

# 伊方訴訟ニュース

第30号

1976年2月10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 Tel 06-363-2112, 口座大阪 48780)

——— 第11回公判の現場検証を斗って ———

## 顔面蒼白の国側代理人 重い状況の中で自信を深める原告団

今日の松山は曇り空だ。10時前に地裁前に並びに行く。受付のあたりに、今ではなじみの四電の社員が寒そうに並んでいる。話し合うでもなく、うらめしそうに並んでいる。それにくらべて、毎度のことだが、原告側の表情は皆明るい。

予定通り、午前は、原告側藤本陽一証人に対する国側の反対尋問。国側は、どうやって前々回の藤本証人の、あの明快な証言をつぶそうとするのだろうか。尋問する上野検事の顔は、自信たっぷりに見える。上野検事は、まず、藤本証人の専門分野のことから聞き始める。藤本証人は、物理学会では有名かも知れんが、原子力工学については全くの素人だということ的印象づけようとして、くだらぬ質問をくり返す。「原発に批判的なのは、現場を知らない大学にいる非専門家だけだ」との最近の推進派の態度そのままである。「自分たちは専門バカになりすぎて、広い視野で考えられなくなっている」との、良心的な原子力関係者の声も出ているというのに。「大学でのしごとの片手間ということでは、内田さんも同じこと。現在の原発は、全く不安定、不完全な段階で、物理学者の発言も大いに必要。国も原子力委員に物理学者を任命してい

るではないか」と切りかえされ、上野検事もニガ笑いでごまかす。

検事は、藤本証人の良く知らないと思われることを中心に、意地の悪い質問をする。はじめは、ちょっと、とまどっていた藤本証人も、やがて立直り始める。検事の質問をとらえ逆に、「それこそ自分が言いたいことだった」と、噛んで含めるように話す。反対尋問をすればするほど、藤本証言の内容が鮮明になり、同時に、安全審査の矛盾も明らかになる。「四電からの設置許可申請書や、さらに国側から証拠として出されている内田氏のテキストにさえ、仮想事故ではECCSは働かず、炉心は溶けると書いてあるのに、あなたの質問のおかげで、内田証人は前回に、炉心は溶けることはないと言っておられる。どちらが本当なのか」と藤本証人から問いつめられ、ついに上野検事は顔面蒼白。また、大ま

### 第12回公判

2月26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  
立証段階での一つの山場。原告、弁護団  
傍聴者一体となって国側に痛打を!

じめに「各地の原発がとまっているのは、安全であることの証拠でないか」と質問し、「そうだ、全部止めればいいのだ」と、一せいにヤジと嘲笑をあびる。1時間ちょっとで、早々と反対尋問は打ち切られた。

午後は被告側の村主進証人に対する国側の主尋問。村主氏は日本原子力研究所原子炉安全工学部長であり、伊方原発の安全審査委員でもあった。その証言は、前回の内田氏と内容的には全く同じで、良心のかけらもない御用学者ぶりである。すべて「安全です。うまく行かないとは考えられません」のくり返し。原子炉の安全装置のしかけが、いかにうまくできているかを得々としやべる。ECCSについても、原子力研究所で、その働きがさも実証されたかのようにうそをつく。何も知らない裁判長に、国の権威の下で、安全対策が万全であるということ的印象づけようと、セールスマンよろしく、八百長問答が続く。

原告や傍聴席は、専門語のちりばめられたわけのわからない話が、聞きとりにくい発声で、だらだらと続くので、ぐったりの状態。記者席も後半にはカラッポ。4じすぎに、ようやく、難行苦行から法廷は解放された。

公判の翌日は伊方原発の建設現場の検証である。それに先立ってヒル前から、原発を見下ろす三叉路で、弁護団と住民の交流集會がもたれた。目の前に、これ見よがしにくりひろげられている建設状況を、それぞれが重く受けとめながら、弁護団と住民から、こもごもに、決意と激励とがのべ合われる。闘う者に特有の、共感と信頼が背広姿と野良着姿とを包みこむ。おばさんたちの心づくしの、おにぎりとお漬物のごちそうに、弁護団の面々は舌づつみを打ちながらバクついておられた。

午後1時に、原発のゲート前に到着、原告団と弁護団はヘルメットを支給されて、ガードマンが物々しく固めている構内に入る。「ここから材木を下に落してやったんやが」と、原告の大沢さんが、かつての里道斗争での“古戦場”を指さす。その心のうちを察してしばらくそこにたたずむ。

あらかじめきめられている検証地点にくるたびに、科学技術庁の規制課長が、ハンドマイクを片手に、安全審査報告書そのままに、得意そうに説明する。すかさず、原告や弁護団から“反対説明”の声がとぶ。裁判長も、「そうですか」とか「ここの写真を」などと原告側の説明にも反応を示す。

国側が得意気に、風向計を指さしたのをとらえ「裁判長、あのよう、秋から春にかけては、海からミカン畑や住居の方に放射能を運ぶ風が吹くんですよ」と原告が訴える。

目下、安全審査にかかっている、おとなりの2号炉予定地では、地盤調査用の大がかりな溝が掘られている。その前で、弁護補佐人たちが、「裁判長、現在原子炉を建てているところは、地質調査で断層の見つかった部分を削り取って整地したので、肝心の原子炉の下の地盤は調査されていないのです。今ごろになって、こんな溝を掘っているのも地盤が悪い証拠です」と鋭く訴える。

そのほか、沖合をさして中央構造線の存在を印象づけたり、一見丈夫そうな原子炉の配管や格納容器も、実は溶接の産物で弱点だらけであると説明したり。はじめ得意気だった規制課長も、後半では、心なしか気落ちの態。現場検証の成果も、必らずや法廷でフルに活用されることであろう。（会員 O記）

内田秀雄証人（被告側）の主尋問（<sup>第10回公判</sup>  
1975年11月27日）（後半）

「安全保護系」の特長

上野 安全保護系について先生が説明された中で、7つ程の事項がございましたが、その一つ一つについて簡単に説明していただきたいと思えます。操作の自動化というのは、どういうことでしょうか。

内田 操作の自動化と申しますのは安全上重要な操作あるいは機器の稼働というのは自動的に行なわれるということで、人の判断をその中に入れられないようにするということがあります。絶対に人の判断で操作しないかといいますと、そうではありませんで、例えばある事象がありまして、安全操作するのに例えば30分以上の判断の時間があるというものは、ものによっては人間の判断でもって手動で行ないますけれど、そうでないものは一般に自動的に操作するという意味です。

上野 それから2番目の単一事故を考えても十分な性能があるというのは…。

内田 単一事故といいますのは、故障等にあつてそれが使えないような場合であっても、全体の安全の確保には支障がないということですので、例えばその次の問題であります二重三重というような「多重性」と同じようなことと思っております。

上野 それでありますと、三番目の多重性というのは同じことですね。

内田 そういふことです。

上野 それでは4番目の「独立性」というのは。

内田 独立性といいますのは、二重にある

系統あるいは機器でありまして、一つのものが何らの原因でトラブル、事故があつたと、例えば停電に対しまして安全上の機器を起動する、稼働する為にジーゼル発電を二基持っていますけれども、そのジーゼル発電は必ず別の部屋に入れておくと、それが一つの独立と分離ということでありまして。即ち、仮に1つのジーゼル発電機の施設が火災等によって使えなくなつても、もう一つのジーゼル発電機に対して影響がないようにするということが、独立あるいは分離ということでありまして。

上野 次に「フェイル・セーフ」と言われましたが、これはどういうことですか？

内田 フェイル・セーフとか、あるいはフル・プルーフとか言いますのは、例えば誤操作あるいは誤動作をしたような時に安全側に作動するということです。でありますと、誤つても安全性の方に動くということですよ。

上野 わかり易い例は何かございますでしょうか。

内田 そういふことは、この「原子炉安全工学」にも書いてありますし、又書証の25号にも簡単に説明がございまして。

上野 乙25号証の何ページでしょうか。

内田 乙25号証の24ページから25ページあたりに書きましたのが、そういうことあります。もう少しこまかく書いてあるのが、「原子炉安全工学」。書証の…。

上野 乙30号証。

内田 乙30号証です。第一節、第二節に書いてあると思いますが…。21ページから22

ページ23ページに原子炉保護系の説明が書いてありますが、その2・3図が先程図の3図で説明しましたような内容を持ちました原子炉保護系の論理回路なりあるいは多重性独立性等の説明になっております。それから…。

上野 もう少し、素人でもわかるような例はありませんか。「セーフ・セーフ」とか「フル・プルーフ」の…。まああまり正確な例ではないですけども。…。

内田 (しばらく考えているよう)

