

高速増殖炉もんじゅ発電所の 耐震設計について

Seismic Design For "MONJU" FBR Power Plant

高速増殖炉開発本部
建設計画部

1. まえがき

本技術資料は当事業団が敦賀に建設を計画している高速増殖炉もんじゅ発電所（以下「もんじゅ」と略記する）の耐震設計の基本的な考え方を紹介するものである。

「もんじゅ」の安全設計は、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方について」（昭和55年11月、原子力安全委員会）に基づいて行われている。この中には耐震設計に関する考え方についても記載されている。それによると、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針について」を参考にすべきこと、及び耐震設計上の重要度分類（以下耐震重要度分類と略記する）は液体金属冷却高速増殖炉の設計の特徴を十分踏まえて行う必要があることが記載されている。「もんじゅ」の耐震設計は、この考え方に従って次のように行われる。

発電用軽水型原子炉施設を対象とした「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（昭和56年7月、原子力安全委員会）（以下「指針」と略記する）を参考とし、「もんじゅ」の設計上の特徴を考慮した耐震設計を行う。特に次の

2点について検討を行う。

- 1) 機器・配管の耐震設計に当たっては、軽水炉との構造上の相違（低圧、薄肉、高温構造）を考慮する。
- 2) 系統・機器の耐震重要度分類は、「もんじゅ」の設計の特徴を十分踏まえて行う。本資料では、上記(2)項に重点を置いて「もんじゅ」の耐震設計の考え方について紹介する。

2. 耐震重要度分類

「もんじゅ」の各施設について、地震により発生する可能性のある放射線による環境への影響の観点から、耐震重要度分類を行い、その重要度に応じて適切な地震力を想定し、その地震力に耐えるように設計する。この考え方は軽水炉の考え方と同様である。放射線による環境への影響の観点から分類すると、「指針」に定めている機能上の分類については、「もんじゅ」の場合もそのまま適用できる。ただし「もんじゅ」の場合には、放射線による環境への影響に直接の関係はないが、火災防止の観点から、化学的に活性である液体ナトリウムについて特別な考慮を払うことにしている。各施設を具体的

に分類するクラス別施設については、「もんじゅ」の設計の特徴を踏まえて定義されている。「もんじゅ」の機能上の分類及びクラス別施設について「指針」との違いを含めて表1に示す。

また、これらの定義に従った主要な施設の耐震重要度分類一覧表を表2に示す。この分類に従って原子炉構造及び冷却系統を区分すると、図1及び図2に示すようになる。

3. 地震力の算定法

設計用地震力は、以下の方法で算定される静的地震力と動的地震力のうち、いずれか大きい方とする。なお、算定法は軽水炉の場合と同様に「指針」に従って定められる。

(1) 静的地震力 (表3参照)

1) 建物・構築物

建物のある層に加わる水平地震力 Q_i は、その層が支持している上部の重量 W_i に、層せん断力係数 C_i 及び耐震クラスに応じた係数 n を乗じて算定する。

$$Q_i = n C_i W_i$$

ここに、 n はAクラス、Bクラス、Cクラスの建物・構築物に対してそれぞれ、3.0、1.5、1.0で与えられる。層せん断力係数 C_i は、標準せん断力係数0.2、建物の振動特性により定められる係数 R_t 及び層せん断力係数の高さ方向の分布係数 A_i の積として算出される。すなわち

$$C_i = 0.2 R_t A_i$$

鉛直地震力は、Aクラスの建物・構築物に対して高さ方向に一様に $0.3R_v$ の鉛直震度が作用するものとして算出する。ここに R_v は建物の振動特性により定められる係数である。

「もんじゅ」の場合は、鉄筋コンクリート構造の建物が岩盤上に建てられるので、 R_t 、 R_v 共に0.8としている。

2) 機器・配管系

1)に記載した層せん断力係数を水平震度とみなし、その水平震度及び1)の鉛直震度を20%増しとした値をそれぞれ水平震度及び鉛直震度とする。これらの震度

が作用するものとして地震力を算出する。

(2) 動的地震力 (表4参照)

1) 入力地震動

動的解析に用いる設計用の入力地震動として、 S_1 、 S_2 の二種類の地震動を想定した。 S_1 地震動は、過去において数地又はその近傍に影響を与えたと考えられる地震が再び起こること、及び近い将来数地に影響を与えるおそれのある活動度の高い活断層による地震を想定して定めたものである。また、地震学的見地から上記の地震を超える地震の発生が否定できない場合もあるので、活動度の比較的低い活断層による地震や直下地震などを想定して S_2 地震動を定めている。これらの地震動の定め方は別の機会に紹介するが、解放基盤表面*1における地震波形を図3及び図4に示す。入力地震動としては、図3、図4に示す地震波形をそのまま用いるか、あるいは必要によりその波形から建物等の影響を考慮して作成した地震波形を用いることがある。

動的地震力は、Aクラスの施設については S_1 地震動により算出する。Aクラスの施設については、更に S_2 地震動に対してその安全機能が保持されることを確認する。なお、支持構造物と共振するおそれのあるBクラスの機器・配管の検討を行う場合には、 S_1 地震動の1/2を適用する。

2) 動的解析法

動的解析は、時刻歴直接積分法、時刻歴モーダル解析法又はスペクトルモーダル解析法を用いて行われる。*2

建物・構築物の解析モデルは集中質点系として設定する。原子炉建物及び原子炉補助建物の解析モデルの概念を図5に示す。動的解析にあたっては、必要に応じて建物と地盤との相互作用を考慮する。 S_1 地震動に対しては弾性応答解析を行う。減衰定数は、振動エネルギーの地下逸散及び各部の歪レベルを考慮して定める。

