

イギリスにおける原子力発電所の安全評価および 立地基準と AGR との関連

Safety Assessment and Siting Criteria of Nuclear Power Station in the United Kingdom and their Relations to Advanced Gas Cooled Reactors

田 中 隆 夫*
Takao Tanaka

I. ま え が き

原子力発電所を設置するには安全性の確保が前提となり、それは発電所従業員および周辺の公衆に対する核分裂生成物（以下 F.P. とする）による障害の危険をどの程度押えられるかによって決まる。この危険を減らすには、発電所敷地を人口の少ない地域に求める方法、および原子炉の設計と運転の安全防護を強化する方法とがある。従来の敷地選定基準は、良くわかっていない分野には充分警戒をする意味も含め、周辺人口の希薄で人口集中地から充分離れた用地に設置するように要請している。

しかし原子力発電所が人口密度の高い国で増大するにつれ、国土の事情から、また経済性の面からもこうした敷地を得るのが次第に困難になってこよう。1967年4月ウィーンで開催された国際原子力機関（IAEA）のシンポジウムには、こうした事情を反映して、原子炉の安全評価および安全基準について英国の新しい考え方が発表されている。それは原子炉事故を確率論的に取り扱い、都市近郊の敷地にも適合した安全基準を確立しようとするものである。

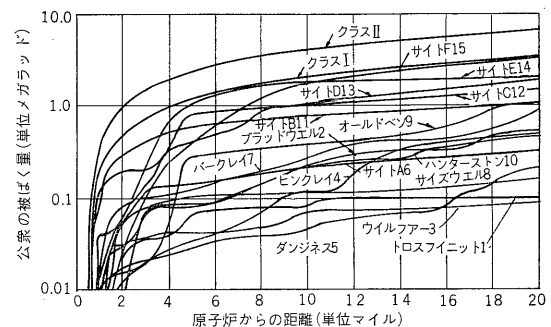
原子力発電の開発により完全な利益を得るには、立地上の条件と関連づけることができる定量的な安全基準を確立、適用する必要があるのは明らかである。これを公衆安全の見地からみると、安全防護の重点を、発電所の立地よりも、むしろ原子炉の設計、運転面に置くべきことを意味している。

AGRの安全性については、設計上の特長を中心にした説明がすでに本誌（第40巻第10号）でなされているので、本文は、ウィーン会議で発表された論文より、英国で提唱されている確率論的安全基準について紹介する。

II. 敷地選定基準と原子炉災害の危険

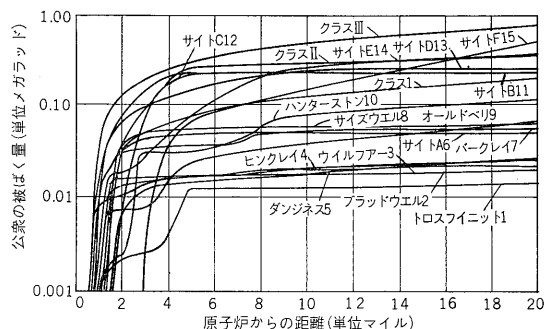
これまで原子力発電所の敷地選定にあたり、公衆への災害防止は、原子炉の安全防護設備はもちろんである

が、距離による隔離に依存している。一例として英国をあげると、敷地選定基準は「Site Rating⁽¹⁾」と称する値により敷地をクラス I, II, III, IV と分類し、原子炉についての技術的判断により鋼製压力容器マグノックス炉にはクラス I, PCV形マグノックス炉には II, さらに PCV形 AGR には III ないし IV の敷地が適当と決めている。そこでこれを F.P. の放出による公衆の危険の観点からみてみる。いま I-131 を 1,000 キュリー含む F.P. が数時間で放出されたとして、敷地の周囲全体およびもっと人口密度の高い 30° セクタにおける公衆の甲状腺被ばく



(1,000 キュリーの I-131 を含む F.P. が地表レベルで放出された場合の I & Te の同位元素の吸収による被ばく量、気象条件は安定とし、F.P. の凝縮は平均値を採る)

