

伊方訴訟ニュース

第32号

1976年4月12日

伊方原発訴訟を支援する会 (連絡先: ☎530 大阪市北区神明町4 第1神明ビル
藤田法律事務所内 Tel06-363-2112, 口座大阪48780)

松山地裁、敷地内の土地に断行仮処分

苦悩の中で不退転の決意

さる3月22日、松山地裁は四電からの申請を認め、伊方原発敷地内の係争中の土地を、四電に仮に引き渡せとの、いわゆる断行仮処分の判決を下しました。これは、松山地裁で争われていました「土地裁判」の2名の被告(他の4名は、四電のあくどい工作のためにさきに脱落)に対するものです。同様の決定は、すでに3月4日に、高松高裁で争っていた他の2名の地主さんに対しても出されていました。マスコミは、「長年争われてきた伊方原発の土地問題も解決し、来年4月の営業運転開始への障害は無くなった」とか、「裁判所が、原発の安全性に対して示した初めての判断」などと、一せいに報道しました。

高松高裁の決定以来、覚悟をきめていた地元の反対派の人たちにとっても、やはり大きな打撃となりました。また、「土地裁判」と「行政裁判」の二本立てで進行している事情をよく知らない、支援者や一般の人たちの間からも、「もう伊方は負けたのか」という声が聞かれます。断行仮処分というのは、事態が緊急なために、裁判の最終判決を待たずに、それと同等の効果を持たすという決定です。で、こんご「土地裁判」を続けても、よほどのことが無い限り、逆転判決を期待するのは、

たしかに困難なことなのです。

今回の判決の大筋は、つぎの2点から成っています。第1は、土地契約の際に、だまされたり、原発の危険性を知らなかったりしたのだから、契約は不当で無効だ、という地主さんたちの主張は斥けられ、契約の有効性が認められたこと。第2は、来年の夏までに、伊方原発の営業運転を開始することは、「四国における電力需要を常に充足しなければならない責務を負担している」四国電力にとって、緊急かつ必要であり、それにくらべると、土地の利権の喪失や、原発の危険性に併う、地主さんたちの損害は、取るに足りないものである、ということ。

行政訴訟とも関連の深い、原発の危険性については、つぎのように判断しています。「本件原子力発電炉には放射能の漏出を防止す(以下27頁に続く)」

第13回公判

4月22日午前10時 松山地裁大法廷

被告側 内田、村主両証人の反対尋問
断行仮処分への抗議をこめ、安全審査の張本人に、さらなる痛撃を!

証言記録 6

村主証人（被告側）の主尋問（第11回公判 1976年1月29日）

（文中の数字は調書の丁数を示す）

裁判長 お名前は村主進さんですね。

村主 はい。

裁判長 あなたの生年月日は？

村主 大正13年4月19日

裁判長 職業は現在何ですか

村主 日本原子力研究所安全工学部長

裁判長 現住所はどこですか

村主 水戸市渡町2490の3

裁判長 それでは、証言に先立って宣誓を
（宣誓書朗読、署名）

「³ 上野 代理人の上野です。証人の経歴は、
この別紙1に書いておる通りですか。

別紙1 証人村主進の経歴

1. 大学卒業後の略歴

昭和22年 9月 京都帝国大学
理学部物理学卒業
同 年10月 電気試験所基礎部研究員
昭和31年10月 日本原子力研究所
保健物理研究室勤務
昭和37年 3月 理学博士
昭和44年 9月 日本原子力研究所東海研
究所動力試験炉管理部長
昭和48年 5月 日本原子力研究所
東海研究所安全工学部長

2. 現職及び主な公職

日本原子力研究所東海研究所安全工学部長
原子力委員会原子炉安全専門審査会審査委員
通商産業省原子力発電技術顧問会顧問

村主 はい

上野 結局、現在は日本原子力研究所東海
研究所安全工学部長で、原子力委員会原子炉
安全専門審査会審査委員をしておられる、と
いうことですね。

村主 はい

上野 本件訴訟で問題になっております、
伊方原子力発電所の設置許可についての安全
審査に関与されましたか。

村主 はい。しました。

上野 それは、特にどういう方面について
関与した「⁴というようなことがいえますか。

村主 私は炉工学が専門ですので、炉工学
という面を担当しました。

上野 それから、先生が原子力の方の研究
をされたのは、いつごろからですか。

村主 私、学校を卒業して以来、放射線の
計測をやっておりますので、昭和22年以来
いわゆる原子力の研究に、といていいと思
いますが、実際に原子炉にタッチしましたの
は、昭和30年からです。

上野 それはどこでタッチされたのですか

村主 昭和30年から31年まで、米国の
アルゴンヌの国立研究所で、スクール・オブ
・ニュークリア・エンジニアリングというと
ころに行きまして、原子炉工学を勉強したの
が手はじめです。

上野 別紙2に、原子力分野での略歴が書
いてありますが、これに間違いありませんか。

別紙2 証人村主進の原子力分野での略歴

- 昭和30年10月～昭和31年6月まで原子炉工学習得のためアメリカのArgonne National Laboratory, School of Nuclear and Engineering に留学
- 昭和31年10月日本原子力研究所に勤務
- 昭和33年8月放射線審議会専門委員
- 昭和35年2月及び7月 IAEA主催 Panel on Safe Operation of Critical Assemblies and Research Reactors に日本政府より委員として出席
- 昭和38年11月～昭和39年 動力試験炉建設部において放射線管理面の技術的問題の解決に当たる。この期間以降軽水型動力炉の研究、開発の責任者としての業務も行う。
- 昭和41年5月 以降軽水型動力炉の研究、開発、運営に専心、現在に至る。
- 昭和45年2月 原子力委員会原子炉安全専門審査会審査委員
- 昭和45年4月 通商産業省原子力発電技術顧問会顧問
- 昭和46年6月 E C C Sに関する調査を行うためアメリカへ出張
- 昭和48年8月～同年9月 IAEA 主催原子力発電所安全設計指針に関する会議に出席
- 昭和49年9月～昭和50年9月 A E C 主催（昭和50年9月の会議はN R C主催）軽水炉安全性研究情報会議に出席
- 昭和50年6月及び同年10月 I A E A 主催原子力発電所国際安全基準技術評価委員会に出席

村主 はい、間違いありません。

上野 原子力発電用の原子炉の研究に関与されたのは、いつからですか。

村主 昭和39年からです。

上野 それはどういう事情で。

村主 動力試験炉（J P D R）で最初は、保健物理を、つまり放射線管理をやってほし

いという話で行きまして、しばらくして次の炉工学の方を手伝ってほしいということで、原子炉工学をやるようになりました。

上野 それは日本原子力研究所で、ずっとやってこられたのですか。

村主 はい、そうです。

上野 別紙3に、先生が発表された主な論文で、原子炉関係の論文をあげてありますが間違いありませんか。

別紙3 証人村主進の主な論文等

1. 主な研究論文

原子炉事故時における安全基準解析

Measurements with a Whole Body Counter

Correlation Between Ingestion, Body Burden and Excretion of Cesium-137 in Man

Postoperation Inspection on J P D R Pressure Vessel in 1968

Review of Safety Aspect of Nuclear Power Plants in Japan

2. 主な総説、解説論文

原子炉施設の安全（原子力工業1970年4月号）

わが国の原子力発電所の運転経験—J P D R（電気学会誌1972年5月号）

原子力発電所の解体の可能性（原子力学会誌1972年2月号）

Possibility of Dismantling a Nuclear Power Station (Atoms in Japan 1972年7月号)

原子力発電所の事故、故障の実態（ジュリスト1975年580号）

原子炉の安全性研究の現状（原子力工業1975年10月号）

原子力発電入門（昭和44年日刊工業新聞社）

原子力安全性ハンドブック（昭和50年産報）

原子炉安全工学（昭和50年日刊工業新聞社）

村主 はい、間違いありません。

上野 それでは、発電用原子炉の安全性につきましておたずね致します。まず、その安全性を確保するための基本的な考え方というものがありますか。

村主 はい、あります。

上野 どういうものですか。

村主 基本的な考え方の第一は、平常運転時において、周辺の公衆と従業員に対しまして、放射線障害を与えないような線量以下に被ばくを抑えることですが、実際にはこれのみならず、as low as practicable の立場に立って、さらに低い線量に抑えるということが第一点であります。第二点は、これを実現するために、異常の防止、抑制をはかるという点が第二です。そのように致しますと、いわゆる事故というものが発生するとは考えられませんが、第三点としまして、万一の事故に対して周辺の公衆に対し障害を与えないようにする。そういう三つの考え方が大きい考えであります。

上野 そのような三つの基本的な考え方に立っておるということですが、そういう考え方は、原子炉の安全性を審査するに当たってはもっと具体的にされておるのでしょうか。

村主 はい。原子炉の安全性を審査する場合には、この三つの考え方が、原子炉の系統とか設備に適用して、それで充分であるかどうかということを議論します。それで、安全審査に当りましては、系統とか設備とかが、⁷そういった考えにそった装備になっているかどうか、そういった装備が実証性があるかどうか、それから、そういうものが余裕があるかどうか、信頼性があるかどうか、まあそういった観点に立って審査をするわけです。

上野 いま、余裕があるかといわれましたが、何の余裕ですか。

村主 容量的に余裕があるか、それから、安全的に余裕があるかどうか、まあそういうことです。

上野 容量的というのでしょうか

村主 たとえば、廃棄物処理系統で、月に100トンの容量の廃棄物が出るとしますと、それに対して十分な余裕のある、たとえば、月200トンの設備をする、そういうことです。それから安全審査に当りましては、さらに、これ以外にも、原子力発電所の設計とか製造、建設、運転に対しまして、⁸高度の技術的な管理と、品質保証と、まあそういうふうなことが必要でありますので、そういう観点に立ちまして、管理の考え方、それから、申請者の技術的能力、そういうことも審査致します。

上野 安全審査に当たっては、法令とか安全審査指針というのがありますね。どういうものに基いてやっておられるのですか。

村主 主なものは、原子炉規制法、原子炉運転規則、それから、被ばく線量を定める政令とか。基準関係で我々に一番必要なものは安全審査指針、それから、気象の手引とか、立地審査指針、まあそういうものです。

