

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6

平成30年6月1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するとともに、設計基準事故で想定されていない事象を抽出し、原子炉格納容器に対する影響について確認する。

## 2. 重大事故等時に想定される動荷重について

### 2.1 動荷重の整理

設計基準事故時に想定される動荷重については原子炉冷却材喪失時及び逃がし安全弁作動時の発生を想定している（参考資料1）。

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時にドライウエル圧力の急激な上昇によりベント管内の水がサプレッション・チェンバへ移行する
- ・その後、ドライウエル内の非凝縮性ガスがサプレッション・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、ドライウエルからサプレッション・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。

逃がし安全弁の作動時にも同様な現象が生じ、排気管内の水及び非凝縮性ガス、並びに原子炉冷却材圧力バウンダリ内の原子炉冷却材がサプレッション・チェンバに流れ込むことによって、動荷重を生じる。

このように、動荷重は、水、非凝縮性ガス及び蒸気がサプレッション・チェンバに移行する際に発生することから、重大事故等時の動荷重について、検討する。

具体的には、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（重大事故シーケンス等）において、多量の非凝縮性ガスや蒸気等がサプレッション・チェンバに移動するシーケンスを第2-1表で整理し、これらのシーケンスを対象に動荷重について検討する。

第 2-1 表 重大事故等時に想定される動荷重

	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
1	<p>高圧・低圧注水 機能喪失 (給水喪失)</p> <p>[TQUV]</p>	<p>給水喪失及び水位低による再循環系ポンプトリップにより、原子炉水位は徐々に低下して炉心が露出する。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 個を手動開放させ、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 個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・<b>チェンバ内</b>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>給水喪失及び<b>水位低</b>による再循環系ポンプトリップにより、原子炉水位は徐々に低下して炉心が露出する。その後、過渡時自動減圧<b>機能</b>による自動減圧が行われ、低圧炉心スプレイ<b>系</b>等により注水される。</p> <p>本事象は、<u>自動減圧時の<b>逃がし安全弁</b>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>
3	<p>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で水位低下し L2 で主蒸気隔離弁閉となり、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。8 時間後に可搬型代替注水<b>中型</b>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 個を手動開放させ、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 個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>

	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
	[TBD, TBU]	<p>全電源喪失で水位低下し L2 で主蒸気隔離弁閉となり、その後高圧代替注水系が運転開始して原子炉水位が維持される。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 個を手動開放させ、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 個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>
	[TBP]	<p>全交流動力電源喪失で水位低下し L2 で主蒸気隔離弁閉となり、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。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 個に加えて逃がし安全弁（自動減圧機能）6 個を手動開放させ、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 個に加えて逃がし安全弁（自動減圧機能）6 個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>
4	崩壊熱除去 機能喪失 (取水機能喪失)  [TW]	<p>外部電源喪失による水位低下により、L2 で主蒸気隔離弁閉となり、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 個を手動開放させ、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 個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>

	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
5	崩壊熱除去 機能喪失 (残留熱除去系機能喪失)  [TW]	<p>給水喪失による水位低下により, L2 で主蒸気隔離弁閉となり, 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 個を手動開放させ, 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 個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・<u>チェンバ内の</u>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ブプレッション・チェンバへの蒸気放出</u>を想定している。</p>

	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
7	LOCA 時注水 機能喪失 (中小破断)  [SE]	<p><b>外部電源喪失及び</b> LOCA 発生により原子炉水位は徐々に低下して炉心が露出する。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 個を手動開放させ、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 個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・<b>チェンバ内</b>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、L2 で原子炉隔離時冷却系起動となる。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）7 個を手動開放させ、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 個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・熔融する。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・<b>チェンバ内</b>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><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・<b>チェンバ内</b>のプール水の減圧沸騰</u>を想定している。</p>

	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び考察
1 1	高压熔融物放出／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・熔融する。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を手動開放させ、原子炉圧力容器の圧力を低下することで、高压熔融物放出／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 個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>高温の熔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熔融燃料－冷却材相互作用	
1 3	熔融炉心・コンクリート相互作用	

第 2-1 表で整理した重大事故シーケンス等は、設計基準事故時に想定されていないものがあることから、第 2-2 表で示すように整理し、その結果、以下の重大事故シーケンス等に対する動荷重が抽出された。

- ・高压熔融物放出／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。なお、設計基準事故時に想定される動荷重と同等以下となる重大事故シーケンス等は、以下の考え方に基づく。

#### 高压・低压注水機能喪失（給水喪失）：

本事象は、事象発生後早期（約 25 分）で原子炉圧力容器を減圧するシナリオであることから、逃がし安全弁作動時荷重が発生するタイミングにおいて、原子炉格納容器圧力・温度上昇は小さく、後述の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。また、原子炉圧力容器減圧時には逃がし安全弁 7 個による急速減圧を想定してい

るが、東海第二発電所での実機試験の結果より、主蒸気隔離弁を全閉させ多弁が作動した場合、及び弁の後継吹き（逃がし安全弁が吹き止まり圧力で一旦閉止しその後再度開放すること）の場合においても、1個作動の時と有意差がなかったと報告されていることから、7個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。

また、格納容器ベント実施時にはサプレッション・チェンバ圧力低下に伴うドライウェルからのガス移行やサプレッション・チェンバ内のプール水の減圧沸騰が考えられることからこれらの影響を考慮する必要がある。なお、本事象では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、後述の雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ（1.5 Pdでの格納容器ベントを想定）に包絡される。

#### 高圧注水・減圧機能喪失（給水喪失）：

本事象も、高圧・低圧注水機能喪失（給水喪失）と同様、事象発生後早期（約31分）で原子炉圧力容器を減圧するシナリオであることから、逃がし安全弁作動時荷重が発生するタイミングにおいて、原子炉格納容器圧力・温度上昇は小さく、後述の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。また、原子炉圧力容器減圧時には逃がし安全弁2個による急速減圧を想定しているが、東海第二発電所での実機試験の結果より、主蒸気隔離弁を全閉させ多弁が作動した場合、及び弁の後継吹き（逃がし安全弁が吹き止まり圧力で一旦閉止しその後再度開放すること）の場合においても、1個作動の時と有意差がなかったと報告されていることから、2個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。

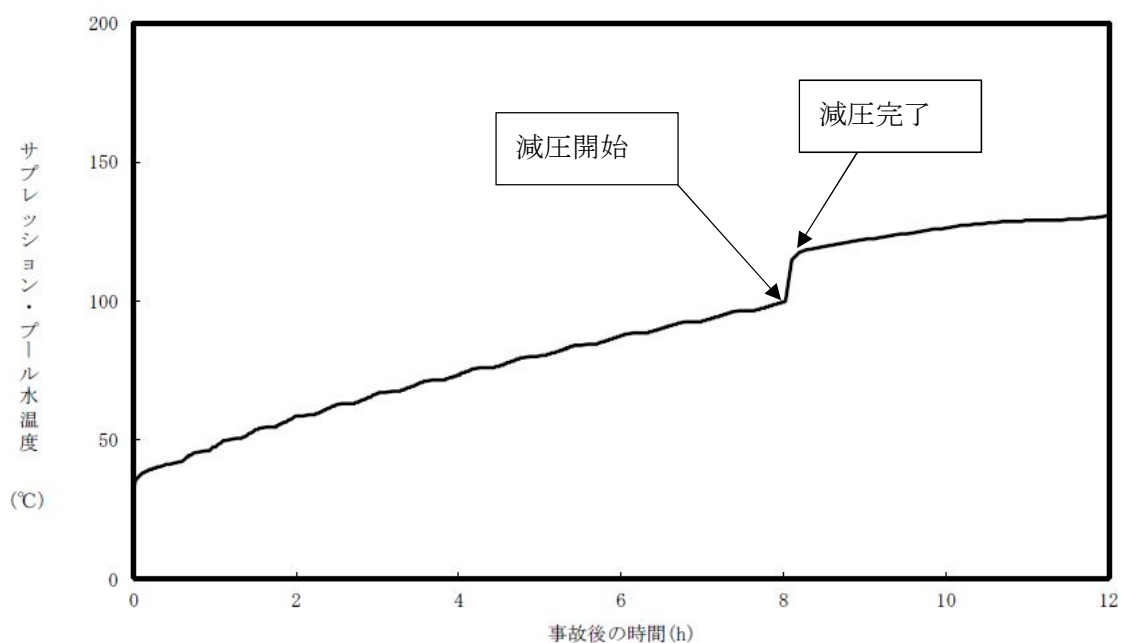
#### 全交流動力電源喪失：

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も事象発生後8時間時点となる。当該シナリオにおいて、減圧開始時点でのプール水温は約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（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を逸脱したものとなるが、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2①）。このため、本事象において、プール水温が約100℃から減圧操作を実施したとしても、設計基準事故時の飽和蒸気と同じ条件であることから、蒸気凝縮性能上問題となることはなく、設計基準事故時と同等以下である。また、逃がし安全弁作動時荷重として支配的となる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

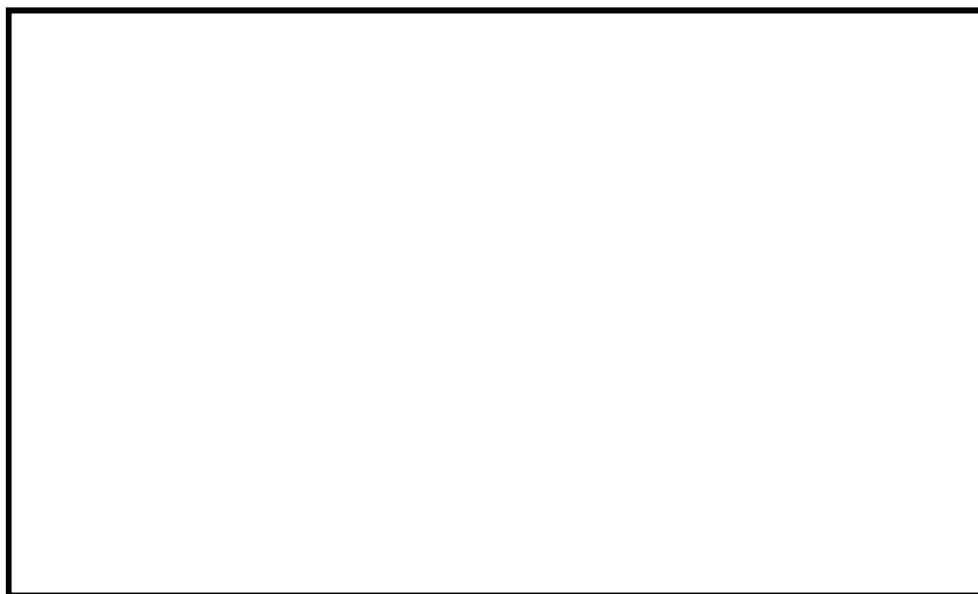
の体積は設計基準事故時と同等である。気泡脈動荷重は、サプレッション・チェンバ内での凝縮を伴わないことから、プール水温上昇による影響を受けることはなく、設計基準事故時と同等以下である。

