

電氣技術指針  
原子力編

原子力発電所耐震設計技術指針  
重大事故等対処施設編  
(基本方針)

JEAG4601-2021

[20xx 年追補版]

一般社団法人日本電気協会

原子力規格委員会

## 「原子力発電所耐震設計技術指針 重大事故等対処施設編（基本方針）」の構成

「原子力発電所耐震設計技術指針 重大事故等対処施設編（基本方針）」は、原子力発電所の重大事故等対処施設の耐震設計に関する事項のうち、基本的な考え方に関する事項をまとめたものであり、本文・解説、及び参考資料により構成されている。それぞれの位置付けは以下のとおりである。

本文：技術的要求を規定したもの

解説：本文の正確な理解と運用に資するため、本文規定の趣旨や根拠を説明したもの

参考資料：本文の規定の根拠データ、その他関連技術資料を取りまとめたもの

なお、本指針（JEAG4601-2021[20xx年追補版]）と「原子力発電所耐震設計技術指針」（JEAG4601-2021）、及び「原子力発電所耐震設計技術規程」（JEAC4601-2021）は一体で運用されるものである。

# 「原子力発電所耐震設計技術指針 重大事故等対処施設編（基本方針）」

## 目 次

<b>1. 基本事項</b>	
1.1 適用範囲	1
1.2 関連する規格等	2
1.3 用語の定義	3
1.4 略称	6
1.5 単位系	8
<b>2. 耐震設計の基本的考え方</b>	
2.1 耐震設計の目的	9
2.2 基本的考え方	10
2.3 耐震設計に適用する地震動	15
<b>3. 設備分類と耐震設計要求事項</b>	
3.1 重大事故等対処施設の設備分類	16
3.2 重大事故等対処施設の耐震設計	18
3.3 プラントの運転状態と供用状態	21
<b>4. 設計用地震力</b>	
4.1 設計用地震力	23
4.2 水平地震力と鉛直地震力の組合せ	24
4.3 設計用地震力の設定方法	25
<b>5. 荷重の組合せ</b>	26
<b>6. 許容限界</b>	
6.1 重大事故等対処施設に対する許容限界の考え方	36
6.2 許容限界の設定	36
<b>7. 重大事故等対処施設の耐震評価法</b>	
7.1 耐震評価法の考え方	42
7.2 弾塑性解析の導入とその留意点	42
<b>あとがき</b>	48
<b>参考資料</b>	

## 1. 基本事項

### 1.1 適用範囲

本指針は、陸上の発電用軽水型原子炉施設（以下、「原子炉施設」という。）のうち、新設の原子炉施設に設置される重大事故等対処施設の耐震設計に適用する。

なお、既設の原子炉施設に設置される重大事故等対処施設の耐震設計にも適用できる。

#### 【解説】

「**実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則**」（平成25年6月19日制定，令和4年9月26日一部改正）（以下、「設置許可基準規則」という。）で重大事故等の拡大防止が規定され、必要な重大事故等対処施設の設置が求められている。本指針は、設計基準対象施設と重大事故等対処施設が機能を要求されるプラントの運転状態や供用状態を考慮して、重大事故等対処施設の耐震設計の基本的な考え方を定めたものである。なお、これらの施設の間接支持構造物に対する要求機能は、設計基準対象施設の間接支持構造物に対する要求機能と変わらないことから、これらの設計はJEAC4601-2021の第3章及び第5章によることとした。

既設の原子炉施設に重大事故等対処施設を設置する場合、原子炉压力容器や原子炉格納容器などのように既に設置されているものに対しても重大事故等対処のための機能を持たせることになる。この場合、設備設計は建設時に実施していることから、新たな条件による耐震性の確認評価に位置付けられるが、本指針では設計の範ちゅうとする。

以上を整理すると、本指針は、次のいずれの場合にも適用する。

- (1) 新設の原子炉施設に設置される重大事故等対処施設の設計
- (2) 既設の原子炉施設に新たに設置される重大事故等対処施設の設計、及び既設の原子炉施設に設置済の設計基準対象施設を新たに重大事故等対処施設として扱う際の設計

本指針は、設計基準対象施設に対するこれまでの耐震設計に係る知見を踏まえて、重大事故等対処施設の耐震設計における基本的な考え方を定めているが、研究開発、各種試験・計測、モデル実証試験等により確立・確認された新しい技術・知見に基づいて、本指針に定めていない技術、方法、設計パラメータ等を用いた耐震設計を行うことを排除するものではない。

なお、本指針の基本的な考え方は、発電用軽水型原子炉施設以外の陸上の原子炉施設、及びその他の原子力関係施設における重大事故等対処施設の耐震設計にも参考となるものである。

## 1.2 関連する規格等

- (1) 本指針は、平成 25 年に原子力規制委員会で決定された規制基準に基づき、重大事故等対処施設の耐震設計に対して要求する基本的な考え方を定めたものである。
- (2) 原子炉施設の耐震設計のうち、設置許可基準規則解釈の「別記 2 第 4 条第 5 項」に基づいた基準地震動  $S_s$  の策定に関する事項、「別記 2 第 4 条第 8 項」に基づいた周辺斜面の安定性に係る事項、及び「別記 3」に基づいた設計津波の策定に係る事項は、JEAG4601-2021 による。
- (3) 本指針の中で引用又は準用する学協会規格等は、適用する年版を指定する。

### 【解 説】

本指針の中では、以下に掲げる公的規格、学協会規格等を引用、準用又は参照している。

- ① 日本産業規格（以下、「JIS 規格」という。）
- ② 日本原子力学会の制定する標準類
- ③ 日本機械学会 発電用原子力設備規格に属する諸規格
- ④ 日本建築学会の指針類
- ⑤ 土木学会の指針類
- ⑥ 電気学会の指針類
- ⑦ その他関連学協会の指針類

我が国の原子力に係る規準類は、関係する諸分野からのメンバーで構成される委員会等の場で公開の審議及び書面投票により承認され、更に公衆審査に付されて提出された公衆意見を適切に反映する等、透明かつ公正なプロセスを経て制定されることが要求されている。日本電気協会、日本原子力学会、日本機械学会（以下、「3 学協会」という。）の規準類はこうした要求に適合した手続きで定められることに加えて、3 学協会が連携して原子力施設に必要な規準類を相互補完的に整備している。

なお、原子炉施設のうち、本指針以外の耐震設計に係る規準類の適用を受けるものは、それらにも適合する必要がある。

## 1.3 用語

### (1) 安全関係

- ・設計基準事故

運転時の異常な過渡変化より発生確率が低い異常な状態であって、当該状態が発生した場合には原子炉施設から多量の放射性物質が放出するおそれがあるものとして安全設計上想定すべきもの（Design Basis Accident, DBA とも称する。）

- ・重大事故

炉心の著しい損傷若しくは核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷に至った状態（Severe Accident, SA とも称する。）

- ・重大事故に至るおそれがある事故

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷、核燃料物質貯蔵設備に貯蔵する燃料体又は使用済燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定すべきもの

- ・重大事故等

上記、重大事故と重大事故に至るおそれがある事故の総称

- ・原子炉格納容器バウンダリ

原子炉施設のうち、原子炉格納容器において想定される事象が発生した場合において、圧力障壁及び放射性物質の放出の障壁となる部分

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ

原子炉施設のうち、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、圧力障壁となる部分

- ・動的機器

地震時及び地震後に安全上要求される機能を果たすため可動部が動くことを要求される機器（駆動部を有しない逆止弁もこれに含む。）

- ・重大事故防止機能

重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能

- ・重大事故緩和機能

重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能

- ・設備分類

重大事故等発生時に設備に要求される機能及び重大事故等対処施設の設置の状態（常設及び可搬の別）の観点からの設備の分類

(2) 施設名称

- ・原子炉施設

原子炉及びその附属施設<sup>(1)</sup>

- ・設計基準対象施設

原子炉施設のうち、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生を防止し、又はこれらの拡大を防止するために必要となる施設

- ・耐震重要施設

設計基準対象施設のうち、地震の発生によって生ずるおそれがあるその安全機能の喪失に起因する放射線による公衆への影響の程度が特に大きいものをいい、耐震Sクラスの施設

- ・設計基準事故対処設備

設計基準事故に対処するための安全機能を有する設備

- ・重大事故等対処施設

原子炉施設のうち、重大事故等に対処するための機能を有する施設

- ・特定重大事故等対処施設

重大事故等対処施設のうち、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による工場等<sup>(2)</sup>外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するための施設

- ・重大事故等対処設備

原子炉施設のうち、重大事故等に対処するための機能を有する設備

- ・常設重大事故等対処設備

重大事故等対処設備のうち常設のもの<sup>(3)</sup>

- ・可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備のうち可搬型のもの

- ・重大事故防止設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合であって、設計基準事故対処設備の安全機能又は使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能が喪失した場合において、その喪失した機能（重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能に限る。）を代替することにより重大事故の発生を防止する機能を有する設備

- ・常設重大事故防止設備

重大事故防止設備のうち常設のもの

- ・常設耐震重要重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの

- ・重大事故緩和設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備

- ・常設重大事故緩和設備

重大事故緩和設備のうち常設のもの

注(1)：本指針では、陸上の発電用軽水型原子力発電所の原子炉及びその附属施設をいう。

注(2)：**実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和 53 年通商産業省令第 77 号）第 7 条第 1 項第 2 号**に規定する「工場又は事業所」のことをいう。

注(3)：可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。

### (3) 地震動

- ・基準地震動  $S_s$

敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から施設の供用期間中に施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動として、JEAG4601-2021 の第 1 章の規定に従って策定した地震動

- ・弾性設計用地震動  $S_d$

原子炉施設若しくはその構成単位ごとに安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率を考慮して、工学的判断から求められる係数を基準地震動  $S_s$  に乗じて設定した地震動

## 1.4 略称

本指針では、以下の略称を用いる。

- ・ 設置許可基準規則  
実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則  
(平成 25 年 6 月 19 日制定, 令和 4 年 9 月 26 日 一部改正)
- ・ 設置許可基準規則解釈  
実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則  
の解釈 (平成 25 年 6 月 19 日制定, 令和 6 年 3 月 13 日 一部改正)
- ・ 技術基準規則  
実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則 (平成 25 年 6 月  
19 日制定, 令和 4 年 9 月 26 日 一部改正)
- ・ 技術基準規則解釈  
実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 (平成 25  
年 6 月 19 日制定, 令和 5 年 10 月 11 日 一部改正)
- ・ 平成 25 年規制基準  
「設置許可基準規則」, 「設置許可基準規則解釈」, 「技術基準規則」及び「技  
術基準規則解釈」の総称
- ・ 設計・建設規格  
日本機械学会 発電用原子力設備規格 設計・建設規格 (2020 年版) 第 I 編 軽  
水炉規格
- ・ 本指針  
一般社団法人 日本電気協会 電気技術規程 原子力編 原子力発電所耐震設計  
技術指針 重大事故等対処施設編 (基本方針) -JEAG4601-2021[202x 年追補版]
- ・ BWR  
Boiling Water Reactor 沸騰水型原子力発電所
- ・ ABWR  
Advanced Boiling Water Reactor 改良型沸騰水型原子力発電所  
ABWR を含む BWR 全体を指す場合は BWR を用いる。特定のタイプの  
BWR を対象とする場合は明記する。
- ・ PWR  
Pressurized Water Reactor 加圧水型原子力発電所
- ・ APWR  
Advanced Pressurized Water Reactor 改良型加圧水型原子力発電所  
APWR を含む PWR 全体を指す場合は PWR を用いる。特定のタイプの PWR  
を対象とする場合は明記する。

- ・ PRA  
Probabilistic Risk Assessment 確率論的リスク評価
- ・ IAEA  
International Atomic Energy Agency 国際原子力機関
- ・ JIS  
Japanese Industrial Standards 日本産業規格
- ・ JEAC4601-2021  
原子力発電所耐震設計技術規程－JEAC4601-2021
- ・ JEAG4601-2021  
原子力発電所耐震設計技術指針－JEAG4601-2021
- ・ JEAG4601-1987  
原子力発電所耐震設計技術指針－JEAG4601・補-1984, 同 JEAG4601-1987  
及び同 JEAG4601-1991 追補版の総称

## 1.5 単位系

本指針においては、JIS Z8000 規格群(2022, 2025)「量及び単位」に規定されている単位を使用する。同一の量に対して複数の SI 単位の使用が認められている場合は、認められている任意の単位を使用してよい。また、SI 単位以外であっても、ある分野で広く使用され、本指針で使用を認めている慣用単位は使用してよい。

### 【解 説】

JIS Z8000 規格群(2022, 2025)「量及び単位」は、以下の規格番号及び規格名称の総称である。

JIS Z8000-1(2025)	「量及び単位－第1部：一般」
JIS Z8000-2(2022)	「量及び単位－第2部：数学記号」
JIS Z8000-3(2022)	「量及び単位－第3部：空間及び時間」
JIS Z8000-4(2022)	「量及び単位－第4部：力学」
JIS Z8000-5(2022)	「量及び単位－第5部：熱力学」
JIS Z8000-6(2025)	「量及び単位－第6部：電磁気」
JIS Z8000-7(2022)	「量及び単位－第7部：光及び放射」
JIS Z8000-8(2022)	「量及び単位－第8部：音響学」
JIS Z8000-9(2022)	「量及び単位－第9部：物理化学及び分子物理学」
JIS Z8000-10(2022)	「量及び単位－第10部：原子物理学及び核物理学」
JIS Z8000-11(2022)	「量及び単位－第11部：特性数」
JIS Z8000-12(2022)	「量及び単位－第12部：凝縮体物理」

耐震設計に関係する分野の中には、上記 JIS Z8000 規格群(2022, 2025)「量及び単位」で SI 単位としての使用が認められていない単位、例えば、応力 ( $\text{N/mm}^2$ )、速度 ( $\text{kine}=\text{cm/s}$ )、加速度 ( $\text{Gal}=\text{cm/s}^2$ ) を常用している分野がある。例外規定は、こうした現状を考慮したものである。

## 2. 耐震設計の基本的考え方

### 2.1 耐震設計の目的

原子炉施設の重大事故等対処施設の耐震設計の目的は、重大事故に至るおそれがある状態が発生した場合又は重大事故が発生した場合を想定し、施設の供用期間中に施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動に起因する外乱によって、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないよう十分な耐震性を有する施設を設計することにより、重大事故を防止又は重大事故の影響を緩和し、重大な放射性物質の放出を実質的に排除することである。

#### 【解説】

- (1) 地震動に起因する外乱としては、地震による揺れ及びそれに伴う慣性力がある。ただし、本指針では斜面崩壊等地震に随伴して起きる事象も地震による外乱として扱う。
- (2) 原子炉施設の地震時における安全性は、想定すべき地震動に対して、設計基準対象施設が安全機能を損なわないよう適切に耐震設計を行うことで保たれている。したがって、本指針では想定する地震動（基準地震動  $S_s$ ）によってプラントが重大事故に至ることはないとし、重大事故等対処施設の耐震設計では、プラントが何らかの要因により重大事故状態にあると想定して、プラントの状態とは独立して地震が発生すると考える。

## 2.2 基本的考え方

2.1 節の目的を達成するため、以下の考え方に従って耐震設計する。

- (1) 重大事故等対処施設は、その供用期間中に原子炉施設に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないように設計する。ここで、その供用期間中に原子炉施設に大きな影響を与えると想定することが適切な地震動とは、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものとして策定する地震動をいう。
- (2) 重大事故等対処施設は、第3章に定める設備分類ごとに、適切に設定される設計用地震力に対して事故に対処するための機能が損なわれないように設計する。
- (3) 重大事故等対処施設は、上記(2)の設備分類に応じた設計荷重に対して十分な支持性能を有する地盤に設置する。
- (4) 重大事故等対処施設は、地震に随伴して起きると想定し得る斜面崩壊によっても、施設の重大事故等に対処するために必要な機能が重大な影響を受けるおそれがないように設計する。

### 【解 説】

#### (1) 重大事故等対処施設の位置付け

重大事故等対処施設は設計基準対象施設に加えて設置することにより、原子炉施設の深層防護をより強固にするもので、多種、多様な方策により重大事故を防止又は緩和する機能を持つ。

IAEA における原子炉施設の深層防護の考え方（詳細は「参考資料 1. 深層防護の考え方」を参照。）では、

- a. 第3の防護レベルの目的は、設計基準事故に対して炉心損傷を防止し、重大な放射性物質の敷地外放出を防止することにある。
  - b. 第4の防護レベルの目的は、重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故の進展を防止し、重大事故が起こった場合は、その影響を緩和することにある。
- したがって、重大事故等対処施設は第4の防護レベルに当たる。

## (2) 重大事故等対処施設の耐震設計について

地震に対する重大事故等対処施設の設計要求は、想定する地震力に対して重大事故等対処施設の機能が損なわれないことである。重大事故等対処施設の耐震設計に当たって、基本的な考え方は設計基準対象施設と同様であるが、各々の施設に要求される機能、プラントの運転状態、設備の供用状態等を認識し、適切に耐震設計を行うことが重要である。

具体的には、次の①～⑤に従うことを基本とする。

- ① 重大事故等対処施設が施設毎の設備分類に応じて設定された地震力に対して、その機能を維持するように設計する。
- ② 重大事故等対処施設に適用する地震力は、想定する事象におけるプラント状態（「3.3 プラントの運転状態と供用状態」に記載の運転状態Ⅰ～Ⅴを指す）での荷重の継続時間を考慮して適切な地震力を想定する。
- ③ 重大事故後のプラントに対して、適切な地震力を想定し重大な放射性物質の放出を抑制するとともに、長期的に発電所が管理された状態を維持する。
- ④ 耐震設計に当たり、それぞれの防護レベルの損傷が他のレベルの効果を低減させることのないよう、深層防護レベルの独立性について配慮する。
- ⑤ 第4の防護レベルに必要な設備の設計に対して余裕を持たせることで第5の防護レベルへの移行を緩やかなものにし、プラントの状態が激的に変化することの無いように対策する。（詳細は「参考資料 1. 深層防護の考え方」を参照。）

以上は、新設の原子炉施設に重大事故等対処施設を設置する場合の考え方である。既設の原子炉施設に重大事故等対処施設を追設する場合、追設される設備に加えて既設の安全系設備にも重大事故等対処施設としての機能を期待することになる。この場合でも上記の具体的な設計法を基本とするが、④、⑤で述べた深層防護の独立性やクリフエッジの防止について、既設の設備においては必ずしも満足できないことも想定されるため、追設される設備や可搬型の設備を含めて総合的に配慮する。

重大事故等対処施設は、確率論的リスク評価（PRA）などのリスク評価手法を活用することによってリスク要因の所在を調査し、状況を適切に想定して必要な施設が選定される。重大事故等の事象は、単一故障を想定した設計基準事故に比べて原子炉圧力容器や原子炉格納容器で発生する物理現象の不確かさや事故シナリオが多様になることが想定される。したがって、重大事故等の事象の不確かさや多様さに対する配慮が大切である。一方、重大事故等対処施設の耐震設計は、放射性物質の大量放出を防止することが最終目的であることから、その機能維持を確認するため、設計基準対象施設とは異なる詳細な評価、例えば弾塑性挙動を考慮した解析や解析の高度化にあわせた許容限界の考え方などを用いることができる。

以上をまとめると、次のようになる。

- a. 重大事故等対処施設の耐震設計に当たっては、基準地震動  $S_s$  に対して設計基準対象施設の安全機能が損なわれないことを前提とする。
- b. 重大事故等が起きているプラントの状態に外部事象である地震が作用すると考える。
- c. 重大事故等と地震を独立事象として扱い、重大事故等の発生確率を考慮して、重大事故等発生時の荷重と適切な地震力を組み合わせる。

重大事故等の事象の不確かさや多様さに対する設計上の配慮には、知識の不完全性による限界があることから、多様な状況に柔軟に対処できる能力の確保、重大事故等発生後のアクシデントマネジメントとして実施する炉心冷却機能の回復や格納容器の健全性の維持等を目指す緊急時操作手順の整備及びそれらに係わる要員の訓練、並びに関連機材の準備等の措置（以下、「アクシデントマネジメント措置」という。）による重大事故等発生時の荷重の緩和方策等を検討しておくことが、不確かさや想定を超える事象への対応のために有効である。具体的な例として、可搬型重大事故等対処設備の準備、喪失した機能の回復、外部支援などが考えられている。

