

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2

平成 30 年 4 月 24 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
設計基準事故時及び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、設計基準事故時及び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、その影響について以下にまとめる。

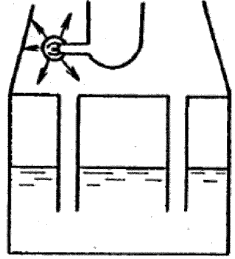
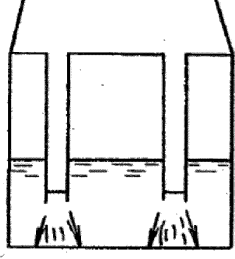
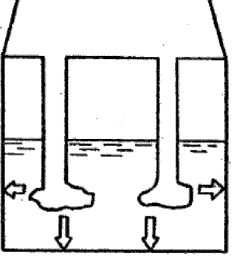
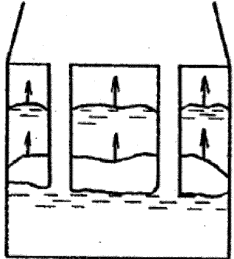
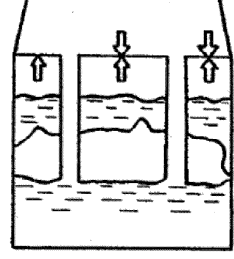
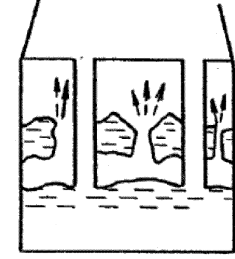
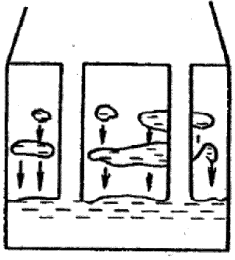
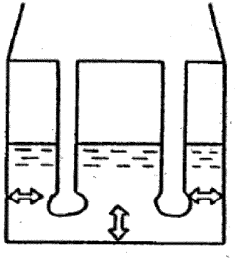
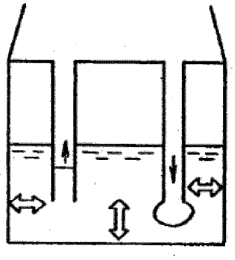
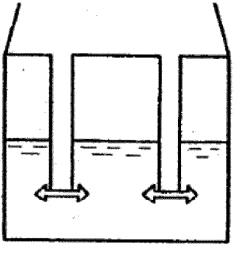
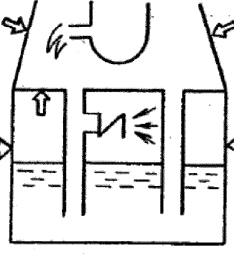
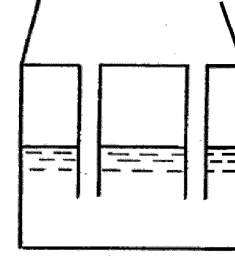
2. 設計基準事故時に想定される動荷重について

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 2-1 表に、現象の流れを第 2-1 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 2-2 表に、現象の流れを第 2-2 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考慮し、格納容器の健全性が確保されることを確認している。

