

# リスク情報を用いた配管溶接部の安全上重要度評価手法の再構成による原子力発電所安全性の効率的向上

## Efficient Improvement of Nuclear Power Plant Safety by Reorganization of Risk-Informed Safety Importance Evaluation Methods for Piping Welded Portions

入江 隆 (Takashi Irie)\*

花房 英光 (Hidemitsu Hanafusa)\* 須山 健 (Takeshi Suyama)\*

諸田 秀嗣 (Hidetsugu Morota)† 小島 重雄 (Sigeo Kojima)†

水野 義信 (Yoshinobu Mizuno)†

**要約** 本研究では、原子力発電所の運転と保全にとって重要な配管溶接部の安全上重要度評価にリスク情報を活用した。リスク情報を用いた配管溶接部の安全上重要度評価手法には、(1)米国機械学会 (ASME) が開発した手法と、(2)米国電力研究所 (EPRI) が開発した手法がある。両手法ともそれぞれ長所と欠点があるので、各手法の要素を組み合わせ、劣化メカニズムができるだけ客観的に評価でき、またプラント安全性が効率的に向上できる手法を再構成した。配管破断確率については、疲労に関しては確率論的破壊力学評価で決め、疲労以外については劣化メカニズムを識別した後に代表的な確率値を与えるとともに、プラントへの影響評価については確率論的安全評価 (PSA) により条件付き炉心損傷確率を求めるのが最も客観的で効率も良い方法である。この手法によって解析した結果、安全上重要な箇所に検査を集中することで、「JEAC-4205軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査」に従って決められる検査対象配管区画数の約220区画を約1/4に減らしながら、検査対象配管区画の破断が寄与するリスクの全リスクに対する割合を80%から95%に増加でき、安全性が効率的に向上できることが分かった。また、従来検査対象になっていた安全注入系配管は、検査が減少するか不要になり、従来検査対象外であった主給水系および主蒸気系の一部の区画の配管検査が必要であることが分かった。

**キーワード** 原子力発電所, プラント安全性, 配管溶接部, 配管破断確率, 安全上重要度, 確率論的安全評価, 確率論的破壊力学, 供用期間中検査

**Abstract** In this work, risk information was used to evaluate the safety importance of piping welded portions which were important for plant operation and maintenance of nuclear power plants. There are two types of risk-informed safety importance evaluation methods, namely the ASME method and the EPRI method. Since both methods have advantages and disadvantages, elements of each method were combined and reorganized. Considerations included whether the degradation mechanisms would be objectively evaluated and whether plant safety would be efficiently improved. The most objective and efficient method was as follows. Piping failure potential is quantitatively and objectively evaluated for fatigue with probabilistic fracture mechanics (PFM) and for other degradation mechanisms with empirical failure rates, and conditional core damage probability (CCDP) is calculated with PSA. This method reduces the inspected segment numbers to 1/4 of the deterministic method and increases the ratio of risk, which is covered by the inspected segments, to total risk from 80% of the deterministic method to 95%. Piping inspection numbers decreased for safety injection systems that were required the inspections by the deterministic method. Piping inspections were required for part of main feed water and main steam systems that were not required the inspections by the deterministic method.

**Keywords** nuclear power plant, plant safety, piping welded portion, piping failure potential, safety importance, probabilistic safety assessment (PSA), probabilistic fracture mechanics (PFM), inservice inspection

\* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

† コンピュータソフト開発 (株)

## 1. はじめに

IAEAでは、原子力安全目標を、「放射線に関する危険からの効果的な防護を確立し、維持することで個人、社会と環境を守ること」<sup>(1)</sup>としている。現状の原子力発電所は安全を守るために、多重防護等の決定論的手法で設計・運転されている。これに対し、原子炉におけるリスクを定量的に評価するための確率論的手法が検討されてきた。

米国において、確率論的安全評価（PSA）が原子力発電所に初めて適用されたのは、1975年のラスムッセン報告（WASH-1400）である。その後、1979年に発生したTMI事故のシナリオがWASH-1400に既に含まれていたことが分かり、PSAが注目されるようになった。その後PSA技術の発展に伴い、リスクに対する米国原子力規制委員会（NRC）と産業界の双方の理解が進み、現行規制に過度に保守的な部分もあることが認識された。NRCは「PRA手法の活用に関する政策声明書」を1995年に公表し、リスク情報に基づ

