

# 配管減肉管理改善の為の原子力・火力規格の比較分析

Analysis of comparison between the codes of nuclear and thermal power plant  
for improving pipe wall thinning management

大阪大学	鈴木 翔太	Shota SUZUKI	Non member
大阪大学	中村 隆夫	Takao NAKAMURA	Member

**Abstract:** The pipe rupture accident by FAC (Flow Accelerated Corrosion) at Mihama Unit3 of The Kansai Electric Power Company made the Japanese utilities recognize the significance of pipe wall thinning in plant life cycle management. In Japanese PWR, BWR, and thermal power plant, the pipe wall thinning is managed under individual codes. This paper studies the differences of wall thinning management in the codes and their reasons clearly. Quantitative analysis is performed based on the data in the report of the accident at Mihama Unit3 and clarifies the importance of detailed inspection program of pipe wall thinning management. Allowable limit of local wall thinning in ASME codecase is also studied in order to confirm the merit to extend the residual life. Based on these studies the direction of future improvement in pipe wall thinning management is proposed.

**Keywords:** pipe wall thinning management, plant life cycle management, FAC , PWR, BWR, thermal power plant

## 1. はじめに

国内における配管減肉管理は、現在、実機測定に基づく管理により行なわれている。一方、海外においては減肉予測コードと実機測定に基づく管理を組み合わせて行われている。実機測定による日本の管理は海外の管理と比べて減肉事象の報告件数や貫通事故件数がより少なく、信頼性の高いものとなっている<sup>[7][8]</sup>。しかし、その一方で、海外の管理と比べて、計測箇所が多い、プラント停止中でないと実施できない、時間がかかる等の問題点が挙げられている。美浜三号機の事故以降、これらの問題を解決するため配管減肉メカニズムの解明とよりすぐれた検査方法の開発に向けた配管減肉管理改善の為の研究が開始されている。

原子力発電では放射性物質の放出による周辺住民の被ばくを防止するため安全機能の重要度に応じた厳重な品質管理がなされているが、美浜三号機の事故以降放射性物質を内包しない配管の配管減肉管理に関しても高い安全性を求める社会的な要求が強く存在している。また、今回の震災により発生した福島第一原子力発電所の事故により原子力に対する安

全性の確保がより一層求められることとなった。このため、配管減肉管理においても、高い安全性を確保しつつ、科学的合理性に基づいた効率的な管理を行うため、研究成果を反映した管理改善の検討が必要である。

そこで、本研究では一般産業設備である火力発電所とより厳しい安全管理が求められる原子力発電所の配管減肉管理規格を比較分析し、それぞれの安全要求との関係を検討し、原子力特有の要求事項の根拠を明確にした。更に、美浜三号機における配管破損事故報告書の実測データを基に配管減肉管理の定量分析を行い、米国 ASME 規格の局所減肉評価基準の導入が余寿命評価に与える影響について考察した。そしてこれらの検討を基に今後の原子力における配管減肉管理の改善の方向性について取りまとめた。

## 2. 現行規格の成り立ち

美浜 3 号機の配管破損事故以降、高経年化対策としての配管減肉の重要性が指摘された。そこで、日本機械学会では国の法律と省令を満足する規格の要件を学会規格「発電用設備規格配管減肉管理に関する規格」にまとめると共に、各種発電設備がその要件を満足するようにそれまでの管理の実施経験や設備の仕様、運用方法を基に、原子力(PWR, BWR)規格、火力規格を別々に制定した。その為、各規格の規定

連絡先:鈴木 翔太、〒565-0871 大阪府吹田市  
山田丘 2-1、大阪大学大学院 工学研究科  
E-mail:s-suzuki@ne.see.eng.osaka-u.ac.jp

内容には管理方法の相違が生じている。

### 3. 原子力・火力規格の比較分析

配管減肉管理フローの概要を図1 (PWR の例)に示す。原子力発電(PWR,BWR)と火力発電の配管減肉管理規格では図に示した管理の各ステップにおいて多くの相違点があり、それらの違いの中から信頼性、測定箇所数、測定回数などに影響を与えるものを抽出し、次の項目に整理した。

- (1) 管理対象の相違
- (2) 詳細測定の有無
- (3) 代表測定の有無
- (4) FAC と LDI の区別の有無
- (5) 余寿命の算出の相違
- (6) 検査方法の活用の相違
- (7) 試験期間の設定