また、原子炉圧力容器減圧時には逃がし安全弁7弁による急速減圧を想定しているが、東海第二発電所での実機試験の結果より、主蒸気隔離弁を全閉させ多弁が作動した場合、及び弁の後継吹き（逃がし安全弁が吹き止まり圧力で一旦閉止しその後再度開放すること）の場合においても、1個作動の時と有意差がなかったと報告されていることから、7個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。



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

崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）：

本事象においては、プール水温が約 65 °C 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。したがって、逃がし安全弁作動時荷重が発生するタイミングにおける原子炉格納容器圧力・温度は、前述の全交流動力電源喪失及び後述の原子炉停止機能喪失時の条件に包絡される。

また、原子炉圧力容器減圧時には逃がし安全弁 7 個による急速減圧を想定しているが、東海第二発電所での実機試験の結果より、主蒸気隔離弁を全閉させ多弁が作動した場合、及び弁の後継吹き（逃がし安全弁が吹き止まり圧力で一旦閉止しその後再度開放すること）の場合においても、1 個作動の時と有意差がなかったと報告されていることから、7 個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。

崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失）：

本事象においても、崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）と同様にプール水温が約 65 °C 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。したがって、逃がし安全弁作動時荷重が発生するタイミングにおける原子炉格納容器圧力・温度は、前述の全交流動力電源喪失及び後述の原子炉停止機能喪失時の条件に包絡される。

また、原子炉圧力容器減圧時には逃がし安全弁 7 個による急速減圧を想定しているが、東海第二発電所での実機試験の結果より、主蒸気隔離弁を全閉させ多弁が作動した場合、及び弁の後継吹き（逃がし安全弁が吹き止まり圧力で一旦閉止しその後再度開放すること）の場合においても、1 個作動の時と有意差がなかったと報告されていることから、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。

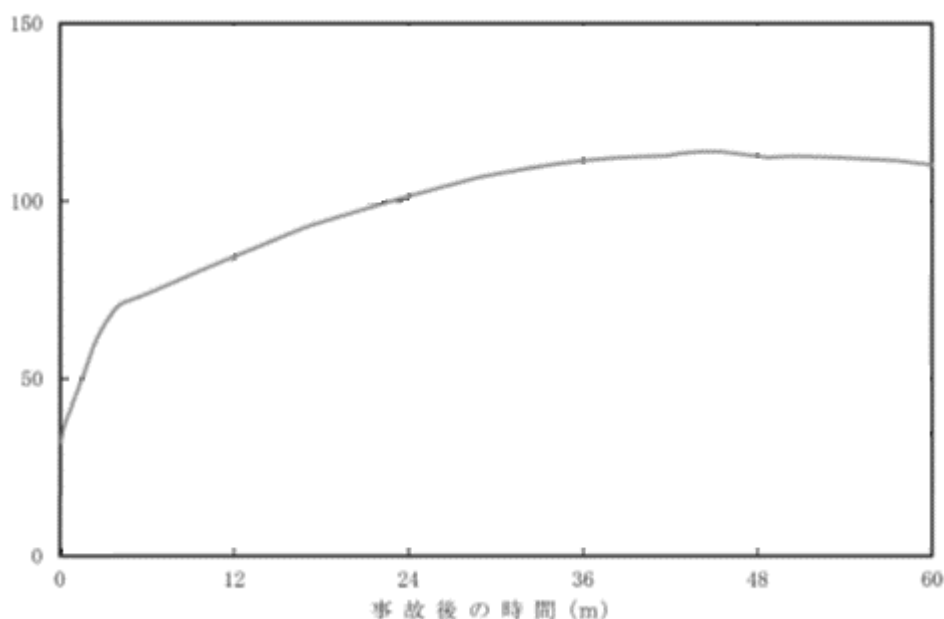
さらに、格納容器ベント実施時にはサプレッション・チェンバ压力低下に伴うドライウェルからのガス移行やサプレッション・チェンバ内のプール水の減圧沸騰が考えられることからこれらの影響を考慮する必要がある。なお、本事象では1 Pdでの格納容器ベント実施を想定することから、格納容器ベント実施時のガス放出流量は、後述の雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ（1.5 Pdでの格納容器ベントを想定）に包絡される。

原子炉停止機能喪失時：

本事象においては、主蒸気隔離弁閉止後、約  MPa まで圧力が上昇するものの、安全弁機能最高圧作動時  MPa と比較し、小さいことから逃がし安全弁作動時の影響はない。また、第2-2表に示す逃がし安全弁作動時のうち、その他の重大事故シーケンス等は、設計基準事故時で想定されると動荷重が同等であり、原子炉格納容器の健全性は確保される。なお、原子炉圧力容器の圧力上昇割合が設計基準事故時より高くなるケースもあると考えられるが、気泡脈動荷重の要因とな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）と大差なく、逃がし安全弁解放後の原子炉圧力容器圧力上昇（上昇割合）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が作動した場合（原子炉圧力7.4 MPa以上）、及び原子炉圧力6.9 MPaの場合においても、原子炉圧力による気泡脈動荷重に対する影響に有意差がないことが確認されており、原子炉圧力が7 MPa以上であれば、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。さらに、主蒸気隔離弁を全閉させ多弁が作動した場合、及び弁の後継吹き（逃がし安全弁が吹き止まり圧力で一旦閉止しその後再度開放すること）の場合においても、1個作動の時と有意差がなかったと報告されており、多段多弁作動時であっても、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。

また、本事象では、プール水温が約115℃まで上昇する（第2-3図）。したがって、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となる。前述のとおり、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、プール水温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が確認されているが、本事象のようにプール水温が約115℃に到達する条件下での直接的な試験データはない。しかしながら、第2-2図について、プール水温をサブクール度の観点で整理すると、当該試験結果はプール水のサブクール度が高い領域からサブクール度がほぼ0℃の領域まで安定的な凝縮が確認されているといえる。ここで、本事象において、サプレッション・チェンバのプール水温が約115℃に到達している時点についても、サブクール度という観点ではほぼ0℃であることは変わらない。したがって、プール水温が

100 °Cを上回ったとしても、同様に安定的な蒸気凝縮が確保可能であると考えられるため、蒸気凝縮性能上問題となることはない。さらに、逃がし安全弁作動時荷重として支配的となる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、サプレッション・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い。



第 2-3 図 原子炉停止機能喪失時のプール水温度の時刻歴

#### LOCA時注水機能喪失（中小破断）：

本事象は、事象発生後早期（約 25 分）で原子炉圧力容器を減圧するシナリオであることから、逃がし安全弁作動時荷重が発生するタイミングにおいて、原子炉格納容器圧力・温度上昇は小さく、前述の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。また、原子炉圧力容器減圧時には逃がし安全弁 7 個による急速減圧を想定しているが、東海第二発電所での実機試験の結果より、主蒸気隔離弁を全閉させ多弁が作動した場合、及び弁の後継吹き（逃がし安全弁が吹き止まり圧力で一旦閉止しその後再度開放すること）の場合においても、1 個作動の時と有意差がなかったと報告されていることから、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。

また、格納容器ベント実施時にはサプレッション・チェンバ圧力低下に伴うドライウエルからのガス移行やサプレッション・チェンバ内のプール水の減圧沸騰が考えられることからこれらの影響を考慮する必要がある。なお、本事象では 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、後述の雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオ（1.5 Pd での格納容器ベント

を想定)に包絡される。

#### 格納容器バイパス (残留熱除去系配管破断) :

本事象は、事象発生後早期 (約 15 分) で原子炉圧力容器を減圧するシナリオであることから、逃がし安全弁作動時荷重が発生するタイミングにおいて、原子炉格納容器圧力・温度上昇は小さく、前述の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。また、原子炉圧力容器減圧時には逃がし安全弁 7 個による急速減圧を想定しているが、東海第二発電所での実機試験の結果より、主蒸気隔離弁を全閉させ多弁が作動した場合、及び弁の後継吹き (逃がし安全弁が吹き止まり圧力で一旦閉止しその後再度開放すること) の場合においても、1 個作動の時と有意差がなかったと報告されていることから、7 個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。

#### 格納容器過圧・過温破損 :

本事象は、大破断 L O C A 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・温度挙動及び想定される水力学的動荷重は設計基準事故時の大破断 L O C A と同等となる。重大事故等時には、原子炉への注水機能や原子炉格納容器の除熱機能の喪失により、長期的には、原子炉格納容器内の圧力・温度が上昇し、設計基準事故時における圧力・温度を上回ることになるが、この時点では、原子炉圧力容器からのブローダウンが収束しており、発生しうる荷重はチャギング荷重のみとなる。ここで、5 章で記載する既往の知見から、チャギング荷重については、サブプレッション・チェンバ内のプール水温が低く、さらにベント管内の蒸気流束が比較的大きい領域で振幅の大きな荷重が発生することが確認されている。一方で、大破断 L O C A 後長期においては、プール水温は高くなり、ベント管内の蒸気流束は小さくなる。したがって、事象発生後長期にわたってチャギング荷重が発生したとしても、設計基準事故時で想定するチャギング荷重を上回ることとはなく、設計基準事故時と同等以下である。

また、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束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、その影響評価が必要となる。

