

リスク情報を活用した供用期間中検査における
配管破断頻度の評価と適用及びリスク変化量の評価

平成25年2月

独立行政法人 原子力安全基盤機構

本報告書は、独立行政法人 原子力安全基盤機構が実施した業務の成果をとりまとめたものです。

本報告書の複製、転載、引用等には、当機構の承認が必要です。

リスク情報を活用した供用期間中検査における 配管破断頻度の評価と適用及びリスク変化量の評価

要 旨

定量的リスク情報を活用した原子力安全規制の高度化の検討項目の一つとして、検査分野では配管のリスク情報を活用した供用期間中検査（以下、「RI-ISI」という。）が挙げられる。この分野での技術基盤整備のため、配管破断頻度の評価とそれを適用した RI-ISI 試解析及び RI-ISI による検査プログラムの変更によるリスク変化量の評価を実施している。

代表的な 4 ループ加圧水型原子炉（以下、「PWR」という。）プラントを対象として、経済協力開発機構-原子力機関（以下、「OECD-NEA」という。）の配管損傷データ交換（以下、「OPDE」という。）プロジェクトのデータベースの最新情報から数千件の事例を階層ベイズモデルによる統計的処理手法により配管の破断頻度を求めた。一方、荷重、破壊靱性、欠陥の密度、割れの進展則等の不確実性を確率分布で表現し、数値シミュレーションにより割れの挙動を評価する確率論的破壊力学（以下、「PFM」という。）解析コードにより求めた配管破断頻度は、OPDE データによる評価と概ね桁が合うものの一部で 5 桁の相違がある。PFM 解析コードの解析条件、配管セグメント内の溶接継手あるいは減肉箇所の存在条件等について検討を継続し、PFM 解析コードによる評価を改善して行く必要がある。

代表的な 4 ループ PWR プラントを対象に、OPDE データから得られた配管セグメント破断頻度を RI-ISI に適用した試解析を実施した。RI-ISI を適用することにより、検査に際し漏えい試験と非破壊試験の両方が要求される配管セグメント数は、現行の供用期間中検査（以下、「ISI」という。）で両方が要求される配管セグメント数の約 35%へ減少することが分かった。

前述の PFM 解析コードによる評価の改善を進めて行くためには、解析対象プラント、求めた配管破断頻度の適用例等の拡充を積み重ねることが必要である。その一環として、代表的な沸騰水型原子炉（以下、「BWR」という。）である BWR5 プラントを対象に、RI-ISI が適用されることにより検査プログラムが変わる影響を配管破断頻度に反映させ、配管セグメント破断による炉心損傷頻度（以下、「CDF」という。）で表されるリスクに与える影響を評価した。当該プラントのプラント全体の CDF は概ね 10^{-9} /炉年、配管セグメントの破断に起因する CDF は概ね 10^{-10} /炉年のオーダーである。リスクへの影響評価の結果、現行の ISI から RI-ISI へ変更したことによる配管セグメント破断によるリスク変化量は、上記 10^{-10} /炉年のオーダーである配管セグメントの破断に起因する CDF が、約 5%増加する程度であり、プラント全体の安全性に大きな影響を与えるものではないことが分かった。

リスク情報を活用した供用期間中検査における 配管破断頻度の評価と適用及びリスク変化量の評価

目 次

1. 序論	1-1
1.1 目的及び必要性	1-1
1.2 実施内容	1-1
2. OPDE データの故障モードと影響解析	2-1
2.1 OPDE データ	2-1
2.2 故障モードと影響解析	2-1
2.2.1 故障モードと劣化メカニズム	2-1
2.2.2 影響解析	2-5
2.3 系統配管に作用する劣化メカニズム	2-7
3. OPDE データを用いた階層ベイズモデルによる配管セグメント破断頻度	3-1
3.1 系統の機能喪失	3-1
3.2 配管セグメントモデル	3-2
3.3 系統が機能喪失に至った配管破断事例の配管セグメントへの適用	3-2
3.4 配管セグメント破断頻度の評価	3-3
4. PFM 解析コードによる配管セグメント破断頻度	4-1
4.1 PFM 解析コードと解析条件	4-1
4.2 PFM 解析コードと OPDE データによる配管セグメント破断頻度の比較	4-5
5. WOG-JNES 手法における配管セグメント破断頻度の適用	5-1
5.1 事故シーケンスへの影響評価	5-1
5.2 リスク情報活用の指標とリスク情報に対応した検査方法	5-2
5.2.1 リスク重要度の位置づけ	5-2
5.2.2 リスク重要度の分類基準・抑制水準	5-3
5.2.3 破損重要度分類	5-4
5.2.4 リスク重要度と破損重要度に基づく配管セグメントの分類	5-4

5.2.5 配管クラス分類	5-5
5.2.6 配管セグメントの分類に対応する検査方法	5-5
6. リスク変化量の評価	6-1
6.1 PFM 解析コード解析条件	6-1
6.2 試験プログラム	6-3
6.3 配管セグメント破断確率の変化量に基づくリスク変化量	6-5
7. まとめ	7-1
参考文献	参-1
略語表	略-1

表一覧

表 2.1 OPDE 参加国	2-10
表 2.2 PWR に対する OPDE データベースにある劣化メカニズムの分類	2-11
表 2.3 配管材質と劣化メカニズムの関連性	2-12
表 2.4 劣化メカニズム発生箇所の傾向	2-13
表 2.5 劣化メカニズムの配管口径分類ごとの事例発生割合	2-15
表 2.6 系統別劣化メカニズム別配管損傷事例数	2-16
表 2.7 系統配管に作用する劣化メカニズム	2-17
表 3.1 系統ごとの配管セグメント数	3-9
表 3.2 系統が機能喪失に至った配管破断事例とその配管セグメントへの適用	3-10
表 3.3 OPDE データを用いた階層ベイズモデルによる代表的な 4 ループ PWR プラントの 配管セグメント破断頻度 (／炉年)	3-14
表 4.1 PWSCC に対する PRAISE-JNES コードの解析条件	4-7
表 4.2 TF に対する PRAISE-JNES コードの解析条件	4-8
表 4.3 高サイクル疲労に対する PRAISE-JNES コードの解析条件	4-9
表 4.4 低サイクル疲労に対する PRAISE-JNES コードの解析条件	4-10
表 4.5 FAC あるいはエロージョン・コロージョンに対する PASCAL-EC コード の解析条件	4-11
表 4.6 き裂の溶接継手単位長さあたりの存在確率	4-12
表 4.7 代表的な 4 ループ PWR プラントの配管セグメント破断頻度 (／炉年)	4-12
表 5.1 維持規格におけるクラス 1 機器、クラス 2 機器及びクラス 3 機器の定義	5-7
表 6.1 IGSCC に対する PRAISE-JNES コードの解析条件	6-7
表 6.2 TF、高サイクル疲労と低サイクル疲労に対する PRAISE-JNES コードの解析条件	6-8
表 6.3 FAC あるいはエロージョン・コロージョンに対する PASCAL-EC コードの解析条件	6-9
表 6.4 PRAISE-JNES コードで適用する現行 ISI 試験プログラム	6-10
表 6.5 PRAISE-JNES コードで適用する RI-ISI 試験プログラム	6-11
表 6.6 PASCAL-EC コードで適用する RI-ISI 試験プログラム	6-11
表 6.7 現行 ISI から RI-ISI への変更による累積配管破断確率の増加率・低減率	6-12

図一覧

図 3.1 低圧注入系配管セグメントモデル（通常モード／注入モード）	3-15
図 3.2 時間故障率に関する確率過程モデル	3-16
図 4.1 PWSCC に対応したき裂進展速度	4-13
図 4.2 き裂進展解析用応力サイクル（PWR 主給水管：炭素鋼）	4-14
図 4.3 き裂進展解析用応力サイクル（PWR 1次冷却材管分岐管：ステンレス鋼）	4-14
図 5.1 配管セグメントの属する領域	5-8
図 5.2 漏えい試験と非破壊試験の両方が要求される配管セグメント数	5-9
図 6.1 き裂進展解析用応力サイクル（炭素鋼：BWR プラント）	6-13

1. 序論

1.1 目的及び必要性

原子力安全・保安院の「原子力発電施設に対する検査制度の改善について」⁽¹⁾では、事業者の行う保全活動全体を対象として、保全活動の実施体制、保全の対象となる機器・構築物の範囲、保全活動の実施計画を具体的に記載したプログラムの充実に向けた規格・基準、技術的な指針の整備を進めることが求められるとしている。そして、RI-ISI に関する技術的な指針等の平成 20 年以降の継続的整備についても、参考資料で言及されている。

定量的な RI-ISI を実施する上で、配管セグメント（破断時の安全性への影響が同じである配管の分割範囲）の破断頻度は入力条件であり、重要な役割を果たす。そのため、RI-ISI に係る技術基盤整備の一環として、代表的な 4 ループ PWR プラントを対象とした配管セグメント破断頻度評価の高度化に着手する。得られた配管セグメント破断頻度を適用した RI-ISI の試解析を実施する。また、RI-ISI によって検査プログラムが変わる影響を配管セグメント破断頻度に反映し、その変化が、代表的な BWR5 プラントの CDF で表されるリスクに与える影響を把握する。

1.2 実施内容

RI-ISI を実施する上で、その入力条件として重要な配管セグメント破断頻度評価の高度化を行う。配管セグメント破断頻度を求めるには、配管損傷データを統計的に処理する手法と荷重、破壊靱性、欠陥の密度、割れの進展則等の不確実性を確率分布で表現し、数値シミュレーションにより割れの挙動を評価する PFM 解析コードにより求める手法がある。両手法には得失がある。例えば、配管損傷データは、プラントの運転状況を反映している。配管の欠陥等が頻繁に発生するが、内部流体の漏えい、配管の破断事例は稀有である。PFM 解析は供用期間中検査実施の影響を評価できるが、解析コードの入力データである初期欠陥の分布等の任意性が大きく、評価に比較的大きな不確実性が存在する。それらを相互補完しつつ両手法を組み合わせることで、より適切な配管セグメント破断頻度の評価ができる。ここでは、両手法を代表的な 4 ループ PWR プラントに適用し配管セグメント破断頻度評価高度化の端緒とする。

代表的な 4 ループ PWR プラントにおいて得られた配管セグメント破断頻度を RI-ISI に適用した試解析を実施し、CDF を用いた指標に基づくリスクを配管セグメントに割り当てる。このリスクにより配管セグメントの安全上の重要度を決め、この重要度に応じて検査を行うことにより得られる効果を確認する。

RI-ISI を適用することにより、配管セグメント破断による CDF で表されるリスクに与える影響を評価することが求められる。PFM 解析コードは、RI-ISI によって検査プログラムが変わる影響を配管セグメント破断頻度に反映することができる等の特徴を有する。代表的な BWR5 プラントを対象に、その影響を考慮して RI-ISI 適用以前と RI-ISI 適用後でリスクがどのように変化するかを評価する。RI-ISI 手法は、米国のウェスティングハウス社製プラント所有者グループ（以下、「WOG」という。）手法⁽²⁾に基づいて評価する。

2. OPDE データの故障モードと影響解析

2.1 OPDE データ

代表的な 4 ループ PWR プラントを対象に、配管セグメントの破断頻度を PWR の配管損傷事例を分析して求めた。分析の対象とした配管損傷データは、OECD-NEA の OPDE プロジェクトのデータである。OPDE プロジェクトには、表 2.1 に示すように日本を含む原子力利用主要 12 カ国が参加している。同プロジェクトは、十分考え抜かれた品質保証プログラム⁽³⁾を確立して信頼性のあるデータベースを構築するとともに、配管損傷事例を収集整理し、かつ、そのデータベースを最新のものへと更新しているプロジェクト⁽⁴⁾である。

表 2.1 記載の国の原子力発電プラントで多数を占めるのは、米国及びヨーロッパのプラントである。米国では、原子力発電プラントで配管損傷事象が発生すると、公報あるいは一般書簡に記載された原子力規制委員会（以下、「NRC」という。）の要求に従って、ほとんどのプラントで拡充検査が実施されてきている。また、多くのヨーロッパ諸国でも同様な処置がとられている。⁽⁵⁾ 米国機械学会（以下、「ASME」という。）規格のような学協会によって開発された規格あるいは標準が、検査の拡充に顕著な役割を果たしてきている。⁽⁵⁾ このような処置は、我が国でも実施されている。これらのことから、OPDE プロジェクトのデータベースを我が国の代表的な 4 ループ PWR プラントに対して使用することは適切である。

本分析では、2008 年 12 月 31 日付けで更新されたデータベース 31-December-2008 版のうち PWR に対する配管損傷事例 1,778 件（以下、「PWR に対する OPDE データベース」という。）を用いた。

2.2 故障モードと影響解析

故障モードと影響解析とは、対象機器の故障モードを明らかにし、他の機器や系統に及ぼす影響を評価する手法である。⁽⁶⁾ ここでは配管を対象機器とする。

2.2.1 故障モードと劣化メカニズム

RI-ISI で想定される故障モードとしては、次の 3 つの、1) 運転中の系統における圧力バウンダリの損傷、2) 待機中の系統における圧力バウンダリの損傷、及び 3) 独自のディマンドで運転が要求される時の系統／トレインにおける圧力バウンダリの損傷、が考えられる。配管損傷は、配管材料を侵し配管の健全性を損なわせる機構、すなわち、劣化メカニズムあるいは被害のメカ

ニズム（事象に基づく）によるものであるといえる。前者は環境による劣化、後者は各種の疲労のメカニズムを含むものである。これら両者のメカニズムを考慮する。以後、劣化メカニズム及び被害のメカニズムを劣化メカニズムで代表させる。したがって、配管損傷は、劣化メカニズムによって分類できる。

PWR に対する OPDE データベースの劣化メカニズムを表 2.2 の右欄に示す。この表の右欄に示した 37 種類の劣化メカニズムを下記の考え方により 16 種類にまとめた。

(1) エロージョン

エロージョンは流体又は固体粒子の衝突が繰返されることによる機械的作用によって生じる劣化⁽⁷⁾である。特に気泡の崩壊による場合をエロージョン・キャビテーション⁽⁷⁾という。PWR に対する OPDE データベースにある劣化メカニズムのエロージョン及びエロージョン・キャビテーションをエロージョンに分類した。

(2) コロージョン

コロージョンは化学的劣化である。表 2.2 のコロージョン、外部コロージョン及びガルバニックコロージョンは、いずれも化学的な原因で生じた劣化であるので、これらをコロージョンに分類した。ガルバニックコロージョンは、異なる電気化学的電位を持つ金属同士の接触により形成されたガルバニ電池の電極電位の違いにより生じるコロージョン⁽⁷⁾である。

(3) FAC

流れ加速型腐食（以下、「FAC」という。）は、日本機械学会により分類されているように配管壁面近傍の流れにより物質移動が促進されて腐食が加速する減肉事象⁽⁸⁾である。この劣化は、化学的腐食が流れにより加速されることにより進行する。表 2.2 の FAC とエロージョン・コロージョンがこの分類に該当する。

(4) MIC

表 2.2 の微生物誘起コロージョン（以下、「MIC」という。）は、微生物により引き起こされる腐食である。

(5) IGSCC

応力腐食割れ（以下、「SCC」という。）は3つの要因（材質、応力及び環境）の組み合わせにより引き起こされる劣化であり、粒界型割れと粒内型割れの形態を示す。粒界型応力腐食割れ（以下、「IGSCC」という。）は純水中のハロゲン、硫酸塩及び鉛の存在により発生する。⁽⁹⁾ 表 2.2 の IGSCC がこの分類に該当する。

(6) TGSCC

粒内型応力腐食割れ（以下、「TGSCC」という。）は粒内割れを経路とする SCC であり、塩化物等の付着によりステンレス鋼の保護皮膜が破壊されることにより発生・進展⁽¹⁰⁾する。表 2.2 の TGSCC と外面から塩化物により引き起こされる外面割れ⁽⁷⁾（以下、「ECSCC」という。）がこの分類に該当する。

(7) PWSCC

PWR の 1 次冷却材中の高温水中におけるインコネル 600 等ニッケル其合金の SCC を 1 次冷却材中の応力腐食割れ⁽¹⁰⁾（以下、「PWSCC」という。）という。表 2.2 の PWSCC がこの分類に該当する。

(8) B/A-SCC

ほう酸誘起応力腐食割れ（以下、「B/A-SCC」という。）は 1 次冷却材中に添加されているほう酸が濃縮して冷却材が酸性になり、これに触れた金属に生じる現象であり、金属が溶けたように腐食する特徴を有する。⁽⁷⁾PWR に対する OPDE データベースの事例では、ほう酸による腐食と残留応力により割れが生じ、温度保持された配管で起こる可能性がある。表 2.2 の B/A-SCC は、ほう酸に着目し B/A-SCC の分類としたものである。もっとも、これは停滞した流れと大きな応力が存在する箇所が発生する典型的な粒界型 SCC でもある。

(9) その他 SCC

応力が負荷された条件において金属中に原子状の水素が拡散侵入して生じる時間依存型破壊である水素誘起割れ⁽⁷⁾、ひずみ誘起腐食割れ（以下、「SICC」という。）及び硝酸塩 SCC（以下、「NI-SCC」という。）は、発生頻度は比較的少ないがその他 SCC として分類し、PWR に対する OPDE データベースから抽出した。

(10) TF

熱疲労（以下、「TF」という。）は熱応力の繰返しにより発生する劣化であり、熱的過渡によるTF-サイクルに加えて、高温と低温の流体が共存する配管ではTF-成層化が対象となる。したがって、PWRに対するOPDEデータベースにある劣化メカニズムのTF、TF-サイクル及びTF-成層化をTFに分類した。

(11) 高サイクル疲労

破断繰返し数が 10^5 回程度以上で弾性範囲内の疲労をいう⁽⁷⁾。本報告書では機械的振動により引き起こされる疲労を高サイクル疲労とした。

(12) 低サイクル疲労

低サイクル疲労を上記の高サイクル疲労と厳密に区別することは難しいが、一般に破断繰返し数が 10^4 回程度以下で塑性変形を伴う疲労を低サイクル疲労という。⁽⁷⁾

(13) フレッシング疲労

フレッシング疲労は接触する二種の材料が微小振動⁽⁷⁾によって接触面が劣化し、割れが発生、進展する現象である。

(14) 過大負荷

PWRに対するOPDEデータベースには様々な過大負荷事象、例えば、過圧、過大負荷、過大応力、水撃、過大振動、外的要因及び凍結が含まれている。ここでは、これら全てを過大負荷として分類し抽出した。

(15) HF

上記過大負荷と同様にPWRに対するOPDEデータベースには様々な人的要因（以下、「HF」という。）事象、例えば、設置・据付ミス、設計ミス、製作ミス、人的過誤、修理・保守ミス、溶接ミス及び供用期間中検査（以下、「ISI」という。）プログラム失敗が含まれている。ここでは、これら全てをHFとして分類し抽出した。

(16) 不明

PWR に対する OPDE データベースで未報告とされているものは不明として分類し抽出した。

2.2.2 影響解析

(1) 対象系統

配管損傷の影響解析の対象とする系統は代表的な 4 ループ PWR プラントのものとする。具体的には、原子力安全基盤機構（以下、「当機構」という。）における確率論的安全評価（以下、「PSA」という。）手法の標準化⁽¹¹⁾（以下、「PSA 手法標準化」という。）における出力運転時内的事象レベル 1PSA の評価対象系統のうち配管損傷が影響する 13 の系統と 6 つのアクシデントマネジメント（以下、「AM」という。）策で用いる系統とする。

13 の系統は、原子炉冷却系、主蒸気系、主給水系（復水系を含む。）、蓄圧注入系、高圧注入系、低圧注入系、格納容器スプレイ系、補助給水系、原子炉補機冷却水系、原子炉補機冷却海水系、化学体積制御系、加圧器圧力制御系及び制御用圧縮空気系である。

6 つの AM 策は、タービンバイパス系の活用、燃料取替用水ピットへの水源補給（以下、「水源補給」という。）、補給水の注入継続、代替再循環、格納容器内自然対流冷却（以下、「自然対流冷却」という。）及び代替補機冷却である。これらの AM 策で用いる系統のうち、タービンバイパス系の活用は 2 次系減圧のためであり当該系統配管の損傷は事象の影響を緩和する方向であるので配管をモデル化する必要がない。水源補給及び補給水の注入継続は化学体積制御系の配管を利用しており化学体積制御系の一部として取り扱う。代替再循環は低圧注入系と格納容器スプレイ系のタイラインの活用であるが、ここでは PWR に対する OPDE データベースでの両系統における配管損傷事例の比較から保守的にその事例数が多い低圧注入系で代表させるとし低圧注入系の一部として取り扱う。自然対流冷却では格納容器再循環系が、代替補機冷却では空調冷水系が用いられるのでそれぞれの AM 策における対象系統とする。

