

島根原子力発電所第2号機 審査資料	
資料番号	NS2-補-023-03 改 08
提出年月日	2023年3月23日

下位クラス施設の波及的影響の検討について

2023年3月

中国電力株式会社

目 次

1. 概要	1
2. 波及的影響に関する評価方針	2
2.1 基本方針	2
2.2 下位クラス施設の抽出方法	4
2.3 影響評価方法	4
2.4 プラント運転状態による評価対象の考え方	4
3. 事象検討	6
3.1 別記2に記載された事項に基づく事象検討	6
3.2 地震被害事例に基づく事象の検討	6
3.2.1 被害事例とその要因の調査	6
3.2.2 追加考慮すべき事象の検討	7
3.3 津波，火災，溢水による影響評価	8
3.4 周辺斜面の崩壊による影響評価	9
3.5 液状化による影響評価	9
4. 上位クラス施設の確認	10
5. 下位クラス施設の抽出及び影響評価方法	29
5.1 不等沈下又は相対変位による影響	29
5.2 接続部における相互影響	33
5.3 建物内における損傷，転倒，落下等による影響	41
5.4 屋外における損傷，転倒，落下等による影響	43
6. 下位クラス施設の検討結果	45
6.1 不等沈下又は相対変位による影響検討結果	45
6.1.1 抽出手順	45
6.1.2 下位クラス施設の抽出結果	45
6.1.3 影響検討結果	45
6.2 接続部における相互影響検討結果	54
6.2.1 抽出手順	54
6.2.2 接続部の抽出及び影響評価対象の選定結果	55
6.2.3 影響検討結果	55
6.3 建物内における損傷，転倒，落下等による影響検討結果	96
6.3.1 抽出手順	96
6.3.2 下位クラス施設の抽出結果	96
6.3.3 影響検討結果	96
6.4 屋外における損傷，転倒，落下等による影響検討結果	135
6.4.1 抽出手順	135
6.4.2 下位クラス施設の抽出結果	135
6.4.3 影響検討結果	135

添付資料

- 添付資料 1-1 波及的影響評価に係る現地調査の実施要領
- 添付資料 1-2 波及的影響評価に係る現地調査記録
- 添付資料 2 原子力発電所における地震被害事例の要因
- 添付資料 3 周辺斜面の崩壊等による施設への影響について
- 添付資料 4 上位クラス施設に隣接する下位クラス施設の支持地盤について
- 添付資料 5 設置、撤去又は移設予定施設に対する波及的影響評価手法について
- 添付資料 6 建物開口部竜巻防護対策設備の波及的影響評価における対応方針について
- 添付資料 7 島根 2 号機の特徴を踏まえた波及的影響評価について
- 添付資料 8 下位クラス配管に係る波及的影響評価の考え方について
- 添付資料 9 島根 2 号機排気筒廻りの波及的影響評価について
- 添付資料 10 小規模建物を含めた上位クラス施設周辺の建物について
- 添付資料 11 1 号機取水槽流路縮小工への下位クラス施設の波及的影響評価について
- 添付資料 12 原子炉補機海水系等の通水機能への下位クラス施設の波及的影響評価について
- 添付資料 13 防波壁への下位クラス施設の波及的影響評価について
- 添付資料 14 上位クラス電路に対する下位クラス施設からの波及的影響評価について
- 添付資料 15 下位クラス配管の損傷形態の検討について
- 添付資料 16 下位クラス施設の損傷による機械的荷重等の影響について

参考資料

- 参考資料 1 原子炉補機海水系配管放水ラインの信頼性向上について
- 参考資料 2 設置変更許可時からの相違点について

: 今回説明する範囲

下位クラス配管に係る波及的影響評価の考え方について

1. 概要

添付資料 7 においては、タービン建物及び取水槽内に設置している上位クラス施設に対して、下位クラス施設のうち落下を想定しても影響を及ぼさない程度の大きさ、重量等である小口径配管は波及的影響を及ぼさないと判断しており、具体的には、上位クラス配管の 1/4 以下の口径の下位クラス配管を小口径配管とし、波及的影響を及ぼさない施設とした。ここでは、下位クラス配管の地震による損傷形態の観点と、下位クラス配管が落下して上位クラス配管に衝突した場合の影響度合いの観点の両面から、その妥当性を確認する。

なお、下位クラスの小口径配管のうち低エネルギー配管については、内部流体の漏えいに伴う影響が軽微であることを確認したうえで、波及的影響を及ぼさない施設とする。高エネルギー配管については、波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス配管として抽出することとし、内部流体の漏えいによって生じる荷重の影響を、添付資料 16「下位クラス施設の損傷による機械的荷重等の影響について」にて説明する。

2. 配管の損傷形態の確認

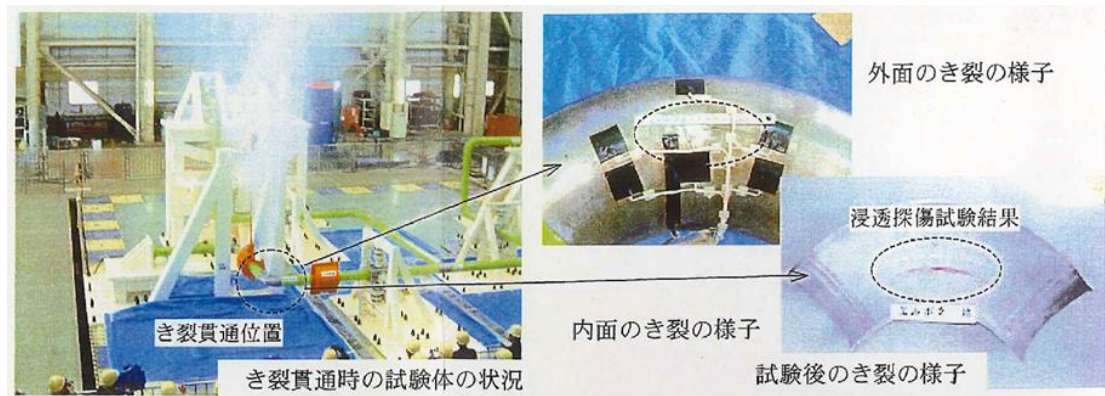
地震による配管の損傷形態としては、疲労き裂による破損が現実的な損傷形態であり、構造上の弱部と考えられる曲げ管や T 管には全周破断は生じ難いという知見が得られている。また、原子力発電所における地震被災事例においても、B、Cクラス配管がバウンダリ機能を喪失したという報告は極めて少ないことが確認されている。これを踏まえ、島根 2 号機のタービン建物及び取水槽に敷設している配管について、落下を伴う損傷形態が地震により生じるか確認するため、入力地震力、配管長さ及び口径等に保守的な条件を設定して配管の解析を実施する。

2.1 配管の損傷形態に関する既往知見

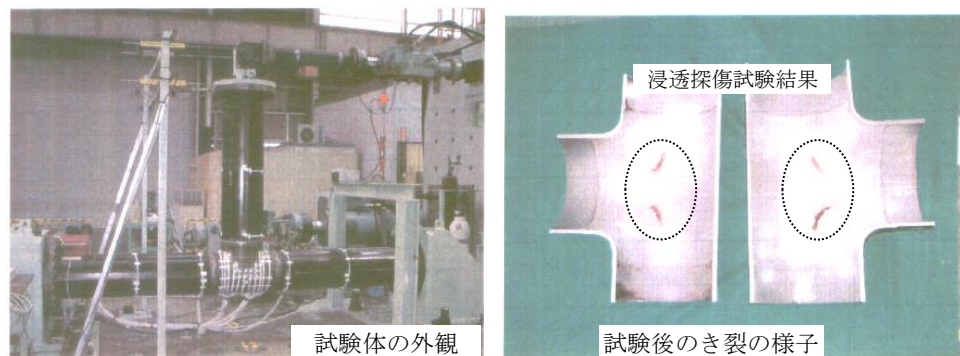
配管系終局強度試験等の既往研究により、配管は地震によって塑性崩壊することではなく、地震時の配管の損傷形態は低サイクルラッチェット疲労であることが確認されている^{(1),(2)}。配管系終局強度試験における試験体の損傷状況を図 2.1-1 に示す。配管系の構造上の弱部である曲げ管や T 管が曲げ変形により生じる疲労き裂は、その応力分布から配管軸方向のき裂となり、配管周方向のき裂とならないため、配管の全周破断には至らない。

また、原子力発電所近傍で発生した大規模地震による B、Cクラス機器・配管の地震被災事例を調査し、「バウンダリ機能」及び「支持機能」に対して損傷レベルを分類した結果が報告されている⁽³⁾⁽⁴⁾。調査対象とした 28 プラントの配管の機能低下及び機能喪失レベルの損傷事例を表 2.1-1 に示す。バウンダリ機能に関する機能低下・喪失レベルの損傷に着目すると、全 11 件のうち 10 件が屋外の岩着していない基礎等に設置された配管で生じている。上位クラスの機器・配管系が設置されている岩着した基礎・建物等においては、地震時にバウンダリ機能を喪失した事例はタービン建物内での小口径配管の破断 1

件のみであることから、B、Cクラス配管が地震で損傷した事例は極めて少ないといえる。なお、タービン建物内で確認された小口径配管の損傷事例は、湿分分離器のドレン配管に接続されている小口径配管の接続部に生じた相対変位による破断であり、この事例においても、ドレン配管との接続部1箇所のみが確認されており、配管の落下は確認されていない。以上のことから、配管の落下に至る損傷は生じ難いことを確認した。



(a) 曲げ管の損傷状況



(b) T管の損傷状況

図 2.1-1 配管系終局強度試験における試験体の損傷状況

表2.1-1 機能低下及び機能喪失レベルの損傷事例

設置場所		バウンダリ機能	支持機能
屋内	原子炉建物	0	0
	タービン建物	1	0
	その他建物	0	0
屋外	岩着	0	0
	非岩着（地上）	4	0
	非岩着（地中）	6	0
合計		11	0

2.2 配管の解析による検討

島根2号機のタービン建物及び取水槽の下位クラス配管について地震により落下に至る損傷が生じるか確認するため、発電用設備規格 設計・建設規格 第I編 軽水炉規格 事例規格「弾塑性応答解析に基づく耐震Sクラス配管の耐震設計に関する代替規定」(JSME S NC-CC-008)に基づき、配管の弾塑性特性を考慮した評価を行う。配管の弾塑性応答解析評価フローを図2.2-1に、弾塑性解析において事例規格に基づき設定した内容を表2.2-1に、弾塑性解析に使用する語句の定義を表2.2-2に示す。なお、本事例規格は、溶接継ぎ手部やフランジ継ぎ手部を除いた配管本体(母材部)を評価対象としたものである。

配管の構造上の弱部である曲げ管やT管は配管軸方向のき裂が発生しうるため、損傷した場合でも配管の落下に至らない。一方、直管は周方向のき裂が発生しうるため、直管2か所が周方向に損傷した場合には配管の落下に至る可能性がある。これを踏まえ、評価部位は薄肉大口径の配管の直管(母材部)とし、支持条件は両端単純支持とする。

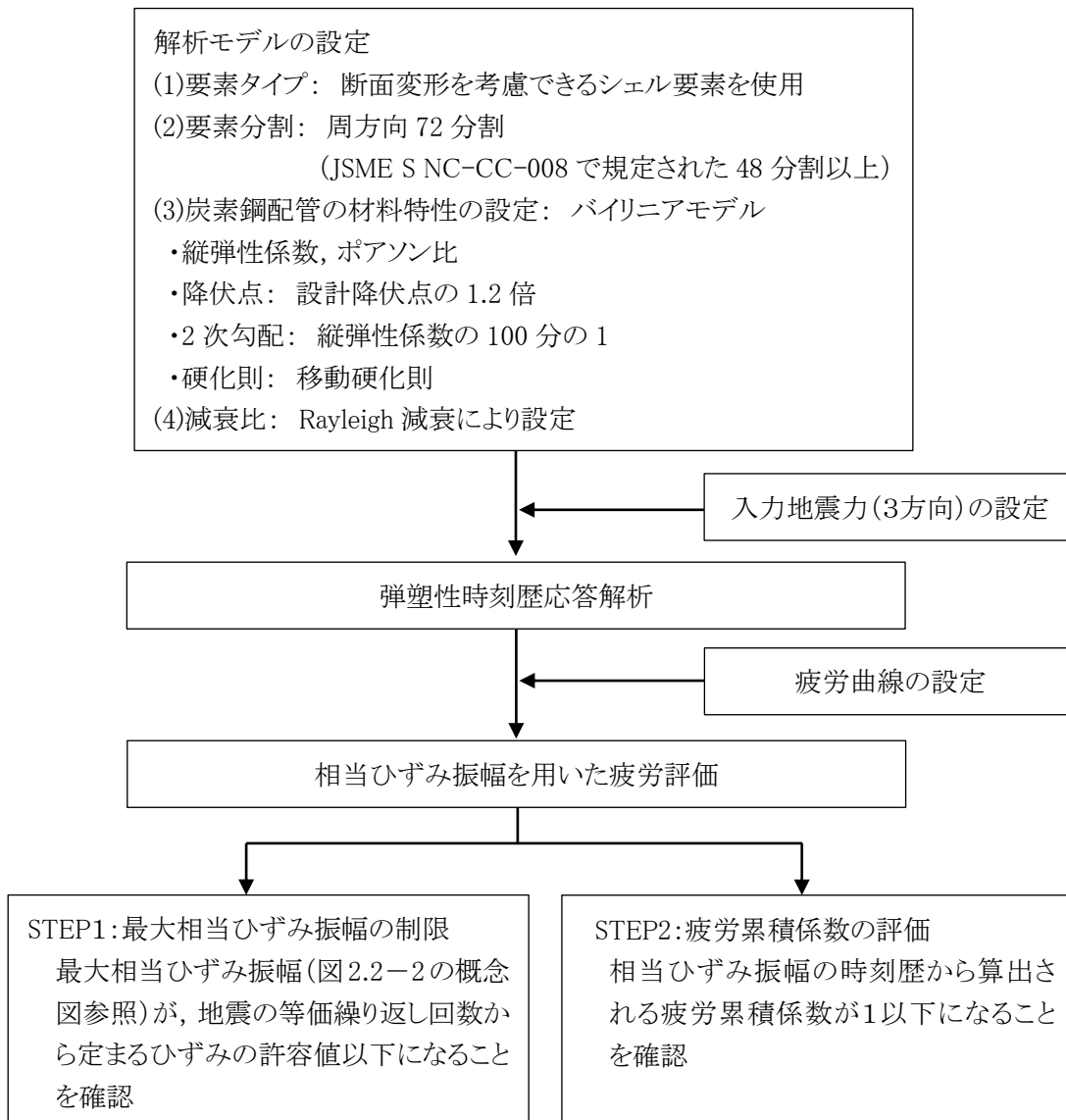
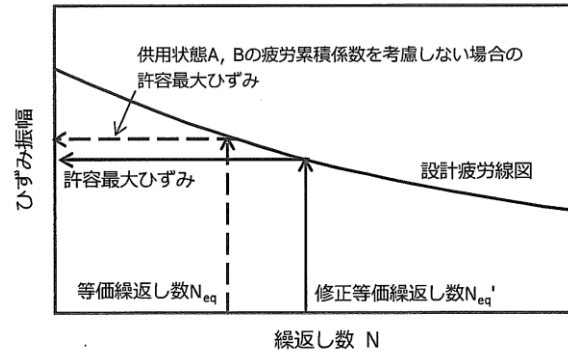