#### 水素燃焼 :

本事象は、大破断 L O C A 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・温度挙動及び想定される水力学的動荷重は設計基準事故時の大破断 L O C A と同等となる。長期的には、原子炉格納容器内の圧力・温度が上昇し、設計基準事故時における圧力・温度を上回ることになるが、この時点では、原子炉圧力容器からのブローダウンが収束しており、発生しうる荷重はチャギング荷重のみとなる。こ

ここで、既往の知見から、チャギング荷重については、サブプレッション・チェンバ内のプール水温が低く、さらにベント管内の蒸気流束が比較的大きい領域で振幅の大きな荷重が発生することが確認されている。一方で、大破断LOCA後長期においては、サブプレッション・チェンバ内のプール水温は高くなり、ベント管内の蒸気流束は小さくなる。したがって、事象発生後長期にわたってチャギング荷重が発生したとしても、設計基準事故時で想定するチャギング荷重を上回ることはなく、設計基準事故時と同等以下である。

なお、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束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の大きくなることが考えられるため、その影響について考慮する必要がある。なお、本事象における格納容器ベントは、格納容器内の酸素濃度に基づき実施され、その時の格納容器圧力は、前述の格納容器過圧・過温破損事象での格納容器ベント実施時圧力より低い圧力であるため、格納容器ベント実施時のガス放出流量は、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）シナリオに包絡される。

#### 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱：

本事象では、原子炉内の水位が低下し燃料が露出した後、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。したがって、逃がし安全弁作動時に発生する水力的動荷重について過熱蒸気の影響について考慮する必要がある。原子炉圧力容器減圧後に想定される事象については、以降の原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用にて述べる。

#### 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用：

本事象は、前述の高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱事象において、原子炉圧力容器の減圧操作を行った後、燃料の溶融及び原子炉圧力容器の破損が生じた際に生じる事象である。原子炉圧力容器破損に伴い溶融燃料がペDESTAL内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、ドライウェルが急激に加圧されることによってサブプレッション・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。

#### 溶融炉心・コンクリート相互作用：

本事象では、前述の原子炉圧力容器破損後に溶融燃料－冷却材相互作用に引き続いて生じる事象である。溶融炉心・コンクリート相互作用により水蒸気や水素等のガスが発生する可能性があり、その場合には発生ガスの移行に伴う影響について考慮する必要がある。

る。一方で、東海第二発電所においては、コリウムシールドの敷設及びペDESTALへの水張りによって溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリートの侵食は起こらないことから、ガス発生に伴う影響評価は不要である。

第 2-2 表 重大事故等時に想定され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	●		●	

○：設計基準事故時に想定され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、原子炉圧力容器を逃がし安全弁によって、減圧することから、原子炉圧力容器内で発生する蒸気が露出した燃料に熱せられ過熱状態となる。このときに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動荷重が発生することから、有効性評価で得られているパラメータを用いて、設計基準事故時に生じる動荷重に包絡されることを確認する。

流入する蒸気が過熱蒸気であるため、同等の試験が実施されておらず、知見がないことから、逃がし安全弁クエンチャの凝縮性能について、以下のパラメータに基づき、検討した。なお、①及び②は、逃がし安全弁作動時のピーク値に対する検討であり、③及び④は、逃がし安全弁作動後、原子炉圧力が低下していく過程に対する検討である。

- ① サプレッション・チェンバに流入する蒸気流量及び蒸気流束
- ② 単位時間あたりに蒸気の流入によってサプレッション・チェンバに移行するエネルギー量及びエネルギー流束
- ③ 原子炉圧力容器の圧力が下がり、蒸気流束が小さくなった場合の影響
- ④ 重大事故等時におけるプール水温による影響

初めに逃がし安全弁作動時のピーク値に対する項目である①及び②について、検討する。

サプレッション・チェンバに流入する蒸気流量は、逃がし安全弁の作動圧力に比例することから、燃料が露出し、蒸気が過熱状態となる高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の圧力が  $\square$  MPa 以下で保たれることを考慮し、保守的に  $\square$  MPa 時の逃がし安全弁の作動圧力に対する蒸気流量及び蒸気流束を算出した（第 3-1 表）。また、第 3-1 表で示すように蒸気の温度及び比エンタルピは、露出した燃料からの放熱により過熱蒸気となるため、設計基準事故時と比較し、大きくなるが、原子炉圧力容器の圧力が低いことにより、サプレッション・チェンバへ流入する蒸気の蒸気流束及びエネルギー流束等は、小さい結果となった。また、このときの蒸気の安定凝縮を確認するため、既往の試験（参考資料 2 ①②）と比較をし、検討する。第 3-1 図は逃がし安全弁排気管出口にクエンチャを用いない場合（ストレートパイプ）における凝縮性能を示す図であり、第 3-2 図は、逃がし安全弁排気管出口にクエンチャを設けた場合における凝縮性能を示す図である。

第 3-1 図で示すようにクエンチャを設けないストレートパイプの場合であっても、プール水温が約  $\square$  °C 以下であれば、排気管出口の蒸気流束が  $\square$  kg/s/m<sup>2</sup> を上回る領域であっても不安定な凝縮が生じないことが確認されている。さらに、クエンチャを設けた場合においては、ストレートパイプで不安定な凝縮による大きな振動が観測された領域においても安定的な凝縮が得られることが確認されている。



上記を踏まえ、逃がし安全弁作動後の挙動を示す第 3-3 図、第 3-4 図にて、蒸気が安定凝縮することを確認する。

第 3-3 図に示すように減圧操作による急速減圧開始時において、第 3-4 図で示すようにサプレッション・チェンバ内のプール水温は、約  °C である。このため、本事象において逃がし安全弁を作動させた際の蒸气流束及びプール水温は、第 3-1 図に示すように安定的な凝縮が行われることが確認されている領域であり、不安定な凝縮が生じることはない。

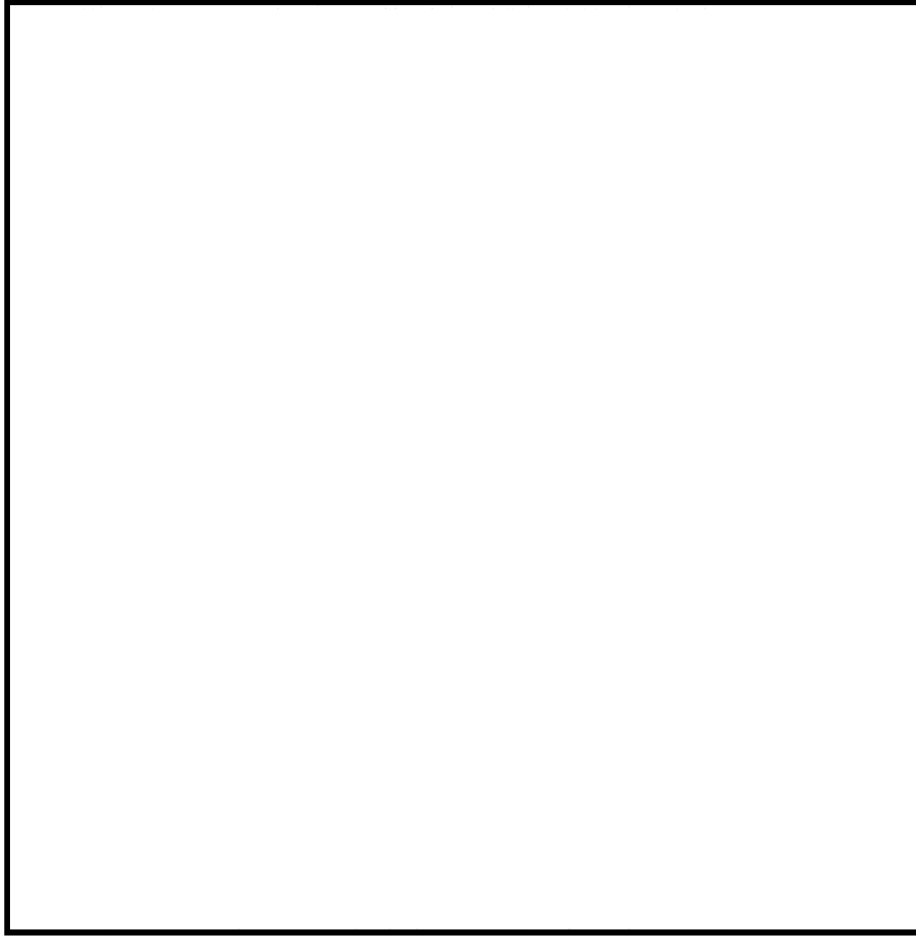
次に、③、④について検討する。

前述の①、②において、逃がし安全弁が吹出した際のピーク時のパラメータを比較しているが、本事象では逃がし安全弁の開保持とするため、原子炉压力容器の減圧に伴い、チャギングによる動荷重の影響が生じないことを確認する。第 3-2 図に示すように、逃がし安全弁排気管出口にクエンチャを設けた場合には、プール水温が高い領域においても不安定な凝縮が生じることはなく、蒸气流束が低下した領域においても高蒸气流束の領域に比べて凝縮に伴う荷重が大きくなることはない。さらに、第 3-5 図に示すように、東二の実機試験結果から、逃がし安全弁作動後の蒸気凝縮は安定的に行われ、この時の圧力振動は逃がし安全弁作動直後に生じる気泡脈動荷重に比べ非常に小さいことが確認されている。

以上より、本事象において原子炉压力容器減圧開始から減圧完了後までのすべての期間において、逃がし安全弁を通じて放出された蒸気は安定的に凝縮され、荷重として問題となることはない。

