



RIETI Discussion Paper Series 09-J-035

原子力発電所の稼働率・トラブル発生率に関する日米比較分析

戒能 一成
経済産業研究所



Research Institute of Economy, Trade & Industry, IAA

独立行政法人経済産業研究所

<http://www.rieti.go.jp/jp/>

原子力発電所の稼働率・トラブル発生率に関する日米比較分析

2009年 12月

戒能 一成 (C)*

要 旨

日本における原子力発電は、現状53基が稼働し電力の約25%を供給する重要なエネルギー源となっている。しかし、地震などの不可抗力、設備上・運転上のトラブルや関連する規制対応などのため近年の平均稼働率は60%台で低迷している。一方、米国では2000年頃から平均稼働率90%台で安定して推移しており、日米間で大きな稼働率の差異が存在する。

本稿においては、日米の過去10年分の原子力発電所の稼働率・トラブルを型式・年式別に分類・集計し、稼働率やトラブルの発生頻度や両者の相関関係などを統計的手法を用いて分析し、稼働率の差異を生じる要因や規制制度の影響などについての定量的な比較分析を行った。

稼働率の差異については、日米間の差異の大部分は日本の沸騰水型の稼働率が相対的に約30%低いことで説明されること、トラブル発生率の差異については、対処可能なトラブルのうち停止を伴うトラブルの発生率では日本の方が発生率が低い、停止・非停止を合計した対処可能トラブル全体の発生率では米国での発生率が顕著に低下し日本の沸騰水型で発生率が増加した結果日米間でほぼ差がなくなっていることなどが判明した。

一方、稼働率とトラブル発生率の関係については、トラブル発生率当の稼働率低下への影響は日本の方が大きく「一旦止まると長引く」傾向が認められるが、トラブルによる直接的な停止時間は日米間の稼働率の差異の主な原因ではなく、沸騰水型では過去のトラブルに起因する予防保全・対策工事のための停止時間と定期検査に要する時間の差が、加圧水型ではトラブル発生率が極めて低く定期検査に要する時間の差が稼働率の差異の原因となっていると判明した。

従って今後の稼働率向上とトラブル低減に向けて、沸騰水型ではトラブルの発生低減への取組みが、加圧水型では定期検査期間の延長・適正化への取組みが重要であると考えられる。

キーワード: 原子力発電、事故・トラブル、統計的分析

JEL Classification: L94, K32, C44

* 本稿中の分析・試算結果等は筆者個人の見解を示すものであって、筆者が現在所属する独立行政法人経済産業研究所、IPCC、大阪大学、慶應義塾大学などの各組織の見解を示すものではないことに注意ありたい。

本稿の作成にあたり、経済産業省原子力安全・保安院、(独)原子力安全基盤機構の皆様にも多大なる御協力を頂いたことを特記し感謝の意を表す。勿論、本稿に含まれるべき誤謬は総て筆者の責に帰するものである。

原子力発電所の稼働率・トラブル発生率に関する日米比較分析

- 要 約 -

1

1. 本稿の目的・分析手法

1-1. 本稿の目的

日本・米国の過去10年分の原子力発電所の稼働率・トラブルを型式・年式別に分類・集計し、稼働率やトラブルの発生頻度や両者の相関関係などを統計的手法を用いて分析し、稼働率の差異を生じる要因や規制制度の影響などについての定量的な比較分析を行った。

1-2. 分析手法 - 全て公開データを使用

日本・米国の軽水炉 55基・104基について1999-2008年の10年間を対象に算定した。

稼働率については、国際原子力機関・原子力発電所情報システム(IAEA-PRIS)を使用した。

トラブル発生率については、日本分は(社)日本原子力技術協会データベース収録の 1,543件、米国分は NRC Event Notification Report収録の 5,465件を再集計・分類し統計解析した。

トラブルは不可抗力・対処可能、発電停止・非停止に基本分類して分析した。

2. 日本・米国の稼働率とトラブル発生率

2-1. 稼働率

日本・米国の稼働率を比較した場合、稼働率の差異の主な原因は沸騰水型で約 30%の有意な差があることに起因する。加圧水型では見掛上約 6%の差があるが、年式別に見た場合には有意な差は見られない。

2-2. 総対処可能トラブル

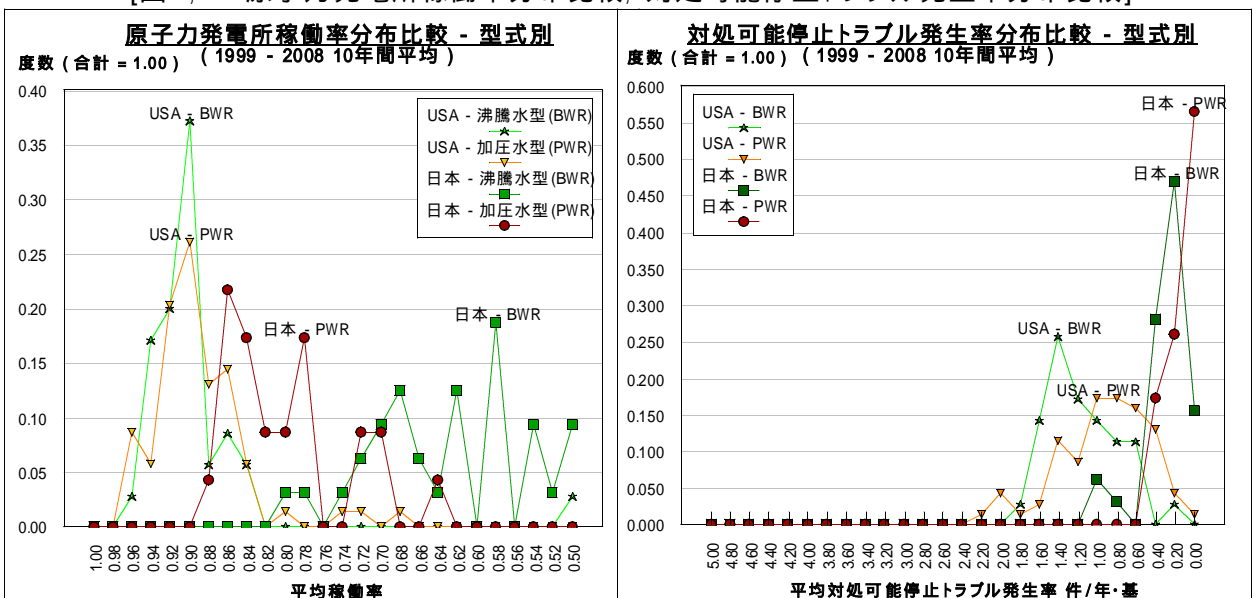
日本・米国の総対処可能トラブル発生率(停止・非停止合計)を 5年単位で比較した場合、日本の沸騰水型で増加(2 4件/年・基)、加圧水型は横這い(2件/年・基程度)に対し、米国では沸騰水型・加圧水型とも発生率の低下(沸騰 6 4件/年・基、加圧 4 3件/年・基)が見られる。

2-3. 対処可能停止トラブル

日本・米国の対処可能停止トラブル発生率を 5年単位で比較した場合、日本の沸騰水型で微増(0.3 0.4件/年・基)、加圧水型で横這い(0.2件/年・基)であるのに対し、米国では沸騰水型・加圧水型とも発生率の低下(沸騰 1.4 1.1件/年・基、加圧 1.0 0.9件/年・基)が見られる。

ここで日本の加圧水型の発生率は過半数の号機で 0 であり、「稀事象」と確認される。

[図1.,2. 原子力発電所稼働率分布比較, 対処可能停止トラブル発生率分布比較]



3-1. 稼働率-対処可能停止トラブル相関

対処可能停止トラブル発生率当の稼働率低下への影響は、加圧水型では日本で -5.8%/件、米国で -1.0%/件の有意な係数が認められ、日本の方が米国よりもトラブルによる停止時間が格段に長く「一旦止まると長引く」傾向があると認められる。沸騰水型では日本・米国とも影響は直線的ではなく高次相関が見られるが、日本では「停止時間逓減型」で米国はその反対である。

3-2. 総停止時間内訳推計

上記分析結果から、日本・米国の年間総停止時間(= 1 - 稼働率)とその差異の内訳を推計したところ、稼働率の差異をもたらしている主たる原因はトラブルによる停止時間ではないこと、また型式別に差異をもたらす主たる原因が異なることが判明した。

沸騰水型では、稼働率の差約 29%のうち予防保全・対策工事時間差と最低限の定期検査の時間差がそれぞれ約10%の寄与とともに最大の要因であり、残余の大部分が不正行為・不可抗力の時間差で、他のトラブルの停止時間差は 1%に満たないものと推定された。

加圧水型では、稼働率の差約 6%のうち最低限の定期検査の時間差が約 10%、予防保全・対策工事時間差が -5%の寄与であり、トラブルの停止時間差はほぼ 0 と推定された。

4. 考察と提言

4-1. 沸騰水型

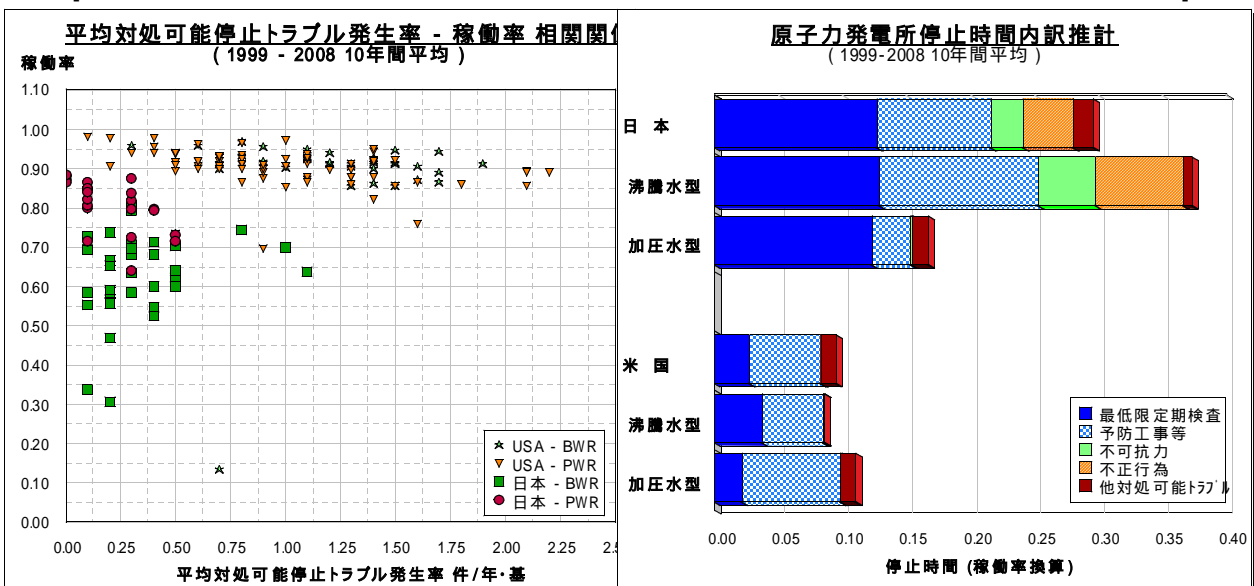
沸騰水型においては、対処可能トラブル発生率に増加傾向が見られること、予防保全・対策工事や不正行為の遠因は結局過去の対処可能トラブルであることから、目下の対処可能トラブル発生率の増加を止め減少に転じることが中長期的な稼働率向上の第一であると考えられる。

このため、事業者による運転情報の共有・分析・評価や結果の自号機への反映・改善、規制当局による「信賞必罰」型の厳正な制度運用などを一層進めていくことが必要と考えられる。

4-2. 加圧水型

加圧水型においては、対処可能トラブル発生率が十分低いこと、日本・米国での稼働率の差の最大要因が最低限の定期検査時間の差であること、対処可能トラブルのうちの「定期検査措置不良」の構成比が増大していること及び 職業被曝量の飽和化の傾向があることなどを考えれば、定期検査期間の延長・適正化への取組みが必要であると考えられる。

[図3.4. 平均対処可能停止トラブル発生率-稼働率相関、原子力発電所停止時間内訳推計]



原子力発電所の稼働率・トラブル発生率に関する日米比較分析

- 目 次 -

要 旨

要 約

目 次

本 文

1. 原子力発電所の概況と本稿の目的

- 1-1. 原子力発電所の型式と設備容量推移
- 1-2. 原子力発電所の安全規制の概要
- 1-3. 原子力発電所の近年の状況と本稿の目的

2. 原子力発電所の稼働率・トラブル発生率の比較分析手法

- 2-1. 稼働率・トラブル発生率の集計・算定手法
- 2-2. 稼働率・トラブル発生率の分布解析手法
- 2-3. 稼働率-トラブル発生率間の相関分析手法

3. 原子力発電所の稼働率・トラブル発生率に関する分析

- 3-1. 稼働率の推移と比較分析
- 3-2. トラブル発生率の推移と比較分析 -1 総対処可能トラブル
- 3-3. トラブル発生率の推移と比較分析 -2 対処可能停止トラブル

4. 原子力発電所の稼働率-トラブル発生率の相関関係と停止時間内訳に関する分析

- 4-1. トラブル発生率-稼働率の相関に関する比較分析
- 4-2. 原子力発電所の停止時間の要因別内訳分析

5. 考 察

- 5-1. 分析結果のまとめ
- 5-2. 考察と提言

別掲図表

補 論

- 補論1. 米国 Devis-Besse 原子力発電所炉蓋腐食問題に対する執行措置の概要
- 補論2. 米国原子力発電所の稼働率と安全規制改革の因果性解析
- 補論3. 日本・米国の職業被曝量と稼働率・トラブル発生率の相関分析

参考文献

2009年 12月
戒能一成(C)
2010年 10月改訂

1. 原子力発電所の概況と本稿の目的

1-1. 原子力発電所の型式と設備容量推移

1-1-1. 原子力発電所の型式・年式分類と設備容量推移

(1) 日本・米国の原子力発電所の型式・年式分類

日本・米国で現在使用されている原子力発電所については、その大部分が軽水炉であり、沸騰水型(BWR: Boiling Water Reactor)及び加圧水型(PWR: Pressurized Water Reactor)の2つの型式が用いられている。

日本・米国の発電所を運転開始年別に見た場合、米国の原子力発電所の約50%、日本の原子力発電所の約40%が1979年以前に運転開始し30年以上使用された高年式型である。

(2) 日本・米国の原子力発電所の型式・年式別設備容量推移

日本・米国の原子力発電所の設備容量を型式別に見た場合、日本では沸騰水型の方が基数・設備容量ともに多いが、米国では逆にいずれも加圧水型が多い状況となっている。

また、米国では沸騰水型・加圧水型の1基当りの平均設備容量はほぼ同じであるが、日本では沸騰水型の方が加圧水型より約20%平均設備容量が大きくなっている。

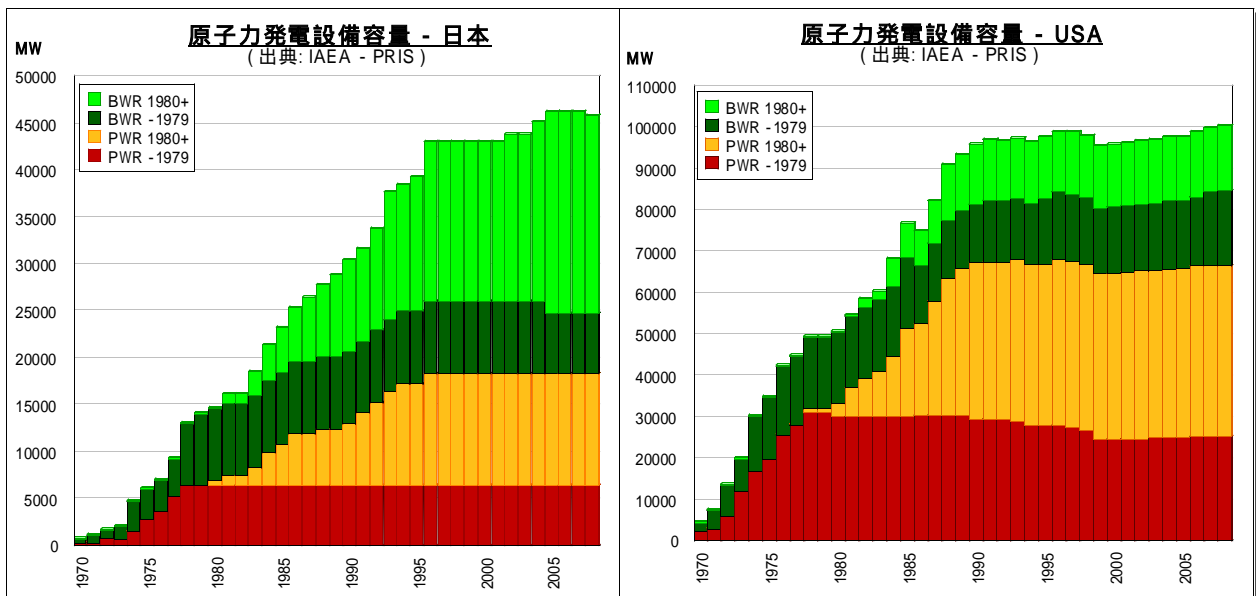
一方、年式別に見た場合、沸騰水型については米国では1980年以降に運転開始した発電所より1979年以前に運転開始した高年式の発電所の方が基数が多いが、日本ではその逆に1980年以降に運転開始した低年式の発電所の方が多くなっている。加圧水型では日本・米国とも1980年以降に運転開始した低年式の発電所の方が基数が多くなっている。

(3) 日本・米国の原子力発電所の設備容量の変化

日本・米国の原子力発電所の新設・能力増強など設備容量の変化を見た場合、日本では一貫して新設により設備容量が増加しているが、既存発電所の能力増強は全く行われておらず、設備容量は離散的に増加して推移している。

一方、米国では1990年以降は新設が全く行われていない反面、過去10年間に既存発電所の能力増強が合計で215回も行われており、設備容量が連続的に増加して推移している。

[図1-1-1-2.,-3. 日本・米国の型式別・年式別原子力発電設備容量推移]



参考: 別掲図表: 図1-1-1-1. 原子力発電所の主要型式分類
表1-1-1-1. 日本・米国の原子力発電所の型式別・年式別基数、設備容量及び能力増減件数

1-1-2. 原子力発電所の型式別の構造的特徴

(1) 沸騰水型・加圧水型の基本構造

沸騰水型・加圧水型原子力発電所については、プラントメーカーなどにより数次の改良が加えられてきており年式別に若干構造が異なっているが、各型式別の基本的な構造は年代を問わず日本・米国ともほぼ同じとなっている。

沸騰水型では压力容器内で一次冷却水を直接沸騰させ、当該一次冷却水の蒸気でタービンを回して発電する構造となっている。

一方、加圧水型では一次冷却水を 150気圧以上に加圧し沸騰させずに循環させ、蒸気発生器で一次冷却水と熱交換した二次冷却水の蒸気で発電する構造となっている。

(2) 沸騰水型・加圧水型の構造的特徴-1: 設備・機器及び配置の差異

(沸騰水型・加圧水型に固有の機器 - 再循環ポンプ、加圧器・蒸気発生器)

沸騰水型では、沸騰している一次冷却水を燃料集合体に均等に行渡らせる必要があり、炉心の一次冷却水を強制循環するための「再循環ポンプ」が設けられている。

加圧水型では、一次冷却水を沸騰させないよう蒸気圧で加圧するための「加圧器」、一次冷却水と二次冷却水を熱交換し沸騰させるための「蒸気発生器」などの機器が設けられており、沸騰水型と比べて構造が複雑である。

(制御棒駆動機構の配置)

沸騰水型では、炉心で一次冷却水を沸騰させるため湿分分離器を燃料集合体の上部に設ける必要があり、制御棒駆動機構は压力容器の底部に設置し水圧式・電動式で常時炉心に押し上げておき、運転時に落下させて引抜く設計となっている。

加圧水型では湿分分離器は炉心にないため、制御棒駆動機構は压力容器頂部(蓋部)に設置し、停止時に炉心に落下している制御棒を運転時に電動式で引抜く設計となっている。

(3) 沸騰水型・加圧水型の構造的特徴-2: 運転中に放射能レベルが高い範囲の差異

沸騰水型では、炉心で沸騰させた一次冷却水を直接タービンに送って発電するため、発電所のほぼ全部の機器・配管を放射能レベルの高い一次冷却水やその蒸気が通る構造となっている。このため、運転中は殆どの機器・配管に人間が近づくことができない、維持補修に伴う職業被曝線量や低レベル放射性廃棄物の発生が相対的に多いなどの特徴がある。

加圧水型では一次冷却水を沸騰させず熱交換した二次冷却水の蒸気を発電に用いるため、炉心部の耐圧性を沸騰水型の約 2倍とするなど構造を頑丈にする必要があるが、二次冷却水の放射能レベルを極めて低く抑えることができる。このため、運転中であっても蒸気タービンや給水ポンプなど二次系の機器・配管は冷却すれば人間が直接検査・補修ができ、職業被曝線量や低レベル放射性廃棄物の発生が相対的に少ないなどの特徴がある。

(4) 沸騰水型・加圧水型の構造的特徴-3: 運転中の遊離水素の影響とその範囲の差異

沸騰水型では、炉心で一次冷却水の液体・気体(蒸気)の両方に放射線が照射され分解した水素・酸素が生じるが、気体中には再結合触媒を添加できないため、一次冷却水蒸気中に分解により生じた微量の遊離水素・酸素が常時含まれている。沸騰水型では一次冷却水やその蒸気が発電所全体を循環するため、ほぼ全ての配管が遊離水素・酸素の影響を受け、検査・補修時には配管内部の遊離水素に注意を要するという特徴がある。

加圧水型では炉心の一次冷却水は液体のみであるため、仮に一次冷却水が照射により分解して水素・酸素が生成しても、一次冷却水の液体中に添加されている再結合触媒で直ちに水に戻すことができ、遊離水素の影響を受ける部分が限定されるという特徴がある。

参考: 別掲図表: 図1-1-2-1. 原子力発電所の型式別の主要な構造的特徴
図1-1-2-2. 原子力発電所の型式別の原子炉 1基当平均職業被曝線量比較

1-2. 原子力発電所の安全規制の概要

1-2-1. 日本の原子力発電所の安全規制

(1) 日本の原子力安全規制体制と組織

日本の原子力発電所の安全規制については、核原料物質・核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(「以下原子炉等規制法」という。)及び電気事業法に基づいて、経済産業省原子力安全・保安院が原子力発電事業者の発電所を規制監督する制度となっている。

原子力安全・保安院は本院の他に各原子力発電所の所在地など全国21ヶ所に原子力保安検査官事務所を設置して保安検査官を常駐させており、各設備の安全規制を迅速に実施し執行する体制を敷いている。また、原子力安全・保安院の安全規制を技術面から支援する専門家集団として、独立行政法人原子力安全基盤技術機構が設けられており、特に事業者の検査体制など組織面での審査を当該機構が実施している。

さらに、原子力安全・保安院が実施する安全規制については、内閣府原子力安全委員会がその実施状況と制度運用の妥当性を「ダブルチェック」する体制となっている。

(2) 日本の原子力発電所の保安規定と定期検査制度

(保安規定)

原子炉等規制法第37条他の規定に基づいて、原子力発電所は号機毎に保安規定・核物質防護規定などを策定し遵守するとともに関連する記録を作成・保持することを義務づけられている。当該保安規定においては具体的な発電所の運転方法や運転継続・停止の判断基準、検査・保守管理方法、高経年化問題対策、品質保証体制などが定められている。

(定期検査)

原子炉等規制法第29条及び電気事業法第54条の規定に基づいて、原子力発電所は号機毎に1年(最大13ヶ月)に1回停止させて定期検査を行うことが義務づけられている。

定期検査は事業者定期検査と国の定期検査に分かれており、主要な機器・配管など特に重要な部分は国の検査官の立会の下で正常な機能を保持しているか否かを検査し、それ以外の部分は事業者が自主検査し結果を国に報告する制度となっている。

通常、定期検査においては必要最小限の検査と燃料交換だけでも2ヶ月以上の停止が必要とされ、補修保全工事などを伴う場合さらに長期間の停止が必要となっている。

(3) 「地域安全協定」と地元地方公共団体の関与

日本の原子力発電所の安全規制は、本来の制度上は「原子炉等規制法」に基づき国に一元化されており、発電所の地元の地方公共団体は発電所周辺の環境放射能問題や地域住民の防災対策問題を担当することとなっている。

しかし、原子力発電所の立地に当たり、原子力発電事業者は地元地方公共団体と「地域安全協定」を例外なく締結しており、法的拘束力のない協定ではあるものの、当該「地域安全協定」の内容によっては、事実上原子力安全・保安院、原子力安全委員会に加え地元地方公共団体が内容を審査する「トリプルチェック体制」となっている状況にある。

例えば、「地域安全協定」の多くは設備の新增設・変更の際に地元地方公共団体の同意を要する条項となっているが、一部の協定では事故からの復旧・再起動の際などにも地元地方公共団体の事前了解を要求できる旨の条項が含まれており、発電所によっては機器の変更を伴わないトラブルによる停止であっても地元地方公共団体の了解を得なければ再起動ができない内容となっている。

- 参考: 別掲図表: 図1-2-1-1. 日本の原子力発電所の安全規制体制の概要
図1-2-1-2. 原子炉等規制法の発電所運転関連規定の概要
図1-2-1-3. 原子力発電所の地域安全協定の概要 (東京電力-新潟県・柏崎市・刈羽村の例)

1-2-2. 米国の原子力発電所の安全規制と規制改革

(1) 米国の原子力安全規制体制と組織

米国の原子力発電所の安全規制については、1974年エネルギー組織改革法により設置された独立委員会である「Nuclear Regulatory Commission (NRC)」^{*1}が一元的に実施している。

NRCの5名の委員は任期5年で大統領が指名し上院による承認を受けて選任され、委員の中から1名が委員長として指名される。2009年10月現在2名が空席で運営されている。

NRC事務局は委員会部局と執行部局に大別され、委員会部局は5名の委員を支える3つの審議会と8部局からなる委員会事務局で構成されている。執行部局は委員長に直属し、12の部局・4つの地域事務所とその傘下の各発電所常駐の検査官事務所で構成されている。

NRCは、日本で例えば原子力安全委員会と原子力安全・保安院が合併したような機能を持った組織と考えることができる。

(2) 米国の原子力発電所の保安規制: ROP規制制度

米国の原子力発電所の安全規制は2000年に大規模な制度改正が行われており(後述)、現在の規制体系は「Reactor Overview Process (ROP)」規制と呼ばれている。

ROP規制の基本的な考え方は、リスク情報に照らし問題がなければ原子力発電事業者の自主検査と事後報告を広範に許容するが、当該事業者の行動や検査結果を客観的・定量的に評価してNRCが問題を認めた場合には、問題の深刻さに応じNRCの検査・規制水準が段々強化され、最終的には罰則・罰金や許可取消などの強制措置に至る、というものである。

従ってROP規制下においては、各発電所のNRC常駐検査官は何も問題がない場合は機器・配管などを直接検査するのではなく、原子力発電事業者の自主検査結果やその体制、事後報告などを間接的に監査する役割を担っていることとなる。

見方を変えれば、ROP規制は原子力発電事業者が安全規制を遵守し良好な維持管理実績を続けている限りにおいて、トラブルで発電所が停止した場合でも問題が解消したことを自分で確認でき次第再起動してもよい制度と考えることができる。

一方、NRC常駐検査官の監査や内部通報による捜査で重大な違反が見つかった場合には、予め定められた悪質性の判断基準に従い、NRCによる強制的な原因究明検査、違反日数に最大で日額\$13万ドルを乗じて課される罰金、個人への業務従事禁止命令、機器などの修理改良命令あるいは運転許可取消などの極めて厳しい執行措置^{*2}が採られることとなる。

(3) 旧SALP規制の問題と2000年の安全規制改革

米国においては、現在のROP規制を導入する前の1999年迄は「Systematic Assessment Licensee Performance (SALP)」規制と呼ばれる制度が採られていた。

SALP規制の内容は現在の日本の原子力発電所の安全規制体制と類似しており、NRC常駐検査官が原子力発電事業者の検査に立会い、問題を発見した場合その都度指導する形態で規制が運用されていた。ところが、当該制度では規制条文の解釈に幅があり検査官の裁量範囲が大きいため、規制の執行が不均一で結果に予見性がないという問題^{*3}を生じていた。

こうした問題に対するNRC内部での分析や米国産業界や議会からの圧力、NRCを含む政府全体での行政効率化の要請を背景に、SALP規制からROP規制への規制改革が行われたという指摘がある。

参考: 別掲図表: 図1-2-2-1. United States Nuclear Regulatory Commission (US-NRC) の組織
図1-2-2-2. US-NRCの規制システムとROP規制の概要

*1 NRCは、原子力発電所以外に試験研究・軍用原子炉、医療用放射性物質全般、核燃料・放射性廃棄物施設などを監督している。

*2 米国での具体的な執行措置については、補論1にDavis-Besse発電所で2002年に起きた実例をまとめてあるので参照ありたい。

*3 参考文献 #10 参照。米国での規制改革と原子力発電所の稼働率の因果関係については、考察及び補論2で再度議論する。

1-3. 原子力発電所の近年の状況と本稿の目的

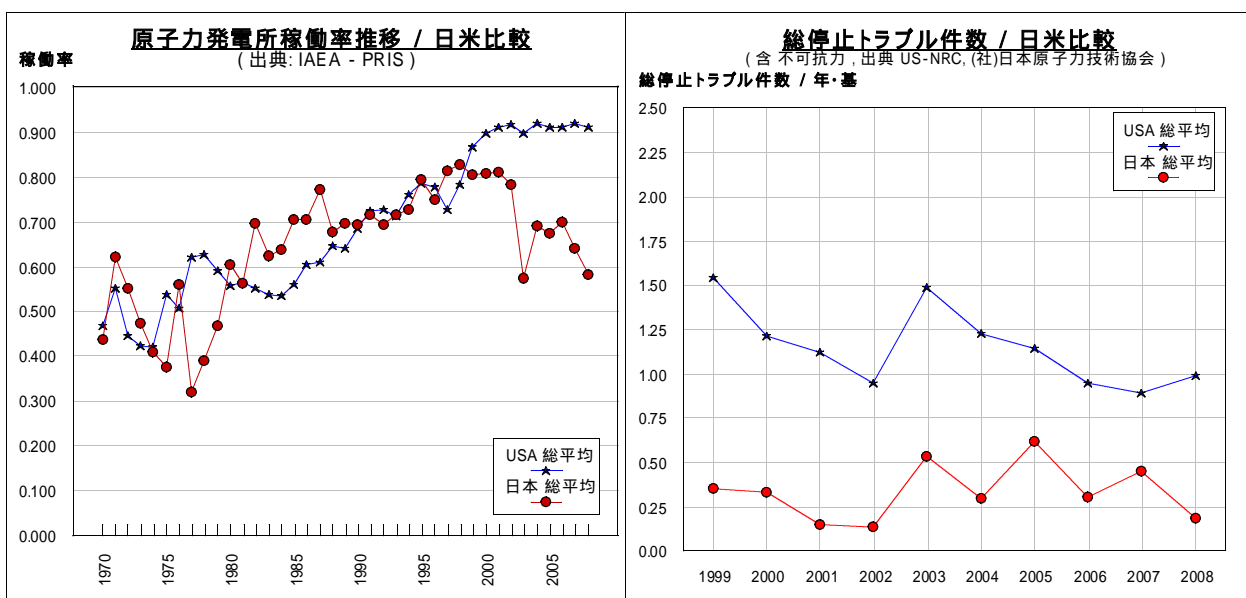
1-3-1. 近年の日本の原子力発電所の稼働率低迷を巡る問題

(1) 総合資源エネルギー調査会原子力部会などでの議論と制度面での環境整備

日本においては、2006年度の「原子力立国計画」策定以来、経済産業省総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力部会などでの議論の中で、欧米諸国と比べて原子力発電所の自動停止率が低いにもかかわらず稼働率が極端に低迷していることが指摘されている。

経済産業省資源エネルギー庁が2008年に策定した「長期エネルギー需給見通し」においては「2020年に設備利用率90%を目指す」ことが提唱されている。また、経済産業省原子力安全・保安院においては、2009年1月から従来の1年1回の定期検査を重要機器・系統の工学的余裕度に基づいて申請により18ヶ月などの長期に設定することを認める制度改正が実施された。このように、制度面での環境整備は進められつつあるものの、稼働率向上への取組みはなお緒に就いたばかりの状況にある。

[図1-3-1-1,-2. 原子力発電所稼働率・総停止トラブル件数 / 日米比較]



(2) 欧米先進国との稼働率比較論の再整理の必要性

稼働率低下の要因を考える上で、個々の要因別の問題点や指標については電気事業連合会や原子力関係の有識者により様々な場で指摘が行われている。

しかし、今後の原子力発電所の稼働率向上対策を検討する上では、近年の稼働率低迷の原因を要因別や型式・年式別に分類して考えることが必要である。例えば、不可抗力部分は比較において取除くべきであり、予防工事部分は問題とする必然性がないと考えられる。

従って、各要因を横断的・統一的に定量化し、型式・年式別に要因別の寄与度を分析して検討を進めていくための取組みが現状ではまだ十分ではない状況にあると考えられる。

(一時的要因)

- 地震・台風・落雷や送電系統側事故など不可抗力による部分
- 耐震基準改訂・高経年化対策などの予防工事による定期検査期間の延長部分

(構造的・制度的要因)

- 定期検査が1年(最大13ヶ月)1回に規制されていたことに起因する部分
- 本来防げたはずの事故・トラブルなど計画外停止の頻度に直接的に起因する部分
- 計画外停止後再起動迄の国・地方の手続が相対的に長いことに起因する部分

1-3-2. 原子力発電所の稼働率・トラブル発生率に関する先行研究と本稿の目的

(1) 主要先行研究と問題点

日本・米国の原子力発電所の稼働率・トラブル発生率を比較した調査研究としては、総合資源エネルギー調査会原子力部会で電気事業連合会により紹介された、社団法人日本原子力技術協会の調査結果(2009)が著名である。

当該調査は、日本で2007-2008年、米国で2004-2005年に運転に入った原子力発電所の至近の1サイクル分の期間を集計して平均値を算定し、その差異を考える上での基礎を提供した点で大変有意義なものである。

しかし、仮に日本・米国の運転技術を比較する意味で両国の運転実績を比較しようとしているのならば、以下のような点で問題が存在している可能性があり、若干の改善が必要である。

- 1期のみでの比較であるため結果の代表性・安定性や例外処理の問題がある
- 両国ともデータソースが複数に跨り数値の整合性に問題がある可能性はある
- 分散・標準偏差など分布形状が不明なので本当に平均値に差があるか判断できない
- 両国で停止の判断基準が異なる場合停止しなかったトラブルも考慮する必要がある
- 停止要因に地震など不可抗力分が含まれておりこのままでは比較可能性に問題がある
- 日本の定期検査に高経年化などの予防対策工事が一斉に含まれている可能性がある
- 型式・年式別の内訳が不明で型式・年式構成比の差による「見掛けの差」が起こりえる

[表1-3-2-1. 1運転サイクル当の運転実績の日米比較 ((社)日本原子力技術協会) (2009) (抄)]

	基数	1運転期間平均長	停止頻度	1停止時平均停止日数	平均定検日数	設備稼働率
日本	55基	13.0ヶ月	33回 0.56回/年・基	37.2日	143.5日	69.3%
米国	103基	18.9ヶ月	243回 1.50回/年・基	5.1日	42.3日	91.2%

データソース: (日本) 原子力発電施設運転管理年報, NUCIA, 各社プレスリリース等公開情報

(米国) NRC公開情報 (Power Reactor Status Report, Event Notification Report)

評価対象として用いた運転サイクルは、原則として、現時点で期間データが入手できる各プラントの最も至近の運転期間と前後の定期検査期間」の組み合わせ

(2) 先行研究の問題点の解決策と方向性

(1)で指摘した問題点を念頭に、日本・米国の原子力発電所の稼働率・トラブル発生率をより厳密に比較するためには、以下のような措置を講じる必要があると考えられる。

- 可能な限り多くの年数を用い例外処理なしで分析を行い代表性・安定性を確保すること
- 同一のデータソースを用いて分析を行い数値の整合性を確保すること
- 分散・分布解析など統計的手法を用いて分析を行い「平均値差の有意性」を確認すること
- 全てのトラブル、停止を伴うトラブル・伴わないトラブルを識別して集計・比較すること
- 停止要因のうち、地震などの不可抗力分と対処可能分を識別して集計・比較すること
- トラブルによる計画外停止・定期検査停止を識別できる形で集計・比較すること
- 型式・年式別を識別して集計・比較すること

(3) 本稿の目的

本稿においては、日本・米国の原子力発電所の過去10年分の稼働率やトラブルに関する公的情報を集計・整理し、各原子力発電所を型式・年式別に分類した上で、稼働率やトラブルの発生頻度や両者の相関関係などを統計的手法を用いて分析し、両国間で稼働率の差異を生じる要因や規制制度の差異がもたらす影響についての定量的な比較分析を試みた。

当該試みにより、本稿は日本・米国の原子力発電所の稼働率とトラブルに関する事実関係を整理し、トラブル低減に携る関係者の取組みを支援することを目的とするものである。

2. 原子力発電所の稼働率・トラブル発生率の比較分析手法

2-1. 稼働率・トラブル発生率の集計・算定手法

2-1-1. 原子力発電所の稼働率・トラブル発生率の算定手法

(1) 分析対象期間・分析対象発電所

分析対象期間は、1999-2008暦年の 10年間とする。

本稿での分析対象は、日本・米国の沸騰水型・加圧水型の軽水炉であって上記分析対象期間内に運転していたもの分析対象とする。

従って、軽水炉以外の炭酸ガス冷却炉・高速増殖炉などの発電所、1999年以前に廃止された発電所、2009年以降に運転開始した発電所は対象から除外する。

(2) 日本・米国の原子力発電所の稼働率

日本・米国の原子力発電所の稼働率については、比較の基準を統一するため、国際原子力機関・原子力発電所情報システム(IAEA-PRIS^{*4})のデータベースにおける、原子力発電所毎の総発生電気エネルギー量(GWeh)を、発電設備容量(MWe)と当該年の暦時間(h)で除算して算定^{*5,6}した。

[式2-1-1-1. 原子力発電所の稼働率の算定式]

$$Xwri(t) = \text{Elei}(t) / (\text{Cpai}(t) * T(t)) \quad \dots \text{式1)}$$

Xwri(t)	i発電所の t年の稼働率	(1999 t 2008)
Elei(t)	i発電所の t年の総発生電気エネルギー量	(GWeh, IAEA-PRIS)
Cpai(t)	i発電所の t年の発電設備容量	(MWe, IAEA-PRIS)

(3) 日本・米国の原子力発電所のトラブル発生率

日本・米国の原子力発電所のトラブルについては、比較の基準を統一するため、日本・米国とも公的機関に通知・報告があり一般公開されている全てのトラブルを集計・算定した。

(日本のトラブル)

日本の原子力発電所のトラブル発生率については、社団法人日本原子力技術協会・原子力施設情報公開ライブラリーにより一般公開されているデータベースを用い、1999-2008年のトラブル等合計 1,543件を号機毎・要因毎に再集計して年間発生率などを算定した。

(米国のトラブル)

米国の原子力発電所のトラブル発生率については、NRCにより過去 10年分一般公開されている Event Notification Report をデータベース化し、1999-2008年のトラブル等合計 5,465件を号機毎・要因毎に再集計して年間発生率などを算定した。

(号機共用施設でのトラブルの扱い)

複数の号機を持つ発電所において、非常用ディーゼル発電機・廃棄物処理施設・冷却水取水口などの号機共用施設でトラブルが起きた場合、日本・米国ともに原則として関係する全ての号機で 1件づつトラブルが起きたものと見なして算定した。

但し、トラブルの原因がいずれかの号機に特定できる場合(例: 1号機の非常用電源の誤操作が他号機に波及した場合)、原因となった号機のみトラブルとして算定した。

*4 International Atomic Energy Agency, Power Reactor Information System 参考文献 #1 参照。

*5 IAEA-PRISのデータでは所内用電力込みの総発生電気エネルギー量を世界共通に収集しているため、電力調査統計など国内の統計と数値が必ずしも一致しないことに注意ありたい。

*6 日本・米国とも熱出力定格運転が認められているため、気温・海水温が低い場合上記稼働率が 1をわずかに超える場合があるが、計算の誤りではない。

2-1-2. 原子力発電所の稼働率・トラブル発生率の集計分類

(1) 日本・米国の原子力発電所の型式別・年式別分類

日本・米国の発電所の型式分類については、号機毎に沸騰水型と加圧水型に 2分した。

年式分類については、1979年以前に運転開始した高年式型と、1980年以降に運転開始した低年式型に 2分した。

(2) 日本・米国の原子力発電所のトラブル発生率の基本分類・要因別分類

(工学的分類手法の適用困難性)

事故・トラブルの内容別分類手法については、(独)科学技術振興機構「失敗知識データベース」や中尾「失敗百選」(2005)^{*7}など一連の事故・トラブルの分析研究における 41項目の工学的分類手法が著名であり、原子力発電の分野では「平成18年度版原子力安全白書」で実際に 87件の事例分析手法として採用されている。

ところが、当該工学的分類手法は試料数・分類可能性の関係で本問題の統計的処理には適さない問題があるため、本稿では後述する簡素化した分類手法を用いる。

- 日本のトラブルのうち発電停止に至った停止トラブルは10年間で 177件しかなく、内訳を 41項目の分類手法で分類すると試料数過小で統計処理できなくなる
- 米国のトラブルでは報告上原因究明がどの機器の故障かという水準で留まっているものが多く、41項目の分類手法の適用が困難で大半が「原因不明」となってしまうこと

(本稿におけるトラブル分類手法)

本稿におけるトラブルの要因別分類は、不可抗力・対処可能、停止・非停止の別を基本分類とし、要因別に先述の工学的分類手法を参考に基本 3分類、最大 10分類とした。

基本的に、トラブル低減の可能性の有無と稼働率への影響に着眼し、地震・落雷などの「不可抗力トラブル」と設計材料不良や運転管理不良などの「対処可能トラブル」に大分類し、それぞれ停止・非停止を識別して基本分類とした。

さらに、「対処可能要因」については、原子炉メーカーや核燃料加工メーカーなどでの対策が有効な「設計部材要因」と、電気事業者や定期検査関連会社・協力会社などでの対策が有効な「運転管理要因」に中分類し、それぞれに細分類を設けて要因別分類とした。

参考: 別掲図表: 図2-1-2-1. 本稿における原子力発電所のトラブルの基本分類
図2-1-2-2. 本稿における原子力発電所のトラブルの要因別分類

[図2-1-2-2. 本稿における原子力発電所のトラブルの要因別分類(抄)]

00 不可抗力トラブル 停止/非停止 (直接的な対策が困難な分野)

- 01 地震 地震及び地震に直接起因する事象によるトラブル
- 02 落雷暴風他 落雷・暴風雨及びこれらに直接起因する事象によるトラブル
- 03 外部人為要因 送変電系統の事故・妨害破壊行為など発電所以外の人の行為によるトラブル

10 対処可能トラブル 停止/非停止

20 設計部材要因 原子力プラントメーカー・燃料加工事業者や本社・研究所などでの対策が有効な分野

- 21 設計施工不良 発電所の設計・建設段階及び大規模修理段階での問題
- 22 材料部品不良 発電所の材料・部品の問題に直接起因するトラブル
- 23 評価書類不良 発電所の運転手順書・緊急時評価書の錯誤・欠陥など書類上のトラブル

40 運転管理要因 発電所・定期検査関連会社など現場での対策が有効な分野

- 41 定検措置不良 定期検査時の問題に直接起因するトラブル
- 42 維持管理不良 定期検査以外の通常のプラント維持管理上の問題に直接起因するトラブル
- 43 運転操作不良 運転中の運転員の判断や操作上の問題に直接起因するトラブル
- 44 不正行為 不正行為に起因する特別検査・罰則などに関連するトラブル

*7 参考文献 #15他 参照。勿論、十分な試料数が得られる数(十)年後には工学的分類手法で集計し統計処理することが最も望ましい。

2-2. 稼働率・トラブル発生率の分布解析手法

2-2-1. 稼働率・トラブル発生率の分布解析の意味

(1) トラブル発生率の分布解析-1 二項分布と 2つの極限

一般に、発生確率 p で起こりえる事象を n 回繰返し試行した際に、当該事象が x 回起きる確率 $P_b(x)$ は二項分布 ${}_n C_x \cdot p^x \cdot (1-p)^{n-x}$ に従う。

二項分布の繰返し試行回数 n を大きくしていった場合、発生確率 p の挙動によって、二項分布は正規分布かポアソン分布かのいずれかに収束することが知られている。

発生確率 p が試行回数 n と無関係に定まる場合、二項分布は良く知られた正規分布に収束する。

一方、発生確率 p が試行回数 n が大きくなるに従い比例的に小さくなっていくような場合 ($n \cdot p$ が一定の場合)、二項分布はポアソン分布という特殊な分布に収束する。

(2) トラブル発生率の分布解析-2 正規分布

正規分布 $P_n(x)$ では、事象の発生は確率分布に従い、ある平均値 μ で事象が発生するが、事象の発生は標準偏差 σ で平均値と関係なくばらついて観察される。

正規分布は「大数の法則(中心極限定理)」に従い、件数の多い事象の確率を分析する統計手法として広く用いられており、これを用いた各種の検定手法なども数多く開発されている。

具体的に言えば、あるポンプを n 年間運転する場合、ポンプが壊れたら単純に新品に交換して(ポンプに改良を加えずに)運転した場合や、発電所数が増加してもほぼ同じポンプを使用して運転された場合、長期的なポンプの故障率は新品ポンプの平均故障率 μ と新品ポンプの「当たり外れ」の程度 σ に従う正規分布に近付いていくこととなる。

(3) トラブル発生率の分布解析-3 ポアソン分布^{*8}

ポアソン分布 $Poi(x)$ では、事象の発生は正規分布同様に確率分布に従い、ある平均値 μ で当該事象が発生するが、事象の発生の標準偏差は $\mu^{0.5}$ に収まって観察される。

つまり、ポアソン分布では平均と分散が等しく、標準偏差は平均の $1/2$ 乗に等しいため、正規分布と異なり発生率が小さくなれば事象発生のばらつきも小さくなるという性質がある。

ある事象がポアソン分布に従うためには、発生確率 p が試行回数と比べて十分小さくなくてはならず正規分布の場合と反対に「小数の法則」と呼ばれ、ポアソン分布に従う事象は一般に「稀事象」と呼称される。

前記のポンプの例で言えば、ポンプが壊れる度に原因を究明し、故障率 p が毎年下がっていくよう管理し改良を加えながら運転を続けた場合や、発電所数の増加に伴い故障率の低い改良型ポンプが採用された場合、長期的なポンプの故障率は改良を踏まえたポンプの平均故障率 μ の水準のみにより規定されるポアソン分布に近づいていくこととなる。

(4) 分布解析の意味

上記のように、ある事象を観察する場合に、当該事象の発生確率の分布が正規分布で近似できるか、あるいはポアソン分布で近似できるかを識別することができれば、単に平均値の大小関係以外に、当該事象の背景にある発生過程自体やその相違についての有力な情報を得ることができる。

参考: 別掲図表: 式・図2-2-1-1. 二項分布・正規分布及びポアソン分布

*8 ポアソン分布は、1837年にフランスの数学者 Poissonが発見したが、約60年後にポーランドの統計学者 Bortkiewicz が 1875年から20年間にプロシア陸軍10軍団で馬に蹴られて死んだ兵士数の分布がポアソン分布に従うことを実証し再発見したことで著名である。ポアソン分布は、交通事故、大量生産品の不良解析などといった、離散的に非常に低確率で起きる「稀事象」を扱う分野での基礎的統計として用いられている。

2-2-2. 稼働率・トラブル発生率の分布解析手順

(1) 稼働率・トラブル発生率の分布解析の手順

本稿における原子力発電所の稼働率・トラブル発生率については、最初に各事象について観察された数値から時系列推移や度数分布率を作成し、さらに当該度数分布率が正規分布・ポアソン分布のいずれにより近いかなどを順次判定して解析を行う。

- 時系列推移・度数分布率の図化による評価
- χ^2 検定を用いた分布の正規分布・ポアソン分布への適合度検定
- (特に正規分布に従う場合) 平均値の差の検定
- (特にポアソン分布の適合性を見る場合) 発生間隔の指数分布への適合度確認

(2) χ^2 検定を用いた正規分布・ポアソン分布の適合度検定

ある事象の発生確率の分布が正規分布やポアソン分布で近似できるか否かについては、当該事象の発生確率分布が、当該事象の平均値・標準偏差(分散)から理論的に計算される正規分布、ポアソン分布とどの程度乖離しているかを χ^2 検定により判定する手法が知られている。

但し、当該手法には以下の問題点があるため、必要に応じ他の手法と合わせて判断を行う必要がある。

- 発生確率が極めて小さい場合には検出力に問題を生じるため、正規分布・ポアソン分布の両方に該当する結果が得られる場合があること
- 発生頻度が極めて小さい、過度に細分化された分類を対象とするなど各区分の度数が 3未満である場合、検出力に問題を生じ検定ができないこと

[式-2-2-2-1. 分類別度数分布の正規分布・ポアソン分布への適合度検定]

$$\chi^2 = \sum_i \frac{(E_{oi} - E_{pi})^2}{E_{pi}} \quad \dots \text{式2)}$$

χ^2 検定統計量 ($\sim \chi^2$ (検定統計量 χ^2 , 自由度 $i-1$))
 i 度数区分 (度数 3未満は統合)
 E_{oi} 度数区分 i の観察発生率
 E_{pi} 度数区分 i の理論発生率
 正規分布の場合 $\sim \left(\frac{2}{\pi} \right)^{-0.5} \cdot \frac{1}{\sigma} \cdot \exp\left(-\frac{(i - \mu)^2}{2\sigma^2} \right)$
 ポアソン分布の場合 $\sim \frac{p^i}{i!} \cdot \exp(-p)$

(3) 事象発生間隔の指数分布適合度検定(「稀事象」検定)

ある事象がポアソン分布に従う「稀事象」と言えるか否かを検定する方法として、当該事象の発生間隔分布が指数分布に従うか否かを判定する方法が知られている。

(2) の χ^2 検定によりポアソン分布への適合の可能性がある事象については、発生間隔の対数が直線か否かでポアソン分布への適合を確認することができる。

[式-2-2-2-2. 事象発生間隔の指数分布適合度の確認]

$$\ln(\text{IN}(n)) = a_0 + a_1 \cdot n + e(n) \quad \dots \text{式3)}$$

- $\text{IN}(n)$ n 番目の発生間隔(日)
 $e(n)$ 誤差項
 $a_0 \sim a_1$ 係数・定数項
 - 係数・定数項が大きい方が発生間隔が長く確率・頻度が小さい
 - $\text{IN}(n)$ が理想的な指数分布に従う場合 $\ln(\text{IN}(n))$ は直線となる

