核燃料装荷量を基準とする原子力発電実績統計

松村正寛*

(1974年 10月23日 受理)

Nuclear Electricity Generation Statistics based on Unit Nuclear Fuel Loaded (MWh/MTU)

By Masahiro MATSUMURA

For assessing the performance of power plants, a quantity called "capacity factor" (average power/nominal capacity) has been widely used. In the case of nuclear power plants, however, it is not unusual to have the nominal capacity of the plant revised, either upward or downward, which could give rise to inconvenience and confusion when this traditional method of performance assessment is employed.

It is therefore proposed to adopt for the denominator the weight of the nuclear fuel (MTU). The resulting values of MWh/MTU (annual and cumulative totals) are presented in tabulated and graphic forms for gas-cooled (GCR) and light-water (LWR) reactors, based on actual operating data from nuclear power stations in various parts of the world.

The values of MWh/MTU (annual and cumulative) provide good indicators representing the economy and reliability of a reactor, being closely related to the capacity factor, the linear power density (kW/ft), and core life (cumulative fuel burn-up (MWD/MTU) or fast neutron exposure (nvt) of core structure), and formulae for deriving these values are given.

Some observations are also presented in particular regard to GCR. The relation between output performance (MWh) and fuel weight (MTU) is presented graphically, in which areas are indicated that represent regions pertaining to proven types of reactor and other zones that remain to be covered by future improvements aimed at realizing higher output performance (MWh) with a given amount of nuclear fuel (MTU), even with proven types of GCR and LWR. This form of graphic presentation may be likened to a physiological or athletic chart, in which the distance to be run is plotted against the runner's pace.

The concept of this chart suggested itself to the author, while he was engaged in work related to the safety and start-up of the Tokai GCR in the 1960's, based on the records of corresponding work at Calder Hall and Hunterston, U.K., and the idea was gradually developed into concrete form in the 1970's with further accumulation of corresponding experience on PWR's such as Mihama, San Onofre and Zion.

KEYWORDS: nuclear electricity generation, reactor fueling, MWh/MTU, capacity factor, core life, burn up, linear power density, GCR type reactors, PWR type reactors, BWR type reactors, nuclear power

I. はじめに

すでに、多数の原子力発電所が運転を開始しており、その稼動状況に関心が寄せられている。一般に、発電所の稼動状況を示すのに、年利用率(年平均出力/定格

出力)が用いられているが、原子力発電所の場合には、運転経験の蓄積に伴い出力上昇または逆に出力制限が行われる場合がまれではなく、統計の基準となる定格

* (株)原子力発電訓練センター(Nucl. Power Training Center, Ltd.)

出力が変動したり、あるいは最近数年間記録されたことのない運転開始当時の出力であったりする。また、年間最大出力を基準とすることには、調査上の困難もあり、統計の基準となる数値が日々変化する欠点を伴う。

そこで着目したのが、核燃料装荷量 (Metric Ton of Uranium* loaded, MTU) であって、これを基準として発電電力量の統計整理を行なった。核燃料装荷量は炉心の設計によって定まる物理量であって、発電所の寿命を通じて大幅に変更されることはまれである。さらに、発電電力量/核燃料装荷量(MWh/MTU)の期間平均値および累積値は、第Ⅱ章に示すように、それぞれ、発電所利用率と核燃料の線出力密度および炉心寿命と密接に関連し、経済性と安全性の重要な指標である。第Ⅲ章では検討例示を比較的長期のデータが蓄積されている GCR について行い、この統計が GCR 開発の歩みと現状を理解するのに有効であることを示した。LWR については今後の努力に期すべき点が多いので、発電所名は記号で示し、検討は今後の課題とした。

統計整理の対象としたのは、実用型(proven)と称せられる GCR および LWR 型原子力発電所の1973年末までの発電実績⁽¹⁾⁽²⁾である。原則として**、1年以上の発電実績のある発電所(1972年末までに発電開始)の統計値を表に示し、その長期的な傾向を知るために、3年以上の発電実績のある発電所(1970年末までに発電開始)の代表的なものを選んで MWh/MTU の2年平均値を図示した(1974年現在)。

