1 解説

核燃料取扱施設の臨界安全解析

(日本原子力研究所) 下桶 敬則, 野村 靖, 内藤 俣孝

核燃料取扱施設に関連した臨界安全解析は、一部にモンテカルロ計算を採用するほかは、従来の原子炉の臨界計算の知見を流用すれば済むと安易に考えていた傾向があった。しかし、この分野では中性子エネルギースペクトルを原子炉のように典型的なパターンに固定できず、現存の核データライブラリーでは限界がある、など固有の課題が少なくない。本稿ではこの分野の課題の大略のイメージについて具体例を通じて解説する。

I. ま え が き

最近原子炉の安全評価に続いて、核燃料サイクルの上流および下流側に位置する核燃料取扱施設関連の安全性評価に対する関心が高まってきている。この背景には、わが国の場合(1)INFCE問題で核燃料サイクルに国民の関心が集ったこと。(2)原子力安全委員会の下に核燃料安全専門審査会が発足したこと。(3)第2再処理工場の計画が動き出したこと、などがある。

このような情勢を受けて国も安全規制行政上の諸規則の一層の充実を目指しており、関連した安全研究および安全性実証試験も大型のものが始まった。本稿は、これら核燃料施設に関連した安全性のうち、特に臨界安全解析について現状のレビューを、不十分ながら取り急ぎまとめたものである。

従来、「本誌」にも臨界安全問題について指針と解析手法の両面より諸外国の例の紹介がよく掲載されていた⁽¹⁾⁽²⁾ので、本稿では重点を国内に移し、かつ実際の活動を中心にまとめた。

第Ⅱ章で、核燃料サイクル中、原子炉を除いて臨界安全上問題となる施設等の個別例(国内の場合)を簡単に展望した後、これらの施設の臨界安全解析上の原子炉には見られない特徴点を述べる。

第Ⅲ章で、これら施設等に対する国の安全審査の基準について臨界安全を中心に紹介する。

第Ⅳ章では、これら国内の現状を踏まえて現在原研で開発中の臨界安全評価システムについて述べるとともに、併わせて国内および米国における例に簡単にふれる。臨界安全評価システムの精度を検証するために原研で実施しているKENOによるベンチマーク計算の問題の典型例(3題)について第Ⅴ章で説明し、第Ⅵ章で多少のまとめを述べる。

Ⅱ. 核燃料サイクル中の該当施設・装置

1. 個別例

臨界安全は原子炉を除く核燃料サイクル中、U濃縮施設、U燃料加工施設、核燃料輸送、再処理施設およびPu燃料加工施設等で原理上問題となる。(第1図参照)

第1図 核燃料サイクルにおける臨界安全性評価

(1) U濃縮施設

わが国の場合、動燃事業団東海事業所の遠心分離機の試験施設および動燃人形峠事業所の同法によるパイロットプラントがある。また、イオン交換法に基づく同位体分離法のU濃縮への適用の商業的可能性についての研究開発が実施されていて、簡単な臨界安全設計も試みられている⁽³⁾⁽⁴⁾。

(2) U燃料加工施設

すでに商業ベースのものが稼動中であり、BWR燃料の日本ニュークリア・フュエル(株)(横須賀)、PWR燃料の三菱原子燃料(株)(東海)、研究炉用板状燃料および軽

Criticality Safety Analysis in Nuclear Fuel Cycle,
Takanori SHIMOIKE, Yasushi NOMURA, Toshitaka
NAITOH. (1980年 2月29日 受理)

水炉燃料の原子燃料工業(熊取, 東海)などが代表例である。

(3) 核燃料輸送

新燃料の加工施設より原子炉への輸送と, 使用済み燃料の原子炉から試験施設あるいは再処理施設への輸送とがある。この輸送という作業には不可避免的に一般社会との接触が生ずるので, 特に使用済み燃料輸送に対する安全性についての社会一般の関心が高まっている。他方, 技術面から見ても輸送容器の収納能力を増大させる必要上, 臨界安全性を考慮した上での効率的な設計が要求されている。使用済み燃料は外国へ運搬されるケースも多く, したがって輸送容器は国内のみならず国外の規制にも適合することが要求される。