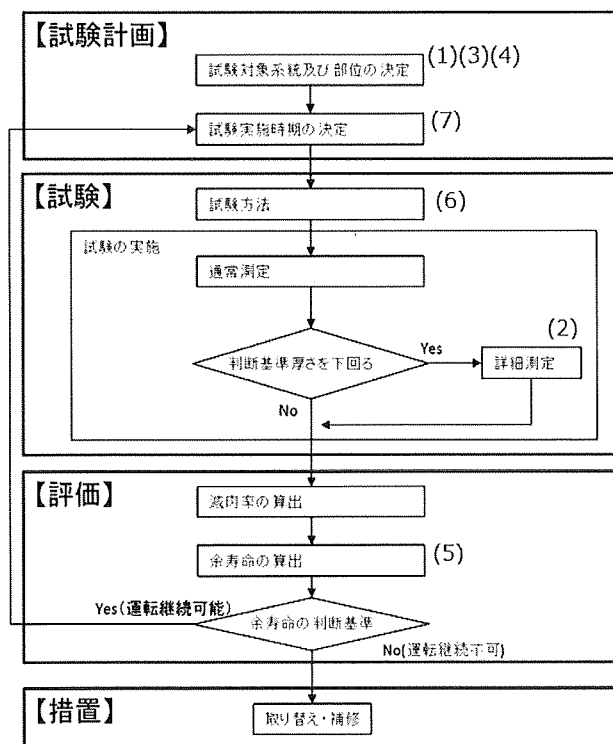


図1 配管減肉管理フロー(PWR)

更に原子力と火力における規格の相違の原因として考えられる要求を分析し、規制要求の差、プラントの運用条件の差、社会ニーズの差の3つにまとめた。

#### 3.1 規制要求の差

原子力では火力の要求に加えて法令に以下の規制要件が求められている。

原子力発電所に属する特定電気工作物に係る定期事業者検査は、一定の期間を設定し、当該特定電気工作物とその期間が満了するまでの間法第三十九条第一項に規定する技術基準に適合している状態を維持するかどうかを判定する方法で行うものとする。

(電気事業法施行規則 九十四条の三の2)

上記規則により、原子力では次の定期検査までの間、技術基準適合の判定が出来る方法で検査を行わなければならない。原子力発電所は次の定期検査までに停止することなく一定に運転を行うことが求められている為、その間、技術基準への適合性を維持できることが求められる。

#### 3.2 プラントの運用条件の差

火力発電ではコンバインドサイクル発電、汽力発電等の様々な設備が存在する。その為に規格の規定を細かく設定できないため共通要件について規定している。

また、運転条件の違いも大きい。原子力発電所では定格出力運転によって発電が行われる。その為に一定の運転環境となっている。一方、火力発電では出力調節運転となっており、運転条件が一定となっていない為に生じる相違点があげられる。

#### 3.3 社会的ニーズの差

社会的ニーズの差としてはコストの低減、稼働率の向上、安全性の確保、情報の提示が考えられる。

前者の2つは火力発電と原子力発電で求められるものは同じであるが、後者2つでは火力発電と原子力発電において求められるニーズに大きな差が生じていると考えられる。その一例としては、原子力発電所で地方自治体と取り決めている安全協定が挙げられる。安全協定では、情報の公開と説明性がより強く求められるため、配管減肉管理において高い説明性が規格に求められていると考えられる。

### 4. 比較分析結果

#### 4.1 管理対象の相違

・火力規格では設備により配管仕様が様々である為、主要三系統のみを取り扱っている。

(火力設備配管減肉管理解説より)

プラントの運用条件の差)

・火力規格では50A以下の配管に関しては流体噴出時の影響が比較的小さいと想定され、除外されてい

る。

(火力設備配管減肉管理解説より、社会ニーズの差)  
・原子力規格では、次の検査まで技術基準を満たしていることを定期検査で確認することが法律で求められており、小口径においてもこれに対応する事が必要と考えられる。

(規制による差、社会ニーズの差)

