

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
大洗研究所（南地区）高速実験炉原子炉施設（「常陽」）

第9条（溢水による損傷の防止等）に係る説明書

2023年1月13日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構  
大洗研究所高速実験炉部

第 9 条：溢水による損傷の防止等

目 次

1. 要求事項の整理
2. 設置許可申請書における記載
3. 設置許可申請書の添付書類における記載
  - 3.1 安全設計方針
  - 3.2 気象等
  - 3.3 設備等
4. 要求事項への適合性
  - 4.1 溢水による損傷の防止に係る設計
  - 4.2 要求事項（試験炉設置許可基準規則第 9 条）への適合性説明

(別紙)

別紙 1：溢水防護対象機器の選定及び溢水防護対策の考え方について

別添 1：安全施設と原子炉の安全停止に係る機器等、放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機器等、使用済燃料の冠水等に係る機器等の関係

別添 2：原子炉の安全停止に係る機器等に対する溢水による機能への影響

別添 3：放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機器等に対する溢水による機能への影響

別添 4：使用済燃料の冠水等に係る機器等に対する溢水による機能への影響

別添 5：溢水と運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の起因となる異常事象の関係

別添 6：溢水防護対象機器リスト

別紙 2：溢水の影響評価において想定する溢水源

別紙 3：溢水防護区画の設定方法

別添 1：溢水防護区画の設定

別紙 4：機器の破損等により生じる溢水量の想定（一例：A-707 被水防護壁内及び A-713）

別紙 5：溢水経路の想定の基本的な考え方（蒸気を除く）

別添 1：溢水経路の設定（一例：A-707 被水防護壁内及び A-713）

別紙 6 : 没水、被水及び蒸気に係る影響評価の基本的な考え方

別添 1 : 溢水影響評価結果の一例 (A-707 被水防護壁内及び A-713)

添付 1 : ケーブルの被水影響

添付 2 : 蒸気の影響

参考 1 : 漏えいした蒸気の雰囲気温度への影響

添付 3 : 漏水検知器の概略構造

別添 2 : 溢水影響評価結果の一例 (主冷却機建物地下 1 階及び地下 2 階)

添付 1 : 溢水量評価の一覧表 (主冷却機建物地下 1 階及び地下 2 階)

添付 2 : 機器の破損等により生じる溢水量の想定 (主冷却機建物地下 1 階及び地下 2 階)

添付 3 : 溢水経路の設定 (主冷却機建物地下 1 階及び地下 2 階)

別添 3 : 溢水影響評価結果 (A-603、A-605 及び A-506)

添付 1 : 溢水量評価の一覧表 (A-603、A-605 及び A-102)

添付 2 : 機器の破損等により生じる溢水量の想定 (A-603、A-605 及び A-506)

添付 3 : 溢水経路の設定 (A-603、A-605 及び A-506)

別添 4 : 溢水影響評価結果 (別添 1~3 の区画の評価を除く)

別紙 7 : 放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいに係る影響評価の基本的な考え方

別添 1 : 液体廃棄物処理設備における放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいの防止措置

別添 2 : 使用済燃料貯蔵設備水冷却池のスロッシングによる溢水に係る影響評価

添付 1 : 影響評価に用いる地震波の代表性

添付 2 : 旧 FRS によるスロッシング評価結果

別添 3 : 使用済燃料貯蔵設備水冷却池のスロッシング解析に使用した加速度時刻歴

(添付)

