

本資料のうち、枠囲みの内容は、
営業秘密又は防護上の観点から
公開できません。

東海第二発電所 工事計画審査資料	
資料番号	補足-370-19 改1
提出年月日	平成30年8月21日

補足-370-19 【原子炉格納施設の基礎に関する説明書の補足説明】

平成30年8月

日本原子力発電株式会社

目次

1. はじめに	1
2. 概要	2
3. 構造	3
4. 建設工認時からの差分整理	4
4.1 適用規格・基準類について	4
4.2 底部仕様とCCV規格との構造設計上の差分について	6
4.3 新規荷重と今回工認で実施する荷重組合せについて	13
4.4 新規荷重（水力学的動荷重）の影響について	20

1. はじめに

本資料では、添付書類「V-1-8-3 原子炉格納施設の基礎に関する説明書」の補足説明として、建設工認時からの耐震及び強度設計上の条件及び評価に関する差分抽出とその影響について明確にしたものである。

建設工認時からの差分抽出では、適用規格、新規荷重及び評価方法のほか、仕様変更（改造）について、格納容器底部コンクリートマットを含む原子炉建屋基礎盤に対して影響を及ぼす差分要因を抽出する。また、これらの差分による影響について考察し、抽出される差分要因が耐震及び強度設計上に大きく影響しないことを確認する。

2. 概要

建設工認時からの適用規格、新規荷重及び評価方法のほか、仕様変更（改造）について今回工認との差分を調査した。

その結果、適用規格については、建設工認時では「新型格納容器底部に関する仕様（昭和 47 年 10 月）」（以下「底部仕様」という。）が、今回工認では「日本機械学会 発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格（JSME S NE1-2003）」（以下、「CCV規格」という。）が適用され、適用規格に差分が見られた。

また、評価方法における断面算定法については、建設工認時では日本建築学会「鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説」（以下「RC規準」という。）が、今回工認では「CCV規格」が適用されており、その規格内で適用される評価方法の出典を確認すると、同様に日本建築学会の計算規準が適用されている。原子炉格納容器底部コンクリートマットに対しては、近年、終局強度型の耐震設計の考え方が導入されるものの、いずれも基本的には、許容応力度設計体系を逸脱するものではなく差分は見られない。

更に建設工認時からの仕様変更（改造）については、変更履歴調査した結果、格納容器底部コンクリートマットを含む原子炉建屋基礎盤に対して直接影響を及ぼすような仕様変更（改造）は見られなかった。

適用規格の差分による影響について、底部仕様とCCV規格の双方の記載内容を比較した結果、差分が見られる箇所は、「荷重とその組合せ」であった。

そのため、底部仕様に基づく荷重組合せの荷重内容とCCV規格及び「BWR、MARK-II型格納容器圧力制御系に加わる動荷重の評価指針（昭和 56 年 7 月 20 日 原子力安全委員会決定）」（以下、「動荷重の評価指針」という。）において構造設計上必要となる荷重内容の差分を整理した結果、水力学的動荷重に建設工認時との設計上の差分があり、当時は、この荷重は考慮されていなかった。

その新規荷重による差分の影響検討については、「補足-370-9【原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性評価についての補足説明】」にて、水力学的動荷重（逃がし安全弁作動時荷重、蒸気凝縮振動荷重、チャギング荷重）を考慮した荷重状態Ⅱの逃がし安全弁作動時及び荷重状態Ⅲの異常時の健全性評価を行っており、各許容値に対して十分満足する結果を得ており、**その新規荷重による評価結果への影響が無いことを確認した。**

従って、これらの差分が設計条件への論点とはならないと判断した。なお、上記の最新の規格・指針を踏まえて、新規荷重を考慮し、今回工認で評価を実施する。

3. 構造

原子炉建屋基礎盤は、原子炉格納容器底部に該当する原子炉格納容器底部コンクリートマット並びに、二次格納施設にあたる原子炉建屋原子炉棟のうち、原子炉格納容器底部コンクリートマット以外の基礎（以下「原子炉棟基礎」という。）及び原子炉建屋附属棟の基礎（以下「附属棟基礎」という。）で構成される。図1に原子炉建屋断面図を示す。