表1 耐震重要度分類

	指 針	も ん じ ゅ	もんじゅの考え方
(1) 機 能 上 の 分 類	<p>Aクラス……自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している施設に直接関係しており、その機能喪失により放射性物質を外部に放射する可能性のあるもの、及びこれらの事態を防止するために必要なもの並びにこれら事故発生の際に、外部に放射される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって、その影響、効果の大きいもの</p> <p>Bクラス……上記において、影響、効果が比較的小さいもの</p> <p>Cクラス……Aクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいもの</p>	<p>Aクラス……自ら放射性物質を内蔵しているか又は内蔵している施設に直接関係しており、その機能喪失により放射性物質を外部に放射する可能性のあるもの、及びこれらの事態を防止するために必要なもの並びにこれら事故発生の際に外部に放射される放射性物質による影響を低減させるために必要なものであって、その影響、効果の大きいもの。</p> <p>Bクラス……上記において、影響、効果が比較的小さいもの。</p> <p>Cクラス……Aクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設と同等の安全性を保持すればよいもの。</p> <p>なお、ナトリウムの性質を考慮し、Aクラス以外の施設で大量の液体ナトリウムを内蔵する施設はBクラスとする。</p>	放射線による環境への影響に直接の関係はないが、ナトリウムが化学的に活性であることを考慮し、ナトリウム火災防止の観点から特記した。
① (2) A ク ラ ス 別 の 施 設	i) 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」(軽水炉についての安全設計に関する審査指針について記載されている定義に同じ。)を構成する機器・配管系	a 原子炉冷却材バウンダリを構成する機器、配管	もんじゅの場合は、安全設計方針の定義による。
	ii) 使用済燃料を貯蔵するための施設	g 使用済燃料を貯蔵するための施設	
	iii) 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設	b 原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設	もんじゅでは「急激に負の反応度を付加するための施設」が、低温における負の反応度を維持する機能を有して居り「原子炉の停止状態を維持するための施設」を別に設けることはしていない。
	iv) 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	c 原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	
	v) 原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するために必要な施設	d 原子炉冷却材バウンダリ破損事故の際に原子炉冷却系の安全機能を果たすのに必要な冷却材を確保するための施設	もんじゅに特有な施設である。なお、もんじゅでは、原子炉冷却材漏洩事故時であっても、炉心からの崩壊熱の除去はc項の施設で行なう
	vi) 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	e 原子炉冷却材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	
	vii) 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放射を抑制するための施設で上記vi)以外の施設	f 放射性物質の放出を伴うような事故の際にその外部放射を抑制するための施設で上記e)以外の施設	

表 1 続

	指 針	も ん じ ゅ	もんじゅの考え方
① A ク ラ ス の 施 設		h 原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器、配管	もんじゅ安全設計方針の定義によるもんじゅに特有なバウンダリである。その破損が直接的に燃料破損など事故の大巾な拡大につながることはないので、安全上極めて重要と考える必要はないが、破損した場合、原子炉から外部への放射性物質放散パス形成による潜在的なリスク増大ということを考慮した。
	なお、上記Aクラスの施設中特に i), ii), iii), iv) 及びvi) に示す施設を限定してAsクラスの施設と呼称する。	なお、上記Aクラスの施設中特に a, b, c, e 及びgのうち炉外燃料貯蔵槽の燃料貯蔵容器、回転ラック、冷却設備のうち地震後の除熱に必須なもの並びに燃料池、貯蔵ラックを限定してAsクラスの施設と呼称する。	炉外燃料貯蔵槽は多量の使用済燃料を内蔵する設備であり、万一内蔵する燃料を冷却する機能が長時間喪失すると大量の放射性物質の放出につながるおそれがあるので、地震後の除熱に最小限必要なものは冷却設備であってもAsとした。
(2) B ク ラ ス の 施 設	i) 原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて一次冷却材を内蔵しているか又は内蔵しうる施設	a 原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていて1次冷却材を内蔵する施設	
	ii) 放射性廃棄物を内蔵している施設、ただし内蔵量が少ないか又は貯蔵方式によりその破損によって公衆に与える放射線の影響が年間の周辺監視区域外の許容被ばく線量に比べ十分小さいものは除く	b 放射性廃棄物を内蔵している施設。ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式によりその破損によって公衆に与える放射線の影響が年間の周辺監視区域外の許容被ばく線量に比べ十分小さいものは除く	
	iii) 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	c 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	
	iv) 使用済燃料を冷却するための施設	d 使用済燃料を冷却するための施設でAクラスに属さない施設、ただし補助的設備は除く	もんじゅではナトリウムによる冷却設備の一部をAクラスに分類していること及び直接の冷却材ではなく且つ放射性物質と関連のないCクラスであるアルゴンガスの系統がある。
	v) 放射性物質の放出を伴うような場合、その外部放散を抑制するための施設でAクラスに属さない施設	e 放射性物質の放出を伴うような場合にその外部放散を抑制するための施設でAクラスに属さない施設	
		f 大量の液体ナトリウムを内蔵する施設でAクラスに属さない施設	(1) 機能上の分類の欄参照
③ C ク ラ ス の 施 設	上記A、Bクラスに属さない施設	上記A、Bクラスに属さない施設	
④ 留 意 事 項	上位の分類に属するものは、下位の分類に属するものの破損によって波及的破損が生じないこと。	上位の分類に属するものは、下位の分類に属するものの破損によって波及的破損が生じないようにする。	