添付 1 : 設置許可申請書における記載

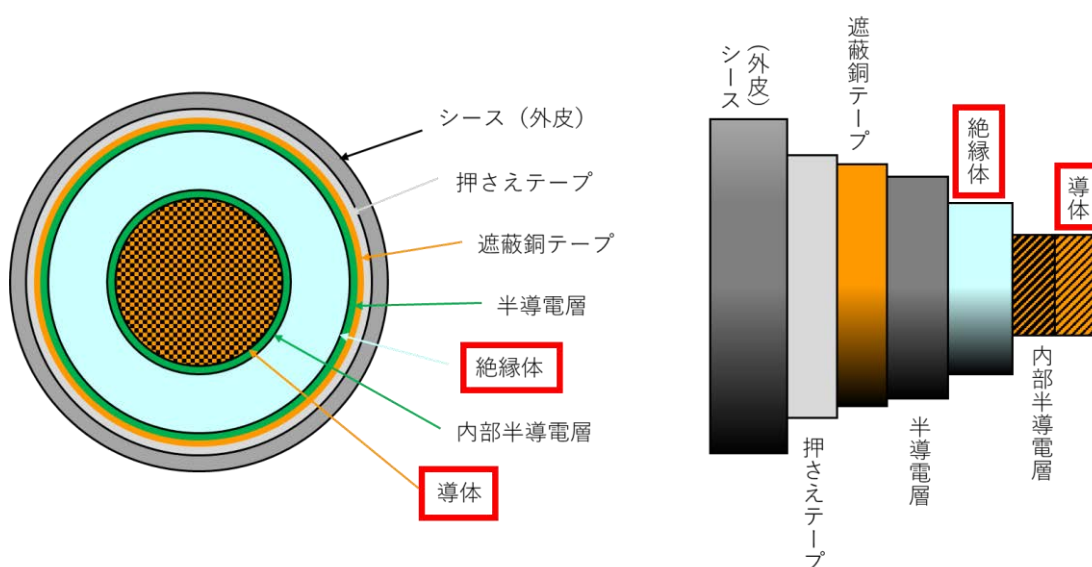
添付 2 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (安全設計)

添付 3 : 設置許可申請書の添付書類における記載 (適合性)

## ケーブルの被水影響

ケーブルの断面図の一例を第1図に示す。ケーブルの導体は、絶縁体で覆われ、さらに耐水性・絶縁性の高いシースで覆われる構造を有する。したがって、被水により、ケーブルの機能が損なわれることはない。

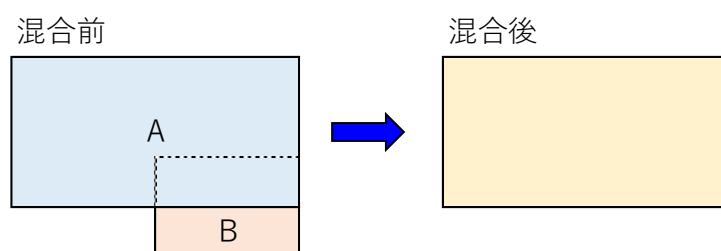
なお、絶縁体の割れ等により、ケーブルの絶縁性能が低下している状態で被水した場合に、地絡・短絡等が生じるおそれがある。電力用ケーブルにあつては、定期的な絶縁抵抗測定により、絶縁抵抗に有意な変動がないこと、制御・計装用ケーブルにあつては、定期検査時の点検・検査、運転中の定例試験時等において、系統機器の動作または計器の指示値等を確認することで、ケーブルに異常がないことを確認し、被水により、ケーブルの機能が損なわれることがないようにする。



第1図 ケーブル断面図の一例（高圧動力ケーブル）

蒸気の影響

蒸気の影響評価では、区画内の任意の位置における雰囲気温度について、蒸気が、破損口から区画内に均一に拡散することを想定する。計算式を以下に示す。



- ・ 外側境界は断熱条件とし、さらに、密閉を仮定する（保守的な条件を設定）
- ・ 領域 B は外部から流入するため、混合前は領域 A の体積に含まれないが、計算を簡略化するため、混合前の領域 A の体積は、領域 B の体積を減じたものとする（保守的な条件を設定）。

n	: 物質質量	mol	添字 a	: A 領域 (部屋)
P	: 圧力	Pa	b	: B 領域 (蒸気)
V	: 体積	m <sup>3</sup>	m	: 混合領域
T	: 温度	°C		
R	: 気体定数	J/(mol・K)		
Cv	: 定積モル比熱	J/(mol・K)		

$$P_a \cdot V_a = n_a \cdot R \cdot T_a \quad \dots (1)$$

$$P_b \cdot V_b = n_b \cdot R \cdot T_b \quad \dots (2)$$

$$C_{va} \cdot n_a \cdot (T_m - T_a) + C_{vb} \cdot n_b \cdot (T_m - T_b) = 0 \quad \dots (3)$$

