

本資料のうち、枠囲みの内容は  
商業機密の観点から公開できま  
せん。

女川原子力発電所第2号機 工事計画審査資料	
資料番号	02-補-E-08-0370-1_改0
提出年月日	2021年3月4日

補足-370-1 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

## 目次

### 1. 概要

- 別紙 1. シール機能維持に対する考え方について
- 別紙 2. 改良EPDM製シール材の適用性について
- 別紙 3. 改良EPDM製シール材における各試験について
- 別紙 4. 改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験について
- 別紙 5. 実機フランジ模擬試験の概要について
- 別紙 6. 改良EPDM製シール材における実機フランジ模擬試験結果の適用について
- 別紙 7. ドライウェル主フランジ等の開口量評価について
- 別紙 8. 経年劣化を考慮したシール機能について
- 別紙 9. 化学薬品や核分裂生成物のシール機能への影響について
- 別紙 10. シール材の運転環境（放射線量，温度）の考慮について
- 別紙 11. 黒鉛製シール材について
- 別紙 12. フランジ開口量評価の妥当性について（構造解析との関連性）
- 別紙 13. 原子炉格納容器の各シール部の開口裕度について
- 別紙 14. 所員用エアロック開口量評価に係る変形支点の変位の影響について
- 別紙 15. 原子炉格納容器隔離弁の重大事故等時環境における耐性確認試験の概要について
- 別紙 16. 重大事故等時におけるシール機能の追従性について
- 別紙 17. フランジ部の塑性変形の評価について
- 別紙 18. 200℃，2Pdの適用可能時間を過ぎてから用いる限界圧力，温度について
- 別紙 19. 原子炉格納容器貫通部リスト
- 別紙 20. 重大事故等時の動荷重について
- 別紙 21. 代替循環冷却系の健全性
- 別紙 22. 原子炉格納容器隔離弁のうち重大事故等時閉操作対象弁抽出フロー

## 1. 概要

本資料は、添付書類「VI-1-8-1 原子炉格納施設的设计条件に関する説明書」（以下「説明書」という。）の「3.2.9 重大事故等時の動荷重」、「3.2.10 荷重の組合せ」、「4. 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評価及びその他影響確認」に示す重大事故等時の限界温度、限界圧力に対する原子炉格納容器の構造健全性及び機能維持の詳細を示すものである。

## シール機能維持に対する考え方について

原子炉格納容器のハッチ類，配管貫通部，電気配線貫通部及び原子炉格納容器隔離弁のシール部のシール機能は，ガスケット等の試験結果及び材料特性により判定基準を定め，200℃，2Pdの環境下においてシール機能が維持できることを確認している。シール機能維持の考え方を表1に示す。

表1 シール機能維持の考え方

対象箇所	判定基準	シール機能維持の考え方
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ドライウェル主フランジ</li> <li>・機器搬出入用ハッチ</li> <li>・逃がし安全弁搬出入口</li> <li>・制御棒駆動機構搬出入口</li> <li>・所員用エアロック (扉のシール部)</li> <li>・配管貫通部 (フランジ部)</li> </ul>	許容開口量以下	<p>開口量評価で得られた開口量*1が，ガスケットの試験結果*2に基づき設定した許容開口量（シール機能が維持できる開口量）以下であることを確認することにより，シール機能が維持できることを確認</p> <p>注記 *1：フランジ部の形状・寸法に基づき解析等により算出 *2：圧縮永久ひずみ試験結果及び実機フランジ模擬試験による漏えい試験結果</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・電気配線貫通部 (モジュール)</li> <li>・原子炉格納容器隔離弁 (原子炉格納容器調気系バタフライ弁)</li> </ul>	設計漏えい量以下	試験における漏えい量が設計漏えい量以下であることを確認することにより，シール機能が維持できることを確認
<ul style="list-style-type: none"> <li>・所員用エアロック (扉以外のシール部)</li> <li>・原子炉格納容器隔離弁 (TIP電磁弁及びボール弁)</li> </ul>	200℃以上	圧力により開口が生じる部位ではないため，試験結果及び材料仕様によりシール材の高温環境下における耐性を確認することにより，シール機能が維持できることを確認

また，ハッチ類，電気配線貫通部（モジュール）及び原子炉格納容器隔離弁（原子炉格納容器調気系バタフライ弁）については，シール材の漏えい試験結果に基づき設定した判定基準を基にシール機能の維持を確認している。このことから，各漏えい試験において判定基準として設定した漏えい量より，判定基準を満たした場合に実機において想定される漏えい量を推定したところ，原子炉格納容器全体の設計漏えい率に比べても十分小さい値であり，シール機能は維持されると判断している。漏えい量の推定結果を表2に示す。

表2 判定基準を満たした場合に想定される漏えい量の推定結果

対象箇所	判定基準	判定基準を満たした場合に想定される漏えい量
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ドライウェル主フランジ</li> <li>・ 機器搬出入用ハッチ</li> <li>・ 逃がし安全弁搬出入口</li> <li>・ 制御棒駆動機構搬出入口</li> <li>・ 所員用エアロック (扉のシール部)</li> <li>・ 配管貫通部 (フランジ部)</li> </ul>	許容開口量以下	<p>実機フランジ模擬試験において、開口量＝許容開口量となる状態を模擬したリーク試験を実施しており、本試験において判定基準として設定した漏えい量から原子炉格納容器ハッチ類の実機相当に換算した漏えい量は、原子炉格納容器設計漏えい率である0.5%/dayに比べ、十分に小さい値であることを確認している。</p> <p>○漏えい有無の判定基準 漏えい量：1cc/min以下</p> <p>○実機相当換算値 0.001%/day以下 (PCV空間容積に対する割合)</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 電気配線貫通部 (モジュール)</li> <li>・ 原子炉格納容器隔離弁 (原子炉格納容器調気系バタフライ弁)</li> </ul>	設計漏えい量以下	<p>試験における判定基準として設定した漏えい量から電気配線貫通部（モジュール）及び原子炉格納容器隔離弁（原子炉格納容器調気系バタフライ弁）の実機相当に換算した漏えい量は、原子炉格納容器設計漏えい率である0.5%/dayに比べ、十分に小さい値であることを確認している。</p> <p>&lt;電気配線貫通部（モジュール）&gt; ○漏えい有無の判定基準（設計漏えい量） 1×10<sup>-2</sup> Std. cc/sec以下</p> <p>○実機相当換算値 1×10<sup>-5</sup> %/day以下 (PCV空間容積に対する割合)</p> <p>&lt;原子炉格納容器隔離弁（原子炉格納容器調気系バタフライ弁）&gt; ○漏えい有無の判定基準（設計漏えい量） 240cc/min以下/600A</p> <p>○実機相当換算値 0.003%/day以下 (PCV空間容積に対する割合)</p>
<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 所員用エアロック (扉以外のシール部)</li> <li>・ 原子炉格納容器隔離弁 (TIP電磁弁及びボール弁)</li> </ul>	200℃以上	<p>圧力により開口が生じる部位でなく、また、高温環境下での耐性を確認していることから原子炉格納容器内の200℃の環境条件であってもシール機能に影響を及ぼすものでない。</p>

## 改良 EPDM 製シール材の適用性について

女川原子力発電所第 2 号機では、改良 EPDM 製シール材として [ ] を採用する計画である。

改良 EPDM 製シール材の開発経緯を以下に示す。

- ・ 従来、原子炉格納容器のシール材（ガスケット）として使用していたシリコンゴムは、使用温度範囲が $-60^{\circ}\text{C}$ ～ $200^{\circ}\text{C}$ であり、従来の EPDM 製シール材の使用温度範囲 $-50^{\circ}\text{C}$ ～ $150^{\circ}\text{C}$ よりも耐熱性は若干高いものの、既往の試験結果から高温蒸気環境での劣化が確認されていた。
- ・ 従来の EPDM 製シール材はシリコンゴムに比較して高温蒸気に強い材料であったが、更なる耐熱性向上を目的に材料の改良を進め、改良 EPDM 製シール材を開発した。

改良 EPDM 製シール材については、ガスケットメーカーにおいて、耐熱性、耐高温蒸気性及び耐放射線性の確認を目的に、重大事故等時環境を考慮した条件（放射線量 [ ] kGy を照射した上で  $200^{\circ}\text{C}$  の蒸気環境にて 168 時間）にて圧縮永久ひずみ試験が実施されており、耐性が確認されている。

女川原子力発電所第 2 号機で採用予定の改良 EPDM 製シール材 [ ] については、ガスケットメーカーで実施された試験と同様に圧縮永久ひずみ試験を実施するとともに、重大事故等時の温度及び放射線による劣化特性がシール機能に影響を及ぼすものでないことを実機フランジ模擬試験にて確認している。

また、改良 EPDM 製シール材は、従来の EPDM 製シール材と同様、ガスケットメーカーにて材料や特長に応じ定めている型番品 [ ] として管理されているものであり、当該品を特定可能であることから、メーカー型番を指定することにより今回シール機能が確認されたものを確実に調達することが可能である。

なお、今後の技術開発により、より高い信頼性があるシール材が開発された場合は、今回と同様に圧縮永久ひずみ試験等を実施し、重大事故等時環境におけるシール機能評価を行うことで、実機フランジへの適用性について確認する。

## 改良 EPDM 製シール材における各試験について

改良 EPDM 製シール材の適用にあたり、「改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験」及び「実機フランジ模擬試験」の 2 種類の試験を実施している。本資料では、各試験の位置付けを明確化するとともに、「実機フランジ模擬試験」の試験条件が重大事故等時環境を適切に模擬できているかを確認するため「高温曝露の方法」及び「放射線試験の方法」について適切性を確認した。

## 1. 各試験の位置付けについて

## 1.1 改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験

フランジ部からの漏えいの発生を防止するため、フランジ面にはシール材がセットされている。フランジはフランジボルトを締め付けることによりシール材を圧縮し、シール機能を発揮する構造となっている。

このため、フランジ部からの漏えいは「内部圧力の上昇によりフランジ部が開口すること」に加え「その開口量がシール材の復元量を超える」場合に生じる。したがって、シール材の耐漏えい性能を確認するためには、シール材がセットされるフランジが「圧力上昇によりどの程度開口するのか」を評価し、その開口量に対して熱等により劣化した「シール材の復元量」を確認することが必要となる。フランジ部の開口量評価と圧縮永久ひずみ試験の位置付けを表 1 に示す。

表 1 フランジ部の開口量評価と圧縮永久ひずみ試験の位置付け

フランジ部からの漏えい要因	確認事項	試験及び評価の位置付け
圧力の上昇によりフランジ部が開口することによる漏えい	フランジ部の圧力上昇による開口量	解析による開口量評価
開口量がシール材の復元特性を超えることによる漏えい	熱等により劣化したシール材の復元量	圧縮永久ひずみ試験によるシール材の復元量評価

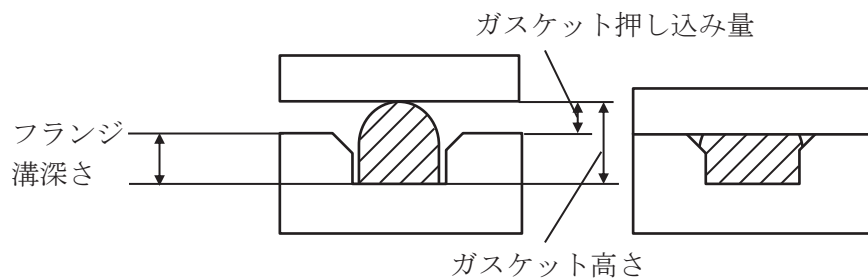
圧縮永久ひずみ試験で得られるひずみ率がフランジ構造によらず、一様に適用できる理由を整理する。

- ・原子炉格納容器の限界温度、圧力である 200°C、2Pd で評価しているため、圧力上昇による影響は、フランジ構造によらず同等である。
- ・本試験は、フランジ構造に関わらず、圧縮状態で使用される静的シール部におけるシール材単体の劣化度（ひずみ率）から復元量を確認するものであることから、フランジ構造の違いはフランジ構造の解析による開口量計算において評価している。
- ・本試験におけるシール材試験片の圧縮率は、%としており、改良 EPDM 製シール材を適用するフランジのガスケットの圧縮率とほぼ同等である（表 2）。

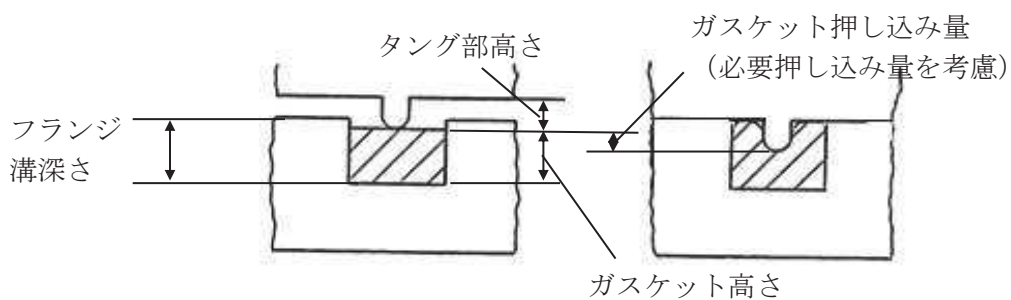
よって、女川原子力発電所第 2 号機原子炉格納容器の限界温度、圧力の評価では、フランジ部の開口量と圧縮永久ひずみ試験結果を用いることでシール部の健全性を評価できる。

表2 改良 EPDM 製ガスケットの圧縮率

設備名	フランジ溝 深さ	ガスケット 高さ	タング部 高さ	ガスケット 押し込み量	圧縮率
ドライウェル 主フランジ					
機器搬出入用ハッチ					
逃がし安全弁 搬出入口					
制御棒駆動機構 搬出入口					
所員用エアロック					
サプレッション チェンバ出入口					



<甲丸型ガスケット押し込み量>



<タング&グループ型ガスケット押し込み量>

- 甲丸型ガスケット押し込み量 = ガスケット高さ - フランジ溝深さ
- タング&グループ型ガスケット押し込み量 = (ガスケット高さ + タング部高さ) - フランジ溝深さ - 必要押し込み量 (  mm )
- 圧縮率 = (ガスケット押し込み量 / ガスケット高さ) × 100%



## 1.2 実機フランジ模擬試験

圧縮永久ひずみ試験結果を用いた開口量評価では、内圧によるフランジ構造部の変形は模擬しているが、実機フランジ溝にガスケットをセットした状態におけるシール材の変形は模擬していないため、実機にセットした状態におけるシール材の変形による気密性を確認する必要がある。また、1.1項で記述したシール機能の評価では、ガスケットの復元量とフランジの開口量が等しい状態（ガスケット押し込み量が0mmで接している状態）までをシール機能維持の判定基準としており、その状態においても気密性を有することを確認する必要がある。

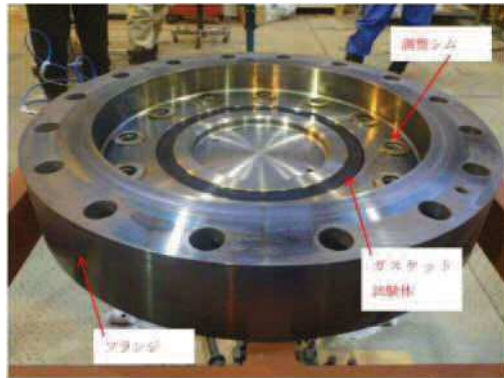
実機フランジ模擬試験は、圧縮永久ひずみ試験の結果を用いた開口量評価の中で最も厳しい状態を再現する試験をすることで、開口量評価の妥当性を確認するために実施している。

(表3)

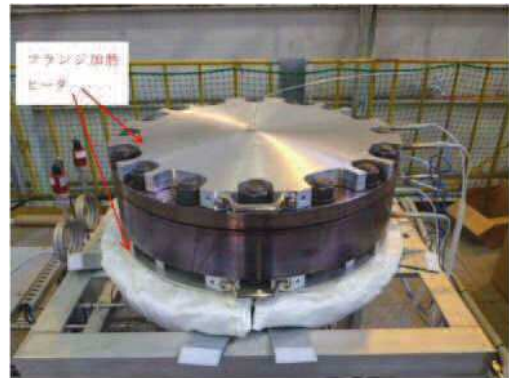
表3 実機フランジ模擬試験の位置付け

開口量評価における未確認事項	確認事項	実機フランジ模擬試験の位置付け
実機フランジガスケット溝にガスケットをセットした状態における内圧や熱膨張によりシール材が変形した状態における気密性	内圧，熱膨張でシール材がガスケット溝内で変形した状態で気密性を有すること	ガスケット溝内でのシール材の変形を考慮するため，実機フランジを模擬した試験装置*により気密性を有していることを確認
ガスケットの押し込み量が0mmで接している状態（開口量＝許容開口量）における気密性	ガスケットの押し込み量が0mmで接している状態で気密性を有すること	ガスケットの押し込み量が0mmで接している状態で試験を実施することにより気密性を有していることを確認

注記 \*：試験装置の断面形状は実機と同形状であり，ガスケット及び溝寸法は幅・高さともに実機と同等，中心径のみ縮小した試験装置（図1）



試験装置外観（フランジ開放時）



試験装置外観（フランジ密閉時）

図1 試験装置外観写真

実機フランジ模擬試験で得られた結果がフランジ構造によらず、一様に適用できる理由を整理する。

- ・原子炉格納容器の限界温度、圧力である 200°C、2Pd で評価しているため、内圧上昇による影響は、フランジ構造によらず同等である。
- ・内圧上昇後にフランジが開口した状態を想定し、ガスケットの復元量とフランジの開口量が等しい状態（押し込み量が 0mm で接している状態）でのシール性を確認しているものであり、フランジ構造による開口の違いはフランジ部の解析による開口量計算において評価している。

実機フランジ模擬試験によって、ガスケットの押し込み量が 0mm で接している状態を再現しており、圧縮永久ひずみ試験の結果を用いた開口量評価において、最も厳しい状態である。よって、女川原子力発電所第2号機原子炉格納容器の限界温度、圧力の評価では、フランジ部の解析による開口量評価において、開口量が許容開口量以内であることを確認することで、シール部の健全性を評価できる。

## 2. 実機フランジ模擬試験の高温曝露の方法について

改良 EPDM 製シール材の劣化は、一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、実機フランジ模擬試験では蒸気ではなく高温空気（乾熱）で曝露し、重大事故等時環境より保守的な条件で試験を実施している。また、温度については原子炉格納容器限界温度 200℃が 7 日間継続する条件であり、重大事故等時環境よりも厳しい条件で曝露しており、それに加え、さらに余裕をみた 250℃、300℃をそれぞれ定める期間を一定温度で高温に曝露した試験を実施している。

よって、本試験は高温曝露時に、蒸気環境よりも厳しい乾熱曝露、重大事故等時環境よりも保守的な温度条件により、重大事故等時環境を適切に模擬できていると考える。

## 3. 実機フランジ模擬試験の放射線照射の方法について

放射線照射量については、重大事故等時条件を模擬するために、有効性評価（大 LOCA+ECCS 機能喪失+SB0）におけるフランジガスケット部の重大事故等発生後 7 日間の累積放射線量の目安である  kGy を用いて試験している。

また、放射線照射と高温曝露の順序について「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」に事故時環境評価試験の試験実施方法として放射線照射をした後に定められた温度条件下に曝露することが定められていることから、この考え方を参考にし、放射線照射後に高温曝露を行う順序で試験を実施している。

## 改良EPDM製シール材の圧縮永久ひずみ試験について

改良EPDM製シール材の重大事故等時環境における劣化特性を確認するために、J I S K 6 2 6 2 「加硫ゴム及び熱可塑性ゴム—常温，高温及び低温における圧縮永久ひずみの求め方」に準じた圧縮永久ひずみ試験を実施した。

試験装置を図1に示す。試験片として，あらかじめγ線照射したシール材を用いている。放射線量は，重大事故等時条件を模擬するために，フランジガスケット部の重大事故等発生後7日間の累積放射線量の目安である  kGyを用いて実施している。試験は，試験片を圧縮板ではさみ，ボルトを締め付けることにより圧縮させる。

試験片の圧縮量はスペーサの厚さで調整している。

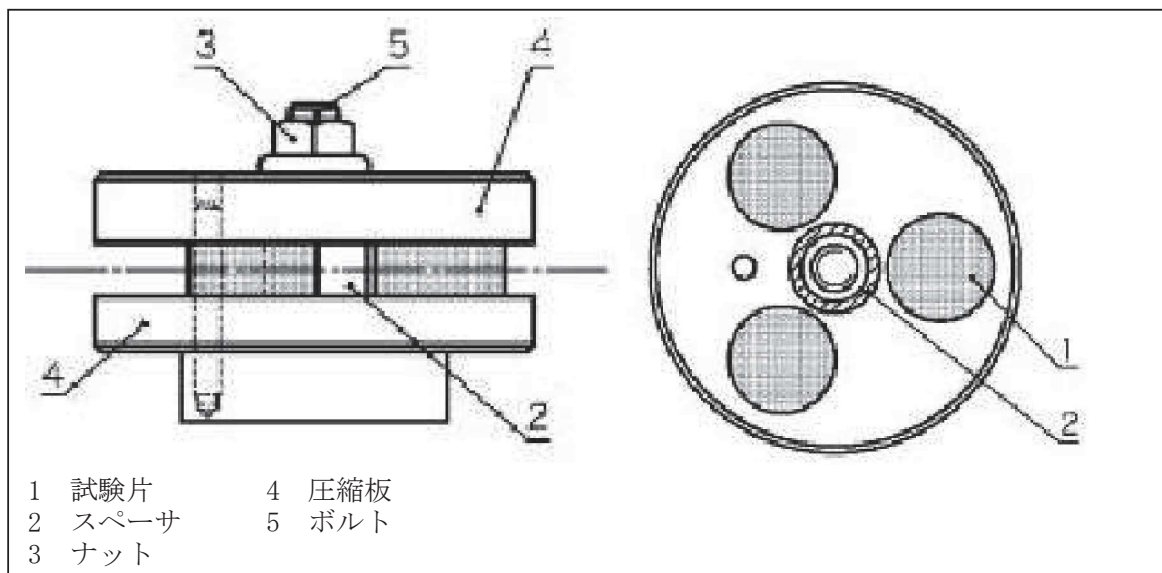


図1 圧縮永久ひずみ試験装置

試験では、加圧試験容器を用いて高温蒸気で曝露し、試験温度は、原子炉格納容器限界温度である200℃、試験期間は7日間（168時間）とし、一定温度で高温曝露している。

圧縮永久ひずみ率は、試験片の初期厚さと試験後の試験片厚さを測定し、次の式（1）により算出する。各試験片の中心を0.01mmの単位まで厚さ測定し、3個の試験片で得られた値の平均値を算出する。圧縮永久ひずみの算出概念図を図2に示す。

$$Cs = \frac{t_0 - t_1}{t_0 - t_2} \times 100 \quad \dots \dots \dots (1)$$

Cs : 圧縮永久ひずみ率  
 t<sub>0</sub> : 試験片の初期厚さ  
 t<sub>1</sub> : 試験後の試験片厚さ  
 t<sub>2</sub> : スペーサ厚さ

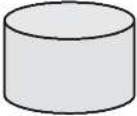

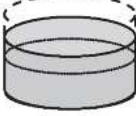
初期状態	試験状態	圧縮開放
		
厚さ t <sub>0</sub>	厚さ t <sub>2</sub> ( <input type="text"/> % 圧縮 )	厚さ t <sub>1</sub> $Cs = \frac{(t_0 - t_1)}{(t_0 - t_2)} \times 100$

図2 圧縮永久ひずみの算出概念図

圧縮永久ひずみ試験の結果を表1に示す。

表1 圧縮永久ひずみ試験\*1結果

試験体	試験温度	放射線照射量	試験雰囲気	試験時間	圧縮永久ひずみ率*2 (%)	
					各試験片	平均
改良EPDM製シール材 <input type="text"/>	200℃	<input type="text"/> kGy	蒸気	168時間	<input type="text"/>	<input type="text"/>

注記\*1: J I S K 6 2 6 2 に従い実施

\*2: 試料を圧縮し完全に元の状態に戻った場合を0%, 全く戻らずに完全に圧縮された状態を100%とする

## 実機フランジ模擬試験の概要について

改良EPDM製シール材のシール機能の性能確認として、実機フランジの形状を模擬した試験装置を用いて、実機条件に近い状態でのシール機能の健全性確認を行った。

試験フローを図1に示し、試験の概要を以下に示す。

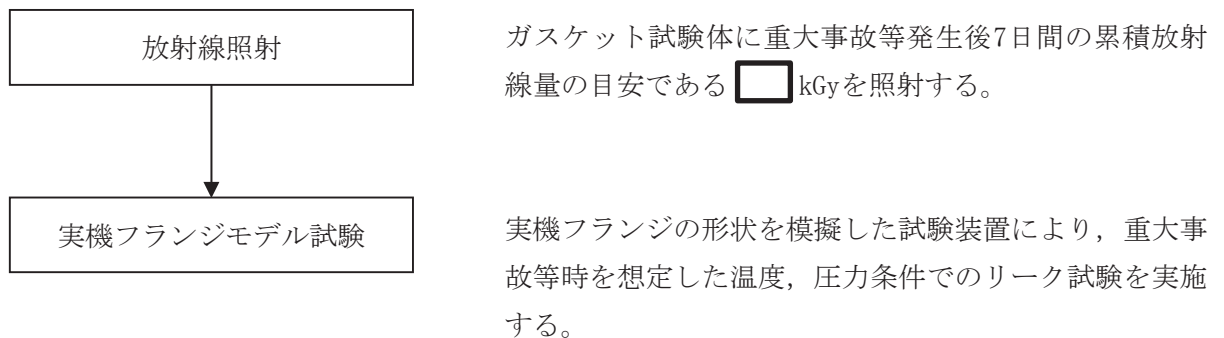


図1 実機フランジ模擬試験の試験フロー

### 1. 試験装置

実機フランジ模擬試験の試験装置は図2、図3に示すようにフランジユニット、ガス供給ユニット、リークガス計測ユニットから構成される。フランジユニットは、直径250mmのガスケット試験体を組み込んで内部を加圧可能な試験フランジと、試験フランジを所定の試験条件に加熱制御するためのフランジ加熱ヒータから構成される。試験フランジにガスケット試験体を組み込む溝断面形状（フランジ型式）は実機フランジで採用されているタング&グループ型（T&G型）及び甲丸型の2種類を模擬している。フランジ断面形状は実機と同形状であり、中心径のみを縮小した試験装置としているため、試験で得られたリーク量をガスケット径比で補正することで実機フランジにおけるリーク量として適用できる。

また、内圧上昇後の原子炉格納容器フランジの開口を模擬するため、ガスケット試験体の押し込み量をフランジ間に設置する調整シムにより設定する。ガス供給ユニットは、高压空気ボンベと圧力調整器から構成され、所定の圧力に調整された加圧ガスを空気加熱器により所定の温度に加熱制御する。リーク量はリークガス計測ユニットのマスフローメータにて計測される。試験装置外観写真を図3に示す。



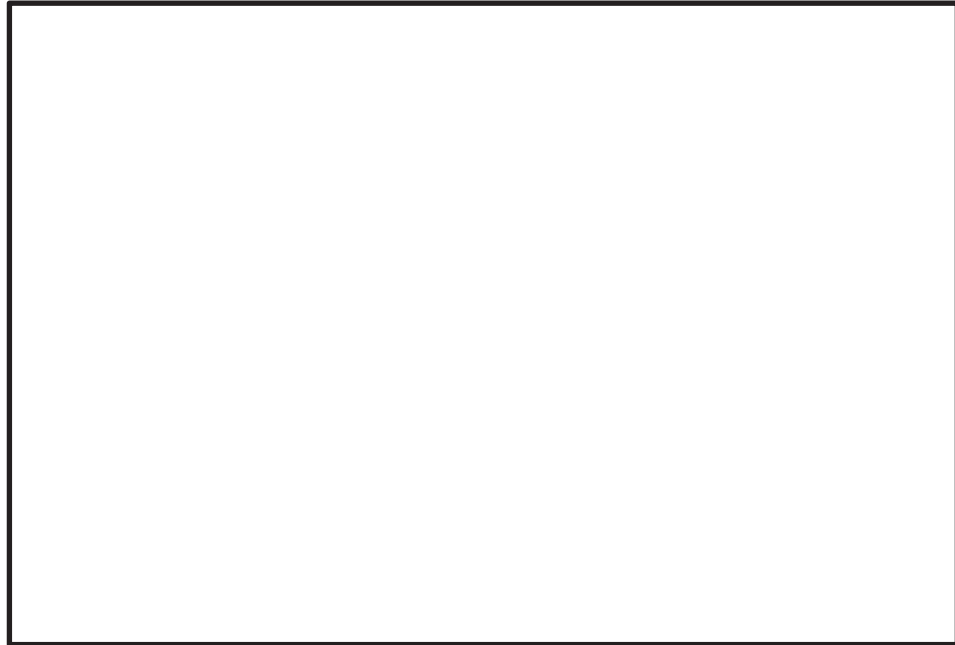
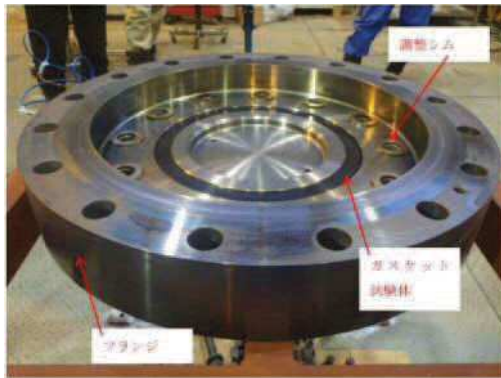


図2 試験装置概要図



試験装置外観（フランジ開放時）



試験装置外観（フランジ密閉時）

図3 試験装置外観写真

## 2. 試験条件

重大事故等時条件を模擬するために、放射線照射量は、フランジガスケット部の重大事故等発生後7日間の累積放射線量の目安である  kGyを予め照射したシール材をガスケット試験体として用いる。また、改良EPDM製シール材の劣化は、一般的に酸素により引き起こされるとの知見に基づき、加圧雰囲気は蒸気ではなく高温空気（乾熱）を用い、試験温度については、原子炉格納容器限界温度である200℃、さらに余裕を見た250℃及び300℃とし、加圧圧力は原子炉格納容器限界圧力2Pd（0.854MPa）を包絡する圧力で気密確認を実施する。放射線照射と高温暴露の順序について、「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイドライン」に重大事故等時環

境試験の試験方法として放射線照射をした後に温度条件を曝露することが定められていることから、この考えを参考にし、放射線照射後に高温暴露を行う順序で試験を実施した。

ガスケット試験体の押し込み量は、設計押し込み量に対し、予備試験によりリークしない最小の押し込み量に設定する。なお、予備試験の結果、いずれの試験ケースともリークしない最小押し込み量は0mmであった。

### 3. 試験結果

試験結果を表1に示す。フランジによるガスケット試験体の押し込み量が最小（0mm）であっても有意な漏えいは発生せず、200℃・168時間及び250℃・96時間の耐性が確認された。300℃のケースにおいては試験途中でリークが発生したケースがあったものの、概ね24時間程度の耐性を有することが確認された。図4に200℃・168時間の試験ケースにおける試験体の外観写真を示す。図4より、フランジとガスケット試験体との接触面を境界として劣化（表面のひび割れ）は内周側で留まり、外周側に有意な劣化が見られないことから、フランジ接触面でシール機能を維持できていることが確認された。また、断面形状より、劣化（表面のひび割れ）はガスケット試験体の表面層のみで留まっているため、有意な劣化が進行していないことが確認された。

表1 重大事故等時条件での試験結果\*1

No.	フランジ形式	試験体	温度	継続時間	押し込み量	漏えいの有無
1	T&G型	改良EPDM製シール材 ( <input type="text"/> )	200℃	168時間	0mm	無
2	甲丸型	改良EPDM製シール材 ( <input type="text"/> )	200℃	168時間	0mm	無
3	T&G型	改良EPDM製シール材 ( <input type="text"/> )	250℃	96時間	0mm	無
4	甲丸型	改良EPDM製シール材 ( <input type="text"/> )	250℃	96時間	0mm	無
5	T&G型	改良EPDM製シール材 ( <input type="text"/> )	300℃	24時間	0mm	無
6	甲丸型	改良EPDM製シール材 ( <input type="text"/> )	300℃	24時間	0mm	有*2

注記\*1：下記条件は全ケース共通

試験圧力：2Pd以上（0.854MPa以上），放射線照射量： kGy，加圧媒体：乾熱（空気）  
漏えい判定基準：1cc/min以上の漏えい量が30分以上継続した場合に漏えい有とする。

\*2：継続時間22時間で漏えいが発生



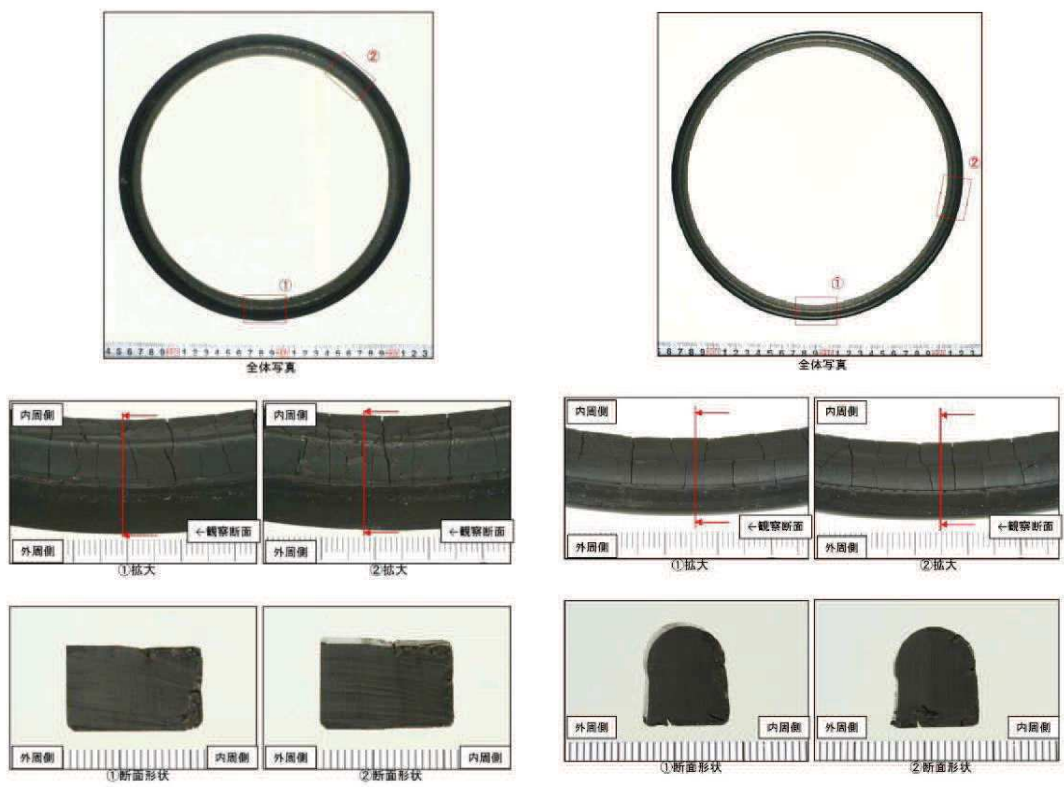


図4 200℃・168時間試験後の試験体外観写真（左：T&G型，右：甲丸型）

## 改良 EPDM 製シール材における実機フランジ模擬試験結果の適用について

改良 EPDM 製シール材については、シール機能の性能確認として圧縮永久ひずみ試験に加えて、実機フランジを模擬した試験装置（以下「実機フランジ模擬試験装置」という。）を用いてシール機能を確認している。

