

| | |
|-------------------|----------------|
| 島根原子力発電所第2号機 審査資料 | |
| 資料番号 | NS2-補-011 改 09 |
| 提出年月日 | 2022年4月15日 |

工事計画に係る補足説明資料
(原子炉格納施設)

2022年4月

中国電力株式会社

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

1. 工事計画添付書類に係る補足説明資料
 添付書類の記載内容を補足するための資料を以下に示す。

| 資料 No. | 添付書類名称 | 補足説明資料（内容） | 備考 |
|--------|----------------------------------|--------------------------------------|---------|
| 1 | | 重大事故等時の動荷重について | 今回の提出範囲 |
| 2 | 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書 | 重大事故等時における原子炉格納容器の放射性物質閉じ込め機能健全性について | |
| 3 | | コリウムシールドの設計 | |
| 4 | | 格納容器フィルタベント系の設計 | |
| 5 | | ベント実施に伴う作業等の作業員の被ばく評価について | |
| 6 | | 非常用ガス処理系吸込口の位置変更について | |
| 7 | | 原子炉格納施設の水素濃度低減性能に関する説明書 | |
| 8 | 圧力低減設備その他の安全設備のポンプの有効吸込水頭に関する説明書 | | |

重大事故等時の動荷重について

目次

| | |
|--|----|
| 1. 概要 | 1 |
| 2. 原子炉格納容器に生じる動荷重について | 1 |
| 2.1 設計基準事故時に生じる動荷重 | 1 |
| 2.1.1 LOCA 時に生じる動荷重 | 1 |
| 2.1.2 逃がし安全弁作動時に生じる動荷重 | 1 |
| 2.2 重大事故等時に生じる動荷重の整理 | 2 |
| 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と 考えられるものについて | 11 |
| 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逃がし安全弁作動時と 同等以下と考えられる重要事故シーケンス等 | 15 |
| 2.4.1 長期 TB 時の影響評価 | 15 |
| 2.4.2 原子炉停止機能喪失時の影響評価 | 17 |
| 2.5 重要事故シーケンス等のうち設計基準事故時の LOCA 時のブローダウン過程に おける高温水・蒸気の放出と同等以下となる重要事故シーケンス等 | 27 |
| 3. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）の発生防止のための 逃がし安全弁作動時における動荷重の評価について | 30 |
| 3.1 逃がし安全弁開直後の影響 | 30 |
| 3.2 逃がし安全弁作動後の開保持期間における影響 | 35 |
| 4. 原子力圧力容器外の FCI 時の動荷重の評価について | 37 |
| 5. 格納容器ベント時の動荷重の評価について | 40 |
| 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 | 40 |
| 5.2 格納容器ベント時の水位上昇による影響 | 41 |
| 5.3 格納容器ベント時の減圧沸騰による影響 | 41 |
| 5.4 格納容器ベント時の継続時間による影響 | 44 |
| 5.5 格納容器ベント時の減圧波による影響 | 48 |
| 6. まとめ | 51 |
| 7. 参考文献 | 51 |

| | | |
|--------|--|----|
| 参考資料 1 | 設計基準事故時における動荷重について…………… | 52 |
| 参考資料 2 | Mark-I 型格納容器の動荷重に係る試験の概要…………… | 60 |
| 参考資料 3 | 重大事故等時の動荷重の組合せについて…………… | 64 |
| 参考資料 4 | 減圧沸騰に関する既往の試験…………… | 68 |
| 参考資料 5 | チャギングの原理および水温依存性について…………… | 69 |
| 参考資料 6 | 許容繰返し回数Nの求め方について（設計・建設規格 PVB-3140(1)）…………… | 72 |

1. 概要

島根原子力発電所第2号機(以下「島根2号機」という。)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

原子炉冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。)時及び逃がし安全弁作動時には、サブプレッションチェンバへガス及び蒸気が急激に放出されることで、原子炉格納容器に対し種々の水力学的動荷重が生じる。

LOCA時及び逃がし安全弁作動時の水力学的動荷重に関しては、「BWR・MARK I型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」が示されており、同指針内において、LOCA時、逃がし安全弁作動時それぞれで考慮すべき荷重が示されている。

2.1.1 LOCA時に生じる動荷重

LOCA時には、原子炉からのブローダウンにより、高温・高圧の原子炉冷却材がドライウエルへと放出される。この時、原子炉格納容器の圧力抑制系を構成するベント管、ベントヘッド、ダウンカマ及びサブプレッションチェンバでは以下のような現象を伴う。

- ・ドライウエルの急激な圧力上昇に伴う、ダウンカマ内に保持されていたサブプレッションプール水のサブプレッションチェンバへの放出(ベントクリア)。
- ・ベントクリアに引き続いて生じるドライウエル内の非凝縮性ガスのサブプレッションチェンバへの放出。
- ・非凝縮性ガス放出後のドライウエルに放出された冷却材(蒸気)のサブプレッションチェンバへの移行。

これらの過程において、ベントクリア時には、水ジェットによる動荷重が発生し、非凝縮性ガス放出時には、プール内での気泡形成及び気泡によるサブプレッションプール水面上昇(プールのスウェル)による動荷重が発生し、蒸気放出時には、サブプレッションチェンバ内に放出された蒸気の凝縮に伴いサブプレッションプール水が揺動することで動荷重が発生する。

2.1.2 逃がし安全弁作動時に生じる動荷重

逃がし安全弁作動時には、高温・高圧の原子炉冷却材が、サブプレッションチェンバへと放出される。この時、逃がし安全弁排気管出口では、以下のような現象を伴う。

- ・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。

これらの過程において、排気管からの水の排出時には水ジェットによる動荷重が発

生し、非凝縮性ガス放出時には排気管出口に形成された気泡が過膨張・収縮を繰り返すことで周囲のサプレッションプール水が揺動し動荷重が発生する。さらに、蒸気放出時においても蒸気凝縮に伴う動荷重が発生するが、排気管出口にクエンチャを設置することで安定的な蒸気凝縮を確保しており、荷重としては非凝縮性ガス放出時に比べて小さい。

なお、逃がし安全弁作動時の動荷重のように原子炉冷却材圧力バウンダリからサプレッションチェンバに放出される蒸気として、原子炉隔離時冷却系及び高圧原子炉代替注水系それぞれのタービン排気がある。原子炉隔離時冷却系のタービン排気圧力は数十 kPa 程度であり、逃がし安全弁の排気管出口の蒸気圧力（約 3MPa）と比較し、十分に小さく、逃がし安全弁作動時の動荷重に包絡される。また、逃がし安全弁作動時と原子炉隔離時冷却系による冷却は同時に生じないことから、動荷重は重ならない。このため、原子炉隔離時冷却系タービン排気管から放出される蒸気による動荷重は、考慮不要である。なお、高圧原子炉代替注水系タービン排気圧力も同等であるため、考慮不要である。

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、ダウンカム又は排気管から、多量の水、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、ダウンカム又は排気管から、多量の水、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（以下、「重要事故シーケンス等」という。）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プレッションチェンバに移行するシーケンスを表 2-1 に示す。

この整理により、設計基準事故時に考慮されていない動荷重を、以下のように抽出した（表 2-2）。

- ・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

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（以下「FCI」という。）

高温の溶融炉心（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。

- ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（以下「格納容器過圧・過温破損」という。）

格納容器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。

また、逃がし安全弁作動時の動荷重の内、設計基準事故時に想定される動荷重と同等以下と考えられる重要事故シーケンスについては、一部のパラメータが設計基準事故時のパラメータを超えることから、その動荷重への影響について検討を行う。

表 2-1 重大事故等時に生じる動荷重(1/6)

| 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 | 高圧・低圧注水機能喪失 | <p>給水流量の全喪失により原子炉水位は低下するが、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)6 個を手動開放させ、低圧原子炉代替注水系(常設)により注水する。その後、サブプレッションプール水位が通常水位+約 1.3m 到達から 10 分後に格納容器ベントを実施する。</p> <p>本事象は、<u>逃がし安全弁(自動減圧機能付き)6 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> |
| 2 | 高圧注水・減圧機能喪失 | <p>給水流量の全喪失により原子炉水位は低下するが、代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)により逃がし安全弁(自動減圧機能付き)2 個が開放し、残留熱除去系(低圧注水モード)により注水する。</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> |
| 3 | 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) | <p>全交流動力電源喪失により原子炉水位は低下するが、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。事象発生から 8 時間後にサブプレッションプール水温度が 100°C に到達した時点で、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)6 個を手動開放させ、低圧原子炉代替注水系(可搬型)により注水する。</p> <p>本事象は、<u>逃がし安全弁(自動減圧機能付き)6 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> |

表 2-1 重大事故等時に生じる動荷重(2/6)

| 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 |
|-----|--|---|
| 4 | 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+DC 喪失 | <p>全交流動力電源が喪失し、原子炉隔離時冷却系の機能又は直流電源が喪失することにより原子炉水位は低下するが、その後高圧原子炉代替注水系を手動起動して原子炉水位は維持される。事象発生から約 8.3 時間後にサプレッションプール水温度が 100℃に到達した時点で、逃がし安全弁(自動減圧機能付き)6 個を手動開放させ、低圧原子炉代替注水系（可搬型）により注水する。</p> <p>本事象は、<u>逃がし安全弁(自動減圧機能付き)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> |
| 5 | 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+逃がし安全弁再閉失敗+HPCS 失敗 | <p>全交流動力電源喪失により原子炉水位は低下するが、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。事象発生から 2 時間 20 分後に大量送水車を用いた低圧原子炉代替注水系（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(自動減圧機能付き)5 個を手動開放させ、低圧原子炉代替注水系（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(自動減圧機能付き)5 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> |
| 6 | 崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失） | <p>給水流量の全喪失により原子炉水位は低下するが、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。事象発生から 8 時間後にサプレッションプール水温度が 100℃に到達した時点で逃がし安全弁(自動減圧機能付き)6 個を手動開放させ、残留熱除去系（低圧注水モード）により注水する。</p> <p>本事象は、<u>逃がし安全弁(自動減圧機能付き)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> |

表 2-1 重大事故等時に生じる動荷重(3/6)

| 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 | 崩壊熱除去機能喪失 (RHR 故障) | <p>給水流量の全喪失により原子炉水位は低下するが、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。事象発生から 8 時間後にサブプレッションプール水温度が 100℃に到達した時点で逃がし安全弁(自動減圧機能付き)6 個を手動開放させ、低圧原子炉代替注水系(常設)により注水する。</p> <p>本事象は、<u>逃がし安全弁(自動減圧機能付き)6 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 | 原子炉停止機能喪失 | <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原子炉再循環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を継続する。また、原子炉圧力の上昇に伴い逃がし安全弁が全弁作動するが、原子炉圧力は一時的に最高使用圧力を超える。</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多量の蒸気放出</u>を想定している。</p> |

表 2-1 重大事故等時に生じる動荷重(4/6)

| 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 |
|-----|--------------|---|
| 9 | LOCA 時注水機能喪失 | <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(自動減圧機能付き)6 個を手動開放させ、低圧原子炉代替注水系(常設)により注水する。その後、サブプレッションプール水位が通常水位+約 1.3m 到達から 10 分後に格納容器ベントを実施する。</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(自動減圧機能付き)6 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> |
| 10 | 格納容器バイパス | <p>インターフェイスシステム LOCA 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。事象発生から 30 分後に逃がし安全弁(自動減圧機能付き)6 個を手動開放させ原子炉を減圧することで原子炉冷却材の漏えい抑制を図る。原子炉の減圧により、原子炉隔離時冷却系の注水が停止し原子炉水位が低下するが高圧炉心スプレイ系による注水を再開することで、原子炉水位は回復する。</p> <p>本事象は、<u>逃がし安全弁(自動減圧機能付き)6 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> |

表 2-1 重大事故等時に生じる動荷重(5/6)

| 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 |
|-----|-----------------------------------|---|
| 11 | 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合) | <p>再循環配管（出口ノズル）の両端破断により原子炉水位は低下し，炉心が損傷するが，低圧原子炉代替注水系（常設）の注水開始により，原子炉水位は回復し，炉心は再冠水する。その後，サブレーションプール水位が通常水位＋約 1.3m 到達から 10 分後に格納容器ベントを実施する。</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ェルからサブレーションチェンバへの多量の蒸気放出及びサブレーションプール水の減圧沸騰</u>を想定している。</p> |
| 12 | 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合) | <p>再循環配管（出口ノズル）の両端破断により原子炉水位は低下し，炉心が損傷するが，低圧原子炉代替注水系（常設）の注水開始により，原子炉水位は回復し，炉心は再冠水する。その後，残留熱代替除去系の運転により，原子炉冷却及び格納容器除熱を実施する。</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。</p> |
| 13 | 水素燃焼 | 格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）に同じ |

表 2-1 重大事故等時に生じる動荷重(6/6)

| 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 |
|-----|-------------------------|--|
| 14 | 高圧溶融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱 | <p>給水流量の全喪失により原子炉水位は低下し、炉心が損傷・溶融する。原子炉水位が燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の 20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能付き）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。その後、原子炉圧力容器の破損により、溶融炉心が原子炉格納容器下部に落下する。</p> <p>本事象は、<u>逃がし安全弁(自動減圧機能付き)2 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原子炉格納容器下部からドライウエルを介した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> |
| 15 | 原子炉圧力容器外の FCI | 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に同じ |
| 16 | 溶融炉心・コンクリート相 相互作用 | 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱に同じ |

表 2-2 重大事故等時に生じる動荷重のまとめ表

| No. | 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 | ○ | | | ● |
| 2 | 高圧注水・減圧機能喪失 | ○ | | | |
| 3 | 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) | ○ | | | |
| 4 | 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) + RCIC 失敗 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) + DC 喪失 | ○ | | | |
| 5 | 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) + 逃がし安全弁再 閉失敗+HPCS 失敗 | ○ | | | |
| 6 | 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失) | ○ | | | |
| 7 | 崩壊熱除去機能喪失 (RHR 故障) | ○ | | | ● |
| 8 | 原子炉停止機能喪失 | ○ | | | |
| 9 | LOCA 時注水機能喪失 | ○ | ○ | | ● |
| 10 | 格納容器バイパス | ○ | | | |
| 11 | 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用しない場合) | | ○ | | ●*3 |
| 12 | 格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合) | | ○ | | |
| 13 | 水素燃焼 | | ○ | | |
| 14 | 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 | ●*1 | | ● | |
| 15 | 原子炉圧力容器外の FCI | ● | | ●*2 | |
| 16 | 溶融炉心・コンクリート相互作用 | ● | | ● | |

○ : 設計基準事故時に発生する動荷重と同等以下と考えられるもの

● : 設計基準事故時に考慮されていないもの

注記*1: 原子炉減圧 (逃がし安全弁作動) による対策の効果に着目した事故シーケンスであることから、代表として選定する。

*2: FCI による格納容器バウンダリへの影響に着目した事故シーケンスであることから、代表として選定する。

*3: 格納容器ベント実施時の格納容器圧力が最も大きい事故シーケンスであることから、代表として選定する。

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と考えられるものについて

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。

逃がし安全弁作動時の動荷重のうち、設計基準事故時に想定される動荷重と同等以下と考えられる重要事故シーケンスについては、一部のパラメータが設計基準事故時のパラメータを超えるため、動荷重への影響検討が必要である。

検討のため、原子炉格納容器に対する逃がし安全弁の動荷重の考え方について、設計基準事故時の設計条件について記載する。設計条件は、米国 Monticello 発電所で行われた実機試験により、非凝縮性ガスによる気泡脈動の圧力振幅が支配的であることを確認しているため、この圧力振幅に基づき動荷重が設定されている（図 2-1）。排気管内に保留されている非凝縮性ガスの体積は、設計基準事故時と重大事故等時で変わらないため、重大事故等時の気泡脈動による圧力振幅は設計基準事故と同等以下と考えられる。非凝縮性ガスの放出後は、原子炉圧力容器から放出された蒸気が凝縮する過程で圧力振幅が生じるが、図 2-1 で示すように既往の試験から不安定凝縮しなければ、気泡脈動による動荷重を上回ることはないため、逃がし安全弁作動時の蒸気が安定的に凝縮できることを確認することにより、設計基準事故時に生じる動荷重と同等以下と考えられる。また、既往の試験条件として、多弁作動時による影響、原子炉圧力による影響も確認されていることから、以下の観点で設計基準事故時と重大事故等時のパラメータを比較し、設計基準事故時に生じる動荷重と同等以下となるかを確認する。

- ・ 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個数

重大事故等時に作動する逃がし安全弁の数は、設計基準事故時と同等（全 12 個作動）となるが、重大事故等時に作動する逃がし安全弁の作動間隔が、設計基準事故時と比較して短くなった場合、多弁作動時の圧力振幅が大きくなり、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原子炉圧力

逃がし安全弁は原子炉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。

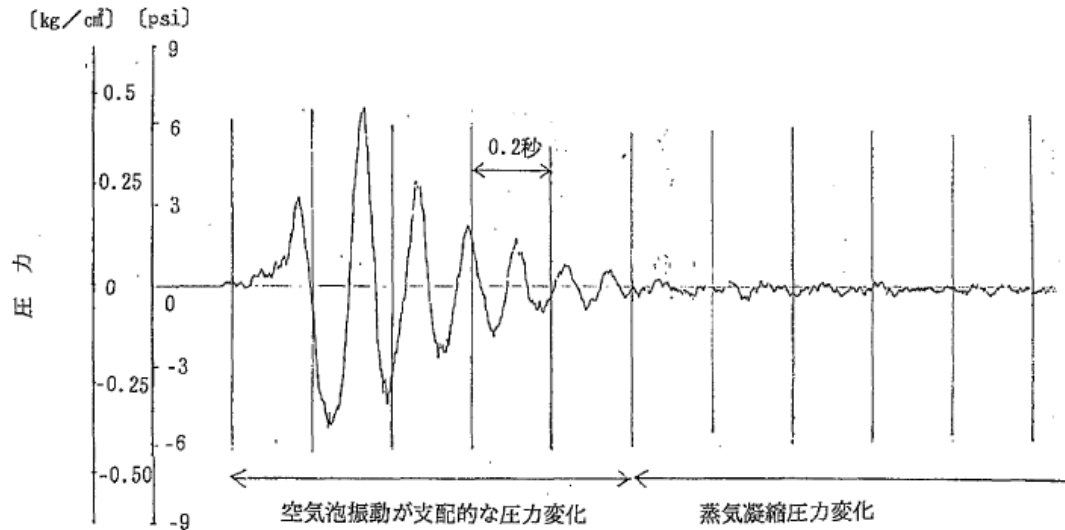


図 2-1 実機試験で得られた逃がし安全弁作動時の水中圧力振動波形^[1]
 (横軸：時間，縦軸：圧力) (参考資料 2 ③)

整理した結果を表 2-3 に示す。その結果，以下の 2 つの重要事故シーケンス等で生じる動荷重は，設計基準事故の評価条件を超えるパラメータがあるため，影響評価が必要と判断した。

- ・全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)

プール水温は約 100°C に達しており，さらに，減圧完了までの間に約 117°C まで上昇するため，設計基準事故時のプール水温約 88°C を超える。

- ・原子炉停止機能喪失時

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 12 個が動作する。このとき，原子炉圧力が約 8.68 MPa [gage] まで上昇するため，最高使用圧力 (8.62 MPa) を超える。

