



原子力発電所の設計と評価における 地震安全の論理

2010年 7 月

社団法人 日本原子力学会
原子力発電所地震安全特別専門委員会

まえがき

「原子力発電所の設計と評価における地震安全の論理」（以下、「地震安全の論理」という）は、2007年12月に設置された（社）日本原子力学会原子力発電所地震安全特別専門委員会（以下、「専門委員会」という）の下に安全分科会を設けて検討し、同委員会での審議を経て発行したものです。地震安全の論理は、中越沖地震を契機として原子力発電所の地震安全がいかに確保されるかという観点から、地震安全に係る各分野の学識経験者、メーカー、事業者等の知見を踏まえ、原子力発電所の設計と評価における考え方を審議し、合意したところを文書化したものです。

我が国では近年、いくつかの原子力発電所で設計想定を超える大きな地震動が発生しましたが、地震による原子力発電所の被害は軽微なものであり、原子力発電所の安全は確保されました。それにもかかわらず、地震後、国民の間では設計想定を少しでも超える地震動が発生すると原子力発電所の多くの設備が損傷するのではないかという懸念が広がりました。

そのため、原子力発電所の地震に対する安全性を改めて見える形にしていくことが求められています。これを受けて、専門委員会では、地震に対する安全確保の基準、考え方、評価の方法など多方面からの再検討を行い、想定を超える大きな地震動に対して被害を軽減する上で大きな役割を果たしたとされる原子力発電所の持つ安全余裕について明らかとすることとしました。その一環として、安全分科会において地震安全の論理を取りまとめました。

この論理は、地震（工）学、構造設計、安全設計・評価など様々な分野において、今後、地震時の安全性をより一層高めるための研究課題の明確化やそれらの間の関係付けを行うにあたって役立つものと考えています。また、地震安全の論理をより強固なものにするための活動に取り組むこと、さらには、この論理を構築したことが地震以外の事象に関しても、同様の論理体系を構築する契機となることを期待します。

2010年4月

原子力発電所地震安全特別専門委員会
委員長 班目 春樹

原子力発電所地震安全特別専門委員会

(順不同、敬称略)
(2010年4月6日現在)

委員長	班目 春樹	東京大学	委員	高田 毅士	東京大学
副委員長	大橋 弘忠	東京大学		(地震工学分科会副主査)	
	(安全分科会主査)		委員	蛭沢 勝三	(独)原子力安全基盤機構
幹事	中村 隆夫	関西電力(株)		(地震工学分科会幹事)	
幹事	村松 健	(独)日本原子力研究開発機構	委員	中村 英孝	(独)原子力安全基盤機構
幹事	山下 和彦	東京電力(株)		(地震工学分科会幹事)	
委員	阿部 清治	(独)原子力安全基盤機構	委員	尾之内 厚志	中部電力(株)
委員	石原 準一	中部電力(株)		(地震工学分科会幹事)	
委員	岡本 孝司	東京大学	委員	菊地 利喜郎	東京電力(株)
	(構造分科会主査)			(地震工学分科会幹事)	
委員	亀田 弘行	京都大学	委員	高木 敏行	東北大学
	(地震工学分科会主査)			(構造分科会副主査)	
委員	佐藤 清隆	(財)電力中央研究所	委員	設楽 親	東京電力(株)
委員	関村 直人	東京大学		(構造分科会幹事)	
	(ロードマップWG主査, 安全分科会副主査)		委員	植田 進	日本原子力発電(株)
委員	瀧口 克己	東京工業大学		(構造分科会幹事)	
委員	田中 知	東京大学	委員	近畑 英之	日本原子力発電(株)
委員	辻倉 米蔵	電気事業連合会		(構造分科会幹事)	
委員	新野 毅	日立GEニュークリア・エナジー(株)	委員	成宮 祥介	関西電力(株)
				(安全分科会幹事)	
委員	新田 隆司	日本原子力発電(株)	委員	宮田 浩一	東京電力(株)
委員	野本 敏治	東京大学		(安全分科会幹事)	
委員	平野 光将	東京都市大学	委員	渡辺 憲夫	(独)日本原子力研究開発機構
委員	平山 浩	(株)東芝		(安全分科会幹事)	
委員	宮野 廣	(社)原子力学会標準委員会			
委員	武藤 栄	東京電力(株)			
委員	吉賀 直樹	三菱重工業(株)			

旧委員

阪口 正敏 (中部電力(株)), 中野 雅夫 (日本原子力発電(株)), 針山 日出夫 (三菱原子燃料(株))

オブザーバ (常時参加者)

池田 忠弘 ((株)グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン), 高橋 祐治 (電気事業連合会),
柴田 洋二 ((社)日本電機工業会), 百々 隆 ((社)日本原子力技術協会), 関根 啓二 (日本原燃(株)),
森 信昭 ((社)日本電気協会)

安全分科会

(順不同，敬称略)
(2010 年 4 月 6 日現在)

主査	大橋 弘忠	東京大学	委員	高橋 信	東北大学
副主査	関村 直人	東京大学	委員	出町 和之	東京大学
幹事	成宮 祥介	関西電力(株)	委員	奈良林 直	北海道大学
幹事	宮田 浩一	東京電力(株)	委員	橋本 和典	(株)東芝
幹事	渡辺 憲夫	(独)日本原子力研究開発機構	委員	久持 康平	日立GEニュークリア・
委員	朝倉 伸治	日立GEニュークリア・			エナジー(株)
		エナジー(株)	委員	平田 和太	(財)電力中央研究所
委員	植木 孝	(株)東芝	委員	福田 龍	三菱重工業(株)
委員	小倉 克規	(独)原子力安全基盤機構	委員	山本 章夫	名古屋大学
委員	河井 忠比古	(社)日本原子力技術協会	委員	吉賀 直樹	三菱重工業(株)

旧委員

落合 孝正 ((株)三菱総合研究所)，笠井 滋 ((社)日本原子力技術協会)

オブザーバ

楠木 貴世志 (関西電力(株))，瀬川 智史 (日本原燃(株))，宮野 廣 ((社)原子力学会標準委員会)

目 次

1. 背景及び検討の目的	1
2. 検討の進め方	2
2.1. 地震安全の定義と検討の範囲.....	2
2.2. 検討項目の設定	3
3. 基準地震動に着目した検討.....	4
3.1. 耐震設計における基準地震動の位置付け.....	4
3.1.1. 設計基準事象	4
3.1.2. 基準地震動と設計基準事象との関係	6
3.2. 基準地震動の発生頻度と不確実さの取扱い	8
4. 深層防護の視点からの検討.....	9
5. 地震時の安全評価体系に関する検討	13
6. 地震安全の論理の構築.....	14
7. まとめと今後の課題	17
参考文献.....	17
付録.....	18
解説	26

1. 背景及び検討の目的

原子力発電所の設計においては、まず、「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」（以下、「安全設計審査指針」という）の要求を満足するよう基本設計（安全設計審査指針の規定を具現化したものであり、以下、「安全設計」という）がなされ、この設計の妥当性は、原子力発電所内における事象を原因とする設計基準事象（解説 1 参照）を対象として取り上げ「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下、「安全評価指針」という）に基づいて確認される^{[1][2]}。さらに、地震に対しては「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下、「耐震設計審査指針」という）に従って、各種構築物、系統及び機器に対する耐震設計方針の妥当性が確認される。この指針では、原子力発電所の立地箇所における基準地震動¹と弾性設計用地震動を策定し、弾性設計用地震動による地震力または静的地震力に対しては弾性範囲にあること、また、基準地震動による地震力に対しては安全機能が損なわれないよう設計することを求めている^[3]。具体的には、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、各種機器を耐震重要度に応じて分類し、区分ごとに、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられるよう設計することになる。こうした設計により各安全機能が達成され、原子力発電所の地震時の安全が確保されることになる（解説 2 参照）。

一方、近年、女川原子力発電所、志賀原子力発電所、そして柏崎刈羽原子力発電所において基準地震動S₂（旧耐震設計審査指針における設計用限界地震による地震動）を上回る地震動が観測されたが²、原子炉は設計通りに冷態停止状態に移行・維持され、原子炉の安全を守るための重要な安全機能にも支障はなかった。これらの経験から、現状の耐震設計及び構造設計により基準地震動S₂をある程度超える地震動に対しても、系統・設備の安全機能が維持され、原子力発電所の安全確保につながる事が確認された。これは、実際の設計における耐震性確保に加えて、高品質材料の使用、内圧や遮へいなど耐震性確保以外の目的を達成するために講じられる構造設計上の余裕により十分な安全余裕が盛り込まれるため、基準地震動を超えたからといって原子炉の安全を確保するために必要な設備が直ぐに損傷するわけではないことを裏付けているものと言える。

このように、基準地震動はあくまでも設計のための基準として設定されるものであるにも拘らず、旧耐震設計審査指針において設計用限界地震という表現が用いられていることもあって、一般には「基準地震動＝限界地震動」という解釈も見られ、原子力発電所において基準地震動を超える地震動が起きた場合に多くの設備が損傷することを許容していると理解される可能性がある。これは、基準地震動を超えた状況下で起こり得る事象様態に対する、合理的かつ包括的な安全確保の考え方を説明できるような論理が必ずしも構築されていないことに起因すると考えられる。例えば、現行の耐震設計審査指針では、基準地震動の設定やそれに対する耐震設計を行うよう求めているが、この考え方に基づいて設計・建設された施設においては、基準地震動までの地震動に対して所要の安全機能は確保されているものの、基準地震動を超えた場合の施設の安全性がどの程度であるかを説明することが困難である。基準地震動をより科学的かつ合理的な考えの下に設定した上で、機器・構築物の構造設計を行い、その余裕を定量的に把握できれば、地震に対す

¹ 耐震設計審査指針において、「敷地の解放基盤表面において考慮する地震動」と記載されている。

² 女川原子力発電所、志賀原子力発電所では、一部の周期帯において基準地震動の応答スペクトルを上回った。

る施設の安全性がどの程度かを示すことができ、その結果を設計プロセスにフィードバックすることにより合理的かつバランスの取れた耐震設計を行うことが可能となる。また、想定を超えた地震動に対しても原子力発電所の安全機能がどの程度確保できるのかについて理解し説明することができるものと考えられる。

原子力発電所地震安全特別専門委員会（以下、「専門委員会」という）安全分科会では耐震設計の現状の考え方を発展させて、地震時に起こり得る事象に対する設計と評価の基本的な概念を検討し、それらを踏まえることで、地震安全に係るより合理性の高い、包括的な論理を構築することを目的におき、原子力発電所の設計と評価における地震安全の論理（以下、「地震安全の論理」という）をまとめることとした。なお、専門委員会では地震安全における検討すべき課題を提起し、問題解決のための研究開発と方策の検討を行うロードマップの策定を進めているが、地震安全に関連する原子力安全分野、機械構造分野、地震工学分野それぞれで検討すべき各課題の位置と相互関係を明確にする必要があることから、地震安全の論理は、ロードマップにおける各専門分野の課題を横断的に見る上での土台と位置付けられる。（解説 3 参照）

そこで、まずは専門家間での合意形成を図りつつ、地震安全の論理を構築することとした。さらに、これを基に論理体系の具体化を進めることで、地震に対する安全の説明性をより一層高めて、国民の理解を得る活動に資することができるものと考えられる。

2. 検討の進め方

2.1. 地震安全の定義と検討の範囲

地震安全とは、原子力発電所に対する耐震設計に加え、地震により誘発される事象とその影響を考慮し、建設、運用管理という手段を用いてその地震時あるいは地震後の公衆や社会の安全を確保することと定義する。この地震安全には、地震発生時における運転員の対応を初めとする発電所内外での初動対応、地震後の健全性評価や立ち上げ判断などの地震後に取られる対応、防災活動や通報連絡などの地震時の安全確保全般に対して取られる対応、などが含まれる。それに加えて、地震とは別に、地震に起因して発生する事象としての津波や火災、内部溢水などへの対応がある。

本論における検討の範囲として、地震時の原子力発電所の安全を確保する上で中心的な役割を果たす安全設計と耐震設計の考え方、安全評価の考え方に着目して議論を展開する。地震に起因して発生する事象として考慮すべき津波や火災、内部溢水は、それ自体が地震とは無関係に起こったり、あるいは施設に直接的な被害をもたらさない遠地地震によって発生することもある。そのため、津波や火災、内部溢水それぞれの事象ごとに原子力発電所の安全確保に関する考え方や論理に関する議論を展開した後に、別途、論理体系を整理することが必要である。従って、ここでは地震そのものに起因する事象に限定して論理体系を構築することとした。