図2.2-1 JSME S NC-CC-008に基づく配管の弾塑性応答解析評価フロー



解説図 SEGP-4231. 2-1 相当ひずみ振幅の最大振幅の制限

図 2.2-2 相当ひずみ振幅の最大振幅の制限の概念図*

注記*：発電用設備規格 設計・建設規格 第 I 編 軽水炉規格 事例規格「弾塑性応答解析に基づく耐震 S クラス配管の耐震設計に関する代替規定」(JSME S NC-CC-008)

表 2.2-1 弾塑性解析において事例規格に基づき設定した内容 (1/2)

項目	事例規格	規格の内容	評価の方法
適用対象配管	SEGP-1200	耐震 S クラスのクラス 1,2 及びクラス 3 配管の耐震設計に適用することができる。 また、耐震 B クラス及び C クラス配管の上位の耐震クラスの施設への波及的効果の影響評価等において、耐震 S クラスの評価を対象とした本事例規格を適用してもよい。	下位クラス配管の波及的影響評価において適用。
一次応力評価	SEGP-3000	地震以外の短期機械的荷重を含む場合は、一時応力に対する評価を行うこと。 地震以外の短期機械的荷重を含まない場合は、一時応力に対する評価は不要である。	地震以外の短期機械的荷重を含まないため、一時応力に対する評価は不要とした。
疲労評価	SEGP-4000	相当ひずみ振幅の最大値に関する制限 (図 2.2-1 の STEP1) 累積疲労係数に関する制限 (図 2.2-1 の STEP2)	同左
相当ひずみ振幅	SEGP-4231	別紙参照	同左
等価繰返し回数	SEGP-4231.2	等価繰返し数はプラント及びサイトの特性を考慮して適切に定めること。	基準地震動 S _s の等価繰返し回数 (150 回) を設定
疲労累積係数	SEGP-4232	疲労累積係数の算定のためのひずみサイクルのカウントにあたっては、本事例規格では応力及び塑性ひずみの各成分の隣接する極地から逐次相当ひずみ範囲を算定する手順を示している。その意味で、この方法はピークカウント法に類似の方法であると言える。	同左
解析手法	SEGP-I-1200	シェル要素とはり要素からなるモデル (ハイブリッドモデル) を用いて、弾塑性応答解析 (動的解析) を行う場合には、地震応答により生じるひずみ履歴を直接求め、評価を行うことができる。	同左
解析コード	SEGP-I-1300	配管の弾塑性応答解析および静的弾塑性解析には、検証された解析コードを用いる。	検証された解析コードである ABAQUS を使用
要素の種類	SEGP-I-2110	塑性変形を生じる部分には、シェル要素、ソリッド要素、またはエルゴ要素等の管の断面変形を考慮できる要素を使用する。 配管系の中で、塑性変形を生じない配管部分には、上記の要素に加えて、はり要素等を用いることができる。	同左
要素分割方法	SEGP-I-2120	周方向 (360°) については、48 分割以上とする。 周方向の分割に合わせ、要素の軸方向と周方向のアスペクト比が 0.5~2 の範囲となるように分割する。	同左

表 2.2-1 弾塑性解析において事例規格に基づき設定した内容 (2/2)

項目	事例規格	規格の内容	評価の方法
材料特性 (線形移動硬化則)	SEGP-I-2132	降伏応力：材料規格 Part3 第1章 表6に規定する各温度における設計降伏点の1.2倍の値 2次勾配：材料規格 Part3 第2章 表1に規定する材料の各温度における縦弾性係数の100分の1の勾配	同左
減衰比	SEGP-I-2140	減衰比の値は、「JEAC4601 原子力発電所耐震設計技術規定（以下、「JEAC4601」という）第4章 機器・配管系の耐震設計」に定められた設計用減衰定数の値を用いる。 減衰比を設定する2つの振動数は、配管系が塑性変形を生じる場合の1次固有振動数（塑性変形による振動数低下を考慮した等価線形の振動数）と、配管系の耐震設計において考慮すべき上限の振動数とする。なお、塑性変形を生じる場合の1次固有振動数として、弾性系の1次固有振動数に0.9を乗じて求めた振動数としてもよい。	レイリー減衰により、設計用減衰定数の最小値0.5%に設定。代表振動数は、配管の1次固有振動数（4.18(Hz)）の0.9倍及び20(Hz)に設定。 同左
支持条件	SEGP-I-2200	配管系の弾塑性応答解析での支持条件は、配管を支持する支持構造物の剛性を考慮したバネにより模擬する。	両端単純支持（支持構造物は考慮せず）
地震動入力方法	SEGP-I-2300	配管支持条件となるバネ要素の固定点より地震動を入力する。 地震動は水平2方向と上下方向の3方向の地震動を同時に入力する。 通常地震動データに加えて、時間刻みを-10%、+10%とした地震応答解析を行うことにより、地盤と建屋の新道徳性のばらつきを、配管系の地震応答化委s系において考慮する。	配管軸直角方向の1方向入力。配管の1次固有振動数が応答スペクトルのピークに一致する安全側の条件になるよう、入力波形の時間刻みを調整（事例規格に対し、より安全側の条件を設定）。
地震動と同時に考慮する負荷	SEGP-I-2400	配管系の弾塑性応答解析において地震動と同時に考慮する負荷は、JEAC4601に定められた地震と組合せるべき運転状態において配管に作用する内圧とする。	同左

表 2.2-2 弾塑性解析に使用する語句

語句	定義
相当ひずみ振幅	多軸場の弾性ひずみ、塑性ひずみの各履歴から、1軸に換算した相当弾性ひずみ範囲、相当塑性ひずみ範囲を算出し、それらを加算したひずみ範囲を1/2倍した振幅
移動硬化則	材料の降伏曲面の変化を定義する硬化則のうち、降伏曲面の大きさは変わらず、中心位置が移動する考え方のモデル

(1) 地震力

入力地震力は、評価上厳しい条件を設定する観点から、配管の一次固有周期を加速度応答スペクトルのピーク周期に一致するよう配管長さを設定し、島根2号機の配管系設置フロアにおける基準地震動 S_s による床応答のうち加速度応答スペクトルのピーク値が最大のもの (S_s -D, 原子炉建物 EL51.7m, NS 方向, 減衰定数 0.5%) の時刻歴波を用いた。これを2方向 (配管直角2方向) 同時に入力し、合力として $\sqrt{2}$ 倍の加速度を鉛直方向に作用させることで、水平2方向及び鉛直方向の同時入力の影響を考慮した条件とした。入力加速度の加速度応答スペクトルを図 2.2-3 に、時刻歴波形を図 2.2-4 に示す。

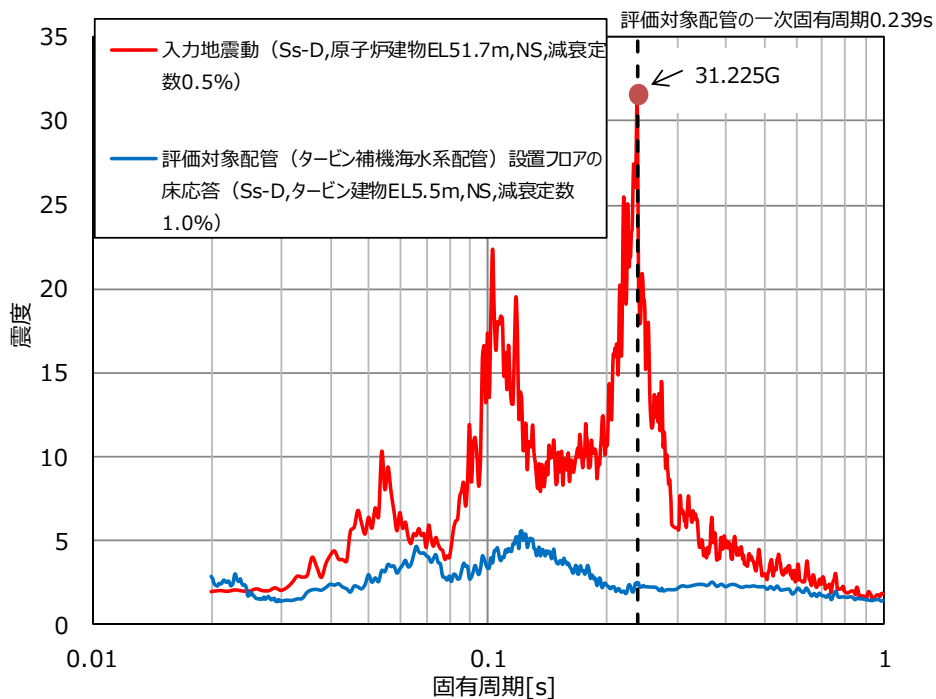


図 2.2-3 入力加速度の加速度応答スペクトル

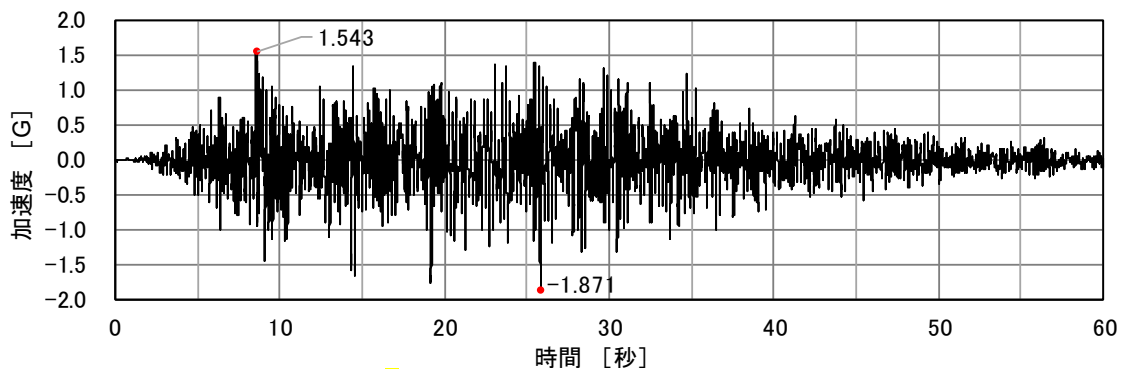


図 2.2-4 入力加速度の時刻歴 (入力は $\times\sqrt{2}$)

(2) 配管系

評価上厳しくなる薄肉大口径配管であるタービン補機海水系配管を評価対象とする。

配管仕様：口径 750 (A)
 板厚 9.5 (mm)
 材質 SM400 (A)
 内部流体 海水（密度： $1.0 \times 10^{-3} (\text{g}/\text{mm}^3)$)
 内圧 0.54 (MPa)

(3) 解析モデル

解析する配管系は、1 スパンを両端単純支持条件でモデル化することとし、配管長さは、サポートが損傷し配管のサポート間距離が変わることを考慮し、安全側の設定とするために、配管系の受ける地震力が最大となるよう図 2.2-3 に示す加速度応答スペクトルのピーク周期と配管の一次固有周期が一致する配管長さに設定する。評価対象とする配管系を選定するため、このように配管長さを設定した配管に対し、両端単純支持条件の梁の公式で、入力地震力に対応した等分布荷重による曲げ応力を算出する。両端単純支持のモデルを図 2.2-5 に、口径、板厚と曲げ応力の関係を図 2.2-6 に示す。薄肉大口径の配管ほど発生応力が大きくなる傾向であることから、タービン補機海水系配管（750A, STD）を評価対象としている。

解析モデルにおいて評価上着目する範囲は弾塑性シェル要素を用い、これに影響を及ぼさない範囲は弾性梁要素を用いる。また、実機配管を模擬し、内圧による軸方向の変形に伴う局所的な応力が発生しないようにするため、軸方向の変形を拘束しない条件として、片端部をピン固定、他端をピンスライド条件とし、シェル要素と梁要素の結合は、剛体結合とする。解析モデルの概要を図 2.2-7、タービン補機海水系配管（750A, STD）の物性値を表 2.2-3 に示す。なお、タービン補機海水系配管（750A, STD）の応力-ひずみ関係は図 2.2-8 に示すバイリニア型とする。