第 3-1 表 逃がし安全弁作動時のパラメータ

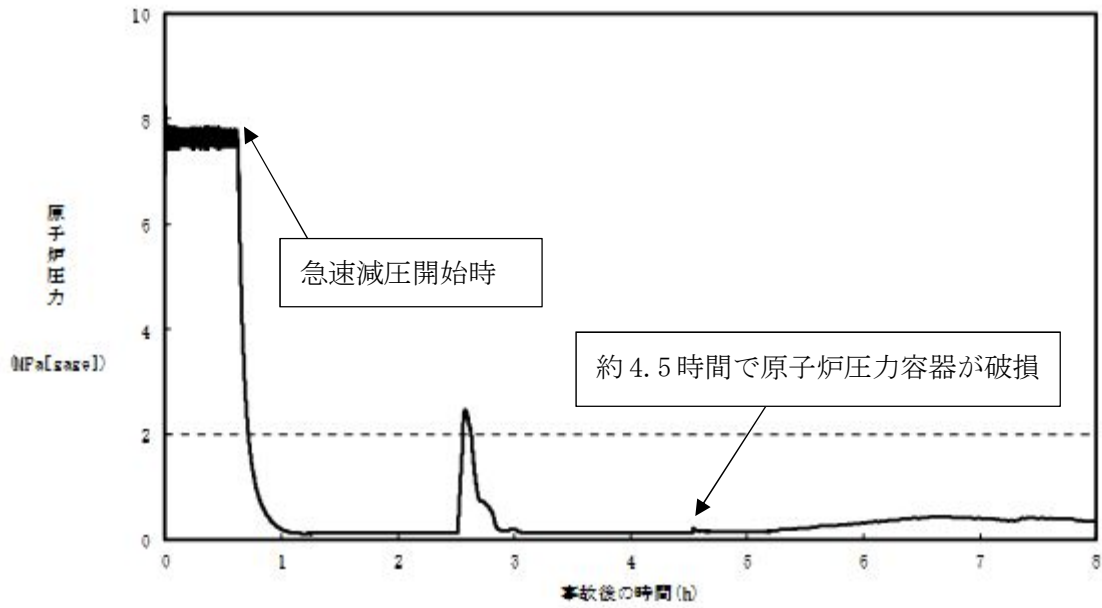
パラメータ	高圧溶融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱	安全弁機能最高圧作 動時
原子炉圧力容器圧力 [MPa]	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	
蒸気温度 [°C]		
蒸気の比エンタルピ [kJ/kg]		
蒸気流量 [t/h]		
蒸気流束 [kg/s/m <sup>2</sup> ]		
サブプレッション・チェンバへの 流入エネルギー [kJ/s]		
サブプレッション・チェンバへの 流入エネルギー流束 [kJ/s/m <sup>2</sup> ]		



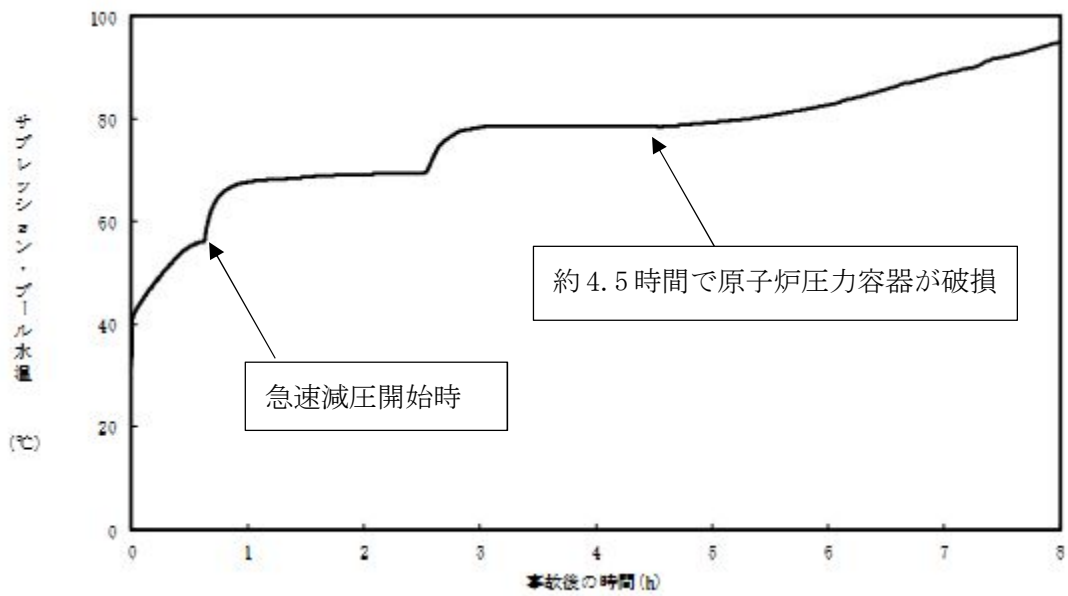
第 3-1 図 蒸気流束及びプール水温と凝縮性能の関係(ストレートタイプ)



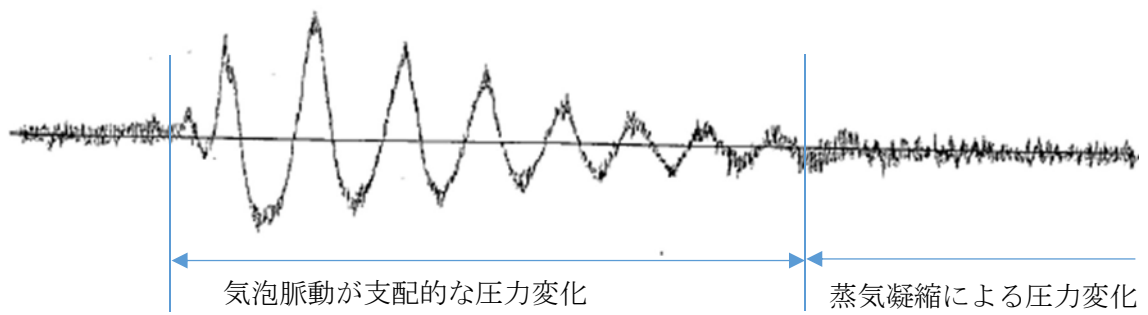
第 3-2 図 圧力波により生じる荷重



第 3-3 図 高圧熔融物放出／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 3-4 図 高圧熔融物放出／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3-5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

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ブプレッション・チェンバへの移行及びドライウェルからサブプレッション・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、動荷重としてはLOCAブローダウン時の高温水・蒸気の放出時が最も厳しくなる。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。

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）			

※蒸気流束[kg/s/m<sup>2</sup>]

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・チェンバへの移行及び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・チェンバへの移行及び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、動荷重としてはLOCAブローダウン時の高温水・蒸気の放出時が最も厳しくなる。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）			

※蒸気流束[kg/s/m<sup>2</sup>]

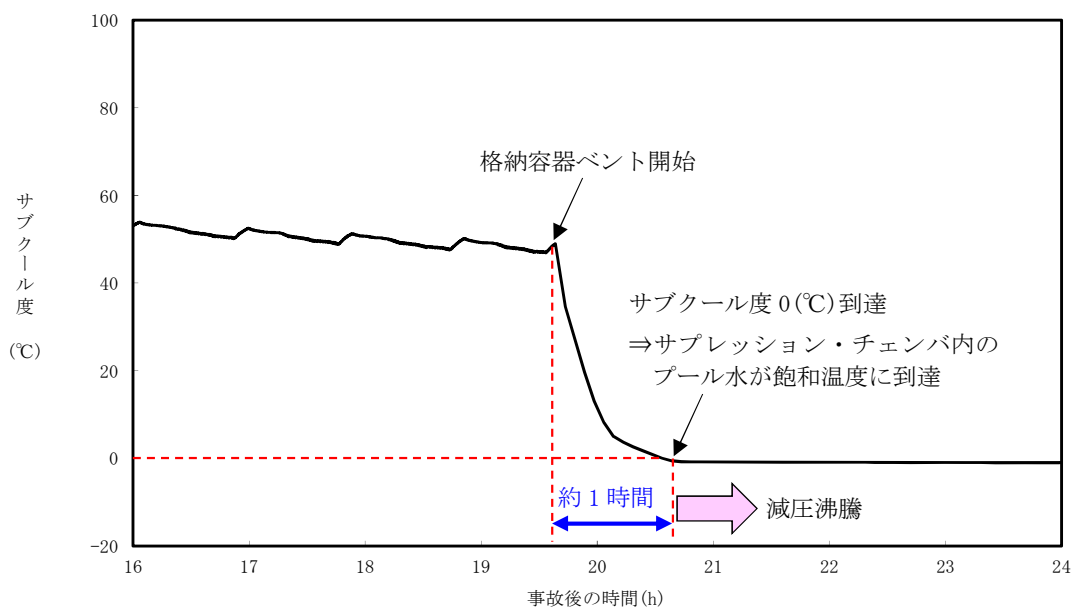
## 5.2 格納容器ベント時の減圧沸騰による影響

格納容器ベント時には、ベント管内の水のサブプレッション・チェンバへの移行及びドライウエルからサブプレッション・チェンバへの非凝縮性ガス及び蒸気を含む気体の移行だけでなく、サブプレッション・チェンバ圧力の低下によりサブプレッション・チェンバ内のプール水が減圧沸騰することと考えられるが、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小さく、健全性への影響はないと考えられる。