具体的な進め方としては、安全確保の概念が確立している内的事象（発生の原因が原子力発電所に内在する事象：解説 2 参照）と対比させて、地震安全に関する主要素について現状を整理し、論理としてあるべき姿を検討することとした。

2.2. 検討項目の設定

原子力発電所の安全設計においては、深層防護（Defence-in-Depth）の概念（解説4参照）や多重性、多様性及び独立性の原則を適用するとともに、その設計の妥当性が安全評価指針に従って内的事象を対象として確認され、また、通常時及び異常状態に作用する荷重の組合せに対し原子力発電所における構造物、系統及び機器それぞれについて機能上及び構造上の健全性を確保、維持すること（構造設計評価）で公衆や社会の安全を担保できる、との論理が構築されている。これに対して、地震時の安全確保は、深層防護や多重性、多様性及び独立性の原則とは別に、耐震設計という手段を用いて原子力発電所における構造物、系統及び機器に対し構造上の観点から安全機能を担保すること（構造設計評価）により達成するというものであり、必ずしも深層防護の概念や多重性、多様性及び独立性との関係が明確になっておらず、また、内的事象に対する安全評価に相当する設計の妥当性確認も明示的に要求されているわけではない。具体的には、基準地震動を設定し、また、安全機能を有する構築物、系統、機器をその重要度に応じて耐震重要度Sクラス、Bクラス、Cクラスに分類し、区分ごとに適切な設計が行われる。例えば、既設の原子力発電所では、旧耐震設計審査指針の基準地震動S₁に対し、特に重要な安全機能を有する構築物、系統、機器（「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」のクラス1）の健全性が損なわれることはなく、また、基準地震動S₂に対してその機能が保持されているよう設計されている。

基準地震動は、原子力発電所敷地周辺における地震の発生頻度、地質・地質構造や地震活動性、過去の地震等に基づいて設定されるが、その検討にあたっては、様々な不確実さを踏まえて保守的に設定することになる。基準地震動以外にも建屋応答等に不確実さがあることから、こうした不確実さを考慮して余裕のある耐震設計が行われるが、耐震設計における余裕がどの程度であるかについてはこれまで十分に把握されていない。そのため、地震動の大きさと原子力発電所の耐震設計における構造上の余裕との関係を整理し、基準地震動の位置付け、及び、その設定における不確実さの取扱いについて検討を行う。

また、前述したように、地震時の安全確保については、耐震設計と、深層防護の概念や多重性、多様性及び独立性の原則との関係が明示的に示されていないため、これらの関係について検討を行う。

さらに、前述のように、内的事象については安全評価と構造設計評価により、設計の妥当性が確認されているが、これに対して、地震時の安全性については、構造設計評価による耐震基準への適合性の確認がなされているものの、安全評価に相当する妥当性の確認は求められていない。また、耐震設計審査指針において残余のリスクが定義され、その評価実施が原子力安全委員会より推奨されているものの、これも内的事象に対する安全評価に対応するものではない。こうした現状を踏まえ、地震時の安全評価を実施するとした上で、その目的、位置付け、手法、判断基準などを整理し、基本的な考え方について検討を行う。

そこで、本論では、地震安全の論理構築に議論すべき事項として、基準地震動に着目した検討、深層防護の視点からの検討、地震時の安全評価に関する検討の3つを取り上げて議論を展開する。

3. 基準地震動に着目した検討

3.1. 耐震設計における基準地震動の位置付け

本節では安全評価指針で規定される設計基準事象と基準地震動との比較を通して、基準地震動の位置付けを明確にしている。

3.1.1. 設計基準事象

原子力発電所における安全設計の考え方は、発生する可能性が低いと考えられる事象も含めた設計基準事象、即ち、運転時の異常な過渡変化（以下、「異常過渡」という）と事故を想定し、その想定の下で緩和系に単一故障などの仮定を置いた安全評価を行うことで、安全確保に必要な安全機能の信頼性を確実にするというものであるが、安全評価は、あくまでも内的事象を対象に行われている。これらの仮定も含めた事象を、安全評価指針では評価すべき事象と呼んでいる。例えば、設計基準事象として、再循環配管や1次冷却材配管の両端破断による冷却材喪失事故（以下、「LOCA」という）を想定した場合、外部電源の同時喪失を仮定することで電源の信頼性が十分に確保されていることを確認することができ、さらに、単一故障を仮定して、“止める”，“冷やす”，“閉じ込める”といったそれぞれの機能について、十分な信頼性が確保されていることを確認できる。

ここで留意すべき点は、内的事象として評価すべき事象のシナリオは当該シナリオにおける個々の仮定を現実として超えないことを保証するものではなく、あくまでも、設計基準事象に加えて安全機能の一部が喪失した場合においても原子炉の安全が確保されることを示しているにすぎないということである。

この内的事象に対する安全確保の概念について、安全のレベルと設計基準事象との関係を図1(a)に整理する。この図において、横軸は、事象の規模であり（事象の規模が大きくなるほど、その発生頻度は低くなるため、事象の規模は、事象の発生頻度の逆数として表わすことができる）、設計基準事象とそれを超える事象（以下、「設計基準外事象」という）に分けている。さらに、設計基準外事象については、炉心が著しい損傷を受けない領域と、著しい損傷を受ける領域（即ち、シビアアクシデント）に分けられる。具体的には、蒸気発生器の伝熱管の複数本破損や原子炉容器の破損など起因事象自体が設計基準の想定を超えるもの、あるいは、起因事象は設計基準事象であるもののその緩和機能や拡大防止機能の多重故障を伴うものが、設計基準外事象の例となる。一方、縦軸は、安全上の余裕であり、具体的には、燃料被覆管温度、水素発生量、原子炉冷却系圧力、格納容器圧力、公衆に対する被ばくのリスクといった安全評価指針において安全設計評価の判断基準とされているもの、もしくは、その組合せ（安全設計における個々の要求水準）をどの程度上回っているかを示している。これら個々の判断基準が満たされる場合には原子炉の安全が担保されることとなり、図1(a)では、これを、安全設計要求（規制要求）により達成される安全のレベルと位置付ける。しかしながら、これらの判断基準自体に保守性が設けられていたり、また、安全評価や解析のモデルやデータ等に不確実さがあるために解析コードに保守性を持たせていることから、安全設計自体にはこれらの保守性に伴う余裕がある。こうした余裕は、個々の基準を満足するために必然的に生じるものであり、図1(a)の①に対応す

る。これらに加えて、より高い信頼性を確保するために安全設備の多重性を高くしたり、建設／製造においては、運転面や設備面を考慮して余裕を持たせているため、最終的には、より一層の余裕が存在することになる。この余裕は、いわば自主的に確保される余裕であり、図 1(a)の②に対応するものである。安全設計要求により担保される安全のレベルにこれら 2 種類の余裕を上乗せしたものが、実際のプラントの安全のレベル（所謂、安全に対する実力）であり、図 1(a)における②の上限に位置している。また、安全審査により許可を受けた設計は、①と②の境界線上にあると言える。（付録 I 参照）。

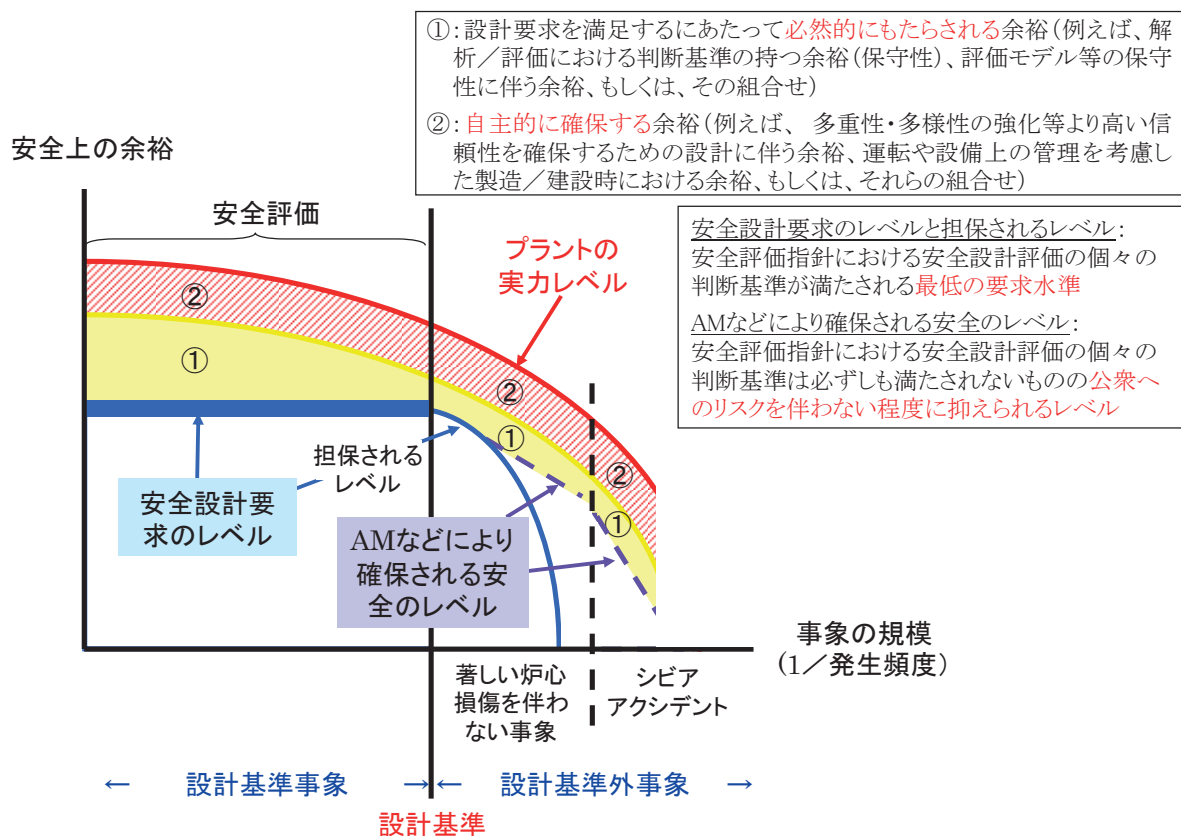


図 1(a) 安全設計における安全確保の概念

原子炉の安全設計においては、設計基準事象に対して厳しい条件を設定し上記の判断基準を満足することが求められているが、設計基準事象に対しては、実際に発生し得る事象の厳しさと安全設計あるいは安全評価で要求される安全のレベルとの間にはある程度の余裕が存在する。この余裕の程度は、判断基準ごと、あるいは、事象ごとに異なるが、ここでは、判断基準全般に対する余裕と考えれば一定に維持されるものとしている。一方、設計基準外事象であっても、条件次第ではこれらの判断基準を満足するものも存在する。しかし、こうした設計基準外事象では、設計基準事象に比べて、安全のレベルは低くなり、事故の規模が大きくなるにつれて、そのレベルはさらに低下する。また、アクシデントマネジメントが整備されていることにより、著しい炉心の損傷に至ることなく終息させることが可能な事故のシナリオが数多く存在する。これらの事故

シナリオでは、必ずしも安全評価指針における安全設計評価の個々の判断基準を満たすわけではないが、原子炉の安全や、公衆の安全は確保される。

3.1.2. 基準地震動と設計基準事象との関係

耐震設計の考え方は、基準地震動以下の地震動により事故につながるような機器の損傷を起こさないよう、事故の発生防止に重点を置いたものである。実際、旧耐震設計審査指針では、非常用炉心冷却系(ECCS)については耐震重要度分類を A クラスとしているが、原子炉冷却材圧力バウンダリの耐震重要度分類を As クラスとしており、事故の発生防止を最重視した考え方に沿ったものと言える。しかし、現行の耐震設計審査指針では、特に安全上重要な構造物、系統、機器は、耐震重要度分類の S クラスとして設計されており、発生防止だけでなく、異常過渡や事故の拡大防止、異常過渡や事故による影響の緩和に必要な系統や機器における耐震設計上の重みは全て同じであると見なすことができる。このように、新旧の指針のいずれにおいても、基準地震動以下の大きさの地震動では、原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失の対象となる LOCA を引き起こすような原子炉安全に係る設備の損傷は、耐震設計上、起こらないことになる。

