

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAT107 r.3.0
提出年月日	令和3年10月1日

## 泊発電所3号炉

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合状況説明資料

令和3年10月  
北海道電力株式会社

## 目 次

### 1. 重大事故等対策

- 1.0 重大事故等対策における共通事項
- 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
- 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 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
- 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
- 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
- 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
- 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
- 1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等
- 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
- 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
- 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
- 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
- 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
- 1.14 電源の確保に関する手順等
- 1.15 事故時の計装に関する手順等
- 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
- 1.17 監視測定等に関する手順等
- 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
- 1.19 通信連絡に関する手順等

### 2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応

- 2.1 可搬型設備等による対応

## 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

### < 目 次 >

#### 1.7.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

- a. 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備
- b. 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備
- c. 手順等

#### 1.7.2 重大事故等時の手順等

##### 1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等

##### (1) 格納容器スプレイ

- a. 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ

##### (2) 格納容器内自然対流冷却

- a. C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

##### (3) 代替格納容器スプレイ

- a. 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ
- b. 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ
- c. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ



d. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

e. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

(4) その他の手順項目にて考慮する手順

(5) 優先順位

#### 1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等

(1) 格納容器内自然対流冷却

a. 可搬型大型送水ポンプ車を用いたC, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

(2) 代替格納容器スプレイ

a. 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ

b. B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ

c. ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ

d. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

e. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

f. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

(4) 優先順位



- 添付資料 1.7.1 重大事故等対処設備の電源構成図
- 添付資料 1.7.2 重大事故等対処設備及び多様性拡張設備整理表
- 添付資料 1.7.3 多様性拡張設備仕様
- 添付資料 1.7.4 C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却
- 添付資料 1.7.5 原子炉補機冷却水サージタンク加圧について
- 添付資料 1.7.6 可搬型大型送水ポンプ車を用いたC, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却
- 添付資料 1.7.7 重大事故に係る屋外作業員に対する被ばく評価について  
(後日提出)
- 添付資料 1.7.8 原子炉格納容器内冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について
- 添付資料 1.7.9 炉心損傷時におけるC/V破損防止等操作について

## 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

### <要求事項>

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

### 【解釈】

1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

#### (1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止

a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替循環冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。

b) 格納容器代替循環冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の手順は、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器の圧力及び温度の低下の手順に優先して実施されるものであること。

#### (2) 悪影響防止

a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。

#### (3) 現場操作等

a) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。

b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。

c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講じること。

#### (4) 放射線防護

a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させる対処設備を整備しており、ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。



### 1.7.1 対応手段と設備の選定

#### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内へ流出した高温の1次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱により発生する水蒸気により、格納容器内の圧力及び温度が上昇し、格納容器の過圧破損に至るおそれがある。

格納容器の破損を防止するため、格納容器内の圧力及び温度を低下させるための対応手段と重大事故等対処設備を選定する。

この選定に当たり、様々な条件下での事故対処を想定し、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能の喪失を考慮する。

格納容器再循環ユニットを用いた対応手段の他に、同等以上の効果を有する対応手段並びに重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び多様性拡張設備<sup>\*1</sup>を選定する。

※1 多様性拡張設備：技術基準上のすべての要求事項を満たすことやすべてのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十条及び技術基準規則第六十五条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備が網羅されていることを確認するとともに、多様性拡張設備との関係を明確にする。

（添付資料 1.7.1, 1.7.2, 1.7.3）

#### (2) 対応手段と設備の選定の結果

交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、若しくは全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に使用可能な対応手段と設備を選定する。ただし、全交流動力電源が喪失した場合は代替電源により給電する。

審査基準及び基準規則要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備と多様性拡張設備を以下に示す。

なお、重大事故等対処設備、多様性拡張設備及び整備する手順についての関係を第 1.7.1 表に示す。

a. 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段及び設備

(a) 対応手段

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、格納容器スプレイにより格納容器内を冷却する手段がある。

格納容器スプレイで使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器スプレイポンプ
- ・燃料取替用水ピット

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する手段がある。

格納容器内自然対流冷却に使用する設備は以下のとおり。

- ・ C, D - 格納容器再循環ユニット
- ・ 可搬型温度計測装置
- ・ C, D - 原子炉補機冷却水ポンプ
- ・ C, D - 原子炉補機冷却水冷却器
- ・ 原子炉補機冷却水サージタンク



- ・原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンペ
- ・ C, D-原子炉補機冷却海水ポンプ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、代替格納容器スプレイにより格納容器内を冷却する手段がある。

代替格納容器スプレイに使用する設備は以下のとおり。

- ・代替格納容器スプレイポンプ
- ・燃料取替用水ピット
- ・補助給水ピット
- ・電動機駆動消火ポンプ
- ・ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ろ過水タンク
- ・可搬型大型送水ポンプ車
- ・代替給水ピット
- ・原水槽
- ・2次系純水タンク

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

格納容器スプレイに使用する設備のうち、格納容器スプレイポンプ及び燃料取替用水ピットは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

格納容器内自然対流冷却に使用する設備のうち、C, D-格納容器再循環ユニット、可搬型温度計測装置、C, D-原子炉補機冷却水ポンプ、C, D-原子炉補機冷却水冷却器、原子炉補機冷却水サージタンク、原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンペ及びC, D-原子炉補機冷却海水ポンプは、いず



れも重大事故等対処設備と位置づける。

代替格納容器スプレイに使用する設備のうち、代替格納容器スプレイポンプ、燃料取替用水ピット及び補助給水ピットは、いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

これらの選定した設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備をすべて網羅している。

以上の重大事故等対処設備により格納容器内の圧力及び温度を低下させることが可能である。また、以下の設備は、それぞれに示す理由から多様性拡張設備と位置づける。

- ・電動機駆動消火ポンプ，ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク

消火を目的として配備しているが、火災が発生していなければ代替手段として有効である。

- ・可搬型大型送水ポンプ車，代替給水ピット，原水槽，2次系純水タンク，ろ過水タンク

可搬型ホース，ポンプ車等の運搬，接続作業に最短でも約2時間50分を要するものの，水源を特定せずに使用できる代替手段として有効である。

## b. 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段及び設備

### (a) 対応手段

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する手段がある。

格納容器内自然対流冷却に使用する設備は以下のとおり。

- ・ C， D－格納容器再循環ユニット
- ・ 可搬型温度計測装置
- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・ 可搬型タンクローリー
- ・ ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、代替格納容器スプレイにより格納容器内を冷却する手段がある。

代替格納容器スプレイに使用する設備は以下のとおり。

- ・ 代替格納容器スプレイポンプ
- ・ 代替非常用発電機
- ・ 燃料取替用水ピット
- ・ 補助給水ピット
- ・ ディーゼル発電機燃料油貯油槽
- ・ 可搬型タンクローリー
- ・ ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ
- ・ B－格納容器スプレイポンプ（自己冷却）
- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ
- ・ ろ過水タンク
- ・ 可搬型大型送水ポンプ車
- ・ 代替給水ピット
- ・ 原水槽
- ・ 2次系純水タンク

(b) 重大事故等対処設備と多様性拡張設備

格納容器内自然対流冷却に使用する設備のうち，C，D－格納容器再循環ユニット，可搬型温度計測装置，可搬型大型送水ポンプ車，ディーゼル発電機燃料油貯油槽，可搬型タンクローリー及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプは，いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

代替格納容器スプレイに使用する設備のうち，代替格納容器スプレイポンプ，代替非常用発電機，燃料取替用水ピット，補助給水ピット，ディーゼル発電機燃料油貯油槽，可搬型タンクローリー及びディーゼル発電機燃料油移送ポンプは，いずれも重大事故等対処設備と位置づける。

これらの選定した設備は，審査基準及び基準規則に要求される設備をすべて網羅している。

以上の重大事故等対処設備により格納容器内の圧力及び温度を低下させることが可能である。また，以下の設備は，それぞれに示す理由から多様性拡張設備と位置づける。

- ・ B－格納容器スプレイポンプ（自己冷却），燃料取替用水ピット

重大事故等対処設備である代替格納容器スプレイポンプのバックアップであり，運転不能を判断してからの準備となるため系統構成に時間を要するが，流量が大きく格納容器スプレイ手段として有効である。

- ・ ディーゼル駆動消火ポンプ，ろ過水タンク

消火を目的として配備しているが，火災が発生していなければ代替手段として有効である。

- ・ 可搬型大型送水ポンプ車，代替給水ピット，原水槽，2次系



純水タンク，ろ過水タンク

可搬型ホース，ポンプ車等の運搬，接続作業に最短でも約2時間50分を要するが，水源を特定しない代替手段として有効である。

#### c. 手順等

上記の a. 及び b. における対応手段に係る手順を整備する。また，事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備を整備する（第 1.7.2 表，第 1.7.3 表）。

これらの手順は，発電課長（当直），運転員及び災害対策要員の対応として，炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順等に定める（第 1.7.1 表）。

### 1.7.2 重大事故等時の手順等

#### 1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等

炉心の著しい損傷が発生した場合，格納容器の圧力及び温度を低下させるため，以下の手段を用いた手順を整備する。

##### (1) 格納容器スプレイ

###### a. 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合，格納容器の圧力及び温度を低下させるために，格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器内へスプレイする手順の概要は以下のとおり。

###### (a) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（0.127MPa[gage]）以上，かつ，格納容器スプレイポンプが起動していない場合に，格納容器へスプレイするために必要な燃

料取替用水ピットの水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイの操作手順の概要は以下のとおり。概略系統を第 1.7.1 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器スプレイポンプの起動を指示する。
- ② 運転員は、中央制御室で格納容器スプレイポンプを起動する。
- ③ 運転員は、中央制御室で格納容器スプレイ流量及び格納容器圧力、温度等の監視により格納容器内へスプレイされていることを確認する。

(c) 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名で実施する。操作については、中央制御室で通常の運転操作にて対応する。

格納容器スプレイについては、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値（0.127MPa[gage]）以上にて作動することから格納容器にスプレイされていることを確認する。また、格納容器スプレイが作動していない場合は、格納容器スプレイを実施する。ただし、格納容器内自然対流冷却により格納容器の冷却が行われている場合は実施しない。また、水素濃度は、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットで計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が 8 vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へ



スプレイを行っている際に、炉心発熱有効長上端位置から 0.5m 下まで注水されたことを確認すれば格納容器スプレイを停止し格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。

(添付資料 1.7.9)

## (2) 格納容器内自然対流冷却

### a. C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるために、C, D-格納容器再循環ユニットにより格納容器内自然対流冷却を行う手順を整備する。

#### (a) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値 (0.127MPa[gage]) 以上の場合に、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合。

#### (b) 操作手順

C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却手順の概要は以下のとおり。手順内の可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる格納容器内水素濃度監視操作手順は、「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」のうち、1.9.2.1(2) a. 「可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット」にて整備する。概略系統を第 1.7.2 図に、タイムチャートを第 1.7.3 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内



自然対流冷却の準備作業と系統構成を指示する。

- ② 運転員は、中央制御室及び現場で原子炉補機冷却水系統を加圧するための系統構成を行う。
- ③ 運転員は、原子炉補機冷却水系統の沸騰を防止するため、現場で原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンペにより原子炉補機冷却水サージタンクを0.28MPa[gage]まで加圧操作を行う。
- ④ 発電課長（当直）は中央制御室で格納容器再循環ユニットの冷却水の温度監視を指示する。中央制御室での温度監視ができない場合は、運転員に可搬型温度計測装置の取り付けを指示する。
- ⑤ 運転員は、中央制御室でC、D－格納容器再循環ユニット冷却水入口弁、出口弁の開操作により原子炉補機冷却水を通水する。
- ⑥ 運転員は、中央制御室で格納容器再循環ユニットの冷却水の温度監視ができない場合、現場でC、D－格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に可搬型温度計測装置を取り付ける。
- ⑦ 運転員は、中央制御室で格納容器内温度が上昇し、C、D－格納容器再循環ユニットのダクト開放機構が開く温度以上となっていることを確認する。
- ⑧ 運転員は、中央制御室で、格納容器圧力が最高使用圧力から0.05MPa低下したことを確認すれば、中央制御室で、C、D－格納容器再循環ユニット冷却水入口弁を閉操作し、原子炉補機冷却水の通水を停止する。ただし、水素濃度は、

可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットで計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行い，測定による水素濃度が8 vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

- ⑨ 運転員は，中央制御室でC，D－格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差，格納容器圧力及び温度の低下等により，格納容器内が冷却状態であることを継続して確認する。

### (c) 操作の成立性

上記の対応は，中央制御室にて運転員1名，現場は運転員1名により作業を実施し，所要時間は約1時間5分と想定する。

円滑に作業ができるように，移動経路を確保し，可搬型照明，通信設備等を整備する。操作に係る移動経路，操作場所に高線量の区域はない。また，作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

(添付資料 1.7.4, 1.7.5, 1.7.8)

### (3) 代替格納容器スプレイ

#### a. 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合，格納容器の圧力及び温度を低下させるために，代替格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器内へスプレイする手順を整備する。

代替格納容器スプレイポンプの水源として，燃料取替用水ピットが使用できない場合は，補助給水ピットを使用する。

炉心損傷後に代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に，代替格納容器スプレイが必要と判断すれば，代替格納容器スプレイポンプの注水先を



原子炉から格納容器へ切替え、代替格納容器スプレイを行う手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

格納容器圧力が最高使用圧力（0.283MPa[gage]）以上の場合に、格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイを格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合、及び格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1) b. (a)「代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

b. 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合に、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプよりろ過水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。

使用に際して、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。

(a) 手順着手の判断基準



代替格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイを代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合、及び格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要なろ過水タンクの水位が確保されており、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生しておらず、消火用として消火ポンプの必要がない場合。

(b) 操作手順

電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1) b. (b)「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

c. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合に、電動機駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプの故障等により格納容器へのスプレイがAM用消火水積算流量等にて確認できない場合、可搬型大型送水ポンプ車により海水を格納容器内へスプレイする手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

代替格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイを代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合、及び格納容器内自然対流冷却により格納容器内

が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合。

(b) 操作手順

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1) b.(c)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

d. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合に、電動機駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプの故障等により格納容器へのスプレイがAM用消火水積算流量等にて確認できない場合、可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから格納容器内へスプレイする手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

代替格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイを代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合、及び格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合において、海水取水箇所へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は原水槽が使用できない場合に、代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

(b) 操作手順

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内



の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1) b. (d)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

e. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合に、電動機駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプの故障等により格納容器へのスプレイがAM用消火水積算流量等にて確認できない場合、可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から格納容器内へスプレイする手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

代替格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器へのスプレイを代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合、及び格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合に、  
において、海水の取水ができない場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

(b) 操作手順

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1) b. (e)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

(4) その他の手順項目にて考慮する手順



可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる格納容器内水素濃度監視操作手順は、「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」のうち、1.9.2.1(2) a. 「可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット」にて整備する。

燃料取替用水ピットの枯渇又は破損時の対応手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手段手順等」のうち、1.13.2.3 「格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの供給に係る手順等」にて整備する。

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2 「重大事故等時の手順等」にて整備する。

#### (5) 優先順位

交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合において、炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させる手段として、格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイの3つの手段がある。格納容器圧力が格納容器作動設定値(0.127MPa[gage])以上にて格納容器スプレイポンプによる格納容器にスプレイされていることを確認する。ただし、格納容器内自然対流冷却による格納容器の冷却及び格納容器スプレイが行われていない場合は、格納容器スプレイを実施する。また、継続的な冷却及び格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(0.127MPa[gage])以上で格納容器内自然対流冷却の準備作業を開始し、準備が完了すれば格納容器内自然対流冷却を開始する。格納容器内自然対流冷却の手段が使用できるまでの間に、格納容器圧力が最高使用圧力

(0.283MPa[gage])以上に達した場合は代替格納容器スプレイを行う。格納容器内自然対流冷却を開始すれば格納容器圧力を監視し、状況に応じて代替格納容器スプレイを行う。

代替格納容器スプレイの優先順位は、代替格納容器スプレイポンプ、電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプ、可搬型大型送水ポンプ車の順で使用する。

詳細には、代替格納容器スプレイポンプによる格納容器内へのスプレイができない場合は、常用母線が健全であれば電動機駆動消火ポンプを使用し、電動機駆動消火ポンプが使用できなければディーゼル駆動消火ポンプを使用する。ただし、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。可搬型大型送水ポンプ車は、使用準備に時間を要することから、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイができない場合に電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイの使用と並行して準備を開始し、電動機駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合に使用する。

可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイのための水源は、水源切替による注水の中断が発生しない海水を優先して使用し、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間が最も短い代替給水ピットを使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし、ろ過水タンクは、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に使用する。



以上の対応手順のフローチャートを第 1.7.4 図に示す。

#### 1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失した場合、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、以下の手段を用いた手順を整備する。

なお、全交流動力電源が喪失している場合は、代替非常用発電機により交流動力電源を確保する。

##### (1) 格納容器内自然対流冷却

##### a. 可搬型大型送水ポンプ車を用いた C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失による格納容器スプレイポンプの機能が喪失した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、可搬型大型送水ポンプ車及び C, D-格納容器再循環ユニットで格納容器内自然対流冷却を行う手順を整備する。

##### (a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生した場合。

##### (b) 操作手順

可搬型大型送水ポンプ車を用いた C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却手順の概要は以下のとおり。手順内の可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる格納容器内水素濃度監視操作手順は、「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」のうち、1.9.2.1(2)



a. 「可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット」にて整備する。  
概略系統を第 1.7.5 図に，タイムチャートを第 1.7.6 図に，ホース敷設ルートを第 1.7.7 図に示す。

- ① 発電課長（当直）は，手順着手の判断基準に基づき，運転員及び災害対策要員に可搬型大型送水ポンプ車による C，D－格納容器再循環ユニットへの海水通水準備作業と系統構成を指示する。
- ② 運転員は，中央制御室及び現場で可搬型大型送水ポンプ車による C，D－格納容器再循環ユニットへの海水通水のため，原子炉補機冷却水系統の系統構成を実施する。
- ③ 災害対策要員は，資機材の保管場所へ移動し，可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。
- ④ 災害対策要員は，可搬型ホースを敷設し，原子炉補機冷却水系統のホース接続口と接続する。
- ⑤ 災害対策要員は，ホース延長・回収車にて可搬型ホースを敷設する。
- ⑥ 災害対策要員は，海水取水箇所近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置する。
- ⑦ 災害対策要員は，可搬型大型送水ポンプ車から水中ポンプを取り出し，可搬型ホースと接続後，海水取水箇所に水中ポンプを水面より低く，かつ着底しない位置に設置する。
- ⑧ 運転員は，現場で C，D－格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に冷却状態監視のため，可搬型温度計測装置を取り付ける。
- ⑨ 発電課長（当直）は，補機冷却水（海水）通水が可能と

なり，かつ格納容器圧力が 0.127MPa[gage]まで上昇したことを確認すれば，運転員及び災害対策要員に C，D－格納容器再循環ユニットへ可搬型大型送水ポンプ車による海水通水開始を指示する。

- ⑩ 発電課長（当直）は，運転員に冷却水の温度監視を指示する。
- ⑪ 災害対策要員は，現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し，原子炉補機冷却水系統への海水通水を開始するとともに，可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。
- ⑫ 運転員は，中央制御室及び現場で原子炉補機冷却水系統の弁を開操作し，C，D－格納容器再循環ユニットへ海水通水を開始する。また，現場で格納容器再循環ユニット補機冷却水流量により海水が通水されていることを確認する。
- ⑬ 運転員は，現場にて可搬型温度計測装置により C，D－格納容器再循環ユニットの冷却水温度を確認する。
- ⑭ 運転員は，中央制御室にて C，D－格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差，格納容器圧力及び温度の低下等により，格納容器内が冷却状態であることを継続して確認する。
- ⑮ 運転員は，中央制御室で格納容器圧力が最高使用圧力から 0.05MPa 低下したことを確認すれば，現場で C，D－格納容器再循環ユニット冷却水入口弁を手動で閉操作する。  
なお，代替非常用発電機により給電されていれば，中央制御室で C，D－格納容器再循環ユニット冷却水入口弁の閉



操作により原子炉補機冷却水の通水を停止する。ただし、水素濃度は、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットで計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行い、測定による水素濃度が 8 vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

- ⑩ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車の運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における燃料補給間隔を目安に燃料補給を実施する。（燃料補給しない場合、可搬型大型送水ポンプ車は約 5.5 時間の運転が可能。）

(c) 操作の成立性

上記の対応は、中央制御室にて運転員 1 名、現場は運転員 2 名及び災害対策要員 3 名により作業を実施し、所要時間は約 4 時間 35 分と想定する。

円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。また、作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。

可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホースの接続については速やかに作業ができるように可搬型大型送水ポンプ車の保管場所及び作業場所近傍に可搬型ホースを配備するとともに、作業場近傍に使用工具を配備する。

（添付資料 1.7.6, 1.7.8）

なお、想定される重大事故等のうち「大破断 L O C A 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」等発生時は炉心溶融が起こり、可搬型ホース敷設



及び可搬型大型送水ポンプ車準備における線量が高くなり、作業員の被ばくが懸念される。これらの作業における対応手順、所要時間、格納容器からの漏えい率及びアニュラス空気浄化設備等から被ばく評価した結果、作業員の被ばく線量は100mSvを下回る。

(添付資料 1.7.7)

## (2) 代替格納容器スプレイ

### a. 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、代替格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器内へスプレイする手順を整備する。

代替格納容器スプレイポンプの水源として、燃料取替用水ピットが使用できない場合は、補助給水ピットを使用する。

炉心損傷後に代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切替え、代替格納容器スプレイを行う手順を整備する。

#### (a) 手順着手の判断基準

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時に、格納容器最高使用圧力（0.283MPa [gage]）以上かつ、格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1) b. (a)「代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

b. B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失した場合に、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を格納容器内へスプレイする手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

代替格納容器スプレイポンプの故障等により、格納容器へのスプレイを代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水ピットの水水位が確保されている場合。

(b) 操作手順

B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a. (b)「B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ」にて整



備する。

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

c. ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイができない場合、ディーゼル駆動消火ポンプによりろ過水タンク水を格納容器内へスプレイする手順を整備する。

使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。

(a) 手順着手の判断基準

B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により、格納容器へのスプレイをB-格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合かつ、格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要なるろ過水タンクの水位が確保されており、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生しておらず、消火用として消火ポンプの必要がない場合。

(b) 操作手順

ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1) b. (b)「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。ただし、電動機駆動消火ポンプは、常用母線に電源がなく起動できないため除く。



なお, 操作に係る移動経路, 操作場所に高線量の区域はない。

d. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において, 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に, ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合, 可搬型大型送水ポンプ車により海水を格納容器内へスプレイする手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

B-格納容器スプレイポンプ(自己冷却)の故障等により, 格納容器へのスプレイをB-格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合。

(b) 操作手順

海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイの操作手順は, 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち, 1.6.2.2(1) b. (c)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

なお, 操作に係る移動経路, 操作場所に高線量の区域はない。

e. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において, 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に, ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合, 可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから格納容器内へスプレイ

する手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により、格納容器へのスプレイをB-格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合において、海水取水箇所へのアクセスに時間を要すると判断した場合又は原水槽が使用できない場合に、代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。

(b) 操作手順

代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1) b. (d)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

f. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、ディーゼル駆動消火ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から格納容器内へスプレイする手順を整備する。

(a) 手順着手の判断基準

B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）の故障等により、



格納容器へのスプレイをB-格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器内が冷却状態であることを格納容器圧力等で確認できない場合において、海水の取水ができない場合に、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。

(b) 操作手順

原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1) b. (e)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

なお、操作に係る移動経路、操作場所に高線量の区域はない。

(3) その他の手順項目にて考慮する手順

可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給の手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手段手順等」のうち、1.13.2.8「可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給の手順等」にて整備する。

代替非常用発電機の代替電源に関する手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「代替非常用発電機による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、代替非常用発電機への燃料補給の手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4「代替非常用発電機等への燃料補給の手順等」にて整備する。

燃料取替用水ピットの枯渇又は破損時の対応手順は、「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手段手順等」のうち、1.13.2.3「格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水ピットへの



供給に係る手段等」にて整備する。

操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。

#### (4) 優先順位

炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させる手段として、代替格納容器スプレイト可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却の2つの手段がある。この手段のうち、継続的な冷却及び格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却を優先するが、格納容器内自然対流冷却は準備に約4時間35分を要することから、この間に格納容器圧力が最高使用圧力(0.283MPa [gage])以上に達した場合は、代替格納容器スプレイトを行う。可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却を開始すれば格納容器圧力を監視し、状況に応じて代替格納容器スプレイトを行う。

代替格納容器スプレイトの優先順位は、代替格納容器スプレイトポンプ、B-格納容器スプレイトポンプ(自己冷却)、ディーゼル駆動消火ポンプ、可搬型大型送水ポンプ車の順で使用する。

詳細には、代替格納容器スプレイトポンプによる格納容器内へのスプレイトができない場合は、B-格納容器スプレイトポンプ(自己冷却)を使用する。B-格納容器スプレイトポンプ(自己冷却)からの格納容器内へのスプレイト手段を失った場合は、ディーゼル駆動消火ポンプを使用する。ただし、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発

生していないことを確認して使用する。また、可搬型大型送水ポンプ車は、使用準備に時間を要することから、B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイの手段を失った場合に準備を開始し、ディーゼル駆動消火ポンプが使用できない場合に使用する。

可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイのための水源は、水源切替による注水の中断が発生しない海水を優先して使用し、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間が最も短い代替給水ピットを使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし、ろ過水タンクは、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に使用する。

以上の対応手順のフローチャートを第 1.7.8 図に示す。



第 1.7.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順（1 / 2）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備	設備分類*5	整備する手順書	手順の分類	
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全	-	ス格 ブ納 レ容 イ器	格納容器スプレイポンプ *1	重大事故等 対応設備	c	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書
			燃料取替用水ビット				
		格納容器内自然対流冷却	C、D-格納容器再循環ユニット	重大事故等 対応設備	a		
			可搬型温度計測装置				
			C、D-原子炉補機冷却水ポンプ *1				
			C、D-原子炉補機冷却水冷却器				
			原子炉補機冷却水サージタンク				
			原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンプ				
		C、D-原子炉補機冷却海水ポンプ *1					
		代替格納容器スプレイ	代替格納容器スプレイポンプ *1*2	重大事故等 対応設備	c		
			燃料取替用水ビット				
			補助給水ビット				
			電動機駆動消火ポンプ *2	多様性拡張設備			
			ディーゼル駆動消火ポンプ *2				
			ろ過水タンク				
可搬型大型送水ポンプ車 *2*3							
可搬型大型送水ポンプ車 *2							
代替給水ビット							
可搬型大型送水ポンプ車 *2							
原水槽 *4							
2次系純水タンク *4							
ろ過水タンク *4							

\*1：ディーゼル発電機等により給電する。

\*2：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

\*3：可搬型大型送水ポンプ車により海水を格納容器へスプレイする。

\*4：原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

\*5：重大事故対策において用いる設備の分類

a：当該条文中に適合する重大事故等対応設備 b：37条に適合する重大事故等対応設備 c：自主的対策として整備する重大事故等対応設備

第 1.7.1 表 重大事故等時における対応手段と整備する手順 (2 / 2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	設備分類 * 8	整備する手順書	手順の分類			
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失	-	自然対流冷却 格納容器内	C、D-格納容器再循環ユニット	重大事故等 対処設備	a, b	全交流動力電源喪失時における対応手順等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書		
			可搬型温度計測装置						
			可搬型大型送水ポンプ車						
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽 * 6						
			可搬型タンクローリー * 6						
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ * 6 * 7						
		代替格納容器スプレイ	代替格納容器スプレイポンプ * 1	重大事故等 対処設備	c			炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対する運転手順書
			代替非常用発電機 * 2						
			燃料取替用水ビット						
			補助給水ビット						
			ディーゼル発電機燃料油貯油槽 * 3						
			可搬型タンクローリー * 3						
			ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ * 3 * 7						
			B-格納容器スプレイポンプ (自己冷却) * 1						
			燃料取替用水ビット						
			ディーゼル駆動消火ポンプ * 1						
			ろ過水タンク						
			可搬型大型送水ポンプ車 * 1 * 4						
			可搬型大型送水ポンプ車 * 1 代替給水ビット						
			可搬型大型送水ポンプ車 * 1 原水槽 * 5 2次系純水タンク * 5 ろ過水タンク * 5						
代替格納容器スプレイ	多様性 拡張設備	多様性 拡張設備	-	-	-				

- \* 1 : 手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
- \* 2 : 手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
- \* 3 : 代替非常用発電機の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順」にて整備する。
- \* 4 : 可搬型大型送水ポンプ車により海水を格納容器へスプレイする。
- \* 5 : 原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。
- \* 6 : 可搬型大型送水ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」にて整備する。
- \* 7 : ディーゼル発電機燃料油移送ポンプは、可搬型タンクローリーによるディーゼル発電機燃料油貯油槽からの燃料汲み上げができない場合に使用する。
- \* 8 : 重大事故対策において用いる設備の分類  
 a : 当該条文中に適合する重大事故等対処設備    b : 37条に適合する重大事故等対処設備    c : 自主的対策として整備する重大事故等対処設備



第 1.7.2 表 重大事故等対処に係る監視計器

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

監視計器一覧 (1 / 8)

対応手段	重大事故等の 対応に必要となる 監視項目	監視計器	
1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等 (1) 格納容器スプレイ			
a. 格納容器スプレイポンプによる 格納容器スプレイ	判断 基準	原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
		・ 格納容器圧力 (AM用)	
		水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
	原子炉格納容器内 への注水量	・ 格納容器スプレイ流量	
	・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)		
	操作	原子炉格納容器内 の温度	・ 格納容器内温度
		原子炉格納容器内 の圧力	・ 原子炉格納容器圧力
		・ 格納容器圧力 (AM用)	
		原子炉格納容器内 への注水量	・ 格納容器スプレイ流量
		・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)	
原子炉格納容器内 の水位	・ 格納容器再循環サンプル水位 (広域)		
・ 格納容器水位			
水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位		

監視計器一覧（2 / 8）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等 (2) 格納容器内自然対流冷却			
a. C, D-格納容器再循環ユニットによる 格納容器内自然対流冷却	判断 基準	原子炉格納容器内 の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器圧力</li> <li>・ 格納容器圧力 (AM用)</li> </ul>
		原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器スプレイ流量</li> <li>・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)</li> </ul>
		原子炉格納容器内 の温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器内温度</li> </ul>
	操作	最終ヒートシンク の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ C, D-格納容器再循環ユニット補機 冷却水流量</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口 補機冷却水温度</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ B-原子炉補機冷却水戻り母管温度</li> <li>・ 格納容器再循環ユニット入口温度/出 口温度</li> </ul>
	原子炉格納容器内 の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器圧力</li> <li>・ 格納容器圧力 (AM用)</li> </ul>	
	原子炉格納容器内 の水素濃度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器内水素濃度</li> </ul>	



監視計器一覧（3 / 8）

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器	
1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等 (3) 代替格納容器スプレイ			
a. 代替格納容器スプレイポンプによる 代替格納容器スプレイ	判断 基準	原子炉格納容器内 の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器圧力</li> <li>・ 格納容器圧力（AM用）</li> </ul>
		原子炉格納容器内 への注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器スプレイ流量</li> <li>・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用）</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> </ul>
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.2(1) b. (a)「代替格納容器スプレイポンプによる代替 格納容器スプレイ」にて整備する。	
b. 電動機駆動消火ポンプ又は ディーゼル駆動消火ポンプによる 代替格納容器スプレイ	判断 基準	原子炉格納容器内 の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器圧力</li> <li>・ 格納容器圧力（AM用）</li> </ul>
		原子炉格納容器へ の注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ろ過水タンク水位</li> </ul>
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.2(1) b. (b)「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆 動消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。	

監視計器一覧（4 / 8）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目		監視計器
1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等 (3) 代替格納容器スプレイ			
c. 海水を用いた 可搬型大型送水ポンプ車による 代替格納容器スプレイ	判断 基準	原子炉格納容器内 の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器圧力</li> <li>・ 格納容器圧力（AM用）</li> </ul>
	原子炉格納容器へ の注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量</li> </ul>	
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.2(1) b. (c) 「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。	
d. 代替給水ピットを水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 代替格納容器スプレイ	判断 基準	原子炉格納容器内 の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器圧力</li> <li>・ 格納容器圧力（AM用）</li> </ul>
	原子炉格納容器へ の注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量</li> </ul>	
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.2(1) b. (d) 「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。	
e. 原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 代替格納容器スプレイ	判断 基準	原子炉格納容器内 の圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器圧力</li> <li>・ 格納容器圧力（AM用）</li> </ul>
	原子炉格納容器へ の注水量	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量</li> </ul>	
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.2(1) b. (e) 「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。	



監視計器一覧（5 / 8）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (1) 格納容器内自然対流冷却			
a. 可搬型大型送水ポンプ車を用いた C, D-格納容器再循環ユニットによる 格納容器内自然対流冷却	判断基準	電源	・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧
		・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧	
		・ 甲母線電圧, 乙母線電圧	
		・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧	
	補機監視機能	・ 原子炉補機冷却水供給母管流量	
	・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水 流量		
	操作	原子炉格納容器内 の温度	・ 格納容器内温度
		最終ヒートシンク の確保	・ C, D-格納容器再循環ユニット補機 冷却水流量
		・ 格納容器再循環ユニット入口温度/出 口温度	
		原子炉格納容器内 の圧力	・ 原子炉格納容器圧力
・ 格納容器圧力 (AM用)			
原子炉格納容器内 の水素濃度	・ 格納容器内水素濃度		

監視計器一覧（6 / 8）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器	
1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (2) 代替格納容器スプレイ			
a. 代替格納容器スプレイポンプによる 代替格納容器スプレイ	判断 基準	電源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 泊幹線 1 L, 2 L 電圧</li> <li>・ 後志幹線 1 L, 2 L 電圧</li> <li>・ 甲母線電圧, 乙母線電圧</li> <li>・ 6-A, B, C 1, C 2, D 母線電圧</li> </ul>
		補機監視機能	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉補機冷却水供給母管流量</li> <li>・ 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量</li> </ul>
		原子炉格納容器内の 圧力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器圧力</li> <li>・ 格納容器圧力 (AM用)</li> </ul>
		水源の確保	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料取替用水ピット水位</li> </ul>
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.2(2) b. (a) 「代替格納容器スプレイポンプによる代替 格納容器スプレイ」にて整備する。	

監視計器一覧（7 / 8）

対応手段	重大事故等の 対応に必要な 監視項目	監視計器
1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (2) 代替格納容器スプレイ		
b. B-格納容器スプレイポンプ (自己冷却)による 代替格納容器スプレイ	判断基準 原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
		・ 格納容器圧力 (AM用)
	原子炉格納容器内 への注水量	・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量
	水源の確保	・ 燃料取替用水ピット水位
操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.2(2) a. (b) 「B-格納容器スプレイポンプ (自己冷 却)による代替格納容器スプレイ」にて整備する。	
c. ディーゼル駆動消火ポンプによる 代替格納容器スプレイ	判断基準 原子炉格納容器内の 圧力	・ 原子炉格納容器圧力
		・ 格納容器圧力 (AM用)
	原子炉格納容器内 への注水量	・ B-格納容器スプレイ流量
	・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)	
水源の確保	・ ろ過水タンク水位	
操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.2(1) b. (b) 「代替格納容器スプレイポンプによる代替 格納容器スプレイ」にて整備する。	

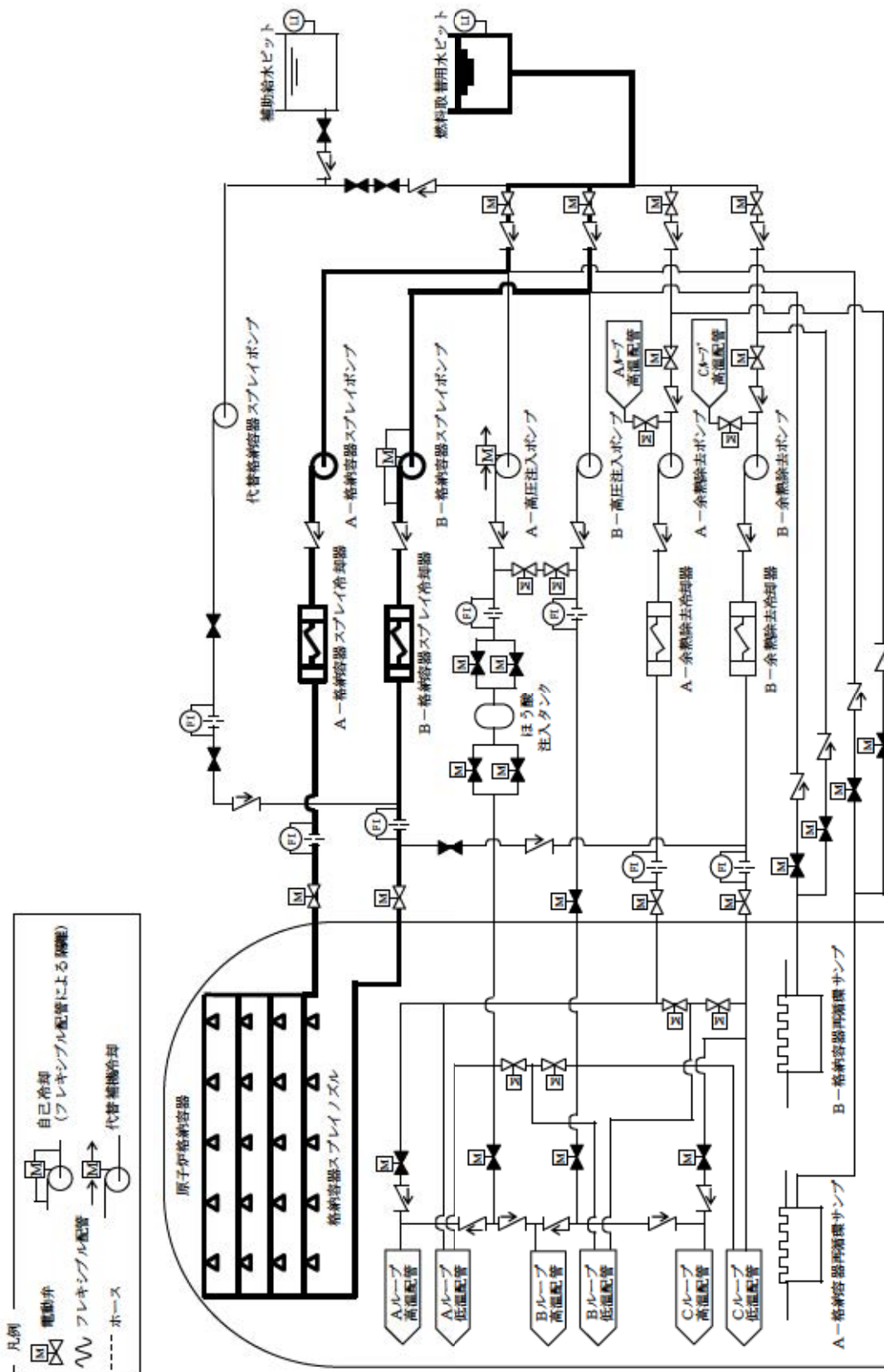


監視計器一覧（8 / 8）

対応手段	重大事故等の 対応に必要なとなる 監視項目	監視計器
1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (2) 代替格納容器スプレイ		
d. 海水を用いた 可搬型大型送水ポンプ車による 代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の 圧力 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力（AM用）
	操作	原子炉格納容器内 への注水量 ・ B-格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用）
e. 代替給水ピットを水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の 圧力 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力（AM用）
	操作	原子炉格納容器内 への注水量 ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量 ・ B-格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用）
f. 原水槽を水源とした 可搬型大型送水ポンプ車による 代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉格納容器内の 圧力 ・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力（AM用）
	操作	原子炉格納容器内 への注水量 ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量 ・ B-格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量（AM用） 「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、 1.6.2.2(1) b. (e)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポン プ車による代替格納容器スプレイ」にて整備する。

第 1.7.3 表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備

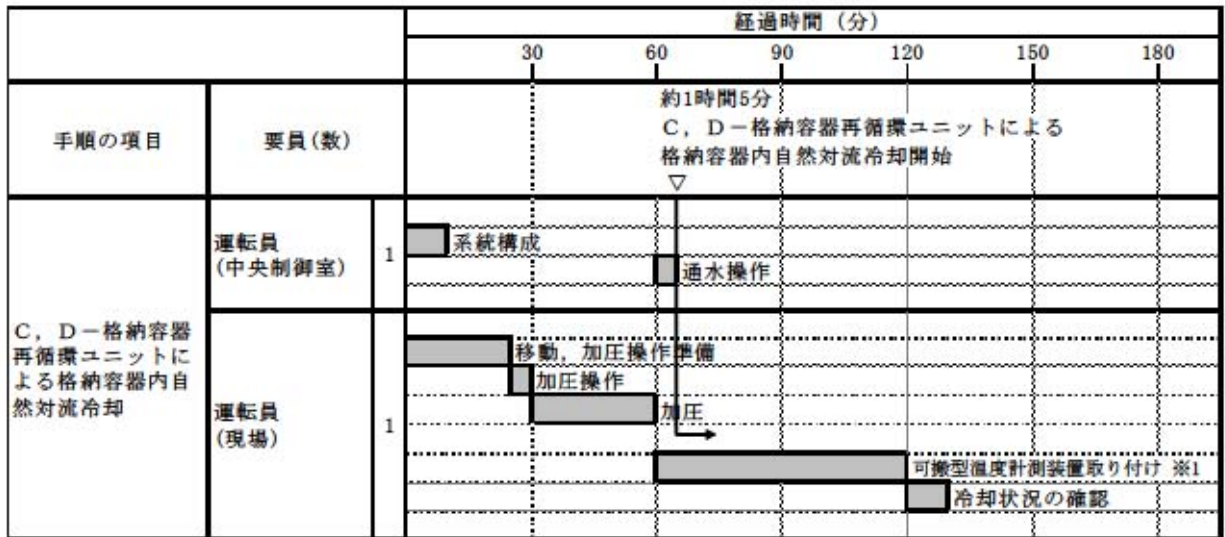
対象条文	供給対象設備	給電元
<p>【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p>	A-格納容器スプレイポンプ	6-A 非常用高圧母線
	B-格納容器スプレイポンプ	6-B 非常用高圧母線
	C-原子炉補機冷却水ポンプ	6-B 非常用高圧母線
	D-原子炉補機冷却水ポンプ	6-B 非常用高圧母線
	C-原子炉補機冷却海水ポンプ	6-B 非常用高圧母線
	D-原子炉補機冷却海水ポンプ	6-B 非常用高圧母線
	代替格納容器スプレイポンプ	6-A 非常用高圧母線
		6-B 非常用高圧母線
		代替非常用発電機
	A-ディーゼル発電機 燃料油移送ポンプ	A-ディーゼル発電機 コントロールセンタ
B-ディーゼル発電機 燃料油移送ポンプ	B-ディーゼル発電機 コントロールセンタ	



第 1.7.1 図 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ 概略系統

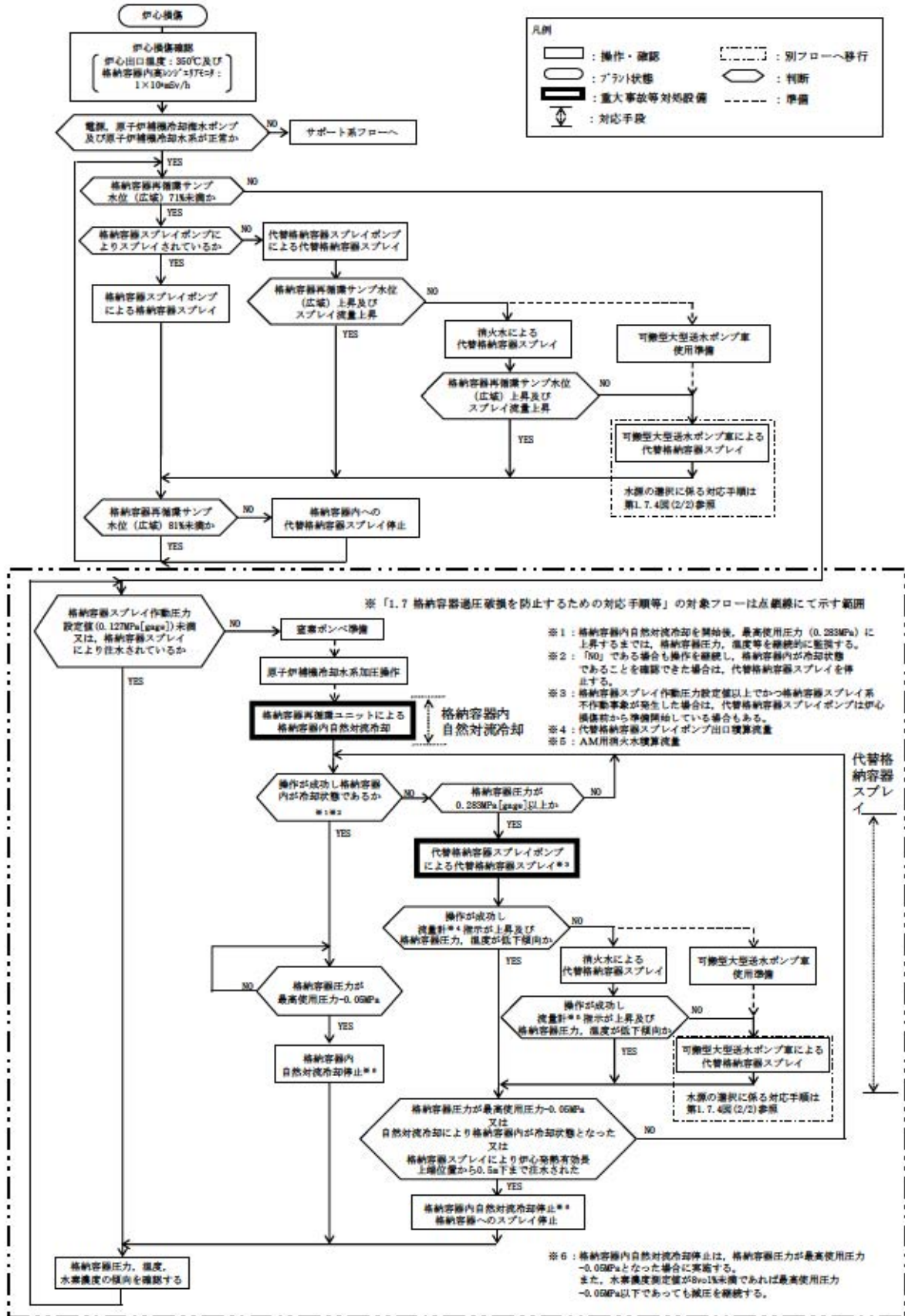






※1 既設計器による冷却状態の監視ができない場合に使用する。

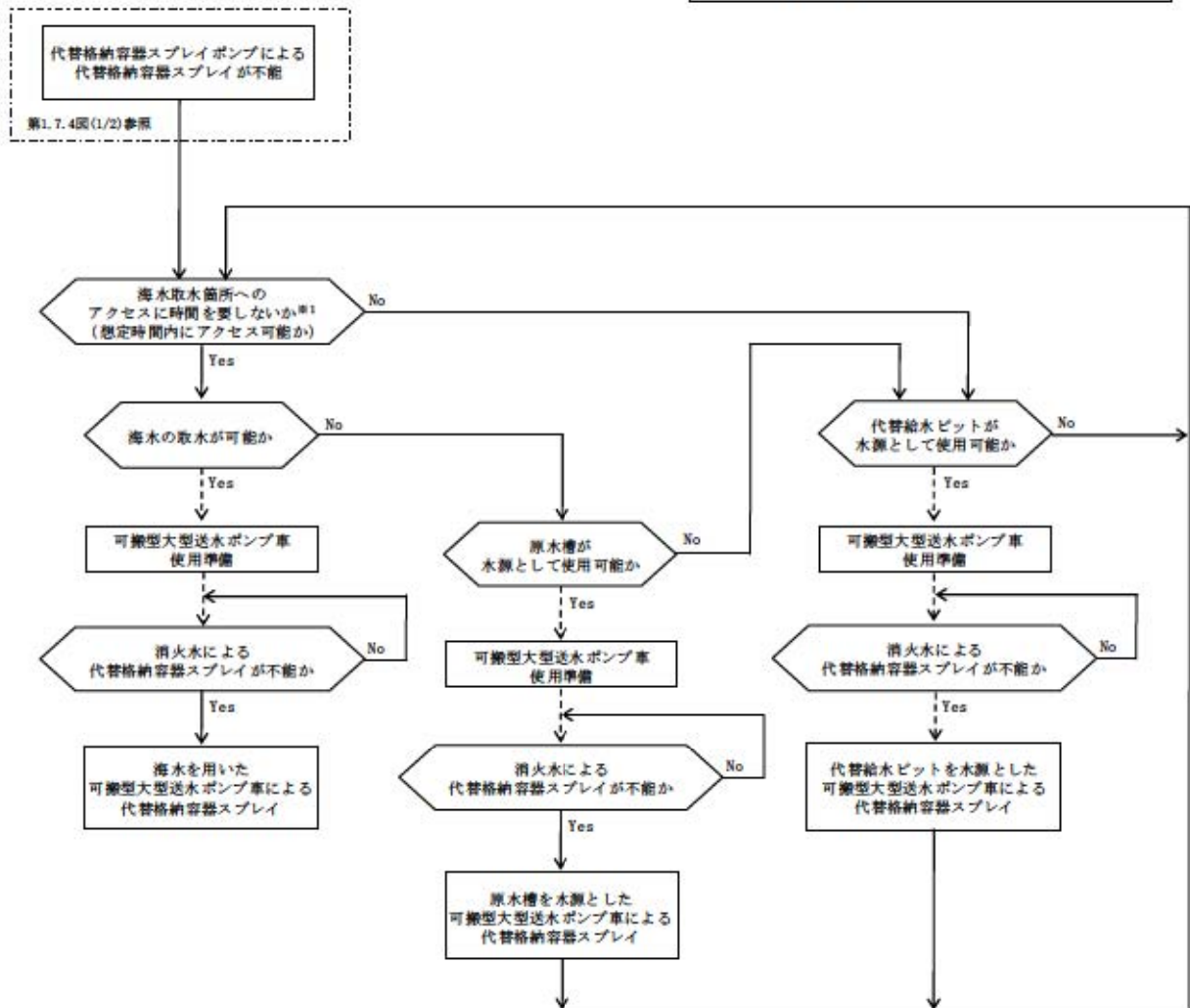
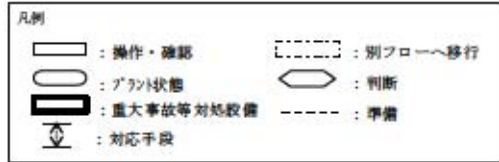
第 1.7.3 図 C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却  
タイムチャート