### (3) 特定重大事故等対処施設の取扱い

特定重大事故等は、原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより発生する重大事故であり、この指針で取り上げる重大事故等とは異質なものである。特定重大事故等に対処するための施設は、プラントの配置や設備の特徴によって変わってくるものであり、また必要なアクシデントマネジメント措置も異なる。したがって、本指針では、特定重大事故等対処施設の耐震設計は、設備の待機状態（機能試験を含む。）を考慮することとした。

#### (4) 設計基準を超える地震動に対する考慮

基準地震動  $S_s$  は十分な調査と最新の知見に工学的な判断を加えて設計条件として定められるものであるが、決定過程の各段階で不確実さがあることから、基準地震動  $S_s$  を超える地震動の発生を否定することはできない。しかしながら、重大事故等対処施設は、2.3 節に示すように基準地震動  $S_s$  を用いる等により施設毎の設備分類に応じて設定された地震力に対してその機能を維持するように設計する。これに対する考え方は以下のとおりである。

##### a. 耐震設計の持つ余裕

決定論的な考察として、現行の耐震設計は基準地震動  $S_s$  等による地震力に対して、実力としては十分な裕度を持った設計がなされている。

これは、耐震設計に用いる基準地震動  $S_s$  は十分な調査と最新の知見に工学的判断を加えて想定するものであるが、建設時に想定されていた基準地震動  $S_s$  をある程度超えた地震動が運転中の原子炉施設で観測された経験もある。それらの被災経験からは、基準地震動  $S_s$  による地震力を用いて設計しない耐震重要度の低い施設も含め、耐震設計の裕度が確認されている。これらの裕度は基準地震動  $S_s$  に対して耐震設計がなされた施設がそれを超える地震動に対して有している耐震安全裕度の分析評価や、各種加振試験結果・研究等の知見により工学的に説明されるものである。

##### b. 独立した防護レベルの有効性

確率論的な考察として、各施設が有する設備の地震に対する応答及び耐力は、その不確実さにより確率分布で表されるものであり、設計基準を超える地震動が発生した場合に直ちに損傷するものではないといえる。また、重大事故等対処施設は、原子炉施設の深層防護をより強固にするもので、多種、多様な方策により重大事故の防止又は緩和する機能を持ち、設計基準対象施設が第3の防護レベルに当たるのに対し、重大事故等対処施設は第4の防護レベルに当たり、各防護レベルは独立性に配慮され設計される。

これらを踏まえると、重大事故等対処施設が多種、多様な方策を担い、第3の防護レベルと独立した第4の防護レベルを構成することで、設計基準を超える地震動を含め地震により安全機能が喪失する確率は低下し、耐震安全性向上に大きく寄与する。

この安全性向上の効果は、重大事故等が地震によって引き起こされる事象を個別プラント毎の地震 PRA で評価することによって、地震起因を含む炉心損傷頻度などの PRA から得られる結果とその性能目標値との比較という形で確率論的に評価することができる。

これまで実施されている原子炉施設の地震 PRA では、重大事故等対処施設の設置により設計基準を超える地震動を含めた地震起因による炉心損傷頻度が低下することが確認されている。そのため、施設毎の設備分類に応じて設定された地震力に対

してその機能を維持するように設計することで、重大事故等対処施設の設置が地震を起因とした重大事故等に至ることへのリスク抑制に有効である。

また、本節解説(2)に記載のように多様な状況に柔軟に対処できる能力の確保、重大事故等発生後のアクシデントマネジメント措置による重大事故等発生時の荷重の緩和方策等を検討しておくことが、不確実さや想定を超える事象への対応に有効である。

規制基準に基づき決定論的に行う耐震設計に加えて、継続的な取組みとして地震 PRA を実施し、重大事故等につながる事故シナリオの網羅的な把握、事故シナリオにおける耐震性の脆弱なシステム・設備等の抽出及び重大事故等への対策の効果の定量化などを行い、決定論的に行われる耐震設計へ反映しリスクを抑制していくことが、原子炉施設の安全性向上に重要である。

なお、本指針は重大事故等対処施設を対象としており、地震 PRA は設計基準対象施設も含めて評価されるため、対象とする範囲が異なるが、地震 PRA には基準地震動  $S_s$  で設計された設備の機能喪失の影響が含まれているため、本節で解説した。また、合理的なリスク抑制の取組みに関する検討の一例として、設計基準対象施設を含め総合的なシステムとして地震安全に対する対処が検討されている「日本地震工学会、日本原子力学会 原子力発電所の地震安全の原則（2019年9月）」(2-1)の知見があり、同様に設計基準を超える地震動に対する対処に関連することから、「参考資料 2. 「原子力発電所の地震安全の原則」の考え方」にその概要を記載している。

## 2.3 耐震設計に適用する地震動

重大事故等対処施設の耐震設計に用いる地震動は、当該原子炉施設における設計基準対象施設の耐震設計に適用する以下の 2 つの地震動を基本とし、設備分類ごとにその使用条件等を考慮して適切な地震動を選定する。なお、各設備分類に対する地震動の適用方針については第 3 章に、具体的な設計用地震力については第 4 章に、荷重の組合せにおける選定の考え方については第 5 章に詳細を示す。

- (1) 基準地震動  $S_s$
- (2) 弾性設計用地震動  $S_d$

### 【解 説】

設計基準対象施設の耐震設計では、基準地震動  $S_s$  は、敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から原子炉施設の供用期間中に大きな影響を与えるおそれがあると想定することが適切な地震動として策定する。S クラス施設は基準地震動  $S_s$  による地震力に対して安全機能保持の確認を行っている。弾性設計用地震動  $S_d$  は、安全機能限界と弾性限界に対する入力荷重の比率を考慮して工学的判断から求められる係数を基準地震動  $S_s$  に乗じたもので、基準地震動  $S_s$  に対する弾塑性応答解析の信頼性を高めるための弾性解析用入力地震動として定められているが、同時に、基準地震動  $S_s$  より発生頻度が高い位置づけとして、運転状態との組合せに適用している意味合いもある。(JEAC4601-2021 の「4.1.3.3 弾性設計用地震動  $S_d$ 」の解説(2)を参照。)

重大事故等対処施設の耐震設計では 2.1 節及び 2.2 節の解説に示したように、重大事故等と地震とを独立事象として扱い、それぞれの発生確率を考慮して、重大事故等による荷重と地震力を適切に組み合わせることとしている。これに際し、発生確率を基軸にして地震動を新たに策定することも考えられる。本指針では、設計基準対象施設が重大事故等対処施設を兼ねる場合や既設の設備を新たに重大事故等対処施設として評価する場合の設計基準対象施設の耐震設計体系との関係を配慮して、JEAC4601-2021 の「4.2.2 荷重の組合せ」の解説(3)に記載されている考え方に従い、基準地震動  $S_s$  及び弾性設計用地震動  $S_d$  の大きさとその発生確率から、重大事故等対処施設の耐震設計に用いる地震動を選定することとした。

### 3. 設備分類と耐震設計要求事項

#### 3.1 重大事故等対処施設の設備分類

重大事故等対処施設は以下の分類とする。

a. 常設重大事故防止設備

重大事故防止設備であって常設のもの

b. 常設耐震重要重大事故防止設備

常設重大事故防止設備であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの

c. 常設重大事故緩和設備

重大事故等対処設備のうち、重大事故が発生した場合において、当該重大事故の拡大を防止し、又はその影響を緩和するための機能を有する設備であって常設のもの

d. 特定重大事故等対処施設

重大事故等対処施設のうち、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムにより炉心の著しい損傷が発生するおそれがある場合又は炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の破損による工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を抑制するためのもの

e. 可搬型重大事故等対処設備

重大事故等対処設備であって可搬型のもの

#### 【解説】

(1) 設計基準事故対処設備については、耐震重要度が設定されており、JEAC4601-2021で規定されている。

一方、重大事故等対処施設は、重大事故を防止又は緩和するための施設であり、地震力に対してそれぞれの機能要求が設置許可基準規則に規定されていることから、設備分類を定めた。

(2) 重大事故等対処施設は、基本的には以下の事故モードを想定してそれを防止するために必要なものとする。

a. 重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合の炉心の著しい損傷

b. 重大事故が発生した場合の原子炉格納容器の破損

c. 重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合の使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷

d. 重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合の運転停止中の原子炉内の燃料損傷

設置許可基準規則解釈に記載されている、想定する事故シーケンス例を解表 3.1-1 に示す。

解表 3.1-1 想定する事故シーケンス例（設置許可基準規則解釈に記載）

a. 重大事故に至るおそれがある事故	
a) 炉心の著しい損傷に至る可能性がある事故として想定する事故シーケンスグループ	
① BWR	② PWR
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧・低圧注水機能喪失</li> <li>・ 高圧注水・減圧機能喪失</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失</li> <li>・ 原子炉停止機能喪失</li> <li>・ LOCA 時注水機能喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2次冷却系からの除熱機能喪失</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失</li> <li>・ 原子炉停止機能喪失</li> <li>・ ECCS 注水機能喪失</li> <li>・ ECCS 再循環機能喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス</li> </ul>
b) 使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故	
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能喪失</li> <li>・ 使用済燃料貯蔵槽水の小規模な喪失</li> </ul>	
c) 運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至る可能性がある事故として想定する事故シーケンスグループ	
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出</li> <li>・ 反応度の誤投入</li> </ul>	
b. 重大事故が発生した場合に想定する格納容器破損モード	
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</li> <li>・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</li> <li>・ 原子炉（圧力）容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</li> <li>・ 水素燃焼</li> <li>・ 格納容器直接接触（シェルアタック）</li> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</li> </ul>	

### 3.2 重大事故等対処施設の耐震設計

(1) 重大事故等対処施設の耐震設計は、通常の場合（重大事故等の発生前）については、設計基準対象施設に対する耐震設計の考え方を基本とし、重大事故等発生時については、重大事故等と地震を独立事象として扱うことから、それらの発生確率を考慮して、重大事故等発生時の荷重と適切な地震力を組み合わせて耐震設計を行う。

設備分類ごとの設計要求は次のとおりとする。

- a. 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）については、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを確認する。
  - b. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）については、代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力に十分に耐えることができることを確認する。
  - c. 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）については、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを確認する。
  - d. 特定重大事故等対処施設については、耐震重要度分類の S クラスに適用される地震力に十分耐えることができ、かつ、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないことを確認する。
- (2) 重大事故等対処施設の耐震設計では、その使用される条件に着目して下記を考慮する。
- a. 地震とプラントの運転状態の一つである重大事故等との組合せの考え方は、原子炉施設が何らかの要因により重大事故等の状態のときに地震が発生することを想定し、重大事故等の推移による荷重条件と適切な地震力を組み合わせる。
  - b. 想定する事象に基づき重大事故等の進展を評価し、重大事故等に至る確率、継続時間及び当該サイトにおける地震動の発生確率の関係を踏まえて、重大事故等の荷重と適切な地震力を組み合わせて耐震設計を行う。設計用地震力は第 4 章に、荷重の組合せは第 5 章に詳細を示す。
  - c. 設計基準対象施設に対する耐震設計の考え方を基本とし、対象施設について適切な許容限界、評価法を適用する。許容限界は第 6 章に、評価法は第 7 章に詳細を示す。
  - d. 設計パラメータやシステムの状態等のわずかな変化により事象が大きく変化することを防止するために適切な余裕を考慮する。これにより、重大事故状態が推移し、更に深刻な放射性物質の放出を招くような状況に至ることのないよう配慮する。

(3) 可搬型重大事故等対処設備の耐震設計は、下記を考慮し、適切な措置を講じた設計とする。

- a. 地震による影響，設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置，並びにその他の条件を考慮した上で，常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管する。
- b. 重大事故の発生を防止する機能を持つものについては，地震によって，設計基準事故対処設備の安全機能，使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能，又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう，適切な措置を講じて保管する。

## 【解 説】

設計基準対象施設の耐震設計は、想定すべき地震動に対して、安全機能を損なわないよう行う。

重大事故等対処施設は、重大事故等時の環境下にある重大事故等対処施設が、重大事故の進展の防止又は重大事故の影響を緩和し、放射性物質の異常な水準の放出を実質的に抑制するために、適切な地震動に対して安全機能を損なわないよう各々の施設に要求される機能、運転状態及び設備の供用状態を考慮し、適切に耐震設計を行う。

具体的には、重大事故等対処施設が適切な地震動に対してその機能を維持するように設計することに加え、重大事故等発生後の原子炉施設に対して、組み合わせることが適切な地震力を想定しても放射性物質の異常な水準の放出を抑制するとともに、長期的に管理された状態を担保することである。

重大事故等発生後に組み合わせることが適切な地震動は、重大事故等の発生確率、継続時間及び地震動の発生確率を考慮し設定する。

可搬型重大事故等対処設備における適切な措置は、固縛や転倒防止を行い、地震により機能が損なわれないよう実施する。必要な機能が損なわれないかは、加振試験や解析による評価等にて確認する。

(1)a.～d.は、設置許可基準規則の第三十九条第1項の要件に対応する設計要求を示している。各施設は主要設備、補助設備、直接支持構造物及び間接支持構造物から構成され、その設備区分と耐震設計の方法は、JEAC4601-2021 第2章に示される考え方に従う。

(2)d.で述べているのはいわゆるクリフエッジの防止である。地震によってクリフエッジに至らないように、重大事故等の荷重と地震力を組合せ評価する際に余裕を考慮する。そのためにはクリフエッジに至るシーケンスを適切に抽出する。

(3)は、設置許可基準規則の第四十三条第3項第五号及び第七号の要件に対応する設計要求を示している。

### 3.3 プラントの運転状態と供用状態

- (1) プラントの運転状態は、原子炉施設の運転状況に応じ、JEAC4601-2021「4.1.5.3 プラントの運転状態」に規定する運転状態Ⅰ、Ⅱ、Ⅲ、Ⅳ、Ⅳ(S)及びⅣ(L)に、重大事故等に係る次の運転状態Ⅴ、Ⅴ(S)及びⅤ(L)を加えたものに区分する。
- a. 「運転状態Ⅴ」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態、運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがあると想定する運転状態、及び原子炉格納容器が破損し、放射性物質が異常な水準で工場等外へ放出されるおそれのある運転状態をいう。
  - b. 「運転状態Ⅴ(S)」とは、運転状態Ⅴのうち、短期間の荷重が負荷された状態をいう。
  - c. 「運転状態Ⅴ(L)」とは、運転状態Ⅴのうち、長期間継続する荷重が負荷された状態をいう。
- (2) 重大事故等対処施設の耐震設計に適用する供用状態は、設計・建設規格「GNR-2110 機器等の供用状態に関する用語」に規定する供用状態A、B、C、D及び試験状態に、次の供用状態Cs、Ds及びEsを加えたものとする。
- a. 「供用状態Cs」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等発生時に生じるそれぞれの荷重等と弾性設計用地震動 Sd による地震力又は静的地震力を組み合わせた状態をいう。
  - b. 「供用状態Ds」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じるそれぞれの荷重等と基準地震動 Ss による地震力を組み合わせた状態、並びに設計基準事故時に生じる荷重と弾性設計用地震動 Sd による地震力を組み合わせた状態をいう。
  - c. 「供用状態Es」とは、常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備において、重大事故等発生時に生じる荷重等と基準地震動 Ss による地震力又は弾性設計用地震動 Sd による地震力を組み合わせた状態をいう。

#### 【解説】

- (1) プラントの運転状態のうち、JEAC4601-2021「4.1.5.3 プラントの運転状態」に規定する運転状態Ⅰ～Ⅳは、設計・建設規格「GNR-1240 プラントの運転状態」の定義に従ったものとなっている。

運転状態Ⅰ～Ⅳは、原子炉施設の安全設計の観点から、原子炉施設の寿命期間中に行われる計画的な起動、停止、出力運転、高温待機、燃料取替等の状態（「通常運転」）や、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の

単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生じる運転時の異常な過渡状態（「運転時の異常な過渡変化」）、及び発生する頻度はまれであるが運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態（「事故」）を設計基準事象として原子炉施設の設計に考慮する運転状態として定義されている。

本指針ではこれらの設計基準事象を超えて重大事故等が発生した状態を「運転状態V」と定義している。

設計基準事象を超える重大事故等の発生確率は、個別プラントの重大事故等対処施設の系統、設備仕様並びに運転操作等の人的操作及び安全性向上に関する取り組みによっても異なり、一概に事象の発生確率を設定できるものではないことから、機器の単一故障等の頻度を考慮した設計基準事象とは区別して考えるべきものとし、重大事故等が発生した状態を「運転状態V」と定義した。

冷却材喪失事故（LOCA）を想定した場合には、ジェット、ジェット反力、冷却水注入による過渡事象等が運転状態IV(S)、一連の過渡事象が収束して崩壊熱除去段階に入った状態が運転状態IV(L)に対応する。

重大事故等を想定した場合には、事象発生直後の短期的な荷重が作用している状態（過渡状態）が運転状態V(S)、一連の過渡状態を除く長期的な荷重が作用している状態が運転状態V(L)に対応する。

なお、本文(1)a.の「工場等」は、「1.3 用語」(2)の「特定重大事故等対処施設」の定義の中で記載のとおり、発電用原子炉施設を設置する「工場又は事業所」のことをいい、本指針では原子力発電所に当たる。

## (2) 地震以外の荷重と地震力の組合せ

重大事故等対処施設の耐震設計では、地震以外の荷重と地震力の組合せの全てを考慮する必要はない。各供用状態で考慮すべき組合せについては、「5. 荷重の組合せ」に規定する。

重大事故等と地震との荷重の組合せは、JEAC4601-2021 に定めている設計基準対象施設に対する冷却材喪失事故時の荷重と地震力との組合せにおける考え方と同様に、その事象の発生確率を考慮し、適切な地震動と組み合わせる。

## (3) 地震以外の自然現象と地震との組合せ

通常的气象条件として地震と重畳する可能性のある自然現象については、地震との組合せを考慮する。例えば、積雪のように荷重として長期間作用する場合は、原子炉施設の立地条件に応じて、建築基準法等を参考に、地震力と積雪荷重との組合せを考慮する。

## 4. 設計用地震力

### 4.1 設計用地震力

設計用地震力は、設備分類に応じて、以下のとおりとする。

- a. 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）

基準地震動  $S_s$  による地震力を適用する。

- b. 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）

代替する機能を有する設計基準事故対処設備が属する耐震重要度分類のクラスに適用される地震力を適用する。

- c. 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。）

基準地震動  $S_s$  による地震力を適用する。

- d. 特定重大事故等対処施設

設計基準対象施設の耐震 S クラスに適用される地震力を適用する。

耐震設計に用いる設計用地震力は、重大事故等対処施設の設備分類に応じて表 4.1-1 に基づき算定する。なお、静的地震力の算定は、JEAC4601-2021「附属書（規定）4.2 機器・配管系の静的地震力」、動的地震力の算定は、JEAC4601-2021「4.4 地震応答解析」に基づき算定する。また、建物・構築物の静的地震力については、JEAC4601-2021「附属書（規定）3.3 静的地震力の評価法」に従う。

表 4.1-1 設備分類と設計用地震力

設備分類	静的地震力		動的地震力	
	水平 <sup>(1)</sup>	鉛直	水平	鉛直
a. 常設耐震重要重大事故防止設備	—	—	$K_h (S_s)^{(2)}$	$K_v (S_s)^{(3)}$
b. 常設重大事故防止設備 (常設耐震重要重大事故防止設備を除く)	$K_h (1.8 C_1)^{(4)}$ 又は $K_h (1.2 C_1)$	—	$K_h (1/2 S_d)^{(5)}$	$K_v (1/2 S_d)^{(6)}$
c. 常設重大事故緩和設備	—	—	$K_h (S_s)^{(2)}$	$K_v (S_s)^{(3)}$
d. 特定重大事故等対処施設	$K_h (3.6 C_1)$	$K_v (1.2 C_v)^{(7)}$	$K_h (S_s)^{(2)},$ $K_h (S_d)^{(8)}$	$K_v (S_s)^{(3)},$ $K_v (S_d)^{(9)}$

