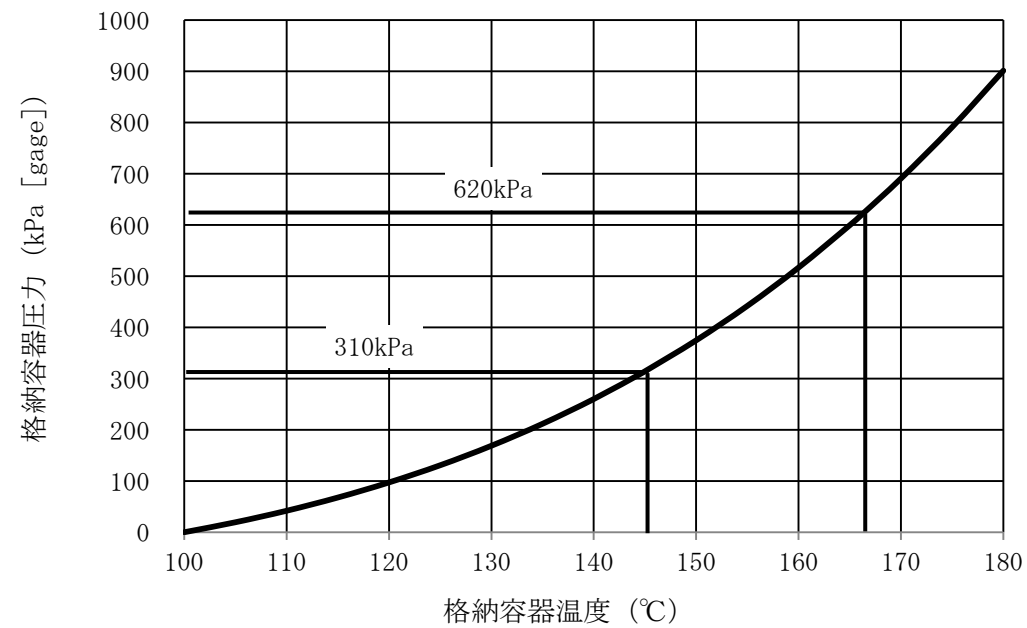


東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 19</p> <p style="text-align: center;">格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について</p> <p>格納容器内の圧力が計測できない場合には、格納容器雰囲気温度を計測し、飽和圧力に換算することにより操作判断を行うこととする。このため、第1表及び第1図に示すような飽和温度と飽和圧力の換算表等を手順書類に記載する。</p> <p>具体的には、重大事故等発生時に格納容器への注水等が十分である場合においては、格納容器雰囲気は飽和状態に近い状態であることから、第2図に示す格納容器雰囲気温度計のうち、より飽和状態に近いと考えられるサブプレッション・チェンバ空間部に設置した格納容器雰囲気温度計（第2図の⑨及び⑩）の計測値を飽和圧力に換算し、<u>ベントの実施を判断する</u>。</p> <p>ただし、有効性評価で想定する範囲を超える場合ではあるが、重大事故等発生時に格納容器への注水等が不十分な場合は、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、熔融炉心からの輻射熱等によって局所的に格納容器雰囲気温度が大きく上昇する可能性がある。</p> <p>このような場合は、全ての格納容器雰囲気温度計の最大値を圧力換算し、<u>ベントの実施を判断する</u>。この運用により、格納容器雰囲気温度に対する圧力換算値は実際の格納容器圧力と同等又はそれ以上となることから、格納容器の限界圧力を下回る最高使用圧力の2倍（620kPa [gage]）に到達する前のベントが可能であると考ええる。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 39</p> <p style="text-align: center;">格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について</p> <p>格納容器内の圧力が計測できない場合には、格納容器雰囲気温度を計測し、飽和圧力に換算することにより操作判断を行うこととする。このため、表1及び図1に示すような飽和温度と飽和圧力の換算表等を手順書類に記載する。</p> <p>具体的には、重大事故等発生時に格納容器への注水等が十分である場合においては、格納容器雰囲気は飽和状態に近い状態であることから、図2に示す格納容器雰囲気温度計のうち、より飽和状態に近いと考えられるサブプレッション・チェンバ空間部に設置した格納容器雰囲気温度計（図2の⑩及び⑪）の計測値を飽和圧力に換算する。</p> <p>ただし、有効性評価で想定する範囲を超える場合ではあるが、重大事故等発生時に格納容器への注水等が不十分な場合は、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、熔融炉心からの輻射熱等によって局所的に格納容器雰囲気温度が大きく上昇する可能性がある。</p> <p>このような場合は、全ての格納容器雰囲気温度計の最大値を圧力換算する。この運用により、格納容器雰囲気温度に対する圧力換算値は実際の格納容器圧力と同等又はそれ以上となることから、格納容器の限界圧力を下回る最高使用圧力の2倍（853kPa [gage]）に到達する前のベントが可能であると考ええる。</p>	<p>・運用の相違 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 ベント実施基準の相違</p> <p>・炉型の相違 島根2号炉（Mark-I改）と東海第二（Mark-II）の最高使用圧力の相違</p>

第1表 飽和温度と飽和圧力の換算表

飽和温度 [°C]	飽和圧力 [kPa]	
	絶対圧力	ゲージ圧力
100	101	0
105	121	20
110	143	42
115	169	68
120	199	97
125	232	131
130	270	169
135	313	212
140	362	260
144.6	411	310 (1Pd)
145	416	314
150	476	375
155	543	442
160	618	517
165	701	599
166.2	721	620 (2Pd)
170	792	691
175	892	791
180	1003	901

参考：日本機械学会蒸気表 [1999年]



第1図 飽和温度と飽和圧力の換算グラフ

表1 飽和温度と飽和圧力の換算表

飽和温度 [°C]	飽和圧力 [kPa]	
	絶対圧力	ゲージ圧力
100	101	0
105	121	20
110	143	42
115	169	68
120	199	97
125	232	131
130	270	169
135	313	212
140	362	260
145	416	314
150	476	375
153.9	528	427 (1Pd)
155	543	442
160	618	517
165	701	599
170	792	691
175	892	791
177.8	954	853 (2Pd)
180	1003	901

参考：日本機械学会蒸気表 [1999年]

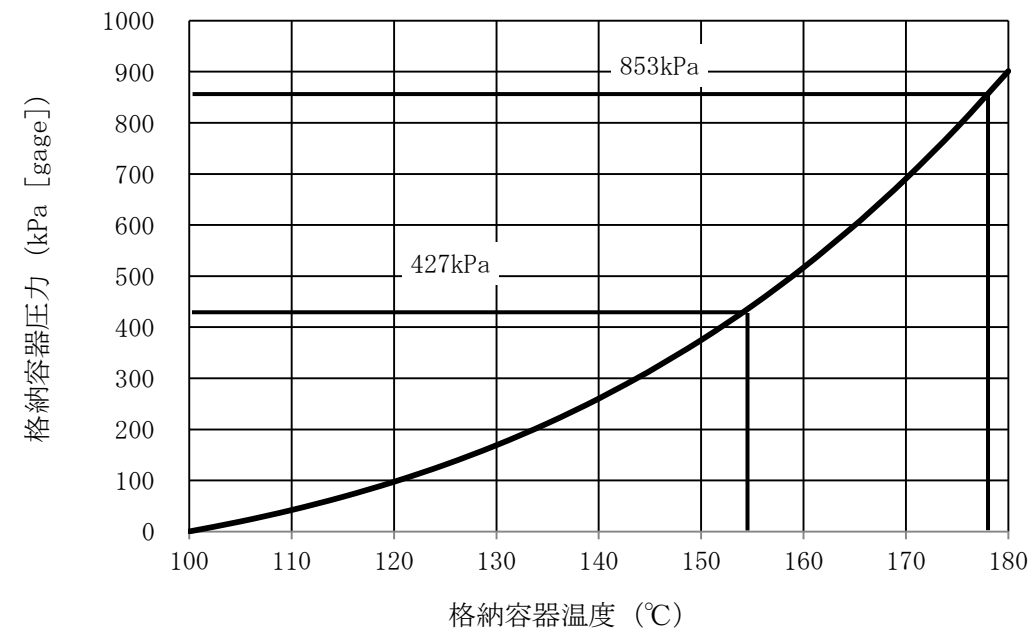
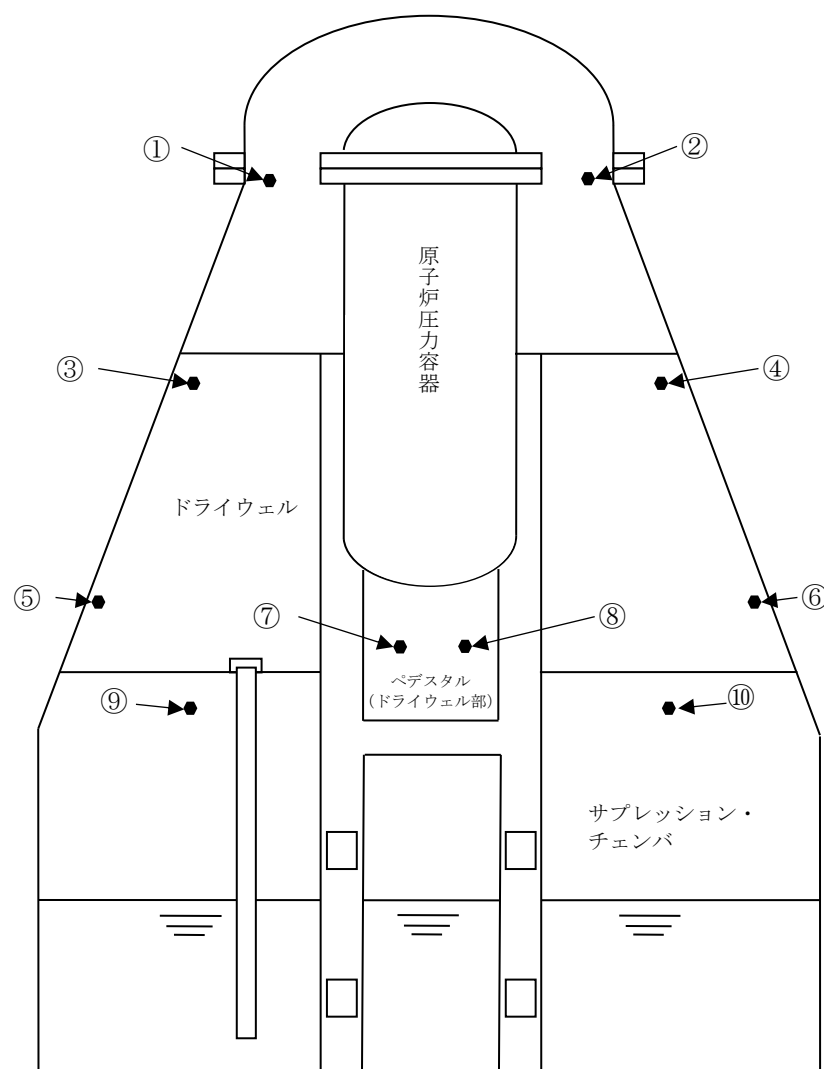


図1 飽和温度と飽和圧力の換算グラフ

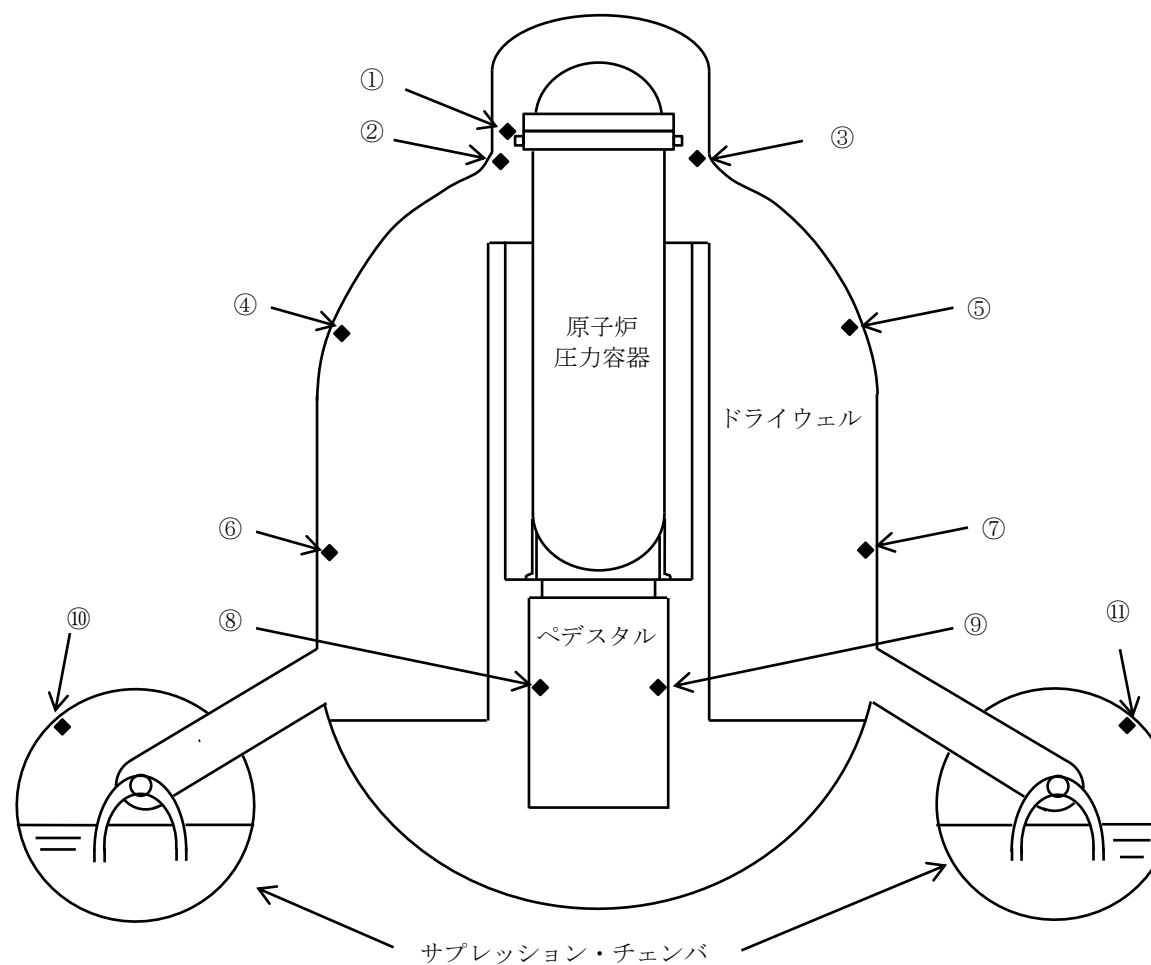
・炉型の相違
島根2号炉 (Mark-I 改) と東海第二 (Mark-II) の最高使用圧力の相違

・炉型の相違
島根2号炉 (Mark-I 改) と東海第二 (Mark-II) の最高使用圧力の相違



番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②	ドライウエル雰囲気温度 (上部)	フランジ高さ	0℃～300℃
③, ④	ドライウエル雰囲気温度 (中部)	燃料有効長頂部高さ	0℃～300℃
⑤, ⑥	ドライウエル雰囲気温度 (下部)	機器ハッチ高さ	0℃～300℃
⑦, ⑧	ドライウエル雰囲気温度 (ペDESTAL部)	ドライウエル床面高さ	0℃～300℃
⑨, ⑩	サプレッション・チェンバ雰囲気温度	サプレッション・チェンバ上部	0℃～200℃

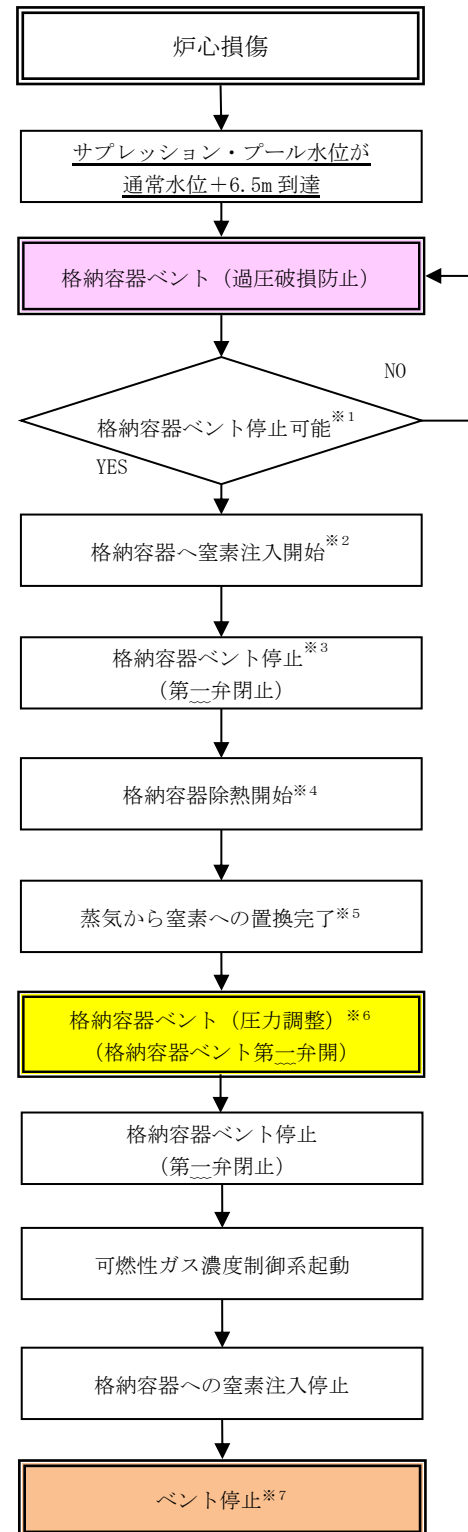
第2図 格納容器雰囲気温度計の計測点



番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②, ③	ドライウエル温度 (SA)	フランジ高さ近傍	0～300℃
④, ⑤	ドライウエル温度 (SA)	TAF高さ近傍	0～300℃
⑥, ⑦	ドライウエル温度 (SA)	RPV底面高さ近傍	0～300℃
⑧, ⑨	ペDESTAL温度 (SA)	ペDESTAL上部	0～300℃
⑩, ⑪	サプレッション・チェンバ温度 (SA)	サプレッション・チェンバ頂部近傍	0～200℃

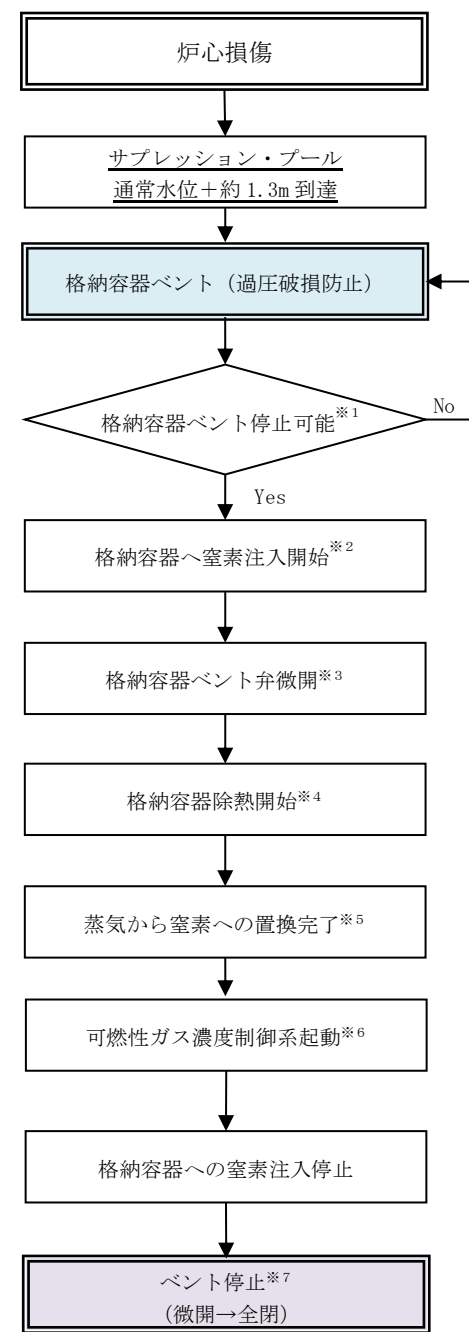
図2 格納容器雰囲気温度計の計測点

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 20</p> <p style="text-align: center;">ベント停止手順について</p> <p>(1) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>によるベント停止の判断について <u>格納容器圧力逃がし装置</u>によるベントを停止した後は、以下の機能が必要となるため、以下の機能が全て使用可能と判断した場合にベント停止の判断を実施する。</p> <p>a. 格納容器の除熱機能（残留熱除去系等）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するため <p>b. 格納容器への窒素供給機能（窒素供給設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止するため ・水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止するため <p>c. 格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能（可燃性ガス濃度制御系）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止するため <p>(2) ベント停止手順について ベント停止フローを第1図に示す。また、第2図に格納容器圧力挙動のイメージ、第3図に格納容器温度挙動のイメージ及び第4図に格納容器内気相挙動のイメージを示す。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 42</p> <p style="text-align: center;">ベント停止手順について</p> <p>(1) <u>格納容器フィルタベント系</u>によるベント停止の判断について <u>格納容器フィルタベント系</u>によるベントを停止した後は、以下の機能が必要となるため、以下の機能が全て使用可能と判断した場合にベント停止の判断を実施する。</p> <p>a. 格納容器の除熱機能（残留熱除去系等）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内に残存する核分裂生成物から発生する崩壊熱を除去し、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送するため <p>b. 格納容器への窒素供給機能（窒素供給設備）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・残留熱除去系の運転に伴う蒸気凝縮により、格納容器内が負圧になることを防止するため ・水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止するため <p>c. 格納容器内の可燃性ガス濃度制御機能（可燃性ガス濃度制御系）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の濃度が可燃限界濃度に到達することを防止するため <p>(2) ベント停止手順について ベント停止フローを図1に示す。</p> <p>(3) <u>ベント停止手順の有効性について</u> <u>ベント停止手順の有効性を確認するために、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において事象発生後約1ヶ月まで格納容器フィルタベント系による除熱を行った後、可搬型格納容器除熱系による除熱とした場合の格納容器パラメータ推移を評価した。ここで可搬型格納容器除熱系の流量は、事故発生30日後の崩壊熱を上回る60m³/hとし、格納容器フィルタベント系を微開（流路面積3%開）とするとともに、可搬式窒素供給装置より窒素ガスを100Nm³/h注入する。図2に格納容器圧力、図3にサブプレッション・チェンバ水温並びに図4及び図5に格納容器内気相濃度の推移を示す。</u></p> <p><u>図2に示すとおり、窒素ガスを注入することにより、可搬型格納容器除熱系による原子炉格納容器除熱後の格納容器圧力は負圧に至ることなく、また格納容器ベントを微開とすることにより、格納容器圧力は上昇しない。また、図4及び図5に示すとおり、原子炉格納容器内の水素ガス及び酸素ガスの濃度は、可燃限界未満で推移する。</u></p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違 島根2号炉は、ベント停止手順の有効性を確認するため、MAAP解析による評価を実施</p>



- ※1：格納容器の除熱機能、格納容器への窒素供給機能及び可燃性ガス濃度制御機能が使用可能であると判断した場合、格納容器ベント停止の判断を実施する。
- ※2：格納容器除熱時に格納容器内が負圧に至ることを防止する観点から、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバの両方に窒素を供給する。
- ※3：第一弁閉後は、第一弁と第二弁の間に水素が滞留するおそれがあるため、第一弁の下流から窒素を供給する。このため、第一弁でベントを停止する（第二弁は開状態を維持する）。
- ※4：ベント弁を閉止後、残留熱除去系又は代替循環冷却系を起動し、外部水源による注水を停止する。また、格納容器内気相はほぼ蒸気であるため、除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合、格納容器圧力が13.7kPa [gage] - 310kPa [gage] の間となるように熱交換器への通水量を調整することで格納容器圧力が負圧になることを防止しながら窒素置換を実施する。また、格納容器圧力が13.7kPa [gage] まで低下した場合には、負圧を防止するため格納容器除熱を停止し、外部水源による注水を実施する。負圧防止圧力の設定に当たっては、格納容器の設計負圧である-13.7 kPa [gage] に対する2倍の余裕を考慮して設定とした。
- ※5：サブプレッション・プール水温が100℃未満となり、除熱量を調整しても格納容器圧力が310kPa [gage] に到達する場合には、蒸気分圧がほとんど失われ、窒素によって格納容器圧力が上昇している状況であると判断する。
- ※6：可燃性ガス濃度制御系を起動可能な圧力まで格納容器圧力を低下させることを目的として、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱及び格納容器への窒素供給を継続しながら第二弁を再度開として、格納容器内ベント（圧力調整）する。
- ※7：格納容器の状態は、窒素置換されていることによって負圧のおそれはなく、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は可燃性ガス濃度制御系によって処理され、残留熱除去系又は代替循環冷却系による格納容器除熱が継続されている状態である。

第1図 格納容器ベント停止フロー

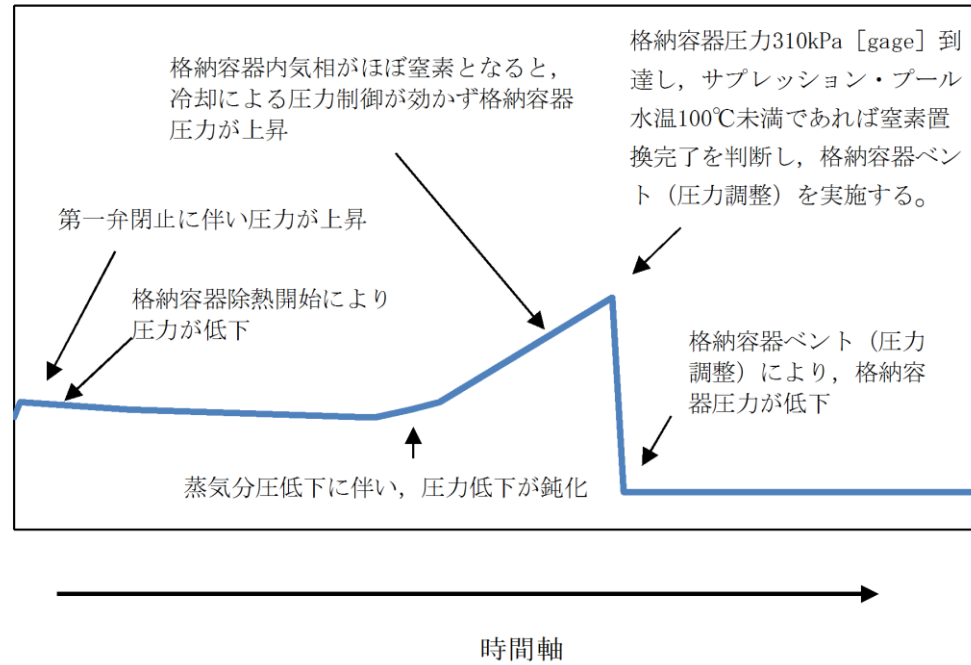


- ※1：格納容器の除熱機能、格納容器への窒素供給機能及び可燃性ガス濃度制御機能が使用可能であると判断した場合、格納容器ベント停止の判断を実施する。
- ※2：格納容器除熱時に格納容器内が負圧に至ることを防止する観点から、ドライウエル又はサブプレッション・チェンバに窒素を供給する。
- ※3：ベント弁の開度を微開することにより、窒素封入による格納容器の圧力上昇を抑制するとともに、可燃性ガス濃度の上昇を抑制することが可能。
- ※4：格納容器内気相はほぼ蒸気であるため、除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合、格納容器圧力が負圧となる可能性があるため、格納容器圧力13.7kPa [gage] - 245kPa [gage] の間となるように熱交換器への通水量を調整することで格納容器圧力が負圧になることを防止しながら窒素置換を実施する。また、格納容器圧力が13.7kPa [gage] まで低下した場合には、負圧を防止するため格納容器除熱を停止する。
- ※5：サブプレッション・プール水温が100℃未満となり、除熱量を調整しても格納容器圧力が245kPa [gage] に到達する場合には、蒸気分圧がほとんど失われ、窒素によって格納容器圧力が上昇している状況であると判断する。
- ※6：残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱により可燃性ガス濃度制御系の起動可能な圧力まで格納容器圧力を低下させる。
- ※7：格納容器の状態は、窒素置換されていることによって負圧のおそれはなく、水の放射線分解によって発生する水素及び酸素は可燃性ガス濃度制御系によって処理され、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱が継続されている状態である。

図1 格納容器ベント停止フロー

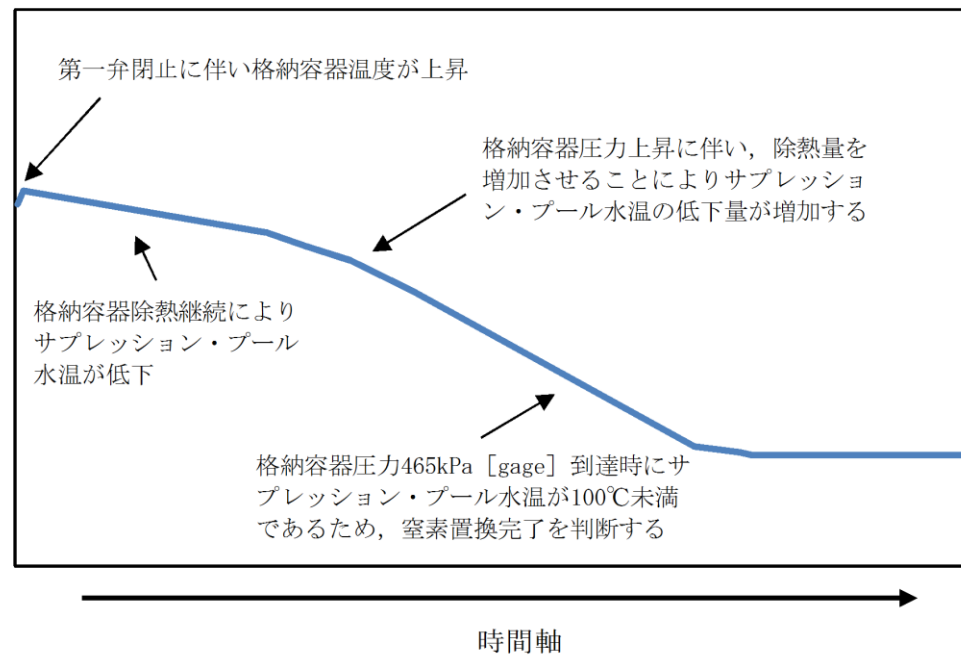
- ・運用の相違
ベント実施基準の相違
- ・運用の相違
島根2号炉は、空間容量の大きいドライウエルから窒素を封入する。サブプレッション・チェンバへの切替え基準はS/C酸素濃度4%到達
- ・運用の相違
残留熱除去系又は残留熱代替除去系にて格納容器除熱を実施する場合の圧力制御範囲の相違
- ・運用の相違
島根2号炉は、格納容器除熱停止後もサブプレッション・プール水による原子炉注水を実施していることから、外部水源による注水は実施しない

格納容器圧力 (kPa)



第2図 格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における格納容器圧力挙動イメージ

サブプレッション・プール水温 (℃)



第3図 格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における格納容器温度挙動イメージ

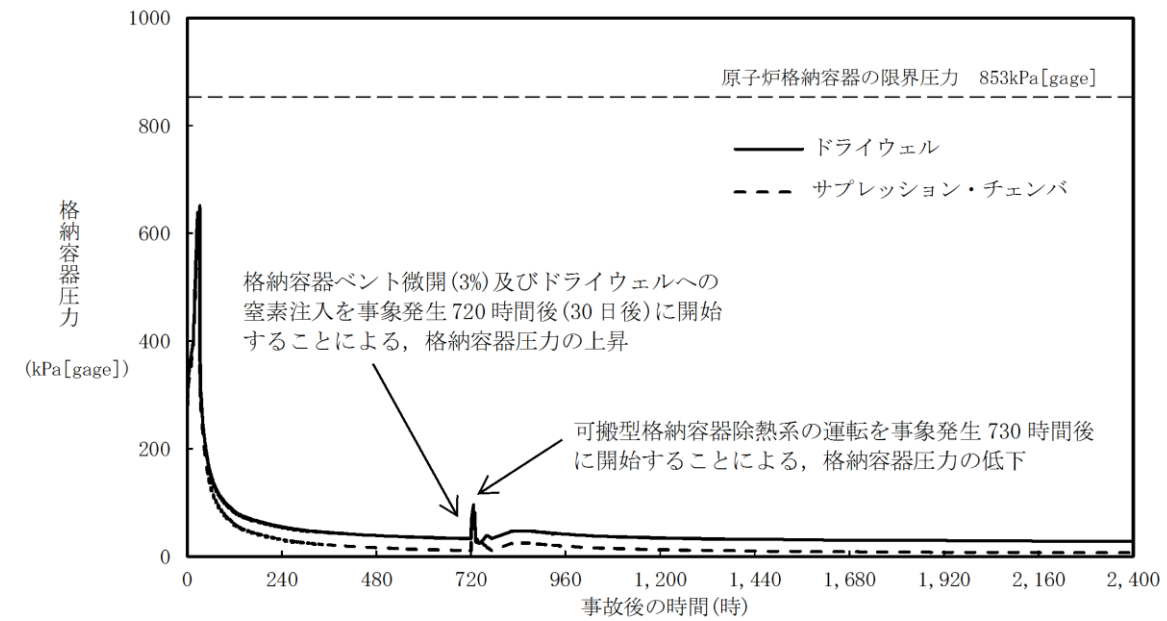


図2 格納容器圧力の推移

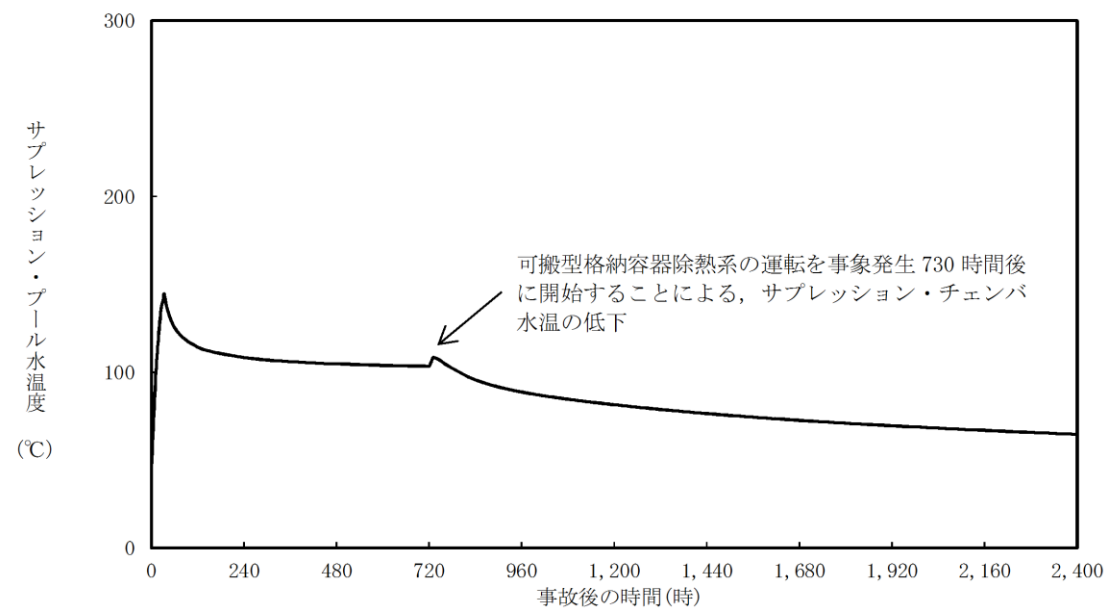
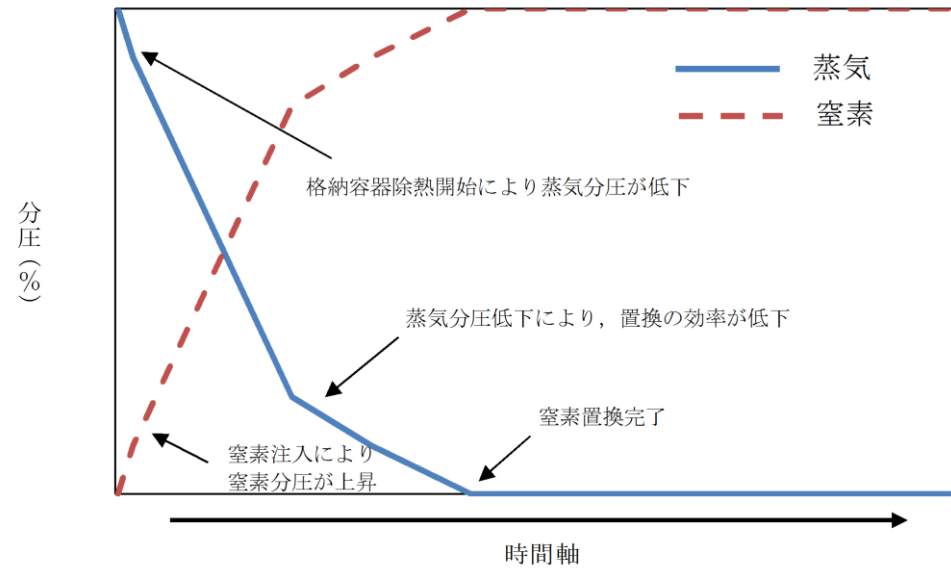


図3 サプレッション・プール水温度の推移

・記載方針の相違
島根2号炉は、ベント停止手順の有効性を確認するため、MAAP解析による評価を実施



第4図 格納容器ベント停止後の窒素置換実施時における格納容器内気相の挙動イメージ

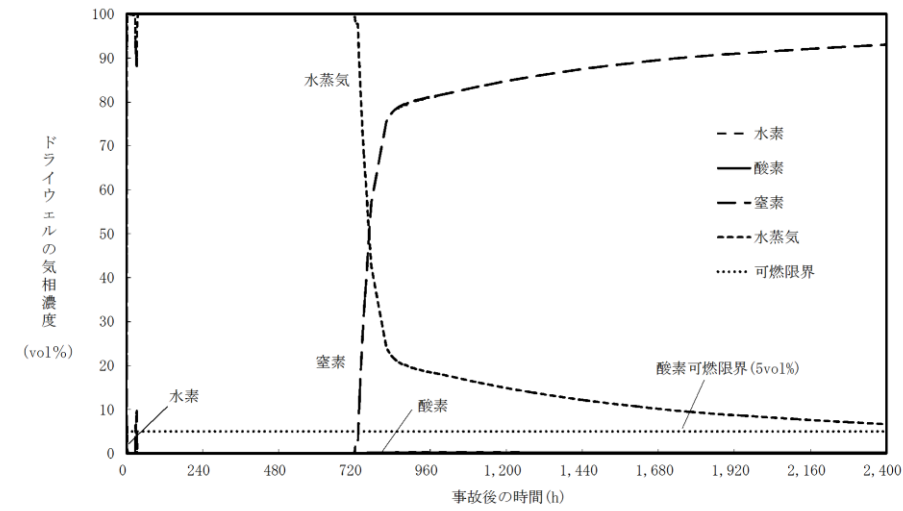


図4 ドライウエルの気相濃度の推移(ウェット条件)

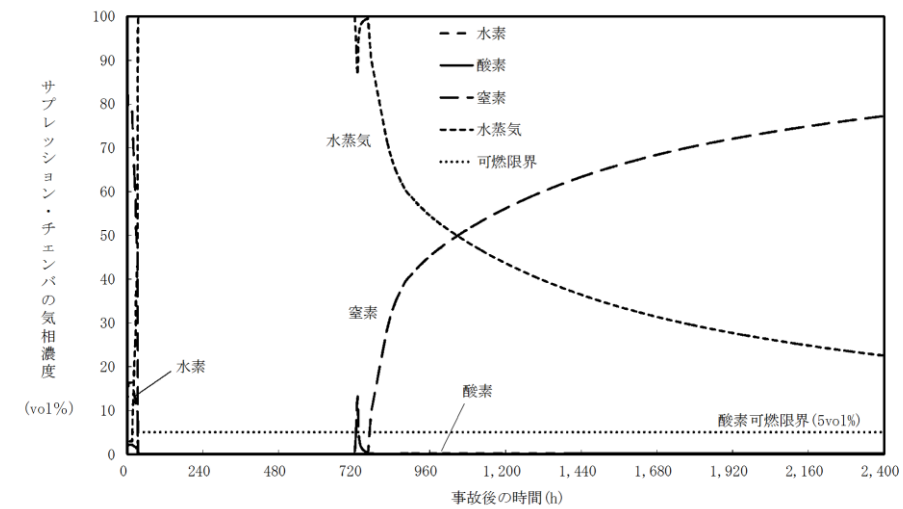


図5 サブプレッション・チェンバの気相濃度の推移(ウェット条件)

(3) 可燃性ガス濃度制御系について

可燃性ガス濃度制御系については、設計基準事故対処設備として位置付けており、重大事故等発生時の格納容器雰囲気における耐性を有さないものである。可燃性ガス濃度制御系の仕様を第1表に、系統概略図を第5図に、設置場所を第6図に示す。

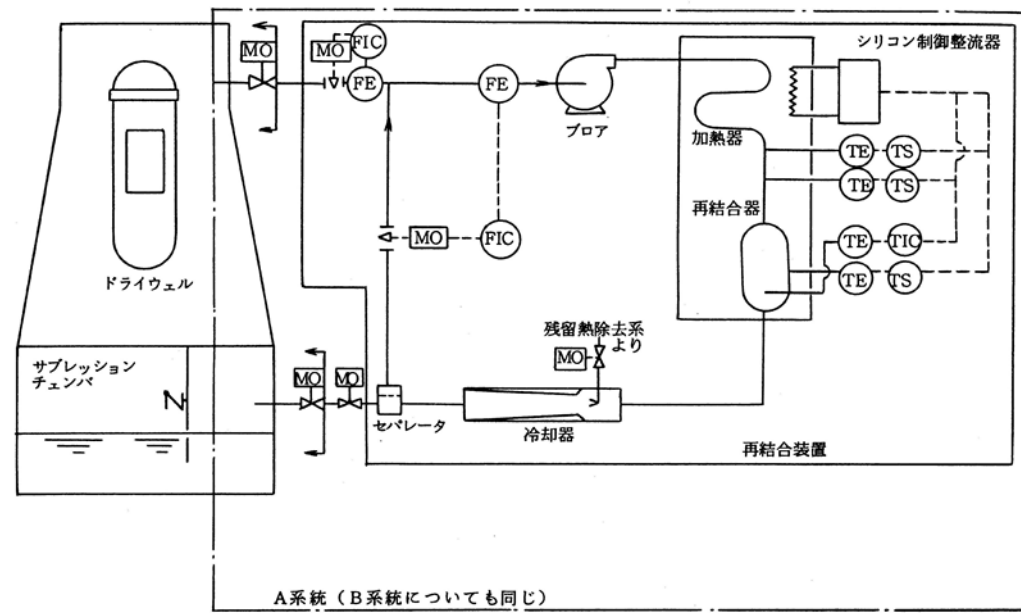
(4) 可燃性ガス濃度制御系について

可燃性ガス濃度制御系については、設計基準事故対処設備として位置付けており、重大事故等発生時の格納容器雰囲気における耐性を有さないものである。可燃性ガス濃度制御系の仕様を表1に、系統概略図を図6に、設置場所を図7に示す。

・記載方針の相違
島根2号炉は、ベント停止手順の有効性を確認するため、MAAP解析による評価を実施

第1表 可燃性ガス濃度制御系の主な仕様

項目	設計	備考
耐震クラス	Sクラス	
入口ガス条件	運転温度	<121℃
	運転圧力	<147kPa
	水素濃度	<4.0vol%
	酸素濃度	<5.0vol%
再結合効率	95%	水素濃度 2.0vol%時



第5図 可燃性ガス濃度制御系の系統概略図

表1 可燃性ガス濃度制御系の主な仕様

項目	設計	備考
耐震クラス	Sクラス	
入口ガス条件	運転温度	<121℃
	運転圧力	<177kPa
	水素濃度	≤4.0vol%
	酸素濃度	≤2.0vol%
再結合効率	95%	水素濃度 2.0vol%時

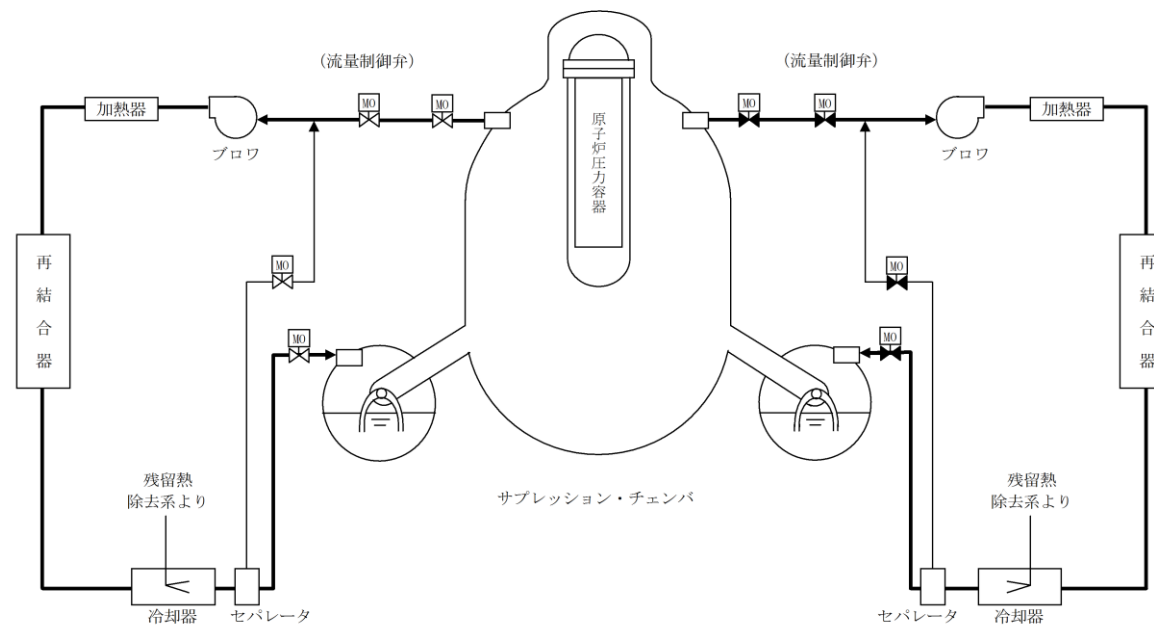
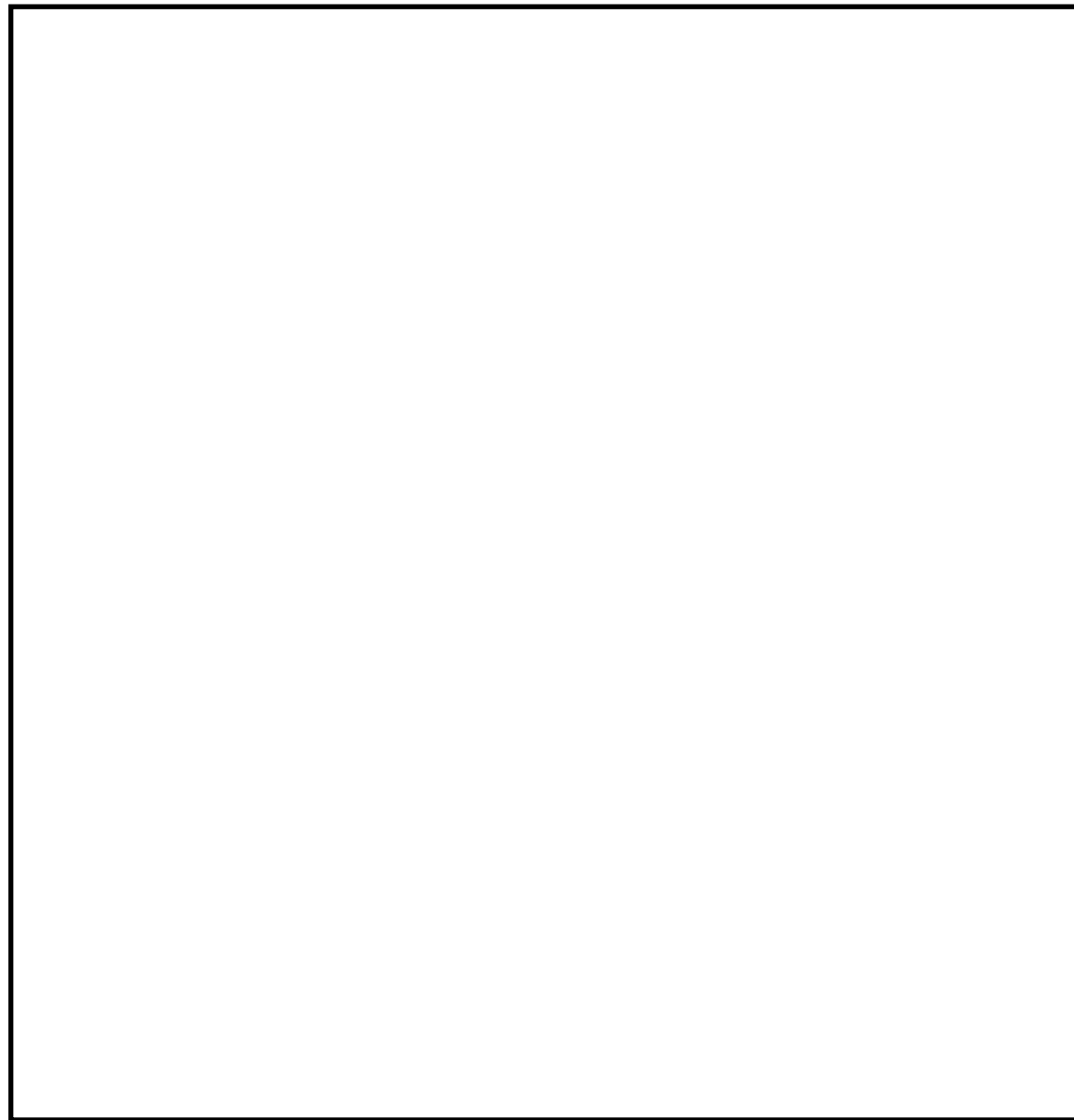


図6 可燃性ガス濃度制御系の系統概略図

・設備の相違
設計方針の相違による設備仕様の相違



第6図 可燃性ガス濃度制御系の設置場所

(4) ベント実施中及びベント停止後の格納容器負圧防止対策について

a. ベント実施中における格納容器負圧防止対策について

通常運転中は格納容器内に窒素を封入しているが、ベント実施中は窒素を含む格納容器内の非凝縮性ガスが排出され、格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされた状態となる。その状態で代替格納容器スプレイ系(常設)による格納容器スプレイを実施すると、蒸気の凝縮により格納容器圧力が負圧になるおそれがあるが、ベント実施前に代替格納容器スプレイ系(常設)を停止する運用としているため、ベント実施中に格納容器圧力が負圧になることはない。

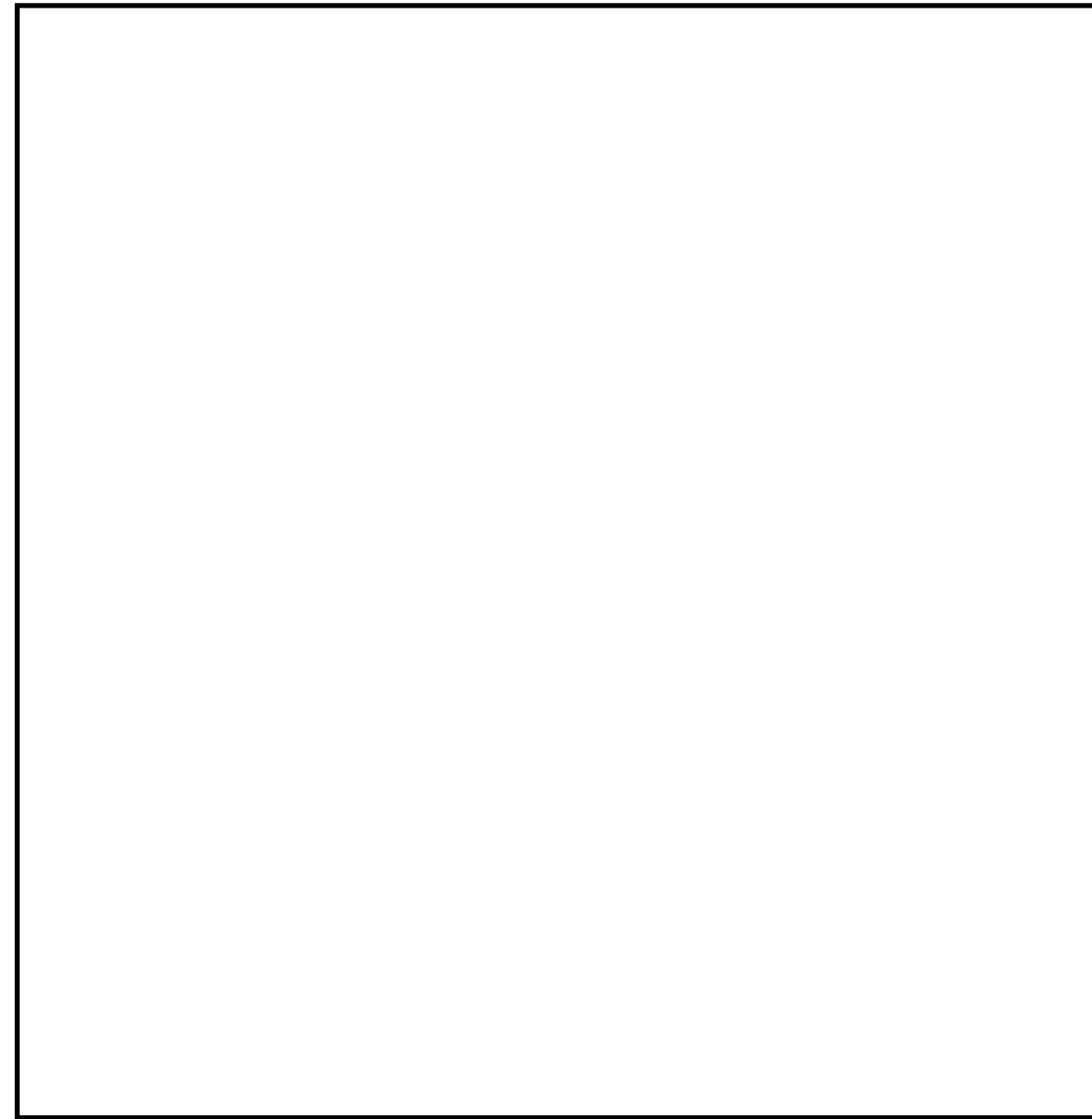


図7 可燃性ガス濃度制御系の設置場所

(5) ベント実施中及びベント停止後の格納容器負圧防止対策について

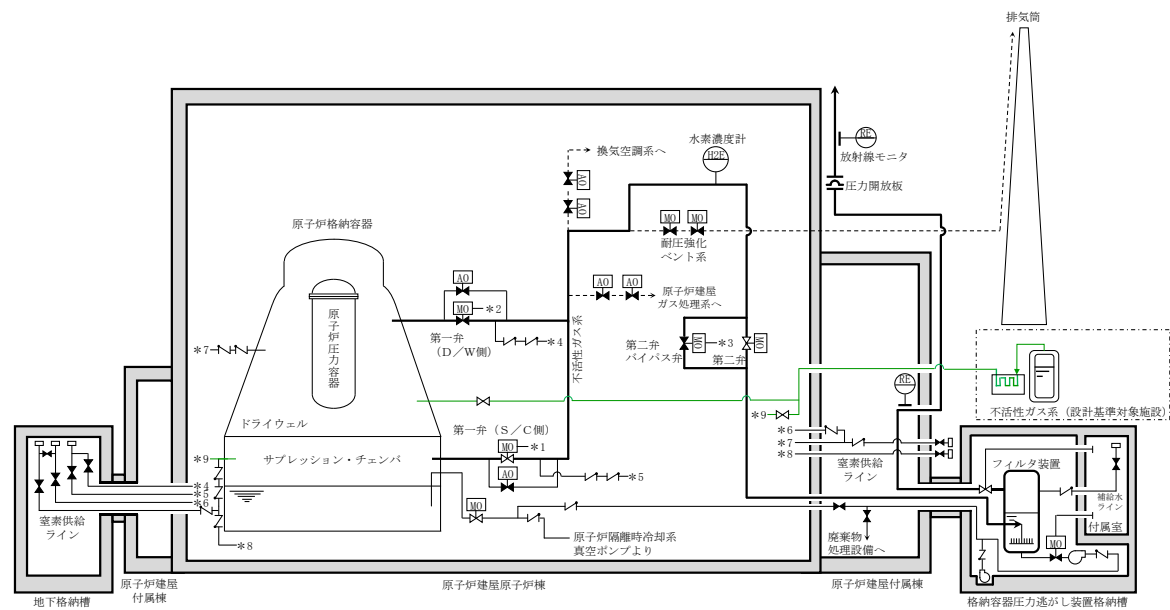
a. ベント実施中における格納容器負圧防止対策について

通常運転中は格納容器内に窒素を封入しているが、ベント実施中は窒素を含む格納容器内の非凝縮性ガスが排出され、格納容器内は崩壊熱により発生する蒸気で満たされた状態となる。その状態で格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器スプレイを実施すると、蒸気の凝縮により格納容器圧力が負圧になるおそれがあるが、ベント実施前に格納容器代替スプレイ系(可搬型)を停止する運用としているため、ベント実施中に格納容器圧力が負圧になることはない。

b. ベント停止後における格納容器負圧防止対策について

ベント停止時は、最初に可搬型窒素供給装置により格納容器内に窒素注入を開始し、その後、残留熱除去系又は代替循環冷却系を用いた格納容器除熱を開始する。除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合、格納容器圧力が負圧に至る可能性があるため、除熱量(熱交換器のバイパス流量)を調整し格納容器圧力を13.7kPa [gage] - 310kPa [gage] の間でコントロールすることで格納容器圧力を正圧に維持しつつ、格納容器気相部を蒸気雰囲気から窒素雰囲気へ置換する。また、格納容器圧力が13.7kPa [gage] まで低下した場合には、負圧を防止するため格納容器除熱を停止し、外部水源による注水を実施する。格納容器内気相部が窒素雰囲気へ置換された以降は、格納容器が負圧となることはない。

また、窒素供給装置以外の手段として、設計基準対象施設ではあるが、不活性ガス系による格納容器への窒素供給が可能である。格納容器への窒素供給手段の概略図を第7図に示す。



第7図 格納容器への窒素供給手段の概略図

b. ベント停止後における格納容器負圧防止対策について

ベント停止時は、最初に可搬式窒素供給装置により格納容器内に窒素注入を開始し、その後、残留熱除去系又は残留熱代替除去系を用いた格納容器除熱を開始する。除熱による蒸気凝縮量が窒素供給量を上回った場合、格納容器圧力が負圧に至る可能性があるため、除熱量(熱交換器のバイパス流量)を調整し格納容器圧力を13.7kPa [gage] - 245kPa [gage] の間でコントロールすることで格納容器圧力を正圧に維持しつつ、格納容器気相部を蒸気雰囲気から窒素雰囲気へ置換する。また、格納容器圧力が13.7kPa [gage] まで低下した場合には、負圧を防止するため格納容器除熱を停止する。格納容器内気相部が窒素雰囲気へ置換された以降は、格納容器が負圧となることはない。

また、窒素供給装置以外の手段として、設計基準対象施設ではあるが、窒素ガス制御系による格納容器への窒素供給が可能である。格納容器への窒素供給手段の概略図を図8に示す。

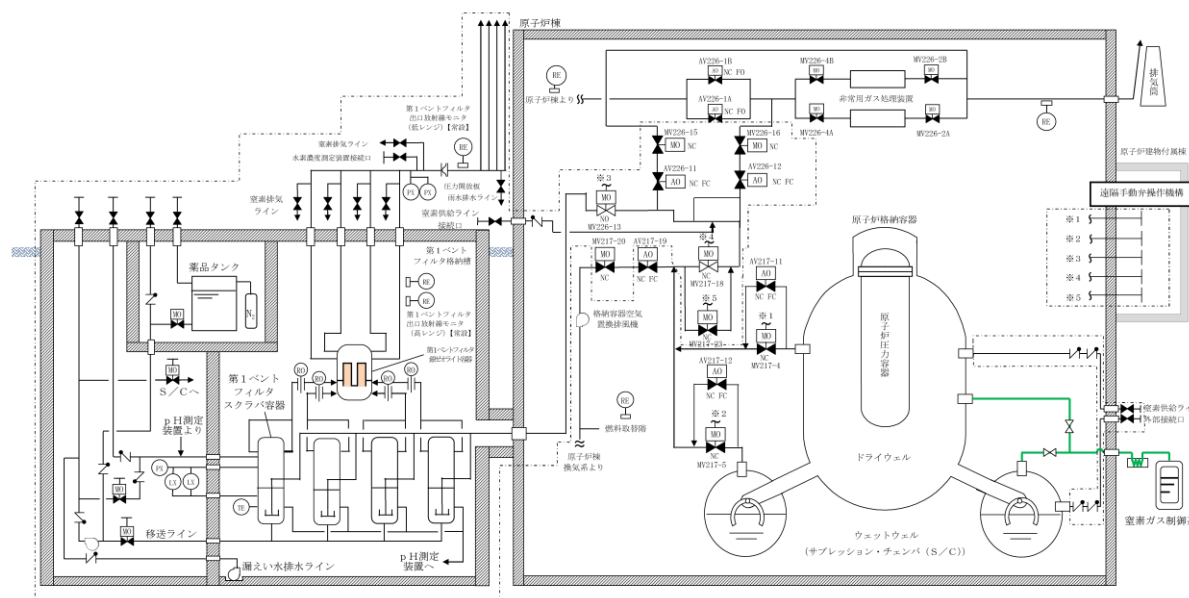
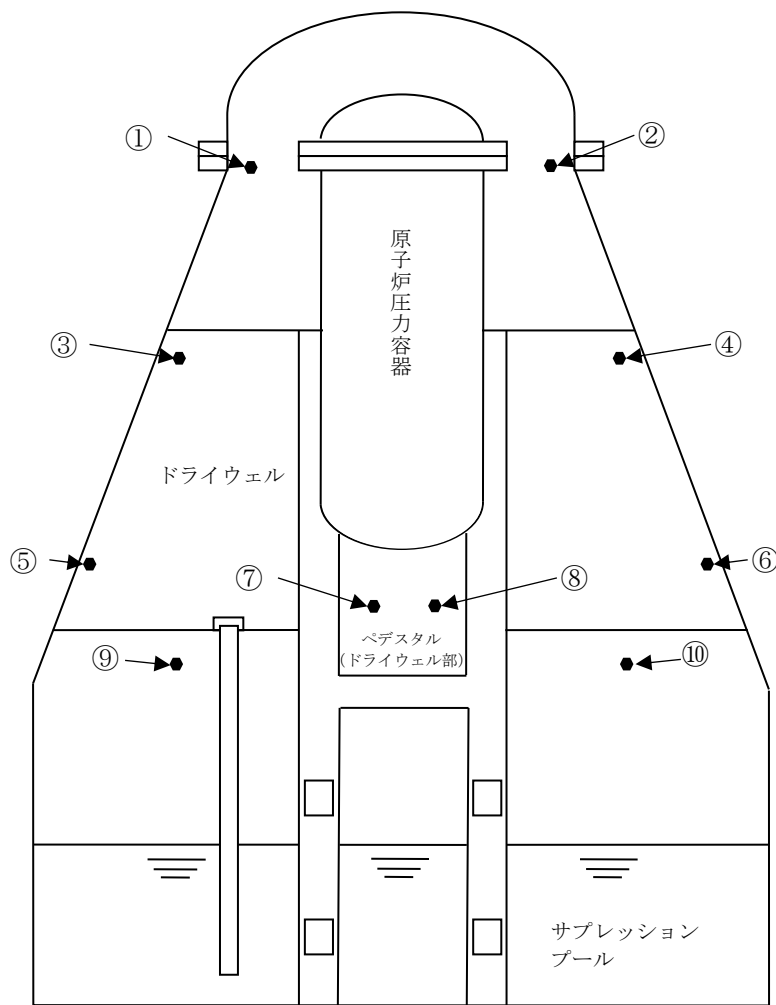


図8 格納容器への窒素供給手段の概略図

- 運用の相違
残留熱除去系又は残留熱代替除去系にて格納容器除熱を実施する場合の圧力制御範囲の相違
- 運用の相違
島根2号炉は、格納容器除熱停止後もサプレッション・プール水による原子炉注水を実施していることから、外部水源による注水は実施しない
- 設備の相違
設計方針の相違による系統構成の相違

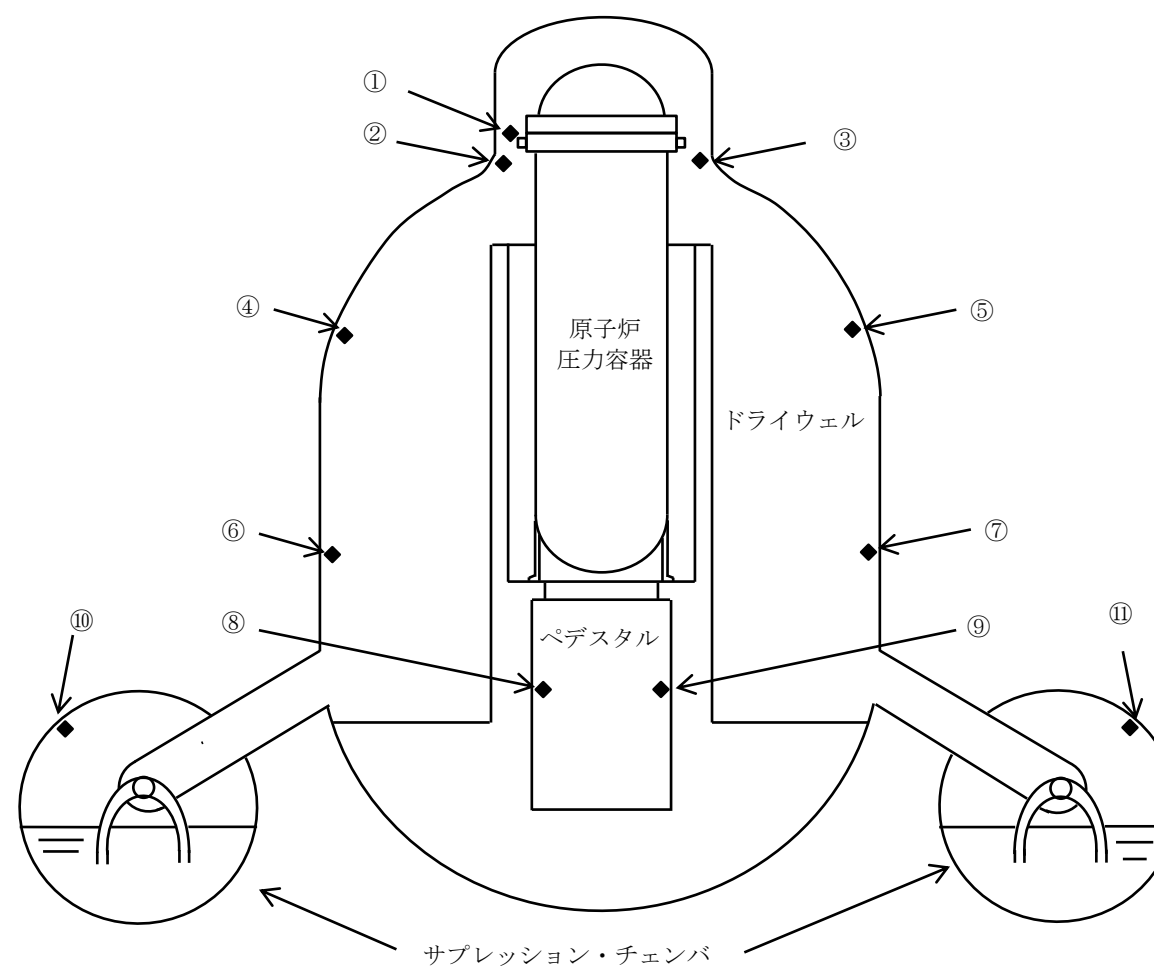
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 21</p> <p style="text-align: center;">格納容器雰囲気温度によるベントの運用について</p> <p>(1) 格納容器雰囲気温度の監視について 格納容器雰囲気温度計は、ドライウエルに36点、サブプレッション・チェンバに4点の計40点を設置しており、各所に分散して配置することにより格納容器全体の雰囲気温度を監視することができる。このうち、重大事故等発生時における監視を確実なものとするため、重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計を、ドライウエルに8点、サブプレッション・チェンバに2点に分散し、格納容器内の雰囲気温度を一様に計測することとしている。</p> <p>重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計の計測点を第1図に示す。</p> <p>(2) 局所的な温度上昇について 格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する要因としては、原子炉圧力容器が高压状態で破損する際に熔融炉心が飛散し、格納容器内に熔融炉心が付着することなどが考えられるが、原子炉圧力容器破損前に原子炉圧力容器を減圧することにより、このような状況に至る可能性を低減する。また、原子炉圧力容器が破損した場合には、熔融炉心がペDESTAL部に落下するが、ペDESTAL（ドライウエル部）はドライウエル床面より掘り下げられた構造となっているため、熔融炉心はペDESTAL（ドライウエル部）に保持され、ドライウエル床面に流出することはない。さらに、格納容器スプレイ実施時には格納容器雰囲気が冷却されること及び格納容器への注水等による熔融炉心の冷却に伴い発生する蒸気により格納容器内では自然対流が起きていることを踏まえると、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する可能性は低い。また、格納容器圧力限界圧力を下回る最高使用圧力の2倍（620kPa [gage]）到達までにベントを実施することとしているが、620kPa [gage]に対する飽和温度が約166℃であることを踏まえると、過温破損に至ることはないと考えられる。</p> <p>なお、格納容器圧力が計測できない場合は、「別紙 19. 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について」に記載のとおり、格納容器雰囲気温度によりベントを判断することとしている。</p> <p>(3) 格納容器破損のおそれがある場合の影響緩和のためのベント実施について 炉心部の燃料、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した燃料デブリ及び格納容器内を冷却するため、格納容器への注水等に期待するが、十分な注水等ができない場合には、格納容器雰囲気が過熱状態になり、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇し、格納容器が過温破損に至るおそれがある。このように、重大事故等対処設備が健全に機能せず、格納容器の健全性が脅かされる可能性が高い状況では、格納容器圧力逃がし装置からのベントを実施し、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、格納容</p>	<p style="text-align: right;">別紙 52</p> <p style="text-align: center;">格納容器雰囲気温度によるベントの運用について</p> <p>(1) 格納容器雰囲気温度の監視について 格納容器雰囲気温度計は、ドライウエルに31点、サブプレッション・チェンバに6点の計37点を設置しており、各所に分散して配置することにより格納容器全体の雰囲気温度を監視することができる。このうち、重大事故等発生時における監視を確実なものとするため、重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計を、ドライウエルに7点、サブプレッション・チェンバに2点に分散し、格納容器内の雰囲気温度を一様に計測することとしている。</p> <p>重大事故等発生時の格納容器内の環境条件においても計測可能な温度計の計測点を第1図に示す。</p> <p>(2) 局所的な温度上昇 格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する要因としては、原子炉圧力容器が高压状態で破損する際に熔融炉心が飛散し、格納容器内に熔融炉心が付着することなどが考えられるが、原子炉圧力容器破損前に原子炉圧力容器を減圧することにより、このような状況に至る可能性を低減する。また、原子炉圧力容器が破損した場合には、熔融炉心がペDESTAL部に落下するが、ペDESTAL（ドライウエル部）はドライウエル床面より掘り下げられた構造となっているため、熔融炉心はペDESTAL（ドライウエル部）に保持され、ドライウエル床面に流出することはない。さらに、格納容器スプレイ実施時には格納容器雰囲気が冷却されること及び格納容器への注水等による熔融炉心の冷却に伴い発生する蒸気により格納容器内では自然対流が起きていることを踏まえると、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇する可能性は低い。また、格納容器圧力限界圧力を下回る最高使用圧力の2倍（853kPa [gage]）到達までにベントを実施することとしているが、853kPa [gage]に対する飽和温度が約178℃であることを踏まえると、過温破損に至ることはないと考えられる。</p> <p>なお、格納容器圧力が計測できない場合は、「別紙39. 格納容器内の圧力が計測できない場合の運用について」に記載のとおり、格納容器雰囲気温度によりベントを判断することとしている。</p> <p>(3) 格納容器破損のおそれがある場合の影響緩和のためのベント実施について 炉心部の燃料、ペDESTAL（ドライウエル部）に落下した燃料デブリ及び格納容器内を冷却するため、格納容器への注水等に期待するが、十分な注水等ができない場合には、格納容器雰囲気が過熱状態になり、格納容器雰囲気温度が格納容器圧力に対する飽和温度以上になるとともに、熔融炉心からの輻射熱等により格納容器雰囲気温度が局所的に大きく上昇し、格納容器が過温破損に至るおそれがある。このように、重大事故等対処設備が健全に機能せず、格納容器の健全性が脅かされる可能性が高い状況では、格納容器フィルタベント系からのベントを実施し、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、格納容</p>	<p>・設備設計の相違 測定個数の相違</p> <p>・設備の相違 島根2号炉 (Mark-I改) と東海第二 (Mark-II) の最高使用圧力の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>の過温破損時に大気へ放出される放射性物質の総量を低減させる運用とする。</p> <p>ベントの実施は過圧破損防止の観点では有効な手段であるが、格納容器雰囲気の過熱状態による温度上昇に対しては一定の抑制効果はあるものの過温破損そのものを防止できる手段ではない。したがって、格納容器温度上昇に対するベントにおいて、過温破損の観点では可能な限り格納容器内に存在する希ガスの減衰に期待するため、格納容器の限界温度に到達するおそれのある「格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合」をベント実施判断基準として設定した。格納容器温度の上昇継続を判断基準として設定した理由は、200℃以上にて温度上昇が継続する場合には、格納容器過温破損に至る可能性があり、事前に環境緩和のための格納容器ベントを実施するためである。</p> <p>なお、格納容器が過温破損するような状況では、格納容器温度が全体的に上昇することが考えられること及び計器故障等による誤ベントを防止する観点から、第1図に示すドライウェルに設置した温度計の指示値のうち2点が200℃以上にて温度上昇が継続する場合において、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>からのベントを実施することとする。</p>	<p>器の過温破損時に大気へ放出される放射性物質の総量を低減させる運用とする。</p> <p>ベントの実施は過圧破損防止の観点では有効な手段であるが、格納容器雰囲気の過熱状態による温度上昇に対しては一定の抑制効果はあるものの過温破損そのものを防止できる手段ではない。したがって、格納容器温度上昇に対するベントにおいて、過温破損の観点では可能な限り格納容器内に存在する希ガスの減衰に期待するため、格納容器の限界温度に到達するおそれのある「格納容器温度 200℃以上において温度上昇が継続している場合」をベント実施判断基準として設定した。格納容器温度の上昇継続を判断基準として設定した理由は、200℃以上にて温度上昇が継続する場合には、格納容器過温破損に至る可能性があり、事前に環境緩和のための格納容器ベントを実施するためである。</p> <p>なお、格納容器が過温破損するような状況では、格納容器温度が全体的に上昇することが考えられること及び計器故障等による誤ベントを防止する観点から、第1図に示すドライウェルに設置した温度計の指示値のうち2点が200℃以上にて温度上昇が継続する場合において、<u>格納容器フィルタベント系</u>からのベントを実施することとする。</p>	



番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②	ドライウエル雰囲気温度 (上部)	フランジ高さ	0°C~300°C
③, ④	ドライウエル雰囲気温度 (中部)	燃料有効長頂部高さ	0°C~300°C
⑤, ⑥	ドライウエル雰囲気温度 (下部)	機器ハッチ高さ	0°C~300°C
⑦, ⑧	ドライウエル雰囲気温度 (ペDESTアル部)	ドライウエル床面高さ	0°C~300°C
⑨, ⑩	サプレッション・チェンバ温度	サプレッション・チェンバ上部	0°C~200°C

第1図 格納容器雰囲気温度計の計測点



番号	名称	設置場所	測定範囲
①, ②, ③	ドライウエル温度 (SA)	フランジ高さ近傍	0~300°C
④, ⑤	ドライウエル温度 (SA)	TAF高さ近傍	0~300°C
⑥, ⑦	ドライウエル温度 (SA)	RPV底面高さ近傍	0~300°C
⑧, ⑨	ペDESTアル温度 (SA)	ペDESTアル上部	0~300°C
⑩, ⑪	サプレッション・チェンバ温度 (SA)	サプレッション・チェンバ頂部近傍	0~200°C

図1 格納容器雰囲気温度計の計測点

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙22</p> <p>格納容器減圧に伴うベント管からサブプレッション・チェンバへの冷却水の流入について</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系（常設）等による代替格納容器スプレイを実施する場合、外部水源の持ち込みによるサブプレッション・プール水位の上昇により、ベントラインが水没するおそれがある。サブプレッション・プールの水位は、ベント時のサブプレッション・チェンバ圧力低下に伴う体積膨張及びベント管からの水の流入によっても上昇するため、これらを考慮してもベント実施後にベントラインが水没しないよう代替格納容器スプレイを停止する必要がある。</p> <p>原子炉注水した冷却材が破断口からサブプレッション・チェンバに移行し、サブプレッション・プール水位の上昇が最も厳しいシーケンスとなる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」におけるサブプレッション・プール水位の挙動を第1図に示す。格納容器スプレイ停止後、ドライウェル圧力が上昇することでベント管内の冷却材の一部が押し出されサブプレッション・プール水位が上昇する。ベントを開始すると、サブプレッション・チェンバの圧力が低下し、ベント管内に残存する冷却材がサブプレッション・プールに押し出されることでさらに水位が上昇する。その後は、破断口から流出する冷却材の流入等による水位上昇効果と、ベント時の圧力低下やサブプレッション・プール内の核分裂生成物からの崩壊熱によるサブプレッション・プール水の蒸発による水位低下効果のバランスによりサブプレッション・プール水位が変動するが、ベントライン下端まで到達しない。また、ベント実施時の減圧沸騰によるサブプレッション・プールの水位上昇を考慮してもベントライン下端まで到達しない。</p>	<p style="text-align: right;">別紙6</p> <p>格納容器減圧に伴うベント管からサブプレッション・チェンバへの冷却水の流入について</p> <p>格納容器フィルタベント系の使用（ベント開始）のタイミングは、重大事故等の事象収束シナリオにより異なり、外部水源からの注水量に関しては、サブプレッション・プール通常水位+約1.3mをベント実施判断基準としている。</p> <p>格納容器への注水からベントに至る概要は以下のとおりであり、対策の概要を図1に示す。</p> <p>① 格納容器雰囲気冷却のために、格納容器代替スプレイ系による格納容器スプレイを行うことにより、格納容器圧力を最高使用圧力 427kPa[gage]の1.5倍である 640kPa[gage]以下に制御する。</p> <p>② サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した時点で格納容器スプレイを停止する。その後、速やかに格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。ベント開始後は、低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉への崩壊熱相当の注水を継続する。</p>	<p>・設備の相違 島根2号炉は Mark-1 改型原子炉格納容器のため容積が異なる（以下、別紙6においては①の相違）</p> <p>・設備の相違 島根2号炉は Mark-1 改型原子炉格納容器のため設計圧力が異なる（以下、別紙6においては②の相違）</p> <p>・記載方針の相違</p>

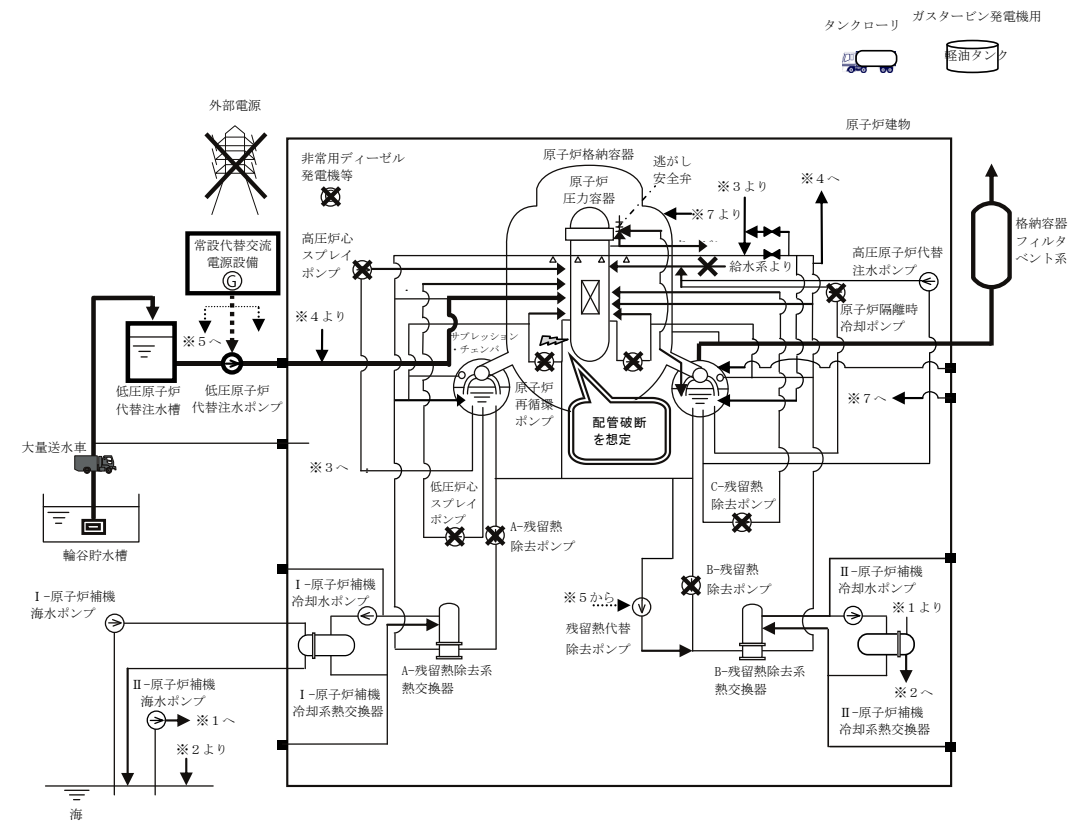


図1 重大事故等対策概要図

・資料構成の相違

外部水源からの格納容器への注水の挙動を図2～4に示す。

通常運転時、サプレッション・プール水位は真空破壊弁より下の通常水位を維持している。

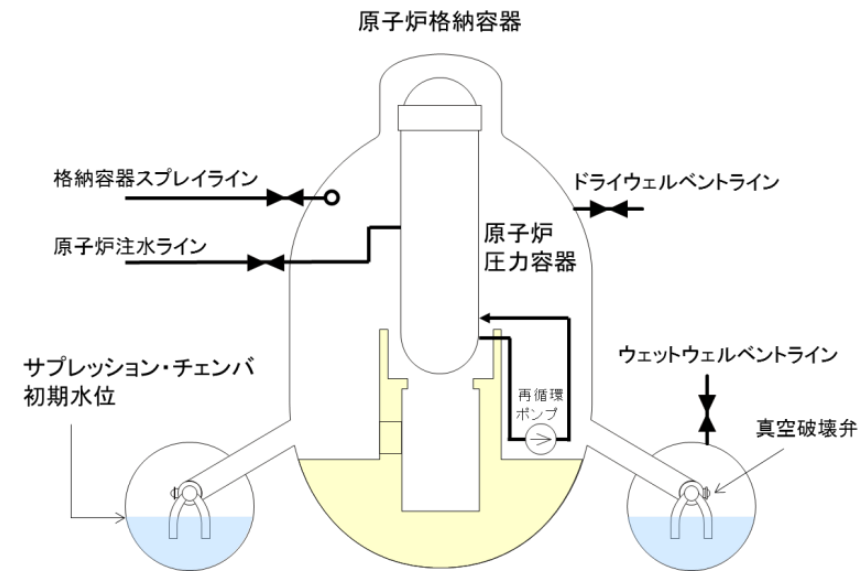


図2 通常運転時の蓄水状態

事象発生後、格納容器への外部水源からの注水（原子炉への注水等）を継続すると、ベント管を通じてドライウェルからサプレッション・チェンバに流入し、サプレッション・プール水位が上昇する。

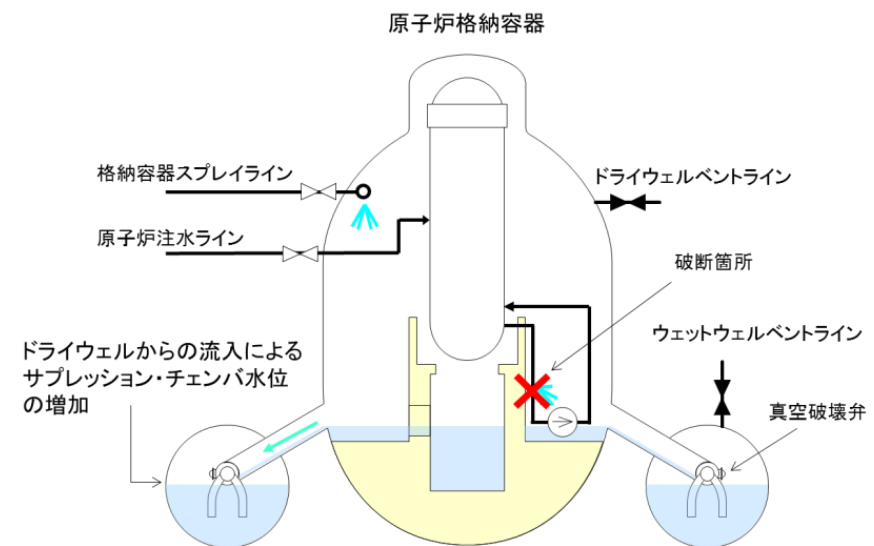


図3 外部水源からの注水開始時の蓄水状態

・資料構成の相違

・資料構成の相違

・資料構成の相違

サプレッション・プール水位が通常水位+約 1.3m に到達した時点で格納容器スプレイを停止し、その後速やかにウェットウェルベントを実施するため、ベント後のサプレッション・プール水位はベントライン下端に対して余裕がある。

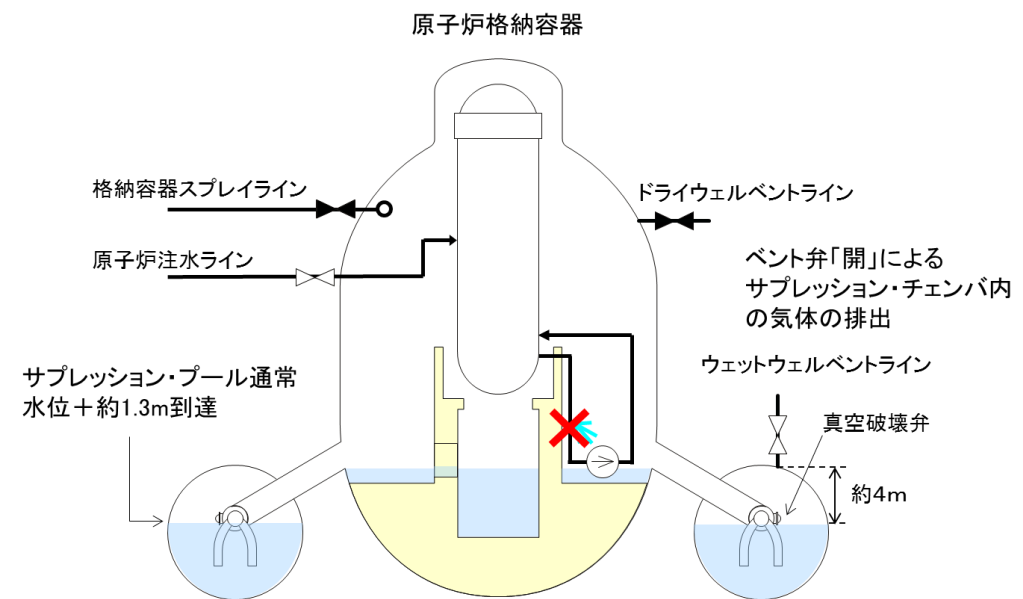


図4 ベント後の状態

・資料構成の相違

(参考) ウェットウェルベントにおける考慮事項について

1. 格納容器内に蓄水する水源について

ウェットウェルベントの実施判断のうちサプレッション・プール通常水位+約 1.3m については、中央制御室により格納容器水位を監視し、サプレッション・プール通常水位+約 1.3m に到達した場合にベントを開始する運用としているため、外部水源からの注水以外に原子炉圧力容器等からの漏えいがある場合でも、ウェットウェルベントラインが水没することはない。

