1 解説

研究炉用燃料の濃縮度低減化

(京都大学原子炉実験所) 神田 啓 治,

(日本原子力研究所) 松 浦 祥 次 郎

これまで研究炉燃料として、主に90~93%の高濃縮Uが使われていたが、核拡散抵抗力という考え方から、1977年米国政府は高濃縮Uの輸出を制限するという政策を打ち出してきた。わが国を含め、高濃縮Uを米国から輸入している多くの国々は、その対応策に追われた。しかし、INFCEやIAEAなどで討論を重ねるうちに、現在の研究炉は大幅に設計変更をすることなしに、ほぼこれまでの性能を保ちながら、U濃縮度を低減していく見通しがたってきた。

本稿では、それらの国際的合意が得られるようになるなどの過程、およびわが国の関係者がそのなかで果たしてきた役割などを説明し、合わせて濃縮度を低減した場合の研究炉の性能について概説する。

1. はじめに

研究炉の主な用途は、ビーム実験や照射用の中性子源であるため、出力密度の高い小型炉心を持つことが望ましい。したがって、その燃料としては、当然濃縮度の高いUが使われる。現在、自由圏内には309基の研究炉が稼動中であるが、このうち出力が1 MW以上で、高濃縮U (HEU: Highly Enriched Uranium) を使用している研究炉は141基あり、その全出力は公称1,714 MWである。1 MWDで消費される²³⁵U量は約1.3 gであるから、毎年相当量のHEUが必要となる。ところが自由圏内でHEUを提供できるのは、現在のところ米国しかない。一部ソ連から自由圏内に輸出されたり、軍事用に作られたHEUが研究炉に流れるという例外はあるが、全体的に見れば微量である。それだけに、1977年4月に発表された米国カーター大統領の核不拡散政策、および同年11月に示された国務省のガイドラインは、多くの国の研究炉関係者に深刻な問題を投げかけた。というのも、現在HEUを使っている研究炉は、20%以下の低濃縮U (LEU: Low Enriched Uranium) に切り換えるか、やむを得ない場合もその中間の中濃縮U (MEU: Median Enriched Uranium) にするよう強い姿勢で臨んできたからである。

各国は早速その対応に追われたが、同じ頃始まったINFCEでは第8部会研究炉班でこの問題が議論されることになった。わが国は、いち早く対応策に動いたために、国際世論の指導的立場で仕事を進めることができた。後に国際基準になった45% MEUを提案することなどによって、研究炉の一時停止などという事態を招くことなく、原研、京大の研究炉運転計画を確保

することができた。

本稿では、INFCEの結論が導かれるまでの考え方、京大と原研が米国アルゴンヌ国立研究所(ANL)との間で行なった共同研究、それらがINFCEの結論に与えた影響、その後のIAEAを中心とした動きなどを解説する。米国政府機構などについては、別途文献(1)に述べてあるので、ここでは省くことにする。

II. INFCE 第8部会研究炉班⁽²⁾⁽³⁾

研究炉用HEUに関する核拡散上の懸念は、1977年10月に開かれたINFCE設立準備総会においてもINFCEにおける研究課題のひとつとして採択され、その具体的検討は第8部会研究炉班においてなされた。第8部会へは25ヶ国、3国際機関が参加したが、このうち、研究炉燃料問題に研究論文の寄与をしたのは、オーストラリア、ベルギー、フランス、西ドイツ、イタリア、日本、韓国、南アフリカ、アメリカ等の国々と、ECおよびIAEAであった。わが国からは、原研のJRR-2とJMTRについて実施した濃縮度低減化可能性の検討結果を提供した。なお、INFCEにおいて検討の対象としたのは、中性子源として使用されている熱中性子炉のみであった。

研究炉用HEUが核拡散上の懸念の対象となったのは、現在世界中では、HEUを燃料とした出力10 kW~250 MW程度の研究炉が35ヶ国以上にもわたって、約150基が運転されており、そのために年間必要な²³⁵Uの量が1,200 kgを超えているという事実に基づいてい

Reducing Enrichment of Fuel for Research Reactors,
Keiji KANDA, Shojiro MATSUURA.