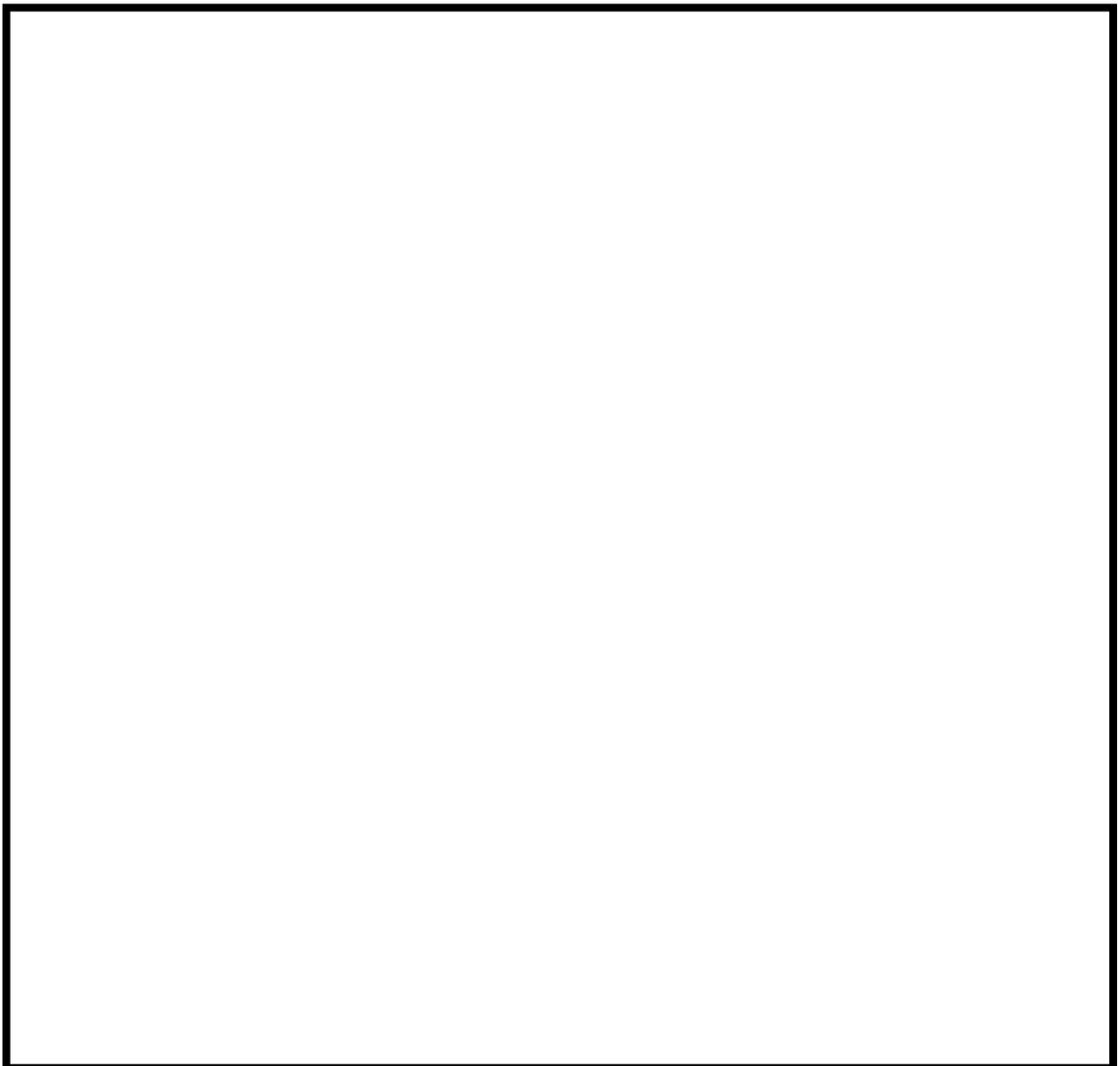


図1 原子炉建屋断面図

4. 建設工認時からの差分整理

4.1 適用規格・基準類について

表1に原子炉格納容器底部コンクリートマットを含む原子炉建屋基礎盤の建設工認時と今回工認にける適用規格・基準類の比較を示す。

建設工認時では、原子炉建屋基礎盤の設計については、RC規準が適用されており、原子炉格納容器のドライウェル及びサブプレッションチェンバの基本版厚の決定に関する計算に対しては、「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（通商産業省告示501号）昭和45年9月3日付」が用いられており、その格納容器底部コンクリートマットに対しては、当時、新型格納容器底部の設計・施行に適用することを目的として底部仕様が採用されている。

この仕様は、当時、関西電力（株）大飯発電所第1,2号機、東京電力（株）福島発電所第6号機および日本原子力発電（株）東海第2発電所に採用される格納容器において、その底部構造として、鉄筋コンクリートに強度を、ライナーに耐漏洩性をもたせたものが新型格納容器となるため、これらの構造の妥当性を検討するための技術顧問会（コンクリートコンテナ検討会報告書（昭和47年10月3日））において承認されたものである。

なお、底部仕様の適用範囲としては、新型格納容器底部の材料、設計、施工および試験・検査に関する仕様が示されており、適用対象としては、鉄筋コンクリート・マット（格納容器コンクリート圧力障壁部）、ライナー部、ナックル部および格納容器胴アンカー部とされている。

一方、今回の工認においては、原子炉建屋基礎盤の設計については、RC規準（1999）、「日本建築学会 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説（2005）」、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987」、同「原子力発電所耐震設計技術指針 重要度分類・許容応力度編 J E A G 4 6 0 1 ・補-1984」、同「原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版」、国土交通省住宅局建築指導課・国土交通省国土技術政策総合研究所・独立行政法人建築研究所・日本建築行政会議「2015年版 建築物の構造関係技術基準解説書」を適用している。原子炉格納容器底部コンクリートマットに対しては、CCV規格を適用している。

以上より、建設工認当時と今回工認における適用規格・基準類を比較すると、原子炉建屋基礎盤に対しては、当時から規準改定があるものの、共に同学会計算規準を採用しており、今回工認では更に日本電気協会の指針を盛り込んでいる。一方、格納容器底部コンクリートマットに対しては、限定されるプラントに対してのみ適用される当時の底部仕様から、今回工認では規格化されている日本機械学会のCCV規格を採用している点で差分がある。

次節では、当時採用された「新型格納容器底部に関する仕様」と「CCV規格」との構造設計上での差分について整理する。

表1 原子炉格納容器底部コンクリートマットを含む原子炉建屋基礎盤の
建設工認時と今回工認にける適用規格・基準類の比較

	建設工認時	今回工認
原子炉建屋 基礎盤 (原子炉棟基礎, 付属 棟基礎)	・ 日本建築学会「鉄筋コンクリート 構造計算規準・同解説」	<ul style="list-style-type: none"> ・ 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 —許容応力度設計法— ((社) 日本建築学 会, 1999) ・ 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規 準・同解説 ((社) 日本建築学会, 2005) ・ 原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987 ((社) 日本電気協会) ・ 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度 分類・許容応力度編 J E A G 4 6 0 1 ・補 -1984 ((社) 日本電気協会) ・ 原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版 ((社) 日本電気協 会) ・ 2015 年版 建築物の構造関係技術基準解 説書 (国土交通省住宅局建築指導課・国土 交通省国土技術政策総合研究所・独立行 政法人建築研究所・日本建築行政会議, 2015)
原子炉格納容器底部 コンクリートマット	・ 新型格納容器底部に関する仕様 (昭和 47 年 10 月) ※	<ul style="list-style-type: none"> ・ 発電用原子力設備規格 コンクリート製 原子炉格納容器規格 ((社) 日本機械学会, 2003) ・ 鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 —許容応力度設計法— ((社) 日本建築学 会, 1999) ・ 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規 準・同解説 ((社) 日本建築学会, 2005) (以下「RC-N規準」という。) ・ 原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1987 ((社) 日本電気協会) ・ 原子力発電所耐震設計技術指針 重要度 分類・許容応力度編 J E A G 4 6 0 1 ・補 -1984 ((社) 日本電気協会) ・ 原子力発電所耐震設計技術指針 J E A G 4 6 0 1 -1991 追補版 ((社) 日本電気協 会)

注 : 「新型格納容器底部に関する仕様 (昭和 47 年 10 月)」は, 当時, 関西電力 (株) 大飯発電所第 1, 2 号機, 東
京電力 (株) 福島発電所第 6 号機および日本原子力発電 (株) 東海第 2 発電所に採用される格納容器におい
て, その底部構造として, 鉄筋コンクリートに強度を, ライナーに耐漏洩性をもたせたものが新型格納容器と
なるため, これらの構造の妥当性を検討するための技術顧問会において承認されたものである。

4.2 底部仕様とCCV規格との構造設計上の差分について

表2に底部仕様とCCV規格との構成（設計章）の比較を示す。なお、ここでは、鉄筋コンクリート部の設計に着目して、以下記述する。

底部仕様とCCV規格の記載内容の比較について、今回工認で採用するCCV規格は、建設工認時に用いていた底部仕様の記載内容と比べ、主要項目は概ね同様であるが、構造設計上の必要な情報が細分化し、規格化されている。その設計については、近年の研究開発による設計の合理化や解析計算機の数値および計算容量の進歩と共に複雑な検討が可能になりつつあるが、構造的な設計概念については、CCV規格内で引用される規格規準類は、底部仕様内で引用されている日本建築学会のRC規準を鑑みると、一定の当時からの設計概念の連続性が見られる。