したがって、対象系統は以下の通りとなる。

- ・ 原子炉冷却系
- ・ 主蒸気系
- ・ 主給水系（復水系を含む。）
- ・ 蓄圧注入系
- ・ 高圧注入系

- ・ 低圧注入系（AM 策代替再循環を含む。）
- ・ 格納容器スプレイ系
- ・ 補助給水系
- ・ 原子炉補機冷却水系
- ・ 原子炉補機冷却海水系
- ・ 化学体積制御系（AM 策の水源補給及び補給水の注入継続を含む。）
- ・ 加圧器圧力制御系
- ・ 制御用圧縮空気系
- ・ 格納容器再循環系（AM 策自然対流冷却）
- ・ 空調冷水系（AM 策代替補機冷却）

（2）配管材質と劣化メカニズムの関連性

配管セグメント破断の影響評価に当たり配管材質と劣化メカニズムの関連性を把握する。PWR に対する OPDE データベースの配管損傷事例 1,778 件のうち、日本で使用されていないと考えられる配管材質（キャスト鉄、銅、真鍮など）に対する事例 39 件を除いた 1,739 件の事例を分析した。表 2.3 に劣化メカニズムごとの事例で該当する配管材質の件数とその割合を示す。

表 2.3 より、コロージョン、FAC あるいはエロージョン・コロージョン及びその他 SCC はほぼ炭素鋼でのみ発生する、IGSCC、TGSCC 及び B/A-SCC はほぼステンレス鋼のみで発生すること及び PWSCC はニッケル基合金での発生が顕著であることが分かる。ニッケル基合金以外の材質での PWSCC は、ほぼ必ず溶接継手やノズル部で発生している。当該箇所あるいはセーフエンドのような容器ノズル部近傍にニッケル基合金が使用され、ニッケル基合金溶接部で発生した PWSCC による割れが溶接継手を通してノズルへと進展したと考えられる。高サイクル疲労は小口径配管での事例が多く、特に付属器具の有無に関わらず主配管への分岐点に集中している。

（3）劣化メカニズム発生箇所の傾向

配管セグメント破断の影響評価に当たり劣化メカニズム発生箇所を認識する必要がある。PWR に対する OPDE データベースの配管損傷事例を分析した結果、劣化メカニズム発生箇所の系統全体での傾向及び一部の系統での顕著な傾向が表 2.4 のように得られた。

（4）配管口径と劣化メカニズムの関連性

配管セグメント破断の影響評価に当たり、各劣化メカニズムがどの程度の口径を持つ配管で発生するかを把握することはデータベースの利用に有効である。配管口径は、大小多様にわたるが、代表的な呼び径で分類することとし、600mmを中心とする450mm以上の大口径、300mmを中心とする200mm以上450mm未満の中口径及び100mmを中心とする200mm未満の小口径の3分類とする。PWRに対するOPDEデータベースの配管損傷事例1,778件のうち、配管口径が不明な93件を除いた1,685件の事例を分析した。表2.5に配管口径分類と劣化メカニズムの関連性を事例数と配管口径分類ごとの事例発生割合で示す。

2.3 系統配管に作用する劣化メカニズム

PWRに対するOPDEデータベースの配管損傷事例の分析により、代表的な4ループPWRプラントの2.2.2(1)で示した対象系統の配管がどのような劣化メカニズムに曝されるかを認定できる。

PWRに対するOPDEデータベースより系統別劣化メカニズム別配管損傷事例数を表2.6にまとめた。2.2.2(1)の対象系統のうち格納容器再循環系と空調冷水系については、同データベースに該当するデータがないため表2.6には記載していない。まとめるに当たり同データベースで系統名を原子炉冷却系と表示している252件のうち、事象解説等により加圧器圧力制御系と判断できる50件については加圧器圧力制御系の件数に加えることとし、本来の原子炉冷却系は202件とした。系統名を主蒸気・復水・給水系と表示している17件については、主蒸気系もしくは主給水系（復水系を含む）に分類できなかつたため、主蒸気系に1/3、主給水系（復水系を含む）に2/3を付与した。系統名を非常用炉心冷却系と表示している72件のうち、34件は事象解説等により蓄圧注入系、高圧注入系及び低圧注入系の区分が明確でありそれぞれの系統に分類した。9件は高圧注入系あるいは低圧注入系に該当するもののその区分が不明確なため両系統に1/2ずつ付与した。残り29件は蓄圧注入系、高圧注入系あるいは低圧注入系の区分が不明確なため3系統に1/3ずつ付与した。これらの2/3、1/2及び1/3ずつの付与により表2.6中に小数点以下の数値が現れている。

配管セグメントの破断頻度評価に当たって、系統配管に作用する劣化メカニズムを表2.7の形式で設定する。2.2.2(1)の対象系統のうち格納容器再循環系と空調冷水系については、同系統と連結している原子炉補機冷却水系の劣化メカニズムの適用を仮定することとし、表2.7への記載は省略した。表2.6において配管損傷事例が存在する（事例数が0件を超える）ものは、系統配管に作用する劣化メカニズムの候補とし得ると考えられるので○で表示し表2.7中に記載した。

代表的な 4 ループ PWR プラントの各系統配管の材質は 3 ループ PWR プラントの材質と同様と仮定し、3 ループ PWR プラントの高経年化技術評価等報告書⁽¹²⁾を参照し表 2.7 中に系統配管材質の「CS：炭素鋼」あるいは「SS：ステンレス鋼」を記載した。なお、主蒸気系、主給水系及び補助給水系は、炭素鋼とステンレス鋼が混在して用いられているがエロージョン及び FAC による減肉傾向が把握され腐食対策が必要とされている炭素鋼⁽¹²⁾で代表させることとした。この○で表示した損傷事例及び前節 2.2 の影響解析に基づく劣化メカニズムごとの下記検討を踏まえ、系統配管に作用する劣化メカニズムのうち配管セグメントの破断頻度評価用として採用するものを表 2.7 中に網掛けで表示する。

- ・ エロージョンは機械的劣化であるため、全系統での発生可能性を想定した。PWR に対する OPDE データベースにおけるステンレス鋼配管の場合、エロージョン・キャビテーションが発生している。
- ・ コロージョンは化学的劣化であり、海水系での発生が表 2.6 に示すように約 70%及び炭素鋼に発生する傾向が表 2.3 に示すように 93%と多く、流体条件や配管材質に影響されることから○で表示した損傷事例があるものを採用する。なお、原子炉冷却系において表 2.6 に示すようにコロージョンによる配管損傷が 1 事例あるが、これは炭素鋼での事例である。代表的な 4 ループ PWR プラントの原子炉冷却系は海水と接触していず、かつステンレス鋼を採用しているので、代表的な 4 ループ PWR プラントでのコロージョン発生を考慮する必要はない。
- ・ FAC は、流れ加速と化学的腐食の複合によるものであり、ほぼ 100%炭素鋼で生じる限定的な傾向と考えられ、○で表示した損傷事例があるものだけに限定する。
- ・ MIC は微生物誘起コロージョンであり、○で表示した損傷事例はサービス水系のみに見られる。我が国の PWR プラントのサービス水系では海水が利用されており、MIC は海水系にのみ限定する。
- ・ IGSCC は粒界応力腐食割れで、表 2.3 に示すようにステンレス鋼に 93%と多く発生する傾向がある。したがって、○で表示した損傷事例を含んだステンレス鋼を採用している系統を対象に適用する。なお、主蒸気系において表 2.6 に示すように IGSCC による配管損傷が 1 事例あるが、これはステンレス鋼の事例であり主蒸気系に炭素鋼の採用を想定している代表的な 4 ループ PWR プラントでの発生は想定しない。
- ・ TGSCC（ECSCC を含む。）は塩化不純物の存在による応力腐食割れで、表 2.3 に示すよ

うにステンレス鋼で 100%発生している。したがって、○で表示した損傷事例を含んだステンレス鋼を採用している系統を対象に適用する。なお、原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系において表 2.6 に示すように TGSCC による配管損傷がそれぞれ 1 事例あるが、これはステンレス鋼の事例であり原子炉補機冷却水系及び原子炉補機冷却海水系に炭素鋼を採用している代表的な 4 ループ PWR プラントでの発生は考えられない。

- PWR に対する OPDE データベースでは、PWSCC は表 2.3 に示すようにニッケル基合金の配管材質で 85%と多数発生している。ニッケル基合金以外の材質での発生事例についての 2.2.2(2)での考察及び基本的に PWSCC は PWR の原子炉冷却系中の容器ノズル部の材質がニッケル基合金である箇所に見られる劣化メカニズムであることを踏まえ、ここでは、○で表示した損傷事例があり、かつニッケル基合金が使用される可能性のある原子炉冷却系の容器やタンクの入り口部近傍の配管に限定する。
- B/A-SCC はほう酸誘起応力腐食割れで、ほう酸水の影響を受ける系統に発生する劣化メカニズムであり、表 2.3 に示すようにステンレス鋼で 95%と多く発生する傾向がある。したがって、○で表示した損傷事例がありかつステンレス鋼が採用されている系統に限定する。
- その他 SCC は、表 2.3 に示すように炭素鋼のみに発生している。表 2.6 の原子炉冷却系及び加圧器圧力制御系で発生しているその他 SCC の事例は、同系統にステンレス鋼を採用している代表的な 4 ループ PWR プラントではその発生は考えられない。したがって、○で表示した損傷事例がありかつ炭素鋼が適用される系統、結果的に主蒸気系に限定する。
- TF は、○で表示した損傷事例が比較的多いため、全系統での発生可能性を想定する。
- 高サイクル疲労は、すべての系統で損傷事例があり、全系統での発生可能性を想定する。
- 低サイクル疲労及びフレッキング疲労は、全体的に損傷事例が少ないため、○で表示した損傷事例があるものだけに限定する。
- 過大負荷、HF 及び不明は損傷事例が比較的多いため、全系統での発生可能性を想定する。

表 2.1 OPDE 参加国

日本	米国	カナダ
韓国	スイス	スウェーデン
スペイン	チェコ	ドイツ
フィンランド	フランス	ベルギー

表 2.2 PWR に対する OPDE データベースにある劣化メカニズムの分類

劣化メカニズムの分類	劣化メカニズム
エロージョン	エロージョン
	エロージョン・キャビテーション
コロージョン	コロージョン
	外部コロージョン
	ガルバニックコロージョン
FAC	FAC
	エロージョン・コロージョン
MIC	MIC
IGSCC	IGSCC
TGSCC	TGSCC
	ECSCC
PWSCC	PWSCC
B/A-SCC	B/A-SCC
その他 SCC	水素誘起割れ
	SICC
	NI-SCC
TF	TF
	TF - サイクル
	TF - 成層化
高サイクル疲労	振動疲労
低サイクル疲労	腐食疲労
フレット疲労	フレット疲労
過大負荷	過圧
	過大負荷
	過大応力
	水撃
	過大振動
	外的要因
	凍結
HF	設置・据付ミス
	設計ミス
	製作ミス
	人的過誤
	修理・保守ミス
	溶接ミス
	ISI プログラム失敗
不明	未報告
計 16 種類	計 37 種類

表 2.3 配管材質と劣化メカニズムの関連性

	配管破損事例数				サンプル数	各事例における割合			
	炭素鋼	ステンレス鋼	ニッケル 基合金	その他 (注 1)		炭素鋼	ステンレス鋼	ニッケル 基合金	その他
エロージョン	14	12	0	3	29	48%	41%	0%	10%
コロージョン	143	10	1	12	166	86%	6%	1%	7%
FAC	323	1	0	4	328	98%	0%	0%	1%
MIC	47	18	2	0	67	70%	27%	3%	0%
IGSCC	1	43	2	0	46	2%	93%	4%	0%
TGSCC	0	69	0	0	69	0%	100%	0%	0%
PWSCC	0	7 (注 2)	79	1 (注 2)	87	0%	8%	91%	1%
B/A-SCC	1	19	0	0	20	5%	95%	0%	0%
その他 SCC	2	0	0	2	4	50%	0%	0%	50%
TF	27	44	0	0	71	38%	62%	0%	0%
高サイクル疲労	98	478	1	11	588	17%	81%	0%	2%
低サイクル疲労	2	4	0	0	6	33%	67%	0%	0%
フレッティング疲労	3	6	0	1	10	30%	60%	0%	10%
過大負荷	34	22	0	5	61	56%	36%	0%	8%
HF	53	123	17	2	195	27%	63%	9%	1%
不明	13	16	1	1	31	42%	52%	3%	3%
合計	761	872	103	42	1778				

(注 1) その他の材質は、国内で一般的に使用されていない材質であり、キャスト鉄、銅、銅-ニッケル合金、真鍮など。

(注 2) ニッケル基合金以外の材質での PWSCC 発生は、ほぼ必ず溶接継手やノズル部。当該箇所近傍等のニッケル基合金での PWSCC による割れが進展したと考えられる。

表 2.4 劣化メカニズム発生箇所の傾向 (1/2)

	劣化メカニズム発生箇所 (系統全体での傾向及び一部の系統での顕著な傾向)
エロージョン (エロージョン・キャビテーションを含む。)	<ul style="list-style-type: none"> ・ 約 40%が弁周辺で発生し、そのうち 40%が下流側に集中 ・ 約 20%が熱交換器、加熱器周辺で発生
コロージョン	<p><系統全体での傾向></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 約 20%が弁周辺で発生 ・ 約 15%がポンプで発生 ・ 約 30%が熱交換器、加熱器周辺で発生 <p><原子炉補機冷却系での傾向></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 約 50%が熱交換器周辺で発生、約 45%が弁周辺で発生
FAC (エロージョン・コロージョンを含む。)	<p><系統全体での傾向></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 約 45%が熱交換器、加熱器などの周辺で発生 ・ 約 20%が弁周辺で発生 <p><主蒸気・給水・復水系での傾向></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 約 60%が加熱器／蒸気発生器／タービン周辺で発生、約 20%が弁周辺で発生
MIC	<ul style="list-style-type: none"> ・ 約 30%がポンプ周辺で発生 ・ 約 25%が熱交換器、加熱器周辺で発生
IGSCC	<ul style="list-style-type: none"> ・ 特定の傾向なし
TGSCC	<ul style="list-style-type: none"> ・ 約 25%がポンプ周辺で発生
PWSCC	<ul style="list-style-type: none"> ・ 管台で 45%、溶接部で 55%発生。
B/A-SCC	<ul style="list-style-type: none"> ・ 溶接部で 50%発生。
その他 SCC	<ul style="list-style-type: none"> ・ 特定の傾向なし

表 2.4 劣化メカニズム発生箇所の傾向 (2/2)

	劣化メカニズム発生箇所 (系統全体での傾向及び一部の系統での顕著な傾向)
TF	<ul style="list-style-type: none"> ・ 約 35%が熱交換器及び加熱器周辺で発生 ・ 約 15%が弁周辺で発生
高サイクル疲労	<p><系統全体での傾向></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 約 30%がポンプ周辺で発生 ・ 約 20%が弁周辺で発生 <p><化学体積制御系での傾向></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 約 45%がポンプ周辺で発生、約 15%が弁周辺で発生 <p><制御用圧縮空気系での傾向></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 約 60%が弁周辺で発生
低サイクル疲労	<ul style="list-style-type: none"> ・ 特定の傾向なし
フレット疲労	<ul style="list-style-type: none"> ・ 特定の傾向なし
過大負荷	<ul style="list-style-type: none"> ・ 特定の傾向なし
HF	<ul style="list-style-type: none"> ・ 溶接部で 40%発生。機器との相関性は見られなかった。
不明	<ul style="list-style-type: none"> ・ 特定の傾向なし

表 2.5 劣化メカニズムの配管口径分類ごとの事例発生割合

配管口径分類 (呼び径) (mm)	配管損傷事例数				事例発生割合		
	450 以上	450 未満 ～ 200 以上	200 未満	サンプル 数	450 以上	450 未満 ～ 200 以上	200 未満
エロージョン	5	9	14	28	17.9%	32.1%	50.0%
コロージョン	27	26	106	159	17.0%	16.4%	66.7%
FAC	48 (1)	113	147	308	15.6%	36.7%	47.7%
MIC	11	13	43	67	16.4%	19.4%	64.2%
IGSCC	0	14	31	45	0.0%	31.1%	68.9%
TGSCC	3	5	60	68	4.4%	7.4%	88.2%
PWSCC	5	6	75	86	5.8%	7.0%	87.2%
B/A-SCC	0	5	14	19	0.0%	26.3%	73.7%
その他 SCC	0	0	4	4	0.0%	0.0%	100.0%
TF	6	21	39 (1)	66	9.1%	31.8%	59.1%
高サイクル疲労	2	6	553	561	0.4%	1.1%	98.6%
低サイクル疲労	1	4	1	6	16.7%	66.7%	16.7%
フレットイン グ疲労	0	1	9	10	0.0%	10.0%	90.0%
過大負荷	9	11	38 (1)	58	15.5%	19.0%	65.5%
HF	9	13	168	190	4.7%	6.8%	88.4%
不明	2	2	14	18	11.1%	11.1%	77.8%
合計	128	249	1316	1693			

注) () 内は当該事例数のうち国内事例数。全 1778 事例のうち 85 事例は配管口径が不明なため上記の表から除外した。

表 2.6 系統別劣化メカニズム別配管損傷事例数

劣化メカニズム 対象系統	エロージ ョン	コロシ ョン	FAC	MIC	IGSCC	TGSCC	PWSCC	B/A -SCC	その 他 SCC	TF	高サイ クル疲 労	低サイ クル疲 労	フレッ キング 疲労	過大 負荷	HF	不明	合計
原子炉冷却系	0	1	0	0	1	9(1)	44(3)	2	1	8(1)	87	1	2	3	39	4(1)	202
主蒸気系	1	2	72.38 (1)	0	1	0	0	0	1	0	26.72 (1)	1	1.34	5.34	8	4	123.78
主給水系	4	2	147.62 (8)	0	0	0	1	0	0	29	30.28 (1)	4	0.66	15.66 (1)	12(1)	3	249.22
蓄圧注入系	0.34	0.34	0	0	4.7	1.02	0	0	0	0.68	13.1	0	0.34	0.68	1.36	0	22.56
高圧注入系	0.33	0.33	0	0	2.65	1.99	0	1	0	9.16	12.45	0	0.33	3.66	1.32	2.5	35.72
低圧注入系	6.33	1.33	0	0	12.65	4.99	2	2	0	6.16 (2)	72.45 (1)	0	2.33	9.66	23.32	5.5	148.72
格納容器スプレイ 系	1	0	0	0	9	1	0	4	0	0	10	0	0	0	4	3	32
補助給水系	0	4	6	0	0	0	0	0	0	1	16	0	0	2	4(1)	0	33
原子炉補機冷却水 系	7	11	10	0	0	1	0	0	1	0	20	0	0	4	13	1	68
原子炉補機冷却海 水系	5	117	82	54	0	1	0	0	0	1	18	0	0	1	11	0	290
化学体積制御系	4	0	0	0	8	12 (1)	0	9	0	9 (3)	194 (2)	0	2	2	37(1)	0	277
加圧器圧力制御系	0	0	0	0	0	10	26(2)	0	1	2	6	0	0	0	10(1)	0	55
制御用圧縮空気系	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	20	0	0	2	5	2	29
対象外	0	27(1)	10	13	7	27	14	2	0	5	62(1)	0	1	12	26	6	212
合計	29	166	328	67	46	69	87	20	4	71	588	6	10	61	195	31	1778

注) () 内は当該事例数のうち国内事例数。

表 2.7 系統配管に作用する劣化メカニズム

	4 ループ PWR 対象系統 (CS : 炭素鋼、SS : ステンレス鋼)												
	原子炉冷却系 (SS)	主蒸気系 (CS)	主給水系 (CS)	蓄圧注入系 (SS)	高圧注入系 (SS)	低圧注入系 (SS)	格納容器スプレイ系 (SS)	補助給水系 (CS)	原子炉補機冷却水系 (CS)	原子炉補機冷却海水系 (CS)	化学体積制御系 (SS)	加圧器圧力制御系 (SS)	制御用圧縮空気系 (SS)
エロージョン		○	○	○	○	○	○		○	○	○		
コロージョン	○	○	○	○	○	○		○	○	○			
FAC		○	○					○	○	○			
MIC										○			
IGSCC	○	○		○	○	○	○				○		
TGSCC	○			○	○	○	○		○	○	○	○	
PWSCC	○		○			○			○			○	
B/A-SCC	○				○	○	○				○		
その他 SCC	○	○							○			○	
TF	○		○	○	○	○		○		○	○	○	
高サイクル疲労	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
低サイクル疲労	○	○	○										
フレタィング疲労	○	○	○	○	○	○					○		
過大負荷	○	○	○	○	○	○		○	○	○	○		○
HF	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
不明	○	○	○		○	○	○		○				○
○	○は、表 2.6 において損傷事例が存在する（事例数が 0 件を超える）もの。												
	網掛けは、○で表示した損傷事例及び 2.2 節の影響解析に基づく検討により、系統配管に作用する劣化メカニズムのうち配管セグメントの破断頻度評価用として採用するもの。												

