

マグノックス形動力炉発電プラントの概念設計

石 上 侔*

Hitoshi Ishigami

Conceptual Design of Magnox Reactor Plant

Synopsis

The study (subsidized by government project on peaceful use of atomic energy) on analysis and evaluation of reactor performance for magnox type reactor has been completed. In this paper, the conceptual design of 500 MW magnox type reactor, as a part of the study, is described. The prestressed concrete pressure vessel and bore supported fuel elements made this design unique.

I. ま え が き

当社は科学技術庁から昭和 39 年度原子力平和利用研究委託費 14,002,000 円の交付を受け、「マグノックス被覆炭酸ガス冷却形動力炉の総合解析および性能限界の評価に関する研究」という表題で約 1 か年の研究を行ない、昭和 40 年 8 月科学技術庁に提出した。研究の内容は 4 部に分かれ、次のとおりである。

第 1 部 予備解析

第 2 部 最適化設計

第 3 部 発電プラントの概念設計

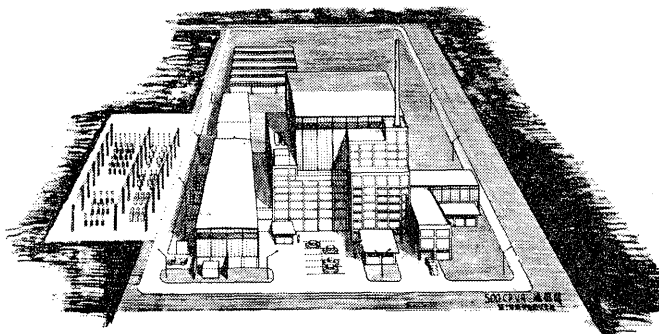
第 4 部 性能限界に関する検討

ここでは紙面の都合で、最適化設計の結果選ばれた黒鉛心入り燃料、コンクリート圧力容器を使用した 500 MW マグノックス炉概念設計について、その特徴を中心に概要を報告する。

II. 発 電 所 概 要

本概念設計の基本的特徴は、東海発電所建設の経験を生かし、これに最新の実証技術であるコンクリート圧力容器と新燃料方式を加え、現時点でマグノックス炉の最高性能を実現させているところにある。すなわち、コンクリート圧力容器は、従来の鋼製圧力容器を使用したマグノックス炉の大きな欠点であった冷却材圧力の制限の撤廃をねらって、フランス、英国においてひろく採用されているものであり、さらに

(1) 鋼製圧力容器で冷却材圧力の上昇、容器の大形化を図る場合、鋼板板厚が増加し、製造上の困難が加速度的に増大するが、コンクリート圧力容器ではそのような制約がなく、冷却材圧力、単基容量の上昇が容易で



第 1 図 発電所鳥かん図

Fig. 1. Bird's eye view of the station

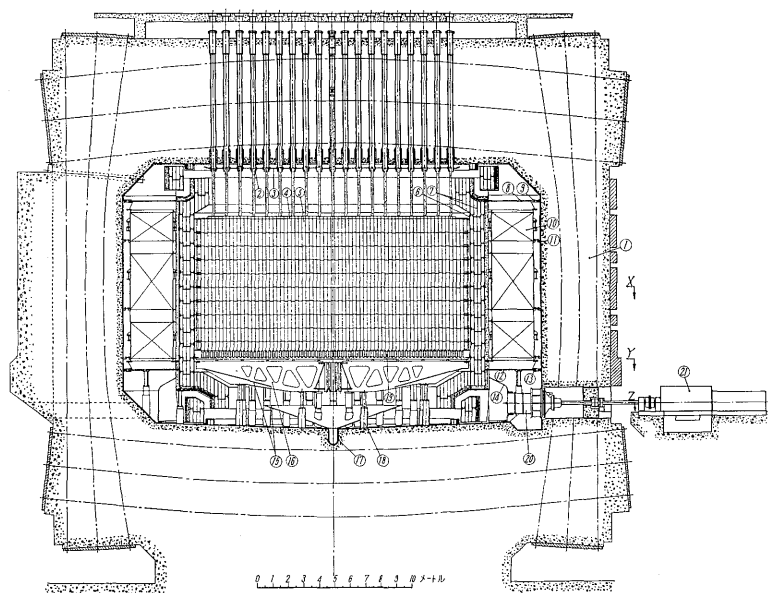
ある。

- (2) ボイラ、ガス送風機をコンクリート圧力容器に内蔵するいわゆるインテグラルデザインが可能となり、プラント配置が著しくコンパクト化される。
 - (3) 鋼製圧力容器のガスダクト破損時のような急激な冷却材そう失事故がない。生体しゃへい冷却用空気が不要となるので発電所構内の放射線レベルが低下するなど安全性が非常に高くなる。
 - (4) 生体しゃへいをかねるので建設費が低減する。
 - (5) コンクリート打設と、コア積みなど圧力容器内作業を平行して行なえるので工期の短縮が可能となる。
- などの特徴を有するもので、本プラント設計においてもこれらの利点が最大限に発揮されている。

次に燃料構造については中空燃料の高比出力性を維持し、かつ外圧のクリープ強度をつよくする意図のもとに、黒鉛心入り中空燃料構造を採用した。これが本概念設計の第二の特徴である。この燃料では

- (1) 1962 年 10 月から 1964 年 9 月までチャペルクロス炉で 1,650 MWD/t の照射試験が行なわれ、その信頼性が充分高められていること。
- (2) 東海炉とほぼ同様の炉心構造が得られ、ことに耐震

