本資料のうち,枠囲みの内容は, 営業秘密又は防護上の観点から 公開できません。

TK-1-468 改 1 平成 30 年 5 月 15 日

### 重大事故等時における環境条件を個別に設定するエリア

重大事故等時における環境条件のうち,環境圧力,環境温度,環境湿度及び環境放射線量については,原則として事象及びエリアに応じた一律の環境条件を設定するが,必要に応じて個別の 環境条件を設定することとしている。個別の環境条件を設定する場合の考慮事項や設定する環境 条件について示す。

(1) 圧力

パターン1に該当するものは個別に環境圧力を設定することとし、この対象設備を表1-1に 示す。

パターン1

原子炉格納容器内は,原則として一律 0.62MPa[gage]を設定するが,重大事故等発生初期に機能 が求められるものであり,設計基準対象施設としての設計で仕様を満足するものは,設計基準事故 における原子炉格納容器内の圧力を包絡する値(0.31MPa [gage])を環境圧力として設定する。

(2) 温度

パターン1~6に該当するものは個別に環境温度を設定することとし、これらの対象設備を表 1-2に示す。

パターン1

原子炉格納容器内は、原則として一律200℃(最高235℃)を設定するが、重大事故等発生初期 に機能が求められるものであり、設計基準対象施設としての設計で仕様を満足するものは、設計基 準事故における原子炉格納容器内の温度を包絡する値(171.1℃)を環境温度として設定する。

パターン 2

原子炉建屋原子炉棟内は,原則として一律65.6℃を設定するが,原子炉格納容器と直接的に接触していることから,65.6℃を超える温度上昇があると考えられるエリアは,個別に重大事故等時の温度を確認した値を環境温度として設定する(添付資料2)。

パターン 3

原子炉格納容器外の建屋内(原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内)は、原則として一律 40℃を設定するが、エリア内の発熱体と、周辺エリアとの熱収支等により個別に重大事故等時の温 度を確認したものは、確認した値を環境温度として設定する(添付資料3)。

#### パターン4

「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」時に使用する重大事故等対処設備について、当該設備を設置する原子炉建屋原子炉棟内のエリアは、原則として一律100℃を設定するが、当該重大事故等対処設備専用の冷却装置により冷却するものは、個別に100℃以下の温度を環境温度として設定する。

### パターン5

「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」時に使用する重大事故等対処設備 について,原子炉建屋原子炉棟内は耐火壁により区画分離されており,機能が期待される区分の当 該設備に対しては高温水及び蒸気による影響が小さいことから原則 65.6℃を設定するが,高温水 及び蒸気による影響を受ける区画にあるものは,その影響を考慮して環境温度を設定する。

#### パターン6

「主蒸気管破断事故」時に使用する重大事故等対処設備について,原則として 65.6℃(短期 100℃)を設定するが,当該設備を断熱材により囲うことにより耐性の向上を図るものは,個別に 100℃以下の温度を環境温度として設定する。

#### (3) 湿度

パターン1~4に該当するものは個別に環境湿度を設定することとし、これらの対象設備を表 1-3に示す。

### パターン1

原子炉格納容器外の建屋内(原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内)は、原則として一律 90%を設定するが、当該重大事故等対処設備を設置するエリアが通常時に空調設備により管理され ており、重大事故等時においても湿度が上昇する原因がなく、重大事故等時の湿度を確認したもの は、確認した値を環境湿度として設定する。

# パターン2

原子炉格納容器外の建屋内(原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内)は、原則として一律 90%を設定するが、90%を超える湿度上昇があると考えらえられるエリアは、個別に重大事故等時 の湿度を確認した値を環境湿度として設定する。

### パターン3

「格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)」時に使用する重大事故等対処設備 について,原子炉建屋原子炉棟内は耐火壁により区画分離されており,機能が期待される区分の当 該設備に対しては蒸気による影響が小さいことから原則100%を設定するが,蒸気による影響を受 ける区画にあるものは,その影響を考慮して環境湿度を設定する。

