

# AGR の 安 全 性

## Safety of AGR

田 中 隆 夫\*

Takao Tanaka

### I. ま え が き

英国は、第一次原子力開発計画によるマグノックス形原子力発電所 500 万 kWe に引き続いて、第二次計画として改良形ガス冷却炉 (AGR) の発電所を 800 万 kWe 建設する予定になっている。すでに、ダンジネス B 発電所 120 万 kWe の建設が進み、リンクレイポイント B 発電所 125 万 kWe の建設も近日中に着工される。このほか、3 地点の発電所建設計画が具体化しようとしており、これらを総計すると AGR 発電所設備容量は、755 万 kWe にのぼる。第 1 次計画のマグノックス形原子力発電所と異なる新しい動きとして、AGR 発電所の敷地を人口の稠密な都市の近くに求めていることが挙げられる。たとえば、250 万 kWe の大規模な発電所の建設を予定しているヘンナム郊外の敷地は、近くにモアカムとランカスタの都市があり、敷地から 4 マイル (6.4 km) 以内の人口が約 10 万という。さらに、120 万 kWe の発電所を予定しているシートンカラー地区は、人口が約 10 万のウェストハートルプール市から 3 km ばかり離れたところにある。これらの新しい動きは、電力消費地の近くに設置することにより送電コストを引き下げようとする経済的要請から当然のことであるが、マグノックス炉に比べ AGR の安全性が飛躍的に向上したために可能になったといえよう。

AGR は、マグノックス炉の技術を発展させ、性能を一段と向上させたものであるが、さらに下記に示すような幾多の特長が AGR の安全性を著しく高いものになっている。これらは、AGR そのもののもつ本質的な特性であり工学的付加装置によっているものではないことに注目する必要がある。

- (1) 核分裂生成物 (F.P.) を燃料の中に保持する。
- (2) 原子炉を構成している材料はすべて共存性があり、とくに、燃料と冷却材とは化学的に不活性である。
- (3) 原子炉系全体が大きな熱容量をもっているので急速な過熱を生じない。

(4) 一次回路全体を収めたプリストレスコンクリート圧力容器を採用している。

(5) 制御棒による反応度の解放率が低い。

(6) 原子炉系の動作を解析する際の精度が高い。

本文では、安全性の面から AGR の設計をみてその特長について述べるとともに、AGR で考えられる事故および事故状態における現象を説明し、AGR がきわめて安全な原子炉であることを示したい。

### II. AGR の設計と安全上の特長

AGR はマグノックス炉にくらべて飛躍的に安全性が高いといわれる理由は主に、燃料に二酸化ウランをステンレス鋼で被覆したものを使用し、原子炉圧力容器としてコンクリート圧力容器を採用しているからである。これらがなぜ安全性を高くしているのか、まえがきで挙げた特長を AGR の設計と関連づけて述べよう。

#### 1. 燃料要素

AGR の燃料要素は、二酸化ウラン ( $UO_2$ ) のペレットをステンレス鋼で被覆した燃料ピンを 36 本束ねて黒鉛のスリーブに収めてある。

##### 1) 燃料ペレット

燃料ペレットの内部には、燃焼が進むにつれて核分裂生成物 (F.P.) が蓄積される。この F.P. (ことにガス状の F.P.) を大気に放出する危険の少ないほど安全な原子炉であるが、AGR の燃料は、生じる F.P. ガスを  $UO_2$  ペレットの内部に保持する設計になっている。ガス状の F.P. は、低温では  $UO_2$  の結晶格子の間に閉じ込められているが、温度が高くなると (1,600°C 以下の場合) 拡散機構によりごく少量だけ遊離し、さらに高温になると  $UO_2$  の結晶成長が起これ、結晶粒界の移動によって F.P. ガスの遊離が促進される。遊離する F.P. ガスの量は、温度だけでなく  $UO_2$  の密度にも関係し、密度が高いほど遊離しにくい。最近の AGR 燃料は、密度が  $10.6 \text{ g/cm}^3$  で初期の燃料 (密度  $10.46 \text{ g/cm}^3$ ) にくらべ同じ燃料温度に対して F.P. の遊離する量が約 1/10 になって