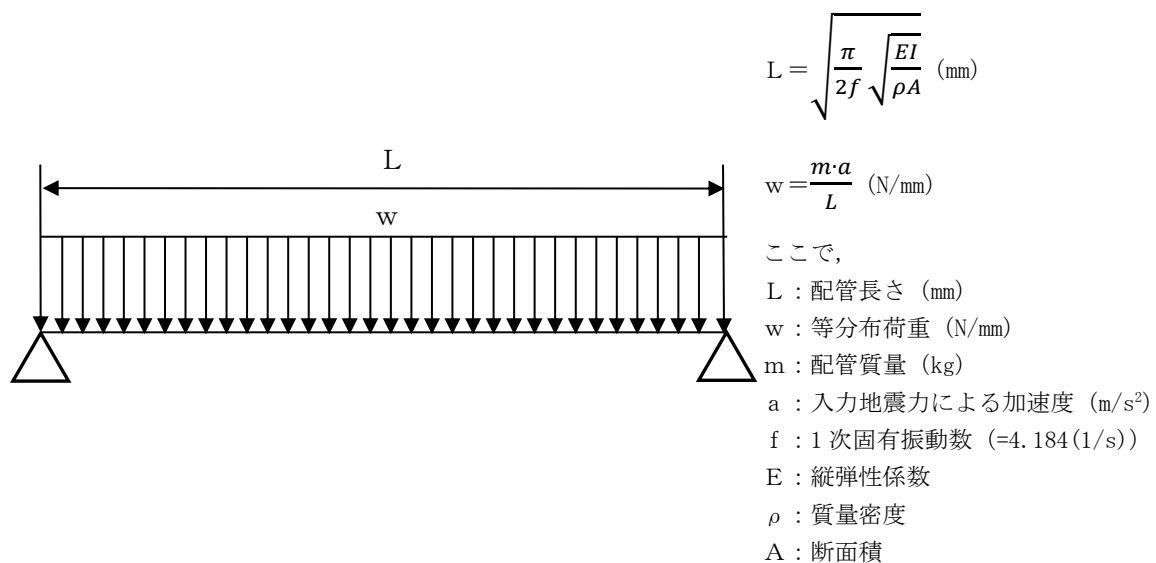


図 2.2-5 等分布荷重が作用する両端単純支持のモデル概要

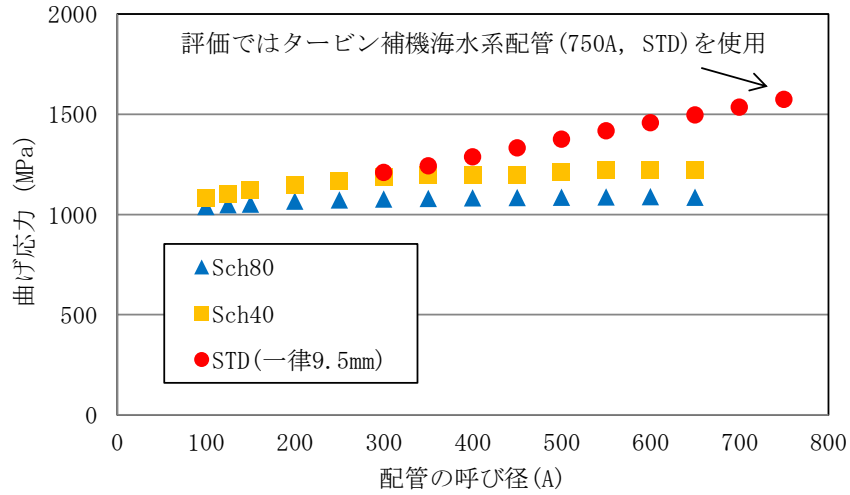
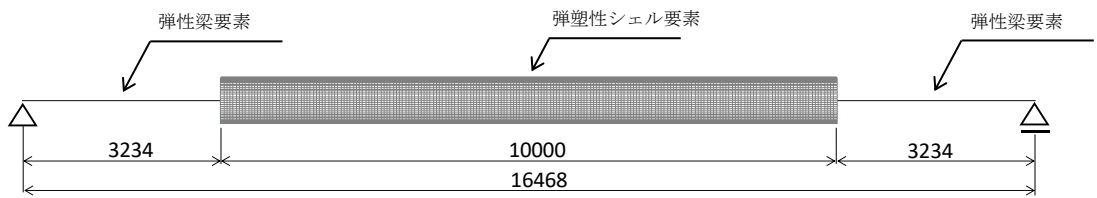


図 2.2-6 口径、板厚と曲げ応力の関係（両端単純支持条件の配管）



単位：mm

図 2.2-7 解析モデル概要

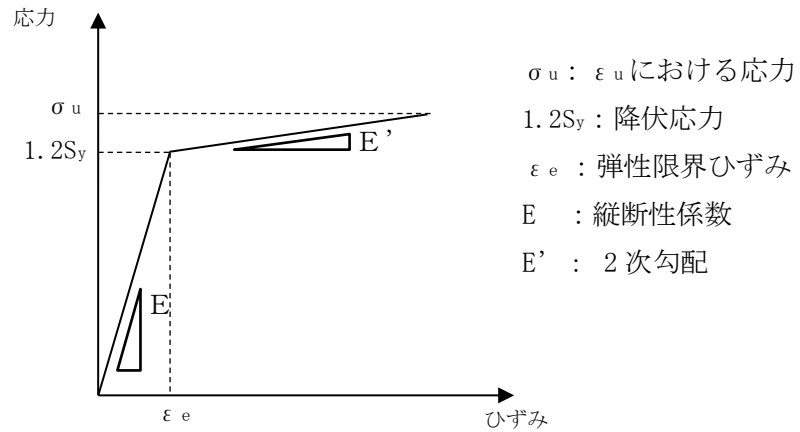


図 2.2-8 応力-ひずみ関係イメージ

表 2.2-3 タービン補機海水系配管 (750A, STD) の物性値

項目	物性値	設定根拠
温度 T (°C)	40	島根 2 号機の設計条件
弾性限界ひずみ ϵ_e (%)	0.14	1.2Sy/E
縦弾性係数 E (MPa)	2.02×10^5	設計・建設規格設計・建設規格 J S M E S N C 1 - 2005/2007」に基づき設定
ポアソン比 ν (-)	0.3	機械工学便覧に基づき設定
降伏応力 (真応力) 1.2Sy (MPa)	294	降伏応力 1.2Sy : 事例規格に基づき設定 数値 : 設計・建設規格 J S M E S N C 1 - 2005/2007」に基づき設定
2 次勾配 E' (MPa) (=E/100)	2.02×10^3	事例規格に基づき設定
内部流体を考慮した質量密度 ρ (g/mm ³)	2.72×10^{-2}	JIS G 3193 に基づき設定

(4) 解析手法

ABAQUS を用いて有限要素法による幾何学的非線形性 (大変形) 及び材料非線形性 (弾塑性) を考慮した時刻歴応答解析とする。時間刻みを 1/1000 秒, 減衰比は 0.5% とし, レイリー減衰を用いる。レイリー減衰の代表振動数は, 配管の 1 次固有振動数 (4.18 (Hz)) の 0.9 倍及び 20 (Hz) とする。

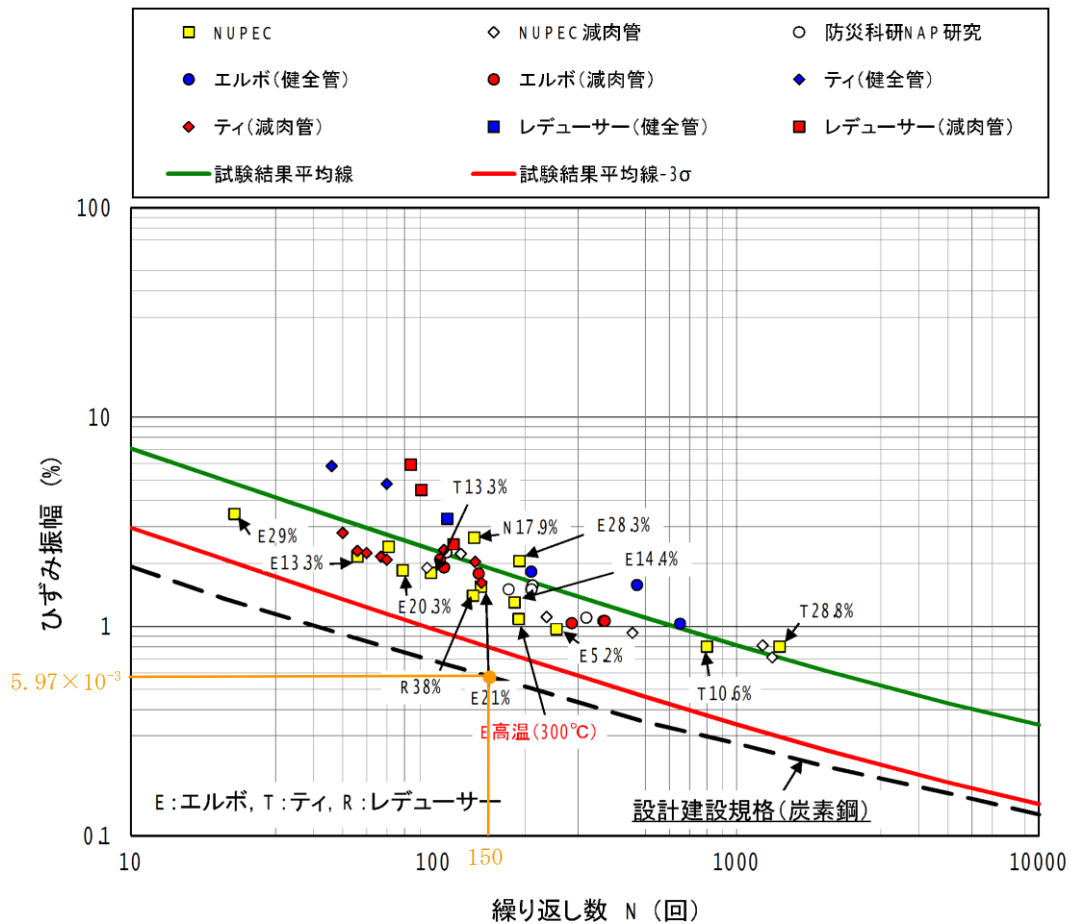
(5) 評価結果

評価に用いる設計疲労曲線を図 2.2-9 に, 最大相当塑性ひずみのコンタ図を図 2.2-10 に示す。地震の等価繰返し回数を 150 回 (基準地震動 S_s の等価繰返し回数を設定) とした最大相当ひずみ振幅の許容値は図 2.2-9 より, 5.97×10^{-3} となる。地震の等価繰返し回数を 150 回とした最大相当ひずみ振幅 (STEP1 評価) と疲労累積係数 (STEP2 評価) の評価結果を表 2.2-4 に示す。保守的な評価条件においても, 最大相当ひずみ振幅の発生値が許容値を下回っており, また疲労累積係数は 9.43×10^{-2} であり, 許容値 1 に対して余裕が大きく, 疲労き裂は発生しない。なお, 評価に用いている設計疲労曲線は図 2.2-9 に示すとおりひずみ範囲に対して 2 倍以上の十分な余裕を有している。

従って, 島根 2 号機のタービン建物及び取水槽の下位クラスの直管 (母材部) には, 基準地震動 S_s により周方向の疲労き裂は発生せず, 配管が落下することはない。

表 2.2-4 疲労評価結果

		発生値	許容値	判定
STEP1	最大相当ひずみ振幅	4.20×10^{-3}	5.97×10^{-3}	○
STEP2	疲労累積係数	9.43×10^{-2}	1	○
総合判定 (STEP1 : ○ or STEP2 : ○)				○



* 図中の記号は、E:エルボ, T:ティ, R:レデューサー。パーセントで表された数値は、ラチェットひずみ(残留ひずみ)を示す。

解説図 SEGP-1-1300 既往研究における配管要素の疲労強度

図 2.2-9 設計疲労曲線の保守性*

注記*: 発電用設備規格 設計・建設規格 第 I 編 軽水炉規格 事例規格「弾塑性応答解析に基づく耐震Sクラス配管の耐震設計に関する代替規定」(JSME S NC-CC-008)

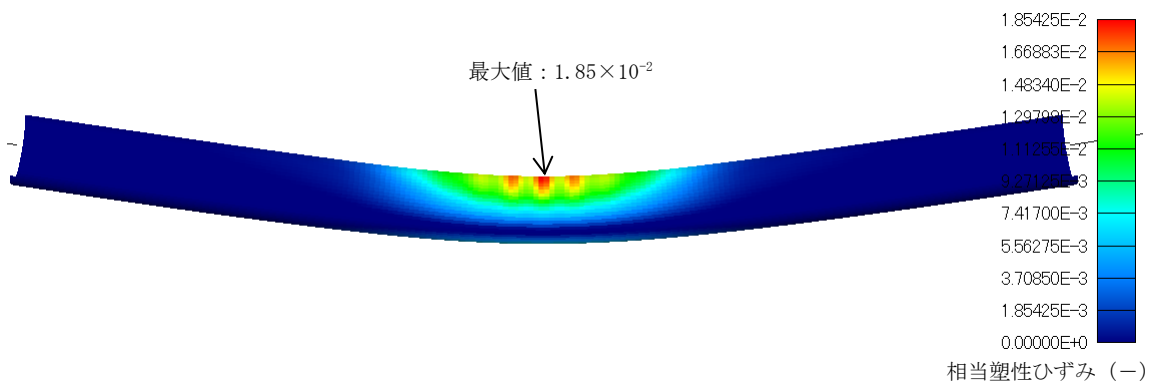


図2.2-10 最大相当塑性ひずみのコンタ図

(6) まとめ

地震時の配管の損傷形態は低サイクルラッチェット疲労であり、配管系の構造上の弱部である曲げ管やT管に生じる疲労き裂は、その応力分布から配管軸方向のき裂となり、配管周方向のき裂とならないため、配管の全周破断には至らない。また、直管に生じる疲労き裂は、配管周方向のき裂となり、配管の全周破断に至る可能性があるが、島根2号機の基準地震動 S_s では、事例規格に基づく評価をした結果、タービン建物及び取水槽の下位クラス配管には疲労き裂は発生しないため、配管の破断により落下する可能性は十分小さい。

3. 下位クラス配管の上位クラス配管への衝突について

下位クラス配管が落下することを仮定し、下位クラス配管が上位クラス配管に衝突した場合の影響度合いを確認する。上位クラス配管に衝突した場合の影響については、衝突する下位クラス配管の口径によって影響の程度が異なると考えられることから、ここでは下位クラス配管のうち小口径配管(上位クラス配管の1/4以下の口径)について、上位クラス配管に衝突した場合の影響を衝突評価により確認する。

3.1 評価方針

下位クラス配管の衝突評価に係る評価フローを図3.1-1に示す。

下位クラス配管のうち大口径配管(上位クラス配管の1/4を超える口径)は、波及的影響を及ぼすおそれがあるものとして抽出の対象とすることから、下位クラス配管のうち小口径配管(上位クラス配管の1/4以下の口径)が、上位クラス配管に衝突した場合の影響を衝突評価により確認する。

衝突評価においては、衝突部の局所的な影響の観点と衝突による配管全体に与える影響の観点の両面について考慮することとし、以下の評価を実施する。

- ・上位クラス配管の貫通有無(衝突部の局所的な影響の観点)
- ・上位クラス配管に対する衝突荷重の影響(配管全体に与える影響の観点)

以上の検討に基づき、上位クラス配管に波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス配管の抽出対象を検討する。

