問題、理由及びNRCの措置

問題	理由	NRCの措置
複数の発電所で設計ベースの情報の維持・管理が不適切だった。	設計ベースの情報の定義、NRCの事前承認なしで実施できる変更、検査、試験及びFSAR更新手順が1980年代から曖昧なままだった。	関連規則改定及びガイダンス整備により曖昧なものを明確化した。 ・設計基準の定義：Reg. Guide 1.186作成（NEI 97-04を参照） ・NRCの事前承認なしで実施できる変更、検査、試験：10CFR50.59改定、Reg. Guide 1.187作成（NEI 96-01, Rev.1を参照） ・FSAR更新手順：Reg. Guide 1.181作成（NEI 98-03を参照）。
些細な違反が増加した。その対応にNRC及び事業者が多くを労力を費やし、細かな設計ベースの情報の管理まで一様にNRCが介入する意義が問われた。	設計ベースの情報の維持・管理状況の確認を全事業者に求め、報告要件、違反の摘出、検査を強化した。	些細な違反は事業者の責任で是正し、NRCは検査を通して監視するように処理を簡略化した。また、リスク情報を活用し安全上重要な違反に着目する方針を示した（NUREG-1600, Rev. 1）。
多数の原子力発電所が長期停止した。	違反や検査指摘事項が多い発電所に対しNRCが監視を強化する枠組みで、監視レベルが最も高いものは運転再開にNRCの承認を必要としたが、状態改善を確認し運転再開を承認する手順が不明確だった。	重大な問題が生じて運転停止した発電所の監視に関する検査マニュアルを見直し、監視強化の条件、監視体制、運転再開の条件設定等を明確化した（IMC 0350）。
複数の原子力発電所が永久停止するほど規制措置が厳しいものとなった。	問題の安全上の重要度、事業者の状況及び規制措置の影響等のバランスに対するNRCの認識が適切ではなかった。公衆及び議会の信頼回復のため、NRCは厳しい措置を採る必要があった。	緊急性が低い問題は産業界と公開の場で意見交換して自主的な改善を促し、産業界の改善措置が不十分な場合に一般通達で対応を要求するようにNRCのプロセスを見直した（SECY-99-143）。 電子情報を用いた情報公開により規制判断の透明性を向上した。また、NRCの活動を解りやすく正確に説明できるようにNRCスタッフの訓練等を整備した（SECY-98-089）。議会に提出する毎月の活動報告を充実し、信頼回復に努めた（COMSECY-98-024）。
発電所の状態に対するNRCの評価手順及び規制措置が明文化されておらず、客観性を欠いた。	問題プラント選定の客観性、他の評価活動や法的根拠のある強制措置との関係が不明確だった。	発電所の状態を適切に評価し、リスク情報を活用して合理的・客観的に規制措置を実施できるように、検査、評価及び強制措置の体系的な見直しを進め、ROP導入に至った（SECY-99-007）。

- NRC は違反や検査指摘事項が多い発電所の監視を強化したが、状態改善を確認し運転再開を承認する手順が不明確だったため、多数の原子力発電所が長期停止した。
- 複数の原子力発電所が永久停止するほど規制措置が厳しいものとなった。
- 発電所の状態に対する NRC の評価プロセス及び規制措置が明文化されておらず、客観性を欠いた。これらの理由及び回復過程で NRC が採った措置を Table 5 に示す。

4. 合理的な安全規制のために

4.1 安全規制と設備利用率

原子力発電所の安全規制は国民の安全確保を目的とするものであり、設備利用率の高低は安全規制で扱うものではない。しかしながら、ケース 1 の日米比較から、設備利用率は安全規制の影響を受けることがわかる。即ち、運転経験及び知識が十分ではない段階では、設備の点検・検査の内容及び頻度を規範的な規制要件で義務付けることにより、一定の安全性及び設備利用率を確保できる。その反面、規範的な規制の下では、事業者が一層の設備利用率向上を目指すことは難しく、また、技術的知識の蓄積や学ぶ姿勢を妨げる可能性もある。これに対し、規範的規制が少なく運転サイクルや検査スコープ最適化における事業者の自由度が高い場合は、運転経験や技術的知識が蓄積に伴い、事業者が一層の設備利用率向上を目指すことが可能になる。

