



原子力発電：質問と解答

国際的な原子力専門家グループが発電所の安全性を検討

ウラン協会（原子力業界の企業を会員としロンドンに本部を置く国際的な業界団体）は1988年に、「原子力発電所の安全性」と題する報告書を出版した¹⁾。この報告書は、8カ国のベテランの原子力専門家の国際グループが行った評価に基づいて、原子炉の安全に関する基本的な原則、その適用および意義について述べてもので、専門外の人々に対して権威のある解説を行っている²⁾。以下の質疑応答は、この報告書から抜粋したもので、報告書が詳細に取り上げている題目の一部のみを対象とするものである。

1. 原子力の安全基準について各国間でどの程度意見が一致しているのか？

原子力の安全基準というのは、原子力発電所の運転に伴う危険から一般公衆および原子力作業員を防護するのが狙いである。原子力安全基準は、基本的には各国間で異なるということはないが、その実施上の細目となるとそれぞれの国の立法、規制上の背景の異なるため各国間で相違がある。

国際原子力機関（IAEA）は1978年以来、現在までに合計約60件の実施基準と安全指針を公刊している。これは現在、原子力安全基準（NUSS）プログラムと呼ばれている。これらの公刊物は、各国の体制と実施の経験に基づいたもので、最終的に公刊される前にIAEA理事会の

承認を得ている。

5種類の実施基準が以下の題目についてまとめられている：

- ・原子力発電所の規制のための政府組織
- ・原子力発電所の立地における安全
- ・原子力発電所の安全のための設計
- ・原子力発電所の運転における安全
- ・原子力発電所における安全のための品質保証

安全指針は、関連する実施基準の特定項目に関する実施方法を記述したものである³⁾。

各国は通常運転下での放射線の影響から一般公衆や原子力作業員を防護するためにそれぞれ独自の法律や規制を設けている。これらの規則は、国によって多少異なるが、すべてICRPパブリケーション26（1977年）に定められた放射線の被ばく許容基準に関する国際放射線防護委員会（ICRP）の勧告とほぼ一致している。

2. 許認可発給手続は国によって異なり、さまざまな安全水準を許可しているのか？

各国の原子力安全に関わる許認可発給と審査体制をみると、大体のところアプローチに共通点がある。各国には、原子力エネルギーに関する、また電離放射線から一般公衆を防護することに関する責任を担った政府組織がある。

原子力発電所を建設する前に、設計が適切かつ完璧に行われていること、および適当なサイトが選択されていることを確認するため、複雑な一連の手続が設けられている。建設前に安全性に関する報告書を作成し、提出す

¹⁾この報告書の詳細はウラン協会から入手できる（連絡先：Uranium Institute, Bowater Hozser Hozse, 68, Knightsbridge, London SW1X 7LT, United Kingdom.）。

²⁾この報告書は、専門家が直接関与している西側諸国の原子力発電所において達成されている安全水準に関する専門家グループの見解を示したものである。ここで明らかになった点の多くは東側諸国の原子力発電所についてもあてはまるとみられるが、報告書ではとくに触れる場合を除いて東側諸国の原子力発電所については取り上げていない。

³⁾"General Design Safety Principles for Nuclear Power Plants" A Safety Guide, No.50-SG-D 11. Safety Series, IAEA, Vienna, (1986)参照のこと。

ることが義務付けられている。関係省庁の担当官や独立の専門家の諮問グループの手で許認可申請が細かく検討される。

各国には許認可発給および規制機関があり、これが発電所の建設と機器の製作を監視して、品質保証上の欠陥により安全基準が損なわれることのないように注意している。これには非常に高い基準が求められ、とくに原子力および安全に関係する多くの機器に適用されるエンジニアリング・コードには厳しい基準が使われる。ことに原子力分野の耐圧機器の設計、製作に関する法令は、レベルの高い国際的な標準化が達成されている。発電所は建設が完了すると、運転認可が発給されるに先立って適切な試運転を行う必要がある。運転者が発電所の運転を許可されるためには、まず訓練を実施する義務がある。各国には、原子力検査機関があり、これが発電所の運転を監視するため現場を訪問する。

このように、原子力発電所の安全運転を確保するについてもっとも重要なポイントは、世界共通である。すなわち、建設、試運転、運転のすべての段階についてこれを規制し、監視する徹底的な体制が敷かれている。

3. 原子炉で冷却水を加圧して使用するのは安全か？

圧力容器が破損するおそれはないか？ 圧力容器の設計が適切であれば、冷却水を加圧して使用するのは安全である。この設計技術は別に異例なものではないし、新規なものでもない。原子力エネルギーが生まれるかなり以前にすでに確立していた技術である。

