

コールドーホール改良型原子炉 の安全性に関する報告会 資料

- Ⅰ. 原子力開発に関する資料について
- Ⅱ. 原子炉の安全性について
- Ⅲ. 日本原子力発電株式会社の原子炉の設置の安全性
について
(原子力委員会原子炉安全審査専門部会報告書)

BOX 49

日本学術会議学術課

c123-020

学発第876号
昭和34年11月26日

各位 殿

日本学術会議
原子力問題委員会委員長
原子核特別委員会委員長
坂田昌一

原子力特別委員会委員長
核融合特別委員会委員長
伏見康治

放射線影響調査特別委員会委員長
都築正男

長期研究計画調査委員会委員長
福島要一

コールドホール改良型原子炉の安全性
に関する報告会の開催について

かねてより、日本学術会議の原子力関係委員会におきましては、
コールドホール改良型原子炉の設置問題について深い関心を払

つてまいりました。特に、原子炉の安全性については、科学技術
の見地から広く意見を交換することがのぞましいと考え、このた
び同封別紙のとおり報告会を開くことにいたしましたから御参加
下さるよう御案内申し上げます。

なお、お手数でも関係各位にこの旨の周知方につき御高配願え
ますならば幸甚に存じます。

おつて、勝手ながら旅費はお支払いいたしかねますので慇懃
らず御了承願います。

コールドホール改良型原子炉の安全性
に関する報告会日程

日時 1959年12月2日(水) 10時

会場 日本学術会議講堂

開会の辞 日本学術会議会長 兼 重 寛九郎 10.00~10.10

司会(午前) 原子力特別委員会 向 坊 隆
幹 事

1. 日本原子力発電株式会社よりの報告

吉 岡 俊 男、川 畑 整 理 10.10~12.00

(質 疑 応 答) 12.00~13.00

司会(午後) 原子力特委、原子
炉安全小委員会委 岩 瀬 栄 一
員長

2. 原子力委員会原子炉安全審査部会よりの報告

矢 木 栄 14.00~14.45

(質 疑 応 答) 14.45~15.30

閉会の辞 原子力特別委員会 伏 見 康 治 15.30~15.40
委 員 長

原子力委員会委員長
中曾根 康弘 殿

庶務オクク8号
昭和34年9月28日

原子力委員会委員長
中曾根 康弘 殿

日本学術会議会長代理
和達 清夫

原子力開発に関する資料について

日本学術会議は、我が国に設置されようとしている「コールド
ホール改良型原子炉」の安全性について深い関心をもち、原子力特
別委員会を中心に関係委員会の間で検討を続けております。

しかるに、この原子炉に関する資料は、商業秘密として公開でき
ない部分があるとは存じますが、極めて限られたものしか入手でき
ず、十分な審議を行い得ない実情にあります。

原子炉の安全性のような重要な問題については、学界においても
十分な検討を行うことが極めて必要であると考えます。

つきましては、本会議がこれに関する十分な資料を入手できます
よう貴委員会が適切な処置をとられるよう希望します。

BOZND

II.

庶 務 第 815 号
昭和34年10月19日

科学技術庁

原子力局長 殿

日本学術会議事務局長

竹下 俊雄

原子炉の安全性について

本会議の原子力特別委員会は、さる8月22日に「コールドホール改良型原子炉の安全性に関する討論会」を開催し、標記のことについて論議をいたしました。その結果、同特別委員会としては下記の事項がもつとも重要であると考えるので、このことについて原子力委員会の御配慮と得たい希望を有しておりますから、よろしくお取り計らい下さるよう、ここにお知らせいたします。

記

原子炉ないし原子力発電所の安全性の審査に際しては、その判断のよりどころとして、緊急事故時に公衆障害を生ずるとみなすべき放射線照射線量の限界値、公衆災害予防を目的とする安全装置を計画する上での基本的態度、また広くいつて安全性の評価すなわち、事故、災害の解府を行うに当つての基本的態度等が、わが国の実情にそつてまず確立されていなければならない。

具体的向題の裁断を迫られている今日の段階において、これらの事項について原子力委員会の統一された見解ないし基準が明示されていない事態はできるだけ速やかに改善する必要がある。

(2)

III.

日本原子力発電株式会社の原子炉の設置の安全性について

(原子力委員会原子炉安全審査専門部会報告書)

昭和34年11月9日

(3)

目 次

I. 審査の結論	5
II. 審査の内容	6
緒言	6
総論	7
各論	13
1. 立地条件	13
2. 原子炉の性能	17
3. 燃料要素	23
4. 黒鉛および炭酸ガス	26
5. 原子炉施設の機械およびその構造	28
6. 原子炉の計測および制御	33
7. 地震対策	37
8. 放射線障害対策	42
9. 安全対策	46
10. 技術的能力	56
III. 審査の経過	57

I 審査の結論

当部会は、日本原子力発電株式会社の昭和34年3月16日付申請にかゝる原子炉施設に關し、立地条件、原子炉の性能、燃料要素、黒鉛、炭酸ガス、機械構造、計測制御、地震対策、放射線障害対策、安全対策および技術的能力の諸点について審議し、総合判断した結果、この原子炉の設置の安全性は十分確保し得るものと認める。

なお、今後の設計施工の認可等の段階において本報告で指摘した要望事項を十分確認することを希望する。これら要望事項は現在の技術水準において十分実施可能と認めるものである。

また、原子力発電用原子炉の運転は、わが国においては経験のないことであるから、安全の確保をとくに重視して運転を行うことを希望する。

II. 審査の内容

緒言

審査にあつては、次のような考え方によつた。

- (1) 審査は、日本原子力発電株式会社の原子炉設置許可申請書およびその添付書類にもとずいて行う。
- (2) 審査は、設置許可申請に關するものであつて、原子炉を建設し、運転するための規制としては、許可の後に、工事施行の認可、検査、保安規定の認可等多くの審査段階があるから、原子炉施設の基本的計画が安全上から妥当であるかどうかを検討する。なお、今後の設計施工、検査および運転において必要と考えられる事項についても指摘する。
- (3) 審査は、平常時は勿論、地震その他異常時においても、一般公衆および従業員に対して障害を与えぬ計画となつていのかどうかについて検討する。
- (4) 放射線の許容量は「原子炉の設置、運転等に關する規則等の規定にもとずき許容線量、許容濃度および許容表面濃度を定める件」(科学技術庁告示昭和32年ヤ9号)のほか、1958年ICRP勧告および原子力委員会原子炉安全基準専門部会答申「放射線の許容線量および放射性物質の許容濃度について」(昭和33年11月27日)をも考慮する。

結論

(1) 立地条件

敷地は茨城県那珂郡東海村東部にあり、その東側は外洋に臨し、敷地の周囲は日本原子力研究所予定敷地である。原子炉設置予定地点よりもつとに近い民有地までの距離は約650mでかつ水戸市等の大きな都市から10数km隔れている。このような周辺の状況および気象、地震、地盤、排水、用水、航空機関係等に関し、平常時および異常時について検討した結果、敷地は、この原子炉の設置場所として支障ないものと認められる。

(2) 原子炉の性能

原子炉の核設計においては、英国の同型原子炉の運転経験および研究開発をもととしているので、その精度は高いものといえる。また、原子炉の運転にともなつて生ずる超過反応度と出力増加、燃焼度増加および運転の自由度の確保に割りふつていゝが、その設計方針は妥当である。

しかし、英国においても高燃焼度下における運転経験はないので、平衡サイクル到達後の原子炉の超過反応度および正の温度係数の計算値は、若干の誤差を生ずる可能性があり、今後の詳細な検討が望ましい。

熱設計については、燃料被覆最高温度、通常運転時の熱伝達特性等の熱的諸特性はおもに実験と経験によつて検討されたものであり妥当なものとして認められる。

運転上の問題となる正の温度係数が炉の動特性に与える影響およびキセノン振動による中性子束不安定現象に対しては正の温度係数が計算値より若干上まわつた場合にも制御可能な設計となつていゝので、その設計方針は妥当なものとして認められる。

現在の段階では、本現象に關する経験は少いが、今後、英国においてこの現象についての実際の経験が得られるはずであり、

その経験を生かして設計を行えばとくに問題はないと思われる。

(3) 燃料要素

燃料要素は黒鉛スリーブの個別積みかさね方式による中空型のものである。その設計および伝熱特性等について検討したところ、中実型燃料要素に比し性能上の利点をもつ改良設計によるものと認める。しかも、新しい技術によるものであることを考慮して、炉内試験の結果によってその安全と性能が確かめられた上で使用されることになっている。したがってこの計画は妥当なものと思われる。

なお、燃料要素が破損した場合には、それによる放射性物質の漏洩を早期に検出することによって、破損を確認し、取りかえ得ることになっているので安全性は十分保持されるものと認められる。

(4) 黒鉛

黒鉛のウィグナー効果に対しては、スリーブを用いて減速材を高温に保持し、そのエネルギー蓄積とさげ、原子炉耐用年数中ウィグナーエネルギー放出作業を不必要としており、六角柱ブロックの蜂の巣型設計によって、ウィグナー收縮および膨脹に対処しているのその計画は妥当である。

また、黒鉛の質量移動については、その量もきわめて少なく、原子炉の安全上も性能上も支障ないものと認められる。

(5) 原子炉施設の構構およびその構造

一般に構構構造の良否は、その詳細設計が行われ、各種の試験をした後でなければ判断できないものが多く、本申請書の構構構造の設計に現われている寸法等の決定も、今後の詳細設計ならびに工事施行の段階において検討すべきものが多いが、原子炉圧力容器、炭酸ガス循環装置、制御棒駆動構構、燃料取りかえ装

(8)

置、ガス安全弁、緊急停止装置、緊急時炭酸ガス注入装置等の構構構造の設計方針はおおむね妥当である。

このうち緊急冷却装置としての炭酸ガス循環装置と、緊急時炭酸ガス注入装置とはいずれも必要な性能を原理的には備えているものと認められるが、装置の各部には経験の少ない新しい試みが多くみられる。したがって、これらの装置に1次冷却系における事故時の安全性を確保する後備保護装置の役割を果たさせるためには、その詳細設計、容量の決定、製作、据えつけなどにあたって、今後綿密な調査研究を行い、さらに実際に近い状態での十分な工場試験等を行ってその信頼性を確認することが必要である。

(6) 原子炉の計測および制御

中性子束の測定はキセノン振動による中性子束の歪みが生じても支障のないように考慮され、冷却ガス、燃料要素等の温度測定器は取りつけ数、取りつけ箇所とも一応適当であり、かつ故障時にも取りかえが可能であり、破損燃料の検出は、各チャンネルについて行われるなど、原子炉を安全に運転するための必要な各種計測の方針は、全般的にみて妥当なものと思われる。

