

# 水泳プール型原子炉

## The Swimming Pool Reactor

### I. 概 説

水泳プール型原子炉は軽水減速不均質型の原子炉で、減速材としての水はまた、冷却材、遮蔽体としての作用をする。したがってその構造は非常に簡単で、燃料要素を格子状に配列した炉心をプールの中に浸したものである。この型の原子炉で最初に作られたものは、米国のオークリッジ国立研究所の Bulk-shielding reactor (BSR) で、これは 1950 年 12 月に運転を開始した。この BSR はもともと、アイダホ州におかれている Materials-testing reactor (MTR) の開発に伴って生まれたもので、MTR のために作られたアルミニウム-ウラニウム合金の燃料要素はそのまま BSR にも用いられている。

軽水を減速材、冷却材とすることは、熱放散の点から炉心の寸法を小さくでき、また高速中性子束と熱中性子束との比を大きくすることができる。このことは、高速中性子を必要とする放射線損傷の実験をしようとする場合には大きな利点となる。また軽水減速型原子炉の反応度は炉心内に生成される気泡に対して、負の係数を持つことが示されている。水泳プール型原子炉では通常の運転状態から突然反応度が增加して、出力が上昇しはじめても、反応度の増加が 2% 程度以内であれば、水の沸騰による気泡の発生が、反応度を減少させ、それ以上出力は増加しない。したがって、万一反応度が上昇するようなことがあっても炉心を損うようなおそれは少ない。

以上のように水泳プール型原子炉の特長は、構造が簡単で価格の安いこと、安全であること、種々の研究に対して融通性にとむこと、炉心近くに物を置きやすいことなどで、このため多くの研究目的に利用することができる。

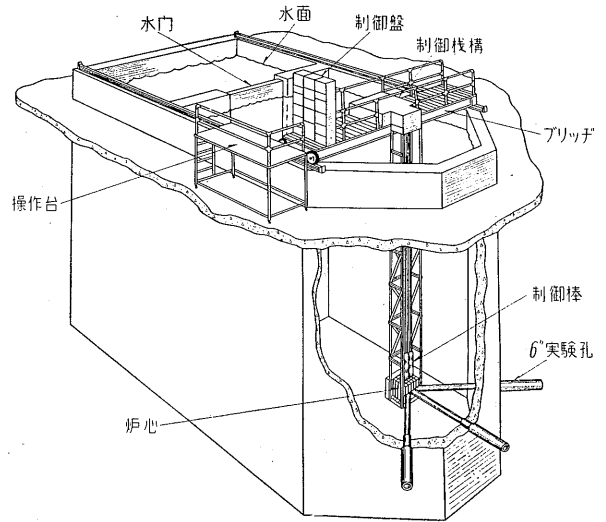
### II. 構 造

ここでは水泳プール型原子炉の一般的な構造について BSR やペンシルヴァニア州立大学の水泳プール型原子炉等を参考にして説明する。炉心とプールの概略を第 1 図に示してある。

#### 1. 原子炉およびプール

##### 1) 燃料要素

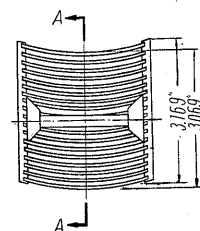
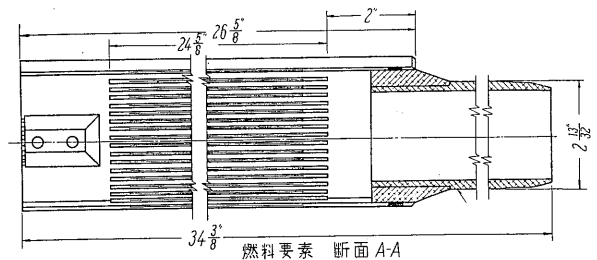
MTR 型の燃料要素は幅約 3in、長さ約 25in のアルミニウム-ウラニウム合金板をアルミニウムでクラッド