表 2-3 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 シーケンス等 | 高圧・低圧注水機能 喪失 | 高圧注水・減圧機能 喪失 | 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失) (以下「長期 TB」 という。) | 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)+RCIC 失敗 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)+DC 喪失 | 全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG 喪失)+SRV 再閉失 敗+HPCS 失敗 | 崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失) | 崩壊熱除去機能喪失 (RHR 故障) | 原子炉停止機能喪失 | LOCA 時注水機能喪 失 | 格納容器バイパス |
|---|--|--|--|--|---|---|---|--|--|--|
| | 他シーケンスで包絡 | 他シーケンスで包絡 | 動荷重に対する影響 検討が必要 | 他シーケンスで包絡 | 他シーケンスで包絡 | 他シーケンスで包絡 | 他シーケンスで包絡 | 動荷重に対する影響 検討が必要 | 他シーケンスで包絡 | 他シーケンスで包絡 |
| 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) | 原子炉圧力容器の急 速減圧時点における 原子炉圧力は、7.79 MPa 以下、プール水温 は約 55℃であり、 原子炉圧力は原子炉 停止機能喪失に、プ ール水温は長期 TB 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 6 個による急 速減圧を想定してお り、作動弁数は原子 炉停止機能喪失の条 件に包絡される。 | 原子炉圧力容器の急 速減圧時点における 原子炉圧力は、7.79 MPa 以下、プール水温 は約 53℃であり、 原子炉圧力は原子炉 停止機能喪失に、プ ール水温は長期 TB 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 速減圧を想定してお り、作動弁数は原子 炉停止機能喪失の条 件に包絡される。 | 原子炉圧力容器の急 速減圧時点における 原子炉圧力は、7.79 MPa 以下であり原子 炉停止機能喪失に包 絡されるが、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 117℃まで上昇する。 プール水温が設計基 準事故時の約 88℃を 超えることから、設 計基準事故時の動荷 重値を適用出来るか 検討を行う。 また、原子炉圧力容 器減圧時には逃がし 安全弁 6 個による急 速減圧を想定してお り、作動弁数は原子 炉停止機能喪失の条 件に包絡される。 | 原子炉圧力容器の急 速減圧時点における 原子炉圧力は、7.79 MPa 以下、プール水 温は約 100℃であ り、原子炉圧力は原 子炉停止機能喪失 に、プール水温は長 期 TB 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 6 個による急 速減圧を想定してお り、作動弁数は原子 炉停止機能喪失の条 件に包絡される。 | 原子炉圧力容器の急 速減圧時点における 原子炉圧力は、7.79 MPa 以下、プール水 温は約 80℃であり、 原子炉圧力は原子炉 停止機能喪失に、プ ール水温は長期 TB に包絡される。 また、原子炉圧力容 器減圧時には、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 5 個に よる急速減圧を想定 しており、作動弁数 は原子炉停止機能喪 失の条件に包絡され る。 | 原子炉圧力容器の急 速減圧時点における 原子炉圧力は、7.79 MPa 以下、プール水 温は約 100℃であり、 原子炉圧力は原子炉 停止機能喪失に、プ ール水温は長期 TB 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 6 個による急 速減圧を想定してお り、作動弁数は原子 炉停止機能喪失の条 件に包絡される。 | 原子炉圧力容器の急 速減圧時点における 原子炉圧力は、7.79 MPa 以下、プール水 温は約 100℃であり、 原子炉圧力は原子炉 停止機能喪失に、プ ール水温は長期 TB 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 6 個による急 速減圧を想定してお り、作動弁数は原子 炉停止機能喪失の条 件に包絡される。 | 原子炉停止失敗に伴 い、逃がし安全弁 12 個が順次開するが原 子炉圧力上昇は継続 し、原子炉圧力は約 5.4 秒後に約 8.68 MPa となる。また、原 子炉圧力容器の除熱 の過程でプール水温 は約 44 分後に約 110℃となる。 原子炉圧力が原子炉 最高使用圧力を超過 すること、逃がし安 全弁が全弁動作する ため、設計基準事故 時の動荷重値を適用 できるか検討を行 う。 なお、プール水温は 長期 TB に包絡され る。 | 原子炉圧力容器の急 速減圧時点における 原子炉圧力は、7.79 MPa 以下、プール水 温は約 55℃であり、 原子炉圧力は原子炉 停止機能喪失に、プ ール水温は長期 TB 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 6 個による急 速減圧を想定してお り、作動弁数は原子 炉停止機能喪失の条 件に包絡される。 | 原子炉圧力容器の急 速減圧時点における 原子炉圧力は、7.79 MPa 以下、プール水 温は約 36℃であり、 原子炉圧力は原子炉 停止機能喪失に、プ ール水温は長期 TB 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 6 個による急 速減圧を想定してお り、作動弁数は原子 炉停止機能喪失の条 件に包絡される。 |
| ドライウエル圧 力上昇時等 (ダウンカマか らサブプレッショ ンチェンバへの 流入) | 他シーケンスに包絡 1 Pd 以下での格納 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(約 659kPa での 格納容器ベントを想 定)に包絡される。 | — | — | — | — | — | 他シーケンスに包絡 1 Pd 以下での格納 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(約 659kPa での 格納容器ベントを想 定)に包絡される。 | — | 他シーケンスに包絡 1 Pd 以下での格納 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(約 659kPa での 格納容器ベントを想 定)に包絡される。 | — |

表 2-3 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・過温破損(残留熱代替除去系を使用しない場合) | 格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合) | 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 FCI | 溶融炉心・コンクリート相互作用 |
|---|---|--|--|--|--|---|
| 逃がし安全弁作動時 (排気管からサブプレッションチェンバへの流入) | - (事象発生と同時に大破断 LOCA が発生しており、これにより原子炉圧力が減圧されるため逃がし安全弁は動作しない) | - (事象発生と同時に大破断 LOCA が発生しており、これにより原子炉圧力が減圧されるため逃がし安全弁は動作しない) | 他シーケンスと同じ 格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)と同じ | 動荷重に対する影響検討が必要 原子炉水位が低下し燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の 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動荷重について過熱蒸気の影響について検討する。 | 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に同じ。 | 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に同じ |
| ドライウエル圧力上昇時等 (ダウンカマからサブプレッションチェンバへの流入) | 動荷重に対する影響検討が必要 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動荷重は設計基準事故時の大破断 LOCA と同等となるため、設計基準事故に包絡される。 格納容器ベントの実施を想定する場合には、格納容器ベント直後の一時的なダウンカマの蒸気流束の増加及びその後の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発生することが考えられるため、その影響について検討する。 格納容器ベント後、長期的な動荷重としてチャギングが継続すると考えられるため、その影響について検討する。 | 設計基準事故で包絡 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動荷重は設計基準事故時の大破断 LOCA と同等となるため、設計基準事故に包絡される。 | 他シーケンスと同じ 格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用する場合)と同じ | 他シーケンスと同じ FCI に同じ | 動荷重に対する影響検討が必要 原子炉圧力容器破損に伴い溶融燃料が原子炉格納容器下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、流体の放出に伴う荷重の影響について検討する。 | 他シーケンスと同じ FCI に同じ |

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逃がし安全弁作動時と同等以下と考えられる重要事故シーケンス等

2.3において、設計基準事故時の動荷重が包絡できると考えられる重要事故シーケンス等について、既往の試験等から、影響評価を実施する。

2.4.1 長期TB時の影響評価

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、原子炉圧力容器を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℃に達し、さらに、減圧完了までの間に約117℃まで上昇する(図2-2)。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(約88℃)を逸脱する。

このため、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となるかについて影響評価を実施した。

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、図2-3に示すように、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、図2-2に示すようにプール水温が100℃以上の飽和水は図2-3の100℃付近の飽和水の試験結果と同様に不安定凝縮することはない。また、本事象は原子炉圧力が7.58MPa時に逃がし安全弁が動作する。このときの最大蒸気流束は、約818kg/s/m²であるため、図2-3で示す試験条件を逸脱しているが、図2-4で示すように蒸気流束 kg/s/m²において、蒸気は不安定凝縮をしていない。よって、現状の設計条件を逸脱することはない、設計基準事故時と同等以下の動荷重となる。

また、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、排気管内に保留されている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ない。

よって、蒸気の不安定凝縮が生じなければ、上記で示すように設計基準事故時の動荷重を上回ることは無いため、重大事故等時の逃がし安全弁作動時の蒸気が安定的に凝縮できることを確認することにより、設計基準事故時と同等以下であることを確認した。

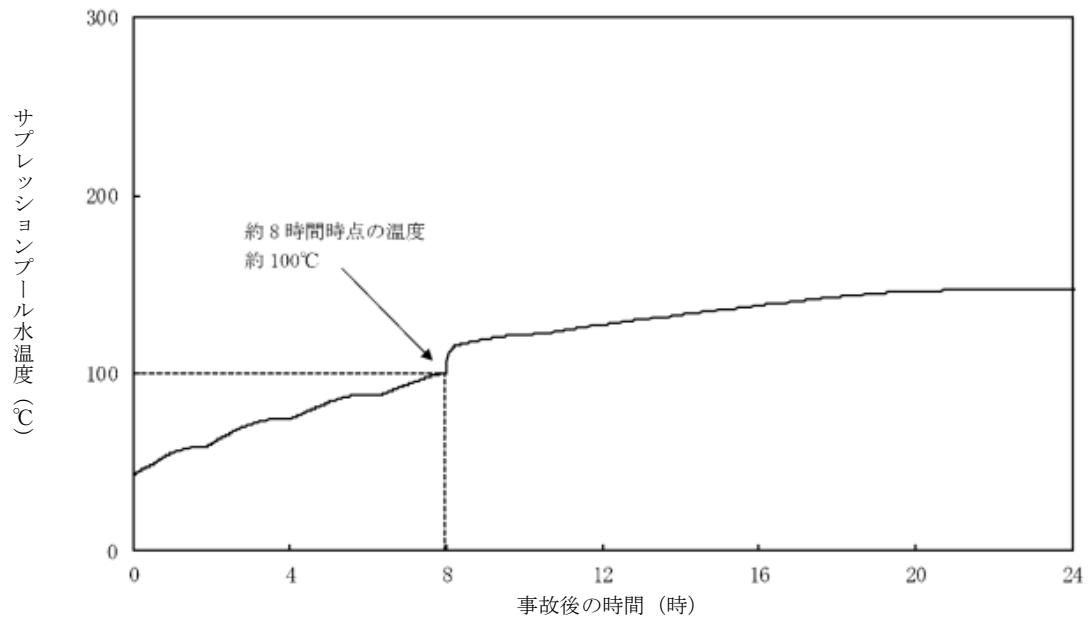


図 2-2 長期 TB 時のプール水温度の時刻歴

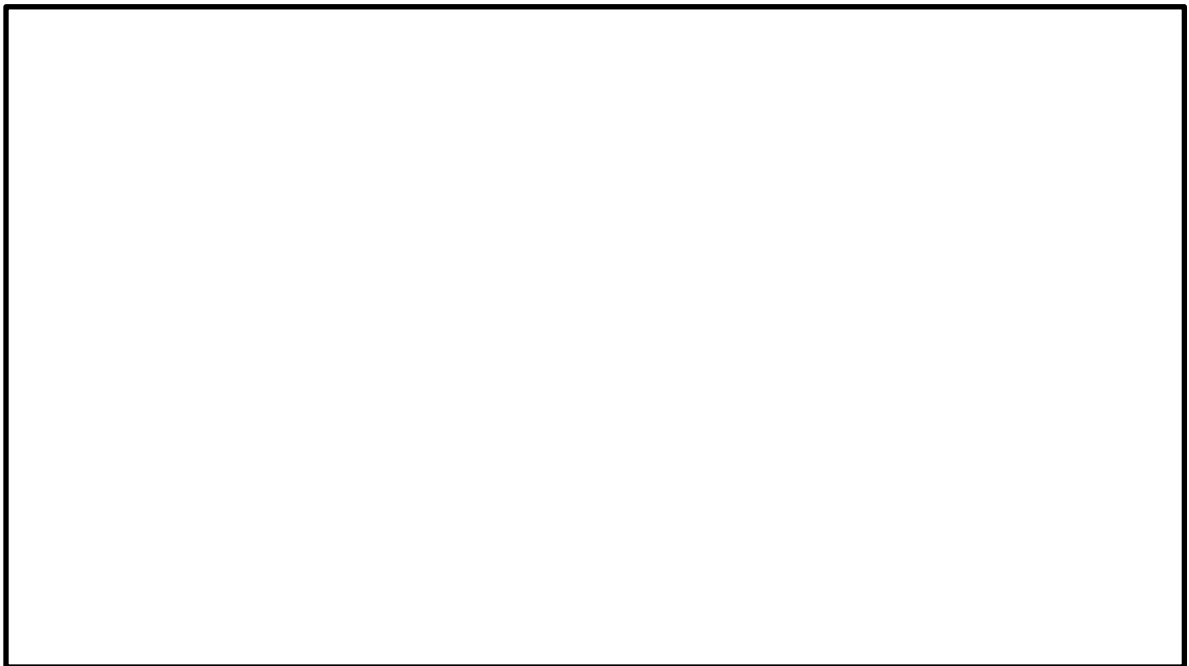


図 2-3 蒸気凝縮時の圧力変動と水温の関係^[1] (参考資料 2 ①)

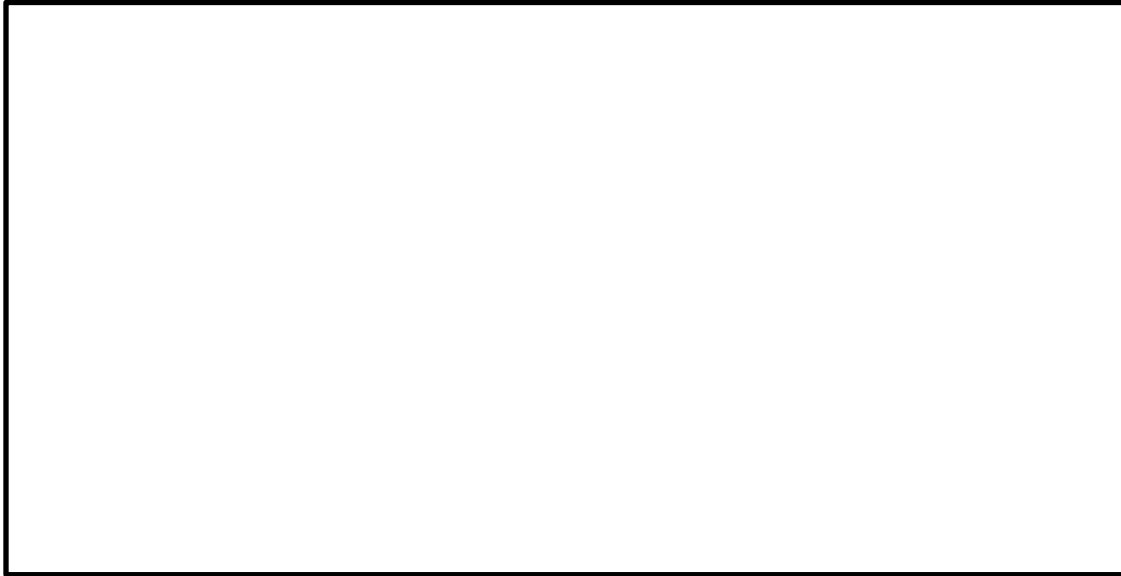


図 2-4 蒸気流束及びプール水温と凝縮性能の関係 (クエンチャタイプ) ^[4]
(参考資料 2 ①, ②)

2.4.2 原子炉停止機能喪失時の影響評価

Mark-I 型原子炉格納容器(改良型含む)に対しては、逃がし安全弁作動時の気泡振動荷重を以下のように評価している。

まず、逃がし安全弁作動試験を行った海外プラントを対象に、試験時の構造応答が良く模擬できるような気泡・流体・構造連成モデルにおける擾乱(ソース)を求める。この擾乱を、評価対象とする当該プラントの逃がし安全弁作動挙動やサプレッションチェンバ構造等を踏まえて補正し、当該プラントの構造モデルに与えて応答を評価している。

ここで、逃がし安全弁作動時の評価に際しては、弁の設定圧力や気泡の駆動力となる蒸気流量を厳しく設定している。また、構造解析モデル(トーラスの単位セクターを模擬)では、クエンチャ配置に係る対称面(セクターの端面)で流体・構造双方に対して対称条件を用いている。これは、仮想的にすべてのクエンチャから同時に気泡が放出され、すべての気泡が同期して振動する状態を模擬した扱いになるため、全弁作動相当の解析となっているが、実際には各弁の設定圧力や排気管長さが異なり同期しないため、保守的な評価となっている。

以上から、解析体系としては逃がし安全弁 12 個が作動した場合も含むものとなっており、原子炉圧力上昇に伴う蒸気流量の増加に対しても一定の余裕を見た評価としているが、以下では、重大事故等時の影響を検討する。

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 12 個が動作する。また、このときに原子炉圧力が約 8.68MPa[gage]まで上昇するため、最高使用圧力(8.62MPa)を超える。

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となるか影響評価を実施した。

(1) 逃がし安全弁 12 個作動時の影響評価

設計基準事故時の評価は、解析体系として逃がし安全弁 12 個が作動した場合も含むものとなっている。また、海外プラントで逃がし安全弁作動時の実機試験を実施しており、以下のことが確認されている。

- ・実機試験で複数の逃がし安全弁が作動したときに測定された圧力振幅は、単弁作動時と同等の結果である。
- ・実機試験で測定された圧力振幅は、クエンチャ近傍で大きく、距離が離れるほど、減衰する。

海外プラントで確認されている多弁作動時の影響

本試験では、逃がし安全弁は 個作動しており、多弁作動の圧力振幅を確認している。

図 2-5 に示すように逃がし安全弁作動時の圧力振幅は、単弁作動時と比較し、多弁作動時は有意な差がない結果であった。多弁作動した時に圧力振幅が大きくならなかった理由は、逃がし安全弁作動タイミングのずれ、排気管の配管長及び非凝縮性ガスが排出される各クエンチャから測定点までの距離の違いによる気泡脈動の位相のずれが生じることにより圧力振幅が相殺される等によって、圧力振幅が増幅しなかったものと考えられる。

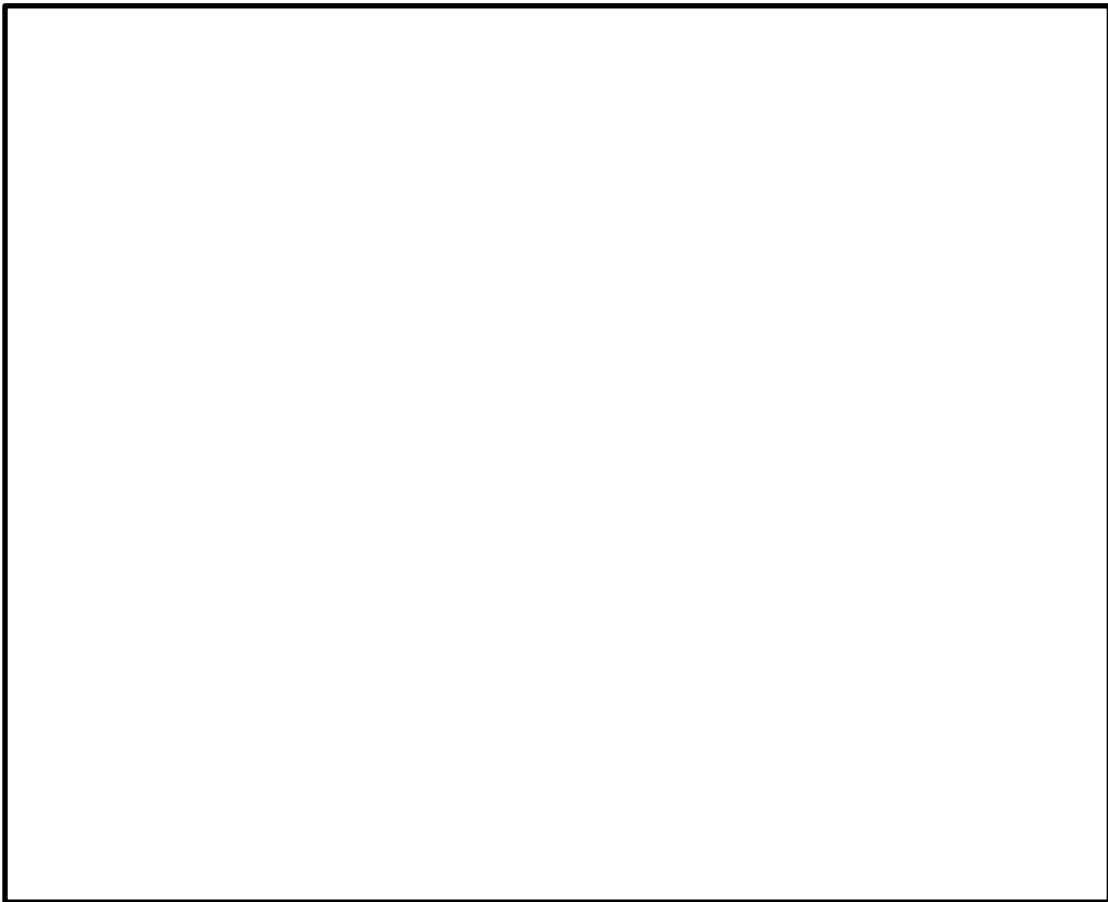


図 2-5 実機試験時の圧力振幅(海外プラント)^[2]