この統計整理の基本的着想は、1960年代に東海発電所関係の業務に従事し、イギリスの発電所に実習する機会を得た頃、それらの相互比較から著者の脳裏に芽生えたものであるが、1970年代に入りアメリカ PWR の経験を経て考えも漸く熟してきたので、発電実績の統計整理結果を会員諸氏の参考に供するものである。

Ⅱ. 原子力発電実績統計

1. 統計表の作成

まず、発電電力量統計(1970年末までは IAEA 統計⁽¹⁾、1971年以降は Nucleonics Week 統計⁽²⁾)および核燃料装荷量統計⁽¹⁾⁽³⁾に基き、1 MTU 当りの発電電力量(暦年値 MWh/MTU および累積値 ΣMWh/MTU)を計算し、第1表(GCR)と第2表(LWR)に示す。

2. 統計値の意義

次に、これら統計値の意味することがらを式で表示し、その意義と特長について多少の説明を加える。

(1) MWh/MTU の意義

$$\frac{\text{MWh}}{\text{MTU}} = \frac{\text{年発電電力量(MWh)}}{\text{核燃料装荷量(MTU)}} \quad (1)$$

$$= \text{年利用率}(\%) \times \frac{\text{定格出力(MWe)}}{\text{核燃料装荷量(MTU)}} \\ \times \frac{8,760(\text{hr})}{100} \quad (2)$$

$$= K_1^{**} \times \text{年利用率}(\%) \\ \times \frac{\text{最大線出力密度(kWth/m)}}{\text{ビーキングファクタ}^{**}} \quad (3)$$

(1) 原子力発電技術は、核燃料当りの発電電増大を一つの大きな課題としており、そのために出力密度の上昇、炉心出力分布の平坦化(ビーキングファクタ切り下げ)、熱効率の向上および利用率の向上が目指される。その総合的な成果が MWh/MTU によって表示されることを(3)式は示している。この成果は、核燃料の開発だけでなく、その周辺の技術(例えば、高温高压の原子炉冷却材回路)の開発、大容量機の製造および発電所停止期間の短縮などを総合的に含むものである。

(2) MWh/MTU は、(2)式に示したように、年利用率を係数 MWe/MTU で補正した値であって出力変更(uprating または derating)を正當に評価するのに適している。

すなわち、出力増加(uprating または stretch)に成功したときは、技術的・経済的に高い水準に達したと考えられるので、MWe/MTU 補正により高く評価するのが合理的であろう。(増加する MWe を基準とする利用率では stretch の効果は明瞭には示されない。)同一 MTU の原子炉に対して異なった容量の発電機が設けられている2つの発電所を比較する場合にも同様なことがいえる。

また、出力制限(derating)の場合、あるいは核燃料装荷量減少の場合に適用して有用であることは第Ⅲ章に例示する(イギリス Dungeness および Calder Hall の例)。

* 広義には fissionable & fertile material.

** イギリス型 GCR およびアメリカ WH 社 PWR については、すべてを網羅したが、BWR については著者の経験が乏しいので、その代表的なものに限った。なお、アメリカ B&W 社および CE 社製 PWR は未だ実績が乏しいので割愛した。1974 年データは後に整理し追加した。

** $K_1 = [1 \text{ MTU 当りの燃料棒長さ}] (\text{km/MTU})$

$$\times 8,760(\text{hr}) \times \frac{1}{100} \times \text{熱効率}(\eta)$$

** ビーキングファクタ = 最大線出力密度 (kW/m) / 炉心平均線出力密度 (kW/m)

(3) 経済的な観点からは、核燃料は原子力発電の原料であると同時に、炉心を構成する基本的な資材であって、同型式の発電所については、核燃料装荷量に応じた原子炉容器および原子炉建屋が必要とされるので、MWh/MTUは実質的な原子炉建設費当りの発電電力量の指標とみなされる。

