

# 日本の原子力施設全データ

【電子版・第1章】

北村行孝 著  
三島 勇



ブルーボックス



## 第1章 原子力発電とは何か

原子力のエネルギー利用の具体論に入る前に、エネルギーの最大の利用分野である発電について、簡単に振り返ってみよう。

日本では、明治時代に電気利用がはじまった頃から、水力発電が主力で石炭を燃やす火力発電がそれを補うという「水主火従」の時代が長く続いた。主要な河川に発電用のダムが建設され、国内の石炭も積極的に採掘された。

ところが、戦後の一九五〇年代に入ると、石油が比較的安価に輸入できるようになり、石油火力が急増する。一方で、かつての主力だった水力は、ダムの建設地に限りがあるなど伸びは鈍く、一九六〇年代には「火主水従」の時代を迎える。

しかし、こうした状況は長く続かず、一九七三年の石油危機をきっかけに、事情は大きく変化する。石油依存を減らすことが国策になり、石油火力が下降に向かう一方で、石炭火力が再び増えはじめるとともに、液化天然ガス（LNG：Liquefied Natural Gas）を使った火力発電も増えて、電源の多様化が進んだ。

こうした中で、石油危機をきっかけに最も着実に増え続けたのは原子力発電だった。一九七〇年代から八〇年代にかけて原子力発電所は増設が続き、一九八五年には年間の発電量で石油火力を抜き、ついに電源別で一位の地位を占めるようになる。

その後も原子力の比重は増え続け、今では発電電力量の三分の一が原子力で賄われるという、原子力が主力の時代になっている。

## 原子炉の原理

原子炉といえば多くの人が「原発」という言葉を思い浮かべるように、原子力発電所用の原子炉が最も一般的だ。しかし、それ以外にも「実験炉」や「研究炉」もあれば、原子力潜水艦や原子力空母などの動力源になる「船用炉」もある。さらに軍事用のプルトニウムを製造する「プルトニウム生産炉」があることは、プロローグで触れたとおりだ。

このうち、発電炉や船用炉は、最終的にタービンを回して動力を生み出すので「動力炉」と呼ばれることもある。動力炉のうちでも、発電用の原子炉に絞って、その基本的な原理を紹介しよう。

よくいわれるのは、「原子力発電所」といっても、熱を発生する仕組みを除けば、石油火力や

石炭火力、天然ガス火力などの火力発電所と同じであるということだ。確かに、大きな捉え方をすれば、こうしたたとえは正しいといえる。

火力発電所は、石油や石炭、天然ガスを燃やすことによってボイラーで水を沸騰させ、高温の水蒸気で発電機につながったタービンを回転させて電気を起こす。原子力発電所の場合も、原子炉の炉心が発する高熱を取り出して、最終的には高温の水蒸気でタービンを回す。こうした点から見れば、原子炉も各種の火力発電所と同じように大規模な「湯沸かし器」といえる。

しかし細かく見ると、炉心から熱を取り出すのに、必ずしも水が使われるとは限らないことなど、明らかな違いもある。

後ほど、さまざまなタイプの原子炉を紹介するが、炉心の熱を取り出すのに水を使うタイプの原子炉ばかりではなく、炭酸ガス（二酸化炭素）で熱を取り出す「ガス炉」と呼ばれる炉や、液体ナトリウムを使う「高速増殖炉」といった炉がある。しかし、これらの炉も、炭酸ガスや液体ナトリウムで取り出した熱で、最終的には水を沸かし、その水蒸気でタービンを回すという点では、やはり火力発電所と同じといえる。

それでは、火力発電所の石油、石炭、天然ガスに相当する、原子力発電所の燃料は何かというと、大半の原子炉がウラン燃料を使っている。核分裂を容易に起こす燃料としては、自然界にはウランしかないのが実情で、核分裂現象が発見されたのも、やはりウランに中性子を当てた実験

