

伊方原発3号炉運転差止仮処分命令申立事件への意見書

2016年10月24日

滝谷紘一

(元・原子力安全委員会事務局技術参与、工学博士)

繰り返し地震に対する安全性を確保していない耐震基準

〔目次〕

要旨

1. 熊本地震が明らかにした繰り返し地震の重要性
2. 原子力規制委員長見解にある事実誤認
3. 繰り返し地震を想定外としている耐震基準
4. 繰り返し地震に対して脆弱な設備箇所の事例
5. 結語

文献

参考図

筆者略歴

要旨

新規制基準の耐震基準は、本年4月に発生した熊本地震で生じたような激しい地震動の繰り返し（以下、このような激震の繰り返しを「繰り返し地震」と呼ぶ。）を想定外にしており、その基準のもとに審査された伊方原子力発電所3号炉は繰り返し地震に対する安全性が確保されておらず、繰り返し地震に見舞われた場合、甚大な原発震災を生じるおそれがある。

これは、新規制基準の耐震基準の重大かつ明白な欠陥であり、この基準にもとづいた伊方原発3号炉の設置変更許可は取り消されるべきであり、その運転は差止めされねばならない。

1. 熊本地震が明らかにした繰り返し地震の重要性

(1) 熊本地震では、活断層が動いて震度¹7の激震が短期間に2回発生した（4月14日21時26分と16日1時25分、その間隔は28時間）。1回目の前震(M²6.5)には耐えたが、2回目の本震(M7.3)で倒壊した建物が数多くあった。気象庁は、このような激震の繰り返しは「過去の経験則にはない」と述べた。

(2) 原子力市民委員会は、本年5月17日に熊本地震に関する声明書を出したが、その中において、原発の新規制基準における耐震安全性の審査基準（以下、耐震基準と呼ぶ。）が、このような激震の繰り返し（繰り返し地震）を想定外としていることは重大な欠陥であることを指摘した(文献1)。

現行の耐震基準では、後記2で詳しく述べるとおり、1回の設計基準地震動に対して安全上重要な設備・機器と建物・構築物の安全機能が損なわれるおそれがないことを求めるにとどまり、繰り返し地震の及ぼす影響については何らの評価を求めている。

(3) 地震学者の石橋克彦神戸大学名誉教授は、「厳密にM6.5で区切らなければ、過去に多くの前震の例はある。熊本地震は異例ではない」旨の指摘をしている(文献2)。

このような過去の地震と熊本地震の知見を踏まえ、さらに、福島第一原発事故で示された原発震災の甚大さを考慮に入れると、原発の耐震基準において、繰り返し地震を想定外とすることはもはや許されず、早急に、耐震基準の見直しとそれにもとづく審査(バックチェック)を実施すべきであり、それが完了するまでは、原発の稼働を認めてはならない。なぜならば、現在の地

¹ 震度：場所ごとの揺れの強さを示す。

² M (マグニチュード)：地下の地震そのものの規模を示す。

震学で「この原発設置場所では、繰り返し地震は近い将来において生じることはない」という保証はできようがないからである。

2. 原子力規制委員長見解にある事実誤認

熊本地震が発生して間もない4月18日の原子力規制委員会臨時記者会見において、川内原発1・2号機が基準地震動の繰り返しに見舞われた場合の安全性について取り上げた記者の質問に対して、田中俊一規制委員長は次の通り答えた(文献3)。

記者「確認ですが、620ガルという基準地震動が数日間で何回来たとしても、これは耐えられるという審査はしているということですか。」

田中委員長「だから、弾性範囲内の構造設計になっているから耐えられるということですね。一般の家屋が何回か繰り返して、今回もそうですけれども、2回目の地震で倒壊したというのは、結局もう1回目で塑性変形、弾性領域を超えているということなのです。ですから、原子力施設についてはそういう設計はしていませんので、その620ガルというのはそういう意味で、弾性範囲内であるということです。」

