

本資料のうち、枠囲みの内容は、  
営業秘密あるいは防護上の観点  
から公開できません

資料番号

TK-1-271 改9

平成 30 年 6 月 15 日

日本原子力発電株式会社

原子炉格納施設的设计条件に関する説明書のうち

重大事故等時の動荷重について

## 1. 概要

東海第二発電所において、重大事故等時の原子炉格納容器に生じる動荷重について整理し、その動荷重が設計基準事故を上回る又は設計基準事故で想定されていない動荷重については、原子炉格納容器に対する影響を確認する。

## 2. 原子炉格納容器に生じる動荷重について

### 2.1 設計基準事故時に生じる動荷重

原子炉格納容器に生じる動荷重を抽出するにあたって、初めに設計基準事故時に生じる動荷重について、記載する。

設計基準事故時に生じる動荷重は、「BWR MARK II 型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」で示されており、原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時に生じるものを考慮することが求められている（参考資料 1）。この 2 つの事象時においては、以下のような現象によって、動荷重が生じる。

#### 2.1.1 原子炉冷却材喪失（LOCA）時に生じる動荷重

原子炉冷却材喪失（LOCA）時には、原子炉冷却材圧力バウンダリ内から多量の原子炉冷却材が流出することに伴い、以下のような現象が生じる。

- ・ LOCA 時のドライウェル圧力の急激な上昇によりベント管内の水がサブプレッション・チェンバへ移行する
- ・ その後、ドライウェル内の非凝縮性ガスがサブプレッション・チェンバへ移行する
- ・ 原子炉冷却系統から流出した原子炉冷却材が蒸気となり、ドライウェルからサブプレッション・チェンバへ移行する

この過程で、ベント管内の水がサブプレッション・チェンバへ移行すると、水ジェット流が形成され、動荷重が作用する。また、非凝縮性ガスがサブプレッション・チェンバへ移行すると気泡を形成し、プール水中の圧力上昇、水面上昇による衝撃力等により、動荷重が作用する。さらに蒸気がサブプレッション・チェンバへ移行するとプール水によって蒸気は凝縮され、この過程でサブプレッション・チェンバ内のプール水が揺動し、種々の動荷重が生じる。

#### 2.1.2 逃がし安全弁の作動時に生じる動荷重

逃がし安全弁の作動時には、逃がし安全弁から多量の原子炉冷却材が流出することに伴い、以下のような現象が生じる。

- ・逃がし安全弁作動時に多量の原子炉冷却材が放出されるため、排気管内の水がサブプレッション・チェンバへ移行する
- ・その後、排気管内の非凝縮性ガスがサブプレッション・チェンバへ移行する
- ・原子炉圧力容器から流出した蒸気が、逃がし安全弁から排気管を通じて、サブプレッション・チェンバへ移行する

この過程で、排気管内の水がサブプレッション・チェンバへ移行すると、水ジェット流が形成され、動荷重が作用する。また、非凝縮性ガスがサブプレッション・チェンバへ移行すると気泡を形成し、プール水中の圧力上昇、水面上昇による衝撃力等により、動荷重が作用する。さらに蒸気がサブプレッション・チェンバへ移行するとプール水によって蒸気は凝縮され、この過程で蒸気が不安定凝縮となる場合、動荷重が生じる。

## 2.2 重大事故等時に生じる動荷重の整理

2.1 に示したとおり、動荷重は、ベント管又は排気管から、多量の水、非凝縮性ガス及び蒸気がサブプレッション・チェンバに移行するときに発生する。このため、重大事故等時に生じる動荷重についても、ベント管又は排気管から、多量の水、非凝縮性ガス及び蒸気がサブプレッション・チェンバに移行する事象を抽出し、整理する。

整理方法としては、炉心損傷防止対策の有効性評価における重要事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンス（重要事故シーケンス等）ごとに事故進展を整理し、**生じる**動荷重を抽出する。重要事故シーケンス等において、多量の水、非凝縮性ガス及び蒸気がサブプレッション・チェンバに移行するシーケンスを第2-1表に示す。整理にあたり、多量の水、非凝縮性ガス及び蒸気のサブプレッション・チェンバへの移行に伴う動荷重以外のものとして、格納容器ベント時の減圧沸騰を抽出した。これは、設計基準事故時に想定していないサブプレッション・チェンバ内の減圧により、プール水が減圧沸騰を起こす恐れが考えられるため、新たな動荷重として、抽出した。

この整理により、設計基準事故時に想定されていない動荷重は、以下のように抽出した。

- ・高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱において、逃がし安全弁作動時に原子炉圧力容器からサブプレッション・チェンバへ放出される蒸気が過熱蒸気であることから設計基準事故時の飽和蒸気と性状が異なる
- ・高温の炉心（デブリを含む）と水との接触に伴う圧力上昇に伴い、サブプレッション・チェンバへドライウエル内の非凝縮性ガス等が流入する
- ・ベント時にサブプレッション・チェンバが減圧することによりドライウエルからサブプレッション・チェンバへ蒸気が流入するとともにプール水の減圧沸騰が生じる恐れがある

第 2-1 表 重大事故等時に生じる動荷重

No.	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び重大事故等時に生じる動荷重
1	<p>高圧・低圧注水 機能喪失 (給水喪失)</p> <p>[TQUV]</p>	<p>給水喪失により原子炉水位は低下するが、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁を手動開放させ、低圧代替注水系（常設）により注水する。</p> <p>本事象は、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁の手動開放に伴うサプレッション・チェンバへの多量の蒸気放出</u>を想定している。また、<u>格納容器ベント時のドライウエルからサプレッション・チェンバへの多量の蒸気放出及びサプレッション・チェンバ内のプール水の減圧沸騰</u>を想定している。</p>
2	<p>高圧注水・減圧 機能喪失 (給水喪失)</p> <p>[TQUX]</p>	<p>給水喪失により原子炉水位は低下するが、過渡時自動減圧機能による自動減圧が行われ、低圧炉心スプレイ系等により注水される。</p> <p>本事象は、<u>自動減圧時の逃がし安全弁の作動に伴うサプレッション・チェンバへの多量の蒸気放出</u>を想定している。</p>

No.	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び重大事故等時に <u>生じる</u> 動荷重
3	<p style="text-align: center;">全交流 動力電源喪失</p> <p>[長期 TB (津波浸水による 最終ヒートシンク喪失と 同じ) ]</p>	<p>全交流動力電源喪失により原子炉水位は低下し、その後原子炉隔離時冷却系が運転開始して原子炉水位は維持される。8 時間後に可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) の準備が完了した時点で、逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 弁を手動開放させ、低圧代替注水系 (可搬型) により注水する。</p> <p>本事象は、<u>逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 弁の手動開放に伴うサプレッション・チェンバへの多量の蒸気放出</u>を想定している。</p>
	<p style="text-align: center;">[TBD, TBU]</p>	<p>全電源喪失により原子炉水位は低下し、その後高圧代替注水系を手動起動して原子炉水位を維持する。8 時間後に可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) の準備が完了した時点で、逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 弁を手動開放させ、低圧代替注水系 (可搬型) により注水する。</p> <p>本事象は、<u>逃がし安全弁 (自動減圧機能) 7 弁の手動開放に伴うサプレッション・チェンバへの多量の蒸気放出</u>を想定している。</p>
	<p style="text-align: center;">[TBP]</p>	<p>全交流動力電源喪失により水位は低下し、その後原子炉隔離時冷却系が運転開始して原子炉水位は維持される。3 時間後に可搬型代替注水中型ポンプを用いた低圧代替注水系 (可搬型) の準備が完了した時点で、再閉鎖に失敗した逃がし安全弁 1 弁に加えて逃がし安全弁 (自動減圧機能) 6 弁を手動開放させ、低圧代替注水系 (可搬型) により注水する。</p> <p>本事象は、<u>再閉鎖に失敗した逃がし安全弁 1 弁に加えて逃がし安全弁 (自動減圧機能) 6 弁の手動開放に伴うサプレッション・チェンバへの多量の蒸気放出</u>を想定している。</p>

No.	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び重大事故等時に <u>生じる</u> 動荷重
4	崩壊熱除去 機能喪失 (取水機能喪失)  [TW]	<p>外部電源喪失により原子炉水位は低下し、その後原子炉隔離時冷却系が運転開始して原子炉水位が維持される。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）7弁を手動開放させ、低圧代替注水系（常設）により注水する。</p> <p>本事象は、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能）7弁の手動開放に伴うサプレッション・チェンバへの多量の蒸気放出</u>を想定している。</p>
5	崩壊熱除去 機能喪失 (残留熱除去系機能喪失)  [TW]	<p>給水喪失により原子炉水位は低下し、その後原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が運転開始して原子炉水位が維持される。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）7弁を手動開放させ、低圧代替注水系（常設）により注水する。</p> <p>本事象は、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能）7弁の手動開放に伴うサプレッション・チェンバへの多量の蒸気放出</u>を想定している。また、<u>格納容器ベント時のドライウエルからサプレッション・チェンバへの多量の蒸気放出及びサプレッション・チェンバ内のプール水の減圧沸騰</u>を想定している。</p>
6	原子炉停止 機能喪失  [ATWS]	<p>主蒸気隔離弁誤閉止の発生後、原子炉スクラムに失敗する。主蒸気隔離弁が閉止されると原子炉圧力が上昇し、原子炉圧力高信号で再循環系ポンプがトリップする。主蒸気隔離弁の閉止により、タービン駆動給水ポンプはトリップするが、電動駆動給水ポンプが自動起動して給水が継続される。</p> <p>本事象は、<u>逃がし安全弁の作動に伴うサプレッション・チェンバへの蒸気放出</u>を想定している。</p>

No.	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び重大事故等時に生じる動荷重
7	LOCA 時注水 機能喪失 (中小破断)  [SE]	<p>外部電源喪失及び LOCA 発生により原子炉水位は低下するが、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁を手動開放させ、低圧代替注水系（常設）による注水を開始する。</p> <p>本事象は、<u>原子炉冷却材喪失時のブローダウン過程における高温水・蒸気の放出</u>を想定している。また、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁の手動開放に伴うサブプレッション・チェンバへの多量の蒸気放出</u>を想定している。また、<u>格納容器ベント時のドライウエルからサブプレッション・チェンバへの多量の蒸気放出及びサブプレッション・チェンバ内のプール水の減圧沸騰</u>を想定している。</p>
8	格納容器バイパス (残留熱除去系配管破断)  [ISLOCA]	<p>ISLOCA 時は、残留熱除去系配管の破断を想定し、破断口からの冷却材流出による水位低下により、原子炉隔離時冷却系が運転開始して原子炉水位が維持される。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁を手動開放させ、低圧炉心スプレイ系による注水を開始する。</p> <p>本事象は、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能）7 弁の手動開放に伴うサブプレッション・チェンバへの多量の蒸気放出</u>を想定している。</p>
9	雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	<p>大破断 LOCA により原子炉水位は低下し、炉心が損傷・溶融する。その後、低圧代替注水系（常設）により、スプレイを開始し、原子炉格納容器を冷却・減圧する、又は、冷却・減圧ができなかった場合、格納容器ベントによって、原子炉格納容器を減圧する。</p> <p>本事象は、<u>原子炉冷却材喪失時のブローダウン過程における高温水・蒸気の放出</u>を想定している。また、<u>格納容器ベント時のドライウエルからサブプレッション・チェンバへの多量の蒸気放出及びサブプレッション・チェンバ内のプール水の減圧沸騰</u>を想定している。</p>
10	水素燃焼	<p>本事象は、<u>原子炉冷却材喪失時のブローダウン過程における高温水・蒸気の放出</u>を想定している。また、<u>格納容器ベント時のドライウエルからサブプレッション・チェンバへの多量の蒸気放出及びサブプレッション・チェンバ内のプール水の減圧沸騰</u>を想定している。</p>

No.	重要事故シーケンス等	事象の概要及び重大事故等時に生じる動荷重
1 1	高圧溶融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱	<p>給水喪失により原子炉水位は低下し、炉心が損傷・溶融する。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁を手動開放させ、原子炉圧力容器の圧力を低下することで、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止する。</p> <p>本事象は、<u>逃がし安全弁（自動減圧機能）2弁の手動開放に伴うサプレッション・チェンバへの多量の過熱蒸気放出</u>を想定している。また、<u>高温の溶融炉心と水との接触に伴う蒸気等のペデスタル（ドライウエル部）からドライウエルを介したサプレッション・チェンバへの多量の蒸気放出</u>を想定している。</p>
1 2	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	
1 3	溶融炉心・コンクリート相互作用	

### 2.3 重要事故シーケンス等のうち他の重要事故シーケンスで包絡できるものについて

2.2 で抽出した重大事故等時に生じる動荷重のうち、重要事故シーケンス等のうち他の重要事故シーケンスで包絡できるものについて、検討する。

以下の観点でパラメータを比較することで、他の重要事故シーケンス等の包絡性を説明できる。

- ・逃がし安全弁作動時の原子炉圧力容器圧力
 

逃がし安全弁は原子炉圧力容器圧力に応じた吹出量を放出するため、逃がし安全弁作動時の圧力が設計基準事故時より大きくなった場合、動荷重が設計基準事故時より大きくなる可能性がある
- ・サプレッション・チェンバ内のプール水温
 

プール水温が設計基準事故時（サプレッション・チェンバの最高使用温度）より高くなる場合、原子炉圧力容器より放出される蒸気による不安定凝縮が生じるため、動荷重が設計基準事故時より大きくなる可能性がある
- ・逃がし安全弁作動時の弁数
 

逃がし安全弁作動時に作動する弁の数が設計基準事故時より多い場合、原子炉圧力容器より放出される蒸気の場所が変わるため、動荷重が設計基準事故時より大きくなる可能性がある

整理した結果を第 2-2 表に示す。その結果、2つの重要事故シーケンス等で生じる動荷

重は、設計基準事故と以下の動荷重について影響評価が必要と判断した。

- ・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の逃がし安全弁作動時
- ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用時の高温の炉心（デブリを含む）と水との接触時
- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の格納容器ベント時



第 2-2 表 重大事故等時に生じる動荷重のうち設計基準事故時の包絡性について (1/2)