実機フランジ模擬試験装置のフランジ断面形状は実機と同形状、ガスケット及び溝寸法は幅・高さともに実機と同等であり、中心径のみを縮小した試験装置としており、フランジ部は実機と同様な変形を模擬できる。

また、実機フランジ模擬試験ではガスケット試験体の押し込み量を 0mm に設定し、実機が 2Pd 時の開口量以上を模擬した条件で試験を実施している。

## 1. 実機と実機フランジ模擬試験装置の比較

実機（ドライウェル主フランジ）及び実機フランジ模擬試験装置のフランジ部の断面形状及び寸法を図 1、図 2 及び表 1 に示す。

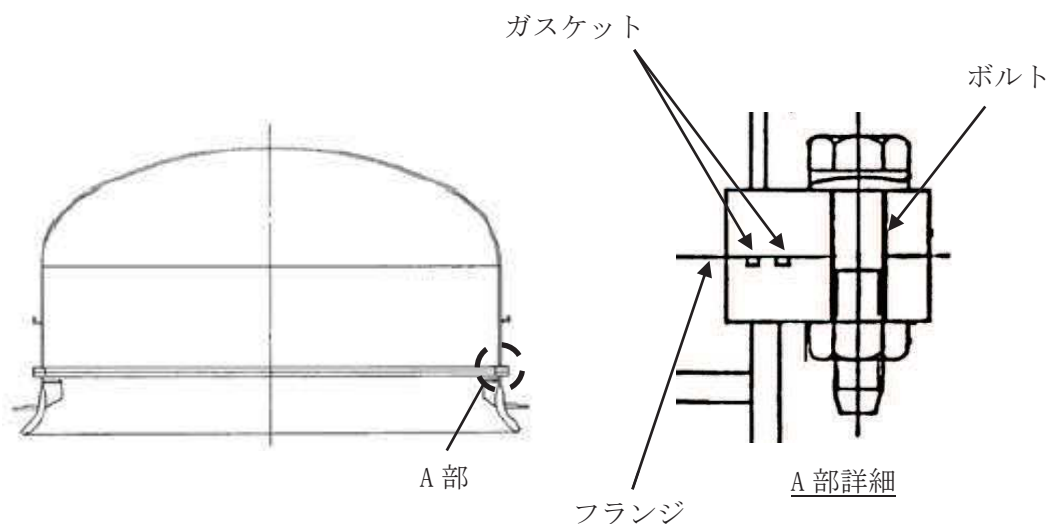


図 1 ドライウェル主フランジ断面形状図



図 2 実機フランジ模擬試験装置図

表1 実機フランジと実機フランジ模擬試験装置の寸法比較

単位：mm

	ガスケット寸法			溝寸法			押込量
	中心径	幅	高さ	中心径	幅	高さ*	
実機フランジ (ドライウェル 主フランジ)							>0
実機フランジ 模擬試験装置							0

注記\*：溝高さの差異分は、ガスケット押し込み量に影響するが、漏えい評価を行うためのガスケット押し込み量を模擬できるため問題ない。(今回の試験では押し込み量を0mmと設定しているが、実機では押し込み量は0mmより大きくなる)

## 2. 実機への適用性

実機では、内側と外側の2本のガスケットが使用されているが、実機フランジ模擬試験装置では、1本のガスケットのみで模擬している。

前述のとおり、実機フランジ模擬試験装置は、フランジの断面形状が実機と同形状、ガスケット及び溝寸法は幅・高さとも実機と同程度であり、中心径のみを縮小した試験装置である。

実機フランジ模擬試験では、漏えい有無の判定基準として、1cc/min以上の漏えい量が30分以上継続した場合に漏えい有と判断することとしている。ここで、試験の判定基準として設定した1cc/minの漏えい量を実機フランジでの漏えい量に換算し、原子炉格納容器の設計漏えい率との比較を行った結果は以下のとおりである。

ガスケットの内径を $d_i$ 、外径を $d_o$ とすると、JIS B 2490よりガスケットからの漏えい量 $L$ はガスケットの接触面の内径 $d_i$ に比例し、ガスケット接触幅 $(d_o - d_i)/2$ に反比例する。

$$L \propto \frac{d_i}{(d_o - d_i)/2} = \frac{1}{(d_o/d_i - 1)/2}$$

表1より実機フランジ模擬試験のガスケットの断面形状は実機と一致させていることから、ガスケット試験体の接触幅は実機ガスケットと一致している。このため、フランジ部からの漏えい量はガスケット内径に比例する。また、実機フランジ模擬試験ではガスケット押し込み量を0mmに設定し、実機が2Pd時の開口量以上を模擬した条件で試験を実施している。

本試験で判定基準として設定した漏えい量(1cc/min)より、ガスケット径比で補正した実機フランジでの漏えい量を推定したところ、原子炉格納容器全ハッチ類フランジからの漏えい量は0.001%/day以下であり、原子炉格納容器の設計漏えい率(0.5%/day)の1/500以下となる。実機フランジのガスケット径を表2に、実機フランジにおける漏えい量の推定結果を表3に示す。

このように、重大事故等時条件を模擬した改良 EPDM 製シール材の試験結果は、原子炉格納容器の設計漏えい率と比較して十分に余裕がある状態であることから、改良 EPDM 製シール材の実機への適用は可能であると考える。

表 2 実機フランジのガスケット径

対象	ガスケット径 (mm) *1, *2
ドライウェル主フランジ	
機器搬出入用ハッチ	
逃がし安全弁搬出入口	
制御棒駆動機構搬出入口	
所員用エアロック *3	
サプレッションチェンバ出入口	
合計	

注記\*1：二重ガスケットについては保守的に外側ガスケットの中心径を用いる。

\*2：ガスケット径が 100mm 以下の閉止フランジ付貫通部については、他の大開口部と比較して影響が小さいため対象外とする。

\*3：所員用エアロックはガスケット周長が等価となる等価直径とする。

表 3 実機フランジにおける漏えい量の推定結果

試験での漏えい判定基準( $L_1$ )	1 cc/min
試験フランジガスケット径( $D_1$ )	mm
原子炉格納容器フランジガスケット径合計( $D_0$ )	mm
ガスケット径比( $\alpha = \frac{D_0}{D_1}$ )	mm/mm
原子炉格納容器フランジでの漏えい量( $L_0 = L_1 \times \alpha$ )	cc/min m <sup>3</sup> /day
原子炉格納容器空間容積( $V_0$ )	m <sup>3</sup>
原子炉格納容器空間容積に対する割合( $\frac{L_0}{V_0}$ )	%/day

ドライウェル主フランジ等の開口量評価について

1. ドライウェル主フランジの開口量評価における製作公差等の影響について

原子炉格納容器フランジ部の閉じ込め機能評価については、フランジ開口量評価と改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ特性を組み合わせることで評価している。ドライウェル主フランジの開口量評価を図 1、改良 EPDM 製シール材の圧縮永久ひずみ試験結果を表 1 に示す。

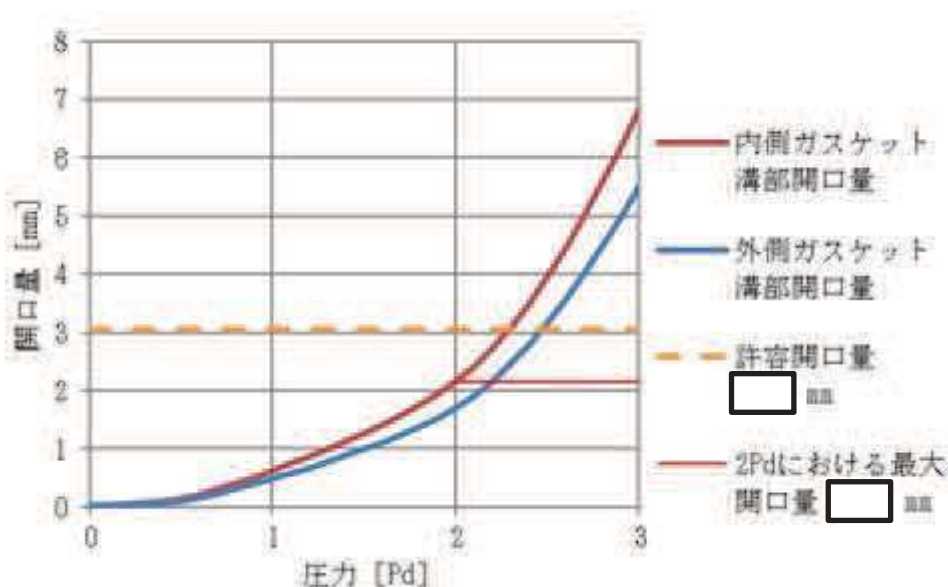


図 1 ドライウェル主フランジの圧力と開口量の関係  
(女川原子力発電所第 2 号機モデル, 200°C)

表 1 圧縮永久ひずみ試験\*1 結果 (改良 EPDM 製シール材)

試験温度	200°C
構造部放射線照射量	□ kGy
試験雰囲気	蒸気
試験時間	168 時間
ひずみ率*2	□ %*3

注記\*1: J I S K 6 2 6 2 に従い実施

\*2: 試料を圧縮し完全に元の状態に戻った場合を 0%, 全く戻らずに完全に圧縮された状態を 100%とする

\*3: □ %の平均値

図 1 の開口量評価線図で設定している許容開口量は、原子炉格納容器内温度 200℃の状態での 7 日間経過した際のシール材復元量が、フランジ開口量に追従できなくなる限界であり、原子炉格納容器限界温度・圧力である 200℃、2Pd に対して、シール材機能は余裕があることを示している。

なお、原子炉格納容器のドライウェル主フランジについては、技術基準規則第 44 条に要求される単体の漏えい試験を可能とするように、内側ガスケットと外側ガスケットの間に加圧空間を有した二重シール構造を採用している。原子炉格納容器バウンダリに要求される重大事故等時の閉じ込め機能維持の観点からは、内外どちらかのシール部の機能が保たれていればよく、さらに一方のシール機能が喪失するまではもう一方のシール部が直接、重大事故等時環境に晒されるものではない。そこで、本評価では、保守的に最初に原子炉格納容器内雰囲気は晒され、同圧力の時の開口量が大きくなる内側シール部の閉じ込め機能を評価した。

開口量評価については、フランジ開口量とシール材復元量を比較しているが、シール部を構成する部位の製作公差（フランジの製作公差、シール材の製作公差等）、シール部の構成材料の熱膨張を踏まえ、保守的な評価となるようにしている。

以上の考え方を表 2 に整理する。

表 2 シール部の構造及び寸法のばらつきを考慮した評価の考え方

評価項目	評価内容	考え方
シール部を構成する部位の製作公差	二乗和平方根の採用	・機器の寸法公差は、一般的に独立した値を組み合わせる場合、各々の寸法公差の二乗和平方根を用いて、算出する。
シール部の構成材料の熱膨張	材料の熱膨張を考慮	・開口量評価は、200℃におけるシール部の評価であることから、構成材料の熱膨張を考慮した。

表 2 に基づき、シール部を構成する部位の製作公差等を考慮したドライウェル主フランジの開口量評価を実施する。

製作公差がドライウェル主フランジの開口量評価に影響する箇所は、シール材を締め付ける部位の開口方向の製作公差であるため、フランジ溝深さ及びガスケット高さが該当する(図 2 参照)。これらの製作公差を表 3 に示す。

表 3 製作公差を考慮したガスケットの押し込み量

部位	公称値	公差 (絶対値)
フランジ溝深さ		
ガスケット高さ		
ガスケット押し込み量		

表 3 より、製作公差を考慮したガスケットの押し込み量は、 $\square$  mm (公称値) -  $\square$  mm (公差) =  $\square$  mm と評価できる。

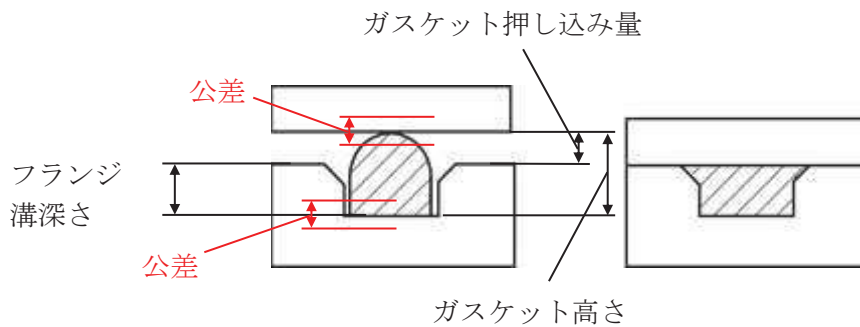


図 2 製作公差の概要 (ドライウェル主フランジ等の甲丸型)

更に、各部位の熱膨張を考慮した寸法を表 4 に示す。これらの製作公差の概要を図 3 に示す。

表 4 各部位の熱膨張を考慮した寸法

部位	公称値	熱膨張変位
フランジ溝深さ		
ガスケット高さ		
熱膨張変位合計		

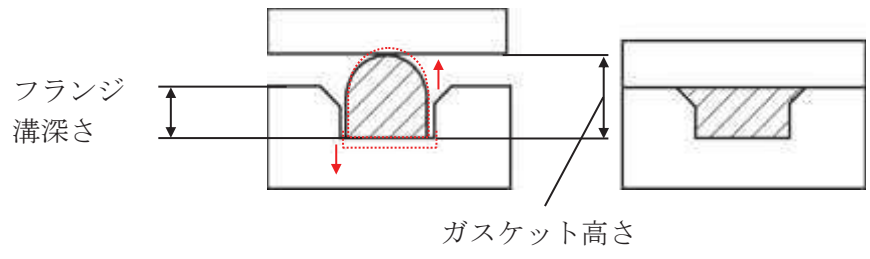


図3 熱膨張変位の概要（ドライウェル主フランジ等の甲丸型）（赤点線：熱膨張のイメージ）

熱膨張量 $\Delta l$ の評価式は以下のとおり。

$$\Delta l = L \times \alpha \times \Delta t$$

ここで、

$L$ ：基準寸法 (mm)

$\alpha$ ：材料の熱膨張係数 (mm/mm・°C)

鋼材=12.24×10<sup>-6</sup>，ガスケット=

$\Delta t$ ：据付状態から評価温度までの温度差 (°C) (=200 -  = )

表4より、熱膨張を考慮したガスケットの押し込み量は、製作公差を考慮したガスケットの押し込み量より、 mm +  mm =  mm と評価できる。

以上の結果から、シール部の構造及び寸法のばらつきを考慮した評価は表5のとおりとなり、ばらつきを保守側に積み上げて評価した場合においても、シール機能は維持されることを確認した。

表5 シール部の構造及び寸法のばらつきを考慮した評価結果

評価	押し込み量	圧縮永久ひずみ率	許容開口量	開口量(2Pd)	評価結果
公称値					○
評価値					○



## 2. ドライウェル主フランジの施工管理について

ドライウェル主フランジ部の構造を図4に示す。上蓋フランジと本体側フランジのフランジ面を隙間がないように据え付けることで、ガスケット押し込み量  $\square$  mm が確保できる構造となっている。実機のドライウェル主フランジにおいては、定期検査におけるドライウェル主フランジ閉鎖時に、所定のトルクでフランジボルトを締め付けることが工事要領書で定められていること、締め付け後に隙間ゲージによる異物の噛み込みや予期せぬフランジの変形等による隙間が生じていないことを確認していることから、作業者の技量によってガスケットの押し込み量が変動することは考え難く、施工管理による品質維持は可能であると考えられる。

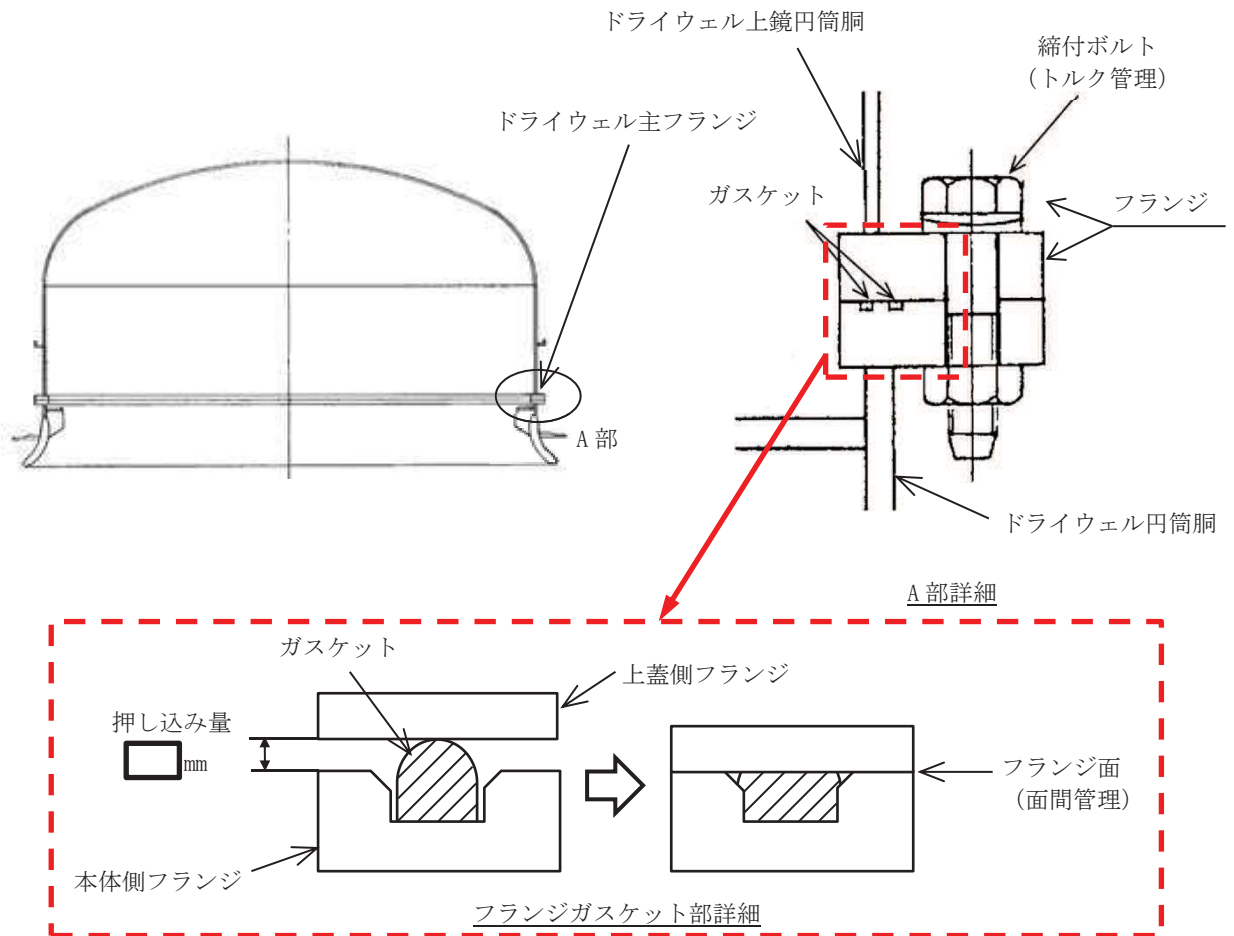


図4 ドライウェル主フランジ部の構造

また、ドライウェル主フランジのガスケット取付溝部及びフランジシール面については、定期検査の開放時に手入れ及び外観目視点検を開放の都度行い、傷や変形がないことを確認している。さらに、ドライウェル主フランジ閉鎖後に原子炉格納容器全体漏えい率検査及びドライウェル主フランジのみのリークテストにより所定の漏えい率以下であることを確認している。原子炉格納容器全体漏えい率検査実績及びドライウェル主フランジ部リークテスト実績を図5、図6に示す。上記よりドライウェル主フランジのガスケット取付溝部及びフランジシール面は気密性を維持していると考えられる。

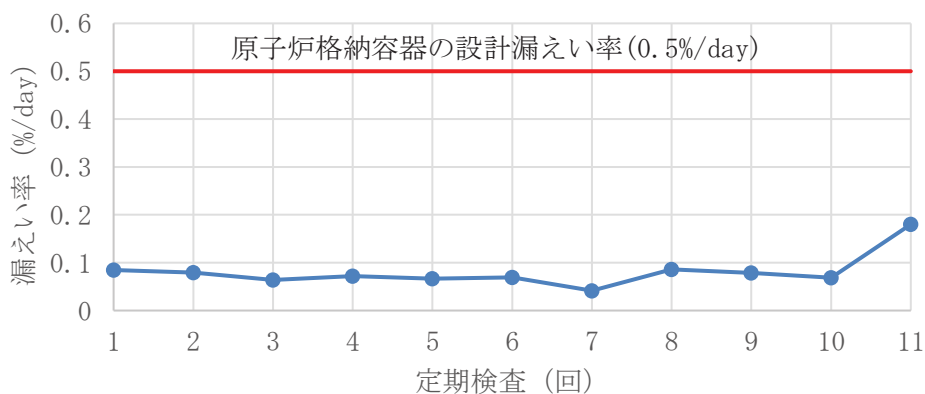


図5 原子炉格納容器全体漏えい率検査実績

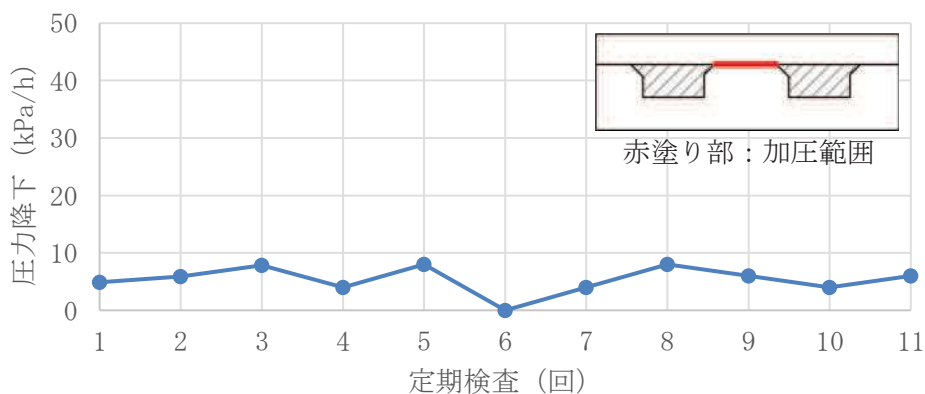


図6 ドライウェル主フランジ部リークテスト実績

3. ドライウェル主フランジ以外の開口量評価における製作公差等の影響について

ドライウェル主フランジの開口量評価（1.にて記載）と同様に，原子炉格納容器バウンダリ構成部として，評価対象としている機器搬出入用ハッチ，逃がし安全弁搬出入口，制御棒駆動機構搬出入口，所員用エアロック及びサブプレッションチェンバ出入口についても開口量評価を実施する。

タンク&グループ型である所員用エアロックのフランジ溝深さ，ガスケット高さ及びタンク部高さを図7に示す。また，各部位の熱膨張を考慮した寸法の製作公差の概要を図8に示す。所員用エアロック以外については，ドライウェル主フランジと同じ甲丸型（図2及び図3参照）である。

評価結果は，表6から表20のとおりであり，製作公差を考慮しても閉じ込め機能が維持できる。

表6 機器搬出入用ハッチのガスケット押し込み量

部位	公称値	公差（絶対値）
フランジ溝深さ		
ガスケット高さ		
ガスケット押し込み量		

表7 機器搬出入用ハッチの各部位の熱膨張を考慮した寸法

部位	公称値	熱膨張変位
フランジ溝深さ		
ガスケット高さ		
熱膨張変位合計		

表8 機器搬出入用ハッチの開口量評価結果

評価	押し込み量	圧縮永久ひずみ率	許容開口量	開口量(2Pd)	評価結果
公称値					○
評価値					○

注記\*：押し込み量 = [(ガスケット押し込み量) - (シール部公差) + (熱膨張変位)]

表9 逃がし安全弁搬出入口のガスケット押し込み量

部位	公称値	公差（絶対値）
フランジ溝深さ		
ガスケット高さ		
ガスケット押し込み量		

表10 逃がし安全弁搬出入口の各部位の熱膨張を考慮した寸法

部位	公称値	熱膨張変位
フランジ溝深さ		
ガスケット高さ		
熱膨張変位合計		

表11 逃がし安全弁搬出入口の開口量評価結果

評価	押し込み量	圧縮永久ひずみ率	許容開口量	開口量(2Pd)	評価結果
公称値					○
評価値					○

注記\*：押し込み量 = [(ガスケット押し込み量) - (シール部公差) + (熱膨張変位)]

表 12 制御棒駆動機構搬出入口のガスケット押し込み量

部位	公称値	公差（絶対値）
フランジ溝深さ		
ガスケット高さ		
ガスケット 押し込み量		

表 13 制御棒駆動機構搬出入口の各部位の熱膨張を考慮した寸法

部位	公称値	熱膨張変位
フランジ溝深さ		
ガスケット高さ		
熱膨張変位合計		

表 14 制御棒駆動機構搬出入口の開口量評価結果

評価	押し込み量	圧縮永久 ひずみ率	許容開口量	開口量(2Pd)	評価結果
公称値					○
評価値					○

注記\*：押し込み量 = [(ガスケット押し込み量) - (シール部公差) + (熱膨張変位)]

表 15 所員用エアロックのガスケット押し込み量

部位	公称値	公差 (絶対値)
フランジ溝深さ		
タング部高さ		
ガスケット高さ		
ガスケット押し込み量		

表 16 所員用エアロックの各部位の熱膨張を考慮した寸法

部位	公称値	熱膨張変位
フランジ溝深さ		
タング部高さ		
ガスケット高さ		
熱膨張変位合計		

表 17 所員用エアロックの開口量評価結果

評価	押し込み量	圧縮永久ひずみ率	許容開口量	開口量(2Pd)	評価結果
公称値					○
評価値					○

注記\* : 押し込み量 = [(ガスケット押し込み量) - (シール部公差) + (熱膨張変位)]

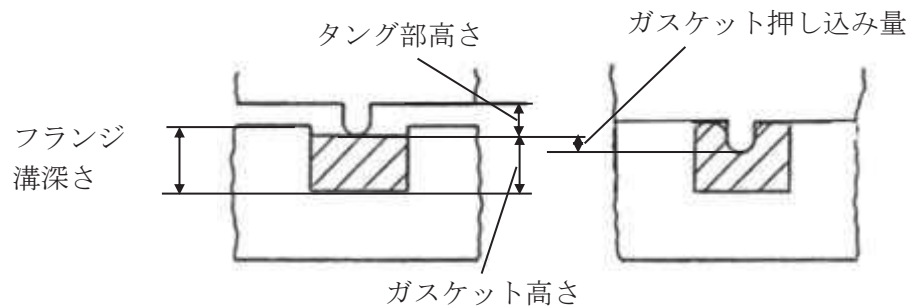


図 7 製作公差の概要 (所員用エアロックのタング&グルーブ型)

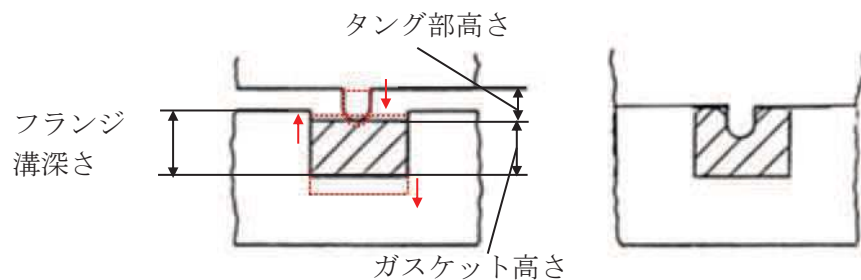


図 8 熱膨張変位の概要 (所員用エアロックのタング&グルーブ型)  
(赤点線 : 熱膨張のイメージ)

表 18 サプレッションチェンバ出入口のガスケット押し込み量

部位	公称値	公差 (絶対値)
フランジ溝深さ		
ガスケット高さ		
ガスケット 押し込み量		

表 19 サプレッションチェンバ出入口の各部位の熱膨張を考慮した寸法

部位	公称値	熱膨張変位
フランジ溝深さ		
ガスケット高さ		
熱膨張変位合計		

表 20 サプレッションチェンバ出入口の開口量評価結果

評価	締付量	ひずみ率	許容開口量	開口量(2Pd)	評価結果
公称値					○
評価値					○

注記\* : 押し込み量 = [(ガスケット押し込み量) - (シール部公差) + (熱膨張変位)]

4. 開口量評価における保守性について

FEM 解析による開口量評価においては、構造物の剛性や強度が実機に比べ低めとした評価としていることや許容開口量の算出において、圧縮永久ひずみ試験は実機よりも劣化に対して保守性がある評価となっている。表 21 に開口量評価における保守性の考え方を示す。

表 21 開口量評価における保守性

項目		保守性	備考
開口量	FEM 解析	<ul style="list-style-type: none"> <li>材料物性値を規格値ベースとすることで、剛性や強度を低めに見積もっている。</li> </ul>	
許容開口量	漏えい限界	<ul style="list-style-type: none"> <li>既往知見で得られたガスケット自身の変形によるセルフシール性については評価に反映されない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>実機フランジ模擬試験において、試験装置等の製作誤差は把握できていない。</li> </ul>
	圧縮永久ひずみ率	<ul style="list-style-type: none"> <li>実機のガスケットは底面・側面が溝と接しているのに対し、圧縮永久ひずみ試験は、試験体の側面全体が直接蒸気環境下に晒されるため、圧縮永久ひずみ試験から得られた圧縮永久ひずみ率は材料の劣化を保守的に見積もっている。</li> <li>実機ガスケット全体のうち、タング部で圧縮している部分は局所的であり、圧縮されていない部分が大部分残存しているため、タング押し込み部の復元量は、圧縮されていない部分のゴム弾性の寄与も想定される。</li> </ul>	



## 経年劣化を考慮したシール機能について

本資料では、シール材の経年劣化を考慮したシール機能の健全性について示す。

原子炉格納容器のシール材に使用する改良 EPDM 製シール材については、性能確認のための試験を実施している。試験においては、通常運転時に加えて、重大事故等時に想定される照射線量を上回る放射線環境を経験したシール材に対し、高温蒸気環境下でのシール機能を確認している。また、開口部に用いられる改良 EPDM 製シール材は、通常運転中に想定される温度環境を踏まえても劣化はほとんどしないものと考えられること、かつ、原子炉格納容器の開口部に用いられているシール材については、すべてプラントの定期検査において取替えを行っており、複数の運転サイクルにわたって使用しないものであることから、現在の性能確認の結果により、十分にシール機能が確保されるものと考えられる。

所員用エアロック圧力平衡弁及び移動式炉心内計装系ボール弁のシール部に用いる PEEK 製シール材については、耐放射線性 (10<sup>7</sup>Gy) 及び耐熱性 (250℃) を持つシール材であることから、通常運転時に重大事故等時を加えた積算放射線量 (  kGy ) 及び重大事故等時に想定される温度環境を踏まえてもシール機能が確保されるものとする。なお、改良 EPDM 製シール材は、積算放射線量  kGy においてもシール機能を維持していることを確認しており、PEEK 製シール材は、一般特性から積算放射線量 10<sup>7</sup>Gy の耐放射線性を有している。したがって、改良 EPDM 製シール材及び PEEK 製シール材は、重大事故等時及び通常運転時の原子炉格納容器内積算放射線量 20 サイクル相当分以上の耐性を有しているものの、適切な周期を定め交換を実施する。

長期間シール材を継続使用する電気配線貫通部については、過去の電気配線貫通部の環境試験において、高電圧用モジュール及び低電圧用モジュールを対象として、通常運転中の劣化を考慮した上で冷却材喪失事故模擬試験が実施されており、健全性が確認されている (表 1 参照)。

これらのことから、原子炉格納容器に使用されているシール材は、運転中の環境を考慮しても重大事故等時にシール機能は確保されるものと考えられる。

表 1 劣化を考慮した試験方法

No	試験項目	試験方法
1	サーマルサイクル試験	ペネトレーションを冷熱装置内に設置し、120*サイクルのサーマルサイクルを放射線照射試験の前に実施。1サイクル <input type="text"/> *を <input type="text"/> 時間で変化させる。
2	放射線照射試験	ペネトレーションが40年間の運転期間及び冷却材喪失事故時に受ける放射線を考慮し照射線量 <input type="text"/> kGyとして試験を実施。
3	熱劣化試験	加熱促進試験により、40年間に相当する加速熱劣化として、 <input type="text"/> を加える。

注記\* : IEEE Std 317<sup>TM</sup> に準拠

## 化学薬品や核分裂生成物のシール機能への影響について

## 1. 化学薬品等のシール機能への影響

女川原子力発電所第 2 号機のシール材として適用する改良 EPDM 製シール材は、エチレンとプロピレン等の共重合によって得られる合成ゴム的一种であり、同材質のゴムである EPDM は、これまでも原子炉格納容器隔離弁の弁体等に使用されてきた実績のある材料である。

EPDM 材の基本的な特性を考慮した場合、シール機能に影響を及ぼす可能性のある物質としては、「化学薬品」と「油」が挙げられる。表 1 に EPDM 材の基本特性を示す。

プラント運転中は、原子炉格納容器内において化学薬品を使用することはない。また、定期点検時は、原子炉格納容器内にて溶剤を使用するが、プラント起動前に資機材の置き忘れ確認を含め最終確認を行っているため、シール材に悪影響を及ぼすことはない。

原子炉格納容器内の油として、原子炉再循環ポンプモータの潤滑油が存在するが、原子炉格納容器バウンダリを構成するいずれのシール部からも離れており、シール部まで直接到達することは考えにくいいため、シール材に悪影響を及ぼすことはない。

また、潤滑油以外にもフランジガスケット取付部及び所員用エアロックのメカニカルシール等にグリースを使用しているが、シール材に影響を与えないものを選定して塗布するためシール材に悪影響を及ぼすことはない。