2-3. 稼働率-トラブル発生率間の相関分析手法

2-3-1. 稼働率-トラブル発生率の相関に関する統計的分析

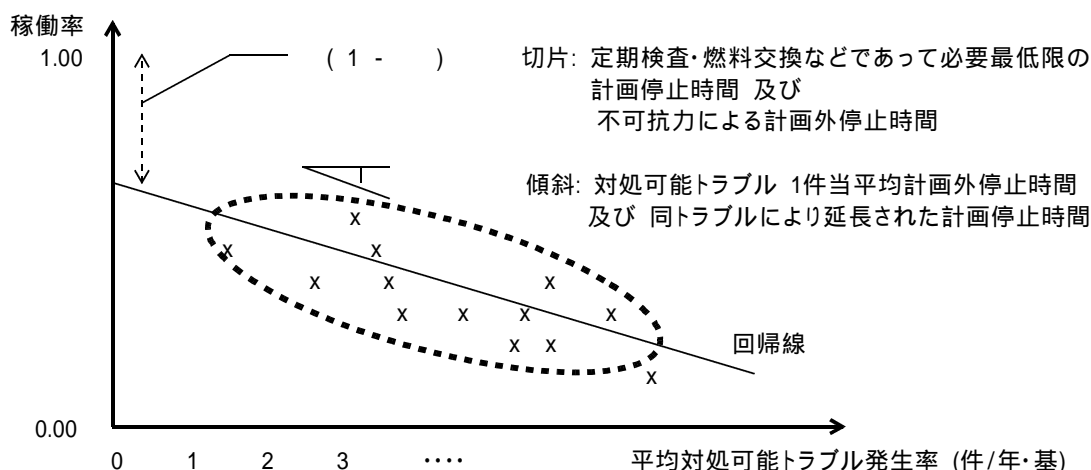
(1) 稼働率-トラブル発生率間の関係

原子力発電所が運転を停止し稼働率が低下する場合は、日本・米国共通に、定期検査・燃料交換など計画停止を行う場合か、トラブルによる計画外停止⁹を行い修理・原因究明などを行う場合に大別される。

定期検査・燃料交換などのうち必要最低限の部分の計画停止時間は毎年ほぼ一定と見なせるが、トラブルに影響される計画停止時間や計画外停止時間はトラブルが増加すればする程停止時間が増加し稼働率が低下していくこととなる。

従って、仮に稼働率を縦軸、平均対処可能トラブル発生率を横軸にとって散布図を描いた場合、必要最低限の計画停止時間などに対応する切片と、トラブル1件当りの平均計画外停止時間及び延長された計画停止時間に対応する傾斜を持つ直線などで近似できると考えられる。

[図2-3-1-1. 稼働率-年平均トラブル発生率間の相関(概念図)]



(2) 稼働率-トラブル発生率間の関係式のテーラー展開による2次近似

さらに、稼働率とトラブル発生率の間には、単純な直線関係ではない高次の関係が存在することが想定される。具体的には、以下のような場合が考えられる。

- 停止時間逡増型: トラブルが重畳した場合、根本原因の究明や対策措置の実施など物理的な対策が律速段階となる、あるいは規制により厳格な対処が行われるなどの原因により、トラブルが多いほど加速的に停止時間が大きくなる性質がある場合
- 停止時間逡減型: トラブルが重畳した場合でも、各トラブルが並行して処理可能である、関係官公庁への説明・承認など物理的対策以外の律速段階が存在しているなどの原因により、トラブルが多くても停止時間が比例的に長くはならない性質がある場合

このような場合について、稼働率-トラブル発生率間の関係式を厳密に解明することは非常に困難であるため、テーラー展開を用い2次迄の項による近似式により表現することとする。

具体的には、停止トラブル・非停止トラブル発生率とその2次項、両者の交絡項を説明変

*9 非停止トラブルであってもトラブル後の定期検査・燃料交換時に修理・改良を行う必要が生じる場合があり、計画停止時間の増加を通じて稼働率の低下に影響すると考えられる。

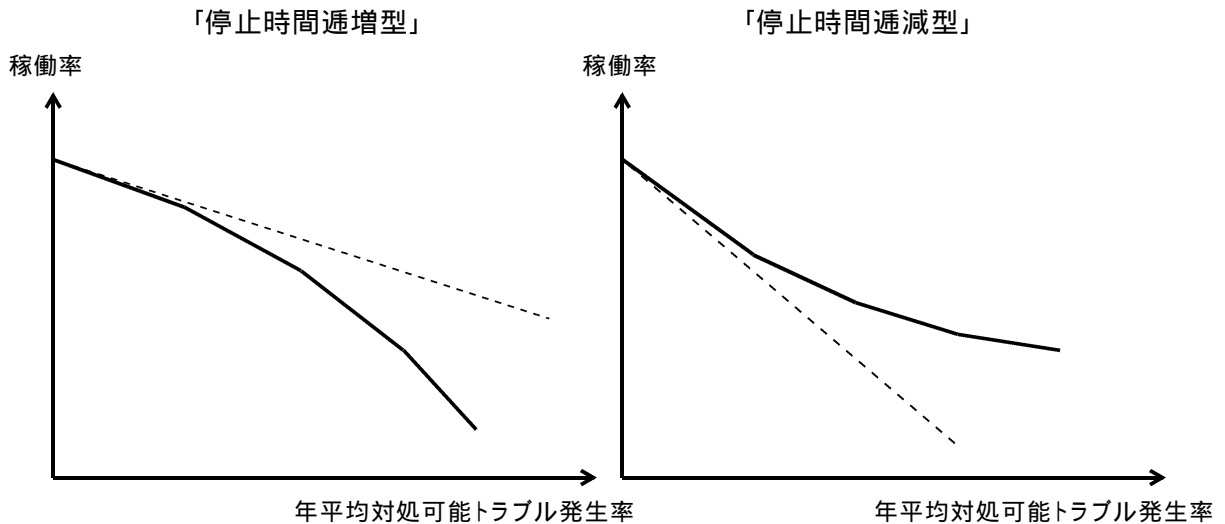
数として稼働率を重回帰分析することにより、各項の係数により稼働率-トラブル発生率間の関係を近似的に表現することが考えられる。

[式2-3-1-1. 稼働率-要因別年平均トラブル発生率のテーラー展開による 2次近似式]

$$OH_j(i) = \beta_j + \beta_{j1} * XST_j(i) + \beta_{j2} * XST_j(i)^2 + \beta_{j3} * XNS_j(i) + \beta_{j4} * XNS_j(i)^2 + \beta_{j5} * XST_j(i) * XNS_j(i) + e_j(i) \quad \dots \text{式4}$$

$OH_j(i)$		区分 j の発電所号機 i の稼働率
β_j	定数項	区分 j の稼働率切片 ($1 - \beta_j$: 定期検査などによる平均停止時間)
$XST_j(i)$		区分 j の発電所号機 i の年平均対処可能停止トラブル発生率 (件/年・基)
$XNS_j(i)$		区分 j の発電所号機 i の年平均対処可能非停止トラブル発生率 (件/年・基)
β_{j1-5}	係数	
$e_j(i)$	誤差項	

[図2-3-1-2. 稼働率-年平均トラブル発生率間の高次の相関(概念図)]



(3) 稼働率-要因別年平均トラブル発生率の重回帰分析

上記 (1) の考え方を基本に、トラブルの種類を 2-1-2. で分類した要因別に識別し、稼働率を要因別の平均トラブル発生率で重回帰分析することにより、定期検査・燃料交換など必要最小限の計画停止時間などに対応する切片 β_j と、要因 k 別^{*10}のトラブル 1件当平均計画外停止時間及び延長された計画停止時間に相当する負の傾斜 β_{jk} を推計できる。

[式2-3-1-2. 稼働率-要因別年平均トラブル発生率の重回帰分析式]

$$OH_j(i) = \beta_j + \sum_k \beta_{jk} * XT_{jk}(i) + e_j(i) \quad \dots \text{式5}$$

$OH_j(i)$		区分 j の発電所号機 i の稼働率
β_j	定数項	区分 j の稼働率切片 ($1 - \beta_j$: 定期検査などによる平均停止時間)
$XT_{jk}(i)$		区分 j の発電所号機 i の年平均要因 k トラブル発生率 (件/年・基)
β_{jk}	係数	区分 j の要因 k による平均発生率当計画外停止時間
$e_j(i)$	誤差項	

*10 要因間に相関があり重回帰分析に支障がある場合、適切に集計したトラブル発生率を回帰に用いることとする。また計測において分散の均一性は保証されていないため不均一分散最小二乗法(Heteroskedasticity Robust Ordinary Least Square Method)を用いる。

2-3-2. 稼働率-トラブル発生率間の直接的分析

(1) 日本でのトラブル発生毎の停止時間の集計による分析

日本の原子力発電所のトラブルについて、社団法人日本原子力技術協会・原子力施設情報公開ライブラリーにより一般公開されているデータベースにおいては、停止を伴うトラブルの大半について当該トラブルに起因する停止時間が記載されている。

従って、当該トラブル毎の停止時間を集計していけば、要因別のトラブルによる計画外停止時間の合計値や平均値を知ることができる。

米国の原子力発電所のトラブルについては、同様の集計は不可能ではないものの、下記の理由から日本と比較できる精度での集計を行うことは困難^{*11}である。

- NRC Event Notification Report ではトラブルの情報は得られるが、日本同様のトラブルによる停止時間が殆どの場合記載されていないこと
- NRC Reactor Status Report では発電所号機単位での稼働率が毎日表示されているが、概略の停止理由しか記載されておらず、また日単位での情報しか得られないため、日本と比べトラブルによる停止時間の推定に最大24時間の誤差を生じること
- 米国では電力需要要因や炉心管理上の要因から部分負荷運転が日常的に行われており、トラブルの影響部分を正確に識別しづらいこと

(2) 日本の原子力発電所の停止時間の内訳分析

日本の原子力発電所については、稼働率に関する情報、最低限の定期検査・燃料交換時間に関する情報及び停止を伴うトラブル毎の停止時間に関する情報から、停止時間の内訳を下記のように分類することが可能である。

計画停止時間のうち、最低限の定期検査・燃料交換時間 0 はトラブルなどに影響を受けず毎年ほぼ一定であると考えられる。

一方、予防保全・トラブル対策工事などのため延長された定期検査時間 1 は、トラブルの増加に伴い対策のための停止時間が増加し稼働率低下の原因となると考えられる。

同様に、計画外停止時間 2 は、不可抗力・対処可能などの要因に分かれるが、いずれもトラブルの増加に伴い停止時間が増加し稼働率の低下要因となると考えられる。

[図2-3-2-1. 日本の原子力発電所の停止時間の内訳分析]

- 総停止時間: 2 +
(= 1 - 稼働率)
- 計画停止時間:
 - 最低限の定期検査・燃料交換時間: 0
(1999-2008年の第1回定期検査を除く型式別最短時間)
 - 予防保全・トラブル対策工事などのため延長された定期検査時間: 1
(総停止時間 - 計画外停止時間 - 最低限定期検査・燃料交換時間 0)
- 計画外停止時間:
 - 不可抗力停止時間: 0
(地震・落雷風水害・人為要因)
 - 対処可能要因停止時間: 1
(121～122, 141～144 (設計施工～不正行為) の6分類)

*11 米国の原子力発電所では、そもそもトラブルにより停止しても原因となった事象(機器故障・使用不能など)が解消すれば直ちに(場合によっては数時間以内に)再度運転開始できる上、本来ならば停止を伴うトラブルであっても、予め規制で定められた時間内に原因となった事象を解消できれば停止せずに通常どおり運転することが認められている。このため、(結果論であるが) Reactor Status Report からトラブル毎の正確な停止時間を推計することは非常に困難であった。

3. 原子力発電所の稼働率・トラブル発生率に関する分析

3-1. 稼働率の推移と比較分析

3-1-1. 日本・米国の原子力発電所稼働率の推移

- 日本・米国の稼働率の差異は沸騰水型に起因 -

(1) 稼働率推移比較 - 型式別

日本・米国の原子力発電所の稼働率を 1999-2008年の直近 10年間で型式別に比較した場合、沸騰水型では約 40%に達する非常に大きな稼働率の差異が認められるが、加圧水型では稼働率の差異は比較的小さいことが観察され、稼働率の差異は主として沸騰水型に起因することが理解される。

(2) 沸騰水型(BWR)発電所稼働率推移比較 - 年式別

沸騰水型原子力発電所の稼働率を年式別に比較した場合、米国は年式にかかわらずほぼ 90%前後で推移しているが、日本では高年式 2003年頃に一旦大きく稼働率を低下させた後回復基調にあるのに対し、低年式では稼働率が低迷して推移していることが観察される。

(3) 加圧水型(PWR)発電所稼働率推移比較 - 年式別

加圧水型原子力発電所の稼働率を年式別に比較した場合、高年式・低年式ともに、年次による一時的な差異はあるものの、日本・米国間で大きな差異はないことが観察される。

参考: 別掲図表: 図3-1-1-1. ~ -6. 原子力発電所稼働率推移比較 - 沸騰水型/加圧水型, 型式・年式別

3-1-2. 日本・米国の原子力発電所稼働率の分布解析

- 米国の稼働率は 90%前後に集中、日本の加圧水型は米国並・沸騰水型は 90~50%に分散 -

(1) 稼働率分布比較 - 1999-2008年

日本・米国の原子力発電所の個々の号機毎の稼働率分布を 1999-2008年の直近 10年間平均で比較した場合、米国では稼働率が 90%近傍に集中的に分布しており号機間で殆ど差異がないのに対し、日本では稼働率 90%から 50%に掛けて広くばらついて分布しており号機間の差異が非常に大きいことが観察される。

型式別の稼働率分布を見た場合、米国では沸騰水型・加圧水型で殆ど差異がないのに対し、日本では沸騰水型の稼働率が全体に低く加圧水型と大きな差があることが観察される。

(2) 稼働率分布比較 - 1999-2003年、-2004-2008年

稼働率分布を 1999-2003年、2004-2008年の各 5年間平均で比較した場合、日本の加圧水型は全体として米国の加圧水型と遜色ない水準を達成しているのに対し、沸騰水型では米国の沸騰水型と遜色ない 90%台を達成している号機から、50%以下の状態となっている号機まで非常に大きくばらついていることが観察される。

参考: 別掲図表: 図3-1-2-1. ~ -4. 原子力発電所稼働率分布比較 - 全体、型式別、'99-'03年、'04-'08年

3-1-3. 日本・米国の原子力発電所稼働率の統計的比較分析

- 日本・米国間の稼働率差は沸騰水型で約 30%、加圧水型では有意差なし -

(1) 稼働率分布の適合度検定

日本・米国の 1999-2008年の直近10年間平均の稼働率分布を、2-2-2. の手法で²検定した結果、米国の稼働率分布は正規分布・ポアソン分布のいずれにも適合するが、日本の稼働率分布は主として正規分布に適合し、ポアソン分布には適合していないことが観察される。

(2) 稼働率平均値と日本・米国間での差の検定

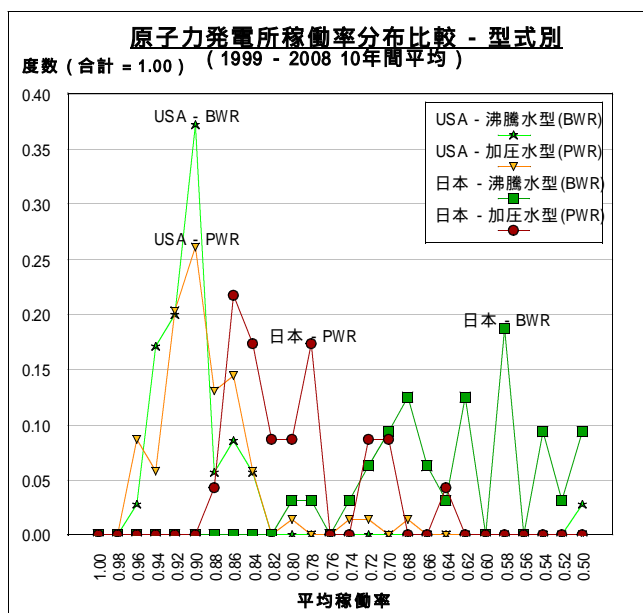
日本・米国の原子力発電所の稼働率が正規分布に適合することを念頭に、平均値・標準偏差を算定し平均値の差の検定を行った結果、1999-2008年の直近 10年間では日本・米国間全体として約 20%の有意差があると推定されるが、当該差は沸騰水型で約 29%の有意差があることに起因していると考えられる。

沸騰水型全体としては約 29%の有意差が見られるが、年式別に区分して見ると高年式・低年式とも約 27%の有意差があり、残余約 2%は年式別構成比の相違による見掛けの差異であると考えられる。

一方、加圧水型全体としては約 6%の差が見られるが、年式別に区分して見ると高年式・低年式とも有意差は観察されず、当該 6%は全て年式別構成比の相違による見掛けの差異であって本質的な差異ではないと考えられる。

参考: 別掲図表: 表3-1-3-1. 日本・米国の原子力発電所稼働率の分布適合度の²検定結果
表3-1-3-2. 日本・米国の原子力発電所稼働率の平均値と平均値差の検定結果

[図3-1-2-2. 原子力発電所稼働率分布比較 - 型式別]



[表3-1-3-2. 日本・米国の原子力発電所稼働率の平均値と平均値の差の検定結果(抄)]

		全 体			沸騰水型(BWR)		加圧水型(PWR)				
				全 体	高年式(-79)	低年式(80+)			全 体	高年式(-79)	低年式(80+)
(稼働率平均・標準偏差)											
日 本	1999-2008	0.704	0.627	0.644	0.638	0.832	0.788	0.856			
	(標準偏差)	(0.255)	(0.288)	(0.280)	(0.293)	(0.158)	(0.181)	(0.138)			
米 国	1999-2008	0.905	0.913	0.918	0.908	0.890	0.864	0.905			
	(標準偏差)	(0.109)	(0.080)	(0.076)	(0.085)	(0.121)	(0.150)	(0.087)			
(平均値差の検定)											
1999-2008	差	-0.201	-0.286	-0.274	-0.270	-0.057	-0.077	-0.049			
	(p値)	(0.000)	(0.000)	(0.010)	(0.000)	(0.046)	(0.128)	(0.102)			
	判定	***	***	**	***	**	-	-			

表注) 差は「日本 - 米国」を基準とする稼働率差、検定は Welch の異分散 t検定法 による
判定欄 - は有意差なし、* は 90%水準、** は 95%水準、*** は 99%水準で有意を示す

3-2. トラブル発生率の推移と比較分析 -1 総対処可能トラブル

3-2-1. 日本・米国の原子力発電所の総対処可能トラブル発生率^{*12}の推移

- 米国は型式・年式を問わず減少、日本は沸騰水型・高年式で増加、加圧水型は横這い -

(1) 総対処可能トラブル発生率推移比較 - 型式別

日本・米国の原子力発電所の総対処可能トラブル発生率を、1999-2008年の直近 10年間で型式別に比較した場合、米国では型式を問わず一様に減少傾向にあるが、日本では沸騰水型で顕著な増加傾向が見られ、加圧水型ではほぼ横這いで推移していることが観察される。

その結果、2004年頃から日本・米国の発生率推移を比較した場合、1999年頃では米国の方が明らかに発生率が高かったが、米国での発生率の減少と日本での停滞の結果により全体として発生率がほぼ収束し横這いとなって推移している。

但し、日本の沸騰水型の発生率だけは他から突出して徐々に増加を続けている状況となっている。

(2) 沸騰水型(BWR)発電所総対処可能トラブル発生率推移比較 - 年式別

沸騰水型原子力発電所の総対処可能トラブル発生率を年式別に比較した場合、高年式では米国で発生率が減少し日本で増加した結果、両者の動向が完全に逆転して推移している。低年式では米国での発生率が減少しているが、日本では発生率が横這い乃至微増である。

(3) 加圧水型(PWR)発電所総対処可能トラブル発生率推移比較 - 年式別

加圧水型原子力発電所の総対処可能トラブル発生率を年式別に比較した場合、高年式・低年式とも米国での発生率が減少して推移し、日本では横這いで推移している。

参考: 別掲図表: 図3-2-1-1. ~ -6. 総対処可能トラブル発生率推移比較
- 全体、沸騰水型/加圧水型、型式・年式別

3-2-2. 日本・米国の原子力発電所の総対処可能トラブル発生率の分布解析

- 米国は発生率が全体的に減少、日本では沸騰水型で全体的に増加・加圧水型は変化なし -

(1) 総対処可能トラブル発生率分布比較 - 1999-2008年

日本・米国の原子力発電所の個々の号機毎の総対処可能トラブル発生率分布を 1999-2008年の直近 10年間平均で比較した場合、米国では 4件/年・基近傍を中心に発生率が釣鐘状に分布しているのに対し、日本では沸騰水型・加圧水型とも 2件/年・基近傍から発生率が低い方に偏った分布をしていることが観察される。

型式別の発生率分布を見た場合、米国では沸騰水型・加圧水型で差異がないのに対し、日本では沸騰水型より加圧水型が発生率が低いことが観察される。

(2) 総対処可能トラブル発生率分布比較 - 1999-2003年、-2004-2008年

同様に、発生率分布を 1999-2003年、2004-2008年の各 5年間平均で比較した場合、3-2-1. での観察同様に、米国では型式を問わず発生率の分布が左右対称の釣鐘型から低い方向に偏った分布に移行し一様に減少傾向にあるが、日本では沸騰水型で顕著な増加傾向が見られ、加圧水型ではほぼ横這いで推移していることが観察される。

参考: 別掲図表: 図3-2-2-1. ~ -4. 総対処可能トラブル発生率分布比較
- 全体、型式別、'99-'03年、'04-'08年

*12 日本・米国の総対処可能トラブルについては、日本・米国で報告基準がそもそも異なっている可能性があり、各型式・年式別の変化の動向については相互に比較可能であるが、発生率の平均値の絶対的水準自体は比較可能とは限らない点に留意が必要である。(以下 3-2-2、3-2-3.について同じ)

3-2-3. 日本・米国の総対処可能トラブル発生率の統計的比較分析

(1) 総対処可能トラブル発生率分布の適合度検定

日本・米国の 1999-2008年の直近10年間平均の総対処可能トラブル発生率分布を、2-2-2. の手法で²検定した結果、日本・米国ともほぼ全ての型式・年式で正規分布に適合していること、いずれもポアソン分布には適合していないことが観察される。

総対処可能トラブルは、希有で重大なトラブルからありふれた軽微なトラブル迄の全てを含むため、発生率の度数分布が正規分布に従うことは妥当な結果と考えられる。

(2) 総対処可能トラブル発生率平均値と日本・米国間での差の検定^{*13}

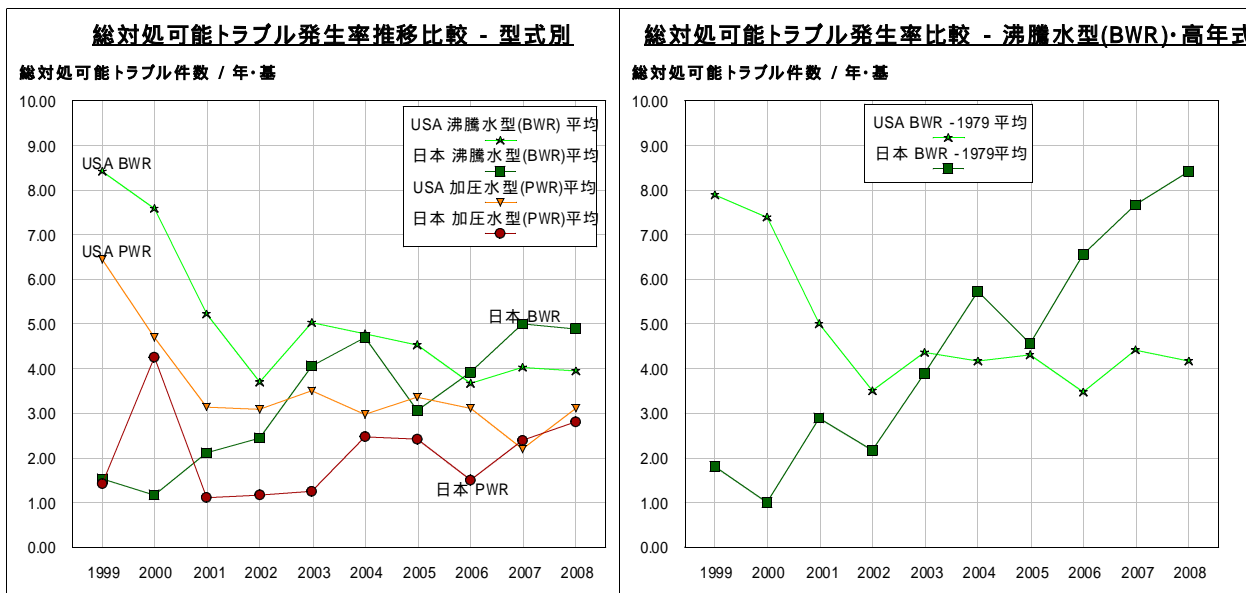
日本・米国の原子力発電所の総対処可能トラブル発生率が正規分布に適合することを念頭に、平均値・標準偏差を算定し平均値の差の検定を行った結果、1999-2003年で -2.7件/年・基の有意差があったが、2004-2008年では日本・米国間で発生率に有意差が認められず、米国での全般的な発生率減少と日本の沸騰水型での発生率増加により、差が大幅に縮小したという結果となった。

沸騰水型を年式別に区分して見ると、高年式では 1999-2003年で -3.3件/年・基の有意差から 2004-2008年で +2.4件/年・基の有意差に符号が逆転しており、低年式では 1999-2003年で -4.3件/年・基の有意差が 2004-2008年で -1.0件/年・基の有意差にまで差が縮小していることが確認される。

加圧水型においても、高年式では 1999-2003年で -2.6件/年・基の有意差が 2004-2008年で -0.9件/年・基の有意差に縮小、低年式では 1999-2003年で -2.0件/年・基の有意差が 2004-2008年では有意差が認められないなど、大幅に差が縮小していることが確認される。

参考: 別掲図表: 表3-2-3-1. 日本・米国の総対処可能トラブル発生率の分布適合度の²検定結果
表3-2-3-2. 日本・米国の総対処可能トラブル発生率の平均値と平均値の差の検定結果

[図3-2-1-2.,-3 総対処可能トラブル発生率推移比較 - 型式別、 - 沸騰水型(BWR)・高年式]



*13 日本・米国での本数値の平均値の比較可能性には問題があり、差の変化の動向のみ比較可能であることに再度留意ありたい

3-3. トラブル発生率の推移と分布解析 -2 対処可能停止トラブル

3-3-1. 日本・米国の原子力発電所の対処可能停止トラブル発生率の推移

- 停止を伴う対処可能停止トラブル発生率は、米国が日本の 3倍程度と非常に多い -

(1) 対処可能停止トラブル発生率推移比較 - 型式別

日本・米国の原子力発電所の対処可能停止トラブル発生率を、1999-2008年の 10年間で型式別に比較した場合、下記のような点が観察される。

- 米国では発生率が約 1.1件/年程度で緩慢な低下傾向にあるが、日本では約 0.3件/年・基程度の非常に低い水準でほぼ横這いで推移していること
- 対処可能停止トラブルが、総対処可能トラブルに占める比率は、米国で 30%程度、日本で 10%程度であり、停止を伴うトラブルの比率に両国間で大きな差異があること

(2) 沸騰水型(BWR)発電所対処可能停止トラブル発生率推移比較 - 年式別

沸騰水型原子力発電所の対処可能停止トラブル発生率を年式別に比較した場合、米国では高年式・低年式ともに発生率が約 1.4件/年・基から 1.0件/年・基へと低下傾向にあるが、日本では高年式でわずかな増加、低年式は約 0.3件/年・基程度でほぼ横這いとなっている。

(3) 加圧水型(PWR)発電所対処可能停止トラブル発生率推移比較 - 年式別

加圧水型原子力発電所の対処可能停止トラブル発生率を年式別に比較した場合、高年式・低年式とも米国は約 1.0件/年・基の水準で横這い、日本は約 0.2件/年・基の極めて低い水準で推移している。

参考: 別掲図表: 図3-3-1-1. ~ -6. 対処可能・停止トラブル発生率推移比較 (暦時間当)
- 全体、沸騰水型/加圧水型、型式・年式別

3-3-2. 日本・米国の原子力発電所の対処可能停止トラブル発生率の分布解析

- 日本・米国で発生率の分布形状が全く異なり、日本では多くの号機で 0件/年 -

(1) 対処可能停止トラブル発生率分布比較 - 1999-2008年

日本・米国の原子力発電所の個々の号機毎の対処可能停止トラブル発生率分布を 1999-2008年の直近10年間平均で比較した場合、米国では約 1.1件/年・基を中心に釣鐘状の分布を示しているが、日本では分布が著しく 0方向に偏っていることが観察される。

型式別の発生率分布を見た場合、米国・日本とも沸騰水型より加圧水型の方が発生率がわずかに低く、特に日本の加圧水型では過半数の号機が発生率 0件/年であることが観察される。

(2) 対処可能停止トラブル発生率分布比較 - 1999-2003年、-2004-2008年

稼働率分布を 1999-2003年、2004-2008年の各 5年間平均で比較した場合、米国では沸騰水型・加圧水型ともに約 1.1件/年・基を中心とする釣鐘型の分布が 0方向に偏った分布に移行しつつあることが観察される。日本では分布形状が殆ど変わらず著しく 0方向に偏った分布を維持していることが観察される。

参考: 別掲図表: 図3-3-2-1. ~ -4. 対処可能停止トラブル発生率分布比較 (暦時間当)
- 全体、型式別、'99-'03年、'04-'08年

3-3-3. 日本・米国の対処可能停止トラブル発生率の統計的比較分析

- 日本の加圧水型の対処可能停止トラブルはポアソン分布に従う「稀事象」 -

(1) 対処可能停止トラブル発生率分布の適合度検定

日本・米国の 1999-2008年の直近10年間平均の対処可能停止トラブル発生率分布を、2-2

-2. の手法で χ^2 検定した結果、米国では沸騰水型・加圧水型ともに正規分布・ポアソン分布のいずれにも適合していないこと、日本では沸騰水型は正規分布・ポアソン分布のいずれにも適合していないが、加圧水型はポアソン分布に適合する「稀事象」であることが観察される。

3-3-1, -2. の結果と併せて考えれば、日本の加圧水型はポアソン分布を維持し続けており、米国の沸騰水型・加圧水型は正規分布からポアソン分布への遷移過程に、日本の沸騰水型はその逆の遷移過程にあることが推察される。

(2) 対処可能停止トラブル発生率の発生間隔

確認のため、日本・米国の型式別対処可能停止トラブルの発生間隔を算定した。

間隔の短い方から整序した発生間隔順位と発生間隔日数の対数の関係を観察した場合、米国の沸騰水型・加圧水型で S 字型の曲線状を示し、日本の沸騰水型では屈折した直線状であることが観察されるが、日本の加圧水型では初端部を除きほぼ直線状である。

従って、日本の加圧水型では発生間隔が指数分布に従っていることとなり、日本の加圧水型のみがポアソン分布に従い他は正規分布との遷移過程にあるという上記 (1) の推察が裏付けられる。

また、日本・米国の沸騰水型の発生間隔順位と発生間隔日数の対数の関係を時系列で観察した場合、両者が反対方向の遷移過程にあったことが確認される。

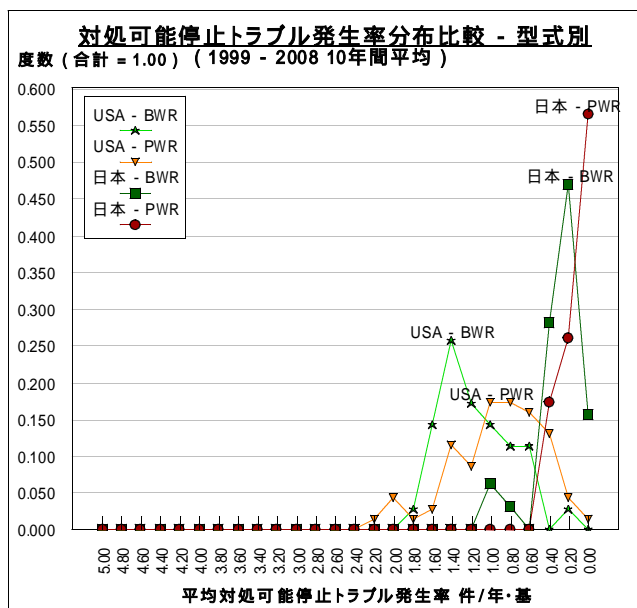
(3) (参考) 対処可能停止トラブル発生率平均値 - 暦時間当・運転時間当

日本・米国の対処可能停止トラブル発生率は正規分布に適合せず、また一部のみがポアソン分布に適合するため、一般的な平均値の差の検定は困難である。このため、平均値及び平均値差のみを参考のため算定し比較した。

また、対処可能停止トラブルは運転中でないと発生しないこと、直近10年間の日本・米国の原子力発電所の稼働率に大きな差があることから、運転時間当の対処可能停止トラブルを参考のため算定し比較したが、結果は暦時間当での比較結果とほぼ同様であった。

- 参考: 別掲図表: 表3-3-3-1. 日本・米国の対処可能停止トラブル発生率の分布適合度の χ^2 検定結果
 表3-3-3-2,-3. 日本・米国の対処可能停止トラブル発生率の平均値と平均値の差の検定結果 - 暦時間当・運転時間当
 図3-3-3-1,-4. 対処可能停止トラブル発生間隔 - 日本・米国, -日本・米国沸騰水型

[図3-3-2-2. 対処可能停止トラブル発生率分布比較 - 型式別・暦時間当 (1999-2008 10年間平均)]



3-3-4. 日本・米国の原子力発電所の対処可能停止トラブル発生率の要因別内訳比較

- 米国では維持管理不良型が過半数、日本では定検措置不良型の比率が高い -
- 米国の沸騰水型の維持管理・定検措置・運転操作不良型は急減、日本の沸騰水型は増加 -

(1) 対処可能停止トラブル発生率要因別内訳比較 - 1999-2008年 暦時間・運転時間

日本・米国の原子力発電所の要因別対処可能停止トラブル発生率を 1999-2008年の直近10年間平均で比較した場合、下記のような点が観察される。

- 米国と比べ日本はほぼ全ての要因で対処可能停止トラブルの発生率が低いこと
- 米国では維持管理不良型が過半数を占めるが、日本では維持管理不良型・定検措置不良型がほぼ同水準で発生していること
- 米国では日本と比べ設計施工不良・部品材料不良型の構成比が少ないが、運転操作不良型の構成比が多いこと

(2) 沸騰水型(BWR)発電所対処可能停止トラブル発生率推移比較

沸騰水型原子力発電所の要因別対処可能停止トラブル発生率を 1999-2003年と 2004-2008年で比較した場合、日本では、不正行為型がほぼ 0になったものの、維持管理不良型が約3倍、定検措置不良型が約2.5倍に増加した結果、対象可能停止トラブルが増加して推移している。特に日本の高年式の定検措置不良型は約5倍に増加していることが観察される。

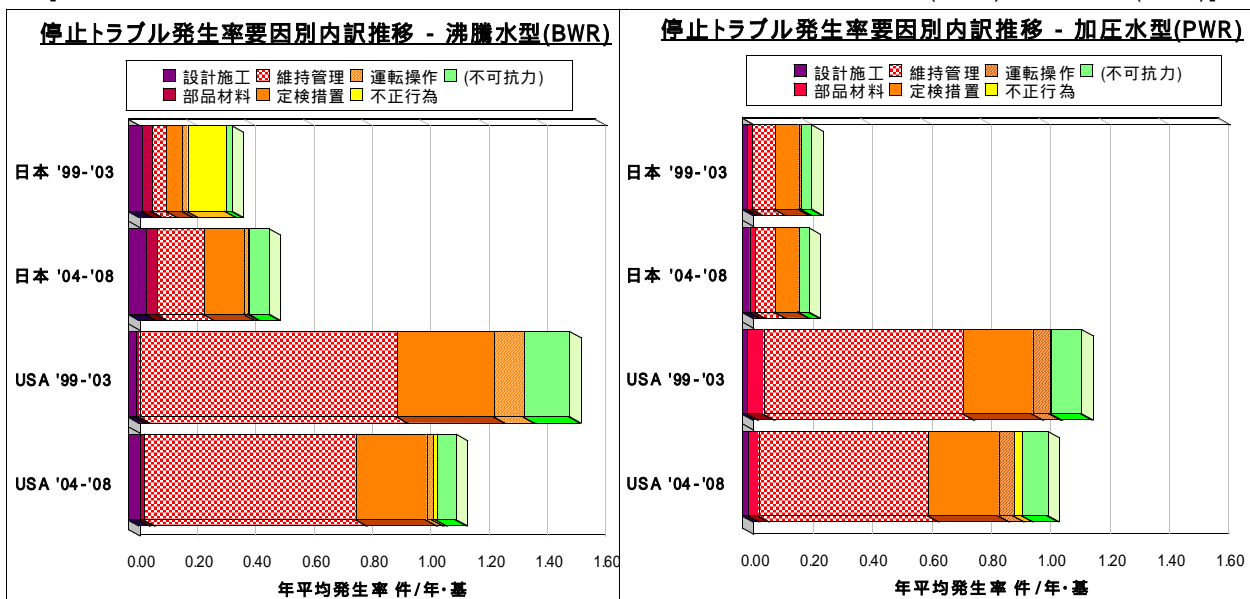
米国では、日本と対照的に、維持管理不良・定検措置不良・運転操作不良型の発生率が大きく減少し、対処可能停止トラブル全体が減少して推移している。特に米国での運転操作不良型停止トラブルは 1999-2003年から 2004-2008年にかけて約80%発生率が減少しており、ほぼトラブルが克服された形となっている。

(3) 加圧水型(PWR)発電所対処可能停止トラブル発生率推移比較

加圧水型原子力発電所の要因別対処可能停止トラブル発生率を 1999-2003年と 2004-2008年で比較した場合、日本では対処可能停止トラブルは要因別に殆ど変化はなく横這いで推移している。米国では維持管理不良型トラブルが大きく減少し、他は横這いで推移している。

参考: 別掲図表: 図3-3-4-1. ~ -4. 停止トラブル発生率要因別内訳・同構成比 1999-2008年
 図3-3-4-5. ~ 10. 停止トラブル発生率要因別内訳 推移比較、1999-2003年、2004-2008年
 表3-3-4-1. 日本・米国の原子力発電所停止トラブル要因別発生率
 - 暦時間当・運転時間当、1999-2003年・2004-2008年、同変化・変化率%

[図3-3-4-5-.,-6 停止トラブル発生率要因別内訳推移比較 - 沸騰水型(BWR)・加圧水型(PWR)]



4. 原子力発電所のトラブル発生率-稼働率の相関関係と停止時間内訳に関する分析

4-1. トラブル発生率-稼働率の相関に関する比較分析

4-1-1. 日本・米国の原子力発電所のトラブル発生率-稼働率の相関・回帰分析(直線回帰)

- 日本は米国より計画停止期間等が 3～4倍、対処可能停止トラブル当停止が 5～6倍長い -

日本・米国の原子力発電所の対処可能停止トラブル発生率・対処可能非停止トラブル発生率と稼働率の関係を定量的に評価するため、両者の関係を図化して確認した上で、稼働率に対処可能停止トラブル発生率・対処可能非停止トラブル発生率で回帰分析した。

(1) 型式・年式別総平均

- 回帰線の切片は、日本 0.703、米国 0.933 程度であり、定期検査・燃料交換による計画停止時間などは日本 0.297、米国 0.067 程度であり日本の方が 4倍程度有意に長い。
- 回帰線の傾斜については、対処可能停止トラブルに対し日本 -0.047、米国 -0.010程度であり、対処可能停止トラブルの稼働率への影響は日本の方が 5倍程度有意に長い。

(2) 沸騰水型(BWR)

- 回帰線の切片は、日本 0.573、米国 0.899 程度であり、定期検査・燃料交換による計画停止時間などは日本 0.427、米国 0.101 程度であり日本の方が 4倍以上有意に長い。(但し日本沸騰水型の上記数値には地震など不可抗力による影響が含まれている)
- 回帰線の傾斜については、沸騰水型全体で見た場合対処可能停止トラブル・対処可能非停止トラブルとも統計的に有意な稼働率への影響が見られない。
日本・米国の高年式では一部にトラブルによる異常な正の影響が、米国の低年式では対処可能停止トラブルに対し -0.023、対処可能非停止トラブルに対し -0.008 の(正常な)有意な影響が見られる。

(3) 加圧水型(PWR)

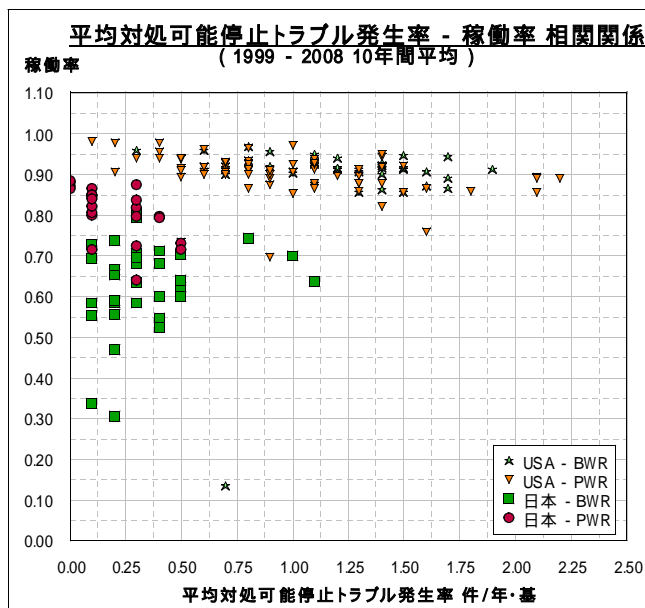
- 回帰線の切片は、日本が 0.842、米国が 0.950 程度であり、定期検査・燃料交換による計画停止時間などは日本が 0.158、米国が 0.050 程度であり日本の方が 3倍以上有意に長い。
- 回帰線の傾斜については、対処可能停止トラブルに対し日本 -0.058、米国 -0.010程度であり、対処可能停止トラブルの稼働率への影響は日本の方が 6倍程度有意に長い。一方、対処可能非停止トラブルに対し日本 -0.012、米国 -0.015程度のほぼ同水準の有意な稼働率への影響が確認される。

[表4-1-1-1. 対処可能トラブル発生率・稼働率回帰分析結果(抄)]

稼働率, 1999-2008	日本				米国			
	対処可停止	対処可非停止	定数項	R ² /AIC	対処可停止	対処可非停止	定数項	R ² /AIC
総平均	-0.047	-0.005	+0.703	0.009	-0.010	-0.008	+0.933	0.039
(p値)	(0.014)	(0.159)	(0.000)	/+0.381	(0.013)	(0.000)	(0.000)	/-1.213
(判定)	**	-	***		**	***	***	
沸騰水型(BWR)	-0.015	+0.005	+0.573	-0.004	-0.010	+0.001	+0.899	0.000
(p値)	(0.530)	(0.330)	(0.000)	/-0.629	(0.143)	(0.614)	(0.000)	/-0.847
(判定)	-	-	***		-	-	***	
加圧水型(PWR)	-0.058	-0.012	+0.842	0.066	-0.010	-0.015	+0.950	0.119
(p値)	(0.005)	(0.015)	(0.000)	/-0.903	(0.023)	(0.000)	(0.000)	/-1.511
(判定)	***	**	***		**	***	***	

表注) 判定欄 - は有意でない、* は 90%水準、** は 95%水準、*** は 99%水準で有意を示す
試料数は全て日本 55基*10年、米国 104基*10年 変量効果型パネルデータ分析による

[図4-1-1-1. 平均対処可能停止トラブル発生率 - 稼働率相関関係 (1999-2008年 10年間平均)]



- 参考: 別掲図表: 図4-1-1-1. ~ -3. 平均対処可能停止トラブル発生率-稼働率相関関係 1999-2008年 型式別
 図4-1-1-4. 平均総対処可能トラブル発生率-稼働率相関関係
 図4-1-1-5. ~ -10. 平均対処可能停止トラブル発生率-稼働率相関関係 '99-'03, '94-'08
 表4-1-1-1. 対処可能トラブル発生率・稼働率回帰分析結果(毎年) - 型式別・年式別
 表4-1-1-2. 対処可能トラブル発生率・稼働率回帰分析結果(10年平均)-型式別・年式別

4-1-2. 日本・米国の沸騰水型のトラブル発生率-稼働率の高次相関分析

- 日本の沸騰水型は停止時間逓減型、米国の沸騰水型は停止時間逓増型 -

4-1-1. において、日本・米国とも加圧水型については稼働率と対処可能トラブル発生率の間に直線回帰が当てはまるが、沸騰水型では当てはまらない結果となった。

このため、日本・米国の沸騰水型について高次の相関関係の存在を分析するため、テーラー展開による 2次近似を用いて回帰分析した。

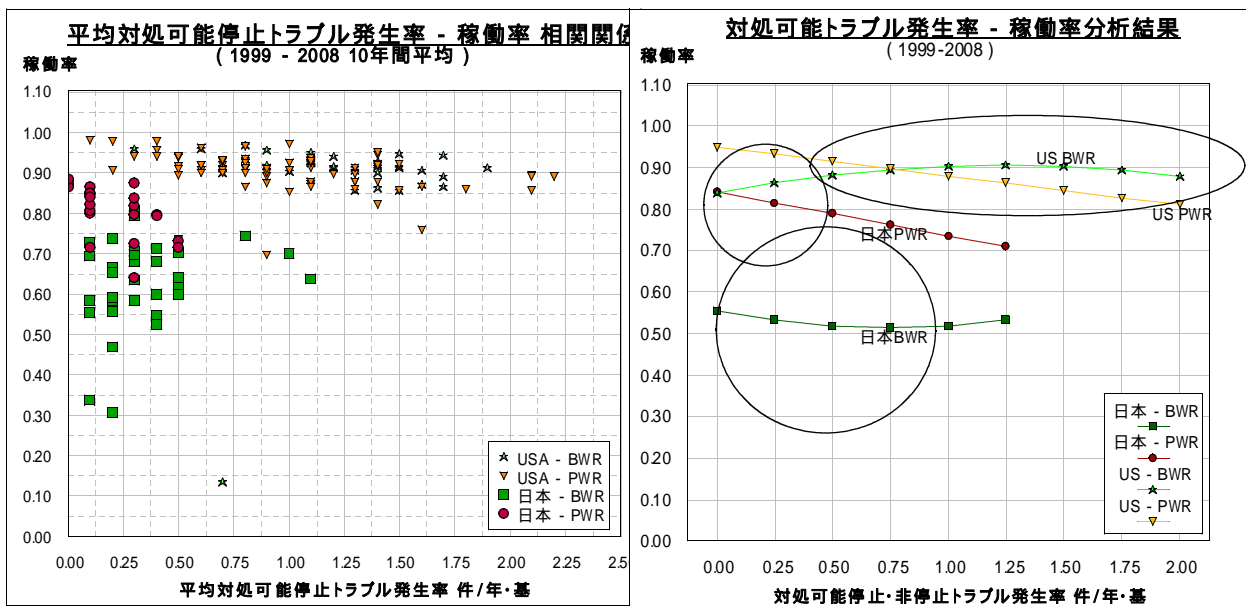
その結果、日本の沸騰水型については 1次項が負、2次項が正の有意な係数が見られ、下に凸な「停止時間逓減型」であり、米国の沸騰水型はその反対の「停止時間逓増型」であることが観察される。

[表4-1-2-1. 日本・米国の沸騰水型の対処可能トラブル発生率・稼働率の高次相関分析結果(抄)]

稼働率		対処可停止 (対処可停止) ²		対処可非停止 (対処可非停止) ²		交絡項	定数項	R ² / AIC
日本	沸騰水型	-0.133	+0.084	+0.025	-0.001	-0.011	+0.555	0.021
	(p値)	(0.035)	(0.006)	(0.082)	(0.071)	(0.129)	(0.000)	/+0.629
	(判定)	**	***	*	*	-	***	
米国	沸騰水型	+0.034	-0.007	+0.023	-0.001	-0.004	+0.838	0.053
	(p値)	(0.106)	(0.067)	(0.032)	(0.023)	(0.126)	(0.000)	/-0.879
	(判定)	-	*	**	**	-	***	

表注) 判定欄 - は有意でない、* は 90%水準、** は 95%水準、*** は 99%水準で有意を示す
 試料数は全て日本 55基*10年、米国 104基*10年 変量効果型パネルデータ分析による

[図4-1-2-1. 対処可能トラブル発生率-稼働率相関関係と回帰分析結果]



参考: 別掲図表: 表4-1-2-1. 日本・米国の沸騰水型対処可能停止トラブル発生率・稼働率高次相関分析結果
 図4-1-2-1. 対処可能トラブル発生率-稼働率分析結果

4-1-3. 日本・米国の原子力発電所の要因別トラブル発生率-稼働率の相関関係

(1) 要因別トラブル発生率間の相関関係分析結果

日本・米国の原子力発電所の要因別対処可能停止トラブル発生率などの間の相関関係を観察したところ、日本では要因間に殆ど相関関係が見られない結果となったが、米国では要因間の幾つかで強い相関関係が見られる結果となった。

当該米国での要因間の強い相関関係については以下のように解釈される。

- 米国での不可抗力-維持管理不良・定検措置不良などの間の強い相関関係は、不可抗力の一部に外部送変電系統などでの事故や落雷による影響が含まれていることが原因と考えられる。すなわち、原子力発電所の維持管理などに問題を生じる電力会社では、送変電系統の維持管理にも問題があると考えられ、些細な事故や落雷による被害が拡大し送電停止に至る可能性が高いためと推察される。
- 米国での材料部品不良-不正行為間の強い相関関係は、米国での過去10年間の不正行為が下記の典型的な2事例で構成されているためと考えられる
 - 沸騰水型: GE社製水温計の不良による認可出力超過による不正行為
 - 加圧水型: Devis-Besse原子力発電所炉蓋腐食問題による不正行為 (補論1 参照)

(2) 要因別対処可能停止トラブル発生率-稼働率の回帰分析結果

日本・米国の原子力発電所の要因別トラブル発生率と稼働率の関係を定量的に評価するため、稼働率を要因別トラブル発生率で回帰分析した。

ここで、(1)で見たように米国では要因間のいくつかで相関が見られ説明変数の独立性に問題があるため、一部の要因を説明変数から取除いて計測を行った。

(沸騰水型(BWR))

沸騰水型については、日本・米国の多くの時点・年式で有意な結果が得られない。

本計測においては、説明変数間の独立性を確認していること、米国で 1,040、日本で 550 件の試料を用いて回帰分析を行っており自由度に問題があるとは考えられないことから、

沸騰水型原子力発電所のトラブルについては、そもそも本質的にトラブルによる稼働率への影響が号機毎に大きく分散する性質があり、「沸騰水型では号機毎の技術力の差などがトラブルによる停止時間に反映されやすい」という性質があるものと推察される。

日本においては、1999-2003年の不正行為で -0.445/件/年・基、2004-2008年の不正行為で -0.345/件/年・基、不可抗力で -0.187件/年・基の影響が確認され、東京電力他の検査結果不適切措置や中越沖地震などの地震の影響が大きかったことが確認される。

米国においては、1999-2003年の期間での材料部品不良で -0.140/件/年・基、不可抗力で -0.080/件/年・基の影響が確認される。

(加圧水型(PWR))

加圧水型については、上記沸騰水型と異なり多くの時点・年式で要因別トラブルによる稼働率の影響時間が有意に観察され、沸騰水型と反対に「加圧水型では号機毎の技術力の差などがトラブルによる停止時間に反映されにくい」という性質があるものと推察される。