また、原子炉起動時の反応度事故防止のためにタイム・スイッチ等を用いる特殊な制御方式、出力運転時には25%負荷以上は自動的に出力に応じて冷却ガス流量を調節し、出口ガス温度を一定に保つ制御方式、減速材の正の温度係数およびキセノン振動による中性子束の不安定に対しては炉心を9分割して制御する方式等はいずれも妥当なものと思われる。

(7) 地震対策

炉心部の設計濃度を0.6とし、ガスダクトの設計濃度を2.0とするなど、東海村敷地において予想される最大地震動に対し

(9)

十分余裕のある設計地震力をとっており、また、構造計画として、剛強な生体遮蔽構造物に原子炉本体、ガスダクトおよび熱交換器を結びつけ、かつこれらを一体の基礎の上に設ける方針をとっていることは妥当なものと認められる。

黒鉛構造、ガスダクト、燃料取りかえ装置、冷却池等の各部耐震構造について検討した結果、東海村において予想される地震力をうけても施設の損傷はなく継続して使用出来るものと思われる。また、本邦は地震の多発国である特殊事情にかんがみ、安全のうえにも安全を期するために、構造物の一応の竣工後、その各部につき振動性状を確かめ、設計計算の妥当なことを確認する計画は妥当なものと認められる。

(8) 放射線障害対策

遮蔽および廃棄物の設計基準は、科学技術庁告示昭和32年オ9号、1958年ICRP勧告および昭和33年11月27日付原子力委員会原子炉安全基準専門部会答申の放射線に関する許容値を十分下まわめるようにしてあり、妥当である。

気体廃棄物の敷地周辺に及ぼす影響については、通常運転時および異常時のいずれの場合においても障害を生ずることなく、かつ、施設からの直線ガンマ線についても、民有地に対しては許容値を十分下まわり問題とならない。

固体廃棄物および液体廃棄物についても、その処理系統の考え方は妥当なものと認められる。

放射線管理については、その重要性にかんがみ、設計施工の段階において内容的に十分検討する必要があるが、その管理方針は妥当である。

(9) 安全対策

本発電所の異常時の安全対策としては、安全保護装置の多重化構構のほか地震等を考慮し、英国等におけるよりもさらに高

度の安全性を期するためボン鋼球を落下せしめる緊急停止装置および補助駆動装置をもった炭酸ガス循環装置と緊急時炭酸ガス注入装置とからなる緊急冷却装置が付加される計画である。このような安全対策に対し種々の反応度事故および冷却能力喪失事故、その極端な場合として、ガスダクト一本が完全に切断し、かつ、ブローアーマイン駆動装置全部が使用不能となるようなほとんど起り得ない事故を想定し、検討した結果、これらの異常時における原子炉の停止および冷却については十分な信頼性があり燃料要素は溶融しないものと認められる。

なお、この場合、最終的後備安全装置としての緊急停止装置および緊急冷却装置についてはとくに慎重を期したが、前者による炉の停止は確実に行われるものと認められ、また、後者も炉停止後の崩壊熱除去とガスダクト破損時の空気侵入防止とに必要な性能は、原理的には備えていると認められる。しかしながら、これらの諸装置は炉の安全性を確保するうえにきわめて重要であるから「5. 原子炉施設の構構およびその構造」にも述べたように、今後の工事施行、検査等においてとくに注意を希望する。

ダクト破損等の場合、燃料の溶融は防いでも、もし炉内の燃料被覆に微小孔があれば、侵入した空気によつて、その部分の燃料が急速に酸化し、酸化部分から放射性物質が外部に放出されることが考えられる。これに関しては、燃料破損の孔の数の空気の混入割合等を、起り得ないと考えられるほど奇酷に仮定し、さらにその場合に、たまたまきわめて悪い気象条件であると想定して、一般公衆に対する放射線の影響を検討した結果、放射線の被ばく限界をかなり低くしても、一般公衆の安全は確保し得ると認められる。

なお、本原子炉では、その本来の特性に加えて、とくに緊急停止装置および緊急冷却装置が付加されているので、事故評価の結果にかんがみると、コンテナを用いない本計画は妥当な

ものと認められる。

(10) 技術的能力

日本原子力発電株式会社の現在の技術的能力およびこの発電所の建設、運転のために計画されている技術者の増員および訓練計画ならびに英国原子力公社から受ける技術指導等をあわせ考えれば、日本原子力発電株式会社には、この原子炉の設置および運転に必要な技術的能力があるものと認められる。

各 論

1. 立地条件

(1) 敷地およびその周辺の状況

(a) 敷地は茨城県那珂郡東海村東部にあり、面積は約24ヘクタールである。その東側は太平洋に面し、周囲は日本原子力研究所の予定敷地であり、かつ南側および西側は同予定敷地をへだて、北側は、同予定敷地および果有林地帯をへだててそれぞれ民有地に接している。

現在、原子炉設置予定地点よりもっとも近い民家までの距離は約700m、もっとも近い民有地までの距離は、約650mで、これより近い内には日本原子力研究所予定敷地に属し、現在住居は存在しない。

(b) 敷地周辺の人口は半径1km以内で約120人、3km以内で約5,800人である。周辺の比較的大きな都市としては水戸市、那珂湊市、常陸太田市、日立市等があるが、いずれもその中心部は本敷地より10ないし15km離れている。また附近のやまとまの集落としては、敷地北方約3.7kmの地点に日立市久慈町がある。

(c) 予定地点の西南方約1.3kmに小学校が存在するが、安全上支障はない。

(d) 原子炉周辺の主な状況は、以上のごとくであるが、これを「8. 放射線障害対策」および「9. 安全地帯」にまれば、一般公衆にたいして安全が確保されるものと考えられる。また、この附近の一般産業は、原子力施設との関係で格別に問題となるものはない。

(2) 気象

敷地を中心とする地域の気象の特性は、東海村における長期の観測資料がないため、水戸、那珂湊、神奈山、日立、石神等における観測資料によつて判断せざるを得ないが、こ

これらの資料等によつて考察すれば、

- (i) 敷地は平均8m程度の標高にあり、前面の海岸線はほぼ直線であるので、高潮の恐れはなく、附近の流肌を考えると洪水による浸水の恐れは考えられない。
- (ii) 気温の逆転、静穏の継続時間等を吟味した結果はとくに問題はないものと思われる。
- (iii) 予定地は台風に対してとくに条件の悪い地域とは考えられず、たとえ強い台風の襲来があつても設計上十分これに対処しうるものと思われる。
- (iv) 敷地は海岸の砂丘地帯であるから、塩害、砂じん等による障害に対しては施設の設計および施工にあたり注意する必要がある。

以上のように、洪水、高潮、気温の逆転、風、台風、塩害、砂じん、その他気象特性に関して、予定敷地がとくに原子炉設置に不利な条件を与える地域にあるとは考えられない。

(3) 地震

- (a) 予定地は関東地方およびその附近で見れば、過去の地震被害歴も地震期待値も比較的小さい地域に属している。さらに予定地一帯は、地震動に対して割合安定な段丘台地で第三紀層もさほど深くないことは、地震被害回避の点で有利な地点といえる。
- (b) 敷地およびその周辺一帯は、その地形ならびに地質構造からみて山津波、地すべり等の発生はまったく考える必要はない。

(4) 地盤

- (a) この敷地は洪積台地が削られて形成された段丘と考えられる。その表面約8mは堆積砂層におおわれ、その下位に段丘砂礫層と第三紀砂質泥岩層がある。この両地層ともその表面はほぼ平坦で、構造物の不同沈下のおそれも少なく、構造物の基礎としてとくに不利な条件をもつものではない。

(14)

- (b) 原子炉施設の支持地盤として考えている下部砂礫層に対しては、提出された調査結果によれば、長期許容地耐力度として40 t/m²程度の値をとつても一応支障がないと思うが、この種の重要な構造物としては、その全体沈下のできるだけ減らすことが有利であると考えるので、この点なお精密な地盤調査を行つたうえ、基礎構造の慎重な検討が望ましい。

- (c) 基礎の深さが地表より10数mに達するから表砂層よりの浸水に対し、施設の設計にあたりとくに注意がのぞましい。

- (d) 上部砂層の透水系数は1.2~5×10⁻²cm/秒の程度とみられ、この値は比較的大きいが、地下水勾配が海側に傾斜しているので内陸方面に対する放射性物質による汚染の浸透の危険はまずない。

(5) 用水

- (a) 原水は阿漕浦に流入する降水および阿漕浦の湧水によつてその所要量を確保し、漏水時には敷地内深井戸等を利用することによつてその所要量を確保する計画としている。この計画自体はおおむね妥当と思われるが、今後十分に検討して、いかなる場合にも十分な所要水量が確保されるよう対策をたてる必要がある。

- (b) 原水の水質については、阿漕浦ならびに敷地内試験井の少数例による分析結果が判明しているだけで、現段階では水質の良否について一般的に判定することは困難であるが、格別水質が悪いとは思われず、今後さらに十分な分析を行い、要求される水質の純度と見合つて、原水処理装置ならびにその容量等に関する検討が設計および施工の段階において十分におこなわれることが望ましい。

- (c) 復水器冷却水の海への放水については、放水による洗掘および海象作用による放水口の埋没等の恐れをとらなうの

(15)

で、放水口の構造ならびに附近海岸線におよぼす影響について設計および施工の段階において十分な検討をすることが望ましい。

(d) 海水器冷却水ノズルは久慈川河口から取水する計画である。この方法は技術的に可能であるが、海水期において流量が減少したときには久慈川に海水が逆流し、港湾、河床等へ支障を与えることがないよう対策を講ずる必要がある。また、直接東側海中から取水する案も提示されている。この方法には施工技術上研究する問題は多いが、不可能な方法ではない。とくに取水排水管の配置および構造設計に対して今後検討を必要とする。

(6) 運けの電力系統

連絡送電線についてはまだ計画が確定していないが、電力系統の事故波及をなるべく回避するため、とくに信頼度の高い送電系統に運けをすることが望ましい。

(7) その他

(a) 敷地およびその周辺には可燃性天然ガスの試掘権が設定されているが、地層の状況からみて、かりに試掘が実施されても、それが安全性に対して、実質上の支障と起させる可能性はまずない。

(b) 敷地およびその周辺上空には、現在のところ定期航空路およびその他の一般航空機のひん繁な通行はないので、航空機事故による危険はないと考える。

(c) 敷地より5.5kmほど離れた所に標的をもつ爆雷演習場がある。これについて演習弾の誤投下、演習機の落下等の実情を検討したところ、現状においては原子炉の安全性に支障はないと考えられる。しかし今後の演習状況の変化もないとはいえないから、本原子炉の運転開始までに演習場の移転が行われればともかく、さもないときは運転開始にあつては、その時の演習状況を十分考慮することが必要である。