\* 原子力部

いる。密度  $10.6 \text{ g/cm}^3$  の  $\text{UO}_2$  ペレットについていうと、 $1,600^\circ\text{C}$  以下では、F.P. ガス生成量の 1% 以下、 $1,600\sim 1,800^\circ\text{C}$  で 30% 程度が  $\text{UO}_2$  ペレットから遊離するといわれ、100% 遊離するのは  $2,000^\circ\text{C}$  以上の高温である。AGR の燃料の設計基準では、 $\text{UO}_2$  ペレットの中心最高温度を約  $1,600^\circ\text{C}$  としているので遊離する F.P. ガスはきわめて少ない。しかも、ペレットの端面に窪みをつけ燃料容積の 7% の空間を F.P. ガスのたまりとして設けてあるので、F.P. ガスが遊離しても被覆管の内圧があまり高くない。すなわち燃焼の終わりにおいても、被覆管の内圧が冷却材による外圧より充分低く（外圧の % 以下）、被覆管の破損により F.P. ガスが放出される危険は少ない。さらに、 $\text{UO}_2$  が、冷却材の炭酸ガスのふんい気中で化学的に不活性であるため、仮りに、被覆管の破損事故が生じて放出される F.P. ガスは、 $\text{UO}_2$  の温度が  $1,600^\circ\text{C}$  以上にならない限り増えず安全性の高い燃料といえよう。

## 2) 燃料被覆管

被覆管の材料には Nb を添加して不純物炭素を安定化した 20% Cr-25% Ni ステンレス鋼を使用している。この材料は、冷却材の炭酸ガス中では高温でも耐酸化性にすぐれ、また冶金学的安定性が良い。溶融温度は  $1,460^\circ\text{C}$  であり、 $800^\circ\text{C}$  までは耐酸化性が良好で、最悪のデータをとっても 40,000 時間での酸化は、 $90 \mu$  以下といわれている。  $800^\circ\text{C}$  以上では酸化が進行するが、 $850^\circ\text{C}$  までは実用に耐えると期待されている。設計は、最高温度を  $700\sim 750^\circ\text{C}$  (ホットスポットなどを考慮した瞬時的最高温度は  $800\sim 850^\circ\text{C}$ ) とし、照射効果による靱性の低下、熱サイクル疲労、クリープ変形なども充分考慮してある。

これら AGR の燃料の性能は、ウィンズケール AGR でおこなった照射試験により実証されている。この炉で 33,000 本にのぼる燃料ピンを照射したが、破損したものは 1 本もなく、被覆管、ペレットとも問題となる欠陥は認められなかった。さらに、被覆管が破損した場合の反応を調べるため、被覆管に  $0.25 \text{ mm } \phi$  の孔と  $0.05 \times 25 \text{ mm}$  のスリット孔を予め設けた燃料を原子炉にそう入し、1 年以上全出力運転をした。その結果、被覆管の孔の大きさは、原子炉に入れる前とほとんど変わらず、また  $\text{UO}_2$  と冷却材  $\text{CO}_2$  との急激な化学反応も認められなかった。このテスト期間中、破損燃料検出装置の指示もほとんど変わらず、F.P. の遊離する量がきわめて少ないことも確認されている。

## 2. プレストレストコンクリート圧力容器 (P.C.P.V.)

AGR のように圧力が高くしかも大出力の黒鉛減速ガス冷却炉が建設できるようになったのは、コンクリート圧力容器 (P.C.P.V.) を採用したためであるが、同時に