一方、双方の記載内容で差分が見られる箇所としては、「荷重の組合せ」である。

図2に底部仕様内及び建設工認時の荷重組合せの記載を、図3にCCV規格の別表4の抜粋を示す。

双方を比較すると、底部仕様で記載される「荷重組合せ」が、CCV規格において各荷重状態が設定され、各荷重状態に応じて、コンクリート部に作用する荷重について、運転時圧力・温度荷重、異常時圧力・温度荷重等が設定され、それらの荷重が組合せられている。これらの比較より、明らかに荷重組合せの設定について、建設工認時から差異が見られる。

更に、CCV規格の別表4の表中には記載されていないが、その解説箇所においては、「水学的動荷重」についての記載がある。

ここで、図4（1/3～3/3）にCCV規格の解説の抜粋を示す。

解説に記載されるように、沸騰水型原子炉特有の事象について、荷重状態Ⅱの逃がし安全弁作動時は、沸騰水型原子炉において、運転中の原子炉系の過渡的な圧力上昇を抑えるため、主蒸気配管に設けられた逃がし安全弁が作動する状態をいう。逃がし安全弁作動時に蒸気は、排気管を通過して、サプレッションプール水中に導かれる。この蒸気の放出に先立ち、排気管内の非凝縮性ガスがサプレッションプール水中に吹き出し、気泡が膨張、収縮をすることにより、圧力荷重が原子炉格納容器に作用する。

また、荷重状態Ⅲの異常時においては、「本事象の発生状況を検討し適切に組み合わせるものとする。」とされており、沸騰水型原子炉においては、「サプレッションプール水の水学的動荷重も考慮するものとする。ただし、異常発生直後のプール水揺動による水学的動荷重については、非常に短期間の事象であることから、荷重状態Ⅳのジェット力作用時において適切に考慮するものとする。」とされている。

このように、別表4においては、表中には記載されていないが、沸騰水型原子炉においては、異常時に作用する荷重として、サプレッションプール水の水学的動荷重も含むことが明記されている。

表2 「新型格納容器底部に関する仕様」と「CCV規格」との構成（設計章）の比較

	建設工認時	今回工認
規格・基準類	「新型格納容器底部に関する仕様」	「CCV規格」
構成	第3章 設計 3.1 一般 3.1.1 コンクリートマット 3.1.2 ライナー部 3.1.3 ナックル部 3.1.4 格納容器胴アンカー部 3.2 荷重組合せ 3.2.1 荷重 3.2.2 荷重組合せ 3.3 設計および解析手法 3.4 設計許容値 3.4.1 鉄筋コンクリートマット 3.4.2 ライナー部 3.4.3 ナックル部 3.4.4 格納容器胴アンカー部 3.5 設計詳細 3.5.1 鉄筋コンクリート 3.5.2 ライナー部 3.5.3 ナックル部 3.5.4 格納容器胴アンカー部	CVE-3000 設計 CVE-3100 一般事項 CVE-3110 コンクリート製原子炉格納容器の設計 CVE-3120 用語の定義 CVE-3130 記号の定義 CVE-3200 荷重および荷重の組合せ CVE-3210 コンクリート部に作用する荷重 CVE-3220 ライナプレート, ライナアンカ等に作用する荷重 CVE-3300 コンクリート部の解析手法 CVE-3310 構造解析手法 CVE-3320 解析に用いる材料定数 CVE-3330 熱応力の扱い CVE-3400 コンクリート部の許容応力度 CVE-3410 コンクリート CVE-3420 鉄筋 CVE-3500 コンクリート部の設計 CVE-3510 シェル部 CVE-3520 トップスラブ部および底部 CVE-3530 貫通部等 CVE-3540 配筋詳細 CVE-3550 プレストレスシステム CVE-3600 ライナプレート, ライナアンカ等の設計 CVE-3610 ライナプレート CVE-3620 ライナアンカ CVE-3630 貫通部スリーブおよび附属物 CVE-3640 貫通部アンカ CVE-3650 ライナプレート, ライナアンカ等の機械的荷重に対する評価 CVE-3700 ナックルおよび胴アンカの設計 CVE-3710 ナックル CVE-3720 胴アンカ

表3-1 荷重の組合せ

荷重組合せ種別	荷重内容
(1)	$D + O + L^*$
(2)	$D + O + L$
(3)	$D + O + S_1$
(4)	$D + O + S_2$
(5)	$D + O + L + S_1$

- (1) 死荷重 (D)
 (2) 通常運転時荷重 (O)
 設計外圧、機器に加わる活荷重など
 (3) 事故時内圧荷重 (L^*)
 事故時荷重のうち内圧のみの荷重とする。
 (4) 事故時の荷重 (L)
 設計内圧および蒸荷重など。ただし事故時の内圧と事故時の蒸荷重の両方のす
 れかある場合は、同時には加算しない。
 (5) 設計地震荷重 (S_1)
 その敷地に対して定められた設計地震により動的解析を行って求められる設
 計水平地震力または建築基準法の3倍の水平地震より定まる設計水平地震力のい
 すれの大きい方とする。
 設計垂直地震力は基礎底面の静的水平地震力の1/2から定まる値とし、上記設計
 水平地震力と同時に不利な方向について考慮する。
 (6) 安全余裕検討用地震荷重 (S_2)
 前記の設計地震の1.5倍の地震による動的解析から定まる水平地震力。設計垂
 直地震力は、 S_1 と同じとする。

(a) 底部仕様

2. 荷重とその組合せ

2-1. 荷重条件

荷重の組合せは以下の通りとする。

a) 1次格納容器底部について

荷重の組合せ種別	荷重内容
(0)	$D + O$
(1)	$D + O + L^*$
(2)	$D + O + L$
(3)	$D + O + S_1$
(4)	$D + O + S_2$
(5)	$D + O + L + S_1$

