

三 原子力発電

1 原子力発電の仕組み

原子力発電は、ウランの核分裂反応による熱で蒸気を発生させ、蒸気タービンを回して発電するもので、火力発電のボイラーを原子炉に置き換えたものである。

自然界に存在するウラン鉱石は、核分裂しない²³⁸U (ウラン238) が九九・三%を占め、核分裂反応を起こす²³⁵U (ウラン235) は〇・七%しか含まれていない。そこで、天然ウランを質量の差を利用した遠心分離法やガス拡散法などで濃縮して、ウラン235の濃度を約三%まで高めて核燃料をつくる。ウラン235は中性子が当たると核分裂を起こし、二ないし三個の中性子を出す。濃縮ウランではそれらの中性子が近くのウラン235原子核に当たり核分裂反応がねずみ算式に進み連鎖反応を起こす。

原子力発電では、この連鎖反応を制御しながら熱エネルギーを取り出し、電力に変換する。一方、ウラン235の濃縮度を九〇%以上にして連鎖反応を爆発的に起こさせるのが原子爆弾である。

核燃料のウラン235は、高速の中性子では核反応が起こ

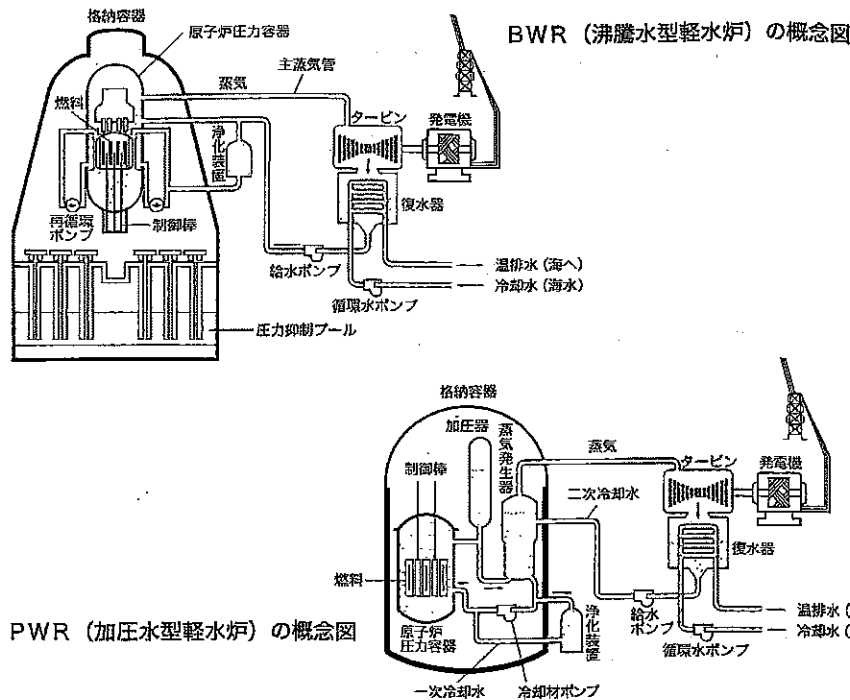


図 8-3-1 原子力発電の仕組み

原子力資料情報室編『原子力市民年鑑』1998年版、七つ森書館

りにくい。そこで原子炉では、中性子の速度を減速させて熱中性子に変える。軽水(いわゆる水)を濃縮ウランの周囲に配置し、核分裂反応を起こしやすくする。これを減速材という。同時に水は核反応の熱を運び出す冷却材の役割も果たす。この型のプラントを軽水炉という。

日本で稼動している商業用原子炉は、軽水が減速材と冷却材の機能を担う軽水炉であり、沸騰水型(BWR, Boiling Water Reactor)と加圧水型(PWR, Pressurized Water Reactor)の二種類がある。その仕組みを図8-3-1に示す。

沸騰水型原子炉(BWR)

BWRは、米国GE (General Electric)社で開発された原子炉である。核燃料の反応熱で原子炉压力容器内の水を沸騰させ、その蒸気を蒸気タービンに送り、タービン発電機を回して電気を起こす。蒸気タービンを回した蒸気は、復水器で海水により冷やされて水になって原子炉の中へ再びもどっていく。BWRでは原子炉で発生した放射能を帯びた蒸気は、主蒸気系配管を通じて直接タービンに流れるため、タービン系においても放射能の管理を必要とする。BWRは、原子炉内の圧力が約七〇気圧、温度が二八八℃である。

