

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-1 改 49
提出年月日	平成 29 年 9 月 15 日

## 東海第二発電所

### 重大事故等対策の有効性評価

平成 29 年 9 月

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

## 目 次

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
    - 1.1 概 要
    - 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
    - 1.3 評価に当たって考慮する事項
    - 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム
    - 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
    - 1.6 解析の実施方針
    - 1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
    - 1.8 必要な要員及び資源の評価方針
  - 付録1 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について
  - 付録2 原子炉格納容器の限界温度・圧力
  - 付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて
- 
2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
    - 2.1 高圧・低圧注水機能喪失
    - 2.2 高圧注水・減圧機能喪失
    - 2.3 全交流動力電源喪失
      - 2.3.1 全交流動力電源喪失（長期TB）
      - 2.3.2 全交流動力電源喪失（TBD，TBU）
      - 2.3.3 全交流動力電源喪失（TBP）

- 2.4 崩壊熱除去機能喪失
    - 2.4.1 取水機能が喪失した場合
    - 2.4.2 残留熱除去系が故障した場合
  - 2.5 原子炉停止機能喪失
  - 2.6 L O C A時注水機能喪失
  - 2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）
  - 2.8 津波浸水による注水機能喪失
3. 重大事故
- 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
    - 3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策
    - 3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合
    - 3.1.3 代替循環冷却系を使用しない場合
  - 3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
  - 3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
  - 3.4 水素燃焼
  - 3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用
4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
- 4.1 想定事故1
  - 4.2 想定事故2
5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
- 5.1 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
  - 5.2 全交流動力電源喪失

5.3 原子炉冷却材の流出

5.4 反応度の誤投入

6. 必要な要員及び資源の評価

6.1 必要な要員及び資源の評価条件

6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果

6.3 重大事故等対策時に必要な水源，燃料及び電源の評価結果

## 添付資料 目次

- 添付資料 1.2.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における機能喪失の仮定について
- 添付資料1.2.2 格納容器破損防止対策の各評価事故シーケンスにおける評価項目について
- 添付資料1.2.3 定期検査工程の概要
- 添付資料1.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について
- 添付資料1.3.2 運転員等の操作時間に対する仮定
- 添付資料1.4.1 有効性評価に使用している解析コード／評価手法の開発に係る当社の関与について
- 添付資料1.5.1 東海第二発電所の重大事故等対策の有効性評価の一般データ
- 添付資料1.5.2 有効性評価におけるLOCA時の破断位置及び口径設定の考え方について
- 添付資料1.5.3 サプレッション・プール初期水位について
- 添付資料1.5.4 外部水源温度の条件設定の根拠について
- 添付資料1.5.5 給水流量をランアウト流量（68％）で評価することの妥当性
- 添付資料1.5.6 原子炉停止機能喪失の解析条件設定の考え方について
- 添付資料1.5.7 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故（想定事故1及び2）の有効性評価における共通評価条件について
- 添付資料1.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさ影響評価フロー
- 添付資料1.9.1 重大事故等対処設備としての逃がし安全弁7弁の十分性について

- 添付資料2.1.1 平均出力燃料集合体での燃料被覆管最高温度の代表性について
- 添付資料2.1.2 安定状態について（高圧・低圧注水機能喪失）
- 添付資料2.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高圧・低圧注水機能喪失）
- 添付資料2.1.4 7日間における水源の対応について（高圧・低圧注水機能喪失）
- 添付資料2.1.5 7日間における燃料の対応について（高圧・低圧注水機能喪失）
- 添付資料2.1.6 常設代替交流電源設備の負荷（高圧・低圧注水機能喪失）
  
- 添付資料2.2.1 安定状態について（高圧注水・減圧機能喪失）
- 添付資料2.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高圧注水・減圧機能喪失）
- 添付資料2.2.3 高圧注水・減圧機能喪失時における低圧非常用炉心冷却系の作動台数の考え方
- 添付資料2.2.4 7日間における燃料の対応について（高圧注水・減圧機能喪失）
  
- 添付資料2.3.1.1 逃がし安全弁作動用の窒素の供給について
- 添付資料2.3.1.2 全交流動力電源喪失時における原子炉隔離時冷却系の8時間継続運転が可能であることの妥当性について
- 添付資料2.3.1.3 蓄電池による給電時間評価結果について
- 添付資料2.3.1.4 安定状態について（全交流動力電源喪失（長期TB））
- 添付資料2.3.1.5 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失（長期TB））
- 添付資料2.3.1.6 7日間における水源の対応について（全交流動力電源喪失）

(長期T B))

添付資料2.3.1.7 7日間における燃料の対応について (全交流動力電源喪失  
(長期T B))

添付資料2.3.1.8 常設代替交流電源設備の負荷 (全交流動力電源喪失 (長期  
T B))

添付資料2.3.1.9 原子炉再循環ポンプからのリークについて

添付資料2.3.2.1 全交流動力電源喪失 (T B D, T B U) 時における高圧代  
替注水系の8時間継続運転が可能であることの妥当性につ  
いて

添付資料2.3.2.2 蓄電池による給電時間評価結果について

添付資料2.3.2.3 安定状態について (全交流動力電源喪失 (T B D, T B U))

添付資料2.3.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(全交流動力電源喪失 (T B D, T B U))

添付資料2.3.2.5 7日間における水源の対応について (全交流動力電源喪失  
(T B D, T B U))

添付資料2.3.2.6 7日間における燃料の対応について (全交流動力電源喪失  
(T B D, T B U))