### パターン4

「主蒸気管破断事故」時に使用する重大事故等対処設備について,原則として100%(短期 100%(蒸気))を設定するが,当該設備を気密構造の断熱材により囲うことから蒸気による影響が 受けないものは,個別に環境湿度を設定する。

# (4) 放射線

パターン1~4に該当するものは個別に環境放射線量を設定することとし、これらの対象設備 を表1-4に示す。

### パターン1

原子炉格納容器内は,原則として一律 640kGy を設定するが,重大事故等発生初期に機能が求め られるものであり,設計基準対象施設としての設計で仕様を満足するものは,設計基準事故におけ る原子炉格納容器内の放射線量を包絡する値(260kGy)を環境放射線として設定する。

パターン2

原子炉建屋原子炉棟は、原則として一律 1.7kGy を設定するが、放射線源付近で重大事故等時に 1.7kGy を超える恐れのあるものは個別に確認した値を環境放射線として設定する(添付資料 4)。

# パターン 3

原子炉格納容器外の建屋内(原子炉建屋の原子炉棟外及びその他の建屋内)は、原則として一律 3Gy を設定するが、放射線源付近で重大事故等時に 3Gy を超える恐れのあるものは個別に確認した 値を環境放射線として設定する(添付資料4)。

パターン4

原子炉建屋原子炉棟は、原則として一律 1.7kGy を設定するが、重大事故等発生初期に機能が求められるものであり、重大事故等時において想定される放射線を個別に確認したものは、確認した 値を環境放射線として設定する(添付資料5)。

設備	評価に用いた 環境圧力	V-1-1-6の2.3 節記載の一律 の環境圧力	パターン	設置エリア
起動領域計装	0.31Mpa[gage]	0.62MPa[gage]	パターン1	原子炉格納容器内
平均出力領域計装	0.31Mpa[gage]	0.62MPa[gage]	パターン1	原子炉格納容器内

表1-1 重大事故等対処設備の環境圧力設定

設備	評価に用いた 環境温度	V-1-1-6の2.3節 記載の一律の環境 温度	パターン	設置エリア
非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ	65. 6℃	65.6℃ (短期 100℃)	パターン6	原子炉建屋原子炉棟
非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ	65. 6°C	65.6℃ (短期 100℃)	パターン6	原子炉建屋原子炉棟
高圧炉心スプレイ系注入弁	65.6℃ (短期 100℃)	65. 6°C	パターン5	原子炉建屋原子炉棟
原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	65.6℃ (短期 100℃)	65. 6°C	パターン5	原子炉建屋原子炉棟
低圧炉心スプレイ系注入弁	65.6℃ (短期 100℃)	65. 6°C	パターン5	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系A系注入弁	65.6℃ (短期 100℃)	65. 6°C	パターン5	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系B系注入弁	65.6℃ (短期 100℃)	65. 6°C	パターン5	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系C系注入弁	65.6℃ (短期 100℃)	65. 6°C	パターン5	原子炉建屋原子炉棟
緊急用海水ポンプ	66°C	40°C	パターン3	緊急用海水ポンプ ピット
緊急用海水系ストレーナ	66°C	40°C	パターン3	緊急用海水ポンプ ピット
遠隔人力操作機構	50°C	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
フィルタ装置	65. 6°C	40°C	パターン3	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
第二弁操作室遮蔽	50°C	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
第二弁操作室空気ボンベユニット	50°C	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
移送ポンプ	65. 6°C	40°C	パターン3	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
格納容器内水素濃度(SA)	65. 6°C	65.6℃ (短期 100℃)	パターン6	原子炉建屋原子炉棟
格納容器内酸素濃度(SA)	65. 6℃	65.6℃ (短期 100℃)	パターン6	原子炉建屋原子炉棟
フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	50°C	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
使用済燃料プール監視カメラ	50°C	100°C	パターン5	原子炉建屋原子炉棟
使用済燃料プール監視カメラ用空冷装置	46°C	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
	50°C	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
125V 系蓄電池 B 系	50°C	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
125V 系蓄電池HPCS系	50°C	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
中性子モニタ用蓄電池A系	50°C	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
中性子モニタ用蓄電池B系	50°C	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W)	200°C	65. 6°C	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	148℃	65. 6°C	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
起動領域計装	171. 1℃	200℃ (最高 235℃)	パターン1	原子炉格納容器内
平均出力領域計装	171. 1℃	200℃ (最高 235℃)	パターン1	原子炉格納容器内