具体的に日本-米国間で比較すると、2004-2008年の材料部品不良によるトラブルについて、日本 -0.070/件/年・基、米国 -0.070/件/年・基、維持管理不良で日本 -0.067/件/年・基、米国 -0.017/件/年・基、対処可能非停止トラブルで日本 -0.023/件/年・基、米国 -0.010件/年・基の有意な影響が確認される。

当該結果から、加圧水型については以下のことが確認される。

- トラブルの要因を識別した場合であっても日本・米国間での全般的な差異については4-1-1.の結果同様に日本の方が稼働率への影響が大きい傾向が確認されること
- 日本・米国とも対処可能停止トラブルについては、要因に無関係に稼働率への影響は日本 -0.07/件/年・基、米国 -0.03/件/年・基前後であること

参考: 別掲図表: 表4-1-3-1. 要因別トラブル発生率間相関関係分析結果
表4-1-3-2. 要因別トラブル発生率・稼働率回帰分析結果 - 型式別・年式別

[表4-1-3-2. 要因別トラブル発生率・稼働率回帰分析結果(抄)]

稼働率	対処可能停止トラブル						不可抗力	非停止	定数項	R ² / AIC
	設計施工	材料部品	維持管理	定検措置	運転操作	不正行為	不可抗力	非停止	定数項	
沸騰水型 2004-2008 5年間										
日本	-0.064	+0.009	+0.084	+0.001	-0.128	-0.345	-0.187	+0.006	+0.544	-0.003
(p値)	(0.420)	(0.841)	(0.023)	(0.980)	(0.198)	(0.000)	(0.011)	(0.355)	(0.000)	/+0.588
(判定)	-	-	**	-	-	***	**	-	***	
米国	-0.051	-0.039	-0.028	-0.032	-0.007	---	+0.012	+0.002	+0.915	-0.022
(p値)	(0.329)	(0.563)	(0.443)	(0.412)	(0.867)	---	(0.767)	(0.780)	(0.000)	/-1.014
(判定)	-	-	-	-	-		-	-	***	
加圧水型 2004-2008 5年間										
日本	-0.066	-0.070	-0.067	-0.071	---	---	+0.094	-0.023	+0.838	0.054
(p値)	(0.097)	(0.092)	(0.099)	(0.133)	---	---	(0.044)	(0.026)	(0.000)	/-0.473
(判定)	*	*	*	-			**	**	***	
米国	-0.024	-0.031	-0.017	-0.024	-0.030	-0.002	---	-0.010	+0.951	0.121
(p値)	(0.336)	(0.002)	(0.005)	(0.024)	(0.137)	(0.937)		(0.000)	(0.000)	/+2.108
(判定)	-	***	***	**	-	-		***	***	

表注) 判定欄 - は有意でない、* は 90%水準、** は 95%水準、*** は 99%水準で有意を示す

4-2. 原子力発電所の停止時間の要因別内訳分析

4-2-1. 日本の原子力発電所の停止時間内訳分析結果

- 直近10年の日本の稼働率低下要因の大部分が「予防保全・対策工事」によるもの -

(1) 日本の原子力発電所の停止時間内訳分析

2-3-2. の手法を用い、1999-2008年の10年間の日本の原子力発電所での個々のトラブルを要因別に分類し、トラブル毎の平均停止時間などを算定した結果は以下のとおりであり、沸騰水型・加圧水型とも「予防保全・対策工事による定期検査の延長」による停止時間の部分が稼働率低下の大部分を占めていることが理解される。

(沸騰水型(BWR))

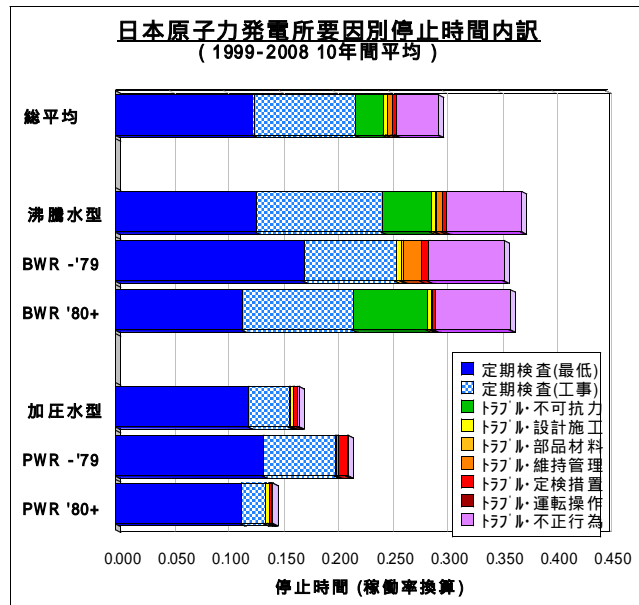
沸騰水型については、予防保全・対策工事等による定期検査の延長分、不正行為、不可抗力の順に稼働率低下への影響が大きく、他の対処可能停止トラブルなどの影響は合計しても1.5%程度と非常に小さい。

(加圧水型(PWR))

加圧水型については、予防保全・対策工事による定期検査の延長分が大部分であり、他のトラブルによる影響分は全部合計しても1%に満たず無視できる程度に小さい。また、トラブルによる影響分の内訳を見た場合、定検措置不良による停止時間が突出して多い。

参考: 別掲図表: 図4-2-1-1. ~ -3. 日本の原子力発電所の要因別停止時間内訳 -型式・年式別, '99-'03,'04-'08
表4-2-1-1. 日本の原子力発電所の要因別停止時間内訳 -型式・年式別

[図4-2-1-1. 日本の原子力発電所の要因別停止時間内訳 (1999-2008 10年間平均)]



[表4-2-1-1. 日本の原子力発電所の要因別停止時間内訳 (稼働率換算) (抄)]

	定期検査 (計画停止)		トラブル(計画外停止)						不可抗力
	最低検査	予防・工事	設計	部品	維持	定検	運転	不正	不可抗力
1999-2008年 10年平均	0.127	0.094	0.003	0.001	0.004	0.004	0.000	0.039	0.025
沸騰水型 BWR	0.130	0.115	0.004	0.001	0.006	0.004	0.000	0.069	0.045
			合計			0.015			
加圧水型 PWR	0.123	0.037	0.002	0.000	0.001	0.004	0.000	0.000	0.000
			合計			0.007			

4-2-2. 日本・米国の原子力発電所の停止時間内訳推計結果

- 日本・米国の稼働率差は直接のトラブル停止差ではなく定期検査と予防対策工事の差 -

(1) 日本・米国の停止時間内訳推計値の比較

3-3. での日本・米国での対処可能停止トラブルなどの発生率の実績値と、4-1. でのトラブル発生率と稼働率の回帰分析結果から、1999-2008年の 10年間平均での日本・米国の原子力発電所の停止時間内訳を一定の精度で推計し比較することができる。

当該推計には相応の誤差が存在する^{*14}ことに留意する必要があるが、日本・米国での推計結果を比較すると概ね以下のとおりである。

(沸騰水型(BWR))

沸騰水型については、過去のトラブルの結果を反映するための予防保全・対策工事などの停止部分や、不正行為・不可抗力による停止部分が日本の方が長く、稼働率換算でこれらの差が合計約 18.9%であり日本・米国間の差異の最大の要因となっている。

また、最低限の定期検査に要する停止時間も日本の方が長く、稼働率換算で差が約 9.2%であり差異の大きな要因となっている。

日本・米国のいずれにおいても対処可能トラブルの直接の停止時間は極めて小さい。

(加圧水型(PWR))

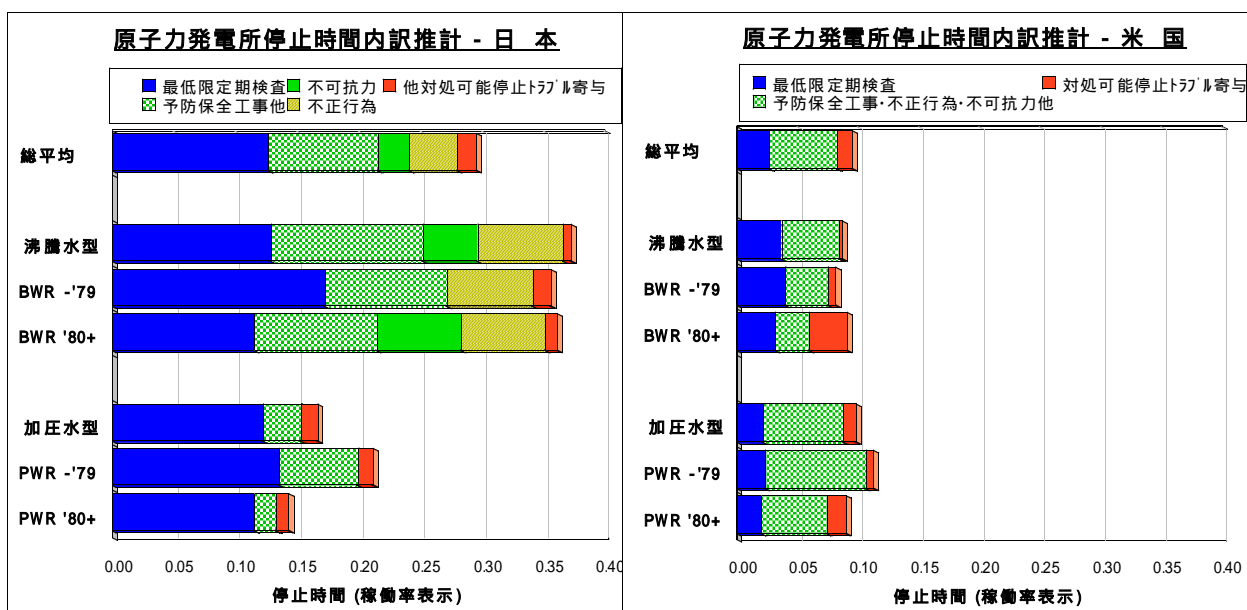
加圧水型については、最低限の定期検査に要する停止時間が日本の方が長く、稼働率換算で差が約 10.1%であり日本・米国間の差異の最大の要因となっている。

一方、予防保全・不正行為・不可抗力は稼働率換算で約 3.5%程度米国の方が長い。

日本・米国のいずれにおいても対処可能トラブルの直接の停止時間は極めて小さい。日本では対処可能トラブルの発生率が低いが発生率当平均停止時間が長い日本・米国間の差異が殆どないという結果となっている。

参考: 別掲図表: 図4-2-2-1.~ -2. 日本・米国の原子力発電所の停止時間内訳推計結果
表4-2-2-1. 日本・米国の原子力発電所の停止時間内訳推計結果 (稼働率表示)

[図4-2-2-1., -2. 日本・米国の原子力発電所の停止時間内訳推計結果]



*14 日本についての 図・表4-2-2-1-1. が実際の停止時間内訳であり、図4-2-2-1. 及び表4-2-2-1. のうち日本分が推計結果であるが、両者は比較的良好に一致している。

5. 考 察

5-1. 分析結果のまとめ

5-1-1. 日本・米国の原子力発電所の稼働率比較

(1) 稼働率の分布

- 沸騰水型: 日本では稼働率 80% から 50% に掛けて広くばらつき平均 63% と稼働率が非常に低いが、米国では稼働率が 90% 近傍に集中的に分布し、大きな差異が認められる。
- 加圧水型: 日本では稼働率 90% から 70% に掛けて分布し平均 83% 程度であるが、米国では 90% 近傍に集中して分布している。

(2) 稼働率の日本・米国間の差異

- 沸騰水型: 日本・米国間の差は統計的に有意であり、年式別に比べた場合約 27% 日本が低い。
- 加圧水型: 日本・米国間で年式別で見た場合統計的に有意な差異はない。

5-1-2. 日本・米国の原子力発電所のトラブル発生率比較(1) - 総対処可能トラブル -

(1) 総対処可能トラブル発生率の分布

- 沸騰水型: 1999-2003年と2004-2008年の発生率を比較した場合、日本では 2.3件/年・基程度から 4.3件/年・基に増加しかつ号機間の差異が非常に大きくなっているが、米国では 6.0件/年・基から 4.2件/年・基に減少しかつ号機間の差異も縮小する傾向にある。
- 加圧水型: 1999-2003年と2004-2008年の発生率を比較した場合、日本では 1.9件/年・基から 2.3件/年・基と微増であるが、米国では 4.2件/年・基から 2.6件/年・基に減少している。

(2) 総対処可能トラブル発生率の日本・米国間の差異

- 沸騰水型: 日本では高年式を中心に顕著に発生率が増加し米国では顕著に低下した結果、1999-2003年で 3.7件/年・基の有意差があったが、2004-2008年では差がなくなっている。
- 加圧水型: 日本では発生率が微増で推移し米国では顕著に低下した結果、1999-2003年の 2.3件/年・基の有意差が 2004-2008年では 0.6件/年・基に縮小している。

5-1-3. 日本・米国の原子力発電所のトラブル発生率比較(2) - 対処可能停止トラブル -

(1) 対処可能停止トラブル発生率の分布

- 沸騰水型: 1999-2003年と2004-2008年の発生率を比較した場合、日本では 0.3件/年・基程度から 0.4件/年・基に微増となっているが、米国では 1.4件/年・基から 1.1件/年・基に減少となっている。
- 加圧水型: 1999-2003年と2004-2008年の発生率を比較した場合、日本では 0.2件/年・基程度で横這い、米国では 1.0件/年・基から 0.9件/年・基に微減となっている。日本での発生率分布は著しく低い方に偏っており、過半数の号機で発生率は 0 である。

(2) 対処可能停止トラブル発生率の差異

- 沸騰水型: 日本から見て米国の発生率は暦時間当約 3倍、運転時間当約 2倍であり、差は縮小する傾向にあるものの、なお日本の方が低い。
- 加圧水型: 日本から見て米国の発生率は暦時間当約 5倍、運転時間当約 4倍であり、日本の方が著しく低い。日本の発生率はポアソン分布に従う「稀事象」であり、米国とは発生機構が根本的に異なっていることが統計的に確認される。

(3) 対処可能停止トラブル発生率の要因別内訳

- 沸騰水型: 1999-2003年と2004-2008年の内訳別発生率を比較した場合、日本では不正行為は減少したものの維持管理・定検措置不良が著しく増加する傾向にある。
米国では日本と反対に、維持管理・定検措置不良が大きく減少し、また運転操作不良の発生率は 80%も減少しほぼ克服されるなど、顕著な技術力の向上が認められる。
- 加圧水型: 1999-2003年と2004-2008年の内訳別発生率を比較した場合、日本では内訳別発生率は殆ど変化なく非常に低い水準で推移している。
米国では特に維持管理不良が減少し発生率の微減につながったことが認められる。

5-1-4. 日本・米国の原子力発電所のトラブル発生率-稼働率相関

(1) 定期検査・燃料交換計画停止期間などの日本・米国間の差異

- 沸騰水型: 定期検査・燃料交換計画停止期間及び不可抗力による計画外停止期間については、稼働率換算で日本 42.7%、米国 10.1% 程度と推定され米国から見て日本が約 4倍に相当する。但し、日本での地震による影響に留意する必要がある。
- 加圧水型: 定期検査・燃料交換による計画停止時間などについては、稼働率換算で日本 15.8%、米国 5.0% 程度と推定され米国から見て日本が約 3倍に相当する。

(2) 対処可能停止トラブル・同非停止トラブルの発生率当稼働率低下の日本・米国間の差異

- 沸騰水型: 対処可能停止トラブル・同非停止トラブルの発生率当稼働率低下については、米国の低年式でのみ有意な値が確認され、稼働率換算で対処可能停止トラブルに対し -2.3%/件、同非停止トラブルに対し -0.8%/件程度と推計される。
- 加圧水型: 対処可能停止トラブル・同非停止トラブルの発生率当稼働率低下については、稼働率換算で対処可能停止トラブルに対し日本 -5.8%/件、米国 -1.0%/件であり、米国から見て日本が約 6倍に相当する。
一方、対処可能非停止トラブルに対しては日本 -1.2%/件、米国 -1.5%/件であり、大きな差異は見られない。

(3) 対処可能停止トラブル・同非停止トラブルと稼働率低下の高次相関の日本・米国間の差異

- 沸騰水型: 対処可能停止トラブル・同非停止トラブル発生率と稼働率低下の関係については、日本・米国とも直線関係ではなく高次的相関関係が確認される。
但し、日本では「停止時間逓減型」であるが、米国では「停止時間逓増型」であり、高次相関の関係性が正反対であることが観察される。
- 加圧水型: 対処可能停止トラブル・同非停止トラブル発生率と稼働率低下の関係については、日本・米国とも高次的関係は観察されず、直線関係にある。

5-1-5. 日本・米国の原子力発電所の停止時間内訳

(1) 停止時間内訳推計値の日本・米国間の比較

- 沸騰水型: 日本・米国の停止時間の差異の内訳は、稼働率換算で米国から見て日本が予防保全などの差 +18.9%、最低限の定期検査期間の差 +9.2% 及び 対処可能停止トラブルによる影響の差 + 0.5%となっている。
- 加圧水型: 日本・米国の停止時間の差異の内訳は、稼働率換算で米国から見て日本が最低限の定期検査期間の差 +10.1%、対処可能停止トラブルによる影響の差 + 0.2% 及び 予防保全などの差 - 3.5%となっている。

5-2. 考察と提言

5-2-1. 沸騰水型-1 - 予防保全・対策工事及び不正行為を減らすには -

(1) 不可抗力を除いた「予防保全・対策工事及び不正行為」でもなお最大の稼働率低下要因

4-2-2. の結果から、沸騰水型での日本・米国間での稼働率の差異の最大の要因は、予防保全・不正・不可抗力の差で約 18.9%であり、最低限の定期検査の差約 9.2%を大きく上回っていることが理解される。

当該結果は、4-2-1. の算定結果である不可抗力 4.5%、不正行為 6.9% 及び 予防保全・対策工事 11.5%の合計 22.9%の発生率とほぼ一致していることから、不可抗力分を除いた予防保全・対策工事及び不正行為だけでもなお約 15%弱の差と推定され、なお最低限の定期検査の差と並ぶ日本・米国間での稼働率の差異の最大の要因の 1つであると考えられる。

(2) 「予防保全・対策工事及び不正行為」の原因はトラブル

ここで、日本における過去 10年の主要な予防保全・対策工事及び不正行為は、そもそもトラブルに起因して生じたことを想起する必要がある。

例えば、2002年 8月に発覚した東京電力他の検査結果不適切措置問題においては、応力腐食割による炉心構造物(シュラウド・再循環ポンプ部品など)の亀裂というトラブルが、不正行為による特別検査の原因となり、さらに関連する予防保全・対策工事の原因となっている。

つまり、トラブル自体の直接的な稼働率への影響は極めて小さいものの、それを根絶しておかなければ、その間接的な影響が関連する予防保全・対策工事や不正行為に形を変えて大きくなって返ってくる、ということである。

(3) 沸騰水型の対処可能停止トラブルと稼働率の相関解析結果の解釈

また 4-1-1. において、加圧水型と異なり沸騰水型では年単位・号機単位での対処可能停止トラブル発生率と稼働率の間関係は直線的ではなく高次的相関関係にあり、米国では「停止時間逓増型」で日本ではその反対の「停止時間逓減型」とあるという結果となっているが、当該結果は以下のように解釈される。

本来、停止トラブル・非停止トラブルの発生が離散的・独立的事象であれば、トラブル発生率が増えれば加圧水型のように比例的・直線的に稼働率が低下していくはずである。

ところが、停止トラブル・非停止トラブルが相互に関連している場合や時系列相関がある場合、例えば同一機器の問題により複数回の停止を強いられる場合、トラブル発生率が連続すると規制当局や地元自治体などが段々運転再開を厳しく審査するようになる場合などでは、高次的相関が発生することとなる。

米国の沸騰水型については高次相関は「停止時間逓増型」であり、NRCの ROP規制における「緑」～「赤」の段階的規制措置と併せて考えれば、トラブル発生率が高い発電所に対し段階的に厳格・入念な審査が適用されていることが関係しているものと推察される。

一方、日本の沸騰水型についてはその反対に高次相関は「停止時間通減型」であり、トラブル発生率が高い程停止時間が相対的に短くなっている。

当該結果については、2通りの解釈が考えられる。

- 沸騰水型では、加圧水型と比べて一次系の機器数が多いため、同一機器・同一要因によるトラブルが複数回発生する傾向にあり、2回目以降の同一要因によるトラブルでは原因究明に要する時間が短縮でき稼働率への影響が限定可能であるため
- 沸騰水型に限らず、日本ではトラブルによる停止後の運転再開の安全審査が規制当局・地元地方自治体により重疊的に行われており、トラブルの件数・内容よりも当該運転再開の安全審査の事務手続にかかる時間が稼働率低下の決定要因となっているため

(4) 日本の沸騰水型ではトラブル増加の兆候あり

現在日本の沸騰水型で行われている予防保全・対策工事の一部については、過去に生じた地震による耐震設計の見直しに対応するためのものなど、不可抗力に起因しかつ一過性のものが含まれており、こうした既知の問題に対する予防保全・対策工事や不正行為への対応は既に着手され一巡する感がある。

現実には、高年式の沸騰水型では稼働率の回復傾向が観察される。

しかし、一方で 3-2, 3-3 各項目で見たように、日本の沸騰水型では高年式を中心に過去10年間で顕著に対処可能トラブルが増加する傾向にあり、将来に向けた新たな問題の原因が再び生じてしまっているものと考えられる。すなわち、増加したトラブルのうち根本的対処が図れなかったものが、将来的に予防保全・対策工事の増加を通じ稼働率を大きく低下させる可能性が懸念されるものである。

従って、今後の日本の沸騰水型の稼働率向上を考える上では、迂遠に聞こえるかも知れないが、中長期的な予防保全・対策工事及び不正行為を減らしていくため、その原因となる対処可能なトラブル部分を地道に減らしていくことが基本的に必要であると考えられる。

5-2-2. 沸騰水型-2 - 何故米国では稼働率が向上しトラブルが減少したのか -

(1) 米国の沸騰水型における顕著な稼働率向上とその背景

日本と対照的に、過去10年間を通じて米国の沸騰水型は年式を問わずトラブルが着実に低減してきており、結果として稼働率が向上していることが確認される。

当該米国におけるトラブル低減や稼働率向上の背景については、事業者側での下記の取り組みが効果を上げたものと分析されている^{*15}。

- 状態監視保安全リスク情報を活用した運転中保全の対象範囲拡大による連続運転期間の柔軟化
- プラントの出力向上
- 原子力発電運転協会(Institute of Nuclear Power Operations; INPO) による運転情報の共有・分析・評価とそれに基づく運転改善指導

(2) 米国での稼働率向上と安全規制改革の因果関係

本稿の結果を用いて米国 NRC の安全規制改革など政府側の対策と稼働率の実績値の間での因果性を検定した場合、全体として発電所側の稼働率向上が安全規制改革につながったと推定され、安全規制改革が稼働率向上につながったのはごく一部の例外であることが確認される^{*16}。

見方を変えれば、トラブルなどに関する問題が解消しない場合は厳罰で臨み、問題が改善

*15 参考文献 #11, #12 を参照ありたい。

*16 補論2. 「米国原子力発電所の稼働率と安瀾規制改革の因果性検定」を参照ありたい。

する傾向が把握され実績が上がってきたならば規制改革を行い自主性に委ねた運転保守の向上などを図るといふ、いわば NRC流の「信賞必罰」の対応が功を奏したものと考えられる。

5-2-3. 沸騰水型-3 - 日本の沸騰水型ではまずトラブルの増加を止める必要あり -

(1) 日本の沸騰水型では号機毎のトラブル発生率の分散が増加

非常に残念なことに、日本の沸騰水型では 1999-2003年と 2004-2008年を比較した場合、総対処可能トラブルでは高年式、対処可能停止トラブルでは高年式・低年式の両方において発生率の標準偏差が急激に増大しており、号機毎のトラブルに関する技術力の格差が拡大する傾向が顕著である。

その反面、日本の一部の号機においては、直近 10年間での平均稼働率が 80%、対処可能停止トラブル発生率が 0.25件/年・基程度という加圧水型並の極めて優秀な実績を上げている号機が存在する。

当該事実は、米国と比較して考えた場合、日本の沸騰水型での「運転情報の共有・分析・評価」やその結果の自号機への反映・改善が不十分であることを示唆していると考えられる。

(2) 提言1: 日本の沸騰水型に必要な取組み

日本の沸騰水型においては、まず事業者の側において国内・国外での沸騰水型の運転情報の共有・分析・評価や自号機への反映・改善に取組み、号機間での技術力の格差を解消していくことによって、目下のトラブルの増加傾向を止めるとともに、将来的な「予防保全・対策工事増加や不正行為発生」の悪循環を断切っていくための取組みが必要と考えられる。

一方、政府においては、嘗ての NRC同様に、問題が解消しない場合は厳罰で臨み、問題が改善する傾向が把握され実績が上がってきたならば規制改革を行い自主性に委ねた運転保守の向上などを図る「信賞必罰」の対応が必要であると考えられる。

既に確率的評価を採入れた新たな規制制度のための制度改革は開始されており、当該制度を一層厳正に運用していくことが期待される。

5-2-4. 加圧水型-1 - 稼働率・トラブル低減・被曝低減の 3つの観点から定期検査延長が妥当 -

(1) 最低限の定期検査が最大の稼働率低下要因

4-2-2. の結果から、加圧水型での日本・米国間での稼働率の差異の最大の要因は、最低限の定期検査の差約 10.1%であることが理解される。

過去 10年間の日本の加圧水型での最高稼働率から推計される最低限の定期検査期間は稼働率換算で高年式 13.6%、低年式 11.6%でいずれも 10%を超えている。

従って、仮に加圧水型においてトラブルが 0 で予防対策・対策工事を全く行わなかったとしても稼働率 90%という水準は達成できず、定期検査間隔の延長が必須である計算になる。

(2) 日本の加圧水型の対処可能停止トラブルの最大要因は「定期検査不良」

3-2, 3-3. 各項目での結果から、日本の加圧水型では米国と比較しても極めて低いトラブル発生率が維持されており、特に対処可能停止トラブルに至っては「稀事象」と確認される迄の低い発生率となっていることが理解される。

ところが、4-2-1. の結果から、過去 10年間では当該対処可能停止トラブル 0.7%中の 0.4%が「定検措置不良」によるものであること、さらに直近 5年間では 0.4%中 0.3%と対処可能停止トラブルの大部分が「定検措置不良」によるものであることが観察される。

当該結果は、これ迄の 1年(13ヶ月)に 1回という定期検査がトラブル低減という観点から見て過剰であり、固定的な制度運用が却ってトラブルを増やしてしまっていた可能性を示唆するものである。

(3) 日本・米国の加圧水型の職業被曝量の格差

米国においては、加圧水型の職業被曝量と対処可能停止トラブルとの相関係数は +0.744 と非常に高く、トラブルが多い号機では明らかに職業被曝量が多い^{*17}ことが観察される。

一方、日本では職業被曝量と対処可能停止トラブル発生率に相関は見られず、トラブルが全般に米国より大幅に低いにもかかわらず職業被曝量が殆ど同じ結果となっている。

加圧水型の構造上、放射線量の高い部分が定期検査か停止トラブルでなければ立入らないごく一部に限られることから考えれば、当該結果は職業被曝量という観点から見ても日本の定期検査が過剰であることを示唆していると考えられる。

(4) 提言2: 日本の加圧水型に必要な取組み

日本の加圧水型においては、既に事業者側において高い技術水準が維持されており、実績が上がっている状況にある。

また、政府側においても確率論的評価を採入れた新たな規制制度のための制度改革は開始され、さらに電源立地交付金を活用した周辺地域への経済的影響緩和措置などの環境整備も開始されているところである。

従って、準備ができ次第、当該制度を活用した定期検査間隔の延長・適正化を図り、稼働率向上・トラブル低減・職業被曝低減を図っていくことが期待される。

5-2-5. 提言3: トラブル停止に関する制度改善

- 軽微なトラブルによる計画外停止時の手続簡素化と重大なトラブルの厳罰化 -

4-1-1. の結果から、日本・米国間での対処可能停止トラブルにおける稼働率への影響は、加圧水型の場合で対処可能停止トラブルに対し平均して日本 -5.8%/件、米国 -1.0%/件であり、米国から見て日本が約 6倍に相当することが確認される。

一方、直近 10年間で最も重大なトラブルに対する罰則・罰金については、1基当たりで見た場合、ほぼ同種のトラブルに対し米国の方が重い罰則・罰金が科される結果となっている^{*18}。

当該結果は、日本では法制度の運用により軽微なトラブルへの扱いが過大となり、そもそもの法制度上重大なトラブルへの扱いが過小となっている可能性を示唆するものと考えられる。

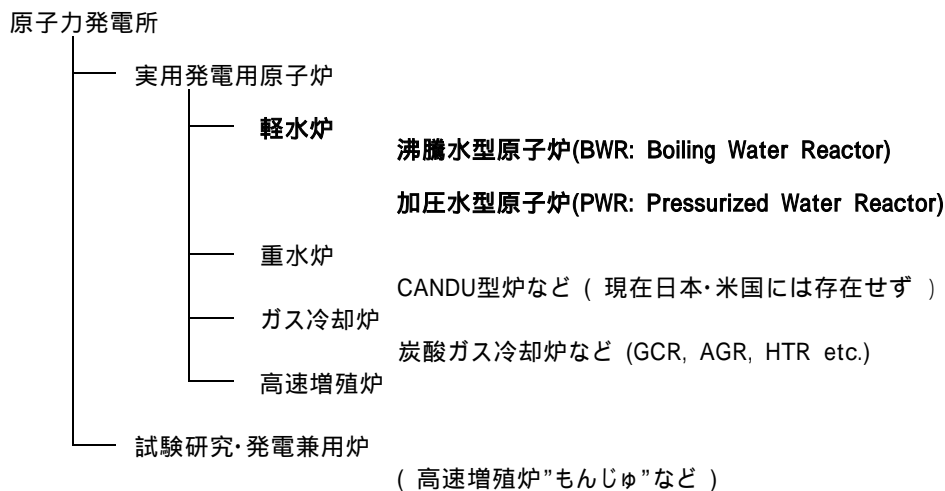
従って、国・地方を含め当該停止時間を短縮するための制度改革や運用変更を検討するに際しては、国はトラブルの重大性に関する尺度を再構築し、軽微なトラブルに対する手続簡素化と同時に重大なトラブルや再発・隠蔽などへの厳罰化を図ることが必要と考えられる。

*17 補論3. 「日本・米国の職業被曝量と稼働率・トラブル発生率の相関分析」を参照ありたい。

*18 補論1. 「米国 Devis-Besse 原子力発電所炉蓋腐食問題に対する執行措置の概要」を参照ありたい。

[別掲図表]

[図1-1-1-1. 原子力発電所の主要型式分類]

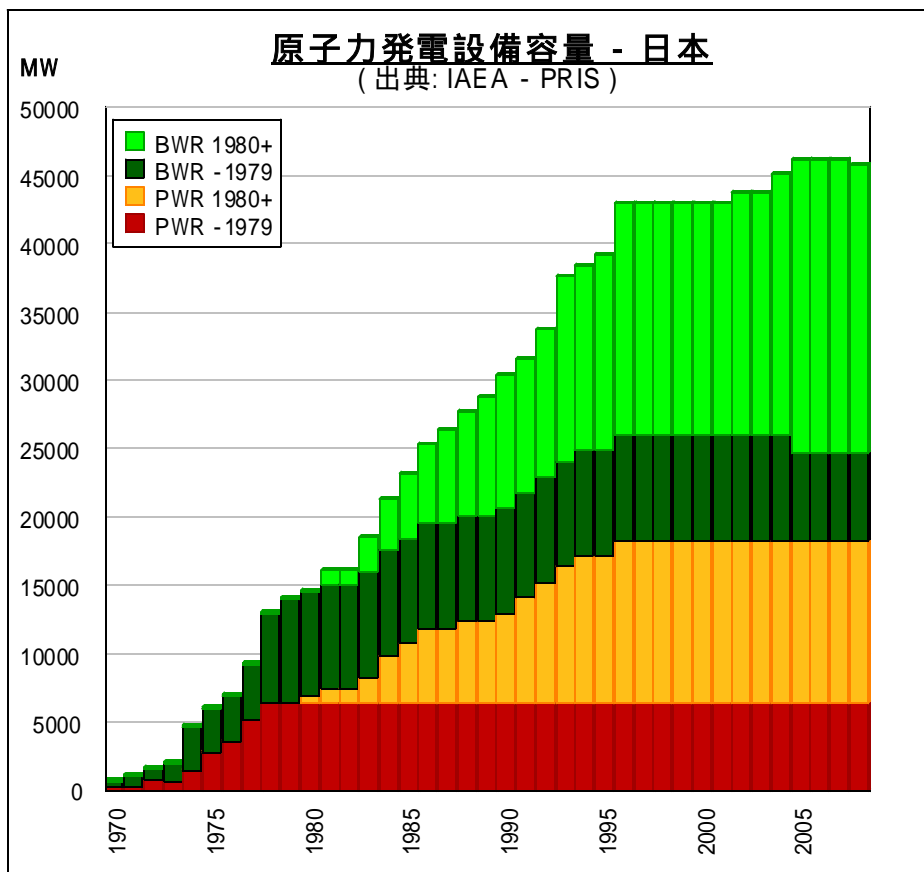


[表1-1-1-1. 日本・米国の原子力発電所の型式別・年式別基数、設備容量及び能力増減件数]
(2008年末現在、廃炉除く / 出典: IAEA PRIS)

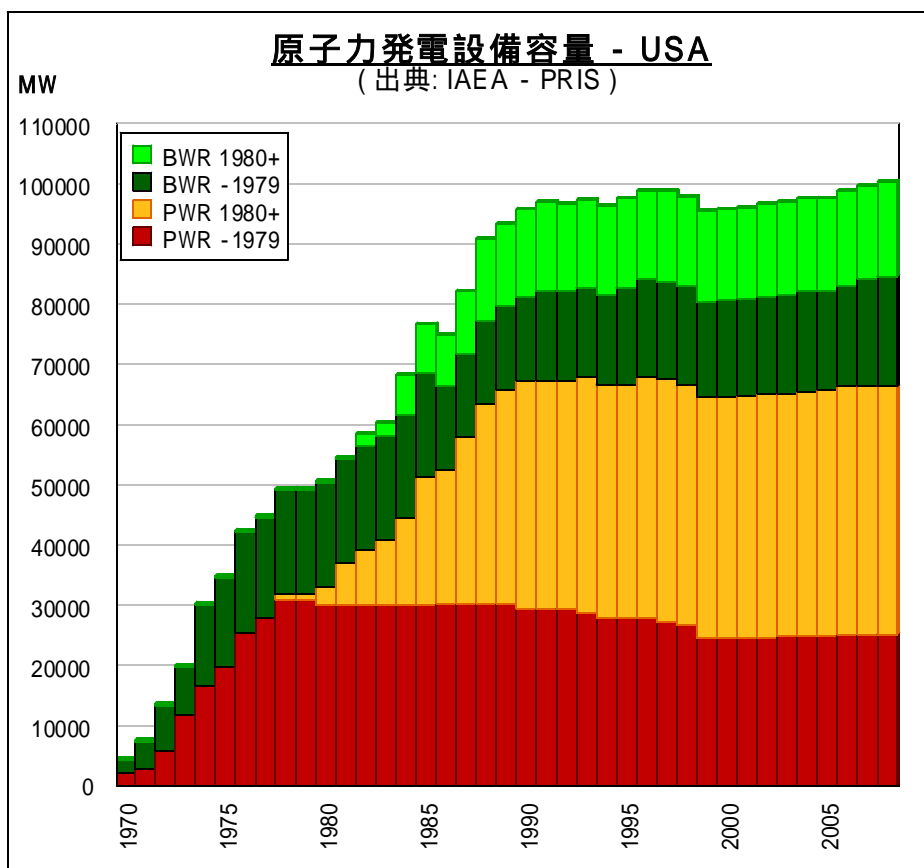
		総合計	沸騰水型 BWR			加圧水型 PWR		
			合計	-1979運開	1980-運開	合計	-1979運開	1980-運開
発電所号機数(基)								
	日本	53	30	9	21	23	9	14
	米国	104	35	21	14	69	32	37
合計設備容量(MW)								
	日本	47278	28858	6385	21152	18420	6437	11983
	米国	100683	33944	18044	15900	66739	25414	41325
平均設備容量(MW/基)								
	日本	860	962	709	1007	800	715	856
	米国	968	970	859	1136	967	794	1117
設備能力増強件数(1999-2008)								
	日本	0	0	0	0	0	0	0
	米国	215	91	46	45	124	61	63
設備能力減少件数(1999-2008)								
	日本	2	2	0	2	0	0	0
	米国	104	29	15	14	75	30	45

表注: 設備能力増強・設備能力減少には新設・廃炉は含まない

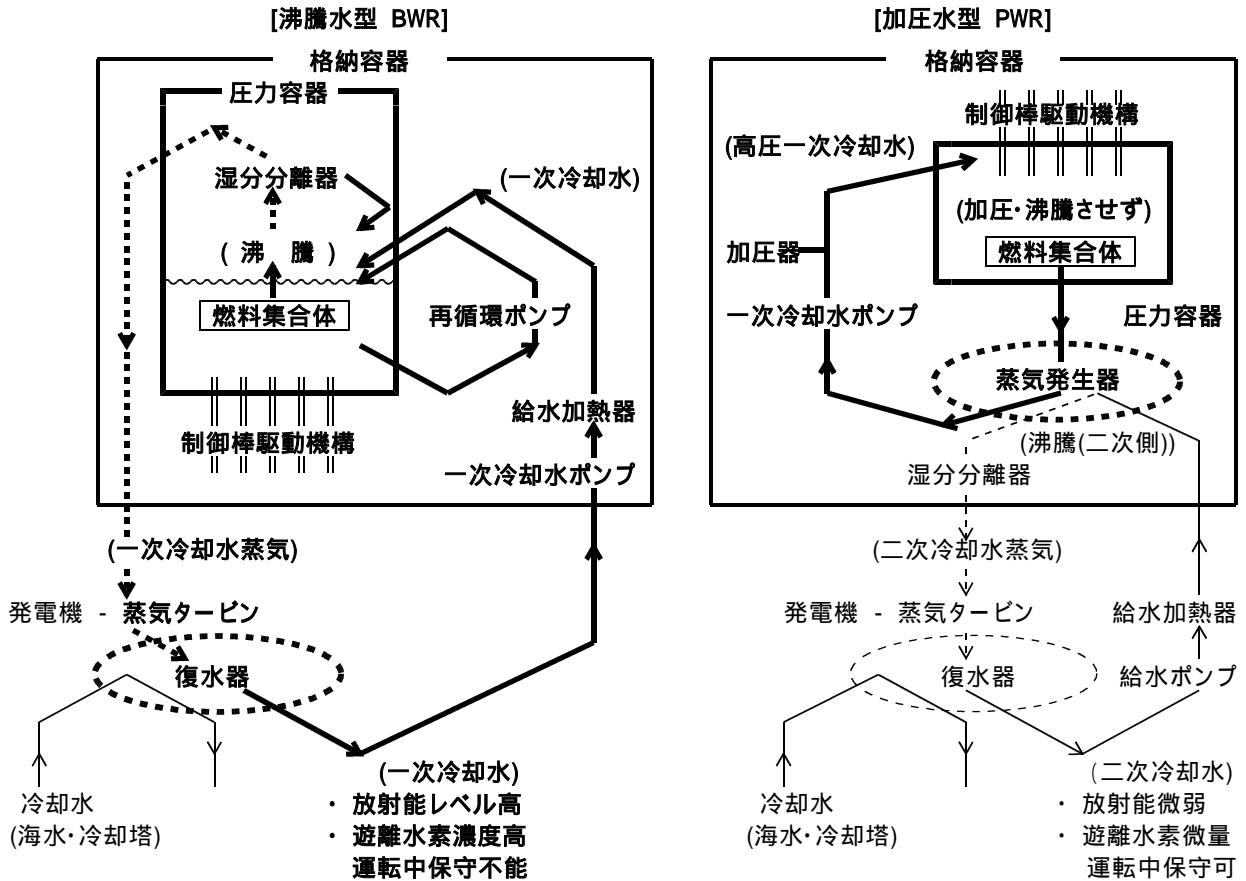
[図1-1-1-2. 日本の型式別・年式別原子力発電設備容量推移]



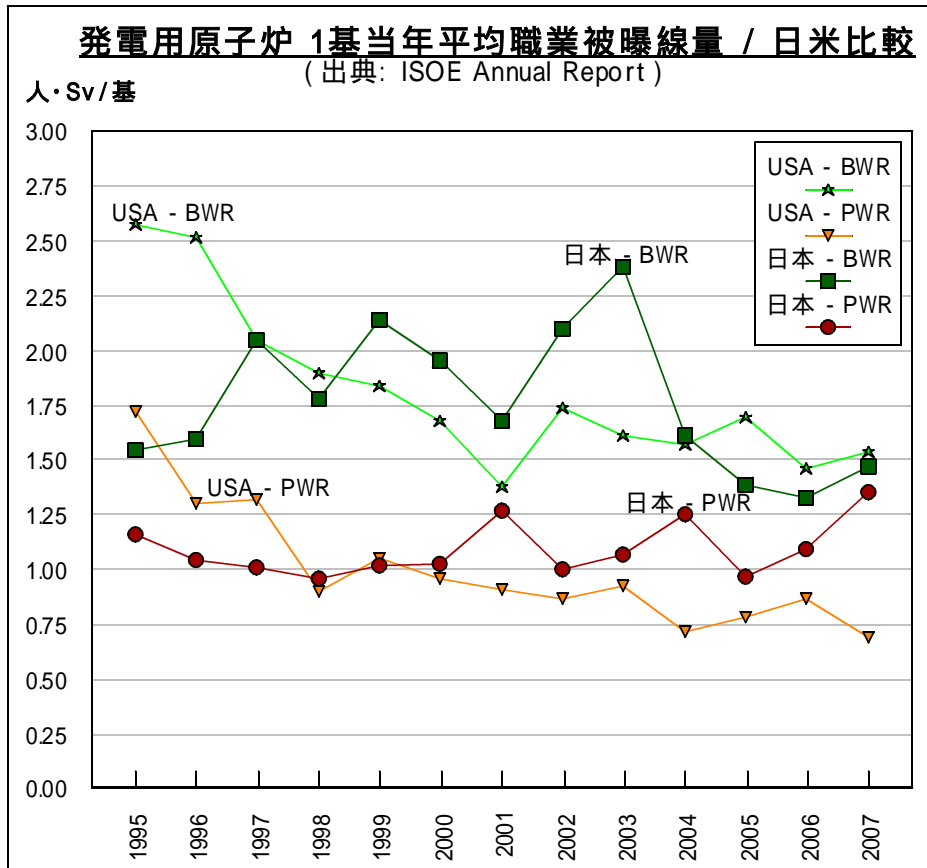
[図1-1-1-3. 米国の型式別・年式別原子力発電設備容量推移]



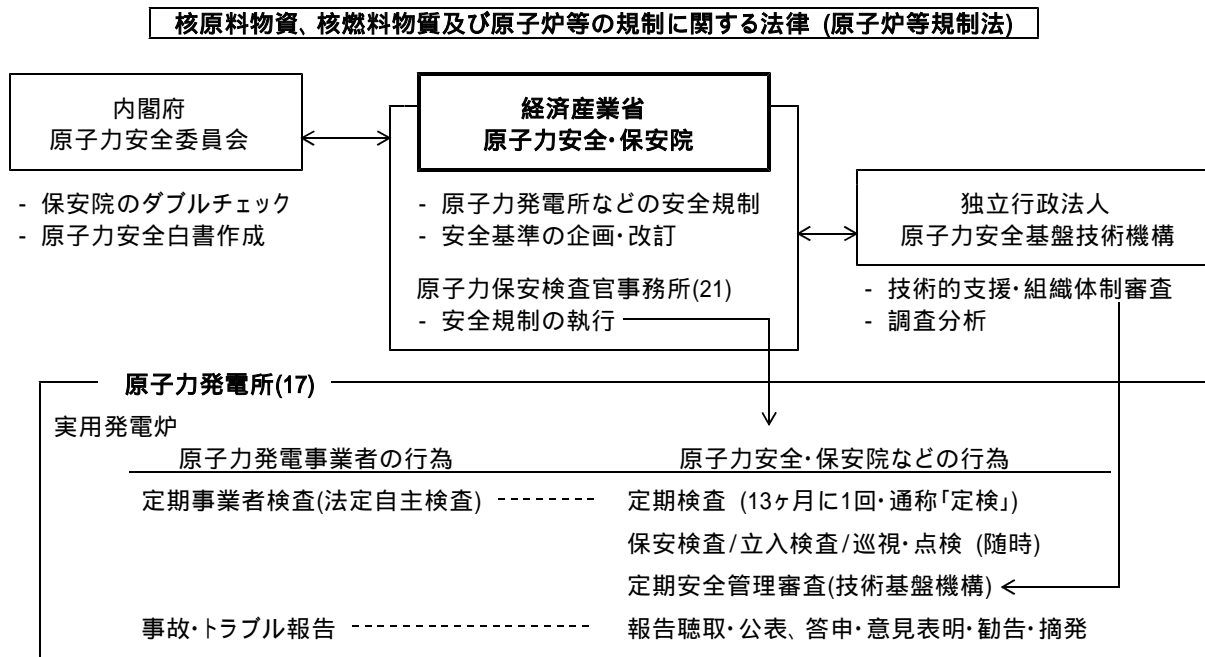
[図1-1-2-1. 原子力発電所の型式別の主要な構造上の特徴]



[図1-1-2-2. 原子力発電所の型式別の原子炉 1基当平均職業被曝線量比較]



[図1-2-1-1. 日本の原子力発電所の安全規制体制の概要]



[図1-2-1-2. 原子炉等規制法の発電所運転関連規定の概要]

核原料物質、核燃料物質及び原子炉等の規制に関する法律 (昭和32年法律第166号) (抄)

第四章 原子炉の設置、運転等に関する規制

- 第29条 施設定期検査 - 毎年 1回定期に行う検査により(設置許可時の)技術基準への適合確認義務 (政令指定検査対象施設)
原子炉本体・燃料取扱施設・貯蔵施設・原子炉冷却系統施設・廃棄施設・計測制御系統施設・放射線管理施設・原子炉格納施設・非常用電源設備他
- 第30条 運転計画 - 運転計画の策定義務、内容変更時の経済産業大臣への届出
- 第33条 許可の取消し等 - 1年又は指定期間以上の運転不実施、欠格事項抵触、命令不遵守他の場合の原子炉設置許可の取消し 又は 1年以内の運転停止命令
- 第34条 記録保持 - 記録作成・保存・管理義務
- 第35条 保安及び特定核燃料物質の防護のために講ずべき措置
- 第36条 施設使用停止命令 - 技術基準不適合の場合の使用停止・改造・修理・移転・運転方法指定命令
- 第37条 保安規定 - 保安規定の策定・認可 及び 遵守・遵守状況検査 (年 4回)
- 第40-43条 原子炉主任技術者 - 原子炉主任技術者の選任・関連手続
- 第43条の2- 核物質防護規定 - 特定核物質防護規定の策定・認可 及び 遵守・遵守状況検査 (年 1回)

第七章 雑 則

- 第62条の3 報告義務
- 第67条 報告徴収
- 第68条 立入検査

第八章 罰 則

- 第77条 3年以下の懲役又は300万円以下の罰金 - 第33条 停止命令違反行為
- 第78条 1年以下の懲役又は100万円以下の罰金 - 第36,37,40,43条 関連措置命令などへの違反行為
- 第79条 300万円以下の罰金 - 第34条 記録関連違反行為
- 第80条 10万円以下の科料 - 第30,40,43条 関連届出義務の懈怠・虚偽届出

[図1-2-1-3. 原子力発電所の地域安全協定の概要 (東京電力-新潟県・柏崎市・刈羽村の例)]

東京電力柏崎刈羽原子力発電所周辺地域の安全確保に関する協定書の概要

(1983年10月、最終改訂2007年6月)

第 1条 関係諸法令の遵守

第 2条 情報公開

東京電力は、発電所の運転、保守及び管理等の状況について、積極的に情報の公開を行い、周辺地域住民との間で情報の共有に努めるものとする。

第 3条 計画等に関する事前了解

東京電力は、原子力発電施設及びこれと関連する施設等の新增設をしようとするとき又は変更しようとするときは、事前に新潟県及び柏崎市・刈羽村の了解を得るものとする。

第 4 - 9条 通報連絡・(安全確保対策の)取組状況等の報告、環境放射線の測定等

第10条 立入調査等

新潟県又は柏崎市・刈羽村は、次に掲げる場合には、東京電力に対し報告を求め、又は発電所への立入調査を行うことができるものとする。

- (1) 発電所周辺の環境放射線及び温排水等に関し、異常な事態が生じた場合又は必要と認めた場合
- (2) 発電所の運転、保守及び管理の状況等について、特に必要と認めた場合

第11 - 13条 状況確認・安全管理技術委員会・立入調査を行う者等の選任

第14条 適切な措置の要求

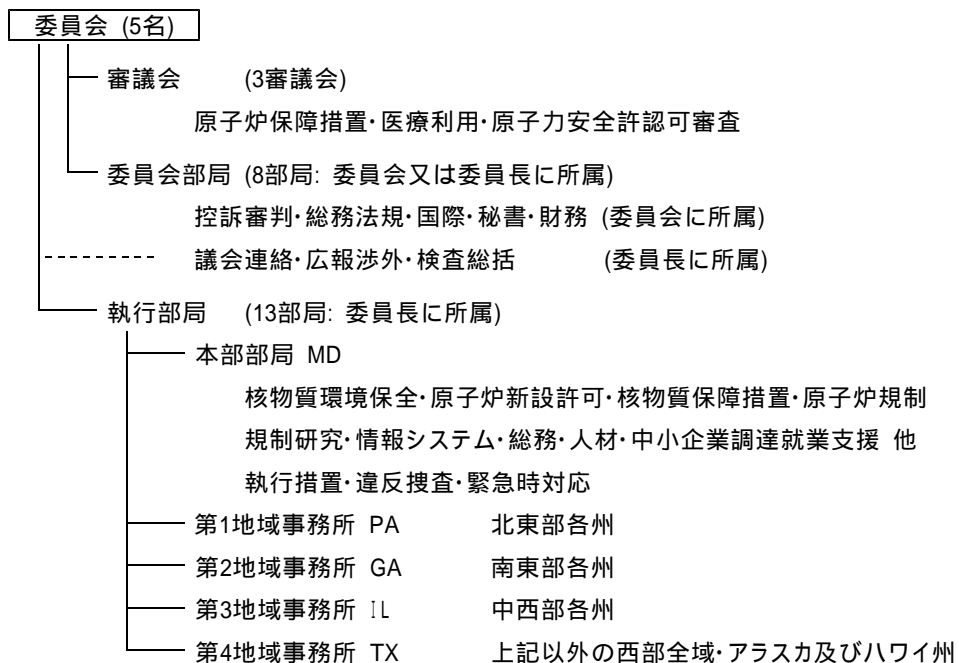
新潟県又は柏崎市・刈羽村は、第10条の規定に基づく立入調査の結果、特別の措置を講ずる必要があると認めるときは、国を通じ、東京電力に対し原子炉の運転停止を含む適切な措置を講じることを求めるものとする。ただし、特に必要と認めるときは、直接東京電力に求めることができるものとする。(中略)