原子炉内の水は、核反応を安定的におこなうと共に、原子炉の熱を運ぶために、再循環系の配管を通じて大型の再循環

ポンプにより常時循環している。原子炉の出力は制御棒の挿入・引き抜きによって制御する。BWRでは、原子炉上部から蒸気を取り出すため、核反応を制御する制御棒を原子炉下部に設置せざるをえない。重力に逆らって挿入されることから、機器が故障しても制御棒が抜け落ちないように工夫しているが、最近その信頼性を疑われる事態が発生している。原発の安全上の最も基本的な部分で事故が多発し、しかも隠していたことは衝撃的な事件である(第15章「事故」四節参照)。また、万一制御棒が機能しなくなった場合に備えて、核反応を抑制するホウ酸を原子炉内に注入する「ほう酸水注入系システム」が設けられている。

原子炉の短期的な出力調整は、再循環ポンプの流量調整で行っている。再循環系の配管は錆びにくいステンレス鋼を用いているが、応力腐食割れ(第7章「材料」二節参照)をしばしば起こしており、定期検査では十分な注意が必要である。改良型のABWRでは、再循環系配管をなくし、原子炉の底部に再循環ポンプ(インターナルポンプ)を一〇基ぶら下げるシンプルな溶接構造とすることで、再循環系配管の破断リスクを回避するよう設計変更された。

しかしながら、それを収納するケーシングのつけ根部が地震や振動に弱い構造で、中越沖地震に被災した柏崎刈羽原発での安全性が懸念されている。

原子炉格納容器は、配管破断などの事故の時、放射性物質の外部への放出を防ぐための鋼鉄製(BWR)あるいはライナと呼ばれる薄い鋼板で内張りされた鉄筋コンクリート製(AWR)の大型容器(直径約30m)である。その下部には、冷却水の圧力抑制プールがあり、この水で事故時に格納容器内に噴出した蒸気を凝縮させ、圧力・温度を低減する。

加圧水型原子炉(PWR)

日本のPWRは米国ウェスチングハウス(Westinghouse)社で開発された原子炉である。核反応の熱で蒸気タービンを回して電気を起こすことはBWRと同じであるが、原子炉は水が蒸気にならないよう常に加圧器で加圧し、蒸気発生器を通じて原子炉へもどるようになっていく。PWRは、もともと原子力潜水艦用に設計された原子炉で、原子炉内に自由水通る水の流れを原子炉一次系と呼ぶ。一次系の熱は、蒸気発生器の細管を介して二次系の水に伝わり、沸騰してできた蒸気を蒸気タービンに運ぶ。したがって、タービン系(二次系)の蒸気には放射性物質は含まれない。原子炉の設計圧力は約

理をしている。このプルトニウムをウラン235と混ぜた燃料をMOX(mixed oxides)燃料といい、MOX燃料を原発で使用する計画をプルスーマルという。MOX燃料は、ウラン燃料にくらべて核反応の不安定さが懸念されている。プルスーマルは、フランスやドイツなどでおこなわれているが、アメリカでは実施されていない。

高速増殖炉(FBR、Fast Breeder Reactor)

減速しないエネルギーの大きい高速中性子をウラン238に衝突させるとプルトニウム239などの超ウラン元素が形成される。このプルトニウムに核分裂連鎖反応を起させ、エネルギーを取り出すのが高速増殖炉である。高速増殖炉は、燃料を燃やせば燃やすほど燃料が増えるとも見えるわけで、「夢の原子炉」と呼ばれたことがある。

しかしながら、高速中性子による反応は、制御が難しく反応事故の危険性が大きい。特に、正のボイド反応度を持つことは、チェルノブイリ四号炉の事故のメカニズムと同様の特性である。(それにくらべ軽水炉は一般に、減速材の水に含まれる気泡(ボイド)が増えると中性子の速度が増し、核反応が抑制される負のフィードバック効果がある。)また、冷却材の液体ナトリウムは、熱伝導率が良いが、水や空気と接すると激しく発熱反応をする。核反応の制御、ナトリウム

一五〇気圧、温度は約三一五℃である。

原子炉一次系は蒸気を含まない水が循環するので、BWRに比べ安定した流れや伝熱特性が得られる。しかし、PWRには巨大な蒸気発生器が必要で、一つの蒸気発生器には肉厚わずか〇・五mmの細管約三四〇〇本があり、目づまりや振動による破断などさまざまな故障を起こしている。日本のPWRの半数以上で蒸気発生器が修理・交換されており、これはPWRの弱点のひとつである。