表 1 に規格における管理対象の比較結果を示す。

表 1 管理対象の比較

火力	常時通水状態にある配管 50A より大きい配管 復水、給水、ドレン系 その他減肉の恐れのある範囲 (火力規格 第 4 節)
原子力	使用時間が短く減肉の発生が無視できる流れのない計装用配管等は除外することができる。 (減肉の可能性のある配管は全て対象とする考え方) (PWR 規格 CA-1100 BWR 規格 C-1220)

#### 4.2 詳細測定の有無

・火力規格では詳細測定の具体的な方法は規定されていないが、原子力規格では詳細測定が規定に定められた方法で機械的に行われる様に明記されている。原子力発電では次の定期検査まで技術基準を満たすことを確認する事が求められている。その為に、厳密に減肉の状態を管理するように規定されている。

(規制による差、社会ニーズの差)

表 2 に規格における詳細測定の比較結果を示す。

表 2 詳細測定の比較

火力	有意な減肉の進行が認められた場合、計測ピッチを狭めて、減肉傾向を詳細に把握すること。 (火力規格 7 節 7.2)
原子力	判定基準厚さ $t_m$ を下回る場合には、 $t_m$ を下回った測定点の周辺に対して測定間隔 20mm 程度の格子点を設けて超音波厚さ測定を行うことで、配管厚さが $t_m$ を下回る範囲を把握し、最小測定厚さを特定する。 (PWR 規格 CA-2320,CB-2320 BWR 規格 CA-3320,CB-3320)

#### 4.3 代表測定の比較

・BWR 規格では減肉率が低い箇所 (FAC-1) のみ火力規格と同じ考え方に基づいている。低減肉率部位分では、内部の流体の溶存酸素濃度が高く管理されている為、減肉が抑制されている。その為に PWR と違い全数測定が求められておらず、火力と同等の配管減肉管理が行われている。(プラントの運用条件の差)  
・PWR と BWR では溶存酸素濃度の違いにより PWR の

方が全体的に減肉率は高く、判定基準厚さ ( $t_m$ ) から必要最小厚さ ( $t_{sr}$ ) になるのが早い。そのために、PWR 規格では全数管理を、BWR 規格では高減肉率減肉が見られる部分においても、同一環境中としてみなせるならば、判定基準厚さまでは、代表点管理を採用し、減肉傾向が出れば全数点検に移行する事としている。  
(プラントの運用条件の差)

・原子力発電では次の定期検査までの期間は技術基準を満たしている事を保障しなければならない為に厳密な管理が求められている。

(規制による差、社会ニーズの差)

表 3 に規格における代表測定の比較結果を示す。

表 3 代表測定の比較

火力	減肉の発生傾向が同じと判断できる範囲で、減肉が一番進行しやすい部分、または余寿命が一番少ないとされる部分を選定。 (火力規格 第 5 節)
原子力	減肉率の低い部分では、減肉が一番進行しやすい部分を選定する。減肉率の高い部分では、全く同じ環境条件や構造条件の場合、減肉が一番進行のしやすい部分を選定。その後、判定基準厚さ $t_m$ を割ったら、一度全数点検を行う。 (BWR 規格 CA-2100) 全数点検のみ (PWR 規格 CA-2300)

#### 4.4 FAC と LDI の区別の有無

・火力規格では FAC と LDI の区別を行っていない。原子力発電では、定格出力運転である為に、配管内の流体の状態がほぼ一定であると考えられる。しかし、火力発電では、出力を変動させながら運転をする為に、配管内の流体の状態が変化し、内部の蒸気の湿度で区分する事ができない。

(プラントの運用条件の差)

表 4 に規格における FAC と LDI の区別の比較結果を示す。

表 4 FAC と LDI の区別の比較

火力	流れ加速型腐食 (FAC) と液滴衝撃エロージョン (LDI) の区別は行っていない。
原子力	流れ加速型腐食 (FAC) と液滴衝撃エロージョン (LDI) の区別を行っており、別々の管理体制がとられる。 (PWR 規格 C-1200 BWR 規格 C-1210)

#### 4.5 余寿命の算出の相違

・火力規格では減肉率の変化が直線則でない場合 (運転状態の変化) に対しても対応できるように point to point 法 (各測定点での肉厚の差を基に直前の減肉率を計算する) によって求められる。これは、火力発電では出力調節運転を行う為、配管内の環境が