く規制へ移行していくことを明らかにした。こういう動きの中で、PSAが供用期間中試験（IST）、品質保証、技術仕様書、供用期間中検査（ISI）の見直しに適用されるようになり、1998年にはそれらのための規制ガイドラインも発行された。

日本においても、平成10年版の原子力安全白書<sup>(2)</sup>で、安全目標の策定が課題として明記され現在も検討中であり、発電設備技術検査協会においても、供用期間中検査と供用期間中試験の計画立案にリスク情報を活用するためのガイドライン案を作成しており<sup>(3)</sup>、原子力分野における各種の意志決定にリスク情報が活用される方向にあると言える。

その中で、原子力発電所の運転管理にとって重要なISIへリスク情報を活用する方法については、ASME手法とEPRI手法がある。両手法は長所と欠点があるので、それぞれの要素を組み合わせ、劣化メカニズムができるだけ客観的に評価でき、効率的にプラントの安全性が向上できる手法を再構成した。

## 2. ASME手法とその問題点

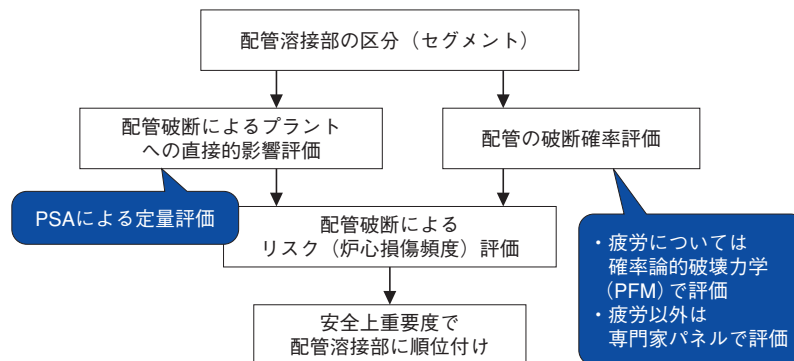


図1 ASME手法による配管溶接部の安全上重要度評価手順<sup>(3), (4), (5)</sup>

リスク情報を用いた配管溶接部の安全上重要度評価に際しては、図1のようにまず配管溶接部をセグメント（配管区画）に区分する。複数の溶接部について、同じ劣化メカニズムが作用したり、破損したときのプラントへの影響が同じ場合、それらをまとめて評価できるので、その複数の溶接部のある配管の区分をセグメントと呼ぶ。

評価の主要ステップは、(1)配管破断の確率値または可能性評価、(2)配管破断によるプラントへの影響評価、および(3)(1)、(2)の評価結果を使った、配管破断によるリスクおよび安全上重要度評価の3段階に分けられる。ASME手法<sup>(4)</sup>は、この3段階とも全て定量的に評価するものである。

配管破断確率は、疲労については確率論的破壊力学（PFM）<sup>(6)</sup>で評価し、それ以外はPSA、運転、保守、設計、安全解析、ISI、非破壊検査、材料・応力の専門家による専門家パネルで評価する。しかしながら、日本国内の52基の軽水型原子力発電所の配管破断確率の評価をするときに、常に同じレベルの専門家を集めるのは困難が伴い、専門家の知識、経験の違いで、評価結果が変わる可能性があるという問題点がある。次に、配管破断によるプラントへの影響は、個別プラント評価（IPE）のモデルを活用し、PSAで配管が破断したという条件の下での炉心損傷確率を求める。これらの配管破断確率と条件付き炉心損傷確率を掛け合わせて、炉心損傷頻度と、安全上重要

度の指標であるリスク低減価値（RRW）を求め、高いものを検査対象とする。  
RRWでセグメントの順位付けをして<sup>(3)</sup>, <sup>(4)</sup>, <sup>(5)</sup>, 順位の