第 2-1 表 原子炉冷却材喪失時の各荷重の現象

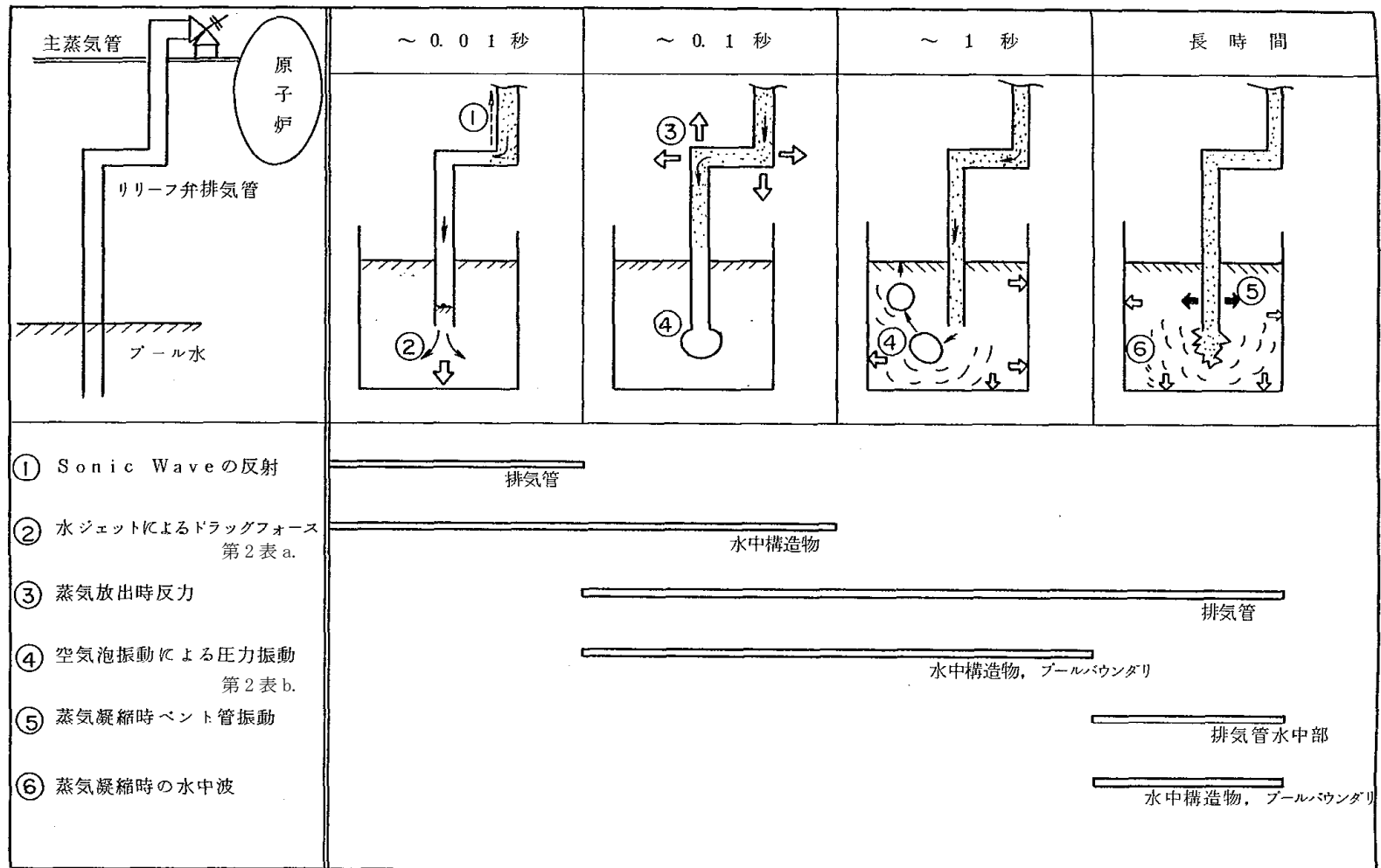
荷重	現象
a. ベントクリア時の水ジェットによる荷重	ドライウエル圧力の急激な上昇によりベント管内のサプレッション・プール水がプール内に放出されるため水ジェット流が形成され、ジェットによる衝撃力及びドラッグ力がベント管の下部にある内部構造物及び原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットに作用する。
b. 気泡形成によるサプレッション・プール水中の圧力上昇	ドライウエルの空気がベント管から放出される際、気泡がサプレッション・プール側壁、内部構造物及び原子炉格納容器底部鉄筋コンクリートマットに圧力波として作用する。
c. 水面上昇による衝撃力	スラグ流が上昇する際、水面より上方にある機器、配管、内部構造物にサプレッション・プール水が衝突しそれらに衝撃力が作用する。
d. 上昇水流による荷重	サプレッション・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。
e. サプレッション・チェンバ空間部圧力荷重	サプレッション・プール水面の上昇によりサプレッション・プール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。
f. フォールバック荷重	上昇した水面の上昇が停止し、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。
g. 蒸気凝縮振動荷重	中高流量蒸気が凝縮する際、サプレッション・プール水に凝縮振動波が伝播し、サプレッション・プール側壁、原子炉格納容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。
h. 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プール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。
i. 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 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 フロス衝撃力
					
