資 料

コールドーホール改良型発電炉の耐震設計について、(Ⅱ)

耐 震 設 計

武 藤 清*

*Earthquake Resistant Design of Calder Hall Improved Type
Power Reactor to be Erected in Tokai Mura, (Ⅱ)**Aseismic schemes of the reactor structure*

By K. MUTŌ

The aseismic design of the improved Calder Hall type power reactor has been engineered jointly by the General Electric Co., Ltd. of United Kingdom and the Japan Atomic Power Co. on the basis of various design conditions and requirements described in Part 1. Every conceivable factor has been considered in the study of the solidly compact shaping of the reactor building, of the provision of firm grips by means of biological shield, and of the core and its ducts and heat exchangers, to observe the design policy upheld by the Japanese side. Sufficient safeguard against the problem of foundation sinking is embodied in the design by adopting the pneumatic caisson method for the construction of reactor building foundation.

The graphite bricks which constitute the reactor core have been geometrically modified to retain a hexagonal cross section in each. Keys and keyways are to be provided for each brick by machining, such that the bricks can be engaged with one another in a highly ingenious manner to form a circular core, which is to be sided by a steel cylinder for core reinforcement.

Thermal deformation is allowed for also in biological shield and skirt at the top of the pressure vessel; and to contend with the possible deformation arising from an earthquake, however, diaphragm plates are to be provided for the purpose of restraining such deformation. For similar purposes damper arrangements are to be provided on the gas ducts where they pass through the biological shields.

Safety-wise, an emergency shutdown mechanism, employing earthquake detectors and boron steel pellets, is going to be installed as a backup to the normal safety devices of the reactor.

I. 概 要

1. 発電所の概要

本原子炉ならびに発電設備の概要は、つぎのとおりである。

位 置：茨城県那珂郡東海村

出 力：最大166,000 kW(冷却水温20°Cの場合)

周波数：50サイクル

原子炉建物：

構 造 鉄筋コンクリート造，一部鉄骨鉄筋
コンクリート造

長 さ 67 m

幅 49 m

高 さ 地上51.8m, 地下6.5m, 煙突地上80m

建築面積 約2,800 m²

総 重 量 約100,000 t

原子炉本体：

型 式 天然ウラン黒鉛減速炭酸ガス冷却式

熱 出 力 595,000 kW

個 数 1

* 日本原子力発電(株)；東京大学 (Univ. of Tokyo;
The Japan Atomic Power Co.)

炉 心：燃料体 天然ウラン約185t
 減速材および反射材 黒鉛約1,500t
 制御棒 微調整棒 9組18本
 粗調整棒 A 34本
 B 56本
 安全棒 7本
 合 計 115本
 緊急時停止装置の数 48
 圧力容器 直径(内径) 18.9 m
 材料 ボイラー鋼板
 鋼板厚 82 mm
 冷却材 炭酸ガス
 運転圧力 $14.7 \text{ kg/cm}^2\text{g}$
 入口温度 191°C
 出口温度 402°C
 熱交換器：直径(内径) 6.26 m 高さ 24.7 m

型 式 縦置型二重気圧水管式 4基
 蒸 発 量 高圧側 115.6 t/毎時1基
 低圧側 174.9 t/毎時1基
 発生蒸気 圧力 高圧側 $54.8 \text{ kg/cm}^2\text{a}$
 低圧側 $15.7 \text{ kg/cm}^2\text{a}$
 温度 高圧側 376°C
 低圧側 359°C

タービン発電機：
 タービン型式 串型混圧三流排気式復水タービン
 タービン容量 最大連続出力 85,000 kW
 発電機型式 水素冷却式
 発電機定格出力 100,000 kVA (力率 0.85
 水素圧力 $3.1 \text{ kg/cm}^2\text{a}$)
 回 転 数 3,000 rpm
 制御方式：中央制御式