2. 原子炉の性能

(1) 核設計

天然ウラン黒鉛減速炉は他の型式の原子炉にくらべて反応度の余裕に乏しく、核設計には高度の精密度が要求されるものであるが、英国においてはコールドーホール発電所等この型式の原子炉においては各種核的定数について実証的な資料が得られており、その後の研究開発によつても、核設計上相当の精度が上げられつつある。

したがつて、本申請書の原子炉の運転初期の性能についてはその計画値は十分実現しうるものと思われる。

しかし、燃焼度の高まった場合については、英国においても未経験のことに屈し、計算の精度はやや低いものと考えられるので、本原子炉の詳細設計の過程において、今後英国における同型炉の運転経験を参照して十分な検討が望ましい。

(a) 超過反応度

この型式の原子炉では燃焼度が進むにしたがつて、反応度は増加する。本申請書の原子炉では、運転開始後約4ヶ月で1.5%の超過反応度が得られる。その後も一時的には増加するが、取りだし燃料の平均燃焼度が約3,000 MWd/tiになるような燃料取りかえの平衡状態に達すれば超過反応度は1.5%に運すると計算されている。この値は本原子炉の運転上基本的な値であるが、まだ経験に乏しいので、今後の詳細な計算および実験によつてその精度を高めることが望ましい。

(b) 反応度変化と原子炉出力

運転初期においては、原子炉出力(500 MW)は定格出力よりも低く、運転開始後4箇月以降は上記反応度の余裕の一部(0.35%)を中性子束平坦化に振りむけ595 MWの定格出力を発生する計画となつており、この考え方は妥当である。

(1) 反応度と運転の自由度

平衡状態における超過反応度のうち、出力増加のための反応度をさしひいた1/5%が運転の自由度のために残されている。

原子炉負荷を急に低下する場合において、運転の自由度を確保するには、正の温度係数の効果とキセノンの生成とによる反応度の低下を補償する必要があるが、上記の1/5%の反応度の余裕によつて、全負荷から33%負荷程度に下げて運転することが可能な計算とほつてゐる。しかし、上記(1)項にのべたように計算の精度をも考慮し、50%程度の低負荷運転を行う方針をとつてゐることは妥当なものと認められる。

以上のように本申請の原子炉は核設計上からみて折期の燃焼度(取りだし燃料平均3,000 MWd/t)にて定格出力運転が可能であり、また十分な運転の自由度も得られると考えられる。なお本申請書の核設計の検討にあつて用いた格子構造は「7. 地震対策」の項で述べた最終設計の格子構造とは若干相違するから、さらに設計計算をしない必要はあるが、ウラン対黒鉛体積比等にはほとんど差がないから核的性能の変化はほとんどないと考えられる。

(2) 熱設計

本原子炉で発生する熱出力595 MWは、冷却材の炭酸ガス(圧力約3 kg/cm²g)によつて除去され、その炭酸ガス熱交換器で発電用蒸気タービンに送られる蒸気を発生するようになっている。すなわち、負荷時においては、炭酸ガスの原子炉出口温度を約400°Cに保持するように制御棒を調整し、発電機負荷に応じて、炭酸ガス流量を変化させるよう、ガス循環装置の制御を行っている。この熱設計に採用されている熱的諸特性は、おもに実験と経験によつており、妥当なものであるが、重要な数点につい

いての意見は次のとおりである。

設計上の制限値である燃料被覆表面温度については、実際におこると予想される最高温度と設計上の平均最高温度との差を約26°Cと推定し、平均最高温度が約450°Cになるやうに設計されている。多数の燃料要素の製作上から生ずる不均一性によるランダムな差異、燃焼度の相違、スリーブからの漏洩、ガス流量の不均一性等による系統的な変化について、この程度の余裕をみていることは適当であると思われるが、詳細設計においては十分な検討が望ましい。

フィン付燃料要素と炭酸ガスとの間の熱伝達特性は、普通行われるやうにおもに実験的研究によつて設計上必要な資料を得ている。しかし「9. 安全対策」に述べるやうに、事故時におけるやうな低流量に対する熱伝達特性は重要な問題であるので、詳細設計にあつては十分な検討が必要である。

炭酸ガスを約2,000のチャンネルに流し、必要は熱除去を行うことは、事故時はもちろん平常時においても大切なことであるので、この原子炉では、その目的を達成するために、チャンネル入口にギャグを設け、その調整によつて炭酸ガスが各チャンネルに有効に分布するやうに設計されている。しかし炉の竣工後に行うこのギャグの調整で、チャンネルに対する運転時の流量分布と同時に事故時の低流量に対する有効な分布を推定することは、多くの経験と研究が必要と思われる。したがつて炉の竣工後にこのギャグの十分な調整を行い流量の有効な分布が得られることを確認することが必要である。

(3) 動特性

本原子炉の動特性は、コールドホール発電所その他における実績および実験による実際の資料にもとづいて検討されており、その検討結果はおもに妥当なものである。

しかし、この検討に採用された資料は、運転の比較的初期のも

のであり、これらの資料を燃焼の進んだ段階における検討に採用して推定を行っている点も少なくないので、これだけでは十分解明されているとは思われない。したがって動特性については、今後明らかにされる実際的資料によって、さらに引き続き、十分は検討を行う必要がある。

(a) 温度係数

この原子炉では、燃料の温度係数は、燃料の燃焼度によってほとんど変化なく常に負で $(1.8 \sim 2.4) \times 10^{-5} \text{ K/c}$ の値を有することが実際にコールダーホール発電所の実験結果によって確かめられている。燃料の温度上昇に対する時定数は小さい。

これに対し減速材の正の温度係数は燃焼が進むにつれて大きくなり、燃料交換平衡時には $1.4 \times 10^{-5} \text{ K/c}$ 程度に達するものと思われる。

この型の炉では、減速材黒鉛ブロックの熱容量がさわめて大きく、黒鉛ブロックと黒鉛スリーブの間には、炭酸ガスが存在しているため減速材の温度上昇に対する時定数は大きい。

したがって、急速な過渡現象においては燃料の温度係数の効果がたゞちに現われるが、減速材の温度係数の効果はすぐにはきいてこないので、原子炉の即時温度係数は総合して負となる。しかし、ゆっくりとした過渡現象においては減速材の正の温度係数の効果がでてくるので炉の自己制御性に依存することはできず、制御棒の動作によって原子炉を制御しなければならない。

一方制御棒による制御は(12)にのべるようにその容量と速度の面からみて、この温度効果に十分対応し得るよう設計されているので、正の温度係数の計算値に若干の誤差があっても、原子炉の運転に大きな支障を与えることはなく、安全性に重大な影響を及ぼすことはない。

ただし、これには検出装置および制御機構が完全であることを前提としているので、その設計、製作は入念に行うことが必要である。

(b) 中性子束の不安定性

本原子炉において中性子束が不安定になる原因は、カーン分裂生成物のキセノンの生成消滅によるものであり、カーンに黒鉛の正の温度係数の影響によるものである。

原子炉の半径方向の中性子束の不安定性については、減速材の温度係数が $1.4 \times 10^{-5} \text{ K/c}$ 程度になると零モード、カノモードは発散するが、これにより高次のモードは減衰振動となる。

これによって引き起こされる不安定性を制御し安定化するために炉心を9分割し、各領域ごとに2本の微調整棒を置いて、各領域のチャンネル出口温度の平均値を一定に保つような自動温度制御方式がとられている。炉心を9分割したことは、安全のため計算上発生が予測されるよりも高次モードまでも制御可能とするため設計であり、また、1ないし2領域の微調整棒が故障しても、残り領域の微調整棒によって十分制御しうる設計であるので、この基本方針は妥当なものといえる。

もっとも速く発散すると思われる零モードの時定数でも約7分であるので、制御棒の制御能力の面から十分制御しうるものと思われる。

軸方向の中性子束不安定現象の解析結果によれば、 $1.4 \times 10^{-5} \text{ K/c}$ の温度係数の範囲ではその発生は予想されないが、計算上の誤差を考慮し、万一、本現象の発生した場合にも防止策を講じている方針は妥当である。本現象の発生は、微調整棒の炉内における位置が大きな影響を与えるが、微調整棒

なおこの半分以上炉内に挿入することにより、この問題の解決をはかっている方針は安全上妥当である。

たゞし、この措置によって微調整棒の制御可能範囲が制限されるので、炉の運転の自由度に制限が加わることになるから、詳細設計において、さらに十分に検討することが望ましい。

(c) 外乱に対する応答

常時運転における外乱としては、燃料取りかえ時の反応度変化（反応度変化率 $0.5 \times 10^{-5} K/\text{秒}$ 、2分間）、制御棒の日常点検時の反応度変化（変化量 $50 \sim 100 \times 10^{-5} K$ 、変化率 $0.1 \sim 0.003 \times 10^{-5} K/\text{秒}$ ）、出力変更時の流量変化（5%/分）、炭酸ガス循環機1台故障（15%流量減少）、制御棒の1本の落下（ $50 \sim 100 \times 10^{-5} K$ ）等を考え、それらによる燃料被覆温度の最大変化量が $20 \sim 10$ をこえないように自動温度制御方式を設計することになっている。

これらの外乱の加わった場合に原子炉に起る反応度の時間的変化の割合にくらべ、制御棒の速度は十分に大きいので制御可能と思われる。

これ以上の外乱に対しては、安全保護系の動作により原子炉を停止させるようになっているので、安全は確保される。

また送電線の事故等により発電所負荷が急減したような場合、タービン発電機の動作は普通のものと同じで、原子炉のみが5%/分の割合で出力を低減する。原子炉はキセノンオーバーライドの可能な最低出力として全出力の33%に下げた運転することが可能な設計である。以上のように外乱に対する対策はおおむね妥当であり、原子炉の安全は確保されるものと認められる。

3. 燃料要素

(1) 燃料要素の設計

従来のコルギーホール型原子炉で使用されている燃料要素は、中実型金属ウラン製造棒—マグネシウム合金被覆型のものであるが、本原子炉に使用される燃料要素は、さらに改良をはかり中空の金属ウラン製造棒を耐酸化性のマグネシウム合金で被覆したカートリッジをジルコニウム合金の支持架によつて黒鉛スリーブに装着したものである。

この黒鉛スリーブはつぎのことに役立つ。燃料要素をチャンネル内に個別積重ね方式で装入したとき、カートリッジ自体に、それより上部の燃料要素の自重がかからないので、カートリッジの曲りによる変形およびそれによる燃料の取りだし困難を防止し、また炉の特性も改善される。

中実型燃料要素は一定の燃料最高温度に対し比出力を増大し燃料経済をはかるといふ利点のほか、燃料要素にみられるスエリング（ふくれ）、グロース（成長）、リンクリング（しわ）などの冶金的向題に対してもむしろ中実型より好ましいと考えられる。