上野 乙17号証を示します。いま、いわれた安全審査指針というのはこのことですか。

村主 はい、そうです。

上野 乙16号証を示します。先生がいわれた立地審査指針というのはこれですか。

村主 はい、そうです。

⁹上野 乙15号証を示します。先生がいわれた気象手引は、この指針のことですか。

村主 はい、そうです。

上野 それでは、原子炉の安全審査におき

ましては、今いわれたようなことがらを審査しておるということですが、具体的にどのような設備を要求されているのでしょうか。

村主 まず、平常運転時に放射線被ばくを抑えるということに関しましては、一番最初にやらねばならないのは燃料です。燃料は酸化ウランの焼結ペレットでできています。丁度、茶わんのように焼き固めてありますので核分裂生成物をとじこめることができます。しかし、燃料は高温ですので、核分裂生成物の一部が拡散で出てきます。それをとじこめるために、燃料の被覆管があります。現在の軽水炉では、ジルコニウムという金属でできています。これが第2番目です。3番目と致しましては、¹⁰圧力バウンダリーで系統の中の放射性物質が外へ出ないようにするわけです。それからつぎに、圧力バウンダリーのポンプとかそういうものから、漏洩が多少致します。それを廃棄物処理系に入れて処理します。ですから4番目として廃棄物処理系があります。そこで処理をして放射性物質を充分除去し、ほとんど問題にならない程度にまでして出すわけです。それから、異常の発生を防止するという点につきましては、計測、制御設備があります。これは原子炉の状態を計測しまして、制御棒をコントロールします。原子炉が¹¹平常の状態¹¹で運転できるようにします。それから、発生した異常の事象を抑制するという点に関しましては、安全保護系とか、原子炉停止系というのがあります。それから、万一の事故の場合に、周辺の公衆に災害を及ぼさないというためには、工学的安全防護設備というのがあります。以上のように列挙しましたようなものが必要ということです。

上野 いま先生は、燃料について二つ分け

ていわれましたね。それはそれでいいのですが、燃料について一つということにすると、大きく六つぐらいに分れるということですか。

村主 そうです。

上野 ここで第1表を示します。証言調書の末尾に添付していただきたいと思いますが、いま、先生が証言されたことをまとめますと、この第1表の、安全確保のための基本的な考え方と、そのための主要な設備という表に書いてある通りですか。

(第1表 次頁参照)

村主 はい、そうです。

上野 ¹²燃料につきましては、あとで、三島先生に証言していただくことにしていますので、はぶきまして、この表の二番目の圧力バウンダリーから以降のことについて、少しお尋ね致します。先程示しました乙17号証の安全設計審査指針によりますと、圧力バウンダリーにつきましては、「起動、停止を含む、原子炉の通常運転時に、原子炉冷却材の存在する範囲のもののうちから、過酷な事故条件下で、弁等により隔離されて圧力障壁を形成する範囲をいう」と、定義されているのですね。これをもう少し簡単に、分り易いということなるのでしょうか。

村主 原子炉の圧力容器内で冷却材が熱せられまして、蒸気発生器、一次冷却材ポンプを通りまして、また炉心にもどるわけですが、この系と、非常用炉心冷却系とがあるのですが、¹³原子炉格納容器を貫通する系統につきましては、隔離弁でとじられています。この弁から内側の系統を、冷却材圧力バウンダリーといいます。

上野 そういう、冷却材圧力バウンダリーと総称されるものの中に入る機械設備という

第1表 安全確保のための基本的な考え方とそのための主要設備

安全確保の為の基本的な考え方	安全確保のための重要な設備とその役割	
	設 備	役 割
1 通常運転時における放射性物質の放出の抑制 (出来る限り低く保つ) 2 異常の発生抑制、拡大の防止 3 万一の場合にも周辺公衆に災害を及ぼさない	1 燃 料	核分裂に伴って発生する放射性物質を一次冷却水の中へ出さない。
	2 原子炉冷却材圧力バウンダリー	一次冷却水中の放射性物質をとじ込めて出さない。
	3 廃棄物処理系	原子炉冷却材圧力バウンダリーから抽出あるいは漏洩等によって出てきた放射性物質を適切に処理し、外部へ出さない。
	4 計測制御系	発電所の安全運転に必要な計測、記録及び制御を自動的に行い異常発生を防止する。
	5 安全保護系及び原子炉停止系	異常状態を検知し、原子炉の停止及び必要な工学的安全施設を的確に作動させ、異常の拡大を防止する。
	6 工学的安全施設	万一の場合にも、大量の放射性物質の外部への放出を抑制及び防止し、周辺公衆に災害を与えない。

のは、どういうものなのですか。

村主 原子炉压力容器、蒸気発生装置、それから一次冷却材ポンプ、加圧器、それらの配管、そういったものです。

上野 工学的安全施設としてECCSがありますね。ECCSの関係では、圧力バウンダリーの中に入ってくるようなものはないのですか。

村主 ECCSのポンプは外にありますが、それから格納容器を貫通して一次系につながっていますが、貫通したところにある隔離弁¹⁴より原子炉サイドは圧力バウンダリーです。

上野 そういう隔離弁で隔離されておる、クローズドされているということですか。

村主 はい、そうです。

上野 原子炉冷却材圧力バウンダリーにつきましては、乙17号証の指針では、その第5で、(1)から(3)まで条件が書いてあるわけですが、簡単に言ったらどういうことですか。

村主 まず第1番は、予想される異常状態に基因する、急激な炉心への反応度増加に対するものです。例えば、制御棒は計測系に追隨して、十分に信頼性の高いものですが、かりに、もし連続的に引き抜くということがあったとしますと、反応度が増え、圧力が増えるわけです。そういう反応度増加に基く荷重に対して圧力バウンダリーがこわれないようにすることが第1番目です。第2番目には、圧力バウンダリーは通常、フェライト鋼か、ステンレススチール¹⁵を使っていますが、脆性破壊が起ると安全性は保てません。脆性破壊というのは脆くなってこわれることですが、こわれることを防止するために、圧力バウンダリーの最低使用温度を、その材料の脆性遷

移温度にある値、圧力バウンダリーの場合には33℃を加えた温度以上になるように設計しなければならないということです。これは圧力バウンダリーが靱性であるような材料であるという範囲の条件であります。

3番目は、圧力バウンダリーが定期的に試験、検査できて、その健全性を評価できるような状態に設計されなければならないということ。

上野 脆性破壊と言われましたが、それはどういうことですか。

村主 脆性破壊というのは、フェライト鋼の場合は、極端に温度が低くなると脆くなります。通常の温度とか高い温度ですと、ひじょうに靱性がありますが、温度が下ると脆くなる。脆性遷移温度というのは、その鋼材が脆くならない温度という¹⁶ことで規定している。

上野 実際の安全審査では、脆性遷移温度は、どのように考えているのですか。

村主 脆性遷移温度というのは、原子炉冷却材圧力バウンダリーの材料から試験片を取ってそれを測定する試験法、我々はシャルピー試験と呼んでいますが、その試験で脆性遷移温度をその材料について求めるわけです。

上野 温度との関係では、実際の圧力バウンダリーは、どういう範囲にあるのですか。

村主 この脆性遷移温度プラス33℃というのが、十分に常温であるということを確認しています。

上野 その33℃の安全余裕をもっているのですか。

村主 そう言ってもいいですし、靱性を確保するための必要な数値だ、と言ってもいいと思います。それから圧力バウンダリーのうち、原子炉の压力容器がありますが、これは

常に中性子に照射されています。とくに炉心¹⁷の横は強く照射されています。鋼材は極端に温度が低いときは脆性を示しますが、もう一つ、中性子に照射されていますと、次第に脆性遷移温度が上がってきます。そのため、压力容器につきましましては、運転中に脆性遷移温度が上がりますので、压力容器の材料と同じロットから試験片を作り、压力容器に入れておいて脆性遷移温度の上昇を常に測定して、压力容器の使用温度を定めています。

上野 そういう方法で、压力容器の安全性を確かめているということですか。

村主 はい、そうです。

上野 ところで、本件伊方発電所における原子炉冷却材圧力バウンダリーは、どのように設計されていますか。

村主 圧力バウンダリーは、いま言いましたように、この1番目の、荷重に対して損傷¹⁸のない設計、ということに関しましては、まず十分に余裕のある設計を、構造、強度的にしています。それから反応度が附加された時の圧力上昇に関しては、加圧器で圧力を吸収するようになっています。それから圧力バウンダリーの安全弁がついてまして、ある一定以上の圧力になりますと安全弁が吹いて、その系統は安全弁の設定圧力より高くなりませんようにしております。

それから2番目の条件につきましましては、いま、詳しくお話ししましたが、まず、こういう材料の、ステンレスについては脆化することはないのですが、フェライト系の鋼材につきましましては、同じ材料につきまして脆性遷移温度を測定して、しかも、压力容器につきましましては、中性子の照射量とともに脆性遷移温度が上るのを常にモニタリングしています。

この試験片を压力容器の中に入れてはいますので、压力容器よりも高い中性子を吸収しますので、常に加速試験をしていることになります。

¹⁹3番目につきましましては、配管とか蒸気発生器、それから一次冷却材ポンプ、これらは、あまり放射線が強くないので、近よって検査できます。压力容器につきましましては、原子炉を停止しましても、非常に近くへ行きますと放射線レベルが高いので、炉内構造物を取り去りまして、压力容器の内面から、超音波探傷や目視検査ができる、という構造になっています。

上野 それから、原子炉には制御棒というのがありますが、制御棒の引き抜き事故、こういうものが起らないようになっていますか。

村主 はい。原子炉制御系統は、常に、信頼性の高いものを使っておりまして、これが安全保護系の多重性、独立性、それにフェールセーフとかプールブルーフとかになっていますので、こわれることは無いと言っていると思います。しかしながら、そういったものが異常現象を起した場合に対しての対策が、ここの1番に書いてあります。

上野 それから、藤本証人は、前回、それから今日の証言にもあったようですが、容器や配管は、通常の状態だったらまあいいけれども、過渡状態時にヒビ割れが成長するかどうかということは全然わからない、そういう証言をしておられますが、その点について、先生は、どう考えておられますか。