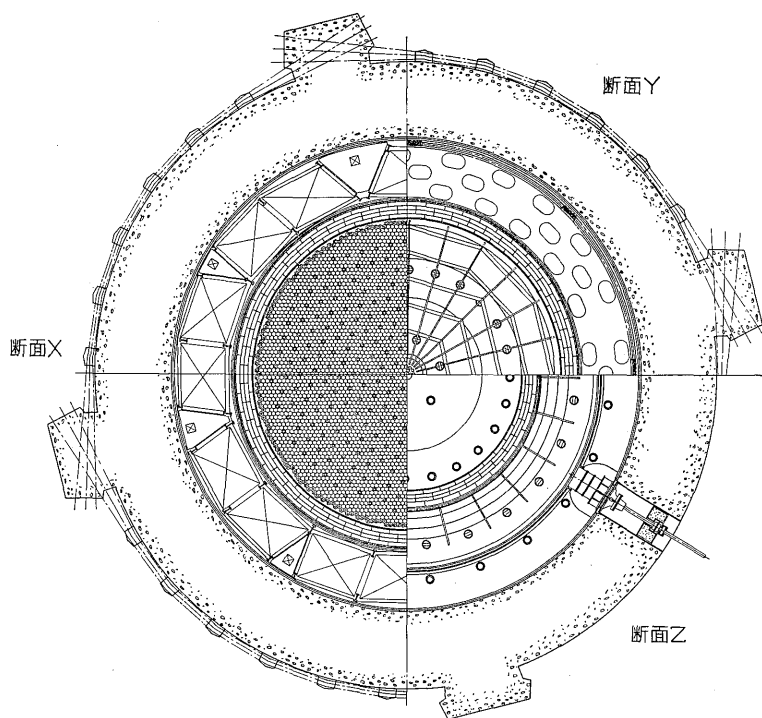
* 原子力部



- ① コンクリート圧力容器
- ② 燃料装てん用スタンドパイプ
- ③ ボロンシールド
- ④ チャージポット
- ⑤ 炉 心
- ⑥ 炉心拘束シリンダ
- ⑦ ボイラシャヘイ
- ⑧ 上部ラジアルサポートプレート
- ⑨ 上部ラジアルキー
- ⑩ ボ イ ラ
- ⑪ ボイラシール
- ⑫ 下部ラジアルサポートプレート
- ⑬ 下部ラジアルキー
- ⑭ メインガスシール
- ⑮ ちり寄せコーン
- ⑯ 炉心支持台
- ⑰ ちり寄せサンブ
- ⑱ 支 持 柱
- ⑲ サポートスリーブ
- ⑳ 送 風 機
- ㉑ 送風機駆動用電動機

第2図 原子炉断面図

Fig. 2. Reactor general arrangement (elevation)



第3図 原子炉断面図

Fig. 3. Reactor general arrangement (plan)

構造その他においてこれまでの知識が十分に活用され、信頼度の高い設計が進められること。
などにより、耐震性、安全性において充分実証された燃料ということが出来る。

この二つの新技術を基礎として、なお、冷却材圧力上

昇、プラント配置の合理的コンパクト化、耐震設計方式の具体的提案、最適方式の確立などをおこみ、現時点において実現し得る最高の仕様がここに示されているといっても過言でない。

そして東海炉に比べて次のように著しい改良を示すことができた。

- (1) 冷却材圧力 32.7 kg/cm²a
(東海炉に比べ2.1倍)
- (2) 比出力 4.57 MW/t
(東海炉に比べ1.5倍)
- (3) 出力密度 1.28 MW/m³
(東海炉に比べ1.6倍)
- (4) 正味効率 29.3%
(東海炉に比べ8.2%増)
- (5) 建屋体積 0.48 m³/kW
(東海炉に比べ0.6倍)
- (6) 安全性の向上
- (7) 経 済 性 建設費 92,000円/kW
発電原価 2.30円/kWh

発電所鳥かん図を第1図に、概念設計の結果得られた主要パラメータは第1表に示した。なお炉心断面図を第2図、第3図に示した。

次に本概念設計の背景となっている考え方を簡単に申し述べておきたい。すなわち本設計はいたずらに新奇な

第1表 発電所主要パラメータ
Table 1. Main parameter

1. 発電所パラメータ		燃 焼 度	
送電端電気出力	500MW	平 均	4,000 MWD/t
発電端電気出力	562.4MW	最 高	6,000 MWD/t
原子炉熱出力	1,708.2MW	4. 炉 心	
発電端効率	33.0%	形 状	縦形, 円筒
送電端効率	29.3%	減速材材質	黒鉛
2. 原子炉パラメータ		反射体材質	黒鉛
ガス圧力	32.7 kg/cm ² a	全 高	838cm
炉入口ガス温度	220℃	有効高さ	693cm
炉出口ガス温度	410.9℃	全 直 径	1,691cm
ノミナルチャンネルガス流量	2.67 kg/s	有効直径	1,561cm
全ガス流量	8,444 kg/s	半径方向反射体厚さ	65cm
平均比出力	4.57 MW/t	格子形状	六角
最高比出力	7.90 MW/t	格子間隔	23.55cm
ノミナルチャンネル熱出力	570.1 kW	チャンネル径	10.15cm
出力平坦化率		燃料チャンネル数	3,654 本
半径方向	0.82	5. 圧力容器	
軸 方 向	0.705	形 式	円筒形プレストレスコンクリート
燃料温度		内 径	27m
被覆材最高温度(ピーク)	485℃	内 高	16.5m
被覆材最高温度(ノミナル)	470℃	円筒部壁厚	4.5m
ウラン最高温度(ピーク)	620℃	スラブ厚さ	8.0m
ウラン最高温度(ノミナル)	600℃	6. 冷 却 材	
中性子束		種 類	炭酸ガス
炉心平均高速中性子束	$1.78 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$	7. 送 風 機	
炉心平均熱中性子束	$1.96 \times 10^{12} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec}$	台 数	4 台
反応度温度係数		形 式	横形1段軸流送風機
減速材温度係数		駆動方式	かご形誘導電動機直結
初 期	-2.26mN/℃	流量制御	可変ピッチ方式
平 衡 時	+12.4mN/℃	駆動電動機定格出力	11,500 kW
ウラン温度係数	-1.53mN/℃	回 転 数	2,980 rpm
黒鉛心温度係数	+0.47mN/℃	8. ボ イ ラ	
3. 燃 料 要 素		形 式	温水再熱単一圧力サイクル強制循環水管式
形 式	黒鉛心入り, スリーブなし, ヘリングボンフィン付マグノックス被覆	蒸気圧力(過熱器出口)	48 kg/cm ² a
濃 縮 度	天然ウランおよび 1.06 Co	蒸気温度(過熱器出口)	390.9℃
ウ ラ ン 径	2.372 cm ID/4.079 cm OD	9. 蒸気タービン	
ウ ラ ン 長 さ	106.7cm	台 数	2 台
チャンネル当たり燃料要素数	6 本	形 式	串形3気筒4流排気反動再熱復水タービン
装 荷 量		容 量	281.2MW(発電端)
天 然 ウ ラ ン	158.4 t	回 転 数	3,000 rpm
1.06 Co 濃縮ウラン	215.6 t		

アイデアを追うことなく、少なくとも国内あるいは国外において実証されている技術のみを用い、現時点において当社が顧客に推奨し得る仕様書をつくることに主眼がおかれている。

コンクリート圧力容器の特徴はすでに説明したが、原子炉に最初に使用されたのはフランスの G2, G3 で、続いて英国のオールドベリー (2×300 MW), ウィルフ

ァ (2×590 MW), フランスの EDF-3 (480 MW), EDF-4(480 MW), さらには AGR(Advanced Gas-cooled Reactor) にも標準として採用されることになっており、米国でも G. A. 社の高温ガス炉 (HTGR) の設計にも使われている。さらに BWR でも検討を始めたと報ぜられている。このように、世界の多くの炉形式はコンクリート圧力容器の採用により、形状のコンパクト化とコ