重要事故 シークエンス等	高圧・低圧注水機能喪失 (給水喪失)	高圧注水・減圧機能喪失 (給水喪失)	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失 (取 水機能喪失)	崩壊熱除去機能喪失 (残 留熱除去系機能喪失)	原子炉停止機能喪失時	LOCA 注水機能喪失 (中小破断)	格納容器バイパス (残留 熱除去系配管破断)
逃がし安全弁作 動時 (排気管からサ プレッション・ チェンバへの流 入)	他シークエンスに包絡 原子炉圧力容器が急速 減圧される事象発生後早期 (約 25 分) 時点での原子 炉圧力容器圧力は 7.79 MPa[gage] 以下、ブール水 温は 53℃ であり、原子炉 圧力容器圧力は原子炉停 止機能喪失時に、ブール水 温は全交流動力電源喪失 に包絡される。 また、原子炉圧力容器減 圧時には逃がし安全弁 7 弁 により急速減圧を想定し ており、作動弁数は全交流 動力電源喪失及び原子炉 停止機能喪失時の条件に 包絡される。	他シークエンスに包絡 原子炉圧力容器が急速 減圧される事象発生後早 期 (約 31 分) 時点での原 子炉圧力容器圧力は 7.79 MPa[gage] 以下、ブール水 温は 52℃ であり、原子炉 圧力容器圧力は原子炉停 止機能喪失時に、ブール水 温は全交流動力電源喪失 に包絡される。 また、原子炉圧力容器減 圧時には逃がし安全弁 2 弁 により急速減圧を想定し ており、作動弁数は全交流 動力電源喪失及び原子炉 停止機能喪失時の条件に 包絡される。	DBA に包絡 長期 TB シークエンスでは、 減圧開始時点でのブール 水温は約 100℃ に達して おり、さらに、減圧完了ま での間に約 119℃ まで上 昇する。 このため、サブプレッショ ン・チェンバの最高使用温 度 104.5℃ を超えるが、既 往の試験結果等から設計 基準事故時の動荷重と同 等以下である (2.4 に記 載)。 また、原子炉圧力容器減 圧時には逃がし安全弁 7 弁 により急速減圧を想定し ており、作動弁数は全交流 動力電源喪失及び原子炉 停止機能喪失時の条件に 包絡される。	他シークエンスに包絡 原子炉圧力容器の減圧 を開始するブール水温が 65℃ 到達時点での原子炉 圧力容器圧力は 7.79 MPa[gage] 以下であり、原 子炉圧力容器圧力は原子 炉停止機能喪失時に、ブ ール水温は全交流動力電 源喪失に包絡される。 また、原子炉圧力容器減 圧時には逃がし安全弁 7 弁 により急速減圧を想定し ており、作動弁数は全交流 動力電源喪失及び原子炉 停止機能喪失時の条件に 包絡される。	他シークエンスに包絡 原子炉圧力容器の減圧 を開始するブール水温が 65℃ 到達時点での原子炉 圧力容器圧力は 7.79 MPa[gage] 以下であり、原 子炉圧力容器圧力は原子 炉停止機能喪失時に、ブ ール水温は全交流動力電 源喪失に包絡される。 また、主蒸気隔離弁閉止 後の原子炉停止失敗に伴 い、逃がし安全弁 18 弁が 動作するものの原子炉圧 力が約 8.19 MPa[gage] ま で上昇しており、原子炉圧 力の上昇率が設計基準事 故時より高くなることが 考えられるが、2.4 で記載 のとおり、設計基準事故時 の動荷重と同等以下であ る。	DBA に包絡 原子炉圧力容器の除熱 過程で、ブール水温は約 115℃ まで上昇する。 このため、サブプレッショ ン・チェンバの最高使用温 度 104.5℃ を超えるが、既 往の試験結果等から設計 基準事故時の動荷重と同 等以下である (2.4 に記 載)。 また、主蒸気隔離弁閉止 後の原子炉停止失敗に伴 い、逃がし安全弁 18 弁が 動作するものの原子炉圧 力が約 8.19 MPa[gage] ま で上昇しており、原子炉圧 力の上昇率が設計基準事 故時より高くなることが 考えられるが、2.4 で記載 のとおり、設計基準事故時 の動荷重と同等以下であ る。	他シークエンスに包絡 原子炉圧力容器が急速 減圧される事象発生後早 期 (約 25 分) 時点での原 子炉圧力容器圧力は 7.79 MPa[gage] 以下、ブール水 温は 44℃ であり、原子炉 圧力容器圧力は原子炉停 止機能喪失時に、ブール水 温は全交流動力電源喪失 に包絡される。 また、原子炉圧力容器減 圧時には逃がし安全弁 7 弁 により急速減圧を想定し ており、作動弁数は全交流 動力電源喪失及び原子炉 停止機能喪失時に包絡さ れる。	他シークエンスに包絡 原子炉圧力容器が急速 減圧される事象発生後早 期 (約 15 分) 時点での原 子炉圧力容器圧力は 7.79 MPa[gage] 以下、ブール水 温は 44℃ であり、原子炉 圧力容器圧力は原子炉停 止機能喪失時に、ブール水 温は全交流動力電源喪失 に包絡される。 また、原子炉圧力容器減 圧時には逃がし安全弁 7 弁 により急速減圧を想定し ており、作動弁数は全交流 動力電源喪失及び原子炉 停止機能喪失時に包絡さ れる。
ドライウェル圧 力上昇時等 (ベントからサ プレッション・ チェンバへの流 入)	他シークエンスに包絡 1 Pd での格納容器ベ ント実施を想定することか ら、格納容器ベント実施時 のガス放出流量は、格納容 器過圧・過温破損 (1.5 Pd での格納容器ベントを想 定) に包絡される。	他シークエンスに包絡 1 Pd での格納容器ベ ント実施を想定することか ら、格納容器ベント実施 時のガス放出流量は、格 納容器過圧・過温破損 (1.5 Pd での格納容器ベ ントを想定) に包絡され る。	他シークエンスに包絡 1 Pd での格納容器ベ ント実施を想定することか ら、格納容器ベント実施 時のガス放出流量は、格 納容器過圧・過温破損 (1.5 Pd での格納容器ベ ントを想定) に包絡され る。	他シークエンスに包絡 1 Pd での格納容器ベ ント実施を想定することか ら、格納容器ベント実施 時のガス放出流量は、格 納容器過圧・過温破損 (1.5 Pd での格納容器ベ ントを想定) に包絡され る。	他シークエンスに包絡 1 Pd での格納容器ベ ント実施を想定することか ら、格納容器ベント実施 時のガス放出流量は、格 納容器過圧・過温破損 (1.5 Pd での格納容器ベ ントを想定) に包絡され る。	他シークエンスに包絡 1 Pd での格納容器ベ ント実施を想定することか ら、格納容器ベント実施 時のガス放出流量は、格 納容器過圧・過温破損 (1.5 Pd での格納容器ベ ントを想定) に包絡され る。	他シークエンスに包絡 1 Pd での格納容器ベ ント実施を想定することか ら、格納容器ベント実施 時のガス放出流量は、格 納容器過圧・過温破損 (1.5 Pd での格納容器ベ ントを想定) に包絡され る。	他シークエンスに包絡 1 Pd での格納容器ベ ント実施を想定することか ら、格納容器ベント実施 時のガス放出流量は、格 納容器過圧・過温破損 (1.5 Pd での格納容器ベ ントを想定) に包絡され る。

第 2-2 表 重大事故等時に生じる動荷重のうち設計基準事故時の包絡性について (2/2)

重要事故 シーケンス等	格納容器過圧・過温破壊	水素燃焼	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互 作用	溶融炉心・コンクリート相互作用
逃がし安全弁作 動時 (排気管からサ プレッション・ チェンバへの流 入)	—	—	<b>DBA で考慮されていない</b> 原子炉水位が低下し燃料有効長底部から燃料有効長の 20 % 上の位置に到達した時点で、原子炉圧力容器の減圧を実施していることから、原子炉圧力容器内の蒸気が露出した燃料に熱せられ過熱状態となる。よって、逃がし安全弁作動時に生じる水力学的動荷重について過熱蒸気の影響評価を実施する。	他シーケンスと同じ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱と同じシーケンス。	他シーケンスと同じ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱と同じシーケンス。
ドライウエル圧 力上昇時等 (ベントからサ プレッション・ チェンバへの流 入)	<b>DBA で考慮されていない</b> 大破断 LOCA を起因事象とするシナリオであり、事象発生後短期間における原子炉格納容器内の圧力・温度挙動及び生じる水力学的動荷重は設計基準事故時の大破断 LOCA と同等となるため、DBA に包絡される。格納容器ベントの実施を想定する場合には、一時的なベント管の蒸気流速の増加及びサブプレッション・チェンバ内のプール水表面での減圧沸騰が大きくなることが考えられるため、影響評価を実施する。 格納容器ベント後、長期的な動荷重としてチャッキングが継続すると考えられるため、5. にて、影響評価を実施する。	他シーケンスと同じ 格納容器過圧・過温破壊と同じシーケンス。	他シーケンスと同じ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用と同じシーケンス。	<b>DBA で考慮されていない</b> 原子炉圧力容器破損に伴い溶融燃料がベデスタル内 (ドライウエル部) の水に落下した際に、当該溶融燃料と水との相互反応によって、大量の水蒸気が発生する。この時、ドライウエルが急激に加圧されることによりサブプレッション・チェンバへ移行するガス・蒸気の流量が増大すると考えられるため、ガス及び蒸気の移行に伴う荷重の影響について考慮する必要がある。	他シーケンスと同じ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用と同じシーケンス。

## 2.4 重大事故等時に生じる動荷重のうち設計基準事故時の包絡性について

2.3において、設計基準事故時の動荷重が包絡できるとしたと同等以下とする重要事故シーケンス等について、影響評価が不要とできる理由を既往の試験等から、その妥当性について記載する。

### 2.4.1 全交流動力電源喪失時において設計基準事故時に包絡される理由

本事象は、事象発生後 8 時間までの原子炉注水を原子炉隔離時冷却系に期待しているため、原子炉圧力容器減圧操作する事象発生後 8 時間時点でプール水温は約 100 °Cに達し、さらに、減圧完了までの間に約 119 °Cまで上昇する（第 2-1 図）。このことから、原子炉圧力容器減圧操作時点でのプール水温は設計基準事故時（サブプレッション・チェンバの最高使用温度 104.5 °C）を逸脱する。

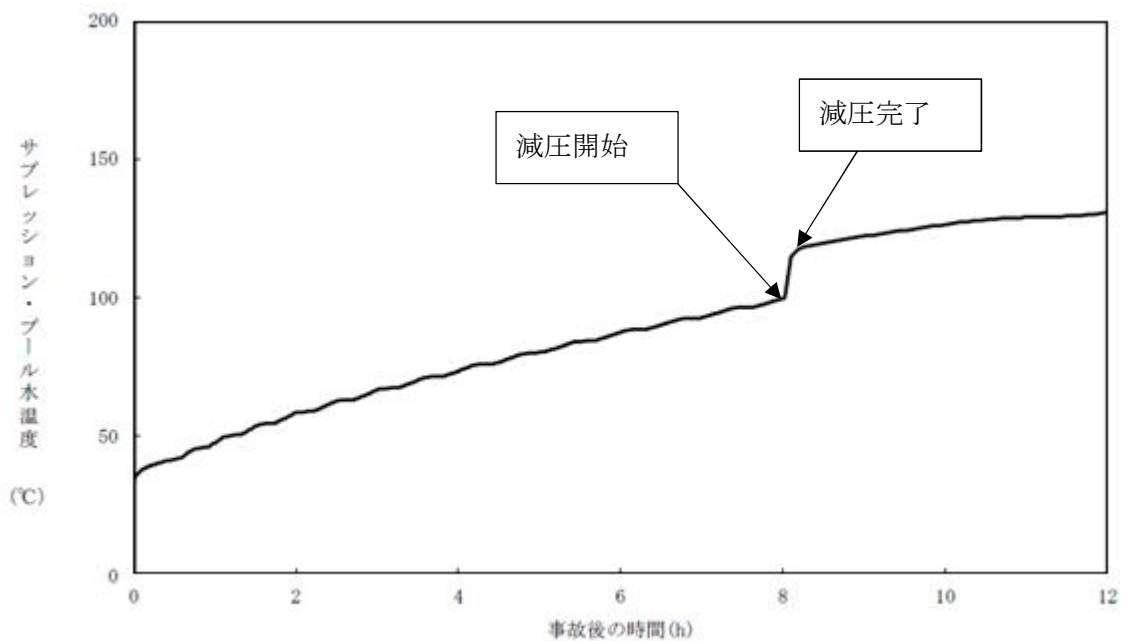
また、減圧時には逃がし安全弁 7 弁を開保持し、原子炉圧力容器を急速減圧するため、蒸気が不安定凝縮し、動荷重が生じる可能性がある。

上記の 2 つの事象について、以下のように検討し、設計基準事故時に生じる動荷重と同等以下であることを確認する。

#### プール水温が設計基準事故時を逸脱する場合において設計基準事故時に包絡される理由

クエンチャを採用した場合の逃がし安全弁作動時の凝縮性能に関しては、第 2-2 図で示すように、プール水がほぼ飽和状態となっても不安定凝縮が発生しないことを確認している（参考資料 2 ①）。このため、プール水温が 100 °C以上となった飽和水は 100°C付近の試験結果と同様に逃がし安全弁作動時の蒸気によって蒸散するものの、不安定凝縮することはないと考えられる。よって、本事象において、プール水温が約 100 °Cから原子炉圧力容器の減圧操作を実施しても、原子炉圧力容器から流入した蒸気は不安定凝縮を起こすことがなく、設計基準事故時と同等以下の動荷重となる。

蒸気による動荷重への影響の他に非凝縮性ガスの動荷重への影響が考えられるが、このときの荷重として支配的な気泡脈動荷重については、逃がし安全弁排気管内に蓄積した非凝縮性ガスの放出に伴う荷重であり、排気管内の非凝縮性ガスの体積は設計基準事故時と同等である。また、気泡脈動荷重は、サブプレッション・チェンバ内での凝縮を伴わないことから、プール水温上昇による影響を受けることはなく、設計基準事故時と同等以下であることを確認した。



第 2-1 図 全交流動力電源喪失時のプール水温度の時刻歴



第 2-2 図 蒸気凝縮時の圧力変動と水温の関係

逃がし安全弁により原子炉圧力容器を急速減圧した場合において設計基準事故時に包絡される理由

逃がし安全弁 7 弁による原子炉圧力容器の急速減圧の操作を行うが、第 2-3 図で示すように東海第二発電所での実機試験の結果（参考資料 2 ③）より、主蒸気隔離弁を全閉

させ多弁（実機試験では□が作動）が作動した場合と1弁作動の時でサブプレッション・チェンバ内に発生する圧力振幅は、多弁作動の時の方が小さい結果が確認されている。この理由は、排気管から放出される圧力波が相互干渉することにより、圧力振幅が相殺されたためと考えられている。このことから、設計基準事故で想定していない7弁による急速減圧実施時であっても動荷重に与える影響はなく、設計基準事故時と同等以下であることを確認した。なお、NUREG-0802において、8弁及び19弁作動時の動荷重は、4弁の結果の動荷重と同等であることが記載されていることから1弁作動時の動荷重を考慮すれば、設計基準事故時と同等以下といえる。



第2-3図 多段弁作動時と単弁作動時の水中圧力脈動の比較  
(横軸：測定点，縦軸：圧力振幅)

#### 2.4.2 原子炉停止機能喪失時において設計基準事故時に包絡される理由

崩壊熱と残留熱除去系による除熱が等しくなるまで原子炉圧力容器の除熱を行う過程で、プール水温は約115℃まで上昇する（第2-4図）。

このため、サブプレッション・チェンバの最高使用温度104.5℃を逸脱する。

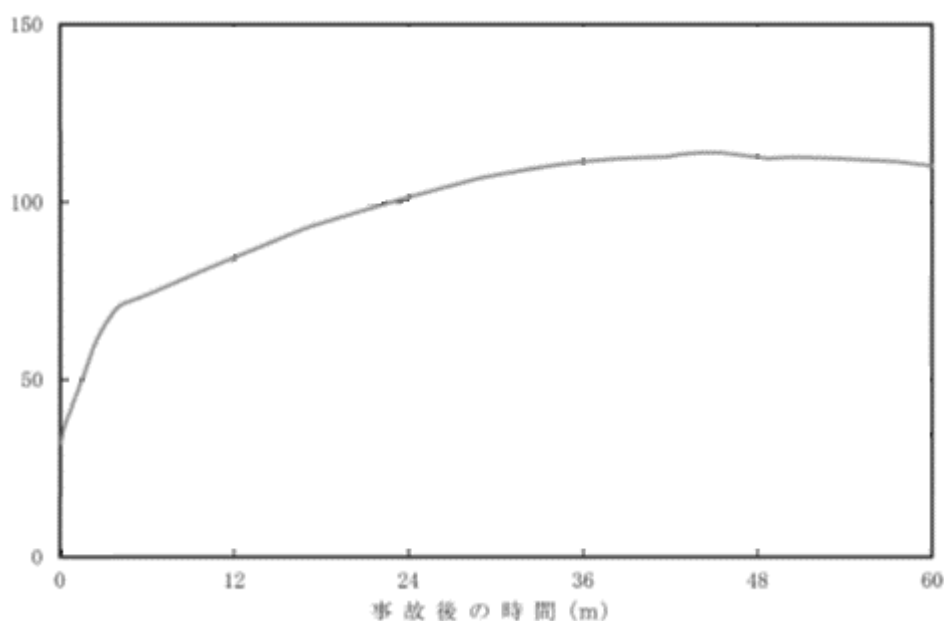
また、主蒸気隔離弁閉止後の原子炉停止失敗に伴い、逃がし安全弁18弁が動作するものの原子炉圧力が約8.19 MPa[gage]まで上昇し、このときの上昇率が設計基準事故時より高くなることが考えられる。

上記の2つの事象について、以下のように検討し、設計基準事故時に生じる動荷重の同

等以下であることを確認する。

#### プール水温が設計基準事故時を逸脱する場合において設計基準事故時に包絡される理由

逃がし安全弁作動時のプール水温は設計基準事故時を逸脱したものの、「2.4.1の全交流動力電源喪失時のプール水温が設計基準事故時を逸脱する場合における影響評価の不要な理由」で記載したとおり、プール水温による影響はないことから、設計基準事故時に生じる動荷重の同等以下であることを確認した。



第2-4図 原子炉停止機能喪失時のプール水温度の時刻歴

#### 原子炉圧力の上昇率が設計基準事故時より高くなる場合において設計基準事故時に包絡される理由

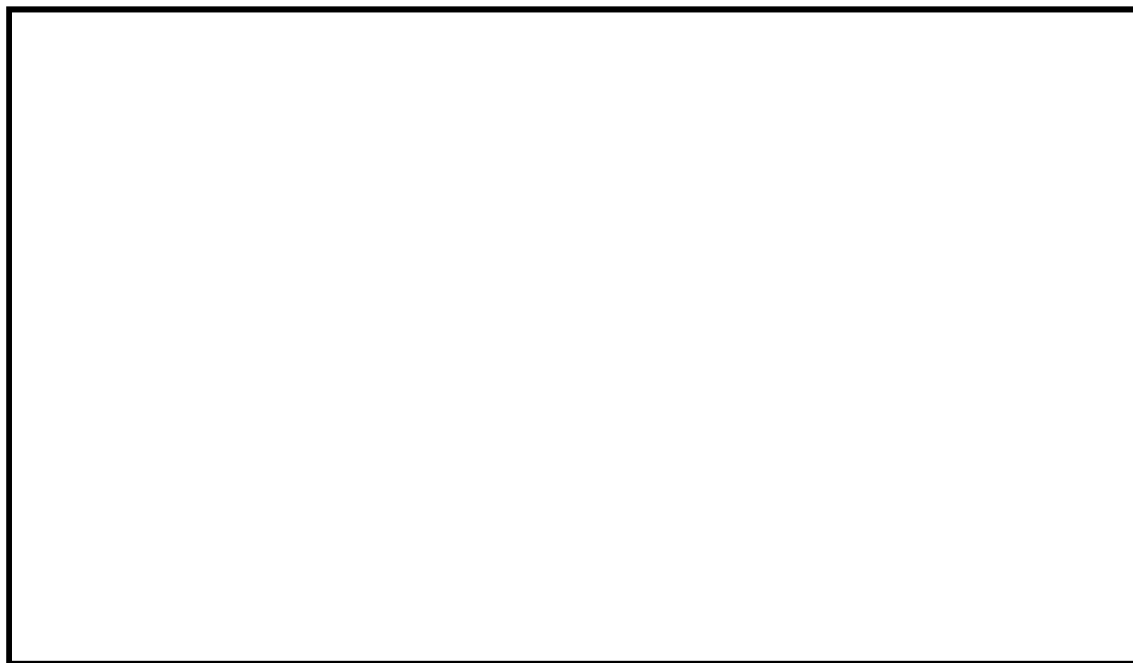
本事象においては、主蒸気隔離弁閉止後の原子炉停止失敗に伴い、逃がし安全弁18弁が動作するものの原子炉圧力が約8.19 MPa[gage]まで上昇し、このときの圧力上昇率が設計基準事故時より高くなることが考えられるが、逃がし安全弁機能は、設定圧になったとき自動的に作動して、原子炉圧力容器の圧力に応じた吹出量を放出するため、圧力上昇率が設計基準事故より高くなっても、原子炉圧力容器の圧力に応じた吹出量をサブプレッション・チェンバに放出するのみであり、動荷重の大きさに影響を与えない。なお、東海第二発電所での実機試験の結果（参考資料2 ③）より、主蒸気隔離弁を全閉させ、圧力を急変させても逃がし安全弁は作動圧で作動し、原子炉圧力容器を減圧できることを確認している（第2-5図）。