上野 それでは、インターロックというものの説明をしていただけますか。

内田 例えば、制御棒を駆動しようという場合には、中性子束の分布を測る計装が働いていることが確認されていて、始めて制御棒クラスタの駆動が行なわれるというようにある施設の駆動の為には前提としまして、別の施設が働く必要がある場合には、その施設が働いていることが確認されて始めて、所用の操作が出来るというそういうのをインターロックというわけです。

上野 そういうのを、今いわれた「フェイル・セーフ」とか「フル・プルーフ」の一つに入っているのでしょうか。

内田 「フェイル・セーフ」とか「フル・プルーフ」とかとは、チョット意味が違うと思います。

上野 違いますか。

内田 はい。

上野 それでは、「信頼性」というのはどういうことをいっておられるのでしょうか。

内田 例えば、信頼性の高い論理回路といいますのは、先程図面でお見せしました「2アウト3」の論理回路といいますと、一つの制御といいますか、例えば圧力なら圧力とい

うものを検出することによって、何んらかの動作をする時に、3つのセンサーから3つの信号を取りまして、その内の2つが働くことをもって起動すると…そういうものは信頼性がそれだけ高いわけです。

上野 今、センサーという表現があったようですが…。

内田 例えば、圧力を検出する検出端をセンサーとって良いと思います。

上野 今まで説明されました原子炉に於ける安全保護系ですね。こういう装置は現在その他の機械施設、例えば飛行機だとか、新幹線だとか、あるいはその他のプラントですねそういうものについても備えられているのでしょうか。

内田 現在の高度な技術を用います飛行機とかあるいは新幹線等は勿論なんらかの安全保護系といいますか、信号伝達装置をもって自動的に操作を行ったり、あるいは電子回路が集中しているのは当然だと思いますけれども、その中を良く詳しく設計の基本方針を調べる事が出来れば、例えば二重性がどこまで達せられているとか、あるいは論理回路にどのようなものを使っているとか、そういうようなことを調べますと、原子炉施設の安全性の方がかなり高いと思います。例えば新幹線でコンピューターで自動的にコントロールしておりますTRC等がありますけれども、それが二重に二台、同じ目的のものが二台あってすでに操作しているかどうかになりますと、おそらくそうはなってないと思います。

上野 そうしますと、発電用原子炉に備えてある安全保護系というのは、現在ある他の機械施設なんかに比べた場合は、非常にそれは安全性が強いと言えるのでしょうか。

素朴な質問ですが・・・。

内田 相対的にいいますと、原子炉施設に設置されております安全保護系は非常に信頼性が高いと。他の一般の産業施設に比べますと安全性が高いと、これはいいと思います。

上野 先程から、原子炉の安全対策としてはまず「クローズド・システム」ですか、そういう放射能物質を閉じ込めるという方法と、それから異常が発生した場合に安全保護系で直ちに探知するという性能がとられているということですが、そういうもので原子炉の安全性は十分にたもてるのでしょうか。

内田 通常考えられる安全性は保てると考えております。（笑い声）

上野 通常考えられます・・・というのは、

内田 というのは、普通の産業施設なり科学施設なりの大きな機械装置なりの考えております安全対策から見た問題とすれば、それでも十分な措置が出来ているわけです。

立地審査のための想定事故とは？

上野 それでは、審査会の立地指針との関係でおききます。乙第16号証を示します。その立地審査指針の中では、万一の事故を想定して事故対策を考えておられますですね。これは先生の今までの証言ではもう安全保護系とかそういうもので十分に原子炉の安全性は保証されているという趣旨の御答論であると思いますが、それであるにもかかわらず、なお事故を想定されておられるのはどういう理由でしょうか。

内田 はい。ただ今、申し上げましたように、通常運転時に想定されますあらゆる外乱が、過度状態にありましても、大きな原子炉事故にならないような対策をとっておる。そ

ういう意味で先程申しました通常の安全対策は十分であるわけでございますけれども、それにもまして原子炉施設の安全対策の1つとしまして、ありそうにもない、起るとは思えないような大きな事故の発生を仮定しまして、そしてそれを設計の対象として安全施設を設置し管理すると。これが想定事故時の安全対策でありまして、これは一般の産業施設等には殆んど考えられてない特別な安全対策でございます。そういった、起りそうにもない事故の発生を仮定して安全対策を立て、しかもその時の立地条件とを対比することがこの立地審査指針の指針でございます。

上野 そうしますと、この立地審査指針で考えておられるような事故対策というものは、現在のある他の通常の施設ですね、例えば飛行機だとか新幹線とかその他のプラントですね、そういうものでは考えられていないといわれるわけですか。

内田 最近、化学装置の一部にはこういう考え方を適応するような動きになっているようですけれども、まだ通常の飛行機とか新幹線等でこのような事故を想定してまでの安全対策は考えてないといつてよいと思います。

上野 いま、想定事故ということをいわれましたが、それはどういう意味を持てるのでしょうか。

内田 想定事故には何を対象にして想定するかということが問題になりますけれども、立地審査指針の対象としております想定事故といえますのは、原子炉施設の立地条件が適切であるか否かの判断の為に考える想定事故であります。日本でありますと、その乙第16号証の「1・2」に書いてありますように、原則的な立地条件として「1・1」でありま

すが、原子炉がどこに設置されますとしても、事故を起こさないように「設計、建設、運転、保守を行わねばならないのは当然のことであるが」と。これは今まで私の申し上げたことでもあります、「なお、万一にそなえて、公衆の安全を確保する為に原則的に次の様な立地条件が必要である」と。そしてここに立地条件の適否を検当する時に、万万一の事故として、2つの大きな事故を想定しまして、その安全評価から立地条件の適切性を判断するわけであります。即ち、その2つの事故といえますのは、まず技術的な見地からは…。その指針の2にありますけれども、1・2のAでありますけれども、技術的な見地からみて最悪の場合は起こるかもしれないと考えられる事故を想定しまして、非居住区域の範囲を評価することになっております。それから、技術的な見地からは起こるとは思えないけれども、更に重大事故を上まわる事故、これは仮想事故といっておりますが、仮想事故の評価をいたしまして、低人口地帯ならびに国民的集積遺伝線量の見地から集積線量の評価をしているわけであります。

上野 先生は今、立地指針に於ける重大事

故と仮想事故ですね。これは最初にいわれた想定事故ですね。これとの関係はどういう具合に考えておられるのですか。

内田 質問の意味が良くわかりませんが。私は申し上げたと思いますけれど、想定事故といえますのは、何を対象にして想定する事故であるかという点が問題であるかと思えますが、立地指針として取上げております想定事故は、立地条件の適否を判断する為に想定する事故であります。そこで日本では、この立地指針の中に、重大事故と仮想事故という2つの事故を想定している。そしてその2つの事故に対して技術的には設計していると。即ち設計基本の事故であると。そういう意味が想定であります。

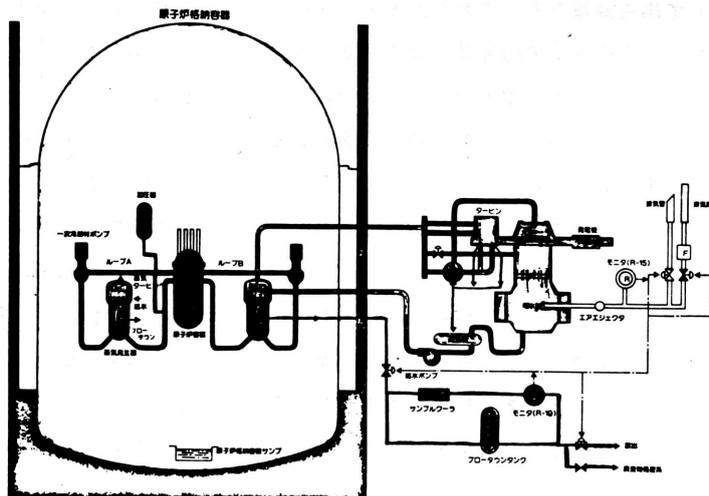
伊方原発の「想定事故」とECCS  
上野 はい。では本件の伊方発電所の原子炉は加圧水型原子炉といわれておりますが、この加圧水型原子炉の想定事故としては、どのようなものをお考えおられるのでしょうか。