次いで4月20日の原子力規制委員会記者会見において、この問題について別の記者が再質問し、田中委員長は次の通り答えた(文献4)。

記者「繰り返し起こる地震に対して、どのような設計の余裕を見ているのかということについて改めて教えていただきたいのですけれども、(略)川内原発は620ガルで想定していると思うのですが、何度も起こるこういった地震について、前回は御説明がありましたけれども、改めてどのような余裕を見ているのかということについて、お聞かせいただけますでしょうか。」

田中委員長「重要な機器ですね、安全上、それがいわゆる弾性範囲におさまるようにという設計を求めています。弾性範囲にある分には、5回、10回、100回ぐらい繰り返したって何も起こらない。(略)ですから、少し言いますと、 S_s に耐えられる S_d という弾性範囲のそういうことです。物によっては、基準地震動を超えるようなことがあれば、変形が出るような構造物もゼロではないということですが、安全上に影響を及ぼすことはないと思います。ただ、熊本で起こっているような地震の繰り返しで何か起こるかということは、およそ考えなくていいと思います。」

この田中委員長の見解には、それを聴く人々を間違った認識に導く事実誤認が含まれている。「熊本で起こっているような地震の繰り返しで何か起こるかということは、およそ考えなくていいと思います」と述べたことに科学的根拠はない。田中委員長は、基準地震動（川内1・2号機では最大加速度620ガル³⁾の繰り返しに対して「弾性範囲内の構造設計になっているから耐えられるということですね。(略)その620ガルというのはそういう意味で弾性範囲内であるということです。」と答えているが、耐震基準では、1回の基準地震動 S_s に対して、安全上重要な施設(耐震Sクラス)には弾性範囲内に留まる設計を求めているはず、塑性ひずみを許容しているのである。機器・配管系について応答が全体的におおむね弾性状態に留まることを求めているのは、基準地震動 S_s ではなくてそれよりも最大加速度が1/2程度に小さい弾性設計用地震動 S_d に対してなのである⁴⁾(文献5)。田中委員長が S_s に対して弾性範囲内の構造設計になっていると述べたことは、 S_s と S_d の混同による明らかな事実誤認である。

また、繰り返し地震に対する安全性の審査は、耐震基準自体に繰り返し地震が想定されていないので、審査対象にされていない。従って、 S_s に対して弾性範囲内に留まることは何ら保証されておらず、 S_s の繰り返しがあると原発の安全性が損なわれるおそれがある。以下にこのことを具体的に論証する。

3. 繰り返し地震を想定外としている耐震基準

現行の耐震基準では、耐震重要施設が基準地震動 S_s に対して「安全機能が損なわれるおそれがないものでなければならない」と定め、これを満たすために、基準地震動に対する設計基準対象施設の設計に当たっては、以下の方針によることとしている(文献5の別記2、第4条6から抜粋)。

- 建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること
- 機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上

³⁾ 伊方原発3号機の基準地震動の最大加速度は650ガルで、川内1, 2号機を上回る。

⁴⁾ 弾性設計用地震動は、基準地震動との応答スペクトルの比率の値が、目安として0.5を下回らないような値で、工学的判断に基づいて設定される(文献5の別記2、第4条4)。伊方原発3号機の同比率は0.53である。

記により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留まって破断延性限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。

この耐震設計の方針は、1回の基準地震動により建物・構築物は変形が生じてでも終局耐力に対して余裕があればよく、また、機器・配管系は塑性ひずみが生じてでも破断限界に余裕があればよいと定めており、前述の田中委員長の見解「(基準地震動に対して)弾性範囲内におさまるようという設計を求めている」は明白な誤りである。現行の耐震基準は、繰り返し地震に対して耐震安全を確保することは何ら求めていないのである。

4. 繰り返し地震に対して脆弱な設備箇所の事例

四国電力による伊方原発3号炉の耐震計算書(文献6)をもとに、繰り返し地震に見舞われると安全機能が失われるおそれがある設備箇所の具体例を挙げる。

着目点は、1回の基準地震動 S_s に対して構造物に生じる1次応力⁵が弾性設計用評価基準内に留まっているかどうか⁶、あるいは S_s を考慮した場合の疲労累積係数が評価基準値に対して余裕が十分にあるかどうか、である。

