原子力

高温ガス冷却炉による発電プラントの概念設計

綜合技術部原子力技術課　永　田　和　夫

Conceptual Design of Nuclear Power Plant on High Temperature Gas-cooled Reactor

Kazuo Nagata
(Atomic Energy Technical Sect., Central Technical Dep't.)

Synopsis

Economic nuclear power can be expected in high temperature operation for the production of working medium at high efficiency steam or gas turbine conditions. Equally important requirements which must be met for this economic objective include high fuel burnup, high output density and high degree of reliability and safety. High Temperature Gas-cooled Reactor System used semi-homogeneous fuel elements which is expected to satisfy the requirements mentioned above was conceived by Japan Atomic Energy Research Institute in 1958, and has advanced through research and development as the Semi-Homogeneous Reactor Project. In October, 1962, J.A.E.R.I. has developed their project to design concept of the experimental nuclear power plant on this reactor system and F.A.P.I.G. has joined in it. On this paper the summary of the conceptual design is described.

I. まえがき

原子力発電における当面の目標は，いかにして経済的な電力を供給できる発電所を建設するかという点にあるといってよい．ガス冷却形原子炉においては，1956年英国のコールダホール炉が運転されて以来，その改良形であるマグノックス炉が数多く建設され，最近では鉄製の圧力容器に代わってコンクリート圧力容器が採用されて単基500MWのものが建設されようとしており，初期のものにくらべて建設費，発電原価とも大幅に下っている．しかしマグノックス炉はすでに完成された原子炉で工学的な点を除いてはあまり改良を行なう余地がない．そこで，さらに大幅なコスト低下をねらったものとして冷却材のガス温度を高くした高温ガス冷却炉が考えられ，世界各国で開発されつつある．わが国においては日本原子力研究所・半均質炉開発室が昭和33年以来研究開発してきた半均質炉，すなわち半均質燃料を用いた高温ガス冷却炉があり，各種の基礎的研究を経て，今回の実験用プラントの概念設計を実施することになった．この概念設計はすでに半均質炉開発室で進められてきた核的，熱的の基本的設計データを出発点として，原子炉全般の工学的設計ひいてはプラント全体の計画，設計を総合的にとりまとめたものである．そして概念設計の対象となる原子炉は実験用とのみ考えず，将来の発電炉への発展の可能性を確めるため，工学的設計においては常に大形炉を考慮して行なうという基本的態度のもとに実施された。

次項以下にわれわれの行なった概念設計について記すが，何分紙数に制限があり各部の内容をすべて紹介することができないので，設計上の考え方を主体として主要部分の概略を記すこととする．設計内容の主要部については FAPIG 誌第27号に紹介される予定なので，それを併せて参照頂けば幸いである。

II. 平均質形高温ガス冷却炉の特長

半均質形原子炉はいうまでもなく半均質燃料を用いた原子炉で，半均質燃料とは核燃料であるウランカーバイドと黒鉛のような減速材とを均一にまぜあわせたもので燃料ペレットを形成し，それを減速材である黒鉛のさやの中に入れた燃料のことである．このような燃料を使用した半均質炉の特長は次のごとくである。

1) 高温の冷却材を得ることができる。

黒鉛は高温においてもすぐれた構造材であり，したがって，その中にやはり高温にたえる燃料体を均一にまぜた方式の燃料は容易に高温で使用することができる．最新鋭火力発電所の蒸気条件やそれに対応するガスタービン発電設備のガス条件を考えても冷却材の原子炉出口温度を750℃とすれば充分であり，しかもこの温度は半均質燃料によって実現可能なものである。

2) 比較的出力密度が高い。

発熱源であるウラン燃料も熱伝導体である黒鉛でうすめた形をとっているから，実質的に熱伝達面積が広くなり，また熱伝導効率がよくなって出力密度が高くなる。

3)　燃焼度を充分上げられる。

炉心は燃料の集合体で，その中には中性子を無駄に吸収するものがないので中性子経済がよく，また黒鉛は放射性損傷に強いため，充分燃焼度を上げることができる。

4)　動的安全性が高い。

燃料を構成している黒鉛はそのまま減速材として働くから，燃料の温度上昇とともに，すみやかに減速材の温度も上昇し，反応度の負の温度係数の効果がよくあらわれ動的安全性を高くする。