内田 図面で。

上野 はい。

内田 まず第1図の系統の説明図で説明い

第1図 主系統説明図

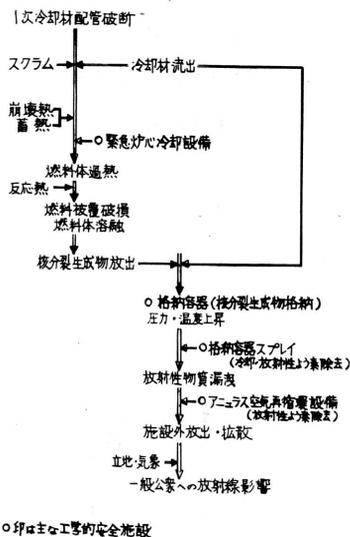


たしますと。燃料が入っております炉心を含みました原子炉格納容器がありまして、一次冷却水がこの様に循環して蒸気発生器によって、熱を二次側の冷却水に伝えているわけですが、立地指針にっております、技術的な見地から見て最悪の場合に起こるかもしれない事故といえますのは、いくつかあるわけでございますけれども、その内で典型的なものが、いわゆる冷却材喪失事故でございます。それはこの一次冷却系の配管は70cm ぐらいの直径の配管であります、これが瞬時に破断するというのを仮定するわけです。勿論、解析の仕方によりますと、この大口径の配管の破断が一番大きな効果を出すということでは、必ずしもありませんので、この冷却材圧力バウンダリーの色々の配管が瞬時に破断することを仮定するわけですが、今説明いたします、この大口径の破断を例にとりて御説明しようと思えます。即ち70cm ぐらいあります大きな配管が瞬時に破断して。これは両端破断ですけれども、そういうことは技術的にはとても考えられないわけです。即ち配管といえますのは、仮に圧力がかかりまして破れるといたしましても、それは縦にそれが裂けるのが一般でありまして、今考えておりますようなギロチン破断といえますのは、仮に考えるといたしますと、溶接部からスポッと抜けることを考えねばならないような破断の仕方でありまして。しかもそれが、瞬時に破断するということは、解析上からいいますとその破断の時間が解析の中で非常に問題になるわけでありまして、瞬時破断といえますのは、例えばミリ秒ぐらいのような破断の仕方をする。それがギロチン破断というものでありまして、冷却材喪失事故の出発点とし

て仮定するわけでありまして。従いましてそういうことは技術的な見地から見ましても、とうてい起こると思えない原因でありまして、仮にそういった配管がギロチン破断をいたしたとしますと、圧力容器の中の水が——これは温度も高く、圧力も高い水であります——原子炉格納容器の中へ流出いたします。そうしますと格納容器の中に放出されました蒸気とか水によりまして、この中の圧力とか温度が上がる。そういうこととなります。系統図を……。

第4図の一次冷却材配管破断想定事故経過説明図でその経過を説明いたします。まず仮定

第4図 1次冷却材配管破断想定事故経過説明図

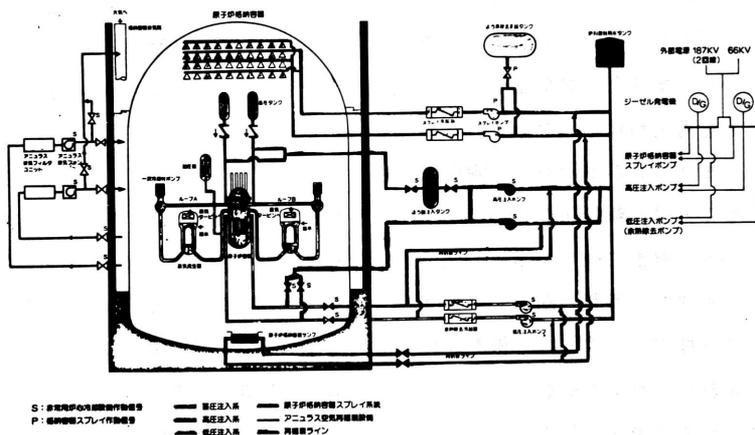


としまして、その一次冷却材配管が瞬時に破断したことを考えますと、その冷却材が格納容器に放出されますので、一次冷却系の、或いは圧力容器の中の圧力の急減あるいは流量の瞬時の変動等を検出しまして、制御棒を落すことによって、炉を停止いたします。

これがスクラムです。従いまして、核分裂は、核的な出力はそれで止まるわけでありませうけれども、燃料体の持つております、保有した熱量、それからその後に出ます崩壊熱によりまして、まだ燃料体は、表面温度は上ってまいります。従いましてこのままでおりますと、燃料体が加熱されたり、破損したり、或いは溶融することが考えられますので、それを冷やす必要があります。そこで緊急炉心冷却設備を入れまして炉心に水を注入いたしまして、燃料体の加熱、破損を防ぐわけであります。もし燃料体が、温度が上がりますと、燃料要素の材料と、水との間にあるいは蒸気との間に、反応しまして反応熱も出ます。そういうような熱によりまして燃料が、破損とか溶融ということに結びつくわけですが、緊急炉心冷却設備の機能と性能によってこれを防ぐことができるわけです。ところが、中に含まれております冷却材が、格納容器に出ますので、先程申しましたように圧力とか温度が上がります。従いましてそれが設計圧力と温度を上らないように格納容器スプレイに

よって格納容器の中に水をふらせまして、その格納容器の圧力と温度というものが、設計条件の、以内になるようにするわけです。冷却系の持つております放射能、あるいはもしこの過程におきまして、燃料体が多少破損することによりまして、核分裂生成物が同時に冷却系といっしょに、格納容器に出て参ります。従いまして、それが外にろうえいして洩れることを防がなければならぬわけです。先程申し上げました格納容器スプレーと申すのは、第五図の工学的安全施設系統説明図によりまして、格納容器の上方から水をふらせるわけです。これは模型でありますと、ここにリングがございます。で、格納容器の中に出ました放射能が、そのまま格納容器から外にろうえいするのを防ぐ意味で格納容器から、電源のケーブルとか配管が貫通しているものを、密閉するために更に、アニュラス部というものがある、格納容器を円筒状に囲んでおります。その中にリーク、もれてきました。放射能を持ちました気体を、アニュラス排気再循環施設と申しまして、循環しな

第5図 工学的安全施設系統説明図



からフィルターでこれをこします。除去します。そしてこのアニュラスの、圧力を真空に、大気圧よりも、低く保つ為に、これをひきながら、フィルターでもって放射性物質を、とっているわけでありましたが、圧力を低くするために、余分な気体は、これから外気に出る。これが冷却材喪失事故における、最終的に放射能を持った気体が外に出ることです。これが立地指針に、審査指針に基きました想定事故の内の一つであります、冷却材喪失事故の概要でございます。

上野 それからもう一つ蒸気発生器細管破断事故というものを考えているようですが、

内田 第一図の系統説明図で内容を説明いたします。もう一つの系統の想定事故といたしまして、加圧水型では、蒸気発生器の細管破断事故を想定しております。で、これは、蒸気発生器には、午前中に説明申し上げましたように、一次冷却水の熱を二次冷却水に伝えるために、U字管をした直径25ミリぐらいのチューブが、数千本入っております。それがもし漏洩するような穴があると、これは、右側の復水器からエゼクターで抽気しておりますところで、放射能を検出することによって対策をとるということを申しあげたわけでありましたが、この想定事故は、このU字型をしました配管が、破断すると、いうことを考えるわけです。そういたしますと、同時にこの想定事故を考える時には、冷却材喪失事故でもそうでありましたが、この蒸気発生器細管破断事故でありまして、細管の破断と同時に、外部電源の停電ということを考えます。これは大きな仮定でございます。というのは蒸気細管が破断いたしますと、その一次側の冷却水が二次側に流出いたしますの

で、一次系の持つております放射能が二次系に大量に出ます。そしてもし、電源が働いておるといたしますと、復水器がございまして、この復水器の冷却水ポンプが、外部電源が働いておれば、これは動いているわけです。従いまして復水器の中で、一次系から出ました、多量の水なり蒸気を復水することによりまして、全部が直接外に放射能がもれることは防ぐことができるわけです。只、立地指針の適用におきまして、蒸気発生器細管の破断を考える想定におきまして、細管破断すると同時に外部電源は停電すると、即ち復水器は働かないという前提をとるわけです。そういう厳しい仮定をとっておりますので、一次系から二次系にもれましたのが、ここに書いてございせんが、安全弁から事実上大気へ放出されます。それを仮定して解析いたしましたのが、蒸気発生器細管破断事故の経過であります。

上野 大体想定事故とそれに対する安全対策といいますが、そういうものをお話していただいたんですが、ここで少しまとめさせていただきますが、結局先生が言われる想定事故に対する対策としてはどういものがとられていることになるのでしょうか。

内田 想定事故におきます対策というのはそれから一般の敷地外に多量の放射性物質が放出されないようにということで、想定事故の例は冷却材配管の破断ということから、経過しまして、事故の拡大を防ぐ為に、工学的安全施設が備えられているわけです。これを工学的見地から、その性能と機能ということを検討しまして、そして冷却材喪失事故というような想定事故の経過を解析評価することになります。従いまして、安全対策の一番大