(3) の物質質量に (1) 及び (2) を代入し、 $T_m$  で整理

$$T_m = \left( \frac{C_{va} \cdot P_a \cdot V_a}{R} + \frac{C_{vb} \cdot P_b \cdot V_b}{R} \right) / \left( \frac{C_{va} \cdot P_a \cdot V_a}{R \cdot T_a} + \frac{C_{vb} \cdot P_b \cdot V_b}{R \cdot T_b} \right)$$

当該計算式を用いて、蒸気の影響評価を行う対象のうち、容積が最も小さい溢水区画：A-603 について評価した結果を以下に示す。

ここで、 $C_{va} : 20.7976\text{J}/(\text{mol} \cdot \text{K})$

- |  |  |
|--|--|
| $P_a : 101,325\text{Pa}$                             | ※ 大気圧  |
| $V_a : 307.034\text{m}^3$                            | ※ A-603 体積の $350\text{m}^3$ より、 $V_b$ を減じたもの                       |
| $R_a : 287\text{J}/(\text{mol} \cdot \text{K})$      | ※ 乾燥空気・ $20^\circ\text{C}$   |
| $T_a : 20^\circ\text{C}$                             | ※ 部屋初期温度 (仮定)  |
| $C_{vb} : 36.54\text{J}/(\text{mol} \cdot \text{K})$ |  |
| $P_b : 600,000\text{Pa}$                             | ※ 蒸気の圧力  |
| $V_b : 42.966\text{m}^3$                             | ※ 平均流速を $30\text{m/s}$ とし、50A 配管の全周破断を想定。放出時間は7分に設定 (移動:2分、弁操作:5分) |
| $R_b : 462\text{J}/(\text{mol} \cdot \text{K})$      | ※ 水蒸気・ $160^\circ\text{C}$   |
| $T_b : 160^\circ\text{C}$                            | ※ 蒸気温度   |

とする。この場合の雰囲気温度は約  $29^\circ\text{C}$  となる (初期温度:  $20^\circ\text{C}$ )。運転員等の居住性等を阻害するものではなく、温度の過剰な上昇は防止される。

なお、本評価は、漏えいする蒸気量や区画の体積のバランスを踏まえ、代表的な溢水区画として A-603 を評価したものである。なお、本原子炉施設における蒸気配管の最大径は 65A (例えば、A-605 (ケーブル室) に使用。ただし、A-603 と比較して体積は大きい。) であるが、保守的に、同様の評価 (65A 配管の全周破断を A-603 において仮想) を実施しても、雰囲気温度は約  $34^\circ\text{C}$  (初期温度:  $20^\circ\text{C}$ ) であり、温度の過剰な上昇は生じない。また、外側境界を断熱条件とし、さらに、密閉を仮定していることから、実環境 (外側境界との熱交換が実施されるとともに、換気等により、室内の上昇した空気等が屋外に排気される等) を考慮すると、温度の上昇はさらに小さいと考えられる。

