

平成23年(ワ)第886号 浜岡原子力発電所運転終了・廃止等請求事件

原 告 石垣 清水 外33名

被 告 中部電力株式会社

準備書面 (33)

令和元年5月14日

静岡地方裁判所民事第2部合議B係 御中

被告訴訟代理人弁護士 奥 村 敏 軌
外10名



目 次

はじめに	1
第1 本件原子力発電所の機器に係る疲労評価.....	2
1 疲労評価の方法.....	2
2 本件原子力発電所の安全上重要な機器に係る疲労評価	3
(1) 安全上重要な機器に係る疲労評価.....	3
(2) ASME Section IIIの設計疲労線図とその保守性	5
(3) 設計・建設規格に定められた設計疲労線図の保守性	6
3 鉄道分野における疲労を考慮した設計の方法	7
4 小括.....	8
第2 本件原子力発電所の安全上重要な機器の耐震安全性	9
1 基準地震動を用いた耐震安全性の評価の方法	10
2 安全上重要な機器が有する耐震上の余裕.....	11
(1) 耐震上の余裕	11
(2) 耐震信頼性実証試験による耐震安全性の実証.....	12
3 小括.....	13
第3 原子炉冷却材喪失に対する放射性物質の異常な放出の防止	13
1 異常発生防止対策	14
2 異常拡大防止対策	15
3 放射性物質異常放出防止対策	16
4 安全設計評価.....	17

略語例

本件原子力発電所	浜岡原子力発電所 3ないし5号機 (なお、特定の号機を示すときには、例えば「本件原子力発電所 3号機」と表す。)
改訂指針	発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針 (平成18年9月19日原子力安全委員会(当時)決定)
技術指針(1987)	原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601-1987) (社団法人日本電気協会(当時))
技術規程(2015)	原子力発電所耐震設計技術規程(JEAC4601-2015) (一般社団法人日本電気協会)
設計・建設規格	発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2016年版／2017年追補) (一般社団法人日本機械学会)
東北地方太平洋沖地震	平成23年(2011年)東北地方太平洋沖地震
南海トラフ検討会	内閣府「南海トラフの巨大地震モデル検討会」
BWR	<u>Boiling Water Reactor</u> 沸騰水型原子炉

圧力バウンダリ

原子炉冷却材圧力バウンダリ

格納容器

原子炉格納容器

圧力容器

原子炉圧力容器

再循環配管

原子炉再循環系配管

E C C S

Emergency Core Cooling System

非常用炉心冷却系

はじめに

平成30年12月4日の本件進行協議期日において、同年3月15日付け原告ら準備書面37に対する同年11月27日付け被告準備書面（31）における反論について、「疲労評価に関して補足を検討する」（同年12月4日進行協議調書）とされたことを踏まえ、被告は、乙B第108ないし113号証を提出するとともに、平成31年2月25日付け証拠説明書（19）においてその説明を行った。

本書面では、上記の証拠の提出及び説明を敷衍して、被告が、本件原子力発電所の安全上重要な機器（配管を含む。以下同じ。）につき基準地震動を用いた耐震安全性の評価を行うに当たり、線形累積損傷則（マイナー則）に基づく、疲労限度以下の応力による疲労損傷への影響も考慮された、設計・建設規格に定められた十分に保守的な方法により、疲労評価を行っていることを述べる（後記第1）。次に、被告が本件原子力発電所の耐震設計及び耐震安全性の確認に当たり行っている上記の耐震安全性の評価につき、疲労評価に係る点を含めてその方法を説明し、これが保守的なものであって本件原子力発電所の安全上重要な機器は基準地震動に対して大きな耐震上の余裕を有しており、地震によりその安全機能が損なわれることは考えられないことを述べる（後記第2）。

併せて、上記進行協議期日において、裁判所から配管破損を原因とする原子炉冷却材喪失時の対応について言及がなされたことに鑑み、被告が、本件原子力発電所において、敷地及びその周辺の自然的立地条件が大きな事故の誘因とならないよう配慮し、地震については安全上重要な機器の耐震安全性を確保したうえで、重層的な事故防止対策を講じており、万一圧力バウンダリの健全性が著しく損なわれ原子炉冷却材喪失が発生した場合においても、放射性物質の環境への異常な放出を防止できることを説明する（後記第3）。

第1 本件原子力発電所の機器に係る疲労評価

1 疲労評価の方法

疲労評価とは、金属材料等に繰り返し発生する応力（繰返し応力）による損傷（疲労損傷）の状況を評価することをいう。疲労評価は、一般に、繰返し応力について、応力の大きさと疲労による破損に至るまでの繰返し回数との関係を示す材料ごとの疲労曲線（S-N曲線ともいう。）を用いて、線形累積損傷則に基づき、繰返し応力の影響がどの程度生じているかを評価する。線形累積損傷則とは、疲労が応力の繰返しとともに線形に累積すると仮定し、材料に生ずる様々な応力の繰返し回数と疲労曲線における当該応力の疲労による破損に至る繰返し回数との比の値を、すべて加算した値（疲労損傷度又は fatigue damage、単に「D」ともいう。）が1.0に達した場合に破損が生ずるとする経験則のことをいう。この線形累積損傷則は、一般に、提唱者の名からパルムグレンーマイナー則(Palmgren-Miner rule)又は単にマイナー則(Miner's rule)と呼ばれている。

疲労曲線は、一定の振幅の繰返し応力（これを一定振幅応力という。）を負荷した疲労試験の結果から求められることが多いところ、鉄等の材料に対する疲労試験では、通常、これ以下の小さな応力を何回繰り返しても疲労による破損に至ることのない応力値である疲労限度（疲労限ともいう。）が確認される。これに対し、繰返し応力の振幅が変動し、疲労限度を超える応力とこれを超えない応力とが組み合わされて作用する（これらの組み合わされて作用する応力を変動振幅応力という。）場合には、疲労限度以下の小さな応力範囲まで疲労損傷に寄与することがあることが知られている。

変動振幅応力が作用する場合に生ずることのある、疲労限度以下の応力による疲労損傷への影響を、疲労評価に取り込む方法として、一定振幅応力を負荷した疲労試験によって得られた疲労曲線の傾きが疲労限度以下においても同一なものと仮定して、疲労曲線を修正して疲労限度以下へと延長する修正マイ

ナー則 (modified Miner's law) と呼ばれる方法が提案されているが、このほかにも、修正マイナー則では疲労限度以下の応力による疲労損傷への影響を過大に評価することになるとして、①疲労曲線の傾きを修正マイナー則よりも緩やかにして延長する方法 (Haibachの方法) や②疲労曲線を疲労限度以下の応力の影響を考慮できるよう修正するものの、疲労損傷への影響を無視できる応力範囲について打切り限界を設ける方法等が提案されている。また、これらのように疲労曲線を修正する方法ではなく、③疲労損傷度 (D) の値に安全率を取り、この値を 0.2 ないし 0.3 までに制限する方法も提案されている。なお、修正マイナー則を含め、提案されている上記の各方法は、いずれも線形累積損傷則 (マイナー則) に基づくものである。(乙B第109号証A4-122頁、乙B第111号証111~113頁、乙B第112号証228~243頁)

