

## 減圧機能に関する知見について ((6)、(7) 及び (8) 関係)

令和 3 年 7 月 20 日  
東京電力福島第一原子力発電所事故に関する  
知見の規制への取り入れに関する作業チーム

### 1. 中間とりまとめから得られた知見等を踏まえた論点<sup>1</sup>

(6) 主蒸気逃がし安全弁の逃がし弁機能の不安定動作（中途開閉状態の継続と開信号解除の不成立）が確認された。

#### 【知見等を踏まえた論点】

- ① 全交流動力電源喪失（SBO）条件下での主蒸気逃がし安全弁（SRV）の逃がし弁機能の機能維持については、規制上の位置付けの整理が必要か。
- ② SRV 逃がし弁機能の中途開閉状態は、弁の開信号の解除圧力以下になっても解消されておらず原因は不明。形態的にはバウンダリからの小規模漏えいの継続であり、破損等による他のバウンダリ漏えいの一つの形態と整理することが必要か。
- ③ 本事象は、計装用圧縮空気系の隔離によるもの（PCV 隔離信号による隔離を含む）だが、他の機器においても窒素供給が停止し、同様の不安定動作の状況になるのか精査が必要か。
- ④ 計装用圧縮空気系（配管及び弁）等の駆動源の機能維持の規制上の位置付けの整理が必要か。

(7) 主蒸気逃がし安全弁の安全弁機能の作動開始圧力の低下が確認された。

#### 【知見等を踏まえた論点】

- ① SA 条件下では様々な機器が設計基準事故の条件下とは異なる挙動をしている。SA 時の機器の挙動に関する知見の集積が必要か。
- ② AM 対策の圧力計を含めて、SA 条件下での計測機器の信頼性について確認が必要か。

<sup>1</sup> 令和 3 年 4 月 7 日 第 1 回原子力規制委員会資料 2 別紙 1 から引用

(8) 自動減圧系が設計意図と異なる条件の成立（サブプレッションチェンバ  
圧力の上昇による低圧注水系ポンプの背圧上昇を誤検知すること）で作動し  
たことにより原子炉格納容器圧力がラプチャーディスクの破壊圧力に達し、  
ベントが成立した。

**【知見等を踏まえた論点】**

- ① 自動減圧系（ADS）及びラプチャーディスク（RD）の動作については、  
SA時の動作に関する設計条件の確認並びに事故シーケンスグループ及び  
SA対策への影響確認が必要か。
- ② 3号機のPCV圧力の上昇には水素等が有意に寄与している。従来、PCV  
ベントは大LOCA等を想定していたと考えられるが、大LOCA等を伴わ  
ずにPCV圧力の上昇に水素等が有意に寄与した場合の事故シーケンスグ  
ループへの影響確認が必要か。

**2. 関連する現行の基準・ガイド等**

○重大事故等の拡大の防止等（有効性評価）（SA）

関係条文：設置許可基準規則・同解釈 37 条

SA 有効性評価ガイド（格納容器破損防止対策の有効性評価）

SA 技術的能力審査基準 1.3（原子炉冷却材圧力バウンダリを減  
圧するための手順等）

関係施設・設備：原子炉冷却系統施設（原子炉冷却材の循環設備、一次冷却材  
の循環設備）

計測制御系統施設（制御用空気設備）

PWR，BWRの差異：想定する格納容器破損モード（同じ）

BWR（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

PWR（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

○原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策（SA）

関係条文：設置許可基準規則・同解釈 46 条

技術基準規則・同解釈 61 条

関係施設・設備：原子炉冷却系統施設（原子炉冷却材の循環設備、一次冷却材  
の循環設備）

計測制御系統施設（制御用空気設備）

PWR，BWRの差異：設備構成

BWR（主蒸気逃がし安全弁（逃がし弁機能、安全弁機能）、非常用窒素供

給系、非常用逃がし安全弁駆動系、逃がし安全弁制御用アキュムレータ、自動減圧機能用アキュムレータ、代替自動減圧機能、格納容器スプレイ)