(1) 蒸気発生器伝熱管

蒸気発生器伝熱管(後掲の参考図1)の基準地震動 S_s による1次応力(膜応力+曲げ応力)の発生値は440MPaである。この値は、 S_s に関する評価基準値481MPaを満足しているが、弾性設計用評価基準値263MPaを約1.7倍上回っている。これは、伝熱管は S_s に対して弾性設計がなされていないことを示すものであり、弾性範囲を超えて塑性域に入り塑性変形が生じている可能性がある。(もし四国電力が弾性範囲に留まっていると主張するのであれば、詳細な解析評価結果の提示を求める。)

塑性変形した状態では、材料のマイクロ組織に転位(結晶格子欠陥)が生じており、そこに再度の基準地震動あるいはそれ未満でも激しい地震動に見舞われて大きな応力変動が生じると、転位の蓄積とそれに伴うひずみの増加といった材料組織の変化が進行して、伝熱管の健全性に悪影響を及ぼすおそれ

⁵ 1次応力とは、内圧や自重等の与えられた荷重に平衡するように配管や構造機器等に生じる応力。これに対して熱膨張変形等、与えられた変形によって生じる応力を2次応力という。

⁶ 弾性設計範囲にとどまっておれば、繰り返し地震に対しても弾性範囲にとどまり破損に至ることはないと考えられる。

がある。

繰り返し地震のもとでの伝熱管の定量的な変形挙動を明らかにして健全性の有無を評価するには、実機の実機データと構造データ及び地震動による床応答スペクトルに対する詳細な弾塑性解析が必要である。

蒸気発生器の伝熱管は原子炉冷却材圧力バウンダリ機能⁷という重要な安全機能を有する。伝熱管は蒸気発生器1台あたり約3380本、3台合計で約1万本に達する。地震は全蒸気発生器にほぼ同等の外力を与えて共通要因故障を生じる事象であるので、地震時には複数の蒸気発生器でほぼ同時に複数の伝熱管が破損するおそれがある。伝熱管はその1本でも著しく破損すると、原子炉冷却材圧力バウンダリが破れて1次冷却材が2次冷却系に流出する原子炉冷却材喪失事故になり、しかも2次系配管が原子炉格納容器を貫通しているため、1次冷却材に含まれている放射性物質が主蒸気逃し弁などを通じて直接大気中に放出され、周辺の公衆に放射線被ばくを与えることになる。

(2) 1次冷却材の循環設備

1次冷却材の循環設備のうち、S_sによる疲労累積係数の余裕が小さい評価部位として、表1に示す個所がある。

表1 1次冷却材の循環設備のうち基準地震動 S_s による疲労累積係数が0.5以上の部位

評価部位	1次+2次応力		疲労累積係数	
	発生値 (MPa)	評価基準値 (MPa)	発生値 (単位なし)	評価 基準値
加圧器スプレイライン用 管台(セーフエンド ⁸)	332	339	0.794	1
1次冷却材管3B安全注入 管台	721	354	0.703	
1次冷却材設備配管本体	394	339	0.53492	

表1に抽出した部位は、1次+2次応力が評価基準値に近い、あるいは同

⁷ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能とは、「安全機能別の重要度分類に関する審査指針」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)で定められた用語。高圧の原子炉冷却材を保持する機能を指し、このバウンダリ(障壁)が破損すると、原子炉冷却材喪失事故が生じる。

⁸ セーフエンドとは、容器の管台の設計に際して、接続配管と材質や寸法が異なる場合又はサーマルスリーブ等の内蔵品を取り付ける場合に、管台寸法と配管取合寸法の間で調整するために設ける短管をいう。

値を上回っている。原発設計・建設規格⁹によると、評価基準値を超える場合は簡易弾塑性解析を実施して疲労評価を行い、疲労に関する評価基準値以下かどうかで健全性を判定してよいことになっている。