ガスや水で冷却するすべての発電用原子炉では、冷却材は大気圧を超える圧力を受ける。これは、蒸気タービンの効率的な運転に適した蒸気の発生が可能な温度で、しかも高出力状態で炉心を効果的に冷却するためである。一次系の運転圧力は、鋼鉄製圧力容器のガス冷却炉の場合の約 20 バールから加圧水型原子炉 (PWR) の 160 バールと広範囲にわたる。

原子炉圧力容器、蒸気発生器、主冷却材ポンプ、加圧器、それに連結用配管が PWR の一次系圧力バウンダリを構成する。ほとんどの沸騰水型原子炉 (BWR) とガス冷却炉では、原子炉圧力容器自体のみが一次系圧力を担う大きなコンポーネントとなる。このコンポーネントが運転圧力下で劣化したり崩壊したりしないようにするのがすべての原子炉安全技術の最優先事項である。一次系圧力バウンダリの健全性が本質的に保証され、効果的に

その機能が持続するようになっている理由を以下に概説する。

鋼鉄製の耐圧容器の健全性は、主として以下の三つのパラメーターに基づいている。

- 壁面中の応力
- 材料の靱性
- 材料中の疵その他の欠陥の大きさ

応力が十分に小さく、材料の靱性が十分に高く、しかも材料中の疵が十分に小さければ圧力容器はまず破損することはない。さらに、応力や靱性が一定の範囲内であれば、疵やクラックがたとえ大きくなっても圧力容器が短期間のうちに破損したり、あるいは破裂したりすることはない。なぜなら少量の漏れが生じることにより故障や破裂が発生するはるか以前にその圧力が減退するからである。

これらの健全性に係るパラメーターが原子力発電所の製作、建設および運転期間中にわたって定められた範囲内に十分維持できれば、一次系圧力バウンダリの深刻な破損はまずゼロと言える。

4. 安全な圧力容器はどのように設計、製作されているのか？

従来からのエンジニアリング基準を遵守し、さらに材料特性について適切な分析や試験を行い、適切な基準で補完し、安全な圧力容器の設計、製作を行っている。

原子炉圧力容器やその他の一次系圧力バウンダリ・コンポーネントの設計に当たっては、運転応力を低くし、応力集中を回避するようあらゆる努力を払う⁴⁾。熱衝撃や異常な温度変化による熱応力から圧力容器を防護するためとくに注意を払う。これらの設計計算の正確さをダブルチェックするため、設計のレビューは外部の専門家の手で行われる。また、コンポーネントの圧力試験の際、クリティカルポイントについての応力の測定を定期的に行っている。

近年、厚壁の鋼鉄製容器中の静的および動的応力と歪み（変形）に関する理論的解析とその確認、ならびに運転条件下での実経験が十分に蓄積されるに至っている。従って、通常および異常条件下での原子炉圧力容器の設計に当たって考慮に入れるべき応力と歪みの全体像が明

⁴⁾ 応力集中は通常、構造の突然の変化、たとえば穴などが原因となる。構造の突然の変化がない場合の応力に較べ数倍になることがある。

各種の原子炉

すべての原子炉は、核分裂連鎖反応により発生した熱を利用して水を沸騰させ、これを蒸気にしている。この蒸気は、石炭、石油およびガス火力発電所の蒸気と同様に利用する。蒸気でタービンを回転させ、発電機で発電する。核分裂連鎖反応は原子炉内の燃料の中で発生し、エネルギーを発生する。核分裂の結果、それぞれの原子核は新しい核分裂生成物を放出しながら熱を発生し、また中性子を放出して他の原子核を核分裂させる。熱中性子炉は、核分裂で発生した高速中性子がウラン-235(^{235}U)に容易に捕捉できるよう、減速材を用いる。減速材としては普通の水が通常用いられる。これ以外には黒鉛や重水素が減速材として用いられる。水素の同位体である重水素は酸化重水素、すなわち重水として使用する（普通の水は多くの場合、水素酸化物であるが、極少量の重水素を含んでいる）。発生した熱は冷却材により炉心から取り出す。この冷却材は直接的または間接的に蒸気を発生し、蒸気はタービンに送られる。また冷却材は炉心の過熱を防ぐ。ボロンやカドミウムのような中性子を吸収する物質はスチール製制御棒の中に入れて使用する。この制御棒は反応度を正確に制御するため炉心内部にある孔に出し入れする。各原子炉設計は、それぞれ独自の安全関連事象の特性をもっており、これが安全系の設計を決定する。同様な安全思想がすべてに適用される。

加圧水または沸騰水で炉心を冷却することで、炉心出力密度を高くすることができる。その結果、もし微濃縮燃料を使用すると、小型原子炉压力容器内に大型ユニットをつくることができる。また、タービン発電機の運転