以上を踏まえて、地震時の安全確保に関して、内的事象と同様の概念図を描いてみることにする。図 1 (b)は、原子力発電所において発生し得る地震動を対象として、設備や機器の耐震／構造設計により担保される安全のレベルとその余裕について、基準地震動との関係を概念的に示したものであり、縦軸と横軸は異なるものの、基本的には図 1(a)と同様の考え方である。この図の横軸は地震動の大きさ（地震動の発生頻度の逆数で表現することもできる）であり、基準地震動を境界として 2 つの領域に分けている。しかし、この地震動の大きさを事象の規模と置き換えることもできるため、以下では、地震動の大きさに応じた事象のシナリオに着目して記述する。基準地震動以下の地震動では、耐震重要度分類の B、C クラスの機器は機能喪失する可能性はあるものの S クラスの機器は健全性を維持するため、異常過渡相当の事象もしくは放射性気体廃棄物処理施設の破損など拡大性の小さい事故が起こり得る領域となる。一方、基準地震動を超える地震動については、更に、S クラス機器の一部は喪失するものの著しい炉心の損傷には至らない程度で収まる領域と、多くの S クラス機器が損傷しシビアアクシデントを引き起こす領域とに分けている。これに対して、縦軸は、構造強度上の余裕を示すものであり、具体的には、運転時に作用する荷重及び地震力の組合せについて規定された許容限界といった構造／耐震設計における個々の要求水準（構造／耐震設計により担保される安全のレベル、即ち、規制要求により達成される安全のレベル）をどの程度上回っているかを示している。なお、ここでは、地震時において構造健全性が維持されれば所定の機能が確保され、原子炉の安全も維持されるものとし、また、構造上の余裕が大きければ機能上の余裕も大きくなり、従って、安全のレベルが高くなるものと解釈する。構造設計においては、安全率などを考慮するなど規格や基準における個々の要求水準自体に余裕が設定されており、また、耐震設計においても距離減衰式などの地震動モデルや応答解析モデル（建屋応答モデルなど）、これらに使用するデータ等に不確実さがあることから保守的な評価が行われているため、これらの保守性に伴う余裕も存在している。こうした余裕の組合せは必然的に生じるものであり、図 1(b)の①に対応する。この他、建屋、構造物、設備、機器等の建設

／製造においては、供用期間中の設備管理を考慮して余裕を持たせている。この余裕は自主的に確保されるものであり、図 1(b)の②に対応する。構造設計要求により担保される安全のレベルにこれら 2 種類の余裕を上乗せしたものが実際のプラントの耐力であり、図 1(b)における②の上限に位置している。また、工事計画の認可を受けた設計は、①と②の境界線上もしくはそれよりも上の②の範囲内にあると言える。(付録 I 参照)。

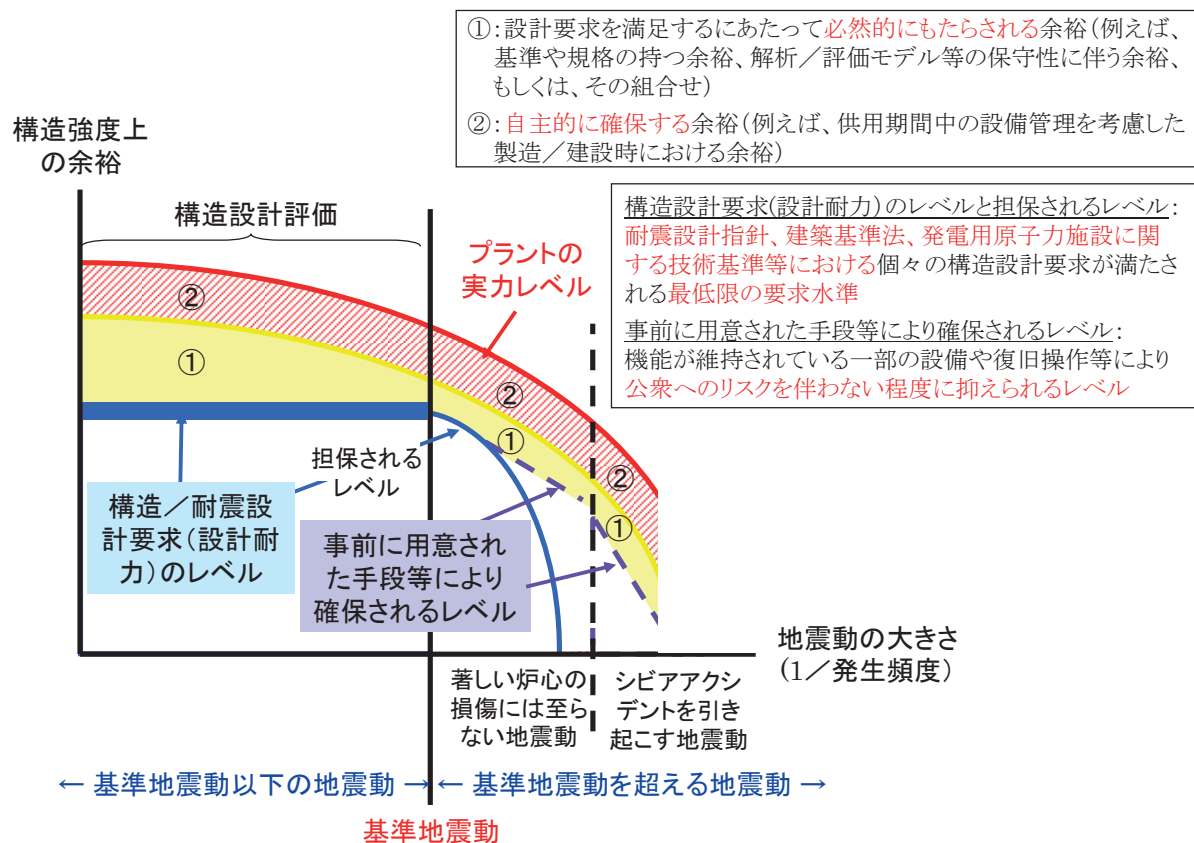


図 1(b) 耐震設計における安全確保の概念

耐震設計上、地震により異常過渡相当の事象が起こった場合、“止める”，“冷やす”，“閉じ込める”といった安全機能を有する系統（S クラスの設備・機器）は、地震起因でないランダムな故障はあるものの、多重性・多様性があり、所定の機能を果たすことができるため、事象の事故への拡大はなく、設計基準事象の範囲内に留まる。従って、基準地震動以下の地震動により発生する事象に対して要求される安全のレベルは一定であると言える。一方、基準地震動を超える地震動では、S クラス機器の健全性は担保されないものの、ある程度の規模の地震動までの範囲であれば、構造／耐震設計要求自体の保守性や、配管系のサポート敷設などの保守性により、事故の発生が回避されたり、あるいは、安全機能において多重性や多様性が設けられていることや多重性のある機器の配置や構造上の違いがあることなどにより一部の設備、機器はその機能を果たすことができるものと考えられる。結果的に、“止める”，“冷やす”，“閉じ込める”といった安全機能が維持される場合もあるため、基準地震動を超えたからといって直ぐに炉心損傷に至るわけではないが、地震動が大きくなるにつれて（地震の発生頻度は減少するものの）安全のレベルは低

下する。また、構造設計や耐震設計上の余裕の組合せにより、各種設備や機器の健全性あるいは機能が維持されることも十分考えられる。さらに、利用可能な設備があればそれを用いたり、あるいは、損傷の程度によっては修理などの復旧操作によって設備の機能が回復することも想定できるため、内的事象に対するアクシデントマネジメントと同様、代替手段により著しい炉心の損傷を回避することも可能であると考えられる。

このように、基準地震動と安全のレベルの関係について、設計基準事象と安全のレベルの関係と同様に説明することが可能であり、基準地震動を設計基準事象と対比させて整理すると、以下のようになる。

- ・ 基準地震動以下の地震動によって発生する事象は、設計基準事象の異常過渡に相当するもの、及び、一部の事故（放射性気体廃棄物処理施設の破損等）である。地震動の規模によっては、B、C クラス機器が複数損傷し、内的事象に比べて複雑な異常過渡が発生することも考えられるが、S クラスの原子炉緊急停止機能が有効に働くことにより当該事故による影響は内的事象における異常過渡と同程度であると言える。従って、基準地震動の発生頻度は異常過渡に比べ十分に低いものの、原子炉への影響という観点からは「基準地震動＝異常過渡」と表現することができる。なお、一部の事故も拡大性が小さいことから、原子炉への影響という観点からは、この考え方に含めることができるものと考えられる。
- ・ 基準地震動を超える地震動に対しては、耐震設計上、LOCA などの事故が起こらないことを担保しているわけではないが、設計要求自体が有する保守性などにより事故の発生が回避される場合もある。こうしたケースは、内的事象にも存在し、例えば、PWR において、蒸気発生器伝熱管破断時に加圧器逃がし弁の開不動作や主蒸気隔離弁の動作不良が重なるなどの事象が実際に起こっているが、こうした設計基準事象を超える事象であっても安全評価における判断基準を上回ることはなかった。
- ・ 基準地震動を超える地震動により原子炉圧力バウンダリ等が破損し、事故が起こったとしても、構造／耐震設計要求における余裕により、安全機能の一部がその機能を維持するため、必ずしも著しい炉心の損傷に至るわけではない。これは、内的事象における事故とは異なり、事故に多重故障が重なった設計基準外事象に相当する。

以上のことから、耐震設計審査指針における基準地震動は、安全設計における設計基準事象と同様、地震時の安全を確保するための設計評価（設計の妥当性を確認するためのもの）の前提とすべきものであり、耐震重要度分類と相まって「発生頻度は十分低いものの原子炉への影響が異常過渡相当となり、リスクを十分に低く抑えられる地震動」になっている。

3.2. 基準地震動の発生頻度と不確かさの取扱い

耐震設計審査指針によれば、基準地震動は、「施設の耐震設計において基準とする地震動は、敷地周辺の地質・地質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極めてまれではあるが発生する可能性があり、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ものとして策定しなければならない。」とされており、稀有な事象を想定し安全機能の信頼性を確保することを求めているため、その指針の要求事項自体は十分さを有している

と言える^[4]。

しかしながら、この十分さは定性的なものであり、基準地震動を定量的に設定するに際して参考となる地質や地形の調査結果、過去の地震動記録、地震発生のメカニズムなど、多くの情報には固有の不確実さが存在する（解説 5 参照）。この不確実さは、物理現象のランダム性に係わる不確実さ（aleatory uncertainty）と、知識及び認識の不足に係わる不確実さ（epistemic uncertainty）の 2 つの種類に大別される。

このように、基準地震動は地震の発生頻度を念頭において設定するが、この設定では、上記の不確実さを考慮し工学的判断に基づいて行うことになっている。最近では、地震動記録網の充実や地質調査法の更なる高度化、ならびに、地震発生メカニズム等に対する研究の進歩によって、より多くの情報が得られるようになってきており、それに伴って生じる不確実さの処理が一層複雑化し、その取扱方法の検討が大きな課題となりつつある。また、活断層の連続性等に関する専門家の意見が多様であることや、実際に起こった地震時に記録された地震動がこれまでの知見に基づく予想より大きいといった事例が発生したこと等により、コンセンサスを得た基準地震動の設定が難しい状況になってきている。ここで、屋上屋を架すようなやり方で不確実さを考慮した基準地震動の設定を行おうとすると、保守性を担保するために時としてかなり過大な地震動を与えることにもなりかねない。

そのため、科学的合理性をもって地震安全確保の観点から適切な基準地震動を設定するには、従来の決定論的概念に加えて、確率論的概念の導入を図るとともに不確実さを定量的に評価することが必要であると考えられる。一般に、ランダム性に係わる不確実さについては統計的処理方法を、また、知識及び認識の不足に係わる不確実さについてはロジックツリーのような方法を用いて評価することができる。こうした確率論的なアプローチは、地震発生メカニズムなどを考慮し地震動の発生頻度を評価することにより基準地震動を科学的かつ合理的根拠に基づいて設定する方法として、活用できるものと考えられる。