3. OPDE データを用いた階層ベイズモデルによる配管セグメント破断頻度

3.1 系統の機能喪失

PWR に対する OPDE データベースにおいて損傷事例が存在する（事例数が 0 件を超える）ものは、表 2.7 において○で表示してある。その中で系統の機能喪失に至ったものと至らないものを区分けする。配管損傷の規模が小さく微小漏えいがあっても、その系統は機能を維持しプラントの運転継続が可能な場合がある。それらは PWR に対する OPDE データベース中で明記されている損傷形態、すなわち、配管内壁の減肉、部分貫通き裂、活発な漏えいを伴わない貫通き裂、配管壁の変形、ピンホール漏えい、保安規定を十分に下回る漏えい及び保安規定制限以内の漏えいが該当する。一方、配管損傷が大規模漏えいを引き起こすときは、当該系統が機能喪失に至る場合がある。これら、系統の機能喪失を起こす事象は、PWR に対する OPDE データベース中で明記されている損傷形態、すなわち、保安規定の制限を上回る漏えい（これは、手動によるプラントの停止が要求されるものであり、後述の第 3 段階の判断基準で系統の機能喪失に分類される。）、構造健全性喪失による破断及び機械的疲労あるいは流れ起因の外的影響による全周方向き裂が該当する。以上を系統の機能維持と機能喪失を区分けする際の第 1 段階の判断基準とした。

次に、2.2.2 (1) で参照した PSA 手法標準化で採用している各系統のフォールトツリーに共通な一般的仮定である「主配管の 1/3 以下の口径の配管及びオリフィスを設置することにより流量を制限している配管への分流は、系統の機能に影響を与えないので PSA で考慮しない。」より、これらに該当する配管は系統の機能維持・喪失に関係せず除外するとし、第 2 段階の判断基準とした。

次の第 3 段階は最終段階とし、第 1 及び第 2 段階を経て系統の機能喪失と判断したものを PWR に対する OPDE データベース中で配管損傷の結果として生じた「運転への影響」及び「事象分類」により再評価することとした。「運転への影響」で出力低下に留まったものは系統の機能維持、プラントの停止に至ったものは系統の機能喪失、「事象分類」で冷却材喪失と分類されたものは系統の機能喪失とした。ただし、結果的にどの事象も「運転への影響」あるいは「事象分類」のいずれにおいても系統の機能喪失（プラントの運転継続困難）と評価された。

以上のように、系統配管に作用する劣化メカニズムによる配管損傷は系統の機能喪失に着目し評価される。損傷は、配管壁が結果的に貫通し発生する流出流量及び／あるいはそれと同等の破断サイズで組み合わされた構造損傷といえる。今後は便宜的に、配管損傷形態を配管破断で代表させることとする。

配管破断による系統の機能喪失には、直接的影響によるものと間接的影響によるものの2種類が存在する。前者は破断配管が属する系統の機能喪失を引き起こすものであり、後者は破断による配管のむち打ち、流出流体によるジェット力、雰囲気の変化等により破断配管が属する以外の系統の機能喪失を引き起こすものである。本検討では、直接的影響によるものを評価する。

3.2 配管セグメントモデル

評価対象系統の配管を、破断時の安全性への影響が同じと考えられる配管の分割範囲（以下、「配管セグメント」という。）に分けた配管セグメントモデルを設定する。したがって、配管セグメントの分割点は、配管と連結している機器でその構造が配管と比較的大きく異なる機器が設置されている箇所、内部流体の流動状況等の環境条件が変わると考えられる箇所、配管の幾何学的形状の不連続部等とする。すなわち、配管セグメントの分割点は、弁、ポンプ等の機器の設置箇所、内部流体が分岐する箇所、内部流体が合流する箇所及び配管口径が変化する箇所とする。これらの分割点は WOG 手法⁽²⁾と整合している。なお、これらの分割点を越えて安全性に対する影響が結果的に同じとなる場合があるが、その際に配管セグメントを統合することは行わない。これは、将来、劣化メカニズム等に関する知見の増大によりこれらの分割点を挟んで明確な差が生じたときの影響を考慮できるように詳細さを保っておくためである。

以上を踏まえると、代表的な4ループPWRプラントの系統ごとの配管セグメント数は表3.1のようになりその総数は1060となる。一例として、図3.1に低圧注入系の配管セグメントモデルを示す。同図はPSA手法標準化において掲載されている低圧注入系の簡略系統図に、低圧注入系の配管セグメントの一部を各セグメントの識別のため付記した配管セグメント記号とともに表示したものである。

3.3 系統が機能喪失に至った配管破断事例の配管セグメントへの適用

PWRに対するOPDEデータベースから系統が「機能喪失」に区分される配管破断事例は、3.1節の判断基準を適用すると69の事例が存在する。これらは必然的に表2.7において○で表示しかつ網掛けで示した事例の一部に含まれ、配管セグメントの破断頻度評価用として採用されるものである。これらの事例について劣化メカニズムごとに発生系統及び発生箇所を分析しその事例数を分析結果に従って該当する配管セグメントに割り当て、配管セグメントの破断頻度評価に用いる。

表3.2に系統が機能喪失に至った配管破断事例の劣化メカニズム、発生系統、発生箇所、事例

数及び配管セグメントへの割り当て方法を示す。配管セグメントへの割り当て方法は、対称とする系統中の配管セグメントに、PWR に対する OPDE データベースの配管破断事例に該当する劣化メカニズムによる配管破断事例の発生を想定し、同一系統内での発生箇所の分散状況に応じて各配管セグメントに事例を割り当てる。

なお、発生箇所が出力運転時内の事象レベル 1PSA の評価に影響を与えないため PSA 手法標準化でのモデル化の対象としていない箇所が存在する。また、配管破断が事象の影響を緩和する箇所も存在する。これらの取扱いについては、表 3.2 中の事例ごとの割り当て方法の欄に記載した。

3.4 配管セグメント破断頻度の評価

(1) ベイズ統計によるパラメータ推定

PWR に対する OPDE データベースを基に、NRC 及び日本原子力学会により推奨されているベイズ統計によるパラメータ推定法⁽¹³⁾⁽¹⁴⁾に従って配管セグメント破断頻度を求める。すなわち、事前に得られている配管セグメント破断頻度に関する情報を配管セグメント破断頻度の真値に対する確信の度合いとして確率分布の形で設定し、これとは別に観測データが生起する確率を配管セグメント破断頻度の関数として表した尤度関数で求め、これらの情報を統合して処理し、観測データを反映した新たな確信の度合いを表す確率分布として配管セグメント破断頻度を推定する。ベイズの定理、すなわちベイズ統計の方法は式 (3.1) で表され、分母の積分域は配管セグメント破断頻度の定義域である。⁽¹⁴⁾

$$f(p|E) = \frac{f(p) \cdot L(E|p)}{\int f(p) \cdot L(E|p) dp} \dots \dots \dots (3.1)$$

ここで

p : 配管セグメント破断頻度

E : 観測データ

$f(p|E)$: 事後分布 (ある特定の観測データ E を得た後の、 p に対する確信の度合い)

$f(p)$: 事前分布 (特定の観測データ E を得る前の、一般情報に基づいた p に対する確信の

度合い)

$L(E|p)$:尤度関数(与えられた p の値に対して特定の観測データ E が生起する条件付確率、又は確率密度)

である。

(2) 階層ベイズモデル

配管セグメント破断頻度の推定に当たっては、様々なプラントのデータを用いることとし、代表的な 4 ループ PWR プラントを含む国内 24 の PWR プラントと海外の 258 プラントの合計 282 プラントのデータでベイズ統計による配管セグメント破断頻度の推定を実施する。この種のパラメータは階層ベイズモデルで評価でき推奨されていることから、ここでは階層ベイズモデル⁽¹⁴⁾を採用する。

階層ベイズモデルには 2 つのレベルがあり、レベル 1 では、配管セグメント破断頻度が未知数の場合に使用するモデルで、類似したプラントを 1 つのグループとしてモデル化する。一方、レベル 2 は各プラントで発生するデータをそれぞれ別個にモデル化するもので、配管セグメント破断頻度の値を条件とする場合に使用する。本検討においては、レベル 1 を採用する。階層ベイズモデルのレベル 1 では、配管セグメント破断頻度 p は N 基 ($N = 282$) のプラント間で変化しうるとの立場をとる。プラント i に対する p を p_i とし N 個の配管セグメント破断頻度 $p = (p_1, \dots, p_N)$ で表す。それぞれの値は異なりえるため、各プラントの配管セグメント破断頻度の値は、ある母集団から発生すると考える。母集団の変動を示す分布 (以下、「母集団変動分布」という。) を g とし、分布 g より p_1 から p_N までの値を生成する。これらの p_i の値は独立して生成されるが、全て同じ分布 g から求められるものである。この母集団変動分布 g を特徴付け規定する未知のパラメータが存在しハイパーパラメータと呼ばれる。

また、階層ベイズモデルには、パラメトリック経験ベイズ法、完全ベイズ法及び 2 段階ベイズ法があるが、ここでは純粋なベイズ法である完全ベイズ法を用いる。完全ベイズ法は、未知であるハイパーパラメータについての知識の不確実さを、ハイパー事前分布と呼ぶ事前分布を用いて表わす。

N 個の配管セグメント破断頻度 $p = (p_1, \dots, p_N)$ 及び m 個のハイパーパラメータ $q = (q_1, \dots, q_m)$ を階層ベイズモデルにより推定する。観測データ $E = (E_1, \dots, E_N)$ が与えられたとき、 p 及び q の同時事後分布 $f(p, q|E)$ は、ベイズの定理 (3.1) 式を基に式 (3.2) のように記述される。

ト破断頻度 p_i の尤度関数

である。

着目するプラント i の配管セグメント破断頻度 p_i を得るには、 p_i の周辺事後分布を求める。これは着目する p_i 以外の $p_j (j \neq i)$ 及びハイパーパラメータ q について同時事後分布 (3.3) 式を積分することで (3.4) 式のように求めることができる。

$$\begin{aligned}
 f(p_i | E) &= CL(E_i | p_i) \int_{p_1} \cdots \int_{p_{i-1}} \int_{p_{i+1}} \cdots \int_N \int_q dp_1 \cdots dp_{i-1} dp_{i+1} \cdots dp_N dq \\
 &\quad \times f_{pri}(p_i | q) \prod_{j \neq i} L(E_j | p_j) f_{pri}(p_j | q) f_{pri}(q) \\
 &= CL(E_i | p_i) \int_q f_{pri}(p_i | q) L(E_1, \dots, E_{i-1}, E_{i+1}, \dots, E_N | q) f_{pri}(q) dq \cdots \cdots (3.4)
 \end{aligned}$$

ここで、

$$L(E_1, \dots, E_{i-1}, E_{i+1}, \dots, E_N | q) = \prod_{j \neq i} \int_{p_j} L(E_j | p_j) f_{pri}(p_j | q) dp_j \cdots \cdots (3.5)$$

である。

完全ベイズ法では、観測データを条件として、マルコフ連鎖モンテカルロ (以下、「MCMC」という。) シミュレーションを用いる。すなわち、(3.4) 式の多重積分を MCMC 手法にて実施する。これにより対象となるパラメータ p_i の必要な事後分布を得ることができ、これらの事後分布から、評価対象パラメータの点推定値及び区間推定値を直接的に求めることができる。モンテカルロシミュレーションでは、サンプリング初期段階におけるサンプルは初期状態の影響が大きい。したがって、初期段階のサンプルを破棄したサンプル群から統計量 (事後パラメータ) を求めることが好ましい。この初期状態に依存しない状態に達する回数をバーンイン回数といい、適切なバーンイン回数を設定し、バーンイン後の十分な量のサンプルにより、事後パラメータを推定する。

(3) 確率過程モデル

プラント*i*の配管セグメント破断頻度 p_i には時間故障率の概念が該当し、その評価には時間故障率に関する確率過程モデルを以下のように設定する。⁽¹⁴⁾ p_i の母集団変動分布 g は推奨されている対数正規分布 (3.6) 式を用いる。

$$f_{pri}(p_i | q) \equiv f_{pri}(p_i | \mu, \sigma) = \frac{1}{\sqrt{2\pi\sigma^2}} \frac{1}{p_i} \exp\left\{-\frac{(\ln p_i - \mu)^2}{2\sigma^2}\right\} \dots \dots \dots (3.6)$$

ここで、パラメータ μ と σ はそれぞれ $\ln p_i$ の平均及び標準偏差を表す。母集団変動分布の μ と σ に対して事前知識が無いとした立場をとり、 μ と σ のハイパー事前分布を一様分布とし (3.7) 式と (3.8) を採用する。ハイパーパラメータ q はそれぞれ $(a_\mu, b_\mu), (a_\sigma, b_\sigma)$ である。

$$f(\mu) = \frac{1}{b_\mu - a_\mu} \quad a_\mu \leq \mu \leq b_\mu \dots \dots \dots (3.7)$$

$$f(\sigma) = \frac{1}{b_\sigma - a_\sigma} \quad a_\sigma \leq \sigma \leq b_\sigma \dots \dots \dots (3.8)$$

プラント*i*における観測データとしては、配管セグメント破断件数 X_i (確率変数) 及びその値 x_i 、さらには露出時間すなわち運転炉年 T_i が PWR に対する OPDE データベースから得られる。 T_i は、プラント*i*の運転開始から PWR に対する OPDE データベースが得られた時期までの期間である。これは、配管セグメント破断頻度の平均値が代表的な 4 ループ PWR プラントに対し得られることを示している。そのような条件下での配管セグメント破断頻度 p_i の様相、すなわち尤度関数は、ポアソン分布を有するポアソン過程で表されることが知られている。したがって

$$L(E_i | p_i) \equiv f(x_i; p_i, T_i) = \exp(-p_i T_i) \frac{(p_i T_i)^{x_i}}{x_i!} \dots \dots \dots (3.9)$$

である。

(3.5) から (3.9) 式を (3.4) 式に適用し、(3.4) 式を MCMC 手法にて多重積分する。前述の国内外の 282 プラントから 3 つのプラント i, j, k を抽出し、この確率過程モデルを図示すると

図 3.2 となる。プラント i の場合、図 3.2 中の矢印の向かう方向、すなわち上から下への方向は確率分布からプラント i における配管セグメント破断件数 X_i を得る流れを表示している。実線の矢印は確率分布を介して依存しあい、点線の矢印は関数の定義式で結ばれていることを示している。ベイズ統計はこの流れの逆をたどり、観測データすなわち配管セグメント破断件数 X_i と運転炉年 T_i が与えられた状態で必要とするプラント i における配管セグメント破断頻度 p_i を求める過程である。図 3.2 中のプラント i, j, k における p_i, p_j, p_k の母集団変動分布 g は (3.6) 式であり共通しており、 g を特徴付け規定するハイパーパラメータ $(a_\mu, b_\mu), (a_\sigma, b_\sigma)$ は各プラントで同一である。

(4) 評価条件と結果

プラント i を代表的な 4 ループ PWR プラントとし、(3.4) 式の MCMC 手法による多重積分は解析コード WinBUGS⁽¹⁵⁾ を用いて実施した。数値計算上、一様分布の場合においても上限と下限を設定する必要があるため、 $-14 < \mu < 1$ 及び $0.01 < \sigma < 15$ と十分広い範囲を設定した。バーンイン回数は適切な 1 万回を設定した。

配管セグメント破断件数の値 x_i には、系統が機能喪失に至った事例に該当する場合は表 3.2 の事例数、表 2.7 において○で表示しかつ網掛けで示した事例のうち系統が機能喪失に至らない事例及び表 2.7 の○の表示はなく網掛けのみに該当する事例は 0 件を採用した。運転炉年 T_i は PWR に対する OPDE データベースから得たものを用いた。得られた事後分布の平均値を表 3.2 の割り当て方法で配管セグメントに割り当てることにより配管セグメント破断頻度を求める計算を実施した。当該計算により得られた配管セグメント破断頻度の結果のうち、CDF への寄与が比較的大きいと想定される配管セグメントの破断頻度結果を表 3.3 に示す。当該破断頻度を占める主要な劣化メカニズムとそれに起因する配管セグメント破断頻度も合わせて表 3.3 に示す。

表 3.1 系統ごとの配管セグメント数

系統	原子炉冷却系	主蒸気系	主給水系	蓄圧注入系	高圧注入系	低圧注入系	格納容器スプレイ系	補助給水系	原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却海水系	化学体積制御系	加圧器圧力制御系	制御用圧縮空気系	格納容器再循環系	空調冷水系	合計
配管セグメント数	51	11	83	22	47	87	60	118	265	61	76	20	51	58	50	1060

表 3.2 系統が機能喪失に至った配管破断事例とその配管セグメントへの適用 (1/4)

劣化メカニズム	発生系統	発生箇所	事例数	配管セグメントへの割り当て方法
コロージョン	原子炉補機冷却 海水系	ポンプ周辺	1	系統内全ての海水ポンプ前後の配管セグメントに均等に割り当て
		特定できず	2	系統内全配管セグメントに表 2.5 の配管口径分類ごとの事例発生割合にて割り当て
FAC	原子炉補機冷却 水系	熱交換器周辺	1	系統内全ての熱交換器前後の配管セグメントに均等に割り当て
	原子炉補機冷却 海水系	弁周辺	1	系統内全ての弁前後の配管セグメントに均等に割り当て
		特定できず	2	系統内全配管セグメントに表 2.5 の配管口径分類ごとの事例発生割合にて割り当て
	主給水系	オリフィスの下流	1	系統内全てのオリフィスの下流側配管セグメントに均等に割り当て
		給水加熱器周辺	8(1)	系統内全ての給水加熱器前後の配管セグメントに均等に割り当て
		弁の下流側	1	系統内全ての弁の下流側配管セグメントに均等に割り当て
		隔離弁の上流側	1	系統内全ての隔離弁の上流側配管セグメントに均等に割り当て
		給水ポンプ周辺	1	系統内全ての給水ポンプ前後の配管セグメントに均等に割り当て
		加熱ドレインポンプ周辺	1	PSA 手法標準化でのモデル化対象外であり割り当てない
		特定できず	3	系統内全配管セグメントに表 2.5 の配管口径分類ごとの事例発生割合にて割り当て
	主蒸気系	タービン周辺	2	タービンに最も近い配管セグメントに割り当て
タービンハイパスライン		3	破断が事象の影響を緩和するためモデル化対象外であり割り当てない	

注) () 内は当該事例数のうち国内事例数。

表 3.2 系統が機能喪失に至った配管破断事例とその配管セグメントへの適用 (2/4)

劣化メカニズム	系統	発生箇所	事例数	配管セグメントへの割り当て方法
MIC	原子炉補機冷却海水系	弁周辺	1	系統内全ての弁前後の配管セグメントに均等に割り当て
TF	高圧注入系	原子炉冷却系高温側配管との接合部	1	PSA 手法標準化でのモデル化対象外であるが保守的に原子炉冷却系高温側と低温側への注入配管分岐部の系統内全配管セグメントに均等に割り当て
		原子炉冷却系の特定できない配管との接合部	1	原子炉冷却系低温側配管との接合部の系統内全配管セグメントに均等に割り当て
	化学体積制御系	第1隔離弁周辺	1	系統内全ての第1隔離弁前後の配管セグメントに均等に割り当て
		再生熱交換器周辺	1(1)	系統内全ての再生熱交換器前後の配管セグメントに均等に割り当て
	低圧注入系	特定できず	1	系統内全配管セグメントに表 2.5 の配管口径分類ごとの事例発生割合にて割り当て
高サイクル疲労	化学体積制御系	弁周辺	1	系統内全ての弁前後の配管セグメントに均等に割り当て
		充てんポンプ吸い込み側	1	系統内全ての充てんポンプ吸い込み側の配管セグメントに均等に割り当て
		クロスオーバーレグとの接合部	1	PSA 手法標準化でのモデル化対象外であるが保守的に系統内全ての原子炉冷却系低温側配管との接合部の配管セグメントに均等に割り当て
		オリフィス周辺	1	系統内全てのオリフィス前後の配管セグメントに均等に割り当て
		特定できず	3	系統内全配管セグメントに表 2.5 の配管口径分類ごとの事例発生割合にて割り当て