(4) 再処理施設

従来, 原子炉等規制法により原研と動燃以外には保有が認められていなかったが, 1979年秋, 原子炉等規制法が改正され再処理施設の民間保有に道が開かれた。この最初の適用例になろうとしているのが現在話題となっている第2再処理施設建設計画である。現存の再処理施設としては唯一のものである動燃東海の試験的施設はフランスの技術を取り入れて設計・建設された。動燃に派遣されたフランスの技術者は動燃担当者に臨界ハンドブックだけでは実際の施設の設計も建設もできないということを強調していたという⁽⁶⁾。臨界安全上, 核燃料サイクル中の各施設のうちに最大の技術的課題を抱えているのが再処理施設である。なお, その他に高速炉燃料再処理試験施設の概念設計が動燃で実施されている⁽⁶⁾。

(5) Pu 燃料加工施設

わが国では動燃東海に一元的に設けられ, ここに民間会社も人員を派遣するなどして協力し, 高速実験炉用, ATR 用, 軽水炉リサイクル用(試験用)の各種 Pu-U 混合酸化物(MOX)燃料を製造している。また, 動燃ではこれを支援するための各種の研究施設を有しており, これら施設の安全設計・安全管理のために Pu を主体とする体系の臨界安全のソフトウェアの開発も行われている⁽⁷⁾⁽⁸⁾。

(6) 使用済み燃料の貯蔵施設

現行の原子力規制行政上では貯蔵施設が原子炉に付属して設置される場合は, 原子炉施設の一部と見なされる。再処理施設に付置されるもの, あるはいまだその例がないが独立の貯蔵施設が設けられればそれは核燃料サイクル中の施設となる。

2. 臨界安全解析上の特徴

これら該当施設・装置の臨界問題は, 原子炉におけ

る臨界問題と比べると臨界性を決定する各因子, すなわち核分裂物質の同位体組成, 同化学組成, 同じく物理的形状, さらに併用される減速材や毒物の態様, 構造材の種類が非常に多岐にわたっていることが特徴である。(第1表参照)

第1表 核燃料施設中の臨界体系の主な構成要素

項 目	要 素
核分裂物質	
定 形①化学組成	酸化ウラン, 酸化プルトニウム U-Pu 混合酸化物
②形 状	燃料棒(BWR 型, PWR 型, 他) 燃料集合体(BWR 型, PWR 型, 他)
無定形①化学組成	六フッ化ウラン, 硝酸ウラニル, 硝酸 プルトニウム, 重ウラン酸アンモン, フッ化ウラニル, シュウ酸プルトニウム, 酸化ウラン, 酸化プルトニウム, U-Pu 混合酸化物, 金属U, 金属Pu
②形 状	気体, 液体, 固体, 粉体, 粒体, 礫体
同位体組成	^{235}U (数%~93%), ^{239}Pu (数%~95%) ^{240}Pu (0~20%), ^{241}Pu (数%)
中性子減速材 および反射材	軽水(霧状も含む), 有機溶媒溶液, 炭 素, 合成樹脂類, 硝酸, カ性ソーダ, 水酸化アンモニウム, 人体
構 造 材	ステンレス鋼, コンクリート, 合成樹脂
中性子吸収材	B, Cd, Gd, ホウ酸, ポラール板, Cd 板, ホウケイ酸ガラス

臨界安全問題の中で核分裂物質を論ずるとき, 定形と無定形で大別するとわかりやすい。すなわち, この場合定形を有する対象物とは, 研究炉, 商用軽水炉, 高速実験炉など原子炉装荷用燃料の製造, 運搬, 貯蔵の問題に係るものであり, これを除く他の大部分はいずれも無定形の範疇に入る。この無定形の範疇では核分裂物質が種々な化学形態で存在する。