①原子炉 ②使用済燃料冷却池 ③使用済燃料送出处 ④汚染地域更衣室 ⑤ランドリー ⑥放射性廃液処理建物 ⑦保留タンク ⑧永久貯蔵タンク ⑨黒鉛燃料貯蔵庫 ⑩Biological filter ⑪重装置除染場 ⑫計器除染場 ⑬タービン室 ⑭重量物搬入口 ⑮工作工場 ⑯消火庫、車庫 ⑰パイプ架橋 ⑱事務所 ⑲食堂 ⑳守衛 ㉑熱交換器

第 1 図 配 置 図

2. 当発電所の構造計画

(1) 全体計画

当発電所の諸設備の配置計画は第1図の配置図に示すとおりであるが、大きく分けて原子炉建物、燃料冷却池、廃棄物処理設備、タービンホール、燃料倉庫、管理部門、冷却水路、変電設備等となる。これら諸施設のうち原子炉建物を第一とし、それに付属する放射能に直接関係のある燃料冷却池、廃棄物処理設備、燃料倉庫等が特別の耐震的考慮を必要とするもので、他の建物施設は従来の火力発電所の経験による耐震構法で設計しうるものである。したがって、以下もっともな原子炉建物について特別に行なった基本耐震設計の重要概要を述べることにする。

(2) 原子炉建物

原子炉建物は原子炉を取り囲む生体遮蔽壁を中心とし、その周囲にある4基の熱交換器を別々に収容する熱交換器室、原子炉運転用諸装置を収容するサービス室、燃料取扱室ならびに原子炉の直上部に位置する燃料操作機械室とから成り立っている。

耐震設計の基本方針として、まず以上の諸施設を炉

第2図 原子炉建物平面図

第3図 原子炉建物断面図

の操作上から許せる限りコンパクトな形に取りまとめ建物基礎も一体にして簡明な一枚盤とした。第2, 3図に平面と断面を示す。

建物の中心部にある生体遮蔽壁は、放射線防壁上必然的に相当厚さの鉄筋コンクリート壁にする必要があるもので、耐震的にもこれを耐震壁として利用し、原子炉、ダクト、熱交換器をすべてこの壁に結びつけ、地震力を壁に流すことによって、これら諸施設の応力、相対変形をできるかぎり少なくするよう計画した。この際原子炉、ダクト、熱交換器は、常時の温度による変形は自由に許し、地震力に対しては壁に固定できるような工夫がなされている。

建物は鉄筋コンクリート造、一部鉄骨鉄筋コンクリート造で、長さ67m、幅49m、燃料取扱室を含めて建築面積は約2,800m²、地下6.5m、地上高51.6m、煙突は地上80mである。建物重量は積載荷重を含めて約100,000tであり、1m²当り平均35tの荷重が作用することになる。敷地の地盤に関しては第1報に記載したように、現地表面下約22mに基盤と見なされる数10m厚の砂質泥岩が存在している。基礎の計画としては、建物基礎は地表面下6.5mの深さの位置にとり、その下に前記の砂質泥岩に達するケーソンを設けることにした。したがってケーソンの高さは約17m、総底面積約1,100m²となる予定である。

基礎盤は厚さ6.7mで、上下面は鉄筋コンクリートの一枚板で、その中間を格子状の鉄筋コンクリート梁で結んだ剛強なものである。その上に厚さ1.8m、高さ22.3m、内径21.6mの鉄筋コンクリート造の円筒型の一次生体遮蔽壁があり、さらにその外側を1.3m厚の矩形の二次生体遮蔽が取り囲む。生体遮蔽壁の上部は同じく鉄筋コンクリート造の3.1m厚の遮蔽床がおおっている。この遮蔽体と結合して周囲にいろいろの構造物が配置されているが、その中の燃料取扱室では使用済燃料の取扱い、および燃料一部の貯蔵も行なうため、建物の壁や床は遮蔽のため大きな厚さを有し、非常に剛強な構造となっている。熱交換器室およびサービス室の外壁、その他主要部分の柱、梁は鉄骨鉄筋コンクリート造となっている。燃料操作機械室は鉄筋コンクリート造、屋根は鉄骨造である。