第 1 図 水泳プール型原子炉

Fig. 1. Swimming pool reactor

し、この板を約 3in 角のアルミニウムの角筒の中に並べて溶接したものである。その一例が第 2 図に示されている。この板の数は熱伝達のために要求される表面積によって異なり、燃料要素 1 本につき 5 枚～19 枚である。板の厚さは燃料要素 1 本に含まれるべきウラニウムの量で定まり、0.15cm～0.25cm である。この板の枚数が少くなければ、燃料要素中に含まれるアルミニウムの量が少くなるから臨界量は小さくなる。しかし、それに伴



第 2 図 燃料要素

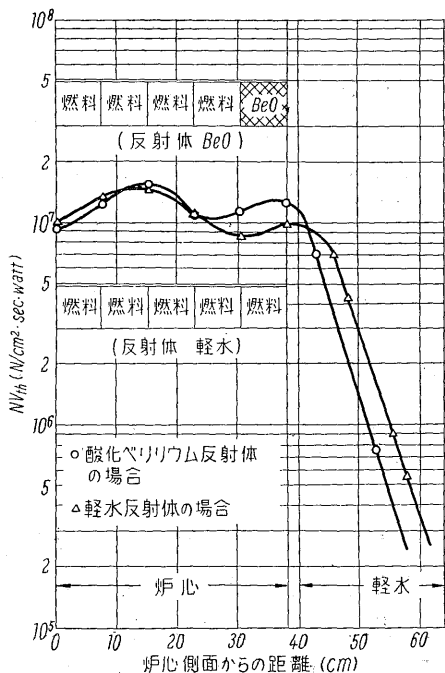
Fig. 2. Fuel element

って板厚が大きくなるから、燃料板表面の熱流束は小さくしなければならない。

臨界量はアルミニウムと水の比率と反射体の材料による。アルミニウムと水の比率が 0.5 で角柱形の炉心が六面とも水に囲まれている場合、臨界量は  $U^{235}$  3.3kg 位の値となる。炉心の周囲四面をグラファイト、または酸化ベリリウムの反射体で囲んだ場合には、臨界量は  $U^{235}$  2.3kg 位の値となる。この量は 90% 濃縮ウランを用いた場合であるが、 $U^{235}$  の濃縮度を 20% に減らしても、炉心内のアルミニウム量が増えなければ臨界量はわずかに増えない。特性の一例を示すと次の通りになる。

燃料装填量	2.75 kg
出力	100 kW
平均熱中性子束	$0.8 \times 10^{12}$ n/cm <sup>2</sup> ·sec
平均高速中性子束	$0.3 \times 10^{12}$ n/cm <sup>2</sup> ·sec

$U^{235}$  の量が一定であれば、平均熱中性子束は出力に比例する。第 3 図には BSR における炉心内の水平方向の熱中性子束分布の実測値が、酸化ベリリウムの反射体をつけた場合と、軽水を反射体とした場合について示されている。



第 3 図 水平方向の中性子束分布  
Fig. 3. Horizontal flux distribution

燃料中の  $U^{235}$  は、大体出力 1 MW-Day につき 1g の割合で消費される。全体の 5~10% が消費されると燃料要素を取換えなければならない。100 kW 以下の出力では、核分裂生成物の Xe, Sm 等による毒作用は無視できる程度であるが、むしろ燃料板表面のアルミニウム

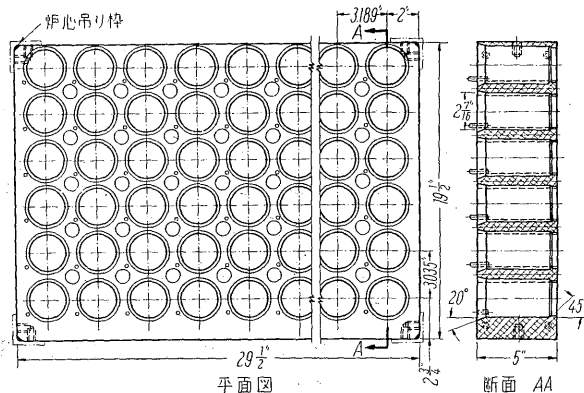
の腐蝕が燃料の寿命を決定する場合がある。

2) 反 射 体

前述のように、特に反射体を設けなくても炉心周囲の軽水が反射体の役割をするわけであるが、必要な場合は、グラファイトまたは酸化ベリリウムの反射体を燃料の周囲に配置することにより、燃料の臨界量を減らすことができる。反射体の外形寸法は燃料要素と同じで、反射体物質をアルミニウムの缶に納めたものを用いる。