添付資料2.3.2.7 常設代替交流電源設備の負荷 (全交流動力電源喪失 (T B  
D, T B U))

添付資料2.3.3.1 安定状態について (全交流動力電源喪失 (T B P))

添付資料2.3.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
(全交流動力電源喪失 (T B P))

- 添付資料2.3.3.3 減圧・注水開始の時間余裕について
- 添付資料2.3.3.4 7日間における水源の対応について（全交流動力電源喪失（T B P））
- 添付資料2.3.3.5 7日間における燃料の対応について（全交流動力電源喪失（T B P））
- 添付資料2.3.3.6 常設代替交流電源設備の負荷（全交流動力電源喪失（T B P））
- 添付資料2.4.1.1 安定状態について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
- 添付資料2.4.1.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
- 添付資料2.4.1.3 非常用ディーゼル発電機が起動成功した場合の影響について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
- 添付資料2.4.1.4 7日間における水源の対応について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
- 添付資料2.4.1.5 7日間における燃料の対応について（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
- 添付資料2.4.1.6 常設代替交流電源設備の負荷（崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合））
- 添付資料2.4.2.1 安定状態について（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））
- 添付資料2.4.2.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））



- 添付資料2.4.2.3 7日間における水源の対応について（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））
- 添付資料2.4.2.4 7日間における燃料の対応について（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））
- 添付資料2.4.2.5 常設代替交流電源設備の負荷（崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合））
- 添付資料2.5.1 プラント動特性評価における評価対象炉心の選定について
- 添付資料2.5.2 自動減圧系の自動起動阻止操作の考慮について
- 添付資料2.5.3 外圧事象における燃料被覆管の健全性について
- 添付資料2.5.4 安定状態について（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料2.5.5 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料2.5.6 リウエットを考慮しない場合の燃料被覆管温度への影響
- 添付資料2.5.7 原子炉への注水に使用する水源とその水温の影響
- 添付資料2.5.8 高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の運転可能性に関する水源温度の影響
- 添付資料2.5.9 外部電源の有無による評価結果への影響
- 添付資料2.5.10 ほう酸水注入系を手動起動としていることについての整理
- 添付資料2.5.11 原子炉水位が低めに維持される条件設定とした場合の影響
- 添付資料2.6.1 「L O C A時注水機能喪失」の事故条件の設定について
- 添付資料2.6.2 敷地境界外での実効線量評価について
- 添付資料2.6.3 敷地境界外での実効線量評価に対する指針との対比について
- 添付資料2.6.4 非常用ガス処理系による系外放出を考慮した被ばく評価につ

いて

- 添付資料2.6.5 安定状態について（L O C A時注水機能喪失）
- 添付資料2.6.6 解析コード条件及び解析条件の不確かさの影響評価について  
（L O C A時注水機能喪失）
- 添付資料2.6.7 原子炉注水開始が遅れた場合の影響について
- 添付資料2.6.8 7日間における水源の対応について（L O C A時注水機能喪失）
- 添付資料2.6.9 7日間における燃料の対応について（L O C A時注水機能喪失）
- 添付資料2.6.10 常設代替交流電源設備の負荷（L O C A時注水機能喪失）
  
- 添付資料2.7.1 インターフェイスシステムL O C A発生時の破断面積及び現場環境等について
- 添付資料2.7.2 I S L O C A時の格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度に対する設計基準事故の代表性について
- 添付資料2.7.3 安定状態について（格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A））
- 添付資料2.7.4 解析コード条件及び解析条件の不確かさの影響評価について  
（格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A））
- 添付資料2.7.5 7日間における水源の対応について（格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A））
- 添付資料2.7.6 7日間における燃料の対応について（格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A））
- 添付資料2.7.7 常設代替交流電源設備の負荷（格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A））
  
- 添付資料2.8.1 基準津波を超え敷地に遡上する津波への対応について

- 添付資料2.8.2 基準津波を超え敷地に遡上する津波に対する基準適合のための基本方針及び施設の防護方針について
- 添付資料2.8.3 地震発生と同時に津波が到達するとした評価上の想定の妥当性について
- 添付資料2.8.4 7日間における水源の対応について（津波浸水による注水機能喪失）
- 添付資料2.8.5 7日間における燃料の対応について（津波浸水による注水機能喪失）
- 添付資料2.8.6 常設代替交流電源設備の負荷（津波浸水による注水機能喪失）
- 添付資料2.8.7 全交流動力電源喪失（長期TB）との事故対応の相違点について
- 
- 添付資料3.1.2.1 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について
- 添付資料3.1.2.2 原子炉水位不明時の対応について
- 添付資料3.1.2.3 常設低圧代替注水ポンプの機能確保の妥当性について
- 添付資料3.1.2.4 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価について
- 添付資料3.1.2.5 格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料3.1.2.6 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）における炉心の損傷状態及び損傷炉心の位置について
- 添付資料3.1.2.7 水の放射線分解を考慮した場合の格納容器過圧に対する影響について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））
- 添付資料3.1.2.8 格納容器雰囲気温度が格納容器の健全性に与える影響につ

いて（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損））

添付資料3.1.2.9 安定状態について（代替循環冷却系を使用する場合）

添付資料3.1.2.10 格納容器内に存在するアルミニウム／亜鉛の反応により発生する水素の影響について

添付資料3.1.2.11 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（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する場合））

添付資料3.1.2.12 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について

添付資料3.1.2.13 7日間における水源の対応について（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する場合））