注) () 内は当該事例数のうち国内事例数。

表 3.2 系統が機能喪失に至った配管破断事例とその配管セグメントへの適用 (3/4)

劣化メカニズム	系統	発生箇所	事例数	配管セグメントへの割り当て方法
高サイクル疲労	制御用圧縮空気系	特定できず	4	系統内全配管セグメントに表 2.5 の配管口径分類ごとの事例発生割合にて割り当て
		加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁以外の空気作動弁周辺	9	PSA 手法標準化でのモデル化対象外のため割り当てない
過大負荷	制御用圧縮空気系	特定できず	1	系統内全配管セグメントに表 2.5 の配管口径分類ごとの事例発生割合にて割り当て
	原子炉補機冷却水系	熱交換器周辺	2	系統内全ての熱交換器前後の配管セグメントに均等に割り当て
	主給水系	給水ポンプ吐出側	1	系統内全ての給水ポンプ吐出側配管セグメントに均等に割り当て
		容器貫通部周辺	1	系統内全ての容器に最も近い側の配管セグメントに均等に割り当て
		蒸気発生器周辺	1	系統内全ての蒸気発生器に最も近い側の配管セグメントに均等に割り当て
		高圧給水加熱器周辺	2	系統内全ての高圧給水加熱器前後の配管セグメントに均等に割り当て
		復水系配管	1	復水系内全配管セグメントに表 2.5 の配管口径分類ごとの事例発生割合にて割り当て
	主蒸気系	特定できず	1	系統内全配管セグメントに表 2.5 の配管口径分類ごとの事例発生割合にて割り当て

表 3.2 系統が機能喪失に至った配管破断事例とその配管セグメントへの適用 (4/4)

劣化メカニズム	系統	発生箇所	事例数	配管セグメントへの割り当て方法
HF	化学体積制御系	特定できず	1	系統内全配管セグメントに表 2.5 の配管口径分類ごとの事例発生割合にて割り当て
	制御用圧縮空気系	特定できず	1	系統内全配管セグメントに表 2.5 の配管口径分類ごとの事例発生割合にて割り当て
		加圧器逃がし弁及び主蒸気逃がし弁以外の空気作動弁周辺	2	PSA 手法標準化でのモデル化対象外のため割り当てない
	原子炉補機冷却海水系	ポンプ吐出側	1	系統内全ての海水ポンプ吐出側の配管セグメントに均等に割り当て
合計			69(2)	—

注) () 内は当該事例数のうち国内事例数。

表 3.3 OPDE データを用いた階層ベイズモデルによる代表的な 4 ループ PWR プラントの配管セグメント破断頻度 (／炉年)

配管セグメントの箇所	配管セグメント破断頻度	左記のうち主要な劣化メカニズムとそれに起因する破断頻度	
原子炉冷却系の蒸気発生器接続部	1.43×10^{-5}	PWSCC	2.78×10^{-6}
加圧器サージ管の加圧器接続部	1.22×10^{-5}	PWSCC	2.78×10^{-6}
主蒸気系の主蒸気止め弁付近	3.38×10^{-4}	FAC	2.83×10^{-4}
主給水系の主給水隔離弁付近	1.22×10^{-4}	FAC	3.33×10^{-5}
		TF	3.94×10^{-6}
		低サイクル疲労	1.11×10^{-6}
高圧注入系の低圧注入系接続部	5.05×10^{-5}	TF	4.07×10^{-5}
		高サイクル疲労	1.21×10^{-6}
低圧注入系の蓄圧注入系接続部	2.47×10^{-5}	TF	5.56×10^{-6}
		高サイクル疲労	2.71×10^{-6}
化学体積制御系の低温側配管接続部	3.33×10^{-4}	高サイクル疲労	1.45×10^{-4}

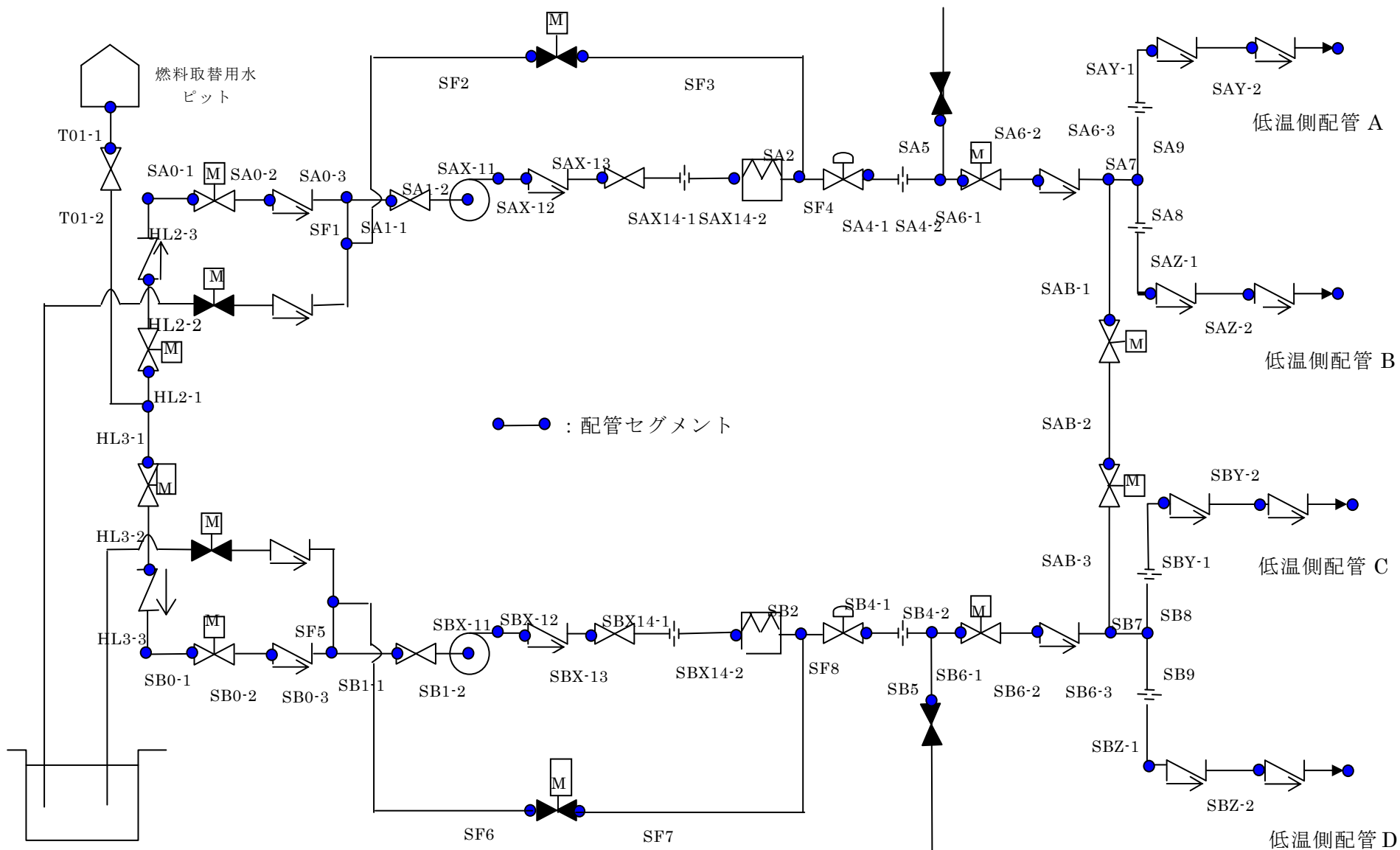
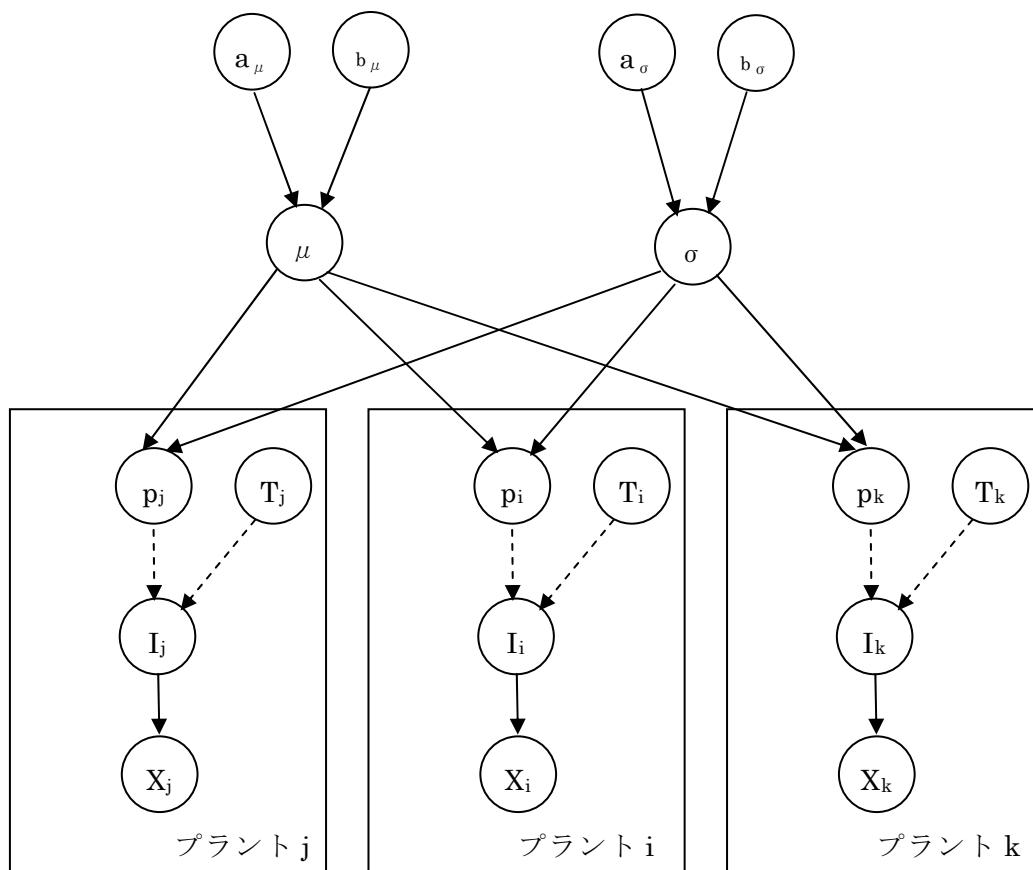


図 3.1 低圧注入系配管セグメントモデル (通常モード/注入モード)

格納容器
再循環サンプ



← : 確率的依存性、 ←----- : 論理関数

p_i : プラント i における配管セグメント破断頻度

X_i : プラント i における配管セグメント破断件数

T_i : プラント i における露出時間すなわち運転炉年

I_i : プラント i における尤度関数 (ポアソン過程)

μ と σ : 母集団変動分布のパラメータ

$(a_\mu, b_\mu), (a_\sigma, b_\sigma)$: ハイパーパラメータ

図 3.2 時間故障率に関する確率過程モデル

4. PFM 解析コードによる配管セグメント破断頻度

4.1 PFM 解析コードと解析条件

荷重、破壊靱性、欠陥の密度、割れの進展則等の不確実性を確率分布で表現する PFM 解析コードを用いることにより配管セグメント破断確率を解析できる。解析は代表的な 4 ループ PWR プラントを対象に表 3.3 に示される CDF への寄与が比較的大きいと想定される配管セグメントで発生が想定される主要な劣化メカニズムに対して実施した。PWSCC、TF、高サイクル疲労及び低サイクル疲労の劣化メカニズムに対しては当機構が整備し実用的な PRAISE-JNES (JNES は当機構を表す。以下同様。) コード⁽¹⁶⁾、PRAISE-JNES コードが対応できない FAC あるいはエロージョン・コロージョンに対してはこれらに対応可能な独立行政法人 日本原子力研究開発機構が開発した PASCAL-EC コード⁽¹⁷⁾を用いる。

(1) PWSCC に対する PRAISE-JNES コードの解析条件

PWSCC に対する PRAISE-JNES コードの解析条件を表 4.1 に示す。配管呼び径は配管計装線図 (以下、「P&ID」という。) より調査し、配管肉厚と配管内半径はスケジュール 160 を想定し JIS 配管サイズ一覧表⁽¹⁸⁾より求めた。初期き裂深さ分布モデル及び初期き裂アスペクト比分布モデルについては、PWSCC が発生する配管材質は Ni 基合金であるが、現時点で当該材質に対する当該モデルが存在しないため、SCC を対象とした代表的なモデルとしている町田のモデル⁽¹⁹⁾を参照し用いた。内圧は 3 ループ PWR プラントの高経年化技術評価等報告書⁽¹²⁾を参照した。き裂進展速度は図 4.1 の Ni 基合金き裂進展速度⁽²⁰⁾を適用した。非破壊検査におけるき裂非検出確率モデルについても Ni 基合金に対するモデルは現時点で存在しないため、ステンレス鋼の SCC を対象とした検出確率モデルである米国ローレンスリバーモア国立研究所 (以下、「LLNL」という。) モデル⁽²¹⁾を採用し、検査チーム熟練度として PASCAL-EC コードの母体である PASCAL コード⁽²²⁾で採用されている優秀、良好及び下限のうち良好を適用した。破壊判定モデルは、日本機械学会の維持規格 (2008 年版)⁽²³⁾ (以下、「維持規格」という。) のステンレス鋼、炭素鋼等に対する弾塑性破壊力学評価法 (維持規格の添付 E-9 参照) を用いる。PWSCC が発生する配管材質は Ni 基合金であるが、ステンレス鋼、炭素鋼及び Ni 基合金に対する溶接方法はタングステン-不活性ガス (TIG) 溶接もしくは被覆アーク溶接 (SMAW) が用いられていることから当該弾塑性破壊力学評価法を使用した。Ni 基合金とステンレス鋼等で靱性が異なり評価結果に多少の影響を与える可能性があるが、今後の検討課題とする。なお、維持規格は、原子力安全・保安院

による技術評価⁽²⁴⁾を受け一部要件付きで規制に適用されている。

(2) TF に対する PRAISE-JNES コードの解析条件

TF に対する PRAISE-JNES コードの解析条件を表 4.2 に示す。主給水系の主給水隔離弁付近の配管呼び径は P&ID より調査し、配管肉厚と配管内半径はスケジュール 80 を想定し JIS 配管サイズ一覧表より求めた。低圧注入系の蓄圧注入系接続部及び高圧注入系の低圧注入系接続部の配管呼び径には従来の調査結果⁽²⁵⁾を用い、配管肉厚と配管内半径はスケジュール 160 を想定し JIS 配管サイズ一覧表より求めた。初期き裂深さ分布モデル及び初期き裂アスペクト比分布モデルは、既存の研究⁽²⁶⁾で推奨されており、炭素鋼に対し用いられた Bruckner の対数正規分布で平均値を 0.29、標準偏差を 1.6 としたモデル及び LLNL 対数正規分布で平均値を 1.3、標準偏差を 0.54 としたモデルを使用した。また、ステンレス鋼に対する初期き裂深さ分布モデル及び初期き裂アスペクト比分布モデルは、現時点で存在しないため炭素鋼に対するものと同様とした。主給水系の主給水隔離弁付近配管セグメントの材質は炭素鋼の STS480 及び低圧注入系の蓄圧注入系接続部と高圧注入系の低圧注入系接続部の材質はステンレス鋼の SUS316TP を想定している。なお、TF は炭素鋼よりステンレス鋼で起こりやすいことを表 2.3 のデータは示している。STS480 と SUS316TP の引張強さは最小引張強さの 1.1 倍を平均値としその 0.1 倍を標準偏差とした。流動応力は最小引張強さと最小降伏点の合算値の半分であるが、最小引張強さ及び最小降伏点とも安全率を考慮している。確率論的評価においては、安全率を考慮した最小値ではなく、平均値と標準偏差が必要となるものの、データが存在しないため、流動応力の平均値として最小引張強さと最小降伏点の合算値の半分の 1.1 倍、標準偏差をその 0.1 倍とした。STS480 及び SUS316TP の最小引張強さと最小降伏点については、日本機械学会の設計・建設規格（2001 年版）⁽²⁷⁾（以下、「設計・建設規格」という。）の付録材料図表記載のデータを用いた。設計・建設規格は原子力安全・保安院による技術評価⁽²⁸⁾を受け一部要件付きで規制に適用されている。代表的な 4 ループ PWR プラントの該当配管セグメントの内圧と温度は、3 ループ PWR プラントと同様と仮定し、3 ループ PWR プラントの高経年化技術評価等報告書⁽¹²⁾を参照した。TF は配管肉厚内外の温度差により配管を曲げる方向に働くのでき裂進展解析用応力サイクルに対しては曲げ応力のみを想定し、日本機械学会の配管破損防護設計規格⁽²⁹⁾（以下、「配管破損防護設計規格」という。）記載の図 4.2 PWR 主給水管及び図 4.3 PWR 1 次冷却材管分岐管の該当データを用いた。き裂進展速度は維持規格のフェライト系鋼軽水炉環境中の疲労き裂進展速度及びオーステナイト系鋼 1 次水質環境中の疲労き裂進展速度を用いた。非破壊検査におけるき裂非検出確率モデル及

び破壊判定モデルは表 4.1 と同様である。

(3) 高サイクル疲労に対する PRAISE-JNES コードの解析条件

高サイクル疲労に対する PRAISE-JNES コードの解析条件を表 4.3 に示す。配管呼び径には従来の調査結果⁽²⁵⁾を用い、配管肉厚と配管内半径はスケジュール 160 を想定し JIS 配管サイズ一覧表より求めた。初期き裂深さ分布モデル及び初期き裂アスペクト比分布モデルは表 4.2 と同様である。低圧注入系の蓄圧注入系接続部と高圧注入系の低圧注入系接続部の材質はステンレス鋼の SUS316TP 及び化学体積制御系の低温側配管接続部の材質はステンレス鋼の SUS304TP を想定している。SUS316TP と SUS304TP の引張強さ及び流動応力は同一であり表 4.2 と同様である。代表的な 4 ループ PWR プラントの該当配管セグメントの内圧は、3 ループ PWR プラントと同様と仮定し、3 ループ PWR プラントの高経年化技術評価等報告書⁽¹²⁾を参照した。高サイクル疲労は過渡事象による振動の繰り返しにより配管の肉厚方向に膜応力を発生させるのでき裂進展解析用応力サイクルに対しては膜応力のみを想定し、配管破損防護設計規格記載の図 4.3 PWR 1 次冷却材管分岐管の該当データを用いた。き裂進展速度、非破壊検査におけるき裂非検出確率モデル及び破壊判定モデルは表 4.2 と同様である。

(4) 低サイクル疲労に対する PRAISE-JNES コードの解析条件

低サイクル疲労に対する PRAISE-JNES コードの解析条件を表 4.4 に示す。低サイクル疲労は過渡事象の繰り返しにより配管系全体を膨張収縮させる方向に働くのでき裂進展解析用応力サイクルに対しては膜応力のみを想定し、配管破損防護設計規格記載の図 4.2 PWR 主給水管の該当データを用いた。その他の項目は表 4.2 の主給水系の主給水隔離弁付近に対するデータと同様である。

(5) FAC あるいはエロージョン・コロージョンに対する PASCAL-EC コードの解析条件

FAC あるいはエロージョン・コロージョンに対する PASCAL-EC コードの解析条件を表 4.5 に示す。配管呼び径は P&ID より調査し、配管肉厚と配管内半径はスケジュール 80 を想定し JIS 配管サイズ一覧表より求めた。主蒸気系の主蒸気止め弁付近配管セグメントの材質は炭素鋼の SGV410 を想定している。主給水系の主給水隔離弁付近配管セグメントの材質は表 4.2 と同様である。減肉量算定に用いる幾何学形状ファクターは (曲率半径) / (管径) が 1.5 の曲管を想定した場合の 0.30⁽¹⁷⁾を用いた。主給水系の流速の平均値は 4300m³/h⁽³⁰⁾の流量を想定し管内面積