注(1)： $K_h (3.6 C_1)$ 等は、 $3.6 C_1$ 等より定まる機器・配管系の水平地震力。 $C_1$ は、JEAC4601-2021「附属書（規定）4.2 機器・配管系の静的地震力」における地震層せん断力係数を震度とした値又は地下部分の水平震度。

注(2)： $K_h (S_s)$ は、水平方向の基準地震動  $S_s$  に基づく機器・配管系の水平地震力。

注(3)： $K_v (S_s)$ は、鉛直方向の基準地震動  $S_s$  に基づく機器・配管系の鉛直地震力。

注(4)：代替する機能を有する設計基準事故対処設備の耐震重要度分類が、Bクラスの場合は  $K_h (1.8 C_1)$ を、Cクラスの場合は  $K_h (1.2 C_1)$ を適用する。

注(5)： $K_h (1/2 S_d)$ は、水平方向の弾性設計用地震動  $S_d$  に2分の1を乗じたものに基づく機器・配管系の水平地震力であって、代替する機能を有する設計基準事故対処設備の耐震重要度分類がBクラスの機器・配管系のうち、水平方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。

注(6)： $K_v (1/2 S_d)$ は、鉛直方向の弾性設計用地震動  $S_d$  に2分の1を乗じたものに基づく機器・配管系の鉛直地震力であって、代替する機能を有する設計基準事故対処設備の耐震重要度分類がBクラスの機器・配管系のうち、鉛直方向の地震動に対して共振のおそれのある施設に適用する。

注(7)： $K_v (1.2 C_v)$ は、 $1.2 C_v$ より定まる機器・配管系の鉛直地震力。 $C_v$ は、JEAC4601-2021「附属書（規定）4.2 機器・配管系の静的地震力」における鉛直震度。

注(8)： $K_h (S_d)$ は、水平方向の弾性設計用地震動  $S_d$  に基づく機器・配管系の水平地震力。

注(9)： $K_v (S_d)$ は、鉛直方向の弾性設計用地震動  $S_d$  に基づく機器・配管系の鉛直地震力。

#### 4.2 水平地震力と鉛直地震力の組合せ

動的地震力，静的地震力に応じた水平と鉛直の地震力組合せ法は，JEAC4601-2021「4.3.2 水平地震力と鉛直地震力による荷重の組合せ法」に規定された方法を適用する。

### 4.3 設計用地震力の設定方法

重大事故等のプラント状態に基づいて、構造、環境等の条件により設定した地震応答解析により設計用地震力を算定する。設計用地震力の算定においては、当該設備が受ける温度・圧力の経過の影響を考慮する。

可搬型重大事故等対処設備の設計用地震力は、保管場所での待機時の条件に基づき、地震応答解析により算定する。

#### 【解説】

##### (1) 設備分類に応じた設計用地震力

重大事故等対処施設の耐震設計は、重大事故等の拡大の防止又は緩和するための設備、並びに設計基準事故対処設備を代替する機能に応じて分類される設備毎に設定する設計用地震力を適用する。

##### (2) 設計用地震力の設定の基本的考え方

設計基準対象施設における耐震設計では、設計条件の統一や標準化、簡便化を図る目的で、最高使用圧力や最高使用温度に基づいて解析条件を定めている場合がある。重大事故等対処施設の耐震設計においても同様に、設備状況に応じて設計条件の統一や簡便化を図ってもよい。また、重大事故等の状態が、設計基準対象施設としての設計条件と同様の場合又は包含されている場合、あるいは保守性を説明できる場合は、設計基準対象施設としての耐震設計条件を適用してもよい。

##### (3) 重大事故等対処施設の地震応答を算定するに当たっては、必要に応じて温度経過による材料定数の変化、炉心燃料の状態、冷却用の注水状態等を考慮する。

コンクリート材料定数の温度依存性については、試験実績等に基づいて定める方法が基本となる。以下のガイド、規準には参考にできる方法が述べられている。

a. 日本建築学会 構造材料の耐火性ガイドブック（第3版）<sup>(4-1)</sup>

b. EN 1994, Eurocode 4 : Design of composite steel and concrete structures  
(2005) <sup>(4-2)</sup>

##### (4) 耐震設計は、施設の設置場所、使用状況を考慮して行うことを原則とする。可搬型重大事故等対処設備については、機能が要求される重大事故等発生時に何らかの不具合が生じたとしても、必要に応じて予備機等で多様な対応が図れることから、設備の設計に用いる地震力は、保管場所での待機状態を考慮して設定する。

## 5. 荷重の組合せ

重大事故等対処施設の耐震設計における荷重の組合せについては、設計基準対象施設の耐震設計における荷重の組合せの考え方に準じる。

- (1) 地震の従属事象は設計で想定した地震力との組合せとする。
- (2) 地震の独立事象は、重大事故等の発生確率及び継続時間と地震動の発生確率との関係を考慮して以下の地震力との組合せとする。

- ① 運転状態Ⅰ～Ⅳでは、第3章「3.2(1) 重大事故等対処施設に要求される耐震設計」における地震力

- ② 運転状態Ⅴでは、重大事故等の発生確率及び継続時間と地震動の発生確率との関係を考慮した適切なレベルの地震力

なお、運転状態Ⅰ～Ⅳにおける荷重の組合せによる条件が運転状態Ⅴにおける荷重の組合せによる条件を包含している場合は、運転状態Ⅰ～Ⅳの評価結果で運転状態Ⅴの評価を代替することができる。

### 【解説】

#### (1) 荷重の組合せの考え方

重大事故等対処施設は、待機状態に地震動を受けても必要な機能が損なわれないようにするとともに、更に重大事故等の状態が長期にわたり継続することを念頭に、重大事故等の運転状態と地震との組合せに対して必要な機能が損なわれない設計としなければならない。

そのため、重大事故等対処施設は、運転状態Ⅰ～Ⅳにおいては設計基準対象施設と同様に耐震性が確保されるよう、第3章「3.2(1) 重大事故等対処施設に要求される耐震設計」における地震力を地震力以外の荷重と組み合わせる。ただし、JEAC4601-2021と同様、運転状態Ⅰ～Ⅳにおける事象の発生確率とその継続時間を考慮し、設計で想定する地震動が重畳して起きる確率が十分小さい(10<sup>-7</sup>/年を下回る)場合は、当該組合せを評価する必要はない。

また、運転状態Ⅴにおいては、重大事故等と地震は独立事象であることから、重大事故等の発生確率及び継続時間と地震動の発生確率の関係を考慮した適切なレベルの地震力を重大事故等で発生する荷重と組み合わせる。

(2) 重大事故等の発生確率及び継続時間と地震動の発生確率

重大事故等と地震は独立事象として扱うため、荷重の組合せは、重大事故等の発生確率及び継続時間と地震動の発生確率との積を求めて工学的、総合的に判断する。ここで、重大事故等は、設計を超える事象の進展を想定したものであることから、重大事故等の発生確率及び継続時間と地震動の発生確率の設定については、以下の考え方に基づくものとする。

- a. 重大事故等の発生確率は、解表 5-1 に例示するような個別プラントの PRA の結果を用いることを原則とするが、個別プラントの PRA 結果を用いない簡便な評価として、「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」（平成 18 年 3 月 原子力安全委員会 安全目標専門部会）に保守性を有する設定として記載されている性能目標値（炉心損傷頻度： $10^{-4}$ /年）を用いてもよい。
- b. 重大事故等の継続時間は、「設置許可基準規則解釈」における事故シーケンスグループ等から対象設備における設計基準対象施設としての設計条件を超える事故シーケンスを抽出し、重大事故等の事故収束シナリオに応じた圧力・温度等の挙動を踏まえ、短期、長期の観点から設定することが考えられる。

なお、重大事故等の事故収束シナリオは、「**実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド**」（平成 25 年 6 月 19 日制定、平成 29 年 11 月 29 日 一部改正）により、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置、及び原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じた結果も踏まえて設定することができる。

- c. 地震動の発生確率は、個別プラントにおける地震ハザード解析結果から得られる地震動の超過確率（平均ハザード曲線又は中央ハザード曲線）を用いることを原則とするが、簡便な評価として JEAC4601-2021 に記載されている地震動の発生確率（基準地震動  $S_s$ ： $5 \times 10^{-4} \sim 1 \times 10^{-5}$ /年、弾性設計用地震動  $S_d$ ： $1 \times 10^{-2} \sim 5 \times 10^{-4}$ /年）を用いてもよい。

解表 5-1 個別プラントの PRA 評価例 (PWR プラント原子炉格納容器の例)

内部事象レベル 1 PRA の結果から、原子炉格納容器 (C/V) の設計基準対象施設としての設計条件を超える事故シーケンスを抽出し、抽出された事故シーケンスグループ等に対する炉心損傷頻度 (CDF) を確認する。

原子炉格納容器については、重大事故等対策の有効性評価において、設計基準対象施設としての設計条件である最高使用圧力・温度を超える事故シーケンスグループ等として、以下の 3 つが抽出されている。

- ・原子炉格納容器の除熱機能喪失 (格納容器先行破損)
- ・雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)
- ・雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)

上記 3 つの事故シーケンスグループ等の CDF は以下のとおりである。

抽出された事故シーケンスグループ等	CDF (炉年) <sup>(1)</sup>	CDF を求める上で考慮した PRA 上の事故シーケンス	シーケンス別 CDF (炉年) <sup>(1)</sup>
格納容器先行破損	5.7×10 <sup>-8</sup>	中破断 LOCA+C/V スプレイ注入失敗	5.0×10 <sup>-9</sup>
		中破断 LOCA+C/V スプレイ再循環失敗	8.3×10 <sup>-9</sup>
		小破断 LOCA+C/V スプレイ注入失敗	1.6×10 <sup>-8</sup>
		小破断 LOCA+C/V スプレイ再循環失敗	2.7×10 <sup>-8</sup>
格納容器過圧破損	6.1×10 <sup>-5</sup> <sup>(2)</sup>	炉心損傷に係る全ての事故シーケンス	6.1×10 <sup>-5</sup>
格納容器過温破損	6.1×10 <sup>-5</sup> <sup>(2)</sup>		

注(1): 個別プラントの例であり、単位は「/炉年」としている。

注(2): 保守的に炉心損傷に至る全ての事故シーケンスの CDF を用いる。

### (3) 組合せに関する判断目安

国内外の性能目標<sup>(1)</sup>として、炉心損傷頻度（CDF）であれば $10^{-4}$ /年、格納容器機能喪失頻度（CFF）及び米国の早期大規模放出頻度（LERF）であれば $10^{-5}$ /年程度とされている。その他の性能目標として、「事故時のCs<sup>137</sup>の放出量が100TBqを超えるような事故の発生頻度は、100万炉年に1回程度を超えないように抑制されるべきである（テロ等によるものを除く）」と2013年4月10日に原子力規制庁より見解が示されている。なお、100万炉年に1回とは $10^{-6}$ /年である。

組合せを考慮するか否かの判断目安は、国内外の基準等で、その基準で取り扱うリスクへの影響度を勘案し、それ以下は設計上考慮する必要がないと判断されている事象発生確率等のしきい値<sup>(2)</sup>（以下、「スクリーニング基準」という。）として参照されている値を考慮し、 $10^{-7}$ /年を用いることが考えられる。

注(1)： 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」より

注(2)： 「解表 5-3 スクリーニング基準を定めている事例」参照

設計基準対象施設の耐震設計の際のスクリーニング基準である $10^{-7}$ /年は、炉心損傷頻度（CDF）や格納容器機能喪失頻度（CFF）の性能目標と比較すると、事象の発生確率として一般的に十分に低いと見なされている値である。

米国の標準審査指針においても、重大な核分裂生成物の放出に至る事故を生じさせる可能性のある事象に関する十分低い確率であり許容し得る基準として、 $10^{-7}$ /年が用いられている。

重大事故等対処施設の耐震設計における荷重の組合せのスクリーニングの目安において、(2)項で示した重大事故等の発生確率及び継続時間と地震動の発生確率の積が $10^{-7}$ /年を超える場合について、適切なレベルの地震力を重大事故等の荷重と組み合わせることとした妥当性の考察を以下に示す。

a. 炉心損傷頻度（CDF）及び格納容器機能損失頻度（CFF）の性能目標に基づく考察  
スクリーニングの目安  $10^{-7}$ 年について、炉心損傷頻度（CDF）及び格納容器機能  
損失頻度（CFF）の性能目標に基づく考察により、その妥当性を補強する。

(a) 炉心損傷頻度（CDF）目標値  $10^{-4}$ 年に対しては 2 桁低い  $10^{-6}$ 年が、格納容器機能  
喪失頻度（CFF）目標値  $10^{-5}$ 年に対しても 2 桁低い  $10^{-7}$ 年が、それぞれスクリー  
ニング基準として用いられている国内外の事例を解表 5-2 に示す。これは、目標に対す  
る相対割合として 2 桁低い 1%を下回る頻度の事象であれば、これを考慮しなくて  
も目標に対して影響がないと見なしている国内外のスクリーニング基準の適用実績  
である。

解表 5-2 スクリーニング基準とスクリーニング基準を定めている事例

項目	目標値 <sup>(1)</sup>	スクリーニング基準	スクリーニング基準を定めている事例 <sup>(2)</sup>
炉心損傷 頻度 (CDF)	$10^{-4}$ 年	$10^{-6}$ 年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・日本原子力学会 外部ハザードに対する リスク評価方法の選定に関する実施基準 (AESJ-SC-RK008: 2024) <sup>(5-1)</sup></li> <li>・ASME/ANS RA-Sa-2009 Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs <sup>(5-2)</sup></li> </ul>
格納容器 機能喪失 頻度 (CFF)	$10^{-5}$ 年	$10^{-7}$ 年	<ul style="list-style-type: none"> <li>・Standard Review Plan 3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS<sup>(5-3)</sup></li> <li>・原子力安全・保安院 実用発電用原子炉 施設への航空機落下確率の評価基準につ いて（内規）（H21.6.30）<sup>(5-4)</sup></li> </ul>

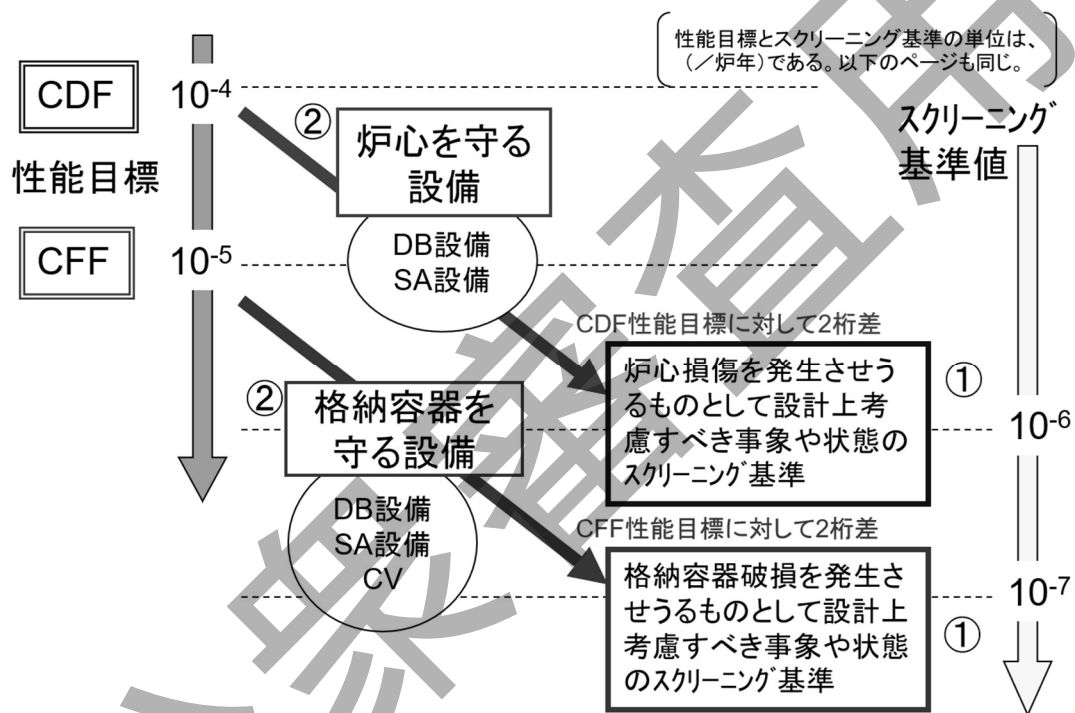
注(1)： 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」より

注(2)：「解表 5-3 スクリーニング基準を定めている事例」参照

(b) 上記のとおり性能目標を踏まえて、スクリーニング基準を体系的に整理したものを解図 5-1 に示す。

炉心を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として  $10^{-6}$ 年（性能目標  $10^{-4} \times 10^{-2}$ ）が用いられており、また、格納容器を守る設備の設計に際して、スクリーニング基準として  $10^{-7}$ 年（性能目標  $10^{-5} \times 10^{-2}$ ）が用いられている。（解図 5-1 の①）

『炉心を守る』という観点からは設備による違いがあるものではなく、いずれもスクリーニング基準として  $10^{-6}$ 年が用いられている。また、同様に『格納容器を守る』という観点からも設備による違いではなく、目的に応じたスクリーニング基準として  $10^{-7}$ 年が用いられている。（解図 5-1 の②）



解図 5-1 スクリーニング基準設定の体系的整理<sup>(1)</sup>

注(1): 原子力規制委員会 第 146 回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合 配布資料 資料 2-4 高浜 3 号炉及び 4 号炉重大事故等対処施設の耐震設計における事故時荷重等の組合せについて (平成 26 年 10 月 7 日) <sup>(5-5)</sup> より

b. 国内外の基準等で定めるスクリーニング基準に基づく考察

国内外の基準等でスクリーニング基準を定めている事例を解表 5-3 に示す。この事例からも、スクリーニングの目安とした  $10^{-7}$ 年は、事象の発生確率として一般的に十分に低い値と見なされるものである。例えば、米国の標準審査指針では、航空機落下によって重大な放射性物質の放出に至る可能性に関する容認し得る基準として、 $10^{-7}$ 年が採用されている。

解表 5-3 スクリーニング基準を定めている事例

出典	スクリーニング基準 <sup>(1)</sup>
日本原子力学会 外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準 (AESJ-SC-RK008:2024)	外部ハザードが炉心損傷リスクを有するか否かの判断基準値として、“ハザード発生頻度分析”，“保守的条件設定に基づく CDF 評価”のいずれの評価での判断基準値も発生頻度で $10^{-6}$ /年と置くことが考えられる。
ASME/ANS RA-Sa-2009 Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs	外部ハザードにより炉心損傷にならない、あるいは CDF が受容可能な程度に小さい、を判断するためのスクリーニング基準に $10^{-6}$ /炉年を用いている。  内部事象の解析で考慮する起因事象のスクリーニング基準として $10^{-7}$ /炉年を用いている。
Standard Review Plan 3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS	放射線影響が公衆の被ばく線量に関するガイドラインの判断基準値を超える原子炉施設への航空機落下事故の発生確率が $10^{-7}$ 回/年以下となること。
原子力安全・保安院 実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について（内規） (H21.6.30)	標準的な評価手法に基づき原子炉施設へ航空機が落下する確率を評価し、それらの評価結果の総和が $10^{-7}$ 回/炉年を超えないこと。  立地点における状況を現実的に考慮した評価を行い、その妥当性を確認した上で、航空機落下の発生確率の総和が $10^{-7}$ 回/炉年を超えないこと。