- 3 東京電力は、第1項の規定に基づき原子炉の運転を停止した場合において、原子炉の運転を再開するときは、事前に新潟県に協議するものとする。なお、当該協議を受けた場合において、新潟県及び柏崎市・刈羽村は十分協議し、新潟県の名においてその結果を東京電力に通知するものとする。

第15条 発電所トラブル等内部情報受付窓口の設置(内部通報制度)

第16-19条 損害の補償・協力の要請・協定の改定・他

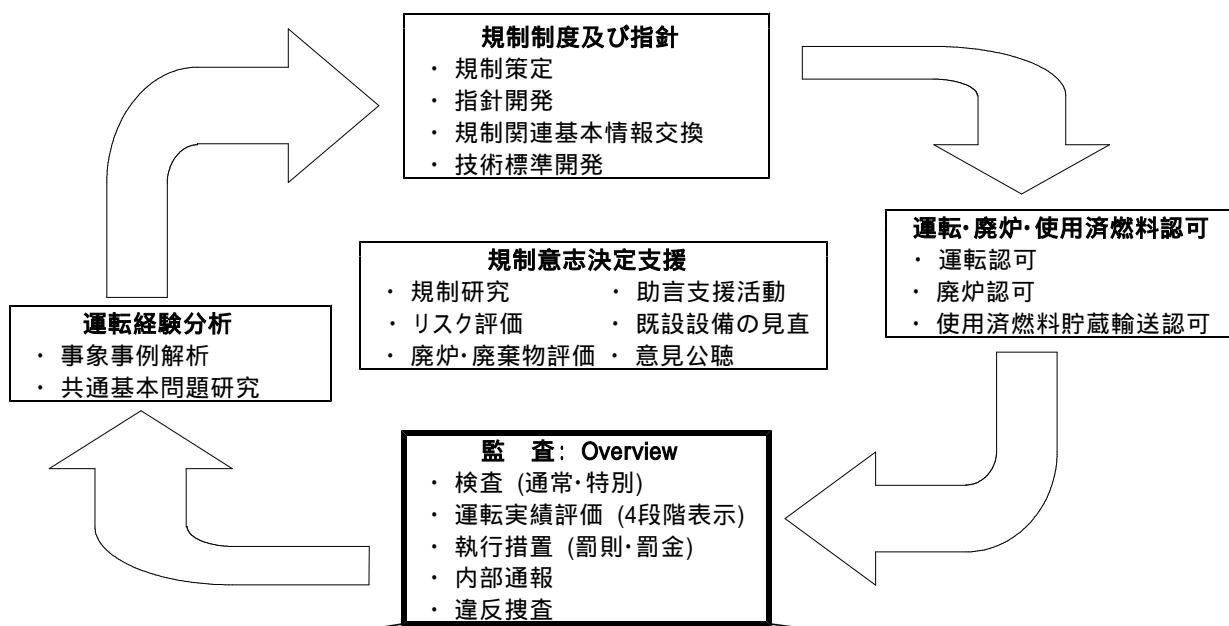
[図1-2-2-1. United States Nuclear Regulatory Commission (US-NRC) の組織]



総職員数 3,270名 うち地域事務所 854名 総予算額 \$ 7.4億ドル (2006) 出典: NRC HP

[図1-2-2-2. US-NRCの規制システムと Reactor Overview Process (ROP) 規制の概要]

(NRC 'How we regulate' を一部改変)



ROP: Reactor Overview Process 原子炉監査手続規制

監査実施 - NRC検査官が各発電所を常時監査、四半期毎に結果を集計し評価

結果評価 - 監査結果は下記「安全実効性数値指標」を用いて定量的に評価、各指標は炉心損壊など重大事故リスクの確率情報に基づいて「緑・白・黄・赤」の4段階評価でわかりやすく表示

結果表示 - 監査結果はNRC-HPで全部の発電所の号機毎に常時一般公開 (除 核物質防護関係)

執行措置

是正措置 - 4段階評価の深刻さの状況に応じてNRCによる検査・執行措置の内容が号機毎に変化

全部緑: (通常検査)

異なる項目で白2つまで: 通常検査 + 白項目へのNRC追跡検査など

黄1つ or 同一項目で白2つ or 異なる項目で白3つ: + NRC監視下での検査・原因調査

赤1つ or 黄2つ以上 or 同一項目で白3つ以上: 本部対応/NRC直接の原因究明調査など

(より悪い状態): 本部対応/運転許可取消・修理命令など

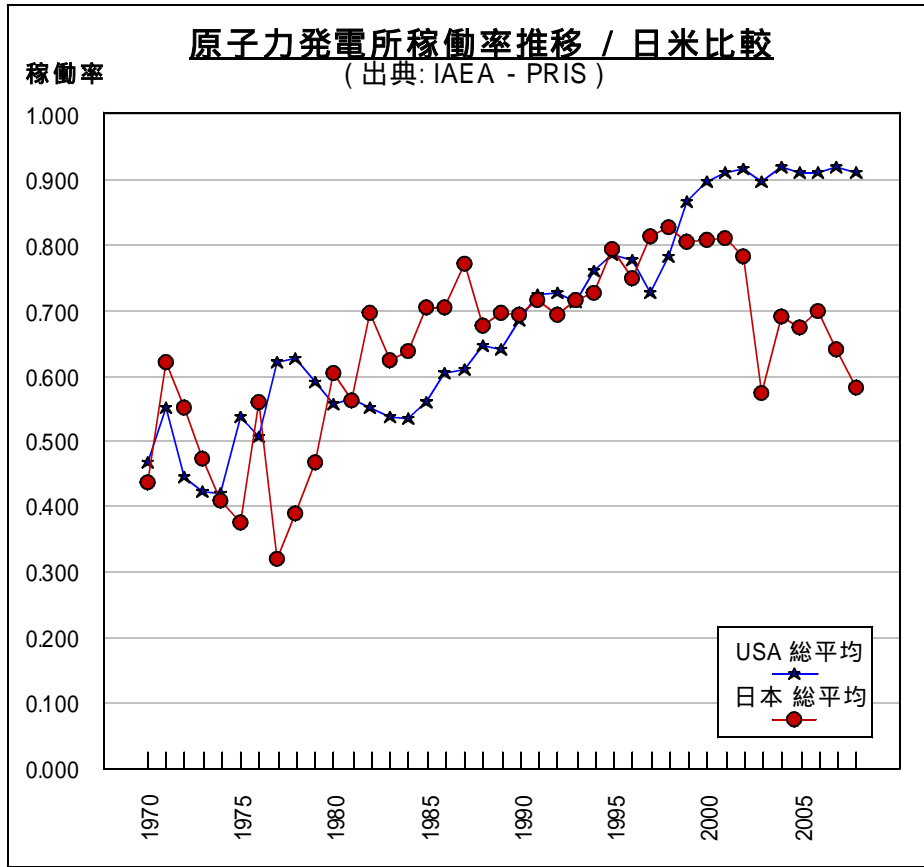
罰金罰則 - 検査・内部通報・違反捜査により故意・重過失などを伴う違反行為が見つかった場合、4段階評価の状況や悪質性(認識有無・意図性・是正行為の有無)に従って各種罰則を課するとともに違反行為日数 1日当 \$13万ドルを上限に罰金を徴収

- Performance Indicators 安全実効性数値指標 -

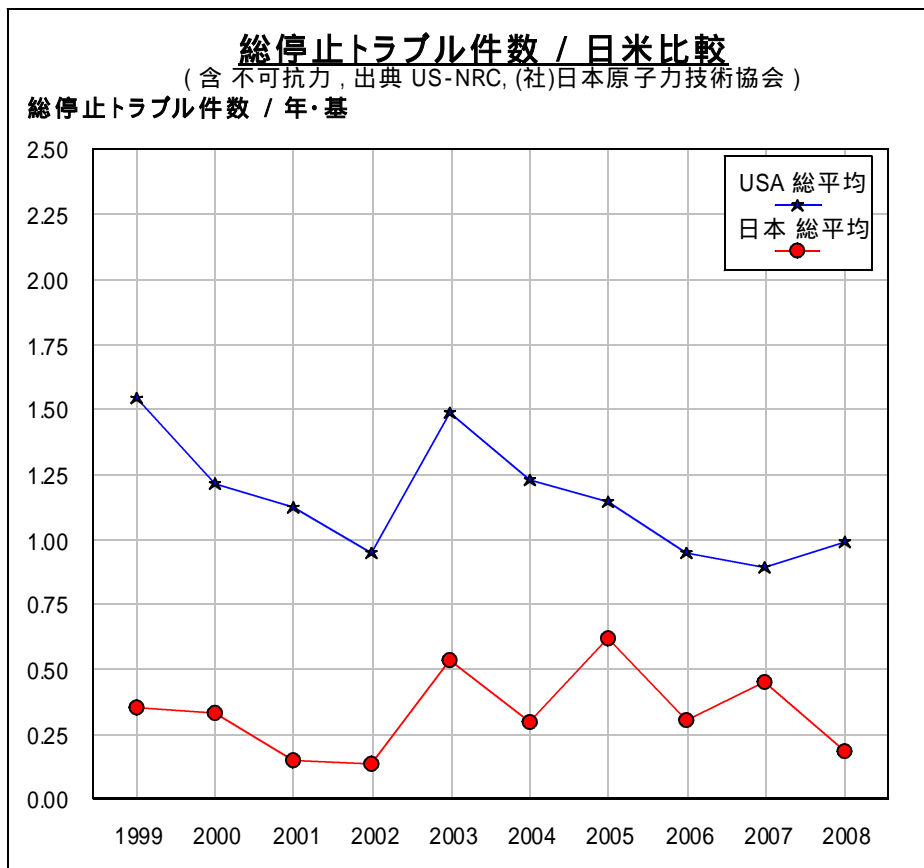
原因事象	被害軽減機構	原子炉安全		放射線安全		核物質防護 (非公開*)
		防護バリア	緊急対応体制	職業被曝	一般公衆被曝	
計画外停止回数	機能喪失有無	被覆管健全性	緊急時訓練状況	管理区域制限	放射性物質放出状況	
同 出力変動	緊急AC電源	冷却水漏洩有無	対応要員充足状況	計画外被曝		
同 異常停止	高圧注入系		緊急通報システム状況			
	熱除去系					
	残留熱除去系					
	冷却水系					

核物質防護は 3項目の指標があるが非公開である

[図1-3-1-1. 原子力発電所稼働率推移 / 日米比較]



[図1-3-1-2. 総停止トラブル件数(含 不可抗力) / 日米比較]



[表1-3-2-1. 1運転サイクル当の運転実績の日米比較 ((社)日本原子力技術協会) (2009)]

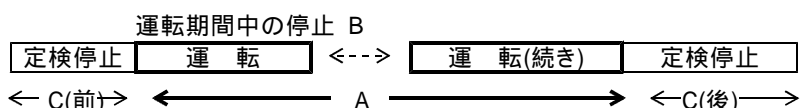
	基 数	1運転期間平均長 ²	停止頻度 ³	1停止時平均停止日数 ³	平均定検日数 ⁴	設備稼働率 ⁵
日 本	55基	13.0ヶ月	33回 0.56回/年・基	37.2日	143.5日 ⁶	69.3% ⁶
米 国	103基	18.9ヶ月	243回 1.50回/年・基	5.1日	42.3日	91.2%

データソース: (日本) 原子力発電施設運転管理年報, NUCIA, 各社プレスリリース等公開情報

(米国) NRC公開情報 (Power Reactor Status Report, Event Notification Report)

評価対象として用いた運転サイクルは、原則として、現時点で期間データが入手できる各プラントの最も至近の運転期間と前後の定期検査期間の組み合わせ

- 1 日本においては「主に2007～2008年に定検停止に入った1運転サイクル」、米国においては「主に2004～2005年に燃料交換停止に入った1運転サイクル」が対象
- 2 「運転期間」とは、原則、定検時の調整運転のための原子炉起動から次の定検開始までの期間。なお志賀2号においては、試験運転期間中における営業運転開始に向けた最終起動から第1回定検開始までの期間。
- 3 「停止」とは、計画/計画外、自動/手動を問わず、「運転期間中に発生した原子炉の停止(法令対象外の中間停止等も含む)」を言う。
- 4 原則調査対象とした運転期間の前後の定検停止日数の平均値。なお志賀2号においては対象サイクルが第1サイクルであるため第1回定期検査のみを考慮
- 5 $(A - \text{全基数平均の停止日数}) / (A + C) = (A - B * \text{停止日数/基数}) / (A + C)$
- 6 長期の定検停止後に廃止となった浜岡1・2号の当該定検を除外した値



[式2-1-1-1. 原子力発電所の稼働率の算定式]

$$Xwri(t) = \text{E}lei(t) / (\text{C}pai(t) * T(t)) \quad \dots \text{式1)}$$

$Xwri(t)$	i発電所の t年の稼働率	(1999 t 2008)
$Elei(t)$	i発電所の t年の総発生電気エネルギー量	(GWeh, IAEA-PRIS)
$Cpai(t)$	i発電所の t年の発電設備容量	(MWe, IAEA-PRIS)

[図2-1-2-2. 本稿における原子力発電所のトラブルの基本分類]

対処可能か? 停止を伴うか?	不可抗力トラブル	対処可能トラブル
停止トラブル (運転中)	不可抗力停止トラブル (例: 地震、落雷、暴風雨) 日米間で報告基準はほぼ同じ	対処可能停止トラブル (例: 一次冷却水漏洩、制御棒駆動系故障) 日米間で報告基準はほぼ同じ
非停止トラブル (運転継続, 停止中など)	不可抗力非停止トラブル (例: 部外者立入、通信障害) 日米間で報告基準は異なっている可能性あり	対処可能非停止トラブル (例: 停止中の停電、排水処理設備故障) 日米間で報告基準は異なっている可能性あり

[図2-1-2-2. 本稿における原子力発電所のトラブルの要因別分類]

00 不可抗力トラブル 停止 / 非停止 (直接的な対策が困難な分野)

- 01 地震 地震及び地震に直接起因する事象によるトラブル
- 02 落雷暴風他 落雷・暴風雨及びこれらに直接起因する事象によるトラブル
- 03 外部人為要因 送変電系統の事故・妨害破壊行為など発電所以外の人の行為によるトラブル

10 対処可能トラブル 停止 / 非停止

20 設計部材要因 原子力プラントメーカー・燃料加工事業者や本社・研究所などでの対策が有効な分野

- 21 設計施工不良 発電所の設計・建設段階及び大規模修理段階での問題に直接起因するトラブル
(例: 運転開始直後の溶接不良による疲労破壊、設計図の誤謬による誤配線)
- 22 材料部品不良 発電所の材料・部品の問題に直接起因するトラブル
(例: 蒸気発生器細管応力腐食割、電子部品不良、燃料集合体漏洩)
- 23 評価書類不良 発電所の運転手順書・緊急時評価書の錯誤・欠陥など書類上のトラブル
(例: 運転手順書の手順不良、緊急時評価書の現況との矛盾・不一致)
「評価書類不良」は発電所の運転に直接影響せず全て「非停止」である

40 運転管理要因 発電所・定期検査関連会社など現場での対策が有効な分野

- 41 定検措置不良 定期検査時の問題に直接起因するトラブル
(例: 定検時のボルト締付不良・漏洩、弁開放・閉止忘れ、異物混入・破損)
- 42 維持管理不良 定期検査以外の通常のプラント維持管理上の問題に直接起因するトラブル
(例: 配管の腐食減肉、スラッジ堆積や生物付着による配管閉塞・穿孔)
- 43 運転操作不良 運転中の運転員の判断や操作上の問題に直接起因するトラブル
(例: 弁誤操作、ポンプ誤停止、制御棒誤引抜)
- 44 不正行為 不正行為に起因する特別検査・罰則などに関連するトラブル
(例: 記録捏造や報告懈怠などに起因する特別検査、罰則による運転停止)

[式2-2-1-1. 二項分布・正規分布及びポアソン分布]

二項分布 $P_b(x) = {}_n C_x \cdot p^x \cdot (1-p)^{n-x}$

平均値 $E(P_b(x)) = p$ (試行 1回当)

分散 $V(P_b(x)) = p \cdot (1-p)$ (試行 1回当)

標準偏差 $S(P_b(x)) = (p \cdot (1-p))^{0.5}$ (試行 1回当)

正規分布 $P_n(x, \mu) = (2\pi)^{-0.5} \cdot \exp(-x^2 / (2\sigma^2))$

$= \lim_n {}_n C_x \cdot p^x \cdot (1-p)^{n-x} ; p = \mu = \text{Const.}$

平均値 $E(P_n(x)) = \mu$

分散 $V(P_n(x)) = \sigma^2$

標準偏差 $S(P_n(x)) = \sigma$

ポアソン分布 $Poi(x, p) = p^x \cdot \exp(-p) / x!$

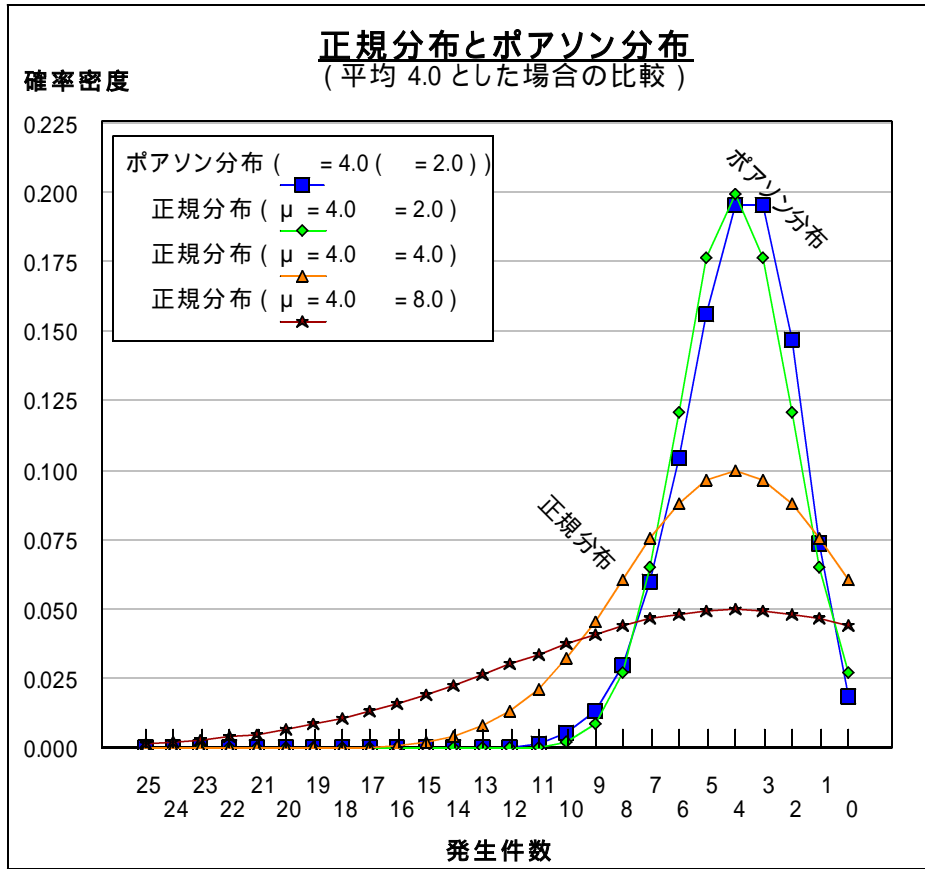
$= \lim_n {}_n C_x \cdot p^x \cdot (1-p)^{n-x} ; p = n \cdot p = \text{Const.}$

平均値 $E(Poi(x)) = p$

分散 $V(Poi(x)) = p (= E(Poi(x)))$

標準偏差 $S(Poi(x)) = p^{0.5}$

[図2-2-1-1. 正規分布とポアソン分布]



[式-2-2-2-1. 分類別度数分布の正規分布・ポアソン分布への適合度検定]

$$\chi^2 = \sum_i (E_{oi} - E_{pi})^2 / E_{pi} \quad \dots \text{式2)}$$

χ^2 検定統計量 ($\sim \chi^2$ (検定統計量 χ^2 , 自由度 $i-1$))

i 度数区分 (度数 3未満は統合)

E_{oi} 度数区分 i の観察発生率

E_{pi} 度数区分 i の理論発生率

正規分布の場合 $\sim (2\pi)^{-0.5} \cdot \sigma^{-1} \cdot \exp(- (i - \mu)^2 / (2\sigma^2))$

ポアソン分布の場合 $\sim p^i \cdot \exp(-p) / i!$

[式-2-2-2-2. 事象発生間隔の指数分布適合度の確認]

$$\ln(IN(n)) = a_0 + a_1 \cdot n + e(n) \quad \dots \text{式3)}$$

$IN(n)$ n 番目の発生間隔(日)

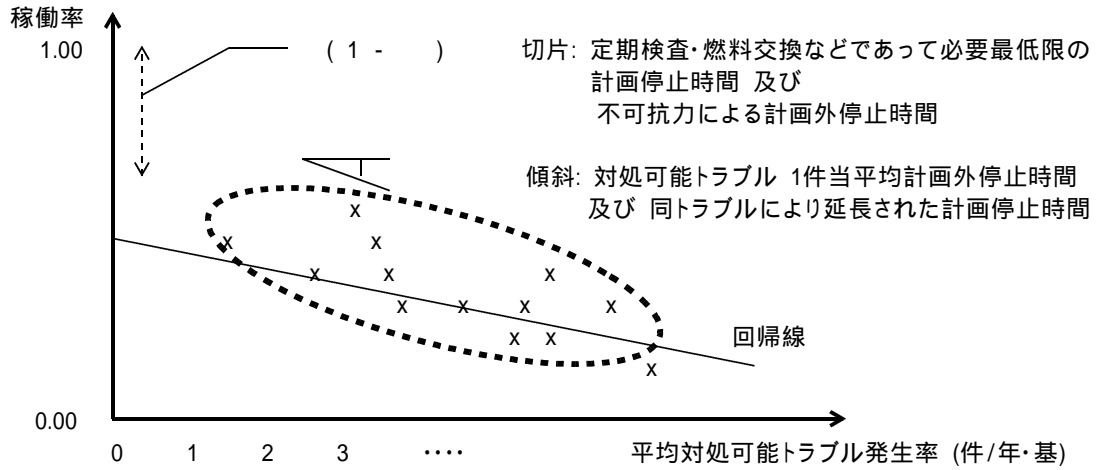
$e(n)$ 誤差項

$a_0 \sim a_1$ 係数・定数項

- 係数・定数項が大きい方が発生間隔が長く確率・頻度が小さい

- $IN(n)$ が理想的な指数分布に従う場合 $\ln(IN(n))$ は直線となる

[図2-3-1-1. 稼働率-年平均トラブル発生率間の相関(概念図)]

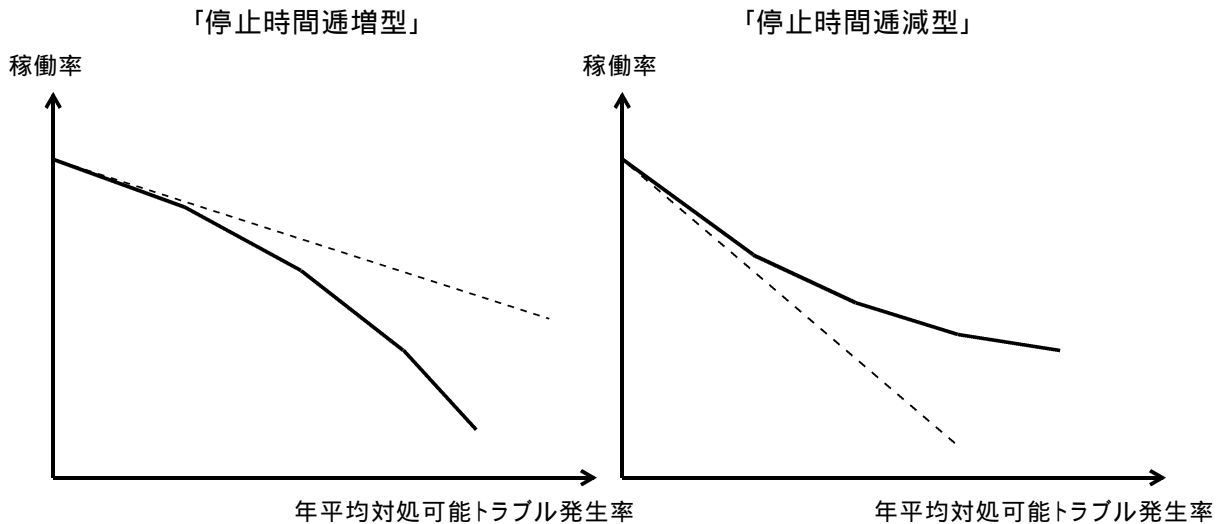


[式2-3-1-1. 稼働率-要因別年平均トラブル発生率のテーラー展開による 2次近似式]

$$OH_j(i) = \beta_j + \beta_{j1} * XST_j(i) + \beta_{j2} * XST_j(i)^2 + \beta_{j3} * XNS_j(i) + \beta_{j4} * XNS_j(i)^2 + \beta_{j5} * XST_j(i) * XNS_j(i) + e_j(i) \quad \dots \text{式4}$$

$OH_j(i)$	区分 j の発電所号機 i の稼働率
β_j	定数項 区分 j の稼働率切片 ($1 - \beta_j$: 定期検査などによる平均停止時間)
$XST_j(i)$	区分 j の発電所号機 i の年平均対処可能停止トラブル発生率 (件/年・基)
$XNS_j(i)$	区分 j の発電所号機 i の年平均対処可能非停止トラブル発生率 (件/年・基)
β_{j1-5}	係数
$e_j(i)$	誤差項

[図2-3-1-2. 稼働率-年平均トラブル発生率間の高次の相関(概念図)]



[式2-3-1-2. 稼働率-要因別年平均トラブル発生率の重回帰分析式]

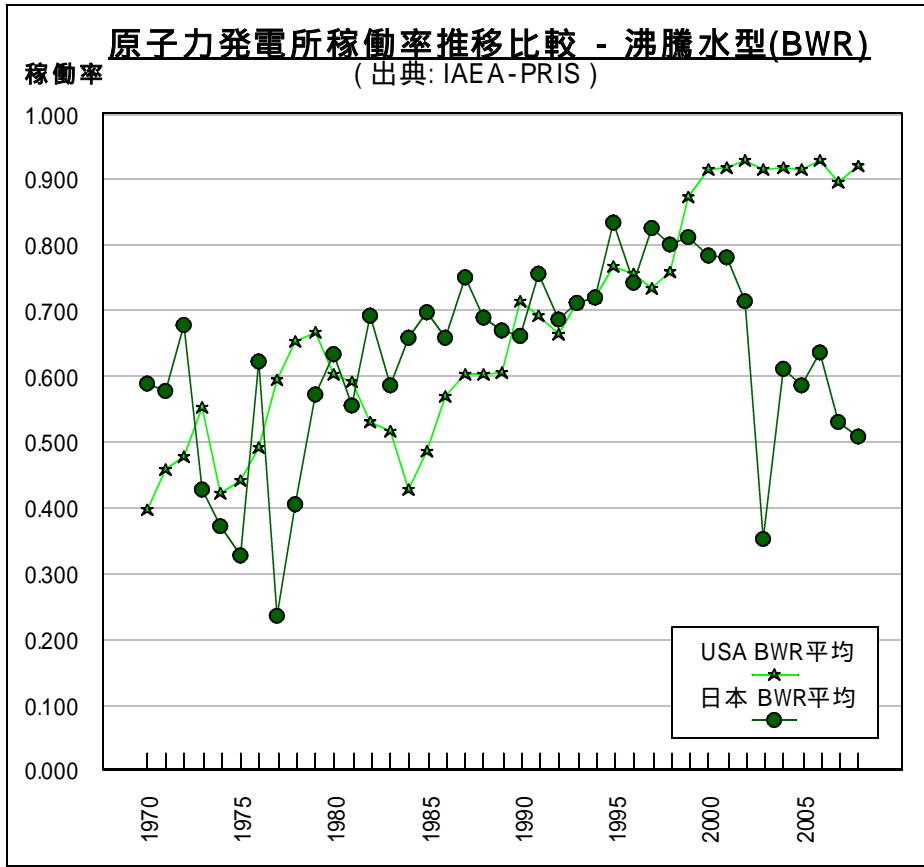
$$OH_j(i) = \alpha_j + \sum_k \beta_{jk} \cdot XT_{jk}(i) + e_j(i) \quad \dots \text{式5)}$$

$OH_j(i)$		区分 j の発電所号機 i の稼働率
α_j	定数項	区分 j の稼働率切片 ($1 - \alpha_j$: 定期検査などによる平均停止時間)
$XT_{jk}(i)$		区分 j の発電所号機 i の年平均要因 k トラブル発生率 (件/年・基)
β_{jk}	係数	区分 j の要因 k による平均発生率当計画外停止時間
$e_j(i)$	誤差項	

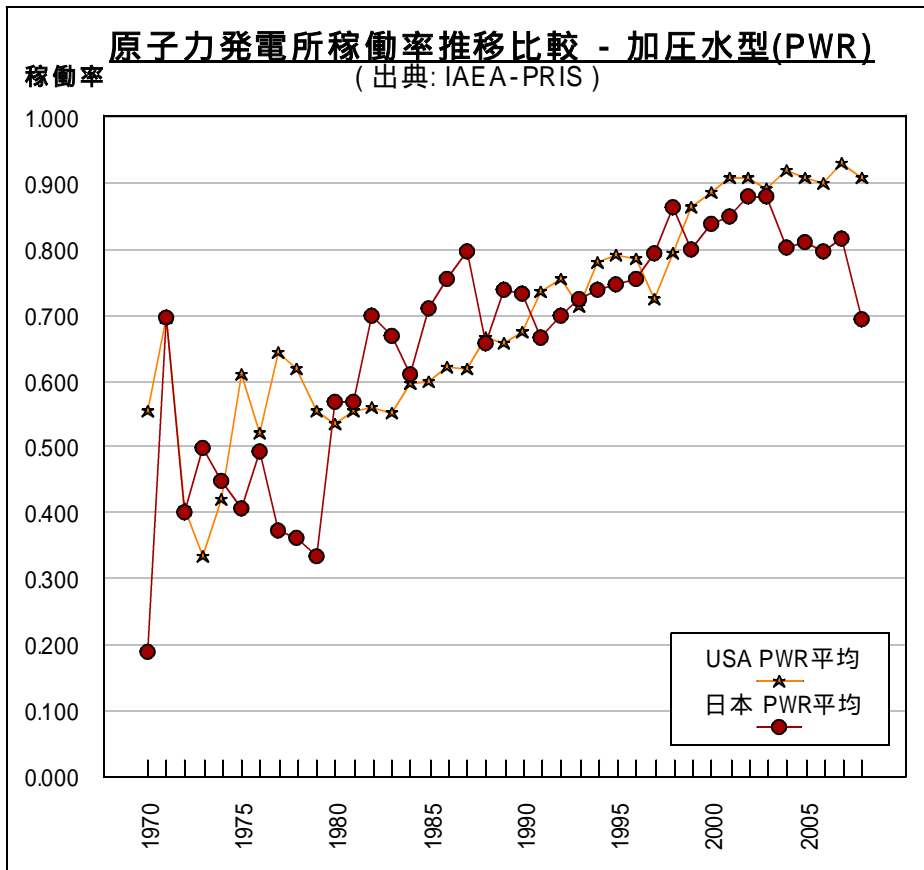
[図2-3-2-1. 日本の原子力発電所の停止時間の内訳分析]

- 総停止時間: $\sum_k \beta_{jk} \cdot XT_{jk}(i) + e_j(i)$
(= $1 - \text{稼働率}$)
- 計画停止時間:
 - 最低限の定期検査・燃料交換時間: α_j
(1999-2008年の第1回定期検査を除く型式別最短時間)
 - 予防保全・トラブル対策工事などのため延長された定期検査時間: $1 - \alpha_j$
(総停止時間 - 計画外停止時間 - 最低限定期検査・燃料交換時間 α_j)
- 計画外停止時間:
 - 不可抗力停止時間: $\beta_{jk} \cdot XT_{jk}(i)$
(地震・落雷風水害・人為要因他)
 - 対処可能要因停止時間: $\beta_{jk} \cdot XT_{jk}(i)$
(121 ~ 141, 141 ~ 144 (設計施工 ~ 不正行為) の 7分類)

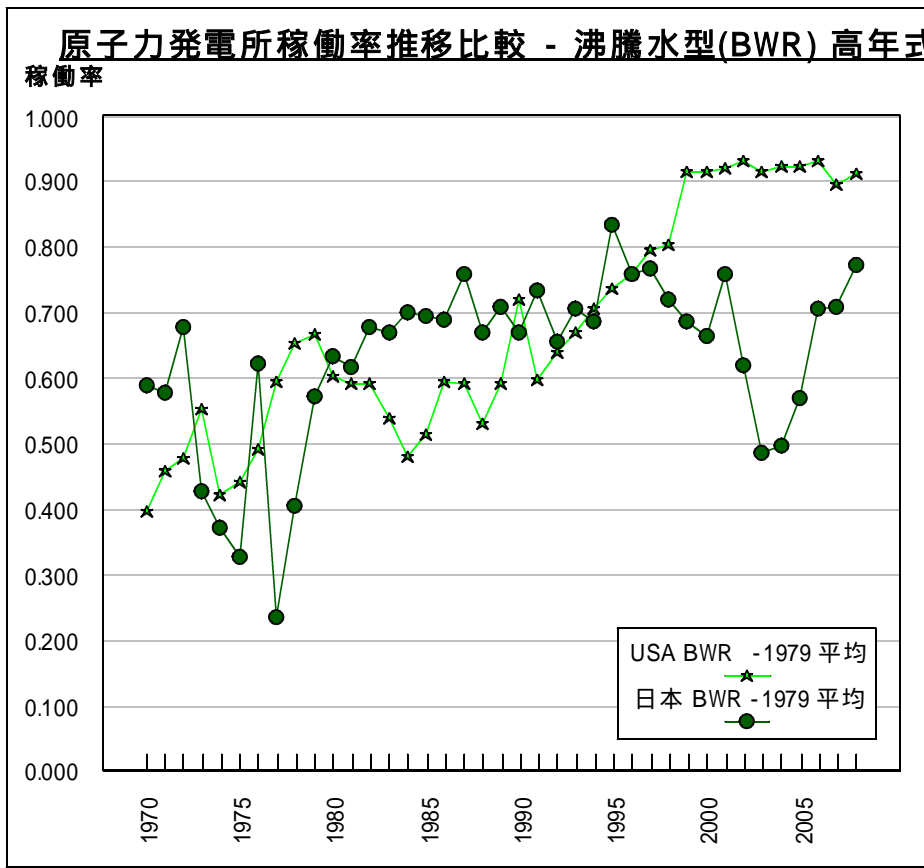
[図3-1-1-1. 原子力発電所稼働率推移比較 - 沸騰水型(BWR)]



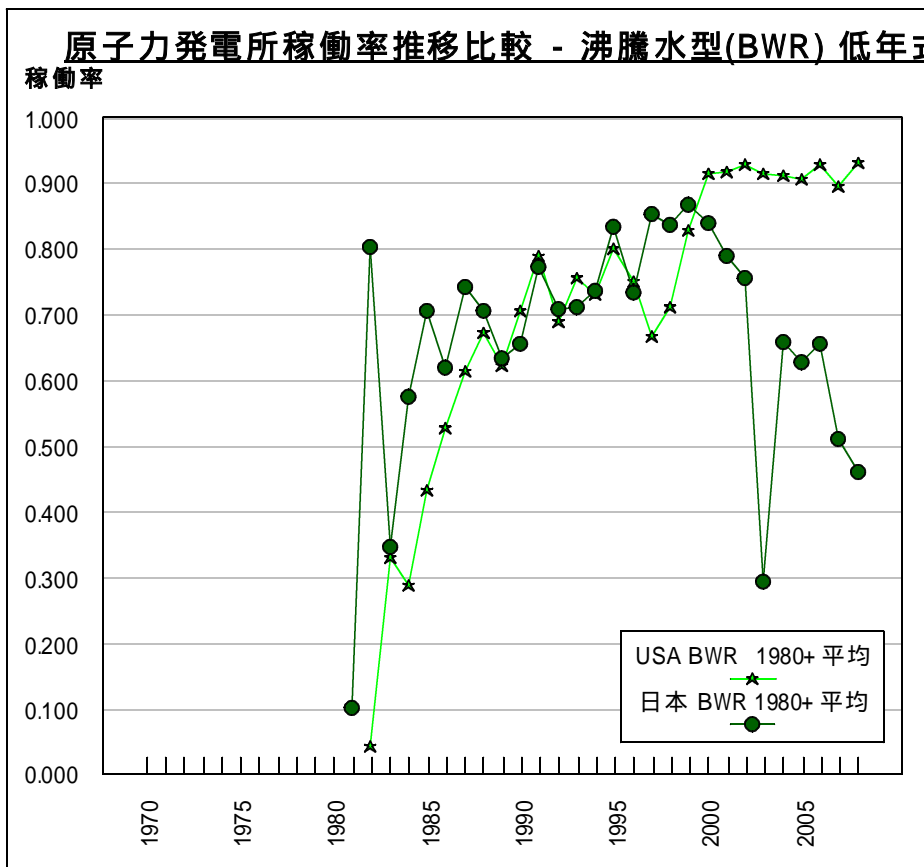
[図3-1-1-2. 原子力発電所稼働率推移比較 - 加圧水型(PWR)]



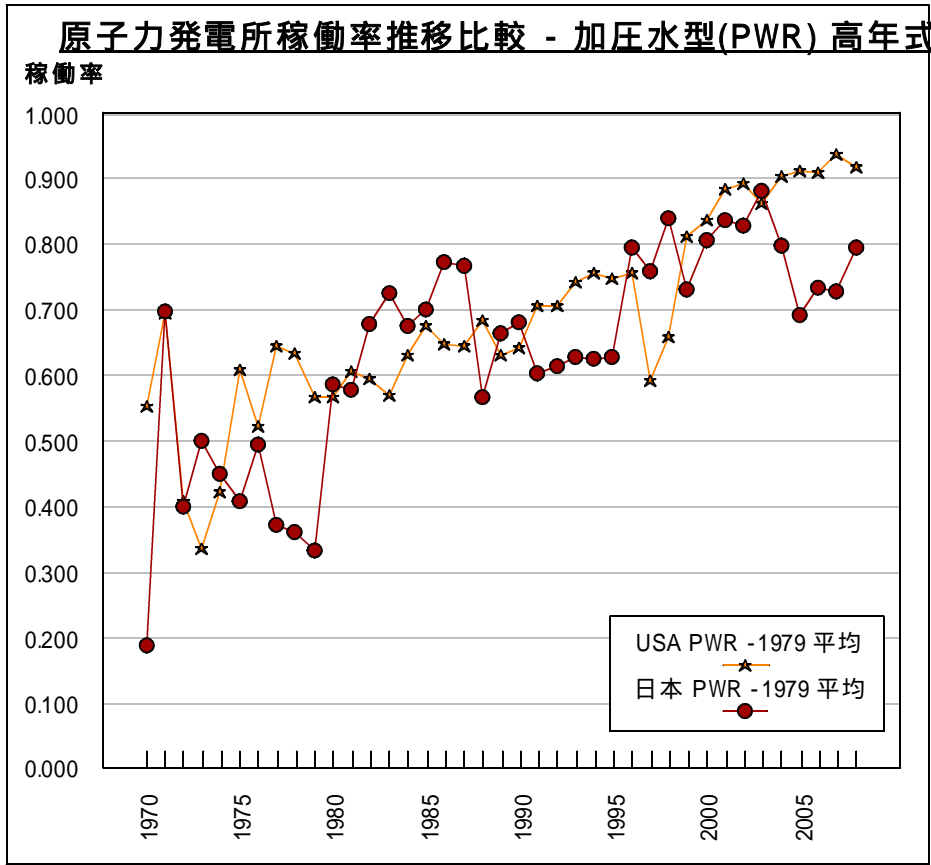
[図3-1-1-3. 原子力発電所稼働率推移比較 - 沸騰水型(BWR) 高年式]



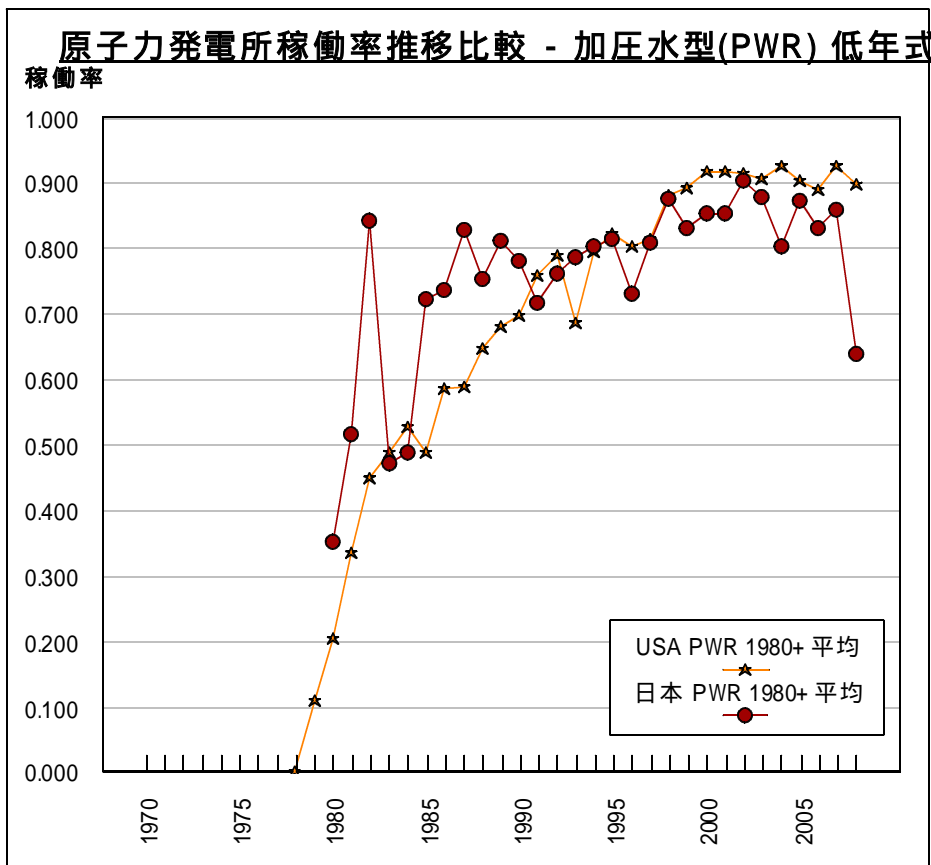
[図3-1-1-4. 原子力発電所稼働率推移比較 - 沸騰水型(BWR) 低年式]



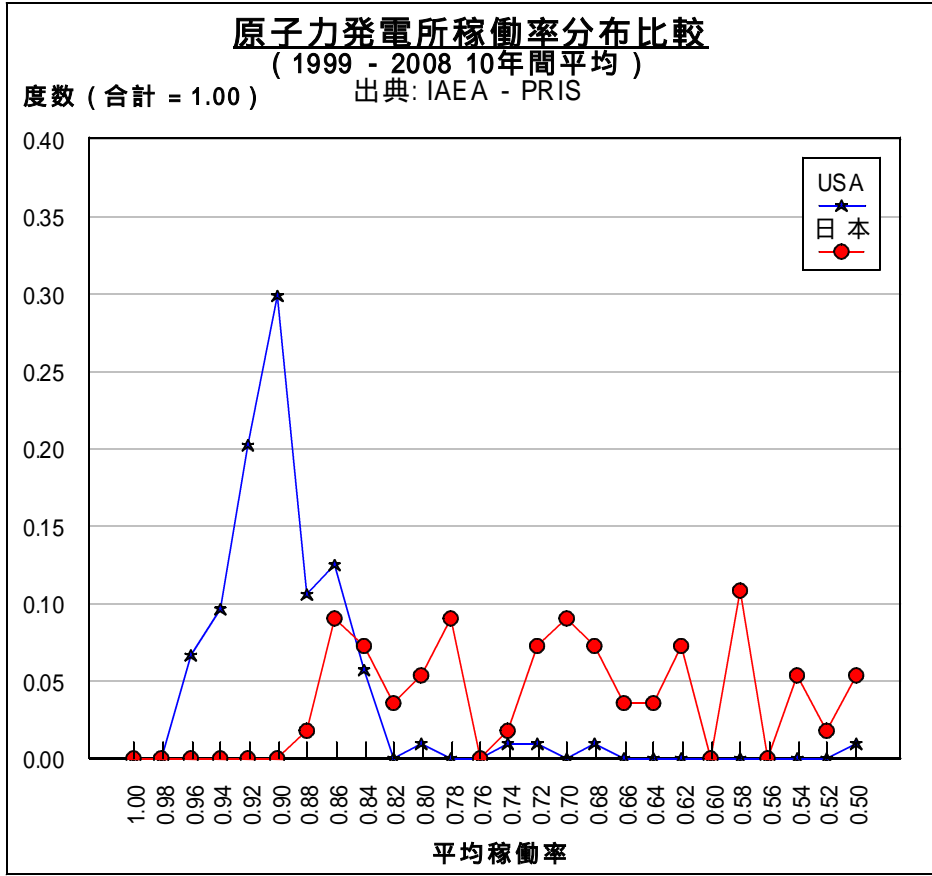
[図3-1-1-5. 原子力発電所稼働率推移比較 - 加圧水型(PWR) 高年式]



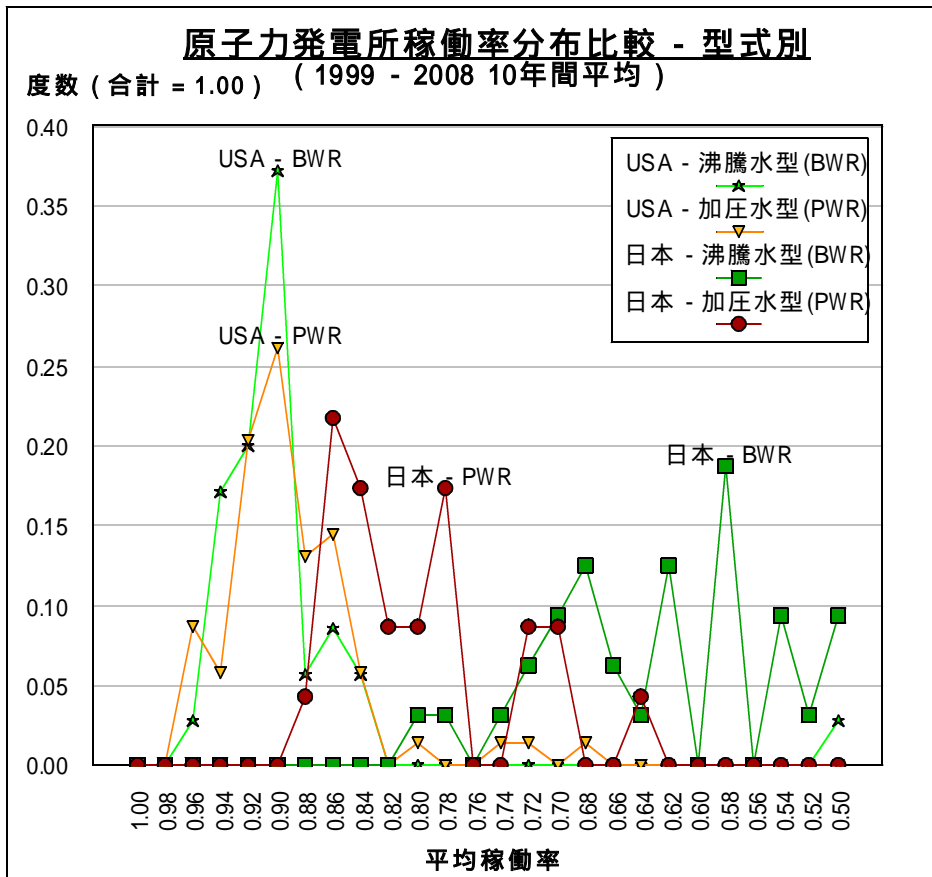
[図3-1-1-6. 原子力発電所稼働率推移比較 - 加圧水型(PWR) 低年式]



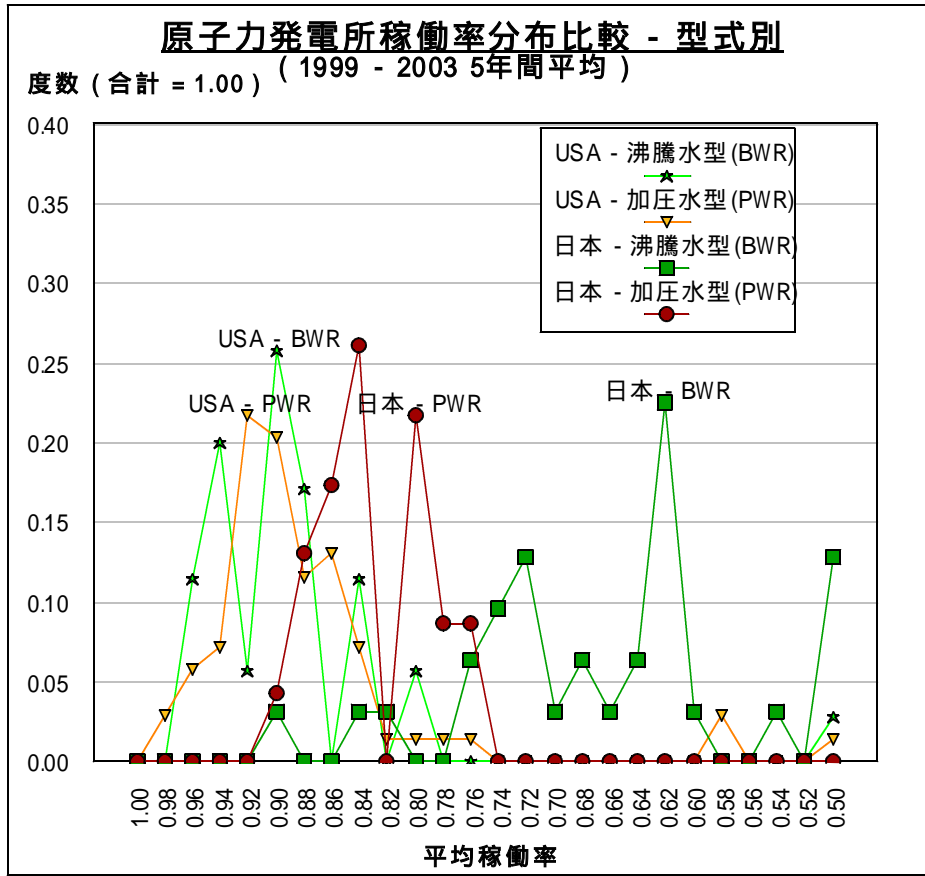
[図3-1-2-1. 原子力発電所稼働率分布比較 (1999-2008 10年間平均)]