なお、一般に原子力発電所では原子炉の方がタービン発電機よりも高価であるので、原子炉側からの統計 MWh/MTU は発電機側からの統計 MWh/MWe (～利用率) と同等あるいはそれ以上の意味を持つものと考えられる。

(2) Σ MWh/MTU の意義

$$\begin{aligned} \frac{\Sigma \text{MWh}}{\text{MTU}} &= \frac{\text{発電電力量累計}(\Sigma \text{MWh})}{\text{核燃料装荷量}(\text{MTU})} \quad (4) \\ &= \frac{\text{熱出力量累計}(\text{MWD}) \times 24(\text{hr/day})}{\text{核燃料装荷量}(\text{MTU})} \\ &\quad \times \text{熱効率}(\eta) \\ &= K_2 * \times [\text{炉心平均燃焼度累計}] \\ &\quad (\text{MWD/MTU}) \quad (5) \end{aligned}$$

Σ MWh/MTU は、(5) 式に示したように、核燃料の炉心平均燃焼度累計にはほぼ比例する。なお、この値は、核燃料を囲む炉心構造材または原子炉容器に対する高速中性子照射量 (nvt) など炉心の材質変化を示す指標、さらに拡大すれば、高温、高圧、高速の原子炉冷却材による構造材の腐食や疲労の進行程度あるいは寿命を示す指標とみなされる**。

3. 統計結果の図示

次に、MWh/MTU の経年的な変化傾向を知るために、その2年平均値を第1図(a)に示した。2年平均値を用いたのは、たまたま、燃料取替または定期点検停止を行わなかった年のピーク、あるいは何年かに1度の長期保修停止を平均化し、長期的な傾向**の把握を容易にするためである⁽⁴⁾。

さらに、MWh/MTU と Σ MWh/MTU との関係を示す第1図(b)**に示す。これは、第1図(a)の横軸を伸縮した図で、横軸/縦軸の比は時間の次元である。この比が2、5および10年の線を鎖線で図示し、発電所の実効運転年数の目安とした。例えば、毎年の発電電力量が一定な理想的発電所を想定すれば、その軌跡は横軸に平行な線で示され、2～10年後に上記の鎖線と交差する。

また、発電所は年80%程度の利用率(約7,000hr/yrの全出力運転)を期待して計画される場合が多いので、

$$\text{MWe} \times 7,000 \text{hr/MTU} \quad (6)$$

を第1、2表の右端の欄に、第1図(a)(b)に水平な点線

で示した。これらの図の特長については次の第Ⅲ章に例示する。

Ⅲ. MWh/MTU 統計例の検討および考察

第Ⅱ章で作成した統計図表に基いて GCR 開発の歩みをたどり、この統計がその歴史と現状を理解するのに有効であることを示し、考察を加える。

1. イギリス型 GCR

第1表右端の期待値は1960年前後の計画時点に3→5→7と急上昇したが、1970年代の実績値はおおむね5±1の範囲にある(期待値 MWe/MTU×7,000hr/10³; 実績値 MWh/MTU/10³)。

原型とされた Calder Hall は当初、相当の余裕をもって設計され、タービン改造などによって出力の上昇がはかられたが、1969年、新型燃料***の採用による燃料装荷量の減少により MWh/MTU は3→4(×10³)と上昇した。

Calder Hall 改良型と称せられる150～200MW級の Berkeley, Bradwell および Latina を比較すると運開後数年を経た1969年頃を境にその順位を逆転した。その原因は、CO₂ 冷却材温度条件について、Berkeley では Calder Hall で既に数年の実績のあった条件を採用し今日もその条件を保っているのに対し、Bradwell は高温、高効率の設計であり当初優位を占めたが、高温領域での鋼材腐食が問題となり高放射線領域での保修に長期を要し、その後温度条件、したがって出力が制限されたことにある。イタリア Latina は Bradwell 3号と称せられ、当初イギリス以上の好調を誇っていたが、同様の理由により、好調の持続は許されなかった。