以上の結果からみて，半均質炉は高温ガス炉を実現させるための最適構造とみなされ，将来最も有望な原子炉の一つとして認められている．他方この炉は燃料より漏れる核分裂生成物を除去するためのヘリウム浄化系設備が必要であり，また高温に対する工学的設計に相当な考慮を払わなければならないなどの欠点もあるが，この炉の特長を認め，すぐれた性能をもつ高温ガス冷却炉を実現するための第一歩として，今回の概念設計が行なわれた。

III.　設計上の基本的考え方

概念設計は日本原子力研究所から与えられた基礎的条件をもとにして，統一された思想で進められた．その基礎となった考え方は次のとおりである。

1.　原子炉冷却系にガスタービンを直結する方式の採用

燃料から漏れた放射性の核分裂生成物は原子炉冷却系を汚染するので，ここにガスタービンを直結するとタービン，コンプレッサ熱交換器などの内面に核分裂生成物が付着して放射能を持ち，機器の補修点検のための接近をさまたげ，また運転を停止した場合もやや長時間その付近の放射線レベルを上げることになる．これを防止するための一つの方法は二次冷却系をおいて原子炉冷却系（一次冷却系）との間をガス—ガス熱交換器で分離し，ガスタービンを二次冷却系におくことが考えられるが，このことは当然熱効率の低下，設備の複雑化をまねきガスタービンを使用することの特長が失なわれる上，建設費，発電原価の両面に悪影響を与える．そこで今回の設計においては冷却系への核分裂生成物の漏れ量を極力おさえ，また各部に付着するものによる放射線に対しては充分なしゃへいを施して，その周辺への近接を容易にするという手段によって，あえてガスタービンを冷却系に直結する積極策を採用した．この炉のように黒鉛さやの半均質燃料を使用した原子炉にガスタービンを直結した例は諸外国にもないが，後述するように燃料の技術の発展はめざましいものがあり，核分裂生成物を漏えいしない燃料の実現する可能性は高く，この直結方式はきわめて有望なものと考えられる。

2.　最適設計の基準

対象が発電炉であれば最適設計における最適化の基準はプラント全体の経済設計を行なうため，建設費または発電原価を最低とすることであるが，今回の概念設計においては核的パラメータはすでに確定しており，与えられた短期間に最適設計のためぼう大な計算を実行することは不可能であったし，また対象は発電炉ではなかったので，最適化の基準をガスタービンの最高効率を実現するということにおきかえて，プラント全体のパラメータを決定した．その結果選ばれた最適パラメーターは次のとおりである。

タービン入口温度	750℃
コンプレッサ入口温度	30℃
再熱	なし
再生	あり，再生率 90%
中間冷却	1 回
タービン圧力比	2.20

3.　放射線レベル

原子炉冷却系に核分裂生成物が入りこむことに伴う本質的な問題点は各部，各機器の放射線レベルをどのように考えて設計を行なうかにある．これはしゃへいの大きさや各機器の設計に関することはもちろん，機器の相互配置，格納容器の考え方，保守の問題などに根本的な影響を与える．よってこの概念設計においては次のような放射線レベルに関する考え方を設定した。

1)　原子炉および冷却系に接続される機器はすべて格納容器内に収容し，運転中格納容器内には立入らない。

2)　格納容器内は放射線レベルにしたがって3区域に分け，おのおのを次のように規定する。

A　区　域

原子炉本体およびヘリウム浄化系設備の一部で運転時，停止時に関せず近接できない．周囲は生体しゃへい壁でかこまれている。

B　区　域

主としてガスタービン，ヘリウム浄化系設備の残部など冷却系に接続された系統で，炉停止 24hr 後の放射線レベルを 50 m rem/h 以下とするようにして，そのとき短時間の近接を可能とする。

C　区　域

A，B以外の区域で，ここでは炉停止 24 hr 後で 1～2m rem/h 以下の放射線レベルとなり，そのときには常

時近接可能とする。

3） 格納容器外には常時保守員がいるものと考え，炉の運転，停止に関せず放射線レベルを 0.2 m rem/h 以下におさえるようにする．ここをD区域と称した。

これによって生体しゃへい，格納容器の壁厚などの設計を行ない必要とする部分に独立したしゃへい壁を設けた．ただし燃料交換装置については内部に使用済燃料が入った場合にのみしゃへいが必要となるが，きわめて使用ひん度の低いものに大きなしゃへいを設けることは経済的に好ましくないので，そのような場合には格納容器内への立入を禁じ，D区域の放射線レベルを規定値に保つようにして，このためのしゃへいが大きくなることをさけた。

