資 料

敦 賀 発 電 所 の 耐 震 設 計, (Ⅲ)

炉心構造, 機器, 配管の設計

秋 野 金 次*, 加 藤 宗 明*, 田 村 誠 也*

(1970年 10月 1日 受理)

Aseismic Design in the Tsuruga Nuclear Power Plant, (Ⅲ)

Design of Reactor Internals, Equipment and Piping

By Kinji AKINO, Muneaki KATO and Seiya TAMURA

We have described in Part (I) the design principles, and in Part (II) a summary of the aseismic design of important components such as the reactor building, containment and pressure vessel. Following Part (II), we take up here the design of reactor internals, equipment and piping.

In respect of piping, a summary of vibration tests is also given.

I. 炉心構造物の耐震設計

1. 構造概要

第1図は原子炉压力容器内の炉心部の構造を概念的に示したものである。シュラウドは円筒殻で、その頂部に球殻状のヘッドを取り付けてあり、その最下部は短い円錐殻で压力容器に溶接固定してある。気水分離器のスタンド・パイプはその下端部をシュラウド・ヘッドに溶接固定されているので片持梁と考えられる。

燃料要素はシュラウド上部に取り付けられた上部炉心支持格子と下部炉心支持格子にはめ込まれているので、両端ピン支持の棒として扱える。

制御棒ガイド・チューブはその上部が炉心支持グリッドにはめ込まれ、下部は制御棒ハウジングの上でさし込まれている。これも両端ピン支持の棒とみなせる。

制御棒ハウジングおよびインコアモニタ・ハウジングは压力容器外にあり、その上端を压力容器下部に溶接固定されており、それぞれ下端部は相互に接合されている。

2. 地震応答解析

地震波は原子炉建物、コンクリートペデスタル、原子炉压力容器を通して炉心構造物に伝えられる。そのた

め解析モデルは複雑であり、減衰定数も建物、ペデスタル部5%, 原子炉压力容器1%, 炉心部2%, ハウジング0.5%と部分により異なるため、全系としての地震応答解析は行ななかった。

そこで、第2図のモデルの点線で囲まれる部分の質量を原子炉压力容器の質点に付加し、原子炉建物・原子炉压力容器の複合系として解析して、点線内の各系を支持する質点の応答時刻歴を計算し、炉心構造物各系の地震応答解析の入力とした。この方法は炉心部の質量が原子炉建物・原子炉压力容器の質量に比して充分小さく、全体としての振動系への影響を無視できるためである。

炉心構造はシュラウド、スタンドパイプ、燃料要素から構成される炉心系とガイド・チューブ系、それに原子炉压力容器下部から下に突き出ているハウジング系の3つの系に分けて個々に応答解を求めた。

計算式は前報(Ⅱ)のI-3節(2)と同様である。

(1) 地震応答入力

地震波: El Centro 1940NS および Goldengate Park 1957 S80E を、最大加速度250 gal

* 日本原子力発電(株)(Japan Atomic Power Co.)

第1図 炉心構造物の応答解析

第2図 炉心構造物解析モデル

で標準化した波

減衰定数: 炉心系	2.0%
ガイド・チューブ系	2.0%
ハウジング系	0.5%
建物・圧力容器複合系	2.0%

(2) 解析結果

第1図に各系のモデルと2つの地震波に対する最大応答加速度および最大応答変位の分布図を示す。

応答計算では分離して扱った3つの系も含めた複合系(第2図の点線内も含めた系)の固有値解析も行なったのでその結果を第1表に示し、分離して解析した各系の固有値と比較してある。

3. シュラウドの応力解析

シュラウドは円筒殻と円錐殻との接合部および円錐殻と圧力容器との接合部で大きな応力を生ずると考えられる。そのため、この部分を第3図のようにモデル化して力の平衡条件式および変位の適合条件式を作

第1表 炉心構造物の固有周期

系	固有周期 (sec)					
	1次	2次	3次	4次	5次	6次
炉心, 圧力容器, 建物等の複合系	0.323	0.219†	0.154	0.107	0.084	0.082
炉 心 系	0.315	0.105	0.075	0.061	0.036	0.028
ガイド・チューブ系	0.088	0.024	—	—	—	—
制御棒駆動ハウジングとインコア モニタ・ハウジングの複合系	0.156	0.118	0.039	0.025	0.019	0.013
	0.111	0.085	0.029	0.029	0.014	0.010