(1980年 11月4日 受理)

る。また一方、数%以下の低濃縮Uもしくは、天然Uを使用する研究炉については、運転に伴って生成されるPuが核拡散懸念の対象となることも指摘された。結局、核拡散懸念が最も低い燃料濃縮度としては、 ^{235}U 20%以下で、かつ数%以上の範囲であるというのがおよそその認識であった。

これまで多くの研究炉は、運転コストを下げ、かつ単位出力当りに得られる中性子束を最大にするため設計の合理化がなされ、この結果として ^{235}U 90~93%のHEUが使用されるようになっていく。いわば、これまでの燃料が技術と経済の合理性に基づいて設計、製作されて来ているのに対して、今後はこれに「核拡散懸念の低減」という政治的合理性を考慮したものにする可能性をさぐるというのがINFCEの作業であった。技術的には、この可能性は燃料濃縮度を上に述べた範囲に収めることができるかどうかという問題に置き換えられる。そして、ほとんどの研究炉が90~93%のHEUを用いているので、この濃縮度を次のような条件を満たした上で低減できるかどうかが問われた。

- (1) 各炉の利用計画を阻害しないこと。
- (2) 炉の安全余裕、燃料信頼性を低下させないこと。
- (3) 炉の総合的性能を低下させないこと。
- (4) 運転コスト(燃料費を含む)の増大はわずかなものであること。

濃縮度低減化の可能性は、各炉の炉心構造・機器をなるべく変更せず、燃料要素の幾何形状の変更も熱水力能力の許容範囲に限るという方向で検討され、すべての問題は、濃縮度の低減を補償するに必要なだけ燃料ミート中の ^{235}U 個数密度(個数/cm³)を高めうるかという点に帰着された。燃料濃縮度の低減による ^{235}U 個数密度の低下は、それと反比例してミート中のU含有量を増加することで補なわれる。しかし、濃縮度を低減化した際には、 ^{238}U による寄生吸収が増加するため、 ^{235}U の個数密度を一定に保つのみでは中性子束の低下、増倍係数の減少を招くことになる。したがって、U含有量の増加には、このことをも考慮しておく必要がある。

現在使用されている燃料および将来開発が可能と考えられている燃料のU密度(g/cm³)のデータが集められた結果は、後に述べるように第2表のとおりである(この表は後にIAEAのガイドブック作成のときに修正された最新のものである)。ちなみに、現在わが国の研究炉は、U密度が0.7 g/cm³程度のU-Al合金を使用している。

多くの国々にとっても、現用の90~93%濃縮のHEU

を45%濃縮程度にすることは近い将来に可能であろうという結論になった。しかし、特別な高中性子束炉に関しては、将来とも90~93%のHEUが必要であり、一方20% LEUへの低減は、今後かなりの研究・開発・実証を要するであろうということも合わせて結論とされた。

Ⅲ. 京大-ANL 共同研究

米国がHEU輸出許可証を発行する場合、その技術的評価を担当するのは、ANLのRERTR(Reduced Enrichment for Research and Test Reactors)グループであり、彼らは同時にINFCEのこの問題も担当することから、米国国務省は、濃縮度低減化に関する京大-ANL共同研究を実施するように推めてきた。それは、新設炉にはHEUの輸出は原則として認めない、という米国政策の第1号に京大高中性子束炉(KUHFR)が該当したこと、またそういわれても、京大は濃縮度を下げるためにKUFRの炉心構造設計をいまだに変更することができなかったからである。

まずPhase Aとしては、1978年5月から次の項目を進めた。

- (1) 核データを含め、日米双方の計算方法の規格化
- (2) 現在の燃料加工技術が使える範囲で、第1段階の低減濃縮度を定めること
- (3) 今後の共同研究の内容の具体化

現在、わが国の研究炉はU-Al合金燃料を使っているが、欧米では大部分UAl₃-AlまたはUO₂-Alの分散型燃料を使っている。後者の方がU-Al燃料に比べて同じ体積の中に2倍以上のUを含ませることができる。したがって、KUFRでは濃縮度が下がっただけ、U含有量の高い燃料を使えばよいことになる。初期反応度を一定にして、U含有量を現在の欧米技術が持っている最大値を使うとして、逆に濃縮度を決めていくという作業がPhase Aの主な目的であった。

“すでに確立している加工技術”の評価をめぐって、日米間に相当議論があったが、そのU密度を決めたあとの核計算は比較的短時間で終了した。結果は第1表に示す。なお、この計算は核特性の把握に主眼点があったので、すべて炉出力を30 MWに、燃料と減速材の温度を室温に設定してなされている。