第 1.7.4 図 格納容器の過圧破損防止に対する対応手順

(交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合) (1 / 2)



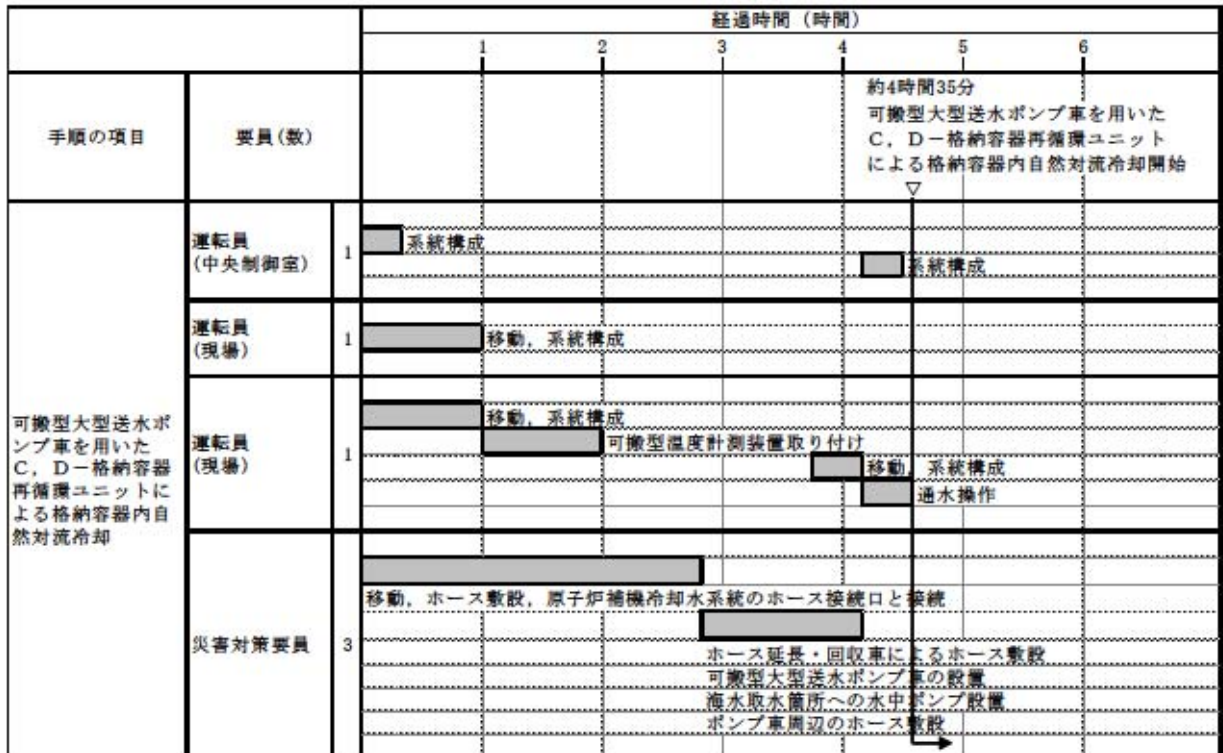


※1：海水取水箇所へのアクセスルート復旧作業の結果、アクセスの時間に見通しがつく場合は、「海水の取水が可能か」の判断へ移行する。

### 第 1.7.4 図 格納容器の過圧破損防止に対する対応手順

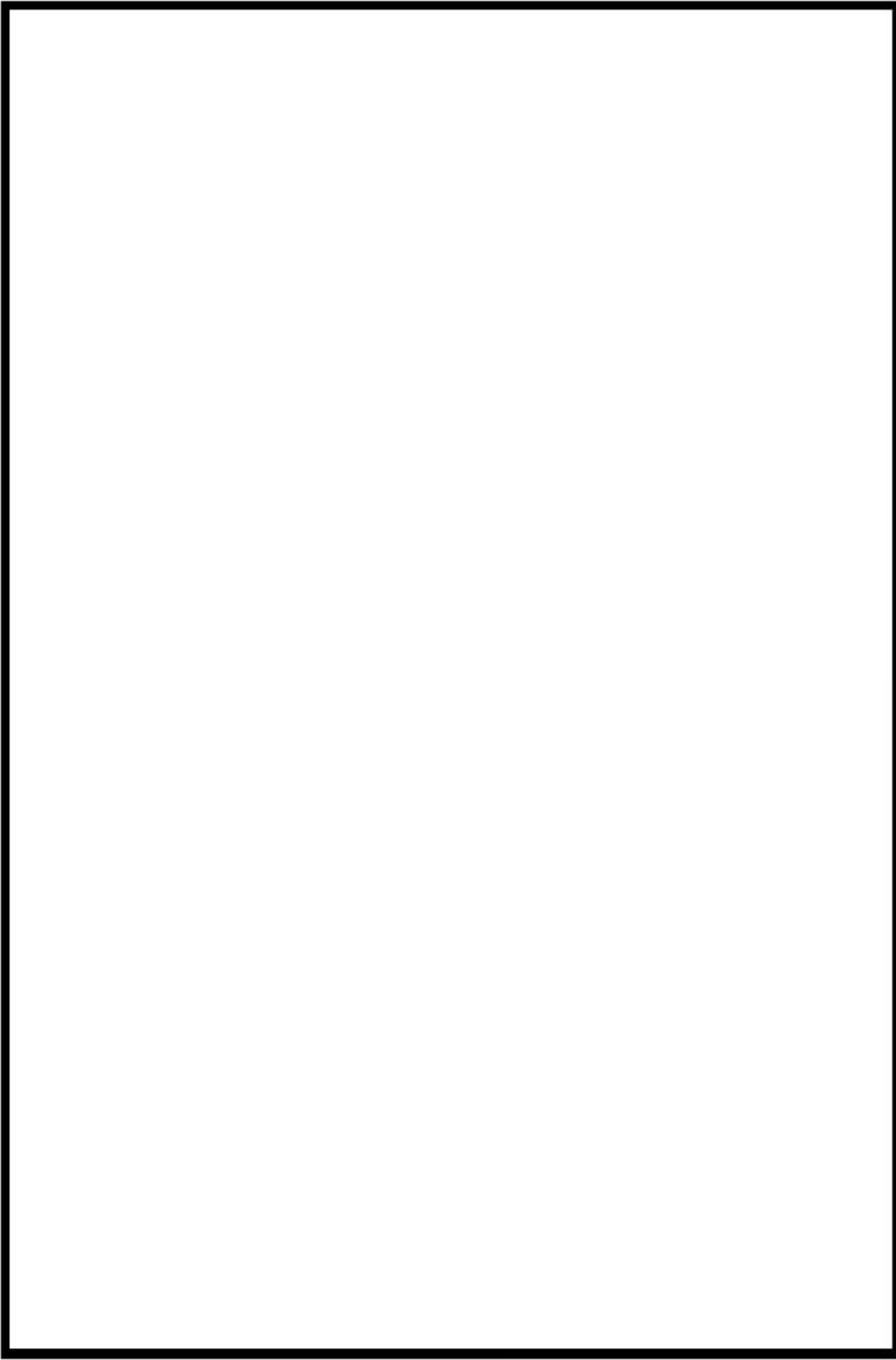
(交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全である場合) (2 / 2)





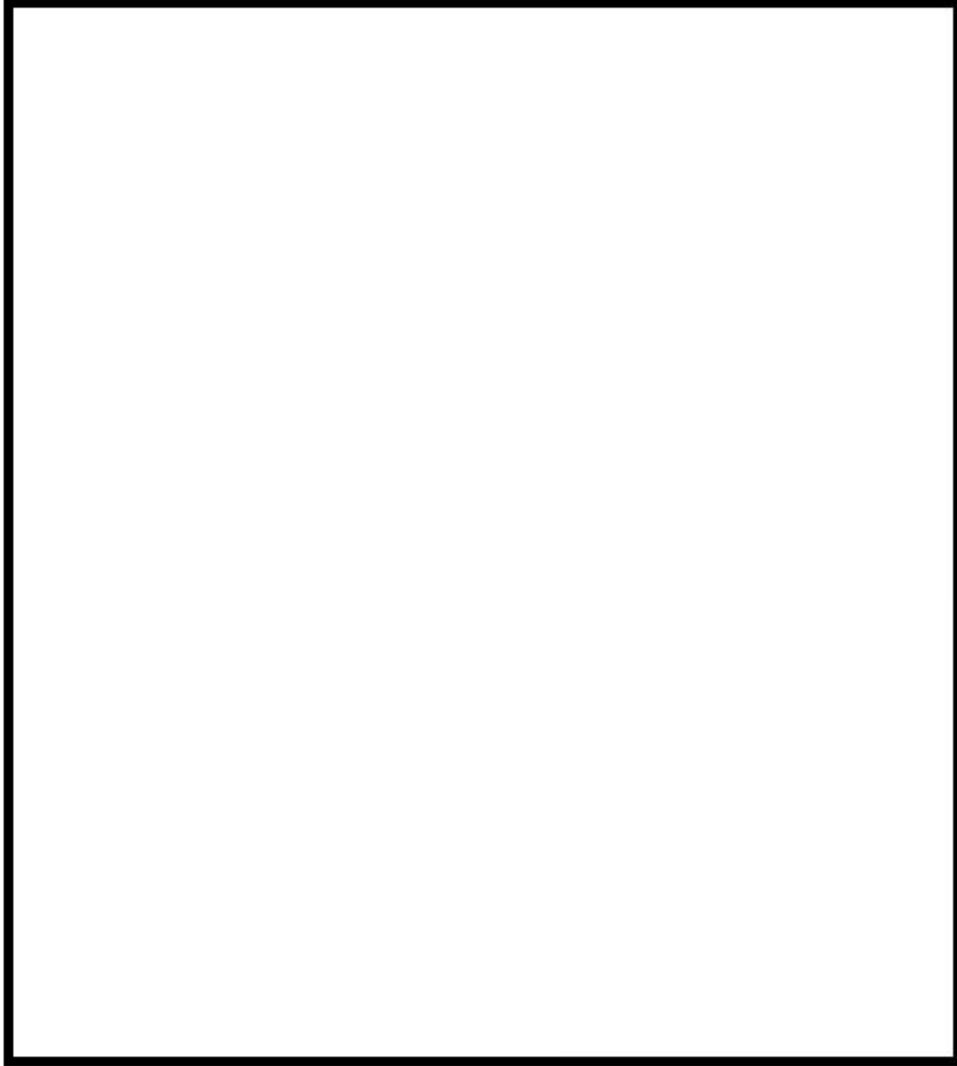
第 1.7.6 図 可搬型大型送水ポンプ車を用いた C, D-格納容器再循環  
ユニットによる格納容器内自然対流冷却 タイムチャート





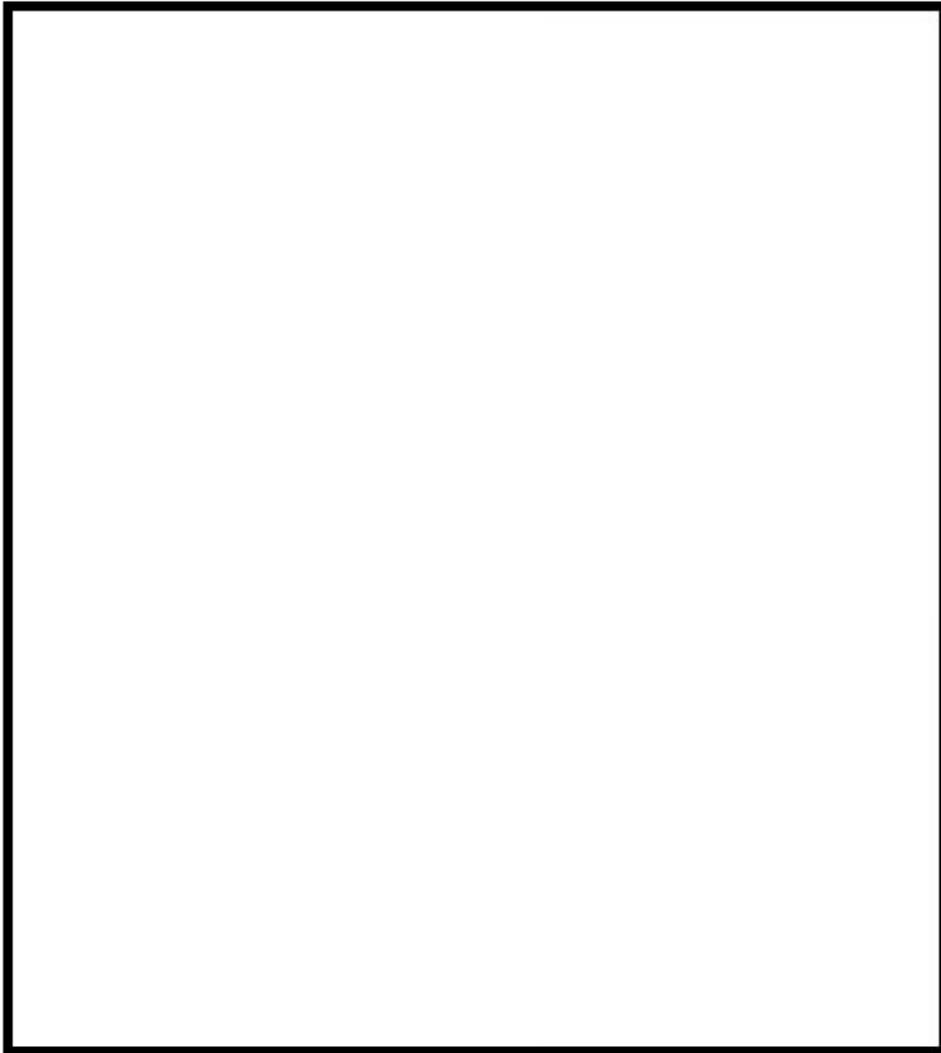
第1.7.7図 可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D—格納容器再循環ユニットによる  
格納容器内自然対流冷却 ホース敷設ルート図（1／3）

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



第 1.7.7 図 可搬型大型送水ポンプ車を用いた C、D 格納容器再循環ユニットによる  
格納容器内自然対流冷却 ホース敷設ルート図 (2/3)

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

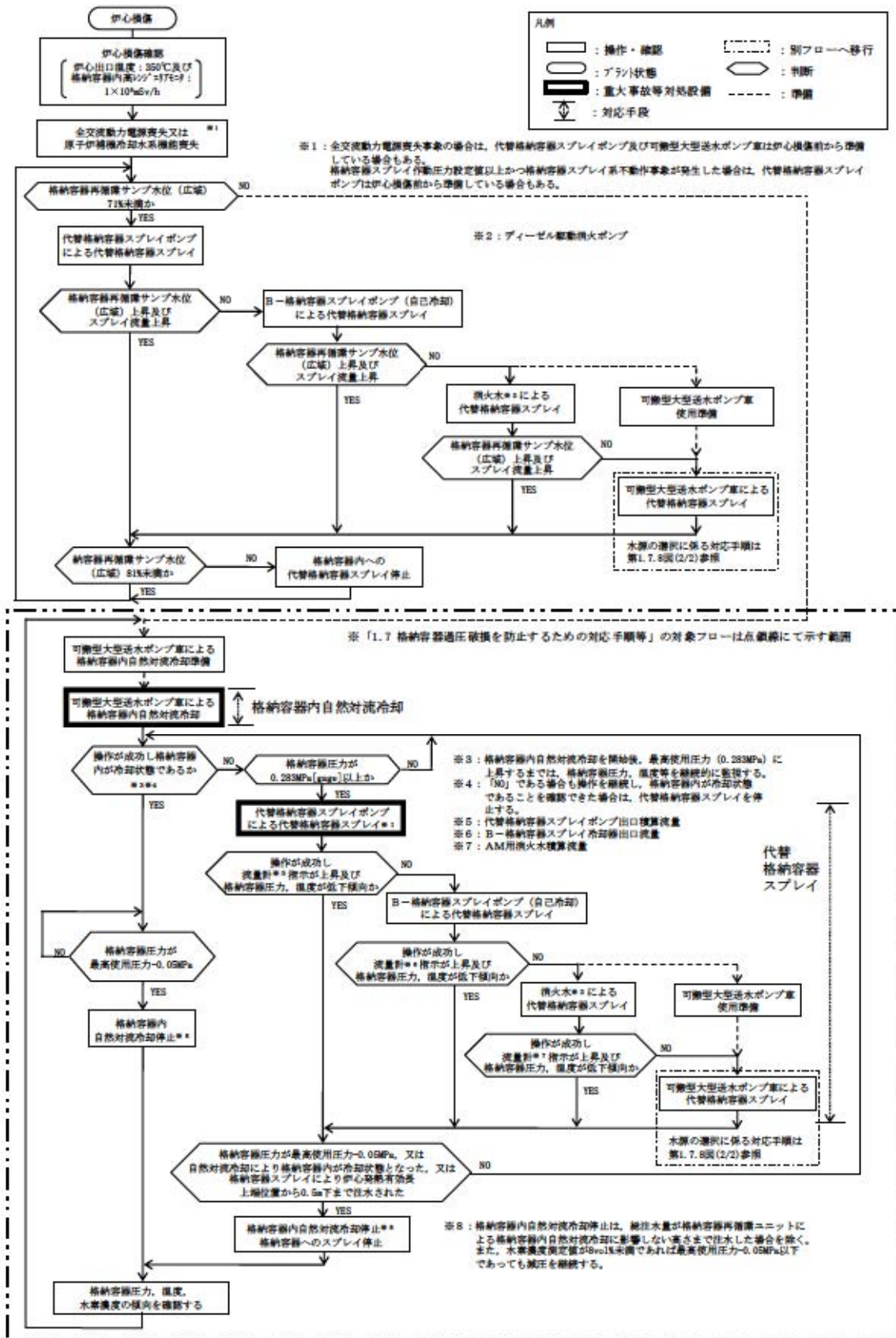


第 1.7.7 図 可搬型大型送水ポンプ車を用いた C, D-格納容器再循環ユニットによる  
格納容器内自然対流冷却 ホース敷設ルート図 (3/3)



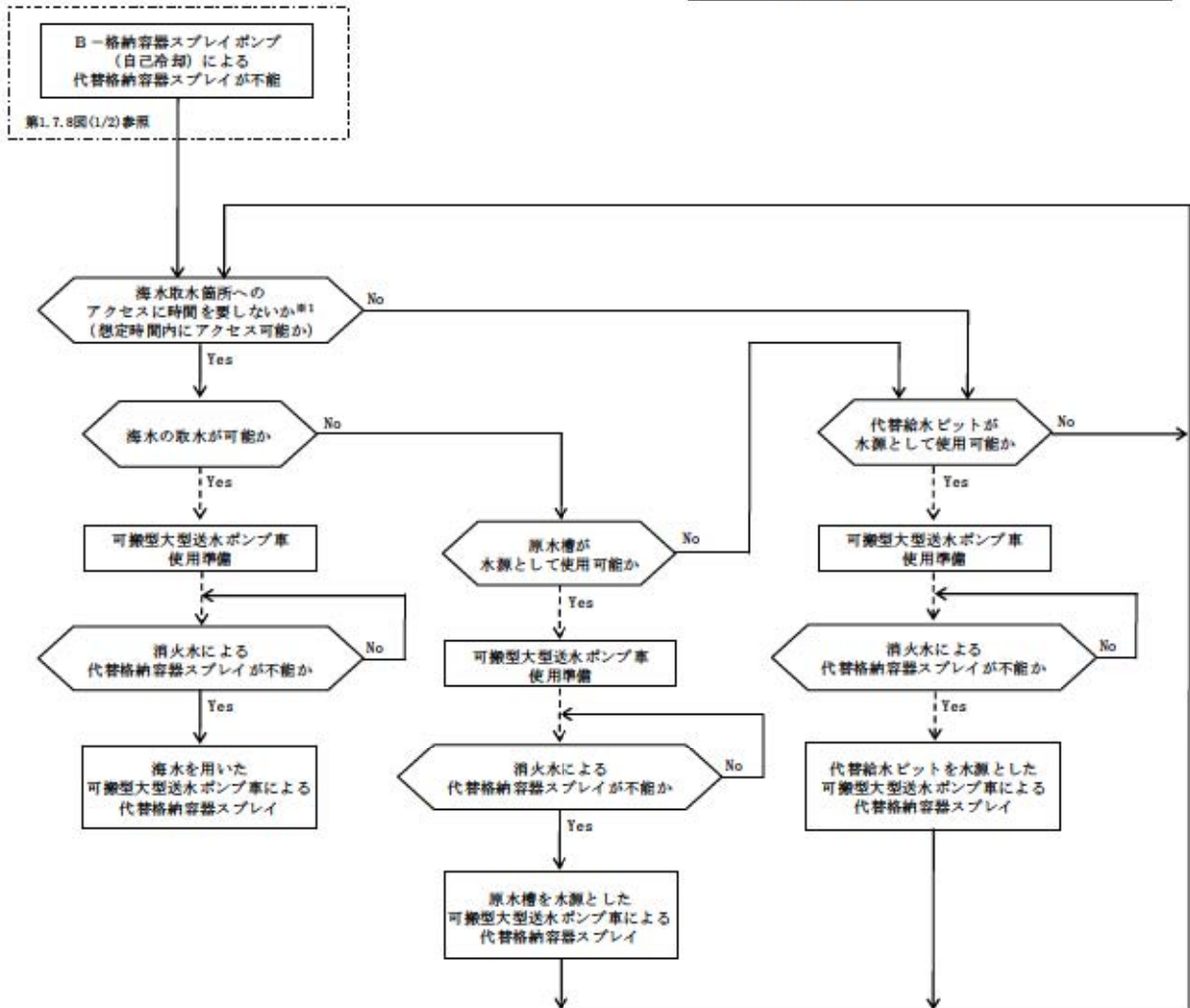
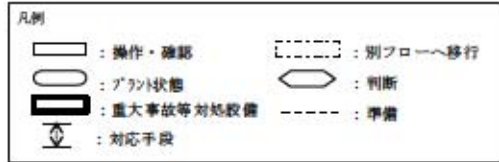
: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。





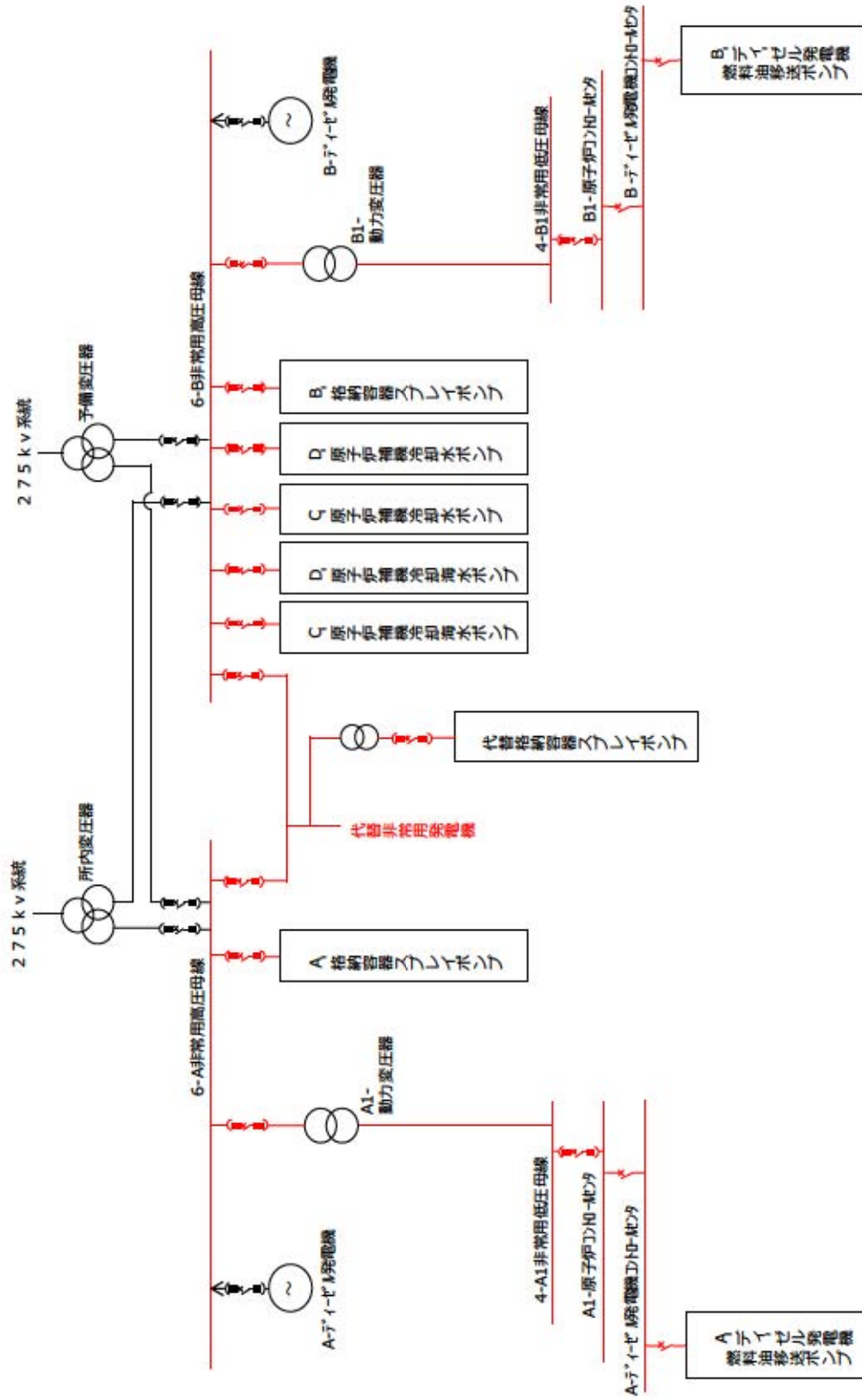
第 1.7.8 図 格納容器の過圧破損防止に対する対応手順

(全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時) (1 / 2)



※1：海水取水箇所へのアクセスルート復旧作業の結果、アクセスの時間に見通しがつく場合は、「海水の取水が可能か」の判断へ移行する。

第 1.7.8 図 格納容器の過圧破損防止に対する対応手順  
(全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時) (2 / 2)



重大事故等対処設備の電源構成図 (1/2)







## 多様性拡張設備仕様

機器名称	常設 /可搬	耐震性	容量	揚程	台数
電動機駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約390m <sup>3</sup> /h	138m	1台
ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約390m <sup>3</sup> /h	133m	1台
ろ過水タンク	常設	Cクラス	約1,500m <sup>3</sup> (1基当たり)	—	2基
可搬型大型送水ポンプ車	可搬	転倒評価	約300m <sup>3</sup> /h (1台当たり)	吐出圧力 約1.3MPa[gage]	4台+予備2台
代替給水ビット	常設	Cクラス	約473m <sup>3</sup>	—	1基
原水槽	常設	Cクラス	約5000m <sup>3</sup> /基	—	2基
2次系純水タンク	常設	Cクラス	約1,500m <sup>3</sup> (1基当たり)	—	2基
B-格納容器スプレイポンプ (自己冷却)	常設	Sクラス	約940m <sup>3</sup> /h	約170m	1台
燃料取替用水ビット	常設	Sクラス	約2000m <sup>3</sup>	—	1基



## C, D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

## 【原子炉補機冷却系統加圧操作】

## 1. 操作概要

格納容器の熱を輸送する原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水系統の加圧を行う。

## 2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 2名

操作時間（想定）： 1時間

操作時間（実績）： 41分（移動、放射線防護具着用含む）

## 3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。

操作性： 窒素供給ホースについてはカップラ接続であり容易かつ確実に接続できる。ポンペ元弁を開とするための工具はポンペ付近に設置している。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



原子炉補機冷却水サージタンク  
加圧用可搬型窒素ガスポンペ  
(原子炉建屋 T. P. 43. 6m)



原子炉補機冷却水系統加圧  
系統構成  
(原子炉建屋 T. P. 43. 6m)



原子炉補機冷却水サージタンク  
窒素供給ホースカップラ接続  
(原子炉建屋 T. P. 43. 6m)



原子炉補機冷却水系統加圧操作  
(原子炉建屋 T. P. 46. 2m)

## 【可搬型温度計測装置取付け】

## 1. 操作概要

格納容器内自然対流冷却時に中央制御室での格納容器再循環ユニットの冷却水の温度監視ができない場合において、可搬型温度計測装置の取付けを行う。

## 2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 1時間

操作時間（実績）： 47分（移動，放射線防護具着用含む）

## 3. 操作の成立性について

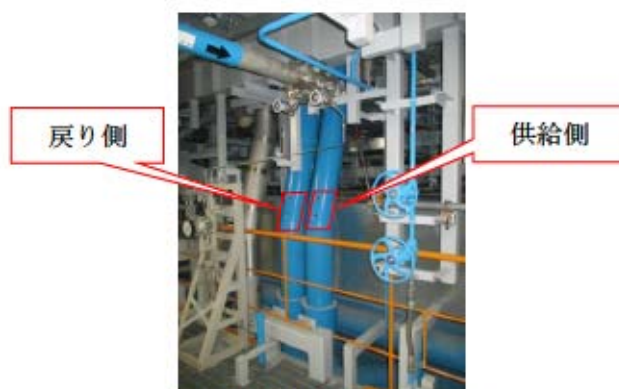
アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。

汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 可搬型温度計測装置の取付けについては、工具を使用することなく取付けできるように調整していることから容易に実施できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



可搬型温度計測装置設置場所  
(原子炉建屋 T.P. 14. 3m)



可搬型温度計測装置  
(左：データコレクタ、右：温度ロガー)



SUSバンド取り付け



## 原子炉補機冷却水サージタンク加圧について

重大事故等における格納容器内の除熱手段として、C、D-格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し除熱を行う格納容器内自然対流冷却がある。格納容器内自然対流冷却では、格納容器内の熱を除去する過程で原子炉補機冷却水の温度が上昇し、原子炉補機冷却水の沸騰により原子炉補機冷却機能が喪失することを防止するため、格納容器内自然対流冷却に先立ち原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンベにより原子炉補機冷却水サージタンクを加圧する。

加圧設定値 0.28MPa[gage]は、有効性評価「格納容器過温破損」シーケンスにおける格納容器内最高到達温度約 141℃の状態において格納容器再循環ユニットに通水しても原子炉補機冷却水系統が沸騰しない圧力としている。

有効性評価「原子炉格納容器の除熱機能喪失」シーケンスにおける格納容器内自然対流冷却では、格納容器内最高到達温度は約 135℃であり、加圧設定値 0.28MPa[gage]であれば、原子炉補機冷却水系統が沸騰することはない。

なお、安全弁設定値は加圧設定値より高いため、安全弁を動作させないための処置は不要である。

## 1. 設備概要

安全弁設定値 : 0.34MPa [gage]

加圧設定値 : 0.28MPa [gage] (原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンベ設置本数 : 4本)

通常運転圧力 : 0.005~0.04MPa [gage]



可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットによる  
格納容器内自然対流冷却

【可搬型大型送水ポンプ車の設置、海水取水箇所への水中ポンプの設置、可搬型ホース等の敷設】

1. 作業概要

可搬型大型送水ポンプ車によるC、D-格納容器再循環ユニットへの冷却水（海水）通水を行うため、可搬型大型送水ポンプ車の設置、海水取水箇所への水中ポンプの設置、可搬型ホース等の敷設等を行う。

2. 必要要員数及び作業時間

必要要員数： 3名

作業時間（想定）： 4時間10分

作業時間（実績）： 3時間（移動、放射線防護具着用含む）

3. 作業の成立性について

アクセス性： 夜間においても、LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。

作業環境： 保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、作業員はLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから作業できる。

夏季と冬季での作業時間に相違がないことを確認しているとともに、冬季間の屋外作業では防寒服等を着用する。

作業性： 汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しホース敷設ルートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追従していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。

海水取水箇所へ吊り下げて設置する水中ポンプは軽量なものであり人力で降下設置できる。

原子炉補機冷却水系統配管接続箇所への可搬型ホース接続作業は、一般的な作業（フランジ取外、取付）同等作業であり、容易に実施できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故時環境下において、通常連絡手段が使用不能となった場合でもトランシーバ及び衛星電話設備（衛星携帯電話）を使用し連絡を行う。

可搬型ホース敷設箇所

敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数
海水取水箇所（3号炉スクリーン室）～ T.P.10m 東側建屋入口	約400m×2系統	150A	約8本×2系統



ホース延長・回収車による  
可搬型ホース敷設  
(屋外 T. P. 10m)



原子炉補機冷却水系統の  
可搬型ホース接続口  
(原子炉建屋 T. P. 2. 3m)



可搬型ホース (150A) 接続口



可搬型ホース (150A) 接続後



可搬型大型送水ポンプ車の設置  
ポンプ車周辺のホース敷設  
(屋外 T. P. 10m)



海水取水箇所への水中ポンプ設置  
(屋外 T. P. 10m)



【可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D—格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却のための系統構成】

1. 操作概要

全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D—格納容器再循環ユニットによる格納容器自然対流冷却を行うための系統構成を行う。

2. 必要要員数及び操作時間

(1) 運転員（現場）①の系統構成

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 1時間

操作時間（実績）： 35分（移動，放射線防護具着用含む）

(2) 運転員（現場）②の系統構成

a. 補機冷却水（海水）通水系統構成

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 1時間

操作時間（実績）： 31分（移動，放射線防護具着用含む）

b. 補機冷却水（海水）通水開始前系統構成

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 50分

操作時間（実績）： 29分（移動，放射線防護具着用含む）

3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。

汚染が予想される場合は、個人線量計を携帯し、放射線防護具等を着用する。

操作性： 通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。





補機冷却水（海水）通水系統構成  
（運転員（現場）①）  
（原子炉補助建屋 T. P. -1. 7m）



補機冷却水（海水）通水系統構成  
（運転員（現場）②）  
（原子炉建屋 T. P. 43. 6m）



補機冷却水（海水）  
通水開始前系統構成  
（運転員（現場）②）  
（原子炉建屋 T. P. 2. 8m）

## 【可搬型温度計測装置取付け】

## 1. 操作概要

格納容器内自然対流冷却時に中央制御室での格納容器再循環ユニットの冷却水の温度監視ができない場合において、可搬型温度計測装置の取付けを行う。

## 2. 必要要員数及び操作時間

必要要員数： 1名

操作時間（想定）： 1時間

操作時間（実績）： 50分（移動，放射線防護具着用含む）

## 3. 操作の成立性について

アクセス性： LEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることからアクセスできる。また、アクセスルートに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においてもアクセスできる。

作業環境： 事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、操作エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であること及びLEDヘッドランプ・LED懐中電灯を携行していることから、事故環境下においても操作できる。

操作性： 可搬型温度計測装置の取付けについては、工具を使用することなく取付けできるよう調整していることから容易に実施できる。

連絡手段： 通常時の通信手段として電力保安通信用電話設備の携帯電話端末（PHS）を携行しており連続通話で約6時間使用可能である。また、事故環境下において、通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し中央制御室との連絡を行う。



可搬型温度計測装置設置場所（供給側）  
（原子炉建屋 T.P. 14.3m）



可搬型温度計測装置設置場所（排水側）  
（原子炉建屋 T.P. 17.8m）



可搬型温度計測装置  
（左：データコレクタ、右：温度ロガー）



SUSバンド取り付け

## 重大事故に係る屋外作業員に対する被ばく評価について

### 1. 評価事象

評価事象については、有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、作業員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入および格納容器スプレイ注入に失敗するシーケンスとする。本事故シーケンスは、炉心溶融が早く、炉心内の放射性物質は、早期に格納容器内へ大量に放出される。また、事象進展中は、格納容器の限界圧力を下回るため、格納容器破損防止は図られるが、格納容器内圧が高めに推移することから、格納容器内圧に対応した貫通部などのリークパスからの漏えい量が多くなるとともに、早期の漏えいに伴う放出のため、放射能の減衰も小さいことから、放出放射エネルギーの総量は多くなり、被ばく評価としては厳しくなる。

### 2. 考慮する被ばく経路

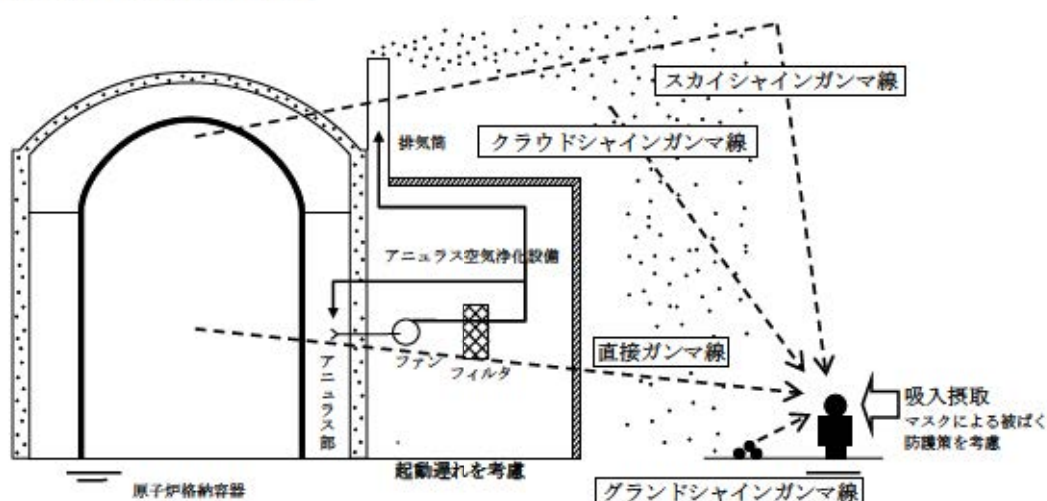
考慮する被ばく経路は、以下のとおりとする。第 2-1 図に、経路イメージ図を示す。

#### (1) 建屋内からのガンマ線による被ばく

- ・直接ガンマ線
- ・スカイシャインガンマ線

#### (2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく

- ・クラウドシャインによる外部被ばく
- ・グラウンドシャインによる外部被ばく
- ・吸入摂取による内部被ばく



第 2-1 図 被ばく経路イメージ



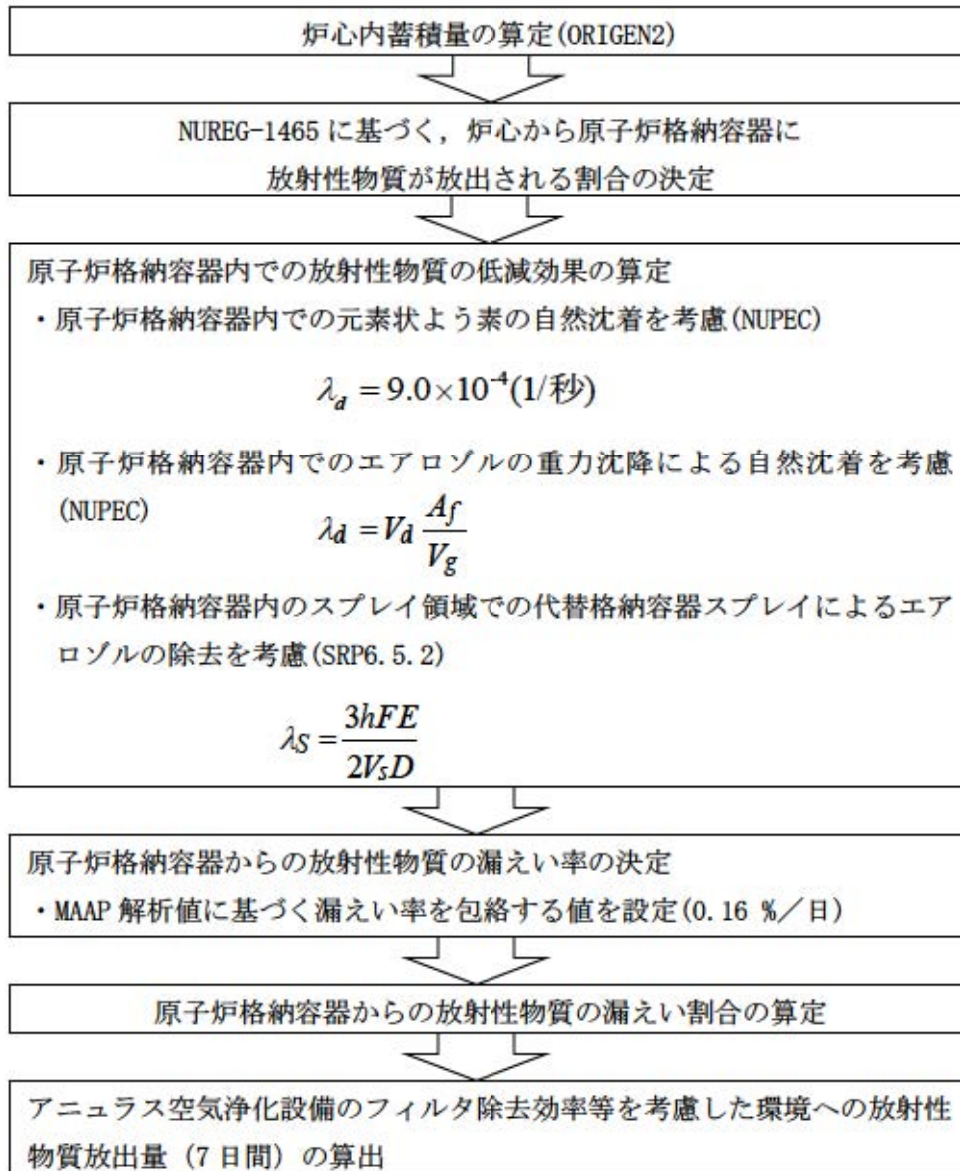
### 3. 評価対象作業

評価対象とする作業は、事象発生後、原子炉容器破損以降に屋外で実施する災害対策要員の作業として、「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」及び「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」の作業とする。

### 4. 評価条件

#### 4.1. 大気中への放出放射エネルギーの評価

放射性物質の大気中への放出量算定の概略を第4-1図に示す。



第4-1図 大気中への放射性物質放出量算定の概略フロー

原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、ORIGEN2 コードで評価した炉心内蓄積量及び NUREG-1465 の原子炉格納容器内への放出割合を基に設定して評価する。また、よう素の化学形態については適切に考慮する。

原子炉格納容器内に放出された放射性物質の沈着等を考慮する。原子炉格納容器からの漏えい率については 0.16%/日とし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効率については設計値を用いる。

大気中への放射性物質の放出低減機能を有する代替格納容器スプレイ設備及びアニュラス空気浄化設備の起動時間については、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とする。第 4-2 図～第 4-5 図に希ガス、よう素、セシウム並びにその他核種の大気放出過程を示す。

また、第 4-6 図～第 4-11 図に、希ガス、よう素及びセシウムの大気中への放出放射量の推移グラフを示す。

#### 4.2. 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、泊発電所 3 号炉からの放出として、1997 年 1 月～1997 年 12 月の 1 年間における気象データを使用する。3 号炉からの評価点までの距離及び方位を考慮して、気象指針に基づく大気拡散の評価に従い、実効放出継続時間を 1 時間として計算した値を年間について小さいほうから順に並べた累積出現頻度 97%にあたる値を用いる。また、放出形態は、アニュラス空気浄化設備のファン起動までは地上放出とし、ファン起動後は排気筒放出として評価する。

#### 4.3. 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくについては、作業場所、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価する。直接ガンマ線は QAD コード、スカイシャインガンマ線は SCATTERING コードを用いて評価する。

#### 4.4. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線の評価

地表面に沈着した放射性物質（湿性沈着を考慮）からのガンマ線についても考慮する。

なお、4.で述べた評価条件については、第 4-1 表～第 4-7 表に整理する。

## 5.評価のプロセス

4の評価条件に従い、各作業場所での線量率の時間推移を算出する。作業員が各作業場所に滞在する時間より、被ばく線量評価を実施する。

今回の評価対象の作業員の対応手順と所要時間を第 5-1 表に示す。

## 6.放射線管理上の防護装備について

評価を行う作業については、屋外作業となるため、全面マスク、汚染防護服（タイベック）、個人線量計、ゴム手袋等を着用することとし、被ばく評価において全面マスクの着用を考慮する。