これが AGR の安全性に大きな役割を果たしている。

P.C.P.V. を採用しているのも AGR の安全性が高いといわれる理由として、次の点があげられる。

- (1) 炉心およびボイラを含めた一次回路全体を単一容器内に収容した原子炉 (インテグラル形という) であること。したがって東海炉方式のような大口径の露出ダクトがなく、考えられる最大事故は、P.C.P.V. を貫通している部分が破損する事故である。この事故時の孔は、マグノックス炉のダクト破損に比べるとはるかに小さく事故後の冷却材流出速度は大分緩やかである。
- (2) P.C.P.V. は、数多くの高抗張力鋼製ケーブルにより緊張してあるので、一度に全部のケーブルが破断して圧力容器としての機能を瞬間的に失なうおそれがない。設計圧力を越えて内圧が増大する事故が生じて、緊張ケーブルの降伏によりコンクリートに亀裂は入るが、圧力が下がると原形に復する特性がある。一般に最終破壊圧力は、設計圧力の 2.5 倍以上である。
- (3) 緊張ケーブルとこれを固定するアンカーは、原子炉運転中でも  $45^\circ\text{C}$  以下に保たれており、中性子照射も無視できるほどに少ない。しかも、これらは、運転中でも検査、試験、再調整ができ、必要によっては取替えることもできる。
- (4) P.C.P.V. 全体の温度分布、コンクリートの性質などに悪い徴候が現われた場合、危険な状態にならないうちに検知できる (温度、ひずみ、湿度などを測定する計器を予めコンクリートに埋め込んでおく)。
- (5) 設計圧力により定められる P.C.P.V. のコンクリート壁厚は、生体しゃへいに必要な厚さよりもかなり厚く、P.C.P.V. 外部の放射線レベルは充分低い。
- (6) P.C.P.V. の冷却に、水冷却方式を採用しているので、空気冷却方式にみられるアルゴン放射化の問題がない。

このように P.C.P.V. 圧力容器としてきわめてすぐれた特性を有しており、従来の鋼製圧力容器と比べて安全上の信頼性がきわめて高いといえる。

## 3. 減速材 (黒鉛)

黒鉛を減速材に使用している原子炉に共通していることは、炉心の黒鉛が大容量の熱吸収体として働くことである。すなわち、運転中の黒鉛の温度は燃料の温度よりかなり低く、冷却材による燃料の冷却が不能な事故状態でも輻射熱の形で燃料から生ずる熱を吸収する。AGR の炉心は、黒鉛の熱容量が燃料のその約 20 倍もあるうえ、黒鉛の酸化を抑えるため冷却ガスを燃料チャンネルに入る前に黒鉛の間に流し黒鉛を冷却する方式をとっている。したがって燃料と黒鉛との温度差が大きく保たれているため、事故時の熱吸収効果が大きい。しかもこの熱吸収効果は、どんな事故状態でもなくなる長

がある。

#### 4. 冷却材（炭酸ガス）

原子炉の冷却材として使用する炭酸ガスは、どのような状態でも相変化がなく、たとえ減圧事故により大気圧になっても残っているガスを強制循環させれば、燃料の崩壊熱を充分除去できる。しかも、事故時に原子炉で起こる現象を予め正確に解析することができる。これらの特長は、水を冷却材とする原子炉にはなく、AGRの安全上、特筆されるべきことである。

#### 5. 原子炉材料の共存性

AGRの原子炉構成材料は、銅、黒鉛、二酸化ウラン、炭酸ガスが主であるが、これらはすべて共存性の良い材料で、どんな事故状態においても化学的反應により事態を悪化させることはない。ただP.C.P.V.の一部が破損して空気が内部に侵入すると高温の黒鉛と空気の発熱反應を生じる可能性があるだけである。しかしこれもP.C.P.V.の貫通部が小さく、冷却材の流出速度が遅いこと、冷却材の圧力が大気圧とバランスして空気の侵入は非常に遅いこと、さらに炭酸ガス注入系により容易に空気の侵入を防げることを考慮すると安全上特に問題にはならない。