IV. 各部設計上の考え方

1. 原 子 炉

原子炉の構造を決める場合の最も重要な要素は，それを収容する格納容器をできるだけコンパクトにすることと，原子炉の耐震性についてである．前者については，格納容器内に原子炉とガスタービンとを収容する関係上必然的に最小の床面積が決まってしまうので，残る問題は燃料交換のためのスペースを含めた原子炉施設の高さを切りつめることであり，後者では原子炉を地盤に接してつくられた基礎の上にできるだけ重心を低くして据え付けることである．以上のような点を考えると，水冷却炉が従来採用してきたように，燃料交換と制御棒駆動をそれぞれ炉の上側と下側との両方から行なうことは好ましくなく，両方の操作を炉の上側に集中することにした．その結果原子炉の位置は第１図に示すように非常に低くなり，その底面と基礎底盤との間隔はわづか１m強に押えられている．またこの原子炉の設計に対する基本的態度は前に記されたように工学的設計において将来の大形化えの可能性を確めることが強調されているため，ドラゴン計画におけるようなつくりつけの燃料交換装置や反射体領域にのみ制御棒をそう入する方式のように，大形炉において実用性のない設計は採用せず，むしろ実験炉においては，その必要性がなくても発電炉ではぜひ採用しなければならない配慮，すなわち分離形燃料交換装置，炉心領域を数グループに分割して，グループごとに燃料交換用の接近口を設けること，炉心各領域に制御棒を分散させることなどを取り入れ，将来への結びつきを考慮して設計された。

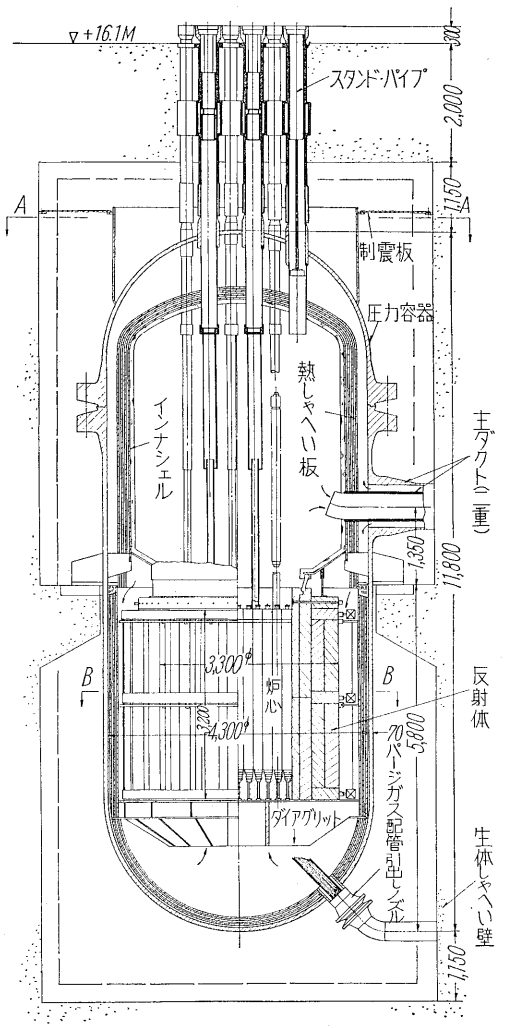
2. 燃 料 要 素

ガスタービン直結方式を採用しているので，原子炉冷却系に蓄積する放射能をできるだけ低くしなければならないが，そのため燃料要素は核分裂生成物を極力冷却系へ流出させない構造とする必要がある．この要求は次の二つに分けて考えることができる。

1） 核分裂生成物をできるだけ漏えいさせない燃料ペレットをつくること。

2） 燃料ペレットから漏れた核分裂生成物を冷却系へ流出させない構造とすること。

核分裂反応により燃料体内に生成される分裂生成物が燃料ペレット外へ放出される割合は燃料体粒子の大きさと密接な関係がある．すなわち分裂生成物の拡散速度は燃料体粒子中よりも黒鉛中の方が大である．したがって第一の要求を満足させるため燃料体粒子を大きくして，さらに効果を確実にするため，この粒子に不透過性の炭素被膜をほどこしている．第二の要求に対してはペレットを二重の不透過性黒鉛のさやで包み，ペレットより漏