村主 私は、今までの実験事実と装置の構造から考えて、そのようなことは無いと思います。まず、反応度が加わったような場合に

は、前に言いましたように、加圧器で圧力を吸収し、安全弁で一定以上の圧力にならないようにしています。一方、実験事実についてお話ししますと、私、「原子炉安全工学」を書いておりますので……

上野 ええ、乙30号証の「原子炉安全工学」を示します。

村主 まず、過渡時にき裂がどうなるかということをお話ししたいと思います。この「原子炉安全工学」の81頁を見ていただきたい。この頁の図4、11は、原子炉压力容器の配管のノズル部を拡大したものです。²¹「実験用の压力容器に、この図面のようにノズルをつけまして、これに内圧の繰り返しをかけて実験をした結果です。ここで図4、11のノズルコーナーという部分は、非常に応力集中が高いわけです。応力集中が高いということは非常に力がかかって、ここがき裂の伝播が速いところです。このノズルは、運転圧力61.5キログラムで使うように設計したものです。圧力の繰り返しは、0から110キロまでです。ですから運転圧力の約2倍近い圧力の繰り返しをやっているわけです。この等高線はき裂の先端の進行の速度です。この線は、1万回、1万5千回、2万回、2万5千回、3万回、3万3千回と。3万3千回で貫通しているわけ²²です。このように、運転圧力の2倍の圧力変動においても、ほとんど進展せず、何万回かかけて進展するということで、数値的には、1回に約2倍の圧力をかけまして、 10^{-3} ミリメートルの進展です。したがって、こういうき裂は、靱性を保った鋼材に対しましては、このように過大な圧力をかけても徐々にしか進展しないということが言えます。しかし、発生するということに対しまし

ては、供用期間中検査ということを義務づけておりまして、き裂があるかないかということを見るのです。ですからたとえば1万回と言いますと、運転期間で言いますと、非常に長いわけです。それに対しまして、1年に1回の供用試験でヒビ割れの有無を見ていますので、貫通する前に、必ず見つかるといえるわけ²³です。しかも、このように高い圧力をかけても、き裂が急速に伝播することはないのです。これは、压力容器のノズルについての実験結果であります。配管についても同じでありまして、き裂がサイクルの変動において徐々に進むということです。こういうことで貫通き裂が生じる前に完全に見つけ出して、高い圧力をかけてもこわれないということがこの図にあります。検査の見落して貫通き裂が生じたらどうなるかということですが、パイプについて実験結果があるわけです。それは「原子炉安全工学」の102頁を見ていただきたい。この6・1表は、米国のGEのデーターですが、²⁴「19リットル毎分の漏洩を生じるき裂の長さを、4インチ、12インチ、24インチ管に対して示してあります（表では ℓ ）。また、 ℓ_c というのは、限界き裂長さといまして、この長さになりますと、き裂が急に伝播する長さです。 ℓ/ℓ_c が1より小さければいいわけです。この図で分りますように、4インチの水ラインであります。この値が0.5であります。発電所に使っています大口径配管は24インチで、0.13です。しかも、19リットル毎分というのは、5ガロン毎分ありますが、現在、伊方発電所は、1ガロン毎分漏洩したら検出できるようになっています。1ガロンは3.8リットルです。つまり漏洩量が5分の1です

から、 ℓ の長さがもっと小さい時に検出できます。たとえば、4インチ管では、0.5より²⁵もっと小さい値になります。しかも、圧力バウンダリーからの漏出は、必ず格納容器の下へのピットに落ちますし、蒸気になったものも格納容器に充填しますので、どこで漏洩しても必ず見つかるわけです。それで、1リットル（ガロン？）毎分のところで運転を止めることができるし、そうになっています。したがって、配管とか圧力容器がこわれることはないし、過渡状態で圧力が高い時にもこわれることはないし、しかも、この表にありますように、直径が大きい程、 ℓ/ℓ_c の比率は下ってくるということは、圧力容器のような大きいものは、さらにこの比率が下って、そういうことはない。運転管理を義務づけてその通り²⁶させることになっていますので、圧力容器や配管が、過渡状態でこわれるということはないといえます。実験事実に基いてお話ししました。

上野 この安全審査指針の5の（3）で、機器は試験検査ができるような設計であることとなっていますね。これは具体的に、どういう試験、検査をやるわけですか。

村主 配管とかポンプとか蒸気発生器とかこういうものはですね……。蒸気発生器は、水室を開放しまして中を見る、それから蒸気発生器の細管は渦電流で検査します。それからポンプは開放検査をします。パイプは保温材を外しまして超音波探傷を行います。それから圧力容器は、炉内構造物を取り出しまして内面から超音波探傷を致します。まあ、そういうことによって検査をすることになっていますし、検査できる設計になっていることを確認しています。

上野 それでは、設備のところの3番目の廃棄物処理系が、どういう風に²⁷安全性が要求されているかについて、簡単に説明して下さい。

村主 廃棄物処理系につきましては、その発生源とか発生する種類によって、それぞれ区別して処理できるようになっています。それから漏洩のない構造にすることが必要であります。3番目に、これらの廃棄物処理系は耐食性の高い材料で作ることが必要です。4番目と致しましては、廃棄物処理をして最終的には固体の状態にしますが、処理したあとのきれいな液体あるいは気体は、微量の放射性物質を含んでおりますので、安全であるということを確認するために、放射線モニターをするということです。5番目としまして、固体廃棄物は安全に保管できるということが必要です。以上の5点を常に考えて安全審査をするわけです。

²⁸**上野** 廃棄物処理系については、いま言われた5つの安全目標を置いて検査しておられるというわけですね。

村主 はい、そうです。

上野 それをもう少し分けてお聞きします。まず、気体廃棄物処理系について、そういう5つの要求項目を頭に置いて、どういう風に安全性が審査されておるかということを簡単に説明いただけませんか。

村主 はい。気体廃棄物がどこから出るかということをお話したい。気体廃棄物は、一次冷却材の一部を抽出して、ほう酸の濃度を調節している化学体積制御系のタンクの中で一次冷却材中のガスを抽出します。それから、格納容器内に漏れた一次冷却材を貯蔵するタンクに、カバーガスがあります。

水が増えるとカバーガスが出るわけですが、それをこちらに導きます。²⁹それから、ここに脱ガス器があります。そこからの空気もガス貯留タンクにためまして、放射線モニターをやってから外に出します。まず、モニターをして出すということが第1点。それから、ガス貯留タンクはスチール製で、内面をゴムライニングをして腐食しにくいようにしてあります。この系統は溶接をしており漏洩の少い構造となっています。

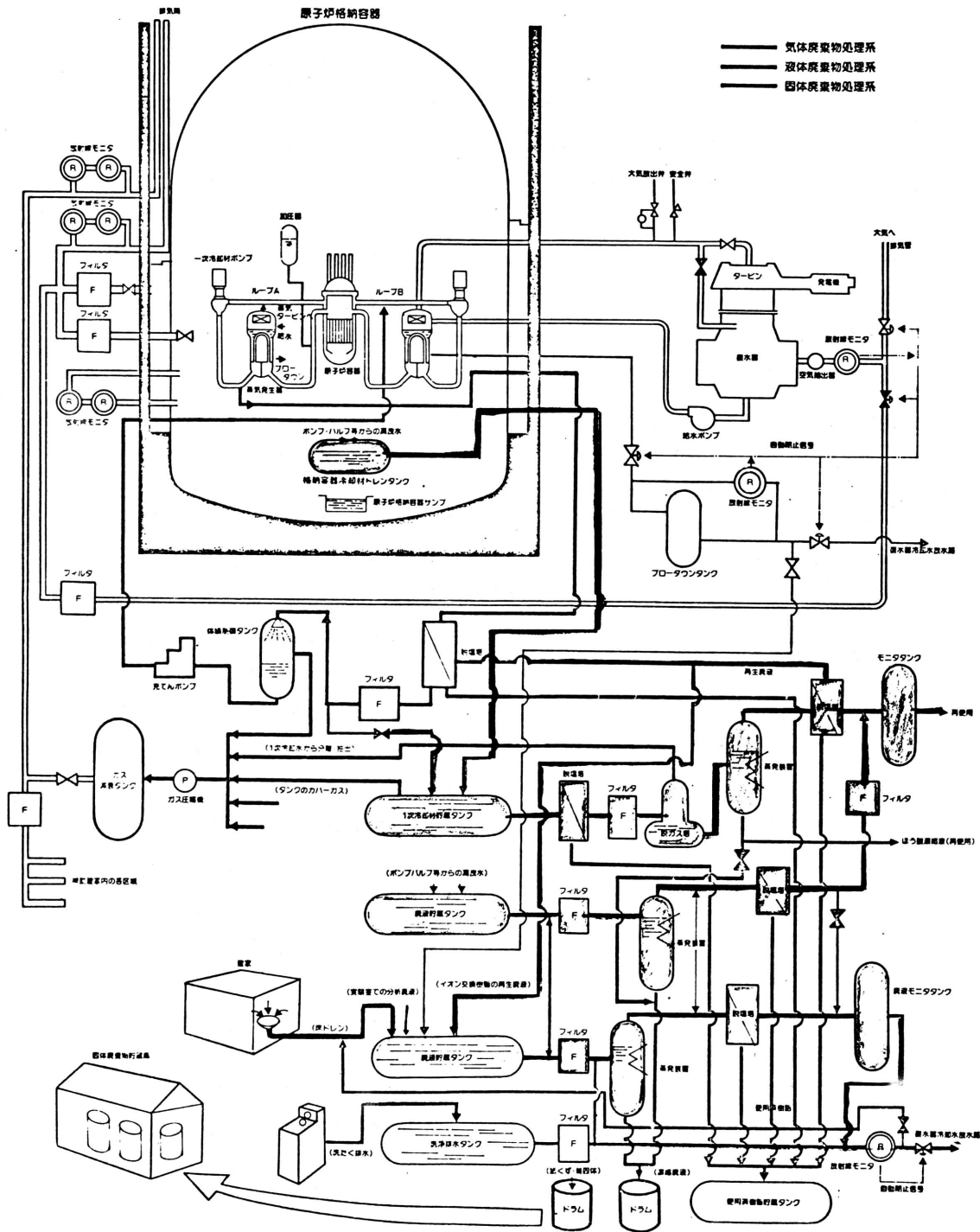
上野 それでは次に液体廃棄物について説明していただきましょう。これは、第2の1図として、証言調書の末尾に添付していただきたい。