からだった。

ここでは、ウラン燃料を使う原子炉に的を絞って、その仕組みを考えてみよう。

### 冷却材と減速材

原子炉の炉心から熱を取り出すのに使われる水や炭酸ガス、液体ナトリウムなどの物質は、原子力の世界では「冷却材」と呼ばれる。炉心を冷やすという機能に着目すれば冷却材という呼び方はふさわしいといえるが、冷却という言葉の語感が与える印象とは違って、これら冷却材の主目的はあくまでも高熱を取り出すことにある。

冷却材に求められる望ましい性質としては、熱を吸収、放出しやすく、また蓄える熱量が大きいたことが挙げられる。さらに、炉心の高熱や強い放射線で変化したり壊れたりすることのない、物質としての安定性や、ポンプによって容易に流動させられる粘り気の少ない性質も求められる。中性子を吸収しにくい性質や、配管などを腐食させない性質も重要で、あまりにも高価なものも、実用的ではない。

こうしたさまざまな要件をすべて満たす冷却材は現実には存在せず、ある性質を重視すれば、別の性質を犠牲にせざるを得ないというのが実態だ。

火力発電では、タービンを回すのに水を蒸発させた蒸気が使われるが、原子力でも、この使い慣れた水を冷却材とする発想がまず浮かんだ。

熱を蓄え、伝える能力も高く、容易に入手できる。難点といえば、常圧では一〇〇度で沸騰してしまい、水蒸気は液体の水に比べて熱を運ぶ能力に劣る。冷却材として、高温の炉心を液体のまま流動させるには高圧をかけなければならない。

しかし、後に述べるように軽水炉をはじめとして多くのタイプの炉が、水を冷却材として採用している。それだけ身近で、さまざまな性質を総合すれば、評価が優れているからだった。

水以外の液体としては、液体ナトリウム（ナトリウムの融点は九八度）が使われる炉もあり、常圧でも八八三度まで沸騰しないので、この面では高温の原子炉には向いている。

一方、気体も流動性の面や高温でも使えるという面で優れており、冷却材の候補になるが、液体と比べると単位体積あたり、熱を運ぶ能力が低いという難点がある。しかし、ヘリウムや炭酸ガスは放射線でも変化しにくく、原子炉材料に悪影響を与えにくいという特質があるため、これらを冷却材に採用した炉もある。

この半世紀あまりの間に生まれた、さまざまなタイプの原子炉を特徴づける大きな要素の一つが「冷却材」の種類とすれば、もう一つの大きな要素が「減速材」だ。核分裂によって生じる高速の中性子の速度を落とす役割を担うことから「減速材」という名で呼ばれるが、原子炉になぜ

減速材が必要かという点、原子炉の最も一般的な燃料であるウランの性質と深い関係がある。

天然に産するウランのうち、核分裂を起こしやすい核分裂性のウラン $^{235}\text{U}$ はわずか0・7%しか含まれていない。残る99%以上が、核分裂を起こしにくいウラン $^{238}\text{U}$ だ。だから、実態上はウラン $^{235}\text{U}$ が原子炉の燃料といえる。

原子核に中性子を照射した場合、中性子が跳ね返されるか、はじかれて進路を曲げられるか、吸収されるかは、中性子のエネルギー（つまり速度）に大きく左右される。一般に、中性子の速度が遅いほど原子核と反応しやすい性質があり、ウラン $^{235}\text{U}$ も例外ではない。ウラン $^{235}\text{U}$ の核分裂で生まれる中性子はもともとは高速でエネルギーが高いが、そのまま別のウラン $^{235}\text{U}$ に当たっても、吸収されて核分裂を起こす確率は低い。

天然に産するウランに、核分裂性のウラン $^{235}\text{U}$ が大量に含まれていればそれでも容易に核分裂の連鎖反応が起こせるのだが、実際は0・7%しか含まれていないことから、連鎖反応が続きにくい。

世界初といわれる米国の原子炉「CP1」を開発する当時から、このことが悩みの種だった。

そこで、中性子をうまく減速する性質をもち、しかも中性子を吸収してしまわないような物質が求められた。中性子の減速効果が優れていても、多くの中性子を吸収してしまうようでは、連鎖反応に活かせる中性子の量が減ってしまい、原子炉が実現できないからだ。