Case I~IIIは規格化のための計算で、3つの濃縮度について日米双方の計算は比較的よく一致した。II'はMEUとして45%を決める基になった計算で、表の k_{eff} の値を比べてほしい。この45%という値は、原研の計

第 1 表 京大-ANL の規格化計算と MEU を使った炉心計算(I と II' の比較)

Case	濃縮度 (%)	ミート部の U 含有量 (%)	密度 (g/cm ³)		k_{eff}		熱中性子束 ($n/cm^2 \cdot s$)†	
			ミート部 見 かけ	ミート部 ²³⁵ U	ANL	KURRI	炉心中央照射筒	重水分割部
I	93	22	3.2927	0.6737	1.197	1.2081	3.214×10^{14}	1.938×10^{14}
II	45	38.8	3.8645	0.6737	1.172	1.1775	3.230×10^{14}	1.947×10^{14}
III	20	63.4	5.3172	0.6737	1.143	1.1419	3.250×10^{14}	1.956×10^{14}
II'	45	42	4.0081	0.7575	1.197	—	3.109×10^{14}	1.844×10^{14}

ここで使われた計算法は、

拡散コード		群 定 数
ANL	2 次元 PDQ-7.3 群	EPRI-CELL [第 1~2 群 GAM, 第 3 群 THERMOS]
KURRI	2 次元 KAK, 3 群	第 1~2 群 GGC-4, 第 3 群 THERMOS

† I と II' の中性子束は固有値(k_{eff})が違うので、参考値である。

算例と合わせて、後に INFCE その他で国際標準になってしまった。

さて、濃縮度を落した場合、一番気になるのは、炉の性能とりわけ中性子束分布であるが、第 1 表で I~II' にした場合、代表的位置での熱中性子束の減少はせいぜい数%であることがわかった。これは後に述べる IAEA ガイドブックでも同じような結果が得られている(第 1 図参照)。安全性についての計算結果をみると、大部分の数値は 93% の場合とほとんど変わらず、わずかにドブラー効果が有利に効くくらいである。Phase A は 45% の MEU を使っても KUHFR の運転が可能なることを示して 1979 年 2 月に終了した。現在は Phase B に入っている。Phase B では、

- (1) 核計算の確認——MEU 燃料板を使って、KUCA(京都大学臨界集合体実験装置)による臨界実験などを行う。
- (2) MEU 燃料の安全性の評価——主に燃焼が進んだ場合の核分裂生成物の放出など、燃料の健全性についてオークリッジ国立研究所(ORNL)の ORR を用いて行う。

全性についてオークリッジ国立研究所(ORNL)の ORR を用いて行う。

- (3) 燃焼が進んだ場合の核特性の変化——粗い計算で、MEU 燃料の方が炉心寿命は延びることが示されているが、それより厳密に行う。制御棒価値の燃料特性なども併せて行う。
- (4) 熱特性・水力学的評価——高密度燃料になった場合の最高温度などの評価を行う。
- (5) KUHFR の MEU の安全審査——これは厳密には共同研究とはいえないが、ともかく(1)~(4)を含めた MEU の実機への適用をする。

さらに Phase C では、最終的に KUHFR を MEU 化して、MEU 燃料の妥当性を示す。併せて今後 20% LEU 化への可能性を検討するとなっている。すでに京大から長・中期各 1 名、短期延べ 8 名、ANL から中期 1 名、短期 2 名の人の交換をしている。

IV. 原研-ANL 共同研究

現在 90~93% HEU を用いている原研の研究炉は、JRR-2, JRR-4, JMTR である。米国の輸出政策の変化、INFCE の検討結果等を勘案し、原研においても、1979 年から 5 ヶ年計画で炉心転換の研究開発計画を発足させた。現在の計画では、JRR-2 と JMTR は 45% 燃料に、JRR-4 は 20% 燃料に転換する計画で、1983 年度に全炉心転換の実証試験を行うこととしている。この計画と ANL の計画との相互協力を図るため、京都大学のケースとほぼ同一の形態で ANL と共同研究を進めるとし、1980 年 1 月に開始した。全計画は Phase A (解析的研究)、Phase B (個別の実証試験)、Phase C (総合的実証試験)の 3 段階より構成されており、その

第 1 図 MEU を使った場合の中性子束分布の変化 (IAEA ガイドブック⁴⁾)