実機試験時は、本事象に想定される圧力（実機試験時：最大約7.44 MPa、解析値：約

8.19 MPa) よりも小さいことから、その影響について、検討した。

圧力の違いによる影響として考えられるのは、非凝縮性ガスが原子炉压力容器より放出される蒸気に押し出されることによって生じる、気泡脈動荷重の大きさである。非凝縮性ガスの排出は逃がし安全弁開放直後に発生するため、非凝縮性ガスを押し出す圧力は安全弁開放圧力（設定圧）に応じて変化するものであり、逃がし安全弁解放後の原子炉压力容器圧力上昇率の影響は受けないと考えられる。

また、東海第二発電所での実機試験により、主蒸気隔離弁を全閉させ多弁作動時（原子炉圧力約 7.44 MPa）と原子炉圧力 6.9 MPa で 1 弁が作動時を比較し、高い原子炉圧力となる多弁の時のほうが気泡脈動荷重に対する影響は小さくなることが確認されている（第 2-3 図）。この理由は、原子炉圧力が高い場合は逃がし安全弁の多弁作動により圧力振幅が相殺されるためであり、複数の逃がし安全弁が作動する原子炉压力容器圧力約 7.37 MPa 以上の圧力において、気泡脈動荷重は大きくなると考えられる。したがって、逃がし安全弁が 18 弁作動するような原子炉圧力約 8.19 MPa[gage]においても逃がし安全弁作動時の動荷重は設計基準事故時と同等以下であることを確認した。なお、NUREG-0802 において、8 弁及び 19 弁作動時の動荷重は、4 弁の結果の動荷重と同等であることが記載されていることから東海第二の実機試験における 1 弁作動時の動荷重が最も大きくなった結果は妥当と考えられる。



第 2-5 図 多段弁作動時の原子炉圧力及び逃がし安全弁吹出し量  
(横軸：時間，縦軸：逃がし安全弁吹出し量の合計)

## 2.5 重大事故等時に検討すべき動荷重について

2.2～2.4 によって、重大事故等時に検討すべき動荷重を整理した。その結果、以下に示す3つの重要事故シーケンス等が抽出された（第2-3表）。

- ・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時  
逃がし安全弁作動時に原子炉圧力容器からサプレッション・チェンバへ放出される蒸気が過熱蒸気であることから設計基準事故時の飽和蒸気と性状が異なる
- ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用時  
高温の炉心（デブリを含む）と水との接触に伴う圧力上昇に伴い、サプレッション・チェンバへドライウェル内の非凝縮性ガス等が流入する
- ・ 格納容器過圧・過温破損時  
ベント時にサプレッション・チェンバが減圧することによりドライウェルからサプレッション・チェンバへ蒸気が流入するとともにプール水の減圧沸騰が生じる恐れがある

これらの動荷重に対して、有効性評価等で得られている各パラメータ等を用いることで、原子炉格納容器の健全性を確認する。



第 2-3 表 重大事故等時に生じる動荷重のまとめ表

	重要事故 シーケンス等	動荷重			
		逃がし 安全弁	LOCA	FCI	ベント
1	高圧・低圧注水機能喪失 (給水喪失) [TQUV]	○			●
2	高圧注水・減圧機能喪失 (給水喪失) [TQUX]	○			
3	全交流動力電源喪失[TB]	○			
4	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失) [TW]	○			
5	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系機能喪失) [TW]	○			●
6	原子炉停止機能喪失 [ATWS]	○			
7	LOCA 時注水機能喪失 (中小破断) [SE]	○	○		●
8	格納容器バイパス (残留熱除去系配管破断) [ISLOCA]	○			
9	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)		○		●*
10	水素燃焼		○		●
11	高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気直接加熱	●*		●	
12	原子炉圧力容器外の溶融燃料 -冷却材相互作用	●		●*	
13	溶融炉心・コンクリート相互作用	●		●	

○：設計基準事故時に生じる動荷重と同等以下

●：設計基準事故時に考慮されていないもの

●\*：設計基準事故時に考慮されていないもののうち、動荷重評価で代表するもの

### 3. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）時の動荷重の評価について

DCH時においては、原子炉圧力容器内の水位が低下し、燃料が露出した後、逃がし安全弁によって、原子炉圧力容器圧力を減圧する。このとき、原子炉圧力容器内で発生する蒸気は露出した燃料に熱せられ過熱状態となるため、逃がし安全弁排気管（以下「排気管」という）からサプレッション・チェンバへ流入する蒸気は、設計基準事故時と異なる性状となる。これにより、蒸気が不安定凝縮する可能性があり、大きな動荷重が生じる恐れがあるため、不安定凝縮することなく、設計基準事故時に生じる動荷重と同等以下となることを確認する。

蒸気凝縮の観点で着目すべき項目としては、短期的にはサプレッション・チェンバ内に流入する蒸気が最大となる逃がし安全弁作動時の蒸气流束及びプール水温のピーク値、及び、長期的には逃がし安全弁作動後の原子炉圧力容器圧力低下に伴う蒸气流束の減少であることから、この2点について、検討を実施した。

#### 3.1 逃がし安全弁作動時の短期的な影響

蒸気がプール水により凝縮する際、過熱蒸気と飽和蒸気が有する単位面積あたりのエネルギー（エネルギー流束）が同等であれば、凝縮の挙動が同じと考えられるため、そのときに生じる動荷重も同等となる。飽和蒸気の凝縮時の動荷重は、既往の試験より、蒸气流束とプール水温の関係から、蒸気凝縮時の動荷重が確認されている。

既往の試験結果から過熱蒸気に対する動荷重を評価するため、有効性評価で得られたパラメータを飽和蒸気と仮定して換算し、有効性評価結果のプール水温を確認すれば、その値から既往の試験結果と照らし合わせることで、過熱蒸気の凝縮に伴う動荷重は評価できる。以下に評価過程を記載する。

##### ①蒸气流束の算出

- ・過熱蒸気のエネルギー流束が最大となるように有効性評価の原子炉圧力（7.79 MPa）、蒸気温度（332 °C）及び排気管の流路断面積から蒸気の比エンタルピー及び蒸气流束を算出し、サプレッション・チェンバへの流入するエネルギー流束を求める。
- ・過熱蒸気と同じエネルギー流束の飽和蒸気を仮定し、蒸气流束を算出する。算出にあたって、飽和蒸気の原子炉圧力は過熱蒸気の圧力と同じ値とする。
- ・算出した結果は、第3-1表のとおり。

##### ②プール水温の確認

- ・逃がし安全弁作動時のプール水温は、有効性評価結果（57 °C）に基づく（第3-1図、第3-2図）。

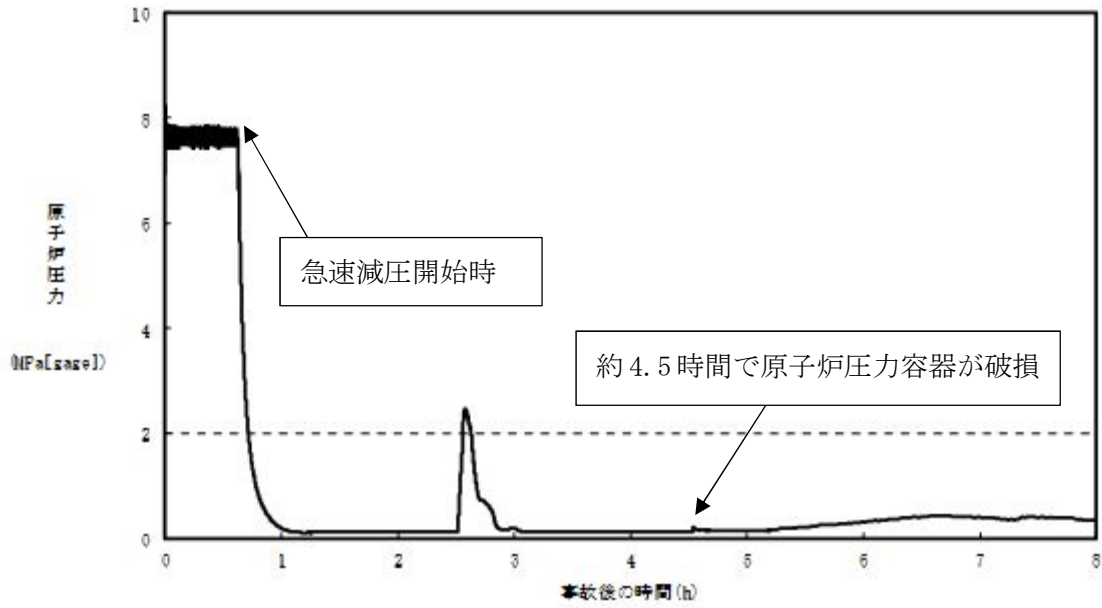
##### ③過熱蒸気を飽和蒸気に仮定した場合の蒸気凝縮時の動荷重確認

- ・①、②で確認した蒸气流束とプール水温の関係から、第3-3図を用いて蒸気が安定凝縮するかを確認する。

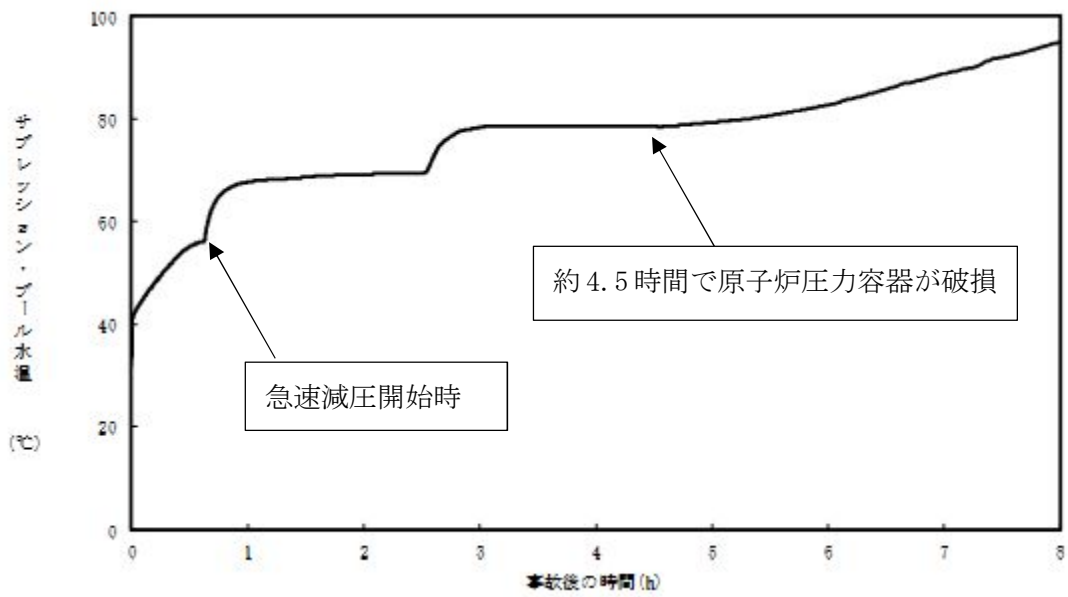
クエンチャを有しないストレートパイプで実施した試験結果においても、安定凝縮することを確認できたため、蒸気凝縮による動荷重は小さく、非凝縮性ガスによる気泡脈動に包絡され、設計基準事故時の動荷重と同等以下となる。なお、第 3-4 図で示すようにクエンチャを設ければ、第 3-3 図で示す大振動領域は、解消され、プール水温に係らず、蒸気は安定凝縮することが確認されている。

第 3-1 表 逃がし安全弁作動時のパラメータ

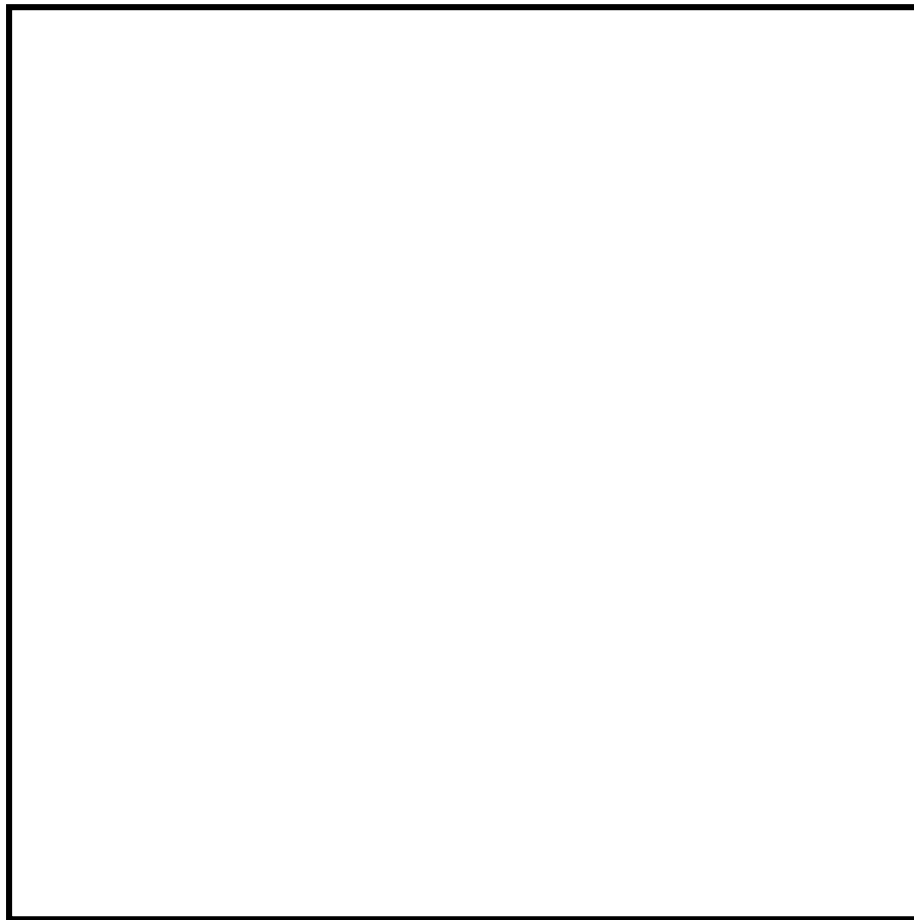
パラメータ	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	飽和蒸気 (7.79MPa 時)
原子炉圧力容器圧力 [MPa]	7.79 (解析値)	7.79
蒸気温度 [°C]	約 332 (解析値)	約 293
蒸気の比エンタルピ [kJ/kg]		
排気管の流路断面積 [m <sup>2</sup> ]		
蒸气流束 [kg/s/m <sup>2</sup> ]		
サブプレッション・チェンバへの流入エネルギー流束 [kJ/s/m <sup>2</sup> ]		



第 3-1 図 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の原子炉圧力容器圧力の推移



第 3-2 図 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の原子炉格納容器温度の推移



第 3-3 図 蒸気流束及びプール水温と凝縮性能の関係 (ストレートタイプ)



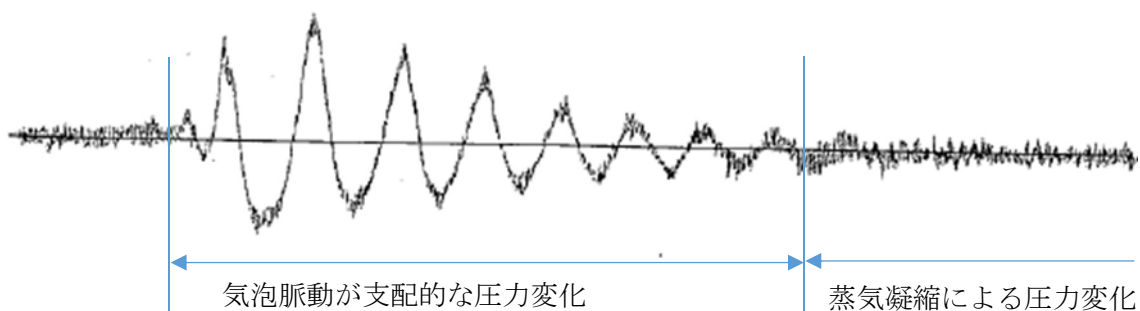
排気口出口での蒸気流速 (  $\text{kg}/\text{m}^2\text{-s}$  )

第 3-4 図 蒸気流束及びプール水温と凝縮性能の関係 (クエンチャタイプ)

### 3.2 逃がし安全弁作動後の長期的な影響

本事象では逃がし安全弁を開保持とするため、原子炉圧力容器の減圧に伴い、蒸気流束が小さくなるため、このときに生じる動荷重として、蒸気凝縮に伴うチャギング等が考えられるため、そのときの動荷重が設計基準事故時と同等以下であることを確認する。