一定でないため、減肉率が変化するためである。その為直前の減肉率を基にして、余寿命を算出している。また、原子力発電では、定格出力運転によって運転されている。その為、配管内の環境がほぼ一定であるため減肉率を一定であると仮定して最小二乗法（各測定点での肉厚変化から最小二乗法により求めた減肉率）を用いて余寿命を算出している。

（プラントの運用条件の差）

・原子力規格では最大減肉率を最小厚さの部分に仮定して、余寿命を判断する。これは、原子力では次の定期検査までの期間、技術基準に適合している事を保証しなければならない。その為、火力規格に比べてより高い信頼性を求められている。

（規制による差、社会ニーズの差）

表 5 に規格における余寿命の算出の比較結果を示す。

表 5 余寿命の算出の比較

火力	測定結果を用いて、point to point 法により減肉率を算出する。これを各測定点において行い、それぞれ余寿命を算出し、最も短いものを測定部位での余寿命とする。（火力規格 第 6 節）
原子力	測定を二回実施時は point to point 法を用いるが、三回目以降は最小二乗法を用いて減肉率を算出する。また、測定部位で得られた最大の減肉率を最小の厚さ部分で発生すると仮定をし、余寿命を算出する。（PWR 規格 CA, CB-3000、BWR 規格 CA, CB-5000）

#### 4.6 検査方法活用の相違

・超音波測定法は従来から用いられている手法で、実機における適用実績があり精度も保証されている。しかし、火力規格では、事業者のニーズに応じて柔軟に適用できる様に、超音波測定法に比べて実機における使用実績が少ない様々な検査方法を採用している。この違いは、火力規格と原子力規格において求められる試験方法に対する説明性の要求の差によるものと考えられ、原子力ではより信頼性のある手法を選んで説明性を高めていると考えられる。

（社会ニーズの差）

表 6 に規格における検査方法活用の比較結果を示す。

表 6 検査方法活用の比較

火力	肉厚測定、代表点算出時の場合において認められる評価手法に対して様々な手法の使用を認めている。（火力規格 第 7 節 7.1）
原子力	既存の方法（超音波測定法）による評価を基本としている。その他の具体的な測定法に関して、言及はしていない。（BWR、PWR 規格 CA-3000）

#### 4.7 試験期間の設定

・火力規格では試験期間の設定の考え方が具体的に明記されておらず、評価者の判断に任されるところが大きい。それに対し、原子力規格では、BWR、PWR 共に試験期間の設定方法について厳密に規定されている。原子力では計画外停止をする事が難しいなど、自由度の少ない運転となっているが、火力発電では需給に合わせて停止を行う事が可能である為、柔軟に管理が行えるような規定となっていると考えられる。（プラントの運用条件の差、社会ニーズの差）

表 7 に規格における試験期間の設定の比較結果を示す。

表 7 試験期間の設定

火力	初回点検と対象部位から求められた余寿命に対して、余裕のある時期に行う。 二回目以降は計測結果から求められた余寿命に対して余裕の時期に行う。（火力規格 第 6 節）
原子力	減肉ポテンシャルの大きさによるが、余寿命の 5 年前までに計測する事や、10 年周期で計測する事が求められる。（BWR 規格 CA, CB-2200） 余寿命の 5 年前までに計測する事が求められる。（PWR 規格）

#### 4.8 比較分析結果のまとめ

表 8 に比較分析結果を取りまとめた。

表 8 比較分析表

規格の相違点	原因	凡例
管理対象の相違	A,B,C	A：規制要求の差 B：プラントの運用条件の差
詳細測定の有無	A,C	
代表測定の有無	A,B,C	
FAC と LDI の有無	B	C：社会ニーズの差
余寿命の算出の相違	A,B,C	
検査方法の活用法の相違	C	
試験期間の設定	A,C	差

プラントの運用条件の差による相違点については、プラントの設備の違いに基づくものと考えられるため、管理を行う上で必要と考えられる。

規制要求の差である「次の定期検査までの間、技術基準への適合の維持を保証する」ための相違点については技術の高度化により改善の余地がある。ここでは規制要求を満たすことに加え、社会ニーズに沿う形で保守管理が行われていると考えられる。現在は実機測定のみによる管理で、作業量や時間を多く必要とする管理を行っているが、今後の技術導入により、次の定期検査までの技術基準への適合の維

