

第 11 章 発熱と伝熱、発電

内容

第 11 章 発熱と伝熱、発電.....	243
11.1 核分裂エネルギーから熱エネルギーへの変換過程.....	245
11.1.1 核分裂反応による熱エネルギーの発生.....	245
11.1.2 燃料ペレット・ギャップ・被覆管中の熱伝導・熱伝達.....	247
11.1.3 被覆管表面と冷却材の熱伝達.....	250
11.2 原子力発電プラントの運転中の燃料ペレットと被覆管の変化.....	255
11.2.1 原子炉内の燃料棒の挙動.....	255
11.2.2 燃料ペレットの変化.....	257
11.2.3 被覆管の変化.....	259

【この章のポイント】

- ・ 核分裂反応により発生したエネルギーは、熱エネルギーとして燃料ペレットから被覆管を通して冷却材に伝えられていく。それらは熱伝導や熱伝達といった物理現象に基づく。
- ・ 原子力発電プラントの運転により、燃料ペレットや被覆管に機械的、化学的な変化が起こる。それを適切に管理し、運転を通して被覆管を健全に保持し続けることが重要である。

原子力発電プラントは、ウランやプルトニウムからなる核燃料で発生する核分裂エネルギーを取り出し、最終的にそれを電気エネルギーに変換するシステムである。これまでに、第5章において、核分裂反応のメカニズムと発生するエネルギーの大きさを、また第10章において、実際の原子力発電プラントにおける核分裂エネルギーから電気エネルギーへの変換過程とそのために用いられる各種プラント機器の役割・構造の概要を学んできた。本章では、エネルギーの変換過程のうち核分裂エネルギーから冷却材の熱エネルギーへの変換過程について、もう少し詳細に考える。

また、実際の原子力発電プラントにおいては、燃料ペレットで発生した膨大な核分裂エネルギーを、冷却材が熱エネルギーとして受け取るということが持続するため、燃料ペレットや被覆管において様々な機械的、化学的な変化が起こる。それらについても解説を行う。

11.1 核分裂エネルギーから熱エネルギーへの変換過程

【この節のポイント】

- ・ 核分裂エネルギーは、局所的かつ瞬間的に燃料ペレットの熱エネルギーに変換される。
- ・ 燃料ペレットで発生した熱エネルギーは、ペレット、被覆管のギャップ及び被覆管での熱伝導・熱伝達により被覆管表面に移動する。
- ・ 被覆管表面に移動した熱エネルギーは、その外側を移動する冷却材に熱伝達によって渡される。

11.1.1 核分裂反応による熱エネルギーの発生

第5章で述べられているように、一回の核分裂反応で発生するエネルギーは約 2×10^8 eV (200 MeV) であるが、核分裂反応が起こったからといって、それと同時に燃料ペレット中の原子の振動エネルギーが増加する（温度が増加する）というわけではない。この 2×10^8 eV という核分裂エネルギーの一部は、核分裂反応直後に発生する中性子、 γ 線、 β 線、ニュートリノといった種々の放射線の運動エネルギーとして現れる（この中性子が引き続いて核分裂反応を起こすことが期待される）。しかし、これらは核分裂エネルギー全体の2割程度であって、大部分（8割程度）は核分裂した原子核の破片（核分裂片）の運動エネルギーとなる。

核分裂反応の直後、核分裂片は高速で媒質中を運動する。核分裂片は正の電荷を持つため、

その運動中に近傍の原子中の電子と電気的な相互作用を起こし、自身の運動エネルギーを徐々に失っていく。一方、核分裂片からエネルギーを受け取った他の原子は、さらに付近の原子に対して電気的な相互作用を通してそのエネルギーを付与する。この結果、核分裂片は 10^{-5} m 未満の移動距離でその運動エネルギーの全てを付近の複数の原子に付与する。また、原子が受け取ったエネルギーは、最終的に原子の熱振動、すなわち媒質の熱エネルギーとなる。以上のことから、核分裂片の運動エネルギーは局所的かつ瞬間的に燃料ペレットの熱エネルギーに変換される、と言える。この過程を概念的に図 11-1 に示す。

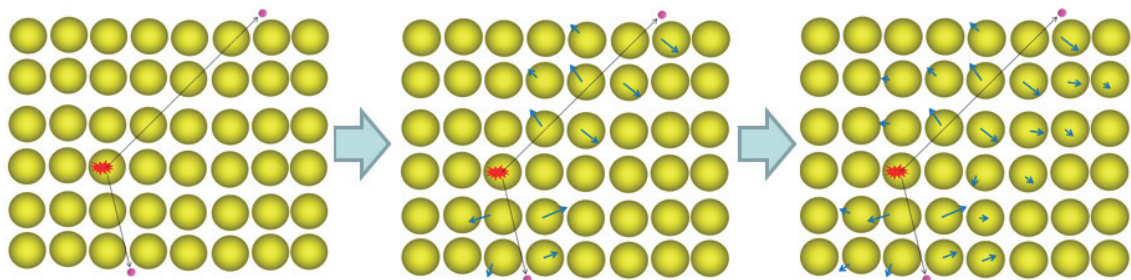


図 11-1 核分裂片がその運動エネルギーを周囲の原子に付与する様子
(規則的に並んでいるのが原子)

核分裂片の運動エネルギーは、核分裂反応が起こった位置とほぼ同じ位置で媒質の熱エネルギーに変換される、と述べた。これは核分裂片の移動距離が最大でも 10^{-5} m 程度であり、燃料ペレットの大きさ（直径で約 8×10^{-3} m 程度）と比べて小さいことから言える。ただし、ウラン燃料 (UO_2 結晶) 中の原子の間隔は 5×10^{-9} m 程度なので、核分裂片はその移動中にかなりの数の原子と遭遇していることになる。そのような観点からは、「核分裂片はかなり長い距離を飛行している」とも言えるかもしれない。

なお、核分裂エネルギーの残りの 2 割分を運動エネルギーとして付与された放射線は、基本的には核分裂片よりも長い距離を飛行しながら、その運動エネルギーを媒質の原子に付与する。ただし、 β 線は燃料ペレット中で長い距離を飛行することは無いので、そのエネルギーは核分裂片と同様に、核分裂反応が起きた位置に付与されると考えても問題ない。一方、 γ 線や中性子は燃料ペレットの大きさ以上の飛行範囲を持っているため、核分裂反応が起こった媒質とは異なる媒質にエネルギーを付与するのが一般的である。