東二の実機試験結果から得られた第3-5図の結果で示すように、圧力振幅が支配的、すなわち、動荷重が大きくなるのは逃がし安全弁作動直後に生じる気泡脈動荷重である。気泡脈動荷重は、非凝縮性ガスがサプレッション・チェンバへ移行した際に生じる荷重であることから、蒸気による影響ではない。よって、逃がし安全弁を開保持し、原子炉圧力容器から蒸気がサプレッション・チェンバに移行した際の蒸気凝縮に伴う動荷重の影響はないことから、設計基準事故時の動荷重と同等以下となることを確認した。



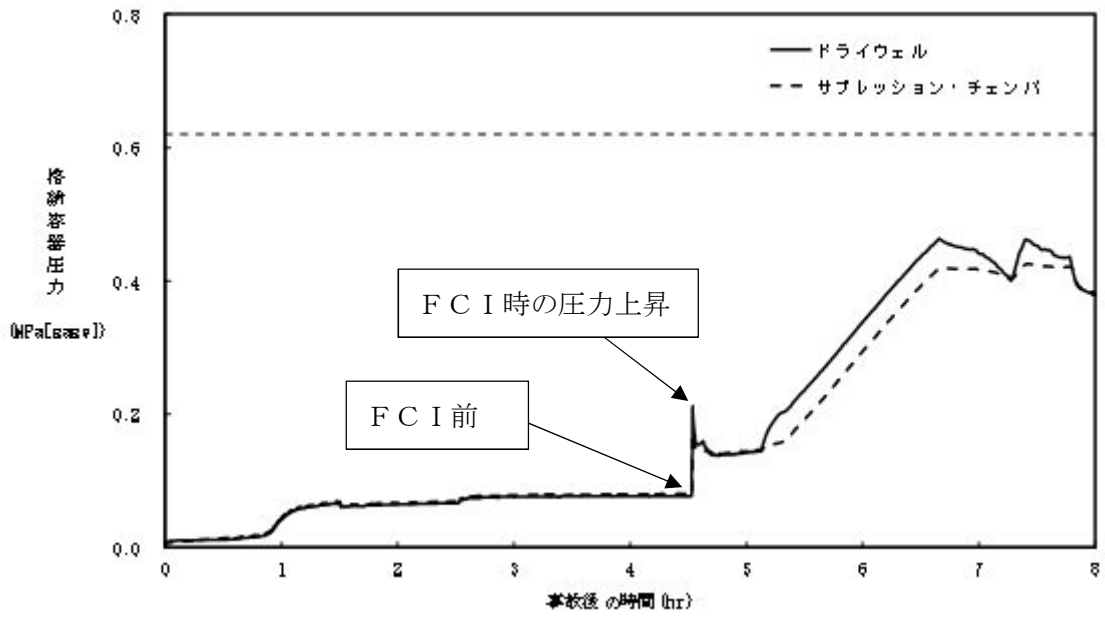
第3-5図 東二実機試験で得られた逃がし安全弁作動時の水中圧力振動波形  
(横軸：時間，縦軸：圧力)

4. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（FCI）時の動荷重の評価について格納容器破損防止対策の有効性評価の解析の結果、ベント管内の水のサプレッション・チェンバへの移行及びドライウェルからサプレッション・チェンバへの非凝縮性ガス及び蒸気を含む気体の移行量の最大値は第4-1表のとおりであり、LOCAブローダウン時の高温水・蒸気の放出時の移行量が最大となっており、このときの動荷重が最も厳しくなる。LOCAブローダウン時の高温水・蒸気の放出は、設計基準事故「原子炉冷却材喪失」の起因事象である大破断LOCA時と同じであり、このときの破断想定は原子炉水位の低下が最も早くなる再循環系配管（出口ノズル）の両端破断としていること、及び、この設計基準事故「原子炉冷却材喪失」時に原子炉格納容器の健全性が確保されることを確認していることから、FCI時は、設計基準事故時に包絡されており、原子炉格納容器の健全性が確保される。なお、FCI発生時には、発生する蒸気によってドライウェルは急激に圧力上昇することから、これに伴う動荷重は大きくなる可能性が考えられるが、有効性評価結果（第4-1図、第4-2図）より、LOCA時の圧力上昇率の方が大きいことを確認しており、設計基準事故時に包絡される（FCI時の圧力上昇率：約4.6 kPa/s、LOCA時の圧力上昇率：約8.5 kPa/s）。

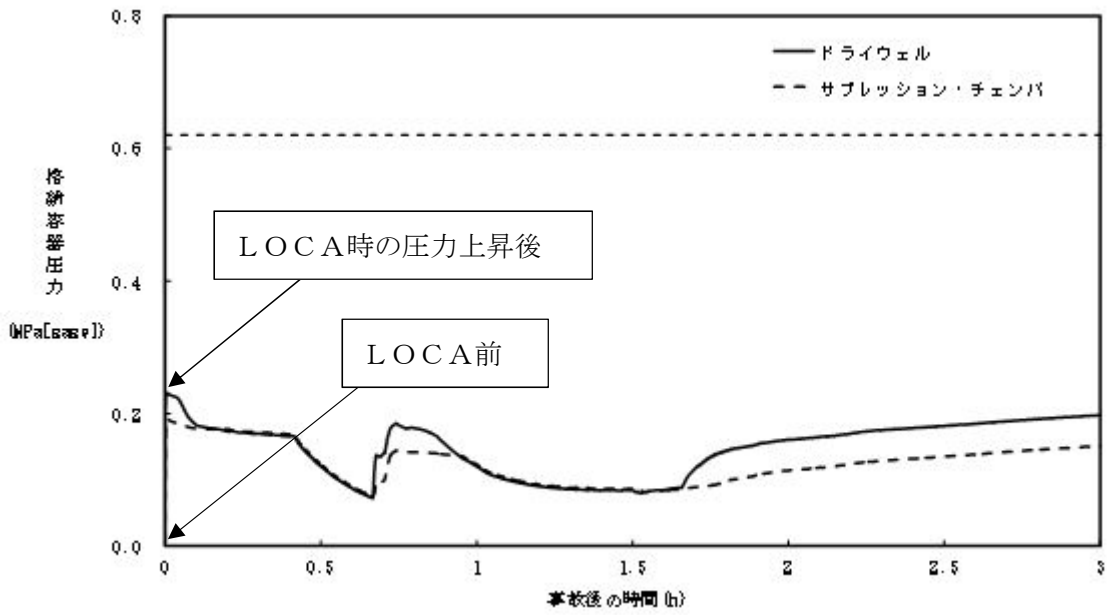
第4-1表 サプレッション・チェンバへの水等の移行量

事象	水移行量の 最大値 [kg/s]	ガス移行量の 最大値 [kg/s]	蒸気移行量の 最大値 [kg/s]
原子炉圧力容器破損に伴うFCI発生時の蒸気発生			
LOCAブローダウン時の高温水・蒸気の放出 （「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の起因事象である大破断LOCAを対象）			

※流束[kg/s/m<sup>2</sup>]（=流量[kg/s]／ベント管流路面積[m<sup>2</sup>]）



第 4-1 図 F C I 時の原子炉格納容器圧力の推移



第 4-2 図 L O C A 時の原子炉格納容器圧力の推移



5. 格納容器ベント時の動荷重の評価について

5.1 格納容器ベント時のサプレッション・チェンバへの水等の移行に伴う影響

格納容器ベント開始直後はサプレッション・チェンバの圧力低下率が最も大きく、ベント管内の水のサプレッション・チェンバへの移行並びにドライウエルからサプレッション・チェンバへの非凝縮性ガス及び蒸気を含む気体の移行量が多くなる。

格納容器破損防止対策の有効性評価の解析の結果、ベント管内の水のサプレッション・チェンバへの移行並びにドライウエルからサプレッション・チェンバへの非凝縮性ガス及び蒸気を含む気体の移行量の最大値は第 5-1 表のとおりであり、LOCAブローダウン時の高温水・蒸気の放出時の移行量が最大となっており、このときの動荷重が最も厳しくなる。LOCAブローダウン時の高温水・蒸気の放出は、設計基準事故「原子炉冷却材喪失」の起因事象である大破断LOCA時と同じであり、このときの破断想定は原子炉水位の低下が最も早くなる再循環系配管（出口ノズル）の両端破断としていること、及び、この設計基準事故「原子炉冷却材喪失」時に原子炉格納容器の健全性が確保されることを確認していることから、格納容器ベント時は、設計基準事故時に包絡されており、原子炉格納容器の健全性が確保される。

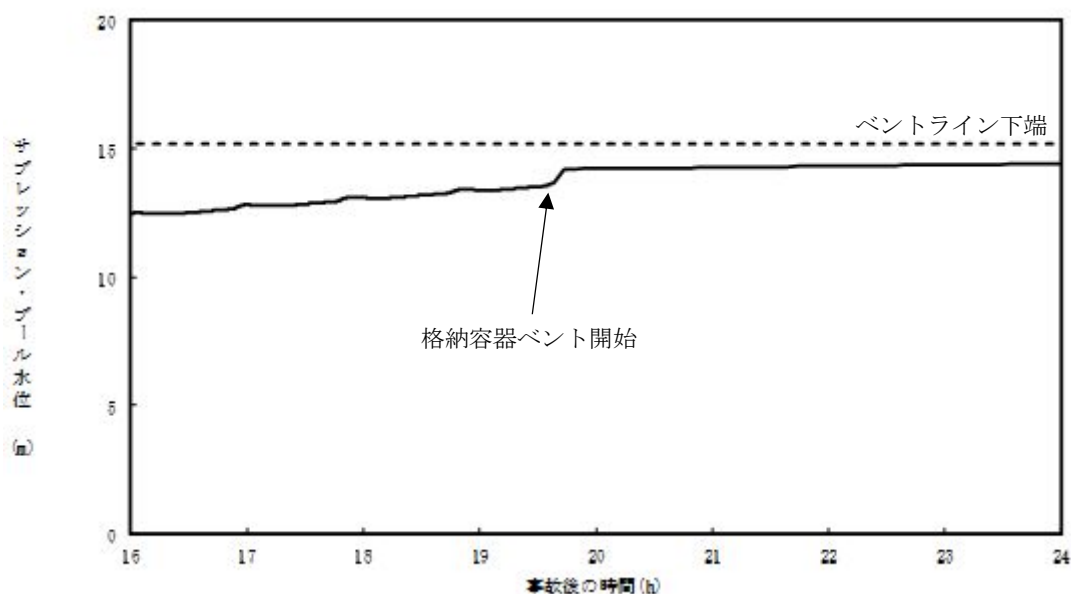
第 5-1 表 サプレッション・チェンバへの水等の移行量

事象	水移行量の 最大値 [kg/s]	ガス移行量の 最大値 [kg/s]	蒸気移行量の 最大値 [kg/s]
格納容器ベント （「雰囲気圧力・温度による静的 負荷（格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用できな い場合）」の格納容器ベント時を 対象）			
LOCAブローダウン時の高温 水・蒸気の放出 （「雰囲気圧力・温度による静的 負荷（格納容器過圧・過温破損）」 の起因事象である大破断LOCA を対象）			

※流束[ $\text{kg/s/m}^2$ ] (=流量[ $\text{kg/s}$ ]/ベント管流路面積[ $\text{m}^2$ ])

## 5.2 格納容器ベント時の水位上昇による影響

格納容器ベント時において、ベント管内の水がサプレッション・チェンバへ移行するため、サプレッション・チェンバ内のプール水の水位上昇が生じるが、第5-1表に示すように、LOCAブローダウン時の高温水・蒸気の放出と比較し、水の流量は小さいため、緩やかな上昇となる。このため、動荷重として、LOCAブローダウン時の高温水・蒸気の放出に包絡される。なお、このときの格納容器ベント時におけるサプレッション・チェンバ内のプール水位を第5-1図に示す。この時の水位上昇は約0.6 mであるが、この水位上昇に伴う影響は、原子炉格納容器に対する水頭圧であり、静荷重に分類される。この静荷重は、2 Pd 時の静荷重と比較し、小さいため、原子炉格納容器の健全性は維持される。



第5-1図 格納容器ベント時のサプレッション・チェンバ水位上昇

また、重大事故等時の水位上昇による影響としては、設計基準事故時と異なり、水没する真空破壊弁への考慮が必要であるが、水没する真空破壊弁は、重大事故等時に機能を期待していない。ただし、真空破壊弁の構造健全性を検討するため、格納容器ベント時のサプレッション・チェンバ内のプール水の水位上昇に伴う荷重と真空破壊弁が取り付けられている箇所の構造強度を比較する。

真空破壊弁は構造上、ベント管の板厚に対して、真空破壊弁との取合部は $\square$ 倍以上の厚さを有するとともに、サプレッション・チェンバ内のプール水の水位上昇時に水から荷重を受ける面積はベント管よりも小さい。また、真空破壊弁の位置は、荷重発生源であるベント管先端から距離があることから、水の流速が減衰する。これらのことから、真空破壊弁は水没したとしてもドラッグ力の影響は小さく、構造強度として大きな影響とされないと考えられるが、プールのスウェルによりドラッグ力の影響を確認する。その結果、ベン

ト管と真空破壊弁の取付部に生じるプールスウェルによる応力は、 MPa であり、許容値 (380 MPa) に対して十分に小さいことを確認した。

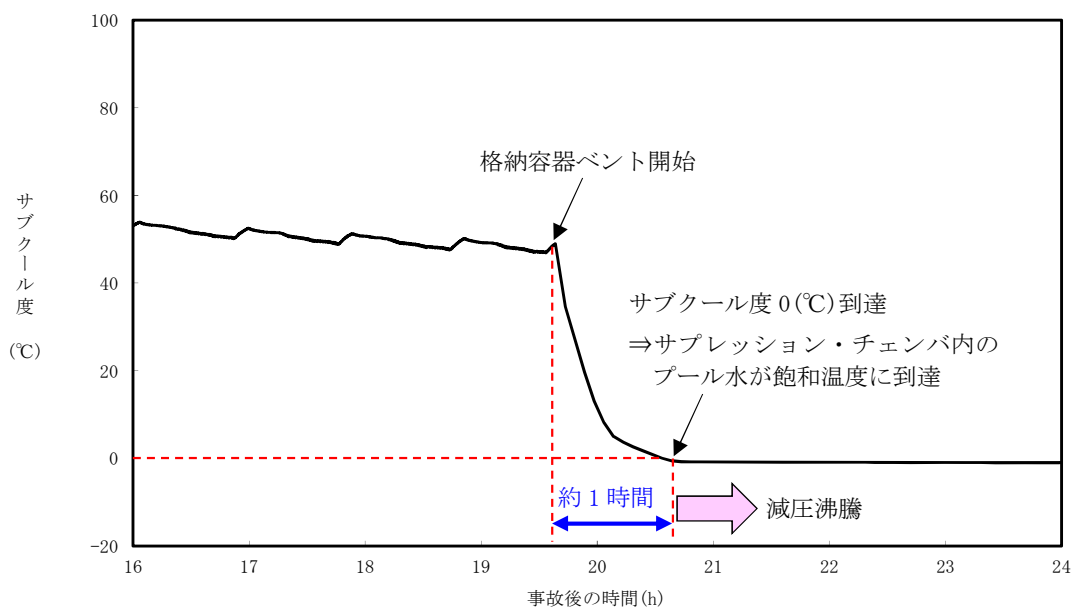
### 5.3 格納容器ベント時の減圧沸騰による影響

格納容器ベント時には、サプレッション・チェンバ圧力の低下によりサプレッション・チェンバ内のプール水が減圧沸騰することが考えられるが、以下のことから、格納容器ベント時の原子炉格納容器への動荷重としては小さく、健全性への影響はない。

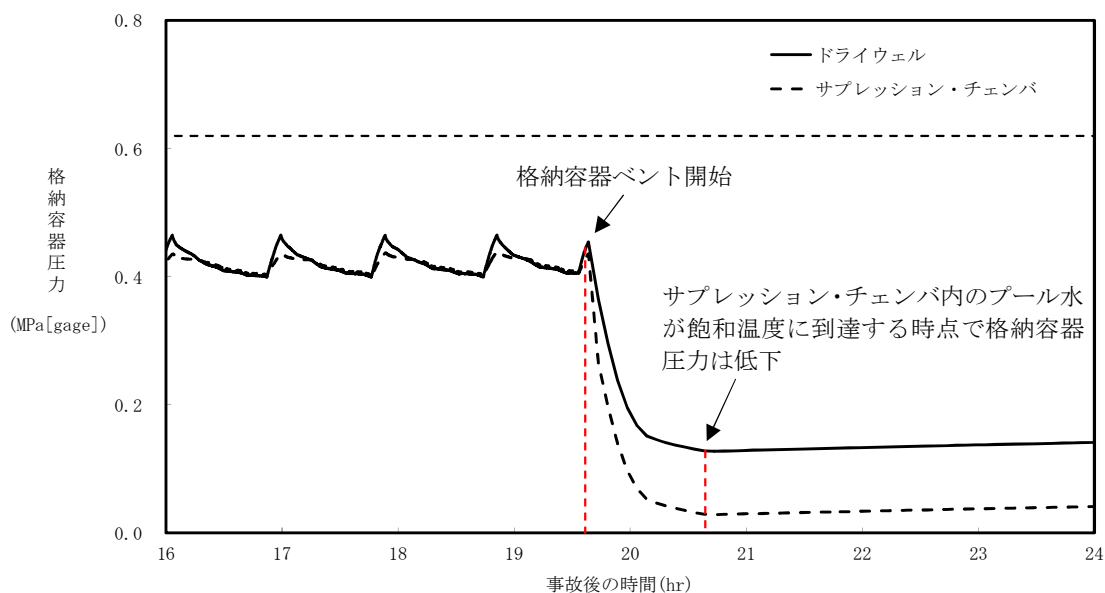
- ・「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」では、事故発生約 19 時間後に格納容器ベントを実施しているが、第 5-2 図で示すように、サプレッション・チェンバ内のプール水が飽和温度に達するのは格納容器ベントを開始して約 1 時間後であり、これ以降減圧沸騰が生じると考えられる。しかしながら、第 5-3 図で示すように、サプレッション・チェンバ内のプール水が飽和温度に達するタイミングではほぼ原子炉格納容器圧力は静定していることから、減圧沸騰が生じてもその影響は小さい。
- ・サプレッション・チェンバ内のプール水の減圧沸騰が生じるタイミングにおいては、ドライウエルとサプレッション・チェンバに圧力差があることから、サプレッション・チェンバへの非凝縮性ガス及び蒸気を含む気体の移行は継続するが、その移行量は少ない。
- ・減圧沸騰の影響が小さいこと、及び、減圧沸騰が生じるタイミングにおいては、ドライウエルからサプレッション・チェンバへの非凝縮性ガス及び蒸気を含む気体の移行量は少ないことから原子炉格納容器の健全性への影響はないと考えられる。