すなわち燃料要素の高い燃焼度を期待する場合にもつとも向題と考えられるのは、燃料要素内の伝熱、被覆材の強度などに大きな影響を及ぼす外面へのスエリングであるが、中空型燃料要素の場合には内面へもスエリングするので同じ比出力をもつ中実型燃料要素よりは外面へのスエリングが少くなるであろうと期待されるからである。

また炭酸ガスの圧力が急激に低下しても内圧によつて燃料要素が破壊されぬように設計され、また試験されることになっている。しかし、この中空型燃料要素は新しい型であつてまだ使用実績がないのであるが、この点にかんがみ、その定常使用条件に近い状態で燃料要素の炉内試験などを行つてその使用上の

安全が確かめられたうえで実施することになっている。したがって、この計画は妥当と認める。

また設計が複雑なだけに、より一層厳格な品質管理と検査が必要である。

(2) 燃料要素の伝熱特性

マグネシウム・キヤンは、ウラン円筒の円周にそって環状に刻まれた多数の摺動防止溝に高圧で圧着されることになっているので、良好な伝熱特性が得られるものと期待される。したがって燃焼が進んだ場合に、カートリッジの変形による局部的伝熱特性の劣化のために、燃料要素のその部分が過熱し熔融に至る危険はないものと思われる。

(3) 燃料要素の酸化

(a) 燃料要素の被覆材として用いられているマグネシウム合金は、ベリリウムが含まれているため酸化に対する抵抗が相当大きい。実験結果によれば、融点 640°C 以下では炭酸ガス中において問題となるような酸化は起らず、炭酸ガス中の約2%の水蒸気が混入している場合でも、融点附近までは急激な酸化は起らない。また空気中において、相当長時間にわたって 600°C に加熱しても燃焼せず、融点以上になつてはじめて燃焼する。

したがって、通常運転時においては、その炉内温度より考えて被覆材酸化の恐れはなく、冷却材に空気および水蒸気のある程度の混入が起るような異常時においても、炉内温度を極端に高めないための防止機構が作動すれば、被覆材の急激な酸化およびその反応熱にもとづく熔融は起らないものと思われる。

(b) 燃料要素の主要部分を構成する金属ウランの炭酸ガスによる酸化は 700°C 附近から、また空気中の酸素による酸化は 500°C 附近からいちじるしくなる。

しかし、金属ウランは土壌の耐酸化性の大きいマグネシウ

ム合金により完全に被覆されているので、その破損がないかぎり、通常運転時においても、事故時においても、炭酸ガスまたは空気と接触して酸化反応を起すことはない。

万一通常運転において被覆材にほんらかの原因による破損が生じた場合でも、破損燃料検出装置によつて早期にこれを検出し、その破損燃料要素を取りかえることになっているので、その際の炉内温度より考えても、燃料破損箇所を通じての金属ウランの炭酸ガスによる酸化が問題になるとは考えられない。

またガスダクトが破れて相当量の空気が冷却材中に混入するような事故時においても、上記のように常時破損燃料の検出を行っているからその際被覆材破損箇所が数多く存在するとは考えられず、「9. 安全対策」で述べるとおり、破損箇所を通じての金属ウランの酸化が重大な問題になるとは考えられない。

4 黒鉛および炭酸ガス

(1) ウィグナー効果

(a) ウィンズケールの事故がウィグナーエネルギー放出作業中において生じたものであり、黒鉛のウィグナーエネルギー蓄積現象は炉の安全性に関係が深い。しかし本申請にかかわる原子炉について、その20年間の耐用年数中、1回もウィグナーエネルギーの放出作業を行う必要がないように、黒鉛スリーブの採用等によつて原子炉運転中の黒鉛温度をウィグナー限界温度より高くし、ウィグナーエネルギー蓄積を防止するように設計していることは、安全上妥当である。

最近になつて従来いわれていたウィグナー効果による黒鉛の膨脹のほか、高温下において長期照射を受けた黒鉛は逆に収縮を生ずるといふ現象が判明した。英米の実験では黒鉛特性および試験条件が異なるので、異なつた試験結果が出ているが、たとへその黒鉛の形状量に相当の備きがあつても炉心の構造設計上十分安全を確保できる見とおしであり、かつ原子炉の核的特性に与える影響は小さく、無視し得るものと思われる。

(b) 黒鉛のウィグナー変位に対処するため計画されている炉心構造としては、六角柱状の黒鉛ブロックを使用し、その各辺には交互にキーとキーウェイをもうけ、それをはみ合わせることにによりブロックを配列する。ブロック相互間には若干の隙間があり、キーとキーウェイはブロック中心より放射方向の変位は拘束しないからブロック自体の膨脹収縮は自由となる。炉心内の中性子束密度と温度分布は一様でないから、黒鉛は位置によつて異つたウィグナー変形を起すが、本構造によれば、各ブロックの変形はそれぞれの位置で独立に起り得るので、炉心全体としての変形は起らず、ブロックにも変形による応力は生じない。またチャンネルの屈曲も生じないので、チャンネルとスリーブ、チャンネルと制御棒との関係位

置は一定に保たれるからウィグナー変形に対してとくに不都合と思われる点はない。

(2) 黒鉛の質量移行

原子炉の運転中炭酸ガスとの反応等により、黒鉛ブロックの微量が他の部分へ経年的に移行する可能性が考えられている。

もしこの移行が起れば原子炉、熱交換器、燃料被覆に沈着することが予想される。しかしコールドホール発電所の実績等から推定すれば、移行量は最大年約0.33重量%でほとんど無視し得る程度であり、その長期間の黒鉛密度の減少による黒鉛ブロックの強度低下、あるいは黒鉛沈着による燃料被覆および熱交換器内水管の熱伝達特性の低下は問題とするにたりないと思われる。

しかし、長期にわたつての実績もないことであるから常時監視を十分にすることが望ましい。

(3) 黒鉛の材質

黒鉛の純度、強度、密度等の材質については4-(1)および4-(2)のごとき問題があるので十分な実験によつて製法を確立したものを使用し、また放射線照射による影響を十分把握したものを使用する必要がある。

(4) 炭酸ガスの純度

炭酸ガス中に含まれる不純物中水分は炉内各要素の酸化を促進させ、とくにウラン酸化をはぐめ、またアルゴン等は放射線障害の発生原因となるので、安全上純度の高いものを用いることが必要であるが、これに適した純度の炭酸ガスは生産可能である。

5. 原子炉施設の概観およびその構造

(1) 圧力容器などの設計

圧力容器は直径約1.8mの球形容器で、厚さ85mmの鋼材を現場溶接によって組立てるものである。容器には直径約1.8mの炭酸ガスダクトが4系統接合されており、容器上方には制御棒駆動装置および燃料取りかえ機構などが取り付けられている。

圧力容器などの設計は、英国規格1500、ロイド1級規格米国家機械学会「火なし圧力容器」規格と、さらにわが国で対象となるすべての規格にあうことを条件に計画されている。強度は、熱応力を含めた平常時応力が上記のおもな規格に定められている許容応力(極限応力の1/4)以下とし、これに地震の応力を加えたものが弾性限度の70%以下になるように設計することになっている。

地震の影響に対する設計震度は、ガスタストについては2.0、その他については水平0.6、垂直0.3の値をとっているが、「7. 地震対策」に述べられているように十分安全度をみこんだ値である。

原子炉圧力容器は、今までの規格が対象としている蒸気ボイラーや火なし圧力容器のいずれともその形や大きさおよび使用目的が違ったものであるが、詳細設計においては、模型実験などによって綿密な設計をすることが計画されているから、上記の考えは妥当なものと考えられる。

なお、構造材料に対する放射線の影響については、また詳細な資料がないので、今後の詳細設計の段階においては、十分慎重に考慮することが望ましい。

圧力容器の各部の温度分布が一様でないということは望ましくないもので、この計画でもその点に注意を払い、断熱材を使って圧力容器の各部をおおひ、圧力容器の各部が約200°Cに一様になるような設計がこころみられているが、原子炉の完

成後、適当な方法によって上記温度分布が許容範囲内にあることを確かめることが望ましい。

(2) 圧力容器などの現場製作

このような大径、厚肉の圧力容器の現場における溶接と検査および焼なましについては、かまりの注意がはらわれているからよいと考えられるが、また経験も少ないことであるので、その実施にあたっては十分の注意が必要である。

熱交換器は設計圧力の150%の水圧および空気圧試験を行い、また圧力容器およびガスダクトは設計圧力の150%の空気圧試験を行うとともに、空気圧を加えた状態で漏洩試験を行う計画になっていることは、妥当な方法と思われる。

(3) 炭酸ガス循環装置

炭酸ガス循環装置は緊急冷却装置の主要部となるもので、昭和34年7月9日の審査会中間発表において、本原子力発電所の安全性を認めるために必要な条件の一つとして、「能力的にも構造的にも信頼度の高い緊急冷却装置を設けること」を指摘したが、その縁にそつて、その後計画変更申請がなされた。変更申請によつた計画の大要とそれに対する意見はつぎのとおりである。

1次冷却材の炭酸ガス循環系統は4系統であつて原子炉圧力容器の上下をむすぶ直径約1.8mのダクト系の途中に、直径約6.6m、高さ約25.6mの熱交換器を各系統に各1基づつおき、その熱交換器の下部に垂型ブロアーの翼車を内蔵している。

ブロアー1台に対し、主駆動装置と補助駆動装置が各1基づつ組みあわされている。主駆動装置は1基が約8000馬力の容量が可変速型背圧蒸気タービンで、熱交換器において発生した高圧蒸気で駆動され、その排気はふたたび熱交換器を通り発電用蒸気タービンの低圧蒸気系統に送られる。蒸気タービンは、減速装置と自由嵌脱装置とを介してブロアー軸に接続し、発電所の負荷に応じてブロアーの回転速度を約120~1200

Y. P. mの範囲に調整することができるよう計画されている。

ブロアーの出し得るガスの最大流量は、常用圧力の炭酸ガスに対して、1台約 $700 \text{ kg} / \text{sec}$ である。補助駆動装置は、約100馬力の堅型定速交流電動機で、減速装置と嵌脱装置とを介して主駆動装置と共通のブロアー軸に接続している。

この蒸気タービンは、原子炉の起動時と、原子炉停止後熱交換器から必要な蒸気発生がえられない場合に備え、蒸気量約 $5 \text{ t} / \text{hr}$ の所内ボイラーを2基備えており、そのうち1基は原子炉運転中、常時、圧力を上げ、加熱しておく計画がなされている。