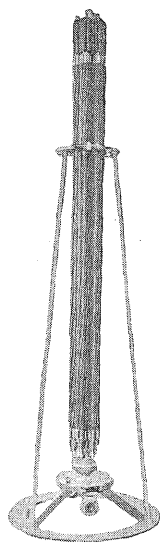
第１図 原子炉本体組立図

Fig. 1. General arrangement of reactor

れる分裂生成物を冷却系より抜き出したヘリウムパージガスで除去する方式を取り入れた。

以上述べた技術，すなわち燃料体粒子の被膜による分裂生成物の閉じこめは現在諸外国の文献にあらわれている限りほとんど完全といってもよいほど成果を挙げており，また黒鉛の不透過処理に関する国内技術の進歩は黒鉛さやに対する信頼性を増すもので，この形式の燃料について明るい見通しが立てられるものである．しかし今回の概念設計においては文献上の数値や予想値は一切使用せず，現在の国内技術で達し得る合理的な値を採用し，しかも国内においては照射試験も高温ふんい気での使用実績もないので，漏れた分裂生成物による放射線のしゃへいを設計する場合には充分な安全率を見込んだ。

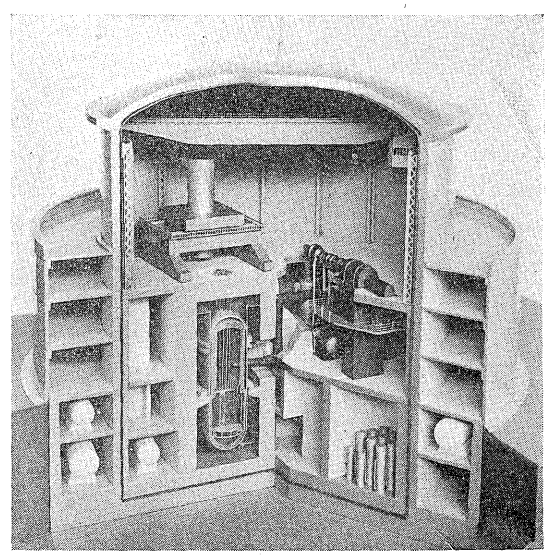
この炉は前に記したように燃料が集合して炉心を形づくっているもので，マグノックス炉のようにあらかじめ組み立てられた減速材の穴に燃料棒をそう入するものではない．そして使用される燃料棒は400本もあるので，取扱いを便利にするため7本または6本の燃料棒を1組のクラスタとしてまとめ，これを燃料要素として一括して取り扱うことにしている．第2図に燃料要素模型の写真を示す。



第2図　燃　料　要　素
Fig. 2.　Fuel element

3. 格　納　容　器

重大な事故が発生した場合，核分裂生成物や放射化物質などの放散によって公衆および発電所職員に放射線障害を与えないように鋼板製の格納容器を設け，その内部に原子炉と原子炉冷却系に直結されるガスタービン，ヘリウム浄化系設備，燃料取扱設備のほか諸冷却系，換気系などの付属設備を収容することにした．格納容器とその内部設備の概略は第3図の原子炉格納建屋の断面模型に示されるとおりである．格納容器に関する設計上の考え方を次に記す。



第3図　原子炉格納建屋断面
Fig. 3.　Section of reactor containment building

1)　格納容器を最終段階の防護設備と考える。

2)　最大想定事故の場合にも格納容器は核分裂生成物を内部に包蔵し得て，しかも外部での放射線レベルが低くなるよう適当なしゃへいを格納容器そのものに設ける。

3)　原子炉冷却系が破断してヘリウムガスが格納容器に充満して内圧が増大した場合にもその圧力に充分たえ得る構造とする。

この原子炉と本質的には同形である O.E.C.D. のドラゴン計画における高温ガス冷却炉では二重の格納容器が採用されているが，この設計では一重とした．しかし最も大量の放射性物質の放散を伴う事故を発生すると考えられるパージガス回路系統とヘリウム浄化系設備の一部とを格納容器内でさらに気密構造の部屋に収めて事故時の放射性物質の拡散を最小限度にとどめるよう考慮されており，二重格納容器的考えによって安全性を高めている．また定常時にはもちろん，主ガスダクトが破断して内圧が増大したような場合にも放射性物質の放散に伴う放射線障害のおそれをなくすため，設計圧力における漏れ率が 0.1 %/day 以下になるよう建設，検査に充分注意がそそがれるべきで，設計上の考慮としては開口部に対しての気密とびらの採用，配線配管貫通部の気密構造