建物全体としては左右対称な平面を持ち、重心の位置は平面上においてほとんど図心と一致し、重心の高さは建物全高の約1/3になっているが、イギリス一般の原子炉建物の重心はこれより高いことから考えて、重心を低くしたことは耐震設計上の考慮である。

また、冷却材循環系の中で压力容器から熱交換器に

至る炭酸ガスダクトも、周囲を厚い鉄筋コンクリート壁で囲み、地震時にはダクトをこの壁に固定することによって耐震化している。

Ⅱ. 原子炉炉心部の耐震設計

1. 炉心部の概要

本原子力発電所の炉心部は、第3図のように压力容器内の中央に位置して、鋼製のダイヤグリッドおよび支持スカートで支持されている。炉心部は減速材および反射材として用いられている黒鉛ブリックの組積体が主体となっている。これに縦に貫通する2,052本の燃料孔と、163本の制御孔があって、燃料棒と制御棒を装填して炉心を構成する。この黒鉛ブリックの組積体は高さ8.15m、直径13mの円筒体であって、これに種々な条件下において耐震性を保たせることがこの発電所の耐震設計の主要な課題の1つであった。

黒鉛ブリックは原子炉の運転、停止に伴う温度変化に従って膨脹収縮すると同時に、中性子照射によって体積変化を生ずるので、これらの影響を逃げながら仕様書で定められた0.7gの水平加速度と0.35gの垂直加速度に耐えられる安定構造物とするように努力が払われた。

圧縮力伝達方式

最初の計画においては、第4図のように黒鉛ブリックを外部から締付けける方式が採用された。すなわち締付機構としてマイルドスチールとステンレススチールで縦および斜方向に組んだ籠状の構造物で、その膨脹係数を黒鉛の膨脹係数に一致させた温度補償補強構造物 (Thermally compensated stabilizing structure) を用

第4図 炉心締付機構
(Stabilizing structure)

いた。これと黒鉛ブリックとの間に加圧装置をおき、あらかじめ圧縮力を炉心黒鉛ブリックの内部に加え、地震時にも組積体である炉心が一体となりその震力が圧縮力で補強構造物に伝わり、補強構造物はこれらの全震力に対して安全なように設計されて、これに関する実験その他の検討が続けられた。

その後ジュネーブ会議でも明らかにされていたように、比較的高温においては、中性子照射によって黒鉛が収縮する現象は、この原子炉に使用するイギリスの黒鉛についても同じ傾向が存在することが、イギリス原子力公社 (UKAEA) で確認され、炉心設計には熱膨脹と同時に、この影響を採り入れたものでなければならぬことになった。

剪断力伝達方式

炉心部構成単位の膨脹収縮を自由に行なわせながら安全に地震力を外側の補強構造物に伝える方法としてGECから次の案が提示された(1959, 6月)。この方法は第5図に示すように補強構造物は第4図に示したものをそのまま残し、内部の四角形黒鉛ブリックをdovetailによって連結し、数個の同心円筒を構成したものである。同心円筒相互間に設けられた半径方向のキーによっておのおのの円筒は水平力に対しては円周方向にかみ合った状態にあり、一体として抵抗する。

最外周の黒鉛円筒には締付力を与えることができるが、内部の円筒にはその力を伝えることができない。したがって内部の地震力は半径方向のキーの剪断抵抗によって外方向に伝わる。膨脹収縮に対しては各円筒は自由に動きうるようになっていて、特別の応力を生じないように工夫されている。

これは従来の黒鉛全部を締付けて震力を圧縮力で伝える方式にくらべると、キー部分の剪断抵抗にたよる方式であるから、耐震計画としてはかなりの変更である。そこであらためて dovetail 部分およびキー部分の破壊実験等も行ない設計応力に対する安全率検討の結果、このような剪断力伝達方式でも炉心の震力を十分補強構造物まで伝えることがわかったので、一応この案をもとにして、さらに改良をはかることにした。これが巻間で玉葱形と称されたものである。