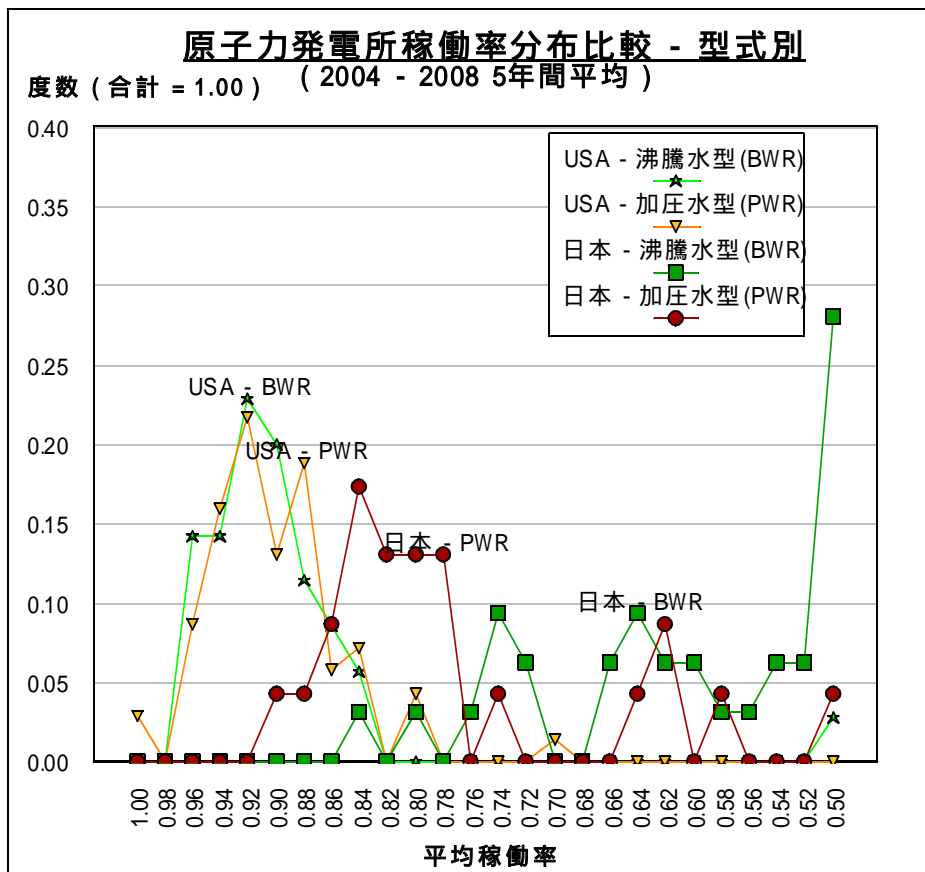
[図3-1-2-2. 原子力発電所稼働率分布比較 - 型式別 (1999-2008 10年間平均)]



[図3-1-2-3. 原子力発電所稼働率分布比較 - 型式別 (1999-2003 5年間平均)]



[図3-1-2-4. 原子力発電所稼働率分布比較 - 型式別 (2004-2008 5年間平均)]



[表3-1-3-1. 日本・米国の原子力発電所稼働率の分布適合度の²検定結果]

	日 本			米 国		
	全 体	沸騰水型(BWR)	加圧水型(PWR)	全 体	沸騰水型(BWR)	加圧水型(PWR)
1999-2008年(10年間)						
正規分布 (p値)	0.000	0.009	0.084	0.005	0.041	0.003
判定	***	***	*	***	**	***
ポアソン分布(p値)	0.001	0.210	0.140	0.008	0.056	0.005
判定	***	-	-	***	*	***
1999-2003年(5年間)						
正規分布 (p値)	0.001	0.055	0.387	0.004	0.019	0.005
判定	***	*	-	***	**	***
ポアソン分布(p値)	0.036	0.647	0.352	0.001	0.009	0.002
判定	***	-	-	***	***	***
2004-2008年(5年間)						
正規分布 (p値)	0.005	0.027	0.115	0.001	0.001	0.000
判定	***	**	-	***	***	***
ポアソン分布(p値)	0.109	0.366	0.488	0.003	0.005	0.002
判定	-	-	-	***	***	***

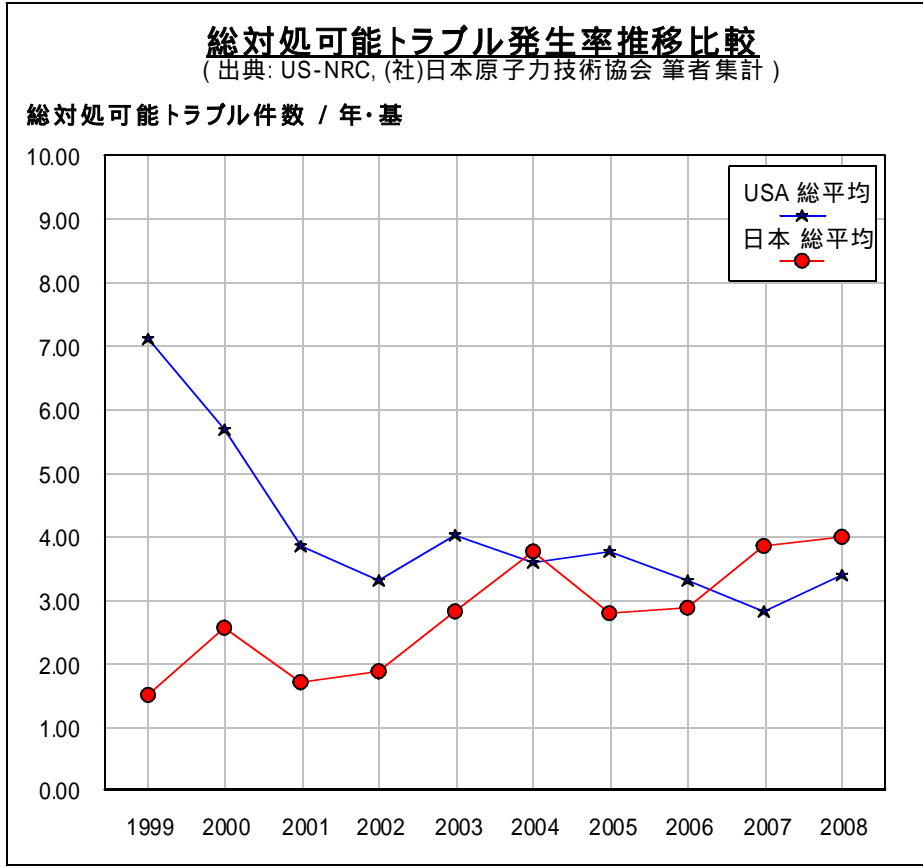
表注) 判定欄 - は有意でない、* は 90%水準、** は 95%水準、*** は 99%水準で有意を示す

[表3-1-3-2. 日本・米国の原子力発電所稼働率の平均値と平均値の差の検定結果]

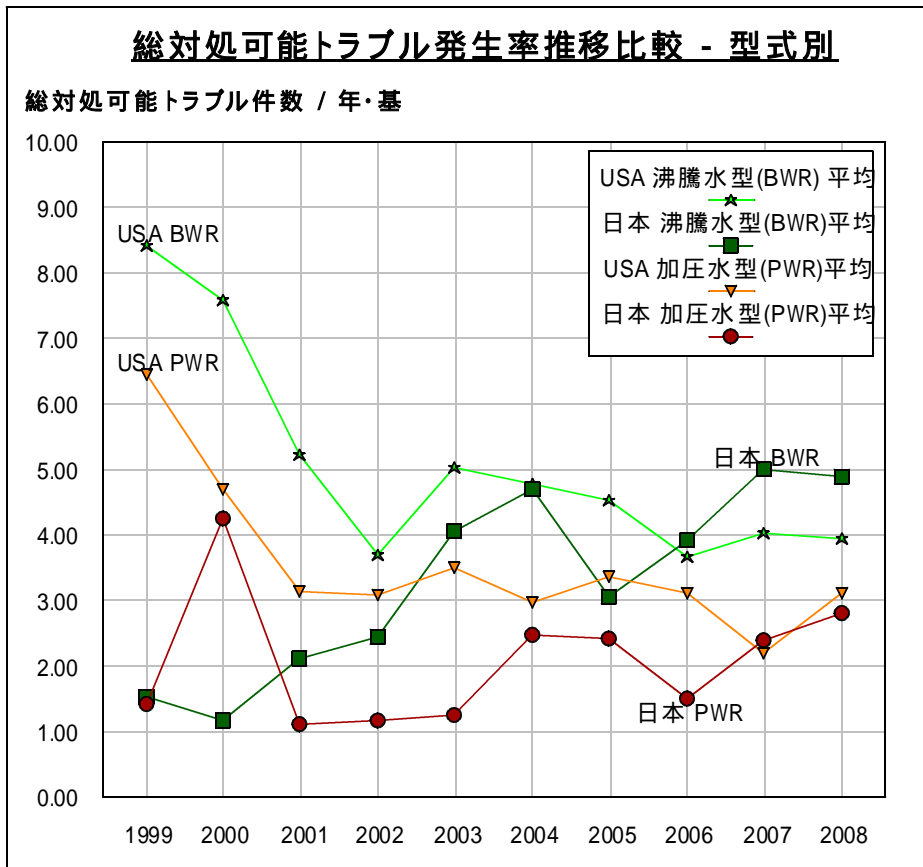
	全 体	沸騰水型(BWR)		加圧水型(PWR)				
		全 体	高年式(-79)	低年式(80+)	全 体	高年式(-79)	低年式(80+)	
(稼働率平均・標準偏差)								
日 本	1999-2008	0.704	0.627	0.644	0.638	0.832	0.788	0.856
	(標準偏差)	(0.255)	(0.288)	(0.280)	(0.293)	(0.158)	(0.181)	(0.138)
米 国	1999-2008	0.905	0.913	0.918	0.908	0.890	0.864	0.905
	(標準偏差)	(0.109)	(0.080)	(0.076)	(0.085)	(0.121)	(0.150)	(0.087)
日 本	1999-2003	0.755	0.687	0.643	0.707	0.845	0.809	0.864
	(標準偏差)	(0.236)	(0.285)	(0.313)	(0.261)	(0.116)	(0.122)	(0.111)
米 国	1999-2003	0.897	0.910	0.919	0.901	0.875	0.827	0.904
	(標準偏差)	(0.128)	(0.082)	(0.074)	(0.093)	(0.137)	(0.178)	(0.085)
日 本	2004-2008	0.656	0.575	0.645	0.582	0.820	0.766	0.849
	(標準偏差)	(0.266)	(0.290)	(0.205)	(0.313)	(0.201)	(0.236)	(0.169)
米 国	2004-2008	0.913	0.916	0.917	0.915	0.904	0.901	0.907
	(標準偏差)	(0.085)	(0.075)	(0.079)	(0.071)	(0.090)	(0.088)	(0.091)
(平均値差の検定)								
1999-2008	差	-0.201	-0.286	-0.274	-0.270	-0.057	-0.077	-0.049
	(p値)	(0.000)	(0.000)	(0.010)	(0.000)	(0.061)	(0.135)	(0.117)
	判定	***	***	**	***	*	-	-
1999-2003	差	-0.142	-0.223	-0.276	-0.195	-0.030	-0.018	-0.040
	(p値)	(0.000)	(0.000)	(0.015)	(0.002)	(0.156)	(0.366)	(0.117)
	判定	***	***	**	***	-	-	-
2004-2008	差	-0.257	-0.341	-0.272	-0.333	-0.084	-0.135	-0.058
	(p値)	(0.000)	(0.000)	(0.002)	(0.000)	(0.031)	(0.066)	(0.122)
	判定	***	***	***	***	**	*	-

表注) 差は「日本 - 米国」を基準とする稼働率差、検定は Welch の異分散 t検定法 による
判定欄 - は有意差なし、* は 90%水準、** は 95%水準、*** は 99%水準で有意を示す

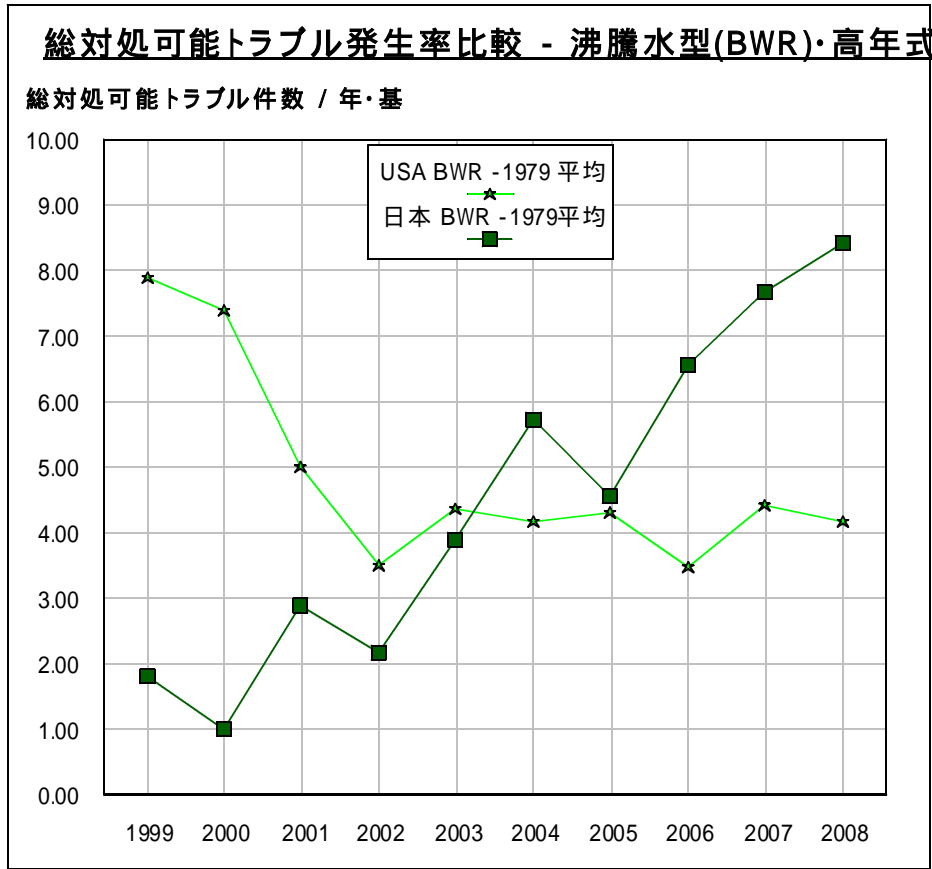
[図3-2-1-1. 総対処可能トラブル発生率推移比較]



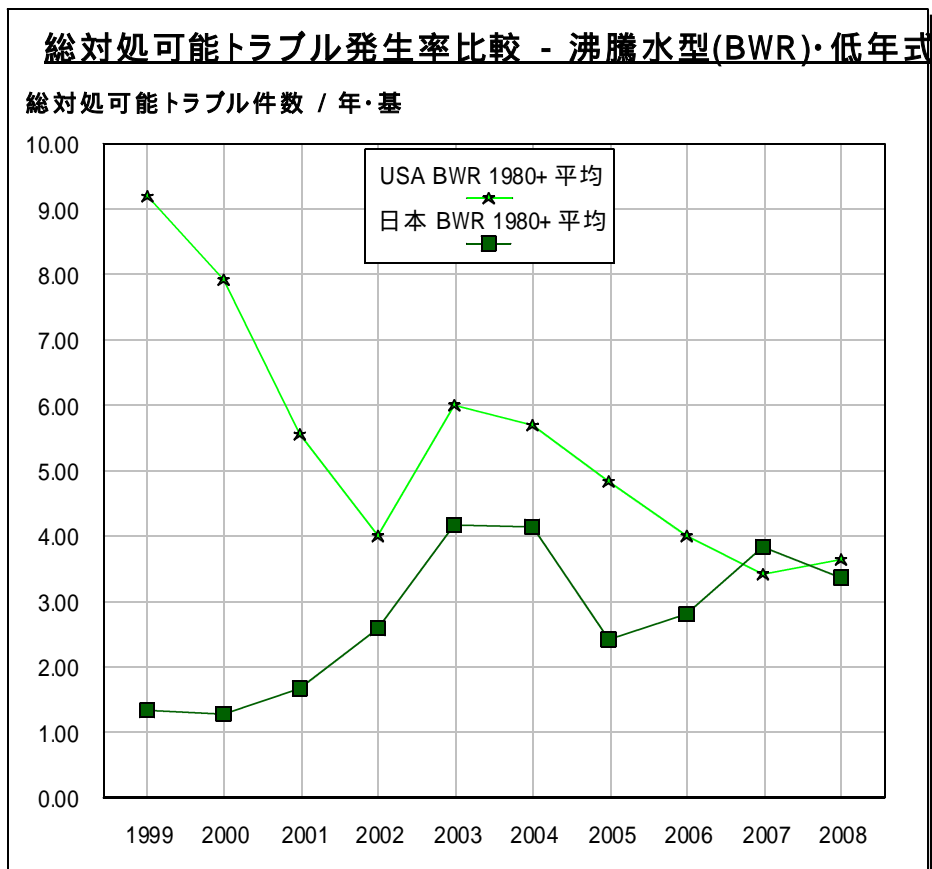
[図3-2-1-2. 総対処可能トラブル発生率推移比較 - 型式別]



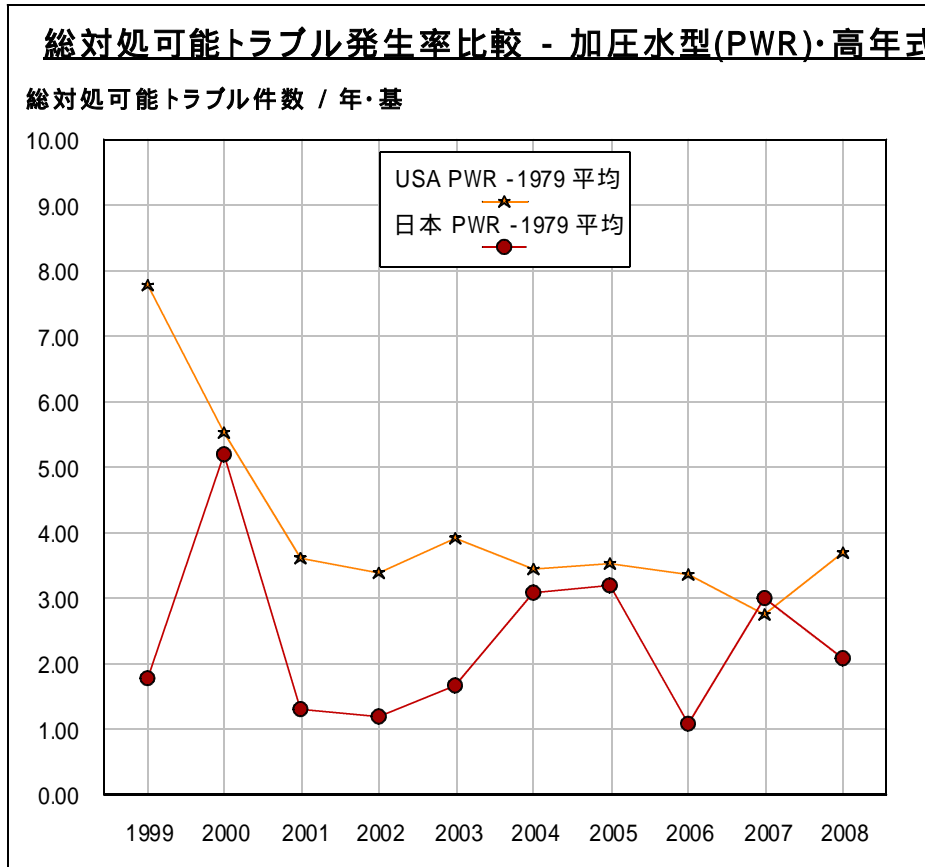
[図3-2-1-3. 総対処可能トラブル発生率推移比較 - 沸騰水型(BWR)・高年式]



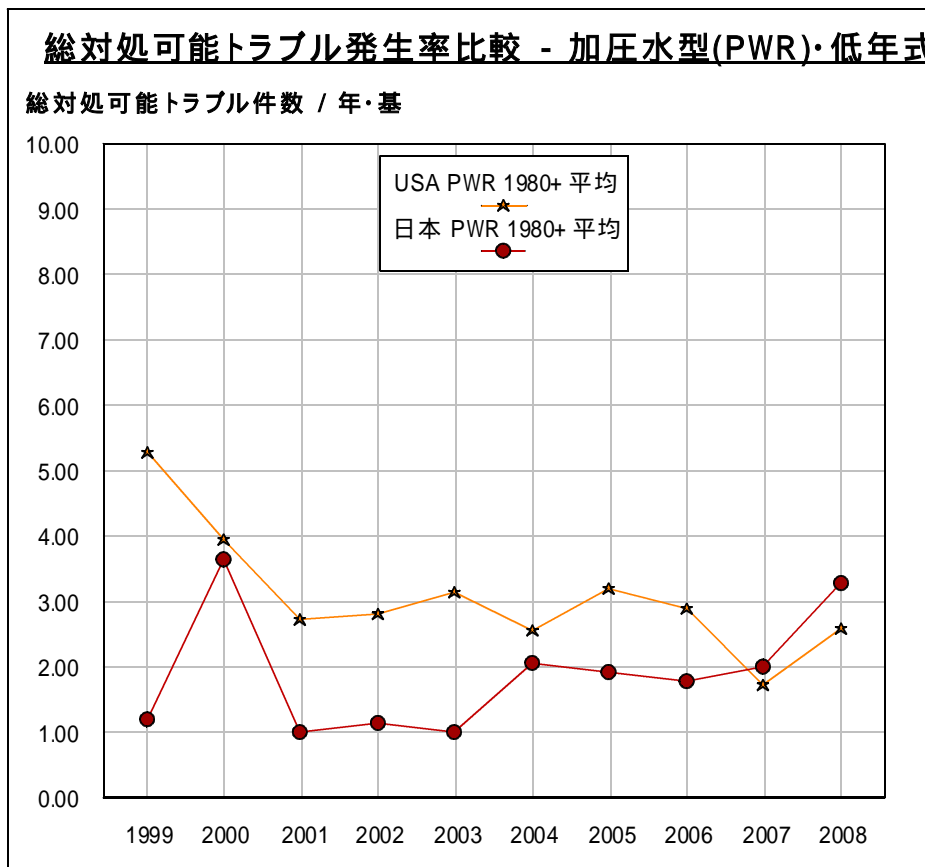
[図3-2-1-4. 総対処可能トラブル発生率推移比較 - 沸騰水型(BWR)・低年式]



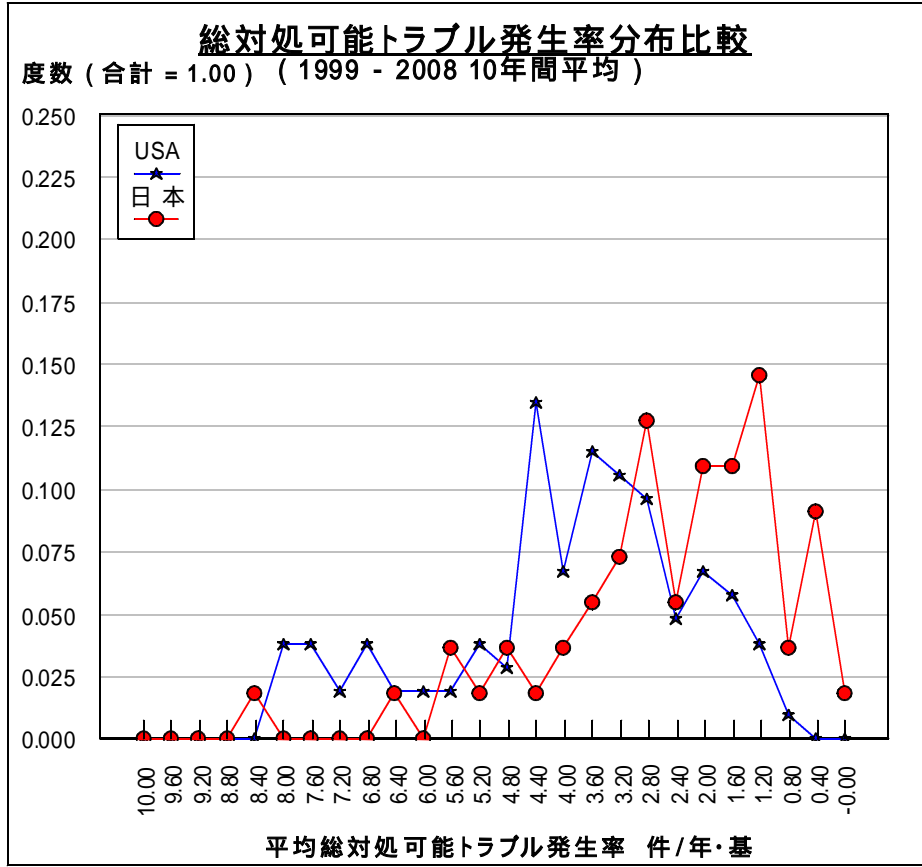
[図3-2-1-5. 総対処可能トラブル発生率推移比較 - 加圧水型(PWR)・高年式]



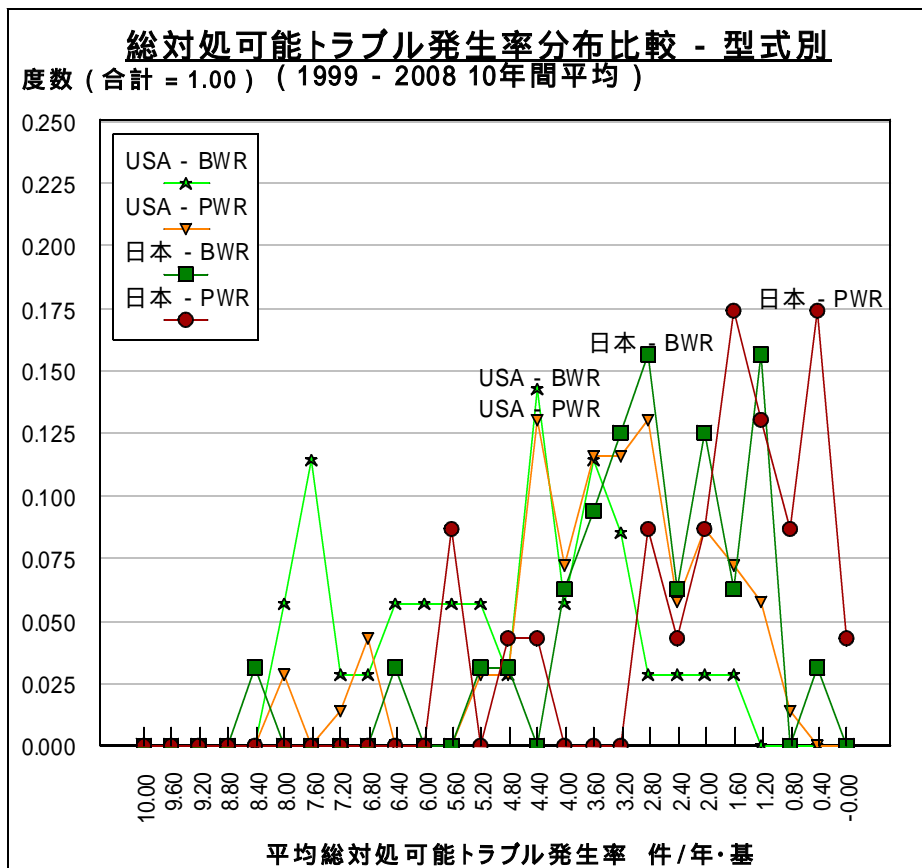
[図3-2-1-6. 総対処可能トラブル発生率推移比較 - 加圧水型(PWR)・低年式]



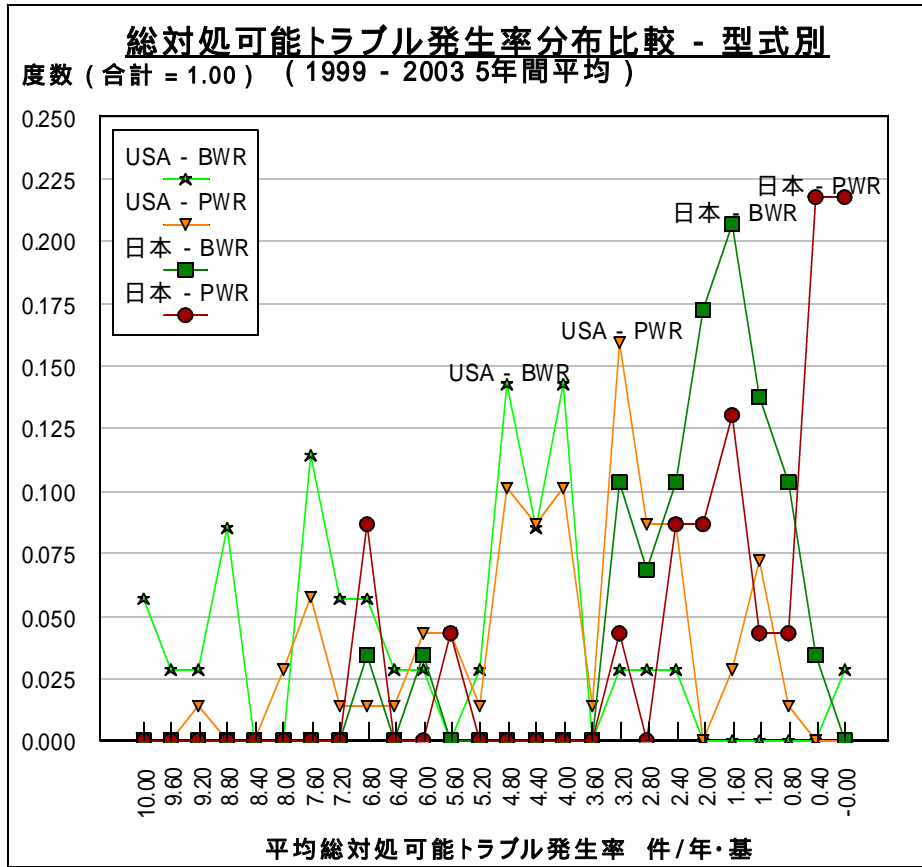
[図3-2-2-1. 総対処可能トラブル発生率分布比較 (1999-2008年 10年間平均)]



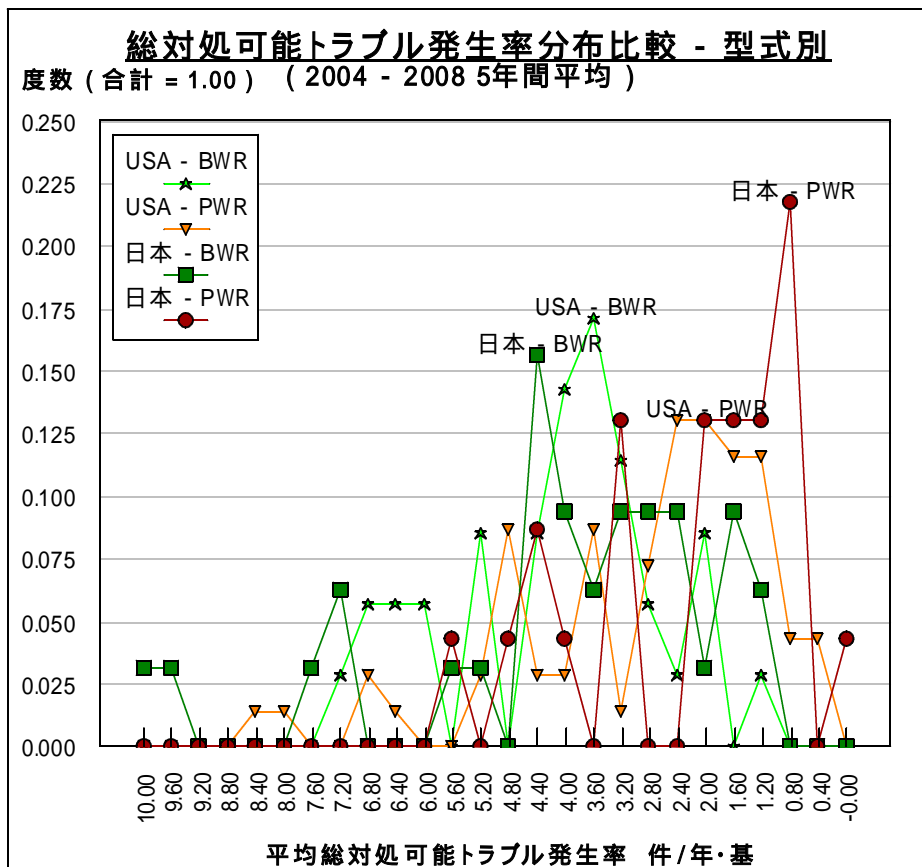
[図3-2-2-2. 総対処可能トラブル発生率分布比較 - 型式別 (1999-2008年 10年間平均)]



[図3-2-2-3. 総対処可能トラブル発生率分布比較 - 型式別 (1999-2003年 5年間平均)]



[図3-2-2-4. 総対処可能トラブル発生率分布比較 - 型式別 (2004-2008年 5年間平均)]



[表3-2-3-1. 日本・米国の総対処可能トラブル発生率の分布適合度の²検定結果]

	日 本			米 国		
	全 体	沸騰水型(BWR)	加圧水型(PWR)	全 体	沸騰水型(BWR)	加圧水型(PWR)
1999-2008年(10年間)						
正規分布 (p値)	0.005	0.008	0.141	0.005	0.024	0.005
判定	***	***	-	***	**	***
ポアソン分布(p値)	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
判定	-	-	-	-	-	-
1999-2003年(5年間)						
正規分布 (p値)	0.159	0.040	0.907	0.016	0.113	0.029
判定	-	**	-	**	-	**
ポアソン分布(p値)	1.000	0.991	1.000	1.000	1.000	1.000
判定	-	-	-	-	-	-
2004-2008年(5年間)						
正規分布 (p値)	0.004	0.007	0.357	0.002	0.005	0.025
判定	***	***	-	***	***	**
ポアソン分布(p値)	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000	1.000
判定	-	-	-	-	-	-

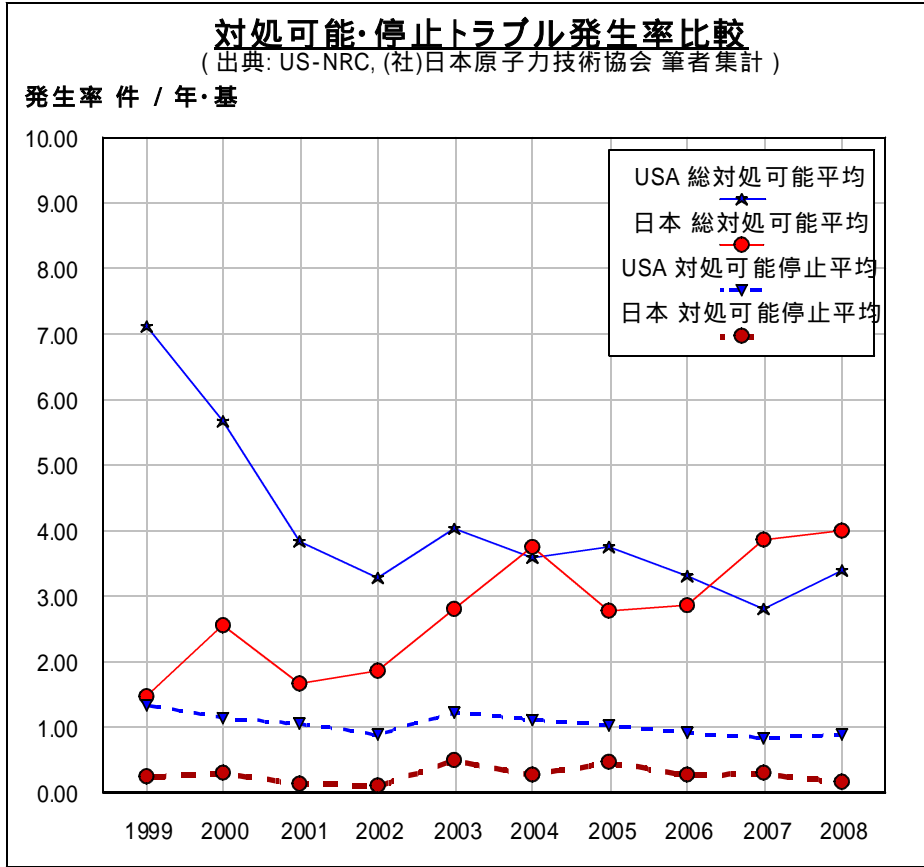
表注) 判定欄 - は有意でない、* は 90%水準、** は 95%水準、*** は 99%水準で有意を示す

[表3-2-3-2. 日本・米国の総対処可能トラブル発生率の平均値と平均値の差の検定結果]

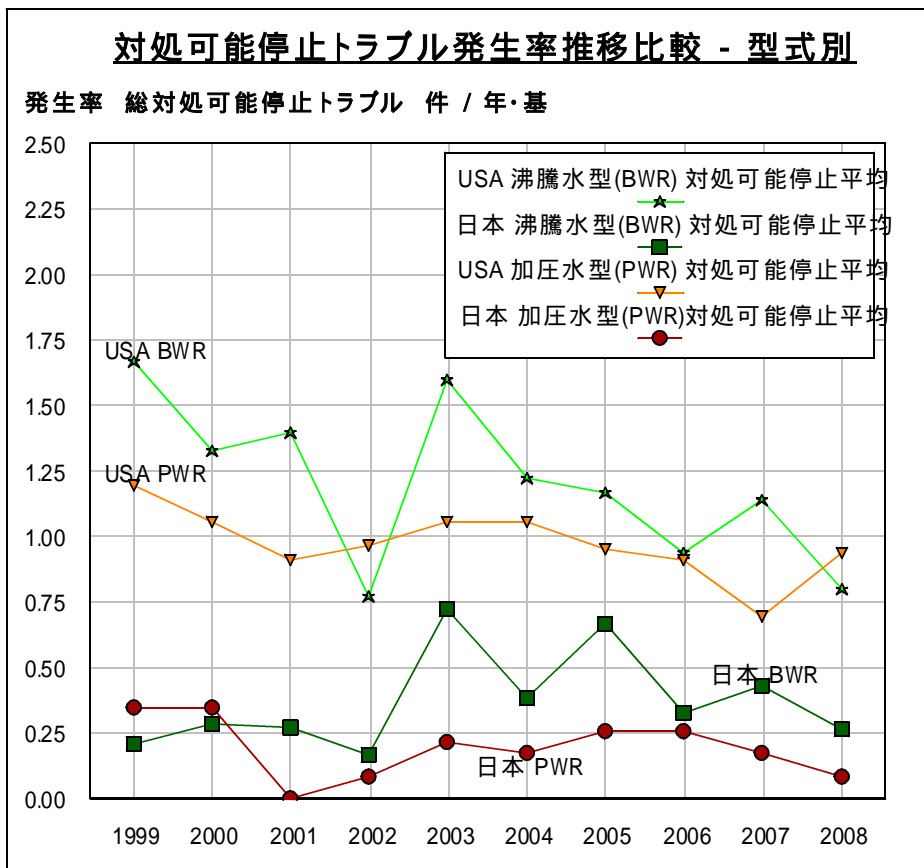
(件/年・基)		全 体	沸騰水型(BWR)		加圧水型(PWR)			
			全 体	高年式(-79)	低年式(80+)	全 体	高年式(-79)	低年式(80+)
(発生率平均・標準偏差)								
日 本	1999-2008	2.788	3.333	4.294	2.823	2.091	2.378	1.907
	(標準偏差)	(1.680)	(1.606)	(2.019)	(1.114)	(1.650)	(1.429)	(1.804)
米 国	1999-2008	4.097	5.119	4.910	5.436	3.577	4.130	3.095
	(標準偏差)	(1.879)	(1.973)	(2.113)	(1.715)	(1.629)	(1.705)	(1.440)
日 本	1999-2003	2.093	2.287	2.364	2.239	1.852	2.244	1.600
	(標準偏差)	(1.729)	(1.494)	(1.602)	(1.476)	(2.042)	(1.854)	(2.182)
米 国	1999-2003	4.811	6.023	5.682	6.543	4.193	4.883	3.589
	(標準偏差)	(2.372)	(2.682)	(3.038)	(1.945)	(1.960)	(2.080)	(1.677)
日 本	2004-2008	3.462	4.325	6.553	3.317	2.330	2.511	2.214
	(標準偏差)	(2.143)	(2.222)	(2.671)	(1.525)	(1.566)	(1.578)	(1.607)
米 国	2004-2008	3.377	4.206	4.124	4.329	2.597	3.369	2.600
	(標準偏差)	(1.821)	(1.523)	(1.389)	(1.752)	(1.813)	(1.852)	(1.743)
(平均値差の検定)								
1999-2008	差	-1.309	-1.786	-0.616	-2.613	-1.485	-1.753	-1.187
	(p値)	(0.000)	(0.000)	(0.231)	(0.000)	(0.000)	(0.004)	(0.020)
	判定	***	***	-	***	***	***	**
1999-2003	差	-2.718	-3.736	-3.319	-4.304	-2.341	-2.638	-1.989
	(p値)	(0.000)	(0.000)	(0.000)	(0.002)	(0.000)	(0.001)	(0.003)
	判定	***	***	***	***	***	***	***
2004-2008	差	+0.085	+0.119	+2.429	-1.011	-0.626	-0.858	-0.386
	(p値)	(0.402)	(0.403)	(0.015)	(0.045)	(0.059)	(0.094)	(0.231)
	判定	-	-	**	**	*	*	-

表注) 本数値の平均値の比較可能性には問題があり、差の変化の動向のみ比較可能であることに留意
 差は「日本 - 米国」を基準とする発生率差、検定は Welch の異分散 t検定法 による
 判定欄 - は有意差なし、* は 90%水準、** は 95%水準、*** は 99%水準で有意を示す

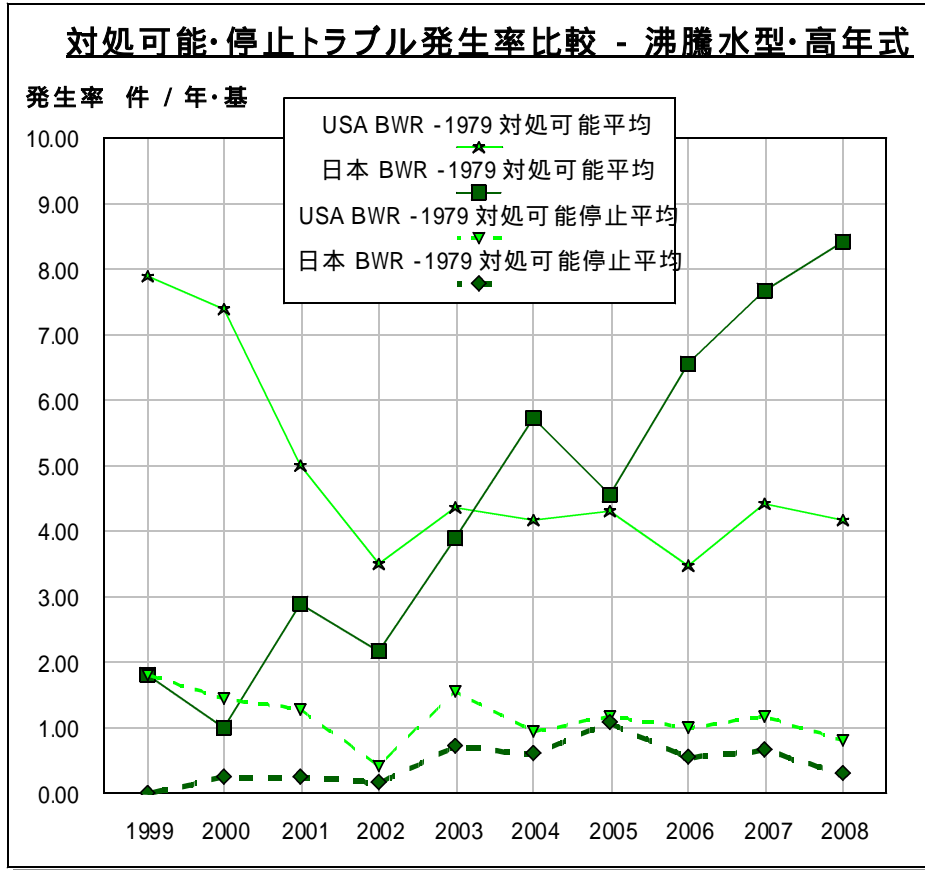
[図3-3-1-1. 対処可能・停止トラブル発生率推移比較 (暦時間当)]



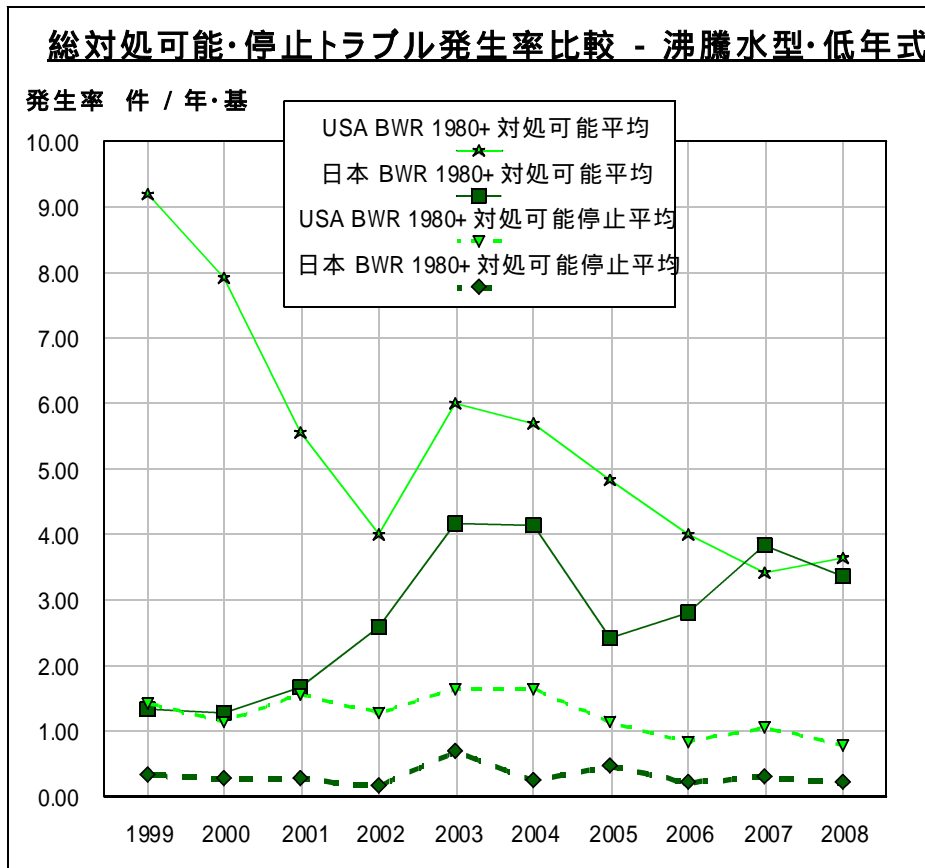
[図3-3-1-2. 対処可能停止トラブル発生率推移比較 - 型式別 (暦時間当)]



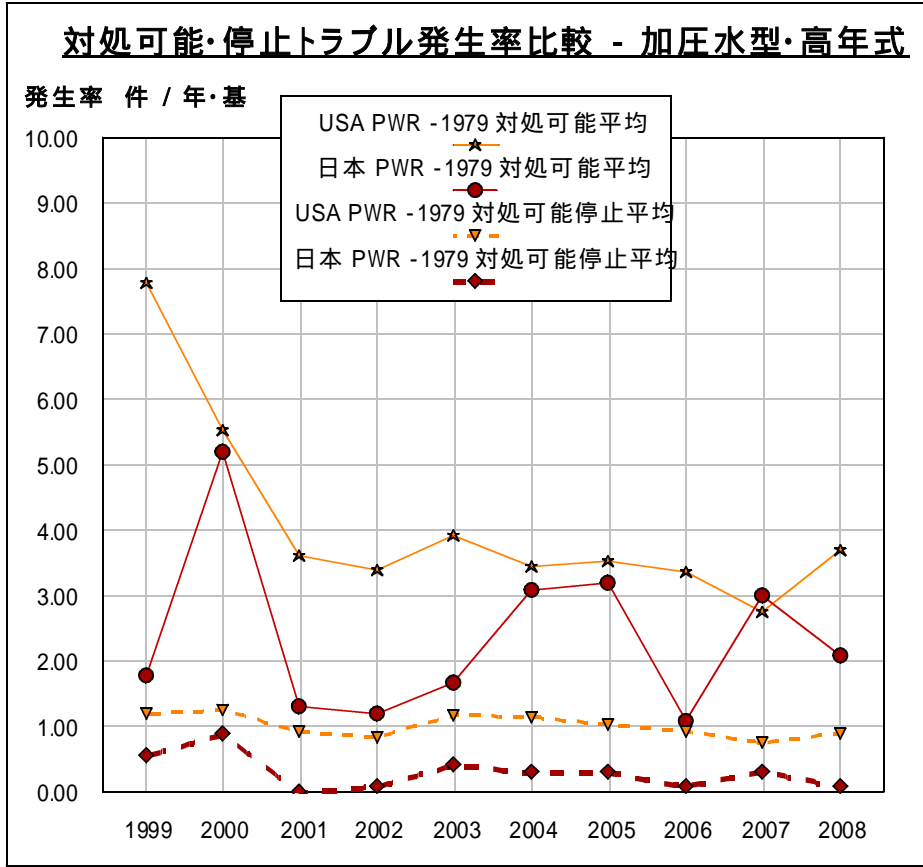
[図3-3-1-3. 対処可能・停止トラブル発生率推移比較 - 沸騰水型(BWR)・高年式 (暦時間当)]



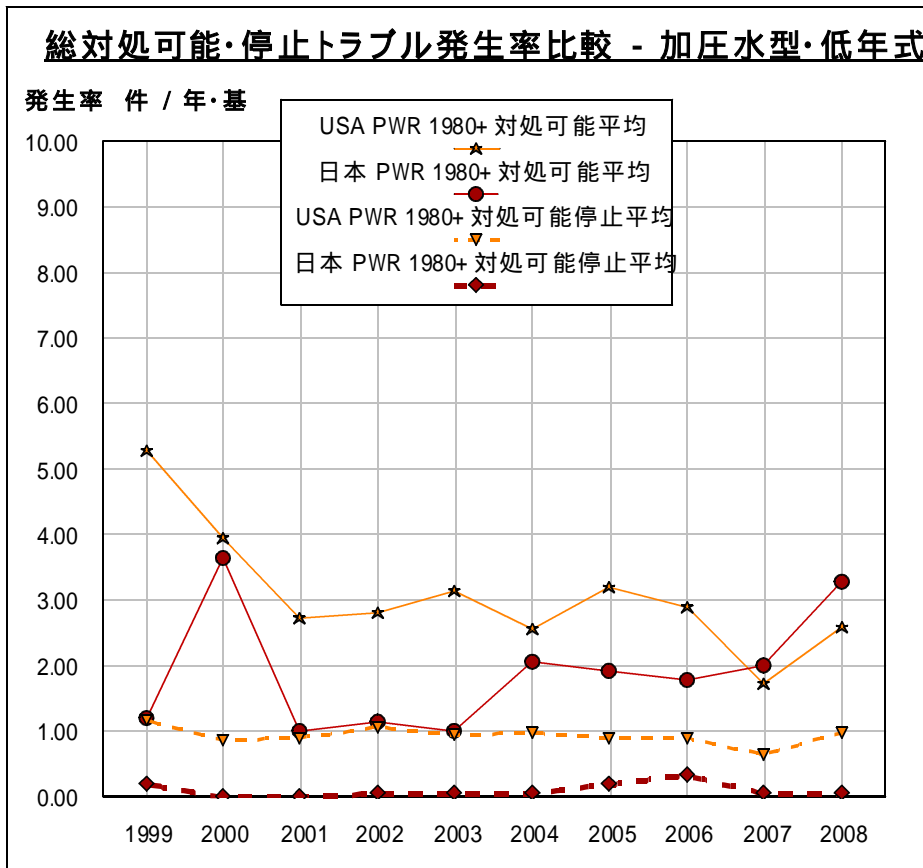
[図3-3-1-4. 対処可能・停止トラブル発生率推移比較 - 沸騰水型(BWR)・低年式 (暦時間当)]



