



4. 耐震設計

原子力発電所の耐震設計の特徴は、その施設が放射性物質を内蔵しているため、予想されるいかなる強い地震に遭遇しても、付近の公衆または従業員に放射線障害をおよぼすような事故を生じさせないために、厳しい耐震上の安全性を要求される点である。

そして重要な機器配管系（放射能を内蔵しているものあるいは原子炉制御系等）については、それらがすえつけられている構造物と同等かあるいはそれ以上の耐震性を有するように設計されねばならない。

原子炉施設等の設計には、地盤、構造物、機器配管系から構成される非常に複雑な振動系の振動解析（動的解析）を行なって、構造物の地震時の挙動を知ることが必要である。また、重要な機器配管系は、構造物との共振を避けるように設計しなければならない。

現在わが国における原子力発電所の耐震設計は、きびしい要求をされている中で、その経済性を考慮して施設を重要度に応じていくつかのクラスに分類し、地震荷重、許容応力等の条件を変えて行なっている。

上記各クラスの設計条件、荷重条件について久田博士（建研）の提案されているものを一例として表-10に示す。

動的解析において、原子炉の制御に関する重要な施設（ A_s ）は、設計地震について材料の許容応力度を弾性範囲におさめるように、また設計地震の1.5倍の強さの地震についてその機能を保持するように設計される。これは原子力発電所の耐震設計の特徴の一つである。

表-10の施設の分類の一例を示すと

A_s ：格納容器、原子炉停止機構

A：原子炉、格納容器冷却系

B：廃棄物処理系

C：原子力プラントとしての特別な注意不要のもの

前記のように動的解析は、構造物が地震時にいかなる挙動を示すかを求めるのが目的であって、通常、(1) 構造物の振動性状(固有周期、振動数、減衰定数)の算定、

表-10 各クラスの荷重および設計条件

種別	クラス	荷重の組合せ	設計条件
建物・ 構築物	A_s	$D+3E_s+3_vE_s+O$ $D+E_d+3_vE_s+O$	**
		$D+1.5E_d+3_vE_s+O$ $D+E_d+3_vE_s+O$	機能保持
	A	$D+3E_s+3_vE_s$ $D+E_d+3_vE_s$	弾性設計（建築基準法）
	B	$D+1.5E_s$	弾性設計（建築基準法）
	C	$D+E_s$	“
機器・ 配管系	A	$D+E_d+3_vE_s+O$ $D+1.2E_s^*+3_vE_s+O$	**
	A_s	上記の条件	**
		$D+1.5E_d+3_vE_s+O$ $D+E_d+3_vE_s+A$	機能保持
	B	$D+1.2 \times 1.5E_s+O$ $D+1/2E_d+O$	** (共振のおそれのある場合)
C	$D+1.2E_s^*+O$	必要と認めるものについての移行なう。	

注) ①D: 自重 (含積載荷重)
 E_s : 建築基準法による水平地震力 (E_s^* は据付位置における震度)
 vE_s : 建築基準による建物底部の水平震度の1/2の震度による鉛直地震力 (各高さで一定)
 E_d 動的解析 (設計用最強地震) による水平地震力
O: 運転時に作用するすべての荷重
A: 事故時に作用するすべての荷重
②**: 一次応力について弾性設計。二次応力を考えたときは降伏点をこえてよい。
③ (原動研プラント建設グループ講演資料から転載した)

(2) 入力地震の選定、(3) 応答解析の順で行なわれる。この動的解析に用いられている入力地震の大きさについて実例を示すと、敦賀発電所 250 gal、美浜発電所 100 gal (許容応力を 1/3 にしているためほぼ 300 gal に相当する)、福島発電所 180 gal である。この場合解析に用いる地震波の特性により、必ずしも入力地震の gal 数に比例して計算値が大きくなることはない。この動的解析に用いる地震波についても未知なことがらが多い。

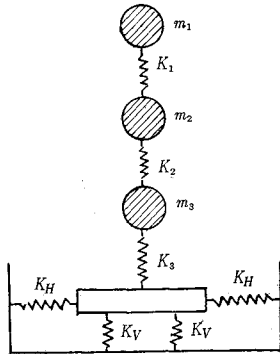
このように原子力発電所の安全のために、耐震設計の面で非常に深い注意が払われている。諸外国、特にアメリカにおいてもこの原子力発電所の耐震設計の規準をどのようにしたらよいか問題となっており、先般 (昭和 42 年 6 月) IAEA 主催でこの問題を取り上げたパネル討論会が東京で開かれた。この討論会では、サイトの地震の選定および地盤の振動時の性状が特に問題となった。