このボイラーの容量は、1基でブロアー3台を、常用圧力の炭酸ガスに対して 120 Y. P. m 以上、大気圧の炭酸ガスに対して、 550 Y. P. m 以上で回転することができるものである。

電動機の電源は所内用の非常用ディーゼル発電機から得ている。この電動機はガスダクト破損の場合のように炉内ガス圧力が大気圧となった場合で、しかも蒸気タービンの使用ができない場合に使うもので、その容量はブロアーを 550 Y. P. m 以上で回転することができる。このことはその2台を駆動することができるならば、1.3%のガス流量（常用圧力のガスに換算）を確保できる目的で計画されている。

以上のようにこの炭酸ガス循環装置は、原子炉の通常運転時に対してはもちろん、「9. 安全対策」に述べた事故時の崩壊熱除去を目的とする装置として、最少限に必要な機構を原理的に備えているものと認められる。しかし、現段階ではまだ計画方針がきまっただけのものであり、またその装置はかなり複雑なものであつて、装置の各部分には原子炉施設に対してまだ経験のない新しい試みが多くみられるから安全性を高めるために種々対策を講じることになつていく。

原子炉の安全と確保するのに最も重要な役割をもつこの炭酸

ガス循環装置のことであるから、その信頼性を確認するために、詳細設計、製作、据えつけなどによつては、今後綿密な調査研究を行い、さらに実際に近い状態での十分な工場試験等を行うことが必要である。

なお、平常時に対する主駆動装置の容量は妥当なものと考えられる。また事故時に対する電動機の容量については、「9. 安全対策」にのべるように、今後も十分検討することが必要であるが、もし容量の増加を必要とすることになつても基本計画上は支障をきたさないと考えられる。

(4) 制御棒駆動機構

可変周波交流電動機、ドラム、巻線等の組合せからなる制御棒駆動機構は、すでに英国でコールダーホール型原子炉において使用中のものに改良を加えたものであり、常時はとくに問題となる点はなく、また電源喪失の場合は制御棒は重力により落下する方式となつており、十分安全を確保しうると思われる。

(5) 燃料取りかえ装置

この原子炉の特長は、原子炉運転中に燃料取換が可能という点にある。この装置を使用することによつて、燃焼度の向上、出力の確保、炉停止時間の減少等数多くの利点が生れるので、この燃料取りかえ方法は、よい方法と考えられる。しかし、この装置は経験がないので詳細設計にあつては十分留意する必要がある。

燃料取りかえ装置は2台（うち予備1台）設備され、1台で最高取りかえ計画を上まゐる取りかえ能力をもつており、燃料取りかえは、円滑に行い得ると考えられる。

燃料取りかえ装置の非常時電源としてはディーゼル発電機および蓄電池をもつており、駆動電源として十分な対策と考えられる。

(6) ガスダクトの安全弁

1次冷却系の安全弁は、圧力容器入口側と主弁との間の2箇

所に各1個。およびブローア出口側と主弁との間の4箇に、各2箇ずつ合計10箇取りつけることになっている。蒸気管の1本が破損し蒸気がダクトの中にもれだした時の圧力上昇が最高であるので、その時の圧力を常時圧力の110%以内に保つことが1個の安全弁でできるように、安全弁の容量が定められている。

この考えはよいと思われるが、蒸気管が破れた時には熱交換器の中の圧力が最初に上ることも考えられるので、熱交換器に安全弁がついていないこの計画には多少の問題があるように思われる。したがって詳細設計にはこの点についても検討が望ましい。安全弁とガスダクトとの間には、それぞれ隔離弁があつて、安全弁の保守点検には、隔離弁を閉じて、安全弁をガスダクトから分離できるようにしている。これについては、隔離弁が誤まつてしまっていることのないような保護装置を設ける計画になっていることは妥当である。

(7) 炭酸ガス補給装置

本原子炉の炭酸ガス補給装置は、容量約200セで最大補給容量は約10セ/時となっている。

1次冷却システムからの全漏洩量は1.5セ/日と予想されているが、この値については、コールダーホール発電所の実績からみても妥当な値であると考えられる。したがって、経年変化等による漏洩量の増大があるとしても10セ/時の補給能力があれば、常時運転時の冷却材の減少をおぎなうには十分である。

6. 原子炉の計測および制御

(1) 計 測

中性子束、燃料要素温度、冷却材流量および圧力等原子炉を制御運転しかつ保守するに必要な計測 20数種の警報条件に必要な計測 および10数種の停止条件に必要な計測を行う方針は妥当であると認められる。

なお、地震時、ダクト破損時等におけるスクラム用の検知要素については「9. 安全対策」の項にゆずり、ここでは、原子炉に関する主要ないくつかの計測についての検討結果を述べる。

(a) 中性子束測定

圧力容器の周囲には3箇の熱中性子柱を配置し、それぞれに数箇の熱中性子束検出器を備え、高、低出力レベル同期計回路、安全停止回路等が、それぞれ独立に接続されている。また3箇の熱中性子柱が、120°の間隔で配置されているが、これはキセノン振動などによる中性子束の歪みを生じても支障がないうよう考慮されたものであり、熱中性子柱の装備および配置の方法は妥当なものとして認められる。

また、炉内に10箇の測定孔を設けるほか各スタンドパイプからタングステン線を挿入して炉内中性子束分布を直接測定できるようにしており、中性子束の部分的歪みは十分検出できるものと認められる。

(b) 温度測定

本原子炉においては圧力容器よりの出口および熱交換器の出入口に熱電対をとりつけて冷却ガスの温度を測定している。またチャンネル出口ガス温度の測定および燃料要素の温度の測定には温度分布を考慮して熱電対を配置しており、取りつけは150箇程度である。熱電対の数および取りつけ箇所等はおおむね妥当であると思われるが、さらに詳細設計にあつて十分検討するとともに、運転にあつては厳格な保守点検が必要である。しかしこれらの熱電対は故障の場合は取り

かえ可能になつており、運転中においても検査を十分行い
 るから、温度測定系の故障により原子炉の運転とその安全の
 確保に重大な影響があるとは思われない。

また黒鉛減速材にはウイグナーエネルギーの蓄積が少いよ
 う設計されているが、その確認のために約240箇の熱電対
 が黒鉛ブロック内にうめこまれることになつている。この熱
 電対は取りかえ不能であり、熱電対の長期にわたる経年変化
 についての経験は十分ではないが、数年の運転によりウイグ
 ナーエネルギー蓄積状況の確認が可能と思われるから、これ
 が原子炉の安全性に重大な影響を及ぼすとは考えられない。

(C) 破損燃料検出装置

各チマンネルからガス試料を順次取りだしてアレンピテイ
 ション・チエンバーに導き、その放射能を測定して破損燃料
 と検出する装置は、アレンピテーターに予備をもつてい
 るので、相当の信頼度があると思われる。その検出感度(破損面
 積約1mm²)と全走査時間(約30分)等については妥当
 と考えられるが、本装置の性能は、ダクト破損時のような事
 故時において放射性物質の放出量をおさえるためにとくに
 重要な意義を有するものであるから、詳細設計に際しては、
 サンプリング管の強度、走査動作の確実性等を十分に検討す
 る必要がある。

(2) 制 御

原子炉の運転状態は常時監視され、平常の運転を逸脱した時
 はただちに警報が発せられ、手動によつて対処し得るよ
 うになつている。しかしそれでも異常事態が進展し、各種の値が設定
 値以上となつた場合には、スクラム回路が動作して原子炉を自
 動的に停止するように設計されている。

ここでは、原子炉の制御、安全上とくに問題となる制御棒、
 起動および熱出力制御について述べる。

(a) 制 御 棒

制御棒としては微調整棒、粗調整棒A、B、安全棒の4組
 を設けている。

これらの全制御容量としては、運転初期のクールド・クリ
 ーンの状態の超臨反応度4.5%Kに0.5%Kの炉停止マー
 ジンと設計上の余裕の2%Kを加え、さらに安全をみこんで、
 8.5%K(20°C)の値をとっていることは、運転の全期間
 を通じて十分余裕のある設計であり、妥当と思われる。

また、各制御棒にもたせる制御容量及び最大反応度変化率
 は次に示す計画のように原子炉の制御、運転に十分応じうる
 値と思われる。

種 類	本 数	制 御 容 量 10 ⁻² K	挿入および引きぬ き時の最大反応度 変化率10 ⁻⁶ /秒
安 全 棒	7	0.50	3.0
微 調 整 棒	18	1.20	2.2
粗 調 整 棒 A	34	2.90	1.28
粗 調 整 棒 B	57	3.90	1.62
合 計	116	8.5	

(b) 起 動

本原子炉においては、冷却状態から起動する場合は、まず
 系全体を150°Cまで予熱し、その後は冷却ガスの温度上
 昇率を毎分2°C以下におさえているが、この基本方針は、
 燃料要素々圧力容器等の熱膨脹による機械的応力を考慮して
 も妥当なものであると思われる。

また制御棒引きぬき速度の最大は0.3×10⁻⁵K/秒で
 あり、また粗調整棒引きぬきの段階においてはタイムスイツ

ナによつて過剰の反応度の加えられることを防止し、また微調整棒引きぬきの段階においては正の温度係数の存在を考慮し、自動温度調節装置の設定値を階段的に上昇せしめる方式を採用することとしているので、制御棒引きぬき事故は十分防ぎ得ると思われる。

(c) 熱出力制御

本原子炉は臨界以上から全出力の25%までは手動で、それ以上の出力では自動で制御を行つて負荷の変動に応答させるよう設計されている。

自動制御系では、熱出力の制御は冷却ガス流量を調節し、原子炉チャンネル出口ガス温度は制御棒の調節によつて一定に係つ方式を採用しているが、この方針は妥当なものである。

減速材の正の温度係数やキセノン振動による中性子束不安定現象は、炉心を9分割し各で独立して自動制御する方式により十分に制御できると思われるが、詳細設計にあつてはさらに精密な解析を行つて、十分の検討を加えることが必要である。

7. 地震対策

(1) 設計地震力

(a) 炉心部の水平設計震度0.6および垂直設計震度0.3は、この部分の構造の特殊性および重要性を考慮し、通常の建築物に対する設計震度の3倍以上の値となつている。

また、東海村敷地において将来予想する最大地震動によつて炉心部に起る震度の理論ならびに実験研究により推算した結果、この水平設計震度0.6は炉心部における計算推定震度の2倍以上の値をもつことが確かめられているので、予想する地震動や計算仮定に相当の開きがあつても炉心部の設計震度には余裕がある。なお、上記の設計震度に対し、各種構造部における応力度を求めると、材料の許容応力に対してかなり下まわつているので、この点においても相当の安全率をもつている。

以上を総合してこの設計震動は炉心の耐震設計に対して十分満足すべき値である。この値をもつて設計した炉心は予想する地震動をうけても損傷をうけることはなく、継続して使用できるものと思われる。