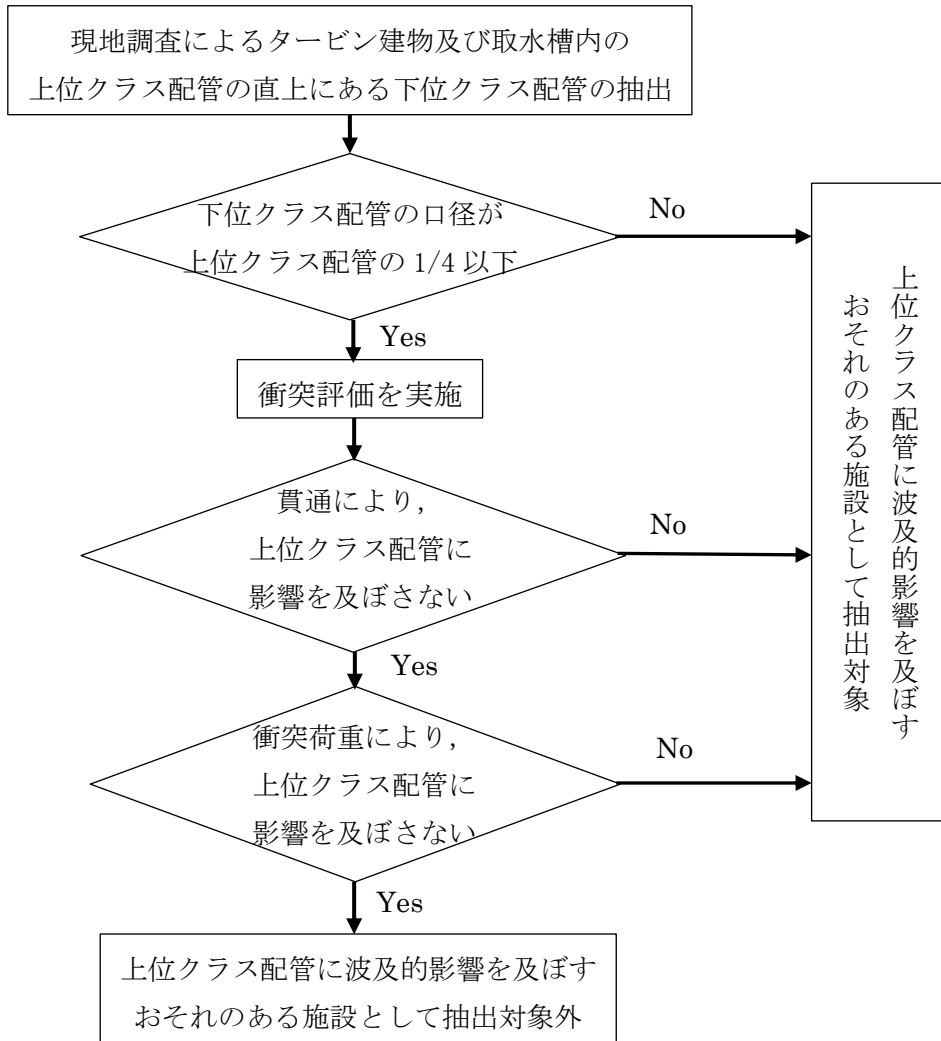


図 3.1-1 下位クラス配管の衝突評価に係る評価フロー

3.2 上位クラス配管と下位クラス配管の位置関係及び諸元

取水槽及びタービン建物内の上位クラス配管に対して、現地調査により抽出された直上にある下位クラス配管を表 3.2-1 に示す。なお、衝突評価においては、直上にある下位クラス配管のうち上位クラス配管口径の 1/4 以下のものについて、上位クラス配管に衝突した場合の影響を確認する。

表 3.2-1 上位クラス配管と下位クラス配管の位置関係及び諸元

No	設置区画	上位クラス配管			直上にある下位クラス配管のうち 上位クラス配管口径の 1/4 以下のもの			
		系統	口径	肉厚 [mm]	系統	口径	肉厚 [mm]	初期高さ [m]
1	取水槽	循環水系	2600 ID	21	タービン補機冷却系	80A	5.5	0.5
2	取水槽	原子炉補機海水系	700A	9.5	タービン補機冷却系	80A	5.5	2.0
3	タービン建物 B1F				A-循環水系	100A	6.0	1.5
4	タービン建物 B1F				B-循環水系	100A	6.0	3.0
5	タービン建物 B1F				消火系	150A	7.1	0.5
6	タービン建物 B1F				タービン補機冷却系	80A	5.5	4.3
7	タービン建物 B1F				給水系	40A	3.7	1.5
8	タービン建物 B1F				液体廃棄物処理系	80A	5.5	1.3
9	タービン建物 B1F				床ドレン系	80A	5.5	1.5
10	タービン建物 B1F				気体廃棄物処理系	50A	3.9	1.1
11	タービン建物 B1F				消火系	50A	3.9	2.0
12	タービン建物 B1F				機器ドレン系	80A	5.5	1.5
13	タービン建物 B1F				高圧炉心スプレイ補機冷却系	250A	9.3	気体廃棄物処理系
14	タービン建物 B1F	消火系	50A	3.9				1.0
15	タービン建物 B1F	非常用ガス処理系	400A	9.5	消火系	100A	6.0	2.0
16	タービン建物 1F				真空掃除系	100A	4.5	1.5
17	タービン建物 B1F				液体廃棄物処理系	80A	5.5	1.0
18	タービン建物 B1F タービン建物 1F				床ドレン系	80A	5.5	5.0
19	タービン建物 B1F				気体廃棄物処理系	50A	3.9	1.2
20	タービン建物 B1F タービン建物 1F				機器ドレン系	80A	5.5	5.0
21	タービン建物 1F				計装用圧縮空気系	50A	3.9	0.6
22	タービン建物 1F				タービン油処理系	80A	5.5	0.7
23	タービン建物 1F				消火系	80A	5.5	0.5

3.3 上位クラス配管の貫通有無に対する検討

(1) 評価方法

下位クラス配管が落下し、上位クラス配管に衝突した場合の上位クラス配管の貫通厚さを評価する方法として、BRL 式を用いた評価を実施する。BRL 式は「タービンミサイル評価について（昭和 52 年 7 月 20 日 原子炉安全専門審査会）」の中で、鋼板

に対する貫通厚さの算出式として用いられており、竜巻影響評価における飛来物の鋼板に対する貫通厚さの算出式としても実績がある。BRL 式により、下位クラス配管の衝突方向、落下高さ及び配管長さに保守性を有した評価を実施し、下位クラス配管の落下により上位クラス配管に貫通が生じないことを確認する。

【BRL式】（鋼板に対する貫通厚さ T）：

$$T^{3/2} = \frac{0.5MV^2}{1.4396 \times 10^9 K^2 D^{3/2}}$$

- T：鋼板貫通厚さ（m）
M：ミサイル質量（kg）
V：ミサイル速度（m/s）
D：ミサイル直径（m）
K：鋼板の材質に関する係数（≒1）

出典：ISES7607-3「軽水炉構造機器の衝撃荷重に関する調査 その3 ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討」（高温構造安全技術研究組合）

(2) 評価条件

貫通評価は、衝突する側の断面積が小さいほど保守的な評価となるため、下位クラス配管の衝突方向は配管軸方向とする。また、下位クラス配管の落下時の高さは図 3.3-1（a）のとおり保守的に配管 2 箇所同時破損を想定することとし、上位クラス配管からの初期高さ H から下位クラス配管の長さ x の半分 $x/2$ を引いた $(H-x/2)$ を設定することとする。この場合、BRL 式中のミサイル重量 M とミサイル速度 V は以下のように書き換えられる。

$$M = \rho x$$

ρ ：配管の単位長さあたりの重量（kg/m）

$$V = \sqrt{2g \left(H - \frac{x}{2} \right)}$$

よって、BRL 式は以下のとおり、配管長さ x の 2 次関数となり、 $x=H$ で鋼板貫通厚さ T が最大となる。

$$T^{3/2} = \frac{\rho g \left(Hx - \frac{x^2}{2} \right)}{1.4396 \times 10^9 K^2 D^{3/2}}$$

以上より、下位クラス配管の長さは鋼板貫通厚さ T が最大となるように $x=H$ と設定し、落下時の高さは $(H-x)/2=H/2$ を設定し、貫通厚さを算出する。

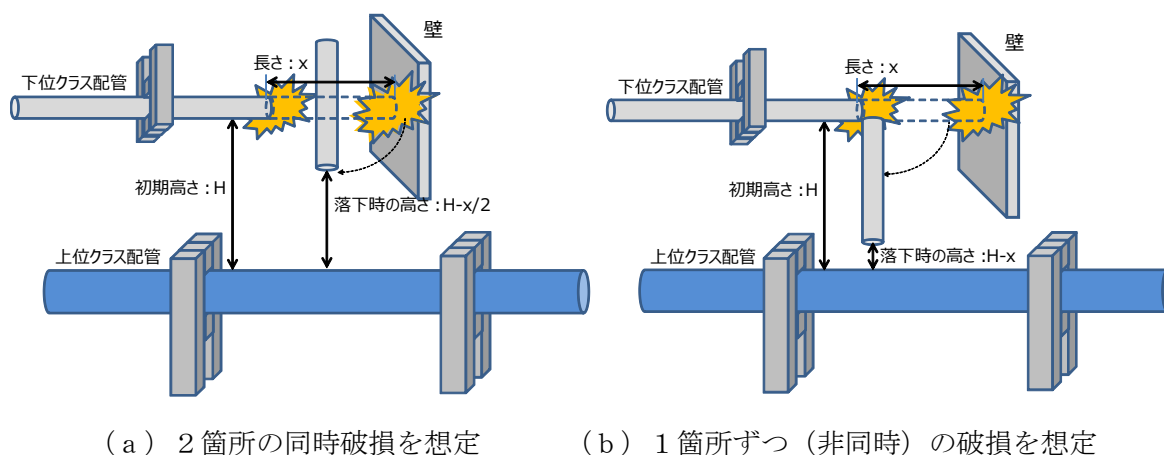


図 3.3-1 配管破損形態の想定と落下高さの設定

(3) 評価対象及び評価結果

評価対象配管は、表 3.2-1 に示す上位クラス配管と下位クラス配管の組み合わせとする。評価対象配管及び評価結果を表 3.3-1 に示す。表 3.3-1 より、下位クラス配管の落下による貫通厚さ t_1 は上位クラス配管の公称厚さ t から計算上必要な厚さ t_r を差し引いた値を下回っており、上位クラス配管の安全機能に影響を及ぼさないことが確認された。

なお、表 3.3-1 の No. 4 の組合せについて、現実的に 1 箇所ずつ (非同時) の破損を想定した場合 (図 3.3-1 の (b)) と、今回評価で想定した 2 箇所同時破損を想定した場合 (図 3.3-1 の (a)) を比較すると、2 箇所同時破損を想定した場合の方が落下高さが大きくなる。2 箇所同時破損を想定した場合と 1 箇所ずつ (非同時) の破損を想定した場合の任意の配管長さにおける貫通厚さ t_1 を図 3.3-2 に示す。2 箇所同時破損を想定した場合の貫通厚さ t_1 の最大値は、1 箇所ずつ (非同時) の破損を想定した場合の貫通厚さ t_1 の最大値の約 1.5 倍となり、今回の評価は保守性を有することが分かる。

表 3.3-1 BRL 式による貫通評価結果

No	上位クラス配管					下位クラス配管									評価 ($t-tr>t_1$: OK)
	口径	系統	公称 厚さ t [mm]	計算上 必要な 厚さ tr [mm]	厚さ 余裕 t-tr [mm]	系統	口径	公称 厚さ [mm]	配管 長さ [mm]	質量*1 [kg]	落下時 の高さ [m]	衝突 速度*2 [m/s]	ミサイル 直径*3 [mm]	貫通 厚さ t ₁ [mm]	
1	2600 ID	循環 水系	21	6.82	14.18	タービン補 機冷却系	80A	5.5	0.5	5.65	0.25	2.22	42	0.11	OK
2	700 A	原子炉 補機 海水系	9.5	4.96	4.54	タービン補 機冷却系	80A	5.5	2.0	22.6	1.00	4.43	42	0.67	OK
3						A-循環水系	100A	6.0	1.5	24.0	0.75	3.84	50	0.49	OK
4						B-循環水系	100A	6.0	3.0	48.1	1.50	5.43	50	1.22	OK
5						消火系	150A	7.1	0.5	13.8	0.25	2.22	67	0.13	OK
6						タービン補 機冷却系	80A	5.5	4.3	48.6	2.15	6.50	42	1.86	OK
7						給水系	40A	3.7	1.5	6.2	0.75	3.84	25	0.39	OK
8						液体廃棄物 処理系	80A	5.5	1.3	14.7	0.65	3.57	42	0.38	OK
9						床ドレン系	80A	5.5	1.5	17.0	0.75	3.84	42	0.46	OK
10						気体廃棄物 処理系	50A	3.9	1.1	6.0	0.55	3.29	29	0.27	OK
11						消火系	50A	3.9	2.0	10.9	1.00	4.43	29	0.60	OK
12						機器ドレン 系	80A	5.5	1.5	17.0	0.75	3.84	42	0.46	OK
13						250A	高圧 炉心 スプレ イ系	9.3	3.80	5.50	気体廃棄物 処理系	50A	3.9	0.5	2.8
14	消火系	50A	3.9	1.0	5.5						0.5	3.14	29	0.24	OK
15	400 A	非常用 ガス 処理系	9.5	0.60	8.9	消火系	100A	6.0	2.0	32.1	1.00	4.43	50	0.72	OK
16						真空掃除系	100A	4.5	1.5	18.3	0.75	3.84	44	0.47	OK
17						液体廃棄物 処理系	80A	5.5	1.0	11.3	0.5	3.14	42	0.27	OK
18						床ドレン系	80A	5.5	5.0	56.5	2.5	7.00	42	2.28	OK
19						気体廃棄物 処理系	50A	3.9	1.2	6.6	0.6	3.43	29	0.31	OK
20						機器ドレン 系	80A	5.5	5.0	56.5	2.5	7.00	42	2.28	OK
21						計装用圧縮 空気系	50A	3.9	0.6	3.3	0.3	2.43	29	0.12	OK
22						タービン油 処理系	80A	5.5	0.7	8.0	0.35	2.62	42	0.17	OK
23						消火系	80A	5.5	0.5	5.7	0.25	2.22	42	0.11	OK

注記*1：配管長さより算出

*2：落下時の高さより算出

*3：下位クラス配管の断面積と等しい断面積を持つ円の直径

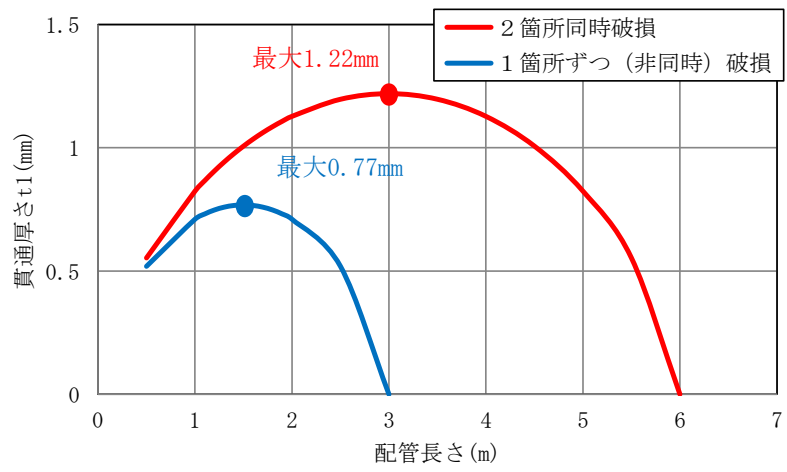


図 3.3-2 配管長さと貫通厚さの関係
(表 3.3-1 No. 4 の組合せの例)