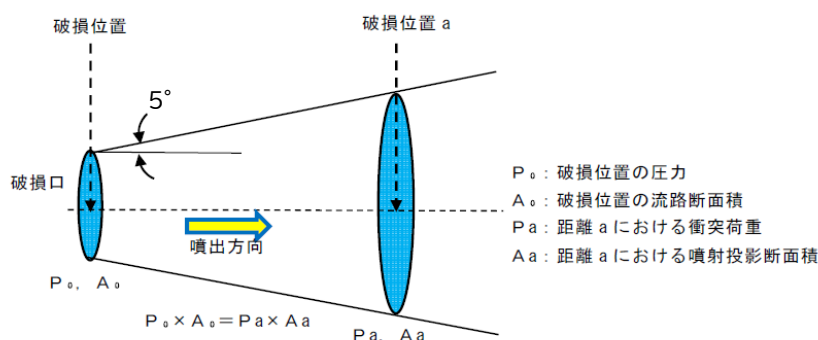
漏えいした蒸気の雰囲気温度への影響

漏えいした蒸気について、雰囲気温度への影響が限定的であることを確認するため、蒸気が、破損口から 5° の拡がり角度をもって円錐状に噴出すると仮想し、衝突荷重及び蒸気温度を評価した。評価結果を第 1 表に示す。なお、ここでは、主なボイラー蒸気配管の最大径である 65A、最小径である 25A を対象とする。また、評価対象機器の近傍に、蒸気が噴出することを想定し、1/4Dt 貫通クラックを想定する（全周破断の場合、蒸気は、配管の敷設方向に噴出すると想定される）。内包流体が飽和蒸気の場合、蒸気は、漏えい部付近で拡大するため、5° の拡がり角度は十分な保守性を有する。

第 1 表 ボイラー蒸気配管により漏えいした蒸気の直接噴出時の衝突荷重及び蒸気温度

配管径	破損形態	距離 0m		距離 0.1m <sup>*1</sup>		距離 0.3m <sup>*1</sup>		距離 0.5m <sup>*1</sup>	
		荷重 (MPa)	温度 (°C)	荷重 (MPa)	温度 (°C)	荷重 (MPa)	温度 (°C)	荷重 (MPa)	温度 (°C)
25A	1/4Dt 貫通クラック	0.6	160	0.04	109	0.007	101	0.003	100
65A	1/4Dt 貫通クラック	0.6	160	0.09	119	0.02	105	0.008	102

\*1：温度は、荷重に対する飽和温度を用いた。



第 1 表より、蒸気は、破損口から 0.5m の距離で、圧力及び温度は十分に低下している。漏えいした蒸気が、雰囲気温度へ与える影響は、配管近傍に限定されるため、区画内の任意の位置における雰囲気温度の評価において、蒸気が、破損口から区画内に均一に拡散することを想定することは妥当と判断できる。

なお、蒸気配管と評価対象機器の間には、防護板を設置するため、評価対象機器が、蒸気の直接噴射に曝露される状況は生じない。

添付書類八

1. 安全設計の考え方

1.6 溢水による損傷の防止に係る設計

1.6.1 溢水の防護に関する基本方針

原子炉施設は、原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損、消火系統の作動又は使用済燃料貯蔵設備の水冷却池のスロッシング等による溢水が生じた場合においても、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように設計する。また、原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないように設計する。

なお、原子炉施設において、溢水が発生し、これを検知した場合には、運転員の手動スクラム操作により、原子炉を停止する。

1.6.2 溢水防護対象機器

原子炉施設は、安全機能の重要度分類がクラス1、2、3に属する構築物、系統及び機器に対して、適切な溢水防護対策を講じる設計とする。

安全機能の重要度分類から以下の(1)～(3)の構築物、系統及び機器を溢水防護対象機器（溢水防護対象機器を駆動又は制御するケーブルを含む。）として選定する。

(1) 原子炉を停止し、また、停止状態にある場合は引き続きその状態を維持するための構築物、系統及び機器（以下「原子炉の安全停止に係る機器等」という。）

原子炉の安全停止に係る機器等は、安全機能の重要度分類から以下の機能を有する構築物、系統及び機器とする。

- ① 原子炉冷却材バウンダリ機能（PS-1）に属する機器等
- ② 炉心形状の維持機能（PS-1）に属する機器等
- ③ 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能（MS-1）に属する機器等
- ④ 1次冷却材漏えい量の低減機能（MS-1）に属する機器等の一部
- ⑤ 原子炉停止後の除熱機能（MS-1）に属する機器等
- ⑥ 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能（MS-1）に属する機器等
- ⑦ 安全上特に重要な関連機能（MS-1）に属する機器等の一部
- ⑧ 事故時のプラント状態の把握機能（MS-2）に属する機器等の一部
- ⑨ 安全上重要な関連機能（MS-2）に属する機器等の一部
- ⑩ 2次冷却材を内蔵する機能（通常運転時の炉心の冷却に関連するもの）（PS-3）に属する機器等
- ⑪ 通常運転時の冷却材の循環機能（PS-3）に属する機器等