# 表1-2 重大事故等対処設備の環境温度設定

設備	評価に用いた 環境温度	V-1-1-6の2.3節 記載の一律の環境 温度	パターン	設置エリア
フィルタ装置水位	65. 6℃	40°C	パターン3	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
フィルタ装置圧力	65.6°C	40°C	パターン3	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
フィルタ装置スクラビング水温度	65.6°C	40°C	パターン3	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
残留熱除去系海水系系統流量	53℃	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
緊急用海水系流量(残留熱除去系熱交換器)	53℃	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
緊急用海水系流量(残留熱除去系補機)	53°C	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
中性子モニタ用蓄電池 A系電圧	50°C	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
中性子モニタ用蓄電池 B系電圧	50°C	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
中央制御室換気系空気調和器ファン	46°C	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
中央制御室換気系フィルタ系ファン	46°C	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
中央制御室換気系吸排気隔離弁	46°C	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
中央制御室換気系排煙装置隔離弁	46°C	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
中央制御室換気系フィルタユニット	46°C	40℃	パターン3	原子炉建屋付属棟
中央制御室退避室空気ボンベユニット	66°C	40°C	パターン3	原子炉建屋付属棟
データ表示装置	$26^{\circ}\!\mathrm{C}$	40°C	パターン3	緊急時対策所
可搬型モニタリング・ポスト端末	26°C	40°C	パターン3	緊急時対策所
可搬型気象観測設備端末	26°C	40°C	パターン3	緊急時対策所
酸素濃度計	26℃	40°C	パターン3	緊急時対策所
二酸化炭素濃度計	26°C	40°C	パターン3	緊急時対策所
緊急時対策所エリアモニタ	26°C	40°C	パターン3	緊急時対策所
安全パラメータ表示システム(SPDS)	26°C	40°C	パターン3	緊急時対策所
携行型有線通話装置	26°C	40°C	パターン3	緊急時対策所
総合原子力防災ネットワークに接続する通信 連絡設備(テレビ会議システム, IP電話, IP-FAX)	26℃	40°C	パターン 3	緊急時対策所
無線連絡設備(携行型)	26℃	40°C	パターン3	緊急時対策所
衛星連絡設備(携行型)	26℃	40°C	パターン3	緊急時対策所

設備	評価に用いた 環境湿度	V-1-1-6の2.3 節記載の一律 の環境湿度	パターン	設置エリア
ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)手 動スイッチ	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプ トリップ機能)	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
原子炉再循環ポンプ遮断器手動スイッチ	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
低速度用電源装置遮断器手動スイッチ	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
自動減圧系の起動阻止スイッチ	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
過渡時自動減圧機能	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
逃がし安全弁用可搬型蓄電池	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
高圧炉心スプレイ系注入弁	100% (短期 100% (蒸気))	100%	パターン3	原子炉建屋原子炉棟
原子炉隔離時冷却系原子炉注入弁	100% (短期 100% (蒸気))	100%	パターン3	原子炉建屋原子炉棟
低圧炉心スプレイ系注入弁	100% (短期 100% (蒸気))	100%	パターン3	原子炉建屋原子炉棟
残留熟除去系A系注入弁	100% (短期 100% (蒸気))	100%	パターン3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系B系注入弁	100% (短期 100% (蒸気))	100%	パターン3	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系C系注入弁	100% (短期 100% (蒸気))	100%	パターン3	原子炉建屋原子炉棟
フィルタ装置	100%	90%	パターン2	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
第2操作室差圧計	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
移送ポンプ	100%	90%	パターン2	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
格納容器内水素濃度(SA)	100%	100% (短期 100% (蒸気))	パターン4	原子炉建屋原子炉棟
格納容器内酸素濃度(SA)	100%	100% (短期 100% (蒸気))	パターン4	原子炉建屋原子炉棟
常設代替高圧電源装置	100%	90%	パターン2	常設代替高圧電源 装置置場( <mark>地上階</mark> )
フィルタ装置水位	100%	90%	パターン2	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
フィルタ装置圧力	100%	90%	パターン2	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
フィルタ装置スクラビング水温度	100%	90%	パターン2	格納容器圧力逃がし 装置格納槽

