高速炉用ウラン・プルトニウム 混合炭化物燃料の開発現状

(日本原子力研究所) 半田 宗男, 鈴木 康文

炭化物燃料の特長は、酸化物燃料に比べて約半分に近い13年前後の短い倍増時間を有していることである。過去10年間に於ける同燃料の開発には目を見張るものがある。特に、1974年に始まった米国の新型燃料開発プログラムでは、He および Na ボンド燃料について、被覆管の破損を起こさずに16%の燃焼度を達成している。1984年には FFTF で91本の燃料ピンで構成される集合体の照射が予定されている。一方、わが国では1974年に炭化物燃料の研究施設である燃料研究棟が原研大洗研究所に建設され、1982年秋には化学組成の異なる炭化物燃料ピン2本の製作に成功しているので、最近の開発現状を解説する。

I. ま え が き

ウラン・プルトニウム (U-Pu) 混合炭化物燃料は、混合酸化物に比べて熱伝導度が3~7倍大きく、また核分裂性物質密度が約30%高いなど、LMFBR (Liquid Metal Cooled Fast Breeder Reactor) 用燃料として優れた特性を有しており、新型燃料として世界各国で開発が進められている。本稿では、はじめに炭化物燃料および同燃料を装荷したLMFBRの特性および経済性について述べ、続いて、同燃料とステンレス鋼被覆材の化学的相互作用 (Fuel and Cladding Chemical Interaction, FCCI) および機械的相互作用 (Fuel and Cladding Mechanical Interaction, FCMI) などについて、米国の新型燃料開発プログラム^①で得られた成果を中心に海外の開発現状を紹介する。最後に、日本原子力研究所大洗研究所に建設された燃料研究棟における炭化物燃料の開発現状の概要について述べる。

II. 炭化物燃料の特性

炭化物燃料の特長は、熱的および核的特性ならびに原子炉特性に大別される。本章では酸化物燃料と対比させながらこれらの特性について説明する。

1. 熱的 特性

炭化物および酸化物燃料の熱伝導度と温度との関係を第1図に示す^②。ここで示した値は、高燃焼度を達成できる85% T.D. の密度をもつ燃料に関するものである(第II-2節参照)。炭化物燃料の熱伝導度は、酸化物燃料よりも1,000~1,500°Cで6~7倍大きい。このためより効率的に除熱できるので、燃料ペレットの中心を溶融させることなく、またステンレス鋼被覆管の表

面温度を酸化物燃料の場合とほぼ同一に保持した条件で、炭化物燃料ピンの直径を9~10mmに太くすることができる(酸化物燃料ピンの外径は、原型炉「もんじゅ」で6.5mm、フランスのスーパーフェニックス炉で8.5mmである)。この結果、炭化物燃料ピンの線出力は、酸化物燃料の450 W/cm程度に対して約2倍の800~1,000 W/cmまで高くすることができる。また、燃料ピンに充填する核分裂性物質の量が増加する。これに対して、燃焼度は酸化物燃料とほぼ同一値まで達成できることから、燃料ピン当りのエネルギー取出し量を大きくすることが可能である。

第1図 U-Pu 混合酸化物および混合炭化物燃料の熱伝導度^②

第1表に、EBR-II (Experimental Breeder Reactor-II)を用いて両燃料ピンをほぼ同一条件で照射した結果を示す^③。炭化物燃料では、酸化物と比べてピン当り

Present Status of Uranium-Plutonium Mixed Carbide Fuel Development for LMFBRs: Muneo HANDA, Yasufumi SUZUKI.

(1983年 9月29日 受理)

約4倍のエネルギーを取り出すことに成功しており、燃料集合体については約3/5の燃料ピン数でほぼ同一エネルギーが得られている。発電炉で同一出力を得るのに必要な炭化物燃料ピンの数は、酸化燃料の約55%で十分であり(第2表参照)、さらに炭化物燃料の炉内滞在時間を酸化燃料の約2倍に延長することが可能で、燃料サイクル費が低減化される。

第1表 炭化物および酸化燃料ピンからのエネルギー放出量^(a)

燃 料	燃 料 ピン数	燃料ピン当 りの放出エ ネルギー (MWh)	燃料集合体 当りの放出 エネルギー (MWh)
炭 化 物 (EBR-II, K-12 実験)	19	443	8,420
酸 化 物 (EBR-II, P-40 実験)	61	129	7,870