のほか，格納容器底面にも鋼板を敷いて，基礎コンクリートを通り抜けての外部への漏れを防止している。

V. 安　全　性

1. プラントの有する本質的安全特性

原子力発電所が在来発電所と最も大きく異なる点は放射性物質を使用していることで，そのためプラントの設計にあたっては，その安全性を充分考慮しなければならない．安全性の見地からこの高温ガス冷却炉をみると次のように本質的な安全特性を有していることがわかる。

1) 負の反応度温度係数を有する。
2) クセノンの振動による炉心の局部加熱を生じない。
3) 炉心の熱容量が大きい。
4) 反射体に大きな熱量を吸収させることが可能である。
5) 冷却材と構造材，燃料要素との化学反応が起こりにくい。
6) 黒鉛中のウィグナエネルギーの貯蔵が少ない。
7) 高温下において燃料要素が機械的および化学的に安定である。
8) ガスタービンを使用しているので，ボイラまたは蒸気発生器がなく，黒鉛と水とが反応するおそれがない。

以上のように本質的に安全なものであるが，これだけで充分であるとは言い難く，このプラントに適した安全設備を設けることが必要である。

2. 安　全　対　策

安全対策を考えるときに重要なことは，まず安全上基本的に要求される事項を摘出し，それについて安全解析を進めながら，その基本的要求を満すような具体的対策をほどこすことである．よって要求事項別に設計にとり入れられた安全対策の概略を示すことにする。

1) 平常運転時において各機器および人畜に対して充分安全性を考慮すること。

この要求に対しては前の各項で説明したように，機器の機能，運転上の問題に対して　フェイルセーフの考え方のもとに設計上安全性が考慮され，放射線防護については保守，運転の立場より充分なしゃへいをほどこすなどの対策が考えられ，設計に取り入れられている。

2) 過渡時において構造材，機器に損害を与えないこと。

構造材，機器に対する制限要素を記すと，許容最高温度としては燃料ペレットおよび圧力容器が問題となり，熱応力の点より燃料の黒鉛さや，燃料ペレット，ガスタービン，圧力容器の温度の時間的変化率が過渡時に問題となる点である．過渡時におけるそれらの要素についてアナログおよびディジタル計算機による解析を行なった結果，適切な制御を行なうことによって構造材，機器の損傷を防げることがわかった．なお炉内には放射線損傷をモニタリングするための黒鉛，鋼板の試験片が内蔵されていて，適時これをひき出して構造材特性を調べることができるよう考慮されている。

3) 崩壊熱はいかなる場合でも除去されなければならない。

崩壊熱の除去はこの炉に限らずすべての原子炉に対して要求される問題である．一般に崩壊熱の除去が困難になる場合としてはガス送風機（このプラントにおいてはガスタービン設備の圧縮機）の故障あるいはガスダクトの破断など原子炉冷却系の一部の破損が考えられる．発電炉のように原子炉冷却系が一つの炉に対して数回路ある場合はその全ての送風機が同時に回転不能の状態におち入ることは考えられないので，そのおのおのにポニー電動機のようなバックアップの駆動機構を備えておけば安全であるが，この炉では冷却系が一回路しかないため万一ガスタービンが故障して回転不能となったら崩壊熱を除去できなくなる．そのような事態をさけるため原子炉冷却系とは別に独立した非常冷却系を設け，どんな事態においても正常運転時の8％の流量を確保できるようにしている．非常冷却系の流量はこのような事故時において除去しなければならない崩壊熱の値より決められたものである．ガスダクト破断などの事故に対しては原子炉内に窒素ガスを緊急圧入して空気の流入をさまたげ，黒鉛の酸化をふせぎながら冷却を保つことができるようにしてある。

4) 核的暴走を起こさないこと。

この炉が負の反応度温度係数をもっているため本質的な問題を生じないことはすでに記したとおりであるが，さらに安全性を高めるため，特に問題となる起動時の制御棒の連続引抜を考えて，その引抜速度の最大値を押えてある．また冷却材完全喪失と制御棒が落下しないことが同時に発生したとしても，安全解析の結果によれば，炉心は溶融しないとの結論をえている．もちろん制御棒の連続引抜，冷却材の完全喪失，制御棒スクラムの失敗などは，その構造，回路，耐震設計などによって発生しないような考慮がなされており，常識ではすべて考えられない事故であることを付記しておく。