注(1)： スクリーニング基準の単位の表記は引用元の記載のとおりとした。

- (4) 重大事故等の継続時間と重大事故等対処施設の運転状態を踏まえた荷重組合せの例
- 荷重の組合せを考慮する判断目安を  $10^{-7}$  年以上とした場合、重大事故等の発生確率として原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえた  $10^{-4}$  年、及び JEAC4601-2021 に記載の弾性設計用地震動  $S_d$  の発生確率 ( $1 \times 10^{-2} \sim 5 \times 10^{-4}$  年) 又は基準地震動  $S_s$  の発生確率 ( $5 \times 10^{-4} \sim 1 \times 10^{-5}$  年) との関係から、荷重の組合せを検討する上で考慮する組合せの目安となる継続時間は、解表 5-4 及び解図 5-2 のとおり整理できる。

解表 5-4 組合せの目安となる継続時間の例

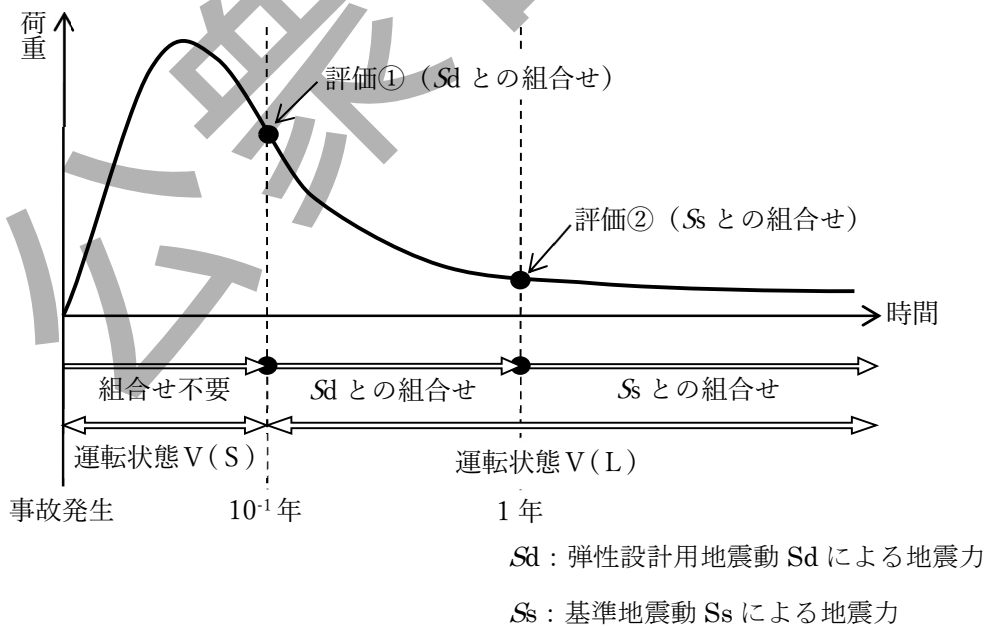
荷重の組合せを考慮する判断目安	重大事故等の発生確率	地震動の発生確率		組合せの目安となる継続時間
		弾性設計用地震動 $S_d$	$10^{-2}$ /年 <sup>(2)</sup>	
$10^{-7}$ 年以上	$10^{-4}$ 年 <sup>(1)</sup>	弾性設計用地震動 $S_d$	$10^{-2}$ /年 <sup>(2)</sup>	$10^{-1}$ 年以上
		基準地震動 $S_s$	$5 \times 10^{-4}$ 年 <sup>(2)</sup>	1 年以上 <sup>(3)</sup>

注(1)： 原子力安全委員会「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について」に記載されている炉心損傷頻度の性能目標値を踏まえ、重大事故等の発生確率として  $10^{-4}$  年とした。

注(2)： JEAC4601-2021 に記載されている地震動の発生確率の範囲のうち、高い側の値とした。

注(3)： 計算すると 2 年以上となるが、保守的に 1 年以上を組合せの目安とした。

$$\{10^{-4} \times (5 \times 10^{-4})\} / 10^{-7} = 5 \times 10^{-1} \text{ [年]} \Rightarrow 2 \text{ 年}$$



解図 5-2 荷重の組合せと継続時間の関係の例

重大事故等対処施設は待機状態（設計基準事象の運転状態Ⅰ～Ⅳ）においても、運転状態Ⅴに対して必要となる機能が損なわれるおそれがないよう設計される。このため、解図 5-2 に示す評価①（ $S_d$  との組合せ）及び評価②（ $S_s$  との組合せ）において、重大事故等（運転状態Ⅴ）として組合せを考慮する荷重が設計基準事象（運転状態Ⅰ～Ⅳ）として組合せを考慮する荷重条件に包含される場合、設計基準事象の荷重の組合せにより重大事故等における荷重の組合せの評価を代替することができる。

重大事故等対処施設の運転状態と設計基準事象の評価条件を踏まえた荷重の組合せの例を解表 5-5 に示す。

解表 5-5 荷重の組合せの例

ケース	重大事故等と設計基準事象における荷重条件との比較		地震力と地震力以外の荷重の組合せ	
	評価①	評価②	$S_d$ との組合せ	$S_s$ との組合せ
1	重大事故等の荷重条件が上回る	同左	事故発生 $10^{-1}$ 年後の荷重条件	事故発生 1 年後の荷重条件
2	重大事故等の荷重条件が上回る	設計基準事象の荷重条件に包絡	事故発生 $10^{-1}$ 年後の荷重条件	設計基準条件での評価で代替
3	設計基準事象の荷重条件に包絡	同左	設計基準条件での評価で代替	設計基準条件での評価で代替

なお、ケース 1 においては、 $S_d$  との組合せを考慮する状態と  $S_s$  との組合せを考慮する状態を区別するため、 $S_d$  との組合せを考慮する状態を運転状態Ⅴ(L)、 $S_s$  との組合せを考慮する状態を運転状態Ⅴ(LL)として示す場合もある。

(5) 原子炉格納容器を重大事故等対処施設として取扱う場合の配慮

原子炉格納容器を守る設計基準対象施設が仮に機能喪失した場合でも、常設の重大事故等対処施設により重大事故等の発生防止、緩和が可能となるように対策することに加えて、常設の重大事故等対処施設が使用できない場合も想定し、常設施設と同等の機能を有する可搬型の重大事故等対処設備を設けて多様性を持たせることにより、状況に応じた柔軟な対応が可能となり、重大事故等への対策の信頼性を高めている。

一方、重大事故等対処施設として位置付ける場合の原子炉格納容器については、事象の発生確率及び継続時間と地震動の発生確率を踏まえて適切な地震力と組み合わせるといった機能維持評価の考え方に従い、重大事故等を含む各運転状態と地震の組合せに対して必要な機能が損なわれるおそれがないように設計を行う。

なお、設計基準対象施設としての原子炉格納容器は、LOCA 後の最終障壁として、構造体全体としての機能を確認するため、最大内圧と弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力との組合せを考慮し、重大事故等に至らないことを確認している。

## 6. 許容限界

### 6.1 重大事故等対処施設に対する許容限界の考え方

- a. 重大事故等対処施設の耐震評価における許容限界は、IAEA による深層防護の考え方に立脚し、防護レベルの考え方に沿って定める。
- b. 設計基準対象施設の耐震設計では、各運転状態に対応した供用状態 C s , D s に対して地震時の許容応力等を設定している。重大事故等対処施設についても、同様な考え方にに基づき、重大事故等による供用状態 C s , E s に対する許容限界を機能確保の観点から設定する。
- c. 具体的な許容限界は、重大事故等の発生直後の短期的な荷重が作用している状態及び長期的に荷重が作用している状態での環境条件を考慮した上で定める。

### 6.2 許容限界の設定

- a. 重大事故等対処施設の許容限界は、重大事故等の発生時にその施設に要求される機能が損なわれるおそれがないように定める。
- b. 施設の機能確保の観点から弾塑性解析法等を導入し、ひずみ評価、座屈評価、疲労評価等をする場合には、評価部位とその荷重の載荷状態に応じて、許容限界を定めることができる。
- c. 重大事故等による温度、圧力等の影響が、設計基準対象施設としての設計条件に含まれている場合、あるいは、各種要因により評価の保守性が説明できる場合には、設計基準対象施設の設計に用いられている規定を適用することができる。設計基準対象施設の規定は、JEAC4601-2021「4.2.3 地震力が加わる場合の許容応力」, 「4.2.4 耐震設計に適用する材料強度」に基づく。

#### 【解説】

##### (1) 重大事故等対処施設の耐震設計に用いる許容限界の基本的考え方

###### a. 深層防護の考え方について

耐震安全に係わる基本思想は、解表 6-1 に示す IAEA の深層防護の考え方による。

重大事故等発生時の耐震設計は、深層防護の第 4 の防護レベルに位置付けられることから、第 3 の防護レベルが設計基準事故に対応する設計であることに対し、設計拡張状態と呼ばれる。設計拡張状態での機器の設計裕度は、設計基準事故を基にしたものに比べ小さくすることができる。また、より現実的な想定方法を用いることができるとして、第 4 の防護レベルを第 3 の防護レベルと区別している (IAEA Safety Standards, Specific Safety Requirements, No. SSR-2/1 (rev. 1) <sup>(6-1)</sup>)。

解表 6-1 IAEA における深層防護の考え方<sup>(1)</sup>

深層防護 レベル	レベルの目的	必須の手段	備考
レベル 1	通常運転からの逸脱と安全上重要な設備の故障を防止	品質管理と工学的手法に従ってプラントを健全かつ保守的に立地、設計、建設、保守並びに運転	
レベル 2	プラントの運転時に予想される事象が事故の状態に拡大するのを防止	設計で特定の系統・設備を制限。有効性を安全解析で確認	
レベル 3	炉心への損傷や放射性物質の重大な所外放出を防止	設計では事故の進展可能性を想定。固有の工学的安全施設、安全系手順書を用意	設計基準事故
レベル 4	深層防護の第 3 の防護レベルが失敗した結果の事故の影響の緩和	閉じ込め機能を確実にし、放射性物質の放出を合理的に達成可能な限り低く維持	設計拡張状態
レベル 5	放射性物質の放出による放射線の影響を緩和	緊急時管理センターの整備。緊急時対応に対する緊急時計画と緊急時要領の確立	

注(1)：IAEA TECDOC-1791 Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for Design of Nuclear Power Plants, IAEA Vienna, 2016<sup>(6-2)</sup> の「Table 3 Levels of Defence in Depth in Existing Nuclear Power」を参考に整理したものである。

本指針では、この考え方の実現に当たり、設備の構造決定を主眼とする設計基準事故とは違い、重大事故時は設計拡張状態であり、設計基準事故の環境条件と設備に対する要求が異なってくることから、供用状態 E s を新たに定義した。例えば、原子炉施設に対しては、原子炉格納容器の破損の防止や工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するための措置が要求されている。これに対する地震力も加えた評価においては、より現実的な方法でこれらの機能を評価する考え方を導入することとした。

しかし一方で、現状の設計体系における規格・基準においては、設計拡張状態に対する設備の性能要求や明確な許容限界がなく、今後の検討課題となっている。このため、本指針では、具体的な許容限界に言及した指針とはせず、現在の規格・基準で定める設計基準事象に対する許容限界に対して、より現実的な評価や計算力学モデルの高度化等、設計者の自由度を高めた代替規定が使用可能となるような許容限界の考え方を示している。

b. 許容限界を定める上での運転状態と供用状態の整理

重大事故等対処施設は、第3章の設備分類及び第5章の地震との組合せに従い、重大事故等対処施設の運転状態等に応じ、重大事故等の発生確率、継続時間及び地震動の発生確率を踏まえて評価する。荷重の組合せは、重大事故等における各重大事故等対処施設の運転状態（圧力・温度の挙動）及び地震の影響を受ける状況を踏まえて整理する。

重大事故等対処施設は個別プラントの事故シナリオに基づいて決定されるものであるが、例えば、重大事故等対処施設を原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する施設、原子炉格納容器バウンダリを構成する施設、及びそれら以外の施設等にグループ分けすることにより、重大事故等の発生確率、継続時間及び地震動の発生確率の関係を整理することができる。

プラントの運転状態と供用状態との関係について、第5章に示した重大事故等の発生確率、継続時間及び地震動の発生確率との関係を考慮して、設備分類毎に整理した例を解表6-2～6-4に示す。

なお、解表6-3の常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備については、重大事故等発生時に対処する設備によって重大事故等の状態の継続時間が異なることを踏まえ、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び炉心支持構造物並びに原子炉格納容器バウンダリを除く設備（「③ 全般設備」）、「④ 原子炉冷却材圧力バウンダリ及び炉心支持構造物」、並びに「⑤ 原子炉格納容器バウンダリ」の3つに分けて整理した。

解表 6-2 運転状態と供用状態との関係（常設重大事故防止設備の例）

① Bクラスを代替する設備<sup>(1)</sup>

		地震力
		$S_B^{(2)}$
運 転 状 態	I	C s
	II	C s
	III	—
	IV(L)	—
	IV(S)	—
	V(L)	C s
	V(S)	—

② Cクラスを代替する設備<sup>(3)</sup>

		地震力
		$S_C^{(4)}$
運 転 状 態	I	C s
	II	C s
	III	—
	IV(L)	—
	IV(S)	—
	V(L)	C s
	V(S)	—

注(1)： 代替する機能を有する設計基準事故対処設備の耐震重要度分類がBクラスの場合  
 注(2)： Bクラス設備に適用される静的地震力又はBクラス設備に適用される地震動により求まる地震力  
 注(3)： 代替する機能を有する設計基準事故対処設備の耐震重要度分類がCクラスの場合  
 注(4)： Cクラス設備に適用される静的地震力

解表 6-3 運転状態と供用状態との関係（常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備の例）

③ 全般設備<sup>(5)</sup>

		地震力	
		S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>
運転状態	I	—	D <sub>s</sub>
	II	—	D <sub>s</sub>
	III	—	D <sub>s</sub>
	IV(L)	— (C <sub>s</sub> : ECCS 等 <sup>(6)</sup> )	—
	IV(S)	—	—
	V(L)	—	E <sub>s</sub> <sup>(7)</sup>
	V(S)		

④ 原子炉冷却材圧力バウンダリ  
及び炉心支持構造物

		地震力	
		S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>
運転状態	I	—	D <sub>s</sub>
	II	—	D <sub>s</sub>
	III	—	D <sub>s</sub>
	IV(L)	— (C <sub>s</sub> : ECCS 等)	D <sub>s</sub>
	IV(S)	—	—
	V(L)	E <sub>s</sub> <sup>(8)</sup>	
	V(S)	—	

⑤ 原子炉格納容器バウンダリ<sup>(9)</sup>

		地震力	
		S <sub>d</sub>	S <sub>s</sub>
運転状態	I	—	D <sub>s</sub>
	II	—	D <sub>s</sub>
	III	—	D <sub>s</sub>
	IV(L)	C <sub>s</sub>	—
	IV(S)	—	—
	V(L)	E <sub>s</sub> <sup>(8)</sup>	
	V(S)	—	

注(5)：重大事故等発生時の原子炉格納容器内の環境条件を受ける施設については、「⑤ 原子炉格納容器バウンダリ」も考慮する。

注(6)：ECCS 等とは、非常用炉心冷却系（Emergency Core Cooling System : ECCS）及びそれに関連し、事故時に運転を必要とする系統をいう。

注(7)：長期と短期とを区別せずに包絡した条件として設定する。

注(8)：組み合わせる地震力は、重大事故等発生時の環境条件の継続時間を踏まえて設定する。

注(9)：原子炉格納容器バウンダリと同じ条件で設計するものを含む。

- ・ 「③ 全般設備」は、重大事故等の発生直後から、その環境下での継続的（1年以上）な運用が必要になるため、運転状態 V と基準地震動 S<sub>s</sub> による地震力との組合せの考慮が必要となる。
- ・ 「④ 原子炉冷却材圧力バウンダリ及び炉心支持構造物」及び「⑤ 原子炉格納容器バウンダリ」については、重大事故等発生時の環境条件（圧力・温度等）の状態推移が個別プラント毎により異なる。このため、設計条件を超える重大事故等発生時の環境条件（圧力・温度等）の継続時間に応じて、個別プラント毎に組み合わせる地震力を適切に設定する必要がある。なお、重大事故等発生時の環境条件が設計基準事象（運転状態 I～IV）の環境条件に包含される場合、設計基準事象の評価により代替することができる。

解表 6-4 運転状態と供用状態との関係（特定重大事故等対処施設の例）

		地震力	
		$S_d$	$S_s$
運転状態	—	$C_s^{(10)}$	$D_s^{(10)}$

注(10)：プラントの運転状態によらず、特定重大事故等対処施設を待機状態として扱い設計基準上の許容限界を適用する。

(2) 現実的な評価を実施する場合の許容限界の設定について

a. 基本的考え方

閉じ込め機能の評価においては、支持構造も含め、延性破壊（塑性崩壊、局部破損）、座屈評価、疲労評価等が必要となる。

重大事故等発生時の耐震評価とは、設計基準条件で事故進展を防止するための構造設計がなされている設備が、更に厳しい条件を課された場合、重大な放射性物質の放出につながることはないよう、当該設備の機能が維持されることを示す評価となる。そのため、第4の防護レベルに対応する耐震設計では、設備に必要な性能目標を適切に定めることが重要である。

構造物の終局挙動に立脚し、限界状態を意識した耐震設計の考え方は、国内の建築分野においても、終局強度型耐震設計あるいは靱性保証型耐震設計という形で提唱されている。これらは、許容応力度設計法に比べ、建物の倒壊や部材の損傷をより現実的に評価する方策となっている。

参考となる日本建築学会の指針類

- ・ 日本建築学会 鉄筋コンクリート造建物の終局強度型耐震設計指針・同解説（1990年）<sup>(6-3)</sup>
- ・ 日本建築学会 鉄筋コンクリート造建物の靱性保証型耐震設計指針・同解説 第2版（1999年）<sup>(6-4)</sup>
- ・ 日本建築学会 鋼構造限界状態設計指針・同解説 第3版（2010年2月）<sup>(6-5)</sup>

以上のような考え方を参考にして、重大事故等対処施設の耐震設計では、第3の防護レベルに対応する設計基準事象に対する閉じ込め機能と放射性物質の放出抑制機能に係る設備の許容限界が本来要求している性能目標を明確にして、第4の防護レベルに対応する極めて低い確率で発生する事象に対する許容限界を定めることとする。

## b. 許容限界の設定方針

重大事故等対処施設の耐震設計における(2)a.項の考え方については、例えば現実的な材料物性に基づく許容限界の設定方法や、設計・建設規格に示されている極限解析によって設備機能の健全性を示す方法が挙げられる。試験等で有効性が確認された判定目安を活用することも現実的な評価を実施する一つの方法である。

また、設置許可基準規則解釈別記2にも示されているように、塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が小さなレベルにとどまって破断延性限界に十分な余裕を有する範囲で閉じ込め機能の健全性を評価する場合には、塑性崩壊、局部破損の現実的な評価を実施する観点から第7章に示した弾塑性解析を本格的に導入することになる。弾塑性解析を導入する場合のひずみ評価に関しては、「日本機械学会 発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン（BWR 鋼製格納容器編）（2022年9月，JSME S NX2-2022）<sup>(6-6)</sup>」の「BSCV-3130 判定基準」において重大事故等発生時の内圧に対する評価基準が定められている。この評価基準を耐震評価においても適用可能であるか検討する必要がある。なお、座屈評価、疲労評価に当たっては、設計基準条件での設計で適用されている判定目安を準用することが考えられる。

## 7. 重大事故等対処施設の耐震評価法

### 7.1 耐震評価法の考え方

(1) 重大事故等対処施設の耐震評価は、設計基準対象施設の耐震評価と同様に、強度評価、地震時又は地震後に動的機能維持が要求される動的機器については動的機能維持評価、及び地震時又は地震後に電氣的機能維持が要求される電気計装設備については電氣的機能維持評価を実施する。

評価に当たっては、重大事故等の状態を踏まえ、重大事故等に対する防止機能と緩和機能が地震時にも有効に果たされることを確認する。設備の評価部位は、重大事故等における施設の使用状況と設計条件における荷重の種類やその影響の相違を考慮し、地震を受けた場合の安全性を確認する上で適切な部位を選定する。また、重大事故等の状態と設計条件との違いを考慮して、適切な評価条件を想定する。

