

# BWR・MARK 型格納容器圧力抑制系 に加わる動荷重の評価指針

昭和62年11月5日  
原子力安全委員会決定

一部改訂 平成2年8月30日 原子力安全委員会

## 1. 目的

本指針は、BWR型原子力発電所で使用されるMARK 型格納容器圧力抑制系において、原子炉冷却材喪失（LOCA）時及び逃がし安全弁作動時に生じると考えられる動的な荷重を評価することを目的としたものである。

LOCA時に圧力抑制系内においては、1次冷却系から多量の冷却材が流出するに伴い、ドライウェルから非凝縮性ガスが圧力抑制プールへ移動し、さらに流出した蒸気がプール水によって凝縮される。この過程でプール水が運動し、このため種々の動的な荷重が生じる。また、逃がし安全弁の作動時にも排気管内非凝縮性ガス及び1次冷却材が圧力抑制プールに流れ込むことによって、動的な荷重を生じる。

「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の格納容器に関する指針を満足するためには、これらの動荷重に対して、圧力抑制系の各構成部分がそれぞれ十分な強度をもち、健全性を確保することを定量的に評価する必要がある。

本指針ではMARK 型格納容器の設計の妥当性を評価するに当たって圧力抑制系内にLOCA時及び逃がし安全弁作動時に考慮すべき動荷重及びそれらの評価方法を示したものである。

なお、新たな知見による別の妥当な評価方法等が示され、これによって本指針で満足される場合と同等の安全性を確保し得ると判断される場合にはそれを排除しようとするものではない。

## 2. 考慮すべき動荷重

MARK 型格納容器の動荷重の評価に当たっては、以下に掲げるような原子炉冷却材喪失時並びに逃がし安全弁作動時に圧力抑制系内に生じる動的な荷重を考慮し、格納容器の健全性が確保できる設計であることを確認しなければならない。

### 2.1 原子炉冷却材喪失時の動荷重

#### 2.1.1 圧力抑制系のバウンダリに加わる荷重

- (1) 破断発生直後に生じる圧力波により、プール壁面に加わる荷重
- (2) ベントクリアに至るまでの過程におけるダウンカマ下端からの噴流により

### プール壁面に加わる荷重

- (3) 気泡の形成、プールのスウェルによりプール壁面に加わる荷重
- (4) プールのスウェル時の圧力抑制室気相部圧縮により圧力抑制室気相部壁面に加わる荷重
- (5) フォールバックによりプール壁面に加わる荷重
- (6) プールのスウェル後のプール水面の揺動によりプール壁面に加わる荷重
- (7) 蒸気凝縮に伴いプール壁面に加わる荷重

### 2.1.2 圧力抑制系内の構造物に加わる荷重

- (1) ベントクリア、気泡形成、プールのスウェル、フォールバック及び蒸気凝縮に伴いプール水の流動により構造物に加わる荷重
- (2) ベントクリア時にダウンカムに対して横方向に加わる荷重
- (3) プールのスウェル時にベント系に加わる衝撃荷重及びドラッグ荷重
- (4) プールのスウェルに伴い圧力抑制室気相部内の構造物に加わる衝撃荷重
- (5) プールのスウェル時、蒸気凝縮時の真空破壊弁作動により弁本体に加わる荷重
- (6) プールのスウェル後のプール水面の揺動により構造物に加わる荷重
- (7) 蒸気流によりベント系に加わる荷重
- (8) 蒸気凝縮に伴いダウンカムに対して横方向に加わる荷重

### 2.1.3 格納容器を貫通する配管系に加わる荷重

2.1.1 及び 2.1.2 に示した荷重によって格納容器を貫通する配管系に間接的にもたらされる荷重

## 2.2 逃がし安全弁作動時の動荷重

### 2.2.1 圧力抑制系のバウンダリに加わる荷重

- (1) クリアリングに引き続き、排気管内にたまっていた非凝縮性ガスがプール内に吹き出し膨脹、収縮することによりプール壁面に加わる荷重
- (2) 排気管からプールへ流入する蒸気の凝縮が不安定となる場合に生じるプール壁面に加わる荷重