表1-3 重大事故等対処設備の環境湿度設定

設備	評価に用いた 環境湿度	V-1-1-6の2.3 節記載の一律 の環境湿度	パターン	設置エリア
可搬型計測器(原子炉圧力容器及び原子炉格 納容器内の温度,圧力,水位及び流量(注水 量)計測用)	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
可搬型計測器(原子炉圧力容器及び原子炉格 納容器内の圧力,水位及び流量(注水量)計 測用)	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
中央制御室待避室	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
中央制御室待避室遮蔽	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
差圧計	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
衛星電話設備(可搬型)(待避室)	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
衛星制御装置	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
データ表示装置 (待避室)	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
可搬型照明 (SA)	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
中央制御室遮蔽	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
酸素濃度計	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
二酸化炭素濃度計	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
携行型有線通話装置	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
衛星電話設備(固定型)	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
衛星電話設備(固定型)	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟
データ伝送設備	60%	90%	パターン1	原子炉建屋付属棟

設備	評価に用いた 環境放射線量	V-1-1-6の2.3 節記載の一律 の環境放射線	パターン	設置エリア
制御棒駆動系水圧制御ユニット	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
ほう酸水注入ポンプ	100Gy	1.7kGy	パターン4	原子炉建屋原子炉棟
ほう酸水貯蔵タンク	100Gy	1.7kGy	パターン4	原子炉建屋原子炉棟
常設高圧代替注水系ポンプ	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
高圧炉心スプレイ系ポンプ	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
代替循環冷却系ポンプ	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系熱交換器	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系ポンプ	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
低圧炉心スプレイ系ポンプ	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
第一弁 (S/C側)	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
第一弁(D/W側)	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
耐圧強化ベント系一次隔離弁	0.3MGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
耐圧強化ベント系二次隔離弁	0.3MGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
遠隔人力操作機構	50kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋付属棟 原子炉建屋原子炉棟
フィルタ装置	98kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
第二弁	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
第二弁バイパス弁	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
第二弁操作室遮蔽	32kGy	3Gy	パターン3	原子炉建屋付属棟
第二弁操作室空気ボンベユニット(空気ボン ベ)	32kGy	3Gy	パターン3	原子炉建屋付属棟
移送ポンプ	98kGy	3Gy	パターン3	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
真空破壊弁	98kGy	ЗGy	パターン3	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
フィルタ装置出口放射線モニタ(高レンジ・ 低レンジ)	32kGy	3Gy	パターン3	原子炉建屋付属棟
フィルタ装置入口水素濃度	32kGy	3Gy	パターン3	原子炉建屋付属棟
非常用ガス処理系排風機	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
非常用ガス処理系フィルタトレイン	1.2MGy	1. 7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
非常用ガス再循環系排風機	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
非常用ガス再循環系フィルタトレイン	1.2MGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
代替燃料プール冷却系ポンプ	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
代替燃料プール冷却系熱交換器	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
格納容器雰囲気放射線モニタ(D/W)	640kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟

表1-4 重大事故等対処設備の環境放射線	泉重設定
----------------------	------

設備	評価に用いた 環境放射線量	V-1-1-6の2.3 節記載の一律 の環境放射線	パターン	設置エリア
格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	640kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
起動領域計装	260kGy	640kGy	パターン1	原子炉格納容器内
平均出力領域計装	260kGy	640kGy	パターン1	原子炉格納容器内
フィルタ装置水位	1. 7kGy	ЗGу	パターン3	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
フィルタ装置圧力	1.7kGy	ЗGy	パターン3	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
フィルタ装置スクラビング水温度	98kGy	ЗGy	パターン3	格納容器圧力逃がし 装置格納槽
代替循環冷却系ポンプ入口温度	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系熱交換器入口温度	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟
残留熱除去系熱交換器出口温度	100kGy	1.7kGy	パターン2	原子炉建屋原子炉棟

