

原子力発電所機器のシール部からの漏えいに関する管理ガイドラインについて

Development of a Guideline for managing Leakage from Seal Portions of Equipment in Nuclear Power Plants

日本原子力発電（株）	林田 貴一	Kiichi HAYASHIDA	Member
東京大学大学院工学研究科	関村 直人	Naoto SEKIMURA	Member
東京大学大学院工学研究科	出町 和之	Kazuyuki DEMACHI	Member
日本原子力発電（株）	青木 孝行	Takayuki AOKI	Member

The draft guideline for managing the leakage from seal portions of equipment in nuclear power plant has been developed by the special research committee of Japan society of maintenology (JSM). In this paper, the outline of this guideline is shown and the technical backgrounds and key points including leak management process, leak rate measurement methods, leak rate prediction method, acceptance criteria, etc. are discussed.

Keywords: Guideline, Leakage Management, Leak Rate, Seal Portion, Acceptance criteria

1. はじめに

平成 16 年 9 月、日本保全学会「保全研究会」の傘下に「漏えい事象評価研究分科会」（以下、本分科会という。）が設置された[1]。本分科会では、設備機器からの冷却材等の漏えい事象を対象に、合理性を有する分かりやすい標準的な漏えい管理のルールを策定し公表することを目的とした研究が行われ、「原子力発電所機器のシール部からの漏えいに関する管理ガイドライン」案を策定した。以下に、その検討内容について述べる。

2. 漏えい事象管理ガイドラインの必要性

配管や容器のような機器は、冷却材等の内包流体に対する圧力障壁機能、すなわち当該機器に作用する荷重に耐えようとする役割の「構造強度」機能と、内包流体を外部に漏らさないようにする役割の「密閉」機能という 2 つの機能を有している。日本機械学会の「維持規格」[2]は「密閉性」を前提に「構造強度」に着目し、き裂等の欠陥がどの程度まで進展しても機能（安全性）を維持できるかについて評価できる手法を規定している。これに対し本分科会では「構造強度」を前提に「密閉機能」が低下して漏えいが発生した場

合を想定し、どの程度の漏えいまで当該機器の機能を維持できるか、また漏えいの評価手法としてどのようなものが考えられるかについて検討した。

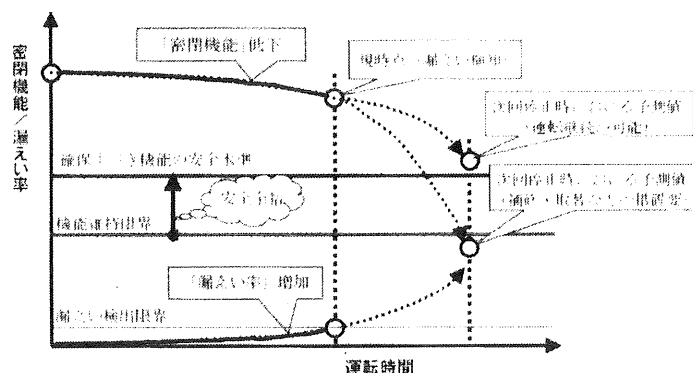


Fig.1 Relationship between leak rate and acceptance criteria.

ここで、原子力発電所でも多く使用されているポンプを例にとり、保全の内容について分析する。まず、ポンプを健全に機能させるためには、例えばその構成部品に対して寸法や隙間等の管理を適切に行う必要がある。経年劣化が顕在化する以前の段階では、このような保全を繰り返せば機器の機能を維持できるが、各部位に想定される経年劣化が発生し進展すると、き裂や漏えい、振動などの特定の症状が発生し、これに適切に対処することが求められる。例えば、実際の発電所の現場では、比較的発生頻度の高い事象として、定検停止中では機器のひび割れや減肉、運転中では機器からの漏えいが挙げられている。ここで、き裂や減

連絡先：林田 貴一、〒101-0053 東京都千代田区神田美土代町 1-1、日本原子力発電（株）発電管理室、電話：03-4415-6067、kiichi-hayashida@japc.co.jp