「減速材」の有力な候補と考えられたのは、「水」「重水」「黒鉛」の三つだった。重水というのは、ふつうの水の分子が水素原子二つと酸素原子一つが結びついてできているのに対し、重水素原子二つと酸素原子一つからできている。重水素は水素の同位元素で、ふつうの水素の原子核が陽子一個だけでできているのに対し、重水素の原子核は陽子一個と中性子一個からできており水素より重い（詳しくは45ページのコラム<sup>3</sup>参照）。黒鉛（グラファイト）とは炭素の結晶でできた固体で、鉛筆の芯の材料にも使われる物質だ。

これら三種類の減速材候補を、減速材としての能力の高いほうから並べると「重水」「黒鉛」「水」の順となる。

ここまでの話を整理すると、原子炉には「核燃料」のほかに、「冷却材」と「減速材」の二つが欠かせない。冷却材は熱を取り出す役割なので、流動性のよい気体や液体で、熱を伝える能力の高いほうがよい。また「減速材」は、燃料の核分裂でできる中性子を無駄にすることなく効率よく減速できる物質がふさわしい。

この「冷却材」と「減速材」の組み合わせの中から、さまざまなタイプの原子炉が生まれた。次に、代表的な原子炉を紹介しよう。



## 軽水炉

世界には、四三〇基を超える発電用原子炉があるが、その大半が「軽水炉」(LWR: Light Water Reactor)と呼ばれるタイプの原子炉だ。日本の原子炉もほとんどがこのタイプだから、軽水炉は本書の主役ともいえる。

ところで、「軽水」とは何なのだろうか。他の分野ではほとんど使われることのない言葉だが、種を明かせばただの水にすぎない。原子力の世界では「重水」という水の兄弟もよく使われるので、重水と区別するために、あえて「軽水」と呼んでいるのだ。

「軽水炉」とは何なのかを端的に説明すれば、冷却材としても、減速材としても、ともに軽水を使う原子炉のことだ。減速材としての能力が重水や黒鉛ほど高くない軽水が、なぜ減速材に採用されているのだろうか。特別な製造設備を要するために高価な重水や、黒鉛と比べて、軽水はどこにでもありふれていて事実上はタダも同然だ。しかも、人類にとっては付き合いも長く、火力発電などを通してその性質も熟知している。

また、冷却材としての性質にも優れており、減速材と冷却材を兼用することで、他のタイプの原子炉に比べて、原子炉システムをシンプルにすることができるのだ。

こう紹介してくると、いいことづくめのように聞こえるが、不利な点がないわけではない。そ

れは、軽水の減速能力が重水や黒鉛より劣っていることと関係している。

軽水炉では、炉心にあるウランの燃料棒の周囲を水（軽水）で満たし、燃料棒の発熱でこの水が高温になって炉外へ熱を運び出すが、水は同時に、燃料棒から出てくる膨大な数の中性子を減速する役割を果たす。

ところが、中性子を効率よく減速する能力にやや欠けるため、燃料に天然ウランをしようとしても、連鎖反応が維持できないのだ。そこで、軽水炉の燃料としては、天然ウラン中に〇・七%しか含まれていない核分裂性のウラン235の濃度を三〜五%まで高めた「低濃縮ウラン」と呼ばれる燃料が使われる。

ウラン235の濃度を高める作業を「ウラン濃縮」と呼ぶが、燃料としては是非必要なウラン235と、余計者のウラン238は化学的な性質が同じで、重さがやや違うにすぎない。このため、化学反応を使う方法では分離することが不可能だ。ウラン235だけを選んでその濃度を高めるのは大変な作業で、「ガス拡散法」とか「遠心分離法」とか呼ばれる方法を使い、電力など膨大なエネルギーを投入して大規模な工程を経て濃縮される。

この「ウラン濃縮技術」は、当初は核兵器用の高濃縮ウランを作るために開発された技術であるが、日本、ドイツなどを除けば、核兵器保有国だけが実用化しているというものだ。