きなものは工学的安全施設、ということでございます。

上野 では、工学的安全施設について簡単に説明をお願いします。

内田 冷却材喪失事故に対しまして、緊急炉心冷却装置、それから格納容器スプレー、空気再循環設備、と、それから格納容器、これが大きな工学的安全設備であります。緊急炉心冷却装置と、一口に申しまして、その型式から言いますと三種類、それぞれ二系統づつ持っております。まず蓄圧タンクは、一次の冷却水系統は百五十気圧ぐらいの高い圧力ですが、それが配管破断によって減圧し、格納容器に出ました時に、53気圧ぐらいのところで、蓄圧タンクの、逆止弁が開きまして、その水が低温側の方へ入ります。それから、圧力がぐっと下りました時に、水圧注入ポンプがございまして、燃料取替用水タンクの水を、この水圧注入ポンプで炉心の中に、上部に入れます。それから配管破断の、配管の大きさによりますと、圧力の下る途中で、まだ圧力を高くもっている所に、水を注入する必要がありますので、高圧注入ポンプを更にもっております。で、これは、燃料取替用水タンクの水を、低温側の配管と同時に、もう一つ炉心の上部、即ち高温側に入れるわけです。

即ち蓄圧タンク、低圧注入系、高圧注入系の3種類をそれぞれ二系統持っているわけです。これらを一口に緊急炉心冷却装置と言っております。

格納容器スプレーも必要な容量を二系統、もっております。以上が工学的安全施設の概要です。

上野 それで結局緊急炉心冷却装置E C C

Sですね。これの性能はどういう条件をみたくするのだと、されておるわけでしょう。

内田 緊急炉心冷却装置の性能は、冷却材喪失事故の結果を解析評価した結果、燃料被覆管の計算上の最高温度は1200度C以下であること、燃料被覆管と水あるいは蒸気との反応によりました酸化量が、15パーセント以下であるということ、すなわち、以上が条件であります。と同時に緊急炉心冷却系として、事故後長時間にわたって、燃料の冷却が可能であること、を条件と考えています。即ち、緊急炉心冷却装置によりまして、燃料被覆管が、バラバラになるような破損はしない、ということと、それと水と燃料被覆材との反応によりました、発生する水素等によりまして、格納容器の健全性が阻害されないということが目標となっているので、そういう条件がついているわけです。

上野 ちょっとお尋ねしておきますが、燃料取替用水タンクの水がなくなった場合は、どうするんですか。

内田 冷却材喪失事故は、事故の主な経過が終わりましてから後、長期間冷却する必要がありますが、燃料取替用水タンクの水がなくなりました後は、この高圧水の水とかあるいは炉心の水とかあるいはこのタンクの水が下に溜りまして、格納容器に水が溜まるわけです。それを循環することによって行ないます。その循環する所に熱交換器があって、最終的には海水によって熱を除去していることになります。

上野 それから非常用炉心冷却装置あるいは格納容器の圧力低減装置ですか…それが二系統そなえられているというのはどういう意味ですか？

内田 それはまず安全上重要な安全保護系が二重である必要がある。あるいは単一故障を考えても機能をはたすというその為にも二重であるということですが、更にこの冷却材喪失の想定事故を考えました時に、破断した側のループ、回路に水が入りましてもそれは役に立ちませんので、従いまして二重に持っているということです。

上野 それから原子炉格納容器の性能についてはどういうことを審査されるのですか。

内田 原子炉格納容器がそういう冷却材喪失事故の様な想定事故がありました時に、圧力、温度に耐えるという強度上の条件を持たばよいのです。それから材料としまして、低温にさらされた時に「ぜい性」にならない様な材料であるということ、ある温度、低い温度に対しても強度が持てる様な材料であるということです。それから基本的に原子炉格納容器は、先程申し上げました様に「気密性」が重要であります。想定事故がありまして放射能がこの中にたまりましたのが、他に出ない様に気密であります、気密でありましても、全く漏洩しないということは工学的に考えられませんので、漏洩量を定期的にはかるという、例えばこの容積の0.1%が万一もれるくらいのもので一つの設計上の条件になっております。それが確保されるということが定期的あるいは使用前に検査して確認するという、そういう格納容器の強度上の健全性が保てるということと、漏洩しないということが大きな条件になっております。

上野 「ぜい性」という表現が使われましたが、もっと具体的に言ってもらえますか。

内田 もろくならない。

想定事故は技術上あり得ないし、炉心溶融も考えていない

上野 はい。そうしますと結局、先生が言われる様な想定事故というのは、これは表現が不正確になるかもしれませんが、実際に起こるのでしょうか。

内田 今申し上げました様な冷却材喪失事故とか、あるいは蒸気発生器細管破断事故といえますのは、先程申し上げました様に配管が瞬時に二方向に直角にギロチン破断すると、そして2つに口を開けるということを仮定しているわけです。そういうことは、工学的技術的に見ましてあり得ないと言って良い。といえますのは先程申し上げました様に、配管というのは、管といえますのは本来、過渡変化等がありましても十分な強度が持つ様に設計され溶接されているばかりでなしに、その溶接等の検査を定期的に行っているわけであり、それから仮に小さな穴があきましても、それから洩れます放射能を早期に検出して炉を止めるという様な対策を取っておりますので、仮に小さな穴があきましてもそれが瞬時に大きな穴に成長するという事は、これは考えられない。でありますので、想定事故にきっちり合います様な想定事故が起こるということは技術的には考えられないことであります。技術上ありません。

上野 それから、更に緊急炉心冷却装置ですね。ECCS。これが完全に働かないというようなことは考えておられるのでしょうか。

内田 緊急炉心冷却装置は先程申し上げました様に、3つの種類のものでそれぞれ2系統、勿論種類によって目的が違いますけれど、2系統持っております。それを駆動します電源も内部電源がなくとも非常用ジーゼル発電

でもって、確保されております。又これ等工学的安全施設」は緊急炉心冷却装置ばかりでなしに、定期的な検査をしますし、又運転中あるいは使用期間中に試験が可能です。又操作可能であるというそういう管理をしておりますので、緊急炉心冷却装置が、この作動が必要な時に全く動かないということは、これは考えられません。

上野 それではですね。先程示しました乙16号証の立地審査指針では、先生が言われる想定事故の被曝評価はどういう風にされておるのでしょうか。

内田 それは報告書の…。

上野 乙5号証。

内田 乙5号証です。乙5号証の52ページから立地指針との適合性におきまして、2つの想定事故につきまして、その評価の結果が出ていますが、一次冷却材喪失事故の場合であります。その結果は55ページに出ております。解析の結果は大気中に放出される放射性物質は全ヨウ素が約20キューリ、これはヨウ素131に換算してあります。希ガスは約3290キューリでありまして、その影響としまして、敷地境界、原子炉から約700mの所で、全身被曝線量が0.11レム、甲状腺、小児に対しまして1.09レムという評価が出ております。又仮想事故に対しまして、同じ冷却材喪失事故に対しましては59ページに書いてありますが、大気中に放出される放射性物質は全ヨウ素約944キューリ、希ガス約164500キューリ。その放射線の影響といたしまして、敷地境界、原子炉から約700mの所で全身5.7レム、甲状腺、大人で約2.3レムでございます。これは立地指針との適合性でありまして、こういう重大事故、仮想事故の

評価の仮定におきましては、非常に、なんといいですか、厳しい仮定なり評価をしておりますので、結果は以上であります。仮にこれが実際的な評価をしたとしますと、又これから2桁3桁小さな数字になると思います。それはWASH 1250等に良く出ております。又私のこれにもこれを引用しております。

上野 どれでしょうか。

内田 乙第25号証です。

上野 何ページですか。

内田 日本の立地指針の適応とアメリカの立地基準との適応とは、こまかい点で差があるのは当然でございますけれど、仮にアメリカの立地基準におきます評価とその実際的な評価との違いが私の乙25号証の72ページに出てございます。即ち、例えば表の17でありますが、冷却材喪失事故を仮定しました時にアメリカの立地基準では、炉心から3200フィート離れた所での…。失礼しました。ええ…、あの…。炉心から3200フィート離れた所で立地基準では25レムというのが評価の基準であります。冷却材喪失事故をこの立地基準との照合におきます評価の方法ですと3レムである。しかしながら表の18を見ますと、それを実際的な評価をした場合であります。冷却材喪失事故に対しまして、 $8 \times 10^{-3}$ レムということでありまして、即ち立地基準との適合におきます厳しい仮定に比べますと、実際的な評価はそれよりも3桁低い、約千分の一である。ということでありまして。

上野 念の為に、チョットお聞きしておきますが、立地審査指針における重大事故と仮想事故ですね、この関係はどうなっているのでしょうか？

内田 立地指針にも書いてありますように

重大事故といえますのは、技術的見地から最悪の場合にはおこるかもしれないと考えられる事故であります。仮想事故はそれを上まわる事故といたしまして、例えば重大事故から仮想事故への評価の違いといえますのは、重大事故の時に考えた工学的安全施設の一部が十分に性能を発揮しなかったというようなことを仮定して仮想事故を想定しておることになります。これを本炉に対して適用していますのが、冷却材喪失事故の場合に、緊急炉心冷却装置の性能の評価が非常に厳しくなる。それが重大事故と仮想事故との主な違いであります。又この違いは、この乙25号証の報告書に書いてございます。

