

# 講座

## 原子力の平和的應用

〔 2 〕

阪大理学部 浅田常三郎

1945年にハンフォードに熱出力70万KWのPu<sup>239</sup>生産用の原子炉が3台建設されたが、この原子炉で発生する

熱量70万KWが3台即210万KWはコロンビア河の水で冷却してそのまま何も利用せずに捨て去つて居た、勿論これは戦時中でPu<sup>239</sup>の生産をいそいだ為にとつた一時的の処置ではあるが210万KWと云へば関西電力の全水力発電設備で全力発電したよりも大でありその莫大なエネルギーを河に捨てゝおつたのである。この大きな熱量を利用すれば、当然発電が可能である。こゝで世界各地にある実験用、放射性同位元素生産用、Pu<sup>239</sup>生産用、原子力発電用、その他の目的の原子炉等全部の一覧表を掲げる。

第2、第3、第4表に世界各地の30ヶの原子炉を掲げたが、此等は前に例にとつたCP-2及びハンフォードの原子炉とはその規模、構造、材料及び目的に於て異つたものが多くある。そこで原子炉の一応の原理がわかつたのであるから炉の各部分についてもうすこし説明を加えたいと思う。

第2表 (研究用及び発展段階にある原子炉)

名 称	所 在 地	出 力	適 要
CP-1	シカゴ、ウエストスタ ンツ	0.5W	Heterogeneous, 天然U, グラフアイトモデレータ ー冷却装置なし, thermal
CP-2	アルゴンヌ国立研究所	100KW	CP-1と同じ、但し放射線遮蔽装置有り
X-パイル	オークリッジ国立研究所	4000KW	Het., 天然U, グラフアイトモデレータ ー, 空冷 therm
GLEEP	英国 ハーウエル	100KW	CP-2と同じ
BEPO	英国 ハーウエル	4000KW	X-パイルと同じ
Brook haven	ブルックハヴエン 国立研究所	30000KW	X-パイルと同じ
CP-3	アルゴンヌ国立研究所	300KW	Het., 天然U, D <sub>2</sub> Oモデレータ ー, D <sub>2</sub> Oで冷却 therm
ZEEP	カナダチヨークリヴァー	3.5W	CP-3と同じ
NRX	カナダチヨークリヴァー	10000KW	CP-3を大型にしたもの
ZOE	フランス Châtillon	10KW	Het., 酸化U, D <sub>2</sub> Oモデレータ ー therm
JEEP	ノルウエー Kjeller	100KW	CP-3と同じ
CP-3(改良型)	アルゴンヌ国立研究所	300KW	CP-3と同じ、但し濃縮U使用
Water boiler	ロスアラモス 科学研究所	45KW	Homogeneous, 濃縮U, モデレータ ー及び冷却 剤はH <sub>2</sub> O, therm
Raleigh	ノースカロライナ 州立大学	10KW	Water boiler と同じ
Clementine	ロスアラモス 科学研究所	10KW	Het., 燃料は Pu, モデレータ ー無し、水銀による 冷却 fast
Bulk shielding (Swimming pool)	オークリッジ 国立研究所	10KW	Het., 濃縮U, モデレータ ー及び冷却剤は H <sub>2</sub> O therm
LITR	オークリッジ 国立研究所	大	Het., 濃縮U, 水冷、中性子 flux 大
CP-5	アルゴンヌ国立研究所	1000KW	Het., 濃縮U, モデレータ ー及び冷却剤は D <sub>2</sub> O therm., 建設中
NAA-research		160KW	Hom., 濃縮U, グラフアイトモデレータ ー D <sub>2</sub> O にて冷却, therm., 設計中
P-2	フランス Saclay	1200KW	Het., 天然U, D <sub>2</sub> O モデレータ ー, N <sub>2</sub> で冷却 therm

第 3 表 (Pu 生産用原子炉)

名 称	所 在 地	適 要
Hanford	ワシントン州ハンフォード	Het., 天然U, モデレーターはグラファイト、水冷、therm 1945年に3台、1949年にもう1台完成
Savannah River	サヴァナ リヴァー サウス カロライナ	水爆及び原爆の材料の生産用、 運転中 D <sub>2</sub> O が必要、冷却剤は H <sub>2</sub> O、これは500,000 g. p.m の速度で循環しなければならない
Sellafield	英国 セラフィールド	Pu 生産用
ソ 連	?	Pu 生産用? U <sup>233</sup> 生産用?