添付資料3.1.2.14 7日間における燃料の対応について（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する場合））

添付資料3.1.2.15 常設代替交流電源設備の負荷（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する場合））

添付資料3.1.2.16 格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応操作について

添付資料3.1.3.1 炉心損傷の判断基準及び炉心損傷判断前後の運転操作の差異について

添付資料3.1.3.2 崩壊熱による蒸発量相当の注水量について

添付資料3.1.3.3 格納容器圧力逃がし装置を用いて大気中へ放出されるCs

－137の放出量評価

添付資料3.1.3.4 原子炉建屋から大気中へ漏えいするCs-137の漏えい量評価等について

添付資料3.1.3.5 格納容器内での除去効果について

添付資料3.1.3.6 安定状態について（代替循環冷却を使用しない場合）

添付資料3.1.3.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について  
（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しない場合））

添付資料3.1.3.8 注水操作が遅れる場合の影響について

添付資料3.1.3.9 7日間における水源の対応について（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しない場合））

添付資料3.1.3.10 7日間における燃料の対応について（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しない場合））

添付資料3.1.3.11 常設代替交流電源設備の負荷（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しない場合））

添付資料3.1.3.12 非凝縮性ガスの影響について

添付資料3.1.3.13 サプレッション・プール水位上昇による真空破壊弁への影響について

添付資料3.2.1 原子炉圧力容器高圧破損防止のための原子炉手動減圧について

添付資料3.2.2 原子炉圧力容器の破損判断について

- 添付資料3.2.3 ペDESTAL（ドライウエル部）内の水位管理方法について
- 添付資料3.2.4 高温ガスによる原子炉冷却材圧力バウンダリからの漏えい可能性と事象進展等に与える影響について
- 添付資料3.2.5 原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137の漏えい量評価について
- 添付資料3.2.6 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について
- 添付資料3.2.7 水の放射線分解を考慮した場合の格納容器過圧に対する影響について（高压溶融物放出／格納容器直接加熱）
- 添付資料3.2.8 安定状態について
- 添付資料3.2.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）
- 添付資料3.2.10 代替循環冷却系による原子炉注水を考慮しない場合の影響評価について
- 添付資料3.2.11 7日間における水源の対応について（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接接触）
- 添付資料3.2.12 7日間における燃料の対応について（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接接触）
- 添付資料3.2.13 常設代替交流電源設備の負荷（高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接接触）
- 添付資料3.2.14 原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冠水評価について
- 添付資料3.2.15 コリウムシールド材料の選定について
- 添付資料3.2.16 コリウムシールド厚さ、高さの設定について
- 添付資料3.2.17 原子炉圧力容器の破損位置について
- 添付資料3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（炉外 F C I）

に関する知見の整理について

- 添付資料3.3.2 J A S M I N E 解析について
- 添付資料3.3.3 水蒸気爆発評価の解析モデルについて
- 添付資料3.3.4 水蒸気爆発の発生を想定した場合の格納容器の健全性への影響評価
- 添付資料3.3.5 水蒸気爆発発生時のコリウムシールドへの影響
- 添付資料3.3.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）
- 添付資料3.3.7 エントレインメント係数の圧カスパイクに対する影響
- 添付資料3.3.8 プラント損傷状態を L O C A とした場合の圧カスパイクへの影響
  
- 添付資料3.4.1 水の放射線分解の評価について
- 添付資料3.4.2 シビアアクシデント条件下で用いる G 値の設定について
- 添付資料3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響について
- 添付資料3.4.4 G 値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響について
- 添付資料3.4.5 原子炉注水開始時間の評価結果への影響について
- 添付資料3.4.6 格納容器内における気体のミキシングについて
  
- 添付資料3.5.1 コリウムシールドを考慮した溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量評価について
- 添付資料3.5.2 溶融炉心による熱影響評価について
- 添付資料3.5.3 溶融炉心の排水流路内での凝固停止評価について
- 添付資料3.5.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（溶

融炉心・コンクリート相互作用)

- 添付資料4.1.1 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について
- 添付資料4.1.2 水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの線量率の算出について
- 添付資料4.1.3 安定状態について
- 添付資料4.1.4 使用済燃料プール水沸騰・喪失時の未臨界性評価
- 添付資料4.1.5 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故1）
- 添付資料4.1.6 7日間における水源の対応について（想定事故1）
- 添付資料4.1.7 7日間における燃料の対応について（想定事故1）
  
- 添付資料4.2.1 使用済燃料プールの水位低下と遮蔽水位に関する評価について
- 添付資料4.2.2 使用済燃料プールサイフォンブレイカについて
- 添付資料4.2.3 安定状態について
- 添付資料4.2.4 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故2）
- 添付資料4.2.5 7日間における水源の対応について（想定事故2）
- 添付資料4.2.6 7日間における燃料の対応について（想定事故2）
  
- 添付資料5.1.1 運転停止中の原子炉の事故時における現場作業員の退避について
- 添付資料5.1.2 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における基準水位到達までの時間余裕と必要な注水量の計算方法について