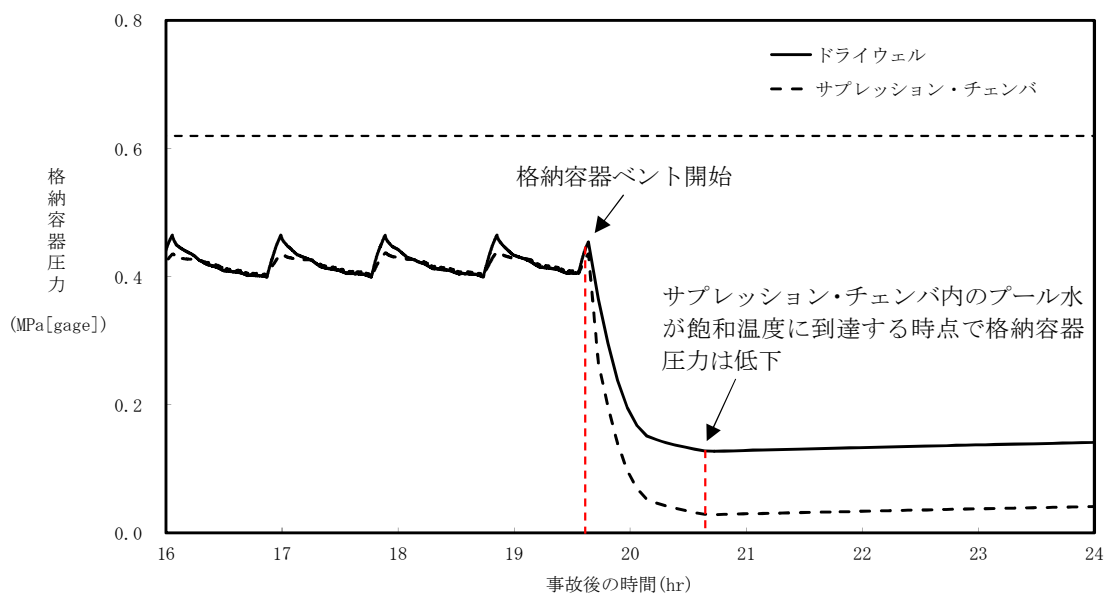
- ・「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」では、事故発生約 19 時間後に格納容器ベントを実施しているが、第 5-1 図で示すように、サブプレッション・チェンバ内のプール水が飽和温度に達するのは格納容器ベントを開始して約 1 時間後であり、その後減圧沸騰が生じると考えられる。しかしながら、第 5-2 図で示すように、サブプレッション・チェンバ内のプール水が飽和温度に達するタイミングでほぼ圧力が静定していることから、減圧沸騰による影響は小さいと考えられる。
- ・サブプレッション・チェンバ内のプール水が減圧沸騰が生じる考えられるタイミングにおいては、ドライウエルとサブプレッション・チェンバの差圧があることから、サブプレッション・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、減圧沸騰が生じると考えられるタイミングにおいてドライウエルからサブプレッション・チェンバへの非凝縮性ガス及び蒸気を含む気体の移行が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、有効性評価で得られている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ブプレッション・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  $\square$  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  $\square$  kg/s と仮定すると、最大  $\square$  kg の蒸気によってサブプレッション・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  $\square$  kg/m<sup>3</sup> とすると発生蒸気の体積は約  $\square$  m<sup>3</sup> となる。サブプレッション・チェンバの断面積は約  $\square$  m<sup>2</sup> であるため蒸気泡がサブプレッション・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  $\square$  m となる。このことから、減圧沸騰によりサブプレッション・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。





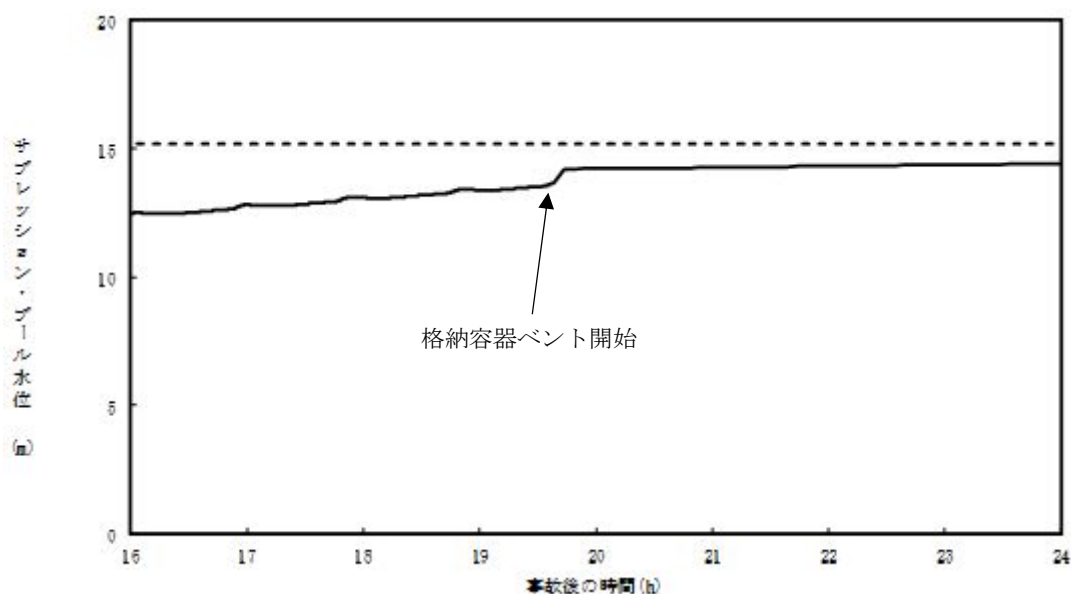
第 5-1 図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）のプール水のサブクール度の推移



第 5-2 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）の原子炉格納容器圧力の推移

### 5.3 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・チェンバへの移行するため、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 5-3 図に示す。この時の水位上昇は約 0.6 m であるが、これによる影響は、原子炉格納容器に対して水頭圧であり、静荷重である。これは、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 5-3 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め、取り付いている箇所の構造強度として耐えうるかを検討する。

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。また、構造上、ベント管の板厚に対して、真空破壊弁との取合い部は 1.5 倍以上の厚さを有すること及びベント管の投影面積より小さい。これらのことから、真空破壊弁は水没したとしても構造強度として影響は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け部に発生するプールのスウェルによる応力は、0.5 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。

#### 5.4 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、発生す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、原子炉格納容器内での循環冷却が達成され、ドライウェルとサブプレッション・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ブプレッション・チェンバ内のプール水へと移行し続けることにより、チャギングが発生すると考えられることから、h. 及び i. の荷重は循環冷却達成までの期間において発生し続けることを考慮する。

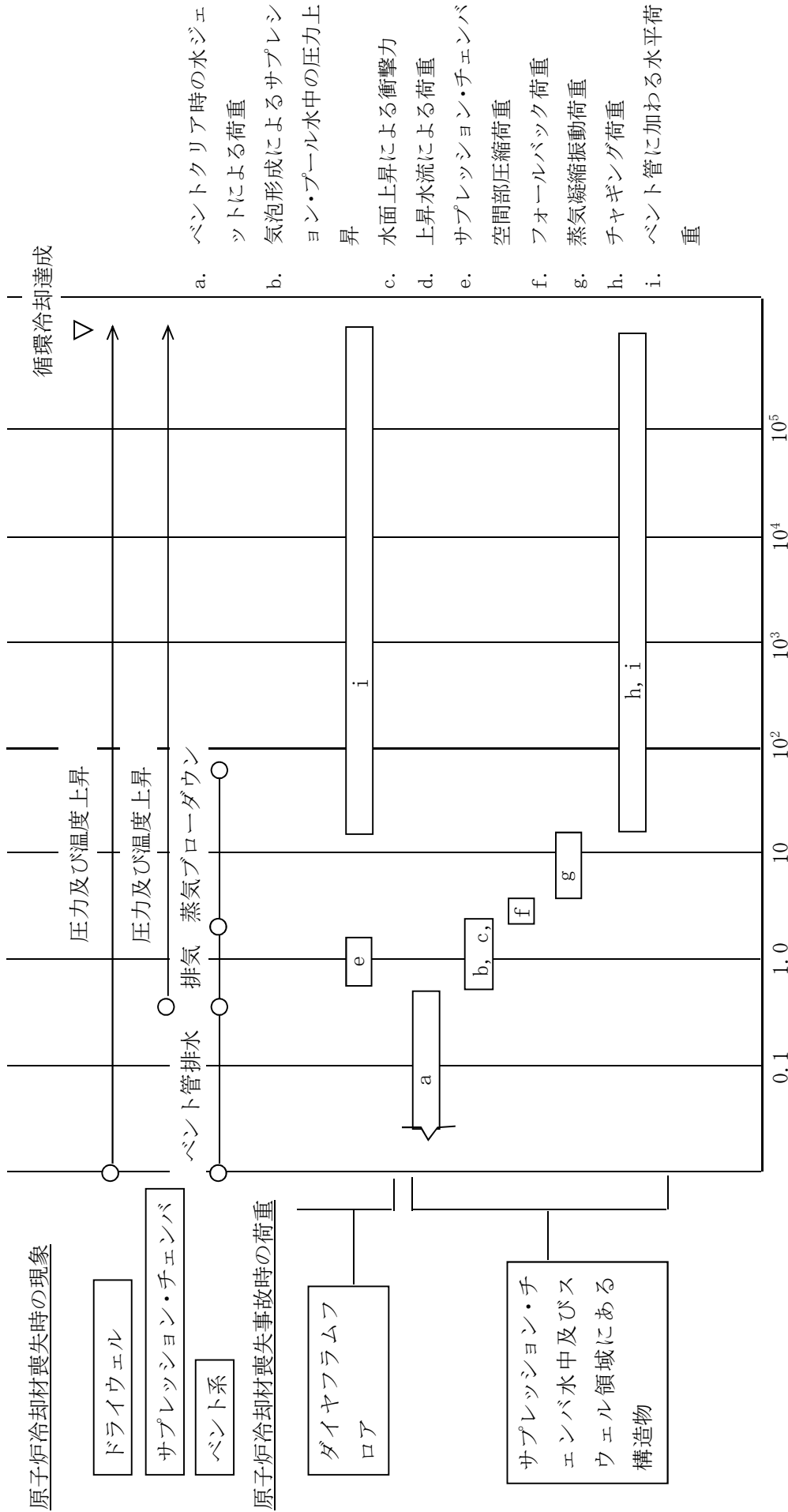
第 5-5 図、第 5-6 図で示すようにサブプレッション・チェンバ内のプール水温が高いこと及び破断口からの蒸気放出量が低下することで、ベント管の蒸气流束が小さくなっていくから、重大事故等時に発生する荷重については設計基準事故時に想定している荷重を上回ることはない。これは、旧原研で実施された Mark-II 型格納容器の圧力抑制系の実証試験では、荷重 h. 及び i. については、サブプレッション・チェンバ内のプール水の水温 (□℃以下) が低く、さらにベント管内の蒸气流束が比較的大きい領域で振幅の大きな荷重が発生することが確認されていること、及び、この試験で確認された値を設計条件として与えていることに基づくためである<sup>[2]</sup>。なお、設計基準事故時に想定している荷重が繰返し生じた場合であっても、当該荷重による応力振幅は約 □ MPa であり、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 5-5 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 5-5 図の時刻歴に包絡されると考えられる。