六フッ化ウラン(UF₆)はわが国の場合, 外国よりボンベ封入で輸入され, 国内の商用燃料加工工場に運び込まれて貯蔵された後, 加工の原料として使用されている。UF₆は少し温度を高めると気体となるが, 常温では固体である。硝酸ウラニルおよび硝酸プルトニウムは種々の濃度の水溶液の形態で使用済み燃料再処理施設で扱われる。酸化ウランは商用燃料加工工場では UF₆ より転換処理中においては粒体あるいは粉末状として存在し, またペレット加工中においては礫体として存在している。酸化プルトニウムあるいは U-Pu 混合酸化物はわが国の現状では, 動燃の Pu 燃料加工施設で原子炉燃料加工のための原料となっているほか, 同じく動燃東海の再処理施設に新設が予定されている Pu 転換施設の最終製品として粉末状で貯蔵される。

金属Uはわが国では研究炉用燃料の原料として使用される例が最も多い。また、金属Puの取扱いは限られている。

以上述べたような核分裂物質と組み合わせられる減速材あるいは反射材としては軽水の出番が最も多い。これには硝酸塩の水溶液のように溶媒として存在するほか、酸化プルトニウムへの転換の際に製品に残存する水分として核分裂物質と不可分な形態で存在する場合、あるいは原子炉燃料のプール内貯蔵のように構造材として積極的に利用する場合、さらには施設内の核分裂物質貯蔵装置などの水没事故のときや、原子炉燃料の乾式貯蔵時に火災事故がおきてスプリンクラーの作動により水がミスト状にふりかかるときの事故災害評価上、軽水の存在を仮定する場合などがある。

核燃料取扱施設内では、人体も中性子の減速材あるいは反射材の効果を持つことがありうる。すなわち、それ自体では未臨界状態にある貯蔵中の核分裂物質の周辺に人間が近づくと系の実効増倍係数が増大するケースがありうる⁹⁾。ある例では、大規模で複雑な核分裂物質取扱施設における装置群の配列の設計で臨界安全性を評価する際に、運転あるいは保守のための人員が配列の間にあって反射体として働く危険性が考察された¹⁰⁾。

構造材としてはステンレス鋼が多用される。したがって、これの核断面積には吟味されたデータを使うべきであるが、量的にも少なく、かつ他に毒物のある場合が多いので、原子炉におけるのと違って臨界計算上問題となることは少ない。

コンクリートは遮蔽と構造材とを兼ねてタンクの側壁や上下の蓋に使われるなど、大量に用いられることが多く、速中性子の反射効果という点で臨界計算上重要な材料の一つとなっている。このほか部屋の壁や床に使われる場合、装置群との相互干渉効果もある。

Ⅲ. 核燃料施設安全基準の 考え方(報告)の紹介

本報告は、原子炉施設等を除く核燃料サイクル関連施設の安全性の審査に際し、立地条件、放射線管理、臨界管理、施設および設備一般について審査の統一判断の目安とするために、科学技術庁原子力安全局(核燃料規制課)が核燃料サイクル安全基準検討会を設けて検討の上、1978年に成案を得たものである。本章では、この報告に基づいて臨界管理に関する部分の概要について説明する。

1. 臨界管理の基本的考え方

臨界管理の基本的考え方としては、核燃料施設において幾何学的な安全配置または他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも臨界を防止する対策が講じられていることが要求されている。臨界を防止する対策とは、形状寸法制限、濃度制限、体積制限、質量制限、中性子吸収材使用等、またはそれらの組合せによる方法によって臨界を防止することをいい、管理に当たって制限する核燃料物質の濃縮度、質量濃度、容積、形状、寸法、配置等は、臨界計算等の信頼度を考慮して充分安全な裕度を持たせたものでなければならない。また臨界計算等に当たっては、すでに公表された手引書、文献、計算コード、実験結果等のうちで信頼度の高いものを参考としなければならないとしている。

2. 単一ユニットについての制限

核燃料物質を取り扱う場合、単一ユニットの質量、寸法、体積、溶液の濃度等のうち、少なくとも1項目が核的に安全な制限値以内に維持されていることが要求されている。ここで、単一ユニットとは臨界管理を考える場合に対象となる核燃料物質取扱以上の1つの単位をいう。