効率をあげるため、一次系の蒸気温度と圧力を高くする。従って、一次系圧力バウンダリが完全であることが、水冷却炉の安全のために重要である。

加圧水型原子炉(PWR)では、一次系冷却水と二次系給水/蒸気を分離している。従って、タービン発電機を回転させる蒸気は放射能をもたず、在来型発電所と同様に蒸気タービンを運転することができる。

PWRは天然ウラン(濃縮をしていないウラン)で運転できるが、このためには非常に大型の炉心を必要とし、減速材や一次系冷却材として重水を必要とする。加圧重水炉は従来のPWRと同様に压力容器をもつ(この種の原子炉はPHWRと呼ぶ)。また、炉心の一次系圧力バウンダリーとして、個別の冷却チャンネルである圧力管をもつ原子炉がある。これをCANDU型と呼んでいる。

沸騰水型原子炉(BWR)では、一次系冷却水の一部が炉心の中で沸騰し、発生した蒸気を直接タービン発電機に送り利用する。圧力はPWRより低い。しかし、蒸気タービンプラントが放射能で少し汚染するので、いくつかの予防措置が必要である。しかし、これは発電所の運転および保守にとって重大な障害とはならない。

マグノックス型原子炉は天然ウランを燃料としている。この炉はあまり高くない圧力の炭酸ガスにより冷却しているが、効率の良い蒸気を発生する。この原子炉は炉心が大きく出力密度が低いので、格納容器として働く压力容器も大型である(初期のマグノックス炉では、鋼製压力容器が炉心を取り囲んでいたが、後期のマグノックス炉ではプレストレスト・コンクリートが炉心を取り

炉型	燃料	減速材	冷却材とその圧力(バール) (大気圧: 約1バール)	蒸気発生器
PWR	二酸化ウラン (約3.2% U-235)	軽 水	加圧軽水(160バール)	分離回路
CANDU	天然二酸化ウラン (0.7% U-235)	重 水	重水(ポンプで90バールに加圧)	分離回路
BWR	二酸化ウラン (2.6% U-235)	軽 水	加圧軽水で70バールの蒸気となる	
マグノックス	天然ウラン (0.7% U-235)	黒 鉛	炭酸ガス(20バール)	分離回路
AGR	二酸化ウラン (2.3% U-235)	黒 鉛	炭酸ガス(40バール)	分離回路
RBMK	二酸化ウラン (2.0% U-235; 1988年 から2.4%に変更中)	黒 鉛	加圧軽水で70バールの蒸気となる	

巻いている)。

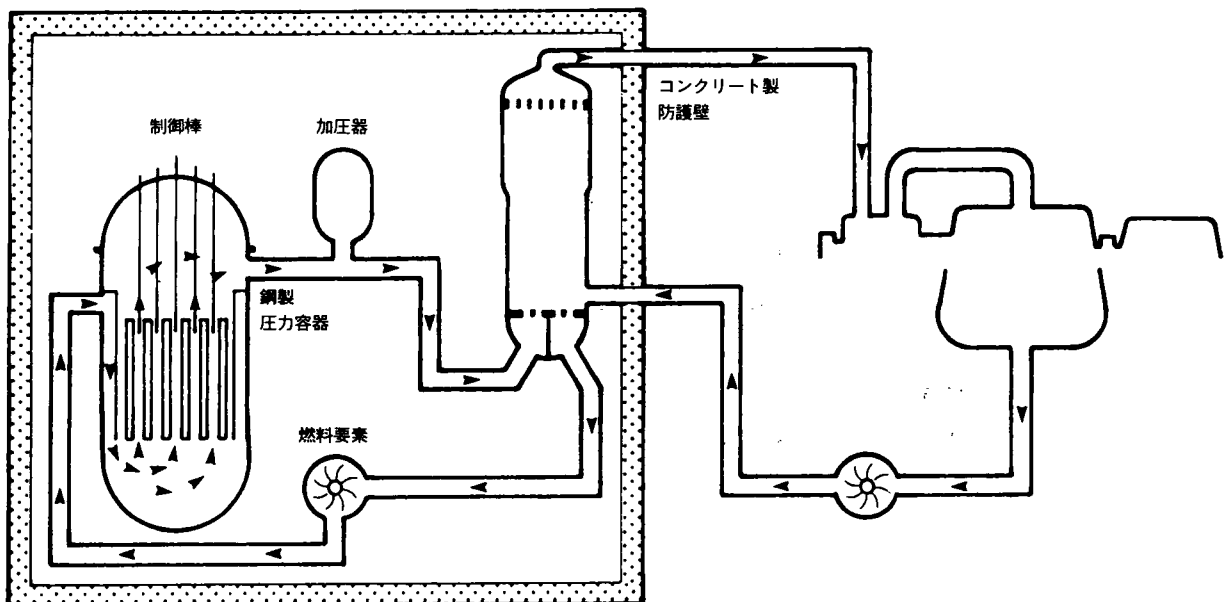
改良型ガス冷却炉 (AGR) は燃料として微濃縮二酸化ウランを使用している。AGR はマグノックス炉よりも高圧の炭酸ガスで炉心を冷却し、熱伝達を改善している。炉心の出力密度が大きいので、小さい炉心から大きい出力が得られた。信頼性の高いプレストレスト・コンクリート製圧力容器は格納容器としても働いている。