† 原子炉建物の1次周期に対応する。

り、この連立方程式を解いて応力を得た。解析結果は 直震度は0.24としている。

第2表に示す。内圧および自重は第2表に示されてお

$$M_2=1,685 \text{ tm} \quad M_3=820 \text{ tm}$$

り、地震荷重は原子炉压力容器および炉心構造物の地

$$Q_2=450 \text{ t} \quad Q_3=16.2 \text{ t}$$

震応答解析に基づくもので次の値を用いた。なお、垂

$$N_2=\pm 96.0 \text{ t} \quad N_3=\pm 14.4 \text{ t}$$

第2表 炉心シュラウドの応力 (kg/mm²)

位 置	応 力	側	内 圧 $P_0=70.3, P_1=72.9 \text{ t}$			重 量 荷 重 $W_2=400, W_3=60 \text{ t}$			熱荷重 $t=286^\circ\text{C}$	地震荷重(下) $\alpha=1.0\sim 0.6 g$			合 大 計 値		
			一般膜	局部膜	2 次	一般膜	局部膜	2 次	2 次	一般膜	局部膜	2 次	一般膜	一般+ 局部膜	1 次 + 2 次
S3 下	$\sigma\varphi$	内	1.2	1.2	-1.2	0	-0.3	0.3	-1.9	0	-6.0	5.3	1.2	8.1	-1.4
		外	1.2	1.2	1.2	0	-0.3	-0.3	6.7	0	-6.0	-5.3	1.2	8.1	15.0
	σx	内	0.6	0	-4.3	-0.1	0	1.0	-1.4	-2.5	0	16.8	3.0	3.0	-18.5
		外	0.6	0	4.3	-0.1	0	-1.0	1.4	-2.5	0	-16.8	3.0	3.0	24.5
S4 上	$\sigma\varphi$	内	0	1.4	0	0	-0.1	-0.1	0.2	0	-2.6	-1.0	0	3.9	5.0
		外	0	1.4	0	0	-0.1	0.1	-0.4	0	-2.6	1.0	0	3.9	2.6
	σx	内	0	0	-0.1	0	0	-0.2	1.0	0	0	-3.1	0	0	3.8
		外	0	0	0.1	0	0	0.2	-1.0	0	0	3.1	0	0	-3.8
C5 上	$\sigma\varphi$	内	2.3	0.1	0.5	0	-0.3	0.1	-1.5	0	-5.5	1.0	2.3	7.4	5.5
		外	2.3	-0.1	-0.5	0	-0.3	-0.1	1.8	0	-5.5	-1.0	2.3	7.4	9.6
	σx	内	1.2	0	2.0	-0.2	0	0.1	-5.4	-4.4	-0.2	2.6	5.4	5.6	-4.3
		外	1.2	0	-2.0	-0.2	0	-0.1	5.3	-4.4	-0.2	-2.6	5.4	5.6	11.4
C5 下	$\sigma\varphi$	内	2.5	1.0	1.0	0	0	0	-11.4	0	-0.4	-0.6	2.5	3.7	-8.2
		外	2.5	1.0	-1.0	0	0	0	-9.5	0	-0.4	0.6	2.5	3.7	-7.3
	σx	内	1.3	0	3.0	-0.2	0	-0.1	-1.2	-4.0	0	-2.0	5.1	5.1	8.4
		外	1.3	0	-3.0	-0.2	0	0.1	1.8	-4.0	0	2.0	5.1	5.1	2.4
C6 上	$\sigma\varphi$	内	2.5	1.5	1.0	0	0	0	7.9	0	-0.2	-0.5	2.5	4.0	-13.3
		外	2.5	1.5	-1.0	0	0	0	10.0	0	-0.2	0.5	2.5	4.0	13.2
	σx	内	1.3	0	3.0	-0.2	0	-0.1	-1.2	-4.0	0	-2.0	5.1	5.1	8.4
		外	1.3	0	-3.0	-0.2	0	0.1	1.8	-4.0	0	2.0	5.1	5.1	2.4
C6 下	$\sigma\varphi$	内	2.8	7.7	-3.8	0	0	0	-0.9	0	0.1	-0.2	2.8	9.6	5.4
		外	2.8	7.7	3.8	0	0	0	-9.3	0	0.1	0.2	2.8	9.6	3.8
	σx	内	1.4	-0.4	-12.6	-0.2	0	0	14.4	-3.7	0	0.8	4.9	4.6	7.2
		外	1.4	-0.4	12.6	-0.2	0	0	-13.9	-3.7	0	-0.8	4.9	4.6	-6.5
V2 下	$\sigma\varphi$	内	11.1	-0.4	0.3	0	0	0	0	0	0.9	-0.3	11.1	9.7	9.2
		外	11.1	-0.4	-0.3	0	0	0	0.3	0	0.9	0.3	11.1	9.7	10.5
	σx	内	5.6	0	1.0	-0.2	0	0	-0.4	-0.8	0	-0.8	6.2	6.2	5.8
		外	5.6	0	-1.0	-0.2	0	0	0.4	-0.8	0	0.8	6.2	6.2	6.6
V1 上	$\sigma\varphi$	内	11.5	-0.8	0.4	0	0	0	0.1	0	0.8	-0.7	11.5	9.7	9.0
		外	11.5	-0.8	-0.4	0	0	0	0.1	0	0.8	0.7	11.5	9.7	10.6
	σx	内	5.8	0	1.2	-0.2	0	-0.1	0	-1.1	0	-2.4	6.7	6.7	8.5
		外	5.8	0	-1.2	-0.2	0	0.1	0	-1.1	0	2.4	6.7	6.7	7.5