第 4 表 (出力利用原子炉)

名 称	所 在 地	適 要
H R E	オークリッジ国立研究所	Hom., 研究及出力利用、液状燃料を循環させ、熱交換器を通して、熱出力を取り出す。1000 KW の出力での運転に成功
M T R	米国アイダホ アルコ	Het., 濃縮U, 水冷、therm., high flux, 研究及試験用
E B R	アイダホ アルコ	Het., 濃縮U, 液状金属で冷却 fast., 増殖用
S T R	アイダホ アルコ	Het., 濃縮U, 水冷、therm.
S T R	ニューヨーク ウエスト ミルトン	Het., 熔融ナトリウムで冷却 intermediate
A N P		設計中

## (イ) Heterogeneous と Homogeneous

Heterogeneous と云うのは CP-2 の様に、モデレーター (CP-2 の場合はグラファイト使用) とウラニウムを一緒に混ぜなくて、U棒或は塊をモデレーター中に挿入してある型の原子炉のことである。この様にすれば Pu<sup>239</sup> は U棒或は塊の表面近くに多く出来るので Pu<sup>239</sup> の分離に便利である。ハンフォードパイルの如く Pu<sup>239</sup> 生産を目的とする原子炉はすべて Het. 型が用いられている。この型の原子炉ではグラファイトの形に精密工作を施す必要があり、製作が困難である。これに対して、Homogeneous 型はUとモデレーターとを一緒に混合したもので、この型の原子炉は一般に、天然のUより、濃縮Uを用いているものが多い。これは熱出力を利用する目的のものも多く、例えば "Water boiler" (SUPOとも呼ばれている) では、U<sup>235</sup> を90%迄濃縮したものを870瓦を Uranyle sulfate (UO<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>) のかたちにして、これを水 (H<sub>2</sub>O) 溶液にしたものを用いている。此の場合水がモデレーターとして働いている。又 HRE (Homogen

eous Reactor Experiment) も UO<sub>2</sub>SO<sub>4</sub> の形の90% U<sup>235</sup> を用いている。

## (ロ) モデレーター (Moderator)

モデレーターは U<sup>235</sup> が分裂した時に出来る中性子のエネルギーを熱エネルギーに変え中性子の運動速度を減少させる為のものである。そこでモデレーターは次の2つの性質を必要とする。先づ第一にモデレーターは原子量が小さい事、これは中性子と衝突した時、そのエネルギーを出来るだけ多量に取り去る為に必要となってくる。次は中性子と弾性衝突はするが、中性子を吸収する様なものであつてはならないという事である。この性質は  $\sigma_a$  の文字で示される中性子との吸収衝突断面積が出来るだけ小さいものが必要である。この  $\sigma_a$  は barn (或は bとも書く) という単位で示されている。1 barn とは  $10^{-24} \text{cm}^2$  の断面積を示すものである。