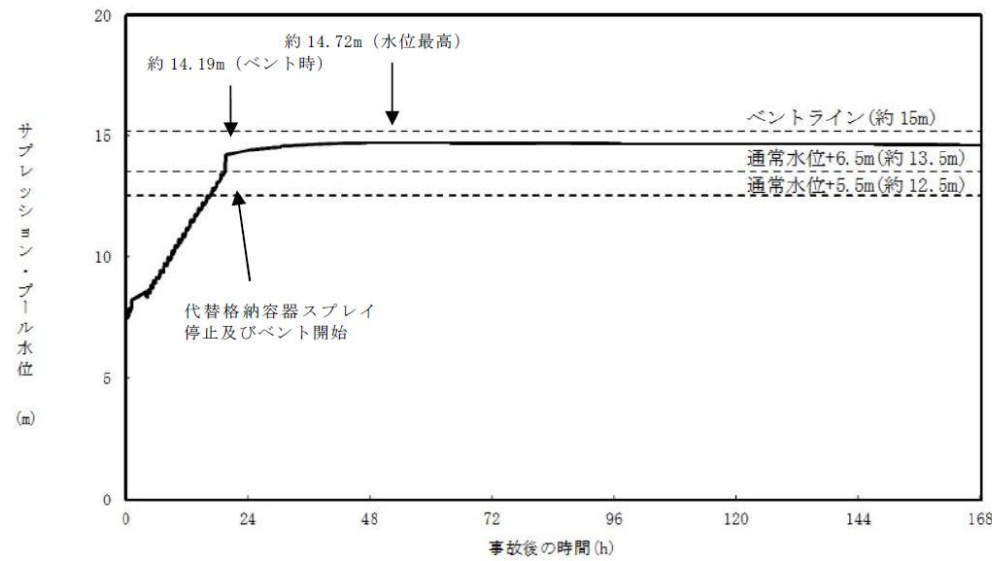
有効性評価のうち、格納容器過圧・過温破損モード (大 LOCA+SBO+ECCS 機能喪失) における外部注水量の内訳を表 1 に示す。外部注水量は格納容器代替スプレイ (約 321m³) の他、原子炉注水 (約 999m³) および配管破断に伴う原子炉からの漏水 (約 167m³) がある。

なお、制御棒駆動水圧系アキュムレータ (約 2.5m³) およびほう酸水注入系 (約 20m³) の水量については流入量が小さく、サプレッション・プール水位の上昇に与える影響は小さいため、ほぼ変化はない。

表 1 格納容器への注水量 (格納容器過圧・過温破損モード)

注水元	注水量
格納容器代替スプレイ	約 321 m ³
原子炉注水	約 999 m ³
原子炉からの漏水	約 167 m ³

・資料構成の相違



第1図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
におけるサブプレッション・プール水位の挙動

格納容器圧力逃し装置によるサブプレッション・チェンバからのベント実施時には、ベント管内に残存する冷却材がサブプレッション・チェンバに流入することで、サブプレッション・プール水位が最大約14.72mまで上昇するものの、ベントライン下端高さである約15.17mに対して余裕がある（第2図）。

また、ベント管に設置されている真空破壊弁（第3図）11弁のうち10弁については、下端高さが約13.99mであることから、この水位上昇によって機能喪失するおそれがあるが、最も高い位置に設置されている残り1弁の真空破壊弁下端高さは約14.88mであるため、水没しない。なお、真空破壊弁設置の目的はドライウェルの負圧防止であるが、ベント実施時にはドライウェルが負圧に至る状況にないため、真空破壊弁が水没することに対する影響はないと考えられる。

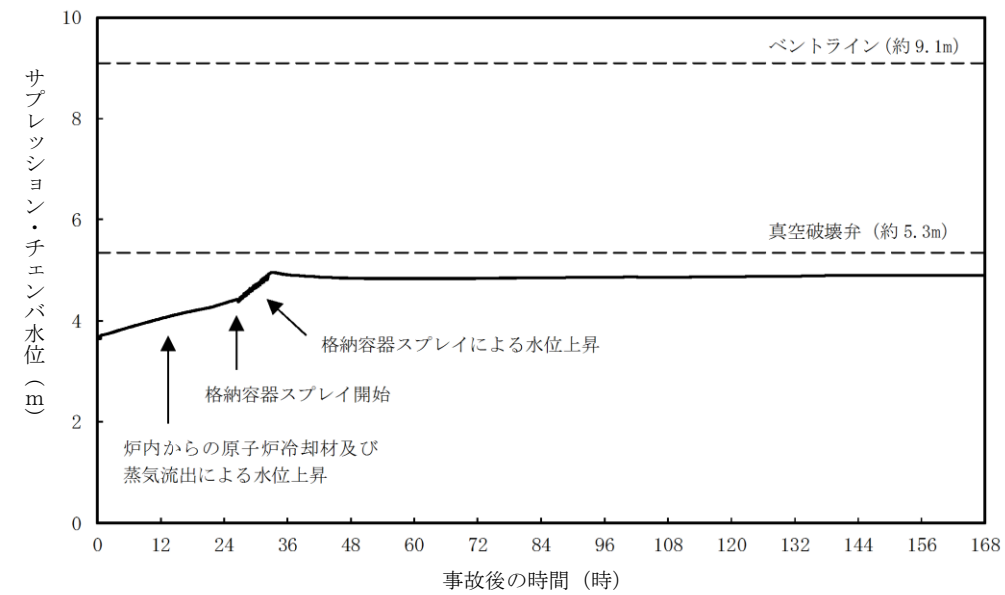


図1 サブプレッション・プール水位変化（格納容器過圧・過温シナリオ）

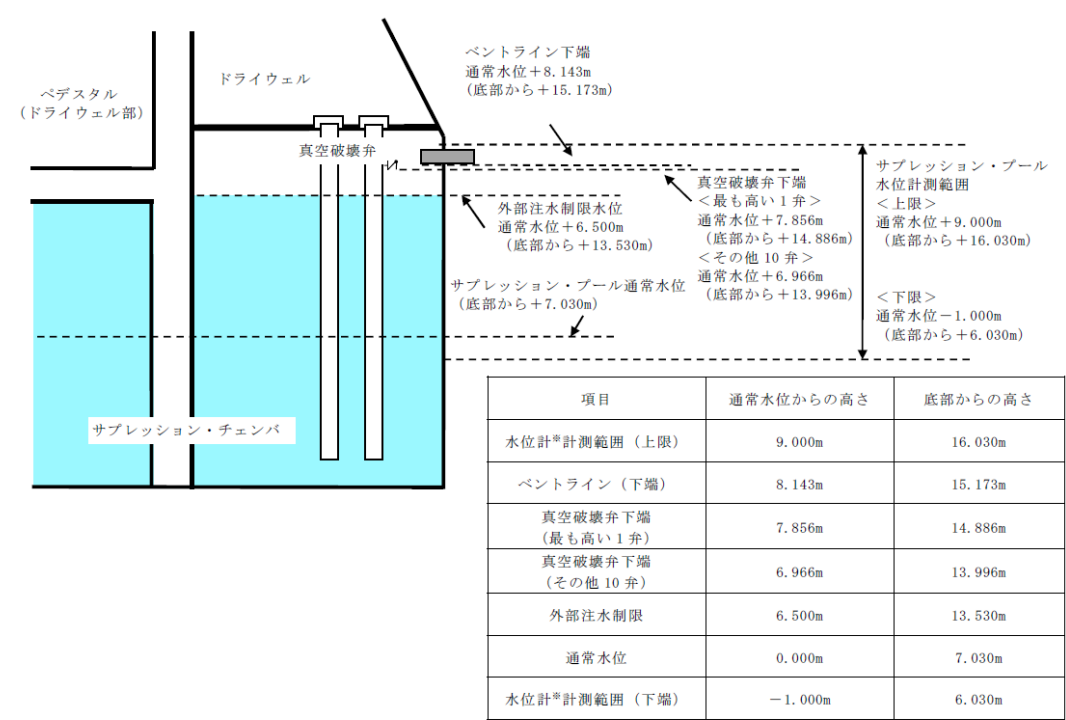
2. ベント実施時のサブプレッション・プール水減圧沸騰の影響について

サブプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で格納容器スプレイを停止し、その後速やかにウェットウェルベントを実施する場合、図1に示すとおり、ベント時のサブプレッション・プール水位は約4.9mであり、ベントライン下端（約9.1m）に対して余裕がある。

- ・設備の相違
①の相違
- ・解析結果の相違
東二と島根で設備及び評価条件が異なる

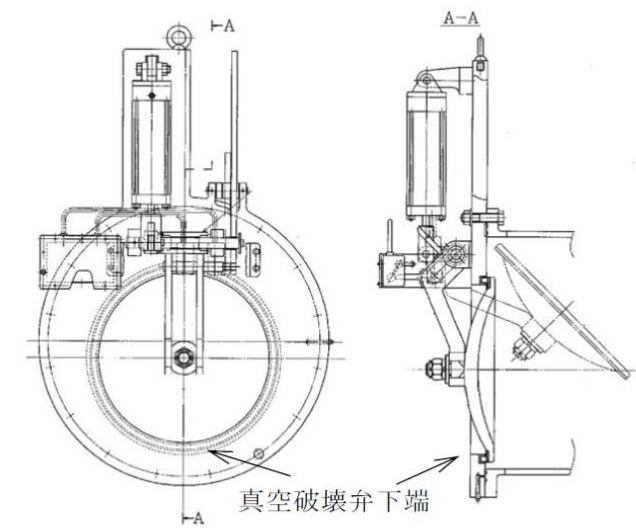
- ・評価結果の相違
島根2号炉は、真空破壊弁が水没しない

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>また、減圧沸騰が発生すると考えられるベント実施時(サプレッション・プール水位:約14.19m)について、減圧沸騰を考慮した場合の水位を評価した結果、水位上昇幅は約0.85mとなり、サプレッション・プール水位は約15.04mに到達するが、ベントライン下端高さである約15.17mに対して余裕があるため、減圧沸騰の影響によってベントが妨げられることはない。</p> <p>また、最も高い位置に設置されている真空破壊弁の下端高さが約14.88mであることから、一時的に最も高い位置に設置されている真空破壊弁の下端以上となるが、減圧沸騰が収束することで再度真空破壊弁は露出する。さらに、真空破壊弁が水没した場合、サプレッション・チェンバの圧力が上昇することが考えられるが、サプレッション・チェンバの圧力が上昇すれば減圧沸騰が抑制され、再度真空破壊弁が露出することとなることから、減圧沸騰によって一時的に最も高い位置に設置されている真空破壊弁が水没することによる影響はほとんどないと考えられる。</p> <p>なお、以上の減圧沸騰による水位上昇評価は、サプレッション・プールの圧力がサプレッション・チェンバ圧力に等しいと仮定して評価しているが、現実的にはサプレッション・プールの下部には水頭圧がかかることにより、プール全体が減圧沸騰することはないため、水位は約15.04mより低くなると考えられる。</p>	<p>このとき、サプレッション・プールの水が全て減圧沸騰するという保守的な仮定により水位上昇を評価すると、ベント時のサプレッション・プール水位は、約4.9mに対して減圧沸騰により若干上昇するが、ほぼ変化はない。サプレッション・チェンバのベントライン下端高さは約9.1mであるため、エントレインメントは回避できると考えられる。</p> <p>なお、現実的にはサプレッション・チェンバの下部には水頭圧がかかるため全体が減圧沸騰することはないことから、水位は全て減圧沸騰した場合よりも低くなると考えられる。</p> <p>また、サプレッション・プール水面の飛沫が、ベント時に同伴してベント配管内に取り込まれたとしても、配管内に滞留水が形成されない構造設計としているため、ベントラインが閉塞することはない。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・評価結果の相違 減圧沸騰に係る計算に用いる条件の相違により水位計算結果が異なる ・設備の相違 ベントライン下端高さが異なる ・評価結果の相違 島根2号炉は、真空破壊弁が水没しない ・評価結果の相違 減圧沸騰に係る計算に用いる条件の相違により水位計算結果が異なる ・記載方針の相違



※重大事故等対処設備として設置するもの

第2図 サプレッション・プール水位に係る位置関係概要図



第3図 真空破壊弁概略図

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p><u><サブプレッション・プール水位上昇評価></u></p> <p><u>減圧沸騰時のボイド率からサブプレッション・プール水位の上昇分を求める。</u></p> <p><u>サブプレッション・プール水中で一様な蒸気発生がある場合の平均ボイド率αは、ドリフトフラックスモデルから以下の計算により求める。</u></p> $\alpha = \frac{j_g}{V_g + j_g C_0}$ <p><u>j_g: サプレッション・プール表面での見かけの蒸気速度 (3.3×10^{-3} [m/s])</u></p> <p><u>V_g: ドリフト速度 (0.225 [m/s])</u></p> <p><u>C_0: 分布定数 (1.0)</u></p> <p><u>よって、平均ボイド率αを求めると、約0.014となる。</u></p> <p><u>以上より、減圧沸騰によりサブプレッション・プール水は約1.4%体積膨張する。減圧沸騰による水位上昇量は、ベント実施時のサブプレッション・プール水位約4.9mに対して、0.1m未満となる。</u></p>	<p>・記載方針の相違</p>

有効性評価における炉心損傷の判断根拠について

炉心損傷の判断基準は、設計基準事故の状態を有意に超えるとともに、炉心損傷の判断が遅くならないよう、追加放出量の 10 倍に相当する F P が燃料から放出された状態を設定しており、以下の理由から妥当と考えている。

- ① 東海第二発電所では、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の評価では燃料棒の破裂は発生していない。そのため、設計基準事故時の追加放出量を超える放出量を確認した場合には、設計基準事故を超える状態と判断されること。
- ② 炉心冷却が不十分な事象において、格納容器雰囲気モニタのガンマ線線量率が追加放出量の 10 倍に相当する値に至る場合には、その後、ごく短時間で 10 倍に相当する値を大きく上回る線量率に至っていること。また、これは、大量の F P が格納容器内に放出されたことを意味しており、これ以降、格納容器の健全性を確保することが極めて重要となること（第 1 図の線量率の上昇を参考^{※2}）。
- ③ 追加放出量の 10 倍の F P が放出された時点では、有効性評価における評価項目（燃料被覆管最高温度 1,200℃以下、酸化量 15%以下）に至っていない可能性もあるが、上記②のとおり、炉心冷却が不十分な事象において、追加放出量の 10 倍に相当する F P が放出された以降の事象進展は非常に早く、有効性評価において炉心損傷と判断する時間との差異が小さいと考えられること。

なお、「炉心損傷」と判断した場合は、格納容器内に放出される希ガスの影響を考慮し、格納容器スプレイ及びベントの運用を変更することとしている。（第 1 表）

第 1 表 炉心損傷の有無による格納容器スプレイ及びベント運用

炉心損傷の有無	格納容器スプレイ実施基準	ベント実施基準
炉心損傷がない場合	格納容器圧力 217kPa [gage] ～279kPa [gage]	格納容器圧力 310kPa [gage] 到達
炉心損傷を判断した場合	格納容器圧力 400kPa [gage] ～465kPa [gage]	サプレッション・プール 通常水位+6.5m 到達

有効性評価における炉心損傷の判断根拠について

炉心損傷の判断基準は、設計基準事故の状態を有意に超えるとともに、炉心損傷の判断が遅くならないよう、追加放出量の 10 倍に相当する F P が燃料から放出された状態を設定しており、以下の理由から妥当と考えている。

- ① 島根 2 号炉では、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の評価では燃料棒の破裂は発生していない。そのため、設計基準事故時の追加放出量を超える放出量を確認した場合には、設計基準事故を超える状態と判断されること。
- ② 炉心冷却が不十分な事象において、格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率が追加放出量の 10 倍に相当する値に至る場合には、その後、ごく短時間で 10 倍に相当する値を大きく上回る線量率に至っていること。また、これは、大量の F P が格納容器内に放出されたことを意味しており、これ以降、格納容器の健全性を確保することが極めて重要となること（図 1 の線量率の上昇を参考^{※1}）。
- ③ 追加放出量の 10 倍の F P が放出された時点では、有効性評価における評価項目（燃料被覆管最高温度 1,200℃以下、酸化量 15%以下）に至っていない可能性もあるが、上記②のとおり、炉心冷却が不十分な事象において、追加放出量の 10 倍に相当する F P が放出された以降の事象進展は非常に早く、有効性評価において炉心損傷と判断する時間との差異が小さいと考えられること。

なお、「炉心損傷」と判断した場合は、格納容器内に放出される希ガスの影響を考慮し、格納容器スプレイ及びベントの運用を変更することとしている。（表 1）

また、格納容器雰囲気放射線モニタの使用不能の場合は、「原子炉圧力容器表面温度：300℃以上」を炉心損傷の判断基準として手順に追加する方針である。

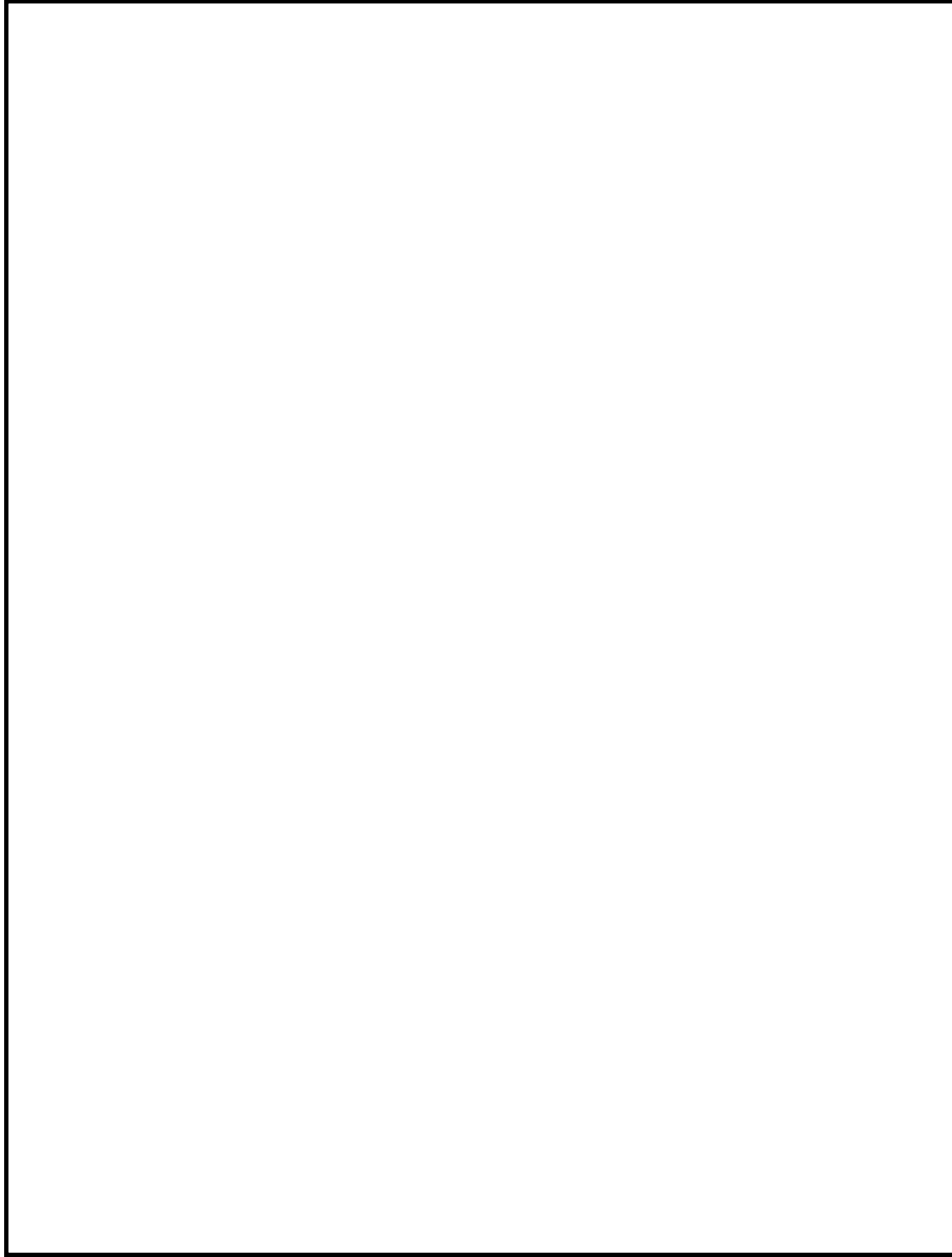
原子炉圧力容器表面温度は、炉心が冠水している場合には、逃がし安全弁動作圧力（安全弁機能の最大 8.35MPa [gage]）における飽和温度約 299℃を超えることはなく、300℃以上にはならない。一方、原子炉水位の低下により炉心が露出した場合には過熱蒸気雰囲気となり、温度は飽和温度を超えて上昇するため、300℃以上になると考えられる。上記より、炉心損傷の判断基準を 300℃以上としている。

表 1 炉心損傷の有無による格納容器スプレイ及びベント運用

炉心損傷の有無	格納容器スプレイ実施基準	ベント実施基準
炉心損傷がない場合	格納容器圧力 334kPa [gage] ～384kPa [gage]	サプレッション・プール 通常水位+約 1.3m 到達
炉心損傷を判断した場合	格納容器圧力 588kPa [gage] ～640kPa [gage]	サプレッション・プール 通常水位+約 1.3m 到達

・運用の相違
島根 2 号炉は、格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合、原子炉圧力容器表面温度にて炉心損傷を判断する手順を整備

・運用の相違
ベント実施基準の相違



第1図 炉心損傷判定図

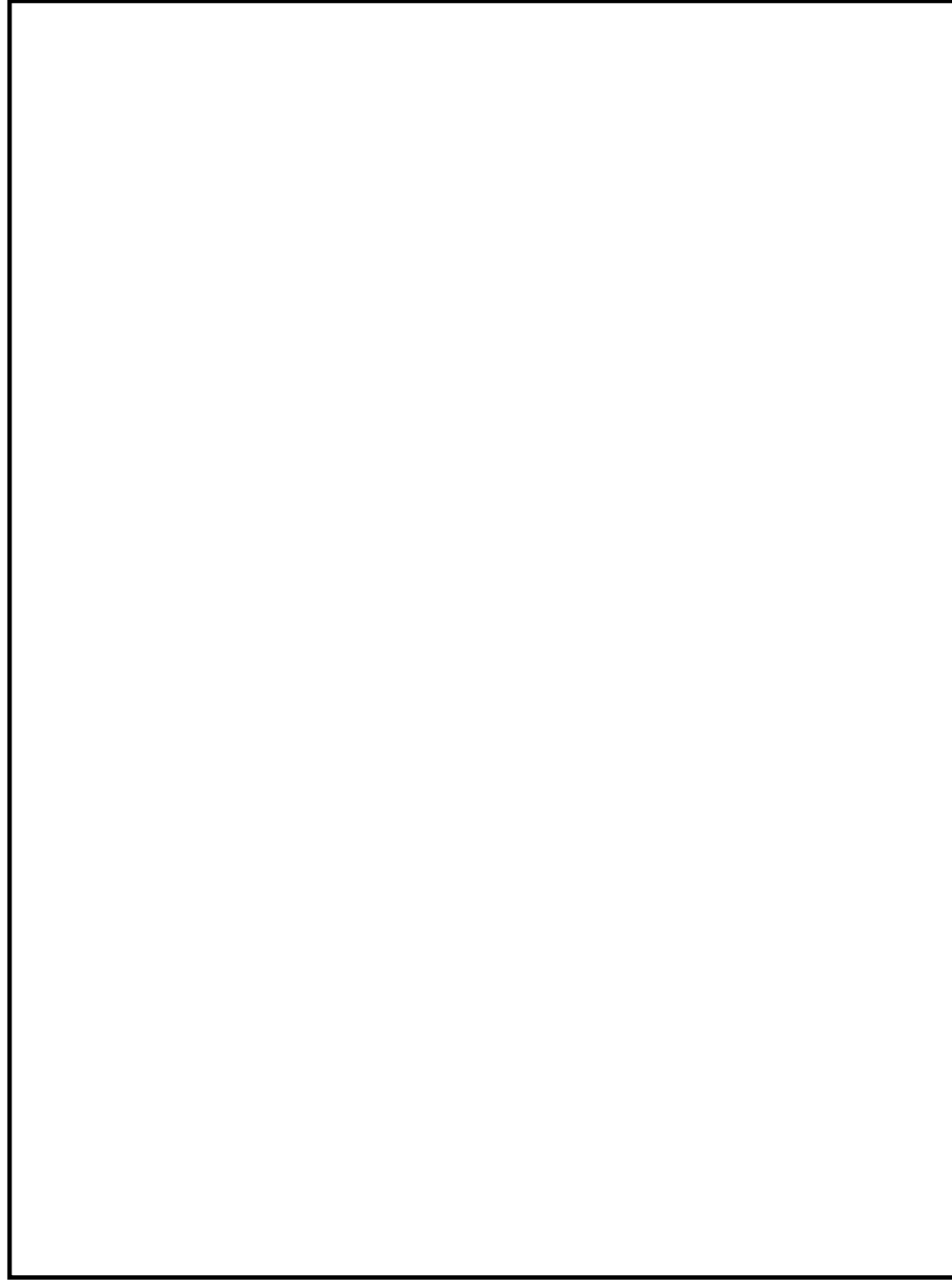
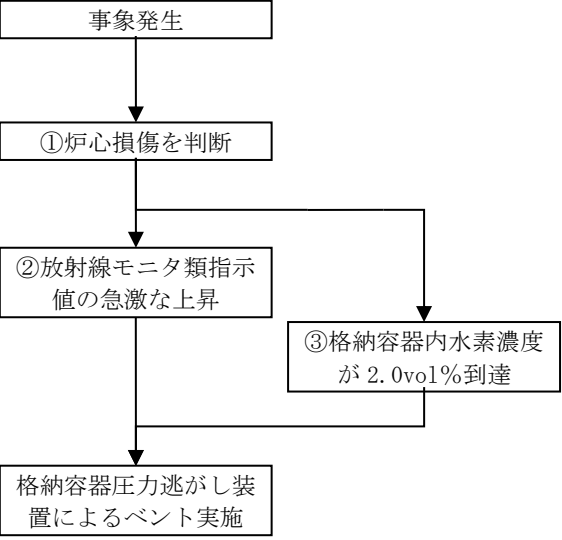
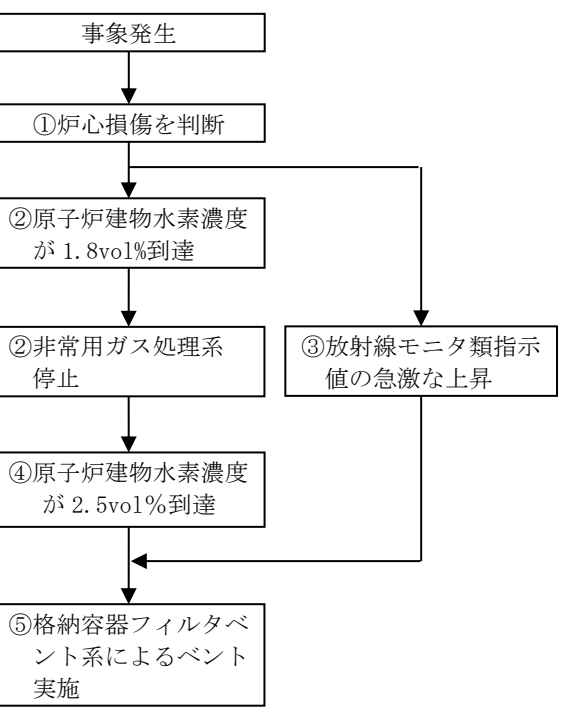


図1 炉心損傷判定図

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 24</p> <p style="text-align: center;">格納容器からの異常漏えい時における対応について</p> <p>(1) 格納容器からの異常漏えい時における対応方針</p> <p>事故時に炉心損傷を判断した際は、格納容器の過圧破損の防止又は格納容器内での水素燃焼をするため、<u>サプレッション・プール水位が通常水位+6.5m 到達した場合又は格納容器酸素濃度がドライ条件で4.3vol%に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置におけるベントを実施することとしている。</u></p> <p>一方、万が一、ベントを実施する前に、格納容器からの異常な漏えいにより、原子炉建屋原子炉棟（以下「R/B」という。）内に放射性物質が放出されるような状況になれば、大気へ放出される放射性物質の総量を可能な限り防止する対応として、<u>格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施することとしている。</u>この対応により、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、大気へ放出される放射性物質の総量を低減し、公衆への影響を緩和する運用とする。</p> <p>また、異常な漏えい発生時において、格納容器から漏えいする水素により、R/B水素濃度が上昇する場合には、原子炉建屋水素爆発を防止する観点から、<u>格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施し、格納容器内の水素を排出することによって水素漏えいを抑制し、水素爆発防止を図る運用とする。</u></p> <p>(2) 格納容器の異常漏えい時における運用方法</p> <p><u>可搬型モニタリング・ポスト及び原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急激な上昇が発生した場合又は原子炉建屋水素濃度計指示値が2.0vol%に到達した場合は、格納容器からの異常な漏えいが発生していると判断し、格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施する。</u></p> <p>ベントについては、ドライウェル内に存在する粒子状物質のサプレッション・プール水でのスクラビングによる捕集効果に期待するため、サプレッション・チェンバ側からのベントを実施する。仮に格納容器からの漏えい発生個所がドライウェル側であっても、サプレッション・チェンバからのベントによりドライウェル圧力を低下させることで、格納容器からの漏えいを抑制することが可能である。</p> <p>また、<u>原子炉建屋ガス処理系</u>については、当該系統内での水素爆発発生防止の観点から、R/B水素濃度計指示値が<u>2.0vol%に到達した時点で停止する。</u></p> <p>(3) ベント実施基準設定の考え方</p> <p><u>可搬型モニタリング・ポスト及び原子炉建屋内放射線モニタの指示値が急激に上昇する場合には、格納容器から異常な漏えいが発生していると判断する。また、R/B水素爆発防止の観点からは、PAR動作開始水素濃度(1.5vol%)、R/B水素濃度計の誤差(±0.25vol%)及び評価の不確かさを踏まえ、R/B水素濃度計指示値が2.0vol%に到達した時点でベント実施を判断する。</u></p>	<p style="text-align: right;">別紙 46</p> <p style="text-align: center;">格納容器からの異常漏えい時における対応について</p> <p>(1) 格納容器からの異常漏えい時における対応方針</p> <p>事故時に炉心損傷を判断した際は、格納容器の過圧破損の防止又は格納容器内での水素燃焼を<u>防止</u>するため、<u>サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した場合又は格納容器酸素濃度がドライ条件で4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%に到達した場合は、格納容器フィルタベント系におけるベントを実施することとしている。</u></p> <p>一方、万が一、ベントを実施する前に、格納容器からの異常な漏えいにより、原子炉棟（以下「R/B」という。）内に放射性物質が放出されるような状況になれば、大気へ放出される放射性物質の総量を可能な限り防止する対応として、<u>格納容器フィルタベント系によるベントを実施することとしている。</u>この対応により、フィルタ装置を介した放射性物質の放出経路を形成することで、大気へ放出される放射性物質の総量を低減し、公衆への影響を緩和する運用とする。</p> <p>また、異常な漏えい発生時において、格納容器から漏えいする水素により、R/B水素濃度が上昇する場合には、原子炉建物水素爆発を防止する観点から、<u>格納容器フィルタベント系によるベントを実施し、格納容器内の水素を排出することによって水素漏えいを抑制し、水素爆発防止を図る運用とする。</u></p> <p>(2) 格納容器の異常漏えい時における運用方法</p> <p><u>可搬式モニタリング・ポスト及び原子炉建物内放射線モニタの指示値が急激な上昇が発生した場合又は原子炉建物水素濃度計指示値が2.5vol%に到達した場合は、格納容器からの異常な漏えいが発生していると判断し、格納容器フィルタベント系によるベントを実施する。</u></p> <p>ベントについては、ドライウェル内に存在する粒子状物質のサプレッション・プール水でのスクラビングによる捕集効果に期待するため、サプレッション・チェンバ側からのベントを実施する。仮に格納容器からの漏えい発生個所がドライウェル側であっても、サプレッション・チェンバからのベントによりドライウェル圧力を低下させることで、格納容器からの漏えいを抑制することが可能である。</p> <p>また、<u>非常用ガス処理系</u>については、当該系統内での水素爆発発生防止の観点から、R/B水素濃度計指示値が<u>1.8vol%に到達した時点で停止する。</u></p> <p>(3) ベント実施基準設定の考え方</p> <p><u>可搬式モニタリング・ポスト及び原子炉建物内放射線モニタの指示値が急激に上昇する場合には、格納容器から異常な漏えいが発生していると判断する。また、R/B水素爆発防止の観点からは、水素の可燃限界(4vol%)に計器誤差(±1.1vol)及び運転操作の余裕時間を踏まえ、R/B水素濃度計指示値が2.5vol%に到達した時点でベント実施を判断する。</u></p>	<p>・運用の相違 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 ベント実施基準の相違</p> <p>・運用の相違 非常用ガス処理系の停止基準の相違</p> <p>・運用の相違 水素濃度ベント実施基準の考え方の相違</p>

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																		
 <p>①炉心損傷を判断</p> <p>②放射線モニタ類指示値の急激な上昇</p> <p>③格納容器内水素濃度が2.0vol%到達</p> <p>格納容器圧力逃がし装置によるベント実施</p> <table border="1" data-bbox="736 304 1270 808"> <tr> <td>①</td> <td>炉心損傷は、格納容器内雰囲気モニタの指示値が設計基準事故の冷却材喪失時における追加放出量に相当する値の10倍以上となっていることにより判断する。</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>放射線モニタ類の指示値が急激に上昇する場合には、格納容器から異常な漏えいが発生していると判断し、格納容器ベント実施判断を行う。</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>格納容器内水素・酸素濃度計指示値の上昇を確認し、R/B水素濃度2.0vol%到達によりベント実施判断を行う。</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ・サプレッション・チェンバからのベントを優先しベント操作を実施する。 ・原子炉建屋ガス処理系を停止する。 </td> </tr> </table> <p>第1図 格納容器の異常な漏えいによるベント実施フロー</p>	①	炉心損傷は、格納容器内雰囲気モニタの指示値が設計基準事故の冷却材喪失時における追加放出量に相当する値の10倍以上となっていることにより判断する。	②	放射線モニタ類の指示値が急激に上昇する場合には、格納容器から異常な漏えいが発生していると判断し、格納容器ベント実施判断を行う。	③	格納容器内水素・酸素濃度計指示値の上昇を確認し、R/B水素濃度2.0vol%到達によりベント実施判断を行う。	④	<ul style="list-style-type: none"> ・サプレッション・チェンバからのベントを優先しベント操作を実施する。 ・原子炉建屋ガス処理系を停止する。 	 <p>①炉心損傷を判断</p> <p>②原子炉建物水素濃度が1.8vol%到達</p> <p>②非常用ガス処理系停止</p> <p>③放射線モニタ類指示値の急激な上昇</p> <p>④原子炉建物水素濃度が2.5vol%到達</p> <p>⑤格納容器フィルタベント系によるベント実施</p> <table border="1" data-bbox="1863 241 2410 934"> <tr> <td>①</td> <td>炉心損傷は、格納容器内雰囲気放射線モニタの指示値が設計基準事故の冷却材喪失時における追加放出量に相当する値の10倍を超えた場合に判断する。</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>R/B水素濃度1.8vol%到達により非常用ガス処理系を停止する。</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>放射線モニタ類の指示値が急激に上昇する場合には、格納容器から異常な漏えいが発生していると判断し、格納容器ベント実施判断を行う。</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>格納容器内水素・酸素濃度計指示値の上昇を確認し、R/B水素濃度2.5vol%到達によりベント実施判断を行う。</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>サプレッション・チェンバからのベントを優先しベント操作を実施する。</td> </tr> </table> <p>図1 格納容器の異常な漏えいによるベント実施フロー</p>	①	炉心損傷は、格納容器内雰囲気放射線モニタの指示値が設計基準事故の冷却材喪失時における追加放出量に相当する値の10倍を超えた場合に判断する。	②	R/B水素濃度1.8vol%到達により非常用ガス処理系を停止する。	③	放射線モニタ類の指示値が急激に上昇する場合には、格納容器から異常な漏えいが発生していると判断し、格納容器ベント実施判断を行う。	④	格納容器内水素・酸素濃度計指示値の上昇を確認し、R/B水素濃度2.5vol%到達によりベント実施判断を行う。	⑤	サプレッション・チェンバからのベントを優先しベント操作を実施する。	<p>・運用の相違 ベント実施基準の相違</p>
①	炉心損傷は、格納容器内雰囲気モニタの指示値が設計基準事故の冷却材喪失時における追加放出量に相当する値の10倍以上となっていることにより判断する。																			
②	放射線モニタ類の指示値が急激に上昇する場合には、格納容器から異常な漏えいが発生していると判断し、格納容器ベント実施判断を行う。																			
③	格納容器内水素・酸素濃度計指示値の上昇を確認し、R/B水素濃度2.0vol%到達によりベント実施判断を行う。																			
④	<ul style="list-style-type: none"> ・サプレッション・チェンバからのベントを優先しベント操作を実施する。 ・原子炉建屋ガス処理系を停止する。 																			
①	炉心損傷は、格納容器内雰囲気放射線モニタの指示値が設計基準事故の冷却材喪失時における追加放出量に相当する値の10倍を超えた場合に判断する。																			
②	R/B水素濃度1.8vol%到達により非常用ガス処理系を停止する。																			
③	放射線モニタ類の指示値が急激に上昇する場合には、格納容器から異常な漏えいが発生していると判断し、格納容器ベント実施判断を行う。																			
④	格納容器内水素・酸素濃度計指示値の上昇を確認し、R/B水素濃度2.5vol%到達によりベント実施判断を行う。																			
⑤	サプレッション・チェンバからのベントを優先しベント操作を実施する。																			

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 25</p> <p style="text-align: center;">格納容器スプレイが実施できない場合のベント運用について</p> <p>(1) 格納容器スプレイが実施できない場合における対応について 炉心損傷を判断した場合、格納容器圧力が <u>465kPa [gage]</u> (1.5Pd) に到達した時点で代替格納容器スプレイを実施することで、格納容器圧力の上昇を抑制し、ベント実施するまでの格納容器内に存在する希ガスの減衰期間を確保することとしている。 ただし、万が一、何らかの要因により格納容器スプレイが実施できない場合には、希ガスの減衰時間が十分に確保されていない場合においても、格納容器破損の緩和のため、ベント操作に移行する。</p> <p>(2) 格納容器スプレイが実施できない場合のベント判断基準 格納容器スプレイの手段として、<u>重大事故等対処設備である、残留熱除去系、代替格納容器スプレイ系(常設)、代替循環冷却系及び代替格納容器スプレイ系(可搬型)</u>があるが、これら全ての機能喪失を確認した時点でベント実施を判断し、速やかにベント操作を開始するため、第一弁及び第二弁の開操作を実施する。なお、格納容器スプレイの失敗については、系統流量が必要流量以上流れないこと又は必要流量以上流れていた場合においても格納容器の圧力抑制ができない場合に判断する。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 41</p> <p style="text-align: center;">格納容器スプレイが実施できない場合のベント運用について</p> <p>(1) 格納容器スプレイが実施できない場合における対応について 炉心損傷を判断した場合、格納容器圧力が <u>640kPa [gage]</u> (1.5Pd) に到達した時点で格納容器代替スプレイを実施することで、格納容器圧力の上昇を抑制し、ベント実施するまでの格納容器内に存在する希ガスの減衰期間を確保することとしている。 ただし、万が一、何らかの要因により格納容器スプレイが実施できない場合には、希ガスの減衰時間が十分に確保されていない場合においても、格納容器破損の緩和のため、ベント操作に移行する。</p> <p>(2) 格納容器スプレイが実施できない場合のベント判断基準 格納容器スプレイの手段として、<u>重大事故等対処設備(設計基準拡張)である、残留熱除去系、重大事故等対処設備である、格納容器代替スプレイ系(常設)、残留熱代替除去系及び格納容器代替スプレイ系(可搬型)</u>があるが、これら全ての機能喪失を確認した時点でベント実施を判断し、速やかにベント操作を開始するため、第1弁及び第2弁の開操作を実施する。なお、格納容器スプレイの失敗については、系統流量が必要流量以上流れないこと又は必要流量以上流れていた場合においても格納容器の圧力抑制ができない場合に判断する。</p>	<p>・設備の相違 島根2号炉(Mark-I改)と東海第二(Mark-II)の最高使用圧力の相違</p>

別紙 26

ベント準備操作開始タイミングについて

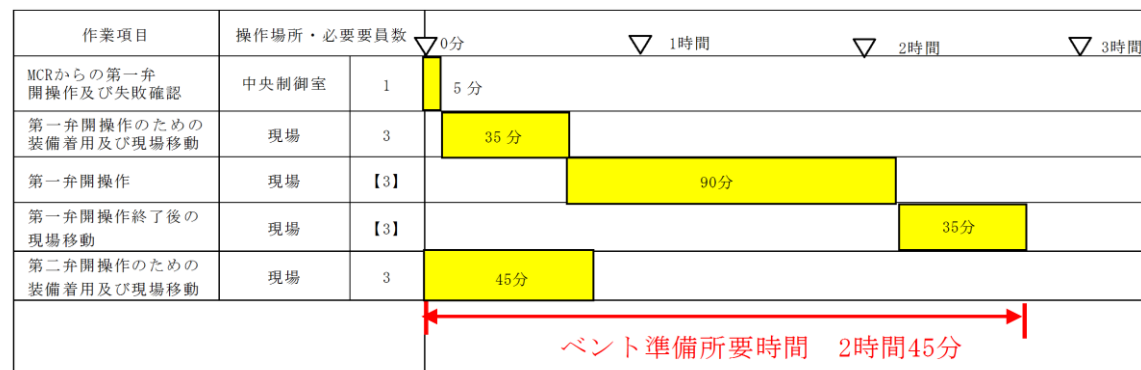
(1) ベント準備操作について

東海第二発電所では、ベント実施時の作業時間短縮を目的として、他系統との隔離確認、ベント実施に必要な隔離弁の健全性確認、第一弁の開操作をベント準備と位置付けて、ベント実施操作判断基準到達までに実施し、その他のベント実施に関連する作業をベント実施操作判断基準到達後に実施することとしている。

ベント準備操作は、サプレッション・プール水位が通常水位+5.5m に到達したことを起点として開始する。これは、仮に第一弁の中央制御室からの遠隔操作失敗を想定しても、ベント実施操作判断基準到達までにベント準備が完了する基準として設定している。

(2) ベント準備操作判断基準の考え方

ベント準備操作の所要時間が長くなる中央制御室からの遠隔操作失敗を想定したタイムチャートを第1図に示す。所要時間は2時間45分である。



第1図 ベント準備所要時間タイムチャート

また、ベント準備操作判断基準であるサプレッション・プール水位通常水位+5.5m 近辺の水位から、サプレッション・プール通常水位+6.5m (外部水源による格納容器スプレイ停止基準) までの水量及び到達時間を第1表に示す。

ベント準備操作所要時間が2時間45分であること及びスプレイ停止基準であるサプレッション・プール通常水位+6.5m 到達時間の関係から、ベント準備操作の開始タイミングとしてはサプレッション・プール通常水位+5.5m 到達を基準とすることが妥当と考える。

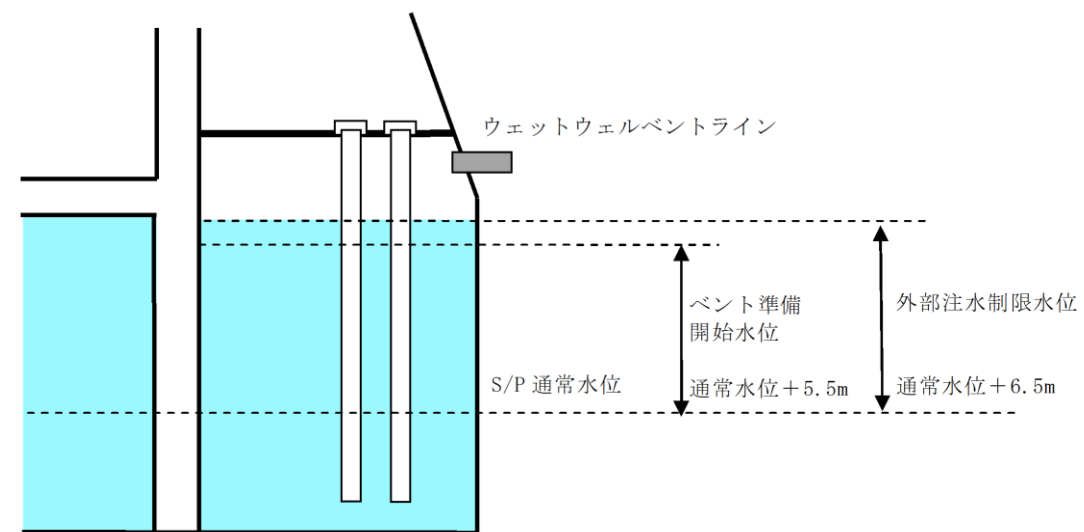
サプレッション・プール水位とベント実施に係る操作タイミングを第2図に示す。

・記載箇所の相違
島根2号炉は、「4.1.3 格納容器フィルタベント系操作手順について (2) e. ベント準備操作の余裕時間」に記載

第1表 スプレィ停止基準までの水量

サプレッション・プール水位	サプレッション・プール水位 通常水位+6.5m までの水量	サプレッション・プール水位 通常水位+6.5m 到達時間 ^{※1}
通常水位+6.0m	約 230m ³	約 1時間 40分
通常水位+5.5m	約 450m ³	約 3時間 20分
通常水位+5.0m	約 680m ³	約 5時間

※1 外部水源を用いた代替格納容器スプレィ流量を 130m³/h で連続して格納容器スプレィした場合。実際には、代替格納容器スプレィは 130m³/h よりも少ない流量でスプレィを実施することとしており、実運用上は表中の到達時間よりも長くなる。



第2図 サプレッション・プール水位と各操作タイミングについて

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 27</p> <p style="text-align: center;">格納容器圧力逃がし装置の計装設備の網羅性について</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の計装設備については、以下の考えに基づき網羅性を有する設計としている。</p> <p>①格納容器圧力逃がし装置の待機時、運転時、事故収束時の各状態で、系統の要求上確認すべき項目の全てが監視可能であること。</p> <p>②上記の各状態において、管理すべき値を網羅した計測範囲であること。</p> <p>(1) 確認すべき項目について</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の待機時、運転時、事故収束時の各状態で確認すべき項目を下記 a～e に抽出し、各確認すべき項目に対する計装設備が設置されていることを第 1 表に示す。(「2.4.1 計装設備」の記載内容の一部再掲)</p> <p>a. 系統待機時の状態</p> <p>待機時の状態が、以下のとおり把握可能である。</p> <p>(a) <u>フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認</u></p> <p><u>フィルタ装置水位計</u>にて、スクラビング水の水位が、待機時の設定範囲 内にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認することで把握できる。</p> <p>系統待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し、ベント開始後 7 日間は水補給が不要となるよう設定している。(別紙 12)</p> <p>また、<u>フィルタ装置スクラビング水 pH 計</u>にて、pH がアルカリ性の状態 (pH 13 以上) であることを監視することで、フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認することで把握できる。(別紙 41)</p> <p>(b) 系統不活性状態の確認</p> <p><u>フィルタ装置排気ライン圧力計及びフィルタ装置圧力計</u>にて、封入した窒素圧力 を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認することで把握できる。</p> <p>b. 系統運転時の状態</p> <p>運転時の状態が、以下のとおり把握可能である。</p> <p>(a) 格納容器内の雰囲気ガスが<u>フィルタ装置</u>へ導かれていることの確認</p> <p><u>フィルタ装置圧力計</u>にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することで把握できる。</p> <p>また、<u>フィルタ装置スクラビング水温度計</u>にて、ベント開始によりスクラビング水が</p>	<p style="text-align: right;">別紙 26</p> <p style="text-align: center;">格納容器フィルタベント系の計装設備の網羅性について</p> <p>格納容器フィルタベント系の計装設備については、以下の考えに基づき網羅性を有する設計としている。</p> <p>①格納容器フィルタベント系の待機時、運転時、事故収束時の各状態で、系統の要求上確認すべき項目の全てが監視可能であること。</p> <p>②上記の各状態において、管理すべき値を網羅した計測範囲であること。</p> <p>(1) 確認すべき項目について</p> <p>格納容器フィルタベント系の待機時、運転時、事故収束時の各状態で確認すべき項目を下記 a～e に抽出し、各確認すべき項目に対する計装設備が設置されていることを表 1 に示す。(「2.8.1 計装設備」の記載内容の一部再掲)</p> <p>a. 系統待機時の状態</p> <p>待機時の状態が、以下のとおり把握可能である。</p> <p>(a) <u>フィルタ装置 (スクラバ容器) の性能に影響するパラメータの確認</u></p> <p><u>スクラバ容器水位計</u>にて、スクラビング水の水位が、待機時の設定範囲 内にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が発揮できることを確認することで把握できる。</p> <p>系統待機時における水位の範囲は、ベント時のスクラビング水の水位変動を考慮しても放射性物質の除去性能を維持し、ベント開始後 7 日間は水補給が不要となるよう設定している。(別紙 21)</p> <p>また、<u>スクラバ水 pH 計</u>にて、pH がアルカリ性の状態 であることを監視することで、フィルタ装置の性能維持に影響がないことを確認することで把握できる。(別紙 23)</p> <p>(b) 系統不活性状態の確認</p> <p><u>フィルタ装置出口配管圧力計及びスクラバ容器圧力計</u>にて、封入した窒素圧力 を継続監視することによって、系統内の不活性状態を確認することで把握できる。</p> <p>b. 系統運転時の状態</p> <p>運転時の状態が、以下のとおり把握可能である。</p> <p>(a) 格納容器内の雰囲気ガスが<u>フィルタ装置 (スクラバ容器)</u>へ導かれていることの確認</p> <p><u>スクラバ容器圧力計</u>にて、ベント開始により圧力が上昇し、ベント継続により格納容器の圧力に追従して圧力が低下傾向を示すことで、格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することで把握できる。</p> <p>また、<u>スクラバ容器温度計</u>にて、ベント開始によりスクラビング水が待機状態から飽</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>待機状態から飽和温度まで上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することで把握できる。さらに、<u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>が初期値から上昇することを計測することによりガスが通気されていることを把握できる。</p> <p>(b) <u>フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認</u> フィルタ装置水位計にて、スクラビング水の水位が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲 内にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認することで把握できる。 ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。(別紙12)</p> <p>(c) <u>ベントガスが放出されていることの確認</u> <u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>にて、フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からのγ線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認することで把握できる。</p> <p>c. 事故収束時の状態 事故収束時の状態が、以下のとおり把握可能である。</p> <p>(a) <u>系統内に水素が滞留していないことの確認</u> <u>フィルタ装置入口水素濃度計</u>にて、<u>窒素供給による系統パージ停止後において</u>、水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認することで把握できる。</p> <p>(b) <u>フィルタ装置の状態確認</u> フィルタ装置に異常がないことを確認するため、<u>フィルタ装置水位計</u>にて、スクラビング水の水位が確保されていること(フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く)、<u>フィルタ装置スクラビング水温度計</u>にて温度の異常な上昇がないこと及び<u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>の指示値が上昇傾向にないことを確認する。(別紙39)</p> <p>d. <u>フィルタ装置の水位調整時の確認</u> <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の待機時、運転時、事故収束時に、フィルタ装置の水位調整を以下のとおり把握可能である。</p> <p>(a) <u>フィルタ装置の水位調整の確認</u> <u>フィルタ装置水位計</u>にて、フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位を把握できる。</p> <p>(b) <u>フィルタ装置スクラビング水の水質管理</u> <u>フィルタ装置水位計</u>にて、フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位を把握できるとともに、必要な追加薬液量の把握ができる。 また、<u>フィルタ装置スクラビング水 pH計</u>にて、フィルタ装置へ薬液を補給する際に、</p>	<p>和温度まで上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することで把握できる。さらに、<u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>が初期値から上昇することを計測することによりガスが通気されていることを把握できる。</p> <p>(b) <u>フィルタ装置(スクラバ容器)の性能に影響するパラメータの確認</u> <u>スクラバ容器水位計</u>にて、スクラビング水の水位が、ベント後の下限水位から上限水位の範囲 内にあることを監視することで、要求される放射性物質の除去性能が維持できることを確認することで把握できる。 ベント後における下限水位については、ベンチュリノズルが水没していることを確認するため、上限水位については、金属フィルタの性能に影響がないことを確認するためにそれぞれ設定する。(別紙21)</p> <p>(c) <u>ベントガスが放出されていることの確認</u> <u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>にて、フィルタ装置出口を通過するガスに含まれる放射性物質からのγ線強度を計測することで、フィルタ装置出口配管よりベントガスが放出されていることを確認することで把握できる。</p> <p>c. 事故収束時の状態 事故収束時の状態が、以下のとおり把握可能である。</p> <p>(a) <u>系統内に水素が滞留していないことの確認</u> <u>第1ベントフィルタ装置出口水素濃度計</u>にて、水素が長期的に系統内に滞留していないことを確認することで把握できる。</p> <p>(b) <u>フィルタ装置(スクラバ容器)の状態確認</u> フィルタ装置に異常がないことを確認するため、<u>スクラバ容器水位計</u>にて、スクラビング水の水位が確保されていること(フィルタ装置のスクラビング水の移送後を除く)、<u>スクラバ容器温度計</u>にて温度の異常な上昇がないこと及び<u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>の指示値が上昇傾向にないことを確認する。(別紙17)</p> <p>d. <u>フィルタ装置(スクラバ容器)の水位調整時の確認</u> <u>格納容器フィルタベント系</u>の待機時、運転時、事故収束時に、フィルタ装置の水位調整を以下のとおり把握可能である。</p> <p>(a) <u>フィルタ装置(スクラバ容器)の水位調整の確認</u> <u>スクラバ容器水位計</u>にて、フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位を把握できる。</p> <p>(b) <u>フィルタ装置(スクラバ容器)スクラビング水の水質管理</u> <u>スクラバ容器水位計</u>にて、フィルタ装置の排出又は水張りを実施する際に、フィルタ装置の水位を把握できるとともに、必要な追加薬液量の把握ができる。 また、<u>スクラバ水 pH計</u>にて、フィルタ装置へ薬液を補給する際に、スクラビング水</p>	<p>・運用の相違 島根2号炉は、可搬式窒素供給装置により、ベント停止後もパージを継続する運用としている</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>スクラビング水のpHを把握できる。</p> <p>e. 想定される機能障害の把握 <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の運転時に、想定される機能障害を以下のとおり把握可能である。</p> <p>(a) <u>フィルタ装置</u>の閉塞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>フィルタ装置圧力計</u>にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、低下傾向を示さないことを確認することで、フィルタ装置が閉塞していることを把握できる。 ・<u>フィルタ装置スクラビング水温度計</u>にて、ベント開始により待機状態から温度が上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することにより把握できる。 ・<u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。 <p>(b) 金属フィルタの閉塞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u>にて、ベント実施により待機状態から上昇した放射線量率が、低下傾向を示さないこと及び<u>フィルタ装置圧力計</u>が上昇傾向を示すことを確認することで、金属フィルタの閉塞を把握できる。 <p>(c) <u>フィルタ装置入口配管</u>の破断</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>フィルタ装置圧力計</u>にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が低下傾向を示すが、<u>フィルタ装置出口放射線量率</u>が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。 <p>(d) <u>フィルタ装置スクラビング水</u>の漏えい</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>フィルタ装置水位計</u>にて、タンクからのスクラビング水漏えいによるフィルタ装置の水位低下を確認することで把握できる。 ・<u>格納槽漏えい検知器</u>により、<u>格納容器圧力逃がし装置格納槽</u>に漏えいしたスクラビング水を検知することで把握できる。(別紙47) <p>(2) 計測範囲について <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の待機時、運転時、事故収束時の各状態で確認すべき項目について、管理すべき値を網羅した計測範囲であることを第2表に示す。</p>	<p>のpHを把握できる。</p> <p>e. 想定される機能障害の把握 <u>格納容器フィルタベント系</u>の運転時に、想定される機能障害を以下のとおり把握可能である。</p> <p>(a) <u>フィルタ装置(スクラバ容器)</u>の閉塞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>スクラバ容器圧力計</u>にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が、低下傾向を示さないことを確認することで、フィルタ装置が閉塞していることを把握できる。 ・<u>スクラバ容器温度計</u>にて、ベント開始により待機状態から温度が上昇することを監視することで、格納容器のガスがフィルタ装置に導かれていることを確認することにより把握できる。 ・<u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。 <p>(b) 金属フィルタの閉塞</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u>にて、ベント実施により待機状態から上昇した放射線量率が、低下傾向を示さないこと及び<u>スクラバ容器圧力計</u>が上昇傾向を示すことを確認することで、金属フィルタの閉塞を把握できる。 <p>(c) <u>フィルタ装置(スクラバ容器)入口配管</u>の破断</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>スクラバ容器圧力計</u>にて、ベント実施により待機圧力から上昇した圧力が低下傾向を示すが、<u>フィルタ装置出口放射線量率</u>が初期値から上昇しないことを確認することにより把握できる。 <p>(d) <u>フィルタ装置(スクラバ容器)スクラビング水</u>の漏えい</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>スクラバ容器水位計</u>にて、タンクからのスクラビング水漏えいによるフィルタ装置の水位低下を確認することで把握できる。 ・<u>漏えい検知器</u>により、<u>第1ベントフィルタ格納槽</u>に漏えいしたスクラビング水を検知することで把握できる。(別紙18) <p>(2) 計測範囲について <u>格納容器フィルタベント系</u>の待機時、運転時、事故収束時の各状態で確認すべき項目について、管理すべき値を網羅した計測範囲であることを表2に示す。</p>	

第1表 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の網羅性について

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計装設備	多重性又は多様性
a. 系統待機時	(a) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認 (b) 系統不活性状態の確認	① フィルタ装置水位 ② フィルタ装置スクラビング水 pH ① フィルタ装置排気ライン圧力 ② フィルタ装置圧力	①②で多様性あり ①は多重性あり ①②で多様性あり
b. 系統運転時	(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認 (b) フィルタ装置の性能に影響するパラメータの確認	① フィルタ装置圧力 ② フィルタ装置スクラビング水温度 ③ フィルタ装置出口放射線モニタ ① フィルタ装置水位	①②③で多様性あり ③は多重性あり ①は多重性あり
c. 事故収束時	(a) 系統内に水素が滞留していないことの確認 (b) フィルタ装置の状態確認	① フィルタ装置入口水素濃度 ① フィルタ装置水位 ② フィルタ装置スクラビング水温度 ③ フィルタ装置出口放射線モニタ	①は多重性あり ①②③で多様性あり ①②は多重性あり
d. フィルタ装置の水位調整時	(a) フィルタ装置の水位調整の確認 (b) フィルタ装置スクラビング水の水质管理	① フィルタ装置水位 ② フィルタ装置スクラビング pH	①は多重性あり ①②で多様性あり ①は多重性あり
e. 想定される機能障害	(a) フィルタ装置の閉塞 (b) 金属フィルタの閉塞 (c) フィルタ装置入口配管の破断 (d) フィルタ装置スクラビング水の漏えい	① フィルタ装置圧力 ② フィルタ装置スクラビング水温度 ③ フィルタ装置出口放射線モニタ ① フィルタ装置圧力 ② フィルタ装置出口放射線モニタ ① フィルタ装置圧力 ② フィルタ装置圧力 ① フィルタ装置圧力 ② フィルタ装置出口放射線モニタ ① フィルタ装置水位 ② 格納槽漏えい検知器	①②③で多様性あり ③は多重性あり ①②で多様性あり ②は多重性あり ①②で多様性あり ②は多重性あり ①②で多様性あり ②は多重性あり ①②で多様性あり ①は多重性あり

表1 格納容器フィルタバント系 計装設備の網羅性について

フィルタ装置の状態	確認すべき項目	計装設備	多重性又は多様性
a. 系統待機時	(a) フィルタ装置 (スクラバ容器) の性能に影響するパラメータの確認 (b) 系統不活性状態の確認	① スクラバ容器水位 ② スクラバ水 pH ① フィルタ装置出口配管圧力 ② スクラバ容器圧力	多様性又は多様性 ①②で多様性あり ①②は多重性あり ①②で多様性あり ①②は多重性あり
b. 系統運転時	(a) 格納容器内の雰囲気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認 (b) フィルタ装置 (スクラバ容器) の性能に影響するパラメータの確認	① スクラバ容器圧力 ② スクラバ容器温度 ③ 第1バントフィルタ出口放射線モニタ ① スクラバ容器水位	①②③で多様性あり ①②③は多重性あり ①は多重性あり
c. 事故収束時	(a) 系統内に水素が滞留していないことの確認 (b) フィルタ装置 (スクラバ容器) の状態確認	① 第1バントフィルタ装置出口水素濃度 ① スクラバ容器水位 ② スクラバ容器温度 ③ 第1バントフィルタ出口放射線モニタ	①は多重性あり ①②③で多様性あり ①②③は多重性あり
d. フィルタ装置 (スクラバ容器) の水位調整時	(a) フィルタ装置 (スクラバ容器) の水位調整の確認 (b) フィルタ装置 (スクラバ容器) スクラビング水の水质管理	① スクラバ容器水位 ① スクラバ容器水位 ② スクラバ水 pH ① スクラバ容器圧力 ② スクラバ容器温度 ③ 第1バントフィルタ出口放射線モニタ	①は多重性あり ①②で多様性あり ①②は多重性あり
e. 想定される機能障害	(a) フィルタ装置 (スクラバ容器) の閉塞 (b) 金属フィルタの閉塞 (c) フィルタ装置 (スクラバ容器) 入口配管の破断 (d) フィルタ装置 (スクラバ容器) スクラビング水の漏えい	① スクラバ容器圧力 ② スクラバ容器温度 ③ 第1バントフィルタ出口放射線モニタ ① スクラバ容器圧力 ② 第1バントフィルタ出口放射線モニタ ① スクラバ容器圧力 ② 第1バントフィルタ出口放射線モニタ ① スクラバ容器水位 ② 漏えい検知器	①②③で多様性あり ①②③は多重性あり ①②で多様性あり ①②は多重性あり ①②で多様性あり ①②は多重性あり ①②で多様性あり ①②は多重性あり ①②で多様性あり ①は多重性あり

・設備の相違
設備設計の相違による構成の相違

第2表 格納容器圧力逃がし装置 計装設備の計測範囲の網羅性について

監視パラメータ※1	計測範囲	計測範囲の根拠
①フィルタ装置水位	180mm～5,500mm	系統待機時における水位の範囲 [] 及び系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 [] を計測可能な範囲とする。
②フィルタ装置圧力	0～1MPa [gauge]	系統運転時に、格納容器圧力逃がし装置の最高圧力 (0.62MPa [gauge]) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 [] が維持されていることを計測可能な範囲とする。
③フィルタ装置スクラビング水温度	0℃～300℃	系統の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。
④フィルタ装置排気ライン圧力	0～100kPa [gauge]	系統待機時に、窒素置換 [] が維持されていることを計測可能な範囲とする。
⑤フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	10 ⁻² Sv/h～10 ⁻⁵ Sv/h	系統運転時 (炉心損傷している場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 5×10 ⁻¹ Sv/h) を計測可能な範囲とする。
⑥フィルタ装置入口水素濃度	10 ⁻³ mSv/h～10 ⁻⁴ mSv/h	系統運転時 (炉心損傷していない場合) に、想定されるフィルタ装置出口の最大線量当量率 (約 7×10 ⁻³ mSv/h) を計測可能な範囲とする。
⑦フィルタ装置スクラビング水 pH	0～100vol%	事故収束時に、窒素供給による系統パージ停止後において、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界濃度 (4vol%) 以下であることを計測可能な範囲とする。
⑧フィルタ装置スクラビング水 pH	pH 0～14	系統待機時に、フィルタ装置スクラビング水の pH (pH 0～pH 14) を計測可能な範囲とする。

※1 監視パラメータの数字は第 2.4.1-2 図の○数字に対応する。

表2 格納容器フィルタバント系 計装設備の計測範囲の網羅性について

監視パラメータ※1	測定範囲	計測範囲の根拠
①スクラ容器水位	[]	系統待機時における水位の範囲 [] 及び系統運転時の下限水位から上限水位の範囲 [] を計測可能な範囲とする。
②スクラ容器圧力	0～1MPa [gauge]	系統運転時に格納容器フィルタバント系の最高使用圧力である0.853MPa [gauge] (2Pd) が監視可能。また、系統待機時に、窒素置換 [] が維持されていることを計測可能な範囲とする。
③スクラ容器温度	0～300℃	系統の最高使用温度 (200℃) を計測可能な範囲とする。
④フィルタ装置出口配管圧力	0～100kPa [gauge]	系統待機時に、窒素置換 [] が維持されていることを計測可能な範囲とする。
⑤第1ベントフィルタ装置出口水素濃度	0～20vol%/0～100vol%	事故収束時に、フィルタ装置の配管内に滞留する水素濃度が可燃限界 (4vol%) 未満であることを計測可能な範囲とする。
⑥第1ベントフィルタ出口放射線モニタ	高レンジ: 10 ⁻² ～10 ⁻⁵ Sv/h 低レンジ: 10 ⁻³ ～10 ⁻⁴ mSv/h	系統運転時 (炉心損傷している場合) に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量率 (約 3×10 ⁻² Sv/h) を計測可能な範囲とする。 系統運転時 (炉心損傷していない場合) に、想定される第1ベントフィルタ出口の最大放射線量を計測可能な範囲とする。
⑦スクラ水 pH	pH 0～14	系統待機時に、フィルタ装置スクラビング水の pH (pH 0～14) が計測可能な範囲とする。

※1 監視パラメータの数字は第 2.8.1-2 図の○数字に対応する。

- 設備の相違
設備設計の相違による構成の相違

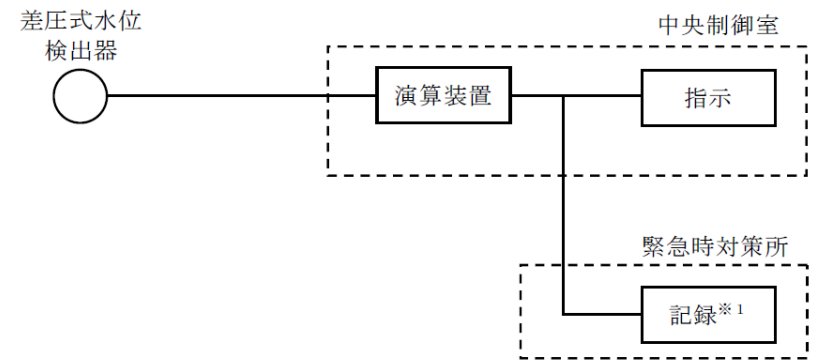
格納容器圧力逃がし装置の計装設備の概略構成図

格納容器圧力逃がし装置の計装設備について記載する。

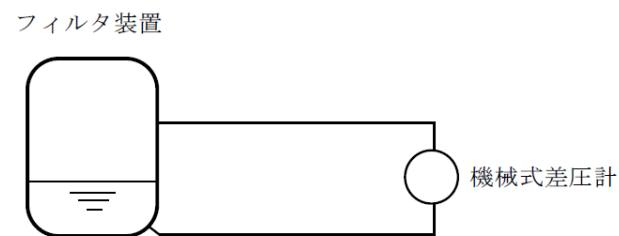
(1) フィルタ装置水位

フィルタ装置水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置水位の検出信号は、差圧式水位検出器にて差圧を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置水位を中央制御室に指示し、記録する。また、機械式差圧計（自主対策設備）を用いて現場（格納容器圧力逃がし装置格納槽内）にて監視可能な設計としている。

（第1図「フィルタ装置水位の概略構成図」参照。）



※1 緊急時対策支援システム伝送装置



第1図 フィルタ装置水位の概略構成図

格納容器フィルタベント系の計装設備の概略構成図

格納容器フィルタベント系の計装設備について記載する。

(1) スクラバ容器水位

スクラバ容器水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて水位信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器水位を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。また、現場（第1ベントフィルタ格納槽内）にて監視可能な設計としている。（図1「スクラバ容器水位の概略構成図」参照。）

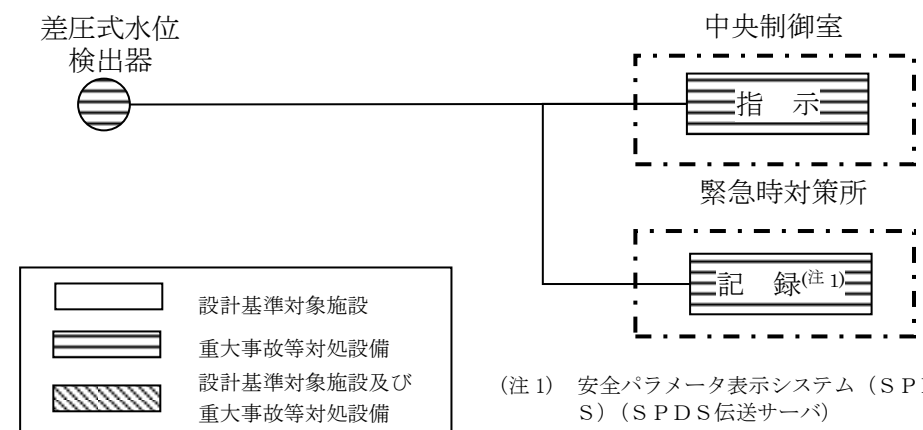


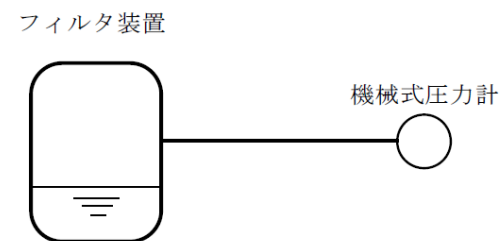
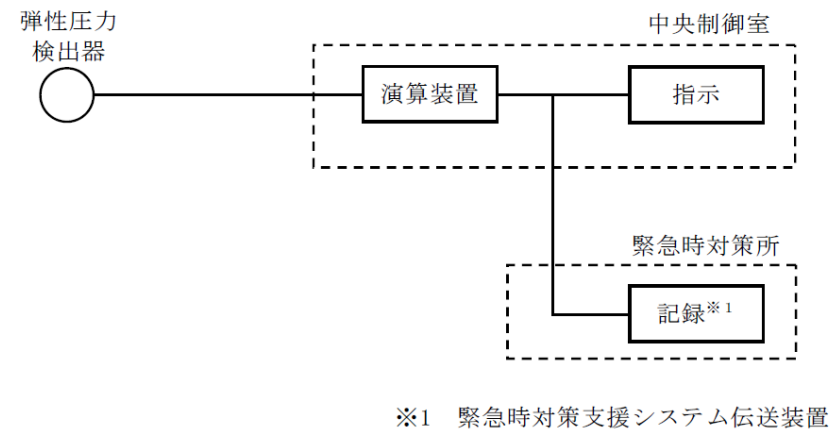
図1 スクラバ容器水位の概略構成図

・設備の相違
島根2号炉は、スクラバ容器水位について、現場計器も設置している

・設備の相違
設備設計の相違による構成の相違

(2) フィルタ装置圧力

フィルタ装置圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置圧力の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置圧力を中央制御室に指示し、記録する。また、機械式圧力計（自主対策設備）を用いて現場（格納容器圧力逃がし装置格納槽内）にて監視可能な設計としている。（第2図「フィルタ装置圧力の概略構成図」参照。）



第2図 フィルタ装置圧力の概略構成図

(2) スクラバ容器圧力

スクラバ容器圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にて圧力信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。（図2「スクラバ容器圧力の概略構成図」参照。）

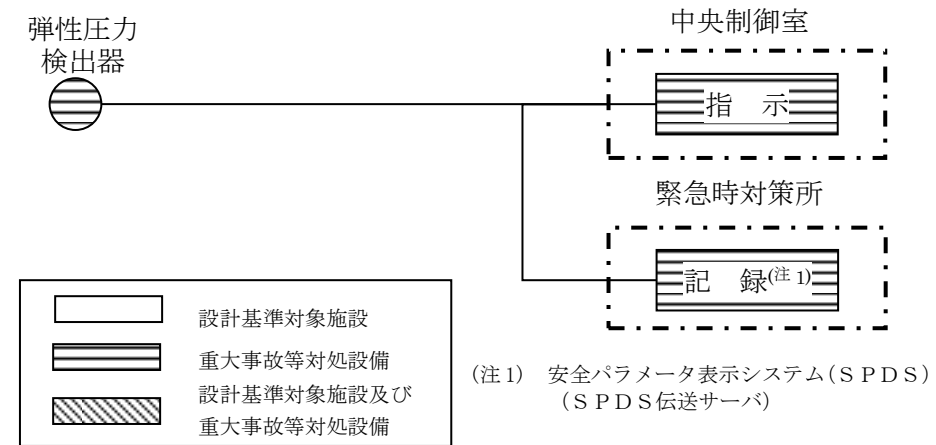


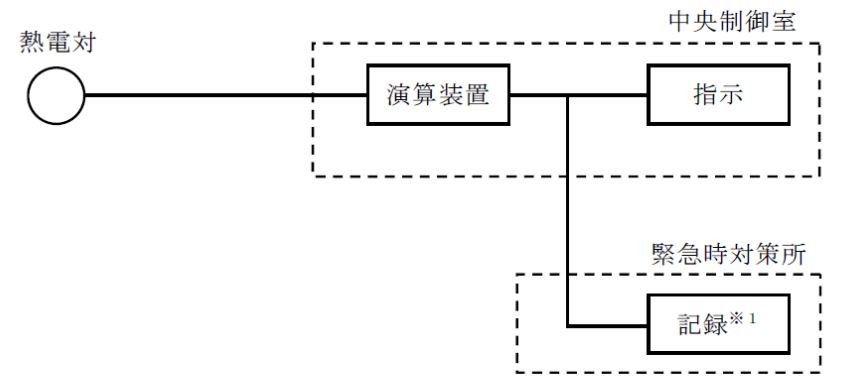
図2 スクラバ容器圧力の概略構成図

・設備の相違
島根2号炉は現場計器を設置していない

・設備の相違
設備設計の相違による構成の相違

(3) フィルタ装置スクラビング水温度

フィルタ装置スクラビング水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置スクラビング水温度の検出信号は、熱電対にて温度を電気信号に変換した後、フィルタ装置スクラビング水温度を中央制御室に指示し、記録する。(第3図「フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図」参照。)

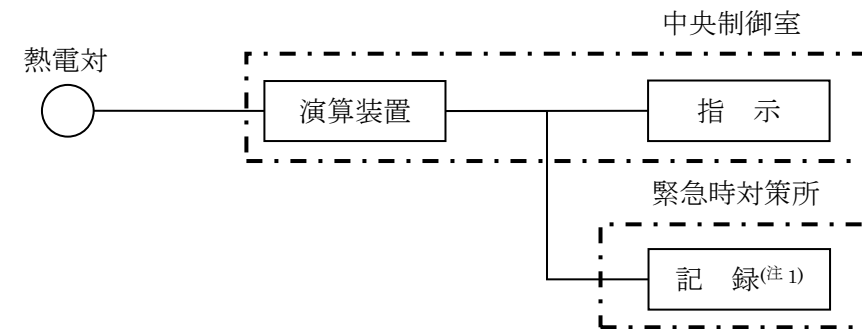


※1 緊急時対策支援システム伝送装置

第3図 フィルタ装置スクラビング水温度の概略構成図

(3) スクラバ容器温度

スクラバ容器温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、スクラバ容器温度の検出信号は、熱電対からの起電力を演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、スクラバ容器温度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図3「スクラバ容器温度の概略構成図」参照。)

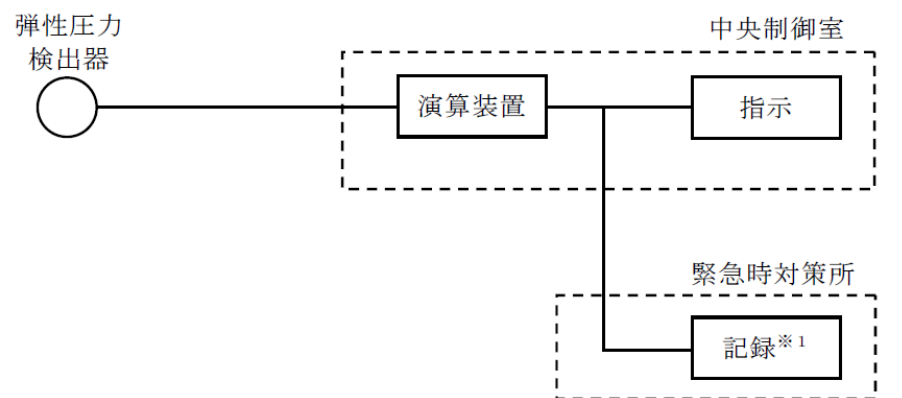


(注1) SPDS 伝送サーバ

図3 スクラバ容器温度の概略構成図

(4) フィルタ装置排気ライン圧力

フィルタ装置排気ライン圧力 (自主対策設備) の検出信号は、弾性圧力検出器にて圧力を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置排気ライン圧力を中央制御室に指示し、記録する。(第4図「フィルタ装置排気ライン圧力の概略構成図」参照。)

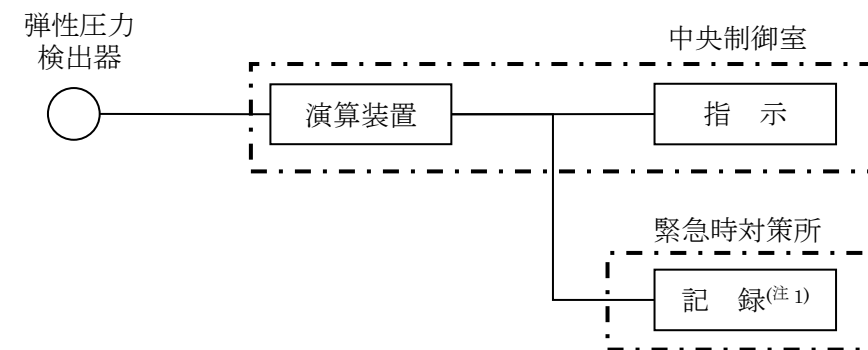


※1 緊急時対策支援システム伝送装置

第4図 フィルタ装置排気ライン圧力の概略構成図

(4) フィルタ装置出口配管圧力

フィルタ装置出口配管圧力 (自主対策設備) の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置出口配管圧力を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図4「フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図」参照。)

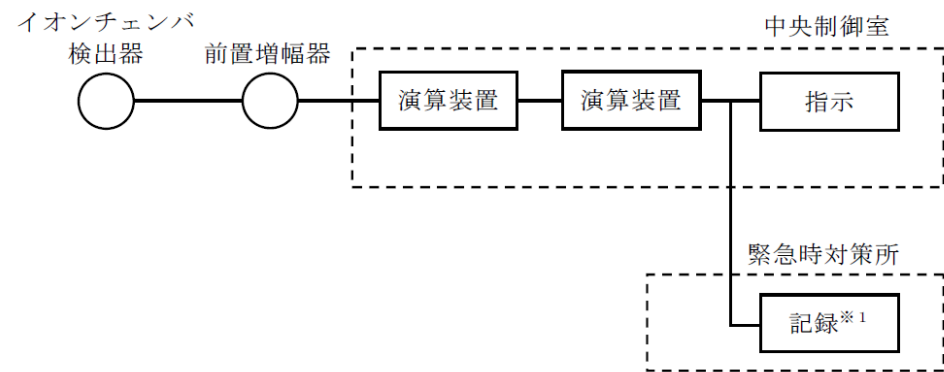


(注1) SPDS 伝送サーバ

図4 フィルタ装置出口配管圧力の概略構成図

(5) フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)

フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の検出信号は、イオンチェンバ検出器にて線量当量率を電気信号に変換した後、前置増幅器で電気信号を増幅し、演算装置にて線量当量率信号に変更する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、記録する。(第5図「フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) の概略構成図」参照。)

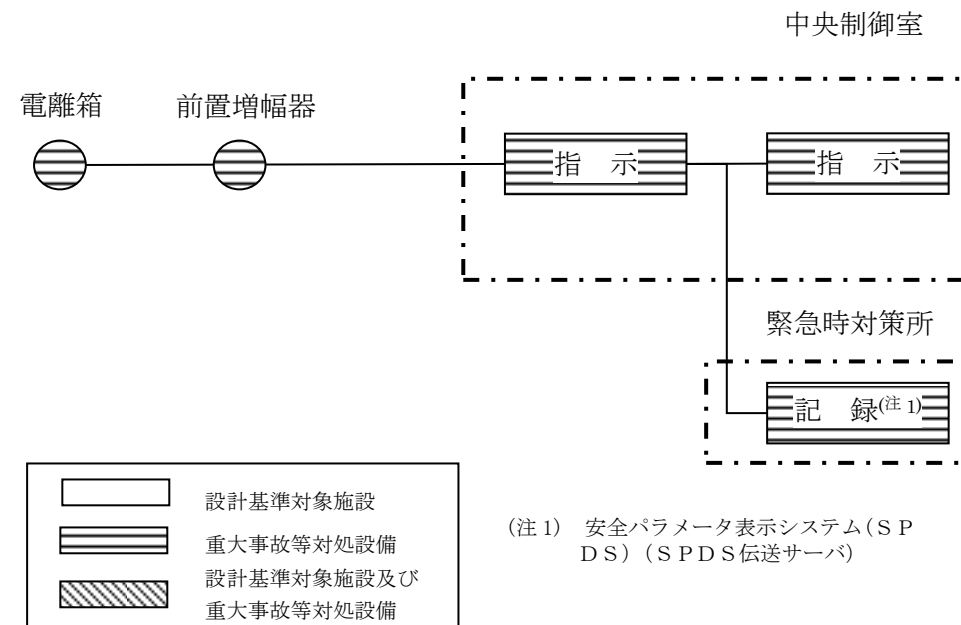


※1 緊急時対策支援システム伝送装置

第5図 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)
の概略構成図

(5) 第1ベントフィルタ出口放射線モニタ

第1ベントフィルタ出口放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口放射線モニタの検出信号は、電離箱からの電流信号を前置増幅器で増幅し、中央制御室の指示部にて線量当量率信号へ変換する処理を行った後、線量当量率を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図5「第1ベントフィルタ出口放射線モニタの概略構成図」参照。)



(注1) 安全パラメータ表示システム(S P D S) (SPDS伝送サーバ)

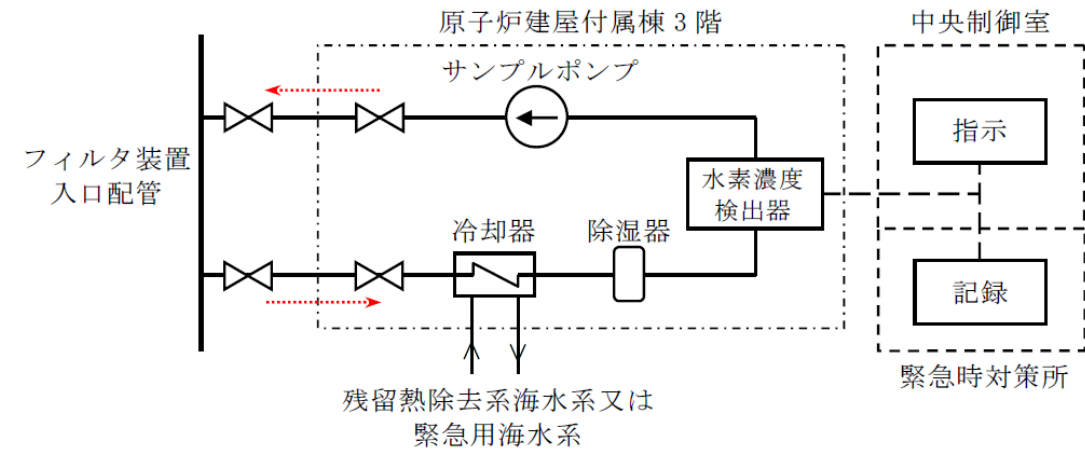
図5 第1ベントフィルタ出口放射線モニタの概略構成図

・設備の相違
設備設計の相違による構成の相違

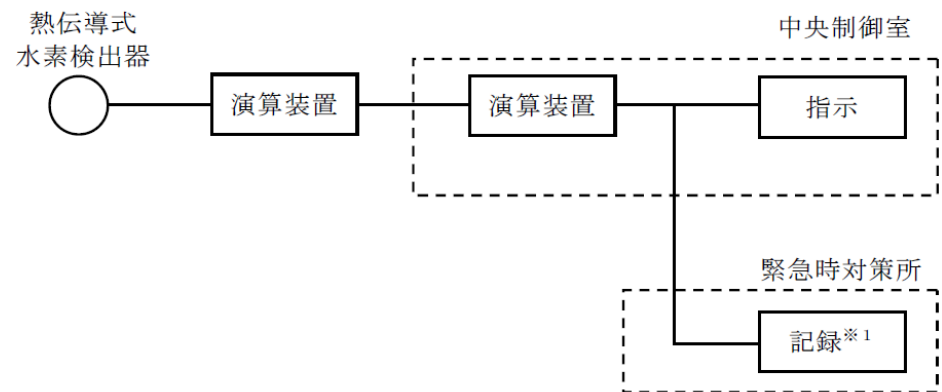
・設備の相違
設備設計の相違による構成の相違

(6) フィルタ装置入口水素濃度

フィルタ装置入口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、フィルタ装置入口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器にて水素濃度を検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置入口水素濃度を中央制御室に指示し、記録する。
(第6図「フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図」及び第7図「フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図」参照。)



第6図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図



※1 緊急時対策支援システム伝送装置

第7図 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

(6) 第1ベントフィルタ出口水素濃度

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、第1ベントフィルタ出口水素濃度の検出信号は、熱伝導式水素検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、第1ベントフィルタ出口水素濃度を中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図6「第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図」, 図7「第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図及び図8「第1ベントフィルタ出口分析車の構成図」参照。)