第3図 シュラウド応力解析モデル

上記結果から円筒殻と円錐殻の接合部の(1次+2次)合計応力の最大値発生点を示したのが第4図である。A, B点の2次応力は大きい、殻で最も重要な1次膜応力が小さいので、殻全体としては変位、剛性とも問題ない。シュラウド頂部に水平支持をつけるべきか否かの議論があったが、この結果から不必要とした。

	合 $\sigma_x(\text{kg/mm}^2)$	計 $\sigma_{mx}(\text{kg/mm}^2)$
A	24.5	} -3.0
B	-18.5	
C	10.1	} -2.0
D	-14.1	
E	$\tau \div 2 \text{ kg/mm}^2$	

第4図 シュラウドの応力

II. 機器の耐震設計

1. 概要

原子力発電所には多数の機器がある。原子炉建物、原子炉のみならず、これら機器の妥当な耐震設計がなされて、はじめて発電所全体として耐震設計が行われたということができる。

主な機器はタンク、フィルタ、熱交換器、ポンプであ

り、これらを形により分類して数を調べた結果はおおよそ第5図に示すとおりである。これら多数の機器に対する耐震設計を行うには簡単な計算法が必要であり、敦賀発電所の場合は特に複雑な計算を必要とする最大加速度の推定に床応答曲線を作成して簡略化をはかった。加速度が求まった後は静的な応力計算となるので、設計例は省略する。機器自体は通常非常に丈夫な構造となっているので、耐震設計は機器の支持部を中心に行なった。As, A クラスの重要なタンクについては、支持脚とタンク・シェルとの取付部の局部応力についても検討した。

形 状					ポン プ
個 数	40 ~ 50	40 ~ 30	5	10	90 ~ 100

第5図 敦賀発電所の機器の個数(形状別)

2. 床応答曲線

建物内に据付けられた機器の地震時の挙動は、正確には建物、機器より構成される複合系の解析から得られるが、多数の機器に対して個々に解析するのは大変である。そこで、各機器の最大応答加速度を推定するために、建物各床上の1質点系応答スペクトル(床応答曲線と呼ぶ)を作成した。床応答曲線は、まず建物の解析の際に各床の応答時刻歴を計算し、これを入力として必要な減衰定数に対して応答スペクトルを作成したものである。第6図は原子炉建物の各床に対して作成した床応答曲線である。機器の固有周期と減衰定数が求まれば、この図より最大応答加速度を読みとることができる。また、固有周期が0.05 sec 以下の剛な機器の設計用最大加速度は、その機器を据付けている床の最大応答加速度の1.2倍とした。

第6図 原子炉建物の床応答曲線

Ⅲ. 配管の耐震設計

発電所の配管の量は膨大である。すべての配管について詳細な耐震設計を行うには大変な労力を必要とするため、配管の重要度、設計温度、管径等を考慮して次の方針で設計した。

As, A クラス配管：地震応答解析を行う。

B クラス配管：高温配管については、 $1.2 \times 1.5c_0$ すなわち $1.8c_0$ の震度に対して応力計算をする。

低温配管については、剛構造となるよう適当な間隔でレストレイント(水平拘束)を入れる。

なお、計装用配管は A, B, C 各クラスを含み、配管量も多いが低温、小口径配管であるため熱応力が小さいので、固有周期、応力を考慮して A, B 各クラスに対する水平拘束の最大支持間隔を管径毎に決めた。