ソ連の RBMK-1000 は、黒鉛減速沸騰水型原子炉で圧力管冷却チャンネルをもつハイブリッド型原子炉である。この炉の主な特徴は、PWR や BWR のように大型で重い圧力容器や、CANDU 型のような複雑なカランドリア型減速タンクを使用せずに大型発電所を建設できることである。重水を使用せずに濃縮度を低くするため、黒鉛を減速材として使用している。

各種の原子炉が考慮しなければならないのは個別の安

全ではなく、すべての安全がともに働くよう全体としてのシステムをつくることである。しかし、各局面は、必要とする安全手段に密接な関係にある。炉心出力密度が低い場合は温度上昇がゆっくりしており、炉心出力密度が高い場合は熱除去がより効率的でなければならないことを意味している。液相からガス相への急激な変化がないので、圧力の部分的ロスがガス冷却の場合、クリティカルではない。各原子炉にはそれぞれの出力係数がある (出力係数は各種要因により、反応度全体にわたって変化する)。多くの場合、負の速い出力係数をもっているのので、出力増加には自己制御性がある。正の出力係数に対しては制御棒の応答を十分速くする必要がある。格納容器はどのような種類でもよいのではなく、放射性物質の放出を防ぐ機能を満たさなければならない。

1987 年末現在、世界で運転中の原子炉 (417 基) の半分以上 (225 基) が PWR である。各種原子炉の特徴を左の表にまとめた (英国原子力公社 (UKAEA) 提供)



らかにできるという点は自信をもてるようになっていく。過度の応力による破損に対する安全係数は、きわめて高い。

材料は全運転温度範囲にわたり、照射の影響下で十分に靱性を維持するものでなくてはならない。適当な母材を選択し、鍛造、溶接、熱処理などの丹念な加工技術に特別の専門的知識経験を適用する、ということである⁹⁾。製作手順はすべて厳格に指定されており、管理されている。材料のいろいろな部位やさまざまな深度から多くの試験片を各製作段階終了後に採取し、材料の性能が均質的で指定の限度内にあることを確認する。

5. 鋼鉄の予期しない脆化はどのようにしたら回避できるか？

すべての原子炉材料の照射挙動について、原子力発電所の運転中に慎重に監視している。これは、国際的に使用されている標準的な鋼鉄（種類はごく少ない）について膨大な量の照射経験がすでにあるにもかかわらず、念には念を入れて行うものである。原子炉圧力容器の靱性が中性子照射でどの程度減少するかを十分に前もって知るために、原子炉圧力容器壁に照射する量よりも多い中性子束で母材と溶接材料のサンプルを照射する。これらのサンプル片を破壊試験することにより、原子炉圧力容器の今後の照射挙動についてその寿命期間にわたり予測することができる。また、これで、設計基準と設計上の要求事項を遵守した十分な靱性が保証できる。従って、材料の未知の性能やその予期せざる変化が圧力容器の故障の原因となることを耐圧コンポーネントの供用期間にわたって排除できる。

6. 圧力容器は疵のないものが製作できるのか？

おそらく無理であるが、耐圧コンポーネント中のクラックや疵の重要性を現実的な対応に組み入れ、クラックなどがあってもその影響を過大に与えないようにする必要がある。つまり、この種の疵には、臨界サイズというものがある。

その臨界サイズを下回る疵は、問題として重要ではない。臨界サイズより大きく、かつ検出されない疵が運転条件によっては壁の崩壊の原因となることがある。

製作上の疵を製作プロセス中に検知、評価するのは難

しいことではない。従って、重大な疵はコンポーネントの運転サイクルを重ねることによって大きくなる疵のみである（発電所の寿命期間中この種のサイクルの総数については一定の限界値が定められている）。しかしながら、製作中に検知できなかった疵が、その後の検知されず、問題を引き起こすためには、ごく短期間に臨界サイズに達しなければならないだろう。現在の厚壁圧力容器中で実施できる非破壊試験方法ではこの臨界サイズの約五十分の一の疵まで検出できる。すなわち、安全に対する余裕が大きいということである。