核分裂反応で発生するニュートリノについては、媒質と相互作用する確率が極めて低いため、そのほぼ 100%が原子炉の外に飛び出ることになり、その分のエネルギー (1.2×10^7 eV 程度) は原子力発電プラントにおいて利用されない。なお、繰り返しになるが、ニュートリノの媒質との相互作用確率は非常に小さいので、それによる被ばくを心配する必要は全く無い。

【コラム】 γ 線による核分裂エネルギーの運搬

本文で述べたように、核分裂反応で発生した γ 線は、燃料ペレットの大きさと比べて、より長い距離を飛行することが出来る。したがって、ある燃料ペレットにとっては、折角、自らの核分裂反応で作出した γ 線であるのに、そのエネルギーを別の燃料ペレットに付与する、ということになってしまう。これは何だか勿体無いような気がする。しかし、一般に、原子炉内では多数の燃料棒が隣接して配置されているので、自分が作った γ 線のエネルギーを他人に分け与えている一方で、他人が作った γ 線のエネルギーを自分が受け取っているということにもなり、均衡が保たれているのである（まるで人間の社会のようではないか？）。

なお、原子炉炉心の外周部に位置している燃料ペレットについては、「支出」が「収入」を上回ることになるので、以上のことは当てはまらず、幾分損していると言えるだろう。

11.1.2 燃料ペレット・ギャップ・被覆管中の熱伝導・熱伝達

この節では、燃料ペレットで発生した核分裂エネルギー（ペレットの熱エネルギー）が、冷却材に接する（燃料）被覆管の外側表面に伝わる過程を解説する。一本の燃料棒とそれを取り囲む冷却材の水平断面を図 11-2 に示す。

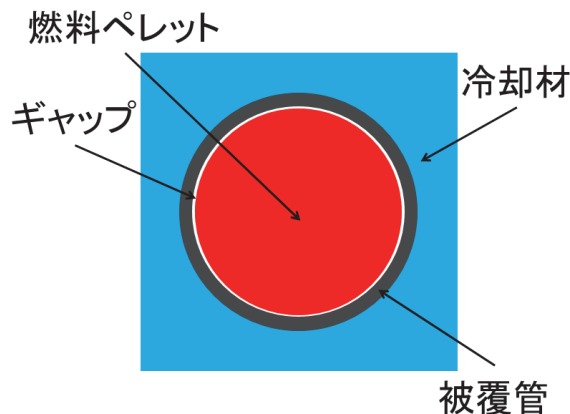


図 11-2 燃料棒と冷却材の水平断面

11.1.1 節で述べたように、燃料ペレット内で起こる核分裂反応によってペレット内に熱エネルギーが発生する。仮に燃料ペレットが無限と見做せるほどの大きさを持っているとし、ペレット内で空間的に均一に核分裂反応が起こるとするならば、燃料ペレットの温度は空間的に均一に、時間とともに徐々に増加していくであろう。しかし、燃料ペレットは直径約 $8 \times 10^{-3} \text{ m}$ (8 mm) の円柱状の構造物であるので、その表面から熱エネルギーが逃げ出すことになる。したがって、ペレット中心から外周部への熱エネルギーの移動が起こる。

均一な固体内での熱エネルギーの移動は**熱伝導 (heat conduction)** と呼ばれ、燃料ペレット内での熱エネルギーの移動はこれに該当する。熱伝導においては、熱エネルギーの移動量は、温度の空間勾配と媒質の熱エネルギーの伝わりやすさ (**熱伝導率 (thermal conductivity)**) に比例することが分かっている。例えば、熱が伝わりやすい (熱伝導率が大きい) 金属では、

ある量の熱エネルギーを小さな温度勾配のもとで移動できる。一方、熱が伝わりにくいセラミック（たとえば陶磁器）では、同量の熱エネルギーを移動させるためには、大きな温度勾配が必要となる。核燃料として一般的に用いられる二酸化ウランはセラミックであり、熱が非常に伝わりにくい。従って、燃料ペレット内の温度勾配はかなり大きくなり、ペレットの表面温度が 800 K 程度であるのに対して、中心温度は 1,200 K を超える程度にまで達する（つまり 4×10^{-3} m (4 mm) 程度の空間に 400 K を超える温度差が生じる）。なお、二酸化ウランは融点が 3,150 K 程度 (2,880 °C、「にっばっば」と覚える) と高いため、1,200 K を超える程度といっても融け出すまでにはまだまだ余裕がある。

燃料ペレットで発生した熱エネルギーは、燃料ペレット表面から外側の媒質に伝わっていく。燃料ペレットの外側は被覆管で囲まれているが、実際の燃料棒では、被覆管と燃料ペレットの間に空隙（ギャップ）が存在する。燃料ペレット外側のギャップと被覆管では熱エネルギーは発生しない（厳密には γ 線の吸収反応などによる微小な発熱があるがここでは無視する）が、燃料ペレットからの熱エネルギーの移動があるため、ペレット側から外側に向かう熱エネルギーの移動を考える必要がある。

ギャップには気体ヘリウムが充填されており、ヘリウム中の熱の移動は**熱伝達 (heat transfer)**と呼ばれる物理過程に対応する（熱伝達の詳細については後述する）。気体の熱伝達は非常に効率が悪いことから、ギャップの幅は 10^{-4} m (0.1 mm) 程度であるものの、ギャップ内では大きな温度勾配が生じる（燃料ペレット表面と被覆管内側表面とに大きな温度差が生じる）。

被覆管内の熱エネルギーの移動は、燃料ペレット同様に熱伝導となるが、被覆管の材質であるジルカロイは比較的熱を伝えやすいため、被覆管内の温度勾配はそれほど大きくはならない。熱の伝えやすさを大まかに比較すると、燃料ペレットに対してジルカロイは数倍程度となる（なお、これらは条件によって変動することに注意されたい）。PWR の炉心内のある高さ位置における燃料棒の径方向についての温度評価の解析例を図 11-3 に示す。

【コラム】 ペレットと被覆管のギャップを満たしている気体はなぜヘリウム？

ペレットから被覆管に熱をできるだけ効率よく伝える観点から、ギャップを満たす気体は、できるだけ熱伝達特性の良いものが望ましい。気体の熱伝達特性は、気体の分子量が小さいほど良好になるため、その観点からは水素が最も望ましいと言える。しかしながら、水素はジルコニウム製の被覆管に吸収されやすく、水素化ジルコニウムを生成する。水素化ジルコニウムは脆い性質があり、被覆管の破損の原因となる。従って、熱伝達特性が水素に次いで良く、また、不活性なためペレットや被覆管と化学反応を起こさないヘリウムが用いられている。