表2 クラス別施設

耐クラ 震ス	クラス別施設	施 設 名				当該施設を支持する建 物・構築物等 (注1)	支持機能 を確認す る地震動 等
		主 要 施 設	クラス	補 助 施 設	クラス		
A	a 原子炉冷却材バウン ダリを構成する機器・ 配管	原子炉容器 原子炉冷却材バウンダリに 属する容器、配管、ポンプ、弁	As	止め弁を閉とるに必要な 電気設備及び計装設備	As	内部コンクリート 原子炉建物の基礎 当該施設の支持構造物	S ₁ , S ₂
	b 原子炉の緊急停止の ために急激に負の反応 度を付加するための施 設	制御棒及び制御棒駆動機構 (原子炉トリップ時の制御 棒そう入に関する部分)	As	原子炉容器内構造物のうち 原子炉トリップ時の制御棒 のそう入機能に直接影響す るもの、すなわち制御棒案 内管	As	が心支持構造物 遮蔽プラグ 炉心上部機構 内部コンクリート 原子炉建物 当該施設の支持構造物	S ₁ , S ₂
	c 原子炉停止後、炉心 から崩壊熱を除去する ための施設	補助冷却設備 2次主冷却系設備 (中間熱交換器からみて蒸 気発生器の止め弁まで)	As	原子炉容器内構造物のうち 原子炉冷却に直接影響する もの、非常用電源及び計装 設備、原子炉補機冷却海水 設備、機器冷却系設備	As	原子炉建物 原子炉補助建物 ディーゼル建物 補機冷却海水ポンプピット 補機冷却海水管溝 当該施設の支持構造物	S ₁ , S ₂
	d 原子炉冷却材バウン ダリ破損事故の際に原 子炉冷却系の安全機能 を果たすのに必要な冷 却材を確保するための 施設	ガードベッセル(原子炉容 器、1次主冷却系中間熱交 換器及び循環ポンプ)	A			原子炉建物 原子炉補助建物 当該施設の支持構造物	S ₁
	e 原子炉冷却材バウン ダリ破損事故の際に圧 力降下となり放射性物 質の拡散を直接防ぐた めの施設	原子炉格納容器 原子炉格納容器バウンダリ に属する配管・弁	As	隔離弁を閉とるに必要な 電気設備及び計装設備	As	原子炉建物の基礎 原子炉補助建物 ディーゼル建物 当該施設の支持構造物	S ₁ , S ₂
	f 放射性物質の放出を 伴うような事故の際に その外部放散を抑制す るための施設で上記e 以外の施設	外部遮蔽建物 アニュラス循環排気装置 排気筒 1次アルゴンガス系収納設備	A	非常用電源及び計装設備 制御用圧縮空気設備 原子炉補機冷却水設備	A	原子炉建物の基礎 原子炉補助建物 当該施設の支持構造物	S ₁
	g 使用済燃料を貯蔵す るための施設	炉外燃料貯蔵槽のうち燃料 貯蔵容器、回転ラック 水中燃料貯蔵設備のうち貯 蔵ラック、燃料池炉外燃料 貯蔵槽冷却設備のうち地震 後の冷却に必須のもの 炉外燃料貯蔵槽の外容器	As A			原子炉補助建物 当該施設の支持構造物	S ₁ , S ₂ S ₁
	h 原子炉カバーガス等 のバウンダリを構成す る機器・配管	原子炉カバーガス等のバウ ンダリに属する容器、配管、弁 遮断プラグ上板	A	非常用電源及び計装設備	A	内部コンクリート 当該施設の支持構造物	S ₁
	i そ の 他	燃料出入機本体(A) 燃料集合体 炉心上部機構(胴部) メンテナンス冷却設備 (主たる系統のみ)	A	機器冷却系設備		内部コンクリート 原子炉補助建物 当該施設の支持構造物	S ₁
	B	a 原子炉冷却材バウン ダリに直接接続されて いて、1次冷却材を内 蔵する施設	1次ナトリウム充填ドレン 系設備 1次ナトリウム純化系設備 1次メンテナンス冷却系設 備(補助ナトリウム設備)	B			内部コンクリート 原子炉建物 当該施設の支持構造物
b 放射性廃棄物を内蔵 している設備。ただし、 内蔵量が少ないか又は 貯蔵方式によりその破 損によって公衆に与え る放射線の影響が年間の 周辺監視区域外の許 容被ばく線量に比へ十 分小さいものは除く。		気体廃棄物処理設備 液体廃棄物処理設備 固体廃棄物処理設備 共通係数設備 (ただし、上記のうちでC クラスに属するものは除 く)	B			原子炉補助建物 メンテナンス・廃棄物 処理建物 当該施設の支持構造物	(注2)

表2 続

耐クラ ラス 震ス	クラス別施設	施 設 名				当該施設を支持する建 物・構築物等 (注1)	支持機能 を確認す る地震動 等
		主 要 施 設	クラス	補 助 施 設	クラス		
B	c 放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により公衆及び従業員に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設	放射線低減効果の大きい遮 蔽 燃料交換設備 燃料検査設備 新燃料受入貯蔵設備 燃料出入機本体(B) 燃料洗浄設備 燃料缶詰装置 缶詰容器気調整装置 水中燃料貯蔵設備のうち水 中台車、燃料移送機、燃料 搬出設備 1次アルゴンガス系設備 (ただしAクラスに属する ものは除く)	B			原子炉補助建物 当該施設の支持構造物	(注2)
	d 使用済燃料を冷却するための施設でAクラスに属さない施設、ただし補助的設備は除く	燃料池水冷却浄化装置 炉外燃料貯蔵槽冷却設備の うちAクラスに属さないナ トリウム系設備	B	原子炉補機冷却水設備 (当該主要施設に係わるもの) 原子炉補機冷却海水設備	B	原子炉補助建物 当該施設の支持構造物	(注2)
	e 放射性物質の放出を伴うような場合にその外部放散を抑制するための施設でAクラスに属さない施設	原子炉補助建物の一部	B			原子炉補助建物	(注2)
	f 大量の液体ナトリウムを内蔵する施設でAクラスに属さない施設	2次主冷却系設備 (止め弁より蒸気発生器まで) (注3) 2次ナトリウム補助設備 2次メンテナンス冷却系の 補助ナトリウム設備 2次アルゴンガス系 (その破損によりナトリウ ムの流出する可能性のある 部分)	B			原子炉補助建物 当該施設の支持構造物	(注2)
	A、Bクラスに属さない施設	ナトリウム・水反応生成物 収納設備 2次アルゴンガス系設備 (Bクラスに属するものを 除く) 原子炉補機冷却水設備 (A、Bクラス以外の設備 に関するもの) 燃料取り扱い及び貯蔵設備 (A、Bクラス以外のもの) 試料採取設備 タービン設備 主発電機・変圧器 液体廃棄物処理設備のうち 蒸発装置・蒸留水側 固体廃棄物処理設備のうち ドラム装置出口から下流 (貯蔵庫を含む)、ペイラ 淡水供給設備 換気空調設備 所内用圧縮空気設備 アルゴンガス供給系設備 窒素ガス供給系設備 所内ボイラ及び補助蒸気設 備 消火設備 その他	C			原子炉補助建物 タービン建物 メンテナンス・廃棄物 処理建物	(注4)