⑫ プラント計測・制御機能（安全保護機能を除く。）（P S - 3）に属する機器等

⑬ 制御室外からの安全停止機能（MS - 3）に属する機器等

⑭ 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能（MS - 3）に属する機器等の一部

（2）放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器（以下「放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機器等」という。）

放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機器等は、安全機能の重要度分類から以下の機能を有する構築物、系統及び機器とする。

① 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能（MS - 1）に属する機器等の一部

② 放射性物質の閉じ込め機能（MS - 1）に属する機器等

③ 原子炉カバーガスバウンダリ等のバウンダリ機能（P S - 2）に属する機器等

④ 燃料を安全に取り扱う機能（P S - 2）に属する機器等

⑤ 原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を貯蔵する機能（P S - 2）に属する機器等

⑥ 放射線の遮蔽及び放出低減機能（MS - 2）に属する機器等の一部

⑦ 安全上特に重要な関連機能（MS - 1）及び安全上重要な関連機能（MS - 2）に属する機器等の一部

⑧ 放射性物質の貯蔵機能（P S - 3）に属する機器等

⑨ 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機能（P S - 3）に属する機器等

（3）使用済燃料貯蔵設備において、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持するための構築物、系統及び機器（以下「使用済燃料の冠水等に係る機器等」という。）

使用済燃料の冠水等に係る機器等は、安全機能の重要度分類から以下の機能を有する構築物、系統及び機器とする。

① 燃料プール水の保持機能（MS - 2）に属する機器等

② 燃料プール水の補給機能（MS - 3）に属する機器等

溢水防護対策については、本原子炉施設の安全上の特徴並びに原子炉の安全停止に係る機器等、放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機器等、使用済燃料の冠水等に係る機器等有する安全機能、配置、構造及び動作原理に係る以下の2つの観点を考慮することを基本とし、溢水による機能への影響を判断して決定する。

（1）環境条件から溢水が発生しないため、溢水によって、その機能が影響を受けない。

（2）密封構造を有するもの、又は水環境での使用を想定しているものであり、溢水によって、その機能が影響を受けない。

### 1.6.3 溢水源の想定

溢水防護対象機器については、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」を参考に、以

下の溢水を想定した影響評価を行い、没水及び被水により、その安全機能が損なわれることがないように設計する。また、使用済燃料貯蔵設備水冷却池のスロッシングによる溢水については、当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。

(1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水

① 高エネルギー配管\*<sup>1</sup> (完全全周破断) からの溢水

\*1 呼び径>25A (1B)

運転温度>95℃又は運転圧力>1.9MPa [gage]

(ただし、応力評価及び非破壊検査を実施しているものについては除外可能)

② 低エネルギー配管\*<sup>2</sup> (配管内径の1/2の長さと同配管肉厚の1/2の幅を有する貫通クラック) からの溢水

\*2 呼び径>25A (1B)

運転温度≤95℃かつ運転圧力≤1.9MPa [gage]

(ただし、静水頭圧の配管は除く。)

(2) 原子炉施設内で生じる異常状態 (火災を含む。) の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水

① 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水 (ただし、原子炉施設は、当該設備を有しない。)

② 建物内の消火活動のために設置される消火栓からの放水

(3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水

① 原子炉施設内に設置された機器の破損による漏水 (耐震重要度分類B、Cクラス機器の破損)