第1図 公衆の甲状腺被ばく量 Site Risk Factor
Fig. 1. Population dose to thyroid-Site Risk Factor



(条件は第1図と同じ)

第2図 公衆の甲状腺被ばく量 Sector Risk Factor
Fig. 2. Population dose to thyroid-Sector Risk Factor

* 原子力部

量を求めそれぞれ Site Risk Factor, Sector Risk Factor として敷地の危険度を表わす尺度とする。

第 1 図と第 2 図は、英国の実際の発電所敷地について求めた集積被ばく量を、原子炉からの距離の関数としてプロットしたものである。単位はメガラッド (Mega Rads) である。第 1 図から、既設発電所と計画中の発電所とでは、Site Risk Factor の違いがはっきりわかるとともに、いずれも Site Rating のクラス I に入っていることを示している。ただし、クラス I, II の線は、都市の人口密度の 6% および 12% の密度で敷地周囲全体に分布しているとして求めてある。Site Rating の基準は、周囲全体に住民がいる場合、人口密度を 3%, 6% に押えているが、Site Risk Factor による評価をこの基準に反映させる必要があると思われる。第 2 図に、20 マイル地点の集積線量の少ない順に番号をつけてある。これは第 1 図の順番と比較するとかなり異なっている。この違いは、敷地の立地条件の特長を示すとともに、敷地の安全評価が、周囲の住民全体の危険を基準にするか、または人口密度の一番高いセクタの住民の危険を基準にするかによって異なることを示している。したがって、現在の Site Rating の基準のあり方に一つの問題が提起されよう。このほか、20 マイル地点の危険度にかんがりのばらつきがあることから、従来の基準が、あまりにも拘束的であり、クラス間の幅をもっと広くできることがわかる。さらに、Site Risk Factor が 5 マイルから 20 マイルの間で、2 倍にしか増えていないことも注目される。

このように F.P. の放出量が比較的少ない場合には立地条件により公衆の危険を緩和できるし立地の違いもはっきりするが、F.P. の潜在的放出量に比べあまりに小さい。

このほか原子炉の安全評価には、最大事故、仮想事故を想定してその結果放出される F.P. の量、およびそれによる被ばく線量から敷地の適否を判定する方法もおこなわれている。この方法については、すでに本誌 (第 40 巻第 10 号) で触れているが、「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。空中に放出された F.P. は 1.6 km 離れた地点で 1/100, 8 km 地点で 1/1,000, 80 km 地点で 1/10,000 程度にしか稀釈されない。F.P. が大量に放出された場合には、重大な公衆災害が 100 km にまで広がり、牛乳、穀物の管理は数 100 km まで必要になる。

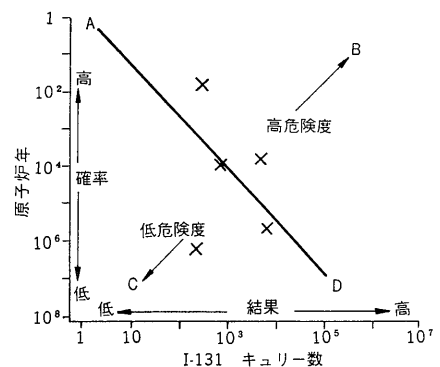
したがって原子炉の立地を公衆の安全防護のよりどころにすることより、F.P. の大量放出を防止するため原子炉および安全防護設備の信頼性にもっとも注意を払わねばならない。これは、人口の稠密な工業国では、人口集中地から充分離れた用地を確保することが困難になってくるとともに原子力発電の増大時期を迎え、電力系統