内容は以下のとおりである。

Phase A (1980年1月～7月)

- 設計計算法比較(IAEA ガイドブックへの寄与)
- 原研研究炉の詳細情報の伝達
- 原研研究炉への20%濃縮燃料使用可能性検討
- 燃焼試験計画の立案と準備
- 臨界実験と全炉心実証試験の計画立案と準備

Phase B (1980年7月～1981年12月)

- ORR における燃焼試験
- HFR における燃焼試験
- 原研研究炉における燃焼試験
- FNR における臨界実験と全炉心実証試験
- JMTRC における臨界実験
- 原研における流動試験
- 20%濃縮燃料使用可能性の検討

Phase C (1981年12月以後)

- 原研研究炉における全炉心実証試験
- 最終的検討と評価

共同研究の形態は情報と知見の交換および研究員の相互派遣を主とするものである。80年7月にはば予定通り Phase A を終了し、解析計算結果の範囲において、JRR-2, JRR-4, JMTR の炉心転換の可能性を評価

した。10月現在 Phase B を進めている。原研は、本共同研究を通じて海外炉における燃焼試験および照射後試験の情報を得ることができる点に特に強い関心を持っている。

Ⅱ. IAEA の活動

1. IAEA ガイドブック

ポスト INFCE の一環として、各国の研究炉の濃縮度低減化のために、IAEA は発展途上国向けにガイドブックを発行することになった。燃料加工技術と同一モデルによる各国の核計算を主としたものである。

この分野での先進国(米, 仏, 西独, 日)を中心に、英, オーストリア, スイス, アルゼンチンなどが加わって、5回の会議を開き、過日やっと発行の運びとなった⁽⁴⁾。

第2表は、各種燃料の加工技術を主にU密度から整理したものである。板状燃料の濃縮度を下げるためには、U-Al 合金 → UAl_x-Al → U₃O₈Al → U₃Si-Al と進むかと思われるが、いずれにしても現在 HEU を使っている多くの炉は、近い将来45%の MEU に切り換えることが可能であろう。しかし、20%の LEU にするには相当期間の開発が必要であることがわかる。

第2表 U密度から見た各種燃料の開発 (単位: g/cm³, 1980年3月現在)

燃料タイプ	製造者	現在	近日中	3年後の目標値	5年後の目標値
UAl _x -Al(分散型合金)	Nukem, CERCA, EG & G, CNEA	1.7	1.8~2.4	2.2~2.6	2.5~2.8
U ₃ O ₈ -Al(サーメット型)	Nukem, CERCA, ORNL, CNEA	1.2	2.2~3.0	3.0~3.3	3.2~3.8
U-ZrH _x	GA	1.3	3.7		
UO ₂ 板状	CEA, Nukem	9.1(CEA)		~9.0(Nukem)	
UO ₂ 棒状	CEA				
U ₃ Si-Al(サーメット型)	ANL, Nukem			4.2~7.0	7.0~8.0
U ₃ Si(単体)					11~12

第3表に、各機関で計算したベンチマーク軽水減速炉心の実効増倍率 k_{eff} が、3つの濃縮度について、おの

おの新燃料炉心、定常サイクルの初期・終期について示してある。多少の差はあっても、各機関が全く独立に

第3表 ベンチマーク計算の例⁽⁴⁾ (k_{eff})

濃縮度 (%)	炉心	西ドイツ (INTERATOM)	米国 (ANL)	スイス (EIR)	オーストリア (OSGAE)	フランス (CEA)	アルゼンチン (CNEA)	日本 (JAERI)
93	新燃料炉心	1.1888	1.1834	1.1939	1.1966	1.2020	1.2002	1.1810
	定常サイクル初期	1.0328	1.0233	1.0368	1.0320	1.0404	1.0377	1.0420
	定常サイクル終期	1.0101	1.0004	1.0138	1.0090	1.0170	1.0143	1.0220
45	新燃料炉心	1.1790	1.1782	1.1791	1.1896	1.1950		1.1811
	定常サイクル初期	1.0311	1.0247	1.0306	1.0334	1.0408		1.0489
	定常サイクル終期	1.0108	1.0033	1.0099	1.0116	1.0190		1.0306
20	新燃料炉心	1.1683	1.1683	1.1594	1.1813	1.1870	1.1815	1.1834
	定常サイクル初期	1.0278	1.0213	1.0178	1.0320	1.0394	1.0332	1.0578
	定常サイクル終期	1.0091	1.0014	1.0000	1.0120	1.0191	1.0130	1.0412