加圧器スプレイライン用管台(セーフエンド) (参考図2の上方) を例にとると、この箇所の S_s に対する1次+2次応力の発生値は332MPaであり、評価基準値339MPaにきわめて近いこともあってか、簡易弾塑性解析による疲労評価が実施されている。その結果、疲労累積係数が0.794であり、評価基準値1に対する余裕が約0.2と非常に小さい。疲労累積係数は、「応力振幅による疲労損傷度の和」として定義されている量である。従って、再度 S_s 規模の繰り返し地震に見舞われると、その分の疲労損傷度が加わるので、疲労累積係数が増加して評価基準値1を超えて低サイクル疲労により健全性が損なわれる可能性がある。

1次冷却材管3B安全注入管台及び1次冷却設備配管本体(参考図3に1次冷却材管を示すが、安全注入管台の取付位置、配管本体の最大疲労箇所は非公開扱いのため明示できず)についても、疲労累積係数が0.5を超えていることから、やはり S_s 規模の繰り返し地震に見舞われると、健全性が損なわれるおそれがある。

加圧器スプレイライン用管台(セーフエンド)、1次冷却材管3B安全注入管台、1次冷却設備配管本体はいずれも原子炉冷却材圧力バウンダリであり、これらの部位が破損すると直ちに原子炉冷却材喪失事故が生じる。

以上に摘出した蒸気発生器伝熱管と1次冷却材循環設備の部位については、1回の設計基準地震動 S_s に耐えても、激震の繰り返しに見舞われると健全性が維持できず、原子炉冷却材圧力バウンダリという重要な安全機能を損なう可能性が大きい。

5. 結語

- (1) 熊本地震での繰り返し地震の発生及び原発震災の甚大さを踏まえると、新規規制基準の耐震基準において、激しい地震動の繰り返しを想定外としていることは極めて不適切であり、耐震基準の欠陥である。原子力規制委員会は早急に繰り返し地震に対する耐震基準を策定し、各原発のバックチェックを行うべきであり、それが完了するまで、設置変更許可を取り消して原発の運転を認めるべきでない。
- (2) 四国電力による伊方原発3号炉の工事計画認可申請書の耐震計算書を精

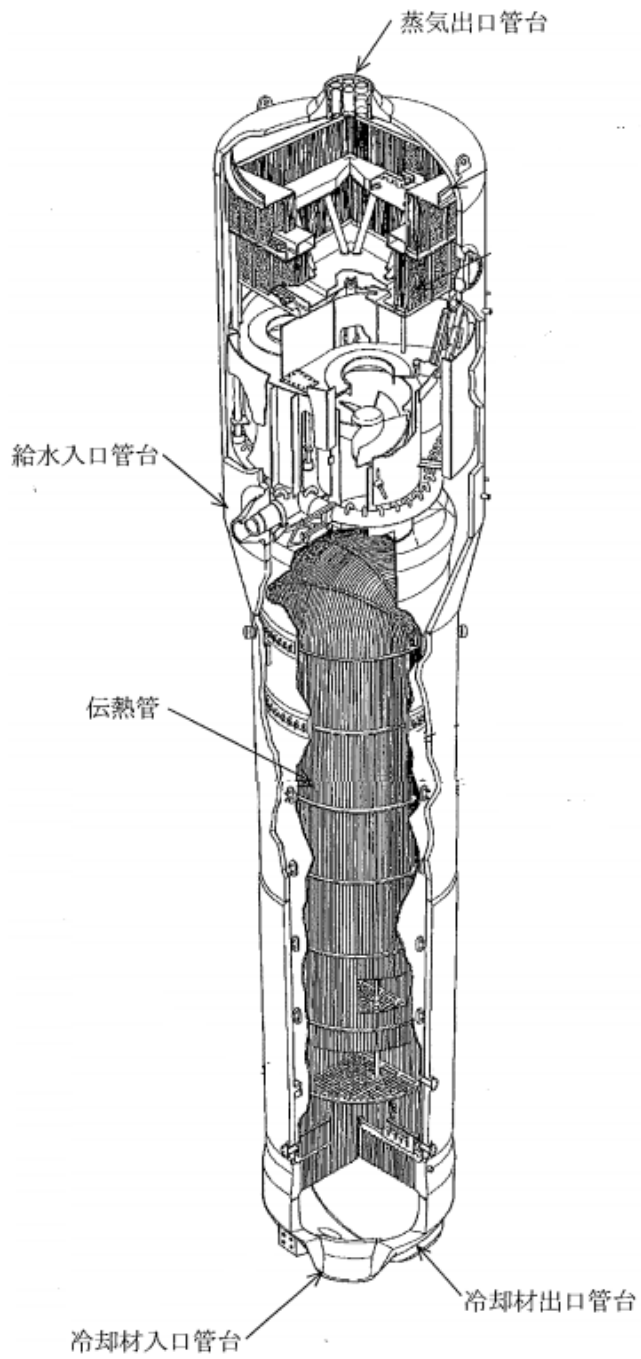
⁹ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(2012年版) 第1編 軽水炉規格 (JSME S NC1-2012)」(2012年)を指す。

