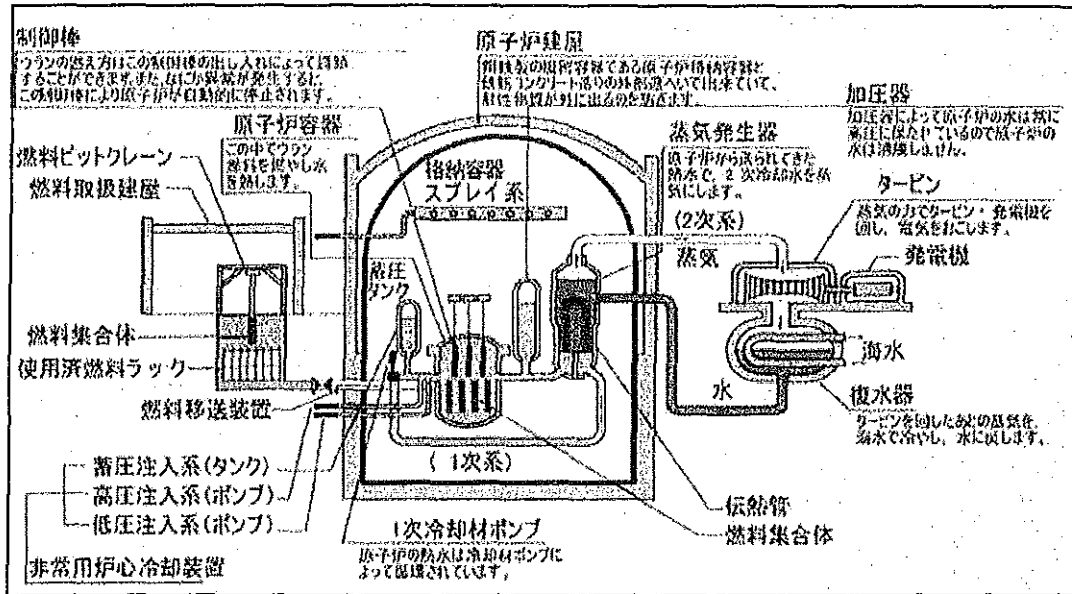
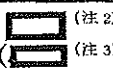
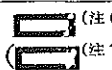


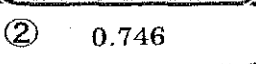
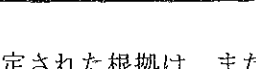
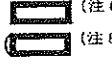


山崎久隆・資料 (7~10頁)

加圧水型軽水炉の仕組み



1. 制御棒

荷重条件		Ss 地震時	Sd 地震時	
水平	全引抜き 状態	動的加速度(G) ① 2.886	1.285 (1.703)	
	全挿入 状態	燃料集合体最大 変位(mm) ③  (注2) (注3)	 (注6) (注7)	
	半挿入 状態	動的加速度(G)	被覆管: 2.122 接合部: 2.886	1.285 (1.703)
		燃料集合体最大 変位(mm)	被覆管:  (注2) 接合部:  (注4) 被覆管:  (注3) 接合部:  (注5)	 (注6) (注8)
鉛直	動的加速度(G) ② 0.746	0.453		

①について

Ss 水平、動的加速度を2828ガルに設定された根拠は、またSd 1259ガル及び括弧書き1669ガルの意味と根拠は何か。

②について

Ss 鉛直、動的加速度731ガルに設定された根拠は、またSd 444ガルの根拠は何か。また、水平・鉛直比がわずかに四分の一程度である根拠は何か。水平：鉛直を1：1で解析すべきではないか。

③について

燃料集合体最大変位が非公開なのはおかしいのではないか。

④について

同様に、燃料集合体最大変位も公開されないのはおかしいのではないか。

燃料集合体の最大変位40mmを超えると制御棒の挿入性は大きく遅れることがJNESの振動台試験で明らかになっている。40mmを超える限界点は何処にあるとみているのか。

2. 制御棒クラス
タ挿入時間計算に
ついて

規定時間 2.5
秒を Ss 地震時に
は 2.18 秒とぎ
りぎりになるが、
これでも過小評価
ではないか。地震
動解析を既往最大
の Ss 1699ガルまたは1340ガルで行えば、明らかに挿入時間は大幅に遅れ、原子
炉停止に失敗することになるのではないか。

第3-1表 制御棒クラス挿入時間計算結果 (単位: s)

	制御棒クラス挿入時間 (注1)	規定時間
通常運転時	1.87 [1.57+0.30]	2.5 [2.2+0.30]
Ss地震時	2.18 [1.88+0.30] (2.03 (注2) [1.73+0.30]) (注3)	2.5 [2.2+0.30]

(注1) 挿入時間は、原子炉トリップ信号発信から駆動軸が制御棒クラス
駆動装置のラッチを離れるまでの時間(t1)とラッチを離れてから全
ストロークの85%に至るまでの時間(t2)を加えたものである。ここ
ではt1は0.30秒を設計値として使用した。
(注2) 時刻歴手法による結果を示す。
(注3) ()内の数値は照射の影響を考慮した値を示す。

3. 蒸気発生器伝熱管の Ss 応力評価解析

第5-2表 Ss地震時の応力評価の概要 (D+P_{SAS}+M_{SAS}+Ss) (2/2)
(単位: MPa (疲労評価を除く))

解析箇所	一次一般膜応力強さ		一次膜+一次曲げ応力強さ		一次+二次応力強さ		疲労評価	
	(注1) 評価点	P _m 許容値	(注1) 評価点	P _L +P _b 許容値	(注1) 評価点	P _L +P _b +Q 許容値	(注1) 評価点	UI +U(Ss) 許容値
伝熱管 最上段 管支持 板部		108 334	最上段 管支持 板部	317 447	最上段 管支持 板部	531(注2) 492	最上段 管支持 板部	0.004 1