### 2.2.2 圧力抑制系内の構造物に加わる荷重

- (1) 弁の作動開始直後、排気管内にたまっていた水のクリアリングによる噴流により、構造物に加わる衝撃荷重及びドラッグ荷重
- (2) クリアリングに引き続き、排気管内にたまっていた非凝縮性ガスがプール内に吹き出して膨脹、収縮することにより構造物に加わるドラッグ荷重
- (3) 排気管からプールへ流入する蒸気の凝縮が不安定となる場合に生じる構造物に加わるドラッグ荷重
- (4) 弁作動時にクエンチャ自身に加わる荷重

### 2.2.3 格納容器を貫通する配管系に加わる荷重

2.2.1 及び2.2.2 に示した荷重によって格納容器を貫通する配管系に間接的にもたらされる荷重

## 3 . 動荷重の定量的評価

### 3.1 評価方法

前項に掲げた各動荷重は、現在得られている理論、実験データとの比較等により、使用の妥当性を示し得る評価方法を用いて定量的に評価されなければならない。

### 3.2 事故条件、弁作動条件

本指針の対象とする格納容器の動荷重は多種多様であり、各々の荷重の大きさや継続時間等は事故条件と弁作動条件に依存し、それらの最悪条件は必ずしも同一ではない。したがって、動荷重の評価に当たっては、例えばプールスウェル、蒸気凝縮荷重に関しては、破断面積をはじめとするパラメータへの依存性、荷重及びその組み合わせについて適切な安全余裕を考慮しなければならない。また、逃がし安全弁作動時の動荷重に関しては、弁が引き続き断続的に作動する等の作動条件、原子炉圧力条件、荷重及びその組み合わせについて適切な安全余裕を考慮しなければならない。