原子炉は比較的コンパクトだが、設計圧力が高いので原子炉压力容器胴部がBWRより厚くなり、炉心との距離も小さく、中性子照射に伴う破壊靱性(粘り強さ)の低下も厳しくなる。一般に鉄鋼材料は、破壊靱性が低いと脆くなり低温で割れやすくなる(本書第7章「材料」二節参照)。それを脆性破壊といい、溶接構造物の設計上は最も基本的な性質である。

原子炉格納容器は、出力一〇万kWの場合、直径約四三m、高さ約六五mの円筒ドーム型で、鋼鉄製あるいはプレストレストコンクリート製である。

MOX燃料

原子炉を運転すると、必然的に出てくるプルトニウムは、原爆の材料に使われるため、IAEA等で国際的に厳重な管

の取り扱い等、技術的に難しく、原子力技術の中でも、高速増殖炉はもっとも網渡りのな技術である(小林圭二「高速増殖炉もんじゅ」七つ森書館、一九九四)。

日本では、原型炉「もんじゅ」が一九九五年一二月に熱電対さや管の流体力振動(配管内の流れで段差つきの細長い棒が振動した)で疲労破断し、ナトリウム火災を起こして一四年以上にわたって停止していたが、二〇一〇年五月、運転を再開した。各国(米・英・仏・独)は高速増殖炉から次々と撤退し、特にフランスは一九九一年、事故・トラブル続きの高速増殖炉スーパーフェニックスを断念した。高速増殖炉を断念していないのは日本だけであった。しかしながら、最近、中国、インド等で開発計画を立てているとの情報が出されている。高速増殖炉は、事故の危険性以外に、核兵器に最適の高純度プルトニウム(プルトニウム239が九八%を占める)が生産でき、核武装を可能にするという問題がある。

核燃料サイクル

使用済み燃料を処理し、残ったウラン235や生成されたプルトニウムを取り出し再び燃料に加工しようというのが、再処理工場である。日本では青森県六ヶ所村に大きな核燃料再処理施設をつくり運転に入ろうとしている。再処理工場は、図8-3-2に示す核燃料サイクルといわれる全体システム

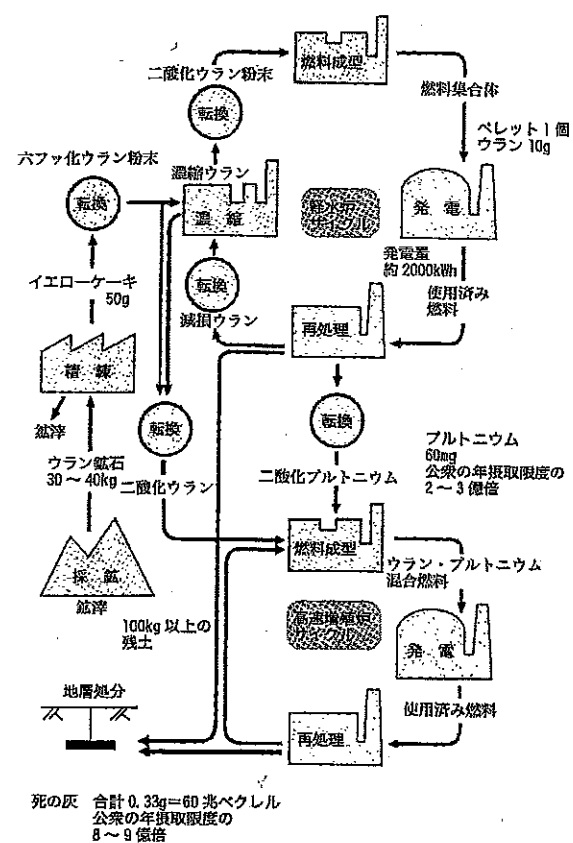


図8-3-2 核燃料サイクル
原子力資料情報室編『原子力市民年鑑』1998年版、七つ森書館、をもとに加筆修正

を作るには図に示すようにその四〇〇倍近くのウラン鉱石三〇—四〇kgが必要である。また、ペレット一個から生じる死の灰(高レベル放射性廃棄物)は〇・三三gにすぎないが、その放射能は五〇兆ベクレルに達する。一〇〇万kWの原発を一年間動かすには、このペレットを三〇〇万個程度燃やす必要があり、ウラン鉱石一〇万tを必要とし、高レベル廃棄物(死の灰)一tを生み出す。

再処理施設に運んだ使用済燃料棒は、細かくせん断し硝酸溶液で溶かす。ウランとプルトニウムを分離し、

の一環で、ウラン濃縮工場と共に大規模な放射性物質の化学処理工場である。ふつうの化学工場との違いは、膨大な量の放射性物質を処理していることである。

図中の数値は、軽水炉の燃料であるウラン酸化物(UO₂)のペレット一個(ウラン約一〇g)当たりの量を示している。このペレット一個を燃やして生まれる電力はおよそ二〇〇〇kWhになり、家庭での平均電力消費量のおよそ四ヶ月分に相当する。とても効率が良いように思えるが、このペレット一個

