

配管構造解析プログラム：ISAP- IV

Integrated Structural Analysis Program for Piping Designs : Version IV

山 口 大 輔	原子力セクター配管設計部	
洪 欽 賢 一	原子力セクター配管設計部	主幹
井 田 瑞 穂	原子力セクター配管設計部	主査
金 子 尚 昭	原子力セクター配管設計部	主査
金 井 太 郎	原子力セクター営業部	

ISAP- IVは汎用構造解析コード SAP- Vをベースとして種々の機能追加を行い、原子力配管系の構造解析に特化して自社開発した ISAP- IIIの改良バージョンであり、より高い信頼性と効率性を求め10年以上にわたって開発・改良を進めてきた。特に、自社開発の配管設計システム INPULS (3D-CAD)、鋼構造物解析プログラム ADAMS- Vとの連携、および GUI (Graphical User Interface)の全面的導入によって配管の耐震性評価を中心とする総合的な解析・評価を高品質、短期間で実行可能にした。また、本プログラムは将来的に ASME NQA-1 の要求を満たすことを目標として開発を進めている。

ISAP-IV is an integrated structural analysis computer program that is used to create piping system designs for nuclear power plants. ISAP-IV has been integrated based on the computer code SAP-V, which is a general-purpose structural analysis program, so that it can be used as a solver, with some additional functional capabilities provided to optimize specific work. IHI has been developing ISAP-IV as an improved version of its predecessor, ISAP-III, for over ten years with the aim of minimizing the design and analysis time and improving work efficiency. This computer program has been designed especially to work with IHI's proprietary piping design system INPULS (3D-CAD) and the structural analysis program ADAMS-V. Moreover, the Graphical User Interface (GUI) was developed so that the seismic evaluation time for piping could be considerably reduced. This program is also being developed to meet ASME NQA-1 requirements.

1. 緒 言

我が国の原子力発電所における耐震設計の基本方針は、1978年に「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」(原子力安全委員会)が策定された。以降、現在の原子力規制委員会規則に至るまで繰り返し見直され、既存の発電所設備においてはその都度、健全性の再評価と補強・改造工事が要求されてきた。このため、近年、当社は主として原子炉の配管系と鋼構造物の再評価および補強改造をエンジニアリングのスコープとしてきた。膨大な物量となる配管・鋼構造物の評価を、複数プラントに対して同時並行で実施する必要性が生じたことから、業務の高効率化と解析評価の品質向上を主眼として自社開発の構造解析ソフトウェア ISAP- III⁽¹⁾の機能拡張・改良を進め、ISAP- IVへと発展させた。

ISAP- IIIはワークステーション(以下、WS)上で構築されたシステムであり、使用は操作に慣れたユーザに限られたこと、また配管応力評価以外の幾つかの機器の評価項

目については、手計算などでの対応が必要であったことから、以下の観点に基づき ISAP- IVの開発を進めてきた。

- (1) 入力データ作成負担の軽減および解析結果を一覧で可視化するインタフェースの実現
- (2) 応力評価機能以外の評価機能を組込み・追加することによる、手計算作業の大幅削減の実現と、作業の高効率化と誤り防止の達成
- (3) 配管の弾塑性解析や時刻歴応答解析など、SAP- Vを基にしたソルバの適用範囲外の問題にも対応するため、ほかの汎用解析プログラム向け入力データ生成機能の強化
- (4) 解析結果の品質を保证するためのシステム検証の充実
 - ・ NRC (アメリカ合衆国原子力規制委員会)公表のベンチマーク問題による検証の実施
 - ・ 市販の配管解析プログラムによる解析結果との比較検証の実施