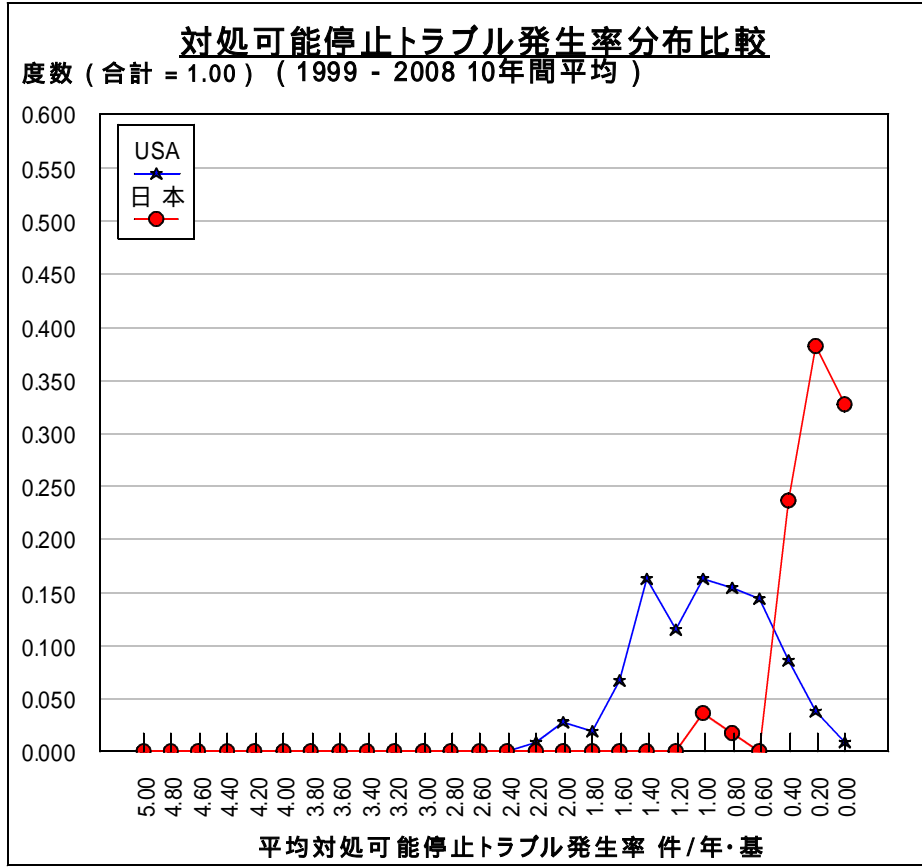
[図3-3-1-5. 対処可能・停止トラブル発生率推移比較 - 加圧水型(PWR)・高年式 (暦時間当)]



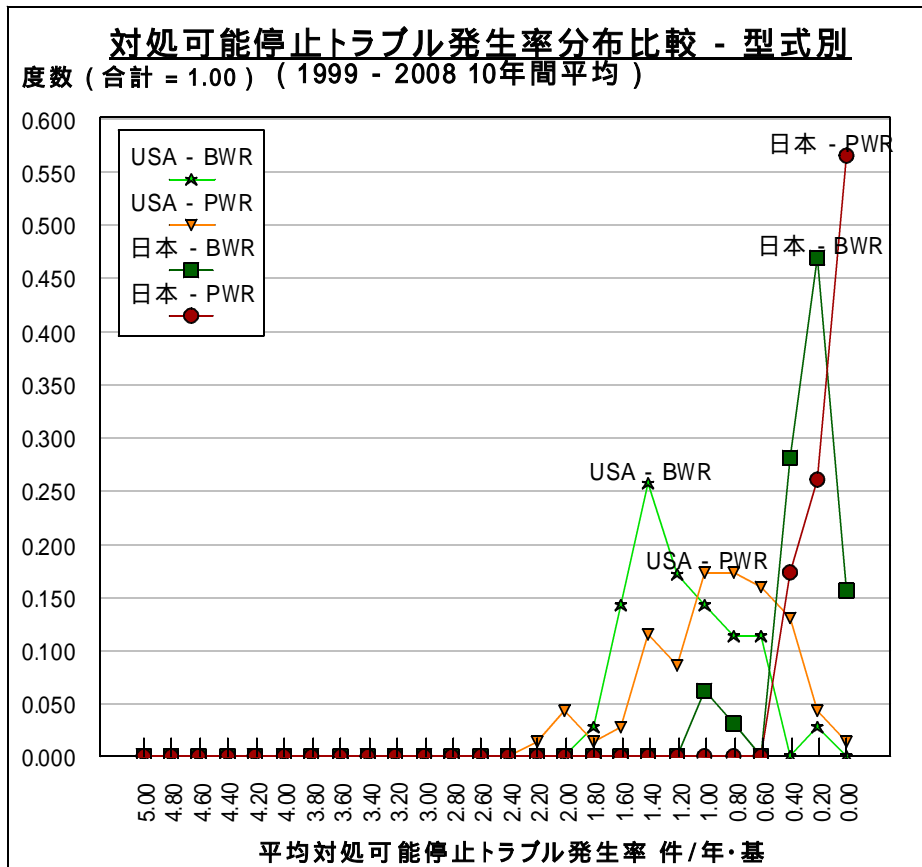
[図3-3-1-6. 対処可能・停止トラブル発生率推移比較 - 加圧水型(PWR)・低年式 (暦時間当)]



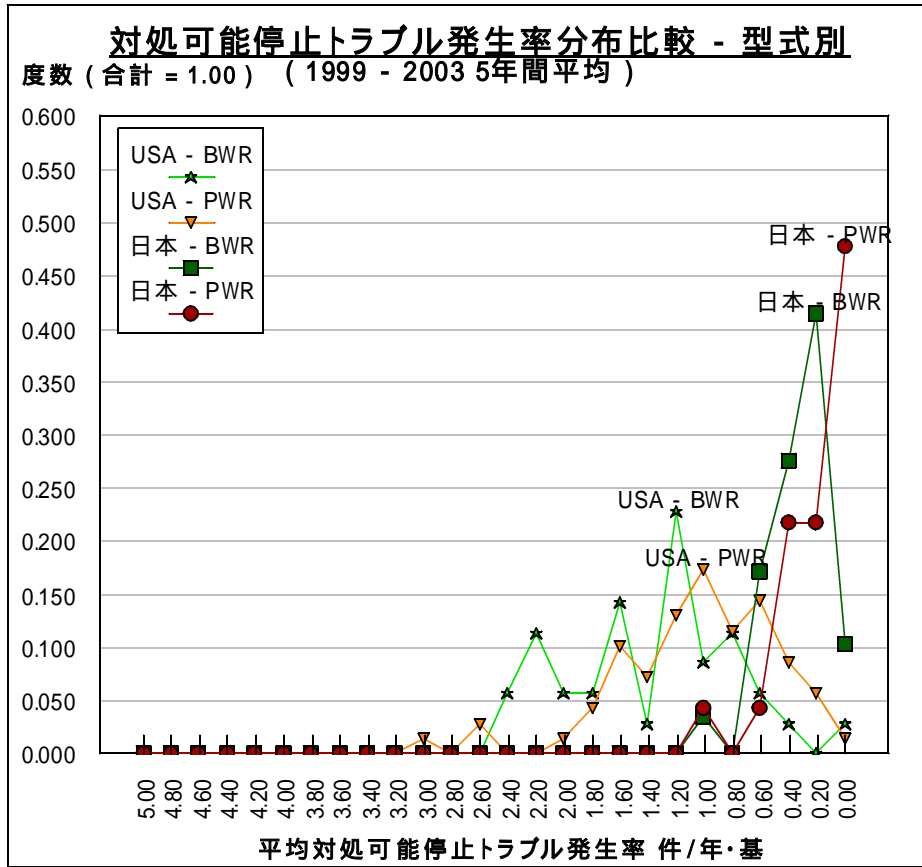
[図3-3-2-1. 対処可能停止トラブル発生率分布比較 (1999-2008年 10年間平均)(暦時間当)]



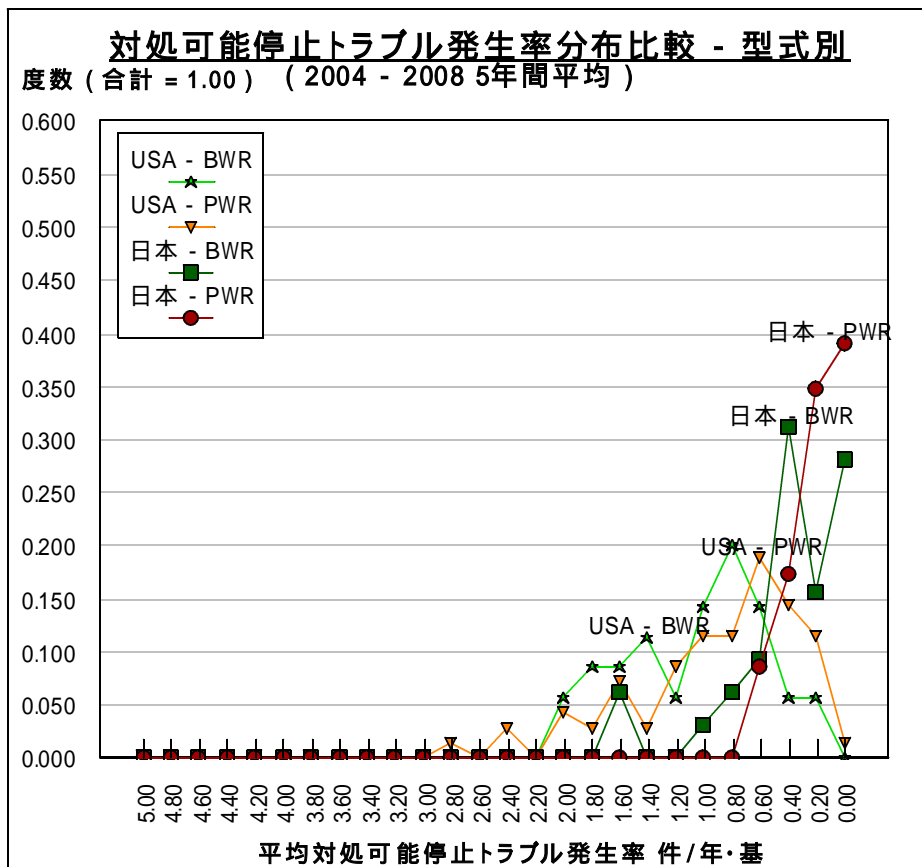
[図3-3-2-2. 対処可能停止トラブル発生率分布比較 - 型式別(1999-2008年 10年間平均)(暦時間当)]



[図3-3-2-3. 対処可能停止トラブル発生率分布比較 - 型式別(1999-2003年 5年間平均)(暦時間当)]



[図3-3-2-4. 対処可能停止トラブル発生率分布比較 - 型式別(2004-2008年 5年間平均)(暦時間当)]



[表3-3-3-1. 日本・米国の対処可能停止トラブル発生率の分布適合度の²検定結果]

	日 本			米 国		
	全 体	沸騰水型(BWR)	加圧水型(PWR)	全 体	沸騰水型(BWR)	加圧水型(PWR)
1999-2008年(10年間)						
正規分布 (p値)	0.514	1.000	0.519	1.000	1.000	1.000
判定	-	-	-	-	-	-
ポアソン分布(p値)	0.052	1.000	0.146	1.000	1.000	0.716
判定	*	-	-	-	-	-
1999-2003年(5年間)						
正規分布 (p値)	1.000	1.000	0.422	1.000	1.000	0.999
判定	-	-	-	-	-	-
ポアソン分布(p値)	0.172	0.473	0.080	1.000	1.000	0.982
判定	-	-	*	-	-	-
2004-2008年(5年間)						
正規分布 (p値)	0.193	1.000	0.212	1.000	1.000	1.000
判定	-	-	-	-	-	-
ポアソン分布(p値)	0.051	1.000	0.061	1.000	1.000	1.000
判定	*	-	*	-	-	-

表注) 判定欄 - は有意でない、* は 90%水準、** は 95%水準、*** は 99%水準で有意を示す

[表3-3-3-2. 日本・米国の対処可能停止トラブル発生率の平均値と平均値の差の検定結果]
(暦時間当発生率)

(件/年・基)		全 体	沸騰水型(BWR)		加圧水型(PWR)			
		全 体	高年式(-79)	低年式(80+)	全 体	高年式(-79)	低年式(80+)	
(発生率平均・標準偏差)								
日 本	1999-2008	0.298	0.378	0.461	0.333	0.196	0.322	0.114
	(標準偏差)	(0.223)	(0.241)	(0.338)	(0.114)	(0.161)	(0.109)	(0.135)
米 国	1999-2008	1.055	1.207	1.175	1.257	0.977	1.025	0.935
	(標準偏差)	(0.472)	(0.417)	(0.462)	(0.334)	(0.485)	(0.507)	(0.468)
日 本	1999-2003	0.275	0.336	0.291	0.364	0.200	0.400	0.071
	(標準偏差)	(0.245)	(0.233)	(0.187)	(0.201)	(0.256)	(0.283)	(0.127)
米 国	1999-2003	1.147	1.356	1.318	1.414	1.040	1.093	0.995
	(標準偏差)	(0.621)	(0.634)	(0.700)	(0.529)	(0.593)	(0.709)	(0.475)
日 本	2004-2008	0.320	0.417	0.660	0.308	0.191	0.244	0.157
	(標準偏差)	(0.352)	(0.414)	(0.564)	(0.249)	(0.195)	(0.167)	(0.210)
米 国	2004-2008	0.962	1.057	1.029	1.100	0.913	0.956	0.876
	(標準偏差)	(0.584)	(0.505)	(0.474)	(0.564)	(0.616)	(0.567)	(0.664)
(平均値差)								
1999-2008	差	-0.757	-0.830	-0.714	-0.924	-0.781	-0.703	-0.821
1999-2003	差	-0.872	-1.020	-1.027	-1.051	-0.840	-0.693	-0.923
2004-2008	差	+0.642	-0.640	-0.369	-0.792	-0.722	-0.712	-0.719

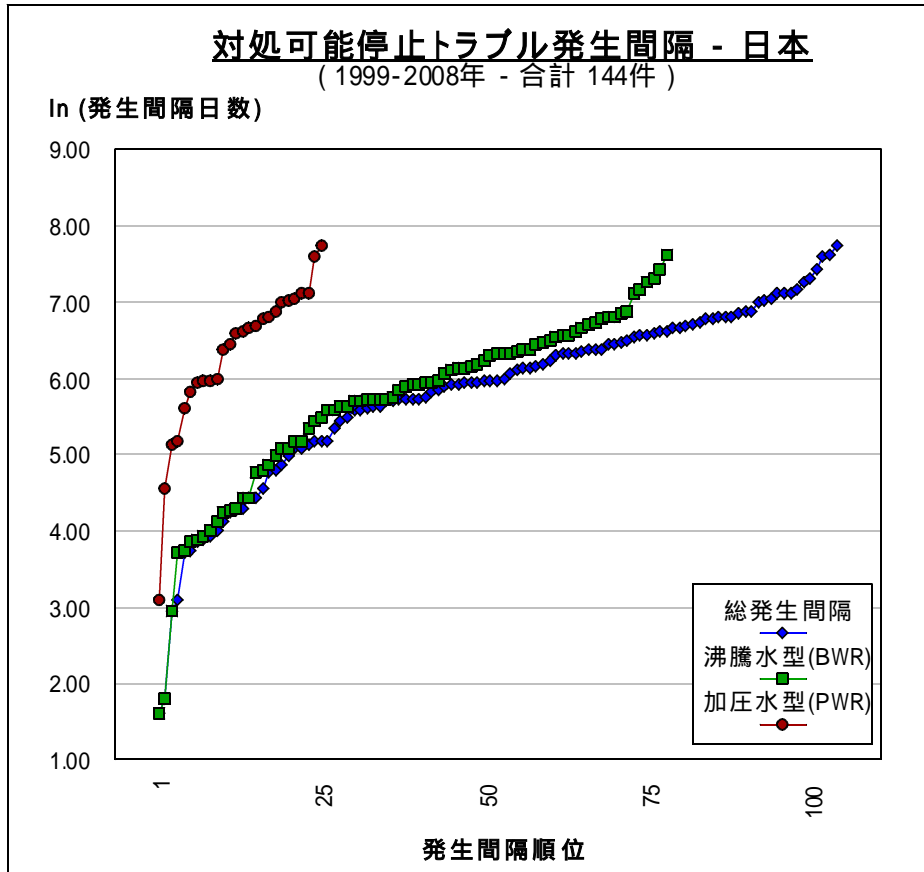
表注) 差は「日本 - 米国」を基準とする発生率差
対処可能停止トラブルは正規分布に従わず一部のみポアソン分布に従うため検定は行わない

[表3-3-3. 日本・米国の対処可能停止トラブル発生率の平均値と平均値の差の検定結果]
(運転時間当発生率)

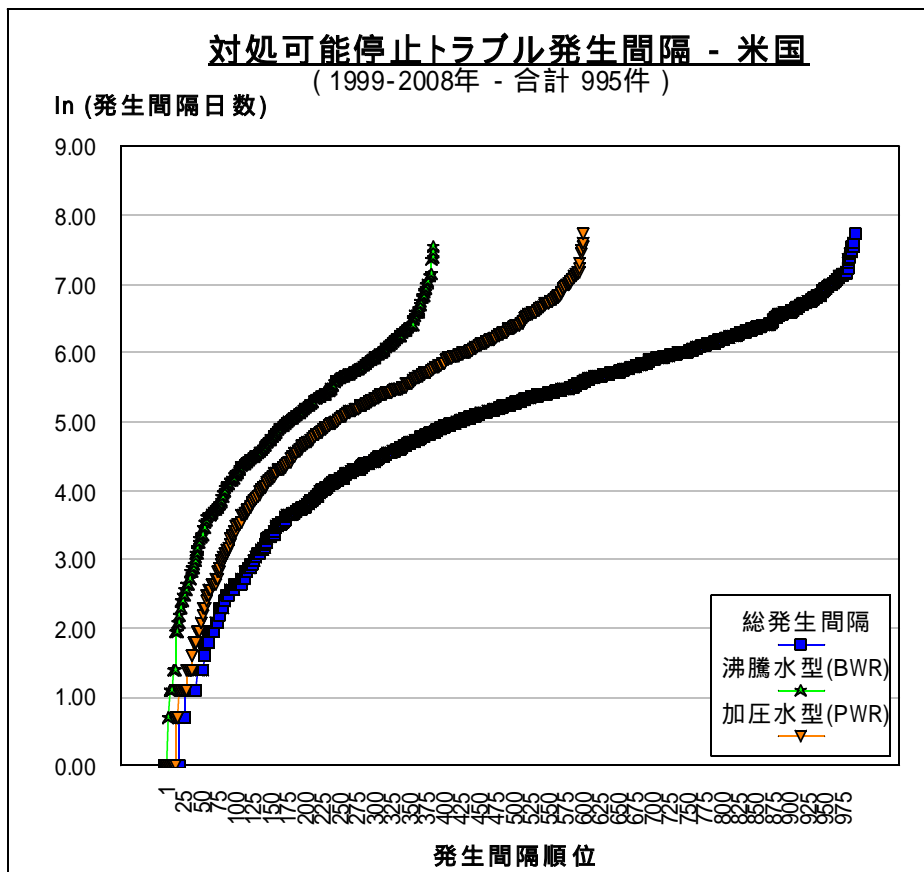
(件/年・基)		全体	沸騰水型(BWR)		加圧水型(PWR)			
			全体	高年式(-79)	低年式(80+)	全体	高年式(-79)	低年式(80+)
(発生率平均・標準偏差)								
日 本	1999-2008	0.423	0.602	0.716	0.522	0.235	0.409	0.133
	(標準偏差)	(0.316)	(0.384)	(0.525)	(0.179)	(0.193)	(0.139)	(0.158)
米 国	1999-2008	1.165	1.322	1.280	1.384	1.098	1.186	1.033
	(標準偏差)	(0.521)	(0.456)	(0.504)	(0.368)	(0.545)	(0.587)	(0.517)
日 本	1999-2003	0.365	0.489	0.452	0.515	0.237	0.494	0.083
	(標準偏差)	(0.325)	(0.339)	(0.290)	(0.284)	(0.303)	(0.350)	(0.147)
米 国	1999-2003	1.279	1.490	1.434	1.569	1.189	1.321	1.100
	(標準偏差)	(0.693)	(0.697)	(0.762)	(0.587)	(0.678)	(0.857)	(0.525)
日 本	2004-2008	0.487	0.726	1.023	0.529	0.233	0.319	0.185
	(標準偏差)	(0.537)	(0.720)	(0.875)	(0.427)	(0.238)	(0.218)	(0.248)
米 国	2004-2008	1.053	1.154	1.122	1.202	1.010	1.062	0.966
	(標準偏差)	(0.640)	(0.552)	(0.517)	(0.617)	(0.682)	(0.630)	(0.732)
(平均値差)								
1999-2008	差	-0.742	-0.720	-0.564	-0.862	-0.863	-0.777	-0.899
1999-2003	差	-0.914	-1.001	-0.982	-1.054	-0.953	-0.827	-1.017
2004-2008	差	+0.566	-0.428	-0.099	-0.673	-0.776	-0.743	-0.781

表注) 差は「日本 - 米国」を基準とする発生率差
対処可能停止トラブルは正規分布に従わず一部のみポアソン分布に従うため検定は行わない

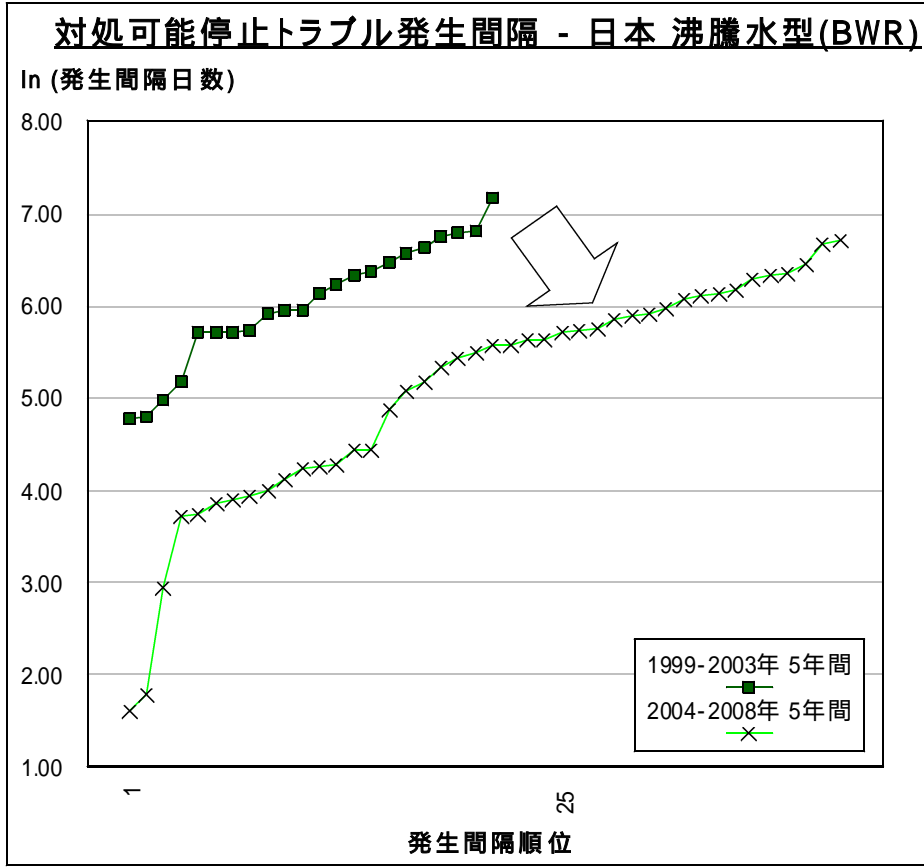
[図3-3-3-1. 対処可能停止トラブル発生間隔 - 日本 1999-2008年]



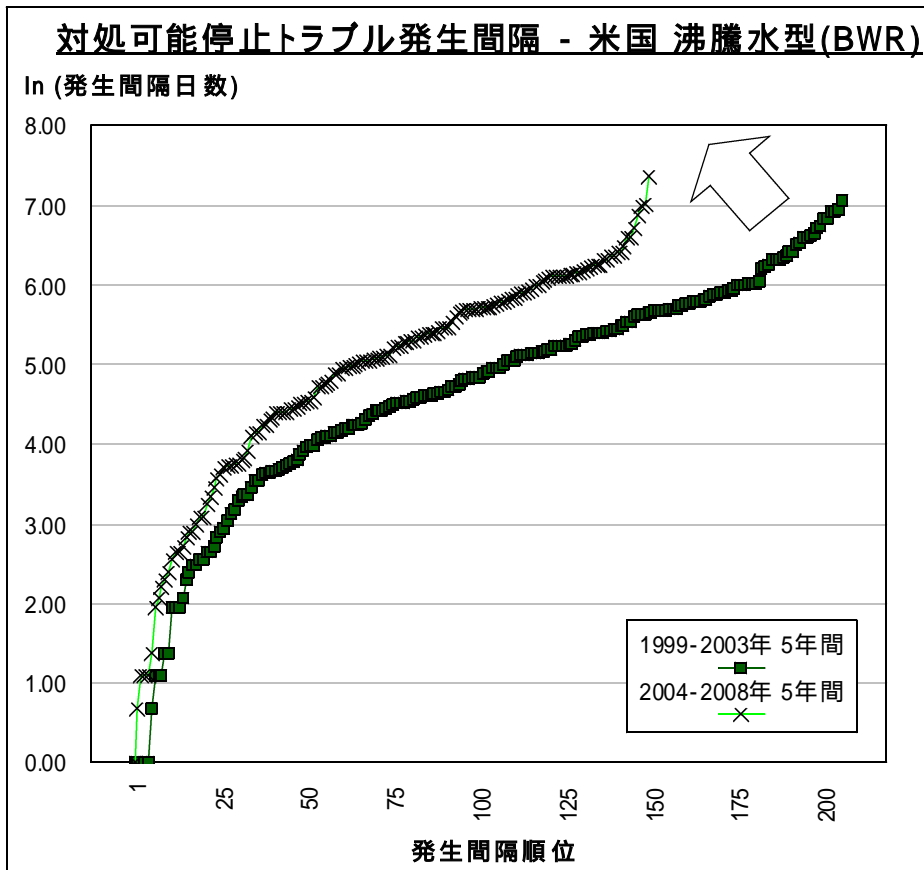
[図3-3-3-2. 対処可能停止トラブル発生間隔 - 米国 1999-2008年]



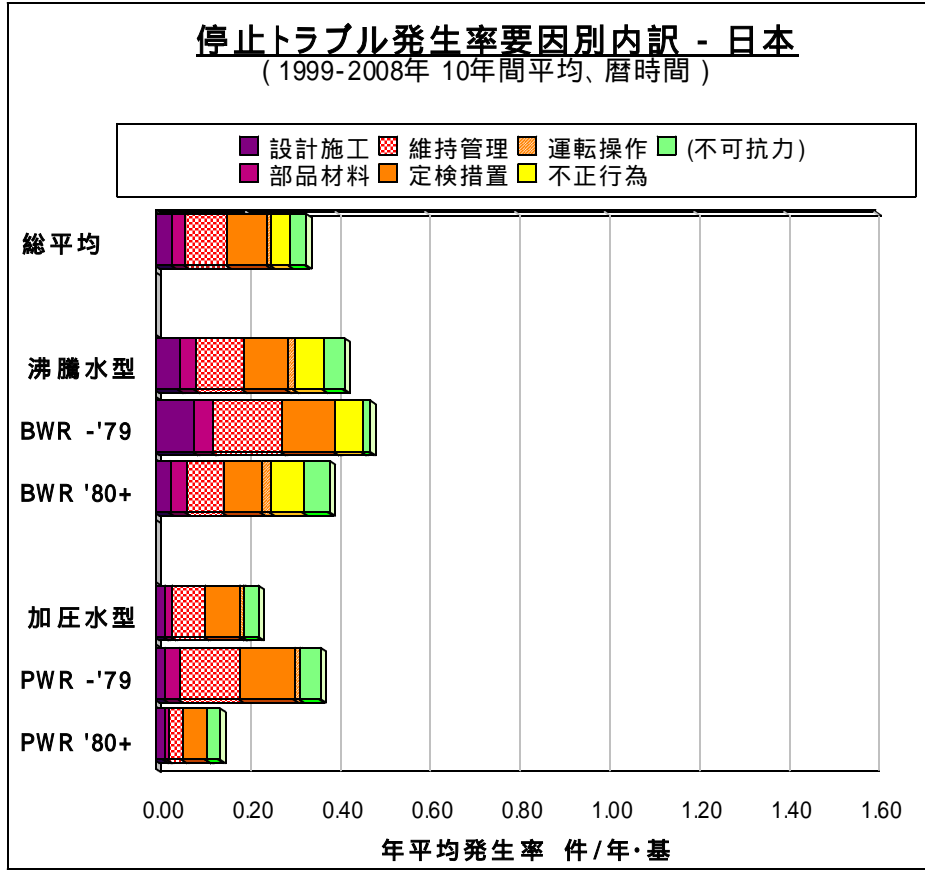
[図3-3-3-3. 対処可能停止トラブル発生間隔 - 日本 沸騰水型(BWR)]



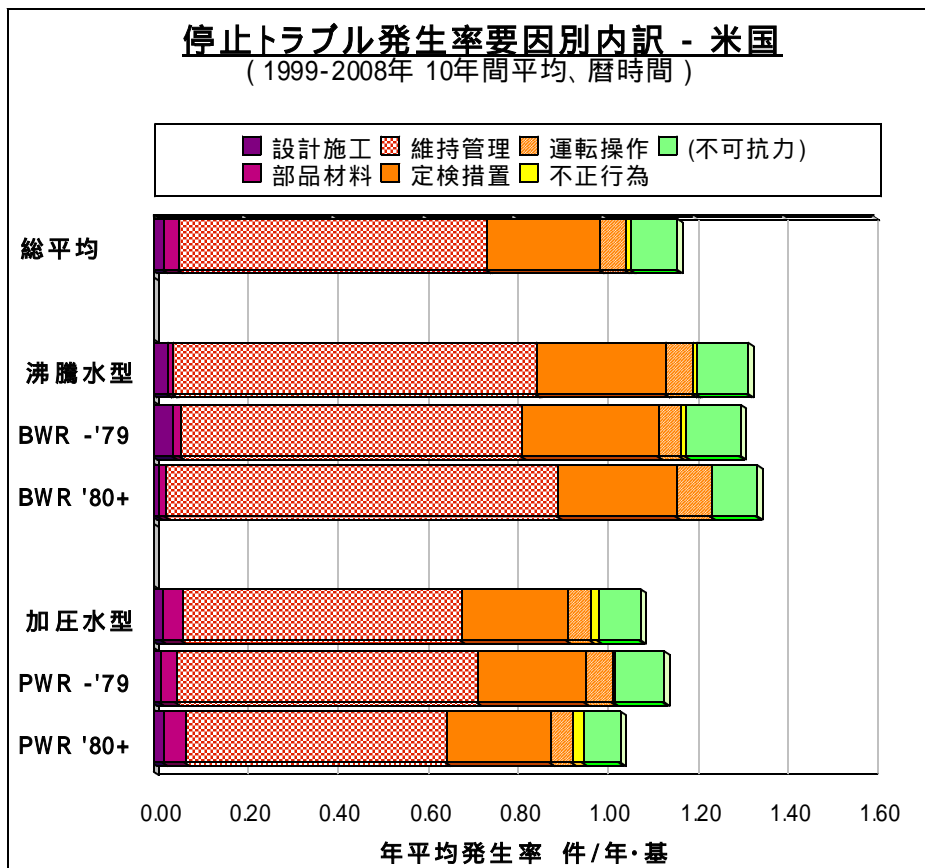
[図3-3-3-4. 対処可能停止トラブル発生間隔 - 米国 沸騰水型(BWR)]



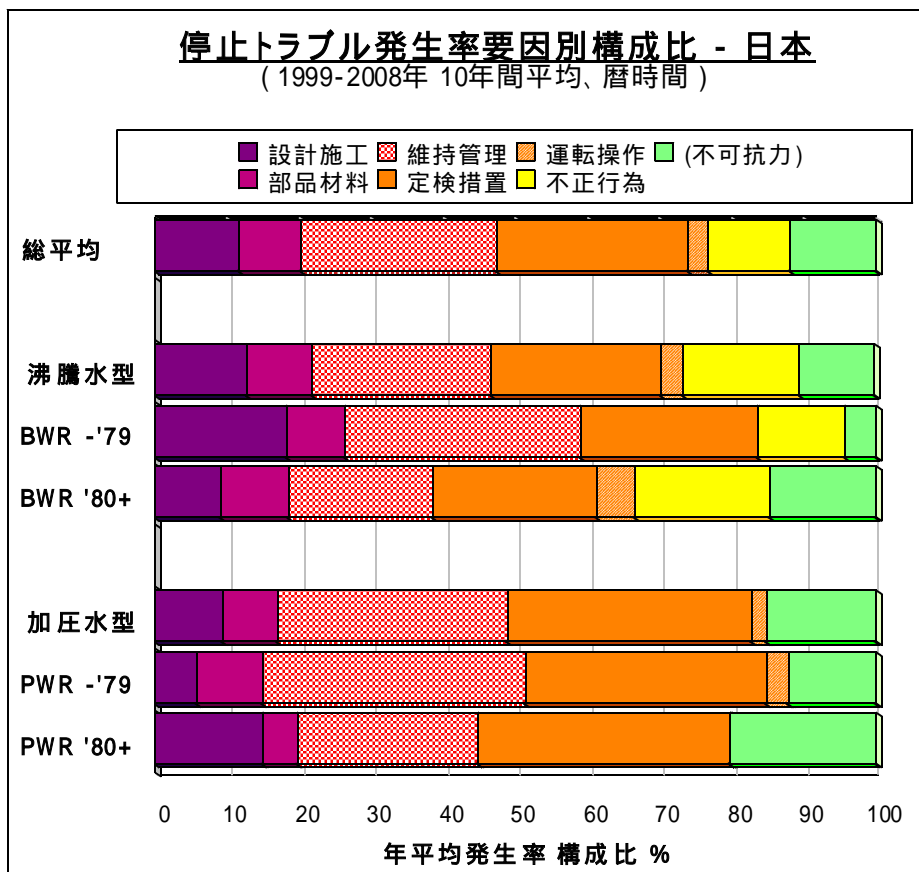
[図3-3-4-1. 停止トラブル発生率要因別内訳 - 日本 (1999-2008年 10年間平均・暦時間当)]



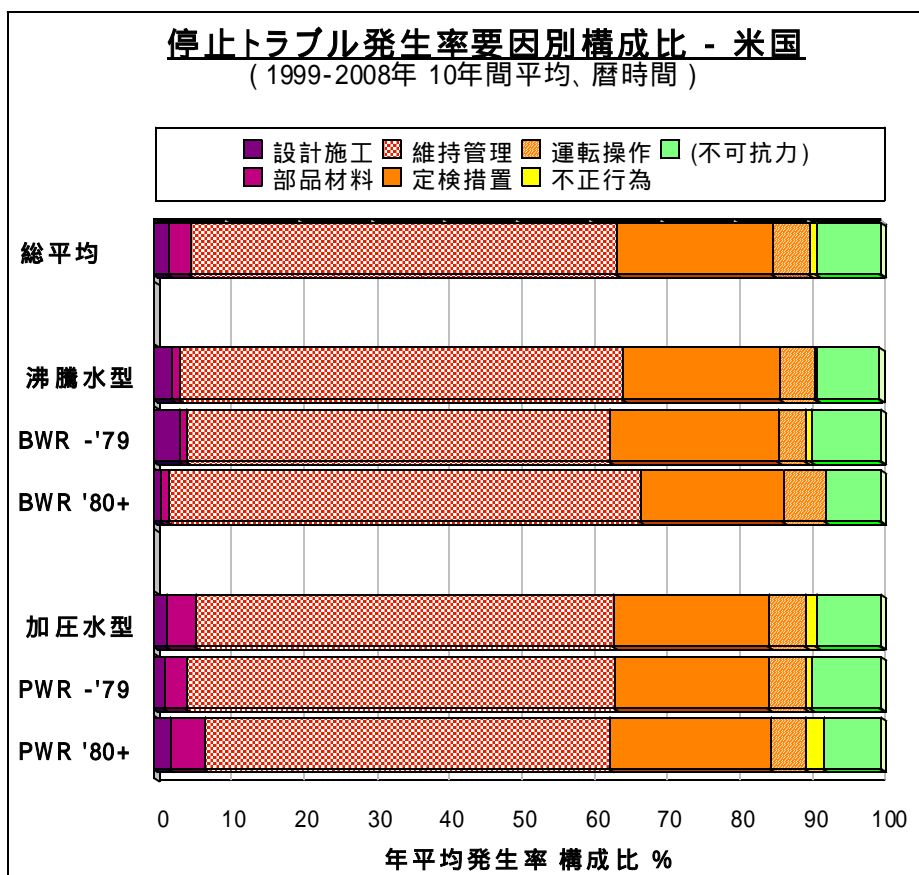
[図3-3-4-2. 停止トラブル発生率要因別内訳 - 米国 (1999-2008年 10年間平均・暦時間当)]



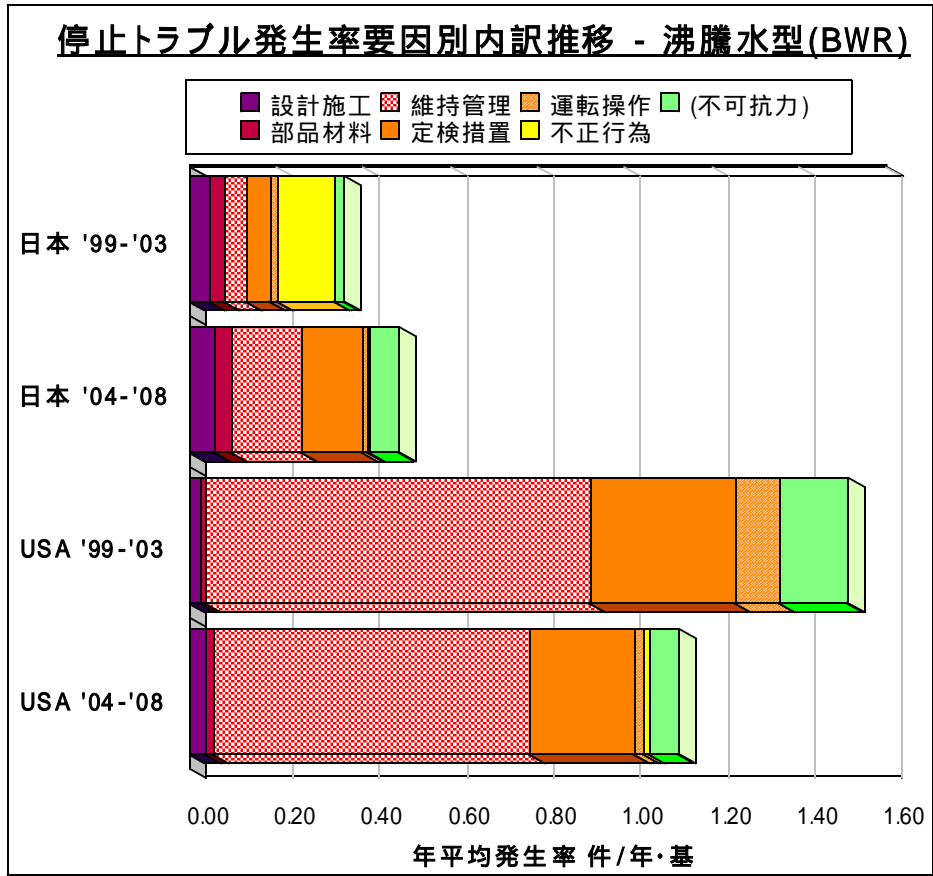
[図3-3-4-3. 停止トラブル発生率要因別構成比 - 日本 (1999-2008年 10年間平均)]



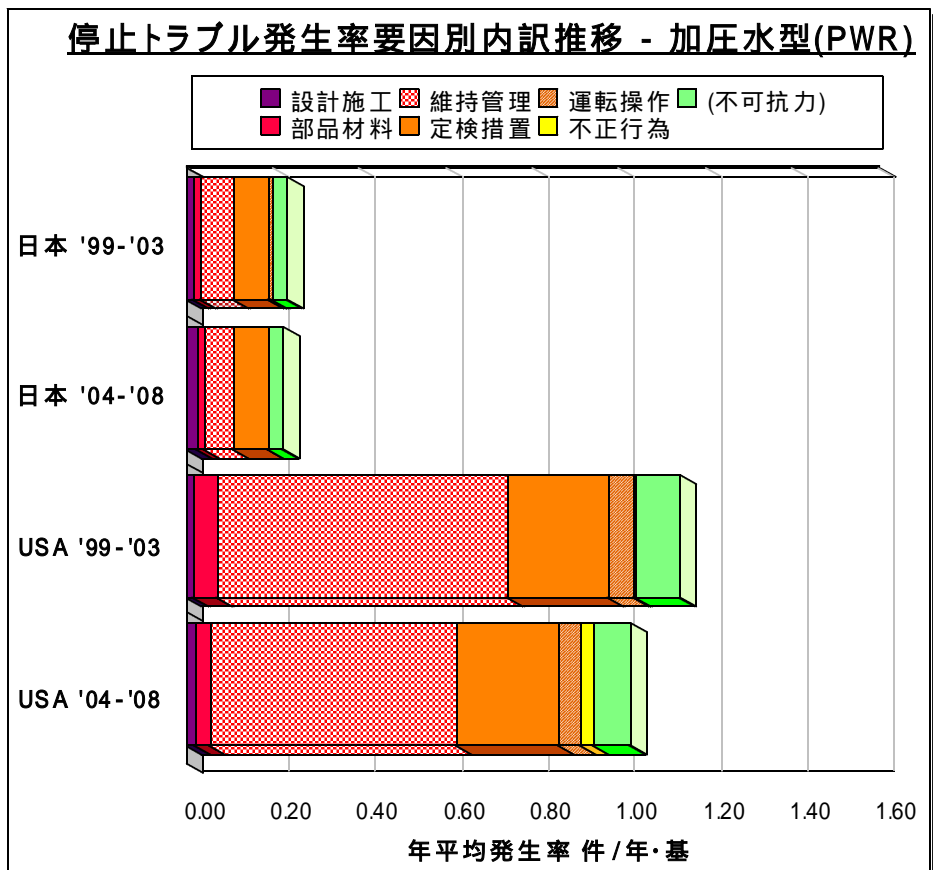
[図3-3-4-4. 停止トラブル発生率要因別内訳 - 米国 (1999-2008年 10年間平均・運転時間当)]



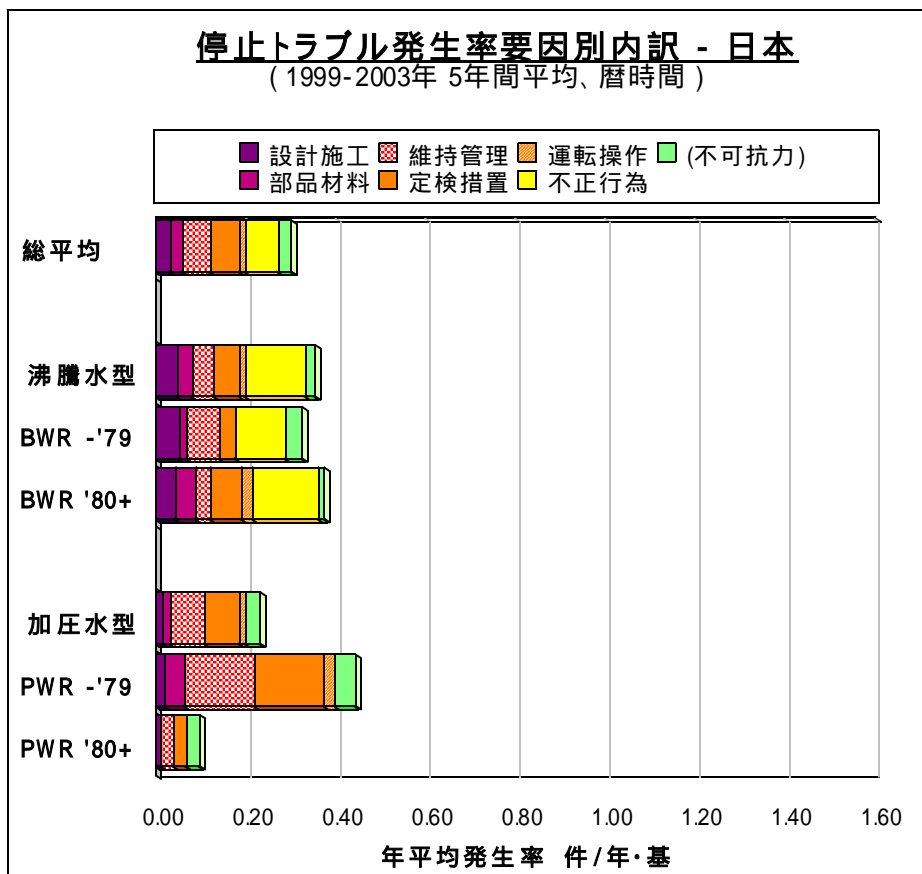
[図3-3-4-5. 停止トラブル発生率要因別内訳推移比較 - 沸騰水型(BWR) (暦時間当)]



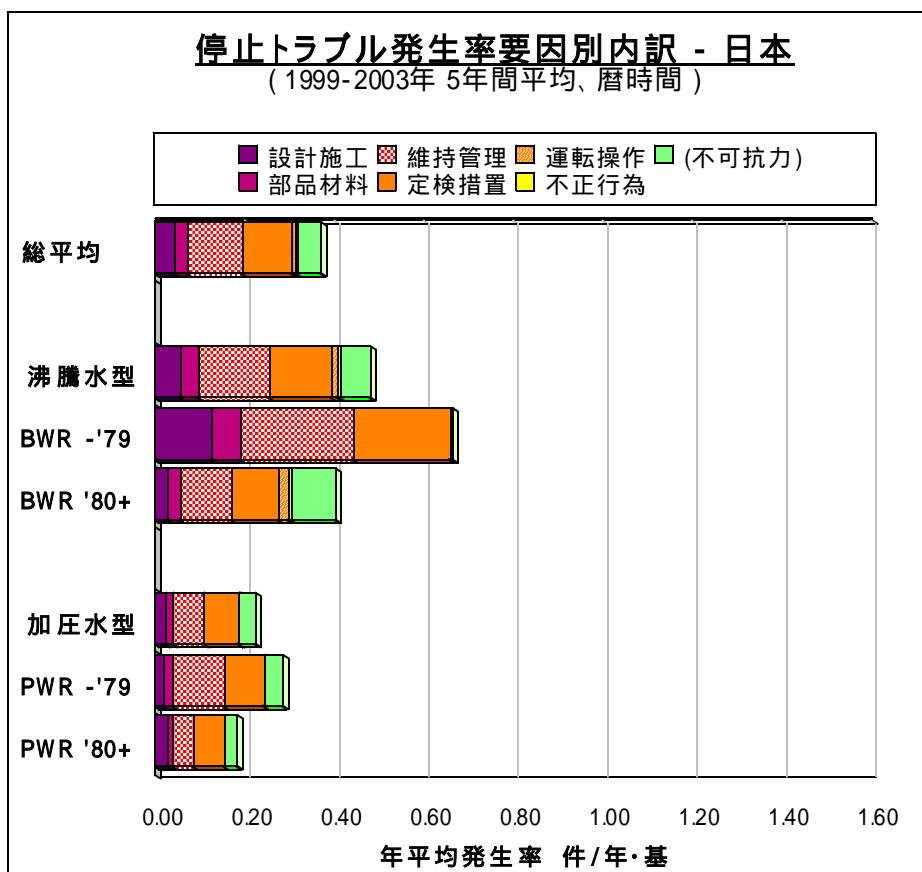
[図3-3-4-6. 停止トラブル発生率要因別内訳推移比較 - 加圧水型(PWR) (暦時間当)]



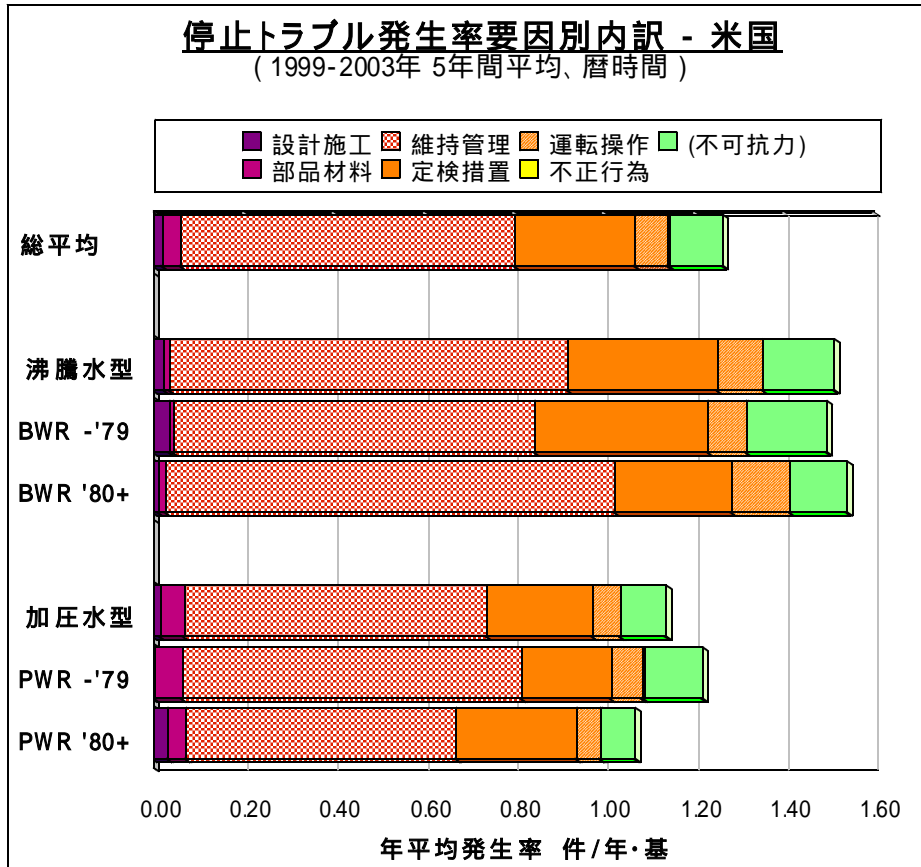
[図3-3-4-7. 停止トラブル発生率要因別内訳 - 日本 (1999-2003年 5年間平均・暦時間当)]