### 3. EPRI手法とその問題点

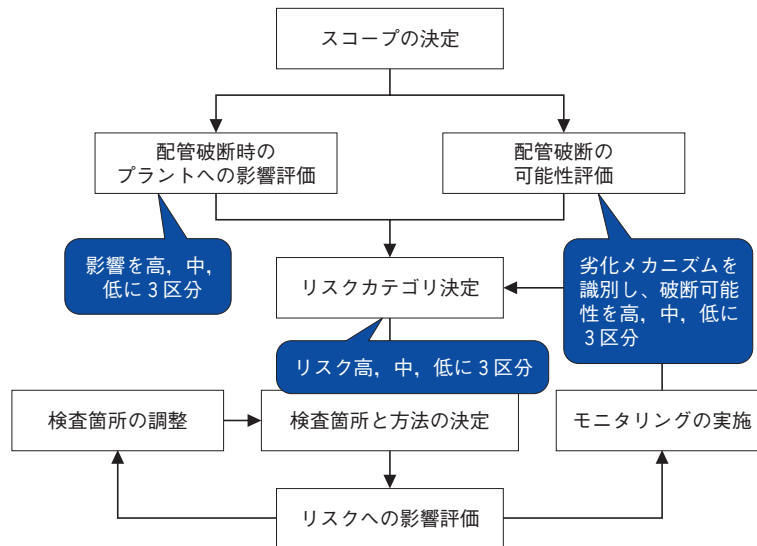


図2 EPRI手法による配管溶接部の安全上重要度評価手順

一方、EPRI手法<sup>(7)</sup>は、発電所員にも評価できるように、(1)配管破断の可能性、(2)配管破断時のプラントへの影響評価および、(3)これらを掛け合わせたリスク評価をいずれも、定性的に高、中、低に3区分するものであり、リスクの高、中に区分されるセグメントを検査対象にする。

配管破断の可能性は、表1に示す予め定めた評価項目で劣化メカニズムを客観的に識別し、表2に基づき劣化メカニズムによって破断の可能性を3区分する。またプラントへの影響評価も、表3に基づき起回事象の種類や、緩和系をバックアップできる系

統の数でプラントへの影響の高、中、低に3区分する。これらの結果から表4のリスクマトリックスを作成し、各配管セグメントの安全上重要度を3区分する。この手法の問題点としては、配管破断の可能性評価に米国の配管破損実績データが使われており、これがそのまま日本に当てはめられるかどうかは実証されていない。また、定性区分をするときに、安全上重要な区分の特徴を包絡するよう広めに区分する傾向にあり、保守的な評価になっていると考えられる。

表1 劣化メカニズム評価ワークシート（例）

配管セグメントNo.:RCS分岐配管 (RCS-4A~4D, 5A~5D他)		検討結果 N/C：考慮せず N/A：該当せず			
熱成層, サイクリング, ストライピング (Thermal stratification, Cycling, Striping)					
No.	検討項目	YES	NO	N/C	N/A
TASCS-1	NPS (Nominal Pipe Size) >1 inchか?, and				
TASCS-2	配管敷設角度<45° (水平状態から) 垂直配管へのElbow, Teeの接続を含むか?, and				
TASCS-3-1	高, 低温流体が混合する部位へ接続する配管で低流速の可能性があるか?, or				
TASCS-3-2	高, 低温流体が混合するバルブ部で漏洩 (外部漏洩, 内部漏洩) の可能性があるか?, or				
TASCS-3-3	高温源へ接続し, dead-end-pipe-section状態にあって対流加熱の可能性はあるか?, or				
結論：本劣化メカニズムは生じる可能性がある					

表2 劣化メカニズムによる配管破断可能性区分

配管破断の可能性 カテゴリ	発生する可能性のある劣化 メカニズム
高(HIGH)	エロージョン・コロージョン
中(MEDIUM)	疲労, 熱成層, 応力腐食割れ, 局所腐食, エロージョン- キャビテーション
低(LOW)	劣化メカニズムなし

表3 影響評価区分表

影響を受けるシステム		バックアップシステム指数							
作動要求頻度	作動要求時の使用不能時間	0.0	0.5	1.0	1.5	2.0	2.5	3.0	≥3.5
設計基準 事象：Ⅱ	通年	HIGH	HIGH	HIGH	HIGH	MEDIUM	MEDIUM	LOW	LOW
	試験間隔 (1回/月から3月)	HIGH	HIGH	HIGH	MEDIUM	MEDIUM	LOW	LOW	LOW
	長期AOT (≤1週間)	HIGH	HIGH	MEDIUM	MEDIUM	LOW	LOW	LOW	LOW
	短期AOT (≤1日)	HIGH	MEDIUM	MEDIUM	LOW	LOW	LOW	LOW	LOW
設計基準 事象：Ⅲ	通年	HIGH	HIGH	HIGH	MEDIUM	MEDIUM	LOW	LOW	LOW
	試験間隔 (1回/月から3月)	HIGH	HIGH	MEDIUM	MEDIUM	LOW	LOW	LOW	LOW
	長期AOT (≤1週間)	HIGH	MEDIUM	MEDIUM	LOW	LOW	LOW	LOW	LOW