2. ISAP- IIIシステム構成と改良の方向性

ISAP- IVのベースとなる ISAP- IIIは下記に示す機能をもち、これらは WS 上で操作される。第 1 図に ISAP- IIIシステム構成を示す。

2.1 入力処理機能

ユーザが入力したデータを後の機能が処理しやすいように編集を行い、データベース（以下、DB）に保持される。

2.2 解析機能（ソルバ）

線形の構造解析を実行するプログラムであり、本システムの中心部分である。この解析結果は DB に保存される。

2.3 応力評価機能

適用基準に従い、配管に発生する応力を評価する。

2.4 管理機能

標準データ、配管構造データ、解析結果データなど DB 内のデータを管理する。

2.5 作画機能

鳥かん図、変位図、振動モード図などをグラフィックディスプレイおよびプロッタに作画する。

2.6 汎用プログラムインタフェース機能

DB に保存されている配管構造、荷重などから汎用構造解析プログラムの NASTRAN のインプットデータを作成する。

以上のように、ISAP- IIIシステムは配管構造解析プログラムとしてすでに確立されているが、膨大な物量の配管解

析に当たっては、品質を損なうことなく短期間で行うため、以下の改良が求められた。

- (1) WS 上でのコマンドライン入力とテキスト操作のみの環境から、GUI を全面的に導入したユーザフレンドリーな作業環境の実現
- (2) 従来の配管の応力評価に加え、手計算作業によって対応していた評価をシステムへ組み込むことによる構造健全性評価の効率化
- (3) INPULS⁽²⁾ や ADAMS- V などの関係するシステムと共通する DB 構築によるデータの一元管理