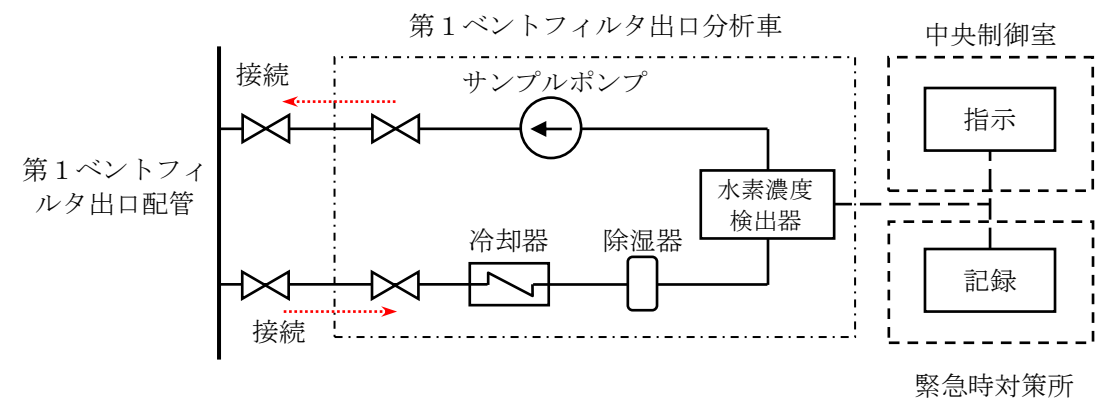
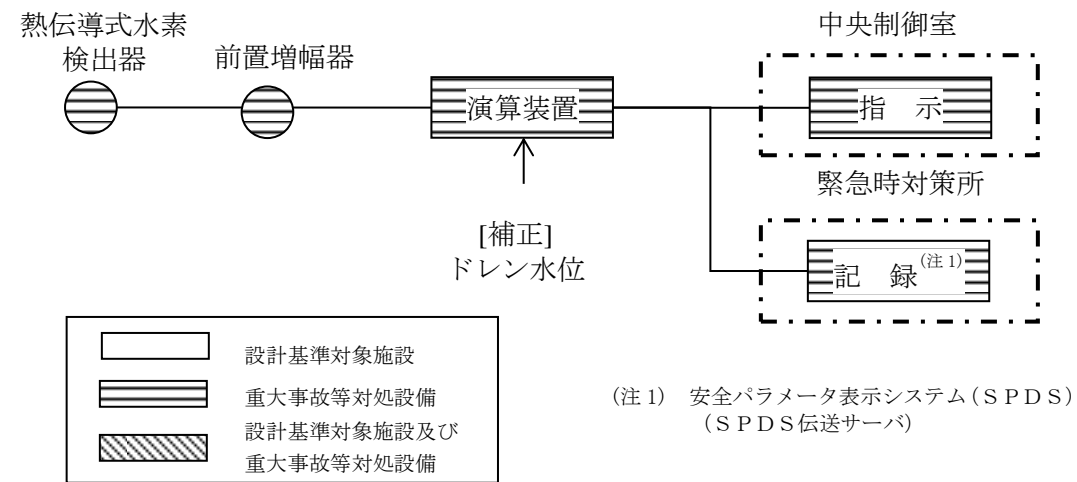


図6 第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図



(注1) 安全パラメータ表示システム(SPDS) (SPDS伝送サーバ)

図7 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

・設備の相違
島根2号炉は、第1ベントフィルタ出口水素濃度が可搬型であり、第1ベントフィルタ出口分析車から第1ベントフィルタ出口配管に接続する設備構成としている

・設備の相違
設備設計の相違による構成の相違

・設備の相違
設備設計の相違による構成の相違

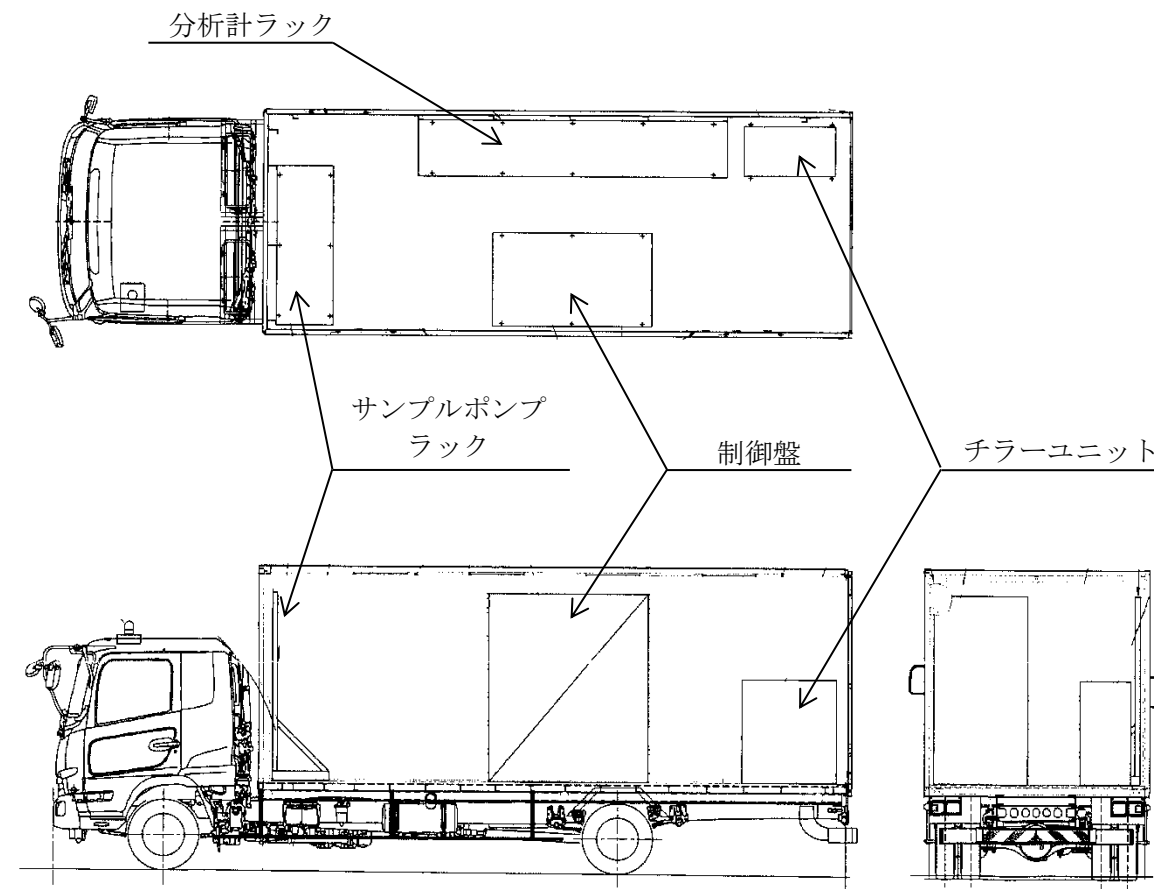


図8 第1ベントフィルタ出口分析車の構造図

・設備の相違
 島根2号炉は、第1ベントフィルタ出口水素濃度が可搬型であり、第1ベントフィルタ出口分析車から第1ベントフィルタ出口配管に接続する設備構成としている

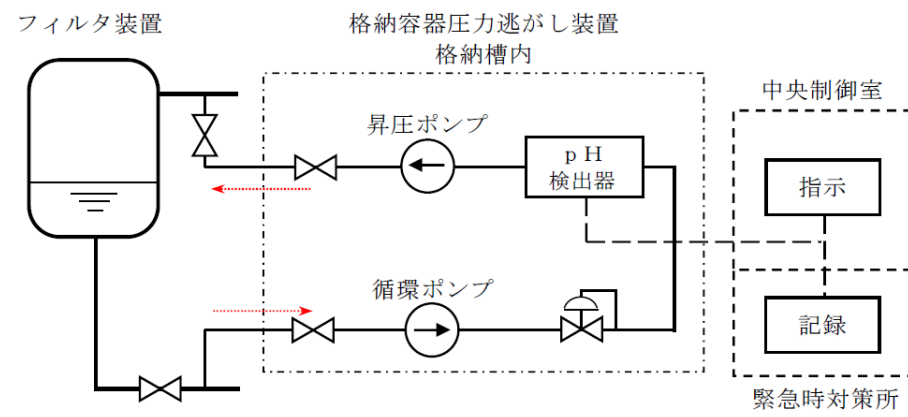
(7) フィルタ装置スクラビング水pH

(7) スクラバ水pH

フィルタ装置スクラビング水pH (自主対策設備) の検出信号は、pH検出器にてpHを検出し、演算装置にて電気信号へ変換する処理を行った後、フィルタ装置スクラビング水pHを中央制御室に指示し、記録する。(第8図「フィルタ装置スクラビング水pHシステム概要図」及び第9図「フィルタ装置スクラビング水pHの概略構成図」参照。)

スクラバ水pHは、スクラバ容器内の水溶液をサンプルポンプで引き込み、pH検出器により計測する。

スクラバ水pHは、(自主対策設備) の検出信号は、pH検出器からの電流信号を中央制御室の指示部にてpH信号へ変換する処理を行った後、スクラバ水pHを中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。(図9「スクラバ水pHシステム概要図」及び図10「スクラバ水pHの概略構成図」参照。)



第8図 フィルタ装置スクラビング水pHシステム概要図

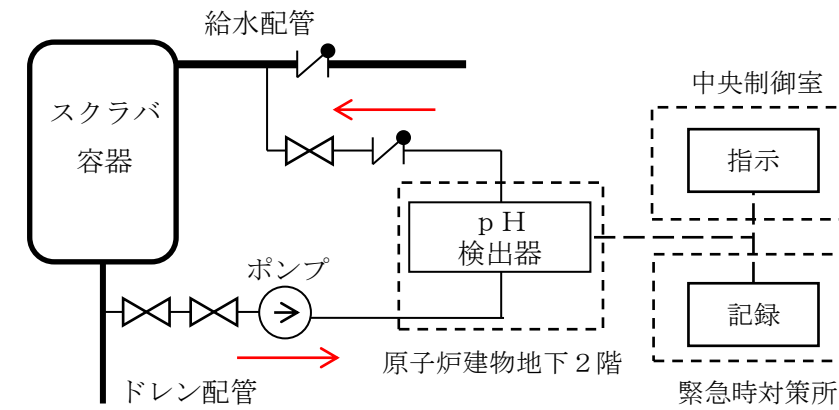
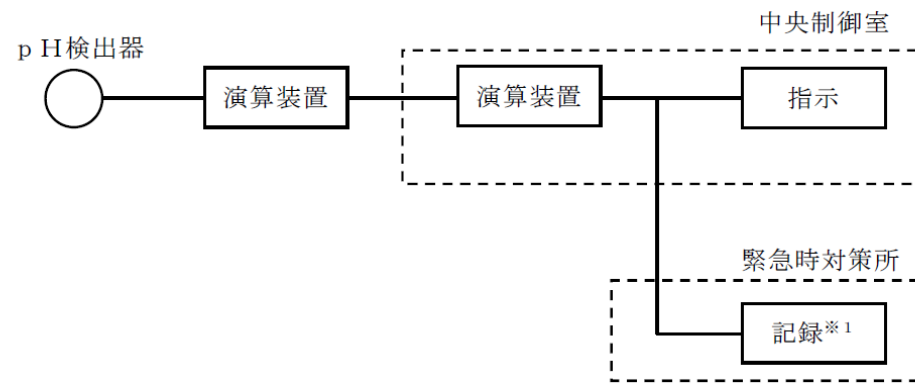
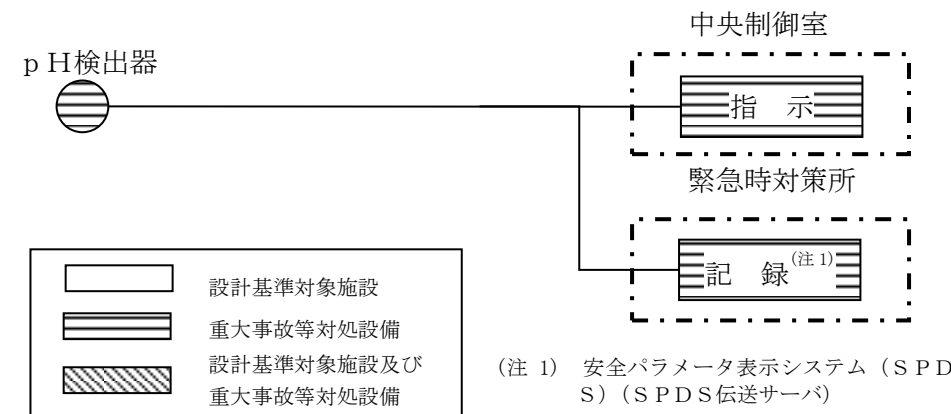


図9 スクラバ水pHシステム概要図



※1 緊急時対策支援システム伝送装置

第9図 フィルタ装置スクラビング水pHの概略構成図




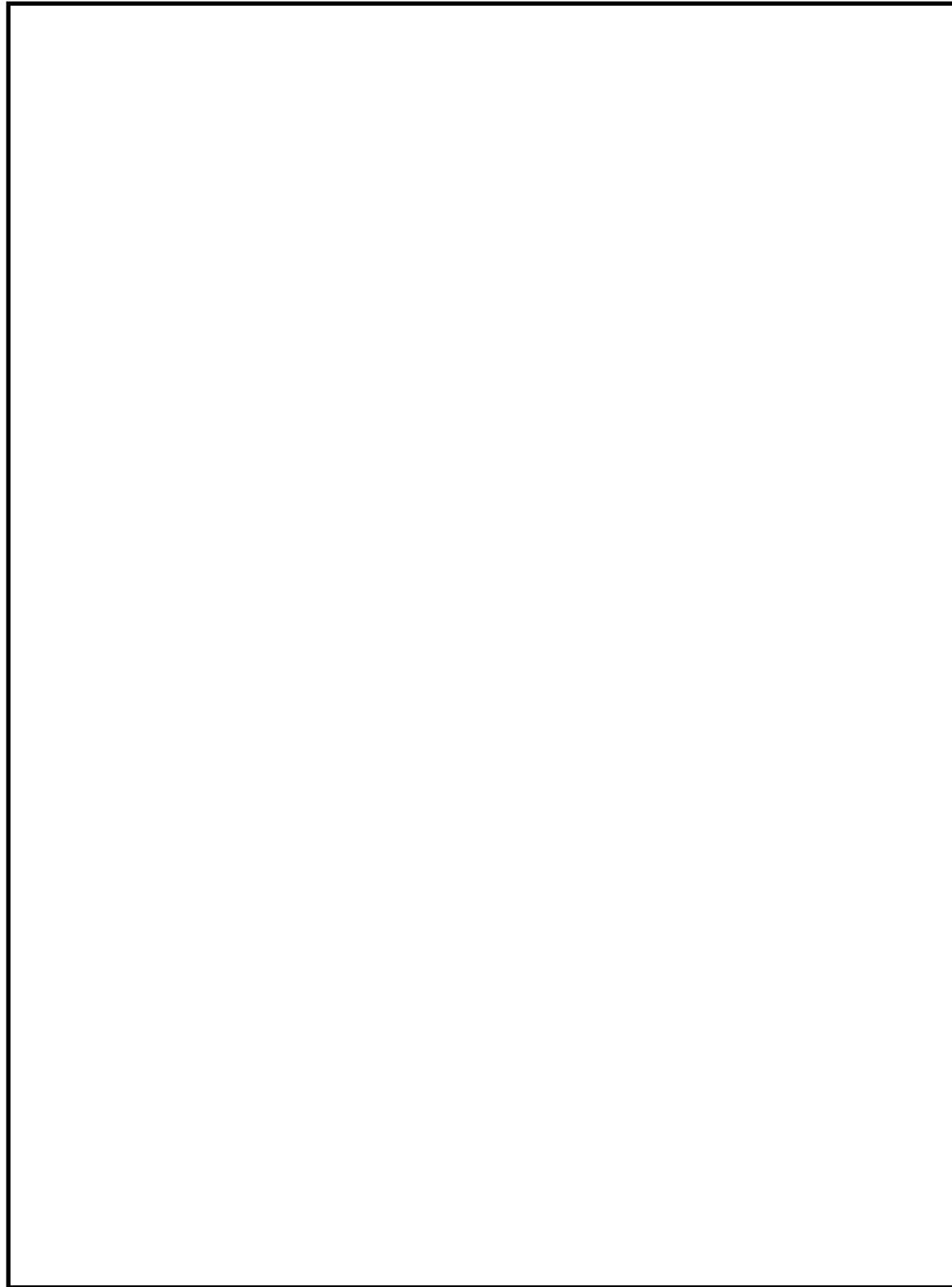
(注1) 安全パラメータ表示システム (SPDS) (SPDS伝送サーバ)

図10 スクラバ水pHの概略構成図

・設備の相違
設備設計の相違による構成の相違

・設備の相違
設備設計の相違による構成の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
参考 <u>格納容器圧力逃がし装置</u> 計装設備の機器配置図	参考 <u>格納容器フィルタベント系</u> 計装設備の機器配置図	
		
第10図 機器配置図 (原子炉建屋付属棟1階)	図11 機器配置図 (原子炉建物地下2階)	



第 11 図 機器配置図 (原子炉建屋付属棟 3 階)

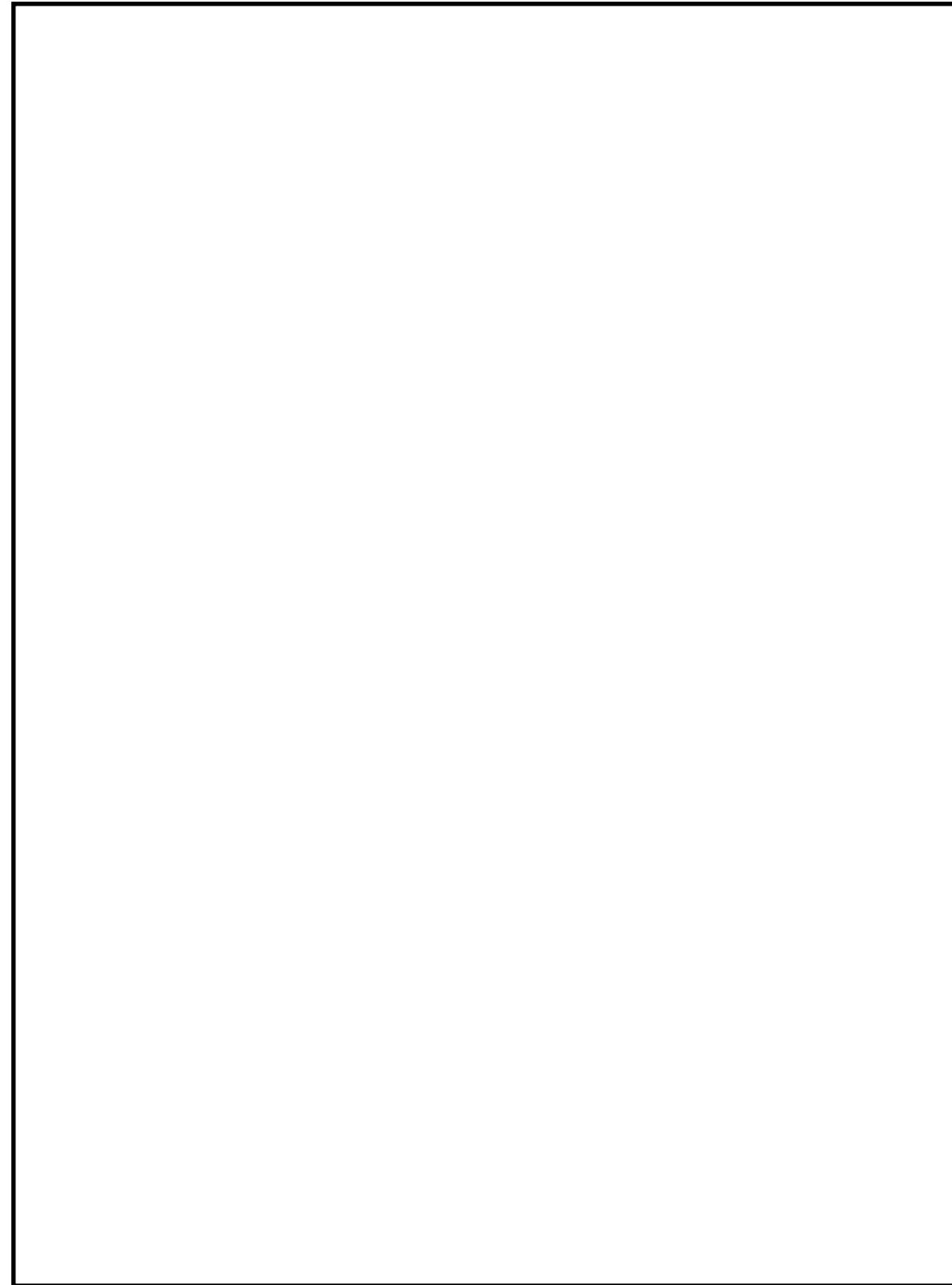
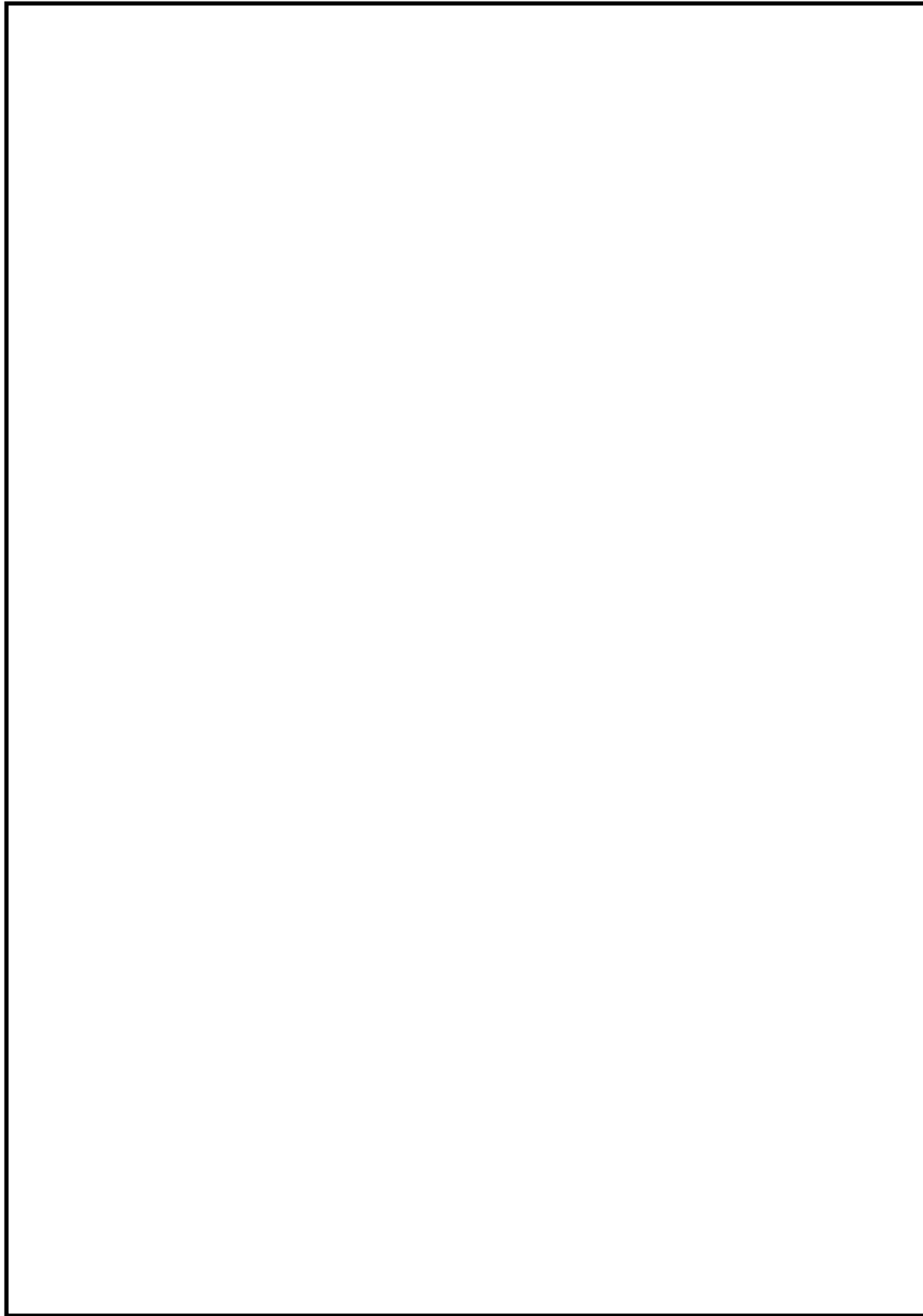


図 12 機器配置図 (第 1 ベントフィルタ格納槽) (1/2)



第12図 機器配置図 (その他の建屋, 屋外)

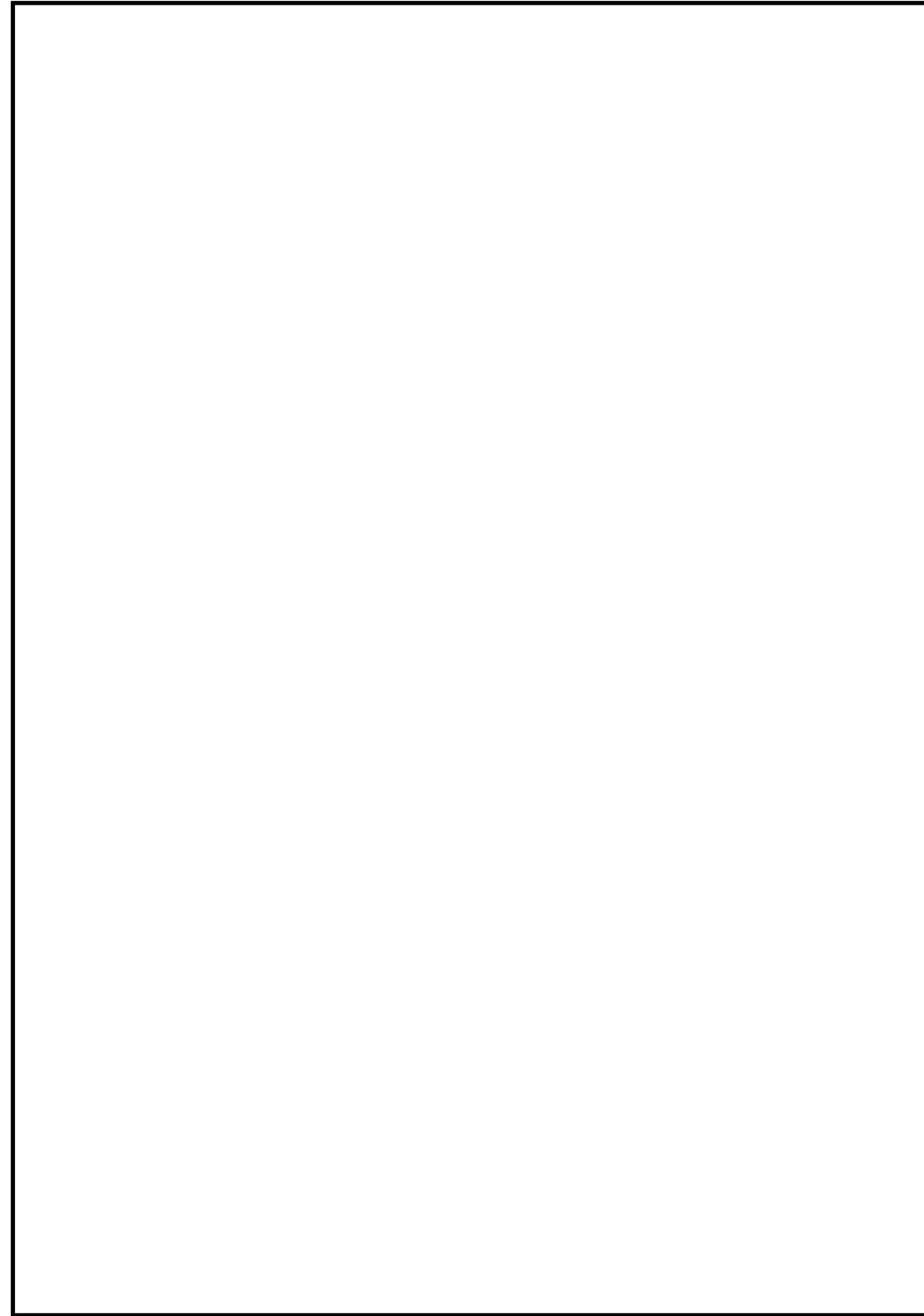


図13 機器配置図 (第1ベントフィルタ格納槽) (2/2)

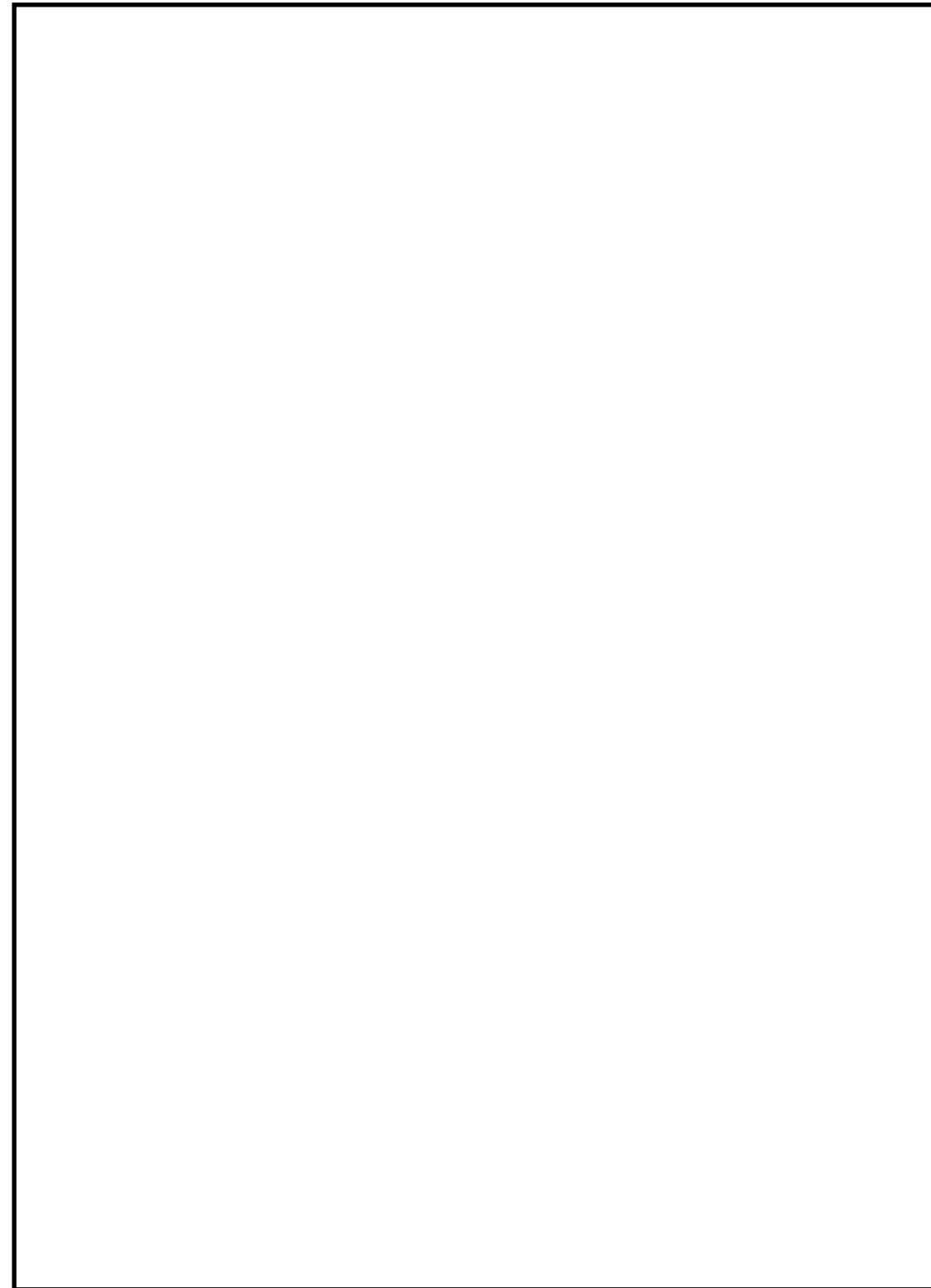
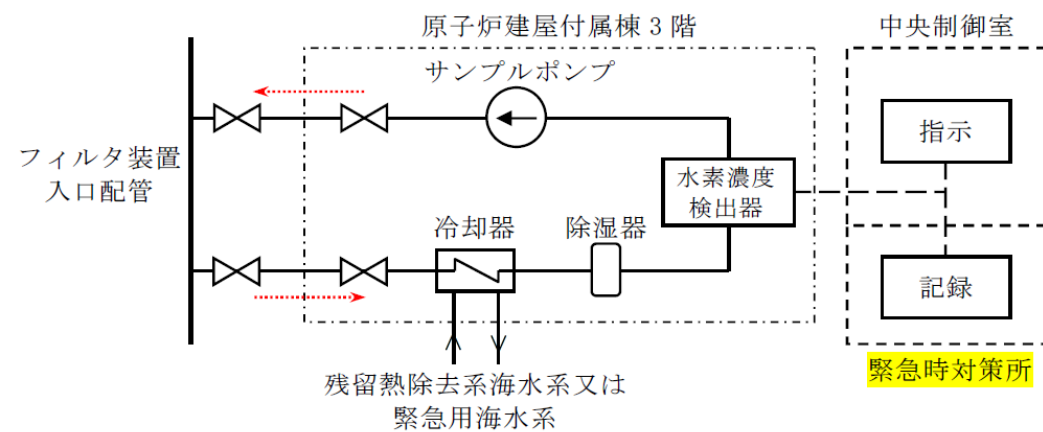


図 14 機器配置図 (屋外)

フィルタ装置入口水素濃度計の計測時間遅れについて

フィルタ装置入口水素濃度は、格納容器圧力逃がし装置の使用後に配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握するため、フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、水素濃度検出器にて測定されるようにしている。水素計測後のサンプルガスは格納容器圧力逃がし装置の配管に戻す構成としている。水素濃度検出器により計測した電気信号は演算装置で水素濃度信号に変換し、中央制御室に指示し、記録する。



第1図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図

なお、フィルタ装置入口配管内のガスのサンプリング点は、フィルタ装置入口配管の頂部の原子炉建屋原子炉棟5階であり、そこから水素濃度検出器までの時間遅れは以下のとおりである。

- ・サンプリング配管長 (サンプリング点～水素濃度検出器) : 約99m
 - ・サンプリング配管の断面積 : 359.7mm² (3.597×10⁻⁴ m²)
 - ・サンプルポンプの定格流量 : 約1L/min (約1×10⁻³ m³/min)
 - ・サンプルガス流速 (流量÷配管断面積) : 約2.8m/min
- なお、ガスは標準状態 (0℃, 101.325kPa [abs]) として算出。

第1表 フィルタ装置入口水素濃度の時間遅れ

時間遅れ	約36分
------	------

第1ベントフィルタ出口水素濃度計の計測時間遅れについて

第1ベントフィルタ出口水素濃度は、格納容器フィルタベント系の使用後に配管内に水素が残留していないことにより不活性状態が維持されていることを把握するため、第1ベントフィルタ出口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、水素濃度検出器にて測定されるようにしている。水素計測後のサンプルガスは格納容器フィルタベント系の配管に戻す構成としている。水素濃度検出器からの電流信号を前置増幅器で増幅し、演算装置で水素濃度信号に変換し、中央制御室に指示し、緊急時対策所にて記録する。

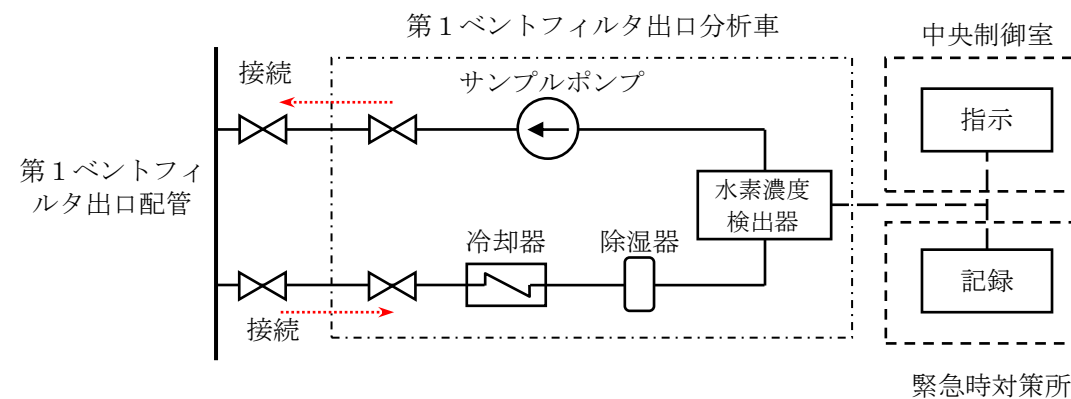


図1 第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図

なお、第1ベントフィルタ出口配管内のガスのサンプリング点は、フィルタ装置出口配管の集合部であり、そこから水素濃度検出器までの時間遅れは以下の通りである。

- ・サンプリング配管長 (サンプリング点～水素濃度検出器) : 約46m
 - ・サンプリング配管の内容積 : 11.25×10⁻³ m³
 - ・サンプルポンプの定格流量 : 約1L/min (約1×10⁻³ m³/min)
 - ・時間遅れ (配管内容積÷流量) : 約11.25 min
- なお、ガスは標準状態 (0℃, 101.325kPa [abs]) として算出。

表1 第1ベントフィルタ出口水素濃度の時間遅れ

時間遅れ	約12分
------	------

・設備の相違
島根2号炉は、第1ベントフィルタ出口配管の水素濃度を測定する設計としている

・設備の相違

・設備の相違
島根2号炉は、第1ベントフィルタ出口配管の水素濃度を測定する設計としている

・設備の相違
設備設計の相違による構成の相違

・設備の相違

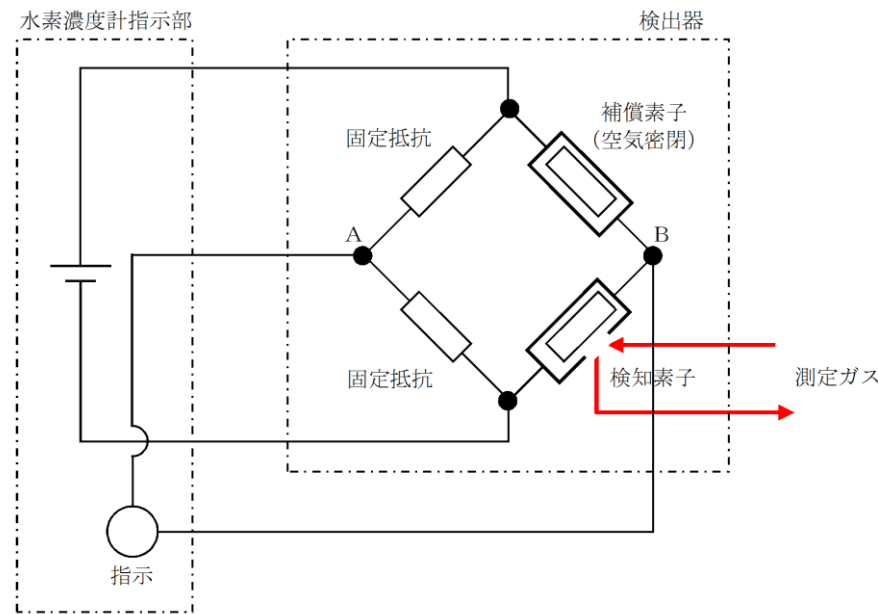
<参考>

a. 水素濃度計の測定原理

水素濃度検出器は、熱伝導式を用いる計画であり、第2図に示すとおり、検知素子と補償素子（サーミスタ）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度指示計部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを約120℃に加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が低下する。

この検知素子の抵抗が低下するとブリッジ回路の平衡が失われ、第2図のA B間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。



第2図 水素濃度計検出回路の概要図

<参考>

a. 水素濃度計の測定原理

水素濃度検出器は、熱伝導式であり、第2図に示すとおり、検知素子と補償素子（サーミスタ）及び2つの固定抵抗でブリッジ回路が構成されている。検知素子の部分に、サンプリングされたガスが流れるようになっており、補償素子には基準となる標準空気が密閉されており測定対象ガスとは接触しない構造になっている。

水素濃度指示計部より電圧を印加して検知素子と補償素子の両方のサーミスタを加熱した状態で、検知素子側に水素を含む測定ガスを流すと、測定ガスが熱を奪い、検知素子の温度が低下することにより抵抗が変化する。

この検知素子の抵抗の変化によりブリッジ回路の平衡が失われ、第2図のA B間に電位差が生じる。この電位差が水素濃度に比例する原理を用いて、水素濃度を測定する。

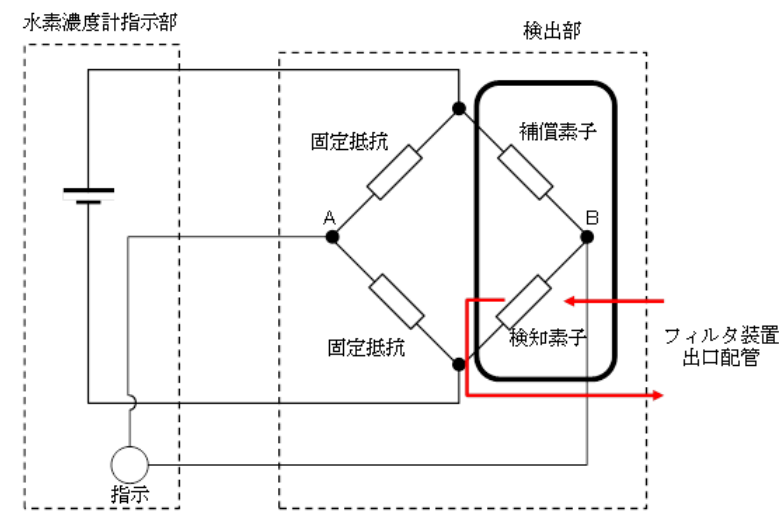


図1 水素濃度計検出回路の概要図

b. 水素濃度の測定

水素濃度検出器は「a.」で示したとおり標準空気に対する測定ガスの熱伝導の差を検出する方式のものであり、酸素、窒素などの空気中のガスに対し、水素の熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は、約0.18W/(m・K) at27°Cである一方、酸素、窒素は、約0.02W/(m・K) at27°Cと水素より1桁小さく、これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。

b. 水素濃度の測定

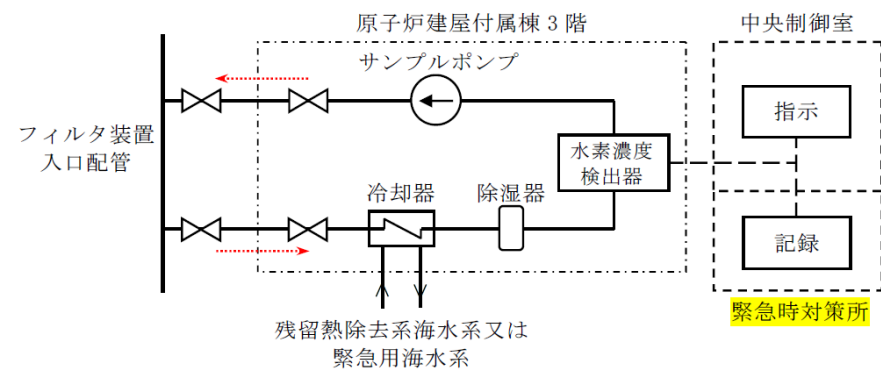
水素濃度検出器は「a.」で示したとおり標準空気に対する測定ガスの熱伝導の差を検出する方式のものであり、酸素、窒素などの空気中のガスに対し、水素の熱伝導率の差が大きいことを利用しているものである。水素の熱伝導率は、約0.18W/(m・K) at27°Cである一方、酸素、窒素は、約0.02W/(m・K) at27°Cと水素より1桁小さく、これらのガス成分の変動があっても水素濃度計測に対する大きな誤差にはならない。

c. 水素濃度測定システムの構成

フィルタ装置入口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、ほぼドライ状態で水素濃度検出器にて測定されるようにしている。

c. 水素濃度測定システムの構成

第1ベントフィルタ出口配管内のガスをサンプルポンプで引き込み、除湿器で水分が除去されて、ほぼドライ状態で水素濃度検出器にて測定されるようにしている。



第3図 フィルタ装置入口水素濃度 システム概要図

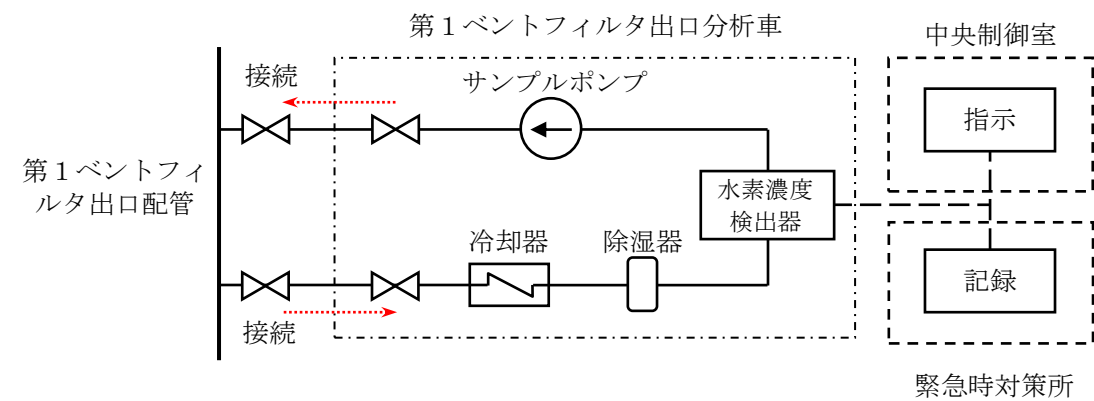


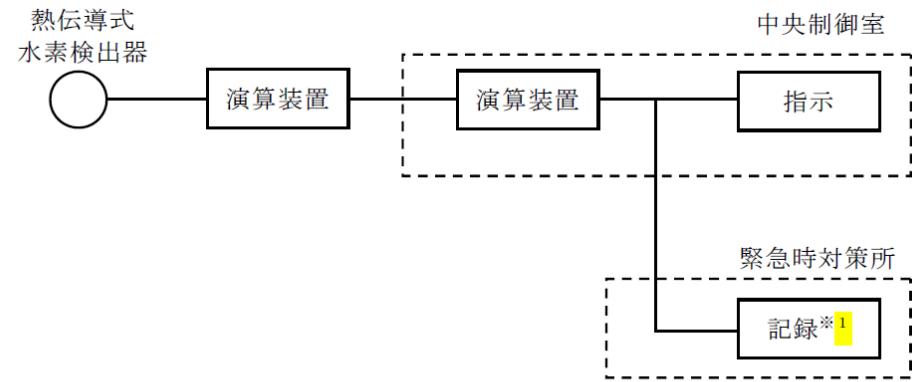
図2 第1ベントフィルタ出口水素濃度 システム概要図

・設備の相違
島根2号炉は、第1ベントフィルタ出口配管の水素濃度を測定する設計としている

・設備の相違

d. 水素濃度計の仕様

種類 熱伝導式水素濃度検出器
 計測範囲 0~100vol%
 個数 2
 設置場所 原子炉建屋附属棟3階(二次格納施設外)



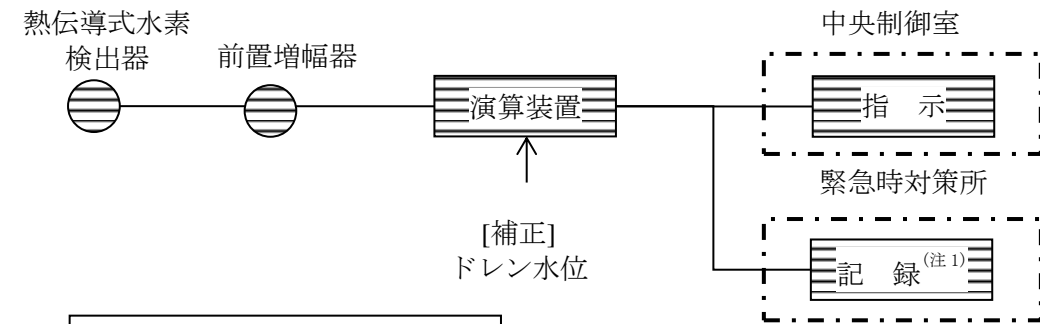
※1 緊急時対策支援システム伝送装置

第4図 フィルタ装置入口水素濃度の概略構成図

水素濃度計の計測範囲0~100vol%において、計器仕様は最大±2.5%の誤差を、計測範囲0~20vol%に切り替えた場合は±0.5%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、フィルタ装置使用後の配管内の水素濃度の推移、傾向(トレンド)を監視していくことができる。

d. 水素濃度計の仕様

種類 熱伝導式水素濃度検出器
 計測範囲 0~20vol%/0~100vol%
 個数 1(予備1)
 設置場所 屋外



(注1) 安全パラメータ表示システム(SPDS)
(SPDS伝送サーバ)

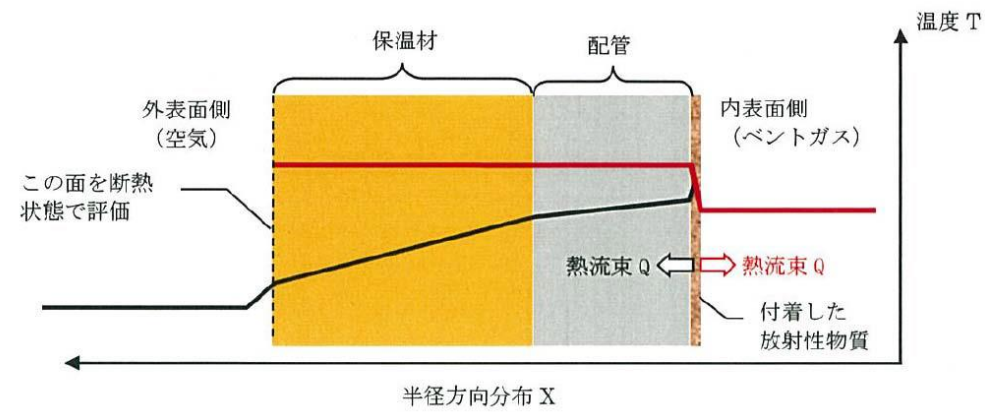
図3 第1ベントフィルタ出口水素濃度の概略構成図

水素濃度計の計測範囲0~100vol%において、計器仕様は最大±3.0vol%の誤差を、計測範囲0~20vol%に切り替えた場合は±0.6vol%の誤差を生じる可能性があるが、この誤差があることを理解した上で、フィルタ装置使用後の配管内の水素濃度の推移、傾向(トレンド)を監視していくことができる。

・設備の相違
 設備設計の相違による構成の相違

・設備の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 30</p> <p style="text-align: center;">配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について</p> <p>ベントフィルタ上流の配管内面には放射性物質(エアロゾル)が付着することが想定されることから、その放射性物質の崩壊熱による温度上昇が配管の構造健全性に与える影響について検討した。</p> <p>検討対象とする状態は、<u>ベントガスの流れによる配管の冷却が期待できるケースとベントガスの流れのないケース</u>を想定した。</p> <p>【ケース1】 ベント中を想定し、配管内に高温の蒸気が流れ、なおかつ配管内面に付着した放射性物質からの発熱が加わった状態。</p> <p>【ケース2】 ベント停止後を想定し、配管内面に放射性物質が付着した後で配管内ベントガス流れがないため、放射性物質からの発生熱がこもる状態。</p> <p>まず、【ケース1】として、<u>第1図</u>に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内には高温のベントガス流れが存在し、配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。この場合、放射性物質の崩壊熱による熱量は配管内面・外面双方に放熱され、配管板厚方向に熱勾配ができるが、本評価では保守的に配管外面は断熱されているものとした。</p> <p>【ケース1】の温度評価条件を<u>第1表</u>に示す。</p> <p>なお、ベントガス温度については、<u>第2図</u>に示すとおりベント開始後、格納容器圧力及び雰囲気温度が低下し、その後熔融炉心からの放熱によって格納容器雰囲気温度が170℃以下となる。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 19</p> <p style="text-align: center;">配管内面に付着した放射性物質による発熱の影響について</p> <p>フィルタ装置上流の配管内面には放射性物質(エアロゾル)が付着することが想定されることから、その放射性物質の崩壊熱による温度上昇が配管の構造健全性に与える影響について検討した。</p> <p>検討対象とする状態は、<u>以下の2ケース</u>を想定した。</p> <p>【ケース1】 ベント中を想定し、配管内に高温の蒸気が流れ、なおかつ配管内面に付着した放射性物質からの発熱が加わった状態。</p> <p>【ケース2】 ベント停止後を想定し、配管内面に放射性物質が付着した後で配管内ベントガス流れがないため、放射性物質からの発生熱がこもる状態。</p> <p>まず、【ケース1】として、<u>図1</u>に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内には高温のベントガス流れが存在し、配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。この場合、放射性物質の崩壊熱による熱量は配管内面・外面双方に放熱され、配管板厚方向に熱勾配ができるが、本評価では保守的に配管外面は断熱されているものとした。</p> <p>【ケース1】の温度評価条件を<u>表1</u>に示す。</p> <p>なお、ベントガス温度については、<u>図2</u>に示すとおりベント開始後、格納容器圧力及び雰囲気温度が低下し、その後熔融炉心からの放熱によって格納容器雰囲気温度が170℃以下となる。</p>	

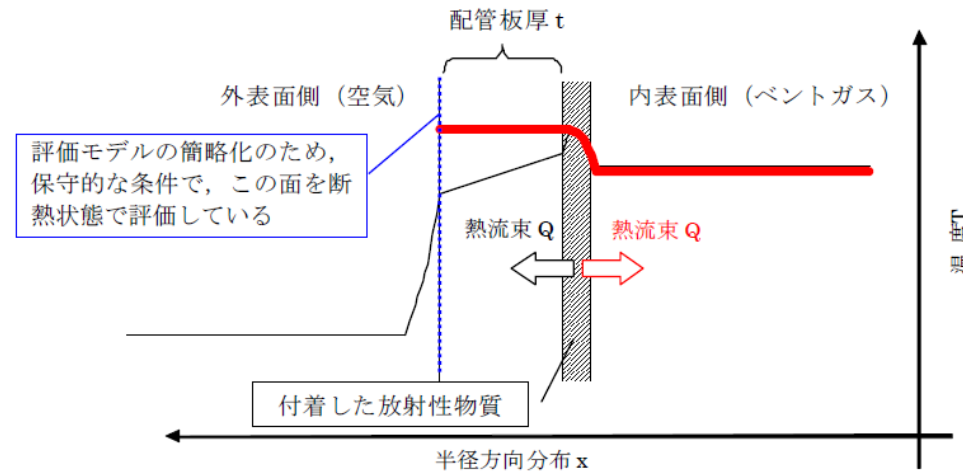


※：実際の伝熱状態は——で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管外面を断熱し、全ての熱流束がベントガス側に移行すると評価した。

第1図 配管内表面の温度評価 (ケース1のイメージ)

第1表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース1】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)」
PCVより流入する崩壊熱量	19.8kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	450A, 14.3mm
配管熱流束	14.7W/m ²
質量流量	2.1kg/s (ベント後期 (ベント1ヶ月後の蒸気流量))
ベントガス温度	170°C



注：実際の伝熱状態は——で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管外面を断熱し、全ての熱流束がベントガス側に移行する評価とした。(赤線で示されるような熱流束の与え方と分布)

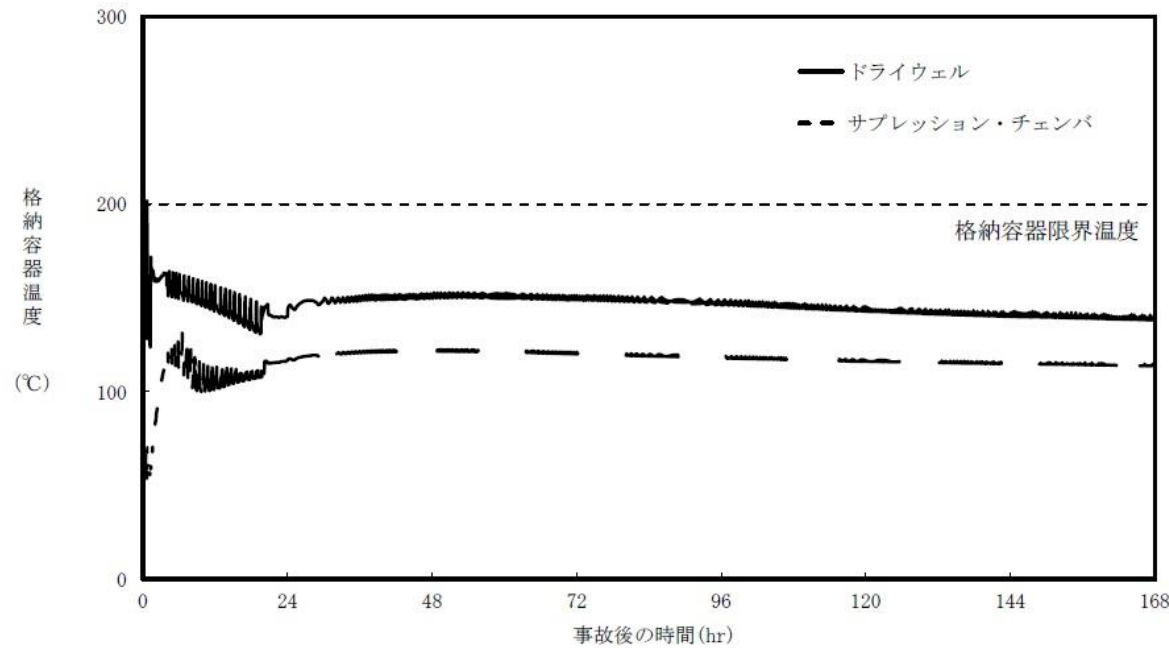
図1 配管内表面の温度評価 (ケース1のイメージ)

表1 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース1】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失 (D/W ベント)」
PCVより流入する崩壊熱量	7.2kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	300A, Sch40
配管熱流束	7.7W/m ²
質量流量	1.4 kg/s (ベント後期 (ベント1ヶ月後の蒸気流量))
ベントガス温度	170°C

・評価条件の相違

ベント時のガス温度条件を踏まえて配管内面の温度を評価する。図2に大LOCA+SBO+ECCS機能喪失シナリオにおけるD/Wベント時の格納容器内の温度推移を示す。ベント時に最も配管内ガス温度が高い条件としてはベント開始直後であり、概ね170℃以下となる。



第2図 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における格納容器温度の推移

格納容器より流入する崩壊熱量は、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）シナリオにおける19.8kWとし、配管内面に付着する放射性物質割合としては、10%/100mを用いる。評価に当たっては保守的な条件として、付着割合の全量の放射性物質が付着した条件で発熱しているものとする。また、ベントガス流量については流速が低くなることで熱伝達率が低くなり、保守的な評価となることから、ベント後の1ヶ月の蒸気流量である2.1kg/sを用いた。

配管内表面に付着する放射性物質の崩壊熱による配管内表面の上昇温度は、以下の式で算出した温度上昇量で評価する。

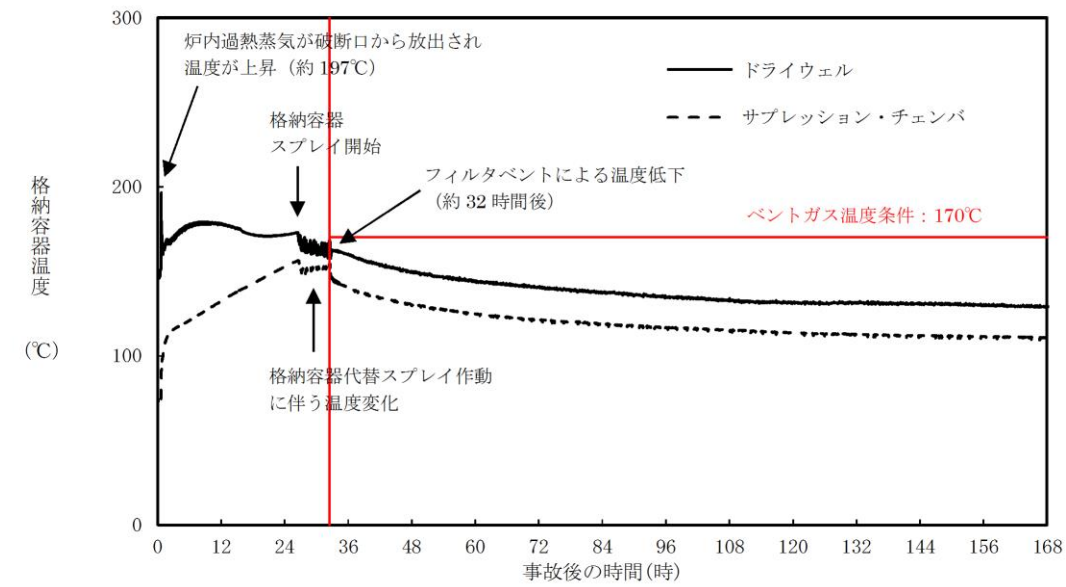


図2 格納容器内温度推移
(大LOCA+SBO+ECCS機能喪失シナリオ、32hr後D/Wベント)

格納容器より流入する崩壊熱量は 7.2kW、配管内面に付着する放射性物質の割合は (参考)にて設定した 10%/100m を用いる。評価にあたっては保守的な条件として、付着割合の全量の放射性物質が付着した条件で発熱しているものとする。また、ベントガス流量については流速が低くなることで熱伝達率が低くなり、保守的な評価となることから、ベント後1ヶ月の蒸気流量である 1.4kg/s を用いた。

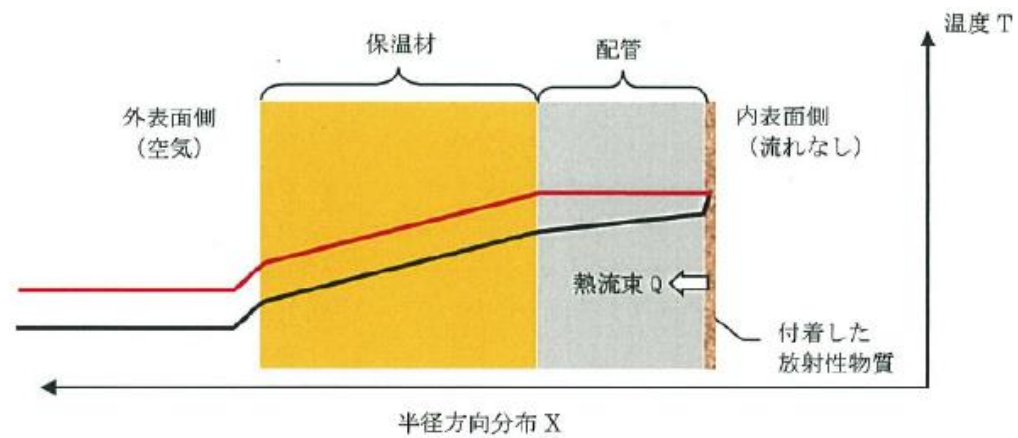
配管内表面に付着する放射性物質の崩壊熱による配管内面の温度上昇は、以下の式で算出した温度上昇量で評価する。

- ・設備の相違
- ・解析結果の相違
- ・評価条件の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>$\Delta T = q / h$ ……式(1)</p> <p>ΔT : 放射性物質の崩壊熱による配管内表面の温度上昇 (°C)</p> <p>q : 配管熱流束 (W/m²)</p> <p>h : 配管内表面の熱伝達率 (W/(m²·K))</p> <p>$h = Nu \times k \times d$ ……式(1)</p> <p>Nu : ヌッセルト数</p> <p>k : 水蒸気の熱伝達率 (約0.034 (W/(m²·K)))</p> <p>d : 水力等価直径 (m)</p> <p>ここで, Nuを算出するに当たり円管内乱流の熱伝達率を表現するものとしてKaysの式を引用した(式(3))。</p> <p>$Nu = 0.022 Re^{0.8} \times Pr^{0.5}$ ……式(3)</p> <p>Re : レイノルズ数</p> <p>Pr : プラントル数 (1.130 ; 保守的に170°Cの飽和蒸気の値を設定)</p> <p>$Re = v \times d / \nu$</p> <p>v : 流速 (約13.0 (m/s) : 質量流量から換算)</p> <p>ν : 水蒸気の動粘性係数 (約3.6×10⁻⁶ (m²/s))</p> <p>これにより, 配管内面の温度上昇は0.09°C程度であると評価できる。ベントガスの温度は170°C程度であることから, 上記の温度上昇分を考慮しても, 配管内表面温度は配管設計における最高使用温度200°Cを下回っているため, 配管の構造健全性に影響を与えることはない。</p> <p>次に, 【ケース2】として, 第3図に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内はベントガス流れがないものとし, 配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。</p> <p>ここで, 評価対象の配管板厚は14.3mmであり, 炭素鋼の熱伝導率が50w/(m·K)程度であることから, 板厚方向の温度勾配は微小であると考えることができる。そのため, 配管内表面の温度はほぼ配管外表面温度と同等であると考え, <u>また, 保温材の熱通過率を考慮する。</u>配管内部の熱量による温度を評価する方法としてJIS A 9501 “保温保冷工事施工標準”の表面温度及び表面熱伝達率の算出方法を用いて, 配管外表面温度を評価する。</p>	<p>$\Delta T = q / h$ ……式(1)</p> <p>ΔT : 放射性物質の崩壊熱による配管内表面の温度上昇 (°C)</p> <p>q : 配管熱流束 (W/m²)</p> <p>h : 配管内表面の熱伝達率 (W/(m²·K))</p> <p>$h = Nu \times k / d$ ……式(2)</p> <p>Nu : ヌッセルト数</p> <p>k : 水蒸気の熱伝導率 (0.034 (W/(m·K)))</p> <p>d : 水力等価直径 (m)</p> <p>ここで, Nuを算出するに当たり円管内乱流の熱伝達率を表現するものとして Kays の式を引用した(式(3))。</p> <p>$Nu = 0.022 Re^{0.8} \times Pr^{0.5}$ ……式(3)</p> <p>Re : レイノルズ数</p> <p>Pr : プラントル数 (1.1 : 保守的に 170°Cの飽和蒸気の値を設定)</p> <p>$Re = v \times d / \nu$ ……式(4)</p> <p>v : 流速 (約 22.5 (m/s) : 質量流量から換算)</p> <p>d : 水力等価直径 (m)</p> <p>ν : 水蒸気の動粘性係数 (約 3.6×10⁻⁶ (m²/s))</p> <p>これより, 配管内面の温度上昇は0.03°C程度であると評価できる。ベントガスの温度は170°C程度であることから, 蒸気の温度上昇分を考慮しても, 配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である 200°Cを下回っているため, 配管の健全性に影響を与えることはない。</p> <p>次に, 【ケース2】として, 図3に示すような配管の半径方向の温度分布を考慮して評価を行った。配管内はベントガス流れがないものとし, 配管内面には放射性物質が付着して崩壊熱による発熱を行っている。</p> <p>ここで, 評価対象の配管板厚は 10.3 mmであり, 炭素鋼の熱伝導率が 50W/(m·K)程度であることから, 板厚方向の温度勾配は微小であると考えることができる。そのため, 配管内表面の温度はほぼ配管外表面温度と同等であると考え, 配管内部の熱量による温度を評価する方法として JIS A 9501 “保温保冷工事施工基準”の表面温度および表面熱伝達率の算出方法を用いて, 配管外表面温度を評価する。</p>	<p>備考</p> <p>・設備の相違</p> <p>・評価結果の相違</p> <p>・設備の相違</p>

【ケース2】の温度評価条件を第2表に示す。

なお、評価条件については、【ケース1】と同様に「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（D/Wベント）」を想定する。

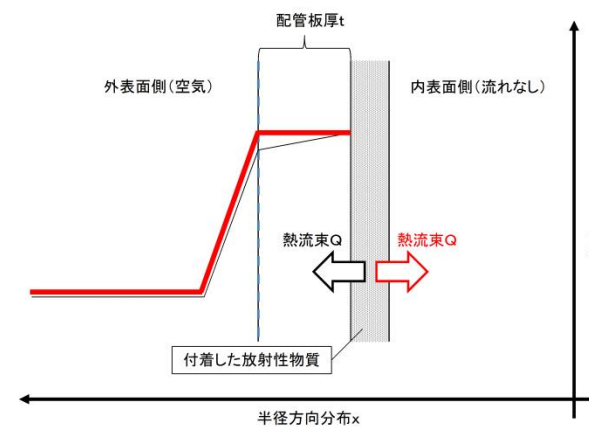


※：実際の伝熱状態は——で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管内の温度勾配はないものとし、全ての熱流束が配管（保温材）外表面側に移行すると評価した。

第3図 配管内表面の温度評価（ケース2のイメージ）

【ケース2】の温度評価条件を表2に示す。

なお、評価条件については、【ケース1】と同様に「大破断LOCA+全交流動力電源喪失+全ECCS機能喪失（D/Wベント）」を想定する。



注：実際の伝熱状態は——で示すような分布になると想定されるが、保守的な評価となるよう配管内の温度勾配はないものとし、全ての熱流束が配管外表面側に移行すると評価した。（赤線で示されるような熱流束の与え方と分布）

図3 配管内表面の温度評価（ケース2のイメージ）

第2表 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース2】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」
PCVより流入する崩壊熱量	19.8kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	450A, 14.3mm
配管熱流束	14.7W/m ²
配管外表面放射率	0.22 (アルミニウム板の放射率※1)
環境温度	100℃

※1 JISハンドブック 6-1 配管 I

評価式の概要は以下のとおりとなる。

$$T_h = (qL / \lambda) + T_l \quad \dots \text{式(5)}$$

T_h : 配管外表面温度 (℃)

T_l : 保温材表面温度 (℃)

q : 配管熱流束 (W/m²)

L : 保温材厚さ (0.03m)

λ : 保温材熱伝導率 (2.103×10⁻²W/(m²·K))

$$T_l = (q / h_{se}) + T_{atm} \quad \dots \text{式(6)}$$

この式(6)における, q と h_{se} は以下の式で表される。

$$q = Q / S \quad \dots \text{式(7)}$$

$$h_{se} = h_r + h_{cv} \quad \dots \text{式(8)}$$

上記の式(6)における, q と h_{se} は以下の式で表される。

Q : 単位長さ当たりの配管内面での発熱量 (W/m)

S : 単位長さ当たりの配管外面表面積 (m²)

h_r : 放射による配管外表面熱伝達率 (W/(m²·K))

h_{cv} : 対流による配管外表面熱伝達率 (W/(m²·K))

表2 配管内表面の温度上昇評価条件【ケース2】

項目	条件
評価シナリオ	有効性評価シナリオ「大破断 LOCA+全交流動力電源喪失+全 ECCS 機能喪失 (D/W ベント)」
PCVより流入する崩壊熱量	7.2kW
配管内発熱割合 (FP付着割合)	10%/100m
配管外径, 板厚	300A, Sch40
配管熱流束	7.7W/m ²
配管外表面放射率	0.80 (酸化鉄相当の放射率※1)
環境温度	120℃

※1 : 日本機械学会 伝熱工学資料 改訂第5版

評価式の概要は以下の通りとなる。

$$T = (q / h_{se}) + T_{atm} \quad \dots \text{式(5)}$$

T : 配管外表面温度 (℃)

q : 配管熱流束 (W/m²)

h_{se} : 配管外表面熱伝達率 (W/(m²·K))

T_{atm} : 環境温度 (℃)

この式(5)における q と h_{se} は以下の式で表される。

$$q = Q / S \quad \dots \text{式(6)}$$

$$h_{se} = h_r + h_{cv} \quad \dots \text{式(7)}$$

Q : 単位長さあたりの配管内面での発熱量 (W/m)

S : 単位長さあたりの配管外面表面積 (m²)

h_r : 放射による配管外表面熱伝達率 (W/(m²·K))

h_{cv} : 対流による配管外表面熱伝達率 (W/(m²·K))

・評価条件の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>上記のh_rは以下の式で表される。</p> $h_r = \varepsilon \times \sigma \times \left(\frac{(T+273.15)^4 - (T_{atm}+273.15)^4}{T - T_{atm}} \right) \quad \dots \text{式(9)}$ <p>ε : 配管外表面放射率 (0.22) σ : ステファン・ボルツマン定数 (5.67×10^{-8} (W/ (m²·K⁴)))</p> <p>h_{cv}については、JIS A 9501 “保温保冷工事施工標準” 付属書E (参考) 表面温度及び表面熱伝達率の算出方法における、垂直平面及び管 (Nusseltの式) 及び水平管 (Wamsler, Hinleinの式) をもとに対流熱伝達率を算出した。垂直管 (式(10), (11)) と水平管 (式(12)) とで得られるh_{cv}を比較し、小さい方の値を用いることで保守的な評価を得るようにしている。</p> $h_{cv}(\text{垂直管}) = 2.56 \times (T - T_{atm})^{0.25} \quad ((T - T_{atm}) \geq 10K) \quad \dots \text{式(10)}$ $h_{cv}(\text{垂直管}) = 3.61 + 0.094 \times (T - T_{atm}) \quad ((T - T_{atm}) < 10K) \quad \dots \text{式(11)}$ $h_{cv}(\text{水平管}) = 1.19 \times \left(\frac{T - T_{atm}}{D_o} \right)^{0.25} \quad \dots \text{式(12)}$ <p>D_o : 配管外径 (m)</p> <p>これらにより評価した結果、配管外表面温度は約124.2℃となる。</p> <p>以上の結果から、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である200℃を下回っているため、配管内表面に付着した放射性物質の崩壊熱は、ベント後における配管の構造健全性に影響を与えることはない。</p> <p>なお、これらの式を含めた評価については、JIS A 9501において、適用範囲が -180℃～1,000℃となっており、適用に対して問題ないことを確認している。また、管外径などの寸法にかかる制約条件は規定されていない。</p>	<p>上記のh_rは以下の式で表される。</p> $h_r = \varepsilon \times \sigma \times \left(\frac{(T+273.15)^4 - (T_{atm}+273.15)^4}{T - T_{atm}} \right) \quad \dots \text{式(8)}$ <p>ε : 配管外表面放射率 (0.80) σ : ステファン・ボルツマン定数 (5.67×10^{-8} (W/ (m²·K⁴)))</p> <p>h_{cv}については、JIS A 9501 “保温保冷工事施工基準” 付属書 E (参考) 表面温度および表面熱伝達率の算出方法における、垂直平面及び管 (Nusselt の式) 及び水平管 (Wamsler,Hinleinの式) をもとに対流熱伝達率を算出した。垂直管 (式 (9), (10)) と水平管 (式 (11)) とで得られる h_{cv} を比較し、小さいほうの値を用いることで保守的な評価値を得るようにしている。</p> $h_{cv}(\text{垂直管}) = 2.56 \times (T - T_{atm})^{0.25} \quad ((T - T_{atm}) \geq 10K) \quad \dots \text{式(9)}$ $h_{cv}(\text{垂直管}) = 3.61 + 0.094 \times (T - T_{atm}) \quad ((T - T_{atm}) < 10K) \quad \dots \text{式(10)}$ $h_{cv}(\text{水平管}) = 1.19 \times \left(\frac{T - T_{atm}}{D_o} \right)^{0.25} \quad \dots \text{式(11)}$ <p>D_o : 配管外径 (m)</p> <p>これらにより評価した結果、配管外表面温度は約121℃となる。</p> <p>以上の結果から、配管内表面温度は配管設計における最高使用温度である 200℃を下回っているため、配管内表面に付着した放射性物質の崩壊熱は、ベントにおける配管の構造健全性に影響を与えることはない。</p> <p>なお、これらの式を含めた評価については、JIS A 9501 において、適用範囲が -180℃～1000℃となっており、適用に対して問題ないことを確認している。また管外径などの寸法にかかる制約条件は規定されていない。</p>	<p>・評価条件の相違</p> <p>・評価結果の相違</p>

(参考) 配管内面への放射性物質付着量の考え方について

配管内面への放射性物質 (エアロゾル) の付着量を設定するにあたっては、NUREG/CR-4551 を参照し、付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して、配管内面への沈着割合を検討した。

NUREG/CR-4551 “Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT”^{*1}は、環境拡散評価 (MELCOR Accident Consequence Code System : MACCS 計算) についての文献となっており、その評価には、エアロゾル粒子径、エアロゾル粒子密度、対象物の表面粗さで沈着速度を整理した Sehmel のモデルが用いられている。

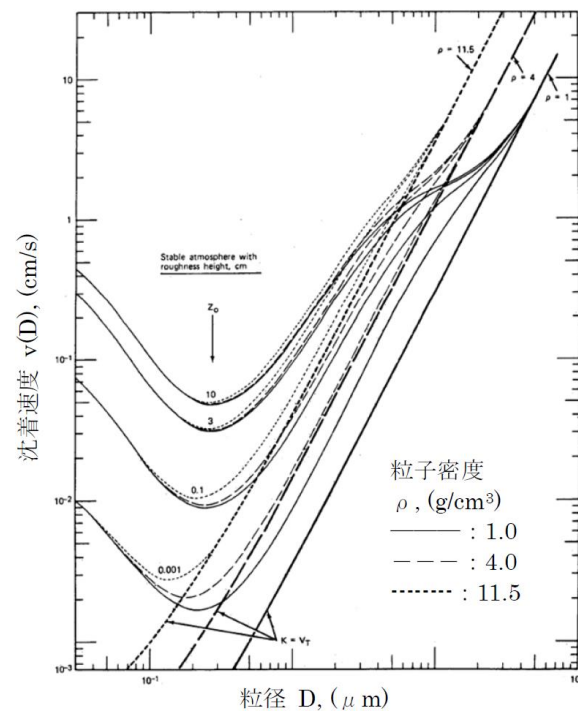
この Sehmel の沈着速度モデルに基づき、配管内面の表面粗さ 0.001cm (10 μ m) と粒子密度 4g/cm³ を想定した、格納容器より放出される粒子径ごとの沈着速度 (第1図参照) を用いて配管内面への沈着割合 (エアロゾルの沈着速度と配管内のベントガス通過時間から算出された、流れているベントガス中のエアロゾルが壁面に到達する割合) を以下のとおり評価した。

(参考) 配管内面への放射性物質付着量の考え方について

配管内面への放射性物質 (エアロゾル) の付着量を設定するにあたっては、NUREG/CR-4551 を参照し、付着量を設定する主要なパラメータとして沈着速度に着目して、配管内面への沈着割合を検討した。

NUREG/CR-4551 “Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT”^{*1}は、環境拡散評価 (MELCOR Accident Consequence Code System : MACCS 計算) についての文献となっており、その評価には、エアロゾル粒子径、エアロゾル粒子密度、対象物の表面粗さで沈着速度を整理した Sehmel のモデルが用いられている。

この Sehmel の沈着速度モデルに基づき、配管内面の表面粗さ 0.001cm (10 μ m) と粒子密度 4g/cm³ を想定した、PCVより放出される粒子径ごとの沈着速度 (図1参照) を用いて配管内面への沈着割合 (エアロゾルの沈着速度と配管内のベントガス通過時間から算出された、流れているベントガス中のエアロゾルが壁面に到達する割合) を以下のとおり評価した。



第1図 エアロゾル粒子径と沈着速度の関係

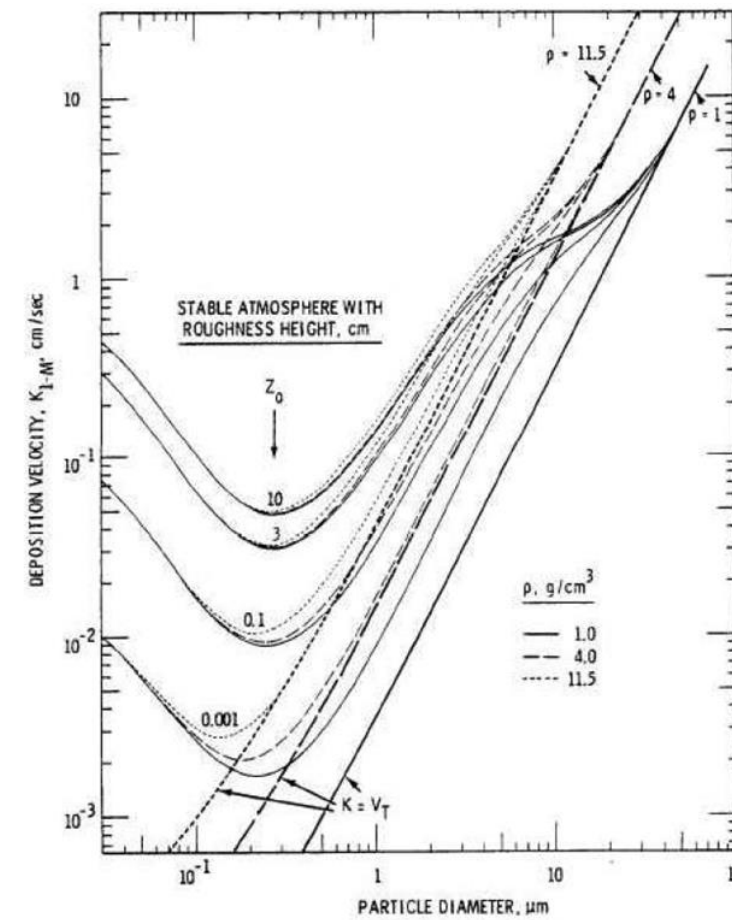
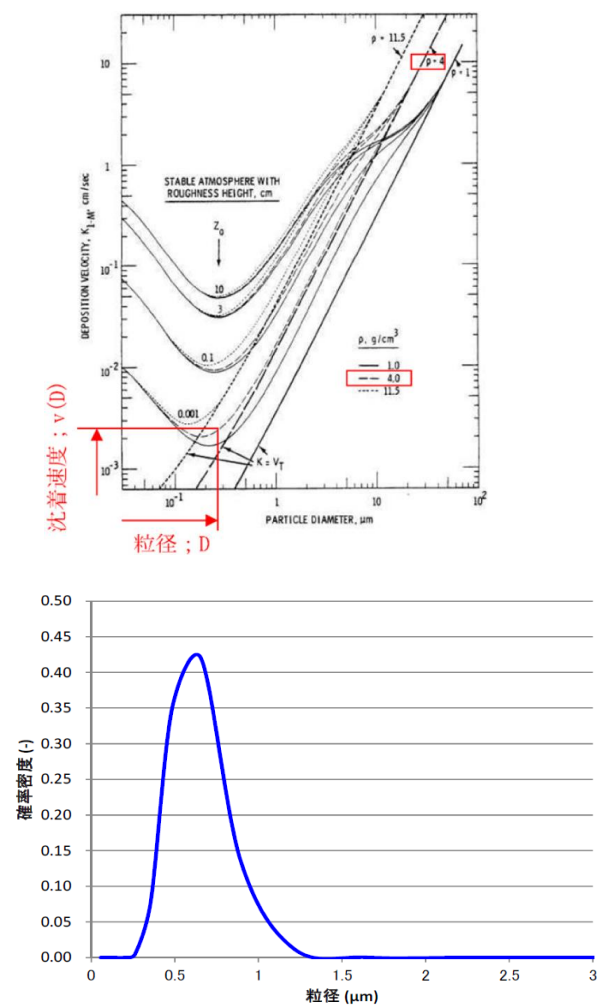


図1 エアロゾル粒子径と沈着速度の関係

評価条件は、東海第二を対象として配管長さ100m、配管内径600mm、2Pd及び最小流量で排気される蒸気流量を適用する。また、考慮する粒子径分布は「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(D/Wベント)」に基づくものとした。

これらの条件から、100mの配管をベントガスが通過する時間を算出し、その時間に粒径ごとの沈着速度を乗じて、ベントガス通過時間中に配管内面方向にどれだけのエアロゾルが移動するかを評価する。この移動した粒子の総和について、ベントガス通過中のエアロゾル総量に対する割合を算出することで沈着割合を評価する。評価の考え方を第2図に、評価結果を第1表に示す。

第2図 沈着割合評価の考え方 (1/2)



第1図に基づき、各粒径ごとの沈着速度を設定する。

MAAP解析に基づくエアロゾル粒径分布から確率密度(P(D))を算出する。

(次ページに続く)

評価条件は、島根2号炉を対象として、配管長さ100m、配管内径600mm及び300mm、2Pd及び最小流量で排気される蒸気流量を適用する。また、考慮する粒子径分布は「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失(ドライウェルベント)」(別紙48(参考1図2))に基づくものとした。

これらの条件から、100mの配管をベントガスが通過する時間を算出し、その時間に粒径ごとの沈着速度を乗じて、ベントガス通過時間中に配管内面方向にどれだけのエアロゾルが移動するかを評価する。この移動した粒子の総和について、ベントガス通過中のエアロゾル総量に対する割合を算出することで沈着割合を評価する。

評価の考え方を図2に、評価結果を表1に示す。

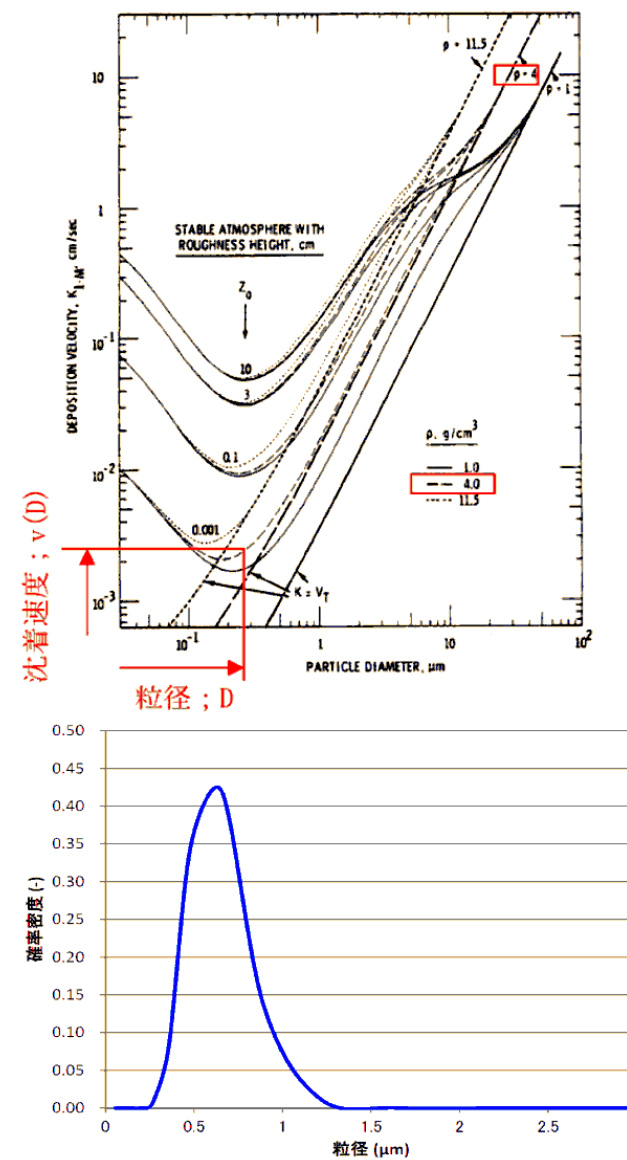


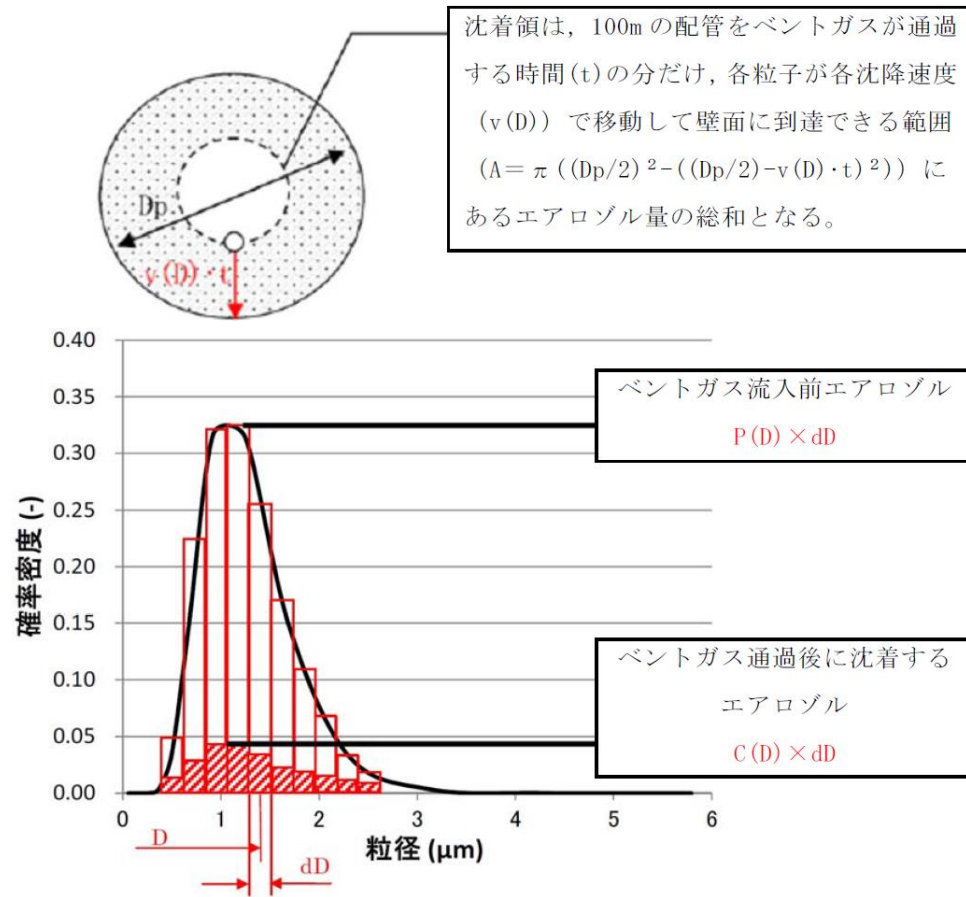
図1に基づき、粒径分布の確率密度(P(D))を算出する。

別紙48(参考1図2)に基づき、各粒径ごとの沈着速度を設定する。

次頁に続く

図2 沈着割合評価の考え方(1/2)