ケース 1 から、米国の原子力発電所の設備利用率向上の背景にある規制制度の要素として、以下を挙げることができる。

- 運転サイクル延長の審査項目明確化、リスクの変化に留意したオンライン・メンテナンス導入等、一貫して安全性確保を目指しながら、運転経験や産業界の状態を反映して規制の整備または合理化を行い、事業者の努力を妨げない規制（安全性を確保した上で柔軟性のある規制）
- パフォーマンス・ベースの格納容器漏洩率試験導入、リスク情報を活用した ISI/IST スコープの見直し等、新しい知見の規制への反映を躊躇しない規制（規制の合理化に前向きな姿勢）
- 法定検査の合否判断、再起動の判断等、発電所の運転に関わる判断の責任は事業者にあるという原

則（責任の明確化）

これらの条件が整い、かつ、市場競争下で事業者の経済意識が高い状態にあったにもかかわらず、ケース 2 では設備利用率が一時的に落ち込んだ。その理由及び NRC の措置から、設備利用率に影響を及ぼし得る規制制度の要素として以下を挙げるができる。

- 規制当局の承認事項の明確化
- 安全上の重要度に応じた規制当局の介入
- 合理的・客観的な規制監視の枠組みの整備・文書化
- 規制当局と事業者の適切なコミュニケーション
- 規制当局に対する公衆、議会の信頼

4.2 規制制度の合理化と法令・規制構造

ケース 1 及び 2 で示した NRC の規制制度の変更は、いずれも議会における審議を必要としないレベルで行われていることも特徴的である。米国の原子力規制文書の階層構造を Fig. 3 に示す。

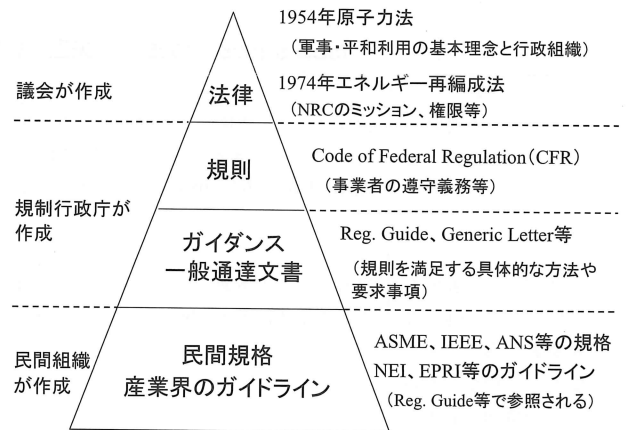


Fig.3 米国の原子力規制文書の階層構造

我が国では、定期検査（電気事業法第 54 条、原子炉等規制法第 29 条）、定期安全管理審査（電気事業法第 55 条）及び保安規定遵守状況の検査（原子炉等規制法第 37 条）を受けることを法律で事業者に義務付け、その対象や実施間隔を政・省令等で定めている。これに対し、米国では NRC の検査実施権限を法律（原子力法及びエネルギー再編成法）で定め、法律に基づく NRC の権限（10CFR1.1）及び NRC の検査を受ける事業者の義務（10CFR50.70）を規則で規定している。NRC が行う検査の種類、内容、実施間隔等はこれらの法令では定めず、NRC 検査マニュアル等で文書化し継続的に見直している。

米国は行政活動に対する法の拘束が我が国に比べて緩やかである。これは、議会審議を待たず迅速に行政要求に対応する仕組みを目指す米国の行政法の特徴の1つである。このため、ケース1に見られるように、運転経験や新しい知見を反映した規制検査の整備または合理化等を我が国よりも進めやすいと考えられる。一方で、行政の裁量範囲が広いと、問題認識が不適切な場合に規制が過剰、または過小になり得る。このような事態を防ぐため、米国の行政法は、文書整備、情報公開、意思決定における公衆の参加機会設定、議会への報告等、行政活動を手続き的に拘束する仕組みを備えている。ケース2の回復措置に見られるガイダンス文書や検査及び監視枠組の徹底した文書化、事業者との公開の場での議論、公衆や議会への説明、議会による介入等はこの特徴に基づいていると解釈できる。