(b) ダクトに対する設計震度2.0および原子炉建物に対する基準設計震度0.3はこれらの構造物の使用目的および過去の経験から工学的に判断して十分な値である。

(2) 構造計画

剛強な生体遮蔽構造体に1次系の全構造物を結びつけ、各部の相対変位を少なくし、また、それらの構造物を一体の基礎のうえに設ける方針をとつているが、これらの方針は妥当なものである。

(3) 各部構造

(a) 黒鉛パイルの形状を保つため、従来その補強方法が種々提出されて来たが、改良案を従来の経緯にしたがって示せば、下記の通りである。

(i) コールダーホール改良型原子炉の原型においては、2枚のタイルをはさんで積み重ね、このタイル部分を周辺からゲーターで締めつける構造であった。

(ii) 上記の構造は耐震上の考慮が加えられていないものであったから、わが国に輸入する原子炉の型式として耐震的に種々の改良が加えられた。すなわちタイルは一重とし、パイルの周辺にゲーターに代えて格子状のいわゆるスタビライジングストラクチャーをおき、この構造により、黒鉛パイルの周辺から締めつけて耐震性をあたえることが計画された。

(iii) しかるに、その後黒鉛のウイグナー効果による収縮の性質があらたに判明したので、これに備えるため、その構造形式を変更した。すなわち、黒鉛パイルを数個の同心円筒に分割し、円筒方向のブロック相互間はダブル・キーによって連結し、これらの同心円筒間にはラジアル・シャワー・キーを設けて水平力に対してかみ合った状態にした。さらに最外周の反射板は前記のスタビライジング・ストラクチャーで締めつけることにより、黒鉛パイルに働く地震力に耐えさせる計画であった。この方式によれば、耐震的に一応その安全性を確保し得るものと判断されたが、なおその細部についてまだ洗練されていない部分、あるいは応力状況の不明の点もあり、かつブロックの形状が多様で施工上の難点もあつたので、その検討改良が要望されてた。

(iv) その後上記の改良方法が種々検討された結果、下記のような案が再改良設計案として提示された。この案の構造は種々の点において従来の案をさらに改善したものと認めら

本案では黒鉛ブロックを六角形断面として相互に上下はめあわせて柱状に積み重ね、最下部はダイヤモンドにはめ込まれている。また横方向には六角形の各辺に交互に設けられた放射状のキーおよびキーウエーにより適当な間隙をおいてかみ合わせ、地震力をせん断力として黒鉛パイルの外周に設けられた補強円筒に伝達し、これに支持させる計画である。この補強法は、ゲーターや格子状スタビライジング・ストラクチャー等に比較して、その機構が単純であり、長期にわたる枚費のクリープ温度変化等による締めつけ力の変化を考慮する必要がない。なお、各ブロックはウイグナー変形に対して、そのブロック柱の中心を中心として自由に伸縮できるため、特別の応力は生ぜず、かつ地震によるせん断力の伝達はみだされぬ。また、温度変化によってダイヤ・ブリッドや補強円筒が黒鉛と異った膨張、収縮をしても、各ブロックは銅製部分の伸縮に追随して動くので、ブロックには不利な熱応力は生じない。

つぎに地震力によってブロックに起る応力の解析結果をみると、解析方針として、単一厚さのブロックの集合体を連続的な一枚の板として取りあつかっても、また各ブロックのつりあいの理論から導いてもその計算結果には大差がない。炉心の震度を0.7(より安全のため設計震度0.6より大きくとる)とした場合、キーに働く最大応力は地震力および応力の相対的作用方向の各仮定によっても異なるが、 $5.3 \sim 3.8 \text{ kg/cm}^2$ である。一方、ゼネラル・エレクトリック・カンパニ(G. E. C.)において行われた実験によれば、6箇の試験ブロックにつき、キーの破壊強度は $5.9 \sim 3.4 \text{ kg/cm}^2$ であり、キーの地震力に対する安全率は約1.0である。

以上のように、再改良案によれば、地震力の伝達機構が明瞭で無理が少くなる。また黒鉛のウイグナー変形お

よび温度変形による黒鉛パイル全体の变形を考慮した従来の温度補正枠構を外周のスタビライジング・ストラクチャーに施す必要もなくなり、単純でかつ均等化しやすい補強方式をとることができ、地震に対する安全性は十分確保出来るものと認める。

(b) ガスダクトは、その各所をダンパーで生体遮蔽につなぎ地震時においてガスダクトに不利な振動を起さないようにしてある。

ガスダクトの熱膨張に対しては、ダクトにヒンジ付きベロウを配置し、かつヨビン式支持形式とし軸方向応力を曲げ応力の発生を防ぐこととしている。

また一回路のダクトは圧力容器の中心を含んだ同一垂直平面内に含まれるように配置し、ダクトの重量は定荷重鉤手によって温度変形が起きた場合もつねに一定の力で建物に支持されるようにしてある。

ガスダクトは長大で撓みやすい構造であるが、以上のように常時の熱応力を減じ、かつ地震時の応力減少にも十分の配慮がはらわれている設計方針は妥当なもの認められる。

(c) なお、細部の設計にあたっては次の各項に対して注意することが望ましい。

(i) 燃料取扱装置に対しては、その対震安定性と地震時の緊急止めつけ方式について検討すること。

(ii) 冷却池は上部砂層中に浮かされているが、地震時における砂層の局部支持力低下のため、不同沈下による亀裂発生等により、池水の地下への漏洩の危険がないよう、構造全体としての耐力ならびに防水に対し検討し、また冷却池と他構造物あるいはパイプ類との取りあわせ部に対しては振動時の相対変位、不同沈下等のため損傷をきたさないよう注意すること。

(iii) 1次冷却系枠構、安全保護系、計測制御系、非常用発電電源等は、その構造と取りつけに対し地震上とくに注意すること。

(4) 模型実験、振動試験等

(a) 日本原子力発電株式会社およびG.E.C.側において模型ならびに部品に対し各種の構造耐力実験が行われ、これらの実験によって得られた資料が構造設計、数値解析ならびにその検討に利用されている。

この種の実験は、とくに新しい構造形式のものに対しては、その設計の根本方針の確立と、細部枠構の実効性を確かめるためきわめて有用なものと考えられる。

なお、今後その細部設計を合理化し確実にするためG.E.C.側で行う実験と緊密な連絡を保ちつゝ、会社側においても独自の立場においての実験の継続が望ましい。

(b) 構造物の一応の竣工の後、ガスダクト、熱交換器中の配管その他構造物の各部ならびに全構造系に対して精密な振動試験等をおこない、地震時ならびに常時運転時における共振現象に対して安全かつ支障がないことを確かめ、必要に応じて補強その他適当な方法を講ずる計画は妥当なもの認められる。

8. 放射線障害対策

(1) 設計基準

遮蔽 廃棄物の設計にあたっては科学技術庁告示昭和32年
第9号のほか、1958年ICRP勧告および原子力炉安全
専門部会の答申(昭和33年11月27日)にもとずき従業員
および発電所周辺の一般公衆の受けると思われる放射線量率
放射性物質濃度が上記の基準に規定された許容値を十分下まわ
るように設計した方針は、妥当なもの認められる。

すなわち、

- (i) 遮蔽設計に関しては運転員に対する年間線量率が 1.5 rem
をこえないようにしたこと。
- (ii) 気体の排出基準に関しては、煙突からの大気への放出率を
 Ar-41 で平均 $600 \mu\text{C}/\text{秒}$ 以下としたこと。
- (iii) 液体の排出基準に関しては、一般公衆に対する許容濃度
 $1 \times 10^{-8} \mu\text{C}/\text{cc}$ を十分下まわるようにしたこと。

(2) 遮 蔽

- (a) 建物内は申請書の線量率分布によれば一応遮蔽の点では支
障はないものと認められる。
- (b) 原子炉建物から外部に常時放出されるガンマ線については、
原子炉建物周辺における48時間/週勤務の非放射線従業員
に対して $0.5 \text{ rem}/\text{年}$ (換算 $0.2 \text{ mrem}/\text{時}$)を、また、
敷地周辺の居住者に対し $0.15 \text{ rem}/\text{年}$ (換算 $0.017 \text{ mrem}/\text{時}$)
の値をそれぞれ遮蔽設計上の見地から採用することが妥当と
思われる。

このような考え方にもとずき、原子炉建物周辺に対する線
量率が申請書に記載された周辺等線量率線図(地表面)のよ
うな分布であることを前提として検討した結果、

- (i) 管理区域外における従業員の被ばく線量率は $0.5 \text{ rem}/\text{年}$
以下に十分おさめられるので、被放射線管理上の支障はない。

(42)

- (ii) $0.15 \text{ rem}/\text{年}$ の等線量率線の一部は、日本原子力研究
所予定敷地内にてているが、民家からは遠くはなれている
ので、一般公衆に対する影響は無視し得ると考えられる。

なお、敷地南側の日本原子力研究所予定敷地との境界に
おいては、線量率が $0.15 \text{ rem}/\text{年}$ をこえているので、こ
の向題に関して同研究所と協議することが望ましい。

(3) 気体廃棄物

- (a) 通常運転時に放出される気体廃棄物中で Ar-41 を向題
として取りあげているのは一応妥当と思われる。生体遮蔽
冷却塔中に含まれる Ar-41 の放出量は、 Ar-41 の全放
出量の大部分をしめ、約 $550 \mu\text{C}/\text{秒}$ と推定しているが、こ
の数値の推定には種々の仮定が入っている。しかしたとえ
これが相当上まわっても安全性に影響を与えとは思われ
ない。

- (b) 年一回おこなう予定の冷却塔のブローダウンも Ar-41
の放射能減衰をまつて行うこととしているので向題はない
と思われる。

- (c) 東海村周辺の廃棄ガス濃度を算出するに当って用いた英
国気象局の濃度計算の方法は種々検討の余地もあるが、現
在のところやむを得ない実用的な推定方法であると思われ
る。この方法によつて求めた結果と東海村における実験資
料とを比較したところ矛盾はでていない。

- (d) 上記の方式にもとづいて濃度を算出するためには現地の
大気安定度、風向、風速等の気象要素が必要である。それ
には主として水戸地方気象台の資料を用いてあるが、海岸
より約1.2km内陸にある水戸の方が海岸にある東海村よ
りも一般に煙の拡散に対する気象条件が悪いため濃度が高
く算出されるから、この資料を採用してもさしつかえない
ものと思われる。

(43)

(e) 10年間の水戸の観測資料を整理した統計資料から考えられるきわめて悪い条件のもとに濃度を計算した結果を通常運転時に廃棄される放射性ガス量にあてはめて換算すると、周辺一般公衆に対する許容濃度に対し一桁以上低いことが明らかである。