圧縮力伝達方式、剪断力伝達方式の検討

その後日本側、イギリス側双方において上記剪断力伝達方式の検討、改良および当初の方式のように圧縮力で震力を伝えるものについての検討をつづけ、10数種の案が考案された。

その内圧縮力伝達方式に属するものとしては、黒鉛が収縮するにつれて楔が落下して行くもの、黒鉛の最

第5図 同心円筒方式炉心部平面図

外周に自働締付装置をつけておき収縮に応じて締付力が緩まないように考えたもの、あるいは黒鉛を数グループの柱状にかため、炉心の上面と下面とでこれを完全にクランプする案等があり、また剪断力伝達方式としては四角ブリックの一つ一つをキーとキー溝でかみ合わせもの、あるいは四角ブリックを回転自由な“かすがい”状のリンクで結んだもの、六角ブリックにしてキーとキー溝でかみ合わせたもの、八角で同種のもの等が考案された。

六角ブリック剪断力伝達方式

種々検討の結果、最終的に決定したのは、つぎのような六角ブリックを使用する案である。これは第6図のように9.35 in. (対辺距離)の六角形黒鉛ブリックの各辺にキーおよびキー溝を設けて互いにかみ合わせて炉心を構成するもので、各ブリックに働く地震力はこのキーとキー溝を通して外周の鋼製補強円筒に伝達される。この場合には鋼製補強円筒は第4図に示すように籠形にして黒鉛と同じ熱膨脹率を持たせる必要はない(理由は後述)のでダイヤグリッドに固定された単純な1枚鋼板の円筒でよい。炉心部の地震力は補強円筒

第6図 炉心水平断面図

、ダイヤグリッドを通して支持スカートに伝達される。

中性子照射による黒鉛の膨脹収縮は、個々のブリックそれぞれがそのブリックの中心を中心として自由に収縮できるために、各ブリック間の隙間の変化を起すのみで、そのために特別の応力は起らない。原子炉の運転による温度変化によって、鋼製補強円筒と黒鉛ブリックが異なった膨脹収縮を行なうことに対しては、各ブリックの中心がスチールの伸縮に追従して動くために、隙間の微小な変化のみで消化し特別な応力は起らず、地震力の伝達は乱されない。

なお、建設後20年間に予想されるブリック間の隙間の変化は、黒鉛の熱膨脹係数を $2.84 \times 10^{-6}/^{\circ}\text{C}$ 、鋼の熱膨脹係数を $12 \times 10^{-6}/^{\circ}\text{C}$ とし、建設時に initial gap として0.04 in. の隙間で炉心を組立てた場合、原子炉の運転による熱膨脹で、0.023 in. また20年間の中性子照射によって黒鉛ブリックが0.6% 縮むとすると、0.053 in. の隙間の増加があることになり、隙間の合計は0.116 in. となる。照射による収縮率が変れば、この値は多少変化するが、十分の余裕があり震力の伝達は常に滑らかである。すなわち多少予想困難な黒鉛の膨脹収縮に対しても、これと無関係に耐震設計が計画できるところに大きな利点がある。

2. 黒鉛の物理的性質

黒鉛は第7図のような結晶構造をもっている。黒丸は炭素原子で斜線は格子面を表わし、格子面に垂直に C_0 方向、平行に a_0 方向の結晶軸がある。

第7図 黒鉛の結晶構造

押出し法で

製造した黒鉛の a_0 軸は、押出し軸と平行である。

低温における黒鉛の膨脹と収縮は第8図⁽¹⁾のようになる。すなわち照射量の増大に従って C_0 軸方向、すなわち押出し軸に垂直な方向は膨脹し、 a_0 軸方向、すなわち押出し軸方向には、わずかに収縮する。