図1 重大事故等対処設備の環境条件設定(1/8)

図1 重大事故等対処設備の環境条件設定(2/8)

図1 重大事故等対処設備の環境条件設定 (3/8)

図1 重大事故等対処設備の環境条件設定(4/8)

図1 重大事故等対処設備の環境条件設定(5/8)

図1 重大事故等対処設備の環境条件設定(6/8)

図1 重大事故等対処設備の環境条件設定(7/8)

図1 重大事故等対処設備の環境条件設定(8/8)

- 4. 添付資料
  - -1 その他建屋の環境条件について
  - -2 格納容器雰囲気放射線モニタの環境条件の設定
  - -3 熱収支等により環境温度を設定するエリアの設定方法について
  - -4 個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について
  - -5 ほう酸水注入系の放射線環境条件設定

その他建屋の環境条件について シェニロいて 暗暗を供みびき虐ゆ☆をます

原子炉建屋以外の建屋等及び地中の配管トレンチに、	りいて, 環境条(	牛及び考慮内శ	<b>잘</b> 춘.示す 。		
JE B† ☎ V÷	語	境条件(重大到	<b>틹故等対処</b> 設備	青)	当中シュロ記
<b>武但,汤</b> 川	圧力	温度	湿度	放射線	設た工いろ慮
	<b>〕</b>	「子炉棟以外の	建屋等		
緊急時対策所建屋	大気圧	40 °C	% 06	3 Gy/7日	空調設計より設定
常設代替高圧電源装置置場(地上階)	大気圧	40°C	100 %	3 Gy/7日	屋外と同じ環境条件を設定
常設代替高圧電源装置置場(地下階)	大気圧	40°C	90%	3 Gy/7日	空調設計より設定
					温度:格納容器圧力逃がし装置からの発熱
格納容器圧力逃がし装置格納槽	大気圧	65.6 °C	100 %	98 kGy/7日	を考慮して設定 放射線:格納容器圧力逃がし装置からの線
					量を考慮して設定
常設低圧代替注水系ポンプ室	大気圧	40 °C	<b>% 06</b>	3 Gy/7日	空調設計より設定
緊急用海水ポンプピット	大気圧	66 °C	<b>% 06</b>	3 Gy/7日	温度:ポンプからの発熱を考慮して設定
常設代替高圧電源装置用カルバート(立坑部)	大気圧	40°C	100 %	3 Gy/7日	屋外と同じ環境条件を設定
		地中の配管ト	ノンチ		
常設代替高圧電源装置用カルバート(トンネル部)	大気圧	40°C	% 001	3 Gy/7日	屋外と同じ環境条件を設定
常設代替高圧電源装置用カルバート(カルバート部)	大気圧	40°C	100 %	3 Gy/7日	屋外と同じ環境条件を設定
格納容器圧力逃がし装置用配管カルバート	大気圧	65.6 °C	100 %	98 kGy /7⊟	格納容器圧力逃がし装置格納槽と同じ環境 条件を設定
常設低圧代替注水系配管カルバート	大気圧	40°C	100 %	3 Gy/7⊟	屋外と同じ環境条件を設定

添付資料1

格納容器雰囲気放射線モニタの環境条件の設定について

1. はじめに

格納容器雰囲気放射線モニタは,原子炉格納容器の外面にドライウェル側とサプレッ ション・チェンバ側に2個ずつ設置している(第1図参照)。これらは,原子炉格納容器 壁面から温度の影響を受けやすい場所にあるため,原子炉格納容器壁面温度が最も高く なると考えられる場合を格納容器雰囲気放射線モニタの環境温度として保守的に設定す る。

なお,格納容器雰囲気放射線モニタの環境圧力及び環境湿度については,設置場所が原 子炉建屋原子炉棟内であることから,原子炉建屋原子炉棟内の環境条件である大気圧相 当及び100%とする。また,環境放射線量については,格納容器内からの直接線の影響を 考慮し,格納容器内の環境条件である 640kGy を保守的に設定する。