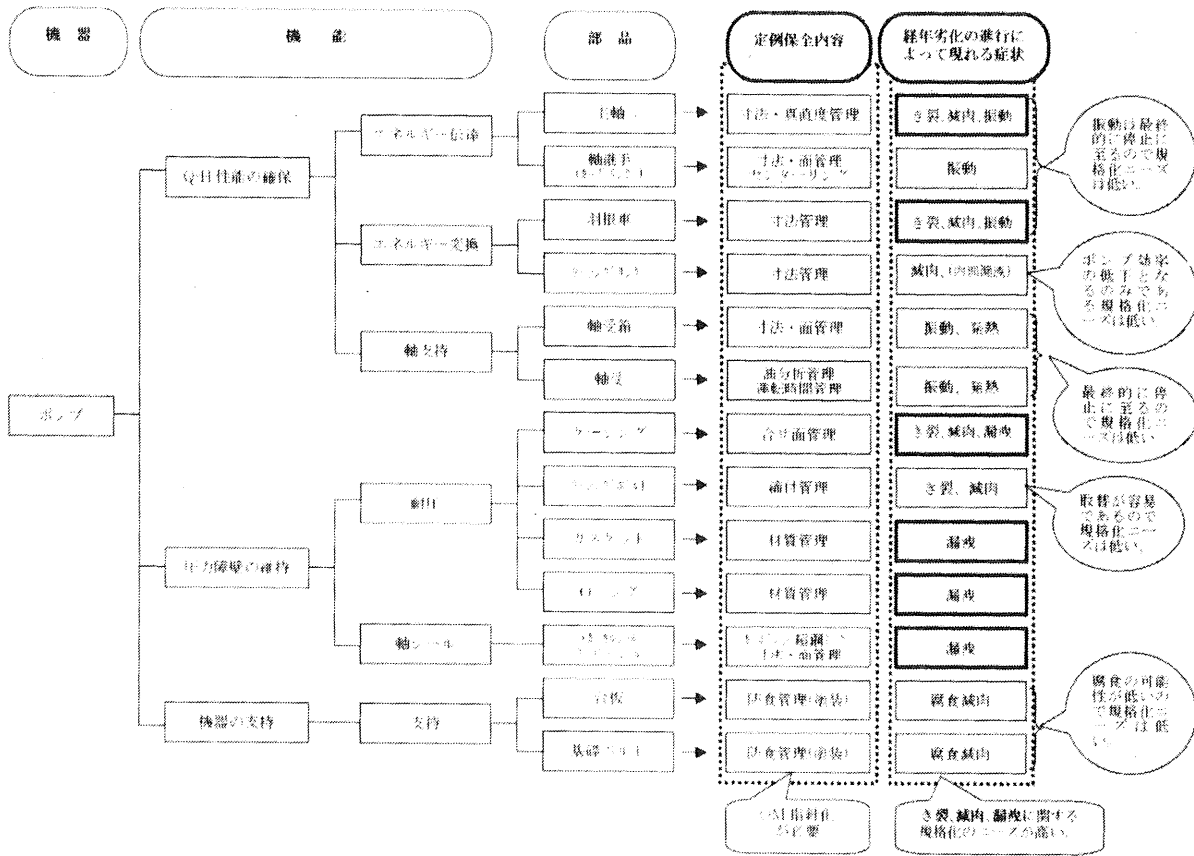


Fig.2 Objectives of maintenance (example of pump).

肉については既に規格化がなされているのに対し、冷却材等の漏えいについては、比較的発生頻度の高い事象であるにも係わらず、それに対処するための標準的なルールが決められていない。そのため、一般社会への説明が容易でない場合がある。たとえ僅かな漏えいであっても、発電所の安全性に関係なく社会的な関心を集め、マスコミ等に大きく取りあげられる傾向があるので、これを解決するには、漏えいに対する安全確保の考え方や、漏えいにどのように対処すべきかを判断する基準を明確にし、公表することが必要であり、そのニーズは高いと考えられる。

重要度の低い機器類からの漏えい事例が多く含まれており、情報自体も全て公開されていることから、NUCIAが情報源として適切であると考えられる。

この事例調査から、シール部からの漏えい事例が最も多いこと (Fig.3)、また、過去に経験した漏えい事例の約8割は、水と水蒸気であることが分かった。そこで、運転中および停止中における容器、配管、ポンプ、弁のシール部から水 (海水を含む)、または水蒸気が漏えいする事象を優先的に検討する必要があるとの判断に至った。