から算出し、流速の標準偏差は主給水系における FAC に関する解析例⁽³¹⁾の標準偏差の平均値に対する比より求めた。pH は 7.0 を仮定した。酸素濃度、Cr, Mo 含有量及び材料密度は PASCAL-EC コードのサンプル問題の掲載値を用いた。温度の平均値は 3 ループ PWR プラントと同様と仮定し、3 ループ PWR プラントの高経年化技術評価等報告書⁽¹²⁾を参照した。温度の標準偏差は PASCAL-EC コードの使用値を用いた。減肉量算定（2 相流）用の質量流速平均値は 1690t/h⁽³⁰⁾の流量を想定し管内面積から算出し、流速の標準偏差は上記主給水系の場合と同様の取扱いとした。破壊判定評価式は PASCAL-EC コードに設定されている Wesley のモデル、塑性崩壊モデル及び原研モデルの 3 モデルのうち、破壊評価が内圧と肉厚減少量で決定する比較的単純なモデルである Wesley のモデルを用いることとした。破壊判定用の内圧は、3 ループ PWR プラントと同様と仮定し、3 ループ PWR プラントの高経年化技術評価等報告書⁽¹²⁾を参照した。

(6) 試験プログラム

PRAISE-JNES コードの解析における試験プログラムは、維持規格が配管セグメントに存在する溶接継手のうち実際に非破壊試験を実施する割合である試験程度として、クラス 1 配管に規定して 25%/10 年を参考に設定する。1 回目の非破壊試験を運転開始後 10 年とし 2 回目は再び非破壊試験を受けるまでの試験間隔すなわち 100%の試験程度になるまでの期間 40 年を加えた 50 年と想定した。PASCAL-EC コードの解析における試験プログラムは、非破壊試験が日本機械学会の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）⁽³²⁾（以下、「PWR 配管減肉管理規格」という。）に従って実施されることを参考に設定する。非破壊試験により配管の肉厚を測定しその測定値を基に単位時間当たりの減肉量、すなわち減肉率を今後の予想値として算出し、配管の肉厚が必要最小厚さに達するまでの余寿命を求める。初回の試験を運転開始後 10 年以内とし、余寿命の 5 年前までに次回の試験を実施するよう規定されている。ここで、減肉率は測定値に替えて PASCAL-EC コードで解析し、余寿命は PASCAL-EC コード中の Wesley の破壊クライテリアで置き換える。破壊が予想される 5 年前までに次回の試験を実施するものとする。

(7) 配管セグメント破断条件

一般に、配管セグメント内には複数の溶接継手が存在する。PRAISE-JNES コードの解析においては、そのうち 1 個の溶接継手が破断した場合、当該配管セグメントが破断すると仮定した。さらに、1 個の溶接継手に 1 個のき裂が存在する条件下の解析であることから、溶接継手のき裂

存在確率を乗じる。同確率は、溶接継手単位長さあたりのき裂存在確率 f^* に周長（内表面の周長を仮定）を乗じた $2\pi R_i f^*$ で評価できる⁽³³⁾とされており、これを使用する。 f^* は表 4.6 に示すように与えられている。Harris らはこれを使用しやすくするため、表 4.6 に示す値を回帰処理し (4.1) 式⁽³⁴⁾で評価できるようにした。

$$f^* = \max\left(6.55 \times 10^{-4} e^{1.491499h}, 0.0022h^2 - 0.0066h + 0.0063\right) \dots \dots \dots (4.1)$$

ここで、

h : 配管の肉厚 (inch)

である。PASCAL-EC コードの解析においては、配管セグメント内に 1 箇所の減肉箇所が存在すると仮定し同箇所が破断した場合、当該配管セグメントが破断すると仮定した。

(8) 対象解析年数

PRAISE-JNES コード及び PASCAL-EC コードの解析で対象とする解析年数は、当該プラントが既設プラントであり高経年化技術評価対象であるとしその長期間運転想定期間の 60 年⁽¹²⁾とし、解析で得られた 60 年までの累積破断確率を 60 で除して配管セグメント破断頻度（/炉年）とした。

4.2 PFM 解析コードと OPDE データによる配管セグメント破断頻度の比較

表 3.3 に示される CDF への寄与が比較的大きいと想定される配管セグメントで、発生が想定される主要な劣化メカニズム起因の PFM 解析コードによる配管セグメント破断頻度評価結果を OPDE データによる評価と比較して表 4.7 に示す。表 4.7 より以下の傾向が得られた。

- ・ FAC あるいはエロージョン・コロージョンに関しては、主蒸気系の主蒸気止め弁付近及び主給水系の主給水隔離弁付近の炭素鋼の配管を対象に比較した。OPDE データによる評価と PFM 解析コードによる評価は桁が合うかあるいは後者が 2 桁程度大きい値となった。
- ・ TF に関しては、主給水系の主給水隔離弁付近の炭素鋼である中口径の配管を対象に、さらに高圧注入系の低圧注入系接続部、低圧注入系の蓄圧注入系接続部及び化学体積制御系の

低温側配管接続部のステンレス鋼である比較的小口径の配管セグメントを対象に比較した。このうち、ステンレス鋼の小口径の配管に関しては、OPDE データによる評価と PFM 解析コードによる評価が概ね桁が合う結果となった。炭素鋼である中口径の配管に関しては、OPDE データによる評価に比べ PFM 解析コードによる評価が 5 桁小さい結果となった。

- ・ 高サイクル疲労に関しては、高圧注入系の低圧注入系接続部、低圧注入系の蓄圧注入系接続部及び化学体積制御系の低温側配管接続部のステンレス鋼である比較的小口径の配管セグメントを対象に比較した。OPDE データによる評価に比べ PFM 解析コードによる評価は桁が合うか 1～2 桁程度大きい値となった。
- ・ 低サイクル疲労に関しては、主給水系の主給水隔離弁付近の炭素鋼である中口径の配管を対象に比較した。OPDE データによる評価に比べ PFM 解析コードによる評価が 1 桁程度小さい値となった。
- ・ PWSCC に関しては、大口径の原子炉冷却系の蒸気発生器接続部と中口径の加圧器サージ管の加圧器接続部を対象に比較した。大口径の配管に対しては OPDE データによる評価に比べ PFM 解析コードによる評価が 3 桁程度小さい値となり、中口径の配管に対しては、3 桁程度大きい値となった。

以上のように PFM 解析コードによる評価は、OPDE データによる評価と概ね桁が合うものの一部で 3 桁以上の相違がある。この状況を改善するため、PFM 解析コードの表 4.1～表 4.5 中に記載した解析条件及び現状の PFM 解析で想定されている配管セグメント内の 1 個の溶接継手に 1 個のき裂が存在する、あるいは配管セグメント内に 1 箇所肉減箇所が存在する条件等について引き続き検討を行う必要がある。

表 4.1 PWSCC に対する PRAISE-JNES コードの解析条件

大項目	小項目	条件値	
系統と配管セグメント	原子炉冷却系	蒸気発生器接続部	加圧器サージ管加圧器接続部
形状と初期き裂	呼び径 [inch]	38	6
	配管肉厚 [mm]	78.0	18.2
	配管内半径 [mm]	413.5	64.4
	初期き裂深さ分布モデル	正規分布 (平均値 0.2252, 標準偏差 0.0543)	
	初期き裂アスペクト比分布モデル	長さ: 対数正規分布 (平均値 0.400, 標準偏差 0.675)	
材料	材質	Ni 基合金	
	引張強さ (μ , σ) [MPa] (※1)	501.0, 50.10	
	流動応力 (μ , σ) [MPa] (※1)	442.8, 40.28	
応力	膜応力 [MPa] (※2)	41.54	26.59
	曲げ応力 [MPa] (※3)	20.77	13.29
	溶接残留応力 (4次多項式) (※1)	大口径残留応力	小口径残留応力
	内圧[MPa]	17.2	17.2
き裂進展速度	き裂進展速度	Ni 基合金の PWSCC き裂進展速度 (図 4.1 のデータ平均線)	
非破壊検査	き裂非検出確率モデル	LLNL モデル採用、検査チーム熟練度には良好を適用	
破壊クライテリア	破壊判定モデル	維持規格の弾塑性破壊力学評価法	

※1: PRAISE-JNES 使用値

※2: 内圧と管の形状 (内半径, 板厚) から算出した理論値

※3: 膜応力の半分の値

μ : 平均値

σ : 標準偏差

分布は全て正規分布

表 4.2 TF に対する PRAISE-JNES コードの解析条件

大項目	小項目	条件値		
系統と配管セグメント	—	主給水系の主給水隔離弁付近	低圧注入系の蓄圧注入系接続部	高圧注入系の低圧注入系接続部
形状と初期き裂	呼び径 [inch]	16	6	2
	配管肉厚 [mm]	21.4	18.2	8.7
	配管内半径 [mm]	181.8	64.4	21.6
	初期き裂深さ分布モデル	Bruckner の対数正規分布 (平均値 0.29, 標準偏差 1.6)		
	初期き裂アスペクト比分布モデル	LLNL 対数正規分布 (平均値 1.3, 標準偏差 0.54)		
材料	材質	STS480	SUS316TP	
	引張強さ (μ, σ) [MPa]	528.00, 52.80	572.00, 57.20	
	流動応力 (μ, σ) [MPa]	415.25, 41.53	398.75, 39.88	
定格運転時応力	膜応力 [MPa] (※1)	30.49	26.59	17.72
	曲げ応力 [MPa] (※2)	15.24	13.29	8.86
	内圧 [MPa]	7.6	17.2	17.2
き裂進展解析用応力サイクル	—	配管破損防護設計規格の PWR 主給水管 (曲げ応力のみ考慮) (図 4.2)	配管破損防護設計規格の PWR1 次冷却材管分岐管 (曲げ応力のみ考慮) (図 4.3)	
き裂進展速度	—	維持規格のフェライト系鋼軽水炉環境中の疲労き裂進展速度	維持規格のオーステナイト系鋼 1 次水質環境中の疲労き裂進展速度	
非破壊検査	き裂非検出確率モデル	LLNL モデル採用、検査チーム熟練度には良好を適用		
破壊クライテリア	破壊判定モデル	維持規格の弾塑性破壊力学評価法		

※1：内圧と管の形状（内半径,板厚）から算出した理論値

※2：膜応力の半分の値

μ ：平均値

σ ：標準偏差

分布は全て正規分布

表 4.3 高サイクル疲労に対する PRAISE-JNES コードの解析条件

大項目	小項目	条件値		
系統と配管セグメント	—	低圧注入系の蓄圧注入系接続部	高圧注入系の低圧注入系接続部	化学体積制御系の低温側配管接続部
形状と初期き裂	呼び径[inch]	6	2	3
	配管肉厚 [mm]	18.2	8.7	11.1
	配管内半径 [mm]	64.4	21.6	33.5
	初期き裂深さ分布モデル	Bruckner の対数正規分布 (平均値 0.29, 標準偏差 1.6)		
	初期き裂アスペクト比分布モデル	LLNL 対数正規分布 (平均値 1.3, 標準偏差 0.54)		
材料	材質	SUS316TP		SUS304TP
	引張強さ (μ , σ) [MPa]	572.00, 57.20		572.00, 57.20
	流動応力 (μ , σ) [MPa]	398.75, 39.88		398.75, 39.88
定格運転時応力	膜応力 [MPa] (※1)	26.59	17.72	24.34
	曲げ応力 [MPa] (※2)	13.29	8.86	12.17
	内圧 [MPa]	17.2	17.2	18.8
き裂進展解析用応力サイクル	—	配管破損防護設計規格の PWR 一次冷却材管分岐管 (膜応力のみ考慮) (図 4.3)		
き裂進展速度	—	維持規格のオーステナイト系鋼 1 次水質環境中の疲労き裂進展速度		
非破壊検査	き裂非検出確率モデル	LLNL モデル採用、検査チーム熟練度には良好を適用		
破壊クライテリア	破壊判定モデル	維持規格の弾塑性破壊力学評価法		

※1：内圧と管の形状（内半径,板厚）から算出した理論値

※2：膜応力の半分の値

μ ：平均値

σ ：標準偏差

分布は全て正規分布

表 4.4 低サイクル疲労に対する PRAISE-JNES コードの解析条件

大項目	小項目	条件値
系統と配管セグメント	—	主給水系の主給水隔離弁付近
形状と初期き裂	呼び径[inch]	16
	配管肉厚 [mm]	21.4
	配管内半径 [mm]	181.8
	初期き裂深さ分布モデル	Bruckner の対数正規分布 (平均値 0.29, 標準偏差 1.6)
	初期き裂アスペクト比分布モデル	LLNL 対数正規分布 (平均値 1.3, 標準偏差 0.54)
材料	材質	STS480
	引張強さ (μ, σ) [MPa]	528.00, 52.80
	流動応力 (μ, σ) [MPa]	415.25, 41.53
定格運転時応力	膜応力 [MPa] (※1)	30.49
	曲げ応力 [MPa] (※2)	15.24
	内圧 [MPa]	7.6
き裂進展解析用応力サイクル	—	配管破損防護設計規格の PWR 主給水管 (膜応力のみ考慮) (図 4.2)
き裂進展速度	—	維持規格のフェライト系鋼軽水炉環境中の疲労き裂進展速度
非破壊検査	き裂非検出確率モデル	LLNL モデル採用、検査チーム熟練度には良好を適用
破壊クライテリア	破壊判定モデル	維持規格の弾塑性破壊力学評価法

※1：内圧と管の形状（内半径,板厚）から算出した理論値

※2：膜応力の半分の値

μ ：平均値

σ ：標準偏差

分布は全て正規分布

表 4.5 FAC あるいはエロージョン・コロージョンに対する PASCAL-EC コードの解析条件

大分類	小項目	条件値	
系統と配管セグメント	—	主蒸気系の主蒸気止め弁付近	主給水系の主給水隔離弁付近
形状	呼び径[inch]	28	16
	配管初期肉厚[mm]	34.0	21.4
	配管内半径[mm]	321.6	181.8
材料	材質	SGV410	STS480
減肉量算定	幾何学形状ファクター	0.30	0.30
	流速 (μ , σ) [m/sec]	下欄の減肉量算定 (2 相流) のパラメータより算出 ⁽³¹⁾	
	pH	7.0	7.0
	酸素濃度 (μ , σ) [ppb]	1.2, 0.08	1.2, 0.08
	Cr, Mo 含有量 (μ , σ) [wt%]	0.08, 0.005	0.08, 0.005
	材料密度 [μ g/cm ³]	7.86×10^6	7.86×10^6
	温度 (μ , σ) [°C]	291.0, 2.0	230.0, 2.0
減肉量算定 (2 相流)	質量流速 (μ , σ) [kg/m ² s]	1440.0, 9.6	—
	飽和水の密度 [kg/m ³] (※1)	1000.0	—
	蒸気クオリティ (※1)	0.994	—
	ボイド率 (※1)	0.996	—
破壊判定	評価式 (※1)	Wesley の破壊クライテリア	
	材料の引張強さ (μ , σ) [MPa] (※1)	500, 52	
	材料の周方向平均破損ひずみ [%] (※1)	3.7	
	内圧 [MPa]	7.6	7.6

※1 : PASCAL-EC 使用値

μ : 平均値
 σ : 標準偏差
 分布は全て正規分布

表 4.6 き裂の溶接継手単位長さあたりの存在確率

配管肉厚 (inch)	き裂存在確率 (／inch)
0.25	0.0047
0.50	0.0030
0.70	0.0020
1.00	0.0035
1.50	0.0067
2.00	0.0120
2.50	0.0256

表 4.7 代表的な 4 ループ PWR プラントの配管セグメント破断頻度 (／炉年)

配管セグメントの箇所	主要な劣化メカニズム	左記劣化メカニズム起因の破断頻度	
		OPDE データによる評価	PFM 解析コードによる評価
原子炉冷却系の蒸気発生器接続部	PWSCC	2.78×10^{-6}	1.05×10^{-9}
加圧器サージ管の加圧器接続部	PWSCC	2.78×10^{-6}	3.18×10^{-3}
主蒸気系の主蒸気止め弁付近	FAC あるいはエロージョン・コロージョン	2.83×10^{-4}	3.41×10^{-4}
主給水系の主給水隔離弁付近	FAC あるいはエロージョン・コロージョン	3.33×10^{-5}	9.80×10^{-4}
	TF	3.94×10^{-6}	3.98×10^{-11}
	低サイクル疲労	1.11×10^{-6}	7.62×10^{-8}
高圧注入系の低圧注入系接続部	TF	4.07×10^{-5}	6.15×10^{-5}
	高サイクル疲労	1.21×10^{-6}	9.12×10^{-5}
低圧注入系の蓄圧注入系接続部	TF	5.56×10^{-6}	1.76×10^{-5}
	高サイクル疲労	2.71×10^{-6}	3.35×10^{-5}
化学体積制御系の低温側配管接続部	高サイクル疲労	1.45×10^{-4}	9.46×10^{-5}

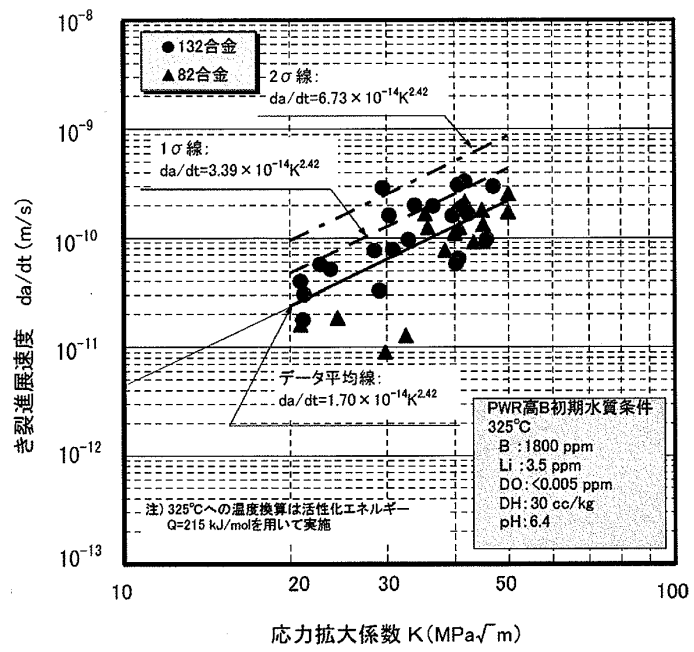


図 4.1 PWSCC に対応したき裂進展速度

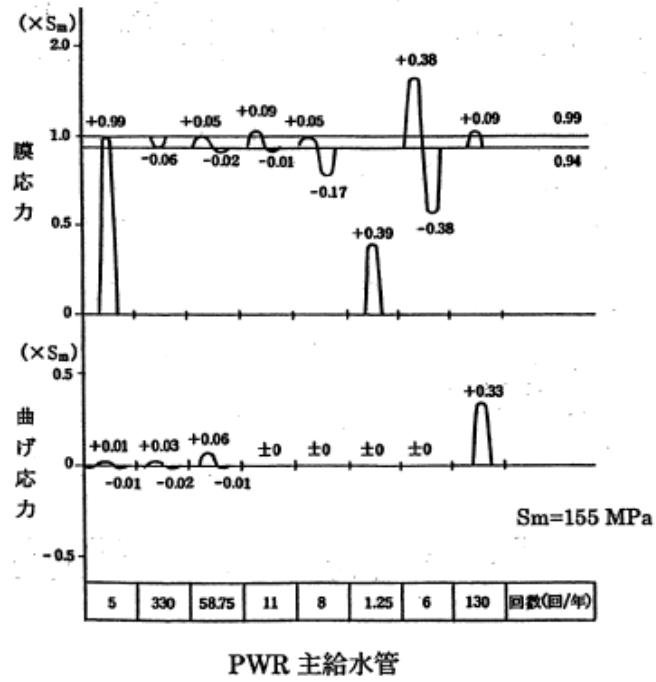


図 4.2 き裂進展解析用応力サイクル (PWR 主給水管：炭素鋼)