(2) 設計条件にて設計された設計基準対象施設を重大事故等対処施設として用いる場合の耐震評価法は、設計時の評価手法や解析モデルとの整合よりも、重大事故等発生時の状態を考慮し、重大事故等対処施設としての機能の有効性を確認する上で適切な評価手法や解析モデルを用いる。

(3) 重大事故等対処施設の専用設備には、設計基準対象施設とは異なる作動原理や設置方式のものもあることから、その構造面の特徴を踏まえた耐震評価法を適用する。

(4) 動的機能維持や電氣的機能維持の評価法は、試験等による機能確認を基本とする。

### 7.2 弾塑性解析の導入とその留意点

重大事故等対処施設の強度評価には、重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないことを詳細に確認する観点から、弾塑性解析の導入が有効である。解析に当たっては、重大事故等の状態で想定される損傷モードを考慮するための適切な弾塑性特性を設定する。また、従来の線形モデルによる微小変形を超えて、より大きな変形で設備の健全性を評価するに当たり、不安定破壊の発生防止、疲労損傷の有無、容器の変形による接続配管への影響の有無等にも十分配慮して、信頼性のある評価を実施する。

#### 【解説】

##### (1) 重大事故等対処施設の耐震評価法の考え方

重大事故等対処施設の耐震評価法も設計基準対象施設の耐震評価法と基本的な考え方は同じであり、地震を受けた場合の塑性崩壊、局部損傷、座屈、疲労損傷の観点から評価部位を定める。重大事故等の状態において地震時の影響が大きい部位は、設計条件

による設計評価時と大きく異なるとは考え難いが、環境条件や構造条件の相違を踏まえて、改めて確認しておくことが重要である。

重大事故等対処施設としての機能の有効性を確認することを目的とした評価では、簡便で保守的な評価法よりも、設備の運用状態や材料物性など、設備の状態をより現実的に扱う評価法を導入することが、第2章の解説に示した基本的考え方の趣旨に沿うこととなる。

特に、従来の線形解析から弾塑性解析に手法を見直す場合には、弾塑性変形を起こす部分の変形が他部位に与える影響を評価する等、その影響について十分配慮する必要がある。

動的機能維持あるいは電氣的機能維持の評価法についても基本的な考え方は同じであり、重大事故等対処施設の評価には、設計基準対象施設の評価で用いられている方法を適用できるが、環境条件の相違を踏まえ、改めて確認しておくことが重要である。

## (2) 設計基準対象施設として設計された設備の評価

設計条件にて設計された設計基準対象施設の設備を重大事故等対処施設の設備として用いる場合の耐震評価では、重大事故等発生時における使用状況（使用方法、環境条件等）の変化を考慮する。具体的には、設計条件を超える温度経過による材料定数の変化、冷却水の注水状態等を考慮する必要がある。

該当する主な設備を以下に示す。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系
- ・原子炉格納施設

これらを除く多くの設備では、最高使用圧力、最高使用温度などの設計条件に重大事故等発生時の状態も包含される場合が多い。そのような場合には、設計基準対象施設としての評価条件で、重大事故等の評価条件を代替できる。

## (3) 重大事故等対処施設の専用設備の評価

重大事故等対処施設の専用設備では、設計基準対象施設とは異なる作動原理や設置方式のものもあることから、常設重大事故等対処設備についてはその構造面の特徴を踏まえて、JEAC4601-2021の考え方に基づいた耐震評価法を適用することができる。

可搬型重大事故等対処設備については、保管場所における保管状態を考慮して耐震評価を実施する。（詳細は「参考資料 5. 可搬型重大事故等対処設備の考え方」を参照。）

#### (4) 弾塑性解析の導入とその留意点

重大事故等発生時の設計条件を超える厳しい状態・条件を想定する場合、設計の保守性を重視して余裕を持たせている既往の設計基準対象施設の耐震設計法との整合よりも、重大事故等発生時の状況を事象の不確実さへの配慮も含めて適切に想定し、その設備に必要な機能が損なわれないことを適切に評価する必要がある。第6章の解説にも示しているとおり、重大事故等対処施設は大きく以下の5種類に区分される。

- a) 原子炉冷却材圧力バウンダリ
- b) 原子炉格納容器バウンダリ
- c) a)及びb)を除く常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備
- d) 常設重大事故防止設備
- e) 特定重大事故等対処施設

これらの設備の評価については、設計基準対象施設の耐震設計法で慣用されてきた線形モデルによる微小変形領域での設計法では、設計条件を超える重大事故等の状態における機能維持を適正に評価できない場合があり得る。このような場合には、材料の弾塑性特性も考慮して、設備の損傷と損傷を引き起こす可能性のある構造物の変形を評価する方法の導入を提案した。なお、剛なポンプや熱交換器などの床置き設備は、弾塑性特性を期待して評価することは一般的ではないため、検討対象から除外している。

特に著しい炉心損傷後の原子炉格納容器の損傷は、外部環境への影響が大きいことから、原子炉格納容器の損傷防止は、重大事故等対策の中でも重要度が高い。そこで、本解説は、原子炉格納容器を重大事故等対処施設として取扱う場合の地震時の評価法を取り上げ、弾塑性評価法を適用する場合の基本原則と留意事項について解表 7-1 に示す。なお、地震と組み合わせる重大事故等の条件は、第5章に従う。

解表 7-1 原子炉格納容器を重大事故等対処施設として取扱う評価法の例

a. 参照する規格，ガイドライン類

- ・ ASME B&PV Code Sec.VIII Div2, Part5 (2025) <sup>(6-7)</sup>
- ・ 日本機械学会 発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン (BWR 鋼製格納容器編) (2022 年 9 月, JSME S NX2-2022) <sup>(6-6)</sup> (以下, 「JSME SA ガイドライン」という。)

b. 解析モデル

解析モデルは，解析対象のバウンダリ損傷を評価する目的に鑑み，全体的な変形挙動やひずみ分布を把握できるものとする。容器胴部の評価では，基本的にはシェル要素を用いた FEM モデルとし，全体のひずみ分布を適切に評価できる要素分割とする。また，高ひずみ部位の詳細評価が必要な場合は，部分詳細モデルを使用する。必要に応じて，ソリッド要素を使用する。評価部位の構造によっては，より簡便なはり要素を用いる，あるいは，簡便な評価式を使用する等用途に応じて種々の方法を活用してもよい。

容器内部構造の扱い，容器内の貯留水位や境界条件は，炉心損傷の状況や過温・過圧等の経過とその対策を考慮して定める等，設計基準対象施設としての設計条件との違いをモデル作成時に配慮することが重要である。耐震性を判断するための評価部位は，基本的には設計基準対象施設としての耐震設計時と同様と考えられるが，設計時と重大事故等発生時で境界条件が変化している等の違いが想定される場合には，その影響を考慮して，評価部位を選定する。

c. 材料の物性データ

弾塑性解析に用いる材料の応力-ひずみ特性は，データが存在する場合にはそれを用いることができるが，JSME SA ガイドラインでは ASME B&PV Code Sec. VIII に示された真応力-真ひずみの関係を適用していることから，地震時の評価を行う場合にも同じ方法とする。詳細は JSME SA ガイドラインの「BSCV-3123 物性データ」を参照する。

d. 解析コード

解析コードは，材料非線形，幾何学的非線形性等を考慮した大変形評価の実績があり，実験等で検証された解析コードを使用する。

e. 健全性の評価

地震を受けた場合のバウンダリの健全性評価は，原則として次の 4 つの観点から実施する。

- a) 延性破壊の評価
- b) 座屈の評価
- c) 疲労損傷の評価
- d) 付帯的な評価事項

a)の延性破壊評価は、弾塑性変形によるひずみ評価において許容された荷重以下で塑性崩壊又は局部破損が生じないことを確認する。

b)の座屈の評価は、大変形の発生により、延性破壊よりも座屈が先行しないことを確認する。座屈の評価に当たっては、初期不整を入力する等、適切な配慮を行う。座屈が先行する場合には、設備全体系の成立範囲を定め直す。

c)の疲労損傷評価は、静的解析では応力時刻歴を算定できないので、簡便法に拠らざるを得ない。静的解析で算定された応力と、設計基準対象施設としての設計条件で用いている等価繰返し回数を使用して、疲労損傷の評価を行う。より詳細な評価が必要な場合には、動的解析による方法でひずみ時刻歴を求めたり、又は耐震解析モデルに弾塑性効果を考慮する方法で応答時刻歴を求め、累積疲労評価を実施する。

d)の付帯的な評価事項としては、弾塑性変形のレベルによるが、大きな変形領域で耐震評価を実施する場合には、設備本体の許容レベルとともに、設備と躯体間の間隙や接続設備の許容変形等にも配慮する。設備の弾塑性特性の考慮により、従来の線形解析時よりも大きな変形領域で耐震評価を行う場合、設備の変形によって当該設備に接続している配管や貫通部、あるいは貫通部に設置されたベローズへの影響を検討する。また、支持構造物の大きな変形を想定する場合には、境界条件の変化にも配慮する。

## 【参考文献】

- 2-1 : 日本地震工学会, 日本原子力学会 原子力発電所の地震安全の原則 (2019年9月)
- 4-1 : 日本建築学会 構造材料の耐火性ガイドブック (第3版)
- 4-2 : EN 1994, Eurocode 4 : Design of composite steel and concrete structures (2005)
- 5-1 : 日本原子力学会 外部ハザードに対するリスク評価方法の選定に関する実施基準 (AESJ-SC-RK008: 2024)
- 5-2 : ASME/ANS RA-Sa-2009 Standard for Level 1/LERF PRA for NPPs
- 5-3 : Standard Review Plan 3.5.1.6 AIRCRAFT HAZARDS
- 5-4 : 原子力安全・保安院 実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について (内規) (H21.6.30)
- 5-5 : 原子力規制委員会 第146回原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査会合 配布資料 資料2-4 高浜3号炉及び4号炉重大事故等対処施設の耐震設計における事故時荷重等の組合せについて (平成26年10月7日)
- 6-1 : IAEA Safety Standards, Specific Safety Requirements, No. SSR-2/1 (rev.1), IAEA Vienna, 2016
- 6-2 : IAEA TECDOC-1791 Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for Design of Nuclear Power Plants, IAEA Vienna, 2016
- 6-3 : 日本建築学会 鉄筋コンクリート造建物の終局強度型耐震設計指針・同解説 (1990年)
- 6-4 : 日本建築学会 鉄筋コンクリート造建物の靱性保証型耐震設計指針・同解説 第2版 (1999年)
- 6-5 : 日本建築学会 鋼構造限界状態設計指針・同解説 第3版 (2010年2月)
- 6-6 : 日本機械学会 発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン (BWR 鋼製格納容器編) (2022年9月, JSME S NX2-2022)
- 6-7 : ASME B&PV Code Sec.VIII Div2, Part5 (2025)

## あとがき

原子力発電所の耐震設計は、供用期間中に想定することが適切な地震動の影響を踏まえて設計条件を設定し、それに対して所定の機能が維持できるよう構造強度評価等に基づいて設計する、いわゆる決定論的な設計法を適用している。本指針においても、重大事故等対処施設の耐震設計法について、上記に述べた従来の耐震設計法を基礎とし、重大事故等発生時の荷重と地震力とを組み合わせた場合の発生確率等を考察し、双方を独立事象として取り扱えることを前提に、耐震設計の考え方を示した。

本指針の特徴として、新たに運転状態V、供用状態E<sub>s</sub>を定義した。しかし、供用状態E<sub>s</sub>に対応する具体的な許容限界として米国の例を参考として挙げるにとどまった。2016年に追補版として基本方針を制定するに当たり、運転状態Vと供用状態E<sub>s</sub>を新たに設定することについては次のような反対意見があった。

- ・運転状態Vという名称は、運転状態I～IVと連続の頻度を持つ事象と誤解され、10<sup>-7</sup>/年以下の発生確率の事象を取り扱おうと誤解されるおそれがある。
- ・供用状態E<sub>s</sub>に対応する力学的性能要求を決めるに至っていないことは、規格として不十分である。

この意見に対し本指針では、運転状態Vを運転状態I～IVと区分することの意味合いを明記した。また、供用状態E<sub>s</sub>での力学的性能要求については、重大事故時は設計基準事故時と環境条件も設備に対する要求も異なってくることから、設計基準事象に対する許容限界に比べより現実的な評価が可能となる方向性を示すことにとどめ、2016年に追補版として基本方針を制定するに当たり、詳細は今後の課題とした。今回改定時に、この課題に対する検討として、運転状態V及び供用状態E<sub>s</sub>制定時以降の審査実績や関連学会等での検討実績を調査したところ、運転状態V及び供用状態E<sub>s</sub>の設定についての検討実績は確認できなかったことから、重大事故等発生時の耐震設計の基本方針を示すことが重要であると考えて、現状の形で発行することとした。一方で、新規制基準適合性審査実績を確認し、BWR原子炉格納容器の運転状態区分において、運転状態V(S)、V(L)に加え、更に長期的に荷重が作用している状態を運転状態V(LL)と示す場合があることの例示を追記した。今後も、関連する学協会と連携して議論を重ね、また必要な研究課題を整理して、解決に向けた提案を行っていく必要がある。新たな技術情報、研究成果が得られた時点で改定を提案し、重大事故等対処施設の設計や審査の進捗に伴い、具体的な設計例をまとめ追記していくことで本指針を仕様規定である技術規程に更新することとする。

他方、地震によって重大事故等に至るリスクについて考察すると、どのように信頼性を高めた耐震設計法であっても、更にその設計想定を外れて重大事故等へ至るリスクが存在することは否定できない。このため、上記のような決定論的な耐震設計とは別の対応方法として、設計想定外の地震によるリスクを評価することにより、重大事故等につながる事故シナリオの網羅的な把握、事故シナリオにおける耐震性の脆弱なシステム・設備の抽出

及び重大事故等への対策・効果の定量化などを行い、耐震設計等へ反映することでリスクを抑制していくアプローチも検討されている。

リスク抑制策を耐震設計等へ反映する場合、日本原子力学会「原子力安全の基本的考え方について 第 I 編, AESJ-SC-TR005:2012」において、「原則 7: 人及び環境へのリスク抑制とその継続的取り組み」に「科学的根拠に基づく効果的なものであること」、「最新知見を取り入れつつ、あらゆる改善の取り組みが行われること」、「施設と活動のリスクの抑制に投入できる資源は有限である。リスク抑制のための施策は効果的になされること」と記載されていることが参考になる。また今回改定時に、「日本地震工学会、日本原子力学会 原子力発電所の地震安全の原則 (2019 年 9 月)」を参考に、リスク抑制策について記載の充実を行っている。

このようなリスク抑制の取り組みは、建設時の耐震設計のみでなく、運転開始後も最新知見等を反映した見直しを適宜行い、継続的に耐震設計の信頼性向上に役立てていくことが重要である。

## 参考資料

1. 深層防護の考え方
  - 1.1 深層防護の概念
  - 1.2 設計拡張状態
  - 1.3 重大事故状態におけるクリフエッジに対する考慮
2. 「原子力発電所の地震安全の原則」の考え方
  - 2.1 背景
  - 2.2 地震安全の原則
  - 2.3 性能確保のための対地震ハザード設計への適用
3. 運転状態と地震との組合せの考え方
  - 3.1 本指針で考える運転状態
  - 3.2 事故事象と地震との組合せ
4. 重大事故等対処施設の設計の考え方
  - 4.1 重大事故等対処施設の分類
  - 4.2 地震と組み合わせる運転状態
  - 4.3 荷重の組合せと供用状態
  - 4.4 供用状態E<sub>s</sub>の設定について
5. 可搬型重大事故等対処設備の考え方
  - 5.1 可搬型重大事故等対処設備の概要
  - 5.2 可搬型重大事故等対処設備の耐震評価の方法
  - 5.3 加振試験の実施例

## 1. 深層防護の考え方

### 1.1 深層防護の概念

IAEA の個別安全要件 SSR-2/1 <sup>(参 1-1)</sup> “Safety of Nuclear Power Plants: Design” の Requirement 7: Application of defence in depth では、「原子力施設の設計には深層防護を取り入れなければならない。(The design of a nuclear power plant shall incorporate defence in depth.)」と記載されている。

深層防護の基本概念を参表 1-1 に示す。深層防護の考え方は、各防護レベルで設計に最善を尽くし、その上で前段の防護策によって異常の発生や進展を防止できない場合があることを想定して多層にするものである。参表 1-1 の概念をふまえ、本指針策定に当たり、各防護レベルにおいて、設計で考慮すべき事項を参表 1-2 のようにまとめた。深層防護のための方針（戦略）は、第 3 の防護レベルまでは事故の防止であり、第 4 の防護レベルからは事故の緩和を主としている。第 4 の防護レベルの目的は、重大事故状態の制御と閉じ込め機能の確保を行い、事故の拡大防止（進展防止）と緩和を図ることである。第 4 の防護レベルにおける具体的な設計の対応は、重大事故等対処施設の設置と重大事故対応手順の作成、閉じ込め機能を確保するための必要な措置を行えるようにすることである。第 5 の防護レベルはサイト外の緊急時対応に関することから、本指針には含まないこととした。

また、SSR-2/1 では、防護レベルの独立についても言及されており、ある防護レベルの損傷が他の防護レベルの効果を低減させることがないように深層防護のレベルはできるだけ独立していることを要求している。特に第 4 の防護レベルの重大事故に対処する安全機能はできるだけ独立させる必要があることを設計に当たり考慮すべきである（The level of defence in depth shall be independent as far as practicable.）。

従来、国内では深層防護について 3 つの層（異常発生防止、異常拡大防止、事故影響緩和）が考えられていたが、福島第一原子力発電所事故以降、IAEA の考え方と同じくシビアアクシデント対策を含めた 5 層に整理されるようになった。福島第一原子力発電所事故前後の規制の見直しに係る動向や経過は、「原子力安全・保安院 発電用原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方について（現時点での検討状況）（平成 24 年 8 月 27 日）」<sup>(参 1-2)</sup> に示されている。また、深層防護の防護レベルを 5 層とする考え方は、「日本原子力学会、標準委員会 原子力安全の基本的考え方について 第 I 編 別冊 深層防護の考え方 標準委員会 技術レポート（2014 年 5 月）」<sup>(参 1-3)</sup> にも掲載されている。なお、「原子力規制委員会 実用発電用原子炉に係る新規規制基準の考え方について（令和 4 年 12 月 14 日改訂）」<sup>(参 1-4)</sup> にも、深層防護の考え方が掲載されている。

参表 1-1 深層防護の基本概念 (INSAG-10)

深層防護 レベル	目的	目的達成に不可欠な手段
レベル 1	異常運転や故障の防止	保守的な設計及び建設・運転における高い品質
レベル 2	異常運転の制御及び故障の検知	制御, 制限及び防護系, 並びにその他のサーベイランス特性
レベル 3	設計基準内への事故の制御	工学的安全施設及び事故時手順
レベル 4	事故の進展防止 シビアアクシデントの影響緩和 過酷なプラント状態の制御	補完的手段及び格納容器の防護を含めたアクシデントマネジメント
レベル 5	放射性物質の大規模放出による放射線影響の緩和	サイト外の緊急時対応

「IAEA INSAG-10, Defence in Depth in Nuclear Safety, IAEA Vienna, 1996」

(参 1-5) より作成

参表 1-2 深層防護レベルと設計の考え方

方針	深層防護 レベル	設計の対応	設計の目的
事故の防止	レベル 1	保守的な設計と建設, 運転時の品質保証	通常運転の継続
	レベル 2	防護設備 監視設備 及びサーベイランス	
	レベル 3	工学的安全施設と事故対応手順	
事故の進展防止と緩和	レベル 4	重大事故等対処施設の設置と重大事故対応手順の整備	事故の対処
	レベル 5	緊急時の対応	

## 1.2 設計拡張状態

SSR-2/1 の Requirement 20 : Design extension conditions では設計基準事故 (Design Basis Accidents : DBAs) を超える設計拡張状態 (Design Extension Conditions : DECs) までを設計範囲 (*Design basis*) としている (参図 1-1 を参照)。