## 7.評価結果

第 7-1 表に評価結果を、第 7-1 図から第 7-3 図に線量評価点を示す。

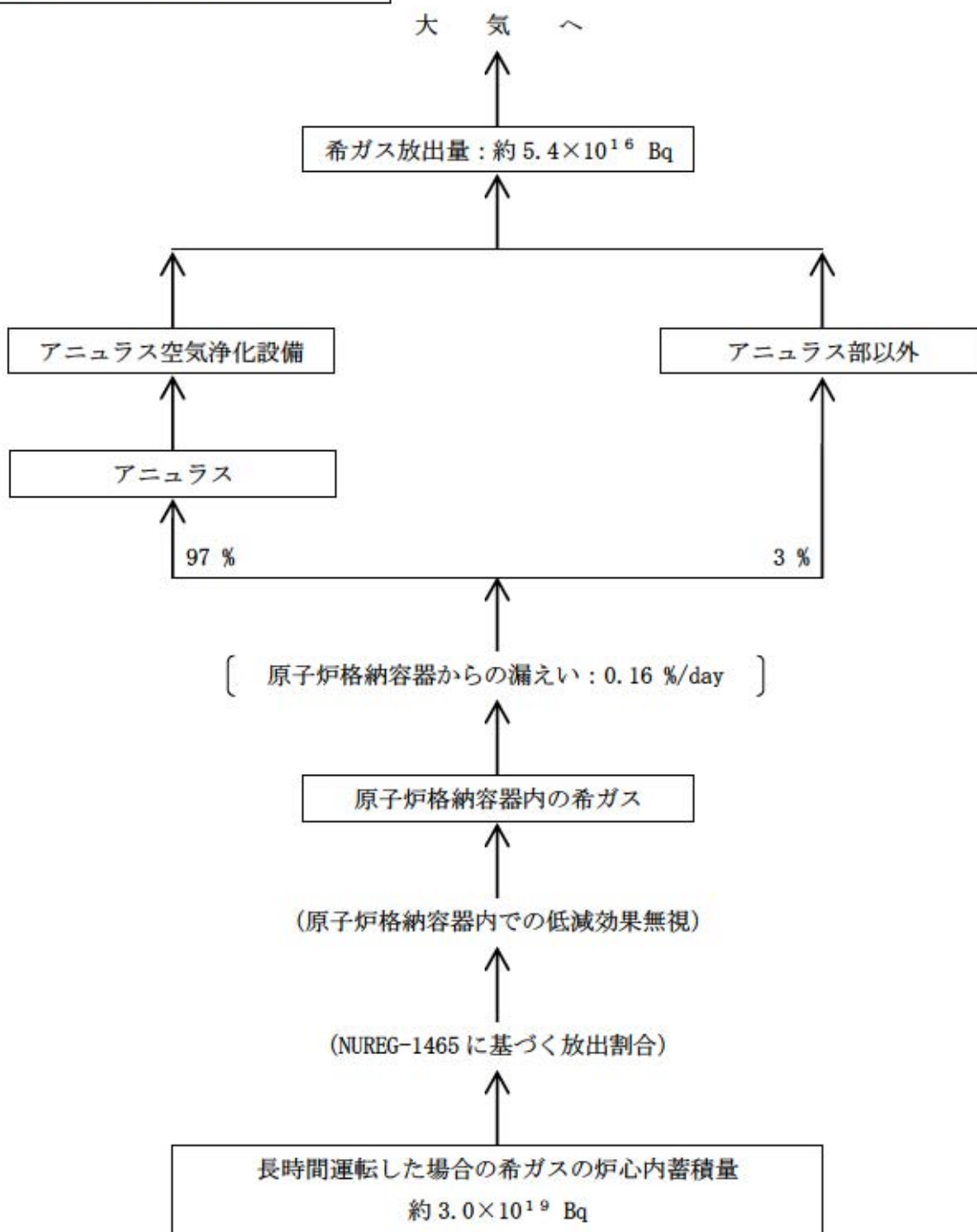
「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」及び「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」の作業それぞれについて、作業員の被ばくは約 41mSv、約 13mSv、約 23mSv であり、作業期間中 100mSv を下回ることを確認した。なお、これらの作業員が実施する屋内作業を考慮しても、屋内作業による被ばくへの寄与は小さく、作業期間中 100 mSv を下回る。

評価対象作業選定の考え方及び評価点・評価時間の設定の考え方を別紙 1 に示す。



放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に  
四捨五入した値を記載

単位：Bq (GROSS 値)

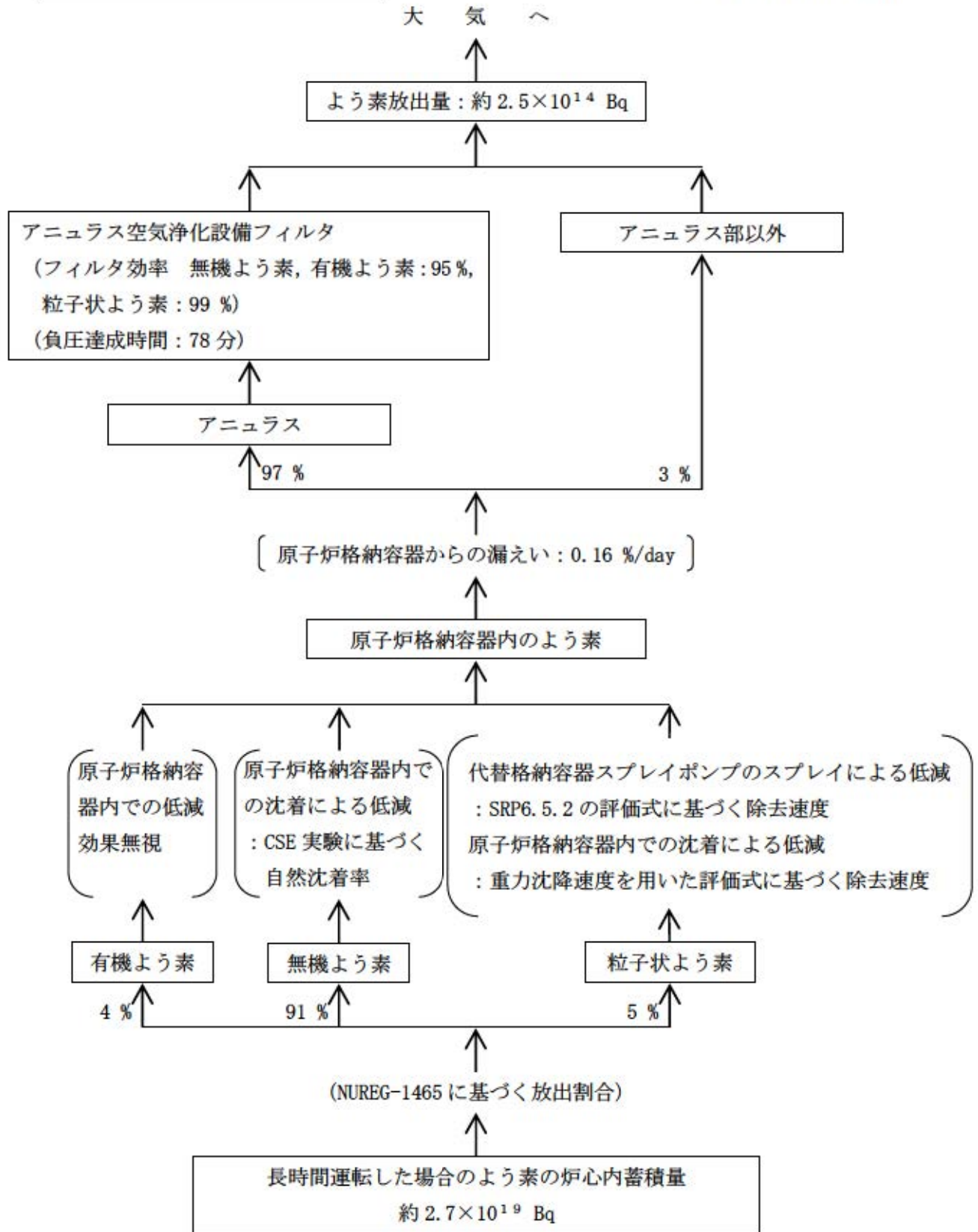


第 4-2 図 希ガスの大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで  
は直接大気に放出するとして評価

放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に  
四捨五入した値を記載

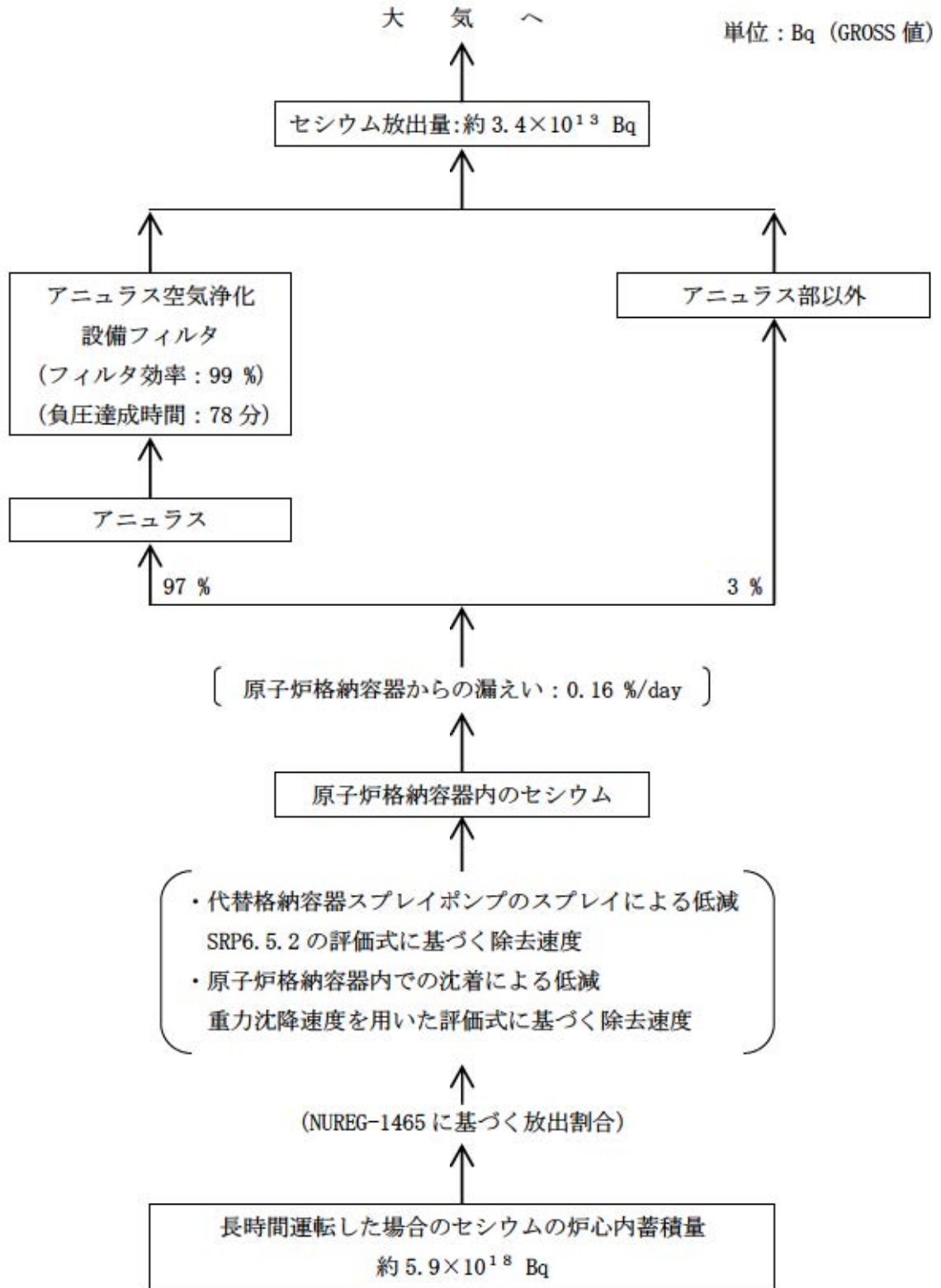
単位：Bq (GROSS 値)



第 4-3 図 よう素の大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで  
は直接大気に放出するとして評価

放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に  
四捨五入した値を記載



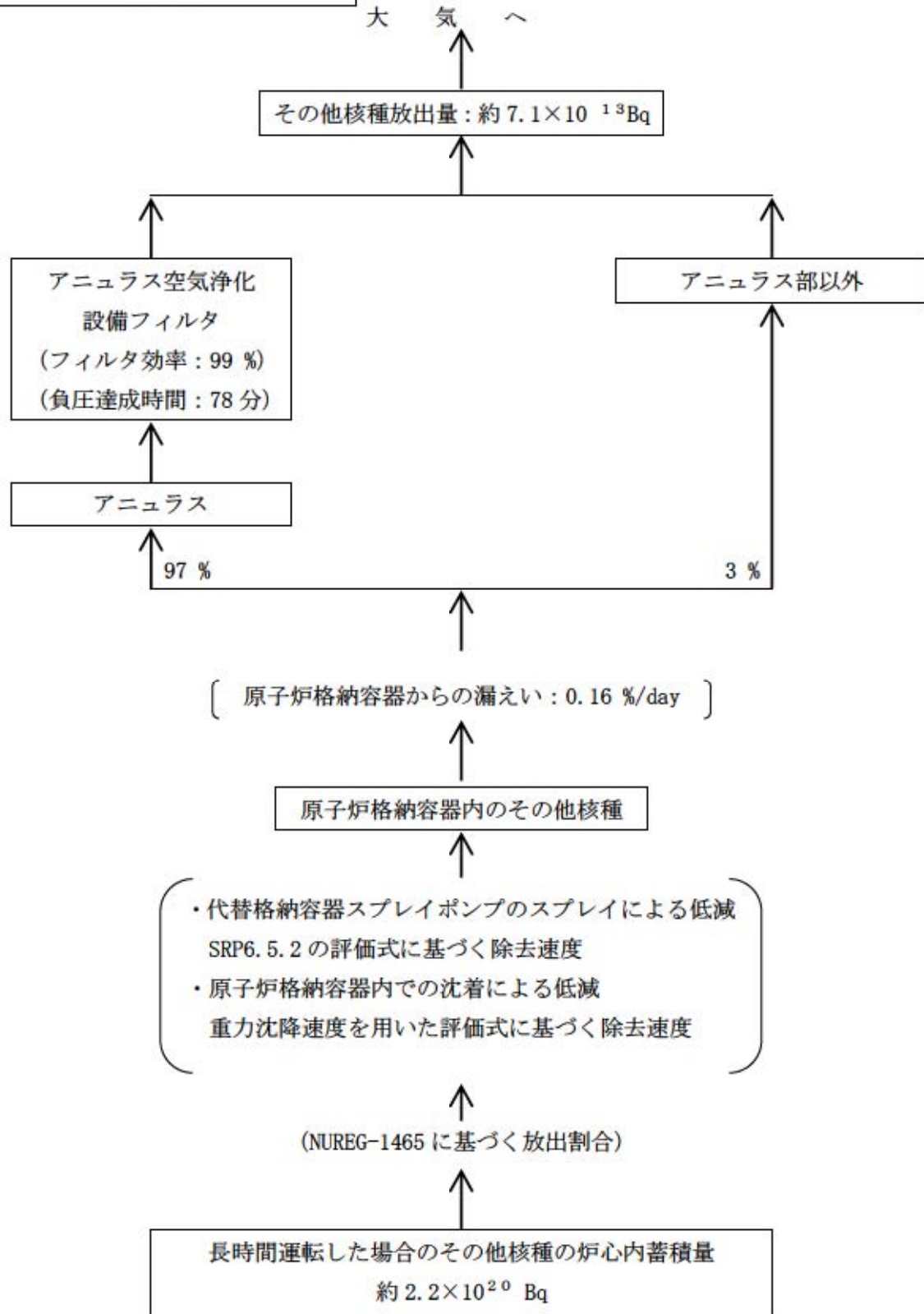
第 4-4 図 セシウムの大気放出過程

アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで  
は直接大気に放出するとして評価



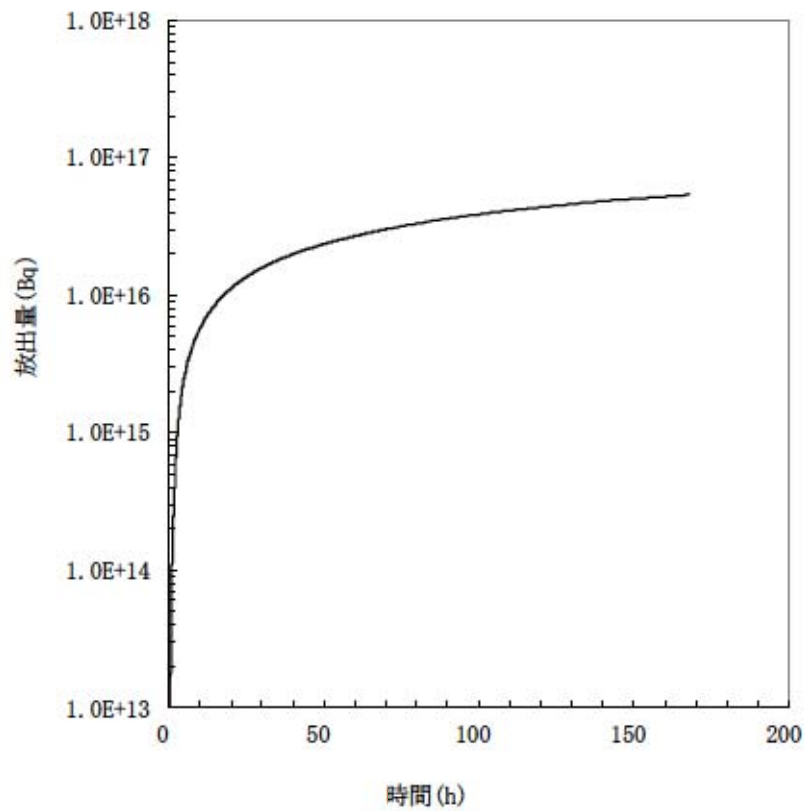
放出量と蓄積量は有効数字 2 桁に  
四捨五入した値を記載

単位：Bq (GROSS 値)

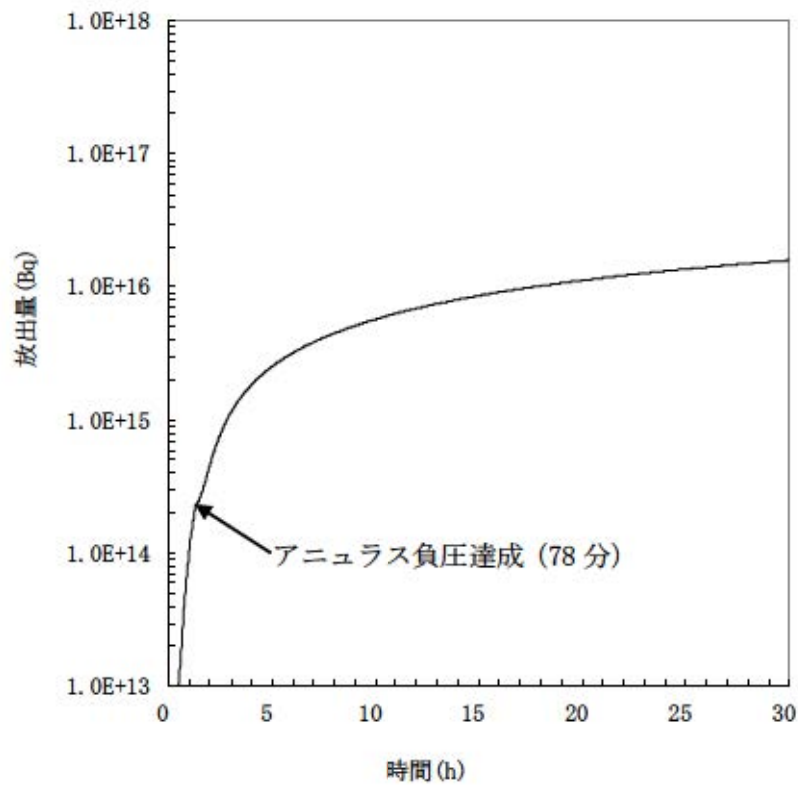


第 4-5 図 その他核種の大気放出過程

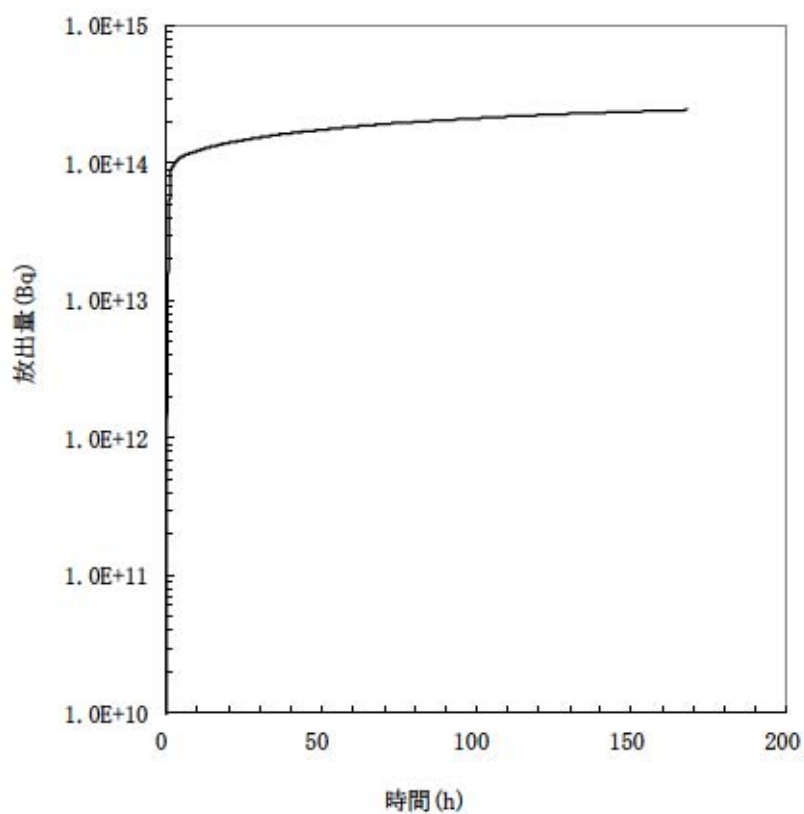
アニュラス負圧達成時間 (78 分) まで  
は直接大気に放出するとして評価



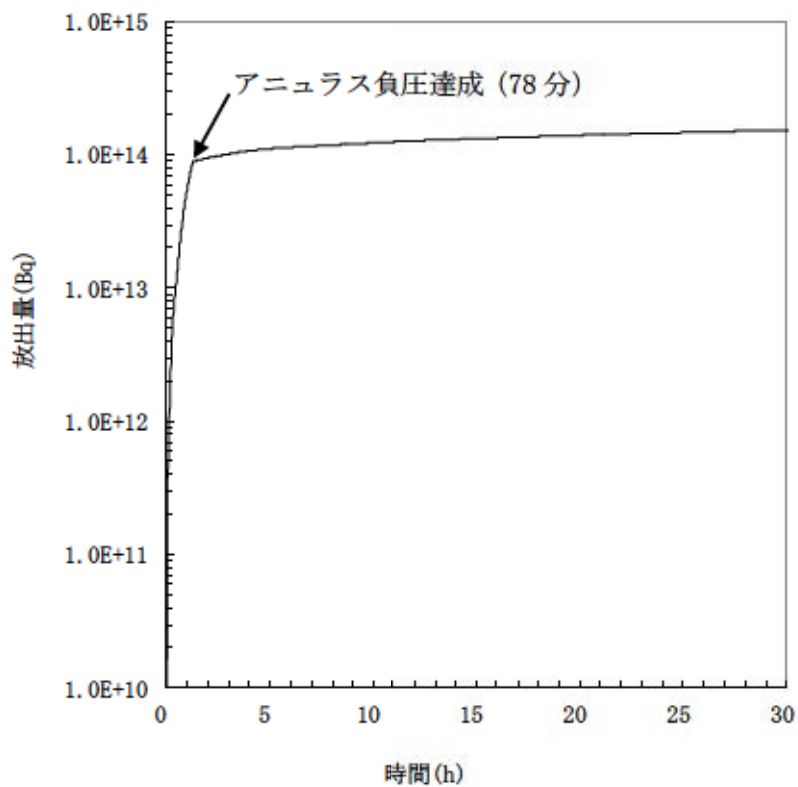
第 4-6 図 希ガス積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (7 日間(168 時間))



第 4-7 図 希ガス積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (30 時間)

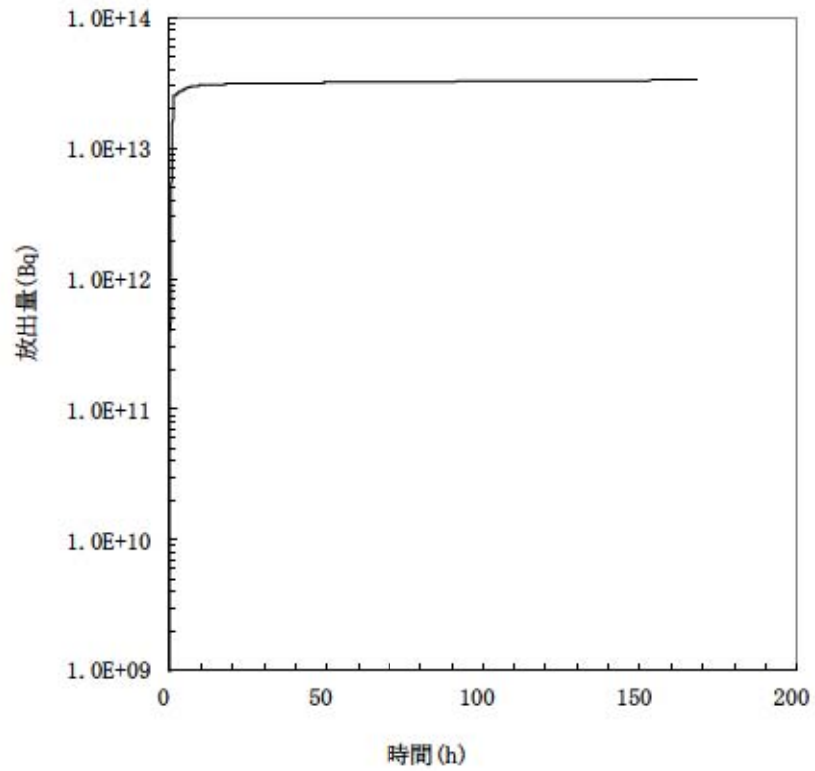


第 4-8 図 よう素積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (7 日間(168 時間))

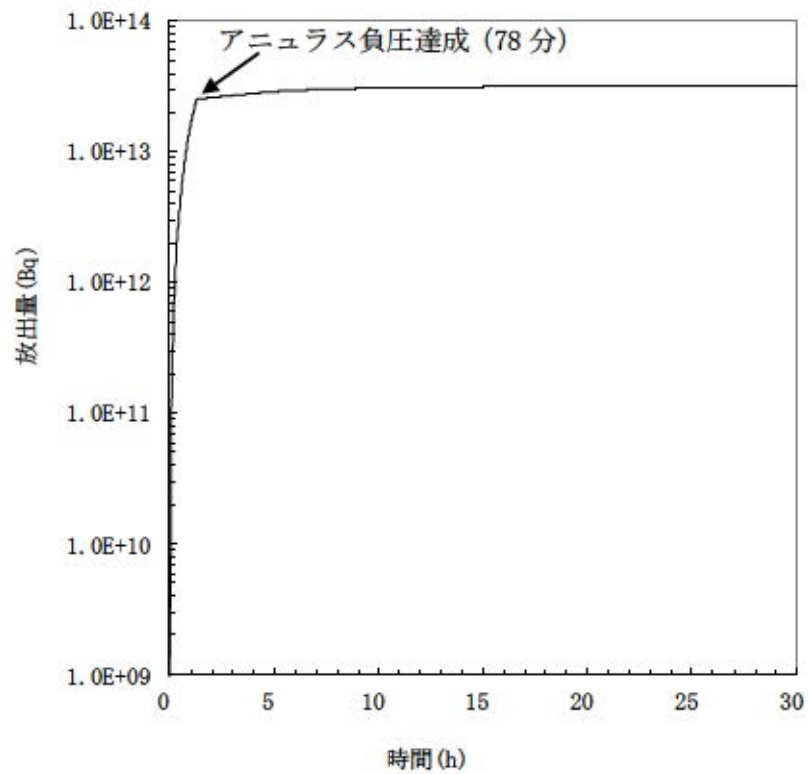


第 4-9 図 よう素積算放出放射能量(GROSS 値)の推移 (30 時間)





第4-10図 セシウム積算放出放射エネルギー(GROSS 値)の推移 (7日間(168時間))



第4-11図 セシウム積算放出放射エネルギー(Gross値)の推移 (30時間)

第4-1表(1/2) 大気中への放出量評価条件

評価条件	使用値	選定理由
炉心熱出力	炉心熱出力 (2,652 MWt) の 102 %	定格値に定常誤差 (+2 %) を考慮。
原子炉運転時間	最高 40,000 時間(ウラン燃料) 最高 30,000 時間(MOX 燃料)	評価対象炉心は、被ばく評価において厳しくなる MOX 燃料装荷炉心を設定。
サイクル数 (バッチ数)	4(ウラン燃料), 3(MOX 燃料) 装荷比率は, 3/4: ウラン燃料 1/4: MOX 燃料	長半減期核種の蓄積により, 評価が厳しくなるようにサイクル末期に設定。
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量, 放出時間	Xe 類: 100 %, I 類: 75 % Cs 類: 75 %, Te 類: 30.5 % Ba 類: 12 %, Ru 類: 0.5 % Ce 類: 0.55 %, La 類: 0.52 % 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ, 核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シーケンス (大破断 LOCA+ECCS 失敗+格納容器スプレイ失敗シーケンスを含む) を代表する NUREG-1465 記載の放出割合 (Gap Release~Late in-Vessel までを考慮) を設定。(別紙 2 参照)
よう素の形態	粒子状よう素: 5 % 元素状よう素: 91 % 有機よう素: 4 %	既設の格納容器スプレイ失敗を想定して, pH 調整ができず, pH>7 となると限らないため, pH によらず有機よう素割合を保守的に設定するために, R.G. 1.195 のよう素割合に基づき設定。(添付 3 参照)
原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果	沈着速度 $9.0 \times 10^{-4}$ (1/s)	CSE A6 実験に基づき設定。 (別紙 4 参照)
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	沈着速度 $6.65 \times 10^{-3}$ (1/h)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定。 (別紙 5 参照)
代替格納容器スプレイによるスプレイ効果開始時間	60 分	選定した事故シーケンスに基づき, 全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。
代替格納容器スプレイによるエアロゾルのスプレイ除去効果	除去速度 (DF<50) 0.36 (1/時) 除去速度 (DF≥50) 0.043 (1/時)	SRP6.5.2 に示された評価式等に基づき設定。 (別紙 6 参照)
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16 %/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち, 原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕を見た値を設定。 (別紙 7 参照)

第4-1表 (2/2) 大気中への放出量評価条件

評価条件	使用値	選定理由
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97 % アニュラス部以外 : 3 %	現行許認可 (添付書類十) の考え方に同じ。
アニュラス部体積	7,860 m <sup>3</sup>	設計値として設定。
アニュラス空気浄化設備ファン流量	1.86×10 <sup>4</sup> m <sup>3</sup> /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込む)
アニュラス負圧達成時間	78分	選定した事故シーケンスに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間 60分+起動後負圧達成時間 18分の合計)。起動遅れ時間 60分は、代替非常用発電機による電源回復操作及びアニュラス空気浄化設備空気作動弁代替空気供給等によるアニュラス空気浄化設備の復旧までに要する時間を想定。
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0~78分 : 0 % 78分~ : 99 %	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0~78分 : 0 % 78分~ : 95 %	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)

第4-2表 大気中への放出放射線量評価結果 (7日積算)

評価項目	評価結果	
希ガス	Gross 値	約 5.4×10 <sup>16</sup> Bq
	ガンマ線エネルギー 0.5 MeV 換算値	約 8.7×10 <sup>15</sup> Bq
よう素	Gross 値	約 2.5×10 <sup>14</sup> Bq
	I-131 等価量 (成人実効線量係数換算)	約 8.2×10 <sup>13</sup> Bq
セシウム	Gross 値	約 3.4×10 <sup>13</sup> Bq
上記以外の核種	Gross 値	約 7.1×10 <sup>13</sup> Bq



第 4-3 表 大気中拡散条件

評価条件	使用値	選定理由
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	大気拡散評価モデルを設定。
気象条件	泊発電所における 1年間の気象資料 (1997年1月～1997年12月)	建屋影響を受ける大気拡散評価を実施。 泊発電所において観測された1年間の気象資料を使用。 (別紙9参照)
実効放出継続時間	全核種：1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定。
放出源 及び 放出源高さ	排気筒 73.1 m 地上 0 m	放出源高さは、アニュラス空気浄化設備が起動前は、地上放出として地上高さを、アニュラス空気浄化設備が起動後は、排気筒放出として排気筒高さを設定している。
累積出現頻度	97 %	従前の大気拡散の評価と同様に設定。
建屋の影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮。正方位から風向軸がずれる場合の濃度分布を考慮。
巻き込みを生じる 代表建屋	原子炉格納容器	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定。
放射性物質濃度の評価点 及び着目方位	第 4-4 表参照	作業員の移動経路及び作業場所に従って適切な評価点を設定。
建屋投影面積	2,700 m <sup>2</sup>	原子炉格納容器の地表面から上側の最小投影面積として設定。
形状係数	1/2	現行許認可(添付書類六)の考え方に同じ。

第4-4表 相対濃度及び相対線量

評価点	評価距離 (m)※	着目方位	評価方位	相対濃度 $\chi/Q$ (s/m <sup>3</sup> )	相対線量 D/Q (Gy/Bq)
⑧	30m	8	W, WNW, NW, NNW, N, NNE, NE, ENE	地上放出：約 $4.4 \times 10^{-4}$ 排気筒放出：約 $1.4 \times 10^{-4}$	地上放出：約 $2.6 \times 10^{-18}$ 排気筒放出：約 $5.0 \times 10^{-19}$
⑦	40m	6	N, NNE, NE, ENE, E, ESE	地上放出：約 $2.5 \times 10^{-4}$ 排気筒放出：約 $1.3 \times 10^{-4}$	地上放出：約 $1.7 \times 10^{-18}$ 排気筒放出：約 $4.6 \times 10^{-19}$
②	220m	2	SW, WSW	地上放出：約 $3.4 \times 10^{-4}$ 排気筒放出：約 $1.3 \times 10^{-4}$	地上放出：約 $2.2 \times 10^{-18}$ 排気筒放出：約 $3.2 \times 10^{-19}$
⑨	60m	5	SW, WSW, W, WNW, NW	地上放出：約 $3.9 \times 10^{-4}$ 排気筒放出：約 $1.7 \times 10^{-4}$	地上放出：約 $2.8 \times 10^{-18}$ 排気筒放出：約 $3.5 \times 10^{-19}$
⑥	40m	9	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SSW	地上放出：約 $3.6 \times 10^{-4}$ 排気筒放出：約 $1.6 \times 10^{-4}$	地上放出：約 $2.5 \times 10^{-18}$ 排気筒放出：約 $5.7 \times 10^{-19}$
⑤	60m	6	ENE, E, ESE, SE, SSE, S	地上放出：約 $3.0 \times 10^{-4}$ 排気筒放出：約 $1.4 \times 10^{-4}$	地上放出：約 $2.3 \times 10^{-18}$ 排気筒放出：約 $5.4 \times 10^{-19}$

※ 放出源から評価点までの水平距離

第4-5表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

評価条件	使用値	選定理由
線源強度	以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様	
原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布	原子炉格納容器内に均一に分布するとして設定。
原子炉格納容器遮蔽厚さ	ドーム部：0.3 m～1.0m 円筒部：1.0 m 施工誤差-5 mmを考慮する	外部遮蔽厚さはドーム部0.3 m～1.0 m, 円筒部1.0 mである。線量計算では、設計値に施工誤差(-5 mm)を考慮してモデル化。
計算モデル 直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線量評価： QADコード (QAD-CGGP®R Ver. 1.04) スカイシャイン線量評価： SCATTERINGコード (SCATTERING Ver. 90m)	QAD及びSCATTERINGは共に3次元形状の遮蔽解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。 計算に必要な主な条件は、線源条件、遮蔽体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。 QAD及びSCATTERINGはそれぞれ許認可での使用実績がある。



第4-6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる  
建屋内の積算線源強度

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)
0.1	$E \leq 0.1$	$1.7 \times 10^{23}$
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	$1.6 \times 10^{22}$
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	$1.9 \times 10^{23}$
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	$3.3 \times 10^{23}$
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	$1.4 \times 10^{24}$
0.85	$0.7 < E \leq 1$	$1.3 \times 10^{24}$
1.25	$1 < E \leq 1.5$	$5.0 \times 10^{23}$
1.75	$1.5 < E \leq 2$	$1.2 \times 10^{23}$
2.25	$2 < E \leq 2.5$	$7.2 \times 10^{22}$
2.75	$2.5 < E \leq 3$	$5.8 \times 10^{21}$
3.5	$3 < E \leq 4$	$5.8 \times 10^{20}$
5	$4 < E \leq 6$	$1.1 \times 10^{20}$
7	$6 < E \leq 8$	$2.6 \times 10^{13}$
9.5	$8 < E$	$4.0 \times 10^{12}$

第 4-7 表 線量換算係数, 呼吸率, 地表への沈着速度及びマスクの防護係数の条件

項 目	使 用 値	選 定 理 由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq I-132 : $3.1 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-133 : $4.0 \times 10^{-9}$ Sv/Bq I-134 : $1.5 \times 10^{-10}$ Sv/Bq I-135 : $9.2 \times 10^{-10}$ Sv/Bq Cs-134 : $2.0 \times 10^{-8}$ Sv/Bq Cs-136 : $2.8 \times 10^{-9}$ Sv/Bq Cs-137 : $3.9 \times 10^{-8}$ Sv/Bq	ICRP Publication 71 に基づく。
呼吸率	1.2 m <sup>3</sup> /h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71 に基づく。
地表への沈着速度	1.2 cm/秒	湿性沈着を考慮した地表面沈着量を乾性沈着の 4 倍として設定。 乾性沈着速度は NUREG/CR-4551 Vol.2 より 0.3cm/秒と設定 (別紙 10 参照)
マスクによる防護係数	50	性能上期待できる値を設定。

第 5-1 表 (1/2) 作業員の対応手順と所要時間 (事故初期に行う作業)

作業項目	作業員(氏名) (作業に必要の職員数) 【1】は作業要員 【2】は作業員 【3】は作業員	作業内容	所要時間 (分)			備考
			準備時間 (5分)	作業時間 (10分)	片付け時間 (5分)	
状況把握	作業員 a, b	1. 現場状況把握 2. 現場状況把握 3. 現場状況把握 4. 現場状況把握	10分			
初期対応	作業員 a, b, c	1. 初期対応 2. 初期対応 3. 初期対応 4. 初期対応 5. 初期対応 6. 初期対応 7. 初期対応 8. 初期対応 9. 初期対応 10. 初期対応 11. 初期対応 12. 初期対応 13. 初期対応 14. 初期対応 15. 初期対応 16. 初期対応 17. 初期対応 18. 初期対応 19. 初期対応 20. 初期対応 21. 初期対応 22. 初期対応 23. 初期対応 24. 初期対応 25. 初期対応 26. 初期対応 27. 初期対応 28. 初期対応 29. 初期対応 30. 初期対応 31. 初期対応 32. 初期対応 33. 初期対応 34. 初期対応 35. 初期対応 36. 初期対応 37. 初期対応 38. 初期対応 39. 初期対応 40. 初期対応 41. 初期対応 42. 初期対応 43. 初期対応 44. 初期対応 45. 初期対応 46. 初期対応 47. 初期対応 48. 初期対応 49. 初期対応 50. 初期対応 51. 初期対応 52. 初期対応 53. 初期対応 54. 初期対応 55. 初期対応 56. 初期対応 57. 初期対応 58. 初期対応 59. 初期対応 60. 初期対応 61. 初期対応 62. 初期対応 63. 初期対応 64. 初期対応 65. 初期対応 66. 初期対応 67. 初期対応 68. 初期対応 69. 初期対応 70. 初期対応 71. 初期対応 72. 初期対応 73. 初期対応 74. 初期対応 75. 初期対応 76. 初期対応 77. 初期対応 78. 初期対応 79. 初期対応 80. 初期対応 81. 初期対応 82. 初期対応 83. 初期対応 84. 初期対応 85. 初期対応 86. 初期対応 87. 初期対応 88. 初期対応 89. 初期対応 90. 初期対応 91. 初期対応 92. 初期対応 93. 初期対応 94. 初期対応 95. 初期対応 96. 初期対応 97. 初期対応 98. 初期対応 99. 初期対応 100. 初期対応	15分	15分	15分	
作業実施	作業員 a, b, c, d, e, f, g, h, i, j, k, l, m, n, o, p, q, r, s, t, u, v, w, x, y, z	1. 作業実施 2. 作業実施 3. 作業実施 4. 作業実施 5. 作業実施 6. 作業実施 7. 作業実施 8. 作業実施 9. 作業実施 10. 作業実施 11. 作業実施 12. 作業実施 13. 作業実施 14. 作業実施 15. 作業実施 16. 作業実施 17. 作業実施 18. 作業実施 19. 作業実施 20. 作業実施 21. 作業実施 22. 作業実施 23. 作業実施 24. 作業実施 25. 作業実施 26. 作業実施 27. 作業実施 28. 作業実施 29. 作業実施 30. 作業実施 31. 作業実施 32. 作業実施 33. 作業実施 34. 作業実施 35. 作業実施 36. 作業実施 37. 作業実施 38. 作業実施 39. 作業実施 40. 作業実施 41. 作業実施 42. 作業実施 43. 作業実施 44. 作業実施 45. 作業実施 46. 作業実施 47. 作業実施 48. 作業実施 49. 作業実施 50. 作業実施 51. 作業実施 52. 作業実施 53. 作業実施 54. 作業実施 55. 作業実施 56. 作業実施 57. 作業実施 58. 作業実施 59. 作業実施 60. 作業実施 61. 作業実施 62. 作業実施 63. 作業実施 64. 作業実施 65. 作業実施 66. 作業実施 67. 作業実施 68. 作業実施 69. 作業実施 70. 作業実施 71. 作業実施 72. 作業実施 73. 作業実施 74. 作業実施 75. 作業実施 76. 作業実施 77. 作業実施 78. 作業実施 79. 作業実施 80. 作業実施 81. 作業実施 82. 作業実施 83. 作業実施 84. 作業実施 85. 作業実施 86. 作業実施 87. 作業実施 88. 作業実施 89. 作業実施 90. 作業実施 91. 作業実施 92. 作業実施 93. 作業実施 94. 作業実施 95. 作業実施 96. 作業実施 97. 作業実施 98. 作業実施 99. 作業実施 100. 作業実施	15分	15分	15分	
片付け	作業員 a, b, c, d, e, f, g, h, i, j, k, l, m, n, o, p, q, r, s, t, u, v, w, x, y, z	1. 片付け 2. 片付け 3. 片付け 4. 片付け 5. 片付け 6. 片付け 7. 片付け 8. 片付け 9. 片付け 10. 片付け 11. 片付け 12. 片付け 13. 片付け 14. 片付け 15. 片付け 16. 片付け 17. 片付け 18. 片付け 19. 片付け 20. 片付け 21. 片付け 22. 片付け 23. 片付け 24. 片付け 25. 片付け 26. 片付け 27. 片付け 28. 片付け 29. 片付け 30. 片付け 31. 片付け 32. 片付け 33. 片付け 34. 片付け 35. 片付け 36. 片付け 37. 片付け 38. 片付け 39. 片付け 40. 片付け 41. 片付け 42. 片付け 43. 片付け 44. 片付け 45. 片付け 46. 片付け 47. 片付け 48. 片付け 49. 片付け 50. 片付け 51. 片付け 52. 片付け 53. 片付け 54. 片付け 55. 片付け 56. 片付け 57. 片付け 58. 片付け 59. 片付け 60. 片付け 61. 片付け 62. 片付け 63. 片付け 64. 片付け 65. 片付け 66. 片付け 67. 片付け 68. 片付け 69. 片付け 70. 片付け 71. 片付け 72. 片付け 73. 片付け 74. 片付け 75. 片付け 76. 片付け 77. 片付け 78. 片付け 79. 片付け 80. 片付け 81. 片付け 82. 片付け 83. 片付け 84. 片付け 85. 片付け 86. 片付け 87. 片付け 88. 片付け 89. 片付け 90. 片付け 91. 片付け 92. 片付け 93. 片付け 94. 片付け 95. 片付け 96. 片付け 97. 片付け 98. 片付け 99. 片付け 100. 片付け	15分	15分	15分	

・上記作業は、必要に応じて、作業員以外の関係者も参加する場合があります。  
 ・作業員は、作業開始前、作業終了後、作業中に必要に応じて、作業員以外の関係者も参加する場合があります。  
 ・作業員は、作業開始前、作業終了後、作業中に必要に応じて、作業員以外の関係者も参加する場合があります。  
 ・作業員は、作業開始前、作業終了後、作業中に必要に応じて、作業員以外の関係者も参加する場合があります。





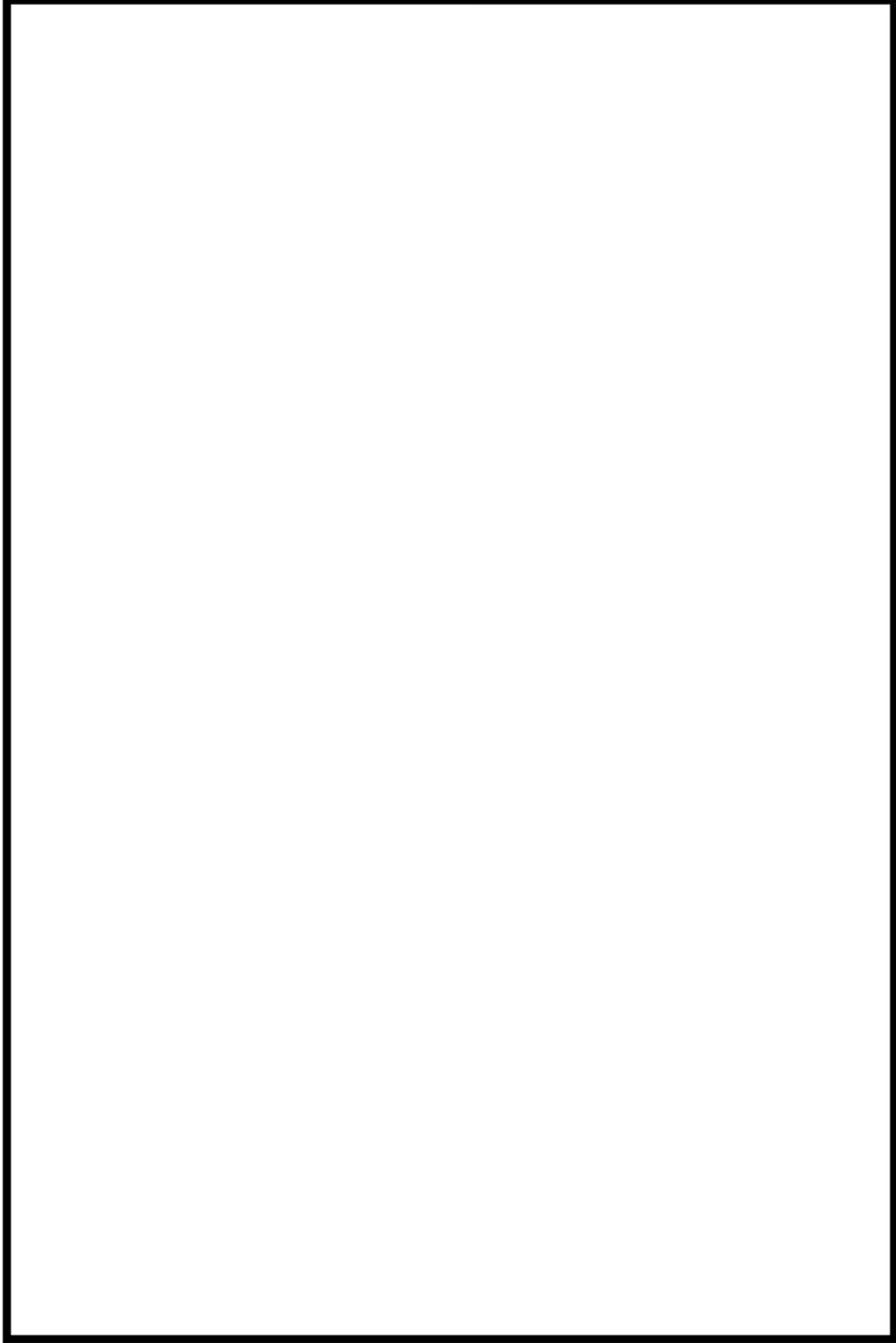
第7-1表 評価結果

作業項目	詳細項目	作業時間 (事象発生からの作業開始時間)	要員が受ける線量(mSv) <sup>※1</sup> 【マスクあり】				線量評価点	
			合計 <sup>※2</sup>	クワッド線量	クワッド線量 / 直接・スライシャイン線量	直接・スライシャイン線量	クワッド線量 / クワッド線量	直接・スライシャイン線量
燃料取替用水 ピットへの補給 (海水)	可搬型ホース敷設・接続	2時間30分 (事故後7.5時間)	約24	約2.1	約0.37	約21	⑧	⑧, ⑬, ⑭, ⑮, ⑯
	可搬型ホース敷設・接続, 可搬型大型送水ポンプ車の設置	1時間50分 (事故後10時間)	約17	約1.3	約0.21	約16	⑦, ⑧, ⑨	⑦, ④, ②, ①, ⑩, ⑪, ⑬, ⑭, ⑮
	合 計		約41 <sup>※3</sup>	約3.4	約0.58	約37		
原子炉補機冷却水系への通水確保(海水)	可搬型ホース敷設・接続, 可搬型大型送水ポンプ車の設置	4時間10分 (事故後18時間)	約12	約1.1	約0.13	約11	⑧, ⑦, ⑨, ②	⑧, ⑬, ⑭, ⑮, ⑯, ④, ②, ③
	合 計		約13 <sup>※3</sup>	約1.1	約0.13	約11		
使用済燃料ピットへの注水確保(海水)	可搬型ホース敷設・接続	2時間25分 (事故後22.2時間)	約23	約1.2	約0.17	約21	⑧, ⑥, ⑤	⑧, ⑬, ⑭, ⑮, ⑯, ⑦, ⑥, ⑤
	合 計		約23 <sup>※3</sup>	約1.2	約0.17	約21		