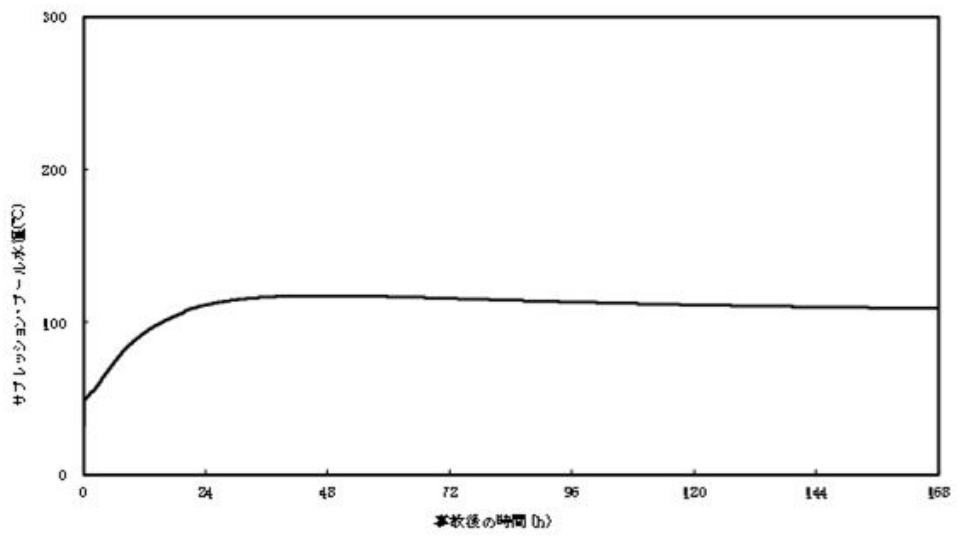
- a. 原子炉冷却材喪失事故を起因としない事象においては、原子炉圧力容器破損時に原子炉圧力容器内のガスがドライウェルへと放出されると考えられるが、原子炉圧力容器破損時点では、すでに原子炉圧力容器内は減圧されており、原子炉冷却材喪失事故時に想定されるような急激なガス放出とならない。
- b. 高温の溶融燃料がペDESTAL内に落下した際には、溶融燃料と水の相互作用 (F C I) によって急激な蒸気発生が生じると考えられるが、当該事象において、サプレ

ッション・チェンバに流入する非凝縮性ガス、蒸気の流量は原子炉冷却材喪失事故時に比べて非常に小さく、原子炉冷却材喪失事故発生直後に想定される荷重(第 2-1 表における a. から g. までの荷重)は、荷重自体が発生しない、又は、発生したとしても影響は小さく無視できる。

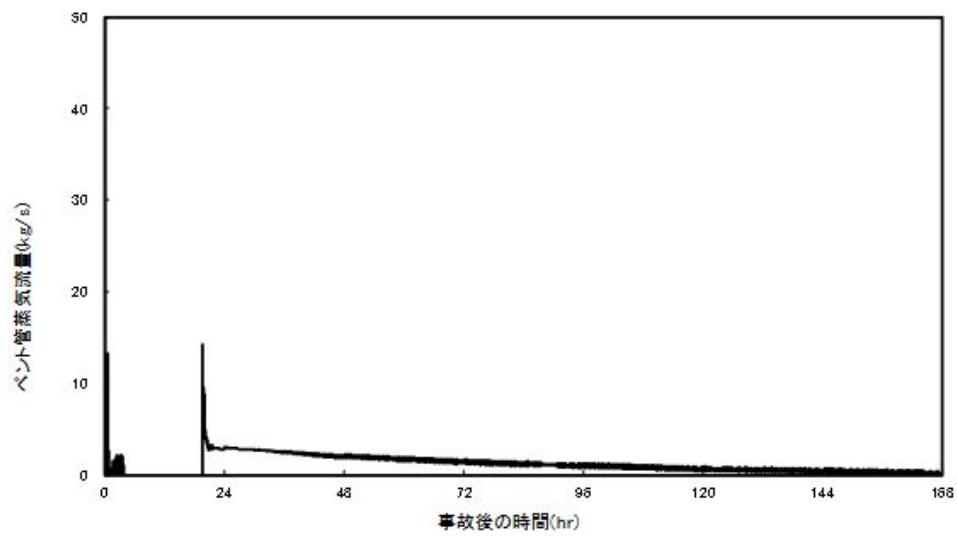
- c. 原子炉格納容器ベント実施時においても一時的にドライウエルからサプレッション・チェンバに流入するガスの流量が増加すると考えられるが、この時のガス移行量も第 5-1 表で示すように原子炉冷却材喪失事故時に比べて非常に小さく、b. 同様に影響は無視できる。



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

格納容器ベント時において、減圧速度が大きい場合、サブプレッション・チェンバ内で減圧波が発生する恐れがあることから、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水面に作用すると考えら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。

表 5-2 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	$P_0$		MAAP による解析結果	
S/C 水位	—		MAAP による解析結果	
S/C ガス密度	$P_{g0}$		MAAP による解析結果より算出	
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 面積		$R$ $A$	AC 系配管 (28B)
ベントライン チョーク部	半径 面積		$a$	AC 系-SGTS 取り合い部 (12B)

プール水の水面に到達する減圧波の評価のため、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表 5-2 のパラメータを用いるとガス流量は、約 66 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 68 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、サブプレッション・チェンバ内の音速 ( $C_{g0}$ ) は約 457m/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。

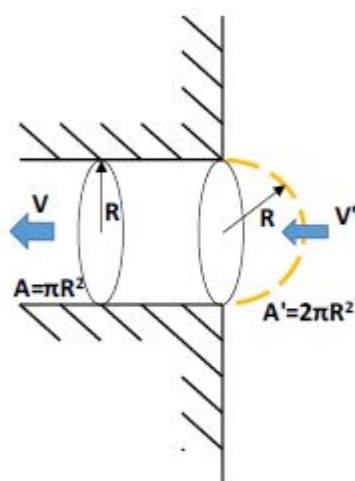
ここで、ベントラインに吸い込まれるガスの流速について、ベントライン入口から、ベ

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、以下のとなる。

$$V' = V \frac{\pi R^2}{2\pi R^2} = \frac{V}{2} = \text{約 } 33 \text{ m/s}$$

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 54 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 3.4 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。

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

当該式において、 $\rho_1$ 、 $C_1$  はそれぞれ気体の密度及び気体中の音速であり、 $\rho_2$ 、 $C_2$  はそ



れぞれ水の密度及び水中の音速である，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プレッション・チェンバにもたらされる負圧度は約 7 kPa となる。

格納容器ベント実施時点でのサプレッション・チェンバ圧力は約 431 kPa [gage] であり，負圧度を考慮した正味の圧力は約 424 kPa [gage] であり，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

## 設計基準事故時に想定される動荷重について

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

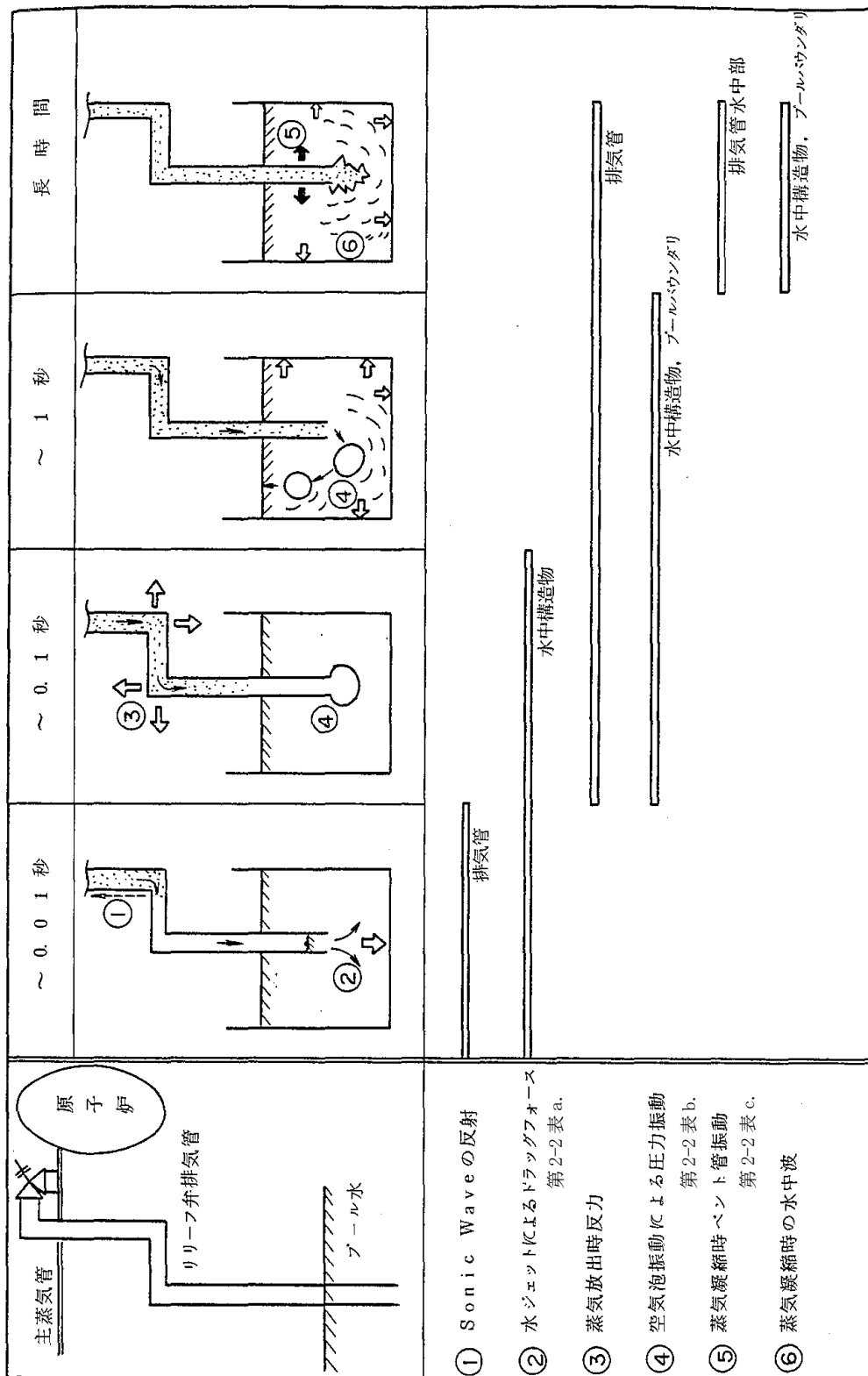
荷重	現象
a. LOCA発生時のドライウエル内の圧力上昇	原子炉冷却系統の配管の破断が瞬時に発生したとすると、圧力波がドライウエル、ベント管内を通過してプールの底面や壁面、内部構造物などに動荷重が作用する。
b. ベントクリア時の水ジェットによる荷重	ドライウエル圧力の急激な上昇によりベント管内のプール水がサプレッション・チェンバ内に放出されるため水ジェット流が形成され、ジェットによる衝撃力及びドラッグ力がベント管の下部にある内部構造物及び原子炉格納器底部鉄筋コンクリートマットに作用する。
c. 気泡形成によるプール水中の圧力上昇	ドライウエルの空気がベント管から放出される際、気泡がサプレッション・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	プール水面の上昇によりサプレッション・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（ブレーク・スルー）することで、サプレッション・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	上昇した水面の上昇が停止し、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 -					