表4 リスクマトリックス

配管破断の可能性 カテゴリ	配管破断の影響			
	NONE	LOW	MEDIUM	HIGH
HIGH エロージョン・コロージョン	LOW カテゴリ7	MEDIUM カテゴリ5	HIGH カテゴリ3	HIGH カテゴリ1
MEDIUM その他の劣化メカニズム	LOW カテゴリ7	LOW カテゴリ6	MEDIUM カテゴリ5	HIGH カテゴリ2
LOW 劣化メカニズムなし	LOW カテゴリ7	LOW カテゴリ7	LOW カテゴリ6	MEDIUM カテゴリ4

#### 4. 組み合わせ手法

以上、ASME手法による定量評価と、EPRI手法による定性評価にはそれぞれ長所、欠点がある。また、EPRI手法の手順書<sup>(7)</sup>では、定性的な評価手法の代わりに、プラントへの影響評価区分を得るのにPSAで条件付き炉心損傷確率を計算するオプションも与えるべきとしており、実際Braidwood-1/2やByron-1/2ではEPRI手法をベースにしながらも、配管破断による影響評価は表3の影響評価区分表を使うのではなく、PSAで一旦条件付き炉心損傷確率を求めてその値により表6で影響カテゴリーのHIGH, MEDIUM, LOWに区分する方法を採っている。このような例を参考に、ASME手法における専門家パネルのメンバーの知

識・経験の違いによる評価結果の変動の可能性と、EPRI手法における定性評価の保守性の問題を解決するために、表5に示すように両手法を組み合わせるために、表5に示すように両手法を組み合わせるために、三つのケースを考えた。まず組合せケース1は、EPRIオリジナル手法の内、プラントへの影響評価をPSAで一旦条件付き炉心損傷確率 (CCDP) を求めて、それを数値によって表6でHIGH, MEDIUM, LOWに3区分するもので、一部定量評価をするようになっている。次に組合せケース2は、配管破断の可能性評価で劣化メカニズムを識別した後、高中低の3区分のそれぞれに、代表的な破断確率の数値を与えるもので表7にその例を示す。プラントへの影響評価は、PSAにより条件付き炉心損傷確率を求めて、そのままにしておき、安全上重要度の定量的評価に使

う。これはほとんど定量評価になっている。また組合せケース3は、ASME手法に近いケースで、疲労については、PFMで評価し、それ以外は組合せケース2と同様に、専門家パネルの代わりに劣化メカニズムにより区分したHIGH, MEDIUM, LOWの配管

破断可能性3区分のそれぞれに代表的な破断確率値を与えるものである。その他の評価ステップは組合せケース2と同じで、これは可能な限り定量評価をするようにしたケースである。

表5 評価ケースの組み合わせ

ケース	配管破断可能性評価	プラントへの影響評価		安全上重要なセグメント選定指標
		起因事象発生グループ	緩和系影響グループ	
ASME手法	疲労について確率論的破壊力学評価, 他は専門家パネルによる	IPEの結果からCCDPを求める	PSAによりCCDPを求める	RRWによりリスクランキングをする
EPRI手法	劣化メカニズムを識別し破断可能性をHIGH, MEDIUM, LOWに3区分	IPEの結果からCCDPを求め, それから影響カテゴリのHIGH, MEDIUM, LOWに3区分	起因事象の種類, 試験間隔, バックアップ出来る緩和系の数等から影響カテゴリのHIGH, MEDIUM, LOWに3区分	リスクマトリックス
組合せケース1	同上	同上	PSAによりCCDPを求め, それから影響カテゴリのHIGH, MEDIUM, LOWに3区分	リスクマトリックス
組合せケース2	配管破断可能性区分に破断確率値を割り当て	IPEの結果からCCDPを求める	PSAによりCCDPを求める	RRWによりリスクランキングをする
組合せケース3	疲労については確率論的破壊力学評価, 他はケース2と同様	IPEの結果からCCDPを求める	PSAによりCCDPを求める	RRWによりリスクランキングをする

表6 影響カテゴリとCCDP推定値の対応

影響カテゴリ	対応するCCDPの範囲
HIGH	$1E-4 < CCDP$
MEDIUM	$1E-6 < CCDP \leq 1E-4$
LOW	$CCDP \leq 1E-6$