(注1) 評価点は、解析箇所での評価のうち最も厳しい位置である(評価点については、第2-2図を参照)。
(注2) 一次+二次応力強さが許容値を超えているので、疲労評価では簡易弾塑性解析を行っている。
UI : 供用状態 A 及び B における疲労累積係数
U(Ss) : Ss 地震時における疲労累積係数

許容限界値 IV As を超えている。失格ではないのか。振動解析で疲労評価(累積疲労係数)の値が極めて小さい理由は何か。

また、拘束条件下の二次応力との応力強さが許容値を超えている点は、管台付近か、それとも触れ止め金具の位置か。応力集中点において減肉や未貫通欠陥があることを前提として、例えば全細管が最小肉厚であったとしたら、何処まで応力強さは下がるか。

4. 加圧器について

第3-1表 基準地震動 Ss による評価結果(31/42)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	備考
			MPa	MPa	
原子炉冷却系統配管 一次冷却材の 循環設備 加圧器	サージ用管台	一次一般膜 応力	139	309	
		膜応力+ 曲げ応力	258	405	
		一次+ 二次応力	294	552	
		疲労評価	0.169	1	単位なし
	安全弁及び逃がし 弁用管台 (セーフ エンド)	一次一般膜 応力	84	271	
		膜応力+ 曲げ応力	80	376	
		一次+ 二次応力	434	339	簡易弾塑性解析 を要する
		疲労評価	0.095	1	単位なし
	安全弁及び逃がし 弁用管台	二次一般膜 応力	139	309	
		膜応力+ 曲げ応力	236	405	
		一次+ 二次応力	408	552	
		疲労評価	0.330	1	単位なし

加圧器逃がし安全弁の発生応力値が IV As を超えている。失格ではないか。逃がし安全
弁用管台に亀裂が生じれば、一次冷却材喪失事故になる。また、それを止める手立てがな
い。(加圧器接続配管に仕切弁はない)

少なくとも、IV As を超えるように設備を変更するべきではないか。
また、次ページの表と上記の表の数値が異なる理由は何か。

5. 蓄圧タンク注入管台

3. 評価結果
原子炉冷却系施設の配管の重大事故等時の状態を考慮した場合の耐震評価結果を以下に示す。発生値は評価基準値を満足しており、基準地震動 Ss による地盤力に対して耐震強度を有していることを確認した。

評価結果(1/3)

評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	備考
		MPa	MPa	
ホットレグ	一次応力	33	83	
	(おじりによる応力) 二次応力	138	342	
	一次+二次 疲労評価	229	342	
	疲労評価	0.002	1	単位なし
クロスオーバーレグ	一次応力	47	83	
	(おじりによる応力) 二次応力	152	345	
	一次+二次 疲労評価	236	345	
	疲労評価	0.009	1	単位なし
コールドレグ	一次応力	12	83	
	(おじりによる応力) 二次応力	141	345	
	一次+二次 疲労評価	258	345	
	疲労評価	0.192	1	単位なし
加圧器サービズ管	一次応力	103	273	
	二次応力	158	377	
	一次+二次 疲労評価	240	339	
	疲労評価	0.709	1	単位なし
蓄圧タンク注入管台	一次応力	116	276	
	二次応力	138	378	
	一次+二次 疲労評価	631	345	簡易弾塑性解析を実施
	疲労評価	0.117	1	単位なし

蓄圧タンクとは ECCS 緊急炉心冷却装置のうち蓄圧注入系（ホウ酸注入系）を構成する設備である。安全上極めて重要な設備の注入管台が、IV As を超える応力評価値であり、評価基準値を超えているのは欠陥である。耐震設計をやり直すべきである。

6. 安全注入設備配管

第3-1表 基準地震動 Ss による評価結果(42/42)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	備考
			MPa	MPa	
余熱除去設備配管	配管	一次応力	116	344	
		一次+二次応力	271	344	
		疲労評価	0.004	1	単位なし
余熱除去設備配管サポート	サポート部材	組合せ応力	88	123	
安全注入設備配管	配管	一次応力	125	344	
		一次+二次応力	407	344	簡易弾塑性解析を実施
		疲労評価	0.240	1	単位なし
安全注入設備配管サポート	サポート部材	組合せ応力	94	152	

安全注入設備配管とは、どこのことを指しているのか、また、この応力発生値は具体的にどのポイントにおいて記録されたものなのか明らかにされたい。また安全注入設備配管でIV As を上回る応力を生じさせているのは異常である。耐震設計をやり直すべきである。

7. 一次冷却系設備配管等

第3-1表 基準地震動 S_s による評価結果(41/42)

評価対象設備	評価部位	応力分類	発生値	評価基準値	備考	
			MPa	MPa		
配管(系統別)	一次冷却設備配管	一次応力	111	339	簡易弾塑性解析を実施	
		一次+二次応力	378	339		
		疲労累積係数	疲労評価	0.516	1	単位なし
	一次冷却設備配管サポート	サポート部材	組合せ応力	105	152	
	主蒸気設備配管	配管	一次応力	163	315	
			一次+二次応力	256	336	
	主蒸気設備配管サポート	サポート部材	組合せ応力	120	152	
主給水設備配管	配管	一次応力	116	380		
		一次+二次応力	493	425	簡易弾塑性解析を実施	
		疲労評価	0.293	1	単位なし	
主給水設備配管サポート	サポート部材	組合せ応力	93	123		

原子炉に直接繋がる配管系で、IV As を超える応力発生値を記録している。この原発はそもそも欠陥路であることが明らかである。およそ原子炉に直接繋がる配管系が S_s で IV As を超える応力を有すること自体、認められるものではない。