(注1) ここにいう建物・構築物とは、当該施設を支持するに必要な部分である。
(注2) Bクラスの施設に適用する静的震度

(注3) S₂地震時においてもナトリウム保持機能の維持を確認する。
(注4) Cクラスの施設に適用する静的震度

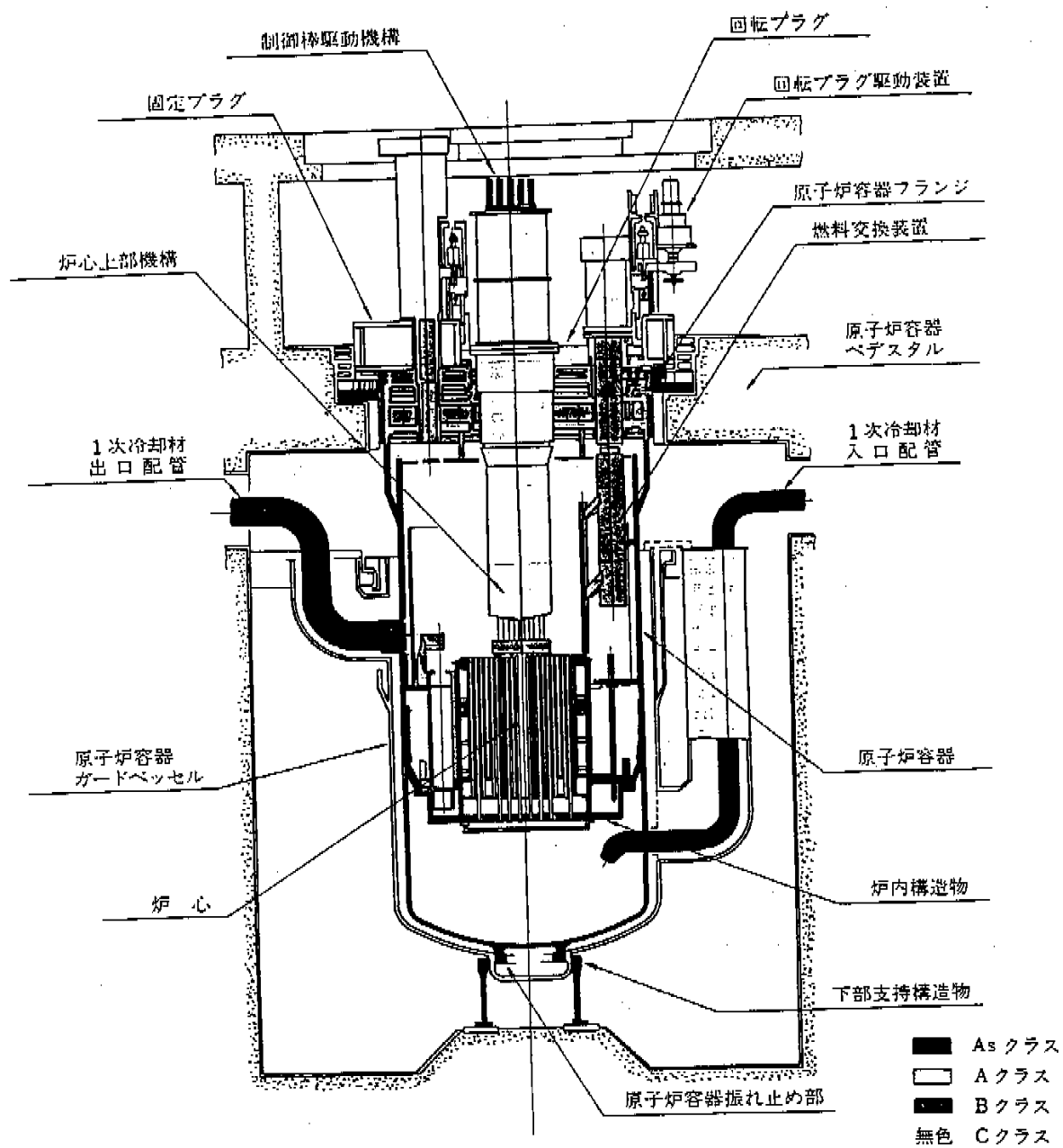


図1 原子炉構造耐震区分図

表3 静的地震力の算定

		A (As)クラス	Bクラス	Cクラス
建物・構築物	水平	3.0 Ci を層せん断力係数として求める	1.5 Ci 同 左	1.0 Ci 同 左
	鉛直	0.3 Rv を震度として求める	—	—
機器・配管	水平	上記の層せん断力係数の値の1.2倍を震度として求める	同 左	同 左
	鉛直	上記の1.2倍の震度により求める	—	—

表4 動的地震力の算定

		A (As)クラス	Bクラス	Cクラス
建物・構築物	水平	S ₁ 地震動に対する動的解析により求める (Asクラスについては更にS ₂ 地震動に対する動的解析により求める)	—	—
	鉛直	基準地震動の最大加速度振巾の1/2を震度として求める	—	—
機器・配管	水平	S ₁ 地震動に対する設置位置の床応答曲線、又は応答波形を用いた動的解析により求める (Asクラスについては、更にS ₂ 地震動によっても求める)	支持構造物と共振のおそれがある場合、S ₁ 地震動の1/2に対する床応答曲線により求める	—
	鉛直	上記の1.2倍の震度により求める	—	—