全体の経済性向上のため発電所の大形化、都市への近接の必要性から必然的に出てくることであろう。

III. 確率論的安全評価

一般に、原子炉の事故は、①事故の発生ひん度、②事故の結果 (放射能の放出量) の二つの因子として評価できる。もし、①が不明の場合、安全性は、②の抑制 (非常時系または、二次格納施設による) に依存しなければならず、反対に結果が不確かな場合には、①に全面的に依存する。しかし、実際の原子炉設計は、経済性、実用性の面からどちらかに比重を大きくしたものを安全性についての工学的基準としなければならない。従来の安全基準は②の事故の結果を主に評価することを目的としている。しかし先にも述べたよう原子力発電所の大形化、都市への近接の要望から①の事故の発生ひん度の定量的評価も重要になってきている。

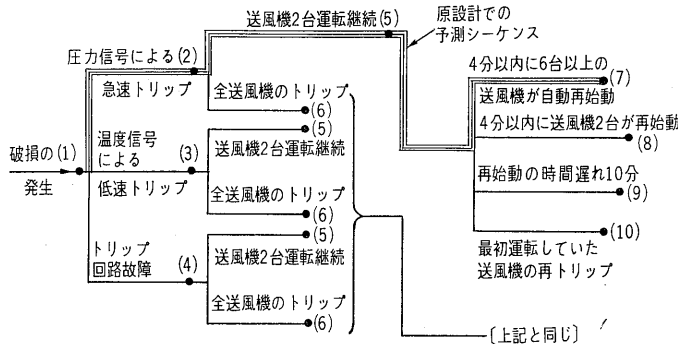
このような原子炉にとまう危険を定量的に評価するのが、UKAEA の F.R. Farmer の確率論的安全評価の方法である⁽²⁾。まず、解析のもとになる主なステップを順を追って説明する。原子炉プラントの破損とか誤操作をいくつか想定し、安全解析の起点とする。次にその破損の起こる確率を推定し、破損の結果を評価することにより、ある危険の度合が得られる。ある初期事象 (たとえば、パイプの破損、制御系動作の遅れなど) から、ある結果に至る途中には、多くの経路があるが、原子炉プラントを構成する各項目の性能を掌握することにより経路それぞれの確率を求めることができる。したがって原子炉プラント全体の安全評価は、これら破損の確率とその結果とをともなった多くの事象のスペクトルで表わされる。第 3 図は、こうして得られた確率 (単位に原子炉・



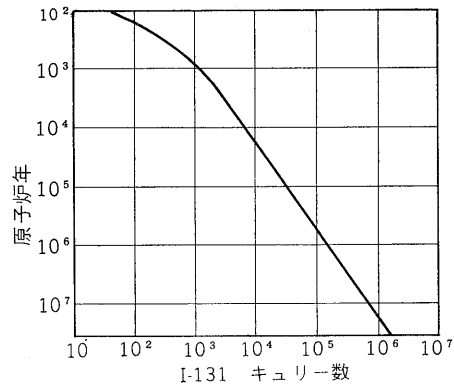
第 3 図 危険度を示すヒストグラム

Fig. 3. Spectrum of events with associated probabilities and consequences

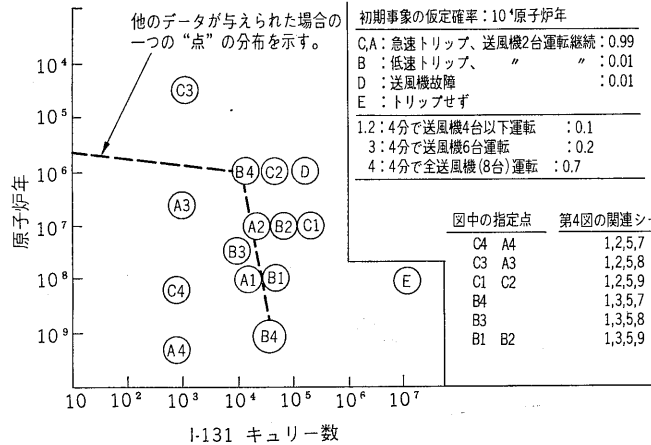
年を採る) と結果 (I-131 の地表面等価放出量を単位とする) のダイヤグラムである。領域 A は、危険度が低く、領域 B は、危険度が高い。また、こう配が -1 の平行線はそれぞれ、危険度 (単位キュリー/年) の等しい点を