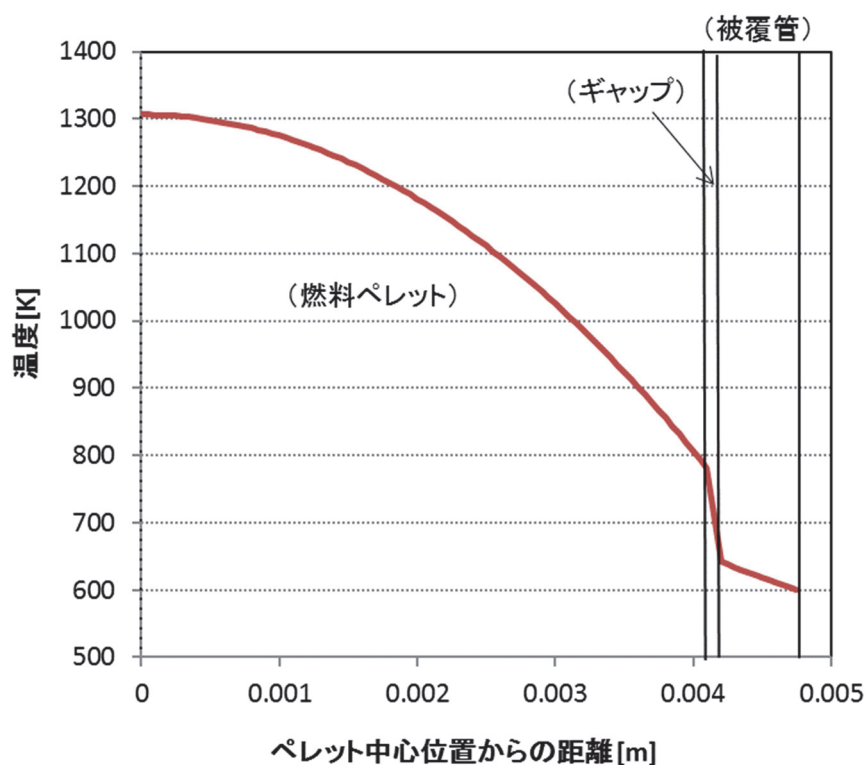


図 11-3 PWR における温度評価の解析例 (燃料棒の横方向)

【コラム】セラミック以外の核燃料は使えないの？

原子力発電プラントで一般的に使われている核燃料はセラミックの一種の二酸化ウランであり、本文で述べたように熱エネルギーが伝わりにくい。その結果、燃料ペレット内で大きな温度勾配が生じ、ペレット中心は非常に高温となる。二酸化ウランよりも熱エネルギーを伝えやすい核燃料は無いのであろうか？

核燃料としてはウランやプルトニウムが含まれてさえいればよいので、必ずしも二酸化ウランである必要はなく、例えば、金属とウランの合金や、窒化物ウラン、炭化物ウランも核燃料の候補として考えられる。特に、金属とウランの合金燃料（ウラン-ジルコニウム合金やウラン-アルミニウム合金など）は、いくつかの発電プラントや実験用のプラントで実際に用いられている。

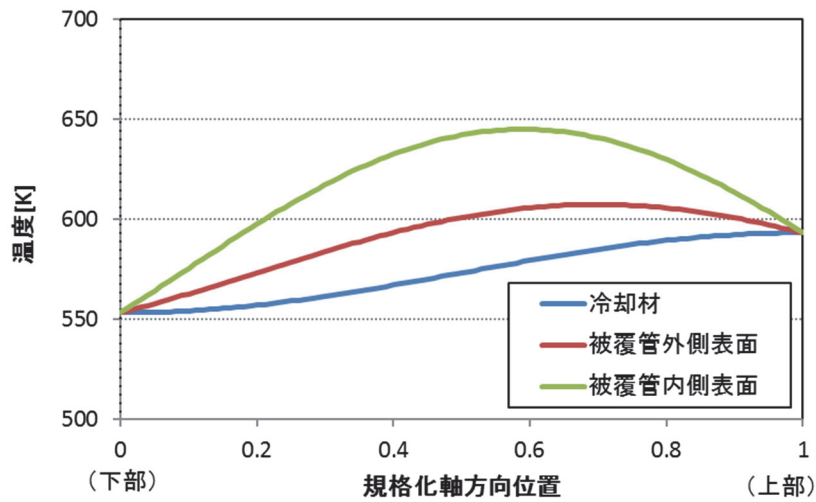
ウラン合金の燃料は一般に金属燃料と呼ばれる。金属燃料はセラミックである二酸化ウランと比べて熱エネルギーの伝わり方が格段に良い。仮に、熱の伝わり方が 10 倍良いとした場合には、ペレット中心と表面の温度差は 1/10 で済むことになり、二酸化ウラン燃料では（本文中では）1,200 K とされた中心温度は 840 K 程度となる。また、金属燃料には、ウランなどの核分裂性核種を高密度に含有できるなどの長所がある。ただし、その一方で、金属燃料には、後述するスエリングの影響が大きい、融点が低い、被覆管材質との相性があまり良くない、といった短所も存在する。二酸化ウランに関してはそのような目立った短所がなく、そのことが長所であると一般的に考えられている。

11.1.3 被覆管表面と冷却材の熱伝達

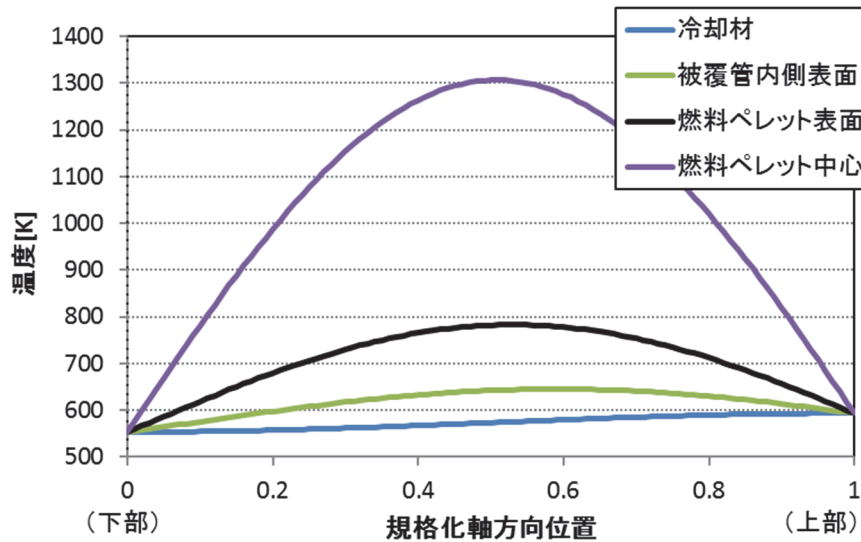
被覆管の外側表面まで伝わった熱エネルギーは、その外側を上部に向かって流れる冷却材（冷却水）に移動する。この熱エネルギーの移動は、静止している媒質（被覆管）と運動している媒質（冷却水）の間で行われ、これは熱伝達に該当する。