時間 0~0.01秒 無視できる	0~0.7秒 第1表 a.	0.6~1.2秒 第1表 b.	0.7~1.6秒 第1表 c. d.	0.7~1.6秒 第1表 e.	~1.6秒 無視できる
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ギング	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 f.	3~40秒 第1表 g.	40秒~2分 第1表 h.	3秒~2分 第1表 i.	~2分 -	長期 -

第2-1図 原子炉冷却材喪失時の現象の流れ

第 2-2 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・プール水中に放出される際，ジェット流が形成され，サブプレッション・プール水中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・プール水中に放出される際，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・プール側壁，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。



第2-2 図 逃がし安全弁作動時の現象の流れ

3. 重大事故等時に想定される動荷重について

3.1 動荷重の整理

「2. 設計基準事故時に想定される動荷重について」に記載のとおり、動荷重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。これは、原子炉冷却材喪失時には、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に伴い、ドライウエルから非凝縮性ガスがサプレッション・チェンバへ移動し、更に流出した蒸気がサプレッション・プール水によって凝縮され、この過程でサプレッション・プール水が運動し、種々の動荷重が生じるためである。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、動荷重を生じるためである。

このように、動的な荷重は、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際に発生することから、重大事故等時の動荷重については、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場合を対象に、検討することとする。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 3-1 表及び第 3-2 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こととする。

第 3-1 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ェ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・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>給水喪失及び外部電源喪失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、過渡時自動減圧系による自動減圧が行われ、低圧炉心スプレー等により注水される。</p> <p>本挙動は、<u>自動減圧時の主蒸気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>
3	<p>全交流 動力電源喪失</p> <p>[TB]</p>	<p>外部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大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>本挙動は、<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
4	崩壊熱除去 機能喪失 (取水機能喪失) [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>本挙動は、<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>
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・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>主蒸気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>

	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>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・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、低圧炉心スプレー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・溶融する。その後、低圧代替注水系（常設）により、スプレーを開始し、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>
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・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	<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）7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）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>高温の溶融炉心と水との接触に伴う蒸気等のペDESTAL（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>

第 3-2 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，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	○		○	

3.2 動荷重の影響について

3.2.1 逃がし安全弁作動時の動荷重について

重大事故等時のうち、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱において、原子炉圧力容器内で発生する蒸気が、露出した燃料からの放熱により、過熱状態となり、設計基準事故時に想定される蒸気と異なった性状となることが考えられる。このため、設計基準事故時に考慮している動荷重に対して、影響を及ぼす可能性があることから、3.2.2にて検討する。

なお、第 3-2 表に示す逃がし安全弁作動時のうち、その他の事故シーケンス等は、設計基準事故時に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。

3.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の動荷重について

「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」より、逃がし弁作動時に圧力抑制系のバウンダリに加わる荷重として、以下を考慮することが求められている。

- 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ふき出して膨張・収縮することによりプール底面、壁面に加わる圧力荷重（第 2-2 図④）。
- 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ずるプール底面、壁面へ加わる圧力荷重（第 2-2 図⑥）。

上記荷重のうち、①については、東海第二発電所で行った実機試験の結果^[1]に基づき、設計荷重が設定されている。また、②については、逃がし安全弁クエンチャ開発時の試験結果や東海第二発電所での実機試験の結果^[1]から蒸気凝縮は安定的に行われ、圧力振動は①の荷重に比べて小さいことが確認されている。ここで得られているパラメータと重大事故等時に安全解析を実施したパラメータを比較し、過熱蒸気の影響について検討した。

①に示す荷重は、逃がし安全弁作動時に排気管に蓄積していた非凝縮性ガスが押し出される際に生じる荷重である。非凝縮性ガスが押し出されて生じる荷重の大きさは、原子炉圧力容器の圧力に依存するため、安全弁の作動圧力（ MPa）以下であることから、設計基準事故時と同等以下である。

一方、②に示す荷重は、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。

- ・ サプレッション・チェンバに流入する蒸気流量
- ・ 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

ルギ量

なお、サブプレッション・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□ MPa 以下で保たれることを考慮し、保守的に□ MPa 時の逃がし安全弁の作動圧力に対する蒸気流量を算出した約□ t/h とする。