### III. AGRの事故解析

#### 1. AGRでの原子炉事故

AGRで考えられている事故には、冷却材喪失事故とそれ以外の事故とに分けると次のようなものがある。

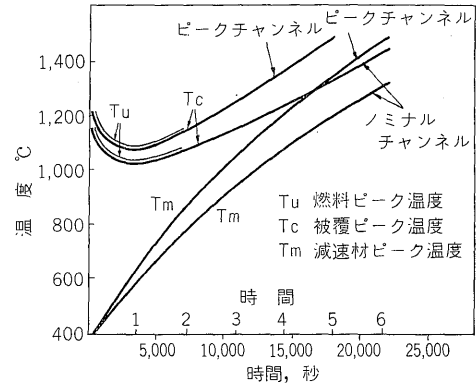
- 1) 冷却材喪失事故
  - (1) P.C.P.V.の貫通部の破損
  - (2) 燃料取替用パイプまたはその密封栓の破損
  - (3) P.C.P.V.外部の炭酸ガス回路の破損
  - (4) ガス圧力の上昇により安全弁を開く事故（ボイラチューブの破損など）
- 2) 冷却材喪失事故以外の原子炉事故
  - (1) ガス送風機の全面的もしくは1部停止事故
  - (2) 蒸気系（二次冷却系）の流量喪失事故
  - (3) 燃料チャンネルの閉塞事故
  - (4) 始動時の制御棒連続引抜き事故
  - (5) 出力運転時の制御棒引抜き事故
  - (6) 燃料ストリングの炉内への落下事故

#### 2. 原子炉事故解析

原子炉の安全性は、F.P.の放出により公衆および発電所従業員に与える災害の危険の度合により決められるといえる。したがって、原子炉の事故により燃料が破損し、F.P.が大気に放出される可能性がAGRの場合どの程度であるか、原子炉事故解析の二例を示す。

##### 1) 冷却機能喪失事故

まず原子炉の冷却機能がまったく停止した場合にAGR



第1図 冷却系停止事故における温度変動（最高温チャンネル）

Fig. 1. Temperature transients of the hottest channel following a hypothetical core stagnation

で起こる現象を解析した結果を第1図に示す。このような事故はいくつかの機器の故障が重なった場合だけで済ませて稀な事故である。ここで想定しているのは、冷却材喪失事故もしくは冷却材流量消失事故などを生じた際に原子炉停止が正常に（5秒以内に制御棒が半分そう入される）おこなわれたが、冷却系統がまったく回復しなかった場合である。したがって第1図は、燃料の冷却が黒鉛への熱放射にだけ依存している場合の燃料と黒鉛の温度変化を示している。この図から冷却系統がまったく働かない場合でも原子炉停止さえ正常ならば、燃料被覆管が溶融するまでには約4時間の余裕があることが判る。前項で述べたようにUO<sub>2</sub>ペレットから遊離するF.P.ガスの量は、1,400℃程度の温度では平常運転時とほとんど変わらない。出力60万kWeのAGRを考えると平常運転時にUO<sub>2</sub>ペレットから遊離しているI<sup>131</sup>の量は、炉心全体で10<sup>4</sup>~10<sup>5</sup>キュリー程度である。（ここでF.P.のうちI<sup>131</sup>を基準にとったのは、沃素の同位元素I<sup>131</sup>が一番大きな災害をもたらす、その放出量が原子炉の安全評価の目やすとなるからである）。したがって、被覆管の溶融が生じない限り、放出される可能性のあるI<sup>131</sup>の量は、10<sup>4</sup>~10<sup>5</sup>より少ないといえる。この事故解析により先に挙げた事故、1)冷却材喪失事故(1)~(4)、2)冷却材喪失事故以外の原子炉事故(1)(2)を考えてみよう。まず冷却材喪失事故の場合、冷却材が流出している間に破損する燃料は、ほとんどないが、もし冷却系の回復が著しく遅れて多くの燃料が破損した場合には、I<sup>131</sup>が放出される可能性がある。しかし、一次回路の表面吸着により1/100くらいに減るから、被覆管の溶融がない限り（4時間以内に冷却系が回復する限り）、大気に放出される可能性のあるI<sup>131</sup>の量は、数百キュリー程度になる。こうした事故が実際にあるかどうかについては、後に述べる。次に冷却材の喪失を伴わない場合、この場合には、燃料が破損することはまずない。仮りに破損したとしても、放出されるI<sup>131</sup>は、一次回路の表面吸着により