熱伝達により移動する熱エネルギーは、やりとりする 2 つの媒質の温度差と熱伝達のしやすさ（**熱伝達率 (heat transfer coefficient)**）に比例する。熱伝達のしやすさは、熱のやりとりを行う媒質の特性（媒質の「モノ」としての特性と、円筒なら内径や流路の長さなど「カタチ」に関する特性）に依存するとともに、運動している媒質の速度にも強く依存し、被覆管と冷却水の間での熱伝達では一般に速度が大きいほど熱伝達のしやすさは大きくなる。運動している媒質の速度をゼロとしたとき、それは 2 つの媒質における熱伝導となる。速度が大きいほど熱伝達しやすくなるということは、被覆管と冷却水の間では、熱伝達は熱伝導よりも効率的に（少ない温度勾配で）熱エネルギーの移動を行えることを意味している。

燃料棒群の間隙を上方に向かって流れる冷却水は、以上で述べたように燃料ペレットで発生した熱エネルギーを受け取る。したがって、冷却水の温度は、炉心の上方であればあるほど高くなる（沸騰が起こる BWR では、沸騰領域での温度はほぼ一定となり、蒸気の割合が大きくなる）。PWR における、ある平均的な径方向位置での、炉心内の高さに対する冷却水、被覆管内外表面、燃料ペレット表面、燃料ペレット中心それぞれの位置での温度評価の解析例を図 11-4 に示す（軸長 4 m、平均線出力 16.2 kW/m で計算）。この図より、冷却材が炉心下部より 550K 程度で炉内に流入し、600K 程度で上部から炉外に出ていく様子などが分かるであろう。



(a) 冷却材～被覆管内側表面



(b) 冷却材～燃料ペレット中心

図 11-4 PWR における温度評価の解析例 (燃料棒の高さ方向)

PWR では被覆管表面から熱エネルギーを受け取った冷却材は液体状態を保つが、BWR では冷却水が沸騰するため熱伝達が複雑になる。BWR での熱伝達を考えるための身近な例として、水を入れた金属製の鍋をコンロにかけた状況を考えよう。

水の温度が高くなるにつれて、鍋の底から泡が出てきて、そのうち鍋に入れた水は沸騰するはずである。このような沸騰を**核沸騰 (nucleate boiling)** と呼び、BWR ではこのような沸騰を介して熱エネルギーが冷却材に伝わる。

一方、ここで、コンロの火を徐々に強くし、最終的に「ロケット噴射並みの超強力」なものにしたらどうなるだろうか？単に水が沸騰するまでの時間が短くなるだけだろうか？こ

のような状態では、伝熱面（鍋の底面）であまりにも多数の泡（蒸気）が発生するため、伝熱面が蒸気の膜で覆われてしまう。蒸気は気体であるため、水に比べてはるかに熱の伝わり方が悪い。言ってみれば、伝熱面が蒸気という断熱材で覆われたようなものである。では、伝熱面はどうなるであろうか。水に伝わる熱が極端に少なくなるため、伝熱面の温度は急上昇することが予想される。このような沸騰現象を、核沸騰に対して**膜沸騰 (film boiling)**と呼ぶ。何らかの原因で燃料ペレットの発生熱エネルギーが急上昇し、沸騰現象が核沸騰から膜沸騰へ遷移すると、燃料棒表面から冷却水への熱伝達が阻害され、被覆管表面温度が急激に上昇し、被覆管の破損（焼損）に至る。PWR も含めて、原子力発電プラントの燃料設計、熱設計ではこの点に大きな注意が払われている。具体的には、被覆管表面から冷却材への熱の流れの大きさ（熱流束）に関して、冷却材が膜沸騰へ遷移するときの値が評価され、トラブルも含んだプラントの運転中に熱流束がこの値を十分下回るように設計される。

【コラム】膜沸騰とライデンフロスト現象

非常に高温で、灼熱状態の金属面に水をかけると、水がすぐに蒸発せず、高温の金属面上で水玉のようになって動き回る様子が観察できる。これは、水滴と金属面の間に蒸気の膜ができ、膜沸騰により金属面から水滴への熱伝達が阻害されることが原因で発生する。膜沸騰が起きないとするならば、水滴は「ジュワー」という感じで伝熱面に広がり、すぐに蒸発するはずである。

最近の家庭のコンロは安全装置がついており、フライパンをかなりの高温に熱することが難しいので、簡単には実験はできないが、Youtubeなどで「ライデンフロスト現象」または「ライデンフロスト効果」などと検索すると、膜沸騰状態に関する興味深い映像を多数確認できる。

BWRのように液相と気相の水が混在する場合、流れの全体に気相が占める体積割合に依存して気液二相の流れ方（流動）が変わる。この気液二相の流動について、その特徴に応じていくつかに分類したものを**流動様式（flow regime）**と呼ぶ。燃料棒の間を上方に流れる気液二相流の流動様式の例を図 11-5 に示すが、液相に僅かな気相が混じる気泡流や、燃料棒表面付近は液相、流路中央部は気相が流れる環状噴霧流などがある。流動様式は熱伝達に大きく影響することから、気液二相流に関する研究は重要なテーマとなっている。