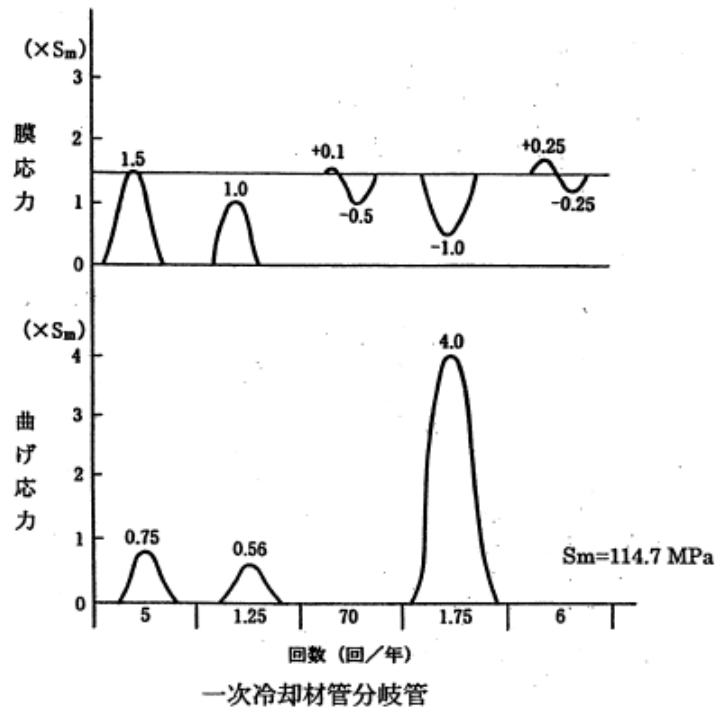


図 4.3 き裂進展解析用応力サイクル (PWR 1 次冷却材管分岐管：ステンレス鋼)

5. WOG-JNES 手法における配管セグメント破断頻度の適用

3章あるいは4章で求められた配管セグメント破断頻度は RI-ISI に適用される。必要に応じて配管セグメント破断頻度に使命時間及び試験間隔を乗じた配管セグメント破断確率も用いられる。RI-ISI 手法としては WOG 手法を採用する。同手法では本来 PFM 解析コードによる配管セグメント破断頻度を用いるが、PFM 解析コードによる評価については 4.2 節で記述したように今後の検討課題が残されているので、ここでは代表的な 4 ループ PWR プラントに対する 3 章の OPDE データによる配管セグメント破断頻度を利用することとし、手法を WOG-JNES 手法と呼ぶ。

5.1 事故シーケンスへの影響評価

配管セグメント破断による事故シーケンスへの影響は、出力運転時内の事象に対する PSA を用いる。⁽³⁵⁾ この場合、一般的に配管セグメントの破断確率は機器の故障確率に比べ十分に小さいので、PSA モデルでは起因事象としての冷却材喪失事故等を除き、配管セグメント破断はモデル化しない。そこで、配管セグメントの破断に起因する原子炉施設の安全性への影響をリスクの観点から明確にする方法が必要となる。リスクの観点から重要な配管セグメントを把握するためには、配管破断のみに起因する CDF の中で、各配管セグメント破断起因の CDF が占める寄与割合を決める必要がある。そこで、配管セグメント破断と同等の事故シーケンスへの影響を示す事象を PSA モデルの中から代理事象として選定し評価した。

配管セグメントの破断が起因事象を引き起こす場合は当該起因事象を代理事象として選定し、当該起因事象による CDF をその起因事象発生頻度で除した条件付炉心損傷確率に配管セグメントの破断頻度を乗じて起因事象発生シーケンスの CDF を得た。

配管セグメントの破断が起因事象を引き起こさず、緩和系の機能喪失を引き起こす場合は同等の緩和系機能喪失を引き起こす機器、例えばポンプ、弁等を配管セグメントの代理機器とし、当該代理機器が故障したときの CDF から元の炉心損傷頻度を差し引いた CDF の増加量を得た。同増加量に配管セグメントの破断確率を乗じ、緩和系機能喪失シーケンスの CDF を求めた。

配管セグメントの破断が起因事象を引き起こし、かつ緩和系の機能喪失を引き起こす場合は、起因事象の発生と緩和系の機能喪失を同時に引き起こす相乗事象を代理事象とし、緩和系の中から代理機器を選ぶ。この起因事象に対するイベントツリーを用い、緩和系中の代理機器が故障したとき（故障確率=1）の CDF を評価する。同 CDF を起因事象の発生頻度で除した条件付炉心損傷確率に、配管セグメントの破断頻度を乗じて起因事象と緩和系機能喪失の同時発生シーケンスの CDF を得た。

配管セグメントの破断に起因する CDF をすべての配管セグメントについて合算し、配管セグメントの破断に起因する全炉心損傷頻度 CDF_{BASE_LINE} を評価した。この内、起因事象を引き起こすものを除いた CDF が代表的な 4 ループ PWR プラントの CDF に対して示す割合は 6% となった。これは、元の PSA モデルに配管破断起因の CDF (起因事象を引き起こすものを除く。) を加味したとしてもその寄与する割合が小さいことを示している。

5.2 リスク情報活用の指標とリスク情報に対応した検査方法

5.2.1 リスク重要度の位置づけ

検査活動の優先順位を見直す際にリスク重要度を活用することが考えられる。⁽³⁶⁾ 一般的に、系統、機器等の検査対象・項目等の妥当性評価に用いられるリスク重要度として、ファッセル・ベズリー重要度⁽³⁶⁾ (以下、「FV」という。)、リスク増加価値⁽³⁶⁾ (以下、「RAW」という。) 及びリスク低減価値⁽²⁾ (以下、「RRW」という。) が考えられる。5.1 節で述べたように、リスクの観点から重要な配管セグメントを把握する側面から、 CDF_{BASE_LINE} の中で、各配管セグメント破断起因の CDF が占める寄与割合を決める。したがって、配管セグメント破断確率を p で表すと、当該配管セグメントの FV、RAW 及び RRW はそれらの定義式より、(5.1)、(5.2) 及び (5.3) 式となる。

$$FV = \frac{CDF_{BASE_LINE} - CDF_{PB,p=0}}{CDF_{BASE_LINE}} \dots \dots \dots (5.1)$$

$$RAW = \frac{CDF_{PB,p=1}}{CDF_{BASE_LINE}} \dots \dots \dots (5.2)$$

$$RRW = \frac{CDF_{BASE_LINE}}{CDF_{PB,p=0}} \dots \dots \dots (5.3)$$

ここで、

$CDF_{PB,p=0}$: 対象となる配管セグメントの破断確率が 0 の場合の CDF

$CDF_{PB,p=1}$: 対象となる配管セグメントの破断確率が 1 の場合の CDF

FV と RRW は、それらの値が大きいほど、検査により劣化を検出し当該配管セグメントの破断確率を小さくして健全性を向上させると、CDF すなわちリスクの低減効果が大きくなる。したがって、検査等の管理強化の必要性が大きい配管セグメントの選定指標に使用できる。ここでは、CDF の比率を示し、より簡単な表示式となっている RRW をリスク重要度として用いる。これは、WOG 手法におけるリスク重要度指標の活用と整合している。

RAW は、劣化により破断したと仮定した時にどれだけリスクが増加するかを示す。RAW が大きいほど、検査に際しその破断に伴いリスクが大幅に増加することを意識した注意深い監視や取り扱いが期待される観点からの指標といえる。5.1 節に述べたように、一般的に配管セグメントの破断確率は機器に比べ十分に小さいので、(5.2) 式のように破断確率を 1 と仮定したときの RAW は大きくなり易い。このため、WOG 手法では RAW は、配管セグメントを分類するリスク重要度として必要に応じ補助的に用いるとしている。RAW の配管セグメントの選定指標としての活用方法については、今後の課題とする。

5.2.2 リスク重要度の分類基準・抑制水準

米国産業界では、RRW を構造物、系統及び機器（以下、「SSC」という。）のリスク重要度分類指標として用い得るとし、RRW>1.005 の場合、当該 SSC は安全重要度が高いと見なし得る⁽³⁷⁾としている。RAW については、RAW>2 の場合、当該 SSC は安全重要度が高いと見なし得る⁽³⁷⁾としている。これらの RRW と RAW の分類基準・抑制水準は、米国電力研究所の PSA 適用ガイド⁽³⁸⁾で参照され、さらにこの PSA 適用ガイドを WOG 手法において参照する形で用いられている。ただし、WOG 手法では 5.2.1 項に述べたように、RAW は必要に応じて補助的に用いられる。

さて、(5.3) 式の RRW が 1.005 を超えたら当該配管セグメントの安全重要度が高いと見なすことは、逆に、当該配管セグメント破断による CDF の配管破断起因の全炉心損傷頻度 CDF_{BASE_LINE} に対する寄与割合が 0.5% 以下の場合、安全重要度が高くないと見なすこととなる。この値は十分小さい値であり、配管セグメントのリスク重要度の分類基準・抑制水準として適切であると考えられる。

なお、WOG 手法では、RRW が 1.001 以上 1.005 以下の場合は、その安全重要度について専門家判断に託すとしている。

以上を踏まえ、ここでは、配管セグメントのリスク重要度の分類基準・抑制水準として RRW の値により以下を採用する。RAW の活用方法は、5.2.1 項に述べたように今後の課題とする。

$RRW > 1.005$: リスク重要度高
$1.001 \leq RRW \leq 1.005$: リスク重要度中
$RRW < 1.001$: リスク重要度低

5.2.3 破損重要度分類

リスク重要度に加え、当該配管セグメントで発生する劣化メカニズムが、効果的な検査を同セグメントに対しどの程度必要とするかを規定し得る。そこで、劣化メカニズムで決める破損重要度⁽²⁾を配管セグメントの分類に用いる。劣化メカニズムのうち、例えば、FAC あるいはエロージョン・コロージョンのように活性的又は破損に至る可能性が高い劣化メカニズムを有する配管セグメントを破損重要度高と分類し、その他の劣化メカニズムを有する配管セグメントを破損重要度低と分類する。

2章で検討した PWR に対する OPDE データベースの分析及び WOG 手法における検討を基に、エロージョン、コロージョン、FAC あるいはエロージョン・コロージョン、MIC、IGSCC、TGSCC、PWSCC、B/A-SCC、TF 及び高サイクル疲労を破損重要度高とし、その他 SCC、低サイクル疲労、フレット疲労、過大負荷、HF 及び不明を破損重要度低とした。

5.2.4 リスク重要度と破損重要度に基づく配管セグメントの分類

リスク重要度を区分けする $RRW=1.001$ と $RRW=1.005$ 、及び破損重要度の高と低の分類基準を用いることにより配管セグメントが属する領域が図 5.1 のように決まる。図 5.1 に示すように、リスク重要度高及び破損重要度高の場合を領域 1、リスク重要度高及び破損重要度低の場合を領域 2、リスク重要度低及び破損重要度高の場合を領域 3B、リスク重要度低及び破損重要度低の場合を領域 4B とした。⁽²⁾ さらに、リスク重要度中及び破損重要度高の場合を領域 3A、リスク重要度中及び破損重要度低の場合を領域 4A とした。

これらの領域を検査方法選定の際に活用する。リスク重要度高とされた配管セグメントに対しては、破損重要度の高低にかかわらず検査を充実させる方向で検討する。また、破損重要度高とされた配管セグメントに対しては、リスク重要度で仮に中あるいは低とされても、その劣化メカニズムが活性的又は破損に至る可能性が高いことを鑑み、直ちに検査の緩和に結びつくことのないように配慮する。

5.2.5 配管クラス分類

現行の ISI における機器や配管の検査方法は、維持規格で規定されている。維持規格は、その「解説 IA-1200-2」で述べているように要求される機能として重要度が高い機器に対しては、漏えい試験と非破壊試験の両試験を要求する等、検査をより充実させている。機器をその役割から表 5.1 のようにクラス 1、2、3 と分類し、基本的にクラス 1 と 2 を安全重要度高とし漏えい試験と非破壊試験の両方を要求、クラス 3 に漏えい試験を要求している。すなわち、指定されたクラス分類に基づいて機器の検査方法を規定する決定論的な考え方といえる。

表 5.1 の定義を配管に適用した場合の、配管セグメントのクラス分けの具体例は維持規格に示されていない。このため、具体例が記載されている設計・建設規格を用いる。

5.2.6 配管セグメントの分類に対応する検査方法

5.2.5 項で一部述べたように、配管に対する現行の検査はすべての配管に、基本的に系統内の流体（水）を用いて規定圧力まで加圧し、漏えいの有無を検知する漏えい試験を要求している。この漏えい試験に、要求される機能として重要度が高いと決定論的に決めた配管に対しては原則として非破壊試験を追加した「非破壊試験及び漏えい試験」を要求している。⁽²³⁾ 非破壊試験とは、磁粉探傷試験又は浸透探傷試験の表面試験、放射線透過試験、超音波探傷試験又は渦流探傷試験の体積試験、及び機器表面の割れ等を検出するための VT-1、漏えいを検出するための VT-2 又は機器の変形等を検出するための VT-3 等の目視試験である。維持規格クラス 1 配管は、非破壊試験として表面試験あるいは体積試験が要求されていることから、ここでの漏えい試験に追加される非破壊試験は表面試験あるいは体積試験を想定する。

この現行の検査での考え方、並びに WOG 手法で採用されている考え方に基づいて、RI-ISI においても、要求される機能として重要度が高い配管としてリスク重要度高、すなわち、図 5.1 の領域 1 と 2 のものとし、この領域に属する配管セグメントに漏えい試験（以下、VT-2 も含むものとする。）と非破壊試験を適用する。リスク重要度中、すなわち、図 5.1 の領域 3A と 4A については、本来は専門家判断に託す⁽²⁾ことが望まれるが、ここでは暫定的に領域 3A に属する配管セグメントに漏えい試験と非破壊試験を、領域 4A に属する配管セグメントに漏えい試験を適用する。なお、破損重要度高でリスク重要度低の領域 3B の配管セグメントについては、後述する。したがって、図 5.1 の領域 1 と 2 及び領域 3A に属する配管セグメントを安全重要度高とし漏えい試験と非破壊試験の両方を要求するものとする。

現行 ISI から RI-ISI へ変更した場合の漏えい試験と非破壊試験の両方が要求される配管セグメ

ント数の変化を図 5.2 に示す。全セグメント数 1060 のうち、現行 ISI で 464、WOG-JNES 手法を適用した RI-ISI で 159 であり、漏えい試験と非破壊試験の両方が要求される配管セグメント数は RI-ISI で現行 ISI の約 35% へ減少することが分かる。

これら試験方法の最終決定に当たっての課題としては、リスク重要度のみならず決定論的評価における知見及び工学的判断の適用が挙げられる。例えば、領域 3B は、リスク重要度が低くとも、破損重要度高であり該当する劣化メカニズムの FAC 等が活性的又は破損に結びつく可能性が高いことへの配慮から、PWR 配管減肉管理規格等の民間規格を適用し非破壊試験の対象とする必要性が生じる可能性がある。

表 5.1 維持規格におけるクラス 1 機器、クラス 2 機器及びクラス 3 機器の定義

クラス	定義
クラス 1 機器	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器の耐圧部分及びその支持部材取付け部分をいう。ただし、原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されているが、クラス 1 機器から除外されている機器及び小口径管*(ベント管、ドレン管)は最も近い弁までの範囲(当該弁を含む)をクラス 1 機器の試験対象に含めている。</p> <p>*ここで、「クラス 1 機器から除外されている機器及び小口径管」とは、その機器又は小口径管から冷却材が喪失していると仮定した場合、原子炉冷却材補給システムのみで冷却材を原子炉へ給水することにより、原子炉を通常の手順で停止させ、冷却できる範囲をいう。</p>
クラス 2 機器	<p>a. 原子炉を安全に停止させるために必要な設備又は非常時に安全を確保するために必要な設備であって、その故障・損壊などにより公衆に放射線障害を及ぼす恐れを間接的に生じさせるものに属する機器。</p> <p>b. タービンを駆動させることを主たる目的とする流体が循環する回路に係わる設備に属する機器であって、クラス 1 機器からこれに最も近い弁までのもの。</p> <p>c. a.及び b.に掲げる機器以外の機器であって、原子炉格納容器の貫通部から内側隔離弁又は外側隔離弁までのもの。</p>
クラス 3 機器	<p>クラス 1 機器、クラス MC 容器*、クラス 2 機器及び放射線管理設備に属するダクト以外の容器又は管をいう。ただし、クラス 3 配管に接続するポンプ又は弁を含めた総称をいう。</p> <p>*クラス MC (Metal Containment) 容器とは、鋼製原子炉格納容器及びこれに接続する容器(貫通部及び原子炉格納容器外側隔離部までの範囲)をいう。</p>

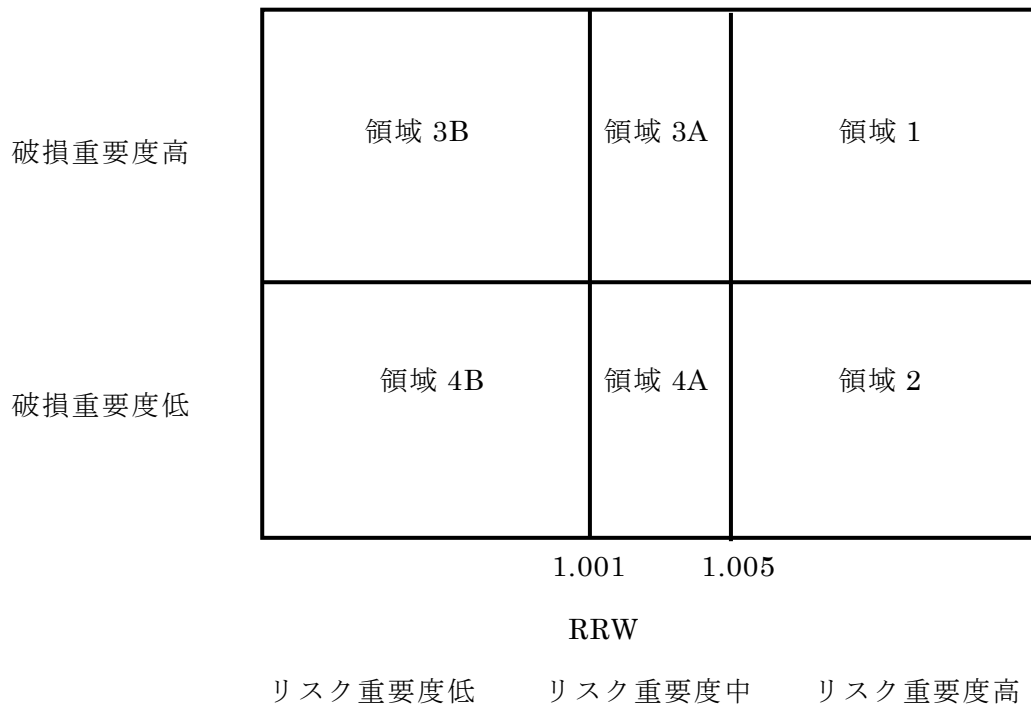


図 5.1 配管セグメントの属する領域

非破壊試験対象(安全重要度高)配管セグメント数

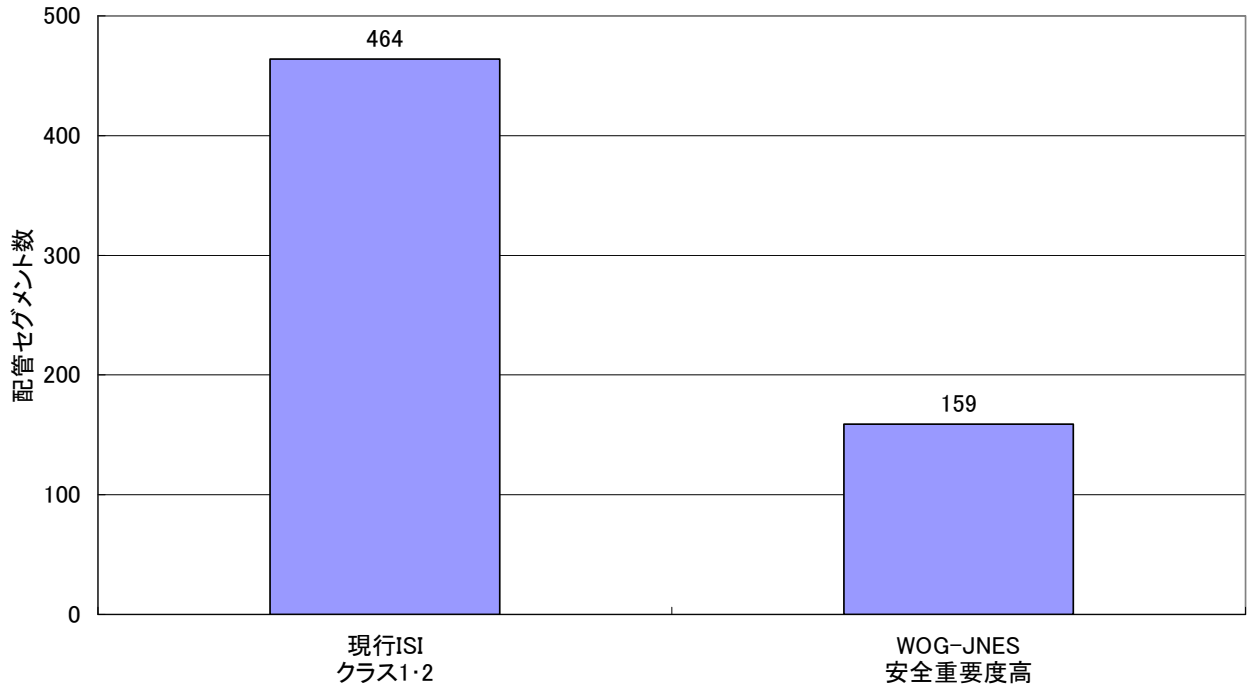


図 5.2 漏えい試験と非破壊試験の両方が要求される配管セグメント数

6. リスク変化量の評価

4.5 節に述べたように PFM 解析コードの解析条件の検討を行い、PFM 解析コードによる評価の改善を進めて行く必要がある。そのためには、解析対象プラント、求めた配管破断頻度の適用例等の拡充を積み重ねることが望ましい。その一環として、ここでは、代表的な BWR5 プラントに対し RI-ISI を適用した場合の、現行 ISI から RI-ISI に変更した時の配管セグメント破断起因の CDF の変化量、すなわち、リスク変化量の評価を試みる。RI-ISI 手法は 5 章と同様に WOG-JNES 手法を用いた。PFM 解析コードは RI-ISI によって検査時期等が変わる影響を配管セグメント破断確率に反映することができるので、その影響を反映して現行 ISI から RI-ISI に変更した時のリスクがどのように変化するかを評価する。