PWR (加圧器逃がし弁、窒素ポンペ、可搬型バッテリー)

### ○緊急停止失敗時の未臨界対策 (S A)

関係条文：設置許可基準規則・同解釈 44 条

技術基準規則・同解釈 59 条

関係施設・設備：原子炉冷却系統施設 (一次冷却材の循環設備)

※ PWR の加圧器安全弁を対象として記載。

## 3. 現行の審査における申請内容及び確認事項

### (1) BWR

#### ○主蒸気逃がし安全弁の対策

- ✓ 主蒸気逃がし安全弁 (SRV) は、炉心損傷前における高圧注水系が機能喪失した場合の低圧注水系への切り替えのための急速減圧及び炉心損傷後の格納容器破損モード「高圧熔融物放出／格納容器直接加熱」において原子炉圧力容器破損前の急速減圧のために、その機能を期待している。
- ✓ 主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能 (ADS) が喪失した場合の対策として代替自動減圧機能 (原子炉水位低信号と低圧注水系の作動信号の and 条件で時間遅れをもって作動) を整備している。
- ✓ 主蒸気逃がし安全弁の制御回路は全交流電源喪失時でも動作可能なように常設代替直流電源設備からも受電可能な設計とするとともに、常設直流電源喪失時に備えて可搬型直流電源設備からの受電も可能な設計としている。
- ✓ 駆動源の喪失に備えて、主蒸気逃がし安全弁を少なくとも 7 日間動作させるために必要な窒素ガスポンペを整備するとともに、重大事故時の背圧対策として格納容器圧力が  $2P_d$  となった場合でも主蒸気逃がし安全弁を作動させるために必要な圧力を供給可能な設計としている。
- ✓ 炉心損傷後の主蒸気逃がし安全弁の開保持機能の維持については、主蒸気逃がし安全弁の各部位の温度が、主蒸気逃がし安全弁の機能維持が確認されている温度を超えないことを解析により確認している。加えて有効性評価の「高圧熔融物放出／格納容器直接加熱」では、主蒸気逃がし安全弁の環境改善のため格納容器スプレイを実施する手順であることを確認している。

- ✓ なお、更なる信頼性向上対策として、駆動用窒素ガスの流路となる主蒸気逃がし安全弁の電磁弁及びシリンダのシール材を変更（改良 EPDM 材）するとともに、排気ポートへの窒素ガス供給による自主対策も整備している。

## （2）PWR

### ○ 加圧器逃がし弁の対策

- ✓ 炉心損傷後の格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器直接加熱」において、その対策として 1 次系強制減圧を確実に行うことが重要であることから、加圧器逃がし弁の信頼性対策について確認している。
- ✓ 具体的には、加圧器逃がし弁の機能を回復させるために、全交流動力電源喪失に備えて窒素ポンペ（加圧器逃がし弁用）、常設直流電源系喪失に備えて可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）を新たに SA 設備として整備している。
- ✓ さらに、相対的に逃がし容量が小さくなる 4 ループプラントについては、炉心損傷後の加圧器逃がし弁の開操作をより確実なものとするため、炉心出口温度が 350°C になった場合には、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）を常時監視する運転員を配置する手順としている。
- ✓ また、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧の継続性については、加圧器逃がし弁に高温蒸気が流入した場合の減圧継続の支障要因として、弁の流路閉塞及び弁閉止（開維持失敗）の 2 つを抽出し、これらの発生要因に対する影響評価を行っている。この結果、弁棒に発生する熱応力が小さいこと及び駆動部ダイヤフラムへの熱負荷が小さいことから減圧継続に支障となる熱負荷ではないことを確認している。

### ○ 加圧器安全弁の対策

- ✓ ばね式の加圧器安全弁については、「原子炉停止機能喪失」等において、1 次系圧力及び温度の上昇に伴い作動することを想定しているが、その作動に期待しているのは炉心損傷前の事象初期段階であり、当該事故時環境における耐環境性について確認している。