以下では、格納容器雰囲気放射線モニタの環境温度の設定について考え方を示す。

- (1) 様々なシーケンスを想定した場合の格納容器雰囲気放射線モニタの環境温度について
- (i) 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル側)について 格納容器雰囲気放射線モニタ(ドライウェル側)(以下「CAMS(D/W)」という。)の環境温度は,設置場所の関係から,D/W壁面温度に近接することが考えられる。このため、CAMS(D/W)の環境温度が厳しくなる事象としては、L OCA破断口からの蒸気流出に伴いD/Wの温度が上昇する事象である、大破断L OCAの発生により原子炉水位が低下し炉心損傷に至る事故が考えられる。ただし、 当該重大事故発生時においても、代替格納容器スプレイ冷却系による格納容器スプレイ等の実施により、原子炉格納容器を冷却することから、D/W壁面温度は原子 炉格納容器の限界温度である 200℃を超えることはない。

以上を踏まえ,様々なシーケンスを想定した場合のCAMS(D/W)の環境温度は,200℃を設定する。

シーケンス環境温度の設定方法環境温度大破断LOCAの発生に<br/>より炉心損傷に至る事故設置場所の関係から、D<br/>/W壁面温度を設定200℃

第1表 CAMS (D/W) の環境温度

(ii) 格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッション・チェンバ側)について
格納容器雰囲気放射線モニタ(サプレッション・チェンバ側)(以下「CAMS(S))

/C)」という。)の環境温度は、設置場所の関係から、S/C壁面温度に近接する ことが考えられる。このため、CAMS(S/C)の環境温度が厳しくなる事象と しては、以下に示す①原子炉停止機能喪失の発生により炉心損傷に至るおそれがあ る事故、若しくは②大破断LOCA又は過渡事象の発生により炉心損傷に至る事故 が考えられる。

- ①原子炉停止機能喪失の発生により炉心損傷に至るおそれがある事故では、原子 炉スクラムの失敗により、原子炉出力が高く維持された状態での原子炉圧力容 器内の高温・高圧の蒸気が、逃がし安全弁(安全弁機能)を通して、直接S/ Cプール水に排出されることで、S/Cプール水温度が上昇する。
- ②大破断LOCA又は過渡事象の発生により炉心損傷に至る事故では、LOCA 破断口からD/Wに流出した蒸気がベント管を通じて、又は原子炉圧力容器内 の蒸気が逃がし安全弁を通じてS/Cへ排出されることにより、S/Cプール 水温度が、①に比べて緩慢に上昇する。

これらの事象のうち,②については,当該重大事故発生時においても,代替循環 冷却系又は格納容器圧力逃がし装置により原子炉格納容器の温度上昇の抑制を図 ることから,S/P水温度が①の事故に比べて上昇することはない。

一方,①については,原子炉スクラム失敗後に原子炉出力が高く維持された状態 が仮に継続した場合,残留熱除去系による除熱の容量を超える熱量が供給されるた め,S/P水温度の上昇の観点で厳しい事象となる。

以上を踏まえ,様々なシーケンスを想定した場合のCAMS(S/C)の環境温度については,「原子炉停止機能喪失」の重大事故等時において,より原子炉出力が高く維持されることとなる,電動駆動給水ポンプのトリップ条件を復水器ホットウェル枯渇とした場合の感度解析\*を想定し,このときのS/Cプール水温度の最高温度 148℃を保守的にS/C壁面温度として扱い,環境温度として設定する(第2 図参照)。

なお、CAMS(D/W)の環境温度が最も高くなる事象において、CAMS(S/C)の環境温度は148℃を下回ることを、解析結果より確認している。

シーケンス	環境温度の設定方法	環境温度
「原子炉停止機能喪失」 のうち,電動駆動給水ポ ンプのトリップ条件を復 水器ホットウェル枯渇と した場合の感度解析 <sup>※</sup>	設置場所の関係から, S /Cプール水温度を設定	148°C