燃料を得るために、こうした面倒で手間暇のかかる作業を必要とすることが、軽水炉の難点と

いえるが、構造がシンプルで経済性にも優れているなどの利点もあって、原子炉の主流になった。

※コラム③

軽水と重水

原子の中心にある原子核は、陽子と中性子からできている。元素は、陽子の数で「原子番号」が決まるが、同じ原子番号の原子でも、中性子の数が異なるさまざまなものが存在する。重さが少しばかり違うが、性質はほとんど変わらず、「同位体」(アイソトープ)と呼ばれている。

水を作っている水素と酸素にも同位体がある。水素では、陽子一個と中性子ゼロ個の水素が圧倒的に多く、陽子と中性子が一個ずつあり、重さが二倍の「重水素」、陽子一個と中性子二個で重さが三倍の「三重水素」がわずかながら存在する。酸素は、陽子と中性子が八個ずつの酸素(質量数一六)がほとんどだが、陽子八個と中性子一〇個の酸素(質量数一八)と陽子八個と中性子九個(質量数一七)の酸素も少しだけある。

こうした水素と酸素の組み合わせでいろいろな種類の水ができるが、ふつうの水では、陽子一個の水素と質量数一六の酸素からなる、最も軽い水の「軽水」が九九・七六%を占める。これに対して、重水素と質量数一六の酸素からなる「重水」は〇・〇一三〜〇・〇一五%ほどで

超微量だ。

軽水と重水はともに無色透明で見た目も変わらず、化学的性質もほとんど同じ。しかし、物理的には若干違いがあり、融点と沸点を比較すると、軽水がゼロ度と二〇〇度で、重水がそれより少し高く、三・八一度と一〇一・四三度。この沸点の違いを利用した「蒸留法」などによって、ふつうの水から九九・八％程度の純度の重水が製造される。

軽水も重水も中性子を吸収しにくいうえ、中性子をはじき飛ばしてその中性子のエネルギーを減少させ、ウランとプルトニウムの核分裂に必要な熱中性子（減速された中性子）を生み出す能力がある。重水は、陽子一個と中性子一個からなる重水素をもっているため、その構造から中性子をほとんど吸収しないで中性子をはじき飛ばす。

一方、軽水の中の水素は、中性子と質量の同じ陽子を一個だけもっているので、中性子をはじき飛ばす能力は高いが、陽子が一個だけしかないので中性子を吸収しやすいという面がある。このため、重水が軽水よりも相対的に中性子を熱中性子に変換する能力が高く、核分裂を起こしやすいウラン235が少ない天然ウランを燃料とする原子炉で使われる。しかし、どこにでも大量にある軽水と比べ、重水は高価でしかも手に入りにくいという側面もある。

## 加圧水型炉と沸騰水型炉

軽水炉は、第二次大戦後、米国がまず実用化し、世界に広がった炉だが、さらに「加圧水型炉」(PWR: Pressurized Water Reactor。次ページの図1-1)と「沸騰水型炉」(BWR: Boiling Water Reactor。図1-2)の二タイプに分けられる。

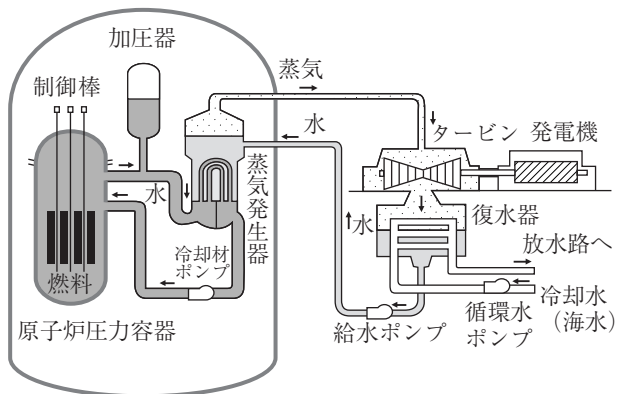
「加圧水型炉」は、当初は米海軍の依頼で原子力潜水艦の動力用にウエスチングハウス社が開発したのをもとに、発電用に転用して完成度を高めた。一方の沸騰水型炉は、ほぼ同じ時期に米ゼネラル・エレクトロニクス(GE)社が開発した。