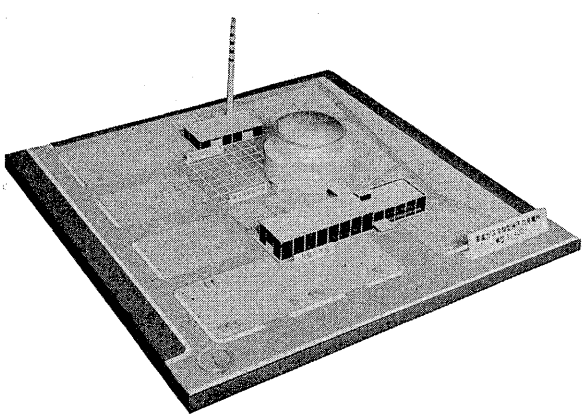
3. 耐　震　設　計

国内に建設される原子炉はすべて耐震性について充分

考慮されなければならないのは地震国日本に課せられた宿命である．東海村は本州の大平洋岸で最も安全な地域の一つと考えられ，今後100年間に来襲の可能性のある地震の最大震度は 200 gal を考慮すればよいとされている．よって耐震設計はこの値を想定して，建築基準法施行令に定められた値に対し，機器，構築物の重要度にしたがってある係数をかけたものを適用している。

1) 設 計 震 度

原子炉炉心，ガスダクトなどの重要機器と原子炉格納建屋に対しては建築基準法に定められた3倍の地震力，すなわち 0.6g の水平震度に対して安全であると同時に，その 50% の垂直震度に対しても安全であるように設計された．この値は日本原子力発電会社の東海村発電所において採用されたものであり，現在国内に建設される原子炉およびその構築物に対する設計震度として充分なものと考えられる．原子炉格納建屋以外の一般の構築物については建築基準法の1.5倍の値を採用した。



第4図　発電所建屋配置

Fig. 4. Overall plant layout

2) 地震に対する保護系統

一定震度以上の地震が発生した場合，また地震によって原子炉などが制限値をこえて変位した場合には直ちに原子炉をスクラムさせるよう地震検知装置を設けている。

4. 最大想定事故

原子力発電所を設計し建設する場合は発生する可能性のある事故のうち最悪のもの（最大想定事故）を想定して，そのような場合においても周囲の人畜に有害な災害を与えないような考慮がなされていなければならない。

最大想定事故として何を仮定するかということは災害評価の面から重要な問題である．一般にガス冷却炉の最大想定事故としてはガスダクトや原子炉圧力容器の冷却材圧力回路の破断が仮定されている．その理由はこの事故が技術的に起こるかも知れないと考えられるものの中でもっとも過酷な事故であり，その結果炉心部の加熱や流入した空気と炉心材料との化学反応によって炉心が溶融し，核分裂生成物が系外へ放散されることになるからである．しかしこの炉の場合は炉心材料として耐熱性のある黒鉛が用いられており，一方他のガス冷却炉と違って核分裂生成物が常時パージガス回路によって原子炉より外部にひき出され，これを貯蔵，処理する放射能の非常に高いヘリウム浄化系設備があるので，原子炉とヘリウム浄化系設備とを結ぶパージガス回路の配管が破損した場合の方がガスダクトが破断した場合よりも過酷なので，これを最大想定事故として選ぶことが必要となってくる．したがってパージガス回路の配管の設計震度を耐震設計基準の 50% 増の水平方向については 0.9g，垂直方向については 0.45g として特に安全度を高めた．万一この配管が破断したとき系外にもれる核分裂生成物としてはパージガス回路配管中に充満しているもの，ヘリウム浄化系より逆流してくるもの，および回路のバルブが閉じるまでに原子炉から出てくるものを考慮しなければならない．もれ出た核分裂生成物の中ハロゲンガスと稀ガスの 100% および他のもの 20% が漏れ率 1%/day のヘリウム浄化系設備室より格納容器上部に充満すると仮定して解析を行なった結果，格納容器の外側の大部分の部屋において事故発生後1時間および1日の間に被曝する積分線量はそれぞれ 10 m rem，41 m rem であり，ごく一部の部屋で 110 m rem，820 m rem をこえることはない．したがってこの事故のときでも原子炉格納建屋内の保守員が避難するに充分な時間があり有害な災害に至ることはない。