表7 劣化メカニズムに対応する配管破断頻度

配管破断の可能性カテゴリ	発生する可能性のある劣化メカニズム	配管破断頻度 (1/炉・年)
高(HIGH)	エロージョン・コロージョン	1.0E-04
中(MEDIUM)	疲労, 熱成層, 応力腐食割れ, 局所腐食, エロージョン-キャビテーション	1.0E-05
低(LOW)	劣化メカニズムなし	1.0E-06

## 5. 評価ケースによる検査対象セグメントの割合比較

日本の4ループのPWRプラントで評価したEPRIのオリジナル手法と三つの組合せケース, および米国での二つの評価例について, 全セグメント数に対する検査対象セグメント数の割合を比較したものを表8に示す。表8で下に行くほど, すなわち定量評価になるほど検査対象セグメントの割合は小さくなる。すなわち, EPRI手法はASME手法に比べると保守的になっていることが分かる。ASMEのオリジナル手法は定量評価手法であるものの, Millstone-3での評価結果は検査対象セグメントの割合が37%と大きい。この理由は, 原子炉冷却材系配管の分岐配管は安全上は重要なセグメントではないが, 冷却材喪失事故

が起こったときの影響が大きいので, 専門家パネルで保守的に検査対象セグメントにされていて, その分の寄与が17%であり, それを除くと検査対象セグメントの割合が20%になり, 組合せケース1, 2および同3に近い値になる。以上から, 定量評価であるMillstone-3での評価結果から, 専門家パネルによる保守性を除いた検査対象セグメントの割合(20%)と, 本研究の組合せケースのそれを比べてみると近い値になり, EPRIオリジナル手法をベースにしながらも, 定量的な手法になるようにした組合せケース1, 2および同3の評価結果はほぼ妥当と考えられる。

表8 評価ケースによる検査対象セグメントの割合比較

プラントの種類	評価ケース	検査対象セグメント数	全セグメント数	検査対象セグメントの割合
ANO-2 2ループ	EPRIオリジナル	1892 (溶接線数)	4643 (全溶接線数)	41%
日本のPWR 4ループプラント	EPRIオリジナル	147	431	34%
	組合せケース1	111		26%
	組合せケース2	66		15%
	組合せケース3	54		13%
Millstone-3 4ループ	ASMEオリジナル	96	259	37%

## 6. 検査対象セグメント数と検査対象セグメントが寄与するリスクの、全リスクに対する割合

次に検査対象セグメント数および、検査対象セグメントが破断した場合の炉心損傷頻度の合計と全セグメントが破断した場合の炉心損傷頻度の合計の比（以下「検査対象セグメントが寄与するリスクの、全リスクに対する割合」という）についての評価ケース間の比較を図3に示す。日本の基準である「JEAC-4205軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査」<sup>(8)</sup>では、決定論で原子炉冷却材圧力バウンダリと安全注入系を検査対象セグメントとしており、220箇所になる。また、検査対象セグメントが寄与するリスクの、全リスクに対する割合は80%になる。一方、PSAを取り入れた組合せケース2および同3では、「JEAC-4205軽水型原子力発電所用機器の供用期間中

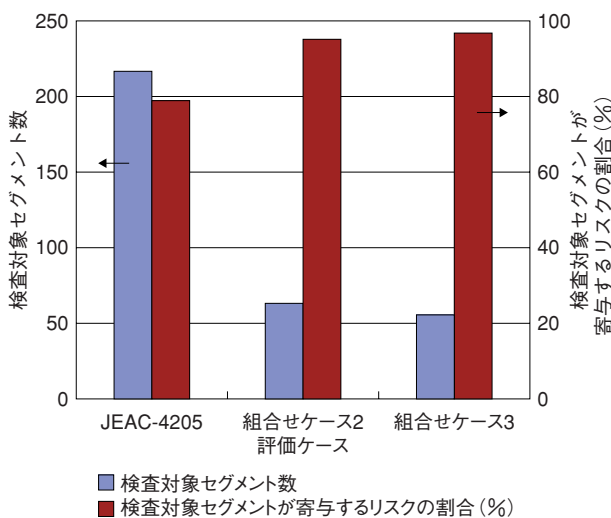


図3 検査対象セグメント数と、検査対象セグメントが寄与するリスクの全リスクに対する割合の評価ケース間での比較

検査」に従って検査対象セグメントを決めた場合と比べると、検査対象セグメント数は1/3~1/4に減少し、検査対象セグメントが寄与するリスクの、全リスクに対する割合は逆に95%に増加する。したがって、組合せケース2および同3によって解析した結果で安全上重要な箇所に検査を集中することで、検査対象セグメント数を「JEAC-4205軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査」に従って決めた約220から約1/4に減らしながら、検査対象セグメントが寄与するリスクの、全リスクに対する割合を80%から95%に増加でき、効率的に安全性が向上できることが分かった。