4. 深層防護の視点からの検討

深層防護は、国際原子力機関(IAEA)の基本的安全原則では、防護レベルと物理障壁の 2 つから構成されるものと定義されている（図 2）。しかし、我が国では、従来から、防護レベルを深層防護と呼び、物理障壁については多重の障壁として区別してきたため、ここでは、IAEA の基本的安全原則における防護レベルを深層防護として扱うこととする。IAEA による深層防護は異常発生防止（以下、「発生防止」という）、異常拡大防止、事故発生防止（以下、「拡大防止」という）、事故拡大防止、影響軽減（以下、「影響緩和」という）、アクシデントマネジメント、敷地境界外の防災³という 5 つの防護レベルで構成されている。しかしながら、前者の 3 つ、即ち発生防止、拡大防止、影響緩和は、我が国の原子力炉施設の安全設計において基本となっているものであることから、本論では、これら 3 つの防護レベルに限定して議論を進めることとする。

我が国における深層防護である発生防止、拡大防止、影響緩和という 3 つの防護レベルは、個々

³ IAEA の「安全基準シリーズ 原子力プラントの安全性：設計」において、「第 5 である最後の防護レベルは、事故状態に起因する放射性物質の放出による放射線影響を緩和することを目的としている。これには適切な機材を備えた緊急時管理センターや敷地内及び敷地外での緊急時対応計画が要求される。」と記載されている。

に高い信頼性と健全性の確保・維持が求められており、敢えて順位をつけるのであれば、最も重要なのは発生防止であり、次が拡大防止、最後が影響緩和であると言えることができる。しかしながら、深層防護の基本的な考え方は、最も重要な発生防止機能が失われたとしても次の拡大防止機能により施設の安全を確保し、さらに拡大防止機能が失われた場合にも最後の影響緩和機能により公衆や環境に影響を及ぼすことがないように安全確保対策を講じるという、いわば、前段否定型の考えに基づくものである。

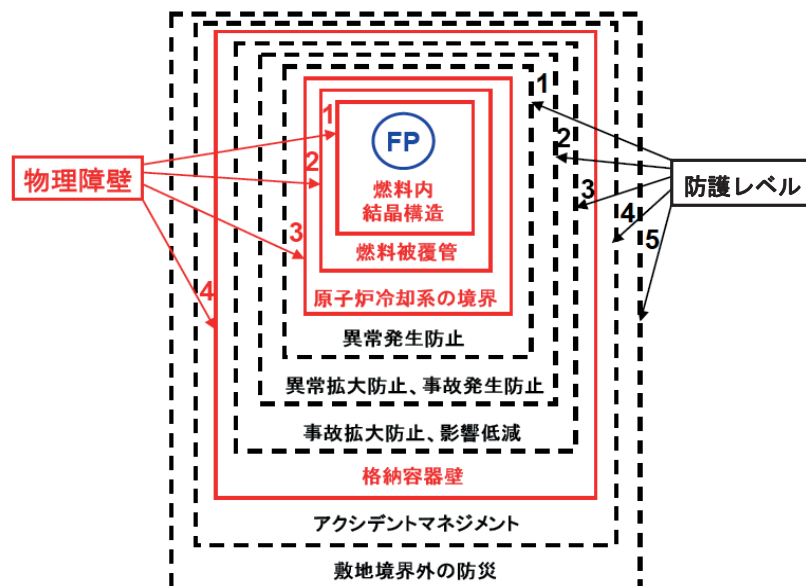


図2 IAEAにおける防護レベルと物理障壁との関係^[5]

まず、はじめに、原子炉の安全を確保するために必要な機能について、深層防護レベルと耐震重要度分類との関係を、異常過渡や事故の発生に寄与する系統・機器、並びに、異常の検知、原子炉停止、炉心冷却、熱除去、閉じ込めの機能を果たす系統・機器を対応させて表1に整理する（解説5参照）。以下では、この表を基に、基準地震動以下の地震動が発生したことを前提として、深層防護と耐震設計の関係を分析する。

基準地震動以下の地震動が発生した場合、耐震重要度分類のBクラスもしくはCクラスの設備／機器が損傷することによりその機能が喪失し、負荷遮断などの異常過渡が起こり得る（ここでは、議論をより簡便に展開するために、放射性気体廃棄物処理施設の破損など拡大性の小さい一部の事故も異常過渡に含めることとする）。異常過渡が事故に拡大するのを防止するためには、原子炉の停止（深層防護の第2防護レベルに相当する）と炉心の冷却（深層防護の第3防護レベルに相当する）が必要となる。原子炉の停止に必要な設備／機器は耐震重要度分類がSクラスであるため、基準地震動により異常過渡が起こっても原子炉の停止に支障はない。また、炉心の冷却についても、例えば、給復水系は耐震重要度分類がBもしくはCクラスであるが、ECCSは耐震重要度分類がSクラスであるため、炉心の冷却機能も確保される。また、基準地震動以下の地震動では、耐震設計において原子炉冷却材圧力バウンダリの安全機能を担保するように求められていることから、地震に起因したLOCAや蒸気発生器伝熱管破損などの事故は発生しないと言える。

表 1 異常過渡／事故に係る各種設備の深層防護レベルと耐震重要度分類との関係

	該当設備／機器	深層防護レベル	BWR	PWR
異常過渡／事故の発生	- 原子炉冷却材圧力バウンダリ - 復水系 - タービン - 主蒸気／給水系 - 外部電源	発生防止	S B B B C	S C C C C
異常の検知	安全保護系	拡大防止	S	S
原子炉停止	制御棒（駆動）設備	拡大防止	S	S
炉心冷却	- 給復水系 - 補助給水系 - 非常用炉心冷却系(ECCS)	拡大防止／ 影響緩和*	B — S	C S S
熱除去	余熱除去系／残留熱除去系	影響緩和	S	S
閉じ込め	- 格納容器 - 放射性物質除去設備	影響緩和	S S	S S

*：ECCSについては、拡大防止あるいは影響緩和のどちらに分類するか意見が分かれる。

従って、基準地震動以下の地震動により深層防護の第 1 の防護レベル（発生防止）が破られる場合もあるが、そうした場合においても、第 2、第 3 の防護レベル（拡大防止と影響緩和）の耐震クラスが高いことによって原子炉の安全は確保され、深層防護の概念が成立する。

以上を整理したものを、表 2 に示す。この表では耐震重要度分類に応じて、異常過渡及び事故の発生に繋がる機器が有るか否かを簡潔にまとめるとともに、“止める”、“冷やす”、“閉じ込める”といった機能を果たす機器が耐震重要度分類のどこに該当するかを端的に整理している。同表から分かるように、現在の耐震設計の考え方は、基準地震動の発生を想定し耐震重要度分類の B クラスあるいは C クラスの機器の損傷等による異常過渡の発生は許容するものの、事故についてはその発生を防止することを基本とし、さらに、“止める”、“冷やす”、“閉じ込める”といった安全機能について耐震重要度分類の S クラスの機器を備えることにより基準地震動によって異常過渡が発生した場合においても所定の機能を果たし事故への拡大防止や影響緩和が確実に行われるよう設計することを求めるものであると言える。

表 2 基本的な安全機能に対する深層防護レベルと耐震重要度分類との関係

深層防護レベル		S クラス	B クラス	C クラス
発生防止	異常過渡の発生	該当機器なし	該当機器あり	該当機器あり
	事故の発生	該当機器あり	一部 該当機器あり	該当機器なし
拡大防止／影響緩和	“止める” 機能	あり	なし	なし
	“冷やす” 機能	あり	あり	あり
	“閉じ込める” 機能	あり	なし	なし

一方、基準地震動を超える地震動に対しては、そもそも発生頻度が極めて低いものの起こった場合には耐震重要度分類が S クラスの原子炉冷却材圧力バウンダリが地震動により損傷し LOCA

が発生する可能性がある。LOCA に対する拡大防止及びその影響緩和に必要な機器も耐震重要度分類が S クラスであるため、これらの安全機能を有する機器の機能が喪失する可能性を否定できず、当然のことながら深層防護の概念は成立しない。

上述したように、基準地震動を境に深層防護の成立性に違いが見られ、図 3 に整理されるように既存の論理内で閉じることができる領域と、今後、新たな論理構築が望まれる領域に分けることができる（付録Ⅱ参照）。

また、多重性、多様性および独立性については、例えば、機器の配置や構造上の違いなどがこれらに寄与しているが、耐震設計の観点から具体的にこれを規定しているものはない。

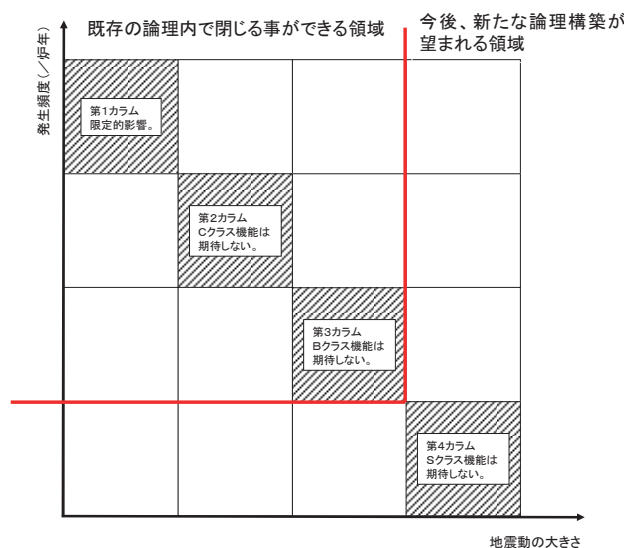


図 3 地震動の大きさ別の耐震設計，地震時の安全評価の考え方

そこで、地震安全の論理構築に向けて、耐震設計の考え方を深層防護の概念と照らし合わせて、以下のように整理した。

- 基準地震動を超える地震動が発生しないのであれば、耐震設計上、異常過渡相当の事象が起こるものの、事象の拡大防止、影響緩和に必要な系統は耐震設計上、機能を失うことはないことから、深層防護の概念は成立するが、これまでの決定論的な考え方により基準地震動を超える地震動が発生しないことを示すのは現実的に不可能である。そのため、どの程度の地震動を想定すれば十分であるかをその発生の可能性から判断することが必要であり、3.2 節に述べたように、確率論的なアプローチを導入することが適切であると考えられる。
- 基準地震動を超える地震動に対して発生防止、拡大防止あるいは影響緩和の各防護レベルをどのような考えに基づいて設計するかを明確にする。例えば、耐震重要度分類の変更や見直し（深層防護の各レベルに応じた分類、耐震・免震・制震という 3 つの技術の組合せを考慮した分類など）、各種機器の耐力の最適評価、格納容器（解説 6 参照）の耐震設計上の位置付けに関する検討などを行うことで深層防護の各レベルを耐震設計上、どのように扱うことが可能かを明らかにすることも 1 つの方法であると考えられる（付録Ⅲ参照）。
- 深層防護の 3 つの防護レベルが全て破られることも確率としては存在し、地震力が同時に付

加されることから、場合によっては共通原因故障などによりその確率が大きくなることもある。しかしながら、確率論的な評価を用いてそのリスクが十分低いことを示すことができれば、基準地震動を超えた領域においては、深層防護の成立性を必ずしも担保する必要がなくなるものと考えられる。このため、安全評価の1つの方法として地震時確率論的安全評価（以下、「地震PSA」という）を活用することが適切である。

5. 地震時の安全評価体系に関する検討

内的事象に対する安全評価は、単一の機器故障や誤操作による異常過渡や事故を想定し、安全設備における単一故障を仮定することとなっている。これに対して、基準地震動以下の地震動で異常過渡等が起こった場合、耐震設計が施されていることから安全系の機能喪失はないため、内的事象と同様に単一故障を仮定しても、安全性を示すことができる。

しかしながら、基準地震動以下の地震動であっても内的事象のシナリオと異なり、機器の同時故障が起こり、複数の起因事象が同時に発生することを想定する必要がある。そのため、内的事象に対する安全評価の結果が地震時における耐震重要度分類のBもしくはCクラスの機器の損傷を想定した場合も包絡できるか否かが明確でない。従って、地震時におけるプラントの応答（各種安全機能の作動／不作動など）を詳細に分析し、シナリオとしての包絡性を検討することが必要である。また、シナリオとして包絡性が確認できないものについては、例えば、複数の異常過渡を想定しても、耐震設計上、原子炉緊急停止機能に期待できるため、内的事象に対する異常過渡の安全評価の判断基準を逸脱することはないものと考えられるが、その他の場合も含めて、安全評価の判断基準が満足されるか否かについて検討を行う必要がある。さらに、拡大性の小さい事故が複数発生する場合については、例えば、どのような事故のシナリオを想定して安全評価を実施する必要があるか等について検討すべきと考えられる。