3. ISAP- IVシステム構成と機能改良

ISAP- IVは、前述の ISAP- IIIの改良の方向性を実現したものである。第 2 図に ISAP- IVシステム構成および機能改良を示す。

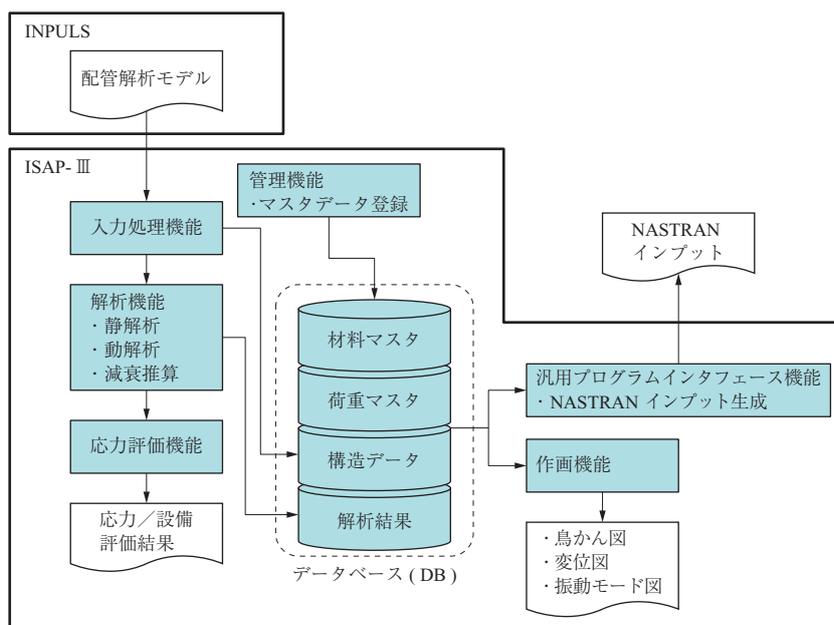
3.1 入力処理機能

WS 上でのコマンドライン入力とテキスト操作を廃止し、複数の個人端末上で GUI による直感的な操作での作業を可能にした。

また、大規模モデルに対応するため、節点数の最大数を約 1 000 点から 3 600 点まで拡張した。

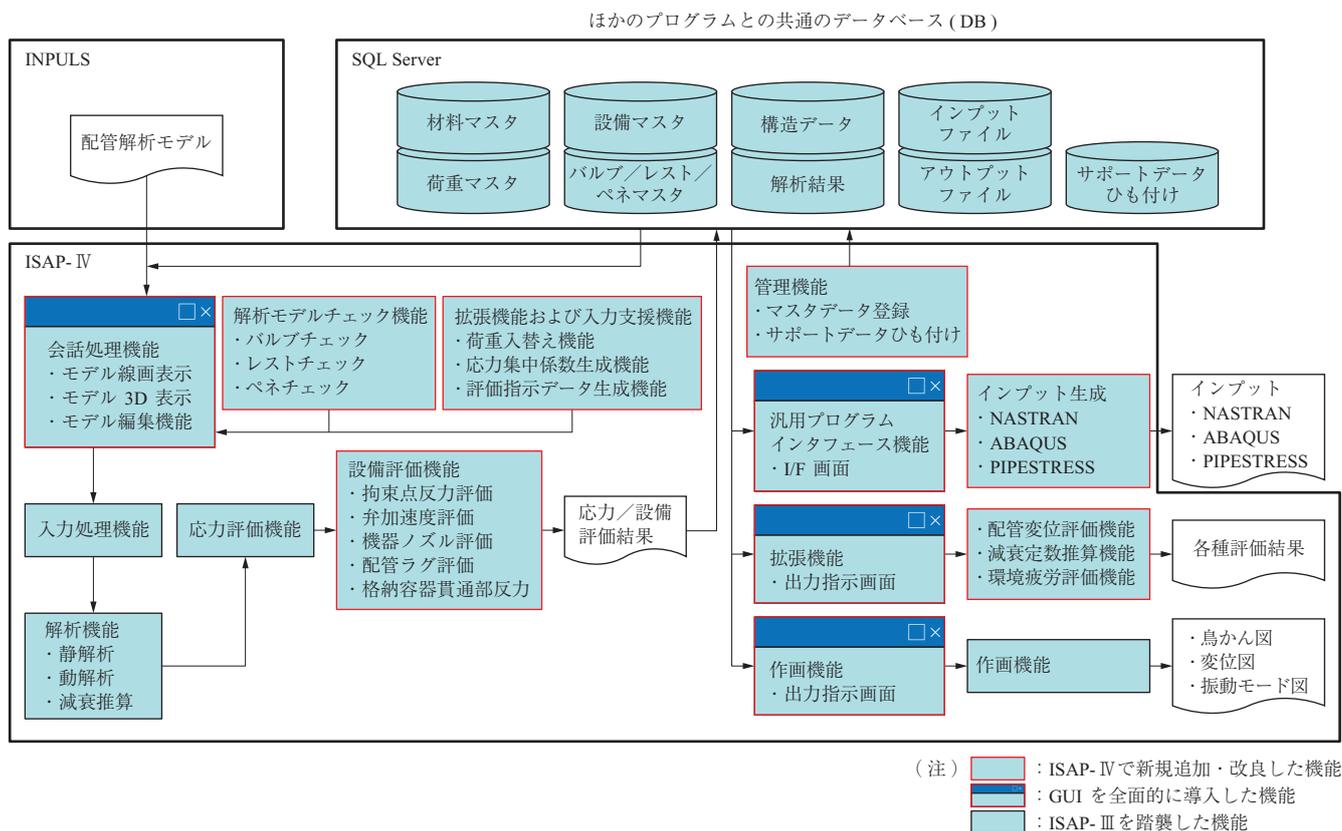
3.2 解析機能

過去の結果と相違がないよう、ソルバのロジック自体には変更を加えずに、コンパイラの最適化設定によってプログラムの実行速度を約 5 倍引き上げた。



(注) : ISAP-IIIで新規追加・改良した機能

第 1 図 ISAP- IIIシステム構成
Fig. 1 ISAP-III system configuration



第2図 ISAP-IVシステム構成および機能改良
 Fig. 2 ISAP-IV system configuration and improved functionality

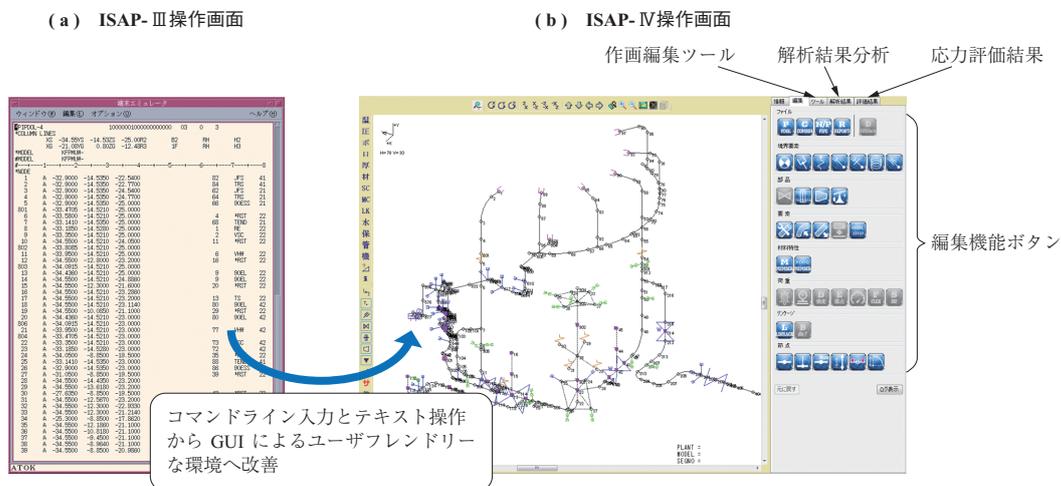
3.3 ほかの汎用プログラムとのインタフェース機能

従来の NASTRAN へのデータ変換機能に加え、弾塑性解析への対応や海外プラントの解析・評価に対応するため、ABAQUS や PIPESTRESS へのデータコンバート機能も追加し、ほぼ完全な互換性を確保した。