第4図 貫通部破損による各種事故のシーケンス
Fig. 4. Alternative sequences following initial fault condition



第6図 提案した安全基準
Fig. 6. Proposed release criterion



第5図 貫通部破損による各種事故の結果
Fig. 5. Possible consequences associated with depressurisation through 24" breach

第1表 各種の沃素放出量に対して提案された許容災害率

Table 1. Suggested acceptable casualty rates for various iodine releases

放出キュリー数	災害率 (10 ⁸ 原子炉年当たり人数)
10	0.3
10 ²	2
10 ³	3
10 ⁴	2
10 ⁵	0.7
10 ⁶	0.2

結んだものである。これらの線の1本がすべての事故結果に対する許容確率の上限を決める一つの安全基準として使用されることになる。

この危険と確率の考え方をAGRに適用して、高圧冷却回路の破損による減圧事故を考えてみる。この事故により、冷却材流量の減少、燃料温度の上昇などさらに悪い事態に発展する要因がいくつかあり、これを第4図に示す。これらの要因の確率から、この事故例の終端の確率とI-131の放出量を求めた結果を第5図に示す。ただし、圧力容器の貫通部(直径24インチ)が破損したと想定している。この分析により、F.P.の放出に至る事故の全体的確率は、次のものに依存することがわかる。

- 1) 原子炉を停止する保護系の信頼度
- 2) 冷却材流量を維持するため主および補助電源系の信頼度
- 3) 初期事象としての原子炉構成物の破損の確率

IV. 確率論的安全基準

一般に、安全基準は、次の点を反映したものである。

- 1) 事故発生後に予想される公衆の反応
- 2) F.P.放出により生じる可能性のある災害の推定値

3) 個人が受ける危険の増加

Farmerの提唱する安全基準(危険の上限値)⁽²⁾は、第6図に示す曲線と与えられている。これは、数千キュリーのI-131の放出が、10⁸原子炉年に1回のひん度とし、こう配を-1.5としたものである。すなわち、各国の原子炉設置計画から今世紀中に数カ国で、10³原子炉年程度の運転実績をつむことを予想して決めたものである。

10~1,000キュリーの間でこう配が変わっているのは、少量の放出でもひん度が大きいとやっかいなので、ひん度を最小に押えるためである。Farmerの基準が何を意味するかを理解するため、この基準による公衆の受ける危険の計算例を示す。原子炉用地を英国内の工業地帯、または大都市の近くに設定し、次の条件で計算する。

- 1) 1ラッドの被ばくにより、100万人当たり15件の甲状腺症例を生じる。
- 2) 原子炉の敷地から半径1/2~10マイルの地域の人口密度を12,800人/平方マイル(5,000人/平方km)とする。(周囲の総人口は、400万人となる)。
- 3) 気象条件は、パスキルのA~Fクラスを荷重平均したものとし、30°の扇形に広がるものとする。

この条件で、10⁴キュリーのI-131が放出されてから、10年余の間に出る症例(甲状腺ガン)数は、400万人中33と計算される。第6図の基準によると、この規模の事故発生ひん度は、0.66×10⁻⁴原子炉年であるから、

症例の発生率は、0.002/原子炉年となる。同様に、各放出量については発生率を求めた結果を第1表に示す。原子炉の危険全体を評価するには、多くの事故要因について危険を評価し、これらの総和を求めなければならないが、次のように考える。すなわち、大部分の事故は、安全領域内にあり、確率および放出量とも数桁小さく、全体の危険評価にはほとんど影響ないとする。したがって、数項目だけが安全基準線の近くにあり、その症例の発生率の総和が、全体の危険評価の基準となる。症例の発生率が 0.001~0.003/原子炉年の項目がいくつかあると想定すれば、この安全基準に合致した原子炉を都市の近くに設置することにより症例の生ずる危険の総和は、0.01/原子炉年程度である。この値は、原子炉敷地の周囲に 400 万の人口がある場合であり、人口がもっと少なければ、危険率も低くなる。英国の統計によると、同じ規模の人口当たりの年間死亡率は、次の値である。