- 添付資料5.1.3 重要事故シーケンスの選定結果を踏まえた有効性評価の条件設定
- 添付資料5.1.4 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失における崩壊熱設定の考え方
- 添付資料5.1.5 安定停止状態について（運転停止中 崩壊熱除去機能喪失）
- 添付資料5.1.6 原子炉停止中 崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失時における放射線の遮蔽維持について
- 添付資料5.1.7 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 崩壊熱除去機能喪失）
- 添付資料5.1.8 7日間における燃料の対応について（運転停止中 崩壊熱除去機能喪失）
- 添付資料5.2.1 安定停止状態について（運転停止中 全交流動力電源喪失）
- 添付資料5.2.2 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 全交流動力電源喪失）
- 添付資料5.2.3 7日間における水源の対応について（運転停止中 全交流動力電源喪失）
- 添付資料5.2.4 7日間における燃料の対応について（運転停止中 全交流動力電源喪失）
- 添付資料5.2.5 常設代替交流電源設備の負荷（運転停止中 全交流動力電源喪失）
- 添付資料5.3.1 原子炉圧力容器開放時における運転停止中の線量評価について
- 添付資料5.3.2 「原子炉冷却材の流出」におけるプラント状態選定の考え方

- 添付資料5.3.3 安定停止状態について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）
- 添付資料5.3.4 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）
- 添付資料5.3.5 7日間における燃料の対応について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）
- 
- 添付資料5.4.1 安定停止状態について（運転停止中 反応度の誤投入）
- 添付資料5.4.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 反応度の誤投入）
- 添付資料5.4.3 反応度誤投入事象の代表性について
- 添付資料5.4.4 原子炉初期出力に係る感度解析の評価条件について
- 添付資料5.4.5 反応度誤投入における炉心状態の不確かさの感度解析について
- 
- 添付資料6.1.1 同時被災時における必要な要員及び資源について
- 添付資料6.2.1 重大事故等対策の要員の確保及び所要時間について
- 添付資料6.2.2 重要事故（評価事故）シーケンス以外の事故シーケンスの要員の評価について
- 添付資料6.3.1 水源，燃料，電源負荷評価結果について

## 原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137 の漏えい量評価について

本資料では、「原子炉建屋から大気中へ漏えいする Cs-137」の放出量評価について示す。

なお、本評価では、原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系で構成）が起動するまでの間、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質は、瞬時に原子炉建屋から大気中へ漏えいするものとして、放出量を保守的に評価しているが、下記のとおり、格納容器の健全性が維持されており、原子炉建屋の換気空調系が停止している場合は、格納容器から原子炉建屋に漏えいした放射性物質の一部は、原子炉建屋内で沈着又は時間減衰するため、大気中への放出量は本評価結果より少なくなると考えられる。

- ・ 格納容器が健全な場合、格納容器内の放射性物質は、格納容器圧力に応じて原子炉建屋へ漏えいするものとしている。漏えいした放射性物質の一部は、原子炉建屋内での重力沈降等に伴い、原子炉建屋内に沈着すると考えられる。
- ・ 原子炉建屋内の換気空調系が停止している場合、原子炉建屋内外における圧力差が生じにくく、原子炉建屋内外での空気のやりとりは多くないと考えられるため、漏えいした放射性物質の一部は原子炉建屋内に滞留し、時間減衰すると考えられる。

## 1. 評価条件

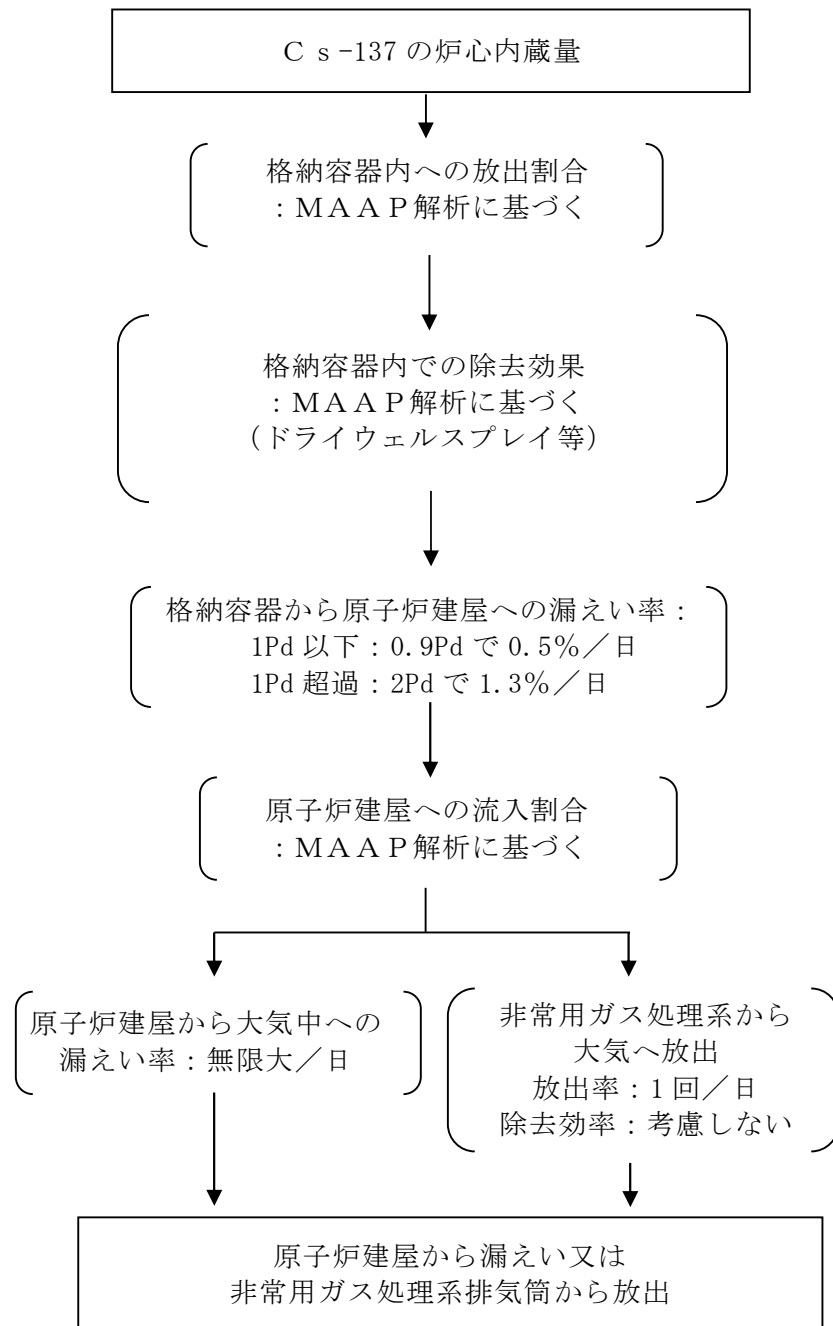
放出量評価条件を第 1 表、大気中への放出過程及び概略図を第 1 図及び第 2 図に示す。

