

リスク情報を活用した配管保全手法の高度化に関する検討

Study for Advancement of Maintenance Management for Piping Using Risk Information

関西電力株式会社	前原 啓吾	Keigo MAEHARA	Non-Member
	浦田 茂	Shigeru URATA	Non-Member
(株)原子力エンジニアリング	倉本 孝弘	Takahiro KURAMOTO	Non-Member
	豊嶋 謙介	Kensuke TOYOSHIMA	Non-Member

The feasibility study of RI-ISI (Risk-Informed In-Service Inspection) has been carried out based on 2-loop PWR as the pilot plant. The knowledge about failure potential derived from “Whole Maintenance Program for Piping” and results of PSA were combined in this work. The risk matrix of EPRI was referred to when the importance of piping segments was classified. It turns out that RI-ISI could reduce the number of welds required for inspection by present way, while the risk level remains at the same level.

Keywords: Maintenance management, Nuclear Power Plant, RI-ISI, Piping, PSA

1. 緒言

現在、我が国においては、原子力の安全規制にリスク情報を活用するための方針として、原子力安全委員会より「リスク情報を活用した原子力安全規制の導入の基本方針について（平成15年11月10日）」が、原子力安全・保安院より「原子力安全規制への「リスク情報」活用の基本的考え方（最終案）（平成17年5月31日）」が発行され、具体的な検討が行われている。

原子力の安全規制および保守管理の高度化へのリスク情報の活用の分野で先行している米国における活用例としては、RI-IST (Risk-Informed In-Service Testing)、RI-ISI (Risk-Informed In-Service Inspection) や T-Spec (Technical Specification) の変更といった申請が、事業者から NRC (U.S. Nuclear Regulatory Commission) に対して数多くなされており、実プラントへの適用が既になされ、昨今の米国の原子力プラントの稼働率の向上等に少なからず寄与していると考えられる。

このような背景から、日本の原子力プラントにおいて、科学的合理性に基づき、より効率的・効果的な保全を目指す観点から、米国における活用例に対する我が国の原子力プラントへの適用性を検討することは、非常に重要かつ有意義なことであると思われる。そこで、上記の活用例のうち、RI-ISI に着目し、米国で実

施されている手法を採用した場合の適用性に関する検討を、PWR2 ループプラントを対象に行った。

2. RI-ISI の実施概要

2.1 実施手順

米国において、RI-ISI を実施するにあたり用いるアプローチは、米国 R.G.1.178[1]に示されているように、大きく分けて2つ存在している。一つは、EPRI の開発した手法と、WOG (Westinghouse Owners Group) が開発した手法がある。本検討においては、EPRI 手法と言われる手法とほぼ同様の評価を実施した。その評価ステップは、以下に示すとおりで、図1に示すようなフローチャートで表される。

- ・ 対象範囲の選定および配管セグメントの同定
- ・ 配管セグメントの損傷モード評価
- ・ 配管セグメントの配管破損時影響評価
- ・ 配管セグメントのリスク重要度の分類
- ・ リスクインパクト解析

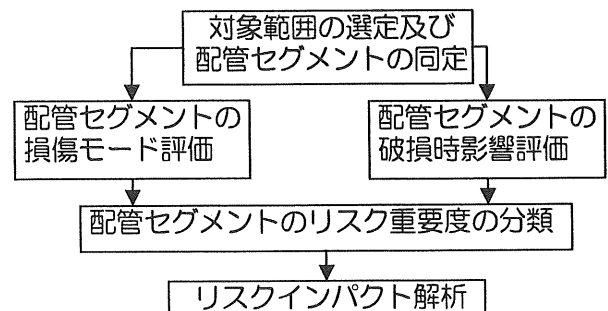


図1：本検討の実施手順

連絡先:前原啓吾、
〒530-8270 大阪市北区中之島3丁目6番16号、
原子力事業本部 安全技術グループ、電話: 06-7501-0149、
e-mail:maehara.keigo@a3.kepco.co.jp

2.2 対象範囲の選定およびセグメントの同定

本検討での評価対象範囲は通商産業省令告示第501号[2]に定義される第1種配管および第3種配管とし、具体的には、一次冷却材系統、安全注入系統、余熱除去系統、格納容器スプレイ系統、化学・体積制御系統、主蒸気/主給水系統を対象範囲とした。これらの系統について、流体の合流もしくは分岐点、配管サイズが変更される点、配管の破断が発生した際に隔離することが可能となるような機器が設置されている点などを分割点として設定し、セグメント分類を行った。