・評価条件の相違
島根2号炉は配管内径300mmも考慮



第2図 沈着割合評価の考え方 (2/2)

上記の関係から、沈着割合Rは以下の式で表される。

$$R = \left(\frac{\sum C(D)}{\sum P(D)} \right) \times 100 = \left(\frac{\sum (C(D) \times dD)}{\sum (P(D) \times dD)} \right) \times 100 = \left(\frac{\sum (C(D))}{\sum (P(D))} \right) \times 100$$

ここで、C(D) は以下の式で表される。

$$C(D) = P(D) \times \left(\frac{\pi \left(\frac{Dp}{2} \right)^2 - \pi \left(\frac{Dp}{2} - v(D) \cdot t \right)^2}{\pi \left(\frac{Dp}{2} \right)^2} \right)$$

$$= P(D) \times \left(\frac{\left(\frac{Dp}{2} \right)^2 - \left(\frac{Dp}{2} - v(D) \cdot t \right)^2}{\left(\frac{Dp}{2} \right)^2} \right)$$

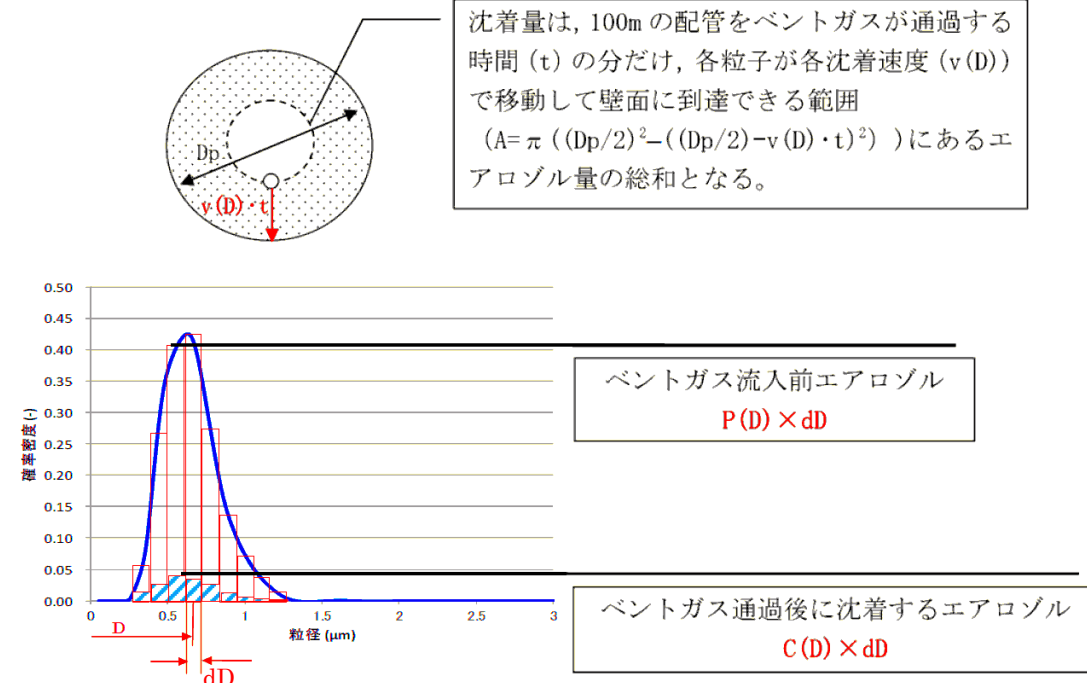


図2 沈着割合評価の考え方 (2/2)

上記の関係から、沈着割合 R は以下の式で表される。

$$R = \left(\frac{\sum C(D)}{\sum P(D)} \right) \times 100 = \left(\frac{\sum (C(D) \times dD)}{\sum (P(D) \times dD)} \right) \times 100 = \left(\frac{\sum (C(D))}{\sum (P(D))} \right) \times 100$$

ここで、C(D) は以下の式で表される。

$$C(D) = P(D) \times \left(\frac{\pi \left(\frac{Dp}{2} \right)^2 - \pi \left(\left(\frac{Dp}{2} \right) - v(D) \cdot t \right)^2}{\pi \left(\frac{Dp}{2} \right)^2} \right)$$

$$= P(D) \times \left(\frac{\left(\frac{Dp}{2} \right)^2 - \left(\left(\frac{Dp}{2} \right) - v(D) \cdot t \right)^2}{\left(\frac{Dp}{2} \right)^2} \right)$$

第1表 排気される蒸気流量に対する沈着割合評価結果

項目	パラメータ	単位	格納容器圧力	
			620kPa[gage] ^{※1}	69kPa[gage] ^{※2}
配管条件	長さ	m	100	
	内径	m	0.6	
沈着条件	沈着速度の分布	cm/s	2×10 ⁻³ ~5×10 ⁻¹	
排気条件	蒸気流量	kg/s	23.7	3.8
	蒸気流速	m/s	23	14
沈着割合		%	1.0	1.6

※1：最高使用圧力 (2Pd)

※2：事象発生7日後の最小流量となる圧力

第1表より、最小流量であっても約1.6%の沈着割合となることが評価された。以上を踏まえ、エルボ部などといった部位での沈着量がばらつくことを考慮し、100mあたり10%を配管への沈着割合として放射性物質の付着量を設定する。

※1 ” Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT”, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Pt.7, 1990

表1 排気される蒸気流量に対する沈着割合評価結果

300A配管部

項目	パラメータ	単位	2Pd	最小流量
配管条件	長さ	m	100	
	内径	m	0.3	
沈着条件	沈着速度の分布	cm/s	2×10 ⁻³ ~ 5×10 ⁻¹	
排気条件	蒸気流量	kg/s	17.7	3.1
	蒸気流速	m/s	56.9	42.3
沈着割合		%	0.2	0.3

600A配管部 (PCV出口部)

項目	パラメータ	単位	2Pd	最小流量
配管条件	長さ	m	100	
	内径	m	0.6	
沈着条件	沈着速度の分布	cm/s	2×10 ⁻³ ~ 5×10 ⁻¹	
排気条件	蒸気流量	kg/s	17.7	3.1
	蒸気流速	m/s	13.1	10.1
沈着割合		%	0.5	0.6

表1より、最小流量であっても約0.6%の沈着割合となることが評価された。以上を踏まえ、エルボ部などといった部位での沈着量がばらつくことを考慮し、100mあたり10%を配管への沈着割合として放射性物質の付着量を設定する。

※1: “Evaluation of Severe Accident Risks: Qualification of Major Input Parameters MACCS INPUT”, NUREG/CR-4551 Vol.2 Rev.1 Pt.7, 1990

・評価結果の相違

・評価結果の相違

地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明

配管設計における荷重の組合せと応力評価について

格納容器圧力逃がし装置は、ベント使用中は機器が損傷を受けることなく健全であることが求められる。したがって、設計上の最高使用温度・圧力 (200℃, 2Pd) における荷重条件を「供用状態A」及び「供用状態B」として、クラス2機器として各部にかかる応力が許容応力以内であることを確認する。

一方で、当該設備は設置許可基準の三十九条における常設耐震重要重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備に該当し、基準地震動 S_s による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであることが求められる。したがって、地震荷重に対する荷重の組合せを「供用状態D」とし、各部にかかる応力が設計引張応力以内であり、なおかつ疲労破壊を起こさないことを確認する。

第1表 配管設計における荷重の組合せと許容応力

荷重の組合せ	許容応力			供用状態 許容応力状態	適用規格
	一次応力 (曲げ応力を 含む)	一次+二次応力	一次+二次 +ピーク応力		
D + P _d + M _b	1.5 · S _h	S _a (c)	—	(A, B)	設計・建設規格 PPC-3520(1) PPC-3530(1)
D + P _d + (M _a) + M _b	1.8 · S _h	S _a (d)	—		設計・建設規格 PPC-3520(1) PPC-3530(1)
D + P _d + (M _a) + S _s	0.9 · S _u	S _s 地震動のみによる疲労解析を行い、疲れ累積係数が1以下であること。 ただし、地震動のみによる一次+二次応力の変動値が2 · S _y 以下であれば疲労解析は不要。		IV _A S	JEAG4601 第3種管の許容 応力/第3種管 の許容応力の解 説

【各記号の注釈】

- D : 自重及びその他の長期的機械的荷重による応力
- P_d : 内圧応力
- M_a : その他の短期的機械的荷重による応力 (当該設備においては対象外)
- M_b : 二次応力 (熱応力)
- S_a (c) : 一次+二次応力に対する許容応力 (短期的荷重を含まない場合)
- S_a (d) : 一次+二次応力に対する許容応力 (短期的荷重を含む場合)
- S_h : 最高使用温度における材料規格 Part3 第1章 表3に定める値
- S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力
- S_u : 設計引張強さ 設計・建設規格 付録材料図表 Part5 表9に規定される値

地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明

格納容器フィルタベント系は、設置許可基準の三十九条における常設耐震重要重大事故防止設備兼常設重大事故緩和設備に該当し、基準地震動 S_s による地震力に対して重大事故等に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないものであることとしている。

そこで、地震荷重と組み合わせる荷重を以下の通り設定し、その荷重により発生する応力を評価している。また、許容応力状態を $V_A S$ とし、さらに重大事故等時における運転状態を考慮して設定した設計温度にて、許容限界を設定する。その上で、発生応力が許容限界以下であることを確認することで、基準地震動 S_s に対する機器の健全性を確認している。

表1 フィルタ装置の耐震設計条件

荷重の組合せ	許容応力状態	温度条件
D + P _{SAD} + M _{SAD} + S _s	V _A S ^{*1}	T _{SA}

表2 配管の耐震設計条件

荷重の組合せ	許容応力状態	温度条件
D + P _{SAD} + M _{SAD} + S _s	V _A S ^{*1}	T _{SA}

*1: $V_A S$ として $IV_A S$ としての許容限界を用いる。

【各記号の注釈】

- D : 死荷重
- P_{SAD} : 重大事故等時の状態 (運転状態V) における運転状態等を考慮して当該設備に設計上定められた設計圧力による荷重
- M_{SAD} : 重大事故等時の状態 (運転状態V) における運転状態等を考慮して当該設備に設計上定められた機械的荷重
- S_s : 基準地震動 S_s により定まる地震力
- T_{SA} : 重大事故における運転状態を考慮して設定した設計温度

・資料構成の相違
島根2号炉はフィルタ装置についても記載

・評価条件の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、当該設計における荷重の組合せと許容限界としては、原子力発電所耐震設計技術指針(重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補-1984, JEAG4601-1987及びJEAG4601-1991追補版)(日本電気協会 電気技術基準調査委員会 昭和59年9月, 昭和62年8月及び平成3年6月)(以下「JEAG4601」という。)及び発電用原子力設備規格(設計・建設規格JSME S NC1-2005(2007追補版含む)(日本機械学会 2005年9月, 2007年9月)(以下「設計・建設規格」という。)に準拠したものである。</p>	<p>なお、当該設計における荷重の組み合わせと許容限界としては、原子力発電所耐震設計技術指針(重要度分類・許容応力編 JEAG4601・補 - 1984, JEAG4601-1987 及び JEAG JEAG4601-1991 追補版)(日本電気協会 電気技術基準調査委員会 昭和 59 年 9 月, 昭和 62 年 8 月及び平成 3 年 6 月)及び発電用原子力設備規格(設計・建設規格 JSME S NC1-2005(2007 追補版含む)(日本機械学会 2005 年 9 月, 2007 年 9 月)に準拠したものである。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 32</p> <p style="text-align: center;"><u>格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮について</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置は、自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象に対して、原子炉建屋外の地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に配置する等、第1表（1/4～4/4）のとおり考慮した設計とする。</p> <p>なお、想定する外部事象は、「設置許可基準規則」第六条（外部からの衝撃による損傷の防止）において考慮する事象、<u>内部溢水及び意図的な航空機衝突</u>とする。ただし、洪水、生物学的事象（海生生物）、<u>高潮の自然現象並びに航空機落下</u>、<u>ダムの崩壊</u>、<u>有毒ガス</u>、<u>船舶の衝突の外部人為事象</u>については、発電所の立地及び格納容器圧力逃がし装置の設置場所等により、影響を受けないことから考慮する必要はない。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 15</p> <p style="text-align: center;"><u>格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮について</u></p> <p>格納容器フィルタベント系は、自然現象（地震及び津波を除く。）及び外部人為事象の外部事象、<u>内部溢水並びに意図的な航空機衝突</u>に対して、原子炉建物外の地下の第1ベントフィルタ格納槽内に配置する等、表1（1/5～5/5）のとおり考慮した設計とする。</p> <p>なお、想定する外部事象は、「設置許可基準規則」第四十三条（重大事故等対処設備）において考慮する事象とする。ただし、洪水、<u>地滑り</u>、生物学的事象（海生生物）、<u>ダムの崩壊</u>、<u>有毒ガス及び船舶の衝突</u>については、発電所の立地及び格納容器フィルタベント系の設置場所等により、影響を受けないことから考慮する必要はない。</p>	<p>・設計方針の相違</p> <p>島根2号炉は、第43条における設計上考慮する事象として、地滑りを選定している。高潮は津波の影響評価にて考慮しているため、選定していない。また、航空機落下については、影響を受けるおそれがあるものと整理した</p>

第1表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (1/4)

表1 格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮 (1/5)

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	風 (台風)	荷重 (風), 荷重 (飛来物)	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護される。
			屋外	飛来物による影響は, 竜巻による影響に包含される。
	竜巻	荷重 (風), 荷重 (気圧差), 荷重 (飛来物)	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護される。
			屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 竜巻飛来物により損傷する可能性があるため, 損傷が確認された場合は, 必要に応じてプラントを停止し補修を行う。また, 風荷重, 気圧差により, 機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	凍結	温度 (低温)	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については, 換気空調設備により環境温度が維持されるため, 外気温の影響を受け難い。
			屋外	屋外に設置, かつ, 水を内包する可能性のある範囲のフィルタ装置出口配管のドレン配管には保温等の凍結防止対策を行い, 凍結し難い設計とする。また, 適宜ドレン水を排出することから, フィルタ装置出口配管を閉塞することはない。
	降水	浸水, 荷重	屋内	フィルタ装置は, 格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置し, 止水処理を実施することにより, 降水による浸水, 荷重の影響は受けない。
			屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等は, 滞留水の影響を受け難い位置に設置するとともに, 系統開口部から降水が浸入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

外部事象		影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	風 (台風)	荷重 (風) 荷重 (飛来物)	屋内 屋外	竜巻による影響に包含される。
			竜巻	荷重 (風) 荷重 (飛来物) 荷重 (気圧差)
	屋外	屋外に設置される排気配管, 圧力開放板については, 竜巻飛来物等により損傷する可能性があるため, 損傷が確認された場合は, 必要に応じて原子炉の運転を停止し補修を行う。		
	凍結	凍結	屋内	原子炉建物又は地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については, 外気温の影響を受け難く, また, 凍結の影響を考慮すべきスクラビング水を内包するスクラバ容器には, 保温材を取り付けることにより凍結しない設計とする。
			屋外	屋外に設置されている排気配管については, 雨水排水ラインを設けることにより雨水が蓄積しない構造とし, 凍結により機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	降水	浸水 荷重	屋内	原子炉建物又は地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については, 止水処理を実施することにより, 降水による浸水, 荷重の影響は受けない。
			屋外	屋外に設置される排気配管, 圧力開放板は, 滞留水の影響を受け難い位置に設置するとともに, 系統開口部から降水が浸入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。

・設計方針の相違
島根2号炉は凍結に対して, 屋内に設置されている部位について, 保温材による凍結防止対策を実施している

第1表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (2/4)

表1 格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮 (2/5)

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	積雪	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については、外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
		屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管、圧力開放板等については、積雪荷重に対して耐性が確保されるように設計する。また、系統開口部から降雪が浸入し難い構造とすることにより、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお、多量の積雪が確認される場合には、除雪を行う等、適切な対応を実施する。
	落雷	雷サージによる電気・計装設備の損傷	屋内及び屋外 落雷の影響を考慮すべき設備については、原子炉建屋等への避雷針の設置、接地網の布設による接地抵抗の低減を行う等の雷害防止に必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
火山の影響 (降下火砕物)	荷重, 閉塞, 腐食	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については、外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
		屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管、圧力開放板等については、降下火砕物の堆積荷重に対して耐性が確保されるように設計する。また、系統開口部から降下火砕物が侵入し難い構造とすることにより、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお、降下火砕物の堆積が確認される場合には、降下火砕物を除去する等、適切な対応を実施する。 化学的影響 (腐食) 防止のため、屋外に敷設されるフィルタ装置出口配管 (炭素鋼配管) 外面には防食塗装を行う。

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	積雪	屋内	原子炉建物又は地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については、外殻の原子炉建物又は第1ベントフィルタ格納槽により防護する設計とする。
		屋外	屋外に設置される排気配管、圧力開放板については、積雪し難い構造とするとともに、系統開口部から降雪が浸入し難い構造とすることにより、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお、多量の積雪が確認される場合には、除雪を行う等、適切な対応を実施する。
	積雪と地震の組合せ	屋内	原子炉建物又は地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については、外殻の原子炉建物又は第1ベントフィルタ格納槽により防護する設計とする。
		屋外	屋外に設置されている排気配管、圧力開放板については、積雪し難い構造となっており、積雪と地震を組み合わせても影響は増長しない。なお、多量の積雪が確認される場合には、除雪を行う等、適切な対応を実施する。
落雷	雷サージによる電気・計装設備の損傷	屋内	落雷の影響を考慮すべき設備については、排気筒、各建物等への避雷針、棟上導体の設置、接地網の布設による接地抵抗の低減を行う等の雷害防止により、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
		屋外	落雷の影響を考慮すべき設備については、排気筒、各建物等への避雷針、棟上導体の設置、接地網の布設による接地抵抗の低減を行う等の雷害防止により、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
火山の影響 (降下火砕物)	荷重閉塞腐食	屋内	原子炉建物又は地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については、外殻の原子炉建物又は第1ベントフィルタ格納槽により防護する設計とする。
		屋外	屋外に設置される排気配管、圧力開放板については、降下火砕物が堆積し難い構造とするとともに、系統開口部から降下火砕物が侵入し難い構造とすることにより、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお、降下火砕物の堆積が確認される場合には、除灰を行う等、適切な対応を実施する。 化学的影響 (腐食) 防止のため、屋外に敷設される排気配管 (炭素鋼配管) 外面には防食塗装を行う。

・記載方針の相違
島根2号炉は自然現象の組合せについても記載している

第1表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (3/4)

表1 格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮 (3/5)

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	生物学的事象 電氣的影響 (齧歯類(ネズミ等)によるケーブル等の損傷)	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については、外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。
		屋外	地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽外に設置されている端子箱貫通部等にはシールを行うことにより、小動物の侵入を防止する設計とする。 屋外に設置されている系統開口部から小動物が浸入し難い構造とすることにより、必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
	森林火災 温度(輻射熱), 閉塞	屋内及び屋外	機器を内包する原子炉建屋, 地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽及び屋外に設置される機器は, 防火帯の内側に配置し, 森林との間に適切な離隔距離を確保することで, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 ばい煙等の二次的影響に対して, ばい煙等が建屋内に流入するおそれがある場合には, 換気空調設備の外気取入ダンパを閉止し, 影響を防止する。
	爆発 爆風圧, 飛来物	屋内及び屋外	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して, 離隔距離が確保されている。
	近隣の火災等 温度(熱)	屋内及び屋外	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船及び敷地内の危険物貯蔵施設の火災に対して, 離隔距離が確保されている。
電磁的障害 サージ・ノイズによる計測制御回路への影響	屋内及び屋外	日本工業規格(JIS)等に基づき, ラインフィルタや絶縁回路の設置により, サージ・ノイズの侵入を防止するとともに, 鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計とする。	

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
自然現象	火山の影響と風, 積雪との組合せ 荷重(降下火砕物)+荷重(風)+荷重(積雪)	屋内	原子炉建屋又は地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋又は第1ベントフィルタ格納槽により防護する設計とする。
		屋外	屋外に設置されている排気配管, 圧力開放板については, 降下火砕物の堆積及び積雪し難い構造となっており, 火山の影響, 風及び積雪を組み合わせても, 影響は増長しない。なお, 降下火砕物の堆積及び積雪が確認される場合には, 除灰, 除雪を行う等, 適切な対応を実施する。
	生物学的事象 電氣的影響(小動物の侵入による電気設備の損傷)	屋内	原子炉建屋又は地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋又は第1ベントフィルタ格納槽により防護する設計とする。
		屋外	地下の第1ベントフィルタ格納槽外に設置されている端子箱貫通部等にはシールを行うことにより, 小動物の侵入を防止する設計とする。 屋外に設置されている系統開口部から小動物が浸入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。
外部火災 森林火災 温度(輻射熱)閉塞	屋内屋外	機器を内包する原子炉建屋, 地下の第1ベントフィルタ格納槽及び屋外に設置される機器は, 防火帯の内側に配置し, 森林との間に適切な離隔距離を確保することで, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 ばい煙等の二次的影響に対して, ばい煙等が建屋内に流入するおそれがある場合には, 原子炉建屋の換気空調設備の外気取入ダンパを閉止し, 影響を防止する。	

・記載方針の相違
島根2号炉は自然現象の組合せについても記載している

【以下, 比較のため, 第1表 (3/4) の記載を再掲】

第1表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (3/4)

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針	
自然現象	生物学的事象 (齧歯類 (ネズミ等) によるケーブル等の損傷)	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護する設計とする。	
		屋外	地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽外に設置されている端子箱貫通部等にはシールを行うことにより, 小動物の侵入を防止する設計とする。 屋外に設置されている系統開口部から小動物が浸入し難い構造とすることにより, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。	
	森林火災	温度 (輻射熱), 閉塞	屋内及び屋外	機器を内包する原子炉建屋, 地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽及び屋外に設置される機器は, 防火帯の内側に配置し, 森林との間に適切な離隔距離を確保することで, 必要な機能が損なわれるおそれがない設計とする。 ばい煙等の二次的影響に対して, ばい煙等が建屋内に流入するおそれがある場合には, 換気空調設備の外気取入ダンパを閉止し, 影響を防止する。
	爆発	爆風圧, 飛来物	屋内及び屋外	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船の爆発による爆風圧及び飛来物に対して, 離隔距離が確保されている。
	近隣の火災等	温度 (熱)	屋内及び屋外	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船及び敷地内の危険物貯蔵施設の火災に対して, 離隔距離が確保されている。
電磁的障害	サージ・ノイズによる計測制御回路への影響	屋内及び屋外	日本工業規格 (JIS) 等に基づき, ラインフィルタや絶縁回路の設置により, サージ・ノイズの侵入を防止するとともに, 鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計とする。	

表1 格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮 (4/5)

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針	
外部人為事象	外部火災 (近隣工場等の火災・爆発)	温度 (熱) 爆風圧 飛来物	屋内 屋外	近隣の産業施設, 発電所周辺の道路を通行する燃料輸送車両, 発電所周辺を航行する燃料輸送船及び敷地内の危険物タンク (重油タンク, ガスタービン発電機用軽油タンク等) による火災, 爆発による爆風圧, 飛来物に対して, 離隔距離を確保し, 影響を受けない設計とする。
		サージ・ノイズによる計測制御回路への影響	屋内 屋外	日本工業規格 (JIS) 等に基づき, ラインフィルタや絶縁回路の設置により, サージ・ノイズの侵入を防止するとともに, 鋼製筐体や金属シールド付ケーブルの適用により電磁波の侵入を防止する設計とする。
	(偶発的な航空機落下等) 飛来物	衝突による衝撃力 火災による熱影響	屋内 屋外	意図的な航空機衝突による影響に包含される。

・設計方針の相違
島根2号炉は航空機落下について, 影響を受けるおそれがあるものと整理した

【再掲はここまで】

第1表 格納容器圧力逃がし装置の外部事象に対する考慮 (4/4)

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
内部溢水	没水, 被水, 蒸気による環境条件の悪化	屋内	内部溢水発生時は, 自動隔離又は手動隔離により, 漏えい箇所の隔離操作を行う。また, 漏えい箇所の隔離が不可能な場合においても, 漏えい水は, 開放ハッチ部, 床ファンネルを介し建屋最地下階へと導く設計としていることから, ベント操作を阻害することはない。隔離弁については, 没水, 被水等の影響により中央制御室からの操作機能を喪失する可能性があるものの, 人力での現場操作が可能であり機能は維持される。必要な監視機器については, 没水, 被水, 蒸気に対する防護対策を講じ, 機能を維持する設計とする。
		屋外	対象外
意図的な航空機衝突	衝突による衝撃力, 火災による熱影響	屋内	原子炉建屋又は地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建屋等により防護されると考えられる。
		屋外	屋外に設置されるフィルタ装置出口配管, 圧力開放板等については, 航空機の衝突による衝撃力及び航空機燃料火災による熱影響により損傷する可能性があるが, フィルタ装置の除去性能に大きな影響はないと考えられる。

表1 格納容器フィルタベント系の外部事象に対する考慮 (5/5)

外部事象	影響モード	設置場所	設計方針
内部溢水	没水 被水 蒸気による環境条件の悪化	屋内	内部溢水発生時は, 自動隔離又は手動隔離により, 漏えい箇所の隔離操作を行う。また, 漏えい箇所の隔離が不可能な場合においても, 漏えい水は, 開放ハッチ部, 床ファンネルを介し建物最地下階へと導く設計としていることから, ベント操作を阻害することはない。隔離弁については, 没水, 被水等の影響により中央制御室からの操作機能を喪失する可能性があるものの, 人力での現場操作が可能であり機能は維持される。必要な監視機器については, 没水, 被水, 蒸気に対する防護対策を講じ, 機能を維持する設計とする。
		屋外	対象外
意図的な航空機衝突	衝突による衝撃力 火災による熱影響	屋内	原子炉建物又は地下の第1ベントフィルタ格納槽内に設置されている部位については, 外殻の原子炉建物又は第1ベントフィルタ格納槽により防護されると考えられる。
		屋外	屋外に設置される排気配管, 圧力開放板については, 航空機の衝突による衝撃力及び航空機燃料火災による熱影響により損傷する可能性があるため, 損傷が確認された場合は必要に応じて原子炉の運転を停止して補修を行う。

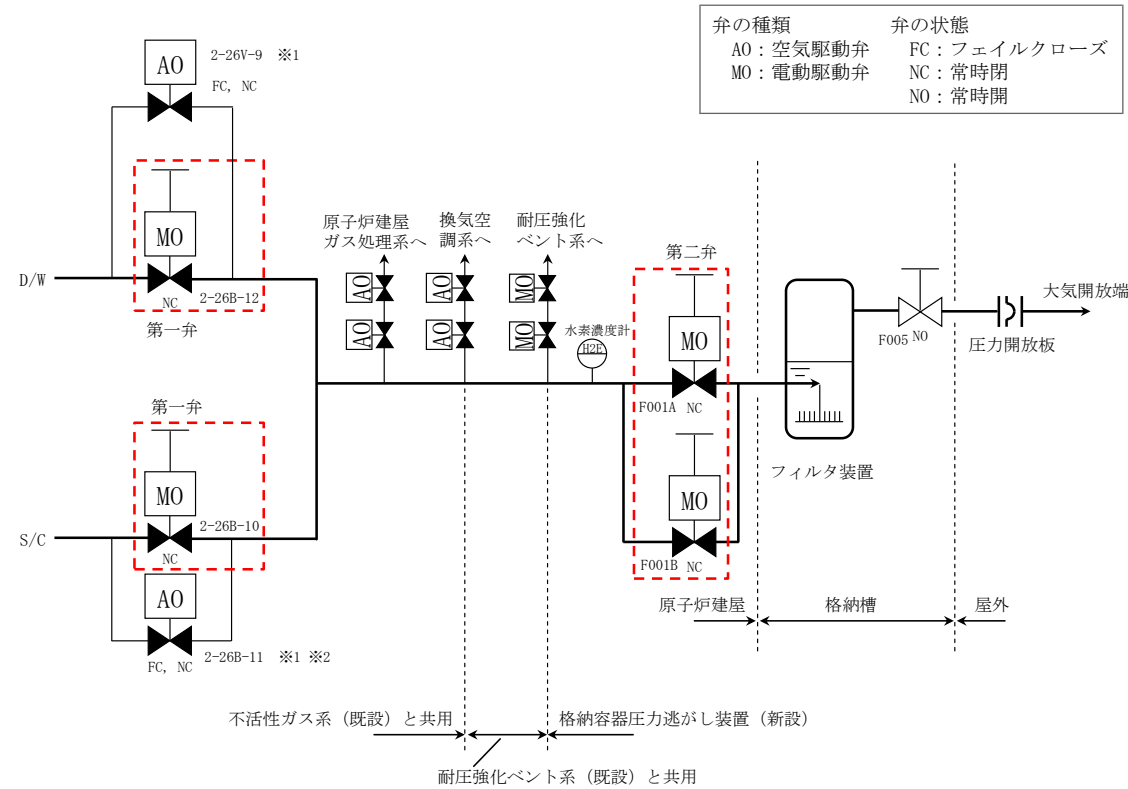
・記載方針の相違
島根2号炉は意図的な航空機衝突時における対応について記載している

主ライン・弁の構成について

1. 主ライン構成

1.1 系統概要図

格納容器圧力逃がし装置のベントガスを格納容器から大気開放端まで導く主ラインの概略図を第1図に示す。



- ※1 2-26V-9 及び 2-26B-11 はプラント運転中の格納容器圧力の調整に用いる小口径 (50A) の弁であり、格納容器圧力逃がし装置の経路としては十分ではない。
- ※2 2-26V-11 は、現在バタフライ弁であるが、高温時における弁のシール性向上のためグローブ弁に交換する。

第1図 格納容器圧力逃がし装置 主ライン概略図

1.2 設計の意図

東海第二発電所では、格納容器の圧力及び温度を低下させるためのベントを確実にを行うため、以下に配慮し、主ラインの設計を行っている。

(1) 主ラインの取り出し及び構成

格納容器からの取り出しについては、サプレッション・プール水でのスクラビング効果が期待できるサプレッション・チェンバ (S/C) からの取り出しに加え、外部注水等による水没の影響を受け難いドライウェル (D/W) 上部からの取り出しを行っている。

主ライン・弁の構成について

1. 格納容器フィルタベント系の弁選定の考え方について

1.1 格納容器フィルタベント系のベント弁の構成

格納容器フィルタベント系の主ラインの概略構成図を図1、各ベント弁の主な仕様について表1に示す。ベント弁 (MV217-4, 5, 18, 23, MV226-13) は、常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機) 又は可搬型代替電源設備 (高圧発電機車) から電源供給することにより、中央制御室において遠隔による開操作が可能な設計としている。また、駆動源喪失時においても事故後の環境 (温度、放射線等) を考慮し、原子炉建物付属棟 (二次格納施設外) から遠隔手動弁操作機構を用いた人力による開操作が可能な設計としている。

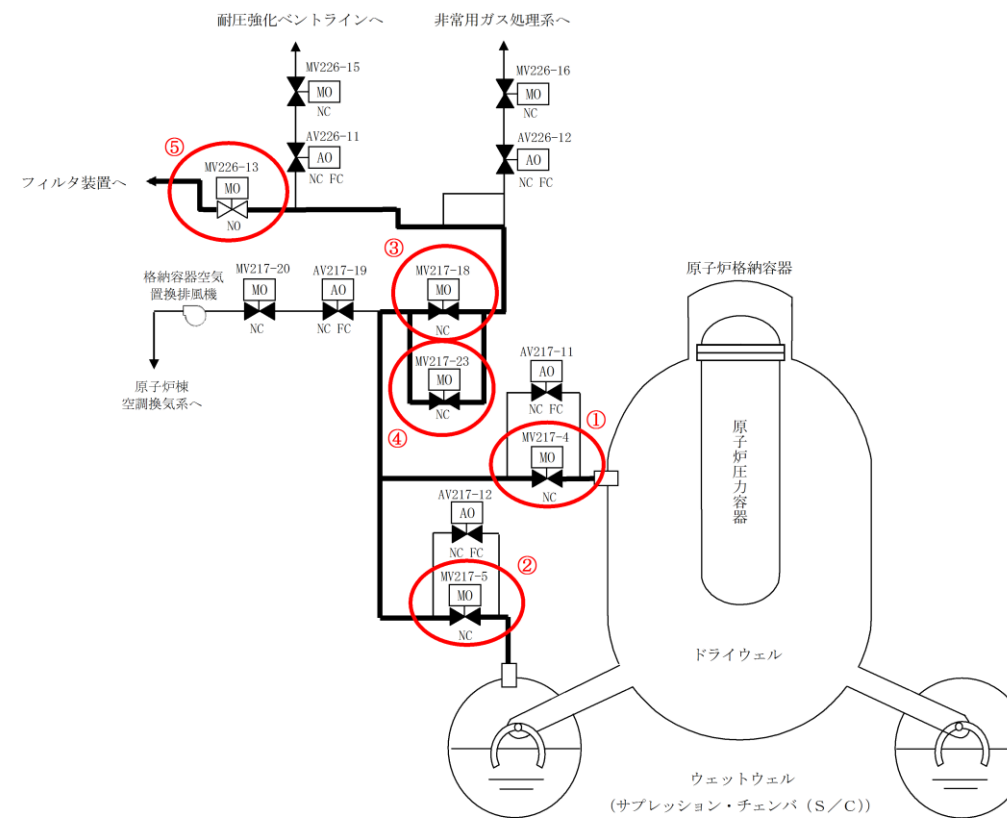


図1 格納容器フィルタベント系 主ラインの概略構成図

- 設備の相違
 島根2号炉の他系統との隔離弁は、全てフェイルクローズの空気作動弁及び流量調整のための電動駆動弁の2弁構成
- 設備の相違
 島根2号炉は、ベント停止後に放射性物質の再揮発温度に達しないことを確認しているため、フィルタ装置出口弁を設置しない
- 設備の相違
 島根2号炉の耐圧強化ベントラインは、新規制基準施行以前にアクシデントマネジメント対策として設置しており、設置許可基準規則第48条としても必要な容量を有する設備であるが、格納容器フィルタベント系を新たに重大事故等対処設備として設置することから、耐圧強化ベントラインは同規則第48条の自主対策設備として位置付け、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に耐圧強化ベントラインを使用する運用としている。
- なお、格納容器フィルタベント系は、同規則第48条、第50条及び第52条を満足する重大事故等対処設備として、以下に示すとおり、信頼性の高い系統構成としている

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																
<p>具体的な取り出し位置（貫通孔）については、漏えい経路の増加等による大気への放射性物質の放リスク増加を最小限に抑えるため、既存の貫通孔の中から十分な排気容量が確保できる口径を有する不活性ガスの貫通孔（600A）を選定し使用する構成としている。</p> <p>主ラインは不活性ガス系配管（既設）、耐圧強化ベント系配管（既設）を経て、格納容器圧力逃がし装置配管（新設）によりフィルタ装置に導かれるが、他の系統とは弁で隔離することで、他の系統や機器への悪影響を防止する設計としている（3.参照）。</p> <p>(2) 格納容器隔離弁</p> <p>格納容器隔離弁の設置要求（実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈）に基づき、S/C側及びD/W側それぞれの主ラインに格納容器隔離弁（第一弁）として電動駆動弁（MO弁）を各1弁設置する構成としている。また、主ラインが合流した後に格納容器隔離弁（第二弁）として電動駆動弁（MO弁）を並列に2弁設置する構成としている。</p> <p>(3) フィルタ装置出口弁</p> <p>フィルタ装置出口弁は、ベント実施後にフィルタ装置を大気から隔離するために設置している。</p>	<p>表1 各ベント弁の主な仕様</p> <table border="1" data-bbox="1347 264 2386 768"> <thead> <tr> <th>弁番号</th> <th>MV217-4 (第1弁) D/W ベントライン</th> <th>MV217-5 (第1弁) W/W ベントライン</th> <th>MV217-18 (第2弁)</th> <th>MV217-23 (第2弁)</th> <th>MV226-13 (第3弁)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>設置場所</td> <td>原子炉棟 2階</td> <td>原子炉棟 地下1階</td> <td>原子炉棟 3階</td> <td>原子炉棟 3階</td> <td>原子炉棟 3階</td> </tr> <tr> <td>口径</td> <td>600A</td> <td>600A</td> <td>400A</td> <td>400A</td> <td>300A</td> </tr> <tr> <td>型式</td> <td colspan="5">バタフライ弁</td> </tr> <tr> <td>駆動方式</td> <td colspan="5">電動駆動及び遠隔手動弁操作機構</td> </tr> <tr> <td>開閉状態</td> <td colspan="4">通常時閉 (NC), フェイルアズイズ (FAI)</td> <td>通常時開 (NO), フェイルアズイズ (FAI)</td> </tr> <tr> <td>操作場 所</td> <td>電源 あり</td> <td colspan="4">中央制御室</td> </tr> <tr> <td></td> <td>電源 なし</td> <td>原子炉建物 付属棟2階</td> <td>原子炉建物 付属棟1階</td> <td>原子炉建物 付属棟3階</td> <td>原子炉建物 付属棟3階</td> </tr> </tbody> </table> <p>1.2 設計の意図</p> <p>格納容器フィルタベント系のベント弁は、第1弁（MV217-4/5）、第2弁（MV217-18/23）及び第3弁（MV226-13）で構成しており、これら第1弁～第3弁の全てを「開」とすることで格納容器内のガスがフィルタ装置に導かれ、格納容器ベントが可能な設計としている。</p> <p>格納容器フィルタベント系の第1弁（MV217-4/5）、第2弁（MV217-18）については窒素ガス制御系の既設の格納容器隔離弁であり、DBAでは閉方向に限定可能であることから空気作動弁としていたが、SA時（ベント時）に人力による開閉操作を行うことを考慮して電動駆動弁に設計変更した。さらに、第2弁（MV217-23）は、第1弁と同様に弁を多重化（並列配置）し、開の信頼性向上を図る設計としている。</p> <p>また、第3弁（MV226-13）については、上流で分岐している非常用ガス処理系への連絡ライン等を使用する場合に閉とするが、ベント時の開要求を達成する観点から、通常時開（NO）となるように確実な管理をする。それぞれの弁の駆動方式・弁の状態及び選定理由について表2に示す。</p> <p>表2 ベント弁の選定理由</p> <table border="1" data-bbox="1320 1459 2418 1885"> <thead> <tr> <th>番号</th> <th>弁名称</th> <th>駆動方式</th> <th>弁の状態</th> <th>理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① ②</td> <td>第1弁 MV217-4 MV217-5</td> <td rowspan="3">電動 駆動</td> <td rowspan="2">NC FAI</td> <td rowspan="2">・SA時に要求される遠隔手動弁操作機構の設置が可能なものとするため、電動駆動弁とする。 ・格納容器隔離弁であるため、NCとする。 ・ベントのタイミングや弁の操作は人間の判断によって行う設計としているため、FAIとする。</td> </tr> <tr> <td>③ ④</td> <td>第2弁 MV217-18 MV217-23</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>第3弁 MV226-13</td> <td>NO FAI</td> <td>・SA時に要求される遠隔手動弁操作機構の設置が可能なものとするため、電動駆動弁とする。 ・ベント時の開要求を確実に達成する観点からNOとする。 ・ベントのタイミングや弁の操作は人間の判断によって行う設計としているため、FAIとする。</td> </tr> </tbody> </table> <p>NC：通常時閉</p>	弁番号	MV217-4 (第1弁) D/W ベントライン	MV217-5 (第1弁) W/W ベントライン	MV217-18 (第2弁)	MV217-23 (第2弁)	MV226-13 (第3弁)	設置場所	原子炉棟 2階	原子炉棟 地下1階	原子炉棟 3階	原子炉棟 3階	原子炉棟 3階	口径	600A	600A	400A	400A	300A	型式	バタフライ弁					駆動方式	電動駆動及び遠隔手動弁操作機構					開閉状態	通常時閉 (NC), フェイルアズイズ (FAI)				通常時開 (NO), フェイルアズイズ (FAI)	操作場 所	電源 あり	中央制御室					電源 なし	原子炉建物 付属棟2階	原子炉建物 付属棟1階	原子炉建物 付属棟3階	原子炉建物 付属棟3階	番号	弁名称	駆動方式	弁の状態	理由	① ②	第1弁 MV217-4 MV217-5	電動 駆動	NC FAI	・SA時に要求される遠隔手動弁操作機構の設置が可能なものとするため、電動駆動弁とする。 ・格納容器隔離弁であるため、NCとする。 ・ベントのタイミングや弁の操作は人間の判断によって行う設計としているため、FAIとする。	③ ④	第2弁 MV217-18 MV217-23	⑤	第3弁 MV226-13	NO FAI	・SA時に要求される遠隔手動弁操作機構の設置が可能なものとするため、電動駆動弁とする。 ・ベント時の開要求を確実に達成する観点からNOとする。 ・ベントのタイミングや弁の操作は人間の判断によって行う設計としているため、FAIとする。	<p>・ベント弁（第1弁及び第2弁）の並列2重化及び操作機構の多様化によるベント弁開放の信頼性を確保</p> <p>・他系統との隔離弁の直列2重化による格納容器フィルタベントラインの隔離機能の信頼性を確保</p>
弁番号	MV217-4 (第1弁) D/W ベントライン	MV217-5 (第1弁) W/W ベントライン	MV217-18 (第2弁)	MV217-23 (第2弁)	MV226-13 (第3弁)																																																													
設置場所	原子炉棟 2階	原子炉棟 地下1階	原子炉棟 3階	原子炉棟 3階	原子炉棟 3階																																																													
口径	600A	600A	400A	400A	300A																																																													
型式	バタフライ弁																																																																	
駆動方式	電動駆動及び遠隔手動弁操作機構																																																																	
開閉状態	通常時閉 (NC), フェイルアズイズ (FAI)				通常時開 (NO), フェイルアズイズ (FAI)																																																													
操作場 所	電源 あり	中央制御室																																																																
	電源 なし	原子炉建物 付属棟2階	原子炉建物 付属棟1階	原子炉建物 付属棟3階	原子炉建物 付属棟3階																																																													
番号	弁名称	駆動方式	弁の状態	理由																																																														
① ②	第1弁 MV217-4 MV217-5	電動 駆動	NC FAI	・SA時に要求される遠隔手動弁操作機構の設置が可能なものとするため、電動駆動弁とする。 ・格納容器隔離弁であるため、NCとする。 ・ベントのタイミングや弁の操作は人間の判断によって行う設計としているため、FAIとする。																																																														
③ ④	第2弁 MV217-18 MV217-23																																																																	
⑤	第3弁 MV226-13		NO FAI	・SA時に要求される遠隔手動弁操作機構の設置が可能なものとするため、電動駆動弁とする。 ・ベント時の開要求を確実に達成する観点からNOとする。 ・ベントのタイミングや弁の操作は人間の判断によって行う設計としているため、FAIとする。																																																														
<p>1.3 弁の設置位置の妥当性（物理的位置、他からの悪影響）</p> <p>ベント開始に必要な主ラインの隔離弁（S/C側第一弁、D/W側第一弁及び第二弁）の設置位置は、弁の設置スペース、人力による遠隔操作性等を考慮して決定している。</p> <p>また、事故後の環境条件を考慮した設計としているため、ベント時においても弁の健全性は確保され、主ラインの隔離弁は、電源がある場合は中央制御室で操作できる。炉心損傷後は弁設置エリアが高線量となるため、現場において弁本体を直接操作することはできないが、遠隔人力操作機構を設けることで駆動源喪失時においても人力による開閉操作が可能である。</p> <p>なお、遠隔人力操作機構の操作場所は、遮蔽効果が得られる二次格納施設外とし、さらに、必要な遮蔽及び空気ポンペを設置し、作業員の被ばく低減に配慮している。</p> <p>遠隔人力操作機構は、フィルタ装置入口配管付近に敷設されることから高線量、高温雰囲気による機能への影響の可能性があるため、これらの耐性を確認した。</p> <p>(1) 耐放射線性について</p> <p>フィルタ装置入口配管近傍における積算線量は、有効性評価で確認している19時間ベントで約19kGy/7日と評価している。これに対し、配管と同エリアにある機器の積算線量は36kGy/7日と保守的に設定している。遠隔人力操作機構を構成する部品のうち、フレキシブルシャフトの被覆（シリコンゴム）及び摺動部に使用される潤滑油は、長期的には放射線による劣化が考えられる。</p> <p>ただし、フレキシブルシャフトの被覆は、据付時等の製品保護用であり、劣化（硬化）しても機能への影響はない。</p> <p>また、潤滑油については、隔離弁の操作時間のような短期間で劣化（粘度増加）することはなく機能への影響はない。</p> <p>(2) 耐熱性について</p>																																																																		

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>ベント時のフィルタ装置入口配管は、表面温度を170時程度(別紙30)と評価しているが、周囲の温度が60℃程度になるように保温を施工する設計としている。</p> <p>フレキシブルシャフト被覆(シリコンゴム)の耐熱温度は200℃以上であり、また、遠隔人力操作機構を構成するフレキシブルシャフトの被覆以外の部品については金属材料であり、温度上昇が機能に影響することはない。</p> <p>よって、遠隔人力操作機構は、フィルタ装置入口配管付近に敷設される環境でも、機能への影響はない。</p> <p>遠隔人力操作機構フレキシブルシャフトの構造を第2図に、主ラインの隔離弁の配置位置及び人力による遠隔操作位置を第3図～第5図に示す。</p> <div data-bbox="201 651 1225 1008" style="border: 1px solid black; height: 170px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">第2図 遠隔人力操作機構フレキシブルシャフトの構造</p> <div data-bbox="302 1066 1124 1579" style="border: 1px solid black; height: 244px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">第3図 第一弁(S/C側)配置図</p>	<p>NO：通常時開 FAI：駆動源喪失時状態維持</p> <p>格納容器フィルタベント系のベント弁は新設した弁であり、ベント弁(第3弁)は通常運転中より全開運用としており、ベントを実施する際は、ベント弁(第1弁及び第2弁)を全開とする。</p> <p>格納容器フィルタベント系の設計流量(9.8kg/s(格納容器圧力0.427MPa[gage]において))は、これらのベント弁を全開とすることを前提としていることから、ベント弁(第1弁及び第2弁)を全開とすることを手順に定めている。また、有効性評価解析においてもベント弁を全開することを条件として解析を実施している。</p> <p>1.3 弁の設置位置の妥当性</p> <p>ベント弁は原子炉棟内に設置されており、事故後の環境(温度、放射線等)を考慮した設計としているため、ベント時においても弁の健全性は確保され、電源がある場合は中央制御室から操作できる。燃料破損後は弁設置エリアは高線量となるため、現場において弁本体を直接操作することはできないが、遠隔手動弁操作機構の操作場所を現場へのアクセス及び作業環境を考慮して原子炉建物付属棟(二次格納施設外)としていることから、駆動源喪失時においても人力による開閉操作は可能である。ベント弁の設置位置を図2～5に示す。</p> <div data-bbox="1406 1117 2356 1726" style="border: 1px solid black; height: 290px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図2 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置(その1)</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="302 210 1121 688" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="439 703 994 739" data-label="Caption"> <p>第4図 第一弁（D/W側）及び第二弁配置図</p> </div> <div data-bbox="314 747 1133 1226" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="587 1241 845 1276" data-label="Caption"> <p>第5図 第二弁配置図</p> </div> <div data-bbox="181 1289 1279 1904" data-label="Text"> <p>1.4 開の確実性, 隔離の確実性</p> <p>(1) 開の確実性</p> <p>ベント実施時は, 第一弁, 第二弁の順に開弁する。第一弁, 第二弁とも交流電源で駆動する弁であり, 中央制御室の制御盤から遠隔操作できる設計としている。</p> <p>駆動源となる電源は, 通常時には非常用母線より給電しているが, 重大事故等で非常用母線が喪失した場合には, 重大事故等に対処するために必要な電源の供給が可能なよう常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備から給電できる構成とし, 高い信頼性を確保している。</p> <p>また, これら代替電源設備からの受電が期待できない場合は, 遠隔人力操作機構により, 放射線量率の低い二次格納施設外にて人力で開閉操作が実施できること, 補助ツールとして汎用の電動工具を用いることで操作時間を短縮できる設計としている。</p> <p>以上のように, 操作方法に多様性を持たせ開操作が確実に実施できる。</p> <p>(2) 隔離の確実性</p> <p>a. ベント実施前</p> </div>	<div data-bbox="1406 310 2356 869" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1516 884 2220 919" data-label="Caption"> <p>図3 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その2)</p> </div> <div data-bbox="1353 995 2415 1667" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1516 1682 2220 1717" data-label="Caption"> <p>図4 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その3)</p> </div>	

ベント実施前は、格納容器バウンダリの維持が要求される。格納容器圧力逃がし装置の隔離弁（第一弁，第二弁）は常時「閉」であり，中央制御室の操作スイッチにカバーを取り付けて誤操作防止を図っていること，駆動源喪失時その状態が維持（フェイルアズイズ）されるため，確実に隔離状態は維持される。

b. ベント実施後

ベント実施後は、格納容器圧力逃がし装置の隔離弁を閉とし格納容器と隔離する。さらに、フィルタ装置出口弁を閉とし、フィルタ装置を大気と隔離する。

格納容器と格納容器圧力逃がし装置の隔離について、格納容器からの除熱機能が使用可能となり、格納容器及び格納容器圧力逃がし装置の窒素置換後に、ベント実施時に開弁した隔離弁（第一弁）を閉とし、格納容器バウンダリを復旧する。閉操作の確実性は、(1) 開の確実性と同様に実施できる。

フィルタ装置と大気の隔離について、放射性物質を含むスクラビング水の移送が完了し、捕集した放射性物質の崩壊熱が除去できた後に、フィルタ装置下流に設置したフィルタ装置出口弁を閉とし、フィルタ装置を大気と隔離することができる。この弁の操作は、ベント実施後に放射線量が高くなるフィルタ装置設置エリアに入域せずに実施できるよう、地下の格納容器圧力逃がし装置格納槽内に遮蔽壁（コンクリート遮蔽 1.3m）を設け、遠隔人力操作機構を設置することで、フィルタ装置設置エリア外から人力で操作できる設計としている。

2. 弁の種類

2.1 主ラインの弁構成の考え方

空気作動弁（AO 弁）は、駆動源喪失時の弁状態を選択（フェイルオープン，フェイルクローズ）する箇所に用いる。電動駆動弁（MO 弁）は駆動源喪失時に弁状態を維持（フェイルアズイズ）する箇所に用いる。また、MO 弁は遠隔人力操作機構が設置できる。

格納容器圧力逃がし装置の主ラインの弁は、中央制御室からの遠隔操作と人力による遠隔手動操作が両立できること，駆動源喪失時の弁状態維持（フェイルアズイズ）の観点から、MO 弁を採用している。

格納容器圧力逃がし装置主ラインの弁に採用する場合の駆動方式の違いによる特徴を第1表に示す。

第1表 主ラインの弁に採用する場合の駆動方式の特徴

駆動方式	メリット	デメリット
AO (空気作動)	<ul style="list-style-type: none"> MO 弁に対して必要な電源容量が小さい 	<ul style="list-style-type: none"> 駆動源として事故時に使用可能な電源に加えて、空気（圧縮空気設備）が必要 人力による遠隔人力操作機構の設置が困難
MO (電動駆動)	<ul style="list-style-type: none"> 駆動源喪失時は、その状態を維持（フェイルアズイズ）する 電源以外のサポート系が不要 人力による遠隔人力操作機構の設置が可能 開度調整が可能 	<ul style="list-style-type: none"> AO 弁に対して必要な電源容量が大きい

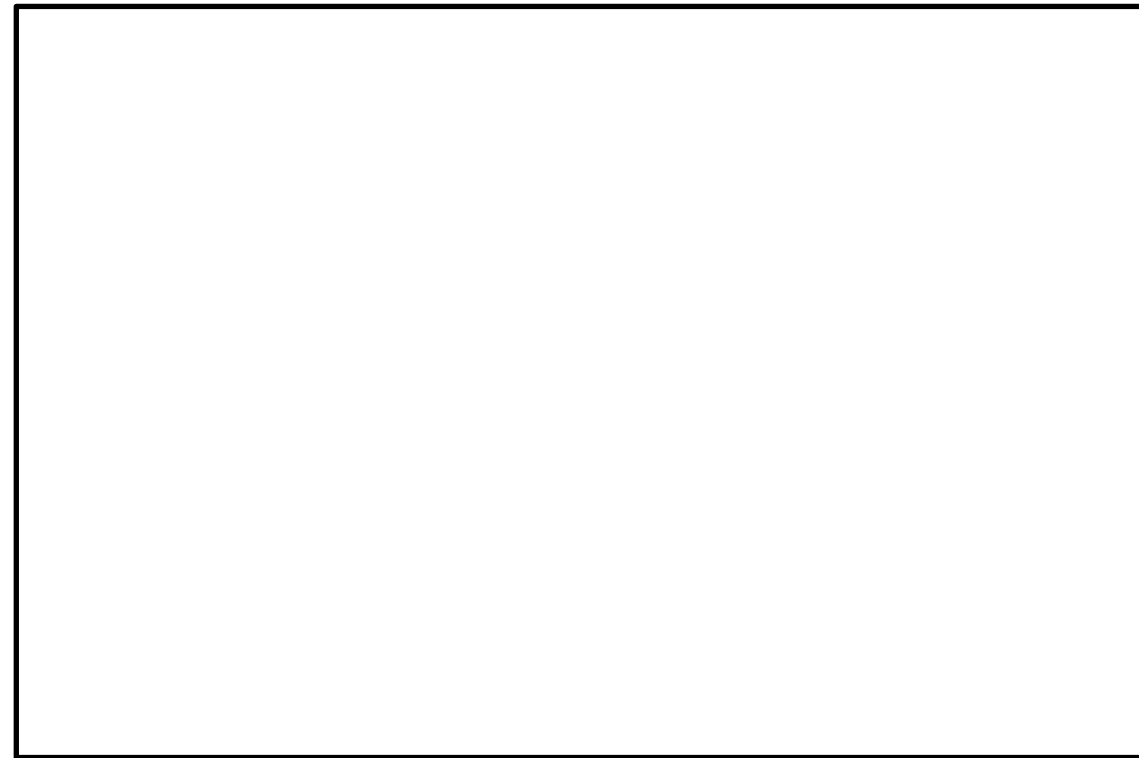


図5 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置（その4）

1.4 諸外国の弁構成

格納容器フィルタベント系を設置している諸外国の弁構成を以下に示す。

(1) フィンランド

フィンランドのBWRプラントにて設置されているフィルタベントの概略系統図を図6に示す。V1 と V20 は圧力開放板である。ベントラインに設置している弁は全て手動駆動弁で構成されている。D/W のラインにはバイパスラインが設置されており、V2, V3 は通常時「開」となっている。また、V21, V23 についても通常時「開」となっている。そのため、操作員がベントラインに設置された弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が既定の値まで上昇し、V1 と V20 の圧力開放板が開放すれば、D/W のバイパスラインより格納容器ベントは自動的に開始される。

2.2 主ライン上の主な弁の仕様

主ラインの弁について、主な仕様を第2表に示す。

第2表 主ラインの弁の仕様

弁名称	第一弁 (S/C側)	第一弁 (D/W側)	第二弁	フィルタ装置 出口弁
弁番号	2-26B-10	2-26B-12	F001A, F001B	F005
型式	バタフライ弁			
口径	600A	600A	450A	600A
駆動方式	電動駆動 (交流)			手動
遠隔人力 操作機構	有			
弁の状態	常時閉 (NC)			常時開 (NO)
フェイルクロ ーズ (FC)	無 (フェイルアズイズ)			—
設置場所	原子炉建屋 1階 (二次格納 施設内)	原子炉建屋 4階 (二次格納 施設内)	原子炉建屋 4階 (二次格納 施設内)	格納容器圧力逃がし 装置格納槽内 (フィルタ装置設置 エリア)
操作場 所	通常時	中央制御室		
	電源 喪失時	原子炉建屋 附属棟1階 (二次格納 施設外)	原子炉建屋 附属棟屋上 (二次格納 施設外)	原子炉建屋 附属棟3階 (二次格納 施設外)

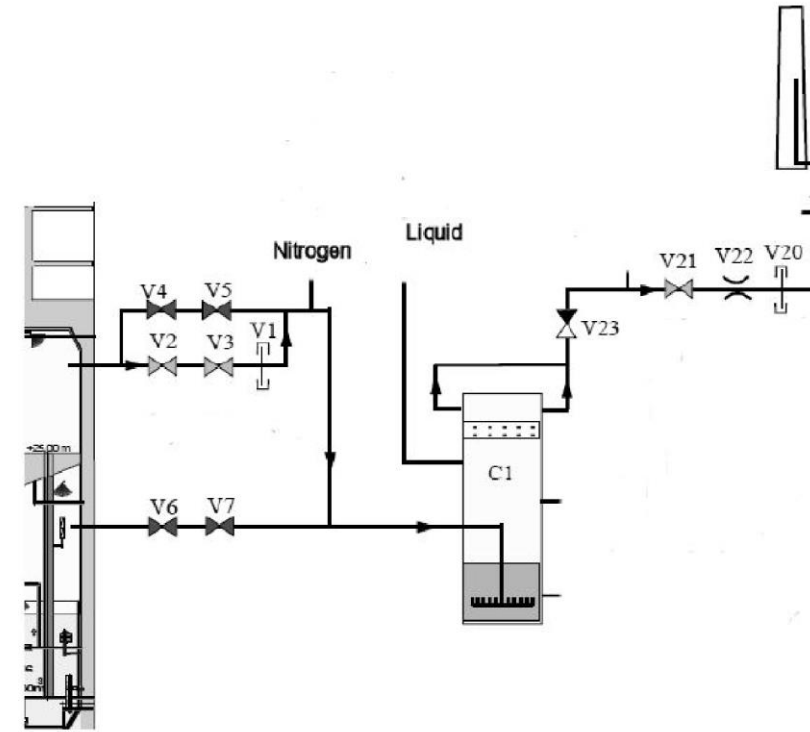


図6 格納容器フィルタベント系概略系統図 (フィンランド)

(2) ドイツ

ドイツのBWRプラントに設置されている格納容器フィルタベント系の概略系統図を図7に示す。格納容器フィルタベント系は、2ユニットで共有する設計となっている。ベントラインには、格納容器隔離のための電動弁が2つ、ユニット間の切り替えのための電動弁が1つ設置されている。また、フィルタ装置の出口側には逆止弁が設置されている。

2.3 設計の意図

格納容器圧力逃がし装置主ラインに設置する隔離弁の駆動方式の採用理由は、「2.1 主ラインの弁構成の考え方」に示すとおり、開弁時には駆動源喪失時にもその状態を維持(フェイルアズイズ)する必要があることから、MO弁を採用している。これらの弁については、ベント時以外に開弁することがないことから、通常時の格納容器バウンダリの維持のため、常時閉 (NC) とし、中央制御室の操作スイッチにカバーを取り付けて誤操作防止を図っている。

また、フィルタ装置を大気から隔離するフィルタ装置出口弁は、ベント実施後に使用するため、排気の妨げとならないよう常時開 (NO) とする。

なお、第一弁 (S/C側, D/W側) に並列して設置されているバイパス弁 (2-26V-9, 2-26B-11) は、通常運転中、主蒸気隔離弁等の定期試験を実施することにより窒素が格納容器内へ流入し、格納容器圧力が徐々に上昇するので、格納容器の圧力降下操

作のため、一時的に開弁することがある。これらの弁はフェイルクローズ (FC) 機能を設ける必要があるため、空気作動弁を採用している。また、事故時に自動的かつ確実に閉止されるように、格納容器隔離信号により閉止する機能を設けている。これらバイパス弁は、通常運転中に常時の使用はないため、常時閉 (NC) 運用としている。

3. 格納容器圧力逃がし装置と接続する各系統の隔離弁の数と種類

3.1 各系統の隔離弁の数と種類

格納容器圧力逃がし装置には、換気空調系、原子炉建屋ガス処理系及び耐圧強化ベント系が接続する。各系統の隔離弁の数と種類等の仕様を第3表に、系統概略図を第6図に示す。

第3表 他系統隔離弁 (格納容器隔離弁) の仕様

系統名	換気空調系		原子炉建屋 ガス処理系		耐圧強化ベント系	
個数	2		2		2	
番号 (第5図 中の表記)	①	②	③	④	⑤	⑥
弁番号	SB2-14	追設	追設	SB2-3	2-26B-90	追設
型式	バタフライ弁					
駆動方式	空気駆動			電動駆動		
口径	600A			300A		
弁の状態	常時閉 (NC) ※1		常時開 (NO)	常時閉 (NC)		
フェイル クローズ (FC) 機能	有			無 (フェイルアズイズ)		

※1 通常運転中、主蒸気隔離弁等の定期試験を実施することにより窒素が格納容器内へ流入し、格納容器圧力が徐々に上昇する。格納容器の圧力降下操作のため、一時的に開弁することがある。

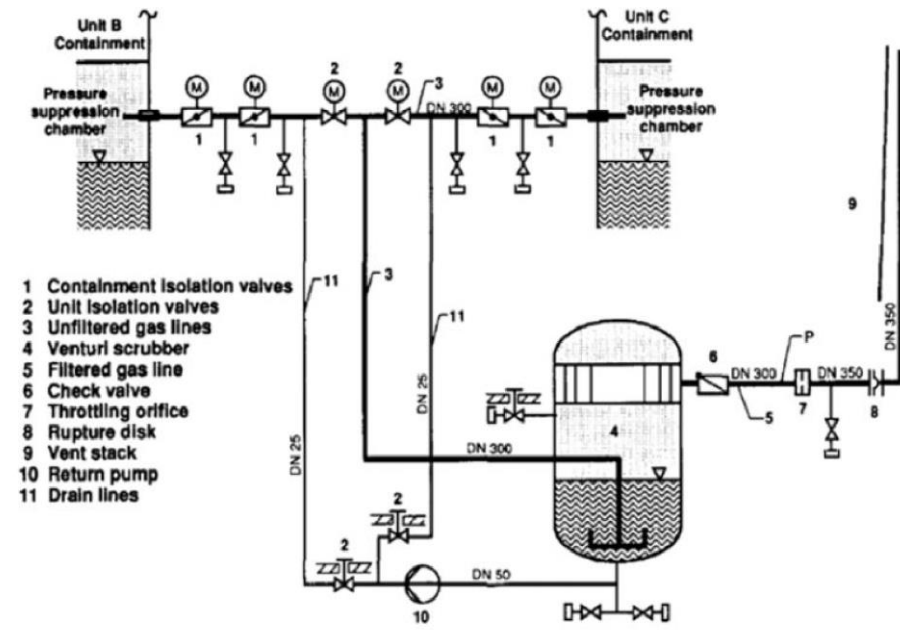


図7 格納容器フィルタベント系概略系統図 (ドイツ)

(3) スイス

スイスのBWRプラントに設置されている格納容器フィルタベント系の概略系統図を図8に示す。ベントラインには電動弁が2つ設置されており、格納容器から1つ目の弁は通常時「開」、2つ目の弁は通常時「閉」となっている。また、2つ目の弁をバイパスするラインが設置されており、バイパスラインには圧力開放板が設置されている。そのため、操作員が2つ目の弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が規定の値まで上昇し、圧力開放板が開放すれば格納容器ベントは自動的に開始される。

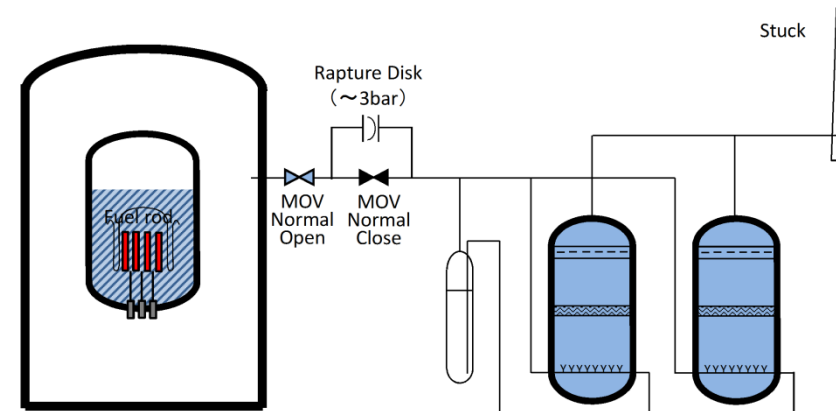
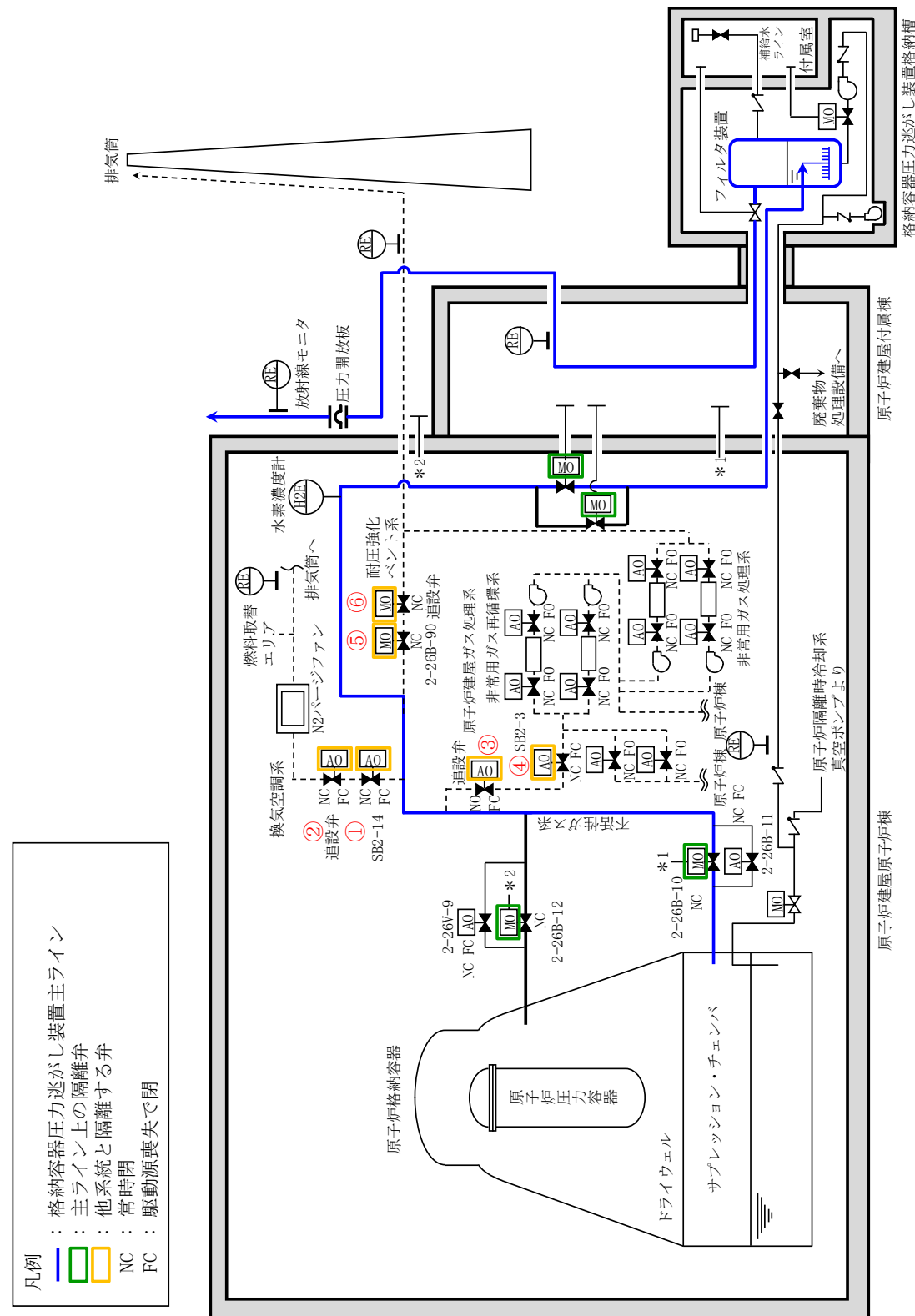


図8 格納容器フィルタベント系概略系統図 (スイス)

《参考図書》

1. NEA/CSNI/R(2014)7, "OECD/NEA/CSNI Status Report on Filtered Containment Venting", 02-Jul-2014.



第6図 格納容器圧力逃がし装置に接続する系統概要図

2. 他系統との隔離について
 2.1 格納容器フィルタベント系から他系統への隔離弁
 格納容器フィルタベント系に接続している他系統の概略構成図を図9に、他系統との隔離弁の仕様を表3に示す。
 格納容器フィルタベント系は、既設の窒素ガス制御系から分岐し、格納容器内のガスをフィルタ装置に導く系統としており、格納容器からフィルタ装置間の主ライン上に接続している他系統としては、非常用ガス処理系、原子炉棟空調換気系及び耐圧強化ベントラインがある。これらの主ライン上に接続している他系統は、弁で隔離することにより、他系統や機器への悪影響を防止する設計としている。

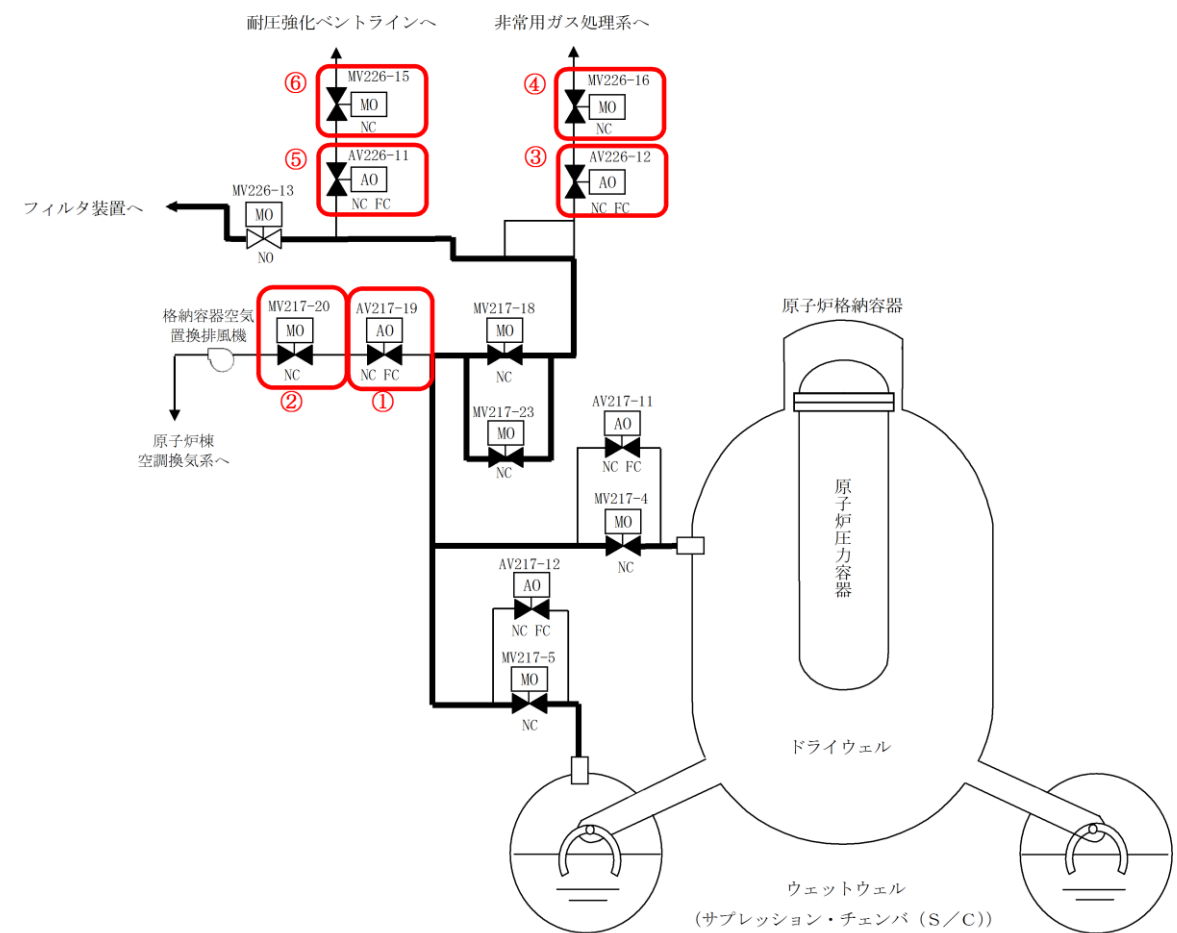


図9 他系統との隔離弁の概略構成図

表3 他系統との隔離弁の仕様

	原子炉棟空調換気系		非常用ガス処理系		耐圧強化ベントライン	
弁番号	①AV217-19	②MV217-20	③AV226-12	④MV226-16	⑤AV226-11	⑥MV226-15
型式	バタフライ弁					
シート材	改良 EPDM	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛
開閉状態	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI

3.2 設計の意図

格納容器からフィルタ装置へ至る配管は、ベントを実施する際、接続する他系統と隔離し、流路を構成する必要がある。

重大事故時以外に開操作する可能性のある隔離弁は、駆動源喪失時においても格納容器バウンダリを維持できるようフェイルクローズが可能な空気作動弁を選定する。また、重大事故時に開操作する可能性のある隔離弁については、駆動源喪失時においても人力による手動操作が容易な電動駆動弁を選定し、常時閉 (NC) 運用とする。

なお、万一のこれらの隔離弁の漏えいを考慮し、第3表及び第6図のとおり、上流と同仕様の弁を新規に設置する。

(1) 換気空調系との隔離

換気空調系との隔離は、第6図中①SB2-14及び②追設弁の2弁より、格納容器圧力逃がし装置主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、通常運転時の格納容器の圧力降下操作時においても、重大事故が発生した際には確実な閉止が求められるが、中央制御室からの操作が可能であり、駆動源が喪失した際のフェイルクローズ (FC) 機能を有し、SB2-14については格納容器隔離信号により閉止する機能を設けていることから、確実な隔離が実施できる。

(2) 原子炉建屋ガス処理系との隔離

原子炉建屋ガス処理系との隔離は、第6図中③追設弁及び④SB2-3の2弁より、格納容器圧力逃がし装置主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、駆動源が喪失した際のフェイルクローズ (FC) 機能を有し、SB2-3については通常運転時に開弁することはなく、また、格納容器隔離信号により閉止する機能を設けていることから、確実な隔離が実施できる。

(3) 耐圧強化ベントラインとの隔離

耐圧強化ベントラインとの隔離は、第5図中⑤2-26B-90及び⑥追設弁の2弁より、格納容器圧力逃がし装置主ラインから隔離できる構成となっている。

これら隔離弁は、重大事故時に開操作する可能性があるため、駆動源喪失時においても人力による手動操作が容易な電動駆動弁を選定し、常時閉 (NC) 運用とする。

2.2 格納容器フィルタベント系の他系統への影響

(1) 格納容器フィルタベント系の主ライン構成及び他系統との分岐位置

格納容器フィルタベント系の主ラインの概略構成を図10に、ベント弁の選定理由を表4に示す。

ウェットウェル側のベントラインとドライウェル側のベントラインは、それぞれの格納容器側から見て第1弁 (MV217-4/5) 下流で合流し、第2弁 (MV217-18/23) 及び第3弁 (MV226-13) を経由してフィルタ装置に接続する。

格納容器フィルタベント系に接続する他系統としては、原子炉棟空調換気系、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベントラインがあり、原子炉棟空調換気系は第1弁と第2弁の間、非常用ガス処理系及び耐圧強化ベントラインは第2弁と第3弁の間の配管から分岐しており、接続配管には隔離弁を2重に設置することで隔離機能の信頼性向上を図る設計としている。

また、本隔離弁は、通常時閉 (NC) とするとともに、格納容器フィルタベント系の主ラインから見て第1弁については空気作動弁を採用し、重大事故等時に想定される弁の駆動源喪失時においても自動的に隔離できるようフェイル・クローズ (FC) の設計としている。

第2弁については電動駆動弁を採用し、他系統と接続状態において流量調整を可能な設計としている。

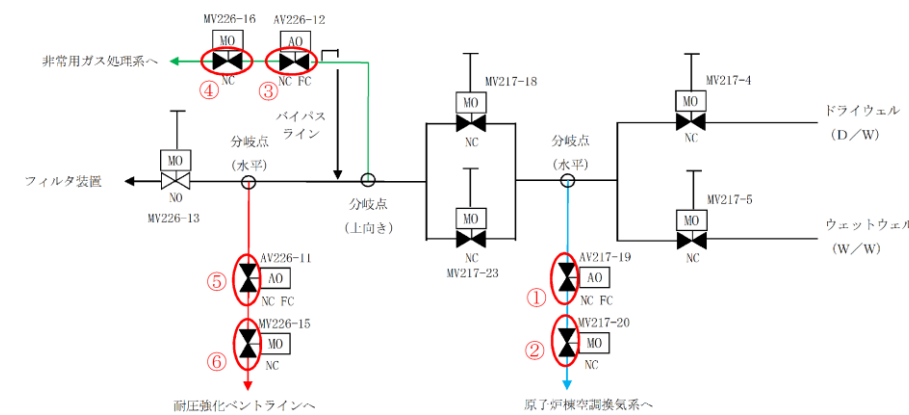


図10 格納容器フィルタベント系 主ライン概略構成図

表4 ベント弁の選定理由

弁の分類 (番号)	駆動方式	弁の状態	理由
第1隔離弁 (①③⑤)	空気	NC FC	・弁の駆動源喪失時において自動的に隔離できる。
第2隔離弁 (②④⑥)	電動	NC FAI	・他系統との接続状態において流量調整が可能な設計とする。

NC : 通常時閉

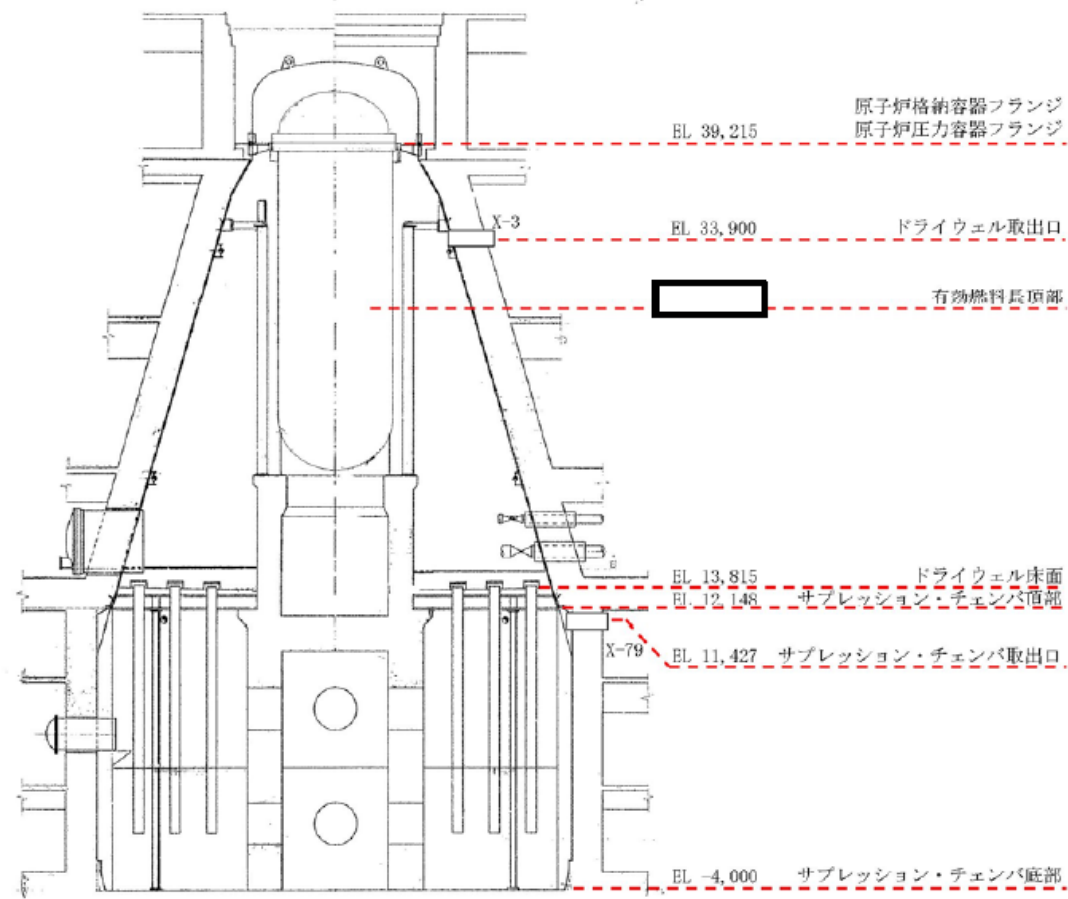
NO : 通常時開

FC : 駆動源喪失時「閉」

FAI : 駆動源喪失時状態維持

3.3 格納容器からの取り出し高さ

各主要高さを示した図を第7図に示す。



第7図 格納容器からの取り出し高さ

3.4 設計の意図

D/W側の取り出しには、格納容器スプレイによる水没等の影響を受けにくい格納容器上部に位置し、格納容器の圧力を下げるために十分大口径である既設不活性ガス系の貫通孔(X-3)を選定している。

また、S/C側の取り出しには、原子炉及び格納容器冷却のため実施する外部注水による水位上昇を考慮して、S/C頂部付近に位置し、格納容器圧力を下げるために十分大口径である既設不活性ガス系の貫通孔(X-79)を選定している。

(参考) 諸外国の弁構成

格納容器圧力逃がし装置を設置している諸外国の弁構成を以下に示す。

(1) フィンランド

フィンランドのBWRプラントにて設置されている格納容器圧力逃がし装置の概略系統図を第1図に示す。V1とV20は圧力開放板である。ベントラインに設置している弁は全て手動駆動弁で構成されている。D/Wのラインにはバイパスラインが設置されており、V2、V3は通常時「開」となっている。また、V21、V23についても通常時「開」となっている。そのため、操作員がベントラインに設置された弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が既定の値まで上昇し、V1とV20の圧力開放板が開放すれば、D/Wのバイパスラインよりベントは自動的に開始される。

(2) フィルタベント使用時に他系統との隔離弁が受ける負荷について

他系統との隔離弁の仕様を表5に示す。

フィルタベント操作は、ベント弁の第2弁(MV217-18又はMV217-23)、第1弁(MV217-4又はMV217-5)の順で開操作を行うため、操作の過程(第2弁のみ開状態)で他系統との隔離弁に対して負荷がかかることはない。

ベント時(第1弁開操作後)には、他系統との隔離弁(AV217-19、MV217-20、AV226-11、MV226-15、AV226-12及びMV226-16)に対して最大200℃、853kPa(2Pd)の負荷がかかるが、ベント後は格納容器内の圧力及び温度の低下に伴い、他系統との隔離弁にかかる負荷も低下する。

他系統との隔離弁のうちAV217-19以外の弁は、弁シート部がメタル又は膨張黒鉛製であるため、200℃、2Pd環境下において十分な耐熱性能を有しており、高温劣化の懸念がない。また、AV217-19は弁シート部に改良EPDMを使用しており、高温劣化による機能低下が想定されるが、放射線環境を考慮した蒸気加熱漏洩試験により、200℃、2Pd環境下において弁シート部の隔離機能が維持できることを確認している。蒸気加熱漏洩試験条件を表6に示す。

表5 他系統との隔離弁の仕様

弁番号	原子炉棟空調換気系		非常用ガス処理系		耐圧強化ベントライン	
	AV217-19*2	MV217-20*1	AV226-12*1	MV226-16*1	AV226-11*1	MV226-15*1
型式	バタフライ弁					
駆動方式	空気作動	電動駆動	空気作動	電動駆動	空気作動	電動駆動
シート材	改良EPDM	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛	メタル	膨張黒鉛
開閉状態	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI	NC・FC	NC・FAI

*1: 新設弁(最高使用圧力:0.853MPa, 最高使用温度:200℃)

*2: 既設弁の弁シート材を改良EPDMに変更(最高使用圧力:0.43MPa, 最高使用温度:171℃)

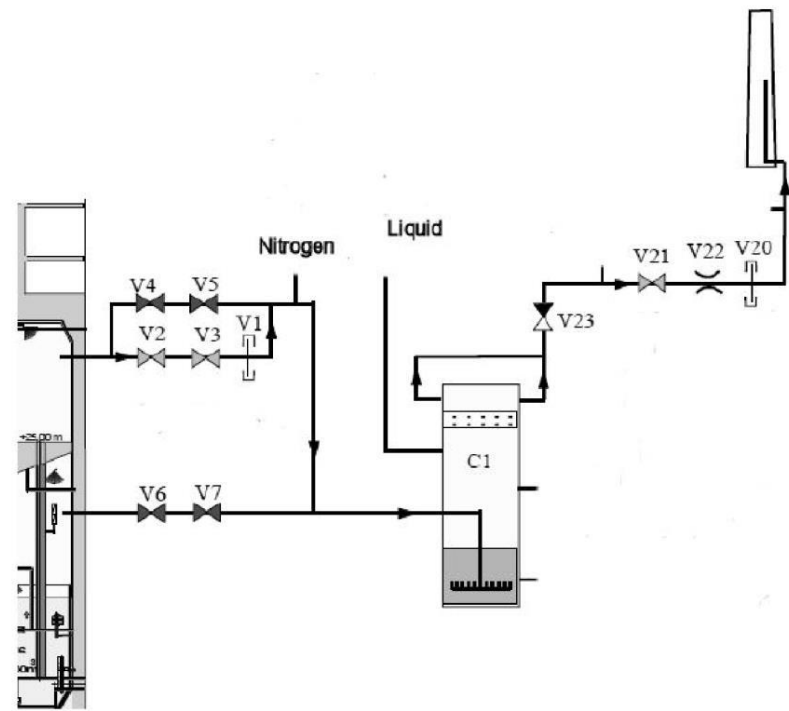
圧力クラス(圧力温度基準)は1.03MPa(150LB)であり、弁耐圧部の200℃における許容圧力1.40MPaは2Pdを上回ることから、200℃、2Pd環境下において弁耐圧部の健全性が維持できることを確認

表6 蒸気加熱漏洩試験条件

試験圧力	0.853MPa以上(2Pd以上)
試験温度	200℃
試験時間	168hr
積算放射線量	300kGy

また、AV217-19については、最高使用温度及び最高使用圧力である200℃、2Pd未満で設計された弁であるため、200℃、2Pdの環境下における構造健全性を評価した。

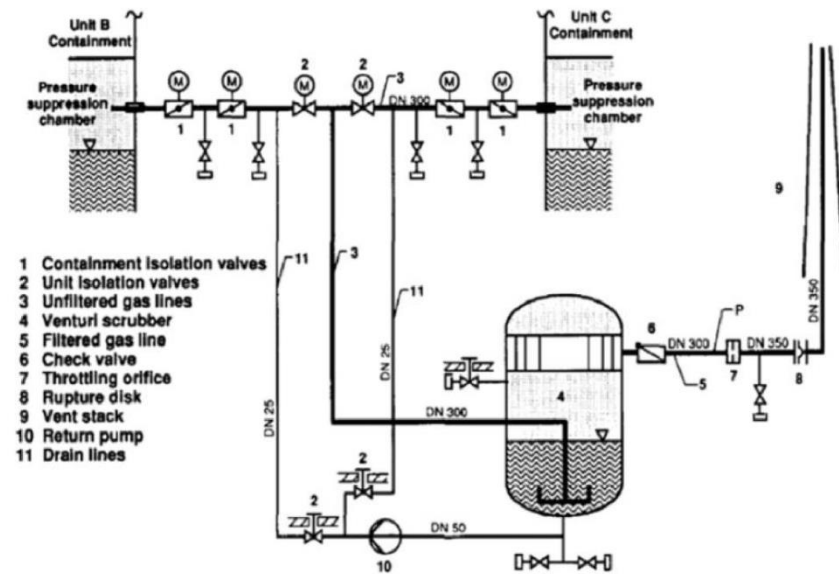
弁の耐圧部の機能喪失要因として、脆性破壊、疲労破壊、座屈及び変形が考えられるが、200℃、2Pdの環境下では、脆性破壊が生じる温度域ではないこと、繰り返し荷重が作用しないこと、圧縮力が弁耐圧部に生じないことから、脆性破壊、疲労破壊及び座屈は評価対象外と考えられる。よって、AV217-19弁の耐圧部について、過度な変形(一次応力)に対する



第1図 格納容器圧力逃がし装置概略系統図 (フィンランド)

(2) ドイツ

ドイツのBWRプラントに設置されている格納容器圧力逃がし装置の概略系統図を第2図に示す。格納容器圧力逃がし装置は、2ユニットで共有する設計となっている。ベントラインには、格納容器隔離のための電動駆動弁が2つ、ユニット間の切替えのための電動駆動弁が1つ設置されている。また、フィルタ装置の出口側には逆止弁が設置されている。



第2図 格納容器圧力逃がし装置概略系統図 (ドイツ)

健全性を確認する。

当該弁の圧力クラス (圧力温度基準) は1.03MPa (150LB) であることから、図11に示すとおり、弁耐圧部の200℃における許容圧力1.40MPaは2Pd (0.853MPa)を上回る。これにより、弁耐圧部は200℃、2Pd環境下において健全性が維持される。

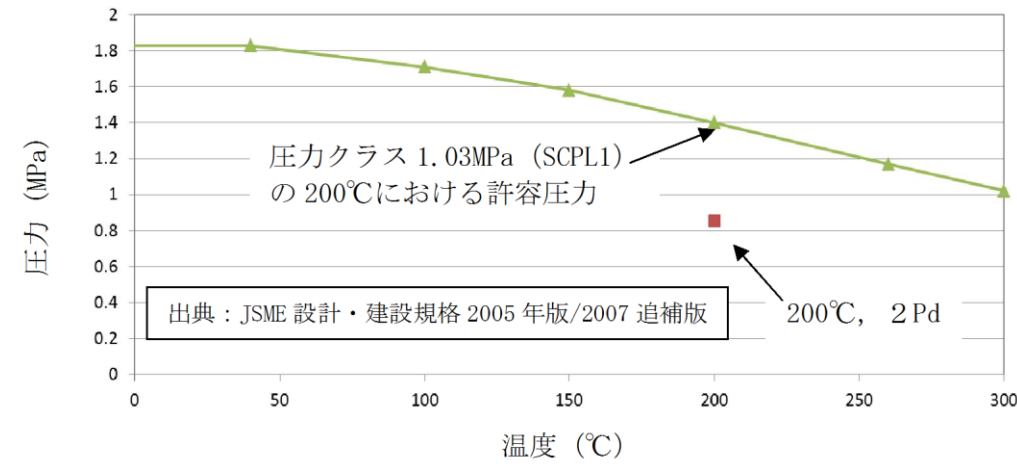


図11 AV217-19 (圧力クラス 1.03MPa) の温度-許容圧力

(3) 他系統との隔離弁までの位置関係及び水素滞留について

他系統との隔離弁までの配管容積及び配管ルート鳥瞰図を図12に示す。

格納容器フィルタベント系の主ラインから他系統との隔離弁までの配管については、「BWR配管における混合ガス (水素・酸素) 蓄積防止に関するガイドライン」に基づき評価設計し、換気可能な構成としている。

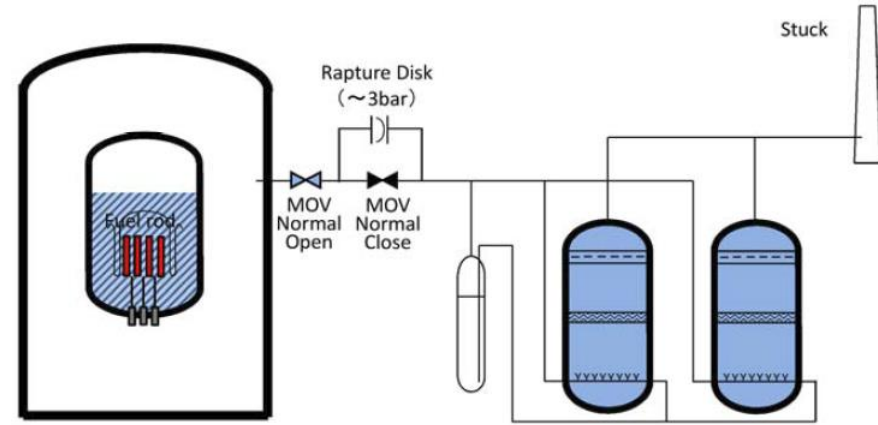
原子炉棟空調換気系との隔離弁 (AV217-19) 及び耐圧強化ベントラインとの隔離弁 (AV226-11) までの配管については、水平枝管であり閉止端までの長さが短いため、水素が蓄積することはない。

また、非常用ガス処理系との隔離弁 (AV226-12) までの配管については、上向きで分岐する組合せ枝管であり閉止端までの長さが長いため、ベント時に水素を連続して主配管に排出させるパイプラインを設置することとしており、水素が蓄積することはない。

なお、ウェットウェルベント時はドライウェル側の第1弁 (MV217-4) までの配管が分岐枝管となるが、水平枝管であり閉止端までの長さが短いため、水素が蓄積することはない。ドライウェルベント時はウェットウェル側の第1弁 (MV217-5) までの配管が分岐枝管となるが、水平分岐で下向きの枝管であるため、水素が蓄積することはない。

(3) スイス

スイスのBWRプラントに設置されている格納容器圧力逃がし装置の概略系統図を第3図に示す。ベントラインには電動駆動弁が2つ設置されており、格納容器から2つ目の弁は通常時「開」、2つ目の弁は通常時「閉」となっている。また、2つ目の弁をバイパスするラインが設置されており、バイパスラインには圧力開放板が設置されている。そのため、操作員が2つ目の弁の「開」操作を実施しなくても、格納容器圧力が規定の値まで上昇し、圧力開放板が開放すればベントは自動的に開始される。



第3図 格納容器圧力逃がし装置概略系統図 (スイス)

<参考図書>

- 1. NEA/CSNI/R(2014)7, "OECD/NEA/CSNI Status Report on Filtered Containment Venting", 02-Jul-2014.