表 1 EPDM 材の基本特性

耐蒸気性	A
耐水性	A
耐性（植物油）	A～B
耐性（潤滑油）	D
耐性（溶剤）	D

凡例 A：優 B：良 D：不可（ただし配合による）

出典：日本バルカー工業（株）発行「バルカーハンドブック」より抜粋

## 2. 重大事故等時に発生する核分裂生成物や水素のシール機能への影響

炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム及びハロゲン元素であるよう素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットはアルカリ環境において劣化の影響はなく、また、EPDM 材についても耐アルカリ性を有する材料であることから、セシウムによるシール機能への化学的影響はないものとする。

一方、ハロゲン元素のよう素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットでは影響がないが、有機材料である EPDM 材では影響を生じる可能性がある。今後、使用することとしている改良 EPDM 製シール材については、東京電力ホールディングス株式会社の社内研究

により、よう素による影響の確認を行っており、炉心損傷時に想定されるよう素濃度（約  mg/m<sup>3</sup>）よりも高濃度のよう素環境下においても、圧縮永久ひずみ等のシール材としての性状に大きな変化がないことを確認している。このように、よう素環境下での性能が確認された材料を用いることにより、シール機能への影響が生じることはないものとする。

重大事故等時に原子炉格納容器内で発生する水素の原子炉格納容器外への主要な放出モードとして気体分子のガスケット材料透過が考えられる。これは水素等の分子量が小さい気体の場合に起こりうる事象であるが、重大事故等時の原子炉格納容器内環境条件下（温度・放射線）においてシール機能の顕著な劣化は生じないこと及び気体分子の透過に対して十分な材料の厚みが確保されていることから、ガスケット材料透過による原子炉格納容器外への水素の放出可能性は極めて低いものと考えられる。

## シール材の運転環境（放射線量，温度）の考慮について

ドライウェル主フランジ等のシール材に使用する改良 EPDM 製シール材については、性能確認のための試験を実施している。試験においては、通常運転時に加えて、重大事故等時に想定される照射線量を上回る放射線環境を経験したシール材に対し、高温蒸気環境下でのシール機能を確認している。また、開口部に用いられる改良 EPDM 製シール材は、通常運転中に想定される温度環境を踏まえても劣化はほとんどしないものと考えられること、プラントの定期検査において取替えを行っており、複数の運転サイクルにわたって使用しないものであることから、現在の性能確認の結果により、十分にシール機能が確保されるものと考えられる。

所員用エアロック圧力平衡弁及び移動式炉心内計装系ボール弁のシール部に用いる PEEK 製シール材については、耐放射線性（ $10^7$ Gy）及び耐熱性（ $250^{\circ}\text{C}$ ）を持つシール材であることから、通常運転時に重大事故等時を加えた積算放射線量（ kGy）及び重大事故等時に想定される温度環境を踏まえてもシール機能が確保されるものとする。なお、改良 EPDM 製シール材は、積算放射線量  kGy においてもシール機能を維持していることを確認しており、PEEK 製シール材は、一般特性から積算放射線量  $10^7$ Gy の耐放射線性を有している。したがって、改良 EPDM 製シール材及び PEEK 製シール材は、重大事故等時及び通常運転時の原子炉格納容器内積算放射線量 20 サイクル相当分以上の耐性を有しているものの、適切な周期を定め交換を実施する。

長期間シール材を継続使用する電気配線貫通部については、過去の電気配線貫通部の環境試験において、高電圧用モジュール及び低電圧用モジュールを対象として、通常運転中の劣化を考慮した上で冷却材喪失事故模擬試験が実施されており、健全性が確認されている。

これらのことから、原子炉格納容器に使用されているシール材は、運転中の環境を考慮しても重大事故等時にシール機能は確保されるものと考えられる。

## 黒鉛製シール材について

黒鉛製シール材は、膨張黒鉛（化学反応を用いて鱗片状黒鉛に物質を挿入した黒鉛層間化合物を急熱すると層間に入れられた物質が燃焼、ガス化し、黒鉛が層の重なり方向に膨張したものを圧縮加工したものであり、一般的に 400℃程度の高温環境下においても安定性の高いシール材料である。

女川原子力発電所第 2 号機で使用する黒鉛製シール材の仕様例を表 1 に示す。重大事故環境下に十分な耐性を有する製品であることを確認している。

表 1 原子炉格納容器隔離弁に使用する黒鉛製シール材の仕様例

対象部位	仕様		
	耐熱温度	耐圧性	耐放射線性
原子炉格納容器隔離弁 (グラント部)	350 °C	10 MPa	15 MGy

## フランジ開口量評価の妥当性について（構造解析との関連性）

今回、実施したドライウェル主フランジ、機器搬出入用ハッチ、逃がし安全弁搬出入口及び制御棒駆動機構搬出入口の開口量評価には、FEM 解析を用いている。FEM 解析では、開口量に影響を及ぼす可能性のあるボルト等の構造は、実機の寸法等を模擬して解析モデルに反映している。また、フランジ部の開口の挙動への影響が大きいと考えられる上下フランジ面同士の接触の影響も考慮し、三次元ソリッド要素を用いて弾塑性大変形解析を実施した。その評価モデルを図 1 に、圧力-開口量の関係を図 2 に、200℃、2Pd 時の相当塑性ひずみ分布を図 3 に示す。

以上のような解析手法を用いることにより、高い精度で開口量の評価が可能である。図 4 は、NUPEC で実施された機器搬出入用ハッチフランジの圧力と開口量の関係である。この開口量は、図 5 に示すハッチモデル試験体のフランジ部にひずみゲージを取り付けて、漏えいが生じるまで内圧を加えて計測されたものである。なお、この試験において、漏えいが発生したのは、内圧が 4.48Pd、フランジ開口量が平均で 6.3mm のときであり、フランジが開口しても、所定の圧力までは漏えいが生じていない結果が得られている。この試験結果に対して、当社解析と同様に精度を向上させた解析手法を適用し、同等のメッシュ分割を用いて解析を行っている（図 6 及び表 1）。図 4 の試験結果と解析結果の比較に示すように、解析結果は、圧力の上昇に伴って増加するフランジ部の開口量を精度よく評価できていることがわかる。

フランジ部の開口量評価では、フランジ部だけではなく、圧力作用面である上鏡板や胴部もモデル化しているため、内圧の増加により、ボルト部にモーメントが生じてフランジ部の開口が発生する。フランジ部に生じるモーメントが増加すると、同時に上鏡板や胴部の幾何学形状も変化するため、ボルトへの荷重のかかり方が逐次的に変化し、結果として、内圧の増加に対する開口挙動が曲線的に変化する。

フランジやボルトについては、材料の降伏点が高く、内圧が 2Pd まで増加しても、弾性変形の範囲内にあり、塑性ひずみは発生していないことから、内圧が変動しても開口挙動に影響を及ぼすような顕著な構造の変形は生じない。

以上より、FEM 解析を用いて実施したドライウェル主フランジ等の開口量評価により、実機の挙動を適切に評価することが可能である。

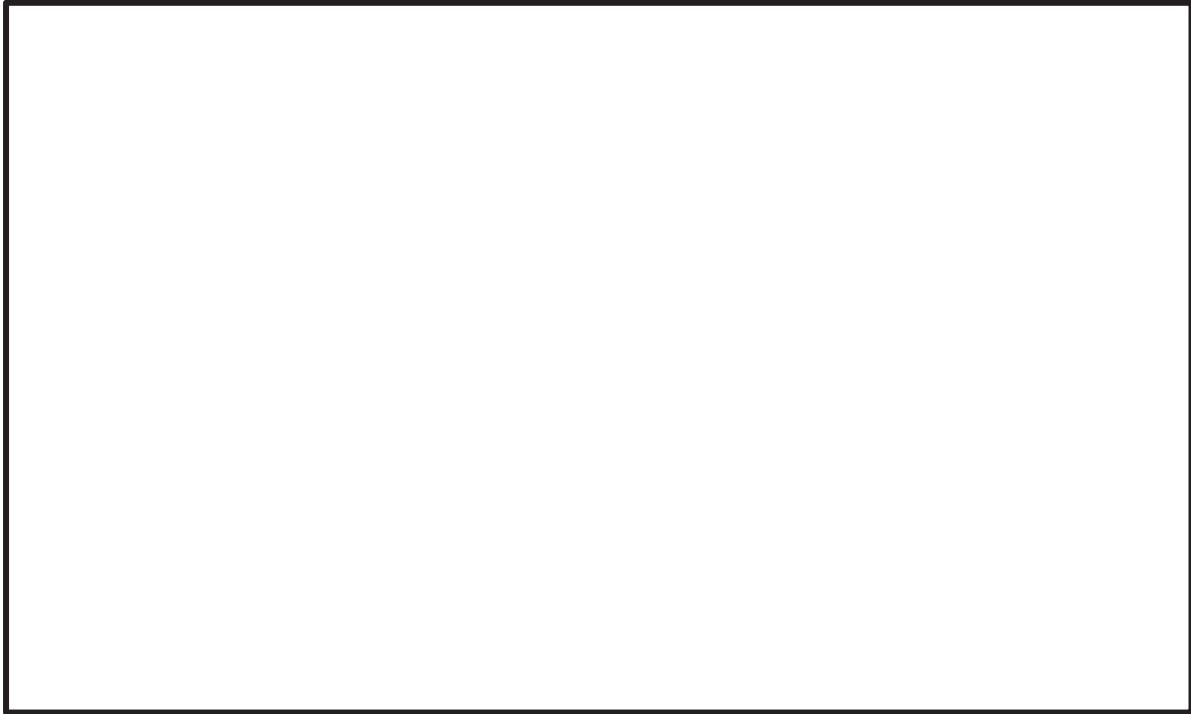


図1 ドライウェル主フランジ部の解析モデル

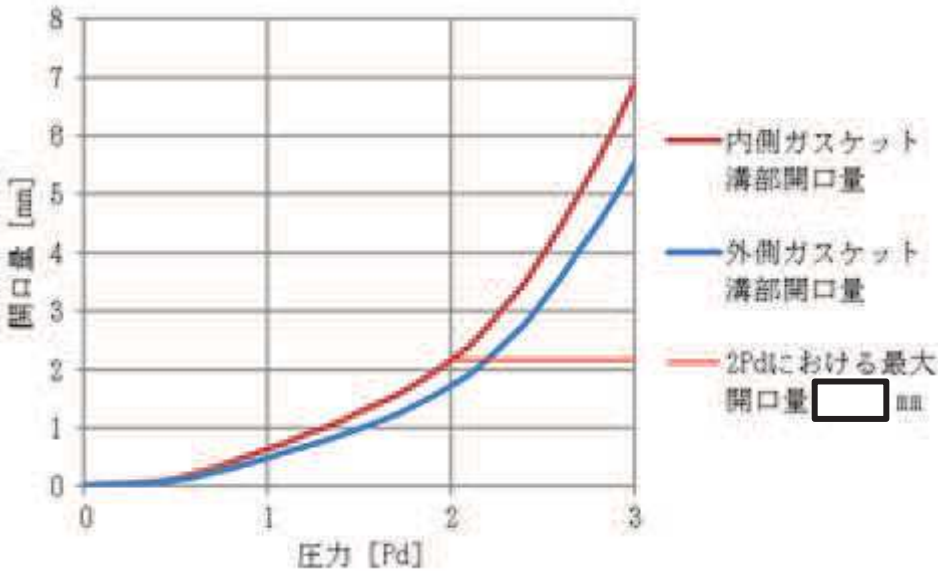


図2 ドライウェル主フランジ部における圧力ー開口量の関係

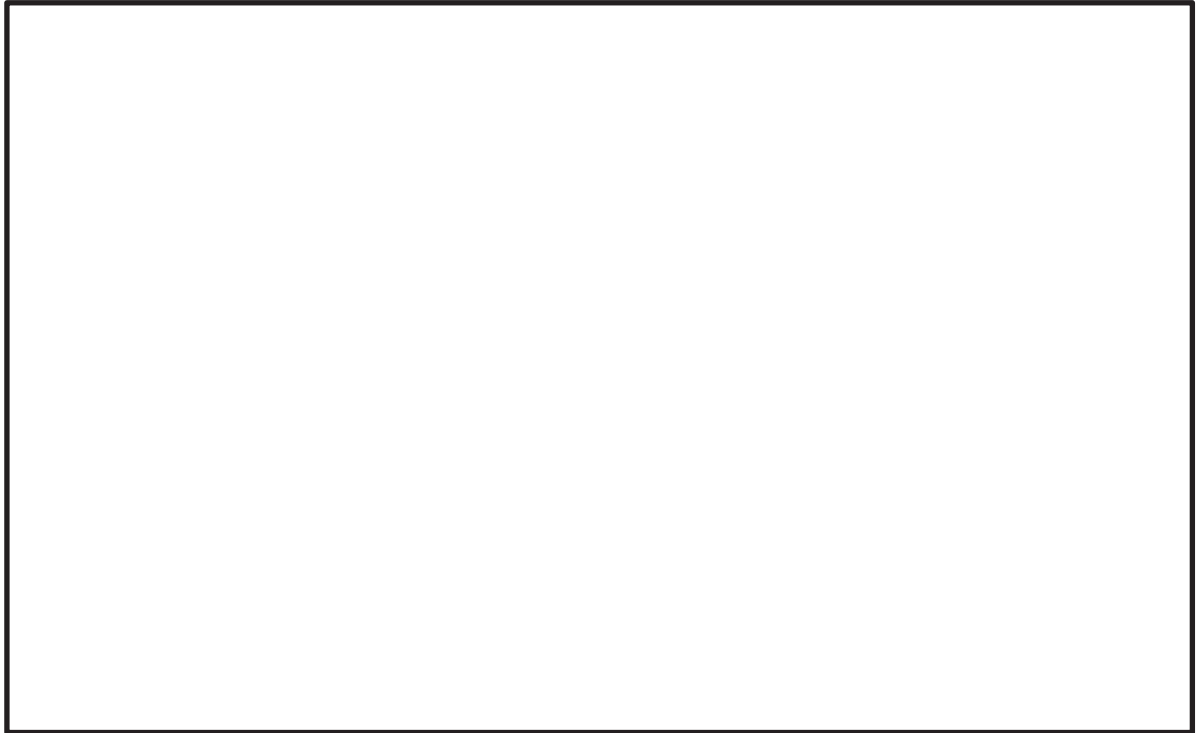


図3 200℃, 2Pd 時におけるドライウェル主フランジの相当塑性ひずみ分布



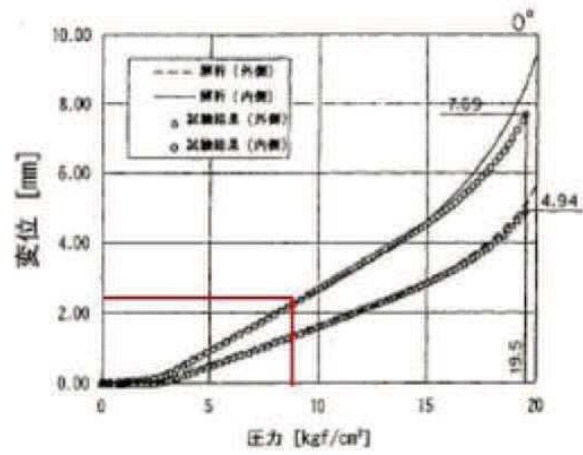


図4 NUPEC 機器搬出入用ハッチフランジの圧力-開口量の関係

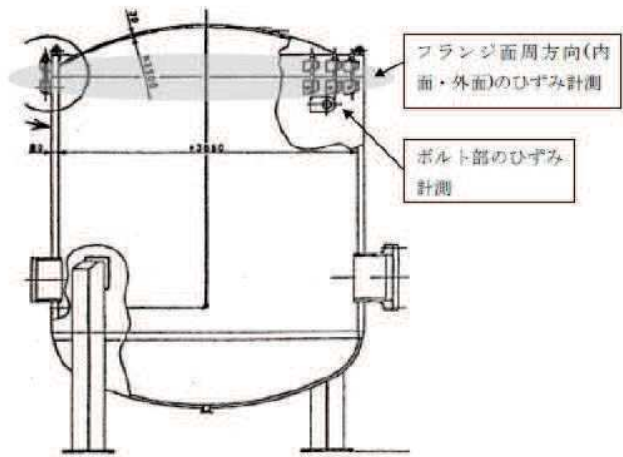


図5 NUPEC ハッチモデル試験体

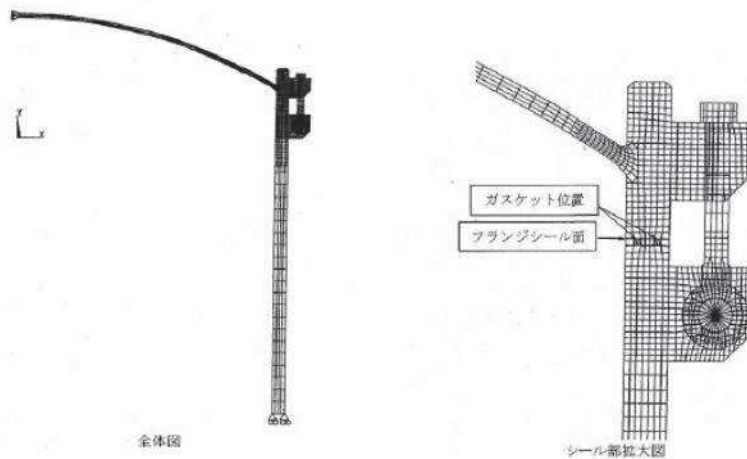


図6 NUPEC ハッチモデル試験解析モデル

表1 NUPEC 解析モデルと当社解析モデルの比較

解析項目	NUPEC 解析モデル	当社解析モデル (ドライウェル主フランジの例)
解析コード	ANSYS	ANSYS
モデル化範囲	胴部, 上鏡部: 軸対称ソリッド要素 ボルト, ブラケット: 平面応力要素 フランジシール面: 接触要素	上鏡部, 円筒部 (胴部), ナックル部, 上部球形部, ウェルシールリング, バルクヘッド, 主フランジ構成部材 (上下フランジ, ボルト, ナット, 座金): 主フランジとバルクヘッドガセットプレートの相対関係より 7.5 度範囲をセクターとした周期対称ソリッド要素 上下フランジ面, 座金と上フランジ, ナットと下フランジ: 接触と摩擦を定義
材料定数	試験体の材料の引張試験から得られた物性値を用いた。 応力ひずみ関係は, 真応力-真ひずみ関係を多直線で近似して用いた。	材料規格に基づく物性値を用いた。 応力ひずみ関係は, 発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン (BWR 鋼製格納容器編) (2014 年版) (JSME S NX2-2014) による真応力-真ひずみ関係を多直線で近似して用いた。
境界条件	上鏡中央は, 軸対称性から X 方向に拘束, Y 方向を自由。胴板下端は X 方向に自由, Y 方向を拘束。	周方向端部断面に対称境界を設定。 上部球形部下端は, 半径 (法線) 方向以外を拘束。
ボルト初期締め付け荷重	実機で設定している値を用いた。	実機で設定している値を用いた。
荷重条件	内圧を段階的に負荷し, 1.96MPa となるまで解析を実施した。	内圧を段階的に負荷し, 1.281MPa となるまで解析を実施した。

## 原子炉格納容器の各シール部の開口裕度について

原子炉格納容器バウンダリを構成する各設備に関して、重大事故等時に放射性物質の閉じ込め機能が喪失する要因として、原子炉格納容器内の温度・圧力条件の変化や原子炉格納容器本体の変形に伴い、構造健全性が失われる場合と、シール部のシール機能が失われる場合が想定される。

構造部材の評価については、規格等に定められている許容値を基準として用いて評価しており、200℃、2Pd の環境条件が継続しても構造強度を維持できるため、閉じ込め機能に対して十分な裕度を有しているものとする。

一方、シール部については、シール材が重大事故等時環境下において時間的に劣化していくことが確認されており、現在の評価において健全性が確認されている7日間の期間を超えて200℃、2Pd の環境条件が長期間継続した場合には、シール材が機能を喪失し漏えいが生じる可能性がある。また、シール部のうち、ドライウェル主フランジや機器搬出入用ハッチ等のフランジ構造になっている箇所については、圧力の上昇に伴い開口量が増加するため、その影響により、他のシール部に比べて漏えいが生じるリスクが高いものと考えられる。

以上の検討結果から、原子炉格納容器で漏えいが発生する可能性が高い部位はフランジ構造のシール部であると評価できる。このため、フランジ構造のシール部について、200℃、2Pd の状態での健全性を確認した際の判定基準に対する裕度を確認した。

フランジ部の限界温度・圧力に対する裕度を表1に示す。

表1 フランジ部の限界温度・圧力に対する裕度

評価対象部位	開口量 (mm)	許容値 (mm)	裕度*
ドライウェル主フランジ			1.4
機器搬出入用ハッチ			3.9
逃がし安全弁搬出入口			2.5
制御棒駆動機構搬出入口			52.8
所員用エアロック			2.1
サプレッションチェンバ出入口			1.7

注記\*：許容値／開口量

所員用エアロック開口量評価に係る変形支点の変位の影響について

所員用エアロックにおけるシール部の評価については、原子炉格納容器内圧による扉の変形に伴うシール部の開口量評価を実施しているが、この評価では、変形による支点のずれを考慮しない評価としているため、支点のずれに伴う影響について評価を行う。図1に所員用エアロックシール部の構造を示す。

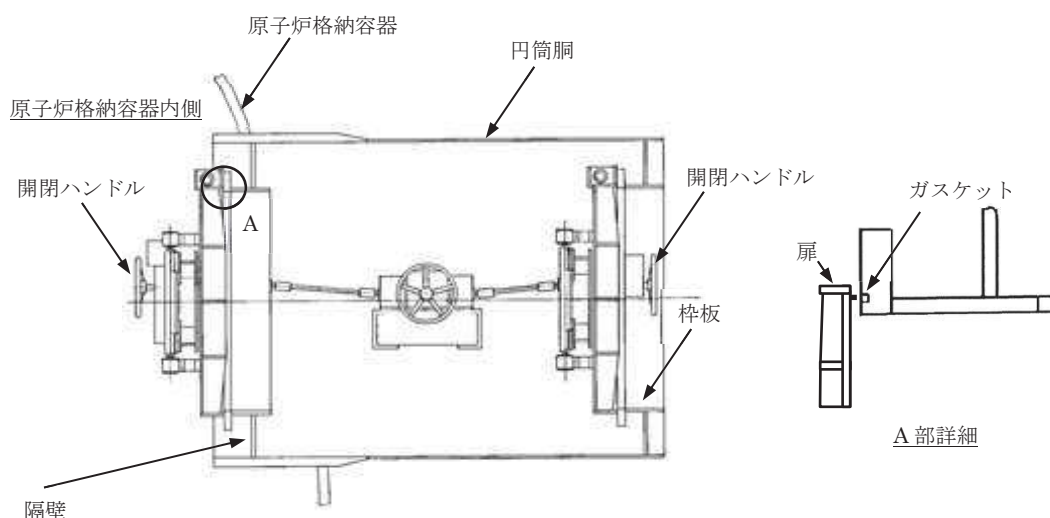


図1 所員用エアロックのシール部構造

1. 扉の変形（たわみ等）について

所員用エアロック扉を図2、図3のように2点支持のはりとしてモデル化する。女川原子力発電所第2号機の所員用エアロック扉は、平板に水平部材及び垂直部材が接続された構造となっており、はりモデルの剛性は垂直部材の断面を含めた剛性を考慮している。また、はりモデルは変位量が保守的となる扉板長辺側をモデル化しており、実際に荷重がかかった際は、上下に加え左右にも支持があるところを、上下2点支持としていることから、保守的な評価であるといえる。

このはりモデルにより、扉の変形（たわみ等）によって生じる縦軸方向（扉幅）の変位量 $\delta_x$ を評価した結果、 mm程度であり、ガスケット幅 mmと比較しても十分小さく無視できる。

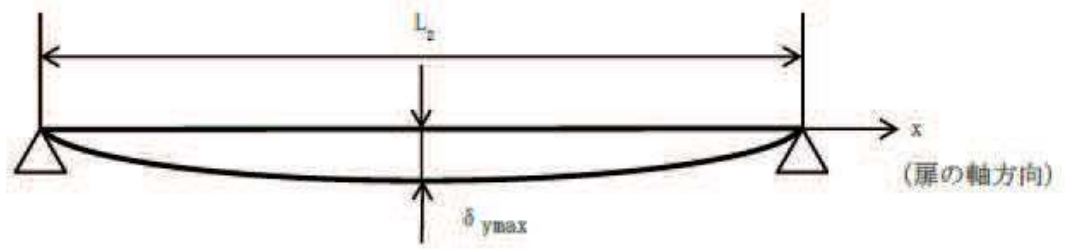
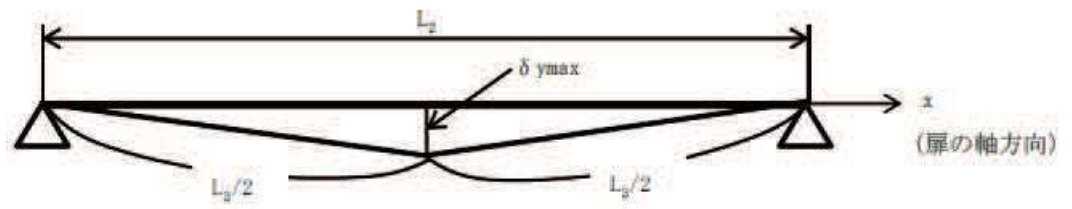


図2 2点支持はりモデル



縦軸方向（扉端）の変位量 $\delta_x$ は $\delta_x = L_3 - L_2$

図3 三角形モデル

2. 変形支点の変位について

上記で示した扉の軸方向への変位量 $\delta_x = \square$  mm の場合について、所員用エアロック扉を図4のように2点支持はりモデル化し、シール部の変位量を算出した。その結果、扉シール部の変位量は、 $\square$  mm であり、変形支点を考慮しない場合の変位量  $\square$  mm の方が保守的な結果となった。



図4 2点支持はりモデル

$$\delta = \frac{w \times L_1}{24 \times E \times I} \times (3L_1^3 + 6L_1^2 \times L_2 - L_2^3)$$

$$= \square \text{ mm}$$

$$w = P \times b_1 \quad (w: \text{等分布荷重})$$

$$I = \frac{(b_1 \times t_1^3 + 4 \times b_2 \times t_2^3)}{12} \quad (I: \text{断面二次モーメント})$$

$P$	圧力 (MPa[gage])	0.854
$b_1$	扉の全幅 (mm)	$\square$
$t_1$	扉の板厚 (mm)	
$b_2$	扉垂直部材の幅 (mm)	
$t_2$	扉垂直部材の板厚 (最小値) (mm)	
$L_1$	支点からシール部中心までの長さ (mm)	
$E$	縦弾性係数 (MPa)	
$L_2$	支点間の長さ (mm)	$\square$
$\delta$	扉シール部の変位量 (mm)	$\square$

注：変形支点を考慮しない場合のパラメータ

## 原子炉格納容器隔離弁の重大事故等時環境における耐性確認試験の概要について

原子炉格納容器隔離弁のうち、バタフライ弁の弁座ゴムシートに対し、重大事故等時の環境における耐性向上のため、より耐熱性及び耐放射線性に優れたシート材である改良 EPDM 製シート材を選定し、耐性確認試験を実施した。試験の概要を以下に示す。

## 1. 試験内容

試験フロー及び試験内容を表1に示す。また、図1に蒸気通気試験装置の概要図、図2に常温弁座漏えい試験の概要図を示す。600Aのバタフライ弁を供試体とし、弁座シール材に改良EPDM製シート材を適用して、初期性能確認及び劣化処理を行った後、200℃における飽和蒸気環境下（BWRの原子炉格納容器の設計圧力の2倍（2Pd）以上）で168時間蒸気通気試験を実施する。さらに常温復帰後、窒素を媒体とした常温弁座漏えい試験を実施する。重大事故等時の環境における原子炉格納容器の閉じ込め機能を確認する観点から、供試弁は閉弁状態で試験を実施する。重大事故等時の環境における放射線による劣化と熱による劣化は、シート材に放射線照射をした後、定められた温度条件下に曝露する逐次法により付与する。一般に有機材料の放射線劣化挙動には、酸素が影響を及ぼすことが知られているが、環境に酸素が存在しない場合においては、放射線と熱の同時法と逐次法の劣化はほぼ等しいことが知られている。バタフライ弁のシール材は原子炉格納容器内雰囲気をシールするものであり、重大事故等時の蒸気環境をシールし、酸素が常に供給される環境をシールするものではないことから、放射線と熱の同時曝露のシール機能への影響は十分小さいものとする。

表1 試験フロー及び試験内容

試験フロー	試験内容
熱・放射線同時劣化処理	通常運転中に負荷される温度，線量を供試体に加える。
初期機能試験	初期状態における閉じ込め機能等を確認する。
機械的劣化処理（弁開閉）	負荷試験機を用いて弁の開閉操作を実施する。
放射線照射劣化 （重大事故等時の環境条件）	重大事故等時環境で想定される放射線量（ <input type="text"/> MGy）を供試体に照射する
蒸気通気試験	図1に示す試験装置で200℃，0.854MPa以上の蒸気環境下における閉じ込め機能を確認する。蒸気は168時間通気し，24時間おきに二次側の漏えい検出弁より漏えいの有無を確認する。
常温弁座漏えい試験	図2に示す試験装置で供試体一次側を0.854MPaの窒素加圧環境下とし，二次側からの漏えいがないことを確認する。

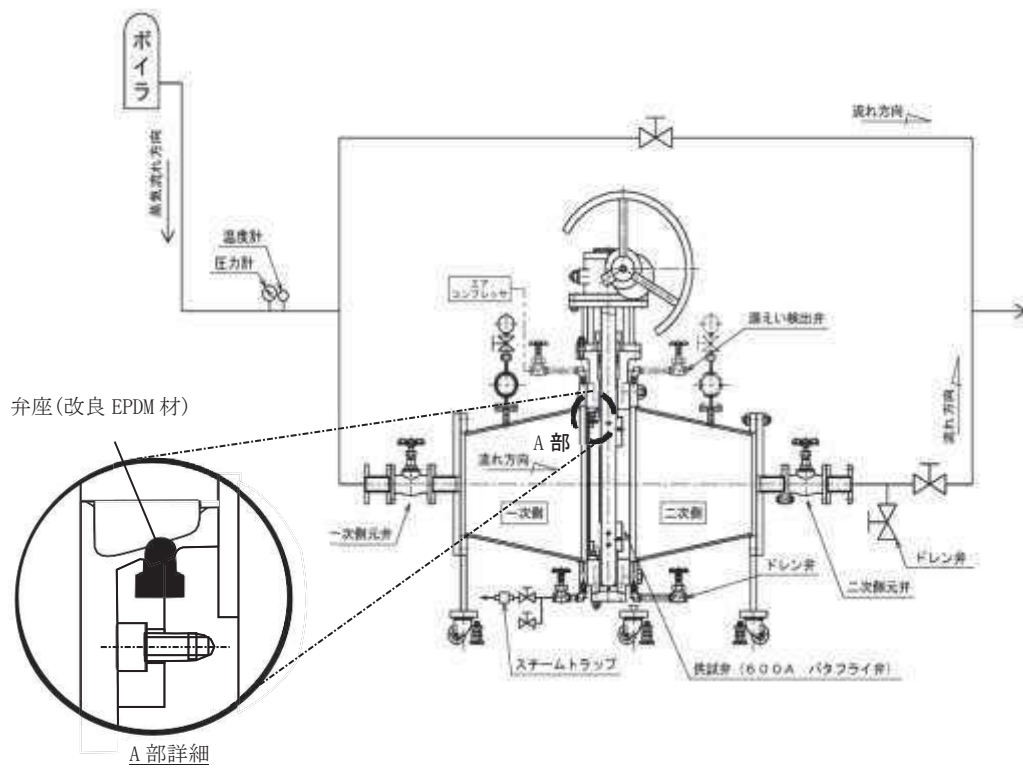


図1 蒸気通気試験装置概要図

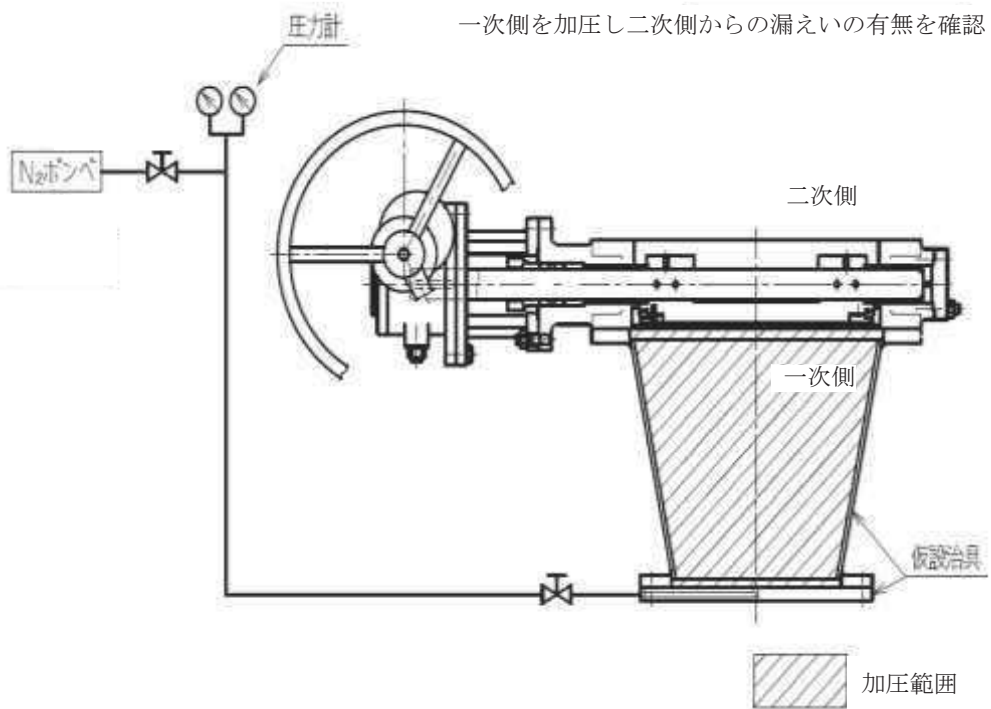


図2 常温弁座漏えい試験概要図



## 2. 試験結果

蒸気通気試験の試験結果を表2に、常温弁座漏えい試験の試験結果を表3に示す。蒸気通気試験中に漏えいは確認されず、また、常温復帰後の常温弁座漏えい試験においても漏えいは確認されず、閉じ込め機能を維持できることを確認した。

表2 蒸気通気試験結果

シート材	圧力	温度	加圧媒体	継続時間	照射量	漏えいの有無
改良 EPDM 材	0.854MPa 以上	200℃	蒸気	168 時間	<input type="checkbox"/> MGy	無

表3 常温弁座漏えい試験の試験結果

シート材	圧力	温度	加圧媒体	漏えいの有無
改良 EPDM 材	0.854MPa	常温	窒素	無

## 重大事故等時におけるシール機能の追従性について

## 1. はじめに

原子炉格納容器については、重大事故等時に原子炉格納容器圧力の上昇率が大きくなる場合においてシール機能が追従できず、原子炉格納容器から漏えいが生じる可能性がある。原子炉格納容器の圧力上昇率が大きくなる以下の2ケースを対象に、圧力上昇時のシール機能への影響について評価した。