耐震設計上はできるだけ多くのレストレイントを入れて配管系を剛構造とすることが望ましいが、拘束が増えるに従い熱応力が大きくなる。そのため、高温配管の設計では、熱応力と地震応力がバランスよく納るようにレストレイントを配置しなければならない。この点では熱によるゆるやかな変位は許すが、地震時の急速な変位に対しては抵抗するハイドロリック・スナッパは便利な支持機構である。敦賀発電所でもハイドロリック・スナッパは要所で使用されている。

地震応力としては振動による応力だけでなく、接続する機器または構築物から配管に与えられる地震時の強制変位による応力も考慮した。

ここに代表的な配管である主蒸気系配管の解析例を示す。

1. 主蒸気管の耐震設計

(1) モデル

第7図は主蒸気管の解析モデルである。全系を31質点系に置きかえ、重量は質点に集中させ、質点間は重量のない棒で結んでいる。ハイドロリック・スナッパは地震応答解析ではレストレイントとして扱うが、熱応力解析では無視している。

(2) 解析方法

第7図のモデルの振動特性方程式は(1)式で表わされる。

$$[[k] - \omega_n^2 [m]] \{\phi\}_n = \{0\} \quad (1)$$

ここで、 $[k]$ ：剛性マトリックス

ω_n ： n 次の円振動数

第7図 主蒸気管解析モデル

$[m]$ ：質量マトリックス

$\{\phi\}_n$ ： n 次の固有ベクトル

剛性マトリックスを作る際に、曲管部分の剛性低下は撓性係数 f を用いて修正した。

$$f = 1.65/h, \quad h = tR/r_m^2$$

ここで、 t ：管厚

R ：曲り部半径

r_m ：管の平均半径

(1)式を解くと、固有円振動数 ω_n と対応する固有ベクトル $\{\phi\}_n$ が得られる。

次に、各点の最大変位を求める。 n 次振動に対する配管の応答最大相対変位 $D_{n \cdot \max}$ は

$$D_{n \cdot \max} = \frac{\{\phi\}_n^T [m] \{R\}}{\{\phi\}_n^T [m] \{\phi\}_n} \cdot \frac{S_a}{\omega_n^2} \quad (2)$$

ここで、 S_a ： ω_n に対する最大応答加速度

$\{R\}$ ：励振方向 1, その他は 0 の列ベクトル

n 次モードの変位ベクトルを $\{D_i\}_n$ とすれば、

$$\{D_i\}_n = \{\phi_i\}_n \cdot D_{n \cdot \max}$$

各次のモードをRoot-mean-squareで加え合わせると

$$\{D_i\} = \sqrt{\sum_n \{D_i\}_n^T \{D_i\}_n} \quad (3)$$

ここで、 D_i ： i 点の最大応答変位

応答変位が求まれば、(4)式より慣性力 $\{Q\}$ が得られる。

$$\{Q\} = [k] \{D\} \quad (4)$$

部材力 $\{F\}$ は次式より得られる。

$$\{F\} = [B] \{D\} \quad (5)$$

ここで、 $[B]$ ：力変換マトリックス

以上により得られた部材の応力から、以下の式により応力度を得る。なお、軸力による応力度は曲げによる応力度に比して小さいので、無視している。

$$\sigma_t = \frac{1}{z} \sqrt{\beta^2 (M_{xt}^2 + M_{yt}^2) + M_{zt}^2} \quad (6)$$