上記に加えて、有効性評価の解析における格納容器ベント時の流量が全て減圧沸騰に寄与したと仮定して、検討を行った。

ここで、発生蒸気が水面に到達するまでに要する時間を 1 秒と仮定し、1 秒間に発生した蒸気がすべてサプレッション・チェンバ内のプール水位の上昇に寄与すると仮定する。減圧沸騰が生じるタイミングでのベント流量は約  kg/s であることから、この時減圧沸騰によって発生する蒸気量も同等の  kg/s と仮定すると、最大  kg の蒸気によってサプレッション・チェンバ内のプール水面が押しあげられることとなる。また、この時の蒸気の密度を、大気圧下における蒸気の密度約  kg/m<sup>3</sup> とすると発生蒸気の体積は約  m<sup>3</sup> となる。サプレッション・チェンバの断面積は約  m<sup>2</sup> であるため蒸気泡がサプレッション・チェンバ内に一様に分布しているとする、発生蒸気による水位上昇は約  m となる。このことから、減圧沸騰によりサプレッション・チェンバの水位上昇が生じたとしても、その規模は小さい。



第 5-2 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）のプール水のサブクール度の推移



第 5-3 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）の原子炉格納容器圧力の推移

#### 5.4 格納容器ベント時の継続時間による影響

原子炉冷却材喪失事故を起因とする格納容器ベント時における継続時間による影響について、検討する。

格納容器ベント時の重大事故等時荷重の時間履歴を第 5-4 図に示す。原子炉冷却材喪失事故時に加わる荷重のうち、a. から g. までの現象における荷重に関しては配管破断発生後、原子炉圧力容器からのブローダウンが終了するまでの比較的短期間に生じる荷重であるため、**生じる**荷重の強さ及び荷重発生時の原子炉格納容器内圧力・温度条件は設計基準事故と同等となる。

一方で、h. 及び i. については、原子炉圧力容器からのブローダウン収束後も比較的長期にわたって継続する荷重であるため、重大事故等時の原子炉格納容器内圧力・温度条件との組み合わせを考慮する必要がある。具体的には、原子炉格納容器の除熱手段の復旧等により格納容器ベントを停止し、ドライウェルとサプレッション・チェンバの差圧が解消されるまでは、崩壊熱によって発生した蒸気がサプレッション・チェンバ内のプール水へと移行し続けることにより、**生じる**とされることから、h. 及び i. の荷重は格納容器ベント停止までの期間において発生し続けることを考慮する。

第 5-5 図、第 5-6 図で示すように格納容器ベント後サプレッション・チェンバ内のプール水温が高いこと及び破断口からの蒸気放出量が低下することで、ベント管の蒸気流束が小さくなっていく。既往の試験である旧原研で実施された Mark-II 型格納容器の圧力抑制系の実証試験より、蒸気凝縮に伴う動荷重は、サプレッション・チェンバ内のプール水の水温 [ ] °C 以下) が低く、さらにベント管内の蒸気流束 [ ] kg/s/m<sup>2</sup>) が比較的大きい、特定の領域で振幅の大きな荷重が**生じる**ことが確認されており、格納容器ベント後において、プール水温が高くなり、蒸気流束が小さくなる過程において、荷重は小さくなるため、長期的な動荷重として影響はない<sup>[2]</sup>。

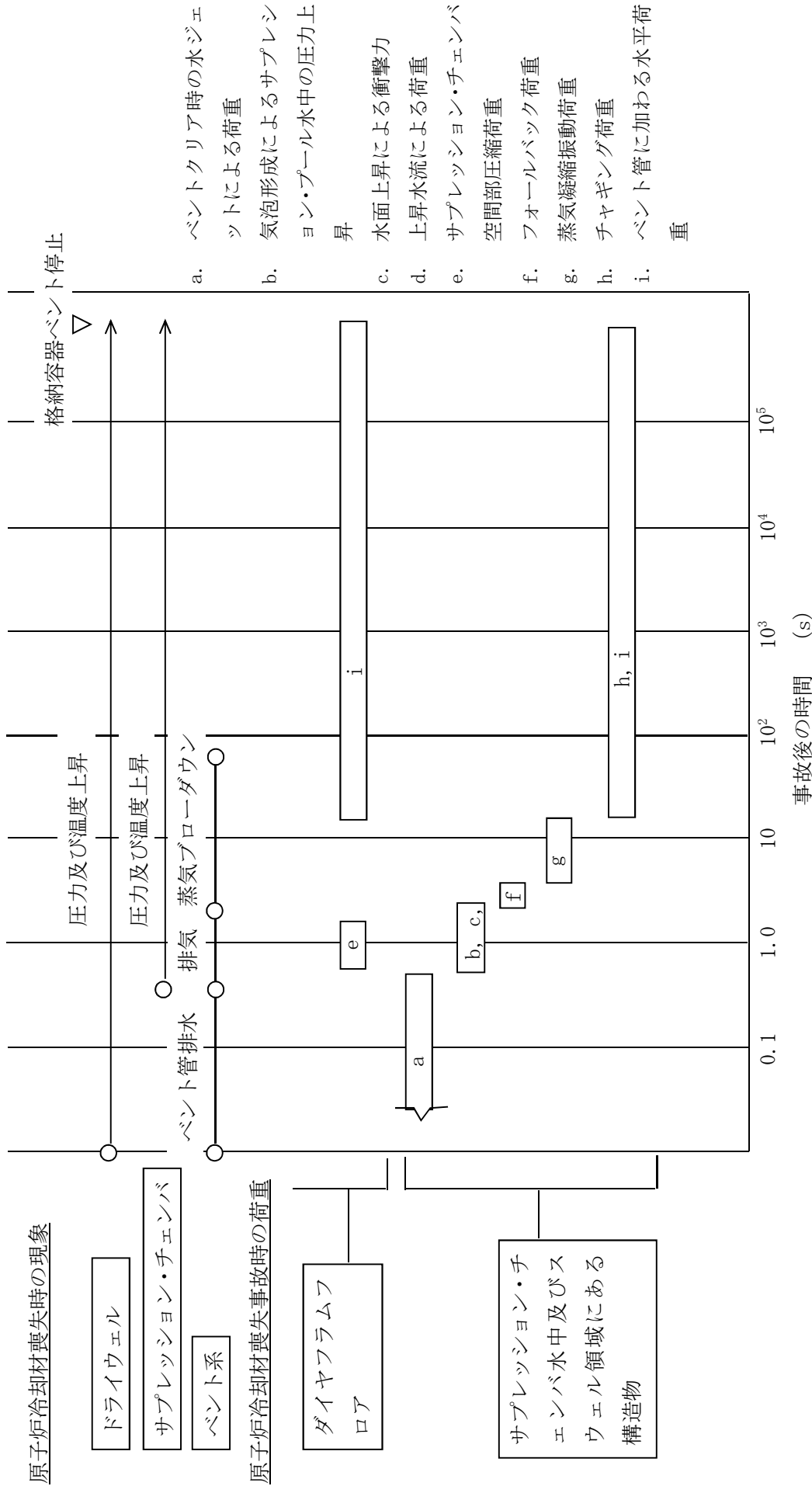
なお、設計基準事故時に想定しているチャギング荷重が繰返し生じた場合であっても最大約 130 MPa であり、原子炉格納容器本体の一次+二次応力の許容限界内 (393 MPa) となることから、原子炉格納容器の強度評価に対する影響はない。

第 5-4 図は、原子炉冷却材喪失事故を起因とする格納容器ベント時における荷重の時刻歴を示したものであるが、以下の理由により、原子炉冷却材喪失事故を伴わない事象における荷重の時刻歴は第 5-4 図の時刻歴に包絡されると考えられる。

- a. 原子炉冷却材喪失事故を起因としない事象においては、原子炉圧力容器破損時に原子炉圧力容器内のガスがドライウェルへと放出されると考えられるが、原子炉圧力容器破損時点では、すでに原子炉圧力容器内は減圧されており、原子炉冷却材喪失事故時に**生じる**ような急激なガス放出とならない。
- b. 高温の溶融燃料がペDESTAL 内に落下した際には、溶融燃料と水の相互作用 (F C I) によって急激な蒸気発生が生じると考えられるが、当該事象において、サプレ

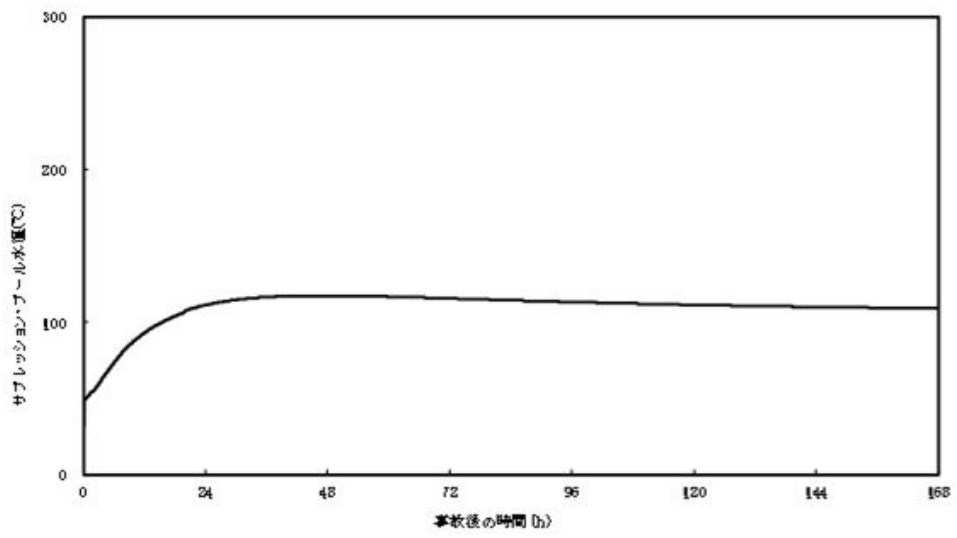
ッション・チェンバに流入する水等の移行量は原子炉冷却材喪失事故時に比べて非常に小さく（第 4-1 表），原子炉冷却材喪失事故発生直後に生じる荷重（第 5-4 図における a. から g. までの荷重）に包絡される。

- c. 原子炉格納容器ベント実施時においても一時的にドライウェルからサプレッション・チェンバに流入する水等の移行量が増加すると考えられるが，この時の移行量は原子炉冷却材喪失事故時に比べて非常に小さく（第 5-1 表），b. 同様に原子炉冷却材喪失事故発生直後に生じる荷重に包絡される。

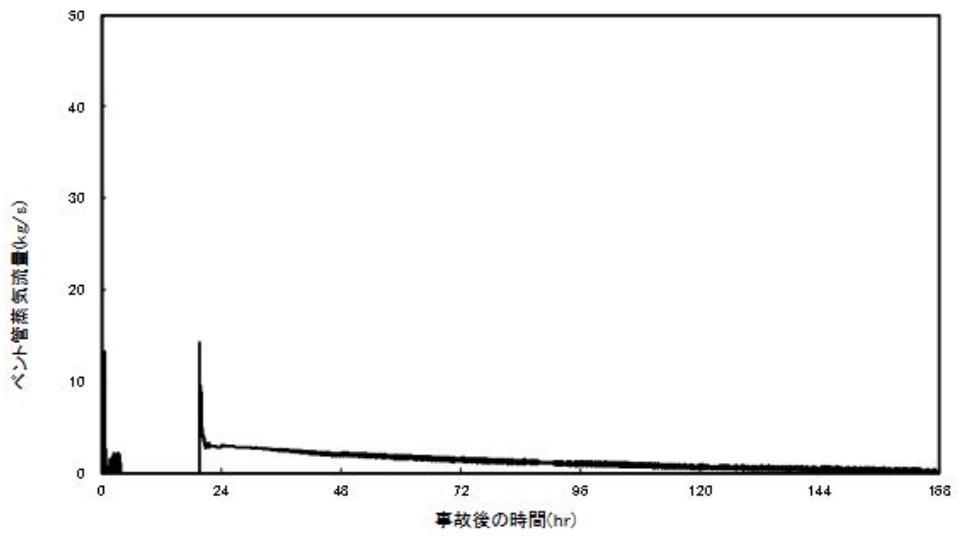


第 5-4 図 重大事故等時荷重の時間履歴 (原子炉冷却材喪失事故起因)





第 5-5 図 サプレッション・チェンバ内のプール水温の時刻歴



第 5-6 図 ベント管蒸気流量の時刻歴

### 5.5 格納容器ベント時の減圧波による影響

US-ABWRには原子炉格納容器の過圧保護のため、系統に取り付けたラプチャーディスクにより、瞬時に配管の流路断面積を100%開放し、大気放出によって急速減圧するCOPS (Containment Overpressure Protection System) が設けられている。このため、米国ではCOPSを設ける場合、急速減圧による減圧波の影響を考慮する必要があるとされている。東二の原子炉格納容器は、格納容器ベント時において、弁による開動作により減圧することから、COPSのように急速減圧することはない。しかしながら、保守的に減圧波を考慮するため、COPSと同様に弁の開操作直後に配管の流路断面積が100%開放され、大気放出することを仮定し、検討を実施した。

検討にあたっては、US ABWR DCD Ch. 19E. 2. 3. 5. 1における評価手法を用いて、格納容器ベント直後のサブプレッション・チェンバ内のプール水面に作用すると考えられる減圧波について評価する。

評価に用いる主要なパラメータは、以下のとおりである。

第5-2表 評価に用いる主要なパラメータ

パラメータ		記号	値	備考
S/C 圧力		$P_0$		最高使用圧力の2倍
S/C 水位		—		MAAPによる解析結果
S/C ガス密度		$P_{g0}$		200°C, 2Pd時の蒸気密度
比熱比		k		理想気体における二原子分子の比熱を仮定
ベントライン 入口	半径	R		AC系配管 (28B)
	面積	A		
ベントライン チョーク部		面積		a

プール水の水面に到達する減圧波を評価するため、格納容器ベント直後において、原子炉格納容器より放出されるガスは、臨界流と仮定する。ベント流量は、ベントラインにおけるチョーク部で律速されることから、当該箇所におけるガス流量はDCDにおける以下の評価式及び第5-2表のパラメータを用いるとガス流量は、約75 kg/sとなる。

$$G_{gc} = \left( \frac{2}{k+1} \right)^{(k+1)/2(k-1)} \sqrt{k g_0 P_0 \rho_{g0}}$$

$$m = G_{gc} a$$

この時、ベントライン入口におけるガスの流速 (V) は、以下の式により約80 m/sとな

る。

$$V = \frac{m}{A * \rho_{g0}}$$

また、DCDにおける以下の評価式により、サプレッション・チェンバ内の音速 ( $C_{g0}$ ) は約 543 m/s であり、この時のマッハ数 ( $V/C_{g0}$ ) は約 0.15 ( $<0.2$ ) であることから、ベント時の減圧波は音響波として扱うことができる。

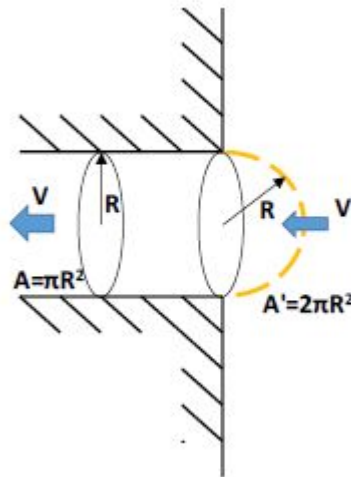
$$C_{g0} = \sqrt{(kg_0 P_0 / \rho_{g0})}$$