3.4 作画機能

線画表示に加えソリッド表示を加えるなど、より現実に

近い形で構造を確認しながらデータ編集を可能にした。また前記 3.1 節と連携し、鳥かん図の分割図などの作画機能を強化した。解析結果についても色分け表示などで、モデル全体としての結果の把握を容易とするよう機能強化を図った。第3図に ISAP- IIIおよび ISAP- IVの操作画面を示す。



第3図 ISAP- IIIおよび ISAP- IVの操作画面
 Fig. 3 Operation screens for ISAP-III and ISAP-IV

3.5 評価機能

従来の配管応力評価のみならず、ISAP の解析結果から節点の部材力、加速度を抽出して、以下に示す配管周辺の機器の評価を可能にし、設計者による手計算作業を不要として作業効率を向上させた。

- (1) 拘束点反力評価（基準荷重との比較、配管支持装置の耐荷重評価、強度評価）
- (2) 弁頂部応答加速度評価
- (3) 機器取合ノズル反力評価
- (4) 配管ラグ評価（本体および溶接部の評価）
- (5) フランジ部評価
- (6) 格納容器配管貫通部反力評価

3.6 管理機能

ほかの関係するプログラムと共通の DB を用いることで、データの一元管理を強化し、作業効率化と入力ミスの防止を実現した。

- (1) 機器ノズル、格納容器配管貫通部、弁などに関する情報
- (2) 解析インプット、解析結果、作業者の操作権限の情報
- (3) 配管支持構造物番号で関連付けられた配管支持構造物データ（反力、変位など）に関する、ADAMS-Vとの連携

3.7 拡張機能

配管解析の高度化、効率化のために、以下の機能を新たに開発した。

3.7.1 入力支援機能

耐震荷重条件（静的震度、動的震度、適用床応答スペクトル、地震相対変位）、強制熱変位、応力集中係数を ISAP- IV の入力データを用いて自動設定可能にした。

3.7.2 変位チェック機能

配管に作用する荷重ごとの変位を組み合わせ、複合荷重下での各所の変位を確認できるようにした。この機能によって、設計時に以下の確認を可能にした。

- (1) 配管干渉
- (2) 拘束点変位
- (3) 配管支持装置（スナッパ、ハンガ）の伸縮量、取付角度
- (4) 配管勾配

3.7.3 減衰定数推算機能

配管解析モデルの減衰定数は、一般的には原子力発電所の耐震設計技術指針に基づき、配管保温材の有無、支持点

数、支持点間隔から、配管の敷設構造に関わらず一様に決定される。本機能は詳細な解析を行いたい場合に、配管の敷設構造を考慮して振動モードごとのひずみエネルギー、消散エネルギーを算出し、その比率から減衰定数をより現実的に推算するものである。

3.7.4 環境疲労評価

発電用原子力設備規格 JSME S NF1-2009⁽³⁾に基づき、配管の環境疲労評価として、係数倍法、簡易評価手法、詳細評価手法の 3 通りの評価を可能にした。

4. 解析機能の詳細

ISAP- IV で利用できる解析機能は次のとおりである。

4.1 静解析

- (1) 自重、機械的荷重解析
- (2) 熱膨張荷重解析
- (3) 強制変位解析
- (4) 静的地震解析
- (5) 修正震度法解析 *
- (6) 圧力解析

4.2 動解析

・ 固有値解析

4.2.1 単一入力

- (1) モーダル床応答スペクトル解析
- (2) モーダル時刻歴応答解析 *
- (3) 直接積分法による時刻歴応答解析
- (4) 周波数応答解析 *

4.2.2 多点入力

- (1) モーダル床応答スペクトル解析
- (2) モーダル時刻歴応答解析 *
- (3) 直接積分法による時刻歴応答解析

上記のうち、* を記したものは、ISAP- IV のデータコンバート機能を用いて NASTRAN と連携して解析を行うことができる。

5. システム検証

ISAP- III はすでに高い信頼性を得たシステムである。ISAP- IV の改良では、解析処理を行うソルバのロジック自体は変更を加えていないため、システムへの影響はないものと判断されるが、周辺機能の開発範囲が比較的広範囲であること、および昨今の解析プログラムに対する品質要求に配慮し、以下 2 点の検証を新たに追加した。