V. 発電所主パラメータ

最後にこの発電所の各パラメータのうち主なるものを列記し，概念設計の概要紹介のまとめとする。

1. 出　　力	
原子炉熱出力	31,000 kW
発電機端電気出力	11,190 kW
発電機端効率	36.1%
送電端電気出力	9.892 kW
送電端効率	31.9%
2. 原子炉冷却系	
圧力容器入口温度	463℃
圧力容器出口温度	753℃
圧力容器動作圧力	30.3 at

全流量	73.8 T/h

3. 炉心設計

炉心寸法（直径/高さ）	1,300/1,500mm
軸方向反射体厚さ（上部/下部）	700/1,000mm
半径方向反射体厚さ	1,000mm
燃料棒総数	400本
クラスタ総数	61
制御棒本数（調整/シム/安全棒）	1/13/3
初期燃料装荷量	
U^{235} *	31.3 kg
U^{238} *	0
Th^{232}	154.4 kg

* 実際には100％濃縮ウランは現時点は入手し得ないが，今回の設計では便宜上使用するものと仮定した．ドラゴン計画などで実際に使用されている濃縮度 90％ 程度のものとの間に核的に大きな差は生じない。

4. 炉心特性

燃料ペレット内最高温度	1,425℃
燃料ペレット表面平均温度	1,089℃
燃料被覆（黒鉛さや）平均温度	757℃
外側黒鉛さや平均表面熱流束	216,720 k cal/mh
初期炉心内平均熱中性子束	5.15×10^{13} n/cm²·sec
炉心反応度（hot, clean）	13.8％
燃料棒初期温度係数	
	1,200°K にて -1.71×10^{-5}/℃
減速材初期温度係数	
	1,200°K にて -0.8×10^{-5}/℃
燃焼度	30カ月
余剰反応度	4.5％

5. 燃料

全長	3,030mm
燃料棒1本についての燃料ペレット数	48個
燃料ペレット寸法(外径/内径/高さ)	34/14/30mm
黒鉛外さや内外径	60/44mm
黒鉛内さや内外径	44/34mm

6. 原子炉圧力容器

設計圧力	33 at
設計温度	450℃
公称厚さ	70mm
寸法（内径/総高）	4,300/11,800mm
総重量	330 t

7. 格納容器

設計圧力	0.5 atg
設計漏れ率	設計圧力において 0.1％/day
公称厚さ（側壁・天井/底板）	19/6mm
内径	30,000mm
高さ（地上部/地下部）	26,800/9,200mm

8. ガスタービン

形式		軸流式
段数		8
作動流体		ヘリウム
温度	入口：750℃	出口：459℃
圧力	入口：30 ata	出口：13.64 ata
流量		20.49 kg/sec
回転数		1,400 rpm

9. 発電機

形式	横軸円筒回転回界磁形三相同期発電機
出力	14,000kVA
電圧：6,600V	周波数：50∿
力率：80％	回転数：3,000 rpm

VI. むすび

高温ガス冷却炉が概念とはいえ，わが国で設計されるのはもちろんはじめてのことであり，検討すべきことはあまりにも多く，与えられた短い設計期間ではそのすべてを充分に検討しつくしたとは言えないが，最初に設計上の考え方を誤りなく確立してスタートしたので，一応初期の目標を達成することができた．この概念設計を通して高温ガス冷却炉に関する知識と技術をさらに深め，将来の発展への基礎がためができたものと信ずる。

概念設計の一部として建設費も検討されたが，研究開発費を除いても数十億円の費用を要するもので，もしそれを含めるならば，実験炉建設を完了するまでに優に100億円をはるかに突破する巨額の費用を必要とするものである．原子力発電の必要性は将来において急増するものと考えられるが，そのときに備えて経済的な電力を供給し得るように原子力技術の開発は国家的方針のもとに最も有効かつ適切に推進されることを願うものである．このことはドラゴン計画における O.E.C.D. 加盟のヨーロッパ12カ国の協力，また米国においての A.E.C. とゼネラルダイナミックス社の協同開発態勢をみても明らかなことである。

本文を結ぶにあたり，日本原子力研究所半均質炉開発室各位のご指導とこの設計に参加した第一原子力産業グループ各社の担当各位が，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。