その混合粉末を作る。他方、残りの核分裂生成物は、ガラスに混合して固化させ、キャニスタというステンレス製の容器に入れ、三〇—五〇年間、放射能を減らすため、高レベル放射性廃棄物の貯蔵施設に一時貯蔵される。その後は、どこかに地層処分されることになっている。

再処理を中心にした一連の巨大な工場施設は、高濃度の放射性物質を扱うため、部屋の外部から遠隔操作にて作業するものが多い。一旦故障を起こすと、中に人が立ち入れないた

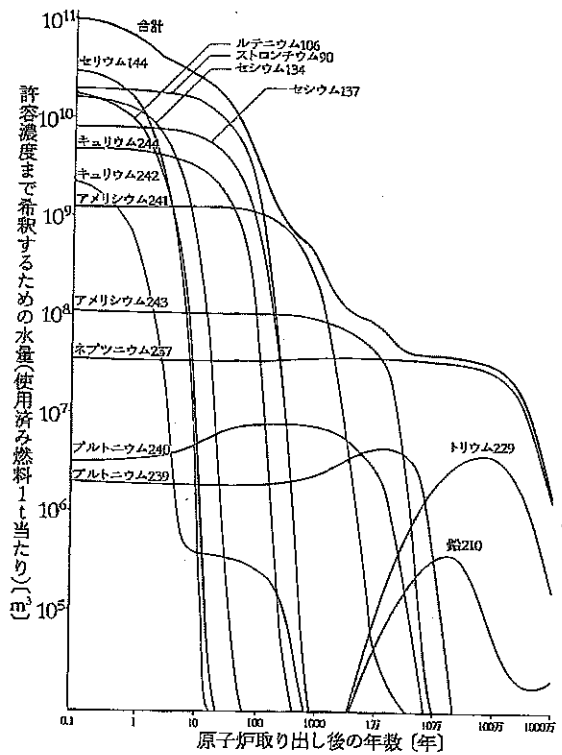


図8-3-3 高レベル廃棄物中の放射能の時間変化
高木仁三郎『核燃料サイクル施設批判』七つ森書館、1991、269頁

め、修理ができず、その設備は使用せずに次の設備で処理していくことが前提になっている。配管、機器が建物の中に埋め殺されるといふ設計思想である。リサイクルの対象とするにはあまりに危険で困難な作業を伴う。

六ヶ所村の再処理施設は、二〇〇五年に操業開始の予定であったがさまざまなトラブルに見舞われ二〇〇七年末にやっとガラス固化体の製造を開始したが、固化設備内でガラス固

化体が固まってしまい、二〇一〇年五月現在も試運転のめどが立っていない。

アメリカでは再処理はおこなわず、軽水炉の使用済み燃料を直接地層処分するワンスルー方式を採用している。これは高速増殖炉から撤退したからである。この方式のほうが高レベル放射性廃棄物の量は少なく済む。

2 原子力発電の本質的欠陥

原子力発電は、燃料が核物質であるから、その掘り出しから廃棄まで放射能との闘いとなる。

高レベル放射性廃棄物の地層処分

前述したように、一〇〇万kWの原子力発電所を一年間運転すると、使用済み燃料三〇tと死の灰一tを生み出す。図8-3-3は、一tの使用済み燃料を仮に環境に放出した場合、放射能のレベルを許容濃度にまで希釈するにはどれだけの水の量が必要かを示したものである。その量の莫大さに驚かされるであろう。希釈に要する水の量は放射能の強さに比例するので、この図は使用済み燃料の放射能の時間的減衰の様子を表している。一〇〇年経っても放射能の強

さは一桁減るだけで、一〇〇〇年で二桁、三桁以上核分裂前のレベルにまで減るには数万年を要する。少なくともここまでの期間、放射能が環境に漏れることのないように厳重に管理せねばならない。

二〇〇六年成立した高レベル廃棄物の最終処分に関する法律では、ガラス固化した高レベル廃棄物を地下三〇〇m以上の深さの岩盤に埋設処分することになっている。処分地選定などの実施主体として「原子力発電環境整備機構」(NUMO)が設立され、処分地が公募されることになった。二〇〇七年一月には、高知県東洋町が初めて公募に応じたが、住民の激しい反対によって首長が交代し、応募は撤回された。