スト低下をはかっており、今後よりひろく使われると考えてよい。

次に燃料要素については比出力の上昇を期待して考えられたのが中空燃料であるが、この燃料は東海のほか、フランスの EDF 1~4 で使用されている。中空燃料ではその構造上冷却材圧力をあげると、高温高压化においてクリープを生ずるという問題をもっている。燃料比出力をあげるために現在考えられる方向には

- (1) 黒鉛心入り中空燃料要素
- (2) ヘリウム内圧をあげて外圧に抗し得る燃料要素
- (3) 環状燃料要素
- (4) 板状燃料要素

などがある。(1)の黒鉛心入り中空燃料要素は現在の中空燃料要素の中に黒鉛の心を入れたもので、安全性、耐震的にも最も信頼性のあるもので、現在すぐ着工するとすると、ほかに適当な構造は見出せない。(2)のヘリウム内圧をあげる考え方は黒鉛のかわりにヘリウムを充てんする方式であるが、製造技術の点で問題が残っている。(3)の環状燃料は内外面ともに冷却する中空燃料でフランスで開発されている。(4)の板状燃料要素は英国で開発中で、3,000 MWD/t の照射試験を終わっている。環状および板状燃料では、燃料の熱除去率を飛躍的に上昇することができ、燃料チャンネルの低下、炉心体積の減少は著しいものがある。両燃料ともにわが国にもってきた場合、耐震考慮を必要とし、また安全性、製造上の問題点など開発すべき点が多く、なお将来のものであるといえる。

以上述べたような技術発展にささえられる建設中のマグノックス炉は、世界中で 6,840 MW にもおよび、実証炉の中では最大の建設および運転経験をもっており、さらにフランスは当分の間毎年 500 MW ずつ建設を進めていくことを発表している。

天然ウラン 1 トン当たりから取り出せる電気エネルギーを比較すると、マグノックス炉は軽水炉とほとんど差がなく、貴重な資源を決してむだ使いすることはない。技術発展と建設、運転の積み重ねによりマグノックス炉の建設費は大幅に低減し、初装荷燃料を含めた初期総投資額では軽水炉に匹敵し得るようになり、発電原価では同程度を達成できることが明らかになった。さらに

- (1) エネルギーの安全供給にすぐれている
- (2) 将来のエネルギー資源となる U238 を国内に蓄積することができる
- (3) 輸入外貨を節約する
- (4) 輸出用原子炉として適当である

などの利点をもっているため、わが国としてマグノック

ス炉を軽水炉とならんで建設されることが必要であると深く考える次第である。

III. 最適化設計

原子力発電所の設計は、発電原価最小を目標にパラメータを選び、詳細設計を進めるのであるが、原子力発電所は他のプラントと異なり設計上のパラメータが多く、その中には互いに矛盾した性質を持っているもの、工學上、材料上制約のあるものなどがあり、さらに安全上の考慮を加えると、その合理的な決定はむずかしい問題となる。この最も適切なパラメータを決める設計を原子力発電所の「最適化設計」と呼んでいる。

発電原価最小が本来最適化の基準であるが、コンクリート圧力容量、黒鉛心入り燃料など新しい技術を採用しているため、各パラメータにおよぼす影響ははっきりしないこと、発電原価のうちで建設費の寄与が大きいことなどから、本概念設計では炉心体積最小を最適化の基準とした。

計算はまず、出力のほかに、予備検討から燃料形状、燃料最高温度、圧力容器形状など基本的な条件を設定して、ウラン棒径、ガス圧力など独立入力パラメータを決める。このうちたとえばウラン棒径、フィン寸法など一部は固定する。炉出口ガス温度、熱出力など、独立入力パラメータの関数として表示される従属パラメータは独立入力パラメータの数値をいろいろと変えて計算される。計算の結果、電気出力が目標値に達しているか、フィンの変形はおこらないかなどを判別して、全部のパラメータが判別条件を満足すれば、最適パラメータが決定される。判別条件を満足しない結果が出れば、関連するパラメータを修正して判別条件を満たすまで、反復計算を行なう。このようにして計算した本概念設計主要パラメータを第 1 表に示した。ただし概念設計の結果得られたパラメータもあわせ示してある。

IV. 燃料要素

1. 燃料形式

中空燃料ではウラン肉厚を中実棒より薄くできるので比出力を高くとれるが、次の二つの制約がある。

- (1) クリープコラプスによるガス圧力に対する制約
- (2) フィンの変形によるガス流量および圧力に対する制約

中空ウラン棒のクリープコラプスはガス圧力による機械的応力と、熱サイクルによって発生する内部応力の両者の効果によるもので、これにスエリングの効果が加算

されて複雑な様相を呈する。中空棒のクリープ量を総合的に精度よく求めることは現状ではデータがとぼしく困難であるが、試算によればガス圧力が約 $22 \text{ kg/cm}^2 \text{ a}$ のときクリープ後のウラン最高温度が 640°C になり、これからランダムな温度変動分 20°C を差引いた値が、ちょうど燃料制限温度 620°C に等しくなるのでこの辺にガス圧力の限度があると考えられる。このときの最大比出力は $6.8\sim 6.9 \text{ MW/t}$ 程度である。中空燃料の比出力をさらに高める方策としては、一つにはクリープ強度の高い U-Mo 合金を用いることであるが、この合金は 600°C 以上ではウランに対する優位性が減少するので適当でない。現実味のある唯一の対策は中空部に黒鉛心を入れて内側への変形を防止することである。もう一つの障害となっているフィンの変形の問題はガス圧力と流量およびフィンの温度に関係しているが、先に示したウラン温度が最高許容温度 600°C に達するときの流量 2.67 kg/s が、ちょうどフィンの変形に対する制限流量になるように、ガス圧力およびフィン寸法を選ぶ必要がある。このようにして求めた黒鉛心入り中空燃料の最大比出力の限界値は約 8 MW/t となる。この値は実に中空燃料の 3 割増しである。

2. ヘリングボーンフィン

英国の商用原子炉に広く使われているヘリカルフィンでは比出力を増すために冷却材流量を増すと、燃料要素が空気力学的に不安定になり被覆管の破損を誘起し、またガスの動圧によりスプリッタとフィンが変形して熱伝導率の低下を招く。この対策として、これまでフランスで採用されてきたヘリングボーンフィンが英国でもとりあげられ、サイズウェル 2 号炉およびウィルファ原子炉に使用されることになった。ヘリングボーンフィンは相隣り合うフィン列の傾きが鏡面対称になっているため、スプリッタをつけなくてもガスは、あたかもスプリッタがあると同じような流れ方をする点に特徴がある。フィン列の数を偶数にしておけば、空気力学的にも安定であり、またヘリカルフィンの場合のようにスプリッタの変形によってフィンが倒されるという心配もなくなった。ヘリングボーンフィンの熱流動特性をヘリカルフィンのそれと比較した場合、平均および最小スタント数数はヘリングボーンフィンの方がすぐれている。一方圧力損失は流量の大きな範囲でヘリングボーンフィンの方が小さい。