## 解 説

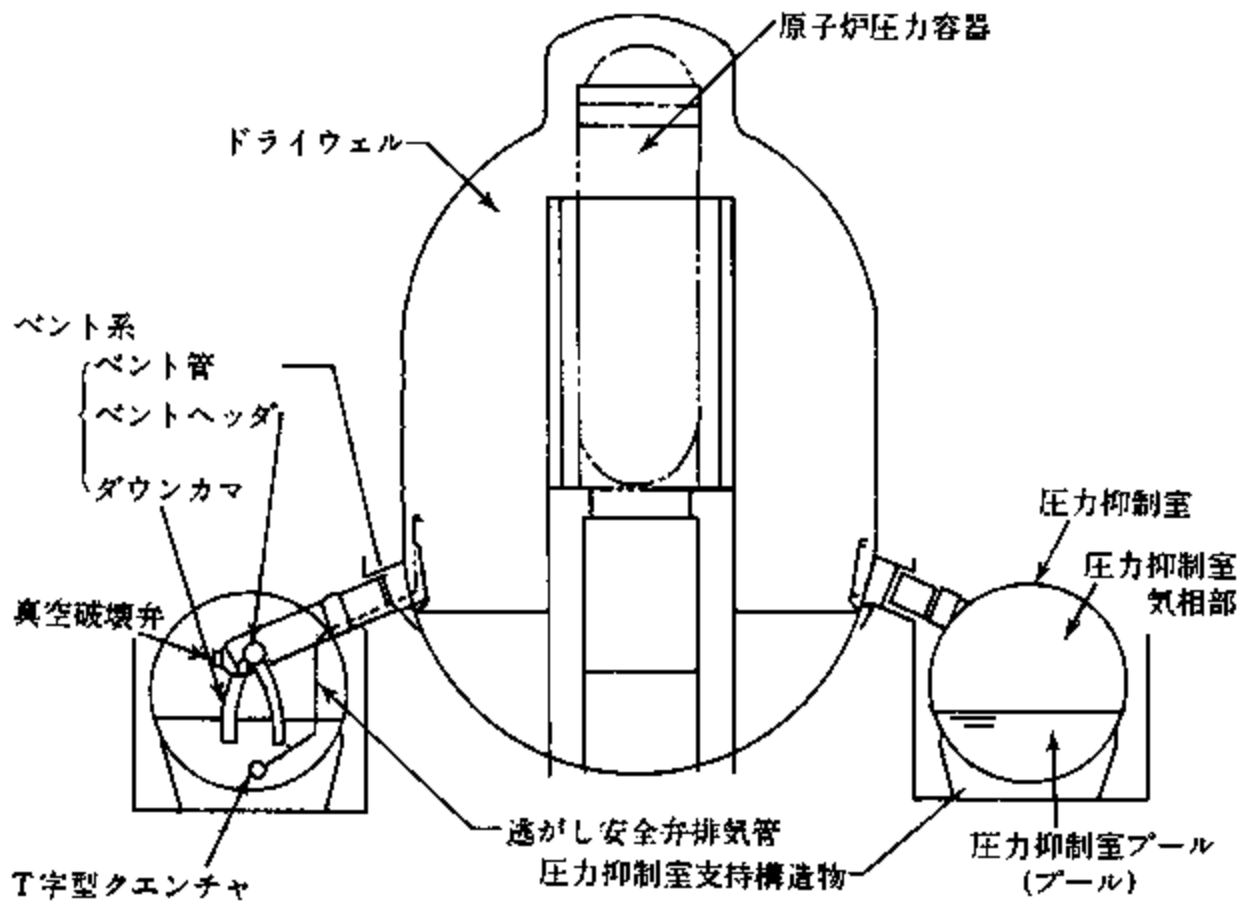
MARK 型格納容器圧力抑制系において、原子炉冷却材喪失（LOCA）時及び逃がし安全弁作動時に生じると考えられる動的な荷重を評価する指針として、MARK 型格納容器固有の特徴に着目し、基本的な事項に関しては本文に、また具体的な適用に当たって必要と思われる事項については以下のとおり解説としてとりまとめた。

### 1. MARK 型格納容器の形状

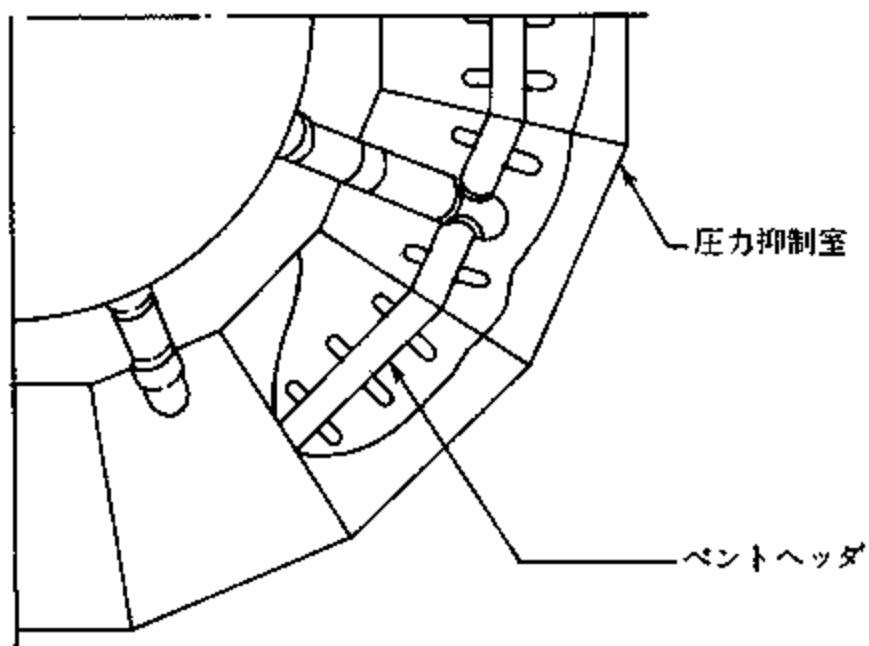
MARK 型格納容器は、原子炉圧力容器及び再循環回路を取り囲むフラスコ形の鋼製のドライウェル、並びに圧力抑制系からなる。圧力抑制系は、円環形の圧力抑制室並びにこれに連絡するベント管、ベントヘッド及びダウンカムからなる。逃がし安全弁排気管はプール水中に導かれ、排気管の先端には、T字型クエンチャが設置される。