2. 核 的 特 性

炭化物燃料の密度は、酸化燃料よりも23%大きいほか、軽元素(炭素)の含有量が小さく、核分裂性物質密度は33%も大きい。軽元素の含有量が小さいことは、炉心の中性子スペクトル分布が高エネルギー側に移って増殖比を大きくする方向に作用する。

将来の実用LMFBRは、Naのボイド係数を小さくすることができ、より安全な非均質炉であると考えられる。炭化物および酸化燃料を非均質炉に装荷した場合について、米国のCDS (Conceptual Design Study)⁽⁴⁾の計算結果を第2表に示す。ここでは、炭化物および酸化燃料の増殖比がそれぞれ1.55および1.38と計算されている。倍增時間(Compound System Doubling Time, CSDT)*については、酸化燃料で約20年であるのに対し炭化物燃料では13年と評価されており、炭化物燃料の導入によって倍增時間を65%も短縮できることが明らかにされている。

第2表 炭化物および酸化燃料を装荷した1,000 MWeの非均質LMFBRの特性⁽⁴⁾

項 目	炭化物	酸化物
Na 冷却材との両立性	良	反応
増殖比(非均質炉)	1.55	1.38
倍增時間(CSDT) (yr)	13	20
燃料ピン外径 (mm)	9.40	6.98
線出力 (W/cm)	780	450
燃焼度 (MWd/kg)	100	92
炉心の燃料ピン数	40,500	73,170
燃料サイクル費(mill/kWh)	5	6
相対発電費 (mill/kWh)	15	16
炉心破壊事故挙動	不明	良

3. 原子炉特性

炭化物燃料ピンは高比出力で運転できるので、炉心構成要素および建屋の小型化が可能である。そのため資本費を抑制でき、発電費は酸化燃料よりも安いと見込まれている。炭化物燃料のサイクル費についても、前述した理由から酸化燃料よりも20%安くなると見込まれる^(a)。

Ⅲ. 海外における炭化物燃料の開発現状

LMFBR 用炭化物燃料の研究開発は、米、英、西独、フランス、スイス、ベルギーなどの国で進められてきたが、過去10年間における成果には目を見張るものがある。特に、米国の LANL (Los Alamos National Laboratory) を中心に1974年に開始された新型燃料開発プログラム^(a)では、EBR-II を用いてこれまでに He ボンド燃料ピン 126 本、Na ボンド燃料ピン 105 本の照射を行っており^(a)、FFTF (Fast Flux Test Facility) で37本の燃料ピンで構成される小集合体ならびに91本の燃料ピンからなる燃料集合体などの照射が計画されている^(a)。一方、スイスはスヘアバック炭化物燃料ピン12本を製造し、これを米国製のペレット型燃料ピン25本と組み合わせて小集合体とし、1985年にFFTFで照射する計画を進めている^(a)。

本章では、米国の新型燃料開発プログラムなどで得られた成果をトビックス的に取り上げて紹介する。

1. 燃料と被覆材の化学的相互作用(FCCI)^{(a)(b)}

これまで炭化物燃料の FCCI は、その実用化に際して解決しなければならない課題とみなされていた。しかし、実際に照射した炭化物燃料ピンの照射後試験において核マイクロアナライザ (Nuclear Microprobe Analyzer)**により被覆管の半径方向におけるC濃度分布を測定した結果から、第2図で示すように被覆管内表面で0.2および0.4%のCが観察されたが、浸炭層の厚みは125 μm 以下であることが明らかにされた。これに対して、ほぼ同一条件で照射された酸化燃料

* CSDT は、燃料の冷却期間、再処理および燃料再加工時における損耗、²⁴¹Pu の壊変による損失など燃料サイクル全体を考慮した倍增時間である。1974年に Wyckoff らによって提唱され、米国の新型燃料開発プログラムなどで広く利用されるようになった^(a)。

** 英国で開発された分析装置で、¹²C(d,p)¹³C 核反応を利用してCの定量を行う。C以外にN、Bなどの軽元素の定量分析をEPMA (Electron Probe X-ray Microanalyzer) よりもはるかに高精度で行うことができる^{(a)(1)}。