第5表に色々な元素の中性子に対する吸収断面積を書きしておく。

第5表 (各種元素の中性子吸収断面積)  
但、中性子速度2200m/sec

元素名	同位元素	存在比(%)	$\sigma_a$ (barns)	
H	天然			
	H <sup>1</sup>	99.9844	0.33	
	H <sup>2</sup> (D)	0.0156	0.33 0.46 mb	
He	He <sup>3</sup>	0.00013	5200 (np)	
	He <sup>4</sup>	99.9999	0	
Li	天然			
	Li <sup>6</sup>	7.5	67	
	Li <sup>7</sup>	92.5	910 (n $\alpha$ ) 33 mb	
Be	Be <sup>9</sup>	100	9.0 mb	
B	天然			
	B <sup>10</sup> B <sup>11</sup>	18.8 81.2	750 3990 (n $\alpha$ ) 50 mb	
C	天然			
	C <sup>12</sup> C <sup>13</sup>	98.9 1.1	4.5 mb /	
N	天然			
	N <sup>14</sup> N <sup>15</sup>	99.6 0.37	1.78 1.70(np) (0.10n $\gamma$ ) 0.024 mb	
	O	天然		
O	O <sup>16</sup> O <sup>17</sup> O <sup>18</sup>	99.76 0.037 0.20	0.2 mb 非常に小 0.5 (n $\alpha$ ) 0.21 mb	
	F	F <sup>19</sup>	100	10 mb
	Ne	天然		
Na	Na <sup>23</sup>	100	2.8 0.49	
Mg	天然		59 mb	
Al	Al <sup>27</sup>	100	0.22	
Si	天然		0.13	
P	P <sup>31</sup>	100	0.19	
S	天然		0.49	
Cl	天然		31.6	
A	"		0.62	
K	"		1.97	
Ca	"		0.43	
Ti	"		5.6	
V	"		4.7	
Cr	"		2.9	
Mn	Mn <sup>55</sup>	100	12.6	
Fe	天然		2.43	
Co	Co <sup>59</sup>	100	34	
Ni	天然		4.5	
Cu	"		3.59	
Zn	"		1.06	
Zr	"		0.18	
Mo	"		2.4	
Cd	"		2400	
In	"		190	
Sn	"		0.65	
Xe	"		35	
	Xe <sup>135</sup>	0	3.5 × 10 <sup>6</sup>	
Sm	天然		6,500	
	Sm <sup>149</sup>	13.8	50,000	
Eu	天然		4,500	
Gd	"		44,000	
Hf	"		115	
Ta	"		21.3	
Au	Au <sup>197</sup>	100	94	
Hg	天然		380	
Pb	"		0.17	
Bi	Bi <sup>209</sup>	100	32 mb	
Th	Th <sup>232</sup> Th <sup>233</sup>	100 0	7.0 1400	

U	天然		3.50(n $\gamma$ )(3.92nf)
	U <sup>233</sup>	0	37
	U <sup>235</sup>	0.714	101(n $\gamma$ ) 549(nf)
	U <sup>238</sup> U <sup>239</sup>	99.3 0	2.80 22
Pu	Pu <sup>239</sup>	0	361(n $\gamma$ ) 664(nf)

こゝに mb は 10<sup>-8</sup>barn である。

np, n $\alpha$ , n $\gamma$ , は夫々中性子を吸収してp,  $\alpha$ , 又は $\gamma$ 線を放出したり分裂する様な吸収衝突断面積である。

この第5表から見てもわかる様にモデレーターとしてはD<sub>2</sub>O (重水) C (グラフアイト)、H<sub>2</sub>O等が適していることがわかる。

この他にも  $\sigma_a$  の小さい元素があるが、気体状であるものとか、或はその元素を純粹に取り出しにくいものである等の為現在では用いられていない。

### (ハ) Coolant (冷却剤)

原子炉中では U<sup>235</sup> が核分裂し、その時に出る莫大なエネルギーは大部分熱となる。その為、この熱を利用するかしないかは別として炉の温度を下げる為冷却してやらねばならない。CP-1、CP-2は熱出力が小さい為冷却の必要がなかつた、然しハンフオードの様に大きい出力の原子炉では冷却の問題もなをざりには出来なくなつた。現在迄 Coolant として用いられて来たものには H<sub>2</sub>O、空気、D<sub>2</sub>O、水銀、常温で液状の Na と K の合金、熔融 Na 等がある。

此等 Coolant もモデレーターと同様に中性子の吸収断面積が小さい事が必要である。又原子炉中を流すのであるから当然放射能をもつ、そこでそれ等の放射性物質が空気中或は河の中に危険な濃度のまゝで出ない様注意しなくてはならない。此の危険を無くす為には Coolant を循環させればよい、そうすれば D<sub>2</sub>O の如く高価なものも使用し得る利点がある。然し例えば D<sub>2</sub>O の場合原子炉中で放射線を受けて分解し、D<sub>2</sub> と O<sub>2</sub> に分解することがあるので、それを又もとの D<sub>2</sub>O にもどす様な装置が必要となつてくる。

原子炉で発生する熱を利用して発電する場合は炉の中を通過して高温になつた Coolant で熱交換器によつて水蒸気を作り、それでタービンを廻して電力を得るのである。この場合熱交率をあげる為には力から出てくる Coolant を出来るだけ高い温度で取り出さなくてはならない。そこで H<sub>2</sub>O や D<sub>2</sub>O は沸点が低いのでその点で不利であり、熔融Na等が用いられる。又 HRE 原子炉では UO<sub>2</sub> SO<sub>4</sub> 水溶液自身を循環させている。