逃がし安全弁作動時のパラメータの比較を第 3-3 表に示す。

第 3-3 表 逃がし安全弁作動時のパラメータ比較

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]		
蒸気温度 [°C]		
蒸気の比エンタルピ [kJ/kg]		
蒸気流量 [t/h]		
サブプレッション・チェンバへの流入エネルギー [kJ/s]		

※逃がし安全弁の設計値

第 3-3 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、サブプレッション・チェンバへ流入する蒸気流量及びエネルギーは、小さい結果となった。

このことに加え、東海第二発電所での実機試験において、逃がし安全弁クエンチャ周りで著しい温度上昇は確認されておらず、蒸気凝縮は安定的に行われていることから、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の過熱蒸気が逃がし安全弁からサブプレッション・チェンバへ移行しても、安定的に凝縮され、動荷重に対する影響はない。

3.2.3 その他の事象時の動荷重について

第 3-2 表で示す、下記の 3 事象について動荷重の影響を検討する。

- ・原子炉圧力容器破損に伴う F C I 発生時の蒸気発生
- ・ L O C A ブローダウン時の高温水・蒸気の放出
- ・格納容器ベント時

格納容器破損防止対策の有効性評価の解析の結果、それぞれの事象におけるベント管内の水のサブプレッション・プールへの移行及びドライウェルからサブプレッション・プール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 3-4 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。また、設計基準事故「原子炉冷却材喪失」及び「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ともに、破断想定として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、2.のとおり設計基準事故「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、その他の事象時には原子炉格納容器の健全性は確保される。

なお、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・プールへの移行及びドライウエルからサブプレッション・プール水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・プール水が減圧沸騰することとなるが、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。

- ・減圧沸騰は、サブプレッション・プール水の飽和温度に対する圧力以下のときに生じるが、第3-1図に示すように、原子炉格納容器の圧力が低下した後に減圧沸騰するため、減圧勾配が緩やかになっており、減圧沸騰による気泡は、サブプレッション・プール水の浅い部分で生じると考えられ、プール水面の揺動は小さいと考えられる。
- ・格納容器ベント開始直後はサブプレッション・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ブプレッション・プールへの移行及びドライウエルからサブプレッション・プール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。一方で、サブプレッション・プール水の減圧沸騰は、サブプレッション・チェンバ圧力が低下し飽和温度が低下することで生じるため、格納容器ベント開始後一定時間経過後となり、この時点でのサブプレッション・プール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*。このことから、ベント管内の水のサブプレッション・プール水への移行及びドライウエルからサブプレッション・プールへの非凝縮性ガス及び蒸気を含む気体の移行が最大のとくと減圧沸騰が生じるタイミングは、同時でないため、荷重の組合せを考慮する必要はない。また、動荷重は、LOCAブローダウン時の高温水・蒸気の放出に比べ、小さいと考える。

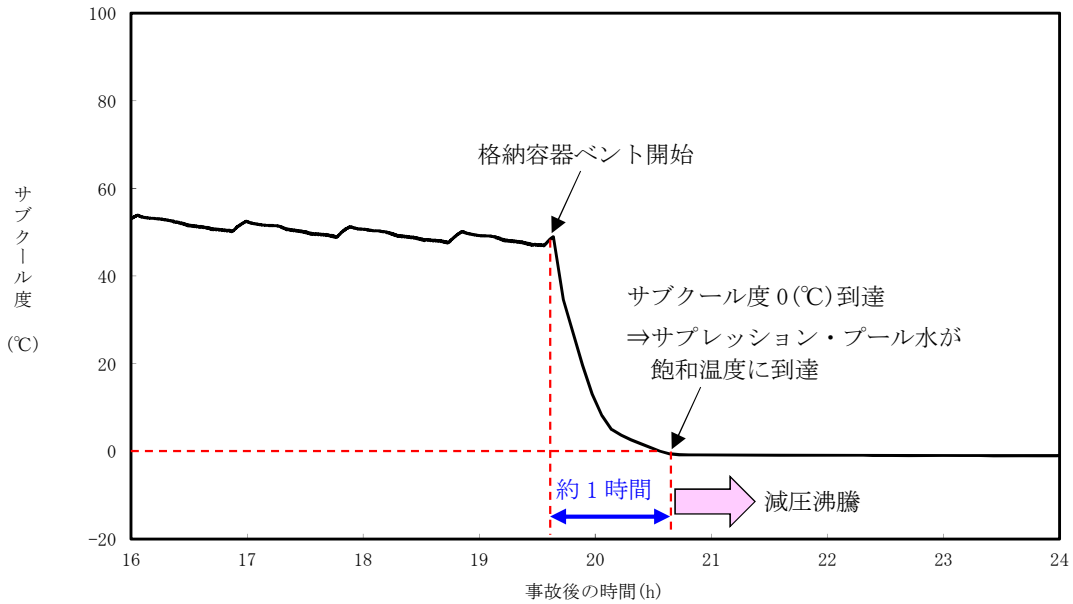
*「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」では、事故発生約19時間後に格納容器ベントを実施しているが、第3-1図で示すように、サブプレッション・プール水が飽和温度に達するのは格納容器ベントを開始して約1時間後であり、その後減圧沸騰が生じると考えられる。また、格納容器ベント開始前後での格納容器圧力挙動は第3-2図のとおりであり、サブプレッション・プール水が飽和温度に到達する時点で格納容器圧力は低下しているため、サブプレッション・プールへの非凝縮性ガス及び蒸気を含む気体移行量は少ないと考えられる。