(参考) 耐圧強化ベント系の駆動源喪失時の現場における弁操作について

耐圧強化ベント系を使用する際に操作が必要な弁については、中央制御室から操作可能であるが、駆動源喪失時には現場において操作が必要であるため、以下のとおり、操作の成立性を確認した。

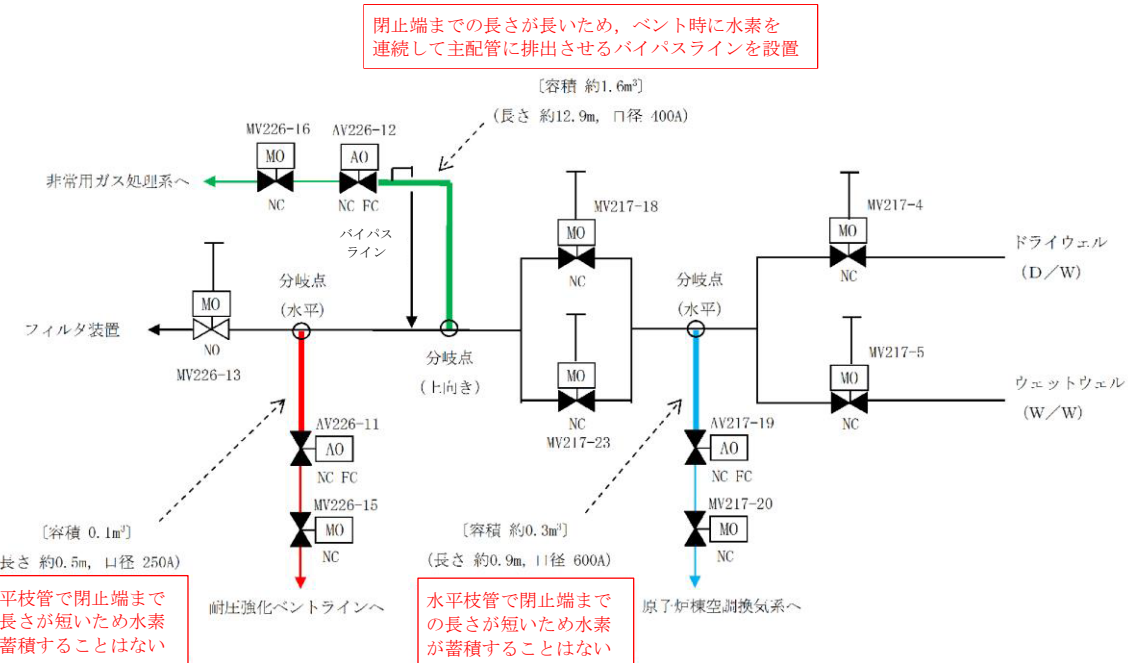
炉心損傷前の耐圧強化ベント系との隔離時の作業員の被ばくは、格納容器から原子炉建屋内に漏えいした放射性物質による被ばく及び操作場所付近の耐圧強化ベント系配管、非常用ガス処理系フィルタ等からの直接線による被ばくを考慮する。放出量評価条件、線量評価条件等を第4表～第7表に示す。線量率の評価結果は第8表に示すとおり約7.3mSv/hである。

室温については、耐圧強化ベント系は炉心損傷前に使用する系統であり、通常時と同等で夏季でも約30温程度と考えられる。

耐圧強化ベント系を使用する場合で、駆動源喪失時に現場にて手動操作が必要な4個の弁の操作時間は作業時間(10分/個)である。

なお、非常用ガス処理系フィルタ装置出口弁は、信頼性、作業性向上のため、手動操作用ハンドルにて弁の操作が可能なアクチュエータに取り替える。

以上のことから、耐圧強化ベント系の駆動源喪失時にも、現場において弁の操作が可能である。



閉止端までの長さが長いので、ベント時に水素を連続して主配管に排出させるバイパスラインを設置

水平枝管で閉止端までの長さが短いため水素が蓄積することはない

水平枝管で閉止端までの長さが短いため水素が蓄積することはない

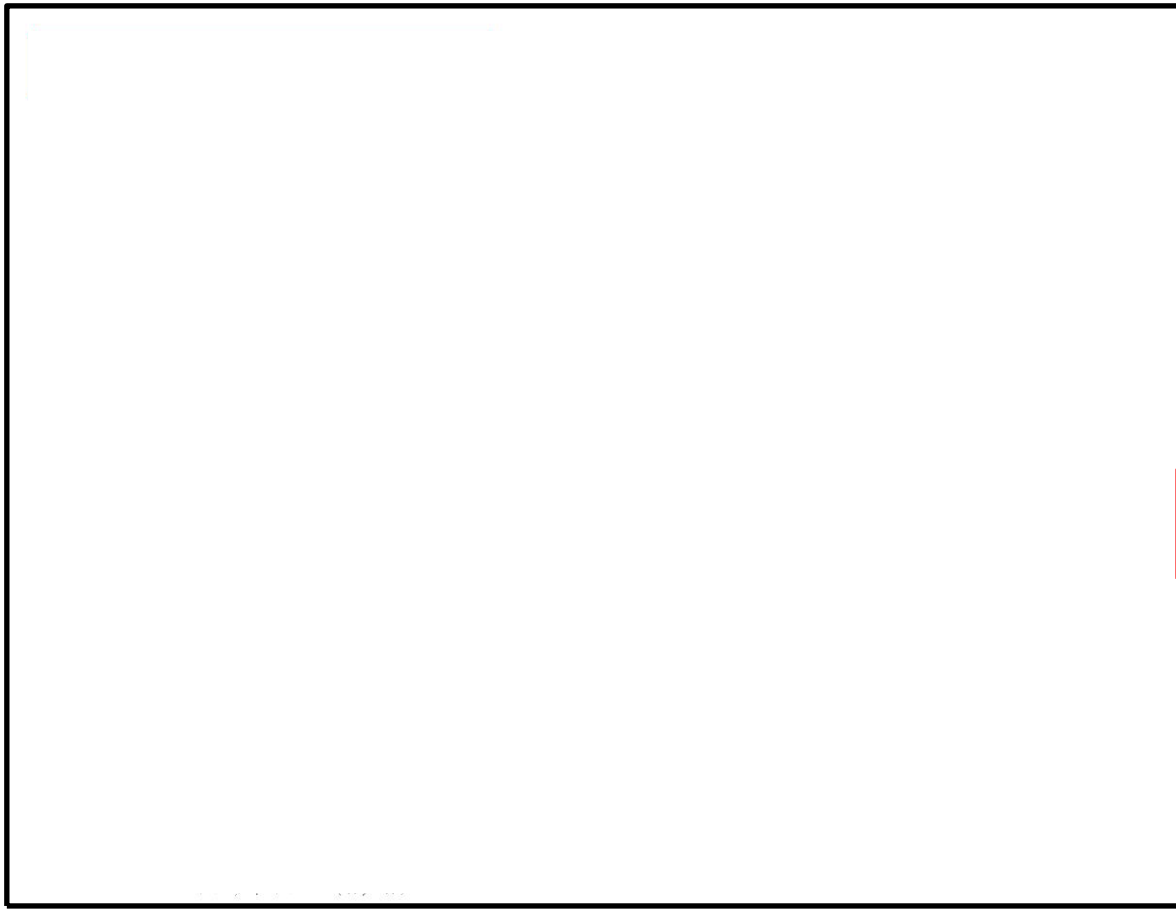


図12 他系統との隔離弁までの配管容積及び配管ルート鳥瞰図

第4表 放出量評価条件

項目	評価条件	備考
原子炉熱出力 (MW)	3,293	東海第二発電所定格熱出力
原子炉運転時間 (日)	2,000	十分な運転時間として仮定した時間
冷却材中濃度 (I-131) (Bq/g)	約 4.61) (3)	I-131 の冷却材中濃度に応じ他のよう素の組成を拡散組成として考慮
追加放出量 (I-131) (Bq)	2.22) (I ¹⁴)	I-131 の追加放出量に応じ他のよう素及び希ガスの組成を平衡組成として考慮、希ガスについてはよう素の2倍の値
原子炉冷却材重量 (t)	289	設計値から設定
原子炉冷却材浄化系流量 (g/s)	1.68 却材浄 ⁴	設計値から設定
主蒸気流量 (g/s)	1.79 量 (定 ⁶)	設計値から設定
原子炉冷却材浄化系の除染係数	10	「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に対する評価指針」に基づき設定
追加放出されたよう素の割合 (%)	有機よう素 : 96 無機よう素 : 4	「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に基づき設定
原子炉圧力容器気相部への移行割合 (%)	希ガス : 100 有機よう素 : 10 無機よう素 : 約 8.1	残り 90%の有機よう素は原子炉冷却材中で分解され、無機よう素と同様の割合で気相に移行する。
スクラビングの除去効果	考慮しない	
耐圧強化ベント開始時間	事象発生 28 時間後	事象発生 28 時間後までの自然減衰を考慮

第5表 換気系の評価条件

項目	評価条件	備考
非常用ガス再循環系	よう素除去効率 : 90% 再循環率 : 4.8 回/日	非常用ガス処理系等の起動を考慮し保守的に評価
非常用ガス処理系	よう素除去効率 : 97% 換気率 : 1 回/日	
原子炉建屋漏えい	考慮しない	原子炉建屋内の放射性物質による線量率を保守的に評価

(4) 他系統と隔離する弁の運用上の影響について

格納容器フィルタベント系の系統概略図を図 13 に示す。

格納容器フィルタベント系に接続する他系統としては、①原子炉棟空調換気系、②非常用ガス処理系及び③耐圧強化ベントラインがあり、接続配管には隔離弁を2重に設置することで隔離機能の信頼性向上を図る設計とし、当該隔離弁は通常時「閉」とする。

当該隔離弁について、第1隔離弁(主配管側)は、駆動源喪失時においても自動的に隔離できるよう、フェイルクローズの設計とするとともに、第2隔離弁は、代替交流動力電源から受電し、開閉操作が可能な設計としているため、フィルタベント実施までにベントラインと確実に隔離できることから、フィルタベント実施には影響はない。

以下に、①から③に示す系統の運用上の影響を示す。

① 原子炉棟空調換気系

原子炉棟空調換気系の当該ラインは、通常運転中の格納容器圧力調整(台風等に伴う大気圧低下時)の際に使用することがある。(図 14, 15 参照)

図 15 に示す④、⑤の第1隔離弁(格納容器側)及び⑥の第2隔離弁(系統側)は、格納容器隔離弁のため格納容器隔離信号にて自動で全閉する。また、駆動源喪失時においても自動的に隔離できるよう、フェイルクローズの設計としている。

格納容器圧力調整中は、図 15 に示す④の隔離弁(MV217-20)は調整開状態であるが、異常が発生した場合には、通常時の系統構成に戻すことを手順の基本としているため、中央制御室より全閉操作を実施する。仮に、非常用電源が喪失した場合でも、代替交流動力電源から受電し、当該弁の閉操作を実施することが可能な設計としている。

したがって、格納容器隔離弁によりバウンダリが保持されていること、並びにフィルタベント実施までには時間的余裕があることから、同時使用することはなく、切替え操作を含め確実に隔離操作が実施できることから、フィルタベント実施に影響はない。

なお、原子炉棟空調換気系は、通常運転時の原子炉棟の換気に使用するが、2重に設置した隔離弁によって格納容器フィルタベント系と確実に系統隔離されており、フィルタベント実施時には、事前確認項目として他系統と隔離されていることを確認する旨を手順に定め、確実に隔離されていることを確認する。

② 非常用ガス処理系

非常用ガス処理系の当該ラインは、運転中には使用しない。

窒素又は空気の漏えいにより、格納容器圧力が上昇した場合のプラント停止後において、格納容器圧力を減圧させるために使用する。また、プラント停止後の作業環境確保のために使用する。このため、格納容器フィルタベント系との同時使用はなく、切替え操作も実施しない。

なお、非常用ガス処理系は、事故時に原子炉棟を負圧に維持するために使用するが、2

第6表 建屋内に漏えいした放射性物質による外部被ばく条件

項目	評価条件	選定理由
サブマージョンモデル (評価式)	$D = 6.2 \times 10^{-14} \cdot Q_{\gamma} \cdot E_{\gamma} \cdot (1 - e^{-\mu \cdot R}) \cdot 3600$ <p>D : 放射線量率 (Sv/h)</p> <p>6.2 : サブマージョンによる換算係数 ($\frac{\text{dis} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Sv}}{\text{MeV} \cdot \text{Bq} \cdot \text{s}}$)</p> <p>$\times 10^{-14}$</p> <p>$Q_{\gamma}$: 原子炉建屋内の放射性物質濃度 (Bq/m³) (0.5MeV換算値)</p> <p>E_{γ} : ガンマ線エネルギー (0.5MeV/dis)</p> <p>μ : 空気に対するガンマ線エネルギー吸収係数 (3.9に對す⁻³/m)</p> <p>R : 操作場所の空間体積と等価な半球の半径 (m)</p> $R = \sqrt[3]{\frac{3 \cdot V_R}{2 \cdot \pi}}$ <p>V_R : 操作場所の空間体積 (m³)</p>	
操作場所の空間体積 (m ³)	2,200m ³	原子炉建屋ガス処理系フィルタ室の空間体積

第7表 線量換算係数, 呼吸率等

項目	評価条件	選定理由
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 I-131 : 2.0510 ⁻⁸ Sv/Bq I-132 : 3.1510 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-133 : 4.0510 ⁻⁹ Sv/Bq I-134 : 1.5510 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-135 : 9.2510 ⁻¹⁰ Sv/Bq	ICRP Publication 71に基づき設定
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定
耐圧強化ベント系配管から評価点までの距離	配管表面から30cm	操作場所を考慮して設定
非常用ガス処理系フィルタ等から評価点までの距離	非常用ガス再循環系フィルタ : 2.0m 非常用ガス処理系フィルタ : 2.7m	操作場所を考慮して設定

重に設置した隔離弁によって格納容器フィルタベント系と確実に系統隔離され、各々独立して使用すること及びフィルタベント実施時には、事前確認項目として他系統と隔離されていることを確認する旨を手順に定め、確実に隔離されていることを確認することから格納容器フィルタベント系と非常用ガス処理系は相互に影響を与えることはない。

③ 耐圧強化ベントライン

耐圧強化ベントラインは、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に使用する。このため、格納容器フィルタベント系との同時使用はなく、切替え操作も実施しない。

なお、耐圧強化ベントラインは、2重に設置した隔離弁によって格納容器フィルタベント系と確実に系統隔離されており、フィルタベント実施時には、事前確認項目として他系統と隔離されていることを確認する旨を手順に定め、確実に隔離されていることを確認することから格納容器フィルタベント系と耐圧強化ベントラインは相互に影響を与えることはない。

<耐圧強化ベントラインの位置付けについて>

島根2号炉の耐圧強化ベントラインは、新規規制基準施行以前にアクシデントマネジメント対策として設置しており、設置許可基準規則第48条(最終ヒートシンクへ熱を輸送する設備)としても必要な容量を有する設備であるが、格納容器フィルタベント系を新たに重大事故等対処設備として設置することから、耐圧強化ベントラインは設置許可基準規則第48条の自主対策設備として位置付け、万一、炉心損傷前に格納容器フィルタベント系が使用できない場合に耐圧強化ベントラインを使用する運用とする。

なお、格納容器フィルタベント系は、設置許可基準規則第48条、第50条及び第52条を満足する重大事故等対処設備として、以下に示すとおり、信頼性の高い系統構成としている。

- ・ベント弁(第1弁及び第2弁)の並列2重化及び操作機構の多様化によるベント弁開放の信頼性を確保
- ・他系統との隔離弁の直列2重化による格納容器フィルタベントラインの隔離機能の信頼性を確保

第8表 線量率の評価結果

被ばく経路		線量率 (mSv/h)
建屋内の放射性物質による線量率	外部被ばく	約 4.6 ばく射 ⁻²
	内部被ばく	約 4.9 ばく射 ⁰
非常用ガス処理系フィルタ等からの線量率	非常用ガス処理系フィルタ	約 4.3 × 10 ⁻²
	非常用ガス再循環系フィルタ	約 2.6 ガス再 ⁻¹
配管からの線量率		約 2.1 らの線 ⁰
合計線量率		約 7.3 量率線 ⁰
作業線量 (10分/個)		約 1.2 / (線 ⁰ mSv)

(参考) フレキシブルシャフトにおける線量影響について

フィルタ装置入口配管内の放射性物質による直接ガンマ線におけるフレキシブルシャフトへの線量影響について以下のとおり確認した。

線量評価条件を第9表に示す。また、評価モデルを第4図に示す。

この結果、フィルタ装置入口配管からの直接ガンマ線の7日間の積算線量は約19kGyであり、設計値の36kGyを超えないことを確認した。

なお、配管内に浮遊した放射性物質(希ガスを含む)からの直接ガンマ線は、評価結果の約19kGyと比較して1桁程度小さく影響は小さい。

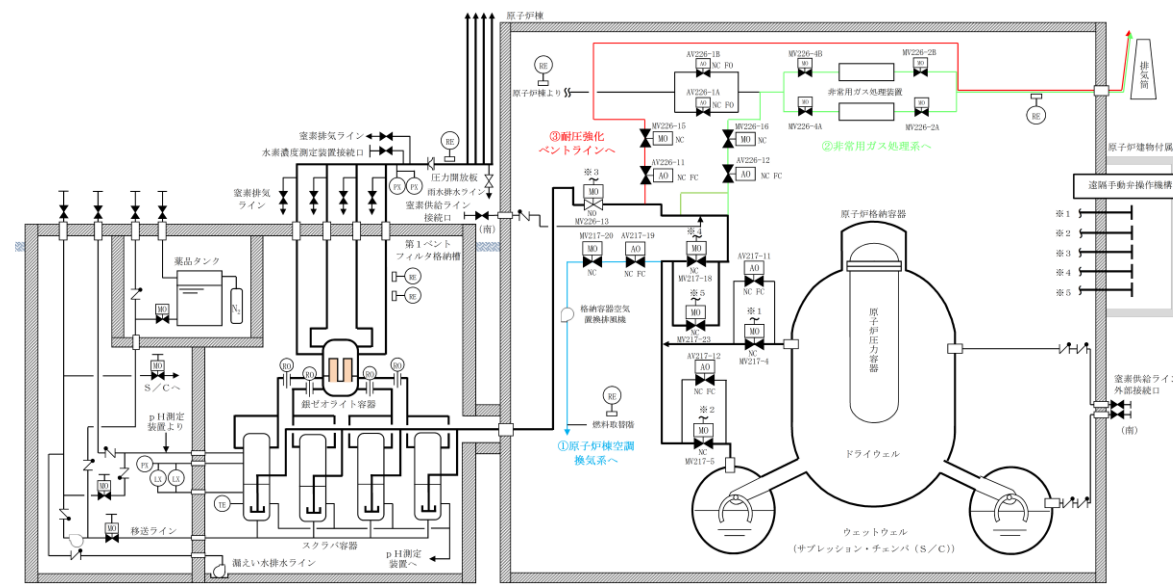


図13 格納容器フィルタベント系 系統概略図

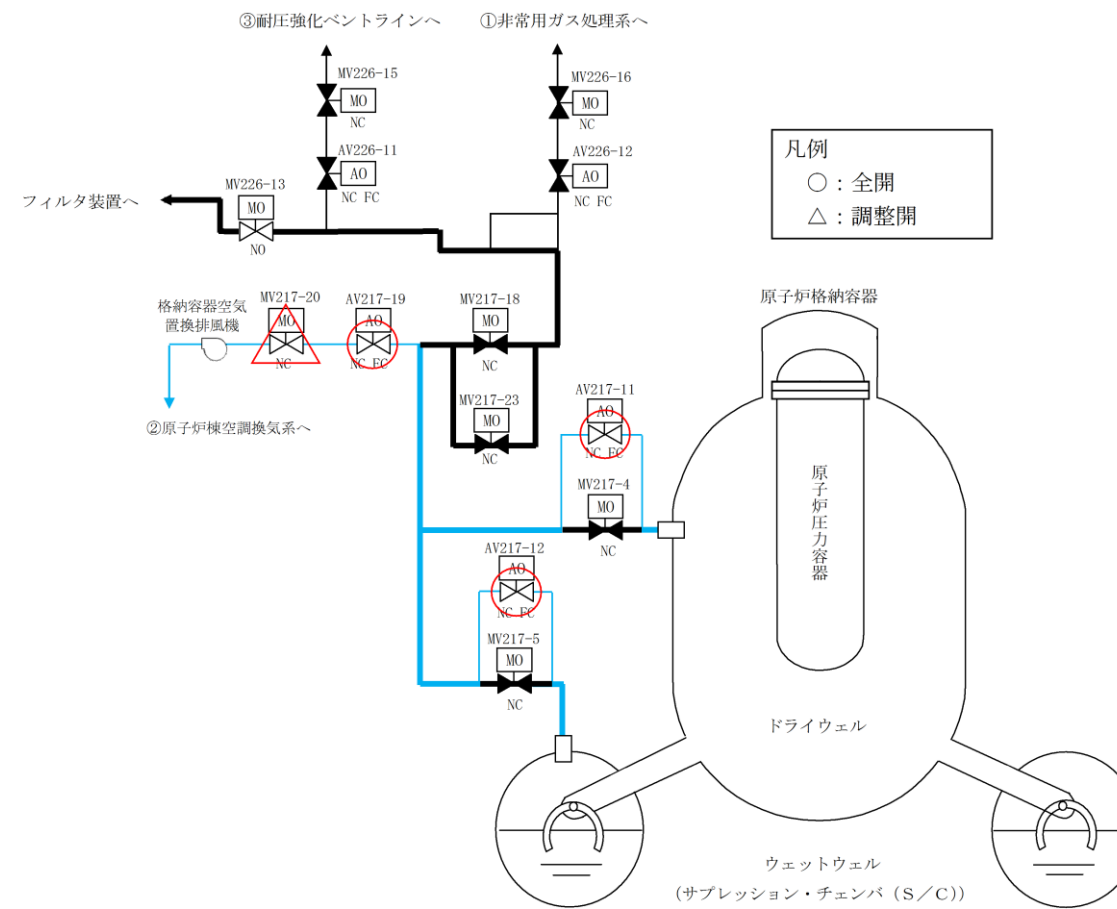


図14 通常運転中における格納容器圧力調整時の系統構成

第9表 線量評価条件

項目	評価条件	備考
想定事象	格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」	代替循環冷却系を使用できない場合
放出量条件	事象発生から19時間ベント（D/Wベント）	サブプレッション・プール水でのスクラビングによる除去係数に期待しないD/Wベントを選定
線源条件	総放出量の10%の放射性物質（希ガスを除く）が均一に付着	別紙30参照 付着した放射性物質のガンマ線線源強度を第10表に示す。
配管条件		配管板厚が薄い第一弁付近の配管を想定し設定 配管長は100mと設定
評価位置	配管表面から25cm地点	配管表面からフレキシブルシャフトの最短距離から設定。（配管から25cm以上離して敷設する設計）
直接ガンマ線評価コード	QAD-CGGP2R	三次元形状を扱う遮蔽解析コード

第10表 フィルタ装置入口配管付着のガンマ線線源強度

ガンマ線エネルギー (MeV)	線源強度 (cm ⁻³)
0.01	1.508 ネルギ ¹⁵
0.025	2.468 ネルギ ¹⁵
0.0375	5.970510 ¹⁴
0.0575	3.101510 ¹⁴
0.085	1.015510 ¹⁵
0.125	2.659510 ¹⁴
0.225	4.315510 ¹⁵
0.375	2.861510 ¹⁶
0.575	6.549510 ¹⁶
0.85	3.620510 ¹⁶
1.25	8.533510 ¹⁵
1.75	8.737510 ¹⁴
2.25	5.644510 ¹⁴
2.75	1.334510 ¹³
3.5	1.149510 ⁹
5.0	2.541510 ³
7.0	2.924510 ²
9.5	3.366510 ¹

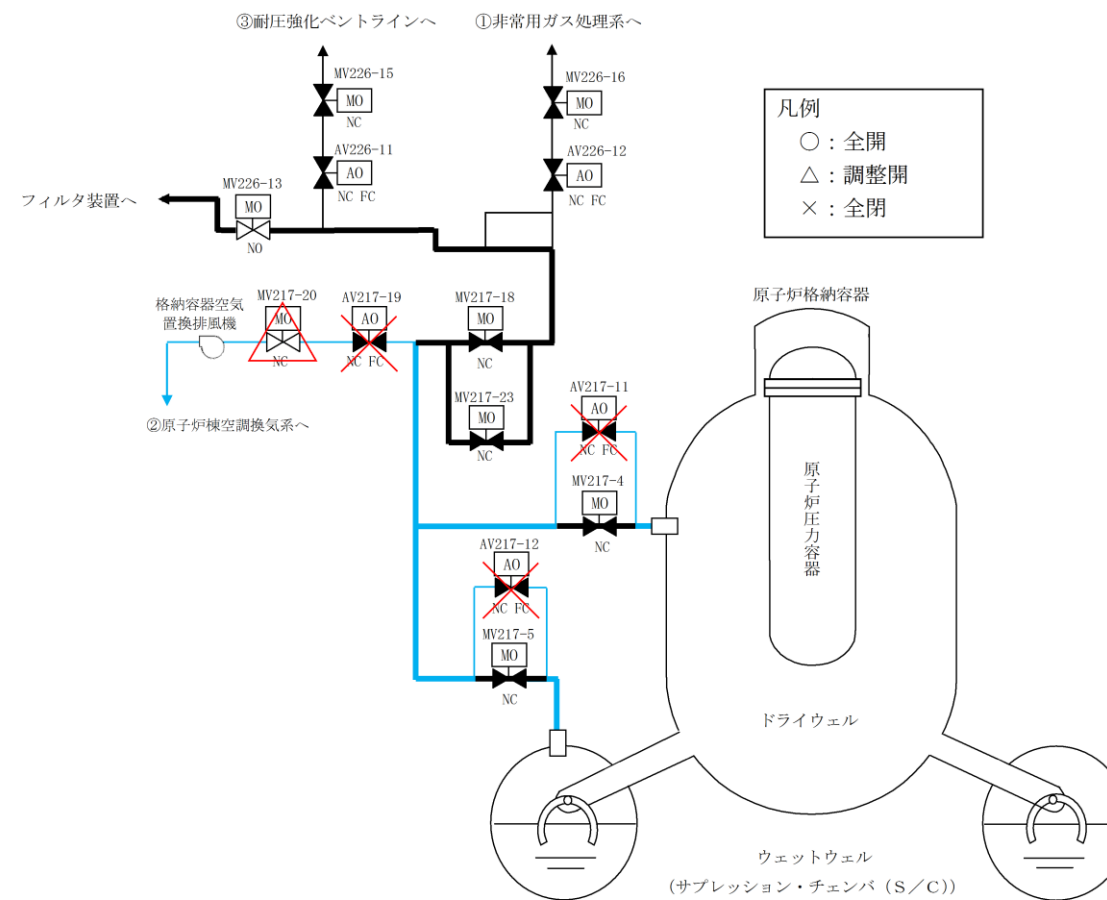


図15 格納容器圧力調整中に格納容器隔離信号が発生した場合の系統構成

3. 格納容器からの取り出し位置について

格納容器からの排気ラインの取り出し位置は、ドライウエル及びサブプレッション・チェンバのそれぞれに設け、どちらからでも排気が可能な設計としている。格納容器フィルタベント系の系統における格納容器からの取り出し位置（ドライウエル及びウェットウエルベントライン）を図16に示す。

ウェットウエルベントラインについては、サブプレッション・チェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエルベントラインについては、有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることにより、長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。



第4図 フィルタ装置入口配管線量評価モデル

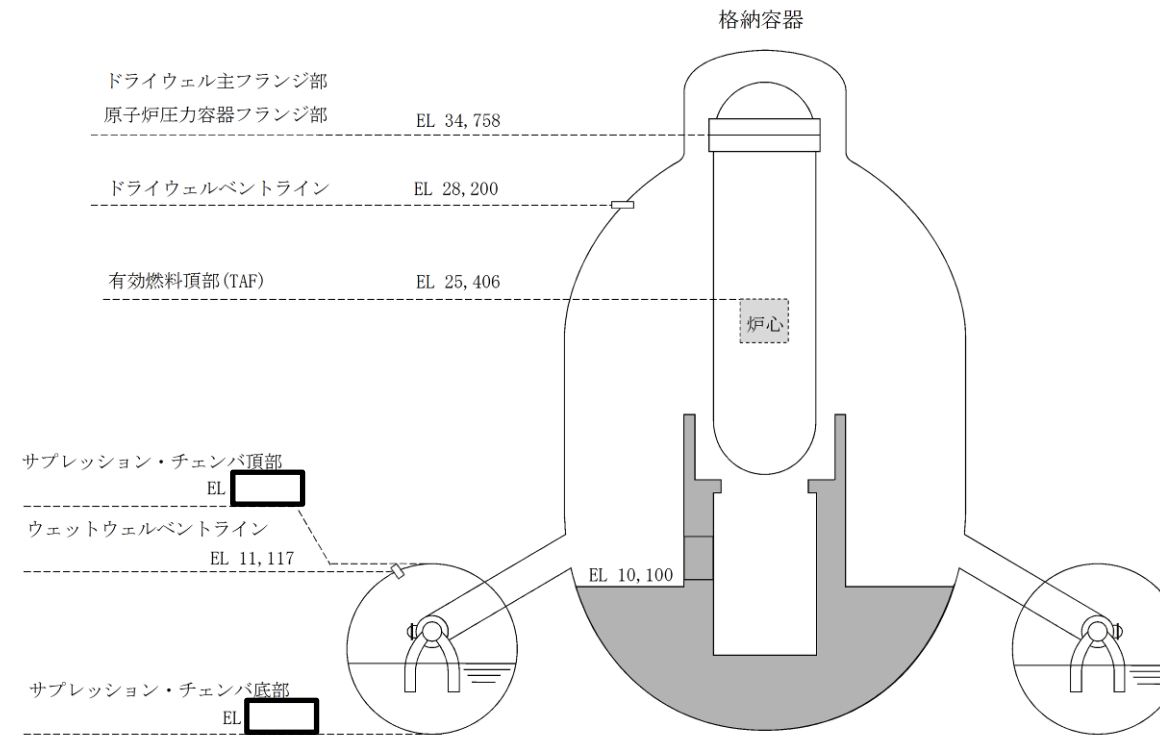


図16 格納容器の部位毎の高さ

(参考1) 窒素供給ラインの隔離弁の頑健性について

窒素供給ラインの概略系統図を図1に示す。

格納容器フィルタベント系を使用している際に、窒素供給ラインにベントガスが逆流し、フィルタを経由せずにベントガスが大気に放出されないように、窒素供給ラインに逆止弁 (V226-14) を設置している。逆止弁 (V226-14) は、重大事故時においても窒素注入ラインの逆流を防止するため、設計温度 200℃、設計圧力 2Pd 以上 (0.93MPa) としている。

また、仮に逆止弁 (V226-14) のシートリークを想定した場合でも、手動弁 (V2B3-82) を設置しているため、窒素供給ラインにベントガスが逆流することはない。なお、手動弁 (V2B3-82) は、設計温度 66℃、設計圧力 0.93MPa としているものの、200℃、2Pd (0.853MPa) の環境下においても、隔離機能が確保されることを確認している。手動弁 (V2B3-82) の構造図を図2に示す。

- ・弁耐圧部 : 当該弁は圧力クラス 1.03MPa のクラス 2 弁として設計されており、図3に示すとおり、200℃における許容圧力は 1.53MPa であることから、2Pd (0.853MPa) を上回る。
- ・シール部 : 弁体シート部はメタルであり、弁ふた及びグランドシール部は膨張黒鉛製であるため十分なシール性能を有している。

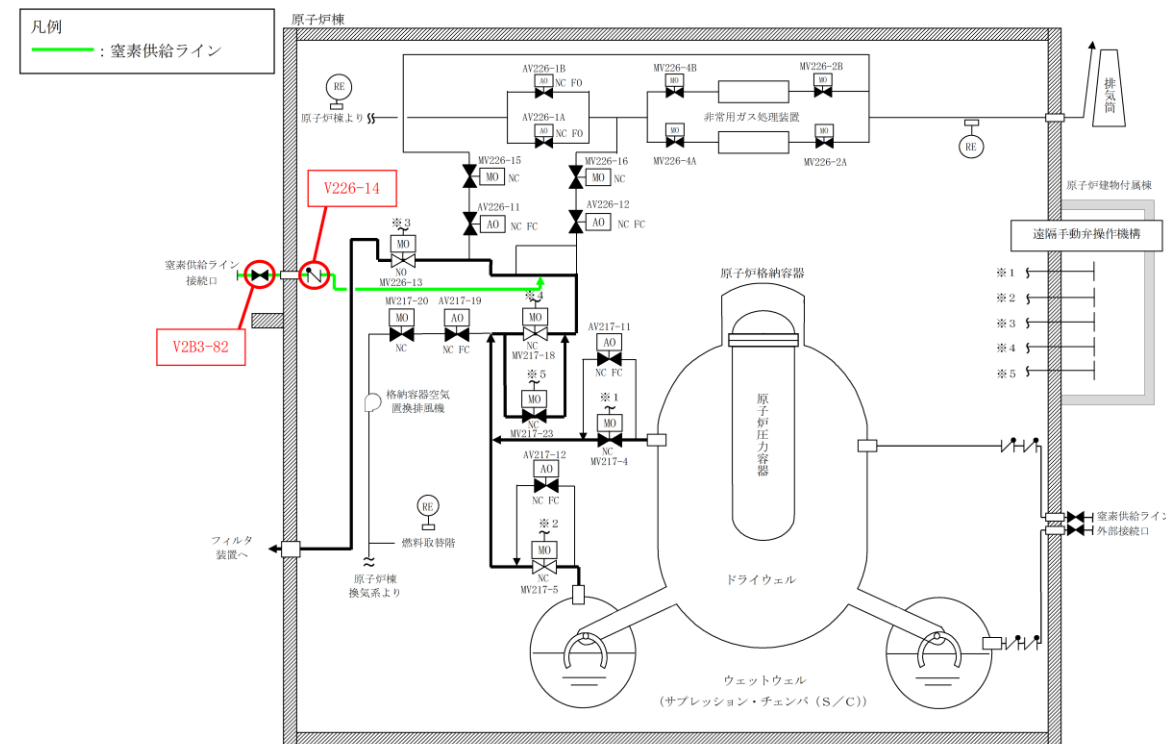


図1 窒素供給ライン 概略系統図

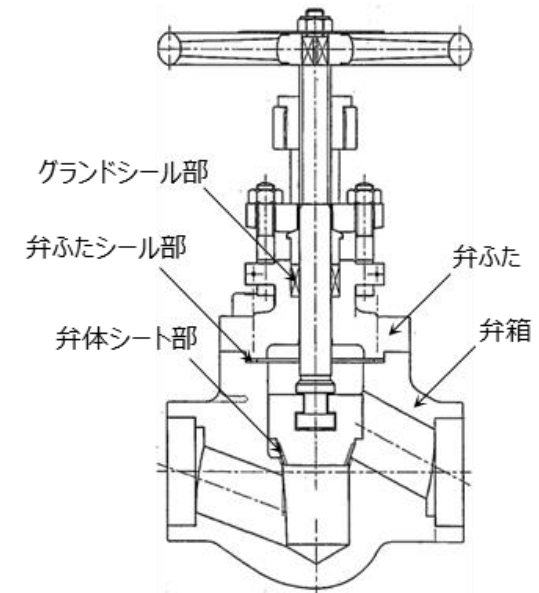


図2 手動弁 (V2B3-82) 構造図

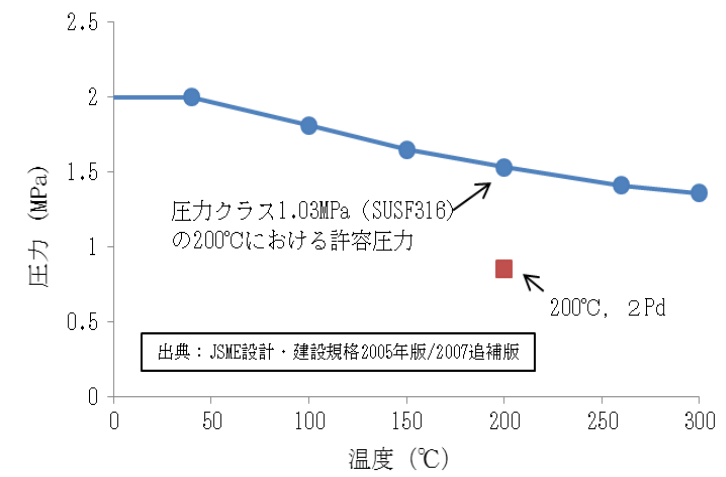


図3 圧力クラス 1.03MPa の温度-許容圧力線図

(参考2) 放出端の雨水防止対策について

格納容器フィルタベント系出口配管の放出端は、図1に示すとおり、放出方向を水平とし、水平部を1m以上確保したうえで、先端を45度で斜切りした形状としていたが、さらに、図2に示すとおり、先端を約70度で斜切りした形状に変更することで、出口配管内に雨水が侵入し難いような対策を図る。なお、放出端には、異物混入防止のためバードスクリーンを設置する。

上記の対策により、出口配管内への雨水の侵入はほぼないと考えているが、出口配管下端の雨水排水ラインの止め弁について、格納容器フィルタベント系の系統待機時における弁状態を閉運用から開運用に変更することとし、系統待機時に雨水排水ラインに雨水が溜まらない運用とする。雨水排水ラインの止め弁については、ベント実施前に人力で確実に閉操作する運用とする。

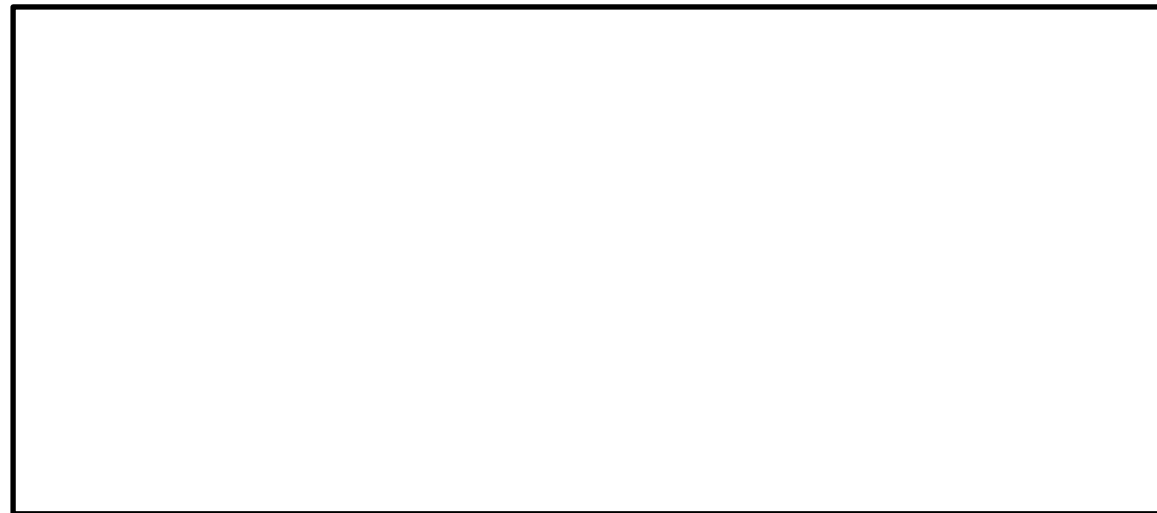


図1 格納容器フィルタベント系出口配管 (放出端及び雨水排水ライン)

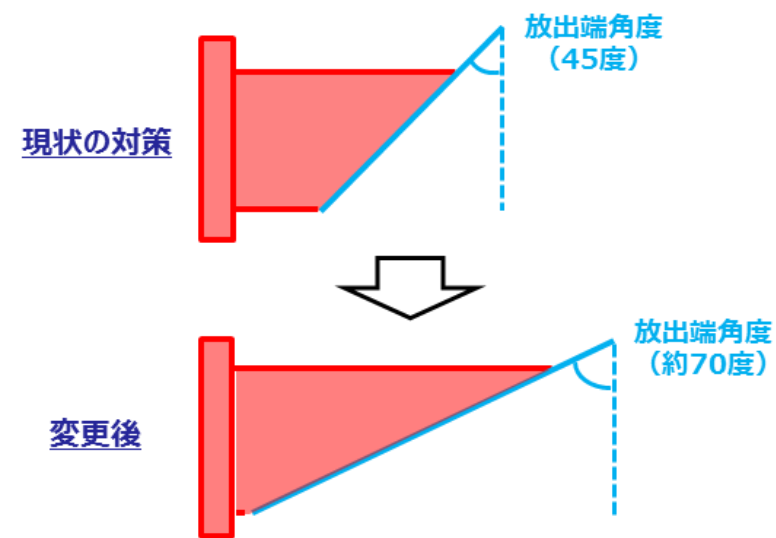
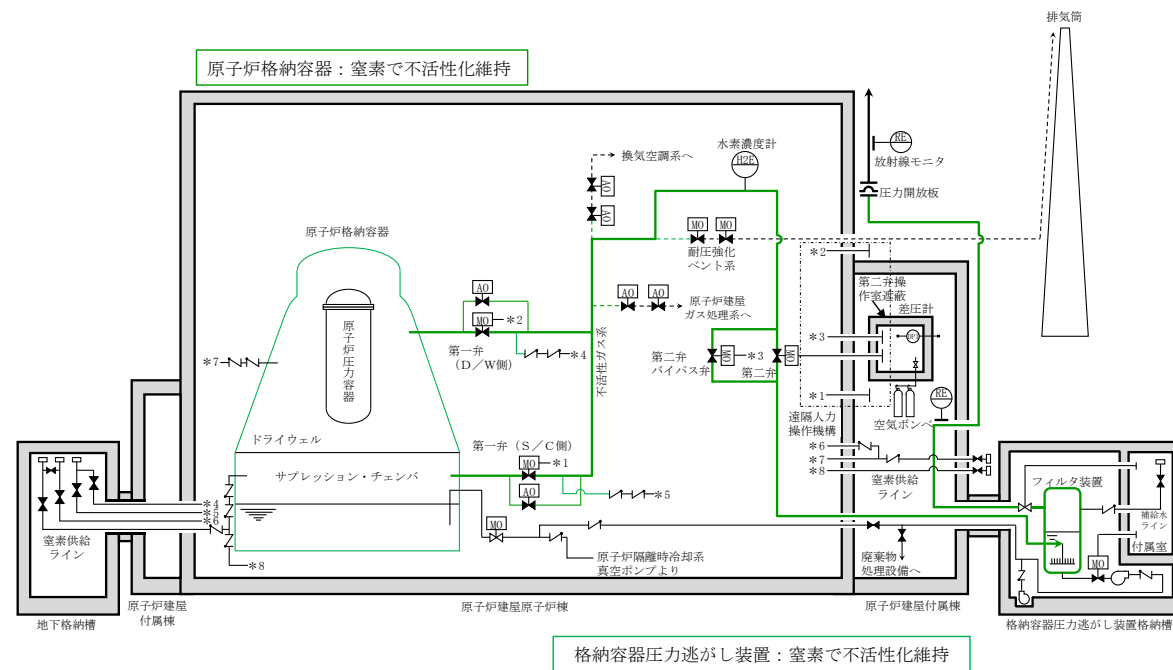


図2 放出端の雨水侵入防止対策

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 34</p> <p style="text-align: center;"><u>各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について</u></p> <p>格納容器からのベント中は、系統内に流れがあり水素が局所的に蓄積することはない。一方、ベント停止後はフィルタ装置内に捕集した粒子状放射性物質によるスクラビング水の放射線分解により、蒸気とともに水素、酸素が発生する。</p> <p>発生する水素は蒸気に比べて十分少なく約0.2%と評価され、蒸気発生量に対して一定となる。さらに、入口配管に接続された窒素供給ラインより窒素を供給することで、系統内の水素濃度は低くなる。</p> <p>フィルタ装置入口配管の水素濃度は、窒素供給を実施することで、約0.02%と評価される。一方、出口配管の水素濃度は、上述のとおり窒素供給を考慮せずに約0.2%と評価され、窒素供給を考慮することでさらに低減される。</p> <p>出口配管は大気放出端まで連続上り勾配となり、水素は蒸気とともに放出端に導かれることから、系統内に水素が蓄積することはない。</p> <p>一方、入口配管については、系統内の蒸気が凝縮してフィルタ装置に戻ると非凝縮性ガスである水素及び酸素の濃度が上昇し、可燃限界に至るおそれがあることから、窒素供給による系統ページ停止後において、水素が長期的に系統内に滞留しないことを確認するために水素濃度計で入口配管の水素濃度を監視する。</p> <p>以上より、東海第二発電所の格納容器圧力逃がし装置の水素濃度計は、フィルタ装置の入口側に設置を計画している。</p> <p>(参考) 各運転モードにおける系統構成と系統内の水素濃度について</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の各運転モード(系統待機時、ベント開始時、ベント停止後)における系統状態及び系統内の水素濃度について以下に示す。</p> <p>1. 系統待機時</p> <p>(1) 系統状態</p> <p>系統待機時においては、格納容器隔離弁が閉止されており、隔離弁から圧力開放板の間は窒素により不活性化されている。</p> <p>系統待機時の状態を第1図に示す。</p> <p>(2) 水素濃度</p> <p>系統待機状態においては、系統内への水素流入はなく、また、系統内における水素発生はない。</p>		<p>・資料構成の相違</p> <p>島根2号炉は「別紙2 水素滞留に対する設計上の考慮について」にて記載</p>



第1図 システム待機時の状態概要図

2. ベント実施時

(1) システム状態

炉心の著しい損傷が発生した場合のベント開始後には、格納容器内における水-金属反応や水の放射線分解により発生する水素が格納容器圧力逃がし装置系統内に流入するとともに、フィルタ装置にて捕捉した放射性物質によるスクラビング水の放射線分解により、フィルタ装置内において水素が発生する。

この状態においても、システムの初期の不活性化及び格納容器及びフィルタ装置において崩壊熱により発生する多量の水蒸気による水素の希釈により、可燃限界には至らない。また、フィルタ装置出口配管が大気開放端に向かい連続上り勾配となるよう設計しており、システム全体にベントガスの流れがあることから、局所的な水素ガスの滞留及び蓄積は発生しない。

ベント実施時の状態を第2図に、ベント停止前の窒素供給時の状態を第3図に示す。

(2) 水素濃度 (ベント実施時)

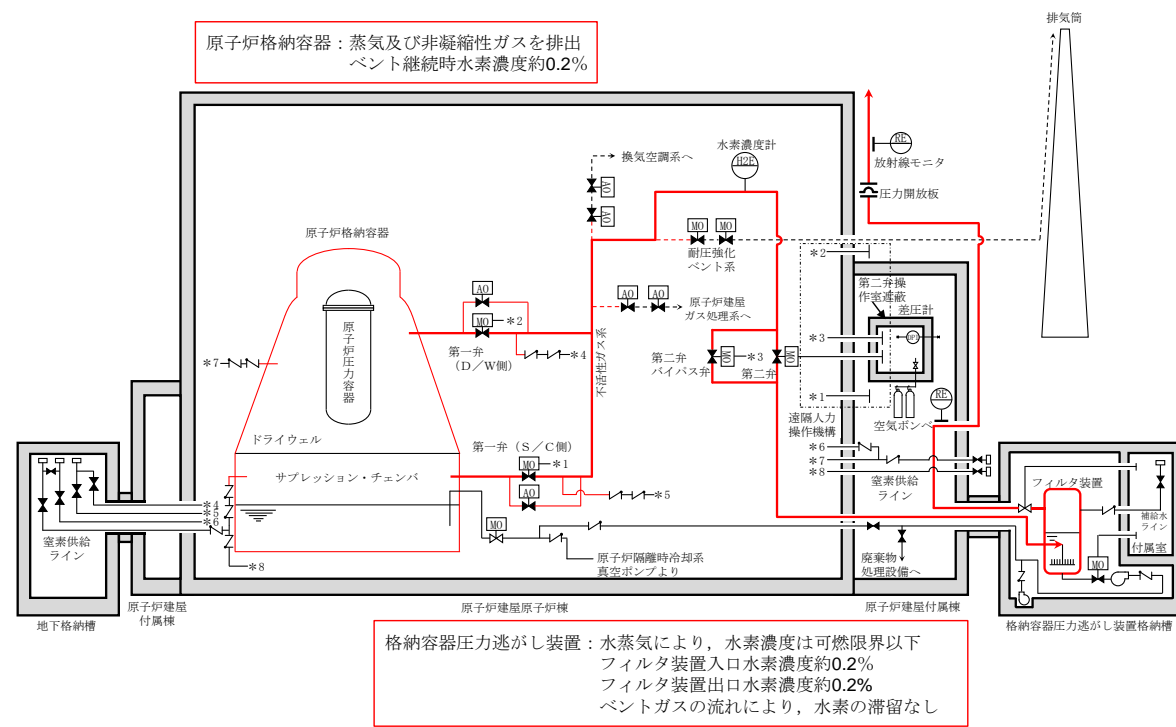
格納容器圧力逃がし装置へ流入するベントガスの水素濃度については、格納容器内での水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から求める。

その結果、格納容器より系統内へ流入するベントガスの水素濃度は約0.2%となる。

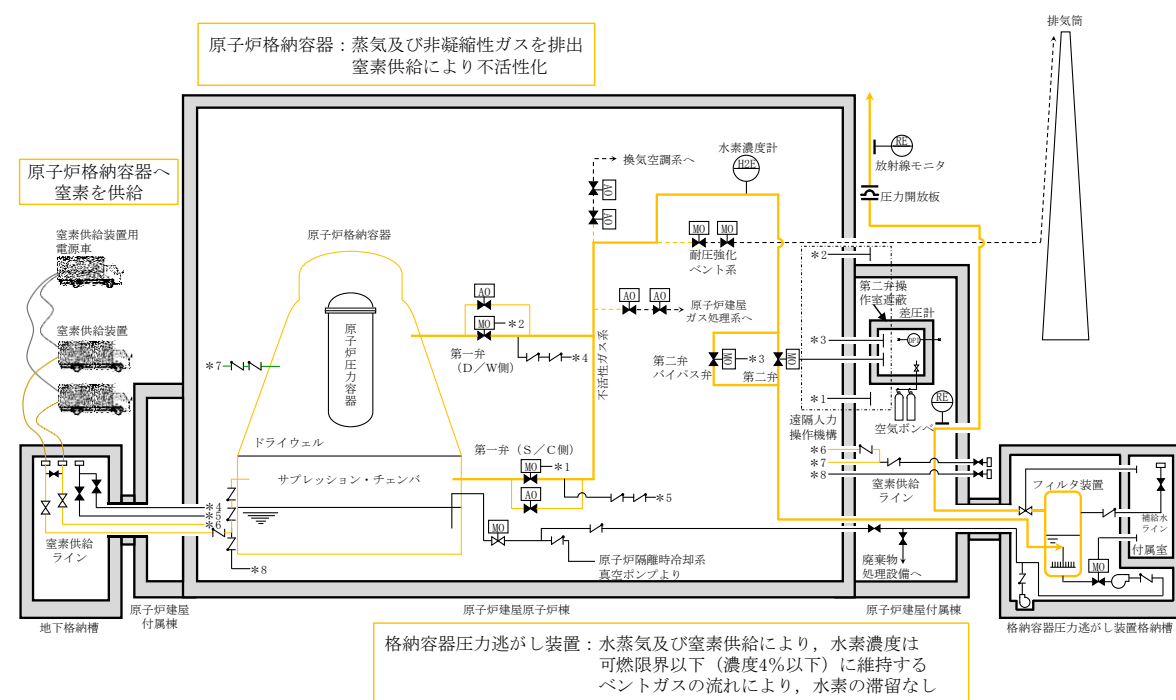
$$\begin{aligned} \text{水蒸気発生量} &= Q \times 1,000 / (\text{飽和蒸気比エンタルピ} \\ &\quad - \text{飽和水比エンタルピ}) \times 1,000 / \text{分子量} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \\ \text{水素発生量} &= Q \times 10^6 \times G \text{値} \text{ (分子/100eV)} / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) \text{ ※1} \\ &\quad / (6.022 \times 10^{23}) \text{ ※2} \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 \times \text{放射線吸収割合} \\ \text{水素濃度} &= \text{水素発生量} / (\text{水蒸気発生量} + \text{水素発生量}) \times 100 \end{aligned}$$

Q : 崩壊熱 (MW)

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>※1 1eV=1.602×10⁻¹⁹[J] ※2 アボガドロ数 6.022×10²³</p> <p>以上の式に事故発生7日後の状態を想定した条件を適用し、水素濃度を求める。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器圧力はベント実施時の圧力として200kPa [abs] とする。 ・格納容器内の冷却水は沸騰していると想定し水素発生量のG値は0.4 とする。 ・放射線吸収割合は1.0 とする。 ・事故発生7日後を想定するため、崩壊熱は約10MW とする。 <p>水蒸気発生量=10×1,000 / (2706.24-251.15^{*3}) ×1,000 / 18 ×22.4×10⁻³×3,600=18247.8 m³[N]/h</p> <p>※3 飽和水比エンタルピは60℃条件とする。</p> <p>水素発生量=10×10⁶×0.4 / 100 / (1.602×10⁻¹⁹) / (6.022×10²³) ×22.4×10⁻³×3,600×1.0=33.44 m³[N]/h</p> <p>水素濃度=33.44 / (18247.8+33.44) ×100=約0.2%</p> <p>次に、フィルタ装置において発生する水素濃度については、フィルタ装置内のスクラビング水の放射線分解による水素発生量と、同時に発生する水蒸気発生量の割合から求める。水素濃度は系統へ流入するベントガスの水素濃度を求める式と同様の式を用いて計算する。</p> <p>その結果、フィルタ装置より発生する水素濃度は約0.2%となる。</p> <p>水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水の放射線分解に寄与する熱量は500kWを想定する(設計条件)。 ・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量のG値は0.4 とする。 ・放射線吸収割合は1.0 とする。 <p>水蒸気発生量=0.5×1,000 / (2675.53-418.99) ×1,000 / 18 ×22.4×10⁻³×3,600=992.65 m³[N]/h</p> <p>水素発生量=0.5×10⁶×0.4 / 100 / (1.602×10⁻¹⁹) / (6.022×10²³) ×22.4×10⁻³×3,600=1.67 m³[N]/h</p> <p>水素濃度=1.67 / (992.65+1.67) ×100 =約0.2%</p> <p>(3) 水素濃度 (ベント停止前, 窒素供給時)</p> <p>窒素供給を開始することで、(2)で評価した値よりさらに水素濃度が低くなることから、格納容器を含め系統の水素濃度は約0.2%を上回ることはない。</p>		



第2図 ベント実施時状態概要図



第3図 格納容器への窒素供給状態概要図

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>3. ベント停止後</p> <p>(1) 系統状態</p> <p>ベント停止後、可搬型窒素発生装置により系統内への窒素供給を開始する。系統内に連続的に窒素を供給することで、系統内の水素を希釈、掃気する（フィルタ装置出口側への流れが形成される）ため、フィルタ装置入口配管内に水素が滞留することはない、スクラビング水の放射線分解により発生した水素もこの流れにより、大気開放端から掃気される。また、フィルタ装置出口側については、スクラビング水が飽和状態にある場合は、水蒸気発生量が水素発生量を大きく上回るため、水素濃度が可燃限界に至ることはない。ベント停止後の状態を第4図に示す。</p> <p>(2) 水素濃度（隔離弁～フィルタ装置）</p> <p>フィルタ装置入口配管側へ逆流する水素濃度について、窒素供給量、水素発生量の割合から求める。その結果、水素濃度は約0.02%となる。</p> <p>なお、フィルタ装置入口配管側に逆流する可能性のある水素発生量は以下に示した式を用いて計算する。</p> $\text{フィルタ装置内水素発生量} = Q \times 10^6 \times G \text{値} \left(\frac{\text{分子}}{100\text{eV}} \right) / 100$ $/ (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600$ <p>入口配管内への水素流量 = フィルタ装置内水素発生量 × ガス入口配管断面積 / フィルタ装置断面積</p> <p>水素濃度 = 入口配管への水素流入量 / (入口配管への水素流入量 + 窒素供給量) × 100</p> <p>水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量のG値は0.4とする。 ・水の放射線分解に寄与する熱量は500kWを想定する。(格納容器圧力逃がし装置設計条件) ・放射線吸収割合は1.0とする。 ・窒素供給量は200m³[N]/h、不純物濃度は1%未満のため無視する。 $\text{フィルタ装置内水素発生量} = 0.5 \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19})$ $/ (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600$ $= 1.67 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h}$ <p>入口配管内への水素流量 = 1.67 × 0.144 / 9.1</p> $= 0.026 \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h}$ <p>水素濃度 = 0.026 / (0.026 + 200) × 100</p> $= \text{約 } 0.02\%$		

(3) 水素濃度 (フィルタ装置～大気解放端)

格納容器への窒素供給時の水素濃度については、窒素供給量、水素発生量の割合から求める。その結果、水素濃度は約0.2%以下となる。

なお、ベント停止後のフィルタ装置出口側の水素濃度は2.(2)に示した式を用いて計算する。

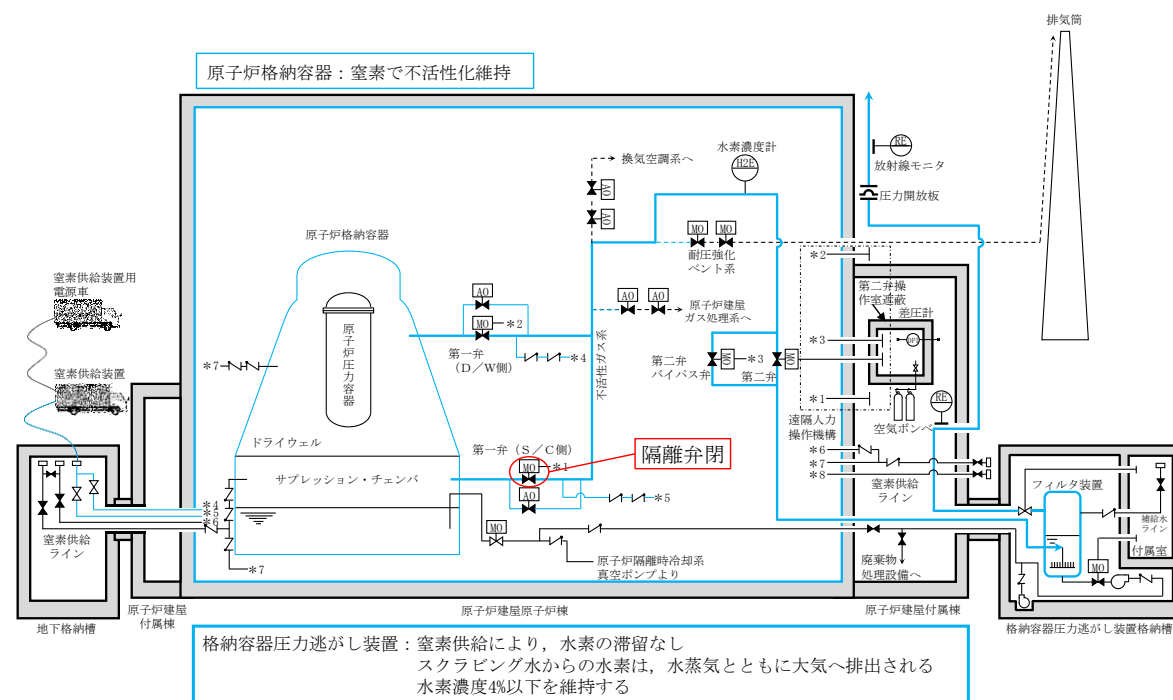
水素濃度の計算条件は以下のとおりとする。

- ・フィルタ装置出口が解放しているため、フィルタ装置圧力は大気圧であると想定する。
- ・スクラビング水は沸騰しているものと想定し水素発生量のG値は0.4とする。
- ・崩壊熱はQとする。
- ・窒素供給は考慮しない。

$$\text{水蒸気発生量} = Q \times 1,000 / (2675.53 - 418.99) \times 1,000 / 18 \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600 = 1985.3 \times Q \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h}$$

$$\text{水素発生量} = Q \times 10^6 \times 0.4 / 100 / (1.602 \times 10^{-19}) / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3,600 = 3.344 \times Q \text{ m}^3 [\text{N}] / \text{h}$$

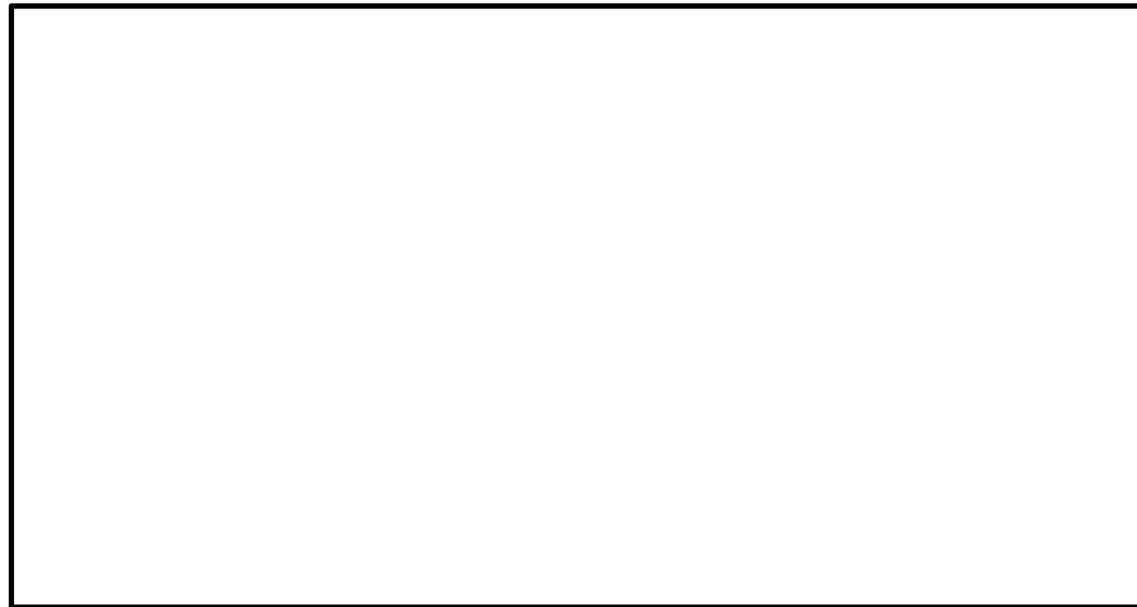
$$\text{水素濃度} = 3.344Q / (1985.3 + 3.344) \times Q \times 100 = \text{約} 0.2\%$$



第4図 ベント停止後状態概要図

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>4. 評価の保守性について</p> <p>各運転モードにおける系統内の水素濃度評価は、水素発生量のG値を用いて算出している。</p> <p>G値には、許認可の安全解析に用いられる値（沸騰域 0.40 分子/100eV）を使用することにより、評価結果に保守性を持たせている。</p> <p>実際にシビアアクシデントが発生した状況を想定した場合の水素発生量のG値は、電力共同研究報告書「シビアアクシデントにおける可燃性ガスの挙動に関する研究」において評価されており、その値（沸騰域 0.27 分子/100eV）は許認可で用いられるG値に対して低い値となっている。</p> <p>水素が発生する過程では酸素も発生するが、この量を評価に見込まないことで若干の保守性を有することとなる。</p> <p>以上より、各運転モードにおける水素濃度評価は適切に行われているものとする。</p>		

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 35</p> <p style="text-align: center;">ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について</p> <p>(1) プルーム通過時における要員退避の考え方 炉心損傷後のベント実施時には、放出されるプルームの影響によって発電所周辺の放射線線量率が上昇する。そのため、プルーム通過時において、<u>災害対策要員</u>は、緊急時対策所及び中央制御室待避室等^等で待避又は発電所構外へ一時退避する。緊急時対策所及び中央制御室待避室等^等については、空気加圧することでプルームの流入を抑え、放射線影響を低減させる。発電所構外への一時退避については、発電所から離れることでプルームの拡散効果により放射線影響を低減させる。</p> <p>(2) 必要要員数 <u>災害対策本部（全体体制）</u>の要員は111名であるが、8名についてはオフサイトセンターへ派遣されるため、発電所にて重大事故等対応を行う要員は103名である。プルーム通過時の必要要員である72名は緊急時対策所又は中央制御室待機室等で待機することとしており、それ以外の31名については発電所構外へ退避する。</p> <p>(3) 移動時間 発電所構外へ一時退避する場合には、原子力事業所災害対策支援拠点へ退避することとしている。<u>原子力事業所災害対策支援拠点の候補として6施設あり、事象発生後に風向等に基づいて選定する。</u>これらの施設は、発電所から10km～20kmの地点に立地しており、最も遠い施設まで徒歩による一時退避を行う場合の所要時間は約6時間と評価している。 緊急時対策所へ待避する場合の移動時間については、アクセスルートのうち、緊急時対策所から最も距離のある地点（<u>放水口</u>）から緊急時対策所へ第1図に示すアクセスルートを徒歩移動によって退避した場合の移動時間は約24分である。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 47</p> <p style="text-align: center;">ベント実施によるプルーム通過時の要員退避について</p> <p>(1) プルーム通過時における要員退避の考え方 炉心損傷後のベント実施時には、放出されるプルームの影響によって発電所周辺の放射線線量率が上昇する。そのため、プルーム通過時において、<u>緊急時対策要員</u>は、緊急時対策所及び中央制御室待避室で待避又は発電所構外へ一時退避する。緊急時対策所及び中央制御室待避室については、空気加圧することでプルームの流入を抑え、放射線影響を低減させる。発電所構外への一時退避については、発電所から離れることでプルームの拡散効果により放射線影響を低減させる。</p> <p>(2) 必要要員数 発電所にて重大事故等対応を行う要員は101名である。プルーム通過時の必要要員である69名は緊急時対策所又は中央制御室待避室で待機することとしており、それ以外の32名については発電所構外へ退避する。</p> <p>(3) 移動時間 発電所構外へ一時退避する場合には、原子力事業所災害対策支援拠点等^等へ退避することとしている。これらの施設は、発電所から約12～13kmの地点に立地しており、最も遠い施設まで徒歩による一時退避を行う場合の所要時間は約4時間と評価している。 緊急時対策所へ待避する場合の移動時間については、アクセスルートのうち、緊急時対策所から最も距離のある地点（<u>放水接合槽</u>）から緊急時対策所へ図1に示すアクセスルートを徒歩移動によって待避した場合の移動時間は約50分である。</p>	<p>・体制の相違 ・運用の相違 島根2号炉は、ベント実施後、中央制御室に退避する。東海第二は、現場でのベント実施者が現場に待機する運用</p> <p>・体制の相違 オフサイトセンター派遣要員は、緊急時対策要員とは別の要員で構成</p> <p>・運用の相違 一時退避箇所の選定箇所の相違及び発電所からの距離の相違</p>



第1図 放水口から緊急時対策所への最も距離のあるアクセスルート

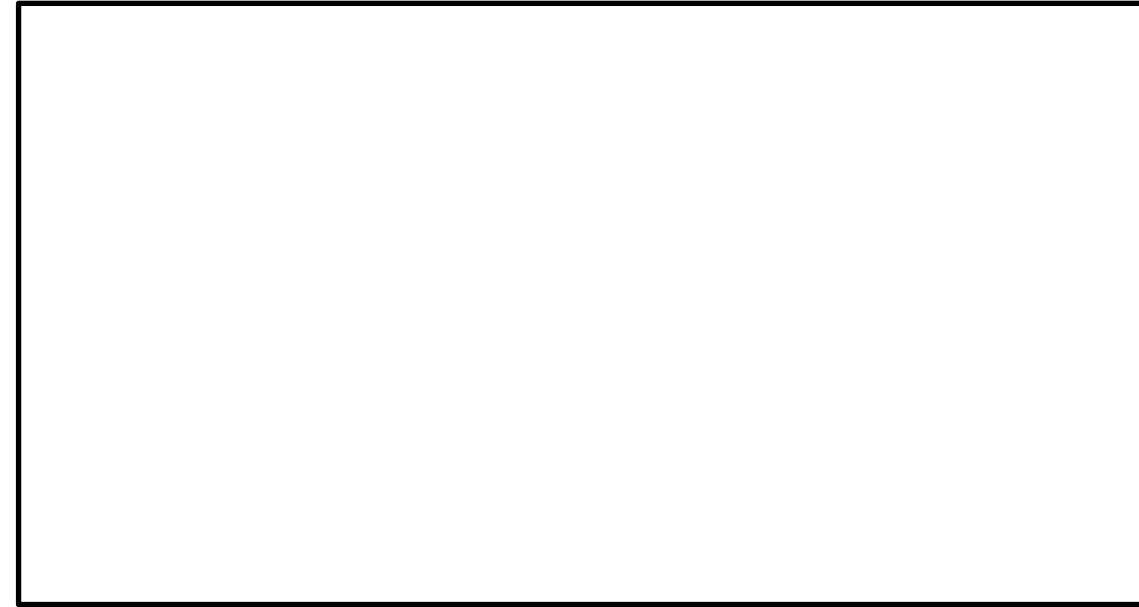


図1 放水接合槽から緊急時対策所への最も距離のあるアクセスルート

(4) 有効性評価シナリオでの退避タイミング

a. サプレッション・プール水位通常水位+6.5m 到達によるベント

有効性評価のうち、炉心損傷後のベントシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」における要員一時退避及び待避開始時間及びベント時間の関係を第1表に示す。

第1表 静的負荷におけるベント準備時間及びベント時間の退避

項目	基準	事象発生からの到達時間
発電所構外への一時退避	S/P 水位通常水位+4.5m	約 13 時間後
緊急時対策所への待避	S/P 水位通常水位+5.5m	約 16.5 時間後
ベント操作	S/P 水位通常水位+6.5m	約 19.5 時間後

(4) 有効性評価シナリオでの退避タイミング

a. サプレッション・プール通常水位+約 1.3m 到達によるベント

有効性評価のうち、炉心損傷後のベントシナリオである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用できない場合）」における要員一時退避及び待避開始時間及びベント時間の関係を表1に、ベント実施に係る対応の流れを図2に示す。

表1 静的負荷におけるベント準備時間及びベント時間の退避

項目	基準	事象発生からの到達時間
発電所構外への一時退避	格納容器圧力 640kPa [gage] 到達	約 27 時間後
緊急時対策所への待避	サプレッション・プール 通常水位+約 1.2m 到達	約 31 時間後
ベント操作	サプレッション・プール 通常水位+約 1.3m 到達	約 32 時間後

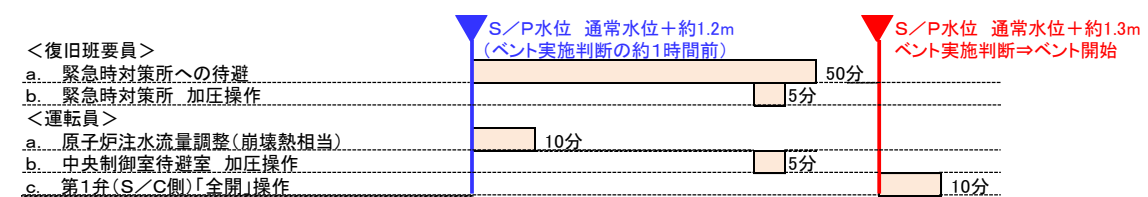


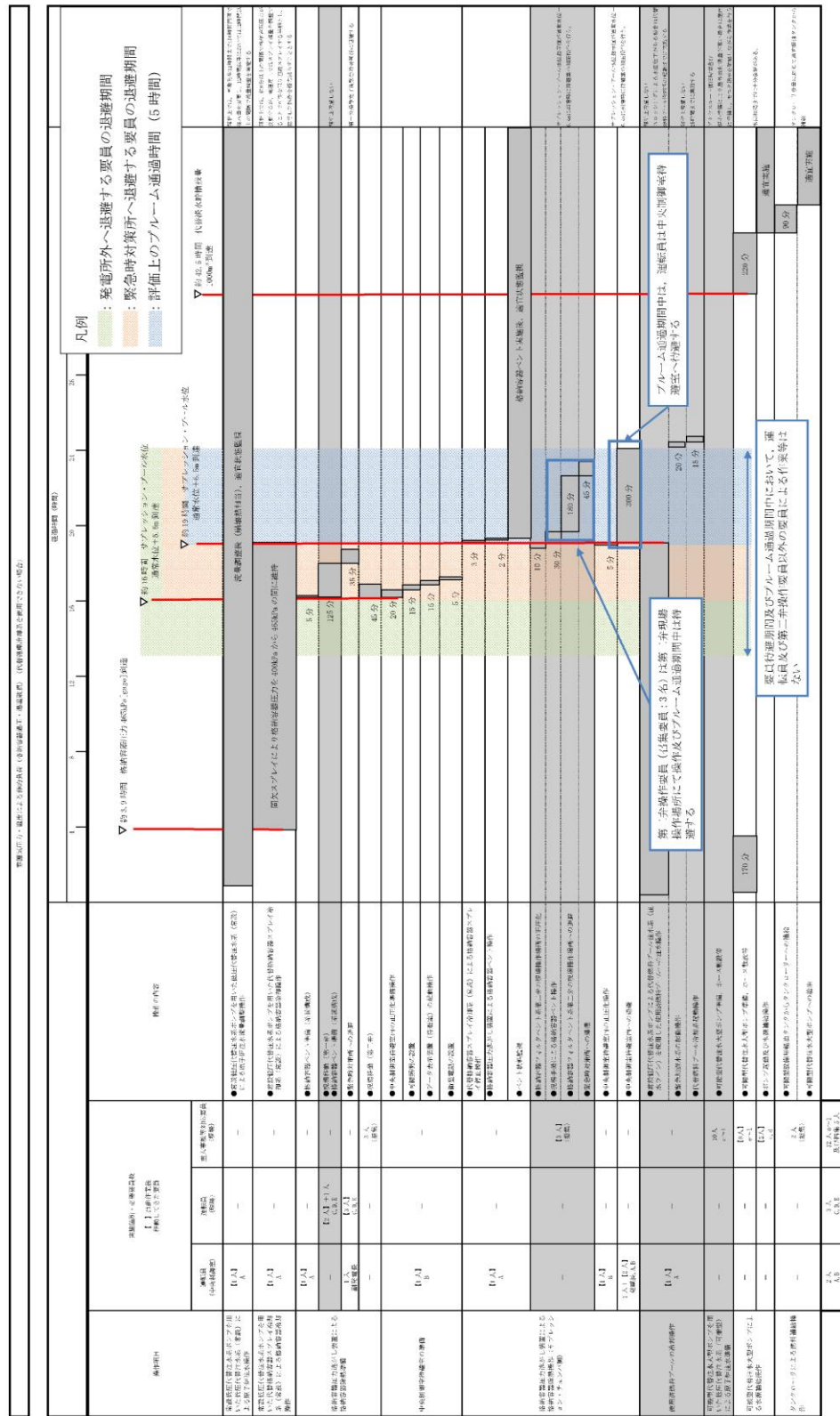
図2 ベント実施に係る対応の流れ

・運用の相違
ベント実施基準の相違

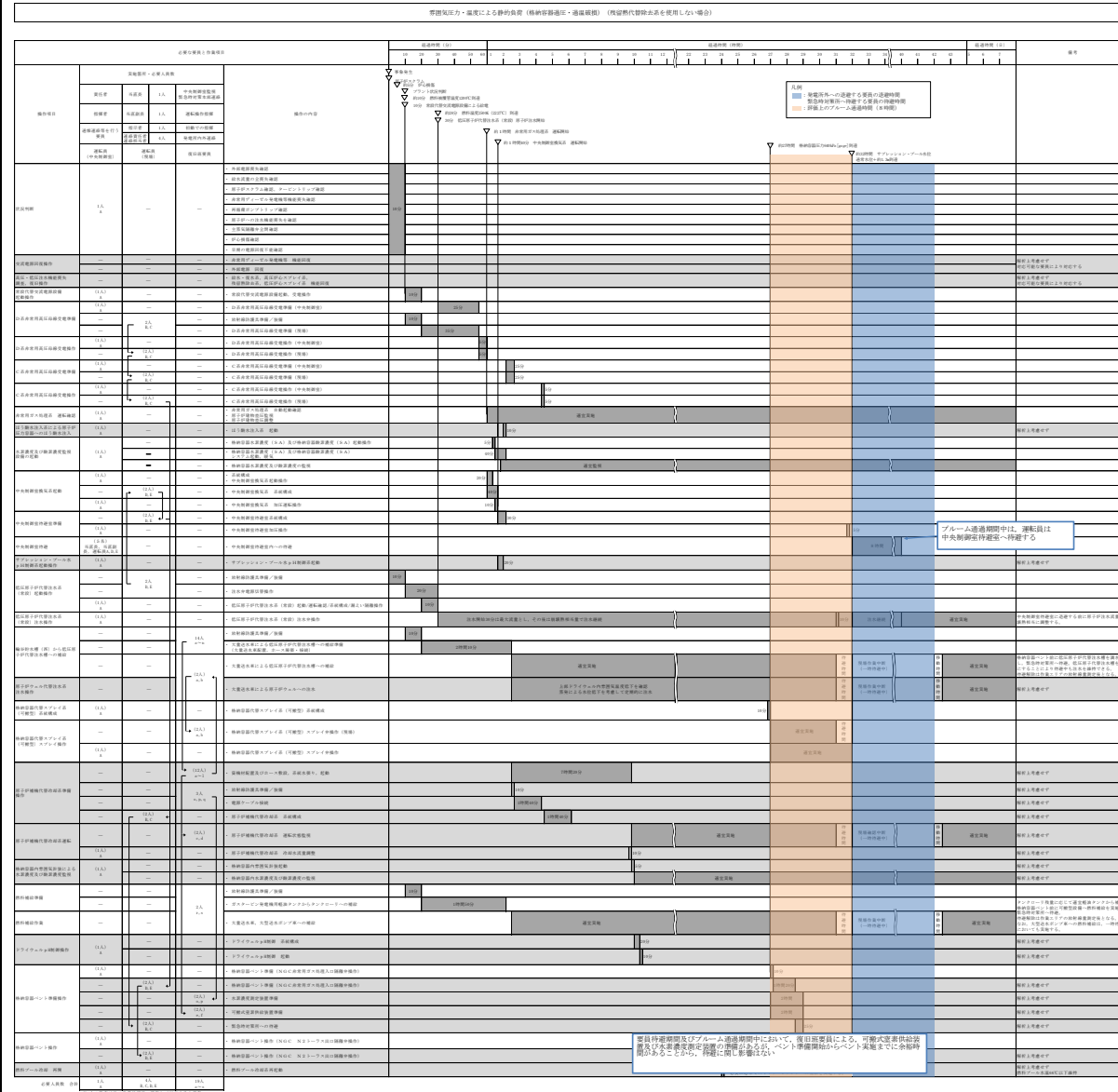
・運用の相違
ベント準備基準の相違による
退避基準の相違

・記載方針の相違
島根2号炉は、ベント実施前の
発電所構内の要員の動きに
ついて記載

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																				
<p>第1表に示すとおり、発電所構外への一時退避については、移動開始からベント操作まで約6.5時間あることから最も遠い退避施設への退避が可能であり、緊急時対策所への待避については、移動開始からベント操作まで約3時間あることからベント実施判断基準到達までに緊急時対策所への待避可能である。そのため、ベント操作開始に影響を与えることはない。また、中央制御室の運転員については、ベント実施後速やかに中央制御室待避室へ退避する。</p> <p>第2表及び第2図に示すとおり、プルーム通過時の屋内待避期間(評価上5時間)において、実施する必要のある現場操作及び作業がないため、要員が退避することに対する影響はない。</p> <p>第2表 ベント実施の待避期間中における格納容器の状態及び操作</p> <table border="1" data-bbox="166 919 1258 1411"> <thead> <tr> <th>作業項目</th> <th>待避期間中における状況</th> <th>作業の可否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉注水</td> <td>低圧代替注水系(常設)による注水を継続</td> <td>待避期間における流量調整は不要</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ</td> <td>ベント実施前に停止</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>常設代替高圧電源装置により給電</td> <td>自動燃料補給により作業不要</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>代替淡水貯槽の水を使用</td> <td>待避期間中における補給は不要</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>可搬型設備を使用していない</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. <u>格納容器酸素濃度4.3vol%到達によるベント</u> 炉心損傷後においては、格納容器内での水素燃焼を防止する観点から、格納容器酸素濃度がドライ条件において4.3vol%に到達した場合、ベント操作を実施することとしている。 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(<u>代替循環冷却系</u>を使用する場合)においては、水素及び酸素の発生割合(G値)の不確かさが大きく、あらかじめ待避基準を設定できないため、酸素濃度の上昇速度から4.3vol%到達時間を予測し、退避を実施する。また、退避開始からプルーム通過時の退避時において、実施する必要のある現場操作及び作業がないため、要員が退避することに対する影響はない。</p>	作業項目	待避期間中における状況	作業の可否	原子炉注水	低圧代替注水系(常設)による注水を継続	待避期間における流量調整は不要	格納容器スプレイ	ベント実施前に停止	—	電源	常設代替高圧電源装置により給電	自動燃料補給により作業不要	水源	代替淡水貯槽の水を使用	待避期間中における補給は不要	燃料	可搬型設備を使用していない	—	<p>表1に示すとおり、発電所構外への一時退避については、移動開始からベント操作まで約5時間あることから最も遠い退避施設への退避が可能であり、緊急時対策所への待避については、移動開始からベント操作まで約1時間*あることからベント実施判断基準到達までに緊急時対策所への待避可能である。そのため、ベント操作開始に影響を与えることはない。また、中央制御室の運転員については、ベント実施後速やかに中央制御室待避室へ待避する。</p> <p>※復旧班要員：待避時間(約50分)及び緊急時対策所の加圧操作時間(約5分)に余裕を考慮し設定 運転員：原子炉への注水流量調整(約10分)及び中央制御室待避室の加圧操作時間(約5分)を踏まえ、復旧班要員の待避開始と同じタイミングに設定</p> <p>表2及び図3に示すとおり、プルーム通過時の待避期間(評価上10時間)において、<u>燃料補給を実施する必要がある。プルーム通過中に燃料補給を実施した場合でも、約8mSvであり作業実施は可能である。</u></p> <p>表2 ベント実施の待避期間中における格納容器の状態及び操作</p> <table border="1" data-bbox="1299 919 2392 1411"> <thead> <tr> <th>作業項目</th> <th>待避期間中における状況</th> <th>作業の可否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉注水</td> <td>低圧原子炉代替注水系(常設)による注水を継続</td> <td>待避期間における流量調整(崩壊熱相当)は不要</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ</td> <td>ベント実施前に停止</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>ガスタービン発電機により給電</td> <td>自動燃料補給により作業不要</td> </tr> <tr> <td>水源</td> <td>低圧原子炉代替注水槽の水を使用</td> <td>待避期間中における補給は不要</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>大型送水ポンプ車を使用</td> <td>待避期間中の運転継続のため燃料補給が必要</td> </tr> </tbody> </table> <p>b. <u>格納容器酸素濃度ドライ条件で4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%到達によるベント</u> 炉心損傷後においては、格納容器内での水素燃焼を防止する観点から、格納容器酸素濃度がドライ条件において4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%に到達した場合、ベント操作を実施することとしている。 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(<u>残留熱代替除去系</u>を使用する場合)においては、水素及び酸素の発生割合(G値)の不確かさが大きく、あらかじめ待避基準を設定できないため、酸素濃度の上昇速度からドライ条件で4.4vol%及びウェット条件で1.5vol%到達時間を予測し、退避を実施する。また、退避開始からプルーム通過時の退避時において、実施する必要のある現場操作及び作業がないため、要員が退避することに対する影響はない。</p>	作業項目	待避期間中における状況	作業の可否	原子炉注水	低圧原子炉代替注水系(常設)による注水を継続	待避期間における流量調整(崩壊熱相当)は不要	格納容器スプレイ	ベント実施前に停止	—	電源	ガスタービン発電機により給電	自動燃料補給により作業不要	水源	低圧原子炉代替注水槽の水を使用	待避期間中における補給は不要	燃料	大型送水ポンプ車を使用	待避期間中の運転継続のため燃料補給が必要	<p>・運用の相違 島根は一時待避時において、燃料プールの冷却を継続するため大型送水ポンプ車に燃料補給を実施する</p> <p>・運用の相違 格納容器酸素ベント基準の相違</p>
作業項目	待避期間中における状況	作業の可否																																				
原子炉注水	低圧代替注水系(常設)による注水を継続	待避期間における流量調整は不要																																				
格納容器スプレイ	ベント実施前に停止	—																																				
電源	常設代替高圧電源装置により給電	自動燃料補給により作業不要																																				
水源	代替淡水貯槽の水を使用	待避期間中における補給は不要																																				
燃料	可搬型設備を使用していない	—																																				
作業項目	待避期間中における状況	作業の可否																																				
原子炉注水	低圧原子炉代替注水系(常設)による注水を継続	待避期間における流量調整(崩壊熱相当)は不要																																				
格納容器スプレイ	ベント実施前に停止	—																																				
電源	ガスタービン発電機により給電	自動燃料補給により作業不要																																				
水源	低圧原子炉代替注水槽の水を使用	待避期間中における補給は不要																																				
燃料	大型送水ポンプ車を使用	待避期間中の運転継続のため燃料補給が必要																																				