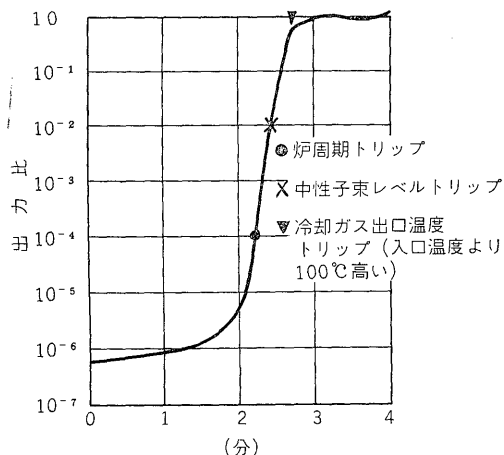
1/100 くらいに減るし、P.C.P.V. の漏れ率 1% 以下/日を考えると大気に放出される  $I^{131}$  は、きわめて少ない。(1/100 の燃料が破損したとしても 1 キュリー以下である)。したがって、この場合被覆管が溶融しないうちに冷却系が回復する限り、問題はない。

燃料の温度がさらに上昇して 1,800~2,000°C に達すると  $I^{131}$  の遊離量は急激に増加し、潜在的放出可能性が  $10^7$  キュリーほどになるがこうした状態になるまでにはさらに数時間かかる。このように、AGR は、F.P. を放出する事故が起きて、その災害規模に 2 段階があり、低い段階から高い段階に発展するまでに長時間かかる。したがってこの間に運転員は必要な応急処理を充分おこなえる。これは、軽水炉にない対照的な特長である。

この事故解析により先に示した原子炉事故のうち、冷却材喪失事故 1), (1)~(4) および 2), (1)(2) についてその事故形態と規模が理解される。2) の (3)(6) の事故の場合、そのチャンネルの燃料全部が溶融する最悪の状態を考えても、 $I^{131}$  の 1 次回路への放出量は、約  $10^5$  キュリー(1 チャンネルの燃料中に蓄積されている  $I^{131}$  の量)を越えない。したがって、一次回路の表面吸着、P.C.P.V. の漏れ率を考慮すれば、大気に放出される量は 10 キュリー以下にすぎない。

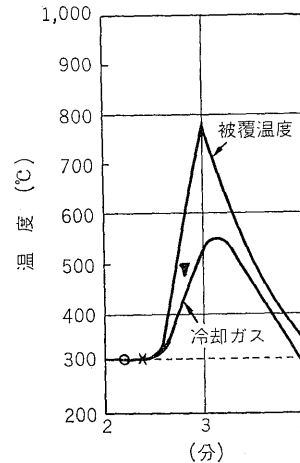
2) 原子炉反応度事故

反応度事故として前掲の 2) (4) の始動時制御棒連続引抜き事故を考える。この場合の反応度の積放割合は、粗調整棒のグループで 4.2 mN/sec, 自動調整棒グループで 1.0 mN/sec である。第 2 図は、制御棒の引抜き速度を反応度積放割合にして 5 mN/sec としたときの臨界後の出力変化を示したものである。出力は、臨界後 2 分くらいから急激に上昇する。しかし、この出力上昇は、中性子束周期、中性子束レベル、それにチャンネルガス出口温度の三段構えで検知され、保護されている。この場合、チャンネルガス出口温度のトリップレベルは、入