- ・LOCA 時のブローダウン過程における高温水・蒸気の放出時（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合））
- ・原子炉圧力容器破損に伴う原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用（以下「FCI」という。）による蒸気発生時

## 2. 原子炉圧力容器破損に伴う圧力上昇の影響について

有効性評価に関する事故シナリオにおいて、原子炉格納容器の圧力上昇率が大きいのは、1.に記載のとおり LOCA のブローダウン時と原子炉圧力容器破損に伴う FCI による蒸気発生時である。フランジ等のシール部に用いるシール材は、フランジ等の開口量に合わせて形状が変化することによりシール性能を確保しているが、原子炉格納容器の圧力上昇時のフランジの開口量の変化する速度にシール材の形状の変化が追従できない場合には、漏えいが生じる可能性がある。

このため、シール材の形状が変化するために必要な時間（復元速度）を確認し、フランジ部の開口量の変化速度との比較を行った。

## 2.1 シール材の形状変化速度

フランジ部においてシール材に採用する改良 EPDM 製シール材について、復元速度を評価するため、J I S K 6 2 5 4 に基づく試験を行った。

当社が評価している有効性評価に関する事故シナリオにおいて、フランジ開口量の変化速度が早くなるのは、LOCA のブローダウン時及び原子炉圧力容器破損に伴う FCI による蒸気発生時である。この場合における開口量の変化速度は、LOCA のブローダウン時で 0.29mm/s 程度、FCI による蒸気発生時で 0.03mm/s 程度であることが分かっているため、これを参照して、両変化速度を上回る 300mm/min (5mm/s) 及び 500mm/min (8.33mm/s) を試験速度とした。

試験では、常温下で所定距離 (3.75mm) まで一定速度 (300mm/min 又は 500mm/min) で圧縮後、初期位置まで一定速度 (300mm/min 又は 500mm/min) で荷重を開放し、この際に改良 EPDM 製シール材に加わる圧縮応力を測定する試験を実施した (図 1 参照)。本試験装置では、シール材の荷重を開放するとき、シール材の復元速度が試験装置の開放速度より大きい場合には圧縮応力が計測されることから、これにより、復元速度を測定することができる。

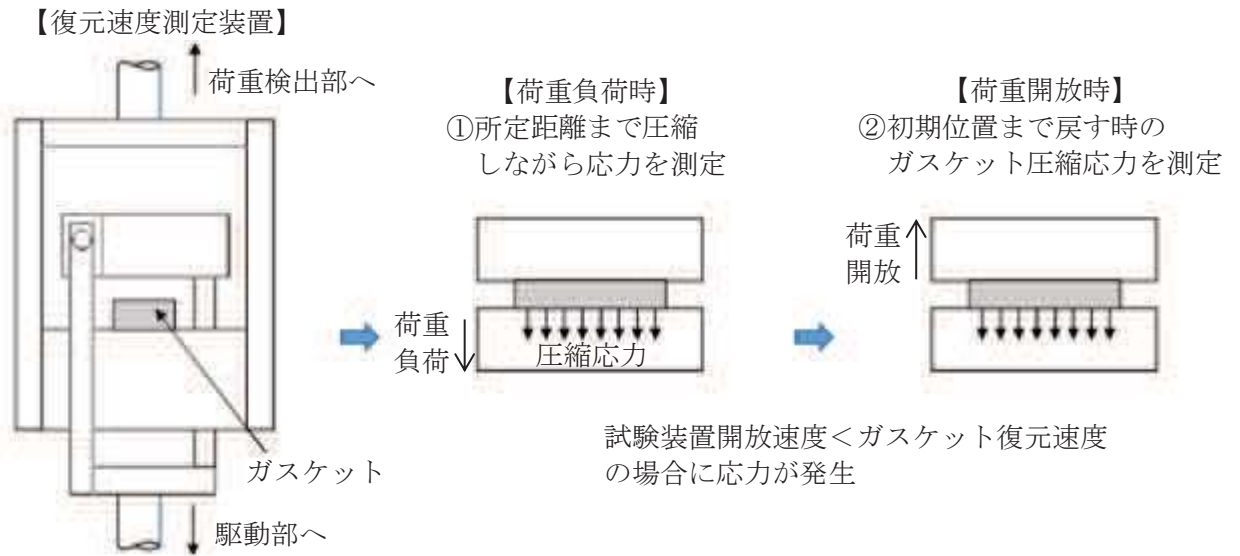


図1 復元速度測定試験の概要

## 2.2 試験結果

試験結果を図2に示す。この図に示すように、荷重開放時の各計測点において圧縮応力が測定されたことから、改良 EPDM 製シール材の復元速度は 500mm/min (8.33mm/s) 以上であることを確認した。前述のとおり、フランジ開口量の変化速度が早くなるのは、LOCA のブローダウン時及び原子炉圧力容器破損に伴う FCI による蒸気発生時であるが、その時のフランジ開口変化速度はそれぞれ 0.29mm/s 程度、0.03mm/s 程度であり、以下のとおりシール材復元速度は十分な追従性を有しているものであり、急速な開口に対してもシール機能を維持できるものと考えられる。

シール材復元速度 500mm/min (8.33mm/s) 以上

> フランジ開口変化速度 (0.29mm/s 及び 0.03mm/s)



図2 一定復元速度下で測定した改良 EPDM 製シール材の圧縮応力

なお、本試験は、劣化していない材料に対して実施したものであるが、表1に示すとおり、劣化後の圧縮永久ひずみ、硬さ、質量変化率は、大きなばらつきがなく、有意な性状変化が見られていない。

これらに示す試験結果から、劣化を考慮した場合でもシール材の復元特性に大きな変化はなく、また、復元速度はフランジ開口速度に対して十分な余裕があることから、開口に対する追従性に問題はないものとする。

表1 改良 EPDM 製シール材の基礎特性データの経時変化

No	試験時間 (日)	試験温度 (°C)	圧縮永久ひずみ試験					
			圧縮永久ひずみ率 (%)		硬さ		質量変化率 (%)	
			実測値	平均値	実測値	平均値	実測値	平均値
1	0~7	200						
2	7~14	150						
3	14~30	150						

注：γ線 1.0MGy 照射済の試験体を用い、飽和蒸気環境下に曝露した後の測定値

< 追従性判断に使用できる理由 >

劣化した試験体についても復元速度測定を実施している。試験条件を表 2、試験結果を図 3、4 に示しているが、劣化後においても復元速度は 500mm/min 以上であり、十分な復元速度を有していることが確認できた。

表 2 劣化試験体を用いた復元速度測定試験の試験条件

ケース	材料	照射量	曝露気体	曝露温度	復元速度	試験体数
1	改良 EPDM	□ MGy	蒸気	200℃ (168 時間)	300mm/min	3 個
					500mm/min	3 個
2	改良 EPDM	□ MGy	蒸気	200℃ (168 時間) + 150℃ (168 時間)	300mm/min	3 個
					500mm/min	3 個



図 3 復元速度測定試験 (試験数 : 各 3)  
(劣化条件<ケース 1> : 放射線 □ MGy, 熱 200℃, 168h)  
(左 : 300mm/min, 右 : 500mm/min)



図 4 復元速度測定試験 (試験数 : 各 3)  
(劣化条件<ケース 2> : 放射線 □ MGy, 熱 200℃, 168h⇒150℃, 168h)  
(左 : 300mm/min, 右 : 500mm/min)

本試験で得られた結果から、劣化を考慮した場合の改良 EPDM 製シール材の復元速度は 500mm/min (8.33mm/s) 以上であることが確認できる。これは、有効性評価で考慮している最もフランジ開口の変化速度が速い事象 (0.29mm/s 程度及び 0.03mm/s 程度) と比較しても、十分な裕度を有しており、試験データのばらつきも小さいことから、重大事故等時に必要なシール機能を維持できるものと評価できる。

## フランジ部の塑性変形の評価について

原子炉格納容器バウンダリの健全性評価のうち、開口評価を行っているものに対して、重大事故等時の原子炉格納容器過圧状態における開口により、塑性変形が生じないことを示す。

開口影響がある部位の評価として、200℃、2Pdにおけるフランジ部の変形によるフランジ部の発生応力を算出し、供用状態Cにおける許容応力と比較した。その結果、すべてのフランジ部の発生応力が供用状態Cにおける許容応力を下回っており、塑性変形が生じないことを確認した。

## &lt;評価対象&gt;

- ①ドライウェル主フランジ
- ②機器搬出入用ハッチ
- ③逃がし安全弁搬出入口
- ④制御棒駆動機構搬出入口
- ⑤所員用エアロック
- ⑥サプレッションチェンバ出入口

①ドライウェル主フランジ

ドライウェル主フランジについて、供用状態 C における許容応力を下回ることを確認する。

ドライウェル主フランジの評価結果を表 1 に示す。発生応力は供用状態 C における許容応力を下回っており、塑性変形は生じない。

表 1 ドライウェル主フランジの評価結果

荷重	発生応力			供用状態 C における許容応力 (MPa)	
2Pd	ボルト中心円におけるフランジの半径方向応力	$\sigma_{R'}$	接触面	212	225
			裏面	-212	
	フランジの半径方向応力	$\sigma_R$	接触面	13	225
			裏面	-17	
	フランジの周方向応力	$\sigma_T$	接触面	53	225
			裏面	26	
	円筒胴のフランジとの結合部の軸方向応力	$\sigma_{H1}$	内面	154	338
			外面	-39	
	円筒胴のフランジとの結合部の周方向応力	$\sigma_{H2}$	内面	96	338
			外面	39	
組合せ応力	$\frac{\sigma_H^* + \sigma_{R'}}{2}$		184	225	
	$\frac{\sigma_H^* + \sigma_T}{2}$		104	225	
ボルトの平均引張応力			391		

注記\* :  $\sigma_H$  は  $\sigma_{H1}$  と  $\sigma_{H2}$  のいずれか大きい値とする。

②機器搬出入用ハッチ

機器搬出入用ハッチ蓋フランジについて、供用状態 C における許容応力を下回ることを確認する。

機器搬出入用ハッチ蓋フランジの評価結果を表 2 に示す。発生応力は供用状態 C における許容応力を下回っており、塑性変形は生じない。

表 2 機器搬出入用ハッチ蓋フランジの評価結果

材質 : SGV49

応力評価点	発生応力	供用状態 C における許容応力 (MPa)
蓋フランジ	93	338



### ③逃がし安全弁搬出入口

逃がし安全弁搬出入口蓋フランジについて、供用状態 C における許容応力を下回ることを確認する。

逃がし安全弁搬出入口蓋フランジの評価結果を表 3 に示す。発生応力は供用状態 C における許容応力を下回っており、塑性変形は生じない。

表 3 逃がし安全弁搬出入口蓋フランジの評価結果

材質：SGV49

応力評価点	発生応力	供用状態 C における許容応力 (MPa)
蓋フランジ	42	338

### ④制御棒駆動機構搬出入口

制御棒駆動機構搬出入口蓋フランジについて、供用状態 C における許容応力を下回ることを確認する。

制御棒駆動機構搬出入口の評価結果を表 4 に示す。発生応力は供用状態 C における許容応力を下回っており、塑性変形は生じない。

表 4 制御棒駆動機構搬出入口蓋フランジの評価結果

材質：SGV49

応力評価点	発生応力	供用状態 C における許容応力 (MPa)
蓋フランジ	24	338

### ⑤所員用エアロック

所員用エアロック隔壁について、添付書類「VI-3-3-6-1-3-2 所員用エアロックの強度計算書」の最も厳しい応力評価点の結果より、供用状態 C における許容応力を下回ることを確認する。

所員用エアロック隔壁の評価結果を表 5 に示す。発生応力は供用状態 C における許容応力を下回っており、塑性変形は生じない。

表 5 所員用エアロック隔壁の評価結果

材質：SGV49

応力評価点	発生応力	供用状態 C における許容応力 (MPa)
隔壁	258	338

⑥サプレッションチェンバ出入口

サプレッションチェンバ出入口フランジについて、供用状態 C における許容応力を下回ることを確認する。

サプレッションチェンバ出入口フランジの評価結果を表 6 に示す。発生応力は供用状態 C における許容応力を下回っており、塑性変形は生じない。

表 6 サプレッションチェンバ出入口フランジの評価結果

材質：SFVC2B（フランジ），SNCM439（ボルト）

荷重	発生応力			供用状態 C における 許容応力 (MPa)
2Pd	フランジの半径方向応力	$\sigma_R$	45	206
	フランジの周方向応力	$\sigma_T$	7	206
	円筒胴のフランジとの結合部の軸方向応力	$\sigma_H$	61	309
	組合せ応力	$\frac{\sigma_H + \sigma_R}{2}$	53	206
		$\frac{\sigma_H + \sigma_T}{2}$	34	206
	ボルトの平均引張応力		375	<input type="text"/>

200℃, 2Pd の適用可能時間を過ぎてから用いる限界圧力, 温度について

## 1. 概要

有効性評価における原子炉格納容器の限界温度・圧力の判定基準（評価項目）は 200℃, 2Pd と設定しており, 200℃, 2Pd の状態が継続することを考慮した評価が必要な部位はシール部である。このため, シール部については, 200℃, 2Pd の状態が 7 日間（168 時間）継続した場合でもシール機能に影響がないことを確認することで, 限界温度, 圧力における原子炉格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。

ここでは, 200℃, 2Pd を適用可能な 7 日間（168 時間）以降においても, 有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し, 原子炉格納容器の閉じ込め機能を示す。

また, 上記に加えて, 7 日間（168 時間）以降の累積放射線照射量に対しても, 原子炉格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認する。

## 2. 7 日間（168 時間）以降の圧力, 温度の条件

7 日間（168 時間）以降において, 原子炉格納容器圧力が最も高くなるのは, 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンス及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」で想定されるシーケンスである。これらのシーケンスは, 格納容器内雰囲気酸素濃度が 4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で, 格納容器内雰囲気酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため, 427kPa まで原子炉格納容器への窒素注入を行う手順としており, 表 1 で示すとおり, 7 日間（168 時間）以降の原子炉格納容器圧力は最大で 427kPa となる。代表的に, 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンスにおける原子炉格納容器圧力の推移を図 1 に示す。

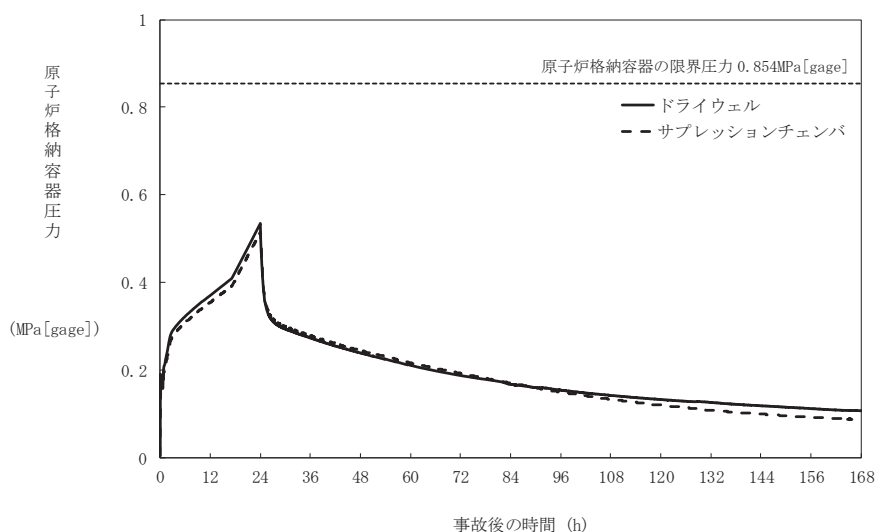


図 1 原子炉格納容器圧力（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合）

7日間（168時間）以降の原子炉格納容器雰囲気温度が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合のシナリオである。このシナリオの原子炉格納容器雰囲気温度の推移を図2に示すが、7日間（168時間）時点で150℃未満であり、その後の原子炉格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため、表1で示すとおり7日間（168時間）以降は150℃を下回る。また、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度\*）についても、事象発生後5.2時間後に生じる最高値は約171℃であるが、7日間以降は150℃を下回る。

注記\*：評価に用いているMAAPコードは、FP沈着に伴う発熱を考慮したものとなっている。

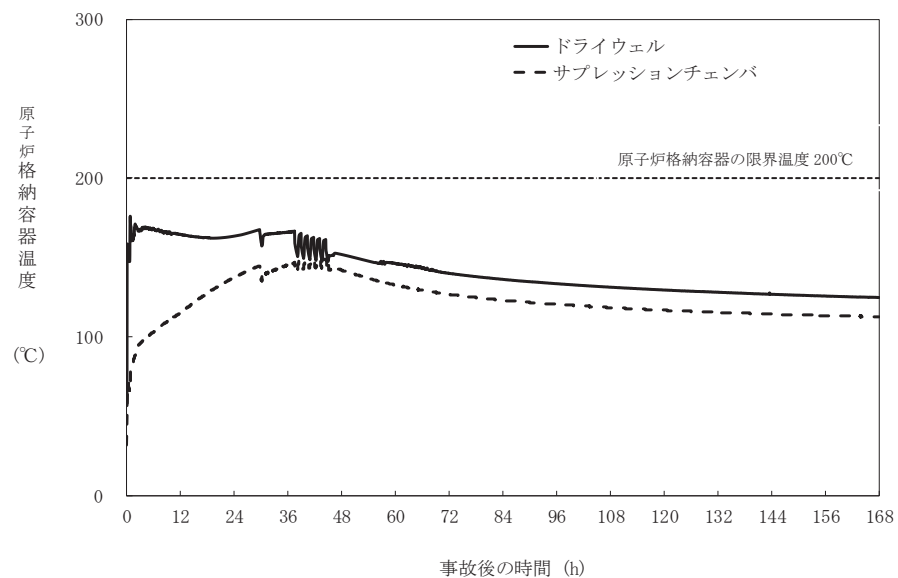


図2 原子炉格納容器雰囲気温度（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合）

表1 事故発生後の経過時間と原子炉格納容器圧力・温度の関係

事象発生後の経過時間	0～168時間	168時間以降
原子炉格納容器圧力	評価項目として 2Pd(854kPa)を設定	有効性評価シナリオで 最大427kPa以下となる (MAAP解析結果)
原子炉格納容器温度	評価項目として 200℃を設定	有効性評価シナリオで 150℃を下回る (MAAP解析結果)

3. 7日間（168時間）以降の原子炉格納容器圧力、温度と閉じ込め機能の関係について  
 3.1 7日間（168時間）以降の原子炉格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により、原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼす部位はシール材である。シール部の機能維持は、図3の模式図に示すとおり、原子炉格納容器圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し、シール材の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり、原子炉格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても、圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば、シール部の機能は健全である。長期のケースとして、有効性評価シナリオにおいて168時間時の原子炉格納容器圧力が高い代替循環冷却系運転ケースを評価しても、原子炉格納容器圧力は約0.120MPaであり開口量は小さい（表2参照）。なお、復元量の具体的な評価は、原子炉格納容器温度に関係することから3.2で示す。

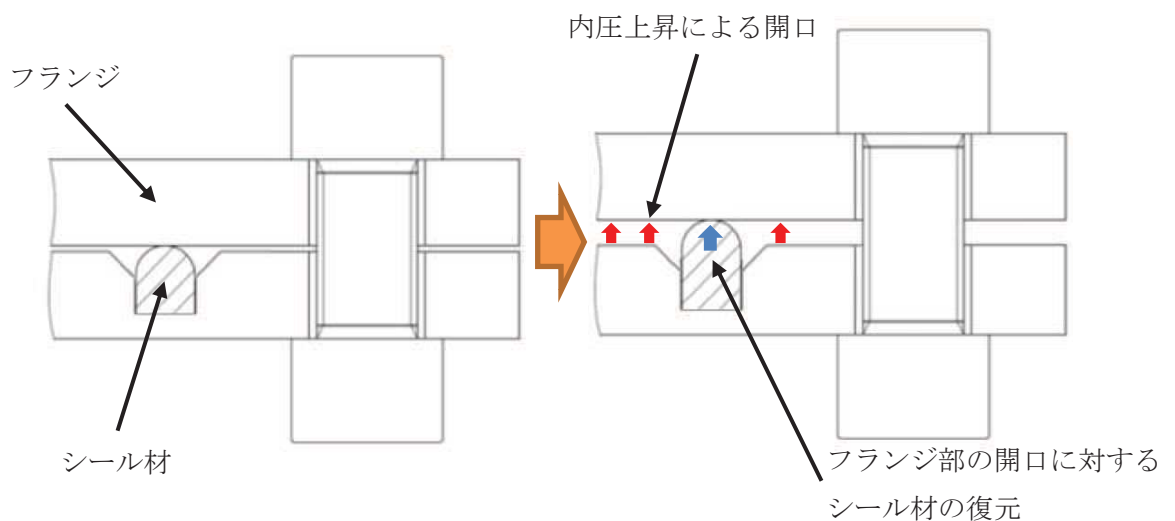


図3 シール部の機能維持確認の模式図

表2 原子炉格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	168時間時点 (0.120MPa) (mm)	2Pd時 (0.854MPa) (mm)
ドライウェル主フランジ	[Redacted]	[Redacted]
機器搬出入用ハッチ		
逃がし安全弁搬出入口		
制御棒駆動機構搬出入口		
所員用エアロック		
サブプレッションチェンバ出入口		

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3.2 7日間（168時間）以降の原子炉格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

原子炉格納容器温度の上昇に伴う、時間経過によるシール材の長期的（原子炉格納容器温度が150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは、ドライウェル主フランジや機器搬出入用ハッチ等に使用されている改良EPDM製シール材について、168時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の圧縮永久ひずみ試験を実施した。表3に改良EPDM製シール材の長期劣化を考慮した圧縮永久ひずみ試験結果を示す。

表3 改良EPDM製シール材の長期劣化を考慮した圧縮永久ひずみ試験結果

No	試験時間及び試験温度	圧縮永久ひずみ試験					
		圧縮永久ひずみ率(%)		硬さ		質量変化率(%)	
		実測値	平均値	実測値	平均値	実測値	平均値
1	168h(200℃)						
2	168h(200℃) +168h(150℃)						
3	168h(200℃) +30日(150℃)						

注：γ線  MGy 照射済の試験体を用い、飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。



4. 7日間（168時間）以降の原子炉格納容器の閉じ込め機能について

前述の検討を踏まえ、168時間以降については、原子炉格納容器圧力、温度が低下していることから、最初の168時間に対して限界温度、圧力を超えないよう管理することで、長期的な原子炉格納容器閉じ込め機能は維持されると考える。ただし、重大事故等時環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、168時間以降の領域においては、原子炉格納容器温度が150℃を超えない範囲で、また、原子炉格納容器圧力が1Pdを超えない範囲でプラント状態を運用する。



図5 原子炉格納容器温度の168時間以降の考え方



図6 原子炉格納容器圧力の168時間以降の考え方



5. 7日間（168時間）以降の放射線照射量と閉じ込め機能の関係について

時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。ここでは、ドライウェル主フランジや機器搬出入用ハッチ等に使用されている改良 EPDM 製シール材を用いて、168 時間以降の累積放射線照射量・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を表 4 に示す。累積放射線照射量による影響は、試験結果より、有意な変更がないことから、168 時間以降の累積放射線照射量に対してもシール機能は維持することができる。

表 4 改良 EPDM 製シール材の累積放射線照射量と圧縮永久ひずみ率の関係

累積放射線照射量		圧縮永久ひずみ率	
	MGy		%
	MGy		%
	MGy		%

試験条件

雰囲気：蒸気環境

温度・劣化時間：200℃・168 時間+150℃・168 時間

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

## 原子炉格納容器貫通部リスト

原子炉格納容器に取り付けられている貫通部のリストを以下に示す。

原子炉格納容器貫通部リスト(1/8)

分類	貫通部 No.	用途	スリーブ			取付位置	
			口径 D [mm]	厚さ t [mm]	t/D	高さ [O. P.]	角度
アクセス開口等	X-1	逃がし安全弁搬出入口		—*	—*		
	X-2A	機器搬出入用ハッチ		—*	—*		
	X-2B	機器搬出入用ハッチ		—*	—*		
	X-3	所員用エアロック		—*	—*		
	X-4	制御棒駆動機構搬出入口		—*	—*		
	X-5	ISI 用ハッチ	318.50				
	X-6A	ベント開口		—*	—*		
	X-6B	ベント開口		—*	—*		
	X-6C	ベント開口		—*	—*		
	X-6D	ベント開口		—*	—*		
	X-6E	ベント開口		—*	—*		
	X-6F	ベント開口		—*	—*		
	X-6G	ベント開口		—*	—*		
	X-6H	ベント開口		—*	—*		
	X-200A	サプレッションチェンバ 出入口		—*	—*		
	X-200B	サプレッションチェンバ 出入口		—*	—*		
	X-201A	ベント開口		—*	—*		
	X-201B	ベント開口		—*	—*		
	X-201C	ベント開口		—*	—*		
	X-201D	ベント開口		—*	—*		
X-201E	ベント開口		—*	—*			
X-201F	ベント開口		—*	—*			
X-201G	ベント開口		—*	—*			
X-201H	ベント開口		—*	—*			

注記\*：当該貫通部は、配管貫通部以外の評価対象であり、代表性として不要な情報であるため、「—」とする。

原子炉格納容器貫通部リスト(2/8)

分類	貫通部 No.	用途	スリーブ			取付位置		
			口径 D [mm]	厚さ t [mm]	t/D	高さ [O. P.]	角度	
アクセス開口等	X-202A	真空破壊装置						
	X-202B	真空破壊装置						
	X-202C	真空破壊装置						
	X-202D	真空破壊装置						
	X-202E	真空破壊装置						
	X-202F	真空破壊装置						
	X-205A	ドレン用						216.30
	X-205B	ドレン用						216.30
配管貫通部【プロセス配管貫通部(ドライウエル)】	X-10A	主蒸気(タービンへ)	1066.8					
	X-10B	主蒸気(タービンへ)	1066.8					
	X-10C	主蒸気(タービンへ)	1066.8					
	X-10D	主蒸気(タービンへ)	1066.8					
	X-11	MS ドレン	457.2					
	X-12A	給水(RPVへ)	914.4					
	X-12B	給水(RPVへ)	914.4					
	X-13A	PLR ポンプパージ水供給	165.2					
	X-13B	PLR ポンプパージ水供給	165.2					
	X-14	PLR サンプリング	216.3					
	X-20	CRD 挿入	42.7					
	X-21	CRD 引抜	34.0					
	X-22	ほう酸水注入	165.2					
	X-30A	ドライウエルスプレイ	267.4					
	X-30B	ドライウエルスプレイ	267.4					
	X-31A	RHR 低圧注入(LPCI)	660.4					
	X-31B	RHR 低圧注入(LPCI)	660.4					
	X-31C	RHR 低圧注入(LPCI)	660.4					
	X-32A	RHR 戻り(停止時冷却)	711.2					
	X-32B	RHR 戻り(停止時冷却)	711.2					
X-33A	RHR 供給(停止時冷却)	762.0						
X-33B	RHR 供給(停止時冷却)	762.0						

原子炉格納容器貫通部リスト(3/8)

分類	貫通部 No.	用途	スリーブ			取付位置	
			口径 D [mm]	厚さ t [mm]	t/D	高さ [O. P.]	角度
配管貫通部 【プロセス配管貫通部(ドライウエル)】	X-34	低圧炉心スプレイ	660.4				
	X-35	高圧炉心スプレイ	660.4				
	X-36	RCIC 蒸気供給	508.0				
	X-37	RPV ヘッドスプレイ	508.0				
	X-50	CUW ポンプ給水	609.6				
	X-51	機器ドレン	89.1				
	X-52	床ドレン	165.2				
	X-60	MUWC 供給	89.1				
	X-61A	RCW (A) 供給	165.2				
	X-61B	RCW (B) 供給	165.2				
	X-62A	RCW (A) 戻り	165.2				
	X-62B	RCW (B) 戻り	165.2				
	X-63	HNCW 供給	457.2				
	X-64	HNCW 戻り	457.2				
	X-70	所内用空気	89.1				
	X-71	計装用空気	165.2				
	X-72A	ADS アキュームレータ (A) 供給	165.2				
	X-72B	ADS アキュームレータ (B) 供給	165.2				
	X-73	常用アキュームレータ供給	165.2				
	X-80	ドライウエル換気(送気)	609.6				
	X-81	ドライウエル換気(排気)	609.6				
	X-82A	FCS 吸込 (A)	114.3				
	X-82B	FCS 吸込 (B)	114.3				
	X-90	予備	406.4				
	X-91	代替高圧窒素ガス (B) 供給	406.4				
	X-92	原子炉格納容器下部注水	318.5				
X-93	原子炉格納容器 pH 調整	318.5					
X-106B	代替高圧窒素ガス (A) 供給	318.5					

原子炉格納容器貫通部リスト(4/8)

分類	貫通部 No.	用途	スリーブ			取付位置	
			口径 D [mm]	厚さ t [mm]	t/D	高さ [O. P.]	角度
配管貫通部 【プロセス配管貫通部(サブプレッションチェンバ)】	X-212	MSIV リークオフライン	60.5				
	X-213A	サブプレッションチェンバ スプレイ	114.3				
	X-213B	サブプレッションチェンバ スプレイ	114.3				
	X-214A	RHR ポンプ給水(A)	508.0				
	X-214B	RHR ポンプ給水(B)	508.0				
	X-214C	RHR ポンプ給水(C)	508.0				
	X-215A	RHR ポンプテスト(A)	318.5				
	X-215B	RHR ポンプテスト(B, C)	318.5				
	X-217	LPCS ポンプ給水	508.0				
	X-218	LPCS ポンプテスト	267.4				
	X-219	HPCS ポンプ給水	508.0				
	X-220	HPCS ポンプテスト	267.4				
	X-221	RCIC ポンプ給水	165.2				
	X-222	RCIC タービン排気	318.5				
	X-223	真空ポンプ吹出(RCIC)	60.5				
	X-230	サブプレッションチェンバ 換気(排気)	609.6				
	X-231	サブプレッションチェンバ 換気(送気)	609.6				
	X-232A	FCS(A) 戻り	165.2				
	X-232B	FCS(B) 戻り	165.2				
	X-233	予備	114.3				
	X-240	予備	114.3				
	X-241	予備	165.2				
	X-242	予備	165.2				
	X-243	原子炉格納容器フィルタ ベント	114.3				
X-281	原子炉格納容器調気	34.0					

原子炉格納容器貫通部リスト(5/8)

分類	貫通部 No.	用途	スリーブ			取付位置	
			口径 D [mm]	厚さ t [mm]	t/D	高さ [O. P.]	角度
配管貫通部【計装配管貫通部(ドライウエル)】	X-130A	主蒸気流量(b~e), 予備(a, f)	406.4				
	X-130B	主蒸気流量(b~e), 予備(a, f)	406.4				
	X-130C	主蒸気流量(b~e), 予備(a, f)	406.4				
	X-130D	主蒸気流量(b~e), 予備(a, f)	406.4				
	X-131	原子炉水位	114.3				
	X-132A	原子炉水位及び圧力	114.3				
	X-132B	原子炉水位及び圧力	114.3				
	X-132C	原子炉水位及び圧力	114.3				
	X-132D	原子炉水位及び圧力	114.3				
	X-133A	原子炉水位及び圧力	114.3				
	X-133B	原子炉水位及び圧力	114.3				
	X-133C	原子炉水位及び圧力	114.3				
	X-133D	原子炉水位及び圧力	114.3				
	X-134A	原子炉水位及び圧力	114.3				
	X-134B	原子炉水位及び圧力	114.3				
	X-134C	原子炉水位及び圧力	114.3				
	X-134D	原子炉水位及び圧力	114.3				
	X-135A	ジェットポンプ流量(a~f)	406.4				
	X-135B	ジェットポンプ流量(a~f)	406.4				
	X-135C	ジェットポンプ流量(a~f)	406.4				
	X-135D	ジェットポンプ流量(a~f)	406.4				
	X-136A	PLR(b~e), 炉心下部格子板下圧力(a), 予備(f)	406.4				
	X-136B	PLR(b~e), 予備(a, f)	406.4				
	X-137A	PLR(c, d), CUW(b, e), 予備(a, f)	406.4				
X-137B	PLR(c, d), RHR(a, b, e, f)	406.4					
X-137C	PLR(c, d), RHR(a, b, e, f)	406.4					

原子炉格納容器貫通部リスト(6/8)

分類	貫通部 No.	用途	スリーブ			取付位置	
			口径 D [mm]	厚さ t [mm]	t/D	高さ [O. P.]	角度
配管貫通部 【計装配管貫通部(ドライウエル)】	X-137D	PLR(c, d), CUW(b, e), 炉心下部格子板上圧力(a), 予備(f)	406.4				
	X-138	炉心下部格子板下圧力(c), 炉心下部格子板上圧力(d), 予備(a, b, e, f)	406.4				
	X-139A	LPCI-A(c), LPCS(d), 予備(a, b, e, f)	406.4				
	X-139B	予備(a, b, e, f), LPCI-B(d), LPCI-C(c)	406.4				
	X-140A	RCIC(a, f), 予備(b, c, d, e)	406.4				
	X-140B	RPV フランジリーク(b), RCIC(a, f), HPCS(e), 予備(c), D/W 水位(d)	406.4				
	X-150	FP モニタ(a, b), D/W 水位(c)	318.5				
	X-151A	CAMS(γ線)	267.4				
	X-151B	CAMS(γ線)	267.4				
	X-152A	D/W 圧力(a), CAMS サンプルリング(b, c)	318.5				
	X-152B	D/W 圧力(a), 予備(b, c)	318.5				
	X-152C	D/W 圧力(a), 予備(b, c)	318.5				
	X-152D	D/W 圧力(a), CAMS サンプルリング(b, c)	318.5				
	X-153	露点計測(a, b), 予備(c)	318.5				
	X-154	LOCA 時炉水サンプルリング	114.3				
	X-155	格納容器漏洩試験用(a, b), 予備(c)	318.5				
	X-160A	TIP 案内管	48.6				
	X-160B	TIP 案内管	48.6				
	X-160C	TIP 案内管	48.6				
	X-160D	TIP 案内管	48.6				
	X-161	TIP パージ用	48.6				
	X-190A	予備	406.4				
X-190B	予備	406.4					
X-191A	予備	406.4					
X-191B	予備	406.4					

原子炉格納容器貫通部リスト(7/8)