3.4 上位クラス配管に対する衝突荷重の影響検討

下位クラス配管が落下し、上位クラス配管に衝突した場合に上位クラス配管に過大な衝突荷重が生じないことを衝突角度、初期高さ及び配管長さに保守性を有した数値解析により確認する。解析手法としては、配管が破損に至るまでの挙動を現実的に評価するため、材料の弾塑性特性を考慮した時刻歴解析を実施する。算出された衝突荷重から上位クラス配管に生じる曲げ応力を算出し、地震により発生する応力と組み合わせて評価することで、上位クラス配管への影響を確認する。

(1) 評価対象配管

衝突荷重の影響検討については、衝突荷重が大きいと想定される代表ケースを設定して実施する。評価対象配管としては、上位クラス配管と下位クラス配管の口径差が小さい方が、上位クラス配管への衝突荷重による影響が大きいと考えられるため、口径比が4:1となる非常用ガス処理系配管(400A)と消火系配管(100A)の組み合わせを代表ケースとする。衝突荷重は、衝突側の質量や衝突速度の他に衝突側及び被衝突側の変形(によるエネルギー吸収)量に影響を受けるパラメータである。今回の条件(上位クラス配管と下位クラス配管の口径比が4:1)では、被衝突側(上位クラス配管)の剛性が衝突側(下位クラス配管)に比べて十分に高く、被衝突側に変形が生じないと考えられる。よって、衝突側(下位クラス配管)の質量や衝突速度による影響が支配的であり、上位クラス配管の長さの影響は軽微と考えられるが、実機配管の支持間隔(約3~12m)を概ね包絡する10mとする。下位クラス配管の長さは、2.2の事例規格に基づく評価では、溶接部は対象外になっていることから、実機配管の周方向溶接継ぎ手部の間隔及びフランジ部の間隔を概ね包絡する10mとする。当該箇所の消火系配管のフランジ部の間隔は約4mであり、約2.5倍の配管長さを設定している。また、下位クラス配管の初期高さは、現地調査で確認された下位クラス配管の初期高さ1.2mを切り上げた2mとする。

上位クラス配管に作用する曲げ応力を保守的に算出するため、下位クラス配管と上位クラス配管は、それぞれの重心位置で直交するように衝突すると想定する。なお、実機配管には曲げ管も含まれているが、衝突荷重の観点では、上位クラス配管と下位クラス配管が重心位置同士で衝突した場合が、上位クラス配管に最も大きな衝突荷重が作用するため、重心位置同士を衝突させやすくする観点から、直管同士が衝突することを想定する。

上位クラス配管と下位クラス配管の位置関係を図3.4-1に、衝突解析における評価対象配管を表3.4-1に示す。

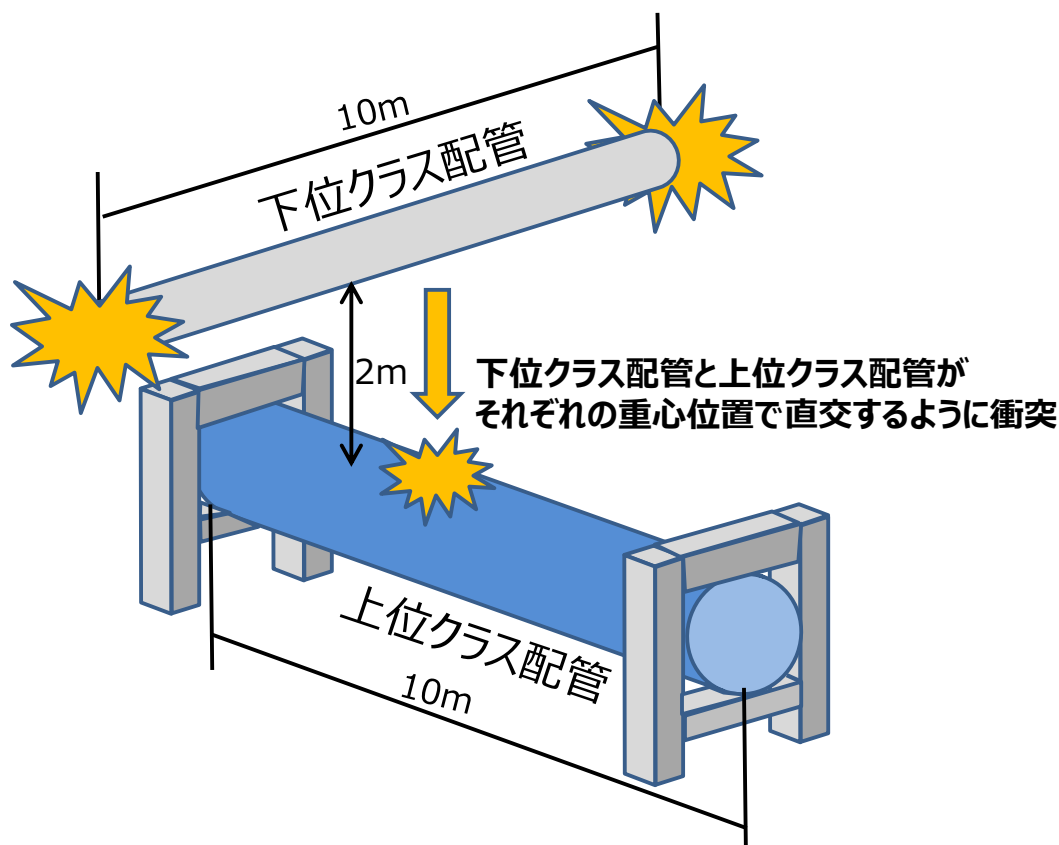


図 3.4-1 上位クラス配管と下位クラス配管の位置関係の概要

表 3.4-1 衝突解析における評価対象配管

評価対象配管	系統	口径	材質	厚さ [mm]	配管長さ [m]	初期高さ [m]	内部 流体	質量 [kg]
上位クラス配管	非常用ガス 処理系	400A	STPT 410	9.5	10	—	無 ^{*1}	—
直上にある 下位クラス配管	消火系	100A	STPT 410	6.0	10	2.0	無 ^{*2}	161

注記*1：液体を内包していないため、「無」を設定

*2：配管が破損することにより内部流体が流出することから「無」を設定

(2) 解析条件

a. 解析モデル

上位クラス配管及び下位クラス配管は、いずれもシェル要素によりモデル化する。解析モデルの概要を図 3.4-2 に、評価対象配管の材料物性値を表 3.4-2 に示す。下位クラス配管については、表 3.4-1 の通り、長さ 10m の配管が初期高さ 2m の位置から自由落下するとして設定する。上位クラス配管は、曲げ応力を保守的に算出するため、両端単純支持とする。

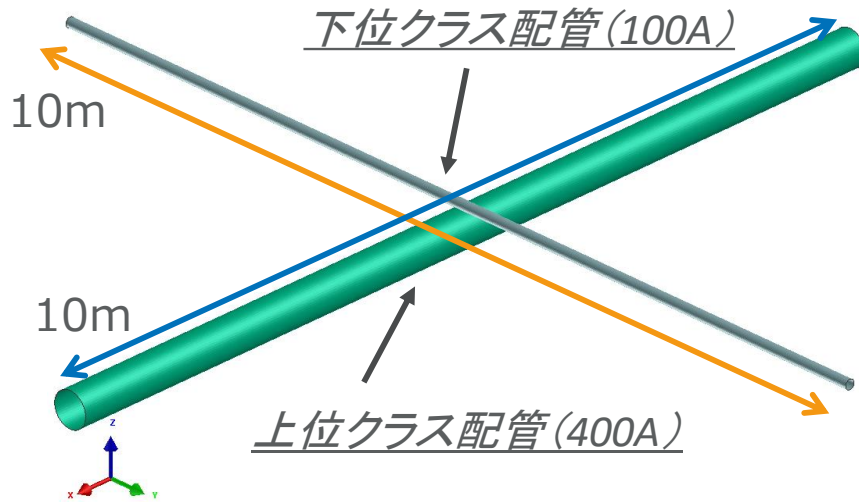


図 3.4-2 解析モデルの概要

表 3.4-2 評価対象配管の材料物性値

評価対象配管	材質	降伏応力 σ_{Y0} (MPa)	縦弾性係数 E (MPa)	引張強さ σ_{T0} (MPa)	破断ひずみ ϵ' (-)	2次勾配 E' (MPa)
上位クラス配管	STPT 410	231	2.00×10^5	407	0.17	1042
下位クラス配管	STPT 410	231	2.00×10^5	407	0.17	1042

b. 材料の非線形特性

(a) 材料の応力-ひずみの関係

材料の応力-ひずみ関係はバイリニア型とし、降伏後の2次勾配は、表 3.4-2 に示す値とする。2次勾配E'は、引張強さと降伏応力の差を破断ひずみで除して算出した(図 3.4-3 参照)。

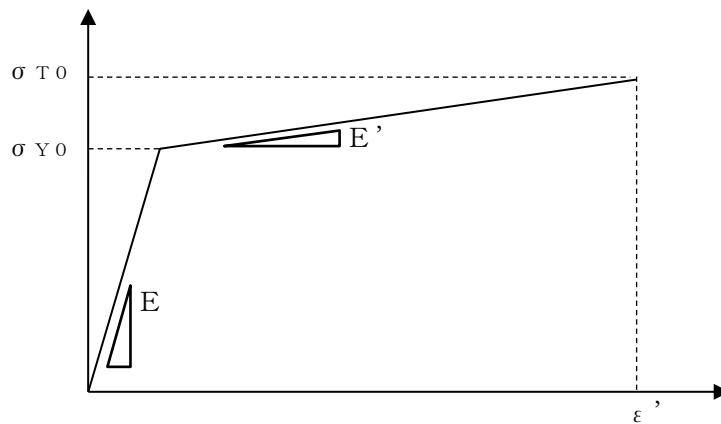


図 3.4-3 2次勾配E' 算出イメージ

(b) ひずみ速度効果

本解析は、衝撃問題で変形速度が大きいため、ひずみ速度効果を考慮することとし、以下に示す日本溶接協会の推定式（以下「WES 式」という。）から得られる動的増大効果を線形補間し設定する。

想定するひずみ速度 $\dot{\epsilon}$ を上位クラス配管の衝突速度相当のひずみ速度 ($=10^1$) とした場合、 $\sigma_Y=392\text{MPa}$ 、 $\sigma_T=489\text{MPa}$ となる。

$$\sigma_Y = \sigma_{Y0}(T_0) \cdot \exp \left\{ 8 \times 10^{-4} \cdot T_0 \cdot \left(\frac{\sigma_{Y0}(T_0)}{E} \right)^{-1.5} \cdot \frac{1}{T \cdot \ln(10^8 / \dot{\epsilon})} - \frac{1}{T_0 \cdot \ln(10^8 / \dot{\epsilon}_0)} \right\}$$

$$\sigma_T = \sigma_{T0}(T_0) \cdot \exp \left\{ 8 \times 10^{-4} \cdot T_0 \cdot \left(\frac{\sigma_{T0}(T_0)}{E} \right)^{-1.5} \cdot \frac{1}{T \cdot \ln(10^9 / \dot{\epsilon})} - \frac{1}{T_0 \cdot \ln(10^9 / \dot{\epsilon}_0)} \right\}$$

σ_Y : 想定するひずみ速度時の降伏応力 (MPa)

σ_{Y0} : 基準ひずみ速度時の降伏応力 (MPa)

σ_T : 想定するひずみ速度時の引張強さ (MPa)

σ_{T0} : 基準ひずみ速度時の引張強さ (MPa)

T : 想定するひずみ速度時の温度 (°C)

T_0 : 基準ひずみ速度時の温度 (°C)

E : 縦弾性係数 (MPa)

$\dot{\epsilon}$: 想定するひずみ速度 (-)

$\dot{\epsilon}_0$: 基準ひずみ速度 (-)

(c) 破断ひずみ

破断ひずみは、J I S に規定されている伸びの下限値を基に設定する。また、「Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs (Nuclear Energy Institute 2011 Rev8(NEI 07-13))」において T F (多軸性係数) を 2.0 とすることが推奨されていることを踏まえ、安全余裕として 2 軸引張状態で T F = 2.0 を考慮する。T F については、上位クラス配管のみ考慮する。上位クラス配管の破断ひずみを表 3.4-3 に示す。

表 3.4-3 上位クラス配管の破断ひずみ

種別	材質	J I S 規格値	T F	破断ひずみ
上位クラス配管	STPT410	0.17	2.0	0.085

(3) 解析手法

汎用有限要素法構造解析プログラム「Virtual Performance Solution」を用いて有限要素法により評価を実施する。

(4) 解析結果

衝突解析により算出した下位クラス配管と上位クラス配管の接触箇所における衝突荷重の時刻歴を図 3.4-4 に示す。なお、図 3.4-5 に示すとおり下位クラス配管が上位クラス配管に対して平行な状態となる衝突角度 0° において衝突荷重は最大となるため、衝突角度は 0° に設定している。

衝突荷重の最大値が、衝突位置に集中荷重として負荷した際の発生応力を算出した。発生応力の算出は、図 3.4-6 に示す両端単純支持条件の梁の公式を用いて実施した。曲げモーメント算出時には、上位クラス配管の長さが長いほど安全側の設定となるため、実機配管の支持間隔の最大値である 12m を設定した。衝突荷重による応力、自重・内圧による応力、地震（ S_s ）による応力及びこれらを組み合わせた応力を表 3.4-4 に示す。なお、衝突荷重による応力及び地震（ S_s ）による応力の組み合わせにあたっては、それらの最大値の非同時性を考慮して SRSS 法を用いた。また、地震による応力は、当該上位クラス配管における最大発生応力を保守的に用いた。上位クラス配管の許容限界は、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼすことがないように応力、荷重等を制限するため、許容応力状態 IV_{AS} から算出した許容応力とする。表 3.4-4 より、下位クラス配管の衝突荷重による応力と自重・内圧及び地震による応力を組み合わせた応力は、上位クラス配管の許容応力以下であり、上位クラス配管の安全機能に影響を及ぼさないことが確認された。