第2表 CAMS (S/C)の環境温度

※ 原子炉停止機能喪失の有効性評価では、電動駆動給水ポンプのトリップ時刻がサプレッショ ン・プール水温度等の評価結果に与える影響を確認する目的で、保守的に復水器ホットウェ ル水位の低下で電動駆動給水ポンプがトリップせずに復水器ホットウェルが枯渇するまで運 転を継続するとした場合の感度解析を実施している。

第1図 格納容器雰囲気放射線モニタ配置図(1/2)

第1図 格納容器雰囲気放射線モニタ配置図(2/2)



第2図 サプレッション・プール水温度及び格納容器圧力の推移(長期)

#### 環境温度の個別設定の考え方

環境温度の個別設定の考え方としては,各エリアの隣接エリアの温度条件及び内部発熱量(ポ ンプ,電気盤,配管等の発熱量)を考慮し,また,空調設備の期待の有無を踏まえ,熱伝達工学 に基づく室温評価を基に環境温度を設定している。

a. 隣接エリアの温度条件

原子炉格納容器外の建屋内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定に関して,隣接エ リアとの熱収支を考慮した環境条件を設定している。例えば,原子炉建屋原子炉棟について は,原子炉格納容器外壁との熱収支を,原子炉建屋付属棟(電気室等)については,原子炉 建屋原子炉棟外壁との熱収支を,考慮している。

#### b. 内部発熱量

原子炉格納容器外の建屋内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定に関して,当該設備を設置するエリアにポンプ,電気盤,配管等の熱源があり,それらの発熱の影響を受ける 設備は,それら発熱の影響を考慮した環境条件を設定している。

c. 空調設備

原子炉格納容器外の建屋内の重大事故等対処設備に対する環境条件設定に関して,当該設 備を設置するエリアが空調設備により管理されている設備は,空調設備の機能に期待した環 境条件を設定している。

空調設備の機能に期待するエリアは,水密扉等で区画化されている原子炉建屋原子炉棟の 一部エリア(高圧炉心スプレイ系ポンプ室,残留熱除去系A系ポンプ室),原子炉建屋付属 棟内の一部エリア(中央制御室等を含む),常設代替高圧電源装置置場(地下階),常設低圧 代替注水系ポンプ室及び緊急用海水ポンプピットとなる。

これらの空調設備の機能に期待しているエリアについて、図1に示す。

図1 空調設備に期待するエリア (1/7)

図1 空調設備に期待するエリア (2/7)

図1 空調設備に期待するエリア (3/7)

図1 空調設備に期待するエリア (4/7)

図1 空調設備に期待するエリア (5/7)

図1 空調設備に期待するエリア (6/7)

図1 重空調設備に期待するエリア(7/7)

個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について

個別に放射線環境条件を設定するエリアの設定方法について、図1~図4に示す。





原子炉建屋付属棟内における線源付近の環境条件に該当 (遠隔人力操作機構): (50kGy/7日間) 原子炉建屋付属棟内における線源付近の環境条件に該当 (遠隔人力操作機構を除く設備): (32kGy/7日間)

図1 重大事故時における原子炉建屋付属棟内の線源(格納容器圧力逃がし装置配管)付近の 重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図



該当:(98kGy/7 日間)

図2 重大事故時における格納容器圧力逃がし装置格納槽内の線源付近の重大事故等対処設備に対 する環境条件設定のフロー図



原子炉建屋付原子炉棟内における線源(代替循環冷却 系配管)付近の環境条件に該当(原子炉建屋ガス処理 系フィルタ付近の設備を除く): (100kGy/7日間)

図3 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源(代替循環冷却系配管等)付近の 重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図



図4 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の線源(原子炉建屋ガス処理系フィルタ)付近の 重大事故等対処設備に対する環境条件設定のフロー図

代表エネルギ	7日間積算線源強度
(Mev)	$(cm^{-3})$
0.01	約 1.1E+15
0.025	約 1.8E+15
0.0375	約 4.3E+14
0.0575	約 2.2E+14
0.085	約 7.4E+14
0.125	約 1.9E+14
0.225	約 3.1E+15
0.375	約 2.1E+16
0.575	約 4.7E+16
0.85	約 2.6E+16
1.25	約 6.2E+15
1.75	約 6.3E+14
2.25	約 4.1E+14
2.75	約 9.7E+12
3. 5	約 8.3E+08
5	約 1.8E+03
7	約 2.1E+02
9.5	約 2.4E+01