4.3 合理的な安全規制に必要な条件

4.1節で摘出した規制制度の要素は、設備利用率のみに関わるものではなく、原子力発電所の合理的な安全規制に必要な条件であると考えられる。また、米国の法令・規制構造は、我が国に比べて合理的な安全規制を整備しやすいと考えられる。これらから、合理的な安全規制に必要な条件として、以下を挙げることができる。

- 安全性を確保した上で柔軟性のある規制
- 規制の合理化に前向きな姿勢
- 事業者の責任及び規制当局の承認事項の明確化
- 安全上の重要度に応じた規制当局の介入
- 合理的・客観的な規制監視の枠組の整備と文書化
- 規制当局と事業者の適切なコミュニケーション
- 規制当局に対する公衆、議会の信頼
- 法令・指針・民間規格類の階層構造の整備
- 法令の簡素化と規制・行政活動を手続き的に拘束する仕組みの整備

5. 結言

2つのケーススタディから設備利用率に影響を及ぼし得る安全規制の要素を摘出した。また、規制制度の変更しやすさと法令・規制構造の関係を分析した。これらに基づき、合理的な安全規制に必要な条件を把握した。ただし、これらは設備利用率向上の必要条件の一部でしかないことも認識する必要がある。即ち、Fig. 2の詳細因子は、いずれも事業者の努力なくして改善

されるものではない。また、安全性維持を忘れて経済性を追求すると、Millstoneの問題のように重大な経済的損失を招く可能性があることも忘れてはならない。

現在、我が国において原子力発電所の検査のあり方等の検討が進められている。そこで示されている性能規定化、リスク情報の活用、学協会の活用等の方向性は、本ケーススタディで把握した合理的な安全規制の条件に一致する。今後、さらに我が国の実効的な原子力規制のあり方を検討していく上では、新しい知見を反映した合理的な規制を目指すと同時に、法制度全体を俯瞰して整合性の取れた仕組みを構築する必要がある。

参考文献

- [1] “NRC Information Digest”, NUREG-1350, Vol. 5-17.
- [2] E. M. Blake, “U.S. Power Reactor Performance 2002-2004”, ANS, 2005.
- [3] A. C. Kadak et al., “Quantitative Performance Comparison of Japanese and American Nuclear Power Industries”, MIT-NSP-TR-018, 2004.
- [4] “A Short History of Nuclear Regulation, 1946-1999”, NUREG/BR-0175, Rev. 1, 2000.
- [5] “10CFR Part 50: Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants, Final Rule”, 56FR31306, July 10, 1991.
- [6] “Operating Experience with Nuclear Power Stations in Member States in 2004”, STI/PUB/1237, 2005.
- [7] “U. S. Nuclear Refueling Outage Days”, NEI web.
- [8] W. F. Kane, “Results of the Industry Trends Program for Operating Power Reactors and status of Ongoing Development”, SECY-02-058, 2002.
- [9] H. L. Thompson, Jr., “Millstone Lessons Learned Report, Part 2: Policy Issues”, SECY-97-036, 1997.
- [10] “United States Nuclear Regulatory Commission Programs and Nuclear Safety Regulatory Issues - Fiscal Year 1999 Oversight Testimony”, July 30, 1998.
- [11] H. L. Thompson, Jr., “Proposed Regulatory Guidance Related to Implementation of 10 CFR 50.59 (Changes, Tests, or Experiments)”, SECY-97-035, 1997.
- [12] L. J. Callan, “Integration and Evaluation of Results from Recent Lessons-Learned Reviews”, SECY-97-205, 1997.
- [13] L. J. Callan, “Public Communications Initiative (DSI-14)”, SECY-98-089, 1998.

(平成18年7月4日)