※1：有効数字2桁で四捨五入した結果である。

※2：線量の合計は、端数処理の関係で一致しない場合がある。

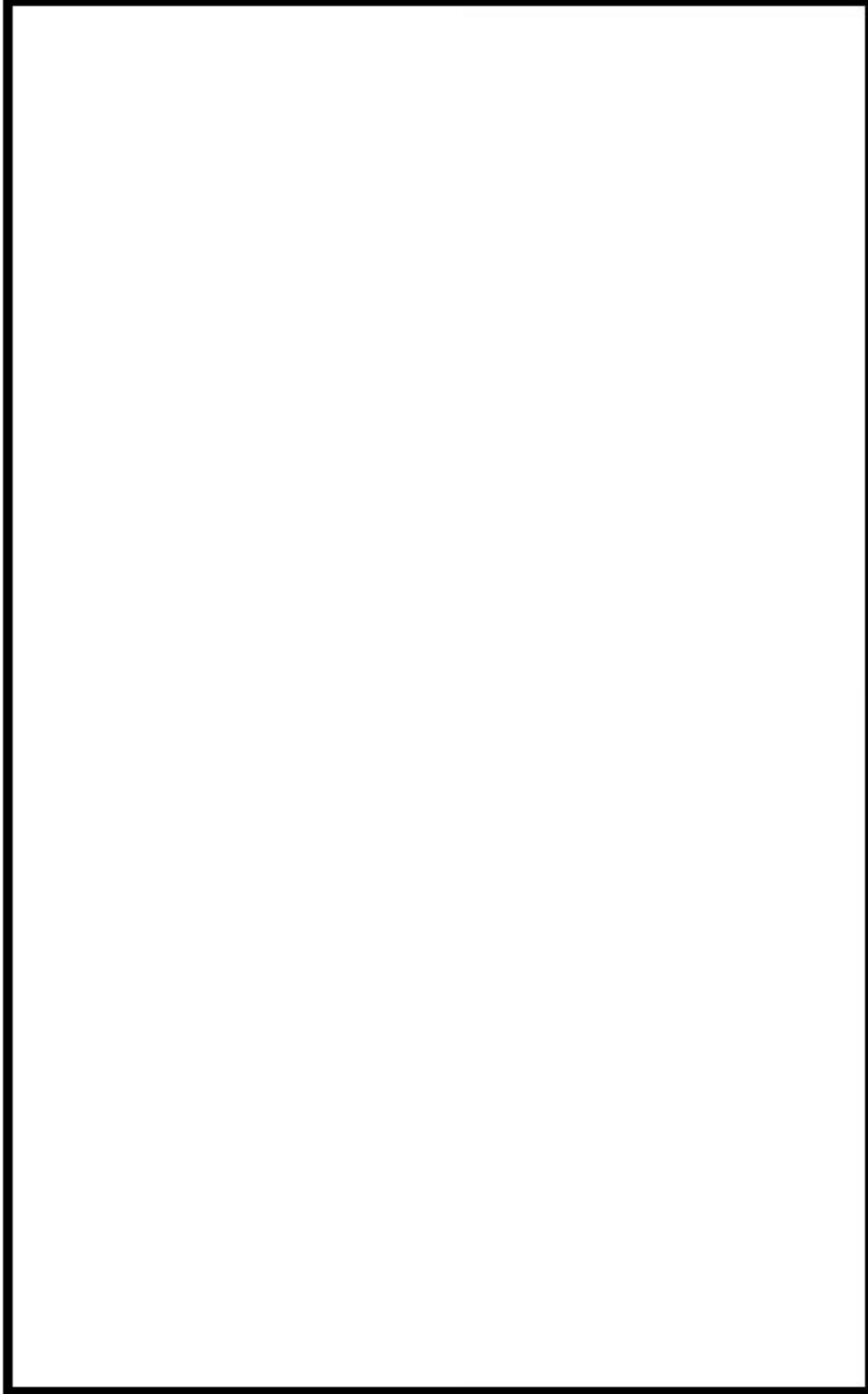
※3：作業項目毎の線量の合計は、有効数字2桁で切上げた結果である。



第7-1 図 燃料取替用水ピットへの補給（海水）の作業動線と評価点

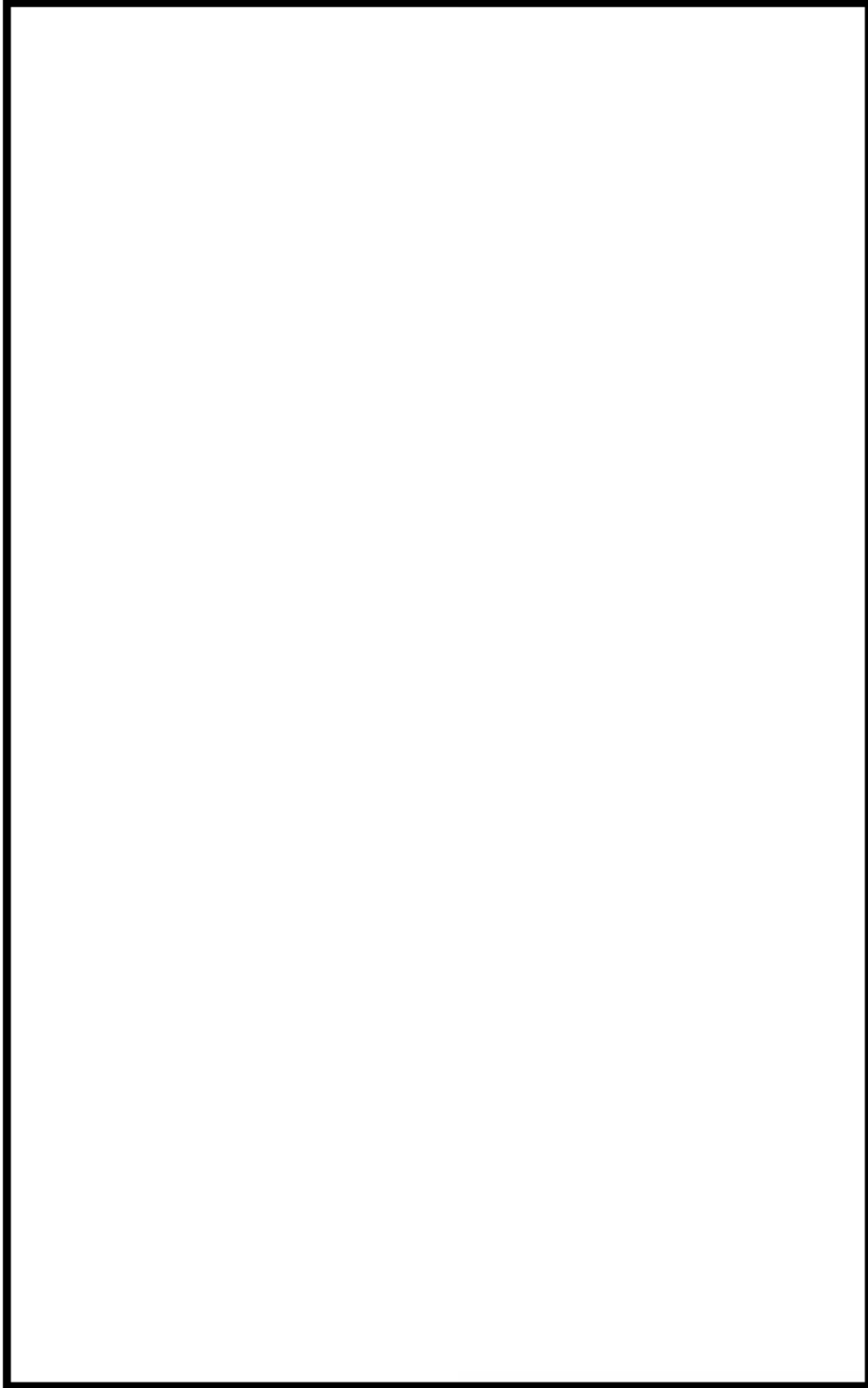
：枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。





第7-2図 原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）の作業動線と評価点

：枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



第7-3 図 使用済燃料ピットへの注水確保（海水）の作業動線と評価点

: 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

## 別紙一覧

- 別紙 1. 評価対象作業の選定および評価点・評価時間設定の考え方について
- 別紙 2. 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について
- 別紙 3. よう素の化学形態の設定について
- 別紙 4. 原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について
- 別紙 5. 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について
- 別紙 6. スprayによるエアロゾルの除去速度の設定について
- 別紙 7. 原子炉格納容器漏えい率の設定について
- 別紙 8. アンユラス空気浄化設備フィルタ除去効率の設定について
- 別紙 9. 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について
- 別紙 10. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について



## 評価対象作業の選定および評価点・評価時間設定の考え方について

### 1. 評価対象作業の選定の考え方について

#### 1.1 基本的な考え方

- ・ 事故後、原子炉容器破損以降に参集要員による交替を考慮せず運転員及び災害対策要員の作業の中で被ばくの観点から最も厳しい作業を対象とする。
- ・ 原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮できず被ばく線量が大きくなる屋外作業を対象とする。
- ・ 参集要員による対応が可能な作業については、交替を考慮できるため、評価対象とはしない。

#### 1.2 評価対象作業の選定

評価対象作業として、運転員及び災害対策要員の作業の中で基本的な考え方に照らし合わせて作業を選定する。

運転員及び災害対策要員の作業の中で、被ばくの観点で厳しい災害対策要員の実施する屋外作業である「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」及び「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」の作業を対象とする。他の屋外作業は参集要員で対応可能な作業である。災害対策要員等の作業を下表に整理する。



表 1-2 (2/2) 作業員の対応手順と所要時間 (長期作業)

作業の項目	作業員(名) (作業に必要の作業員数) 【】は始業後 出勤して来た作業員	必要作業員と作業項目	作業内容	所要時間(分)	備考
燃料供給用ボンプへの燃料供給 ※)	33	作業員A, B, C	燃料供給用ボンプの燃料供給 燃料供給用ボンプの燃料供給 燃料供給用ボンプの燃料供給	1時間10分 1時間10分 40分	燃料供給用ボンプへの燃料供給は燃料供給用ボンプの燃料供給する時間(約12時間)までに行われる。また、燃料供給用ボンプの燃料供給は燃料供給用ボンプの燃料供給する時間(約12時間)までに行われる。 ※) 燃料供給用ボンプの燃料供給は燃料供給用ボンプの燃料供給する時間(約12時間)までに行われる。
	11	作業員A	燃料供給用ボンプの燃料供給	30分	
	11	作業員A	燃料供給用ボンプの燃料供給	30分	
	11	作業員A, B, C	燃料供給用ボンプの燃料供給	1時間10分	
	11	作業員A	燃料供給用ボンプの燃料供給	30分	
	11	作業員A	燃料供給用ボンプの燃料供給	30分	
	11	作業員A	燃料供給用ボンプの燃料供給	30分	
	11	作業員A	燃料供給用ボンプの燃料供給	30分	
	11	作業員A	燃料供給用ボンプの燃料供給	30分	
	11	作業員A	燃料供給用ボンプの燃料供給	30分	
燃料供給用ボンプへの燃料供給 燃料供給用ボンプの燃料供給	33	作業員A, B, C	燃料供給用ボンプの燃料供給 燃料供給用ボンプの燃料供給	1時間10分 1時間10分	燃料供給用ボンプへの燃料供給は燃料供給用ボンプの燃料供給する時間(約12時間)までに行われる。また、燃料供給用ボンプの燃料供給は燃料供給用ボンプの燃料供給する時間(約12時間)までに行われる。 ※) 燃料供給用ボンプの燃料供給は燃料供給用ボンプの燃料供給する時間(約12時間)までに行われる。
	11	作業員A	燃料供給用ボンプの燃料供給	30分	
燃料供給	2	作業員A	燃料供給	1時間10分	燃料供給用ボンプへの燃料供給は燃料供給用ボンプの燃料供給する時間(約12時間)までに行われる。また、燃料供給用ボンプの燃料供給は燃料供給用ボンプの燃料供給する時間(約12時間)までに行われる。 ※) 燃料供給用ボンプの燃料供給は燃料供給用ボンプの燃料供給する時間(約12時間)までに行われる。
	11	作業員A	燃料供給	30分	



## 2.評価点・評価時間の設定の考え方について

各作業の動線は複数検討しているが、被ばく線量の観点で最も厳しい動線で評価を行う。

図 2-1 から図 2-3 に示すとおり、現場での作業ステップ毎の動線を考慮して複数の評価点を設定し、直接線及びスカイシャイン線の線量評価では、評価点間の移動時は 3 号炉原子炉格納容器に近い評価点を代表点として用い、評価点位置で作業を実施する場合はその評価点を代表点として用いる。各代表点での評価時間配分については、移動時間及び作業時間を考慮して設定する。

グラウンドシャイン線及びクラウドシャイン線の線量評価では、作業ステップ毎において当該動線上に 3 号炉原子炉格納容器を中心とする各方位での最近接評価点 (⑥, ⑦, ⑧, ⑨) がある場合はこれを代表点として用い、該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点と同一方位かつ更に 3 号炉格納容器に近い位置に前後の作業ステップの動線の代表点がある場合はこれを代表点として用いる。これに該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点と同一方位かつ更に 3 号機格納容器に近い位置に同一作業内の他の作業ステップの動線上の評価点がある場合はこれを代表点として用い、これにも該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点を代表点として用いる。

また、作業時間は「燃料取替用水ピットへの補給 (海水)」は事故発生後 7.5 時間～11.8 時間の 4 時間 20 分、「原子炉補機冷却水系統への通水確保 (海水)」は事故発生後 18 時間～22.2 時間の 4 時間 10 分、「使用済燃料ピットへの注水確保 (海水)」事故発生後 22.2 時間～24.6 時間の 2 時間 25 分として評価する。

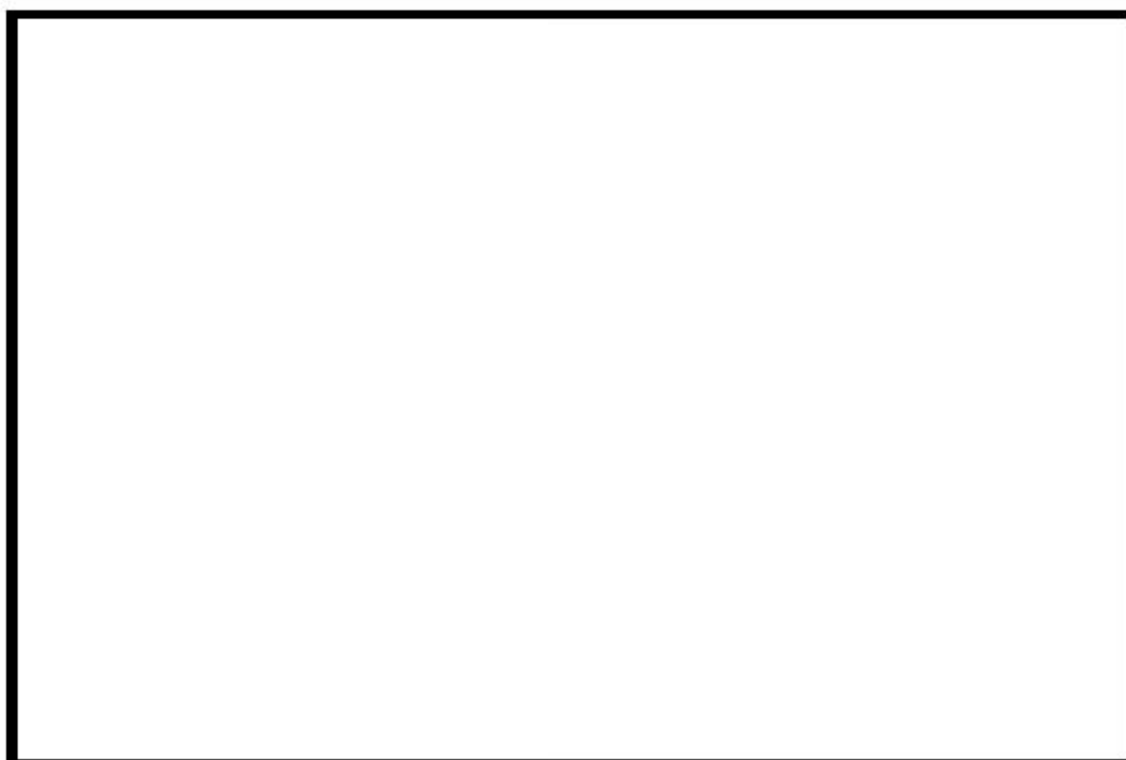


図 2-1 作業動線と評価点 (燃料取替用水ピットへの補給 (海水))

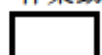

 : 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。



図 2-2 作業動線と評価点（原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水））



図 2-3 作業動線と評価点（使用済燃料ピットへの注水確保（海水））

 : 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

### 3. 屋内の作業の扱いについて

屋内作業の中で最も長い作業時間は、運転員の作業の「B-アニュラス空気浄化設備空気作動弁代替空気供給及びダンパ手動開操作」、「B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成・ベンディング・通水・流量調整」及び「可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備・起動」、「燃料取替用水ピット補給系統構成」、「格納容器内自然対流冷却系統構成」及び「可搬型温度計測装置取付け」の5時間35分であり、被ばく評価対象としている「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」及び「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」の10時間55分より短い。

さらに、屋内作業は原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮できることから、屋外作業に比べて線量率は低い。

したがって、「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「原子炉補機冷却水系統への通水確保（海水）」及び「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」の被ばく評価によって代表できていると考えている。

また、1.2項で評価対象作業として選定された屋外作業を実施する災害対策要員は、以下の表に示す屋内作業を実施するが、原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮できることから、屋内作業による被ばくへの寄与は小さく、同一の災害対策要員が屋内外作業を実施しても作業期間中100mSvを下回る。

要員	屋内作業
災害対策要員A	非常用母線受電準備及び受電
災害対策要員B	非常用母線受電準備及び受電、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差し替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置
災害対策要員C	B-アニュラス空気浄化設備空気作動弁代替空気供給及びダンパ手動開操作、B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成・ベンディング・通水
災害対策要員D	代替格納容器スプレイポンプ起動準備、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差し替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置

### 4. 長期的な作業の扱いについて

長期的な作業として、可搬型大型送水ポンプ車及び代替非常用発電機への燃料補給作業があるが、これらの作業については、参集要員による交替が可能であり、適切な線量管理の下、作業を継続していくことが可能である。



## 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について

本評価では、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について、重大事故時までの洞察を含む米国の代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された放出割合、放出時間を用いている。

## 1. NUREG-1465 の放出割合、放出時間の適用性について

NUREG-1465<sup>1</sup>のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465 で対象としているシーケンスを第 1 表に示す。

第 1 表 NUREG-1465 で対象としているシーケンス

Plant	Sequence	Description	
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	
	TMLB <sup>1</sup>	LOOP, no PCS and no AFWS	
	V	Interfacing system LOCA	
	S3B	SBO with RCP seal LOCA	
	S2D- $\delta$	SBLOCA, no ECCS and H <sub>2</sub> combustion	
	S2D- $\beta$	SBLOCA with 6" hole in containment	
Zion	S2DCR	LOCA (2"), no ECCS no CSRS	
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers--H <sub>2</sub> burn or DCH fails containment	
	S2DCF2	S2DCF1 except late H <sub>2</sub> or overpressure failure of containment	
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS--DCH fails containment	
Oconee 3	TMLB <sup>1</sup>	SBO, no active ESF systems	
	S1DCF	LOCA (3"), no ESF systems	
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	
	S3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	
	S3B	LOCA (1/2") with SBO	
	TBA	SBO induces hot leg LOCA--hydrogen burn fails containment	
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates	
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	
	SBO	Station Blackout	LOCA
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP	Loss of Offsite Power

NUREG-1465 では、重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について第 2 表のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。

<sup>1</sup> Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants

NUREG-1465 の中でも述べられているように、NUREG-1465 のソースタームは炉心溶融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び CV スプレイ注入を失敗するシーケンス」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。

第 2 表 原子炉格納容器への放出期間及び放出割合 (NUREG-1465 Table3. 13)

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

\* Values shown are fractions of core inventory.

\*\* See Table 3.8 for a listing of the elements in each group

\*\*\* Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

・ Gap-Release/Early In-Vessel

燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。

・ Ex-Vessel/Late In-Vessel

原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び 1 次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。

事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAP を用いた泊発電所 3 号炉の解析結果と NUREG-1465 の想定を比較すると、第 3 表のとおりとなる。

第 3 表 溶融開始から原子炉容器が破損するまでのタイミングの比較

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間
MAAP 解析結果	0～約 19 分	約 19 分～約 1.5 時間
NUREG-1465	0～30 分	30 分～1.8 時間



炉心溶融開始及び原子炉容器破損のタイミングについては、ほぼ同じであり、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。

NUREG-1465 のソースタームは、低燃焼度燃料を対象にしている。そのため、米国において、NUREG-1465 のソースターム（以下、「更新ソースターム」という。）を高燃焼度燃料及び MOX 燃料に適用する場合の課題に関し、1999 年に第 461 回 ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards) 全体会議において議論がなされている。そこでは、ACRS から、高燃焼度燃料及び MOX 燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRC スタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。

その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果が ERI/NRC 02-202<sup>2</sup> (2002 年 11 月) にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。

Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels.

(ERI/NRC 02-202 第 4 章)

議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度 75 GWd/t、炉心の平均燃焼度 50 GWd/t を対象としている。

専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合について、添付資料 1 の第 1-1 表及び第 1-2 表に示す (ERI/NRC 02-202 Table 3.1 及び Table 3.12)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465 の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。それぞれの核種について NUREG-1465 と全く一致しているとは限らないが、NUREG-1465 から大きく異なるような数値は提案されていない。

以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202 では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対しても NUREG-1465 のソースタームを適用できると結論付けている。

なお、米国の規制基準である Regulatory Guide の 1.183 においては、NUREG-1465 記載の放出割合を燃料棒で最大 62 GWd/t までの燃焼度の燃料まで適用できるものと定めている。

<sup>2</sup> ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS



### 3.2 Release Fractions<sup>10</sup>

The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.

For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.

<sup>10</sup> The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 62,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.

その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料や MOX 燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011 年 1 月には、サンディア国立研究所から報告書が出されている (SAND2011-0128<sup>3</sup>)。

高燃焼度燃料及び MOX 燃料の放出割合は、添付資料 1 の第 1-3 表及び第 1-4 表に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。このことから、現段階においては、NUREG-1465 の高燃焼度燃料や MOX 燃料の適用について否定されるものではないと考える。第 4 表にそれらのデータを整理する。

第 4 表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼度燃料)*	ERI/NRC 02-202 (MOX 燃料)*	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (MOX 燃料)
希ガス類	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96
よう素類	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62
Cs 類	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことが Regulatory Guide 1.183, ERI/NRC 02-202 及び Sandia Report に示されている。

泊発電所 3 号炉の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で 55 GWd/t, MOX 燃料で 45 GWd/t であることから、ERI/NRC 02-202 における適用範囲, 燃料集合体の最高燃焼度 75 GWd/t 及び Sandia Report の適用範囲, 燃料集合体最高燃焼度 59 GWd/t と比較し適用の範囲内にある。また、泊発電所 3 号炉の燃料棒最高燃焼度はウラン燃料で 61 GWd/t, MOX 燃料で 53 GWd/t であり、Regulatory Guide 1.183 に示される適用範囲, 燃料棒最高燃焼度 62 GWd/t の範囲内にある。こ

<sup>3</sup> Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel

のため、泊発電所3号炉に対し、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。

ERI/NRC 02-202 に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report 記載の数値についても、MOX 燃料については単一の格納容器の型式を対象とした解析にとどまっており、米国 NRC にオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においては、NUREG-1465 の数値を用いた。

## 2. 今回の評価モデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較について

### 2.1 原子炉格納容器外への放出割合について

「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び CV スプレイ注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価モデルでの評価結果と MAAP 解析での評価結果についての比較を第 5 表に、また、比較方法を第 6 表に示す。

今回の評価では、NUREG-1465 に示されている割合で原子炉格納容器に放出された後、エアロゾルについては、原子炉格納容器等への沈着や代替格納容器スプレイによる除去を考慮し、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。

一方、MAAP コードでは、内蔵された評価式により、原子炉格納容器気相部からのエアロゾルの沈着による除去効果として水蒸気凝縮に伴う壁面・水面への沈着、重力沈降等を模擬しており、原子炉格納容器内気相部温度等を用いて、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。

炉心から原子炉格納容器内への放出割合については、今回の評価結果を MAAP コードによる評価結果と比較すると、数値が小さい核種もあり、すべての核種に対しては保守的ではない。しかし、放出放射線量評価に直接寄与する原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価結果を MAAP コードによる評価結果と比較すると、数値が大きくなっており、保守的な結果となっている。これは、MAAP コードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果が、今回の評価での低減効果に比べて大きいためである。よって、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定については、米国の代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された放出割合を用いることで保守的に評価できると考える。



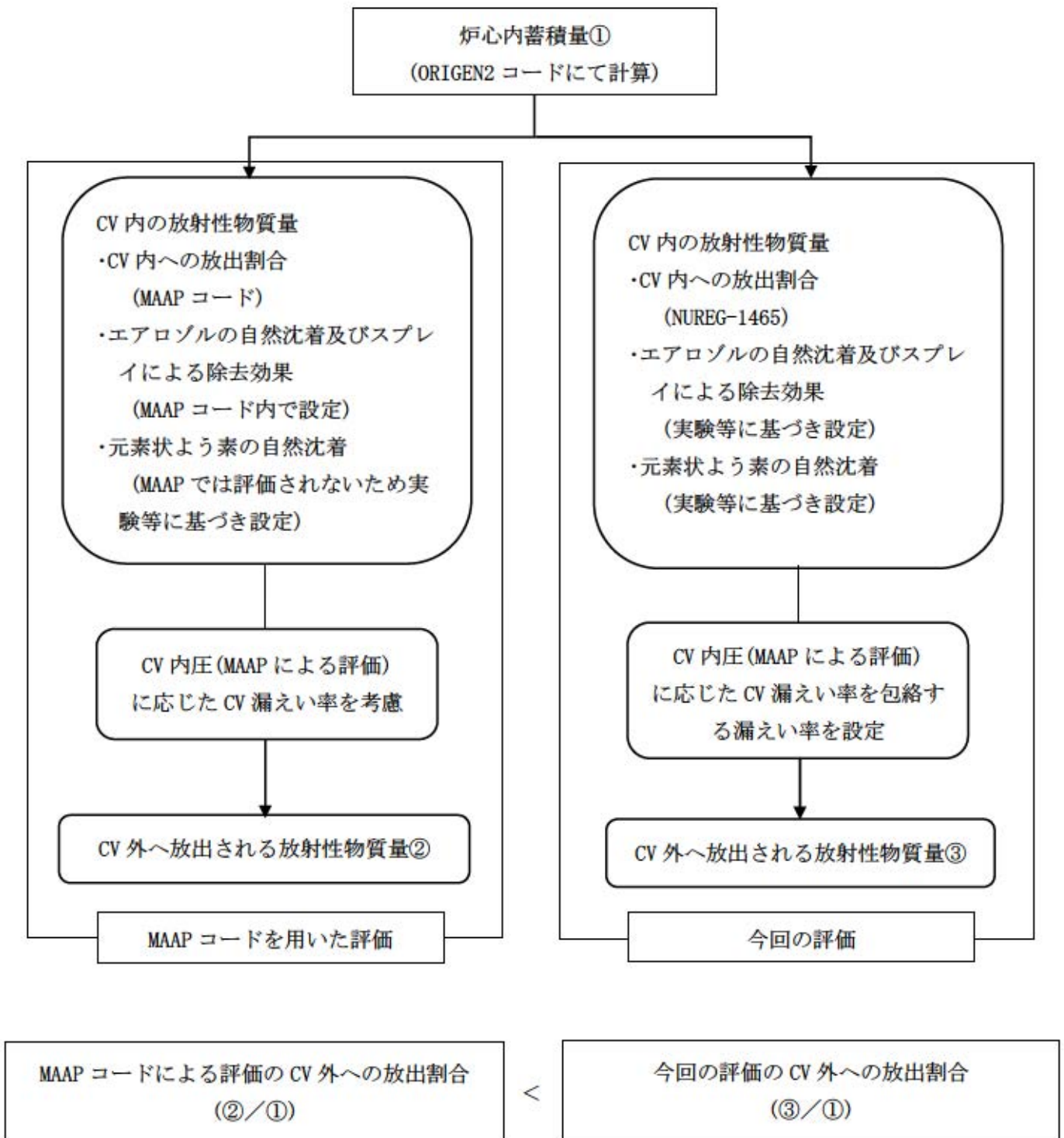
第5表 MAAP コードによるソースターム解析をした評価結果と今回の評価結果の比較

核種グループ	本評価で用いたモデル	MAAP 解析*2
希ガス類	約 $1.1 \times 10^{-2}$	約 $9.6 \times 10^{-3}$
よう素類	約 $3.6 \times 10^{-4}$	約 $3.0 \times 10^{-4}$
Cs 類	約 $2.0 \times 10^{-4}$	約 $1.9 \times 10^{-5}$
Te 類	約 $8.0 \times 10^{-5}$	約 $1.5 \times 10^{-5}$
Ba 類	約 $3.2 \times 10^{-5}$	約 $6.9 \times 10^{-7}$
Ru 類	約 $1.3 \times 10^{-6}$	約 $1.3 \times 10^{-6}$
Ce 類	約 $1.4 \times 10^{-6}$	約 $4.7 \times 10^{-8}$
La 類	約 $1.4 \times 10^{-6}$	約 $7.4 \times 10^{-9}$

\*1 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

\*2 Cs のように複数の化学形態 (CsI, CsOH グループ) を有する核種については、Cs の炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態グループの放出割合を合計している。

第6表 MAAPコードによる放出量と本評価による放出量の比較方法



## 2.2 原子炉格納容器内の線源強度等について

MAAP 解析では、原子炉格納容器内を多区画に分割しており、原子炉格納容器内の各区画に対して固有の線源強度を設定することが可能となる。これにより、遮蔽体としては、原子炉格納容器内の遮蔽構造物（1次遮蔽、2次遮蔽等）を考慮した現実的な遮蔽を考慮したモデルを設定することができる。

一方、本評価で用いたモデルでは、原子炉格納容器内を1つの区画としたモデルを設定し、原子炉格納容器内の線源に対して代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の下部区画への移行を考慮し、上部区画及び下部区画に均一に分布した線源強度を設定している。また、遮蔽体としては、外部遮蔽のみを考慮したモデルとしている。

MAAP 解析において、原子炉格納容器内の遮蔽構造物による現実的な遮蔽効果を考慮した場合、遮蔽構造物に囲まれている区画の線量の低減効果が大きく、直接線及びスカイシャイン線の観点で線量に寄与する領域は上部区画となる。

直接線及びスカイシャイン線の線源強度について、本評価で用いたモデルでの下部区画へ移行した放射性物質を除いた線源強度と、MAAP 解析での上部区画の線源強度の比較を行った。結果を第7表に示す。

第7表 原子炉格納容器内の線源強度における  
本評価で用いたモデルでの評価と MAAP 解析での評価の比較

項目	本評価で用いたモデル	MAAP 解析
線源強度 (MeV)	約 $3.1 \times 10^{24}$	約 $2.5 \times 10^{24}$

第7表に示すとおり、本評価で用いたモデルでの直接線及びスカイシャイン線の評価が線源強度の観点でより保守的な値となっている。更に本評価で用いたモデルの評価では、下部区画へ移行した放射性物質に対して外部遮蔽以外の遮蔽構造物の遮蔽効果を見込んでいない。

2.1 及び 2.2 より、本評価で用いたモデルでの評価は、MAAP 解析での評価と比較して保守的に評価できる。



第 1-1 表 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出 (高燃焼度燃料)

Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)<sup>2</sup>

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5) <sup>1</sup>	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE <sup>3</sup> (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.95)	0.3 (0)	0 (0)
Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.35 (0.35)	0.1 (0.1)
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; *** <sup>4</sup> (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR <sup>2</sup>	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (one group) <sup>5</sup>	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)
La, Eu, Pr, Nb	0; 0	0.0002; 0.02TR	0.005; TR	0; TR
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Pm, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR

<sup>2</sup> Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 39 GWd/t.

<sup>1</sup> The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

<sup>2</sup> TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.

<sup>3</sup> NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

<sup>4</sup> Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORS and HIRVI (ORNL) experiments cited; these show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.

<sup>5</sup> Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.

第 1-2 表 ERI/NRC 02-202 における格納容器への放出 (MOX 燃料)

Table 3.12 MOX Releases Into Containment<sup>1</sup>

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.3; 0.4; 0.4; 0.4; 0.4 (0.5) <sup>1</sup>	1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.5 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.65; 0.65; 0.75; 0.93; 0.95 TR <sup>2</sup> (0.95)	0.2; 0.2; 0.3; 0.3; TR (0)	0 (0)
Halogens	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.325; 0.35; 0.35; 0.375; 0.95TR (0.35)	0.15; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.25)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)
Alkali Metals	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.25; 0.30; 0.30; 0.30; 0.65TR (0.25)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.35)	0.10; 0.15; 0.15; 0.15; TR (0.1)
Tellurium group	0; 0; 0; 0.005; 0.005 (0)	0.1; 0.15; 0.3; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.4; 0.4; 0.4; 0.4; TR (0.25)	0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)
Barium, Strontium	NE <sup>3</sup> , NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; 0.01; 0.1 (0.02)	NE, NE, NE; 0.1; 0.1 (0.1)	NE, NE, NE; 0; 0.05 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.1; 0.1	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.1; 0.1
Ru, Rh, Pd	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.05; 0.1	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE, NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; NE; 0
Pu, Zr	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; NE; 0.001	NE, NE, NE; 0.001; 0.001	NE, NE, NE; NE; 0
Np	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.02	NE, NE, NE; NE; 0
Lanthanides	NE, NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; NE; 0.005 (0.0002)	NE, NE, NE, NE; 0.01 (0.005)	NE, NE, NE; NE; 0 (0)

<sup>1</sup> The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

<sup>2</sup> TR = total release. The practice in France is to not divide the source term into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel phases.

<sup>3</sup> NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

<sup>4</sup> The values in Table 3.12 are for releases from the MOX assemblies in the core and not from the LEU assemblies.

第1-3表 SAND2011-0128における格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	<b>0.22</b> (0.5)	<b>4.5</b> (1.5)	<b>4.8</b> (2.0)	<b>143</b> (10)
<b>Release Fractions of Radionuclide Groups</b>				
Noble Gases (Kr, Xe)	<b>0.017</b> (0.05)	<b>0.94</b> (0.95)	<b>0.011</b> (0)	<b>0.003</b> (0)
Halogens (Br, I)	<b>0.004</b> (0.05)	<b>0.37</b> (0.35)	<b>0.011</b> (0.25)	<b>0.21</b> (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	<b>0.003</b> (0.05)	<b>0.23</b> (0.25)	<b>0.02</b> (0.35)	<b>0.06</b> (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	<b>0.0006</b> (0)	<b>0.004</b> (0.02)	<b>0.003</b> (0.10)	- (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	<b>0.004</b> (0)	<b>0.30</b> (0.05)	<b>0.003</b> (0.25)	<b>0.10</b> (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	<b>0.08</b> (0.0025)	<b>0.01</b> (0.0025)	<b>0.03</b> (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	<b>0.006</b> (0.0025)	[0.0025]	-
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	<b>1.5x10<sup>-7</sup></b> (2x10 <sup>-7</sup> )	<b>1.3x10<sup>-5</sup></b> (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	<b>1.5x10<sup>-7</sup></b> (5x10 <sup>-7</sup> )	<b>2.4x10<sup>-4</sup></b> (0.005)	-

第1-4表 SAND2011-0128における格納容器への放出（MOX燃料）

Table 16. Comparison of proposed source term for an ice-condenser PWR with a 40% MOX core (bold entries) to the NUREG-1465 source term for PWRs (parenthetical entries).

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	<b>0.36</b> (0.50)	<b>4.4</b> (1.3)	<b>6.5</b> (2.0)	<b>16</b> (10)
<b>Release Fractions of Radionuclide Groups</b>				
Noble Gases (Kr, Xe)	<b>0.028</b> (0.050)	<b>0.86</b> (0.95)	<b>0.05</b> (0)	<b>0.026</b> (0)
Halogens (Br, I)	<b>0.028</b> (0.050)	<b>0.48</b> (0.35)	<b>0.06</b> (0.25)	<b>0.055</b> (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	<b>0.014</b> (0.050)	<b>0.44</b> (0.25)	<b>0.07</b> (0.35)	<b>0.025</b> (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	<b>0.0015</b> (0.020)	<b>0.008</b> (0.1)	<b>9x10<sup>-5</sup></b> (0)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	<b>0.014</b> (0)	<b>0.48</b> (0.05)	<b>0.04</b> (0.25)	<b>0.055</b> (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	<b>0.27</b> (0.0025)	[0.0025]	<b>0.024</b> (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	<b>0.005</b> (0.0025)	[0.0025]	<b>3 x10<sup>-4</sup></b> (0)
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	<b>1.1 x10<sup>-7</sup></b> (0.0002)	<b>3 x10<sup>-5</sup></b> (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	<b>1.0 x10<sup>-7</sup></b> (0.0005)	<b>5 x10<sup>-4</sup></b> (0.005)	-

## 各核種グループの内訳について

NUREG-1465 の高燃焼度燃料及び MOX 燃料の適用については、現在の知見では、否定されるものではないものの、高燃焼度燃料及び MOX 燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの内訳を確認する。

環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465 に示される各核種グループの内訳として I-131 等価量換算値を第 2-1 表に、ガンマ線エネルギー 0.5MeV 換算値を第 2-2 表に示す。MOX 燃料に対する NUREG-1465 の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465 に比べて大きな放出割合が提案されている Te 類や Ru 類については、大気中への放射性物質における寄与割合は小さく、本評価の観点には大きな影響を及ぼすものではない。

第 2-1 表 環境に放出される放射性物質の  
各核種グループの内訳 (I-131 等価量換算)

核種グループ	放出放射エネルギー <sup>(注1, 2)</sup> (Bq)	内訳 (%)
希ガス類	約 $0.0 \times 10^0$	0
よう素類	約 $8.2 \times 10^{13}$	55
Cs 類	約 $1.7 \times 10^{13}$	12
Te 類	約 $3.8 \times 10^{12}$	3
Ba 類	約 $6.1 \times 10^{12}$	4
Ru 類	約 $5.9 \times 10^{11}$	<1
Ce 類	約 $2.2 \times 10^{13}$	15
La 類	約 $1.7 \times 10^{13}$	12
合計	約 $1.5 \times 10^{14}$	100

(注 1) 7 日間積算放出量

(注 2) 有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値



第 2-2 表 環境に放出される放射性物質の  
各核種グループの内訳 ( $\gamma$  線エネルギー 0.5 MeV 換算)

核種グループ	放出放射能量 <sup>(注1, 2)</sup> (Bq)	内訳 (%)
希ガス類	約 $8.7 \times 10^{15}$	91
よう素類	約 $6.7 \times 10^{14}$	7
Cs 類	約 $1.7 \times 10^{14}$	2
Te 類	約 $3.1 \times 10^{13}$	<1
Ba 類	約 $1.7 \times 10^{13}$	<1
Ru 類	約 $9.9 \times 10^{11}$	<1
Ce 類	約 $1.1 \times 10^{12}$	<1
La 類	約 $2.9 \times 10^{12}$	<1
合計	約 $9.5 \times 10^{15}$	100

(注 1) 7 日間積算放出量

(注 2) 有効数値 3 桁目を四捨五入し 2 桁に丸めた値

## よう素の化学形態の設定について

本評価では、よう素の化学形態に対する存在割合として R. G. I. 195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用いている。

原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定に用いた NUREG-1465 にもよう素の化学形態に対する存在割合についての記載があるが、原子炉格納容器内の液相の pH が 7 以上の場合とされている。(放出全よう素のうち元素状よう素は 5 % を超えないこと、有機よう素は元素状よう素の 3 % (0.15 %) を超えない (95 % が粒子状))。

本評価で想定するシーケンスのように、既設の格納容器スプレイの喪失も想定し、pH 調整がされない可能性がある場合には、元素状よう素への転換割合が大きくなるとの知見もあり、元素状よう素の存在割合が大きくなれば有機よう素の存在割合も大きくなる。元素状よう素は CV 内での自然沈着により一定の低減効果が見込めるのに対し、有機よう素は同様の低減効果を見込めないことから、原子炉格納容器外部への放出の観点からは有機よう素の形態が重要であることを踏まえ、本評価ではよう素の化学形態毎の存在割合の設定について以下のとおり検討、設定した。

NUREG-1465 では、よう素の化学形態毎の存在割合に関して pH<7 の場合での直接的な値の記述はないが、よう素の化学形態毎の設定に関して、NUREG/CR-5732 “Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” を引用している。NUREG/CR-5732 では、pH とよう素の存在割合に係る知見として、pH の低下に伴って元素状よう素への転換割合が増加する知見を示すとともに、pH 調整がなされる場合及びなされない場合それぞれについて、重大事故時のよう素の化学形態に関して複数のプラントに対する評価を行っている。

pH 調整がなされている場合の結果を第 1 表、pH 調整がなされない場合の結果を第 2 表に示す。PWR でドライ型格納容器を持つ Surry の評価結果では、pH が調整されている場合は、ほぼ全量が I<sup>-</sup> となって粒子状よう素になるのに対して、pH が調整されていない場合には、ほぼ全量が元素状よう素となる。また、有機よう素についても、非常に小さい割合であるが、pH 調整されている場合よりも、pH 調整されていない場合のほうが、より多くなる結果が示されている。

第1表 重大事故時の pH 調整した場合のよう素化学形態  
(NUREG/CR-5732, Table 3.6)

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I <sub>2</sub> (g)	I <sub>2</sub> (f)	I (f)	CH <sub>3</sub> I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004
Sequoyah	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

第2表 重大事故時の pH 調整を考慮しない場合のよう素化学形態  
(NUREG/CR-5732, Table 3.7)

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I <sub>2</sub> (g)	I <sub>2</sub> (f)	I (f)	CH <sub>3</sub> I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07
Sequoyah	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4
Surry	TMLB' γ	97.1	1.5	0.7	0.7
	AB γ	97.6	1.2	0.6	0.6

このように、重大事故時の環境条件を考慮した今回の評価の場合には、NUREG/CR-5732 で示される pH 調整されていない Surry の評価結果による素の存在割合に近いこと、被ばく評価上の保守性等も考慮した適切な評価条件を設定すること、といった観点から考察し、R. G. 1. 195 のよう素の化学形態毎の存在割合（第3表参照）を用いることとした。

第3表 NUREG-1465 と R. G. 1. 195 におけるよう素の化学形態毎の存在割合の比較

	NUREG-1465	R. G. 1. 195
元素状よう素	4.85 %	91 %
有機よう素	0.15 %	4 %
粒子状よう素	95 %	5 %



## 原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について

原子炉格納容器内における元素状よう素の自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、「NUPEC」とする。）による検討「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」において、CSE A6 実験に基づく値が示されている。

数値の算出に関する概要を以下に示す。

原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度を $\lambda_d$ とすると、原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 $\rho$ の濃度変化は以下の式で表される。

$$\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho$$

$\rho$  : 原子炉格納容器内における元素状よう素の濃度 ( $\mu\text{g}/\text{m}^3$ )

$\lambda_d$  : 自然沈着率 (1/s)

これを解くことで、原子炉格納容器内での元素状よう素の沈着速度 $\lambda_d$ は時刻 $t_0$ における元素状よう素濃度 $\rho_0$ と時刻 $t_1$ における元素状よう素濃度 $\rho_1$ を用いて、以下のように表される。

$$\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$$

なお、NUPEC 報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Spray in the Containment Systems Experiments” の記載 (CSE A6 実験) より、「CSE A6 実験の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。」としており、これらの数値を上式に代入することで、元素状よう素の自然沈着速度 $9.0 \times 10^{-4}$  (1/s) を算出している。これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、スプレーが降っていない状態下での挙動を模擬するためと考えられる。なお、米国 SRP6.5.2 では原子炉格納容器内の元素状よう素濃度が1/200になるまでは元素状よう素の除去が見込まれるとしている。今回の事故シーケンスの場合、元素状よう素がDF(除染係数)=200に到達する時期は、「Gap-Release」～「Late In-Vessel」の放出が終了した時点(放出開始から11.8時間)となる。原子炉格納容器に浮遊している放射性物質質量が放出された放射性物質質量の数100分の1程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であることがわかっており、原子炉格納容器内の元素状よう素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去される。よって、ここでは代表的に事故初期の自然沈着速度を適用している。

CSE A6 実験の詳細は前述の Nuclear Technology の論文において BNWL-1244 が引用されている。参考として、BNWL-1244 記載の原子炉格納容器内元素状よう素の時間変化を次に示す。この中で元素状よう素の初期濃度は $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となっており、泊発電所3号炉の原子炉格納容器に浮遊するよう素の濃度と同程度である。

参考：BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays—Containment Systems Experiment Interim Report"

注：本実験では、スプレー添加物としてアルカリ (NaOH) が用いられているが、沈着速度算出にはスプレーが降る前の濃度の値を用いているため、スプレー添加物の影響を受けない。

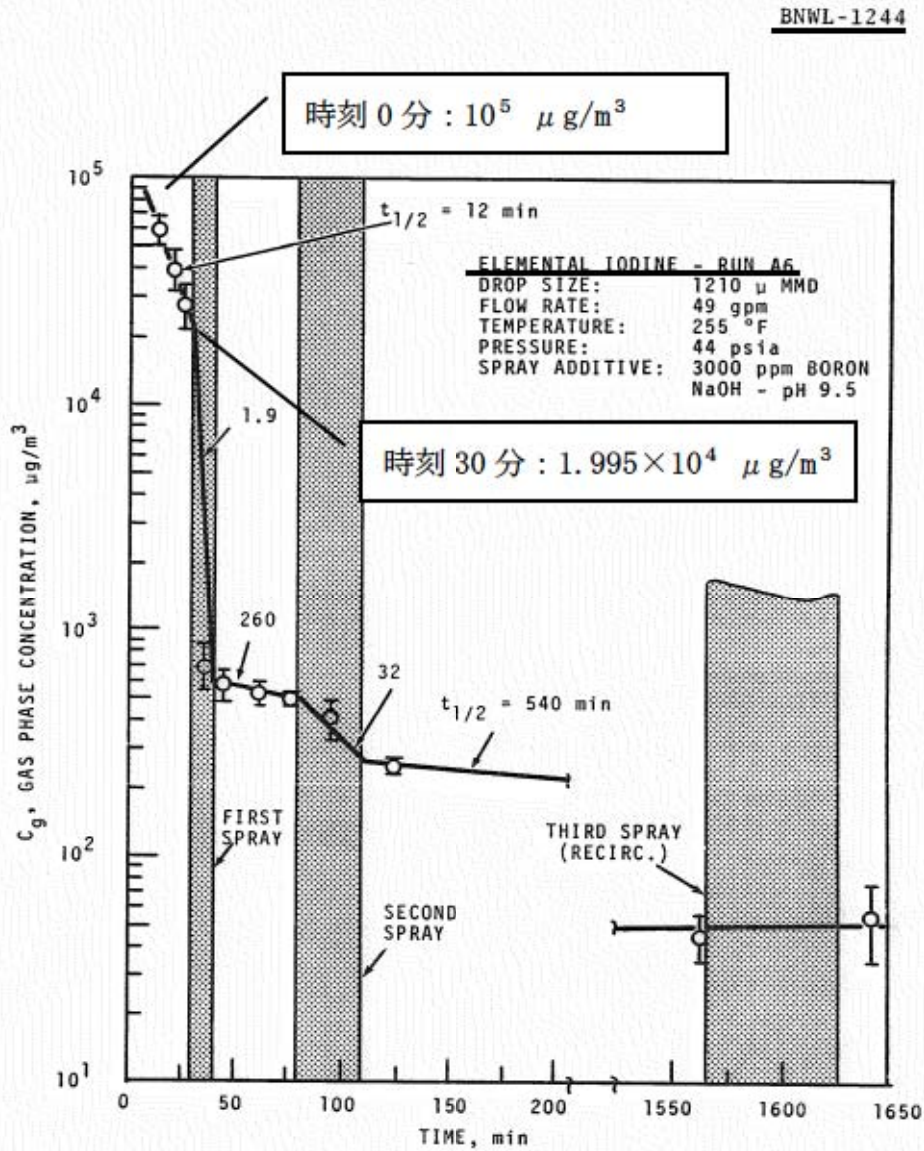


FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6



### CSE 実験の適用性について

CSE 実験の条件と泊発電所 3 号炉の比較について第 1 表にまとめる。また、NUPEC の報告書においては、スプレイ水が添加される前の期間のよう素濃度を基に自然沈着速度を設定しているため、スプレイ水による CV 内壁等への濡れはない。これは、CV 内壁等の濡れによるよう素の沈着促進を無視していることから保守的な取り扱いと考える。