D ; 死荷重

O ; 通常運転時荷重

L^* ; 事故時内圧荷重

L ; 事故時の荷重

S_1 ; 設計地震荷重

S_2 ; 0.27g地震荷重

b) その他の部分について

長期荷重 $D + O$

短期荷重 $D + O + S_1$

(b) 建設工認時

図2 底部仕様内の記載及び工認時底部コンクリートマットの荷重組合せの記載 抜粋

別表4 コンクリート部に作用する荷重

荷重状態	荷重時	荷重	死荷重	活荷重	プレストレス荷重	運転時圧力	運転時配管荷重	運転時温度荷重	異常時圧力	異常時配管荷重	異常時温度荷重	ジェット力	S ₁ 地震荷重	S ₂ 地震荷重	積雪荷重	風圧力	試験圧力
I	通常運転時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0										
II	逃がし安全弁作動時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0										
	試験時	1.0	1.0	1.0													1.0
	積雪時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0								1.0		
III	暴風時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0									1.0	
	地震時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0						1.0				
	異常時	1.0	1.0	1.0					1.0	1.0	1.0						
	(異常+地震)時	1.0	1.0	1.0					1.0	1.0	1.0		1.0				
IV	地震時	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0								1.0			
	異常時	1.0	1.0	1.0					1.5	1.0							
	ジェット力作用時	1.0	1.0	1.0								1.0					
	(異常+地震)時	1.0	1.0	1.0					1.0	1.0			1.0				
	(異常+積雪)時	1.0	1.0	1.0					1.25	1.0					1.25		
	(異常+暴風)時	1.0	1.0	1.0					1.25	1.0						1.25	

図3 CCV規格の別表4の抜粋

- (2) 荷重状態Ⅰの通常運転時は、建築基準法施行令第82条に定める常時作用する荷重（通常荷重）として死荷重および活荷重を考慮し、これ以外に、プレストレス荷重、運転時圧力、運転時配管荷重および運転時温度荷重を適切に定めこれらを組み合わせるものとする。
- (3) 荷重状態Ⅱの逃がし安全弁作動時は、沸騰水型原子炉において、運転中の原子炉系の過渡的な圧力上昇を抑えるため、主蒸気配管に設けられた逃がし安全弁が作動する状態をいう。逃がし安全弁作動時に蒸気は、排気管を通して、サブプレッションプール水中に導かれる。この蒸気の放出に先立ち、排気管内の非凝縮性ガスがサブプレッションプール水中に吹き出し、気泡が膨張、収縮をすることにより、圧力荷重が原子炉格納容器に作用する。なお、本荷重は沸騰水型原子炉特有のものである。この場合、運転時圧力、温度および配管荷重は本事象の発生状況を検討し適切に定めこれらを組み合わせるものとする。
- 荷重状態Ⅱの試験時は、試験圧力と試験時に考慮すべき他の荷重を適切に組み合わせるものとする。
- 積雪時を荷重状態Ⅱで規定したのは、日本建築学会「建築物荷重指針・同解説」（1993年）（以下「日本建築学会 荷重指針（1993）」という）で大雪の場合2日から3日にわたり載荷されることもありうることを考慮して長期荷重として取り扱われていることによる。なお、荷重状態Ⅱの積雪時の荷重の組合せは、建築基準法施行令第82条を参考としている。同施行令においては区域に応じ長期に生じる荷重と短期に生じる荷重を使い分けしている。
- (4) 暴風時を荷重状態Ⅲで規定したのは、風圧力について日本建築学会 荷重指針（1993）を参考に発生頻度を推定すると、荷重状態Ⅲでの地震時と同程度と考えられることによる。なお、荷重状態Ⅲの暴風時の荷重の組合せは、建築基準法施行令第82条を参考としている。
- 荷重状態Ⅲの地震時の荷重組合せは、原子力安全委員会「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（昭和56年）」（以下「耐震設計審査指針（昭和56年）」という）を参考としている。
- 荷重状態Ⅲの異常時は、本事象の発生状況を検討し適切に組み合わせるものとする。沸騰水型原子炉においては、サブプレッションプール水の水力学的動荷重も考慮するものとする。ただし、異常発生直後のプール水揺動による水力学的動荷重については、非常に短期間の事象であることから、荷重状態Ⅳのジェット力作用時において適切に考慮するものとする。
- 荷重状態Ⅲの異常時および（異常＋地震）時は、コンクリートの材料特性等を考慮して、温度荷重の評価を行うこととする。
- 荷重状態Ⅲの（異常＋地震）時の荷重組合せは、日本電気協会「原子力発電所耐震設計技術指針 - 重要度分類・許容応力編」（JEAG 4601・補 - 1984）を参考としたものである。ここで考える事象は、異常が長期間（ 10^{-1} 年以上）持続する状態における地震の発生である。異常時圧力は、異常発生直後に最大に至り比較的急速に低下するので、この組合せでは、圧力の最大値は考慮しなくてよく、この組合せにおいて考慮する異常時圧力は、異常発生から 10^{-1} 年以降における圧力による荷重である。また、この組合せにおいて考慮する異常時温度荷重および異常時配管荷重も、圧力と同様に異常発生から 10^{-1} 年以降における温度荷重および配管荷重である。
- (5) 荷重状態Ⅳの地震時の荷重組合せは、耐震設計審査指針（昭和56年）を参考としている。
- 荷重状態Ⅳの異常時の異常時圧力は、最高使用圧力を採用するものとする。
- 荷重状態Ⅳのジェット力作用時の荷重は、考慮する必要がある場合に適用するものとする。

解説 別表-11

図4 C C V規格の別表4 解説 抜粋（1/3）

のとする。沸騰水型原子炉格納容器においてはジェット力を考慮してその健全性を評価する必要がある。ジェット力作用時の温度に対する健全性については、衝突噴流の温度が最高使用温度以下になるように設計されている場合には、最高使用温度を用いた荷重状態Ⅲの“異常時”で評価されることから、荷重状態Ⅳでの評価は不要としている。

なお、衝突噴流の温度が最高使用温度を超える場合には、必要に応じ考慮する必要がある。

また、沸騰水型原子炉においては、ジェット力作用時にプール水揺動による水力学荷重も考慮し、発生状況を検討して適切に組み合わせるものとする。

加圧水型原子炉格納容器においては、一次冷却材系統に係る施設の故障または損壊によるジェット力が格納容器に直接作用しないことから、荷重状態Ⅳのジェット力の評価は不要としている。

荷重状態Ⅳの（異常＋地震）時、（異常＋積雪）時および（異常＋暴風）時の異常時圧力は、原子炉格納容器の重要性を考慮して最大内圧による荷重とし、各荷重と組み合わせるものとする。

- (6) 備考 2 の a.から c.までは、原子力発電所のおかれている状態にかかわらず、常時作用する荷重について定めたものである。

死荷重に関しては、主なものとして機器、配管、機械基礎の自重がある。また、コンクリート製原子炉格納容器の自重については、鉄筋コンクリートの単位体積重量は使用材料の実状によるものとし、特に調査しない場合で普通コンクリートを使用する場合は、日本建築学会「鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説－許容応力度設計法－」（1999年）（以下「日本建築学会 RC 規準(1999)」という）を参考として、設計基準強度（ F_c ）の範囲により、 $F_c \leq 36\text{N/mm}^2$ では 24kN/m^3 、 $36\text{N/mm}^2 < F_c \leq 48\text{N/mm}^2$ では 24.5kN/m^3 、 $48\text{N/mm}^2 < F_c \leq 60\text{N/mm}^2$ では 25kN/m^3 としてよい。