② 使用済燃料貯蔵設備水冷却池のスロッシングによる溢水

#### 1.6.4 溢水防護区画の設定

溢水防護区画は、基本的に壁、扉で区切られた部屋単位とし、溢水防護対象機器が設置されている全ての区画、中央制御室、及び現場操作が必要な場合には、設備へのアクセス通路について設定する。ただし、「環境条件から明らかに溢水が発生しない」、「密封構造を有するもの、又は水環境での使用を想定しているものであり、明らかに溢水の影響が生じない」の条件を満足する溢水防護対象機器にあっては、溢水防護区画の設定を除外できるものとする。また、溢水防護対象機器に関連するケーブル類は、端部 (電源盤等) を除き、その被覆等により、溢水の影響を受けないと判断できるため、溢水防護区画の設定の対象外とする (溢水の影響を受けないと判断できない場合を除く。)。さらに、必要に応じて、堰等も区画に用いるものとする。

#### 1.6.5 没水の影響への対策

想定される溢水により、溢水防護対象機器が、没水により安全機能を損なわないよう、以下に示すいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を講じる。

(1) 漏水検知器等により溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。

- (2) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁等による流入防止対策を図り溢水の流入を防止する設計とする。壁等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。
- (3) 溢水防護対象機器の設置高さを嵩上げし、溢水防護対象機器の機能喪失高さが、溢水水位を上回る設計とする。

#### 1.6.6 被水の影響への対策

想定される溢水により、溢水防護対象機器が、被水により安全機能を損なわないよう、以下に示すいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を講じる。

- (1) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁等による被水防止対策を図り溢水の被水を防止する設計とする。壁等は、溢水により発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震や火災等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。
- (2) 電源盤等の設備は、固定式消火設備等の水消火を行わない消火手段（二酸化炭素消火設備、消火器等）を採用し、被水の影響がない設計とする。
- (3) 被水する溢水防護対象機器は、「JIS C 0920 電気機械器具の外郭による保護等級（IPコード）」における第二特性数字4以上相当の保護等級を有する機器を用い、被水の影響を受けない設計とする。被水の影響により安全機能を損なうおそれがある機器の電動機及び計器については、水の浸入に対する防護措置（JIS-C-0920 保護等級の防まつ形（IP\*4）以上）を講じる。
- (4) 被水する溢水防護対象機器は、保護カバーやパッキン等による被水防護措置を行い、被水の影響を受けない設計とする。
- (5) 多重性又は多様性を有している溢水防護対象機器は、別区画に設置し、溢水が発生した場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする。

#### 1.6.7 蒸気の影響への対策

想定される溢水により、溢水防護対象機器が、蒸気により安全機能を損なわないよう、以下に示すいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を講じる。

- (1) 漏水検知器等により蒸気の溢水の発生を早期に検知し、中央制御室からの遠隔操作又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。
- (2) 溢水防護区画外の蒸気放出に対しては、壁等による流入防止対策を図り蒸気の流入を防止する設計とする。壁等は、放出された蒸気流入を防止できる設計とするとともに、溢水の要因となる地震等により生じる環境や荷重条件に対して当該機能が損なわれない設計とする。
- (3) 蒸気に曝される溢水防護対象設備は、蒸気に対して耐性を有する機器を用い、蒸気の影響を受けない設計とする。蒸気の影響により安全機能を損なうおそれのある機器の計器については、蒸気環境下に耐えるための防護措置（JIS-C-0920 保護等級の防浸形（IP\*7）以上）を講じる。

### 1.6.8 放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えい防止対策

想定される溢水により、放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないよう、以下に示すいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を講じる。

- (1) 放射性物質を含む液体を内包する機器及び配管は、全て管理区域内に設置する。
- (2) 放射性物質を含む液体が管理区域内に漏えいした場合に、非管理区域に漏えいすることがないように、管理区域の下階が管理区域となるように配置上できる限り考慮する。
- (3) 配置上、管理区域内より非管理区域に漏えいするおそれが否定できない箇所については、段差や堰を設けることにより非管理区域側へ漏えいすることを防止する。