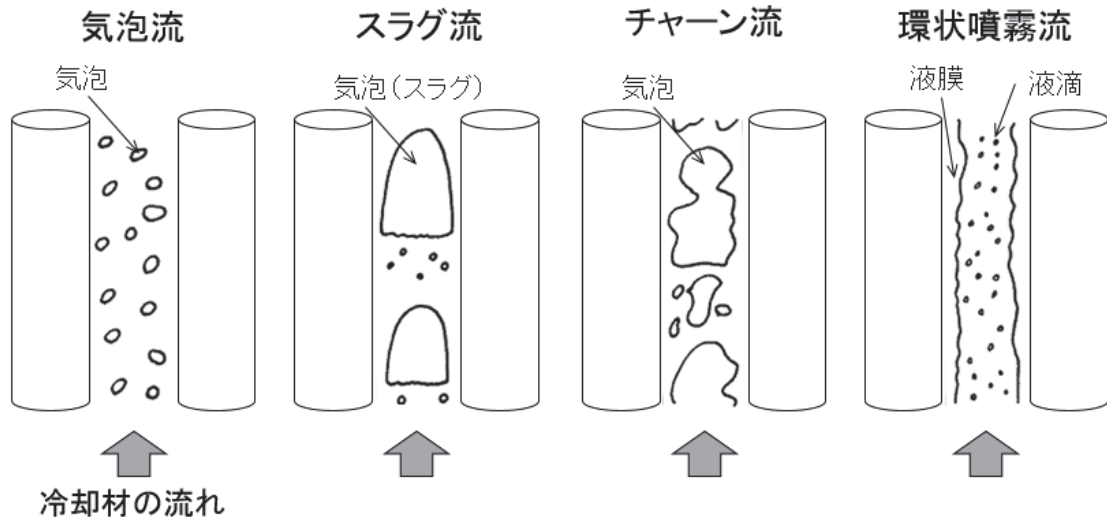


図 11-5 燃料棒の間を流れる冷却材の流動様式の例

【発展的内容】 気液二相流における気液の速度

熱伝達では冷却水の速度が重要になることを本文中で述べた。ここでは、冷却水の速度の評価方法について述べる。

横に寝かされた円筒を考え、その片側から水を単位時間あたり一定量流し込んだとき、円筒のもう片側から出て行く水の量を考えよう。以降では、流し込む水を「流入水」、出て行く水を「流出水」として区別する。

この状態が定常的なもの、すなわち、時間とともに一定であるものとするならば、単位時間あたりの流入水と流出水の質量は同一でなければならない。そうでないならば、円筒内の水の質量が時間とともに変化することになり、前記の仮定に反してしまう。

水がこの円筒内を流れる途中で壁面から熱を受け取ったり奪われたりしないとするならば（断熱条件）、流入水と流出水の流れる速さも同一となる。ところが、水と内壁の間に摩擦が発生するので、これによって流出水の圧力は流入水の圧力と比べて小さくなる（この圧力の低下を圧力損失と呼ぶ）。一般に圧力が小さくなると温度が一定の条件下では水の密度は僅かに小さくなるため、流出水の密度は流入水と比べて僅かに減少する。流入水と流出水の質量が同一であることから、流出水の流れの速度は流入水よりもわずかに大きくなる。

次に、水が壁面から熱を受け取る場合を考えよう。単位時間あたりの壁面の発熱量と流出

水が円筒通過中に受け取った熱量は釣り合うので、水の比熱により流出水の温度が決まる。密度は温度にも依存するため、圧力、温度の変化に応じて流出水の密度が決まり、その結果、速度も決まる。一般に、温度の増加に伴って水の密度は低下するため、流出水の密度は流入水よりも小さくなり流出水は流入水と比べて流れが速くなる。

以上は流出水が液単相であるときの話であるが、次に、気液二相となる場合、すなわち、円筒内で沸騰が起こる場合について考えよう。

円筒壁面から受け取る熱量から、流出水における液相と気相それぞれの重量は比較的容易に決まる。したがって、円筒の出口断面におけるそれぞれの相が占める面積が決まれば液相と気相のそれぞれの速度が決まることになる。しかし、出口断面における流出水の液相と気相の面積比は、熱のやりとりのバランスのみから決めることは出来ないので、液相、気相それぞれの速度を決めることが出来ないことになる。

ここで、流出水における液相と気相の重量比が 1:1 であった場合、出口断面における液相と気相の面積比について考えよう。仮に、液相と気相の速度が同一であるならばどうか。液相と気相の面積比も 1:1 になるであろうか？ここで、液相の密度は気相の密度と比べて圧倒的に大きいことが分かっている。したがって、液相と気相の速度が同一であるならば、重量比が 1:1 であるためには液相の出口断面での面積は気相と比べてかなり小さくしなければならないことが分かるであろう。ただし、直感的には液相の方が気相よりも遅く流れると考えられるので、液相の面積をそこまで小さくする必要はないことも分かる。そうはいつでも液相と気相の密度の違いほどは速度の違いは現れないだろうから、重量比が 1:1 のときには、出口断面における面積比は液相の方が小さくなるであろうと予想される。

いずれにしろ、流出水における液相と気相それぞれの重量は簡単に決めることが出来るが、出口断面での液相と気相の面積比については、簡単な条件から決めることが出来ない。熱伝達を適切に評価するための二相それぞれの流路に占める面積比や速度を求める種々の熱水力モデルが開発され、現在でもその改良が精力的に行われている。

11.2 原子力発電プラントの運転中の燃料ペレットと被覆管の変化

【この節のポイント】

- ・ プラントの運転中には、燃料ペレットや被覆管は高温、高放射線という特殊な環境下におかれるが、運転を通して被覆管を健全に保持し続けることが重要である。
- ・ 高温になることによって発生する応力や、固体状、気体状の核分裂生成物核種の蓄積と燃料ペレットからの放出、水素との反応による被覆管材料の変化、さらには、被覆管の腐食の促進などにより、被覆管が破損する可能性があり、それを避けるために適切な設計を行うことが重要である。

11.2.1 原子炉内の燃料棒の挙動

火力発電プラントの運転では、石油や石炭をどんどん燃やして水を温めているので、プラントの中ではそういった可燃性の物質が物凄い炎を上げて燃えていく様子が想像できるであろう。それでは原子力発電プラントの運転はどうだろうか？原子力発電プラントでは、ウランなどの核分裂反応によって膨大なエネルギーを発生させているが、核分裂反応は目に見えず、それを引き起こす大量の中性子も同様に目に見えない。従って、膨大なエネルギーを発生しているにも関わらず、傍目には何も起こっていないように見えると想像できるのではないだろうか？勿論、核分裂エネルギーを受け取った冷却水が（プラントによってはその一部が蒸気になって）上方に流れていくといった描写は可能であろうが、発熱する燃料ペレットを含む被覆管などは、ただ高温になるだけで、見た目は何も変わらないのだろうか？

実際には、燃料ペレットや被覆管は、プラントの運転とともにその様子が大きく変わることが分かっている。それが、燃料ペレット、被覆管各々の健全性に影響を与える可能性があるため、プラントを安定的に運転するという観点から、その挙動を理解することが重要である。

なお、燃料ペレットや被覆管といった燃料棒の構成材料に加えて、燃料棒支持格子、スパーサ、ノズル、タイプレートといった燃料集合体を構成する部材、さらには、燃料集合体とともに炉心を構成する構造物も、プラントの運転中においてその健全性が保たれ続ける必要があるが、本節では、燃料ペレットと被覆管の挙動のみに着目する。