6.1 PFM 解析コード解析条件

代表的な BWR5 プラントでは、エロージョン、コロージョン、FAC あるいはエロージョン・コロージョン、MIC、IGSCC、TGSCC、その他 SCC、TF、高サイクル疲労、低サイクル疲労、フレッキング疲労、過大負荷、HF 及び不明の 14 種類の劣化メカニズム⁽³⁵⁾が想定される。なお、2.3 節に述べた PWR プラントと同様に、我が国の BWR プラントでも MIC による劣化事象は報告されていないが保守的に想定した。SCC については BWR で顕著な IGSCC を選定し、4.1 節と同様に PRAISE-JNES コードを用いて配管セグメント破断確率を解析する。TF、高サイクル疲労及び低サイクル疲労の劣化メカニズムに対しても 4.1 節と同様に PRAISE-JNES コードを用いて配管セグメント破断確率を解析する。FAC あるいはエロージョン・コロージョンに対しても 4.1 節と同様に PASCAL-EC コードを用いて配管セグメント破断確率を解析する。これらの解析対象以外の劣化メカニズムについては、現状の PFM 解析で確立された手法が存在しないので、類似する劣化メカニズムの評価を援用することとし、IGSCC に対する解析結果を TGSCC 及びその他 SCC へ、TF、高サイクル疲労及び低サイクル疲労に対する解析結果をフレッキング疲労へ、FAC あるいはエロージョン・コロージョンに対する解析結果をエロージョン及びコロージョンへ援用する。MIC、過大負荷、HF 及び不明に対する PFM 解析は今後の課題であるので、ここでは現行 ISI から RI-ISI に変更した時の配管セグメント破断確率の変化量解析の対象から除外する。

(1) IGSCC に対する PRAISE-JNES コードの解析条件

IGSCC に対する PRAISE-JNES コードの解析条件を表 6.1 に示す。残留熱除去系の再循環ライン原子炉圧力容器近傍の配管呼び径は従来の調査結果⁽²⁵⁾を用い、配管肉厚と配管内半径はスケジュール 120 を想定し JIS 配管サイズ一覧表より求めた。高圧炉心スプレイ系の復水貯蔵タンク近傍の配管呼び径も従来の調査結果を用い、配管肉厚と配管内半径はスケジュール 20 を想定し JIS 配管サイズ一覧表より求めた。高圧炉心スプレイ系の原子炉隔離時冷却系接続部の配管呼び径は P&ID より調査し、配管肉厚と配管内半径はスケジュール 40 を想定し JIS 配管サイズ一覧表より求めた。初期き裂深さ分布モデル及び初期き裂アスペクト比分布モデルについては、SCC を対象とした代表的なモデルで IGSCC を対象とした町田のモデル⁽¹⁹⁾を参照し用いた。残留熱除去系の再循環ライン原子炉圧力容器近傍、高圧炉心スプレイ系の復水貯蔵タンク近傍及び高圧炉心スプレイ系の原子炉隔離時冷却系接続部の材質はそれぞれステンレス鋼の SUS304TP、SUS304 及び SUS316LTP を想定している。引張強さと流動応力は表 4.2 と同様な手法で求めた。代表的な BWR5 プラントの該当配管セグメントの内圧は、BWR5 プラントの高経年化技術評価書⁽³⁹⁾を参照した。非破壊検査におけるき裂非検出確率モデル及び破壊判定モデルは表 4.1 と同様である。

(2) TF、高サイクル疲労と低サイクル疲労に対する PRAISE-JNES コードの解析条件

TF、高サイクル疲労と低サイクル疲労に対する PRAISE-JNES コードの解析条件を表 6.2 に示す。配管呼び径は従来の調査結果を用いた。主蒸気系のタービン主蒸気止め弁と蒸気加減弁間と主給水系格納容器内の配管肉厚と配管内半径はスケジュール 80 を想定し JIS 配管サイズ一覧表より求めた。高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出側の配管肉厚と配管内半径はスケジュール 120 を想定し JIS 配管サイズ一覧表より求めた。初期き裂深さ分布モデル及び初期き裂アスペクト比分布モデルは表 4.2 と同様である。主蒸気系のタービン主蒸気止め弁と蒸気加減弁間、主給水系格納容器内及び高圧炉心スプレイ系ポンプ吐出側ミニフローライン分岐部と逆止弁間の配管材質はそれぞれ炭素鋼の SB480、SB450 及び STS410 を想定している。引張強さと流動応力は表 4.2 と同様な手法で求めた。代表的な BWR5 プラントの該当配管セグメントの内圧は、BWR5 プラントの高経年化技術評価書を参照した。き裂進展解析用応力サイクルは配管破損防護設計規格記載の図 6.1 き裂進展解析用応力サイクル（炭素鋼：BWR プラント）の該当データを用いた。保守的に膜応力と曲げ応力の双方を考慮している。き裂進展速度、非破壊検査におけるき裂非検出確率モデル及び破壊判定モデルは表 4.2 の主給水系の主給水隔離弁付近配管に対するものと同様である。

(3) FACあるいはエロージョン・コロージョンに対する PASCAL-EC コードの解析条件

FACあるいはエロージョン・コロージョンに対する PASCAL-EC コードの解析条件を表 6.3 に示す。配管呼び径は従来の調査結果を用いた。主給水系格納容器内と主蒸気系格納容器内の配管肉厚と配管内半径はスケジュール 80 を想定し JIS 配管サイズ一覧表より求めた。高圧炉心スプレィ系ポンプ吐出側逆止弁とオリフィス間の配管肉厚と配管内半径はスケジュール 120 を想定し JIS 配管サイズ一覧表より求めた。主給水系格納容器内、主蒸気系格納容器内及び高圧炉心スプレィ系ポンプ吐出側逆止弁とオリフィス間の配管材質はそれぞれ炭素鋼の SB450、SB480 及び STS410 を想定している。減肉量算定に用いる幾何学形状ファクターは表 4.5 と同様である。主給水系格納容器内及び高圧炉心スプレィ系ポンプ吐出側逆止弁とオリフィス間の流速の平均値はそれぞれ $7800\text{m}^3/\text{h}$ ⁽⁴⁰⁾及び $1460\text{m}^3/\text{h}$ ⁽⁴¹⁾の流量を想定し管内面積から算出し、流速の標準偏差は表 4.5 と同様な手法で求めた。pH、酸素濃度、Cr, Mo 含有量及び材料密度は表 4.5 と同様である。温度の平均値は、BWR5 プラントの高経年化技術評価書を参照した。温度の標準偏差は表 4.5 と同様である。主蒸気系格納容器内の減肉量算定（2 相流）用質量流速は上記 $7800\text{m}^3/\text{h}$ の流量に基づいており標準偏差は表 4.5 と同様な手法で求めた。破壊判定評価式は PASCAL-EC コードに設定されている Wesley のモデル、塑性崩壊モデル及び原研モデルの 3 モデルのうち、破壊評価が内圧と肉厚減少量で決定する比較的単純なモデルである Wesley のモデルを用いることとした。破壊判定用の内圧は、BWR5 プラントの高経年化技術評価書を参照した。

(4) 対象解析年数

表 6.1～表 6.3 記載の PRAISE-JNES コード及び PASCAL-EC コードの解析年数は、当該プラントが既設プラントであり高経年化技術評価対象であるとしその長期間運転想定期間の 60 年⁽¹²⁾とした。

6.2 試験プログラム

配管検査は、5.2.6 項に示したように、現行の ISI あるいは RI-ISI に係らず漏えい試験は必ず実施され、安全重要度高とされる配管セグメントに非破壊試験が追加される。現行の ISI と RI-ISI で安全重要度高とされる箇所が異なる可能性があり、現行の ISI から RI-ISI への変更とは、非破壊試験の有無の変更に該当する。この変更が、高経年化技術評価実施時点であるプラント運転開始後 30 年⁽¹²⁾時点で行われると仮定し、プラント運転開始 60 年後の累積破断確率に与える影響を

評価する。

現行の ISI では、PRAISE-JNES コードを用いる IGSCC、TGSCC、その他 SCC、TF、高サイクル疲労、低サイクル疲労及びフレッティング疲労の劣化メカニズムの場合、非破壊試験は維持規格に従い配管セグメント内の溶接継手に対して実施される。維持規格では、配管セグメントに存在する溶接継手のうち実際に非破壊試験する割合を試験程度と呼んで規定している。クラス 1 配管は 10 年間で 25%、すなわち 25%/10 年、クラス 2 配管は 7.5%/10 年及びクラス 3 配管は 0%/10 年である。選定された試験部位は定期的 (10 年ごと) に試験することとされており (維持規格では定点サンプリングと呼ぶ)、選定された溶接継手は 10 年ごとに試験を受けることになる。ただし、ここでは確率論的観点から試験対象の溶接継手は規定された試験程度を維持した上でのランダムなサンプリングにより試験されることを想定する。すなわち、ある溶接継手が 1 回目の非破壊試験を受け 2 回目の非破壊試験を受けるまでの試験間隔は 100%の試験程度になるまでの期間であり、クラス 1 配管は 40 年及びクラス 2 配管は 60 年以上 (133 年) であり、クラス 3 配管は該当しないとする。ここで、1 回目の非破壊試験を、クラス 1 配管は試験程度を規定している年数 10 年に基づいた運転開始後 10 年、クラス 2 配管は 1 回目と 2 回目の試験間隔の約 1/2 の運転開始後 50 年に実施すると仮定する。クラス 1 配管の 2 回目の非破壊試験実施時期は 1 回目の非破壊試験実施時期に前述の試験間隔 40 年を加えた運転開始後 50 年となる。クラス 2 配管の 2 回目の非破壊試験実施時期は 1 回目の非破壊試験実施時期に前述の試験間隔 60 年以上を加えると長期間運転想定期間の 60 年を超えるので想定しない。以上の試験プログラムを表 6.4 にまとめる。

現行の ISI から RI-ISI への変更が運転開始後 30 年で行われた場合、その時点で RI-ISI による非破壊試験の要否が判定され、クラス 1 配管は 2 回目の 50 年目の試験の有無及びクラス 2 配管は 1 回目の 50 年目の試験の有無の変更となる。クラス 3 配管で RI-ISI により非破壊試験が必要となった場合は、運転開始後 50 年での実施を仮定する。この試験プログラムを表 6.5 にまとめる。

現行の ISI では、PASCAL-EC コードを用いる FAC あるいはエロージョン・コロージョンの劣化メカニズムの場合、非破壊試験は日本機械学会の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)⁽⁴²⁾ (以下、「BWR 配管減肉管理規格」という。)に従って実施される。非破壊試験により配管の肉厚を測定しその測定値を基に単位時間当たりの減肉量、すなわち減肉率を今後の予想値として算出し、配管の肉厚が必要最小厚さに達するまでの余寿命を求める。初回の試験を運転開始後 10 年以内とし、余寿命の 5 年前までに次回の試験を実施するよう規定

されている。ここで、減肉率は測定値に替えて PASCAL-EC コードで解析し、余寿命は PASCAL-EC コード中の Wesley の破壊クライテリアで置き換える。破壊が予想される 5 年前までに次回の試験を実施するものとする。この試験を BWR 配管減肉管理規格模擬試験という。

現行の ISI から RI-ISI への変更が運転開始後 30 年で行われた場合、その時点で RI-ISI による非破壊試験の要否が判定され、要の場合上記試験が継続され、否の場合試験は削除される。この試験プログラムを表 6.6 にまとめる。

6.3 配管セグメント破断確率の変化量に基づくリスク変化量

表 6.5 及び表 6.6 の試験プログラムで試験が実施あるいは追加される場合は、試験結果に基づく配管の補修あるいは取替えが成され、その時点で経年劣化状態が停止し累積破断確率の増加が停止する。その後は、時間の経過とともに劣化が進み累積破断確率の増加が再開する。試験が削除される場合は経年劣化がそのまま進展し累積破断確率の増加が継続する。これらの試験プログラムを、PRAISE-JNES コード及び PASCAL-EC コードに反映させ、プラント運転開始 60 年後の累積破断確率を求める。RI-ISI を適用した場合と現行の ISI を適用した場合のプラント運転開始 60 年後の累積破断確率の比 C を (6.1) 式に示されるように評価する。

$$C = \frac{PFM_{RI-ISI}}{PFM_{ISI}} \dots \dots \dots (6.1)$$

ここで、

PFM_{RI-ISI} : PFM 解析から得られた RI-ISI を適用した場合の 60 年後の累積破断確率

PFM_{ISI} : PFM 解析から得られた現行の ISI を適用した場合の 60 年後の累積破断確率

代表的な BWR5 プラントに対して PRAISE-JNES コード及び PASCAL-EC コードを用いて評価した (6.1) 式 C の結果を表 6.7 に示す。

表 6.7 の増加率・低減率を代表的な BWR5 プラントの配管セグメントの配管セグメント破断確率/頻度に適用し、事故シーケンスへの影響評価を実施した。当該プラントのプラント全体の CDF は概ね 10^{-9} /炉年、配管セグメントの破断に起因する全炉心損傷頻度 CDF_{BASE_LINE} は概ね 10^{-10} /炉年のオーダーである⁽³⁵⁾。事故シーケンスへの影響評価の結果、現行の ISI から RI-ISI

へ変更したことによる配管セグメントの破断に起因するリスク変化量は、上記 10^{-10} / 炉年のオーダーである CDF_{BASE_LINE} が、約 5% 増加する程度であり、プラント全体の安全性に大きな影響を与えるものではないことが分かった。

表 6.1 IGSCC に対する PRAISE-JNES コードの解析条件

大項目	小項目	条件値		
系統と配管セグメント	—	残留熱除去系の再循環ライン原子炉圧力容器近傍	高圧炉心スプレイ系の復水貯蔵タンク近傍	高圧炉心スプレイ系の原子炉隔離時冷却系接続部
形状と初期き裂	呼び径 [mm]	600	500	200
	配管肉厚 [mm]	46.0	9.5	8.2
	配管内半径 [mm]	273.8	244.5	99.95
	初期き裂深さ分布モデル	正規分布 (平均値 0.2252, 標準偏差 0.0543)		
	初期き裂アスペクト比分布モデル	長さ: 対数正規分布 (平均値 0.400, 標準偏差 0.675)		
材料	材質	SUS304TP	SUS304	SUS316LTP
	引張強さ (μ , σ) [MPa]	572.00, 57.20		528.0, 52.8
	流動応力 (μ , σ) [MPa]	398.75, 39.88		360.25, 36.03
定格運転時応力	膜応力 [MPa] (※1)	31.24	17.32	8.03
	曲げ応力 [MPa] (※2)	15.62	8.66	4.015
	溶接残留応力 (4次多項式)	PRAISE-JNES 大口径残留応力	PRAISE-JNES 中口径残留応力	PRAISE-JNES 小口径残留応力
	内圧 [MPa]	11.38	1.38	1.38
き裂進展速度 (※3)	—	SUS304TP, SUS304 : 維持規格 通常炉内水質環境 鋭敏化 SUS304 式 SUS316LTP : 維持規格 通常炉内水質環境 低炭素系ステンレス鋼		
非破壊検査	き裂非検出確率モデル	LLNL モデル採用、検査チーム熟練度には良好を適用		
破壊クライテリア	破壊判定モデル	維持規格の弾塑性破壊力学評価法		

※1: 内圧と管の形状 (内半径, 板厚) から算出した理論値

※2: 膜応力の半分の数値

※3: 維持規格には、通常炉内水質環境と水素注入環境の 2 つの環境に対するき裂進展速度式が記載されているが、速度が速い通常炉内水質環境の式を使用。

μ : 平均値

σ : 標準偏差

分布は全て正規分布

表 6.2 TF、高サイクル疲労と低サイクル疲労に対する PRAISE-JNES コードの解析条件

大項目	小項目	条件値		
系統と配管セグメント	—	主蒸気系のタービン主蒸気 止め弁と蒸気加減弁間	主給水系格納容器内	高圧炉心スプレイ系ポン プ吐出側ミニフローライ ン分岐部と逆止弁間
形状と初期き裂	呼び径 [mm]	650	650	400
	配管肉厚 [mm]	34.0	34.0	30.9
	配管内半径 [mm]	296.2	296.2	172.3
	初期き裂深さ分布モデル	Bruckner の対数正規分布 (平均値 0.29、標準偏差 1.6)		
	初期き裂アスペクト比分布モデル	LLNL 対数正規分布 (平均値 1.3、標準偏差 0.54)		
材料	材質	SB480	SB450	STS410
	引張強さ (μ 、 σ) [MPa]	528.00,52.80	495.00,49.50	451.00,45.10
	流動応力 (μ 、 σ) [MPa]	398.75,39.88	392.70,39.27	360.25,36.03
定格運転時応力	膜応力 [MPa] (※1)	36.1	38.0	27.6
	曲げ応力 [MPa] (※2)	18.0	19.0	13.8
	内圧 [MPa]	8.62	8.62	10.78
き裂進展解析用応力サイクル	—	配管破損防護設計規格の BWR 主蒸気系 (図 6.1)	配管破損防護設計規格 の BWR 給水系 (図 6.1)	配管破損防護設計規格の BWR ECCS 系 (図 6.1)
き裂進展速度	—	維持規格のフェライト系鋼軽水炉環境中の疲労き裂進展速度		
非破壊検査	き裂非検出確率モデル	LLNL モデル採用、検査チーム熟練度には良好を適用		
破壊クライテリア	破壊判定モデル	維持規格の弾塑性破壊力学評価法		

※1：内圧と管の形状（内半径、板厚）から算出した理論値

※2：膜応力の半分の値

 μ ：平均値 σ ：標準偏差

分布は全て正規分布

表 6.3 FAC あるいはエロージョン・コロージョンに対する PASCAL-EC コードの解析条件

大項目	小項目	条件値		
系統と配管セグメント	—	主給水系格納容器内	主蒸気系格納容器内	高圧炉心スプレイ系 ポンプ吐出側逆止弁 とオリフィス間
形状	呼び径 [mm]	650	650	400
	配管初期肉厚 [mm]	34.0	34.0	30.9
	配管内半径 [mm]	296.2	296.2	172.3
材料	材質	SB450	STS480	STS410
減肉量算定	幾何学形状ファクター	0.30	0.30	0.30
	流速 (μ 、 σ) [m/sec]	7.82、0.0521	(2相流では不要)	4.35、0.0290
	pH	7.0	7.0	7.0
	酸素濃度 (μ 、 σ) [ppb]	1.2、0.08	1.2、0.08	1.2、0.08
	Cr、Mo 含有量 (μ 、 σ) [wt%]	0.08、0.005	0.08、0.005	0.08、0.005
	材料密度 [μ g/cm ³]	7.86×10^6	7.86×10^6	7.86×10^6
	温度 (μ 、 σ) [°C]	302.0、2.0	302.0、2.0	302.0、2.0
減肉量算定 (2相流)	質量流速 (μ 、 σ) [kg/m ² s]	—	7820.0、52.1	—
	飽和水の密度 [kg/m ³] (※1)	—	1000.0	—
	蒸気クオリティ (※1)	—	0.994	—
	ボイド率 (※1)	—	0.996	—
破壊判定	評価式 (※1)	Wesley の破壊クライテリア		
	材料の引張強さ (μ 、 σ) [MPa] (※1)	500、52		
	材料の周方向平均破損ひずみ [%] (※1)	3.7		
	内圧 [MPa]	8.62	8.62	8.62