第 2 図 臨界後の出力

Fig. 2. Power transition after critical



第 3 図 炉停止後の温度変化

Fig. 3. Temperature transition after reactor shut down

口温度より 100°C 高く選んである。制御棒連続引抜き事故の場合には、燃料被覆温度や冷却ガスチャンネル出口温度も上昇する。第 3 図は、原子炉トリップが冷却ガスチャンネル出口温度を捕えて行なわれた場合を示す。

出力運転時にも同様の速度で制御棒が連続的に引抜かれたとすると、反応度は、燃料の温度係数により一部打消され、出力が約 0.5%/sec の割合で増加する。この状態では、燃料のピーク温度は、6°C/sec, 被覆管温度は、2.5°C/sec, チャンネル出口ガス温度は 2°C/sec の割合で上昇する。

こうした変化は、中性子束保護系とチャンネル出口ガス温度の二段構えで検知される。チャンネル出口ガス温度のトリップレベルは、プラス 50°C に設定してあるので熱電対の遅れを見込んで 30 秒以内に原子炉をトリップする。この間の燃料と被覆管の温度上昇は、それぞれ 180°C, 75°C ほどである。以上より、原子炉反応度事故は F.P. の放出の恐れがないといえる。

3) 最大想定事故 (M.C.A.) による AGR の安全評価  
事故解析の結果、F.P. を大気に放出する危険のある事故は、次の場合である。

- (1) 冷却材喪失, 冷却材流量消失, および反応度増大事故の際に、原子炉を速かに停止できなかった場合
- (2) 上記初期事故の際に原子炉停止は正常におこなわれたが、原子炉もしくはボイラの冷却機能の回復が著しく遅れた場合

こうした事故が実際に起こり得るかどうか、最大想定事故 (M.C.A.) の方法による AGR の安全評価を紹介しよう。

(1) 原子炉停止系の故障

AGR は、出力密度が比較的 low で、炉心の熱容量が大きいので、高速の停止系を必要としない。したがって、重力により動作する簡単な機構で充分である。ダンジネス B の原子炉系を例にとると、制御棒の直径は 5 インチなのに、これがそう入されるチャンネルの直径は 9.5 インチとなっている。しかも、約 4 分の 1 の制御棒をそう入すれば充分原子炉を停止できるように余裕をもたせてある。

(日本では、地震を考慮しなければならないので、炉心全体を拘束し、P.C.P.V.と一体にした耐震構造とすれば、制御棒が落ちないケースはほとんど考えられない)。また原子炉停止系の安全回路とトリップ系はIECの基準にもとづいて設計してある。たとえば、安全回路の機器が少なくとも3個同時に故障しない限り原子炉トリップに支障がない。すなわち、これらの故障が大部分 fail safe となる設計である。しかも、各事故条件に対し、独立したトリップ保護系を2系統、あるいはトリップ系とインタロック系とを1系統ずつ設備してある。トリップ系は、すべて2 out of 3 を基本に設計してある。したがって、AGR では、原子炉停止に失敗することは、まず考えられない事故といわれている。

#### (2) 原子炉停止後に冷却系が回復しない事故

すでに述べたように、AGRは、黒鉛とボイラが大きな熱容量をもっているため燃料被覆管の溶融を防ぐには冷却系を大体4時間以内に回復すればよい。したがって、冷却系が回復しなかったために被覆管が溶融する事故は、まず考えられない。冷却材喪失事故の場合に燃料被覆の破損を完全に防止するには、ガス送風機を5分以内にフルスピードで運転する必要がある。このように非常時系を設計することはそれほど困難ではないが、一応ガス送風機の始動の遅れを見込むとしても大部分の燃料が破損しないうちに回復できる。したがってこの場合考えられる $I^{131}$ の放出量は、数百～数千キュリーであり、結局、大気へ放出されるのはこの1/100の数キュリーほどであるという。ダンジネスB発電所の設計を例にとると、その非常電源は、数十秒以内に一次および二次冷却系の機能を充分回復するように設計してある。これは、どのような事故が起きて、燃料の損傷を最少にするためであり、非常電源の信頼性を高くし、電源のシャ断時間を最短にするため、各非常電源系を4分割し、それぞれ別個の非常電源盤に接続してある。しかも、これらの電源盤は、外部電源が利用できるときは、ステーショントランスから給電され、もし外部電源が利用できない場合には、4台の非常用ディーゼル発電機により給電できるシステムとなっている。すなわち、ディーゼル発電機1台が始動すれば、原子炉の非常時系の $\frac{1}{4}$ が運転できる。