(注) 炉心は、77.1×81.0×600.0(mm)の燃料要素28体、水トラップ要素、黒鉛反射体10体の計40要素を8行5列に配列したものである。水トラップは中央と角に1体ずつ、黒鉛は炉心の短辺に5体ずつ配置されている。

計算した割にはよく一致している。また、第2図には、20% LEU を使った場合のベンチマーク 炉心の熱中性子束分布が示してある。

第2図 各機関の計算したベンチマーク炉
の中性子束分布⁽⁴⁾
(第1図の熱中性子束分布とは
濃縮度が違う)

わが国から本ガイドブック作成に提供したのは、京大と原研で進めている研究炉炉心転換に関する研究開発計画の概要、2 MW と10 MW 研究炉に関するベンチマーク計算の結果、およびその計算手法の説明と検証結果であった。ベンチマーク計算に用いた解析コードシステム⁽⁵⁾は、京大と原研との協力研究で開発されたものであり、このシステムの妥当性が、コールド・クリーンの条件下については TCA における $\text{H}_2\text{O}-\text{UO}_2$ 格子および $\text{H}_2\text{O}-\text{PuO}_2-\text{UO}_2$ 格子の臨界実験値⁽⁶⁾によって検証されていることを示した。また、この計算法による JMTR 炉心の3次元燃焼計算結果を示した。ベンチマーク計算の各国の比較は前述の通りで、多少のバラツキがある。しかし、どの国の手法も燃焼過程まで含めて実験値によって検証されたものはないので、今の段階では正誤を述べるわけには行かない。今後の燃焼試験がまたれるところである。

2. 今後の活動

前述のガイドブック (IAEA-TECDOC-233) をまとめ上げる過程で、今後の活動について2つの主テーマが指摘され、合意された。ひとつは、TECDOC-233 の内容が軽水型研究炉のみに限られているので、追加版として重水型研究炉についてのガイドブックをつくること、もう一つは実際に研究炉燃料濃縮度低減化を図ろうとすると、炉心転換に関する安全評価が重要であり、かつ発展途上国の中では能力的に充分でない国もあるので、安全解析書作成に役立つようなガイドブックを作成することであった。

これらに関する IAEA 会合が去る9月9～12日にウィーンで開かれた。前者に関しては、現在世界で運転されている HEU を用いた高出力の重水型研究炉は先進国にのみ存在し、必ずしも開発途上国向けのガイドは必要でないことがわかった。しかし、先進国間においても、炉心転換に関する情報の交換、なかんずく計算法と結果の相互比較はきわめて有益であるとの共通認識に至り、TECDOC-233 と同一のスタイルで追補版として重水炉版をつくることになった。この活動は今後2回の会合(1981年3月および9月)で収束させる予定である。

後者については、安全審査のシステムが各国でそれぞれ異なり、またガイドブックを必要とする国のレベルも多様で、議論の収束にかなりの困難があった。しかし結局、安全解析に必要な具体的なデータ、および実際の安全解析の例を示すことを主体として、これに炉心転換時に解析を必要とされる事項、必要とされる理由を付け加えたものを内容とするガイドブックを作成することが合意されるに至った。この中においても、安全解析の典型的事項についてベンチマーク計算で比較を試みることとなった。この活動は今後3回の会合(1981年3月、9月、1982年3月)で終了する予定である。

これらの仕事とは別に、IAEA は、現在 HEU を使っているか、新たに研究炉を作ろうとしている国々で、このガイドブックの作業に参加していないところへ、研究炉燃料低減化のための専門家ミッションを派遣することになった。これはガイドブックの有効利用と合わせて技術指導を図るためである。過日筆者の1人(神田)は、このミッションにコンサルタントとして参加して3ヵ国を訪問したが、技術・情報の伝達は誠に有効であった。これらの国は、新しい研究炉建設に意欲的であるが、技術的レベルと人材の層に問題があるようで、今後より一層の国際協力が必要であることを痛感した。このミッション活動は当分続けられる見通しである。