ここで、DECs とは、施設の設計プロセスで、設計基準事故として考慮しなかった想定事故を仮定することにより、放射性物質の放出を受容限度以内に抑えることができるように原子炉施設の安全性を向上するために想定する事象と定義されている。DECs には重大な燃料損傷が起きていない状態と炉心溶融が起きている状態が含まれている。

本指針で考慮している重大事故等対処施設の役割は、設計基準事故に対処する設備の安全機能の一部が喪失した場合でも炉心損傷の発生を防止すること (重大事故防止設備)、並びに著しい炉心損傷が発生した場合でも格納容器の損傷を防止及び大規模な放射性物質の放出の防止と影響を緩和すること (重大事故緩和設備) であり、この範囲まで設計要件として考慮することは IAEA の考え方 (参図 1-1) と整合する。

← Design basis →				← Beyond design basis →	
Operational states		Accident conditions			Conditions practically eliminated
NO	AOO	DBAs	Design Extension Conditions		No cliff-edge effects
			No core melt	Severe Accidents (core melt)	
Conditions generated External & Internal Hazards					
Criteria for the necessary capability, reliability and availability (for each plant state)					
Design basis of equipment for Operational states		Design Basis of Safty Systems Including those SSCs necessary to control DBAs and some AOOs		Design Basis of safty features for DECs Including those SSCs necessary to control DECs	
				Design Basis of the containment systems	
No plant equipment is designed for these conditions					

NO : Normal operation, AOO : Anticipated operational occurrences

参図 1-1 設計範囲の考え方

(「IAEA TECDOC-1791 Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for Design of Nuclear Power Plants, IAEA Vienna, 2016」 (参 1-6) p14 Fig. 2)

### 1.3 重大事故状態におけるクリフエッジに対する考慮

クリフエッジ (Cliff edge effects) という言葉は, IAEA<sup>(1)</sup>, WENRA<sup>(2)</sup>等で定義されており, パラメータの微かな変化によってプラントの状態が劇的に変化することを指している。IAEA では, 最終的には放射性物質の大量放出を導くことにつながる変化と捉えており, 設計で考慮する範囲 (*Design basis*) と設計を超えた範ちゅう (*Beyond design basis*) との間で考慮すべき事象である。設計で考慮する重大事故時から放射性物質の大量放出に至る設計を超えた事象 (*Beyond design basis*) に急激に至ることを防止するための措置を考えることが, クリフエッジに対する考慮となる。なお, 参図 1-1 では, No cliff-edge effects として示されている。

---

(1) IAEA :

*In a nuclear power plant, an instance of severely abnormal plant behavior caused by an abrupt transition from one plant status to another (not need to change the plant status but the status of SSCs) following a small deviation in a plant parameter, and thus a sudden large variation in plant conditions in response to a small variation in an input.*<sup>(参 1-1)</sup>

(2) WENRA (Western European Nuclear Regulators Association) :

*A cliff edge effect happens where a small change in a parameter leads to a disproportionate increase in consequences.*

## 2. 「原子力発電所の地震安全の原則」の考え方

### 2.1 背景

地震及び地震による災害の特徴として、以下のことが挙げられる。

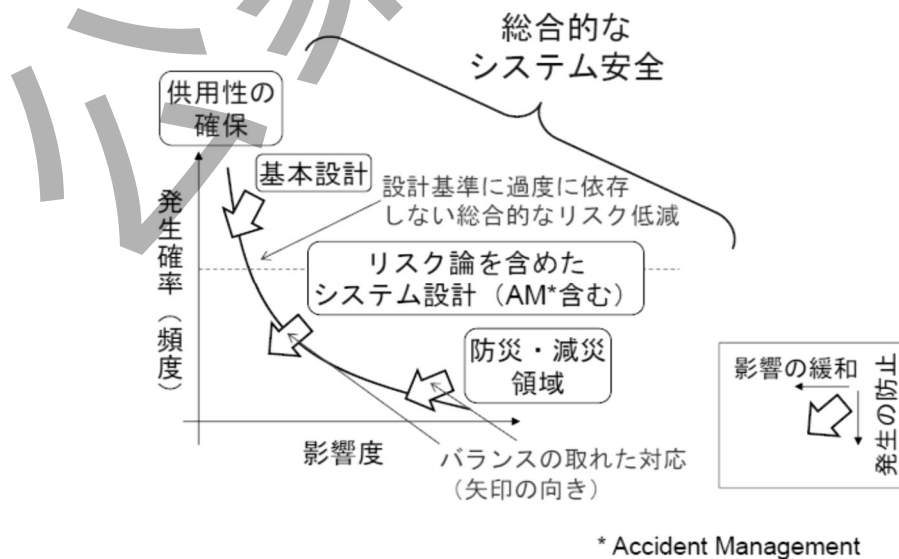
- ①地震事象の評価には極めて大きな不確かさが介在すること（不確かさ）
- ②地震による影響は極めて広範囲となること（広域性）
- ③多くの設備、構築物などに共通にして作用すること（共通原因）
- ④多様な外乱が随伴して生じる（随伴性）

これらの特徴に対して日本地震工学会・日本原子力学会から 2019 年 9 月に発行された「原子力発電所の地震安全の原則」<sup>(参 2-1)</sup>では、包括的・俯瞰的で首尾一貫した基本的な考え方として、リスクと深層防護の概念を根幹とした基本理念である「地震安全の原則」の提案及びその基本理念に基づいた実際の設計や運用の観点で具体的な対処について検討されている。

同報告書では、総合的なシステムとして地震安全に対する対処が検討されており、本指針で定める重大事故等対処施設の耐震設計に限った内容ではないが、当参考資料の「1. 深層防護の考え方」に示した深層防護の概念と同様の考え方となっている。ここでは、「地震安全の原則」及びそれに基づいた性能確保のための対地震ハザードへの適用の概要を以下にまとめる。

### 2.2 地震安全の原則

実践的な活動において深層防護の概念とリスク論を適用することを根幹とし、安全確保のための基本的な対処の考え方として、参図 2-1 に示すように、リスクを総合的に低減させるために、それぞれの領域（基本設計、システム設計、防災・減災領域）で発生の防止と影響の緩和を組み合わせる合理的な設計や運用の観点で具体化することを指向している。具体的には、参図 2-2 に示す地震安全の原則が提案されている。



参図 2-1 安全確保のための基本的な対処の考え方<sup>(参 2-1)</sup>

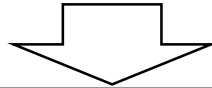
## 目指すべき目標

### 目標 1

原子力発電所の全生涯を通じて、地震ハザードの生起に伴い生じ得る影響に関する“受容できないリスク”がない状態でなければならない。

### 目標 2

社会的な合意形成（意思決定）によって、地震安全の具体的な目標を定めなければならない。社会的な合意形成では、地震ハザードの生起によって原子力発電所の活動が生み出す社会的役割（供用性）が損なわれるリスクも考慮しなければならない。



## 地震安全に関する性能要求

### 要求 1

目指すべき目標を達成するために、原子力発電所の地震安全に関する具体的な性能を定めなければならない。

### 要求 2

地震安全に関する性能を満足させるために、地震ハザードの特性、およびその生起に伴う被害の特性を踏まえ、設備集合、組織、マネジメント及び人的要因に対し、バランスや多様性も含めた適切な余裕を考慮しなければならない。また、発電所敷地外における事故時の備えも含めなければならない。



## 安全への対処

### 対処 1（リスクマネジメント）

地震安全に係る不確かさへの対処として、リスク情報を活用した統合的な意思決定を含むプロセスを用いなければならない。

### 対処 2（深層防護）

地震ハザードの生起によって生じ得る被害を分析するにあたっては、空間的に広域な被害が発生する可能性があること、原子力発電所においても複数の設備集合、及び人的要因に同時に作用し、同時に機能喪失する可能性があることを考慮しなければならない。

### 対処 3（リスクの定量化）

地震ハザードの生起に伴うリスクの定量評価に際しては、技術的な説明性の程度を考慮して、その不確かさの分布と範囲を含めて把握できる方法を用いなければならない。

### 対処 4（安全文化）

意思決定での基準や結論について適宜見直しを行う仕組みの整備では、地震ハザードが極めて不確かさの大きい事象であることを考慮し、目標や性能に対する考え方の変化、新発見により効果的な反映を行わなければならない。

参図 2-2 地震安全の原則

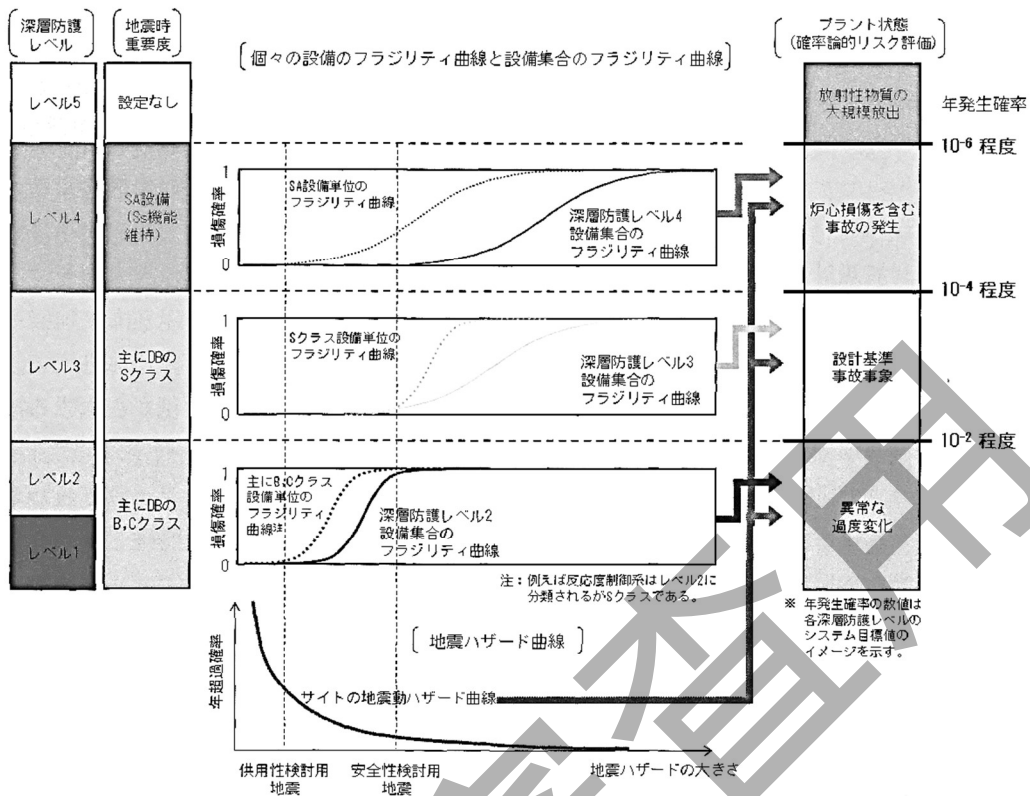
### 2.3 性能確保のための対地震ハザード設計への適用

地震安全の原則の考え方を反映した対地震ハザード設計体系の検討に当たり、参表 2-1 に示すように地震ハザードと深層防護レベルを対応させ、深層防護レベルに応じて地震ハザードに対する原子力発電所の安全性を確保するために、従来の設備単体の強度設計主体の設計に加え、深層防護に基づく設備集合（システム）の信頼性の考え方が示されている（参図 2-3 を参照）。この考え方に基づき、プラントの安全性を高めるための手段として、PRA 等の結果を踏まえたシステムの最適化の例として、設備の耐力を強化する手段以外に同機能を有する系統を追設することにより事故発生防止を図るといった手段が挙げられている。

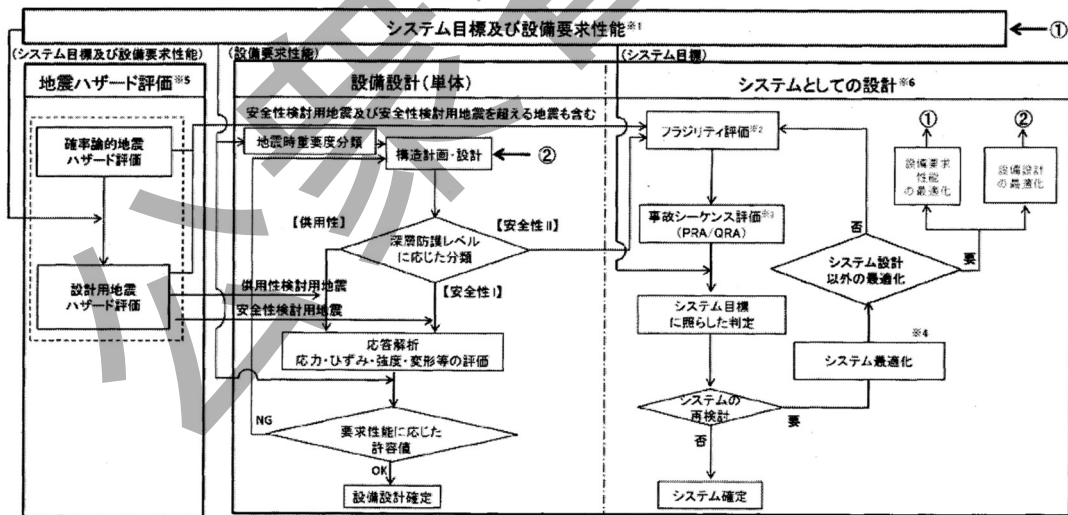
また、リスクの概念を考慮したシステムとしての設計・安全性評価手法を取り入れた地震ハザードに対する原子力発電所の性能確保のための設計体系が提案されている（参図 2-4 を参照）。この設計体系では、現行の耐震設計に加え、システムに対して PRA 等を用いた設計も追加され、設備単体設計で想定した地震よりも発生頻度が小さく大きい地震に対しても原子炉施設の安全性を担保でき、かつ合理的な設計が可能となるとされている。

本指針は決定論的な耐震設計を定めたものであるが、どのように信頼性を高めた耐震設計法であっても、更にその設計想定を外れて重大事故等に至るリスクが存在することは否定できない。そのため、「地震安全の基本原則」で提案されている基本的な考え方及び実践的なアプローチは、リスク抑制に対する合理的な取組みとして参考になるものと考えられる。





参図 2-3 深層防護に基づく設備集合の信頼性の考え方 (参 2-1)



※1 システム目標は、各深層防護における事象進展の発生防止及び影響緩和の観点から設定されるシステムの許容リスクなどを踏まえて設定。耐震強度などの定性的目標とする場合もある。

※2 地震応答解析、応力・ひずみ・強度・変形等の評価。設備間の損傷の相関評価を含む。

※3 ① 事故事象の設定  
 ② 事故シナリオのモデル化  
 → イベントツリー作成  
 ③ 事故シナリオの定量化  
 → 損傷の相関評価  
 → 発生確率・頻度の評価  
 ④ リスクプロファイルの評価

※4 固有設備の機能強化、緩和策の組合せ、それらの組合せ、構造設計の最適化、許容値の再設定及びその他対策(地震動レベルの再検討、要求性能の最適化、人・体制を含むソフトウェア対策等)を含む。

※5 地震ハザードは、地震動に加えて、地震動とほぼ同時あるいはその後発生する津波、斜面崩壊、断層変位の外部事象を含む。

※6 設備集合の設計では、複数の重要設備の組合せだけでなく、可搬設備を加えた人・体制を含むソフトウェアによる事故対応を含んだシステムとしての対応を考慮する。

参図 2-4 地震ハザードに対する原子力発電所の性能確保のための設計体系 (参 2-1)

### 3. 運転状態と地震との組合せの考え方

#### 3.1 本指針で考える運転状態

IAEA で示されている運転の状態 (Operational states, Accident conditions 等) と本指針で考える運転状態との関係を整理すると参図 3-1 のようになる。

本指針では運転状態 V を定義していることから, DECs (Design Extension Conditions) と対比させた。IAEA の考え方では, DECs の状態を No core melt の状態と Severe Accident に分けている。ここでいう No core melt の状態とは, 多重故障等の原因で事故が発生し燃料の一部で損傷が起きているものの, 炉心溶融を免れた状態である。つまり, 炉心を冷却できる流路が適切に確保されている状態であり, 重大事故防止設備が機能を発揮したことになる。これは, 起因事象は異なるものの, 炉心の状態, 原子炉圧力バウンダリ, 格納容器バウンダリに与える状態は設計基準事故と大きく異なるものではないとの考えによる。重大事故防止設備の評価を行うに当たっては, これを設計基準事故と区別して評価を行う必要があると考えて, この範囲を Va とし, 炉心溶融が起きていることを想定して重大事故緩和設備の設計, 評価を行う範囲を Vb とした。本指針で定義した運転状態 V には, Va, Vb があることに留意すべきである。

Operational states		Accident conditions		Conditions practically eliminated
NO	AOO	DBAs	Design Extension Conditions	Beyond Design Basis
		No core melt	Severe Accidents (core melt)	
Conditions generated External & Internal Hazards				

(a) IAEA の運転の状態

運転状態 I	運転状態 II, III	運転状態 IV	運転状態 V	
			Va	Vb

(b) 本指針の運転状態

参図 3-1 IAEA の運転の状態と本指針の運転状態の関係

### 3.2 事件事象と地震との組合せ

設計基準対象施設は地震力に対して十分耐えるように設計を行う必要があり、特に、耐震重要施設は、その供用期間中に当該耐震重要施設に大きな影響を及ぼすおそれがある地震（基準地震動  $S_s$ ）によって作用する地震力に対して安全機能が損なわれることのないように設計される。したがって本指針における荷重の組合せにおいては、地震と重大事故等を独立事象として想定することとしている。

IAEA の TEC DOC では Internal hazard（火災、浸水、パイプジェットなどの内部ハザード）や External hazard（地震、津波、航空機落下などの外部ハザード）はプラントの状態と関係なく発生するものであると定義されており、本指針の考え方と整合している（「IAEA TECDOC-1791 Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for Design of Nuclear Power Plants, IAEA Vienna, 2016」<sup>(参 1-6)</sup>）。

耐震設計は、各プラントの状態に外部ハザードである設計用地震動 ( $S_s$ ,  $S_d$ ) の組合せを考えたとしても、地震によってプラント状態が変わらない（深層防護の上位のレベルへの移行を防ぐ）ように設計で考慮することが求められる。通常運転時と地震との組合せでは基準地震動  $S_s$  によって安全機能が損なわれないことが、設計基準事故と地震との組合せでは地震によって重大事故に進展しないことが、それぞれ要求されている。重大事故等と地震との組合せでは、放射性物質の閉じ込め機能と事故の影響拡大の緩和が機能していることを確認する。

地震とプラント状態が独立事象であることは上に述べたとおりであるが、地震とプラント状態の組合せは、一律にプラント状態と基準地震動  $S_s$  を組み合わせるのではなく、JEAC4601-2021 の考え方を踏襲し、プラント状態の発生確率と事象の継続時間を考慮して適切な地震動から求められる地震力を組み合わせることが妥当であると考えられる。

## 【補記】

「3. 運転状態と地震との組合せの考え方」を取りまとめるに際して、着目される論点について以下に示す。

### 補記1 外部ハザードに対する取扱い

これまでの内部事象を対象とした深層防護の考え方では、サイトの選定や外部ハザードに対処するための設備は含まれていない。ここでは、設備設計における外部ハザードの扱いについて補足する。外部ハザードとしてまず考えることは、原子炉施設を設置するときに、適切なサイトを選定することである。外部ハザードは、深層防護レベルの各階層で期待する機能を共通的に損なわせる要因になるためである。したがって、設備の設計を考える際には、重要な入力条件とする。

### 補記2 設計用地震動を超える地震動に対する取扱い

基準地震動  $S_s$  は十分な調査と最新の知見に工学的な判断を加えて設計条件として定められるものであるが、決定過程の各段階で不確かさがあることから、基準地震動  $S_s$  を超える地震動の発生を否定することはできない。どのように信頼性を高めた耐震設計法であっても、更にその設計想定を外れて重大事故等へ至るリスクが存在すると考えられる。このため、決定論的な耐震設計とは別の対応方法として、設計想定外の地震動によるリスクを評価することにより、重大事故等につながる事故シナリオの網羅的な把握、事故シナリオにおける耐震性の脆弱なシステム・設備等の抽出及び重大事故等への対策の効果の定量化などを行い、耐震設計等へ反映しリスクを抑制していくアプローチも検討されるべきである。