ここで, M_{xt} , M_{yt} : 管軸に直角で互に直角なモーメント

M_{zt} : ねじりモーメント

z : 管の断面係数

$$\beta = 0.90/h^2 > 1.0$$

: 曲管部の応力集中係数。直管部で 1

(3) 解析結果

地震応答解析は, まず系の固有値を計算し, ついで据付床の応答曲線から各固有周期に対する最大応答加速度を読みとって各点の応力を計算した。

系の固有値および対応する床応答スペクトル加速度を第 3 表に, 1 次振動モードは第 7 図に示してある。

第 3 表 主蒸気系の固有周期と
床応答スペクトル加速度

固有周期 (sec)	床応答スペクトル加速度† (g)
1	0.262
2	0.150
3	0.129
4	0.119
5	0.107
6	0.067

† EL11.4m の床応答曲線 ($h=0.5\%$) を用い, Elcentro, Golden-gate の大きい方の値を使用した。

地震応力および熱応力の計算結果は第 4 表に示した。

なお, 許容応力は下記のとおりとした。

$$(\text{内圧} + \text{自重}) \leq S$$

$$(\text{内圧} + \text{自重} + \text{熱} + \text{地震}) \leq 2.5 S$$

ここに, S : USAS B 31.1 コードの許容応力

2. 配管の振動試験

(1) 概要

配管の据付および保温材の取付工事が完了した 1969 年 8 月に重要配管の振動試験を行い, 固有周期と減衰定数を測定した。対象配管としては, 大口径管として主蒸気系 (16"), 原子炉停止時冷却系 (14"), 中口径配管として原子炉給水系 (14"), 非常用復水系 (8"~6"), 小口径配管として液体毒物注入系 (1½"~2½") および制御棒駆動水圧系 (¾"~1") を選んだ。大および中口径配管については, ワイヤで引張って初期変位を与え, ワイヤを切断して自由振動を発生させた。小口径配管は木槌または手でたたいて振動を発生させた。これらの自由振動を配管に取り付けたピックアップで

取り出して記録し解析した。強制変位を与える場所はできるだけ 1 次モードで最大変位を示す点および方向を選んだ。

(2) 試験結果

減衰定数は大, 中口径配管では 3.2~8.6% の間に分布し平均 5.4% であった。保温材のある小口径配管では 0.54~3.4% の間に分布し平均 1.7% であり, 大, 中口径配管に比して減衰が小さかった。これは小口径配管の場合は木槌等の打撃で振動を励起したため管の応力レベルが低く, 小さな減衰が出ているものと思われる。裸の小口径配管では 0.18~3.35% の間に分布して平均 1.08% であった。裸の小口径配管の一部を除いては計算で仮定した減衰定数 0.5% を上回っていた。

測定された減衰定数を横軸に固有周期をとってプロットしたのが第 8 図である。

- 主蒸気系 16" (保温材あり)
- * 原子炉停止時冷却系 14" (")
- △ 給水系 8" (")
- 非常用復水系 8~6" (")
- × 液体毒物注入系 1½~2½" (")
- 制御棒駆動水圧系 ¾~1" (保温材なし)

第 8 図 配管の減衰定数

1 次固有周期は保温材のない小口径配管以外はみな計算値より小さな実測値を示した。これは微小振動のため計算上無視している自重に対するサポートが, 摩擦により拘束されること等が原因しているものと考えられる。

小口径配管は U ボルトで止めてあったため, ゆるく締めた所では計算値より大きい固有周期が出ていた。しかし地震により大きな振動をすれば, U ボルトは計算で仮定するような拘束をすると推測できる。

IV. むすび

敦賀発電所の耐震設計について, 設計方針の検討か

第4表 主蒸気管の地震時応力

管 称		16"				22"	
ヤング係数(kg/cm ²)		1.96×10 ⁸				1.96×10 ⁸	
外 径(cm)		40.6				55.8	
厚 (cm)		2.14				2.86	
設 計 圧 力(kg/cm ²)		87.9				87.9	
温 度 (°C)		302				302	
震 度		水平：動的解析による 垂直：0.125				水平：動的解析による 垂直：0.125	
許 容 応 力(kg/cm ²)		S=1,050 2.5 S=2,620				S=1,050 2.5 S=2,620	
内 圧 応 力(kg/cm ²)		418				444	
質 点 番 号	熱応力	地 震 応 力		質 点 番 号	熱応力	地 震 応 力	
		X+Y	Z+Y			X+Y	Z+Y
1	431	129	150	8	293		
2	458	167	193	19	401	140	145
3	361	137	164	21	180	386	259
3.1	361	91	85	23	265	20	218
3.2	361	164	110	25.1	593	117	214
3.3	361	149	88	27	630	16	19
4	203	37	9	28	484	88	127
5.1	303	44	61	29	510	362	587
7	733	52	69	30	756	340	642
8	452	26	30	31	358	248	484
9	353	221	143	32	243	94	189
10.1	356	145	97	33	102	87	173
12.1	341	120	225	33.1	211	24	46
14	193	156	320	34	211	42	84
14.1	193	341	173				
14.2	193	299	162				
14.3	193	105	80				
15	358	140	293				
16	504	212	377				
17	284	256	392				
#	最大合計応力度			#	最大合計応力度		
7	1,220 kg/cm ²			30	1,842 kg/cm ²		

ら設計までを(I)～(Ⅲ)報にわたって述べたので、原子力発電所の耐震設計の概要はある程度示せたと思う。

敦賀発電所の耐震設計方針の検討を始めた1965年頃、原子力発電所の耐震設計の経験としては当時建設中の東海発電所だけで、アメリカにおいても耐震設計の基本的な方針はまともにつつあったが、まだ、実施