第2図 待避時及びブルーム通過時における要員の整理
 (「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
 (代替循環冷却系を使用できない場合)の作業と所要時間」抜粋)



第3図 待避時及びブルーム通過時における要員の整理
 (「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)
 (残留熱代替除去系を使用できない場合)の作業と所要時間」抜粋)

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 36</p> <p style="text-align: center;">エアロゾルの保守性について</p> <p>(1) <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の設計条件について <u>格納容器圧力逃がし装置</u>の設計条件としては、エアロゾル移行量を <u>400kg</u> に設定している。(別紙2)</p> <p>(2) 事故シナリオに応じたエアロゾル移行量について</p> <p>a. エアロゾルが発生する事故シナリオの選定について</p> <p>ベント実施時には、希ガスやガス状よう素（無機よう素及び有機よう素）を除く核分裂生成物及び構造材がエアロゾルとして<u>格納容器圧力逃がし装置</u>に流入する。エアロゾルが発生する事故シナリオは、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスのうち、以下に示すMAAP解析上の特徴を踏まえ、原子炉圧力容器が健全な事故シーケンスである「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）</u>」を選定している。</p> <p>(a) 原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合は、炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後でも、溶融炉心中心部は溶融プール状態を維持する。一方、原子炉圧力容器破損時は、原子炉圧力容器破損前に水張りしたペDESTAL部で溶融炉心の一部が粒子化するとともに、最終的にはクエンチする。エアロゾル移行量は溶融炉心の温度が高い方がより多くなるため、原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。</p> <p>(b) 原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合は、溶融炉心冠水時において溶融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮していない。一方、溶融炉心がペDESTAL部に存在する場合は、溶融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮している。以上より、スクラビング効果を考慮していない原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。</p> <p><u>(c) 東海第二発電所では、MCCI対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉圧力容器が破損した場合でも溶融炉心による侵食は発生しない。したがって、原子炉圧力容器破損後に特有のエアロゾルの発生源はないと考えられる。(別紙38)</u></p> <p>b. 対象シーケンスにおけるエアロゾル移行量について</p> <p>「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）</u>」シーケンスにおける<u>格納容器圧力逃がし装置</u>へ流入するエアロゾル移行量を第1表に示す。本シーケンスの有効性評価ではS/Cベントを優先して実施することとしているが、ここではD/Wベントを実施した場合のエアロゾル移行量もあわせて示している。第1表より、エアロゾル移行量はS/Cベント時よりD/Wベント時の方が多く約<u>5kg</u>であるが、<u>格納容器圧力逃がし装置</u>で設計上想定するエアロゾル移行量はこれを十分上回る<u>400kg</u>である。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 10</p> <p style="text-align: center;">エアロゾルの保守性について</p> <p>(1) <u>格納容器フィルタベント系</u>の設計条件について <u>格納容器フィルタベント系</u>の設計条件としては、エアロゾル移行量を <u>300kg</u> に設定している。(別紙9)</p> <p>(2) 事故シナリオに応じたエアロゾル移行量について</p> <p>a. エアロゾルが発生する事故シナリオの選定について</p> <p>ベント実施時には、希ガスやガス状よう素（無機よう素及び有機よう素）を除く核分裂生成物及び構造材がエアロゾルとして<u>格納容器フィルタベント系</u>に流入する。エアロゾルが発生する事故シナリオは、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とする事故シーケンスのうち、以下に示すMAAP解析上の特徴を踏まえ、原子炉圧力容器が健全な事故シーケンスである「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）</u>」を選定している。</p> <p>(a) 原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合は、炉心が再冠水し溶融炉心の外周部が固化した後でも、溶融炉心中心部は溶融プール状態を維持する。一方、原子炉圧力容器破損時は、原子炉圧力容器破損前に水張りしたペDESTAL部で溶融炉心の一部が粒子化するとともに、最終的にはクエンチする。エアロゾル移行量は溶融炉心の温度が高い方がより多くなるため、原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。</p> <p>(b) 原子炉圧力容器内に溶融炉心が存在する場合は、溶融炉心冠水時において溶融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮していない。一方、溶融炉心がペDESTAL部に存在する場合は、溶融炉心上部の水によるスクラビング効果を考慮している。以上より、スクラビング効果を考慮していない原子炉圧力容器が健全な場合がより保守的な評価となる。</p> <p>b. 対象シーケンスにおけるエアロゾル移行量について</p> <p>「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）</u>」シーケンスにおける<u>格納容器フィルタベント系</u>へ流入するエアロゾル移行量を表1に示す。本シーケンスの有効性評価では<u>W/Wベント</u>を優先して実施することとしているが、ここではD/Wベントを実施した場合のエアロゾル移行量もあわせて示している。表1より、エアロゾル移行量は<u>W/Wベント</u>時よりD/Wベント時の方が多く約<u>3.5kg</u>であるが、<u>格納容器フィルタベント系</u>で設計上想定するエアロゾル移行量はこれを十分上回る<u>300kg</u>である。</p>	<p>・設備の相違 原子炉定格熱出力が相違するため、エアロゾル移行量が異なる</p> <p>・設備設計の相違 島根2号炉では、ペDESTAL壁面の溶融炉心による侵食が発生する</p> <p>・解析結果の相違 ・設備の相違 原子炉定格熱出力が相違するため、エアロゾル移行量が異なる</p>

第1表 静的負荷シーケンスにおけるFPエアロゾル移行量

放出する系統	FPエアロゾル移行量
S/Cベント	約0.001kg
D/Wベント	約5kg

表1 静的負荷シーケンスにおけるFPエアロゾル移行量

放出する系統	FPエアロゾル移行量
W/Wベント	約0.0018kg
D/Wベント	約3.5kg

なる

・設備の相違
原子炉定格熱出力が相違するため、エアロゾル移行量が異なる

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 37</p> <p>希ガスの減衰効果に期待したドライウェルベント実施時の影響評価</p> <p>(1) 格納容器圧力逃がし装置にて除去できず、ベント時の外部被ばくの主因となる希ガスについては、可能な限り格納容器内に保持することで時間減衰させることが有効である。</p> <p>そのため、ベント実施タイミングを可能な限り遅くするため、サプレッション・チェンバ側からのベント排気ライン水没を防止する観点から設定したサプレッション・プール水位通常水位+6.5mに到達するまでは、格納容器スプレイを実施する手順としている。</p> <p>この手順に基づき、格納容器破損防止対策の有効性評価「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」においては、事象発生後約19時間後に格納容器スプレイを停止し、サプレッション・チェンバ側からのベントを実施することとしている。</p> <p>ここでは、より希ガスを格納容器内に保持する観点から19時間以降も格納容器スプレイを継続させ、ドライウェル側からのベントを実施した場合について、公衆被ばくへの影響を評価する観点から、外部被ばくの主因となる希ガス及び長期土壌汚染の要因となるCs-137放出量を対象に、事象発生後約19時間後にサプレッション・チェンバ側からベントを実施した場合と比較する。</p> <p>(2) 評価ケース</p> <p>a. サプレッション・チェンバ側からのベント（19時間ベント）</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価における「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」と同様のベント方法であり、事象開始から約19時間後にサプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した時点で格納容器スプレイを停止し、サプレッション・チェンバ側からベントを実施する。圧力推移を第1図に示す。</p> <p>b. ドライウェル側からのベントケース（34時間ベント）</p> <p>a. の事故シナリオにおいて、スプレイ停止基準であるサプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した後も格納容器スプレイを継続させた評価を実施した。圧力推移を第2図に示す。</p> <p>MAAP解析の結果、ドライウェル空間体積の減少に伴い格納容器スプレイ効果が低減し、約34時間時点で格納容器圧力が限界圧力を下回る620kPa [gage] に到達する結果となったことから、約34時間後にドライウェルベントを実施した。</p> <p>(3) 評価結果</p> <p>サプレッション・チェンバ側からのベントケースの放出量を1として規格化した場合のドライウェル側からのベントケースの放出量の相対値を第1表に示す。</p>		<p>・資料構成の相違</p> <p>島根2号炉はD/W側のベントを実施する場合でも、S/C側ベント基準（注水制限）以降も余分に保持することを想定していない。</p>

第1表 ドライウェルベントケースにおける希ガス及びCs-137 放出量

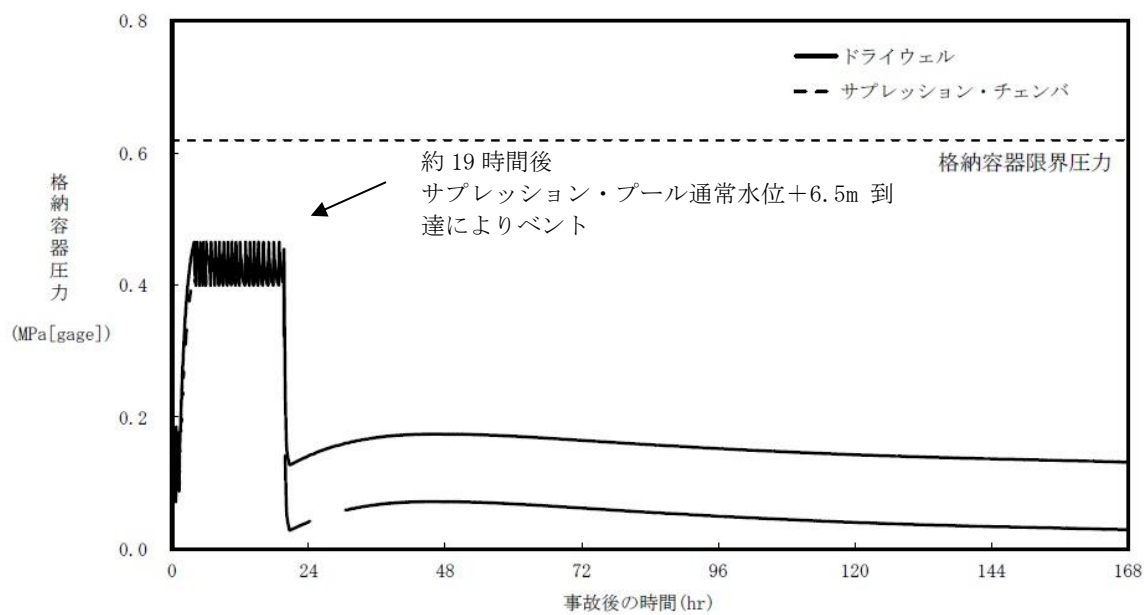
評価ケース	ベント時間	放出量	
		希ガス	Cs-137
サブプレッション・チェンバ側からのベント	約19時間	1	1
ドライウェル側からのベント	約34時間	約0.80	約 1.76×10^4

希ガスの放出量はサブプレッション・チェンバ側からのベントに対してドライウェル側からのベントケースは約0.8倍であり、希ガスの減衰効果は限定的となっている。これは、第3図の希ガスの減衰曲線に示すように、事象発生後から12時間程度の間は大きく減衰するものの、これに比べて事象発生19時間後から34時間後までの間の減衰効果は小さいためである。

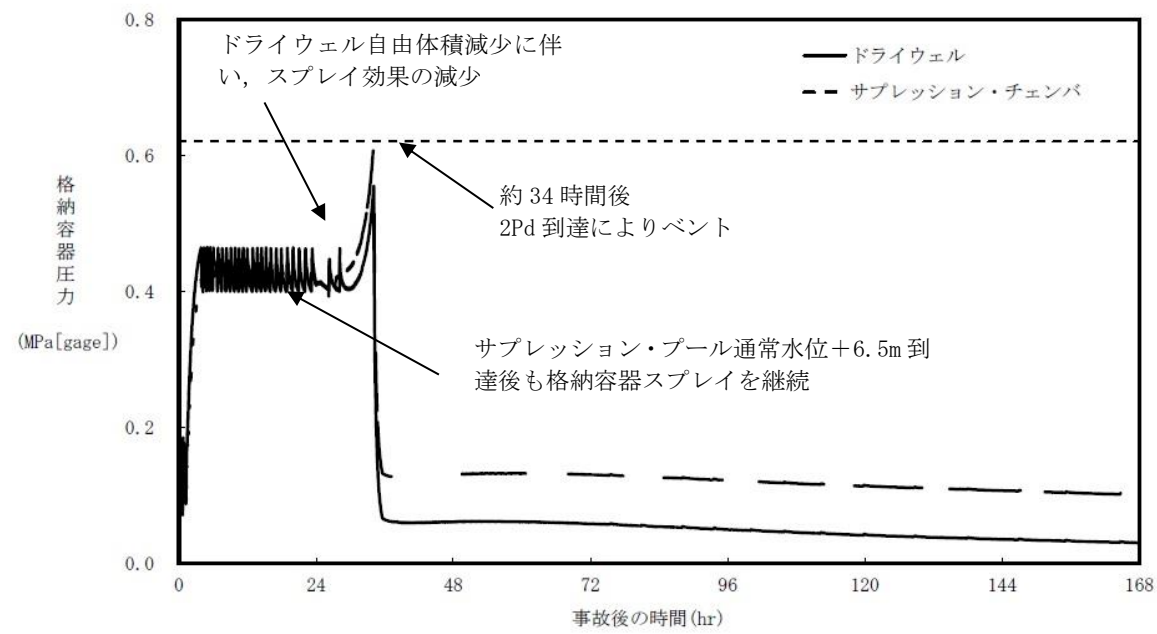
Cs-137の放出量に関しては、サブプレッション・チェンバ側からのベントに対してドライウェル側からのベントは約 1.76×10^4 倍と大きく増加する結果となった。これは、ドライウェル側からのベントの場合、サブプレッション・チェンバ側からのベントに対してサブプレッション・プール水でのスクラビング効果が得られなくなるためである。

(4)まとめ

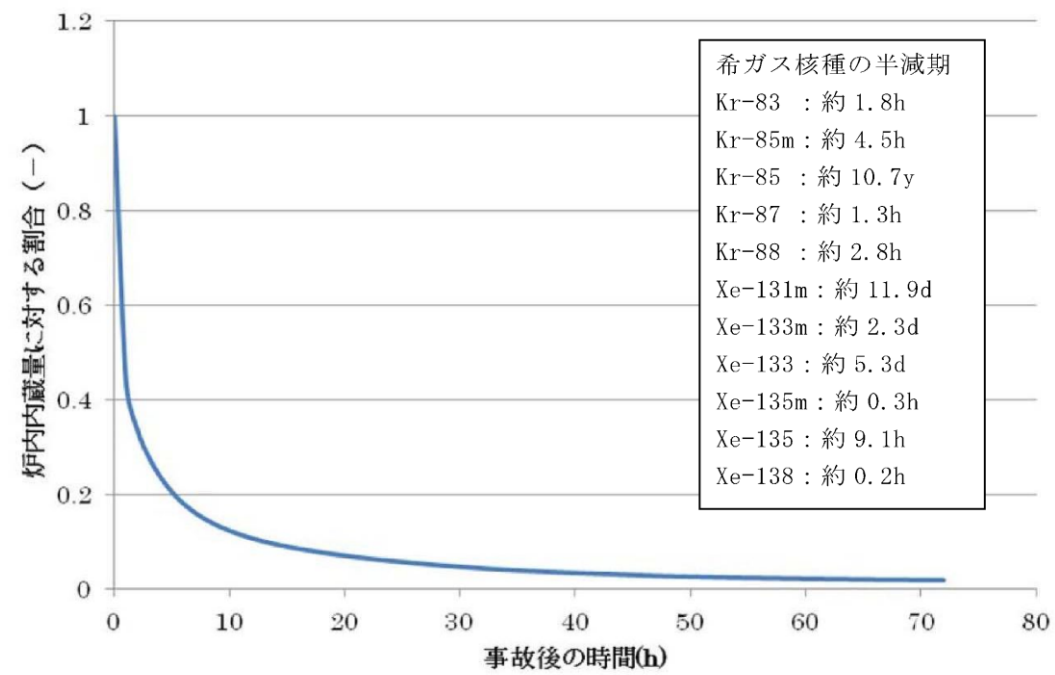
上記のとおり、有効性評価の事故シナリオにおいて、ドライウェル側からのベント時の希ガスの減衰効果は限定的となる。そのため、長期にわたる土壌汚染を抑制する観点から、サブプレッション・チェンバ側からのベントを選択することが好ましいと考えられることから、東海第二ではサブプレッション・チェンバ側からのベントを優先することとしている。



第1図 サブプレッション・チェンバ側からのベント (19時間ベント) の格納容器圧力推移



第2図 ドライウエル側からのベント (34時間ベント) の格納容器圧力推移

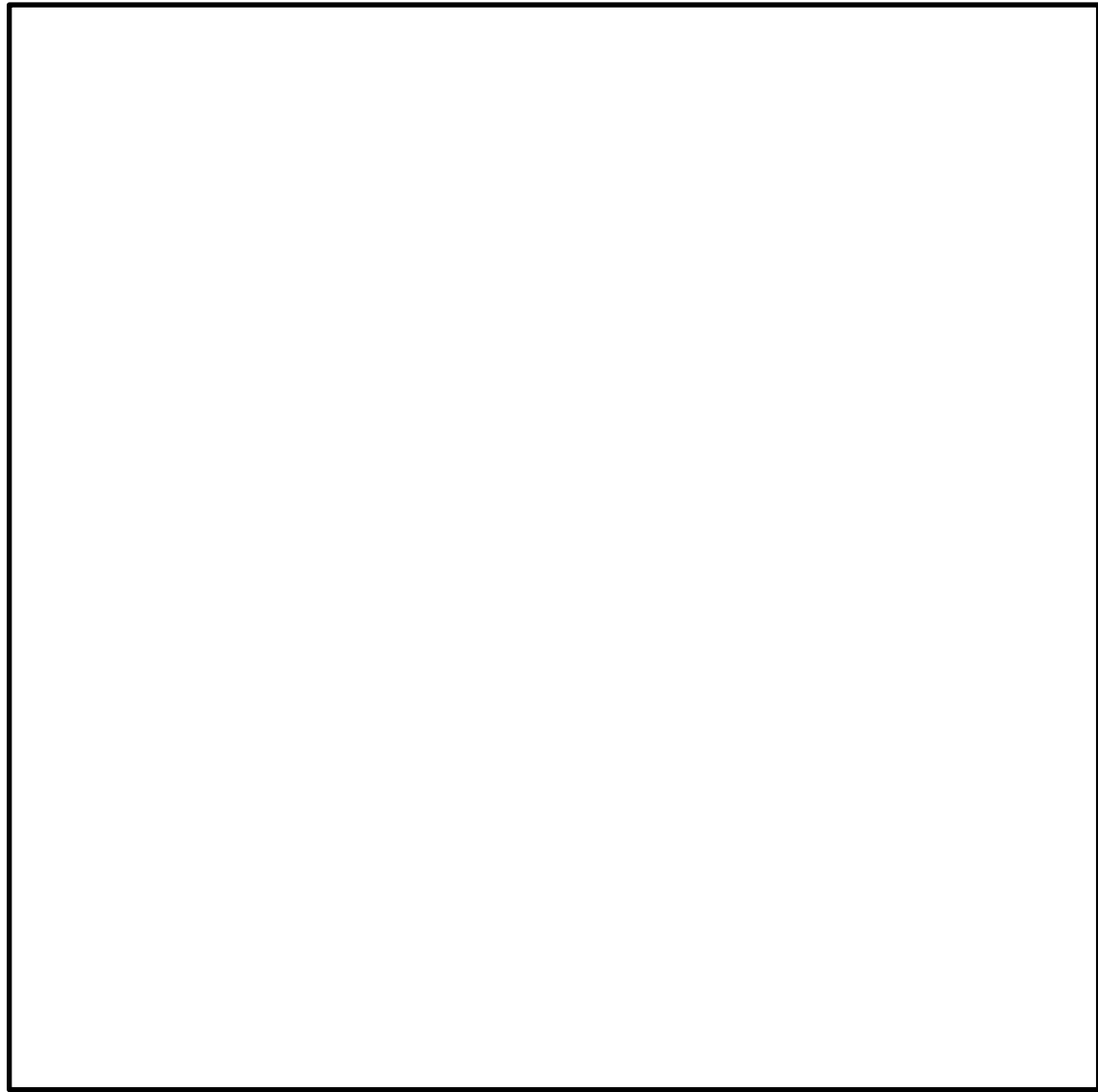


第3図 事故発生後の希ガス発生量の時間変化 (核種合計)

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 38</p> <p style="text-align: center;"><u>コリウムシールド侵食時のガス及びエアロゾル発生について</u></p> <p>MCCI発生時には、コンクリートが加熱・分解されることに伴い、水蒸気やCO₂が発生する。また、この水蒸気やCO₂が、熔融炉心中のZrと反応し、H₂及びCOが発生する。これらの気体が気泡となり熔融炉心内を上昇する間に、熔融炉心中の低沸点物質が蒸発し気泡内に取り込まれ、熔融炉心の外へ放出された際に凝縮することで、エアロゾルが発生する^{※1}。</p> <p>これに対して、コリウムシールドの成分としてZrO₂の他に微量の [] が含まれているが、水分やC（炭素）等、気体の発生源となる成分を含まない。したがって、仮に熔融炉心によって侵食された場合にも、ガスは発生せず、侵食に伴うエアロゾルの発生も発生しない。</p> <p>※1 D. A. Powers, J. E. Brockmann, A. W. Shiver, “VANESA: A Mechanistic Model of Radionuclide Release and Aerosol Generation During Core Debris Interactions With Concrete”, NUREG/CR-4308, 1986.</p>		<p>・島根2号炉は、エアロゾルの想定に十分な保守性があること、コリウムシールドの侵食時のガス及びエアロゾル発生はほとんどないことから、該当資料なし。</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 39</p> <p style="text-align: center;">格納容器圧力逃がし装置使用後の保管管理</p> <p>格納容器圧力逃がし装置使用後は、フィルタ装置には多量の放射性物質が捕集される。そのため、フィルタ装置に捕集された放射性物質が環境に放出することがないように、格納容器圧力逃がし装置使用後は、フィルタ装置内のスクラビング水を格納容器へ移送し、気中保管する。</p> <p>なお、「別紙 10」に記載のとおり、フィルタ装置に放射性物質を含んだスクラビング水が保管されていたとしても、ベンチュリスクラバから環境への放射性物質の再揮発は防止可能であるが、放射性物質の放出リスクをさらに低減するため、スクラビング水を格納容器へ移送する。</p> <p>また、「別紙 9」に記載のとおり、金属フィルタに捕集した放射性物質は、フィルタ装置使用後にベントガス流れがない状態においても、崩壊熱に伴う金属フィルタの過熱による放射性物質の再浮遊は生じないことを確認している。</p> <p>よう素除去部で捕集した放射性よう素は、「別紙 11」に記載のとおり、高温状態で数時間程度水素を通気した場合によう素の再揮発が起こるが、スクラビング水を格納容器へ移送することで、よう素除去部に水素が流入しないようにし、よう素除去部からの放射性よう素の再浮遊を防止する。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置使用後は、フィルタ装置出口配管に設置している放射線モニタにて、フィルタ装置からの放射性物質の放出がないことを確認する。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 17</p> <p style="text-align: center;">格納容器フィルタベント系使用後の保管管理</p> <p>格納容器フィルタベント系使用後は、フィルタ装置には多量の放射性物質が捕集されるため、捕集された放射性物質が環境に放出することがないように、適切に保管する必要がある。格納容器フィルタベント系使用後のフィルタ装置の保管方針を以下に示す。</p> <p>【スクラバ容器】</p> <p>格納容器フィルタベント系使用後は、スクラビング水を格納容器へ移送し、スクラビング水に捕集された放射性物質が環境へ放出しないよう気中保管とする。</p> <p>なお、スクラバ容器内にスクラビング水が保管されていたとしても、後段の金属フィルタにより、スクラビング水から環境への放射性物質の放出を防止可能であるが、放射性物質の放出リスクを更に低減するため、スクラビング水を格納容器へ移送する。</p> <p>また、金属フィルタは、捕捉したエアロゾルの崩壊熱が、周囲への放熱によって十分冷却されるため、金属フィルタの過熱による放射性物質の再浮遊は生じないことを確認している。(別紙 36)</p> <p>【銀ゼオライト容器】</p> <p>格納容器フィルタベント系使用後は、気中保管とする。</p> <p>銀ゼオライトフィルタで捕集したガス状放射性よう素については、銀ゼオライトからのよう素の脱離反応が考えられ、400℃以上の高温状態かつ、数時間程度水素を通気した場合に起こることが知られている。(別紙 38)</p> <p>しかし、上記のとおり、スクラビング水を格納容器へ移送することにより、放射線分解により発生する水素を銀ゼオライトフィルタへ流入しないようにし、ガス状放射性よう素の再揮発を防止する。</p> <p>さらに、捕捉したガス状放射性よう素の崩壊熱が、周囲への放熱によって十分冷却されるため、温度の観点からもガス状放射性よう素の再揮発は生じないことを確認している。(別紙 38)</p> <p>なお、格納容器フィルタベント系使用後は、放出口手前に設置している放射線モニタにて、フィルタ装置からの放射性物質の放出がないことを確認する。</p>	<p>・設備の相違 島根 2号炉の銀ゼオライト容器はスクラバ容器と別容器</p> <p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考															
<p style="text-align: right;">別紙 40</p> <p style="text-align: center;"><u>ベント放出高さの違いによる被ばくへの影響について</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置の放出高さ（原子炉建屋屋上放出，排気筒放出）の違い（補足 1 参照）による被ばくへの影響を評価した結果，以下に述べるとおり有意な影響はないことを確認した。</p> <p>(1) 炉心損傷前のベント実施時における被ばく評価への影響 炉心損傷前のベント実施時における，非居住区域境界外の実効線量は，原子炉建屋屋上放出（地上放出）では約 0.16mSv，排気筒放出では約 0.019mSv であり，判断基準（5mSv）に対して十分余裕がある値となっている（補足 2 参照）。</p> <p>(2) 炉心損傷後のベント実施時における被ばく評価への影響 炉心損傷後のベント実施時における Cs-137 の放出量は，判断基準である 100TBq を十分下回る値となっているが，セシウムによる長期土壌汚染の観点から，遠距離地点の地上濃度について放出高さの違いによる影響を評価した。その結果，排気筒放出に比べ，風下距離 5km～30km で約 1.1 倍～約 1.7 倍であり影響は小さいことを確認した（補足 3 参照）。</p> <p>さらに，発電所周辺地形及び実際の放出位置を模擬できる 3次元移流拡散コードによる評価においても，同等の結果が得られた（補足 4 参照）。</p> <p>また，ベント実施に伴う敷地内作業の作業員被ばくについても原子炉建屋屋上放出，排気筒放出の場合についてそれぞれ評価を行い，放出高さの違いによる影響は小さいことを確認した（補足 5 参照）。</p> <p>補足 1 <u>格納容器圧力逃がし装置放出位置と排気筒放出位置の位置関係について</u></p> <p>格納容器圧力逃がし装置は，耐圧強化ベントとともに，格納容器からの除熱機能を有する設備であるため，格納容器圧力逃がし装置の屋外配管は原子炉建屋の南面に設置することで，原子炉建屋の北面から東面に設置されている既設の耐圧強化ベント系の屋外配管から極力位置的分散を図った設計としている。このように位置的分散を図ることで，大規模な自然災害等の共通要因による機能喪失を回避できる可能性が高まる。</p> <p>格納容器圧力逃がし装置の屋外配管及び耐圧強化ベント系の屋外配管（非常用ガス処理系排気筒）の位置関係を第 1 図に示す。格納容器圧力逃がし装置排気口は原子炉建屋南側屋上（地上約 55m）付近に設置しており，非常用ガス処理系排気筒の放出口は原子炉建屋東側地上約 140m の位置にある</p>	<p style="text-align: right;">別紙 1</p> <p style="text-align: center;"><u>ベント方法及び放出位置を変更することによる公衆被ばくへの影響について</u></p> <p>島根原子力発電所の敷地は，北側を日本海に面し，他の三方を標高 150m 程度の山に囲まれた特徴を有している（図 1 参照）。この地形の特徴を踏まえた格納容器フィルタベント系からの放出位置の妥当性を確認するため，発電所敷地内気象観測データ及び敷地内・敷地周辺の地形を模擬した風洞実験^{※1}結果を用い，放出位置別の相対濃度及び相対線量の比較や地表濃度の比較を検討実施した。</p> <p>また，島根原子力発電所 2号炉においては，格納容器フィルタベント系を用いた格納容器ベントを実施する際，サプレッション・チェンバの排気ラインを使用した格納容器ベント（以下，「W/Wベント」という。）の他に，ドライウェルの排気ラインを使用した格納容器ベント（以下，「D/Wベント」という。）を実施することも可能である。</p> <p>ここでは，炉心損傷に至る代表的な事故シーケンスである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の事故シーケンスにて，ベントライン（W/WベントまたはD/Wベント）を変更することによる公衆被ばくへの影響を評価した。</p> <p>※1 「島根原子力発電所敷地改変及び気象年変更に関する風洞実験」（平成 30 年 9 月，財団法人 電力中央研究所）</p> <p>(1) 放出位置別の相対濃度及び相対線量の比較</p> <p>格納容器フィルタベント系排気管放出（EL. 約 65m）と主排気筒放出（EL. 約 130m）とした場合の相対濃度及び相対線量の比較を表 1 に示す。この結果より，相対濃度及び相対線量が地上放出に比べて大幅に低減されること及び格納容器フィルタベント系放出と主排気筒放出の差が敷地境界においても限定的であることを確認している。</p> <p style="text-align: center;">表 1 相対濃度 χ/Q (s/m³) 及び相対線量 D/Q (Gy/Bq) の比較</p> <table border="1" data-bbox="1299 1417 2410 1774"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="3">大気拡散条件（敷地境界）</th> </tr> <tr> <th>①地上放出</th> <th>②フィルタベント排気管放出 (EL. 約 65m) (現設計)</th> <th>③主排気筒放出 (EL. 約 130m)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>気象指針に基づく 97%値^{※2}</td> <td>$\chi/Q : 3.5 \times 10^{-4}$ (基本ケース)</td> <td>$\chi/Q : 3.1 \times 10^{-5}$ (基本ケースの約 8.9%)</td> <td>$\chi/Q : 8.8 \times 10^{-6}$ (基本ケースの約 2.5%)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>D/Q : 2.1×10^{-18} (基本ケース)</td> <td>D/Q : 4.9×10^{-19} (基本ケースの約 23%)</td> <td>D/Q : 2.5×10^{-19} (基本ケースの約 12%)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※2 「発電用原子炉施設の安全解析等に関する気象指針」に基づき 2009 年の毎時の風向，風速及び大気安定度など気象データ等を用いて計算（累積出現頻度 97%値）</p>		大気拡散条件（敷地境界）			①地上放出	②フィルタベント排気管放出 (EL. 約 65m) (現設計)	③主排気筒放出 (EL. 約 130m)	気象指針に基づく 97%値 ^{※2}	$\chi/Q : 3.5 \times 10^{-4}$ (基本ケース)	$\chi/Q : 3.1 \times 10^{-5}$ (基本ケースの約 8.9%)	$\chi/Q : 8.8 \times 10^{-6}$ (基本ケースの約 2.5%)		D/Q : 2.1×10^{-18} (基本ケース)	D/Q : 4.9×10^{-19} (基本ケースの約 23%)	D/Q : 2.5×10^{-19} (基本ケースの約 12%)	<p>・島根 2号炉では，風洞実験結果を用いて，ベント位置を排気筒とした場合にも有意な影響がないことを確認している</p>
	大気拡散条件（敷地境界）																
	①地上放出	②フィルタベント排気管放出 (EL. 約 65m) (現設計)	③主排気筒放出 (EL. 約 130m)														
気象指針に基づく 97%値 ^{※2}	$\chi/Q : 3.5 \times 10^{-4}$ (基本ケース)	$\chi/Q : 3.1 \times 10^{-5}$ (基本ケースの約 8.9%)	$\chi/Q : 8.8 \times 10^{-6}$ (基本ケースの約 2.5%)														
	D/Q : 2.1×10^{-18} (基本ケース)	D/Q : 4.9×10^{-19} (基本ケースの約 23%)	D/Q : 2.5×10^{-19} (基本ケースの約 12%)														



第1図 格納容器圧力逃がし装置放出位置と排気筒放出位置の位置関係図

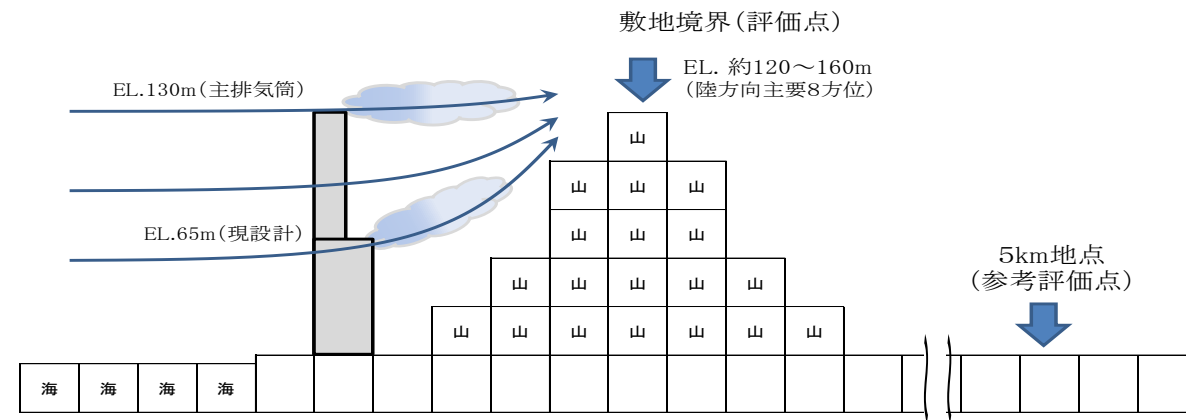


図1 島根原子力発電所周辺の地形イメージ

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																																																																							
<p>補足2 短期被ばくの主因となる放射性希ガス及びよう素による影響 (非居住区域境界周辺への影響)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置によって粒子状の放射性物質は大幅に低減されることから、短期的には放射性希ガス及びよう素による被ばくが支配的となる。格納容器圧力逃がし装置の放出位置は原子炉建屋屋上としているが、非居住区域境界外の被ばく評価では、放出高さを保守的に地上放出としている。ここでは、排気筒放出と仮定した場合の放射性希ガスによる外部被ばく及び放射性よう素の吸入による内部被ばくの実効線量の合計を比較して第1表に示す。また、排気筒放出の場合の放出源の有効高さは、東海第二発電所での風洞実験結果を用いる。</p> <p>放出高さの違いによる実効線量の差異については、地上放出とした場合約0.16mSv、排気筒放出とした場合約0.019mSvと評価され、5mSvに対していずれも十分余裕がある。</p> <p>また、3次元移流拡散評価コードである緊急時環境影響評価システム(以下「AREDES」という。)を用い、格納容器圧力逃がし装置からの放出(原子炉建屋屋上放出)を想定した大気拡散評価から実効線量を計算した結果を第1表に示す。また、AREDESの入力条件、評価位置等は、第2表及び第2図に示す。なお、AREDESの詳細については補足4に示す。</p> <p>AREDESによるシミュレーションの結果においても、実効線量は約0.08mSvであり、5mSvに対して十分余裕がある。</p> <p>第1表 放出高さの違いによる非居住区域境界外での実効線量等の比較</p> <table border="1" data-bbox="142 1102 1282 1654"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>建屋屋上放出※1</th> <th>排気筒放出</th> <th>AREDESによる評価※3</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>放出高さ(m)</td> <td>0(地上)</td> <td>95~115(排気筒)</td> <td>57(原子炉建屋屋上)</td> </tr> <tr> <td>風向風速データ</td> <td>地上風(地上高10m)</td> <td>排気筒風(地上高140m)</td> <td>2005年度の平均風速から気流計算</td> </tr> <tr> <td>評価方位</td> <td>NW</td> <td>W</td> <td>W</td> </tr> <tr> <td>相対線量(Gy/Bq)</td> <td>約4.0×10^{-19}</td> <td>約8.1×10^{-20}</td> <td>約3.1×10^{-19}</td> </tr> <tr> <td>相対濃度(s/m³)</td> <td>約2.9×10^{-5}</td> <td>約2.0×10^{-6}</td> <td>約8.4×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>実効線量※4(mSv)</td> <td>約0.16※2</td> <td>約0.019</td> <td>約0.08</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 申請書ではベント放出について保守的に地上放出と想定し被ばく評価している。 ※2 炉心損傷防止対策の有効性評価における非居住区域境界外での周辺公衆の実効線量 ※3 AREDESを用いて、原子炉建屋屋上のベント放出位置(地上57m)からの放出を評価 ※4 実効線量の評価に用いる希ガスの放出量は約1.5×10^{14}Bq(ガンマ線0.5MeV換算値)、よう素の放出量は約2.3×10^{11}Bq(I-131等価量)</p>	項目	建屋屋上放出※1	排気筒放出	AREDESによる評価※3	放出高さ(m)	0(地上)	95~115(排気筒)	57(原子炉建屋屋上)	風向風速データ	地上風(地上高10m)	排気筒風(地上高140m)	2005年度の平均風速から気流計算	評価方位	NW	W	W	相対線量(Gy/Bq)	約 4.0×10^{-19}	約 8.1×10^{-20}	約 3.1×10^{-19}	相対濃度(s/m ³)	約 2.9×10^{-5}	約 2.0×10^{-6}	約 8.4×10^{-6}	実効線量※4(mSv)	約0.16※2	約0.019	約0.08	<p>(2) 放出位置別の地表濃度の比較</p> <p>放出位置別の地表濃度への影響を方位別に確認するため、風洞実験で得られた敷地境界及び5km地点での地表濃度結果を方位別に読み取り(図2参照)、格納容器フィルタベント系排気管放出時の地表濃度を1に規格化した相対値を算出した。表2にその結果を示す。</p> <p>主排気筒放出時の敷地境界での相対値は平均が約0.7であり、格納容器フィルタベント系排気管放出時よりも低い。風向によって約0.3から約1.5と相対値が変わる結果となり、風向によっては格納容器フィルタベント系排気管放出時のほうが低い場合もあることがわかった。主排気筒放出時の相対値が1を超えるケースは、風下側の敷地内(近距離)に主排気筒より標高が高いエリアがあり、敷地境界の標高も高いこと等によるものと考えられる。</p> <p>5km地点での相対値の平均は約1.0で、敷地境界での相対値の平均よりも高く、放出地点からの距離が長くなることで、放出位置の違いによる影響は全般的には少なくなることがわかった。</p> <p>なお、表2において、地形の特異性がみられる(相対値が1を大きく超える)風下方位が西南西の地点の値を除いたうえで、再度、地表濃度の相対値の平均を算出すると、敷地境界では約0.6(0.611)、5km地点では約1.0(0.977)となり、放出地点からの距離による放出位置の影響が少なくなる結果に大きく影響しないことがわかった。</p> <p>以上に示すとおり、発電所周辺の地形形状を考慮すると、放出位置の違いは敷地境界においても限定的であり、発電所からの距離が離れると影響はさらに小さくなることがわかる。</p> <p>表2 主排気筒放出時の地表濃度の相対値 (フィルタベント排気管放出時の地表濃度を1とした場合)</p> <table border="1" data-bbox="1282 1155 2427 1486"> <thead> <tr> <th rowspan="2">評価点</th> <th colspan="12">風下方位(陸方向)</th> </tr> <tr> <th>東北東</th> <th>東</th> <th>東南東</th> <th>南東</th> <th>南南東</th> <th>南</th> <th>南南西</th> <th>南西</th> <th>西南西</th> <th>西</th> <th>西北西</th> <th>北西</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">敷地境界</td> <td colspan="12">平均値 約0.7 (0.685)</td> </tr> <tr> <td>1.0</td> <td>0.7</td> <td>0.7</td> <td>0.6</td> <td>0.3</td> <td>0.3</td> <td>0.3</td> <td>0.3</td> <td>1.5</td> <td>0.9</td> <td>0.7</td> <td>0.9</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">5km地点</td> <td colspan="12">平均値 約1.0 (0.982)</td> </tr> <tr> <td>1.1</td> <td>1.1</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> <td>0.9</td> <td>0.8</td> <td>0.8</td> <td>0.9</td> <td>1.0</td> <td>1.1</td> <td>1.0</td> <td>1.0</td> </tr> </tbody> </table>	評価点	風下方位(陸方向)												東北東	東	東南東	南東	南南東	南	南南西	南西	西南西	西	西北西	北西	敷地境界	平均値 約0.7 (0.685)												1.0	0.7	0.7	0.6	0.3	0.3	0.3	0.3	1.5	0.9	0.7	0.9	5km地点	平均値 約1.0 (0.982)												1.1	1.1	1.0	1.0	0.9	0.8	0.8	0.9	1.0	1.1	1.0	1.0	
項目	建屋屋上放出※1	排気筒放出	AREDESによる評価※3																																																																																																						
放出高さ(m)	0(地上)	95~115(排気筒)	57(原子炉建屋屋上)																																																																																																						
風向風速データ	地上風(地上高10m)	排気筒風(地上高140m)	2005年度の平均風速から気流計算																																																																																																						
評価方位	NW	W	W																																																																																																						
相対線量(Gy/Bq)	約 4.0×10^{-19}	約 8.1×10^{-20}	約 3.1×10^{-19}																																																																																																						
相対濃度(s/m ³)	約 2.9×10^{-5}	約 2.0×10^{-6}	約 8.4×10^{-6}																																																																																																						
実効線量※4(mSv)	約0.16※2	約0.019	約0.08																																																																																																						
評価点	風下方位(陸方向)																																																																																																								
	東北東	東	東南東	南東	南南東	南	南南西	南西	西南西	西	西北西	北西																																																																																													
敷地境界	平均値 約0.7 (0.685)																																																																																																								
	1.0	0.7	0.7	0.6	0.3	0.3	0.3	0.3	1.5	0.9	0.7	0.9																																																																																													
5km地点	平均値 約1.0 (0.982)																																																																																																								
	1.1	1.1	1.0	1.0	0.9	0.8	0.8	0.9	1.0	1.1	1.0	1.0																																																																																													

第2表 AREDESへの主な入力条件(周辺監視区域境界)

項目	評価条件	備考
風速	地上10m: 3.1m/s 地上81m: 5.1m/s 地上140m: 5.4m/s	東海第二発電所構内で観測された各高度の年間(2005年度)の平均風速から設定
風向	E方向	排気筒放出時の主風向を参考に設定
大気安定度	D型(中立)	東海第二発電所構内で観測された大気安定度のうち、年間(2005年度)で最も出現頻度の高い大気安定度
放出高さ	屋上放出: 地上57m	格納容器圧力逃がし装置の放出位置から設定
評価地点	W方向: 530m	周辺監視区域境界を評価点として設定



第2図 AREDES評価画面を基にした評価位置図(周辺監視区域境界)

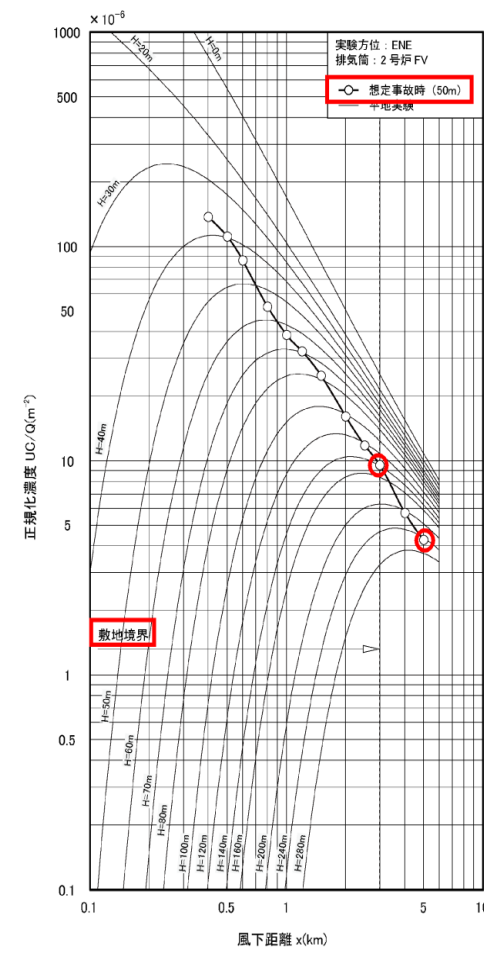


図2-1 風洞実験結果(フィルタベント排気筒放出)の例

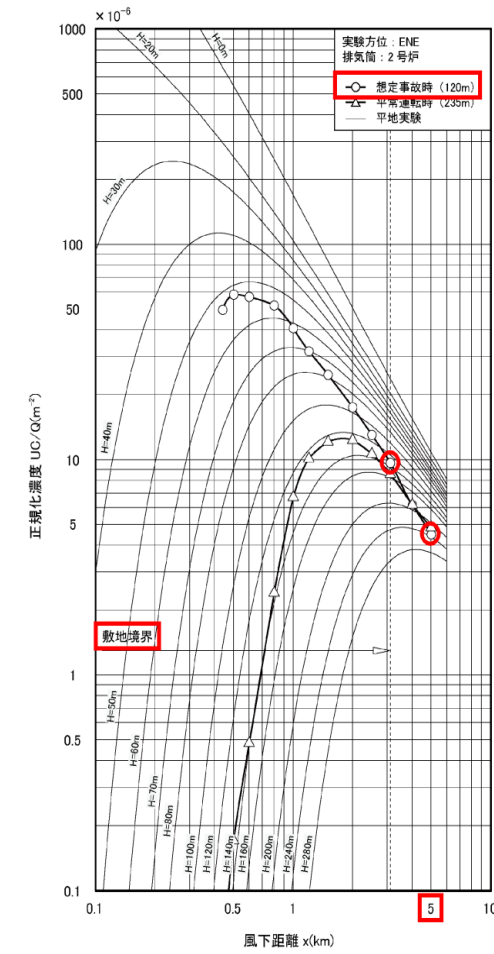


図2-2 風洞実験結果(主排気筒放出)

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																																																				
<p>補足3 長期土壌汚染の主原因となる放射性セシウム等による影響 (遠距離地点への影響)</p> <p>格納容器圧力逃がし装置は広域の地表汚染を防止するために設置するものであり、風下距離で5km, 10km, 20km, 30km地点での放出高さの影響を検討する。また、参考として非居住区域境界外での影響を確認した。</p> <p>土壌汚染は大気中に拡散した放射性セシウム等が地表に沈着することによって生じることから、地上空気中濃度に依存する。このため、放出高さを排気筒と仮定した場合と原子炉建屋屋上の場合の上記の地点における地上空気中濃度を比較して第3表に示す。また、風下距離による地上空気中濃度の変化を第3図に示す。ここで、放出高さは排気筒放出の場合は東海第二発電所の風洞実験で風向ごとに求めた値の平均値(105m)、原子炉建屋屋上放出の場合は地上(0m)とし、大気安定度は中立、風速は1m/s、放出率は1Bq/sとした。地上空気中濃度は、原子炉建屋屋上放出の場合には排気筒放出の場合に比べ、風下距離5kmでは約1.7倍、10kmでは約1.3倍、20kmでは約1.2倍、30kmでは約1.1倍であり、風下距離とともにその差は小さくなる。</p> <p>なお、格納容器圧力逃がし装置での放射性物質の低減効果(粒子状物質で1/1000)を考慮すれば、土壌汚染抑制の観点からは原子炉建屋屋上放出と排気筒放出では大差はないと考える。</p>	<p>(3) 放出位置別の風向出現頻度の比較</p> <p>敷地内で観測された、格納容器フィルタベント系排気管放出(EL.約65m)と主排気筒放出(EL.約130m)における風向出現頻度を表3に示す。各標高における風向出現頻度を比較すると、陸側の大部分の方位において差は5%未満となっており、各標高で風向の現れ方に大きな差は見られなかった。</p> <p>従って、放出位置の違いによる風向の影響は小さいと判断できる。</p> <p style="text-align: center;">表3 風向出現頻度 気象年：2009年1月～2009年12月</p> <table border="1" data-bbox="1299 604 2410 1096"> <thead> <tr> <th colspan="2" rowspan="2">風下方位 標高</th> <th>東北東</th> <th>東</th> <th>東南東</th> <th>南東</th> <th>南南東</th> <th>南</th> <th>南南西</th> <th>南西</th> <th>西南西</th> <th>西</th> <th>西北西</th> <th>北西</th> <th>北北西(海)</th> <th>北(海)</th> <th>北北東(海)</th> <th>北東(海)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>EL.約65m</td> <td>4.1</td> <td>4.7</td> <td>7.3</td> <td>7.8</td> <td>9.4</td> <td>7.3</td> <td>3.8</td> <td>2.1</td> <td>3.1</td> <td>3.1</td> <td>2.9</td> <td>6.7</td> <td>14.7</td> <td>15.2</td> <td>4.8</td> <td>3.0</td> </tr> <tr> <td>EL.約130m</td> <td>6.1</td> <td>6.4</td> <td>6.7</td> <td>5.7</td> <td>4.6</td> <td>3.2</td> <td>4.6</td> <td>10.4</td> <td>7.8</td> <td>4.0</td> <td>3.8</td> <td>6.1</td> <td>5.5</td> <td>8.0</td> <td>8.9</td> <td>8.4</td> </tr> </tbody> </table>	風下方位 標高		東北東	東	東南東	南東	南南東	南	南南西	南西	西南西	西	西北西	北西	北北西(海)	北(海)	北北東(海)	北東(海)	EL.約65m	4.1	4.7	7.3	7.8	9.4	7.3	3.8	2.1	3.1	3.1	2.9	6.7	14.7	15.2	4.8	3.0	EL.約130m	6.1	6.4	6.7	5.7	4.6	3.2	4.6	10.4	7.8	4.0	3.8	6.1	5.5	8.0	8.9	8.4	
風下方位 標高				東北東	東	東南東	南東	南南東	南	南南西	南西	西南西	西	西北西	北西	北北西(海)	北(海)	北北東(海)	北東(海)																																			
		EL.約65m	4.1	4.7	7.3	7.8	9.4	7.3	3.8	2.1	3.1	3.1	2.9	6.7	14.7	15.2	4.8	3.0																																				
EL.約130m	6.1	6.4	6.7	5.7	4.6	3.2	4.6	10.4	7.8	4.0	3.8	6.1	5.5	8.0	8.9	8.4																																						

第3表 遠距離地点の地上空气中濃度の比較

風下距離	建屋屋上 (Bq/cm ³)	排気筒 (Bq/cm ³)	備考 (屋上：排気筒)
5km	約 1.1×10 ⁻⁵	約 6.3×10 ⁻⁶	1.7 : 1
10km	約 4.0×10 ⁻⁶	約 3.1×10 ⁻⁶	1.3 : 1
20km	約 1.5×10 ⁻⁶	約 1.3×10 ⁻⁶	1.2 : 1
30km	約 8.4×10 ⁻⁷	約 7.8×10 ⁻⁷	1.1 : 1

(4) ベントラインの違いによる影響

W/WおよびD/Wベントラインにおける敷地境界被ばく評価結果を図3に示す。ここでは、ベントラインの違いによる影響を明確にするため、大破断LOCA (W/Wベント) シナリオ時の評価値を1に規格化した相対値を示した。

大破断LOCA (D/Wベント) シナリオ時の相対値は約 1.1 となった。このことから、ベントラインの違いによる敷地境界外の被ばくへの影響は限定的であると考えられる。

<影響評価ケース>

a. ウェットウェル (W/W) ベントケース (図4-1)

約 32 時間後にW/Wからのベントを実施

b. ドライウェル (D/W) ベントケース (図4-2)

約 32 時間後にD/Wからのベントを実施

○希ガス

希ガスについては、W/Wベントにおいてもスクラビングによる除去は期待できないため、ベントラインの違いによる希ガス放出量には差異がほぼない。ベント時の希ガス放出量に関してD/WベントのケースはW/Wベントケースの約 1.0 倍となる。

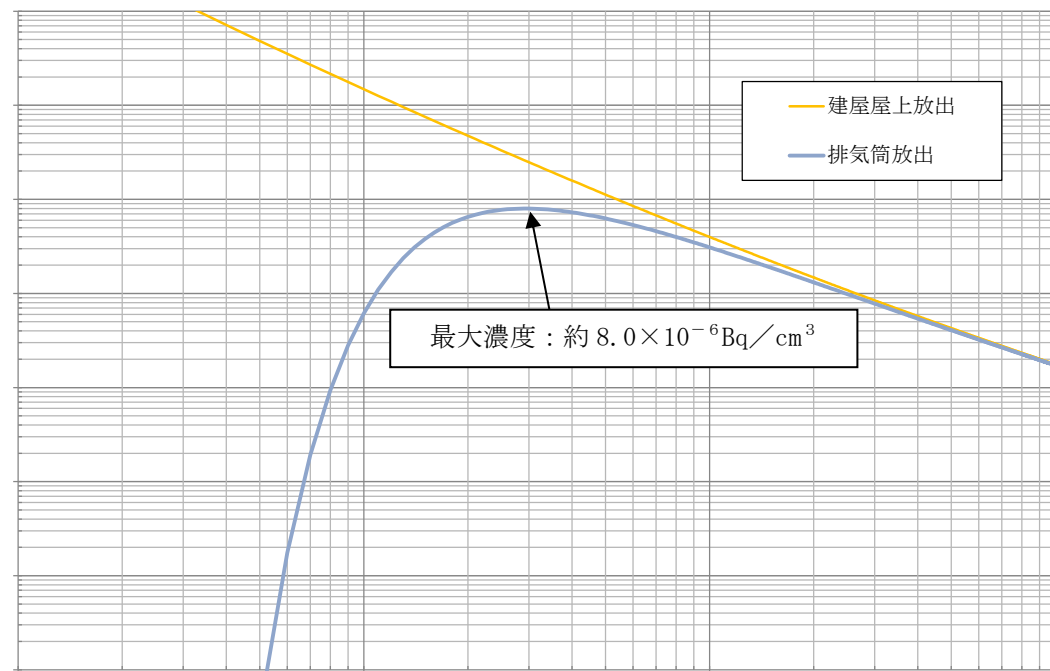
○よう素

D/Wベントでは、W/Wスクラビング効果がなくなり、よう素放出量は増加する。敷地境界での内部被ばくに関して、D/WベントケースではW/Wベントケースの約 1.1 倍に増加する。

○Cs-137

D/Wベントにおいては、ベント時のW/Wスクラビング効果がなくなり、Cs-137 放出量は増加する。ベント時のCs-137 放出量に関して、D/WベントケースではW/Wベントケースの約 1600 倍に増加する。

以上に示すとおり、D/Wベントとすることで、内部被ばくを含めた総被ばく量が増加する。また、Cs-137 放出量も増加することから、W/Wベントを選択することが好ましいと考えられる。



第3図 風下距離による地上空气中濃度の変化

※1 放出点からNW方向の非居住区域境界は 600m

※2 放出点からW方向の非居住区域境界は 530m

補足4 AREDESを用いた放出高さの違いによる影響評価

a. AREDESについて

放出高さの違いによる拡散効果への影響について、3次元移流拡散評価コードであるAREDESを用いて評価を行った。AREDESには、東海第二発電所周辺の地形データが入力されており、地形の形状を考慮した大気拡散評価が可能である。AREDESにより、単位放出量当たりの拡散係数(相対濃度(χ/Q)及び相対線量(D/Q))を評価し、放出高さの違いによる拡散効果への影響を評価した。

b. AREDESへの入力条件について

東海第二発電所における放出高さの違いによる拡散効果の影響を確認するために、原子炉建屋屋上(格納容器圧力逃がし装置排気口)及び排気筒の2つの放出高さを設定した。

拡散効果を確認するために、各高度における一定の気象条件(風向、風速、大気安定度)を入力条件として評価を行った。なお、AREDESは地形影響を考慮できるため、放出高さは実際の放出位置を設定した。

主な入力条件を第4表に示す。また、AREDESの評価画面を用いた評価位置を第4図に示す。

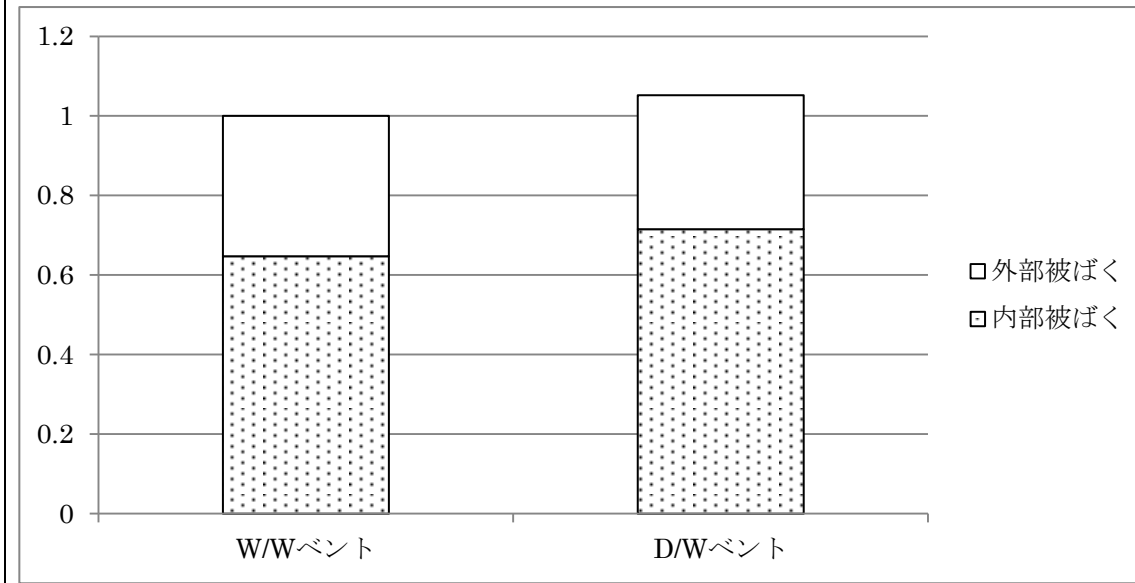


図3 敷地境界における被ばく量の相対値 (ベントラインの違いによる影響)

第4表 AREDESへの主な入力条件(放出点から5km地点)

項目	評価条件	備考
風速	地上10m: 3.1m/s 地上81m: 5.1m/s 地上140m: 5.4m/s	東海第二発電所構内で観測された各高度の年間(2005年度)の平均風速から設定
風向	E方向, SE方向	地上放出時, 排気筒放出時の主風向を参考に設定
大気安定度	D型(中立)	東海第二発電所構内で観測された大気安定度のうち, 年間(2005年度)で最も出現頻度の高い大気安定度
放出高さ	屋上放出: 地上57m	格納容器圧力逃がし装置の放出位置から設定
	排気筒放出: 地上140m	耐圧強化ベント系の放出位置から設定
評価地点	W方向: 5km	放出点からW方向の遠距離地点(5km)に設定
	NW方向: 5km	放出点からNW方向の遠距離地点(5km)に設定

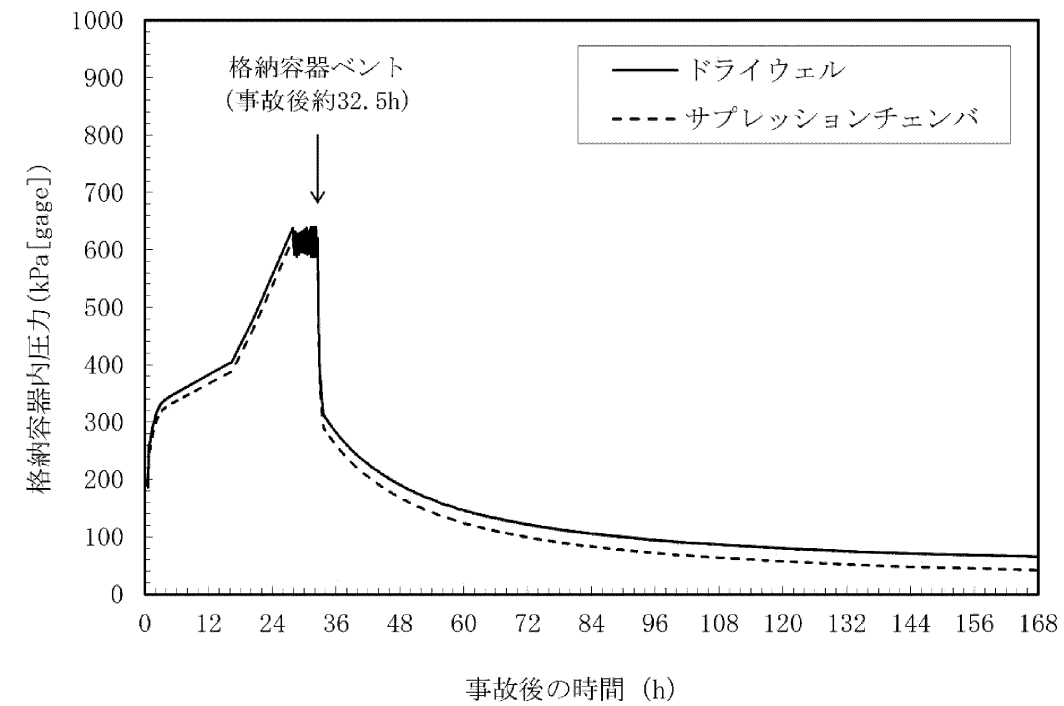
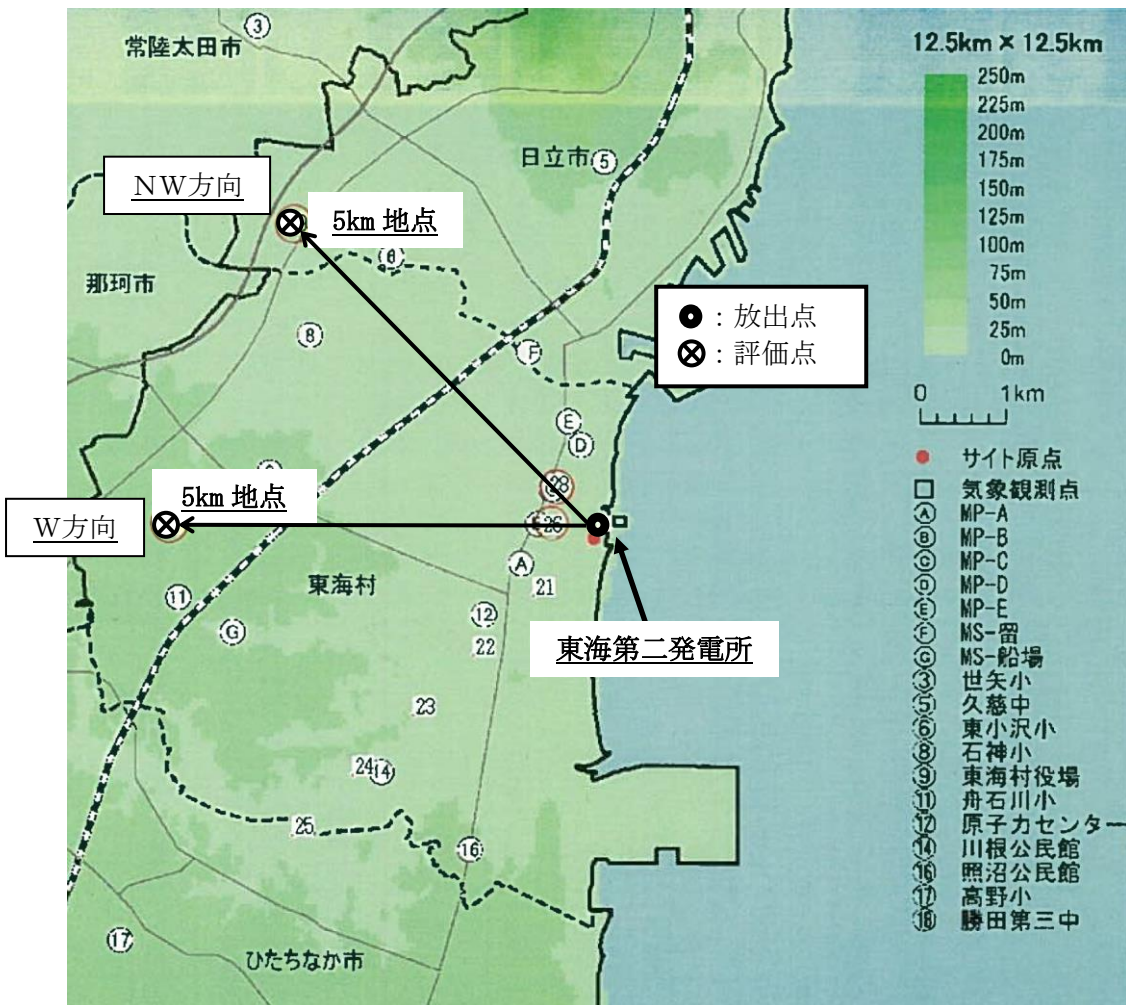


図4-1 W/Wベントケースの格納容器内圧力の推移

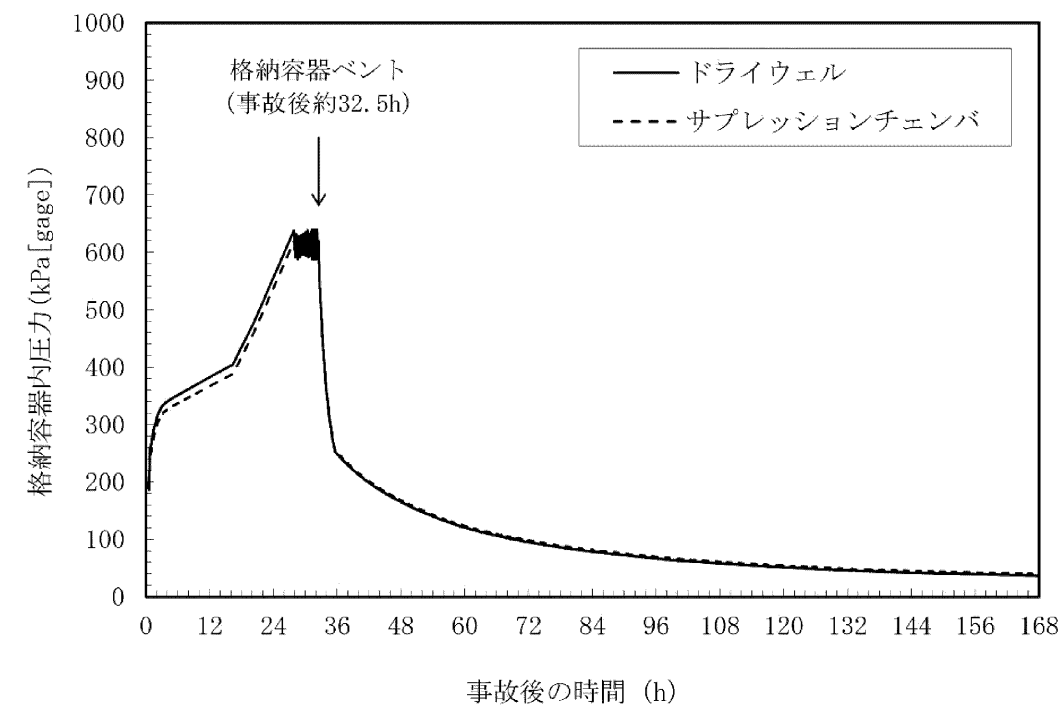


図4-2 D/Wベントケースの格納容器内圧力の推移

(5) まとめ

c. AREDESによる評価結果

AREDESによるシミュレーション結果を第5表に示す。

気象指針に基づいた評価と同様、遠距離地点においては原子炉建屋屋上放出と排気筒放出の拡散効果の差異が小さく、その差は約2倍～3倍となった。

第5表 遠距離地点の χ/Q 及び D/Q の比較

評価地点	拡散係数	屋上放出 (地上 57m)	排気筒放出 (地上 140m)	屋上：排気筒
W方位 5km	χ/Q (s/m^3)	2.1×10^{-6}	9.0×10^{-7}	2.3 : 1
	D/Q (Gy/Bq)	9.1×10^{-20}	5.6×10^{-20}	1.6 : 1
NW方位 5km	χ/Q (s/m^3)	1.7×10^{-6}	6.4×10^{-7}	2.7 : 1
	D/Q (Gy/Bq)	1.0×10^{-19}	5.2×10^{-20}	1.9 : 1

d. AREDESの評価結果の妥当性について

AREDESによる大気拡散評価結果の妥当性について、気象指針の基本拡散式に基づく大気拡散評価結果との比較を行い確認した。評価条件は、第6表に示すとおりとし、排気筒放出におけるW方向の周辺監視区域境界を評価点における相対濃度の評価を行った。その結果、第7表に示すとおりAREDESによる評価結果が気象指針に基づく評価結果と同等であり、AREDESの評価結果が妥当であることを確認した。

また、AREDESについては、以下の参考図書にトレーサ拡散実験や他のシミュレーションとの比較検証結果が示されている。参考図書1には、米国にて実施された屋外におけるトレーサ拡散実験との比較が行われており、風下距離10km以内において非常に良い相関となっていることが記載されている。また、参考図書2には、緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム(SPEEDI)との比較検証を実施した結果、AREDESはSPEEDIの評価結果に対して外部線量は0.8倍～3.1倍、甲状腺線量は0.4倍～1.3倍と記載されている。

参考図書1: N.Suzuki, K.Sugai, K.Hayashi, M.Suzuki, H.Suwa, Y.Kato, F.H.Liu, and S.Kodama: Construction of System for Environmental Emergency Dose

(注) 本参考図書1はDIANAコードに関するものであるが、DIANA, AREDESともに電力共通研究の成果を用いており同一のコードである。よって、本参考図書1はAREDESにも適用可能である。

参考図書2: Masatoki Suzuki and Yoshitaka Yoshida: Development of a Rapid Prediction Technology for Emergency Protection Area at Nuclear Accidents

(5) まとめ

敷地境界における被ばくについてベントラインの変更による影響は限定的である。また、被ばく量及び長期にわたる土壌汚染を抑制する観点では、W/Wベントを選択することが好ましいと考えられる。

放出位置を変更しても、島根原子力発電所周辺の地形形状の効果により、被ばくへの影響は限定的である。

第6表 評価条件

項目	AREDES	気象指針	備考
風速	地上10m : 3.1m/s 地上81m : 5.1m/s 地上140m : 5.4m/s	地上140m : 5.4m/s	東海第二発電所構内で観測された各高度の年間(2005年度)の平均風速から設定
風向	E方向	E方向	地上放出時, 排気筒放出時の主風向を参考に設定
大気安定度	D型(中立)	D型(中立)	東海第二発電所構内で観測された大気安定度のうち, 年間(2005年度)で最も出現頻度の高い大気安定度
放出高さ	地上140m (排気筒高さ)	115m ^{※1} (放出源有効高さ)	非常用ガス処理系の放出位置から設定
評価地点	W方向 : 530m	W方向 : 530m	放出点からW方向の周辺監視区域境界までの距離

※1 風洞実験結果に基づく放出源有効高さ

第7表 排気筒放出における大気拡散評価結果

相対濃度	AREDES	気象指針
χ/Q (s/m ³)	約 1.8×10^{-6}	約 1.2×10^{-6}

補足5 ベント実施に伴う敷地内作業の作業員被ばくの放出高さの違いによる影響

ベント実施に伴う敷地内作業(S/Cからのベント実施時の第一弁開操作, 第二弁開操作, スクラビング水補給及び窒素供給作業)の作業員被ばくについて, 格納容器圧力逃がし装置の放出位置を原子炉建屋屋上放出, 排気筒放出と仮定した場合についてそれぞれ評価を行い, 放出高さの違いによる影響を確認した。評価結果を第8表に示す。

ベント実施に伴う敷地内作業の作業員の被ばく評価においては, 非常用ガス処理系が起動する前(事象発生~2時間後)までに, 炉心損傷に伴い原子炉建屋から地上放出される放射性物質の地表沈着による被ばくが大半を占めている。このことから, 格納容器圧力逃がし装置の放出位置の違いによる, ベント(事象発生19時間後)に伴う敷地内作業の作業員被ばくへの影響は小さい。

なお, 被ばく評価に当たっては, 気象指針に基づき保守的な気象条件で評価を行っているが, 現実的な条件で評価を行った場合は線量が低くなると考えられる(参考参照)。

第8表 放出高さの違いによる作業員被ばくの評価結果
(S/Cからのベント実施時)

作業内容		建屋屋上放出	排気筒放出	備考
弁開 操作時	第一弁操作	約 37mSv	約 37mSv	ベント実施前作業
	第二弁操作	約 28mSv	約 23mSv	ベント実施時作業
スクラビング水補給		約 13mSv/h	約 13mSv/h	事象発生から7日後の作業
窒素供給作業		約 3.6mSv/h	約 3.6mSv/h	事象発生から7日後の作業

参 考

現実的な気象条件における評価について

事故時の大気拡散評価に係る気象条件は、気象指針に基づき整理しており、これを参考に次式(相対濃度の場合)により風下方位が陸側の全ての方位を対象に現実的な気象条件として中央値を求めた。

$$x/Q = \frac{1}{T} \sum_{i=1}^T (x/Q)_i \cdot \delta_i$$

ここで、

x/Q : 実効放出継続時間中の相対濃度 (s/m³)

T : 実効放出継続時間 (h)

$(x/Q)_i$: 時刻 i における相対濃度 (s/m³)

δ_i : 時刻 i において風向が陸に向う方位にあるとき $\delta_i = 1$
 時刻 i において風向が海に向う方位にあるとき $\delta_i = 0$

気象指針に基づいた保守的な気象条件(97%相当値)と現実的な気象条件(中央値)で評価した相対濃度、相対線量を第9表に示す。保守的な評価結果に比べ現実的な評価結果は1/2程度となった。

第9表 保守的及び現実的な評価結果

	気象指針に基づく保守的な評価	現実的な評価
相対線量 (Gy/Bq)	約 4.0×10^{-19}	約 2.3×10^{-19}
相対濃度 (s/m ³)	約 2.9×10^{-5}	約 1.6×10^{-5}

スクラビング水の pH について

スクラビング水は、無機よう素をスクラビング水中に捕集・保持するためにアルカリ性の状態 (pH7 以上) に維持する必要があるが、重大事故等時には、格納容器内のケーブルから放射線分解、熱分解等により塩化水素 (HCl) 等の酸として放出され、ベント実施により格納容器からフィルタ装置 (スクラビング水) に移行するため、pH が低下する可能性がある。

これに対して、スクラビング水は、待機時における重大事故等時に発生する可能性がある酸の量に対して十分な塩基量を確保することにより、ベント実施中の pH 監視を実施することなく、確実にアルカリ性の状態を維持することとしている。

なお、スクラビング水の pH については、pH 計を設置し、pH がアルカリ性の状態となっていることを原子炉停止中に適宜確認する。

(1) 格納容器内の酸性物質及び塩基性物質

重大事故等時に格納容器内において発生する酸性物質と塩基性物質については、NUREG / CR-5950 において検討が実施されており、その発生源として燃料 (核分裂生成物)、原子炉水、サプレッション・プール水溶存窒素、格納容器内塩素含有被覆材ケーブル、格納容器下部コンクリートが掲げられている。これに加え、格納容器内の塗料についても成分元素に窒素が含まれており、酸として硝酸、塩基としてアンモニア等の発生源となる可能性がある。主な酸性物質、塩基性物質を発生源ごとに第1表に示す。

第1表 主な酸性物質と塩基性物質

発生源	酸性物質	塩基性物質	備考
燃料 (核分裂生成物)	よう化水素 (HI)	水酸化セシウム (CsOH) 等	
原子炉水	—	五ほう酸ナトリウム (Na ₂ B ₁₀ O ₁₆)	ほう酸水注入系によりほう酸水を原子炉へ注入した場合
サプレッション・プール水溶存窒素	硝酸 (HNO ₃)	—	
格納容器内塩素含有被覆材ケーブル	塩化水素 (HCl)	—	
格納容器下部コンクリート (溶融炉心落下時)	二酸化炭素 (CO ₂)	—	
格納容器内塗料	硝酸 (HNO ₃)	アンモニア (NH ₃)	

スクラビング水の pH について

スクラビング水の pH が低下した場合、気相中への無機よう素の再揮発が促進されることが考えられることから、スクラビング水の薬液として [] を初期添加することにより、薬剤の補給が不要な設計としている。

スクラビング水の pH を低下させる要因として、重大事故時に格納容器内において発生する酸性物質を含むベントガスのスクラバ容器への流入が挙げられる。

主な酸性物質としては、塩素含有被覆材ケーブルの放射線分解による塩化水素、窒素が溶存するサプレッション・プール水の放射線分解による硝酸等が既往知見により知られている。原子炉圧力容器が破損した場合には、溶融炉心による加熱でペDESTAL 内のケーブルが熱分解することによる塩化水素の発生、MCCI によるコンクリート骨材からの炭酸ガスの発生が考えられる (NUREG/CR-5950)。

また、スクラビング水量の変動に伴う希釈も pH 低下の要因となる。

以下に、[] の初期添加量の算定に資する酸性物質、希釈量についての評価を示す。

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>これらのうち、酸性物質が発生することが知られているサブプレッション・プール水溶存窒素の放射線の照射により発生する硝酸、原子炉圧力容器が破損した場合に MCCI により発生する二酸化炭素に加え、pHへの寄与が大きいと考えられる塩素含有被覆材ケーブルの放射線分解及び熱分解により発生する塩化水素、スクラビング水中で分解する際に塩基を消費する [] が、スクラビング水の塩基量を評価する上で重要であることから、以下では、これらの発生量を評価することとする。</p> <p>a. 格納容器内ケーブルの被覆材の放射線分解による酸の発生量</p> <p>格納容器内の塩素含有被覆材ケーブルについて、放射線分解により発生する塩化水素量を NUREG/CR-5950の放射線分解モデルに基づき評価した。なお、ケーブル量については、実機調査を行った(参考)。</p> <p>有効性評価シナリオ「<u>雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(代替循環冷却系を使用できない場合)</u>」において、ベント時(事象発生から約19時間後)には [] mol、7日後には [] mol、60日後には [] molの酸性物質が格納容器内で生成されると評価した。</p>	<p>1. 格納容器内で発生する酸性物質生成量</p> <p>(1) 放射線分解による酸性物質生成量</p> <p>格納容器内のケーブルについて、放射線分解により発生する塩化水素量を NUREG/CR-5950の放射線分解モデルに基づき評価した。なお、ケーブル量については、実機調査を行った(参考)。</p> <p>また、窒素が溶存するサブプレッション・プール水が放射線分解することにより生成する硝酸についても評価対象とした。</p> <p>有効性評価シナリオ「<u>格納容器過圧・過温破損モード(大LOCA+SB0+ECCS機能喪失)</u>」において、ベント時(事象発生から 32時間後)には約 [] [mol]、7日後(168時間後)では約 [] [mol]、60日後(1440時間後)では約 [] [mol]の酸性物質が格納容器内で生成されると試算した。</p> <p>放射線分解により生成される酸性物質量の時間変化を図1に示す。</p> <div data-bbox="1329 1241 2407 1822" style="border: 1px solid black; height: 277px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図1 放射線分解で生成する酸性物質量の時間変化</p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>東海第二の S/P 水から発生する硝酸の評価は、「(1)c. サプレッション・プール水での放射線分解による硝酸の発生量」に記載</p> <p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. 格納容器内電気ケーブルの被覆材の熱分解による酸の発生量</p> <p>熱分解については、原子炉圧力容器損傷前の格納容器内環境(200℃以下)ではケーブルからの塩酸の発生はほとんどないことから、炉心損傷などによるデブリ接近によりケーブル温度が著しく上昇した場合を想定した酸性物質の放出量を評価した。</p> <p>ここでは、格納容器ペDESTAL内配置された塩素を含有するケーブルの被覆材から塩化水素が放出されると仮定し、ペDESTAL内ケーブルの塩酸含有量 <input type="text"/> kgの全量が放出されるものとして、<input type="text"/> の酸が発生すると評価した。</p> <p>c. サプレッション・プール水での放射線分解による硝酸の発生量</p> <p>重大事故等時において、サプレッション・プール水中ではサプレッション・プール水溶存窒素の放射線の照射によって硝酸が生成される。</p> <p>なお、格納容器内に放出されたエアロゾルの一部はフィルタ装置のスクラビング水に移行し、フィルタ装置内での硝酸の発生に寄与すると考えられるが、ここでは、格納容器内に放出された放射性よう素を全てエアロゾル(CsI)とし、サプレッション・プール水に全てのエアロゾルが移行するものとして、硝酸の発生量を評価した上で、発生した硝酸は全てフィルタ装置に移行し、スクラビング水の塩基と反応するものとして評価している。このため、ラジオリシスによるスクラビング水のpHの影響は保守的に評価されている。</p> <p>NUREG-1465, Reg. Guide. 1.183及びNUREG/CR-5950に基づき、サプレッション・プール水の積算吸収線量から硝酸の生成量を評価した結果、ベント時(事象発生から約19時間後)には <input type="text"/> mol, 7日後には <input type="text"/> mol, 60日後には <input type="text"/> molとなる。</p> $[\text{HNO}_3] = \frac{G \times 10}{1.602 \times 10^{-19} \times 6.022 \times 10^{23}} \times (E(t)^\gamma + E(t)^\beta)$ <p>ここで、</p> <p>[HNO₃] : 硝酸濃度 (mol/L)</p> <p>G : HCO₃の水中におけるG値 (個/100eV)</p> <p>E(t)^γ, E(t)^β : γ線とβ線の積算吸収線量 (kGy)</p>	<p>(2) 熱分解による酸性物質生成量</p> <p>ケーブルは高温環境にさらされると熱分解により塩化水素を放出するが、ケーブルの熱分解は200℃まではほとんど発生しないため、有効性評価シナリオ「格納容器過圧・過温破損モード(大LOCA+SBO+ECCS機能喪失)」においては、熱分解による塩化水素の放出量は無視できる程度と考えられる。</p> <p>原子炉圧力容器破損を想定した場合は、溶融炉心から熱を直接受けるケーブル、即ちペDESTAL内に存在するケーブルが熱分解により塩化水素を放出すると考えられる。また、この際に生じるMCCIにより発生する炭酸ガスの発生量は、十分小さく無視できる程度と考えられる。なお、ペDESTAL内のケーブル量は、保守的にペDESTAL内に接続されるケーブルの全長(ペDESTAL外も含む)を集計した。</p> <p>原子炉圧力容器破損が想定する際に、約 <input type="text"/> [mol] の酸性物質が熱分解により生成されると試算した。</p> <p>・ペDESTAL内ケーブルの熱分解による塩化水素生成量: 約 <input type="text"/> [mol] (約 <input type="text"/> kg)</p>	<p>・評価方針の相違</p> <p>島根2号炉は、他の酸性物質の発生量が支配的であるため、評価に含めていない(以下、別紙仮41においては、①の相違)</p> <p>・資料構成の相違</p> <p>島根2号炉のS/P水から発生する硝酸の評価は、「1.(1). サプレッション・プール水での放射線分解による硝酸の生成量」に記載</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. <u>MCCIにより発生する二酸化炭素の発生量</u></p> <p><u>MCCI対策としてコリウムシールドを設置するため、原子炉圧力容器が破損した場合でも溶融炉心によるコンクリート侵食は発生しないものの、保守的に約30cmのコンクリート侵食を見込み評価する。</u></p> <p><u>MCCIにより発生する二酸化炭素のほとんどは、高温環境下において溶融炉心に含まれる金属元素によって酸性物質ではない一酸化炭素に還元されるが、全て二酸化炭素として評価した結果、二酸化炭素の発生量は [] molとなる。</u></p> <div data-bbox="261 520 1270 693" style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div> <p><u>二酸化炭素は塩化水素ほど溶解度が大きくないため、フィルタ装置内では全量がスクラビング水に溶解することなく、また弱酸のため、酸性物質としてスクラビング水に与える影響は小さいと考えるが、本評価では保守的にスクラビング水のpHに影響を与える酸性物質として評価する。</u></p> <p>e. <u>無機よう素の捕集により消費される塩基の量</u></p> <p><u>ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量を以下のとおり設定した。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量</u> <u>BWRプラントにおける代表炉心 (ABWR) の平衡炉心末期を対象としたORIGEN2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力 (3,293MW) を考慮して算出した結果、約 24.4kg とする。</u> ・ <u>格納容器への放出割合</u> <u>NUREG-1465 に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61% とする。</u> ・ <u>格納容器に放出されるよう素の元素割合</u> <u>Regulatory Guide 1.195 に基づき、よう化セシウム 5%、無機よう素 91%、有機よう素 4% とする。</u> <p><u>以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素 (分子量 253.8g/mol) の量は約 13.6kg (約 53.6mol) となる。</u></p> <p><u>(ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量)</u></p> $24.4[\text{kg}] \times 61\% \times 91\% = 13.6[\text{kg}]$ $13.6 \times 10^3 [\text{g}] / 253.8 [\text{g/mol}] = 53.6 [\text{mol}]$ <p><u>(1)式に示すとおり、無機よう素はベンチュリスクラバにて薬剤 ([]) との反応により捕集される。</u></p> $[] \dots (1)$ <p><u>この反応によって消費される塩基の量は [] mol となる。なお、この反応において [] mol 消費される。</u></p>		<p>・ 評価方針の相違 ①の相違</p> <p>・ 評価方針の相違 ①の相違</p>