地盤については、振動解析において一番未知の要素の多い部分であり、土木工学の分野の問題であるので、以下その点について概略紹介する。

原子力発電所の耐震設計では、地盤、構造物、機器配管系からなる複雑な振動系を解析し、最終的には機器配管系の応答性状を知らねばならない。

このため現在一般に行なわれている動的解析法では、構造物はばねで結ばれた数個の質点系に、また地盤はばねにそれぞれ仮定してモデル化して振動計算を行なう (図-3 参照)。

図-3 振動計算のためのモデル



この方法による地盤のばね定数、減衰定数を適当に選んだ場合の計算結果と、中程度の地震による振動挙動の記録とは、かなりの一致を見ている。

しかし強い地震を受けた場合は、実際の地震動の記録もほとんど得られておらず、このモデル化、特に地盤のモデル化が適当であるかどうかは問題を残している。またこのモデル化が適当であっても、ばね定数や減衰定数の定量的判断には問題があり、たとえばばね定数の算定には、(1) 弾性波試験より求めた地盤のせん断剛性率を用いて、地盤を半無限弾性体と考えて求める方法、(2)

模型の加振実験で求めた地盤係数より推定する方法等が考えられているが、まだ定説として確立されたものは生まれていない。

このように地盤を含んだ連成振動系においては、特に地盤について未知の部分が多く配管系に至るまでの構造物の地震時の挙動をより正確に知るためには、この点を究明する必要がある。

また現在通常の原子力発電所の重要な施設が、堅固な地盤に直接支持されるように設計されていることで、敷地選定は非常に制限を受けている。

地盤の地震の挙動(地盤の流動化の機構、地すべりの機構、砂質地盤のCompactionによる沈下等)は未知の点が多い。これらと前記振動解析上の問題点を解明することにより、それほど堅固でない地盤にも発電所の建設が可能となり、立地選定の制限もかなり緩和されることになる。

このように原子力発電所の耐震設計は、その事故が生じたときの影響の大きさを考えると、配管系の末端にいたるまで細心の注意を払って詳細な検討をしなければならない。そのためには土木工学の分野でも上述の問題点の究明のためにかなり奥行き深い研究が必要である。そして適正は評価された安全性のある妥当な耐震設計法の確立が望まれている。

豆 知 識

炉形式(表-9)の解説

原子炉(nuclear reactor)は制御し得る状態のもとで、中性子による核分裂連鎖反応を起こさせてその結果放出されるエネルギーを取り出す装置である。原子炉としては、熱中性子炉、高速中性子炉、均質炉等があるが、発電用原子炉として実用化されているのは非均質の熱中性子炉(thermal reactor)である。高速中性子炉では、高速中性子の核分裂により連鎖反応が維持され、減速材はない。均質炉では、核燃料と減速材とが均一な混合物となって炉心を構成している。

熱中性子炉とは熱中性子による核分裂により連鎖反応が維持される原子炉で、核燃料、分裂中性子を減速させて熱中性子にする減速材、核分裂により生ずる熱を取り出す流体の冷却材、炉心から中性子の漏れるのを防ぐ反射体、連鎖反応を制御する制御装置、炉心から放出される放射線を許容範囲にまで減らすための遮蔽等の部分からなっている。このうち、主として核燃料、減速材、冷却材の組み合わせによって特集記載の表-9のように炉形式が分類される。

① B.W.R.(Boiling Water Reactor 沸騰水型原子炉)

低濃縮ウラン、軽水減速、軽水冷却の炉で、ここでは

非均質型のものを指す。この炉は原子炉压力容器の圧力が比較的低いことと、炉内発生蒸気を直接利用するため熱効率がよく系統が簡単であるという利点をもっている。また主として熱サイクル上から、直接沸騰サイクル型、直接沸騰強制循環サイクル型、二重サイクル型に分類できる。

② P.W.R.(Pressurized Water Reactor 加圧水型原子炉)

低濃縮ウラン、軽水減速、軽水冷却の非均質炉である。この炉では、炉内での冷却材(軽水)の沸騰を防ぐため、炉全体を压力容器に納め炉内の圧力を高圧に保持している。炉内の水を加圧することにより、水の飽和温度を上げ、発生蒸気の温度を高くしてプラント全体の熱効率向上をはかっている。

系統としては、炉心を中心にして減速冷却材の軽水が压力容器を満たしており、冷却水は炉心をとって一次ループを循環する。この一次ループ内は加圧器により一定の高圧力に保持される。炉内で加熱された軽水は蒸気発生器に導かれ、二次ループ内の水を加熱して蒸気にかえる。このような形のためB.W.R.と異なり、必ずず間接サイクルとなる。

(以下25ページ下段に続く)