ヘリングボーンフィンではガス流中で燃料要素に変位を起こさせようとする圧力はヘリカルフィンに比べて本質的に小さく（約 30 分の 1）ふれまわりをおこす方向

にはほとんど作用しないので非常に安定である。

3. 核 的 特 徴

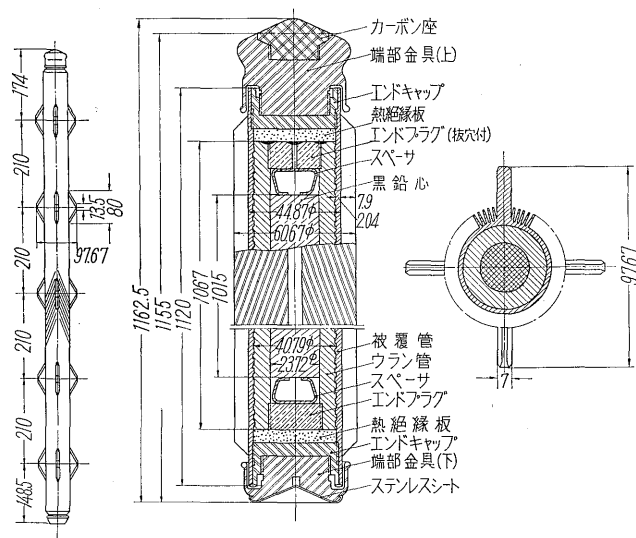
黒鉛心入り中空ウラン格子の場合、中空ウラン格子の場合に比べ、四因子のうち共鳴を逃れる確率が $0.012\sim 0.016$ 程度減少するため、 k_{∞} が 1.3% 減少する。Xe, Sm による反応度の減少、出力平坦化に必要な余剰反応度を考えると、 500 MW の場合炉心が東海炉に比べ $2\sim 3$ 割大きくなった程度では反応度が足りず微濃縮ウランの使用が心要となる。

濃縮度と k_{∞} との関係は濃縮度が 1.06 Co (1 Co は天然ウランの濃縮度 0.714% 、したがって 1.06 Co は 0.758% の濃縮度) までは k_{∞} は濃縮度に対してほとんど直線的に変化する。格子間隔は東海炉と同じ 9.3 インチとしたので、この場合ホットクリーンの形態に必要な余剰反応度を 3% と仮定 (3% の内訳は Xe, Sm に約 2% 、平均 $4,500 \text{ MWD/t}$ の燃焼度に約 1%) して、炉心外周部のみ濃縮度を 1.06 Co とした。平均燃焼度を東海炉と同じ $3,000 \text{ MWD/t}$ とすれば $1.03\sim 1.04 \text{ Co}$ の濃縮度でよいが、むしろ積極的に濃縮によって燃焼度の向上をねらい、発電原価低減をはかった。

燃焼度はこれまでの $3,000 \text{ MWD/t}$ から実績の積み重ねにより $4,000 \text{ MWD/t}$ まで上昇してきており、コールドホールでの試験には $5,500 \text{ MWD/t}$ までの正常運転がたしかめられている。英国原子力公社は $4,000 \text{ MWD/t}$ を保証する一方、最近では $5,000 \text{ MWD/t}$ まであげられる見通しもある。したがって東海燃料の平均燃焼度 $3,000 \text{ MWD/t}$ 、最大燃焼度 $4,500 \text{ MWD/t}$ に対し、本設計ではそれぞれ $4,000 \text{ MWD/t}$ および $6,000 \text{ MWD/t}$ まで燃焼可能とした。ただし、炉心中央部の天然ウラン領域は反応度に関する要求から平均燃焼度は $3,700 \text{ MWD/t}$ とし、炉心外周部の微濃縮ウラン部分は $4,300 \text{ MWD/t}$ である。

4. 燃料要素構造

組立図を第 4 図に示す。内外径は東海中空燃料と同じにとった。これはこの寸法で多くの実績が得られているからである。長さは東海の 28.1 インチから 42 インチまで長くした。これは燃料費の低減とマグノックスボリュームの減少を図ったためである。燃料コストを削減するため、その 10% を占める黒鉛スリーブを廃止した。したがって燃料要素は積上げ式になる。燃料棒の曲りを防止するため、被覆管と一体に長手方向 5 か所にラグを設けた。黒鉛心は原子炉級の良質のを使い、ウラン棒との間にギャップの生じないように精密に機械仕上げをする。フィンの高さ、枚数、傾き角、平均厚さは東海燃料



第4図 燃料要素
Fig. 4. Fuel element

と同じとしたが、フィンの先端と根本の厚さの比はガスの動圧による変形を押えるために 1:2.8 になるようにした。エンドキャップは燃料要素の全重量がかかるので、材質はクリープ特性の良好なマグノックス MN 70 とした。

V. コンクリート圧力容器

1. 一般

プレストレスコンクリート圧力容器は、鋼製圧力容器のような高級な溶接技術が不要で、冷却材圧力の上昇、原子炉単基容量の増大を可能にした。本質的に備った安全性、大形容器を可能にする経済性、工期の短縮の可能性は鋼製圧力容器にかわって採用される決定的な傾向となっている。

フランスの G2, G3 および EDF-3 では炉心のみを圧力容器に収めた形式であったが、EDF-4 ではボイラ、炉心およびガス送風機を一体に内蔵するインテグラル方式となった。ただし、炉心をボイラの上に置く重ね形である。英国のオールドベリーおよびウィルファ原子炉では、いずれもボイラを炉心の周りに円環状に配置した同心形インテグラルデザインである。最近決定したダンジネス B 発電所 (AGR) も同心形インテグラルデザインのコンクリート圧力容器が使用される予定である。

2. 鋼製圧力容器との比較

1) 経済性からみた比較

ガス圧力の上昇、単基容量の増大により、鋼製圧力容

器では鋼板の厚さが急激に増して、製造上の困難さが加速度的に増加してくる。300MW がコンクリート圧力容器への移行点と考えられているが、この場合の鋼製圧力容器はキルド鋼を前提としたもので、最近著しい進歩をとげた高張力鋼や、また最近の新しい考え方に基づいた ASME Section III の採用を考慮すれば、500MW でも経済的に競争し得るという意見もある。しかしこれは圧力容器だけの比較であって、コンクリート圧力容器では生体しゃへいをかね得ること、建屋レイアウトがコンパクトになるなど、発電所としては 500 MW ではコンクリート圧力容器が経済的である。