燃料ペレットおよび被覆管は、放射性物質をプラントの中に閉じ込めるという役割を担っており、放射性物質の漏洩に対する五重の障壁の中でそれぞれ第一、第二の障壁に対応する。燃料ペレットは、ウランなどの核分裂性物質とともに、運転の結果発生する放射性のアクチノイド元素や核分裂生成物核種（FP 核種）を保持する役割を担う。また、被覆管は、ペレットから漏れ出てきたそれらの一部を閉じ込める役割を担う。燃料ペレットではこれら放射性核種を完全に保持する（閉じ込める）ことは期待されてはいないため、被覆管の健全性を保ち続けることが最重要になる。

燃料ペレットや被覆管の健全性が保たれない状況として、それらが（機械的に）破損する場合と、それらが高温となり熔融する場合が考えられる。

始めに破損について考えよう。材料が破損する、すなわち、壊れるということは、大きく

は**脆性破壊 (brittle fracture)**と**延性破壊 (ductile fracture)**に分類される。大雑把には、前者は「ぼきっと壊れる」もの、後者は「めりっと壊れる」ものと考えればよく、破壊に変形が伴うかどうかの違いがあると言えるだろう。これらの破壊が起こる条件は、材料の温度に強く依存し、セラミックである燃料ペレットの破損は脆性破壊、金属である被覆管の破損は延性破壊となる場合が多い。また、同一の材料であっても、脆性破壊が起こり易い温度領域（一般的には低温）と延性破壊が起こり易い温度領域（一般的には高温）がある。その境界を**脆性遷移温度 (Nil-Ductility Transition Temperature: NDT)**と呼び、材料の重要な特性の一つとして挙げられる。

【コラム】タイタニック号の沈没と低温脆性

1997年に公開されたレオナルド・ディカプリオとケイト・ウィンスレット主演の映画「タイタニック」を観た方も多いのではないだろうか。

1912年4月15日、イギリスからニューヨークに向かうため北大西洋上を航海していた大型客船タイタニック号が氷山に衝突し、沈没した。世の中によく知られているタイタニック号の沈没事故である。

沈没の直接的な原因は、タイタニック号が洋上で氷山に衝突したことである。タイタニック号の船体には、リン (P) と硫黄 (S) を多く含む鉄が使用されており、この鉄は低温で脆くなり易い特性 (低温脆性) が現れやすかったと言われている。事故が起こった際の当該海域の海水温は氷点下であり、そのため、船体が低温脆性を示し、結果として氷山との衝突の衝撃で船体が二つに割れ、急速に沈没したと考えられている。

なお、通常の温度では曲げ伸ばしが出来る延性を示す金属材料が、低温で硬く脆くなる低温脆性を示すことが広く認識されたのは1940年代であり、タイタニック号の事故当時は低温脆性の存在は知られていなかったとされる。タイタニック号のみならず、橋梁の崩壊、ガスタンクの破壊なども低温脆性により発生している。

(出典：失敗知識データベース、<http://www.shippai.org/fkd/cf/CA0000216.html>)

原子炉においては、原子炉容器に鋼鉄が使用されている。鋼鉄が中性子の照射を長時間にわたって受けると、格子欠陥などにより、低温脆性を示す温度点 (脆性遷移温度) が次第に上昇してくることが知られている。原子炉容器製造時にはマイナス (°C) であった遷移温度が数十°Cまで上昇することもある。原子力発電プラントの通常運転時は、原子炉容器は300°C程度となっているため脆性は示さないが、事故の際、原子炉に水を緊急に注水する**緊急炉心冷却系 (Emergency Core Cooling System: ECCS)**が動作すると、室温に近い水が原子炉容器内に注入される。そのため、脆性遷移温度が高くなりすぎると、原子炉容器が脆性破壊する可能性が生じる。压力容器に対する中性子の照射は、燃料と原子炉容器の距離が近いPWRでより顕著である。PWRでは、炉心の近く (原子炉容器と比べてより多く中性子の照射を受ける位置) に原子炉容器と同一の材料の試験片を入れておき、この試験片の脆性遷移温度を定期的にも実測することにより、原子炉容器の健全性を監視している。

延性破壊が生じる以前に起こる変形の過程を**クリープ (creep)**と呼ぶ。これは、長時間にわたって力をかけ続けられることによる材料の変形を指す。このクリープ変形が最終的に延性破壊に至るが、このクリープが進む速度 (**クリープ速度 (creep speed)**) が大きいほど破壊に至る時間が短いことになる。このクリープ速度も材料の重要な特性の一つである。

燃料ペレットや被覆管の破損は、これらが耐えうることができる力 (材料強度) よりも大きい力がかかった場合に発生する。材料強度は脆性遷移温度やクリープ速度といった材料の特性に依存して決まるものであるため、燃料ペレットや被覆管の破損について考えるときには、プラントを運転することによってそれらにかかる応力の大きさと、プラントの運転によって生じるそれら材料の特性の変化の2点がポイントになる。

熔融についても同様の考え方を採ることが出来る。すなわち、プラントの運転に伴う温度上昇と、プラントの運転によって生じるこれらの温度に関する特性 (熱を伝える能力や融点) の変化がポイントになる。

原子力発電プラントの通常の運転での材料にかかる応力の増加や材料温度の上昇については、プラントの設計を行う際に適切な想定を行い、それに耐えうるような材料を選定し、機器の設計を適切に行えばよい。ただし、ここで厄介なのは、プラントの運転によって、燃料ペレットや被覆管の変形が起こったり、その特性 (強度や伝熱特性、融点など) が変化したりすることである。以下では、この点に関して、燃料ペレットと被覆管のそれぞれについて説明しよう。

11.2.2 燃料ペレットの変化

燃料ペレットは、11.1 節で述べたように径方向に著しい温度分布を持つ。このため、燃料ペレットの中心部が周辺部に比べて、より熱膨張することで燃料ペレット自身に強い力が与えられ、それが燃料ペレットに細かな割れを生じさせる。この燃料ペレットの割れは燃料ペレットの熱の伝わりやすさを悪化させるなどの好ましくない影響を与える。