海外プラント実機試験の島根2号機への適用性

実機試験を実施した海外プラントは島根2号機と類似したサプレッションチェンバを有する Mark-I 型原子炉格納容器となっている。また、クエンチャの形状が同等であり、クエンチャの配置については、対称的な配置が同様である(図 2-6)。これらのことから、海外プラントと島根2号機のサプレッションチェンバは類似した形状であるため、実機試験の結果は適用できる。

| 海外プラント ^[2] | 島根2号機 |
|-----------------------|-------|
| | |

図 2-6 海外プラントと島根2号機の比較(1/2)

| 海外プラント ^[2] | 島根 2 号機 |
|-----------------------|---------|
| | |

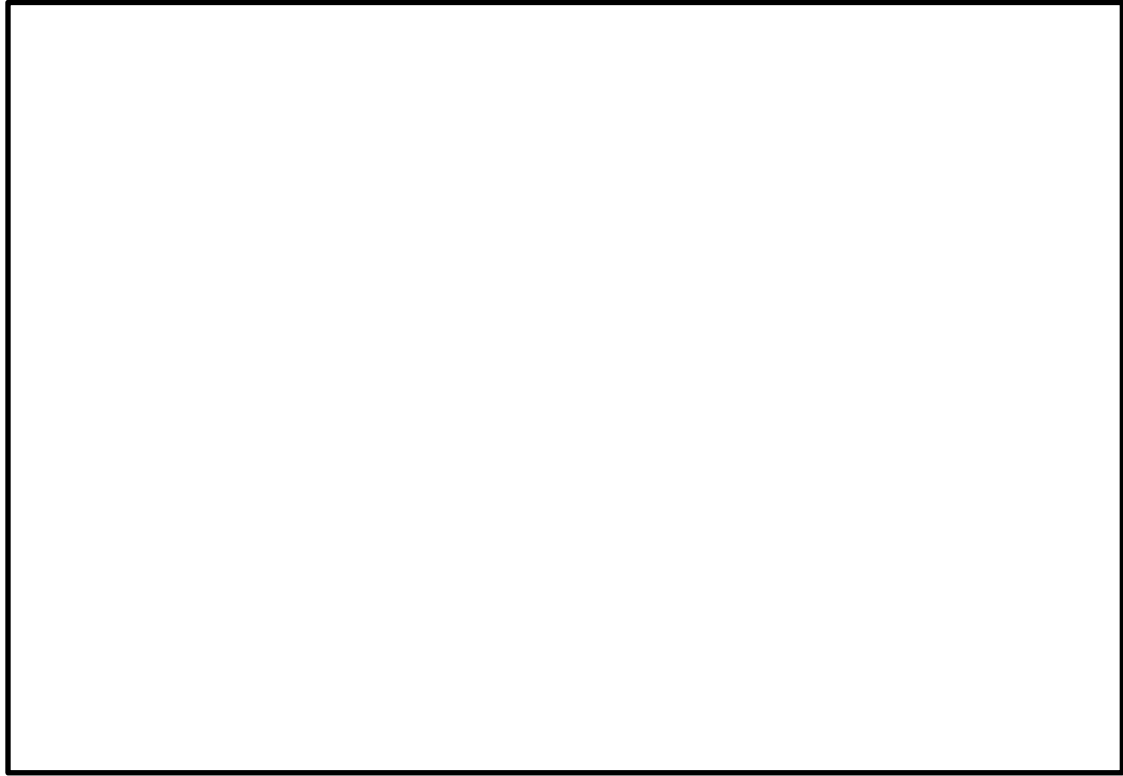
図 2-6 海外プラントと島根 2 号機の比較(2/2)

逃がし安全弁の作動タイミングの違い等による位相のずれについて

逃がし安全弁は、それぞれの弁ごとに作動圧（吹出圧力）が定められており、多弁が作動するような状況においても、当該作動圧の違いにより、吹出すタイミングが異なる。また、同じ作動圧が設定された逃がし安全弁であっても機器ごとの特性や設定された作動圧は許容範囲内でわずかな差があるため、実際にはすべてが同時に作動するわけではない。

さらに、排気管の長さは、配管の引き回しによってそれぞれ異なるため、仮に逃がし安全弁が同時に作動したとしても、クエンチャ出口で気泡が形成されるタイミングにはずれが生じる。

これらのことから、逃がし安全弁が複数個作動した場合においては、それぞれの圧力振幅の位相にずれが生じる。よって、これらの荷重が作用する原子炉格納容器バウンダリにおいては、位相の一致による圧力振幅の増加が生じることはない。



| 系統 | 対象弁及びクエンチャ | 吹出圧力 (MPa) (逃がし弁機能) | 排気管長さ (m) |
|--------|------------|------------------------|-----------|
| 主蒸気系 A | A | 7.58 | |
| | B | 7.79 | |
| | C | 7.65 | |
| | D | 7.72 | |
| 主蒸気系 B | E | 7.79 | |
| | F | 7.65 | |
| 主蒸気系 C | G | 7.79 | |
| | H | 7.72 | |
| 主蒸気系 D | J | 7.58 | |
| | K | 7.79 | |
| | L | 7.65 | |
| | M | 7.72 | |

図 2-7 逃がし安全弁の設置位置及び吹出圧力, 排気管長さの関係

実機試験で確認されている距離による減衰効果

実機試験結果から、図 2-8 で示すように、単弁作動時に観測されたトーラス壁面圧力はクエンチャからトーラス周方向(隣接ベイ方向)へ離れるに従って正圧/負圧いずれの絶対値も小さくなっており、動荷重の影響は距離に応じて速やかに減衰している。また、隣接の多弁作動時の結果とも顕著な差はみられない。

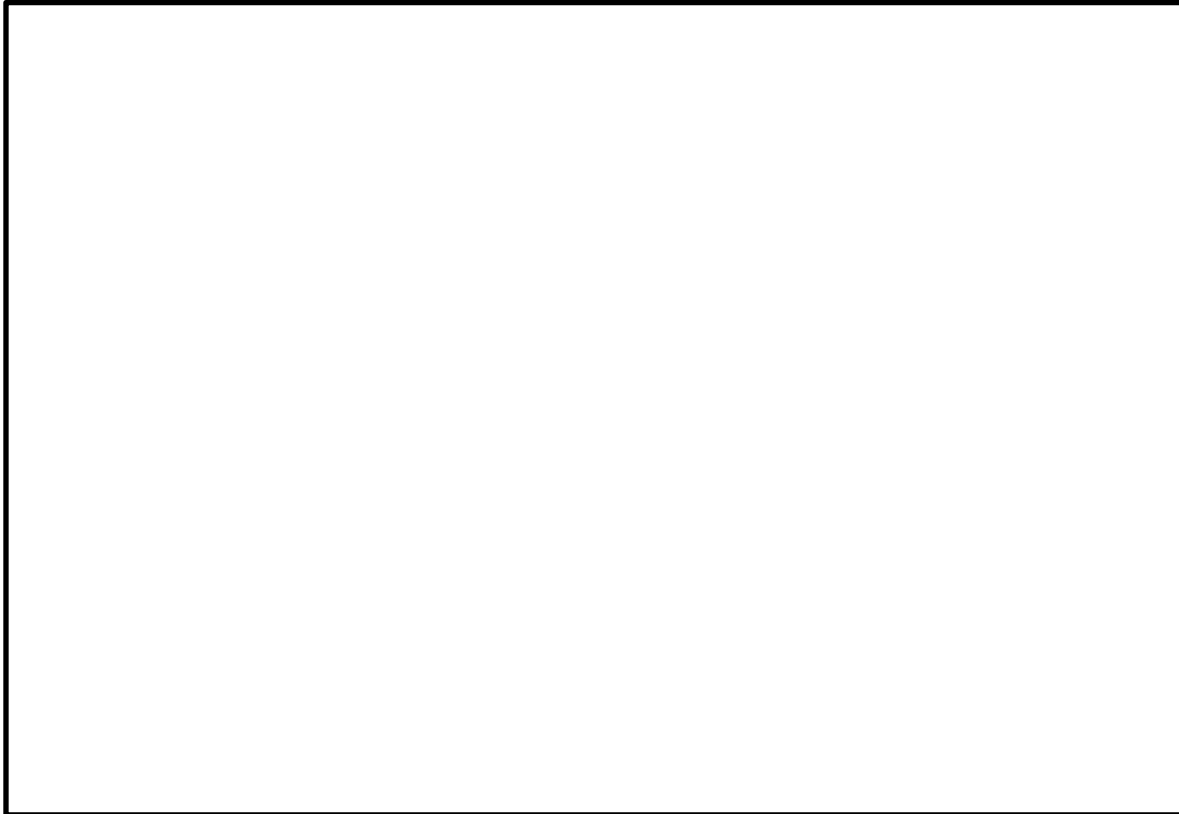


図 2-8 距離による減衰効果(海外プラント) [2]

逃がし安全弁 12 個作動時における設計基準事故時の包絡性確認

実機試験から、多弁作動時に気泡脈動の位相のずれ等により圧力振幅が増幅していないこと及び距離による減衰が確認されており、重大事故等時に 12 個の逃がし安全弁が作動しても、設計基準事故時の動荷重と同等以下となる。また、NUREG-0802 において、Mark-II 型原子炉格納容器である海外プラントの実機試験の知見から 8 個や 19 個作動を想定した場合の動荷重は、4 個の試験結果に基づき評価可能であるとされていることから、実機試験において多弁作動時の圧力振幅が増大していない結果は妥当と考えられる。

(2) 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の影響評価

有効性評価結果及び既往の試験結果を考慮した設計基準事故時の動荷重に対する影響評価

本事象においては、主蒸気隔離弁閉止後のスクラム失敗に伴い、原子炉圧力は上昇し、逃がし安全弁の逃がし弁機能の設定圧に応じて12個が動作するものの原子炉圧力が約8.68 MPa[gage]まで上昇する。この過程において、排気管内の非凝縮性ガスは、逃がし安全弁作動後約0.4秒*程度で放出が完了する。この時間をATWS事象に適用すると、約2.7～2.9秒後に逃がし安全弁が作動するため、約3.1～3.3秒後に非凝縮性ガスの放出が完了すると考えられ、この間原子炉圧力は最大0.4MPa程度上昇するため、動荷重に対して影響を及ぼす可能性がある(図2-9)。

注記* : 逃がし安全弁の設計上の排気流量を基に、排気管内の非凝縮性ガスがサブレーションチェンバに全て排出されるまでの時間を計算した結果
(排出されるまでの時間 = 排気管長(全長が最大となる箇所) / 蒸気の流速)

上記に示すとおり、逃がし安全弁作動時の圧力上昇率による影響よりも逃がし安全弁作動時の原子炉圧力が高い方が動荷重への影響があるが、クエンチャ開発時に実施した試験から、となる(図2-10)。このようにになるのは、原子炉圧力が増加するとともに逃がし安全弁から放出される蒸気が臨界流となり、蒸气流束は増加するものの、排気管及びクエンチャからの水排出が早まり、放出される気泡圧力の増加が抑制されるためと考えられる。

本試験で使用しているクエンチャアーム角度は、(参考資料2②)であり、この範囲以上であれば同等の性能が確保でき、島根2号機で採用しているクエンチャアームはT型でアーム角度は180°でありこれより広いため、本試験結果を適用可能である。また、本試験で使用しているクエンチャアームの孔の放射角度は(参考資料2②)であり、島根2号機で採用しているクエンチャアームの孔の放射角度はである。クエンチャアームの孔の放射角度は島根2号機の方が概ね小さく、T-クエンチャから排出される気泡が制限され、より安定的に気泡が排出されることから、本試験結果は適用可能である。

以上のことから、逃がし安全弁作動時の動荷重は、原子炉圧力が高くなることで厳しい値となる可能性があるが、既往の試験により
となるため、設計基準事故時の原子炉圧力及び圧力上昇率のパラメータが超えていても、重大事故等時の動荷重は、設計基準事故時と同等と考えられる。

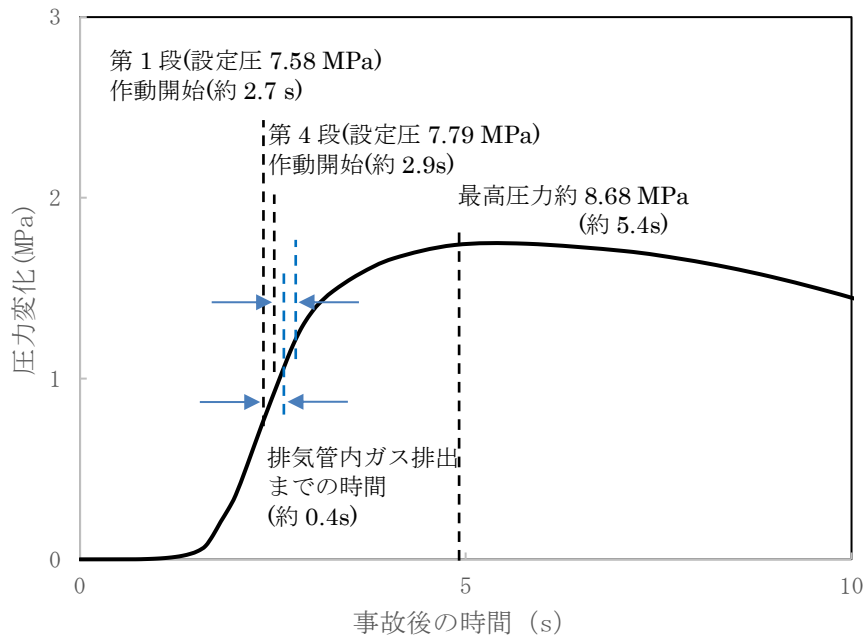


図 2-9 ATWS 事象時の原子炉圧力変化 (運転圧力との差)

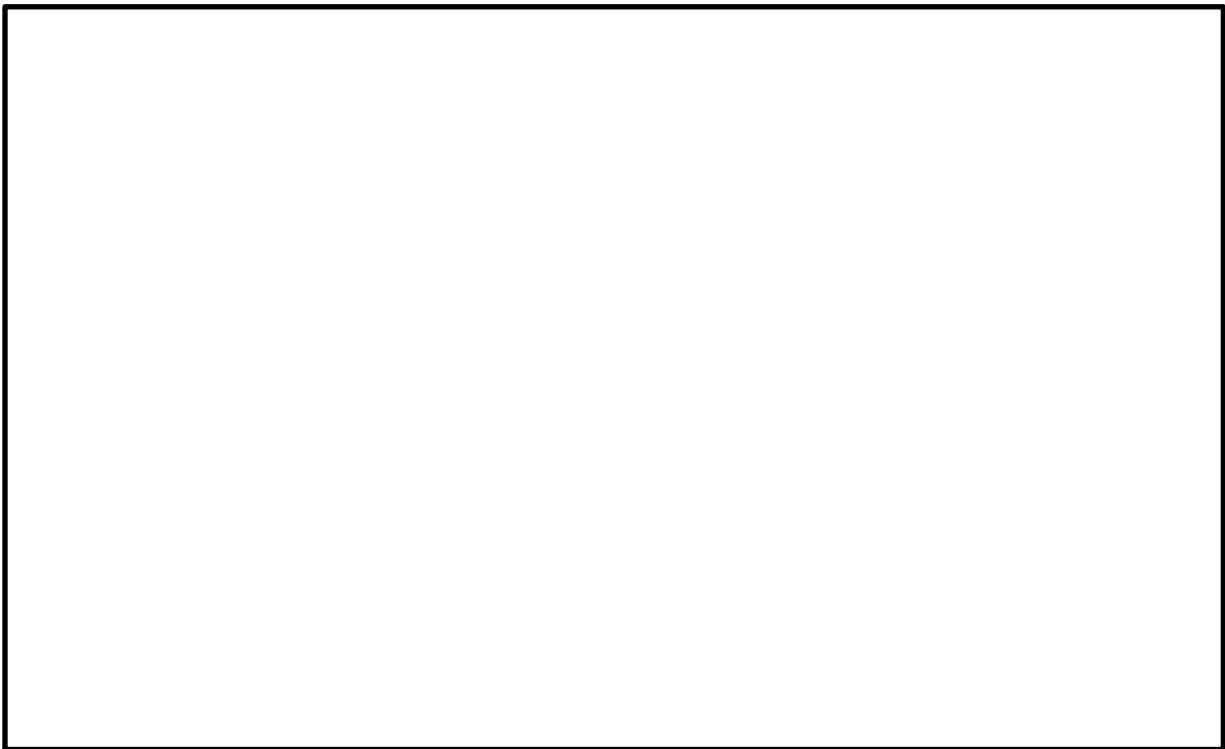


図 2-10 模擬圧力容器蒸気源圧力と圧力振幅の関係 (気泡脈動) [3]

(参考資料 2 ③)

ATWS 時の最大圧力時に生じる動荷重を踏まえた強度評価条件

ATWS 時の逃がし安全弁作動時の動荷重は、設計基準事故時と同等と考えられる。また、島根 2 号機の逃がし安全弁作動時荷重は、設計基準事故時において弁の開放設定圧に余裕をみた評価を実施していることから、裕度を有するものと考えられるが、以下のとおり ATWS 時の原子炉圧力上昇を考慮した逃がし安全弁作動時の動荷重を設定する。

設計基準事故時の評価における逃がし安全弁作動時の圧力振幅とそのときの原子炉圧力から、ATWS 時の最高圧力時を線形補間し、圧力振幅を設定する。ATWS 時の最高圧力に対して圧力振幅を線形補間したグラフを図 2-11 に示す。

なお、図 2-11 では、設計基準事故時の評価結果であるプラス側の圧力振幅のピーク値 (kg/cm²) に対して線形補間しており、約 1.1 倍 () となる。実機試験で得られたマイナス側の圧力振幅のピーク値 (kg/cm²) に対しても原子炉圧力の上昇に伴い変化がなくなる傾向は同様であるが、厳しめの荷重となるようにプラス側と同じ線形補間の倍数を乗じている。

上記、ATWS 時の原子炉圧力上昇を考慮した逃がし安全弁作動時の動荷重を設計条件として、このときの応力を算出し評価を実施する。

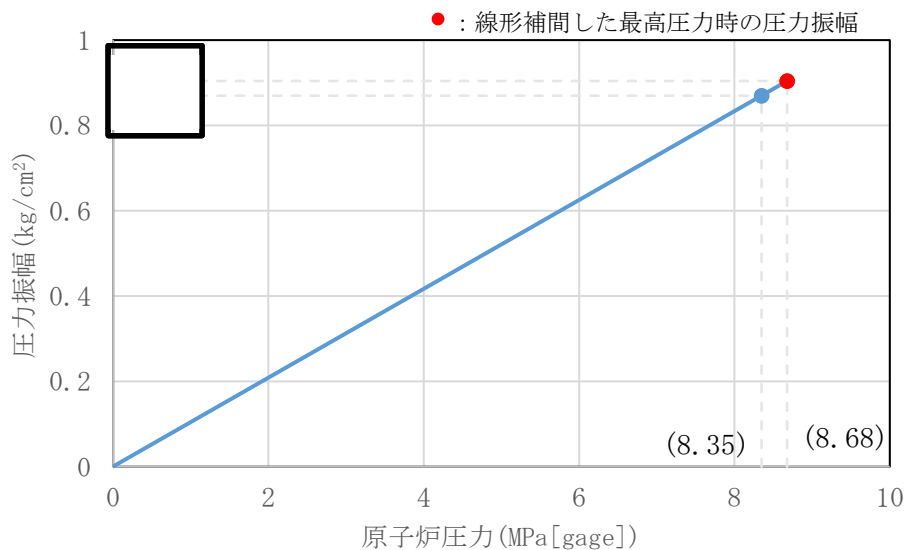


図 2-11 原子炉圧力と線形補間した圧力振幅の関係

2.5 重要事故シーケンス等のうち設計基準事故時の LOCA 時のブローダウン過程における高温水・蒸気の放出と同等以下となる重要事故シーケンス等

2.3 において、設計基準事故時の動荷重と同等以下とな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の妥当性を既往の試験等に基づき、記載する。

LOCA 時のブローダウン過程における高温水・蒸気の放出による動荷重は、ドライウエルに放出された蒸気により、ダウンカマ内にあらかじめ保持されていたサブプレッションプール水、ドライウエル内の非凝縮性ガス及び蒸気がサブプレッションチェンバへ移行することにより生じる。重大事故等時においても、LOCA 時のみならず、FCI 時や格納容器ベント実施時において、LOCA 時のような水やガスといった流体の移行が生じる。この時の流体の移行量を、設計基準事故時の LOCA 時の流体移行量や、設計荷重の算出に用いている移行量と比較し、既往の評価条件に包絡されることを確認する。流体移行時の荷重評価について、既往の条件の考え方を表 2-4 に整理する。

重大事故等時において、事象発生時にベント管、ベントヘッド及びダウンカマを通じてサブプレッションチェンバへ移行する水、ガス及び蒸気の移行量の最大値は表 2-5 のとおりであり、設計基準事故時の LOCA ブローダウン時の高温水・蒸気の放出時の移行量に包絡される。

また、事象後期にはチャギングによる動荷重が発生するが、設計基準事故時の LOCA ブローダウン時の高温水・蒸気の放出時と事象進展は同じであるため、設計基準事故時に考慮している動荷重と同じ条件を設定する。

表 2-4 ドライウエルからサプレッションチェンバへの流体移行時における荷重と既往条件における考え方

| サプレッションチェンバへ移行する流体 | サプレッションチェンバ内で生じる荷重現象と設計荷重条件の考え方 |
|--------------------|--|
| ダウンカマ内の水 | <ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故時の動荷重の設計条件：設計基準事故時の水の噴流速度約 <input type="text"/> m/s(水の移行量換算約 <input type="text"/> kg/s/m²)をもとに動荷重を算出し、設計条件として適用 設計基準事故時と重大事故等時の動荷重の比較方法：上記の水の移行量と有効性評価の解析結果を基に算出した最大の水の移行量との比較により、重大事故等時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。 |
| ドライウエルのガス | <ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故時の動荷重の設計条件：設計基準事故時のドライウエル圧力変化の解析結果を条件とした、プールスウェル実験により「サプレッションチェンバ内での気泡形成時の圧力」、「気泡によって押し上げられる水面の上昇速度」及び「水面の到達高さ」を測定し、その結果に基づき動荷重を算出し、設計条件として適用 設計基準事故時と重大事故等時の動荷重の比較方法：動荷重に影響するドライウエル圧力変化はサプレッションチェンバへ流入するガス移行量と連動するため、設計基準事故時の解析における最大ガス移行量と有効性評価の解析結果を基に算出した最大のガス移行量との比較により、重大事故等時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。 |
| ドライウエルの蒸気 | <ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故時の動荷重の設計条件：既往の試験(参考資料 2 ④)において蒸気移行量約 <input type="text"/> kg/s/m² までの動荷重を測定しており、その際の最大荷重を蒸気凝縮振動荷重の設計条件として適用。また、既往の試験結果(参考資料 2 ④)で測定された特定の条件(上記移行量 32kg/s/m² 以下かつプール水温 57℃以下)での大振幅のチャギング荷重を設計条件として適用。 設計基準事故時と重大事故等時の動荷重の比較方法：蒸気凝縮振動荷重については、上記の蒸気移行量約 <input type="text"/> kg/s/m² と有効性評価の解析結果を基に算出した最大の蒸気移行量との比較により、重大事故等時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。 チャギング荷重については、上記の特定の条件と有効性評価の解析結果(蒸気移行量、プール水温)との比較により、重大事故等時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。 |