詳細な技術的調査によると、検出可能なサイズと臨界サイズとの間に、容器に漏れを生じさせる中間的なサイズのクラックがある。つまり、臨界サイズに達するかなり以前にクラックの成長がはっきり見てとれるような状態、期間がある。この目に見える証拠は、クラックの存在と疵の成長の有無を調べる継続的な供用期間中検査でさらに補完できる。

定期的な試験をまったく行わなくても、運転開始前および運転開始後に行う低温の水圧試験によって、運転条件下で臨界的な疵やクラックが生じることが避けられる。この低温水圧試験の条件下での臨界クラックサイズは、運転状態での臨界クラックのサイズの約半分である。従って、ある程度の大きさのクラックや疵のある容器は、高温の運転条件下ではなく、この試験の条件下でひっかかってしまうことになる。

小さなクラックや疵は、主に溶接線の近辺で発生すると考えられる。溶接の数や長さを減らし、またその応力を減少させるため、現代の圧力容器はシームレス鍛造リングから作り出されている。このリングはその周辺だけが溶接され容器となる。

一次系圧力バウンダリの機器について徹底的で、きわめて丹念な非破壊試験を、製作中および供用期間中の定期的な試験で行っている。この試験はほとんどが超音波の探傷器を用いる。探傷器は手動と自動の信号解釈により手動または自動で動く。この試験方法は、人の不注意の機会を最少限にするよう設計され、さらに試験結果を文書化することもでき、こうすることによって1人の検査員の判断だけに頼らず、試験と解釈は繰り返し独立の解析ができるようにしてある。

腐食や疲労によるクラックの成長は、1年に十分の一ミリといったオーダーのものに過ぎないため、どんなクラックでもそのサイズが高温と高出力の使用状態で臨界

⁹⁾母材とは、圧力容器の耐圧壁に用いる材料をいう。

サイズに達するかなり以前に検出される。クラックが低温状態で事前に検出されずにこのようなサイズになるまで成長することはまず問題にしくてもよい。

7. 圧力容器の破損は排除できないのか？

原子炉容器と配管は、いくつかの独立の方法で流体系圧力バウンダリが本質的に安全とみられる程度にまで健全性が確保できる。

これは、以下の方法で達成する。

- ・ 慎重な設計と完全で有効な応力解析
- ・ 過圧に対する信頼できる防護
- ・ きわめて靱性の高い材料の使用
- ・ 照射脆化の抑制
- ・ 適当な製作方法による疵の減少
- ・ 製作および供用中の妥当な非破壊試験

これらの対策のほかに以下の試験で確実なものとされる。

- ・ 低温の水圧試験
- ・ 漏れの検出

これらの措置により、あらゆる通常および異常の考えられる運転条件下での原子炉圧力容器と圧力バウンダリの健全性が保証されている。

8. 運転上の人為的ミスをどう回避できるか？

あらゆる事故で高い比率を占めるのは、ハードウェアの故障によるものではなく、運転上または設計上の要因に関連した人為的エラー、故障および不注意によるものである。このことは、交通輸送、工場や生産技術の分野、あるいは個人的に自分でやる作業やレジャー活動のようなものまでを含んだ分野において、技術的機械工具を利用するほとんどすべての活動についていえることである。

1979年のTMI事故、1988年のチェルノブイリ事故の主たる原因は、人為的なミスと間違えた運転操作であった。チェルノブイリ事故では運転員がある特定のミスを犯さないことが頼りという設計上の欠陥も重要な要因となっていた。その他の小さな原子力事故ではエラー、故障および不注意が何らかに関与している。たとえば、もし運転員が正しい処置を講じていたら、またはシステムが間違えた処置を防止するよう設計されていたら、計画外の過渡現象（原子炉の出力の変更）がもっと短時間のうちに安定化できたはずである。人為的なミスがあっても、安全な運転や事象の効果的な緩和が保証されるようにし

ておかなければならない。

原子力発電所の運転員の専門的な経験、訓練、再訓練は少なくとも管理の行き届いた航空会社のパイロットのそれと同程度のレベルにある。原子力発電所の運転は複雑ではあるが、運転員はパイロットに比べれば通常は対応時間が十分にあり、危険性のある過渡事象は運転停止をもっていつでも管理できるのに対し、飛行機はいつでも着陸できるというわけにはいかず、この点で運転員はパイロットに比べて優位に立っている。

人為的な運転上の失敗を排除するため、運転や運転出力の変更はほぼ自動化されている。運転員の主な役割は、自動制御システムを監視、修正し、プロセスを運転マニュアルの厳格な規定に従って支配することである。「間違えたボタンを押すこと」があっても、安全上その必要があれば必ず自動的に対応するシステムで修正されるようになっている。重要な運転上のパラメーターやすべての起動処理は、記録計やプロセスコンピューターに絶えず記録され、自動アラームで監視されている。誤った手動処理が行われてしまった後で起こり得る最悪の事態は、自動的な出力の減少か発電所の運転停止である。これは、時には不便なこともあるが、安全性はきわめて高い。