### (ニ) Control Rod (制御棒)

CP-2 原子炉のところまで云つたがこれは原子炉の運

転、停止或いは熱出力の制御に用うるもので、結局、原子炉中の中性子をこの Control Rod で吸収させ Rod を原子炉中へ挿入する程度によつてその吸収量を變えて制御するのである、この為には中性子吸収率の大きな物質でなくてはならない、現在用いられているものは B や Cd が用いられて居る、Control Rod は炉の温度が上昇し過ぎたり、何か事故が発生した場合、重力を利用して炉の中に落ち込む様にしてある。Emergency Control と原子炉中の核反応の程度を適当に調節する為電力、水圧又は人力で動かせる様になつたものとある。

1952年12月12日に大きな故障を起し多量の放射性物質を流出させその修理に莫大な労力と経費を要したカナダの Chalk River の原子炉 (NRX) は恐らく Control の装置の故障によるものと思われる。この原子炉の修理に関しては Chemical Engineering Progress 1954年5月号 Vol. 50 No. 5 にくわしく掲載されているが、それに要した費用は数億ドルに達し、建設費の4倍も多かつたのである。

#### (木) 原子炉に用いられる各種物質の問題

原子炉附属の色々な測定計器の導線の絶縁物は炉の中の中性子の照射、その他の放射線の為に犯され絶縁が悪くなり、人造樹脂はもろくなり、ガラスは不透明になり遂に自然に破壊して丁う非常に強い放射線により今迄想像もつかなかつた問題が生じて来た。此の事に関する研究は米国のアイダホにある MTR (Materials Testing Reactor) 原子炉で行われて居る。この原子炉はこの研究の為に建設されたもので特に炉内の中性子の密度が他の原子炉より高くなる様に設計してある。

#### (へ) 放射線の遮閉の問題

これに関しては後に放射性同位元素のところでも述べるが、原子炉建設費の中、この遮閉の占める割合は相当な値に達する。

以上炉の構造に関する説明を終り、これより現在如何にして原子力発電が行われて居るかを實際の炉に関して述べてゆきたいと思う。(次号につづく)

## 【講座の2】

# 近代統計学視見

[ 1 ]

阪大理学部 小川潤次郎

## はしがき

編輯部の方から原稿用紙120枚程で近代統計学について何か書けと云われて、さて考えて見ると仲々良いプランがない。講座風にと云うても初等統計学の入門書は現今誠に汗手充練の感があるし<sup>(1)</sup>、かく云う筆者も最近そのような書物を書いて<sup>(2)</sup>、その厄介さに閉口したばかりであつて、今またそれに類したことをやるのもあまりに芸がなさすぎる。

それで表題の如く、視見を試みることにした。内容は3部に分つて次のようにする。

第1部 変量分析の理論と實際

第2部 線型推定子の理論

—最小自乗法の現代語版—

第3部 統計教育について

第1部では近代統計学的方法として、現今最も広く使

われている分散分析及び共分散分析を実例について、少しく詳細に説明したものである。そしてこのようなテクニクの基礎となる推定子は所謂最小自乗推定子であつて、もつと一般的な線型推定子という類であるので、第2部では、その現代的な理論の大略を紹介する、この位で近代統計学の大切ところが覗けたかどうか頗る疑問ではあるが、紙数の都合もあるので、具体的な話はそれ位にする。

次に近代統計学の日本の社会における今日の地位というものは、今から約19年程前即ち1940年頃の米国におけるそれと、或意味では極似していると思われる。それは統計の声は徒らに岩にのみ驚しく、権威ある総合大学等の所謂アカデミズムでは何等然るべき対策をしていない、米国の数理統計学会の“統計教育に関する委員会”がこのような状態に対して発表した<sup>(3)</sup> 報告書があるので、第3部ではその概要を紹介しつつ、統計学宣伝の為に少しくハタリをかけることにする。

さてこのような内容で果して筆者に芸があつたかどうかは只読者の評価にまつのみである。

註(1)必ずしも皆筆者に知られているとは限らない、少くとも筆者の知つている範囲では次のような書物は推賞し得る。

1. Paul G. Hoel; Introductin to mathomatical statistics. 1954 John Wiley (これの旧版は日本語訳がある