加圧水型炉と沸騰水型炉の違いは、その名前が示すように、炉心を巡る冷却材(軽水)を加圧して沸騰を抑えるか、炉心で沸騰させるかにある。

炉心の熱で水を沸騰させて発電用タービンを回すのが原子炉の基本中の基本だが、沸騰水型炉は炉心で水を沸騰させて、その蒸気で直接タービンを回すことから、「直接サイクル」とも呼ばれる。

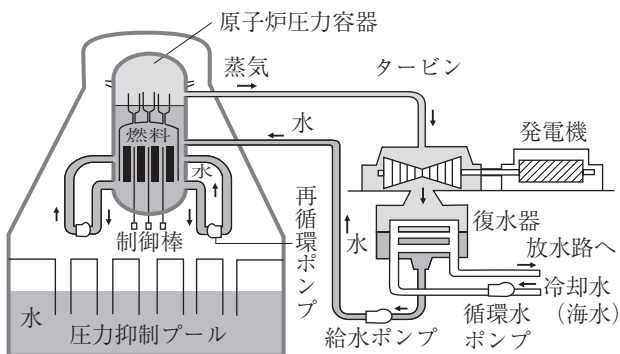
一方の加圧水型炉は、炉心を循環する冷却水(二次冷却水)は熱を取り出すためだけに使い、「蒸気発生器」と呼ばれる熱交換器でこの熱を二次冷却系に伝え、二次冷却水を沸騰させてタービンを回す。こうした二段階の冷却方式は「間接サイクル」とも呼ばれる。

### 原子炉格納容器



1-1 加圧水型炉 (PWR) の仕組み

### 原子炉格納容器



1-2 沸騰水型炉 (BWR) の仕組み

沸騰水型炉は、冷却系が一系統なので構造がシンプルにできるといふ利点がある。しかし、冷却水に含まれる不純物などが炉心を巡るうちに放射能を帯びて汚染され、この汚染された水が水蒸気となってタービンを巡るため、加圧水型炉に比べて放射能の影響が広範囲の機器に及ぶのが悩みだ。タービンの整備・点検の際などに作業員の放射線被曝に気をつけなければならず、冷却水中の放射性物質をできるだけ少なくする工夫が重ねられてきた。

加圧水型炉は、こうした放射能汚染は一次冷却系に局限され、二次冷却系にまで伝わらないので、沸騰水型炉のような悩みはない。しかし、冷却システムが複雑なことが、沸騰水型炉に比べて不利な点といえはいる。

軽水炉を代表する二つのタイプの炉は、細かく見ると、その構造にいろいろな差があるが、その詳細は安全システムと合わせて第2章で紹介する。

ところで、世界的に見れば、軽水炉の中でも加圧水型炉が圧倒的に多数を誇るが、日本の場合は加圧水型炉と沸騰水型炉の数がほぼ拮抗している。

これは、日本が原子力発電を目指すにあたって、三菱重工業がウエスチングハウス社から、日立製作所や東芝がゼネラル・エレクトリック社からそれぞれ技術導入して、国内の各電力会社向けに建設を進めたことも関係している。その結果、東京電力、東北電力、中部電力、中国電力、北陸電力が沸騰水型炉、関西電力、北海道電力、北海道電力、四国電力、九州電力が加圧水型炉という、今に

いたる二つの大きな流れができた。

#### ＊コラム④

#### 原子炉の運転

原子炉はどのように起動し、運転されるのだろうか。一般の機器のように、スイッチを入れればすぐに動き出すというわけにはいかず、準備作業も必要だ。

加圧水型炉（PWR）の場合、まず一次冷却水をヒーターで加熱しながら加圧し、一次冷却水ポンプを起動する。こうして運転開始の条件を整えた上で、炉心の制御棒をしだいに引き抜いて、核燃料が核分裂の連鎖反応を持続的に起こす「臨界」の状態にする。

制御棒は中性子を吸収しやすい物質（加圧水型炉ではカドミウム合金、沸騰水型炉では炭化ホウ素やハフニウムが使われることが多い）でできており、炉心に挿入すれば中性子を吸収するので核分裂反応を抑えられ、引き抜くと反応を高められる。