東海発電所出力上昇の経過を顧みると、その設計段階ですでに運転されていた Calder Hall のレベル(～3×10³MWh/MTU)すなわち、東海の50%出力を越える頃から問題が発生し始めこれを克服しなければならなかった。同一製造業者の先行プラント Hunterston のレベル(5×10³MWh/MTU)を約20%越える領域

$$\begin{aligned} * K_2 &= 24(\text{hr/day}) \times \text{熱効率}(\eta) \\ &= 8(\text{hr/day}), (\eta = \frac{1}{2} \text{ のとき}) \end{aligned}$$

** 同一条件のものについては、この値がそのまま相対値を示すが、一般的には、温度、圧力、流速、構造などの条件の相違について検討を要する。

*** 一般的には、初期故障(幼年期)を克服して、安定し(壮年期)、経年劣化(老年期)する。

** この図は、長距離走者の走行ペース ($v = \Delta x / \Delta t$) と走行距離 ($x = \Sigma v \Delta t$) との関係を示す生理学的な図と類似である。

*** Herringbone type

第 1 表 GCR 原子力発電実績統計 (核燃料装荷量基準 10^8 MWh/MTU)

Nuclear generating station (No. of units)	Capac- ity ^(a) (MWe gross)	Fuel loaded ^(b) (MTU)	MWh gross/MTU [Annual & (Cumul. total)] ^(c)												MWe/ MTU ×7,000 hr ^(d) (10 ⁸ MWh/ MTU)
			(~'65)	'66	'67	'68	'69	'70	(~'70)	'71	'72	'73	(~'73)	'74 (×10 ⁸ MWh/MTU)	
(British type GCR)															
{Calder Hall (4)	240	1,016 ^(e)	(22)	3.3	3.2	3.2									3.3
{Chapel Cross (4)	240	900 ^(f)					3.8	4.1	(43)	4.2	4.3	4.2	(56)	4.2	3.7
Berkeley (2)	334.4	463	(13) [†]	4.7	5.4	5.6	5.5	5.6	(40)	5.5	4.9	5.4	(55)	5.1	5.1
Bradwell (2)	374.1	477	(16) [†]	5.2	5.7	5.1	5.2	3.8	(41)	3.9	4.5	4.1	(53)	4.2	5.5
Latina	200	258	(13) [†]	5.4	5.9	5.8	1.9	4.4	(36)	3.2	4.5	2.6	(46)	3.8	5.2
Hunterston (2)	360	502	(8) [†]	4.9	4.9	4.9	5.4	5.3	(33)	5.1	4.6	4.5	(47)	4.9	5.0
Tokai	166	187	0.3 ^{††}	1.8	4.4	4.4	4.8	4.6	(20)	5.3	5.3	5.5	(36)	5.2	6.2
Hinkley Point (2)	663.9	698	3.5 ^{††}	6.1	6.2	5.8	5.5	3.0	(30)	1.0	4.1	4.0	(39)	5.2	6.7
Trawsfynidd (2)	584.8	588	4.0 ^{††}	2.4	4.4	6.3	5.2	5.8	(29)	5.8	5.4	3.5	(43)	6.4	7.0
Dungeness (2)	576.6	600	0.6 ^{††}	5.7	6.4	5.8	6.3	5.3	(30)	5.7	5.7	5.6	(47)	5.9	6.7
Sizewell (2)	652.5	642		2.5	4.4	5.6	5.4	5.7	(24)	6.1	5.1	5.4	(40)	5.8	7.1
Oldbury (2)	633.5	586				3.2	5.0	4.3	(13)	5.4	4.9	4.5	(27)	4.8	7.6
Wylfa (2)	1,352	1,190								1.4	2.5	2.3	(6)	4.3	8.0
(French GCR)															
Marcoule (2)	86	220	(12)	2.4	2.8	2.8	3.0	2.8	(26)	3.0	3.1	2.6	(34)	2.5	2.7
Chinon-1	††82	145	(2) [†]	3.0	1.8	2.2	3.3	3.8	(16)	2.1	1.9	1.1	(21)	—	4.0
Chinon-2	242	245	1.2 ^{††}	2.5	5.5	5.3	7.2	7.0	(29)	4.7	6.5	6.8	(47)	6.7	6.9
Chinon-3	500	467		0.1	0.3	2.3	1.9	2.7	(7)	4.1	5.3	2.2	(19)	0.1	7.5
St. Laurent-1	500	450					2.5	0.3	(3)	4.9	7.3	4.3	(19)	7.1	7.8
St. Laurent-2	530	450								2.1	6.4	8.5	(17)	6.7	8.2