建設工期は、鋼製圧力容器炉では圧力容器の完成、核清浄、圧力試験、コア積みが完全にシリーズになるのに対し、コンクリート圧力容器炉ではコンクリート打ちと、コア積み、ボイラ据付が平行してできるので工期は短縮される。

2) 安全性からみた比較

コンクリート圧力容器は弾性的特性の異なるコンクリート、および鋼製の、ライナと緊張ケーブルの 2 種類の材質からなっているため、仮想増大する内圧に対して爆発的破壊は考えられない。もし応力が過負荷状態になっても最初にコンクリートにクラックが発生し、ライナ、緊張および埋込ケーブルの最終的な破断にいたるまでには充分な警告をあたえる余裕がある。

耐震的にみると、コンクリート圧力容器はそれ自身大きな剛性と強度をもった耐震構造物であって、炉心は圧力容器にしっかりと固定し、地震時相対的変位を少量におさえることができる。インテグラルデザインではその特徴がさらに発揮される。

3. 構造

本設計のコンクリート圧力容器の形状は円筒形とした。円筒形は施行法の面でも新たな開発を要せず、炉心は円筒形なので容器も円筒形が自然であり、容器内、原子炉建屋の空間利用率がすぐれている。

現在コンクリート圧力容器の設計、施工に関する完全な基準がないので、従来のプレストレスコンクリートの基準によるほか、英国、フランスの例より許容応力や破壊に対する設計基準を作成し、これにより設計した。その結果、円筒厚さ 4.5m、スラブ厚さ 8m、隅肉部寸法 2m とし、それに適当したプレストレスを計画した。

1) プレストレスケーブル

ケーブルは延びの少ない高張力鋼ケーブルで、5mm 径 7 本の素線をよったストランド 12 本よりなる。本設計で採用したフレシネ工法ではフレシネコーンによって

ケーブル両端を同時に定着する。すなわち、雌コーンをコンクリート側にとりつけ、12本のストランドを同時に緊張してから雄コーンをそう入し、両コーンの間の摩擦力によりケーブルを定着支持する。

ケーブルの張り方は次の三つに分けられる。

- (1) 上下スラブ内 水平ケーブル
- (2) 円筒部内 垂直ケーブル
- (3) 円筒部外面 円周方向水平ケーブル

(1)のケーブル群は3方向120°に交差してスラブ内にやや外ふくらみにシース内に配線し、各スラブ周辺部に定着する。(2)のケーブル群もやや外ふくらみに筒壁内に垂直なシース中に配線し、上下スラブ面につくる座に定着する。(3)のケーブル群は円筒体外部に外周を4等分する位置にコンクリート製定着部(パットレス)を設け、対向するパットレスを両端の定着部として水平に半周づつ巻きつける。ケーブルがコンクリート外面と直接接触しないように支持金物(サドル)を配置する。

2) ラ イ ナ

圧力容器内面には気密保持のため内張りライナが必要で、本設計では19mm厚の軟鋼板を使用する。プレストレス圧縮力によるバックリングを防ぐため、強固にコンクリートに固定する。ライナは建設時コンクリートの型わくとしても利用される。

3) 熱絶縁および冷却

コンクリート壁はガンマ線加熱および冷却材による加熱で高温になるため、圧力容器ライナの内側に熱しゃへいを、外側に冷却系統を設け、コンクリート温度を最高70℃におさえる。熱絶縁体は核的清浄、耐高温性、低熱伝導率を要求され、本設計ではステンレス鋼波状薄箔をライナ内側上半分は2インチ、下半分は1インチの厚さに張る。

冷却系統はライナに密着してコンクリートに300~370mm間隔に外径27.2mmの鋼管を埋め込む。鋼管はいったんコンクリートに埋め込んだら取り替えができないこと、および安全性に対する考慮から冷却系統は100%能力の独立の2系統を設け、平常運転時は一方を予備としておく。冷却水は腐食防止のため酸塩基度調整を行ない、水の放射化を防ぐため不純物を除去する。放射線レベルの点から上下スラブ部と円筒部との冷却系統は別系統とする。二次冷却には海水を使用する。大地震のため海水を利用できない場合には、風冷の非常用熱交換器により冷却を行なうものとした。

4) 補 強 材

圧力容器の貫通部付近の応力や変形が集中する部分、

緊張材で過負荷に耐えられない円筒水平方向部分などには、高張力鋼ケーブルをコンクリートに埋め込み応力を分散し、ひび割れの発生を防止する。

5) コ ン ク リ ー ト

使用コンクリートは圧縮強度の大きいことが何よりも要求され、圧力容器駆体の圧縮強度は400kg/cm²(28日強度)以上、パットレスの定着盤背面のコンクリートは500kg/cm²のコンクリートを使用する。コンクリートには圧縮強度のほか、乾燥収縮ひずみ量およびクリープひずみ量の少ないことが要求され、熱応力を少なくするために熱膨張係数やヤング率の小さいことも必要となる。

VI. 耐 震 設 計

コンクリート圧力容器は本質的に大きな剛性と強度をもち、理想的な耐震構造物である。したがって、その内部構造物、すなわち、炉心、ボイラ、ボイラしゃへいなどをコンクリートにささえればよいことになる。内部構造物は運転中200~400℃に達するのに対し、コンクリート圧力容器は常温よりやや高い温度に保たれるので、コンクリート圧力容器への支持構造物は半径方向および垂直方向に数cmにおよぶ熱膨張の差を逃げることで、支持点でコンクリートの局部過熱を生じないことを特に考慮する必要がある。このため1万トンに達する炉心、ボイラなどの内部構造物は一体構造とし、上下2点で半径方向のキー(ラジアルキー)によってコンクリート圧力容器内壁に接合する方式を採用した。すなわち、コンクリート圧力容器内に二重の鋼製シリンダを設け、内側の炉心拘束シリンダで炉心を支持し、外側のボイラしゃへい支持シリンダでボイラを支持する。両シリンダの間の円環部にはボイラしゃへいが設けられる。外側シリンダとコンクリート圧力容器内壁の間2か所に円環状鋼板(ラジアルサポートプレート)を設け、コンクリート圧力容器への接合は周辺に均等にとりつけられた各420個のラジアルキーによっている。キー取付部から多量の熱が流れ込むのを阻止するために、キー溝支持板に断熱材をはりつける。以上述べた構造は第2図および第6図に示されている。

炉心は東海炉と同じく六角形の断面にキーとキー溝をもつ黒鉛ブロックを組み合わせた構造で、黒鉛ブロックの寸法、形状は東海炉とほとんど同じであるが、燃料要素に黒鉛スリーブを用いないので、その分だけブロック中心の孔径が小さくてすみ、耐震の見地から有利となる。炉心周縁のブロックに働く荷重は直径に比例して増加し、炉心直径は東海炉に比べて約3割増加している