査すると、上記4に記したように、蒸気発生器伝熱管、加圧器スプレイライン用管台(セーフエンド)、安全注入管台及び1次冷却設備配管本体は、設計基準地震動あるいはそれ未満での激しい繰り返し地震に対して、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能という重要な安全機能が損なわれる可能性がある。

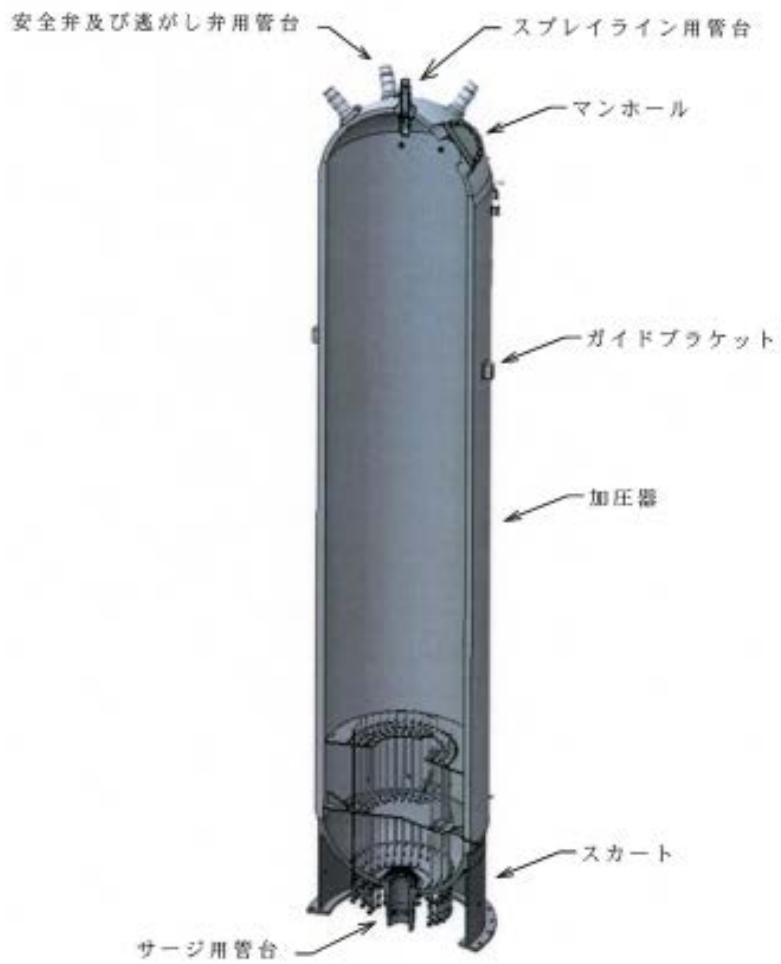
以 上

文献

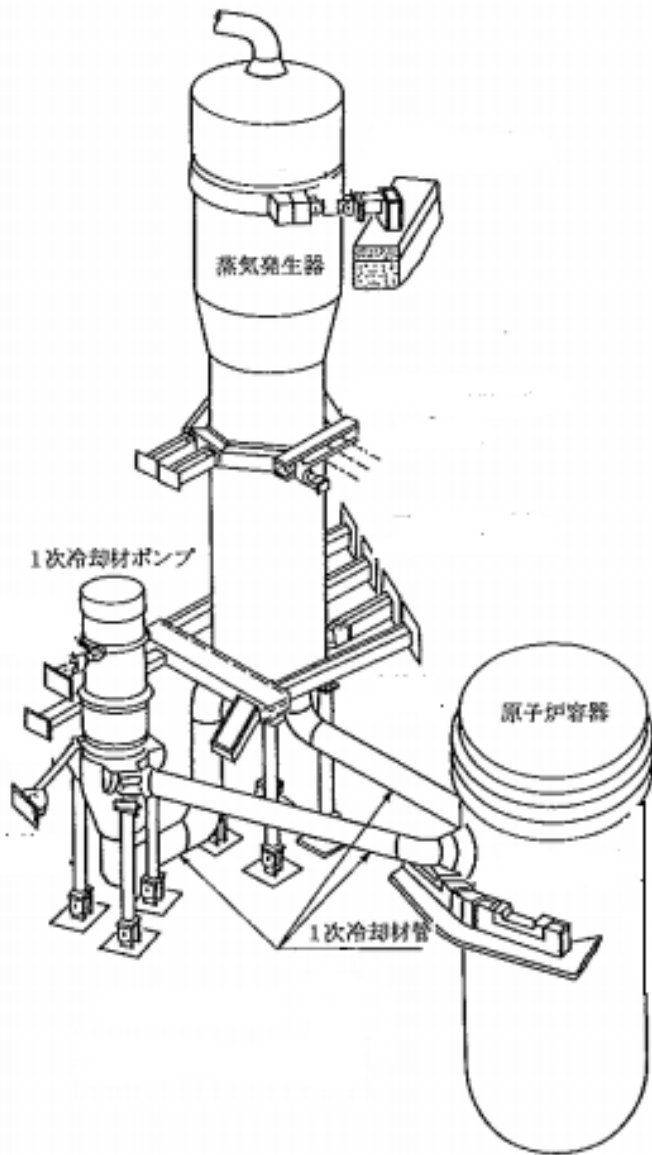
- (1) 原子力市民委員会：「熊本地震に関する声明」2016年5月17日、www.ccnejapan.com/
- (2) 石橋克彦「2016年熊本地震は異例ではない——大局的に活動の意味を考える」科学、2016年6月号
- (3) 原子力規制委員会臨時記者会見録、平成28年4月18日
- (4) 原子力規制委員会記者会見録、平成28年4月20日
- (5) 原子力規制委員会「実用発電用原子炉及びその附属設備の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」(別記2)第4条6(平成25年6月19日決定)
- (6) 四国電力株式会社「伊方発電所3号機工事計画認可申請書の一部補正」(平成28年3月3日)



参考図 1 蒸気発生器の構造概念



参考図 2 加圧器の構造概念



参考図3 1次冷却系の構成概念

筆者略歴

1942 年 生まれ

1965 年 京都大学工学部原子核工学科卒業

1967 年 京都大学工学研究科原子核工学専攻修士課程修了。

川崎重工業（株）入社。原子力研究開発部門に配属。

1978 年 高速炉エンジニアリング事務所（後に、（株）高速炉エンジニアリングに改組）に出向

1979 年 京都大学工学博士学位取得

1982 年 （株）高速炉エンジニアリングを出向解除、川崎重工業（株）に復帰

2000 年 （財）原子力安全技術センターに出向、総理府原子力安全室（2001 年内閣府原子力安全委員会事務局に改組）技術参与に採用される。

2002 年 （財）原子力安全技術センターを出向解除、川崎重工業（株）を定年退職。
原子力安全委員会事務局技術参与として、原子力安全規制に従事。

2008 年 同上を退職。

2013 年 原子力市民委員会に規制部会メンバーとして参加。

専門： 原子力工学、原子力安全