ここで、ベントラインに吸い込まれるガスの流速について、ベントライン入口から、ベントライン入口半径 ( $R$ ) 相当離れた位置 (評価点のイメージは、第 5-7 図のとおり) におけるガス流速 ( $V'$ ) を計算する。当該位置における流路を半径  $R$  の半球の表面積相当とする。よって、ベント管内の流路面積との面積比からベントライン入口から  $R$  離れた半球表面上の位置におけるガス流速は、以下となる。

$$V' = V \frac{\pi R^2}{2\pi R^2} = \frac{V}{2} = \text{約 } 40 \text{ m/s}$$

この流速及び DCD における以下の音響方程式を用いると、前述の半球表面における減圧波は、約 74 kPa となる

$$\delta P_0 = \frac{C_p \delta V}{g_0}$$



第 5-7 図 評価点のイメージ図

次に、上記減圧波がプール表面に到達した際の圧力を求める。

ベントライン入口高さは約 15.4 m であるため、ベントライン入口から、水面までの距離 ( $r$ ) は、約 4.7 m となる。したがって、DCD における以下の式から、水面に到達す

る減圧波は約 4.6 kPa となる。

$$\delta P = \frac{R}{r} \delta P_0$$

さらに水面に到達した減圧波の水中への伝達係数を DCD における以下の式から、算出する。

$$\frac{\delta P_{transmitted}}{\delta P_{oncoming}} = \frac{2}{1 + \rho_1 C_1 / \rho_2 C_2}$$

$\rho_1$  : 気体の密度

$C_1$  : 気体中の音速

$\rho_2$  : 水の密度

$C_2$  : 水中の音速

ここで、水の密度及び水中音速はそれぞれガスの密度及び気体中の音速に比べて大きいことから、保守的に、上記における  $\rho_1 C_1 / \rho_2 C_2$  を 0 とすると減圧波の水中への伝達係数は、2 となる。したがって、ベントライン入口で生じた減圧波によってサブプレッション・チェンバにもたらされる負圧度は約 10 kPa となる。

格納容器ベント実施時点でのサブプレッション・チェンバ圧力は約 620 kPa [gage] であり、負圧度を考慮した正味の圧力は約 610 kPa [gage] であることから、水面の飽和温度は、約 159 °C となる。ベント開始時のサブプレッション・チェンバ内のプール水温は、約 89 °C であることから、水面の飽和温度 (159°C) に対して十分に小さい。よって、減圧波を踏まえてもプール水の減圧沸騰の影響は極めて小さい。

また、水面に到達した減圧波によってプール水面の揺動する速度は、以下の式より約 0.01 m/s であり、プール水面の揺動する速度は小さく、これに伴うプールのスウェルの影響は極めて小さい。

$$\delta V_L = \frac{g_0 \delta P}{\rho_L C_L}$$

$\rho_L$  : 水の密度

$C_L$  : 水中の音速

以上のことから、格納容器ベントによる減圧沸騰及びプールのスウェルを保守的に評価したが、その影響は小さく、原子炉格納容器の健全性に影響はない。

## 6. まとめ

重大事故等時の原子炉格納容器に生じる動荷重について整理した。重大事故等時の動荷重は設計基準事故時に想定している動荷重に包絡されること等を確認することにより、重大事故等時の動荷重を想定した場合の原子炉格納容器の健全性を確認した。

## 7. 参考文献

- [1] 塚田浩司, 山口宏克, 森田照道; 沸騰水型軽水炉主蒸気逃し安全弁作動時の圧力抑制室内の動荷重の測定, 火力原子力発電, 1979年8月
- [2] 久木田 他, “蒸気凝縮振動及びチャギングによる圧力抑制プール内動荷重の統計的評価, 2; 格納容器圧力抑制系信頼性実証試験データ評価レポート, 3”, JAERI-M 83-186, 1983年10月

## 設計基準事故時に生じる動荷重について

原子炉冷却材喪失時に原子炉格納容器に生じる各荷重に対する現象を第 1 表に、現象の流れを第 1 図に示す。また、逃がし安全弁作動時に原子炉格納容器に生じる各荷重に対する現象を第 2 表に、現象の流れを第 2 図に示す。

東海第二発電所では、「BWR. MARK II 型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」に基づき、原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時の動荷重を第 3 図に示す評価対象に対して、第 3 表、第 4 表及び第 5 表で示すような荷重が生じても、原子炉格納容器の健全性が確保されることを確認している。また、生じる荷重は、第 6 表で示すように解析や試験データに基づき設定している。

第1表 原子炉冷却材喪失時の各荷重の現象

荷重	現象
a. LOCA発生時のドライウエル内の圧力上昇	原子炉冷却系統の配管の破断が瞬時に発生したとすると、圧力波がドライウエル、ベント管内を通過してプールの底面や壁面、内部構造物などに動荷重が作用する。
b. ベントクリア時の水ジェットによる荷重	ドライウエル圧力の急激な上昇によりベント管内のプール水がサブプレッション・チェンバ内に放出されるため水ジェット流が形成され、ジェットによる衝撃力及びドラッグ力がベント管の下部にある内部構造物及び原子炉格納器底部鉄筋コンクリートマットに作用する。
c. 気泡形成によるプール水中の圧力上昇	ドライウエルの空気がベント管から放出される際、気泡がサブプレッション・チェンバ側壁、内部構造物及び原子炉格納器底部鉄筋コンクリートマットに圧力波として作用する。
d. 水面上昇による衝撃力	スラッグ流が上昇する際、水面より上方にある機器、配管、内部構造物にプール水が衝突しそれらに衝撃力が作用する。
e. 上昇水流による荷重	プール水が上昇する際、上昇水流によりドラッグ力が、機器、配管及び内部構造物に作用する。
f. サプレッション・チェンバ空間部圧力荷重	プール水面上昇によりサブプレッション・チェンバ上部の空間部が圧縮されることにより、サブプレッション・チェンバ空間部圧縮荷重が作用する。 また、この現象により真空破壊弁が反復動作することが考えられる。
g. ブレーク・スルー	気泡が上昇し水面を貫通（ブレイク・スルー）することで、サブプレッション・チェンバ気相とつながる。この時、水面付近のプール水は、フロス状の2相混合物を形成し、これによりサブプレッション・チェンバ気相部内の構造物及びダイアフラム・フロアに衝撃荷重が加わる。
h. フォールバック荷重	上昇した水面上昇が停止し、プール水が落下するとき落下水により、機器、配管、内部構造物にドラッグ力が作用する。
i. 蒸気凝縮振動荷重	中高流量蒸気が凝縮する際、プール水に凝縮振動波が伝播し、サブプレッション・チェンバ側壁、原子炉格納器底部鉄筋コンクリートマット、原子炉本体基礎及び内部構造物に作用する。
j. チャギング荷重	低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口での不均一な凝縮によりバウンダリに荷重が加わる。 また、この現象により、真空破壊弁が反復動作することが考えられる。
k. ベント管に加わる水平荷重	低流量蒸気が凝縮する際、ベント管出口での不均一な凝縮によりベント管に水平力が作用する。
1. ECCS作動時	原子炉冷却系統の圧力が低下し、炉心がECCSにより再冠水されると破断口からはサブクール水が流出するようになる。このサブクール水により、ドライウエル雰囲気冷却され圧力が低下する。この時、真空破壊弁が作動することでドライウエルの負圧は抑制される。さらに、格納容器スプレイスの作動によりドライウエル・サブプレッション・チェンバ間の差圧は解消される。

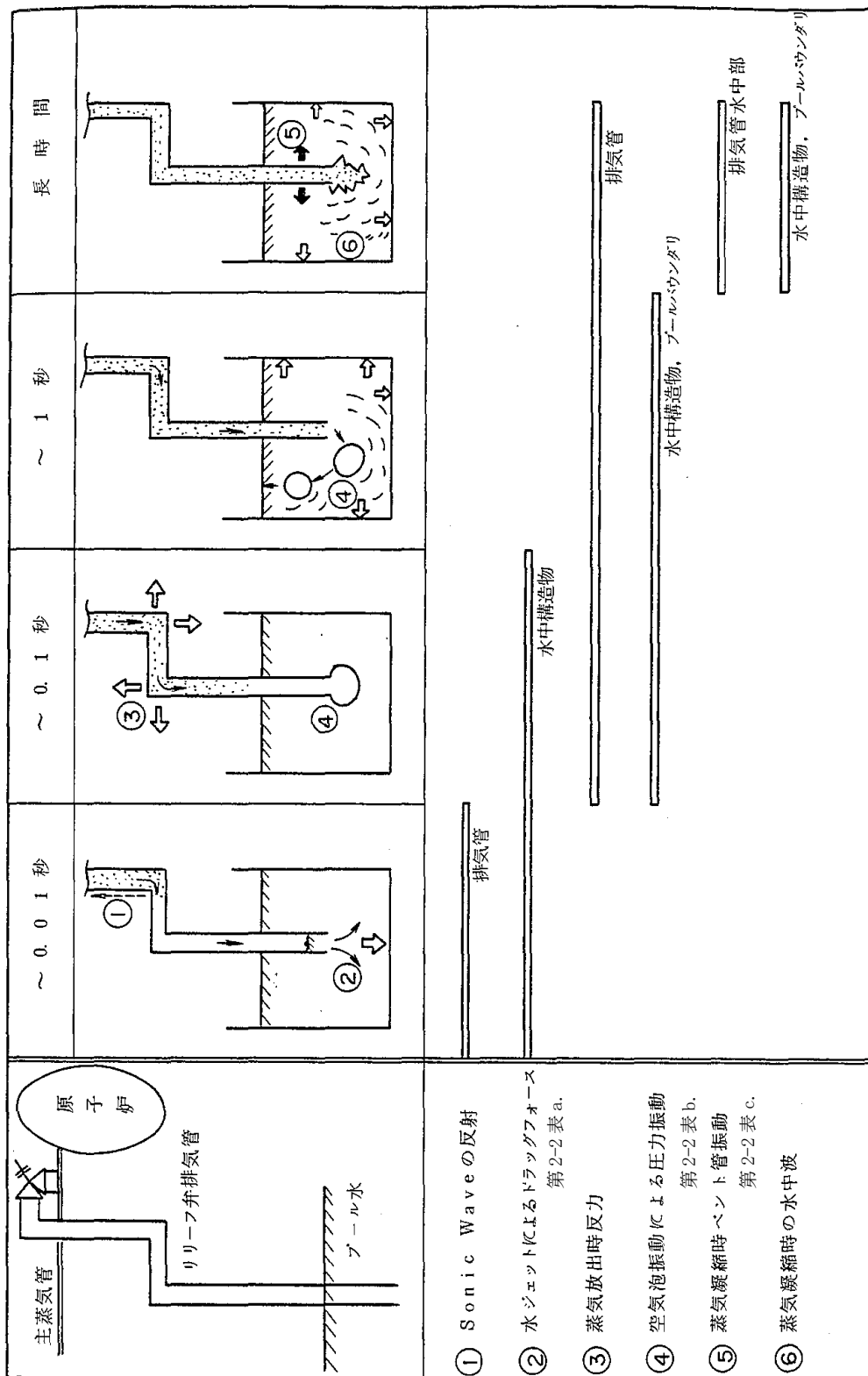
① LOCA発生 圧力波伝播		② ベントクリア	③ 気泡形成 水中圧力上昇	④ プール水面上昇 衝撃力・ドラッグ	⑤ 空間部圧縮	⑥ ブレーク・スルー フロース衝撃力
	時間 0~0.01秒 第1表 a.	0~0.7秒 第1表 b.	0.6~1.2秒 第1表 c.	0.7~1.6秒 第1表 d. e.	0.7~1.6秒 第1表 f.	~1.6秒 第1表 g.
⑦ フォール・バック 水面落下によるドラッグ		⑧ 高蒸気流 蒸気凝縮による圧力振動	⑨ 低蒸気流 凝縮不安定によるチャタリング	⑩ 同左 凝縮不安定による ベント管横振れ	⑪ ECCS作動 D/W負圧でV/B作動	⑫ 過渡変化終了
	時間 1.7~3秒 第1表 h.	3~40秒 第1表 i.	40秒~2分 第1表 j.	3秒~2分 第1表 k.	~2分 第1表 l.	長期 -

第1図 原子炉冷却材喪失時の現象の流れ

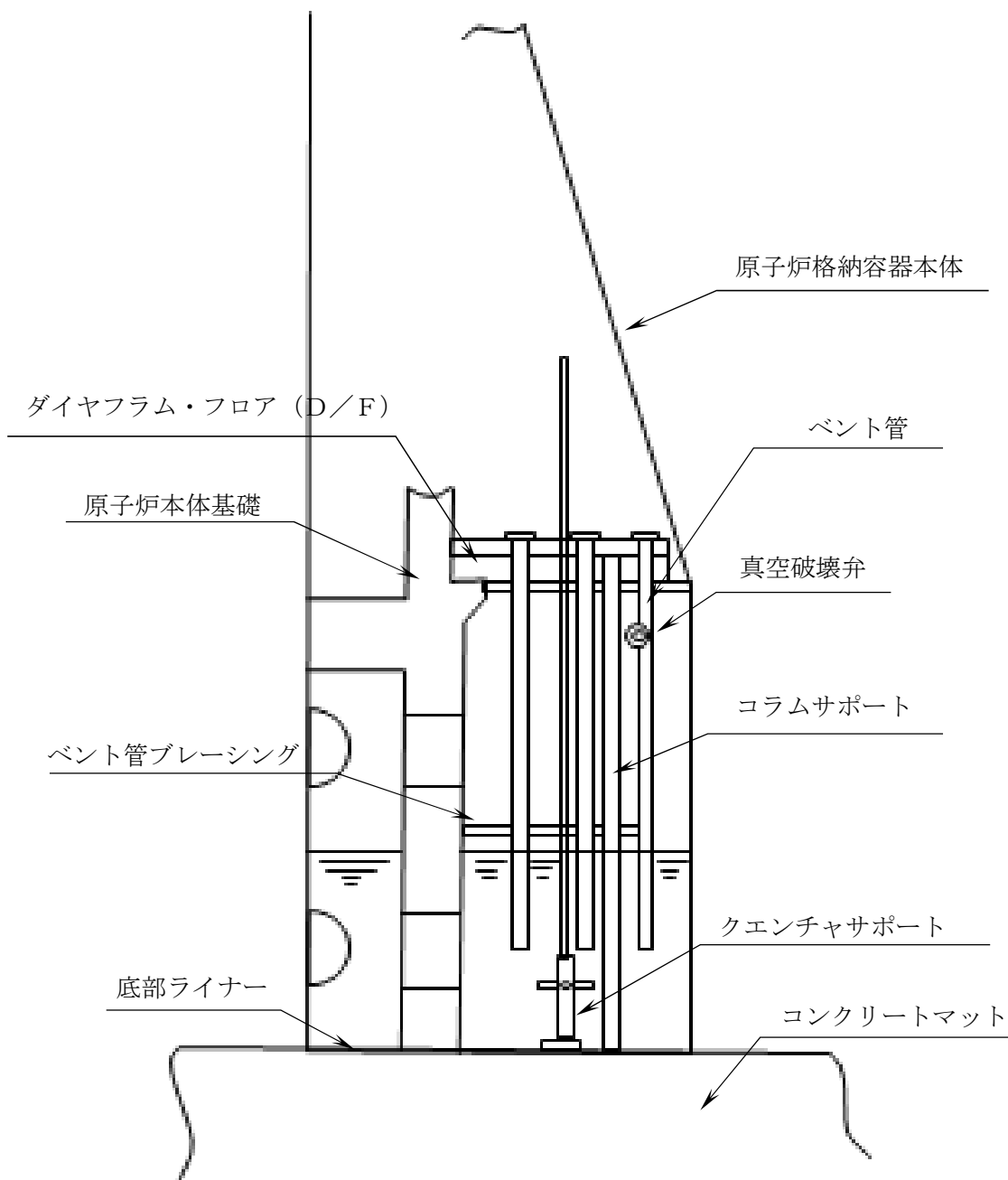


第2表 逃がし安全弁作動時の各荷重の現象

荷重	現象
a. 水ジェットによる荷重	逃がし安全弁作動時、排気管内の水がクエンチャノズルによりサブプレッション・チェンバに放出される際、ジェット流が形成され、サブプレッション・チェンバ内の内部構造物に衝撃力及びドラッグ力が作用する。
b. 空気泡圧力の振動による荷重	逃がし安全弁作動時、排気管内の空気が圧縮され、これがサブプレッション・チェンバに放出される際、気泡を形成し、この気泡が過膨張、収縮を繰り返す、圧力振動が、機器、配管、内部構造物、サブプレッション・チェンバ側壁、原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットに作用する。
c. 蒸気凝縮振動荷重	蒸気がサブプレッション・チェンバ内に流入して凝縮する際、凝縮が不安定となる場合、サブプレッション・チェンバ底面、壁面に圧力荷重が加わり、サブプレッション・チェンバ内の構造物にドラッグ荷重が作用する。また、これらの現象を通じて、クエンチャに対しても荷重が作用する。



第2図 逃がし安全弁作動時の現象の流れ



第3図 動荷重の評価対象

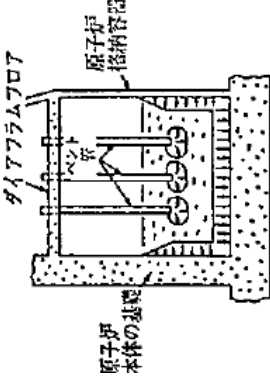
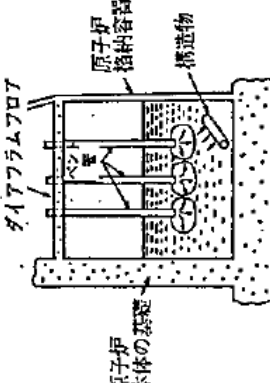
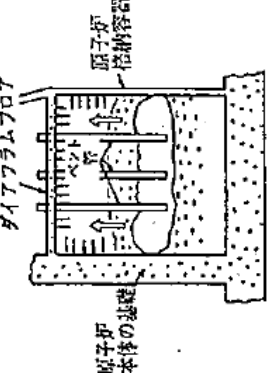
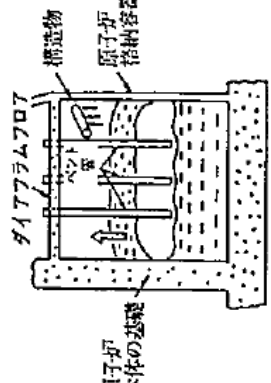
第3表 PCV動荷重指針要求荷重と対象構造物との対応