Ⅶ. おわりに

この一連の仕事は、技術と政治が強く結びついているため、政府行政当局の力の入れ方は並々ならぬものがあつた。そのなかでも特記すべきことは、外務省、文部省、科学技術庁、原研、京大からなる「濃縮ウラン問題検討会」(通称五者会議、座長科学技術庁原子力局核燃料課)の働きだろう。これまで11回の会合を持っており、日米政府間のことだけでなく、IAEA 会議の対

策, ANL との共同研究のことなど幅広い問題が検討されている。外国からもその機能が高く評価されている。そのほか, すでに終了した INFCE 対策協議会第 7 研究部会(15回開催)とか, 京大で開かれたシンポジウム¹⁰⁾, 在米・在オーストリア日本大使館など, 多くの関係者がこの問題に関与されたことを感謝を込めて記しておきたい。

京大 KUCA で行う臨界実験用の MEU 燃料は目下フランスで加工中であり, 1981年4月からは ANL の研究者も参加して実験が始まる予定である。原研の方も独自で行う MEU 実験用燃料の輸出許可がおりて着着と準備が進んでいる。米・西独・仏で主に進められている高密度燃料加工技術の開発, 燃焼試験の結果を待って, また IAEA ガイドブックの続編が出版される 2 年後からは, 各国とも順次, 研究炉燃料の濃縮度低減化

の作業が始められる見通しである。それにしても, 今後も米国の濃縮 U 輸出政策が大きく変わらないことを願いたいものである。

— 参 考 文 献 —

- (1) 神田啓治: 研究炉燃料の中濃縮化, 原子力工業, 26〔10〕, 59 (1980).
- (2) 松浦祥次郎, 他: INFCE の結果と今後の展望, 原子力誌, 22〔7〕, 435 (1980).
- (3) Report of INFCE Working Group 8, (1980), IAEA.
- (4) IAEA Guidebook, Research reactor core conversion from the use of highly enriched uranium to the use of low enriched uranium fuels, IAEA-TECDOC-233.
- (5) NAITO, Y.: JAERI-1262, (1979).
- (6) TSURUTA, H., et al.: JAERI-1254, (1978).
- (7) 神田啓治, 中込良広編: 「中濃縮ウランを使用した研究炉」短期研究会報告書, KURRI-TR-192, (1979).

投 稿 歓 迎!

(1975.11. 一部改正)

本誌「投稿欄」の内容は, 次のとおりです。(* 欧文は「欧文誌」に掲載)

◆掲載料は 1 篇 5 ページ以内は 1 ページにつき 5,000 円, 6~10 ページは 1 ページにつき 10,000 円, 11 ページ以上は 1 ページにつき 15,000 円でありますので, ご了承願います。◆

- ① 研究論文* 研究の対象・方法あるいは結果に独創性・創造性があり, かつ明確で価値ある結論や事実を含み, 未公開のもの。
- ② 技術報告* 材料の製作・施設・設備・装置等の設計・試験・運転などの新しい経験やその結論をまとめた実用価値のある論文で, 未公開のもの。
- ③ ショート・ノート*(3 頁以内) 研究・技術上の独創的かつ重要な発見または結論を含む論文の速報。
- ④ レター*(1~2 頁) 掲載論文に対する質疑応答および意見。
- ⑤ 資 料* 研究・技術に関する参考資料および調査集計報告など。
- ⑥ 私のノートから(2 頁以内) 各専門分野の研究または技術上の経験, 斬新なアイデア, 珍しい実験結果など。(掲載料不要)
- ⑦ 談話室(2 頁以内) 内外の会議・学会などの見聞記・感想, あるいは原子力を含む科学・技術に対する提言など。(同上)
- ⑧ 新刊紹介(約 0.5 頁) 会員の役に立ち, 興味のあると思われる内外の出版物の書評および紹介。(同上)
- ⑨ 会員のこえ(約 0.5 頁) 本会および本誌などに対する批判的ご意見・ご希望・ご提案などの自由投書(用紙自由, 誌上匿名可)。(同上)

巻頭言, 特別寄稿, 解説, 講演, 特集等は編集委員会で立案・企画して執筆依頼する。

ご投稿には, 「投稿規程」および「投稿の手引」(1975年6月改定)に従って, 所定の原稿用紙(30枚綴り 1 冊 200 円, 〒200 円; 欧文は市販のタイプ用紙)により, 「投稿票」(付チェックリスト)(1 部 50 円, 〒50 円)に所定事項を記入の上, 原稿に添付して事務局宛ご送付下さい。