3) グリッドプレート

燃料要素および反射体は第 4 図に示すようなアルミニウムのグリッドプレートの孔に垂直に挿入されて格子状に配列される。燃料要素や反射体の装填や配置換えは、プールの上から長い竿状の道具で行なうことができる。



第 4 図 グリッドプレート  
Fig. 4. Grid plate

4) 可動ブリッジ

第 1 図に見られるように、炉心はアルミニウムのアングルを溶接した吊り棒によって、プールをまたがるブリッジから水中に吊り下げられている。このブリッジには制御機構や制御盤が取り付けられている。ブリッジには小さなモータがついていて、これらは全体としてプールの長手方向に移動することができる。したがって、炉心はプール内の任意の位置におくことができる。

原子炉運転中はブリッジはクランプによってレールに固定される。

5) 制御および安全装置

原子炉の制御は他の型の原子炉と同じく中性子吸収体を炉心内の燃料板の間に挿入して行なわれる。この制御棒、安全棒は、ボロンカーバイド ( $B_4C$ ) またはカドミウムと鉛の混合物をアルミニウムの缶につめたもので、安全棒の方は中性子吸収体を多くしてある。

制御装置は比較的簡単な on-off サーボで  $\gamma$  線補償型

電離箱よりのシグナルを受けて作動する。サーボモータは約0.5%程度の等価反応度を持つ1本の制御棒を駆動する。また粗調整用として等価反応度が約2%~3%のシム安全棒3~4本を有し、これらもサーボモータにより駆動される。原子炉の非常停止の場合は、このシム安全棒を炉心内に落下させる。これらのシム安全棒は真空管を用いた出力増幅器により励磁された電磁石から吊り下げられている。この増幅器のグリッドに加えられるバイアスは、非補償型の電離箱からの電流によって決定される。中性子束の増加は電磁石電流を減少させ、ある設定点で安全棒は落下する。また補償型電離箱に接続された差動回路が炉周期（中性子束が $e$ 倍になる時間）に比例するシグナルを発生する。このシグナルがある設定点を越えて、出力の上昇が急激で原子炉が危険な状態になると、やはり安全棒を落下させるように回路が働く。

6) 実験装置

実験装置としては、炉心周囲に自由に物を置く余裕があるので、原子炉固有の装置は設けずに必要に応じて装置を取付けばよい。しかし、他の型の研究用原子炉と同じように、始めから熱中性子柱、実験孔、ニューマチック・チューブを設備することもできる。

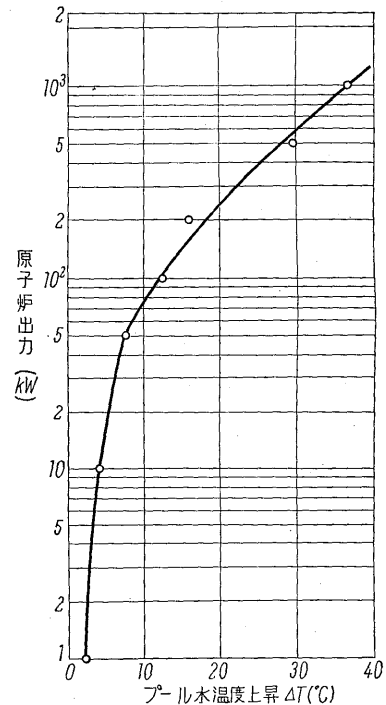
ミシガン大学に設置された出力1,000 kWの例では、グラファイト・ブロックを積み込んだ約2m×2m×2.5mの熱中性子柱の他、径6inおよび8inの実験孔を計12本、その他ニューマチック・チューブ等非常にたくさんの実験装置を備えている。