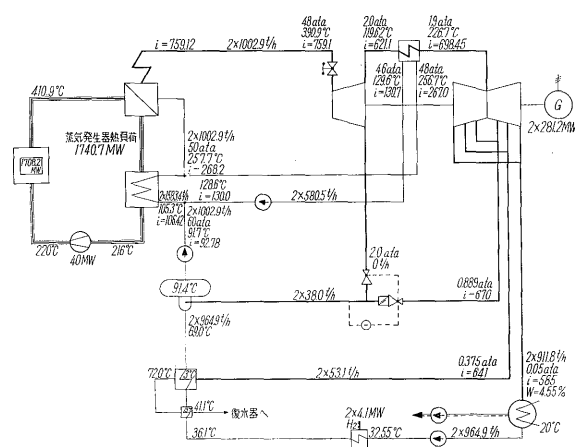
が、東海炉では約 30% の強度上の余裕があったこと、その後の黒鉛ブロック材質の改良、ブロック中心の孔径が小さくなったことを考慮すると地震に対して十分な強度を持っている。

冷却材圧力の上昇、出力密度の増加にともなう黒鉛の酸化減量増加による黒鉛ブロックの強度低下が問題となるが、英国で大規模に進められた AGR のための黒鉛酸化の研究成果をもとにして検討結果を加えたところ、約 200 vpm のメタン (CH_4) を炭酸ガスに添加することにより、30年間全出力運転後の黒鉛ブロックも十分な強度を維持できることがわかった。

コンクリート圧力容器は原子炉建屋と共通なラフトの上に絶縁体を敷いてのせられ、鉛直力のみをラフトに伝える。コンクリート圧力容器を受ける絶縁構造は海外の例にならったもので、プレストレスによるコンクリートの、施工時と運転時の挙動の差を受け入れるものである。しかし、耐震考慮の面からは相容れないものになっているので、ラフトよりコンクリート圧力容器下部をとりまく特殊リング構造を設け、これにもプレストレスを適用してラフトとの緊結と摩擦力によってコンクリート圧力容器本体の水平力をささえるように考慮した。

VII. 蒸気サイクル

従来のマグノックス炉には二重圧力蒸気サイクルが数多く採用されてきた。コンクリート圧力容器の使用によってボイラを圧力容器に収めることができるようになったが、この場合蒸気管などの圧力容器貫通孔をできるだけ少なくすることが要求され、この目的のためには二重圧力サイクルよりも単一圧力サイクルの方がすぐれている。発電所正味効率に着目すると、単一圧力サイクルは、二重圧力サイクルより約 2% 低い、約 40% 伝熱面



第5図 熱流線図

Fig. 5. Heat flow diagram

積が小さくできるのでボイラだけでなく圧力容器も小さくすることができる。したがって本設計では単一圧力サイクルを採用した。効率改善のために再熱を行なうが、方式としては、エコマイザから加圧温水をとり出し、これを高、低压タービン間に設置した再熱器に導き、高压段排気を過熱し、低压段排気の湿り度を減少させる。

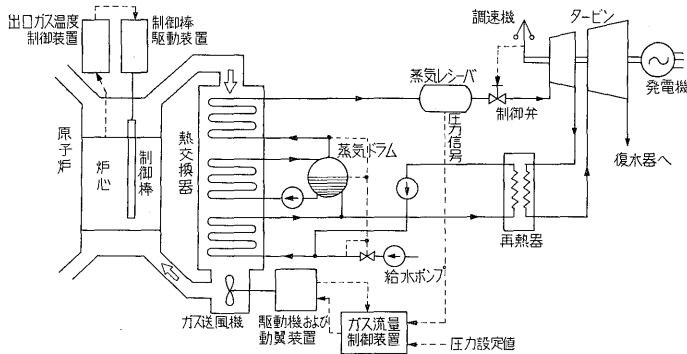
炉心設計よりあたえられる入口および出口ガス温度、ボイラ熱負荷を固定とし、ボイラドラム圧力、再熱器圧力および再熱湿度差を変化させ、グロスサイクル効率なるべく高くするように設計条件を決めた。種々の制限条件を満たし、最もサイクル効率の高いドラム圧力 50 ata, 再熱圧力 20 ata の組み合わせを選び、これに基づいて詳細なサイクル計算を進めた。第5図に熱流線図を示す。

VIII. 制御および運転

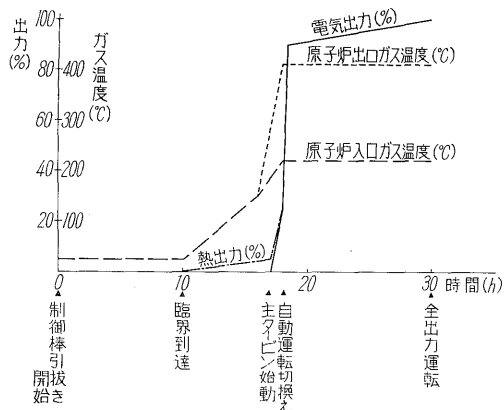
本概念設計が制御上東海炉と異なっている点は、まず第一に、炉の大形化と比出力増大により、中性子束空間振動のより高次の振動モードまで考慮に入れる必要があり、東海炉では炉心を9分割したのに対し本設計では21分割して制御を行なうことである。第二には単一圧力蒸気サイクルの採用によって、ガス送風機駆動方式には、東海炉の背圧タービンによる駆動方式に対し、電動機による駆動方式が採用されたこと、および蒸気側の制御方式がやや簡略化したことである。これらの相違により、ここで採用した制御方式は東海炉と異なっている点もあるが、基本的な考え方は、東海炉を含めた英国形の原子力発電所で採用されているものをできる限り踏襲した。

第6図に制御系のブロック線図を示した。出力の自動制御系は原子炉出口ガス温度制御系、タービン出力制御系、冷却ガス流量制御系、給水制御系の四つからなり、発電所制御方式は東海炉と同じ原子炉出口ガス温度一定方式を採用した。この制御方式の長所は第一に、燃料、被覆材温度変動、熱サイクルを少なくすることができ、冷却ガス流量減少などの事故の際も過度の温度上昇がなく安全の見地からすぐれていること、第二に英国形の原子炉で実証済みの技術で、信頼度が高いことである。

実際の運転の面でも前述したガス送風機の電動機駆動、単一圧力蒸気サイクルなどにより、東海炉よりその手法は簡単化され、容易となる。冷機始動の場合、東海炉では鋼製圧力容器の熱応力の点から 150°C にガス温度を上昇させるのに10時間必要としたのに対し、コンクリート圧力容器ではそのような制限はないので、4時間程度短縮できる。始動所要時間は 90% 出力まで 18 時間、