2 本件原子力発電所の安全上重要な機器に係る疲労評価

被告は、本件原子力発電所の安全上重要な機器につき、基準地震動を用いた耐震安全性の評価を行うに当たり、以下に述べるとおり、線形累積損傷則 (マイナー則) に基づく、疲労限度以下の応力による疲労損傷への影響も考慮された、設計・建設規格に定められた十分に保守的な方法により、疲労評価を行っている。

(1) 安全上重要な機器に係る疲労評価

被告は、本件原子力発電所において、後記第3で述べるとおり、原子炉停止 (原子炉スクラム) 系^{*注}、圧力容器^{*注}、原子炉冷却材再循環系^{*注}等の圧力バウンダリ^{*注}を構成する機器、原子炉隔離冷却系^{*注}、ECCS^{*注}、格納容器^{*注}といった機器を、原子炉停止、炉心冷却、放射性物質閉じ込めの各安全機能を有する安全上重要な機器として設置している (平成24年2月29日付け被告準備書面 (1) 第4章第4)。

これら原子力発電所の安全上重要な機器については、一般社団法人日本電気協会が策定した最新の基準である技術規程（2015）（乙B第103号証）において、基準地震動を用いた耐震安全性の評価を行うに当たり、一般社団法人日本機械学会が策定した設計・建設規格（乙B第104号証）に定められた方法による疲労評価を行うこととされている¹。

圧力バウンダリを構成する配管である再循環配管^{*注}を例に具体的に述べれば、技術規程（2015）においては、基準地震動によって発生する応力について、設計・建設規格に定められた方法による疲労評価を行うこととされており、その際には、算定した疲労累積係数（Usage factor（Uf））が許容値（1.0）以下であることを確認するとされている。設計・建設規格に定められた疲労評価の方法とは、線形累積損傷則（マイナー則）に基づき、基準地震動によって機器に生ずる応力強さ（繰返しピーク応力強さ）とその繰返し回数を求めたうえで、繰返しピーク応力強さの繰返し回数と材料ごとに定められた設計疲労線図における当該応力強さに対応する許容繰返し回数との比の値をすべて加算して疲労累積係数（Uf）を算出するとともに、内圧や熱履歴といった運転時の負荷によって生ずる応力を考慮して機器そのものに対し別途行われる機器主体構造設計における疲労評価で算出された疲労累積係数（Uf）をも足し合わせて、許容値である1.0以下であることを確認するものである。（乙B第103号証340頁、乙B第104号証

¹ この点に関し、原子力規制委員会は、原子力発電所の耐震設計に係る審査において適用可能な規格及び基準等として、社団法人日本電気協会（当時）が策定した技術指針（1987）（乙B第103号証の改訂前のもの）及び社団法人日本機械学会（当時）が策定した「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版／2007年追補）」（乙B第104号証の改訂前のもの）を示しており（「耐震設計に係る工認審査ガイド」（制定：平成25年6月19日原管地発第1306195号原子力規制委員会決定、改正：平成29年11月15日原規技発第1711152号原子力規制委員会決定）），被告は、本件原子力発電所の安全上重要な機器の耐震安全性の評価を行うに当たり上記の技術指針（1987）及び設計・建設規格（2005年版／2007年追補）を用いているが、これらと、最新版の技術規程（2015）（乙B第103号証）及び設計・建設規格（乙B第104号証）との間で、疲労評価に係る点を含めて、主な耐震安全性の評価の方法に変更はない。

I-5-26, I-4-250, 257, 258, 乙B第108号証78,
79, 81~84頁)

(2) ASME Section IIIの設計疲労線図とその保守性

上記(1)で述べた設計・建設規格に定められた設計疲労線図は、昭和38年(1963年)に策定された米国機械学会の原子力施設用機器の設計規格であるASME Boiler & Pressure Vessel Code, Section III(以下、「ASME Section III」という。)の設計疲労線図に基づくものとされており(乙B第110号証138, 139頁, 乙B第104号証I-解説4-147頁), 二つの設計疲労線図は同一のものとなっている。

ASME Section IIIにおいては、疲労試験によって求められた疲労曲線に対し、安全率として応力につき2倍、寿命(繰返し回数)につき20倍を考慮してその設計疲労線図が定められている(乙B第109号証A4-135, 136頁, 乙B第110号証138, 139頁, 添付図)。このうち、応力についての安全率は、繰返し回数についての安全率のみでは高サイクル疲労側で許容応力振幅が変わらないことから、高サイクル疲労側において設計疲労曲線を更に押し下げるよう修正し、考慮する応力の範囲に保守性を持たせたものとされ(乙B第110号証138頁), 変動振幅応力が作用する場合に生ずることのある、疲労限度以下の応力による疲労損傷への影響がこれにより考慮されている。また、ASME Section IIIの設計疲労線図においては、炭素鋼^{*注}、低合金鋼^{*注}及び高張力鋼^{*注}については 10^6 回(100万回)の許容繰返し回数まで、ステンレス鋼^{*注}及び高ニッケル合金^{*注}については 10^{11} 回(1千億回)の許容繰返し回数までが示されているところ、これは、上記の疲労限度以下の応力による疲労損傷への影響を考慮するに当たり、各許容繰返し回数に対応する応力強さに満たない応力範囲について事実上の打切り限界が設けられたものといえる。

ASME Section IIIの設計疲労線図の保守性を定量的に把握するため、米国では実機構造物を用いた疲労試験が行われ、疲労き裂の発生は、設計疲労線図から求まる許容サイクル数（許容繰返し回数）以下では観察されず、き裂成長も、許容サイクル数（許容繰返し回数）の3倍までは生じていないことが分かったとされるなどの結果が得られており、上記の設計疲労線図には大きな保守性があることが明らかとされている（乙B第110号証139頁）。

このように、ASME Section IIIの設計疲労線図は、特に応力につき2倍の安全率を考慮することにより、変動振幅応力が作用する場合に生ずることのある、疲労限度以下の応力による疲労損傷への影響が考慮されているものであり、また、その考慮に当たっては一定の応力強さに満たない応力範囲について事実上の打切り限界が設けられている。