MARK 型格納容器の圧力抑制系は、LOCA時に1次系から流出してくる蒸気を凝縮し、格納容器内の圧力上昇を抑制し、格納容器内に放出された核分裂生成物が格納容器外へ放出されるのをできるだけ少なくする機能を有する。

第1図に代表的なMARK 型格納容器の形状を、第1表に主要諸元を示す。

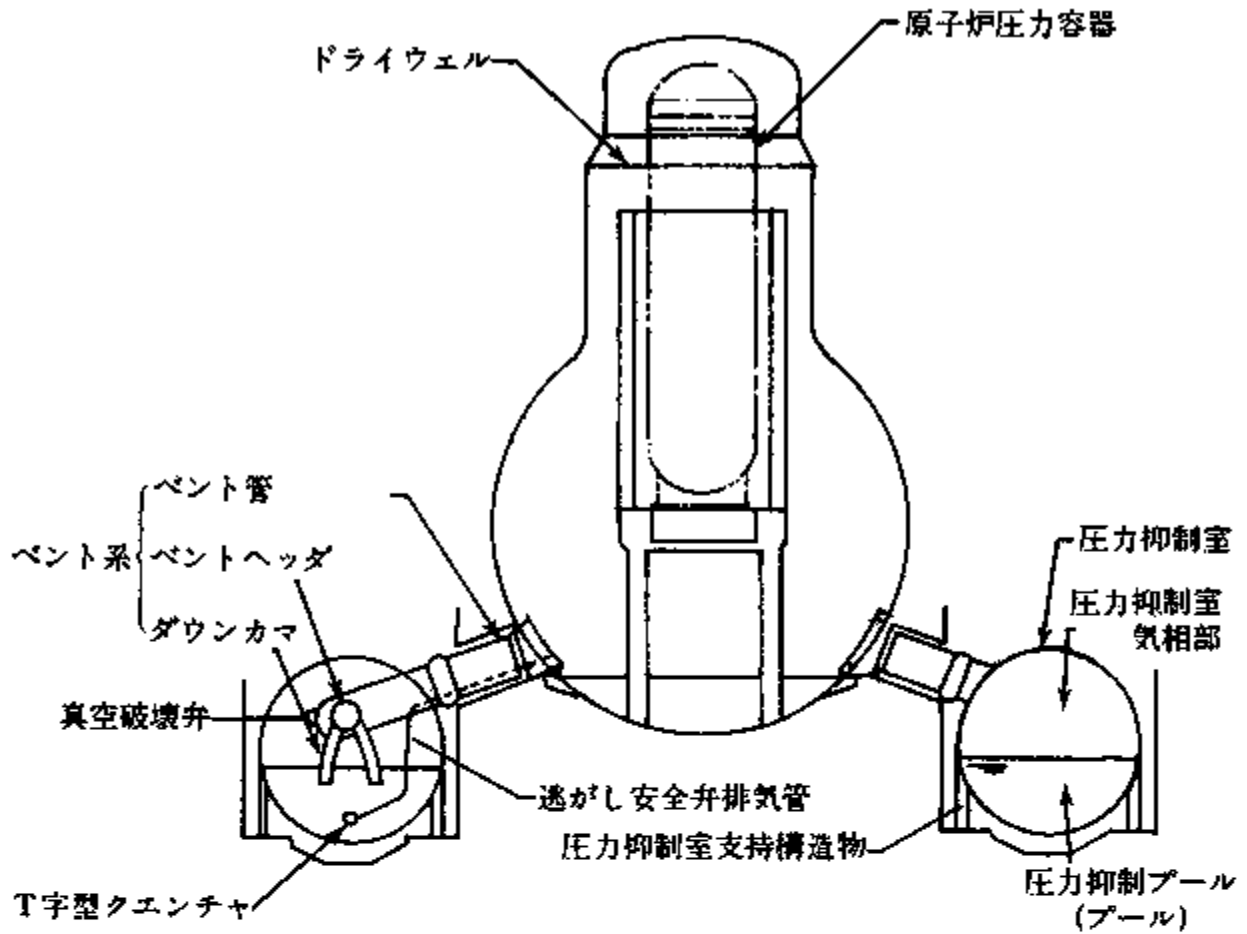


(a) 断面図

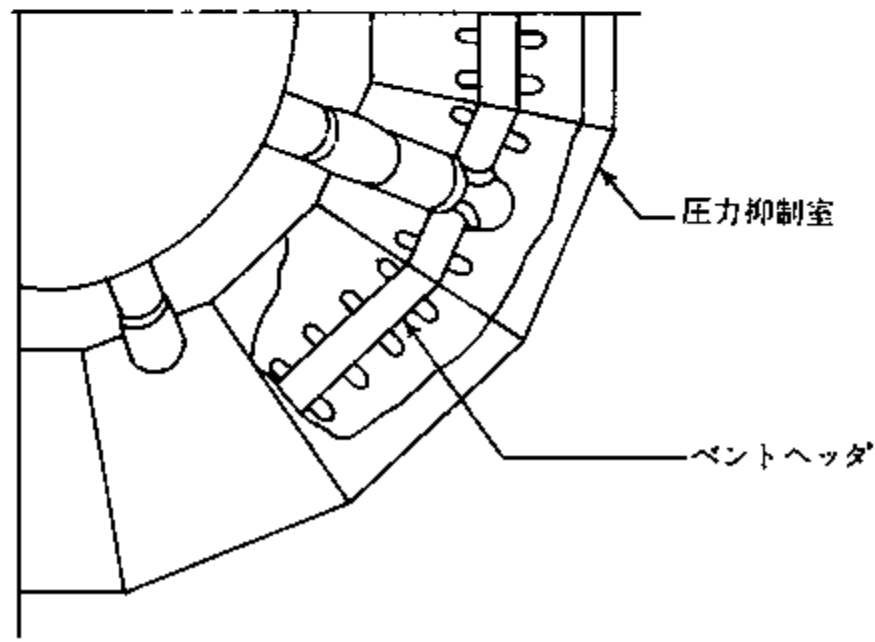


(b) 平面図

第1-1図 代表的なMARK型格納容器の構造図  
(改良型格納容器の例)



(a) 断面図



(b) 平面図

第1 - 2図 代表的なMARK 型格納容器の構造図  
(従来型格納容器の例)

第 1 表 MARK 型格納容器主要諸元

(改良型格納容器の例)

1. 熱出力	約3,300MW	
2. 構造様式	鋼製格納容器	
3. 最高使用圧力	ドライウエル	4.35kg/cm <sup>2</sup> ・G
	圧力抑制室	4.35kg/cm <sup>2</sup> ・G
4. 容積	ドライウエル空間部	約8,800m <sup>3</sup>
	圧力抑制室気相部	約5,300m <sup>3</sup>
	プール水量	約3,800m <sup>3</sup>
5. ベント系構成	ベント管の数	8本
	ダウンカマの数	80本
	ダウンカマ直径	約0.6m

(従来型格納容器の例)