表 2-5 サプレッションチェンバへの流体の移行量の比較(LOCA 時)

| 事象 | 水移行量の 最大値 (kg/s/m ²) | ガス移行量の 最大値 (kg/s/m ²) | 蒸気移行量の 最大値 (kg/s/m ²) |
|---|--|---|---|
| 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) | | | |
| 設計基準事故時の LOCA 時の想定条件 | | | |

注記*1：有効性評価の解析結果(MAAP の解析結果から得られた流量をダウンカマの全流路面積で除した値)

*2：設計基準事故時の原子炉設置変更許可申請書添付書類十の解析結果（解析結果から得られる流量をダウンカマ流路断面積で除した値）

*3：既往の試験結果(参考資料 2 ④)

3. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）の発生防止のための逃がし安全弁作動時における動荷重の評価について

DCHの発生防止のための逃がし安全弁作動時においては、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、排気管からサブ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、逃がし安全弁の開直後においてはサブ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気流束及びプール水温のピーク値、及び、逃がし安全弁の開保持期間においては逃がし安全弁作動後の原子炉圧力低下に伴う蒸気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 逃がし安全弁開直後の影響

DCHの発生防止のための逃がし安全弁開直後の影響として、過熱蒸気によって設計基準事故時に想定していない動荷重が生じる可能性があるため、過熱蒸気と飽和蒸気の違いから影響を検討する。

過熱蒸気は、単位質量あたりに保有するエネルギーが飽和蒸気に比べて高いため、飽和蒸気と異なり、蒸気温度が低下しても蒸気の状態を維持される（図3-1）。飽和蒸気となるまでは蒸気の状態を維持されるものの、高温の蒸気泡と周囲のプール水との温度差による熱伝達や気泡そのものの膨張により、短時間で蒸気温度が低下し飽和蒸気と同等となる。このため、DCHの発生防止のための逃がし安全弁作動時において、過熱蒸気を持つエネルギーと同等となる飽和蒸気が不安定凝縮しなければ、設計基準事故で生じる動荷重よりも大きくなることはない。

設計基準事故時に生じる飽和蒸気の凝縮時の動荷重は、既往の試験により、蒸気流束とプール水温の関係から確認できる。

これらのパラメータは有効性評価結果から過熱蒸気を飽和蒸気と仮定して蒸気流束の換算が可能であり、有効性評価結果からプール水温は確認が可能である。ここで確認した蒸気流束及びプール水温と既往の試験結果を比較することで過熱蒸気の凝縮時の動荷重は評価可能である。以下に評価過程を記載する。

① 蒸気流束の算出

- ・ 過熱蒸気のエネ​​ルギ流束が最大となるように有効性評価の原子炉圧力 (7.58MPa[gage]), 蒸気温度 (316℃) 及び排気管出口の流路断面積から蒸気比エンタルピ及び蒸気流束を算出し, 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。
- ・ 算出した結果は, 表 3-1 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 (逃がし安全弁作動時 (開直後) : 58℃, 逃がし安全弁作動後 (原子炉圧力容器破損直前) : 83℃) に基づく (図 3-2, 図 3-3)。

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で確認したエネルギー流束とプール水温の関係から, 図 3-4 を用いて蒸気が安定凝縮するかを確認する。

既往の試験結果であるクエンチャを有しないストレートパイプにおいては, 図 3-4 で示す領域で安定凝縮が確認されており, 本検討で対象とする蒸気凝縮による動荷重は非凝縮性ガスによる気泡脈動に包絡される領域であることを確認した。設計基準事故時の動荷重は非凝縮性ガスによる気泡脈動の値を用いているため, DCH の発生防止のための逃がし安全弁開直後の動荷重は設計基準事故時と同等以下となる。なお, 図 3-4 に示す大振動領域は図 3-5 に示すようにクエンチャを設けた場合, 解消され, プール水温に係らず, 蒸気が安定凝縮することを確認している。

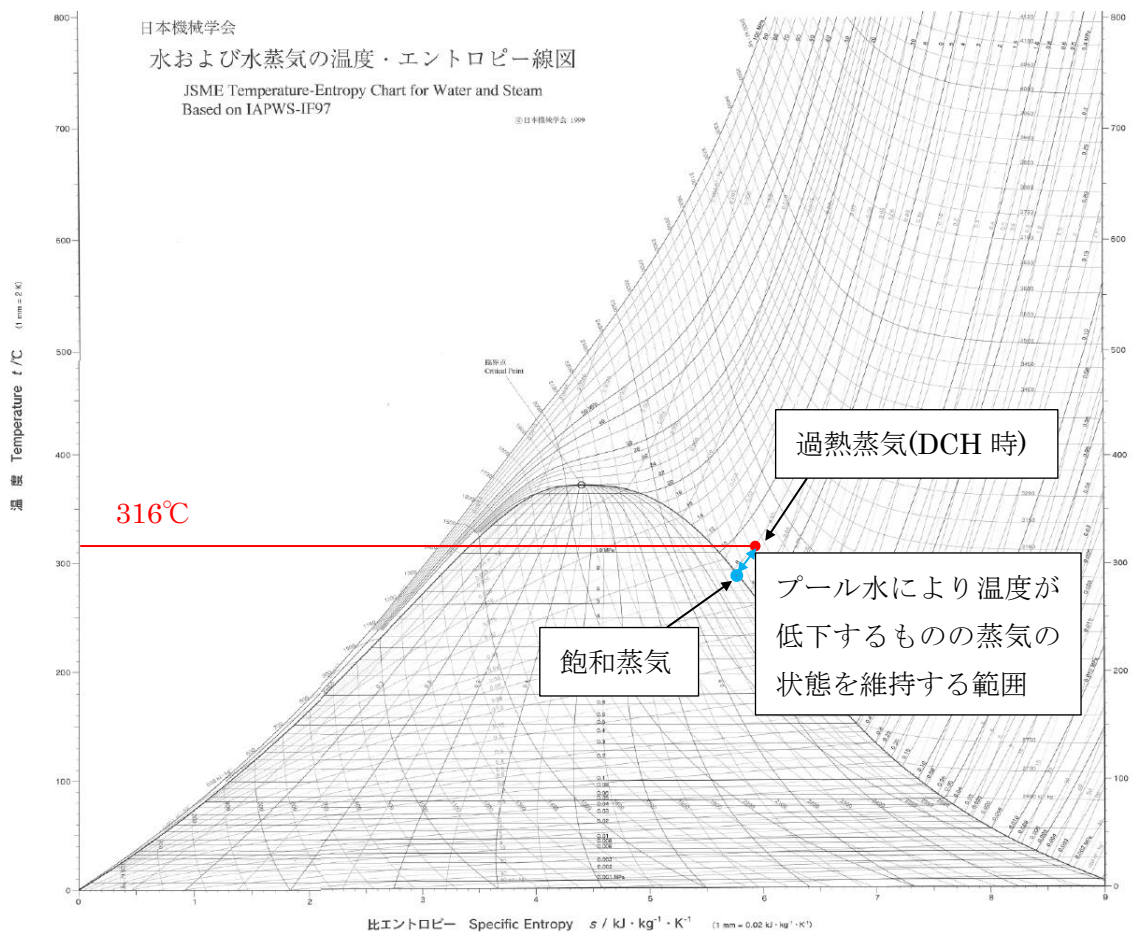


図 3-1 蒸気 T-s 線図

表 3-1 逃がし安全弁作動時 (開直後) のパラメータ

| パラメータ | 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 |
|---------------------------------------|---------------------|
| 原子炉圧力[MPa] | 7.58(解析値) |
| 蒸気温度[$^\circ\text{C}$] | 316(解析値) |
| 蒸気の比エンタルピ[kJ/kg] | |
| 排気管出口の流路面積[m 2] | |
| 蒸気流束[kg/s/m 2] (飽和蒸気相当) | |
| サブプレッションチェンバへの流入エネルギー流束[MJ/s/m 2] | |

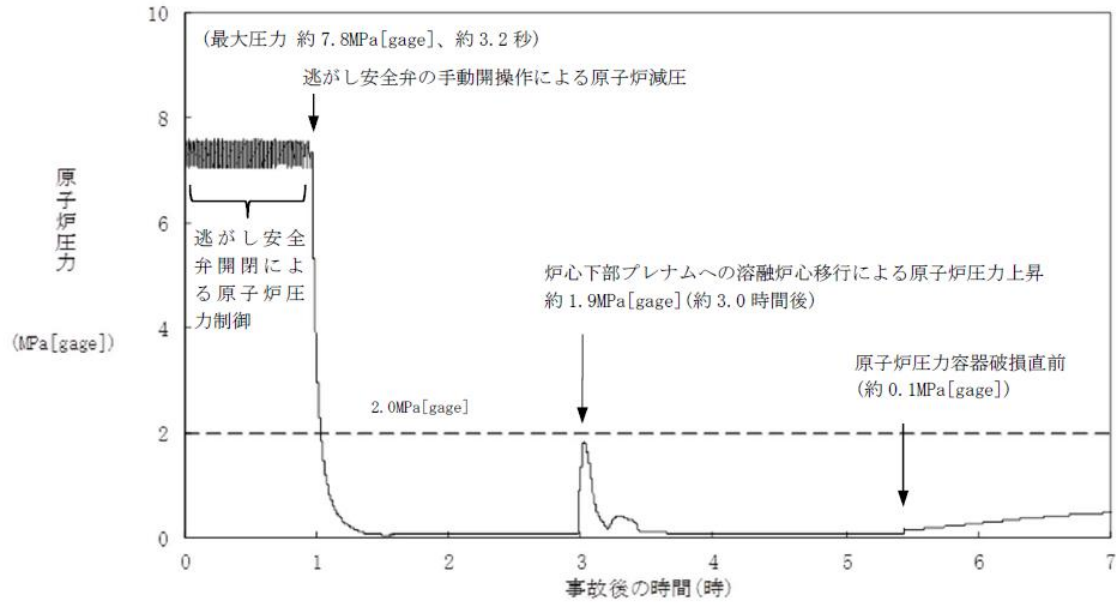


図 3-2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の原子炉圧力の推移

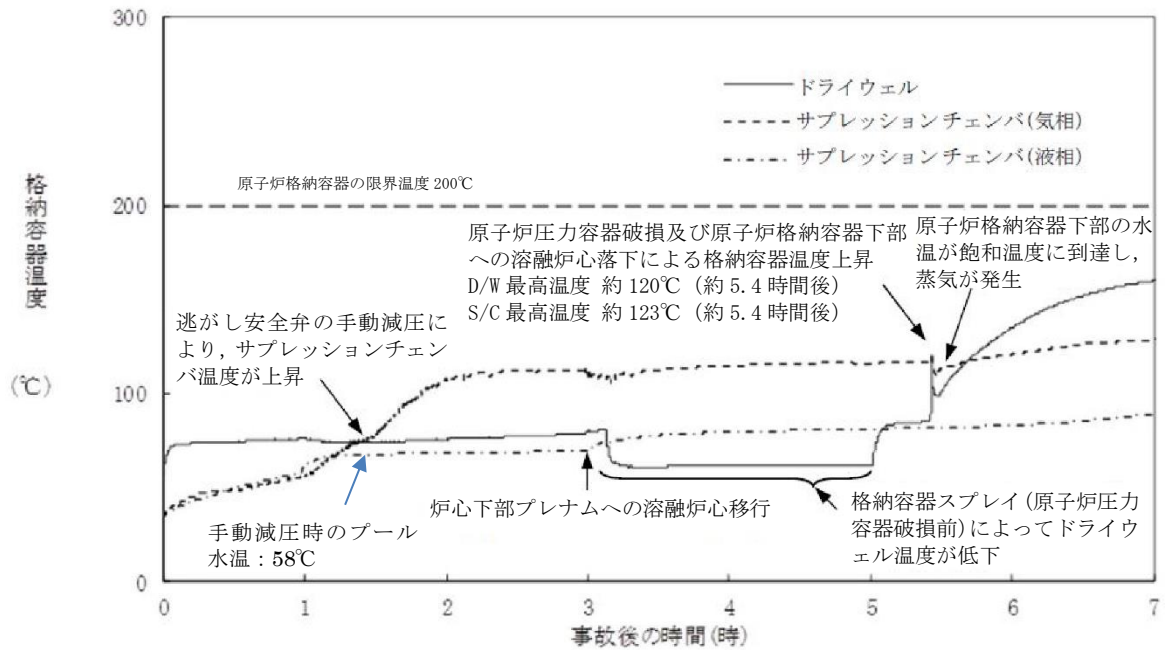


図 3-3 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の原子炉格納容器温度の推移

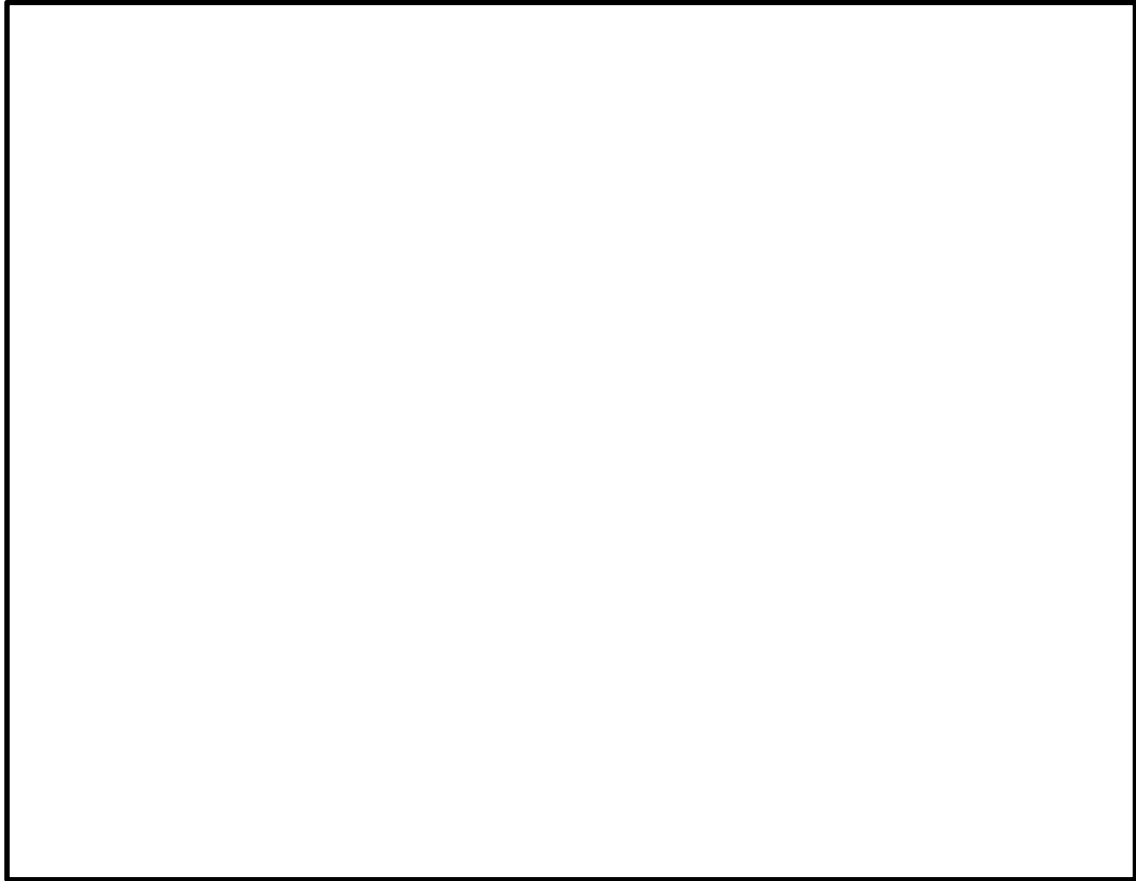


図 3-4 飽和蒸気の蒸気流束及びプール水温と圧力振幅の関係 (ストレートタイプ) ^[4]
(参考資料 2 ①)

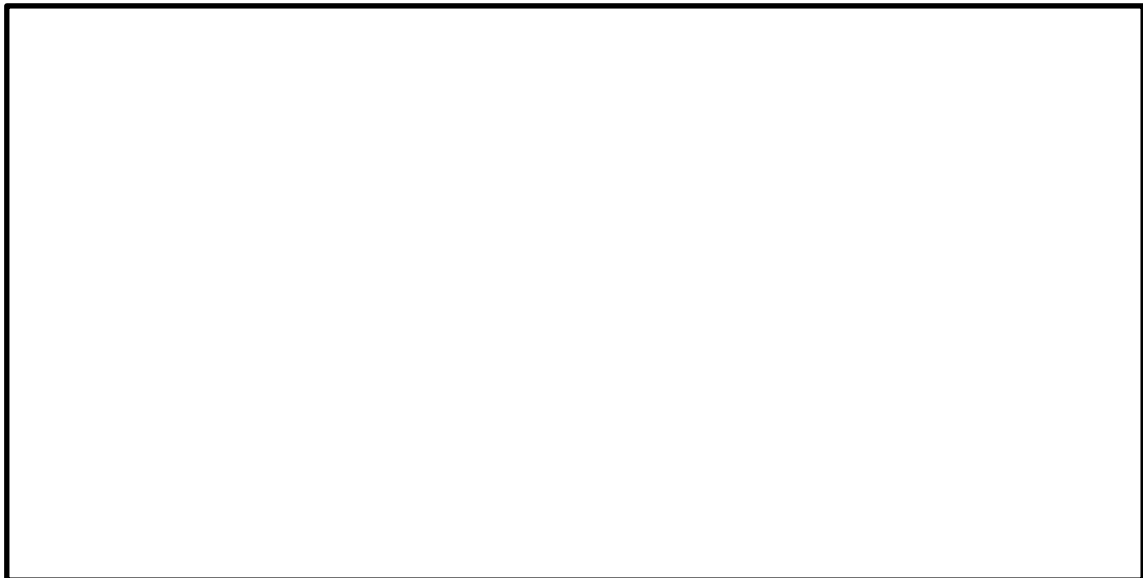


図 3-5 飽和蒸気の蒸気流束及びプール水温と圧力振幅の関係 (クエンチャタイプ) ^[4]
(参考資料 2 ①, ②)

3.2 逃がし安全弁作動後の開保持期間における影響

逃がし安全弁を開保持とする場合を考慮する。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が、原子炉压力容器の減圧に伴い、蒸气流束が小さくなることから、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。

3.1と同様に過熱蒸気の蒸气流束及びエネルギー流束とプール水温から、蒸気凝縮時の動荷重への影響を確認した。表3-2で示すパラメータにおける点を、プール水温と圧力振幅の関係を表す図3-6上に示す。図3-6において、未臨界流領域ではエネルギー流束の低下に従い挙動はより安定化する傾向が示されており、また、いずれの領域においても蒸気は安定的に凝縮する状態である。今回の評価点は図の範囲よりも更に低エネルギー流束時であることから、過熱蒸気が保有するエネルギー流束とプール水温は、十分に蒸気が安定的に凝縮する領域であると判断できる。

表3-2 逃がし安全弁作動後（原子炉压力容器破損直前）のパラメータ

| パラメータ | 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 |
|--|---------------------|
| 原子炉圧力[MPa] | 0.1(解析値) |
| 蒸気温度[°C] | 549(解析値) |
| 蒸気の比エンタルピー[kJ/kg] | |
| 排気管出口の流路面積[m ²] | |
| 蒸气流束[kg/s/m ²](飽和蒸気相当) | |
| サプレッションチェンバへの流入エネルギー流束[MJ/s/m ²] | |