ところが高温における黒鉛の膨脹と収縮は第9図⁽¹⁾のようになる。すなわち高温高照射においては a_0 方向、 C_0 方向ともに収縮することがわかる。

第8図 30°Cにおける CSF グラファイトの長さと体積変化の傾向

第9図 400°~500°C における CSF グラファイトの長さと体積変化の傾向

以上を要するに低温、低照射量の間は膨張し、温度と照射量が増すに従って次第に収縮の傾向を示す。その膨脹収縮の量は使用する黒鉛の種類によって相当に異なった値になる。

黒鉛の機械的強度に関しては、日本における実験の結果は、圧縮破壊強度は 390~460 kg/cm²、引張破壊強度は 80~100 kg/cm² 程度であった。この場合圧縮試験体の断面は 4cm×4cm、高さは 5 cm、引張試験体の断面は 1cm×1.5cm で、加力方向は押出し軸に平行であった。

またこの原子炉の炉心に使用する六角形にキー、キー溝がつき、中心に孔のある黒鉛の機械的強度に関しては、イギリスにおいて行なった実験結果があるが、これは後に実験の項で述べる。なお黒鉛は中性子照射によってその機械的強度を増大することが知られている。

3. 応力解析

黒鉛ブリックの応力

本原子炉の炉心部の設計として採用した前記六角ブリック構造は高次の不静定構造物であるために、地震時の個々のブリックの各種応力の精解値を得ることは困難であるが、仮定を設けることによってその応力の見当をつけることは可能である。

日英双方において水平震度 0.7 としてそれぞれ別個に検討した結果を示すとつぎのようになる。

(1) 日本側計算

a. 平行方向伝達

これは地震時に個々のブリックに加わる地震力が、炉心内部で震力と平行な方向に伝達されるものと仮定して、中心より外部に向かって、個々のブリックの力の釣合いからキーに働く荷重の分布を求め、さらに鋼製補強円筒からの反力を求めたものである。

キーに働く荷重 Q は次のように示される。

$$Q = nw$$

ただし w = ブリック 1 個の地震力 $= \rho C_s h = 46 \text{ kg}$

n = ブリックの列数 $= 28$

A = ブリック 1 個の断面積 $= 488 \text{ cm}^2$

h = ブリック 1 個の高さ $= 76.2 \text{ cm}$

r = 炉心の半径 $= 6.294 \text{ m}$

ρ = 炉心の比重 $= 1.76 \text{ g/cm}^3$

C_s = 震度 $= 0.7$

したがって $Q_{\max.} = 28 \times 46 \text{ kg}$

キーの見掛けの平均剪断応力 τ は、キーの断面積を a とすると

$$\tau = Q/a = \frac{28 \times 46 \text{ kg}}{76.2 \text{ cm} \times 5 \text{ cm}} = 3.3 \text{ kg/cm}^2$$

となる。

また鋼製補強円筒面の

震力方向の反力 σ_x は

$$\sigma_x = r \rho C_s \cos \theta$$

となり、第10図のような反力分布となる。

b. 直角方向伝達

これはブリックに働く地震力が主として震力と直角の方向に伝達されるものと仮定して前項と同様に

ブリックの釣合いからキーの見掛けの剪断応力度を求めたものである。

$$Q = \frac{8n-4}{6} w$$

となるので

$$Q_{\max.} = \frac{220}{6} \times 46 \text{ kg}$$

$$\tau = Q/a = \frac{200 \times 46}{6 \times 76.2 \times 5} = 4.4 \text{ kg/cm}^2$$

また反力は半径方向の反力を p 、直角方向を q とすると

$$p = r \rho C_s \cos \theta \sin 2\theta$$

第10図 反力分布

第11図 反力分布

ク中心が鋼の伸縮に追従して動く機構)を機械的に再現し、試験するためのものであり、強度実験に用いたブリックと同じ大きさのもの61個からなる六角炉心部で、その最外周ブリックは辺に沿っては滑れるが回転は止めてある。各ブリックの間は実際の炉心部と同様にキーの側面では密着しているが、キーおよびキー溝の前面には隙間が設けられている。(第16図)