上野 前回の証人であります藤本先生は、ECCSが有効に働かないというような場合を想定されたようなのですが、そういうことはありうるのでしょうか。

内田 まあ、藤本先生の御意見がどこにあるかは私は詳しく存じませんが、立地指針、立地基準を考えて、立地条件の適切性を考慮する時の緊急炉心冷却装置といえますのは、これは全く働かないということは考えません。これは技術的な見地から当然それが働き、その性能が確認されておりますので、日本の立地指針の仮想事故におきましても、緊急炉心冷却装置の性能は考慮されておりました。炉心が融けるということにはなりません。このことはアメリカの立地基準の適応、あるいは西ドイツの立地基準を考えましても同様でございます。

上野 そのECCSが有効に働くかどうかにつきまして、何かアメリカにおけるLOFT計画ですか、そういう計画を引き合いに出されて、「働かない」というようなことも言

われたようですが、この点はどうでしょうか。

内田 それは、もし今の御質問を私なりに理解してよろしいといたしますと。よくまあ緊急炉心冷却装置が働かない実験があったということは、アメリカが実際の原子炉を使って冷却材喪失事故を実験しようというLOFT計画の前段階としまして、セミスケールの実験というものがございまして。それはこの「原子炉安全工学」…

上野 乙35号証ですね。

内田 「原子炉安全工学」にもその1部が紹介されておりますが…

上野 何ページでしょうか。

内田 134ページであります。これは「セミスケール」、134ページの8・4の「セミスケールブローダウン及びECCS実験」ということでありますが、この要点を申し上げますと、これは非常に小型の圧力容器を使いまして、ブローダウン実験をしておいたわけでございます。ブローダウン実験と申しますのは、冷却材の喪失事故を模擬する1つの実験でありまして、中には燃料棒も勿論入っておりませんし、加熱の要素も入っていないわけです。ブローダウンのまず高圧水が流れるという実験をしておいて、それが大体終わりましたので、848の番号を付けました実験のシリーズがございまして。系統がございまして。そこで始めて、加熱棒を入れたわけですね。長さが9インチの電気加熱棒であります。それを炉心の代りに入れまして、確か炉心に相当する圧力容器の直径が30cmぐらいであったと思います。こまかい数字は、私、今は覚えておりませんが、そこへ9インチの長さの加熱棒を入れまして、冷却材を喪失する実験をして、その時に蓄圧タンクだけをそれに結

びつけた実験をしたわけです。その蓄圧タンクの結びつけ方が冷却系統によりまして、いくつかの種類で行いましたけれども、それを例えば炉心に相当する加熱部の下部に蓄圧タンクの水を入れたわけでありまして、この結果がこの本に書いてありますように、その結果、炉心に相当する所に、液体としての水が入ったという結果が得られなかったということが、「緊急冷却装置が働かなかった実験」と通常いつているわけです。これは、今申し上げましたように、蓄圧タンクだけの実験でありまして、現在発電用原子炉に使われております緊急炉心冷却装置を充分に模擬しているものでないわけです。

上野 それでは想定事故の場合の災害評価について、日本の場合とアメリカの場合とです、評価がどのようになっているかという比較は出来そうですでしょうか。

内田 冷却材喪失事故ということが、設計基本事故として、立地基準の想定事故に取上げられているのは、軽水型動力炉としては、各国とも大体同じような取上げ方でありまして、内容のこまかい解析には多少の違いがあります。先程、WASH 1250 で御説明申し上げましたように、立地基準との照し合せでおきます想定事故の評価の結果は、日本とアメリカではそうは違っておりません。むしろアメリカでは、その想定事故は日本の立地指針の仮想事故にほぼ相当するわけでありまして、その時に燃料から格納容器に出ます放射性物質は、例えばヨウ素は25%を仮定しております。それ等は「レギュラトリー・ガイドの1・4」にその解析方法が出ております。その結果が先程申し上げました例として、乙25号証の72ページに書いてある通りであ

ります。日本の立地指針に相当しますが、アメリカの10CER100でございます。

上野 大体日本の立地指針とアメリカのそれとは同じだとうけたまわってよろしいのでしょうか。

内田 アメリカの立地基準は想定事故は1つでございます。日本でいいますと仮定事故に相当するものでございます。日本は立地指針と適合する時には、重大事故と仮想事故と2段階で想定いたします。そこで多少違っておりますけれども、アメリカのいわゆる立地基準との照合の時にみえます「設計基本事故」という想定事故のレベルは、日本の立地指針の「仮想事故」と同じと行って良いと思いません。

上野 何か、アメリカでは格納容器が破れることまで想定していると言われていたようですが、それは本当でしょうか。

内田 それは何をもとに言われているのかよくわかりませんが、アメリカの原子炉施設が「ある立地に適切であるかどうか」という判断の立地基準の時に、その様な格納容器が破れるというようなことは考えてないと思えます。それは考えてありません。

上野 それじゃ、もう1つ外国との比較を聞いておきますが、西ドイツではどのような評価がされておりますでしょうか。

内田 西ドイツの軽水型動力炉と日本の軽水型動力炉とは設計が違いますので、正しい比較をすることは必ずしも適切であるとは思いませんが、西ドイツの軽水型動力炉の立地基準といえますか、立地上の評価の場合に考えます想定事故は、冷却材喪失事故におきまして、燃料要素から格納容器の中に出ますヨウ素、希ガスは10%を仮定しております。

従いまして、その点では日本の場合は非常に厳しい仮定であると申して良いと思います。それからフィルターであります、フィルターにつきましてもヨウ素に対しまして、99.9%の除去効率を西ドイツでは認めております。日本では安全側のみで、例えば90%ということの評価しておりますので、その点でも非常に厳しくなっております。

上野 前回の藤本証人の場合には、原子炉の圧力容器がわれる場合だとか、あるいは格納容器を更につき抜けて行く場合だとか、放射性物質が、そういう風な主旨のことを言われたようですが、そういうことは考えられるのでしょうか。

内田 考えられるか、考えられないのかということは見解によって違うと思いますけれども、私は考えられないと思います。特に、立地上の、要するに原子炉の安全性を考慮する時に、どういう事故を想定するのが適切であるのかということが問題であります、原子炉の安全性を検討する時に想定する事故として圧力容器が大きくこわれるとか、あるいは格納容器をつら抜くとかいうことは考えられない。それは各国とも同じでございます。

上野 諸外国でも、アメリカや西ドイツとかそういう所でもそういうことは考えていないと…。

内田 そういうことは考えておりません。「研究者の研究」とあるいは「立地を評価する規制の側に立った場合の立地の評価」とは違うわけでございます。研究者が色々研究するなり、あるいはラスムッセン報告という一つの研究もありますけれども、それが即立地上の評価として規制の対象になるということではありません。

上野 それでは、アメリカで災害評価をやった方法が紹介されておるようですので、それについて聞きますが、まずT I Dの14844それからWASH 740、それからWASH 1400、これはラスムッセン報告といわれておるようですが、そういう評価について、先生の御意見をおうかがいしたいと思います。

内田 アメリカの立地基準はその骨子になりますのが、先程話しました10FRC100であります。日本でいいますと、立地審査指針でありまして、その時に施設の格納容器から放出しました気体状放射性物質が気象によりましてどういう具合に拡散するかという解析の手法です。日本でいいますと、「気象の手引き」。先程、乙の…。

上野 乙の15号証ですね。

内田 15号証です。アメリカでは現在それが「レギュラトリー・ガイドの1・4」に書いてあります。加圧水型であります。しかし立地基準が当初アメリカで出来た頃に、立地上の評価をする時に気象の拡散として、まずその出発点として考える手法として「T I D 14844」が例示されたわけです。その当初からT I D 14844でもって解析した結果が、即、立地条件にしなけりゃならないということはアメリカも言ってないわけであります。あくまでもそれは1つの出発点として考える時の計算例であるということが例示されています。現在の「レギュラトリー・ガイドの1・4」の解析から言いますと、T I Dの14844は2桁ないし3桁ぐらい厳しいといいますが、拡散しにくい条件、即ち、T I Dの14844の解析の前提条件は広い平野にその放射能が「点から放出される」という、「平野の表面から放出される」という、そしてそれ

が気象の安定度からいいまして、F型とありますが、最も拡散しにくいF型で、殆んど線状のような形で流れていくというそういう条件があります。即ち、その拡散を考えて立地条件を検討する時の出発点であるということはその意味であります。WASH 740とありますのは、これは政府が損害賠償の上限値を求めるといった目的の為に計算したものでありまして、現在、安全性の評価にそれを問題にすることは適切ではございません。