第1表 放出量評価条件 (1/2)

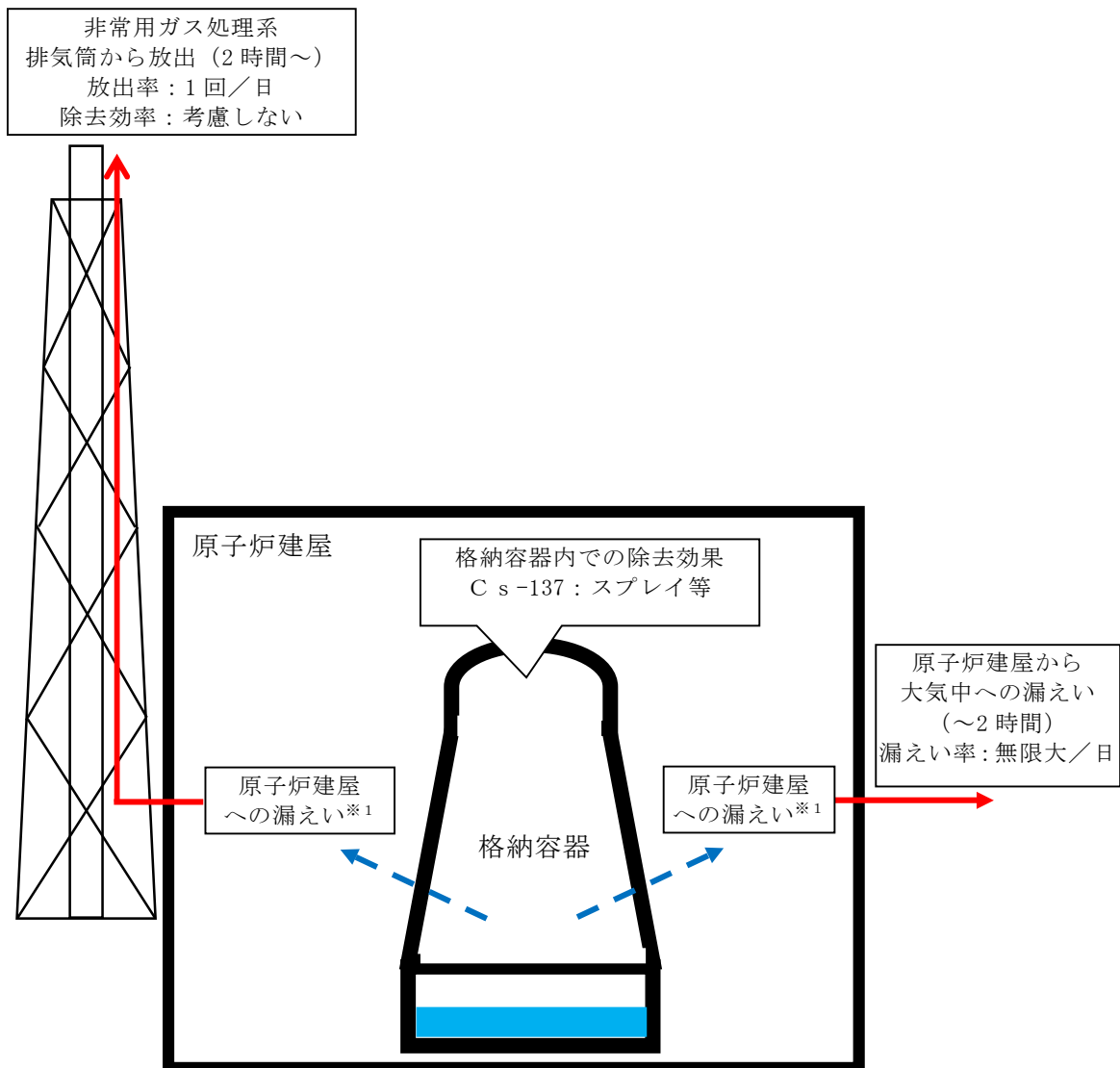
項目	評価条件	選定理由
評価事象	「大破断 L O C A + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗」(代替循環冷却系を使用する場合)(全交流動力電源喪失の重畳を考慮)	—
炉心熱出力	3,293MW	定格熱出力
運転時間	1 サイクル当たり 10,000 時間 (416 日)	1 サイクル 13 ヶ月 (395 日) を考慮して設定
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル : 0.229 2 サイクル : 0.229 3 サイクル : 0.229 4 サイクル : 0.229 5 サイクル : 0.084	取替炉心の燃料装荷割合に基づき設定
炉心内蔵量 (C s -137)	約 $4.36 \times 10^{17}$ Bq	「単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW)」 × 「3,293MW (定格熱出力)」 (単位熱出力当たりの炉心内蔵量 (Bq/MW) は、BWR 共通条件として、東海第二と同じ装荷燃料 (9 × 9 燃料 (A 型)), 運転時間 (10,000 時間) で算出した A B W R のサイクル末期の値を使用)
放出開始時間	格納容器漏えい : 事象発生直後	M A A P 解析結果
格納容器内への放出割合 (C s -137)	0.49	M A A P 解析結果
格納容器内での除去効果	M A A P 解析に基づく (沈着, サプレッション・プールでのスクラビング及びドライウェルスプレイ)	M A A P の F P 挙動モデル
格納容器内 p H 制御の効果	考慮しない	サプレッション・プール水 p H 制御設備は、重大事故等対処設備に位置付けていないため、保守的に設定