Mark-II PCV 動荷重指針	項 目	原子炉 格納容器本体	ベント管及びベン ト管ブレーシング	底部ライナ	クエンチャ サポート部	真空破壊弁	D/F及び コラムサポート	原子炉本体基礎	ベースマット	備 考
圧力抑制 系のバウ ンダリに 加わる荷 重	第4表(1)	(2次荷重であり、指針上評価を省略可)								
	第4表(2)	-	-	○	-	-	-	-	○	
	第4表(3)	○	-	-	-	-	-	○	-	
	第4表(4)	○	-	○	-	-	-	○	○	
	第4表(5)	○	-	-	-	-	-	○	-	
	第4表(6)	-	-	-	-	-	○	-	-	
	第4表(7)	(2次荷重であり、指針上評価を省略可)								
	第4表(8)	(2次荷重であり、指針上評価を省略可)								
	第4表(9)	○	-	○	-	-	-	○	○	
圧力抑制 系内の構 造物に加 わる荷重	第4表[1]	-	○	-	-	-	-	-	-	
	第4表[2]	-	○	-	○	-	○	-	-	
	第4表[3]	-	○	-	-	-	-	-	-	
	第4表[4]	-	-	-	-	○	-	-	-	
	第4表 [5]~[8]	(2次荷重であり、指針上評価を省略可)								
逃がし安全 弁作動時の 動荷重	第5表(1)	○	-	○	-	-	-	○	○	
	第5表(2)	○	-	○	-	-	-	○	○	
逃がし安全 弁作動時の 構造物に 加わる荷 重	第5表[1]	-	○	-	○	-	○	-	-	
	第5表[2]	-	○	-	○	-	○	-	-	
	第5表[3]	-	○	-	○	-	○	-	-	
	第5表[4]	-	-	-	○	-	-	-	-	

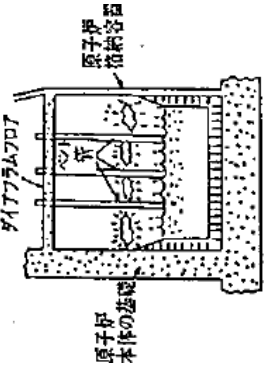
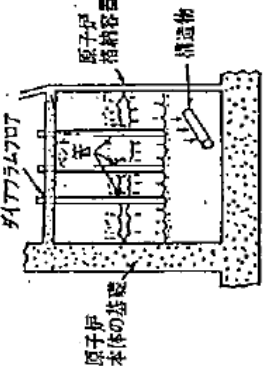
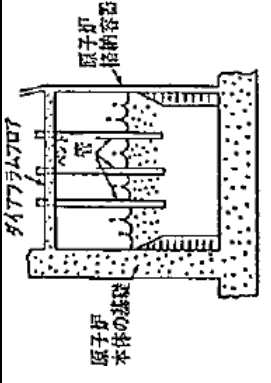
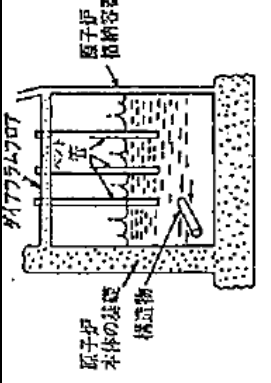
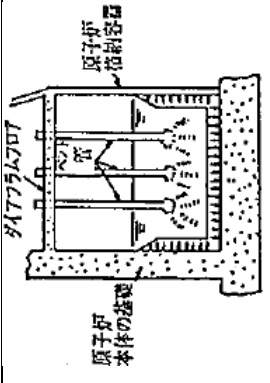
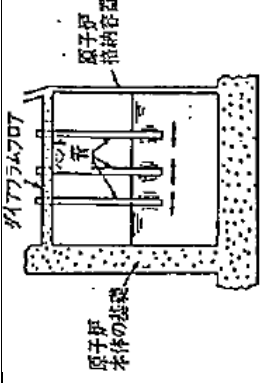
第4表 (1/4) 指針要求に対応するL O C A時動荷重の概要図

事故後の推移	圧力抑制系のバウンダリに加わる荷重	対応する荷重	圧力抑制系内の構造物に加わる荷重	対応する荷重
①破断直後		(1) 破断発生直後に生ずる圧力波により、プール底面に加わる荷重		
②ベントクリアリリング過程		(2) ベントクリアリリングに至るまでの過程におけるベント管下端からの噴流によるサブプレッション・チェンバの底面への荷重 (3) (2)と同じ噴流によるサブプレッション・チェンバの壁面への圧力による荷重		[5] ベントクリアリリング時にベント管に加わる水平荷重
				[2] ベントクリアリリングに伴うプール水の流動によるドラッグ荷重

第4表 (2/4) 指針要求に対応するL O C A時動荷重の概要図

事故後の 推移 過程	圧力抑制系のバウンダリに加わる荷重	対応する荷重	圧力抑制系内の構造物に加わる荷重	対応する荷重
③気泡形成 過程		<p>(4) 気泡の形成, プールスウェルによるプール底面, 壁面への圧力による荷重</p>		<p>[2] 気泡形成に伴うプール水の流動によるドラッグ荷重</p>
④プールの ウェル過程		<p>(5) プールスウェル時のサブプレッション・チェンバースの圧縮によるサブプレッション・チェンバース気相壁面に加わる圧力による荷重</p> <p>(6) (5)と同じくサブプレッション・チェンバース気相壁面によるダイアフラム・フロアへの圧力による荷重</p>		<p>[3] プールスウェルに伴うサブプレッション・チェンバース気相部の構造物に対する衝撃荷重</p> <p>[4] プールスウェル時の真空破壊弁への荷重</p> <p>[6] プールスウェル時にベント管に加わるドラッグ荷重</p>

第4表 (3/4) 指針要求に対応するL O C A時動荷重の概要図

事故後の推移	圧力抑制系のバウンダリに加わる荷重	対応する荷重	圧力抑制系内の構造物に加わる荷重	対応する荷重
⑤ フォールバック過程		(7) フォールバックによるプール底面、壁面に加わる圧力による荷重		[2] フォールバックに伴うプール水の流動によるドラッグ荷重
⑥ フォールバック後の水面揺動過程		(8) プール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] プールスウェル後のプール水面の揺動による荷重
⑦ 蒸気放出過程		(9) 蒸気凝縮に伴うプール底面、壁面に加わる圧力による荷重		[1] 蒸気凝縮に伴いイベント管に加わる水平荷重

第4表 (4/4) 指針要求に対応するL O C A時動荷重の概要図

事故後の 推移	圧力抑制系のバウンダリに加わる荷重	対応する荷重	圧力抑制系内の構造物に加わる荷重	対応する荷重
① 蒸気放出 過程 (続き)				<p>[2] 蒸気凝縮に伴うプール水の流動によるドラッグ荷重</p> <p>[8] 蒸気流によりベント管に加わる反力による荷重</p> <p>[4] 蒸気凝縮時の真空破壊弁への荷重</p>



第5表 指針要求に対応する逃がし安全弁作動時動荷重の概要図

事故後の 推移	圧力抑制系のバウンダリに加わる荷重	対応する荷重	圧力抑制系内の構造物に加わる荷重	対応する荷重
① クリアリング過程		対応する荷重		<p>対応する荷重</p> <p>[1] クリアリング時水中構造物に加わる衝撃荷重及びドラッグ荷重</p>
② 気泡放出過程		(1) 気泡形成に伴うプールの底面、壁面に加わる圧力による荷重		<p>[2] 気泡形成に伴い水中構造物に加わる衝撃荷重及びドラッグ荷重</p>
③ 蒸気放出過程		(2) 蒸気凝縮が不安定となる場合、プールの底面、壁面に加わる圧力による荷重		<p>[3] 蒸気凝縮が不安定となる場合、水中構造物に加わるドラッグ荷重</p> <p>[4] これらの現象を通じてクエンチヤ地震に加わる荷重</p>

第6表 設計基準事故時に生じる動荷重と根拠

荷重	根拠	第4表との対応
a. L O C A発生時の ドライウエル内の 圧力上昇	指針上評価の省略可	(1)
b. ベントクリア時の 水ジェットによる 荷重	米国で実施された4T試験(参考 資料2 ④)結果における出口噴 流速度から算出	(2), (3) [2]
c. 気泡形成によるサ プレッション・チェ ンバ内の圧力上昇	プールスウェル解析モデルに基 づく解析結果から算出	(4)
d. 水面上昇による衝 撃力	プールスウェル解析モデルに基 づく解析結果から算出	[3]
e. 上昇水流による荷 重	プールスウェル解析モデルに基 づく解析結果から算出	[2], [4], [6]
f. サプレッション・チ ェンバ空間部圧力 荷重	プールスウェル解析モデルに基 づく解析結果から算出	(5), (6)
g. ブレーク・スルー	指針上評価の省略可	—
h. フォールバック荷 重	C R T試験(参考資料2 ⑤)結 果より, バウンダリに作用する 荷重としては無視可能。 水中構造物に対する荷重は, プ ールスウェル解析モデルに基 づく解析結果をもとに落下速度を 求め, ドラッグ荷重を計算。	(7), (8) [2], [7]
i. 蒸気凝縮振動荷重	C R T試験(参考資料2 ⑤)デ ータに基づき設定	(9) [2]
j. チャギング荷重	C R T試験(参考資料2 ⑤)デ ータに基づき設定	(9) [2]
k. ベント管に加わる 水平荷重	NUREG-0808 の評価手法から算出	[1], [5], [8]
l. E C C S作動時	考慮不要	—

荷重	根拠	第5表との対応
a. 水ジェットによる 荷重	b. に包絡(東海第二発電所の実 機試験等)	[1]
b. 空気泡圧力の振動 による荷重	東海第二発電所(参考資料2 ③)の実機試験	(1) [2]
c. 蒸気凝縮振動荷重	b. に包絡(東海第二発電所の実 機試験等)	(2) [3], [4]

## ① 主蒸気逃がし安全弁クエンチャ開発試験： 大規模試験（1/4 体積スケールテスト）

## 試験目的

小規模試験からクエンチャ型が蒸気凝縮振動の安定化に最良との結果を得たので、実機に適用するためのクエンチャノズルを開発すべく大規模実験が実施された。

## 試験の項目及び成果

本試験では、主に水温等をパラメータとして、°C前後から°Cまで幅広い温度範囲で試験が実施された。気泡脈動荷重及び蒸気凝縮振動荷重の試験結果から、主に以下の内容が確認された。

- ・クエンチャを採用すれば低プール水温 °C) から高プール水温 °C) まで安定した蒸気凝縮性能が確保可能である。
- ・蒸気凝縮振動荷重に対する蒸气流束及びプール水温による影響（本文第 3-3 図）



【参考文献】 NUREG-0783 “Suppression Pool Temperature Limits for BWR Containment”

NEDO-21061 “MARK II Containment Dynamic Forcing Functions Information Report”

② 主蒸気逃がし安全弁クエンチャ開発試験： 実規模試験

試験の目的

本試験では、実規模のクエンチャを使用して荷重確認試験を行った。

試験の項目及び成果

試験に用いられたクエンチャのクエンチャアーム角度は、1か所が [ ]、他の3か所が [ ] であり、クエンチャアーム取り付け角度の影響が確認された。また、試験は、実機の運転条件を包絡するように幅広いレンジの蒸気源圧力（ [ ] Psi [ ] MPa）、プール水温条件 [ ] °F [ ] °C）で実施された。

この結果、以下の内容が確認された。

- ・クエンチャアーム角度 [ ]、[ ] の全ての方向でクエンチャは安定した凝縮性能を発揮した。
- ・クエンチャアームの孔の放射角度が [ ] 程度以下であれば高温水がクエンチャ周囲に留まることなく安定凝縮が得られることが示された。



- 【参考文献】 NUREG-0783 “Suppression Pool Temperature Limits for BWR Containment”  
NUREG-0802 “Safety/Relief Valve Quencher Loads Evaluation for BWR Mark II and III Containments”  
NEDO-21061 “MARK II Containment Dynamic Forcing Functions Information Report”

### ③ 東海第二発電所 主蒸気逃がし安全弁実機試験

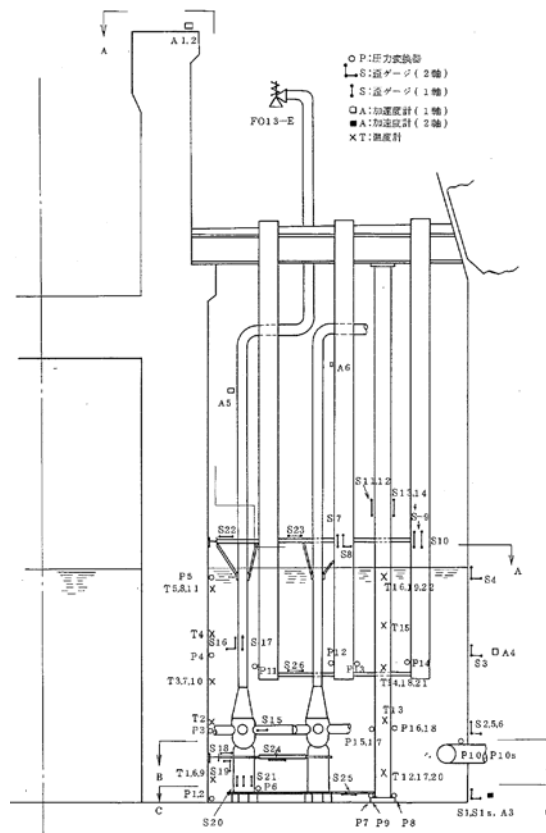
#### 試験の目的

本試験は、新設計格納容器の安全性・健全性・妥当性を確認するとともに、従来設計荷重の妥当性の評価、構造材の応力算出モデルの妥当性を評価するために実施された。

#### 試験の項目及び成果

試験は、東海第二発電所における実機を用いて行われ、原子炉圧力 35 kg/cm<sup>2</sup>g (約 3.4 MPa)、55 kg/cm<sup>2</sup>g (約 5.4 MPa) 及び通常運転圧力である 70 kg/cm<sup>2</sup>g (約 6.9MPa) における試験が実施された。試験結果により、主蒸気逃がし安全弁作動時の荷重や格納容器に作用する応力、圧力の距離による減衰の挙動が確認され、以下の成果が得られた。

- Mark-II 格納容器及びプール内構造物の健全性が実証された。
- 測定された気泡脈動荷重の最大/最小圧力はそれぞれ 0.84kg/cm<sup>2</sup> (約 82 kPa) / -0.39 kg/cm<sup>2</sup>(約-38 kPa)であった。
- 1弁(単弁)を作動させた試験のほか、主蒸気隔離弁を全閉させることによる多段・多弁作動試験も実施されたが、すべての試験において蒸気凝縮は、安定したものだった。
- 主蒸気隔離弁を全閉させた試験において、逃し安全弁の最初の作動と後継作動とで気泡圧力に有意差がないことが確認された。



【参考文献】東海第二発電所主蒸気逃がし安全弁実機試験報告書（昭和53年3月）

#### ④ 米国 4T/4TCO (Temporary Tall Tank Test Condensation Oscillation) 試験

##### 試験の目的

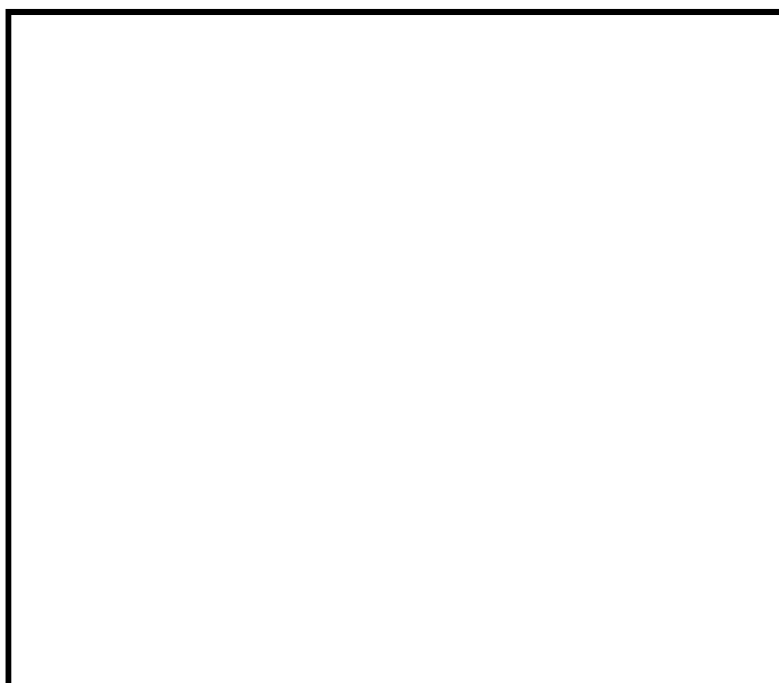
Mark-II プラントでの L O C A 時の蒸気凝縮振動現象を把握することを目的として実施された。