2.3 各セグメントの損傷モード評価

セグメントに分類された配管が有する損傷モードについては、プラントの固有の配管損傷、産業界での運転経験、配管の材料、運転状態等を考慮して、各セグメントに発生する可能性のある損傷モードを評価した。EPRI手法においては、損傷モードの評価においては、評価用のテンプレートが与えられており、そのテンプレートに従い、評価を行うこととなっているが、この評価には、当社においてオリジナルに開発した”配管総合保全プログラム”から得られる知見を活用した。当該プログラムでは、Fig-2に示すようなフローチャートに従い、各セグメントにおいて発生する可能性のある損傷モードを判定することができる。

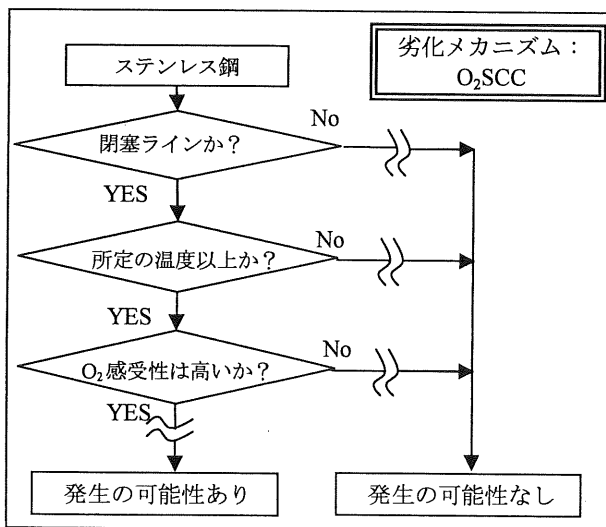


図2：配管損傷可能性評価例

なお、当該プログラムで分類している損傷モードは、Table-1に示すとおりである。

Table-1：Degradation Mechanism defined in “Whole Maintenance Program for Piping” Program

Degradation Mechanism	Contributing factors
Vibration	<ul style="list-style-type: none"> ● Mechanical Vibration ● Fluid Vibration
Thermal Cycle	<ul style="list-style-type: none"> ● Thermal Stratification <ul style="list-style-type: none"> ・ due to cavity flow ・ due to valve set leakage ・ due to valve gland leakage ・ due to operating practices ● Fluctuation in Temperature at Junction of Hot and Cold Water
SCC	<ul style="list-style-type: none"> ● PWSCC ● Chloride SCC ● Oxygen SCC
Erosion	<ul style="list-style-type: none"> ● Erosion/Corrosion ● Erosion due to 2 Phase Flow ● Cavitation Erosion
Corrosion	<ul style="list-style-type: none"> ● Seawater Corrosion ● Surface Corrosion
Others	<ul style="list-style-type: none"> ● Thermal Aging

各損傷モードにより配管の破断が発生する可能性をTable-2に示すように分類した。また、2.6において述べるリスクインパクト解析においては、配管の破断の可能性も定量的な評価を行うことから、損傷の可能性について各々 10^{-4} /炉年、 10^{-5} /炉年、 10^{-6} /炉年を割り当てることとした。

Table-2：Pipe rupture potential ranking and Frequency applied to degradation mechanism

Degradation Mechanism	Pipe Rupture Potential	Estimated Frequency of Pipe Rupture
Flow-Accelerated Corrosion (Erosion/Corrosion)	High	10^{-4} [/Reactor · Year]
Other Degradation mechanism	Medium	10^{-5} [/Reactor · Year]
No Degradation mechanism	Low	10^{-6} [/Reactor · Year]

2.4 配管破損時の影響評価

配管破損時の影響評価は、2.2で実施した分類化されたセグメントごとに、そのセグメントにおいて破断が発生したことを仮定し、その影響がプラントに及ぼす影響を評価するものである。

本検討では、その影響評価に確率論的安全評価 (PSA: Probabilistic Safety Assessment) 手法を用いて算出される炉心損傷頻度 (CDF: Core Damage Frequency) を指標として用いることとした。具体的には、当該配管が破断することにより、①炉心損傷につながるよう