計画外の過渡事象時の人為的な故障、エラー、不注意は稼働率の低下、喪失だけでは済まされなければならないに深刻な結果をもたらしかねない。このような過渡事象は通常は急速に生じないが、運転員が事態を解析し、どんな事故かを明確にし、適当な手順を決定するためには時間が必要である。このような際、運転員は何らかのストレスを受けるのが当然であろう。予想外の過渡事象を制御し、その結果を緩和するために直ちに講ずべき措置は運転員の迅速かつ正しく行動する能力に依存したものであってはならない。

一般規則として、異常な事態が生じないようにし、重要な安全目標を確実なものとするため、少なくとも最初の15分間以上は安全系は手動でなく自動的に起動、運転するようになっている。運転員がその後講ずべき処置について賢明な判断が下せるよう、事故の内容を速やかに把握し、その過渡事象とその履歴やその展開を理解するために必要なプロセスデータが利用できるようになっている。

運転員が故障を検知し、正しい処置について専門的なアドバイスを得るのに役立つよう、コンピューターによる診断システムの利用が現在増えている。当然、安全機

能の自動化、最新の情報システムもまた発電所の通常運転を向上させ、その信頼性を高めるのに役立っている。

9. 建設中の人為的エラーはどのように回避できるか？

品質保証というのはそのもっとも広範な意味合いからすると、発電所の設計、発電所機器の製作中、および現場で建設中に生じる人為的エラーの影響を除くのが目的である。

西側世界では、原子力の安全に関するすべての面にわたる工学知識が非常によく確立されており、しかもこの知識が国内的にも国際的にもオープンに交換されているため、まだ見つかっていない基本的で安全上重大なエラーとか、広範な安全知識の中にまだ埋まっていなかったギャップとかがあるという確率はきわめて小さい。

作業結果は記録され、内部でダブルチェックされるだけでなく、外部の独立の検査機関や許認可発給機関自体の手で完全に解析され、計算のやり直しすら行われている。安全関連の耐圧コンポーネントの規格化、製作、試験手順についても同じことがいえる。基礎材料から始まり製作の全過程は厳しくチェックされ、独立の品質保証グループや検査員の手で多くのサンプルが試験されている。とくに、すべての溶接試験と圧力試験の評価は、公式のエンジニアリング設計基準に従って少なくとも2人の独立の検査員が担当している。その結果は公式に記録され、その重要な点に関する判断はいつでもコピーできるようになっている。

設計や建設段階での人為的な故障や不注意をごくわずかな水準にまで減少し、またさらに重要なことは、これらの影響を大きく抑制できたのは、この着実に向上している品質保証のネットワークによるものである。これにより、ある種の人為的エラーを完全に回避することは不可能であるが、このことを設計で考慮に入れることにより、危険な故障を引き起こすことはまずありえないということが確実にされた。

まったく疵のない技術というのは達成が不可能だし、期待すべきではない。また、エラーをまったくしない運転員ということは前提すべきではないし求め得ない。自動化と厳しい品質保証上の要件を採用して得ることのできた成果は、人為的な故障、エラーおよび不注意、ならびに技術的欠陥があっても、そのことにより現実的な危険を生じることはないという自信を与える技術とこの技術を使う方法を得たことである。この意味で、上に述べ

た原子力発電所で活用している技術は、耐エラー性があるといえる。

10. 原子力発電所は地下に立地して放射線の放出を封じ込めるようにすべきではないか？

地下に原子炉を立地することで、大規模な放射線放出事故から環境を保護することができそうであるが、実際のところ、通常は大した安全上の利点はない。明らかに、原子力発電所を洞穴に設置したり、地中に壕を掘って建設しても、事故の回避そのものには何の関係もない。精々のところ、事故から生じる放射線放出の経路が複雑になり、これが状況によっては(常にというわけではないが)その事故の結果の緩和に役立つ可能性はある。実際はむしろ、原子炉を地下に建設することで原子力発電所の安全が低下する危険がある。これは設計上の複雑さ、それにとくに地下の発電所へのアクセスの複雑さのため、建設、運転、保守がかえって難しくなるからである。

その上、地下水の浸出により状況がさらに複雑になりかねない。しっかりした岩石でできた洞穴でない限り、地下立地は地下水の保護について複雑な環境問題を発生する。原子炉建屋を設置するには、直径と深さ(高さ)が少なくとも60mはあるピットを掘る必要がある。ほとんどの場所でこのようなピットを掘るためには、地下水の隔離についてきわめて慎重にエンジニアリングする必要がある。地下水はその地域の飲料水として利用されていることが多いからである。