一方、基準地震動を超える地震動に対しては、設計上の余裕があるため、必ずしも直ぐに各種安全機能が喪失するわけではないが、どの程度の地震動まで機能を維持できるかを把握しておくことは不測の事態への備えとしても重要なことであり、各種安全機器の余裕を定量的に把握しておくことが望ましい。この結果は、後述の地震PSAにおけるフラジリティデータとしても活用できるものと考えられる。また、基準地震動を超える地震動が発生することにより、複数箇所でのLOCAの発生、異なるタイプの事故の同時発生や、発生防止、拡大防止あるいは影響緩和の機能を有する機器の同時故障などが起こったり、事故の発生と同時にECCSなどの安全系の設備が機能喪失する可能性があるため、こうした複雑な状態を考慮して評価を行う必要がある。しかし、このような状態に対しては決定論的な考え方で事故のシナリオを定義しようとしても、地震による従属故障が想定されることから単一故障の仮定を持ち込む意味がない。また、包絡性を持たせるような事故のシナリオを設定することもできない。さらに、3つの深層防護レベルが全て破られることも確率としては存在し、その可能性を定量的に評価することも必要となる。従って、基準地震動を超える地震動により発生する事象の安全評価には、確率論的アプローチの導入が必要となる。

しかしながら、現状では、表3(a)に示すように基準地震動までを耐震設計や構造設計による確

認といった決定論的なアプローチが用いられているのに対し、基準地震動を超える地震動については、耐震設計審査指針において「“残余のリスク”の存在を十分認識しつつ、それを合理的に実行可能な限り小さくするための努力が払われるべきである」との記載があることから残余のリスクを評価することとなっており、基準地震動を境に2つの評価体系に分けられていると考えられる。そのため、地震動全体に対する地震時の安全評価の体系を論理的に説明することができない。

以上を踏まえると、地震時に起こり得る事象については、あらゆる範囲の地震動領域の評価を連続的に対応することができる確率論的評価の導入が不可欠である（表 3(b)）。ここで言う確率論的評価とは残余のリスクではなく、地震 PSA を指している。

なお、被ばく評価の観点から、基準地震動を上回る領域では S クラス機器の機能が期待できない地震動が発生する頻度は極めて低いものの安全機能の多くが同時に喪失する可能性があるため、公衆への影響は甚大なものとなる場合もある。公衆への影響は、格納容器が健全であるか否かに大きく依存し、格納容器が健全であると仮定すれば、最終的な防護レベルが確保され、被ばくは重大・仮想事故と同等のものになると考えられる。

表 3(a) 地震に係る評価体系の現状

		基準地震動以下	基準地震動を超える
構造設計評価		耐震クラス毎の確認評価	(定義されていない)
安全評価	決定論	(定義されていない*)	(該当する概念がない)
	確率論	(定義されていない)	残余のリスク

*：構造設計評価により各々の構築物、系統、機器の安全機能は確認される。

表 3(b) 地震に係る評価体系の今後の提言

		基準地震動以下	基準地震動を超える
構造設計評価		耐震クラス毎の確認評価	余裕の定量的把握（最適評価）
安全評価	決定論	原子炉への影響の確認	(評価対象を定義できない)
	確率論	地震 PSA の実施	

6. 地震安全の論理の構築

原子力発電所の安全確保においては、深層防護の概念と多重性、多様性及び独立性の原則を適用し、まず、設計基準事象を設定し、その拡大を防止しさらに影響を緩和するための安全機能を確実に果たすことができるよう構築物、系統、機器の設計がなされる。さらに、この設計に対し、安全評価が行われ、通常運転時、異常過渡時、及び事故時に生じるそれぞれの荷重の組合せに対し原子力発電所における構築物、系統及び機器について機能上及び構造上の健全性を確保、維持することで、それぞれの安全機能により原子力発電所の安全が確保されることを示すことになる。この確立された安全確保の考え方を参考とすると、地震時安全確保のためには、まず設計上考慮すべき地震動、即ち基準地震動を定めること、その地震動以下の地震動において安全機能が確実に遂行されることを担保するように適切な余裕を持たせた耐震設計を行うこと、諸所に存在する不確実さを考慮し安全評価により確認すること、というプロセスが必要である。

まず、基準地震動の策定についてであるが、原子炉の運転期間を考慮し、原子炉のリスクを十

分に低く抑えるような発生頻度と大きさの地震動を設定する。その方法としては、現在行われている地震発生メカニズム等にかかる科学的調査に基づくものとするが、最近では、こうした調査に係る方法が高度化したことで、より多くの情報が得られる反面、活断層の連続性等に関する専門家の意見が多様となり、仮に、これらの意見を全て考慮すると、時としてかなり過大な地震動を与えることにもなりかねない。そのため、地震時の安全確保の観点から適切な基準地震動を設定するには、知識および認識の不足に係わる不確実さを低減させる努力を継続するとともに、確率論的概念を導入することが必要である。

次に、耐震設計では、現在の考え方と同様、基準地震動以下の地震動に対して事故の発生防止に重点を置くことが重要であるが、拡大防止および影響緩和についても異常過渡の事故への拡大を防止するという観点から、事故の発生防止と同様に高い耐震重要度分類に位置付け、基準地震動以下の地震動に対して原子炉の安全を確保するように設計することが適切である。ただし、今後、耐震、免震、制震といった技術を適切に組み合わせることにより、特に新設計炉においては、安全機能を担う機器の構成や地震への対応方策などが見直される可能性があり、こうした場合には、それら各々の方策に応じた耐震重要度分類（耐震だけでなく免震や制震技術が導入されるため、正確には「耐震重要度分類」ではないが、ここでは簡便のためこの用語を用いる）を検討することも有効である。この際、基準地震動に対し、発生防止、拡大防止あるいは影響緩和の各防護レベルをどのような考えに基づいて設計するかを明確にする必要があると考える。

基準地震動以下の地震動に対して、安全機能を担う機器の機能が設計により担保されていれば、内的事象に対する安全評価により確認された機能と同等の働きを各防護レベルの機器が果たすことから、機器の構造設計評価を行って地震時に所定の機能が確保されることを確認することで、基本的には内的事象と同様の安全評価は不要と考えられる。ただし、地震時には内的事象と異なり、B、Cクラス機器のいくつかが同時に損傷したり機能を果たすことができないという事態も想定すべきである。こうした状況を踏まえて、地震時における原子炉の挙動が内的事象に対する安全評価で対象としている事象により包絡されるか否かについて十分な検討を行うことが必要である。

基準地震動を超える地震動は、発生頻度は極めて小さいものの、その発生を完全には否定できないため、こうした地震発生時の原子炉の安全性を確認することが必要である。基準地震動を超える場合には、耐震重要度が高い機器であっても同時に複数の機器の機能に期待できなくなる場合も想定され、決定論的なシナリオの設定が困難であることから、地震PSAを導入することが合理的である。

地震の大きさと発生頻度は地域依存性が高いので、立地箇所の条件によっては基準地震動を超える地震動の発生頻度がある基準よりも小さければ（地震ハザードによる評価）、そうした地震動を考慮する必要はないと考えることもできる。しかし、基準地震動を超える地震動に対して評価を行う場合には、安全機能を担う機器の耐力に関する余裕を定量的に把握し（最適評価）、実際にどの程度の大きさの地震動まで耐えられるのかを予め示しておくことが安全確保の説明性や透明性を高めるのに有効である。この2つのアプローチを含めて、全体として地震PSAにより影響と頻度の両方を定量的に把握して、基準地震動を超える場合も含めて原子炉の安全性を確認することが重要である。

上に述べた地震安全の論理に沿って原子力発電所の安全を確保するためのプロセスを描いてみると図4のようになる。この図において、太枠及び太線で示したものが、地震時の安全確保に関する説明性をより一層高めるために本検討で付加した事項である。

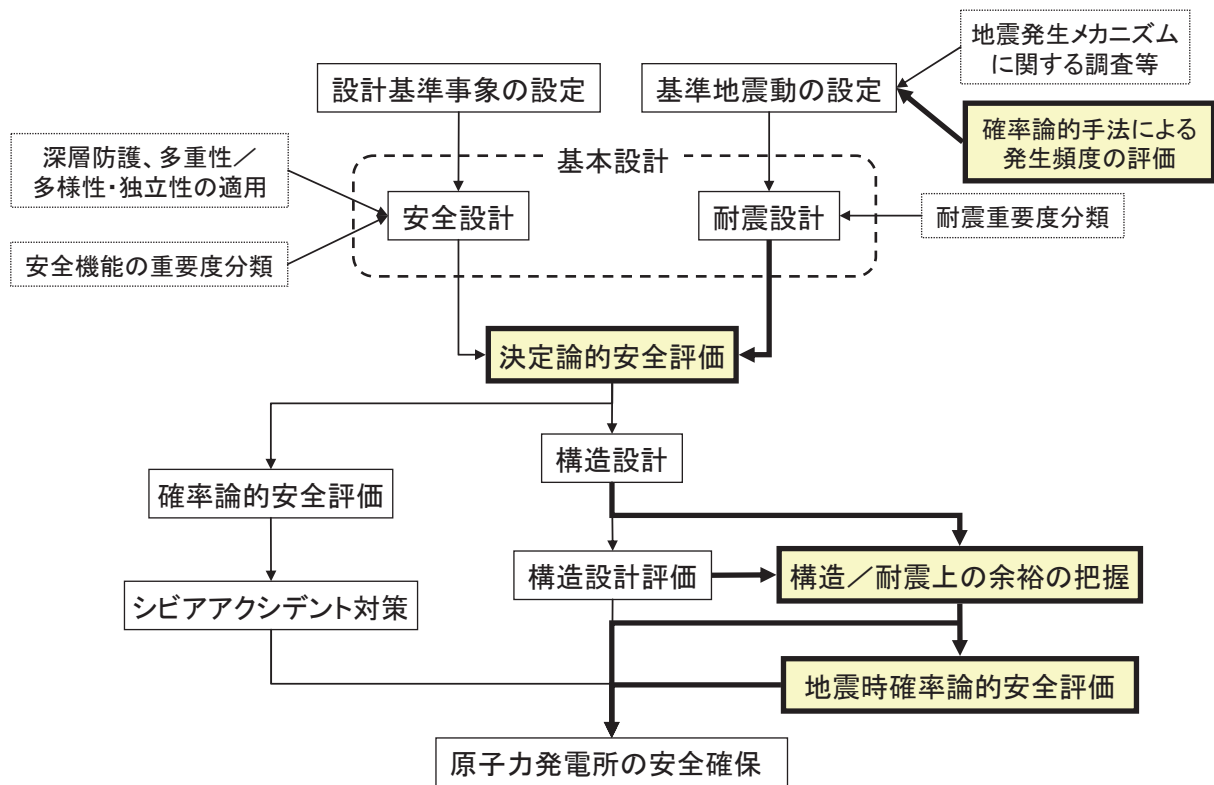


図4 地震安全の論理に基づく原子力発電所の安全確保のプロセス

7. まとめと今後の課題

本論では、基準地震動を超える地震動も含め、現在の地震安全に関する基本的考え方を整理し、基準地震動に着目した検討、深層防護の視点からの検討、地震時の安全評価に関する検討という地震安全に重要な3つの事項について議論を展開し、確率論的な考え方の導入を含めて全範囲の地震動に対する地震安全の論理を構築した。この論理を基に地震安全確保のための方策を具現化するために、例えば、以下のような検討が必要である。

- ・ 確率論的アプローチの導入による基準地震動の設定に関する検討
- ・ 基準地震動を超える地震動に対する耐震設計と深層防護概念に関する検討
- ・ 各種機器の耐震上の余裕の把握
- ・ 地震時の事象シナリオに対する決定論的安全評価の必要性に関する検討
- ・ 地震 PSA の導入に伴う地震時安全評価の体系化

また、免震、制震などの新しい技術が安全機能を担う機器に導入されるなどの場合には、それらを考慮した耐震重要度分類の見直しを検討し、基準地震動に対する深層防護の各防護レベルをどのような考えに基づいて設計するかを明確にする必要がある。