このほか、燃料チャンネルの閉塞事故も考えられるが、すでに述べたようにこの事故の場合、大気へ放出される量は、10キュリーを越えない。

結論として、最大想定事故(M.C.A.)によりAGRを評価すると、F.P.の最大放出量は、数十キュリー( $I^{131}$ )以下である。この程度の放出量では、人口稠密な都市においても、個人および公衆の被ばく量が許容値以上になることはまずあり得ない。したがって、AGRの最大想定事故が、先に述べた範囲—英国内の考え方である—の

ものであれば、AGRは、どんな敷地にでも設置できることになる。米国の原子力委員会(USAEC)の安全基準と照合してみても、AGRは、二次の原子炉停止系を設備すれば容易にこの基準を満足できる原子炉である。

## IV. AGR 発電所と敷地選定基準

AGRは、安全上、固有の特長をもち、また発電プラントとしては、原子炉停止系、非常時系の信頼度を高くしてあるため、仮りに事故が生じて、潜在的F.P.の放出量は少なく、重大な災害にまで発展する危険の少ないと見て安全な設計であることが理解される。しかし、いかに安全といっても、原子力発電所を人口の稠密な地域に設置するには、その安全性を定量的に評価し、それが社会一般から正当なものとして受け入れられる基準を満足する必要がある。従来採用されている敷地選定基準は、想定し得る最大事故(M.C.A.)による危険から公衆を護るよう決めてある。前項では、この考え方によるAGRの安全性の評価の例を示したが、しかし、「想定し得る事故」と「想定し得ない事故」との違いを論理的に分ける方法はない。そこで、事故による災害の大きさとその発生ひん度に注意を向けて、原子炉の危険をあらゆる要因について定量的に評価しようとする方法が、最近、英国で提唱されている。そこで、本文の終りに、英国のこの新しい安全性評価の方法を紹介しておく。

### 1. 確率論的安全評価の方法と敷地選定基準

この安全評価の方法は、まず、原子炉プラントの破損や誤操作を考え、それからF.P.の放出に到るまでの多くの経路について、プラントの各機器の破損(故障)率を求める。そして、これら各機器の破損率を総和して、最終的にその事故の危険度をF.P.の放出量と発生する確率とで表わす。こうして、原子炉のあらゆる事故要因について定量的評価をする。したがって、この方法ではM.C.A.の評価方法では無視されるほど確率の小さい事故についても評価することになる。英国の原子力公全部長ファーナー氏が提案している敷地選定基準は、こうして定量的に評価した原子炉の危険が、あらかじめ設定した許容線を下回る場合、その原子炉を都市の近くに置いて安全であるとしている。第4図にファーナー氏の提案した敷地選定基準を示す。第4図の縦軸は、事故の発生頻度を示し $10^3$ とは原子炉の延べ運転年数1,000年に1回事故が起こることを意味する。横軸は、 $I^{131}$ の放出量をキュリー数で表わしたものである。この基準で規定している原子炉の危険は、どの程度のものであろうか。いま都市近郊に原子炉を置いたとして、 $10^4$ キュリーの $I^{131}$ を放出する事故を想定してみよう。敷地として英国の大都市内または近郊にある産業用地を考え、敷地