1. 熱出力	約2,400MW	
2. 構造様式	鋼製格納容器	
3. 最高使用圧力	ドライウエル	4.35kg/cm <sup>2</sup> ・G
	圧力抑制室	4.35kg/cm <sup>2</sup> ・G
4. 容積	ドライウエル空間部	約4,200m <sup>3</sup>
	圧力抑制室気相部	約3,200m <sup>3</sup>
	プール水量	約3,000m <sup>3</sup>
5. ベント系構成	ベント管の数	8本
	ダウンカマの数	96本
	ダウンカマ直径	約0.6m

## 2. 圧力抑制系内の熱水力学的现象

### 2.1 LOCA時現象(第2図参照)

#### (1) LOCA発生からベントクリアまで

LOCAが発生すると原子炉圧力容器内の高圧、高温の1次冷却水(蒸気)がドライウエル内に流出するのでドライウエル内圧力、温度が上昇する[(1)- ]。ドライウエル内の圧力が上昇するのでダウンカマ内のプール水が押し出される(ベントクリア)[(1)- ]。

#### (2) プールスウェル

その後、ドライウェル内非凝縮性気体も圧力抑制室に押し出されるのでダウンカム出口に気泡が形成される〔(1)- 〕。〔(1)- 〕及び〔(1)- 〕の過程で、圧力抑制プール壁及び圧力抑制室支持構造物に下向きの荷重が加わりプール水中の構造物にはドラッグ荷重が加わる。

次に気泡の成長とともにプール水面が上昇する〔(1)- 〕が、このときプール水面より上にある構造物には衝撃、ドラッグ荷重が加わる。プール水面の上昇により圧力抑制室気相部は圧縮され〔(1)- 〕、圧力抑制室気相部壁及び圧力抑制室支持構造物に上向きの荷重が加わる。さらに水面が上昇すると水面が壊れ(ブレイクスルー)〔(1)- 〕、プールスウェルは終結し、プール水が落下する(フォールバック)〔(1)- 〕。

### (3) 蒸気凝縮(蒸気凝縮振動及びチャギング)

プールスウェルが終了して、ドライウェル内蒸気がベント系を通してプール水中に流れ込むとプール水中で凝縮するが、このときの蒸気凝縮によって圧力抑制プール壁に圧力振動が加わり水中構造物にはドラッグ荷重が、ダウンカムには横向きの荷重が加わる〔(1)- 〕。蒸気流量が多い間はダウンカム出口に蒸気泡が形成され、連続した凝縮振動(蒸気凝縮振動)が起こる。蒸気流量が少なくなるとダウンカム内で凝縮するようになるが、凝縮の不安定によってプール水がダウンカム内を間欠的に出入するようになる(チャギング)。

## 2.2 逃がし安全弁作動時現象(第3図参照)

### (1) 逃がし安全弁作動からクリアリングまで

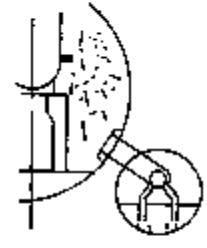

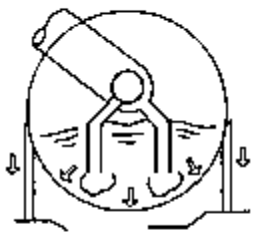

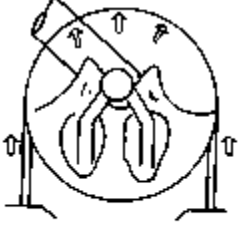


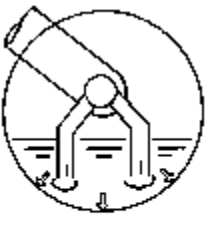
逃がし安全弁が作動すると原子炉内の高圧蒸気が排気管内に流入して管内の圧力、温度が上昇する。これにより管内の水柱は圧力抑制プールに押し出される(クリアリング)〔(2)- 〕。このとき排気管系に荷重が加わる。