第 6 図 制御系ブロック図
Fig. 6. Block diagram of control system



第 7 図 冷機始動線図
Fig. 7. Planned curves of reactor cold start up

100% 出力まで 30 時間であるが、このうち臨界に達するまで 10 時間をとっているが、これは東海炉と同じように制御棒引き抜きを 10 分ごとにインタロックして各部の異常の有無を確認して次に移るようにして安全始動を考慮したためである。90% から 100% に出力上昇するのに 12 時間かけたのは、炉内に蓄積する Xe による中性子束のひずみを調整するためで、東海炉と同じである。冷機始動線図を第 7 図に示した。なお原子炉停止の手順は東海炉とほとんど同じである。

IX. 安全性

一般に原子炉の安全性は、最終的には公衆に対する災害の大きさに計られるが、このような事態を引き起こす可能性をもつ事故は普通重大事故と呼ばれる。すなわち、

- (1) 反応度事故
- (2) 冷却能力そう失事故
- (3) 化学反応事故
- (4) コンクリート压力容器事故

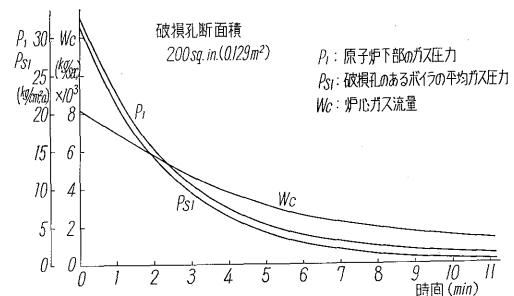
であるが、ここではコンクリート压力容器を使うことによる特異な重大事故 (2) および (4) について行なった解析

の概要を述べる。

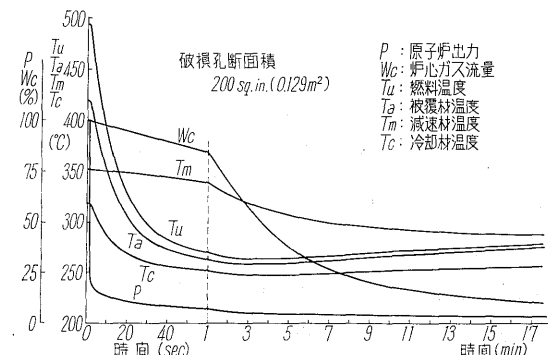
1. 冷却能力そう失事故

1) コンクリート压力容器貫通部破損事故

コンクリート压力容器の貫通部が破損した場合、冷却材の流出により炉内冷却材圧力および流量は減少し、炉内温度も上昇する。コンクリート压力容器はスタンドパイプ、ガス送風機、蒸気管などの貫通部をもつが、それらの破断断面積は最も大きいと考えられるガス送風機のガスシール部をとってみても 200 平方インチをこえないと考えられるので、コンクリート压力容器下部に 200 平方インチの穴が生じたとしてガス圧力および流量の時間的变化を求めると第 8 図を得る。図から明らかなとおり破損後の流量および圧力の変化は鋼製压力容器のダクト破損時の変化に比してきわめてゆるやかである。次に、事故後 1 秒の時間遅れで炉停止機構が働くとして上記ガス流量変化に対する炉内温度変化の計算結果を第 9 図に示す。原子炉出力は 2 秒後に約 20% に減少してしまうため燃料温度、被覆材温度、冷却ガス温度も急激に低下し、約 4 分後に最小値に達する。その後炉停止後も発生する崩壊熱により漸増を続け、30 分後にはガス流量 4.8 %に減少、燃料温度は 295℃ に上昇する。今かりに事故発生後約 10 分において 1.5% のガス流量が得られるとすると、燃料温度および被覆材温度は 350℃ となり、崩壊熱が 1% となる約 70 分後には燃料および被覆材温度は



第 8 図 CPV 貫通部破損事故 (1)
Fig. 8. Penetration failure of concrete pressure vessel



第 9 図 CPV 貫通部破損事故 (2)
Fig. 9. Penetration failure of concrete pressure vessel

約 305℃ となりその後も減少を続ける．このようにわずか 1.5% 程度のガス流量を保持すれば，各部温度の上昇をおさえることができ，たとえ炭酸ガス中に空気が混入しても黒鉛の酸化反応は起こらないと考えられる．この種の破損事故の場合は炉が停止されれば各部の温度は急激に低下し，その後の温度上昇もガス流量の減少がゆるやかなため緩慢なものとなり，崩壊熱除去の手段を講ずるのに十分な時間的余裕がある．

2) ガス送風機停止事故

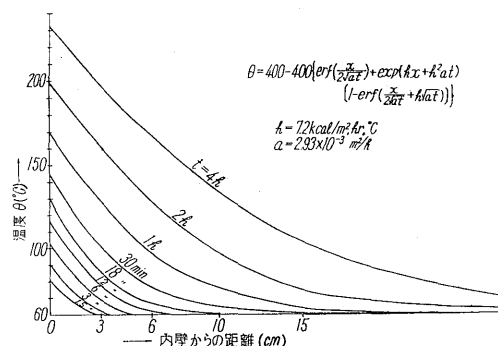
ガス送風機用電動機の電源そう失，ガス送風機自身の故障により定常運転中に突然ガス送風機が停止した場合は，炉心ガス流量が減少し，それに伴って炉内温度も上昇する．この場合燃料の温度がある値以上にねばスクラムして原子炉は停止するが，スクラムしない場合でも制御系が動作すれば自動的に出力を減少することにより，約 50% 以下の流量減少事故に対処することができる．ガス送風機が 2 台停止した場合にガス流量減少は 30～35% であり，燃料被覆材温度は約 20～25℃ 上昇した後，運転温度より 10℃ 低い値に落ち着き，新しい出力レベルで運転を継続できる．制御系も同時に故障しても被覆材温度が 550℃ に達するまでには 2 台停止事故の場合でも約 3 分の時間的余裕がある．この時間的余裕の間に炉をスクラムし，炉内温度の上昇を防ぐことができる．

2) 二次系冷却能力そう失事故

原子炉入口ガス温度は二次系，たとえば給水ポンプの故障で上昇するが，ガス温度の上昇は一般に小さく，ボイラ冷却能力が半分に低下しても 100℃ 程度の上昇である．+25℃，+45℃ のステップ変動に対しては原子炉出口，ガス温度制御系が正常であれば，原子炉を制御することができる．ガス温度が +70℃ のステップ状で変動した場合には，もはや制御系は追従できず，3.3 分後に被覆材温度は溶融点に達する．100℃ の場合は約 2 分で溶融をはじめる．ただし，いずれもスクラムしない場合であり，実際は温度上昇を検出して原子炉はスクラムされ燃料溶融は起こらない．