（3）設計・建設規格に定められた設計疲労線図の保守性

前記（1）で述べたとおり、原子力発電所の安全上重要な機器に対して基準地震動を用いた耐震安全性の評価を行うに当たっては、設計・建設規格に定められた方法により、線形累積損傷則（マイナー則）に基づく疲労評価が行われるところ、設計・建設規格の設計疲労線図は、上記（2）で述べたとおり ASME Section IIIのそれと同一のものであって、同じ安全率が考慮されており（乙B第104号証I－解説4-48, 147頁）、上記（2）で述べたことがすべて妥当する。したがって、設計・建設規格における設計疲労線図も、特に応力についての安全率を考慮することにより、変動振幅応力が作用する場合に生ずることのある、疲労限度以下の応力による疲労損傷への影響が考慮された、十分に保守的なものである。

なお、これらの疲労評価の方法は、考慮されている安全率からみれば、上記（2）で述べた疲労試験によって求められた疲労曲線を用いて求められる破損に至る疲労損傷度（D）を1.0と仮定すれば、これを0.05以下ま

でとして制限していることに相当する。

3 鉄道分野における疲労を考慮した設計の方法

上記2で述べた原子力発電所の安全上重要な機器の疲労評価に関連して、鉄道分野における疲労を考慮した設計の方法についても述べておく。

原子力発電所の安全上重要な機器のように、疲労評価を行って設計することを疲労寿命設計という。これに対し、機器に作用する設計上の応力が一定の強さ（本項において、以下、「許容応力」という。）以下になるように評価し、疲労評価を行わずに設計することを疲労限度設計という（乙B第111号証4, 10頁）。

鉄道分野では、まず、鋼鉄道橋等については、その設計方法が定められた「鉄道構造物等設計標準・同解説－鋼・合成構造物」（乙B第112号証、以下、「本件標準」という。）において、基本的には1列車が通過する際に発生する設計上の応力が許容応力を超えないようにする疲労限度設計を用いて設計を行うこととされ、例外的にこの設計上の応力が許容応力を超える設計をする場合のみ疲労評価（疲労照査）を行うことが定められている。この点に関して、本件標準は、昭和58年に策定された「建造物設計標準（鋼鉄道橋）」（以下、「前々標準」という。）及び平成4年に策定された「鉄道構造物等設計標準・同解説鋼・合成構造物」（以下、「前標準」という。）を受けて、平成21年に策定されたものである。前々標準では、修正マイナー則を用いて疲労評価（疲労照査）を行うこととされていたのに対して、平成4年に策定された前標準では、疲労評価（疲労照査）について、考慮する応力範囲に打切り限界を設ける考え方を探り入れられ、平成21年に策定された現行の設計規格である本件標準においても、前標準のこの考え方方が踏襲されている。すなわち、本件標準は、変動振幅応力が作用する場合において、そこで生ずることのある、疲労限度以下の応力による疲労損傷への影響を考慮し、疲労曲線を疲労限度以下へと延長しつつ、

考慮する応力範囲に打切り限界を設ける方法により疲労評価（疲労照査）を行うこととしている。これは、上記の場合における打切り限界以下の応力範囲については「その影響を無視してよい」（乙B第112号証242頁）として、疲労損傷への影響を無視できる応力範囲について考慮しないことを定めたものである。（同228～233、242、243頁）

また、鉄道分野における車軸及び台車枠の設計に当たっては、鉄道車両の運行に伴い作用する設計上の応力が許容応力以下になるようにする設計（疲労限度設計）を行うものとされており、基本的に疲労評価を行うとはされていない（乙B第113号証67頁）。

以上のように、鉄道分野では、鋼鉄道橋等の設計に当たり、基本的には疲労限度設計を行うことが定められるとともに、疲労評価（疲労照査）を行う場合についても、現行の設計規格である本件標準において、修正マイナー則は採用されておらず、疲労曲線を疲労限度以下へと延長しつつ考慮する応力範囲について打切り限界を設ける方法が採り入れられている。また、車軸及び台車枠の設計に当たっては、疲労限度設計を行うこととされており、疲労評価を行うとはされていない。

4 小括

以上みてきたとおり、疲労評価において、変動振幅応力が作用する場合に生ずることのある、疲労限度以下の応力による疲労損傷への影響を取り込む方法として、修正マイナー則のほかにも複数の方法が提案されているところ、被告は、本件原子力発電所の安全上重要な機器につき、基準地震動を用いた耐震安全性の評価を行うに当たっては、線形累積損傷則（マイナー則）に基づく、疲労限度以下の応力による疲労損傷への影響が考慮された、また、事実上の打切り限界が設けられた方法を用いて、十分に保守的な疲労評価を行っている。このように、考慮する応力範囲に打切り限界を設けることについては、鉄道分野

における鋼鉄道橋等の設計に当たり疲労評価（疲労照査）を行う場合に同様の方法が採り入れられており、これによって、変動振幅応力が作用する場合においても、疲労損傷への影響を無視できる応力範囲については考慮しないこととされている。

第2 本件原子力発電所の安全上重要な機器の耐震安全性

被告は、本件原子力発電所の安全上重要な機器の耐震設計に当たり、基準地震動S1, S2を策定し、基準地震動S2による地震力に対しその安全機能が損なわれるおそれがないことを確認するなどした。被告は、本件原子力発電所の設計、建設以降も、中央防災会議（2001）、同（2003）の知見や改訂指針に照らした耐震安全性の評価・確認等、その時々の最新の知見等を踏まえ、安全上重要な機器の地震に対する安全性を確認し、必要に応じて耐震裕度向上工事等の耐震補強を行ってきている。更に、被告は、東北地方太平洋沖地震を受けて設置された南海トラフ検討会における最大クラスの地震の検討結果を踏まえ、また、新規制基準にも沿って、基準地震動Ssを策定し、これを用いて本件原子力発電所4号機の耐震安全性の確認を行い、その結果、安全上重要な機器について、基準地震動Ssによる地震力に対しその安全機能が損なわれるおそれがないことを確認するとともに、必要な改造工事を実施するなどしており、これらをもって、本件原子力発電所の安全上重要な機器の耐震安全性を確保している。（被告準備書面（1）第4章第3-2、平成26年7月17日付け被告準備書面（10）第1、同年11月20日付け被告準備書面（12）第1）

被告が行った、上記の本件原子力発電所の耐震設計及び耐震安全性の確認は、その時々の最新知見を反映して基準地震動を策定し、それを用いて安全上重要な機器につき保守的に耐震安全性の評価を行うものであって、その結果、本件原子力発電所の安全上重要な機器は、基準地震動に対して大きな耐震上の余裕

を有している。

以下では、本件原子力発電所の安全上重要な機器について、基準地震動を用いた耐震安全性の評価の方法と耐震上の余裕とについて述べる。

1 基準地震動を用いた耐震安全性の評価の方法

被告は、本件原子力発電所の安全上重要な機器について、以下に述べるとおり、基準地震動による各機器の発生応力値等を算出し、その発生応力値等が保守的に定められた許容値を下回ることを確認して、基準地震動に対しその安全機能が損なわれるおそれがないことを確認している。