しかしながら、設計用地震動を超える地震動によるプラントの事故シーケンスを想定して、炉心損傷や格納容器破損による放射性物質の早期の又は大量放出のリスクを考えることは、確率論的な評価の範ちゅうに入ることから本指針ではその概要を示すことにとどめた。

### 補記3 一様ハザードスペクトル

地震はプラント状態とは独立に発生するものであることから、本指針では想定したプラント状態に地震力が加わるとした。地震力は設計で想定した基準地震動  $S_s$  及び弾性設計用地震動  $S_d$  を用いて、重大事故等発生時の荷重と組み合わせている。基準地震動  $S_s$  と弾性設計用地震動  $S_d$  の発生確率については、JEAC4601-2021 の解説で記載されている基準地震動  $S_s$ :  $5 \times 10^{-4} \sim 1 \times 10^{-5}$ /年、弾性設計用地震動  $S_d$ :  $1 \times 10^{-2} \sim 5 \times 10^{-4}$ /年を用いている。

これら設計に用いる応答スペクトルは、設計上考慮すべき地震の地震動強さを全てカバーするように策定されているものの、地震の再来周期および地震動の平均再来周期は必ずしも明確ではない。これに対して、一様ハザードスペクトルは全ての周期に対して地震動の平均再来年を同じになるように設定したスペクトルである。設計で用いる基準地震動  $S_s$  及び弾性設計用地震動  $S_d$  は地震スペクトルの各周期で地震ハザードが一様になるように決められたものではない。

実プラントの基準地震動  $S_s$  策定において一様ハザードスペクトルとの比較参照を行っている例もあり、一様ハザードスペクトルが認識されつつある。

プラント状態と組み合わせる地震について、一貫性のある考え方とるのであれば重大事故時の荷重と地震力との組合せを考える際、原子炉施設で想定される一様ハザードスペクトルを選定する考え方もある。一様ハザードスペクトルの採用については、将来的な検討項目と考える。

## 4. 重大事故等対処施設の設計の考え方

### 4.1 重大事故等対処施設の分類

原子炉施設は以下の事故モードを想定し、それを防止するために、参表 4-1 に示すような重大事故防止設備と重大事故緩和設備を設置する。

- ・ 重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合の炉心の著しい損傷
- ・ 重大事故が発生した場合の原子炉格納容器の破損
- ・ 重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合の使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷
- ・ 重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合の運転停止中の原子炉内の燃料損傷

これら施設の設置の考え方は、設計基準事故より厳しい事故又は多重故障を伴う事故に対して許容できない放射線影響を生じさせないように事故防止・緩和の能力を増強し、原子炉施設の安全性を一層向上させることである。この考え方に従い、工学的な判断や想定される事故シーケンスに基づいて重大事故を想定して事故の防止に必要な施設、事故が発生した際の事故の緩和に必要な施設を評価し、多様性を考慮して具体的な設備を決めていく。

深層防護の各防護レベルの独立の考え方に従えば、これらの施設を決定する際には、可能な限り独立の度合いを高めることが有効な手段である。しかしながら、ある設備が各防護レベルで共通に使用されること（例えば、格納容器や制御室が共通に使用されること）を考えると設備の完全な独立は難しい。したがって、可能な限り防護レベルの独立の度合いを増す手段として、炉心損傷を防止する機能と緩和する機能の独立を考慮するなどの対処が考えられる。

参表 4-1 重大事故防止設備と重大事故緩和設備

施設		機能
重大事故防止設備	常設耐震重要重大事故防止設備	耐震重要度の高い設計基準事故対処設備（耐震Sクラス）の機能を代替するもの <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉への注水</li> <li>・電源の確保</li> <li>・炉心からの除熱 など</li> </ul> [設備例] 原子炉（圧力）容器，燃料ピット，原子炉格納容器，非常用電源 など
	常設重大事故防止設備（常設耐震重要重大事故防止設備を除く）	耐震重要度の低い設計基準事故対処設備（耐震B，Cクラス）の機能を代替するもの [設備例] 格納容器圧力計装，使用済燃料貯蔵槽の温度計装 など
重大事故緩和設備	常設重大事故緩和設備	重大事故が発生したときに事故の拡大防止又は影響を緩和するもの <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器冷却及び減圧</li> <li>・原子炉ウエルへの注水（BWR）</li> <li>・放射性物質の放出抑制</li> <li>・原子炉格納容器の水素爆発防止（PWR）</li> <li>・使用済燃料貯蔵槽の冷却維持 など</li> </ul> [設備例] 原子炉（圧力）容器，燃料ピット，原子炉格納容器，非常用電源，静的触媒式水素再結合装置，原子炉格納容器水素燃焼装置 など
可搬型重大事故等対処設備		電源車，可搬型注水ポンプ など

また、原子炉建屋等への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故に対処するために必要な機能が損なわれないような対策、格納容器の破損防止のために、参表 4-2 に示すような設備を設ける。

参表 4-2 特定重大事故等対処施設

施設	機能
特定重大事故等対処施設	故意による大型航空機衝突やテロにより炉心損傷した場合において、格納容器破損による放射性物質の異常な放出を抑制するもの <ul style="list-style-type: none"> <li>・熔融炉心冷却</li> <li>・格納容器冷却及び減圧，放射性物質除去 など</li> </ul>

## 4.2 地震と組み合わせる運転状態

重大事故等対処施設毎の地震と組み合わせるプラントの運転状態の考え方は以下による。具体的な組み合わせの例を参表 4-3 に示す。

- (1) 重大事故防止設備は重大事故の発生を防止するための設備であり、重大事故防止設備が機能して事故状態が収束したプラントの状態は、多重故障を想定したプラントの状態であるものの、設計基準事故後とほぼ同様となる場合が多い。したがって、この場合は、設計基準事故対処設備と同様の設計条件を適用することが考えられる。
- (2) 重大事故緩和設備では、重大事故の発生直後は地震動の発生確率と重大事故の発生確率をふまえると、地震との組合せを考える必要はないほど確率は小さくなる。しかし、事故の発生直後を除く短期及び長期は、温度や圧力等の継続状況と地震動の発生確率を考慮すると、組み合わせた確率は重大事故直後に比べて大きくなることから、スクリーニング基準を考慮して適切な地震力と組み合わせることになる。
- (3) 可搬型重大事故等対処設備は、常設設備の多様性を高めるために設置される設備であり、配備に当たって分散配置を考え、また事故荷重の影響を直接受けない場所に配置されることから事故時荷重との組合せを考慮する必要はない。
- (4) 特定重大事故等対処施設は、重大事故等対処設備の地震との組合せの考え方を参照し、待機状態と運転状態を模擬したサーベイランス試験状態と地震とを組み合わせることとした。

参表 4-3 重大事故等対処施設毎の地震と組み合わせるプラントの運転状態の例

設備	設計条件として考慮する運転状態	備考
常設耐震重要重大事故対処設備（Sクラス代替）	I, II, III, IV, V	基準地震動 $S_s$ による地震力と組み合わせる。
常設重大事故防止設備	I, II, III, IV, V	B, Cクラス設備に適用する地震力と組み合わせる。
常設重大事故緩和設備	I, II, III, IV, V	各運転状態における事象の発生確率及び継続時間と地震動の発生確率を考慮して、基準地震動 $S_s$ 、弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力と組み合わせる。 V(S)では、地震力との組合せは不要 V(L)では、基準地震動 $S_s$ 、弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力と組み合わせる。
可搬型重大事故等対処設備	保管状態	保管状態での地震影響を考える。
特定重大事故等対処施設 テロや航空機落下に限定	待機状態	待機状態で、基準地震動 $S_s$ 、弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力と組み合わせる。

### 4.3 荷重の組合せと供用状態

本指針では、重大事故等対処設備の耐震設計について示している。重大事故等対処設備には、重大事故等の発生時の専用設備だけでなく、設計基準対象施設との兼用設備も存在することから、設計基準対象施設の荷重の組合せと供用状態との関係も含めて、全体を参表 4-4 に整理した。

ここで、参表 4-4 には記載していないが、可搬型重大事故等対処設備については、適切な措置を講じて保管することにより、地震により機能を損なわないようにする。

また、特定重大事故等対処施設については、設備の待機状態における地震との組合せでは、Sクラス設備と同様の供用状態となる。

公衆審査専用

参表 4-4 地震荷重と他の荷重の組合せ及び対応する供用状態の例 **太枠**内は設計基準対象施設の規定

耐震クラス	機器等の区分 <sup>(1)</sup> 荷重の組合せ	クラス 1	クラス M C	クラス 2	クラス 3	クラス 4	炉心支持構造物	その他			常設重大事故 緩和設備	常設耐震重要 重大事故防止 設備	常設耐震重要 重大事故防止 設備以外の 常設重大事故 防止設備	
		機 支持 器 構造物	容 支持 器 構造物	機 支持 器 構造物	機 支持 器 構造物	管		ポン プ・ 弁	炉内 構造物	支持 構造物				機 支持 器 構造物
S	$D+P+M+S_d$	Cs	Cs	—	—	—	Cs	—	—	—				
	$D+P_D+M_D+S_d$	—	—	Cs	Cs	Cs	—	Cs	Cs	Cs				
	$D+P_L+M_L+S_d$	Ds <sup>(2)</sup>	Cs <sup>(3)(4)</sup>	—	—	—	Ds	—	—	—				
	$D+P+M+S_s$	Ds	Ds	—	—	—	Ds	—	—	—				
	$D+P_D+M_D+S_s$	—	—	Ds	Ds	Ds	—	Ds	Ds	Ds				
B	$D+P_d+M_d+S_B$	—	—	Cs	Cs	Cs	—	Cs	—	Cs				
C	$D+P_d+M_d+S_C$	—	—	—	Cs	Cs	—	Cs	—	Cs				
SA S	$D+P+M+S_d$	設計基準対象施設としての耐震評価に包含										—	—	—
	$D+P_D+M_D+S_d$	設計基準対象施設としての耐震評価に包含										—	—	—
	$D+P_L+M_L+S_d$	設計基準対象施設としての耐震評価に包含										—	—	—
	$D+P+M+S_s$	設計基準対象施設としての耐震評価に包含										—	—	—
	$D+P_D+M_D+S_s$	設計基準対象施設としての耐震評価に包含										Ds	Ds	—
	$D+P_{SA(S)}+M_{SA(S)}+S_d$	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	$D+P_{SA(S)}+M_{SA(S)}+S_s$	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	$D+P_{SA(L)}+M_{SA(L)}+S_d$	Es	Es	—	—	—	—	Es	—	—	—	—	—	—
$D+P_{SA(L)}+M_{SA(L)}+S_s$	Es	Es	—	—	—	—	Es	—	—	—	—	—	—	
$D+P_{D.SA}+M_{D.SA}+S_d$	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
$D+P_{D.SA}+M_{D.SA}+S_s$	—	—	Es	Es	Es	—	—	Es	Es	Es	Es	Es	—	
SA B	$D+P_d+M_d+S_B$	設計基準対象施設としての耐震評価に包含										—	—	Cs
	$D+P_{D.SA}+M_{D.SA}+S_B$	—	—	Cs	Cs	Cs	—	Cs	—	Cs	—	—	Cs	
SA C	$D+P_d+M_d+S_C$	設計基準対象施設としての耐震評価に包含										—	—	Cs
	$D+P_{D.SA}+M_{D.SA}+S_C$	—	—	—	Cs	Cs	—	Cs	—	Cs	—	—	Cs	

- 注(1) : 設計・建設規格で規定されていない容器及び管の区分は以下による。
- 1) Sクラスに分類される非常用予備発電装置に付属する容器・管はクラス2の規定を準用する。
  - 2) クラス4配管に分類されないダクトもクラス4配管の規定を準用する。
  - 3) 上記1), 2)以外の設計・建設規格で規定されない容器・管はクラス3の規定を準用する。
- 注(2) : ECCS及びそれに関連し、設計基準事故時に運転を必要とする系統に属する機器等の供用状態はC<sub>s</sub>とする。
- 注(3) : クラスMC容器の  $P_L$  は、LOCA 後 10<sup>1</sup>年後の原子炉格納容器内圧を用いる。
- 注(4) : 原子炉格納容器は LOCA 後の最終障壁となることから、構造体全体の安全裕度を確認する意味で、LOCA 後の最大内圧と弾性設計用地震動  $S_d$  又は静的地震力を組み合わせた状態について評価する。この場合の供用状態はD<sub>s</sub>とする。

記号の説明は以下のとおり。

- SA S : 常設耐震重要重大事故防止設備、常設重大事故緩和設備の機能を有するもの
- SA B : 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備であって、Bクラスの機能を代替するもの
- SA C : 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備であって、Cクラスの機能を代替するもの
- C<sub>s</sub> : 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、設計基準事故時及び重大事故等発生時に生じるそれぞれの荷重等と弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力又は静的地震力を組み合わせた状態
- D<sub>s</sub> : 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時に生じるそれぞれの荷重等と基準地震動  $S_s$  による地震力を組み合わせた状態、並びに設計基準事故時に生じる荷重と弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力を組み合わせた状態
- E<sub>s</sub> : 常設耐震重要重大事故防止設備及び常設重大事故緩和設備において、重大事故等発生時に生じる荷重等と基準地震動  $S_s$  による地震力又は弾性設計用地震動  $S_d$  による地震力を組み合わせた状態

- D : 死荷重
- P : 地震と組み合わせるべきプラントの運転状態（冷却材喪失事故及び重大事故等後の状態は除く。）における圧力荷重又は最高使用圧力等安全側に設定された値
- M : 地震、死荷重以外で地震と組み合わせるべきプラントの運転状態（冷却材喪失事故及び重大事故等後の状態は除く。）において設備に作用している機械的荷重又は設計上定められた機械的荷重等安全側に設定された値
- $P_L$  : 冷却材喪失事故直後を除き、その後に生じる圧力荷重
- $M_L$  : 冷却材喪失事故直後を除き、その後に生じる死荷重、地震荷重以外の機械的荷重
- $P_D$  : 地震と組み合わせるべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合はこれを含む。）における圧力荷重又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- $M_D$  : 地震と組み合わせるべきプラントの運転状態Ⅰ及びⅡ（運転状態Ⅲがある場合はこれを含む。）における機械的荷重又は当該設備に設計上定められた機械的荷重
- $P_d$  : 当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- $M_d$  : 当該設備に設計上定められた機械的荷重
- $P_{SA}(S)$  : 重大事故等直後に生じる圧力荷重
- $M_{SA}(S)$  : 重大事故等直後に生じる死荷重、地震荷重以外の機械的荷重
- $P_{SA}(L)$  : 重大事故等直後を除き、その後に生じる圧力荷重
- $M_{SA}(L)$  : 重大事故等直後を除き、その後に生じる死荷重、地震荷重以外の機械的荷重
- $P_{D,SA}$  : 地震と組み合わせるべき運転状態Ⅴにおける圧力荷重又は当該設備に設計上定められた最高使用圧力による荷重
- $M_{D,SA}$  : 地震と組み合わせるべき運転状態Ⅴにおける機械的荷重又は当該設備に設計上定められた機械的荷重
- $S_d$  : 弾性設計用地震動  $S_d$  により定まる地震力又はSクラス設備に適用される静的地震力
- $S_s$  : 基準地震動  $S_s$  により定まる地震力
- $S_B$  : Bクラス設備に適用される静的地震力又はBクラス設備に適用される地震動により求まる地震力
- $S_C$  : Cクラス設備に適用される静的地震力

#### 4.4 供用状態 E s の設定について

##### (1) 運転状態 V に対する供用状態 E s 設定のねらい

重大事故の状態では設計で考慮する圧力や温度などが運転状態 IV とは異なり、より厳しくなることが想定される。この状態で確保しなければならないのは、設計事象を超えた事象の組合せに対する炉心損傷の進展防止や炉心損傷後の閉じ込め機能の維持である。

事故荷重に対しては設計基準事故に比べて認識論的な不確かさが大きくなることを考慮して裕度を持って設定されるべきである。設定された荷重を用いて設計を行う際は、より合理的に現実的な評価を行い必要な機能が確保されていることを確認することが必要と考えられる。具体的には、ある程度塑性を許した設計を志向した上で閉じ込め機能の確認に対応できるよう、運転状態 V を定義し、これを基に供用状態 E s を新たに設定した。

##### (2) 供用状態 E s における許容限界設定について

(1) で設定した供用状態 E s に対する具体的な許容限界の設定は現在検討の途上であるが、重大事故の状態では考慮する損傷モードを考慮し、必要な機能を満足させるために設備が備える要件は、

- ・ 塑性崩壊の防止
- ・ 局部ひずみ損傷の防止
- ・ 座屈による崩壊の防止
- ・ 繰返し荷重による損傷の防止

であり、これらに対する評価を行う必要がある。

設備損傷を評価する方法の例を解表 4-5 に示す。これは「ASME B&PV Code Sec. VIII Div2, Part5」<sup>(参 4-1)</sup> の記載を参考としており、信頼性の高い応力-ひずみ関係を導入して、弾塑性解析による評価を行うものである。

解表 4-5 設備損傷を評価する方法の例

##### 1. 塑性崩壊の防止

温度依存の硬化特性を考慮した真の応力ひずみ曲線を用いた弾塑性解析を行う。

##### 2. 局部ひずみ損傷の防止

(1) 3 軸応力場における 1 軸の許容塑性ひずみを定義する (ASME B&PV Code Sec. VIII Div.2-2015 5.3 Protection against local failure の例)。

(2) 局部損傷に対する設計

- a. 弾性解析による評価
- b. より詳細な弾塑性解析による方法

a)  $(\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3) \leq 4S$

b) 
$$\varepsilon_L = \varepsilon_{Lu} \cdot \exp \left[ - \left( \frac{\alpha_{sl}}{1 + m_2} \right) \left\{ \left( \frac{\sigma_1 + \sigma_2 + \sigma_3}{3\sigma_e} \right) - \frac{1}{3} \right\} \right]$$

ここで、

$$\sigma_e = \frac{1}{\sqrt{2}} \sqrt{(\sigma_1 - \sigma_2)^2 + (\sigma_2 - \sigma_3)^2 + (\sigma_3 - \sigma_1)^2}$$

$\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$  : 主応力

$S$  : 許容引張応力

$\varepsilon_{Lu}, m_2, \alpha_{sl}$  : ASME B&PV Code Sec.VIII Div.2 の表で定義

$\varepsilon_{Lu}$  : 3 軸ひずみ制限

### 3. 座屈による崩壊の防止

分岐座屈解析又は弾塑性座屈解析を行う。

### 4. 繰返し荷重による損傷の防止

(1) 繰返し荷重が想定されるところには疲労解析を実施する。

① 弾性解析による等価応力を用いる方法

② 弾塑性解析による方法

③ 弾性解析と構造応力による方法(溶接構造物の溶接箇所を考慮する方法)

(2) ラチェッティングに対する考慮

疲労評価を満足したとしてもラチェッティングに対する評価は実施する。

### (3) 供用状態 E s の評価に関する将来展望について

供用状態 E s を新たに定義した目的は、重大事故状態を PRA 等の手法を用いて事前に予測し、それに対して設計の範ちゅうとして考慮する必要があると考えたものである。この設計の考え方は「第 4 の防護レベルに必要な設備の設計に対して余裕を持たせる」ことであるが、従来の設計で考えられる標準化した設計定数や材料定数を用いるのではなく、より現実的な値を用い、設計者が状況に応じて破損モードを定義し、クリフエッジ (Cliff edge effects) を防止することで、放射性物質の大量放出に繋がることを防止することである。そのための方法として、原子炉施設の規格ではないが「ASME B&PV Code Sec. VIII Div. 2」の例を挙げた。これはひとつの考え方であるが、更に合理的な考え方が適用できるものと思われる。将来、設備の機能維持限界を踏まえ、より大きな変形まで許容した信頼性の高い弾塑性評価法の研究が進むことが期待される。