分類	貫通部 No.	用途	スリーブ			取付位置	
			口径 D [mm]	厚さ t [mm]	t/D	高さ [O. P.]	角度
配管貫通部 【計装配管貫通部(サブプレッションチェンバ)】	X-260A	CAMS (A) 供給	27.2				
	X-260B	CAMS (B) 供給	27.2				
	X-261A	CAMS (A) 戻り	27.2				
	X-261B	CAMS (B) 戻り	27.2				
	X-262A	CAMS ドレン (A)	27.2				
	X-262B	CAMS ドレン (B)	27.2				
	X-263	LOCA 時液体サンプル戻り	27.2				
	X-270A	真空破壊装置計装	27.2				
	X-270B	真空破壊装置計装	27.2				
	X-270C	真空破壊装置計装	27.2				
	X-270D	真空破壊装置計装	27.2				
	X-270E	真空破壊装置計装	27.2				
	X-270F	真空破壊装置計装	27.2				
	X-271A	サブプレッションチェンバ 圧力	27.2				
	X-271B	サブプレッションチェンバ 圧力	27.2				
	X-272A	サブプレッションプール水位	34.0				
	X-272B	サブプレッションプール水位	27.2				
	X-272C	サブプレッションプール水位	34.0				
	X-272D	サブプレッションプール水位	27.2				
	X-272E	サブプレッションプール水位	34.0				
X-272F	サブプレッションプール水位	27.2					
X-280	サブプレッションプール水位	34.0					
電気配線貫通部 (ドライウエル)	X-100A	中性子計装	318.5				
	X-100B	中性子計装	318.5				
	X-100C	中性子計装	318.5				
	X-100D	中性子計装	318.5				
	X-101A	再循環ポンプ動力	457.2				
	X-101B	再循環ポンプ動力	457.2				
	X-101C	再循環ポンプ動力	457.2				
	X-101D	再循環ポンプ動力	457.2				
	X-102A	制御	318.5				
	X-102B	制御	318.5				
	X-102C	制御	318.5				
	X-102D	制御	318.5				



原子炉格納容器貫通部リスト(8/8)

分類	貫通部 No.	用途	スリーブ			取付位置	
			口径 D [mm]	厚さ t [mm]	t/D	高さ [O. P.]	角度
電気配線貫通部(ドライウエル)	X-102E	制御	318.5				
	X-103A	計装	318.5				
	X-103B	計装	318.5				
	X-103C	計装	318.5				
	X-104A	制御棒位置指示	318.5				
	X-104B	制御棒位置指示	318.5				
	X-104C	制御棒位置指示	318.5				
	X-104D	制御棒位置指示	318.5				
	X-105A	低圧動力	318.5				
	X-105B	低圧動力	318.5				
	X-105C	低圧動力	318.5				
	X-105D	低圧動力	318.5				
	X-106A	予備	318.5				
	電気配線貫通部(サブレーションチャンネル)	X-250A	計装	318.5			
X-250B		計装	318.5				

## 重大事故等時の動荷重について

## 1. 概要

女川原子力発電所第2号機（以下「女川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

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

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

## 2.1.1 LOCA時に生じる動荷重

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

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

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

## 2.1.2 逃がし安全弁作動時に生じる動荷重

逃がし安全弁作動時には、逃がし安全弁排気管（以下「排気管」という。）から多量の原子炉冷却材が流出することに伴い、以下のような現象が生じる。

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

この過程で、排気管内の水がサブプレッションチェンバへ移行すると、水ジェット流が形成され動荷重が作用する。また、非凝縮性ガスがサブプレッションチェンバへ移行すると気泡を形成し、この気泡が過膨張・収縮を繰り返し動荷重が作用する。さらに蒸気がサブプレッションチェンバへ移行するとプール水によって蒸気は凝縮され、この過程で蒸気が不安定凝縮となる場合動荷重が生じるが、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ブ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タービン排気がある。原子炉隔離時冷却系タービン排気管出口の蒸気圧力は数十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、ダウンコマ又は排気管から、多量の水、非凝縮性ガス及び蒸気がサブプレッションチェンバに移行するときに発生する。このため、重大事故等時に生じる動荷重についても、ダウンコマ又は排気管から、多量の水、非凝縮性ガス及び蒸気がサブプレッションチェンバに移行する事象を抽出し、整理する。

整理方法としては、炉心損傷防止対策の有効性評価における重要事故シーケンス及び格納容器破損防止対策の有効性評価における評価事故シーケンス（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ブ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ブプレッションチェンバへ放出される蒸気が過熱蒸気であることから設計基準事故時の飽和蒸気と性状が異なる

- ・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。）

高温の炉心（デブリを含む）と水との接触に伴う圧力上昇に伴い、サブプレッションチェンバへドライウエル内の非凝縮性ガス等が流入する

- ・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ブプレッションチェンバが減圧することによりドライウエルからサブプレッションチェンバへ蒸気が流入するとともにプール水の減圧沸騰が生じるおそれがある

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ことから、その動荷重への影響について評価結果を記載する。

表2-1 重大事故等時に生じる動荷重

No.	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び重大事故等時に生じる動荷重
1	<p>高圧・低圧注水 機能喪失 (給水喪失)</p> <p>[TQUV]</p>	<p>給水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）6個を手動開放させ、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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）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。また、<u>格納容器ベント時のドライウエルからサプレッションチェンバへの多量の蒸気放出及びサプレッションチェンバ内のプール水の減圧沸騰</u>を想定している。</p>
2	<p>高圧注水・減圧 機能喪失 (給水喪失)</p> <p>[TQUX]</p>	<p>給水流量の全喪失により原子炉水位は低下するが、代替自動減圧回路による自動減圧（逃がし安全弁2個）が行われ、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）3系統により注水される。</p> <p>本事象は、<u>自動減圧時の逃がし安全弁2個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]</p>	<p>全交流動力電源喪失により原子炉水位は低下し、その後原子炉隔離時冷却系が運転開始して原子炉水位は維持される。逃がし安全弁（自動減圧機能）2個を手動開放させ、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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）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。</p>

No.	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び重大事故等時に生じる動荷重
4	<p style="text-align: center;">全交流 動力電源喪失</p> <p style="text-align: center;">[TBU]</p>	<p>全交流動力電源喪失により原子炉水位は低下し、原子炉隔離時冷却系の自動起動に失敗する。その後高圧代替注水系を手動起動して原子炉水位を維持する。逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を手動開放させ、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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）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蒸気放出</u>を想定している。</p>
5	<p style="text-align: center;">全交流 動力電源喪失</p> <p style="text-align: center;">[TBD]</p>	<p>全交流動力電源喪失により原子炉水位は低下し、直流電源が喪失する。その後高圧代替注水系を手動起動して原子炉水位を維持する。逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を手動開放させ、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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）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蒸気放出</u>を想定している。</p>
6	<p style="text-align: center;">全交流 動力電源喪失</p> <p style="text-align: center;">[TBP]</p>	<p>全交流動力電源喪失により原子炉水位は低下し、その後原子炉隔離時冷却系が運転開始して原子炉水位が維持される。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）1 個を手動開放させ、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）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）1 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>

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 (取水機能喪失)  [TW]	<p>給水流量の全喪失により原子炉水位は低下し、その後原子炉隔離時冷却系が運転開始して原子炉水位が維持される。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を手動開放させ、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）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）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蒸気放出</u>を想定している。</p>
8	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系機能喪失)  [TW]	<p>給水流量の全喪失により原子炉水位は低下し、その後原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系が運転開始して原子炉水位が維持される。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を手動開放させ、高圧炉心スプレイ系により注水を継続する。</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ブプレッションチェンバへの多量の蒸気放出</u>を想定している。また、<u>格納容器ベント時のドライウエルからサブプレッションチェンバへの多量の蒸気放出及びサブプレッションチェンバ内のプール水の減圧沸騰</u>を想定している。</p>
9	原子炉停止 機能喪失  [TC]	<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>

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
10	LOCA 時注水機能喪失 (中小破断)  [S1E, S2E]	<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）6 個を手動開放させ、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水を開始する。</p> <p>本事象は、<u>LOCA 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）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。また、<u>格納容器ベント時のドライウエルからサプレッションチェンバへの多量の蒸気放出及びサプレッションチェンバ内のプール水の減圧沸騰</u>を想定している。</p>
11	格納容器バイパス (高圧炉心スプレイ系配管破断)  [ISLOCA]	<p>ISLOCA 時は、高圧炉心スプレイ系からの漏えいを想定し、破断口からの冷却材流出による水位低下により、原子炉隔離時冷却系が運転開始して原子炉水位が維持される。その後、逃がし安全弁（自動減圧機能）2 個を手動開放させ、低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）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）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。</p>



No.	重要事故 シーケンス等	事象の概要及び重大事故等時に生じる動荷重
12	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)	<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。低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水を開始する。その後、格納容器ベントによって、原子炉格納容器を除熱する。</p> <p>本事象は、<u>LOCA 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プレッションチェンバへの多量の蒸気放出及びサプレッションチェンバ内のプール水の減圧沸騰</u>を想定している。</p>
13	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を 使用する場合)	<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。低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水を開始する。その後、代替循環冷却系により、原子炉格納容器を除熱する。</p> <p>本事象は、<u>LOCA 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>
14	水素燃焼	
15	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。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>
16	原子炉圧力容器外の FCI	<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過熱蒸気放出</u>を想定している。また、<u>高温の溶融炉心と水との接触に伴う蒸気等のペDESTAL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>
17	溶融炉心・コンクリート 相互作用	

表2-2 重大事故等時に生じる動荷重のまとめ表

	重要事故 シーケンス等	動荷重			
		逃がし 安全弁	LOCA	FCI	ベント
1	高圧・低圧注水機能喪失（給水喪失） [TQUV]	○			●
2	高圧注水・減圧機能喪失（給水喪失） [TQUX]	○			
3	全交流動力電源喪失 [長期 TB]	○			
4	全交流動力電源喪失 [TBU]	○			
5	全交流動力電源喪失 [TBD]	○			
6	全交流動力電源喪失 [TBP]	○			
7	崩壊熱除去機能喪失 （取水機能喪失） [TW]	○			
8	崩壊熱除去機能喪失 （残留熱除去系機能喪失） [TW]	○			●
9	原子炉停止機能喪失 [TC]	○			
10	LOCA 時注水機能喪失（中小破断） [S1E, S2E]	○	○		●
11	格納容器バイパス （高圧炉心スプレイ系配管破断） [ISLOCA]	○			
12	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】		○		●*
13	格納容器過圧・過温破損 【代替循環冷却系を使用する場合】		○		
14	水素燃焼		○		
15	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気 直接加熱	●*		●	
16	原子炉圧力容器外の FCI	●		●*	
17	溶融炉心・コンクリート相互作用	●		●	

○：設計基準事故時に生じる動荷重と同等以下と考えられるもの

●：設計基準事故時に考慮されていないもの

●\*：設計基準事故時に考慮されていないもののうち、代表で動荷重に関する検討を行うもの

### 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と考えられるものについて、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、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時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、原子炉圧力容器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可能性があるため、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11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容器圧力

逃がし安全弁は原子炉圧力容器圧力に応じた吹出量を放出するため、逃がし安全弁作動時の圧力が設計基準事故時より大きくなった場合、動荷重が設計基準事故時より大きくなる可能性がある

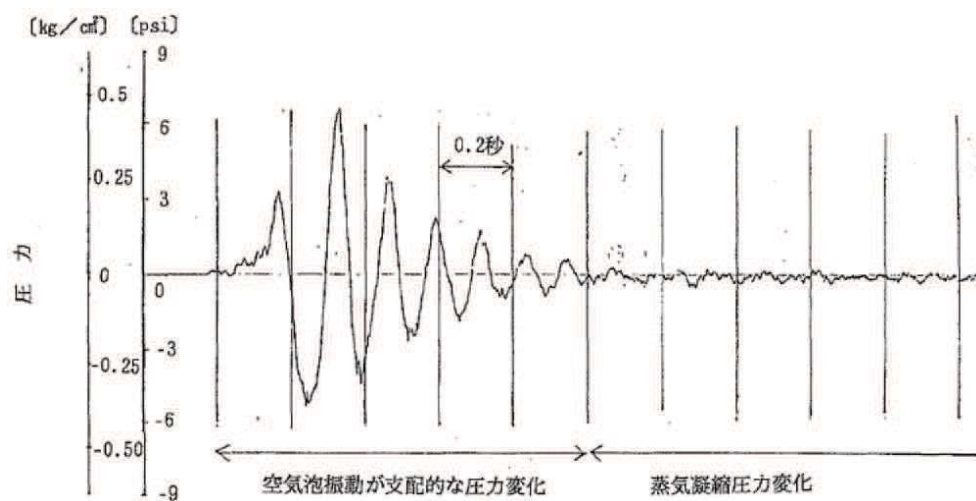


図2-1 実機試験で得られた逃がし安全弁作動時の水中圧力振動波形<sup>[1]</sup>

(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[TBU]

プール水温は約132℃に達しており，さらに，減圧完了までの間に約144℃まで上昇するため，設計基準事故時のプール水温97℃を超える。

- ・原子炉停止機能喪失[TC]

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11個が動作する。このとき，原子炉圧力が約9.26MPa[gage]まで上昇するため，最高使用圧力(8.62MPa)を超える。

表2-3 重大事故等時に生じる動荷重の整理結果 (1/2)

重要事故シナリオ等	高圧・低圧注水機能喪失 (給水喪失) [TQUV]	高圧注水・減圧機能喪失 (給水喪失) [TQUX]	全交流動力電源喪失 [長期 TB]	全交流動力電源喪失 [TBU]	全交流動力電源喪失 [TBD]	全交流動力電源喪失 [TBP]	崩壊熱除去機能喪失 (取水機能喪失) [TW]	崩壊熱除去機能喪失 (残留熱除去系機能喪失) [TW]	原子炉停止機能喪失 [TC]	LOCA 時注水機能喪失 (中小破断) [S1E, S2E]	格納容器バイパス (高圧炉心スプレイ系配管破断) [ISLOCA]
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)	他シナリオに包絡	他シナリオに包絡	他シナリオに包絡	動荷重に対する影響検討が必要	他シナリオに包絡	他シナリオに包絡	他シナリオに包絡	他シナリオに包絡	動荷重に対する影響検討が必要	他シナリオに包絡	他シナリオに包絡
	原子炉圧力容器の急速減圧時点での原子炉圧力容器圧力は 7.58Pa[gage] 以下、プール水温は約 42℃ であり、原子炉圧力容器圧力は原子炉停止機能喪失 [TC] に、プール水温は全交流動力電源喪失 [TBU] 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、作動個数は原子炉停止機能喪失 [TC] の条件に包絡される。	原子炉圧力容器の急速減圧時点での原子炉圧力容器圧力は 7.58Pa[gage] 以下、プール水温は約 42℃ であり、原子炉圧力容器圧力は原子炉停止機能喪失 [TC] に、プール水温は全交流動力電源喪失 [TBU] 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、作動個数は原子炉停止機能喪失 [TC] の条件に包絡される。	原子炉圧力容器の急速減圧時点での原子炉圧力容器圧力は 7.58Pa[gage] 以下、プール水温は約 131℃ であり、原子炉圧力容器圧力は原子炉停止機能喪失 [TC] に、プール水温は全交流動力電源喪失 [TBU] 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、作動個数は原子炉停止機能喪失 [TC] の条件に包絡される。	原子炉圧力容器の急速減圧開始時点での原子炉圧力容器圧力は 7.58Pa[gage] 以下であり原子炉停止機能喪失 [TC] に包絡されるが、プール水温は約 132℃ に達しており、さらに、減圧完了までの間に約 144℃ まで上昇する。このため、設計基準事故時のプール水温 97℃ を超えることから設計基準事故時の動荷重を超える可能性があるため、影響評価を実施する。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、作動個数は原子炉停止機能喪失 [TC] の条件に包絡される。	原子炉圧力容器の急速減圧時点での原子炉圧力容器圧力は 7.58Pa[gage] 以下、プール水温は約 130℃ であり、原子炉圧力容器圧力は原子炉停止機能喪失 [TC] に、プール水温は全交流動力電源喪失 [TBU] 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、作動個数は原子炉停止機能喪失 [TC] の条件に包絡される。	原子炉圧力容器の急速減圧時点での原子炉圧力容器圧力は 7.58Pa[gage] 以下、プール水温は約 56℃ であり、原子炉圧力容器圧力は原子炉停止機能喪失 [TC] に、プール水温は全交流動力電源喪失 [TBU] 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 1 個による急速減圧を想定しており、作動個数は原子炉停止機能喪失 [TC] の条件に包絡される。	原子炉圧力容器の急速減圧時点での原子炉圧力容器圧力は 7.58Pa[gage] 以下、プール水温は約 83℃ であり、原子炉圧力容器圧力は原子炉停止機能喪失 [TC] に、プール水温は全交流動力電源喪失 [TBU] 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、作動個数は原子炉停止機能喪失 [TC] の条件に包絡される。	原子炉圧力容器の急速減圧時点での原子炉圧力容器圧力は 7.58MPa[gage] 以下、プール水温は約 86℃ であり、原子炉圧力容器圧力は原子炉停止機能喪失 [TC] に、プール水温は全交流動力電源喪失 [TBU] 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、作動個数は原子炉停止機能喪失 [TC] の条件に包絡される。	原子炉圧力容器の除熱の過程で、プール水温は約 116℃ まで上昇するが、プール水温は全交流動力電源喪失 [TBU] に包絡される。また、主蒸気隔離弁閉止後の原子炉停止失敗に伴い、逃がし安全弁 11 個が動作し原子炉圧力が約 9.26MPa[gage] まで上昇しており、原子炉圧力の上昇率が設計基準事故時より高くなることから設計基準事故時の動荷重を超える可能性があるため、影響評価を実施する。	原子炉圧力容器の急速減圧時点での原子炉圧力容器圧力は 7.58MPa[gage] 以下、プール水温は約 40℃ であり、原子炉圧力容器圧力は原子炉停止機能喪失 [TC] に、プール水温は全交流動力電源喪失 [TBU] 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、作動個数は原子炉停止機能喪失 [TC] に包絡される。	原子炉圧力容器の急速減圧時点での原子炉圧力容器圧力は 7.58MPa[gage] 以下、プール水温は約 35℃ であり、原子炉圧力容器圧力は原子炉停止機能喪失 [TC] に、プール水温は全交流動力電源喪失 [TBU] 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、作動個数は原子炉停止機能喪失 [TC] に包絡される。
ドライウェル圧力上昇時等 (ダウンカムからサブプレッションチェンバへの流入)	他シナリオに包絡	-	-	-	-	-	-	他シナリオに包絡	-	他シナリオに包絡	-
	1Pd 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 (外部水源注水量限界に到達 +5 分 (0.540MPa[gage] 以上) での格納容器ベントを想定) に包絡される。	-	-	-	-	-	-	-	1Pd 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 (外部水源注水量限界に到達 +5 分 (0.540MPa[gage] 以上) 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整理結果 (2/2)

重要事故シークェンス等	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】	格納容器過圧・過温破損【代替循環冷却系を使用する場合】	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)	—	—	—	動荷重に対する影響検討が必要  原子炉水位が低下し有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの 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、 <u>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評価を実施する。</u>	他シークェンスと同じ  高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱と同じシークェンス。	他シークェンスと同じ  高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱と同じシークェンス。
ドライウエル圧力上昇時等 (ダウンカムからサブプレッ 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、DBA に包絡される。 <u>格納容器ベントの実施を想定する場合には、一時的なダウンカマ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</u> ことが考えられるため、 <u>影響評価を実施する。</u> <u>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、5.にて、影響評価を実施する。</u>	DBA 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、DBA に包絡される。	他シークェンスと同じ  格納容器過圧・過温破損【代替循環冷却系を使用する場合】と同じシークェンス。	他シークェンスと同じ  原子炉圧力容器外の FCI と同じシークェンス。	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、 <u>ドライウエルが急激に加圧されること</u> 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、 <u>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。</u>	他シークェンスと同じ  原子炉圧力容器外の FCI と同じシークェンス。



## 2.4 重大事故等時に生じる動荷重のうち設計基準事故時の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 全交流動力電源喪失[TBU]時の影響評価

本事象は、事象発生後24時間までの原子炉注水を高圧代替注水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24時間時点でプール水温は約132℃に達し、さらに、減圧完了までの間に約144℃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97℃)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で示すように、プール水がほぼ飽和状態となっても不安定凝縮が発生しないことを確認している(参考資料2 ①)。このため、図2-2で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容器圧力が7.38MPa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  kg/s/m<sup>2</sup> 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/m<sup>2</sup> 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なく、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。

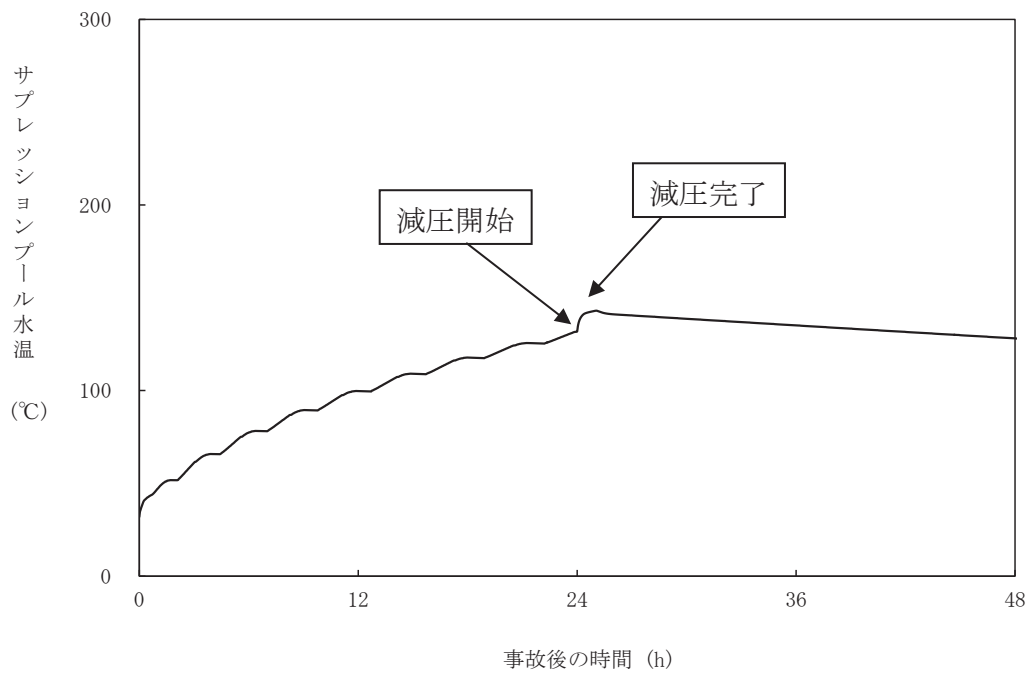


図2-2 全交流動力電源喪失[TBU]時のプール水温度の時刻歴



図2-3 蒸気凝縮時の圧力変動と水温の関係<sup>[1]</sup>

(参考資料2 ①)



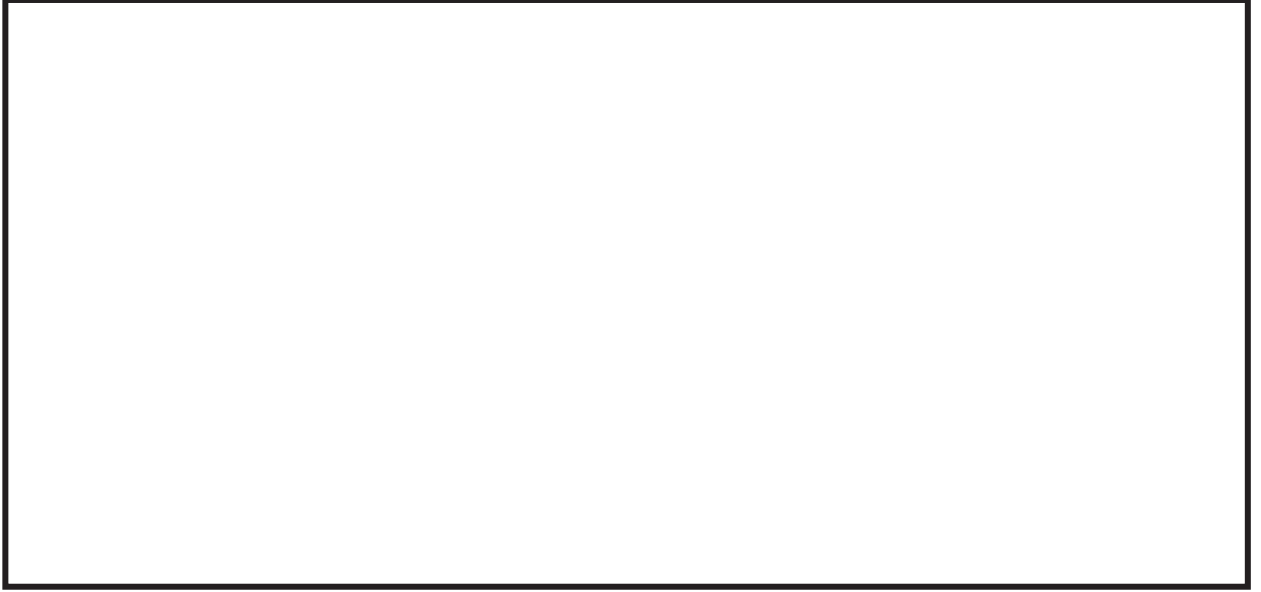


図2-4 蒸気流束及びプール水温と凝縮性能の関係（クエンチャタイプ）<sup>[4]</sup>  
（参考資料2 ①, ②）

#### 2.4.2 原子炉停止機能喪失[TC]時の影響評価

Mark-I型原子炉格納容器に対しては、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  
ンバの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、逃がし安全弁作動挙動の評価に際しては、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11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み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11個が動作する。ま  
た、このときに原子炉圧力が約9.26MPa[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  
の同等以下となるか影響評価を実施した。

##### (1) 逃がし安全弁11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11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おり、このことから考察できる。

- ・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  弁作動しており、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、逃がし安全弁の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。

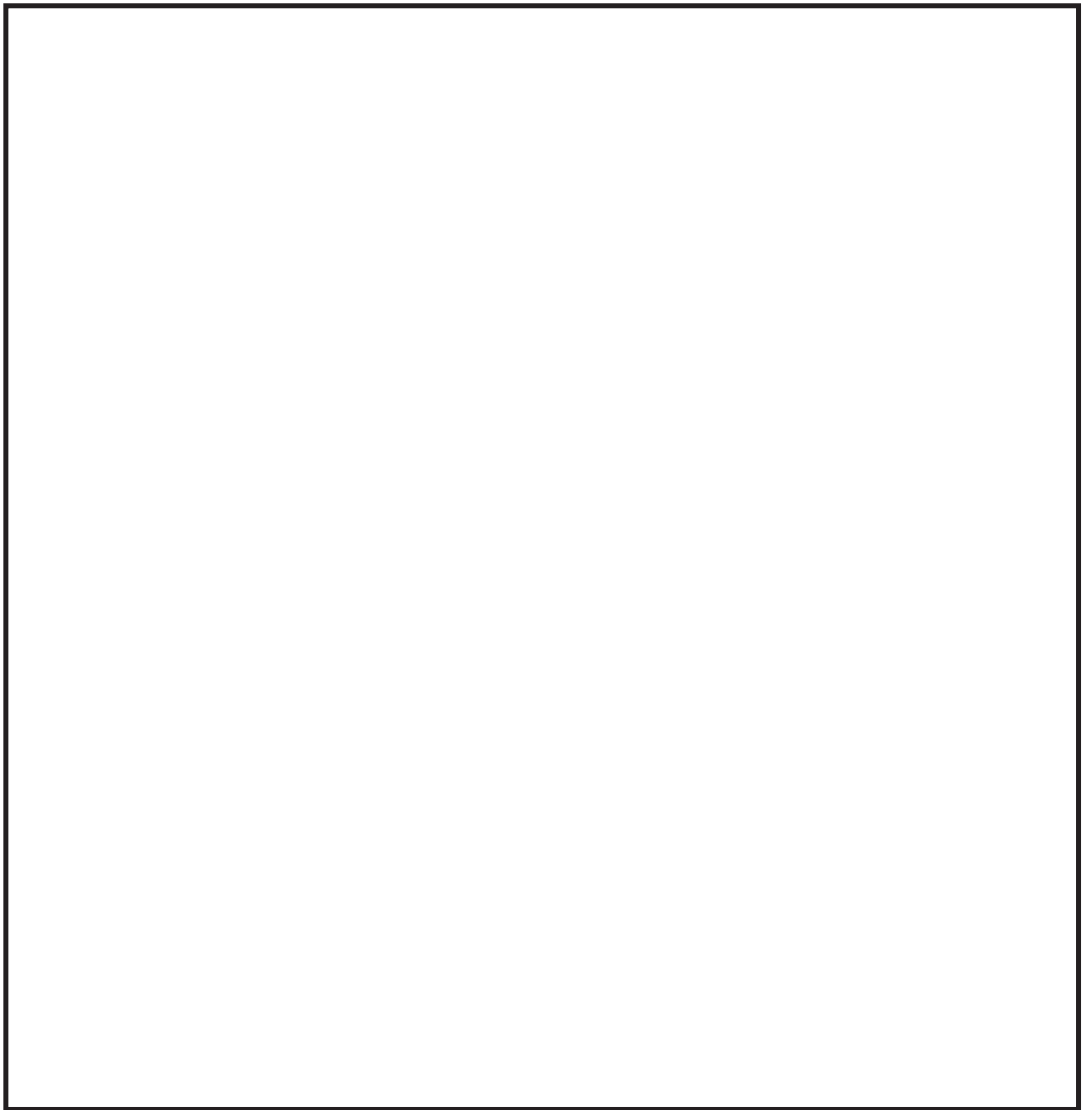


図2-5 実機試験時の圧力振幅（海外プラント）<sup>[2]</sup>

### 海外プラント実機試験の女川2号機への適用性

実機試験を実施した海外プラントは女川2号機と類似したサブ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ること、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、海外プラントと女川2号機のサブ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 <sup>[2]</sup>	女川2号機

図2-6 海外プラントと女川2号機の比較（1/2）

海外プラント <sup>[2]</sup>	女川2号機

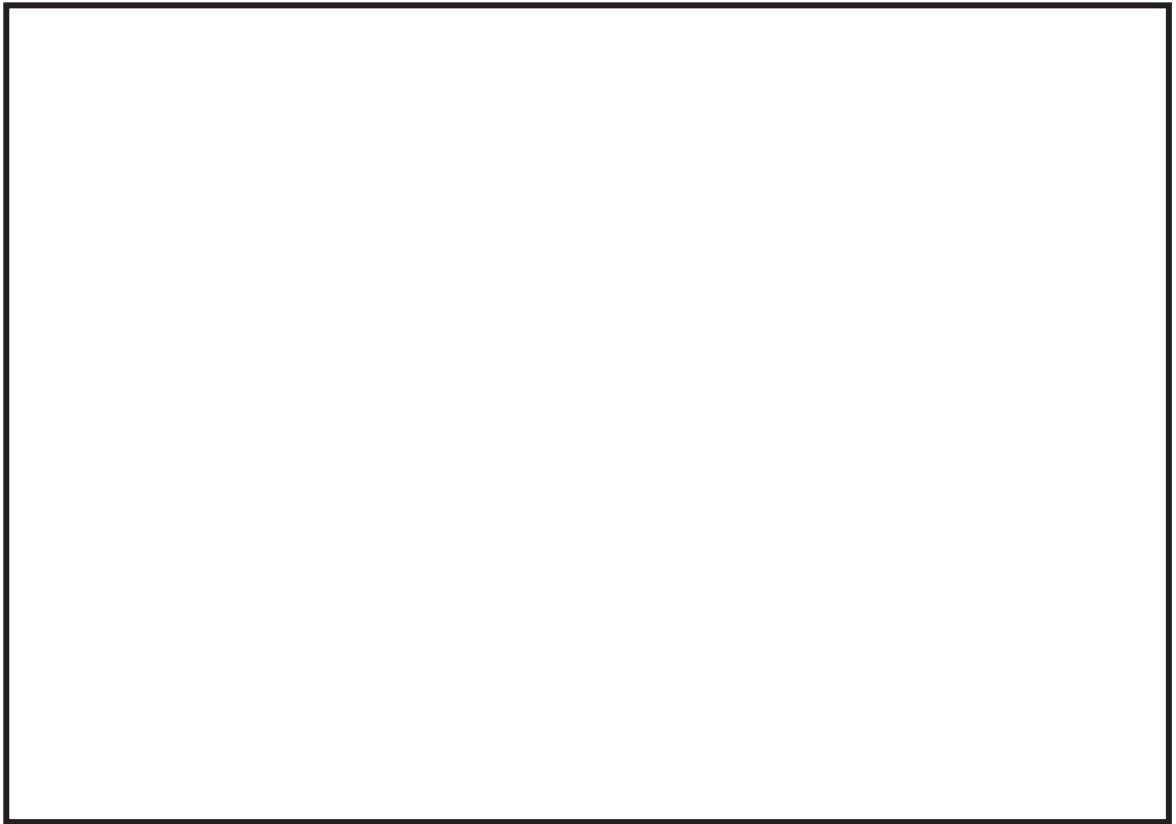
図2-6 海外プラントと女川2号機の比較 (2/2)

### 逃がし安全弁の作動タイミングのずれ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弁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。



主蒸気系統	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	7.44	
	C	7.51	
	D	7.37	
主蒸気系 B	E	7.58	
	F	7.44	
主蒸気系 C	G	7.44	
	H	7.51	
主蒸気系 D	J	7.51	
	K	7.37	
	L	7.58	

図2-7 逃がし安全弁の設置位置及び吹出圧力，排気管の長さの関係

### 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）<sup>[2]</sup>

### 逃がし安全弁11個作動時における設計基準事故時の動荷重に対する影響

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11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に圧力振幅が増大していない結果は妥当と考えられる。

このことから、重大事故等時には、設計基準事故時の動荷重を設計条件とする。



(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11個が動作するものの原子炉圧力が約9.26MPa[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0.20秒間\*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2.4～2.6秒後に逃がし安全弁が作動するため、約2.60～2.80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約0.19MPa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プレッションチェンバにすべ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原子炉圧力が高くなることで動荷重への影響がある可能性があるが、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の角度は、（参考資料2 ②）であり、この範囲以上であれば同等の性能が確保でき、女川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2 ②）であり、女川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女川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。