### (2) 気泡振動

その後、排気管内非凝縮性気体がプール水中に押し出され、このとき圧力抑制プール壁には振動荷重が加わる〔(2)- 〕。また水中構造物にはドラッグ荷重が加わる。



### (3) 蒸気凝縮

非凝縮性気体の排出が終わると蒸気がプール水中に放出され安定に凝縮する。

(1)-① LOCA発生	(1)-② ベントクリア	(1)-③ 気泡形成	(1)-④ プール水面上昇
			
(1)-⑤ 気相部圧縮	(1)-⑥ プレークスルー	(1)-⑦ フォールバック	(1)-⑧ 蒸気凝縮振動・チャージング
			

(注) ◀は荷重の方向を示す

第2図 LOCA時の現象

(2)-① クリアリング	(2)-② 気泡振動
	

(注) ◀は荷重の方向を示す

第3図 逃がし安全弁作動時の現象

### 3. 動荷重の定量的評価

動荷重の定量的評価に当たっては、想定する事象がLOCA時のプールのスウェル、蒸気凝縮、逃がし安全弁作動時の気泡振動等多種多様であること、及びMARK型格納容器圧力抑制系の形状が比較的複雑であること等から、現状の知見では実規模試験を含む各種の実験結果に基づいて、実験データを直接適用する評価、あるいは実験データによってその妥当性を検証された解析モデルを適用する評価が一般に行われている。

ここで、実験データを直接適用して実機荷重の評価を行う場合には、実験条件が実機の条件を適切に包絡していることを確認する必要がある。また、実験データに基づく解析モ

デルによる評価を行う場合には、実験条件、実験結果の選択において適切な安全余裕が考慮されたものであることを示すとともに、解析的方法の妥当性を実験結果に基づいて確認する必要がある。

### 3.1 原子炉冷却材喪失時の動荷重の評価

#### 3.1.1 圧力抑制系のバウンダリに加わる荷重の評価

- (1) プールスウェル時における圧力抑制プール壁及び圧力抑制室気相部壁に加わる荷重（本指針の2.1.1(2)、(3)、(4)に示す荷重）の評価

LOCA後の格納容器内圧力挙動解析により求まるドライウェル内圧力上昇速度を基に、実機を模擬した各種の実験(1),(2),(3),(4)により得られた荷重及び荷重の分布のデータから、スケール則等を適切に用いて、荷重を評価する。

この場合、格納容器内圧力挙動解析に当たっては、格納容器構造材による吸熱を無視する等適切な安全余裕を考慮する必要がある。

但し、十分な実験データがあり、妥当性を示すことができれば、代表的な実験結果の適切な評価により荷重を求めることができる。

- (2) 蒸気凝縮時における圧力抑制プール壁に加わる荷重（本指針の2.1.1(7)に示す荷重）の評価

本荷重の評価に当たっては、蒸气流速による現象の違いを考慮して、実機を模擬した実規模実験(1),(2),(5)の結果に基づいてダウンカム出口における擾乱の大きさ、周波数特性等を評価し、これを用いて動的な解析を実施し荷重を評価する。

但し、実験条件、実験結果の選択において適切な安全余裕が考慮されていることを示し、解析的方法の妥当性を示す必要がある。

#### 3.1.2 圧力抑制系内の構造物に加わる荷重の評価

- (1) プールスウェル時におけるベント系に加わる荷重（本指針の2.1.2(3)に示す荷重）の評価

圧力抑制プール壁に加わる荷重と同様に、実機を模擬した各種の実験(1),(2),(3),(4)により得られた荷重及び荷重の分布のデータからスケール則等を適切に用いて荷重を評価する。

但し、十分な実験データがあり、妥当性を示すことができれば、代表的な実験結果の適切な評価により荷重を求めることができる。

なお、実機を模擬した実験の結果、一部の格納容器については、プールスウェル時に、プール水面が上昇してベント系に衝突する前に、水面のブレークスルーが起こりプールスウェルが終結し、ベント系に衝撃荷重が加わらない可能性も考えられるが、このような場合には本荷重の評価を省略できる。