臨界後もさらに、制御棒の操作などで出力を上げながら、二次冷却系の蒸気が十分出るようになった段階で発電用のタービンを起動し、いよいよ発電を開始する。

沸騰水型炉（BWR）は二次冷却系がないが、やはり似たような操作で蒸気が発生する条件



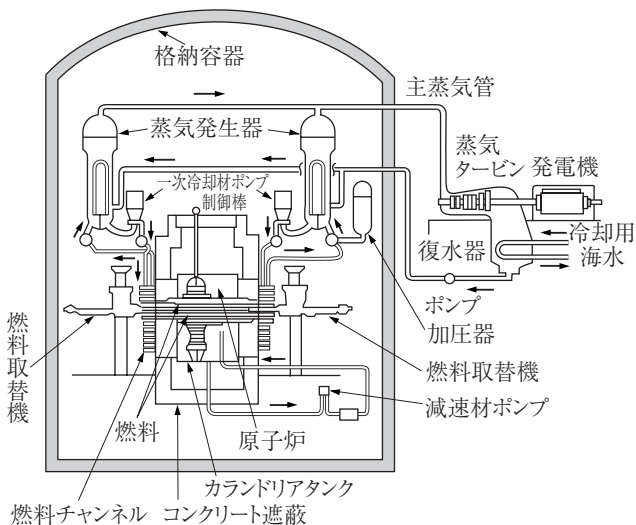
を整えた上で原子炉を臨界状態にし、タービンを起動する。どちらの原子炉も、準備開始から定格運転に達するまでに二日ほどかかるのがふつうだ。

定格運転に達すれば、何もしなくてよいかというと、そうはいかない。燃料棒の燃焼が進むにつれて核分裂を起こす核燃料成分（ウラン<sup>235</sup>）が減ってきて、出力が下がり気味になるからだ。

このため、制御棒を引き抜いて中性子の量を増やし、反応を高めることが一般的に行われるが、制御棒以外にも炉の反応を制御する手段が用意されている。加圧水型炉では一次冷却水にホウ酸が混ぜられており、ホウ素は中性子を吸収する性質があるので、このホウ酸の濃度を調節することにより、核分裂反応を制御できる。

沸騰水型炉の場合は、炉心を循環させている冷却水の流量を変えることで反応が変わる性質があるため、制御棒とともに冷却水の循環流量も炉の反応制御に使われる。

原子炉を停止する場合は、ほぼ起動の逆の手順がとられるが、いずれにしても時間をかけてゆっくり停止作業が行われる。急な停止は、原子炉に急激な熱変化を与えてしまい、設備の寿命を縮めるなどの悪影響が考えられるためである。



1-3 カナダ型炉の仕組み

## 重水炉

減速材として、重水が優れていることは、前にも触れたが、重水を減速材に使う炉を総称して「重水炉」(HWR: Heavy Water Reactor)と呼ぶ。カナダが開発した「カナダ型炉」(CANDU: Canadian Deuterium Uranium Reactor。図1-3)と呼ばれる発電炉が代表的な炉だが、この炉は冷却材にも重水を使っている。加圧した重水で炉の熱を運び出し、蒸気発生器でふつうの水(軽水)を沸騰させ、発電用タービンを回す。

重水は中性子の減速能力が高いため、濃縮ウランでなく天然ウランを燃料に使えるのが大きな特徴だ。

天然ウランの燃料棒を入れた多数の圧力

管と呼ばれる管で炉を構成しているため、運転中でも、燃え尽きた燃料棒から順次、新しい燃料棒に交換できるという利点もある。軽水炉では、すべての燃料が一つの原子炉容器の中に収まっているので、運転を止めないかぎり、中の燃料を交換することができないのとは対照的だ。