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<div data-bbox="231 212 1264 289" style="border: 1px solid black; height: 37px; width: 348px;"></div> <p>f. の分解により消費される塩基の量</p> <p>スクラビング水に含まれる は、酸素が存在する場合、水酸化物イオンと下記の反応により分解することが知られており、分解される の量は、スクラビング水の積算吸収線量の増加に伴って増加する。</p> <div data-bbox="281 516 875 562" style="border: 1px solid black; height: 22px; width: 200px;"></div> <p>ここでは、スクラビング水の積算吸収線量によらず、また、上述のe項で算出した消費される の量を見込まず、スクラビング水に含まれる 全量が分解したとして、塩基の消費量を評価した結果、 の分解により消費される塩基の量は molとなる。</p> <div data-bbox="246 743 1270 961" style="border: 1px solid black; height: 104px; width: 345px;"></div>	<p>(3) スクラビング水中で酸化分解により消費される塩基性物質</p> <p>スクラビング水に初期添加している は、酸素が存在する環境下において、以下の反応により分解して塩基性物質を消費することが知られている。</p> <div data-bbox="1380 470 1872 516" style="border: 1px solid black; height: 22px; width: 166px;"></div> <p>ベント直後を除きスクラバ容器に流入するガスはほぼ100%蒸気であるため、この影響は小さいと考えられるが、仮に全量の が酸化分解されると想定して消費される塩基性物質は約 [mol]となる。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) フィルタ装置での塩基の消費量</p> <p>(1)項で生成した酸性物質は、ほとんどが液相に溶解してサプレッション・プールに移行し、ベント時にはサプレッション・プール水に残留してフィルタ装置には移行しない可能性もあるが、保守的に全量移行するとして評価する。スクラビング水の消費される塩基の量は、以下のとおりとなる。</p> <p>【事象発生7日後での塩基の消費量 ([] mol)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 [] mol ・ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量 [] mol ・S/P*水から発生する硝酸で消費される塩基の量 [] mol ・MCCIで発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 [] mol ・無機よう素の捕集により消費される塩基の量 [] mol ・[]の分解により消費される塩基 [] mol <p>【事象発生60日後での塩基の消費量 ([] mol)】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ケーブルの放射線分解の塩化水素で消費される塩基の量 [] mol ・ケーブルの熱分解の塩化水素で消費される塩基の量 [] mol ・S/P*水から発生する硝酸で消費される塩基の量 [] mol ・MCCIで発生する二酸化炭素で消費される塩基の量 [] mol ・無機よう素の捕集により消費される塩基の量 [] mol ・[]の分解により消費される塩基 [] mol <p>※ S/P：サプレッション・プール</p>	<p>2. スクラバ容器での塩基の消費量</p> <p>重大事故時に格納容器内で発生した酸性物質は、スクラバ容器へ移行する前に格納容器内の自然沈着、格納容器スプレイ及びサプレッション・プールのスクラビング等の除去効果を受けるため、移行量は減少する。また塩酸や硝酸については格納容器内の液相への溶解も考えられる。</p> <p>以上の事象影響を無視し、格納容器内で生成した酸性物質が保守的に全量移行したとすると、スクラバ容器の塩基の消費量は、7日後(168時間)において約 [] [mol]、60日後(1440時間)において約 [] [mol]との試算となる。</p> <p>【7日後(168時間)の塩基の消費量(約 [] [mol])内訳】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射線分解による酸性物質生成量：約 [] [mol] ・熱分解による酸性物質生成量：約 [] [mol] <p>・スクラビング水中で酸化分解により消費される塩基性物質質量：約 [] mol</p> <p>【60日後(1440時間)の塩基の消費量(約 [] [mol])内訳】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・放射線分解による酸性物質生成量：約 [] [mol] ・熱分解による酸性物質生成量：約 [] [mol] <p>・スクラビング水中で酸化分解により消費される塩基性物質質量：約 [] mol</p> <p>3. 水位変動によるスクラビング水の希釈について</p> <p>待機時のスクラビング水の通常水位における水量は約 [] である。スクラビング水の最大水量は約 [] であるため、ベントガスの凝縮により、スクラビング水の薬液濃度は [] 倍に希釈される。</p>	<p>・評価方針の相違 ①の相違</p> <p>・評価方針の相違 ①の相違</p> <p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) スクラビング水のpH評価結果</p> <p>フィルタ装置は無機よう素 (I₂) を捕集及び保持するものであるため、2ヶ月でよう素が十分減衰することを考慮し、スクラビング水には保守的に設定した60日後の塩基の消費量 ([] mol) を考慮する。</p> <p>消費される [] molの塩基に相当する [] の濃度は、待機時最低水位 [] 時に [] となることから、これに余裕を考慮して、スクラビング水の [] 濃度は、待機時最低水位 [] 時に [] wt%とする。</p> <p>[]</p> <p>この場合、初期のpHは [] 60日後のスクラビング水のpHは [] であり、スクラビング水はアルカリ性の状態を維持できる。</p>	<p>4. スクラビング水のpH影響評価</p> <p>スクラバ容器は無機よう素 (I₂) を捕集及び保持するものであるため、2ヶ月でよう素は十分減衰することを考慮し、スクラビング水には保守的に設定した60日後 (1440時間後) の塩基の消費量 (約 [] [mol]) を考慮する。</p> <p>スクラバ容器においては、上記にさらに余裕をみて水酸化ナトリウム濃度を通常水位 (約 []) において約 [] とすることとしている。</p> <p>[]</p> <p>通常水位における [] 濃度が [] のとき、酸性物質の移行量を考慮し、且つベントガスによるスクラビング水の希釈も考慮した場合のスクラビング水の [] 濃度は、</p> <p>[]</p> <p>となり、十分にアルカリ性を維持できる。</p> <p>なお、放射性物質により [] 水溶液が放射線分解してもpHはほとんど変化しない。(参考図書3)</p> <p>事故後のスクラビング水のpH挙動評価を図2に示す。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>なお、電気ケーブルに含まれる酸性物質の総量 () が全て分解し、フィルタ装置に移行した場合であっても60日後の塩基の消費量は であり、待機時にスクラビング水に含まれる の量は十分である。この場合、スクラビング水のpHは となる。</p>	<div data-bbox="1377 216 2386 919" style="border: 1px solid black; height: 335px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図2 事故後スクラビング水のpH挙動評価</p> <p>ここで、スクラビング水のpH挙動への影響が小さいとして上記で考慮していない酸性物質について以下のとおり検討した。</p> <p>格納容器内のケーブルに含まれる全ての酸性物質を想定した場合、追加される酸性物質の発生量は、約 [mol]となる。</p> <div data-bbox="1359 1255 2220 1360" style="border: 1px solid black; height: 50px; width: 100%;"></div> <p>核分裂生成物については酸性物質としてよう化水素が出てくるが、水酸化セシウム等の塩基性物質の生成量の方が大きくなると考えられる。また、格納容器壁面の塗料等の有機物が水中へ溶出した場合は、有機酸を生成する可能性があるが、一般に有機酸は弱酸であり水中でほとんど解離せず、塩酸等の強酸の共存下ではその影響は無視できると考えられる。</p> <p>上記をさらに保守的に考慮した場合でも、薬液タンクから薬剤を追加することで、ベント後長期に渡ってアルカリ性を維持できる。</p>	<p>・評価方針の相違 島根2号炉は、スクラビング水のpH挙動への影響が小さい残りのケーブル量等を更に考慮しても常設の薬液タンクにより、アルカリ性を維持できる設計としている</p>

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(4) 薬液の劣化・濃度均一性</p> <p>フィルタ装置スクラビング水に添加する□の水系の相平衡については、「Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928」より、第1図のとおり示されている。第1図より、フィルタ装置スクラビング水の添加濃度である□では、水温が0℃以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。フィルタ装置は格納容器圧力逃がし装置格納槽の地下埋設部に設置することとしており、スクラビング水は0℃以上となる。よって、フィルタ装置待機中に□が析出することはない。</p> <p>また、□は非常に安定な化学種であり、フィルタ装置待機中、フィルタ装置は圧力開放板により外界と隔離され、窒素雰囲気中に置かれることから、フィルタ装置待機中において、薬液が変質することはない。</p> <p>また、フィルタ装置を使用すると、ベンチュリノズルから噴射されるベントガスによりバブリングされ、□は均一に拡散されると考えられる。</p> <div data-bbox="222 802 1202 1486" style="border: 1px solid black; height: 326px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">第1図 □の水系相平衡図</p>	<p>5. 薬液の劣化・濃度均一性</p> <p>スクラビング水に添加する□の水系の相平衡については、『Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928』より、図1の通り示されている。図1より、スクラビング水の添加濃度である□[wt%]では、水温が0℃以上であれば相変化は起こらない（つまり析出することはない）ことがわかる。スクラバ容器は第1ベントフィルタ格納槽内に設置しており、スクラビング水は0℃以上となる。よって、格納容器フィルタベント系の待機中に□が析出することはない。</p> <p>また、□は非常に安定な化学種であり、格納容器フィルタベント系の待機中、スクラバ容器内部は圧力開放板より外界と隔離され、窒素雰囲気中に置かれることから、格納容器フィルタベント系待機中において、薬液が変質することはない。</p> <p>また、フィルタ装置を使用すると、ベンチュリノズルから噴射されるベントガスによりバブリングされ、□は均一に拡散されると考えられる。</p> <div data-bbox="1489 783 2101 1371" style="border: 1px solid black; height: 280px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図3 □の水系相平衡図</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(5) スクラビング水の管理について</p> <p>(3)に記載したとおり、スクラビング水は待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで、ベントを実施した際に格納容器から酸が移行した場合においても、スクラビング水はpH7以上を維持できる。以上を踏まえ、スクラビング水の管理について以下に示す。なお、系統待機時の管理については、原子炉施設保安規定に規定する。</p> <p>a. 系統待機時の管理</p> <ul style="list-style-type: none"> ・施設定期検査時に [] の濃度が [] であること及びpHが13以上であることを確認する。 ・スクラビング水が通常水位の範囲内であることを確認する。 <p>b. ベント中の管理</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スクラビング水の水位を監視し、水位低に至る場合においては、水を補給する。 <p>c. ベント停止後（隔離弁閉止後）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベント停止後において、<u>フィルタ装置</u>に異常がないことを確認するため、<u>フィルタ装置水位計</u>にて、スクラビング水の水位が確保されていること（<u>フィルタ装置</u>のスクラビング水の移送後を除く）を確認する。 <p><参考図書></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. NUREG/CR-5950 “Iodine Evolution and pH Control”, Dec.1992 2. NUREG/CR-5564 “Core-Concrete Interactions Using Molten UO2 With Zirconium on A Basaltic Basement”, Apr.1992 	<p>6. スクラビング水の管理について</p> <p>4.に記載したとおり、スクラビング水は待機時に十分な薬剤の量を確保しておくことで、ベントを実施した際に格納容器から酸が移行した場合においても、スクラビング水はpH7以上を維持できる。以上を踏まえ、スクラビング水の管理について以下に示す。なお、系統待機時の管理については、原子炉施設保安規定に規定する。</p> <p>a. 系統待機時の管理</p> <ul style="list-style-type: none"> ・施設定期検査時に [] の濃度が [] であること及び [] であることを確認する。 ・スクラビング水が通常水位の範囲内であることを確認する。 <p>b. ベント中の管理</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スクラビング水の水位を監視し、水位低に至る場合においては、水を補給する。 ・<u>スクラビング水の水位を監視し、水位高に至る場合においては、スクラビング水をサブレーション・チェンバへ移送した後、薬剤の補給を行う。</u> <p>c. ベント停止後（隔離弁閉止後）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ベント停止後において、<u>スクラバ容器</u>に異常がないことを確認するため、<u>スクラバ容器水位計</u>にて、スクラビング水の水位が確保されていること（<u>スクラバ容器</u>のスクラビング水の移送後を除く）を確認する。 <p><参考図書></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. NUREG/CR-5950 “Iodine Evolution and pH Control”, Dec.1992 2. NUREG/CR-5564 “Core-Concrete Interactions Using Molten UO2 With Zirconium on A Basaltic Basement”, Apr.1992 3. <u>堂前 雅史等 フィルタベントスクラバ水への放射線照射効果, 2016年3月 (日本原子力学会 2016年春の大会)</u> 	<p>・運用の相違</p> <p>島根2号炉は、待機時に十分な量の薬剤を保有しており、格納容器ベント後においてもアルカリ性を維持可能であるが、スクラビング水の排水に合せて、薬剤の補給を行う</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(参考) <u>東海第二発電所</u> 格納容器内ケーブル量調査</p> <p>pH低下に寄与する支配的な物質とされるケーブルに含有される塩化水素量を評価するため、格納容器内のケーブル量を建設記録及び工事記録により調査を行った。</p> <p>格納容器内のケーブル量調査フロー</p> <p>①建設記録よりケーブル量を調査・集計 (線種, サイズごとに本数と長さを集計)</p> <p>↓</p> <p>②工事記録におけるケーブル取替, 敷設実績を調査・反映</p> <p>↓</p> <p>③格納容器ペDESTAL内に限定したケーブル量の調査・集計 (ペDESTAL内に接続されるケーブルの全長を保守的に集計)</p> <p>↓</p> <p>④ケーブル被覆材ごとに表面積, 塩化水素含有量を算出 (今後の設備更新等を想定し, 保守的に算出)</p> <p>以上により集計した格納容器内のケーブル量調査結果を第1表に示す。</p>	<p>(参考) <u>島根原子力発電所2号炉</u> 格納容器内ケーブル量調査</p> <p>pH低下に寄与する支配的な物質とされるケーブルに含有される塩化水素量を評価するため、格納容器内のケーブル量を建設記録および工事記録により調査を行った。</p> <p>[格納容器内のケーブル量調査フロー]</p> <p>①建設記録よりケーブル量を調査・集計 (線種, サイズ毎に本数と長さを集計)</p> <p>↓</p> <p>②工事記録におけるケーブル取替, 敷設実績を調査・反映</p> <p>↓</p> <p>③格納容器ペDESTAL内に限定したケーブル量の調査・集計 (ペDESTAL内に接続されるケーブルの全長を保守的に集計)</p> <p>↓</p> <p>④ケーブル被覆材毎に表面積, 塩化水素含有量を算出 (今後の設備更新等を想定し, 保守的に算出)</p> <p>以上により集計した格納容器内のケーブル量調査結果を表1に示す。</p> <p>表1 格納容器内のケーブル量調査結果</p> <div data-bbox="1291 1094 2412 1766" style="border: 1px solid black; height: 320px; width: 100%;"></div> <p>(次頁に続く)</p>	

第1表 格納容器内のケーブル量調査結果

(前頁の続き)

用途	ケーブル仕様	シース表面積 (m ²)	酸の量 (mol)

--

東海第二発電所 (2018.9.18版)				島根原子力発電所 2号炉	備考
用途	ケーブル仕様	シース表面積 (m ²)	酸の量 (mol)		

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 42</p> <p>計装設備が計測不能になった場合の推定方法, 監視場所について</p> <p>(1) 計装設備の個数の考え方について</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>の計装設備は, 系統運転時において計装設備の機能喪失が<u>格納容器圧力逃がし装置</u>の機能維持のための監視及び放射性物質の除去性能の監視に直接係るパラメータについては, 計器を多重化する設計としている。</p> <p>多重化対象の監視パラメータは以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>フィルタ装置水位</u> ・<u>フィルタ装置出口放射線モニタ</u> (高レンジ) <p>(2) 計測不能となった場合の推定方法について</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>の計装設備は, 計器の故障等により計測ができない場合においても代替パラメータによる推定が可能である。各主要パラメータに対する代替パラメータ及び代替パラメータによる推定方法を第1表に, 計装設備概略構成図を第1図に示す。</p> <p>(3) 計装設備の監視場所の考え方について</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置</u>の計装設備は, 中央制御室において集中監視を行う設計としている。また, 中央制御室の運転員を介さず, 事故状態を把握できるよう緊急時対策所においても監視可能とする。なお, <u>フィルタ装置水位</u>と<u>フィルタ装置圧力</u>は, スクラビング水の補給・移送操作及び<u>窒素置換操作</u>時に現場でも確認できるように, 現場計器も設置する計画である。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 29</p> <p>計装設備が計測不能になった場合の推定方法, 監視場所について</p> <p>(1) 計装設備の個数の考え方について</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>の計装設備は, 系統運転時において計装設備の機能喪失が<u>格納容器フィルタベント系</u>の機能維持のための監視及び放射性物質の除去性能の監視に直接係るパラメータについては, 計器を多重化する設計としている。</p> <p>多重化対象の監視パラメータは以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・<u>スクラバ容器水位</u> ・<u>スクラバ容器圧力</u> ・<u>スクラバ容器温度</u> ・<u>第1ベントフィルタ出口放射線モニタ</u> (高レンジ) <p>(2) 計測不能となった場合の推定方法について</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>の計装設備は, 計器の故障等により計測ができない場合においても代替パラメータによる推定が可能である。各主要パラメータに対する代替パラメータ及び代替パラメータによる推定方法を表1に, 計装設備概略構成図を図1に示す。</p> <p>(3) 計装設備の監視場所の考え方について</p> <p><u>格納容器フィルタベント系</u>の計装設備は, 中央制御室において集中監視を行う設計としている。また, 中央制御室の運転員を介さず, 事故状態を把握できるよう緊急時対策所においても監視可能とする。なお, <u>スクラバ容器水位</u>は, スクラビング水の補給・移送操作時に現場でも確認できるように, 現場計器も設置する。</p>	<p>・設備の相違 島根2号炉は, 多重化している</p> <p>・設備の相違 島根2号炉は, スクラバ容器水位について, 現場計器も設置している</p>

第1表 格納容器圧力逃がし装置の代替パラメータによる推定方法

主要パラメータ	個数	監視場所	計測範囲	監視目的	代替パラメータ	代替パラメータによる推定方法
① フィルタ装置水位	2	中央制御室、 緊急時対策所	180～5,500mm	フィルタ装置性能維持のための水位監視	① フィルタ装置水位	① フィルタ装置水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのフィルタ装置水位により計測する。
	1 ^{※3}	現場			— ^{※4}	— ^{※4}
② フィルタ装置圧力	1	中央制御室、 緊急時対策所	0～1.0MPa [gauge]	系統運転中に格納容器閉気ガスがフィルタ装置に導かれていることの確認	① フィルタ装置スクラビング水温度	① 容器内は飽和状態であるため、スクラビング水温度からフィルタ装置圧力を推定する。
	1 ^{※3}	現場			— ^{※4}	— ^{※4}
③ フィルタ装置スクラビング水温度	1 ^{※1}	中央制御室、 緊急時対策所	0～300℃	フィルタ装置の温度監視	① フィルタ装置スクラビング水温度 (予備側検出素子使用) ② フィルタ装置圧力	① 常用側検出素子が故障した場合は、予備側検出素子により計測する。 ② 容器内は飽和状態であるため、フィルタ装置圧力からスクラビング水温度を推定する。
	1	中央制御室、 緊急時対策所			— ^{※4}	— ^{※4}
④ フィルタ装置排気ライン圧力 ^{※3}	1	中央制御室、 緊急時対策所	0～100kPa [gauge]	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	— ^{※4}	— ^{※4}
	2	中央制御室、 緊急時対策所	10 ⁻² ～10 ³ Sv/h	系統運転中に放出される放射線物質濃度の確認	① フィルタ装置出口放射線モニタ ^{※2} ② モニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポスト	① フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのフィルタ装置出口放射線モニタにより計測する。 ② フィルタ装置出口の放射線モニタ又は可搬型モニタリング・ポストの指示値から放射線量を推定する。
⑤ フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ)	1	中央制御室、 緊急時対策所	10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h	系統待機時の系統内の放射線モニタの放射線濃度の確認	① フィルタ装置出口放射線モニタ ^{※2} ② モニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポスト	① フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのフィルタ装置出口放射線モニタにより計測する。
	2	中央制御室、 緊急時対策所	0～100vol%	事故収束時の系統内の放射線モニタの放射線濃度の確認	① フィルタ装置出口放射線モニタ ^{※2} ② モニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポスト	① フィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのフィルタ装置出口放射線モニタにより計測する。
⑥ フィルタ装置スクラビング水 pH ^{※3}	1	中央制御室、 緊急時対策所	pH0～14	フィルタ装置性能維持のための pH 監視	— ^{※4}	— ^{※4}
	2	中央制御室、 緊急時対策所			— ^{※4}	— ^{※4}

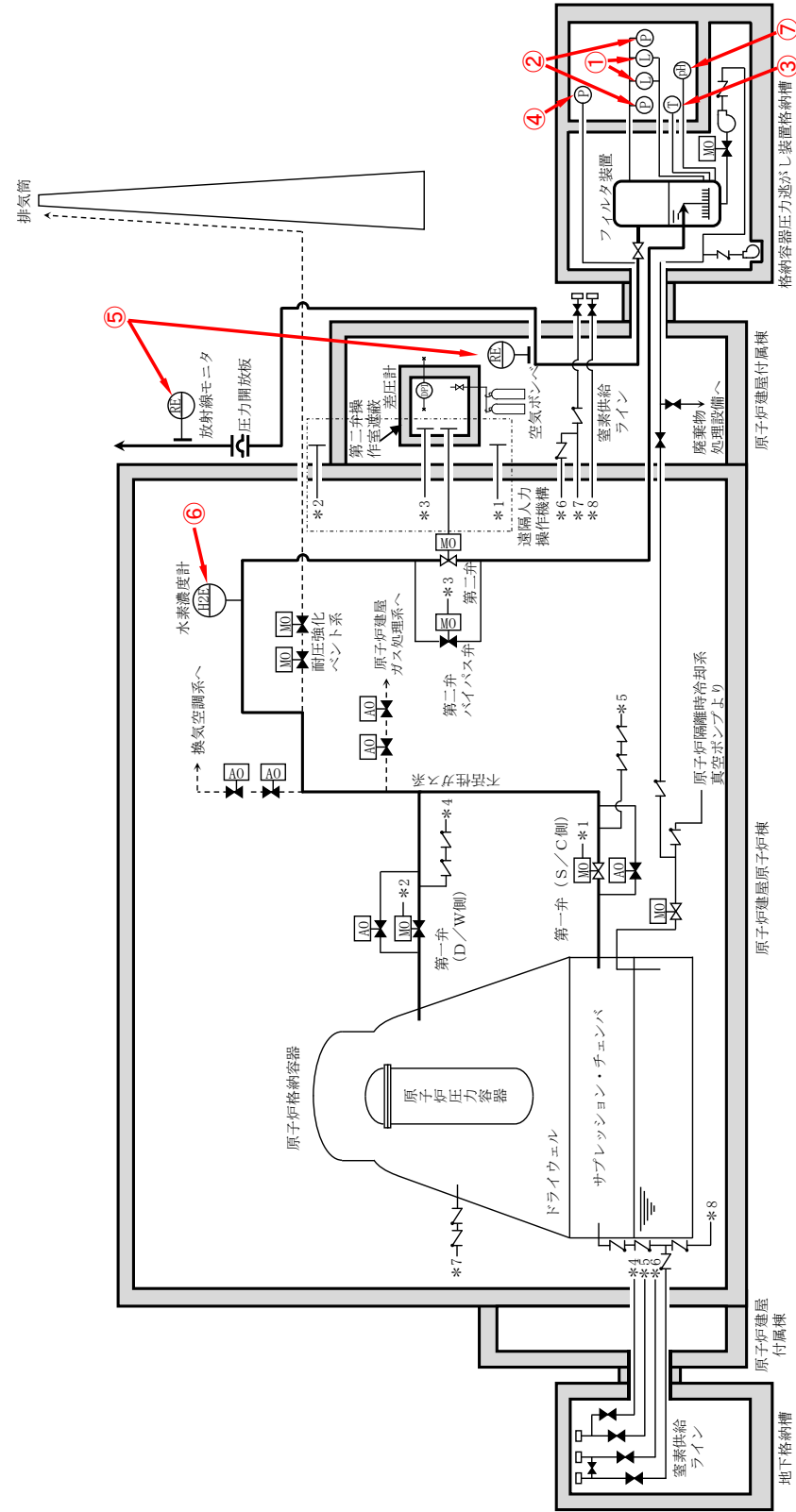
※1：温度検出器の検出素子は2重化 (ダブルエレメント) している。 ※2：フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ) のみ他チャンネルにより計測する。
 ※3：自主対策設備 ※4：自主対策設備のため代替パラメータによる推定は除く。

表1 格納容器フィルタメント系の代替パラメータによる推定方法

監視パラメータ ^{※1}	個数	監視場所	計測範囲	監視目的	代替パラメータ	代替パラメータによる推定方法
① スクラバ容器水位	8	中央制御室 緊急時対策所 現場		スクラバ容器性能維持のための水位監視	① スクラバ容器水位	① スクラバ容器水位の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのスクラバ容器水位により測定する。
② スクラバ容器圧力	4	中央制御室 緊急時対策所	0～1MPa [gauge]	系統運転中に格納容器内閉気ガスがフィルタ装置へ導かれていることの確認	① スクラバ容器圧力 ② ドライウェル圧力 (SA) 又はサプレッション・チェンバ (SA)	① スクラバ容器圧力の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのスクラバ容器圧力により測定する。 ② ドライウェル圧力 (SA) 又はサプレッション・チェンバ圧力 (SA) の傾向監視により格納容器圧力逃がし装置の健全性を推定する。
	4	中央制御室 緊急時対策所	0～300℃	スクラバ容器の温度監視	① スクラバ容器温度	① スクラバ容器温度の1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルのスクラバ容器温度により推定する。
④ フィルタ装置出口配管圧力 ^{※3}	2	中央制御室 緊急時対策所	0～100kPa [gauge]	系統待機時の窒素封入による不活性状態の確認	— ^{※4}	— ^{※4}
	1 (予備1)	中央制御室 緊急時対策所	0～20vol% / 0～100vol%	事故収束時の系統内の放射線濃度の確認	① 第1ベントフィルタ装置出口放射線モニタ (予備) ② 格納容器放射線濃度 格納容器放射線濃度 (SA)	① 第1ベントフィルタ装置出口放射線モニタが故障した場合は、予備の第1ベントフィルタ出口放射線濃度により推定する。 ② 原子炉格納容器内の放射線濃度が格納容器放射線濃度の配管内を通過することから、格納容器放射線濃度及び格納容器放射線濃度 (SA) により推定する。
⑥ 第1ベントフィルタ装置出口放射線モニタ	2	中央制御室 緊急時対策所	高レンジ： 10 ⁻² ～10 ³ Sv/h 低レンジ： 10 ⁻³ ～10 ⁴ mSv/h	系統運転中に放出される放射線濃度の確認	① 第1ベントフィルタ装置出口放射線モニタ ^{※2} ② モニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポスト	① 第1ベントフィルタ装置出口放射線モニタの1チャンネルが故障した場合は、他チャンネルの第1ベントフィルタ出口放射線モニタにより測定する。 ② 第1ベントフィルタ出口の放射線モニタは系統外に放出されるため、モニタリング・ポスト又は可搬型モニタリング・ポストから放射線濃度を推定する。
	1	中央制御室 緊急時対策所			— ^{※4}	— ^{※4}
⑦ スクラバ水 pH ^{※3}	2	中央制御室 緊急時対策所	pH 0～14	スクラバ容器性能維持のための pH 監視	— ^{※4}	— ^{※4}

※1：監視パラメータの数字は図1の○数字に対応する。
 ※2：第1ベントフィルタ出口放射線モニタ (高レンジ) のみ他チャンネルにより計測する。
 ※3：自主対策設備 ※4：自主対策設備のため代替パラメータによる推定は除く。

・設備の相違
 設備設計の相違による構成の相違



第1図 格納容器圧力逃がし装置 計装設備概略構成図

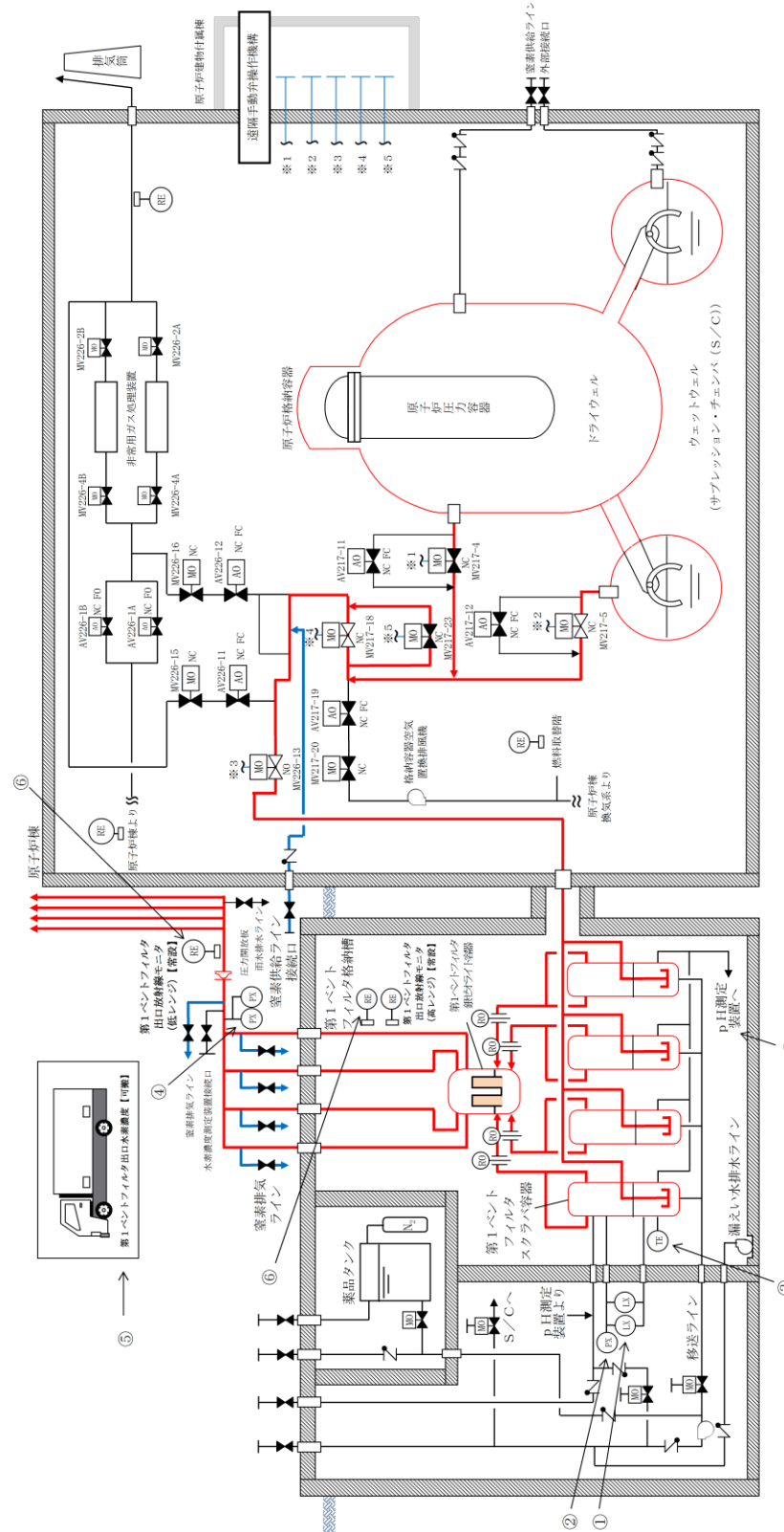


図1 格納容器フィルタベント系 計装設備概略構成図

・設備の相違
設備設計の相違による構成の相違

ステンレス構造材，膨張黒鉛パッキンの妥当性について

フィルタ装置や入口配管等のスクラビング水の接液部については，内部に保有しているスクラビング水の通常状態での性状（高アルカリ性）と重大事故等時に放出される放射性物質を捕集・保持すること（汚染水の貯蔵）を考慮して，耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定している。

第1表にスクラビング水接液部の材質について記載する。

第1表 スクラビング水接液部の材質

	部位	材質
バウンダリ	容器	SUS316L
	入口配管接液部	SUS316LTP
	接続配管	SUS316LTP (計装配管，ドレン配管，給水配管)
内部構造物	多孔板，支持部材等	SUS316L
	ベンチュリノズル	□
	金属フィルタ	ドレン配管：SUS316LTP
その他	よう素除去部	枠材：SUS316L
	ガスケット類	膨張黒鉛系シール材

スクラビング水はpH □ の強アルカリ性であることから，各材料については，全面腐食，局部腐食（孔食，すきま腐食）及び応力腐食割れが想定されるため，これらについて検討する。

ステンレス構造材，膨張黒鉛パッキンの妥当性について

スクラビング水接液部に使用するパッキン類には，使用環境（温度，圧力，放射線量，高アルカリ環境）を考慮して膨張黒鉛を選定することとしている。

また，スクラバ容器や入口配管等のスクラビング水の接液部については，容器内部に保有しているスクラビング水の通常状態での性状（高アルカリ性）及び重大事故時に放出される放射性物質の捕集・保持（汚染水の貯蔵）を考慮して，耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定している。

材料選定にあたって考慮した事項について，以下にまとめた。

(1) ステンレス等構造材の選定根拠について

フィルタ装置や入口配管等のスクラビング水の接液部については，図1に示すように，内部に保有しているスクラビング水の通常状態での性状（高アルカリ性）及び重大事故時に放出される放射性物質の捕集・保持（汚染水の貯蔵）を考慮して，耐食性に優れたステンレス鋼を材料として選定している。



図1 フィルタ装置（スクラバ容器）構造図

スクラビング水はpH □ の強アルカリ性であることから，各材料については，全面腐食，局部腐食（孔食，すきま腐食）及び応力腐食割れが想定されるため，これらについて検討する。

・資料構成の相違

・資料構成の相違

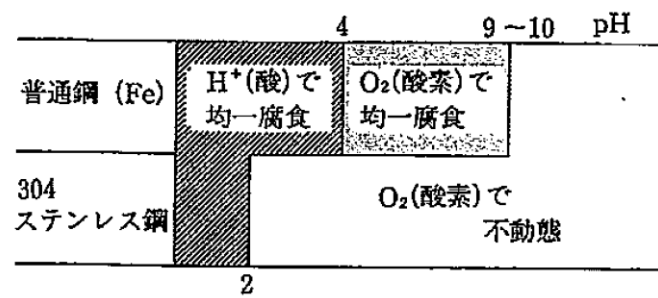
・資料構成の相違

(1) ステンレス鋼の腐食評価

a. 全面腐食

全面腐食は、金属表面の全面にわたってほぼ同一の速度で侵食が進む腐食形態である。SUS304は第1図に示すとおり、pH2以上で不動態化するため、強アルカリ環境では、全面腐食に対する耐性がある(参考図書1)。

系統待機時はpH で水質が維持されることから、不動態化が保てることとなる。同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等の適用材料についても同様の傾向を示すことから、全面腐食の発生は考え難い。



第1図 大気中酸素に接する水中環境におけるSUS304の腐食形態とpHの関係

(2) ステンレス鋼の腐食評価

a. 全面腐食

全面腐食は、金属表面の全面にわたってほとんど同一の速度で浸食が進む腐食形態である。オーステナイト系ステンレス鋼は、図2に示すように、pH2以上では不動態化するため、実機のようなアルカリ環境を維持している環境においては全面腐食に対して十分な抵抗性がある。

系統待機時はpH で水質が維持されることから、不動態化が保てることとなる。同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等の適用材料についても同様の傾向を示すことから、全面腐食の発生は考え難い。

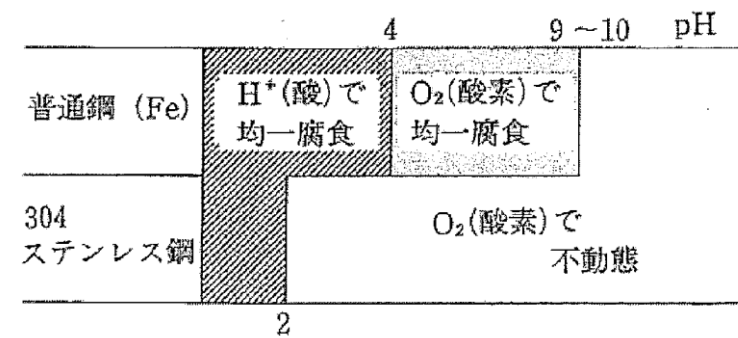


図2 大気中酸素に接する水中環境における SUS304 の腐食形態と pH の関係 (参考図書1)

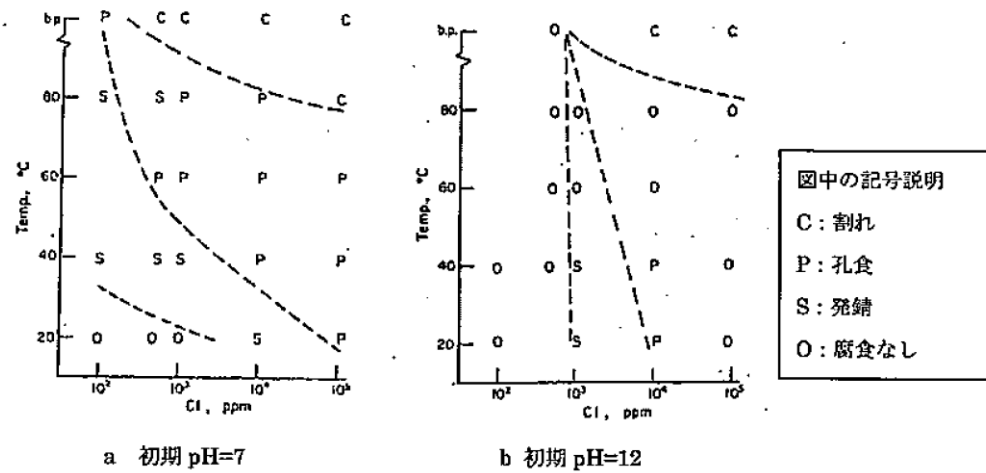
b. 孔食

孔食は、ステンレス鋼のように表面に生成する不動態化膜によって耐食性が保たれている金属において、塩化物イオン等の影響で不動態化膜の一部が破壊され、その部分において局部的に腐食が進行する腐食形態である。

第2図に SUS304 の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響を示す(参考図書2)。孔食発生の領域は pH7 と比べ pH12 のほうが狭く、アルカリ環境になるほど孔食発生のリスクは低減する。

同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等の適用材料についても同様の傾向を示すものと評価する。

なお、系統待機時は pH [] であり、塩化物イオンの濃度も十分低いと考えられるので、孔食は発生しないものと考えられる。



第2図 304 ステンレス鋼の pH7 及び pH12 の塩化物イオン濃度と温度が腐食形態に及ぼす影響

b. 孔食

孔食は、ステンレス鋼のように表面に生成する不動態化膜によって耐食性が保たれている金属において、塩化物イオン等の影響で不動態皮膜の一部が破壊され、その部分において局部的に腐食が進行する腐食形態である。

孔食の過程としては pH の低下によって生じる脱不動態化現象を想定しており、孔食発生の領域は図3に示すように、SUS304 では pH7 と比べ pH12 のほうが狭く、アルカリ環境においては孔食発生のリスクは低減される。同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等においても同様の傾向となり、実機のような高アルカリを維持している環境では孔食が起こる可能性は低い。

なお、系統待機時は pH [] であり、塩化物イオンの濃度も十分低いと考えられるので、孔食は発生しないものと考えられる。

また、無機よう素については、フィルタ装置(スクラバ容器)に移行するものの、その大部分についてはスクラビング水中に捕集されることから、気相部における無機よう素の濃度は非常に低く、ベントガスに O₂ はほとんど含まれないことから、腐食が起こる可能性は低いと考えられる。

・資料構成の相違

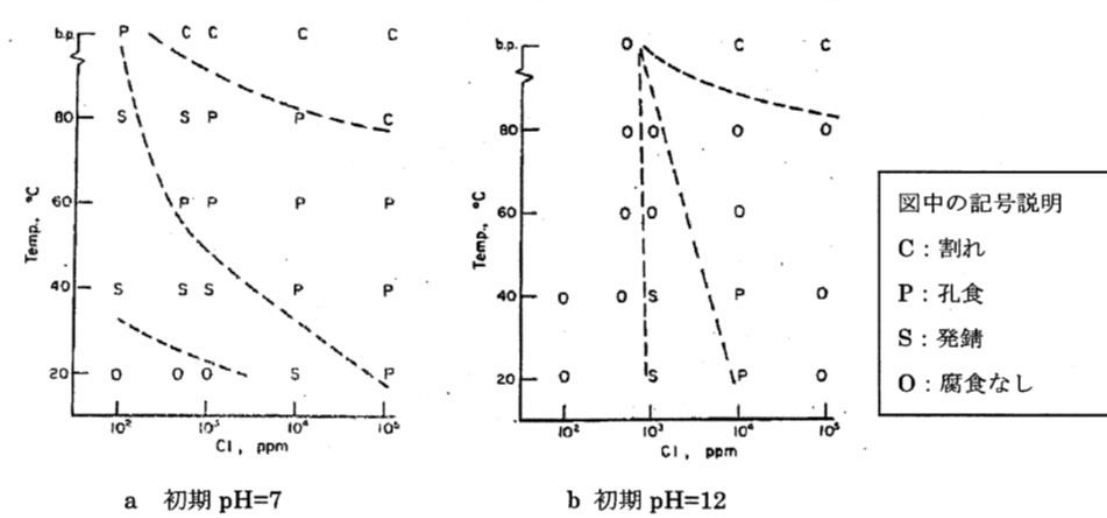


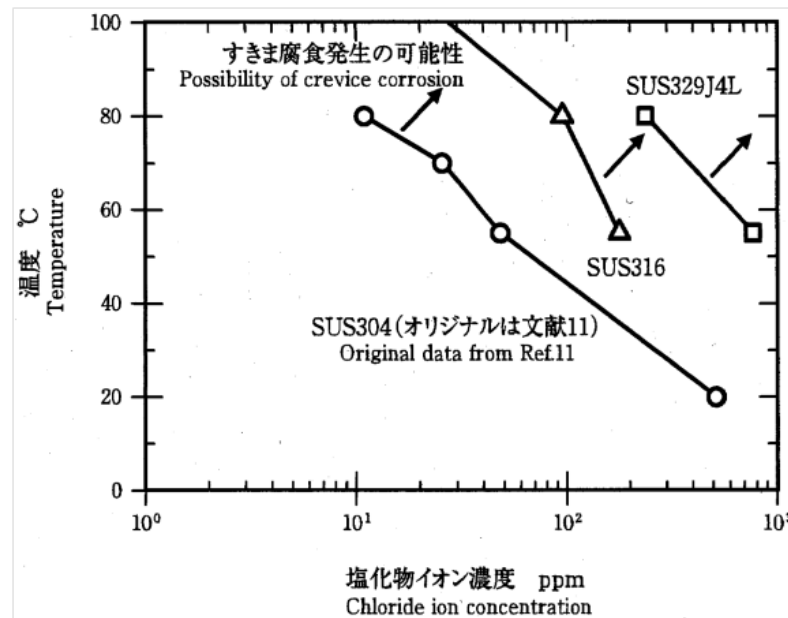
図3 304 ステンレス鋼の NaCl 溶液中における腐食形態に及ぼす塩化物イオン濃度と温度の影響(参考図書2)

c. すきま腐食

すきま腐食は、ステンレス鋼表面の異物付着、構造上のすきま部分において進行する腐食形態であり、その成長過程は孔食と類似している。第3図に SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食発生に対する塩化物イオン濃度と温度の影響を示す(参考図書3)。

SUS304 及び SUS316 のいずれも塩化物イオン濃度が低い中性環境では、すきま腐食の発生の可能性は低い。前述のとおりアルカリ環境では中性環境より孔食の発生リスクが低いことから、同様な成長過程のすきま腐食についても発生の可能性が低減されるものと考えられる。

同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等の適用材料についても同様の傾向を示すものと評価する。



第3図 SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食に対する塩化物イオン濃度と温度の影響

c. すきま腐食

ステンレス鋼表面上の異物付着、構造上のすきま部分において進行する腐食形態であり、その成長過程は孔食と類似している。第4図に SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食発生に対する塩化物イオン濃度と温度の影響を示す(参考図書3)。

すきま腐食のすきま部の腐食環境は、孔食の食孔内部の環境に類似しているおり、pHの低下によって生じる脱不動態化現象のために局部的に腐食が進展するが、アルカリ環境では中性環境に比べて孔食の発生リスクが低減されることが前述の図3に示されており、実機のような高アルカリを維持している環境ではすきま腐食が起こる可能性は低い。

同じオーステナイト系ステンレス鋼である SUS316L 等の適用材料についても同様の傾向を示すものと評価する。

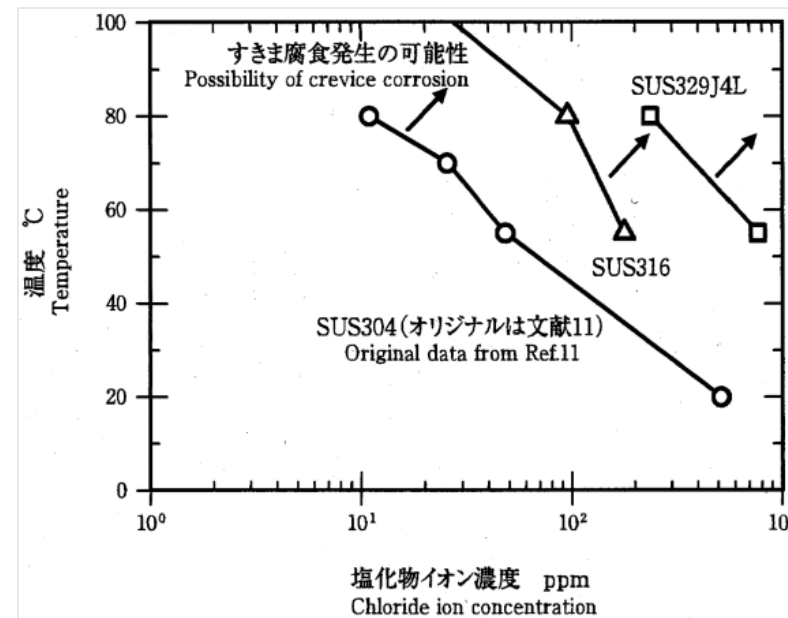


図4 SUS304 と SUS316 の中性環境におけるすきま腐食に対する塩化物イオン濃度と温度の影響

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>d. 応力腐食割れ</p> <p>応力腐食割れ(以下、SCCという)は、腐食性の環境におかれた金属材料に引張応力が作用して生ずる割れであり、材料、応力、環境の三要因が重畳した場合に発生する。以下にアルカリ環境及び [] 環境における SCC 発生に関する評価結果を示す。</p> <p>・アルカリ環境におけるSCC</p> <p>第4図に SUS304, SUS316 の [] 濃度に対する SCC 発生限界を示す(参考図書4)。フィルタ装置の使用環境は、 [] となる。また、ベント時でスクラビング水が最低水位となった場合の [] となる。いずれの場合においても SCC の発生領域から外れており問題のないことがわかる。</p> <p>使用する材料である SUS316L や [] 等については、耐 SCC 性に優れた材料であることから、さらに信頼性が高いものと評価する。</p> <div data-bbox="201 842 1258 1535" style="border: 1px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <p>第4図 SUS304, SUS316 の [] 溶液中の耐食性</p>	<p>d. 応力腐食割れ(SCC)</p> <p>腐食性環境におかれた金属材料に引張応力が作用して生ずる割れであり、材料、応力、環境の3要因が重畳した場合に発生する現象である。</p> <p>[] 環境でのステンレス鋼の耐食性の検討は、一般産業の分野で豊富な実績があり、その一例を図5に示す。スクラビング水に添加する [] [] であるため、SUS304 及び SUS316 に SCC が発生するとしている領域から大きく外れており、SCC が発生する可能性は低い。</p> <div data-bbox="1457 705 2285 1705" style="border: 1px solid black; height: 450px; width: 100%;"></div> <p>図5 SUS316 の [] の耐食性(参考図書4)</p>	

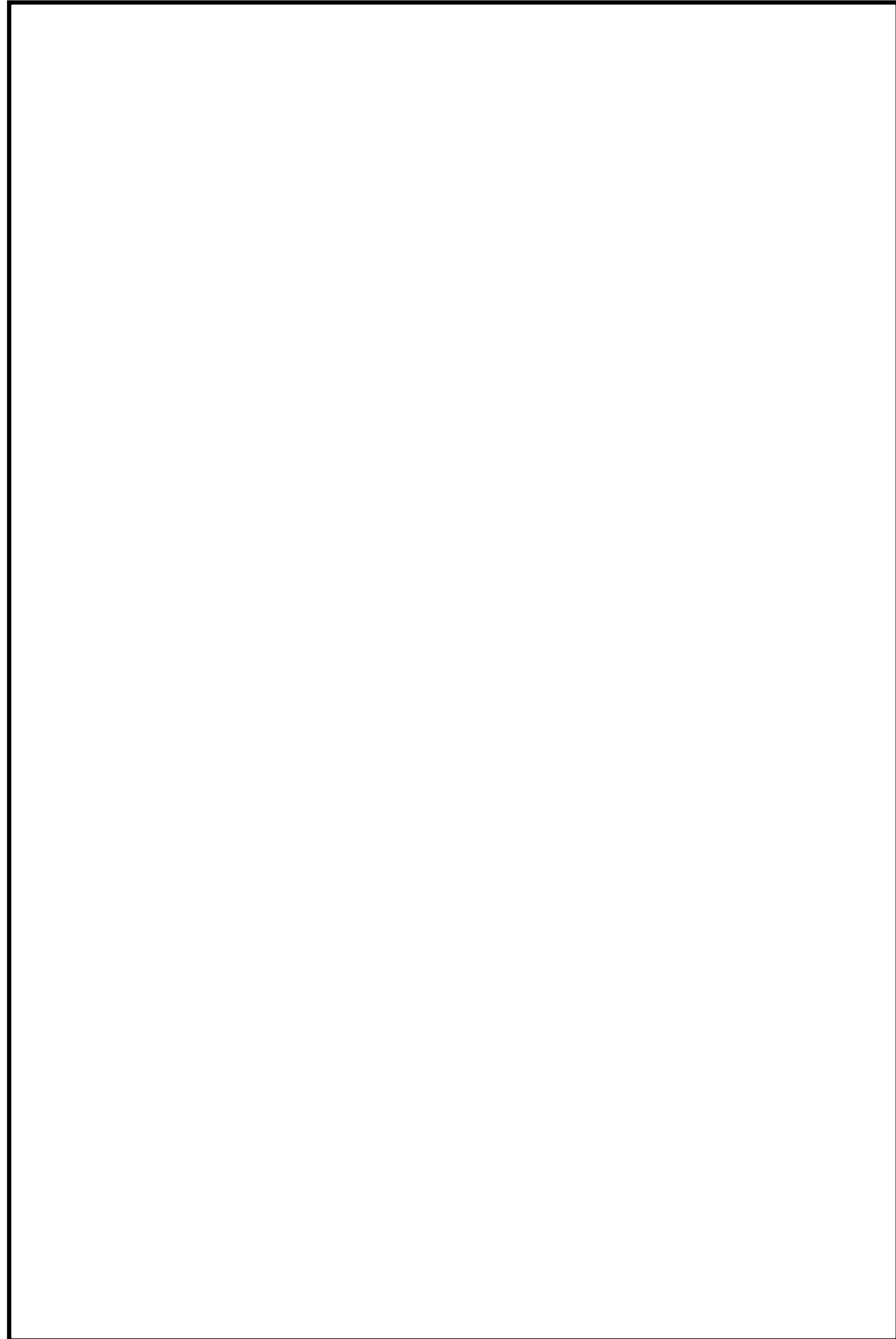
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・ [] 環境下における SCC</p> <p>第5図に [] 水溶液中の SUS304 の低ひずみ速度試験 (SSRT) の結果を示す (参考図書 5)。この試験は室温 (23℃) において、 [] の水溶液中で行った試験であり、鋭敏化していない試験片については、SCC の発生が認められなかったことを示している。実機の [] 濃度も同等であり、SUS316L や [] 等については鋭敏化し難く、耐 SCC 性に優れた材料であることから、より信頼性が高いものと評価する。</p> <div data-bbox="163 693 1261 1407" style="border: 1px solid black; height: 340px; width: 370px; margin: 10px auto;"></div> <p>第5図 [] 水溶液中における 304 ステンレス鋼の SSRT 結果</p>	<p>また、図6に [] における SUS304 の低ひずみ速度試験 (SSRT) 結果を示す。本試験における [] である。この試験で観察された SCC は粒界型応力腐食割れ (IGSCC) であり、鋭敏化していない試験片では IGSCC の発生は認められていない。この IGSCC は鋭敏化による耐食性の低下が原因となって生ずるもので、鋭敏化を起し難い材料の採用によって防止可能である。</p> <p>実機においては、低炭素ステンレス鋼である SUS316L 等のような鋭敏化し難い材料を使用していることから、 [] で IGSCC が生じる可能性は低い。</p> <div data-bbox="1454 724 2240 1470" style="border: 1px solid black; height: 355px; width: 265px; margin: 10px auto;"></div> <p>図6 [] における 304 ステンレス鋼の SSRT 結果 (参考図書 5)</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) <u>ベンチュリノズルの耐エロージョン性</u> a. JAVA PLUS 試験時に使用したベンチュリノズルの確認</p> <div data-bbox="222 315 1216 703" style="border: 1px solid black; height: 185px; width: 335px;"></div> <p>第6図に示すとおり,</p> <div data-bbox="222 724 1216 903" style="border: 1px solid black; height: 85px; width: 335px;"></div> <div data-bbox="222 976 1216 1575" style="border: 1px solid black; height: 285px; width: 335px;"></div> <p>第6図 ベンチュリノズル内面観察部位</p>	<p>(3) <u>ベンチュリノズルの耐エロージョン性</u> a. JAVA PLUS 試験時に使用したベンチュリノズルの確認</p> <div data-bbox="1329 294 2427 525" style="border: 1px solid black; height: 110px; width: 370px;"></div> <p>ベントガスによる影響の有無を確認した。</p> <div data-bbox="1329 955 2427 1575" style="border: 1px solid black; height: 295px; width: 370px;"></div> <p>図7 ベンチュリノズル内面観察部位</p>	

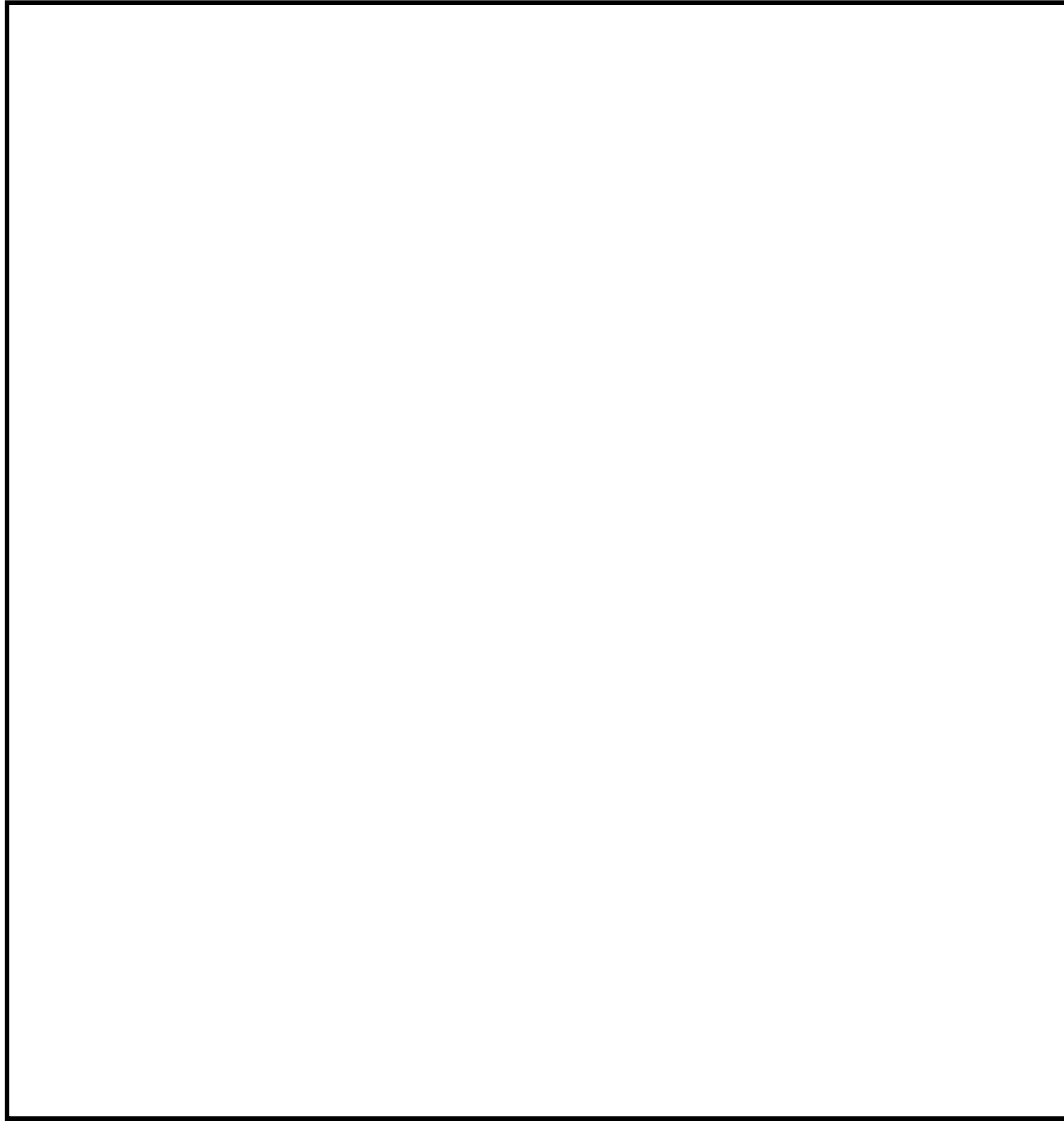
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p data-bbox="210 254 1270 331">第7図及び第8図に </p> <p data-bbox="201 436 1276 646">液滴衝撃エロージョンは蒸気とともに加速されるなどして高速となった液滴が、配管等の壁面に衝突したときに、局部的に大きな衝撃力を発生させ、それにより配管等の表面の酸化膜や母材が侵食される現象である。液滴衝撃エロージョンは非常に進展の速い減肉の一種であることから、発生ポテンシャルがあれば、第7図及び第8図に示す ものと考えられる。</p> <p data-bbox="201 705 1276 783">したがって、ベンチュリノズルは液滴衝撃エロージョンを含むベント時の環境に対して十分な耐性がある<u>と考える。</u></p>	<p data-bbox="1380 254 2407 388">ベンチュリノズル内面観察部位及び結果を図7、表1に示す。 </p> <p data-bbox="1347 436 2421 646">液滴衝撃エロージョンは蒸気とともに加速されるなどして高速となった液滴が、配管等の壁面に衝突したときに、局部的に大きな衝撃力を発生させ、それにより配管等の表面の酸化膜や母材が侵食される現象である。液滴衝撃エロージョンは非常に進展の速い減肉の一種であることから、発生ポテンシャルがあれば、表1に示す ものと考えられる。</p> <p data-bbox="1347 705 2421 783">したがって、ベンチュリノズルは液滴衝撃エロージョンを含む実際のベント環境に対して十分な耐性がある。</p>	

表1 ベンチュリノズル内面観察結果

部 位	未使用品	使用后
①		
②		
③		
④		
⑤		



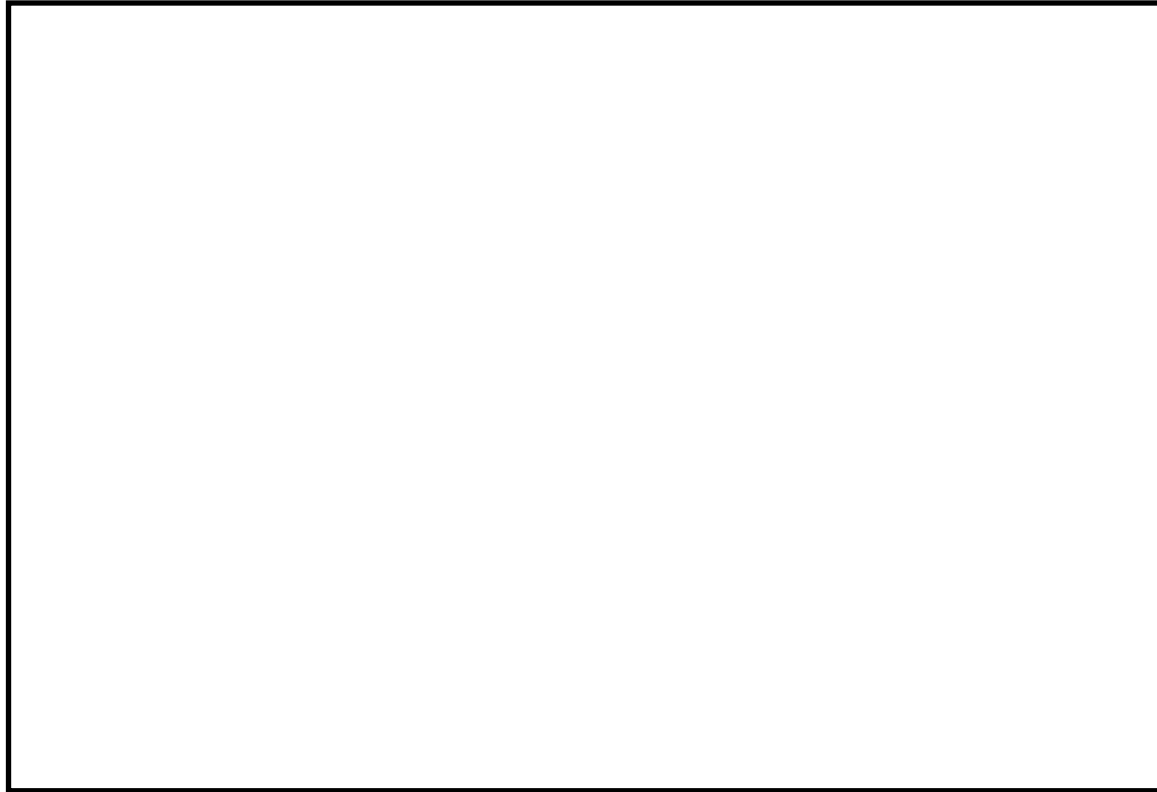
第7図 ベンチュリノズル内面 SEM 観察結果 (1/2)



第8図 ベンチュリノズル内面 SEM 観察結果 (2/2)

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. ベントガス流速におけるエロージョン発生の評価</p> <p>(a) 評価部位</p> <p>ベンチュリノズルのように高速で流体が流れる部位の減肉モードとしては、流れ加速型腐食及び液滴衝撃エロージョンが対象となるが、 <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div></p> <p>液滴衝撃エロージョンは、高速の液滴が壁面に衝突し、発生する衝撃力によって壁面が局所的に減肉する現象であり、ある一定の衝突速度以上の場合において、液滴の衝撃速度が速いほど、また、衝突角度が90度に近いほど減肉が発生しやすい。</p> <p>第9図に示すように、ベンチュリノズルは <div style="border: 1px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div></p> <p>液滴衝撃エロージョンの発生は考え難い。</p> <p>(b) 液滴の衝突速度</p> <p>液滴の衝突速度は、 <div style="border: 1px solid black; height: 40px; width: 100%;"></div></p> <p>液滴が衝突する速度を(1)式を用いて算出した。計算に用いるベンチュリノズル部におけるガス流速は、流速が速いほど液滴衝撃エロージョンが発生しやすいことから、東海第二発電所の運転範囲における最大値である <div style="border: 1px solid black; height: 15px; width: 100%;"></div>とした。</p> <p><div style="border: 1px solid black; height: 15px; width: 100%;"></div>・・・(1)</p> <p>ここで、 <div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div></p>	<p>b. ベントガス流速におけるエロージョン発生の評価</p> <p>(a) 評価部位</p> <p>ベンチュリノズルのように高速で流体が流れる部位の減肉モードとしては、流れ加速型腐食及び液滴衝撃エロージョンが対象となるが、 <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div></p> <p>液滴衝撃エロージョンは、高速の液滴が壁面に衝突し、発生する衝撃力によって壁面が局所的に減肉する現象であり、ある一定の衝突速度以上の場合において、液滴の衝撃速度が速いほど、また、衝突角度が90度に近いほど減肉が発生しやすい。</p> <p>図8に示すように、ベンチュリノズルは、 <div style="border: 1px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div></p> <p>液滴衝撃エロージョンの発生は考え難い。</p> <p>(b) 液滴の衝突速度</p> <p>液滴の衝突速度は、 <div style="border: 1px solid black; height: 40px; width: 100%;"></div></p> <p>液滴が衝突する速度を以下の式を用いて算出した。計算に用いるベンチュリノズル部におけるガス流速は、流速が速いほど液滴衝撃エロージョンが発生しやすいことから、島根原子力発電所2号炉の運転範囲における最大値である <div style="border: 1px solid black; height: 15px; width: 100%;"></div>とした。</p> <p><div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div></p>	

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>計算の結果、<input type="text"/>に衝突する液滴の速度は<input type="text"/>となる。</p> <p>(c)評価結果 <input type="text"/>に衝突する液滴の速度 (<input type="text"/>) は、「発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格 (2005年度版) (増訂版) JSME S CA1-2005」によるステンレス鋼のエロージョン限界流速である70m/sを下回っていることから、東海第二発電所のベント時の運転範囲において、液滴衝撃エロージョンは発生しないものと考えられる。</p>	<p>(c)評価結果 ベントガス流速は<input type="text"/>で算出した場合は約<input type="text"/>、 <input type="text"/>で算出した場合は約<input type="text"/>となり、「発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格 (2005 年度版) (増訂版) JSME S CA1-2005」によるステンレス鋼のエロージョン限界流速である 70 m/s を下回っており、液滴衝撃エロージョンの発生は考えられない。</p>	



第9図 ベンチュリノズル内のガスの流路について

(3) 膨張黒鉛パッキンの評価

格納容器圧力逃がし装置に使用する弁等には、耐漏えい性確保のため、使用環境（温度、圧力、放射線量、高アルカリ環境）を考慮して膨張黒鉛系のパッキン、ガスケットを使用する。

膨張黒鉛は、天然黒鉛の優れた耐熱性や耐薬品性を維持しつつ、シート状に形成することで柔軟性、弾性を有した材料で、パッキン、ガスケットの材料として幅広く使用されている。パッキン類は系統の設計条件である、最高使用圧力2Pd、最高使用温度200℃について満足する仕様のものを使用する。

また、メーカーの試験実績より [] の照射に対しても機械的性質に変化はみられないことが確認されており、無機物であることから十分な耐放射線性も有し、アルカリ溶液にも耐性があり、100%の [] に対しても適用可能である。

劣化については、黒鉛の特性として、400℃以上の高温で酸素雰囲気下では酸化劣化が進むため、パッキンが痩せる（黒鉛が減少する）ことでシール機能が低下することが知られているが、格納容器圧力逃がし装置を使用する環境は200℃以下であることから、酸化劣化の懸念はない。

したがって、膨張黒鉛パッキンは系統待機時、ベント時のいずれの環境においても信頼性があるものと評価する。

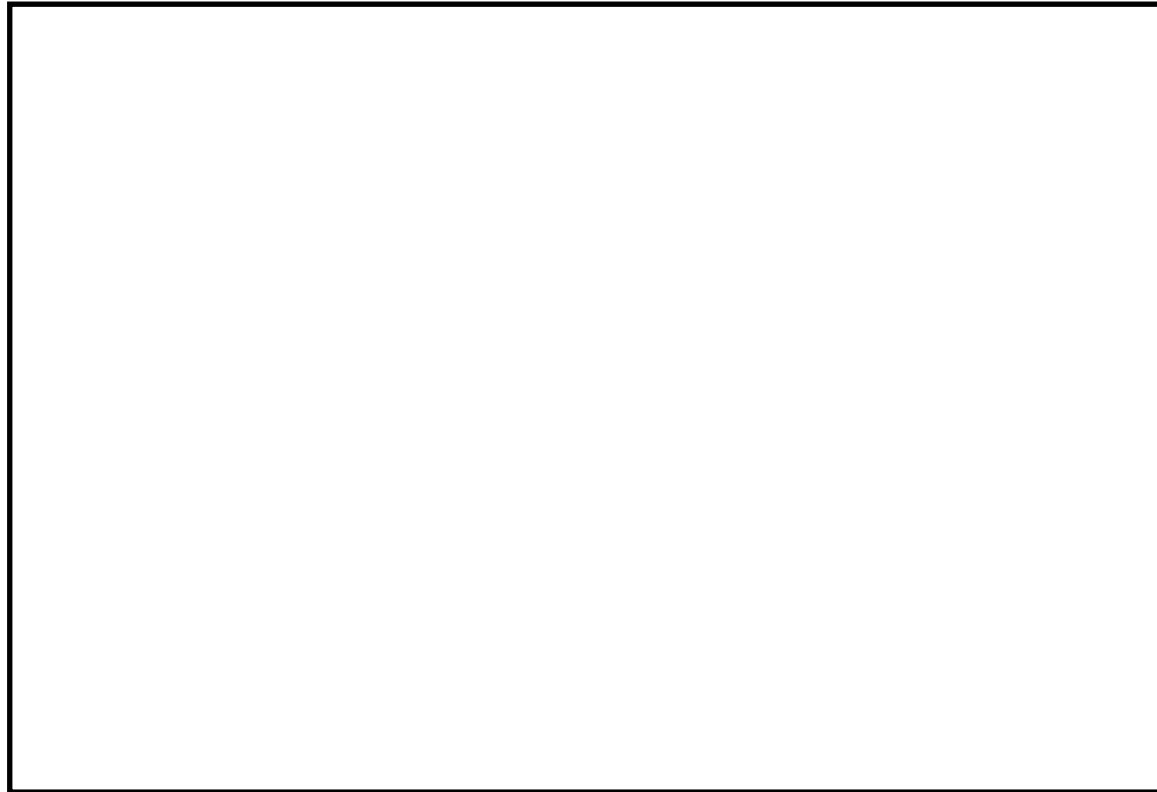


図8 ベンチュリノズル内のガスの流路について

(4) 黒鉛パッキン類の選定根拠について

格納容器フィルタベント系に使用する弁等には、耐漏えい性確保のため、使用環境（温度、圧力、放射線量、高アルカリ環境）を考慮して膨張黒鉛系のパッキン、ガスケットを使用する。

膨張黒鉛については、有機系（ゴム又は樹脂）シール材に比較して、十分な耐熱性、耐放射線性能、耐アルカリ性の特性を有しており、0.8MGyの放射線照射後による400℃の熱劣化試験においてもシール性能が確保できる安定性の高いシール材である。

黒鉛パッキン類の選定にあたっては、格納容器フィルタベント系の最高使用温度200℃、最高使用圧力853kPaの使用環境に応じ、十分な耐性を有するものを選定することとしている。

また、メーカーの試験実績より [] の照射に対しても機械的性質に変化はみられないことが確認されており、無機物であることから十分な耐放射線性も有し、アルカリ溶液にも耐性があり、100%の [] に対しても適用可能である。

劣化については、黒鉛の特性として、400℃以上の高温で酸素雰囲気下では酸化劣化が進むため、パッキンが痩せる（黒鉛が減少する）ことでシール機能が低下することが知られているが、格納容器フィルタベント系を使用する環境は200℃以下であることから、酸化劣化の懸念はない。

したがって、膨張黒鉛パッキンは系統待機時、ベント時のいずれの環境においても信頼性があるものと評価する。

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><参考図書></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 腐食・防食ハンドブック, 腐食防食協会編, 平成12年2月 2. J.E.Truman, “The Influence of chloride content, pH and temperature of test solution on the occurrence of cracking with austenitic stainless steel”, Corrosion Science, 1977 3. 宮坂松甫: 荏原時報, 腐食防食講座—海水ポンプの腐食と対策技術 (第5報), No. 224, 2009年 4. ステンレス鋼便覧 第3版 ステンレス協会編 5. 電力中央研究所報告, 研究報告: 280057, “チオ硫酸ナトリウム水溶液中におけるSUS304ステンレス鋼のSCC挙動” 財団法人電力中央研究所 エネルギー・環境技術研究所, 昭和56年10月 6. 発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格 (2005年度版) (増訂版) JSME S CA1-2005 	<p><参考図書></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 腐食・防食ハンドブック, 腐食防食協会編, 平成12年2月 2. J.E.Truman, “The Influence of chloride content, pH and temperature of test solution on the occurrence of cracking with austenitic stainless steel”, Corrosion Science, 1977 3. 宮坂松甫: 荏原時報, 腐食防食講座—海水ポンプの腐食と対策技術 (第5報), No. 224, 2009年 4. ステンレス鋼便覧 第3版 ステンレス協会編 5. 電力中央研究所報告, 研究報告: 280057, “チオ硫酸ナトリウム水溶液中におけるSUS304ステンレス鋼のSCC挙動” 財団法人電力中央研究所 エネルギー・環境技術研究所, 昭和56年10月 6. 発電用設備規格 配管減肉管理に関する規格 (2005年度版) (増訂版) JSME S CA1-2005 	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 44</p> <p style="text-align: center;">エアロゾルの粒径分布が除去性能に与える影響について</p> <p>JAVA 試験における試験用エアロゾルの粒径は、JAVA 試験装置からエアロゾルをサンプリングし、で観察することにより、粒径分布を測定している。過酷事故解析コード (MAAPコード) より得られる粒径について、JAVA 試験において得られたエアロゾルの粒径との比較検証を行い、想定される粒径分布の全域を包絡できていることを確認することで、重大事故等時に想定されるエアロゾルの粒径分布においても、JAVA 試験と同様の除去性能 (DF1,000 以上) が適用可能であることを確認した。</p> <p>(1) JAVA 試験におけるエアロゾルの粒径分布</p> <p>JAVA 試験においては、エアロゾルの除去性能を評価するため、を試験用エアロゾルとして用いている。それぞれの試験用エアロゾルの質量中央径 (以下、「MMD」という。) を以下に示す。</p> <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; position: relative;"> <div style="position: absolute; top: 5px; right: 5px;">μm</div> <div style="position: absolute; top: 25px; right: 5px;">μm</div> <div style="position: absolute; top: 45px; right: 5px;">μm</div> <div style="position: absolute; top: 65px; right: 5px;">μm</div> </div> <p>これらの試験用エアロゾルの粒径分布はを使用した測定を行っており、ベンチュリスクラバ上流側より採取したガスを粒径測定用フィルタに通過させ、粒径測定用フィルタ表面の粒子をエアロゾルの量及び粒径を確認している。</p> <p>JAVA 試験装置のサンプリングラインを第 1 図に、サンプルガスの取出し部分の概要を第 2 図に示す。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 48</p> <p style="text-align: center;">エアロゾルの粒径分布が除去性能に与える影響について</p> <p>JAVA 試験における試験用エアロゾルの粒径は、JAVA 試験装置からエアロゾルをサンプリングし、で観察することにより、粒径分布を測定している。過酷事故解析コード (MAAPコード) より得られる粒径について、JAVA 試験において得られたエアロゾルの粒径との比較検証を行い、想定される粒径分布の全域を包絡できていることを確認することで、重大事故等時に想定されるエアロゾルの粒径分布においても、JAVA 試験と同様の除去性能 (DF1,000 以上) が適用可能であることを確認した。</p> <p>(1) エアロゾルの粒径分布の妥当性</p> <p>a. JAVA 試験における粒径分布</p> <p>JAVA 試験においては、を試験用エアロゾルとして用いており、それぞれの質量中央径 (MMD) は以下のとおりである。</p> <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p>JAVA 試験に用いられた試験用エアロゾルの粒径の測定は、JAVA 試験装置のフィルタ装置前段の配管部からサンプリングしたエアロゾルを、観測を用いてエアロゾル粒子の量と粒径を測定し、粒径分布を求めている。による測定誤差は、である。</p> <p>試験用エアロゾルの粒径分布を図 1 に、JAVA 試験装置のサンプリングラインを図 2 に、サンプルガスの取出し部分の概要を図 3 に示す。</p>	<p style="text-align: center;">備考</p> <p style="text-align: right;">・資料構成の相違</p>



第1図 JAVA試験装置サンプリングライン

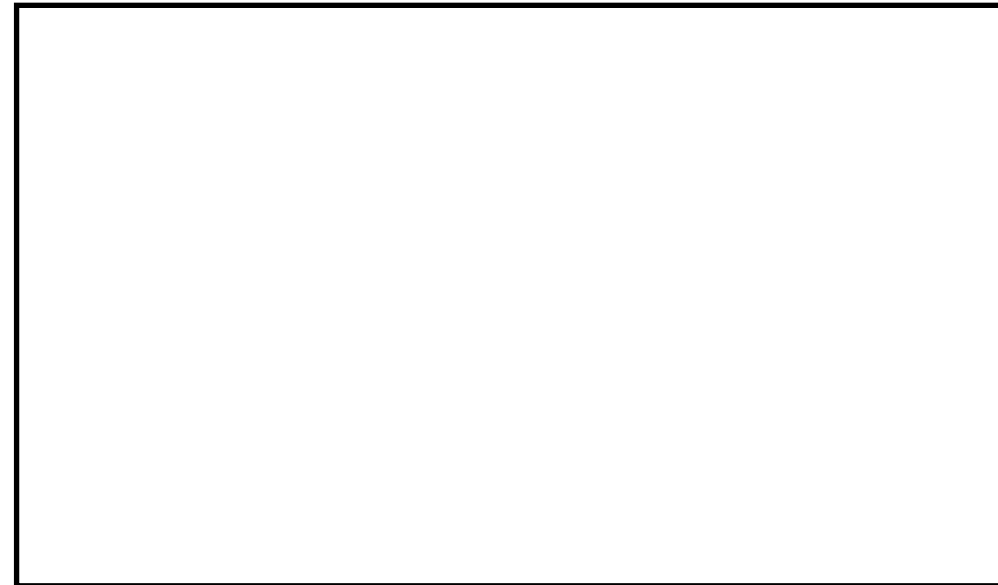


図1 試験用エアロゾルの粒径分布



図2 JAVA試験装置のサンプリングライン

・資料構成の相違



第2図 サンプルガスの取出し部分概要図

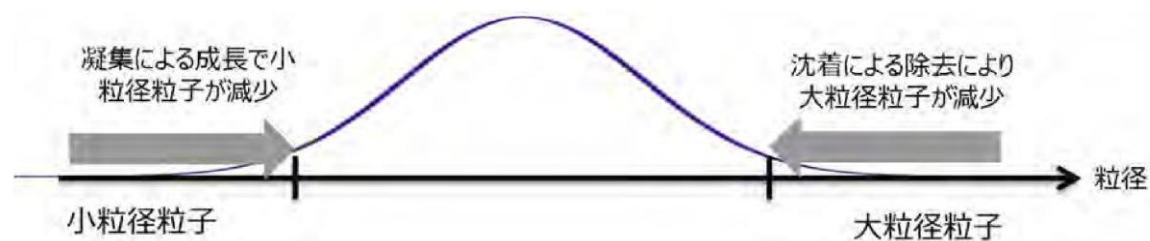
(2) 重大事故等時に想定される粒径分布

重大事故等時におけるエアロゾルの粒径分布はMAAPコードによる解析にて得ることができる。エアロゾルの粒径分布は凝集効果及び沈着効果の自然現象に加えて、格納容器スプレイ効果やサプレッション・プール水でのスクラビング効果によって、粒径分布の幅が限定される。MAAPコードではこれらの効果を考慮してエアロゾルの粒径分布を評価している。

a. 粒径分布の収束効果

1) 凝集効果と沈着効果

エアロゾルの粒径分布は、凝集効果及び沈着効果によりある粒径を中心を持つような分布が形成される(参考図書1)。第3図に、エアロゾル分布形成のイメージを示す。また、以下に凝集効果及び沈着効果の内容を示す。



第3図 エアロゾル分布形成のイメージ

(a) 凝集による成長

小粒径のランダムな運動(ブラウン運動: Brownian Diffusion)により、他の粒子と衝突し凝集することでより大きな粒子へと成長する。小粒径の粒子は、特に大粒径の粒子と衝突し凝集する傾向が見られる。凝集効果の例を第4図に示す。

第4図の横軸は粒径(D_{p1})で、縦軸ブラウン運動による凝集係数を示しており、この値が大きい場合に凝集効果が大きくなる。凝集係数は凝集する相手の粒子径(D_{p2})により変化するため、 D_{p2} を変化させた場合の凝集係数として複数の曲線が示されている。



図3 サンプルガスの取出し部分概要図

(2) 重大事故時に想定される粒径分布

重大事故が発生した際に格納容器に放出されるエアロゾルの粒径は、凝集効果及び沈着効果の自然現象に加えて、格納容器スプレイ効果やサプレッション・プール水におけるスクラビング効果といった除去機構により粒径分布の幅が限定される。

MAAPコードではこれらの効果を考慮してエアロゾルの粒径分布を評価している。

(a) 凝集効果及び沈着効果

エアロゾルの粒径分布は、凝集効果及び沈着効果により、安定状態では、ある粒径を中心をもつような分布が形成される(参考図書1)。エアロゾルの粒径分布形成のイメージを図4に示す。以下に、凝集効果及び沈着効果について示す。

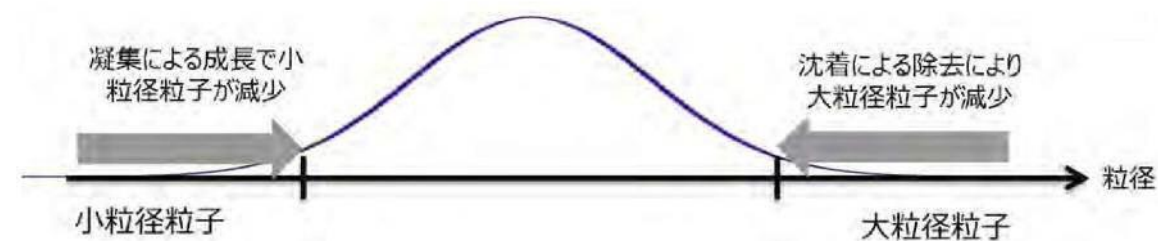


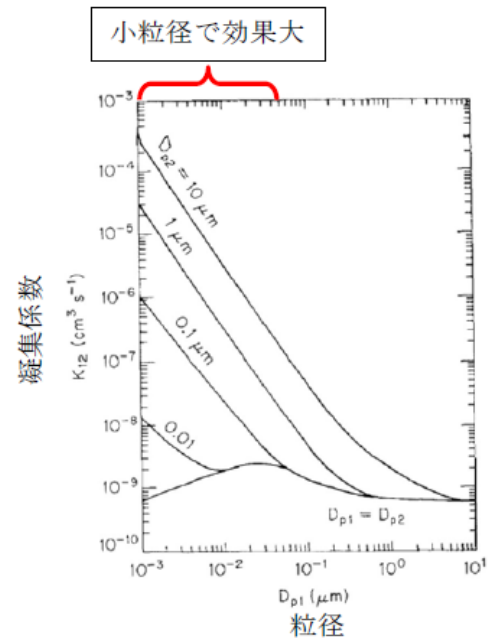
図4 エアロゾル分布形成のイメージ

1) 凝集効果

小粒径の粒子はランダムな運動(ブラウン運動: Brownian Diffusion)により、他の粒子と衝突し凝集することでより大きな粒子へと成長する。小粒径の粒子は特に大粒径の粒子と衝突し凝集する傾向が見られる。凝集効果の例を図5に示す。

横軸は粒径(D_{p1})、縦軸はブラウン運動による凝集係数(Brownian coagulation coefficient)を表しており、凝集係数が大きい場合に凝集効果が大きいことを意味する。凝集係数は凝集する相手の粒子の粒径(D_{p2})により変化するため、 D_{p2} の違い

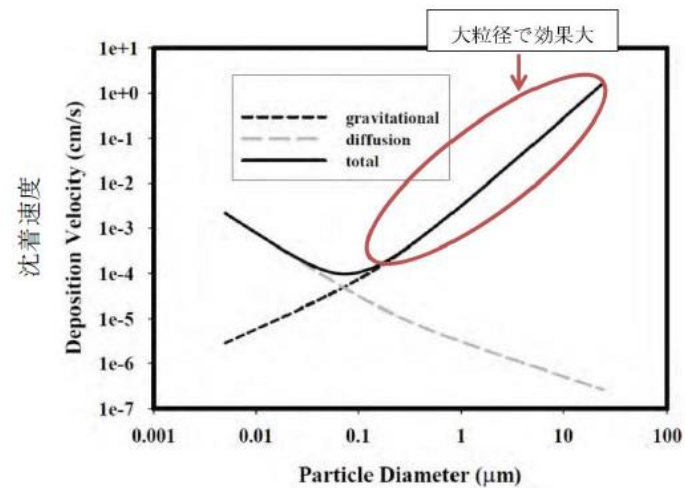
相手の粒径による差はあるものの、小粒径の場合に効果が大きいことがわかる。



第4図 凝集効果の例 (参考図書2)

(b) 沈着による除去

沈着による除去効果は重量が大きいほど沈着しやすく、床・壁に付着することで減少する傾向が見られる。粒子の密度が一定と仮定した場合には、粒子径が大きいほど沈着効果を期待することができる。沈着効果の例を第5図に示す。



第5図 沈着効果の例 (参考図書1)