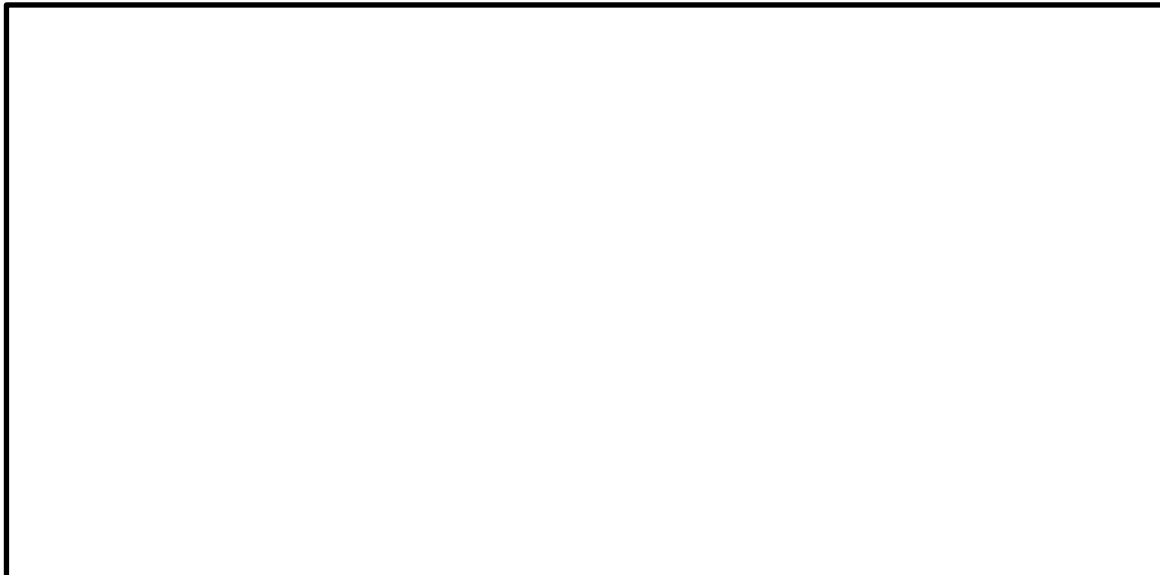


図3-6 飽和蒸気の蒸气流束及びプール水温と圧力振幅の関係（クエンチャタイプ）^[4]
(参考資料2 ①, ②)

また、逃がし安全弁作動後、高蒸气流束から低蒸气流束へ遷移する過程においては、図3-7に示す。

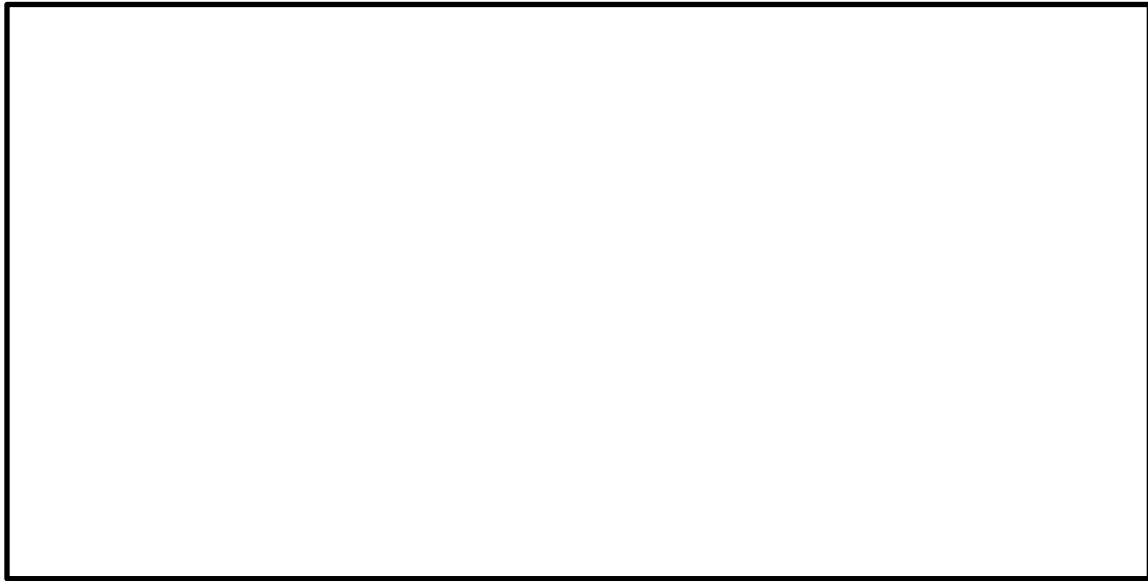


図 3-7 飽和蒸気の蒸気流束及びプール水温と圧力振幅の関係（クエンチャタイプ）^[4]

（参考資料 2 ①，②）

図 3-7 で示すよう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は減少し、異なる圧力振幅が生じる領域を通過する。

このような状況において生じる動荷重は実機試験結果から得られた図 3-8 の結果から、その影響がないことを確認できる。図 3-8 で示すように、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、非凝縮性ガスがサブプレッションチェンバへ移行した際に生じる荷重であり、蒸気による影響ではない。また、図 3-7 で示すように逃がし安全弁作動後に通過する領域はいずれも安定凝縮の領域である。よって、実機試験から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減少する過程において、蒸気凝縮による動荷重は気泡脈動荷重を超えることはない。

このことから、逃がし安全弁を開保持し、原子炉圧力容器から蒸気がサブプレッションチェンバに放出され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して、設定している気泡脈動荷重を超えることはなく、同等以下となることを確認した。

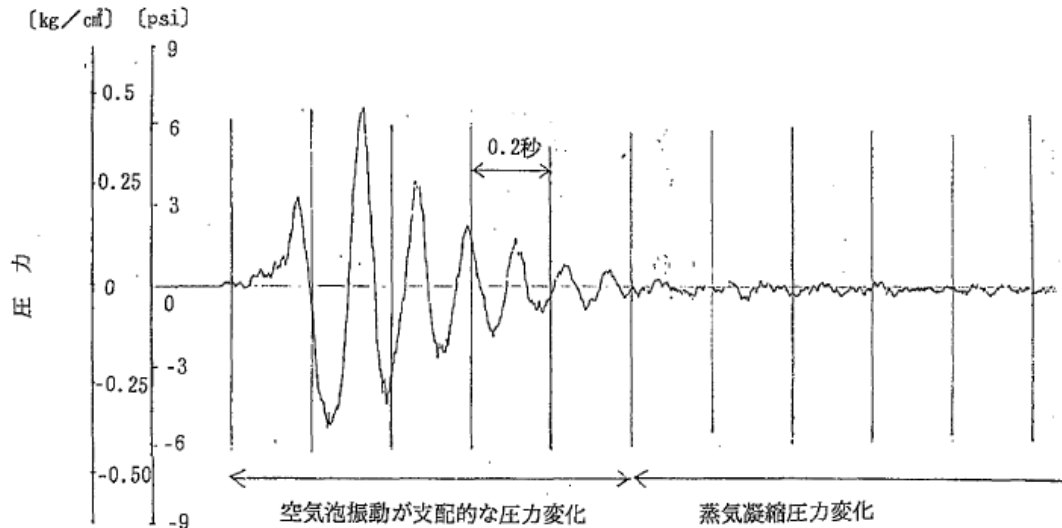


図 3-8 実機試験で得られた逃がし安全弁作動時の水中圧力振動波形^[1]
 (横軸：時間，縦軸：圧力) (参考資料 2 ③)

4. 原子力圧力容器外の FCI 時の動荷重の評価について

FCI 時の動荷重はドライウエルで発生した蒸気によって、ダウンコマ内の水及びドライウエル内の非凝縮性ガス及び蒸気がサプレッションチェンバへ移行することにより生じる。移行する際のパラメータは格納容器破損防止対策の有効性評価の解析の結果から得られるため、その値から評価する。評価の考え方について、表 2-4 に示す。

事象初期に生じる動荷重を評価するためのダウンコマ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表 4-1 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、設計基準事故時の LOCA 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時の LOCA 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エ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(図 4-1、図 4-2)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 4.6kPa/s、LOCA 時の圧力上昇率 約 74.1kPa/s)。

また、事象後期には、チャギングによる動荷重が考えられるが、既往の試験より、サプレッションプール水温(57℃)が低く、さらにダウンコマ内の蒸气流束(32kg/s/m²以下)の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いるが、FCI 時において、プール水温は約 □℃、蒸气流束 □kg/s/m²以下であり、プール水温が高いことからチャギング荷重は小さくなる方向であるため、設計基準事故時に生じる動荷重の影響に比べ大きくなることはない^[3]。

表 4-1 サプレッションチェンバへの流体の移行量の比較(FCI 発生時)

| 事象 | 水移行量の 最大値 (kg/s/m ²) | ガス移行量の 最大値 (kg/s/m ²) | 蒸気移行量の 最大値 (kg/s/m ²) |
|---|--|---|---|
| 原子炉圧力容器破損に伴う FCI 発生時の高温水・蒸気の放出 | | | |
| 設計基準事故時の LOCA 時の想定条件 | | | |
| 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) | | | |

注記*1：有効性評価の解析結果(MAAP の解析結果から得られた流量をダウンカマの全流路面積で除した値)

*2：設計基準事故時の原子炉設置変更許可申請書添付書類十の解析結果（解析結果から得られる流量をダウンカマ流路断面積で除した値）

*3：既往の試験結果(参考資料 2 ④)

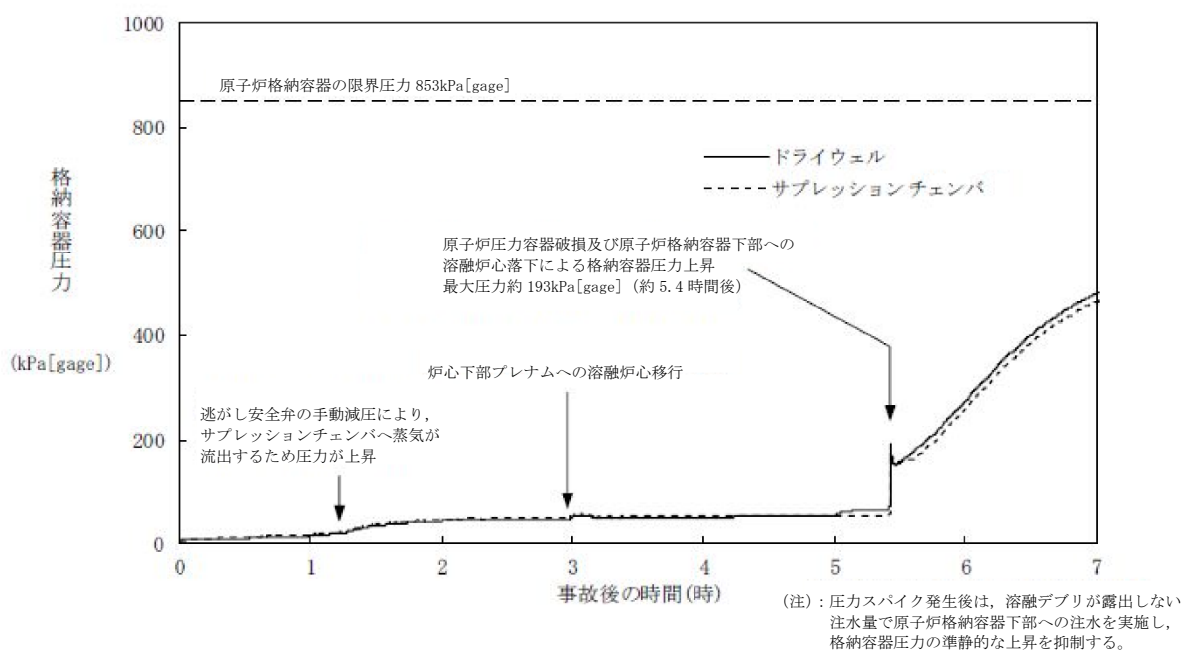


図 4-1 FCI 時の原子炉格納容器圧力の推移

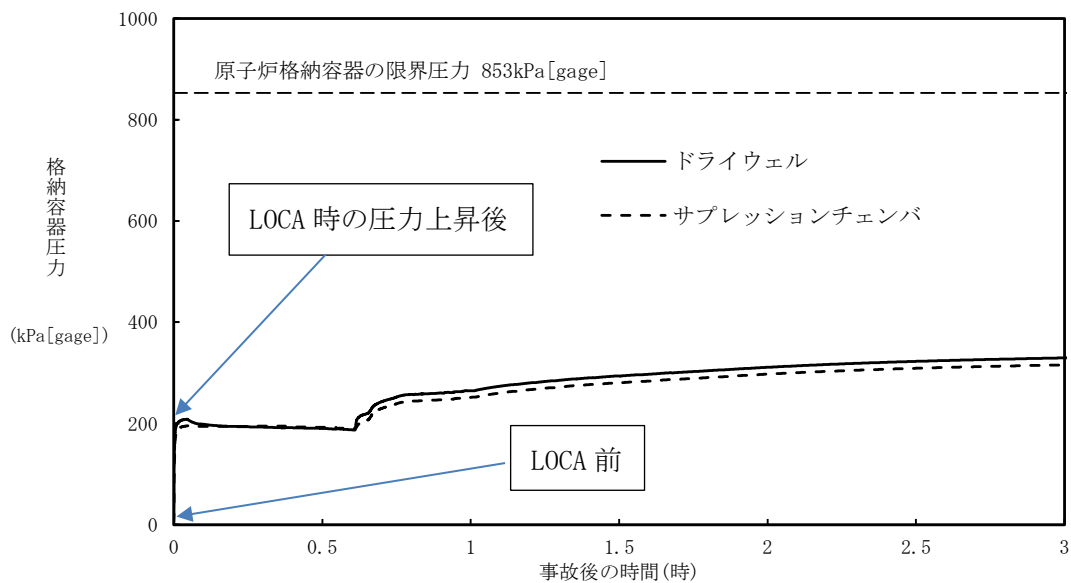


図 4-2 LOCA 時の原子炉格納容器圧力の推移

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

格納容器ベント実施時には、サプレッションチェンバ圧力の低下により、ドライウエルからサプレッションチェンバへの水やガスの移行が生じる。この時の流体の移行量を、設計基準事故時の LOCA 時の流体移行量や、設計荷重の算出に用いている移行量と比較し、既往の評価条件に包絡されることを確認する。

格納容器破損防止対策の有効性評価結果より、ダウンカマ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表 5-1 のとおりであり、LOCA 時の条件に比べて非常に小さい。このため、荷重としては無視できるレベルであると考えられるが、ここでは、ダウンカマ蒸気流束が低い領域におけるチャギング荷重の発生を考慮する。

表 5-1 サプレッションチェンバへの流体の移行量の比較(格納容器ベント時)

| 事象 | 水移行量の 最大値 (kg/s/m ²) | ガス移行量の 最大値 (kg/s/m ²) | 蒸気移行量の 最大値 (kg/s/m ²) |
|---|--|---|---|
| 格納容器ベントの実施 (大 LOCA シナリオ) | | | |
| 設計基準事故時の LOCA 時の想定条件 | | | |
| 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) | | | |

注記*1：有効性評価の解析結果(MAAP の解析結果から得られた流量をダウンカマの全流路面積で除した値)

*2：設計基準事故時の原子炉設置変更許可申請書添付書類十の解析結果(解析結果から得られる流量をダウンカマ流路断面積で除した値)

*3：既往の試験結果(参考資料 2 ④)

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は、ダウンカマ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。表 5-1 に示すように、ベント時の水の移行量(流束)は LOCA 後のブローダウン時における水の流束にくらべて小さいため、プール水位の上昇は緩やかとなる。このため、設計基準事故時の LOCA 時に想定されるような急激な水位上昇(プールのスウェル)が生じることはない。したがって、水位上昇に伴いサプレッションチェンバ気相部の構造物に作用する荷重としては無視可能である。さらに、水位上昇が緩やかであることに加え、格納容器ベントを実施していることから、気相圧縮によるサプレッションチェンバ圧力が生じることはない。

格納容器ベント時におけるサプレッションプール水位を図 5-1 に示す。この時の水位上昇は約 0.03 m であるが、この水位上昇に伴う影響は、サプレッションチェンバ内に作用する水頭圧の増加であり、静荷重に分類される。格納容器ベント時の評価水位は、水位上昇分を包絡した水位を設定していることから、原子炉格納容器の健全性は維持される。

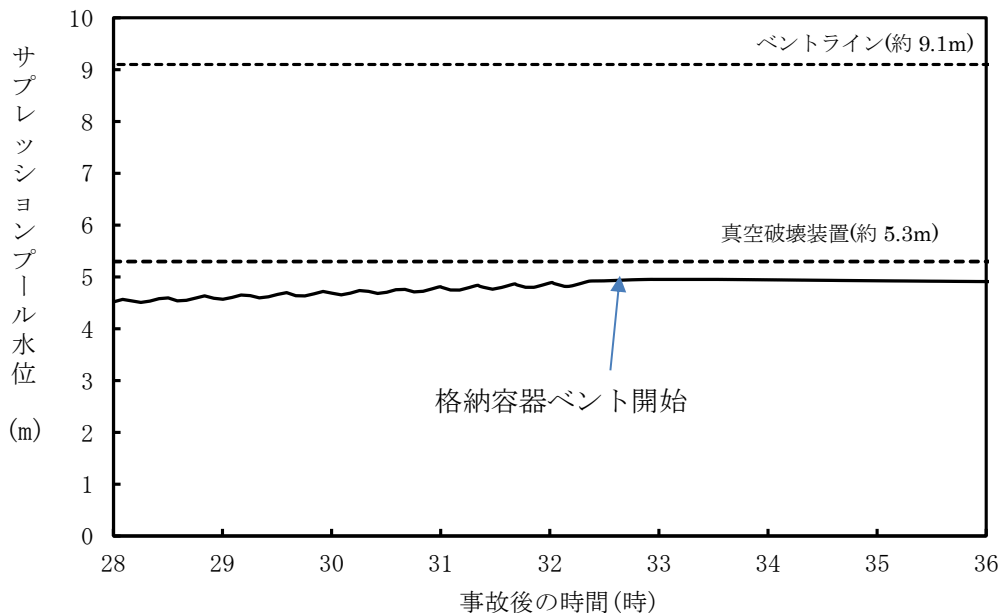


図 5-1 格納容器ベント時のサプレッションプール水位上昇

なお、真空破壊装置は重大事故等時におけるサプレッションプール水位でも水没することはないことから、真空破壊装置についての構造健全性の確認は不要である。

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。

- ・ 格納容器過圧・過温破損(残留熱代替除去系を使用しない場合)では、事故発生約 32 時間後に格納容器ベントを実施している。格納容器ベント実施後圧力が低下し、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、以降、サブプレッションプール水面より減圧沸騰が生じると考えられる。しかしながら、図5-2及び図5-3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、急速な圧力低下は生じず、減圧沸騰は緩やかであると考えられる。

- ・サブ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、ベントの継続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が維持されている。このため、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は継続するが、その移行量は小さく、無視可能である。
- ・以上より、減圧沸騰が生じたとしても緩やかであると考えられ、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量は少ないことから、原子炉格納容器の健全性に対し、影響を与えることはないと考えられる。

さらに、有効性評価結果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た検討を行った。

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したとした場合、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、発生蒸気が水面に到達するまでの1秒間で最大 \square kg の蒸気がサブプレッションプール水面下に存在し、サブプレッションプール水面の上昇に寄与することとなる。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である約 \square kg/m³ とすると発生した蒸気の体積は約 \square m³ となる。サブプレッションチェンバの断面積は約 \square m² 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プール水位上昇が生じたとしても、その規模は小さい。

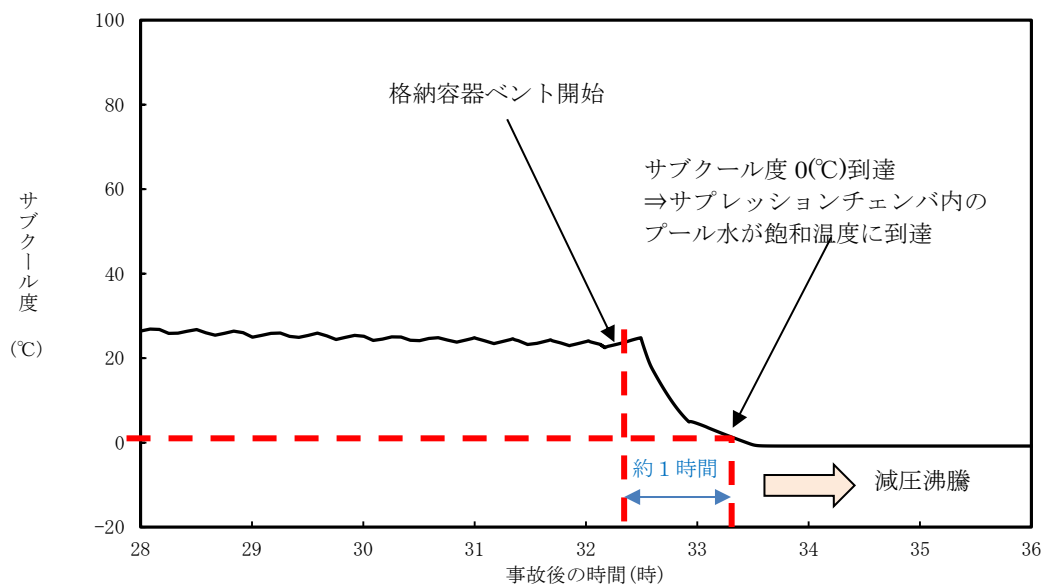


図 5-2 サプレッションプール水のサブクール度

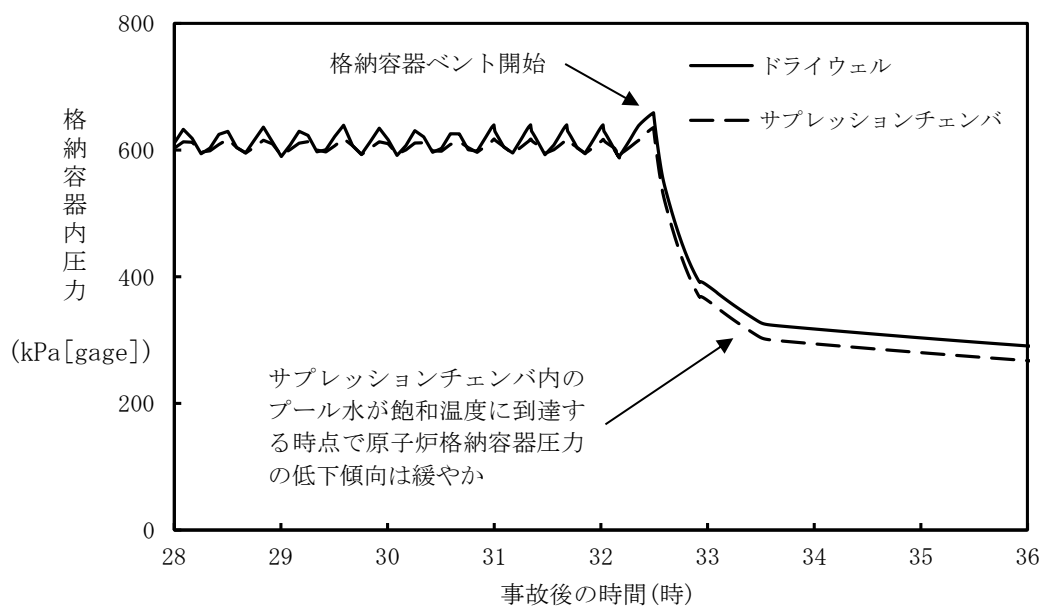


図 5-3 原子炉格納容器圧力の推移

5.4 格納容器ベント時の継続時間による影響

LOCA を起因とする事故シーケンスにおいて、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。

格納容器過圧・過温シーケンスにおける重大事故等時荷重の時間履歴を図 5-4 に示す。当該時間履歴は、原子炉格納容器の設計条件において考慮している LOCA 時荷重の時間履歴をもとに、荷重の継続時間を見直したものである。