(第2—1図 次頁参照)

村主 この図面は前の図面と同じですが、液体廃棄物の処理系のみを色をかえて書いてあります。まず、処理系には4つの系統があります。一つは一次冷却材貯蔵タンク。2番目が廃液貯蔵タンク。3番目は化学物質の入った廃液貯蔵タンク。その下が洗滌廃液その他です。まず一次冷却材貯蔵タンクには、³⁰「どういうところから出てくるか」といいますと、原子炉の一次系のポンプやバルブから漏れたもので、それをタンクに導くのです。これら水質は良いのですが、放射性物質の濃度が非常に高い。廃液貯留タンクといいますが、原子炉補助建屋のポンプやバルブからの漏洩をためたもので、この廃液は2次系ですので放射能の濃度は低いのですが、水質は悪い。3番目の廃液貯留タンクといいますが、イオン交換樹脂を再生した廃液や、³¹「測定のためのサンプリング液の廃液などを入れます。これらの廃液中の放射性物質の量は、ほんのわずかですが、薬液が入っているために水質は

非常に悪いわけです。それから洗たく廃液は、発電所の従業員が着用した衣類を洗たくした液で、放射性物質はほとんど含んでいませんが、水質は悪いものです。こういう風に、種類別に分けてあるのです。一次冷却材貯留タンクにつきましては、まず、脱塩器で放射性物質を取り、フィルターで固型分をとります。そして排ガス器でガス成分を取り、それから蒸発装置で蒸発して、結局、蒸留水だけを分け、それを脱塩器を通した後、³²「モニターをします。これは水質が非常に良いので、外に出さずに再使用します。それから2次系のポンプの廃液貯留タンクですが、これはフィルターで固型分を取り、蒸発装置で蒸留水だけをとり、脱塩器でもう一度きれいにします。そうすると、水質のやや悪いものが良くなり再使用できますので、フィルターで固型分をとって再使用するわけです。再使用できない時は、モニターして外に出しますが、原則的には再使用します。それから化学薬液につきましてはフィルターで固型分を取り、蒸発装置で蒸発させ、脱塩器を通りましてから、放射性物質の量をモニターします。それで放出しても周辺放射線被ばくに影響のない程度であるということが分りますと排出します。それから、³³「洗たく廃液に関しましては、放射性物質をほとんど含んでおりませんので、フィルターで除去し、モニターしながら排出します。もし放射性物質の濃度が高い時には、フィルターのところから蒸発装置の方に送り、蒸発して脱塩器を通して処置をすることができます。液体廃棄物処理系は、このようになっています。溶接工法とか、ステンレスと内面のゴムライニングなどは、すべて気体の時と同じようにしてあります。

第2-1図 放射性廃棄物処理系統説明図(液体)



上野 では次に、固体廃棄物の処理はどういう風にされておりますか。

村主 固体廃棄物の処理につきましては、液体廃棄物を処理した際には、すべて何らかの固体廃棄物になる。まず、イオン交換樹脂ですが、これは何べんも再生して使いますが、ある程度使いますと再生能力がなくなりますので、これを捨てなければなりません。これを捨てるために使用済樹脂の貯蔵タンクがあります。³⁴それから蒸発処理をした際の濃縮廃液はドラムカンの中にコンクリートづめにします。また、プラント内で使いました紙くずとか雑固体も、やはりドラムカンに入れます。こういうドラムカンは、固体廃棄物の建屋に保管します。ここでは安全に保管できるようになっています。

上野 それでは、先程の5つの要求項目の中で、第2として漏洩のない構造、それから第3の十分な処理能力を有していること、という要求がありますが、これらについてはどうですか。

村主 漏洩のない構造という点については溶接構造にしています。十分な処理能力につきましては、たとえば、ガス減衰タンクは、ここでは1こしか書いてありませんが、6つあります。1つが約100立方メートルの容量です。6つありますが、そのうちの2つは予備で4つを使います。³⁵気体の廃棄物の発生推定量は1か月約100立方メートル、すなわちタンクの容量に等しい。ですからまず第一の容器は廃ガスを30日間ためます。その前の容器は過去の30日間ためたものです。その前の容器は30日間ディケイをすんでしまったタンクです。さらにその前のは、30日以上もディケイさせたものです。ですから

30日以後、いつでも放出できるようになっています。あとの2つは予備で、十分な余裕を持っています。

液体について見ますと、たとえば一次冷却材貯留タンクは、125立方メートルのものを3基もっています。一次冷却材の保有水量が約169立方メートルですから、125立方メートルのものの3基で、保有水量の2倍の容量をもっているということです。³⁶そういうことで充分余裕をもたせた設計になっています。

上野 固体廃棄物のところで、ディケイという言葉を使われましたが、どういうことですか。

村主 ディケイというのは減衰ということとして、放射性物質は時間とともに放射性物質の量は減りますが、それを減衰、英語ではディケイと言っています。

上野 それから、第4、第5の要求としてモニターで監視するということ、それから、保管が安全にできるということ。こういう点に関してはどうですか。

村主 気体の廃棄物処理系ですと、外へ出す時に必ずモニターする。液体廃棄物処理系ですと、貯留タンクから出す時には必ずモニターして出します。環境へ出す出口は、ここしかありません。再使用するものは外に出しませんし、³⁷外に出す時は貯留タンクに送り、必ずモニターして出します。

それから、安全に貯蔵できることというのは、固体廃棄物の倉庫についてですが、この倉庫は、ドラムカンを充分安全に置けるようになっていますし、使用済樹脂タンクは耐食性の材料でできていて、建屋の中で保管しています。

上野 そういう廃棄物処理につきましては、1から5までの条件を課して、それらが守られるということを審査するということですが、その結果、環境へ放出される放射性物質の評価は、本件の伊方原子炉では、どういう風になっていますか。

村主 伊方原子力発電所の1号炉では、気体の放射性物質、これらはすべて合算致しまして、年間20,600キュリーとなっています。これによる被ばくは、伊方の周辺の³⁸一番高いところで年間0.6ミリレムという値になると評価しています。それから液体の排出物は評価の結果が年間1キュリーであります。その年間の被ばく評価は、年間に0.01ミリレムです。

上野 その結果は安全審査指針の基準から見て非常に小さいものですね。

村主 はい。もちろん許容線量、年間500ミリレムに比べて非常に低いですし、それからALAP (as low as practicable) の考えにもとずく年間5ミリレムに比べても非常に低いわけです。

上野 それでは次に、安全設備のうちで4番目に書いてあります、計測制御系、それから、5番目の安全制御系および原子炉停止系、これらにつきましても安全審査指針では基準を設けておりますが、これは簡単に、分り易く説明していただくと、どういうことになりますか。

村主 乙第17号証の4・3の安全保護系からお話しします。まず安全保護系は単一チャンネルの故障とか、不注意から使用状態からの取り外しを行っても、安全保護系の保護機能が失われないように、すなわち³⁹必ず動作をするように、重複性をもたねばならない

ということです。さらに2番目として独立性をもつということ。これは重複性をもったチャンネルの一つが故障した時に別のチャンネルが故障しないように独立性をもたせるということもありますし、安全保護系が原子炉停止系のほかに計測制御系につながっている場合に、それからの悪影響を受けないように分離しなさいということも含まれています。それから運転中に試験ができるような設計であることも必要です。4番目として、電源の喪失とか、系の配線が切れたとか、そういった状態になると安全な状態になる、これをフェール・セーフといいますが、エネルギーがなくなったらスクラムするような信号が出る。そういうのが安全保護系の条件です。

上野 前回、内田証人は、安全保護系に要求している事項として、1から7⁴⁰までの項目をあげて、操作の自動化だとか、単一故障を考えても十分な性能がある。多重性、独立性、フェール・セーフ、フル・プルーフ、高信頼性、そういう項目に分けて説明されたのですが、先生のいまの説明と同じなのでしょうか。

村主 はい。矛盾はしておりません。ただここに書いてあるもの以外に、というか、ここに書いてあるものを組合せて説明した、ということです。

上野 安全審査指針では、そういう条件が要求されているということですが、本件の伊方発電所の原子炉の場合には、具体的に、どういう設計になっておりますか。

村主 第3図に安全保護系の図が書いてあります。原子炉停止系を動かすものの一つとして、原子炉の圧力が高くなった時というのがありますが、これはその例です。圧力は加

圧器の気相部分で測定しています。⁴¹まず系統の説明を先にします。ここに圧力を測定する検出器が3つあります。これに供給する電源がそれぞれ別々にあります。この信号が双安定回路に入ります。双安定回路は、ONかOFFできる回路です。この信号は電圧に変えられていますが、その電圧が設定値を越えますと、OFFになり、設定値内ですとONになります。この安定回路が3つあり、3つの電源がそれぞれ独立についています。この回路から出る信号はAトレインに入れてありますが、3つのうち2つが働きますと、トリップ信号を出す。同じような設備がトレインBにもあります。同じ3つの信号が来ますがそのうち2つだけで働くわけです。⁴²A、Bそれぞれの系統には、制御棒クラスターを上部に引きあげている装置の電流を開閉するリレーと、テスト用のリレーとが、それぞれ備わっています。

こういう風になっていますが、まず、原子炉安全系の1番目の要求、すなわち、チャンネルの単一故障あるいは使用状態からの単一の取り外しを行っても、保護機能を失わないように重複性をもっているということに對しましては、ここに3つあり、ここも2系統になっています。たとえば圧力検出器の一つの調子がおかしければ、回路がOFFになってトリップ信号を出すことになっている。⁴³だから、他の2つの検出器から信号がもう一つ入れば原子炉がとまることになります。これがチャンネルの単一故障の場合です。次に、たとえば安定回路の調子が悪い、たとえば電源がなくなるという時にはトリップ回路が働く。それから、この双安定回路の調子が悪いから修繕しようとする、その時は必ずトリッ