質量、体積、寸法、濃度の制限値決定に当たっては、すでに公表された手引書、文献、実験結果等のうちで信頼性の高いものに記載されたデータに従って定めるか、信頼性の高い計算コードによって計算しなければならないとしている。

著者らはこれらの点で次のように考える。ユニットについて核的に安全な制限値を定めるときは、核燃料物質の化学的組成、同位体組成、密度、形状、減速度、中性子吸収物質の存在の有無などを考慮し、かつ立証されない限り充分厚い反射体に囲まれたものと仮定し、測定または計算による誤差および誤操作等を考慮して充分な安全係数を見込まなければならないと考えられる。また、参考とすべき手引書の例として各国の公的機関が刊行したもののうちTID-7016(U.S.AEC)、AH SB(S)Hand Book(U.K.AEA)、CEA-R-3114(CEA)が挙げられ、用いるべき計算コードとして群定数コードLASERなど、および多群拡散コードPDQ-5などが挙げられ、実験値あるいは既存データとの対比により信頼性が検証されたものを用いなければならないと考える。このようにして求められた最小臨界値に安全係数を乗じて制限値を決定するが、安全係数としてはTID-7016あるいはCEA-R-3114に記載されたものを用いるのも一方法である。制限値を定めるもう一つの方法は実効増倍率 k_{eff} を計算し、 k_{eff} に関する制限条件、例えば $k_{eff} \leq 0.95$ に対応する質量その他の値を

ボックスタイプごとに球,円筒,直方体などの標準的な幾何形状パッケージを多数用意し,通常臨界安全問題で遭遇するような幾何形状には充分対処できるようになっているからである。この長所を保存し,かつボックスタイプの内部をさらにボックスタイプで分割できるような多重性を持ったスーパーボックスの概念を導入した計算コードMULTI-KENOを現在開発中であり,これにより従来のKENOでは扱えなかった,第2図に示すようなピッチの異なる配列の組合せや,スーパーボックスの中に配列を採ることにより内部の詳細な構造を考えたユニット間相互干渉問題も扱えるようになる。

第2図 MULTI-KENO で計算できる例

原研では,国の要請を受けてわが国の核燃料取扱施設等の安全審査の参考用解析に供する目的で,1978年より上記の臨界安全評価コードシステムの作成に着手したものである。初年度の活動概要は文献⁽¹⁾第4章にみられるとおりであったが,さらに1年を経過した現時点でシステムの一部は実用計算に動員されるようになっている。現在,原研システムの完成のため最も重点が置かれているのは,本章の冒頭に述べた4要件のうち(3)の計算精度の検証であり,特に多用されるKENO-IVとMGCLの組合せによる計算精度を実験データを使って検証するためのベンチマーク計算作業が進められている。これについては第7章で概略を述べる。

2. わが国における原研以外の臨界安全評価コード

現在,国内で使用されている計算コードシステムとしては,基本的な評価手法は原研システムと同様なものであるが,ライブラリーのエネルギー群数に制約があったり,入出力形式の統一が図られていないなどの問題点を有している。1例として,ここでは原子力安全委員会の下原子力施設等安全研究専門部会による調査資料から,わが国の核燃料輸送容器関係計算コードのうち臨界計算コードの部分を第3表に引用する。また第4表には,ある民間の計算機センターにおいて

第3表 わが国における輸送容器の臨界安全性評価のための計算コード

計算コード名	概 要
KENO-IV	多群モンテカルロコード
LEOPARD	高,熱中性子スペクトル・燃焼計算
HIDRA	実効増倍係数,中性子束分布
CITATION	臨界計算3次元
ADC	3次元中性子拡散方程式
FEDM	3次元中性子分布,出力分布
THERMOS	熱エネルギー群核定数
UGMG	高,共鳴エネルギー群核定数
TWOTRAN-II	中性子,7線輸送計算
GTB-2	群定数計算
SHARP-XY	2次元定常拡散(CITATION Version)
NULIF	少数群核定数計算(LEOPARD Version)
MEID-P1	P1近似多群臨界計算
XSDRN	1次元縮約コード