第 1 表 放出量評価条件 (2/2)

項 目	評価条件	選定理由
格納容器から原子炉建屋への漏えい率	1Pd以下：0.9Pdで0.5%/日 1Pd超過：2Pdで1.3%/日	M A A P 解析にて格納容器の開口面積を設定し格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとし、格納容器の設計漏えい率(0.9Pdで0.5%/日)及びA E Cの式等に基づき設定(添付資料 3.1.2.5 参照)
格納容器から原子炉建屋への漏えい割合	C s I 類 : 約 $2.41 \times 10^{-5}$ C s O H 類 : 約 $1.66 \times 10^{-5}$	M A A P 解析結果
原子炉建屋から大気への漏えい率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動前)	無限大/日(地上放出) (格納容器から原子炉建屋へ漏えいした放射性物質は、瞬時に大気へ漏えいするものとして評価)	保守的に設定
原子炉建屋から大気への放出率(非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動後)	1回/日(排気筒放出)	設計値に基づき設定 (非常用ガス処理系のファン容量)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系の起動時間	事象発生から2時間後	起動操作時間(115分) +負圧達成時間(5分) (起動に伴い原子炉建屋内は負圧になるが、保守的に負圧達成時間として5分を想定)
非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系のフィルタ除去効率	考慮しない	保守的に設定
ブローアウトパネルの開閉状態	閉状態	原子炉建屋の急激な圧力上昇等によるブローアウトパネルの開放がないため(別紙参照)



第1図 Cs-137の大気放出過程



※1 格納容器から原子炉建屋への漏えい率  
 1Pd 以下 : 0.9Pd で 0.5% / 日, 1Pd 超過 : 2Pd で 1.3% / 日

大気への放出経路	0h	▼2h <sup>※2</sup>	▼19h	168h▼
原子炉建屋から大気中への漏えい				
非常用ガス処理系排気筒から放出				

※2 非常用ガス処理系の起動により原子炉建屋内は負圧となるため、事象発生2時間以降は原子炉建屋から大気中への漏えいはなくなる。

第2図 大気放出過程概略図 (イメージ)

## 2. 評価結果

原子炉建屋から大気中へのC s -137 の漏えい量を第2表に示す。

原子炉建屋から大気中へのC s -137 の漏えい量は、約7.5TBq（事象発生7日間）であり、評価項目の100TBqを下回っている。

また、事象発生7日間以降の影響を確認するため評価した、事象発生30日間、100日間における大気中へのC s -137 の漏えい量は、ともに約7.5TBqであり、いずれの場合においても100TBqを下回っている。

なお、事象発生7日以降の長期解析においては、事象発生約40日後に格納容器内水素燃焼防止の観点で格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントを実施し、事象発生100日まで格納容器ベント継続しているが、格納容器の除熱機能、格納容器への窒素供給機能及び格納容器内の可燃性ガスの濃度制御系機能が確保できた場合には、格納容器ベントを停止する運用とする。