LOCA 時に加わる荷重のうち、a. から d. までの現象における荷重に関しては LOCA 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、e. 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ドライウエ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へと移行し続けることにより、チャギングが生じると考えられる。また、当該期間において格納容器ベントを実施する際には、サプレッションチェンバ内への水やガスの移行量の増加することが考えられるが、前述のとおり、格納容器ベント時の水やガスの移行量は LOCA 時の移行量に比べて小さく、荷重としては無視可能なレベルと考えられることから、荷重の発生を想定するとしてもチャギングの発生のみを考慮すればよい。したがって、LOCA を起因とする事故シーケンスにおいて、ブローダウン収束後の長期においては e. を考慮すればよい。また、e. の荷重の発生期間としては、原子炉格納容器の除熱手段の復旧等によりドライウエルとサプレッションチェンバの差圧が解消されるまでの期間を考慮する。

図 5-5 に示すように格納容器ベント時にはサプレッションプール水温が高く維持されている。一方で、ダウンカマのガス流量は崩壊熱の低下に従い小さくなっていく。

蒸気流束が小さくなるような事象後期の影響は、表 5-1 で示すように有効性評価結果との比較により動荷重の評価ができる。前述のとおり、チャギング荷重はサプレッションプール水温の上昇にともなって低下する傾向が確認されている(参考資料 2 ⑤)。格納容器ベント後においては、ベント時のプール水温が 145℃、蒸気流束が 1.1kg/s/m² 以下であり、設計基準事故時に生じる動荷重に比べて影響が大きくなることはない。

図 5-4 は、LOCA を起因とする格納容器ベント時における荷重の時間履歴を示したものであるが、以下の理由により、LOCA を伴わない事象における荷重の時間履歴は図 5-4 の時間履歴に包絡されると考えられる。

- a. LOCA 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エ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、LOCA 時に生じるような急激なガス放出とならない。
- b. 高温の溶融燃料が原子炉格納容器下部に落下した際には、FCI 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 LOCA 時に比べて非常に小さく（表 4-1）LOCA 発生直後に生じる荷重（図 5-4 における a. から d. までの荷重）に包絡される。

- c. 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ブ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、この時の流体の移行量は LOCA 時に比べて非常に小さく（表 5-1）、b. 同様に LOCA 時に生じる荷重に包絡される。

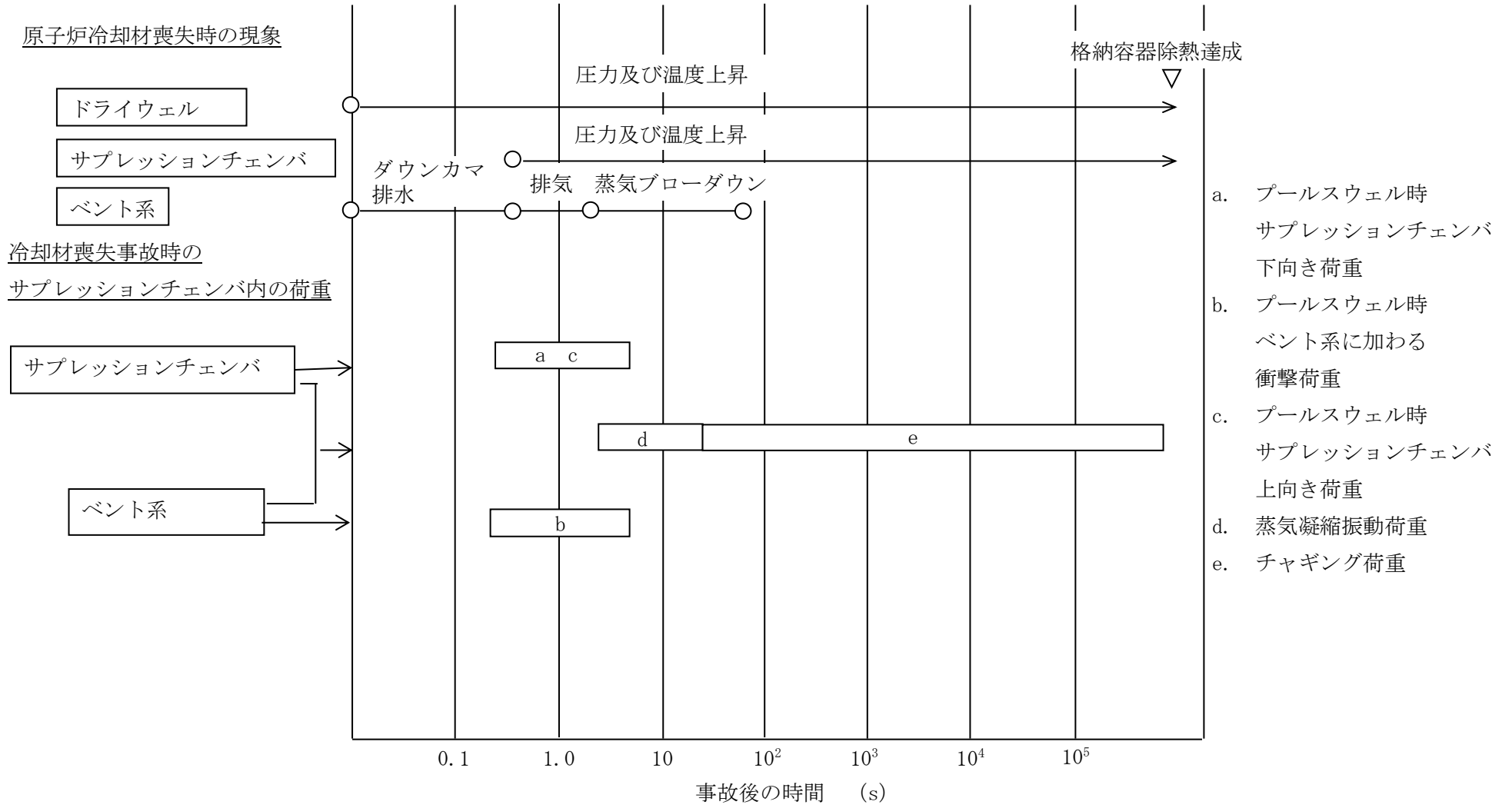


図 5-4 重大事故等時荷重の時間履歴 (LOCA 起因)

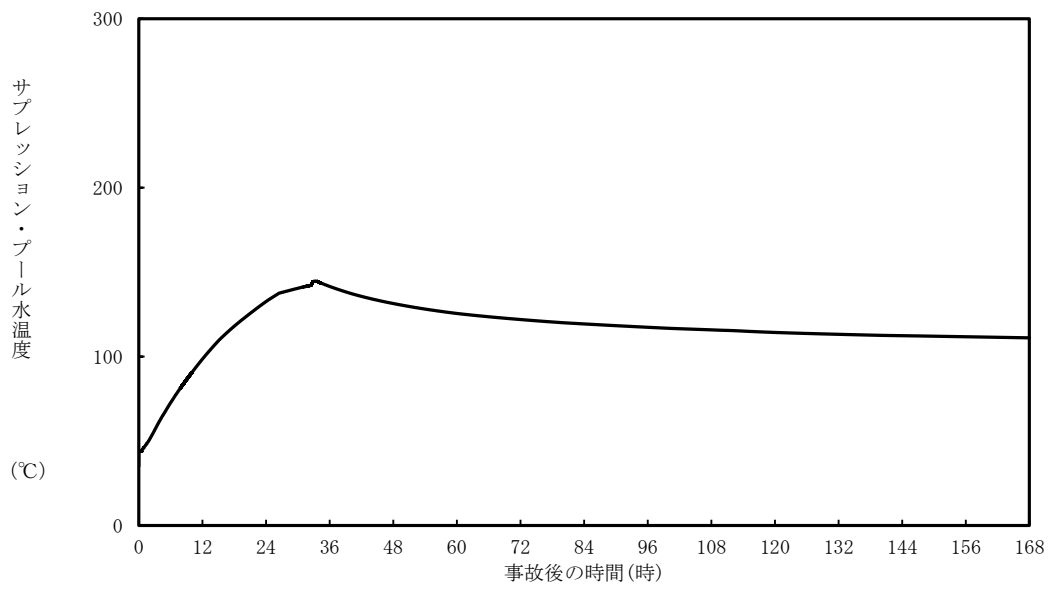


図 5-5 サプレッションプール水温度の推移

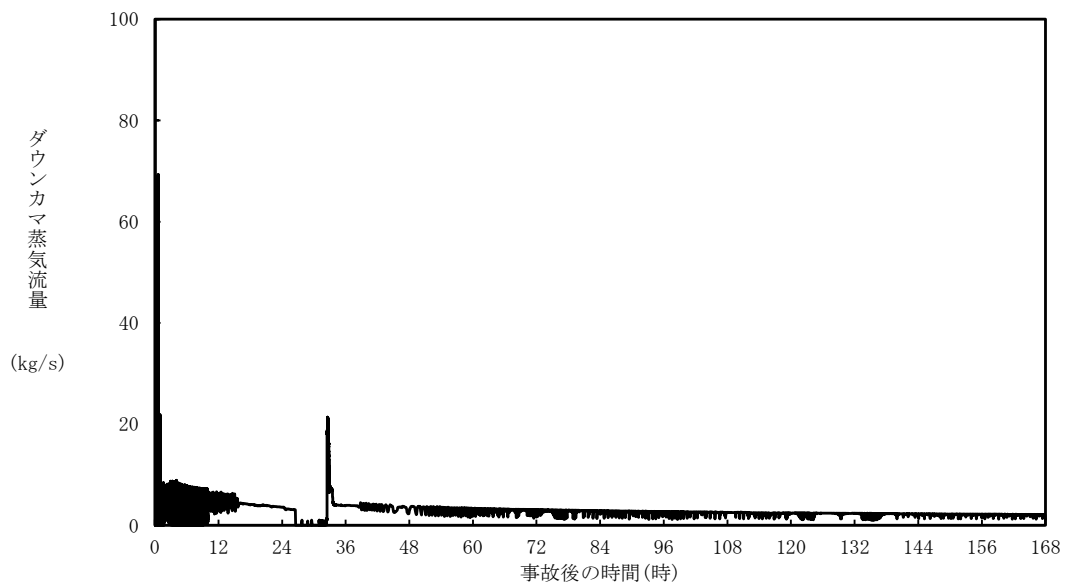


図 5-6 ダウンカマ蒸気流量の時刻歴

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は、サプレッションチェンバの圧力が急激に低下する。この時、急激なガス放出の影響により、瞬間的に大きな負圧(減圧波)が生じる可能性がある。

USABWR DCD^[6] Ch. 19E. 2. 3. 5. 1(以下「DCD」という)では、格納容器ベント実施直後(2PdでのCOPS*作動)において、ガスが臨界流で放出されることに伴う減圧波が生じるとしてサプレッションチェンバに作用する正味の圧力を評価している。

注記* : Containment Overpressure Protection System (格納容器過圧防護システム)

本節では、DCDにおける評価手法を用いて、格納容器ベント実施直後に水面に作用する減圧波を評価した。

評価に用いる主要パラメータを表5-2に示す。なお、DCD内の各種計算式における g_0 は、SI単位系への換算係数であるため、SI単位のパラメータを用いる場合は、 $g_0=1$ となる。また、ベント時のサプレッションチェンバ雰囲気条件については、200℃、2Pdとする。

表5-2 減圧波の影響評価に用いる主要パラメータ

| パラメータ | 記号 | 値 | 備考 |
|-----------------|-------------|-------------------------|---------------------------|
| サプレッションチェンバ圧力 | P_0 | 853 kPa[gage] | 最高使用圧力の2倍 |
| サプレッションチェンバ水位 | - | 約5 m | MAAP解析結果より。 |
| サプレッションチェンバガス密度 | ρ_{g0} | 約4.61 kg/m ³ | 200℃、2Pd時の蒸気密度 |
| 比熱比 | k | 1.4 | 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 | NGC系配管(600A) |
| | 面積 | A | |
| ベントラインチョーク部 | 面積 | a | NGC系-SGTS取合い後～排気筒まで(250A) |

格納容器ベント実施直後、ガスは臨界流として放出されるものと仮定する。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における評価パラメータを用いるとガス流量は約70kg/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、以下の式より約 56m/s となる。

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

また、DCD における以下の評価式より、サプレッションチェンバ内の音速(C_{g0})は約 538m/s と計算され、この時のマッハ数(V/C_{g0})は約 0.1 (<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。

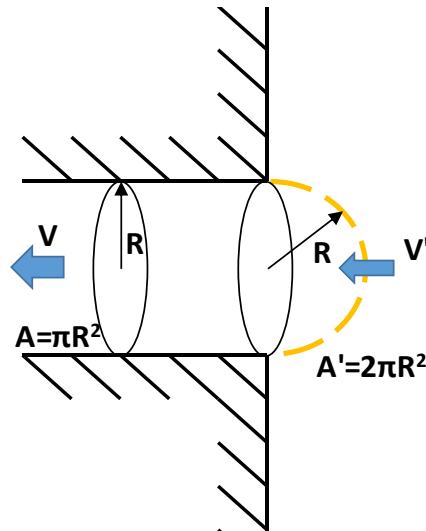
$$C_{g0} = \sqrt{(k g_0 P_0) / \rho_{g0}}$$

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、下図参照)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と、面積は $A' = 4\pi R^2/2 = 2\pi R^2$ となる。よって、ベントライン内の流路面積($A = \pi R^2$)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。

$$V' = V \frac{\pi R^2}{2\pi R^2} = \frac{V}{2} = \text{約 } 28 \text{ m/s}$$

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(δP_0)は約 70kPa となる。

$$\delta P_0 = \frac{\rho C \delta V}{g_0}$$



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 9.12m 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 4.12m 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 (δP) は約 5kPa 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。

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

当該式において、 ρ_1 、 C_1 はそれぞれ気体の密度及び気体中の音速であり、 ρ_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、上記式における $\rho_1 C_1 / \rho_2 C_2$ 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 10kPa 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を 853kPa [gage] とすると、上記負圧度を考慮した正味の圧力は約 843kPa [gage] であることから、水面における飽和温度は、約 177°C となる。一方で、格納容器ベント実施時のサプレッションプール水温は約 145°C であり、水面の飽和温度 (約 177°C) に比べて低いことから、急激な減圧沸騰は生じない。

さらに、減圧波の影響によって水面が揺動する場合は考えられるが、この時の水面の上昇速度は、下記の式を用いると約 0.01m/s と非常に小さいことから、荷重として問題となることはない。

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

なお、当該式において δV_L は水面の上昇速度、 δP は前述のサブプレッションプール水に伝達された圧力 ($\delta P_{\text{transmitted}}$)、 ρ_L はプール水の密度、 C_L は水中音速であり、 ρ_L 、 C_L については、常温の水における物性値として $\rho_L=1000\text{kg/m}^3$ 、 $C_L=1500\text{m/s}$ を使用した。

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] “荷重が小さく圧力抑制バウンダリへの影響が小さい荷重について”，原子炉安全基準専門部会 格納容器(BWR. MARK-I 型)評価小委 資料 2-3, 昭和 61 年 3 月
- [2] NEDE-21864-P “Mark I Containment Program Final Report Monticello T-Quencher Test”, General Electric Company, July 1978
- [3] NEDO-24539, “Mark I Containment Program Full Scale Test Program Final Report”, General Electric Company, August 1979
- [4] NEDE-21078, “Test Results Employed by General Electric for BWR Containment and Vertical Vent Loads” (proprietary), General Electric Company, October 1975
- [5] 蒸気表(1999), 日本機械学会
- [6] 25A5675AX, “ABWR Design Control Document Tier 2, Chapter 19 Response to Severe Accident Policy Statement”, GE-Hitachi Nuclear Energy, February 2016.

設計基準事故時における動荷重について

1. LOCA 時の現象 (図 1 参照)

LOCA が発生すると原子炉圧力容器及び一次冷却系内の高温、高圧の一次冷却水（蒸気）がドライウェル内に流出し、ドライウェル内の圧力・温度が上昇する ((1)－①)。ドライウェル内の圧力が上昇するのでダウンカマ内のプール水が押し出される現象、すなわちベントクリア ((1)－②) が生じる。ダウンカマ内のプール水がすべて押し出されてしまうと、ドライウェル内非凝縮性気体も圧力抑制プールに押し出されるので、ダウンカマ出口に気泡が形成される ((1)－③)。このとき、圧力抑制プール壁に下向きの荷重が加わり、プール水中の構造物にはドラッグ荷重が加わる。

次に気泡の成長とともにプール水が上昇する ((1)－④) が、このとき、プール水面より上にある構造物には、衝撃荷重、ドラッグ荷重が加わる。プール水面の上昇により圧力抑制室空間部は圧縮され、圧力抑制プール壁に上向きの荷重 ((1)－⑤) が加わる。

さらに水面が上昇すると水面が壊れるブレイクスルー ((1)－⑥) が起こり、水滴が飛散する。その後、プール水が自重により落下するフォールバック現象 ((1)－⑦) が生じ、プールのスウェルは終了する。

プールのスウェルが終了して、ドライウェル内蒸気がベント系を通してプール水中に流れ込むとプール水中で凝縮するが、このとき、蒸気凝縮の不安定によって、圧力抑制プール壁に圧力振動が加わり水中構造物にはドラッグ荷重が、ダウンカマには横向きの荷重が加わる ((1)－⑧)。蒸气流束が大きい間は、ダウンカマ出口に蒸気泡が形成され、連続した凝縮振動が起こり、この現象を蒸気凝縮振動と呼んでいる。蒸气流束が小さくなるとダウンカマ内で凝縮するようになるが、凝縮の不安定によってプール水がダウンカマ内を間欠的に出入りするようになり、この現象をチャギングと呼んでいる。

2. 逃がし安全弁作動時の現象 (図 2 参照)

逃がし安全弁が作動すると原子炉内の高圧蒸気が排気管内に流入して、管内の圧力、温度が上昇する。これにより管内の水柱は圧力抑制プールに押し出される ((2)－①)。このとき、排気管系に荷重が加わる。

その後、排気管内非凝縮性気体がプール水中に押し出され、気泡振動が生じ圧力抑制プール壁には圧力振動が加わる ((2)－②)。また水中構造物にはドラッグ荷重が加わる。

非凝縮性気体が排出し終わると、蒸気がプール水中に放出され凝縮する。

島根 2 号機では、「BWR・MARK I 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、表 1 及び表 2 で示すような荷重と対象構造物の組合せを考慮しても、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、表 3 及び表 4 で示すように試験データ等に基づき設定している。

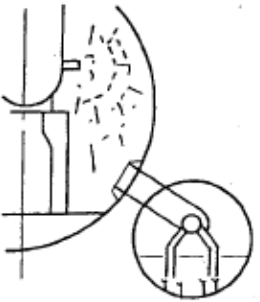
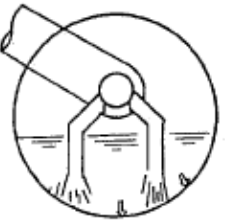
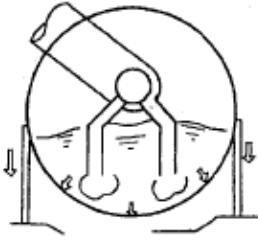
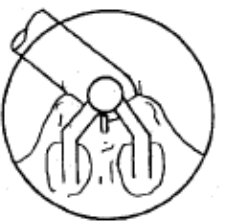
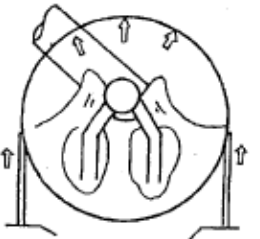