上野 T I Dの場合にはですね。先程、先生が話された工学的安全性というものは考慮されておったのでしょうか。

内田 T I Dの14844を立地条件の出発点として考慮しておりました当時は、工学的安全施設は格納容器だけでございます。従いまして、緊急炉心冷却装置等の評価は入らない時のことでございます。

上野 それから WASH 1400、いわゆるラスマッセン報告ですね。これはどのように受けとめておられますか。

内田 本来、原子炉施設の安全と申しますのは、どこまで安全性を高めたら良いかという、安全に絶対安全というものがないと同じように、絶対危険というものもないわけです。従いまして、安全性がどのくらいであるかということの研究することがまず大切だろうと思います。そこで安全性を何に対して比較評価するということは、原子炉施設をそこで建設し利用することによって、社会が受けられます恩恵とですね、原子炉施設による影響、即ち、損失との調和をどこに求めるかということが大切だと思います。それは I C R P の勧告の初期にもそういう思想が出てるわけですが、それは午前中にチョット申し上げ

ましたが、それでは調和をどこに求めるかということに對しまして、原子炉の安全性をなんとか定量的に評価したい、その手法として確率論的な評価ということでございます。

上野 確率ですね。

内田 ええ。確率論的な評価です。例えば冷却材喪失事故というものを、1つ想定しまして、その結果を評価するのは、例えば1つ絶対論的な評価と申してよいかと思いますが、例えば色々な事故を想定してその時の影響を比較論的に評価するというものでありまして、それが確率論的な評価であります。即ちなんらかの事故の発生を仮定して、その時の起こりそうな確率とその事故によってもたらされる災害との積を考えまして、それがリスクというわけです。

上野 事故の起こりそうな確率とそれから…。

内田 事故によってもたらされる災害の大きさと積であります。

上野 それをかけるわけですね。

ラスマッセン報告は信頼性はうすいが、総花的には大事故の確率は低いという結論

内田 そうです。例えば、災害の大きさは、放射能の放出量でもよいでしょうし、人に対する災害の評価でもよいでしょうが、要するに事故の大きさと発生確率との積であります。所が、原子炉の安全性の研究というのが、ラスマッセンの報告であります。午前中にも申し上げますように、世界的にも原子力発電が大体1000 炉年に近い研究を持っておりますが、燃料が溶融したというような事故はないわけです。従いまして、それだけの経験から言えば、原子炉事故の発生確率は

0であります。ですけれども、まだ経験が浅いので、将来がどういう風になるかはわからないので、そこで発生の確率を仮定しなければならぬ。本来、この確率論的な評価といえますのは、例えば宝くじのようなものを考えますと、100万本の中に1本の当りくじがあるというのは、どのくじもあたる確率は、100万本の1であります。これは正しく、100万本の1であって、これは当りくじでなければ、これはないということは考えられませんから100万本の1である。もう1つ、確率論的な評価といえますと、例えば自動車事故とか、あるいは地震の事故とかいうようなことは過去の記録から来ましたデータであります。記録値であります。でありますから、例えば、原子力発電の事故の発生の確率というものは、宝くじと評価するわけにもいきませんし、過去の記録からいえば「ゼロ」である。そこでなんとか将来の予想をしたいと、リスクの評価をしたいということで、事故の発生を仮定するわけでありませぬ。但し、原子炉事故はないように安全設計が普通はされておりますし、管理されております。それでは事故が起こらないということに対してはどういう信頼性なり不信頼性なりがあるかと。例えば、安全側から見まして、事故が起こさないということの安全性を「これは99.999%の安全性を持っていると表現出来る」という。それを事故が起きるといふ前提に立って、そのリスクを計算しなければなりません。即ち、安全性を逆にしまして、99.9999%の安全性というものを裏返えしにしますと、事故の発生確率が百万分の一、 $10^{-6}$ となるわけです。そこでラスムッセン・スタディといえますのはそういう事故の発生を仮定した時に、

どういうリスク、即ち、発生の確率と災害の大きさとの積があるかということを研究したわけです。これがラスムッセン・スタディであります。その結果として、何を言っているかといえますと、色々な事故の経過を研究したが、それを何と比較するかといえますと、自然の災害、即ち、地震とか火事とか、ええと、例えば、津浪とか、そういう自然の災害と人口災害、例えば自動車事故とか飛行機の墜落事故とか、そういう自然の災害と人工の災害とを比較しまして、それが社会の受けておりますリスクと比べると原子力発電所の持っておりますリスクと申しますのは、色々と評価には前提がありますが、大体一万分の一ぐらいリスクが小さい。あるいは、大きないん石が落ちて人が死ぬような、そういうことをもし想像すれば、大体その程度しか、要するに原子力発電所のリスクはなかった。ないんだということが研究の結果わかったということが、ラスムッセン・スタディの結論であります。勿論ラスムッセン・スタディの確率論的な解析には、event treeとかあるいはfault treeとかいうような手法を使っております。そこに入れます数値とか、あるいはその分析の中に、まだ精粗があったり、あるいは又、信頼性にうすいものがありますけれども、総花的に見ました結論は、自然災害とか人工災害とかに比べて、このくらい小さいということがわかったと。だから原子力発電の施設の安全性は非常に高いということをラスムッセン・スタディの結論は言っているわけです。

上野 そうしますと、ラスムッセン報告によれば、原子炉のそういう想定事故というもの、現在飛行機やあるいは汽車、自動車と

か、そういう人工の施設が持っている危険性に比べたら、百万分の1ぐらいにしかならないといわれるわけですか。

内田 一万分の1。

上野 一万分の1ですか。そういうことを紹介してあるものとして、乙21号証。これは都甲先生が書かれたものですが、その中にも少しふれられていますか。

内田 はい。この乙第21号証の19ページ以降に東京大学の都甲教授が原子力発電と安全性ということで、ラスムッセン報告を引用しておられますが、要点はそこに書いてある通りでございます。ただこれは、都甲教授の引用されたのは、ラスムッセン報告のドラフト、草案が出た所のものでありまして、最近その最終報告が出たということで、数値は多少の修正があるかと思えます。

上野 前回の藤本証人は、ラスムッセン報告といいますか、そういう例として、アメリカの宇宙計画をあげて、その時 fault tree とかそういう手法でやったけれども、事故が最初に起こった。それを止めたら、事故が少なくなったという主旨のことを言われたのですが、このことはどうなんでしょう。

内田 止めたらというのは、こう…。ラスムッセン報告の研究には、先程申し上げました、あの… fault tree と event tree との組合せによって、故障率の積といいますか、施設のシステムを組上げております機器の故障率の積ということで、事故の発生の確率を求めるわけですが、こういう手法はこういう大きなシステムの危険性とあるいは安全性を評価する手法として、当然なことだと思います。そのやり方は、アメリカでは宇宙工学とか、あるいは飛行機の問題とか、ある

いは軍事用の問題とかの施設の信頼性の評価の時に使った所から出て来ているわけでありませんが、いまの御質問のこのような批判が出てきているということは fault tree とか event tree とかを使うことが基本的に間違っているということではなくて、その tree を構成します内容に精粗がある、あるいは、それに入れます故障率のデータ等が原子力発電施設ではまだ、先程申し上げましたように事故がないものですから、まだデータがないわけです。従いまして、化学装置とか、あるいは宇宙工学等の他の施設の資料を使って計算しているわけです。そういう手法では、計算の数値に必ずしも信頼性がないではないかという批判があります。しかし、ラスムッセン報告の研究の骨組みであります手法についての批判ではないと思えます。

上野 先程のことを確かめておきますけれど、こういう原子炉の施設とか、そういうものの安全性というものは、そういう安全性を考えるとすればですね。それがその場合に起こる事故の確率と、それからその事故の災害の評価といいますか、それを掛けた積で安全性は見なければならぬということですか。

内田 はい。そういうことです。即ち、例えば立地基準との照合で冷却材喪失事故を想定しまして、その放出量がヨウ素について、994 キューリあったといたしても、その994 キューリの放出量が出るということだけを問題にするのではなくて、そういう994 キューリのものが仮に出るとしても、どの程度の確率で出るかと、あるいは信頼性があるかという発生確率との積でもって求めるべきである。それがまあ、リスクの評価である。そのような評価の仕方はラスムッセン報告が最