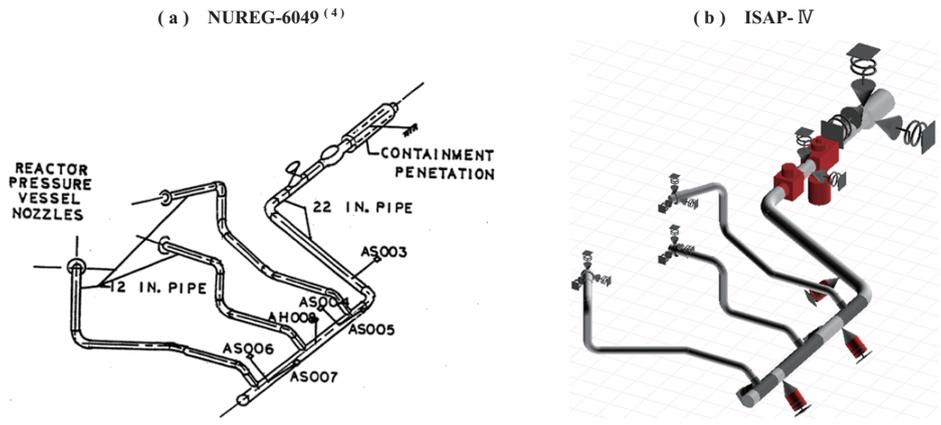
- (1) NRC から公開されているベンチマーク問題につい

て ISAP- IVで構造解析を行い、結果を比較検討する。

(2) 配管解析プログラムとして市販されている NASTRAN (Ver. 2011. 1) と PIPESTRESS (Ver. 3. 7. 0, NRC 認証プログラム) の二つのソフトウェアを用いて ISAP- IVと同一モデルの解析を行い、結果を比較検討する。

第 4 図に NUREG-6049⁽⁴⁾ と ISAP- IVの検証モデル図を、第 1 表に NUREG-6049 と ISAP- IVの固有値比較を

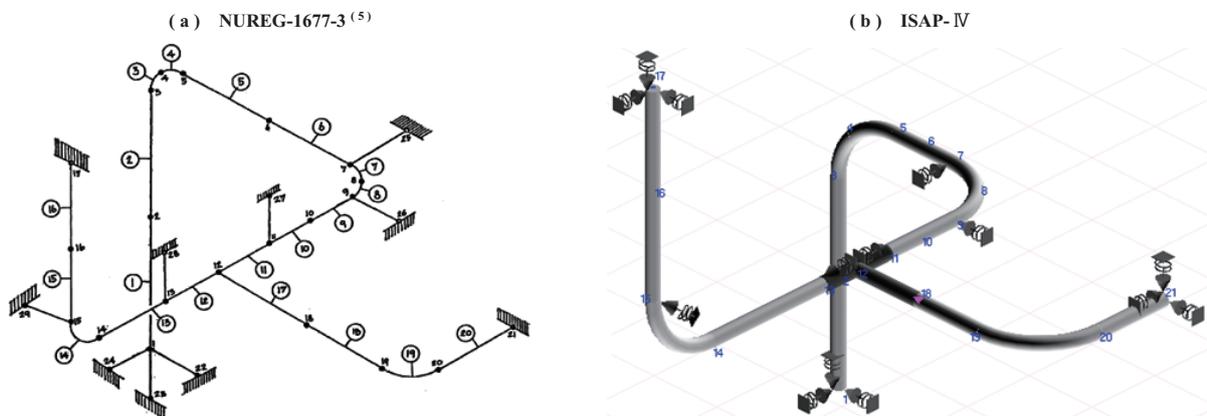
示す。参考に、NRC の検証問題のうち NUREG-6049 (第 4 図 - (a)) を ISAP- IVと NASTRAN で構造解析した結果を第 1 表に示す。また、第 5 図に NUREG-1677-3⁽⁵⁾ と ISAP- IVの検証モデル図を、第 2 表に NUREG-1677-3 と ISAP- IVの固有値比較を示す。NUREG-1677-3⁽⁵⁾ (第 5 図 - (a)) を ISAP- IVと PIPESTRESS で構造解析した結果を第 2 表に示す。ISAP- IVの結果は NUREG-6049 に対して差異が 0.186% (第 1 表), NUREG-1677-3