2. 冷却設備

BSRではもともと、冷却はプール水の自然対流によって行ない、特別な冷却設備を持たない。このことが、この型の炉の建設費を安くし、また冷却設備の故障による事故がないために、安全性を増す理由の一つである。

プールの水は、含有鉱物質が放射能を帯びることを防ぐために、脱塩器(demineralizer)を通して処理したものが使用される。特別な冷却を行わなくても、プール水の熱容量は出力100 kW以上の断続的な運転に対しても充分である。100 kWで連続運転するとプール水の温度は最初でも、0.5° F/hr以下の割合でしか上昇しない。この温度上昇はプール水面からの熱の放散により、しばらくすると平衡に達する。BSRにおける出力と、平衡に達したときの温度上昇の関係は第5図のようになっている。

これ以上の出力で連続運転する必要がある場合には、冷たい水を加えてやるか、またはプールの水を熱交換器を



第5図 水温上昇と出力の関係

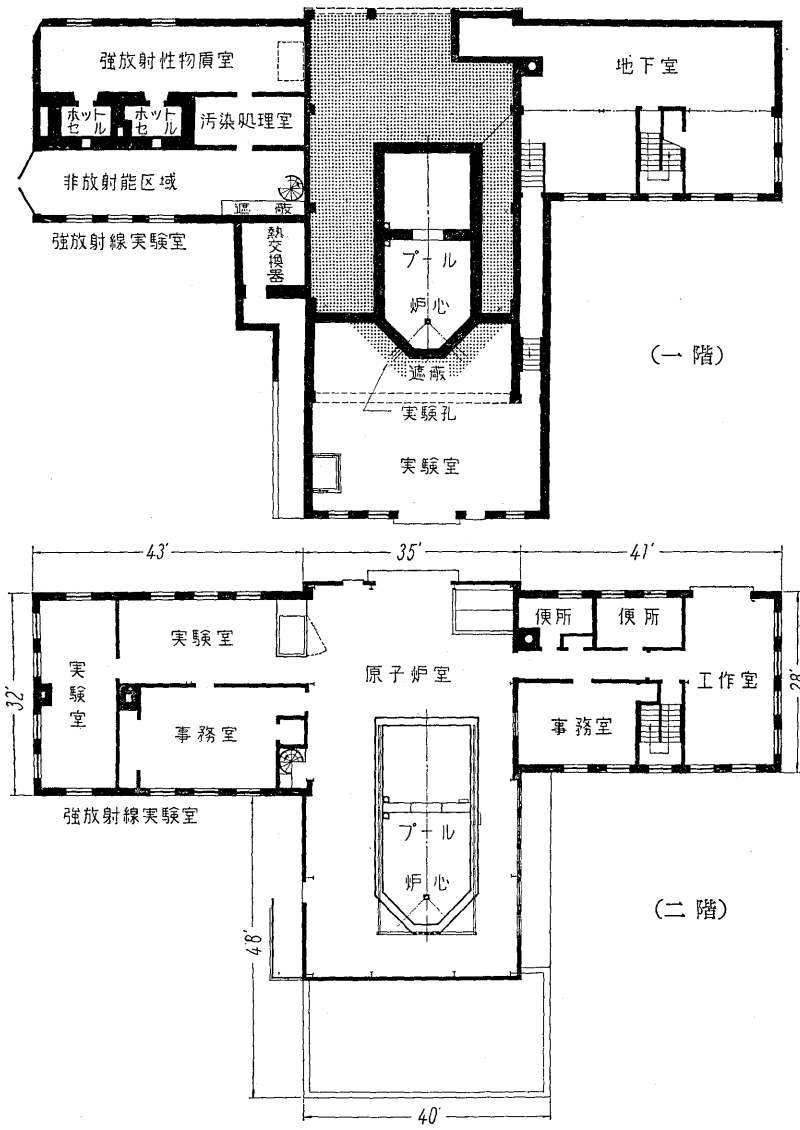
Fig. 5. Water temperature rise as a function of power