第 1 表 CSE 実験条件と泊発電所 3 号炉の比較

	CSE 実験の Run No.			泊発電所 3 号炉 解析結果
	A-6 <sup>(1)</sup> <sup>(2)</sup>	A-5 <sup>(3)</sup>	A-11 <sup>(3)</sup>	
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左
雰囲気圧力 (MPaG)	約 0.20	約 0.22	約 0.24	約 0.335* <sup>2</sup>
雰囲気温度 (°C)	約 120	約 120	約 120	約 138* <sup>3</sup>
スプレイ	間欠的に有り* <sup>1</sup>	なし	なし	あり (元素状よう素に対しては自然沈着のみ考慮)

(1)R. K. Hilliard et. al, “Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment”, Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971

(2)R. K. Hilliard et. al, “Removal of iodine and particles from containment atmospheres by sprays”, BNWL-1244

(3)R. K. Hilliard and L. F. Coleman, “Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment”, BNWL-1457

\* 1 : 自然沈着速度の算出には第 1 回目のスプレイが降る前の格納容器内よう素濃度の値を用いている。

\* 2 : 格納容器過圧破損防止シーケンスの解析値

\* 3 : 格納容器過温破損防止シーケンスの解析値



自然沈着のみのケース (A-5, A-11) の容器内気相部濃度を以下に示す。初期の沈着については、スプレーあり (A-6) の場合と大きな差は認められない。また、初期濃度より 1/200 以上低下した後には沈着が緩やかになること (カットオフ) が認められる。

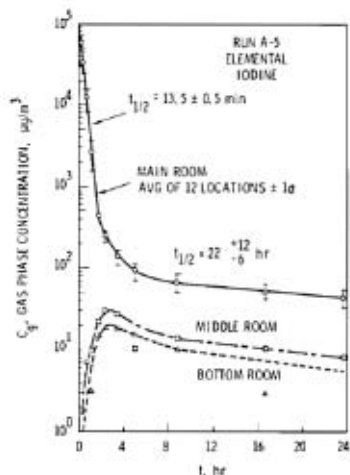


FIGURE B-5.  
Concentration of Elemental  
Iodine in Gas Space, Run A-5

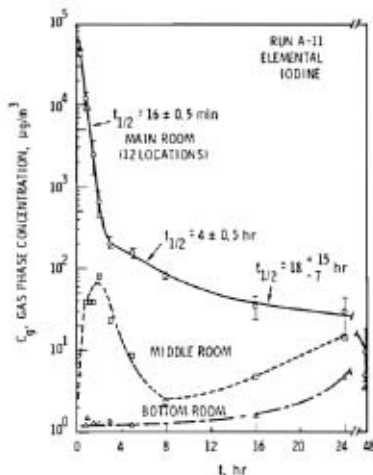


FIGURE B-6.  
Concentration of Elemental  
Iodine in Gas Space, Run A-11

第 2 表 CSE 実験における沈着の等価半減期

	A-6 (2)	A-5 (3)	A-11 (3)
初期	12 分	13.5 分	16 分
カットオフ後 (ノミナル値)	540 分 (9 時間) *4	22 時間	18 時間
カットオフ後 (誤差込)	—— (記載なし)	34 時間	33 時間

\* 4 : スプレーが行われた後の値

後期の沈着の影響評価として、感度解析を実施した。条件を第3表に、結果を第4表に示す。

これより、カットオフ後の沈着速度はCV外への元素状よう素の放出割合に対して影響が小さいため、現行の評価条件は妥当と考える。

第3表 感度解析条件

	ベース条件	感度解析
等価半減期 (初期)	12分 (沈着速度 $9E-4 \text{ s}^{-1}$ )	同左
等価半減期 (カットオフ DF=200 後)	同上	40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)

第4表 感度解析結果

	ベース条件	感度解析
よう素の CV 外への放出割合 (炉心インベントリ比)	$3.6E-4$ (1.00) ※	$3.7E-4$ (1.03) ※

※ カッコ内はベース条件に対する割合

今回の評価では、CSE 実験における実験開始後 30 分までの元素状よう素の濃度減少から求めた自然沈着率を使用している。ここで、CSE 実験において、DF=200 に達する時間までの元素状よう素の濃度減少から自然沈着率を求めた場合の影響を以下に示す。

CV 内の自然沈着率を設定した根拠としている A-6 試験については、スプレーされることでスプレーによる除去効果があるため、初期濃度に対して DF=200 に達するまでの傾きは、現状の評価に使用している自然沈着のみの傾きよりも大きく、除去効率は大きくなる。

また、スプレーされない試験の結果として、同じく CSE の試験結果 (A-5, A-11 試験) を基に自然沈着率を用いた場合においては、前述のとおり、初期の自然沈着率は現状の評価に使用している自然沈着率と大きな違いはない。さらに、A-5 試験及び A-11 試験の CV 内のよう素濃度は DF=200 付近まで沈着速度は低下していない。したがって、DF=200 まで一定の自然沈着率を用いることは問題ないと考えられる。

なお、仮に A-5 試験及び A-11 試験のうち等価半減期の長い A-11 試験の結果から得られる等価半減期 16 分を用いてよう素の CV 外への放出割合について算出した結果を第5表に示す。評価結果は第5表に示すとおり、他の試験結果から得られる自然沈着率を用いても現状の A-6 試験結果から得られる自然沈着率と比べて差異は小さいと言える。

第5表 自然沈着率を変動させた場合のよう素のCV外への放出割合

	申請ケース	感度解析①	感度解析②
等価半減期（初期）	12分	同左	16分 <sup>※1</sup>
等価半減期（DF=200到達後）	同上	40時間 <sup>※2</sup>	同左
よう素のCV外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04	約3.7E-04
申請ケースに対する比	1.00	1.03	1.04

※1：A-11試験の結果より設定した値

※2：A-5試験の結果に余裕を見込んで設定した値

また、自然沈着率は評価する体系の区画体積と内面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなる。

そこで、CSEの試験体系と泊発電所3号炉の比表面積について第6表に示す。

第6表に示すとおり、CSE試験体系と泊発電所3号炉は同等の比表面積となっており、CSEの試験で得られた沈着速度は泊発電所3号炉に適用可能である。

第6表 CSE試験と泊発電所3号炉の比表面積の比較

	CSE試験体系	泊発電所3号炉
体積(m <sup>3</sup> )	約600	約65,500
表面積(m <sup>2</sup> )	約570	約69,000
比表面積(m <sup>-1</sup> )	約0.96	約1.05



## (参考) CSE 試験体系

TABLE I  
Physical Conditions Common to All Spray Experiments

Volume above deck including drywell	21 005 ft <sup>3</sup>	595 m <sup>3</sup>
Surface area above deck including drywell	6 140 ft <sup>2</sup>	569 m <sup>2</sup>
Surface area/volume	0.293/ft	0.958/m
Cross-section area, main vessel	490 ft <sup>2</sup>	45.5 m <sup>2</sup>
Cross-section area, drywell	95 ft <sup>2</sup>	8.8 m <sup>2</sup>
Volume, middle room	2 089 ft <sup>3</sup>	59 m <sup>3</sup>
Surface area, middle room	1 363 ft <sup>2</sup>	127 m <sup>2</sup>
Volume, lower room	3 384 ft <sup>3</sup>	96 m <sup>3</sup>
Surface area, lower room	2 057 ft <sup>2</sup>	191 m <sup>2</sup>
Total volume of all rooms	26 477 ft <sup>3</sup>	751 m <sup>3</sup>
Total surface area, all rooms	9 560 ft <sup>2</sup>	888 m <sup>2</sup>
Drop fall height to deck	33.8 ft	10.3 m
Drop fall height to drywell bottom	50.5 ft	15.4 m
Surface coating	All interior surfaces coated with phenolic paint <sup>a</sup>	
Thermal insulation	All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation <sup>b</sup>	

<sup>a</sup>Two coats Phenoline 302 over one coat Phenoline 300 primer. The Carbolite Co., St. Louis, Missouri.

<sup>b</sup> $k = 0.027 \text{ Btu}/(\text{h ft}^2) (^{\circ}\text{F}/\text{ft})$  at 200°F, Type PF-615, Owens-Corning Fiberglas Corp.

#### 参考：その他の知見(PHEBUS FP試験)に対する考察について

PHEBUS-FP 計画は、カダラッシュ研究所の PHEBUS 研究炉を用いて、炉心から格納容器に至る FP が移行する過程を、ホットレグ、コールドレグ配管、蒸気発生器等を設置した原子炉システムを模擬した体系で総合的な実験を行ったものである。

試験は約23 GWd/t燃焼した使用済み燃料を18本、未照射燃料棒2本等を使用し、十分な水蒸気雰囲気下で1996年7月に実施された。

PHEBUS FP試験装置の概念図を第1図に示す。

試験は出力を上昇させて燃料を損傷させるフェーズの後、1次回路系が閉じられて格納容器が隔離される。この状態で2日程の格納容器が隔離されたエアロゾルフェーズ、約20分の格納容器下部に沈着したFPを下部サンプルに洗い流す洗浄フェーズが取られ格納容器内のFP濃度の測定が行われる。その後、2日程度の格納容器のよう素の化学挙動を確認する化学フェーズが取られ、サンプル水を含めたFP挙動が調べられる。

PHEBUS FP試験の結果を第2図に示す。エアロゾルフェーズにおける格納容器内のガス状よう素（元素状よう素及び有機よう素）の割合は放出後の時間が経過するにつれて約0.05 %（炉心インベントリ比）まで十分低下することが分かり、また時間の経過とともに濃度低下の傾向が小さくなることがわかる。測定データがエアロゾルフェーズ（格納容器隔離後）の値であり、FP放出後数時間経過していることから、この挙動は前述のCSE実験と同様の傾向である。

以上から、より新しい知見であるPHEBUS FP試験がCSE実験の結果と同様の傾向であると判断できるものの、参考資料(1)、(2)で整理されたPHEBUS FP試験では事故初期からの沈着速度が示されていないため、無機よう素の沈着速度が示されているCSE実験を評価上適用することとしている。

- (1) 原子力発電技術機構，重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書，平成15年
- (2) 原子力発電技術機構，重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（要約版），平成15年

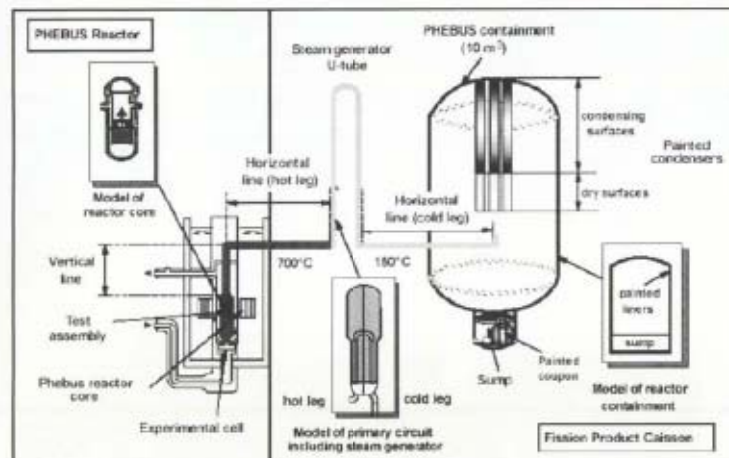
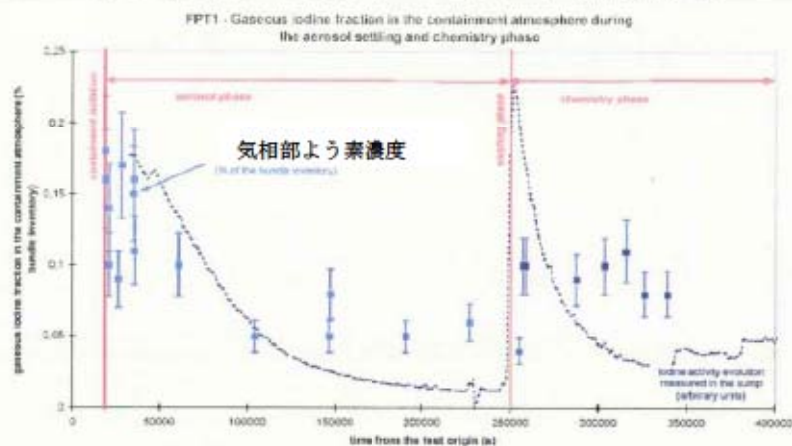


図3.3-2 PHEBUS-FP試験装置概念図

第1図 PHEBUS FP 試験装置 (1)

## 試験結果

### - 格納容器内気相中ガス状ヨウ素割合(1) -



- 格納容器内のガス状ヨウ素割合(炉心インベントリに対する割合)は、1700ℓフェース初期で約0.2%から後期で0.05%程度まで徐々に減少、洗浄後の化学フェースでは0.1%程度とほぼ一定  
(注) 格納容器インベントリに対する割合では、それぞれ約0.3%、0.08%、0.15% (格納容器への放出割合が約84%のため)

第2図 PHEBUS FP 試験結果 (2)



## 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について

原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、「NUPEC」とする。）による検討「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」（平成10年3月）（以下、「NUPEC 報告書」とする。）において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。

このモデルの概要を以下に示す。

原子炉格納容器内での重力沈着速度を  $V_d$  とすると、原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は、原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。なお、泊発電所3号炉の原子炉格納容器床面積及び原子炉格納容器自由体積の値を用いている。

$$\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g} = 6.65 \times 10^{-3} \text{ (1/時)}$$

$\lambda_d$	: 自然沈着率 (1/s)
$V_d$	: 重力沈着速度 (m/s)
$A_f$	: 原子炉格納容器床面積 (m <sup>2</sup> ) (泊発電所3号炉 1,250 m <sup>2</sup> )
$V_g$	: 原子炉格納容器自由体積 (m <sup>3</sup> ) (泊発電所3号炉 65,500 m <sup>3</sup> )

ここで、 $V_d$  の算出については、エアロゾルが沈着する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。

$$V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$$

$r_p$	: エアロゾル半径 (m)
$\rho_p$	: エアロゾル密度 (kg/m <sup>3</sup> )
$\rho_g$	: 気体の密度 (kg/m <sup>3</sup> )
$g$	: 重力加速度 (m/s <sup>2</sup> )
$\mu_g$	: 気体の粘度 (Pa・s)

各パラメータの値を第1表にまとめる。なお、ここで示したパラメータは NUPEC 報告書に記載されている値である。

第1表 評価に用いたパラメータ

パラメータ	値	備考
エアロゾル半径 $r_p$ (m)	$0.5 \times 10^{-6}$	粒径 $1 \mu\text{m}$ のエアロゾルを想定
エアロゾル密度 $\rho_p$ ( $\text{kg}/\text{m}^3$ )	$3.2 \times 10^3$	NUPEC 報告書より
気体の密度 $\rho_g$ ( $\text{kg}/\text{m}^3$ )	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視
重力加速度 $g$ ( $\text{m}/\text{s}^2$ )	9.8	理科年表より
気体の粘度 $\mu_g$ ( $\text{Pa} \cdot \text{s}$ )	$1.8 \times 10^{-5}$	NUPEC 報告書より

$$\begin{aligned} \text{よって, } \lambda_d &= 9.68 \times 10^{-5} \times 1250 / 65500 = 1.847 \times 10^{-6} \text{ (1/s)} \\ &= 6.649 \times 10^{-3} \text{ (1/時)} \rightarrow 6.65 \times 10^{-3} \text{ (1/時) となる。} \end{aligned}$$

(参考)

NUPEC「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書 (平成10年3月)」抜粋

(1) 自然沈着

- ・希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・有機ヨウ素 (ガス) 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・無機ヨウ素 (ガス)  $9.0 \times 10^{-4}$  (1/s) : 自然沈着率 ( $\lambda_d$ )  
 CSE A6実験<sup>(3)</sup>の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。  

$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log \left( 1.995 \times 10^4 / 10^5 \right) = 9.0 \times 10^{-4} \text{ (1/s)}$$
- ・CsI(エアロゾル)  $1.9 \times 10^{-6}$  (1/s) : 自然沈着率 ( $\lambda_d$ )  
 $1 \mu\text{m}$ の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。  

$$V_d = \frac{2 r_p^2 (\rho_p - \rho_g) g}{9 \mu_g} \approx \frac{2 r_p^2 \rho_p g}{9 \mu_g}$$

$$= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6} / 2)^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-5} \text{ (m/s)}$$

$$\lambda_d = V_d \frac{A_F}{V_G} \approx 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 215^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} \text{ (1/s)}$$
- ・Cs, Te, Sr, Ru, Ce, La CsIと同じ扱いとする。

## スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について

重大事故時に炉心から格納容器へ放出されるガス状、粒子状の放射性物質は、沈着や拡散だけでなくスプレイによる除去等の効果によっても、原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。従って、NUREG-1465 や MAAP にはこれらの挙動に係る評価式、評価モデル或いは実験に基づき設定された値等が示されており、審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。

このうちエアロゾルに対するスプレイ効果の考慮について、本評価で知見として参考とした NUREG-1465 ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ、SRP6.5.2 において示されるエアロゾルに対するスプレイ効果及び NUPEC 実験結果に基づいたスプレイ効率を用いることとする。設定の考え方について以下に整理した。

## 1. SRP6.5.2 エアロゾルに対するスプレイ効果の式

米国 SRP6.5.2 では、スプレイ領域におけるスプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。

この評価式は、米国新設プラント (US-APWR, AP-1000) の設計基準事象に対する評価においても用いられており、また、シビアアクシデント解析コードである MELCOR や MAAP に組み込まれているものである。

$$\lambda_S = \frac{3hFE}{2V_S D}$$

$\lambda_S$	: スプレイ除去速度
$h$	: スプレイ液滴落下高さ
$V_S$	: スプレイ領域の体積
$F$	: スプレイ流量
$E$	: 捕集効率
$D$	: スプレイ液滴直径

また、米国 R. G. 1. 195 でもエアロゾルのスプレイ効果として、下記のとおり SRP6.5.2 が適用可能としていることから、本評価にも用いている。

**2.3** Reduction in airborne radioactivity in the containment by containment spray systems that have been designed and are maintained in accordance with Chapter 6.5.2 of the SRP<sup>1</sup>

(Ref. A-1) may be credited. An acceptable model for the removal of iodine and particulates is described in Chapter 6.5.2 of the SRP.



## 2. スプレイ効率 (E/D) の設定について

今回の評価では、E/D を 7 と設定した。その妥当性について以下に示す。

### (1) NUPEC 試験

「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書 平成 15 年 3 月 財団法人 原子力発電技術機構」において、シビアアクシデント時のスプレイの効果について模擬試験及び評価が以下の通り実施されている。その結果を適用し、本評価ではスプレイ効率 (E/D) を 7 と設定する。

なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2 にて提案されているカットオフ DF と同じ 50 と設定した。SRP6.5.2 では DF50 到達以降、E/D を 1/10 とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF50 を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7 として除去速度を算出した。

さらに、同図中には前述のBWRの場合の結果と同様に、NUREG-1465<sup>(1)</sup>から評価したエアロゾル濃度計算値を実線及び破線で示した。これから、PWRの場合にもNUREG-1465で用いているE/D=1の値はスプレイによる除去効果を過小評価し、この場合のE/Dの値は約7で試験結果とほぼ一致することが分かる。これは、BWRの場合と同様主に蒸気凝縮（拡散泳動）によるエアロゾル除去効果がスプレイ期間中の予測値よりも大きいことを示している。

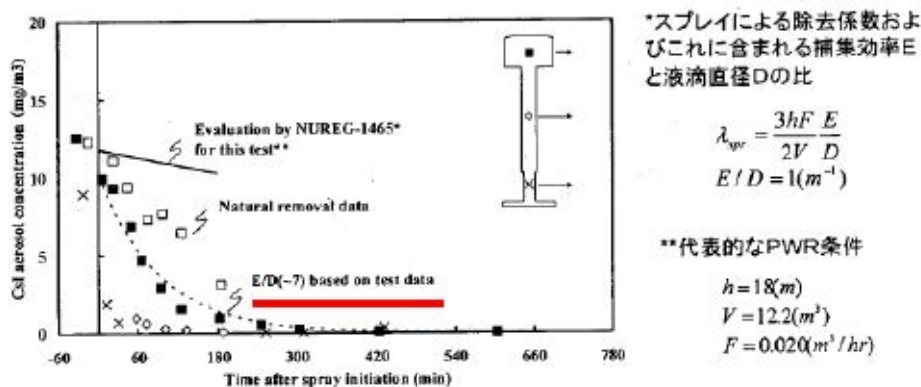


図3.2-12 PWR模擬試験（基本条件）結果とNUREG-1465評価値との比較

### (2) 泊発電所 3 号炉への適用

泊発電所 3 号炉の今回の評価では、NUPEC 模擬試験に基づき、E/D=7 としている。

NUPEC 模擬試験では、PCCV4 ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し、スプレイによる除去効果を確認した結果、スプレイ粒径 1.5 mm の条件の下で、E/D=7 との結果が得られている。

PCCV プラントと鋼鉄 CV プラントの泊発電所 3 号炉では、重大事故時の温度や圧力について

若干の差があるものと思われるが、CSE 実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレイ効率に与える影響は小さいのに対し、スプレイ粒径は大きく影響を与えることがわかる（添付-1 参照）。

よって、NUPEC の試験結果である  $E/D=7$  を適用するためには、スプレイ粒径が 1.5 mm を上回らないことを確認する必要がある。

この試験では、実機条件でのスプレイノズル 1 個あたり約  $1 \text{ m}^3/\text{h}$  を模擬しており、このときのスプレイ液滴径が 1.5 mm であった。泊発電所 3 号炉では代替格納容器スプレイポンプによるスプレイで使用するスプレイリングヘッドに 100 個のスプレイノズルが設置されているため、スプレイ粒径 1.5 mm 以下を達成するためには、スプレイポンプ流量  $100 \text{ m}^3/\text{h}$  以上（スプレイノズル 1 個あたり約  $1 \text{ m}^3/\text{h}$ ）が必要である。今回の評価で用いた泊発電所 3 号炉の代替格納容器スプレイ流量は  $140 \text{ m}^3/\text{h}$  ( $> 100 \text{ m}^3/\text{h}$ ) であり、スプレイ粒径 1.5 mm 以下を達成できているため、 $E/D=7$  を適用することは妥当である。

### 3. エアロゾル除去速度の算出

1. で示した SRP6.5.2 のエアロゾルに対するスプレイ領域でのスプレイ効果の式を用い、2. で示したスプレイ効率 ( $E/D$ )、泊 3 号炉でのスプレイ液滴落下高さ、スプレイ領域の体積及びスプレイ流量にてエアロゾル除去速度を算出した。

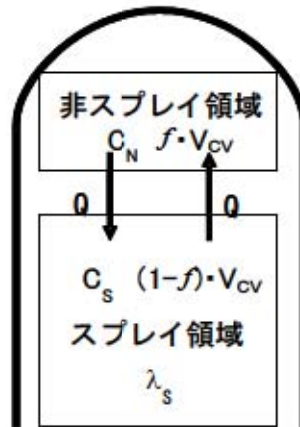
ここでの評価では、今回の評価事象を考慮し、スプレイするための動的機器を代替格納容器スプレイポンプとする。この場合、代替格納容器スプレイは流量も小さく、そのカバー範囲も小さい。そのため、評価においては、原子炉格納容器内でスプレイ水がかからない領域（非スプレイ領域）があることを考慮して、エアロゾル除去速度を算出している。

非スプレイ領域においては、スプレイによるエアロゾル除去効果を直接的に見込むことはできないが、原子炉格納容器内空気の対流による混合効果によって、非スプレイ領域内空気がスプレイ領域に移行することで、間接的に除去される。

米国 Regulatory Guide 1.183 では、スプレイによるエアロゾルの除去効果を評価する際には非スプレイ領域を考慮すること、スプレイ領域と非スプレイ領域の混合割合は非スプレイ領域が 1 時間に 2 回循環するとしていることから、今回の評価でも、非スプレイ領域を考慮し、混合割合は非スプレイ領域が 1 時間に 2 回循環することとする（添付-2 参照）。

評価の概略図を以下に示す。格納容器内全体積  $V_{CV}$  に対する非スプレイ領域の体積割合を  $f$  とし、非スプレイ領域においてはスプレイによる除去効果がないものとする。領域  $i$  における浮遊エアロゾル濃度を  $G_i$  とし、非スプレイ領域とスプレイ領域の間には、流量  $Q$  の空気循環があり、スプレイ領域へ移行したエアロゾルはスプレイにより除去されると考える。





このモデルにおける非スプレイ領域及びスプレイ領域のエアロゾル濃度の時間変化及び格納容器内の浮遊エアロゾル量は、次式で評価した。

$$\begin{cases} \frac{dC_N}{dt} = -\frac{1}{f \cdot T} \cdot (C_N - C_S) \\ \frac{dC_S}{dt} = \frac{1}{(1-f) \cdot T} \cdot (C_N - C_S) - (\lambda_S \cdot C_S) \end{cases}$$

$$N_E(t) = (f \cdot C_N + (1-f) \cdot C_S) \cdot V_{CV}$$

$C_i$  : 領域 i における浮遊エアロゾル濃度 (Bq/m<sup>3</sup>)

$N_E$  : 非スプレイ領域考慮時の CV 内エアロゾル量 (Bq)

$f$  : 非スプレイ領域体積割合 (-)  
(泊発電所 3 号炉 93 %)

$T$  : CV 内空気混合時間 (h)

$T \equiv \frac{V_{CV}}{Q}$  : (CV 内の空気が十分に混合するまでの時間)

$V_{CV}$  : CV 内自由体積 (m<sup>3</sup>)  
(泊発電所 3 号炉 65,500 m<sup>3</sup>)

$Q$  : CV 内空気循環流量 (m<sup>3</sup>/h)  
(泊発電所 3 号炉 122,000 m<sup>3</sup>)

$\lambda_S$  : スプレイ領域のスプレイによるエアロゾル除去係数 (h<sup>-1</sup>)

$V_S$  : スプレイ領域体積

(添字 N : 非スプレイ領域, S : スプレイ領域)

ただし、 $\lambda_S$  はスプレイ領域における除去係数であり、原子炉格納容器全体の体積から非スプレイ領域を差し引いた残りの領域でのスプレイ除去係数である。よって、SRP6.5.2 で示されている「 $V_S$ 」は、スプレイ領域体積として、 $V_{CV} \times (1-f)$  として考える。



上記モデルを使用し、非スプレイ領域を考慮した原子炉格納容器内全体の浮遊エアロゾルのスプレイ除去速度を算出した。

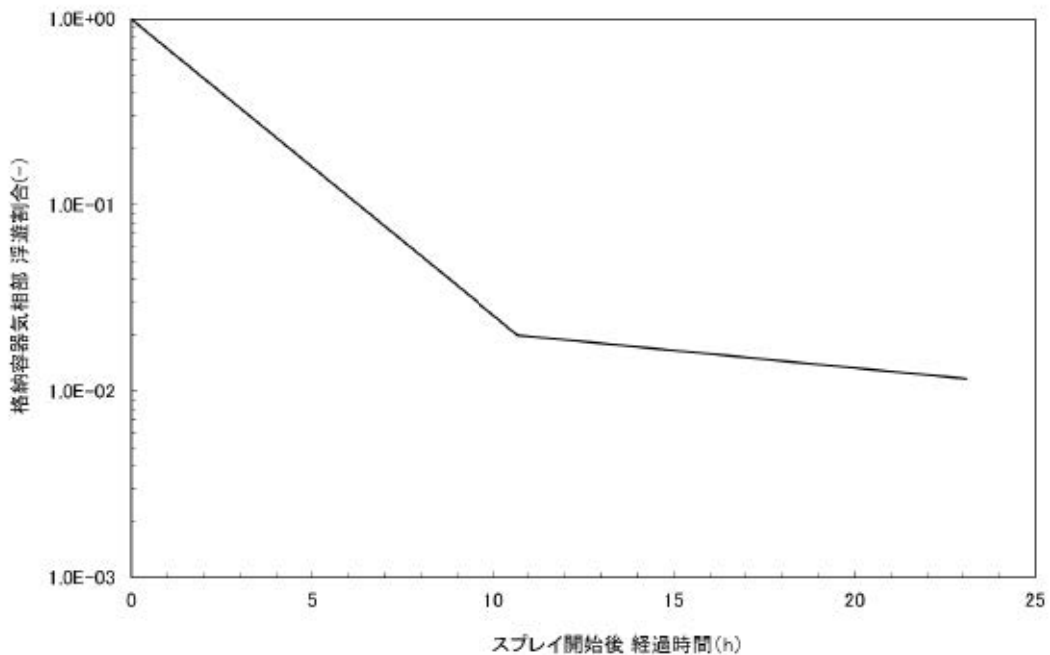
なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点の DF を「カットオフ DF」と定義し、SRP6.5.2 にて提案されているカットオフ DF と同じ 50 と設定した。SRP6.5.2 ではカットオフ DF が 50 を到達以降は、E/D を 1/10 とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフ DF50 を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7 として除去速度を算出した。

以上のことから、本評価におけるスプレイによるエアロゾル除去速度として第 1 表のように設定した。

また、第 1 表をグラフで表したスプレイ除去効果のモデルを第 1 図に示す。

第 1 表 エアロゾル除去速度

カットオフ DF	エアロゾル除去速度
DF < 50	0.36 (1/時)
DF ≥ 50	0.043 (1/時)



第 1 図 スプレイ除去効果のモデル

CSE データ ( "Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment" Nuclear Technology Vol.10, 1971 )

CSE での各試験での条件表を以下に示す。

TABLE II  
Experimental Conditions—CSE Spray Tests

	Run A-3	Run A-4	Run A-6	Run A-7	Run A-8	Run A-9
Atmosphere	Air	Air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Steam-air
Temperature, °F	77	77	250	250	250	250
Pressure, psia	14.6	14.6	44	50	48	44
Nozzle type	"	"	"	"	"	"
Drop MMD, $\mu^d$	1210	1210	1210	1210	770	1220
Geometric standard deviation, $\sigma$	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50
Number of nozzles	3	12	12	12	12	12
Spray rate, gal/min	12.8	48.8	49	49	50.5	145
Total spray volume, gal	510	1950	1950	1060	2020	2300
Spray solution	"	"	f	g	f	f

<sup>a</sup>Spraying Systems Co. 3/4 TG3, full cone.

<sup>b</sup>Spraying Systems Co. 3/8 A20, hollow cone.

<sup>c</sup>Spraying Systems Co. 3/4 A50, hollow cone.

<sup>d</sup>Mass median diameter.

<sup>e</sup>525 ppm boron as H<sub>2</sub>BO<sub>3</sub> in NaOH, pH 9.5.

<sup>f</sup>3000 ppm boron as H<sub>2</sub>BO<sub>3</sub> in NaOH, pH 9.5.

<sup>g</sup>3000 ppm boron as H<sub>2</sub>BO<sub>3</sub> in demineralized water pH 5.

また、この条件で得られたスプレイ効率の結果を以下に示す。

TABLE IX  
Summary of Initial Spray Washout Coefficients

Run No.	$\lambda_s$ Observed, min <sup>-1a</sup>			
	Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganic <sup>b</sup> Iodine
A-3	0.126	0.055	0.058	0.125
A-4	0.495	0.277	0.063	0.43
A-6	0.330	0.32	0.154	0.31
A-7	0.315	0.31	0	0.20
A-8	1.08	0.99	0.365	0.96
A-9	1.20	1.15	0.548	1.14

<sup>a</sup>For first spray period, corrected for natural removal on vessel surfaces.

<sup>b</sup>Includes iodine deposited on Maypack inlet.

この結果から、温度及び圧力を変化させて試験を実施した A-4, A-6 及び A-7 での "Particulate Iodine" の結果を比較すると、数割の範囲で一致しており、大きな差は生じていない。これに対し、スプレイ粒径を小さくした A-8 では、3 倍以上スプレイ効率が向上していることがわかる。

## スプレイ領域と非スプレイ領域の取り扱いについて

エアロゾルの除去効果については、参考資料に示される条件で実施された NUPEC 試験を基にスプレイ効率と液滴径の比として  $E/D=7$  を用いている。

NUPEC 試験では、下記のとおり CV 自由体積及び代替スプレイ流量を模擬してスケールダウンした体系を用いていることから、 $E/D=7$  の中に CV 内の流動の効果も加味されたものとなっている。

同様に、PWRの場合、代表プラントとして国内で運転中の大容量プラントである110万KWe級の4ループを選定した。この場合、本試験で使用する模擬格納容器は実機と比較して体積比で約1/5900であり、一方、AM条件で使用するノズル数は全数の一部（最下段からのスプレイヘッダのみ；120個程度）と少ないため、本試験で使用するスプレイノズルの個数は1個以下となる。すなわち、PWR模擬試験においては実機のスプレイノズルをそのまま使用できないため、FP除去効果に影響を及ぼすと考えられるAMスプレイ時の液滴径分布をできる限り模擬しうるシミュレータノズルを使用することとした。また、スプレイ流量に関しては、AM時のスプレイ流量が約120 ton/hrであり、これを1/5900でスケールダウンして、シミュレータノズル1個で0.34リットル/minを基準条件とした。

そのため、 $E/D=7$  を評価に用い、更に非スプレイ領域によってエアロゾルの除去が見込めない効果を取り込むことは下記のとおり保守的な扱いとなる。

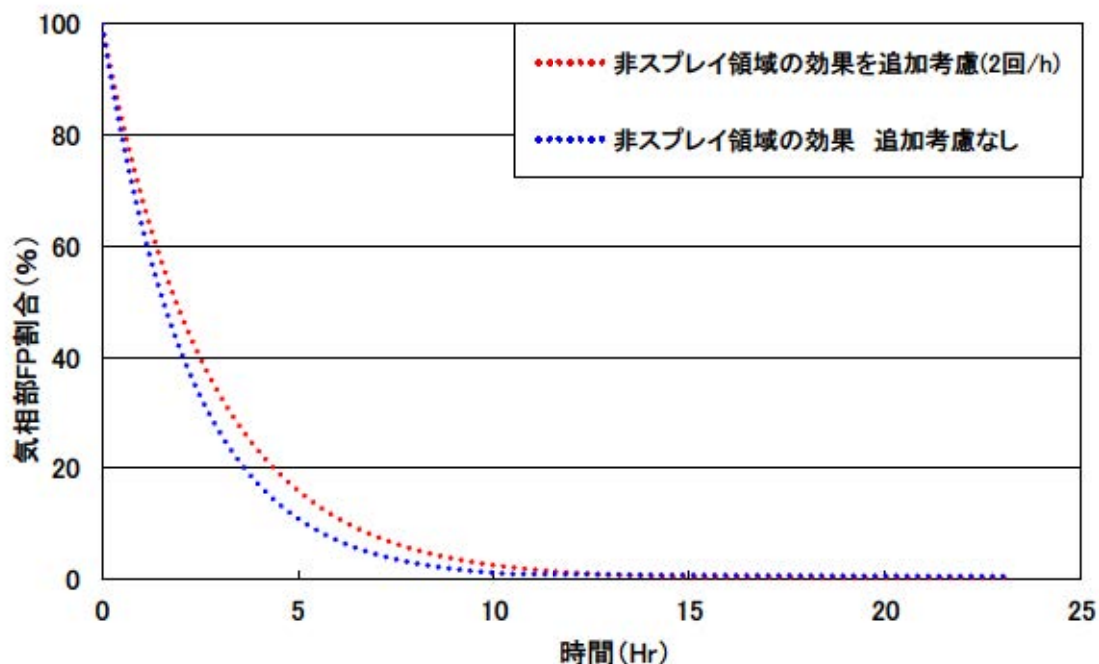


図 スプレイ除去効果の比較



## (参考資料) NUPEC PWR 模擬試験条件

表3.2-3 PWR模擬試験条件

	実機プラント	本試験	注記
対象シナリオ	AHF	同左	
対象プラント	PWR4ループ炉	同左	
CV体積	71,700m <sup>3</sup>	12.2m <sup>3</sup>	初期水量2000m <sup>3</sup> を減じる。スケール比1/5877
CV高さ	20m	同左	
スプレイノズル個数	120	1	
スプレイ流量	120m <sup>3</sup> /hr	0.34L/min	
ノズル型式	新倉EX554L	シミュレータノズル	
ノズル出口径	10mm	1.2mm	
スプレイ液滴径	1500ミクロン (平均径)	1470ミクロン (平均径)	
散布形態	約10hr 連続	同左	
スプレイ水温	303K	同左	
スプレイ水質	中性	同左	
CV初期全圧	0.52MPa	同左	
水蒸気分圧	0.39MPa	同左	
Air分圧	0.12MPa	同左	N <sub>2</sub> で代用
H <sub>2</sub> 分圧	0.01MPa	同左	Heで代用
CV初期温度	415K	同左	
CV初期水位	(不明)	100mm	BWR基本ケースに合わせた
エアロゾル種類	CsI	同左	
CsI濃度	0.01g/m <sup>3</sup>	同左	
CsI粒径	1ミクロン	同左	幾何標準偏差は2.0
試験中のCsI供給	無し	同左	
崩壊熱	3,411MWt	4.3 kW	実機は原子炉停止後10時間の崩壊熱レベル (定格出力の0.7%)、試験は一定で供給
蒸気の状態	飽和蒸気	同左	
蒸気供給高さ	CV下部	同左	

## 原子炉格納容器漏えい率の設定について

原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する事故シーケンスである「大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び CV スプレー注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。

原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍の圧力以下の場合は(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を使用する。

## (1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍以下の場合

最高使用圧力の 0.9 倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式（これまでの設計事象にて使用）より算出する。

$$\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t}}$$

$L$	:	漏えい率
$L_d$	:	設計漏えい率
$\Delta P$	:	原子炉格納容器内外差圧
$\rho$	:	原子炉格納容器内密度
$d$	:	添え字“ $d$ ”は漏えい試験時の状態を表す
$t$	:	添え字“ $t$ ”は事故時の状態を表す

## (2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合

圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の 0.9 倍より大きい場合は圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の 3 式から得られる値の内、最大の値とする。

$$\frac{L_t}{L_d} = \max \left[ \begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_t} \frac{2k_t}{k_t-1} \frac{P_t}{P_d} \frac{\left( \left( \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{1}{k_t}} - \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)}{\left( \left( \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)} \\ \left( \frac{2k_t}{k_t-1} \frac{P_t}{P_d} \frac{\rho_d}{\rho_t} \frac{\left( \left( \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{2}{k_t}} - \left( \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{k_t+1}{k_t}} \right)}{\left( \left( \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left( \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)} \right)^{\frac{1}{2}} \\ \left( \frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \frac{\rho_d}{\rho_t} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$$

圧縮性流体（層流）

圧縮性流体（乱流）

差圧流

- $P$  : 原子炉格納容器内圧力  
 $P_{leak}$  : 漏えい口出口での圧力  
 $\mu$  : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数  
 $k$  : 原子炉格納容器内の気体の比熱比  
 $P_{atm}$  : 大気圧

$$\frac{P_{leak,t}}{P_t} = \max \left( \left( \frac{2}{k_t+1} \right)^{\frac{k_t}{k_t-1}} \frac{P_{atm}}{P_t}, \frac{P_{atm}}{P_t} \right)$$

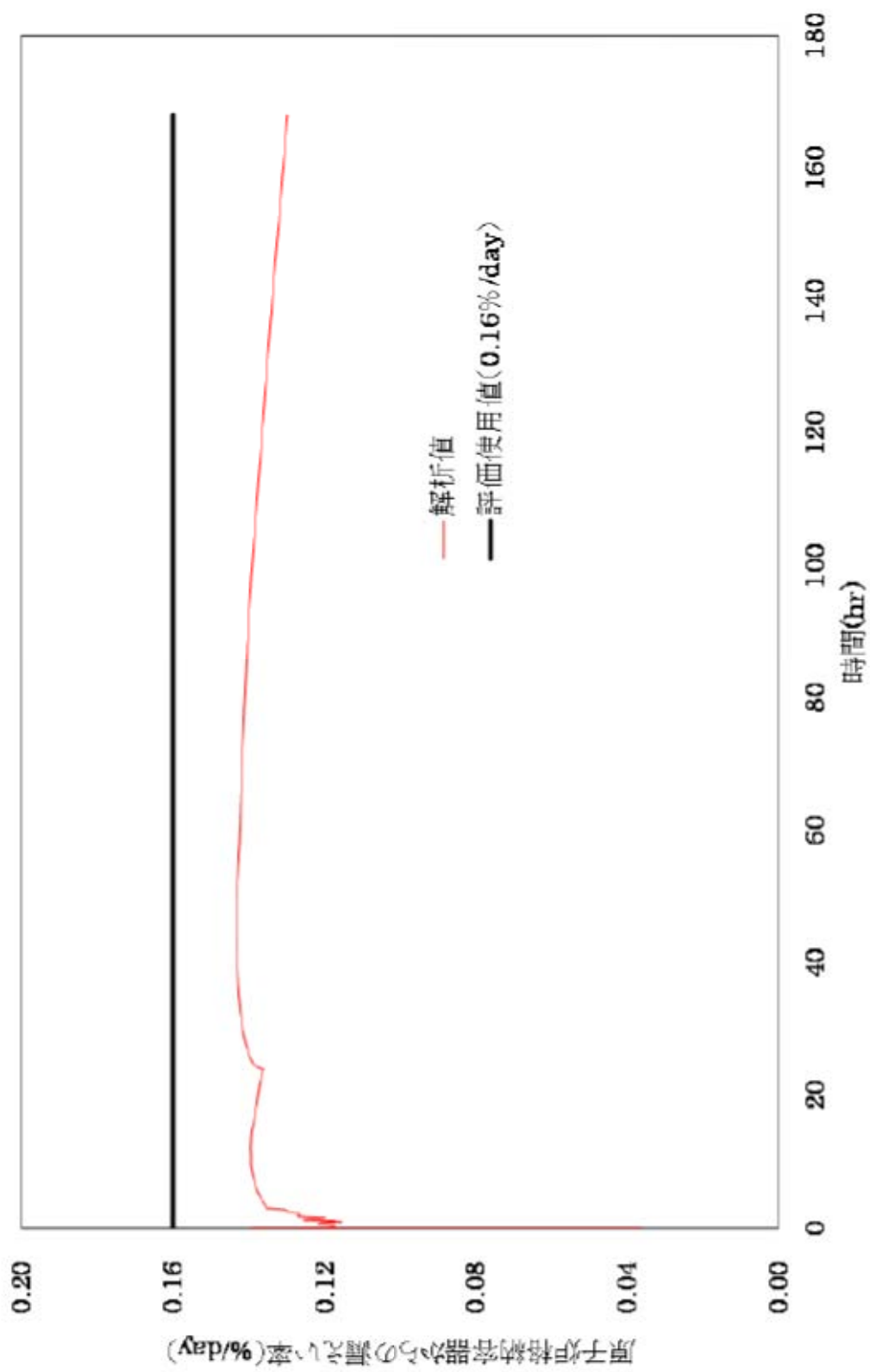
$$\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left( \left( \frac{2}{k_d+1} \right)^{\frac{k_d}{k_d-1}} \frac{P_{atm}}{P_d}, \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$$

原子炉格納容器からの漏えい率を第1図に示し、上記(1)、(2)で述べた各流況の式から得られる漏えい率を第2図に示す。

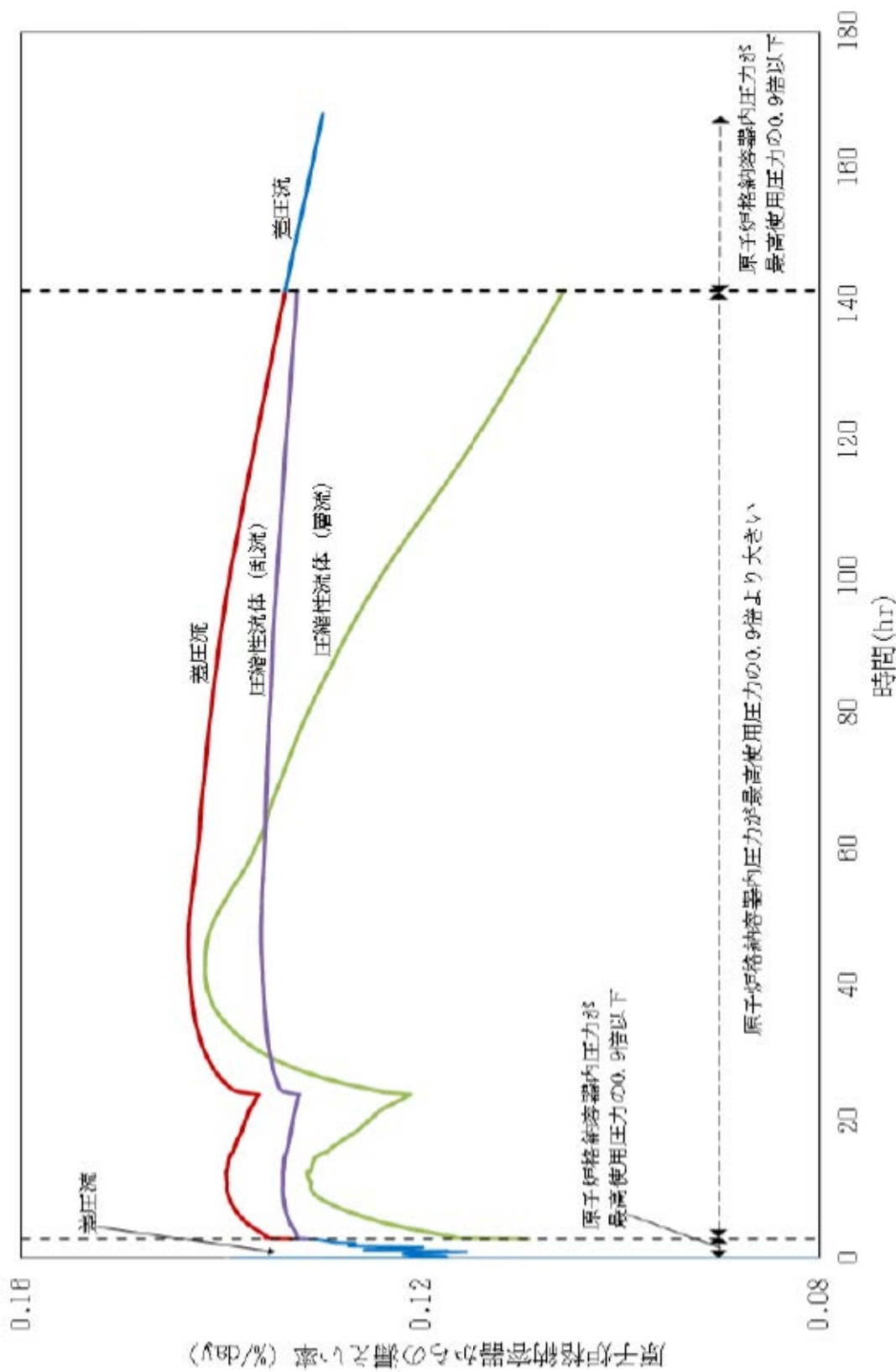
原子炉格納容器内の圧力解析結果（最高値約 0.360 MPa [gage]）に対応した漏えい率（約 0.144%/日）に余裕を見込んだ値として、原子炉格納容器からの漏えい率を事故期間（7日間）中 0.16%/日一定に設定している。この時、漏えい率 0.16% に対する原子炉格納容器圧力は、最も小さい圧縮性流体（層流）を仮定したとしても、第3図に示すとおり約 0.40 MPa [gage] であり、原子炉格納容器内圧解析結果に対して余裕をみこんでいる。