3. 本ガイドライン案の特色

3.1 対象とする漏えいの種類

漏えい管理ガイドラインの策定検討を行うにあたり、まずNUCIA (原子力発電情報公開ライブラリー) を活用し、過去10年間に国内原子力発電所で経験した耐圧機器からの漏えい事象全ての調査を行った (但し、燃料リーク事象は除外した)。NUCIAには、法令に基づく報告事例以外に2次系や周辺機器等、比較的

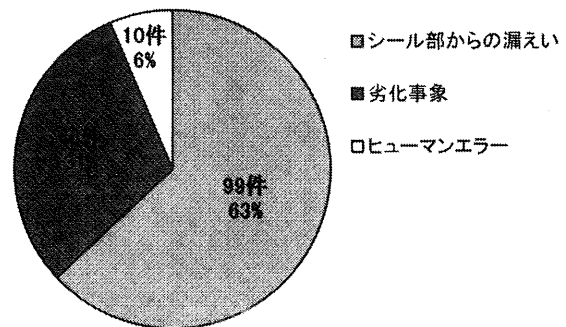


Fig.3 Cause of leakage.

発生した漏えいについては、全て既存の漏えい検知系や巡視点検等により適切に検知、発見され、プラント停止等の対応が取られていたため (Fig.4)、新たな漏えい検出装置等の設置や巡視点検等の改善を実施する必要はないと考えられる。1 件のみ INES (国際原子力事象評価尺度) の評価レベルが、深層防護の劣化 (運転制限範囲の逸脱) であるレベル 1 となる事例があったが、本件も「警報の発生」により発見され、

その後は通常の手順に従って対処されたことから、漏えいの検知・発見の面からは問題ないと判断した。

3.2 対象とする範囲

過去の事例を使用環境等の観点から分析したところ、漏えいの発生した機器は、その安全重要度や使用条件 (温度、圧力) が広範囲に亘っており、ある基準でガイドラインの適用範囲を限定する必要性や安全重要度等で差別化する理由は特になく考えられる。また、現行法令では、原子炉冷却材圧力バウンダリ機器 (クラス 1 機器) では漏えいの発生を許容していないが、その他の機器については漏えいの発生を排除していない。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリに属する機器以外の機器を本ガイドラインの対象とし、軽水型原子力発電所の使用条件全般に適用できるようにすることが妥当であると考えた。

高温高压の水および水蒸気を内包する機器を取り扱う場合、労働安全上の管理にも注意を払う必要が

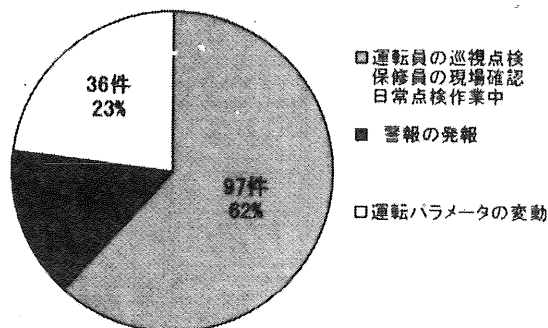


Fig.4 Leak detection method.