- (2) 蒸気凝縮時におけるダウンカムに加わる荷重(本指針の2.1.2(8)に示す荷重)の評価

本荷重の評価に当たっては、蒸気流速による現象の違いを考慮して、実機を模擬した実規模実験(1),(2),(5)の結果に基づき、蒸気凝縮振動についてはダウンカム内における圧力を、チャギングについてはダウンカム出口に加わる横方向の荷重を、実機ダウンカムの振動特性等により補正して評価する。

但し、実験条件が実機の条件を適切に包絡していることを確認する必要がある。

### 3.2 逃がし安全弁作動時の荷重

- (1) 逃がし安全弁作動時における圧力抑制プール壁に加わる荷重(本指針の2.2.1(1)に示す荷重)の評価

実機の試験結果(1),(2),(6)に基づいてクエンチャ出口における擾乱の大きさ、周波数特性等を評価し、対象とするプラントの逃がし安全弁排気管長さ、排気管水浸長等により補正して荷重を評価する。

但し、実機の試験結果に基づいて評価方法の妥当性を示すとともに弁作動条件、原子炉圧力条件等について適切な安全余裕を考慮しなければならない。

- (2) 逃がし安全弁作動時におけるクエンチャ自身に加わる荷重(本指針の2.2.2(4)に示す荷重)の評価

実機の排気管内空気、蒸気、水柱に対して、質量、運動量、エネルギーの各保存式と熱力学的関係式に基づいて、排気管内過渡流動解析(1),(2)を行い、クエンチャに加わる反力を評価する。

以上の具体的な評価方法としては、例えば参考文献-(1)、(2)がある。

なお、本指針の2項に示されている考慮すべき動荷重のうち2.1.2-(1)、(5)、(6)、2.1.2-(1)、(2)、(4)、(5)、(6)、(7)、2.1.3、2.2.1-(2)、2.2.2-(1)、(2)、(3)及び2.2.3項に示す荷重は、いずれも日本原子力研究所で行った試験をはじめとする実験、解析等(4)-(8)において継続時間が短く、あるいは振幅が小さく、他の荷重との重量を考慮しても格納容器安全評価上の重要度は低いので評価を省略することができる。

#### 参考文献

- (1) TLR-040、沸騰水型原子力発電所 MARK - 及びMARK - 改良型格納容器圧力抑制室内に発生する水力学的動荷重評価方法、昭和59年11月、株式会社 東芝
- (2) HLR-028、沸騰水型原子力発電所 原子炉格納容器の圧力抑制室に加わる水力学的動荷重の評価方法について、昭和59年11月、株式会社 日立製作所
- (3) EPRI NP-906 Project 693-1 Final Report, "Three Dimensional Pool Swell Modeling

of a MARK Suppression System,” October 1978.

- (4) MARK- Containment Program, “ 1/4 Scale Pressure Suppression Pool Swell Test Program ” : LDR Load Tests, NEDO-23545, June 1979.
- (5) MARK- Containment Program, “ Full Scale Test Program Final Report ” ,NEDO-24539, August 1979.
- (6) “ Final Report Inplant Safety/Relief Valve Discharge Load Test Monticello Plant ” , NEDO-21581, August 1977.
- (7) “ Test Results Employed by General Electric for Boiling Water Reactor Containment and Vertical Vent Loads ” , NEDO-21078, October 1975.
- (8) 日本原子力研究所「格納容器圧力抑制系信頼性実証試験データ報告」JAERI-M 8762(昭和55年3月)、8961(昭和55年7月)、9405(昭和56年3月)

(参考)

昭和62年11月5日付け原子力安全委員会決定文

## BWR・MARK 型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針について

当委員会は、昭和62年10月14日付けで原子炉安全基準専門部会から提出のあった標記指針に関する報告書について、その内容を検討した結果、別添のとおり「BWR・MARK 型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」を定める。