	'62	'63	'64	'65 (~'65)
Berkeley	1.6	2.7	3.2	5.4 (13)
Bradwell	1.8	4.2	5.0	5.5 (16)
Latina		1.2	5.8	5.7 (13)
Hunterston			2.7	5.1 (8)
Chinon-1		0.1	1.2	1.1 (2)

†† Generation started in 1965

††† Closed down in April, 1973

(Notes for Tables 1 and 2)

(a) As of end of 1973 (*Nucleonics Week*, Jan. 24, 1974), (b) IAEA Statistics⁽¹⁾, *Nucl. Eng. Int.*⁽³⁾, (c) Each figure is derived directly from original MWh statistics⁽¹⁾⁽²⁾, and rounded individually, (d) Capacity (MWe) $\times 7,000$ (hr)/Fuel loaded (MTU)=Annual generation in case of 7,000 full power hr/yr (approximately 80% capacity factor), (e) Core I until 1968, helical fins, 127 MTU/unit $\times 8$ units, (f) Core II since 1969, herringbone type, 110~115 MTU/unit $\times 8$ units

第2表 LWR 原子力発電実績統計 (核燃料装荷量基準 10^3 MWh/MTU)

Nuclear generating station	Capac- ity ^(a) (MWe gross)	Fuel loaded ^(b) (MTU)	MWh gross/MTU [Annual & (Cumul. total)] ^(c)												MWe/ MTU × 7,000 hr ^(d) (10 ³ MWh/ MTU)	
			(~'65)	'66	'67	'68	'69	'70	(~'70)	'71	'72	'73	(~'73)	'74 (× 10 ³ MWh/MTU)		
(PWR)																
P-1	185	20.7	(240)†	66	65	62	59	62	(555)	73	33	54	(716)	47	63	
P-2	266	39.2	(29)	41	17	0	0	32	(118)	35	51	36	(240)	42	46	
P-3	282	39.7			14	2	0	33	(49)	49	54	54	(205)	39	50	
P-4	450	57.3			7	24	48	56	(134)	61	52	42	(288)	58	55	
P-5	600	66			9	48	58	56	(171)	67	68	39	(345)	69	64	
P-6	160	18.08					3	46	51	(100)	56	50	51	(256)	59	62
P-7	345	35.2				2	57	72	(130)	64	68	75	(337)	73	69	
P-8	364	40					15	49	(64)	43	35	44	(185)	61	64	
P-9	340	40						13	(13)	49	33	26	(121)	11	60	
P-10	364	40								5	66	58	(129)	66	64	
P-11	490	48					1	48	(49)	60	54	75	(237)	46	72	
P-12	524	47.3						5	(5)	73	65	61	(204)	70	78	
P-13	500	48									33	55	(89)	69	73	
P-14	524	47.3									5	67	(72)	71	78	
P-15	739	70.1						0.2	(0.2)	37	73	57	(166)	72	74	
P-16	824	71									6	52	(58)	49	81	
P-17	728	71									1	49	(50)	55	72	
P-18	1,085	87										9	(9)	43	87	
(BWR)																
Typical only																
B-1	210	52	(98)†	28	16	19	17	27	(206)	13	22	12	(253)	7	28	
B-2	653	97					4	37	(41)	41	47	38	(166)	39	47	
B-3	357	60.8					0.4	31	(32)	31	37	41	(142)	31	41	
B-4	460	78.2									24	33	28	(85)	22	41
B-5	840	142.6						9	(9)	20	24	37	(89)	25	41	