### 1.6.9 溢水の影響評価

#### 1.6.9.1 溢水量の想定

(1) 機器の破損等により生じる溢水では、それぞれの溢水防護対象機器に対して影響が最も大きくなる単一の設備破損による溢水源（多重化された系統を有する設備の破損による溢水では、単一の系統破損による溢水源）を想定し、その影響を評価する。溢水量は、漏水を検知し、現場又は中央制御室からの隔離により漏えいを停止するまでの時間を考慮して算出する。溢水量を算出する際の運転員による対応として、設備の配置やアクセス性等を基に設定した以下の時間を考慮する。

a. 漏えい発生から漏えい検知までの時間

b. 現場への移動時間 ※ 管理区域への入域はチェンジングに要する時間を含む。

c. (現場) 漏えい箇所特定に要する時間

d. 弁操作時間及び循環ポンプ等停止時間

(2) 原子炉施設内で生じる火災の拡大防止のために設置される系統からの放水による溢水では、それぞれの溢水防護対象機器に対して影響が最も大きくなる単一の放水による溢水源を想定し、その影響を評価する。

(3) 地震による機器の破損（スロッシングを含む。）により生じる溢水では、流体を内包する機器のうち、基準地震動  $S_s$  によって破損が生じる可能性のある機器について破損を想定し、その影響を評価する。評価では、複数系統、複数箇所の同時破損を想定し、最大の溢水量を算出する。

#### 1.6.9.2 溢水経路の想定

(1) 溢水防護区画の溢水水位が最も高くなるように、扉の漏水の状態並びに貫通部及び堰の有無を考慮する。

(2) 溢水防護区画の溢水水位が最も高くなるように、ハッチ及び目皿からの流出はないものとする。ただし、ハッチ及び目皿からの流出を溢水防護設計として実施又は機能を期待する場合は、これらからの流出を考慮する。一方、上階で生じた溢水に起因する没水の評価では、ハッチがない単純な開口部として、上階で生じた溢水がそのまま当該フロアに落水して

くるものとする。

- (3) 放射性物質を含む液体の管理区域外への溢水の影響評価では、管理区域より非管理区域への漏えいがないことを確認するため、管理区域に設けられた段差を考慮する。

#### 1.6.9.3 溢水の影響評価

##### (1) 原子炉施設内で発生した溢水の溢水防護対象機器への影響評価

溢水防護対象機器については、「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」を参考に、想定した溢水に対して、影響評価を行い、没水、被水及び蒸気により、その安全機能が損なわれることがないことを確認する。

溢水防護対象機器に対する被水（蒸気を含む。）の影響評価では、溢水源からの直線軌道及び放物線軌道の飛散による被水や溢水源からの漏えい蒸気の拡散等により、安全機能を損なうおそれがないことを評価する。溢水防護対象機器に対する没水の影響評価では、溢水の影響を受けて溢水防護対象機器の安全機能を損なうおそれがある高さ（以下「機能喪失高さ」という。）を設定し、発生した溢水による水位（以下「溢水水位」という。）が機能喪失高さを上回らないことをもって溢水防護対象機器が安全機能を損なうおそれがないことを評価する。機能喪失高さは、溢水防護対象機器の各付属品の設置状況を踏まえ、没水によって安全機能を損なうおそれのある最低の高さを設定する。なお、機器の破損等により生じる溢水について、多重化された設備の破損による溢水では、破損した系統と別の系統は健全であり、当該設備の安全機能は維持されているものとする。

##### (2) 放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいの影響評価

放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいの影響評価では、使用済燃料貯蔵設備水冷却池のスロッシングによる溢水について、溢水の管理区域外への漏えいの有無を設備の配置の観点から評価するとともに、配置上管理区域外への漏えいが否定できない箇所については、設けられた段差を上回らないことをもって管理区域外へと漏えいしないことを評価する。

#### 1.6.10 手順等

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、原子炉施設保安規定を定める。原子炉施設保安規定には、溢水について、以下の内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。

- ・ 運転要領（運転管理、保守管理、事故発生時の措置）の作成に関すること
- ・ 必要な要員の配置に関すること
- ・ 教育及び訓練に関すること
- ・ 必要な資機材の配備に関すること