一方、今回は現状における耐震設計を基にして、内的事象に対する安全確保の考え方に照らして、論理を展開したが、今後、観点を変えて、プラント全体の受容可能なリスクから、基準地震動の位置付けや設定方法に関する検討を含め、新たな地震時の安全確保体系を構築し、地震安全の論理を再度展開することも考えられる。さらに、火災や溢水、津波といった地震随伴事象についても、それぞれの事象ごとに原子力発電所の安全確保に関する考え方や論理に関する検討を行い、その結果を基に、地震安全の論理をより一層発展させていく必要がある。

参考文献

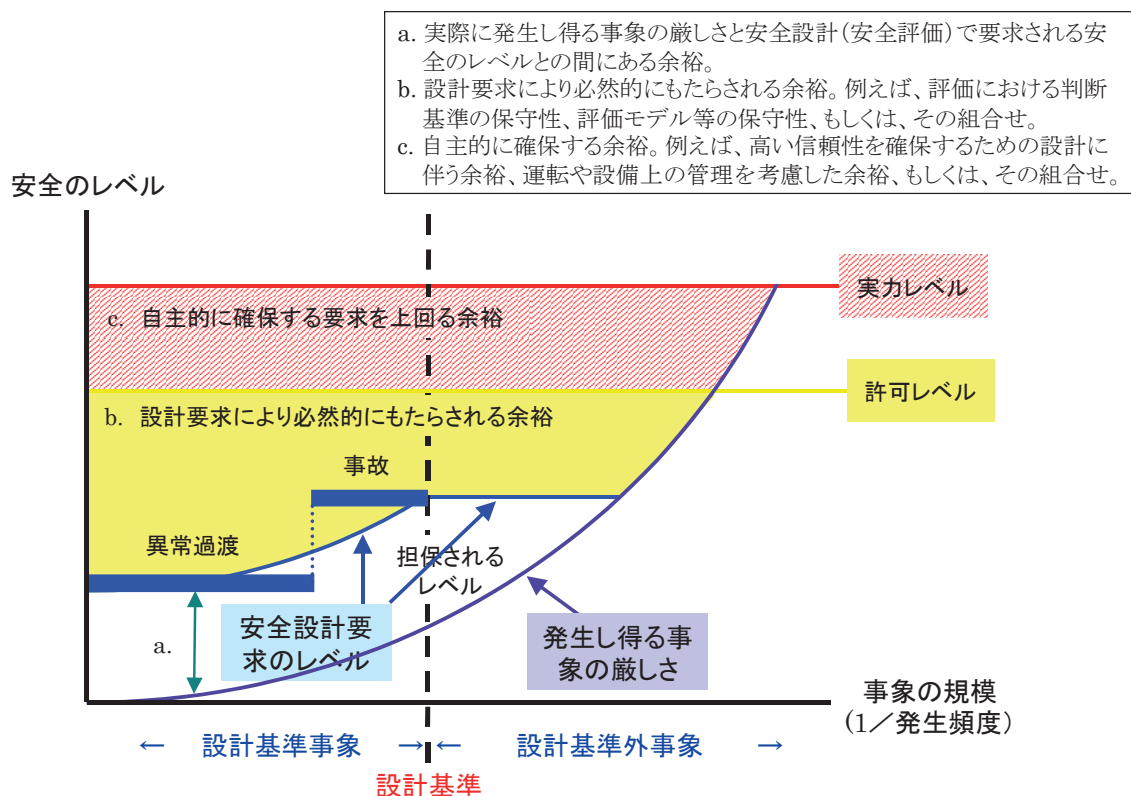
- [1] 原子力安全委員会，“発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針”，平成2年8月30日決定（平成13年3月29日一部改訂）
- [2] 原子力安全委員会，“発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針”，平成2年8月30日決定（平成13年3月29日一部改訂）
- [3] 原子力安全委員会，“発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針”，昭和56年7月20日決定（平成18年9月19日改訂）
- [4] 経済産業省原子力安全・保安院，“「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の改訂に伴う既設発電用原子炉施設等の耐震安全性の評価等の実施について”，平成18年9月20日
- [5] IAEA, “Basic Safety Principles for Nuclear Power Plants 75-INSAG-3 Rev.1,” INSAG-12(1999).

付録

付録 I. 図 1(a)と(b)の補足説明

(内的事象)

付図-A は、図 1(a)の理解を助けるために作成したものであり、実際に発生し得る事象の厳しさと安全設計の妥当性を確認するための判断基準 (安全設計評価指針において規定される判断基準) 及びその余裕について概念的にまとめたものである。同図において、横軸は、事象の規模 (事象の発生頻度の逆数と言い換えることもできる) であり、また、縦軸は、各々の事象に対する安全のレベルを示している。



付図-A 安全設計 (評価) における内的事象に対する安全のレベル

原子力発電所の安全設計に対する評価 (安全評価) においては、異常過渡や事故といった設計基準事象 (評価すべき事象と呼ばれている) に対して厳しい条件を設定し、評価することが求められている。これらの評価に対する判断基準は、安全設計評価指針に規定されており、具体的には、異常過渡に対して、最小限界熱流速比又は最小限界出力比が許容限界値以上であること、燃料被覆管が機械的に破損しないこと、燃料エンタルピーが許容限界値以下であること、原子炉冷却材圧力バウンダリに掛かる圧力が最高使用圧力の 1.1 倍以下であることが求められ、また、事故に対しては、炉心が著しい損傷に至ることなく十分な冷却が可能であること、燃料エンタルピーが制限値を超えないこと、原子炉冷却材圧力バウンダリに掛かる圧力が最高使用圧力の 1.2 倍以下であること、格納容器バウンダリに掛かる圧力が最高使用圧力の 1.2 倍以下であること、公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことが要求されている。しかし、実際に発生し得

る設計基準事象については、安全評価においてこれらの判断基準を十分下回ることが確認されており、評価すべき事象では厳しい条件設定をしていること等により、個々の事象の厳しさと安全設計（安全評価）で要求される安全のレベル（安全設計における個々の要求水準もしくはその組合せ）との間にはある程度の余裕が存在する（付図-A の a に相当する）。また、事象によっては、個々の判断基準との間に存在する余裕の程度は異なり、例えば、PWR における一次系の異常な減圧では、最小限界熱流速比が最もクリティカルな判断基準となるが、原子炉冷却材圧力バウンダリに掛かる圧力については大きな余裕がある。これに対して、蒸気発生器への給水喪失では、原子炉冷却材圧力バウンダリが最もクリティカルな判断基準となる。このように、事象の厳しさと判断基準との間に存在する余裕の程度は、判断基準ごと、及び、事象ごとに凸凹があり一定ではないものの、ここでは、個々の判断基準に対する余裕と見るのではなく判断基準全般に対する余裕と考え、異常過渡及び事故に対する判断基準は、それぞれ、ある範囲内にあり（付図-A の青帯線に相当する）、また、個々の判断基準を離散的ではなく連続的なものとして取り扱うこととし（付図-A の青曲線に相当する）、事象の厳しさと判断基準との間の余裕は便宜的にほぼ一定（一定の幅）に維持されるものとした（図 1(a)の「安全設計要求レベル」に相当する）。なお、設計基準事象の規模によらず余裕を一定の幅で確保することは、安全設計の理念として捉えるべきものと考えられる。

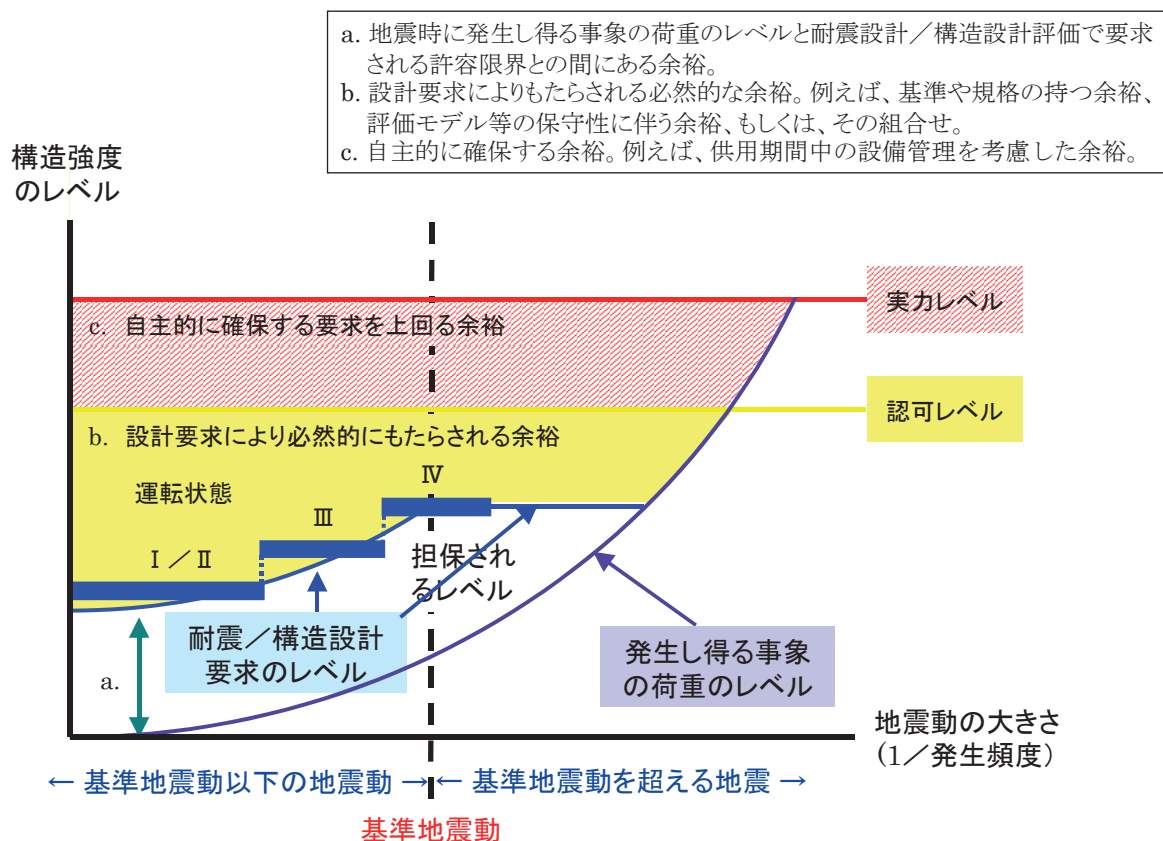
これに対して、設計基準事象を超えるような事象（以下、「設計基準外事象」という）が起こった場合であっても、条件次第では設計基準事象に対する判断基準を満足するものが実際には存在する。例えば、BWR において外部電源喪失が起こり、タービンバイパス弁が使用不能となったとしても、逃がし安全弁の作動により原子炉圧力は制限値内に抑えられ、原子炉隔離時冷却系により原子炉水位も維持される。また、PWR において制御棒の挿入時間に多少の遅れが生じて燃料の健全性は維持される。なお、実際の事例としては、1982 年の米国 Ginna における蒸気発生器伝熱管破損事故では加圧器逃がし弁が開固着し、また、1991 年の美浜・2 号機における蒸気発生器伝熱管破損事故でも加圧器逃がし弁が開かないなど、安全評価の想定を超えた事故のシナリオとなったが、いずれも安全評価における判断基準を逸脱することはなかった。従って、ある規模の設計基準外事象までは、個々の事象の厳しさと判断基準との間にはある程度の余裕が存在するが、この余裕は、事故の規模が大きくなるにつれて小さくなる。

一方、これらの判断基準自体にも保守性が設定されていたり、また、例えば、ある基準を満足するように設計したとしても、必ずしも別の基準を満足するわけではないため、個々の基準を満足するように設計することにより、結果的に、全体としての設計上の余裕が生まれることになる。さらに、安全評価や解析においてはモデルや使用するデータ等に不確実さがあることから解析コードや入力パラメータに保守性を持たせており、この保守性に伴う余裕もある。こうした余裕は、保守性を持って個々の基準を満足するために必然的に生じるものであり、付図-A の b に相当する（図 1(a)の①に相当する）。この余裕を持った設計は、いわば、設置許可を受けた時点での安全のレベルとなる（付図-A における許可レベル）。これらに加えて、より高い信頼性を確保するために安全設備の多重性を高くするなど実際の設計においては更なる余裕が設けられたり、例えば、ポンプの容量を要求されるものより大きくするなど各種設備や機器の設計上の不確実さを見越して製造や建設が行われるため、最終的には、より一層の余裕が存在することになる。この余裕は、