初ではなく、古くからありまして、日本でも専門家が報告したり、まとまった報告書も出ておりますが、世界的に見ましても、英国のファーナー博士を中心にしたグループが元々やっております。それから WASH 1250にもミスのなリスクの評価として、オットウェーが評価しておりますが、それも例えば、乙第25号証に引用してございますが、67ページの図12でございまして。即ち、ファーナーがいたしましたのは、こういう大きな想定事故に対しましてのリスクというのは、1つの安全目標として、多くとも年に1キューリのヨース素相当のものに押えたい。これがファーナーの限界目標である。即ち、発生確率と放出量という災害の積でございまして。しかし、アメリカの WASH 1250 に引用されております、オットウェーの解析は丁度加圧水型の炉が出ておりますけれども、例えば  $10^4$  キューリに相当する放出があるものが、大体  $10^{-9}$  炉年当りの確率である。即ち、それを掛けますと、 $10^{-5}$  キューリ/炉年ぐらいのリスクになるということになる。即ち、安全性を確率論的に評価する場合あるいは事故を評価する時に、発生確率だけを評価しても適切ではありません。まして、起こりそうもない、その起こりそうということの評価をせずに、ただ災害の大きさという燃料の中に持っております放射性物質の大きさというものが、全部出してしまうヨース素をただ計算してですね、災害の大きさがこうなるということで、原子炉施設の安全性を議論したり、あるいは不安がるということはこれは適切ではありません。

上野 これはチョット正確な表現にはならないかもしれませんが、一次冷却材喪失事故というものを想定しているわけですね。

それは確率論的にいうと、何年に1回起こるものだということをラスムッセン報告はしているのでしょうか。

内田 はい。ラスムッセン報告の中には、いろんな事故の場合を取上げておりますので、日本の立地指針なりアメリカの立地基準の考えております、例えば仮想事故とか、アメリカの設計基本事故ですね、これがすぐそこに即、適応されるものではございませんけれども、例えば、それでは立地基準なりとの適応を考える時の1つの設計基本事故に対しての概念といたしまして、国際的に色んな人がしているわけでありまして、大体それを整理いたしますと、ええ…、乙の25号証の66ページから68ページに書いてありますように、大体、設計基本事故あるいは、原子炉の安全性を工学的に検討する時に設計の対象とすべきであるというような事故といえますのは、あるいは事故の目標値といえますのは、発生確率で  $10^{-6}$ /炉年と、その程度である。ということが、その66～68ページに書いてあります。

上野 その1炉年あたり  $10^{-6}$  というのは何年に1回起こるくらいのものだという表現は出来るのでしょうか。

内田 ええ。百万年に1回というような。

上野 百万年に1回。

内田 はい。ラスムッセン・スタディが冷却材喪失事故に相当することで、起こりそうな炉心がとけるという、冷却材喪失事故の立地基準で考えます冷却材喪失事故の結果はですね、先程申し上げましたように緊急炉心冷却装置が働いて炉心はとけないのですけれども、その放射能の放出量といえますのは、上限を求めます為に炉心がとけた場合に相当す

るような放射能を考えているわけですが、ラ  
スムッセン・スタディで配管の破断として、  
 $10^{-4}$ 、即ち、一万年に1回ぐらいの発生確  
率ということが、仮定が、前提として入っ  
ておりますが、その結果最も起こりやすいよ  
うな炉心の溶融というものが、二万年に1回  
ということが研究の結果わかっている。その二  
万年に1回の炉心の溶融を引き起こすような  
事故に対しまして、災害評価として、格納容  
器から出た放射能と、それが敷地の外の人に  
対する影響というものを計算しておりますが、  
その結果は人に対して致命的な損傷は与えな  
い、ケガもしていないというような結果の大  
きさであるといっております。

上野 それから、アメリカの物理学会の報  
告があるようですが、その報告は原子炉の安  
全性について、どういうことを言っているの  
でしょうか。

内田 ええ…、アメリカの…。

上野 乙第31号証を示します。これは原文  
の英語が付いておりませんので、後日英文を  
付けますので…。これは今いいましたアメリ  
カの物理学会報告を、仮訳となっておりますが、  
要旨を訳したのでしょうか。

内田 結論と主な勧告の要旨を訳したのが  
乙の31号証だと思いますが、このアメリカの  
物理学会の報告といえますのは、「軽水炉の  
安全性の技術面に関する米国物理学会報告」  
ということになっておりまして、非常にぶあ  
つみものですが、その結論とその結果から、  
こういう研究をしたらよいではないかという  
勧告が出ておりますが、その要約がいまのこ  
の和文でございます。物理学会が、色々軽水  
炉を中心としまして、安全性を検討しました  
結果、そのいっておりますことは、ともかく

現在の原子力発電施設というものは非常に安  
全性が高い、ということがわかったというこ  
とをまずいっております。所が安全性という  
ものの研究というものには終りが無いわけ  
でして、安全性が高い原子力発電施設でありま  
しても、更に安全性を高めて、更にその安全  
性を評価することに含まれております余裕を  
研究するという目的の為に、色々な研究のテ  
ーマを整理勧告しているわけです。でありま  
すので、ええ、この報告は要約しますと、現  
在の原子力発電の安全性に対して非常に信頼  
性が高いということの確認、それと今後の安  
全上の研究についてのテーマを取上げたとい  
うことが、その結果であります。

上野 ありがとうございます。これで一  
応内田証人の証言が終わるわけでございます  
が、ただ蒸気発生器の細管事故の方の説明が  
今までの中では簡単にしかふれてないわけ  
です。その証言をこれからしますと、1時間チ  
ョットかかるわけですが、…。じゃあ、休憩  
しましてから…。

裁判長 それでは、ここで少し休憩いたし  
ます。3時きっかりから。

#### 蒸気発生器とは

堀内 まず蒸気発生器に入るはじめとして、  
その役割りと構造について、説明をお願いし  
ます。既に準備書面7で構造説明図が出てい  
ますが、この図でお願いします。

内田 第3図で説明します。PWRの場合、  
原子炉の中でできる蒸気は、高温高圧の液体  
であり、圧力は約150気圧、温度は340～  
350°Cである。これから蒸気タービンに送る  
蒸気を発生させる必要がある。そこでPWR  
では、1次冷却水系統が2～4系統ありますが、  
この図では2系統の例です。原子炉圧力

容器から来た高圧水が、この蒸気発生器で2次側の水に熱を与えて蒸気を発生させるのが目的です。直径3メートル300、高さ、およそ20メートルです。この圧力容器から入った高温の水が直径約25mmのU字型の管の中を流れる訳です。外側の2次冷却水を熱して沸騰させる1種のボイラーと言って良いと思います。このU字型の細い管を蒸気発生器細管と言っています。1つの蒸気発生器に約4000本の細管があります。高温の水がここから入って熱を捨て、温度の低い水が循環ポンプに吸われて原子炉容器に戻ります。2次側の水はどうなるかと言うと、蒸気タービンでタービンを回した後、復水器で凝縮された水が給水ポンプで、これから(図を示しながら)入ってこの多くの穴をあけた給水管から、蒸気発生器の内に入って来て、それが蒸気発生器の外側をずっと降りて、細管の下から2次冷却水が上に流れて来ます。そうして、途中で蒸気を発生し、蒸気と水の混合体が上に登って来る。そうして、このセパレータ(気水分離器)で蒸気と水を分離して、水はまた元に戻り、循環する。蒸気はこのセパレータで分離されて、蒸気タービンに送るために、乾燥した飽和蒸気にするため、ドライヤーで更に細かい水滴を分離します。その出口から蒸気タービンに送られます。これが蒸気発生器の主な目的と構造の概要です。

堀内 実際の模型を持参しております。こちらに蒸気発生器があります。相互関係がよく分かるように説明して下さい。

内田 この模型では、ここにワイヤーが密に詰めてあります。これが蒸気発生器細管です。その上部にセパレータ、このプロペラみたいなものがそうです。そして、ドライヤー

で、黄色い管から蒸気が発生しております。圧力容器からの1次冷却水は、これから入って、管を流れて出て行きます。この蒸気発生器は地震が来ても大丈夫の様にサポート、支持でもって格納容器の内に設置されております。

堀内 その蒸気発生器について、原子炉の安全性の上で問題になるのはどんなことですか。

内田 蒸気発生器のU字型細管は、1次冷却水が中を流れている。即ち圧力バウンダリです。従って、何らかの過渡条件が炉心の方にあったときこの圧力波などを受けて、細管が壊れない様な強度を持つ必要があります。単に圧力、温度に耐えるだけでなく、その様な過渡状態に安全な応答をする必要があります。それから1次冷却水が流れると同時に、外側の水を熱します。従って材料としては腐食に耐えるものが必要です。ふつう、日本の原子力発電の蒸気発生器細管は「インコネル600」というニッケル合金が使われております。

#### 蒸気発生器の欠陥とその原因

堀内 最近新聞等で、蒸気発生器細管について、ピンホールや減肉などの話が出ていますが、これらはどんなことですか。先程も話しがあったと思いますが、簡単に説明をお願いします。

内田 日本で出た蒸気発生器細管の減肉、あるいはそれからの問題点というのは、この2次側の冷却水が管に触れている面で管が減肉したということで、その結果、小さな穴があいて1次冷却材が2次側に漏れ、そしてタービンに来て先ほど説明した様に放射能が検出されたということです。この系統をもう一