また、プラントの運転初期 (運転開始後の 1 年程度の期間) に発生する重要な現象として、ペレットの**焼き締まり (densification)**がある。これは、ペレットの高温状態が続くことや放射線の照射によって、燃料ペレットの製造時に存在する気孔が収縮・消滅し、ペレット自体が収縮するというものである。収縮の結果、燃料ペレットと被覆管の間のギャップ領域が増加することによって冷却材への熱の伝わりやすさが悪化し、それが燃料ペレット温度の上昇を引き起こす。また、ギャップ領域の増加によって、被覆管外側を流れる冷却水からの圧力による被覆管の内側へのつぶれなどが引き起こされる可能性が生じる。この被覆管のつぶれについては、それを避けるために被覆管の内側の圧力を事前に高めておくなどの対策がとられている。

さらに、第 8 章で述べられているように、核分裂反応によってウランなどの重い原子核が 2 つのより軽い原子核 (FP 核種) に分裂する。この FP 核種の発生が、燃料ペレットの挙動に大きな影響を与える。

固体状の FP がペレット内に蓄積することによって、焼き締まりとは逆にペレットの体積

膨張を起こす。これを**スエリング (swelling)** と呼ぶ。スエリングによってペレットの膨張が進んだ場合、ペレットと被覆管の接触に発展し、被覆管の健全性を妨げる可能性がある。

また、クリプトンやキセノンといった気体状の FP 核種 (FP ガス) がペレットに溜まることによりスエリングに寄与することがある。また、FP ガスがペレットと被覆管の間のギャップ領域に移動すると、燃料棒内の圧力上昇を引き起こすとともに、ギャップ領域における熱の伝わりやすさを悪化させて燃料ペレットの温度上昇を引き起こす。

何らかのトラブルによってプラントの出力が急上昇した場合、燃料ペレットは通常運転時よりさらに高温となるため、大きな熱的膨張が起こる。その結果、燃料ペレットと被覆管の間のギャップ領域は狭まり、最終的に燃料ペレットと被覆管の接触に至る。これを**ペレット・被覆管機械的相互作用 (Pellet Clad Mechanical Interaction: PCMI)** と呼ぶが、PCMI が起こると、被覆管が燃料ペレットから外力を受けることになり、被覆管の破損に繋がる場合もある。これを避けるために、ペレットの端面角を削ったものや、中心に空孔を配置した中空ペレットの採用、被覆管内側の比較的軟らかい金属による内張りなどの方策が取り入れられている。なお、本節の冒頭に述べたペレットに生じる亀裂は PCMI を促進させる効果を持つ。

以上で述べた原子力発電プラント運転中に起こる燃料ペレットの変化とその影響について図 11-6 にまとめる。

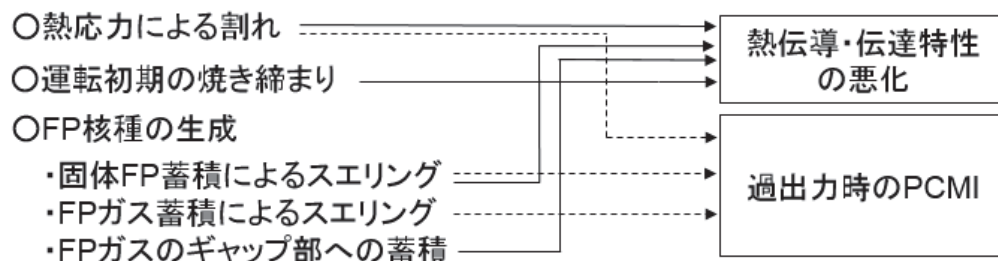


図 11-6 運転中に起こる燃料ペレットの変化とその影響

【発展的内容】 燃料ペレットのディッシュとチャンファ

燃料ペレットにおいて、原子炉運転中の変形に対応するために「ディッシュ」と「チャンファ」と呼ばれる特殊な加工が行われる。ディッシュは円筒形状の燃料ペレットの上下面の中央部に設けられるくぼみを指し、高温となるペレット中央部の熱膨張やスエリングによる体積増加を吸収する。また、チャンファはペレットの上下面の円周部における角取りが行われた形状を指し、端面近傍の微小な欠損を低減し、熱膨張時の端面の変形と被覆管との接触を抑える働きをする。

11.2.3 被覆管の変化

一般的な原子力発電プラントで被覆管として用いられているのはジルコニウム合金であり、これは中性子を吸収しにくいジルコニウムに対して、スズ、鉄、ニッケル、クロムなどを若干量添加して高温の冷却水に対する耐腐食性を高めたものである。添加物やその量についてはジルコニウム合金の種類によって異なる。

被覆管の健全性を考える上でポイントとなるのは被覆管の内向きもしくは外向きにかかる力と腐食である。

被覆管にかかる力としては、その外側を流れる冷却材からの内向きの力と、被覆管内の内側の圧力（初期充填ガスとFPガスの和）や、場合によってはペレットのスエリングによる直接的な接触（PCMI）による外向きの力を考える必要があり、それらがバランスしていない場合に歪みの力が発生する。プラントの通常運転においては、冷却水圧力と燃料棒内圧との差圧によって生じる内向きの力を長時間受けることにより、被覆管がクリープ変形することを考える必要がある。

被覆管の外側表面では、配管系の金属材料の腐食によって生じた、冷却水中に溶解している物質が燃料棒表面に析出する。これを**クラッド**（水垢、**crud**）と呼び、燃料棒表面の腐食を促進する。また、被覆管の内側ではヨウ素やカドミウム、セシウムといった高腐食性のFP核種によって腐食が発生する。これを、**ペレット・被覆管化学的相互作用**（**Pellet Clad Chemical Interaction: PCCI**）と呼ぶ。また、PCMI、PCCIを総称して**ペレット・被覆管相互作用**（**Pellet Clad Interaction: PCI**）と呼ぶ。PCMI、PCCIが相乗的な役割を果たすことで、被覆管に過大な応力がかかった結果、被覆管が破損に至ることがある。これを**PCI破損**（**PCI failure**）もしくは**応力腐食割れ**（**Stress Corrosion Cracking: SCC**）と呼び、被覆管の健全性を考える上で重要な現象である。なお、現在の軽水炉においては、炉出力の急上昇が無い限りはPCI破損が起こる可能性は極めて小さいと考えてよい。

被覆管の水素化も被覆管の破損原因として重要である。ジルコニウムが冷却水と酸化反応を起こすと、水から酸素のみが奪われ、水素が発生する。ジルコニウム合金は水素を取り込みやすい性質を有しており、被覆管と水素が反応した結果、非常に脆い水素化ジルコニウムが形成される。特に、この水素化ジルコニウムの形成が局所的に起こった場合に、被覆管が破損に至る可能性がある。なお、水による被覆管の酸化反応の結果、被覆管外側表面に酸化ジルコニウムの膜が生成され、これが保護膜として機能することにより、耐食性を増加させるという利点がある。ただし、長時間（3～5年）炉内で照射された場合には、この酸化膜が徐々に増加する一方で被覆管の金属母材が減少し、同時に被覆管の水素化も進行する。燃料をさらに長期間原子炉内で使用する際、これらは解決すべき重要な課題であり、新型被覆管を開発するニーズになっている。