以上より、減圧沸騰による影響が小さいこと、並びに、ベント管内の水のサブプレッ

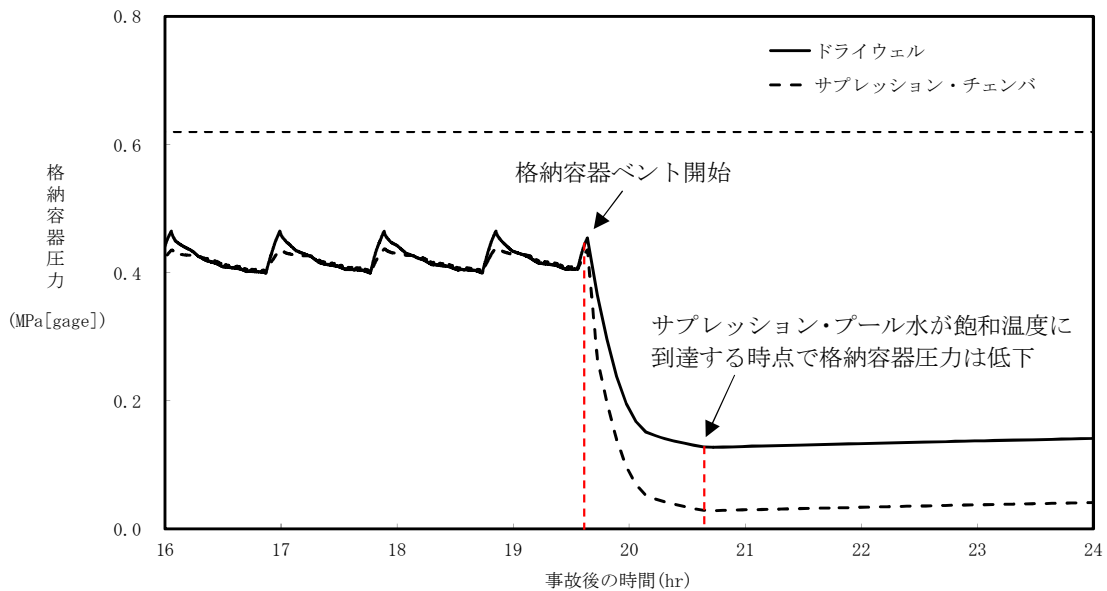
オン・プール水への移行及びサプレッション・プールへの非凝縮性ガス及び蒸気を含む気体の移行量が多くなるタイミングと減圧沸騰のタイミングは異なるため、格納容器ベント時に動荷重が発生し得るのはサプレッション・プールへの移行時のみである。

第3-4表 ドライウェルからサプレッション・プールへの移行量の比較

事象	水移行量の 最大値 [kg/s]	非凝縮性ガス 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 F C I 発生時の蒸気発生			
L O C A 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 L O C A を対象）			
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）			



第 3-1 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）のサブプレッション・プールのサブクール度の推移



第 3-2 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

4. まとめ

設計基準事故時及び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の動荷重に包絡されること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。

5. 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