# 表1 重大事故時における格納容器圧力逃がし装置配管の線源強度

# 表2 重大事故時における格納容器圧力逃がし装置格納槽内の線源の線源強度

代表エネルギ	7日間積算線源強度
(Mev)	$(cm^{-3})$
0.01	約 5.8E+13
0.025	約 9.5E+13
0.0375	約 2.3E+13
0.0575	約 1.2E+13
0.085	約 3.9E+13
0.125	約 1.0E+13
0.225	約 1.7E+14
0.375	約 1.1E+15
0.575	約 2.5E+15
0.85	約 1.4E+15
1.25	約 3.3E+14
1.75	約 3.4E+13
2.25	約 2.2E+13
2.75	約 5.1E+11
3.5	約 4.4E+07
5	約 9.8E+01
7	約 1.1E+01
9. 5	約 1.3E+00

代表エネルギ	7日間積算線源強度
(Mev)	$(cm^{-3})$
0.01	約 4.5E+13
0.025	約 1.0E+14
0.0375	約 2.8E+13
0.0575	約 1.9E+13
0.085	約 1.7E+13
0.125	約 1.9E+13
0.225	約 1.5E+14
0.375	約 3.9E+14
0.575	約 1.2E+15
0.85	約 6.4E+14
1.25	約 1.9E+14
1.75	約 2.7E+13
2.25	約 9.4E+12
2.75	約 2.4E+11
3.5	約 9.7E+08
5	約 4.5E+02
7	約 5.2E+01
9.5	約 6.0E+00

# 表3 重大事故時における代替循環冷却系配管の線源強度

# 表4 重大事故時における非常用ガス処理系フィルタの線源強度

代表エネルギ	7日間積算線源強度
(Mev)	$(cm^{-3})$
0.01	約 1.9E+14
0.025	約 4.1E+14
0.0375	約 1.1E+14
0.0575	約 6.5E+13
0.085	約 9.4E+13
0.125	約 6.5E+13
0.225	約 6.1E+14
0.375	約 2.3E+15
0.575	約 4.9E+15
0.85	約 2.8E+15
1.25	約 6.2E+14
1.75	約 6.5E+13
2.25	約 3.8E+13
2.75	約 1.4E+12
3.5	約 3.9E+09
5	約 9.0E+03
7	約 1.0E+03
9.5	約 1.2E+02

重大事故等時におけるほう酸水注入系の放射線環境条件設定

重大事故等時における環境条件のうち,原子炉建屋原子炉棟内における環境放射線量について は,原則として1.7 kGyの環境条件を設定しているが,ほう酸水注入系における環境放射線量の設 定については,本設備の使用する状況を踏まえ,100 Gyを設定する。環境放射線量の設定根拠を 以下に示す。

- 運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象(以下「ATWS」という。)が発生した場合に、発電用原子炉を未臨界にする手段として、ほう酸水注入系を起動することにしているが、本操作は炉心損傷前の環境条件で期待する操作であり、以下に示す炉心の著しい損傷が発生した場合の手順における環境条件に包絡できる。
- ・ 炉心の著しい損傷が発生した場合に、ほう酸水注入系を起動させる重大事故等時の手順としては、溶融炉心のペデスタル(ドライウェル部)の床面への落下を遅延又は防止するために、炉心損傷後の原子炉注水時にほう酸水注入系を起動する手順がある。ただし、本操作はほう酸水注入系が使用可能な場合の操作に限定されており、さらに、炉心損傷後に原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心がペデスタル(ドライウェル部)へ落下するまでは数時間程度と考えられ、その間の積算放射線量は100 Gy を下回る\*。
- ※ 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の放射線環境条件により評価した放射線量率及び 積算放射能量の経時変化を下図に示す。



図 重大事故時における原子炉建屋原子炉棟内の放射線量率及び積算放射能量の経時変化