度、第2図の放射性廃棄物処理系統図で説明します。これが原子炉容器でこれが蒸気発生器です。もし蒸気発生器から漏洩があれば、1次冷却材の方には鋼材の腐食生成物の放射化されたものとか、燃料の漏れからの分裂生成物の希ガスとかヨウ素とかが細管の穴を通過して2次側の蒸気と共に復水器に入り、これは常にエゼクター（空気抽出器）で圧力を大気圧以下に保っており、その空気を大気中に放出する訳です。従って細管に漏洩があると、その放射能は空気抽出器から大気に出るところで検出されます。また蒸気発生器の2次冷却材から腐食生成物がやはり出るので、それを常に、定期的にブローしています。外に捨てている訳です。その管に漏れが無ければ2次冷却材は放射能を持たず、ふつうの蒸気ボイラと同様にブローした水は放射能を何ら持たない。しかし、細管に漏れが生じると、復水器の抽出器に放射能が出る、と同時に、このブローした部分に放射能がモニターにより検出される。この両方の検出により、蒸気発生器細管の欠陥があって漏れたということが分ります。これが美浜1号あるいは美浜2号における蒸気発生器細管漏洩の発端です。そして検出されたときどうするかというと、まず原子炉を停止する。止めた後、低温になると放射能漏洩は止まるのですが、止めると同時に放射能が大気へ放出されない様に2つの安全対策がとられます。まず液体のブローしているものは、自動的に、この放射性廃棄物処理系統に移り、廃棄物貯蔵タンクの方に切り換えて、こちらの方に流れます。従って、これは液体廃棄物と同じ扱いを受ける訳です。気体の方は、空気抽出器から出口を通り放射線モニターに検出されると、原子炉をとめる

と同時にその排気を切り換えて、この系統を通り、放射能を除去するフィルターを通して排気塔から放出するという方法を取ることで、放射能の放出はそこで防ぐことが出来ます。

堀内 そのピンホール、減肉等の発生原因は究明されているのでしょうか。

内田 一般に材料が腐食されるのには、いろいろな原因があります。この蒸気発生器の減肉の原因を実験で調査しました。その結果を説明します。穴があいたり減肉するのはどの部分かという、この図は美浜1号の型ではないので十分な説明は出来ないと思いますが、美浜1号の漏れの場所は、このU字管を支えている支持板のこの振れ止め金具が、もう少し厚い板で、縦に支えています。

堀内 準備書面1-別紙8に美浜1号と伊方の蒸気発生器の図があります。

内田 この2次冷却材には液体が入って来て泡を生じ沸騰しています。細管が非常に沢山、密に入っていることと、それに振れ止め金具の板がかかっていることで、管の囲りに泡が発生しその泡が十分離脱しない場所が生じます。循環が十分行われている場所と比べると、支持金具のある、特に細管の下側ですが、泡が大きくなっても仲々離れない場所が出来ます。1方2次冷却材中には腐食対策としてリン酸ソーダを入れてあります。その泡の離れ難い場所にリン酸ソーダが濃縮され、そのため、リン酸ソーダが化学的に細管を侵すという現象が起こって来ます。

ということが実験で分りました。従って、減肉あるいは穴のあくという場所にはリン酸ソーダが検出されております。という訳なので、粒界割れとか、応力腐食割れとは異った化学的腐食減肉であり、それも泡の発生があって

離脱が行われ難い所で、しかも局部的に起こるということです。

堀内 今、粒界腐食割れとか応力腐食割れとか出しましたが、要するに金属の性質が変わったためとか、力がそこにかかっていたためは割れたのではないということですか。

内田 そうではないということですか。Dry and Wet 現象と1口に言っていますが、そういう構造上の泡の発生、離脱ということと、リン酸ソーダの濃縮ということが重疊したもので、しかも局部的に起こる現象です。

#### 伊方の蒸気発生器は将来の問題

堀内 そうすると伊方では、美浜1号とは異り、従って、前者の影響はないことは分るのですが、後者のリン酸ソーダの析出というのは伊方の場合はどうなるのですか。

内田 伊方の蒸気発生器は将来の問題ですが、現在の日本のPWRの蒸気発生器に対しては、2次冷却材の処理にはリン酸ソーダを使いません。ヒドラジンあるいはアンモニアを加えて、弱アルカリ性に保つ方法を取っています。リン酸ソーダの濃縮と、それによる減肉は起こりません。

堀内 そうすると、もう1つ気になることは、構造も、水処理の方法も異っていても、仮にピンホール、減肉が生じてても、ピンホールや減肉が細管の瞬次破断などにつながって行くものでしょうか。

内田 先ほど、言った様に蒸気発生器細管破断の想定事故というものと、細管の漏洩というものは全く異質のものであり、細管に小さな穴があき、漏れが生ずれば、すぐ放射能が検出され、切り換えて原子炉は停止されるので、それが瞬時の細管破断に及ぶということはありません。

堀内 それは先ほどの検出システムとか定期検査等の話ですが、実際に発生した美浜1号、2号の場合は、どの様な段階で検知されたのですか。

内田 美浜1号では昭和47年2月が第1回目だと思いますが、このときは、検出して原子炉を停止して、あとで結果などから評価すると、約4キュウリの放射能が漏洩しています。それから47年の9月か11月かは忘れましたが、第2回目のときは0.02キュウリ位です。美浜2号では0.15キュウリというのが放射能評価の結果です。これは、外に出たというのではなく、1次系から2次系へ出たということなので、初期に話した結果としても施設外への放出はこれよりずっと少ないことになります。

堀内 たいていの場合、定期検査があり、減肉の段階でピンホールにならない段階で、異常があれば検知されると聞いていますが、それは、そういう構造に蒸気発生器がなっているのですか。

内田 蒸気発生器細管に漏洩が起こらない様な対策ですが、今の質問の様に定期検査をやるときこの1次系の水を抜いて、細管の内から渦電流探傷装置というものをに入れて、現在は全数検査をやっています。この渦電流探傷装置を入れると、局部的に薄くなった所も発見できます。勿論穴があれば、はっきり分る訳です。そして減肉があったという信号の出たものは、現在のところ、日本ではその細管を盲栓して、その細管を使わない様に処置を取っています。

放射能が漏れても運転できるのだが…

堀内 先ほど、国外でピンホールの発生の

例があるという話でしたが、その場合、確か、運転をそのまま継続する例があるとかですが、本当ですか。

内田 その細管の減肉、ピンホールの例としては、米国では SHIPPING・ポート、ヤンキー、あるいは、スイスではベズナウ等が典型例です。日本では、漏洩が検知されればすぐに停止し、また定期的に減肉も検査して、減肉のかなり進んだものは盲栓するという対策を取っている訳ですが、米国の1部では漏洩があっても、2次系の放射能のレベルがあるレベル以下で、運転継続の見通しのついたものでは、そのまま運転を継続しています。

堀内 そういうことは、日本の方が安全側で物を考えている、ということですか。

内田 日本の場合には、漏洩が発生させれば、すぐに停止し、そして空気抽出器からの大気放出を切り換えてフィルターを通すので、非常に厳しい対策を取っていることになります。

堀内 国の内外を問わず、ピンホール等の発生が原因となって、周辺の公衆が被害を受けた例があるのですか。

内田 それはありません。

堀内 それから、先ほどずっと、お話になりましたが、本件の原子炉の場合、美浜1号と構造を変えとか、水処理の方法を変えることで、より安全を目指しているということ、その場合、特に、蒸気発生器の安全審査について、どの点に注目されたのですか。

内田 蒸気発生器の安全審査というのは、まず1次冷却系の、要するに圧力バウンダリの健全性が保たれるかという問題、それから熱交換器としての熱の交換が、十分行なえるかということですが、その細管の漏れの対策としては水処理の問題、それから、漏れのあ

ったときの気体、液体の方が、先ほど言った様に処理が出来る様になっているかどうかということです。それから、本質的に細管の材料が耐食性かどうかということ、そういうことが安全審査の対象です。

堀内 どうも有り難とう。これで終了です。

## 会計報告 ('76. 1/10~2/5)

### 収入

会費	142,500
ニュース購読料	59,200
カンパ	56,000
裁判所より旅費支給	32,665
前月より繰越	240,903
計	531,268

### 支出

第11回公判・現場検証援助費	505,235
(旅費)	259,050
(行動費)	176,000
(宿泊費)	70,185
ニュース代金	97,000
郵送料	8,610
為替手数料	1,850
資料費	10,300
会議費	7,800
コピー代	9,032
事務費	4,760
計	644,587

### 繰越金

-113,319  
(借入金)

年末 前月報告の分と合せまして、合計  
カンパ 129,200円に達しました。ご協力ありがとうございました。諸料金の大幅な上げと、集中公判とによって、一そう苦しくなると予想されます。引き続きご支援をお願いしますとともに、打開策についてのご提案がありましたら、事務局にお知らせ下さい。