第2表 大気中へのC s -137 の漏えい量

事象発生7日間	事象発生30日間	事象発生100日間
約7.5TBq	約7.5TBq	約7.5TBq*

※格納容器圧力逃がし装置から大気中への放出量を含む（事象発生約40日後～事象発生100日まで格納容器ベント実施）



## ブローアウトパネルの重大事故等対策としての機能について

## 1. はじめに

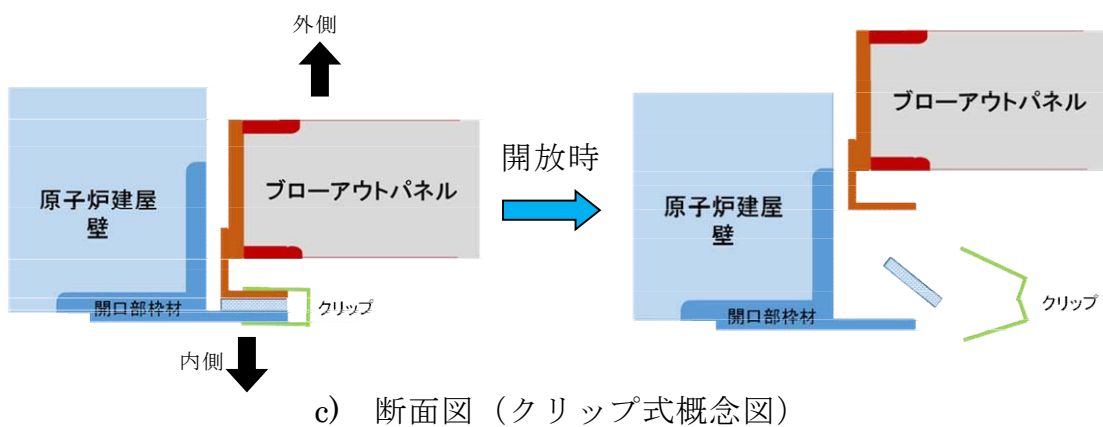
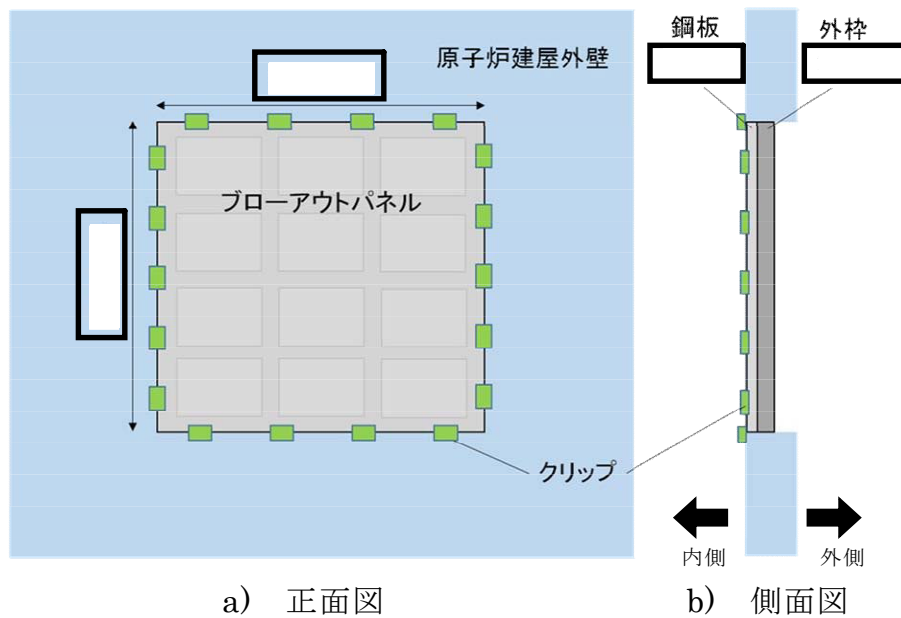
ブローアウトパネルは、主蒸気管破断のようにプラント運転中に格納容器外で配管が破断した場合等に、高圧の蒸気が原子炉建屋内に漏えい・浸入することにより生じる建屋内の圧力上昇によって建屋内の天井・外壁等が破損することを防止するため、建屋内に損傷箇所（圧力開放箇所）を限定して発生させる目的で、財産保護の観点から原子炉建屋オペレーティングフロア等に設置している。従来、ブローアウトパネルは、放射性物質の閉じ込め機能の当該系として閉機能がMS-1とされ、開機能は安全機能ではないと整理されてきている。

## 2. ブローアウトパネルの仕様

ブローアウトパネルの設置図を別図1、機器仕様を別表1に示す。

別表1 ブローアウトパネル機器仕様 (原子炉建屋オペレーティングフロア)

仕様		備考
台数	12台 (東西南北:各2台)	原子炉建屋と外気の境界として設置
重量		1枚あたり
開口面積		1枚あたり
開放差圧	約 6.9kPa[dif] (1psi)	格納容器の設計外圧(2psi)に対して余裕のある設定
保持方式	クリップ式	別図1参照 開放差圧はクリップ強度によって設定



別図1 ブローアウトパネル設置概念図

### 3. ブローアウトパネルの機能要求

#### (1) 設計基準事故対策としての機能

##### ① 放射性物質の閉じ込め機能

「第三十二条 原子炉格納施設」において原子炉建屋ガス処理系の設置要求があり、ブローアウトパネルの閉じ込め機能は原子炉建屋ガス処理系運転時の負圧達成に必要な機能であることから、設計基準事故対策として当該機能を有しているものと整理する。

##### ② 差圧による開放機能

「第九条 溢水による損傷の防止等」における原子炉建屋内環境条件評価として、主蒸気管等の高エネルギー配管に対して大規模な破断が生じた際には速やかにブローアウトパネルの開放によって建屋外に圧力を排出することで原子炉建屋内の圧力が著しく上昇することはないとしていることから、設計基準事故対策として当該機能を有しているものと整理する。

#### (2) 重大事故等対策としての機能

##### ① 放射性物質の閉じ込め機能

ブローアウトパネルの放射性物質の閉じ込め機能は、原子炉建屋ガス処理系（非常用ガス処理系及び非常用ガス再循環系で構成）により原子炉建屋内の放射性物質を排気筒から放出するとともに、原子炉建屋内の負圧達成に必要な機能となる。そのため、「第五十九条 原子炉制御室」における居住性評価の条件として必要な機能となることから、重大事故等対策として必要な機能として整理する。ただし、第2表に示すとおり、建屋内圧力上昇等によりブローアウトパネルが開放される状態で、放射性物質の閉じ込め機能として評価上の影響がない事象においては、当該機能の要求はないものとする。