商業ベースで利用できる核データライブラリーの一覧を示す。

第4表 わが国で使用可能な公開核データライブラリーの例

ライブラリー名	内 容
GGC-4	高速領域はGAM-IIコードライブラリー(101群)。 熱領域はGATHERコードライブラリー(99群)。 (n, γ)断面積は含まない。
Hansen-Roach	KENOのライブラリーとして用いられている(16群)。
DLC-2シリーズ	ENDF/Bより作成された(101群)。 最小エネルギーは0.4 eVで熱中性子断面積を付加する必要がある。
DLC-23/CASK	DLC-2シリーズより特にキャスクの遮蔽解析用として作成された(中性子22群,7線18群)。 (n, γ)断面積を含む。
JAERI-FAST	高速炉の臨界計算用として作成された(70群)。 最小エネルギーは0.2 eVで熱中性子断面積を付加する必要がある。
DLC-41/ VITAMIN-C	核融合炉,LMFBR用としてENDF/Bより作成された(中性子171群,7線36群)。 米国のスタンダードライブラリーである

3. 米国のSCALEシステムの例

米国のSCALE(Standardized Computer Analyses for Licensing Evaluation)システムは,輸送容器や核燃料サイクルに関連した施設における臨界性,放射線遮蔽および伝熱の解析のために開発されているモジュラーシステムであり,1979年米国会計年度内に完成するこ

とが期待されている。SCALE システムには臨界性, 放射線源, 遮蔽および熱計算用のプログラムが組み入れられている。システムの開発に当たっては,

- (1) 使用計算機容量をできるだけ小さくすること。
- (2) 計算時間をできるだけ短くすること。
- (3) 入力データをできるだけ簡単にまた少なくす

第3図 SCALE システムの構成

ること。

- (4) 実測データと直接に相関がとれるようになっていること。

などの項目について考慮が払われた。第3図はSCALE システムの初版の構成を示したものである。

V. KENO コードによるベンチマーク計算

原研では整備中の臨界安全評価コードシステムのうち, 多群定数ライブラリー MGCL と KENO-IV コードの組合せによる部分の臨界安全計算結果の計算精度を検証するため, 現在多くの実験体系に対してベンチマーク計算を実施している。

実験データとしては, 原研が1978年度に原子炉以外の各種臨界体系の実験データの調査・収集を米国において実施してきたものを充てることとし, 第5表にその一覧を示す。以下, 代表例について実験体系の説明と計算精度評価の現状を報告する。

第5表 ベンチマーク問題として考えられている原子炉以外の各種臨界体系

呼 称	核分裂性物質形態	濃縮度または富化度(%)	毒物または反射体	対応する施設・装置
PuO ₂ -UO ₂ -ポリスチレンのコンパクトのブロック積み ⁽¹²⁾	粉末	14.6 29.3	ステンレス鋼, 劣化ウラン, ポラール, 鉛, カドミウム	各種貯蔵施設内の毒物による臨界管理
UF ₆ 充填シリンダの平面配列 ⁽¹³⁾	固体	97.7	コンクリート	燃料加工工場内貯蔵施設
硝酸ウラニル水溶液のスラブとシリンダの組合せ ⁽¹⁴⁾	UO ₂ (NO ₃) ₂ 水溶液	93.2	プレキシガラス	再処理工場内の容器群より床上ヘリックの場合
硝酸ウラニル水溶液のシリンダ群またはタンク ⁽¹⁵⁾	同上	93.2	コンクリート	再処理工場内の処理装置
各種形状(球, 直方体, 円筒など)下での Pu の臨界 ⁽¹⁶⁾	Pu 金属, PuO ₂ コンパクト, PuO ₂ (NO ₃) ₂ 水溶液	100	軽水, プレキシガラス	再処理工場内の各種装置
軽水タンク内の Pu 燃料棒の三角格子配列 ⁽¹⁶⁾	Al 合金棒または酸化物ペレット	2~5	軽水	高速炉燃料輸送時の水没事故
フッ化ウラニル水溶液の配管交差 ⁽¹⁷⁾	UO ₂ F ₂ 水溶液	5	軽水	再処理工場内の各種配管
軽水タンク内の UO ₂ 燃料棒の格子配列 ⁽¹⁸⁾	UO ₂ ペレット	2.35	軽水	使用済み燃料の貯蔵