(f) 英国気象局の計算式は風速2m/秒以上の場合適用されているものであり、それ以下に適用するのは外挿になる。しかし、かりに2.0~0.5m/秒まで計算してみると、濃度は許容量以下となり、かつそれとの差が相当あることが明らかである。

(g) 静穏の場合の濃度については、英国気象局法は適用されないので、別途に考察する必要がある。しかし、東海村の静穏継続時間を調べ、これを用いて廃棄ガスが大気によって希釈されないとしたときの年間線量の上限を求めても、敷地の内部でも100μremをこえることはないので問題にならない。

(h) 東海村周辺の地形性によって、平常運転時における廃棄ガスの濃度が局部的に増加したとしても、それによる被ばく線量が甚だしく増加する可能性は少ないと思われる。しかし一般的に地形性の気体状廃棄物濃度に与える影響についてはこれを無視してよいものではなく、十分に判断しうる長期間にわたる資料の収集が望ましい。

(i) 上記廃棄ガス濃度の推定はあくまでも算定結果をもとにして長時間の平均濃度を推しはかつたものであるから、将来の運転時に対応して設計および工事の段階において野外放射線監視施設の数と配置については十分の配慮をすることが望ましい。

(4) 濾過装置および換気装置

放射性じんあいの除去のために濾過装置がついているが細部の設計資料が不詳の箇所もあり、現段階での検討には困難な点

が多い。したがって取りつけ箇所ととも設計施工の段階において障害対策上十分検討する必要がある。

また換気装置についてもその換気措置に関して前述と同様の検討が必要である。

(5) 使用済燃料の取りあつかい

使用済燃料の取りあつかい方法の考え方はおむね妥当と思われるが、冷却池については漏洩防止の点にとくに注意して設計施工する必要がある。

さらに冷却池は雨覆いをしていないが、じんあい、塩分の混入による影響等を考慮すると、これを覆う建屋の設置およびこれにともない建屋に換気装置を設けることが望ましい。

(6) 固体廃棄物

所内各所からの固体廃棄物は遮蔽された地下の建物内に貯蔵することとしているが、これらスラッジ、グリーン・サンド等放射性廃棄物の貯蔵槽は漏洩が皆無となるような構造とすることが望ましい。

(7) 液体廃棄物

(a) 放射性の液体廃棄物は放射性物質を濃縮し、濃縮した少量の固体は永久貯蔵し、一方、液体は許容濃度以下にまで除染され、さらに希釈して海中に放出することとしている。このような液体廃棄物処理システムの考え方は妥当と思われるが、その処理能力については、事故等の場合をも考慮し、施設の容量、性能等に関し、設計施工の際に十分検討する必要がある。

(b) 冷却池よりの排水は十分除染希釈のうえ、海中に放流される計画としているから、海水汚染に対する安全性は一応確保されているものと思われる。

(8) 放射線管理

申請書に述べられている放射線管理方針は妥当であると思われるが、具体的内容に関してはなお不確定のものが多いので、放射線管理の重要性にかんがみ、設計、施工等の段階において

嚴重に検討する必要がある。

(9) 安全対策

原子炉事故が公衆および従業員に危害を与えるのは炉内の放射性物質が相当量外部に放散されることによるが、これを防止する本質的な方法は燃料溶融の防止にある。また考えられる原子炉事故の種類は数多いが燃料の溶融をひき起す可能性のある事故として反応度事故と冷却能力喪失事故とがあげられる。

本申請書においては基本方針としてこの点に重点をおいて重大事故の解析を行い、安全対策を講じていることは妥当である。

(1) 安全対策

前述の基本方針にしたがって安全処置施設として

安全保護系

緊急停止装置

緊急時炭酸ガス注入装置

緊急冷却装置

等が設備され、燃料溶融にいたる事故をおさえ、放射性物質の外部への放散量を制限する設計をとっていることは妥当と認められるが、今後詳細設計にあたっては、これらの施設の細部構造について十分な検討の必要がある。

(a) 安全保護系

原子炉が正常運転を逸脱した場合にその安全を確保するために、原子炉警報装置と原子炉停止装置が設けられている。

原子炉警報条件としては、原子炉各部の異常温度上昇、1次冷却系の故障、計測制御系統の故障、破損燃料検出装置の故障、各種電源故障、中性子束レベルの上昇等20数種の要素が考えられており、これらの要素の選択はおおむね妥当であるが、これ等警報に対する運転員の適切なる処置が必要である。

原子炉のスクラム条件としては、高中性子束、短原子炉

周期、冷却ガスの過剰温度上昇、冷却ガス圧力の過大変化率、燃料および黒鉛温度の過剰上昇、炭酸ガス主循環機の2台同時故障、故障回路の主弁の上下とも閉鎖不能、制御棒および停止回路の電線喪失、および地震等約10数種の要素が考慮されている。また、制御棒系としては微調整棒、粗調整棒A、B、安全棒の4組からなり、これらのうち1組の制御棒系の落下で原子炉スクラムが可能である。また原子炉停止回路は安全性の確保と誤動作による運転の中断をさけるために各系は独立しており、大部分に「2 out of 3」回路を採用している。

制御棒駆動および原子炉停止回路用電源喪失事故に対しては、制御棒は自重により落下するフェイル・セルフの設計となっている。

以上のことから原子炉スクラム系の基本設計方針は妥当であり、常時10分の点検保守が行われていればスクラム不能の可能性は皆無といえよう。ただし、詳細設計にあたっては、方式の選定、動作値の設定等については運転の自由度とも関連し十分な検討を行う必要がある。

(b) 緊急停止装置

原子炉停止装置の不動作はまず考えられないが、万一地震時等において制御棒チャンネルが歪んで制御棒が炉内に挿入し得ない場合を想定して通常の原子炉停止装置の後備保護として緊急停止装置が設備されている。

この機構は通常の原子炉停止系とは完全に独立した系となっており、地震動、地震による変位、ガス圧力変化率等の信号により動作し、49箇のスタンドパイプ中にボロン鋼球を落下させることになっている。

この小型ボロン鋼球(16mmφ)はチャンネルが変形して制御棒が入らぬ場合でも確実に炉内に投入されると考えられる。

またこの装置の制御容量は4%K、投入に要する時間は数秒以下で、全体の名のボロン鋼球の投入により原子炉を完全に停止しうる設計になっており、十分な安全率があるといえる。

この緊急停止装置を設けたことにより、安全保護系とあいまっていかなる場合でも原子炉は確実に停止しうると考えられる。

なお地震時およびガス圧力変化時等以外においても、本装置を通常の原子炉停止装置の後備保護としても活用しうることを望まれている。

然しこの装置は原子炉の安全を確保する最終的後備保護装置であり、またこの装置はこの炉がはじめの試みであるので、基本的設計の考え方は妥当であるが詳細設計にあたっては、実物実験を行い動作の確実性を確認するとともに、運転に入った後も定期的試験によりその動作を確認する必要がある。

(c) 緊急時炭酸ガス注入装置

ガスダクト破損のような事故が起った時は、炭酸ガスが大気へ多量に放出され、逆に大気が炉内に浸入するおそれがある。このような事故に備え炭酸ガスを注入し、浸入空気を炉外へ排除し、炉内へ空気浸入を防ぎ、破損燃料の酸化増進を防止する目的で、とくにこの原子炉では緊急時炭酸ガス注入装置を設けることになっている。この装置は炭酸ガス循環装置とともに緊急冷却装置の主要部をなすもので、その計画方針は妥当と認められるが、なお詳細設計に当っては注入炭酸ガスの状態と量および注入方法などについて、今後綿密な調査研究を行うことが必要である。

(d) 緊急冷却装置

事故時に炉が停止して2時間後の崩壊熱は平常時の熱出力の1.3%であることが解析されている。この崩壊熱を除去するのに必要な冷却水の量は、常用圧力の炭酸ガスとして平常時の1.3%と仮定されている。この炉の炭酸ガス循環装置は

5-(3)に述べてあるように事故時にそなえ、主駆動装置である蒸気タービンに対し、緊急時の蒸気源として所内ボイラーをもち、さらに補助駆動装置として各ブローア-に電動機を備えている。

炉内の炭酸ガスが常用圧力であれば、その自然循環によって崩壊熱を除去できる見込である。

しかし、上記のいずれかの駆動装置によってブローア-4台のうち、2台が作動すれば、常用圧力の炭酸ガスに対しては蒸気タービンにより、またガスダクトが破損し、ガスが大気圧に陥った場合でも蒸気タービンあるいは電動機によって1.3%の流量(常用圧力の炭酸ガスに換算)を確保できる機能を備えるように計画されている。またそういう事故時に空気が炉内に浸入することを防ぐ目的で、前述の緊急時炭酸ガス注入装置を備えている。以上この原子炉に計画されている緊急冷却装置は、上記事故時の崩壊熱を除去し、炉内への空気浸入を防ぐ機構を原理的に備えているものと認められる。

しかし、ブローア-の電動機が備えるべき容量、回転速度および供給電源ならびに緊急時炭酸ガス注入装置の容量などについての詳細決定を行う場合には、次のことを実験あるいは実測などによって十分に解明しておくことが必要である。

- (i) 燃料被覆フィンと炭酸ガスとの間の低流量時における熱伝達特性
- (ii) 2台のブローア-を使用した場合、約2,000あるチャンネルにどのようにガス流量が分布されるかという問題、ならびにチャンネルのギャグ調整と流量分布との関係
- (iii) 低回転速度におけるブローア-の特性
- (iv) ガスダクト破損時に想定される空気浸入量

(e) 非常用電源

原子炉の安全のために必要な補機および制御計装関係の電源は蓄電池により供給されるので、短時間の停電による供給

停止の恐れはないと思われる。非常用電源としては、ディーゼル発電機2台が備えられていて2分以内に確実に動作することになっている。万一不動作の場合にも約20分は蓄電池により必要電源は確保されるので、非常用電源の確実な動作を確認するため保守に十分留意すれば長時間の電源完全喪失の恐れはないものと思われる。

万一短時間電源が完全に喪失しても、炉停止系はフェイル・セイフに設計されているので炉は停止されると思われる。

2. 事故解析の結果

(a) 反応度事故

反応度事故としては制御棒の連続引き抜き、原子炉の温度変化、キセノンのバーンアウト、過失による燃料要素の装填等が考えられるが、問題になるのは、起動時および出力時の制御棒の連続引き抜き事故と考えられる。

本申請書において重大事故として、この二つの場合について解析していることは妥当である。

起動時連続引き抜き事故に対しては (i) 起動操作が運転員の注意のけられた状態で行われること、(ii) タイムスイッチによって無制限な連続引き抜きが制限されていること、(iii) 多くの独立した警報装置および原子炉停止装置が用意されていることなどにより、危険な事態に到達する恐れはない。