具体的には、本件原子力発電所の安全上重要な機器のうち、格納容器、圧力容器等の大型機器については、地盤・建物・当該機器を連成してモデル化して地震応答解析^{*注}を実施し、基準地震動による各部の地震力を算出している。また、その他の機器については、各機器の地震応答解析により、機器に生ずる基準地震動による地震力を算出している。この基準地震動による地震力から地震荷重を設定し、各機器に作用している自重、圧力等のその他の荷重を組み合わせて応力解析を行い、各機器の各部位に発生する応力値を求める。このようにして求めた各機器の各部位における発生応力値等について、あらかじめ設定した許容値を下回ることを評価するとともに、疲労評価も行っている。(乙B第108号証77~79、81~84頁)

この疲労評価を行うに当たっては、前記第1~2で述べた方法を用いて、基準地震動によって発生する応力を用いて疲労累積係数(U_f)を算出するとともに、内圧や熱履歴といった運転時の負荷によって生ずる応力を考慮して行われる機器主体構造設計で算出された疲労累積係数(U_f)をも足し合わせて、許容値である1.0以下であることを確認することにより、これらの応力が繰返し作用した場合でも当該機器が疲労による破損をするおそれがないことを確認している。

以上の評価により、被告は、本件原子力発電所の安全上重要な機器について、基準地震動に対しその安全機能が損なわれるおそれがないことを確認している。

2 安全上重要な機器が有する耐震上の余裕

本件原子力発電所の安全上重要な機器については、上記1で述べた方法によりその耐震安全性を評価しているところ、この方法は、保守的なものであって、①発生応力値の算定（解析）における余裕、②発生応力値が許容値に対して有する余裕、③許容値の設定における余裕がそれぞれ存在し、本件原子力発電所の安全上重要な機器は、大きな耐震上の余裕を有している。この大きな耐震上の余裕は、耐震信頼性実証試験として多度津工学試験所で行われた実機を模擬した試験において実証されている。（被告準備書面（1）第4章第3 2（4）、被告準備書面（12）13, 14頁）

（1）耐震上の余裕

本件原子力発電所の安全上重要な機器に対する基準地震動を用いた耐震安全性の評価の方法は、保守的なものであって、以下の耐震上の余裕が存在する。

まず、①発生応力値の算定（解析）における余裕が存在する。この発生応力値の算定（解析）における余裕とは、被告が耐震安全性の評価において用いている発生応力値が、実際に地震が生じた場合に発生する真の発生応力値よりも大きなもの（安全側の値）となっていることなどによって生ずる余裕である。例えば、前記1で述べた地震応答解析を実施するに当たり、被告は、実験によって得られたデータよりも相当に安全側の数値として技術規程（2015）等に定められた設計用減衰定数^{*注}を用いている。

また、②発生応力値が許容値に対して有する余裕が存在する。すなわち、

耐震安全性の評価を行うに当たっては、被告は、基準地震動を用いて算出した発生応力値が、許容値を下回っていることを評価することから、この余裕が確保されることとなる。

更に、③許容値の設定における余裕が存在する。被告が行っている本件原子力発電所の安全上重要な機器に対する基準地震動を用いた耐震安全性の評価における許容値は、機器の破壊に至るまでに大きな余裕を有している。例えば、圧力容器の許容値に用いられる設計引張強さは、使用温度における材料試験の結果を踏まえ、実際の材料の引張強さに対して安全側に設定されている。また、前記第1～2で述べたとおり、疲労評価に用いられる設計・建設規格の設計疲労線図は、疲労試験によって求められた疲労曲線に対し、応力につき2倍、繰返し回数につき20倍の安全率を考慮して作成されており、十分に保守的な方法となっている。

(2) 耐震信頼性実証試験による耐震安全性の実証

原子力発電所において高い耐震安全性が確保されていることについては、財団法人原子力発電技術機構（当時）の多度津工学試験所において行われた耐震信頼性実証試験によっても実証されている。

すなわち、多度津工学試験所において、世界最大級の振動台を使用して安全上重要な機器等を対象に耐震信頼性実証試験が実施され、基準地震動に対する当該機器等の許容値に相当する応力を発生させる揺れを上回る地震動で実際に揺らしても、何ら異常が発生していないことが確認されている（乙B第42号証）。このうち特に配管については、振動台を用いた実証試験により、基準地震動に対する当該配管の許容値に相当する応力を発生させる揺れに対して配管がほぼ弾性^{**}状態にあり固有周期の変化はないこと、基準地震動に対する当該配管の許容値に相当する応力を発生させる揺れの1.5倍に相当する揺れに対しても配管がほぼ弾性状態にあり固有周期の変化はほと

んどないこと、一部の配管のサポートを外して配管の支持スパンを長くするとともに、配管に付加重量（重錘）を加えて質量を大きくした試験体を用いて基準地震動に対する当該配管の許容値に達する変位量の10倍程度の変位振幅で1回当たり約110秒間の加振を繰り返したところ、5回目の加振でようやく配管が破壊したことが確認され、安全上重要な配管に非常に大きな耐震上の余裕があることが確認されている（乙B第42号証12頁⑯、乙B第44号証、乙B108号証86～88頁）。

なお、被告は、現在も継続的に原子力発電所の各種設備の耐震安全性の確認を行っており、例えば、一般財団法人電力中央研究所に設置された振動台を使用した試験により、主蒸気逃がし安全弁につき最大加速度 $20 \times 9.8 \text{ m/s}^2$ （20G、1万9600ガル）の振動を一定時間継続して与えた場合でも、その機能を維持することを確認するなどしている。

3 小括

被告は、前記1及び2で述べたとおり、本件原子力発電所の耐震設計及び耐震安全性の確認を行うに当たり、安全上重要な機器について基準地震動を用いた耐震安全性の評価を保守的に行っており、耐震信頼性実証試験によって実証されているように、本件原子力発電所の安全上重要な機器は、基準地震動に対して大きな耐震上の余裕を有している。

したがって、地震により本件原子力発電所の安全上重要な機器の安全機能が損なわれることは考えられない。

第3 原子炉冷却材喪失に対する放射性物質の異常な放出の防止

被告は、本件原子力発電所において、敷地及びその周辺の自然的立地条件が大きな事故の誘因とならないよう配慮し、地震については、上記第2で述べたとおり、安全上重要な機器の安全機能が損なわれることのないようその耐震安