	'60	'61	'62	'63	'64	'65	(~'65)
P-1	2	44	35	48	60	49	(240)
B-1	5	11	24	19	20	20	(98)

第1図 核燃料装荷量当りの発電電力量 (MWh/MTU)

で、月単位の全出力運転には成功したが、蒸気発生器を含む高圧ガス回路(約15kg/cm²; Hunterston の1.5倍, Calder Hall の2倍)の振動対策のために改造停止を必要としたので年単位では安定するに至らなかった。その頃、前記ガス温度の制限による出力制限が行われ、最近数年は Hunterston と同レベルで安定した運転を続け、第1図(b)において、両者は全く相接するに至っている。

300MW 級最初の Hinkley Point の成績はよくないが、Dungeness は Bradwell などの経験を早期に反映し、イギリス型最高の MWh/MTU を保っている。設計出力(～タービン発電機容量)を基準とする利用率は70%程度で期待されたほどではないが、MWh/MTU が高いことは原子炉側からみた稼働状況が比較的良いことを示している。150MW 級の充分な運転実績を待たずに急成長した計画の歪みを後に修正したものと考えられる。

500MW 級については、Wylfa 2 基だけの建設に留まり、いまだ期待の成績が得られていない。

2. フランス型 GCR

Chinon-1 は1973年春、その短い一生を終えた。

一方、Chinon-2 は最近、イギリス型以上の高性能を示しており、500MW 級については Chinon-3, St. Laurent-1 と苦心を重ね、その3号機(St. Laurent-2)に至ってようやく成績をあげてきている。フランス型 GCR の MWh/MTU がイギリスのそれよりも高いのは、フランス型燃料によるが、これはその燃料と調和した炉心の自主開発によって裏付けられている。

3. 開発、実証および安定供給

Ⅲ-1 項で、イギリス型 GCR 開発の歩みをたどったが、その開発の成果は第1図(b)において右-上方向への領域の拡大として示されている。第Ⅱ章に記したように、第1図(b)の縦軸および横軸は発電所の性能と寿命を示す指標であって、経済的にも安全性の観点からも重要な意味をもっている。

一般に、核燃料(MTU)から、ある期間(ここでは2年間)、安定して電力を得る技術に関しては、第1図(b)に示した領域が1974年までに開発され実証された領域(proven area)であり、さらに、この領域を拡大するための開発(R&D)が続けられている。ここでの開発は必ずしも核燃料に、直接、関するものとは限らず、例えば MWe/MTU の増加が冷却材温度、圧力の上

昇や流量の増大を伴うとき、振動や腐食が問題となる設備があればその強化が必要とされ、さらに保修作業が高放射線区域に及ぶようであれば運転条件の再検討が必要とされることもある。

原子力発電には、当面、開発と安定供給の二重の使命を課せられているが、第1図はすでに開発された技術による安定供給領域と今後の開発に期待すべき領域の区別を示唆するものと考えられる*。なお、ここに示した開発領域では、いまだ年の単位では運転が安定していないので、R&Dと日常的な運用の溝を埋めるものとして、問題を早期に発見する能力(想像力、注意深い観察力など)とこれを解決すべき創造力とに重要な役割が期待される。

また、一般に MWh/MTU の記録を更新し安定するには相当の R&D と長期の年月を要しているため、長期開発方針をたてるとともに、近い将来、合理的に期待できる MWh を想定する目的に、また将来のエネルギー所要量(MWh)を満たす必要とされる設備や核燃料装荷量の想定を行う目的にもこの統計を利用することができよう。