出力時連続引き抜きに対しては (i) 自動制御系が動作していること、(ii) 多くの独立した警報装置および原子炉停止装置が用意されていることによって事故は防止される。

いずれの場合においても、原子炉停止装置がかみならず動作することは期待してよい。しかも、この場合には冷却系は完全であるから、原子炉が停止すれば燃料溶融の危険はなく、外部への災害は皆無と云える。

(b) 冷却能力喪失事故

二次冷却系の事故(二次系破損、給水ポンプ停止、復水ポ

ンプ停止、冷却水循環ポンプ停止)の際には予備装置および予備電源によって対処し得る場合が多く、またこれらの不動作を予想しても燃料溶融にいたる可能性はないといえる。しかしノ次系の故障の場合には燃料温度に直接関係があるので、十分検討している。

i) 炭酸ガス主循環系の停止

1台停止の場合には流量のアンバランスを検出して主弁が閉鎖される。主弁の閉鎖時間は約10秒である。自動制御機構により、95%の流量で運転の継続が可能である。自動制御機構不動作の場合にはスクラムされる。

2台の同時停止ということはその可能性が少いが、この事態がおきた場合には、原子炉はスクラムされる。

停止後の崩壊燃除去は残った2台の炭酸ガスの自然循環冷却によっても目的は達することができ、原子炉の安全性は確保されると認められる。

ii) ノ次系熱交換器側の破損

この場合は主弁によって故障区間が除去され残りのノ次冷却系は完全な状態にもどるので (iii) 項よりもはるかに楽な状態といえる。ただしガスダクト破損と同時に主弁も不動作の状態を考えれば (iii) 項と同じ条件となる。

iii) ノ次系圧力容器側の破損

主ガスダクトノ本が完全に破損し両端から加圧ガスが流出する場合に相当する等価面積 5.5 m^2 の開孔に対する解析を行っている。さらにこの種の大事故の発生の際には、原子炉ノ次系の炭酸ガスが外部に流出するため、冷却水の定常流に乱れを生ずるので破損箇所的位置によっては若干の時間(例えば圧力温度現象の終了するまでの時間として30秒~1分間)は冷却能力が完全喪失する可能性がある。したがって、本事故解析においては、さらに苛酷な条件として、1~2時間におたり熱除去がまったく行われないこ

とを想定した解析がなされている。この場合原因が地震である場合とそうでない場合において考察すると、

(イ) 破損原因が地震でない場合

この場合には、破損箇所以外は健全と考えられるので次に考える地震の場合よりも装置の動作条件は容易であるとえられる。

ただし、原子炉停止装置は迅速に動作する必要があるため、ガス流量、ガス圧力率の検知動作は确实迅速に行われる必要がある。

(ロ) 破損の原因が地震の場合

設計地震力以上の地震に対しては、1次系の破損と同時に若干の機械の故障、動作不能を当然予想しなければならぬ。

しかし設計に仮定した地震力は、実際に予想される値に対しかなりの安全率をもっているし、たとえ主要部に破損がおさるにしてもこの直前に原子炉停止装置および緊急停止装置および緊急停止装置が動作して原子炉はただちに停止するはずである。

本申請においては、

(イ) 1次系破損後直ちに原子炉停止が行われた場合

(ロ) 事故後3秒で原子炉停止が行われた場合

について解析を行っている。

その結果、事故発生後2時間以内に1.3%程度の冷却ガス流量を確保すれば、燃料被覆溶融の危険はないことがわかった。

またチャンネルが完全に閉塞したと仮定して検討したが、隣接チャンネルに上記流量が確保されるなら危険はないことがわかった。

要するにタービで述べた安全対策により原子炉が确实に停止し、崩壊熱除去に必要な長低流量が確保されるな

らば、燃料被覆溶融による放射性物質放散の危険はないといえる。

(3) 事故の評価および災害の推定

(a) 事故の評価

前に述べたように、ガスダクト破損時において燃料溶融による分裂生成物の放出は考えられず、破損燃料検出装置によって検出し得ないような微細な欠陥を有する燃料からの放出のみが検討の対象となる。

この場合、欠陥を有する燃料の本数および欠陥の大きさ、原子炉容器内の炭酸ガス中への空気混入率、燃料の温度等が問題となるが、この点についてとくに検討を行った。

欠陥を有する燃料の本数については、コールドホール発電所の運転経験等にも徴し、破損燃料検出装置で検出される破損燃料要素の本数は年間20本程度におさえられる運転計画である。したがって、非常に悲観的に考えても、ダクト破損時に炉内に存在する欠陥燃料要素は5本程度である。これに対し、本申請書においては、〈ケースI〉で10本、〈ケースII〉で25本という苛酷な数を想定している。

欠陥燃料要素の本数については、申請書においてはこの条件を満足するように運転する計画であるので、この本数算定は妥当なものと考えらる。

酸化床については、計算の基礎として〈ケースI〉では全部 1cm^2 、〈ケースII〉では10本は 1cm^2 、15本は 1mm^2 をとっている。破損燃料検出装置で検出されるウランの表面積は 1mm^2 程度であるので、このような計算仮定は十分安全側にあるといえる。

ii) ウランの酸化量は空気の混入率の影響が大きい。本発電所においては空気の混入を防ぐため 9-11-10 に述べたような緊急時放射性ガス注入装置を設けており、

<ケース I>では事故後 10 分間は空気混入率 50% とし、その後 10 分間で放射性ガスを注入して空気を追い出すと仮定し、

<ケース II>では事故後 2 時間混入率 50% とし、放射性ガス注入系が働き、終局的にも 10% の空気混入率と仮定して計算を進めている。

iii) 事故時の燃料ウラン温度としては、

<ケース I>では 10 分間は炉内流量を零とし、その後放射性ガス循環装置の補助駆動装置が動作し、1.3% の流量を確保しうるものとして燃料液温最高温度を求め、これよりさらに 50°C 高い温度をとり、

<ケース II>では事故後 2 時間は 600°C とし、その後上記補助駆動装置が動作し、24 時間で 500°C となると仮定している。

以上のような仮定のもとに酸化するウラン量は、

<ケース I> 5.4 ㌦

<ケース II> 10.5 ㌦

となり、放出されるヨウ素のキュリー数は、

<ケース I> 0.65 キュリー

<ケース II> 2.5 キュリー

となる。<ケース II>は、実際には起り得ないような苛酷な条件をもととして算出された数値であると考えられるが、今後の被害の推定にあたっては安全をとる見地から <ケース II> の数値によつた。

(b) 被害の程度

(i) このような最悪事故時の分裂生成物の放出に際しては、英

国気象庁の方法を用い最悪の気象条件として風速 2.5 m/sec、安定気温分布をとり、沈着速度(チェンバレンの定義による)を 2.5 cm/sec とつて計算した影響範囲の推定方法は現在のところ実用上やむを得ないものと認められる。

ii) また、このような計算に際して周辺一般公衆の幼児に対する放射性ヨウ素の甲状腺に与える影響を最大と考え、この被ばく限界を 25 r/m として一時的避難および食物摂取制限の可能性について推定試算した方法は、問題を最悪の条件のもとに評価したものと考えられる。

iii) 以上の計算結果によれば、最悪気象条件下における最悪事故の発生の際において、周辺一般公衆とくに幼児の一時的避難の必要範囲は原子炉設置予定地から風下 440 m の距離内にとどまり、民有地にまで及ばないから、まったく支障はないものと判断される。

いま、かりにこの影響範囲を 2 倍の距離にとつてみても、このような事故時において一般公衆はもちろぬ幼児すら一時的な避難の必要性はほとんどないものと思われる。

iv) また上述の最悪条件下では、一部農作物に一時的摂取制限の必要が生じる可能性もあり、その範囲は原子炉敷地より風下約 1 Km になる。これは幼児に対する制限であり、大人に対しては支障はなく、適切な事後処理によって安全を十分に確保することができると認められる。

(4) 本申請書では、コンテナを設けない計画となつている。この実の可否を検討した結果、本原子炉においては、その本来の特性に加えてとくに緊急停止装置ならびに緊急冷却装置が付加されているので、前記の事故評価の結果よりみれば、十分な安全性が保たれ、コンテナに関する上記の考え方は妥当なものと認められる。

10. 技術的能力

(1) 日本原子力発電株式会社は、昭和32年11月、実用規模の発電用原子炉を輸入し、原子力発電所の建設、運転操作これにともなう電気供給の事業を営むことを目的として設立されたが、設立にあたっては、その事業内容等を考慮して、各電力会社からすでに2年ないし3年にわたって原子力発電に関する調査研究を行った技術者を受け入れて技術陣の主体を構成し、現在、約70名の技術者が原子力発電所建設の技術面を担当している。また本発電所の建設にあたって、その設計と建設工事の大半を行う英国のGECは、現在英国のハンターストーンに同種の原子力発電所を建設中であり、英国型原子力発電所の設計と建設に豊富な経験を有していると思われる。さらに日本原子力発電株式会社としては、この種原子力発電所の建設に豊かな技術的経験をもち英国原子力公社と技術援助契約を結んでその指導を受け、建設に万全を期する体制にあるので、日本原子力発電株式会社での原子炉を設置するために必要な技術的能力があると認められる。

(2) この原子力発電所の運転管理体制については、現在大学卒の技術者約55名、工業高校卒の補助者約45名、計140名を計画しているが、これはこの原子力発電所と同程度の英国のハンターストーン原子力発電所の運転管理の人員(1基分)とほぼ同数である。また現職員のうちすでに6名が英国等において原子炉の運転管理技術を習得して帰国し、そのうち1名は原子炉主任技術者の資格を有している。現在5名が留学中であるがさらに今後運転開始の時までに、英国原子力公社の技術指導と約50人の技術者の英国における実地訓練が予定されているので、原子力発電所の完成予定時である昭和39年6月までには、原子炉の運転に必要な技術的能力は十分確保されるものと認められる。

III. 審査経過

当部会は、日本原子力発電株式会社の内閣総理大臣あて原子炉設置許可申請にかかわるコールドホール改良型原子炉施設についてその安全性を審査するため、昭和34年2月17日第9回部会においてガワ小委員会(主任福田節雄委員)を設置した。

同小委員会は、通商産業省コールドホール改良型原子力発電所審査委員会と合同で審査を行うこととし、昭和34年3月31日ガワ1回会合を開き、以後今日まで110回にわたる会合を開いて鋭意検討を行ってきたが、昭和34年11月9日の小委員会において小委員会報告書の決定をみた。

当部会も、その間9回にわたる部会において、逐次小委員会の審議状況の報告をもととして検討を行ってきたが、昭和34年11月9日ガワ19回部会において本部会報告書を決定した。