## 7. 検査対象セグメント数の比較

次に検査対象セグメント数を、原子炉冷却材系、原子炉冷却材系以外の1次系、および2次系の配管の大きく三つに分けて、日本の基準の「JEAC-4205軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査」<sup>(8)</sup>とEPRIオリジナル手法および組合せケース1~3を比べてみると、表9のようになる。原子炉冷却材系配管については、リスク情報を取り入れても「JEAC-4205軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査」とあまり変わりはないが、原子炉冷却材系以外の1次系配管である安全注入系配管は、検査が大幅に減少又は不要になる。また、「JEAC-4205軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査」では検査対象外であった2次系配管の主給水系と、主蒸気系の配管の一部が、リスク情報を取り入れることにより検査が必要になる。全体としては、合計欄で見られるとおり検査対象セグメント数は減少することになる。

表9 検査対象セグメント数の比較

	JEAC 4205	組合せ ケース 3	組合せ ケース 2	組合せ ケース 1	EPRI オリジナル
原子炉冷却材系配管	49	30	42	46	46
原子炉冷却材系以外の 1次系配管	169	0	0	8	44
2次系配管	0	24	24	57	57
計	218	54	66	111	147

## 8. おわりに

既存のリスク情報を用いた配管溶接部の安全上重要度評価手法の要素を組み合わせ評価を行い、その内の可能な限り定量評価をするようにした組合せケース3が最も効率的に安全性を向上できることが分かった。すなわち、(1)配管破断確率は、疲労についてはPFM評価を行い、疲労以外は劣化メカニズムを識別した後、破断の可能性の定性的な区分毎に代表的な破断確率を与えることで、できるだけ客観的、定量的に評価を行う。(2)プラントへの影響評価は、PSAで条件付き炉心損傷確率を求める。(3)これらの両者からリスクを定量的に求めれば、検査対象セグメント数を「JEAC-4205軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査」に基づいて決めた場合の約220箇所から約1/4に減らしながら、検査対象セグメントが寄与するリスクの、全リスクに対する割合を80%から95%に増加でき、安全性が効率的に向上できる。(4)原子炉冷却材系以外の1次系配管は検査が減少するか不要になり、これまで検査対象外であった2次系配管の検査が一部必要になる。

## 文献

- (1) A report by the International Nuclear Safety Advisory Group, Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants, Safety Series No. 75-INSAG-3, IAEA, 1988.
- (2) 原子力安全委員会編，平成10年版 原子力安全白書，大蔵省印刷局，1999.
- (3) 定期点検・定期検査の高度化に関する検討委員会，平成12年度 高度軽水炉安全管理技術開発（高稼働率技術開発等）に関する事業報告書（定期点検・定期検査の高度化に関する検討のうち確率論的検査管理手法に関するもの），（財）発電設備技術検査協会，2001.
- (4) Westinghouse Owners Group Application of Risk-

Based Methods to Piping Inservice Inspection Topical Report, WCAP-14572, 1996.

- (5) 入江隆，花房英光，諸田秀嗣，小島重雄，志賀章郎，水野義信，町田秀夫，“配管溶接部の安全上重要度評価へのPSAの試験適用”，原子力学会1999年春の年会予稿集I 43.
- (6) 花房英光，入江隆，須山健，諸田秀嗣，“確率論的評価手法に基づくPWR高経年時の供用期間中検査の有効性評価” Journal of the Institute of Nuclear Safety System, Vol.8, 186-197 (2001).
- (7) Jeff Mitman, Revised Risk-Informed Inservice Inspection Evaluation Procedure, TR-112657 Rev. B, EPRI, 1999.
- (8) 社団法人 日本電気協会 電気技術基準調査委員会編，電気技術規程 原子力編 軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査，JEAC-4205-1986.