甲状腺ガンにより	70 例
白血病により	180 例
事故により	3,000 例

これらの値を考慮すれば、この安全基準に合致した原子炉の危険は、非常に小さいことがわかる。

Farmer の安全基準が公衆全体の危険を尺度にしているのに対し、C.E.G.B. の C.A. Adames は、個人の危険評価を尺度として、確率的解析をおこなっている。すなわち発電所敷地の近くに居住する人口の制限を必要とする限界距離を決めるため、個人の危険の許容値を尺度として使っている。0.52×10⁻³ Ci sec/m³ I-131 の放射性雲による甲状腺被ばく量を 1 レムとし、この被ばく量による甲状腺ガンの発生する確率を 15×10⁻⁶ (ICRP の勧告の平均値) として、風向、気象条件の確率を考慮して個人の危険を求める。すなわち、I-131 が C キュリー放出される年間当たりの確率を P_c 、原子炉から R m 離れた地点における 1 キュリーの放出による被ばく量を $d(R)$ とすると、 R m の地点で子供人が被ばくにより傷害を起こす 1 年当たりの確率は、 $0.5 \times 10^{-2} C P_c d(R)$ で与えられる⁽³⁾。この確率の許容値として、英国の年間死亡率を参考にして 10⁻⁵ を採る。1 年当たりの危険全体の許容値を A とすれば、ある範囲の放出量による危険は、 qA (ただし $q=0.1$ 程度) を越えないといえることから、 $0.5 \times 10^{-2} C P_c d(R) = qA$ とおくと、

$$C P_c = 2 \times 10^{-2} q A / d(R)$$

$qA = 10^{-6}$ とすれば、 $C P_c$ は、ある放出量における許容値 $(C P_c)_L$ として与えられ、次の値となる。〔 $d(R)$ の値は文献(3)を参照〕

R m	10 ³	10 ³	10 ⁴
$(C P_c)_L$	0.95 × 10 ⁻¹	5.3	1.6 × 10 ²

もし、前項で述べた安全評価の結果、 $C P_c$ の値が、ある

R の値で $(C P_c)_L$ より大きい場合、その R m 内では危険が許容値より大きいことになる。原子炉プラントに安全装置を追加したり運転を制限することにより、 P_c の値を小さくすることも可能であるが、よう化物の銑剤を支給し、避難させることによって、近くの住民の危険を 1/50 程度に小さくすることも可能である。したがって、ある危険をともなったある放出量が、1,000m 地点で何ら非常措置なしに許容できるなら、救済措置により、100m 地点でも充分許容できる。(注: Farmer の基準によると $C P_c$ の値は 0.1~1 程度で $R=10^3$ が境界地点になる)。このことは、非常措置を行なうのに支障ない程度の住民なら、100~1,000m の地域内でも居住が許されることを意味する。結論として、敷地選定基準は、次の 3 区域に別けて考えられる。

- 1) 居住禁止区域
- 2) 管理区域 (非常措置の妨げになる発展を制限する)
- 3) 自由区域

従来英国の敷地選定基準と、この提案との違いは、敷地条件として、人口を制限した画一的な区域を設けないこと、管理区域の外には、人口の集中に制限を設けないことである。したがって、原子炉プラントの安全性について充分な標準が実証されれば、敷地の選定はまったく自由になる。AGR の場合、おそらく管理区域は、半径 1 マイル以内となると思われる。