第2図 照射炭化物燃料ピン(外径5.84mm)における被覆管のC濃度分布⁽⁹⁾

の被覆管内表面でのC濃度はこれとほとんど同じであると報告されている*。炭化物燃料の酸素ポテンシャルは非常に小さいので、炭化物燃料ピンで観察される核分裂CsおよびTeによって誘発されるFCCIは起こらない。また、炭化物燃料では核分裂によって生成するFPの平均原子価が燃料の原子価よりも大きく、燃焼度とともにC/(U+Pu)が減少するので、炭化物燃料のように照射によってFCCIが加速されることはない⁽¹³⁾。このように、超化学量論組成の燃料を使用すれば、炭化物燃料ピンのFCCIは、炭化物燃料ピンよりもむしろ問題の少ないことが最近の照射試験で明らかにされた。

炭化物燃料の代替燃料として、これまでチッ化物、炭チッ化物、タングステンなどを少量添加したバッファ燃料などが新型燃料の候補に挙げられてきたが、現在ではLMFBR用新型燃料＝炭化物燃料と見なされている。

2. 燃料と被覆材の機械的相互作用(FCMI)およびボンド材の選択⁽¹⁴⁾

炭化物燃料は、炭化物燃料に比べて

スエリング率が高い。このために、炭化物燃料と被覆管のボンド材としてはHeに加えて、燃料と被覆管の間隙を大きく設計することができ、したがって高いスエリング率の緩和が可能なNaが候補に選ばれ、その

開発が進められてきた。しかし、Naボンド燃料は製造技術が難しい上に、再処理に際してもNaの処理技術の開発などが必要とされている。

これに対して、Heボンドの炭化物燃料ピンのFCMIは、LANLの照射試験の結果から85% T.D.程度の低密度燃料ペレット(スミア密度で80% T.D.)を採用することによってほぼ解決されたと考えられる。すなわち、ステンレス鋼被覆管で拘束した低密度炭化物燃料ピンの照射に伴う直径変化を第3図に示すが、この変化は炭化物燃料について報告されているもの(例えば10%燃焼度で約2%⁽¹⁵⁾)と大差のないことがわかった。また米国の新型燃料開発プログラムでは、両ボンド材について被覆管の破損なしに最高16%燃焼度が達成されている。これらの理由から、米国においてはNaボンド燃料はHeボンド燃料のバックアップ燃料に位置づけられている。

3. 燃料の製造技術⁽¹⁶⁾

LANLにおける炭化物燃料の製造容量は、バッチ当たり6kgと近年大幅に増量された。燃料ペレットの製造能力は1,000ペレット/日であり、十分な品質管理が行われている。ここでは、焼結温度と原料粉末の粒径を調節することによって低密度ペレットを製造しているが、このペレットを1,900°Cで20h熱処理すると密度が80から90% T.D.に上昇する。このため、ポアフォームおよび焼結助剤のNiを原料粉末に添加して、高密度の燃料母材中に大きな気孔が分散した熱的に安定なペレットの製造技術が開発されつつある(写真1)。

第3図 Heボンド(U,Pu)C燃料要素における被覆管の最大ひずみ⁽¹⁴⁾

* 炭化物燃料では、中性子照射によって $^{16}\text{O}(n, \alpha)^{13}\text{C}$ 核反応でCが生成する(10^{20} nvtで20~40 ppm)ほか、不純物として燃料製造時から存在しているCにより浸炭が起こると推定されている⁽¹³⁾。

(a) 従来法により製造したペレット

(b) ポアフォームを使用して製造したペレット

写真 1(a), (b) U・Pu 混合炭化物ペレットの組織⁽¹⁸⁾

4. 燃料挙動解析コードの開発および検証試験

炭化物燃料用に開発された燃料コード LIFE-4 に炭化物燃料の物性値を導入して、炭化物燃料用コード LIFE-4C が米国で開発されている⁽¹⁷⁾。西独でも炭化物、炭化物およびチタニウム燃料に適用できる汎用燃料コード URANUS が開発済みである⁽¹⁸⁾。

米国 ANL (Argonne National Laboratory) の Liu ら⁽¹⁹⁾は、EBR-II で 6~12% 燃焼度まで照射した He ボンド炭化物燃料ピン 5 本を TREAT 炉 (Transient Reactor Test Facility) で再照射し、過出力時の安全性評価試験を行なっている。それによれば、150% 過出力時においても被覆管の破損は起こらず、また 200% 過出力時でも燃料溶融の兆候は認められていない。本試験で得られたデータを LIFE-4C に導入してコードの検証も行われている⁽¹⁹⁾。