持を保証することに対する高い説明性が満たされる様な工学的根拠に基づく新たな管理手法が求められると考えられる。実機測定に基づく管理に関する規格の要件での火力規格との具体的な相違点としては詳細測定の有無、代表測定の有無などが挙げられる。

5. 実機データを用いた定量分析

火力規格と大きな差となる詳細測定の有無に対して、美浜三号機の事故報告書のオリフィス下流部における詳細測定データに基づき、定量分析を行った。詳細測定と通常測定の概略図を図 2, 3 に示す。

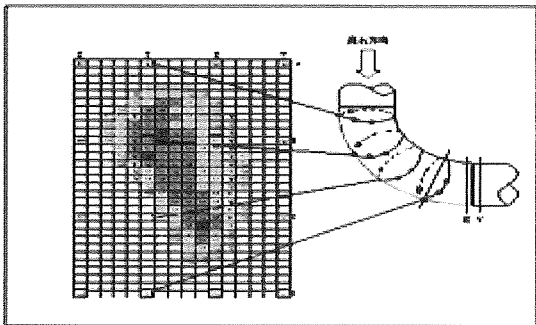


図 2 詳細測定概要図 (PWR)

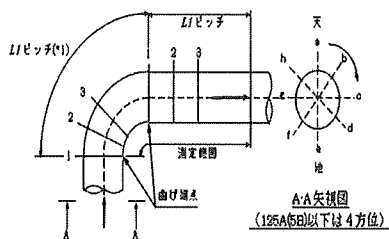


図 3 通常測定概要図 (PWR)

通常測定とはあらかじめ決められた定点を計測することにより減肉管理する方法である。それに対し、詳細測定は基準値以下となった部分を詳細に把握し減肉管理を行う方法である。

美浜三号機配管破損事故発生時のオリフィス下流部の配管の厚さの詳細データを A 系統、B 系統共に参照し、運転期間から減肉率を求め、線形的に減肉をすると仮定して余寿命の評価を行った。また、試験期間は PWR 規格に規定された方法を参照し、余寿命の 5 年前から 1 年ごとに実機測定を行うものとして、累積計測回数を推定した。

なお、現在の発電所では、今回の様な短期間で幅広い減肉が見られる場合は対策材に取り替えることが一般的であり、このことを考慮に入れて、詳細測定一回目に幅広い範囲で判定基準厚さが下回ることが確認されたことを受けて、詳細測定一回目で計測を終了し、次回定期検査時に対策材に配管を変えた

と仮定した場合の累計測定箇所数を括弧書きとして合わせて表 9, 10 に示した。

詳細測定で求められた最小肉厚部と通常測定で求められた最小肉厚部の減肉量の相対差は、A 系統では 5.5%、B 系統では 12%と推定された。2 ケースではあるが、通常測定による減肉量は誤差が大きく、その結果から最小板厚を管理するためには、より大きな裕度を確保しなければならないことが明らかとなった。また、通常測定と比べ、詳細測定を継続して行うことにより、取り替えるまでの計測箇所数が約 200～300 倍となることが明らかとなった。また、詳細測定 1 回目終了時まででも、計測箇所数が 100～200 倍となることが明らかとなった。

また、米国 ASME 規格の局所減肉評価基準を適用では、美浜三号機の配管の様な広範囲の減肉の場合、必要最小板厚の 1 割減まで減肉が認められる規定となっており、これを導入すれば、今回のケースで、A, B いずれの場合も配管の余寿命が約 1 年伸びるという結果が得られた。

これらの結果から明らかな様に、現在の詳細測定管理では、一部位の最小肉厚部分を求めるために、数多くの箇所を検査しなければならない。一方、通常測定で最小肉厚を求めるとするとバラつきが大きく裕度を大きくとらなくては信頼性を確保することが難しい。このことから、今後減肉管理の高度化を進めるためには、工学的根拠に基づいた、測定対象箇所の低減が求められる。

表 9 美浜三号機 A 系統

	寿命 (年)	最小薄さ (mm)	累積計測回数	
			規格	詳細 1 回
詳細測定無	12.1	4.41	192	(48)
詳細測定有	11.7	4.70	28,671	(4144)