設計の段階には入っていなかった。一方、超高層建築の発展および電子計算機の発達に伴って動的解析法は進歩しつつあり、建物の動的解析はある程度確立していた。配管の動的解析についても、1962年より機械学会が科学技術庁の原子力平和利用委託費を受けて振動解析の計算コードを開発中であった。

このような背景の中で、東海発電所で採用した静的震度による耐震設計を最低限として保障しつつ、動的解析を大幅に採り入れた設計仕様書を作成したのである。動的解析を大幅に採用することとしたが、建物を除き機器、配管類の耐震設計の経験は日本でも、またアメリカでも乏しかったため、これをいかに具体化するかということに努力を払った。主契約者である G.E. 社の耐震設計を担当するコンサルタント会社も、機器、配管まで含めた体系的な耐震設計の経験はなかった。このため原子炉建物の解析については、解析モデルについて当方のコメントに従って数回の変更を行なったし、配管の解析については、複雑な系を解析できる計算コードを持たなかったため、当社の指導で計算コードを開発し、広範囲の配管について解析を行わせた。また、機器、配管の応答計算のためには床応答曲線の考え方が採り入れられて使用されたが、これは動的解析のテクニックとして世界で初めて敦賀発電所で

採用され、今や日・米で普遍化するに至っている。

また、耐震設計と安全との関連を明確にするとともに、多大な努力を要する耐震設計を合理的に行うために、重要度による分類を採用した。このため、発電所の耐震設計は全体としてバランスがとれ、地震時に系統としての機能を保つよう細部にまで注意を払うことができた。

現在、国内では2つの原子力発電所が運転開始を目前にし、6つの発電所が建設中であり、ひきつづいて次々と建設計画が打ち出されている。敦賀発電所の設計方針、解析方法等はこれらの原子力発電所にも引き継がれており、解析法は次第に精巧なものになりつつある。しかし、ここで述べた敦賀発電所の耐震設計の概要は、基本的には現在の日本の原子力発電所の耐震設計の骨子を代表すると思われる。

本稿が原子力発電所の耐震設計の実情について、理解の一助になれば幸いである。

☆ 本 誌 投 稿 の 手 引 ☆

- 一般投稿は研究論文・技術報告・資料・ショートノート・私のノートから・談話室を原則とし、必ず会員の資格を有する。
- 掲載範囲は、原子力研究に関連する凡ゆる部門を含め、とくに限定しない。内容はオリジナルなものに限る。
- 刷上り6頁(ショートノートは2頁)以内は無料(有料頁は1頁6,000円)とする。
和文は「会誌」に、欧文は Journal に掲載される。
- 必ず所定の下稿用紙(480字詰約4枚で1頁)を使用し、投稿規程に従って執筆する。ただし、欧文は、正副2通をタイプ用紙に、2段送り1枚約25行にタイプする(約3枚で1頁)。和・欧文とも所定の下稿表紙(無料)を添付する。
図面はそのまま製版できるよう必ず墨入れトレースする(鮮明なゼロックス可)。
- 投稿希望者は事務局へ連絡すれば、下稿用紙(30枚綴1冊100円、〒45円)および投稿規程を送付する。
- 和・欧文を問わず表題・抄録・所属機関名などを和・英両文で正確に書いて添付する。
- 別に締切り日は設けない。原稿は当該分野担当の査読委員および編集委員の査読に回わり、次回以後の編集委員会において採否を決定する。査読通過および掲載番号は決定次第通知される。
- 論文は査読通過後の受理順に掲載される。
(掲載まで欧文約2〜3ヵ月、和文約4〜5ヵ月)
- 別刷は掲載論文1篇につき30部まで無料で送付する(30部以上希望の時は、実費1部につき、50〜100部で4頁以内50円、5〜8頁60円程度)。
- 査読・審議の結果、内容の訂正、文章の短縮、または図面の書き直しを要求されたり、時には掲載を遠慮いただく場合があるので、予めご了承願いたい。
- 欧文の修文・添削についてはすべて著者負担とする。(和訳を要求される場合もある)
- 訂正のため返却した原稿は6ヵ月以内に再提出しないと撤回とみなされる。
- 私のノートから・談話室欄(1〜2頁)には、随時、随意に気軽な寄稿を歓迎する。
- その他、詳細は事務局へお問合せ下さい。