試験装置は、Mark-II 型格納容器のベント管 1 本が実物大で模擬されており、また、これに対応するサプレッション・チェンバ及びドライウエル部分（実炉との体積比約 1/100）が模擬されている。

##### 試験の項目及び成果

試験は、L O C A 時のブローダウン（液相破断、蒸気相破断それぞれ）が模擬され、模擬する破断面積や、ベント管水深、プール水温などを変化させて実施された。この試験により以下の成果が得られた。

- Mark-II 格納容器の蒸気凝縮振動現象が明らかにされ、蒸気凝縮振動荷重に対する様々なパラメータの影響が確認された。
- また、ベントクリア時の水の流速データが計測され、上限流速として 60 ft/s (約 18.3 m/s) が設定された。
- この試験結果には、米国における Mark-II 型格納容器の L O C A 時水力的動荷重の評価に広く用いられている。



【参考文献】 NUREG-0487 “MARK II CONTAINMENT LEAD PLANT PROGRAM LOAD EVALUATION AND ACCEPTANCE CRITERIA”

⑤ 格納容器圧力系信頼性実証試験 (CRT : Containment Reliability Test)

試験の目的

LOCA時のBWR格納容器圧力抑制系の主要な水力学的動荷重の評価に用いられる計算モデルの検証と、圧力抑制系のLOCA時における機能の信頼性を実証することを目的として実施された。

試験装置は、Mark-II型格納容器の圧力抑制系の一部分が実物大で模擬されている。

試験の項目及び成果

試験は、LOCAを現実的に模擬し、プールスウェル荷重及び蒸気凝縮荷重の両者についてデータを得ることを目的とした試験等、全28回実施された。これにより、以下の成果が得られた。

- ・従来の試験に基づいて開発された評価モデルないし評価値が試験結果に比べて保守的であることを立証した。
- ・複数ベント管を有する系に特有な荷重低減効果を含む試験結果を得て、従来の単一ベント管試験に基づくものよりも現実的な実炉荷重の評価を可能にした。
- ・蒸気凝縮に伴う荷重の測定を目的とした試験では、初期プール水温を  °C、ベント管最大蒸気流束を約  kg/s/m<sup>2</sup> として試験が実施され、大振幅のチャギング荷重は特定の熱水力条件(蒸気流束  kg/s/m<sup>2</sup>、プール水温  °C以下)で多発することが確認された。

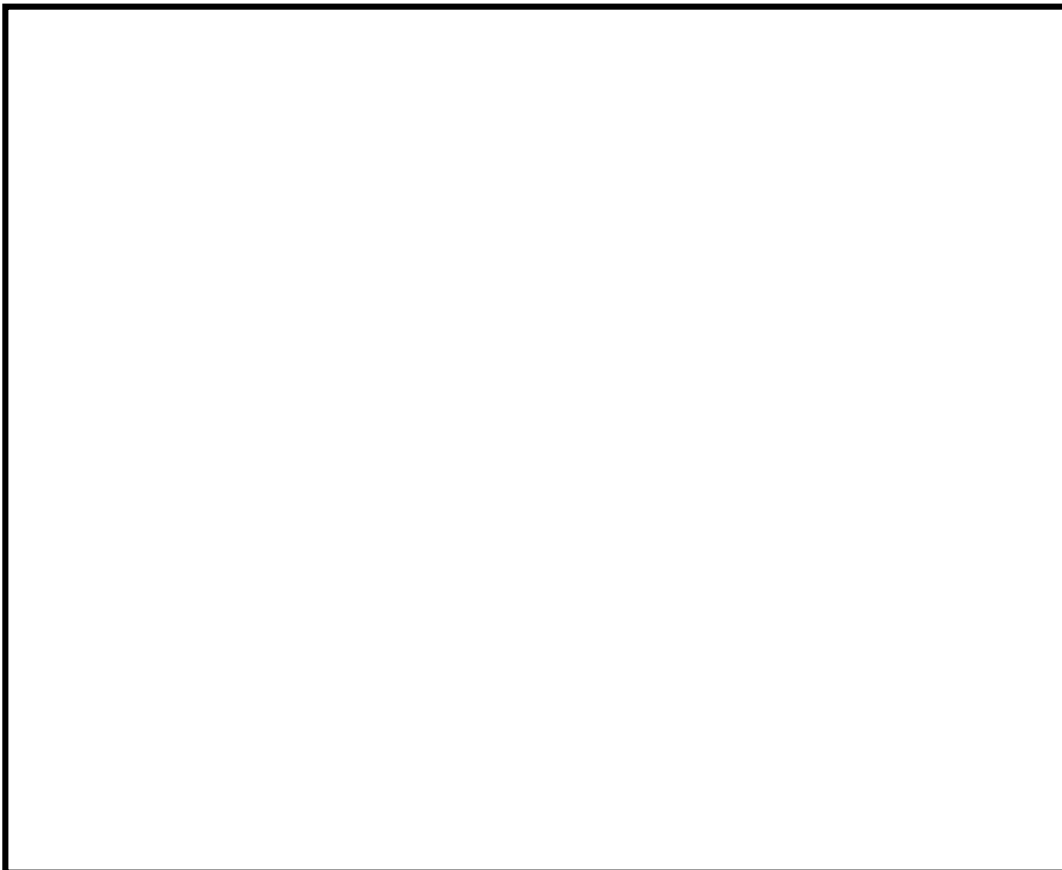


[参考文献] 格納容器圧力抑制系信頼性実証試験評価委員会報告書 (昭和58年11月)

## 東二の実機試験における逃がし安全弁作動時の多弁作動について

2.4 で示したように東海第二発電所での実機試験により、主蒸気隔離弁を全閉し逃がし安全弁が□作動したとき（原子炉圧力約 7.44 MPa）と 1 弁作動したときでは、1 弁作動したときの方が動荷重は大きくなることが確認されている。1 弁作動時の動荷重が大きくなった理由として、多弁作動時は排気管から放出される圧力波が相互干渉し、圧力振幅が相殺されるためと考えられている。この妥当性を考察するため、東二の実機試験で多弁作動した箇所とその位置関係から圧力振幅が相殺されることを検討する。

第 1 図に示すように逃がし安全弁は、作動圧ごとに第 1 段から第 5 段まで対称的な配置となっており、どの作動圧で排出されても、圧力振幅は相殺されやすいと考えられる。逃がし安全弁□作動時の試験結果も対称的な配置で排気管から排出されており、圧力振幅は相殺されたと推測される。よって、1 弁作動時が最も大きな動荷重を生じると評価することは妥当である。



第 1 図 排気管の配置

【参考文献】東海第二発電所主蒸気逃がし安全弁実機試験報告書（昭和 53 年 3 月）



## 重大事故等時の水力的動荷重の組み合わせについて

設計基準対象施設としての原子炉格納容器に対する、水力的動荷重の組み合わせの考え方を以下に示す。

- ・原子炉格納容器の応力計算は、各運転状態に生じる荷重の組み合わせの中で最も厳しい条件について行う。
- ・圧力、温度及び原子炉冷却材喪失時の蒸気ブローダウンによる荷重において、荷重の生じる時間が明らかに異なる場合は時間のずれを考慮する。具体的には以下の組み合わせとなる。
  - 原子炉冷却材喪失直後のジェット力、及び原子炉冷却材喪失時のサプレッション・チェンバのプール水揺動による荷重は事象発生後一度のみ作用する荷重であるため、許容応力状態ⅣAとして評価する。この状態は、原子炉格納容器の内圧が上昇する前の過渡的な状況であることから、最高使用圧力とは組み合わせない。
  - ドライウエルからサプレッション・チェンバへの蒸気の流入が起こり、継続的に蒸気の凝縮等による動的荷重（CO，CH）が作用する状態は、設計条件として評価するものとし、原子炉冷却材喪失事故後の最大内圧との組合せを考慮する。なお、COとCHはドライウエルからサプレッション・チェンバに流入する蒸気量の変化に伴い段階的に生じる事象であるため、互いに組み合わせる必要はない。
  - 逃がし安全弁作動時の水力的動荷重については、逃がし安全弁の作動が運転状態Ⅱに区分される事象であることから、許容応力状態ⅡAとして評価するとともに、弾性設計用地震動 $S_d$ と基準地震動 $S_s$ との組み合わせも評価する。
  - MARK-II型格納容器については、CHと逃がし安全弁作動時の荷重は組み合わせない。

前述の考え方を踏まえ、重大事故等時に生じる動荷重（本文第2-2表）に係る荷重の組み合わせを以下のとおり、整理する（第1表）。

#### <逃がし安全弁作動時荷重>

逃がし安全弁が作動する事象は、「高圧・低圧注水機能喪失（給水喪失）[TQUV]」のように原子炉圧力容器バウンダリの機能が維持されている状態であり、原子炉圧力容器破損は想定されない。したがって、重大事故等時であっても、逃がし安全弁作動時荷重と同時に原子炉格納容器の過度な圧力上昇は重畳するものではなく、原子炉格納容器の内圧は最大でもATWS事象において想定される200 kPa程度である。ここで、動荷重影響が最も大きい構造物である格納容器本体を例にとると、逃がし安全弁作動時に格納容器本体に作用する応力は最高使用圧力（310 kPa）による応力の約半分程度であることから、重大事故等時に想定される200 kPa+逃がし安全弁作動時荷重の組み合わせによる構造影

響は、原子炉格納容器の限界圧力(620 kPa)による構造評価に包絡される。

#### <LOCA, FCI及びベント時に生じる動的荷重>

本文2章および5章で述べたとおり、LOCA時に生じる動荷重について重大事故等時において特に考慮が必要となる荷重は、LOCA後長期にわたって発生しうる荷重であるチャギング荷重のみとなる。また、格納容器ベント実施時やFCI発生時にはベント管を通過する水やガスの流量が一時的に増大するが、この時の水およびガスの流量(流束)はLOCA時に想定される最大流量(流束)に比べて小さいことから荷重としては無視可能である。したがって、重大事故等時における原子炉格納容器内の圧力・温度条件との組み合わせを考慮すべき荷重は設計基準事故時に想定するチャギング荷重に包絡される。また、格納容器圧力が最大となるのは、格納容器雰囲気過圧・過温のシナリオにおいて1.5Pdでベントする時点となる。

ここで、前述のとおり、想定される圧力及び荷重条件を上回る条件として、1.5Pd+チャギング事象を保守的に組み合わせ評価した結果を第2表に示す。なお、格納容器ベント実施時やFCI発生時には、 $\square$ °C以上、かつ、蒸气流束も $\square$ kg/s/m<sup>2</sup>以下であり、設計条件としているチャギングによる荷重よりも小さくなるが、保守的な値を用いる。この保守性については、5.4で示したとおり、サプレッション・チェンバ内のプール水の水温  $\square$ °C以下)が低く、さらにベント管内の蒸气流束  $\square$ kg/s/m<sup>2</sup>)が比較的大きい領域で振幅の大きな荷重が生じることが確認されており、このときの荷重を設計条件としているためである。

第2表に示すとおり、重大事故等時に生じる水力的動荷重の組み合わせは原子炉格納容器の限界圧力(620 kPa)による構造評価に包絡されることを確認した。

第1表 重大事故等時の荷重の組合せ

No.	荷重の組合せ		許容 応力 状態	死 荷重	圧力								水力学的動荷重				備 考
	各運転状態に よる荷重	地震			限界圧力	SA時最大	ATWS時	SA(C)圧力	SA(L)圧力	SRV作動	LOCA	FCI	ベント				
SA1	SA短期に おける荷重	-	V <sub>A</sub>	○	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	強度計算書 評価ケース
SA2	SA短期に おける荷重	-	V <sub>A</sub>	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	≦SA1に包絡
SA3	SA短期に おける荷重	-	V <sub>A</sub>	○	-	○	-	-	-	-	-	○	-	-	-	-	CHで代表 ≦SA1に包絡
SA4	SA短期に おける荷重	-	V <sub>A</sub>	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	○	-	-	≦SA3に包絡
SA5	SA短期に おける荷重	-	V <sub>A</sub>	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	○	-	≦SA3に包絡
SA6	SA長期(L)に おける荷重	Sd	V <sub>A</sub> S	○	-	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	耐震計算書 評価ケース
SA7	SA長期(L)に おける荷重	Sd	V <sub>A</sub> S	○	-	-	○	-	-	-	-	○	-	-	-	-	CHで代表 ≦SA6に包絡
SA8	SA長期(LL)に おける荷重	Ss	V <sub>A</sub> S	○	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	耐震計算書 評価ケース

(参考) 設計基準事故時の荷重の組合せ

No.	荷重の組合せ		許容応力状態	死荷重	圧力			水力学的動荷重				備考	
	各運転状態による荷重	地震			使用最高圧力	運転通常圧力	最大事故時圧力	作動時	PS	CO	CH		
1	設計条件による荷重	—	設計条件	○	○	—	—	—	—	—	—	—	—
2	運転状態Ⅰによる荷重	—	ⅠA	○	—	○	—	—	—	—	—	—	通常運転時
3	運転状態Ⅱによる荷重	—	ⅡA	○	—	○	—	○	—	—	—	—	SRV
4	運転状態Ⅳによる荷重	—	ⅣA	○	—	—	—	—	○	—	—	—	PS
5	運転状態Ⅳによる荷重	—	設計条件	○	—	—	—	○	—	—	○	—	CO
6	運転状態Ⅳによる荷重	—	設計条件	○	—	—	—	○	—	—	—	○	CH
7	運転状態Ⅰによる荷重	Sd	ⅢAS	○	—	○	—	—	—	—	—	—	通常運転時
8	運転状態Ⅰによる荷重	Ss	ⅣAS	○	—	○	—	—	—	—	—	—	通常運転時
9	運転状態Ⅱによる荷重	Sd	ⅢAS	○	—	○	—	—	○	—	—	—	SRV
10	運転状態Ⅱによる荷重	Ss	ⅣAS	○	—	○	—	—	○	—	—	—	SRV
11	運転状態Ⅳによる荷重	Sd	ⅣAS	○	—	—	—	○	—	—	—	—	—

上記の表は、重大事故等時の荷重の組合せとして考慮すべき、設計基準事故時の圧力、動荷重及び地震に関連する組み合わせについて、整理している。このため、運転時に想定されない燃料交換/耐圧試験は、組み合わせを記載していない。

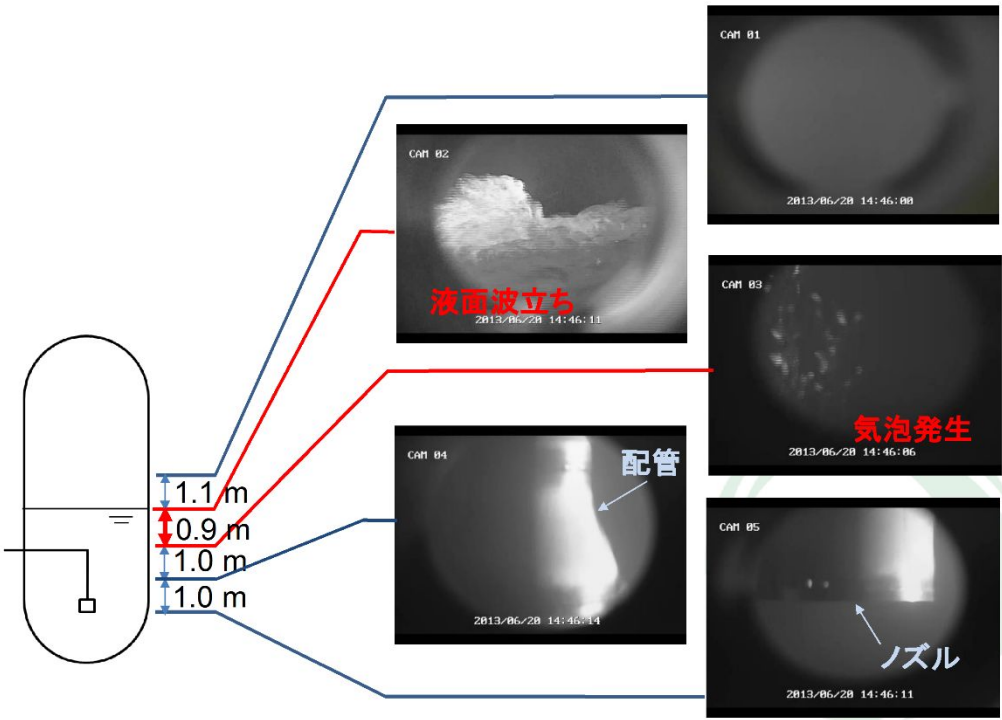
第2表 原子炉格納容器 サプレッション・チェンバの強度評価結果

評価部位	荷重の組合せ	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa) ※
円筒胴部	自重+限界圧力 (620 kPa)	□	281
	自重+最大圧力 (465 kPa) +チャギング		281

※許容応力状態V<sub>A</sub>としてのIV<sub>A</sub>許容限界を用いる。(限界温度 (200 °C) における許容値)

減圧沸騰に関する既往の試験

既往の研究でタンクの初期圧力 0.33 MPa 時にガスの流入がない状態で、減圧による沸騰が発生させる試験が実施されている。当該試験では水面から約 1 m 程度で気泡が発生するものの、水面の揺動としては、比較的小さいものと考えられる。(第 1 図)。



第 1 図 減圧沸騰時の水面の揺動

[参考文献] 秋葉 美幸 “プールスクラビングによるエアロゾル除去効果実験”, NRA , 平成 29 年 11 月