全性を確保している。

そのうえで、被告は、本件原子力発電所において、事故防止対策として、機器の異常等の発生を未然に防止し、何らかの原因によって機器の異常等が発生した場合でもその拡大を防止し、更に異常が拡大したとしてもなお放射性物質の環境への異常な放出を防止するといった、十分な対策が採られている層を何層にもわたって用意し、各層の対策を講じた時点で想定していなかった事象が発生したとしても、容易にすべての層が突破されることのない重層的な対策を講じている。この事故防止対策においては、原子炉停止、炉心冷却、放射性物質閉じ込めの各安全機能を有する安全上重要な機器を設けるとともに、その機能が確実に働くよう周到な対策を講じており、例えば、安全上重要な機器については、多重性又は多様性及び独立性等を持たせることにより、その安全機能が確実に達成されるよう設計している。そして、被告は、この事故防止対策において主要な役割を担う設備の設計の妥当性を安全設計評価により確認している。

以下では、被告が、本件原子力発電所において、異常の発生及びその拡大防止にいざれも十分な対策（異常発生防止対策、異常拡大防止対策）を講じており、放射性物質を閉じ込める燃料被覆管や圧力バウンダリの健全性を確保することができるが、万一、圧力バウンダリの健全性が著しく損なわれ原子炉冷却材喪失が発生した場合においても放射性物質の環境への異常な放出を防止できることを説明する。

1 異常発生防止対策

原子力発電所における事故防止対策の第一は、放射性物質の環境への異常な放出につながるような異常の発生を未然に防止することである。

原子力発電所においては、核分裂生成物^{*注}を、通常運転時には燃料被覆管内に閉じ込めることにより、また異常が発生した場合には圧力バウンダリをはじ

めとする多層に設けた物理的障壁の内側に閉じ込めてることにより、環境への放出を防止している。したがって、異常の発生を防止するうえでは、まず、核分裂生成物を閉じ込める機能を有する燃料被覆管と圧力バウンダリの健全性を確保することが必要であり、燃料被覆管と圧力バウンダリの健全性を十分な余裕を持って確保するためには、何よりも原子炉の運転を安定な状態に維持することが必要である（被告準備書面（1）第4章第4 1）。

2 異常拡大防止対策

上記1で述べた異常発生防止対策にもかかわらず何らかの異常が発生した場合、その異常の拡大をできる限り防止し、燃料被覆管と圧力バウンダリの健全性を確保するためには、まず何よりもこの異常の発生を早期にかつ確実に検知し、必要に応じて原子炉を停止するとともに、停止後の炉心の崩壊熱を除去することが必要である。

このため、本件原子力発電所においては、異常の発生を検知する計測制御装置を設置するとともに、原子炉を緊急に停止させる原子炉停止（原子炉スクラム）系、燃料被覆管を冷却する原子炉隔離冷却系、圧力バウンダリ内の圧力の異常上昇を防ぎ、圧力バウンダリの健全性を守る主蒸気系の逃がし安全弁からなる安全保護設備を設けている。

具体的には、計測制御装置により、運転中の原子炉の出力、圧力、水位の大きい変動を検知した場合や、原子炉建屋内で大きな揺れ（例えば、地下2階の床面で水平動120ガル又は鉛直動100ガル以上）が感知されるなどした場合には、原子炉停止（原子炉スクラム）系によりすべての制御棒^{*注}を自動的かつ速やかに炉心内に挿入することによって原子炉を停止し、原子炉の停止後も発生する崩壊熱により生ずる蒸気は、主蒸気系の逃がし安全弁を通して、格納容器の一部であるサプレッション・チェンバに放出し、圧力バウンダリ内の圧力上昇を抑制する。また、サプレッション・チェンバに放出された蒸気に相当

する量の冷却材を、原子炉隔離冷却系により補給することによって、圧力容器内の水位を維持し、炉心の冷却を確保する。このように、安全保護設備の一連の動作により、原子炉停止、炉心冷却及び放射性物質閉じ込めといった安全機能が確保される（被告準備書面（1）第4章第4-2）。

3 放射性物質異常放出防止対策

本件原子力発電所では、前記1及び2で述べたように、異常の発生及びその拡大防止にいずれも十分な対策を講じており、放射性物質を閉じ込める燃料被覆管や圧力バウンダリの健全性を確保して、放射性物質を環境へ異常に放出するという事態を防止できる。

しかしながら、本件原子力発電所では、更に周辺公衆の安全確保に万全を期するため、万一、圧力バウンダリの健全性が著しく損なわれるような事象等が発生した場合においても、放射性物質の環境への異常な放出という事態を確実に防止できるように、放射性物質異常放出防止対策を講じている。

すなわち、何らかの原因で圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等の破損があり原子炉内の冷却材が流出し炉心の冷却能力が低下するという原子炉冷却材喪失を想定した場合でも、放射性物質の環境への異常な放出を防止するための設備として、本件原子力発電所には、ECCS、格納容器等からなるいわゆる工学的安全施設を設置している。これらの工学的安全施設は、いずれも運転員の操作を待たず自動動作するよう設計している。そして、その作動に関しては、工学的安全施設を作動させる工学的安全施設作動回路に多重性と独立性を持たせ、仮にその1系統に故障があったとしてもその機能が維持されるよう設計している。また、工学的安全施設のうちECCSや格納容器を貫通する配管に設けられた隔離弁（格納容器隔離弁）等については、その各々に多重性又は多様性及び独立性を持たせることにより機能を同時に喪失しないようにしており、更に、これらの設備の各機器を非常用電源設備に

接続して、外部電源喪失時にも安全機能を失うことがないようにしているなど、工学的安全施設が確実に作動するよう、信頼性の高い設計としている（被告準備書面（1）第4章第4-3）。

4 安全設計評価

被告は、本件原子力発電所において、前記1ないし3で述べたとおり、重層的な事故防止対策を講じているところ、この事故防止対策において主要な役割を担う安全保護設備や工学的安全施設等の設計の妥当性を安全設計評価により確認している（被告準備書面（1）第4章第4-4）。

この中で、被告は、工学的安全施設の設計の妥当性を確認するため、本件原子力発電所4号機について、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象である「事故」として、圧力容器に接続されている配管のうち、破断した場合に冷却材の喪失量が最大となる、配管内径が約5.5cm、配管厚さが約4cmにもなる再循環配管の母管1本の瞬時完全破断（大破断）を敢えて想定し、更に厳しい条件を仮定した「原子炉冷却材喪失事故^{*注}」についての解析評価を行っており、同事故が発生した場合でも、炉心の冷却の確保が可能であり、燃料被覆管及び格納容器の健全性は維持され、放射性物質の環境への異常な放出は十分に防止できることを確認している。

以上

(注1) 原子炉停止（原子炉スクラム）系

原子炉停止（原子炉スクラム）系とは、原子炉の水位低下等の異常時に、すべての制御棒（「制御棒」参照）を自動的かつ速やかに炉心内に挿入することによって、核分裂反応を止めて、原子炉を緊急停止させる機能を有する系統をいう。