事 故 死 3,000

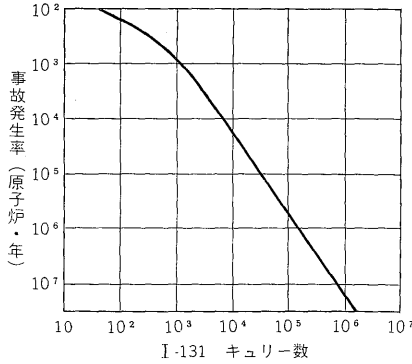
これと比較すれば、ファーナー氏の提案している基準により許容される危険度がきわめて小さいことが理解されよう。

V. あとがき

ステンレス鋼被覆の二酸化ウラン燃料とコンクリート圧力容器によるインテグラル形の原子炉設計を採用することによって、AGR の安全性は、同じ黒鉛減速ガス冷却炉であるマグノックス炉にくらべ大幅に改善された。このため英国では、都市に近接して 120 万 kW 級および 240 万 kW 級の大型 AGR 発電所の建設を計画している。このことは、AGR が本質的に安全なものであることを示している。従来の原子力発電所の敷地選定は、できるだけ人口の密集した地域から離れた所に敷地を求め、隔離距離で安全性の不足分を補うことを原則としている。これに対し、今年の 4 月ウィーンで開かれた原子力発電所の立地に関するシンポジウムで、英国原子力公社のファーナー氏が提案した敷地選定の新しい手法は、原子炉さえ充分安全ならば原子力発電所を都市の近くに設置できるはずだといっている。そして、AGR 発電所がそのよい例であると主張している。英国と同様に日本は、きわめて土地の狭い国であり、現在のように人口の稀薄な地方に敷地を求めることは、将来困難となってこようし、発電所の建設費、送電費を考えると遠隔地に設置するために生ずる経済的負担も少なくない。したがって、原子力発電の規模が大きくなるにつれて、どうしても都市の近郊に敷地を求めざるを得なくなる。この意味からも、安全性のすぐれた AGR 発電所は、わが国にとって魅力のある原子力発電所の一形式といえよう。

参 考 文 献

- (1) L. Cave. The principal safety aspects of the AGR system. Nuclex 66
- (2) F.R. Farmer. Siting criteria-a new approach IAEA Symposium in Vienna, April 1967
- (3) Dungeness B. Nuclear Engineering, July 1967
- (4) L. Cave. Containment of on A.G.R. IAEA Symposium in Vienna, April 1967
- (5) L. Cave. Suitability of the A.G.R. for urban siting IAEA Symposium in Vienna, April 1967



第 4 図 提案した放出基準

Fig. 4. Proposed release criterion

第 1 表 原子炉事故と災害との関係

Table 1. Suggested acceptable casualty rates for various iodine released

I <sup>131</sup> の 放 出 量 (キュリー)	甲 状 腺 ガ ン (症例数/10 <sup>3</sup> 原子炉年)
10	0.3
10 <sup>2</sup>	2
10 <sup>3</sup>	3
10 <sup>4</sup>	2
10 <sup>5</sup>	0.7
10 <sup>6</sup>	0.2

から 800 m~16km の範囲に 5,000 人/平方 km の密度で人口が周囲に分布しているとする。このことは、この敷地の周囲には 400 万の人口があることになる。I.C.R.P. の勧告では、100 万人当たり 1 ラドの被ばくにより甲状腺ガンが 10~20 症例の率で発生するという。これを基に計算すると、10<sup>4</sup> キュリーの I<sup>131</sup> を放出後 10 年間ほどで発生する甲状腺ガンは、33 症例となる。第 4 図の基準によると、この規模の事故発生ひん度は、0.66 × 10<sup>-4</sup> 原子炉年に限定されているから、原子炉年当たりの災害発生率は 0.002 症例となる。同様に各事故の規模について災害発生率を求める第 1 表の値となる。したがって、その原子炉で考えられるいくつかの原子炉事故により生ずる災害発生率を総和してもせいぜい 0.01/原子炉年程度と結論できる。英国では 400 万人当り自然原因により発生する災害統計として次の値が発表されている。

甲状腺ガン	70
白血病	180



\*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。