プ信号が出るようになっています。これが、使用状態からの単一チャンネルの取り外しということになっています。

2番目の独立性というのは、この系とこの系とが電源も別で完全に独立している。すべてそのような独立性をもった設計となっています。

それから運転中に試験ができるような設計であるということですが、試験するためには一つ一つの系統にトリップ信号を入れて働くことを確かめる。それからセンサーにつきましては、出力の電圧を測定して確かめる。これらは運転中でもやれます。テストをしていない他の2系統が異常に對して働きます。それでは、これらは一こづつしか検査できないか、ということに對しましては、3つに同時にトリップ信号を入れて働くかどうかを検査⁴⁵します。その時はテスト回路は閉じていますが、制御棒クラスターはつかまえたまま原子炉は運転を続けています。では、そういう時に異常状態が出たら働かないのでないかということになりますが、そうではなくて、異常状態がある時は、テスト回路が開き、原子炉停止系のリレーが働いて制御棒は落下するようになっています。

4番目の、駆動源の喪失、系の遮断等、不利な状況になっても最終的に安全状態に落ち着く⁴⁶ようになるということにつきましては、いまでも説明しましたように、たとえば、圧力検出系の電源が切れると、出力電圧はゼロになります。それから、たとえば、制御棒クラスターをつかまえている装置に流れている電流は、電源が切れると流れなくなって制御棒は挿入されます。

上野 いま先生は、原子炉を停止する系に

ついて説明されたわけですが、安全保護系というのは、その他にも、いろいろ使われているのですか。

村主 はい。安全保護系の信号の先は、まず原子炉停止系です。それから運転中の原子炉を制御します原子炉の制御系です。それからもう一つは、異常状態を検出しまして、工学的安全施設を働かすような時には、工学的安全施設を働かすような信号を送ります。

上野 乙1号証の2を示します。本件の設置許可書の添付書類ですが、この第8章の99ページを示します。そこに、トリップ信号一らん表と書いてありますね。そういう風にいろいろの所に使われておるということです。

村主 はい。原子炉停止系も安全系も含めて、トリップ信号がこれだけ出ます。

上野 トリップ信号というのはどういうのですか。

村主 トリップというのは英語ですが、旅ということの意味のほかに、転倒という意味です。

上野 何を意味するのですか。

村主 異常ということですね。異常のために出す信号ということです。

上野 それでは次に、原子炉の停止系、それから工学的安全施設等についておたづねしますが、安全保護系というのは、いろいろな異常状態が発生したときに、必らず働いて原子炉を停止させたり、ECCS等の工学的安全施設を作動させたりすると言えるのですか。⁴⁷

村主 はい。いま説明してお分りのようにそういうことが言えると思います。

上野 原子炉の停止系については、安全審査指針に書いてありますね。これをもう少しし

分り易く説明できますか。

村主 原子炉停止系というのは、原子炉の核分裂を停止させる系統でして、まず第1番目は、原子炉の運転中とか、高温待機中でもいいのですが、燃料を設計上許す以上にこわさないように、未臨界にできる系統が二つなければならぬということです。2番目にはその二つある系統の少くとも一つは、運転上の過渡状態、たとえば制御棒の連続引き抜きというような時、においても原子炉を未臨界に、すなわち、連鎖反応を停止することができるようなものでなければいけない。それから3番目は、一番効果の大きい制御棒が、一本引き抜かれた時でも、原子炉⁴⁸は未臨界でなければならぬということです。4番目は、事故状態においても原子炉を停止できるようなものでなければならぬということです。5番目は、制御棒一本の連続引き抜きとか、誤動作があったとしても、燃料が設計上許す以上こわれないようにできなければならないということです。6番目は想定事故ですが、制御棒ハウジングが破断して制御棒がとび出し、非常に大きい反応度が加わった時の圧力波に対しましても圧力バウンダリーが破損しないように。それから、炉心構造物も、ECCSが働かないほどこわれてはならないということです。

上野 伊方の原子炉では、今いわれた、1から6までの要件を充てておりますか。

村主 はい、充てています。

上野 きりがよろしいのでここで休けいします。

⁴⁹**堀内** 代理人の堀内です。これから、工学的安全施設についておたづねします。工学的

安全施設につきましては、乙第17号証、安全設計審査指針によりますと、原子炉施設の破損や故障等に起因して燃料の溶融や大量の放射性物質の放射の可能性のある場合に、これらを抑制もしくは防止するための機能を備えるように設計された設備と定義されていますけれども、それを分り易く説明していただきたい。まず具体的にはどんな設備があるのか。その役割も合せてご説明願いたいと思います。

村主 工学的安全施設は、あの図にありますように、一つは非常用炉心冷却系、2番目は原子炉格納容器、3番目は格納容器スプレー系、そして4番目にはアニユラス空気再循環系、この4つが工学的安全施設です。それでその機能でありますけれども、まず、非常用炉心冷却系は圧力バウンダリーが破断したということを想定致しますと、冷却材が通常の給水設備では補給が間に合わなくなる。⁵⁰「その時に炉心を水づけに致しまして、原子炉の破損を防止するために働くものです。それから格納容器は圧力バウンダリーが破損したということを想定した場合は、圧力容器の中から核分裂生成物が放散するわけです。それを外へ出さないように閉じこめる役割を持っています。それから格納容器スプレー系は、格納容器の中にスプレーを吹かせまして、内の圧力を減圧すると共に、この中の放射性物質とくにヨウ素を洗い落しまして、格納容器の中の放射性物質をてい減させるためのものです。それからアニユラス再循環系です。アニユラス部には配管とか電線の貫通部があり、そこが一番漏れ易いわけですので、ごく微量漏洩するとしますとここ（格納容器と外壁と⁵¹の間、アニユラス部）へ漏洩しますので、その中の放射性物質を負圧にしてとり出す、そ

ういう役目をするものです。

堀内 これらにつきましては、安全設計審査指針の中で6のところで基準が書かれていますが、これにつきまして具体的に本件原子炉においては、この安全設計審査に書かれている基準を充しているということを説明していただきたい。まず、非常用炉心冷却系として、蓄圧注入系、高圧注入系、低圧注入系の3つが備えられているという話がありましたが、それにつきましてご説明願いたい。

村主 まず、種類としましては蓄圧タンク。これはコールドレグ側につながっています。原子炉で温められた熱い水は、蒸気発生器に入ります。したがって入口の方は熱いので、⁵²「ホットレグといわれています。蒸気発生器で熱を渡して、ポンプで炉心の中へ入ります。これは熱をとられて冷いのですので、コールドレグといいます。ですから圧力容器から出る方がホットレグで、入る方がコールドレグです。コールドレグに蓄圧タンクがつないであります。それから低圧注入系については、低圧注入ポンプが2つあって、それぞれ独立に、炉心の中央部に水を送ります。それから高圧注入系も2つありまして、1つは低圧注入系と途中の配管から一緒になって炉心の上部に、1つは蓄圧タンクの配管と一緒に、コールドレグに入ります。系統的にはこういうことです。

つぎに安全設計審査指針の適合性についてお話しします。まず、6-1が工学的安全施設全般についてであります。これは非常用炉心冷却系に適用できるわけです。まず1番は単一動的機器の故障を仮定した場合にも、⁵³「安全機能を果すように多重性にする設計です。これにつきましては、蓄圧注入タンクも高圧

注入ポンプも2系統あります。こういう風に2系統ありますので、一つのポンプがこわれたとしても他の系統から入ります。なおこのポンプは常に定期的に検査しますので、信頼性が高いものを使っているということとともに、こわれるという確率は低いのですが、さらにこわれると仮定して多重性を有するような設計にしています。これが1番です。工学的安全施設の動的機器、すなわちポンプなどは安全性が損なわれないことが示されない限り共用されない設計である、ということになっています。非常用炉心冷却系につきましても、他の機器と共用しているのは、この低圧注入ポンプであります。このポンプはほかに⁵⁴原子炉の停止をした場合、炉心から出る崩壊熱を除去する余熱除去系でも使います。余熱除去は運転中には使わず、圧力が低くなった時に使います。それからもう一つは、燃料交換の時は原子炉のフタをあけて、圧力容器はプールの中に入っています。このプールに水をはるのにこのポンプを使います。これも原子炉が停止してしばらくたって、燃料を交換する時に使います。いずれの場合も原子炉運転中には操作しません。したがって運転中には、低圧注入ポンプとしてだけ使います。したがって安全性が損なわれないということが⁵⁵示されておりますので、共用してもいいということです。

3番目は、重複性に対しまして、一系統で性能を充分発揮できるものを二系統有する設計であること。これは図にも示してありますように、蓄圧タンクも低圧注入ポンプも高圧注入ポンプも二系統あります。

それから工学的安全施設の重要部分が物理検査が可能になるように、それから、系統の

性能試験が定期的に行われるような設計であることというのですが、このポンプにつきましては定期的に、供用期間中検査を行います。供用期間中検査というのは、この系統の、超音波探傷ないしは目視検査のことです。しかし、この系統が健全であったとしても、ポンプを動かして規定の流量がでるかどうかなどいうことを定期的に確かめねばなりません。そういう時には再循環ラインでもどしまして、それで計画流量はあるということを確認するようになっています。これが系統の性能試験です。

これらが一般的な要求事項であります。さらに、⁵⁶6-2に非常用炉心冷却系は、圧力バウンダリー内のいかなる寸法の配管の破断による冷却材喪失事故に対しても、燃料の被ふくの溶融を起さないような設計であるということです。主な系統の配管は非常に大きい配管でありますので、こういう配管が、もし破断したと仮定しますと、圧力は急激に下ります。ですから流量の大きい低圧注入ポンプで水を入れてやれば、炉心は水づけになります。しかし解析の結果、細いパイプが破たんしたとしますと、水位はどんどん下るけれど、圧力はそんなに下らない。このような状況があります。その時には、小さい配管ですから、押し込む水の量は少いけれど、押しこむための圧力が高いようなポンプが必要です。それが高圧注入ポンプです。このようなポンプは、破断信号が出るとすぐ働くわけですが、その時にさらに⁵⁷電源も喪失したという仮定もします。そうしますと、非常用ジーゼルエンジンを動かさなければならぬ。非常用ジーゼルエンジンも二台ありまして、一台の容量で充分であるとされています。非常用ジーゼルエン