第16図 炉心部伸縮試験

この実験体の6つの角についているレバーを外方に押し出すと、隙間の増大は中心部に至るまで一様に行きわたり、押し出し、引込みをかなりの速度で繰り返して行なっても、個々のブリックの動きは常に一義的であった。また、任意の1〜3個のブリックを取り除いてこの作動を行なっても全体は同様に作動する。ただし取り除かれたブリックの近くでは、隙間変化の一様性は多少失われることがわかった。

この実験から見て、この方式でブリックを組み上げその周辺を補強円筒に固定すれば、温度補償機構は十分信頼のおけるものと考ええる。

また、このような作動状態で各ブリックが安定性を持っていることは、水平力を受けても安定性のあることを裏書きするものである。

なお、炉心部の垂直方向の応力分布を調査するため

第17図 実験装置

に、実物と同じように垂直方向にも積み上げた試験体についての振動実験も準備されている。

(2) 日本側実験

日本における炉心部の実験は目下準備中である。試験体は、平面寸法はほぼ実物大、厚さ9cmのグラファイト・ブリック249個よりなり、外周のブリックを鋼棒で支持する。試験体の総重量は約3.5tである。(第17図)

これを建設省建築研究所の大振動台の上に組み立てて、振動台の傾斜による静的試験および振動による動的試験を実施する。この際ブリックのキーに働く応力を電気抵抗線歪計で測定すると同時に支持鋼棒の応力を測定して

- (i) 炉心部およびそれを構成するグラファイト・ブリックの地震時の動きの一般性状
- (ii) 炉心部を支持する補強構造物に地震時に加わる力の分布状況(特にその集中度について)
- (iii) グラファイト・ブリックのキー、キー溝部が地震時に受ける応力
- (iv) 炉心内部の地震力伝達状況

等を実験的に調べて、炉心部構造の耐震性を確認するとともに具体的耐震設計の改良をはかる。

同時にこの試験体を用いて炉心部の伸縮試験を行ない、GECで行なわれた実験による温度補償機構の安定さを再確認する予定である。

Ⅱ. 一次冷却系統の耐震設計

1. 一次冷却系統の概要(第3図参照)

原子炉の炉心を冷却する一次冷却系統は、压力容器と、これを中心とした4回路のガスダクトならびに4基の熱交換器で構成されている。

压力容器

炉心を収容する压力容器は直径約19mの球殻で、その下部に設けた直径約12.5mの円筒状スカートで支持されている。このスカートと压力容器との接合部は鍛造リングを用いて突合せ溶接をされるが、さらにスカートは压力容器を貫通して炉心を載せている炉心受台(ダイヤグリッド)を支えている。压力容器の上部には下部スカートと同様な直径約13mの円筒状スカートを設けて、地震時に炉心ならびに压力容器に作用する水平力を、下部スカートのみでなく上部でも分担して支えるように設計した。压力容器に使用する鋼材は中性子照射に対する脆性特性の良い Alkilled fine grain steel である。

ダクト

ガスダクトは圧力容器中心から放射状に4回路設けられ、それぞれ高温ガスダクトと低温ガスダクトからなり、両ダクトとも垂直同一平面内に配置されている。

熱交換器

熱交換器は内径6.26m、高さ約24.7mの円筒で、その下部は圧力容器と同様に円筒スカートで支持され、頂部は生体遮蔽にローラーで支持されている。熱交換器内部のチューブ類は、ビームから吊るとともに熱交換器内側に固定されている。熱交換器の下部には冷却ガス送風機が内蔵されているが、その駆動機構は減速歯車を介して交換器下部の床上に定置されている。