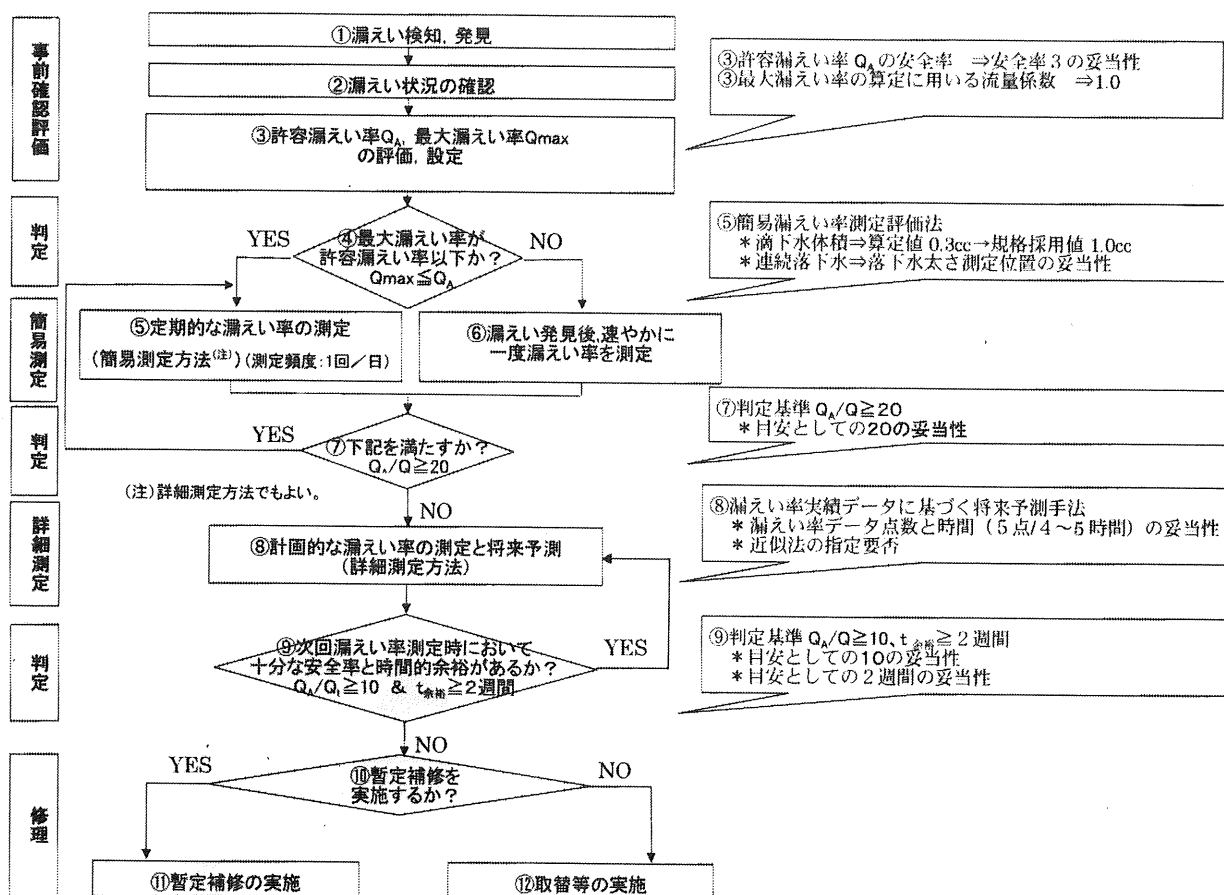


Fig.5 Leakage management process flow.

ある。前述の通り、漏えいの発生している機器の使用条件は広範囲に亘るため、その危険の度合は一様でなく、漏えいのケースによって各々異なる。従って、そうした管理を一律に規定することは困難であるため、労働安全に関する事項は本ガイドラインの使用者の責任で判断する規定とした。同様に、漏えいが発生した際の電気品等の周辺機器に対する影響についても、本ガイドラインの使用者の責任で判断する規定とした。これは、漏えい事象は一様でなく各々状況が異なるため、ガイドライン上でそれらを一律に規定することは難しく、またこのように規定しても使用者の責任で判断できるケースは比較的多いと判断したためである。

3.3 漏えい事象への対応

漏えいを検知、発見した際の対応方法の明確化を目的として、「漏えい発見」から「対応措置」へ至るまでの手順について漏えい事象の進展に沿った検討を進めた結果、Fig.5 に示す漏えい管理のプロセスを考案した。本ガイドラインは、この管理フローを成文化したものである。

本ガイドラインでは全ての漏えい事象について一律の対応をとるのではなく、漏えいの発生部位について最大漏えい率 Q_{max} と許容漏えい率 Q_A を設定し (Fig.5 ③)、その大小関係により対応方法を選択する規定とした (Fig.5 ④)。一般に、密閉機能を担うパッキン類が劣化して漏えいが発生し徐々に増加しても、パッキンが完全に無くなった状態での漏えい率まで増加する可能性はあるが、それ以上増加することはない。従って、その状態での漏えい率 Q_{max} と Q_A の関係を把握することにより、漏えい事象への効果的かつ効率的な対応が可能となると考えられる。また、漏えい率の測定方法として、漏えい率を定量的に把握する手法 (以下、詳細測定方法; Fig.5 ⑧) 以外に、目視にて大まかに漏えい率を把握する手法 (以下、簡易測定方法; Fig.5 ⑤) も取り入れている。それら測定法の詳細については後述するが、測定により得られる漏えい率 Q が $Q_A/Q \geq 20$ を満たす限りは、基本的に簡易測定方法にて対応できる規定とした (Fig.5 ⑦)。簡易測定方法から詳細測定方法へと移行するしきい値を $Q_A/Q = 20$ としているのは、漏えい率は全体として徐々に変化する場合が多く、また許容漏えい率 Q_A に対して現時点での漏えい率 Q が十分低い場合は、基