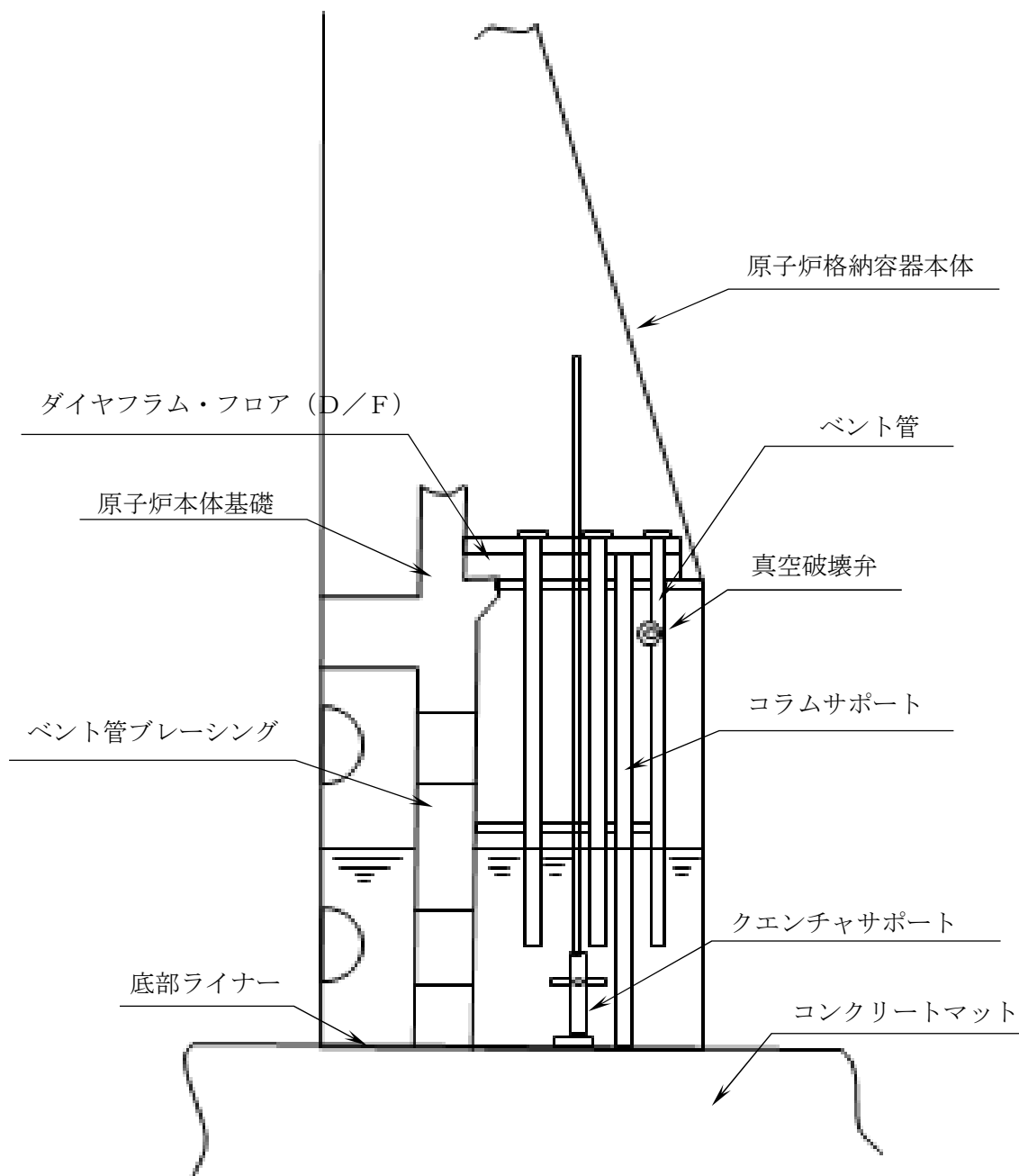
第1図 原子炉冷却材喪失時の現象の流れ

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	<p>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。</p>
b. 空気泡圧力の振動による荷重	<p>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。</p>
c. 蒸気凝縮振動荷重	<p>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。</p>



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



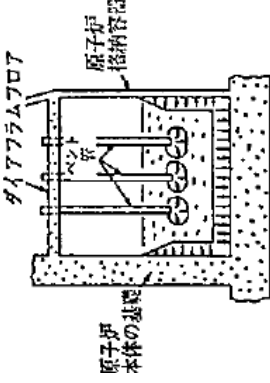
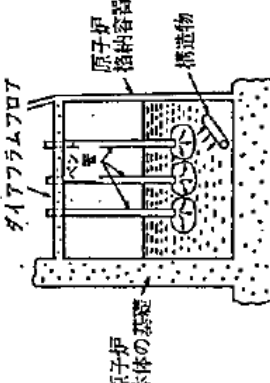
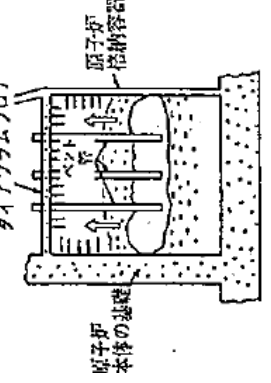
第3表 PCV動荷重指針要求荷重と対象構造物との対応

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 ツ 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]	-	-	-	○	-	-	-	-	

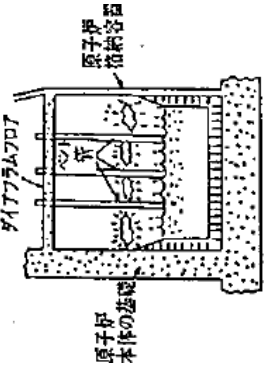
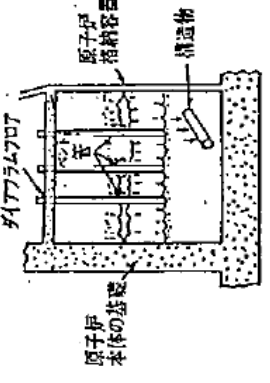
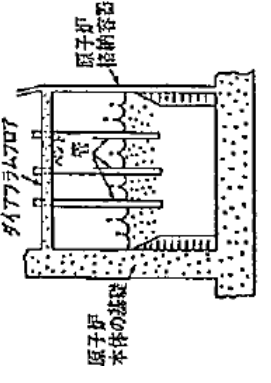
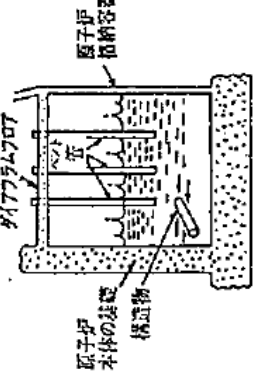
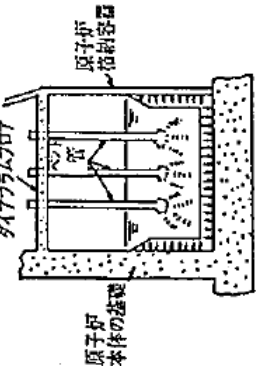
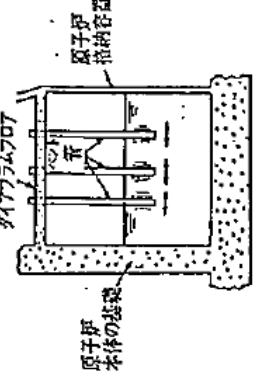
第4表 (1/4) 指針要求に対応するL O C A時動荷重の概要図

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	<p>ダイアグラム707</p> <p>原子炉本体の基礎</p> <p>原子炉格納容器</p>	(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ベントクリアリング過程	<p>ダイアグラム707</p> <p>原子炉本体の基礎</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>(2N) (3)</p>	(2) ベントクリア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	<p>ダイアグラム707</p> <p>原子炉本体の基礎</p> <p>原子炉格納容器</p> <p>構造物</p>	[5] ベントクリア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 ③気泡形成過程	圧力抑制系のバウンダリに加わる荷重 	対応する荷重 (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	圧力抑制系内の構造物に加わる荷重 	対応する荷重 [2] 気泡形成に伴うプール水の流動によるドラッグ荷重
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・チェンバース気相部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・チェンバース気相部圧縮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>	<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>	