活荷重に関しては、主にクレーン荷重または燃料交換時の機器の重量などであり、これらは実状に応じて定める必要がある。

プレストレス荷重に関しては、ASME BOILER AND PRESSURE VESSEL CODE SECTION III Rules for Construction of Nuclear Power Plant Components Division 2 (2001)（以下「ASME Sec. III Div. 2 (2001)」という）と同様に、それ自体を外力として扱い、その荷重により生じる応力は一次応力として扱う。したがって、熱応力を除く荷重組合せでは応力状態 1 とし、熱応力を含む荷重組合せでは応力状態 2 とする。また、この際の有効プレストレスの決定には、CVE-3552 の規定に示すプレストレス損失の要因を考慮する必要がある。

なお、ASME Sec. III Div. 2 (2001) によれば、一次応力は作用荷重と内部応力が釣り合う応力、二次応力は作用荷重と釣り合う必要のない応力または収縮ひずみおよび温度ひずみのような体積変化により生じる応力としており、プレストレス荷重は外力として扱い、それにより生じる応力は一次応力として扱っている。

- (7) 備考 2 の d.から f.までは、運転時に作用する荷重について定めたものである。これらの荷重は、原子力発電所のおかれている状態に応じて定めるものとする。

温度荷重の算定に当たっては、季節変化に伴う外気温および地中部の温度の影響を考慮する。コンクリート製原子炉格納容器に生じる温度荷重は、温度変化および温度の差に分類される。

なお、外気温については敷地の月平均気温によるものとし、その設定は、過去の長期間のデータに基づくものとする。ただし、敷地周辺の信頼のおけるデータも参考としてよい。原子炉格納容器を建屋が覆う場合、原子炉格納容器外側の温度とし

解説 別表-12

図 4 C C V規格の別表 4 解説 抜粋 (2/3)

- て建屋内の温度を考慮してよい。
- (8) 備考2のgからiまでは、異常時に作用する荷重について定めたものである。異常時とは、冷却材喪失事故（加圧水型原子炉においては1次冷却材喪失事故）時をいう。ジェット力の計算の概念は設計・建設規格（解説 PVE-3113）と同様である。
 沸騰水型原子炉においては、異常時に作用する荷重として、サブプレッションプール水の水力学的動荷重も含むものとする。
- (9) 備考2のjからmまでは、自然条件による荷重について定めたものである。
 積雪荷重は、敷地および周辺地域において過去の記録、現地調査等を参照して定めるものとする。
 風圧力は、建築基準法施行令第87条に準拠している。同施行令では、速度圧は各地域における風速および建築物の周辺市街地の状況を考慮して算定することになっており、各地域における特性（平均風速、風力係数等）は平成12年建設省告示第1454号に定められている。
 積雪荷重および風圧力は、原子炉格納容器が原子炉建屋に覆われている場合は、荷重組合せに考慮しなくてもよい。ただし、構造的に独立しておらずこれらの荷重が伝達される場合は考慮するものとする。
- (10) 備考2のnに定める試験圧力は、設計・建設規格 PHT-2512 に準拠して規定したものである。
 試験圧力は、備考2のdおよびgと同じ考え方であり、コンクリート製原子炉格納容器の内部と外部との圧力差によって生じる荷重を意味するものとする。
- (11) 備考6は、設計用最強地震による地震力、設計用限界地震による地震力および静的地震力について定めたものである。これらの規定は、耐震設計審査指針(昭和56年)に準拠して定めた。
- (12) 耐震設計審査指針(昭和56年)において、コンクリート製原子炉格納容器は原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に圧力障壁となり放射性物質の拡散を直接防ぐための施設に該当するため耐震設計上の重要度分類はAsクラスの施設となる。このことより、コンクリート製原子炉格納容器に考慮する地震力は、耐震設計審査指針(昭和56年)に示される、Asクラスの建物・構築物の地震力とした。
- (13) 解放基盤表面とは、基盤（概ね第三紀層およびそれ以前の堅ろうな岩盤であって、著しい風化を受けていないもの）面上の表層や構造物がないものと仮定した上で、基盤面に著しい高低差がなく、ほぼ水平であって相当な拡がりのある基盤の表面をいう。
- (14) 静的地震力の算定において、コンクリート製原子炉格納容器が周辺の建物・構築物と一体化されている場合は、コンクリート製原子炉格納容器を含む建物・構築物全体の地震力から静的解析によりコンクリート製原子炉格納容器部分の水平地震力を求めることができる。

解説 別表-13

図4 C C V規格の別表4 解説 抜粋 (3/3)

4.3 新規荷重と今回工認で実施する荷重組合せについて

前節では、底部仕様とCCV規格との構造設計上の差分より、明らかに荷重組合せの設定(各荷重状態の詳細な荷重組合せ)と沸騰水型原子炉に対しての異常時におけるサブプレッションプール水の水力学的動荷重の設計上の考慮について、建設工認当時の差分が見られた。

ここでは、水力学的動荷重について、CCV規格の別表4と共に、動荷重の評価指針を参照し、設計において考慮すべき動荷重を整理する。

表3に水力学的動荷重を踏まえた今回工認で実施する荷重組合せを示す。

建設工認時に荷重組合せに含まれていなかった水力学的動荷重では、上記指針で記述されるように、更に異常時の格納容器内の状態によって、逃がし安全弁作動時荷重、蒸気凝縮振動荷重、チャギング荷重、ジェット力作用時荷重が挙げられており、これらが新規荷重として挙げられる。また、新たに設定される地震動に対しては、基準地震動 S_s による S_s 地震荷重及び弾性設計用地震動 S_d による S_d 地震荷重が今回工認において設定される。そのため、これらの荷重に関連する荷重組合せ(No.2~No.6及びNo.9~No.10)は今回実施する項目となる。

一方、荷重状態Ⅰの通常運転時については、建設工認時に既に、同運転時圧力及び温度荷重下で評価がなされており、更に、荷重状態Ⅱの逃がし安全弁作動時の荷重組合せに包絡されており、評価は不要であると考えられる。

なお、荷重状態ⅢのNo.8の異常時(3)の荷重組合せについては、建設工認時には、事故後100時間における底部コンクリートマットの温度勾配を異常時の温度勾配として設計に用いられており、No.9の(異常+地震)時(1)の荷重組合せの星取表に対して、一見包絡されているように見られるが、No.9の異常発生から 10^{-1} 年以降における温度による荷重と S_d 地震荷重との組合せによる設計応力が、必ずしもNo.8の荷重組合せによってコンクリート躯体に生じる設計応力を包絡するか否かは判断できないため、今回工認において評価を実施する必要がある。