地下数百mのレベルに埋設されたガラス固化体が、数千年あるいはそれ以上の長い時間、安定性を保ち放射能が漏れないという技術的保証はまったく考えられない。ガラス固化体は内部から放射線をあびて発熱するし、薄いステンレス製キャニスタやそれを覆う炭素鋼容器という金属材料が未知の環境に長期間置かれ、腐食されないという実験的裏づけはまったくない。腐食を受ければ高レベルの放射能が地下水に溶出する危険がある。加えて、地震による地殻変動が起こらないとあらかじめ分かる場所は、地震国の日本においてどこにもないと言われている。なお、アメリカにおいても、ネバダ州のヤッカマウンテンが最終処分場として決定されている。

三二頁)に對抗しうるものでなく、リアリティのなさが浮き彫りになった。

解決できない重層的矛盾

廃棄物を処理できないという矛盾に加えて、原子力発電は次のような重層的な矛盾を抱えている。

被曝労働 原子力発電所の管理区域内における工事や検査・保守作業は、人が被曝しながら実施せざるをえない。事故やトラブルが起こると、安全上の理由から徹底した原因調査と補修工が必要とされるが、そのことが被曝労働を増加させる。被曝労働者の数は一九九二年に年間六万人を超えて以降、減る傾向はみられない。『原子力市民年鑑二〇〇九』七つ森書館、二四七頁)。個別的手間がかかり判断力を要するこのような検査・保守作業をロボットにさせることは困難で膨大な経費がかかる。安上がりの人間が隙間労働(本書第11章「生産システム」参照)をさせられるという構造はここでもかわりない。がん等にかかるリスクを負いながら作業をする被曝労働は、果たして社会的に正当な労働と言えるだろうか。

廃炉処理 四〇年と想定されていた原子力発電所は六〇年までの寿命延長が図られているが、いずれ廃炉になる。この時出る膨大な量の放射性廃棄物の処理と解体作業従事者の被曝は軽視できない問題である。また、その際の手間と経費

だが、オバマ政権は二〇〇九年一月処分計画の中止を決め、廃棄物のゆくえは宙に浮いている。

日本の原発の発電容量はおよそ五〇〇万kWで、稼働率六〇―七〇%としても年間一〇〇〇t近い使用済み核燃料が生じ、ガラス固化体約一〇〇〇本分の灰が作られることになる。その一本には、約三〇kgの灰が含まれる。日本の原子力発電が始まってすでに四〇年、トイレなきマンションといわれて久しいが、その状態は変わっていないばかりか、糞尿どころではない始末におえない廃棄物が各原発サイトに滞留している。

学術会議公開講演会「高レベル放射性廃棄物の処分問題解決の道を探る」(二〇一〇年六月)では、その技術的見通しについての楽観論が述べられた反面、処分地が決まらない社会的合意形成の難しさに多くの論者が頭を悩ませている様子がうかがえる。皮肉なことに、それらのさまざま提言は、「原子力発電のように利益が現代世代にあり不利益が未来世代にあるという時間差が特質となる場合には、国民投票による決定は、未来世代に犠牲を強いる結果になる可能性を含んでいる」……「核廃棄物処理施設の「千年間の安全」を目的とする設計を行うには経年変化の外挿法が使われる。しかし、その外挿法の基になるデータが千年間有効であるという保証はない。……」という批判意見(加藤尚武、同講演会予稿集

負担が莫大であることが最近の欧州などでの事例から明らかになりつつある。発生する膨大な量の低レベル放射性廃棄物の処理を容易にするため、科学的根拠の薄い「裾きり」によってその大部分を一般廃棄物と同等とみなすことがおこなわれている。

取り返しのできない事故の危険性

原子力発電プラントは、本来の運転機能を持つ系統や機器以上に多くの安全システムを備えている。その大半は機器の故障や運転ミスなどが起きなければ全く不要な装置である。いわば安全系の固まりと言っても過言ではない。しかしながら、原子力発電プラントの安全上の本質的問題は、どんなに細心の注意を払って設計・製造・運転しても、巨大大事故に進展する可能性を完全には排除できないことにある。事故論の観点から、原子力発電は社会的に受容することができない技術であるというのがわれわれの結論である。くわしくは本書第15章「事故」をお読みいただきたい。

以上をまとめると、原子力は、環境と社会に対して最も過酷な技術である。放射性物質を完璧に閉じ込めきれないことは、過去の事故事例と技術の歴史から見ても明らかであろう。放射性物質を完全に生態系・人間社会から隔離できると考えることは、技術の限界を理解しない幻想である。

(栗田宏行)