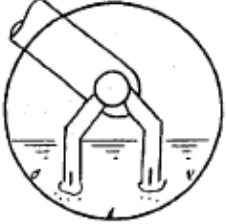
| (1)-① LOCA発生 | (1)-② ベントクリア | (1)-③ 気泡形成 | (1)-④ プール水面上昇 |
|--|---|--|--|
|  |  |  |  |
| (1)-⑤ 空間部圧縮 | (1)-⑥ ブレークスルー | (1)-⑦ フォールバック | (1)-⑧ 蒸気凝縮振動・チャギング |
|  |  |  |  |

図1 LOCA時の現象

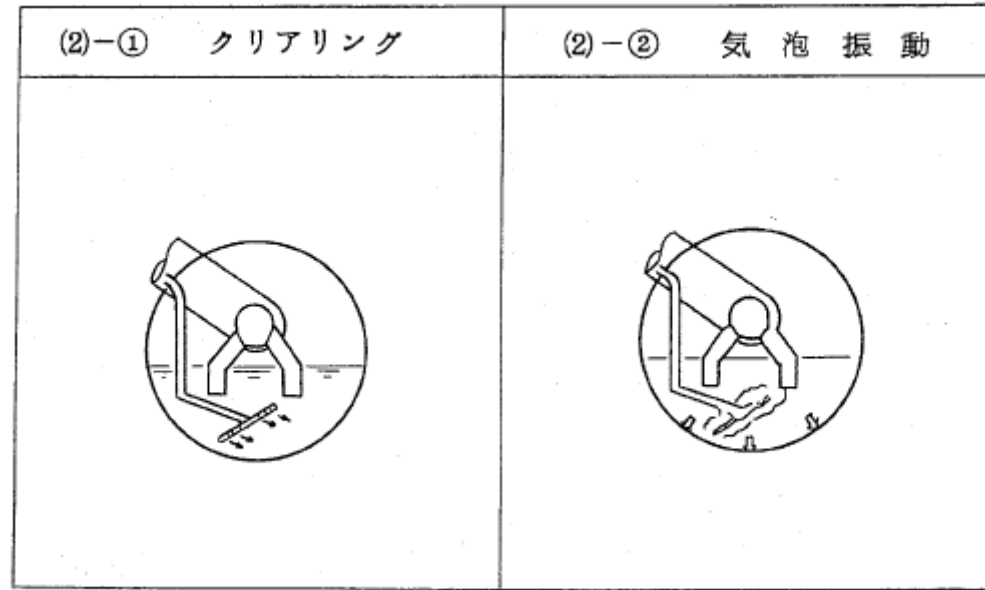


図2 逃し安全弁作動時の現象

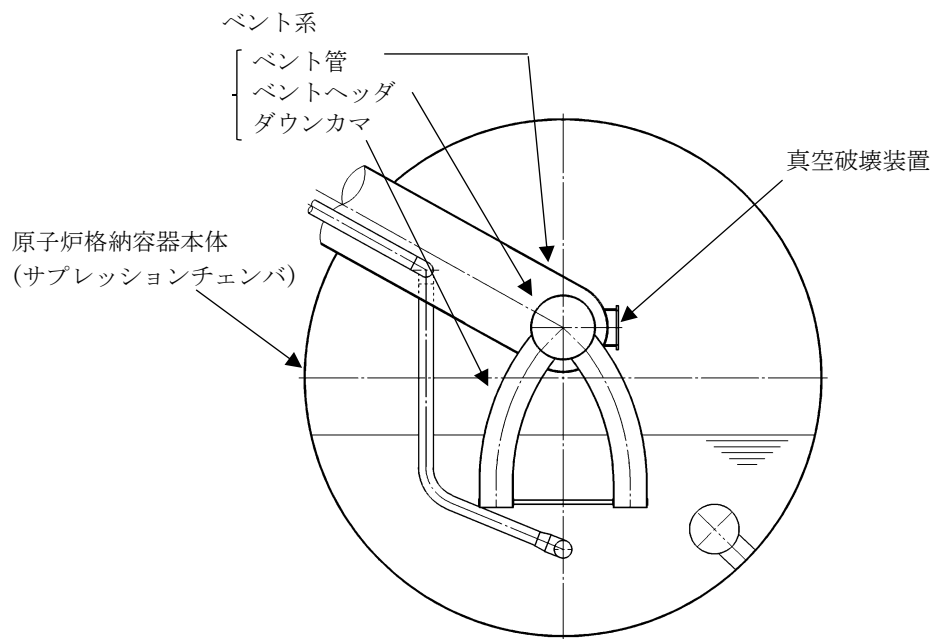


図3 動荷重の評価対象

表1 指針要求荷重と対象構造物との対応(LOCA時)

| 現象 | 荷重番号*1 | 圧力抑制プール壁 | 圧力抑制プールサポート | ベント管 | ベントヘッド | ダウンカマ | 真空破壊装置 | 圧力連抑制ない構造物*2 |
|-------------------|--|----------|-------------|------|--------|-------|--------|--------------|
| 1. LOCA | 圧力波による圧力荷重 2.1.1(1) | イ | イ | イ | イ | イ | — | イ |
| 2. ベントクリア | ベントクリア時噴流による荷重 2.1.1(2), 2.1.2(1) | ○ | ○ | — | — | — | — | イ |
| 3. 気泡形成 | 空気(蒸気)によりベント管に加わる反力 ベントクリア, 気泡形成による圧力抑制 プール壁に加わる荷重(下向) 2.1.1(3) | — | — | イ | イ | イ | — | — |
| | ベントクリア時ダウンカマ横方向荷重 2.1.2(2) | ○ | ○ | — | — | — | — | — |
| | | — | — | — | イ | イ | — | — |
| 4. プール水面上昇 | プール水面上昇, 空間部圧縮による気相部内 2.1.2(1), 2.1.2(4) | — | — | ○ | ○ | ○ | — | ロ |
| 5. 空間部圧縮 | 構造物に加わる荷重 プール水面上昇, 空間部圧縮による圧力抑制 2.1.1(4) | ○ | ○ | — | — | — | — | — |
| | プール壁に加わる荷重(上向) 2.1.2(3) | — | — | — | ○ | ○ | — | ロ |
| | 気泡形成時プール水流動によるドラッグ荷重 2.1.2(5) | — | — | — | — | — | イ | — |
| | 真空破壊装置に加わる荷重 2.1.2(3) | — | — | ○ | — | — | — | — |
| 6. ブレークスルー | フォールバック荷重 2.1.1(5), 2.1.2(1) | イ | イ | — | — | — | — | イ |
| 7. フォールバック | プール水面揺動 2.1.1(6), 2.1.2(6) | イ | イ | — | — | — | — | イ |
| 8. 蒸気の圧力抑制プールへの流入 | 圧力抑制バウンダリ(プール壁)に加わる荷重 2.1.1(7) | ○ | ○ | — | — | — | — | — |
| | ダウンカマ横方向荷重 2.1.2(8) | — | — | — | ○ | ○ | — | — |
| | 蒸気凝縮時プール水流動によるドラッグ荷重 2.1.2(1), 2.1.2(7) | — | — | — | — | — | — | ロ |
| | 真空破壊装置に加わる荷重 2.1.2(5) | — | — | — | — | — | イ | — |

○: 考慮すべき荷重

イ: 継続時間が短く, あるいは荷重の振幅が小さいことから除外する荷重

ロ: 圧力抑制バウンダリ及び圧力抑制機能に関連しない構造物に加わるが, 圧力抑制機能を阻害することがないことが確認された荷重

注記*1: 荷重番号はBWR・MARK I型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針による。

*2: 支持構造物, ストレーナ, クエンチャ, プラットフォーム等

表2 指針要求荷重と対象構造物との対応(逃がし安全弁作動時)

| 現象 | | 荷重番号*1 | 圧力抑制プール壁 | 圧力抑制プールサポート | ベント管 | ベントヘッド | ダウンカマ | 真空破壊装置 | 圧力連抑制ない機能構造物*2 |
|-------------------|------------------------------|----------|----------|-------------|------|--------|-------|--------|----------------|
| 1. 配管内プール水のクリア | クリアリング時噴流による荷重 | 2.2.2(1) | — | — | — | — | — | — | イ |
| | 弁作動時クエンチャに加わる荷重 | 2.2.2(4) | — | — | — | — | — | — | ○ |
| 2. 気泡のプール水内振動 | 気泡振動により圧力抑制バウンダリ(プール壁)に加わる荷重 | 2.2.1(1) | ○ | ○ | — | — | — | — | — |
| | 気泡振動により水中構造物に加わる荷重 | 2.2.2(2) | — | — | — | — | — | — | ロ |
| 3. 蒸気の圧力抑制プールへの流入 | 蒸気凝縮により圧力抑制バウンダリ(プール壁)に加わる荷重 | 2.2.1(2) | イ | イ | — | — | — | — | — |
| | 蒸気凝縮により水中構造物に加わる荷重 | 2.2.2(3) | — | — | — | — | — | — | イ |

○：考慮すべき荷重

イ：継続時間が短く、あるいは荷重の振幅が小さいことから除外する荷重

ロ：圧力抑制バウンダリ及び圧力抑制機能に関連しない構造物に加わるが、圧力抑制機能を阻害することがないことが確認された荷重

注記*1：荷重番号はBWR・MARK I型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針による。

*2：支持構造物、ストレーナ、クエンチャ、プラットフォーム等

表3 LOCA時に生じる動荷重と設計荷重条件の設定方法

| 現象及び荷重 | 設計荷重条件の設定方法 |
|---|--|
| 1. LOCA(破断直後) ・圧力波による圧力荷重 | 指針上評価を省略可。 |
| 2. ベントクリア 3. 気泡形成 ・ベントクリア時噴流による荷重 ・空気(蒸気)によりベント管に加わる反力 ・ベントクリア, 気泡形成による圧力抑制プール壁に加わる荷重(下向) ・ベントクリア時ダウンカマ横方向荷重 | プールスウェル試験結果に基づき設定。 |
| 4. プール水面上昇 5. 空間部圧縮 ・気相部内構造物に加わる衝撃荷重 ・圧力抑制プール壁に加わる荷重(上向) ・プール水流動によるドラッグ荷重 ・真空破壊装置に加わる荷重 ・ベント管に加わるドラッグ荷重 | プールスウェル試験結果に基づき設定。 水中構造物に対する荷重は指針上評価を省略可。 |
| 6. ブレークスルー 7. フォールバック ・フォールバック荷重 ・プール水面揺動による荷重 | 指針上評価を省略可。 |
| 8. 蒸気の圧力抑制プールへの流入 ・圧力抑制バウンダリ(プール壁)に加わる荷重 ・ダウンカマ横方向荷重 ・蒸気凝縮時プール水流動によるドラッグ荷重 ・真空破壊装置に加わる荷重 | FSTF 試験(参考資料2 ④)データに基づき設定。 |

表4 逃がし安全弁作動時に生じる動荷重と設計荷重条件の設定方法

| 現象及び荷重 | 設計荷重条件の設定方法 |
|--|--|
| 1. 配管内プール水のクリア <ul style="list-style-type: none"> ・クリアリング時噴流による荷重 ・弁作動時クエンチャに加わる荷重 | クリアリング時噴流による荷重は、指針上評価を省略可。 クエンチャに加わる荷重は排気管反力解析モデルにより評価。 |
| 2. 気泡のプール水内振動 <ul style="list-style-type: none"> ・気泡振動による圧力抑制バウンダリ(プール壁)に加わる荷重 ・気泡振動による水中構造物に加わる荷重 | 海外プラント試験(参考資料 2 ③)データに基づき設定。 |
| 3. 蒸気の圧力抑制プールへの流入 <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気凝縮による圧力抑制バウンダリ(プール壁)に加わる荷重 ・蒸気凝縮による水中構造物に加わる荷重 | 指針上評価を省略可。 |

Mark-I 型格納容器の動荷重に係る試験の概要

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 スケール）

試験の目的

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(図 1)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、約 °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（約 °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。
- ・蒸気流束（約 kg/s/m²）及び上記プール水温の範囲内で安定した蒸気凝縮性能が確認された。

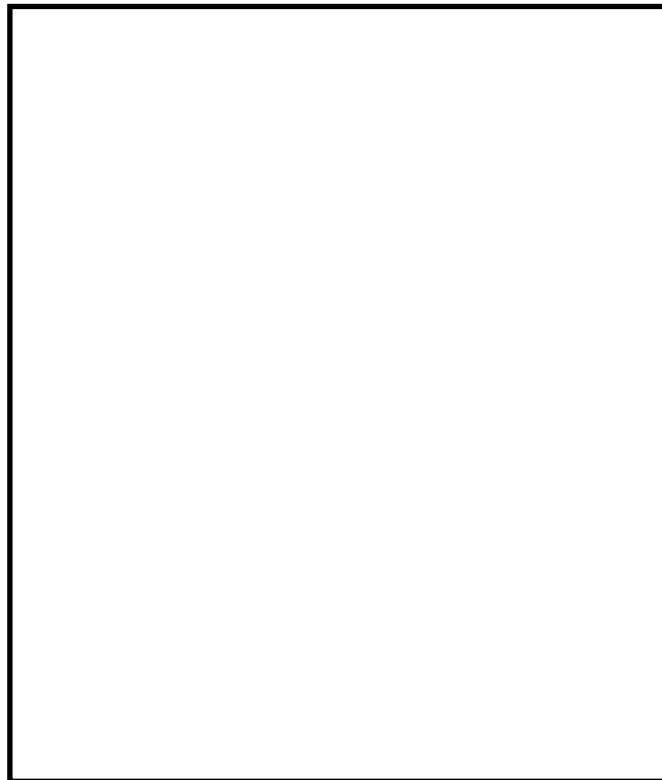


図 1 大規模(1/4 スケール)試験装置

- 【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(図2)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(MPa)、プール水温条件(°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。



図2 実規模試験試験体系

- 【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”
NEDE-21078 “Test Results Employed by General Electric for BWR Containment and Vertical Vent Loads”

③ 米国 Monticello 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、逃がし安全弁作動に伴いサプレッションチェンバに加わる動荷重を把握することを目的として、米国 Monticello 発電所(BWR3, 536MWe)で実施された。(図3)

試験の項目及び成果

試験では、逃がし安全弁作動時においてサプレッションチェンバや内部構造物に作用する荷重と応力、排気管内挙動、プール水温分布などが測定された。合計 38 回の試験が実施され、以下の成果が得られた。

- ・逃がし安全弁作動時の気泡振動荷重と排気管・プールの熱水力挙動に対する各種パラメータの影響、及びT-クエンチャの凝縮性能が確認された。
- ・単弁作動試験のほか多弁作動試験も実施されたが、両者の荷重に有意な差はみられなかった。
- ・逃がし安全弁の最初の作動と後継作動では、後者の荷重が小さいことが確認された。
- ・実機プラントの流体—構造連成(FSI)解析のベースとなるデータが取得された。

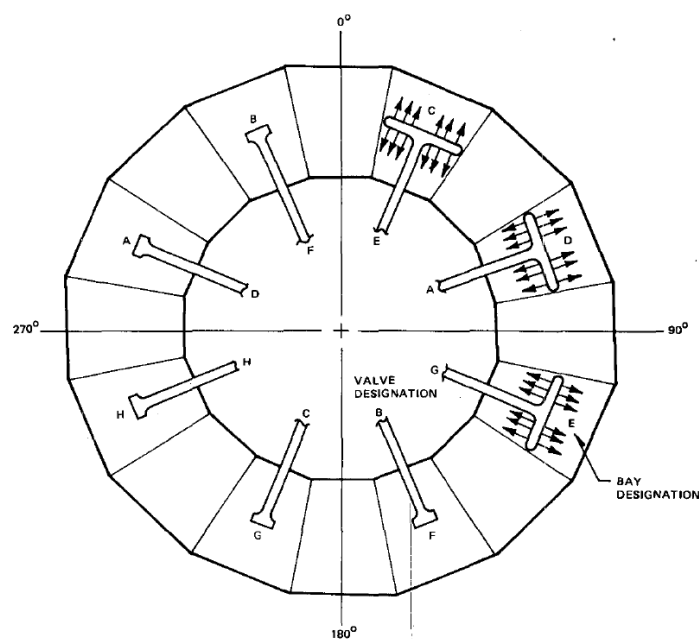


図3 米国 Monticello 発電所の圧力抑制室内クエンチャ配置

[参考文献] NEDE-21864-P “MARK I CONTAINMENT PROGRAM, FINAL REPORT MONTICELLO T-QUENCHER TEST”

④ 米国 FSTF (Full Scale Test Facility) 試験

試験の目的

Mark-I 型原子炉格納容器プラントの LOCA 時における、蒸気凝縮振動荷重及びチャギング荷重設定のためのデータを取得することを目的として実施された。試験装置(図 4)は Monticello プラント (BWR3, 536MWe) のサプレッションチェンバ(22.5° セクター) を実規模で模擬している。

試験の項目及び成果

試験では、サプレッションチェンバ及びサポートコラムに加わる圧力と応力を測定するとともに、ベント系に加わる圧力と応力も測定している。合計 12 回の試験が実施され、以下の成果が得られた。

- Mark-I 型原子炉格納容器の蒸気凝縮振動荷重に対する各種パラメータの影響が確認された。
- 実機プラントの流体-構造連成 (FSI) 解析のベースとなるデータが取得された。
- 本試験の結果は、日米の Mark-I 型原子炉格納容器の LOCA 時動荷重評価に広く用いられている。

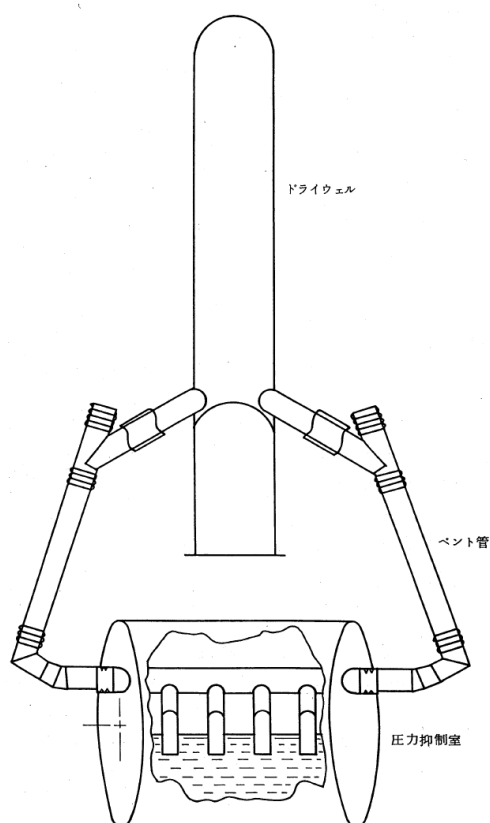


図 4 FSTF 試験装置

- [参考文献] NUREG-0661 “MARK I CONTAINMENT Long-Term Program Resolution of Generic Technical Activity A-7”
NEDO-24539 “MARK I CONTAINMENT PROGRAM FULL SCALE TEST PROGRAM FINAL REPORT”

重大事故等時の動荷重の組合せについて

設計基準対象施設としての原子炉格納容器に対する動荷重の組合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合せの中で最も厳しい条件について行う。
- ・圧力、温度及び LOCA 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合せとなる。
 - LOCA 直後のジェット力、及び LOCA 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Ⅳ_A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合せない。
 - 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（(蒸気凝縮荷重(CO) 及びチャギング(CH)））が作用する状態は、設計条件として評価するものとし、LOCA 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生じる事象であるため、互いに組合せる必要はない。
 - 逃がし安全弁作動時の動荷重については、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Ⅱ_A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 との組合せも評価する。

前述の考え方を踏まえ、重大事故等時に生じる動荷重（本文表 2-2）に係る荷重の組合せを以下のように整理する（表 1）。

<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設計圧力において想定される 427 kPa 以下である。

<LOCA、FCI 及びベント時に生じる動的荷重>

本文 2 章、4 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 CH 荷重のみとなる。また、格納容器ベント実施時や FCI 発生時にはダウンカム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包絡される。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・温度条件との組合せを考慮すべき荷重は設計基準事故時に想定する CH 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 2Pd 以下で格納容器ベントを実施する時点となる。

重大事故等時の荷重の組合せが設計基準対処施設としての荷重の組合せを網羅的に適用できているかを確認するため、表 2 で示す。確認した結果、設計基準事故時には告示第 5 0 1 号に基づき、運転状態Ⅱである逃がし安全弁作動時の動荷重は地震との組合せが必要であるが、重大事故等時は逃がし安全弁作動が短期的な荷重であることから組合せないため、相違が生じたものの、その他の荷重について網羅的に組合せており、重大事故等時の組合せが妥当であることを確認した(表 2)。