第 4 図 NUREG-6049⁽⁴⁾ と ISAP- IVの検証モデル図
Fig. 4 Verification model NUREG-6049⁽⁴⁾ and ISAP-IV

第 1 表 NUREG-6049 と ISAP- IVの固有値比較
Table 1 Comparison of eigenvalues for NUREG-6049 and ISAP-IV

固有値	NUREG-6049		ISAP- IV		NASTRAN Ver. 2011. 1	
	(Hz)	(Hz)	ISAP/NUREG (%)	(Hz)	NASTRAN/NUREG (%)	
1	8.180 2	8.165	0.186	8.182	0.025	
2	10.881 3	10.870	0.104	10.876	0.053	
3	11.563 9	11.560	0.034	11.564	0.002	
...	
30	65.892 8	65.870	0.035	65.907	0.022	
最大誤差			0.186		0.215	



第 5 図 NUREG-1677-3⁽⁵⁾ と ISAP- IVの検証モデル図
Fig. 5 Verification model NUREG-1677-3⁽⁵⁾ and ISAP-IV

第 2 表 NUREG-1677-3 と ISAP- IV の固有値比較
Table 2 Comparison of eigenvalues for NUREG-1677-3 and ISAP-IV

固有値	NUREG-1677-3 (Hz)	ISAP- IV		PIPESTRESS Ver. 3. 7. 0	
		(Hz)	ISAP/NUREG (%)	(Hz)	PIPESTRESS/NUREG (%)
1	7.118 1	7.115	0.044	7.118	0.001
2	12.645 2	12.640	0.041	12.645	0.002
3	15.803 2	15.800	0.020	15.803	0.001
4	17.185 5	17.180	0.032	17.186	0.003
5	21.394 4	21.390	0.021	21.395	0.003
6	25.013 7	25.000	0.055	25.014	0.001
7	28.591 7	28.580	0.041	28.592	0.001
8	36.407 5	36.390	0.048	36.409	0.004
9	40.667 5	40.650	0.043	40.668	0.001
10	48.728 9	48.710	0.039	48.729	0.000
最大誤差	-	-	0.055	-	0.004

で 0.055% (第 2 表) と良く一致しており、十分な解析精度を有していることが確認できた。また、ほかのプログラムの NASTRAN や PIPESTRESS と比較しても遜色ない結果であることを確認した。

6. 結 言

ISAP- IV は、従来はテキスト入力を主体としていた解析インプット作業を画面表示を主体とする入力に切り替え、また、多岐にわたる評価項目のほとんどを自動化し、人間の介在を最少化することで、従来と比較して飛躍的な作業の効率化を達成した。また、ISAP- IV のインプットデータから、NASTRAN などの汎用解析プログラムへの入力データ変換機能を充実させることで、弾塑性解析や時刻歴応答解析など解析手法の高度化の要求に対しても、素早く対応することが可能になった。

また、インタフェースや機器評価機能の追加など、比較的大規模な改修となったことから、検証の充実を兼ねて NRC から発行されているベンチマーク問題を用いて検証を行い、システムの信頼性を再確認した。この検証によって、将来見込まれる海外原子力プラント配管の解析評価にも十分耐え得る品質水準であることが確認できた。今後は

ASME NQA-1 への適用も視野に入れて開発を継続していく所存である。

参 考 文 献

- (1) 配管総合構造解析プログラム：ISAP- III 石川島播磨技報 第 26 巻 第 1 号 1986 年 1 月 pp. 6 - 12
- (2) 諏訪 稔, 堀野知志, 真坂修三, 長崎正裕, 高島雄二, 菅原宏文：原子力発電プラント用配管 3 次元 CAD システム：INPULS 石川島播磨技報 第 36 巻 第 5 号 1996 年 9 月 pp. 404 - 409
- (3) 日本機械学会：発電用原子力設備規格 環境疲労評価手法 JSME S NF1-2009
- (4) P. Bezler, G. DeGrassi, J. Braverman and Y. K. Wang : Piping Benchmark Problems for the General Electric Advanced Boiling Water Reactor NUREG/CR-6049 Vol. 25 No. 5 (1993. 8) p. 251
- (5) P. Bezler, M. Hartzman and M. Reich : Piping Benchmark Problems NUREG/CR-1677 (1980. 8)