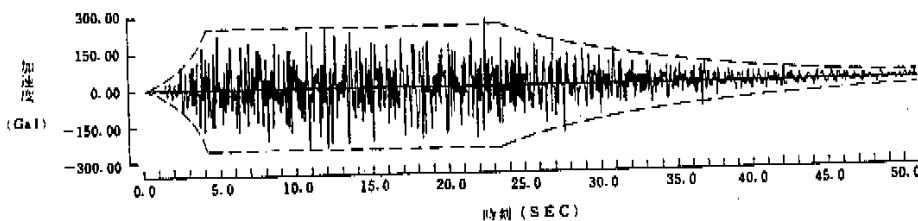


図3 S₁地震動の加速度波形

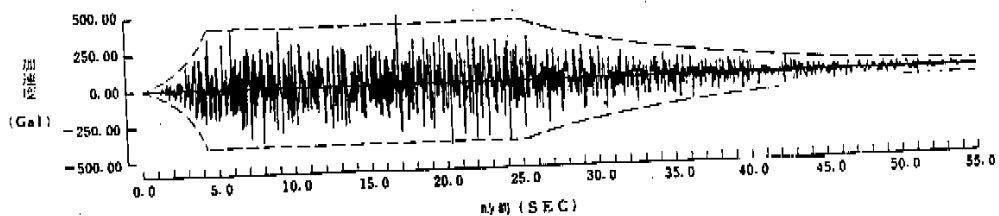


図4 S₂地震動の加速度波形

重がある場合には、この事象によって発生する荷重と地震力とを組合せる。

(2) 建物・構築物

1) S₁地震動による地震力又は静的地震力との組合せに対する許容限界

建築基準法に定める「短期応力に対する許容応力度」を許容限界とする。

2) S₂地震動による地震力との組合せに対する許容限界

建物・構築物が構造物全体として十分変形能力（ねばり）の余裕を有し、終局耐力に対して安全余裕をもたせることとする。

3) 耐震クラスの異なる施設を支持する建物・構築物

上記によるほか、耐震クラスの異なる施設がそれを支持する建物・構築物の変形等に対して、その機能が損なわれないものとする。

(3) 機器・配管

地震の従属事象によって生じる荷重とS₁地震

動及びS₂地震動によって生ずる地震力を組合せた場合の許容限界は、「発電用原子炉設備に関する構造等の技術基準」(昭和55年度通産省告示第501号)(以下「告示」と略記する)に規定されている運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおける許容応力を基本とする。また、地震と独立の事象によって生じる荷重と地震力を組合せた場合の許容限界は運転状態Ⅳにおける許容応力を基本とする。「告示」の適用温度範囲内にある機器・配管については、「告示」に規定されている運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳに対する制限値に若干の制限を付加(例えば運転状態Ⅲであっても地震の応力による疲労評価を追加)して適用する。

「告示」の適用温度範囲を超える機器・配管については、地震力を短期荷重と区分した上で、高温構造設計方針*3に規定されている運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳに対する制限値を適用する。

(4) 設計上の留意事項

もんじゅの耐震設計を行うにあたって、特に下記について考慮を払っている。

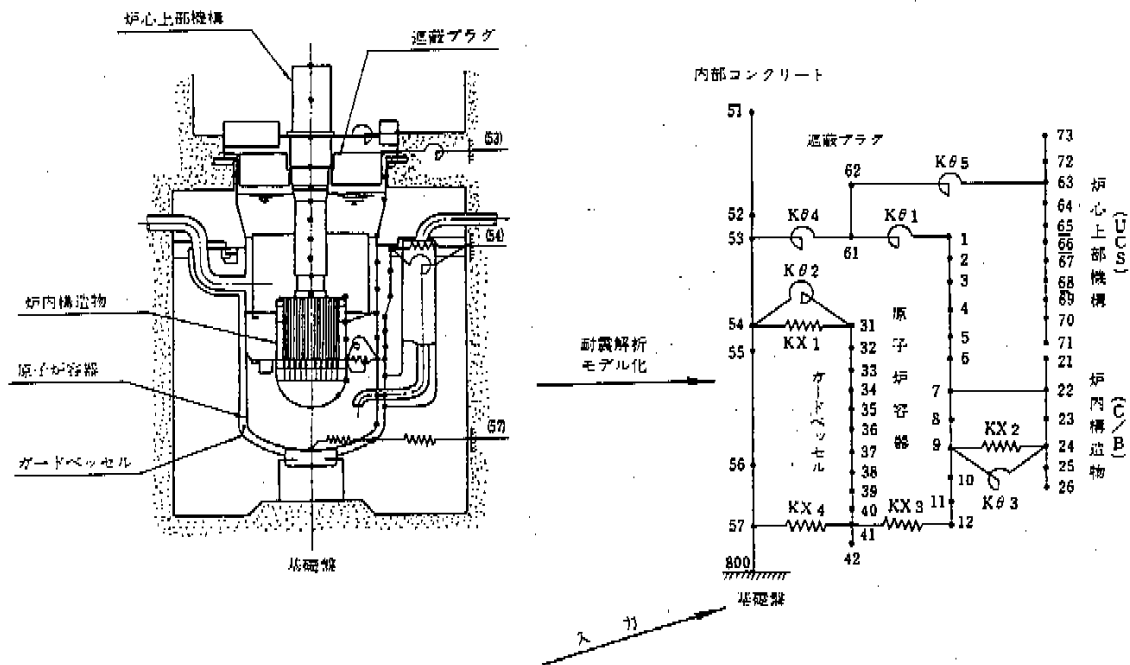


図6 原子炉構造の解析モデル概念図

表5 「もんじゅ」における追加制限事項
(その1. 1次応力に対する制限)

	高 温	低 温
第1種容器	座屈防止の制限	—
第1種管	曲げに対する許容値 S ₁ : 1.2K _s S _m S ₂ : 2.0K _s S _m K _s =1.27	: 2.25S _m : 3.0 S _m