いわば自主的に確保される余裕であり、付図-A の c に対応するものである（図 1(a)の②に相当する）。安全設計要求レベルにこれら 2 種類の余裕を上乗せしたものが、実際の安全のレベル（所謂、安全に対する実力：付図-A における実力レベル）となる。

（地震）

付図-B は、図 1(b)の理解を助けるために作成したものであり、地震動の大きさに応じて発生し得る事象の荷重のレベルと構造設計／耐震設計の妥当性を確認するための許容基準（設計建設規格、維持規格、耐震設計技術指針に規定される許容限界）及びその余裕について概念的にまとめたものである。同図において、横軸は、地震動の大きさ（地震動の発生頻度の逆数、あるいは、地震動によって引き起こされる事象の規模と言い換えることもできる）であり、また、縦軸は、発生し得る事象時に作用する荷重と地震動により生じる荷重の組合せに対する構造強度のレベルを示している。



付図-B 耐震設計／構造設計（評価）における地震時荷重に対する構造上の余裕

原子力発電所における構築物、系統及び機器に対する構造設計においては、以下の 4 つの運転状態に分類し、それぞれの状態において作用する荷重（死荷重、圧力荷重、機械的荷重及び地震荷重）を組み合わせる許容限界が規定されており、各種構築物、系統あるいは機器がこの限界内に収まること（即ち、弾性範囲内に維持されるか、あるいは、過大な変形がないこと）を求めている。

- ・ 運転状態 I：原子炉施設の通常運転時の状態
- ・ 運転状態 II：運転状態 I，III，IV 及び試験状態以外の状態

- ・ 運転状態Ⅲ：原子炉施設の故障，異常な作動等により原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる状態
- ・ 運転状態Ⅳ：原子炉施設の安全設計上想定される異常な事態を生じている状態

なお，運転状態は，地震動の大きさとは関係なく設定されたものであるが，耐震設計においては，地震時の状態と，それによって引き起こされるおそれのあるプラントの状態とを組み合わせることが求められており，各運転状態における各種構築物，系統及び機器の許容限界は，こうした組合せを考慮して算定されたものである。

また，耐震設計においては，基準地震動とそれに基づく弾性設計用地震動を設定し，原子力発電所における構築物，系統及び機器を，安全上の観点から，以下の３つのクラスに分類して（現行の耐震設計審査指針では３クラスであるが，旧指針では４クラスに分類される），それぞれのクラスに対して規定された地震力に耐えるよう求めている。

- ・ S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散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，並びにこれらの事故発生の際に外部に放散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，その影響の大きいもの
- ・ Bクラス：上記において，影響が比較的小さいもの
- ・ Cクラス：S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

具体的には，Sクラスの施設については，基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できること，また，弾性設計用地震動による地震力または所定の静的地震力のいずれか大きい方の地震力に耐えることが求められており，B及びCクラスの施設については，それぞれのクラスに対して規定された静的地震力に耐えることが求められている。

しかし，実際の地震により発生し得る事象において作用する荷重は，各運転状態における許容限界を十分下回ることが構造設計評価により確認されており，また，地震時の荷重の組合せについては厳しい評価を与える荷重の組合せを選定することとなっていること等により，地震により発生し得る個々の事象による荷重のレベルは，構造設計／耐震設計で要求される許容限界との間にはある程度の余裕が存在する（付図・Bのaに相当する）。また，事象によっては，各運転状態に対して規定された許容限界との間に存在する余裕の程度は異なり，例えば，運転状態Ⅲであっても，地震の従属事象となる事象や従属事象とはならないが比較的長時間続く恐れのある事象によって引き起こされるプラントの状態では，地震荷重と組み合わせるべき荷重が異なる。さらに，荷重の組合せとそれに対応する許容応力状態は，容器，管，支持構造物，ポンプ・弁などの機種別に規定されていることから，個々の事象時に作用する荷重のレベルと許容限界との間に存在する余裕の程度は，その事象が如何なる機器の故障によるものであるかによって異なる。しかし，ここでは，個々の構築物，系統及び機器に許容限界に対する余裕と見るのではなく安全上重要な構築物，系統及び機器全体に対する余裕と考え，運転状態Ⅰ，Ⅱ，Ⅲ及びⅣに対する許容限界は，それぞれ，ある範囲内にあり（付図・Bの青帯線に相当する），また，それらを離散的なものではなく連続的なものとして取り扱うとことし（付図・Bの青曲線に相当する），個々の事象時に作用する荷重レベルと許容限界との間の余裕は便宜的にほぼ一定（一定の幅）に維持されるものとし

た。

構造設計／耐震設計は、あくまでも基準地震動以下の地震動を対象としたものであり、それを超える地震動については、残余のリスクを評価することが推奨されているものの、構造強度に係る要求はない。しかし、実際には、基準地震動を超える地震動により原子力発電所の各種構築物、系統及び機器が直ぐに損傷するわけではない。事実、新潟中越沖地震でも、基準地震動を超える地震動が観測されたが、原子力発電所の安全を確保するために必要な設備には全く影響がなかった。従って、基準地震動を超えてもある程度の大きさの地震動までは、地震時における事象の荷重レベルと許容限界との間にはある程度の余裕が存在するが、この余裕は、地震動が大きくなるにつれて小さくなる。

一方、許容限界自体にも安全率が設定されていたり、また、荷重を組み合わせることにより、1つの荷重条件を満足するための設計が他の荷重条件に対する余裕となることもあり、結果的に、全体としての設計上の余裕が大きくなる。さらに、地震の発生メカニズムや距離減衰式などの地震動モデルや建屋応答解析モデルなどの評価手法、これらに使用するデータ等に不確実さがあることから保守的な評価が行われているため、これらの保守性に伴う余裕も存在している。こうした余裕は、保守性を持って許容限界を満足するために必然的に生じるものであり、付図・Bのbに対応する（図1(b)の①に相当する）。この余裕を持った設計は、いわば、工事計画認可を受けた時点での構造強度レベル（付図・Bにおける認可レベル）となる。これらに加えて、より高い構造上の信頼性を確保するために、例えば、耐震サポートの数を増やしたり、本来必要な制動能力よりも高い耐震サポートを取り付けるなど設計上の不確実さを見越して製作が行われるため、最終的には、より一層の余裕が存在することになる。この余裕は、いわば自主的に確保される余裕であり、付図・Bのcに対応するものである（図1(b)の②に相当する）。構造／耐震設計要求による構造強度レベルにこれら2種類の余裕を上乗せしたものが、実際の構造強度のレベル（所謂、構造上の実力：付図・Bにおける実力レベル）となる。

付録Ⅱ．地震動の大きさ別の耐震設計，地震時の安全評価の考え方

図 3 について，コラムごとに地震時の深層防護各レベルの関係を考察する。なお，ここで想定しているプラントの機器などの状態は，設計想定に準じたものであり実力に基づくものではない。この点については，付録Ⅲで検討するような深層防護を成立させる方法を導入すれば，第 4 コラムにおいて非現実的な影響を想定する必要はなくなるものと考えられる。

(1) 第 1 コラム

耐震重要度分類の S, B, C クラス機器の機能を期待できるコラムとしているため，プラントの機器などに損壊はない。ただ，タンク水位変動によるアラーム発信などの事象は起こる可能性があるが，機能喪失には至らない。したがって，深層防護レベルは健全に機能している。

(2) 第 2 コラム

耐震重要度分類の C クラス機器の機能は期待できないが，S, B クラス機器の機能は期待できるコラムとしているため，上記の地震安全の目的に照らして問題になる事態は起こらない。

(3) 第 3 コラム

耐震重要度分類の B クラス以下の機器の機能が期待できないコラムとしており，例えば放射性廃棄物系統の破損などにより，系外へ放射性物質が放出されることが想定されるが，S クラス機器の機能は期待できるため事故時の放射線影響を下回る。

(4) 第 4 コラム

従来の整理では，このレベルでは基準地震動を上回る地震動領域であるため耐震重要度分類の S クラス機器の機能が期待できないことになる。地震により S クラス機器が機能喪失するのは，基準地震動を大きく上回るような地震動が発生することが前提となるため，その頻度は極めて低い。しかし，安全機能の多くが同時に喪失する可能性があるため，こうした場合のプラントへの影響は甚大なものとなる場合もある。

付録Ⅲ． 基準地震動を超える地震動に対する深層防護の概念の取り入れに関する検討

基準地震動を超える地震動を想定した場合、地震を共通要因と考えれば、深層防護の概念が成立しないのは当然であるが、例えば、深層防護の第 2, 第 3 防護レベルの設備／機器の耐震重要度に対して深層防護の段階に応じた耐力を持たせれば、基準地震動以下の場合と同じような状況となり、深層防護の概念を成立させることも可能である。深層防護の概念を取り入れるためには、耐震重要度分類の変更、各種機器の耐力の最適評価、格納容器の耐震設計上の位置付けに関する検討といった方法が考えられる。以下に、この 3 つの方法について記す。

(1) 耐震重要度分類の変更に関する検討

原子炉冷却材圧力バウンダリを現行と同様に耐震重要度分類の S クラスのままとして深層防護の第 2, 第 3 の防護レベルに位置する安全保護系や ECCS の耐震重要度をそれより高くすること、あるいは、原子炉冷却材圧力バウンダリの耐震重要度分類を現行より若干低くし S-クラスとし、安全保護系や ECCS の耐震重要度分類を S クラスのままとする方策を取り入れることも考えられる。

また、耐震設計だけではなく、免震や制震といった新しい技術を導入することで、耐震重要度分類の対象からはずすことができると考えられる。導入にあたっては深層防護との関係を考慮しつつ、安全機能を有する構築物、系統、機器に対する耐震重要度分類の見直し（「耐震、免震、制震技術に応じた安全機能の重要度分類」の策定）を検討することも重要である。また、こうした免震や制震技術を取り入れることにより、構造上の多様性を持たせることが可能となり、地震による機器の共通原因故障を回避することができると期待される。

(2) 各種機器の耐力の最適評価に関する検討

基準地震動を超える地震動に対しては、耐震重要度分類 S クラスの機器であっても耐震設計によりその機能が維持されることを担保しているわけではないため、どの程度の規模の地震まで機能が維持されるかを明確にできないのが現状である。従って、こうした基準地震動を超える地震動に対して深層防護の概念を取り入れる場合、上記(1)のように耐震重要度分類として差別化を図るのではなく、後段の防護レベルにおける実際の耐震性が十分に高いことを示していく方策もあり得る。即ち、各防護レベルに属する安全系機器の耐力を最適評価し、それに基づいて、ある防護レベルの耐震性が他の防護レベルより高いことを示したり、防護レベルごとに耐震性の最も高い構成要素（設備や機器）を明らかにして防護レベル間の比較を行うことで、前段否定型にこだわることなく、各防護レベルがどのように整理されるかを検討するというものである。この場合には、耐力の余裕をどのように評価するかについて十分な検討が必要となる。

こうした耐力の評価手法は設計段階においても活用することができると考えられる。耐震設計の段階において、耐震重要度分類を変えることなく最も高い耐力をどの機器に持たせるかを検討することで、基準地震動を超える地震動に対しても深層防護の概念を取り入れることが可能となる。具体的には、第 1 の防護レベルでは全ての設備・機器の耐力を高くしなければ

発生防止の耐震性が向上しないが、拡大防止や影響緩和では、多重性・多様性のある設備・機器の一方だけ耐力を高くすることで第 2、第 3 の防護レベルの耐震性を高めることができ、深層防護の概念を取り入れることが可能となる。

(3) 格納容器の耐震設計上の位置付けに関する検討

現状の耐震設計では発生防止に重点が置かれているが、これに加え、影響緩和にも重点を置いた耐震設計の考え方を検討し深層防護の概念を成立させようとした場合、地震に対し格納容器に何を期待するかによって耐震重要度の設定もしくは耐力のレベルが異なってくる。

格納容器が放射性物質の環境放出に対する最後の砦であると位置付けるならば、格納容器を原子炉冷却材圧力バウンダリや安全保護系、ECCS よりも強い耐震性を有した設計とし、格納容器内部が壊滅的な損傷を受けていても、格納容器の機能に支障が生じなければ、地震安全の観点から原子炉安全は確保される。