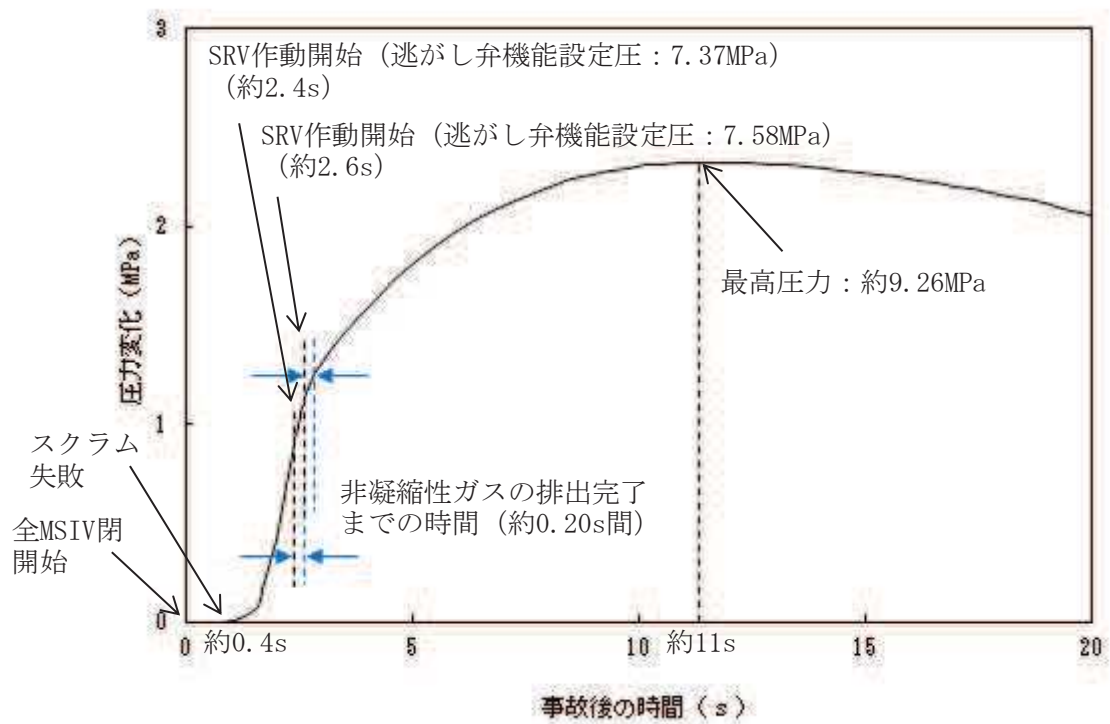


図2-9 ATWS事象時の原子炉圧力変化（運転圧力との差）



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）<sup>[4]</sup>

（参考資料2 ②）

### ATWS時の最大圧力時に生じる動荷重を踏まえた強度評価

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、女川2号機の逃がし安全弁作動時の動荷重は、設置許可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、参考として評価を実施する。

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 (+1.01kg/cm<sup>2</sup>) に対して線形補間しており、約1.1倍 (1.14/1.01) となる。設計基準事故時の評価結果であるマイナス側の圧力振幅のピーク値 (-0.77kg/cm<sup>2</sup>) についても、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プラス側と同じ線形補間の倍数を乗じている。

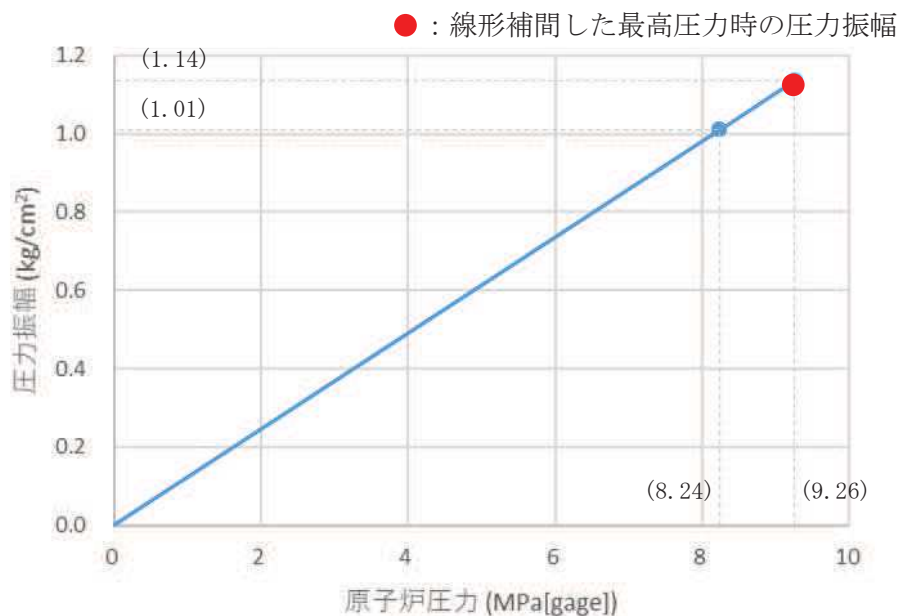


図2-11 原子炉圧力と線形補間した圧力振幅の関係

評価した結果、以下のように十分な裕度があることを確認した。なお、評価は、逃がし安全弁作動時の荷重の組合せを考慮し、重大事故等時の内圧と動荷重を組み合わせた。また、11個が作動するタイミングは、事象初期であるため、サプレッションチェンバ内のプール水位は通常運転時の水位とする。

荷重の組合せ	発生応力 (MPa)	許容応力 (MPa)	裕度
死荷重＋水頭圧（通常水位） ＋11個作動時圧力（6kPa）* <sup>1</sup> ＋SRV作動時（圧力影響補正）			

注記 \*1：11個作動時の原子炉格納容器圧力

\*2：動荷重による発生応力は簡易評価にて実施。発生応力のうち円周方向の動荷重成分を記載。

\*3：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）

原子炉格納容器本体の応力評価は、原子炉格納容器の内圧による影響が寄与するため、ATWS時の原子炉圧力最大時の動荷重を考慮しても裕度は大きい結果となった。

## 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において整理した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って、ダウンカマ内の水、ドライウエル内の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カマ内の水のサプレッションチェンバへの移行量、ドライウエルからサプレッションチェンバへのガス及び蒸気を含む気体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重大事故等時は包絡される。

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 動荷重の評価の考え方

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への水等の移行により生じる動荷重
ダウンカマ内の水の移行	<ul style="list-style-type: none"> <li>●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/m<sup>2</sup>）を基に動荷重を算出し，設計条件として適用</li> <li>●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（約 <input type="text"/> kg/s/m<sup>2</sup>）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</li> </ul>
ドライウエルのガスの移行	<ul style="list-style-type: none"> <li>●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</li> <li>●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の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</li> </ul>
ドライウエルの蒸気の移行	<ul style="list-style-type: none"> <li>●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/m<sup>2</sup>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（蒸気移行量 <input type="text"/> kg/s/m<sup>2</sup>以下かつプール水温 <input type="text"/> °C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</li> <li>●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/m<sup>2</sup>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</li> </ul>

表2-5 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/m <sup>2</sup> ]	ガス移行量の 最大値 [kg/s/m <sup>2</sup> ]	蒸気移行量の 最大値 [kg/s/m <sup>2</sup> ]
LOCAブローダウン時の高温水・蒸気の放出（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）			
LOCAブローダウン時の高温水・蒸気の放出（設計基準事故対処設備としての設計条件）			

注記 \*1：有効性評価の解析結果（MAAPの解析結果から得られる流量をダウンカマ流路断面積で除した値）

\*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、原子炉压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、原子炉压力容器圧力を減圧する。このとき、原子炉压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おそれがあるため、不安定凝縮することなく、設計基準事故時に生じる動荷重と同等以下となることを確認する。

蒸気凝縮の観点で着目すべき項目としては、短期的にはサ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、また、長期的には逃がし安全弁作動後の原子炉压力容器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 逃がし安全弁作動時の短期的な影響

DCHの発生防止のための逃がし安全弁作動時の短期的な影響として、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、過熱蒸気の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ー流束が最大となるように有効性評価の原子炉圧力（7.31MPa[gage]）、蒸気温度（359℃）及び排気管出口の流路断面積から蒸気の比エンタルピ及び蒸気流束を算出し、サブ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（47℃）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、安定凝縮が確認されており、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作動時の短期的な動荷重は設計基準事故時と同等以下となる。なお、図3-4で示す大振動領域は図3-5で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。

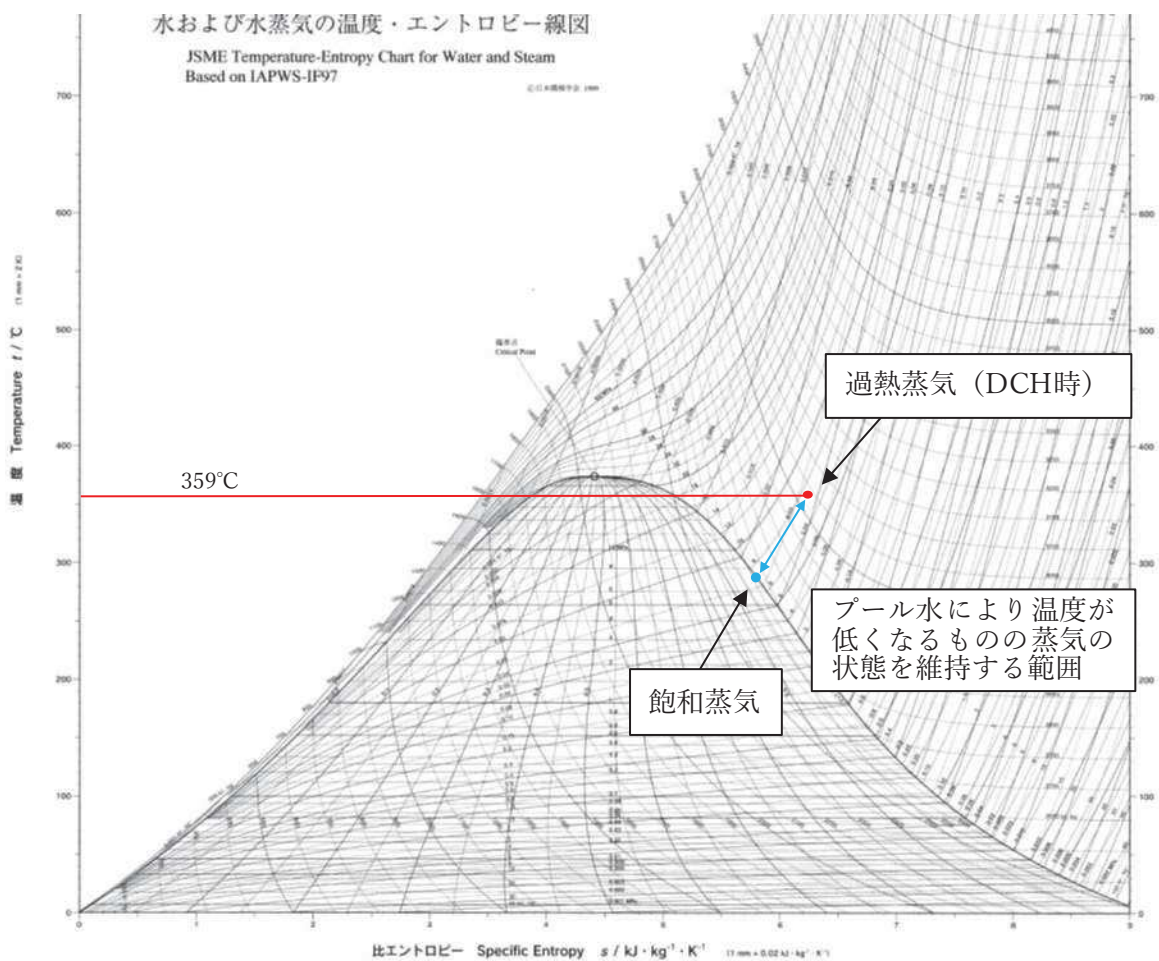


図3-1 蒸気T-s 線図<sup>[5]</sup>

表3-1 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
原子炉圧力容器圧力[MPa[gage]]	7.31 (解析値)
蒸気温度[°C]	359 (解析値)
蒸気の比エンタルピ[kJ/kg]	
排気管出口の流路断面積[m <sup>2</sup> ]	
蒸気流束[kg/s/m <sup>2</sup> ]	
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 <sup>2</sup> ]	

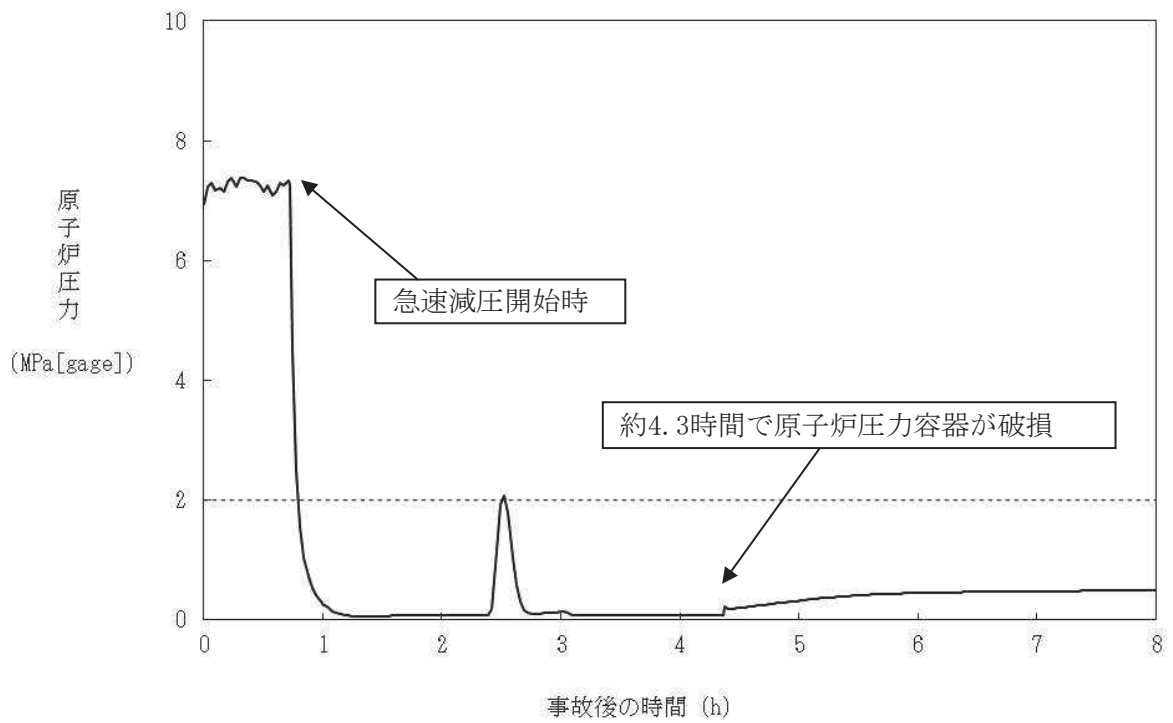


図3-2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の原子炉圧力容器圧力の推移

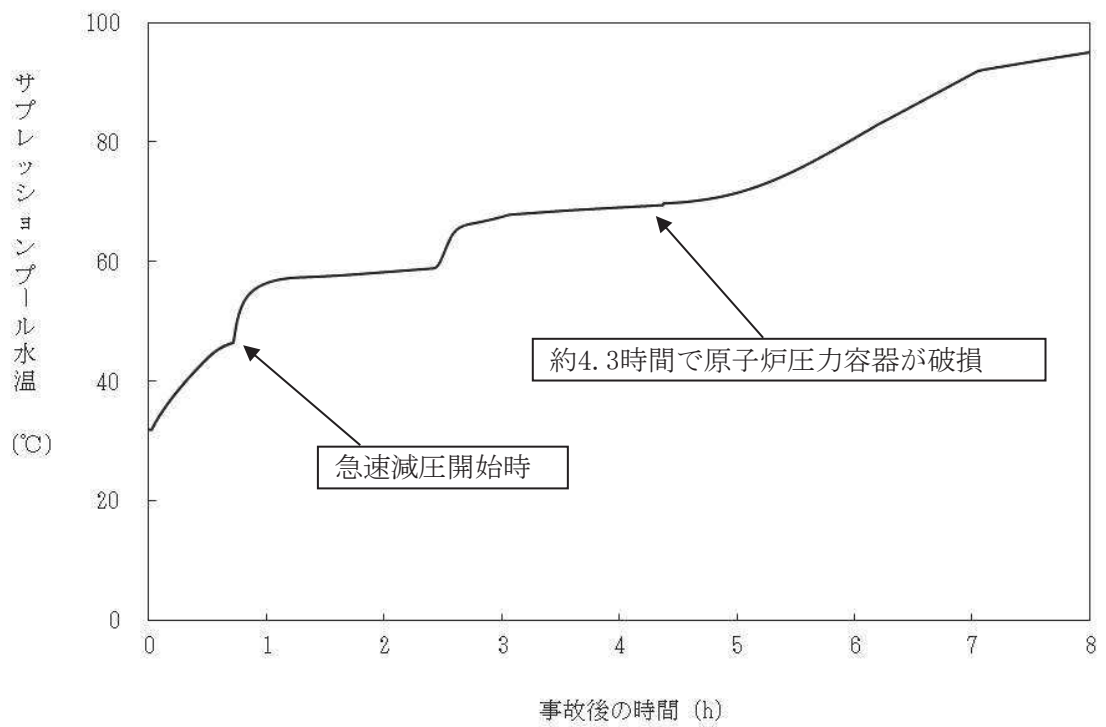


図3-3 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱時の原子炉格納容器温度の推移

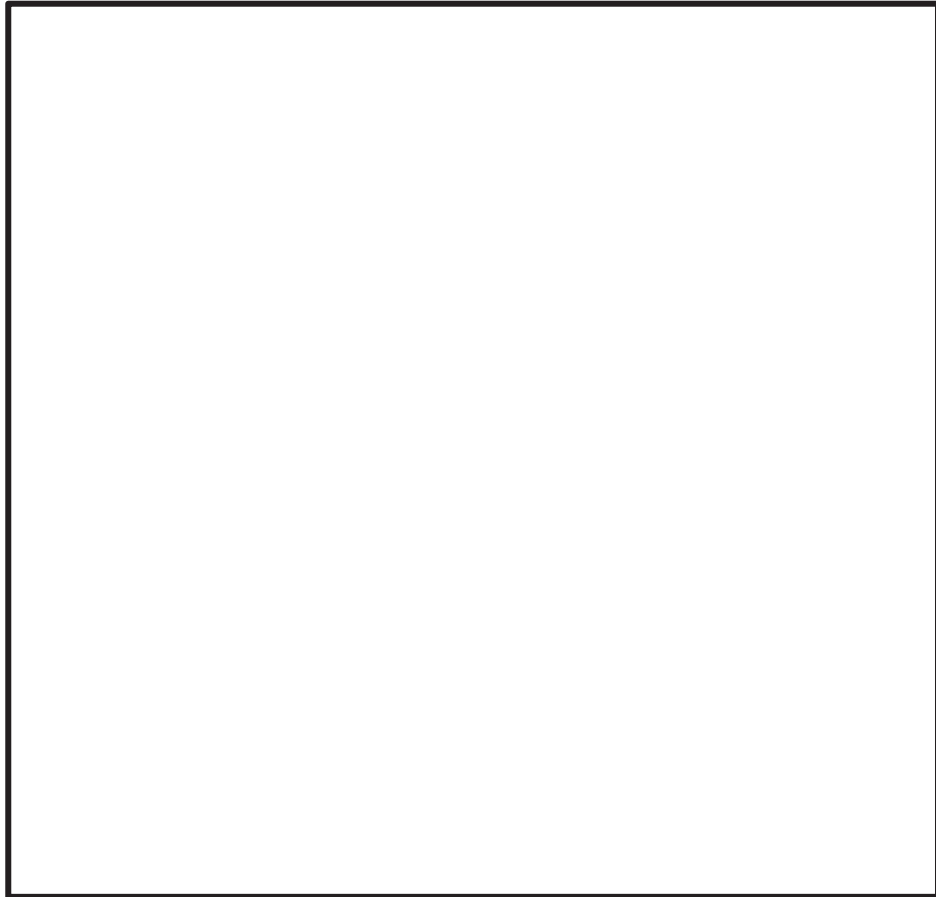


図3-4 飽和蒸気の蒸気流束及びプール水温と圧力振幅の関係（ストレートタイプ）<sup>[4]</sup>  
（参考資料2 ①）



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）<sup>[4]</sup>  
（参考資料2 ①, ②）

### 3.2 逃がし安全弁作動後の長期的な影響

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

3.1と同様に過熱蒸気の蒸気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で示すパラメータのときを図3-6上に示す。過熱蒸気が保有するエネルギー流束とプール水温は蒸気が安定凝縮する領域であることを確認した。

表3-2 逃がし安全弁作動時のパラメータ

パラメータ	高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 (逃がし安全弁作動後(長期))
原子炉圧力容器圧力[MPa[gage]]	0.08 (解析値)
蒸気温度[°C]	419 (解析値)
蒸気の比エンタルピー[kJ/kg]	
排気管出口の流路断面積[m <sup>2</sup> ]	
蒸気流束[kg/s/m <sup>2</sup> ]	
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 <sup>2</sup> ]	



図3-6 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) <sup>[4]</sup>

(参考資料2 ①, ②)

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



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）<sup>[4]</sup>  
（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。よって、実機試験から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プレッションチェンバに移行した際の蒸気凝縮に伴う動荷重の影響はないことから、設計基準事故時の動荷重として、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。

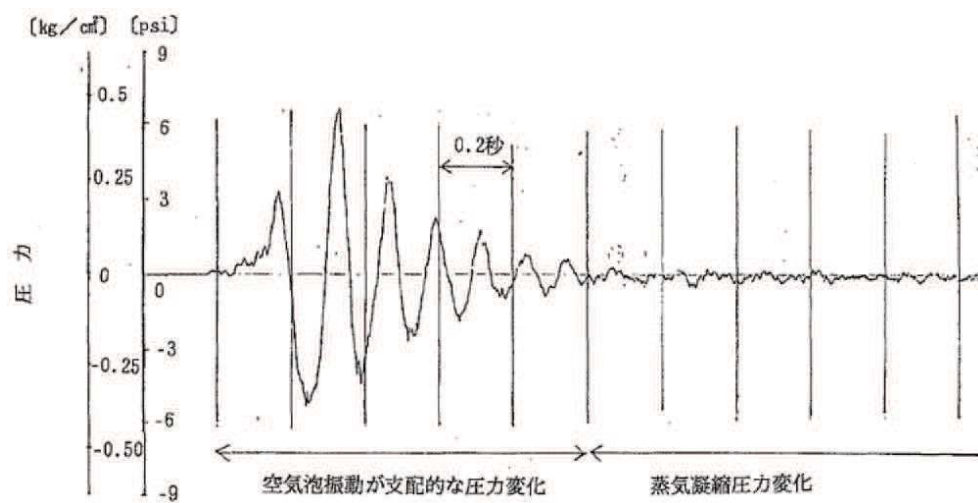


図3-8 実機試験で得られた逃がし安全弁作動時の水中圧力振動波形<sup>[1]</sup>

(横軸：時間，縦軸：圧力) (参考資料2 ③)

#### 4. 原子炉圧力容器外のFCI時の動荷重の評価について

FCI時の動荷重はドライウェルで発生した蒸気によって、ダウンカム内の水及びドライウェ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。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カム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「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ポンプ吸込側配管の両端破断としていること及びこの設計基準事故「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ェルは急激に圧力上昇することから、これに伴う動荷重は大きくなる可能性が考えられるが、有効性評価結果（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2.2kPa/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、さらにダウンカム内の蒸气流束（kg/s/m<sup>2</sup>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/m<sup>2</sup>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は大きくなることはない<sup>[3]</sup>。



表4-1 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/m <sup>2</sup> ]	ガス移行量の 最大値 [kg/s/m <sup>2</sup> ]	蒸気移行量の 最大値 [kg/s/m <sup>2</sup> ]
原子炉圧力容器破損に伴うFCI発生時の蒸気発生	[Blank]		
LOCAブローダウン時の高温水・蒸気の放出（設計基準事故対処設備としての設計条件）			
LOCAブローダウン時の高温水・蒸気の放出（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る流量をダウンコマ流路断面積で除した値）

\*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コ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）

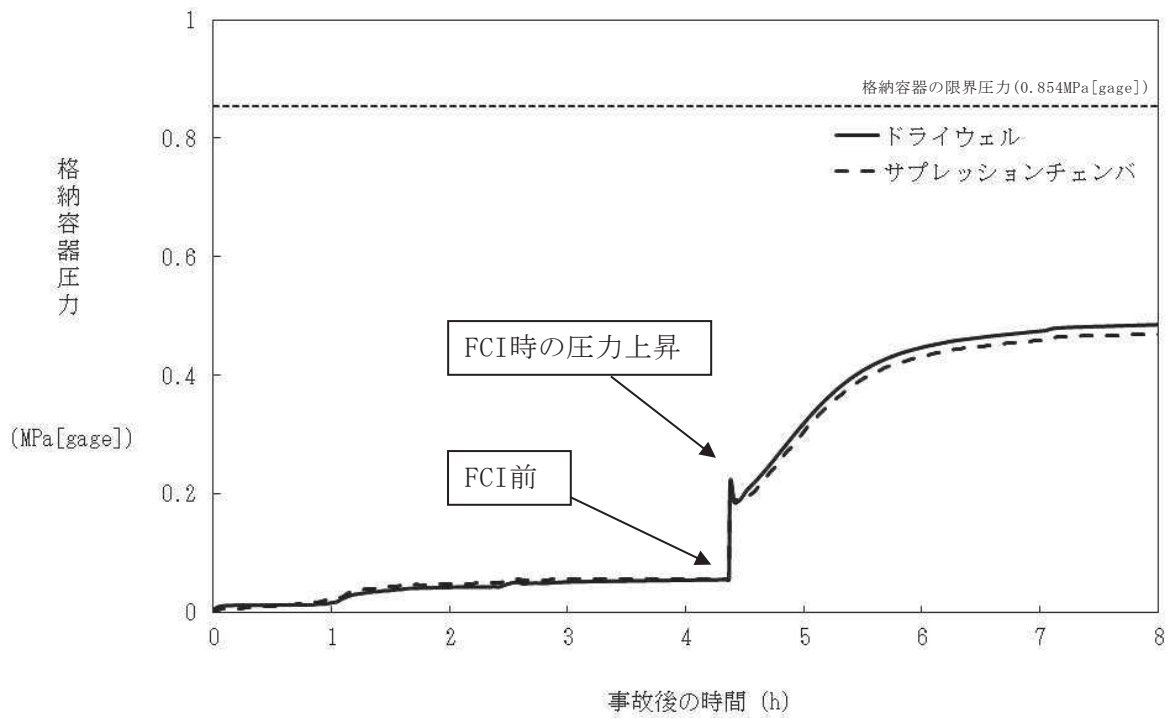


図4-1 FCI時の原子炉格納容器圧力の推移

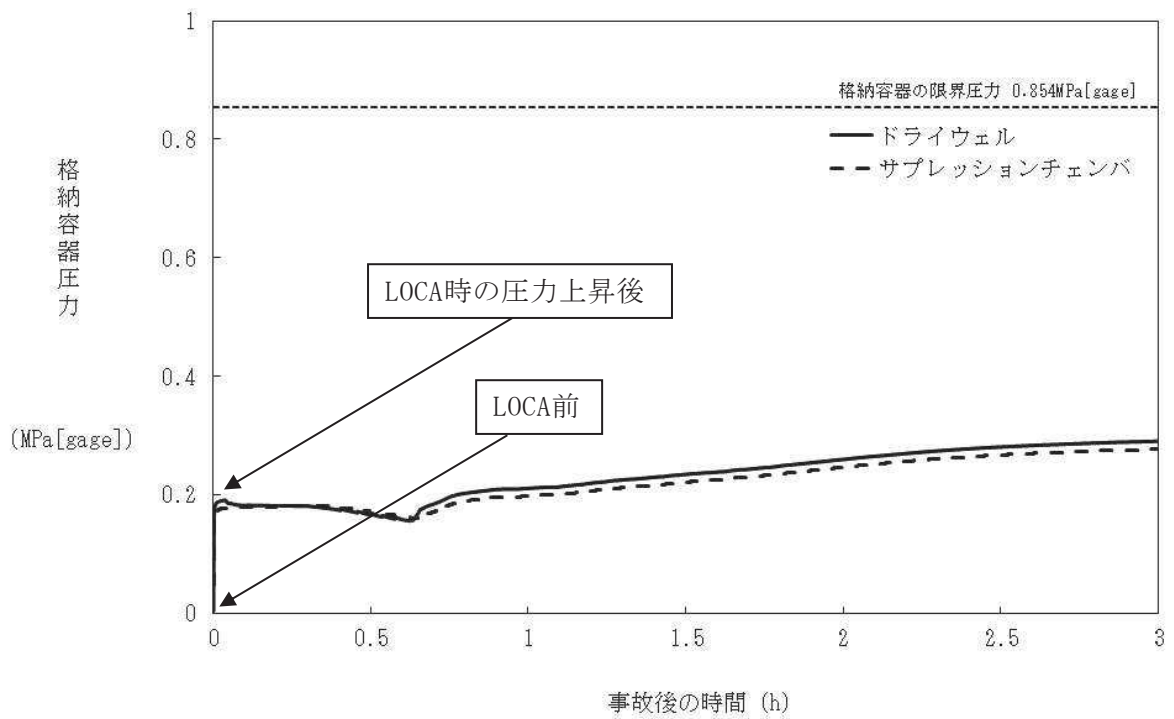


図4-2 LOCA時の原子炉格納容器圧力の推移

## 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

格納容器ベント時の動荷重評価は格納容器破損防止対策の有効性評価の解析の結果を用いて評価する。考え方について、表2-4に示す。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、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、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「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ポンプ吸込側配管の両端破断としていること及びこの設計基準事故「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、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。

表5-1 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/m <sup>2</sup> ]	ガス移行量の 最大値 [kg/s/m <sup>2</sup> ]	蒸気移行量の 最大値 [kg/s/m <sup>2</sup> ]			
格納容器ベント (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(設計基準事故対処設備としての設計条件)						
LOCAブローダウン時の高温水・蒸気の放出(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る流量をダウンコマ流路断面積で除した値)

\*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コ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おいて、ダウンコ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が、表5-1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図5-1に示す。この時の水位上昇は約0.04mであるが、この水位上昇に伴う影響は、原子炉格納容器に対する水頭圧であり、静荷重に分類される。この静荷重は、2Pd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。

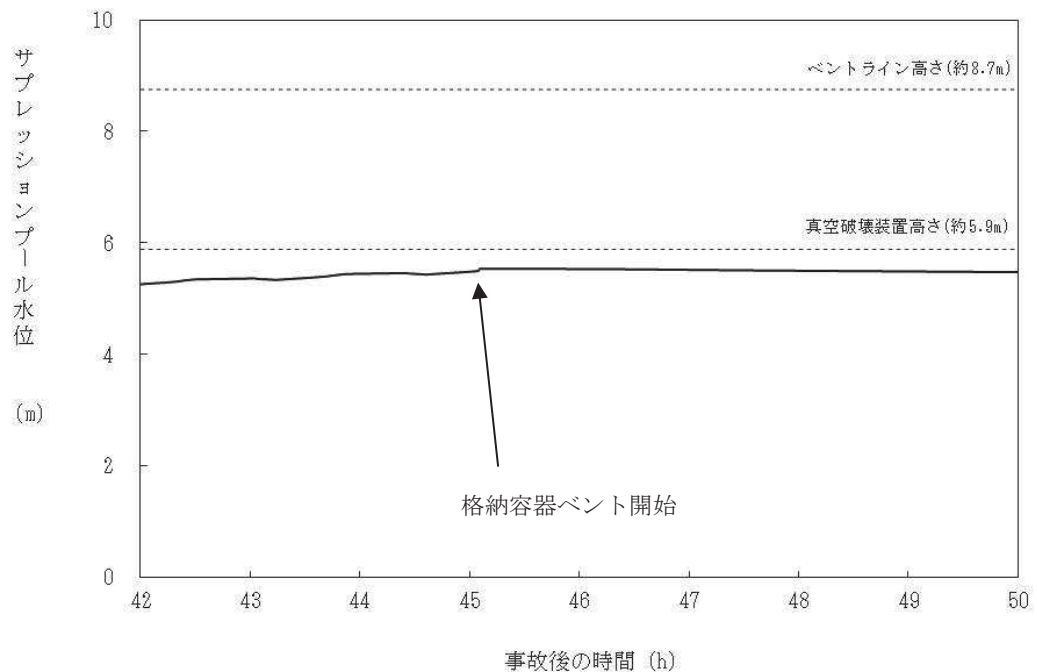


図5-1 格納容器ベント時のサプレッションチェンバ水位上昇

なお、真空破壊弁は、重大事故等時におけるサプレッションチェンバの水位でも水没することはないことから、真空破壊弁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【代替循環冷却系を使用できない場合】」では、事故発生約45時間後に格納容器ベントを実施しているが、図5-2で示すように、サプレッションチェンバ内のプール水が飽和温度に達するのは格納容器ベントを開始して約1時間後であり、これ以降減圧沸騰が生じると考えられる。しかしながら、図5-3で示すように、サプレッションチェンバ内のプール水が飽和温度に達するタイミングでは原子炉格納容器圧力の低下傾向は緩やかになっていることから、急速減圧しないため、減圧沸騰が生じない。
- ・サプレッションチェンバ内のプール水の減圧沸騰が生じるタイミングにおいては、ドライウエルとサプレッションチェンバに圧力差があることから、サプレッションチェンバへの非凝縮性ガス及び蒸気を含む気体の移行は継続するが、その移行量は少ない。
- ・減圧沸騰の影響はなく、及び、減圧沸騰が生じるタイミングにおいては、ドライウエルからサプレッションチェンバへの非凝縮性ガス及び蒸気を含む気体の移行量は少ないことから、原子炉格納容器の健全性への影響はないと考えられる。