原子炉停止（原子炉スクラム）系を構成する制御棒駆動機構及び水圧制御ユニットは、同時に複数が故障したり、1つの機器の故障が他の機器に影響を及ぼしたりすることがないように、独立性を有するよう設計している。

原子炉停止（原子炉スクラム）系は、異常の発生を検知する計測制御装置である原子炉保護系からの信号によって作動するが、原子炉保護系を構成する検出器や作動回路等は、同じ機能を有するものを2つ以上設ける多重性を有しており、この多重に設けた各機器は独立性を有しているため、仮に原子炉保護系を構成する機器の1つに故障が発生したとしても、原子炉保護系の機能は維持され、原子炉を停止することができる。また、原子炉保護系の電源が何らかの原因で喪失した場合には、自動的に制御棒が炉心内に挿入され原子炉を停止するようフェイル・セーフ設計とされている。

なお、本件原子力発電所では、上記の原子炉停止（原子炉スクラム）系とは独立の系統として、中性子吸収材であるほう酸水を原子炉に注入することによって核分裂反応を止め、原子炉を停止させる、ほう酸水注入系を設けている。

(注2) 圧力容器

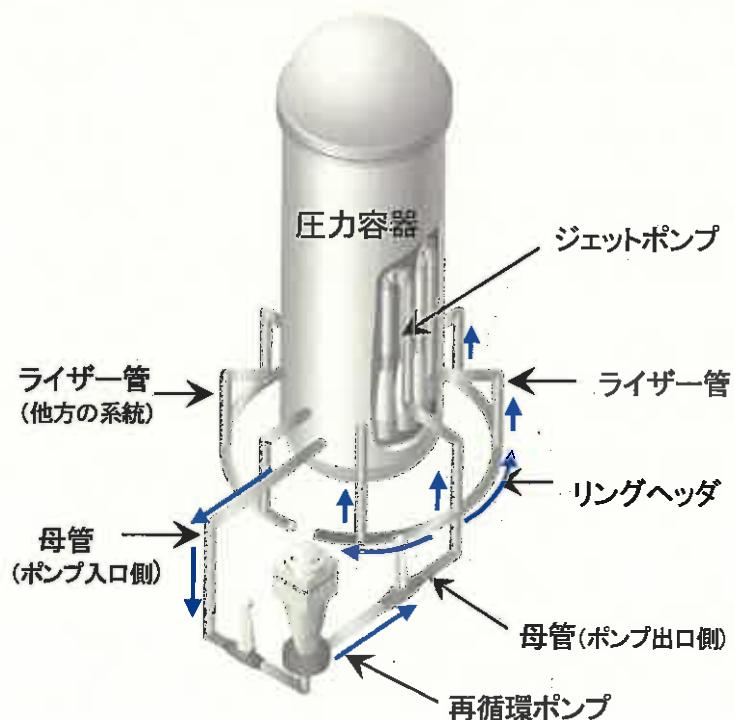
圧力容器とは、高温・高圧に耐えられる両端半球形の縦置き円筒形の容器をいう。BWRでは、圧力容器は、冷却材を内包するとともに、燃料集合体、制御棒（「制御棒」参照）、シュラウド及び気水分離器等の主要設備を収納している。母材として低合金鋼（「炭素鋼、低合金鋼、高張力鋼」参照）を使用し、上蓋など一部を除き内面には、腐食防止のために、ステンレス鋼（「ステンレス鋼、高ニッケル合金」参照）及び高ニッケル合金（「ステンレス鋼、高ニッケル合金」参照）を内張りしている。

(注3) 原子炉冷却材再循環系、再循環配管

原子炉冷却材再循環系とは、原子炉内を循環する冷却材の一部を強制的に再循環させる系統をいう。同系統は、圧力容器（「圧力容器」参照）内の冷却材を再循環ポンプにより強制循環し、再循環流量を調整することにより、核分裂反応すなわち原子炉の出力を制御するとともに、燃料で発生した熱を効率よく取り出すことができる。

原子炉冷却材再循環系は、本件原子力発電所3、4号機では、再循環ポンプ及び再循環配管から構成し、圧力容器の外側に2系統が接続された外部再循環方式を採用しており、同5号機では、圧力容器底部に直接再循環ポンプを取り付け、再循環配管のないインターナルポンプ方式を採用している。

再循環配管とは、原子炉冷却材再循環系を構成する配管をいう。同系統は、圧力容器内の冷却材を、ステンレス鋼（「ステンレス鋼、高ニッケル合金」参照）製の再循環配管（母管）を通して再循環ポンプに導き、更に、再循環ポンプから再循環配管（母管、リングヘッダ、ライザーパイプ）を通して再び圧力容器に戻す構造となっている。



(注4) 圧力バウンダリ

圧力バウンダリとは、圧力容器（「圧力容器」参照）と、主蒸気管や給水管等の圧力容器に接続している配管のうち圧力容器との接続部分から隔離弁までの範囲について、隔離弁をすべて閉止することで形成する領域をいう。

本件原子力発電所は、原子炉の水位低下等の異常を検知した場合には、隔離弁が自動的に閉止することにより圧力バウンダリを形成し、その内部に冷却材を閉じ込めて炉心冷却機能を確保するとともに冷却材中に含まれる放射性物質を閉じ込める機能を有する。また、燃料被覆管が何らかの原因で損傷し核分裂生成物（「核分裂生成物」参照）が冷却材中に放出された場合にも、圧力バウンダリを形成してその内部に核分裂生成物を閉じ込める機能を有する。

(注5) 原子炉隔離冷却系

原子炉隔離冷却系とは、何らかの原因で復水・給水系が停止するなどにより原子炉水位が低下し、圧力バウンダリ（「圧力バウンダリ」参照）が形成された場合に、原子炉水位を維持するため、自動的に復水タンク（本件原子力発電所3号機）若しくは復水貯蔵槽（同4、5号機）の貯留水又はサプレッション・チェンバのプール水を原子炉へ注水する機能を有している系統をいう。この系統は、タービン駆動ポンプ、補機及び弁類等から構成しており、そのタービン駆動ポンプは炉心からの崩壊熱により発生する蒸気の一部を用いて駆動し、また、補機及び弁類等は直流電源により作動するため、交流電源を必要とせず、原子炉へ高圧注水することができる。

なお、本件原子力発電所5号機においては、この原子炉隔離冷却系を、ECCS（「ECCS」参照）を構成する系統の一つとしても位置付けている。

(注6) ECCS

ECCSとは、炉心に注水するために設置される系統をいう。

本件原子力発電所では、原子炉の水位低下等の異常時には、圧力バウンダリ（「圧力バウンダリ」参照）、原子炉隔離冷却系（「原子炉隔離冷却系」参照）及び主蒸気逃がし安全弁の各設備の有する機能を發揮させることによって、圧力バウンダリ内に冷却材を確保し、炉心を冷却することができる設計としているが、万一、何らかの原因で圧力バウンダリを構成する配管あるいはこれに付随する機器等が破損し、原子炉内の冷却材が流出する原子炉冷却材喪失事故（「原子炉冷却材喪失事故」参照）が発生した場合にも備え、ECCSを設置している。ECCSは、このような場合でも、冷却材を緊急に原子炉内に注入することによって、炉心を冷却し、燃料の重大な損傷を防止する機能を有している。