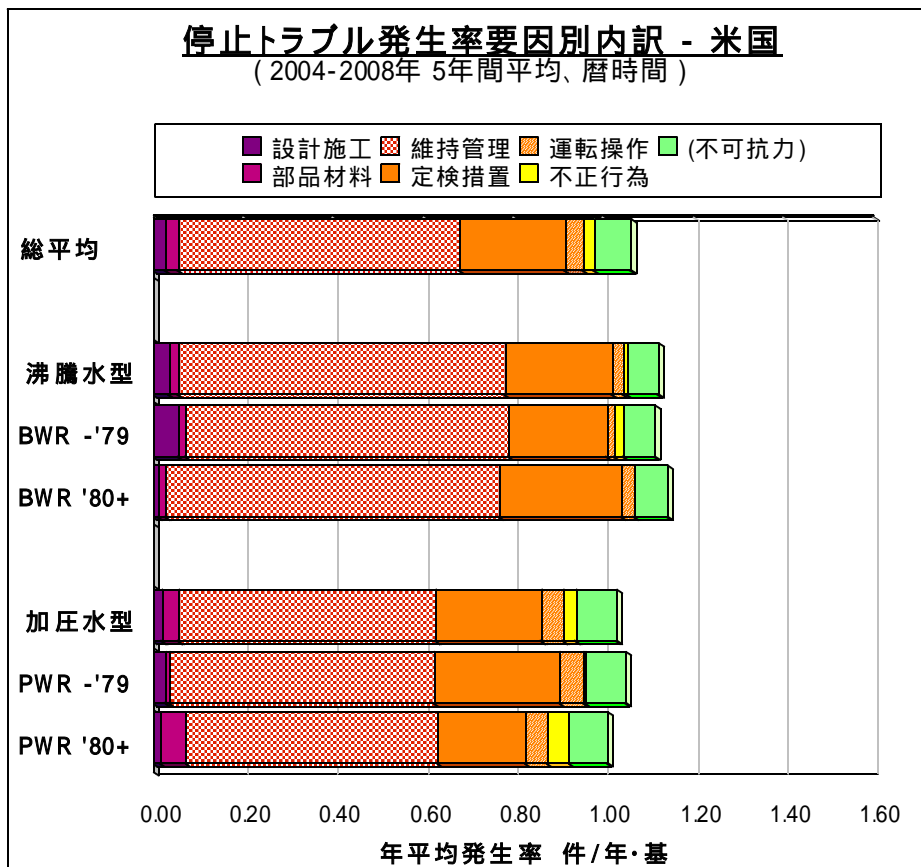
[図3-3-4-8. 停止トラブル発生率要因別内訳 - 日本 (2004-2008年 5年間平均・暦時間当)]



[図3-3-4-9. 停止トラブル発生率要因別内訳 - 米国 (1999-2003年 5年間平均・暦時間当)]



[図3-3-4-10. 停止トラブル発生率要因別内訳 - 米国 (2004-2008年 5年間平均・暦時間当)]



[表3-4-1-1. 日本・米国の原子力発電所対処可能停止トラブル要因別発生率]

#1

(件/年・基)	全 体	沸騰水型(BWR)			加圧水型(PWR)		
	全 体	高年式(-79)	低年式(80+)	全 体	高年式(-79)	低年式(80+)	

1999-2008年 暦時間当

日 本

対処可能停止	0.298	0.378	0.461	0.333	0.196	0.322	0.114
設計部材							
設計施工	0.040	0.054	0.088	0.036	0.022	0.022	0.021
部品材料	0.029	0.037	0.039	0.036	0.017	0.033	0.007
運転管理							
維持管理	0.092	0.105	0.157	0.078	0.074	0.133	0.036
定検措置	0.090	0.099	0.118	0.089	0.078	0.122	0.050
運転操作	0.010	0.014	0.000	0.021	0.004	0.011	0.000
不正行為	0.038	0.068	0.059	0.073	0.000	0.000	0.000
対処可能非停止	2.490	2.956	3.833	2.490	1.896	2.056	1.793
不可抗力停止	0.040	0.044	0.020	0.057	0.035	0.044	0.029

米 国

対処可能停止	1.055	1.207	1.175	1.257	0.977	1.025	0.935
設計部材							
設計施工	0.026	0.034	0.047	0.014	0.022	0.019	0.024
部品材料	0.034	0.014	0.014	0.014	0.043	0.034	0.051
運転管理							
維持管理	0.683	0.804	0.759	0.871	0.621	0.671	0.578
定検措置	0.252	0.287	0.302	0.264	0.234	0.239	0.230
運転操作	0.057	0.063	0.052	0.079	0.055	0.059	0.051
不正行為	0.012	0.006	0.009	0.000	0.016	0.006	0.024
対処可能非停止	3.042	3.912	3.736	4.179	2.600	3.106	2.159
不可抗力停止	0.101	0.114	0.123	0.100	0.094	0.109	0.081

1999-2008年 運転時間当

日 本

対処可能停止	0.423	0.602	0.716	0.522	0.235	0.409	0.133
設計部材							
設計施工	0.057	0.087	0.137	0.057	0.026	0.028	0.025
部品材料	0.041	0.060	0.061	0.057	0.021	0.042	0.008
運転管理							
維持管理	0.130	0.168	0.244	0.122	0.089	0.169	0.042
定検措置	0.127	0.157	0.183	0.139	0.094	0.155	0.058
運転操作	0.014	0.022	0.000	0.033	0.005	0.014	0.000
不正行為	0.054	0.108	0.091	0.114	0.000	0.000	0.000
対処可能非停止	---	---	---	---	---	---	---
不可抗力停止	0.057	0.071	0.030	0.090	0.042	0.056	0.033

米 国

対処可能停止	1.165	1.322	1.280	1.384	1.098	1.186	1.033
設計部材							
設計施工	0.029	0.037	0.051	0.016	0.024	0.022	0.027
部品材料	0.037	0.016	0.015	0.016	0.049	0.040	0.057
運転管理							
維持管理	0.755	0.880	0.827	0.959	0.698	0.776	0.639
定検措置	0.278	0.314	0.329	0.291	0.263	0.277	0.254
運転操作	0.064	0.068	0.057	0.087	0.062	0.068	0.057
不正行為	0.014	0.006	0.010	0.000	0.018	0.007	0.027
対処可能非停止	---	---	---	---	---	---	---
不可抗力停止	0.111	0.124	0.134	0.110	0.106	0.126	0.090

(件/年・基)	全 体	沸騰水型(BWR)			加圧水型(PWR)		
		全 体	高年式(-79)	低年式(80+)	全 体	高年式(-79)	低年式(80+)

1999-2003年 5年間 暦時間当

日 本

対処可能停止	0.275	0.336	0.461	0.333	0.200	0.400	0.071
設計部材							
設計施工	0.035	0.049	0.055	0.045	0.017	0.022	0.014
部品材料	0.027	0.035	0.018	0.045	0.017	0.044	0.000
運転管理							
維持管理	0.062	0.049	0.073	0.034	0.078	0.156	0.029
定検措置	0.066	0.056	0.036	0.068	0.078	0.156	0.029
運転操作	0.012	0.014	0.000	0.023	0.009	0.022	0.000
不正行為	0.074	0.133	0.109	0.148	0.000	0.000	0.000
対処可能非停止	1.818	1.951	2.073	1.875	1.652	1.844	1.529
不可抗力停止	0.027	0.021	0.716	0.522	0.035	0.044	0.029

米 国

対処可能停止	1.147	1.356	1.318	1.414	1.040	1.093	0.995
設計部材							
設計施工	0.023	0.028	0.037	0.014	0.020	0.006	0.032
部品材料	0.038	0.011	0.009	0.014	0.052	0.062	0.043
運転管理							
維持管理	0.742	0.881	0.804	1.000	0.671	0.753	0.600
定検措置	0.267	0.333	0.383	0.257	0.233	0.198	0.265
運転操作	0.074	0.102	0.084	0.129	0.061	0.068	0.054
不正行為	0.002	0.000	0.000	0.000	0.003	0.006	0.000
対処可能非停止	3.664	4.667	4.364	5.129	3.153	3.790	2.595
不可抗力停止	1.200	0.158	0.178	0.129	0.101	0.130	0.076

2004-2008年 5年間 暦時間当

日 本

対処可能停止	0.320	0.417	0.660	0.308	0.191	0.244	0.157
設計部材							
設計施工	0.045	0.060	0.128	0.029	0.026	0.022	0.029
部品材料	0.030	0.040	0.064	0.029	0.017	0.022	0.014
運転管理							
維持管理	0.120	0.159	0.255	0.115	0.070	0.111	0.043
定検措置	0.113	0.139	0.213	0.106	0.078	0.089	0.071
運転操作	0.008	0.013	0.000	0.019	0.000	0.000	0.000
不正行為	0.004	0.007	0.000	0.010	0.000	0.000	0.000
対処可能非停止	3.143	3.907	5.894	3.010	2.139	2.267	2.057
不可抗力停止	0.053	0.066	0.000	0.096	0.035	0.044	0.029

米 国

対処可能停止	0.962	1.057	1.029	1.100	0.913	0.956	0.876
設計部材							
設計施工	0.029	0.040	0.057	0.014	0.023	0.031	0.016
部品材料	0.029	0.017	0.019	0.014	0.035	0.006	0.059
運転管理							
維持管理	0.623	0.726	0.714	0.743	0.571	0.588	0.557
定検措置	0.237	0.240	0.219	0.271	0.235	0.281	0.195
運転操作	0.040	0.023	0.019	0.029	0.049	0.050	0.049
不正行為	0.023	0.011	0.019	0.000	0.029	0.006	0.049
対処可能非停止	2.415	3.149	3.095	3.229	2.043	2.413	1.724
不可抗力停止	0.081	0.069	0.067	0.071	0.087	0.088	0.086

(件/年・基)

全体	沸騰水型(BWR)			加圧水型(PWR)		
	全体	高年式(-79)	低年式(80+)	全体	高年式(-79)	低年式(80+)

'04-'08>'99-'03 変化 暦時間当

日本

対処可能停止	+0.044	+0.082	+0.369	-0.056	-0.009	-0.156	+0.086
設計部材							
設計施工	+0.010	+0.011	+0.073	-0.017	+0.009	+0.000	+0.014
部品材料	+0.003	+0.005	+0.046	-0.017	+0.000	-0.022	+0.014
運転管理							
維持管理	+0.058	+0.110	+0.183	+0.081	-0.009	-0.044	+0.014
定検措置	+0.047	+0.083	+0.176	+0.038	+0.000	-0.067	+0.043
運転操作	-0.004	-0.001	+0.000	-0.003	-0.009	-0.022	+0.000
不正行為	-0.007	-0.126	-0.109	-0.138	+0.000	+0.000	+0.000
対処可能非停止	+1.325	+1.956	+3.821	+1.135	+0.487	+0.042	+0.529
不可抗力停止	+0.025	+0.045	-0.036	+0.085	+0.000	+0.000	+0.000

米国

対処可能停止	-0.185	-0.299	-0.289	-0.314	-0.127	-0.136	-0.119
設計部材							
設計施工	+0.006	+0.012	+0.020	+0.000	+0.003	+0.025	-0.016
部品材料	-0.009	+0.006	+0.010	+0.000	-0.017	-0.055	+0.016
運転管理							
維持管理	-0.119	-0.156	-0.089	-0.257	-0.100	-0.166	-0.043
定検措置	-0.031	-0.093	-0.164	+0.014	+0.001	+0.084	-0.070
運転操作	-0.034	-0.079	-0.065	-0.100	-0.015	-0.018	-0.005
不正行為	+0.021	+0.011	+0.019	+0.000	+0.026	+0.000	+0.049
対処可能非停止	-1.249	-1.518	-1.269	-1.900	-1.109	-1.378	-0.870
不可抗力停止	-0.039	-0.090	-0.111	-0.057	-0.014	-0.042	+0.011

'04-'08/'99-'03 変化率 暦時間当

%	%	%	%	%	%	%
---	---	---	---	---	---	---

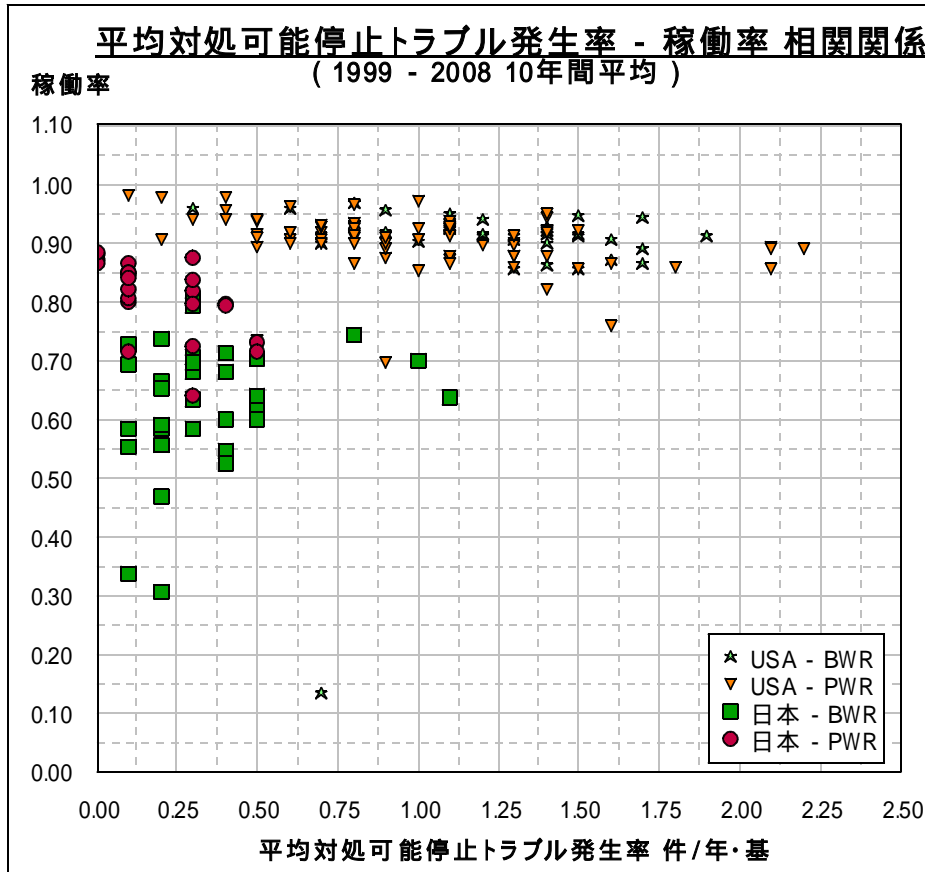
日本

対処可能停止	+16.12	+24.30	+126.73	-15.38	-4.35	-38.89	+120.00
設計部材							
設計施工	+29.32	+21.76	+134.04	-36.54	+50.00	+0.00	+100.00
部品材料	+10.85	+13.64	+251.06	-36.54	+0.00	-50.00	---
運転管理							
維持管理	+93.98	+224.69	+251.06	+238.46	-11.11	-28.57	+50.00
定検措置	+71.16	+148.59	+485.11	+55.13	+0.00	-42.86	+150.00
運転操作	-35.34	-5.30	---	-15.38	-100.00	-100.00	---
不正行為	-94.90	-95.02	-100.00	-93.49	---	---	---
対処可能非停止	-72.89	+100.27	+184.34	+60.51	+29.47	+22.89	+34.58
不可抗力停止	+93.98	+215.67	-100.00	+746.15	+0.00	+0.00	+0.00

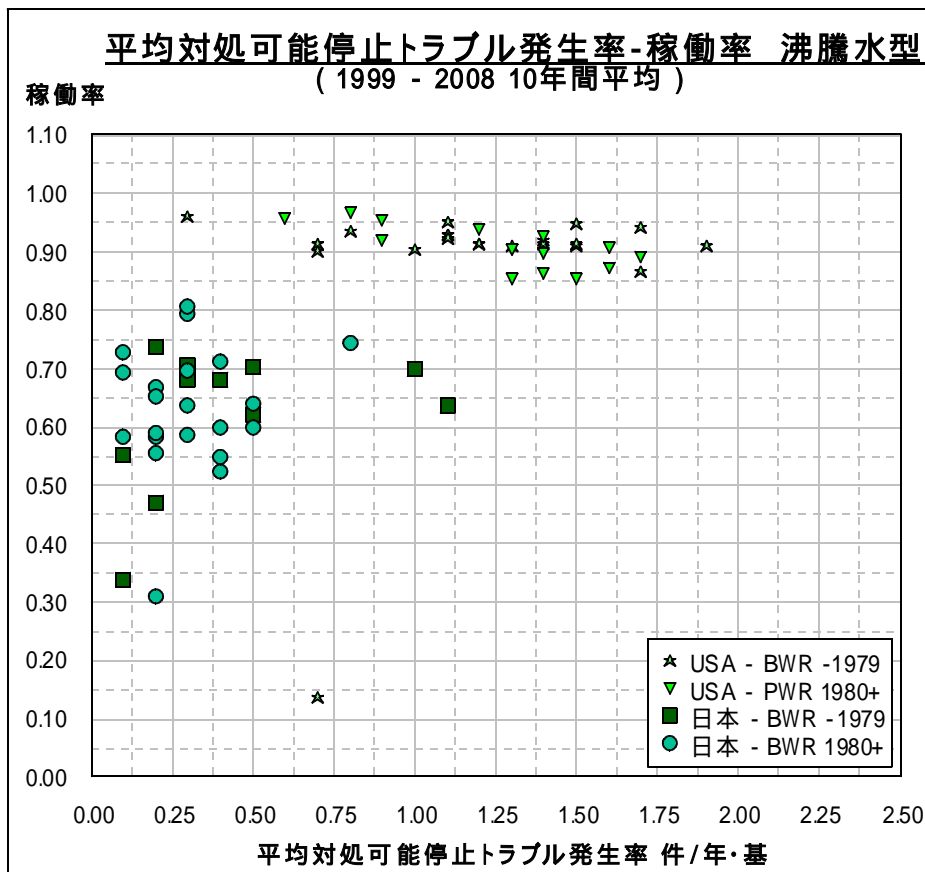
米国

対処可能停止	-16.17	-22.04	-21.95	-22.22	-12.24	-12.48	-11.96
設計部材							
設計施工	+25.96	+41.60	+52.86	+0.00	+14.95	+406.25	-50.00
部品材料	-24.42	+51.71	+103.81	+0.00	-32.95	-89.87	+37.50
運転管理							
維持管理	-16.07	-17.66	-11.13	-25.71	-14.96	-21.99	-7.21
定検措置	-11.47	-28.00	-42.83	+5.56	+0.58	+42.38	-26.53
運転操作	-45.74	-77.52	-77.35	-77.78	-18.58	-26.36	-10.00
不正行為	+1109.2	---	---	---	-905.80	+1.25	---
対処可能非停止	-34.08	-32.53	-29.08	-37.05	+35.18	-36.35	-33.54
不可抗力停止	-32.82	-56.05	-62.46	-44.44	-13.79	-32.50	+14.29

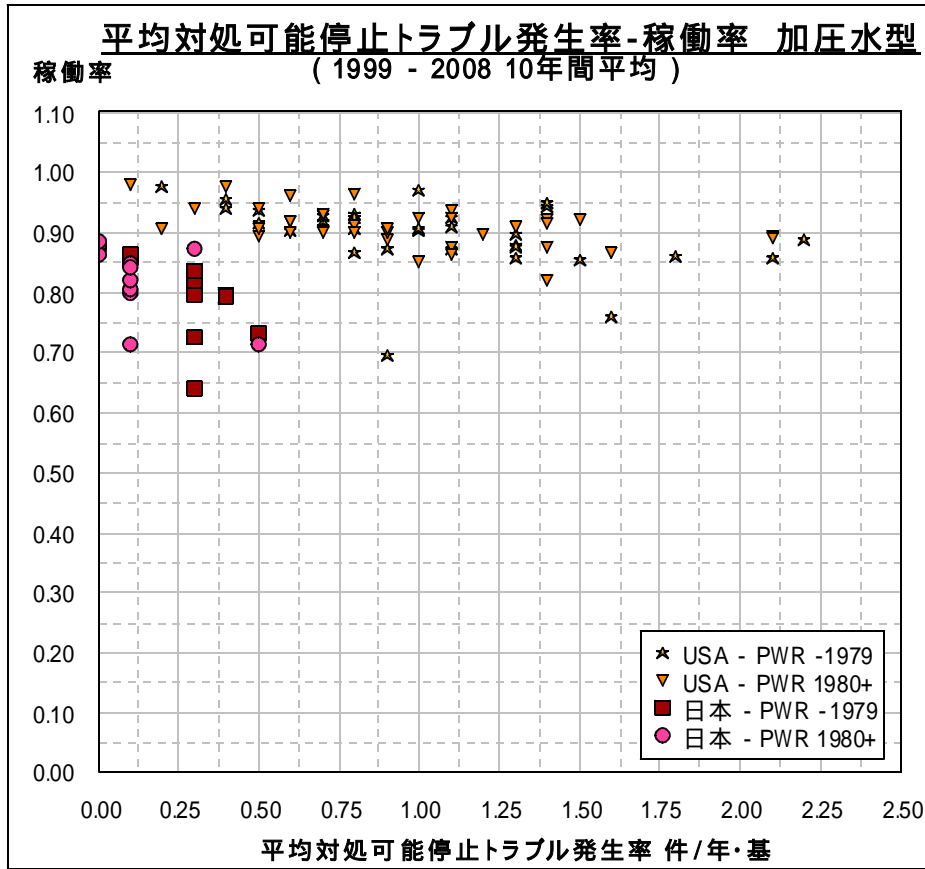
[図4-1-1-1. 平均対処可能停止トラブル発生率 - 稼働率相関関係 (1999-2008年 10年間平均)]



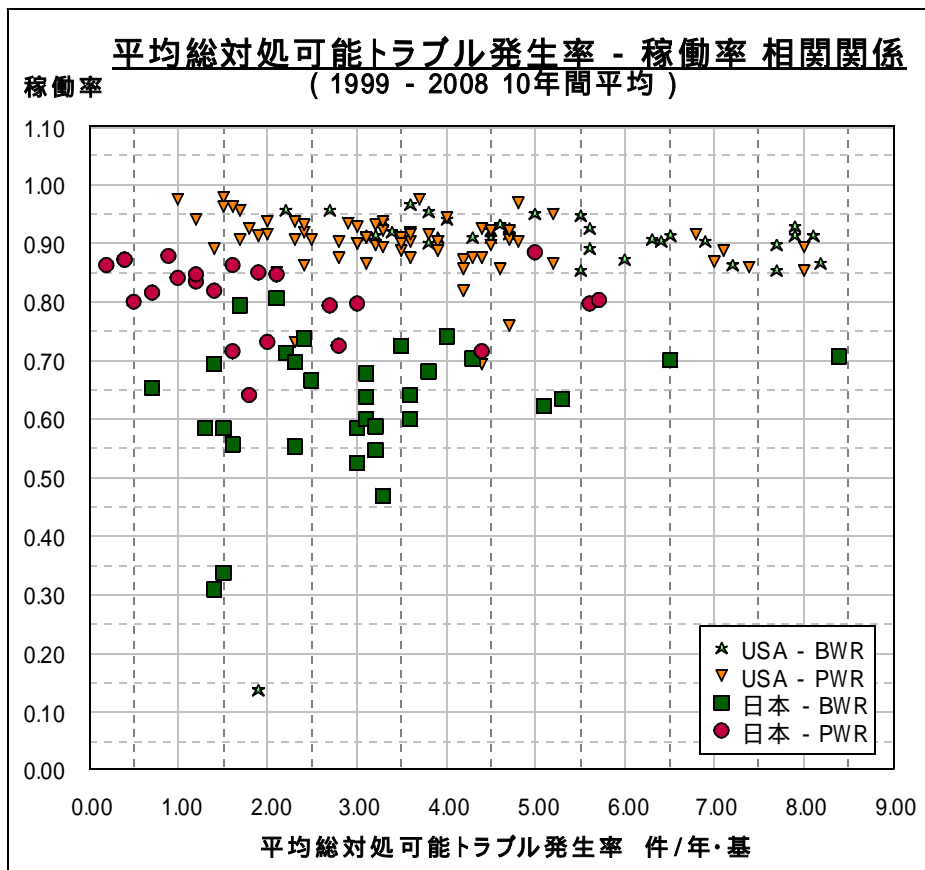
[図4-1-1-2. 平均対処可能停止トラブル発生率-稼働率相関関係 - 沸騰水型(BWR) 10年間平均]



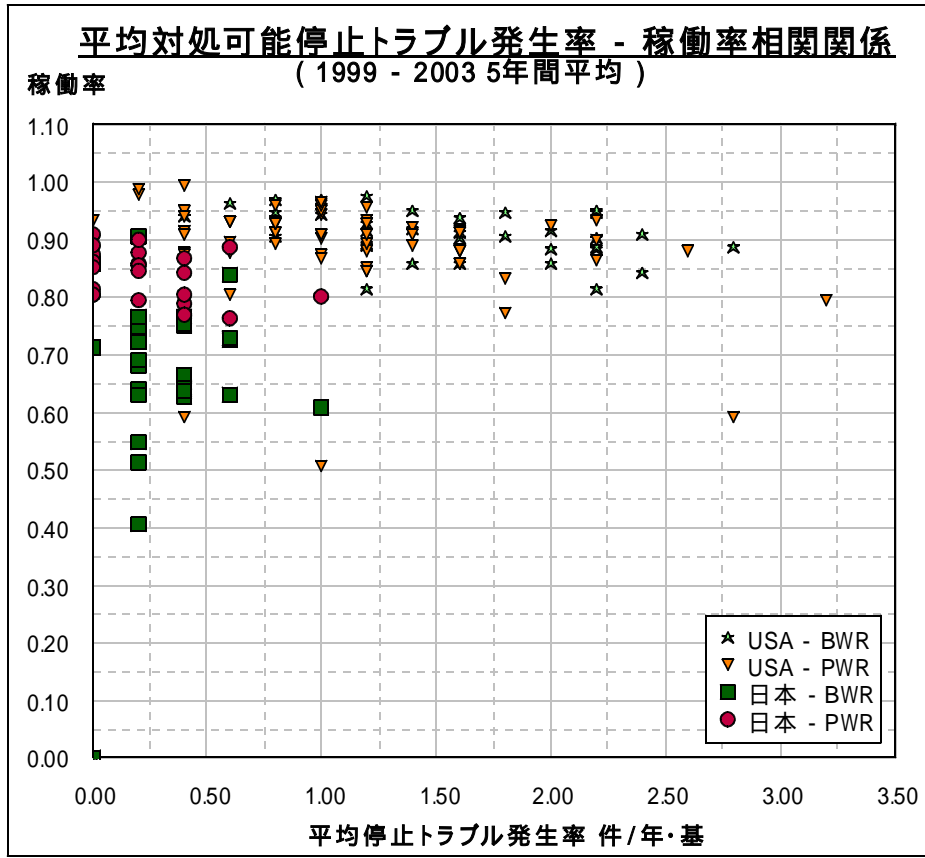
[図4-1-1-3. 平均対処可能停止トラブル発生率-稼働率相関関係 - 加圧水型(PWR) 10年間平均]



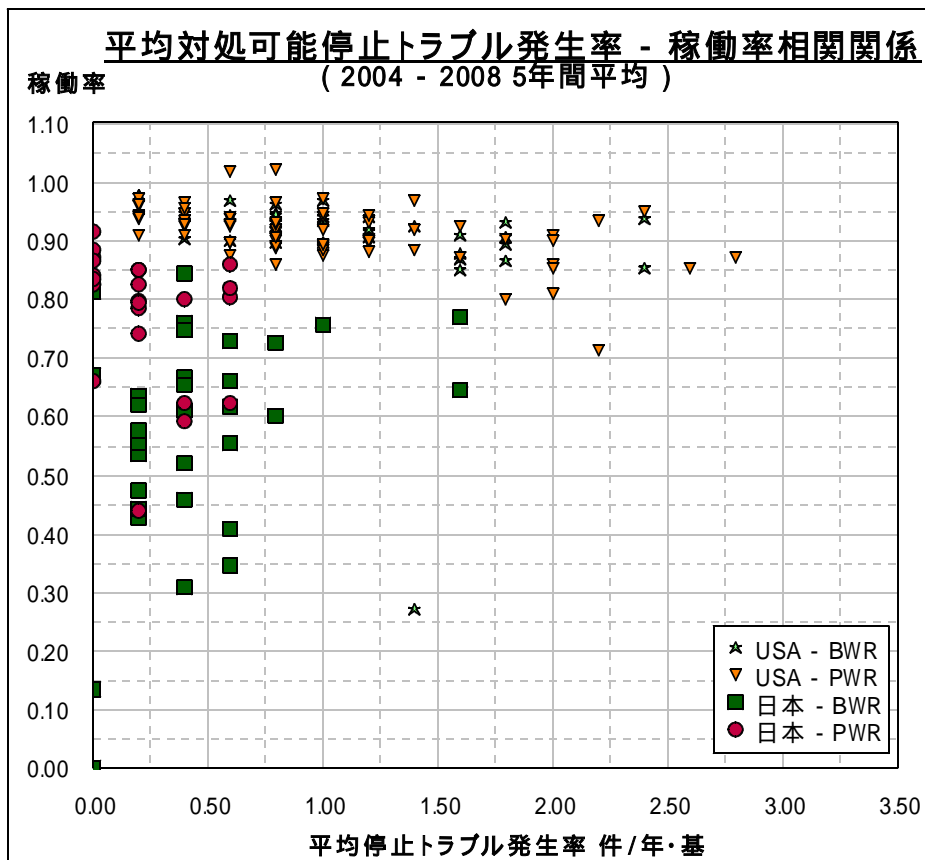
[図4-1-1-4. 平均総対処可能トラブル発生率-稼働率相関関係 (1999-2008年 10年間平均)]



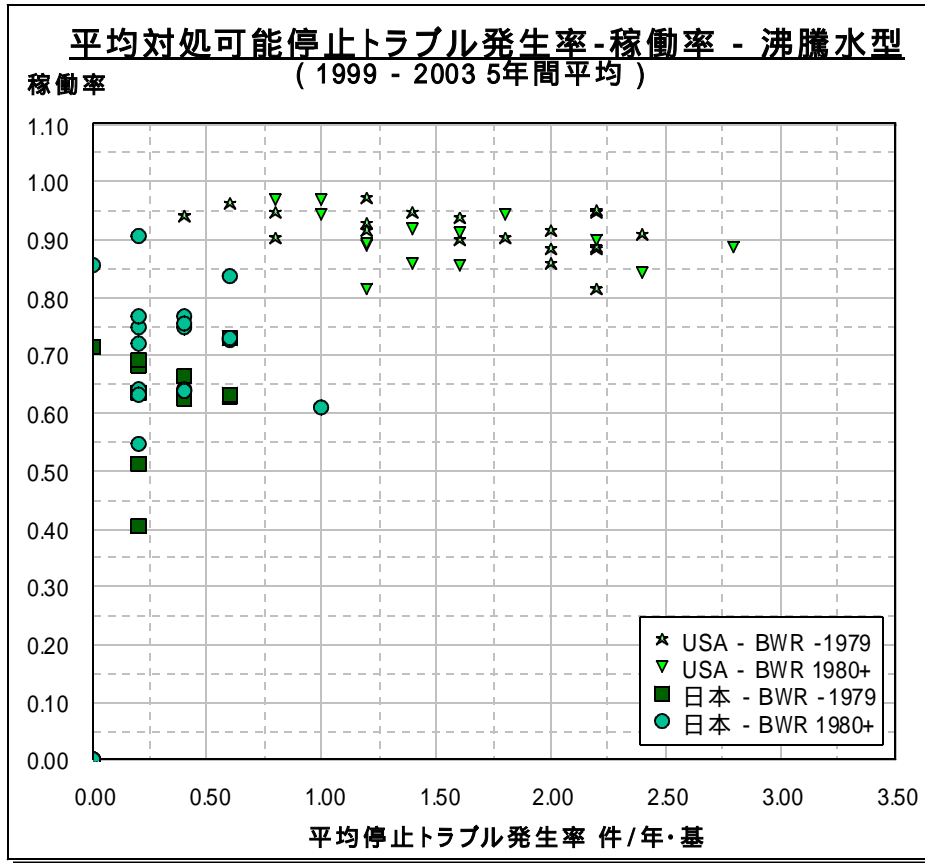
[図4-1-1-5. 平均対処可能停止トラブル発生率 - 稼働率 相関関係 (1999-2003年 5年間平均)]



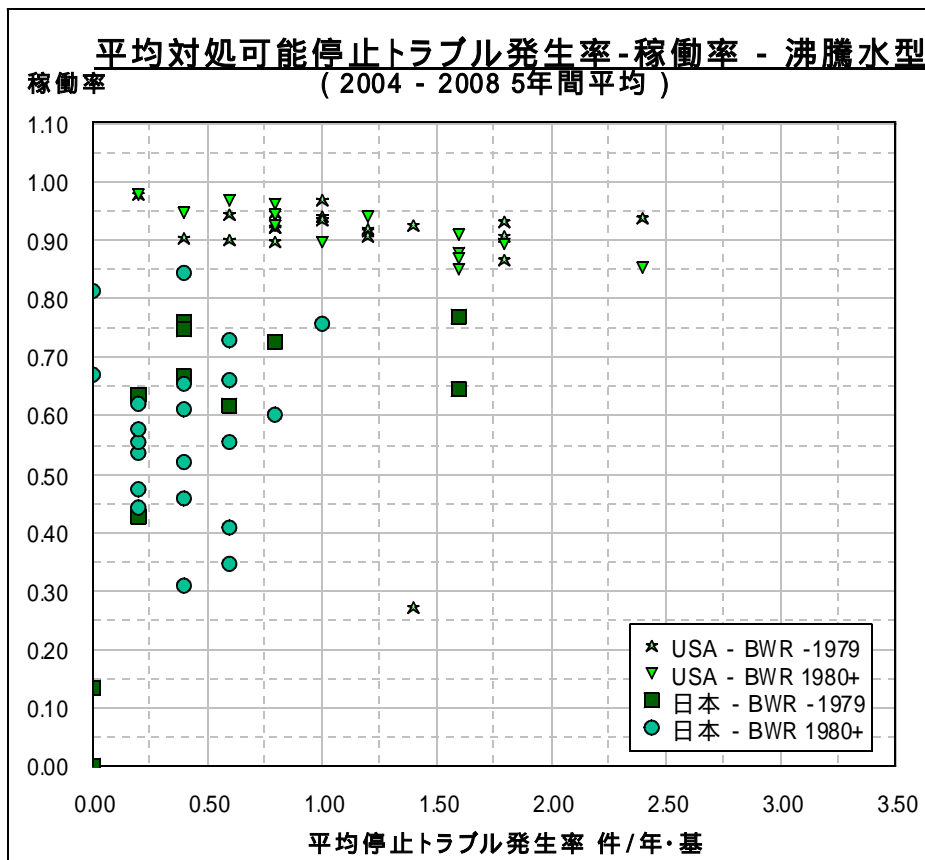
[図4-1-1-6. 平均対処可能停止トラブル発生率 - 稼働率 相関関係 (2004-2008年 5年間平均)]



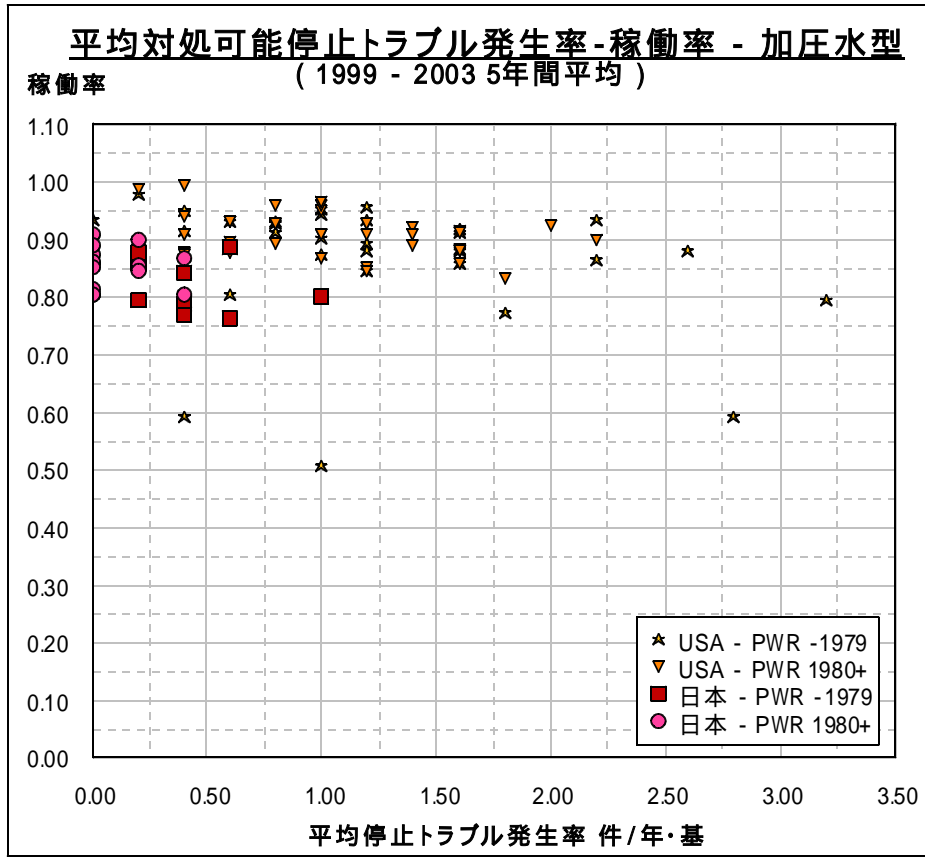
[図4-1-1-7. 平均対処可能停止トラブル発生率-稼働率 -沸騰水型(BWR) (1999-2003年 5年間平均)]



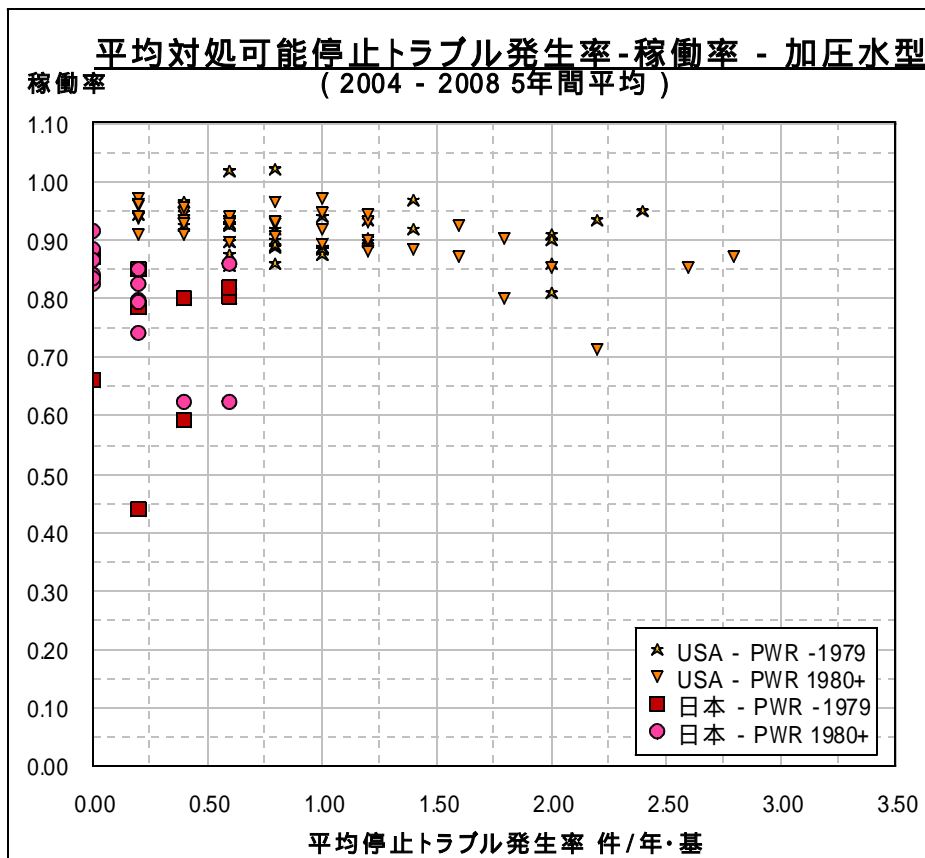
[図4-1-1-8. 平均対処可能停止トラブル発生率-稼働率 -沸騰水型(BWR) (2004-2008年 5年間平均)]



[図4-1-1-9. 平均対処可能停止トラブル発生率-稼働率 -加圧水型(PWR) (1999-2003年 5年間平均)]



[図4-1-1-10. 平均対処可能停止トラブル発生率-稼働率 -加圧水型(PWR)(2004-2008年 5年間平均)]



[表4-1-1-1. 対処可能トラブル発生率・稼働率回帰分析結果]
(号機毎・年毎のトラブル発生率による分析結果)

稼働率	日 本				米 国			
	対処可停止	対処可非停止	定数項	R ² /AIC	対処可停止	対処可非停止	定数項	R ² /AIC
(1999-2008 10年間)								
総平均	-0.047	-0.005	+0.703	0.009	-0.010	-0.008	+0.933	0.039
(p値)	(0.014)	(0.159)	(0.000)	/+0.381	(0.013)	(0.000)	(0.000)	/-1.213
(判定)	**	-	***		**	***	***	
沸騰水型(BWR)	-0.015	+0.005	+0.573	-0.004	-0.010	+0.001	+0.899	0.000
(p値)	(0.530)	(0.330)	(0.000)	/-0.629	(0.143)	(0.614)	(0.000)	/-0.847
(判定)	-	-	***		-	-	***	
高年式 (-'79)	-0.003	+0.017	+0.532	0.015	-0.005	+0.008	+0.859	0.005
(p値)	(0.925)	(0.027)	(0.000)	/+0.549	(0.589)	(0.084)	(0.000)	/-0.463
(判定)	-	**	***		-	*	***	
低年式 ('80+)	-0.023	-0.005	+0.598	-0.006	-0.023	-0.008	+0.971	0.207
(p値)	(0.465)	(0.486)	(0.000)	/+0.679	(0.002)	(0.000)	(0.000)	/-2.310
(判定)	-	-	***		***	***	***	
加圧水型(PWR)	-0.058	-0.012	+0.842	0.066	-0.010	-0.015	+0.950	0.119
(p値)	(0.005)	(0.015)	(0.000)	/-0.903	(0.023)	(0.000)	(0.000)	/-1.511
(判定)	***	**	***		**	***	***	
高年式 (-'79)	-0.032	-0.013	+0.815	+0.039	-0.005	-0.020	+0.957	0.135
(p値)	(0.303)	(0.040)	(0.000)	/-0.591	(0.453)	(0.000)	(0.000)	/-1.092
(判定)	-	**	***		-	***	***	
低年式 ('80+)	-0.071	-0.010	+0.856	0.060	-0.015	-0.009	+0.943	0.093
(p値)	(0.001)	(0.112)	(0.000)	/-1.147	(0.000)	(0.000)	(0.000)	/-2.125
(判定)	***	-	***		***	***	***	
(沸騰水型(BWR) 5年間 比較)								
1999-2003	-0.083	+0.001	+0.627	0.003	-0.004	+0.002	+0.879	-0.009
(p値)	(0.100)	(0.952)	(0.000)	/-0.342	(0.609)	(0.576)	(0.000)	/-0.648
(判定)	*	-	***		-	-	***	
2004-2008	+0.027	+0.006	+0.527	-0.004	-0.018	+0.001	+0.916	0.006
(p値)	(0.303)	(0.336)	(0.000)	/-0.315	(0.143)	(0.779)	(0.000)	/-1.068
(判定)	-	-	***		-	-	***	
(加圧水型(PWR) 5年間 比較)								
1999-2003	-0.057	-0.005	+0.860	0.072	-0.003	-0.017	+0.947	0.113
(p値)	(0.165)	(0.016)	(0.000)	/-1.626	(0.694)	(0.000)	(0.000)	/-1.132
(判定)	**	**	***		-	***	***	
2004-2008	-0.059	-0.023	+0.839	0.079	-0.020	-0.010	+0.951	0.131
(p値)	(0.047)	(0.087)	(0.001)	/-0.534	(0.000)	(0.000)	(0.000)	/-2.134
(判定)	**	**	***		***	***	***	

表注) 判定欄 - は有意でない、* は 90%水準、** は 95%水準、*** は 99%水準で有意を示す
試料数は全て日本 55基*年数、米国 104基*年数 変量効果型パネルデータ分析による

[表4-1-1-2. 対処可能トラブル発生率・稼働率回帰分析結果]
(号機毎の10年間平均トラブル発生率による分析結果)

稼働率	日 本				米 国			
	対処可停止	対処可非停止	定数項	R ² /AIC	対処可停止	対処可非停止	定数項	R ² /AIC
(1999-2008 10年間)								
総平均	-0.098	-0.005	+0.742	0.000	-0.021	+0.003	+0.912	-0.010
(p値)	(0.126)	(0.631)	(0.000)	/-1.185	(0.072)	(0.610)	(0.000)	/-1.999
(判定)	-	-	***		*	-	***	
沸騰水型(BWR)	+0.095	+0.012	+0.562	0.027	+0.029	+0.012	+0.808	-0.023
(p値)	(0.109)	(0.232)	(0.000)	/-1.493	(0.651)	(0.509)	(0.000)	/-1.067
(判定)	-	-	***		-	-	***	
高年式 (-'79)	+0.117	+0.026	+0.479	0.148	+0.081	+0.026	+0.690	0.026
(p値)	(0.147)	(0.096)	(0.002)	/-1.303	(0.450)	(0.346)	(0.012)	/-0.575
(判定)	-	*	***		-	-	**	
低年式 ('80+)	+0.098	+0.003	+0.594	-0.082	-0.053	-0.012	+1.024	0.629
(p値)	(0.389)	(0.893)	(0.000)	/-1.402	(0.034)	(0.034)	(0.000)	/-4.491
(判定)	-	-	***		**	**	***	
加圧水型(PWR)	-0.234	-0.004	+0.862	0.308	-0.031	-0.004	+0.942	0.098
(p値)	(0.000)	(0.483)	(0.000)	/-2.900	(0.009)	(0.237)	(0.000)	/-3.227
(判定)	***	-	***		***	-	***	
高年式 (-'79)	-0.243	-0.000	+0.857	-0.129	-0.030	-0.003	+0.930	0.002
(p値)	(0.073)	(0.975)	(0.000)	/-2.158	(0.177)	(0.654)	(0.000)	/-2.604
(判定)	*	-	***		-	-	***	
低年式 ('80+)	-0.220	-0.005	+0.864	0.234	-0.032	-0.002	+0.944	0.199
(p値)	(0.038)	(0.471)	(0.000)	/-3.042	(0.003)	(0.625)	(0.000)	/-4.143
(判定)	**	-	***		***	-	***	
(沸騰水型(BWR) 5年間 比較)								
1999-2003	+0.282	+0.044	+0.459	0.138	+0.051	+0.011	+0.759	0.031
(p値)	(0.165)	(0.087)	(0.000)	/-0.209	(0.477)	(0.450)	(0.000)	/-0.788
(判定)	-	*	***		-	-	***	
2004-2008	+0.133	+0.023	+0.433	0.150	-0.066	+0.003	+0.962	0.029
(p値)	(0.051)	(0.068)	(0.000)	/-0.576	(0.037)	(0.754)	(0.000)	/-1.447
(判定)	*	*	***		*	-	***	
(加圧水型(PWR) 5年間 比較)								
1999-2003	-0.088	-0.007	+0.869	0.308	-0.029	-0.012	+0.958	0.100
(p値)	(0.012)	(0.012)	(0.000)	/-3.742	(0.171)	(0.086)	(0.000)	/-2.223
(判定)	**	**	***		-	*	***	
2004-2008	-0.152	-0.012	+0.833	0.035	-0.031	-0.005	+0.951	0.215
(p値)	(0.243)	(0.470)	(0.000)	/-1.405	(0.010)	(0.172)	(0.000)	/-3.416
(判定)	-	-	***		***	-	***	

表注) 判定欄 - は有意でない、* は 90%水準、** は 95%水準、*** は 99%水準で有意を示す
試料数は全て日本 55基、米国 104基 変量効果型パネルデータ分析による

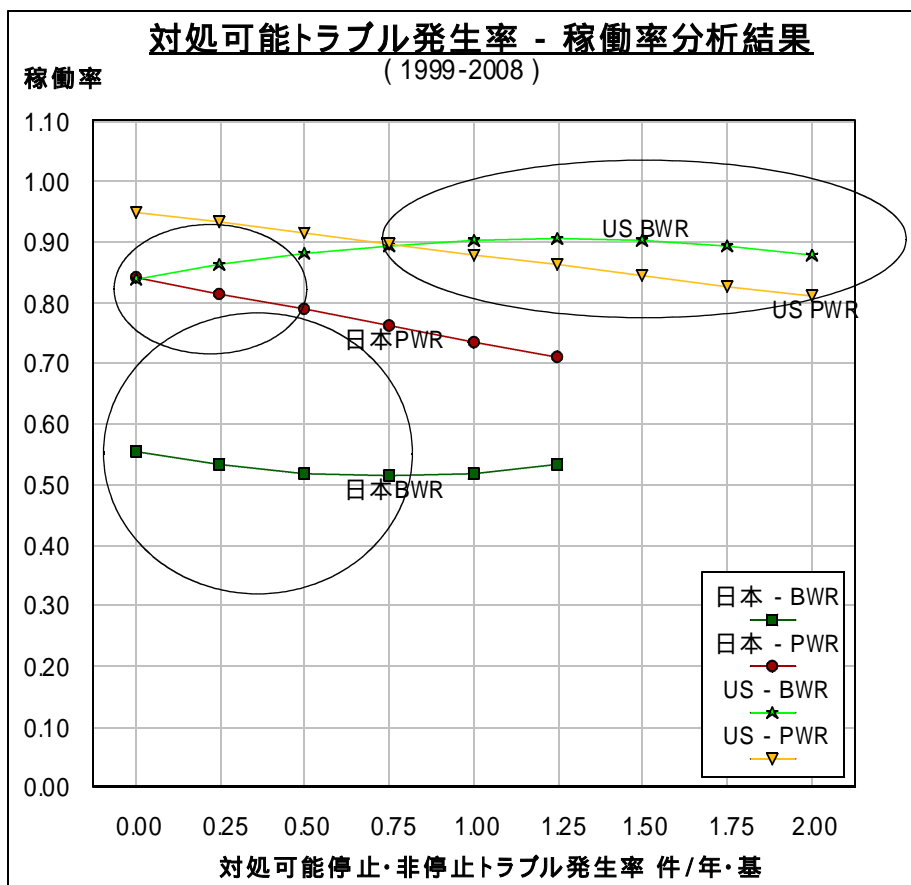
[表4-1-2-1. 日本・米国の沸騰水型の対処可能トラブル発生率・稼働率高次相関分析結果]
(号機毎・年毎のトラブル発生率による分析結果)