それにしても、地下立地で安全性のかなりの向上が期待できるとしたら、以上に述べたエンジニアリング、運転上の困難とこれに伴う費用は確かにひき合うことになる。しかし、地下立地では、その地下の周囲の岩石や土壌を重大な原子炉事故発生時に放射線放出を低減する格納容器として機能させることができるときのみ安全の強化に結びつき得る。しかし、格納容器には、配管、排気、電気ケーブル、発電所作業のアクセスなど、原子炉を他のシステムや格納容器外の発電所建屋と接続するために多くの位置に開口部を設けることになるが、主としてそれらの箇所の気密性や信頼性によって格納容器の効率が左右される。格納容器構造物自体の気密性はそれほど問題ではない。原子炉には地上であれ地下であれ同じ接続が必要なので、その全体の格納容器システムの信頼性は、地下立地で大いに向上するという事はない。

航空機の墜落、ミサイルによる攻撃、戦争などの極端

な外的影響に対する防護という点は別にすると、原子力発電所の地下立地でこれによる複雑さと費用の増大分にひき合うような安全性の向上は望めない。

11. 原子力発電所の外で発生する災害のうちどんなものが発電所に関係するか？

外部災害は、サイト外で発生するもので、それは発電所全体に影響を及ぼすおそれがある。以下に列举する災害を検討し、サイトの国有状況より見て必要な場合には、発電所の設計で考慮しなければならない。

- ・地震
- ・極端な天候、たとえば極端な大気、または海の温度、風速、雨や雪、雷、たつ巻、ハリケーン
- ・洪水、たとえば高潮
- ・航空機の墜落
- ・地盤の沈下、陥落
- ・サイト外の産業活動に起因する災害
- ・危険物質
- ・サボタージュ

12. 外部災害の影響に対しどのような防護策があるのか？

主な防護方法が四つある。以下の通りである。

- ・災害に耐える重要設備、構造物の設計
- ・災害の影響に対し、たとえば発電所を適当に建屋に収容することで物的に防護すること
- ・重要システムの重複化、多様化、隔離、分離
- ・消火設備など災害の影響を緩和するシステム

原子力発電所、とくに原子炉を外部災害から守るために、発電所の系統や構造物は予想されるあらゆる条件下で原子炉を安全に停止し、停止後の冷却が十分に行われ、かつ一次系冷却材バウングリの健全性が維持できるように規格が定められ、設計が行われている。

外部災害の影響はいろいろであるが、一般に影響の大きさはその危険の頻度と反比例する傾向にある。この点は設計安全基準の中で考慮されているが、この基準では保護系統の故障確率について詳しく述べている。

サイトに依存する災害など特異な災害に対する保護策を組み込む必要性については、各サイトごとに検討することになる。

地 震 発電所は予想される最大の地震に耐えるよう設計されており、そのような地震が発生した場合には、

原子炉は停止し、安全状態に冷却できるよう設計されている。

地震の発生がかなり頻繁に予想される発電所では、地震計を設置し、原子炉はその耐震レベルをはるかに下回ったところで自動的に運転停止するよう設計されている。

洪 水 各原子力発電所には、洪水の設計基準レベルが定められている。これは、水位と潮位の歴史的記録に基づいたもので、高潮、波高、淡水フロー、その他その地域の水位に関係する現象を考慮に入れて定める。

航空機の墜落 発電所の位置から考えて航空機を考慮に入れるのが妥当な場合、発電所のレイアウト設計では航空機の墜落の影響を最少限にすることを考慮に入れている。さらに、低空飛行する航空路を制限することもある。

13. テロリスト攻撃から原子力発電所は守られているか？

原子力発電所はテロ攻撃から守られている。保安関係のすべての細目を公開するわけにはいかない。もし公開すると、これをテロリストが利用するおそれがあるからである。また、物的防護の要件は各国でかなりの相違がある。従って、この件はここでは一般的な方法で取り上げることとする。

原子力発電所は、テロリストからの攻撃に対し重要な固有の防護措置として設計上いろいろな機構を設けている。重要な部分にはたいてい放射性物質がある。従って、これらの部分は放射線遮蔽で防護してある。これらの巨大な構造物はまた、テロ攻撃からのすぐれた防護手段となっている。原子力発電所の安全システムは、重複、多様化が施されている。サブシステムはお互いに物的に隔離されていることが多い。ということは、一般公衆に被害を及ぼすためには、テロリストは多くのシステムを、しかも多くの箇所を破壊しなければならないことになる。

さらに、原子力発電所にはまた、とくにテロ攻撃の防止のために設計した機構がある。これらの保安機構の例としては、区域区分(エリア・ゾーニング)、物的バリア、ロッキングシステム、人や車両のアクセス管理、ガードマンなどを含む保安組織などがある。