図5に建設工認時に設計に用いた温度勾配及び分布を示す。また、参考に電源開発大間(株)大間原子力発電所第1号機の工認における鉄筋コンクリート製原子炉格納容器(RCCV)の底部における荷重組合せについて調査し整理した荷重組合せを表4に示す。

東海第二発電所の今回工認で実施する荷重組合せ表(表3)と大間原子力発電所第1号機の工認における鉄筋コンクリート製原子炉格納容器(RCCV)の底部における荷重組合せ表(表6)を比較すると、大間原子力発電所第1号機(表6)では、荷重No.7(荷重状態Ⅲ 異常時(3))において、逃がし安全弁作動時荷重(H_1)とチャギング荷重(H_{22})との組合せを考慮しているが、東海第二発電所(表3)では、この組合せを考慮しない。これは、東海第二発電所は、Mark-IIプラントであるため、逃がし安全弁作動時荷重(H_1)とチャギング荷重(H_{22})の荷重の組合せを考慮する必要が無いためである。

この考え方の基となる資料としては、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について(内規)」(経済産業省平成20・02・12原院第5号)がある。その資料の「別表第4 荷重の組み合わせ及び許容応力状態」の欄外に記載される解説では、SRV荷重とLOCA荷重は、BWRのみ考慮するとされており、尚書きとして、Mark-IIプラントでは、SRV荷重とチャギングは組合せなくてよいとされている。上記資料の「別表第4 荷重の組み合わせ及び許容応力状態」の抜粋を図6に示す。

表3 荷重の組合せ（原子炉格納容器底部コンクリートマット）

■ : 今回評価を実施する

□ : 今回評価を実施しない。

荷重状態	No	荷重時名称	死荷重 (D)	活荷重 (L)	運転時圧力 (P ₁)	運転時温度荷重 (T ₁)	試験圧力 (P ₀)	異常時圧力 (P ₂)				最高使用圧力 (P _D)	異常時温度荷重 (T ₂)				逃がし安全弁作動時荷重 (H ₁)	異常時水力学的動荷重 (蒸気凝縮振動荷重) (H ₂₁)	異常時水力学的動荷重 (チャタリング荷重) (H ₂₂)	ジェット力作用時圧力 (P ₃)	ジェット力作用時水力学的動荷重 (H ₃)	S ₂ 地震荷重 (K ₁)	S ₃ 地震荷重 (K ₂)	「異常時圧力」の値	建設工認時荷重組合せ (許容限界)		
								異常発生後の経過時間					異常発生後の経過時間														
								直後 (P ₂₁)	1.2時間 (P ₂₂)	190時間 (P ₂₄)	720時間 (P ₂₅)		直後 (T ₂₁)	1.2時間 (T ₂₂)	190時間 (T ₂₄)	720時間 (T ₂₅)											
I	1	通常運転時	●	●	●	●																				(0) D+0 (長期)	
II	2	逃がし安全弁作動時	●	●	●	●																					
	3	試験時	●	●			●*1																		1.1P _D		
III	4	地震時(1)	●	●	●	●																●				(3) D+0+S1 (短期)	
	5	異常時(1)	●	●			●				●																
	6	異常時(2)	●	●				●				●															
	8	異常時(3)	●	●					●				●														(2) D+0+L (短期)
	9	(異常+地震)時(1)	●	●						●*2				●									●		約0.11P _D	(5) D+0+L+S1 (終局)	
IV	10	地震時(2)	●	●	●																			●		(4) D+0+S2 (終局)	
	11	異常時(4)	●	●							●*3														1.5P _D	(1) D+0+L* (長期)	
	12	ジェット力作用時	●	●																							
	13	(異常+地震)時(2)	●	●				●*4																●		約0.77P _D	

凡例：●：建設工認時に考慮していなかった荷重 ●：今回工認で新たに再設定された荷重

*1：試験圧力は、最高使用圧力 (1PD : 310kPa) を 1.1 倍した値を考慮する。

*2：CCV規格 別表4解説 (4) に記載の通り、荷重状態III (異常+地震) 時の異常時圧力として、異常発生から 10⁻¹年以降における圧力による荷重としており、30日後を考慮している。

*3：荷重状態IVの異常時(4) では、荷重係数として 1.5 を用い、最高使用圧力 (1PD : 310kPa) の 1.5 倍を考慮する。

*4：CCV規格 別表4解説 (5) に記載の通り、荷重状態IVの異常時圧力として最大内圧を用いることとしている。

表4 SA施設としての「耐震評価」における組合せ

■ : 今回評価を実施する
□ : 今回評価を実施しない。

荷重状態	No	荷重時名称	通常荷重		運転荷重		試験圧力	異常時荷重			水力学的動荷重			地震荷重		備考	
			死荷重	活荷重	運転時圧力	運転時温度荷重		異常時圧力	異常時温度荷重	ジェット力作用時圧力	逃がし安全弁作動時荷重	蒸気凝縮振動荷重	チャギング荷重	ジェット力作用時荷重	S _d 地震荷重		S _s 地震荷重
III→V	4'	地震時 (1)	●	●	●	●					●			●		DB施設としての評価と同じ	
	9'	(異常+地震)時 (1)	●	●			●*1	*2						●		異常時圧力: P _{SAL} =465 (kPa)	
	9''	(異常+地震)時 (1)'	●	●			●*3	*2				●*4		●		異常時圧力: 310 (kPa)*5	
IV→V	10'	地震時 (2)	●	●	●					●					●	DB施設としての評価と同じ	
	13'	(異常+地震)時 (2)	●	●			●							*3	●*4	異常時圧力: P _{SALL} =200 (kPa)*6	