表1 重大事故等時の荷重の組合せ

| 荷重の組合せ | | | 許容 応力 状態 | 死 荷重 | 圧力 | | | | | | 動荷重 | | | | 重要事故シーケンス等 | 荷重の組合せの考え方 | 備 考 |
|----------|----------------|----|------------------|---------|----------|----------|-----------------|-------------------|-----------------|------------------|-----------|------|-----|---|---|----------------|-----|
| No. | 各運転状態 による荷重 | 地震 | | | 限界 圧力 | 設計 圧力 | 最大 圧力 SA時 | 中小 破断 LOCA時 | SA (L) 圧力 | SA (LL) 圧力 | SRV 作動 | LOCA | FCI | ベント | | | |
| V(S)-1 | SA短期 | - | V _A | ○ | ○ | | | | | | ○ | | ○ | <u>格納容器過圧・過温破損</u> <u>(残留熱代替除去系を使用しない場合)</u> | 限界温度、圧力を考慮する。 動荷重については、LOCA発生直後分は設計基準事故時の評価に包絡されるため組合せない。 格納容器ベント実施時点の動荷重として、保守的な取り扱いではあるが、LOCA後長期のCH荷重及び格納容器ベント時の荷重を合わせたものとして、設計基準事故時のCH荷重を組合せる。 | 強度計算書 評価ケース | |
| V(S)-1-1 | SA短期 | - | V _A | ○ | ○ | | | | | | ○ | | | <u>格納容器過圧・過温破損</u> <u>(残留熱代替除去系を使用する場合)</u> <u>水素燃焼</u> | 限界温度、圧力を考慮する。 動荷重については、LOCA発生直後分は設計基準事故時の評価に包絡されるため組合せない。 LOCA後長期のCH荷重を保守的に考慮する。 | V(S)-1で包絡 | |
| V(S)-1-2 | SA短期 | - | V _A | ○ | | ○ | | | | | | | ○ | <u>原子炉圧力容器外のFCI</u> <u>包絡される重要事故シーケンス等：</u> <u>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</u> <u>溶融炉心・コンクリート相互作用</u> | FCIによる動荷重と動荷重発生中のピーク圧力を組合せる。 なお、FCI時の動荷重については、LOCA後長期のCH荷重を保守的に考慮する。 | V(S)-1で包絡 | |
| V(S)-2 | SA短期 | - | V _A | ○ | ○ | | | | | ○ | | | ○ | <u>高圧・低圧注水機能喪失</u> <u>崩壊熱除去機能喪失 (RHR故障)</u> <u>LOCA時注水機能喪失</u> | 逃がし安全弁による急速減圧までの短期的な原子炉格納容器の圧力上昇と逃がし安全弁作動時の荷重が重畳するため、組合せる。また、格納容器ベント実施時点の動荷重として、保守的な取り扱いではあるが、LOCA後長期のCH荷重及び格納容器ベント時の荷重を合わせたものとして、設計基準事故時のCH荷重を組合せる。 | 強度計算書 評価ケース | |
| V(S)-2-1 | SA短期 | - | V _A | ○ | ○ | | | | | ○ | | | | <u>高圧注水・減圧機能喪失</u> <u>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)</u> <u>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗</u> <u>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)+DC喪失</u> <u>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失+DG喪失)+逃がし安全弁再閉失敗+HPCS失敗</u> <u>崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失)</u> <u>原子炉停止機能喪失</u> <u>格納容器バイパス</u> <u>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</u> <u>原子炉圧力容器外のFCI</u> <u>溶融炉心・コンクリート相互作用</u> | 逃がし安全弁による急速減圧までの短期的な原子炉格納容器の圧力上昇と逃がし安全弁作動時の荷重が重畳するため、組合せる。 | V(S)-2で包絡 | |
| V(S)-2-2 | SA短期 | - | V _A | ○ | | | ○ | | | ○ | ○ | | | <u>LOCA時注水機能喪失</u> | 中小破断LOCAが発生し、CHが生じている状況で、逃がし安全弁が作動する可能性があるため、組合せる。原子炉格納容器圧力は、逃がし安全弁作動時とする。 | V(S)-2で包絡 | |
| V(L)-1 | SA長期(L) | Sd | V _A S | ○ | | | | ○ | | | | | ○ | <u>格納容器過温・過圧破損</u> <u>(残留熱代替除去系を使用しない場合)</u> | 格納容器ベントタイミングの不確実性を考慮した事故後1×10 ⁻² 年(約3.5日)の荷重として、格納容器ベント実施時圧力に弾性設計用地震動Sdを組合せる。SA(L)で想定される原子炉格納容器圧力と長期間継続しうる動荷重であるCHとの重畳を考慮し、組合せる。 | 耐震計算書 評価ケース | |
| V(LL)-1 | SA長期(LL) | Ss | V _A S | ○ | | | | | ○ | | | | | <u>格納容器過温・過圧破損</u> <u>(残留熱代替除去系を使用する場合)</u> | 重大事故等時の地震を考慮するため、事故後2×10 ⁻¹ 年(約70日)の荷重と基準地震動Ssを組合せる。この時点では原子炉格納容器は残留熱代替除去系等により冷却が開始されており、動的荷重が作用しないため、SA(LL)で想定される圧力のみを地震と組合せる。 | 耐震計算書 評価ケース | |

表 2 重大事故等時の荷重の組合せの網羅性

| 荷重の組合せ | | | 許容応力 状態 | 死 荷重 | 圧力 | | | 動荷重 | | | 備 考 |
|----------|------------|------------------|--------------------|---------|---------------------|------------------|---------------------------------|----------------------------|--------------|--------|---|
| No. | 各運転状態による荷重 | 地震 | | | 最高使用圧力 ／ 限界圧力 | 運 転 圧 力 | 事 故 時 最 大 圧 力 | S R V 作 動 時 | ジ ェ ット | C O | |
| 1 | 設計条件 | — | 設計条件 | ○ | ○ | | | | | | V(S)-1の組合せで包絡 |
| 2 | 運転状態 I | — | I _A | ○ | | ○ | | | | | 通常運転時のため、SA時は組合せない |
| 3 | 運転状態 II | — | II _A | ○ | | ○ | | ○ | | | V(S)-2の組合せで包絡 |
| 4 | 運転状態 IV | — | IV _A | ○ | | | | ○ | | | ジェット荷重はLOCA発生直後にのみ発生する荷重であることから、SA時は組合せない |
| 5 | 運転状態 IV | — | 設計条件 | ○ | | | ○ | | ○ | | CO荷重はLOCA発生後短期にのみ発生する荷重であることから、SA時は組合せない |
| 6 | 運転状態 IV | — | 設計条件 | ○ | | | ○ | | | ○ | V(S)-1の組合せと同様 |
| 7 | 運転状態 IV | — | 設計条件 | ○ | | | ○ | ○ | | ○ | V(S)-2の組合せと同様 |
| 8 | 試験状態 | — | 試験状態 | | | | | | | | 試験状態は記載しない |
| 9 | 運転状態 I | S _d * | III _A S | ○ | | ○ | | | | | V(L)-1の組合せで包絡 |
| 10 | 運転状態 I | S _s | IV _A S | ○ | | ○ | | | | | V(LL)-1の組合せで包絡 |
| 11 | 運転状態 II | S _d * | III _A S | ○ | | ○ | | ○ | | | SRV作動は短期であるため、SA時地震とは組合せない |
| 12 | 運転状態 II | S _s | IV _A S | ○ | | ○ | | ○ | | | |
| 13 | 運転状態 IV | S _d * | III _A S | ○ | | | ○ | | | | V(L)-1の組合せで包絡 |
| 14 | 運転状態 IV | S _d * | IV _A S | ○ | | | ○ | | | | V(L)-1の組合せで包絡 |
| V(S)-1 | SA短期 | — | V _A | ○ | ○ | | | | | ○ | 評価圧力：限界圧力2Pd (853 kPa) |
| V(S)-1-1 | SA短期 | — | V _A | ○ | ○ | | | | | | 評価圧力：限界圧力2Pd (853 kPa) |
| V(S)-1-2 | SA短期 | — | V _A | ○ | | | ○ | | | ○ | 評価圧力：FCI発生時の圧力193 kPa |
| V(S)-2 | SA短期 | — | V _A | ○ | | | ○ | ○ | | ○ | 評価圧力：設計圧力1Pd (427 kPa) |
| V(S)-2-1 | SA短期 | — | V _A | ○ | | | ○ | ○ | | | 評価圧力：設計圧力1Pd (427 kPa) |
| V(S)-2-2 | SA短期 | — | V _A | ○ | | | ○ | ○ | | ○ | 評価圧力：中小破断LOCA時の圧力 (50 kPa) |
| V(L)-1 | SA長期(L) | S _d | V _A S | ○ | | | ○ | | | ○ | 評価圧力：SA(L)時の圧力660 kPa |
| V(LL)-1 | SA長期(LL) | S _s | V _A S | ○ | | | ○ | | | | 評価圧力：SA(LL)時の圧力380 kPa |

注記：S_d*は弾性設計用地震動S_dにより定まる地震力又は静的地震力

減圧沸騰に関する既往の試験

スクラビングにおける減圧沸騰の除染係数 (DF) への影響を評価することを目的とした大規模実験が実施されている。当該実験では, 初期圧力 330kPa から, ガスの流入を行わずに, 90Pa/s の減圧率で減圧を実施し, 沸騰が発生する水深範囲の確認がなされている。当該試験結果では, 水面から約 1m の範囲で気泡発生が確認されているが, 一方で水面が波立つ高さとしては限定的となっている。(図 1)

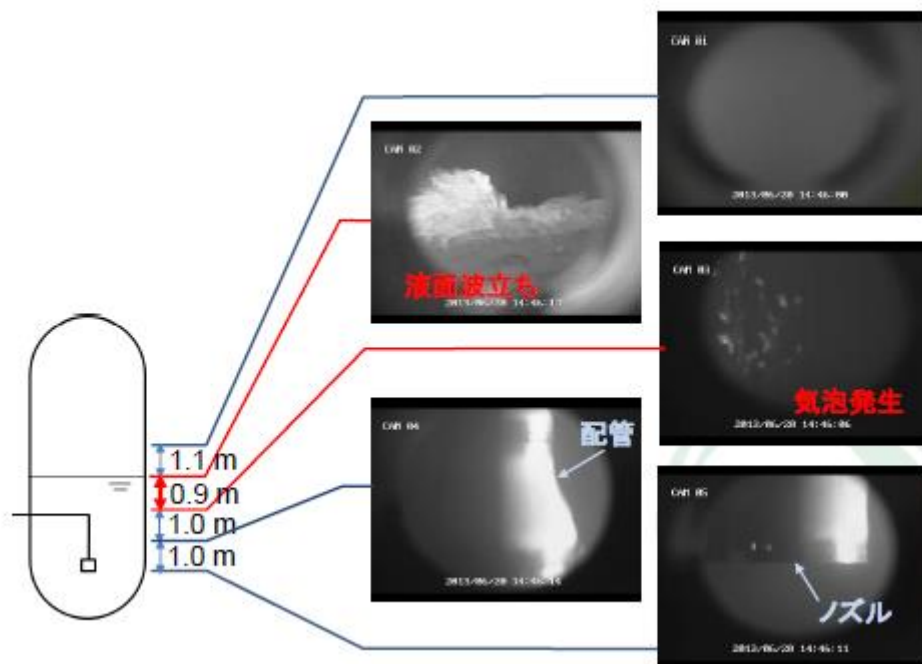


図 1 減圧沸騰時の水面挙動*

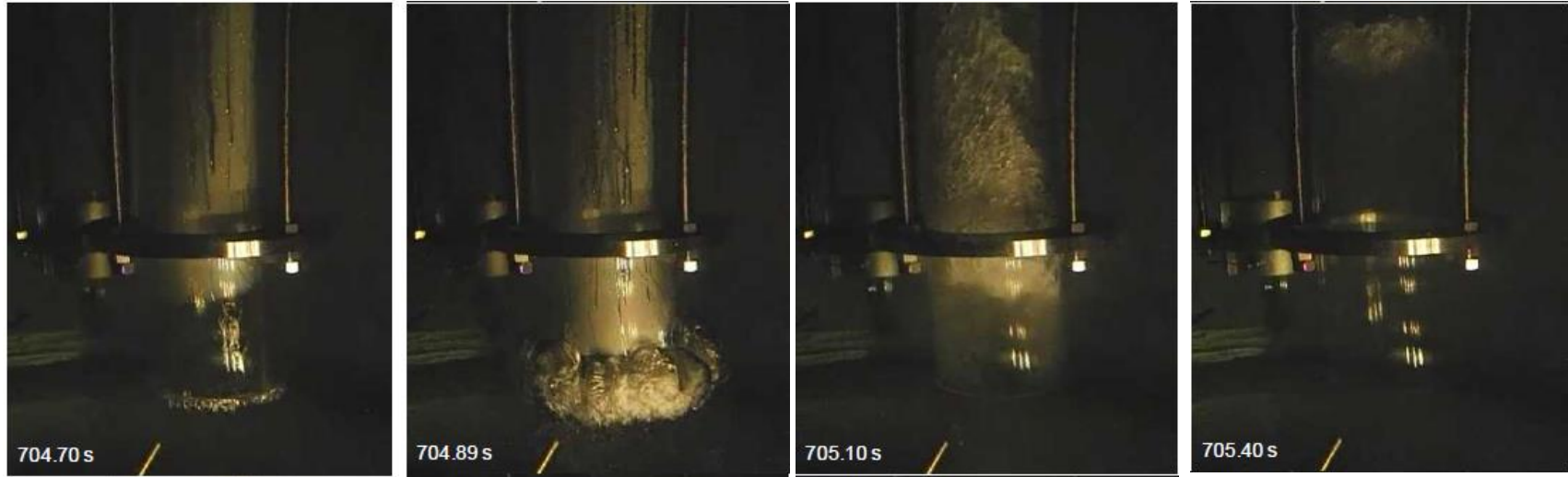
*出典：秋葉美幸 “プールスクラビングによるエアロゾル除去効果実験”，NRA，平成 29 年 11 月

チャギングの原理および水温依存性について

図 1 に示すように、チャギングは蒸気凝縮界面がダウンカマ内外への拡大縮小を繰り返すことに伴い発生する現象である。水温が低くサブクール度が大きい場合には、蒸気凝縮の際の凝縮量が増えるため、気液界面の変動も大きくなるとともに、圧力振幅も増大することから発生する荷重も大きくなる(図 2 参照)。

蒸気凝縮によって発生する動荷重の態様を、蒸気流束とプール水温のマップで整理した結果を図 3 に示す。FCI 発生時はプール水温が高く、チャギング荷重が相対的に大きくなる領域(水温 57°C 以下、蒸気流束 32kg/s/m² 以下)から離れていることから、設計基準事故時に考慮している動荷重より厳しくなることはない。

- [1] Laine, J. et al., PPOOLEX Experiments with Two Parallel Blowdown Pipes, NKS-234, 2011
- [2] 綾 威雄, 「蒸気のプール水中凝縮に伴う圧力および流体の振動」, 船研技報 別冊 10, 1988
- [3] General Electric Company, Mark I Containment Program Full Scale Test Program Final Report, NEDO-24539, 1979



気液界面がダウンカメラ先端から押し出され始める。

蒸気泡がプール水中に噴出する。

蒸気凝縮により気液界面がダウンカメラ内へ後退する。

気液界面がダウンカメラ内を上昇する。

図1 チャギング現象^[1]

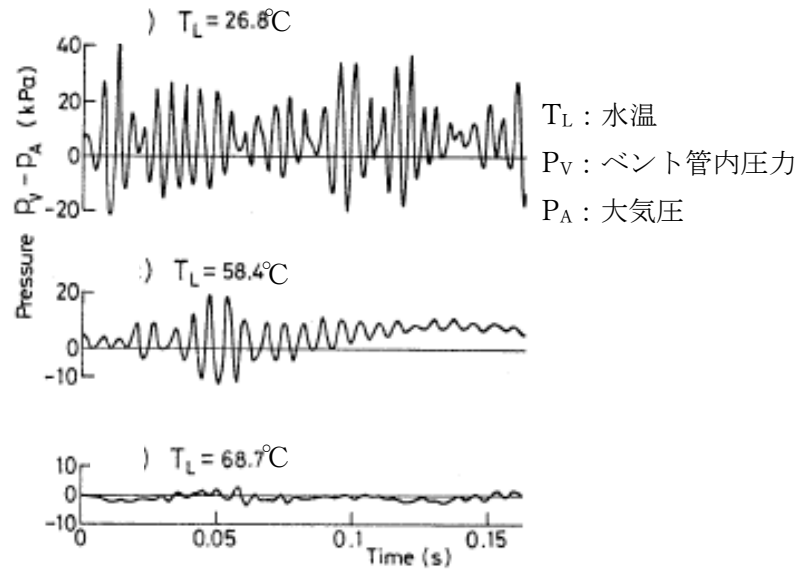


図2 チャギングの水温依存性^[2]

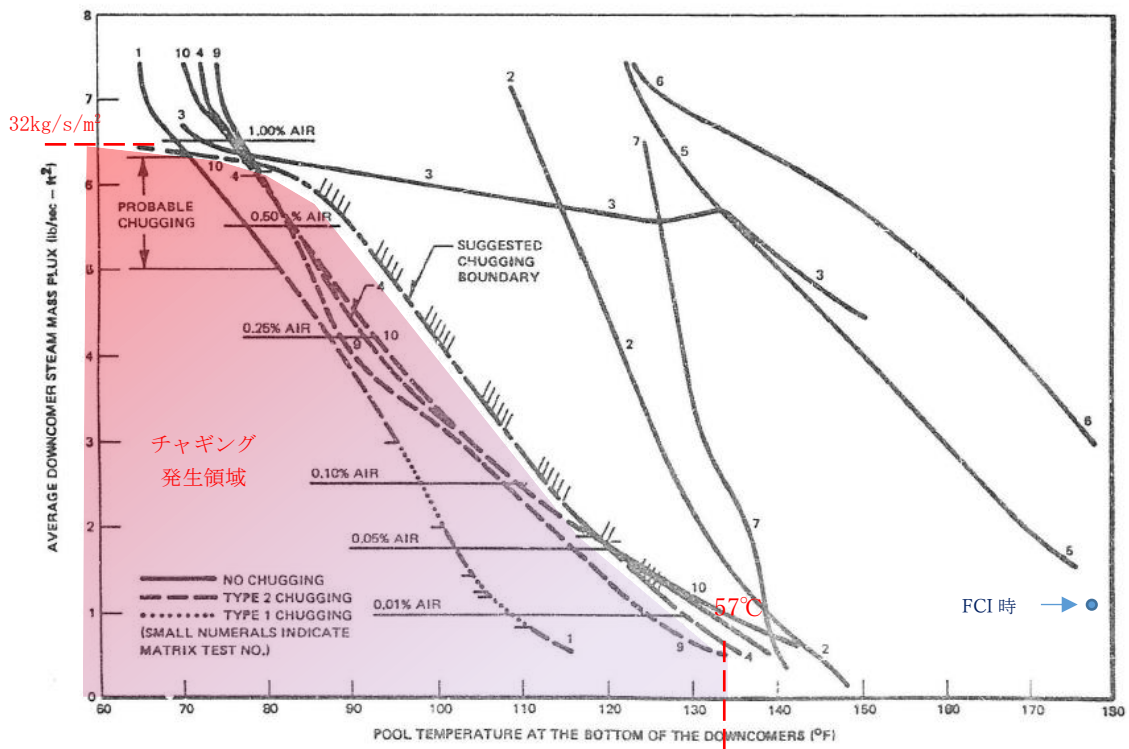


図3 蒸気流束とプール水温の関係 (FSTF 試験)^[3]

許容繰返し回数Nの求め方について（設計・建設規格 PVB-3140(1)）

設計・建設規格に定められる許容引張応力Sの3倍の値は $3 \times \square = \square$ MPa であり、これに対応する許容繰返し回数 $N = \square$ 回の導出過程を以下に示す。

許容繰返し回数Nは以下に示す設計・建設規格の（添付 4-2-1）式の N_a より求める。

$$N_a = N_2 \times \left(\frac{N_1}{N_2} \right)^{\frac{\log S_2 / S_a}{\log S_2 / S_1}} \quad (\text{添付 4-2-1})$$

ここで、 N_a : S_a に対する許容繰返し回数

S_a : 任意の点の繰返しピーク応力強さ (MPa)

S_1 : 表 添付 4-2-1 (\square) 中の繰返しピーク応力強さ = \square MPa

S_2 : 表 添付 4-2-1 (\square) 中の繰返しピーク応力強さ = \square MPa

N_1 : S_1 に対する許容繰返し回数 = \square

N_2 : S_2 に対する許容繰返し回数 = \square

ただし、 S_a は \square MPa に $(2.07 \times 10^5 / E)$ を乗じた値を用いる。

このとき、 E : 炭素鋼の縦弾性係数

$$= \square \text{ MPa} \left(\frac{\square \text{ }^\circ\text{C} + \square \text{ }^\circ\text{C}}{2} = \square \text{ }^\circ\text{C} \text{ における値} \right)$$

(\square
 \square)

よって、 $S_a = \square$ MPa として、（添付 4-2-1）式より N_a を求めることで、許容繰返し回数 $N = \square$ 回が得られる。