本的に漏えい率を評価する必要はないと判断したためである。ここではその目安として保守的に 20 を選択しているが、今後、本ガイドラインの実運用を通じて、必要に応じその数値を見直していくことも必要である。

次に、最大漏えい率 Q_{max} は下式で表される。[3]

$$Q_{max} = C_Q \cdot \gamma \cdot A_{max} \cdot v \quad (1)$$

C_Q : 流量係数

γ : 流体の比重

A_{max} : シール部の最大隙間面積 (開口面積)

v : 内包流体の漏えい流速

許容漏えい率 Q_A は、個々の漏えい事象について漏えい箇所の条件 (運転圧力・温度、耐圧部材の材質、構造、寸法等) が異なるため、個々に評価する必要がある。本ガイドラインでは発生した漏えいを適切に管理するため、(2) 式で求まる漏えい発生箇所の限界漏えい率 Q_C に、十分な余裕を考慮した安全率を設定して Q_A を定め、常に漏えい率がそれ以下となるよう管理する規定とした (Fig.6)。ここで選択した安全率 3 についても、今後、本ガイドラインの実運用を通じて、必要に応じその数値を見直していくことが必要である。

$$Q_C = \text{MIN} \{Q_S, Q_D\} \quad (2)$$

Q_S : 当該系統が有する流体輸送能力の余裕

Q_D : ドレン処理可能流量

$$Q_A = Q_C / SF \quad (3)$$

SF : 安全率 (本ガイドラインでは 3)

3.4 漏えい率の評価と運転継続可否の判断

前述の通り、本ガイドラインでは漏えい率を評価するための手法として、「簡易測定方法」と「詳細測定方法」の二つを規定している。

簡易測定方法とは、目視にて滴下頻度を測定し漏えい率を評価、あるいは連続滴下の場合はその太さを測定し漏えい率を評価するものである。前述の通り、この漏えい率が $Q_A/20$ 以下であることをその都度確認する規定としている。

①漏えいしている流体が水の場合 (漏えい水温が 100℃未満の場合)

a) 漏えい水が滴下している場合 (漏えい水が吹き出している状態ではなく、機器等を伝わって

落下している場合)、目視等で漏えい水の滴下頻度 (f) を測定し、下式を用いて漏えい率 $Q_{\text{液体}}$ を求める。

$$Q_{\text{液体}} = 1.0 [\text{cc/滴}] \times f [\text{滴/秒}] \quad (4)$$

b) 漏えい水が連続して滴下している場合 (漏えい水が吹き出している状態でなく、機器等を伝わって落下している場合)、写真撮影等により漏えい水の直径 (D) を測定し、下式を用いて漏えい率を求める。

$$Q_{\text{液体}} = \chi [\text{cc/秒/mm}^2] \times D^2 [\text{mm}^2] \quad (5)$$

χ : 定数 (=6.5)

D : 漏えい水の直径

②漏えいしている流体が水蒸気の場合 (漏えい水温が 100°C 以上の場合)

水蒸気が漏えいする場合、その一部が凝縮して滴下するのでその滴水に着目し、上記①の方法に従ってその漏えい率 $Q_{\text{液体}}$ を求め、その $Q_{\text{液体}}$ を下式に代入して総漏えい率 $Q_{\text{液体+水蒸気}}$ を求める。

a) 漏えい水の温度が漏えい発生部位の運転パラメータ等より特定できる場合は下式によって総漏えい率を求める。

$$Q_{\text{液体+水蒸気}} = \frac{540}{640 - T} \times Q_{\text{液体}} \quad (6)$$

T : 漏えい水の温度 [$^\circ\text{C}$]