なお、上式には温度の相関は直接表れないが、気体の粘性係数、比熱比等で温度影響を考慮した上で、得られる値のうち最大値を評価している。



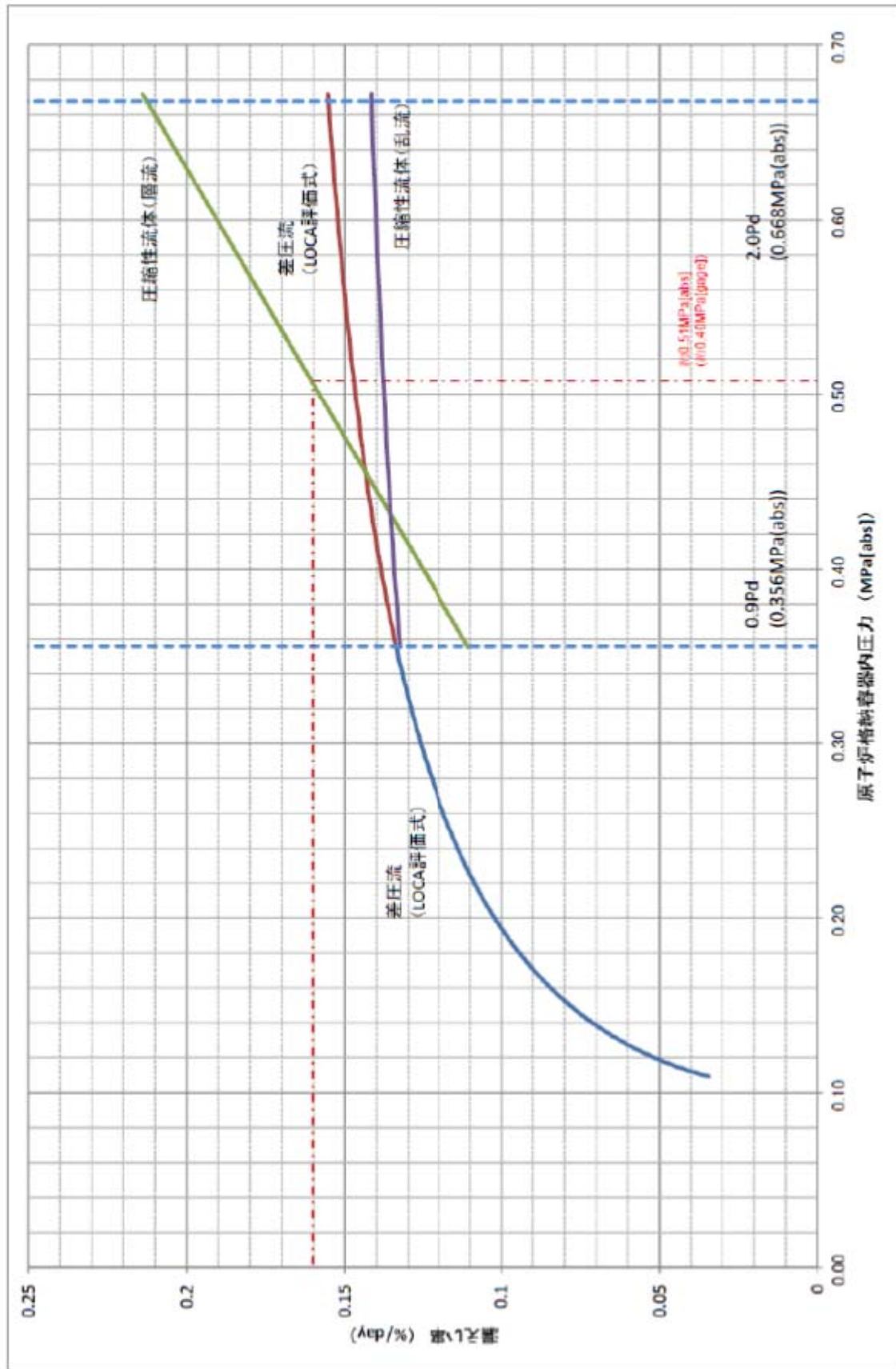


第1図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率



※ 漏えい率を比較し易い様、縦軸を0.08 %/day~0.16 %/dayに拡大している

第2図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率 (算出式別)



第3図：原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率



## アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率の設定について

### 1. 微粒子フィルタ除去効率について

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として 99 % を用いている。微粒子フィルタについては、納入前の工場検査において上記フィルタ除去効率が確保されていることを確認している。

微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。

#### ・ アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ

##### a. 温度及び湿度条件について

本評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は 150 °C 程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアニュラス内の温度が上昇する。

アニュラス内の温度は最高で 120 °C 程度までの上昇であるため、泊発電所 3 号炉のアニュラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタの最高使用温度を大幅に上回ることはなく、性能が低下することはない。なお、フィルタに捕集された放射性物質の崩壊熱による温度上昇は 1 °C 程度であり、アニュラス内温度への影響は大きいものではない。また、湿度についても、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。したがって、微粒子フィルタ除去効率 99 % は確保できる。

##### b. 保持容量について

泊発電所 3 号炉のアニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約 8.9kg/6 枚（全 12 枚のうち上流側 6 枚）である。

評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約 0.9 kg である。

これは、安定核種も踏まえて、格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。（第 3 表及び第 1 図参照）

したがって、アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率 99 % は確保できる。

第 1 表 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量

微粒子フィルタ	アニュラス空気浄化設備
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 0.9 kg
保持容量	約 8.9 kg

## 2. よう素フィルタの除去効率について

アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタは有機よう素及び元素状よう素の除去効率の評価条件として 95 %を用いている。よう素フィルタについては、定期検査時の定期事業者検査で上記除去効率が確保できていることを確認している。

### ・ アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ

#### a. 温度及び湿度条件について

よう素フィルタは、低温条件下での除去性能が低いことが分かっており、重大事故時のような温度が高い状態であれば、化学反応が進行しやすく除去効率が高くなる傾向がある。

また、湿度に対しては、低湿度の方が高い除去効率を発揮できるが、先のとおり、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはない。したがって、温度及び湿度の影響によりフィルタの性能が低下することはない。よう素フィルタ除去効率として 95 %は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、添付に示す。

#### b. 吸着容量について

泊発電所 3 号炉のアニュラス空気浄化設備のよう素フィルタの吸着容量は、約 1.4 kg/34 枚である。

評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたよう素すべてが吸着されるという保守的な仮定で評価した結果が約 20 g である。

これは、微粒子フィルタと同様の手法で評価したものである（安定核種も考慮）。ただし、よう素の化学形態は全て元素状よう素または有機よう素とした。（第 3 表及び第 2 図参照）

したがって、アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があるので、よう素フィルタ除去効率 95 %は確保できる。

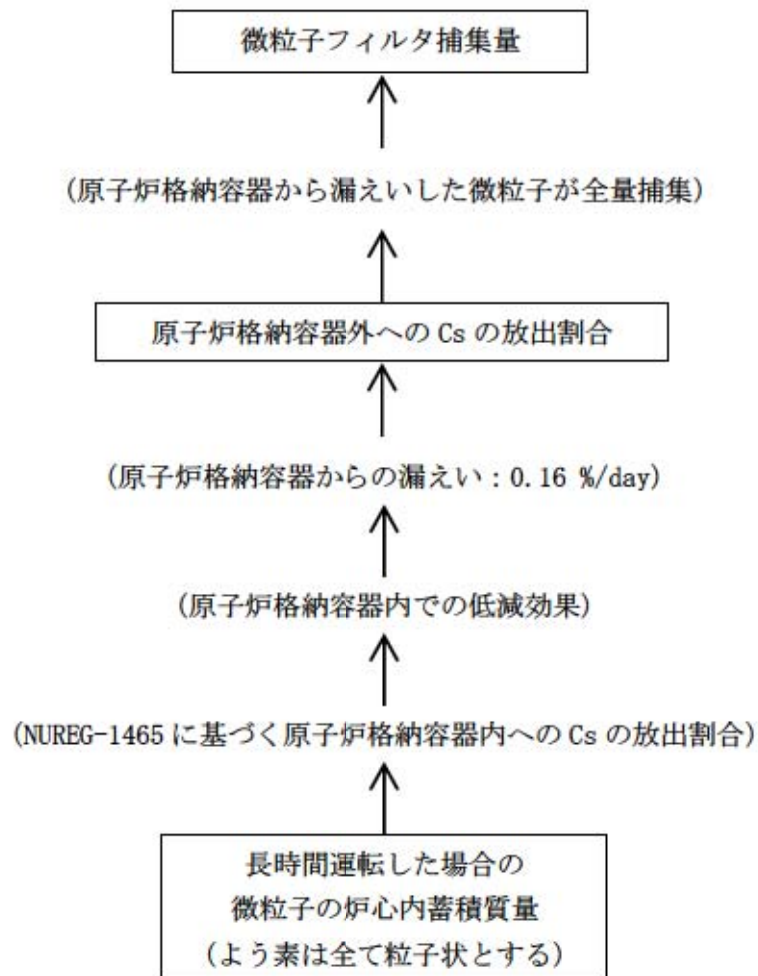
第 2 表 アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ吸着容量

よう素フィルタ	アニュラス空気浄化設備
フィルタに捕集されるよう素量	約 20 g
吸着容量	約 1.4 kg

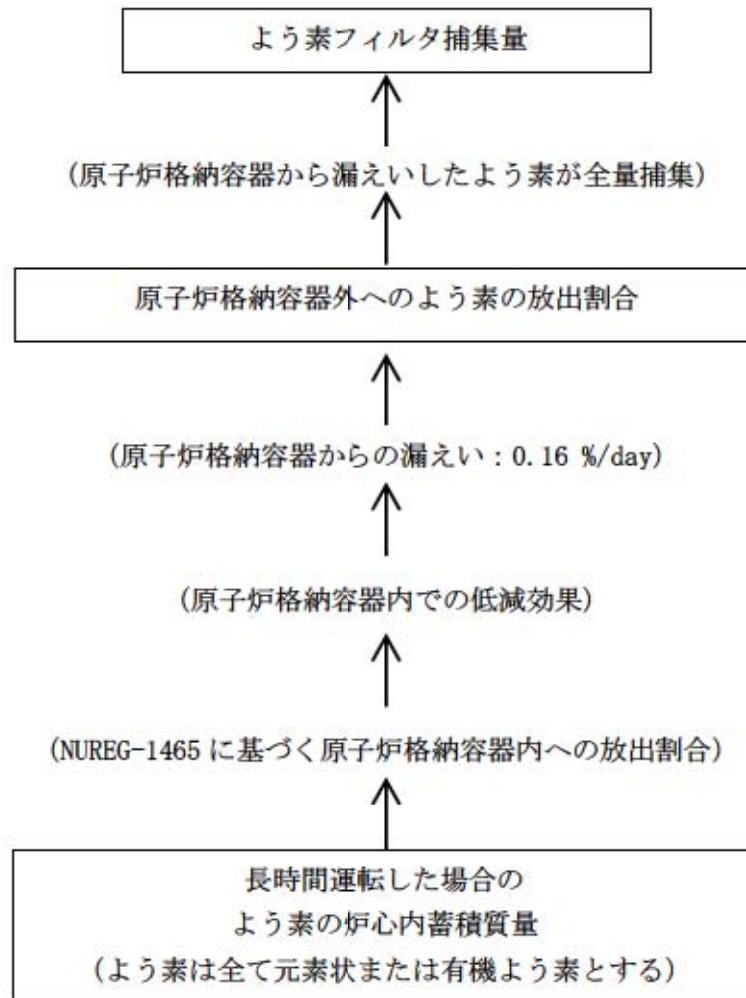
第3表 炉心内蓄積質量 (安定核種を含む)

核種	炉心内蓄積質量 (kg)
よう素類 (よう素)	2. 1E+01 (2. 0E+01)
Cs 類	3. 0E+02
Te 類	5. 0E+01
Ba 類	2. 1E+02
Ru 類	6. 9E+02
Ce 類	9. 4E+02
La 類	1. 0E+03
合計	3. 2E+03





第1図 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程



第2図 アニュラス空気浄化設備のよう素フィルタ捕集量評価の過程

よう素フィルタの湿度条件等を踏まえた除去効率の妥当性について

## (1) よう素フィルタ除去効率試験について

よう素フィルタについては、定期検査時の定期事業者検査においてよう素フィルタ除去効率試験を実施し、よう素除去性能が要求性能（除去効率95 %以上）を満足することを確認している。その際の試験条件は「温度：30 ℃，湿度：95 %RH」である。

なお、よう素フィルタは高温、低湿度の方が高い除去効率を発揮できる傾向にある。

## (2) 泊発電所の温度状況について

泊発電所の温度状況については、既設置許可添付書類六に記載の月別の最高温度の平均値、最低気温の平均値によると、最高値及び最低値はそれぞれ 25.5 ℃，-6.3 ℃である。

表 1 泊発電所周辺の温度状況（既設置許可添付書類六抜粋）

泊発電所の最寄りの気象官署	寿都測候所		小樽特別地域 気象観測所	
	8月	1月	8月	1月
最高気温月／最低気温月				
最高気温の平均値／最低気温の平均値	24.2 ℃	-5.1 ℃	25.5 ℃	-6.3 ℃



(3) 泊発電所の相対湿度状況について

最近2ヵ年（2011年及び2012年）の1月～12月までの泊発電所内の相対湿度データに関して日平均として整理した。

横軸に1年間の365日，縦軸に日平均の相対湿度を示す。この結果，95 %RH以上の相対湿度の高い日はなく，相対湿度90 %RH以上は年間13日（2011年），1日（2012年）であった。

従って，日平均の相対湿度において，フィルタの性能に影響する日平均の相対湿度95 %RHは年間通してほとんどなく，相対湿度90 %RH以上は年間最大4 %程度である。

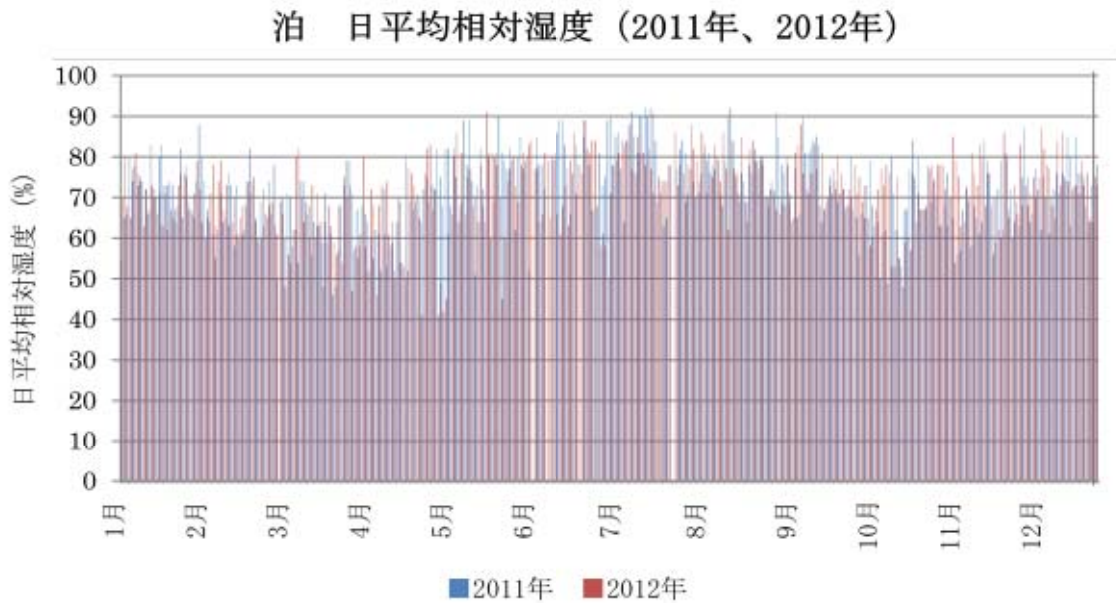


図1 2011年1月～2012年12月の日平均の相対湿度

(4) 事故時のよう素フィルタ処理空気条件について

a. アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化設備の系統構成を図2に示す。重大事故時のアニュラスには、格納容器から水蒸気が侵入し、格納容器以外から外気が侵入してくる。具体的には、格納容器からの水蒸気侵入量が約7.5 kg/h<sup>(注1)</sup>であり、格納容器以外からの水蒸気を含む空気の侵入量は、約3000 m<sup>3</sup>/h<sup>(注2)</sup>である。

泊発電所周辺の夏季及び冬季の外気の温度、湿度を(2)項より25.5℃、95%RH及び-6.3℃、95%RHとすると、重大事故時のアニュラス内空気の水蒸気分圧は、それぞれ、約4.0 kPa、約0.92 kPa<sup>(注3)</sup>となる。事故時のアニュラスは、格納容器からの伝熱により通常時の温度(40℃程度)以下になることは考えられないため、アニュラス内温度を40℃と想定した場合、この時の相対湿度は55%RH以下となり<sup>(注4)</sup>、よう素フィルタの効率は確保できる。

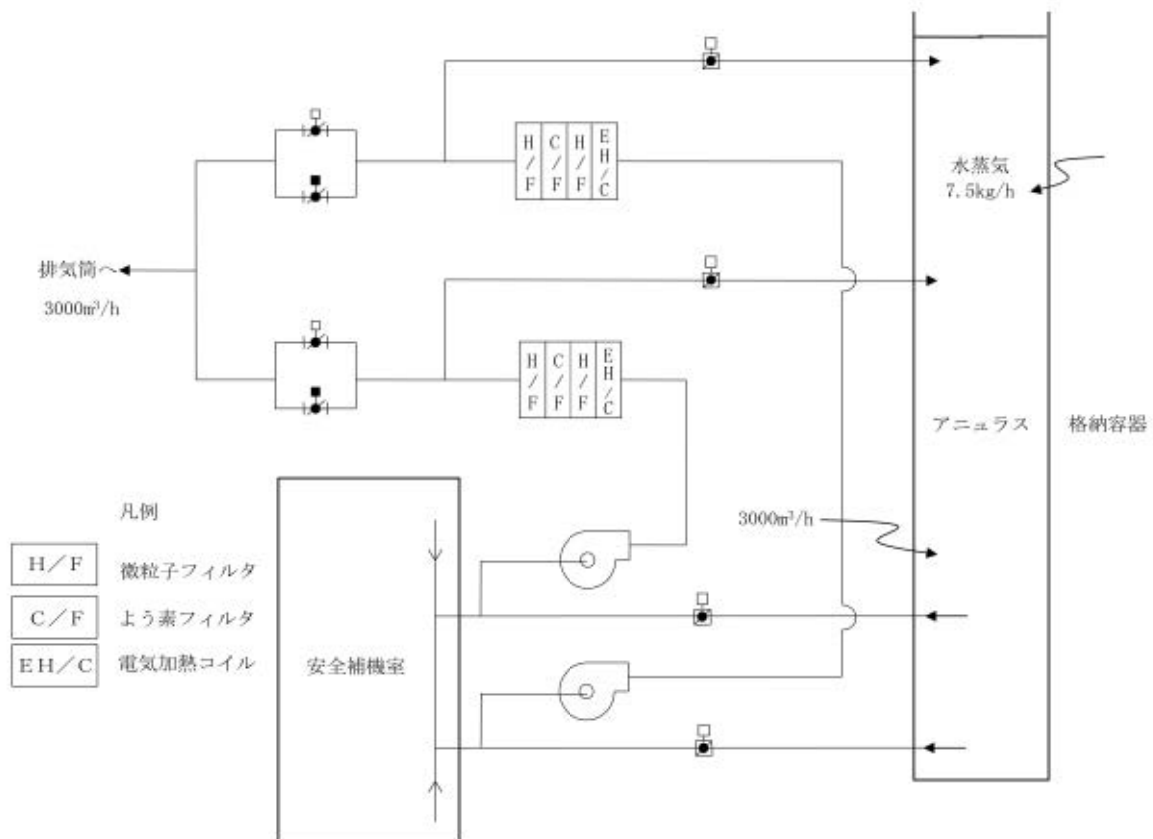


図2 泊3号炉 アニュラス空気浄化設備系統構成

(注1) 格納容器からの水蒸気侵入量は、格納容器内最大質量と格納容器漏えい率より算出している。格納容器内水蒸気最大質量は解析結果の最大値約112000 kgとし、格納容器漏えい率は被ばく評価条件0.16 %/日としている。

(注2) アニュラス少量排気量

(注3) 25.5 °C, 95 %RH及び-6.3 °C, 95 %RHの時のアニュラス内水蒸気分圧は、以下の通りとなる。

外気条件	25.5 °C, 95 %RH	-6.3 °C, 95 %RH
水蒸気密度【 $\rho_{o'}$ 】	0.024 kg/m <sup>3</sup>	0.0049 kg/m <sup>3</sup>
空気密度【 $\rho_o$ 】	1.1 kg/m <sup>3</sup>	1.3 kg/m <sup>3</sup>
アニュラス少量排気量 (L)	3000 m <sup>3</sup> /h	
CV 以外の水蒸気侵入量 【 $M_{o'} = \rho_{o'} \times L$ 】	72 kg/h	14.7 kg/h
CV 以外の空気侵入量 【 $M_o = \rho_o \times L$ 】	3300 kg/h	3900 kg/h
CV からの水蒸気侵入量 ( $M_{cv'}$ )	7.5 kg/h	
アニュラス内空気絶対湿度 【 $X = (M_{o'} + M_{cv'}) / M_o$ 】	0.025 kg' /kg	0.0057 kg' /kg
アニュラス内水蒸気分圧 【 $P_w = P \times X / (0.622 + X)$ 】 P=101.3(kPa) (大気圧)	約4.0 kPa	約0.92 kPa

(注4) 事故時のアニュラス内温度を 40 °Cとすると、40 °Cの飽和水蒸気分圧は7.4 kPaであるから、アニュラス内空気の相対湿度は、以下の通りとなる。

25.5 °C, 95 %RH時 : 4.0 kPa / 7.4 kPa × 100 = 54.1 %RH

-6.3 °C, 95 %RH時 : 0.92 kPa / 7.4 kPa × 100 = 12.5 %RH



## 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について

敷地において観測した1997年1月から1997年12月までの1年間の気象資料により解析を行うに当たり、この1年間の気象資料が長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を行った結果、代表性があると判断した。以下に検定方法及び検定結果を示す。

## (1) 検定方法

- a. 本居住性評価では、保守的に地上風（標高 20 m）の気象データを使用して被ばく評価を実施しているが、気象データの代表性を確認するにあたり、標高 20 m の観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する標高 84 m の観測記録を用いて検定を行った。
- b. データ統計期間  
統計年：2003年1月～2012年12月（10年間）  
検定年：1997年1月～1997年12月
- c. 検定方法  
異常年かどうか、F分布検定により検定を行った。

## (2) 検定結果

第1表に検定結果を示す。また、標高 20 m での棄却検定表（風向別出現頻度）及び（風速階級別出現頻度）を第2表及び第3表に、標高 84 m での棄却検定表を第4表及び第5表に示す。

標高 20 m、標高 84 m での観測点共に 27 項目のうち、有意水準（危険率）5 % で棄却された項目は、標高 20 m は 0 個、標高 84 m は 3 個（風向（1 項目）及び風速階級（2 項目））であり、いずれも過去の安全審査において代表性が損なわれないと判断された棄却項目数（1～3 項目）の範囲に入っていることから、検定年が十分長期間の気象状態を代表していると判断される。

第1表：異常年検定結果

観測点	観測項目	検 定 結 果
標高 20 m	風向別出現頻度	棄却項目なし
	風速階級別出現頻度	棄却項目なし
標高 84 m	風向別出現頻度	1 項目棄却 (風向：N)
	風速階級別出現頻度	2 項目棄却 (風速階級：0.0m/s～0.4m/s, 0.5m/s～1.4m/s)

第2表 棄却檢定表 (風向別出現頻度) (標高 20 m)

風向	地上風 標高20m, 地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却		
	統計年											棄却限界(5%)			
	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値			1977	
N	3.69	3.80	4.10	3.65	2.83	3.96	3.59	3.18	3.17	2.90	3.49	2.81	4.54	2.44	○
NNE	3.04	2.16	2.59	2.57	2.30	2.38	2.68	2.23	2.29	2.15	2.44	2.19	3.10	1.77	○
NE	3.69	3.25	3.67	2.43	2.95	2.75	3.90	4.79	3.50	3.91	3.48	4.71	5.09	1.88	○
ENE	5.62	6.44	7.06	6.36	7.34	6.84	6.04	6.78	6.77	6.66	6.59	5.95	7.77	5.41	○
E	8.58	7.80	7.60	7.70	7.86	7.84	9.57	9.27	9.65	15.28	9.12	11.46	14.60	3.64	○
ESE	17.11	14.91	14.91	18.56	14.06	16.40	16.08	10.18	11.35	9.29	14.28	11.04	21.59	6.98	○
SE	6.15	5.62	6.24	6.46	6.05	5.90	5.59	5.78	4.60	7.35	5.97	6.42	7.64	4.31	○
SSE	3.89	4.43	3.60	3.47	3.52	3.18	3.34	2.86	2.62	2.54	3.34	2.76	4.72	1.97	○
S	1.65	2.26	1.85	1.58	1.67	1.99	1.40	1.16	1.09	1.41	1.60	1.06	2.47	0.74	○
SSW	0.78	0.85	0.81	0.49	0.94	0.80	0.88	0.92	0.73	0.72	0.79	0.81	1.10	0.46	○
SW	1.22	0.79	1.39	1.12	1.26	1.26	1.54	2.42	1.60	1.75	1.44	1.84	2.48	0.39	○
WSW	3.04	2.57	2.97	2.31	2.62	2.80	3.49	4.69	3.56	2.82	3.06	4.00	4.71	1.41	○
W	5.21	6.82	7.11	6.30	6.63	5.94	7.63	11.30	10.82	7.91	7.57	9.92	12.32	2.82	○
WNW	11.94	13.21	12.41	14.31	13.54	11.56	13.05	16.42	15.98	15.40	13.78	15.49	17.80	9.77	○
NW	15.19	15.62	14.48	13.84	17.33	16.13	12.21	12.59	13.92	14.02	14.53	13.20	18.26	10.80	○
NNW	8.68	9.10	9.00	8.38	8.69	9.41	7.38	4.59	7.69	5.46	7.84	5.38	11.68	4.00	○

第3表 棄却檢定表 (風速階級別出現頻度) (標高 20 m)

風速階級 (m/s)	地上風 標高20m, 地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却		
	統計年											棄却限界(5%)			
	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値			1977	
0.0~0.4	0.51	0.35	0.50	0.47	0.40	0.86	1.64	0.85	0.64	0.43	0.67	0.95	1.57	0.00	○
0.5~1.4	9.35	7.75	7.43	6.30	7.84	12.02	11.02	10.36	7.99	6.08	8.61	11.76	13.35	3.87	○
1.5~2.4	17.64	16.21	17.10	14.66	17.38	17.02	14.65	16.55	16.38	15.84	16.34	15.14	18.82	13.86	○
2.5~3.4	13.91	13.60	14.51	13.69	14.52	13.32	13.45	13.94	13.38	13.92	13.83	14.44	14.84	12.81	○
3.5~4.4	12.21	12.04	12.33	12.41	11.29	11.65	11.41	9.88	11.04	11.83	11.61	11.92	13.42	9.80	○
4.5~5.4	10.17	9.97	10.09	11.13	9.07	9.79	9.87	8.27	9.79	12.34	10.05	9.68	12.64	7.45	○
5.5~6.4	7.49	7.52	7.45	9.21	8.07	7.72	8.12	7.32	8.05	9.34	8.03	7.13	9.73	6.33	○
6.5~7.4	5.77	5.68	5.66	6.94	6.51	5.91	6.45	5.93	6.45	5.11	6.04	5.75	7.32	4.76	○
7.5~8.4	4.99	5.04	4.40	5.20	4.97	4.26	5.03	5.01	4.26	4.31	4.75	4.55	5.66	3.93	○
8.5~9.4	3.65	4.22	3.63	4.06	4.08	4.10	4.29	4.26	4.06	3.43	3.98	4.26	4.69	3.27	○
9.5~	14.31	17.62	16.90	15.92	15.87	13.33	14.07	17.63	17.95	17.38	16.10	14.43	20.09	12.11	○



第 4 表 棄却檢定表 (風向別出現頻度) (標高 84 m)

風向	排氣筒風 標高84m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却		
	統計年														
	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1997		棄却限界(5%) 上限	下限
N	1.43	1.45	1.69	1.66	1.49	1.51	1.64	1.68	1.55	1.62	1.57	1.23	1.81	1.34	×
NNE	1.56	1.13	1.29	1.18	0.87	0.88	1.12	1.09	0.87	1.10	1.11	1.23	1.61	0.60	○
NE	3.94	3.30	2.89	2.94	3.17	2.99	3.43	3.66	3.18	3.47	3.30	3.41	4.09	2.50	○
ENE	13.76	11.13	10.66	9.93	11.60	12.06	12.02	11.42	11.13	10.25	11.40	10.87	13.97	8.82	○
E	20.98	19.55	21.08	23.79	18.84	21.01	22.30	18.44	19.47	23.30	20.88	20.26	25.23	16.52	○
ESE	5.42	5.92	6.17	6.36	5.81	5.43	4.88	4.54	3.69	5.91	5.41	5.31	7.37	3.46	○
SE	2.31	2.90	2.51	2.72	2.42	2.39	2.75	2.65	2.40	2.57	2.61	2.77	3.10	2.12	○
SSE	0.87	1.10	0.97	0.88	0.52	0.74	0.78	0.67	0.49	0.62	0.76	1.03	1.23	0.30	○
S	0.65	0.79	0.87	0.88	0.82	0.66	0.79	0.85	0.85	0.89	0.80	0.70	1.01	0.60	○
SSW	0.66	0.57	0.62	0.51	0.65	0.52	0.65	0.78	0.54	0.63	0.61	0.67	0.81	0.42	○
SW	1.04	0.89	0.81	0.88	0.81	0.95	1.03	1.50	1.10	1.10	1.01	0.61	1.49	0.53	○
WSW	3.49	3.56	3.73	3.06	4.63	4.29	4.82	5.12	4.14	3.42	4.03	3.91	5.64	2.42	○
W	12.26	13.30	12.54	13.32	16.26	14.33	16.05	19.21	19.82	16.69	15.40	14.10	21.75	9.05	○
WNW	10.70	22.22	19.04	10.22	20.38	18.46	16.14	16.42	16.42	17.00	16.90	22.17	23.40	13.28	○
NW	8.91	9.33	11.62	9.16	8.50	9.21	9.47	9.23	11.59	8.77	9.58	9.30	12.20	6.95	○
NNW	2.14	1.93	2.63	2.60	1.72	2.48	2.24	1.91	1.88	1.70	2.12	2.01	2.96	1.29	○

第 5 表 棄却檢定表 (風速階級別出現頻度) (標高 84 m)

風速階級 (m/s)	排氣筒風 標高84m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却		
	統計年														
	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011	2012	平均値	検定年 1997		棄却限界(5%) 上限	下限
0.0~0.4	0.87	0.94	0.97	0.91	1.51	1.39	0.86	0.84	0.86	0.97	1.02	0.42	1.57	0.46	×
0.5~1.4	9.15	7.98	9.08	8.32	7.89	8.79	8.74	9.88	8.87	8.82	8.75	6.11	10.15	7.36	×
1.5~2.4	16.59	14.51	16.73	14.60	16.07	16.94	15.81	16.14	14.79	15.76	15.79	15.25	17.90	13.69	○
2.5~3.4	15.47	14.78	15.18	13.88	15.54	15.24	14.30	14.39	15.33	14.30	14.84	15.10	16.24	13.45	○
3.5~4.4	11.28	11.46	11.72	11.52	11.28	11.54	11.19	10.55	11.64	11.56	11.37	11.97	12.17	10.58	○
4.5~5.4	9.86	9.47	9.19	9.68	9.28	8.96	9.40	8.27	9.17	9.02	9.23	9.91	10.27	8.19	○
5.5~6.4	6.97	7.69	7.60	7.85	7.87	7.97	7.57	7.02	7.62	7.19	7.54	8.23	8.38	6.69	○
6.5~7.4	6.34	6.61	6.12	7.85	6.75	6.84	6.88	6.31	6.47	6.23	6.60	6.49	7.64	5.56	○
7.5~8.4	4.88	5.68	5.30	6.02	5.28	5.59	5.53	5.16	5.27	5.50	5.42	5.45	6.17	4.67	○
8.5~9.4	4.72	5.25	3.98	4.66	4.63	4.01	4.85	3.95	4.23	5.24	4.55	4.91	5.72	3.38	○
9.5~	13.87	15.63	14.13	14.89	13.90	12.93	14.85	17.49	15.72	15.39	14.88	16.14	17.91	11.85	○



## 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について

## 1. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について

本評価においては、地表面への沈着を評価する際、降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を評価している。

以下に今回、湿性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定した妥当性について示す。

## 1.1 乾性沈着率と湿性沈着率の算定方法について

以下の計算式から乾性沈着率と地表沈着率（単位時間あたりの沈着量）を求める。ここでは放射性崩壊による減少効果については式に含んでいないが、別途考慮している。また、放出源からの放出が継続する時間と沈着を考慮する時間は同じとしている。

## (1) 乾性沈着率

単位放出率あたりの乾性沈着率は線量目標値評価指針の式と同様に以下の式で表される。

$$D_{di} = V_{gd} \cdot \chi / Q_0 \dots\dots\dots (1)$$

- $D_{di}$  : 単位放出率あたりの乾性沈着率 [1/m<sup>2</sup>]  
 $V_{gd}$  : 沈着速度 [m/s]  
 $\chi / Q_0$  : 地上の相対濃度 [s/m<sup>3</sup>] (地上放出時の軸上濃度)

## (2) 湿性沈着率

単位放出率あたりの湿性沈着率は線量目標値評価指針に降水時の沈着量評価の参考資料として挙げられている Chamberlain の研究報告\*より濃度を相対濃度 ( $\chi / Q$ ) で表現すると以下の式で表される。

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \int_0^{\infty} \chi / Q(z) dz \dots\dots\dots (2)$$

- $D_{ri}$  : 単位放出率あたりの湿性沈着率 [1/m<sup>2</sup>]  
 $\Lambda$  : 洗浄係数 [1/s]  
 $\chi / Q(z)$  : 鉛直方向の相対濃度分布 [s/m<sup>3</sup>]

ここで、 $\chi/Q(z)$ が正規分布をとると仮定すると、

$$D_{ri} = \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma_z \dots\dots\dots (3)$$

$\Sigma_z$  : 鉛直拡散幅[m]

$\chi/Q_0$  : 相対濃度 [ $s/m^3$ ] (鉛直方向の軸上濃度分布)

\* Chamberlain, A. C. : Aspects of Travel and Deposition of Aerosol and Vapour Cloud, AERE HP/R1261 (1955)

(3) 地表沈着率

上記(1)式と(3)式から、地表沈着率は、以下の式で表される。

$$A = D_{di} + D_{ri} = V_{gd} \cdot \chi/Q_0 + \Lambda \cdot \chi/Q_0 \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma_z \dots\dots\dots (4)$$

A : 単位時間あたりの地表沈着率 [ $1/m^2$ ]

1.2 地表面濃度評価時の地表沈着率

今回の評価においてグランドシャイン線量が大きい評価点について、地表沈着率は年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して、(1)式及び(3)式から各時間での沈着率を算出し、そのうちの年間97%積算値を取った。一方で、乾性沈着のみを考慮して年間97%積算値を想定した乾性沈着率(すなわち $\chi/Q$ の97%積算値×沈着速度)との比を(5)式のようにとると、第1表のとおり、約1.1倍であった。

$$\frac{D_{di} + D_{ri}}{D_{di}} = \frac{(V_{gd} \cdot \chi/Q_{0t} + \Lambda \cdot \chi/Q_{0t} \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma_z)_{97\%}}{V_{gd} \cdot (\chi/Q_0)_{97\%}} \dots\dots\dots (5)$$

( )<sub>97%</sub> : 年間の97%積算値

$\chi/Q_{0t}$  : 時刻tの相対濃度 [ $s/m^3$ ] (鉛直方向の軸上濃度分布)

第1表 泊発電所3号炉における湿性沈着量評価(評価点⑧)

累積出現頻度 97 %値	$\chi/Q(s/m^3)$	約 $4.4 \times 10^{-4}$
	① 乾性沈着率 ( $1/m^2$ )	約 $1.3 \times 10^{-6}$
累積出現頻度 97 %値	② 地表面沈着率 ( $1/m^2$ ) (乾性+湿性)	約 $1.5 \times 10^{-6}$
	降雨量(mm/h)	0
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.1

以上より、湿性沈着を考慮した沈着率は、 $\chi/Q$  97%積算値を使用した場合の乾性沈着率に比べ、4倍を下回る結果が得られたことから、今回の評価において湿性沈着を考慮した沈着速度

を乾性沈着の4倍とすることは保守的な評価であると考えられる。

なお、評価に使用するパラメータを第2表に示す。

第2表 地表沈着関連パラメータ

パラメータ	値	備考
乾性沈着速度 $V_{gd}$	0.3 (cm/s)	NUREG/CR-4551 Vol.2
鉛直拡散幅 $\Sigma_z$	気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{(\sigma_z^2 + cA/\pi)}$	1時間ごとの値を算出。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 建屋投影面積 <math>A</math> : 2700 (m<sup>2</sup>)</li> <li>・ 形状係数 <math>c</math> : 0.5</li> <li>・ <math>\sigma_z</math> : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)</li> </ul>
洗浄係数 $\Lambda$	$\Lambda = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s <sup>-1</sup> )  Pr : 降水強度 (mm/h)	日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準(レベル3PSA編):2008」(NUREG-1150 解析使用値として引用)
気象条件	1997年	1997年1月～1997年12月の1時間ごとの風向、風速、降水量を使用



## 2. 乾性沈着速度の設定について

乾性の沈着速度  $0.3 \text{ cm/s}$  は NUREG/CR-4551 (参考文献 1) に基づいて設定している。NUREG/CR-4551 では郊外を対象とし、郊外とは道路、芝生及び木・灌木の葉で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため、郊外における沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551 では  $0.5 \mu\text{m} \sim 5 \mu\text{m}$  の粒径に対して検討されており、種々のシビアアクシデント時の粒子状物質の粒径の検討 (添付 2 参照) から、居住性評価における粒子状物質の大部分は、この粒径範囲内にあると考えられる。

また、W.G.N. Slinn の検討によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると  $0.1 \mu\text{m} \sim 5 \mu\text{m}$  の粒径では沈着速度は  $0.3 \text{ cm/s}$  程度である。

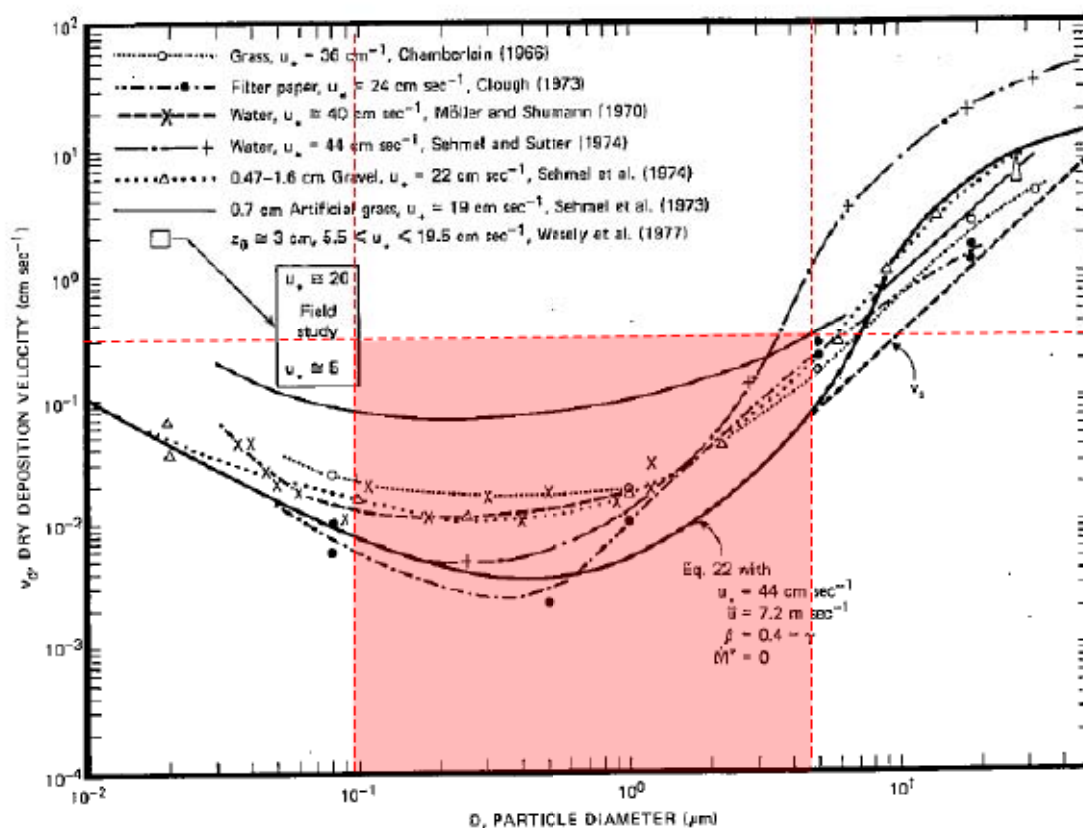


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.<sup>13-26</sup> The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for  $u_*$  and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 様々な粒径における地表面沈着速度 (参考文献 2)

また、本評価における被ばく評価へのシナリオを考慮した場合、エアロゾルの粒径の適用性は以下のとおりである。

シビアアクシデント時に、放射性物質を含むエアロゾルの放出においては、以下の除去過程が考えられる。

#### ①格納容器内での沈着による除去過程

格納容器内でのエアロゾルの重力沈降速度は、エアロゾルの粒径の二乗に比例する。例えば、エアロゾル粒径が $5\ \mu\text{m}$ の場合、その沈着率は、NUPEC 報告書（参考文献 3）より現行考慮しているエアロゾルの粒径 $1\ \mu\text{m}$ の場合に比べ 25 倍となる。したがって、粒径の大きいエアロゾルほど格納容器内に捕獲されやすくなる。

#### ②アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去過程

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタについては、最大透過粒子径 $0.15\ \mu\text{m}$ を考慮した単体試験にて、フィルタ効率性能（99.97 %以上）を確認している。

微粒子フィルタは、粒子径 $0.15\ \mu\text{m}$ が最も捕獲しにくいことが明らかとなっており（Ref. JIS Z 4812）、粒子径がこれにより大きくなると、微粒子フィルタの捕獲メカニズム（慣性衝突効果等）によりフィルタ繊維に粒子が捕獲される割合が大きくなる。以上より、 $5\ \mu\text{m}$ 以上の粒径の大きいエアロゾルは、最もフィルタを透過しやすい粒子径 $0.15\ \mu\text{m}$ に比べ相対的に捕獲されやすいといえる。

このため、本評価シナリオにおいては、アニュラス空気浄化設備起動前では上記①の除去過程にて、相対的に粒径の大きいエアロゾルは多く格納容器内に捕獲される。また、アニュラス空気浄化系起動後では、①及び②の除去過程で、 $5\ \mu\text{m}$ 以上の粒径のエアロゾルは十分に捕獲され、それら粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。

以上より、種々のシビアアクシデント時のエアロゾルの粒径の検討から粒径の大部分は $0.1\ \mu\text{m}$ ～ $5\ \mu\text{m}$ の範囲にあること、また、沈着速度が高い傾向にある粒径が大きなエアロゾルは大気へ放出されにくい傾向にあることから、本評価における乾性沈着速度として $0.3\ \text{cm/s}$ を適用できると考えている。

参考文献 1

J.L. Sprung 等: Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990

参考文献 2

W.G.N. Slinn : Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose. Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No.2, 1978

参考文献 3

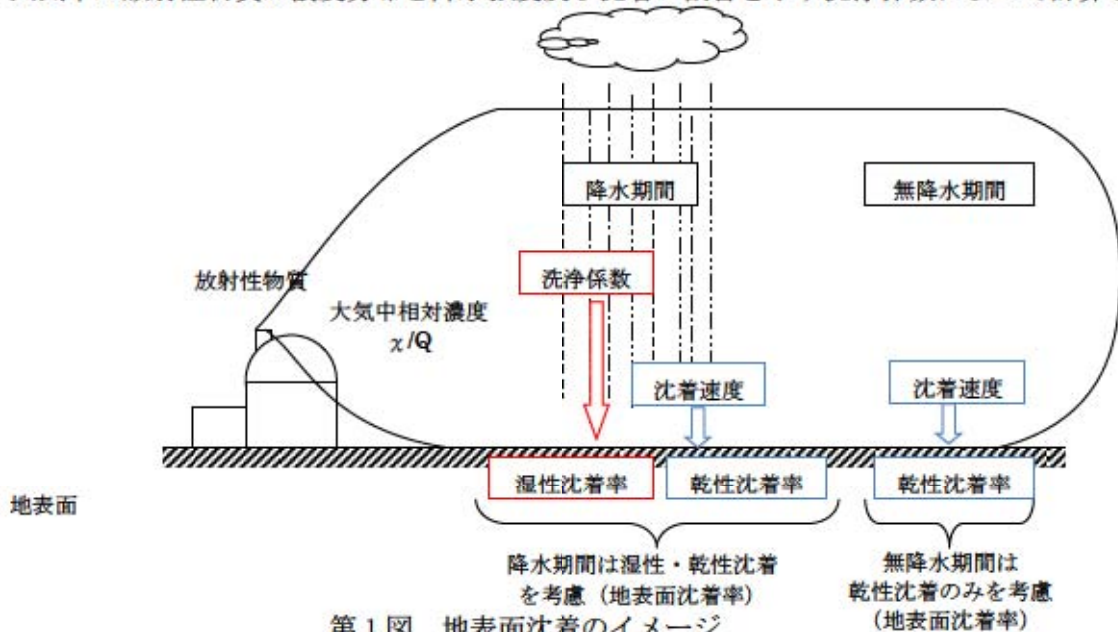
NUPEC 「平成 9 年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書 (平成 10 年 3 月)」



## 地表面沈着率の累積出現頻度 97 % 値の求め方について

## 1. 地表面沈着について

第 1 図及び式①に示すように地面への放射性物質の沈着は、乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地面に落下・沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示す洗浄係数によって計算される。



第 1 図 地表面沈着のイメージ

<地表面沈着率の計算式>

$$D = D_d + D_w = \chi/Q_0 V_g + \int \chi/Q_{(z)} \Lambda dz \quad \text{①}$$

$D$  : 地表面沈着率 ( $1/m^2$ ) (単位放出率当たり)

$D_d$  : 乾性沈着率 ( $1/m^2$ )

$D_w$  : 湿性沈着率 ( $1/m^2$ )

$\chi/Q_0$  : 地上の相対濃度 ( $s/m^3$ ) (地上放出時の軸上濃度)

$\chi/Q_{(z)}$  : 鉛直方向の相対濃度分布 ( $s/m^3$ )

$V_g$  : 沈着速度 ( $m/s$ )

$\Lambda$  : 洗浄係数 ( $1/s$ )

ただし,  $\Lambda = aP^b$

$a, b$  : 洗浄係数パラメータ (-)

$P$  : 降水強度 ( $mm/hr$ )

$z$  : 鉛直長さ ( $m$ )

## 2. 地表面沈着率の累積出現頻度 97 %値の求め方

地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されている  $\chi/Q$  の累積出現頻度 97 %値の求め方に基づいて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（第2図参照）。

(1) 各時刻における気象条件から、式①を用いて  $\chi/Q$ 、乾性沈着率、湿性沈着率を1時間ごとに算出する。なお、評価対象方位以外に風が吹いた時刻については、評価対象方位における  $\chi/Q$  がゼロとなるため、地表面沈着率（乾性沈着率+湿性沈着率）もゼロとなる。

第2図の例は、評価対象方位を NW, NNW とした場合であり、 $\chi/Q$  による乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位（NW, NNW 方位）以外の方位に風が吹いた時刻については、地表面沈着率はゼロとなる。

(2) 上記(1)で求めた1時間毎の地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ、小さい方から数えて累積出現頻度が 97 %を超えたところの沈着率を、地表面沈着率の累積出現頻度 97 %値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため、 $\chi/Q$  の累積出現頻度と異なる）。



第2図 地表面沈着率の累積出現頻度 97 %値の求め方  
(評価対象方位が NW, NNW の例)



シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について

シビアアクシデント時に CV 内で発生する放射性物質を含むエアロゾルの粒径分布として 0.1 μm～5 μm の範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。

シビアアクシデント時には CV 内にスプレイ等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し「CV 内でのエアロゾルの挙動」及び「CV 内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表 1 の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC など）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（表 1 の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表 1 に示す。

この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（CV、RCS 配管等）及び水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒径の範囲に大きな違いはなく、CV 内環境でのエアロゾルの粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。

従って、過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として、0.1 μm～5 μm の範囲のエアロゾルを想定することは妥当であると考える。

表 1 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果

番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考
①	LACE LA2 <sup>*1</sup>	約 0.5～5 (図 1 参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験。
②	NUREG/CR-5901 <sup>*2</sup>	0.25～2.5 (添付-1)	CV 内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート。
③	AECL が実施した実験 <sup>*3</sup>	0.1～3.0 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。
④	PBF-SFD <sup>*3</sup>	0.29～0.56 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した 1 次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。
⑤	PHÉBUS FP <sup>*3</sup>	0.5～0.65 (添付-2)	シビアアクシデント時の FP 挙動の実験。(左記のエアロゾル粒径は PHÉBUS FP 実験の CV 内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。)



参考文献

- ※1: J. H. Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNL  
A. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2
- ※2: D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete
- ※3: STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)5

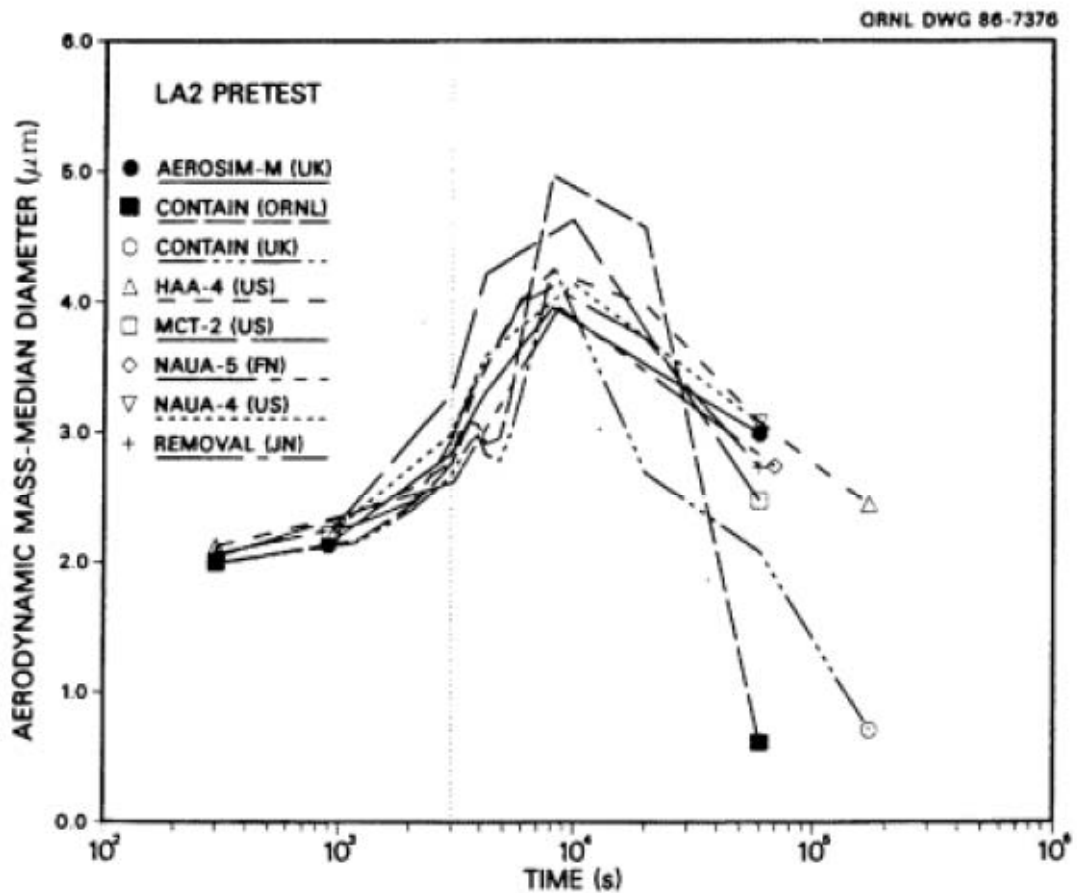


Fig. 11. LA2 pretest calculations — aerodynamic mass median diameter vs time.