設計上の特徴と保安上の施設によりテロリストが環境上問題となる損害を及ぼすことは大変困難となっている。テロリストが多数の一般公衆に傷害を及ぼそうとし

た場合、社会には原子力発電所よりもはるかに容易で、効果的なターゲットがある。

14. 原子力発電所は、原子爆弾のように爆発することはないのか？

まったくない。その理由は、基本的な物理学の原則に直接関係するもので、以下にそれを取り上げる。

原子力発電所と原子爆弾は、同じ現象に基づいている。ウラン—ないしプルトニウム—の核分裂がそれである。いずれの場合も、この核分裂は中性子で誘発され、エネルギーを生成する。このプロセスは、周知の“連鎖反応”のメカニズムで展開する。1個の中性子が1個のウラン核に1回の核分裂を生じさせ、この核分裂により2個以上の中性子が放出される。この2個（以上）の中性子が2回（以上）の核分裂を引き起こす。以下これが連鎖的に続く、という次第である。この連鎖反応の一つの重要な側面は、相次ぐ二つの段階の時間で、これが原子炉の場合に比べ爆弾の方がはるかに短い。しかし、両者間の主たる相違は、エネルギー発生速度、すなわち反応の全体的な動力学である。

原子炉の通常運転では、連鎖反応のバランスがとれている。すなわち、各段階で、1回の核分裂により放出された中性子の1個が正確に次の1回の核分裂を引き起こす（もう一方の中性子は制御棒中の物質に吸収されて核分裂を起こすことを阻止される）。従って、放出される中性子の数は常に同じであり、生成される出力も同じである。原子炉が運転を開始するとき、または停止するときだけ、中性子の数の増加、減少がみられる（発散作用と収束作用）が、各段階で中性子の相対数（反応度という）を「イチ」に非常に近い値に調整することにより増減の変化を非常に低く抑えている。これが制御棒の役目である。

これとは逆に、核兵器では、各段階での中性子数の増大はできるだけ大きくなるようにされており、中性子の総数、従って出力は時間の経過と共に非常に急速に増大する。中性子の数が1秒の百万分の一の時間に2倍になるとしたら、容易に計算できるように千分の一秒足らずで1個の中性子が天文学的数値の中性子を生み出すことになる。これは高度に濃縮化されたウラン—ないしプルトニウム—を使用して初めて達成できる。発電用原子炉では、微濃縮ウランや未濃縮ウラン、あるいはプルト

ニウムとウランの混合物を使用する。

しかしながら、中性子の増殖はそれほど容易ではない。物理現象がこの連鎖反応の進展を止める作用をするからである。この阻止作用のなかでもっとも効果的なものは、核分裂で生まれるエネルギーによるものである。このエネルギーにより物質（ウラン）がバラバラに離れてしまう。これにより連鎖反応が停止してしまう。原子爆弾では、化学的爆薬の構成を配置して核分裂性物質部分を押しつけるようにし、中性子の増殖効果が十分に現れるまでの間、核分裂性物質がバラバラに離れないようになっている。このようにして大量のエネルギーが核分裂によって生成される。

原子炉内で誤って反応度が高まってしまった場合、原子爆弾の場合と同様に、中性子数の増殖、従って出力の増殖が起こるのではないかと想像される。しかし、この場合は、上記の阻止力が完全に効果を発揮することになり、これに打ち勝つ力はない。原子炉では、十分に熱が蓄積された場合、ウランが直ちにバラバラになるのを阻止する爆薬が存在しない。その結果、このような事故で発生する総エネルギーは、ごく小型の原子爆弾と比べてでさえごく限られたもの——数万分の一のオーダーで小さい——である。

チェルノブイリ事故が一例として説明できる。この事故では、約4秒で、原子炉出力が1,000倍にもなったが、生成された熱エネルギーの総量は数十万メガジュールに抑えられ、これは原子炉で2分以内に生成されるエネルギーに等しい。これに対し、原子爆弾では数十億メガジュールの熱エネルギーが生成される。

チェルノブイリ事故での爆発は核爆発ではなかった。原子炉の出力が1,000倍も増加したとき、生成されるエネルギーと抽出される熱との間にかなりの不均衡が生じた。燃料が過熱されて、小さな高温の小片に分断し、この小片が非常に短時間に冷却系中の水分子を蒸発させた。この非常に高速での蒸気の生成の結果、衝撃波が生じ、これが原子炉構造物を破壊した。原子炉構造物は耐圧性ではなかった。この破壊の後、放射性物質の拡散が生じた。チェルノブイリ事故で生じた機械エネルギーは多分TNTで数百キログラム程度であるが、これに対し小型（戦術的）原子爆弾ではTNTで数万トンに及ぶ。チェルノブイリでは、物的な破壊はごく局所的でなものであった。