2. コンクリート圧力容器事故

コンクリート圧力容器では，コンクリートに生ずる熱応力をおさえるために，炉心側を冷却して使用する．冷却能力が失なわれると圧縮応力が増し，平常運転時に最大圧縮応力を受けている部分で応力が最大になる．圧力容器の内面側，円筒部の中央部分，円板部の中心部などが最も過酷となる．原子炉が全出力で運転されているとき，冷却能力が完全そう失するとして，温度上昇を求めると第 10 図となる．コンクリート内面の冷却系配管のあ



第 10 図 コンクリート冷却水そう失時の温度変化

Fig. 10. Loss of cooling water on concrete pressure vessel

るところは構造体とみなさせないので，内側から 6 cm の位置を応力検討の対象とすると事故時に許容される 20℃ の温度上昇に 30 分以上かかる．計算で無視した断熱層やライナの熱容量を考慮に入れると上に求めた時間の約 2 倍以上の時間を要し，原子炉停止，あるいは冷却系への回復の対策をするのに十分な時間であり，コンクリート圧力容器の破壊というような大きな事故に発展することは十分に防げる．

X. 経 済 性

1. 建 設 費

この設計ではコンクリート圧力容器および黒鉛心入り燃料の採用により炉心性能の向上が可能となり，建設費は約 92,000 円/kW となった．マグノックス炉はプラントの寸法が大きく所要資材が多量になることから，濃縮ウラン炉の建設費と同じとすることは困難ではあるが，初装荷燃料費を含めた総投資額では濃縮ウラン炉のそれと同程度まで接近させることができる．

2. 発 電 原 価

マグノックス炉の燃料費は燃料の加工度が低いことや使用するウラン濃縮度が低いため濃縮ウランの使用済ウランを利用することにより燃料費を安く維持することができるので，建設費が割高となることによって生ずる資本費の割高分を充分おぎなうことができる．か動率 80%，資本費率 11% として計算した発電原価はマグノックス炉単独の燃料サイクルの場合 2.30 円/kWh，軽水炉との共存の燃料サイクルの場合 2.03 円/kWh となる．またマグノックス炉では運転時に燃料取り替ができ，発電所か動率を高くすることが可能であるが，マグノックス炉の燃料費は小さいのでか動率を上げることによる経済的利得は比較的大きなものとなる．

XI. 今後の検討課題

本概念設計の詳細設計を進め，さらに技術的，経済的

にすぐれた炉に改良するには次のような問題について検討しておく必要がある。

1. コンクリート圧力容器技術の開発

この設計で取り扱った技術のうち、東海炉と最も大きく相異し、しかも重要な改良点はコンクリート圧力容器をとり入れた点である。現在まだ充分な設計製作の経験が積まれておらず、もっぱら外国技術資料の調査によって、部分的な試験研究が国内で進められているにすぎないので、熱応力の解析、極限破壊の設計基準、耐震設計などの設計法の開発；コンクリートの劣化、クリープなどの究明；緊張ケーブルの劣化とレラクセーション、ライナの疲労とバックリングなどの解明、使用材料の開発、施工法の検討などが必要であり、光弾性試験、小規模破壊試験、実物大模型試験、部分試験、および照射試験などを行なう必要がある。

2. 新燃料の開発

本設計では黒鉛心入り中空燃料要素を用いたが、これはデータが豊富で、東海炉の技術がひろく利用でき充分信頼性が高いこと、東海炉とウランミート部の寸法を等しくして製作、使用の便をはかったことなどの理由によるものであったが、軽水炉に匹敵する経済性を得るためにはさらに環状、あるいは板状燃料の検討とわが国への適合性を検討する必要がある。環状、板状燃料はマグノックス炉における最終燃料形式と考えられ、これらについて具体的な検討を行なう必要がある。具体的にはウランミートの製作検討、燃料、材料の照射試験、冷却フィンの製作検討、燃料アセンブリ製作検討、臨界未満装置による検討、熱伝達試験、炉外評価試験、インパイルアセンブリテスト、バーンナップテストなどがあり、このほかに燃料支持方式、耐震の検討、燃料取り扱い方式などについて工学的検討を行なわなければならない。黒鉛心入り燃料では上記の大半が終了しており、充分な信頼がおけるものである。

3. 黒鉛強度と放射線による酸化減量の影響

最近英国原子力公社の手で AGR を主対象として行なわれた広範な検討によって、その抑制方式はほぼ成案を得、メタンを一次系炭酸ガス中に混入することで解決ははかれることになった。

黒鉛の酸化減量の大きさは炉心の出力密度と冷却材圧力に比例することがわかっているため、今後の発展ともなっており、黒鉛のこの問題はきわめて重要な問題となる

ことは明らかである。本概念設計に用いた炉心の特性は、ダンジネス B 用 AGR のそれよりも黒鉛酸化に関しては楽な傾向にあり、したがってメタンガス混入によって解決は得られるであろうが、本件についてさらに徹底的な検討が必要となる。特にわが国の場合、耐震設計との関係において慎重なインパイル、アウトパイルにおいて進めなければならない。さらにメタン混入にともなう水の生成に対し、これを連続除去する具体的な設備の検討もあわせ行なう必要がある。

4. 負荷時燃料要素取扱装置の開発

負荷時燃料要素取扱装置は原子炉プラントの中で、ガス送風機とならぶ最も重要な、かつ困難な可動機械である。この装置は英国国内でも種々問題が多いもので、現在方式のものは寸法が大きく、重量も重く、内部機構が複雑であり、また燃料取り替えに要する時間も長くなって、その結果高価になっている。そこで専用スタンドパイプで燃料交換を行なうこと。チャージシュートを炉内に設けること、制御棒は別の装置で扱うことなどの改良が考えられている。これらの方式を具体化させ、その見とおしを得るための試作試験を強くおし進める必要がある。

XII. む す び

以上黒鉛心入り中空燃料、コンクリート圧力容器を使用したマグノックス炉の技術的・経済的特長を述べたが、このプラントは現時点で当社が自信をもって設計、建設し得るプラントであり、これに関する研究開発事項は多いにせよ、一般性能に示された特性が実現されうることには疑いがない。さらに燃料の開発を進めることにより、炉心出力密度は飛躍的に増大し、その経済性もさらに向上する強い見とおしがある。マグノックス炉は世界的にみて、最も多い運転実績をもっており、燃料形式を除いての技術の大半が AGR にも受けつがれ、技術的にも高いポテンシャルをもっている。天然ウラン燃料は供給先に普遍性がある点よりみて、この炉は濃縮ウラン炉と並んで建設されるべきものと考えられる。当社は本研究を基礎に AGR も含めてさらに設計、開発を進めていく方針である。

本文を結ぶに当たり、ご協力をいただいた FAPIG 各社のこの設計に払われたご努力に対し深甚なる感謝の意を表する次第である。



＊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。