V. 確率論的安全評価の適用

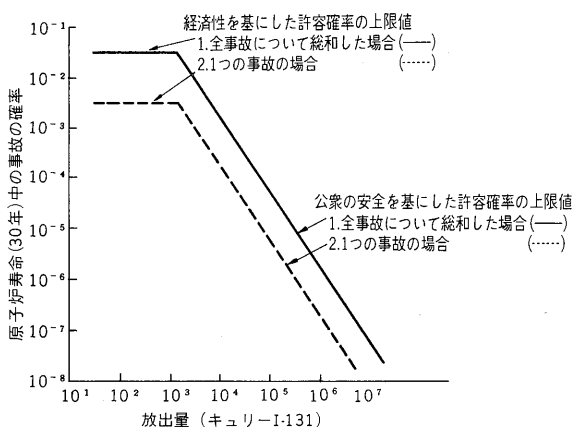
Farmer は、確率論的安全評価の方法について次のように述べている。「事故解析を多元化、細分化することにより種々の方法で求められる危険度をすべて総合評価すべきであるが、全体としての限界危険度を、それ自体で定義するものではない。原則として、これらを総合することは、可能であるけれども、実際に危険度の評価を行なうには、あまり複雑になるのを避け、もっと簡単かつ可能な方法を開発すべきである」。この考え方から APC の L. Cave は、簡単な確率的解析方法により、AGR を設計の初期段階で、都市近郊の敷地に適したものにするための定量的評価をおこなっている⁽⁴⁾。Farmer の方法のように、すべての事故要因を考慮するとすれば、設計が最終的に固まった段階にしか適用できない、ところが、安全か否かの決定は、設計の初期段階でなされるのが普通であり、さもないと、設計変更が必要になった場合、余分のコストと遅れを生じる原因となる。APC の安全評価の適用方法は、まず、想定されるいくつかの初期破損の結果として生じる F.P. の放出量の上限值を求める。次に、これらの放出事故の評容確率を安全基準から求めて、次の項目に必要な信頼度を推定し、設計をこの信頼度に合ったものにする。

- 1) 原子炉構造物
- 2) 一次, および二次冷却系
- 3) 原子炉停止系
- 4) 原子炉非常時系

すなわち, 原子炉設計上必須のこれらの項目が, 最悪の放出事故について安全基準を充分満足する信頼度を有していれば, もっと軽い事故についても安全基準を満足できる. AGRには安全上, 種々の特長があり, F.P.が大量に放出されるのは, 悪条件が重なった例外的な場合だけでこれ以外の事故では, 10^3 キュリー(I-131)を越えることはまずない. したがって, AGRでは, このAPCの評価方法で充分安全が確保されるといえる. F.P.の放出量の上限は, 圧力容器の信頼性が高いこと, F.P.の表面吸着などを考慮して, I-131 4×10^6 キュリーと想定する. この上限値に達するのは圧力回路の破損の際に, 原子炉が正しく停止できなかった場合, もしくは, 炉が停止しても, 非常時系が故障して数時間回復できなかった場合だけである. 圧力回路の破損を伴わない場合には, この百分の一程になろう. 安全基準としては, Farmerの基準をベースにして説明する. ただし 100 キュリー以下の事故については, 経済的損失を考慮して確率を 10^{-4} /原子炉年に抑えてある. 第7図にこの基準を示す(単位に, 原子炉寿命30年当たりの確率を採っている). 第2表は原子炉停止系に最も依存する事故のひん度を示したものであるが, 第7図の基準を

第2表 AGR原子炉構造物の破損確率推定値
Table 2. Frequency of faults

圧力回路の損傷を含む破損	破損確率 (30年間)
(1)圧力容器の損傷に至るボイラチューブの破損	10^{-8}
(2)中口経貫通部	10^{-4}
圧力回路の損傷を含まない破損	
(1)内部容器の破損と炉停止系の破損	3×10^{-7}
(2)送風機全部の停止 (モータ駆動)	3



第7図 安全および経済基準

Fig. 7. Criterion based on safety and economy

満足するためには, 原子炉停止系に必要な信頼度が $10^7 \sim 10^8$ 要求当たり1回の故障率より高くなくて良い. 原子炉非常時系に必要な信頼度も, 同じ事故に対しては, 同程度である. しかし, 原子炉トリップの際にはかならず原子炉非常時系の運転が必要であるから, 大事故に関係のない原子炉トリップ(100回程度)も考慮しなければならない. したがって, 安全弁からの放出量の上限値を 4×10^5 キュリー(I-131)と想定すれば, AGRの非常時系に必要な信頼度は, 次の値になる.