S_mは「告示」又は高温構造設計方針に定める一次一般膜応力に対する許容応力

表6 「もんじゅ」における追加制限事項
(その2. クリープ・疲労に対する制限)

	高 温	低 温
疲労評価	クリープ・疲労相互効果により 累積疲労損傷係数 +累積クリープ損傷係数 < 1.0	累積疲労損傷係数 < 1.0
残留応力	クリープ損傷の評価のときに、 短期荷重による残留応力の効果 を含める。	—

- a) 低圧・薄肉であること
軽水炉に比べて内圧による応力が小さいので、第1種容器に対して座屈防止の制限を設けると共に、第1種管に対してモーメント荷重による応力をきびしく抑えている。(表5参照)
- b) 高温であること
高温領域では、地震による短期応力と長期にわたって作用する応力との間に相互作用があることを考慮した構造設計方針により地震時の許容応力が定められる。その代表的な例を表6に示す。

5. 主要施設の耐震構造

「もんじゅ」の主要な施設について、耐震設計上の構造上の特徴を述べる。

- a) 原子炉建物
原子炉建物は、外部遮蔽建物・原子炉格納容器及び内部コンクリート構造物から成り、周辺の原子炉補助建物と共通の基礎を

もっている。原子炉建物及び原子炉補助建物は、剛で且つ重心の低い構造とし、基礎は強固な岩盤で直接支持される。(図7参照)

b) 原子炉容器

原子炉容器は、底部に皿型鏡板を有する円筒たて型容器である。原子炉容器上部のカバーガス部は、遮蔽プラグにより密閉されている。また、原子炉容器の外側には原子炉容器ガードベッセルがある。

原子炉容器は、その上端のフランジによりベダスタルから吊り下げられる。上部フランジでは、原子炉容器の熱膨張を拘束しないように半径方向はフリーとし、一方、周方向及び上下方向を拘束する構造にすることで地震力に対して支持している。更に、原子炉容器の底部は、原子炉容器室床に設けた下部支持構造物により、ガードベッセルを介して支持されており、地震時の横振れが防止される。(図6及び図8参照)

c) 制御棒駆動機構及び炉心上部機構

制御棒駆動機構は、駆動部・延長管類等により構成され炉心上部機構に取付けられる。駆動部は上部で炉心上部機構の上部ハウジングに支持・固定され、下部で延長管類に接続される。延長管類は炉心上部機構の上板で支持され、更に地震時に過大な変位が生じないように炉心上部機構内の案内管によりガイドされている。(図9参照)

d) 主冷却系配管

主冷却系配管は高温で大口径配管であるため、熱膨張に対して十分な配慮を行った上で、耐震性を満足する適切な支持構造を設ける。支持構造には、コンスタントハンガ、メカニカルスナッチ、オイルスナッチ、

レストレイント等をその必要に応じて選定するものとする。配管の支持部の代表例を図10に示す。

6. あとがき

「もんじゅ」の耐震設計は、高速増殖炉開発本部の研究開発部門(大洗工学センターを含む)、日本原子力発電(株)、及び高速炉エンジニアリング(株)を中心とするメーカー4社の協力を得て行われてきた。終りにあたって、これらの関係各機関に感謝の意を表すると共に、今後の詳細設計及び建設にむかって、「もんじゅ」を十分な耐震性を備えた原子力発電所とするために、一層の御協力をお願いする次第である。