本件原子力発電所3、4号機のECCSは、①原子炉への高圧注水機能を担う高圧炉心スプレイ系1系統、②原子炉への低圧注水機能を担う低圧炉心スプレイ系1系統及び低圧注入系3系統、③自動減圧系1系統から構成し、また、同5号機のECCSは、①原子炉への高圧注水機能を担う高圧炉心注水系2系統及び原子炉隔離冷却系1系統、②原子炉への低圧注水機能を担う低圧注水系3系統、③自動減圧系1系統から構成している。ECCSのうち、高圧炉心スプレイ系（同3、4号機）及び高圧炉心注水系（同5号機）は、低圧注水機能をも有し、原子炉が高圧の状態から低圧の状態に至るまで、その注水機能を維持することができる。

ECCSは、複数の系統を設置して多重性を確保し、また、上記のような各系統を設置して多様性を確保し、それぞれ独立性を有するよう設計している。更に、ECCSを作動させる工学的安全施設作動回路についても、多重性と独立性を持たせ、確実にECCSを作動させる設計としている。

（注7）格納容器

格納容器とは、万一、圧力バウンダリ（「圧力バウンダリ」参照）から放射性物質が放出された場合にも、格納容器隔離弁を自動的に閉止して、格納容器を外部と隔離することで、放射性物質を格納容器内に閉じ込める機能を有する施設をいう。こ

の格納容器隔離弁は、多重に設置し、各々独立した駆動源によって作動するものとし、確実に格納容器の閉じ込め機能を確保できるよう設計している。

本件原子力発電所3、4号機の格納容器は、圧力容器（「圧力容器」参照）とこれに連結する配管等を収納する上部半球下部円筒形のドライウェル、ECCS（「ECCS」参照）などの水源となる水を内部に蓄えた円環形のサプレッション・チェンバ、これらを接続するベント管等から構成する気密性の高い鋼鉄製の構造物である。

また、本件原子力発電所5号機の格納容器は、圧力容器とこれに連結する配管等を収納する円筒形のドライウェル、ECCSなどの水源となる水を内部に蓄えた円筒形のサプレッション・チェンバ、これらを接続するベント管等から構成する気密性の高い鉄筋コンクリート製の構造物である。この鉄筋コンクリート製格納容器は、原子炉建屋と一体化した構造となっており、耐圧機能を受け持つ鉄筋コンクリート部と漏えい防止機能を受け持つ鋼製ライナとからなる。

（注8）炭素鋼、低合金鋼、高張力鋼

炭素鋼とは、鋼の一種であり、炭素含有量が約2%以下のものをいう。

低合金鋼とは、炭素鋼に各種の合金元素を数%以下加え、強度や耐食性を向上させた鋼をいう。圧力容器（「圧力容器」参照）に使用している低合金鋼は、マンガンモリブデンニッケル鋼等である。

高張力鋼とは、低合金鋼の一種であり、炭素鋼にマンガンやクロム等を少量加え、引張強さや降伏点、溶接性等を向上させた鋼をいう。

（注9）ステンレス鋼、高ニッケル合金

ステンレス鋼（SUS）とは、耐食性を向上させる目的で、鉄にクロム又はクロムとニッケルを含有させた合金鋼のことをいう。一般には、クロム含有量が約11%以上の鋼をステンレス鋼という。

高ニッケル合金とは、ニッケルを主たる成分とした合金をいう。ニッケルは、耐熱、耐食性に優れ、それ自身工業材料として利用されているが、種々の元素を添加して更に改良を加えた合金が開発されている。

(注10) 地震応答解析

地震応答解析とは、地震動に対して、時々刻々、地盤や建物・構築物、機器等の各部がどのような力を受けたり変形したりするかを検討するため、地盤及び建物・構築物、機器等を適切なモデルに置き換え、地震動を入力して計算し、地震動によってこれらの各位置が受ける力と揺れの大きさを算出する解析をいう。

(注11) 設計用減衰定数

減衰定数とは、振動現象における減衰（運動の振幅が時間の経過とともに小さくなること。）の効果の割合を表したものという。減衰定数が大きいほど、減衰の効果が大きい。

設計用減衰定数とは、基準地震動を用いた耐震安全性の評価を行うに当たって用いることとしている減衰定数をいい、試験で得られた減衰定数の下限値を採用するなど余裕を持たせて定めている。

(注12) 弾性

弾性とは、物体に加えた力を除いたとき、力を加えたときに生じていた変形（歪み）が力を加える以前の状態に戻る性質をいう。

(注13) 核分裂生成物

核分裂生成物とは、ウラン235などの核分裂の結果生ずる放射性物質をいう。核分裂生成物の代表的なものにはクリプトン85、ストロンチウム90、ヨウ素131、キセノン133、セシウム137などがある。

(注14) 制御棒

制御棒とは、原子炉の出力を制御するための機器をいう。

ウラン235の核分裂は、核外から中性子を吸収することにより生ずるものである。そこで、安定した核分裂を行わせる、すなわち核分裂連鎖反応を安定に制御するために、炉心内の中性子の数を調整する必要がある。そのため、この役割を果たす制御材として、その内部に中性子を吸収する中性子吸収材を詰めた十字形の制御棒を用いている。本件原子力発電所3、4号機では185本、同5号機では205本の制御棒をそれぞれ使用し、これを炉心に挿入する又は炉心から引き抜く（制御棒の位置を調整する。）ことによって、炉心内の中性子数を調整し、核分裂反応すなわち原子炉の出力を制御する。この制御棒による原子炉の出力制御は、原子炉の起動・停止や比較的大きな出力変更の際に用いるものであり、運転員の操作により行う。その操作に関しては、運転員の誤操作を防止するため、例えば、運転員が制御棒を誤って引き抜こうとしても、原子炉内の中性子の数が一定の値を超えると、それ以上制御棒の引き抜きができないようにするなどのインターロックを設け、原子炉の出力の異常な上昇を招かないように設計している。

(注15) 原子炉冷却材喪失事故

原子炉冷却材喪失事故とは、工学的安全施設等の設計の妥当性を確認するため、原子力発電所から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象として想定された複数の「事故」のうちの一つをいう。