参考として、衝突解析により算出した上位クラス配管の内径の時刻歴を図 3.4-7 に示す。下位クラス配管の衝突により、上位クラス配管に変形は生じていないことから、衝突解析の結果からも、上位クラス配管の安全機能に影響を及ぼさないことが確認された。

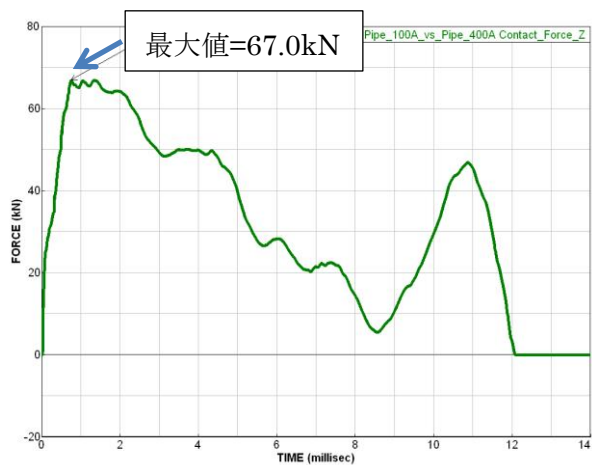


図 3.4-4 衝突荷重の時刻歴

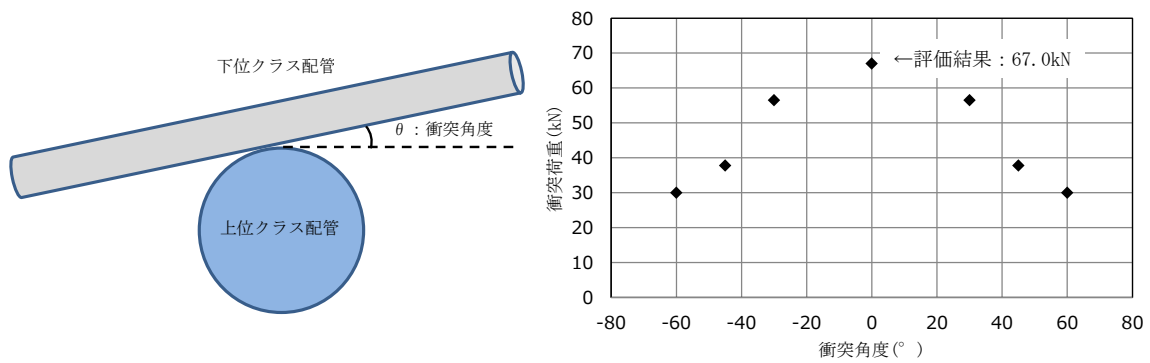


図 3.4-5 衝突角度と衝突荷重の関係

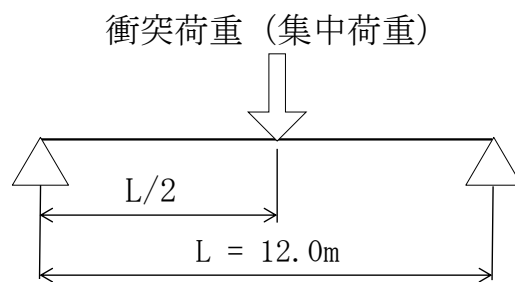


図 3.4-6 応力算出モデル

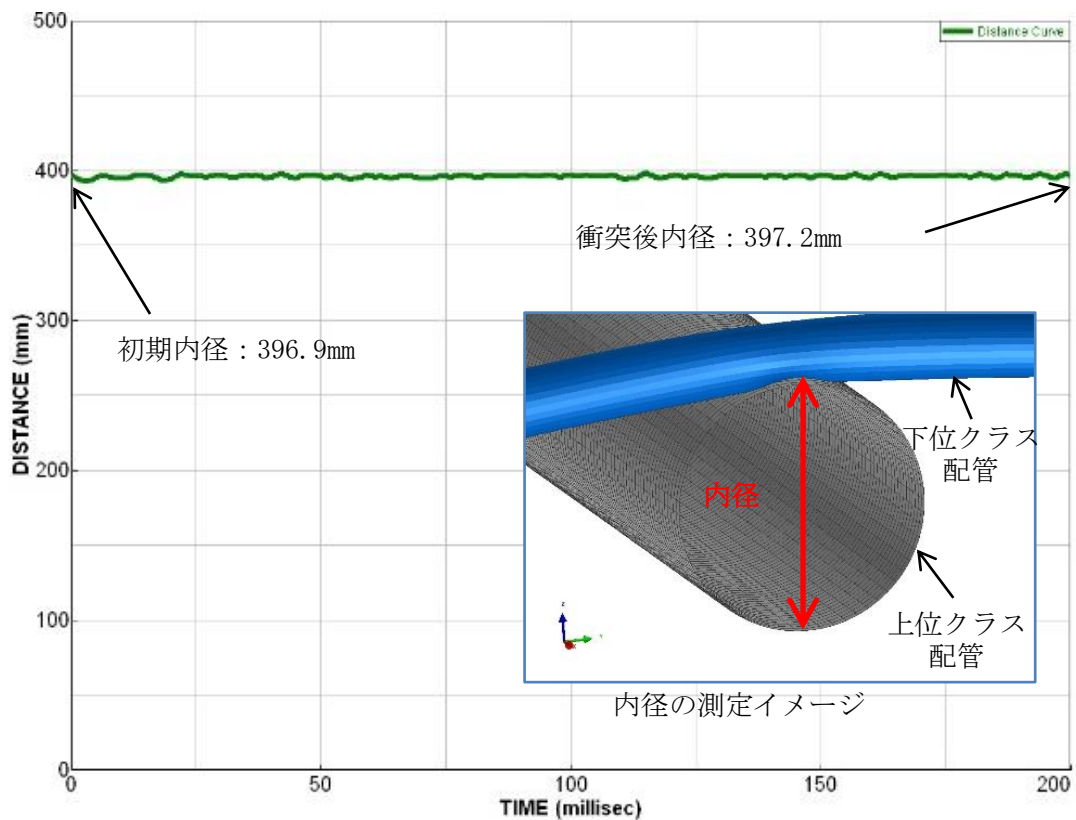


図 3.4-7 上位クラス配管の内径の時刻歴

表 3.4-4 上位クラス配管の応力評価 (一次応力)

[MPa]

上位クラス配管口径	下位クラス配管口径	衝突荷重による応力	自重・内圧による応力	地震による応力	左記を組み合わせた応力	許容応力 (IV _A S)
400A	100A	176	2	124	218*	363

注記* : 発生応力は上位クラス配管の S_y (231MPa (STPT410)) も下回っている。

4. 内部流体の漏えいに伴う影響の確認

4.1 低エネルギー配管の内部流体の漏えいに伴う影響の確認

「2.2 配管の解析による検討」にて示したとおり、地震による配管の疲労き裂は発生しないことを確認したが、配管に貫通クラック*1を仮定した評価においても低エネルギー配管については内部流体の漏えいに伴う影響は軽微であることを確認する。

注記*1：貫通クラックの面積は「原子力発電所の内部漏水影響評価ガイド（原子力規制委員会，平成26年8月6日改訂）」（以下「漏水ガイド」という。）を参考に $1/2D$ （配管内径） $\times 1/2t$ （配管肉厚）として算定する。

(1) 評価方法

貫通クラックの面積 A_e は漏水ガイドを参考に $1/2D$ （配管内径） $\times 1/2t$ （配管肉厚）として算定し、貫通クラックによるジェット荷重 F_j は「Design Basis for Protection of Light Water Nuclear Power Plants Against the Effects of Postulated Pipe Rupture ANSI/ANS-58.2-1988」を参考に下記の通り算定する。

$$F_j = DLF \times C_T \times P_0 \times A_e$$

DLF：ダイナミックロードファクタ*2

C_T ：定常スラスト係数*2

P_0 ：最高使用圧力

A_e ：貫通クラックの面積

注記*2：「Design Basis for Protection of Light Water Nuclear Power Plants Against the Effects of Postulated Pipe Rupture ANSI/ANS-58.2-1988」より

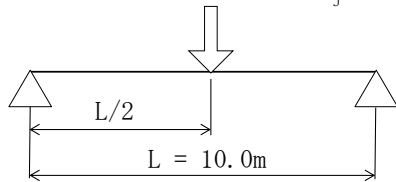
(2) 評価結果

表 3.2-1 に示す上位クラス配管の $1/4$ 以下の口径の下位クラス配管のうち、口径及び圧力が最大である消火系配管（150A）を評価対象とした。貫通クラックによるジェット荷重 F_j の計算諸元及び計算結果を表 4.1-1 に示す。貫通クラックによるジェット荷重 F_j を集中荷重として単純支持条件の梁（図 4.1-1（a））の公式で算出した応力は約 21MPa であり、自重（図 4.1-1（b））による応力約 42MPa の半分程度である（表 4.1-2 参照）。なお、支持間隔は口径 150A の配管の支持間隔を包絡する 10m とする。このことから、貫通クラックによるジェット荷重 F_j に伴う応力は十分に小さく、低エネルギー配管については内部流体の漏えいに伴う影響は軽微であることを確認した。

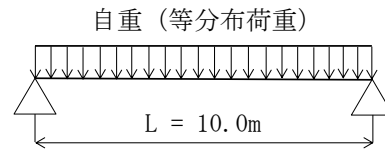
表 4.1-1 貫通クラックによるジェット荷重の
計算諸元及び計算結果（消火系配管）

記号	記号の説明	単位	数値
DLF	ダイナミックロードファクタ	—	2.0
C_T	定常スラスト係数	—	2.0
P_0	最高使用圧力	MPa	1.02
D	配管内径	mm	151
t	配管肉厚	mm	7.1
A_e	貫通クラックの面積	mm ²	269
F_j	貫通クラックによるジェット荷重	kN	1.1

貫通クラックによるジェット荷重 F_j （集中荷重）



(a) ジェット荷重による応力の算出



(b) 自重による応力の算出

図 4.1-1 応力の影響検討モデル

表 4.1-2 応力評価結果

記号	記号の説明	単位	数値
σ_j	貫通クラックによるジェット荷重に伴う応力	MPa	21
σ_g	自重による応力	MPa	42

4.2 高エネルギー配管の損傷形態の確認及び対応方針

表 2.1-1 に示すとおり，原子力発電所の地震被災事例において，高エネルギー配管を含めた B，C クラス配管に関して落下に至る損傷は確認されていないが，高エネルギー配管については，波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設として抽出することとし，内部流体の漏えいによって生じる荷重の影響は，添付資料 16 「下位クラス施設の損傷による機械的荷重等の影響について」にて説明する。

5. まとめ

下位クラス配管が地震により損傷した場合の上位クラス配管への影響について、下位クラス配管の損傷形態の観点と下位クラス配管が落下して上位クラス配管に衝突した場合の影響度合いの観点の両面から検討を行った。

地震による配管の損傷形態としては、既往の知見より、配管の落下に至る全周破断は生じ難いことを確認した。また、過去の被災事例より、岩着した基礎・建物に設置した配管については、地震時の慣性力による配管のバウンダリ機能に係る損傷はなく、地震時の相対変位による小口径配管の破断 1 件のみであることを確認した。さらに島根 2 号機の配管を想定して保守的な条件を設定した事例規格に基づく評価においても、タービン建物及び取水槽の下位クラス配管には疲労き裂は発生しないため、配管の破断により落下する可能性は十分小さい。

下位クラス配管が落下して上位クラス配管に衝突した場合の影響の観点では、小口径配管(上位クラス配管の 1/4 以下の口径)が上位クラス配管に衝突した場合の影響は軽微であることを貫通力及び衝突荷重に対する検討により確認した。

内部流体の漏えいに伴う影響の観点では、低エネルギー配管については内部流体の漏えいに伴う影響は軽微であることを確認した。

これらの確認結果に基づき、下位クラス配管のうち低エネルギー配管であり、かつ小口径(上位クラス配管の 1/4 以下の口径)の配管については、落下に至る損傷形態が起り難く、仮に下位クラス配管が落下して上位クラス配管に衝突したとしても影響は軽微であるため、上位クラス配管に波及的影響を及ぼすおそれはない。なお、下位クラス配管のうち高エネルギー配管は、波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設として抽出することとし、内部流体の漏えいによって生じる荷重の影響を、添付資料 16「下位クラス施設の損傷による機械的荷重等の影響について」にて説明する。また、下位クラス配管のうち大口径配管(上位クラス配管の 1/4 を超える口径)は、衝突による上位クラス配管への影響が大きいと想定されることから、波及的影響を及ぼすおそれがあるものとして抽出の対象とする。以上の考え方を表 5-1 及び図 5-1 に示す。

表 5-1 小口径(上位クラス配管の 1/4 以下)の下位クラス配管
に係る確認結果及び対応方針

	確認項目	確認結果
配管の損傷形態の確認	知見・被災事例の収集による確認	<ul style="list-style-type: none"> ・配管系終局強度試験において確認された配管の損傷形態は、構造上弱部である曲げ管やT管の応力集中部に生じた配管軸方向の疲労き裂であり、配管の全周破断は生じ難いことを確認した。 ・原子力発電所の地震被災事例においても、配管の落下は確認されておらず、配管の落下に至る損傷は生じ難いことを確認した。
	時刻歴応答解析による確認	<ul style="list-style-type: none"> ・保守的な条件を考慮した評価においても、直管（母材部）に疲労き裂は発生せず、配管が地震により破断して落下する可能性は十分小さい。
衝突による影響の確認	貫通の観点での確認	<ul style="list-style-type: none"> ・保守的な条件を考慮した計算においても、下位クラス配管の落下による貫通厚さは、上位クラス配管の公称厚さから計算上必要な厚さを差し引いた値を下回っており、上位クラス配管の安全機能に影響を及ぼさない。
	衝突荷重の観点での確認	<ul style="list-style-type: none"> ・保守的な条件を考慮した評価においても、下位クラス配管の落下による衝突荷重による応力、自重・内圧による応力、地震(S s)による応力及びこれらを組み合わせた応力は、上位クラス配管の許容応力以下であり、上位クラス配管の安全機能に影響を及ぼさない。
内部流体の漏えいに伴う影響の確認	低エネルギー配管の内部流体の漏えいに伴う影響の確認	<ul style="list-style-type: none"> ・配管に貫通クラックを仮定した評価においても低エネルギー配管については内部流体の漏えいに伴う影響は軽微であり、上位クラス配管の安全機能に影響を及ぼさない。
	高エネルギー配管の損傷形態の確認及び対応方針	<ul style="list-style-type: none"> ・原子力発電所の地震被災事例において、高エネルギー配管を含めたB、Cクラス配管に関して落下に至る損傷は確認されていないが、高エネルギー配管については、波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設として抽出することとし、内部流体の漏えいによって生じる荷重の影響を、添付資料 16「下位クラス施設の損傷による機械的荷重等の影響について」にて説明する。