通して循環させてやらねばならない。このために炉心の下部にヘッドを取付け、燃料板の間を通ったプールの水をそこから下方に吸い出すようにする。このヘッドは、低出力で運転するとき、または循環ポンプの故障等の場合に、自然対流を確保するため取外しの自由なものではない。ミシガン大学の1,000 kWの出力の例では、外部熱交換器を用いた強制循環方式であるが、炉心の下部に取りつけたヘッドは循環ポンプの電源が切れると、自動的に取外されるような構造となっている。

3. 原子炉建物

第6図に示した例は、ペンシルヴァニア州立大学の水泳プール型原子炉の建物である。この建物は、長さ18m、幅10.5m、高さ10.5mの原子炉室と、その両翼にある、事務室、工作室のある2階建の部分、および強放射線実験室(hot laboratory)のある部分とから成っている。壁面と天井を2ftの厚さのコンクリートで遮蔽された二つの密室(ホット・セル)が、強放射線実験室の地下に置かれている。これらの密室には、実験試料の遠隔取扱装置、測定器など実験に必要な設備が備えられている。

この原子炉設備に要した費用は、およそ次のようなものといわれる。



第 6 図 ペンシルヴァニア州立大学原子炉建物

Fig. 6. The Pennsylvania State University reactor building

設 計 費	14,352ドル
建物 (ホット・ラボを除く)	134,483ドル
プールおよび遮蔽	32,450ドル
土木工事, 道路, 柵等	26,675ドル
原子炉および制御装置	76,000ドル
ホット・ラボおよび付帯設備	155,000ドル
計	462,960ドル

ただしこの価格には、燃料費および実験設備費は含まれていない。

### III. 水泳プール型原子炉の出力増加について

前述のような水泳プール型原子炉の特長を失わずに、さらに高い中性子束を得て、より広い範囲の研究に応用

しようとするのが試みられている。各種の実験を行なうために、必要な中性子束の値は大体次のようである。

金属の放射線損傷	$10^{14}$
動力炉材料の寿命試験	$10^{14}$
燃料要素の研究	$10^{13}$ 以上
中性子線回折の実験	$10^{12}$ 以上
物質の放射性化	$10 \sim 10^{13}$
生物学的医学的研究	$10^{10}$ 以上
原子核断面積の測定	$10^8$ 以上
原子炉特性の研究	$10^8$ 以上

B S R では、出力 100 kW において最大熱中性子束は、 $10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$  の桁である。熱中性子束と出力は比例するから、 $10^{13}$  以上の熱中性子束を得るには出力 1,000 kW 以上にならなければならない。こうなるともはや自然対流のみによる冷却だけでは不十分で、強制冷却によらねばならない。また遮蔽についても問題が起ってくる。

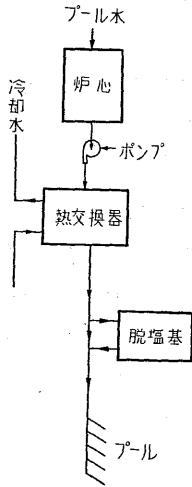
#### 1. 冷 却

自然対流のみの場合でも、プールの水が沸騰することなしに数百 kW の出力で運転することはできるが、実際には、最大出力レベルは熱伝達の問題よりむしろ、プール表面に達する半減期 7 秒の放射性  $\text{N}^{16}$  によ

て定まる。すなわち出力が大きくなって自然対流の流速が速くなりすぎると、炉心でできた  $\text{N}^{16}$  の放射性が十分に減衰しないうちに水面に達して放射能の問題を引き起す。このために、放射能を帯びた炉心上の上昇水流を攪乱して水平方向に拡散させると、数百 kW 以上の出力レベルにおいてプール水面の放射能が著るしく減少する。さらに高出力が必要な場合には強制冷却が必要となる。ヘッダをグリッド・プレート下部に取付け、プールの水は燃料板の間を通過して熱交換器に送られ再びプールに戻される。このことは単に炉心で発生した熱をプールの外に放出するばかりでなく燃料板表面の冷却水流速を上げることにより熱伝達を良好にし燃料板の温度を低く保つことになる。また水を下方に吸い出すことにより、放射性の  $\text{N}^{16}$  はプール水面よ