表 10 美浜三号機 B 系統

	寿命 (年)	最小薄さ (mm)	累積計測回数	
			規格	詳細 1 回
詳細測定無	15.4	4.05	120	(48)
詳細測定有	13.7	4.70	38,658	(9218)

6. 減肉管理高度化に向けた提案

今回の規格要件の比較結果を基に、現在進められている配管減肉改善研究成果の規格要件高度化への反映について検討した。

現在進められている研究内容を表 11 にまとめた、また表 12 に規格の要件と余寿命の延長に対して、研究中的の新しい知見の反映が可能と考えられる内容を

整理して示した。

今後、配管減肉管理の高度化を進める上で、現在の研究で行われている予測シミュレーションコードや検査技術の活用は2の詳細測定への適用や3の代表測定に活用し、相対的な減肉傾向を把握して最小肉厚箇所の選定に用いることが期待される。また、8の余寿命の延長については、米国と日本の減肉基準を比較した場合、必要最小板厚に一割の裕度が存在しており、これによる余寿命の延長は美浜三号機の事故のケースでは1年程度と考えられるが、今後、その寿命延長効果について検討が必要である。

また、減肉予測モデルを取り入れることで、従来低減肉率とされている部分やLDIの管理を効率的に行うことが期待される。更に、将来は冷却材漏えい時の影響や稼働率への影響を取り入れたリスク情報活用を図ることにより、現在、同じ基準で管理されている配管に、リスク重要度に基づいた効率的な管理を導入することが可能となると考えられる。

表 11 配管減肉管理改善研究内容

研究内容項目	研究内容
A. 減肉予測モデルの開発	FAC, LDI の発生メカニズムの解明等
B. シミュレーションコードの開発	配管レイアウトによる影響の解明等
C. リスク情報の活用	蒸気漏えい、稼働率へのリスクを用いた管理等
D. 広域・定点点検技術	渦電流による広範囲の監視 オンラインモニタリング等
E. 水化学、材料による防食	水質を変える事による防食等
F. 局所減肉評価基準	米国での技術基準の導入等

表 12 研究内容の反映

規格の要件	研究内容
1.管理対象	リスク情報の活用 減肉予測モデルの開発
2.詳細測定	シミュレーションコードの活用 広域点検技術
3.代表測定	シミュレーションコードの活用 広域点検技術
4. FAC と LDI の区別	減肉予測モデルの開発 リスク管理
5.余寿命の算出	なし
6.検査方法の活用	広域・定点点検技術
7.試験期間の設定	なし
8.余寿命の延長	減肉の評価基準 水化学、材料による防食

## 7. まとめ

本研究では、原子力規格と火力規格を比較し、得られた相違点の原因が、規制要求の差、プラントの運用条件の差、社会ニーズの差に分類されることを明らかとした。また、原子力発電では次の定期検査まで技術基準の適合を保証しなければならないため、火力発電に比べてより厳しい安全要求が存在することを確認した。このため、次の定期検査までの最小肉厚が技術基準に適合していることを保証する管理を行うため、現在では作業量と時間をかけた管理が行われており、今後、科学的合理性に基づいた効率的な管理を導入するため、現在進められている配管減肉管理改善のための研究成果の反映が大いに期待される。

## 参考文献

- [1] 日本機械学会「発電用設備規格配管減肉管理に関する規格(2005年版)」
- [2] 日本機械学会「発電用原子力設備規格 沸騰水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格(2006年版)」
- [3] 日本機械学会「発電用原子力設備規格 加圧水型原子力発電所 配管減肉管理に関する技術規格(2006年版)」
- [4] 日本機械学会「発電用火力設備規格 火力設備配管減肉管理技術規格(2009年版)」
- [5] ASEM SectionXI,Division 1 CaseN-597-2  
「Requirements for Analytical Evaluation of Pipe Wall Thinning」
- [6] 波木井 順一ら「沸騰水型原子力発電所の配管減肉に関するフィールドデータの分析」,日本機械学会論文集(A編) 75 巻 749 号(2009-1)
- [7] 千葉 五郎「海外原子力発電所における2次系配管減肉不具合の発生状況」INSS JOURNAL 13 技術システム研究所報告 2006
- [8] 千葉 五郎「海外原子力発電所における2次系配管の減肉管理状況と国内との比較」INSS JOURNAL 12 技術システム研究所研究報告 2005