<p>まとめ</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・ 下位クラス配管のうち低エネルギー配管であり、かつ小口径(上位クラス配管の 1/4 以下の口径)の配管については、落下に至る損傷形態が起こり難く、仮に下位クラス配管が落下して上位クラス配管に衝突したとしても影響は軽微であるため、上位クラス配管に波及的影響を及ぼすおそれはない。 ・ 下位クラス配管のうち高エネルギー配管は、波及的影響を及ぼすおそれのある下位クラス施設として抽出することとし、内部流体の漏えいによって生じる荷重の影響を、添付資料 16「下位クラス施設の損傷による機械的荷重等の影響について」にて説明する。 ・ 下位クラス配管のうち大口徑配管(上位クラス配管の 1/4 を超える口径)は、衝突による上位クラス配管への影響が大きいと想定されることから、波及的影響を及ぼすおそれがあるものとして抽出の対象とする。
------------	---

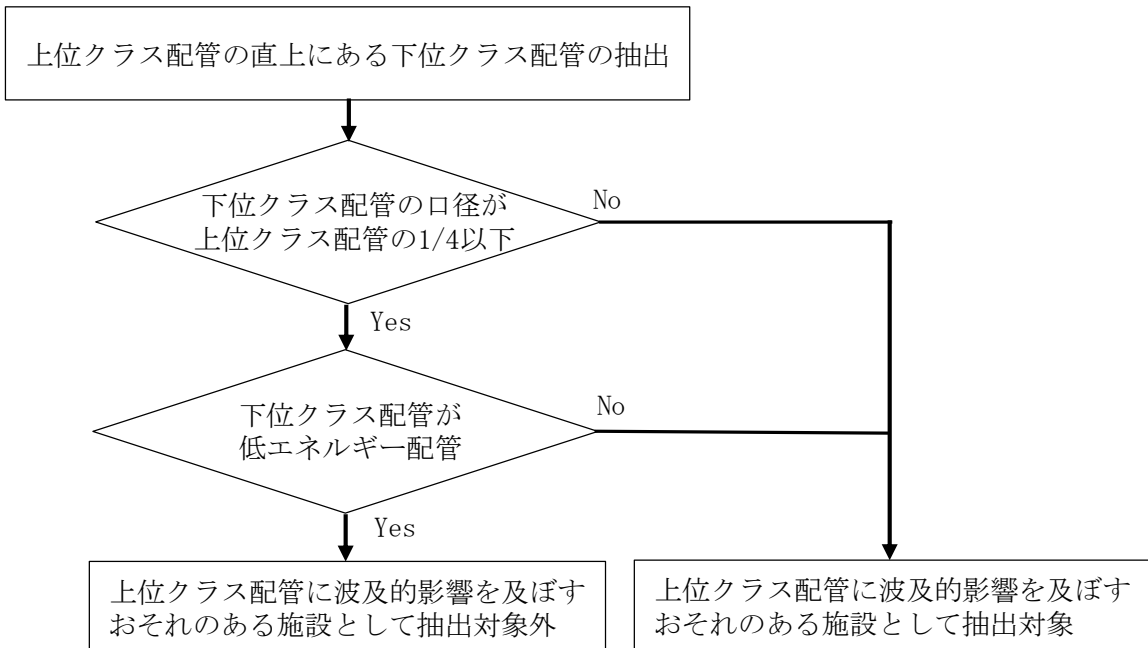


図 5-1 上位クラス配管に波及的影響を及ぼすおそれのある
下位クラス配管の抽出フロー

参考文献

- (1) 社団法人 日本電気協会 原子力規格委員会：原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008
- (2) 独立行政法人 原子力安全基盤機構（平成 16 年 6 月）：平成 15 年度原子力発電施設耐震信頼性実証に関する報告書 配管系終局強度
- (3) 森田良・稲田文夫・大鳥靖樹・南保光秀・檜館宏司・山口修平・竹内正孝・山口達也・沼田健・宮道秀樹・細谷照繁・木村勇介・雨宮満彦・田口豊信・福士直己・山口敦嗣・小島信之（2013）：原子力発電所の被災事例に基づく低耐震クラス機器の耐震信頼性に関する研究，日本機械学会，No.13-18，Dynamics and Design Conference 論文集 203
- (4) Morita. R. (2014) : Statistical Analysis of Seismic Effects for Low Aseismic Class Equipment based on Actual Damage Case in NPPs, IAEA/ISSC Meeting on Selected Topics in Seismic Safety
- (5) 日本機械学会：発電用設備規格 設計・建設規格 第 I 編 軽水炉規格 事例規格「弾塑性応答解析に基づく耐震 S クラス配管の耐震設計に関する代替規定」（JSME S NC-CC-008）
- (6) 高温構造安全技術研究組合：ISES7607-3「軽水炉構造機器の衝撃荷重に関する調査 その 3 ミサイルの衝突による構造壁の損傷に関する評価式の比較検討」
- (7) Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Designs, Nuclear Energy Institute 2011 Rev8
- (8) 原子力規制委員会（平成 26 年 8 月 6 日改訂）：原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド
- (9) ANSI/ANS-58.2-1988 : Design Basis for Protection of Light Water Nuclear Power Plants Against the Effects of Postulated Pipe Rupture

日本機械学会 事例規格

「弾塑性応答解析に基づく耐震 S クラス配管の耐震設計に関する代替規定」について

1. 概要

日本機械学会 事例規格「弾塑性応答解析に基づく耐震 S クラス配管の耐震設計に関する代替規定」（以下「JSME 事例規格」という。）は、配管系の弾塑性挙動を考慮した合理的な耐震安全性評価手法の整備を目的に、日本機械学会の発電用設備規格委員会原子力専門委員会 耐震許容応力検討タスク（以下「タスク」という。）で作成された。JSME 事例規格に基づく炭素鋼配管の評価フローを図 1 に示す。

本資料は、JSME 事例規格策定のためのタスク活動で実施された既往配管試験⁽¹⁾を対象とした解析結果と、そこから規格に反映された知見の概要をまとめたものである^{(2)~(6)}。2 章でタスク活動で実施された解析結果，3 章で規格に反映された知見を説明する。

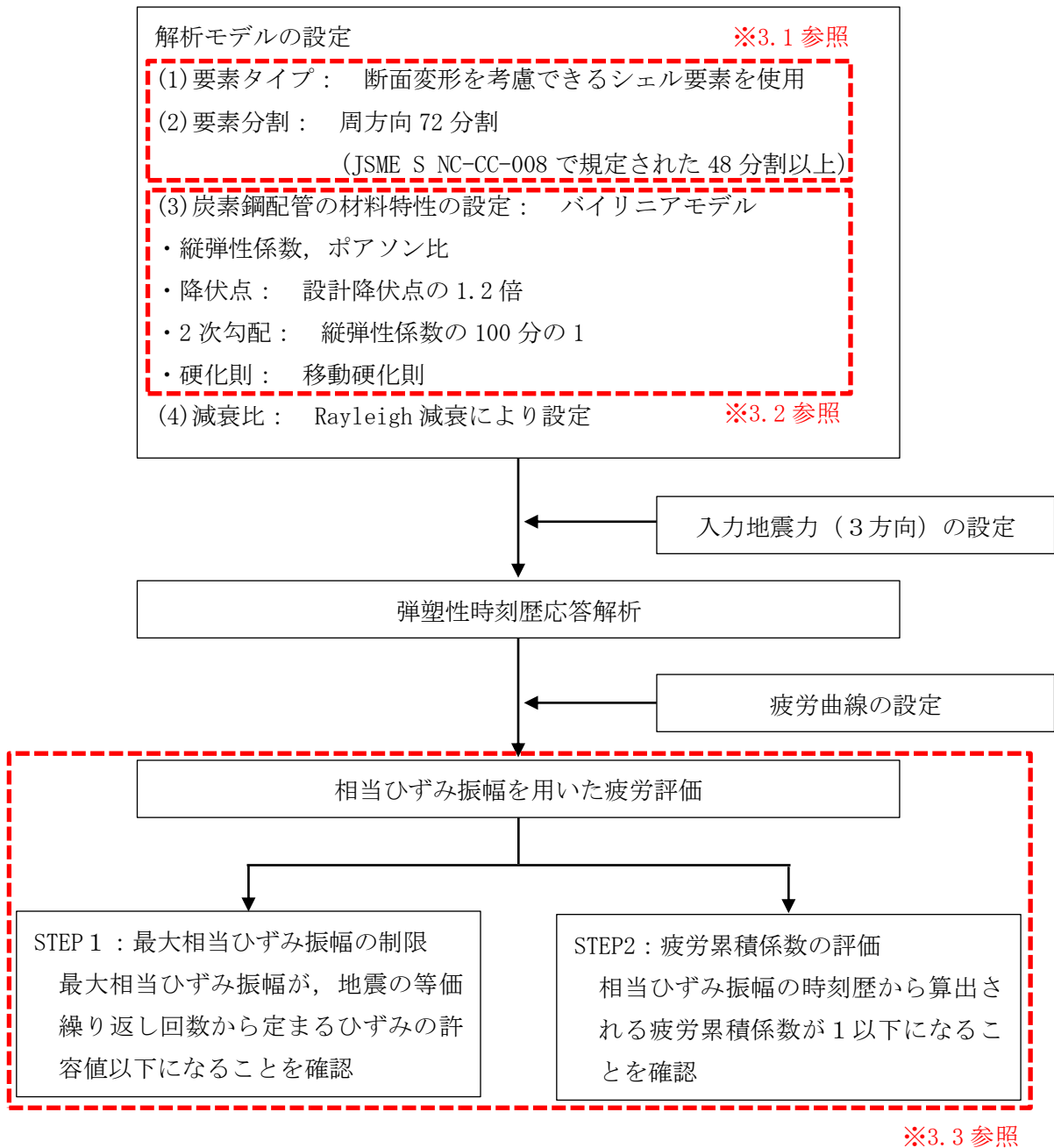


図 1 炭素鋼配管の弾塑性応答評価フロー

2. 既往試験を対象とした解析

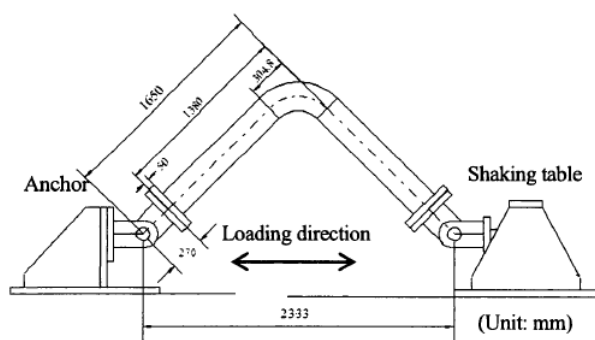
JSME 事例規格策定のためのタスク活動では、既往試験を対象とするベンチマーク解析及びパラメトリック解析が実施された。以降では、既往試験及びそれを対象とした解析結果の概要を説明する。

2.1 解析対象の既往試験^{(1)~(3)}

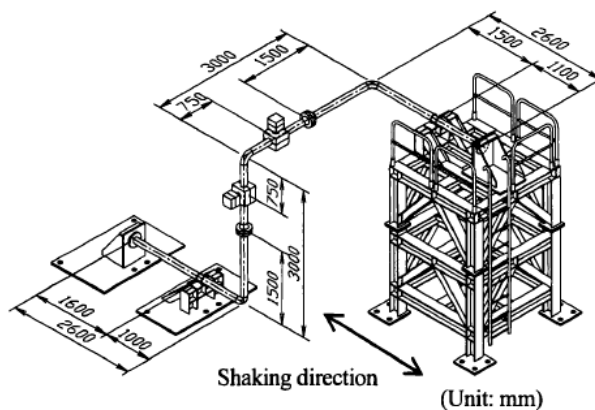
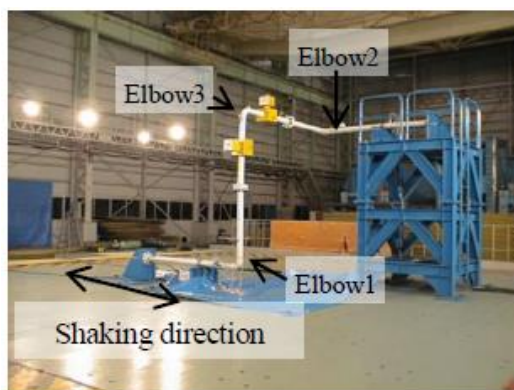
解析対象の既往試験では、配管要素及び配管系試験が実施された。各試験の概要を表 1 に示す。

表 1 解析対象の配管要素，及び配管系試験条件

項目	配管要素	配管系
構成要素	炭素鋼エルボ (図 2(1)参照)	3 つのエルボから構成される炭素鋼配管系 (図 2(2)参照)
試験方法	エルボ面内の静的曲げ試験	振動台によるランダム波の 1 方向加振試験



(1) 配管要素試験体



(2) 配管系試験体

図 2 解析対象の試験体^{(1)~(3)}

2.2 解析結果^{(2)~(5)}

既往試験を対象に、複数のグループによるベンチマーク解析及び材料特性のパラメトリック解析が実施された。以降ではベンチマーク解析、パラメトリック解析について説明する。

(1) ベンチマーク解析結果

ベンチマーク解析では、複数のグループによる試験再現解析が実施された。図3に、解析結果の例を示す。

以降に主な内容をまとめる。なお、ベンチマーク解析における二直線近似などの材料特性のばらつきについては、JSME 事例規格で材料特性を規定することで低減されている。

- 各グループによる解析では、材料特性の近似及び硬化則として、主に二直線近似の移動硬化則が選択された。ただし、各グループの二直線近似の降伏応力、二次勾配の設定条件はばらついていた。
- 各グループの解析結果はばらついたが、二直線近似の材料特性を用いたグループの解析結果（図3中のグループA, E, G, I, N）は試験結果に対して保守的な傾向となった。