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

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

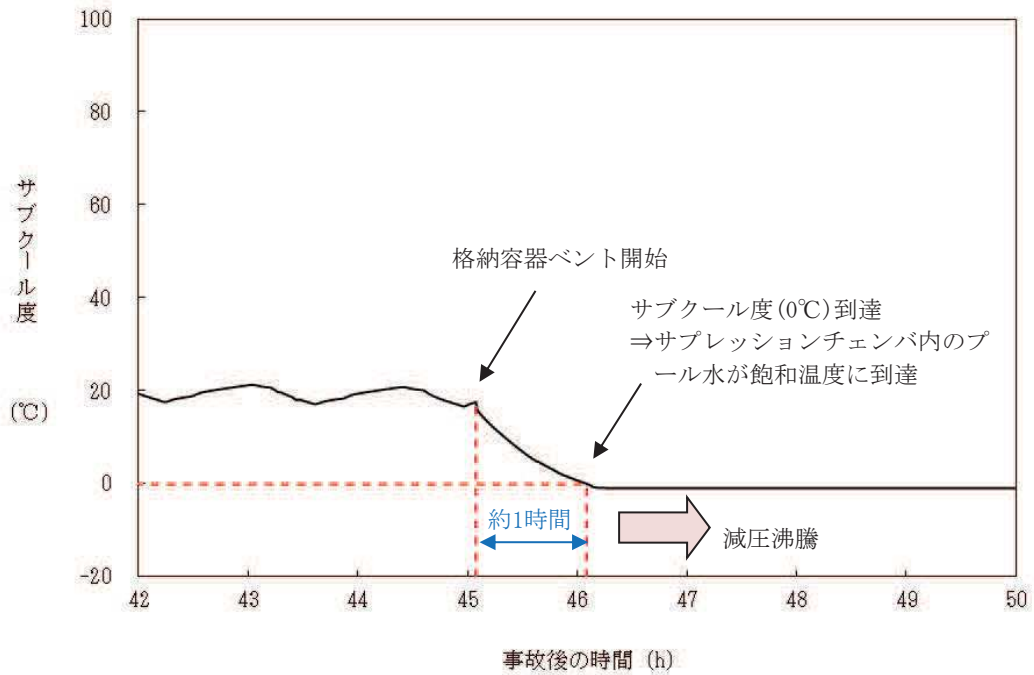


図5-2 格納容器過圧・過温破損【代替循環冷却系を使用できない場合】  
のプール水のサブクール度の推移

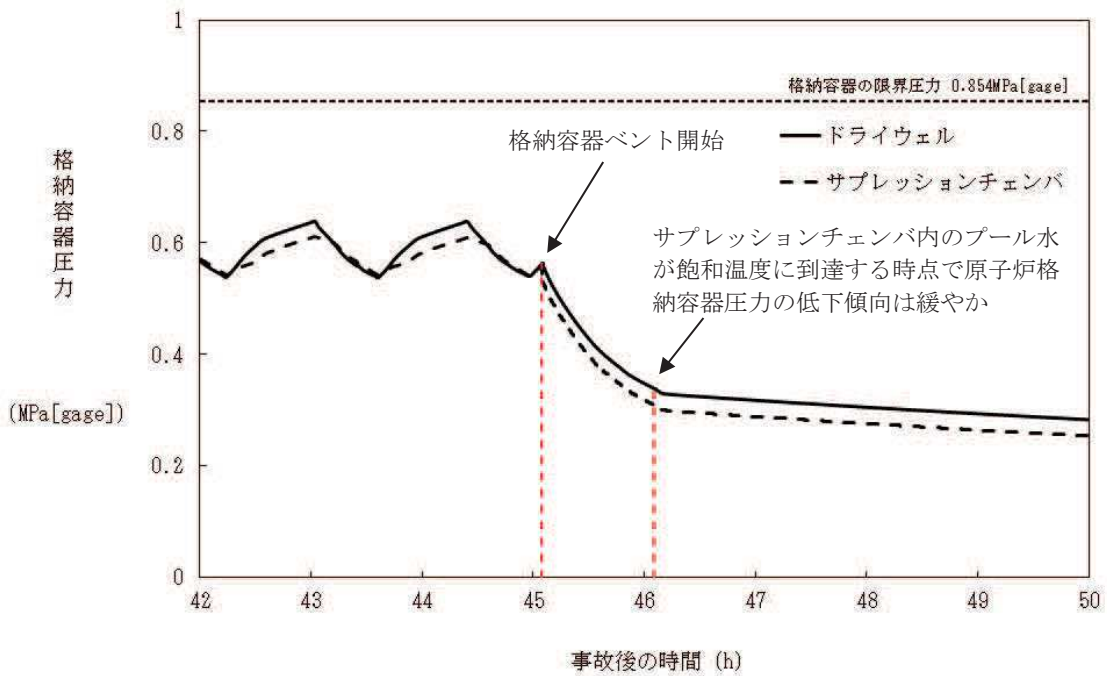


図5-3 格納容器過圧・過温破損【代替循環冷却系を使用できない場合】  
の原子炉格納容器圧力の推移

#### 5.4 格納容器ベント時の継続時間による影響

LOCA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図5-4に示す。LOCA時に加わる荷重のうち、a. からb. までの現象における荷重に関しては配管破断発生後、原子炉圧力容器からのブローダウンが終了するまでの比較的短期間に生じる荷重であるため、生じる荷重の強さ及び荷重発生時の原子炉格納容器内圧力・温度条件は設計基準事故と同等となる。

一方で、c. 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・温度条件との組合せを考慮する必要がある。具体的には、原子炉格納容器の除熱手段の復旧等により格納容器ベントを停止し、ドライウェルとサプレッションチェンバの差圧が解消されるまでは、崩壊熱によって発生した蒸気がサプレッションチェンバ内のプール水へと移行し続けることにより、チャギングが生じると考えられることから、c. の荷重は格納容器ベント停止までの期間において発生し続けることを考慮する。

図5-5、図5-6で示すように格納容器ベント後サプレッションチェンバ内のプール水温が高いこと及び破断口からの蒸気放出量が低下することで、ダウンカマの蒸气流束が小さくなっていく。

蒸气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。このため、格納容器ベントの事象後期に生じるチャギングによる動荷重は既往の試験より、サプレッションチェンバ内のプール水の水温（℃以下）が低く、さらにダウンカマ内の蒸气流束が  kg/s/m<sup>2</sup>程度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。格納容器ベント後においては、ベント時のプール水温が ℃、蒸气流束が  kg/s/m<sup>2</sup>以下であり、設計基準事故時に生じる動荷重の影響は大きくなることはない<sup>[3]</sup>。

なお、設計基準事故時に想定しているチャギング荷重が繰返し生じた場合であっても発生応力は、89MPaであり、原子炉格納容器本体の一次＋二次応力の許容限界内（393MPa）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。

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刻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刻歴は図5-4の時刻歴に包絡されると考えられる。

- (1) 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、LOCA時に生じるような急激なガス放出とならない。
- (2) 高温の溶融燃料がペDESTAL内に落下した際には、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. 及



びb.の荷重)に包絡される。

- (3) 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、この時の移行量はLOCA時に比べて非常に小さく(表5-1)、(2)同様にLOCA発生直後に生じる荷重に包絡される。

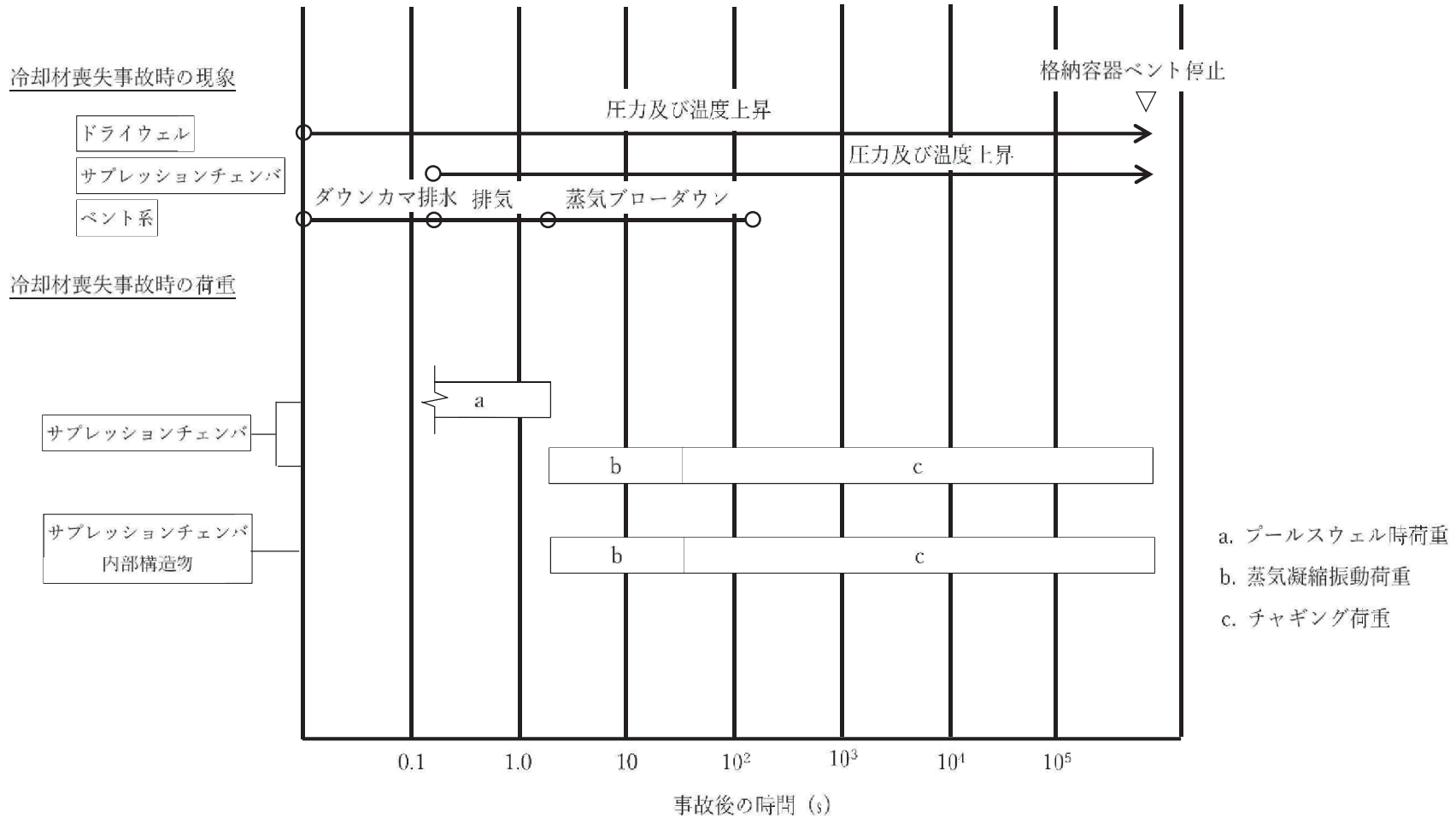


図5-4 重大事故等時荷重の時間履歴 (LOCA起因)

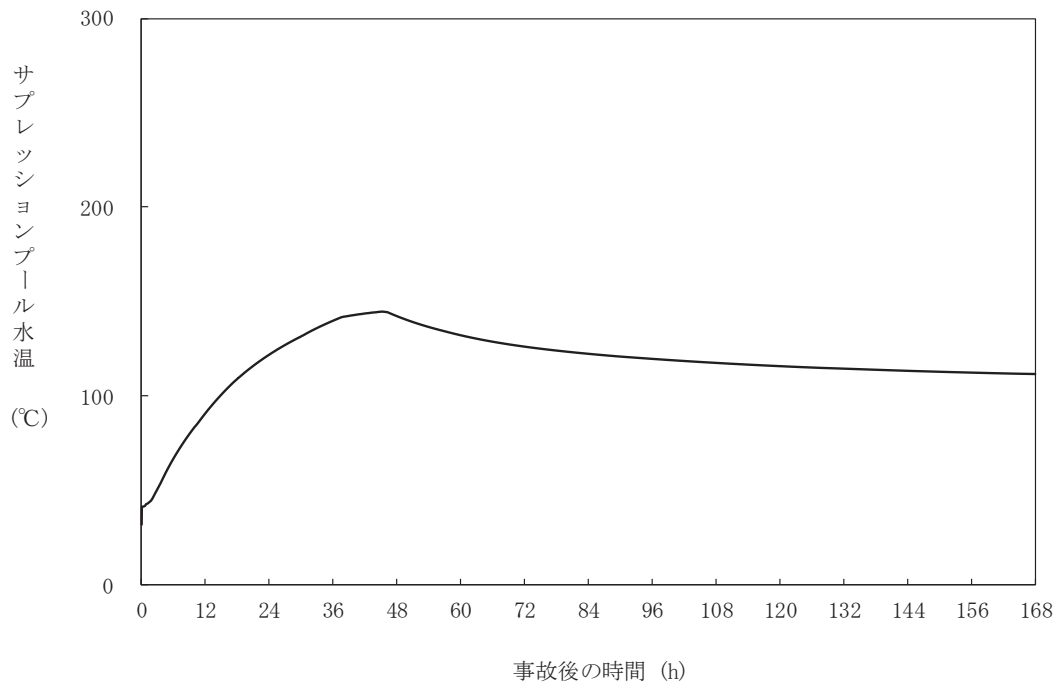


図5-5 サプレッションチェンバ内のプール水温の時刻歴

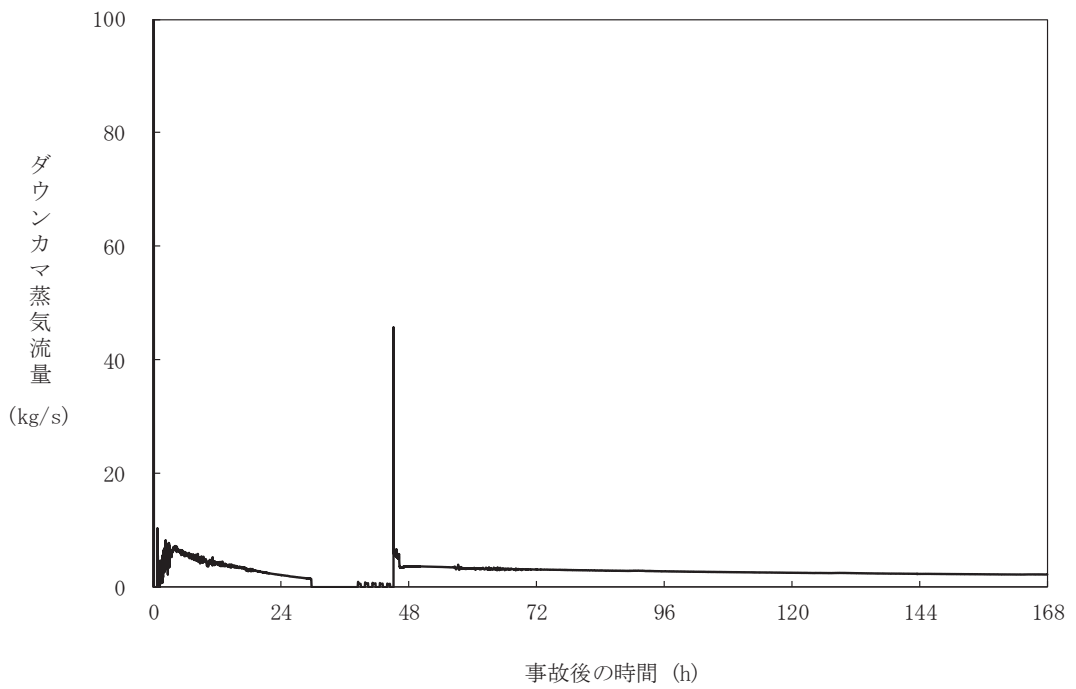


図5-6 ダウンカマ蒸気流量の時刻歴

### 5.5 格納容器ベント時の減圧波による影響

US-ABWRには原子炉格納容器の過圧保護のため、系統に取り付けたラプチャーディスクにより、瞬時に配管の流路断面積を100%開放し、大気放出によって急速減圧するCOPS (Containment Overpressure Protection System) が設けられている。このため、米国ではCOPSを設ける場合、急速減圧による減圧波の影響を考慮する必要があるとされている。女川2号機の原子炉格納容器は、格納容器ベント時において、弁による開動作により減圧することから、COPSのように急速減圧することはない。しかしながら、保守的に減圧波を考慮するため、COPSと同様に弁の開操作直後に配管の流路断面積が100%開放され、大気放出することを仮定し、検討を実施した。

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

評価に用いる主要なパラメータは、以下のとおりである。

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	$P_0$	854kPa [gage]	最高使用圧力の2倍
S/C水位	—	約5.5m	MAAPによる解析結果 (格納容器ベント時)
S/Cガス密度	$\rho_{g0}$	約4.62kg/m <sup>3</sup>	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	AC系配管 (600A)
	面積	A	
ベントライン チョーク部	面積	a	AC系-SGTS取り合い後～排気筒ま で (300A)

プール水の水面に到達する減圧波を評価するため、格納容器ベント直後において、原子炉格納容器より放出されるガスは臨界流と仮定する。ベント流量は、ベントラインにおけるチョーク部で律速されることから、当該箇所におけるガス流量はDCDにおける以下の評価式及び表5-2のパラメータを用いるとガス流量は、約100kg/sとなる。

$$G_{gc} = \left( \frac{2}{k+1} \right)^{(k+1)/2(k-1)} \sqrt{kg_0 P_0 \rho_{g0}}$$

$$m = G_{gc} a$$

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92m/sとなる。

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

また、DCDにおける以下の評価式により、サプレッションチェンバ内の音速 ( $C_{g0}$ ) は約 538m/sであり、この時のマッハ数 ( $V/C_{g0}$ ) は約0.17 ( $<0.2$ ) であることから、ベント時の減圧波は音響波として扱うことができる。

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

ここで、ベントラインに吸い込まれるガスの流速について、ベントライン入口から、ベントライン入口半径 ( $R$ ) 相当離れた位置 (評価点のイメージは、図5-7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、ベントライン内の流路面積との面積比からベントライン入口から $R$ 離れた半球表面上の位置におけるガス流速は、以下となる。

$$V' = V \frac{\pi R^2}{2\pi R^2} = \frac{V}{2} = \text{約}46\text{m/s}$$

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115kPaとなる。

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

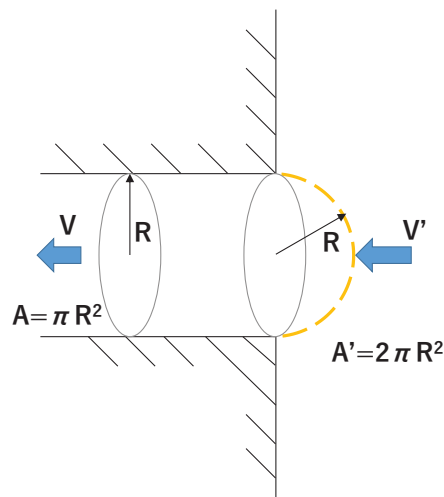


図5-7 評価点のイメージ図

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8.8m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3.3m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9.6kPa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。

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

$\rho_1$  : 気体の密度

$C_1$  : 気体中の音速

$\rho_2$  : 水の密度

$C_2$  : 水中の音速

ここで、水の密度及び水中音速はそれぞれガスの密度及び気体中の音速に比べて大きいことから、保守的に、上記式における  $\rho_1 C_1 / \rho_2 C_2$  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19kPa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854kPa[gage]となる可能性を考慮し、この場合の負圧度を考慮した正味の圧力は835kPa[gage]であることから、水面の飽和温度は、約177℃となる。格納容器ベント開始時のサプレッションチェンバ内のプール水温は、約 ℃であることから、水面の飽和温度（約177℃）に対して十分に小さい。よって、減圧波を踏まえてもプール水の減圧沸騰の影響は極めて小さい。

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

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

$\rho_L$  : 水の密度

$C_L$  : 水中の音速

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

## 6. まとめ

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

## 7. 参考文献

- [1] 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（1986）
- [2] General Electric, Mark I Containment Program Final Report Monticello T-Quencher Test, NEDE-21864（1978）
- [3] General Electric, Full Scale Test Program Final Report, NEDO-24539（1979）
- [4] General Electric, Test Results Employed by General Electric for BWR Containment and Vertical Vent Loads (proprietary), NEDE-21078（1978）
- [5] 蒸気表（1999）, 日本機械学会

## 設計基準事故時に生じる動荷重について

LOCA時に原子炉格納容器で起こる現象を表1に、現象の流れを図1に示す。また、逃がし安全弁作動時に原子炉格納容器で起こる現象を表2に、現象の流れを図2に示す。

女川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、LOCA時及び逃がし安全弁作動時の動荷重を図3に示す評価対象に対して、表3、表4及び表5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、表6で示すように解析や試験データに基づき設定している。



表1 LOCA時の現象

現象	説明
a. LOCA発生	LOCAが発生すると原子炉圧力容器内の高圧、高温の1次冷却水（蒸気）がドライウェル内に流出するのでドライウェル内圧力、温度が上昇する。
b. ベントクリア	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（ベントクリア）。
c. 気泡形成	ドライウェル内非凝縮性ガスもサプレッションチェンバ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。b.～c.の過程で、サプレッションチェンバ壁面及びサプレッションチェンバ支持構造物に下向きの荷重が加わり、サプレッションチェンバプール水中の内部構造物にはドラッグ荷重が加わる。
d. プール水面上昇	気泡の成長とともにプール水面が上昇するが、このときプール水面より上にある構造物には衝撃、ドラッグ荷重が加わる。
e. 空間部圧縮	プール水面上昇によりサプレッションチェンバ気相部は圧縮され、サプレッションチェンバ気相部壁及びサプレッションチェンバ支持構造物に上向きの荷重が加わる。
f. ブレークスルー ～フォールバック	さらに水面が上昇すると水面が壊れ（ブレークスルー）、プールのウェルは終結し、プール水が落下する（フォールバック）。
g. 蒸気凝縮振動	プールのウェルが終了して、ドライウェル内蒸気がベント系を通してプール水中に流れ込むとプール水中で凝縮するが、このときの蒸気凝縮によってサプレッションチェンバ壁面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。蒸気流量が多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（蒸気凝縮振動）が起こる。
h. チャギング	蒸気流量が少な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る（チャギング）。

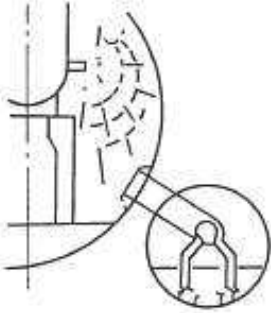
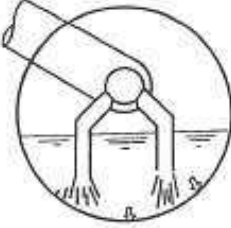
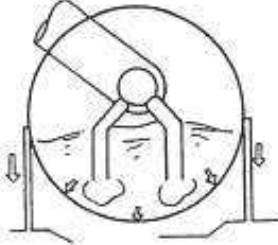

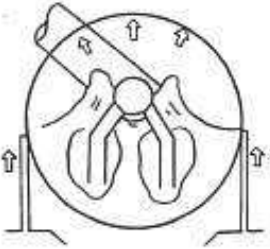



<p>(1)-① LOCA発生</p>	<p>(1)-② ベントクリア</p>	<p>(1)-③ 気泡形成</p>	<p>(1)-④ プール水面上昇</p>
			
<p>(1)-⑤ 空間部圧縮 (Space compression)</p>	<p>(1)-⑥ ブレークスルー (Breakthrough)</p>	<p>(1)-⑦ フォールバック (Fallback)</p>	<p>(1)-⑧ 蒸気凝縮振動・チャギング (Steam condensation vibration/chugging)</p>
			

図1 LOCA時の現象の流れ

表2 逃がし安全弁作動時の現象

現象	説明
a. 逃がし安全弁作動 ～クリアリング	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サプレッションチェンバに押し出される（クリアリング）。このとき排気管系に荷重が加わる。
b. 気泡振動	排気管内の非凝縮性ガスがプール水中に押し出され，このときサプレッションチェンバ壁面には振動荷重が加わる。また水中構造物にはドラッグ荷重が加わる。
c. 蒸気凝縮	非凝縮性ガスの排出が終わると蒸気がプール水中に放出され安定に凝縮する。

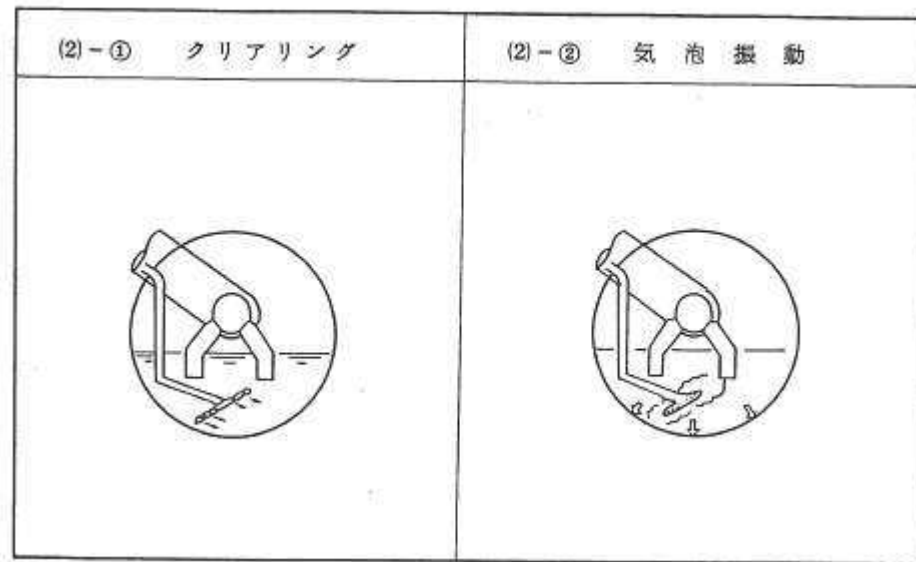


図2 逃がし安全弁作動時の現象の流れ

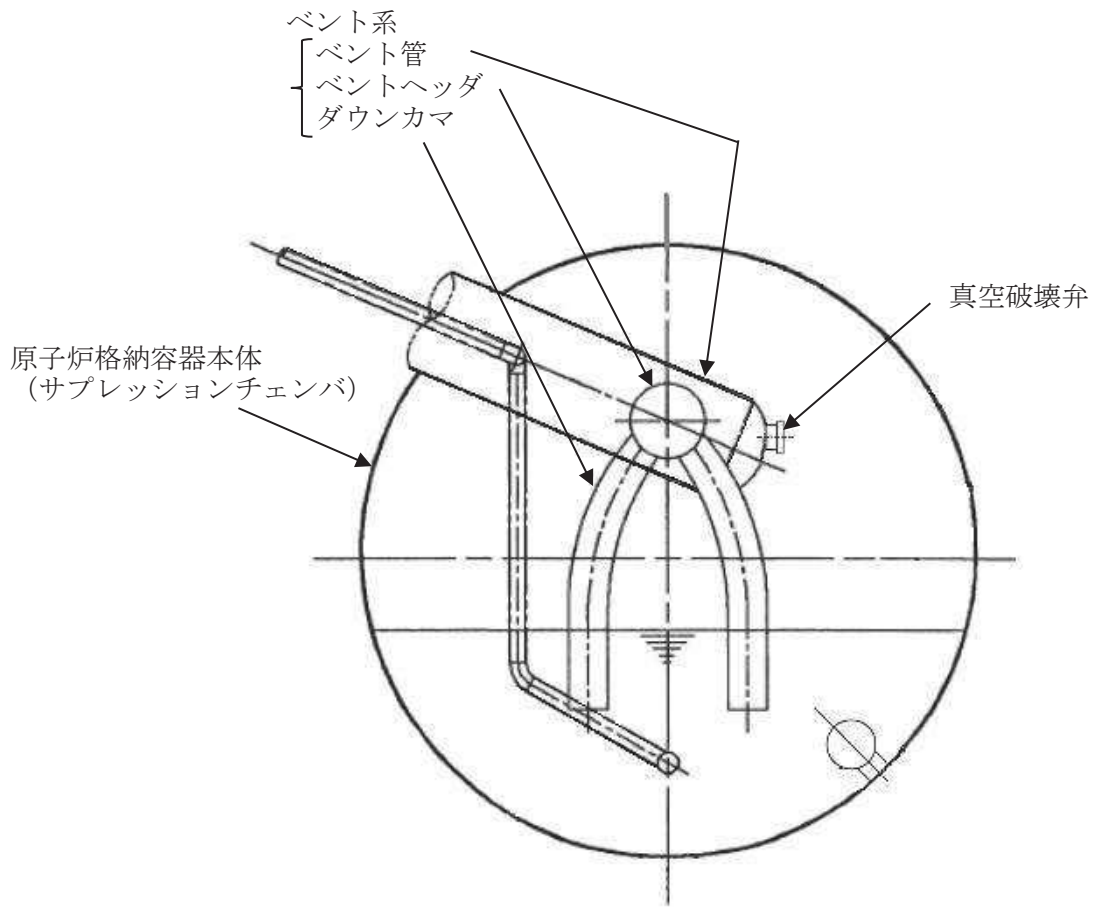


図3 動荷重の評価対象

表3 PCV動荷重指針要求荷重と対象構造物との対応

項 目	格納容器 原子炉 本体	ベント管	ベントヘッド	ダウンカマ	真空破壊弁	備 考	
							Mark-I PCV 動荷重指針
圧力抑制系の バウンダリに加わる 荷重	表4 (1)	(2次荷重であり，指針上評価を省略可)					
	表4 (2)	—	○	—	—	—	
	表4 (3)	○	○	—	—	—	
	表4 (4)	○	○	—	—	—	
	表4 (5)	○	—	—	—	—	
	表4 (6)	(2次荷重であり，指針上評価を省略可)					
	表4 (7)	○	—	—	—	—	
圧力抑制系 内の構造物 に加わる荷重	表4 [1]	—	—	—	○	—	
	表4 [2]	—	—	—	○	—	
	表4 [3]	—	○	○	○	—	
	表4 [4]	—	—	—	—	—	
	表4 [5]	—	—	—	—	○	
	表4 [6]～ [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	表5 (1)	○	—	—	○	—	
	表5 (2)	○	—	—	○	—	
逃がし安全 弁作動時の 構造物に加 わる荷重	表5 [1]	○	—	—	○	—	
	表5 [2]	○	—	—	○	—	
	表5 [3]	○	—	—	○	—	
	表5 [4]	—	—	—	—	—	

表4 指針要求に対応するLOCA時動荷重の概要図 (1/4)

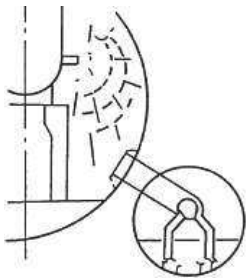
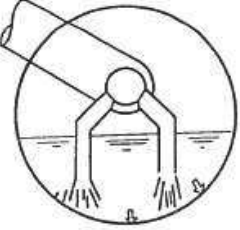
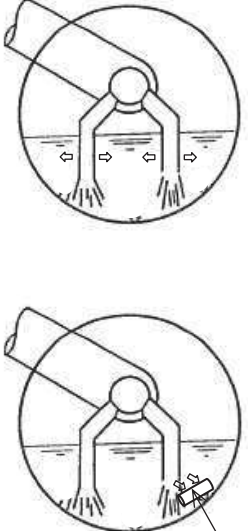
現象	圧力抑制系のバウンダリに加わる荷重	対応する荷重	圧力抑制系内の構造物に加わる荷重	対応する荷重
①LOCA発生		<p>(1) 破断発生直後に生じる圧力波により、プール壁面に加わる荷重</p>		
②ベントクリア		<p>(2) ベントクリアに至るまでの過程におけるダウンカメラ下端からの噴流によりプール壁面に加わる荷重</p>	 <p style="text-align: right;">構造物</p>	<p>[2] ベントクリア時にダウンカメラに対して横方向に加わる荷重</p> <p>[1] ベントクリアに伴いプール水の流動により構造物に加わる荷重</p>

表4 指針要求に対応するLOCA時動荷重の概要図 (2/4)

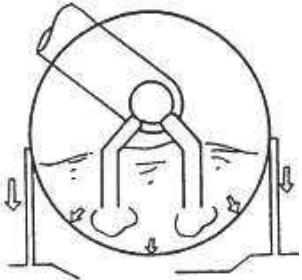
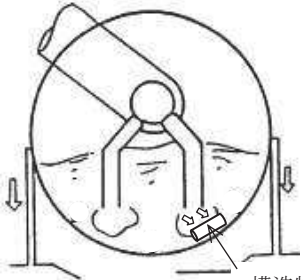
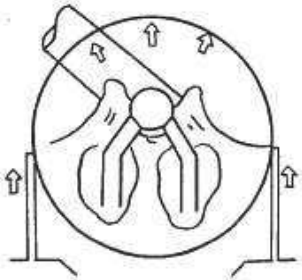

現象	圧力抑制系のバウンダリに加わる荷重	対応する荷重	圧力抑制系内の構造物に加わる荷重	対応する荷重
③気泡形成		<p>(3) 気泡の形成、プールのウェルにより プール壁面へ加わる荷重</p>	 <p>構造物</p>	<p>[1] 気泡形成に伴いプール水の流動 により構造物に加わる荷重</p>
④プール 水面上昇		<p>(4) プールのウェル時のサプレッション チェンバ気相部圧縮によりサプレ ッションチェンバ気相部壁面に 加わる荷重</p>	 <p>(女川2号機では発生なし)</p> <p>同上</p>	<p>[4] プールのウェルに伴いサプレッ ションチェンバ気相部内の構造 物に加わる衝撃荷重</p> <p>[3] プールのウェル時にベント系に 加わる衝撃荷重及びドラッグ荷 重</p> <p>[5] プールのウェル時の真空破壊弁 作動により弁本体に加わる荷重</p>



表4 指針要求に対応するLOCA時動荷重の概要図 (3/4)


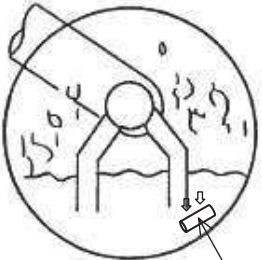
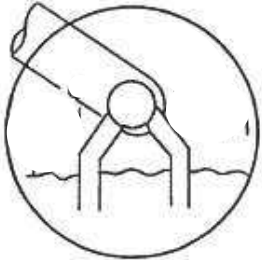
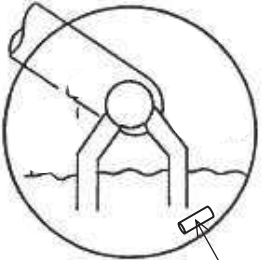
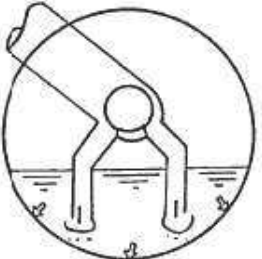
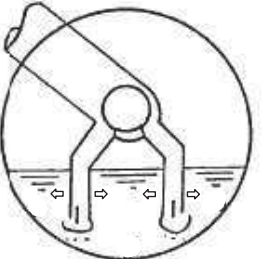
現象	圧力抑制系のバウンダリに加わる荷重	対応する荷重	圧力抑制系内の構造物に加わる荷重	対応する荷重
⑤フォールバック		(5) フォールバックによりプール壁面に加わる荷重		[1] フォールバックに伴いプール水の流動により構造物に加わる荷重
⑥フォールバック		(6) プールのスウェル後のプール水面の揺動によりプール壁面に加わる荷重		[6] プールのスウェル後のプール水面の揺動により構造物に加わる荷重
⑦蒸気凝縮		(7) 蒸気凝縮に伴いプール壁面に加わる荷重		[8] 蒸気凝縮に伴いダウンカムに対して横方向に加わる荷重

表4 指針要求に対応するLOCA時動荷重の概要図 (4/4)