最大故障率

- 1) 一次冷却系 10^8 要求当たり1回(減圧時 3×10^4)
- 2) 二次冷却系 10^8 要求当たり1回
- 3) 炭酸ガス注入系 3×10^4 要求当たり1回
- 4) 電源系および冷却水系 設計の内容により決まる

APCでは, ハンターストンと化学工業地帯に設置するAGRに必要な安全施設を検討するため, この安全評価を適用した例がある. 化学工業地帯の例では, 原子炉から5km地点に労働者が $2,500$ 人/ km^2 の密度でおり $2 \sim 10$ kmの間には, ある 45° セクタ内に $1,000$ 人/ km^2 の住民がいる敷地であった. これらの人々の危険, 風向に特に注意を払って安全基準を設定したところ第7図の基準より, 約100倍厳しいものになった. したがって, この基準に合うAGRとするために, ダンジネスBの設計に次の比較的小さな変更が必要となった.

- 1) ガス送風機の貫通部に拘束機構をつけて圧力回路の減圧率を減す.
- 2) 二次の原子炉停止系をつけて二重にする.
- 3) 炉停止後も冷却材流量を維持できるように改善する.
- 4) 非常炭酸ガス系の利用度を改善する.
- 5) 原子炉安全弁の吹出ガスを沃素フィルタを通し, 180mの煙突から放出する.

一般的に, この簡単な確率論的解析方法により, AGRを都市近郊の敷地に適合したものにするための評価ができ, しかもダンジネスBに類似した設計で充分 Farmer と Adams の提唱する基準を満足できる.

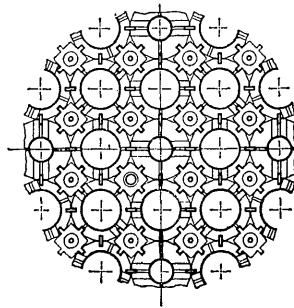
VII. む す び

以上従来の原子炉立地基準の問題点から, 新しい確率論的安全評価の方法, および基準, さらにその適用方法について, 英国の最近の動きをAGRと結びつけて紹介するとともに, AGRが都市近郊の敷地に適した原子炉であることを示した. しかし, これらの確率論的解析の方法は, 提唱されている段階でありその基礎となるデータ(主に原子力プラントの性能に関するもの)が充分でないため不確実性をともない, 評価結果に一桁程度の誤差があるので, この不確実性を減らす努力を絶えず続け

なければならない。安全基準をどこに設定するかは、政治的良心の問題であるが、基準をこうした不確実性を見込んだ充分余裕のあるものにしたとしても、公衆の誤解を生じないように注意を払う必要があり、しかも、公衆の意見が成熟するまでには、ある程度時間が必要と思われる。また、英国と似た状況にあるわが国でも、今後こうした解析方法を検討する必要があるだろう。

参考文献

- (1) F.R. Charlesworth, A Summary of Experience in the Practical Application of Siting Policy in the United Kingdom, I.A.E.A. Symposium in Vienna, April, 1967.
- (2) F.R. Farmer, Siting Criteria-A New Approach, SM-89/34 I.A.E.A. Symposium in Vienna, April, 1967.
- (3) C.A. Adames, Safety and Siting of Nuclear Power in the United Kingdom, SM-89/39 I.A.E.A. Symposium in Vienna, April, 1967.
- (4) L. Cave, Suitability of the AGR for Urban Siting, SM-89/32 I.A.E.A. Symposium in Vienna, April, 1967.
- (5) L. Cave, Containment of an AGR, SM-89/31 I.A.E.A. Symposium in Vienna, April, 1967.
- (6) J.M. Yellowlees, Safety Features of the Hinkley Point B AGR Pressure Vessel and Penetrations, SM-89/35 I.A.E.A. Symposium in Vienna, April, 1967.
- (7) 猪川浩次, FAPIG Vol. 40 p. 256 AGR の安全性





*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。