この炉は、カナダが輸出に力を入れたこともあって、カナダ以外の国でも使われている。

日本にも、一基だけ重水を減速材に使った原子炉がある。核燃料サイクル開発機構（現・日本原子力研究開発機構）が、動力炉・核燃料開発事業団時代に福井県敦賀市に建設した国産の新型転換炉「ふげん」だ（93ページ参照。「ふげん」は、カナダ型炉と違って、冷却材には軽水を使っていた。圧力管式の炉の構造を採用しているのはカナダ型炉と同じだが、燃料は天然ウランではなく、微濃縮ウランとウラン・プルトニウム混合酸化物（MOX：Mixed Oxide Fuel）燃料を使っていた。

### 黒鉛炉

黒鉛を減速材に使った発電炉としては、英国が世界に先駆けて実用化した「コルダーホール型炉」と呼ばれる炉が有名だ。

冷却材に炭酸ガスを採用しており、炭酸ガスで炉心から取り出した熱を蒸気発生器で水（軽水）に伝え、水を沸騰させて水蒸気で発電用のタービンを回す。

この炉の原型はプルトニウム生産用に開発された炉で、そのことからわかるように、もともとは天然ウランを燃料に使えたが、発電効率を上げるため、改良された炉では濃縮度が一・六％程度の微濃縮ウランを使うようになった。

日本が初めて建設した商用の発電炉も、実は英国から導入した「改良型コルターホール型炉」で、電力各社などが出資して生まれた日本原子力発電（原電）が茨城県東海村に建設した東海発電所（東海1号機）が、一九六五年一―月に初発電を成功させている。

しかし、この炉は出力の割には炉心が大型で、冷却材の炭酸ガスも伝熱効率が水より悪いなどの難点があった。世界の原子炉の趨勢は次第に軽水炉に向かったため、日本ではこの炉は一基だけ建設されただけで終わった。

### 高温ガス炉

黒鉛を減速材に使う原子炉のうち、「高温ガス炉」と呼ばれるタイプの炉がある。冷却材としては、ヘリウムガスなどを使い、ふつうの発電炉に比べて、格段に高い熱を取り出すことを狙った炉だ。

日本にも、日本原子力研究所が茨城県大洗町に建設した「高温工学試験研究炉」（HTTR）

High Temperature Engineering Test Reactor。144ページ参照)がある。試験研究のための炉なので、実際に発電するには設計されていないが、炉心から出てくるヘリウムガスを九五〇度まで加熱することができ、沸騰水型炉の冷却水出口温度が約二九〇度、加圧水型炉でも一次冷却水の出口温度が三三〇度程度なのと比べると、格段に高熱が得られることがわかる。

冷却材にヘリウムが選ばれたのも、化学的に安定で、高温になっても燃料や原子炉の構造材料と化学反応を起こすことがないからだ。

また燃料も、他の原子炉と比べると特殊で、三〇～一〇〇%の濃縮ウランを直径一ミリメートルにも満たない微小な粒状にし、炭素や炭化ケイ素で表面を覆った燃料を使っている。軽水炉のように金属の管に入れる方式では金属管が高温に耐えられないからだ。

高温ガス炉は、その高熱を活用して発電だけでなく、水の熱化学分解による水素の製造に使うことなどが構想されている。

### 高速増殖炉

これまで紹介してきた原子炉は、いずれも核分裂に伴って発生した高速の中性子の速度を落とし、ウラン235をはじめとした核燃料の核分裂連鎖反応を起こしやすくした炉だった。減速し

た中性子は「熱中性子」とも呼ばれるため、これらの炉を専門家は「熱中性子炉」と総称することもあるが、一般的には馴染みが薄いので、読者にとってはあえて覚える必要はないかもしれない。

これに対して、核分裂で発生したままの「高速中性子」を次の核分裂に使い、連鎖反応を維持するタイプの炉を総称して「高速炉」(FR: Fast Reactor)と云う。

なかでも、炉心に装荷した核燃料(核分裂性物質)の量を上回る量の新しい核燃料を、運転しながら生み出す炉を「高速増殖炉」(FBR: Fast Breeder Reactor)と呼ぶ。

日本には、高速増殖炉を実現するための基礎実験を行う高速実験炉「常陽」(茨城県大洗町。14ページ参照)と、技術的に実用性を検証するための高速増殖原型炉「もんじゅ」(福井県敦賀市。15ページ参照)があり、いずれも動力炉・核燃料開発事業団(現・日本原子力研究開発機構)が建設した。