IV. わが国における炭化物燃料の研究開発

わが国における炭化物燃料の研究は、1963年に英国で開かれたシンポジウム“Carbides in Nuclear Energy”に大阪大学および理化学研究所から、ウラン炭化物の状態図および製造法に関する成果が報告されていることからわかるようにその歴史は古い。しかし、混合炭化物燃料ピンの健全性確立を目指した研究開発は、原研大洗研究所における燃料研究棟の竣工(1974年)ならびに Pu の使用開始(1977年)によって本格的に始まったといえる。

燃料研究棟の建設経緯および主要内装機器の概要については、すでに『本誌』に報告されている⁽²⁰⁾ので、ここでは割愛し、その後に得られた成果および最近具体化した炭化物燃料ピンの照射計画について概説する。

1. 高純度 Ar ガス雰囲気グローブボックス⁽²¹⁾

炭化物の酸化を防止するために高純度の不活性ガス

雰囲気をもつグローブボックスが必要である。燃料研究棟に設置されているのは Ar ガス循環精製型のボックスであり、酸素および水分濃度はそれぞれ 3 および 5 ppm 程度に制御されている。このグローブボックスでは PID 制御弁を組み込むことによって負圧の安定性およびグローブの操作性が確保されている。

現在、炭化物燃料の製造ラインに 7 台、分析試料の調製用に 1 台のグローブボックスが使用されているが、設置以来ほぼ順調に運転され、積算運転時間はそれぞれ 40,000 および 34,000 h に達している。

2. 照射用炭化物ペレットの製造

および炭素熱還元機構^{(22)~(25)}

炭化物燃料の製造法としては、経済的に大量生産が可能な機械混合した炭化物を黒鉛で炭化物に転換する炭素熱還元法を用い、引き続き粉碎、成形を行い、焼結法によりペレット型燃料体を製造した。炭素熱還元工程では、反応に伴って発生する CO を赤外分光光度計で連続的に定量することにより、速度論的研究を行うとともに還元機構を明らかにした。また、Pu の蒸発損失の少ない炭素熱還元の条件を見出したほか、化学量論組成の一炭化物を製造するために適した炭化物と黒鉛との混合比を決定するなど、混合炭化物ペレットの製造技術を確立している。

3. 特性試験^{(26)~(28)}

炭化物燃料中の U, Pu, C および O の定量装置に加え、X 線回折、金相試験、EPMA の諸装置、および照射試験に必須なデータである高温放出ガスの定量装置などが整備され、順調に作動している。O および C の定量では、炭化物を高純度 Ar ガス雰囲気中で粉碎、秤量した後、直ちに Pt または Sn 製カプセルに気密圧封する新しい試料調製法を採用して分析前の試料酸化を低減化することに成功した。これまでわが国の標準試料とされていた炭化ウランをこの方法で分析した結果、O

標準値が試料の表面酸化により過大評価されていた可能性のあることを見出した。

4. 燃料の化学・物理的特性

レーザーフラッシュ法による熱拡散率, クヌセン質量計による蒸気圧およびガス平衡法による炭素ポテンシャル測定装置が設置されている。熱拡散率では, これまでに混合酸化物系に対するFP(特に希土類元素)の効果を体系化し^{(29)~(31)}, 現在ではUC-ZrC系に引き続いて(U,Pu)C-FP系の実験を進めている。蒸気圧測定では, PuMC_2 ($M=\text{Fe, Ni, Co}$)⁽³²⁾ および高燃焼度を模擬した混合炭化物燃料の蒸発挙動を観察した。炭素ポテンシャルの測定については, 試料加熱炉に加え, $\text{H}_2\text{-CH}_4$ 混合ガス循環系にM-MC ($M=\text{金属}$)標準混合物を充填した加熱炉を付設して試料の炭素ポテンシャルを制御する新しいガス平衡法を開発した⁽³³⁾。

5. 炭化物燃料ビンの製作

He ボンド燃料ビンの製作に必要なセンタレスグラ

インダ, ベレット充填装置, 燃料ビン端栓溶接装置, 燃料ビン表面汚染測定装置などが整備されている⁽³⁴⁾。1982年秋にはこれらの装置を使ってC含有量の異なる炭化物燃料ベレット, $(\text{U}_{0.8}\text{Pu}_{0.2})\text{C}_{1.0}$ および $(\text{U}_{0.8}\text{Pu}_{0.2})\text{C}_{1.1}$ を充填した燃料ビン2本の製作に成功した。