※1 : PASCAL-EC 使用値

μ : 平均値
 σ : 標準偏差
分布は全て正規分布

表 6.4 PRAISE-JNES コードで適用する現行 ISI 試験プログラム

配管 クラス	試験程度	1 回目と 2 回目の 試験間隔	1 回目試験実施時期	2 回目試験実施時期
クラス 1	25%/10 年	40 年	10 年	50 年
クラス 2	7.5%/10 年	60 年以上	50 年	—
クラス 3	0%/10 年	—	—	—

注：維持規格の定点サンプリング（10 年ごと）ではなく、試験程度を維持した上でのランダムサンプリングにより試験することを想定。

表 6.5 PRAISE-JNES コードで適用する RI-ISI 試験プログラム

配管 クラス	RI-ISI への 変更時期	RI-ISI による非破壊 試験の要否	1 回目試験実施時期	2 回目試験実施時期
クラス 1	30 年	要	10 年	50 年
		不要	10 年	— (試験削除)
クラス 2	30 年	要	50 年	—
		不要	— (試験削除)	—
クラス 3	30 年	要	50 年 (試験追加)	—
		不要	—	—

注：維持規格の定点サンプリング（10 年ごと）ではなく、試験程度を維持した上でのランダムサンプリングにより試験することを想定。カッコ内は現行 ISI から RI-ISI への変更により変わった内容を示す。

表 6.6 PASCAL-EC コードで適用する RI-ISI 試験プログラム

配管 クラス	RI-ISI への 変更時期	RI-ISI による非破壊 試験の要否	10～30 年の試験	30 年以降の試験
クラス 1、 2 及び 3	30 年	要	BWR 配管減肉管理 規格模擬試験	BWR 配管減肉管理 規格模擬試験
		不要	BWR 配管減肉管理 規格模擬試験	— (試験削除)

注：カッコ内は現行 ISI から RI-ISI への変更により変わった内容を示す。

表 6.7 現行 ISI から RI-ISI への変更による累積配管破断確率の増加率・低減率

BWR5 配管系統	クラス 1 配管 (試験削除)		クラス 2 配管 (試験削除)			クラス 3 配管 (試験追加)
	疲労*1	FAC 等*2	SCC*3	疲労*1	FAC 等*2	疲労*1
原子炉隔離時冷却系	—	—	—	1.2	—	—
高圧炉心スプレイ系	—	—	1.1	1.2	—	—
低圧炉心スプレイ系	—	—	—	1.2	—	—
残留熱除去系	1.1	—	—	1.2	—	—
格納容器ベント系	—	—	—	1.2	—	0.95
主蒸気・給水・復水系	1.1	39.0*4 (主蒸気系) 29.0*4 (給水系)	—	1.2	29.0*4	—

(注) *1 : TF、高サイクル疲労、低サイクル疲労及びフレット疲労を示す。

*2 : FAC あるいはエロージョン・コロージョンを示す。

*3 : IGSCC、TGSCC 及びその他 SCC を示す。

*4 : FAC あるいはエロージョン・コロージョンに対し RI-ISI を適用した場合を示す。

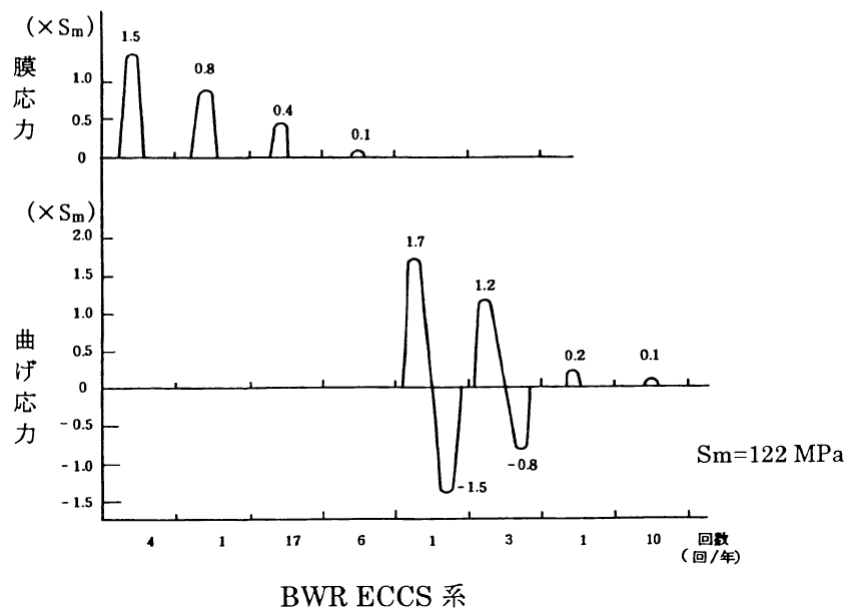
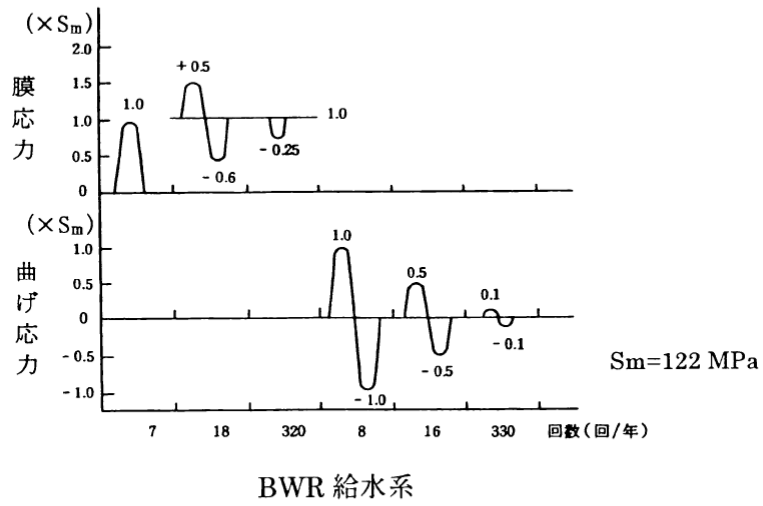
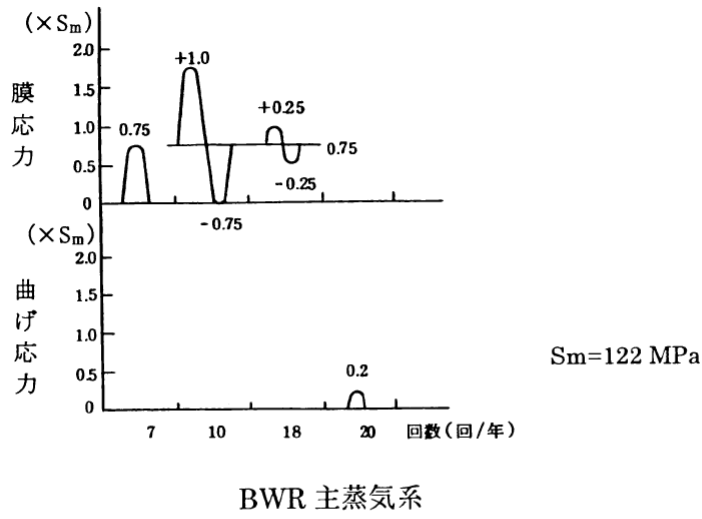


図 6.1 き裂進展解析用応力サイクル (炭素鋼 : BWR プラント)

7. まとめ

代表的な 4 ループ PWR プラントを対象に、OECD-NEA の OPDE データから得られる PWR の配管損傷事例を故障モードと影響解析手法により分析し、階層ベイズモデルを採用した統計的処理手法により配管セグメントの破断頻度を求めた。同破断頻度は PWR プラントの運転状況を反映していると言える。一方、荷重、破壊靱性、欠陥の密度、割れの進展則等の不確実性を確率分布で表現する PFM 解析コードを用いて行う配管セグメント破断頻度の評価は、RI-ISI によって検査プログラムが変わる影響を配管セグメント破断頻度に反映することができる等の特徴を有する。代表的な 4 ループ PWR プラントの配管セグメント破断頻度を PFM 解析コードにより求め、OPDE データによる評価と比較した。PFM 解析コードによる評価は、OPDE データによる評価と概ね桁が合うものの一部で 5 桁の相違がある。PFM 解析コードの解析条件、配管セグメント内の溶接継手あるいは減肉箇所の存在条件等について検討を継続し、PFM 解析コードによる評価を改善して行く必要がある。

代表的な 4 ループ PWR プラントを対象に、OPDE データから得られた配管セグメント破断頻度を RI-ISI に適用した試解析を実施した。RI-ISI を適用することにより、検査に祭し漏えい試験と非破壊試験の両方が要求される配管セグメント数は、現行の ISI で両方が要求される配管セグメント数の約 35%へ減少することが分かった。

前述の PFM 解析コードによる評価の改善を進めて行くためには、解析対象プラント、求めた配管破断頻度の適用例等の拡充を積み重ねることが必要である。その一環として、代表的な BWR5 プラントを対象に、RI-ISI が適用されることにより検査プログラムが変わる影響を配管破断頻度に反映させ、配管セグメント破断による CDF で表されるリスクに与える影響を評価した。当該プラントのプラント全体の CDF は概ね 10^{-9} /炉年、配管セグメントの破断に起因する CDF は概ね 10^{-10} /炉年のオーダーである。リスクへの影響評価の結果、現行の ISI から RI-ISI へ変更したことによる配管セグメント破断によるリスク変化量は、上記 10^{-10} /炉年のオーダーである配管セグメントの破断に起因する CDF が、約 5%増加する程度であり、プラント全体の安全性に大きな影響を与えるものではないことが分かった。

参 考 文 献

- (1) 「原子力発電施設に対する検査制度の改善について」、原子力安全・保安院、平成 18 年 9 月、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会 検査の在り方に関する検討会（第 20 回）資料 1。
- (2) K.R. Balkey, N.B. Closky, B.A. Bishop, R.L. Haessler, R.K. Perdue, R.A. West, E.A. Oswald, G.A. Gardner, G.E. Miemiec, Y.F. Khalil, T.L. Hamlin, A. McNeill, D.M. Bucheit, L.L. Spain, N.J. Shah and A. Afazali, “Westinghouse Owners Group Application of Risk-Informed Methods to Piping Inservice Inspection Topical Report,” WCAP-14572, Revision 1-NP-A, February 1999.
- (3) Bengt Lydell, “The Probability of Pipe Failure on the Basis of Operating Experience,” Proceedings of PVP-2007, 2007 ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference, July 22-26, 2007, San Antonio, Texas, USA.
- (4) Bengt O.Y. Lydell, Eric Mathet and Karen Gott, “OECD Pipe Failure Data Exchange Project: First Term (2002-2005) Results and Insights,” Proceedings of the 8th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM8), May 14-18, 2006, New Orleans, Louisiana, USA.
- (5) 「供用期間中検査高度化のための実情調査に関する事業成果報告書」、(独)原子力安全基盤機構、05 基調報-0010、平成 17 年 9 月。
- (6) 鈴木 和幸、「未然防止の原理とそのシステム 品質危機・組織事故撲滅への 7 ステップ」、(株)日科技連出版社、2004 年、第 1 刷。
- (7) 小林 英男 編著、「破壊事故—失敗知識の活用—」、共立出版(株)、2007 年、初版 2 刷。

- (8) 「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)」、(社)日本機械学会、JSME S NG1-2006、2006年11月。
- (9) “Environmental Effects on Components,” ASME Section III, Division 1, Non Mandatory Appendix W, The American Society of Mechanical Engineers, July 1, 2010.
- (10) 「実用発電用原子炉施設における高経年化対策の充実について」、原子力安全・保安院、平成17年8月、添付-3「9プラントの高経年化技術評価で取り上げられている主要経年劣化事象」、(独)原子力安全基盤機構。
- (11) 「JNESにおけるPSA手法の標準化＝出力運転時内の事象レベル1PSA手法＝に関する報告書、(別冊1)出力運転時内の事象レベル1PSA標準報告書＝ドライ型4ループPWRプラント＝」、(独)原子力安全基盤機構、JNES/SAE07-040、平成19年4月。
- (12) 「美浜発電所3号機 高経年化技術評価等報告書」、関西電力(株)、平成18年1月 (平成18年4月一部変更、平成18年7月一部補正)
- (13) “Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk Assessment,” NUREG/CR-6823, U.S. Nuclear Regulatory Commission, September 2003.
- (14) 「日本原子力学会標準 原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」、(社)日本原子力学会、AESJ-SC-RK001:2001、2010年6月。
- (15) D. Spiegelhalter, A. Thomas, N. Best and D. Lunn, “WinBUGS User Manual Version 1.4,” January 2003. internet: <http://www.mrc-bsu.cam.ac.uk/bugs/>
- (16) Yinsheng Li, Masaki Nakagawa, Katsumi Ebisawa, Shinobu Yoshimura and Hiroyuki Kameda, “Failure Probability of Degraded Pipes Based on Probabilistic Fracture Mechanics for Seismic Safety Margin Assessment on NPP,” Proceedings of

the ASME 2010 Pressure Vessels and Piping Division / K-PVP Conference, ASME PVP2010, July 18-22, 2010, Bellevue, Washington, USA, PVP2010-25203.

- (17) 伊藤 裕人、加藤 大輔、鬼沢 邦雄、柴田 勝之、「減肉配管構造信頼性解析コード PASCAL-EC の使用手引き」、(独)日本原子力研究開発機構、JAEA-Data/Code 2006-001、February 2006.
- (18) 「JIS 配管サイズ一覧表」、(株)アドライズ、<http://www.adrise.jp/siryou/pipe-size.html>。
- (19) Hideo Machida, “Reliability Assessment of PLR Piping Based on Domestic SCC Data,” Proceedings of PVP-2007, 2007 ASME Pressure Vessels and Piping Division Conference, July 22-26, 2007, San Antonio, Texas, PVP2007-26059.
- (20) 「平成 17 年度 Ni 基合金応力腐食割れ (SCC) 進展評価技術調査 (定荷重試験) に関する報告書」、(独)原子力安全基盤機構、06 基材報-0012、平成 18 年 7 月。
- (21) D.O. Harris, D.D. Dedhia et al., “Theoretical and User's Manual for pc-PRAISE”, NUREG/CR-5864, 1992.
- (22) 柴田 勝之、鬼沢 邦雄、李 銀生、加藤 大輔、「確率論的破壊力学コード PASCAL の開発と使用手引き」、日本原子力研究所、JAERI-Data/Code 2001-011、2001 年 3 月。
- (23) 「発電用原子力設備規格 維持規格(2008年版)」、(社)日本機械学会、JSME S NA1-2008、2008 年 11 月。
- (24) 「日本機械学会『発電用原子力設備規格 維持規格 (JSME S NA1) 』(2008年版)に関する技術評価書」、原子力安全・保安院、(独)原子力安全基盤機構、平成 21 年 2 月。
- (25) 「平成 15 年度 配管の検査方法及び検査周期の検討」、(独)原子力安全基盤機構、JNES/SAE04-060、平成 16 年 9 月。

- (26) 「PRAISE コードによる LOCA の発生頻度の評価に関する報告書」、(独)原子力安全基盤機構、JNES/SAE06-086、平成 19 年 1 月。
- (27) 「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」、(社)日本機械学会、JSME S NC1-2001、2001 年 8 月。
- (28) 「日本機械学会『設計・建設規格 (JSME S NC1-2001)』に関する技術評価書」、原子力安全・保安院、平成 15 年 7 月。
- (29) 「発電用原子力設備規格 配管破損防護設計規格」、(社)日本機械学会、JSME S ND1-2002、2002 年 12 月。
- (30) 「大飯発電所 3 号機 原子炉設置変更許可申請書完本版」、関西電力株式会社、平成 8 年 3 月末現在。
- (31) “Incorporating Aging Effects into Probabilistic Risk Assessment – A Feasibility Study Utilizing Reliability Physics Models”, NUREG/CR-5632, U. S. Nuclear Regulatory Commission, August 2001.
- (32) 「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)」、(社)日本機械学会、JSME S NG1-2006、2006 年 11 月。
- (33) “Technical Elements of Risk-Informed Inservice Inspection Programs for Piping (Draft Report)”, NUREG-1661, U. S. Nuclear Regulatory Commission, January 1999.
- (34) D.O. Harris and D.D. Dedhia, “WinPRAISE 98, PRAISE Code in Windows”, Engineering Mechanics Technology, Inc. 1998.
- (35) Tamio Koriyama, Yinsheng Li, Yoshikane Hamaguchi, Masahiro Yamachita and

Mitsumasa Hirano, “Study on Risk-Informed In-service Inspection for BWR Piping”,
Journal of Nuclear Science and Technology, Vol.46, No.8, August, 2009.

- (36) 「原子力発電所の安全規制における『リスク情報』活用の基本ガイドライン(試行版)」、
原子力安全・保安院、平成 18 年 4 月。
- (37) “Industry Guideline for Monitoring, the Effectiveness of Maintenance at Nuclear
Power Plants”, Nuclear Energy Institute, NUMARC 93-01 Revision 3, July 2000.
- (38) “PSA Applications Guide”, Electric Power Research Institute, EPRI TR-105396,
August 1995.
- (39) 「福島第一原子力発電所 6 号炉 高経年化技術評価書」、東京電力(株)、平成 21 年 1 月
(平成 21 年 6 月 19 日一部変更)。
- (40) 「軽水炉発電所のあらまし」、(財)原子力安全研究協会、平成 4 年 10 月。
- (41) 「福島第二原子力発電所 原子炉設置許可申請書(1号炉完本)」、東京電力(株)、平成
12 年 8 月現在。
- (42) 「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)」、(社)日本機械学会、JSME S NH1-2006、2006 年 11 月。

略語表

AM	Accident Management	アクシデントマネジメント
ASME	American Society of Mechanical Engineers	米国機械学会
B/A-SCC	Boric Acid Induced Stress Corrosion Cracking	ほう酸誘起応力腐食割れ
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型原子炉
CDF	Core Damage Frequency	炉心損傷頻度
ECSCC	External Chloride Induced Stress Corrosion Cracking	塩化物応力腐食割れ
FAC	Flow Accelerated Corrosion	流れ加速型腐食
FV	Fussell-Vesely Importance	ファッセル・ベズリー重要度
HF	Human Factor	人的要因
IGSCC	Intergranular Stress Corrosion Cracking	粒界型応力腐食割れ
ISI	In-Service Inspection	供用期間中検査
JNES	Japan Nuclear Energy Safety Organization	原子力安全基盤機構
LLNL	Lawrence Livermore National Laboratory	ローレンスリバーモア国立研究所
MCMC	Markov Chain Monte Carlo	マルコフ連鎖モンテカルロ
MIC	Microbiologically Induced Corrosion	微生物誘起コロージョン
NEA	Nuclear Energy Agency	原子力機関 (OECD)
NI-SCC	Nitrate Stress Corrosion Cracking	硝酸塩応力腐食割れ
NRC	Nuclear Regulatory Commission	原子力規制委員会 (米国)
OECD	Organization for Economic Cooperation and Development	経済協力開発機構
OPDE	OECD-NEA Piping Failure Data Exchange Project	OECD-NEA 配管損傷データ交換プロジェクト
P&ID	Piping and Instrumentation Drawings	配管計装線図
PFM	Probabilistic Fracture Mechanics	確率論的破壊力学
PSA	Probabilistic Safety Assessment	確率論的安全評価

PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型原子炉
PWSCC	Primary Water Stress Corrosion Cracking	1次冷却材中の応力腐食割れ
RAW	Risk Achievement Worth	リスク増加価値
RI-ISI	Risk-Informed In-Service Inspection	リスク情報を活用した供用期間中検査
RRW	Risk Reduction Worth	リスク低減価値
SCC	Stress Corrosion Cracking	応力腐食割れ
SICC	Strain-Rate-Induced Corrosion Cracking	ひずみ率誘起腐食割れ
SMAW	Shielded Metal Arc Welds	被覆アーク溶接
SSC	Structures, Systems and Components	構築物、系統及び機器
TF	Thermal Fatigue	熱疲労
TGSCC	Transgranular Stress Corrosion Cracking	粒内型応力腐食割れ
TIG	Tungsten Inert Gas	タングステン不活性ガス（溶接）
WOG	Westinghouse Owners Group	ウェスティングハウス社製プラント所有者グループ