高速増殖炉は、中性子を減速する必要がないので、当然のことながら減速材は使われない。冷却材としては液体金属——なかでも液体ナトリウムが使われることが多い。水を冷却材にしている軽水炉は、効率よく炉心から熱を取り出すために、水を三〇〇度前後という高温にしても容易には沸騰しないように加圧している(沸騰水型炉で約七〇気圧、加圧水型炉で約一六〇気圧)。沸騰水型炉といえども一〇〇度を超えたとたんに冷却水が沸騰してしまつては、満足に高压蒸気を取り出すことができず、発電炉にならないからだ。

ところが液体ナトリウムなら、圧力をかけることなく五〇〇度を超える高熱にできる。原子炉容器や配管を高圧に耐えるようにしなくてすむから、設計が楽になる。また、液体ナトリウムは、熱を伝える能力も高く、炉を構成する金属とほとんど反応しないのも便利な点だ。

しかし一方で、炉が高温で運転されるため、高温になっても強度の落ちない金属を選んで炉心などの構造物を作る必要がある、これは軽水炉などと比べて条件が厳しい点だ。またナトリウムは、水分と触れると激しく反応する性質があり、ナトリウムから水に熱を伝える蒸気発生器は慎重の上にも慎重に設計し、ナトリウムと水が触れることのないようにしなければならない。

一九九五年二月八日に発生した「もんじゅ」のナトリウム漏れ事故は、二次冷却系配管（「もんじゅ」は、一次冷却系のナトリウムの熱を二次冷却系のナトリウムに伝え、この二次冷却系のナトリウムの熱を水に伝えて沸騰させる方式を採用している）からナトリウムが漏れ、空気中の酸素と反応した事故だった（詳細は200ページ参照）。

原子力発電所の原子炉は一日二四時間稼働しているため、運転体制は一つの原子炉ごとに三班三交替制が採られている。この六班のうち四班が「三交替」の当直勤務。残る二班が「日勤」の勤務となるが、うち二班が「日勤班」で、もう一班は「訓練班」だ。三交替の当直勤務と日勤の勤務は、一定のサイクルで順次交替する。

どの班もだいたい五〜六人からなっていて、運転全般の監視や運転員の指揮・監督をする「当直長（運転責任者）」と、当直長の補佐をする「当直副長」、原子炉やタービンなどの監視・操作をする「運転員」、現場の巡視点検などをする「運転補助員」で構成されている。

「三交替」の班は、早朝からの「一直」、午後からの「二直」、夜からの「三直」に分かれ、それぞれの交替時に業務を引き継ぎ、「当直」に入る。「当直班」は、当直長を中心にして中央制御室で原子炉やタービンなどの運転操作と運転状況の監視をし、「日勤班」は当直班の支援など、「訓練班」は訓練、研修などをそれぞれ行う。

こうした原子炉を動かす人たちの教育訓練はどうなっているのだろうか。  
教育訓練は社内外で行われる。

社内では、日常の仕事を通じての訓練や放射線防護研修、火災対応訓練、事故時操作研修な



どがある。

一方、社外では、沸騰水型原子炉を取り扱う運転訓練センター、加圧水型原子炉を取り扱う原子力発電訓練センター、それに日本原子力研究所（原研）の研修所で実施される。

訓練センターには原子力発電所の中央制御盤を模したシミュレーターがあり、原子炉の起動・停止などの通常の運転操作や、さまざまな事故の対応操作が訓練できる。原研の研修所では原子力関係の一般的な知識や高度な専門知識を習得できるようになっている。

こうした訓練を修めた人には資格認定試験が待っている。米スリーマイルアイランド原子力発電所事故後、運転員のうち運転責任者に関しては国の資格認定制度が設けられている。運転責任者とは一〇年前後の経験を積んだ熟練運転員だ。認定試験は、運転実技試験と口答試験からなっていて、必要な専門的技能や実務的知識があるかが判定される。原子炉の型式ごとに認定証が交付され、三年ごとに更新される。