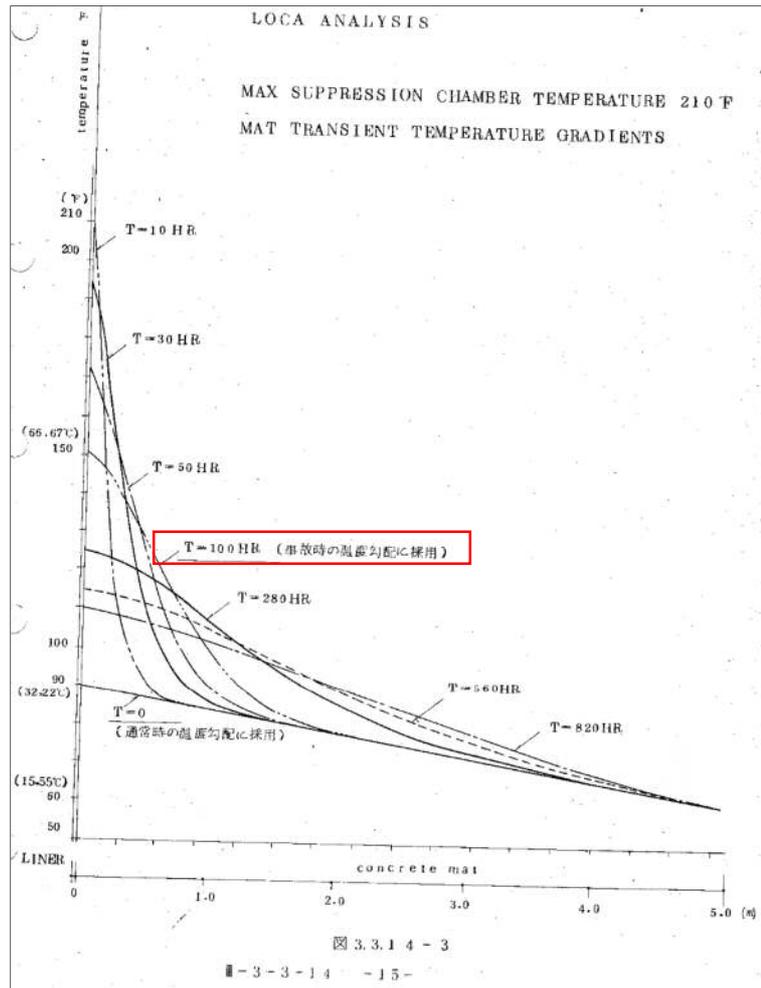
- *1 : S_d地震荷重との組合せに用いるSA長期荷重 (S_A (L)) としての異常時圧力は、添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」より、保守的な条件とするため、SA短期荷重 (事故後ピーク荷重) S_A (S) 期間中における最大圧力 465 (kPa) を設定する。
- *2 : 荷重状態Vの評価においては、設計基準事象を超えた終局状態での評価であることから、自己拘束的な応力である温度荷重については考慮しない。また、この評価条件において、温度によってコンクリート強度の低下は生じないことを確認している。詳細は、添付書類「V-2-9-2-2 原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書 別紙 鉄筋コンクリート構造物の重大事故時等の高温による影響 (原子炉格納容器底部コンクリートマット)」を参照。
- *3 : 添付書類「V-2-9-2-1 原子炉格納容器本体の耐震性についての計算書」より、原子炉冷却材喪失事故時荷重と組合せる場合には、事象に応じた内圧を設定する。
- *4 : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に基づき、S_d地震荷重との組合せに用いるSA時の水力学的動荷重を設定した。
- *5 : S_d地震荷重と水力学的動荷重を組合せる場合に設定する事故時圧力は、添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に基づき、SA長期荷重としての異常時圧力 310 (kPa) を設定した。
- *6 : SA長期より更に長期的に作用する荷重 (S_A (L L)) としては、添付書類「V-2-9-2-1 原子炉格納容器本体の耐震性についての計算書」より 200 (kPa) を用い、S_s地震荷重と組合せる。

表5 SA施設としての「強度評価」における組合せ

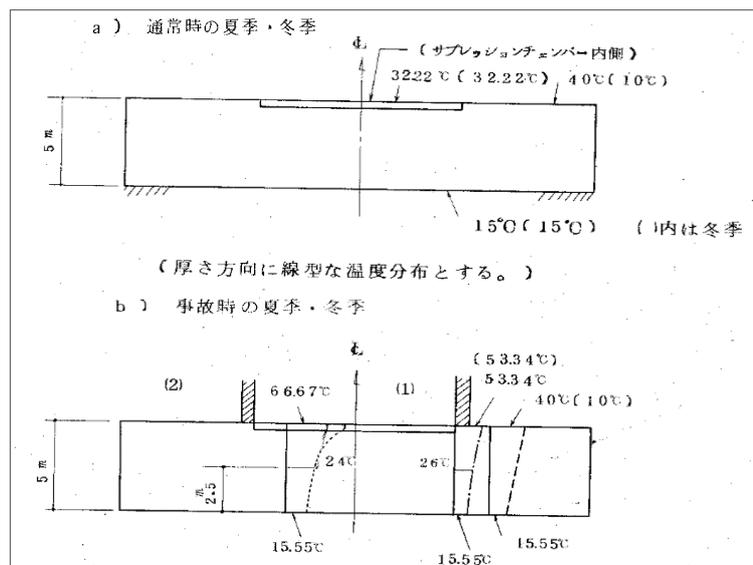
■ : 今回評価を実施する
□ : 今回評価を実施しない。

荷重状態	No	荷重時名称	通常荷重		運転荷重		試験圧力	異常時荷重			水力学的動荷重			地震荷重		備考
			死荷重	活荷重	運転時圧力	運転時温度荷重		異常時圧力	異常時温度荷重	ジェット力作用時圧力	逃がし安全弁作動時荷重	蒸気凝縮振動荷重	チャギング荷重	ジェット力作用時荷重	S _d 地震荷重	
I→V	1'	通常運転時	●	●	●	●										DB施設としての評価と同じ
II→V	2'	逃がし安全弁作動時	●	●	●	●				●						DB施設としての評価と同じ
	2''	逃がし安全弁作動時*1	●	●			●*2		●*2							異常時圧力：200(kPa)
	2'''	逃がし安全弁作動時*3	●	●			●		●	●						異常時圧力：25(kPa)
III→V	3'	試験時	●	●			●									DB施設としての評価と同じ
	5'	異常時 (1)	●	●			●	*4		●						No, 11' にて評価*6
	6'	異常時 (2)	●	●			●	*4			●*5					異常時圧力：465(kPa)
IV→V	8'	異常時 (3)	●	●			●	*4								No, 11' にて評価*6
	11'	異常時 (4)	●	●			●*3									限界温度・限界圧力 (200℃, 2Pd) で別途評価
	12'	ジェット力作用時	●	●					●			●				DB施設としての評価と同じ

- *1 : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に基づき、原子炉停止機能喪失時の有効性評価結果を考慮。
- *2 : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に基づき、各運転状態による荷重組合せで想定される最大圧力と逃がし安全弁作動時の組合せについては、原子炉停止機能喪失時の原子炉格納容器最大圧力時の内圧による影響又は原子炉圧力容器最大圧力時の動荷重による影響が最も厳しくなるものを考慮。
- *3 : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に基づき、原子炉冷却材喪失事故時注水機能喪失 (中小破断) の有効性評価結果を考慮。
- *4 : 荷重状態Vの評価においては、設計基準事象を超えた終局状態での評価であることから、自己拘束的な応力である温度荷重については考慮しない。また、この評価条件において、温度によってコンクリート強度の低下は生じないことを確認している。詳細は、V-2-9-2-2 原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書別紙「鉄筋コンクリート構造物の重大事故時等の高温による影響 (原子炉格納容器底部コンクリートマット)」を参照。
- *5 : 添付書類「V-1-8-1 原子炉格納施設の設計条件に関する説明書」に基づき、チャギング荷重を設定した。
- *6 : No. 5', 8' 異常時圧力は、No. 11' に包絡される。
- *7 : 荷重状態Vにおける設計としては、限界温度・限界圧力 (200℃, 2Pd) で別途評価を確認している。詳細は、V-3-9-1-1-7 原子炉格納容器底部コンクリートマットの強度計算書を参照。