## 5. 可搬型重大事故等対処設備の考え方

### 5.1 可搬型重大事故等対処設備の概要

#### (1) 法令要求と基本的な考え方

重大事故等対処設備とは、設置許可基準規則第三章（重大事故等対処設備）に定められる設備であり、第43条（重大事故等対処設備）で、全ての設備に対する一般的な要求事項を定めた上で、第44条～第62条で、個別の要求事項を定めている。

重大事故等対処設備のうち、可搬型重大事故等対処設備は、多様性、位置的分散、悪影響防止等に係る要求事項である第43条第1項第5号、第3項第5号及び第7号に適合する必要がある。

#### 【設置許可基準規則】

（重大事故等対処設備）

第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。

五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。

3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。

五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。

七 重大事故防止設備のうち可搬型のものは、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。

さらに、上記の要求に加えて各事業者は設計上の配慮として第39条（地震による損傷の防止）に準じた設計となるよう、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して必要な機能が損なわれない設計としている。

なお、可搬型重大事故等対処設備が要求される経緯としては、以下のような理由がある。

- ・ 重大事故等対策においては、常設設備を設置する場合には設計する際に必ず設計上の想定を定めなければならないため、設計上の想定を超えた場合の効果が限定される可能性があり、常設設備による対策に依存しすぎると想定を超えた事象に対処することが困難になる可能性がある。
- ・ これに比べて、可搬型設備の場合は、例えば想定していた配管が使えなくなった場合でも、他の配管への接続を試みることができるなど柔軟性があり、接続に要する時間は接続手法の改善で短縮が見込める上、作業環境も接続場所の分散などによって選択肢を広げる等の対策が可能となる。

注(1)：設置許可基準規則の第四十三条第3項第7号における「共通要因」とは、設置許可基準規則の解釈の第2条第3項に記載のとおり、二つ以上の系統又は機器に同時に作用する要因であって、例えば環境の温度、湿度、圧力又は放射線等による影響因子、系統又は機器に供給される電力、空気、油、冷却水等による影響因子及び地震、溢水又は火災等の影響をいう。

(2) 可搬型重大事故等対処設備の具体例

可搬型重大事故等対処設備の代表的な設備の一例を以下に記載する。なお、可搬型重大事故等対処設備には、各種災害用などの設備を用いることも考えられる。

- ・ 車両型設備  
    発電機車，ポンプ車，タンクローリ等
- ・ ポンベ設備
- ・ その他設備  
    可搬型計測器，可搬型モニタリングポスト，GM管サーベイメータ等

国土交通省 国土審議会 国土利用部 国土利用課

## 5.2 可搬型重大事故等対処設備の耐震評価の方法

### (1) 要求機能及び性能目標

#### a. 要求機能

可搬型重大事故等対処設備の要求機能を各事業者は、以下のように定めている。

- ・ 地震後においても重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないこと
- ・ 地震時において、他の設備に悪影響を及ぼさないこと

#### b. 性能目標

可搬型重大事故等対処設備の性能目標は、設備の種類によって異なるため、車両型設備を代表として記載する。

車両型設備は、重大事故等に対し、地震後においても車両全体としての安定性及び重大事故等に対処するために必要な送水等の機能を維持し、容易に移動できることを機能設計上の性能目標とする。また、地震後においても、他の可搬型重大事故等対処設備を含む他の設備からの機械的な波及的影響により、重大事故等に対処するために必要な送水等の機能を維持し、容易に移動できることを損なわないよう、また、地震時において、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に悪影響を及ぼさないようにすることを機能設計上の性能目標とする。

車両型設備は、重大事故等起因の荷重は発生しないため、基準地震動  $S_s$  による地震力に対し、地盤安定性を有する屋外等の保管場所に保管するとともに、以下の内容を構造設計上の性能目標とする。

#### a) 構造強度

車両型設備は、基準地震動  $S_s$  による地震力に対し、地震後において、炉心等へ冷却水を送水する機能を有するポンプ及び必要な負荷へ給電するために発電する機能を有する発電機、並びにこれらの駆動源となる内燃機関等の機器を車両に取付ボルト等で固定し、主要な構造部材が送水機能、発電機能、駆動機能及び支持機能等を維持可能な構造強度を有すること。

#### b) 転倒

車両型設備は、基準地震動  $S_s$  による地震力に対し、地震時において、炉心等へ冷却水を送水する機能を有するポンプ及び必要な負荷へ給電するために発電する機能を有する発電機、並びにこれらの駆動源となる内燃機関等を車両に取付ボルト等で固定し、車両型設備全体が安定性を有し、転倒しないこと。

#### c) 機能維持

##### (a) 動的及び電氣的機能

車両型設備は、基準地震動  $S_s$  による地震力に対し、地震後において、車両に積載しているポンプ等の炉心等へ冷却水を送水する機能及び必要な負荷へ給電するために発電する機能、並びにこれらの駆動源となる内燃機関等の動的及び電氣的機能を維持できること。

(b) 支持機能及び移動機能

車両型設備は、基準地震動  $S_s$  による地震力に対し、地震後において、車両積載設備から受ける荷重を支持する機能及び車両型設備としての自走、牽引等による移動機能を維持できること。

d) 波及的影響

車両型設備は、基準地震動  $S_s$  による地震力に対し、地震時において、地盤安定性を有する屋外等の保管場所に保管し、車両型設備全体が安定性を有し、当該設備のすべり及び傾きにより、当該設備による波及的影響を防止する必要がある他の設備に対して波及的影響を及ぼさないよう保管すること。

(2) 性能目標の確認方法

基準地震動  $S_s$  による地震力に対し、5.2(1)b.項の性能目標を満足していることを確認する必要がある。確認方法として、試験による評価や解析による評価が考えられるが、各事業者では、試験による評価により確認する方法を採用している。

(3) 加振試験による評価手法

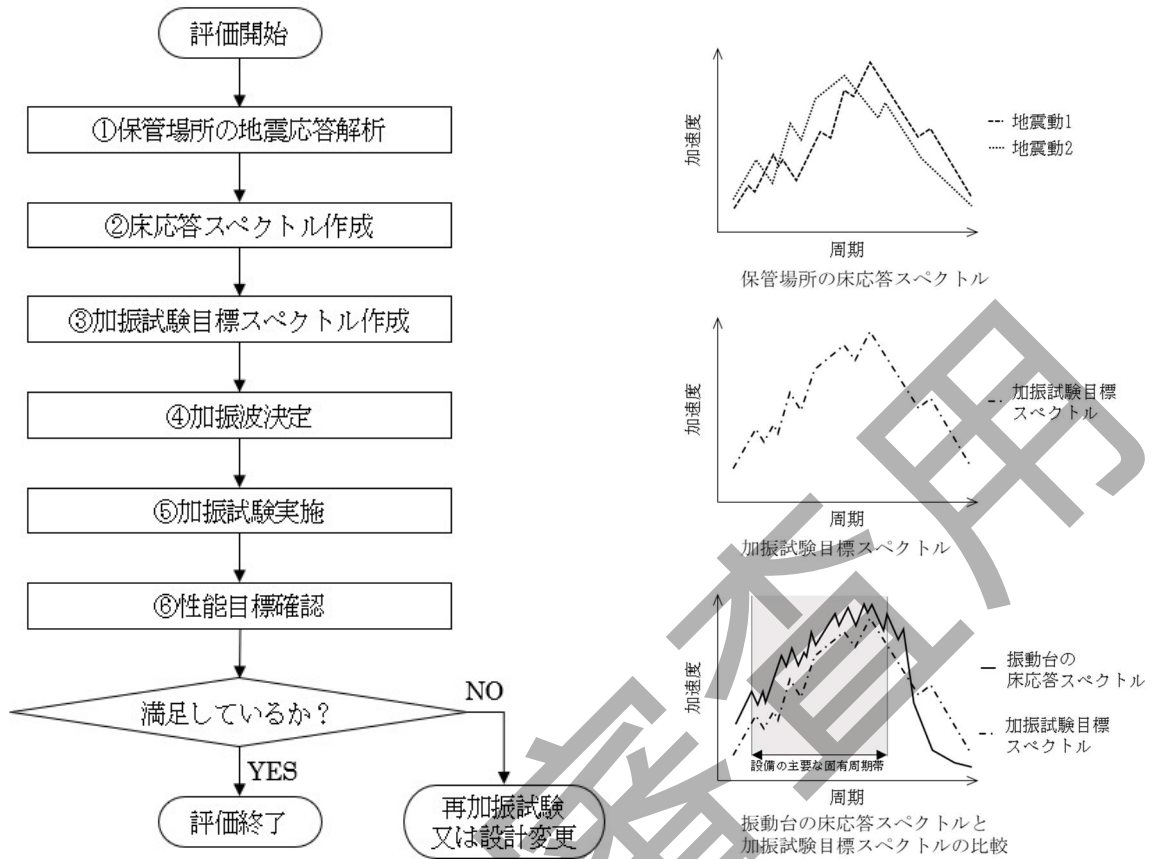
a. 加振試験の手順

5.2 節で試験による評価により確認する方法を採用した場合、参図 5-1 に示す手順で加振試験を行う。

b. 加振試験時の留意事項

加振試験の実施に当たって、以下のような点に留意する必要がある。

- ・ 実際の保管状態を模擬した状態で加振装置に設置して加振試験を行う。



参図 5-1 車両型設備の加振試験手順の概要

### 5.3 加振試験の実施例

可搬型重大事故等対処設備の加振試験においては、車両型設備のような大型設備を対象とすることから大型の加振装置による加振が必要となる。原子力施設の車両型設備に用いられる国内の大型の加振装置としては、国立研究開発法人 防災科学技術研究所 実大三次元震動破壊実験施設（以下、「E-ディフェンス」という。）での加振実績が最も多く、その実施概要を紹介する。

#### (1) 加振装置の選定

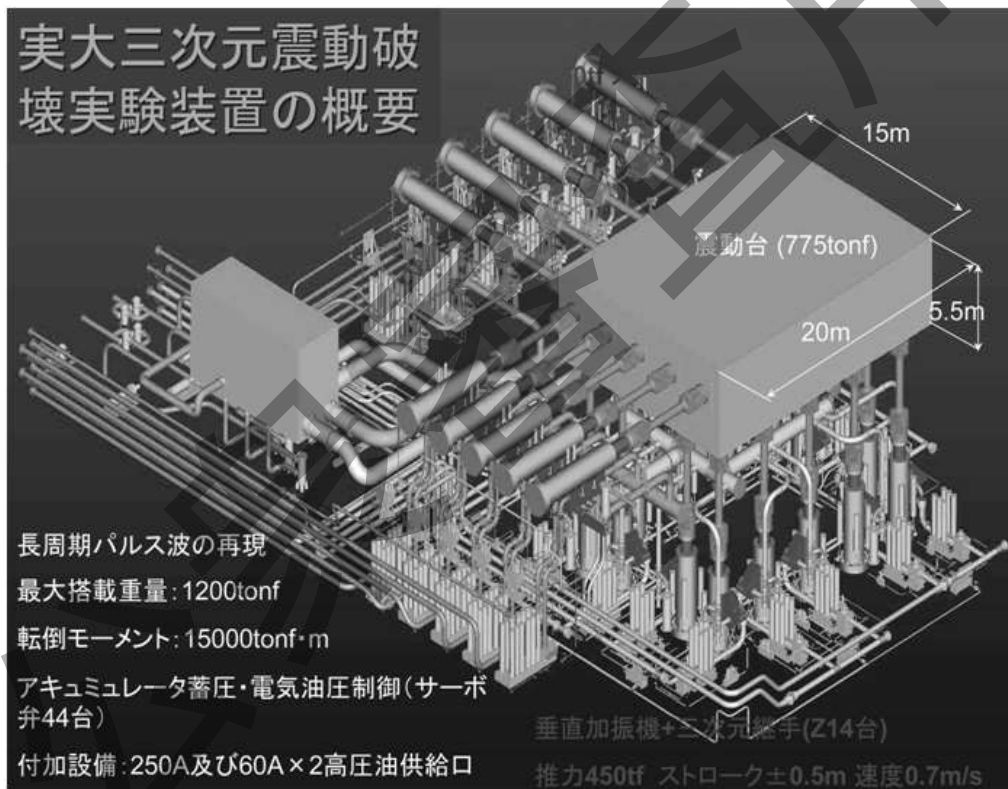
試験対象とする車両には、最大で全長 18m、重量 50ton 程度のものであるため、強大な搭載能力を有する加振装置が求められ、また加振レベルにおいては水平  $2.0 \times 9.8 \text{m/s}^2$ 、鉛直  $1.0 \times 9.8 \text{m/s}^2$  の模擬地震波による同時加振が必要となる。これらの条件を満たす加振試験施設として、国内最大の E-ディフェンスが選定された。

なお、小型の可搬型設備についてはニーズに応じて民間所有の加振装置を用いて加振試験を実施している例もある。

E-ディフェンス加振装置の基本仕様を参表 5-1 に、概要図を参図 5-2 に示す。

参表 5-1 E-ディフェンス加振装置の基本仕様(参 5-1)~(参 5-3)

項目	仕様	
最大搭載質量	12MN (1,200tonf)	
搭載面積	20m×15m	
駆動方式	アキュムレータ蓄圧/電気油圧制御	
加振方向	水平	鉛直
最大加速度 (最大質量搭載時)	900cm/s <sup>2</sup>	1,500cm/s <sup>2</sup>
最大速度	200cm/s	70cm/s
最大変位	±100cm	±50cm
許容モーメント	水平軸周り	鉛直軸周り
	150MN・m 以上 (鉛直軸 980cm/s <sup>2</sup> 加振時)	40MN・m 以上 (水平 1 軸最大加速度時)



参図 5-2 E-ディフェンス加振装置の概要図(参 5-1)~(参 5-3)

## (2) 試験対象とした車両型式

車両型設備は、「5.1 可搬型重大事故等対処設備の概要」の「(1) 法令要求と基本的な考え方」にて説明したとおり、荷重及び波及的影響を含め想定される環境条件において、重大事故等に対処するための必要な機能を備えた車両を設置している。したがって、車両型式としてはトラック、トレーラ、重機など試験の対象は多種多様である。それらのうち、E-ディフェンスではこれまでおよそ 300 台程度（発電機車 50 台程度、ポンプ車 80 台程度、タンクローリ 20 台程度、その他 150 台程度）の加振実績がある。

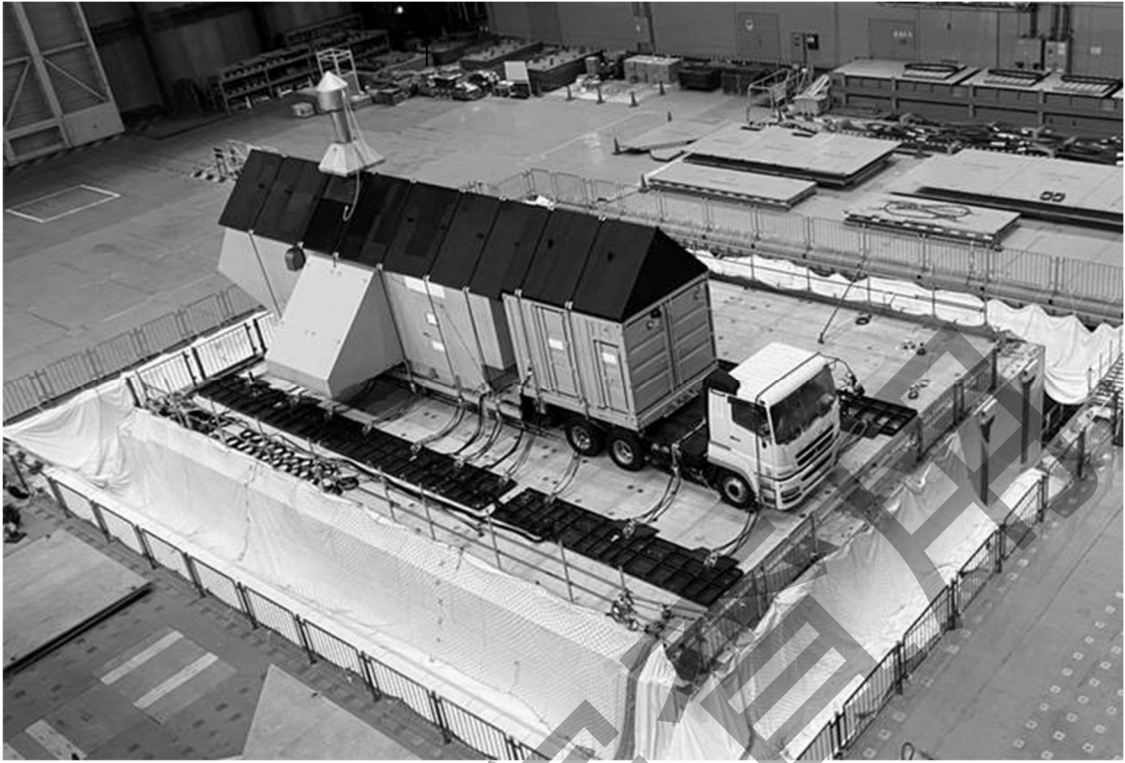
## (3) 試験成果の主な概要

車両型設備の加振加速度レベルとしては、最大加速度で水平  $1.5 \times 9.8 \text{m/s}^2$ 、鉛直  $1.1 \times 9.8 \text{m/s}^2$  の模擬地震波による同時入力加振を実施している。また、水平最大加速度の更なる引き上げを目的とした試験として、試験体を加振装置の  $45^\circ$  方向に設置することで、水平軸方向及び水平軸直方向の各アクチュエータに加振波を同時入力することで、最大  $2.1 \times 9.8 \text{m/s}^2$  での加振を実施した事例もある。

また、加振試験の前後において、走行機能、送水機能等の機能維持確認を実施し、加振による機能喪失は生じなかったことを確認している。これらの成果は原子力施設の重大事故等対処設備の機能を満足させるものとして活用された。

なお、加振試験では設置状況を模擬することとしているが、加振装置の表面素材は鉄系であるため、車両型設備の保管場所の設置面性状とは異なっている。そのため、加振装置の上に堰及び受け皿を設け、アスファルトを敷き詰めることで保管状況の模擬を行った例もある。

参図 5-3 に E-ディフェンスにおける加振試験の実施状況について一例を示す。



参図 5-3 E-ディフェンスにおける車両型設備の加振試験実施状況

〔参考文献〕

- 参 1-1 : IAEA Safety Standards, Specific Safety Requirements, No. SSR-2/1 (rev.1), IAEA Vienna, 2016
- 参 1-2 : 原子力安全・保安院 発電用原子炉施設におけるシビアアクシデント対策規制の基本的考え方について（現時点での検討状況）（平成 24 年 8 月 27 日）
- 参 1-3 : 日本原子力学会, 標準委員会 原子力安全の基本的考え方について 第 I 編 別冊 深層防護の考え方 標準委員会 技術レポート（2014 年 5 月）
- 参 1-4 : 原子力規制委員会 実用発電用原子炉に係る新規規制基準の考え方について（平成 28 年 8 月 24 日改訂）
- 参 1-5 : IAEA INSAG-10, Defence in Depth in Nuclear Safety, IAEA Vienna, 1996
- 参 1-6 : IAEA TECDOC-1791 Considerations on the Application of the IAEA Safety Requirements for Design of Nuclear Power Plants, IAEA Vienna, 2016
- 参 2-1 : 日本地震工学会, 日本原子力学会 原子力発電所の地震安全の原則（2019 年 9 月）
- 参 4-1 : ASME B&PV Code Sec.VIII Div2, Part5
- 参 5-1 : 防災科学技術研究所 45 年のあゆみ（2009 年 3 月）
- 参 5-2 : 防災科学技術研究所 60 年のあゆみ（2023 年 11 月）
- 参 5-3 : 中村いずみ：実大三次元震動破壊実験施設について 世界最大の三次元震動台, 油空圧技術, 6 月号（2019 年 6 月）