第1図 LACE LA2 でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化グラフ

so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO<sub>2</sub>, H<sub>2</sub>, and H<sub>2</sub>O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.

(6) Solute Mass. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of  $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$  to  $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$ .

(7) Volume Fraction Suspended Solids. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.

(8) Density of Suspended Solids. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) or SiO<sub>2</sub> ( $\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$ ) from the concrete and UO<sub>2</sub> ( $\rho = 10 \text{ g/cm}^3$ ) or ZrO<sub>2</sub> ( $\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$ ) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm<sup>3</sup>. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO<sub>2</sub> will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.

(9) Surface Tension of Water. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be  $S\sigma(w)$  where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable  $\epsilon$  is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:

$$\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$$

where  $\sigma(w)$  is the surface tension of pure water.

(10) Mean Aerosol Particle Size. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1  $\mu\text{m}$  in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.

Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from  $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$  to  $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$ .

(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.

(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete,  $\text{UO}_2$  with a solid density of around  $10 \text{ g/cm}^3$  is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about  $5.5 \text{ g/cm}^3$  and condensed products of concrete decomposition such as  $\text{Na}_2\text{O}$ ,  $\text{K}_2\text{O}$ ,  $\text{Al}_2\text{O}_3$ ,  $\text{SiO}_2$ , and  $\text{CaO}$  with densities of  $1.3$  to  $4 \text{ g/cm}^3$  become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of  $1.5$  to  $10.0 \text{ g/cm}^3$ .

Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the  $-1/3$  power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.

(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:

$$D_b = \epsilon \left( \frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$$

where  $\epsilon$  is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:

$$D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_l / g(\rho_l - \rho_g)]^{1/2}$$

where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of  $20$  to  $120^\circ$ . The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:



## 9.2.1 *Aerosols in the RCS*

### 9.2.1.1 *AECL*

The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3  $\mu\text{m}$  formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0  $\mu\text{m}$  in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U; while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.

### 9.2.1.2 *PBF-SFD*

Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56  $\mu\text{m}$  (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56  $\mu\text{m}$ ) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and "below detection limit" is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.

## 9.2.2 *Aerosols in the containment*

### 9.2.2.1 *PHÉBUS FP*

The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4  $\mu\text{m}$  at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5  $\mu\text{m}$  before stabilizing at 3.35  $\mu\text{m}$ ; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0  $\mu\text{m}$ . Geometric-mean diameter ( $d_{50}$ ) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65  $\mu\text{m}$ ; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there

試験の概要

試験名又は報告書名等	試験の概要
AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した，1 次系での核分裂生成物の挙動についての試験。
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい，核分裂生成物及び水素の放出についての試験。
PHÉBUS FP	フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された，シビアアクシデント条件下での炉心燃料から 1 次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。

## 原子炉格納容器内冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認

重大事故等発生時に、原子炉格納容器（以下、CVという）内の温度・圧力が上昇した場合における、CV内の冷却状況の確認方法について説明する。

## 1. 現状と課題

重大事故等時におけるCV内の冷却の確認については、重大事故等時において確認可能なCV内全体雰囲気温度・圧力計により、確認できるようになっている。

しかしながら、よりの確に事故等対応の判断を行うためには、CV冷却が行われていることの確認を多様化することが望ましいことから、CV外に設置された温度計でのCV冷却状況確認の可否について検討した。

泊3号炉のCV外温度計の現状は下表のとおりであり、海水通水時の格納容器再循環ユニットの入口・出口温度計だけがトレンド監視不可で、他の温度計はトレンド監視が可能である。

冷却モード	対象ヒートシンク	CV外での温度監視方法等
余熱除去系再循環	余熱除去冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	余熱除去冷却器の入口・出口温度が、トレンド監視可能 また、 <u>原子炉補機冷却水冷却器の入口・出口温度がトレンド監視可能</u>
格納容器スプレイ系再循環	格納容器スプレイ冷却器 (原子炉補機冷却水冷却器)	格納容器スプレイ冷却器の出口温度が、トレンド監視可能 また、 <u>原子炉補機冷却水冷却器の入口・出口温度がトレンド監視可能</u>
格納容器再循環ユニット冷却(補機冷却水通水)	格納容器再循環ユニット (原子炉補機冷却水冷却器)	<u>格納容器再循環ユニットの入口・出口温度(原子炉補機冷却水冷却器の出口・入口温度)が、トレンド監視可能</u>
格納容器再循環ユニット冷却(海水通水)	格納容器再循環ユニット	格納容器再循環ユニットの入口温度・出口温度ともに、トレンド監視不可。

## 2. 対応内容

上記のとおり、海水通水時の格納容器再循環ユニット以外のヒートシンクについて、熱交換が正常に行われていることを確認できる温度計が設置されている。

重大事故等時において、CV冷却状況確認は、基本的にはCV圧力監視で対応可能であるが、それに加え、CV冷却状況確認手段に多様性を持たせるために、冷却不調の場合の追加対応であること及び計測が必要となるまでに時間的な裕度があることを踏まえて、記録機能を備えた



可搬型の温度計を配備する。測定にあたっては、格納容器再循環ユニット入口配管と出口配管にて温度を計測する。

なお、重大事故等時の原子炉補機冷却水による自然対流冷却時に、沸騰防止のために原子炉補機冷却水サージタンクを加圧することから、既設の圧力計又は代替の可搬型圧力計にてサージタンクの圧力を計測する。

### 3. 可搬型温度計測の概要

#### (1) 温度計測機器の構成

温度ロガー、温度センサー、データコレクタ（データ収集用）

#### (2) 温度計の仕様

測定範囲：約 200℃まで計測可能

（格納容器過温破損（全交流動力電源喪失+補助給水失敗）における格納容器雰囲気温度の最高値（約 141℃）が計測可能であり、余裕をみても十分測定可能な範囲としている。）

重量：約 100g/台

温度センサー：配管表面に SUS バンド等で取付け（取り外し可能）

電源：リチウム電池（使用可能時間 約 10 ヶ月）

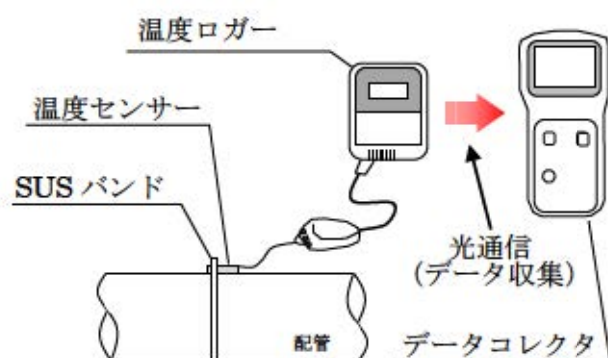
データ保有量：約 10 日分（約 1 分間隔（データ収集計算機（SPDS）相当）のデータ測定・保有が可能）

#### (3) 温度計測体制

可搬型計測器の配備に関しては、手順書を作成するとともに、必要な要員を配置し、教育・訓練等を実施する。

具体的には、当該可搬型温度計測器は可搬型大型送水ポンプ車による格納容器再循環ユニットへの海水の通水の際及び中央制御室での監視が不可となった際に使用するため、可搬型温度計測器の設置は運転員にて行うこととし、温度監視は運転員が行うこととし、社内マニュアルに反映する。

#### (4) 温度計取付け模式図



枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません

- ・現場に温度センサー及び温度ロガーを設置して温度測定を実施。
- ・データの吸い上げは現場で可能。
- ・データコレクタにより、温度のトレンドが確認可能

#### 4. 重大事故等時の格納容器再循環ユニット出入口温度差の監視

重大事故等時において、格納容器内自然対流冷却を実施する場合は、原子炉補機冷却水配管に温度センサーを取付け、被ばく低減のため格納容器から離れた場所で可搬型温度計測装置により温度を監視し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を確認する。

格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施した場合の格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を表1に示す。また、重大事故等時の格納容器再循環ユニットの除熱性能曲線を図1に示す。この出入口温度差と実際の出入口温度差を比較し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を確認する。

CV圧力	飽和蒸気温度 (°C)	除熱量 (MW/台)	冷却水流量 (m <sup>3</sup> /h)	出入口温度差 (°C)
0.283MPa[gage]時 (最高使用圧力時)	132	約5.6	82	約60
0.566MPa[gage]時 (最高使用圧力2倍)	155	約6.5	82	約70

表1 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却時の出入口温度



図1 重大事故等時の格納容器再循環ユニットの除熱性能曲線

枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません





	温度測定位置	温度確認箇所及び確認方法
①	余熱除去冷却器入口	中央指示・PCCS
②	余熱除去冷却器出口	
③	格納容器スプレイ冷却器出口	中央指示・PCCS
④	原子炉補機冷却水戻り母管	中央指示・PCCS
⑤	原子炉補機冷却水冷却器出口	
㊦	格納容器再循環ユニット入口補機冷却水	可搬型温度計測装置
㊧	格納容器再循環ユニット出口補機冷却水	

	計器名称	確認方法
㊦	原子炉補機冷却水 サージタンク圧力（AM用）	現場指示計
㊧	原子炉補機冷却水 サージタンク圧力（可搬型）	現場指示計

## 炉心損傷時におけるC/V破損防止等操作について

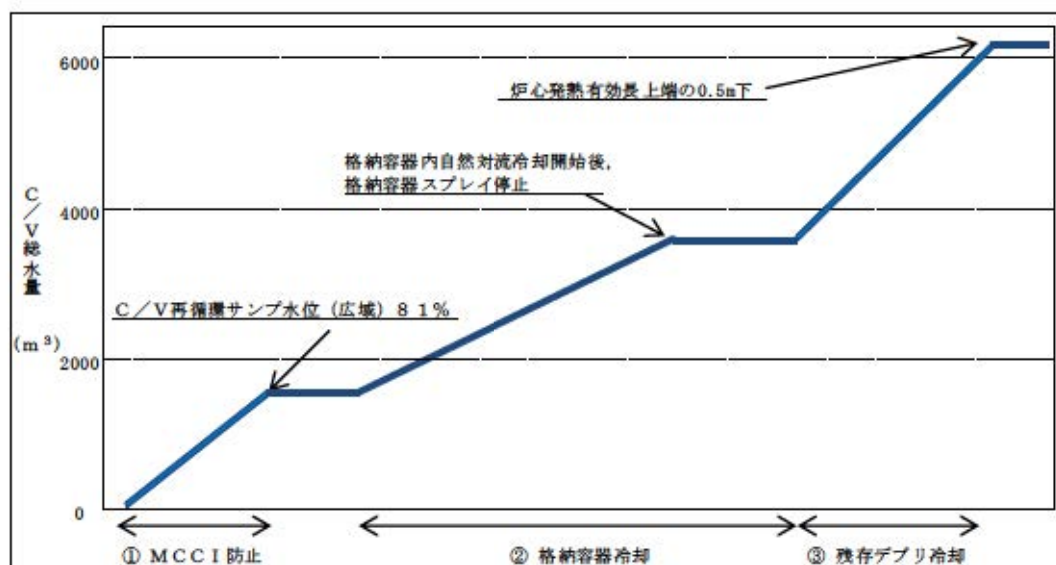
重大事故発生時は、MCCI防止のため代替格納容器スプレイポンプ等による格納容器スプレイにて原子炉下部キャビティ室に注水する必要がある。さらに、原子炉格納容器（以下、C/Vという）圧力が高い状態では、格納容器スプレイによる冷却（減圧）を実施し、海水による自然対流冷却準備が整えば、格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却に移行し、格納容器スプレイを停止する。格納容器スプレイ又は自然対流冷却による冷却（減圧）中は、1Pd（0.283MPa）－0.05MPaとなれば格納容器内の冷却を停止する。また、原子炉容器内に残存デブリの徴候が見られた場合又は、残存デブリの冷却が必要な場合は、格納容器水位の設定位置（炉心発熱有効長上端の0.5m下）までC/V内へ注水する。

以下に、MCCI防止対応から残存デブリ冷却までの操作におけるC/V注水量の関係について整理する。

## (1) 対応操作概要

各操作目的、対応操作概要及び各対応操作に対するC/V注水量の関係を示す。

	操作目的	対応操作概要	技術的能力に係る審査基準
①	MCCI防止	・代替格納容器スプレイポンプ等により格納容器へスプレイし、格納容器再循環サンプ水位（広域）が81%になればスプレイを停止する。	「1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等」にて整理
②	格納容器冷却	・C/V圧力が0.283MPa以上であれば、代替格納容器スプレイポンプ等によるスプレイを実施する。格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却を開始すれば、格納容器スプレイは停止する。格納容器スプレイ又は自然対流冷却による冷却中、C/V圧力が1Pd-0.05MPaまで低下すれば冷却を停止する。	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整理
③	残存デブリ冷却	・格納容器冷却中にR/Vに残存デブリの徴候*が見られた場合は、格納容器水位の設定位置（炉心発熱有効長上端の0.5m下）まで格納容器又は代替格納容器スプレイにより格納容器内へ注水する。 *：徴候は、C/V圧力、温度等の上昇により確認する。	「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整理



(2) 炉心損傷後における格納容器内の水素濃度を考慮した減圧運用について

炉心損傷時にはZr-水反応等により水素が発生することから、格納容器内を減圧する際は水素分圧の上昇による水素濃度の上昇に留意し、爆轟に至らないように配慮する必要がある。

a. 炉心損傷時の原子炉格納容器減圧運用

炉心損傷後における原子炉格納容器減圧操作時は、減圧に伴い水素濃度が高くなることから、爆轟領域である水素濃度13 vol%（ドライ）を超えないように配慮する。

そのため、以下の水素濃度を目安に減圧運用を行う。

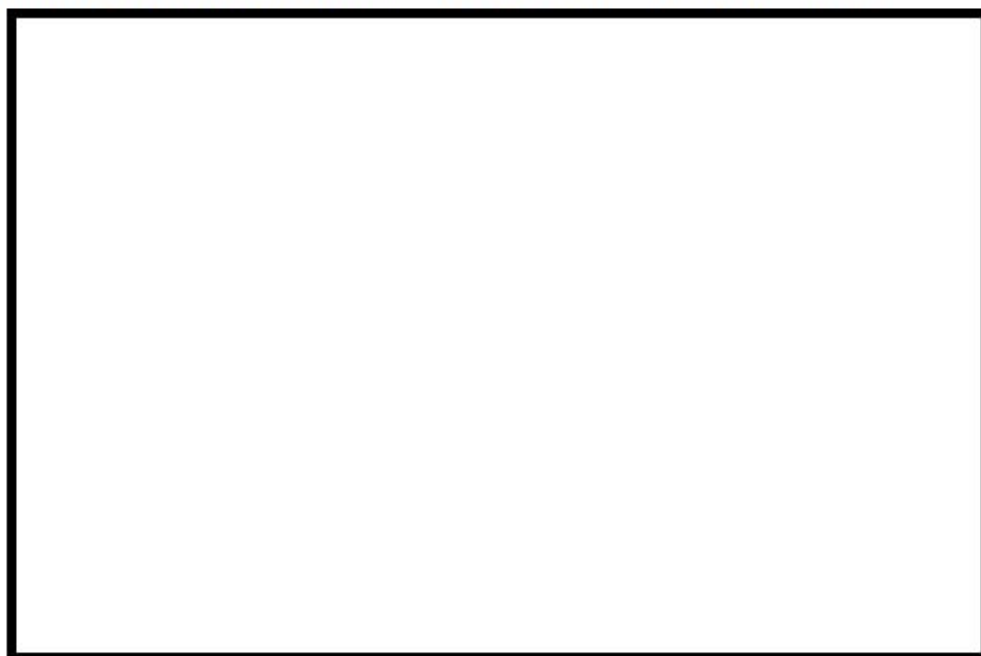
水素濃度目安：8 vol%（ドライ）\*

\*ただし、減圧を継続する必要がある場合は、8 vol%（ドライ）以上であっても操作の実効性と悪影響を評価し、減圧を継続することもありうる。

炉心損傷後の原子炉格納容器減圧操作については、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力（0.283 MPa）から0.05 MPa [gage]）に達すれば停止する手順としており、この運用により図1に示すとおり100%のZr-水反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止することができる。また、水素濃度は、格納容器内水素濃度計で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が8 vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続できる。

（参考：図2に爆轟領域と可燃領域を示した空気、水素、水蒸気の3元図を示す。また、図1に示す75%及び100%のZr-水反応時の空気、水素、水蒸気の関係も示す。）

なお、図1は気体の状態方程式を用い、全炉心内のジルコニウム量の75%（100%）が水と反応した場合に、格納容器内水素濃度が均一になるものとして表したものである。計算には、格納容器内の水素濃度の観点から保守的に厳しい条件を設定している。



：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません



(参考)

- ・可燃領域  
爆轟以外の燃焼反応を起こす領域
- ・爆轟領域  
強い圧力波を伴い、音速より速い速度で燃焼が伝播する爆轟燃焼が生じる領域

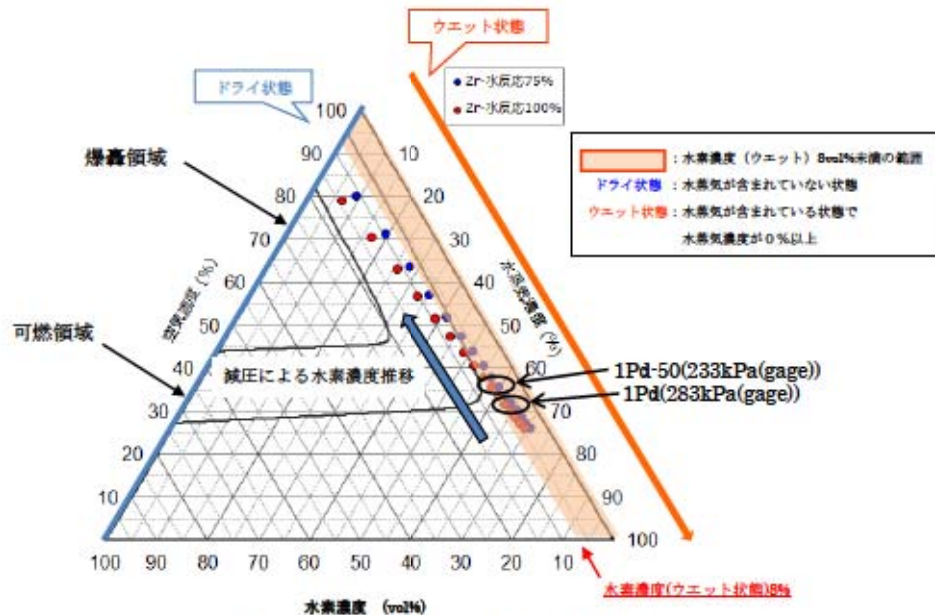


図2 空気、水素、水蒸気の3元図

図2に示した75%及び100%のZr-水反応時の空気、水素、水蒸気の関係については、C/V内を飽和状態と仮定し、気体の状態方程式に基づいて図1を作図しており、図1の横軸(格納容器内圧力)は、下図に示すとおり、水素と空気と水蒸気の各分圧の和になる。

ある温度における各ガスの分圧は、体積が一定の場合、各ガスのモル数に比例するため、1Pd (0.283MPa g [0.385MPa (abs)])時の水蒸気濃度の63%は、CV内ガス全圧(0.385MPa (abs))に対する水蒸気分圧(0.242MPa (abs))の比によって算出している。



(3) 格納容器内の局所的な水素濃度分布について

破断口があるBループ室及び原子炉下部キャビティでは、炉内 Zr-水反応で発生した水素が破断口から放出されることにより、ウェット水素濃度が比較的高くなる。原子炉下部キャビティのウェット水素濃度は13%以上となるが、その期間は短時間であり、図2のとおり3元図の爆轟領域に達していない。

従って、局所的な水素濃度評価においても、水素爆轟の可能性は低いと判断している。

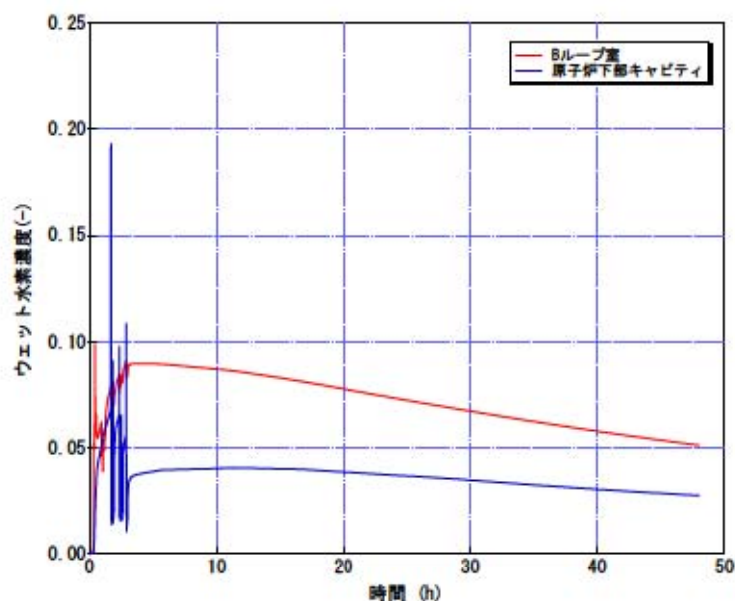


図1 水素濃度の推移

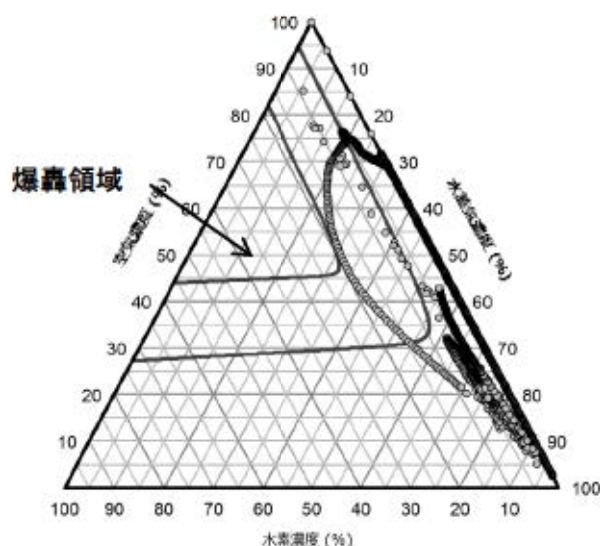


図2 原子炉下部キャビティの3元図

有効性評価添付資料 7.2.4.3 「GOTHIC における水素濃度分布の評価について」より抜粋

#### (4) 各対応操作時のC/V注水量管理

C/Vへの注水時は、重要機器及び重要計器の水没を防止するため、C/V内の注水量を管理する必要がある。各操作におけるC/V内注水量の管理については、以下のとおりである。

##### a. 格納容器スプレイ (MCCI防止)

格納容器スプレイ中は、原子炉下部キャビティ室の水位が早期に概ね必要水量が蓄水されていることを原子炉下部キャビティ水位により把握でき、また、格納容器再循環サンプ水位(広域)によりC/Vへの注水量を把握することができる。

##### b. 格納容器冷却(減圧)

格納容器冷却(減圧)中は、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、燃料取替用水ピット水位等によりC/Vへの注水量を把握し、また、格納容器水位により確認することで、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない高さまで注水することができる。

##### c. 残存デブリ冷却

残存デブリ冷却に伴うC/V注水中は、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、燃料取替用水ピット水位等によるC/Vへの注水量を把握し、また、格納容器水位により確認することで、炉心発熱有効長上端の0.5m下で、かつ格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない高さまで注水することができる。



(5) 格納容器内の水位検知

a. 原子炉下部キャビティ室の水位検知

原子炉下部キャビティ室水位については、格納容器最下階フロアと原子炉下部キャビティ室の間が連通管及び小扉を經由して原子炉下部キャビティ室へ流入する経路が確保されており、格納容器内の水位が T.P. 12.1mフロアを超え格納容器再循環サンプが満水となれば格納容器再循環サンプ水位計により計測が可能である。

更なる監視性向上のため、熔融炉心が原子炉容器を貫通した際の MCCI を抑制することができる水量が蓄水されていることを直接検知する電極式水位監視装置を設置する。

検知器の設置位置は、解析によって示される MCCI を抑制するための必要水量等には不確かさが含まれるため、早期に概ね必要水量が蓄水されていることを確認する位置として、保守的に原子炉容器破損時に炉心燃料の全量（約 [ ] が落下した場合の早期冷却固化に必要な水量（約 [ ] T.P. 約 [ ] より 0.1m 低い T.P. 約 [ ] に設置する。（図 1， 2 参照）

b. 格納容器内の水位検知

格納容器内の水位については、格納容器再循環サンプ水位計による計測に加え、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量計等により測定した注水量から水位の把握が可能であるが、更なる監視性向上のため、格納容器注水を行う際の上限レベルを直接検知する電極式水位監視装置を設置する。（図 1 参照）

検知器の設置位置は、炉心冷却性も十分確保できる位置として、炉心発熱有効長上端（T.P. 約 [ ] の 0.5m 下（T.P. 約 [ ] に設置する。

[ ] : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

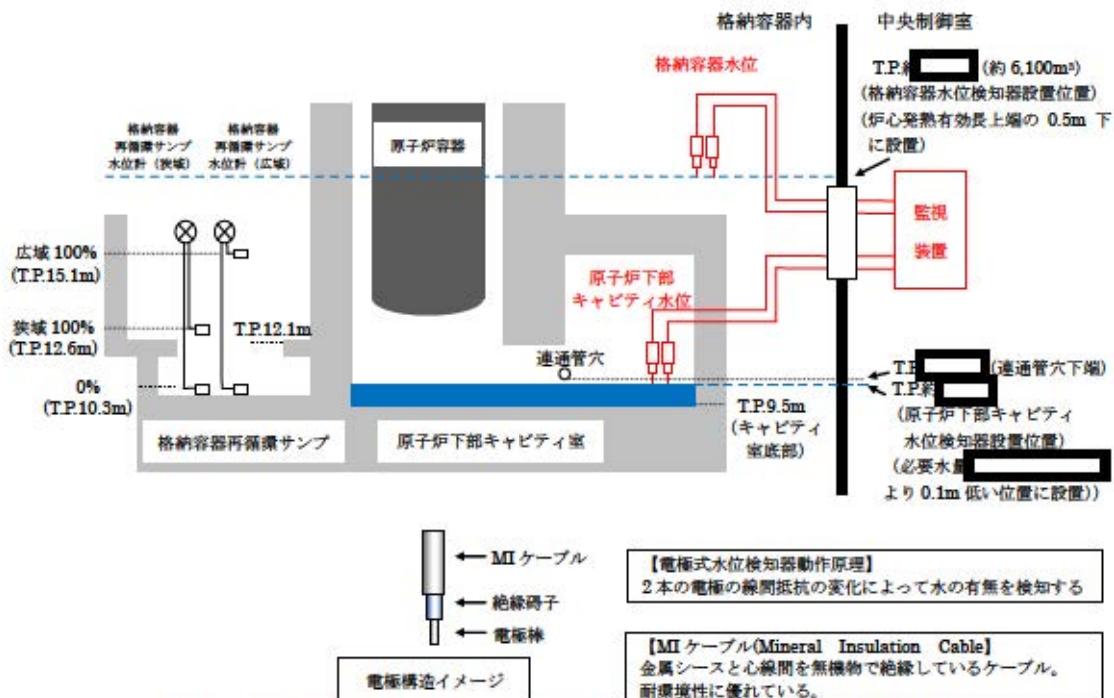



図 1. 原子炉下部キャビティ水位・格納容器水位監視装置概要図

[ ] : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません

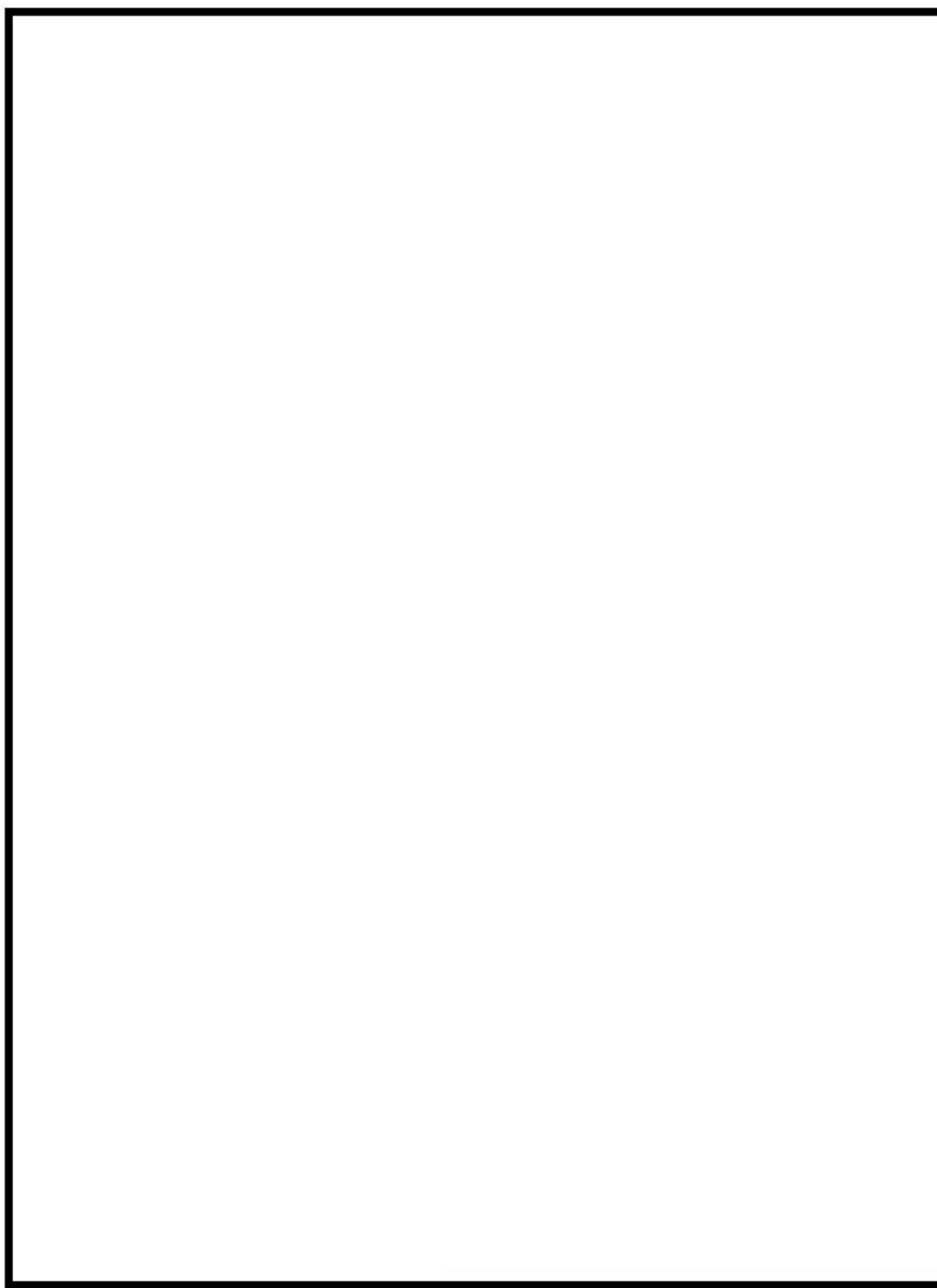


図 2. 格納容器内への注水量と水位の関係

 : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません

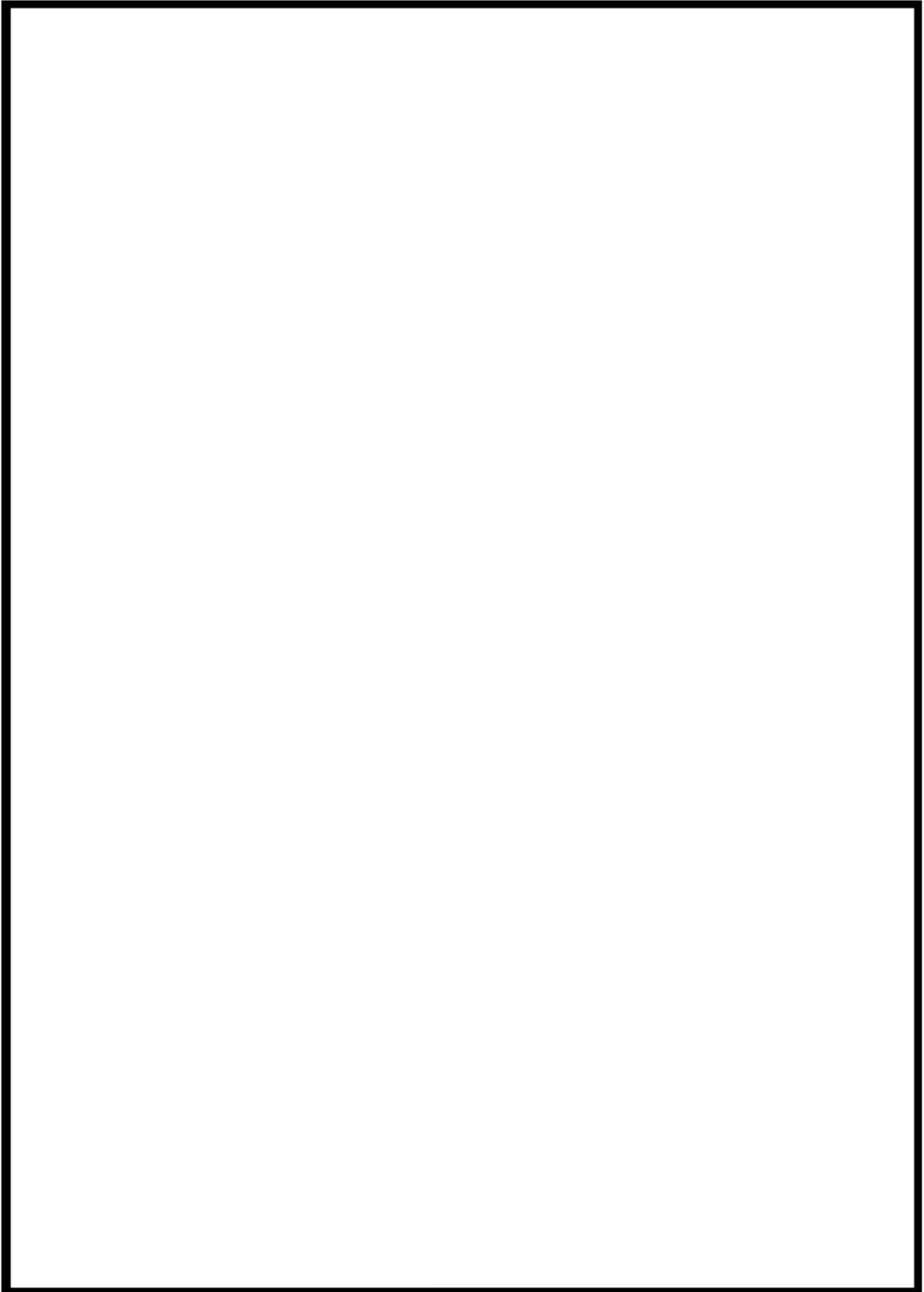
(6) 格納容器内水量と格納容器内水位の関係

格納容器内水量と格納容器内水位の関係について、以下の図のとおりである。



: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません





: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません

(7) 格納容器圧力計が使用できない場合のスプレイ停止判断について

重大事故時は、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却が開始すれば、格納容器スプレイを停止するが、原子炉容器内に残存デブリの徴候が見られた場合又は、残存デブリの冷却が必要な場合は、格納容器水位の設定位置（T.P. [ ] m 炉心発熱有効長上端の 0.5m 下）まで C/V 内へ注水する。

格納容器再循環サンプ水位（広域）81%から格納容器水位の設定位置までに設置されている格納容器圧力計は4台（T.P. 約 [ ] m）使用できなくなるものの、2台の格納容器圧力計は格納容器水位の設定位置、かつ格納容器再循環ユニットダクト開放部よりも高い位置（T.P. 約 [ ] m）にあるため C/V 圧力は監視可能である。

また格納容器内温度計は、十分な高所（T.P. 約 [ ] m）に設置しており、水没の可能性は極めて低く、格納容器圧力計が動作不能となった場合でも、C/V 内の温度変化を監視することで、飽和蒸気圧力と飽和蒸気温度の相関関係から C/V 圧力を推定することができる。

[ ] : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません

(8) 原子炉下部キャビティ室への流入について

a. 原子炉下部キャビティ室への流入経路

原子炉格納容器にスプレイされた水は、図1、図2、図3に示すとおり、格納容器最下階フロアに流下する。主な流下経路は以下のとおり。

- ① 格納容器とフロア床最外周部の隙間
- ② 各フロアの外周通路部の階段・開口部（ハッチ等）
- ③ ループ室内の床のグレーチング
- ④ 原子炉キャビティ底部に設置した格納容器最下階への連通管（6 B×2）

さらに格納容器最下階フロアの加圧器逃がしタンクエリアに溜まった水は、以下の経路により原子炉下部キャビティ室に流入する。（なお、RCS配管破断水も同様の経路で原子炉下部キャビティ室に流入する。

- ⑤ 格納容器最下階フロアの加圧器逃がしタンクエリアから原子炉下部キャビティ室に通じる連通管（6 B×1）
- ⑥ C/Vサンプから下部キャビティ室に通じる床ドレン配管を逆流（4 B×1）

また原子炉容器付近にスプレイされた水の一部は、下記の経路からも直接原子炉下部キャビティ室に流下する。

- ⑦ 原子炉容器と原子炉下部キャビティの隙間（原子炉容器シールリング部、原子炉容器と1次遮蔽コンクリートの隙間）

また、更なる信頼性の向上を図るため、原子炉下部キャビティ室への入口扉に開口部（小扉）を設置し、原子炉下部キャビティ室へ繋がる通水経路の多重性を確保した。

- ⑧ 原子炉下部キャビティ室への入口扉の小扉（200mm×500mm）



- : 原子炉下部キャビティ室への流入経路 (⑤ ⑥ ⑦ ⑧)  
→ } : 格納容器最下階への流入経路 (① ② ③ ④)

全般として、水は目皿・ドレン配管や開口部を通じて最下階 (T.P. 12.1m/10.4m) に流下していく

ループ室内の床はグレーチングであり、T.P. 17.8mのフロアまで流下していく (③) さらにループ室入口から外周通路部へ流出する

格納容器鋼板とフロア床最外周部の間に隙間があり、T.P. 17.8mのフロアまで流下していく (①)

T.P. 17.8m  
T.P. 12.1m  
T.P. 10.4m

外周通路部の階段・開口部 (ハッチ等) から、最下階 (T.P. 12.1m/10.4m) に流下していく (②)

原子炉下部キャビティ室への流入経路の多重性を確保するため、下部キャビティ室への入口扉に小扉 (200mm×500mm) を設置する (⑧)



C/Vサンプル

原子炉下部キャビティ室への流入性を確保するため、格納容器最下階の加圧器逃がしタンクエリアから下部キャビティ室に通じる連通管 (6B: 逆止弁付) を設置している (⑤) (写真は下部キャビティ室の外側から撮影)

C/Vサンプルから床ドレン配管 (4B) を逆流し、原子炉下部キャビティ室へ流入する (⑥)

原子炉キャビティ

RCS配管破断水

原子炉容器と原子炉キャビティの隙間から、原子炉下部キャビティ室へ流下する (⑦)

格納容器最下階の加圧器逃がしタンクエリア (T.P. 10.4m) に流下させるため、原子炉キャビティ底部に格納容器最下階の加圧器逃がしタンクエリアに通じる連通管 (6B×2) を設置している (④)

通常運転時は閉止フランジを取外している。定検時は燃料交換時に原子炉キャビティへ水張りするため閉止フランジを取付ける。(写真は停止時に撮影)



図1 格納容器スプレイ水及びRCS配管破断水の原子炉キャビティ室への流入経路

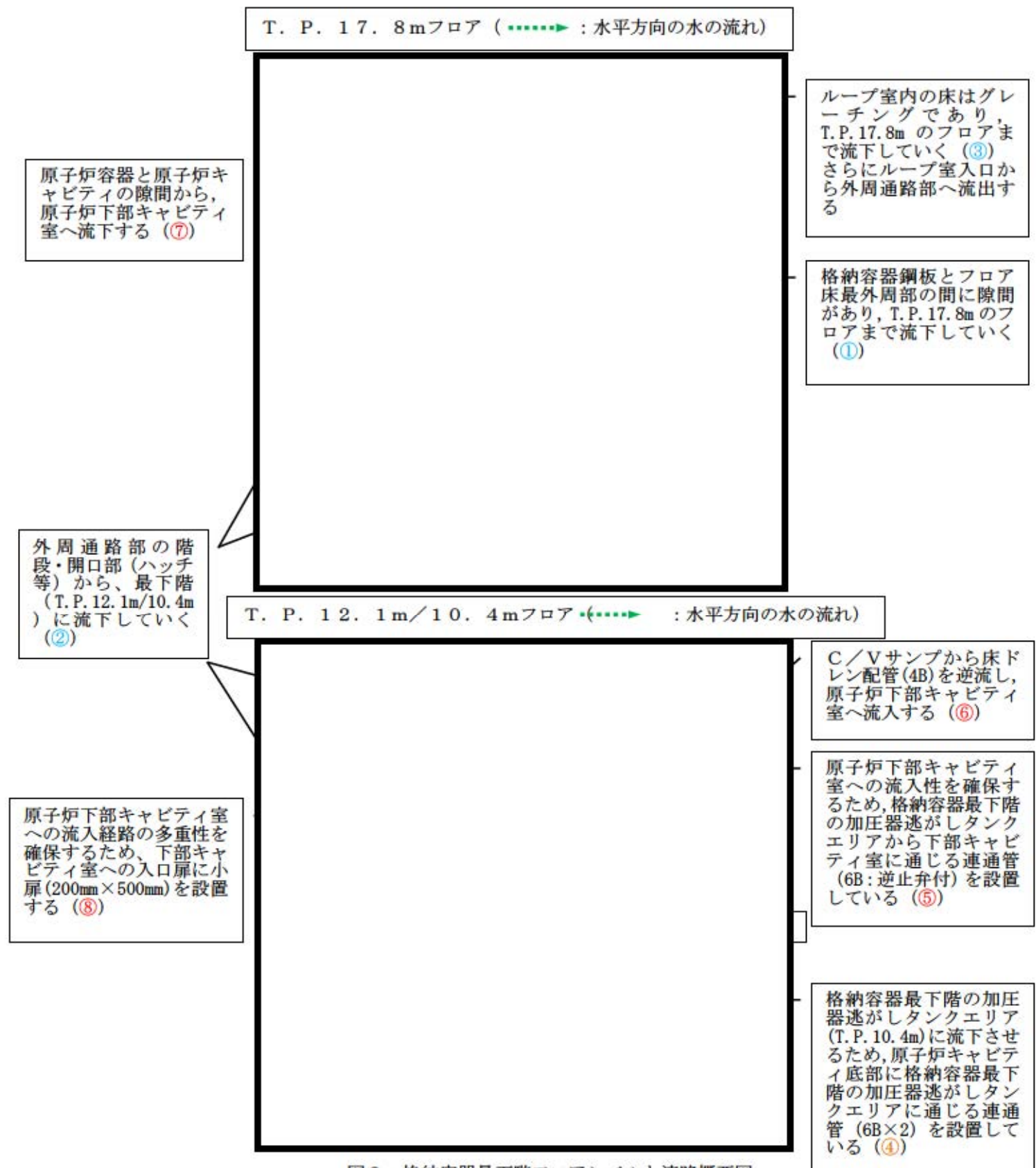
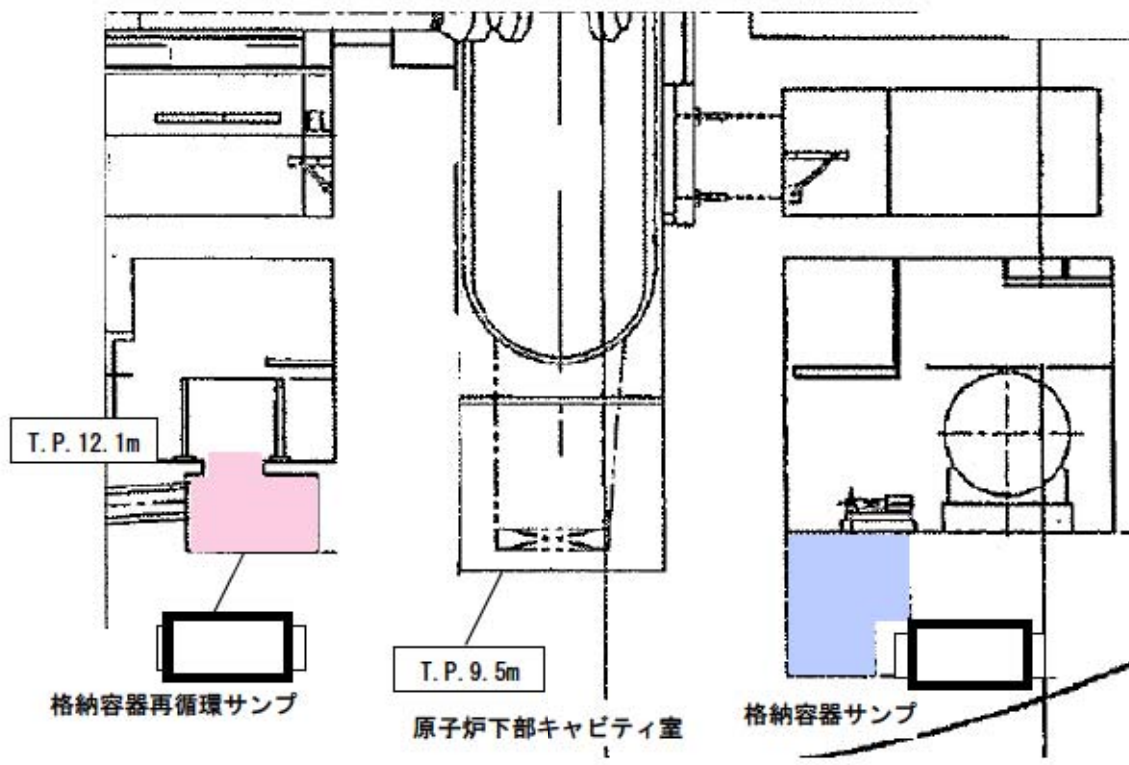