一方、格納容器を「環境への影響をできるだけ小さく抑えるための手段である」と位置付けるのであれば、深層防護の前段である原子炉冷却材圧力バウンダリが健全であることを前提とする必要があり、この場合、深層防護の観点からは格納容器は不要ということになる。そのため、格納容器の耐震性が ECCS などと同程度の強さであっても問題ないと考えられる。つまり、ECCS が損傷し、格納容器も健全性（設計漏洩率）を維持できないが、格納容器が壊滅的な破損にならないのであれば多少の漏洩増加はあっても、原子炉冷却材圧力バウンダリが健全である限りは、復旧措置や防災措置を講じるための時間の余裕が確保できるという考え方になる。

なお、米国では、新型炉の設計においてシビアアクシデントを取り入れることを前提とし、格納容器の位置付けを従来から変更しているようにも見える。具体的には、これまで、現行の軽水炉における格納容器について早期大規模放出頻度(LERF)を 1×10^{-5} としており、後期の大規模放出や漏洩などの規模の小さい放出は対象外としてきたのに対し、新型炉に対しては大規模放出頻度(LRF)を 1×10^{-6} としており、後期の大規模破損も加えて格納容器に対して既設炉よりもより厳しい要求を課していることになっている。これは、格納容器は「環境への影響をできるだけ小さく抑えるための手段である」という従来の位置付けから、最後の砦としての意味合いが若干強まったものと言える。

解説

解説 1. 設計基準事象の定義

安全設計審査指針によれば、設計基準事象とは異常過渡と事故を指す。異常過渡とは、原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一の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異常な状態をいう。事故とは、異常過渡を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、原子炉施設の安全設計の観点から想定されるものをいう。

安全評価指針では、異常過渡の対象を、①炉心内の反応度／出力分布、②炉心内の熱発生／熱除去、③原子炉冷却材圧力／保有量の異常な変化、④設計によって必要と認められた事象としている。

安全評価指針では、事故の対象として、①原子炉冷却材の喪失／炉心冷却状態の著しい変化、②反応度の異常な投入／原子炉出力の急激な変化、③環境への放射性物質の異常な放出、④原子炉格納容器内圧力／雰囲気等の異常な変化、⑤設計によって必要と認められた事象を取り上げている。

解説 2. 安全設計審査指針、安全設計評価指針、耐震設計審査指針の関係

安全設計指針は、軽水炉の設置許可申請に係る安全審査に当たって確認すべき安全設計の基本方針を定めたものであり、具体的には、原子力発電所の施設全般に係る基本的な設計方針（指針 1～10）と個別の構築物、系統及び機器に対する設計方針（指針 11～59）を規定している。安全審査においては、当該原子力発電所の安全設計が少なくとも同指針の定める要求を十分に満足していることを確認することになる。従って、原子力発電所の設計においては、まず、この安全設計審査指針の要求を満足するよう基本設計が行われ、そして、この基本設計の妥当性は、施設内における事象を原因とする異常過渡と事故（即ち、設計基準事象）を対象として取り上げ安全評価指針に基づいて確認される。

一方、安全設計審査指針の指針 2（自然現象に対する設計上の考慮）の第 1 項の規定を受けて耐震設計審査指針が策定されており、原子力発電所の耐震安全性はこの指針における設計方針に従って構造設計を行うことにより確保される。耐震設計審査指針では、原子力発電所の立地箇所における基準地震動と弾性設計用地震動を策定し、弾性設計用地震動による地震力または静的地震力に対しては弾性範囲にあること、また、基準地震動による地震力に対しては安全機能が損なわれないよう設計することを求めている。具体的には、地震により発生する可能性のある環境への放射線による影響の観点から、原子力発電所における各種構築物、系統及び機器を耐震重要度に応じて分類し、区分ごとに、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられるよう設計し、耐震重要度分類の S クラス機器に関しては、基準地震動による地震力に対してその安全機能が維持されるよう確認することになる。即ち、耐震安全に関する設計方針の妥当性は、各種構築物、系統及び機器の詳細設計を対象とし、常時作用している荷重、通常運転時に作用する荷重、異常過渡時に生じる荷重、事故時に生じる荷重と地震力との適切な組合せ、あるいは、その結果発生する応力が許容限界内に収まることを構造設計評価により確認される。こうした詳細設計に

対する評価を通して各種構築物，系統及び機器の構造上及び機能上の健全性が確認され，その結果として各安全機能が達成され，原子力発電所の耐震安全性が確保されることになる。なお，具体的な構造設計要求や許容限界は民間規格（原子力発電所耐震設計技術指針及び設計・建設規格，維持規格）に規定されている。

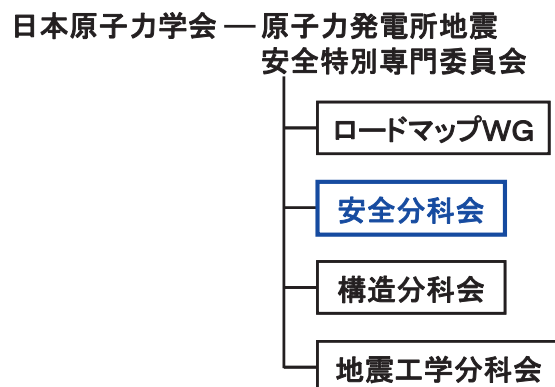
しかし，安全評価指針では，その解説において，「異常過渡及び事故は，その原因が原子炉施設内にある，いわゆる内的事象をさす。自然現象あるいは外部からの人為事象については，これらに対する設計上の考慮の妥当性が，別途安全設計審査指針等に基づいて審査される。」と記載していることから，同指針に基づく基本設計の妥当性確認は，あくまで，内的事象を対象としてなされるという指針体系となっている。これに対し，構造設計評価では，上記のように，原子力発電所の通常状態及び異常状態に起因する内部荷重と地震力を組み合わせた設計を対象としており，設計の妥当性（即ち，構造健全性）は内的事象に対する安全性と耐震安全性の両側面から確認されることになる。

以上をまとめると，内的事象に対する安全性は，安全設計審査指針を満足する基本設計の妥当性を安全評価指針により確認するとともに，民間規格に沿った構造設計とその評価を行うことにより構築物，系統及び機器の詳細設計に対する機能上及び構造上の健全性が確認される。これに対して，耐震安全性は，耐震設計審査指針における基本的な設計方針と，民間規格に沿った構造設計及びその評価により，設計の妥当性が確認されることになり，基本設計の妥当性は内的事象に対する安全評価によって確認されていることを以って省略されている。

解説 3. 原子力学会におけるロードマップ策定の体制

日本原子力学会では，2007 年 12 月に，地震時の安全に関する技術課題を抽出，検討しロードマップ策定について議論するための場として，原子力発電所地震安全特別専門委員会（以下，「専門委員会」という）を立ち上げると共に，全体を包括的に見てロードマップを策定するために，ロードマップ WG の他に，原子力安全分野，機械構造分野，地震工学分野に対応した分科会をそれぞれ設け，各分野の技術課題に対する検討評価の活動を進めることとした。ロードマップ WG には各分科会の代表者が参加している（解図-A）。

安全分科会では，地震に関する各専門分野の現状や課題等を横断的に分析し，地震安全の論理を整理する役割を担っており，それを専門委員会にて議論し取りまとめることとなっている。



解図-A 地震安全特別専門委員会における活動体制

解説4. 深層防護と前段否定

「原子力発電所の安全規制における『リスク情報』活用の基本ガイドライン(試行版)(原子力安全・保安院, 平成18年4月)」によると, 「深層防護とは, 安全確保対策を講じるに際して, 前段否定を繰り返して, 安全確保に高度の信頼性ないし確実性を確保する考え方であり, 「まず, 異常の発生を防止する対策を講じる。その上で異常の発生を想定して異常の拡大を防止する対策を講じる。その上で異常の拡大を想定し, その影響を低減する対策を講じる。」というものである。」とされている。

また, 前段否定については「軽水炉発電所のあらまし(改訂第3版)(原子力安全研究協会)」に次のような記載がある。

「原子力発電の特徴はエネルギー発生にウランやプルトニウムの核分裂を利用していることであり, そのために運転とともに原子炉には多量の核分裂生成物(放射性物質)が蓄積してくる。この「放射性物質」の潜在的な危険性をいかに制御・管理するかが, 原子力発電所の設計, 建設, 運転, 保守等の全ての段階における安全確保の基本となっている。そのために, 人的過誤や人間の思考の未熟性等も考慮して, 安全確保対策が高い信頼性を持って目的を達成できるように取込まれている安全設計の考え方が「深層防護」(Defence-in-Depth)である。それは安全の最終目標を達成するために, 思考の深みによって裏打ちされた防護手段を準備することを意味する。この考え方は, システムや機器の設計だけでなく, 上にも述べたように, 建設, 運転, 保守等のあらゆる段階で基本的に取り込まれるものである。深層防護は, 「フェイルセーフなもの」, 「原理的にあることの発生を防止するもの」, 「階層的に何段にも対策を講じること」等, 多種多様な方法で達せられる。深層防護の概念はもともと米国における国防の考え方から出発した思考形態である。(中略)

この深層防護の最も典型的なもので, 広く使われているものに, 階層的に何段にも対策を講じる「多重防護」(a series of levels of defence)という考え方がある。これは, 「前段否定の思想(考え方)」とも言われる。前段否定とは, 異常な事象の発生・拡大を防止することを目的とした手段が, 思い通りに機能しなかったと仮定し, 次の手段を用意することである。よって, 深層防護を単に多重防護と言い換えることは, 必ずしも意を得たものではない。」

解説5. 不確実さ／偶然的な不確実さ／認識論的不確実さ

不確実さ(uncertainty)とは, 評価の過程に含まれる物理量, モデル, 専門家判断などにおける確実さの度合いの裏返しあるいはばらつきである。確率論的安全評価(PSA)で取り扱われる不確実さは, 物理現象のランダム性に係わる偶然的な不確実さ(aleatory uncertainty)と知識及び認識の不足に係わる認識論的不確実さ(epistemic uncertainty)に大別される。

偶然的な不確実さは, 時間または空間的な差異や変動, あるいは個体間に存在する異質性(個体差)によるばらつきなどから生ずるもので, 本質的に低減できない。例えば, 機器故障の発現間隔など統計上の不確実さなどがこれにあたる。

一方, 認識論的不確実さは, モデルおよびモデルに使われるパラメータに関する知識や情報の不足などから生ずるもので, 知見の拡充により低減が可能である。例えば, 地震発生のメカ

ニズムに関する知識が不足していることなど理論的にも経験的にも明確にされていない現象に伴う不確実さなどがこれにあたる。

解説 6. 格納容器の位置付けに関する考え方

格納容器は、米国の原子力発電の黎明期において、都市近接立地の離隔距離の代替として導入され、炉心損傷が発生したとしても周辺公衆へ過度のリスクを与えることがないように配慮したものであった。そもそも格納容器は炉心損傷の発生時において最大の機能を果たすものであり、米国の新しいソースタームの検討において、シビアアクシデントの知見を駆使してきたのも、この点を考慮したものと考えられる。

わが国では、米国の経緯と異なり、設計基準としての事故（被ばく）、すなわち設計基準事象の結果としての被ばく評価と離隔評価のための重大・仮想事故とは概念的に分離されている。これは、炉心損傷事故が安全設備の多重故障の帰結であり、そのリスクが十分小さいことから、立地評価と安全設計評価（被ばく評価）を明確に区別したものと考えられる。実際、内的事象レベル 1PSA（炉心損傷事故の発生頻度評価）の結果からすれば、炉心損傷頻度は十分に小さいことが確認されている。

重大・仮想事故のソースタームは米国のソースタームを導入したものではあるが、機構論的な事故事象の結果としての炉心損傷を想定したものではない。炉心損傷事故後には、事故シナリオによっては格納容器の健全性が脅かされる場合もあるが、重大・仮想事故では、これとは切り離し、もしくは格納容器の健全性が確保できる範囲の炉心損傷事故を念頭に置き、格納容器が健全であることを前提に、設計漏洩率で放射性物質が漏洩するものとして評価している。

日本原子力学会 原子力発電所地震安全特別専門委員会

原子力発電所の設計と評価における地震安全の論理

2010年7月7日 初版 第1刷発行

社団法人 日本原子力学会

(〒105-0004) 東京都港区新橋 2-3-7
(新橋第二中ビル 3 階)

電話 (03)3508-1263 ; FAX (03)3581-6128

© 2010 Atomic Energy Society of Japan