りさらに遠ざけられ、熱交換器を通過中に放射能を減衰する。熱交換器はもちろん遮蔽されねばならない。炉の出力が 1,000 kW のときで厚さ 60cm の普通コンクリートで充分である。

2. 遮 蔽



第7図 強制冷却装置  
Fig. 7. Forced convection cooling system

プールの水は炉心の上の中性子線およびγ線遮蔽を形成している。中性子線の吸収はγ線の吸収に比べて、はるかに大きいので、必要なプールの深さはγ線遮蔽の面から決定される。炉心近くでは核分裂の際に発生するγ線の減衰距離（強さが1/eになる距離）は約 20cm である

が、炉心からはなれると波長の長いγ線は吸収されてしまつて、γ線のスペクトルは波長の短い方に寄るために炉心から 6m 離れた所では約 40cm に増加する。プール水面のγ線照射量を  $7.5 \times 10^{-13} \gamma/hr$  に減らすためには出力 100kW では 5m, 出力 1,000kW では 6m の水柱が必要である。

高出力では遮蔽に必要な水の深さは出力の増加に伴って急激に増加するので、水泳プール型原子炉がその特長を失わずに使用できる最大出力限度は、冷却の点よりむしろ、遮蔽によってきまるものである。水の深さがあまり深くなって実験に不便をきたさない程度における最大出力限度は、およそ 2,000 kW 程度であるといわれる。

遮蔽に必要な水の深さを減じ、この原子炉の特長である融通性を維持するための一つの方法として、個々の燃料要素の上に鉛のキャップをかぶせてやることも可能である。冷却水の循環を妨げないために、このキャップは幾つかの喰い違った所から成るものでなければならぬ。このキャップの平均厚さが 3in ならば表面におけるγ線の強さは約 1/4 に減らすことができる。

【主要参考文献】

1. Peacefull Uses of Atomic Energy (Geneva Conference Aug. 1955) Vol. 2. "Physics; Research Reactors"
2. U.S.A.E.C. "Research Reactors"

(設計研究部原子力課 藤田元嗣)

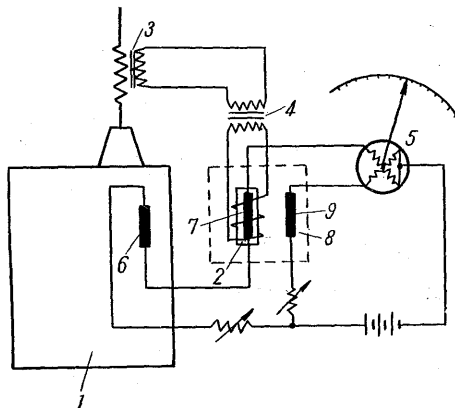
変 圧 器 の 温 度 監 視 装 置

(実 公 昭 32-5549)

この考案はサーマルイメージ法による変圧器の温度監視装置を改良したものであります。すなわち被監視体と同じ熱的慣性をもつ模型をつくり、この模型体の温度を測定するものですが、模型体はその外周温度の影響を受けるので、これを補償しなければなりません。この考案はこれを解決したもので、被監視体自身の温

度を精確に測定することができます。

図において、変圧器は1で示され、その模型体は2で示されています。模型体2は変流器3, 4を経て変圧器の電流によって加熱されます。変圧器の油中に挿入された抵抗6と模型体中2に挿入された抵抗7とが、直列に交叉コイル型指示計器5の一方の巻線に接続されています。



模型体の外函8の中には別の抵抗体9が設けられ、指示計器5の他方の巻線に接続されています。このように構成することによって、模型体の周囲温度の影響は完全に補償され、計器は被監視体たる変圧器の温度を精確に指示することになります。

この装置は、遠隔測定用に適しておりますから、無人のユニットサブステーション等の監視装置として、特にその長所を発揮するものであります。また指示計器の代りに、警報装置あるいは制御装置を用いることもできるから、その応用範囲は広いものであります。

(特許課 池上)



\*本誌に記載されている会社名および製品名は、それぞれの会社が所有する  
商標または登録商標である場合があります。