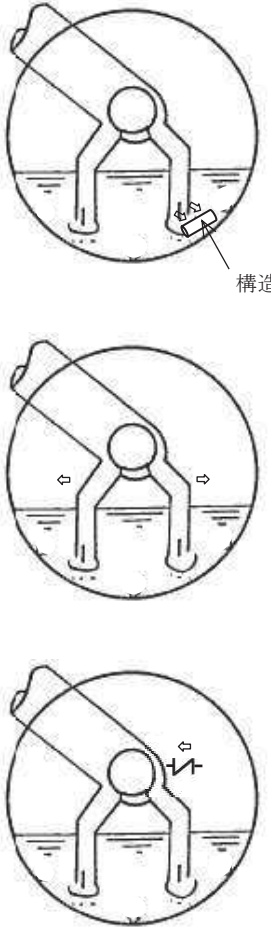
現象	圧力抑制系のバウンダリに加わる荷重	対応する荷重	圧力抑制系内の構造物に加わる荷重	対応する荷重
⑦蒸気凝縮 (続き)				<p>[1] 蒸気凝縮に伴いプール水の流動により構造物に加わる荷重</p> <p>[7] 蒸気流によりベント系に加わる荷重</p> <p>[5] 蒸気凝縮時の真空破壊弁作動により弁本体に加わる荷重</p>

表5 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






現象	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			 <p>構造物</p>	<p>[1] 排気管内にたまっていた水のクリアリングによる噴流により、構造物に加わる衝撃荷重及びドラッグ荷重</p>
②気泡振動		<p>(1) 排気管内にたまっていた非凝縮性ガスがプール内に吹き出し膨脹，収縮することによりプール壁面に加わる荷重</p>	 <p>構造物</p>	<p>[2] 排気管内にたまっていた非凝縮性ガスがプール内に吹き出して膨脹，収縮することにより構造物に加わるドラッグ荷重</p>
③蒸気凝縮		<p>(2) 排気管からプールへ流入する蒸気の凝縮が不安定となる場合に生じるプール壁面に加わる荷重</p>	 <p>構造物</p>	<p>[3] 排気管からプールへ流入する蒸気の凝縮が不安定となる場合に生じる構造物に加わるドラッグ荷重</p> <p>[4] 弁作動時にクエンチャ自身に加わる荷重</p>

表6 設計基準事故時に生じる動荷重と根拠

(a) LOCA時

荷重	根拠	表4との対応
a. LOCA発生直後の圧力波による荷重	指針上評価の省略可	(1)
b. ベントクリア時の水ジェットによる荷重	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の省略可	(2) [1]
c. 気泡形成による荷重	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の省略可	(3) [1]
d. プール水面上昇による衝撃・ドラッグ荷重	プールスウェル試験結果に基づき設定（女川2号機では発生なし）	[3], [4], [5]
e. 気相部圧縮による荷重	プールスウェル試験結果に基づき設定	(4)
f. フォールバック荷重	指針上評価の省略可 水中構造物に対する荷重は指針上評価の省略可	(5) [1]
g. 水面揺動による荷重	指針上評価の省略可	(6) [6]
h. 蒸気凝縮振動荷重	FSTF試験（参考資料2 ④）データに基づき設定	(7) [1]
i. チャギング荷重	FSTF試験（参考資料2 ④）データに基づき設定	(7) [1]
j. ダウンカマ横方向荷重	FSTF試験（参考資料2 ④）データに基づき設定	[2], [7], [8]

(b) 逃がし安全弁作動時

荷重	根拠	表5との対応
a. 水ジェットによる荷重	指針上評価の省略可	[1], [4]
b. 気泡振動による荷重	海外プラント試験（参考資料2 ③）データに基づき設定	(1) [2], [4]
c. 蒸気凝縮振動荷重	指針上評価の省略可	(2) [3], [4]

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

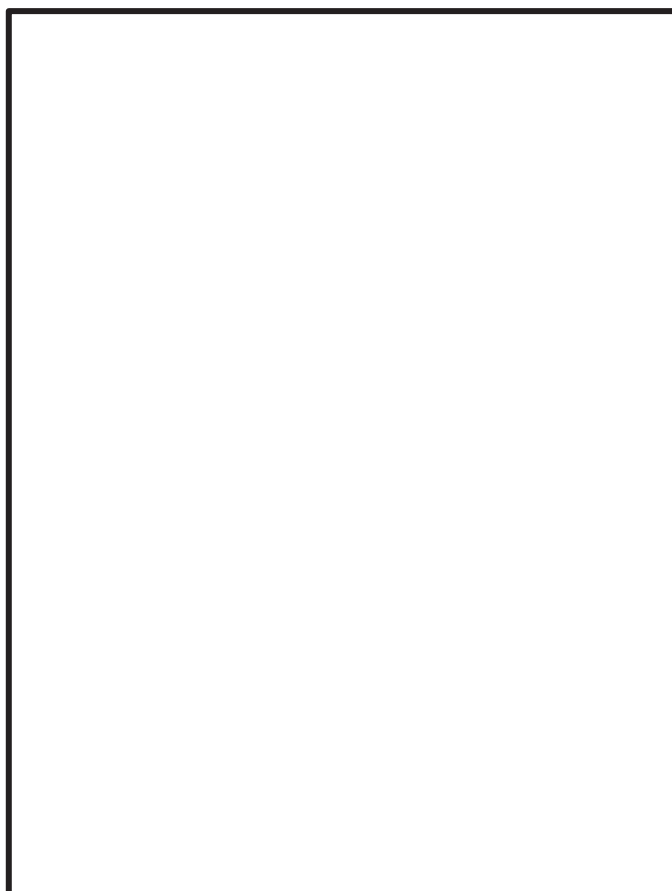
試験目的

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

試験の項目及び成果

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

- ・クエンチャを採用すれば低プール水温（°C）から高プール水温（°C）まで安定した蒸気凝縮性能が確保可能である。
- ・蒸気凝縮振動荷重に対する蒸气流束（約kg/s/m<sup>2</sup>）及びプール水温による影響



【参考文献】 NUREG-0783 “Suppression Pool Temperature Limits for BWR Containment”  
NEDE-21078 “Test Results Employed by General Electric for BWR Containment and Vertical Vent Loads”

②主蒸気逃がし安全弁クエンチャ開発試験：実規模試験

試験の目的

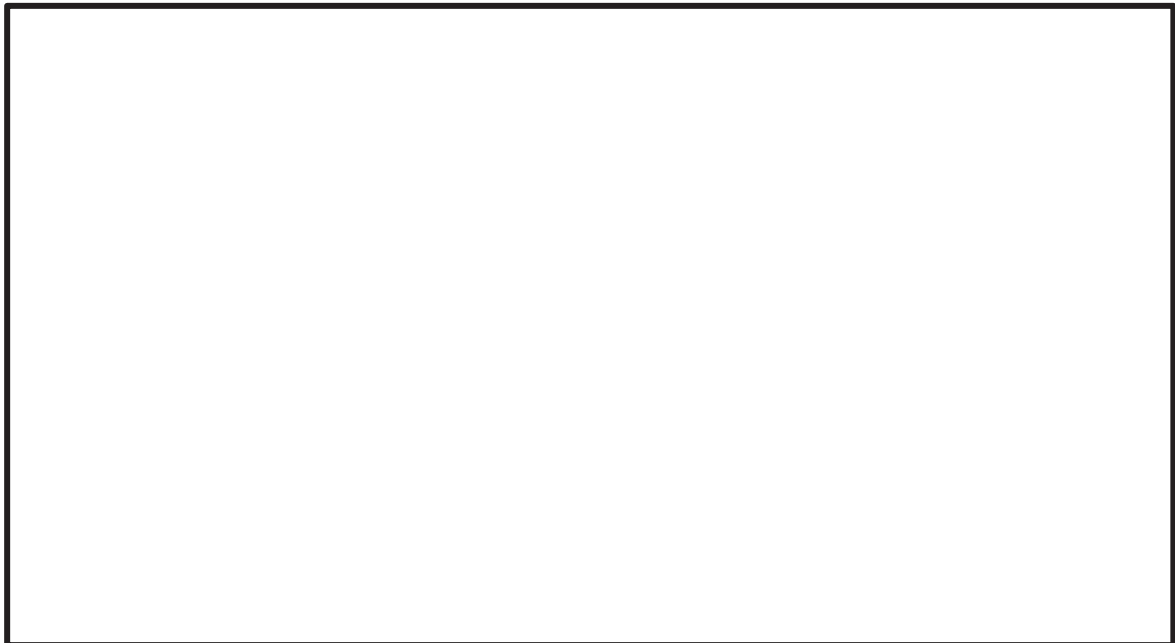
本試験では、実規模のクエンチャを使用して荷重確認試験を行った。

試験の項目及び成果

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

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

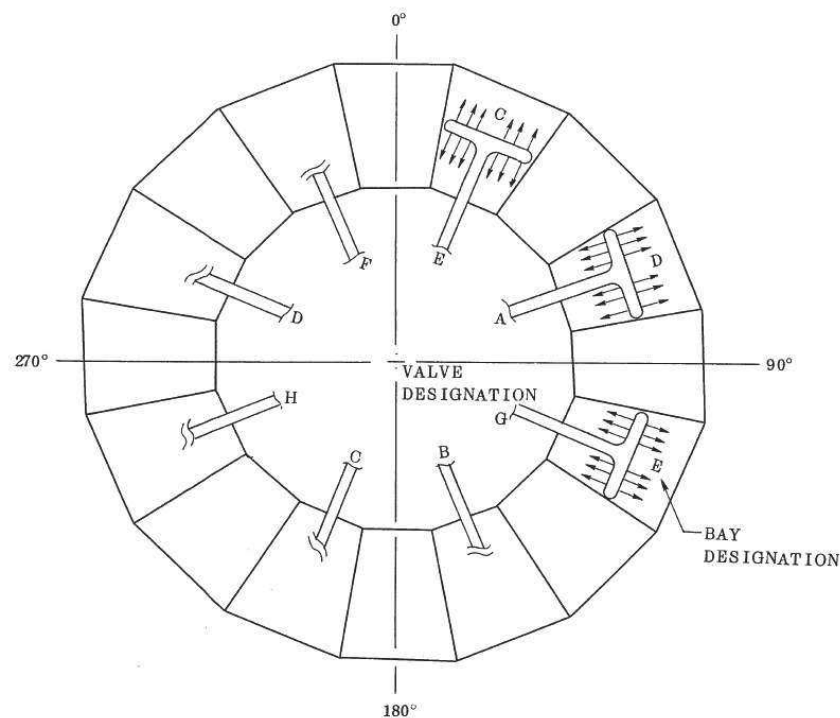
#### 試験の目的

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。

#### 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。



【参考文献】 General Electric, Mark I Containment Program Final Report Monticello T-Quencher Test, NEDE-21864 (1978)

#### ④米国 FSTF (Full Scale Test Facility) 試験

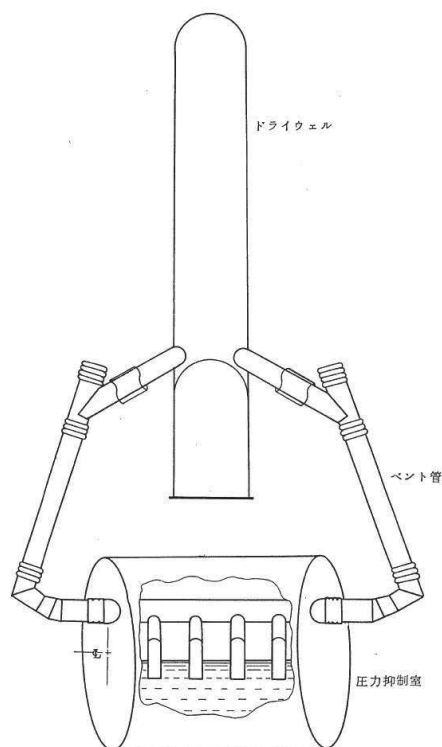
##### 試験の目的

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。



【参考文献】 General Electric, Full Scale Test Program Final Report, NEDO-24539 (1979)



## 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<sub>A</sub>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れ、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生じる事象であるため、互いに組み合わせる必要はない。
  - ▶ 逃がし安全弁作動時の動荷重については、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<sub>A</sub>として評価するとともに、弾性設計用地震動S<sub>d</sub>と基準地震動S<sub>s</sub>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427kPa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章及び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、この時の水及びガスの流量（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、原子炉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象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501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み合わせないため、相違が生じたものの、その他の荷重について網羅的に組み合わせしており、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	SA 時最大 当該の LOCA時 中小破 断	SA (L) 圧力	SA (LL) 圧力	SRV 作動	(CH) LOCA	FCI	ベ ント						
V(S)-1	SA短期	—	V <sub>A</sub>	○	○							○		○	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】	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み合わせない。 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荷重を組み合わせる。	強度計算書 評価ケース	
V(S)-1-1	SA短期	—	V <sub>A</sub>	○	○								○		格納容器過圧・過温破損 【代替循環冷却系を使用する場合】	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み合わせない。 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 <sub>A</sub>	○		○							○		原子炉圧力容器外のFCI 包絡される重要事故シーケンス等： 高圧溶解物放出／格納容器雰囲気直接加熱， 熔融炉心・コンクリート相互作用	FCIによる動荷重と動荷重発生中の原子炉格納容器内圧力を組み合わせる。 なお，FCI時の動荷重については，LOCA後長期のCH荷重を考慮する。	V(S)-1で 包絡	
V(S)-2	SA短期	—	V <sub>A</sub>	○		○							○		高圧・低圧注水機能喪失（給水喪失）， 高圧注水・減圧機能喪失（給水喪失）， 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失）	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，組み合わせる。また，格納容器ベント時の動荷重として，保守的な取り扱いではあるが，設計基準事故時のCH荷重を組み合わせる。原子炉格納容器圧力には，ベント時の圧力を用いる。	強度計算書 評価ケース	
V(S)-2-1	SA短期	—	V <sub>A</sub>	○		○							○		全交流動力電源喪失 [TBU]， 全交流動力電源喪失 [長期TB]， 全交流動力電源喪失 [TBD]， 全交流動力電源喪失 [TBP]， 崩壊熱除去機能喪失（取水機能喪失）， 原子炉停止機能喪失， 格納容器バイパス（高圧炉心スプレイ系配管破断）， 高圧溶解物放出／格納容器雰囲気直接加熱， 原子炉圧力容器外のFCI， 熔融炉心・コンクリート相互作用	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，組み合わせる。	V(S)-2で 包絡	
V(S)-2-2	SA短期	—	V <sub>A</sub>	○			○						○	○	LOCA時注水機能喪失（中小破断）	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，組み合わせる。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)	S <sub>d</sub>	V <sub>A</sub> S	○											○	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】	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 <sup>-2</sup> 年の荷重と弾性設計用地震動S <sub>d</sub> を組み合わせる。 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との重畳を保守的に考慮し，組み合わせる。	耐震計算書 評価ケース
V(LL)-1	SA長期 (LL)	S <sub>s</sub>	V <sub>A</sub> S	○											○	格納容器過圧・過温破損 【代替循環冷却系を使用する場合】	重大事故等時の地震を考慮するため，事故後2×10 <sup>-3</sup> 年の荷重と基準地震動S <sub>s</sub> を組み合わせる。この時点では原子炉格納容器は代替循環冷却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み合わせる。	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	荷重状態	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	通 常 運 転 圧 力	当 該 事 象 時 の 最 大 圧 力	作 動 時 SRV	ジ ェ ット	C O	
1	設計条件	—	設計条件	IV (異常時)	○	○						V (S)-1の組合せで包絡
2	運転状態 I	—	Ⅰ <sub>A</sub>	I (通常運転時)	○		○					通常運転時のため、SA時は組み合わせない
3	運転状態 II	—	Ⅱ <sub>A</sub>	II (逃がし安全弁作動時)	○		○		○			V (S)-2の組合せで包絡
4	運転状態 IV	—	Ⅳ <sub>A</sub>	IV (ジェット力作用時)	○				○			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時は組み合わせない
5	運転状態 IV	—	設計条件	III (異常時)	○			○		○		V (S)-1の組合せと同様
6	運転状態 IV	—	設計条件	III (異常時)	○			○			○	V (S)-1の組合せと同様
7	試験状態	—	試験状態	II (試験時)	○							試験状態は記載しない
8	運転状態 I	*	Ⅲ <sub>A</sub> S	III (地震時)	○		○					V (L)-1の組合せで包絡
9	運転状態 I	Ss	Ⅳ <sub>A</sub> S	IV (地震時)	○		○					V (LL)-1の組合せで包絡
10	運転状態 II	*	Ⅲ <sub>A</sub> S	III (地震時)	○		○		○			SRV作動は短期であるため、SA時は組み合わせない
11	運転状態 II	Ss	Ⅳ <sub>A</sub> S	IV (地震時)	○		○		○			
12	運転状態 IV	*	Ⅲ <sub>A</sub> S	III (異常+地震時)	○			○				V (L)-1の組合せで包絡
13	運転状態 IV	Ss	Ⅳ <sub>A</sub> S	IV (異常+地震時)	○			○				V (LL)-1の組合せと同様
V (S)-1	SA短期	—	V <sub>A</sub>	ベントケース	○	○					○	評価圧力：限界圧力2Pd (854kPa)
V (S)-1-1	SA短期	—	V <sub>A</sub>	代替循環冷却ケース	○	○					○	評価圧力：限界圧力2Pd (854kPa)
V (S)-1-2	SA短期	—	V <sub>A</sub>	FCI	○			○			○	評価圧力：FCI発生時の圧力 (221kPa)
V (S)-2	SA短期	—	V <sub>A</sub>	SRV作動 (ベントケース)	○			○	○		○	評価圧力：設計圧力1Pd (427kPa)
V (S)-2-1	SA短期	—	V <sub>A</sub>	SRV作動	○			○	○		○	評価圧力：設計圧力1Pd (427kPa)
V (S)-2-2	SA短期	—	V <sub>A</sub>	LOCA時注水機能喪失	○			○	○		○	評価圧力：設計圧力1Pd (427kPa)
V (L)-1	SA長期(L)	Sd	V <sub>A</sub> S	ベントケース (地震)	○			○			○	評価圧力：SA長期(L)時の圧力640kPa
V (LL)-1	SA長期(LL)	Ss	V <sub>A</sub> S	代替循環冷却ケース (地震)	○			○				評価圧力：SA長期(LL)時の圧力427kPa

注記 \* : Sd又は静的地震力

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0.33MPa時にガスの流入がない状態で、減圧沸騰をさせる試験が実施されている。当該試験では水面から約1m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。(図1)。

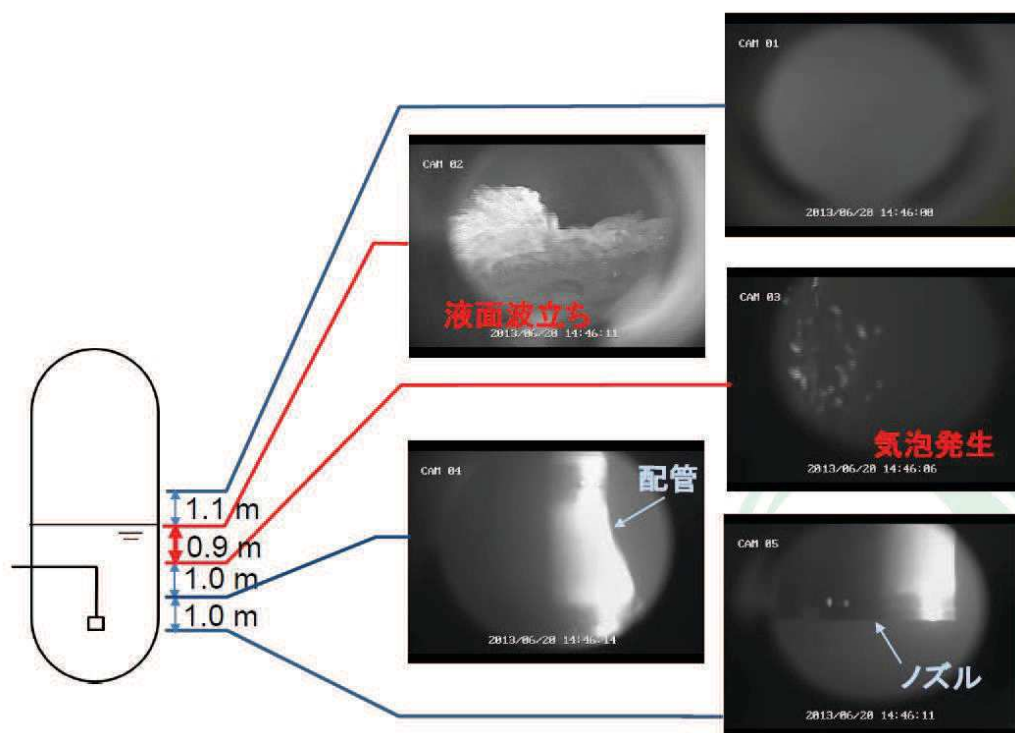


図1 減圧沸騰時の水面の揺動

【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

## 代替循環冷却系の健全性

## 1. はじめに

原子炉格納容器の温度，圧力が200℃，2Pdの条件下において，原子炉格納容器に接続される代替循環冷却系の健全性が維持できることを確認する。

## 2. 代替循環冷却系

代替循環冷却系は，サプレッションチェンバを水源とし，代替循環冷却ポンプ，残留熱除去系熱交換器及び原子炉補機代替冷却水系又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）を使用し，また，流路として代替循環冷却系の配管及び弁，残留熱除去系並びに補給水系の配管及び弁を使用し，原子炉圧力容器への注水，原子炉格納容器内へのスプレー及び原子炉格納容器下部への注水を行うものである。

主要機器の仕様を2.1項に，代替循環冷却系概要図を図1に示す。

## 2.1 主要機器の仕様

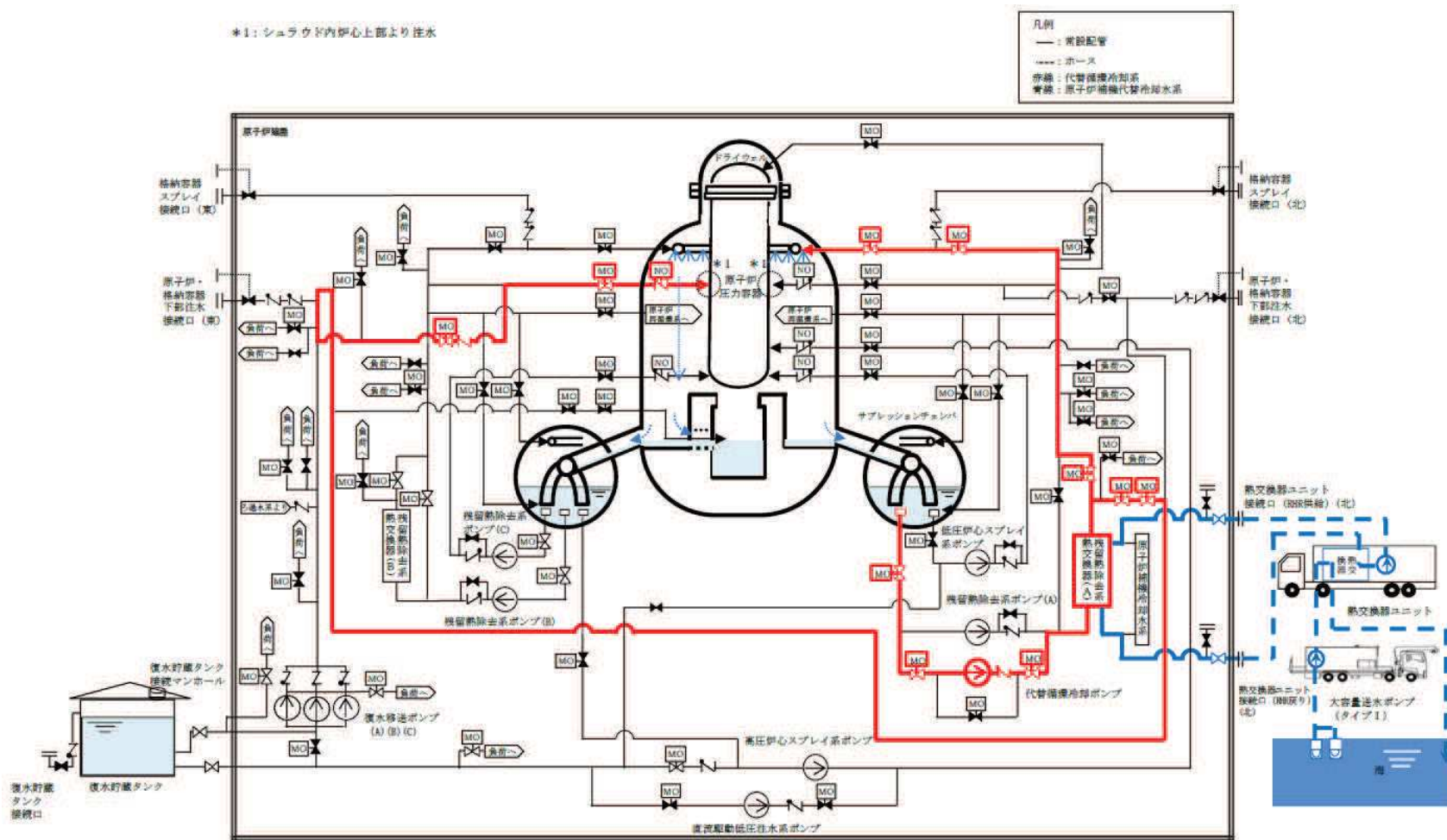
## (1) 代替循環冷却ポンプ

型	式	: ターボ形
個	数	: 1
容	量	: 150m <sup>3</sup> /h
全	揚	程 : 80m
最	高	使用圧力 : 3.73MPa[gage]
最	高	使用温度 : 186℃

## (2) 残留熱除去系熱交換器

型	式	: 横置U字管式
個	数	: 1
最	高	使用圧力 : 3.73MPa[gage] (管側)
最	高	使用温度 : 186℃ (管側)
伝	熱	容量 : 8.84MW





原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレー時（冷却は原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット使用）の図を示す。

図1 代替循環冷却系 概要図

## 2.2 代替循環冷却系の健全性

代替循環冷却系の健全性について、「代替循環冷却ポンプの健全性」、「残留熱除去系熱交換器の健全性」、「シール材の健全性」の観点から評価する。

### (1) 代替循環冷却ポンプの健全性

サプレッションチェンバのプール水の温度は854kPa[gage] (2Pd)における飽和温度178℃となる。サプレッションチェンバのプール水は代替循環冷却ポンプにて加圧し、原子炉補機代替冷却水系熱交換器ユニット又は原子炉補機冷却水ポンプからの冷却水を用いて残留熱除去系熱交換器にて冷却後、原子炉圧力容器への注水、原子炉格納容器へのスプレイ及び原子炉格納容器下部への注水を行う。

また、代替循環冷却ポンプ吸込ラインはサプレッションチェンバのプール水の最低水位以下の位置に設置し、サプレッションチェンバ空間圧力が大気圧以上であれば、サプレッションチェンバのプール水が飽和水の状態においても有効NPSHが代替循環冷却ポンプの必要NPSHを上回るよう設計している。このため、代替循環冷却ポンプ入口の圧力は水の飽和蒸気圧力以上であり、運用時に減圧沸騰は起きない。

なお、代替循環冷却ポンプの運転に伴うポンプ入熱による影響及びサプレッションチェンバのプール水中の核分裂生成物による発熱による影響については、代替循環冷却系運用時のサプレッションチェンバのプール水最高水温150℃に余裕を見て、代替循環冷却ポンプ最高使用温度を186℃としている。

以上より、2Pdの条件下においても、代替循環冷却ポンプの健全性については問題ない。

### (2) 残留熱除去系熱交換器の健全性

854kPa[gage] (2Pd)においては、サプレッションチェンバのプール水の温度は854kPa[gage] (2Pd)における飽和温度178℃となる。残留熱除去系熱交換器の最高使用温度は186℃で設計されているため、2Pdの条件下においても健全性に問題はない。



### (3) シール材の健全性

代替循環冷却系を使用する場合に、系統内の弁、配管及びポンプのバウンダリに使用されているシール材について高温環境による影響、放射線影響及び化学種による影響によって材料が劣化し漏えいが生じる可能性がある。これらの影響について下記のとおり評価を行った。

#### ①高温環境及び放射線による影響

代替循環冷却系は、重大事故等時に炉心損傷した状態で系統を使用することとなる。このため、高温環境下であること及び系統内を高放射能の流体が流れることから、高温及び放射線による劣化が懸念される。

上記に示す部材のうち、配管フランジガスケット及び弁グランドシールには膨張黒鉛材料若しくはステンレス鋼等の金属材料が主に用いられている。これらは、耐熱性があること及び無機材料であり高放射線下においても劣化の影響はないか極めて小さい。このため、これらについては評価温度である200℃以上の耐熱性を有することに加え、放射線影響についても、耐放射線性能が確認されたシール材を用いることから、シール機能が維持される。

また、代替循環冷却ポンプのバウンダリを構成する部材（ケーシングシール等）のシール材についても同様に、耐熱性及び耐放射線性に優れた改良EPDM製シール材を適用する。

#### ②化学種による影響

炉心損傷時に発生する核分裂生成物の中で化学的な影響を及ぼす可能性がある物質として、アルカリ金属であるセシウム及びハロゲン元素であるよう素が存在する。このうち、アルカリ金属のセシウムについては、水中でセシウムイオンとして存在しアルカリ環境の形成に寄与するが、膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットはアルカリ環境において劣化の影響はなく、また、改良EPDMについても耐アルカリ性を有する材料であることから、セシウムによるシール機能への化学的影響はない。

一方、ハロゲン元素のよう素については、無機材料である膨張黒鉛ガスケットや金属ガスケットでは影響はないが、有機材料であるEPDM製シール材では影響が生じる可能性がある。EPDM製シール材については、東京電力ホールディングス株式会社の社内研究により、よう素による影響の確認を行っており、炉心損傷時に想定されるよう素濃度（約   mg/m<sup>3</sup>）よりも高濃度のよう素環境下においても、圧縮永久ひずみ等のシール材としての性状に大きな変化がないことを確認している。また、ガスケットメーカーにおいて、よう素に対するEPDMの耐性として、表1に示すとおり、5段階評価（ランク1が最も耐性がある）のうち、ランク2に位置づけられており、よう素に対する耐性があるものと考えられる。

このように、よう素に対する性能が確認された材料を用いることにより、漏えい等の影響は生じることはない。なお、以上のEPDMに関する特性は、改良EPDM製シール材においても同様であり、設備での使用を考慮している改良EPDM製シール材も化学種に対して問題ない。

表1 EPDMの特性

薬品	耐性ランク
ヨウ素	2

<耐性ランクの凡例>

- 1：動的部分にも使用可能で体積変化率は10%以内。
- 2：動的部分にも条件により使用可能，体積変化率は20%以内。
- 3：静的部分には使用可能，体積変化率は30%以内。
- 4：静的部分には条件により使用可能，体積変化率は100%以内。
- 5：使用できない，体積変化率は100%以上。

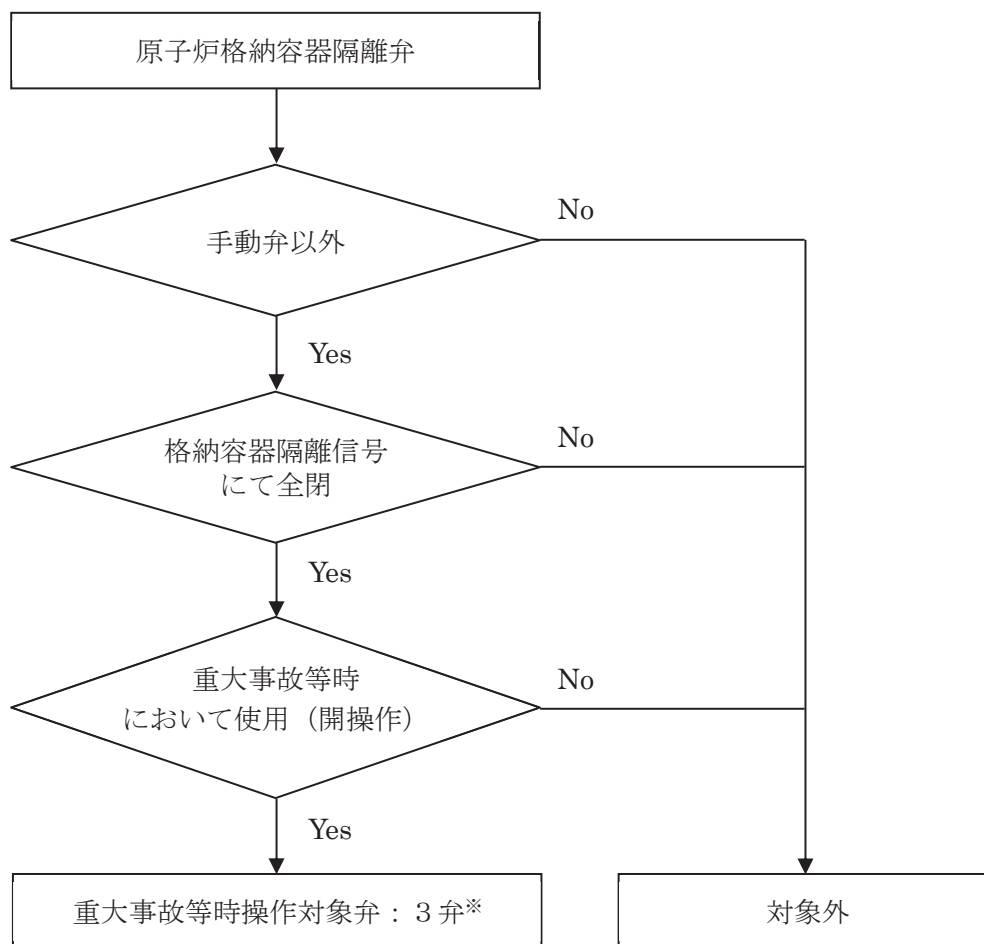
出典：日本バルカー工業(株)発行「バルカーハンドブック」より抜粋

原子炉格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サプレッションチェンバのプール水及び原子炉格納容器下部の保有水中によう素を捕捉することで、よう素の放出量を低減するために、原子炉格納容器pH調整系を設ける。なお、本設備は事業者の自主的な取り組みで設置するものである。原子炉格納容器pH調整系の使用により、アルカリ薬液である水酸化ナトリウム水溶液をサプレッションチェンバのプール水及び原子炉格納容器下部の保有水に注入することとなるため、アルカリ薬液によるシール性への影響が懸念されるが、耐アルカリ性を有する改良EPDMを使用することにより、原子炉格納容器バウンダリのシール機能には影響はない。

### 3. まとめ

代替循環冷却系運用時のサプレッションチェンバのプール水最高水温は150℃であり、代替循環冷却ポンプの最高使用温度186℃を超えない。また、ガスケットやシール材については、黒鉛系ガスケット等を用いており、200℃、2Pdの条件下であっても健全性は維持可能である。

原子炉格納容器隔離弁のうち重大事故等時開操作対象弁抽出フロー



※重大事故等時操作対象弁：

- ・ T48-M0-F011 D/W補給用窒素ガス供給用第一隔離弁（ドライウェルへの窒素供給に使用）
- ・ T48-M0-F019 D/Wベント用出口隔離弁（原子炉格納容器ベントにて使用）
- ・ T48-M0-F022 S/Cベント用出口隔離弁（原子炉格納容器ベントにて使用）