6. 照射計画

炭化物燃料ビンの照射計画を第3表に示す。1983年度からJRR-2およびJMTRの熱中性子炉を用いて低出力照射(1983年), 高出力照射(1984年), 中燃焼度照射(1985年), 高燃焼度照射(1986年)を行い, 燃料研究棟で製作した燃料ビンの健全性を確立した後, 1987年以降高速実験炉「常陽」での照射を検討する。なお, 1984年以降に照射する高出力燃料ビンは, PNC-U.S.DOE高速炉燃料材料ワーキンググループ会議を通じてDOEから入手したステンレス鋼被覆管(外径9.40mm)を用いて製作する。

第3表 U・Pu 混合炭化物燃料ビンの照射計画

燃料組成	燃料密度 (%T.D.)	原子炉	照射年 (西暦)	線出力 (W/cm)	ビン数 (本)	ビン外径 (mm)	燃焼度 (%)
(U,Pu) $\text{C}_{1.0}$	94	JRR-2	1983	550	2	6.5	1.2
	80~85	"	1984	800	2	9.4†	1.5
および	"	JMTR	1985	"	2	"	~3
	"	"	1986	1,000	2	"	~8
(U,Pu) $\text{C}_{1.1}$	"	「常陽」††	1987	"	6	"	~5
	"	"	1988	"	6	"	~10

† PNC-DOE 高速炉燃料材料ワーキンググループ会議を通じてDOEより入手した被覆管を使用する。

†† 「常陽」照射に関しては, 現在のところ計画は具体的に煮詰められていない。

V. あとがき

炭化物燃料の利点は, 酸化物燃料に比べて倍增時間を短くできることである。1960年代後半に発表されたLMFBRの設計計算によれば, 酸化物燃料も10年前後の短い倍增時間をもつと考えられていたが, 最近では前述したように約20年と長いことがわかってきた。これに対して, 炭化物燃料の導入により短い倍增時間を達成できることは広く認められている。しかし, 炭化物燃料ビンの照射数は合計で数100本であり, 酸化物燃料と比べると極めて少ない。今後, 統計的評価を行うのに十分な数の照射が待たれている。さらに, 経済的で安全な再処理技術や化学的に活性な炭化物を大量に取り扱う技術などの確立も必要であると考えられる。

終りに, 本稿の執筆にあたって貴重な助言を頂いた

日本原子力研究所岩本多実燃料工学部長を初め関係各位に感謝の意を表す。また, DOEから炭化物燃料用のステンレス鋼被覆管を入手するのに際して便宜を図って頂いた動力炉・核燃料開発事業団高速増殖炉開発本部の方々に誌面を借りてお礼申し上げる。

—参考文献—

- (1) CUNNINGHAM, G.W.: *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **19**, 83 (1974).
- (2) HERBST, R.J., MATTHEWS, R.B.: *LA-9259-MS*, (1982).
- (3) NEIMARK, L.A.: *ANL-AFP-94*, (1980).
- (4) FELTON, L.D., LEVITT, L.B.: *USDOE-FBR-79-3*, (1979).
- (5) WYCKOFF, H.L., GREEBLER, P.: *Nucl. Technol.*, **21**, 158 (1974).
- (6) LATIMER, T.W., HARRY, G.R., PETTY, R.L.: *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **39**, 411 (1981).
- (7) LAIDLER, J.J. (HEDL): Private communication.
- (8) STRATTON, R.W.: *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **39**, 421 (1981).