デンが動いて充分の容量の電力を供給するまで、解析の上では、このポンプは効果がないという前提に立って解析しています。したがって、圧力が下がった時にすぐ働くための蓄圧タンクを持っています。蓄圧タンクは加圧しておりまして、圧力容器の圧力が一定値以下に下りますと、チェックバルブがタンクの圧力に押されて開きまして水が入るわけです。このように、大きな配管が破断したと想定した時に、発電所の電源も無くなったということを想定して、こういう風な蓄圧タンクも備えています。こういう配管の破断が大きい場合には圧力が早く下って供給する水量が多くなる。⁵⁸配管の破断が小さい時には、圧力の下るのが遅いので供給水量が少くても、充分高い圧力の圧力容器の状態で進入できる。そういう風な容量をもっているというわけです。でまあそうして炉心が水づけになりますと、冷却材喪失事故中にも、最終的には燃料被覆の溶融を防止できるような設計になっています。まあこれに対しまして非常に嚴重な解析を致しまして、解析の結果、炉心の燃料は1200℃を越えない。それから、ジルコニウムの酸化量が15%以下である。それから、水とジルコニウムとの反応によって生じる水素の量が0.1%以下である、というような結果を出しています。

堀内 そうしますと、このような三つの系統が設けられているということは、破断配管の径がいろいろな場合、すなわち、この指針の6—2の非常用炉心冷却系の中に書いてあります、いかなる寸法の配管破断による冷却材喪失事故に対しても、燃料被覆の溶融を防止できるような設計というのが大事であるということですね。

村主 はい。それに対しましては充分、この容量で、しかも一台のポンプで解析をして結果を確かめています。

堀内 それぞれの一つの系統が100%の冷⁵⁹却能力を持つということですね。

村主 はい。

堀内 それでは次に、格納容器について指針との対応をご説明いただきたいと思います。すなわち、6—1と6—2以降の個別のものがあるのですが、この関係では、6—1の安全施設の全般に関することと、6—3の格納容器に関することが問題になるわけですね。それについて現実には、どういう風に適用されているかについてご説明をお願いします。

村主 まず、6—1の全般的なことにつきましては、(1)は動的機器であって、格納容器はポンプなんかもっていませんから、これは適用致しません。(2)も動的機器の適用でありますので何もありません。(3)は非常用炉心冷却系もしくは格納容器スプレー系について言っていますので格納容器そのものには関係ありません。(4)が適用します。⁶⁰この工学的安全施設の重要部分は物理検査が可能になり、系統の性能試験が定期的に行えるようにということです。格能容器につきましては、定期検査ごとに貫通部をよくしめまして、漏洩検査を行うような設計になっています。この漏洩検査によりまして、安全審査の時に約束しました漏洩率以下であることを確かめます。それから、貫通部につきましては、その場所で漏洩検査ができるようになっています。

次に格納容器の個別事項に関しましては、6—3です。6—3は、「冷却材圧力バウン

ダリーの、いかなる寸法の配管破断においても、十分に圧力と温度に耐え、所定の漏洩を越えない設計である」^{〔61〕}ということです。これにつきましては、格納容器の内圧を計算して内圧に耐える格納容器の設計をチェックして我々はOKという結論を出しています。所定の漏洩率を越えないということについてですが、まず、建設当初においても所定の率を越えないような設計です。あと、6-1の(4)で検査できますので、運転した後、ずっと、プラントが動いている間、所定の値を越えないという設計であるということを、我々は調べています。それから格納容器に、フェライト系の鋼材を用いる場合、日本の原子力発電所では、すべて、コンクリートを用いずに、^{〔62〕}鋼材を使っていますが、冷却材圧力バウンダリーと同じように、脆性遷移温度にある値を加えた値が、最低使用温度であるということが必要です。それが(2)で、フェライト系鋼材を用いる場合の耐圧構造となる部分が脆性破壊を防止するため、原則として、その最低使用温度が、使用された材料の遷移温度より、ある値、この場合は17℃であります。最低使用温度といえますのは、過去30年間の使用条件で最低の温度で、そのデータをチェックした結果、遷移温度から17℃を引いた値が、最低使用温度であるということを確かめています。

それから3番目の条件としまして……

堀内 先程、^{〔63〕}脆性遷移温度より高いようにいわれたのですが、いま何か逆のように言われたようですが。

村主 使用条件は脆性遷移温度より、格納容器の場合は33℃を加えたものが、使用温度より(考えこむ)(しっかりせよとの声あ

り)……。使用温度が遷移温度より17℃を加えた温度より以上であるということです。

それから3番目でありますが、格納容器は漏洩しない構造であります、漏洩しないようにするために隔離弁が必要です。貫通部分にはすべて隔離弁をつけてあります。しかも一つのパイプに2この隔離弁をつけてあります。それから原子炉格納容器は必要な場合その漏洩率が試験できるような設計である。これは4番目の一般事項と重複しています。

^{〔64〕}**堀内** 次に3番目と致しまして原子炉格納容器スプレー設備についてですが、これについてはこれ独自の指針は無いわけですから、6-1の全般が適用されるということですか。図でスプレー設備がどれか示して下さい。

村主 スプレー系は燃料取換用水タンクの水をポンプで送り、スプレー冷却器を通りまして、格納容器の上からスプレーノズルを通しまして雨状に降らせます。この系統は2系統で、さらにヨウ素除去の効率を良くするためにヨウ素除去薬剤タンクが備わってまして、バルブを経てヨウ素除去の薬液も一しょに入れるようになっています。

適用性についてですが、^{〔65〕}まず(1)は多重性を有する設計であること。これは独立の2系統があります。それから共用をさける設計であること。これは共用しているものはありません。3番目は、一系統で充分性能のあるものが2系統ある。これは、2系統あるうちの1系統で充分な性能があることをチェックしています。4番目としまして、物理的検査が可能であることについては、もちろん検査はできます。目で見たり、超音波探傷をしたりします。また、スプレー系のポンプは働かせ、計画流量を流して検査することができま

す。

堀内 工学的安全施設の中の最後として、
アニュラス空気再循環設備というのがありますが、これについては、6—1と6—4、こ
こでは空気浄化系と書いてありますが、これ⁶⁶
が適用されることになるのですか。

村主 はい。まず6—1については、前と
同じように多重性を有する設計である。独立
2系統になっています。それから2番目は、
共用の条件ですが、これは共用していません。
3番目は1系統の能力が充分であるというこ
と。1系統だけで充分にアニュラス再循環系
の目的を達することを確認しています。4番
目の物理検査、系統の性能検査につきましては、
同じく配管については、超音波探傷や目
視検査ができますし、フィルターの性能につ
いてはポンプを働かせて、定期的にフィルタ
ーの性能を検査します。またチャーコールフ
ィルターにつきましては、同じチャーコール
フィルターをサンプルとして入れ、それをと
り出して性能試験を定期的に行います。それ⁶⁷
から流量の検査もできます。

それから6—4は、一般事項の(4)と同
じですが、フィルターとかトラッピング剤の
性能を確認する。フィルターの性能確認につ
きましては計画流量を流して除去効率をしら
べたり、前に言いましたようにチャーコール
フィルターのサンプルを使って検査します。
さらに除去効率が充分にあるということにつ
きまして、トラッピング剤についても試験を
したということになるわけです。

堀内 ここに軽水炉安全設計審査指針に対
する適用性についてという、四国電力が伊方
の一号の審査の時に参考資料として提出致し
ました資料を、乙第32号証として提出しま

すが、今おっしゃいましたことが、34頁か
ら46頁までに出ているのですが、ごらんにな
って下さい。

何かもし間違っているところがありました
ら。

村主 私の言ったことと内容的に同じであ
ります。

堀内 では工学的安全施設の系統の指針へ
の適合性、審査の内容につきましては終りま
して、次に、原告からロフト計画で、蓄圧注
入系が作動しなかったと言うことが明らかにな
ったと主張していますが、これは、どのよ
うな実験であったのか。それから、その結果
が現在の工学的安全施設にどの⁶⁸ような影響を
与えているか。ないしは、この工学的安全系
を否定するものかどうかについてご説明いた
だきたい。まず、この実験の目的と概要につ
いてお話しいただきたい。

村主 ロフトの実験と言いますのは、E C
C Sについて言っていますので、ロフトの
800番シリーズのことを言っているのだと
思います。

堀内 答弁書の第4図にロフト実験の説明
図がありますので、これを参考に使わせてい
ただきます。とくに掛図を用意していません
ので、それぞれの設備の名称をのべながら説
明して下さい。

村主 原告側の話しましたロフトの実験と
いうのは、ロフトの800番シリーズの実験
であります。まず原子力発電所の系とどうい
う点が違うかを話します。原子力発電所です
と、ループ数は少くとも2ループ、100万
キロワット級では4ループついていますか、
ロフトの実験では1ループしか模擬しており
ません。⁶⁹それから非常用炉心冷却系は、実験

では蓄圧タンクしかありません。大きい違いはそうありますが、この答弁書の図でお話しいたしますと、内が見えるように書いて原子炉と書いてあるのが、実験用の模擬の压力容器です。压力容器から配管が1本出ておりまして、それが蒸気発生器を通して1次冷却材ポンプを通りまして、压力容器に帰りまして、下りのパイプがありまして、それから压力容器の下部に入ります。この一系統しか無いのです。それから蓄圧注入系が压力容器の下から入ります。800番シリーズ実験では蓄圧注入系は炉心の下部プレナム、すなわち炉心の下の方の容器の底との間の部分、と、ダウンカマー……。