1. PuO₂-UO₂-ポリスチレンのコンパクトのブロック積み

BNWL(Battle Northwest Laboratory)では, 燃料貯蔵施設内で使用されている中性子吸収材の有効性に関する実験が行われた⁽¹²⁾。中性子吸収材としては304L ステンレス鋼, ポラールなどの材質の板を用い, 燃料としては PuO₂-UO₂-ポリスチレンを均一に混合して固めたコンパクトを用いた。実験体系は第4図の幾何形状モデル図に示すように1 辺が約51 mm の立方体のコ

ンパクト燃料を8×8の正方に並べたものを2~3層積み重ね, その上に同大の中性子吸収板を載せ, さらにその上にコンパクトの層を積み重ねたものであり, 集合体の外側は厚さ約150 mm のプレキシガラス反射体を用いて囲んである。26群 MGCL を用いた計算では, k_{eff} が1.01~1.03の間にあり約2%過大の結果となった。

2. フッ化ウラニル水溶液の配管交差

ORNL(Oak Ridge National Lab.)では, 再処理ある

第4図 $\text{PuO}_2\text{-UO}_2$ -ポリスチレンの
コンパクトのブロック積み

いは燃料濃縮プラントにおいて溶液配管が互いに交差したり、枝分れしたりしている場合を模擬して、第5図に示すように、垂直管の途中から30°の角度で他の同径の配管が枝分れしている体系、および第6図に示すように、2個の配管がほぼ中央で直角に交差している体系について実験が行われた⁽¹⁷⁾。KENO コードのGENERAL オプションにより、26群 MGCL を用いた計算では k_{eff} が0.96~0.98の間にあり約3%過少の結果となった。

第5図 30°枝管付垂直管の形状寸法図

第6図 十字形配管の形状寸法図

3. 軽水タンク内の UO_2 燃料棒の格子配列

BNWL では、燃料要素の輸送容器あるいは軽水プール内貯蔵における中性子吸収材の反応度抑制効果に関する実験が行われた⁽¹⁸⁾。中性子吸収材としてはボラル、銅などの板を用い、燃料としては2.35%濃縮の UO_2 燃料棒(外径約12mm)を用い、これを第7図に示すように約20本×約15本の正方形格子配列として1列に3個並べ、その間に中性子吸収板を置いた。

第7図 軽水タンク内の UO_2 燃料棒の格子配列

この実験データは NEA の CSNI 委員会が核燃料サイクル分野での安全性検討活動の一環として1980年か

ら輸送容器の臨界安全評価用コードの国際間比較を始めることとなったが、これに採用が予定されているものの1つに当たっている。

26群 MGCL を用いた計算では k_{eff} が 0.98~1.02 の間にあり、実験結果とよく合っていることを確認した。

Ⅶ. あとがき

以上、核燃料取扱施設等の臨界安全解析について、国内の現状を中心に眺めた。原研版臨界安全評価コードシステムは米国の SCALE などと比較すると、より基礎的、より厳密な手法に依存する方針で開発が進められており、国内においては一種の基準参考コードとしての役割を果たすことを目指している。今後はより経済的で実用的な安全評価手法ともなるよう整備を進めてゆく必要がある。

本稿の執筆にあたり、科学技術庁原子力安全局核燃料規制課結城章夫氏および日本原子力研究所金子義彦氏よりいただいたご助言に感謝します。KENO-IV ベンチマーク計算には、契約に基づき日本原子力事業(株)、日立製作所、住友原子力工業(株)、石川島播磨重工業(株)、日揮(株)の各社のご協力を得ており、また、動力炉・核燃料開発事業団にも参加していただいております。ここに記して謝意を表します。

— 参考文献 —

- (1) 清瀬量平: 原子力誌, 8[3], 169 (1966).
- (2) 清瀬量平: 同上, 18[9], 582 (1976).
- (3) 恒花秀武, 他: 原子力学会昭52分科会予稿集, J 38, J 39,