な起因事象（例：一次冷却材喪失事故など）が発生する、②炉心損傷につながるような事象を緩和する機能が喪失する、③起因事象も発生し、緩和機能も喪失するという3つのグループ分けを考慮した上で、全配管セグメントの破断を仮定した場合の、条件付炉心損傷確率（CCDP：Conditional Core Damage Probability）を算出した。これを指標として、配管破損時の影響評価として、Table-3 に示すように、3つのグループ（High, Medium, Low）に分類した。なお、本検討においては、上記②のグループにおいて、配管が損傷することに伴い発生する溢水や蒸気の噴出などが原因で機能が損傷するという間接的な影響評価は行わず、配管が損傷することで当該系統全体又は部分的に機能が喪失する直接的な影響評価を対象とした。

Table-3 Range of CCDP for Consequence Category

Consequence Category	CCDP(※) Range
High	CCDP >1E-4
Medium	1E-6 < CCDP ≤ 1E-4
Low	CCDP ≤ 1E-6

Note:(※)Conditional Core Damage Propability

2.5 リスク重要度分類

各配管セグメントにおいて各々配管破損発生の可能性およびその破断時の影響を評価した結果に対して、Table-4 に示すようなリスクマトリックスを適用し、各セグメントのリスク上の重要度分類を行った上で、各セグメントの検査割合について、リスク上の重要度分類が、「High」、「Medium」、「Low」に対して各々「25%/年」、「10%/年」、「検査不要」という割り当てを行った。

この結果、JEAC-4205[3]に従った場合の検査箇所数が10年間あたり約320箇所に対して、RI-ISIによる検査箇所数は210箇所程度となり、検査が必要と判断される検査箇所数は、3割程度低減可能という結果が得られた。

Table-4 EPRI Matrix for Segment Risk Characterization

Potential For Pipe Rapture	Consequences of Pipe Rapture			
	NONE	LOW	MIDIUM	HIGH
HIGH	LOW	MED	HIGH	HIGH
MEDIUM	LOW	LOW	MED	HIGH
LOW	LOW	LOW	LOW	MED

2.6 リスクインパクト解析

2.5 で実施した検査要素の選定方法および、従来の検査要素の選定方法（JEAC-4205 に基づくもの）に従って実施した場合のプラントへのリスクに及ぼす方法を以下の式(1)に基づき算出した。

$$\Delta CDF_i = (N_{b,i} - N_{a,i}) \cdot \lambda_i \cdot CCDP_i \dots\dots\dots (1)$$

ΔCDF_i	: RI-ISI 導入によるセグメント i のリスク変動 (炉年)
$N_{b,i}$: RI-ISI 導入前のセグメント i の検査箇所数 (個)
$N_{a,i}$: RI-ISI 導入後のセグメント i の検査箇所数 (個)
λ_i	: セグメント i の破損頻度 (炉年)
$CCDP_i$: セグメント i に対する条件付炉心損傷確率 (-)

各セグメントに対して、 $N_{b,i}$, $N_{a,i}$ および配管破損頻度、条件付炉心損傷確率から、 ΔCDF_i を算出し、全てのセグメントの ΔCDF_i を算出した結果、約 10^{-7} /炉年程度低減する結果となった。

3. 結言

- 1) 米国で用いられている EPRI 手法をベースとした RI-ISI が国内プラントに対して適用可能であることを確認するため、PWR2 ループプラントを対象に評価を実施した。
- 2) 米国 RI-ISI 手法を適用した場合において、JEAC-4205 に基づいて実施する場合に比べて、検査箇所数を低減することが可能となり、かつプラントリスクも増加しない結果となる見込みが得られた。
- 3) 今後、配管の破損頻度や機器故障率等のデータ、及び PSA の評価手法の高度化により、更に現実的な評価を行うことで、配管保全の最適化・高度化に資することができると思われる。

参考文献

- [1] Regulatory Guide 1.178, "An Approach for Plant-Specific Risk-Informed Decisionmaking for Inservice Inspection of Piping," USNRC, Regulatory Guide 1.178, Revision 1, September 2003.
- [2] 発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年10月30日 通商産業省告示501号）
- [3] JEAC-4205-1996 「軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査」(社)日本電気協会