(a) 建設工認時の事故時及び通常時の設計に用いた温度勾配



(b) 温度勾配

図5 建設工認時に設計に用いた温度勾配及び分布 抜粋

別表第4 荷重の組み合わせ及び許容応力状態

運転状態	死荷重	異物荷重	差圧	通常運転温度	SRV荷重		LOCA荷重			地震荷重		供用状態
					運転時	中小破断時	プールスウェル	蒸気凝縮(CO)	チャージング(CH)	S1荷重	S2荷重	
運転状態 I	○			○								A
運転状態 II	○			○	○							B
運転状態 IV (L)	○	○	○									A
運転状態 IV (S)	○	○	○					○				D
運転状態 IV (S)	○	○	○			○						D
運転状態 IV (S)	○						○					D
運転状態 I	○									○		C (Ⅲ AS)
運転状態 I	○										○	D (Ⅳ AS)
運転状態 II	○				○					○		C (Ⅲ AS)
運転状態 II	○				○						○	D (Ⅳ AS)
運転状態 IV (L)	○	○	○							○		C (Ⅲ AS)

☐ : ストレーナ特有

- ・SRV荷重とLOCA荷重はBWRのみ考慮する。なお、Mark-IIプラントではSRV荷重とチャージングは組み合わせなくてよい。
- ・地震荷重については、日本電気協会電気技術指針「原子力発電所耐震設計技術指針 (JEAG4601・補-1984)」の場合で記載。ただし、「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決定)」に基づき耐震設計を行う発電用原子力設備については、上記民間規格における基準地震動S2及び基準地震動S1に係る取扱内容を、基準地震動Ss及び弾性設計用地震動Sdに準用して行うこと。
- ・S2荷重はAsクラスの原子炉格納容器配管貫通部に直接支持されるBWRのみ考慮する。
- ・運転状態IV (L)…運転状態IVの状態のうち、長期間のものが作用している状態
- ・運転状態IV (S)…運転状態IVの状態のうち、短期間のものが作用している状態
- ・供用状態については、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (JSME S NC1-2005)」のGNR-2110, GNR-2233の定義により記載。

図6 「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について (内規)」(経済産業省 平成20・02・12 原院第5号)「別表第4 荷重の組み合わせ及び許容応力状態」抜粋

4.4 新規荷重（水力学的動荷重）の影響について

新規荷重（水力学的動荷重）による差分の影響検討について、これらの解析及び健全性評価結果の詳細は、「補足-370-9 原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性評価についての補足説明」にて記載されている。

水力学的動荷重（逃がし安全弁作動時荷重、蒸気凝縮振動荷重、チャギング荷重）を考慮した荷重状態Ⅱの逃がし安全弁作動時及び荷重状態Ⅲの異常時の評価結果としては、CCV規格に基づく各荷重状態における許容限界に対して検定している。

評価結果については、同資料 表3-1、表3-3及び表3-4に示すように、許容値を超えないことを確認しており、水力学的動荷重を考慮した場合でも、安全上支障とならない。

5. 原子炉建屋基礎盤の基礎の評価についての整理

表7に原子炉建屋基礎盤の基礎の評価についての整理を示す。

評価の詳細は、同表に示すとおり、添付書類「V-2-9-2-2 原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書」、添付書類「V-2-9-3-4 原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書」及び添付書類「V-3-9-1-1-7 原子炉格納容器底部コンクリートマットの強度計算書」において説明している。

また、それ以外の評価は、『既工事計画認可申請書 第1回申請 添付資料Ⅲ-3-3-14「原子炉格納容器底部コンクリートマット強度計算書」及び添付資料「Ⅲ-4 原子炉格納施設の基礎に関する説明書」(47公第12076号 昭和48年4月9日認可)』にて評価を実施していることとしているが、水力学的動荷重等を考慮した場合の健全性について、「補足-370-9 原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性評価についての補足説明」に別途示す。

表 7 原子炉建屋基礎盤の基礎の評価についての整理

項目	部位	荷重状態*1	荷重時	記載資料*2
基礎の健全性評価	原子炉格納容器 底部	荷重状態Ⅰ	通常運転時	①
		荷重状態Ⅱ	逃がし安全弁作動時	①*4
			試験時	①*4
		荷重状態Ⅲ	地震時	③
			異常時	①*4
			(異常+地震)時	③
		荷重状態Ⅳ	地震時	③
			異常時	①*4
			ジェット力作用時	①*4
	荷重状態Ⅴ	(異常+地震)時	③	
		異常時	②	
原子炉棟及び付属棟 基礎スラブ	S _s 地震時, S _d 地震時		④	
地盤の健全性	地盤	荷重状態Ⅲ	地震時	③
			(異常+地震)時	③
		荷重状態Ⅳ	地震時*3	③及び④
			(異常+地震)時	③
		荷重状態Ⅴ	(異常+地震)時	③

- *1 荷重状態Ⅲ：「発電用原子力設備規格 コンクリート製原子炉格納容器規格（社）日本機械学会，2003」（以下「CCV規格」という。）に基づく荷重状態で、荷重状態Ⅰ（通常運転時の状態）、荷重状態Ⅱ（逃し安全弁作動時、試験時または積雪時の状態）及び荷重状態Ⅳ以外の状態
荷重状態Ⅳ：「CCV規格」に基づく荷重状態で、格納容器の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態
荷重状態Ⅴ：発電用原子炉施設が重大事故に至るおそれがある事故、又は、重大事故の状態で重大事故等対処施設の機能が必要とされる状態
- *2 ①：既工事計画認可申請書 第1回申請 添付書類「Ⅲ-3-3-14 原子炉格納容器底部コンクリートマット強度計算書」及び添付書類「Ⅲ-4 原子炉格納施設の基礎に関する説明書」（47 公第 12076 号 昭和 48 年 4 月 9 日認可）
②：添付書類「V-3-9-1-1-6 原子炉格納容器底部コンクリートマットの強度計算書」
③：添付書類「V-2-9-2-2 原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性についての計算書」
④：添付書類「V-2-9-3-4 原子炉建屋基礎盤の耐震性についての計算書」
- *3 原子炉棟及び付属棟基礎スラブの評価における S_s地震時の評価に相当する。
- *4 水力学的動荷重等を考慮した健全性評価結果については、「補足-370-9【原子炉格納容器底部コンクリートマットの耐震性評価についての補足説明】」に別途示す。