「原子炉冷却材喪失事故」は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因により配管あるいは機器等の破損等によって原子炉内の冷却材が流出し炉心の冷却能力が低下する事象である。この場合には、冷却材を補給できないと、燃料被覆管（長さ4m程のジルコニウム合金製のさや。その内部には、ウランと酸素との化合物である二酸化ウランの粉末をセラミック状に堅く焼き固めた、直径、高さとも約1cmの円柱状の燃料ペレットを密封している。）の過熱及びジルコニウム－水反応による酸化

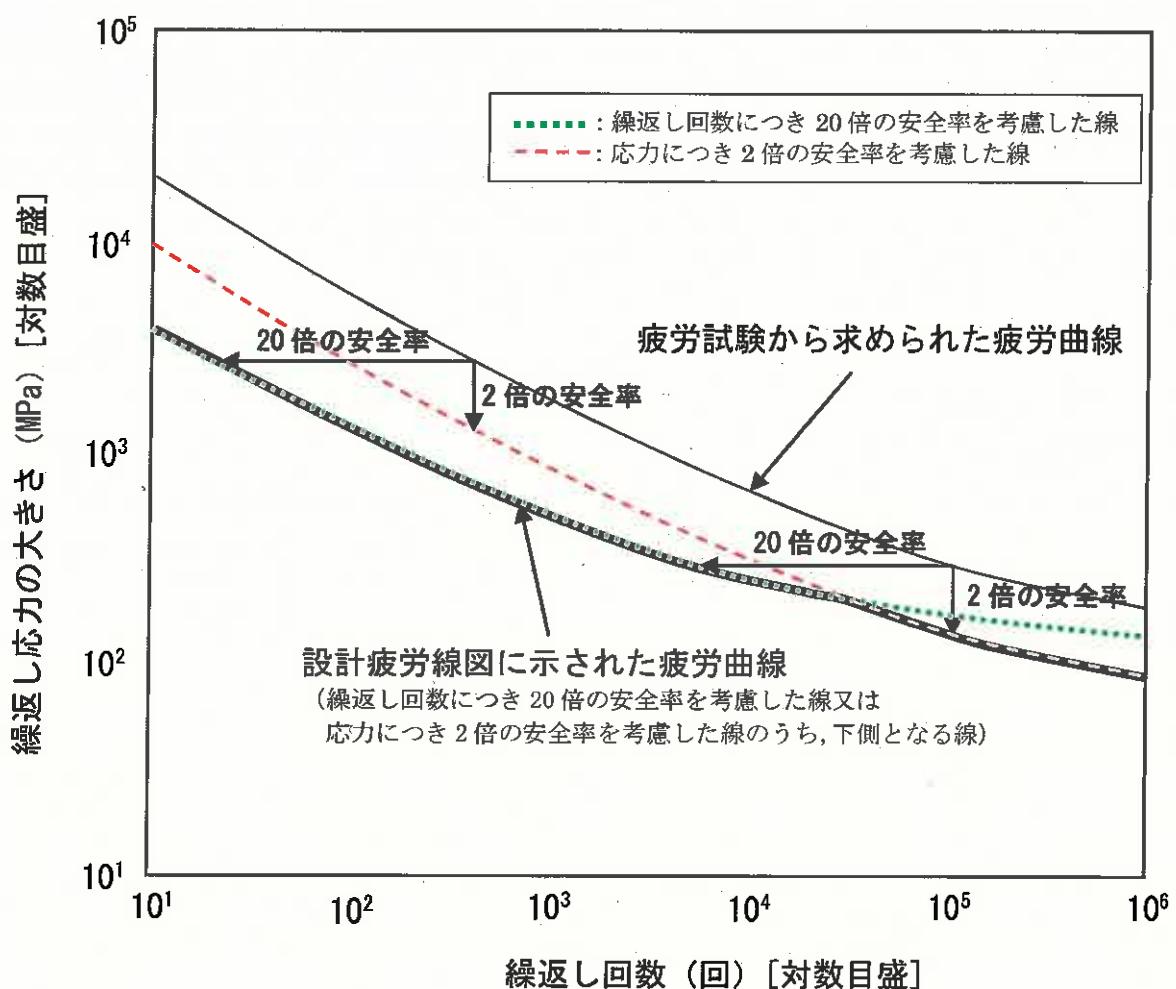
によって、燃料被覆管が大きく損傷するおそれがある。また、配管等の破損箇所から格納容器（「格納容器」参照）内への冷却材の放出、更にはジルコニウム－水反応等により発生した水素ガスなどによって、格納容器内の圧力が上昇し、格納容器が損傷するおそれもある。

本件原子力発電所4号機における「原子炉冷却材喪失事故」の評価に当たっては、その前提として、最も厳しい運転状態を前提に事故を想定するとの観点から、原子炉がその定格熱出力の約105%の出力で運転している状態で、圧力容器（「圧力容器」参照）に接続されている配管のうち、破断した場合に冷却材の喪失量が最大となる、配管内径が約55cm、配管厚さが約4cmにもなる再循環配管（「原子炉冷却材再循環系、再循環配管」参照）の母管1本の瞬時完全破断（大破断）を敢えて想定し、そのうえで、結果を最も厳しくする单一故障を仮定し、炉心冷却機能上、その故障の発生が最も厳しい条件となる「高圧炉心スプレイ系」が故障することを条件として仮定している。すなわち、実際に冷却材が流出した場合には複数の系統が設置されているECCS（「ECCS」参照）から条件に合う系統を適切に作動させ、事象を収束に導くところ、炉心の冷却に使用可能なものは低圧炉心スプレイ系及び低圧炉心注入系のみと仮定している。更に、事故発生と同時に外部電源が喪失し、非常用ディーゼル発電機からの給電によりこれらのECCSを作動させるとの仮定も置いた。

上記の各条件のもとで「原子炉冷却材喪失事故」を解析評価した結果、同事故が発生した場合でも、炉心の冷却を確保することが可能であり、燃料被覆管及び格納容器の健全性は維持され、放射性物質の環境への異常な放出は十分に防止できることを確認している。

なお、本件原子力発電所5号機の場合、その構造上再循環配管が存在しないことを踏まえ、「原子炉冷却材喪失事故」として、圧力容器に接続されている配管のうち高圧炉心注水系配管の両端破断を想定し、そのうえで、結果を最も厳しくする单一故障として、「健全側の高圧炉心注水系に給電する非常用ディーゼル発電機」の故障

を条件として仮定するとともに、更に事故発生と同時に外部電源が喪失し、上記の故障を仮定した非常用ディーゼル発電機以外の非常用ディーゼル発電機からの給電によりECCSを作動させるとの仮定を置いた解析評価を行い、同事故が発生した場合でも、炉心の冷却を確保することが可能であり、燃料被覆管及び格納容器の健全性は維持され、放射性物質の環境への異常な放出は十分に防止できることを確認している。



添付図 ASME Section III及び設計・建設規格の設計疲労線図に考慮されている保守性
(模式図)

※乙B第110号証139頁 図5. 5参照