IV. おわりに

本報の原子力発電実績統計(MWh/MTU)は、原子力発電所の稼動状況を原子炉側から評価する一つの尺度を提供するものであり、イギリス型 GCR についてその開発の歴史と現状を理解するのに有効であることを示した。イギリスには“The chain breaks at its weakest link.”という諺があるが、原子力発電所の場合、原子炉、タービン、あるいはその中間のリンク(蒸気発生器)のうち最も弱いリンクに着目し強化することが、その全体の性能を評価し向上させるために重要であることを意味するものと解せられる。

わが国はイギリス型 GCR とアメリカ型 LWR 両者の経験を有するユニークな立場にあり、前者の経験を後者に反映することが望まれる。LWR 商業用発電の開始は1970年前後からであって、今後の努力にまつべ

き点も多く検討例は示さなかったが、GCR の例に参考とすべき点が見出されれば幸である。

さらに将来の展望を試みるには、個々の発電所について検討すべき事項が多いが、過去の運転実績(例えば高温運転期間)も考慮すべき重要事項の一つであり、その比較検討に本稿に示した考え方が参考になれば幸である。

また、MWh/MTU は設計、建設、運用、教育訓練などの総合的な成果であり、本報ではこれら各因子に欠点が少ない場合の上限値を総合的、客観的に示すことを主眼とした。個々のケースについて、公開の資料に基き、これらの因子を分析し分離して客観的に示すことは容易でないが、教育訓練効果の評価は当面の関心事でもあるので、今後の課題としたい。

顧みれば、この統計以前1950年代の末期から、この分野で多くの方々のご厄介になり、内外の原子力発電所で実際の経験を得る機会を与えて頂いた。そのような機会を与えて頂いた日本原子力発電(株)、関西電力(株)、および原子力発電訓練センターの幹部、先輩、同僚の方々、ならびに海外で快く受け入れ、その貴重な経験を惜しみなく与えて頂いた機関と事業所の方々に深甚なる謝意を表して結びとしたい。

— 参考文献 —

- (1) Operating experience with nuclear power stations' IAEA-137, (1971).
- (2) Nuclear electricity generation for the month, *Nucleonics Week*, (Jan. 1970~July, 1974).
- (3) Power reactors—Index, *Nucl. Eng. Int.*, (Apr. 1972), (Only supplementary to Ref. (1)).
- (4) RODDIS, L.H., WARD, J.H.: Operating experience with commercial central station LWR in the U.S., *A/Conf. 49/P-036*, (1971), Geneva.
- (5) SILVERLEAF, D.J., WEEKS, R.J.: The performance of the C.E.G.B. nuclear power stations, *SM-111/46*, IAEA Symp. GCR, Oct 1968, Julich, Germany.
- (6) 一本松珠璣: 本誌, 13[4], 37 (1971).

* 他の条件(例えば、タービン発電機、蒸気発生器、運転訓練など)についても検討を要する。

○第4回液体の微粒化に関する講演会○

共催 燃料協会、本会、ほか

5月12日(月)、13日(火)

会場 日本化学会講堂(東京都千代田区神田駿河台1-5)

研究発表(17件) ①微粒化の機構、②回転円板による微粒化、③非ニュートン液体の微粒化、④微粒化特性、⑤測定法特別講演①塗装における液体の微粒化。(職業訓練大)吉田豊彦(2)噴霧と燃焼。(石播)辻 正一

参加登録・要旨集(1,700円、千共)(4月末日まで申し込む)

予約申込、照会先 (千101) 千代田区外神田6-5-4 (備楽ビル)

(社)燃料協会 (Tel. 03-843-6456~8)

○原研 第13回原子力教養講座○

目的 原子力入門コースとして、原子力事業に関連のある国、地方公共団体および民間企業等の事務、管理部門の方々、その他原子力が専門でない技術者でこれから新たに原子力関連の仕事に入ろうとする方々を対象として、原子力に関する基礎的知識を習得させる。

資格 高校卒業程度の学力を有する者

期間 昭和50年5月12日(月)~23日(金)

受講料 30,000円(定員24名)、申込締切 4月10日(木)

申込先 (千319-11) 茨城県東海村

原研原子炉研修所 (Tel. 02928-2-5667)