- (9) BATELY, W.: *IWGFR/16*, p.104 (1976), IAEA.
 (10) LATIMER, T.W., et al.: *LA-6249-MS*, (1976).
 (11) PIERCE, T.B., et al.: *Nucl. Instrum. Methods*, **118**, 115 (1974).
 (12) KRYGER, B., HAGEMANN, R.: *J. Nucl. Mater.*, **107**, 148 (1982).
 (13) LORENZELLI, N., MARCON, J.P.: *IAEA, STI/PUB/303*, 99 (1972), *ANL-trans-920*.
 (14) PETTY, R.L., LATIMER, T.W.: *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **39**, 413 (1981).
 (15) UEMATSU, K., et al.: *Proc. Int. Conf. Fast Breeder Reactor Fuel Performance, California, 1979*, p.16.
 (16) SHALEK, P.D., MATTHEWS, R.B.: *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **39**, 410 (1981).
 (17) LIU, Y.Y., NAYAK, U.P.: *ibid.*, **39**, 420 (1981).
 (18) PREUSSER, T.: *Nucl. Technol.*, **57**, 343 (1982).
 (19) LIU, Y.Y., TSAI, H.C.: *Trans. Am. Nucl. Soc.*, **44**, 249 (1983).
 (20) 渡辺 齐, 栗原正義: *原子力誌*, **19**(8), 526 (1977).
 (21) 福島 英, 他: *JAERI-M 7528*, (1978).
 (22) SUZUKI, Y., et al.: *J. Nucl. Sci. Technol.*, **18**(1), 61 (1981).
 (23) SUZUKI, Y., et al.: *ibid.*, **19**(3), 222 (1982).
 (24) SUZUKI, Y., et al.: *J. Nucl. Mater.*, **101**, 200 (1981).
 (25) SUZUKI, Y., ARAI, Y., SASAYAMA, T.: *J. Nucl. Sci. Technol.*, **20**(7), 603 (1983).
 (26) 半田宗男, 他: *JAERI-M 8322*, (1979).
 (27) 半田宗男, 前多 厚, 塩沢憲一: *JAERI-M 8414*, (1979).
 (28) 半田宗男, 他: *原子力誌*, **21**(9), 738 (1979).
 (29) FUKUSHIMA, S., et al.: *J. Nucl. Mater.*, **105**, 201 (1982).
 (30) FUKUSHIMA, S., et al.: *ibid.*, **114**, 260 (1983).
 (31) FUKUSHIMA, S., et al.: *ibid.*, **115**, 118 (1983).
 (32) SUZUKI, Y., et al.: *ibid.*, **115**, 187 (1983).
 (33) HANDA, M., et al.: *ibid.*, **116**, 178 (1983).
 (34) 笹山龍雄, 他: *JAERI-M 83-136*, (1983).

○IAEA Programme of Scientific Meetings (1984)○

○Conferences and Symposia

- Apr. 9~13 IAEA/WHO/UNEP Int. Symp. on the Risks and Benefits of Energy Systems, Jülich, F.R. Germany.
 June 18~22 Int. Symp. on Nuclear Power Plant Outage Experience, Karlsruhe, F.R. Germany.
 Sep. 12~19 10th Int. Conf. on Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research, London, UK.
 Oct. 8~12 Int. Symp. on High-Dose Dosimetry, Vienna, Austria.
 Oct. 22~26 Int. Conf. on Radiopharmaceuticals and Labelled Compounds, Tokyo, Japan.
 Oct. 29 ~Nov. 2 Int. Symp. on the Implementation of the IAEA Codes of Practice and Safety Guides for Nuclear Power Plants (NUSS), Vienna, Austria.
 Nov. 19~23 Int. Symp. on Assessment of Radioactive Contamination in Man, Paris, France.

○Seminars

- Feb. 6~10 Seminar on Site Investigation and Assessment Methods and Techniques for Underground Disposal of Radioactive Wastes, Sofia, Bulgaria.
 Mar. 12~16 Seminar on Practical Experience in the Application of Quality Control in Water Reactor Fuel Fabrication, Karlsruhe, F.R. Germany.
 May 7~11 Seminar on Tissue Banking of Radiation Sterilized Grafts for Clinical Use, for Asia and the Pacific, Quezon City, Philippines.

May 28 ~June 1 Seminar on Quality Control in Radioimmunoassay, for Asia and the Pacific, Kuala Lumpur, Malaysia.

June 11~15 Seminar on Diagnosis of and Response to Abnormal Occurrences at Nuclear Power Plants, Dresden, G.D.R.

June 25~29 FAO/IAEA Seminar on the Sterile Insect Technique for Tsetse Fly Eradication Control, for Developing Countries in Africa, Lusaka, Zambia.

July 16~27 Seminar on the Use of Isotope Techniques in Water Resources Development, for Latin American Countries, Buenos Aires, Argentina.

Oct. 2~5 IAEA/NEA Seminar on Remote Handling Equipment for Nuclear Fuel Cycle Facilities, Harwell, UK.

Nov. 5~8 Inter-regional Seminar on Practical Problems Encountered in the Safe Transport of Radioactive Materials, Vienna, Austria.

Nov. 12~16 FAO/IAEA Seminar on the Use of Isotopes in Studies on Biological Nitrogen Fixation, Ankara, Turkey.

Seminar on Nuclear Power Plant Operations Management, Vienna, Austria.

Seminar on the Use of Isotope and Geochemical Techniques in Geothermal Resources Exploration, for Latin American Countries.

詳細は, IAEA, P.O. Box 100, Vienna International Centre, A-1400, Austria.