⁷⁰
堀内 ダウンカマーについてご説明願います。

村主 はい。原子炉の運転中は、炉心であたためられた水は、蒸気発生器に入り、そこで熱をとられまして、一次冷却材ポンプで炉心に送り戻されます。送り戻された水は、压力容器とコア・シュラウドとの間を通りまして下へ下ります。この下へ下るパスをダウンカマーと言います。この炉心の下の方が下部プレナム。それから冷却材は炉心を通してあたためられまして、上部プレナムに達し、蒸気発生器に送られます。

そのダウンカマーの炉心の下の方に蓄圧注入系の水を入れたのと、下部プレナムに入れたのとです。その時にこのダウンカマーに入れた水は全部ダウンカマーを通りまして、このコールドレグの破断口から出てしまうという結果になりました。それから下部プレナム⁷¹に入れた水は、かなり下部プレナムに残っているという結果になりました。

で、いずれにしろ、このロフトのセミスケ

ールの800番の実験の目的は、ブローダウン期間中の蓄圧注入系を解析するために、計算コードを実証しなければなりません。そのための実験で、実炉を模擬するための実験ではありません。で、そういう実験をやったわけです。

堀内 するとこの実証しようとしたコードが間違いであったということですか。

村主 いや、そうではありませんで、この第4図のような系統で適用するインプット条件とコードとを比較して実験値と合うようにするというのが目的でありまして、それに対して目的はかなり達している。しかしながらこの蓄圧タンクの水をダウンカマーに入れた水は全部出ています。現在の発電所の解析では、ブローダウン期間中に⁷²入れた蓄圧タンクの水は、全部放出されたという前提の下に計算しています。ですから、こういう実験事実は、大型炉では起らないということが言えると思います。なぜ起らないかというと、まず、ループが1ループであったということです。いま、A、B2ループがあったとします。そして、Bループのコールドレグが破断したという条件でありますと、炉心からの水が破断口から放出されます。それから別には、ホットレグ、蒸気発生器、一次冷却材ポンプを通して放出されます。しかし、ループAの方は、上部と下部のプレナムとつながってしまっていてこれが大きな役割りをします。これはセミスケールにはありません。⁷³それから蒸気発生器の抵抗が実炉と違った値である実験です。それからもう一つは、第4図を見ていただきますと、ダウンカマーの高さは実質的には1メートルしかありませんが、実炉では、4メートルぐらいあります。ちょっとむづかしいこ

とありますが、コールドレグに入れた水はダウンカマーの4メートルの圧力差で押し入れられるわけです。ですから1メートルと4メートルとでは差が大きいので、ダウンカマーに入れた水は全部とび出してしまったわけです。そういう点で実炉とは違います。⁷⁴第4図の上下をくらべていただくと分りますが、炉心の高さは3.6メートルで、コールドレグと炉心の下端は4メートル以上あります。しかし実験では約1メートル。それから実際の伊方の場合、2系統でロフトでは1系統。それから蒸気発生器などの抵抗は、実際の原子力発電所、伊方のような発電所よりも、この実験装置の方が高いということになります。

堀内 現在のECCSの性能の評価とこの実験との関係なのですが、本件伊方の場合にこのような結果が出たことは、どのように評価されていますか。

⁷⁵**村主** ブローダウン期間中に蓄圧注入系から入った水は入らないという仮定を、安全評価に使っています。

堀内 ブローダウン中に入らないという仮定を使っても、なおかつ、これは安全審査の設計指針を充しているという評価ですか。

村主 はいそうです。

堀内 本件伊方の蓄圧注入系に対しては、どんな効果を期待されているのですか。

村主 まず、いままでの話は、一番苛酷な条件のコールドレグが破断した場合ですが、どこが破断する場合も全部考えて解析します。ホットレグが破断した場合はダウンカマーを下りまして、それから炉心を上を通り、ホットレグを通して放出されます。すなわち、ホットレグ破断の場合には、蓄圧タンクの水は炉心を有効に冷却するわけです。それから、

コールドレグ、⁷⁶すなわち、ループBが破断した場合を考えますと、ループBにつながった蓄圧タンクの水は全部放出されますが、ループAの水も炉心に入らないで放出されるとされていますが、一部は実際には炉心に入っていると思いますが、一部は炉心に入ったり、一部はダウンカマーを通して放出されます。そうしますと、ダウンカマーの上部の水は、炉心の水が非常に減圧されていますので、蒸気と水の混合流であります。Aの蓄圧タンクの水が入ってきますと、蒸気は冷却されて水になります。そしてそこが真空になりますと、ダウンカマーの上向き流を起し、⁷⁷炉心には下向き流が誘起されます。したがって炉心の流速が速く炉心冷却に非常に寄与するということになります。この蓄圧タンクの水は全部出てしましますが、いま言いましたように、ダウンカマーの上部の蒸気と水の混合流を冷却して真空にする。その効果は、我々現在、このロフトの800番シリーズより、もっともと実際に模擬したローザⅡの実験で確かめています。

堀内 そうしますと、蓄圧系はブローダウン期間中は入らないけれども、確か先程お話があったと思いますが、続いて25秒ぐらいで、ほかの低圧系や高圧系が作動することになっているから、その間、蓄圧注入系によるかなりの冷却効果を見逃したとしても、乙17号証の安全設計審査指針を十分に充すという風に解釈していいでしょうか。

村主 はい。それからちょっと言い忘れましたが、⁷⁸この蓄圧タンクの水の容量は、ロフトのセミスケールの時の、炉心系統容量とタンク容量の比よりずっと大きいので、蓄圧タンクの水は、ブローダウンが終っても、

まだどんどん流れます。それは炉心に入りま
すので、炉心冷却に寄与するといことが言
えます。

堀内 蓄圧系も、ブローダウン後に寄与し
て、炉心は溶けないということですね。

村主 そうです。

堀内 それでは、いま、ローザⅠ、Ⅱとい
うお話がありました、それについて簡単に
ご説明願えないでしょうか。

村主 ローザと言いますのは、ROSAで
すが、Rig Of Safety Assessment の略
です。これは安全防護設備の試験装置と言
って良いと思います。まずローザⅠと言いま
すのは、ブローダウン期間中の伝熱流動現象を
実験的に確かめるために作られた装置であり
まして、昭和……。

堀内 伝熱流動と言いますと。

村主 伝熱流動と言いますのは、冷却材が
燃料の間を流れますと熱をとります。これが
伝熱ですね。それから流体が、こんどは、水
が蒸気になったり水のままで流れます。熱が
燃料から伝わるのと、流体の流動の状態とが
一つの相関関係をもった現象でありますので、
伝熱流動現象と言います。

堀内 ローザⅡはどういう……

村主 それで、ローザⅠはブローダウン中
の伝熱流動現象を調べるための実験装置であ
りまして、昭和45年から始めまして、47
年一ぱいで実験を終りました。それから、ロ
ーザⅡと言いますのは、この「原子炉安全工
学」の139頁を見ていただきたい。この8
・11図のまん中に压力容器があります。⁸⁰圧
力容器の右側に蒸気発生器、主循環ポンプが
あって压力容器に戻っています。それから左
側にやはり蒸気発生器があり、それから主循

環ポンプがあって、また压力容器に戻ってい
ます。この右側のループの容量1に対しまし
て左側のループは3の容量にしています。こ
れは、だいたい110万キロワットの4ル
ープの模擬をしています。それからECCSに
つきましては、ロフトのセミスケールと違
いまして、蓄圧注入系が入っています。ACC
Ⅰというのは破断ループ側に入る蓄圧系で、
ACCⅡというのが、左のループに入る蓄圧
系です。それからこの図の上にありますよう
に、高圧ポンプがありまして、その先に星印
がつけてありますが、この星印がどこに入る
かといいますと、左右のループとも、⁸¹「コ
ールドレグにもホットレグにも入るようにな
っています。それからダウンカマーと上、下の
プレナムにも入るようになっています。同じく
この図の上の低圧注入タンクは低圧注入ポン
プを通りまして星印をつけてありますが、同
じく星印の同じ場所に入ります。このように、
ロフトのセミスケールと違って、全体の系統
を模擬しています。それから、压力容器と蒸
気発生器の相対的な高さも実際の模擬をや
っています。それから、炉心、下部プレナム、
配管、蒸気発生器のそれぞれの容積も、実際
の110万の加圧水型プラントと同じような
比率にしております。したがってローザⅡと
いいますのは、⁸²ECCSの総合的な機能の評
価するための実験装置であります。

堀内 これはどこでおやりになったのです
か。

村主 原子力研究所の私の部の中です。

堀内 それで、このローザⅡで、先程のロ
フトとの関係で、どんな結果が得られたので
しょうか。

村主 まず、さきにお話しましたように、

ループBのコールドレグで破断した場合ですと、Aの蓄圧タンクの水は、ダウンカマー上部の蒸気と水の混合流を冷却して真空にし、ダウンカマー上向き流、炉心下向き流を誘起するという結果が得られています。そのほか低圧注入系を破断ループBのホットレグ側とコールドレグ側に入れた実験では、ホットレグ側に入れた水は蒸気発生器で二次側の熱をとって水が蒸気となって炉心の方に押し戻されるという結果が得られています。それからループAのホットレグに入れた水は全部炉心に入るという結果を得ています。この結果をたとえば伊方発電所に適用致しますと、伊方発電所の低圧注入系は、ちょうど炉心の上部に入っています。炉心上部の蒸気発生器に近いホットレグに入れると、破断ループの側では蒸気発生器で押し戻されるし、ループAでは全然行かないということは、低圧注入系の水は炉心冷却に非常に寄与するという結果が得られています。このような形式のPWRは非常に非常炉心冷却系は有効に働くということが言えると思います。

堀内 低圧注入系の作動の条件は。とくに時間関係では。

村主 ローザⅡの場合は、低圧注入系は、破断パイプ破断後25秒で入れています。これは休けい時間前に証言しましたように、こういう破断が起こった時に、送電線から得られる電源も同時に無くなり、非常用ジーゼル発電機が動いて、その電圧が容量的に十分であるというまで時間がかかり、それからポンプが動いて水を供給できるという前提に立って実験をしたわけです。⁸⁵「そういう前提は実炉の解析でも同じです。