2. 圧力容器と支持スカートの耐震設計

圧力容器は完全な球殻であるため、14.7気圧という冷却用炭酸ガスの内圧を受けても一応膜応力のみで釣合うので局部的に大きな応力は生じない。炉心部の重量(約2,500 t.)は支持スカートを通じて直接基盤へ伝えられるが、圧力容器の重量もできるだけ膜応力状態で直接基盤に伝えられるように、支持スカートの径を大きくして接合部の斜交角度を小さくするようにしている。しかし支持スカートの径の大きさは炉心部の直径で制限されるので、ある程度の曲げ応力の発生は避けられない。熱応力については、圧力容器は相当高温になるがクリープを防ぐため、温度を常に200℃以内におさえるように熱遮蔽を施している。スカートの圧力容器接合部附近は高温となり、基盤に近い下部との温度差を生ずるが、温度勾配をできるだけ緩やかにするため、Thermal radiation pocket と呼ばれる部分を設け、さらに熱遮蔽を行なって大きな熱応力を生じないように設計している。

以上は平常運転時の応力状態であり、日本ならびにイギリスのボイラー法規に従って設計されるが、地震時の荷重としては、これにさらに水平0.7、垂直0.35の震度を加算して設計している。炉心部に作用する地震力は支持スカートを通して直接基礎盤に伝えられるが、圧力容器に作用する地震力は非対称荷重となり、膜応力状態だけでは釣合わないために、接合部に比較的大きな局部曲げ応力が発生する。また圧力容器の変位も大きくなるので、これを防ぐために圧力容器の頂部を水平方向に支える厚さ2.5cm、直径13.1cmの上部スカートを設けている。圧力容器の温度変化による垂直方向の変形が自由にできるように、上部スカートと生体遮蔽壁との接続方法としては、2枚の水平な環形プレートを設けることで解決している。したがって

圧力容器に作用する地震力の半分近くが、この上部スカートをへて支持されることとなり、変形もきわめて僅かになる。

3. 熱交換器およびダクトの耐震設計

熱交換器は中央部の円筒殻と頂部の円錐形殻および底部の回転楕円殻からなっている。円筒殻を支持するスカートは円筒殻を延長したもので、すべての荷重は膜応力状態で基盤に伝えられるために大きな局部曲げ応力は発生しない。頂部には温度変形を自由に許すため水平方向にのみ支持するローラーが設けてあり、生体遮蔽コンクリートに連なる屋根版で支えられている。なお常時および地震時の設計荷重としては、圧力容器の場合と同様な規準によった。

ガスダクトは長大で、フレキシブルになりやすいため特に耐震上の考慮がはらわれている。ダクトにはその自重を支えるカウンターウェイトと、地震時には支持点となるダンパーがおのおの2個と、回転のみ許すベローズが3個取付けられ、圧力容器や熱交換器に熱変形が生じてダクト系が変形しても応力が起らないように設計されている。すなわち、ダンパーにはオイルダンパーを用い、熱膨張などの緩やかな移動は許すが地震のような速い動きに対しては十分拘束してストッパーの役割をはたし、カウンターウェイトもダクトの移動量にかかわらず常に一定した力で支持するようにレバーになっている。さらにベローズは圧力容器とダクトの熱変形による相対変位を3点ヒンジの回転によって許すものである。これらダクト系は水平震度2.0という大きな地震荷重を考慮して設計される。

4. 応力解析および実験

以上の方針に従い、圧力容器および支持スカートについては、膜理論ならびに曲げ理論による精密な応力解析が、日英両国双方で進められており、さらに振動性状を調べるための模型実験や、局部応力について特に調べるための原寸実験等が計画されて、理論と実験の双方から検討が加えられつつある。またガスダクトについても模型実験によって振動性状が調べられ、ダンパーの実物についてもその性能を調べることができるとような実験装置もすでに準備されている。

IV. 原子炉安全装置

原子炉の耐震設計は、前章までに述べたように、変形の点でも強度の点でも十分の安全をとり、さらに万一の場合を考えて原子炉を迅速確実に停止させることができる装置を設けている。これは通常の原子炉停止装置である安全棒の挿入が、万一強震のため不能とな