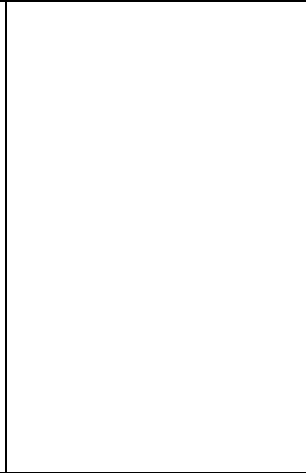
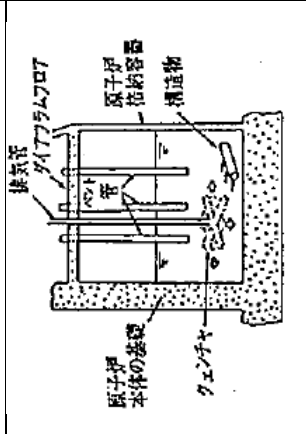
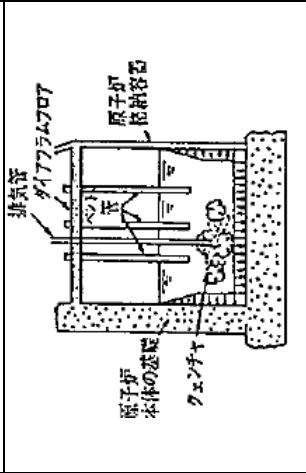
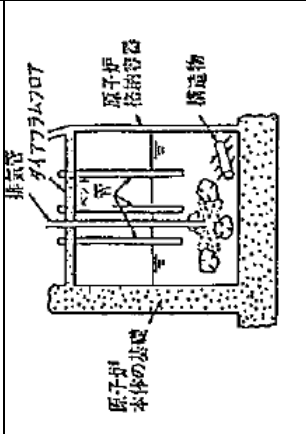
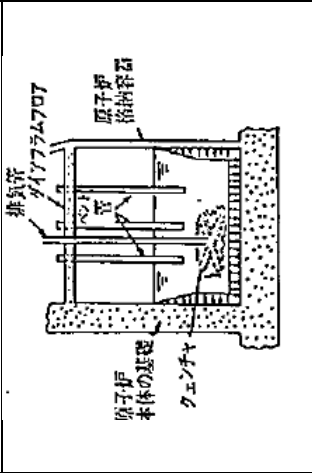
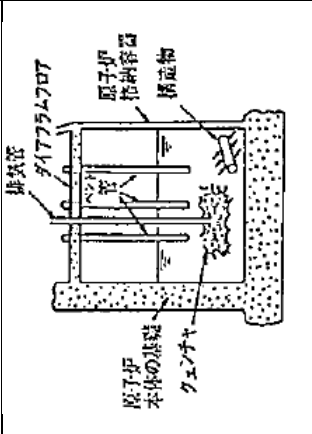
第4表 (3/4) 指針要求に対応するL O C A時動荷重の概要図

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		<p>(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>		<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		<p>(2) 蒸気凝縮が不安定となる場合、プール底面、壁面に加わる圧力による荷重</p>		<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 想定される動荷重と根拠

荷重	根拠	第4表との対応
a. LOCA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	2.1.1(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	2.1.1(2), 2.1.1(3) 2.1.2(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	2.1.1(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	2.1.2(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	2.1.2(2), 2.1.2(4), 2.1.2(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	2.1.1(5), 2.1.1(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	CRT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。	2.1.1(7) 2.1.1(8) 2.1.2(2) 2.1.2(7)
i. 蒸気凝縮振動荷重	CRT試験(参考資料2 ⑤)データに基づき設定	2.1.1(9) 2.1.2(2)
j. チャギング荷重	CRT試験(参考資料2 ⑤)データに基づき設定	2.1.1(9) 2.1.2(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	2.1.2(1), 2.1.2(5), 2.1.2(8)
l. ECCS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)	2.2.2(1) 2.2.2(4)
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	2.2.1(1) 2.2.2(2), 2.2.2(4)
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)	2.2.1(2) 2.2.2(3), 2.2.2(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。
- ・ 気泡脈動荷重及び蒸気凝縮振動荷重の蒸気流量による影響
- ・ 気泡脈動荷重の水温による影響



【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、プール水温条件で実施された。

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

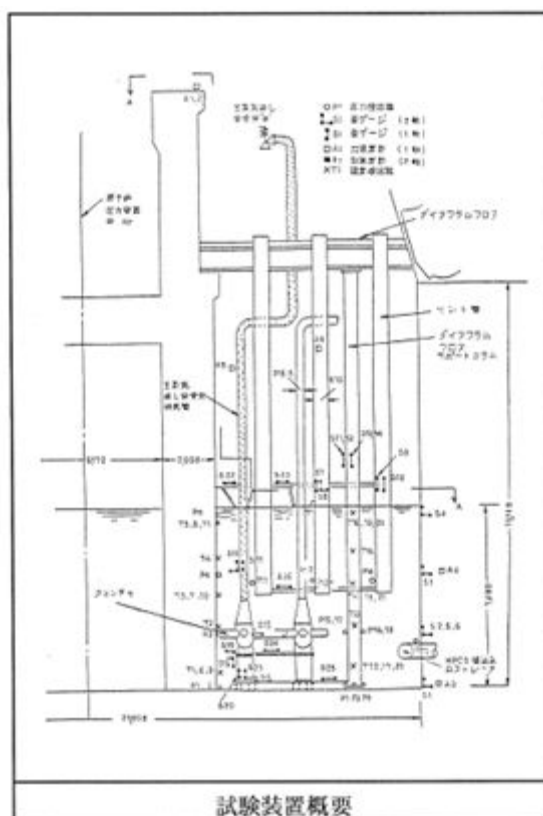
#### 試験の目的

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。
- ・ 蒸気凝縮は、安定したものだった。
- ・ 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ェル部分(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。

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

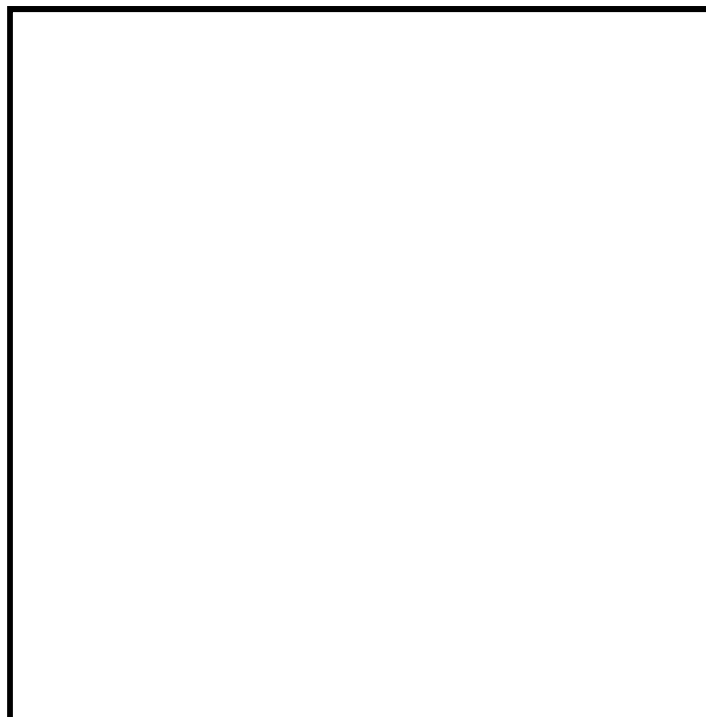
LOCA時のBWR格納容器圧力抑制系の主要な水力学的動荷重の評価に用いられる計算モデルの検証と、圧力抑制系のLOCA時における機能の信頼性を実証することを目的として実施された。

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。



[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)

## 重大事故等時の水力的動的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、水力的動的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、各運転状態に想定され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、荷重の発生す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。
  - ドライウェ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はドライウェ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発生する事象であるため、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的荷重については、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、重大事故等時に想定される動的荷重（本文第2-2表）に係る荷重の組み合わせを以下の通り整理する（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及びベント時に想定される動的荷重>

本文2章および5章で述べたとおり、LOCA時に想定され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。第2表に示す通り、重大事故等時に想定される水力学的動荷重の組み合わせは格納容器の限界圧力(620kPa)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(E)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SRV	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。



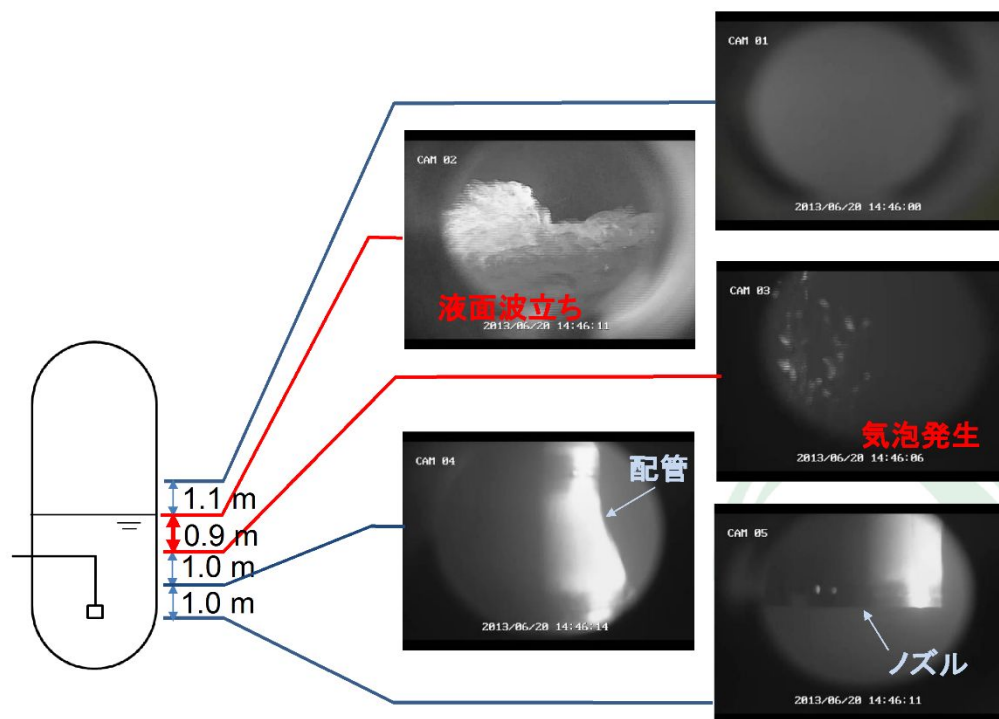
第2表 原子炉格納容器 サプレッション・チェンバの強度評価結果

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℃) 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