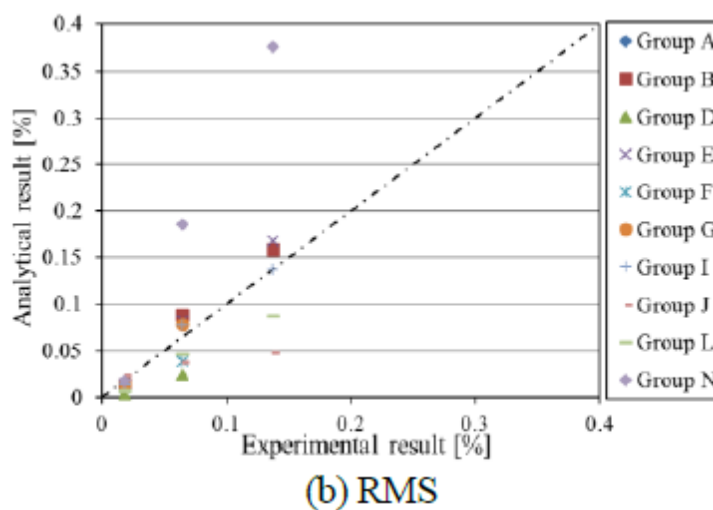
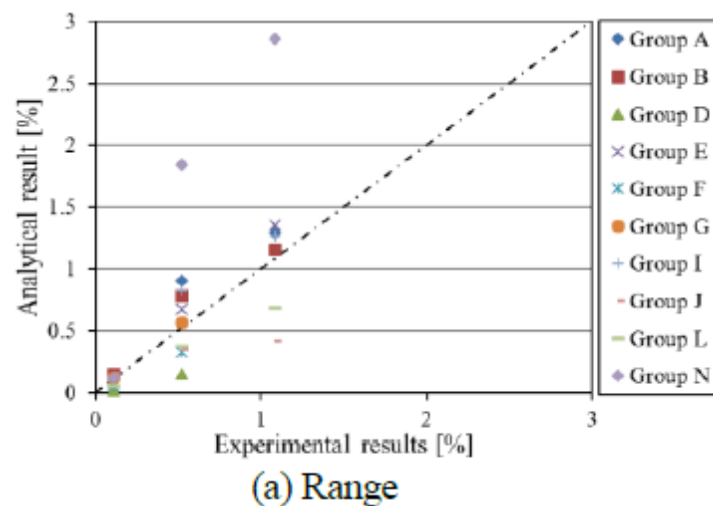


Fig.4 Range and RMS values of hoop strain at Elbow1 (S043H) (BA #02)

図3 ベンチマーク解析結果の例⁽³⁾

(2) パラメトリック解析結果

パラメトリック解析では、ベンチマーク解析の参加グループのうちの有志 4 グループにより、ベンチマーク解析で用いた解析モデルで、材料特性を変える解析が実施された。表 2 に、パラメトリック解析における材料特性条件を示す。パラメトリック解析結果と試験結果の比率を表 3 に示す。

以降に主な内容をまとめる。

- ・ 降伏応力を $1.2S_y$ とした材料特性による解析結果（表 3 の条件 PA#01-1 の結果）は、試験結果に対して保守的になった。
- ・ 材料特性のうち降伏応力の感度が高く、荷重変位関係などに影響が現れた。一方、二次勾配の感度は低く、荷重変位関係などにほとんど影響は現れなかった。
- ・ なおソリッド要素を用いたグループの評価結果（表 3 のグループ IV_solid）が試験結果を過小評価しているが、この要因はメッシュ分割によるものであることが確認されている。

表 2 パラメトリック解析における二直線近似（降伏応力，二次勾配）の条件⁽³⁾

Table 4 Analysis conditions in the parametric analysis on the pipe element

Analysis ID	Yield stress	Work hardening modulus	Input disp.	Remarks
PA #01-1	$1.2 S_y$	$E/100$	$\pm 30\text{mm}$	Based on the analytical guideline ⁽⁷⁾
PA #01-2	$1.2 S_y$	$E/100$	$\pm 70\text{mm}$	Based on the analytical guideline ⁽⁷⁾
PA #02-1	$1.0 S_y$	$E/100$	$\pm 30\text{mm}$	
PA #02-2	$1.5 S_y$	$E/100$	$\pm 30\text{mm}$	
PA #03-1	$1.2 S_y$	$E/30$	$\pm 30\text{mm}$	
PA #03-2	$1.2 S_y$	$E/300$	$\pm 30\text{mm}$	
PA #04	$1.2 S_y$	$E/100$	$\pm 30\text{mm}$	Coarse element breakdown

$S_y=245\text{N/mm}^2$, $E=203,000\text{N/mm}^2$

注：ケース PA#01-1, 01-2 は JSME 事例規格のモデル条件（表中の赤点線枠），ケース PA#02-1~04 はパラメトリックスタディのための条件

表3 パラメトリック解析結果と試験結果の比率⁽³⁾

Table 5 Load range and strain range of each participant at ±30mm input displacement (Parametric analysis)

	Analytical result / Experimental result							
	Load range				Strain range			
	BA #01	PA #01-1	PA #02-1	PA #03-1	BA_#01	PA #01-1	PA #02-1	PA #03-1
Group I	1.00	0.91	0.82	0.92	1.03	1.21	1.28	1.13
Group II	1.01	0.90	0.80	0.91	1.07	1.22	1.27	1.17
Group III	0.93	0.97	0.87	0.98	1.02	1.24	1.39	1.17
Group IV_solid	1.14	0.93	0.83	0.94	0.70	0.60	0.60	0.59
Group IV_shell	-	0.97	0.87	0.98	-	1.15	1.21	1.07
Average	1.00	0.94	0.84	0.95	0.92	1.08	1.15	1.03
SD	0.09	0.03	0.03	0.03	0.17	0.27	0.31	0.25
COV	0.09	0.03	0.04	0.03	0.18	0.25	0.27	0.24
					Estimation without Group IV_solid			
Average					0.96	1.22	1.31	1.16
SD					0.14	0.04	0.08	0.05
COV					0.15	0.03	0.06	0.04

注：ケース PA#01-1（表中の赤点線枠）は JSME 事例規格のモデル条件であり、ひずみ範囲の評価結果は試験結果に比べて保守的となっている。

3. 既往試験の解析結果から規格に反映した知見

3.1 解析モデルの要素タイプと要素分割⁽⁵⁾

前述の解析で検証されたモデル条件から、JSME 事例規格では以下の条件が規定された。

(1) 要素タイプ

- ・ 塑性変形を生じる部分に使用する要素は、シェル要素、ソリッド要素、エルゴ要素等の管の断面変形を考慮できる要素を使用。
- ・ ただし配管系の中で、塑性変形を生じない部分には、上記の要素に加えて、はり要素等を用いることが可能。

(2) 要素分割

- ・ 管の周方向：周方向（ 360° ）の分割は48分割以上。
- ・ 管の軸方向：軸方向と周方向のアスペクト比が0.5～2の範囲となるように分割。
- ・ 管の板厚方向の分割：シェル要素の場合、板厚方向の積分点は5点以上。
ソリッド要素の場合、板厚方向4分割以上。

3.2 解析モデルの材料特性⁽⁵⁾

前述の解析でひずみ範囲評価の保守性が確認された材料特性として、JSME 事例規格では以下の条件が規定された。

- ・ 材料特性として、線形移動硬化則またはより高度な構成則を用いる。
- ・ 線形移動硬化則を用いる場合、応力ひずみ関係の弾性域は縦弾性係数を勾配とした直線とし、塑性域は以下に基づく降伏応力と2次勾配を有する2直線近似とする。
2直線近似の降伏応力： $1.2S_y$ 、ここで S_y は設計降伏点
2次勾配： $1/100 \times E$ 、ここで E は縦弾性係数

3.3 疲労評価

(1) 疲労評価方法⁽⁴⁾⁽⁶⁾

JSME 事例規格では、保守性が確認された方法として、相当ひずみ範囲を指標に設計疲労線図を用いる疲労評価方法が規定されており、(a)相当ひずみ振幅の最大値に対する制限（図1のSTEP1）、及び(b)疲労累積係数に対する制限（図1のSTEP2）の2つの判断基準のいずれかを満足することを要求している。以下に、各制限による方法を説明する。

(a) 相当ひずみ振幅の最大値に対する制限

弾塑性時刻歴応答解析により相当ひずみ振幅（相当ひずみ範囲の1/2）の最大値を求め、それを許容ひずみ以下に制限する方法である。ここで許容ひずみは、設計疲労線図において地震等価繰返し回数から定まる許容ピーク応力強さを縦弾性係数で除すことで算出される。

(b) 疲労累積係数に対する制限

弾塑性時刻歴応答解析により求めた相当ひずみ範囲の列から算出される疲労累積係数を 1 以下に制限する方法である。ここで相当ひずみ範囲の列は、縦弾性係数×0.5 を乗じることでピーク応力振幅の列に変換され、設計疲労線図を用いて疲労累積係数が計算される。

(2) 疲労評価の裕度

ベンチマーク解析におけるばらつきを考慮した分析や、配管系試験結果を対象とした評価により、疲労評価の裕度に関して以下が確認された。

- 既往の配管要素試験結果（図 4 参照）におけるばらつき⁽⁷⁾⁽⁸⁾を基に算出した設計疲労線図条件の破損確率は 0.001% を下回り、設計疲労線図を用いた疲労評価には裕度がある⁽⁴⁾。
- 保守的にベンチマーク解析⁽³⁾における材料特性などのばらつきを考慮した条件の破損確率も算出されており、等価繰返し数 60 サイクルで約 0.1%、200 サイクルで 0.2% で、十分に低くなった。なお、ベンチマーク解析におけるばらつきについては、JSME 事例規格で材料特性を規定することで低減されている。
- 配管系試験^{(1)~(3)}を対象に実施された従来方法⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾、及び JSME 事例規格の方法⁽⁴⁾による評価結果が示すように、JSME 事例規格の方法は従来方法よりも合理的で、かつ試験結果より保守的な評価結果を与える（表 4 参照）⁽⁶⁾。
- 上記のように、塑性変形による応答低減効果を取り込んだ場合においても十分な裕度がある⁽⁴⁾。

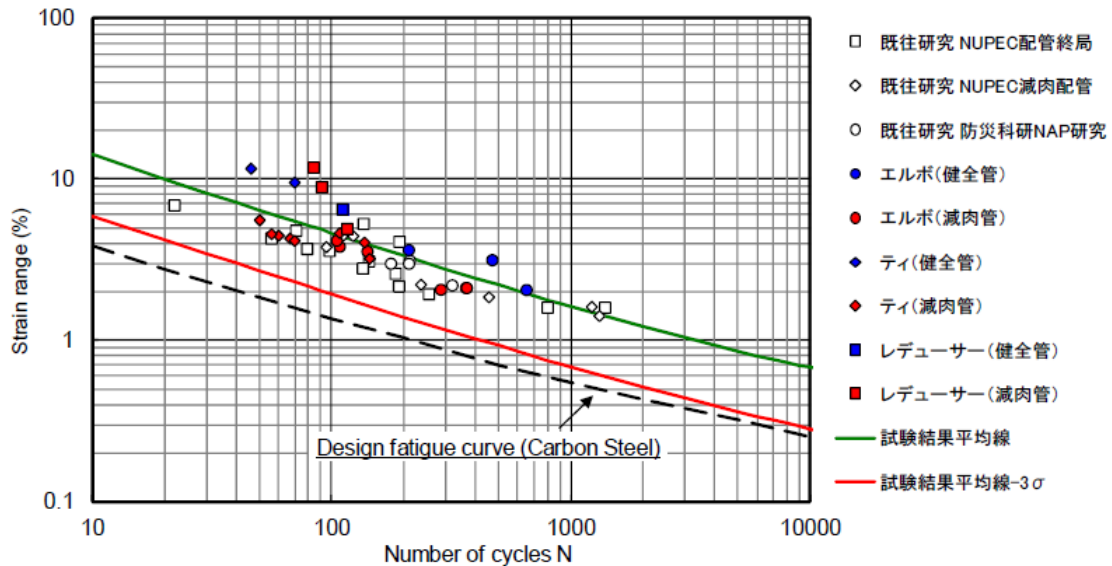


Figure 2 Component fatigue test data and design fatigue curve^{(12),(13)}

図 4 既往研究の配管要素の疲労試験結果と設計疲労線図の比較⁽⁴⁾⁽⁷⁾⁽⁸⁾

表 4 配管系試験を対象とした疲労評価結果⁽⁶⁾

Table 1 Comparison of Evaluation Results

Input Level [m/s ²]	Experiment, the number of excitations	Evaluation results	
		Conventional	Code case JSME S NC1, NC-CC-008
0.2-1.0	10	PASS	PASS
4.0-7.0	4	FAIL	PASS
14	2	FAIL	Not evaluated but probably Fail
18.5	14	FAIL	FAIL

注：試験では，入力レベル 4 ケースのうち(a)0.2-1.0m/s²，(b)4.0-7.0m/s²，(c)14m/s²で疲労破損は発生せず，(d)18.5m/s²の加振 14 回目で疲労破損が発生。従来方法⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾では(b)のレベル以上で破損，JSME 事例規格の方法⁽⁴⁾では(c)のレベル以上で破損と評価

参考文献

- (1) 中村いずみ他，機器・配管系の経年変化に伴う耐震安全裕度評価手法の研究 報告書，防災科学技術研究所研究資料，第 220 号，2001 年
- (2) 中村いずみ他，配管系の耐震安全性評価に対する弾塑性評価導入のタスク活動，日本機械学会 2015 年度年次大会講演論文集
- (3) 中村いずみ他，弾塑性応答を考慮した配管系の耐震安全性評価（その 1 弾塑性解析による応答挙動評価のばらつきと影響因子の考察），日本機械学会 2016 年度年次大会講演論文集
- (4) 森下正樹他，弾塑性応答を考慮した配管系の耐震安全性評価（その 2 弾塑性地震応答解析による配管系の耐震性評価に関する事例規格），日本機械学会 2016 年度年次大会講演論文集
- (5) 大谷章仁他，弾塑性応答を考慮した配管系の耐震安全性評価（その 3 弾塑性地震応答解析による配管系の耐震性評価に関する解析法ガイドライン），日本機械学会 2016 年度年次大会講演論文集
- (6) 大谷章仁他，事例規格とガイドラインの具体的適用事例と留意点，日本機械学会 2019 年度年次大会講演論文集
- (7) M. Uesaka, et.al., Investigation on Fatigue Curve against Cyclic Loads of an Earthquake for Piping Components”, Proc. ASME PVP 2014, PVP-2014-28234, ASME, 2014
- (8) M. Arai, et.al., Investigation on Method of Elasto-plastic Analysis for Piping System (Benchmark Analysis), Proc. ASME PVP 2016, PVP-2016-63186, ASME, 2016
- (9) 電気技術規程 原子力編 原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC 4601-2008，日本電気
- (10) JSME S NC1-2015 発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2015 年追補）第 I 編軽水炉規格，日本機械学会