るような場合の後備装置として設けられたものである。以下その概要について述べる。

原子炉建物の基礎盤上に地震感知器を備え、感知器の設定値以上の震動があった場合に、感知器はただちに電氣的な緊急停止信号を送る。緊急停止装置（第18図にその原理機構を示す）はこの信号を受けると同時に作動して、

炉を2～3秒で確実に停止させる。すなわち図中のボロン不銹鋼球を約18,000個収納したホッパーとソレノイドユニット、スタンドパイプ、シールプラグおよびガイドチューブが一体に組み立てられたセットが、49本のスタンドパイプに設けられており、装填や点検等は燃料操作機械で容易に行なわれる。ホッパーの下端には蝶番で支えられた半円形の2枚の蓋があり、常時はロッキングロッドで押さえられているが、ソレノイドの電流が絶たれてロッキングロッドが落下すると、この蓋が開いて中にあるボロン不銹鋼球は自然落下してガイドチューブを経てスタンドパイプ下の制御孔中に落下する。

信号はソレノイドの電流が絶たれることによって与えられるので、回路の故障に対してはfail-safeになっている。

上記装置の外に、压力容器、炉心、スカート、生体遮蔽コンクリート等の相互間の相対変位を常時計測することにより、炉の異常を発見して炉を停止できる装置も設けることになっている。このように幾重にも設けられた安全装置によって、いかなる強震があっても迅速確実に原子炉を停止させることができるようになっている。

第18図 緊急停止装置

の具体的な耐震計画とそれに基づいて行なった予備的耐震計算を述べたものである。すなわち、黒鉛減速材を炉心として使ったイギリスコールダーホール型原子炉を、日本の地震に対応して耐震化するために、日本側の意見として仕様書に耐震設計の基本方針と設計震力について規定したが、さらに具体策として、つぎの方針を提案した。

- (1) 原子炉建物をできるだけコンパクトな形にまとめる。
- (2) 基礎は1枚の盤とする。
- (3) 炉心部、压力容器、ダクト、熱交換器を水平力に対してすべて剛性の高い生体遮蔽壁に結びつける。このための具体的な処置として
 - a 黒鉛組積体の周囲に鋼製の補強構造物をおく。
 - b 压力容器はその上部にもスカートを設け、これを遮蔽壁につなぎ、相対変形を少なくする。
 - c ダクトはオイルダンパーを用いて遮蔽壁に結ぶ。

以上のような処置はいずれもイギリス側の取り入れるところとなり、具体的な設計が進められた。この場合地震力に対しては剛性を保ち、温度変化等に対しては自由に変形しうることが必要で、このために種々の方法が採用されている。

炉心部に関してはイギリス側から六角筒の黒鉛ブリックをキーとキー溝で噛み合わせた案が提出された。これについて実験的、理論的に検討した結果、温度変形、中性子照射による膨脹、収縮等による応力を巧みに避けながら、地震力はいうまく周囲の補強構造物に伝え得る見通しが得られ、この方式が具体的に採用されることになった。

以上のようにして設計されたものについて、仕様書に従って予備的耐震計算を行ない、十分の安全率をもって設計し得ることを確かめた。

耐震設計の大綱は以上述べたとおりであるが、さらに細部の実施設計は詳細な計算、実験を行なって決定することとなる。さらに建設完了後は各種振動計を設置し、その耐震性状を実際に検討する計画である。

(1959年 12月14日 受理)

— 参 考 文 献 —

- (1) R. E. NIGHTINGALE, J. M. DAVIDSON, W. A. SNYDER: *A/Conf*, 15/p/614 (1958).
- (2) W. K. WOOPS, L. P. BUPP, J. F. FLETCHER: *ibid.*, Vol. VII. p/746 (1956).

V. む す び

本論文第Ⅰ報は仕様書の説明、第Ⅱ報は原子炉建物