堀内 ブローダウンの継続時間と、本件伊

方の場合の低圧注入系の作動時間の関係はどうかですか。

村主 ローザⅡのブローダウンの継続時間は、110万キロのPWRを模擬しています。しかしブローダウンの時間というのは伊方の場合とだいたい等しく、10数秒から20数秒の間にブローダウンが終了します。

堀内 それから、藤本証人はLOCA解析は、非常に簡単な解析モデルで行なわれているから、信頼が悪いのだという証言をされているのですが、これに対して先生はどうお考えですか。

村主 この伊方の発電所の安全解析をするその当時は、たしかに1次元のモデルを使っていました。1次元のモデルは確かに簡単であるといえます。⁸⁶「しかし今度は、安全上十分であるかどうかに関しましては、安全上十分であるといえます。といいますのは、簡単なモデルを使えば使うほど、我々は安全余裕をその中にたくさん入れるわけです。そういうことで、どのようなことがあっても大丈夫であるということを我々は計算しているわけがあります。事実、その当時の指針は1次でありましたが、アメリカで3次元でやるような指針が出て、伊方発電所に対しまして、同じく3次元の計算をしました。その結果、やはり炉心の最高温度は1200℃以下であり、ジルコニウム被覆管の酸化量は15%厚さ以下であり、水・ジルコニウム反応は0.1%以下であるという結果が得られています。

堀内 それからもう一つ、藤本証人はその証言の中で、圧力容器と格納容器の健全性はアメリカの研究では明瞭に否定されているとか、容器自身の健全性というのはあり得ないというのが⁸⁷アメリカ側の結論であるという

証言をされていますが、これについてはどのようにお考えですか。

村主 そのようなことはありません。アメリカでも、安全審査のガイドがいろいろ出ております。レギュラトリーガイド 1・4、こういう本を前提にして計算しなさいという規定があります。その規定は、格納容器の健全性、有効性、それに非常用炉心冷却系の健全性、有効性、それはすべて認められています。

堀内 それでは、工学的安全施設に関することは終りまして、つぎに、安全研究のことについて、2、3おうかがいします。原告側また前回の藤本証人の証言におきまして、日本では原子力に対する安全研究はほとんどやられていない、というような主張がなされているのですが、これは、いかがでしょうか。

村主 それは間違いだと思います。安全性研究はずっと前から行なわれています。安全性研究というのを考えますと、二つの方向があると思います。原子炉の安全性を確保する^{〔88〕}ための研究と、原子炉の安全性を評価する関係の二つに分れています。前者については、昭和30年代の初頭から行なわれています。日本原子力研究所もそうでありまして、ほかの国立研究所、メーカー、そういうところでやられております。

堀内 それにはどんな研究がありますか。

村主 はい。私、原研に居りますので、原研のお話をいたしますと、まず、この研究を行いますために、JRR-1、JRR-2、JRR-3、JRR-4、JPDR、JMT R、まあそういう風な原子炉を作りまして、いろいろ実験をしているわけでありまして、JRR-1と申しますのは、Japan Research Reactor-1のことでありまして、研究用原

子炉であります。JRR-1と申しますのは、原子炉の特性を研究する原子炉であります。

JRR-2と申しますのは、燃料、材料の照射のために作られた研究炉^{〔89〕}であります。JRR-3は同じく燃料、材料の照射のために作られた研究炉であります、これは国産技術で作った研究炉とも言えるものであります。

JRR-4は、しゃへい実験を主とした目的とした研究炉であります、ここで原子炉の特性とか燃料、材料の照射をやっているわけでありまして。さらにJPDR、これは、Japan Power Demonstration Reactorの略であります、ここで発電用の動力炉の諸特性の研究をしたり、燃料照射もやっています。さらに、Japan Material Testing ReactorであるJMT Rでは、さらに大量の中性子照射を行えるような、燃料、材料の研究をしています。このような、燃料、材料の研究、および、JRR-2、JRR-3を使いまして、^{〔90〕}圧力容器鋼材の照射脆化の研究、こういうものは、ずっと前からやっておるわけでありまして。これが例として言いました、安全性確保のための安全性研究であります。

次に安全性評価のための安全性研究。これは内容的にどういうものかと言いますと、安全性評価のためには、いろいろのデータを使い、データーのあやふやなものにつきましては、安全余裕を見ておるわけでありまして、その安全余裕を定量化することを目的とした研究であります。この研究につきましては、昭和38年に、政府の委託金を受けまして、原子力産業会議がセーフプロジェクトというのを作りまして、研究所、メーカー、大学の教授が集りまして、非常用……

堀内 いま、政府プロジェクトといわれま

したが……

村主 セーフというのはS A F Eでありまして、Safety Assessment and Facility Establishment のことでもあります。⁹¹「セーフプロジェクトというのを作りまして、工学的安全施設のいろいろの性能評価の実験を始めたのであります。この当時は、それぞれのコンポーネント、もしくは小型実験でありましたけれども、その実験が終わりまして、原子力研究所で大型実験をはじめることになり、それが前に話しましたローザⅠであり、それを終りまして、ローザⅡに移っています。

安全性評価のための研究はこれだけではなくて、反応事故の模擬実験、これはN S R R、Nuclear Safety Research Reactor であります。それから再冠水だけ詳細に実験します再冠水実験、それから、水蒸気とジルコニウムの高温における反応を調べます実験、こういう風なものは現在実施しておりますが、いま終りにいいましたようなものも含めて、広く実施するようになったのは、昭和38年から⁹²です。現在、いろいろたくさんデータが出まして安全余裕が定量的に評価できるようになったというのが現状であります。

堀内 以上で終ります。

(1頁から続く)

べき機能の点では、債務者(地主)ら主張の部位に未解決の欠陥があること」は認めるが、世界中の多数の原子力発電炉で、ここ20数年の間に、「放射能の漏出により周辺の土地、人畜に被害を生じて施設が閉鎖されたのは、昭和33年ごろ英国で一基の廃止があっただけである。」そして「日本では本件発電炉と同型の施設が昭和45年末ころ運転を始め、

その後、さらに数基が稼動するようになったが、これら既設の原子炉では前記欠陥部分等に極く軽微な損傷が生じて、その都度、直ちに運転を停止して損傷部分の修理を実施することによって、放射能燃料が外部へ漏出する危険が生ずるより遙かに事前の段階で、事故の発生を抑止していることが認められる。そして本件売買契約は、債権者(四電)が内閣の公認をえ、その他の法定の手続を履行して進めている原子力発電所建設の一環であることをも総合して考えると、同発電炉の一部分に未解決の前記欠陥部分があるからといって、本件売買契約を無効とするほどの公序良俗違反を疑わせる資料とは認められない」し、「本件仮処分の必要性や緊急性を減殺すべきほどの重大事故発生の蓋然性ないし可能性があると認めるに足る根拠はない」

現在、同じ裁判所で、国の設置許可に対する行政訴訟が進行し、しかも、公判の回を追うにつれて、安全審査のずさんさや、重大な欠陥が明らかにされている最中に、このようなお粗末な判決が出されたことには、強い憤りを覚えます。しかし同時に、「土地裁判」と「行政訴訟」とを、真に一体となって闘うことができなかったという不幸な事態の中で、伊方原発の危険性、さらには、土地売買契約のずさんさなどが、不十分にしか告発されなかったのではないかという疑いが、判決を読めば読むほど、強まってきます。

四電と、これと一体となった国、県、町の行政は、今回の地裁の決定を手にし、地元の運動を一気に押しつぶそうと襲いかかってきています。その工作の対象を地主さんたちにしぼり、「裁判をやめ、おとなしく土地を引き渡さないと、立木の始末費1,500万円の

ツケを廻し、もし払えない時は家財を差し押さえるぞ」とおどし、そして一方では、「来年の営業運転開始にさえ協力してくれば、反対運動や行政訴訟は、何年やってももらってもいい」と奇妙ななだめを使ったり、あの手この手と、文字通り、夜討ち朝駆けで、親類縁者の家にまで押しかけてきたのです。

こうした状況の中で、あくまで土地を守る方策が試みられました。徹去を命じられた立木の所有者から、不当な仮処分の執行停止が申し立てられましたが、これも裁判所は却下しました。立木の“自主伐採”も始められたのですが、期限の10日間に、2町半もある山林の始末ができるはずありません。遂には、立木の焼払いも試みられたのですが、それも、権力の介入で実行できずに終わりました。こうした間にも、苦悩にみちた討論が続けられ、一時は四電に土地を明け渡すことまで考えられました。しかし四電は、執行官と機動隊立合いの下に、600名もの人員を動員し、わずか2,3日で、すべての立木を切り倒し、処分するという暴挙に出たため、地元の人たちも、徹底抗戦を決意するに至りました。

今回の非道な断行仮処分によって、敷地内の土地は、四電に占拠されました。しかし、共斗委員会に結集している現地の人たちは、戦線を整理し、体制をたて直し、全国の反原発運動の支援を得て、あくまで伊方原発の運転を阻止しようとの、不退転の決意を固めています。行政訴訟裁判の役割りは決定的となりました。安全審査のデタラメさをあばいて国側を徹底的に追いつめましょう。そして、裁判官が違っているとはいえ、今回の不当な判決を出した松山地裁に、態度変更を迫るうではありませんか。(Q)

会計報告 (' 76. 3 / 9 ~ 4 / 5)

収入

会 費	7 6,0 0 0
ニュース購読料	8 9,8 5 0
カンパ	2 8,0 0 0
前月よりの繰越	0
計	1 9 3,8 5 0

支出

ニュース代金	1 0 5,0 0 0
郵送料	1 3,1 6 0
為替手数料	1,0 4 5
会場費	7,5 0 0
資料費	8,5 3 0
コピー代	2 7,7 3 0
借入金返済	1 3,2 0 9
計	1 7 6,1 7 4

繰越金

1 7,6 7 6

上記カンパの中には、むつ市の中村亮嗣さんからの自著「キャンパスと原子力」(10冊)と、東京の「ひとりひとりが原子力の恐ろしさを考える会」からのパンフレット「原子力発電は安全か」(40冊)の売上金が含まれています。また、山口県田万川町江崎の榎本幸夫さんから、亡くなられたお父さんの香典返しの一部として寄せられました5000円も含まれています。

どうもありがとうございました。

(事務局)