図2 格納容器最下階フロアレベルと流路概要図

は、防護上の観点から公開できません。



格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)	<div style="border: 2px solid black; width: 100px; height: 100px; margin: 0 auto;"></div>
格納容器サンプ容量	

図3. 格納容器内断面図

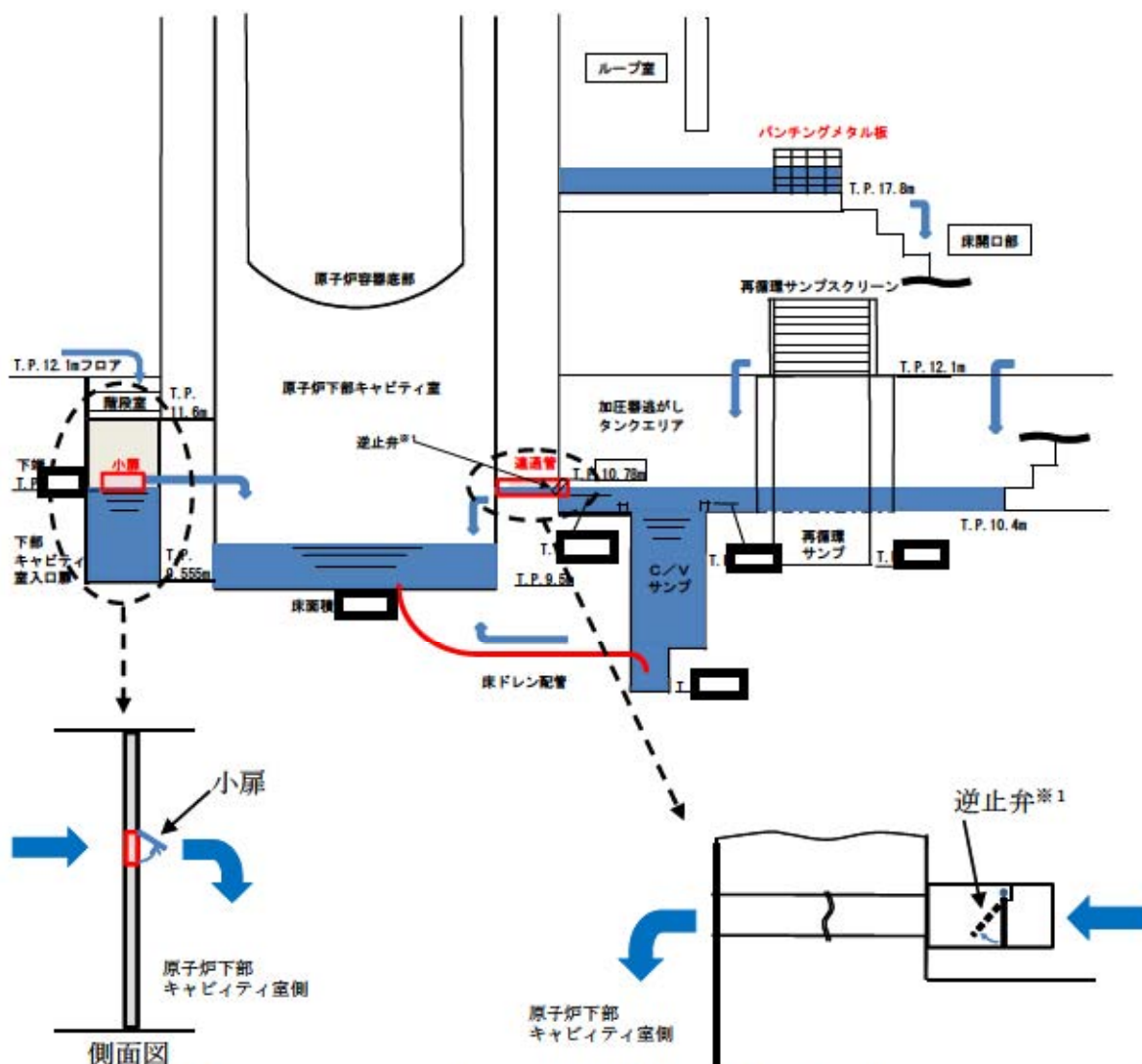
は、商業機密に属しますので公開できません。



b. 原子炉下部キャビティ室への流入箇所

格納容器の最下階エリアからは、原子炉下部キャビティ室に通じる以下の開口部（連通管及び小扉）を経由して原子炉下部キャビティ室へ流入する。

原子炉下部キャビティ室に流入する経路断面概要を図4に、また、最下階エリア及び原子炉下部キャビティ室の水位と格納容器内への注水量の関係を図5及び図6に示す。



※1 通常運転時において、原子炉下部キャビティ室と格納容器最下階エリアの空調バランスを考慮し、逆止弁を設置。

図4 原子炉キャビティ室までの流入経路断面概要図

□ は、商業機密に属しますので公開できません。



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

(a) MCC I の発生に対して最も影響の大きい「大破断 LOCA + ECCS 注入失敗 + 格納容器スプレイ失敗」(格納容器過圧破損防止) シナリオの有効性評価における解析により、原子炉容器破損時(約 1.6 時間後※2)に合計 [ ]<sup>※2</sup> の溶融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心の物量について、解析の不確かさを考慮して、泊 3 号炉に装荷される炉心有効部の全量約 [ ] と想定し、これが原子炉下部キャビティ室に落下した際に蓄水した水により冷却するのに必要な水量として約 [ ] とした。

※2 解析では、初期炉心熱出力を 2% 大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心落下量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。

(b) 大破断 LOCA 時には短時間に大流量が格納容器内へ注水されるため、連通管を主経路として原子炉下部キャビティ室に通水されるため、上図においては以下については考慮しないこととした。

- ・ C/V サンプからのドレン配管逆流による流入
- ・ 原子炉容器外周隙間からの流入

図 5 格納容器内への注水量と水位の関係

[ ] は、商業機密に属しますので公開できません。



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

- (a) 熔融炉心の物量及び必要な冷却水量の設定については、図5と同じ。
- (b) 追設する小扉の流入性確認のため、上図においては保守的に以下については考慮しないこととした。
  - ・既設の連通管からの流入
  - ・C/Vサンプからのドレン配管逆流による流入
  - ・原子炉容器外周隙間からの流入
- (c) 保守的に、大破断LOCA時の初期の流入水（RCS配管破断水（約 ））は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がしタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がしタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティ室に流入すると仮定した。
- (d) 実際にはRCS配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がしタンクエリア（既設連通管側）及び階段室（追設小扉側）に同時に流入し、階段室（追設小扉側）にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。

図6 格納容器内への注水量と水位の関係（追設小扉のみから流入の場合）

は、商業機密に属しますので公開できません。



(a) 連通管

原子炉下部キャビティ室へ水が流入するように格納容器最下階フロアから原子炉下部キャビティ室に通じる連通管を設置している。(図7)

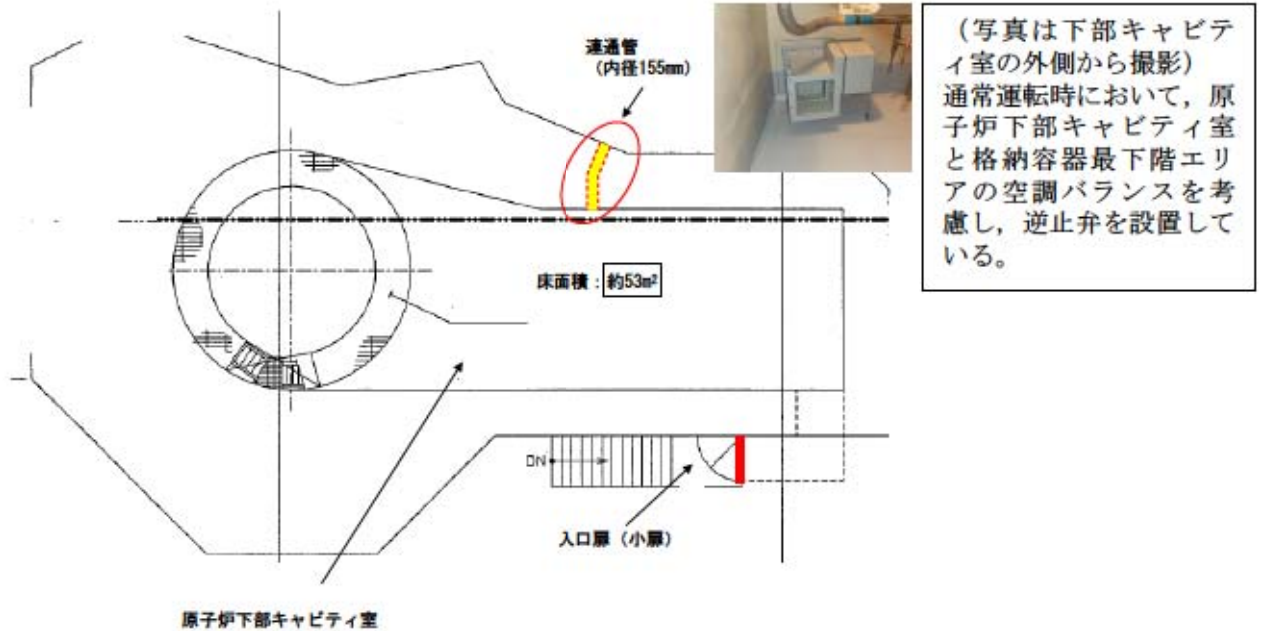


図7 連通管設置状況

(b) 小扉

原子炉下部キャビティ室への水の流入経路の多重性を確保するため、原子炉下部キャビティ室の入口扉に開口部 (小扉) を設置した。(図8)

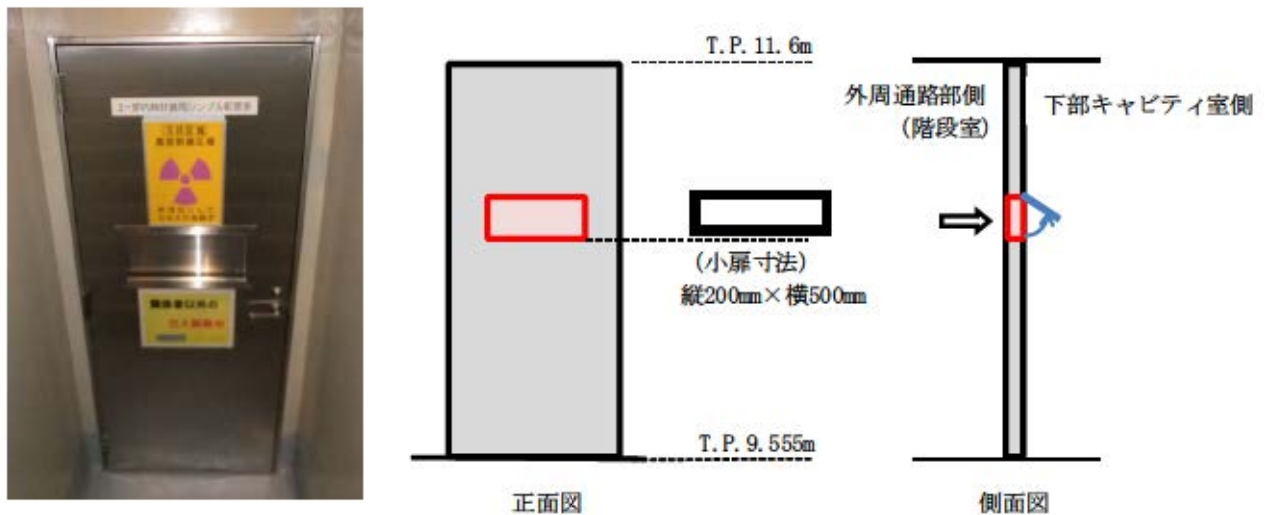


図8 炉内計装用シンプル配管室入口扉小扉設置状況

は、商業機密に属しますので公開できません。

c. 原子炉下部キャビティ室への流入健全性について

(a) 原子炉下部キャビティ室内側からの閉塞の可能性について

溶融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下した際、溶融炉心等で原子炉下部キャビティ室への連通管及び小扉が内側から閉塞しないことを以下のとおり確認した。

- 「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」(格納容器過圧破損防止)シナリオの有効性評価における解析により、下表に示すとおり①溶融炉心(全量)(約 [ ] トン)と②炉内構造物等約 [ ] の合計約 [ ] が、LOCA後3時間までに原子炉から落下するとの結果を得ている。
- 上述の結果に解析結果が持つ不確定性を考慮し、保守的に以下を想定して、物量が多くなるよう②炉内構造物等の重量を約 [ ] とし、合計150トン分が原子炉下部キャビティ室に堆積することを想定する。
  - I. 実際に溶融が想定される炉内構造物については、下部炉内構造物のうち、溶融炉心が下部プレナムへ落下する際に接触する構造物の表面の一部と、滞留する下部プレナム内にある構造物であり、これらは約 [ ] である。これらを多く見積もり、下部炉心板以下の全構造物約 [ ] の溶融を想定する。
  - II. 原子炉容器については、クリーブ破損により開口部を生じさせる形態となり、原子炉容器そのものは落下しない。なお、解析結果では原子炉容器の溶融量はほぼ0であり、溶融物全体の余裕の中で考慮する。
  - III. 原子炉容器下部の計装案内管については、原子炉容器との固定部が溶融されることにより、全てがその形状を保持したまま落下することを想定する。また、原子炉下部キャビティ室にあるサポート等についても、全て溶融することを想定する。これらの総重量は [ ] である。

以上を全て合計した約 [ ] に対して、保守的になるように切りが良い数値として、②炉内構造物等の重量を約 [ ] と設定した。

	構成物	材料	重量 (解析)	重量 (今回想定)	比重	体積
①	溶融炉心(全量)	UO <sub>2</sub>	[ ]	[ ]	約11	約17m <sup>3</sup>
		ZrO <sub>2</sub>			約6	
②	炉内構造物等	SUS304等				
合計				約150トン		

※：空隙を考慮せず。

以上のように保守的に設定した条件の場合において、原子炉下部キャビティ室に蓄積される溶融炉心等は約17m<sup>3</sup>となる。これら溶融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティ室に堆積すると仮定した場合、原子炉下部キャビティ室の水平方向断面積は約 [ ] であるので、堆積高さは約 [ ] となる。原子炉下部キャビティ室への連通管まで約 [ ] 以上あることから、溶融炉心等の堆積高さを多めにみた場合でも原子炉下部キャビティ室への連通管及び小扉が内側から閉塞することはない。

[ ] は、商業機密に属しますので公開できません。



(b) 原子炉下部キャビティ室外側からの閉塞の可能性について

原子炉下部キャビティ室への流入口である連通管と小扉は、以下の理由により外側からの閉塞の可能性は極めて低く、流路の健全性について問題ないとする。

I. 原子炉下部キャビティ室への連通管（内径155mm）及び小扉（200mm×500mm）には、再循環サンプスクリーンのように異物を除去するためのストレーナやフィルタは設置していないため、閉塞が発生する可能性は極めて小さい。

（参考）再循環サンプスクリーンの閉塞メカニズム

- ① 異物を除去するための細かいメッシュ（数mm）のスクリーンへの繊維質デブリの蓄積（初期デブリベッドの形成）
  - ② 蓄積した繊維質デブリの隙間への粒子状異物の混入（混合デブリベッドの形成）
  - ③ 混合デブリベッドの圧縮による、再循環サンプスクリーンの閉塞
- ※想定するデブリ
- ・破損保温材（繊維質）：ロックウール
  - ・その他粒子状異物：塗装
  - ・堆積異物（繊維質、粒子）

⇒連通管や小扉については、上記①が発生しないため、閉塞の可能性は極めて低い。

II. 大破断LOCA時に発生する主なデブリは、蒸気発生器や1次冷却材配管の保温材であり、大破断LOCA時のジェット水流により飛ばされ、床・壁等に衝突することにより微細化されるが、繊維長の長い繊維質保温材については大きな塊として残留する可能性がある。しかし、これらの連通管（内径155mm）及び小扉（200mm×500mm）を一気に閉塞させるような大きな塊の保温材は、以下の理由により流路を閉塞させる可能性は極めて低い。

- ・クロスオーバーレグの保温材を除き蒸気発生器室のグレーチング（3cm×10cm程度のメッシュ）で捕捉される。（図9）
- ・万が一蒸気発生器室床面（T. P. 17.3m）に落下しても、蒸気発生器室入口から連通管に至るまでのT. P. 17.3mの通路及びT. P. 12.1/10.4mの通路等が複雑かつ長いことから連通管及び小扉までは到達し難い。（図10）



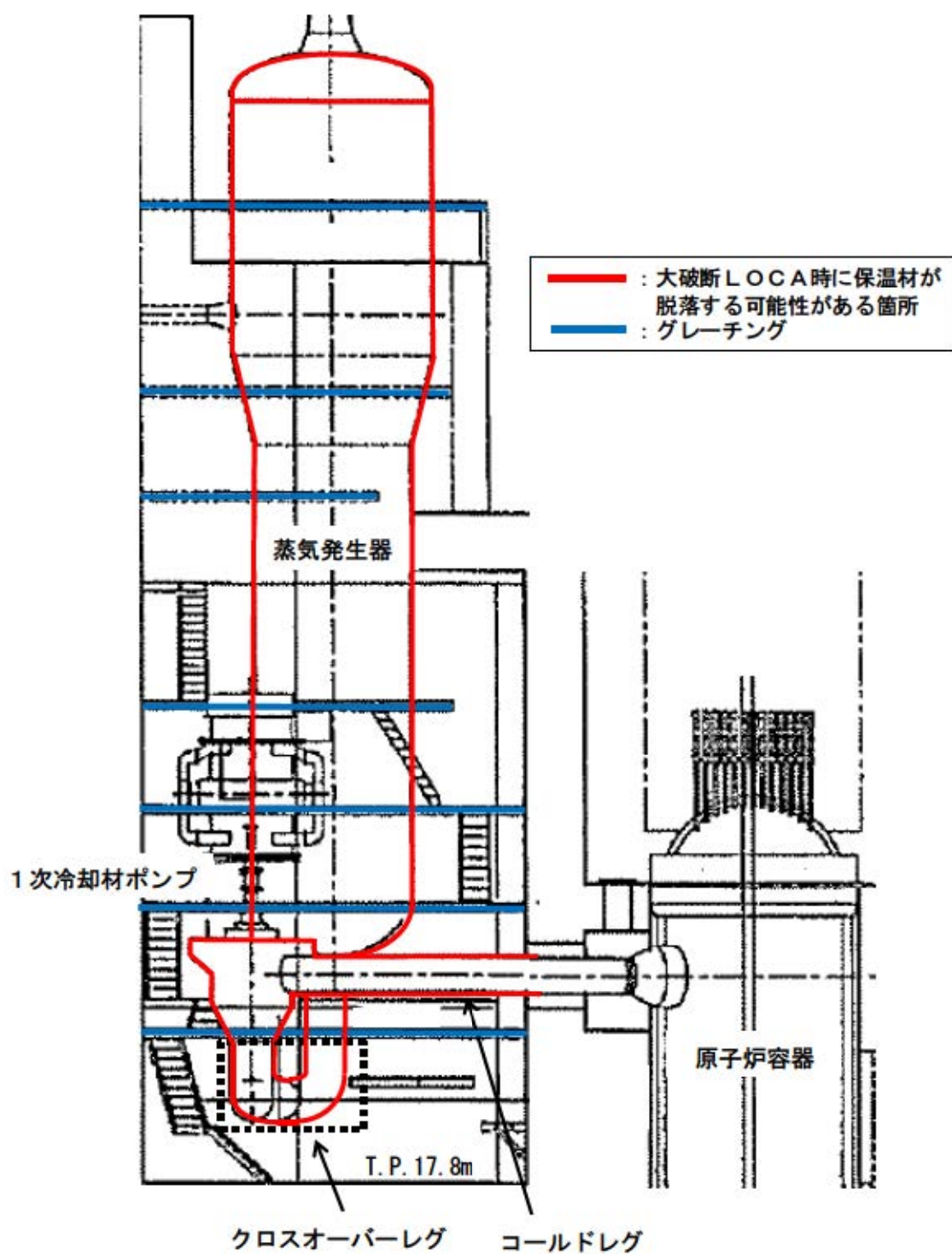


図9 各機器とグレーチングの位置関係

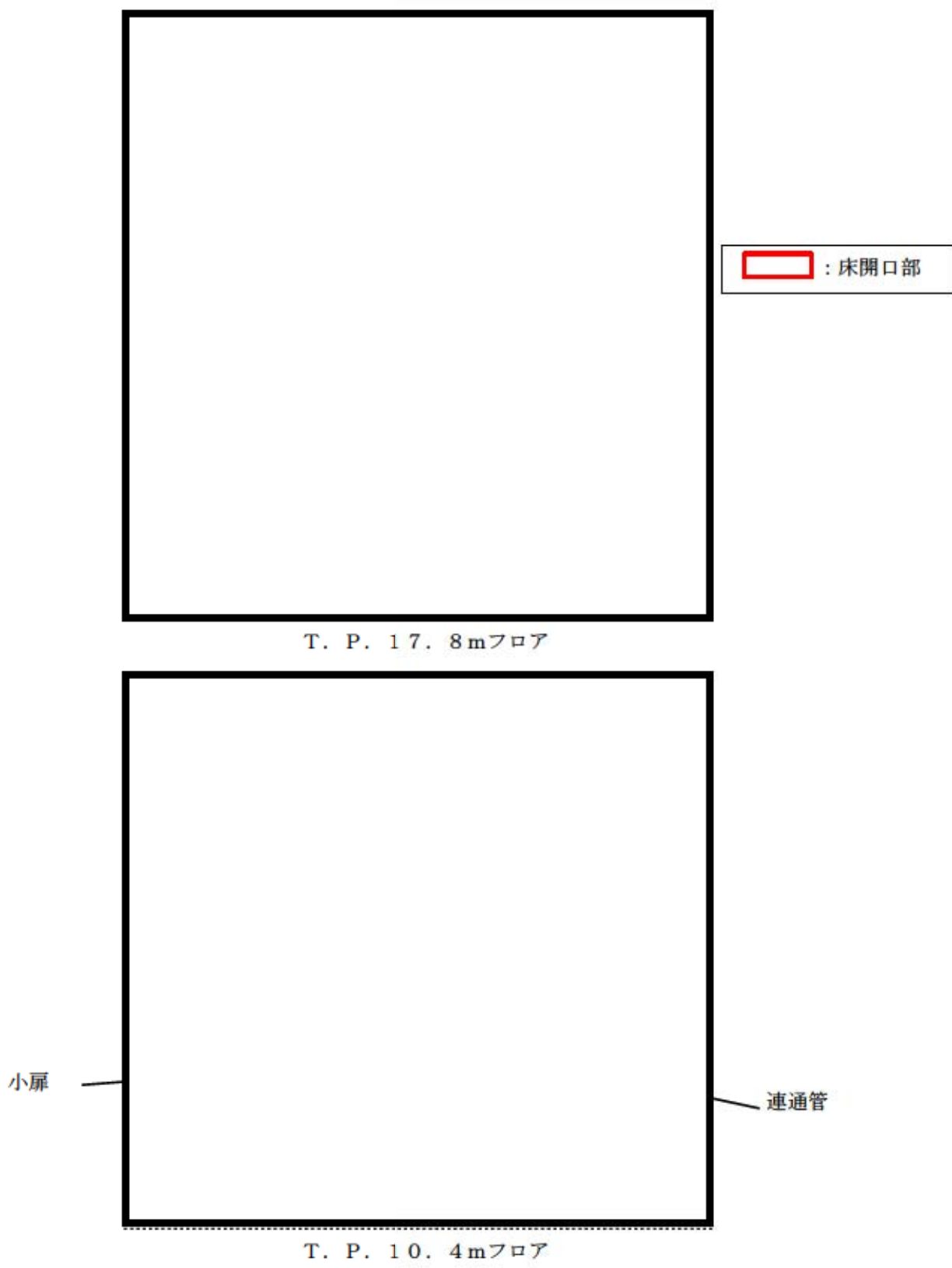
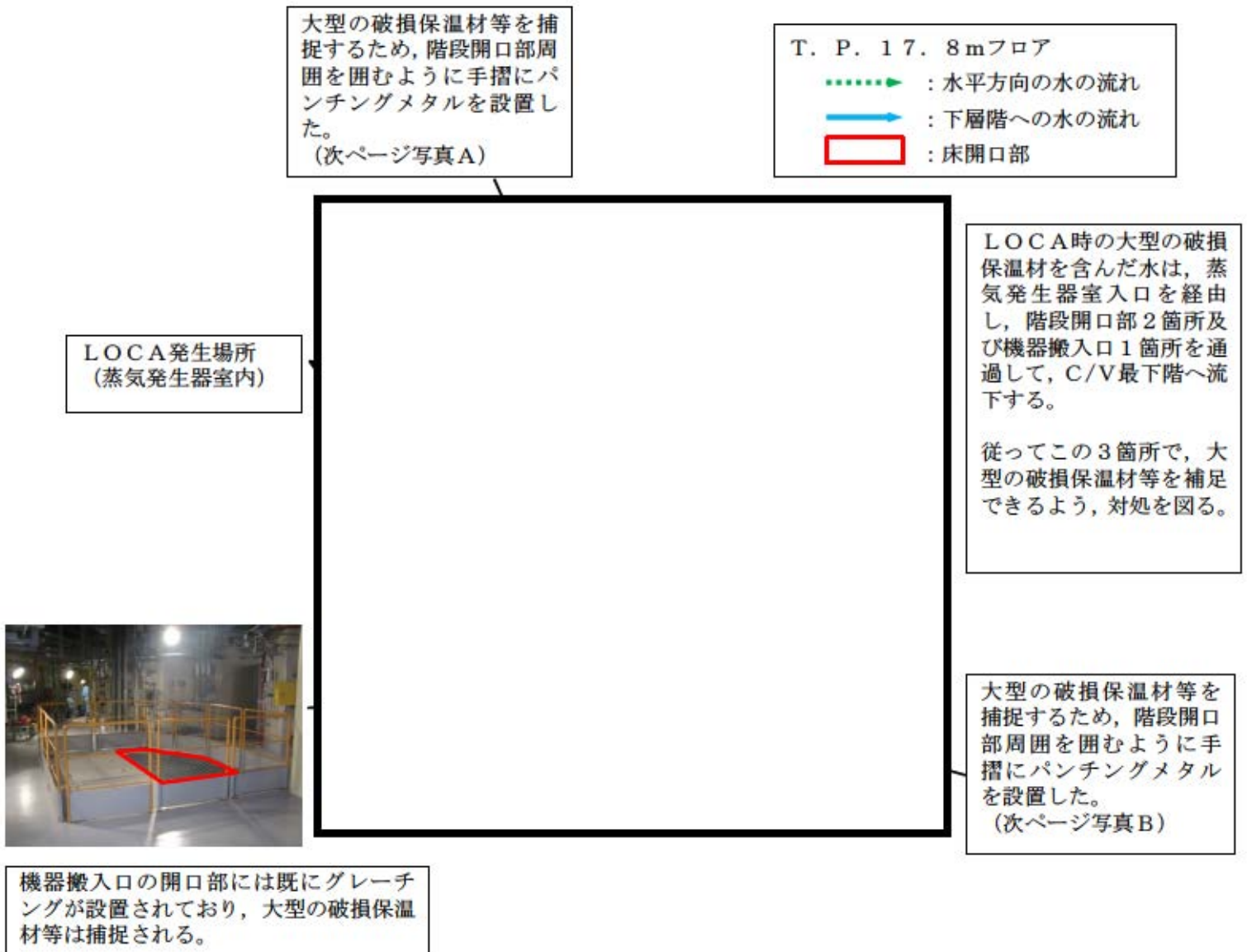


図10 各ループ室から原子炉下部キャビティ室までの流路  
 は、防護上の観点から公開できません。

d. 保温材等のデブリ対策

ループ室内のグレーチングの開口部等を通過した大型保温材や、クロスオーバーレグの大型保温材が、万が一連通管（内径155mm）及び小扉（200mm×500mm）に到達することを防止するため、T. P. 17. 8mの外周通路部床面の階段開口部（2箇所）の手摺部に、グレーチングと同程度のメッシュ間隔のパンチングメタルを設置した（この他に機器搬入口の開口部が1箇所あるが、既にグレーチングが設置済み）

なお、それぞれの開口部面積は十分大きく、かつ万が一1箇所の開口部が閉塞したとしても、他の2箇所から水は流れるため、流路確保の観点からも信頼性は高い。

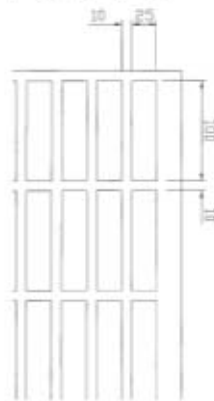


□ は、防護上の観点から公開できません。





(写真A)  
階段開口部に設置したパンチングメタル



(写真B)  
階段開口部に設置したパンチングメタル

e. まとめ

原子炉下部キャビティ室への注水を確実にするために、以下の対策を実施した。

(図11)

① 原子炉下部キャビティ室への流入経路確保

原子炉下部キャビティ室入口扉に小扉を設置した。

また、原子炉下部キャビティ室への連通管を従来より設置している。

② 保温材等のデブリ対策

T. P. 17. 8mの外周通路部床面の階段開口部（2箇所）の手摺部に、グレーチングと同程度のメッシュ間隔のパンチングメタル板を設置した。

これらの対策により、以下に示す効果が期待できることから、原子炉下部キャビティ室への注水を確実に実施することができる。

大破断LOCAにより発生する大型の保温材等のデブリは、デブリ捕捉用のパンチングメタル及びグレーチングにより補足することができるため原子炉下部キャビティ室に設置した連通管及び小扉の外側にこれらのデブリが到達することはない。また、連通管及び小扉についてはデブリにより閉塞し難い構造であるため、外側から通水経路が閉塞することはない。

溶融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティ室に堆積することを想定した場合においても、連通管及び小扉の設置高さは堆積高さと比べて高いことから、内側から注水経路が閉塞することなく有効に機能する。

なお、運転中の定期的な巡視において、原子炉下部キャビティ室への連通管、小扉及び格納容器再循環サンプスクリーン周辺に、閉塞に繋がる異物がないことを目視にて確認する。また、定期的に連通管及び小扉の健全性確認を実施する。

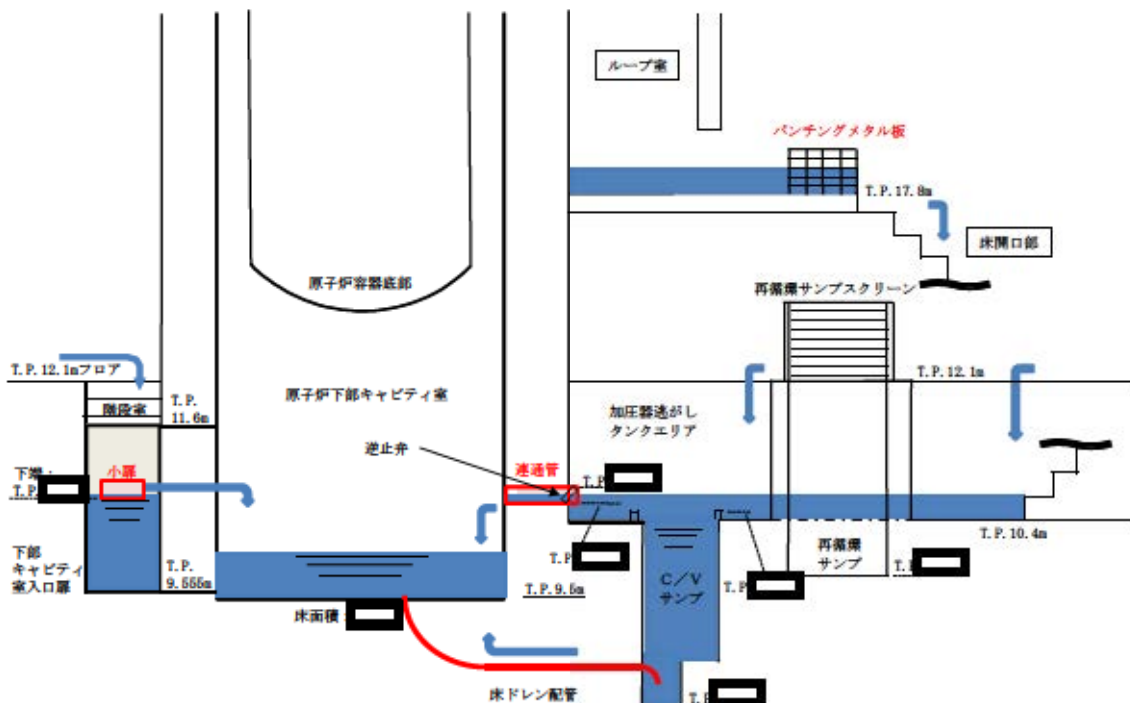


図11 原子炉下部キャビティ室までの流入経路断面図

□ は、防護上の観点から公開できません。

原子炉下部キャビティ室への蓄水時間について

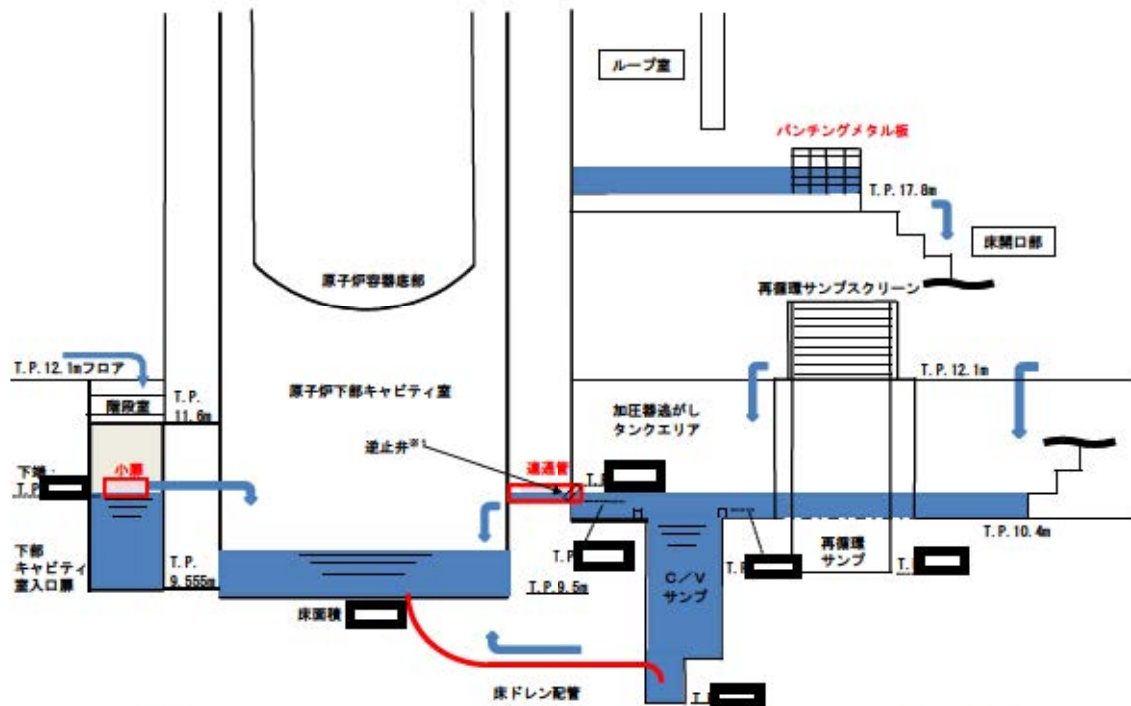
1. 原子炉下部キャビティ室への流入箇所

格納容器の最下階エリアからは、図1に示すとおり原子炉下部キャビティ室に通じる開口部（連通管及び小扉）を経由して原子炉下部キャビティ室へ流入する。

また、図2及び図3に連通管又は小扉から原子炉下部キャビティ室へ流入する場合の、最下階エリア及び原子炉下部キャビティ室の水位と格納容器内への注水量の関係を示す。

原子炉下部キャビティ室に通じる開口部は2箇所（連通管及び小扉）あり、仮にどちらか一方が閉塞した場合においても、図2及び図3のとおり冷却に必要な冷却水の確保は可能である。

なお、解析コードMAAPによると、図4のとおり溶融炉心等を常温まで冷却するのに必要な水量を上回る冷却水が、原子炉容器破損時（約1.6時間後）までに確保可能である。



※1 通常運転時において、原子炉下部キャビティ室と格納容器最下階エリアの空調バランスを考慮し、逆止弁を設置。

図1 原子炉キャビティ室までの流入経路断面概要図

は、防護上の観点から公開できません。





本関係図の設定条件は以下のとおりである。

(a) MCCI の発生に対して最も影響の大きい「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」(格納容器過圧破損防止)シナリオの有効性評価における解析により、原子炉容器破損時(約 1.6 時間後※2)に合計 [ ]<sup>m</sup><sup>3</sup>の溶融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心の物量について、解析の不確かさを考慮して、泊 3 号機に装荷される炉心有効部の全量約 [ ]と想定し、これが原子炉下部キャビティ室に落下した際に蓄水した水により冷却するのに必要な水量として約 [ ]とした。

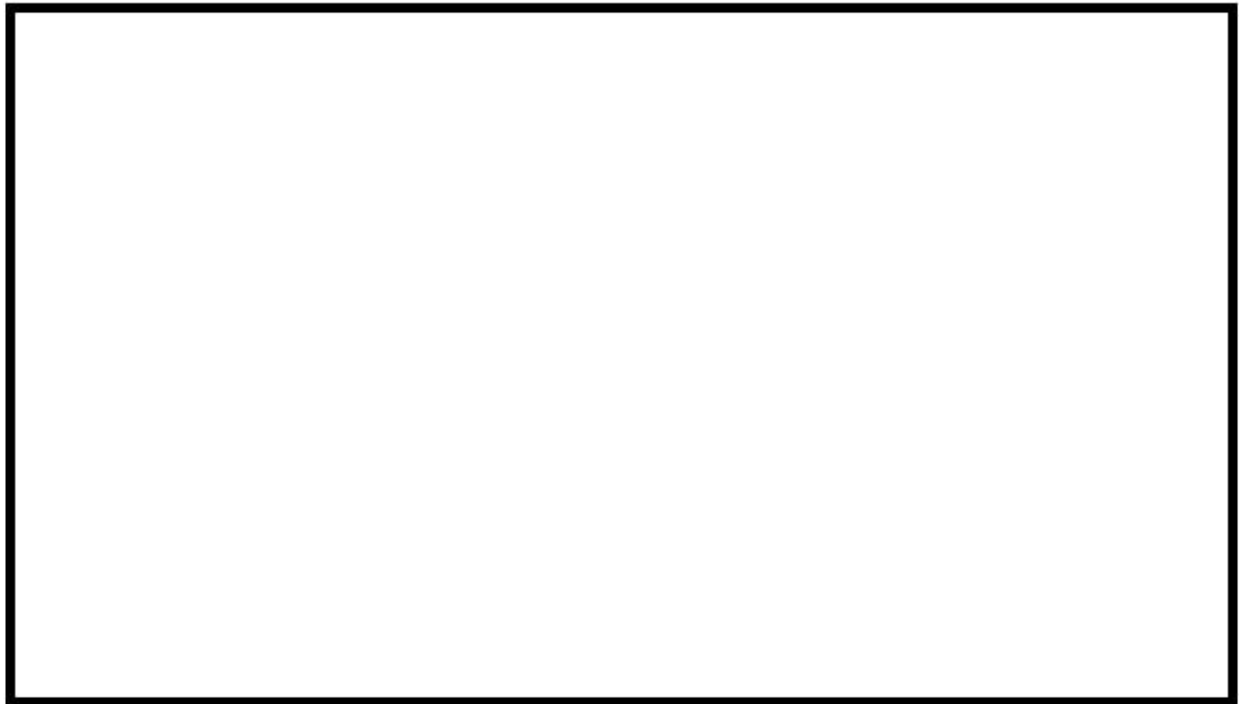
※2 解析では、初期炉心熱出力を 2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心落下量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。

(b) 大破断 LOCA 時には短時間に大流量が格納容器内へ注水されるため、連通管を主経路として原子炉下部キャビティ室に通水されるため、上図においては以下については考慮しないこととした。

- ・ C/V サンプからのドレン配管逆流による流入
- ・ 原子炉容器外周隙間からの流入

図 2 格納容器内への注水量と水位の関係 (既設連通管のみから流入の場合)

[ ] は、防護上の観点から公開できません。



本関係図の設定条件は以下のとおりである。

- (a) 熔融炉心の物量及び必要な冷却水量の設定については、図2と同じ。
- (b) 追設する小扉の流入性確認のため、上図においては保守的に以下については考慮しないこととした。
  - ・既設の連通管からの流入
  - ・C/Vサンプからのドレン配管逆流による流入
  - ・原子炉容器外周隙間からの流入
- (c) 保守的に、大破断 LOCA 時の初期の流入水（RCS 配管破断水（約 ））は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がしタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がしタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティ室に流入すると仮定した。
- (d) 実際には RCS 配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がしタンクエリア（既設連通管側）及び階段室（追設小扉側）に同時に流入し、階段室（追設小扉側）にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。

図3 格納容器内への注水量と水位の関係（追設小扉のみから流入の場合）

は、防護上の観点から公開できません。

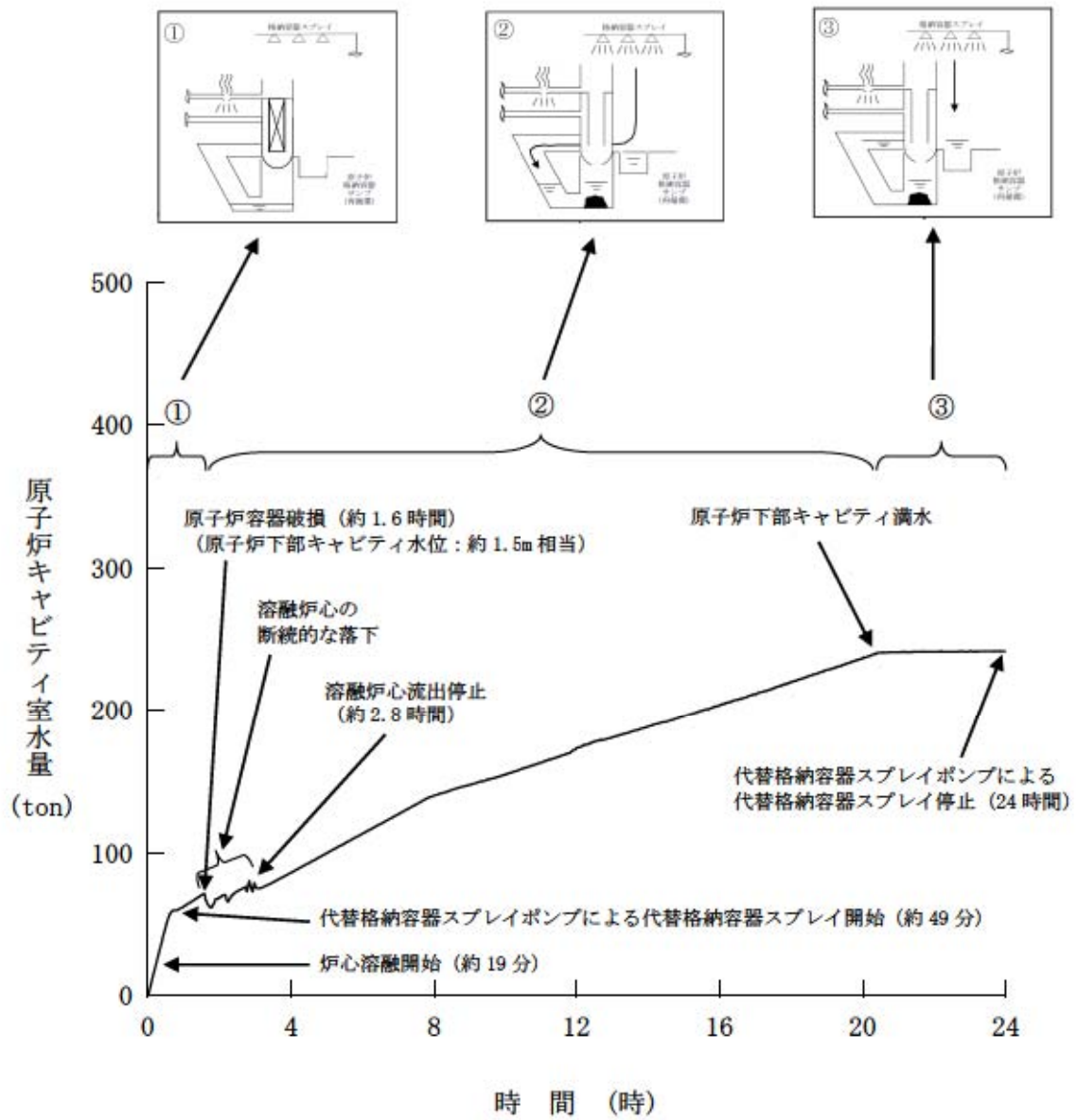


図4 原子炉下部キャビティ室水量の推移