稼働率, 1999-2008

	対処可停止 (対処可停止) ²	対処可非停止 (対処可非停止) ²	交絡項	定数項	R ² / AIC		
日本 沸騰水型 (p値) (判定)	-0.133 (0.035) **	+0.084 (0.006) ***	+0.025 (0.082) *	-0.001 (0.071) *	-0.011 (0.129) -	+0.555 (0.000) ***	0.021 /+0.629
高年式 (-'79) (p値) (判定)	-0.092 (0.321) -	+0.073 (0.092) *	+0.045 (0.042) **	-0.002 (0.090) *	-0.014 (0.135) -	+0.499 (0.000) ***	0.062 /+0.573
低年式 ('80+) (p値) (判定)	-0.162 (0.075) *	+0.099 (0.023) **	+0.009 (0.644) -	-0.001 (0.303) -	-0.011 (0.390) -	+0.587 (0.000) ***	0.019 /+0.692
米国 沸騰水型 (p値) (判定)	+0.034 (0.106) -	-0.007 (0.067) *	+0.023 (0.032) **	-0.001 (0.023) **	-0.004 (0.126) -	+0.838 (0.000) ***	0.053 /-0.879
高年式 (-'79) (p値) (判定)	+0.064 (0.024) **	-0.012 (0.035) **	+0.043 (0.004) ***	-0.002 (0.006) ***	-0.005 (0.183) -	+0.760 (0.000) ***	0.110 /-0.536
低年式 ('80+) (p値) (判定)	-0.027 (0.145) -	+0.001 (0.787) -	-0.015 (0.009) ***	+0.001 (0.270) -	+0.000 (0.934) -	+0.984 (0.000) ***	0.226 /-2.277

表注) 判定欄 - は有意でない、* は 90%水準、** は 95%水準、*** は 99%水準で有意を示す
試料数は全て日本 55基*10年、米国 104基*10年 変量効果型パネルデータ分析による

[図4-1-2-1. 対処可能停止トラブル発生率-稼働率分析結果]



[表4-1-3-1. 要因別トラブル発生率間相関関係分析結果]

日本 #1

(相関係数)	不可抗力	設計施工	材料部品	維持管理	定検措置	運転操作	不正行為
停止・設計施工	+0.010						
材料部品	-0.031	+0.078					
維持管理	+0.005	+0.067	-0.045				
定検措置	+0.065	-0.053	+0.023	+0.035			
運転操作	-0.019	-0.019	-0.015	+0.098	-0.025		
不正行為	-0.039	-0.039	-0.031	-0.055	-0.052	-0.019	
非停止トラブル	+0.009	+0.013	+0.014	+0.064	+0.173	+0.061	+0.021

米国

(相関係数)	不可抗力	設計施工	材料部品	維持管理	定検措置	運転操作	不正行為
停止・設計施工	+0.181						
材料部品	+0.156	+0.003					
維持管理	+0.815	+0.028	-0.011				
定検措置	+0.532	+0.010	+0.001	+0.056			
運転操作	+0.267	+0.019	-0.042	+0.064	+0.028		
不正行為	+0.080	+0.030	+0.558	-0.018	-0.019	-0.025	
非停止トラブル	+0.208	+0.048	+0.025	+0.150	+0.140	+0.059	-0.002

日本 - 沸騰水型(BWR)

#2

(相関係数)	不可抗力	設計施工	材料部品	維持管理	定検措置	運転操作	不正行為
停止・設計施工	-0.047						
材料部品	-0.036	+0.105					
維持管理	-0.012	+0.105	-0.050				
定検措置	+0.038	-0.060	+0.000	+0.032			
運転操作	-0.023	-0.026	-0.019	+0.135	-0.029		
不正行為	-0.053	-0.059	-0.045	-0.075	-0.068	-0.029	
非停止トラブル	+0.002	+0.017	+0.047	+0.102	+0.170	+0.041	-0.001

米国 - 沸騰水型(BWR)

(相関係数)	不可抗力	設計施工	材料部品	維持管理	定検措置	運転操作	不正行為
停止・設計施工	+0.228						
材料部品	+0.038	-0.020					
維持管理	+0.819	+0.077	-0.027				
定検措置	+0.560	-0.010	-0.057	+0.083			
運転操作	+0.244	+0.013	-0.030	+0.027	+0.031		
不正行為	+0.018	-0.012	+0.630	-0.025	-0.036	-0.019	
非停止トラブル	+0.214	+0.056	+0.089	+0.142	+0.173	+0.005	+0.076

日本 - 加圧水型(PWR)

#3

(相関係数)	不可抗力	設計施工	材料部品	維持管理	定検措置	運転操作	不正行為
停止・設計施工	+0.134						
材料部品	-0.025	-0.020					
維持管理	+0.037	-0.042	-0.038				
定検措置	+0.115	-0.041	+0.080	+0.039			
運転操作	-0.013	-0.010	-0.009	-0.019	-0.018		
不正行為	---	---	---	---	---	---	
非停止トラブル	+0.015	-0.026	-0.077	-0.019	+0.178	+0.096	---

米国 - 加圧水型(PWR)

(相関係数)	不可抗力	設計施工	材料部品	維持管理	定検措置	運転操作	不正行為
停止・設計施工	+0.141						
材料部品	+0.214	+0.014					
維持管理	+0.810	-0.015	+0.002				
定検措置	+0.512	+0.009	+0.025	+0.030			
運転操作	+0.282	+0.007	-0.047	+0.086	+0.026		
不正行為	+0.111	+0.052	+0.546	-0.011	-0.012	-0.028	
非停止トラブル	+0.178	+0.029	+0.030	+0.125	+0.105	+0.091	-0.015

表注) 太字・枠内は相関係数 0.5 以上を示す

[表4-1-3-2. 要因別トラブル発生率・稼働率回帰分析結果]

#1

稼働率	対処可能停止トラブル						不可抗力	非停止	定数項	R ² /AIC
	設計施工	材料部品	維持管理	定検措置	運転操作	不正行為	不可抗力	非停止	定数項	

日本 1999-2008年 10年間

総平均	-0.038	+0.017	+0.004	-0.004	-0.033	-0.491	-0.082	-0.006	+0.713	0.092
(p値)	(0.399)	(0.639)	(0.878)	(0.884)	(0.679)	(0.000)	(0.164)	(0.110)	(0.000)	/+0.305
(判定)	-	-	-	-	-	***	-	-	***	
沸騰水型	+0.032	+0.043	+0.029	+0.037	+0.002	-0.397	-0.130	+0.004	+0.594	0.075
(p値)	(0.690)	(0.300)	(0.407)	(0.319)	(0.985)	(0.000)	(0.066)	(0.509)	(0.000)	/+0.565
(判定)	-	-	-	-	-	***	*	-	***	
高年式	+0.047	+0.046	-0.001	+0.025	---	-0.344	+0.162	+0.016	+0.540	0.047
(p値)	(0.572)	(0.547)	(0.992)	(0.674)	---	(0.000)	(0.014)	(0.037)	(0.000)	/+0.560
(判定)	-	-	-	-	---	***	**	**	***	
低年式	+0.007	+0.050	+0.062	+0.024	-0.006	-0.422	-0.187	-0.007	+0.624	0.085
(p値)	(0.940)	(0.295)	(0.068)	(0.559)	(0.944)	(0.000)	(0.009)	(0.354)	(0.000)	/+0.612
(判定)	-	-	*	-	-	***	***	-	***	
加圧水型	-0.118	+0.025	-0.041	-0.087	+0.018	---	+0.057	-0.011	+0.840	0.059
(p値)	(0.011)	(0.660)	(0.185)	(0.012)	(0.492)	---	(0.040)	(0.028)	(0.000)	/-0.875
(判定)	**	-	-	**	-	---	*	**	***	
高年式	-0.071	+0.074	-0.004	-0.096	+0.049	---	+0.033	-0.011	+0.810	0.009
(p値)	(0.005)	(0.355)	(0.928)	(0.121)	(0.250)	---	(0.350)	(0.155)	(0.000)	/-0.508
(判定)	***	-	-	-	-	---	-	-	***	
低年式	-0.157	-0.040	-0.066	-0.067	---	---	+0.092	-0.010	+0.855	0.048
(p値)	(0.050)	(0.002)	(0.057)	(0.002)	---	---	(0.018)	(0.120)	(0.000)	/-1.107
(判定)	**	***	*	***	-	---	**	-	***	

米 国 1999-2008年 10年間

総平均	-0.017	-0.039	-0.007	-0.009	-0.013	-0.031	---	-0.008	+0.933	0.038
(p値)	(0.310)	(0.344)	(0.126)	(0.133)	(0.203)	(0.717)	---	(0.000)	(0.000)	/-1.207
(判定)	-	-	-	-	-	-	---	***	***	
沸騰水型	-0.080	-0.218	-0.034	-0.044	-0.031	+0.222	+0.029	+0.002	+0.898	-0.002
(p値)	(0.088)	(0.001)	(0.337)	(0.245)	(0.415)	(0.002)	(0.449)	(0.539)	(0.000)	/-0.828
(判定)	*	***	-	-	-	***	-	-	***	
高年式	---	+0.043	+0.063	+0.054	+0.078	---	---	+0.008	+0.856	-0.007
(p値)	---	(0.492)	(0.116)	(0.194)	(0.097)	---	---	(0.084)	(0.000)	/-0.431
(判定)	---	-	-	-	*	---	---	*	***	
低年式	+0.022	-0.191	-0.002	-0.026	-0.006	---	-0.014	-0.007	+0.968	0.260
(p値)	(0.455)	(0.034)	(0.932)	(0.413)	(0.868)	---	(0.626)	(0.001)	(0.000)	/-2.345
(判定)	-	**	-	-	-	---	-	***	***	
加圧水型	+0.011	-0.018	-0.007	-0.008	-0.013	-0.073	---	-0.015	+0.950	0.120
(p値)	(0.562)	(0.671)	(0.151)	(0.300)	(0.393)	(0.425)	---	(0.000)	(0.000)	/-1.506
(判定)	-	-	-	-	-	-	---	***	***	
高年式	-0.002	-0.012	-0.002	-0.005	-0.007	-0.327	---	-0.019	+0.957	0.151
(p値)	(0.934)	(0.827)	(0.792)	(0.676)	(0.739)	(0.314)	---	(0.001)	(0.000)	/-1.096
(判定)	-	-	-	-	-	-	---	***	***	
低年式	+0.033	+0.033	-0.022	-0.007	-0.007	---	-0.021	-0.009	+0.943	0.091
(p値)	(0.230)	(0.230)	(0.428)	(0.696)	(0.694)	---	(0.250)	(0.000)	(0.000)	/-2.112
(判定)	-	-	-	-	-	---	-	***	***	

稼働率	対処可能停止トラブル						不可抗力	非停止	定数項	R ² / AIC
	設計施工	材料部品	維持管理	定検措置	運転操作	不正行為	不可抗力	非停止	定数項	

日本 沸騰水型 5年間

'99-'03	+0.116	+0.084	-0.064	+0.122	+0.140	-0.445	+0.078	+0.010	+0.625	0.164
(p値)	(0.022)	(0.079)	(0.595)	(0.031)	(0.017)	(0.000)	(0.330)	(0.490)	(0.000)	/+0.569
(判定)	**	*	-	**	**	***	-	-	***	
'04-'08	-0.064	+0.009	+0.084	+0.001	-0.128	-0.345	-0.187	+0.006	+0.544	-0.003
(p値)	(0.420)	(0.841)	(0.023)	(0.980)	(0.198)	(0.000)	(0.011)	(0.355)	(0.000)	/+0.588
(判定)	-	-	**	-	-	***	**	-	***	

米 国 沸騰水型 5年間

'99-'03	---	-0.140	+0.085	+0.067	+0.080	---	-0.080	+0.003	+0.875	-0.005
(p値)	---	(0.087)	(0.006)	(0.016)	(0.019)	---	(0.001)	(0.530)	(0.000)	/-0.629
(判定)		*	***	**	**		***	-	***	
'04-'08	-0.051	-0.039	-0.028	-0.032	-0.007	---	+0.012	+0.002	+0.915	-0.022
(p値)	(0.329)	(0.563)	(0.443)	(0.412)	(0.867)	---	(0.767)	(0.780)	(0.000)	/-1.014
(判定)	-	-	-	-	-		-	-	***	

日本 加圧水型 5年間

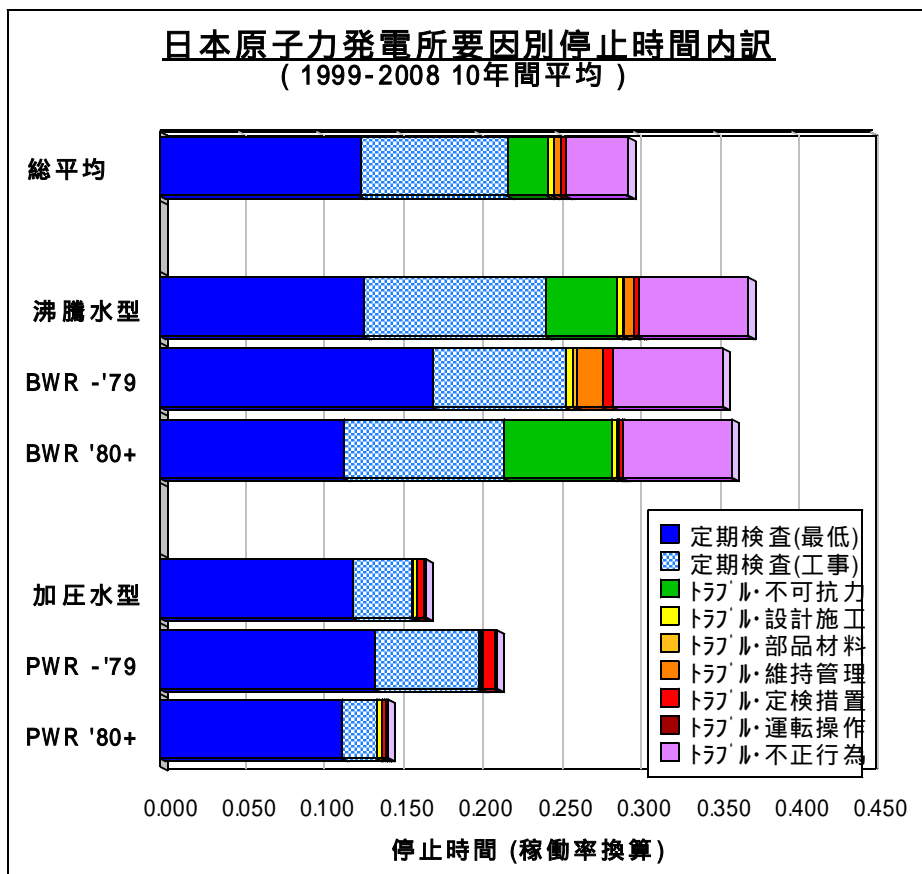
'99-'03	-0.237	+0.120	-0.006	-0.125	-0.046	---	+0.030	-0.003	+0.857	0.144
(p値)	(0.000)	(0.000)	(0.882)	(0.013)	(0.000)	---	(0.245)	(0.135)	(0.000)	/-1.666
(判定)	***	***	-	**	***		-	-	***	
'04-'08	-0.066	-0.070	-0.067	-0.071	---	---	+0.094	-0.023	+0.838	0.054
(p値)	(0.097)	(0.092)	(0.099)	(0.133)	---	---	(0.044)	(0.026)	(0.000)	/-0.473
(判定)	*	*	*	-			**	**	***	

米 国 加圧水型 5年間

'99-'03	+0.047	-0.051	-0.002	+0.004	-0.005	-0.777	---	-0.017	+0.949	0.194
(p値)	(0.023)	(0.200)	(0.839)	(0.731)	(0.817)	(0.000)	---	(0.000)	(0.000)	/-1.214
(判定)	***	-	-	-	-	***		***	***	
'04-'08	-0.024	-0.031	-0.017	-0.024	-0.030	-0.002	---	-0.010	+0.951	0.121
(p値)	(0.336)	(0.002)	(0.005)	(0.024)	(0.137)	(0.937)	---	(0.000)	(0.000)	/+2.108
(判定)	-	***	***	**	-	-		***	***	

表注) 判定欄 - は有意でない、* は 90%水準、** は 95%水準、*** は 99%水準で有意を示す
 米国の計測においては、変数間に相関があるため一部の説明変数を取除いていることに注意ありたい
 試料数は全て日本 55基*年数、米国 104基*年数

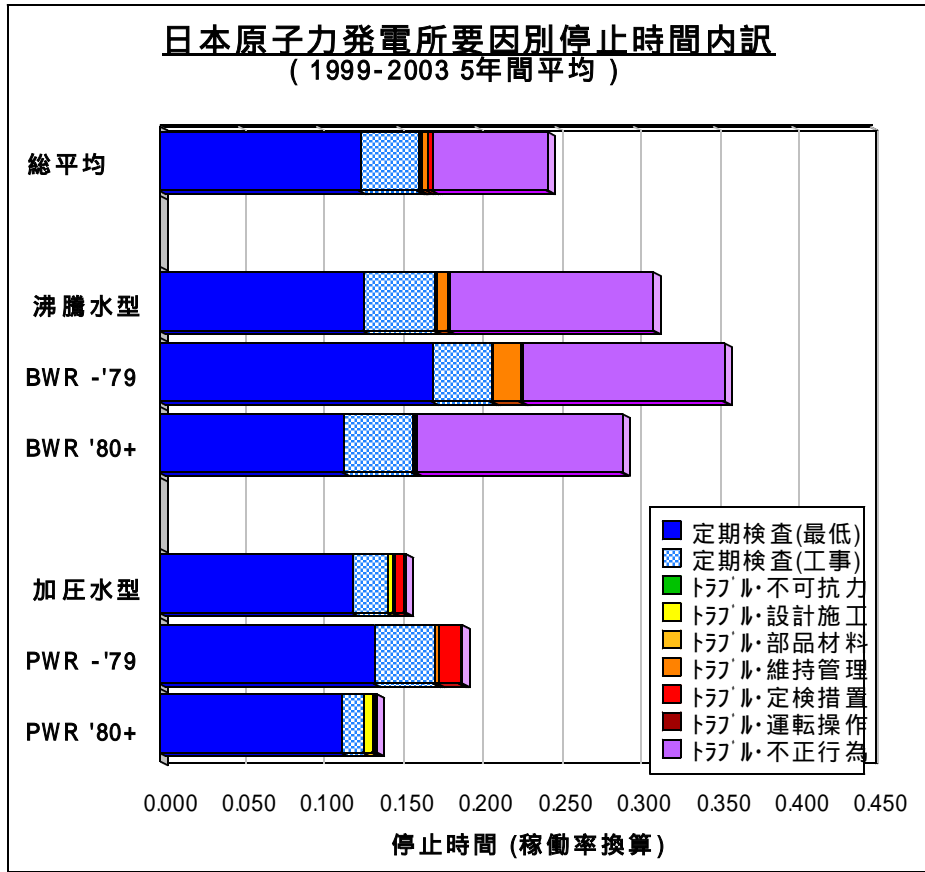
[図4-2-1-1. 日本の原子力発電所の要因別停止時間内訳 (1999-2008 10年間平均)]



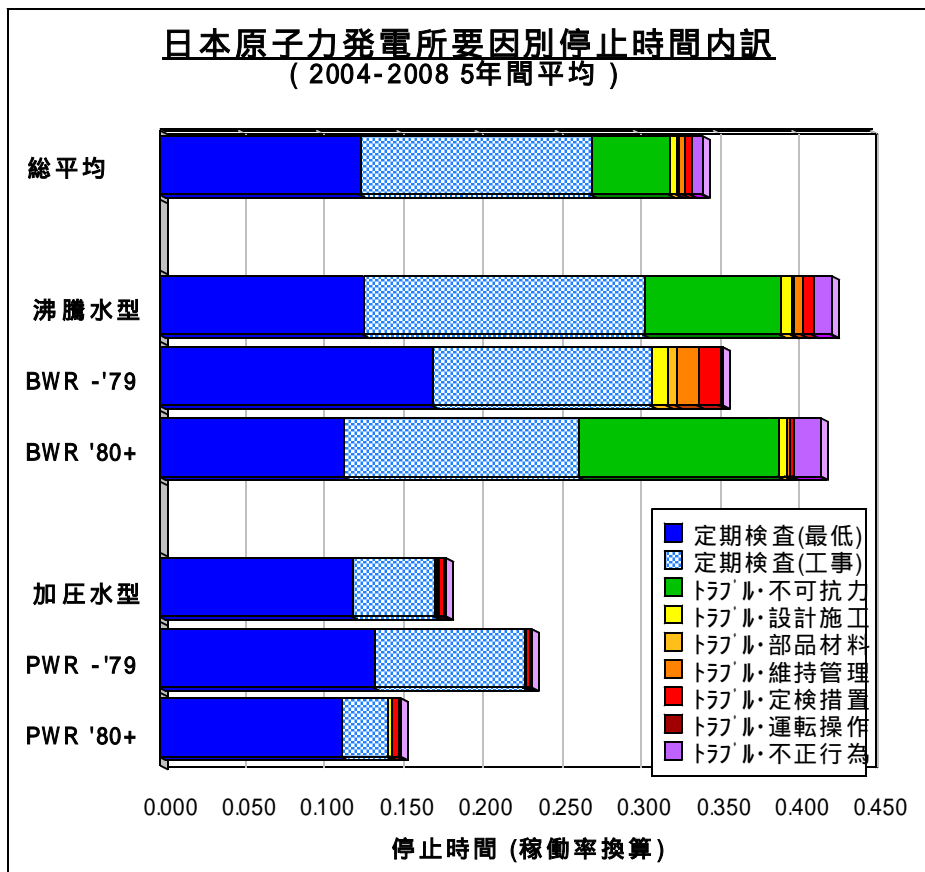
[表4-2-1-1. 日本の原子力発電所の要因別停止時間内訳 (稼働率換算)]

	定期検査 (計画停止)		トラブル(計画外停止)						不可抗力
	最低検査	予防・工事	設計	部品	維持	定検	運転	不正	不可抗力
1999-2008年 10年平均	0.127	0.094	0.003	0.001	0.004	0.004	0.000	0.039	0.025
沸騰水型 BWR	0.130	0.115	0.004	0.001	0.006	0.004	0.000	0.069	0.045
高年式('79)	0.173	0.083	0.005	0.003	0.016	0.007	0.000	0.069	0.000
低年式('80+)	0.117	0.101	0.003	0.000	0.001	0.002	0.000	0.069	0.068
加圧水型 PWR	0.123	0.037	0.002	0.000	0.001	0.004	0.000	0.000	0.000
高年式('79)	0.136	0.066	0.001	0.000	0.001	0.008	0.000	0.000	0.000
低年式('80+)	0.116	0.021	0.003	0.000	0.000	0.002	0.000	0.000	0.000
1999-2003年 5年平均	0.127	0.081	0.002	0.000	0.004	0.003	0.000	0.072	0.000
沸騰水型 BWR	0.130	0.045	0.001	0.001	0.007	0.001	0.000	0.129	0.000
高年式('79)	0.173	0.037	0.001	0.000	0.018	0.001	0.000	0.127	0.000
低年式('80+)	0.117	0.044	0.000	0.001	0.000	0.001	0.000	0.131	0.000
加圧水型 PWR	0.123	0.022	0.003	0.000	0.001	0.006	0.000	0.000	0.000
高年式('79)	0.136	0.038	0.000	0.000	0.002	0.014	0.001	0.000	0.000
低年式('80+)	0.116	0.014	0.005	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000	0.000
2004-2008年 5年平均	0.127	0.147	0.004	0.001	0.004	0.005	0.000	0.039	0.025
沸騰水型 BWR	0.130	0.177	0.007	0.002	0.006	0.006	0.000	0.012	0.045
高年式('79)	0.173	0.138	0.010	0.005	0.014	0.014	0.000	0.000	0.000
低年式('80+)	0.117	0.149	0.005	0.000	0.002	0.002	0.000	0.017	0.068
加圧水型 PWR	0.123	0.052	0.001	0.000	0.000	0.003	0.000	0.000	0.000
高年式('79)	0.136	0.094	0.001	0.000	0.000	0.001	0.000	0.000	0.000
低年式('80+)	0.116	0.029	0.001	0.000	0.000	0.004	0.000	0.000	0.000

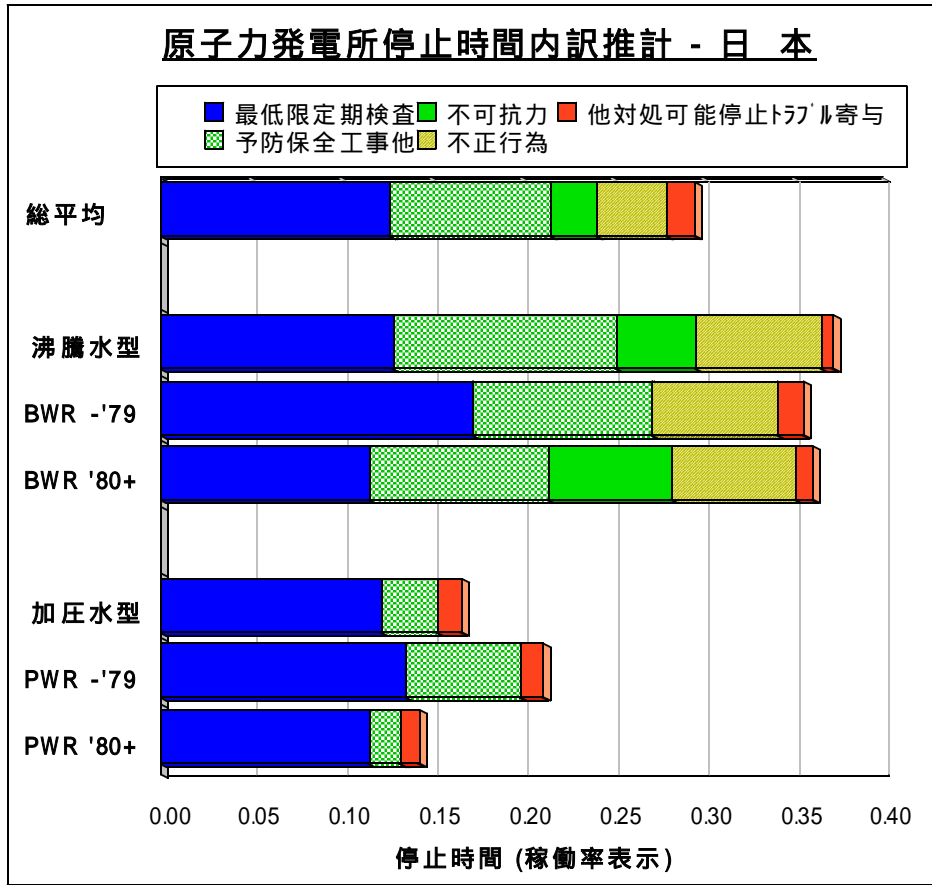
[図4-2-1-2. 日本の原子力発電所の要因別停止時間内訳 (1999-2003 5年間平均)]



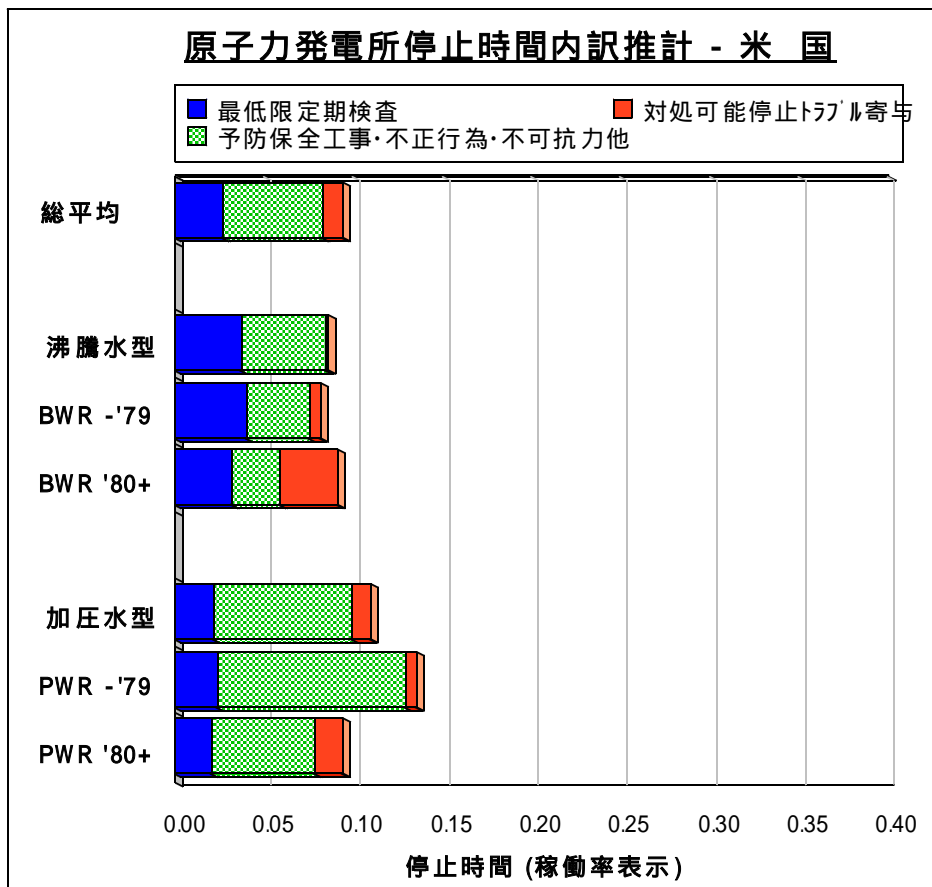
[図4-2-1-3. 日本の原子力発電所の要因別停止時間内訳 (2004-2008 5年間平均)]



[図4-2-2-1. 原子力発電所停止時間内訳推計 - 日本]



[図4-2-2-2. 原子力発電所停止時間内訳推計 - 米国]



[表4-2-2-1. 日本・米国の原子力発電所停止時間内訳推計結果 (稼働率表示)]

(1999-2008 10年間)	総停止時間	最低限定期検査	予防保全・不正・不可抗力	対処可能停止トラブル寄与
日 本	0.296	0.127	0.153	0.016
沸騰水型(BWR)	0.373	0.130	0.237	0.006
高年式	0.356	0.173	0.169	0.014
低年式	0.362	0.117	0.236	0.009
加圧水型(PWR)	0.168	0.123	0.031	0.013
高年式	0.212	0.136	0.064	0.012
低年式	0.144	0.116	0.018	0.010
米 国	0.095	0.028	0.056	0.012
沸騰水型(BWR)	0.087	0.038	0.048	0.001
高年式	0.082	0.041	0.034	0.006
低年式	0.092	0.032	0.028	0.032
加圧水型(PWR)	0.110	0.022	0.077	0.011
高年式	0.136	0.024	0.106	0.006
低年式	0.095	0.021	0.058	0.015
日本・米国差	0.201	0.100	0.097	0.004
沸騰水型(BWR)	0.286	0.092	0.189	0.005
高年式	0.274	0.132	0.134	0.008
低年式	0.270	0.084	0.208	-0.023
加圧水型(PWR)	0.057	0.101	-0.046	0.002
高年式	0.077	0.112	-0.041	0.006
低年式	0.049	0.095	-0.041	-0.006

表注) 日本・米国差は「日本 - 米国」による

総停止時間・最低限定期検査時間は型式別・年式別稼働率実績値からの推計

対処可能停止トラブル寄与は、発生率 * 対処可能停止トラブル当停止時間(表4-1-1-1. 参照)による

予防保全・不正・不可抗力は、総停止時間 - 最低限定期検査時間 - 対処可能停止トラブル寄与 による
(本文 2-3-2. 参照)

[補 論]

補論1. 米国 Devis-Besse 原子力発電所炉蓋腐食問題に対する執行措置の概要

1. 発電所概況

名称・型式	Devis-Besse 原子力発電所(以下「DB」) 加圧水型 PWR 894MW
運営会社	First Energy Nuclear Operating Co. 全米で原子力発電所 4基を保有(但し他号機での類似不正行為はなし)
所在地	Ohio州 Oak Harbor Erie湖岸 1号機単独で立地

2. 問題露呈迄の経過

1977年	DB運転開始
1996年	DB炉蓋部の定期検査(1) 厚さ20cmの炭素鋼の炉蓋中央部で、一次冷却水中のホウ酸に起因する腐食による亀裂が見つかったが、技術主任ら 3名はこれを隠蔽
1998・2000年	DB炉蓋部の定期検査(2),(3) 炉蓋表面に上記の亀裂を伝って微量のホウ酸が浸出・堆積していたが、NRCに報告せず表面のホウ酸だけを除去し再起動 (筆者注: 仮に問題部分が破断した場合、圧力容器が急減圧されて冷却水が喪失し、飛散した破片で制御棒駆動機構の多数が使用不能になるなど、「Three Mile Island 2号機級」の重大事故を生じた可能性が高かったと推定される)
2001年	NRCから全加圧水型原子力発電所への検査指示 他社の Oconee1号機・Arcansus No 1号機で炉蓋の制御棒駆動機構貫通部で亀裂が発見され、全加圧水型原子炉運営会社に対し NRCより検査指示
2002年 2月	DB炉蓋部の定期検査(4) NRCからの検査指示に基づく DBの炉蓋の検査において、制御棒駆動機構貫通部の 3ヶ所の表面に、NRCの検査指示に酷似した軸方向の亀裂とホウ酸の浸出・堆積が発見される
同	DB技術主任らNRCに虚偽報告 2001年の NRCからの検査指示に関する報告において、新たに見つかった 3ヶ所の亀裂に関する事実関係と対策措置(溶接補修)を報告 ところが、以前発見し隠蔽していた炉蓋中央部の亀裂のホウ酸腐食が進み、亀裂の奥に「パイナップル大の空洞」ができてしまっていたため、さらなる隠蔽のため過去の定期検査には問題はなかったと虚偽報告、さらにホウ酸腐食対策を実施した旨写真を捏造して添付
同	NRCのDBに対するROP評価変更 冷却水系の漏洩などの項目で 4段階評価中最悪の「赤」と評価される
3月	DB炉蓋修理開始 新たに見つかった 3ヶ所の亀裂を溶接修理中、溶接作業員の過失により貫通部 1ヶ所の亀裂の周囲が大きく破損し、隠蔽していた「パイナップル大の空洞」のうちの 1つが表面から見える位置に出てきてしまい、問題が全て露呈

3. 執行措置

- 2004年 DB炉蓋交換・運転再開
 炉蓋全部の交換及び再発防止対策工事のため約 2年間運転停止
 2回の NRCの特別検査を経て再起動
- 2005年 NRC執行措置部決定
 DB側に対し 2002年の欠陥隠蔽・虚偽報告分を合計して \$ 545万ドルの罰金と
 当該技術主任他関係者 3名の 5年間の業務従事禁止を決定、司法省に送致
- 同 司法省決定
 DB側に対し少なくとも 2000年頃から欠陥の所在を知っていたはずであるとし
 NRCの決定を上回る \$ 7,500万ドルの懲罰的罰金を提示、さらに関係者 3名の
 訴追準備開始
- 2006年 司法省-DB側間での司法取引成立
 DB側は総額 \$ 2,800万ドルの支払で司法取引に合意
 うち罰金 \$ 2,370万ドル
 うち寄付 \$ 430万ドル (地元環境保護施設・トレド大学等への慈善寄付)

4. 日本の類似事例との比較

[表補1-1. 日本・米国原子力発電所の不適切措置と安全規制上の執行措置比較]

	日 本	米 国
件 名	東京電力検査結果不適切措置	Davis-Besse 炉蓋腐食問題(本件)
発覚年月	2002年 8月	2002年 3月
対象号機	福島第1-1号機 他13基	Davis-Besse 1基
社内波及の有無	あ り (保有類似型式炉全部)	な し (他の保有炉 3基は無関係)
事象概要	炉心構造物の亀裂隠蔽 (シュラウド・再循環ポンプなど)	炉蓋の亀裂・空洞隠蔽 (制御棒駆動機構貫通部など)
執行措置		
直接的措置	亀裂部の溶接修理・部材交換	炉蓋の交換
特別検査	特別検査(約 1年)	特別検査(約 2年)
刑事罰	な し (最大懲役 3年)	技術主任他関係者 3名訴追 (最大懲役 25年)
罰金等	な し (最大 300万円)	罰金・寄付合計 \$2,800万ドル (約 30億円) (最大 \$7,500万ドル、司法取引で減額)

- 出典) - United States Department of Justice (U.S.D.OJ) "First Energy Nuclear Operating Co. to pay \$28bil. relating to operation of Davis-Besse nuclear power station" (2006, Jan 20)
- United States Nuclear Regulation Council (U.S.NRC) "Enforcement Program Annual Report" (2005)
- 原子力安全委員会「原子力安全白書」平成14 ~ 19・20年度版

補論2. 米国原子力発電所の稼働率と安全規制改革の因果性検定

1. 米国原子力安全規制改革と稼働率に関する問題意識

米国の原子力安全規制においては、2000年に SALP規制から ROP規制に規制改革が行われているが、当該規制改革が原子力発電所の稼働率に影響を与えたのか、あるいは原子力発電所の稼働率の実績が規制改革につながったのかは明らかではない。

このため、両者の因果性を統計的手法を用いて検定することを試みる。

2. Granger 因果性検定

Granger 因果性検定とは、時系列での数値 $X(t)$, $Y(t)$ が与えられた際に、両者の因果性を検定する手法であり、2003年にノーベル経済学賞を受賞した Prof. C.W.J. Granger により開発された。

仮に $X(t)$ が $Y(t)$ に (Grangerの意味での) 因果性を持っているのならば、 $Y(t)$ を $Y(t)$ だけの過去の時系列で回帰分析し説明した結果と、 $Y(t)$ を $Y(t)$ と $X(t)$ の両方の過去の時系列で回帰分析し説明した結果が有意に異なっているはずと考えられる。

仮に当該 2つの回帰分析の結果に有意な差がないのならば、 $X(t)$ の過去の時系列の情報を用いようが用いまいが現在の $Y(t)$ の推計値には差はないということになり、結果として過去の $X(t)$ が現在の $Y(t)$ に影響を与えているとは言えないことになるためである。

実際の計算においては、下記式補2-2) を用い $X(t)$ の過去の時系列に関する係数 β_j が有意に 0 と言えるかどうかを t 検定や F検定を用いて判定する。

$$Y(t) = \alpha_0 + \sum_{i=1}^p \alpha_i Y(t-i) + e(t) \quad \dots \text{式補2-1}$$

$$Y(t) = \alpha_0 + \sum_{i=1}^p \alpha_i Y(t-i) + \sum_{j=1}^q \beta_j X(t-j) + e(t) \quad \dots \text{式補2-2}$$

3. 検定結果

- 全体的に「原子力発電所の稼働率が安全規制改革につながった」と推定される -

検定の結果、全体的に原子力発電所の稼働率が安全規制改革に因果性を持ったと考えられ、その逆の因果性は一部で見られるに過ぎないという結果となった。

型式別・年式別に見た場合、沸騰水型では全ての年式で全体と同様の結果となっている。

加圧水型の低年式では両者はいずれも因果性があったとは言えない結果となった。加圧水型の高年式では全体と同様の結果に加え弱い逆方向の因果性が認められるが、全型式・年式で一斉に安全規制改革が行われたことを考えると、当該結果は一部の号機での例外の存在を示唆していると考えられる。

[表補2-1. 米国原子力発電所稼働率と安全規制改革の Granger 因果性検定結果]

(Pairwise Granger Causality Test, Lags = 2, 1990-2008, F検定 P値)

(P値)	帰無仮説	全 体	沸騰水型(BWR)		加圧水型(PWR)		
		全 体	高年式('79)	低年式('80+)	全 体	高年式('79)	低年式('80+)
規制改革は稼働率に影響していない	0.833	0.830	0.538	0.507	0.870	0.071	0.826
稼働率は規制改革に影響していない	-	-	-	-	-	*	-
稼働率は規制改革に影響していない	0.007	0.003	0.019	0.076	0.045	0.021	0.165
	***	***	**	*	**	**	-

表注) 判定欄 - は有意でない(= 帰無仮説は棄却できない)、* は 90%水準、** は 95%水準、*** は 99%水準で有意(= 帰無仮説は棄却され正しいとは言えない) を示す

補論3. 日本・米国の職業被曝量と稼働率・トラブル発生率の相関分析

1. 職業被曝量と稼働率・トラブル発生率に関する問題意識

原子力発電所の職業被曝量については、一般にトラブル発生率が高ければ、放射線量の高い区域に立入って機器・配管を修理しなければならない機会が増えるため、トラブル発生率と正の相関があると考えられる。

また、沸騰水型では構造上の問題から加圧水型と比較してそもそも運転中の放射線量が高く職業被曝量が大きいためトラブルとの関係が希薄になる可能性があること、型式に関係なく定期検査頻度が高ければトラブルと無関係に職業被曝量が多くなる可能性があることなどが考えられる。

実際に、ISOEによる 1999-2007年の日本・米国の職業被曝量(人・Sv/年)の推移が、本稿で算定した稼働率やトラブル発生率の推移とどのような関係にあるかを分析した。

2. 相関分析結果と考察

(1) 日本沸騰水型

日本の沸騰水型では職業被曝量は対処可能トラブル発生率・対処可能停止トラブル発生率と強い負の相関、稼働率と強い正の相関が観察された。

当該結果は、1999-2007年の期間では沸騰水型の多くが不正行為による特別検査や地震による不可抗力トラブルなどで停止しており、単に停止中の号機では放射線量が低いことを反映しているためと考えられる。

(2) 日本加圧水型

日本の加圧水型では、職業被曝量は対処可能トラブル発生率・対処可能停止トラブル発生率や稼働率と相関がないことが観察された。

当該結果は、日本の加圧水型では殆どトラブルが起きておらずトラブル発生による職業被曝量への影響があまりにも小さいため、各号機毎の定期検査における被曝量が職業被曝量を左右しているためと推察される。

(3) 米国沸騰水型

米国の沸騰水型では職業被曝量は対処可能トラブル発生率・対処可能停止トラブル発生率ともに非常に弱い正の相関関係、稼働率とも非常に弱い負の相関関係が観察された。

当該結果は、沸騰水型では職業被曝量がほぼ一定であり、各号機毎の運転中や定期検査における被曝量が職業被曝量を左右しているためと推察される。

(4) 米国加圧水型

米国の加圧水型では職業被曝量は対処可能トラブル発生率・対処可能停止トラブル発生率と強い正の相関関係、稼働率と強い負の相関関係が観察された。

当該結果は、加圧水型ではトラブルが多く稼働率が低い程職業被曝量が多くなっており、運転中や定期検査による職業被曝量は支配的でないことを示唆しているものと考えられる。

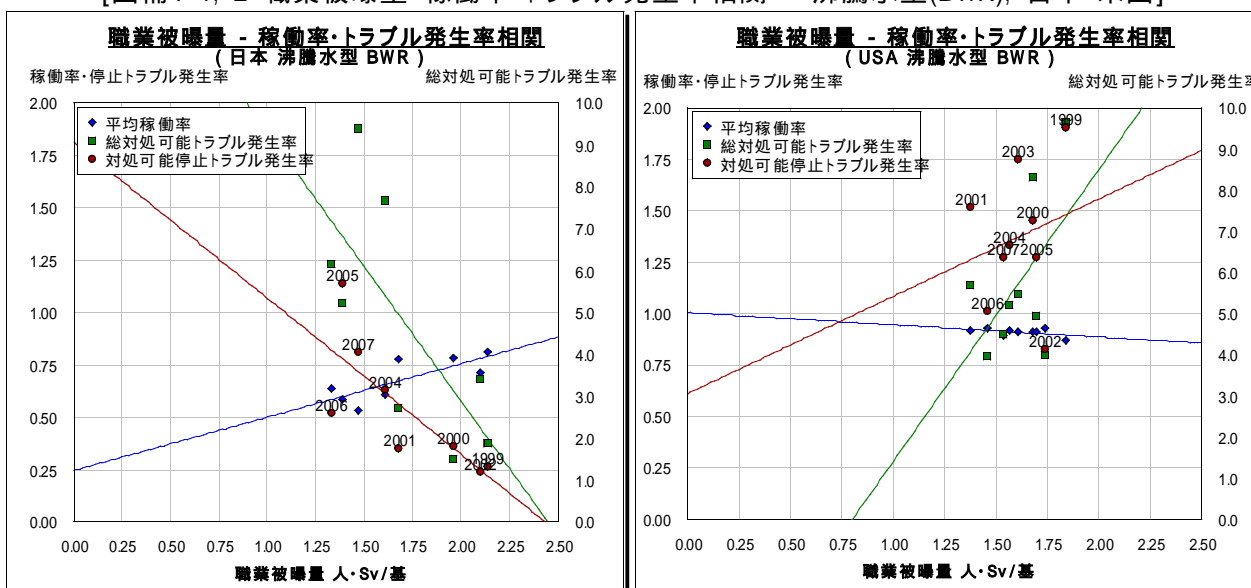
また、職業被曝量を対処可能停止トラブル発生率で回帰分析した定数項が殆ど 0 (0.123、有意でない) となること、米国加圧水型の対処可能停止トラブル発生率はほぼ 1件/年・基であり職業被曝量の期待値が日本の加圧水型の定数項とほぼ同じであることから、米国の加圧水型では本来日本の加圧水型とほぼ同程度の職業被曝量の水準にあるが、定期検査において必要最小限しか機器・配管の検査・補修を行っておらず、トラブルを起こしてはじめて補修をする(= 機器・配管の寿命一杯迄使い切る)という運用を行っている可能性が示唆される。

[表補3-1. 職業被曝量と稼働率・トラブル発生率の相関]

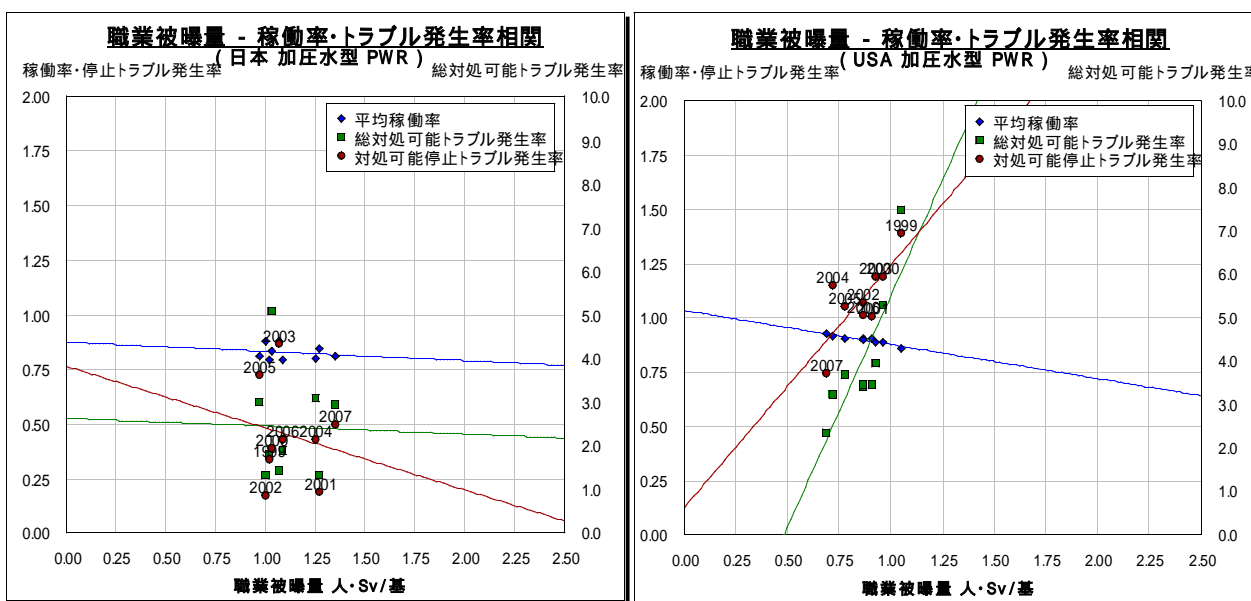
(職業被曝量 人・Sv/基)	日本		米国	
	沸騰水型(BWR)	加圧水型(PWR)	沸騰水型(BWR)	加圧水型(PWR)
職業被曝量 - 稼働率相関	+0.778	-0.176	-0.467	-0.935
同 - 対処可能停止トラブル相関	-0.770	-0.170	+0.202	+0.744
同 - 対処可能非停止トラブル相関	-0.682	+0.011	+0.554	+0.818
職業被曝量を対処可能停止トラブルで 単回帰した係数 (トラブル当被曝量)	-0.081 **	-0.002 -	+0.086 -	+1.121 **
同 定数項(トラブルと関係ない被曝量)	+2.094 ***	+1.122 ***	+1.495 ***	+0.123 -

表注) 判定欄 - は有意でない、* は 90%水準、** は 95%水準、*** は 99%水準で有意を示す

[図補4-1,-2 職業被曝量-稼働率・トラブル発生率相関 - 沸騰水型(BWR), 日本・米国]



[図補4-3,-4 職業被曝量-稼働率・トラブル発生率相関 - 加圧水型(PWR), 日本・米国]



[参考文献] (敬称略)

- # 1 International Atomic Energy Agency (IAEA) "Power Reactor Information System (PRIS)" (2009) Database <http://www.iaea.or.atprogrammes/a2/>
- # 2 International System on Occupational Exposure (ISOE) "ISOE Annual Report" (1997-2007) Database <http://www.isoe-network.net>
- # 3 原子力安全委員会「原子力安全白書」(各年度版) http://www.nsc.go.jp/hakusho_kensaku.htm
- # 4 United States Nuclear Regulation Council (U.S.NRC) "Reactor Oversight Process" (2009) <http://www.nrc.gov/NRR/OVERSIGHT/ASSESS/index.html>
- # 5 United States Nuclear Regulation Council (U.S.NRC) "Event Notification Report Archive", "Reactor Status Report Archive" (1999 ~ 2008) <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/event-status/event/> or [- /reactor-status/](http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/reactor-status/)
- # 6 United States Nuclear Regulation Council (U.S.NRC) "Enforcement Program Annual Report" (2001 ~ 2008) <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/enforcement/annual-rpts/>
- # 7 United States Department of Justice (U.S.D.O.J) "First Energy Nuclear Operating Co. to pay \$28bil. relating to operation of Davis-Besse nuclear power station" (2006)
- # 8 社団法人日本原子力技術協会「原子力施設情報公開ライブラリー」(2009)
- # 9 東京電力株式会社・新潟県・柏崎市・刈羽村「東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所周辺地域の安全確保に関する協定書」(1983) 新潟県
- #10 菅原慎悦, 稲村智昌, 木村浩, 斑目春樹「安全協定の改定に見る自治体と事業者の関係の変遷」(2009) 日本原子力学会和文論文誌 Vol.8, No.2, P154-164
- #11 山田英司, 藤井信一, 今永隆「復活する米国原子力産業 -科学的合理性に基づく規制に向けた改善の道のり-」(2006) 季刊エネルギー総合工学 Vol.29 No.2 P77-86
- #12 電気事業連合会「原子力発電の推進に向けた電気事業者の取り組み」(2009) 総合資源エネルギー調査会電気事業分科会原子力部会説明資料
- #13 社団法人日本原子力技術協会「日米計画外停止日数の比較について」(2009)
- #14 高川健一, 宮崎孝正, 五福明夫, 飯田裕康「原子力発電所における人的過誤の新しい分析方法とこれを適用した国内発電所の保守不良の分析結果」(2007) 株式会社原子力安全システム研究所
- #15 中尾政之「失敗百選」(2005) 森北出版 ISBN4-627-66471-0 C3053
- #16 独立行政法人科学技術振興機構「失敗知識データベース」(各年度版) <http://shippai.jst.go.jp/>
- #17 大山達雄, 三和雅史「わが国の鉄道重大事故と自然災害データに基づく安全性の考察」(2008) オペレーションズ・リサーチ 2008年10月号 P569-575