また、原子炉内では大量の中性子が飛び交って被覆管中の原子核と相互作用を起こし、それによって、強度の増加（照射効果）、延性の低下、クリープ変形の促進、**照射成長**（**irradiation growth**）などが起こる。照射成長は、被覆管の厚さが薄くなるとともに上下方向および横方向に被覆管が延びる現象であり、結果として、後述のコラムで述べるような燃料集合体の曲

がりを引き起こす。また、被覆管では、ジルコニウムの中性子吸収率が小さいため、中性子の照射によってその組成は殆ど変化しないが、母材中にある微小な金属析出物（Zr-Fe-Cr、Zr-Fe-Ni）には炉内での照射とともに組成変化やサイズ変化が起こり、それらが被覆管の腐食と水素吸収に影響を及ぼす。

以上で述べた原子力発電プラント運転中に起こる被覆管の変化とその影響について図 11-7 にまとめる。

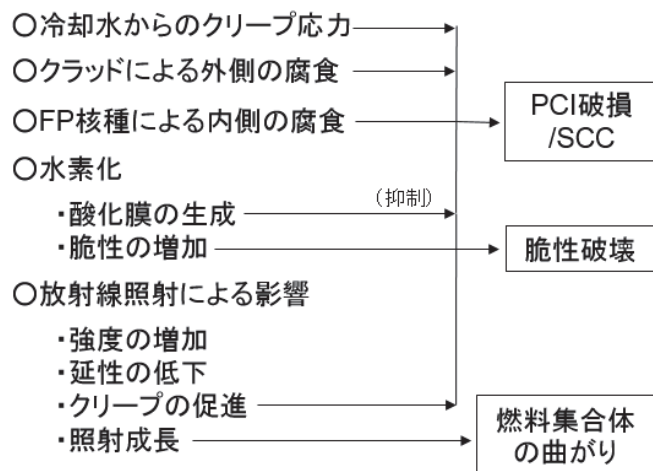
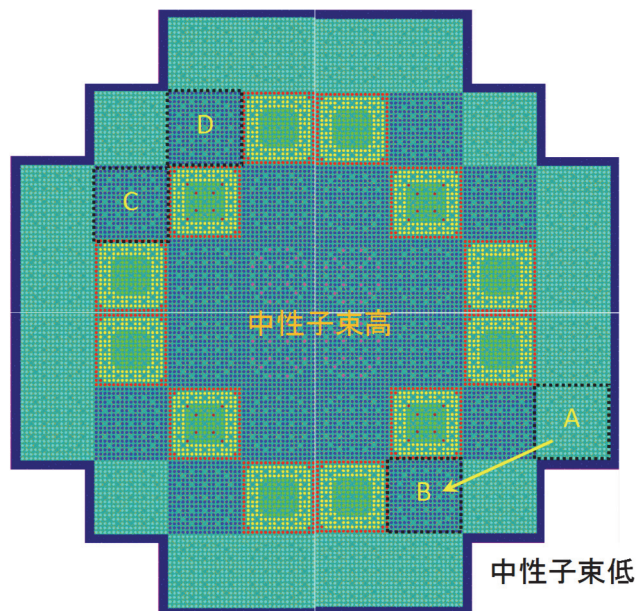


図 11-7 運転中に起こる被覆管の変化とその影響

【コラム】燃料集合体の「曲がり」と炉心の設計

以下に示す仮想的な小型 PWR を考える。PWR では、概ね 1 年の運転を行ったのち原子炉を停止し、長く使われた燃料を 1/3～1/4 程度取り出し、新しい燃料を装荷する。その際、炉心内の熱出力に大きな偏りが生じないように、原子炉内の燃料集合体の配置を決定する。これを（取替）炉心設計と呼んでいる。



さて、この原子炉において炉心設計を行い、A の位置に装荷されていた燃料集合体を次の運転期間では B の位置に移動することになった。この燃料集合体の移動をこのまま行って良いだろうか？

答えは「好ましくない」である。その理由は、燃料集合体を構成するジルコニウム被覆管の照射成長である。一般的に、原子炉内部は中性子束が高く、炉心外周部にかけて中性子束が低くなり、炉心最外周部では、中性子束はかなり低くなる。そのため、A の位置にある燃料集合体を考えると、集合体内の左上（炉心内側）にある被覆管は中性子の照射量が多くなり、逆に集合体内の右下（炉心外側）にある被覆管は中性子の照射量が少なくなる。被覆管の照射成長は、中性子の照射量に概ね比例するため、A の位置にある集合体は、運転期間を通じて左上が「良く伸び」、右下が「あまり伸びない」状態となる。その結果、容易に想像できるように、この燃料集合体は、炉心の外側に向けて反った（あるいは曲がった）状態になる。干したスルメイカを焼くと丸まるが、これは、スルメの表面の皮が身より大きく縮むからである。その逆の現象が燃料集合体に起きていることになる。

さて、A の位置にある燃料集合体を B の位置に移動する、ということであった。B の位置も炉心の外側にあるので、次の運転期間を通じて、照射成長に起因する集合体の曲がり、さらに大きくなることが予想される。あまりにも集合体の曲がりが大きくなると、燃料の取り出しや装荷に支障をきたすことになる。では、どうすれば良いのだろうか。

一案として、B に移動する際に、集合体を 180° 「回転する」方法が考えられる。つまり、

「左上」が「右下」に、「右下」が「左上」になるように回転した後、**B** に燃料を装荷するのである。この方法は良さそうに見えるが、PWR においては採用できない。なぜならば、PWR の燃料交換機は、集合体を「回転する」機能を有していないからである。では、どうするか。

このような場合、位置 **C** または **D** に集合体を移動することにより、集合体を「回転」したのと同じ効果を得ることができる。このような集合体の移動を「象限間移動」と呼ぶ。PWR の炉心設計では、必要に応じて象限間移動を行うことで、集合体内の中性子の照射量ができるだけ平坦となるようにしている。

なお、BWR については、燃料集合体を回転することが出来るため、このような設計方法は採られていない。

参考文献

- [1] 軽水炉燃料のふるまい編集委員会編、「軽水炉燃料のふるまい」、実務テキストシリーズ No.3、財団法人原子力安全研究協会 (1999) および (2013).