- (1977).
- (4) 内藤敏孝, 他: イオン交換法によるウラン濃縮塔の臨界計算, JAERI-memo 8394, (1979).
- (5) 岩井 誠: 私 信, (1979).
- (6) 大村博志, 他: 原子力学会昭54年会要旨集(I), E1~3, (1979).
- (7) 鷹見益夫, 他: 原子力学会昭53分科会予稿集(I), D64, D65, (1978).
- (8) 中野 鴻, 他: 原子力学会昭54年会要旨集(I), E4, (1979).
- (9) SCHUSKE, C.L., PAXTON, H.C.: Nucl. Technol., 30, 101 (1976).
- (10) WALTZ, W.R., ASHLIN, R.C.: Neutron interaction analysis of a large nuclear facility, Trans. Amer. Nucl. Soc., 28, 293 (1978).
- (11) 標準コードシステム検討会: 熱中性子炉体系標準コードシステム (I), コードシステムの概念, JAERI-memo 8256, 第4章, (1979).
- (12) BIERMAN, S.R., et al.: Critical experiments measuring the reactivity worths of materials commonly encountered as a fixed neutron poisons, BNWL-2129, (1976).
- (13) THOMAS, J.T.: Critical experiments with UF_6 cylinder model 8A containers, ORNL, Y-DR-128, (1974).
- (14) TUCK, G., CLARK, H.E.: Critical parameters of a uranium solution slab-cylinder systems, Nucl. Sci. Eng., 40, 407~413 (1970).
- (15) ROTHE, R.E., OH, I.: Benchmark critical experiments on high-enriched uranyl nitrate solution systems, Nucl. Technol., 41, 207~225 (1978).
- (16) JENQUIN, U.P., BIERMAN, S.R.: Benchmark experiments to test plutonium and stainless steel cross sections, NUREG/CR-0210, (1978).
- (17) JOHNSON, E.B.: The nuclear criticality of intersecting cylinders of aqueous uranyl fluoride solutions, Y-DR-129, (1974).
- (18) BIERMAN, S.R., et al.: Critical separation between subcritical clusters of 2.35% U-235 enriched UO_2 rods in water with fixed neutron poisons, PNL-2438, (1977).

○原研 RI・原子炉研修所 研修生募集○

○基礎課程

内 容 RI の利用を志す研究者、技術者を対象とし、RI の取扱技術の実習を通して、一般知識と安全取扱いおよび利用のための基礎技術を習得させる。

期 間 第169回 7月21日(月)~8月13日(水)
第170回 8月18日(月)~9月10日(水)

受講料 55,000円 (定員 各32名)

締 切 所定用紙で各回とも6月14日(土)

○第118回放射線管理コース専門課程

内 容 RI の利用管理に関連した研究者、技術者を対象とし、放射線管理に必要な一般知識と基礎技術を講義および実習をととして習得させる。

期 間 7月1日(火)~7月17日(木)

受講料 40,000円 (定員 32名)

締 切 所定用紙で6月2日(月)必着

上記2件の申込先 (〒113) 東京都文京区本駒込2-28-49

原研 RI・原子炉研修所 (Tel. 03-944-4311~3)

東レ科学振興会 財団設立20周年記念講演会

日 時 6月24日(火) 13:00~16:30

会 場 日本工業倶楽部大会堂(2階)

講演 (1) 地震と建築

東大・名誉教授 武藤 清
武藤構造力学研究所長

(2) 素粒子観の変遷

東大・理学部長 西島和彦

(3) 生物を支配する微量天然有機化合物

名大・名誉教授 平田義正
名城大・教授

(4) メソポタミア古代文化の源流を探る

フル・タール出土の染織品とテル・グッパ

円形神殿の謎

国 士 館 大・教授 藤井秀夫
イラク古代文化研究所長

入場無料 12時20分開場 (定員 400名)

聴講ご希望の方は、はがきか電話で下記へお申し込み下さい。先着順に「入場券」をお送りします。(定員次第締切)。

申込先 (〒103) 東京都中央区日本橋室町2-2

財団法人 東レ科学振興会 (Tel. 03-245-5919)