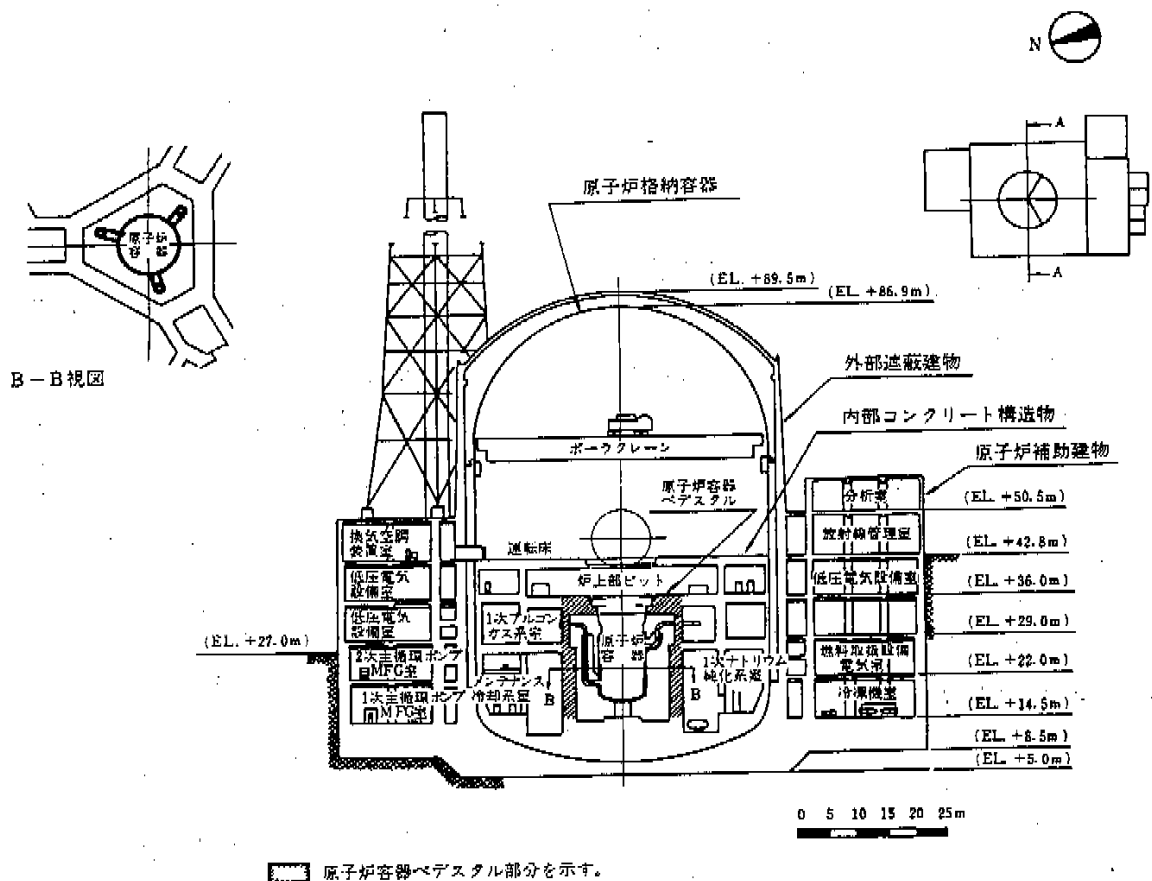


図7 主要建物断面図

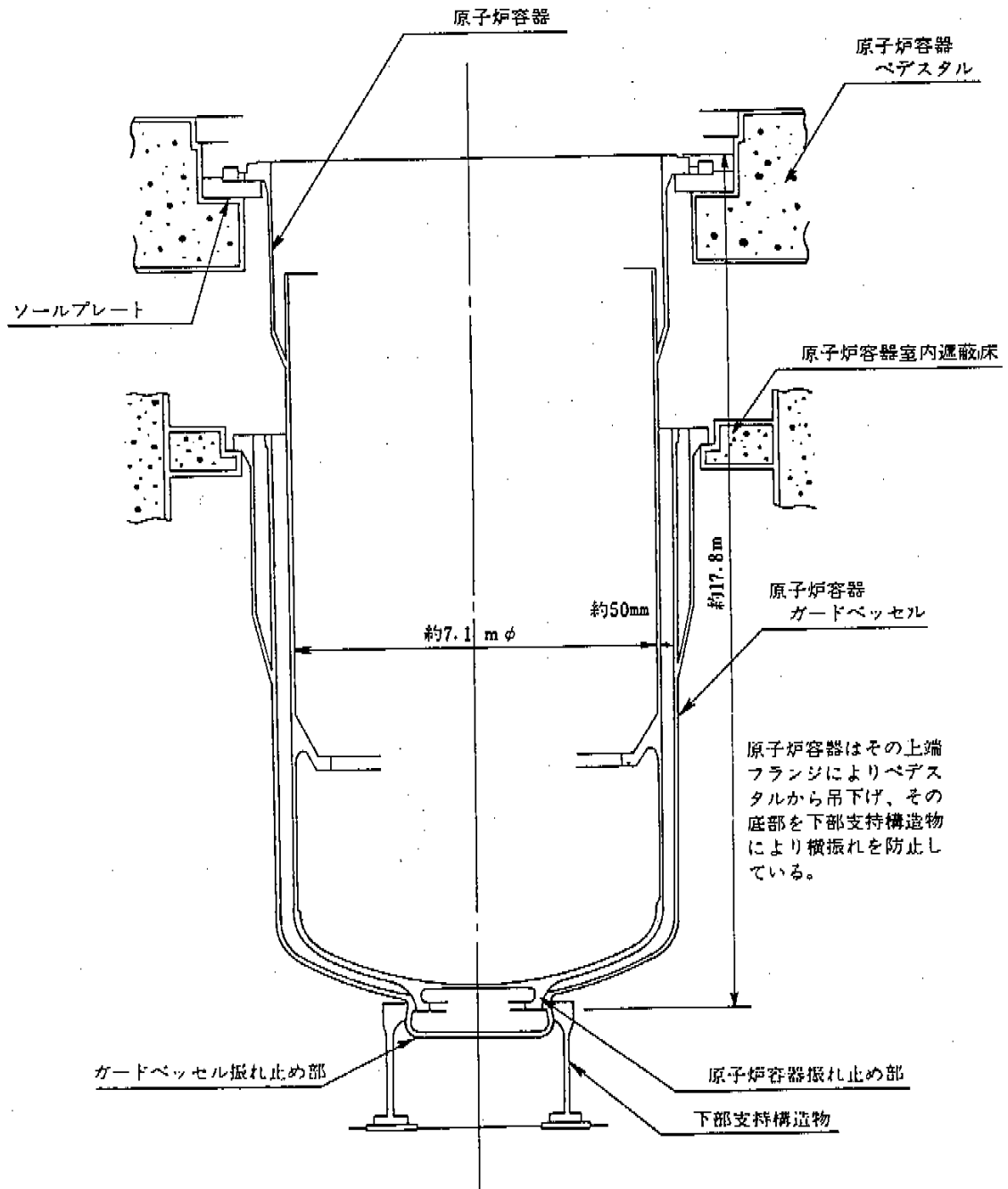


図8 原子炉容器支持構造物説明図

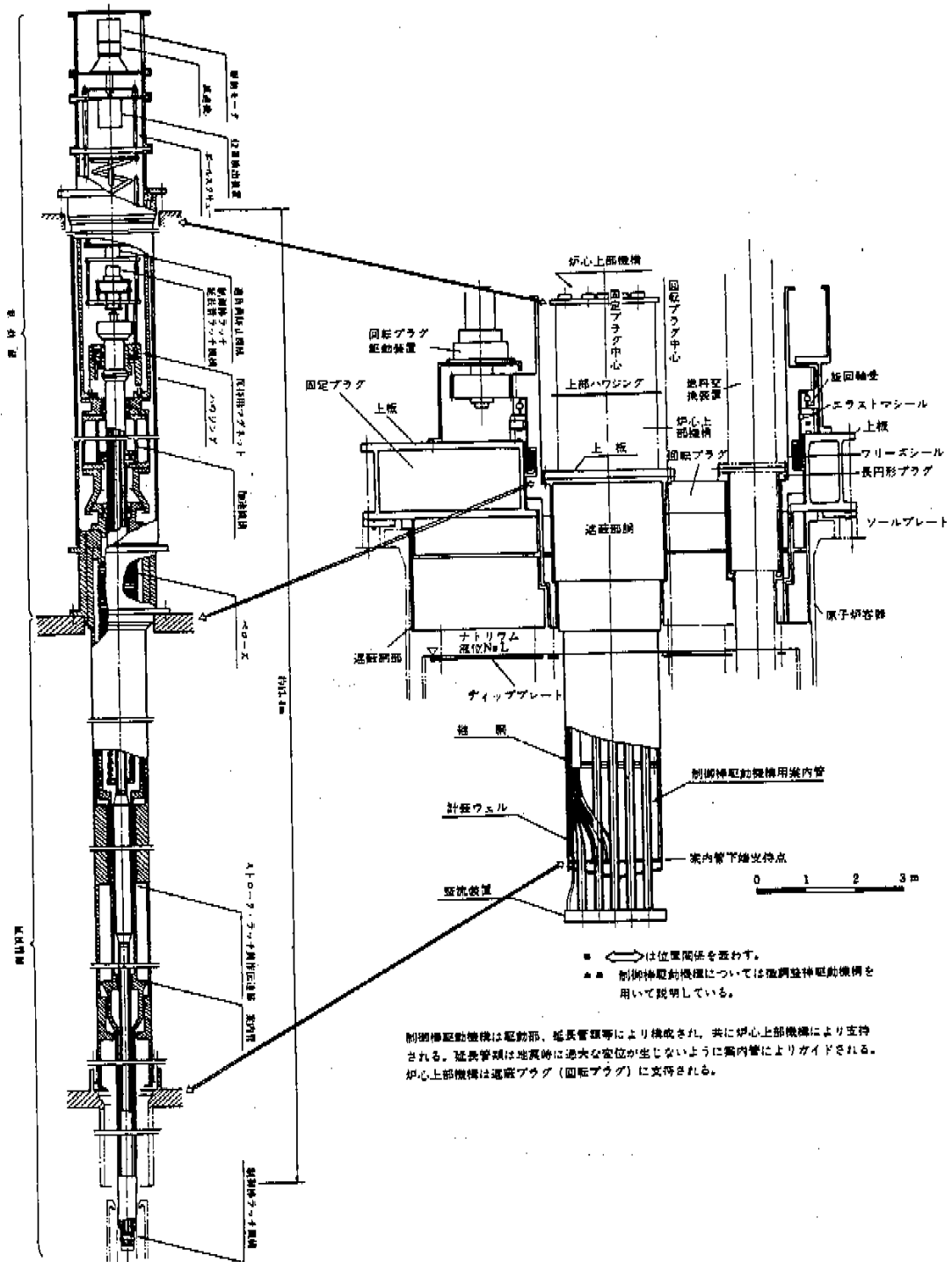


図9 制御棒駆動機構及び炉心上部機構支持構造説明図

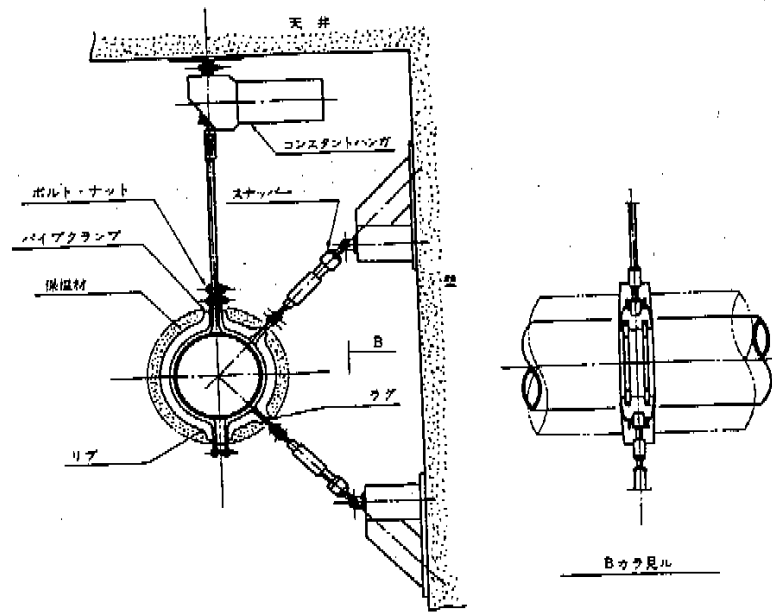


図10 配管支持要領説明図

* 1 基盤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。「もんじゅ」では敷地のEL+5.0mに解放基盤表面を想定している。

* 2 動的解析に用いられる手法

時刻歴直接積分法

原子力発電所のような複雑な振動系の場合、一般に系を多質点系におきかえて運動方程式を立てる。この方程式に初期条件を与えて、その後の地震の加速度の時刻歴の値を用いて各時刻ごとに数値積分を行い、各時刻の各点の応答を求める方法である。

モーダル時刻歴解析法

前記の方法で数値積分を行う場合、系の固有振動モードの特徴をうまく用いて数値積分を簡易化する方法である。

スペクトルモーダル解析法

上記の二つの方法はいずれも運動方程式を数値的に積分することにより、各時刻の各点の応答を求めている。実際の設計に必要なのは、地震の全過程における応答ではなくその最大値だけでよいことが多い。最大値だけに着目すると、一質点系の場合はその質点の固有周期と減衰だけでその応答が一義的に決まってくる。多質点系の場合も、系の固有振動モードに着目すれば、各固有振動モードごとの応答はその固有周期が等しい一質点系の応答と等しい。このことを利用して簡単に最大応答値だけを求める方法である。

* 3 「高速原型炉第1種機器の高温構造設計方針」PNC N241 81-25(1)、動力炉・核燃料開発事業団、昭和56年11月

「高速原型炉高温構造設計方針 材料強度基準等」PNC N241 81-25(2)、動力炉・核燃料開発事業団、昭和56年11月