## ② 差圧による開放機能

差圧による開放機能は、インターフェイスシステムLOCA（以下、「IS-LOCA」という。）が発生した場合に原子炉建屋内に漏えいした水蒸気等を排出し、IS-LOCAによる破断箇所の隔離のための現場操作時の環境条件（温度、圧力等）を緩和する機能を有している。ただし、東海第二発電所においては、炉心損傷防止対策の有効性評価「2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」において、ブローアウトパネルが開放した場合、閉維持した場合の両ケースについて現場での隔離操作の成立性を確認していることから、「第四十六条 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」としては、当該機能が重大事故等対策として必要な機能とはならないものと整理する。

なお、高エネルギー配管の破断を想定した場合の環境条件については設計基準事故に包絡される。

## 4. ブローアウトパネルの機能確保のための設計条件

3. で整理した各機能を確保するための設計条件は下記のとおり。

### (1) 放射性物質の閉じ込め機能

閉維持または再閉止によって、原子炉建屋ガス処理系運転時の原子炉建屋内の負圧を維持すること。ただし、別表2に示すとおり、IS-LOCA等の閉じ込め機能に期待しない事象を除く。

### (2) 差圧による開放機能

設計差圧 6.9kPa[dif]においてブローアウトパネルが開放し、原子炉建屋内の水蒸気等を外気に排出することで、原子炉建屋内の環境条件を設計基準事故で想定している範囲に抑えること。

## 5. まとめ

ブローアウトパネルが有する機能と設計基準事故対策及び重大事故等対策としての位置付けについて別表 3 に示す。また、閉じ込め機能の対象となるブローアウトパネルについて別表 4 に示す。ブローアウトパネルについては、設計基準事故及び重大事故等対策に必要な設備として、放射性物質の閉じ込め機能及び差圧による開放機能が維持可能な設計とする。

別表2 ブローアウトパネルが開放する事象における閉じ込め機能の要求

事象	開放条件	閉じ込め機能	考え方
インターフェイスシステムLOCA	建屋内圧力上昇による開放	要求なし	「2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」において、ブローアウトパネルが開放した場合、閉維持した場合の両ケースについて線量評価を実施し、非居住区域境界外の線量が5mSv未満であることを確認していることから、当該機能が重大事故等対策として必要な機能とはならないものと整理する。
主蒸気管破断等の高エネルギー配管の破断によってブローアウトパネルが開放する運転時の異常な過渡変化	建屋内圧力上昇による開放	要求あり (格納容器破損防止対策において)	<p>【設計基準】 設計基準における線量評価では原子炉建屋からの地上放出を想定しており、ブローアウトパネルの開閉状態の影響はない。</p> <p>【重大事故等】 ①炉心損傷防止対策 非居住区域境界外の線量評価においては格納容器圧力逃がし装置からの放出量を元に評価しており、格納容器からの漏えい量については影響が軽微であるため考慮していない。そのため、ブローアウトパネルの開閉状態の影響はない。なお、起回事象を主蒸気管破断とした場合の非居住区域境界外の線量として、耐圧強化ベントからの放出による線量0.62mSvに、設計基準における評価線量0.18mSvを加えた場合でも、5mSvを下回る。</p> <p>②格納容器破損防止対策 大破断LOCA以外の起回事象においては炉心損傷防止可能であることを確認しているため、主蒸気管破断においても炉心損傷に至らない。 ただし、「3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価上の起回事象として主蒸気管破断を考慮した場合においても中央制御室の居住性評価を満足する条件として、ブローアウトパネル開放後にも再閉止等の設備対策によって原子炉建屋ガス処理系使用時の原子炉建屋内負圧達成が可能な設計とする。</p>
竜巻	ブローアウトパネルの設計作動圧に等しい最大気圧低下量を生じる竜巻風速(約89m/s)による開放	—	設計竜巻(100m/s)による荷重に対して安全機能を維持する設計としているが、竜巻によって外部電源喪失が発生する場合を想定する。 ブローアウトパネルの設計作動圧に等しい最大気圧低下量を生じる竜巻風速(約89m/s)が発生する年超過確率は約 $5.1 \times 10^{-6}$ /年である。 また、竜巻による外部電源喪失が想定されるが、外部電源喪失が発生した場合の条件付き炉心損傷確率は、 $3.6 \times 10^{-4}$ /年である。 以上から、竜巻によってブローアウトパネルが開放した状態で、外部電源喪失により炉心損傷する確率は十分低い値となることから、竜巻を起回事象とした重大事故等が発生し、ブローアウトパネルの機能が必要となる可能性は十分低いものと考えられる。
地震	地震動による開放	要求あり	重大事故等対処設備として、地震時においても閉じ込め機能を有する設計とする。

別表3 ブローアウトパネルの機能の整理

	放射性物質の閉じ込め機能	差圧による開放機能
設計基準事故対策としての機能	有 (第三十二条)	有 (第九条)
重大事故等対策としての機能	有 (第五十九条)	無

別表4 ブローアウトパネルの設置位置と閉じ込め機能の整理

設置箇所			閉じ込め機能
設置高さ	台数	境界	
EL45680	8台 東西南北各2台	原子炉建屋 オペレーティング フロア ⇔ 外気	○
EL38800	4台 東西南北各1台		○
EL20300	3台	原子炉建屋 主蒸気管 トンネル室 ⇔ 原子炉建屋内 通路	—※
EL14000	3台		—※

※ 当該パネルの境界は原子炉建屋間となっているため、開閉状態によって原子炉建屋ガス処理系運転時の負圧達成に与える影響はない