b) 漏えい水の温度が特定できない場合、保守的に下式を用い総漏えい率を求める。

$$Q_{\text{液体+水蒸気}} = 2.0 \times Q_{\text{液体}} \quad (7)$$

詳細測定方法とは、例えば漏えい部位をビニール袋等で覆い、漏えい水および水蒸気を一定時間集めてその量を計測し、漏えい率を定量的に測定する方法である。本ガイドラインでは、簡易測定方法から詳細測定方法へ移行した後は、実測ベースで多項式近似を行いながら漏えい率の進展を予測し、それに基づき次回の漏えい率測定を計画するという実際的なアプローチをとる。またその後の運転継続の可否については、 $Q_A/Q_t \geq 10$ かつ $t_{\text{余裕}} \geq 2$ 週間 という条件を満たすか否かで判断する規定とした (Fig.5 ⑨)。ここで、 Q_t は次回漏えい率確認時における漏えい率 (予測値)、 $t_{\text{余裕}}$ は漏えい率が許容漏えい率に達するまでの時間余裕を表す。これは、次回確認時での漏えい率予測値が許容漏えい率に比べ十分小さく、かつ漏えい率の評価に要する時間等も勘案し Q_A に到達するまでの時間余裕を十分に確保する必要があるとの考えに基づき設定されたものである。

漏えい率の実測においては、当該系統、機器の機能を維持できることを確実にするために必要な測定精度を有する必要がある。また、漏えい率の将来予測のために取得すべきデータの個数や評価に用いる多項式の次数、外挿評価期間など考慮しなければならない事項も挙げられる。しかし、本ガイドラインでは許容漏えい率の設定にあたって十分な余裕を考慮して安全率を設定し、また漏えい率の測定においても、許容漏えい率に達するまでの時間余裕 $t_{\text{余裕}}$ を考慮することで十分な保守性を確保しているため、このような事項は考慮しなくてもよいと判断した。ただし、運転継続可否の判定の目安である $Q_A/Q_t \geq 10$ や $t_{\text{余裕}} \geq 2$ 週間 において過度な保守性が確保されていないか等、今後、本ガイドラインの実運用を通じて、必要に応じその数値を見直していくことが必要である。

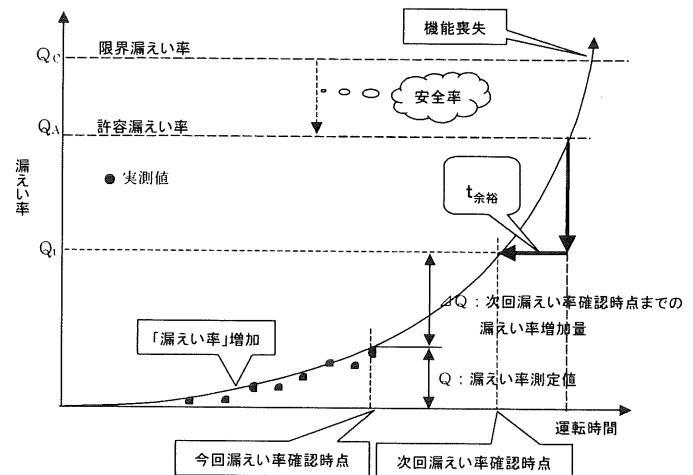


Fig.6 A method to determine the next timing of leak measurement.

4. 結言

- (1) 日本保全学会の漏えい事象評価研究分科会は、原子力発電所で発生する漏えい事象に対応するための標準的な技術指針として「原子力発電所機器のシール部からの漏えいに関する管理ガイドライン」案を策定した。
- (2) 今後は同研究分科会において、漏えい率評価の各段階 (許容漏えい率までの時間余裕、許容漏えい率の設定における安全率、簡易測定方法) において過度な保守性が含まれていないか等について分析評価する予定である。

参考文献

- [1] 漏えい事象評価研究分科会、“漏えい事象評価研究分科会の活動状況”、保全学、Vol.4, No.2、2005、pp.19-24.
- [2] (社)日本機械学会、発電用原子力設備規格 維持規格、2002年改訂版.
- [3] 林田貴一、青木孝行、“漏えい事象の評価手法に関する検討”、日本保全学会 第2回学術講演会要旨集.