による凝集係数が複数の曲線で示されている。Dp2 > Dp1 の場合、Dp1 が小さくなると凝集係数は大きくなる。

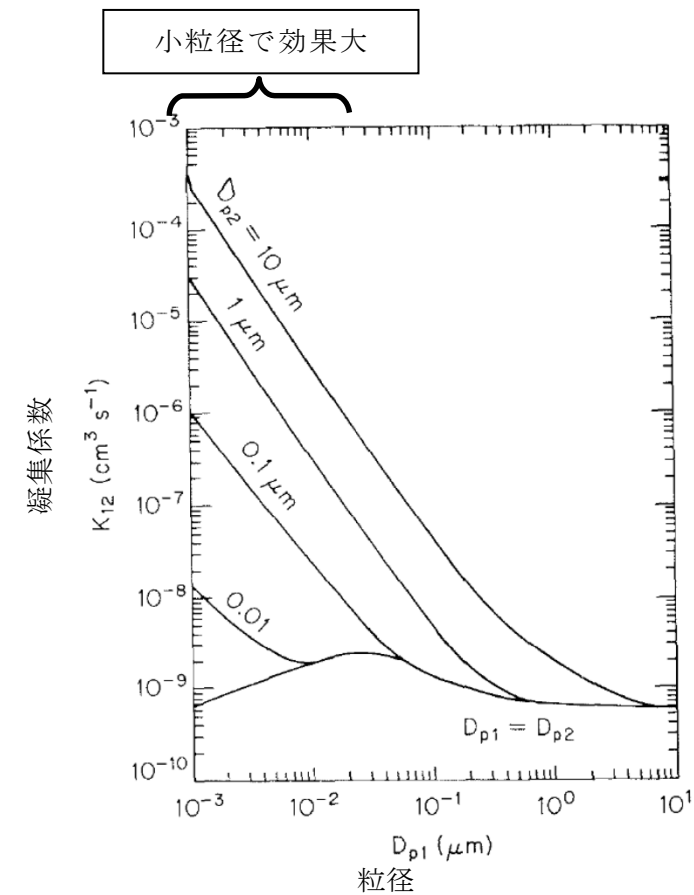


図5 凝集効果の例 (参考図書2)

2) 沈着効果

大粒径の粒子は重力の影響によって比較的沈着し易く、床・壁に付着することで減少する傾向が見られる。粒子の密度が一定と仮定した場合には、粒子径が大きいほど沈着効果を期待することができる。沈着効果の例を図6に示す。

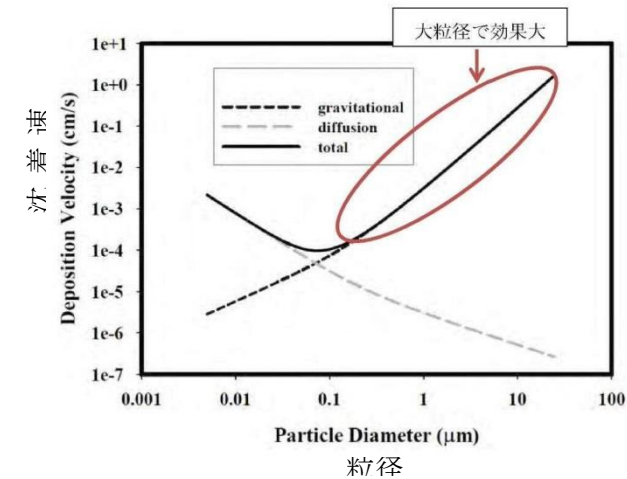


図6 沈着効果の例 (参考図書1)

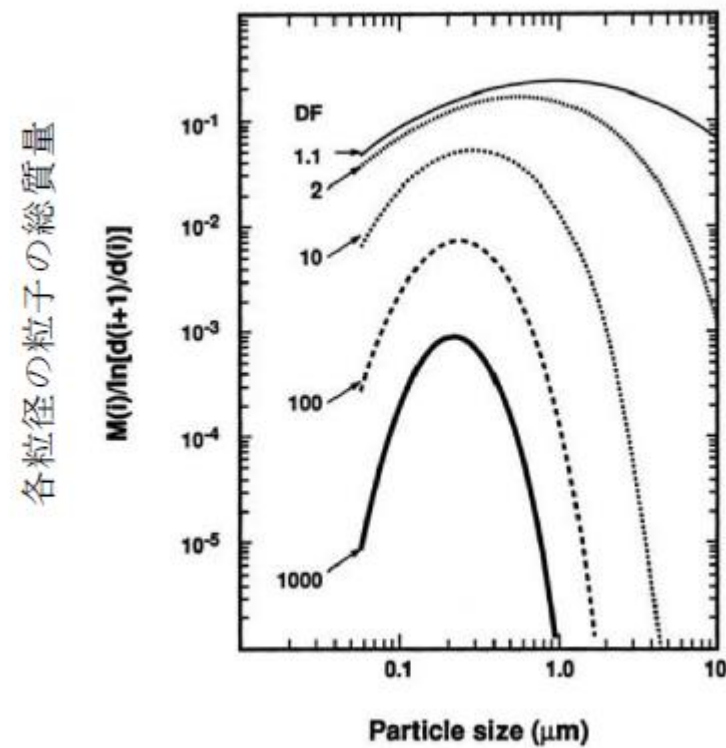
2) 格納容器内のエアロゾル除去機構の影響

格納容器内では、重大事故等対処設備による格納容器スプレイ効果やサプレッション・プール水でのスクラビング効果によって、エアロゾルが除去される。以下に格納容器スプレイ効果及びサプレッション・プール水でのスクラビング効果を示す。

(a) 格納容器スプレイ効果

格納容器スプレイでは、水滴が落下する際に、慣性効果、さえぎり効果、拡散効果等の除去メカニズムが働く。

第6図に格納容器スプレイを継続することによる格納容器内のエアロゾル粒子の粒径分布の変化の例を示す。初期の段階 (DF:1.1) では、エアロゾル粒子は最大値が約1 μ mで幅の広い分布を持っているが、格納容器スプレイを継続し積算の除去効果が大きくなると、大粒径の粒子と小粒径の粒子が効果的に除去され、粒径分布の最大値は小さくなり、また分布の幅も小さくなる傾向が見られる。



第6図 格納容器スプレイを継続することによる格納容器内のエアロゾル粒径分布の変化 (参考図書1)

(b) 格納容器内でのエアロゾル除去

格納容器内では、格納容器スプレイ効果やサプレッション・プール水におけるスクラビング効果によって、エアロゾルが除去される。以下に、格納容器スプレイ効果及びサプレッション・プール水におけるスクラビング効果について示す。

1) 格納容器スプレイ効果

格納容器スプレイでは、水滴が落下する間に、さえぎり効果、拡散効果及び慣性衝突効果の除去メカニズムが働く。

図7では格納容器スプレイを継続することによる格納容器内のエアロゾルの粒径分布の変化の例を示す。初期の段階 (DF=1.1) では、エアロゾル粒径は最大値が約1 μ mで幅の広い分布を持っているが、格納容器スプレイを継続すると、大粒径の粒子と小粒径の粒子が効果的に除去され、粒径分布の最大値は小さくなり、また分布の幅も小さくなる。

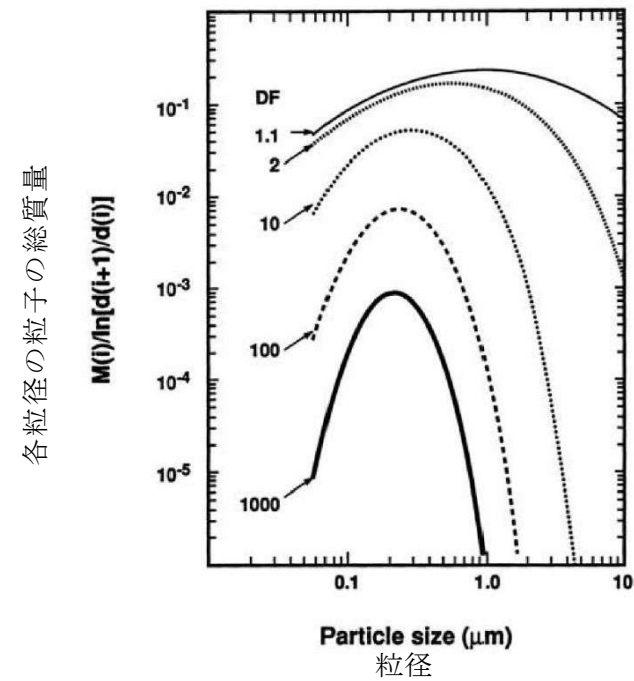
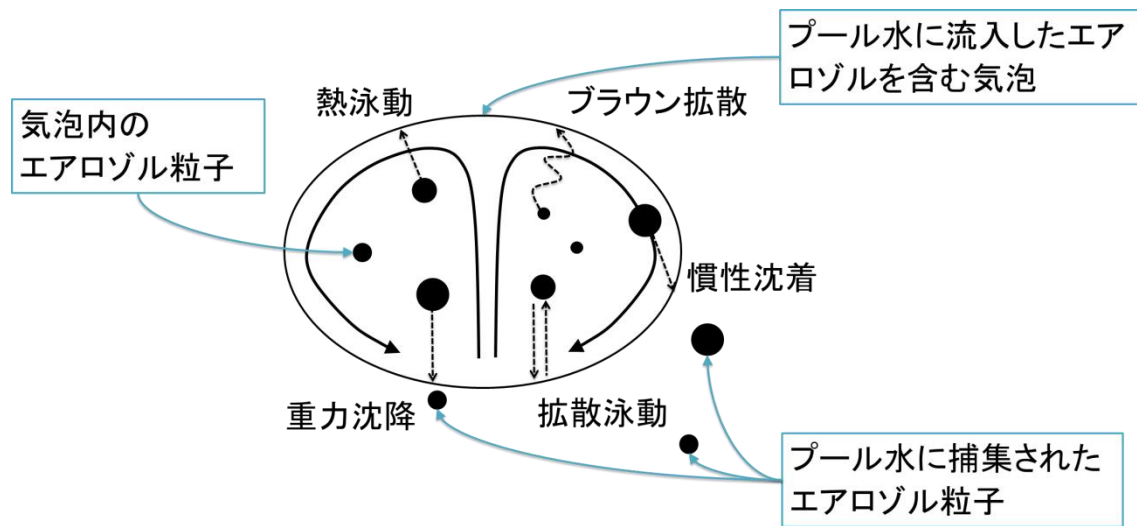


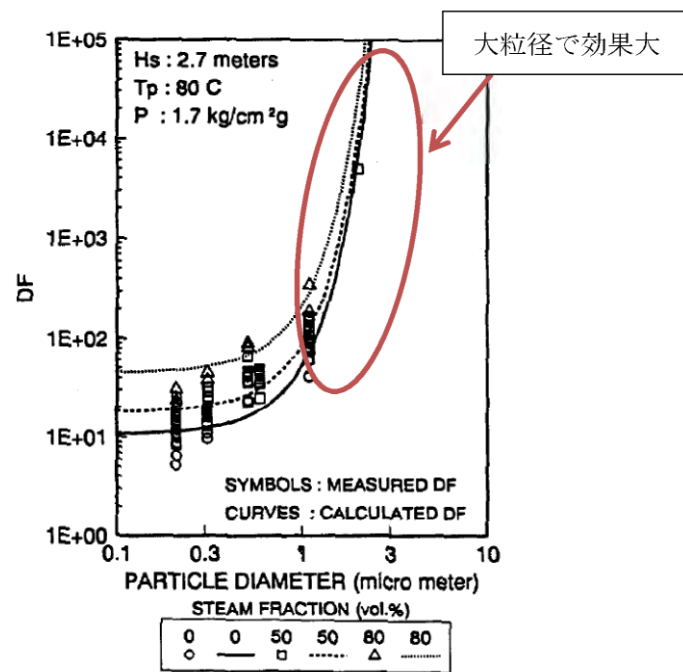
図7 格納容器スプレイ継続による格納容器内の粒径分布の変化 (参考図書1)

(b) サプレッション・プール水でのスクラビング効果

サプレッション・プール水でのスクラビングでは、気泡が上昇する間に第7図に示すような種々の除去メカニズムが働き、第8図の実験結果に示すように、粒径の大きいエアロゾルが効果的に除去される。



第7図 スクラビング気泡内でのガスの働きとエアロゾル除去メカニズム



第8図 プールスクラビングによる除去性能の例 (参考図書3)

2) サプレッション・プール水におけるスクラビング効果

サプレッション・プール水におけるスクラビングでは、気泡が上昇する間に図8に示すような種々の除去メカニズムが働く。安定した気泡内のエアロゾル除去は、重力沈降、慣性衝突が支配的となるため、粒径の大きいエアロゾルが効果的に除去される。サプレッション・プール水におけるスクラビングによるエアロゾル除去原理のイメージを図8に、サプレッション・プール水におけるスクラビングによる除去性能の実験結果の例を図9に示す。

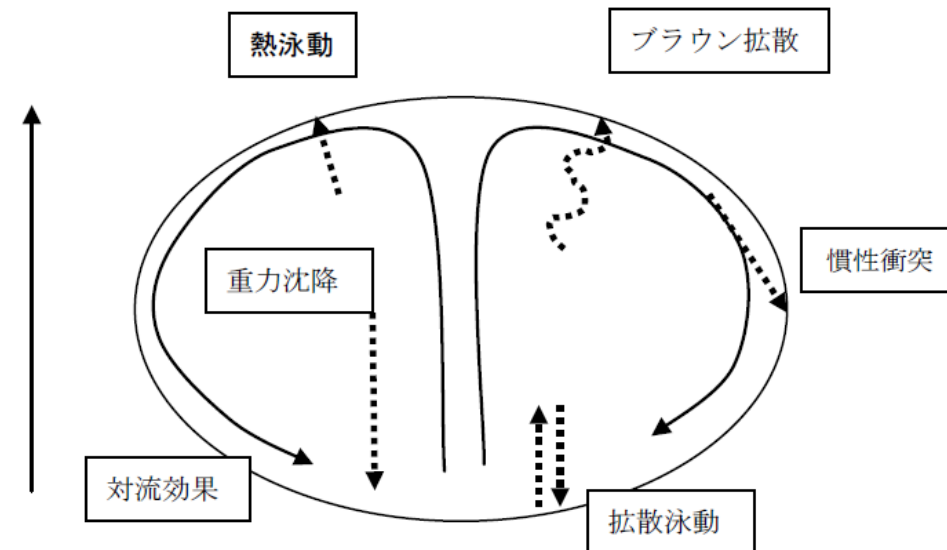


図8 サプレッション・プール水におけるスクラビングによるエアロゾル除去原理

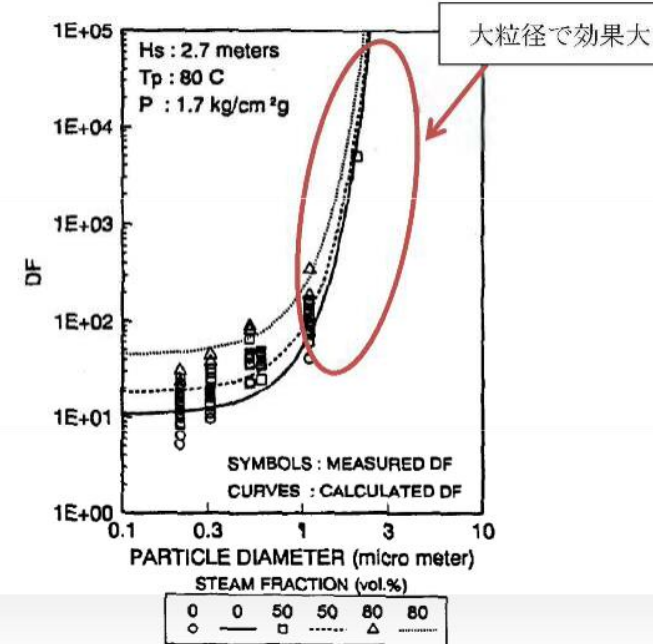


図9 サプレッション・プール水のスクラビングによる除去性能の例 (参考図書3)

・資料構成の相違

3) 重大事故等時に想定される粒径分布

重大事故等時に想定される粒径は、上記1), 2)に示したエアロゾルの除去効果により主にサブミクロン (0.1から1μm程度) になると考えられる。その代表径として、粒径分布のMMDを0.5μmにもつ粒径分布を重大事故等時に想定される粒径分布とした。

b. MAAPコードにより得られる粒径分布

有効性評価で用いるMAAPコードより得られるベントの際のエアロゾルは、 μm (MAAPコードで得られた μmを丸めた値) 程度に質量中央径を持つ分布 (ウェットウェルベント) となることを確認している。また、同じタイミングでドライウェルよりベントした場合、エアロゾルは μm程度に質量中央径を持つ分布となる。第1表にベント位置の違いによる粒径分布を示す。

第1表 想定事故シナリオのエアロゾル粒径分布

想定事故シナリオ	ベント時間[h]	ベント位置	質量中央径(MMD)[μm]	幾何標準偏差σg[-]	エアロゾル量[g]
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	19	W/W	<input type="text"/>	0.32	1
		D/W	<input type="text"/>	0.36	5,000

ドライウェルベントと比較してウェットウェルベントではエアロゾル量が少なくなる。これはウェットウェルベントでは、サプレッション・プール水でのクラビング効果により、エアロゾルが除去されるためと考えられる。また、ドライウェルベントではウェットウェルベントと比較してMMDが大きくなっているが、エアロゾル量が多いことから、エアロゾル同士の衝突頻度が高くなり、より大きい粒径のエアロゾル粒子が生成されやすくなるためと考えられる。

3) 重大事故等時に想定される粒径分布

重大事故等時に想定される粒径は、上記1), 2)に示したエアロゾルの除去効果により主にサブミクロン (0.1から1μm程度) になると考えられる。その代表径として、粒径分布のMMDを0.5μmにもつ粒径分布を重大事故等時に想定される粒径分布とした。

(参考1) エアロゾル粒径と除去係数の関係

除去係数 (以下、「DF」という。) は、フィルタ装置に流入したエアロゾル重量とフィルタ装置から放出したエアロゾル重量の比として、以下の式で表される。また、表1にベント位置の違いによる粒径分布を示す。

$$DF = \frac{M_{\text{流入したエアロゾル重量}}}{M_{\text{放出したエアロゾル重量}}} = \frac{\int M(\phi)_{\text{流入したエアロゾル粒径}} d\phi}{\int M(\phi)_{\text{放出したエアロゾル粒径}} d\phi}$$

表1 想定事故シナリオのエアロゾル粒径分布

想定事故シナリオ	ベント時間[h]	ベント位置	質量中央径(MMD)[μm]	幾何標準偏差σg[-]	エアロゾル量[g]
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	32	W/W	<input type="text"/>	0.19	1.8
		D/W	<input type="text"/>	0.27	3,500

ドライウェルからのベントを行う場合は、サプレッション・プール水におけるスクラビング効果による大粒径のエアロゾルの除去が行われないことから、上式のフィルタ装置に流入したエアロゾルの重量が大きくなる。このため、ドライウェルからのベントを行う場合は、サプレッション・チェンバからのベントを行う場合と比較して、高いDFが確保される。

・資料構成の相違

(3) 試験用エアロゾルの粒径分布の妥当性と除去性能

ドライウェルベントでは全体的に粒径が大きくなるが、粒径が大きいほど、慣性衝突効果やさえぎり効果によるエアロゾルの除去効果が見込めるため、より高いDFを期待することができる。

一方、ウェットウェルベントでは、サプレッション・プール水でのスクラビング効果により粒径の大きいエアロゾルが除去されるため、ドライウェルベントに比べフィルタ装置のDFが低くなることが考えられる。

このため、JAVA試験では、様々な粒径分布を持つ を試験用エアロゾルとしてDFを確認している。これらの試験用エアロゾルとMAAPコードより想定されるドライウェルベント時及びウェットウェルベント時の粒径分布の比較を第9図に示す。

第9図に示すとおり、JAVA試験に使用した試験用エアロゾルの粒径分布はMAAPコードより想定される粒径分布の全域を包絡できていることが確認できることから、これらの試験エアロゾルで試験を行うことで、想定粒径全体の性能を確認することができる。



第9図 試験用エアロゾルとMAAPコードより想定される粒径分布

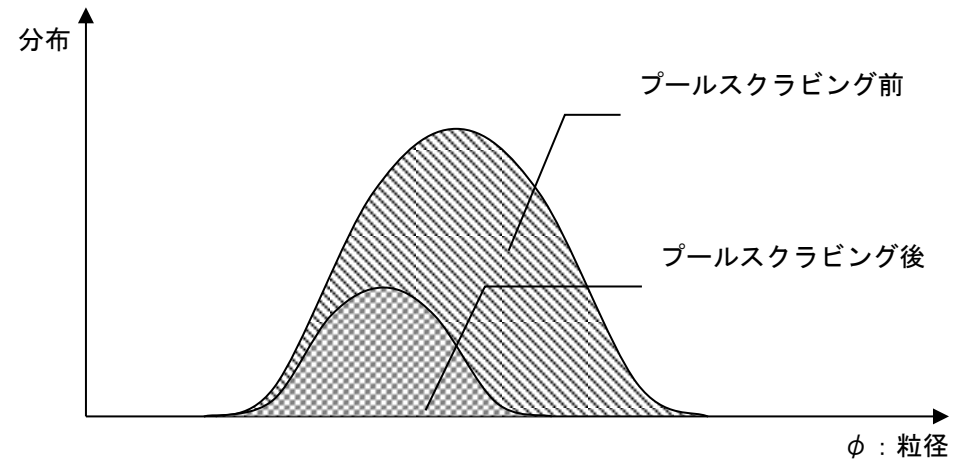


図1 プールスクラビングによる粒径分布の変化のイメージ

a. 試験用エアロゾル粒径分布の妥当性

JAVA試験では、様々な分布を持つ複数のエアロゾルを使用している。これらの試験用エアロゾルとMAAPにより想定される粒径分布の比較を図2に示す。

一方、ウェットウェルベントでは、サプレッション・プール水でのスクラビング効果により粒径の大きいエアロゾルが除去されるため、ドライウェルベントに比べフィルタ装置のDFが低くなることが考えられる。

この比較により、使用した試験用エアロゾルにて、MAAPにより想定される粒径分布の全域を包絡できていることが確認でき、これらの試験用エアロゾルで試験を行うことで、想定粒径全体の性能を確認することができる。また、図2からサプレッション・チェンバからのベントと比較し、ドライウェルからのベントでは、より大きな粒径のエアロゾルが存在することから、高いDFが期待できる。

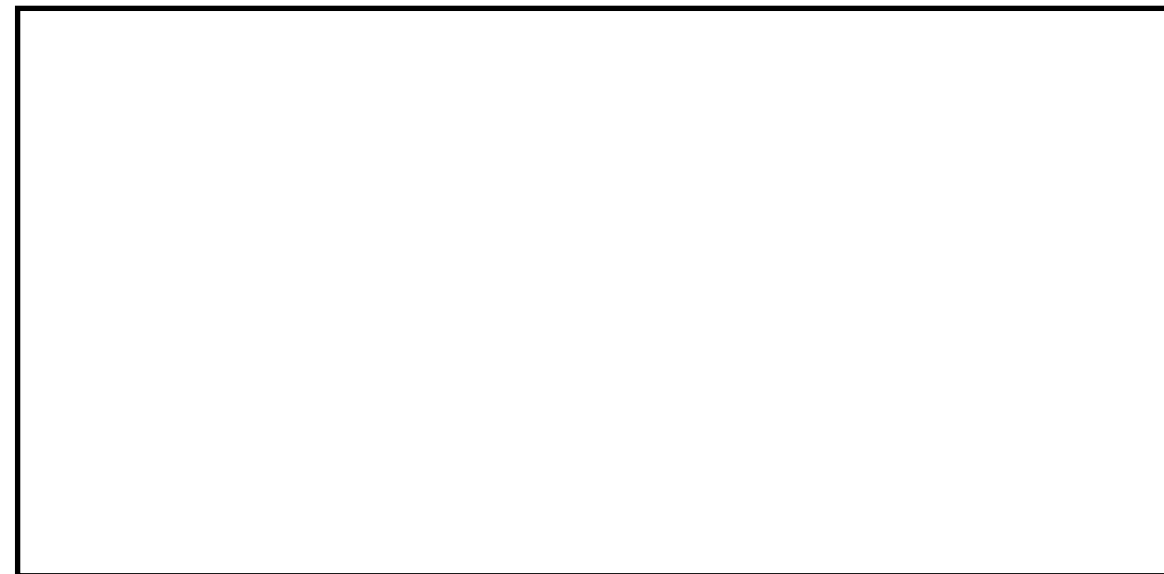


図2 試験用エアロゾルとMAAPより想定される粒径分布の比較

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><参考図書></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. NEA/CSNI/R(2009)5 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS 2. California Institute of Technology FUNDAMENTALS OF AIR POLLUTION ENGINEERING 3. 22nd DOSE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference Experimental study on Aerosol removal effect by pool scrubbing, Kaneko et al. (TOSHIBA) 4. <u>A Simplified Model of Aerosol Removal by Containment Sprays (NUREG/CR-5966)</u> 5. <u>A Simplified Model of Decontamination by BWR Steam Suppression Pools (NUREG/CR-6153 SAND93-2588)</u> 6. <u>Overview of Main Results Concerning the Behaviour of Fission Products and Structural Materials in the Containment (NUCLEAR ENERGY FOR NEW EUROPE 2011)</u> 	<p><<参考図書>></p> <ol style="list-style-type: none"> 1. NEA/CSNI/R(2009)5 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS 2. California Institute of Technology FUNDAMENTALS OF AIR POLLUTION ENGINEERING 3. 22nd DOE/NRC Nuclear Air Cleaning and Treatment Conference Experimental study on Aerosol removal effect by pool scrubbing, Kaneko et al. (TOSHIBA) <p><u>(参考2) 粒径分布の妥当性について</u></p> <p>JAVA 試験の試験用エアロゾルと MAAP により想定される粒径分布を, 図1のとおり比較することにより, 使用した試験用エアロゾルにて MAAP により想定される粒径分布の全域を包絡できていることを確認している。</p> <p>一方, MAAP により想定される粒径分布は, 炉心状態, 事故後の経過時間及び原子炉核格納容器内におけるエアロゾル粒子の濃度の違いにより, 変化することが考えられるため, その影響について考察した。</p> <div data-bbox="1308 1037 2401 1541" style="border: 1px solid black; height: 240px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図1 試験用エアロゾルと MAAP より想定される粒径分布</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(a) 炉心状態</p> <p>MAAP 解析においては、エアロゾル量を保守的に評価するため、炉心状態として燃焼サイクル末期を想定している。</p> <p>炉心状態としてサイクル末期を想定した場合、初装荷炉心と比べ、原子炉格納容器内に放出される核分裂生成物の総量は大きくなり、原子炉格納容器内のエアロゾル粒子の濃度が高くなる。エアロゾル粒子の濃度が高くなると、エアロゾル粒子同士の衝突の頻度が高くなり、より大きい粒径のエアロゾル粒子が生成されやすくなる。その結果として、原子炉格納容器内の粒径分布はより大きい方向にシフトすることになる。</p> <p>ウェットウェルベントの場合、エアロゾルはスクラバ容器に流入する前にサプレッション・プールでスクラビングされ、より粒径の大きい粒子が特に多く除去されるため、初装荷炉心の粒径分布との差異が小さくなることから、炉心状態が粒径分布に与える影響は限定的と考える。</p> <p>(b) 事故後の経過時刻</p> <p>エアロゾルの流入量が多い時間帯はベント直後であることから、粒径分布としてベント直後を想定している。</p> <p>ベント後長期においては、ベント直後と比較して、格納容器内の粒径分布が変化することが考えられるが、前項に示したとおり、ウェットウェルベントの場合、エアロゾルはスクラバ容器に流入する前にサプレッション・プールでスクラビングされ、より粒径の大きい粒子が特に多く除去されるため、スクラビング前の粒径分布の差異が、スクラビング後はより小さくなることとなる。</p> <p>したがって、ベント時間帯の違いが粒径分布に与える影響は限定的と考える。</p> <p>(c) 中・低揮発性核種の放出割合の変更</p> <p>別紙 33 (参考 4) に示したとおり、スクラバ容器に流入するエアロゾル量を評価する際、放出割合として単に MAAP 解析により得られた放出割合の評価結果を採用するのではなく、NUREG-1465 の知見を利用している。このことは、原子炉圧力容器から原子炉格納容器内に流入する中・低揮発性核種のエアロゾル量をより少なく評価していることに相当している。そのため、上記の評価手法を取り入れることで、原子炉格納容器内のエアロゾル濃度は小さく評価され、エアロゾル粒子の粒径分布は小さい方向にシフトすると考えられるが、前項に示したとおり、ウェットウェルベントの場合、エアロゾルはスクラバ容器に流入する前にサプレッション・プールでスクラビングされ、より粒径の大きい粒子が特に多く除去されるため、スクラビング前の粒径分布の差異が、スクラビング後はより小さくなることとなる。</p> <p>したがって、中・低揮発性核種の放出割合の変更することが粒径分布に与える影響は限定的と考える。</p>	

エアロゾルの密度の変化が慣性衝突効果に与える影響について

AREVA 社製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせるエアロゾルを捕集するが、このうちベンチュリスクラバは、慣性衝突効果を利用してエアロゾルを捕集することから、エアロゾルの密度によって、除去効率への影響が表れることが考えられる。しかし、重大事故等時に格納容器に発生するエアロゾルの密度の変化に対して、ベンチュリスクラバの除去効率の関係式(参考図書 1)を用いて除去効率に与える影響を評価した結果、エアロゾルの密度の変化に対する除去効率の変化は小さいと評価できること、また、JAVA 試験で複数の種類のエアロゾルを用いた試験において除去効率に違いが見られていないことから、AREVA 社製のフィルタ装置は重大事故等時に発生するエアロゾルの密度の変化に対して除去効率への影響は小さいと評価できる。

(1) ベンチュリスクラバの除去効率

a. エアロゾル密度と除去効率の関係

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルを通過するベントガスとベンチュリノズル内に吸い込んだスクラビング水の液滴の速度差を利用し、慣性衝突効果によってベントガスに含まれるエアロゾルを捕集する。参考図書 1 において、ベンチュリスクラバにおける除去率は、以下の式によって表される。

$$P_t = \exp\left(-\frac{V^*}{V_g}\right) = \exp\left(-\frac{V^* Q_L}{V_L Q_g}\right) \dots (1)$$

$$V^* = \int_0^T \eta_d |u_d - u_g| A_d dt \dots (2)$$

$$\eta_d = \frac{K^2}{(K+0.7)^2} = \frac{1}{(1+0.7/K)^2} \dots (3)$$

$$K = \frac{2\tau_p |u_d - u_g|}{d_d} = \frac{2C\rho_p d_p^2 |u_d - u_g|}{18\mu d_d} \dots (4)$$

エアロゾルの密度の変化が慣性衝突効果に与える影響について

Framatome 社(旧 AREVA 社)製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせるエアロゾルを捕集するが、このうちベンチュリスクラバは、慣性衝突効果を利用してエアロゾルを捕集することから、エアロゾルの密度によって、除去効率への影響があらわれることが考えられる。しかし、重大事故等時に格納容器に発生するエアロゾルの密度の変化に対して、ベンチュリスクラバの除去効率の関係式(参考図書 1)を用いて除去効率に与える影響を評価した結果、エアロゾルの密度の変化 (\square g/cm³) に対する除去効率の変化は小さいと評価できること、また、JAVA 試験で複数の種類のエアロゾル (\square g/cm³) を用いた試験において除去効率に違いが見られていないことから、Framatome 社(旧 AREVA 社)製のフィルタ装置は重大事故等時に発生するエアロゾルの密度の変化に対して除去効率への影響は小さいと評価できる。

(1) ベンチュリスクラバの除去効率

a. エアロゾル密度と除去効率の関係

ベンチュリスクラバでは、ベンチュリノズルを通過するベントガスとベンチュリノズル内に吸い込んだスクラビング水の液滴の速度差を利用し、慣性衝突効果によってベントガスに含まれるエアロゾルを捕集する。参考図書 1 において、ベンチュリスクラバにおける除去率は、以下の式によって表される。

$$P_t = \exp\left(-\frac{V^*}{V_g}\right) = \exp\left(-\frac{V^* Q_L}{V_L Q_g}\right) \dots (1)$$

$$V^* = \int_0^T \eta_d |u_d - u_g| A_d dt \dots (2)$$

$$\eta_d = \frac{K^2}{(K+0.7)^2} = \frac{1}{(1+0.7/K)^2} \dots (3)$$

$$K = \frac{2\tau_p |u_d - u_g|}{d_d} = \frac{2C\rho_p d_p^2 |u_d - u_g|}{18\mu d_d} \dots (4)$$

ここで、

- P_t : 透過率
- V^* : 液滴通過ガス体積
- V_g : ガス体積
- V_L : 液滴体積
- Q_g : ガス体積流量
- Q_L : 液滴体積流量
- η_d : 捕集効率係数
- u_g : ガス速度
- u_d : 液滴速度
- τ_p : 緩和時間
- A_d : 液滴断面積
- K : 慣性パラメータ
- C : すべり補正係数
- μ : ガス粘性係数
- ρ_p : エアロゾル密度
- d_p : エアロゾル粒径
- d_d : 液滴径

これらから、透過率 P_t (除去係数 DF の逆数) は、慣性パラメータ K によって決まる捕集効率係数 η_d によって影響を受けることが分かる。

(4)式で表される慣性パラメータ K は、曲線運動の特徴を表すストークス数と同義の無次元数であり、その大きさは、エアロゾル密度 ρ_p 、エアロゾル粒径 d_p 、液滴径 d_d 、ガス粘性係数 μ 、液滴・エアロゾル速度差によって決まる。

エアロゾル粒径 d_p が同じ場合でもエアロゾル密度 ρ_p が増加すると、慣性パラメータ K が増加し、除去効率は増加する。

b. 重大事故等時に発生するエアロゾルの密度

格納容器に放出されるエアロゾルの密度は、エアロゾルを構成する化合物の割合によって変化する。別紙2の第5表に示す化合物について、NUREG-1465に記載されている割合を用いてエアロゾル密度を計算すると第1表のとおり となる。

第1表 格納容器の状態とエアロゾルの密度

代表化学形態	炉内内蔵量 (kg)	Gap Release	Early-In-vessel	Ex-vessel	Late-In-vessel	合計
CsI		0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
CsOH		0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
TeO ₂ , Sb ^{*1}		0	0.05	0.25	0.005	0.305
BaO, SrO ^{*1}		0	0.02	0.1	0	0.12
MoO ₂		0	0.0025	0.0025	0	0.005
CeO ₂		0	0.0005	0.005	0	0.0055
La ₂ O ₃		0	0.0002	0.005	0	0.0052
密度 (g/cm ³)						

※1 複数の代表化合物を持つグループでは、各化合物の平均値を使用した

ここで、

- P_t : 透過率
- V^* : 液滴通過ガス体積
- V_g : ガス体積
- V_L : 液滴体積
- Q_g : ガス体積流量
- Q_L : 液滴体積流量
- η_d : 捕集効率係数
- u_g : ガス速度
- u_d : 液滴速度
- τ_p : 緩和時間
- A_d : 液滴断面積
- K : 慣性パラメータ
- C : すべり補正係数
- μ : ガス粘性係数
- ρ_p : エアロゾル密度
- d_p : エアロゾル粒径
- d_d : 液滴径

これらから、透過率 P_t (除去係数 DF の逆数) は、慣性パラメータ K によって決まる捕集効率係数 η_d によって影響を受けることが分かる。

(4)式で表される慣性パラメータ K は、曲線運動の特徴を表すストークス数と同義の無次元数であり、その大きさは、エアロゾル密度 ρ_p 、エアロゾル粒径 d_p 、液滴径 d_d 、ガス粘性係数 μ 、液滴・エアロゾル速度差によって決まる。

エアロゾル粒径 d_p が同じ場合でもエアロゾル密度 ρ_p が増加すると、慣性パラメータ K が増加し、除去効率は増加する。

b. 重大事故等時に発生するエアロゾルの密度

格納容器に放出されるエアロゾルの密度は、エアロゾルを構成する化合物の割合によって変化する。NUREG1465に記載されている割合を用いてエアロゾル密度を計算すると表1のとおり g/cm³ となる。

表1 格納容器の状態とエアロゾルの密度

代表化学形態	炉内内蔵量 (kg)	Gap Release	Early-In-Vessel	Ex-vessel	Late-In-vessel	合計
CsI		0.05	0.25	0.30	0.01	0.61
CsOH		0.05	0.20	0.35	0.01	0.61
TeO ₂ , Sb [※]		0	0.05	0.25	0.005	0.305
BaO, SrO [※]		0	0.02	0.1	0	0.12
MoO ₂		0	0.0025	0.0025	0	0.005
CeO ₂		0	0.0005	0.005	0	0.0055
La ₂ O ₃		0	0.0002	0.005	0	0.0052
密度 (g/cm ³)						

※複数の代表化合物を持つグループでは、各化合物の平均値を使用した

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																						
<p>ここで、各化合物の密度は、以下のとおり</p> <table border="0"> <tr> <td>CsI : 4.5 g/cm³ (参考図書 2)</td> <td>SrO : 5.1 g/cm³ (参考図書 2)</td> </tr> <tr> <td>CsOH : 3.7 g/cm³ (参考図書 4)</td> <td>MoO₂ : 6.4 g/cm³ (参考図書 2)</td> </tr> <tr> <td>TeO₂ : 5.7 g/cm³ (参考図書 3)</td> <td>CeO₂ : 7.3 g/cm³ (参考図書 2)</td> </tr> <tr> <td>Sb : 6.7 g/cm³ (参考図書 2)</td> <td>La₂O₃ : 6.2 g/cm³ (参考図書 2)</td> </tr> <tr> <td>BaO : 6.0 g/cm³ (参考図書 5)</td> <td></td> </tr> </table> <p>c. エアロゾル密度の変化による影響</p> <p>エアロゾル密度の変化による捕集効率係数 η_d の変化の計算例を以下に示す。エアロゾル密度は、前記 b. のとおり <input type="text"/> g/cm³ 付近であるが、ここでは、エアロゾル密度算出に用いた各化合物の密度から、エアロゾル密度 ρ_{p1} が <input type="text"/> g/cm³ のときの捕集効率係数 η_{d1} と、エアロゾル密度 ρ_{p2} が <input type="text"/> g/cm³ のときの捕集効率係数 η_{d2} との比を求める。</p> $\frac{\eta_{d1}}{\eta_{d2}} = \frac{K_1^2 (K_2 + 0.7)^2}{K_2^2 (K_1 + 0.7)^2} = \frac{\text{}}{\text{}}$ $K_1 = \text{} \quad K_2 = \text{}$ <p>ここでは、</p> <div style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div> <p>とした。この結果から、密度の変化 <input type="text"/> に対して捕集効率係数変化 <input type="text"/> は非常に小さく、除去効率に及ぼす影響が非常に小さいと評価できる。</p>	CsI : 4.5 g/cm ³ (参考図書 2)	SrO : 5.1 g/cm ³ (参考図書 2)	CsOH : 3.7 g/cm ³ (参考図書 4)	MoO ₂ : 6.4 g/cm ³ (参考図書 2)	TeO ₂ : 5.7 g/cm ³ (参考図書 3)	CeO ₂ : 7.3 g/cm ³ (参考図書 2)	Sb : 6.7 g/cm ³ (参考図書 2)	La ₂ O ₃ : 6.2 g/cm ³ (参考図書 2)	BaO : 6.0 g/cm ³ (参考図書 5)		<p>ここで、各化合物の密度は、以下の通り</p> <table border="0"> <tr> <td>CsI : 4.5g/cm³ (参考図書 2)</td> <td>SrO : 5.1g/cm³ (参考図書 2)</td> </tr> <tr> <td>CsOH : 3.7g/cm³ (参考図書 4)</td> <td>MoO : 6.4g/cm³ (参考図書 2)</td> </tr> <tr> <td>TeO₂ : 5.7g/cm³ (参考図書 3)</td> <td>CeO₂ : 7.3g/cm³ (参考図書 2)</td> </tr> <tr> <td>Sb : 6.7g/cm³ (参考図書 2)</td> <td>La₂O₃ : 6.2g/cm³ (参考図書 2)</td> </tr> <tr> <td>BaO : 6.0g/cm³ (参考図書 5)</td> <td></td> </tr> </table> <p>c. エアロゾル密度の変化による影響</p> <p>エアロゾル密度の変化による捕集効率係数 η_d の変化の計算例を以下に示す。エアロゾル密度は、前記 b. のとおり <input type="text"/> g/cm³ 付近であるが、ここでは、エアロゾル密度算出に用いた各化合物の密度から、エアロゾル密度 ρ_{p1} が <input type="text"/> g/cm³ のときの捕集効率係数 η_{d1} と、エアロゾル密度 ρ_{p2} が <input type="text"/> g/cm³ のときの捕集効率係数 η_{d2} との比を求める。</p> $\frac{\eta_{d1}}{\eta_{d2}} = \frac{K_1^2 (K_2 + 0.7)^2}{K_2^2 (K_1 + 0.7)^2} = \frac{\text{}}{\text{}}$ <p>ここでは、</p> <div style="border: 1px solid black; height: 100px; width: 100%;"></div> <p>とした。この結果から、密度の変化 (<input type="text"/>) に対して捕集効率係数変化 (<input type="text"/>) は非常に小さく、除去効率に及ぼす影響が非常に小さいと評価できる。</p> <p><u>これは、格納容器フィルタベント系の運転範囲において、ベンチュリノズル部における液滴・ガス速度差が大きいことから、重大事故時に想定されるエアロゾル密度の範囲では、速度差が支配的となるためと考えられる。</u></p> <p><u>JAVA 試験では、複数の種類のエアロゾルで試験が行われている。それぞれの化合物の密度を以下に示す。</u></p> <table border="0"> <tr> <td><input type="text"/> g/cm³ (参考図書 2)</td> </tr> <tr> <td><input type="text"/> g/cm³ (参考図書 6)</td> </tr> </table>	CsI : 4.5g/cm ³ (参考図書 2)	SrO : 5.1g/cm ³ (参考図書 2)	CsOH : 3.7g/cm ³ (参考図書 4)	MoO : 6.4g/cm ³ (参考図書 2)	TeO ₂ : 5.7g/cm ³ (参考図書 3)	CeO ₂ : 7.3g/cm ³ (参考図書 2)	Sb : 6.7g/cm ³ (参考図書 2)	La ₂ O ₃ : 6.2g/cm ³ (参考図書 2)	BaO : 6.0g/cm ³ (参考図書 5)		<input type="text"/> g/cm ³ (参考図書 2)	<input type="text"/> g/cm ³ (参考図書 6)	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違</p>
CsI : 4.5 g/cm ³ (参考図書 2)	SrO : 5.1 g/cm ³ (参考図書 2)																							
CsOH : 3.7 g/cm ³ (参考図書 4)	MoO ₂ : 6.4 g/cm ³ (参考図書 2)																							
TeO ₂ : 5.7 g/cm ³ (参考図書 3)	CeO ₂ : 7.3 g/cm ³ (参考図書 2)																							
Sb : 6.7 g/cm ³ (参考図書 2)	La ₂ O ₃ : 6.2 g/cm ³ (参考図書 2)																							
BaO : 6.0 g/cm ³ (参考図書 5)																								
CsI : 4.5g/cm ³ (参考図書 2)	SrO : 5.1g/cm ³ (参考図書 2)																							
CsOH : 3.7g/cm ³ (参考図書 4)	MoO : 6.4g/cm ³ (参考図書 2)																							
TeO ₂ : 5.7g/cm ³ (参考図書 3)	CeO ₂ : 7.3g/cm ³ (参考図書 2)																							
Sb : 6.7g/cm ³ (参考図書 2)	La ₂ O ₃ : 6.2g/cm ³ (参考図書 2)																							
BaO : 6.0g/cm ³ (参考図書 5)																								
<input type="text"/> g/cm ³ (参考図書 2)																								
<input type="text"/> g/cm ³ (参考図書 6)																								

[Redacted]

以上より、重大事故時における密度の変化が、フィルタ装置の除去効率に与える影響は小さく、その除去性能の評価は質量中央径 (MMD)、空気力学的質量中央径 (AMMD) どちらを用いても変わらない。

(2) JAVA 試験での除去効率

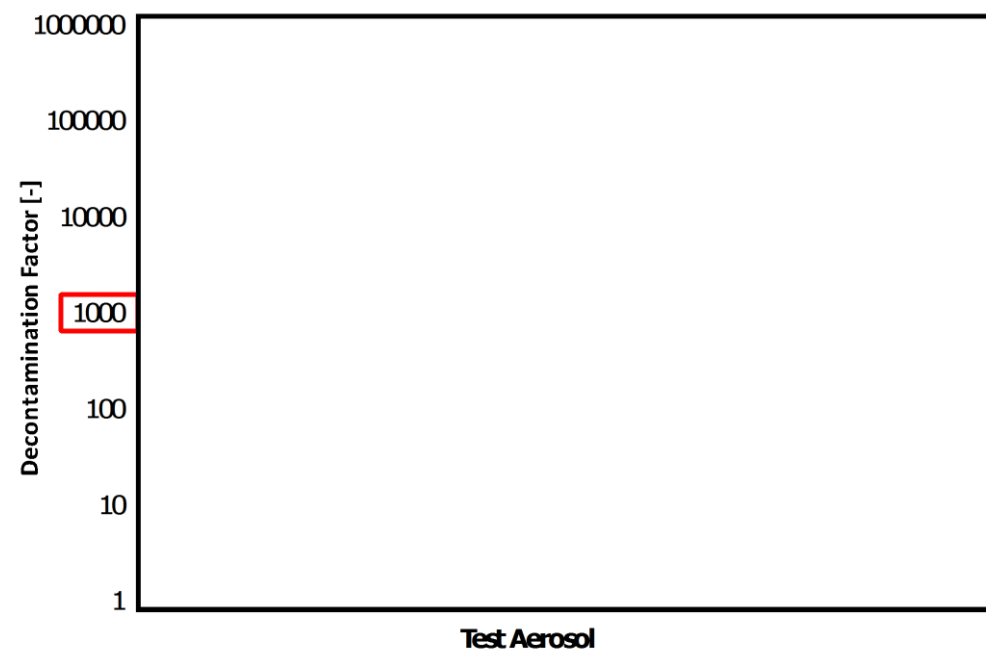
(2) JAVA 試験での除去効率

a. JAVA 試験の結果

a. JAVA 試験の結果

JAVA 試験にて使用した [Redacted] の質量中央径 (MMD) の範囲は [Redacted] となっているが、これら複数の種類のエアロゾルを用いた試験において除去効率に違いが見られていない。エアロゾルの粒径に対する除去係数を第1図に示す。

JAVA 試験にて使用した [Redacted] の質量中央径 (MMD) の範囲は [Redacted] となっているが、これら複数の種類のエアロゾルを用いた試験において除去効率に違いが見られていない。エアロゾルの粒径に対する除去係数を図1に示す。



第1図 エアロゾルの粒径に対する除去係数

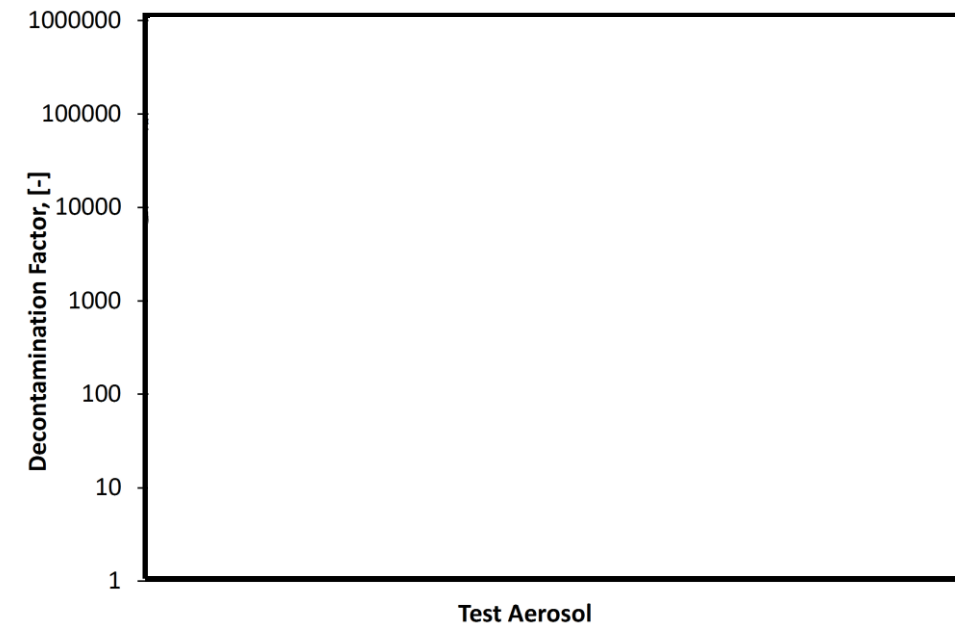


図1 エアロゾルの粒径に対する除去係数

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>b. <u>空気力学的質量中央径による比較</u></p> <p>エアロゾルの粒径の指標の一つに「空気力学径」を用いる場合があり、これは様々な密度の粒子に対して、密度 $1\text{g}/\text{cm}^3$ の粒子に規格化したときの粒径を表すものである。</p> <p>空気力学径が同じであれば、その粒子は密度や幾何学的な大きさとは関係なく、同じ空気力学的挙動を示し、空気力学的質量中央径 (AMMD) と質量中央径 (MMD) は以下の関係がある。</p> $\text{AMMD} = \sqrt{\rho} \text{MMD}$ <p>重大事故等時に想定される主要なエアロゾルの密度及び空気力学的質量中央径を第2表に、JAVA試験にて使用したエアロゾルの密度及び空気力学的質量中央径を第3表に示す。重大事故等発生時に想定される主要なエアロゾルの空気力学的質量中央径の範囲は [] であり、JAVA試験にて使用したエアロゾルの空気力学的質量中央径の範囲は [] となっている。</p> <p>JAVA試験にて使用した質量中央径 (MMD) [] の空気力学的質量中央径 (AMMD) はそれぞれ [] であるが、JAVA試験における除去効率に大きな違いは見られていない。</p> <p>以上より、AREVA社製のベントフィルタでは、重大事故等時のベンチュリスクラバの液滴・ガス速度差が大きいため、重大事故等時に想定されるエアロゾルの密度 [] の範囲では、フィルタ装置の除去効率に与える影響は小さく、その除去性能の評価は質量中央径 (MMD)、空気力学的質量中央径 (AMMD) どちらを用いても変わらない。</p>	<p>b. <u>試験用エアロゾルと想定されるエアロゾルの空気力学径の比較</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・質量中央径 (MMD) 全質量の半分がその粒径よりも小さい粒子によって占められ、残りの半分がその粒径よりも大きい粒子によって占められる関係にある粒径 ・空気力学径 (AMMD) その粒子と同じ沈降速度を持つ単位密度 ($1\text{g}/\text{cm}^3$) の球の直径であり、形状と密度について基準化したもの <p>MAAPコードによる評価ではMMDを用いることから、以下の式によりAMMDをMMDに換算する。</p> $\text{AMMD} = \rho_p \text{MMD}$ <p>ここで ρ_p はエアロゾルの密度 (g/cm^3) である。</p> <p>MAAP解析により得られたMMDとAMMDの関係を表2に、JAVA試験で使用した試験用エアロゾルのMMDとAMMDの関係を表3に示す。この結果、試験用エアロゾルのMMD (約 []) とAMMD (約 []) は、実機に想定されるMMD (約 []) とAMMD (約 []) のいずれについても、よく代表していると言える。</p>	

第2表 重大事故等時に想定されるエアロゾルの密度及び空気力学的中央径

代表 エアロゾル	質量中央径 (MMD)	密度	空気力学的 質量中央径 (AMMD)
CsI		約4.5 g/cm ³	
CsOH		約3.7 g/cm ³	
TeO ₂		約5.7 g/cm ³	
Te ₂		約6.2 g/cm ³ (参考図書2)	

表2 実機想定エアロゾルのMMDとAMMD

想定エアロゾル	MMD (d _p)	密度 (ρ _p) g/cm ³	AMMD (d _p √ρ _p)
	サプレッション・チェンバ からのベント: 約	4.5	
		3.7	
		5.7	

第3表 JAVA試験にて使用したエアロゾルの密度及び空気力学的中央径

エアロゾル	質量中央径 (MMD)	密度	空気力学的 質量中央径 (AMMD)

表3 試験用エアロゾルのMMDとAMMD

試験用エアロゾル	MMD (d _p)	密度 (ρ _p) g/cm ³	AMMD (d _p √ρ _p)

<参考図書>

1. OECD/NEA, "STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS", (2009)
2. 理化学辞典第4版
3. 理化学辞典第4版増補版
4. Hazardous Chemicals Desk Reference
5. 理化学辞典第3版増補版
6. Aerosol Measurement: Principles, Techniques, and Applications, Third Edition. Edited by P. Kulkarni, P. A. Baron, and K. Willeke (2011)

《参考図書》

1. OECD/NEA, "STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS", (2009)
2. 理化学辞典第4版
3. 理化学辞典第4版増補版
4. Hazardous Chemicals Desk Reference
5. 理化学辞典第3版増補版
6. Aerosol Measurement: Principles, Techniques, and Applications, Third Edition. Edited by P. Kulkarni, P. A. Baron, and K. Willeke (2011)

別添

エアロゾルの粒径と除去係数の関係について

(参考1) エアロゾルの粒径と除去係数の関係について

(1) 除去係数と重量及び放射能の関係

除去係数(以下、「DF」という。)は、フィルタに流入した粒子の重量とフィルタを通過した粒子の重量の比で表される。エアロゾルに放射性物質が均一に含まれている場合、DFはフィルタへ流入した粒子の放射能とフィルタを通過した粒子の放射能の比で置き換えることができる。

(1) 除去係数と重量及び放射能の関係

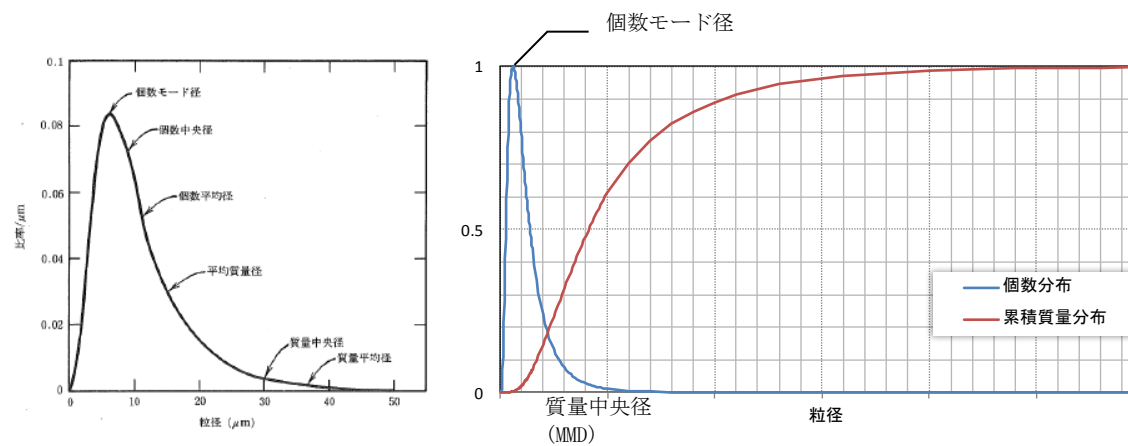
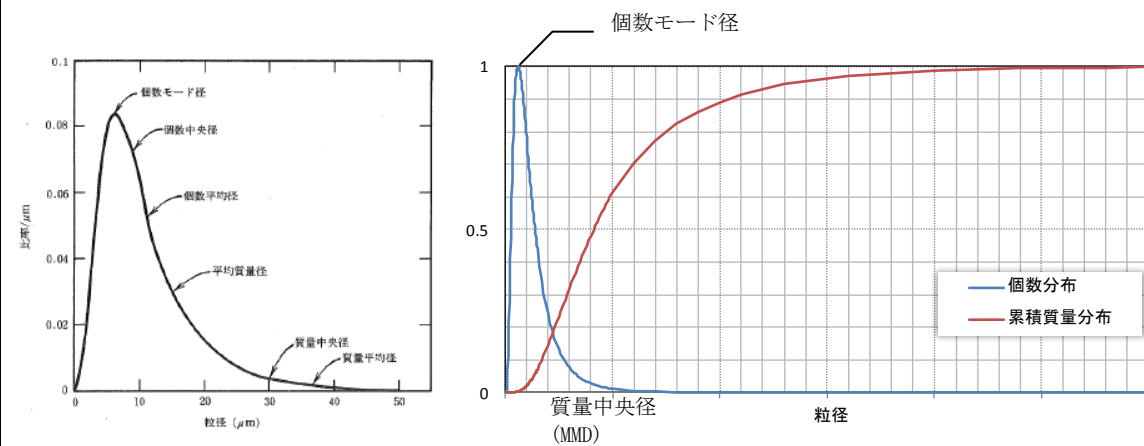
除去係数(以下、「DF」という。)は、フィルタに流入した粒子の重量とフィルタを通過した粒子の重量の比で表される。エアロゾルに放射性物質が均一に含まれている場合、DFはフィルタへ流入した粒子の放射能とフィルタを通過した粒子の放射能の比で置き換えることができる。

(2) 粒径分布(個数分布と累積質量分布)

エアロゾルは一般的に、単一粒径ではなく、粒径に対して分布を持つ。粒径に対する個数分布及び累積質量分布の関係を別添図1に示す。

(2) 粒径分布(個数分布と累積質量分布)

エアロゾルは一般的に、単一粒径ではなく、粒径に対して分布を持つ。粒径に対する個数分布及び累積質量分布の関係を図1に示す。



別添図1 個数分布と累積質量分布

図1 個数分布と累積質量分布

(左図出典: W.C. ハイネズ, エアロゾルテクノロジー, (株)井上書院 (1985))

(左図出典: W.C. ハイネズ, エアロゾルテクノロジー, (株)井上書院 (1985))

ここで、

個数モード径 最も存在個数の比率の多い粒径
 質量中央径 (MMD) 全質量の半分がその粒径よりも小さい粒子によって占められ、残りの半分がその粒径よりも大きい粒子によって占められる関係にある粒径

ここで、

個数モード径 最も存在個数の比率の多い粒径
 質量中央径 (MMD) 全質量の半分がその粒径よりも小さい粒子によって占められ、残りの半分がその粒径よりも大きい粒子によって占められる関係にある粒径

を表す。別添図1のような粒径分布の場合、小さい粒径のエアロゾルの個数は多いが、総重量に占める割合は小さいことが分かる。よって、大きい粒径のエアロゾルに比べて小さい粒径のエアロゾルがDFに与える影響は小さい。

を表す。図1のような粒径分布の場合、小さい粒径のエアロゾルの個数は多いが、総重量に占める割合は小さいことが分かる。よって、大きい粒径のエアロゾルに比べて小さい粒径のエアロゾルがDFに与える影響は小さい。

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) JAVA 試験における除去係数と重量及び放射性物質の関係</p> <p>ベンチュリスクラバでは、慣性衝突効果を利用しエアロゾルを捕集しており、重大事故等時におけるエアロゾルの密度変化を考慮しても、慣性衝突効果によるDFへの影響は小さいと評価している。また、AREVA社製のフィルタ装置では、慣性衝突効果、さえぎり効果、拡散効果による除去機構によってエアロゾルを捕集するものであり、JAVA試験において、小さい粒径のエアロゾルを含む [] を使用した場合においても、高い除去効率を発揮することを確認している。</p> <p>(参考) 質量中央径 (MMD) と空気力学的質量中央径 (AMMD)</p> <p>分布を持つエアロゾルの粒径を表す方法として、質量中央径 (MMD) を使用する場合と、空気力学的質量中央径 (AMMD) を使用する場合がありますが、カスケードインパクターのような慣性衝突効果を利用した粒径の測定を行う場合には AMMD で測定され、 [] のような画像分析を利用した粒径の測定を行う場合には MMD で測定される。AREVA社製のフィルタは、慣性衝突効果の他に、さえぎり効果、拡散効果を利用したエアロゾルの捕集を行っており、フィルタ装置の除去性能の評価には MMD を使用している。</p>	<p>(3) JAVA 試験における除去係数と重量及び放射性物質の関係</p> <p>ベンチュリスクラバでは、慣性衝突効果を利用しエアロゾルを捕集しており、重大事故等時におけるエアロゾルの密度変化を考慮しても、慣性衝突効果によるDFへの影響は小さいと評価している。また、Framatome社 (旧 AREVA社) 製のフィルタ装置では、慣性衝突効果、さえぎり効果、拡散効果による除去機構によってエアロゾルを捕集するものであり、JAVA試験において、小さい粒径のエアロゾルを含む [] を使用した場合においても、高い除去効率を発揮することを確認している。</p> <p>(参考2) 質量中央径 (MMD) と空気力学的質量中央径 (AMMD)</p> <p>分布を持つエアロゾルの粒径を表す方法として、質量中央径 (MMD) を使用する場合と、空気力学的質量中央径 (AMMD) を使用する場合がありますが、カスケードインパクターのような慣性衝突効果を利用した粒径の測定を行う場合には AMMD で測定され、 [] のような画像分析を利用した粒径の測定を行う場合には MMD で測定される。Framatome社 (旧 AREVA社) 製のフィルタは、慣性衝突効果の他に、さえぎり効果、拡散効果を利用したエアロゾルの捕集を行っており、フィルタ装置の除去性能の評価には MMD を使用している。</p> <p><u>(参考3) 想定する事故シナリオについて</u></p> <p>粒子状放射性物質の除去性能を確認する上で想定する事故シナリオとして、炉心損傷が発生する「冷却材喪失 (大破断 LOCA) + ECCS 注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失」を選定する。</p> <p>1. 事象の概要 (格納容器ベント時)</p> <p>(1) 大破断 LOCA が発生し、原子炉格納容器内に冷却材が大量に漏えいする。</p> <p>(2) 更に非常用炉心冷却系 (以下、ECCS という。) 喪失、全交流動力電源喪失 (以下、SBO という。) を想定するため、原子炉圧力容器への注水ができず炉心損傷に至る。事象発生から 30 分後に低圧原子炉代替注水系 (常設) による原子炉圧力容器への注水を開始することで、原子炉圧力容器破損は回避される。</p> <p>(3) その後、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイを実施するが、事象発生から約 32 時間後に外部注水量制限値に到達し、格納容器フィルタベント系を用いたベントを実施する。</p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違</p>

2. 想定事故シナリオ選定

想定事故シナリオ選定については事故のきっかけとなる起因事象の選定を行い、起因事象に基づく事故シナリオの抽出および分類を行う。その後、重大事故等対策の有効性評価および事故シナリオの選定を行う。

(1) 起因事象の選定

プラントに影響を与える事象について内部で発生する事象と外部で発生する事象(地震、津波、その他自然現象)をそれぞれ分析し、事故のきっかけとなる事象(起因事象)について選定する。

プラント内部で発生する事象についてはプラントの外乱となる事象として、従前より許認可解析の対象としてきた事象である運転時の異常な過渡変化(外部電源喪失等)及び設計基準事故(原子炉冷却材喪失等)を選定する。また、原子炉の運転に影響を与える事象として、非常用交流電源母線の故障、原子炉補機冷却系の故障等を選定する。

プラント外部で発生する事象については、地震・津波に加え、地震・津波以外の自然現象の53事象から地域性等を考慮して12事象(洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災、高潮)を選定する。また、設計基準を大幅に超える規模の事象発生を想定した上で、プラントに有意な頻度で影響を与えると考えられる場合は、考慮すべき起因事象とする。

(2) 起因事象に基づく事故シナリオの抽出及び分類

イベントツリー等により、事故のきっかけとなる事象(起因事象)を出発点に、事象がどのように進展して最終状態に至るかを、安全機能を有する系統の動作の成否を分岐として樹形状に展開し、事故シナリオを漏れなく抽出する。

抽出した事故シナリオを事故進展の特徴によって、表1のとおりグループ別に分類する。

表1 運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ

運転中の炉心損傷に係る事故シナリオグループ	概要
崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱の除去に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧・低圧注水機能喪失	低圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
高圧注水・減圧機能喪失	高圧注水に失敗して炉心損傷に至るグループ
全交流動力電源喪失	電源を失うことにより炉心損傷に至るグループ
原子炉停止機能喪失	止める機能を喪失して炉心損傷に至るグループ
LOCA時注水機能喪失	LOCA時に注水に失敗して炉心損傷に至るグループ

(3) 重大事故等対策の有効性評価及び事故シナリオの選定

(2)で分類した事故シナリオのうち、出力運転中の原子炉における崩壊熱除去機能喪失、高圧・低圧注水機能喪失、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉停止機能

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>喪失については、炉心損傷に至らないため、重大事故等対処施設が機能しても炉心損傷を避けられない事故シナリオは、LOCA時注水機能喪失のみとなる。</p> <p>以上より、炉心損傷が発生するLOCA時注水機能喪失を想定事故シナリオとして選定した。なお、想定事故シナリオにおいてはサプレッション・チェンバの排気ラインを使用した格納容器ベント（以下、W/Wベントという。）を実施した場合と、ドライウエルの排気ラインを使用した格納容器ベント（以下、D/Wベントという。）を実施した場合の両方を想定するものとする。</p> <p>また、発生するエアロゾルの量や粒径分布の不確かさを考慮しても格納容器フィルタベント系が性能を発揮できることを確認するために、原子炉圧力容器が破損するケース（高圧・低圧注水機能喪失シナリオでさらに事象が進展し、炉心損傷及び原子炉圧力容器破損した後にD/Wベントを実施した場合）（※1）についても参考として示す。</p> <p>※1 高圧・低圧注水機能喪失シナリオを選定した理由</p> <p>原子炉圧力容器が破損し溶融炉心がペDESTALに落下すると、溶融炉心・コンクリート相互作用によりコンクリートのエアロゾル粒子が大量に生成され、格納容器ベント時に放出されるエアロゾル量や粒径分布に影響を与える。ここでは、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しくなるシナリオを参考ケースとして選定するものとした。</p> <p>溶融炉心・コンクリート相互作用の観点からは、ペDESTALに落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシーケンスが厳しくなる。表8に示す各事故シナリオグループのうち、高圧注水・減圧機能喪失、全交流動力電源喪失シナリオは、高圧の状態が維持されることから、参考ケースから除外した。</p> <p>崩壊熱除去機能喪失シナリオ及び原子炉停止機能喪失シナリオは、重大事故等対処施設の機能喪失または機能の遅延を仮定した場合において、原子炉格納容器が先行して破損するシナリオであり、格納容器フィルタベント系の性能を確認する上では適切なシナリオではないと考えられるため、参考ケースから除外した。</p> <p>LOCA時注水機能喪失は、ペDESTALへの原子炉冷却材の流入の可能性があることから、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、参考ケースから除外した。</p> <p>以上のことから、原子炉格納容器が健全な状態で原子炉圧力容器が低圧で破損に至り、また、ペDESTALへの原子炉冷却材の流入のない高圧・低圧注水機能喪失シナリオを参考ケースとして採用した。</p> <p>高圧・低圧注水機能喪失シナリオは、重大事故等対処施設が機能すれば炉心損傷に至らず事象が収束するが、ここでは、原子炉圧力容器内の注水に失敗し、さらに溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の影響も確認するため、あえて原子炉圧力容器破損前のペDESTALへの水張りも行わない状態を想定する。また、原子炉圧力容器が破損して溶融炉心がペDESTALに落下した後は、ペDESTALへの注水を行った後にD/Wベントを実施するものとする。</p>	

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>なお、本評価では、コリウムシールドがない状態を仮定し、保守的に溶融炉心からプールへの熱流束は800kW/m²相当で一定（圧力依存なし）としている。</p> <p><u>(参考4) 発生するエアロゾルの種類について</u></p> <p>格納容器ベント実施時には、核分裂生成物（安定核種を含む）やコンクリート、構造材の一部が格納容器フィルタベント系に流入する。これらは格納容器フィルタベント系に流入する際は、希ガスや気体状のよう素を除き、固体（エアロゾル粒子）として存在する。</p> <p>想定するエアロゾルの種類及び想定事故シナリオ（W/Wベント）時に格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量を表1に示す。また、想定事故シナリオ（D/Wベント）時や、原子炉圧力容器が破損するケースで格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量を表2に示す。</p>	<p>・記載方針の相違</p>

表1 想定するエアロゾルの種類及び想定シナリオ (W/W ベント) 時に格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量

核種グループ	各核種グループに対応する主な化学物質 例	炉内内蔵量[kg] (安定核種を含む) ^{※1}	格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量 [kg] (安定核種を含む) ^{※2}
希ガス	Xe, Kr		—
CsI	CsI, RbI		約 1.3×10^{-4}
TeO ₂ , Te ₂ ^{※3, ※4}	TeO ₂ , Te ₂		約 1.2×10^{-4}
SrO	SrO		約 4.7×10^{-5}
MoO ₂	MoO ₂ , RuO ₂ , TcO ₂ , RhO ₂		約 4.4×10^{-5}
CsOH	CsOH, RbOH		約 1.9×10^{-3}
BaO	BaO		約 6.7×10^{-5}
La ₂ O ₃	La ₂ O ₃ , Pr ₂ O ₃ , Nd ₂ O ₃ , S m ₂ O ₃ , Y ₂ O ₃ , ZrO ₂ , NbO ₂ , AmO ₂ , CmO ₂		約 5.6×10^{-6}
CeO ₂	CeO ₂ , NpO ₂ , PuO ₂		約 1.3×10^{-5}
Sb	Sb		約 1.6×10^{-6}
UO ₂	UO ₂		約 1.4×10^{-3}
コンクリート/構 造材	-		約 2.1×10^{-5}

※1 炉内内蔵量[kg]は、ORIGEN コードを用いて評価した核種ごとの停止時炉内内蔵量に基づき、評価した値

※2 格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量は、炉内内蔵量[kg]と、格納容器フィルタベント系への放出割合 (MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正) から評価した。想定シナリオ (W/W ベント時) では Te₂ 及び UO₂ の放出割合の MAAP 解析結果はゼロであることから、後述する MAAP 解析の保守性は顕在化しておらず、NUREG-1465 の知見を用いた補正は必ずしも必要ないものと考えられる。しかしながら、ここでは、格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量を保守的に評価するために Te₂ 及び UO₂ の放出割合として MAAP 解析結果 (ゼロ) そのものではなく、MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正した放出割合を採用した。

※3 表中の Te₂ の炉内内蔵量[kg]は、Te の全量が Te₂ の形態で存在する場合の値に相当する。

※4 ここでは TeO₂ と Te₂ の存在比率を考慮せず、TeO₂ と Te₂ の各々が表中の炉内内蔵量[kg]をもつものとして格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量を評価した (Te の停止時炉内内蔵量を、ORIGEN コードを用いて評価した値よりも大きい値として想定することに対応)。本評価は格納容器フィルタベント系の設備設計に係る評価であることから、このような保守的な評価方法を採用した。なお、放出放射エネルギーの評価に当たっては、より現実的な想定として停止時炉内内蔵量は ORIGEN コードを用いて評価した値そのものを採用している。

表2 想定事故シナリオ (D/W ベント) 時及び原子炉圧力容器が破損するケース時に格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量

核種グループ	格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量 (安定核種を含む) ^{※1}	
	想定事故シナリオ (大LOCA+SBO+全ECCS 機能喪失シナリオ) (D/Wベ ント)	原子炉圧力容器が破損するケ ース(高圧・低圧注水機能喪 失シナリオ) (D/Wベント)
希ガス	—	—
CsI	約 9.7×10^{-2}	約 3.9×10^{-6}
TeO ₂ , Te ₂ ^{※2}	約 2.0×10^{-1}	約 8.1×10^{-5}
SrO	約 7.9×10^{-2}	約 3.1×10^{-5}
MoO ₂	約 7.3×10^{-2}	約 2.9×10^{-5}
CsOH	約 3.2	約 1.3×10^{-3}
BaO	約 1.1×10^{-1}	約 4.4×10^{-5}
La ₂ O ₃	約 9.4×10^{-3}	約 3.7×10^{-6}
CeO ₂	約 2.1×10^{-2}	約 8.3×10^{-6}
Sb	約 2.7×10^{-3}	約 1.1×10^{-6}
UO ₂	約 2.3	約 9.1×10^{-4}
コンクリート/構造 材	約 1.2×10^{-2}	約 3.9×10^{-7}

※1 格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量は、炉内内蔵量[kg]と、格納容器フィルタベント系への放出割合(MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正)から評価した。想定シナリオ(W/W ベント時)では Te₂ 及び UO₂ の放出割合の MAAP 解析結果はゼロであることから、後述する MAAP 解析の保守性は顕在化しておらず、NUREG-1465 の知見を用いた補正は必ずしも必要ないものと考えられる。しかしながら、ここでは、格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量を保守的に評価するために Te₂ 及び UO₂ の放出割合として MAAP 解析結果(ゼロ)そのものではなく、MAAP 解析結果を NUREG-1465 の知見を用いて補正した放出割合を採用した。

※2 ここでは TeO₂ と Te₂ の存在比率を考慮せず、TeO₂ と Te₂ の各々が表中の炉内内蔵量[kg]をもつものとして格納容器フィルタベント系に流入する粒子状物質質量を評価した(Te の停止時炉内内蔵量を、ORIGEN コードを用いて評価した値よりも大きい値として想定することに対応)。本評価は格納容器フィルタベント系の設備設計に係る評価であることから、このような保守的な評価方法を採用した。なお、放出放射エネルギーの評価に当たっては、より現実的な想定として停止時炉内内蔵量は ORIGEN コードを用いて評価した値そのものを採用している。

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>a. 炉心状態の想定</p> <p>格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾルを評価する際は、炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定している。</p> <p>以下の (a), (b) に示す通り、平衡炉心（サイクル末期）を想定して格納容器フィルタベント系に流入する核分裂生成物量を評価することで、その他の炉心状態を想定した場合の流入量を包絡することができる。</p> <p>このことから、格納容器フィルタベント系に流入する核分裂生成物量の評価を行う際、炉心状態として平衡炉心（サイクル末期）を想定することは適切であると考えられる。</p> <p>(a) 停止時炉内内蔵量</p> <p>停止時炉内内蔵量は、平衡炉心の燃焼サイクル末期を想定して評価を実施している。</p> <p>核分裂生成物（エアロゾル粒子として放出される可能性のある核分裂生成物も含む）の量は、運転が進み燃焼度が大きくなるに従い多くなる。平衡炉心（サイクル末期）の燃焼度はその他の炉心状態（初期装荷炉心や取替炉心）の燃焼度に比べ大きいいため、平衡炉心（サイクル末期）の炉内の核分裂生成物内蔵量は、その他の炉心状態の核分裂生成物内蔵量を包絡する値を示す。</p> <p>(b) 崩壊熱</p> <p>燃料デブリからの放射性物質の放出割合は崩壊熱が大きいほど多くなり、崩壊熱は核分裂生成物内蔵量が多いほど大きくなる。(a) と同様の理由により、平衡炉心（サイクル末期）の崩壊熱はその他の炉心状態の崩壊熱を包絡する値を示す。このため、平衡炉心（サイクル末期）を想定した場合の、燃料デブリからの放射性物質の放出割合は、他の炉心状態を想定した場合の放出割合を包絡する値を示す。</p> <p>b. 評価に用いる放出割合</p> <p>格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量は、炉内内蔵量 [kg] と、格納容器フィルタベント系への放出割合を用いて評価している。</p> <p>炉内内蔵量 [kg] は、ORIGEN コードを用いて評価した核種ごとの停止時炉内内蔵量に基づき評価しており、放出割合は、MAAP コードと NUREG-1465 の知見を利用し評価している。</p> <p>MAAP コードでは、原子炉格納容器内における振る舞いの違い（揮発のし易さの違い等）を考慮し、放射性物質を複数の MAAP 核種グループに分類しており、格納容器フィルタベント系への放出割合を MAAP 核種グループごとに評価している。</p> <p>大 LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオ (W/W ベント) での MAAP 解析による放出割合の評価結果（事故発生から 168 時間後時点）を表 4 に示す。ただし、以下に示すとおり、表 4 の値は格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量の評価に使用していない。</p> <p>表 4 によると、高揮発性核種 (CsI や CsOH) の放出割合 (10^{-6} オーダー) と比べ、中・低揮発性核種の放出割合が極めて大きい (10^{-5} オーダー) という結果となっている。</p>	

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>一方、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故での観測事実から、事故が起こった場合に最も多く放出される粒子状の物質は、よう素やセシウム等の高揮発性の物質であり、中・低揮発性の物質の放出量は高揮発性の物質と比べ少量であることが分かっている。</p> <p>表5は、TMI 事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量であるが、希ガスや高揮発性核種（セシウムやよう素）が原子炉圧力容器外に全量のうち半分程度放出されている一方で、中・低揮発性核種はほぼ全量が原子炉圧力容器内に保持されているという評価となっている。</p> <p>さらに、表6は、福島第一原子力発電所事故後に実施された発電所敷地内の土壌中放射性核種のサンプリング結果であるが、最も多く検出されているのは高揮発性核種（セシウムやよう素）であり、多くの中・低揮発性核種は不検出という結果となっている。</p> <p>また、燃料からの核分裂生成物の放出及び移動挙動に関する実験結果より、各元素の放出挙動は以下のように整理されており^{※1}、希ガスが高温で燃料からほぼ全量放出されるのに対し、それ以外の核種の放出挙動は雰囲気条件に依存するとしている。</p> <p>希ガス：高温にて燃料からほぼ全量放出される。 I, Cs：高温にて燃料からほぼ全量放出される。放出速度は希ガスと同等。 Sb, Te：高温にて燃料からほぼ全量放出される。また、被覆管と反応した後、被覆管の酸化に伴い放出される。 Sr, Mo, Ru, Rh, Ba：雰囲気条件（酸化条件 or 還元条件）に大きな影響を受ける。 Ce, Np, Pu, Y, Zr, Nb：高温状態でも放出速度は低い。</p> <p>※1「化学形に着目した破損燃料からの核分裂生成物及びアクチニドの放出挙動評価のための研究（JAEA-Review2013-034, 2013年12月）」</p> <p>表4 評価結果は、これらの観測事実及び実験結果と整合が取れていない。これは、大LOCA+SBO+全 ECCS 機能喪失シナリオにおいては、MAAP 解析が中・低揮発性核種の放出割合を過度に大きく評価しているためであると考えられる。</p> <p>MAAP 解析の持つ保守性としては、炉心が再冠水し熔融炉心の外周部が固化した後でも、燃料デブリ表面からの放射性物質の放出評価において熔融プール中心部の温度を参照し放出量を評価していることや、炉心冠水時において燃料デブリ上部の水によるスクラビング効果を考慮していないことが挙げられる。MAAP コードの開発元である EPRI から、再冠水した炉心からの低揮発性核種の放出について MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある旨の以下の報告がなされている。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考									
	<p>・炉心が再冠水した場合の低揮発性核種 (Ru 及び Mo) の放出について、低温の溶融燃料表面付近ではなく、溶融燃料の平均温度を基に放出速度を算出しているため、MAAP 解析が保守的な結果を与える場合がある。</p> <p>・Mo の放出量評価について、NUREG-1465 よりも MAAP コードの方が放出量を多く評価する。</p> <p>なお、高揮発性核種 (セシウムやよう素) については、炉心溶融初期に炉心外に放出されるため、上述の保守性の影響は受けにくいものと考えられる。</p> <p>以上のことから、大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失シナリオにおいて中・低揮発性核種の放出割合を評価する際、単に MAAP 解析による評価結果を採用すると、放出割合として過度に保守的な結果を与える可能性があるため、他の手法を用いた評価が必要になると考えられる。</p> <p>そこで、格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量を評価する際は、MAAP 解析による放出量の評価結果以外に、海外での規制等にも活用されている NUREG-1465 (米国の原子力規制委員会 (NRC) で整備されたものであり、米国でもシビアアクシデント時の典型的な例として、中央制御室の居住性等の様々な評価で使用されている) の知見を利用するものとした。このことにより、TMI 事故や福島第一原子力発電所事故の実態により見合った評価が可能となる。</p> <p>なお、事故シーケンス「大 LOCA+SB0+全 ECCS 機能喪失」において、原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における、炉心損傷開始から、原子炉圧力容器が破損するまでの MAAP 解析事象進展 (格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量評価における想定事故シナリオでは、当該事故シーケンスにおいて原子炉注水機能を使用することにより原子炉圧力容器破損には至らない) と NUREG-1465 の想定と比較は表 3 のとおりであり、NUREG-1465 の想定と MAAP 解析の事象進展に大きな差はなく、本評価において問 REG1465 の知見は使用可能と判断した。</p> <p>NUREG-1465 の知見を利用した場合の放出割合の評価結果を表 7 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 3 MAAP 解析事象進展と NUREG-1465 の想定と比較</p> <table border="1" data-bbox="1299 1413 2389 1644"> <thead> <tr> <th></th> <th>燃料被覆管の損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間</th> <th>炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉圧力容器破損するまでの期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>MAAP</td> <td>約 5 分～約 28 分^{※1}</td> <td>約 28 分～約 3.2 時間^{※2}</td> </tr> <tr> <td>NUREG-1465</td> <td>～30 分</td> <td>30 分～2 時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 炉心損傷開始 (燃料被覆管温度 1000K) ～炉心溶融開始 (燃料被覆管温度 2500K)</p> <p>※2 原子炉注水機能が使用できないものと仮定した場合における原子炉圧力容器破損時間</p> <p>各 MAAP 核種グループの放出割合の具体的な評価手法は以下に示す通り。</p>		燃料被覆管の損傷が開始し、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、溶融燃料が原子炉圧力容器破損するまでの期間	MAAP	約 5 分～約 28 分 ^{※1}	約 28 分～約 3.2 時間 ^{※2}	NUREG-1465	～30 分	30 分～2 時間	
	燃料被覆管の損傷が開始し、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、溶融燃料が原子炉圧力容器破損するまでの期間									
MAAP	約 5 分～約 28 分 ^{※1}	約 28 分～約 3.2 時間 ^{※2}									
NUREG-1465	～30 分	30 分～2 時間									

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(a) 希ガスグループ, CsI グループ, CsOH グループ</p> <p>希ガスを含めた高揮発性の核種グループ。については, MAAP 解析の結果得られた放出割合を採用する。</p> <p>なお, Cs の放出割合は, CsI グループと CsOH グループの放出割合^{※1※2}, 及び, I 元素と Cs 元素の停止時炉内内蔵量より, 以下の式を用いて評価する (詳細は別紙 50 参照)。</p> $F_{Cs}(T) = F_{CsOH}(T) + M_I / M_{Cs} \times W_{Cs} / W_I \times (F_{CsI}(T) - F_{CsOH}(T))$ <p>ここで,</p> <p>$F_{Cs}(T)$: 時刻 T におけるセシウムの放出割合 $F_{CsOH}(T)$: 時刻 T における CsOH グループ。の放出割合 $F_{CsI}(T)$: 時刻 T における CsI グループ。の放出割合 M_I : I 元素の停止時炉内内蔵量 M_{Cs} : Cs 元素の停止時炉内内蔵量 W_I : I の原子量 W_{Cs} : Cs の原子量</p> <p>※1 MAAP コードでは化学的・物理的性質を考慮し核種をグループ分けしており, 各グループの放出割合は, 当該グループの停止時炉内内蔵量と放出重量の比をとることで評価している。</p> <p>※2 各核種グループの停止時炉内内蔵量は以下の手順により評価している。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① ORIGEN コードにより核種ごとの初期重量を評価 ② ①の結果をもとに, 同位体の重量を足し合わせ, 各元素の重量を評価する。 ③ ②の結果を MAAP コードにインプットし, MAAP コードにて, 各元素の化合物の重量を評価する。 ④ 各化合物は表 1 に示す核種グループに属するものとして整理している。核種グループの炉内内蔵量は, 当該の核種グループに属する化合物の炉内内蔵量の和として評価している。 <p>(b) それ以外の核種グループ。</p> <p>中・低揮発性の核種グループについては, MAAP 解析の結果得られた放出割合は採用せず, MAAP 解析の結果から得られた Cs の放出割合と, 希ガスグループの放出割合, 及び, NUREG-1465 の知見を利用し放出割合を評価する。</p> <p>ここで, 放出割合の経時的な振る舞いは希ガスと同一 (※1) とし, Cs の放出割合に対する当該核種グループの放出割合の比率は, 168 時間経過時点において, NUREG-1465 で得られた比率に等しいとして, 以下の評価式に基づき評価した。表 8 及び表 9 に, NUREG-1465 で評価された原子炉格納容器内への放出割合を示す。</p> $F_i(T) = F_{\text{noble gass}}(T) \times \gamma_i / Y_{Cs} \times F_{Cs}(168\text{hr}) / F_{\text{noble gass}}(168\text{hr})$ <p>$F_i(T)$: 時刻 T における i 番目の MAAP 核種グループの放出割合</p>	

$F_{\text{noble gass}}(T)$: 時刻 T における希ガスグループの放出割合
 γ_i : NUREG-1465 における i 番目の MAAP 核種グループに相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合
 γ_{Cs} : NUREG-1465 における Cs に相当する核種グループの原子炉格納容器への放出割合

※1 中・低揮発性の核種グループは、事故初期の燃料が高温となっているとき以外は殆ど燃料外に放出されないものと考えられる。そのため、ベント後の燃料からの追加放出はほとんど無く、事故初期に原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器気相部に浮遊しているものだけが大気中に放出され得ると考えられる。

ベントに伴い低揮発性核種は原子炉格納容器気相部からベントラインに流入するが、その流入の仕方、すなわち放出割合の経時的な振る舞いは、同じく原子炉格納容器気相部に浮遊しており壁面等からの追加放出がない希ガスの放出割合の振る舞いに近いと考えられる。

以上のことから、中・低揮発性の核種グループの「各時刻における放出割合」は、「各時刻における希ガスグループの放出割合」に比例するものとした。

表4 MAAP解析による放出割合の評価結果 (エアロゾル量の評価に使用しない)

核種グループ	格納容器フィルタベント系への放出割合[-] (事故発生から168時間後時点。格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量の評価には使用しない)
希ガス	約 9.0×10^{-1}
CsI	約 4.4×10^{-6}
TeO ₂	約 2.5×10^{-8}
SrO	約 2.4×10^{-4}
MoO ₂	約 7.1×10^{-6}
CsOH	約 7.0×10^{-6}
BaO	約 1.7×10^{-4}
La ₂ O ₃	約 3.3×10^{-5}
CeO ₂	約 3.3×10^{-5}
Sb	約 3.8×10^{-6}
Te ₂	0
UO ₂	0
Cs* ¹	約 6.8×10^{-6}

※1 CsI グループと CsOH グループの放出割合から評価 (評価式は別紙 50 参照)

表5 TMI事故後に評価された放射性核種の場所ごとの存在量

(単位:%)

核種	低揮発性			中揮発性			高揮発性		
	¹⁴⁴ Ce	¹⁴⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu	⁹⁰ Sr	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹³⁷ Cs	¹³¹ I	⁸⁵ Kr
原子炉建屋									
原子炉容器	105.4	122.7	109.5	89.7	93.2	117.2	40.1	42	30
原子炉冷却系	—	—	—	1	—	0.2	3	1	—
地階水, 気相タンク類	0.01	—	—	2.1	0.5	0.7	47	(47)†	54
補助建屋	—	—	—	0.1	—	0.7	5	7	—
合計	105	122	110	93	94	119	95	97	85

† 広範囲のI濃度測定値と多量のデブリ(おもに地階水沈殿物)のため、ここでの保持量は炉心インベントリーを大きく上回る分析結果となってしまいました。したがって、ここに保持されたIのインベントリーはCsと同等であると考えます。

出典: TMI-2号機の調査研究成果(渡会偵祐, 井上康, 榎田藤夫日本原子力学会誌 Vol. 32, No. 4 (1990))

表6 福島第一原子力発電所事故後に検出された土壌中の放射性核種

(単位: Bq/kg・乾土)

試料採取場所	【定点①】*1 グラント (西北西約500m)*2			【定点②】*1 野島の森 (西約500m)*2			【定点③】*1 産廃処分場近傍 (南南西約500m)*2		④5号機サウス ビル前 (北約1,000m)*2	⑤固体廃棄物貯 蔵庫1,2棟近傍 (北約500m)*2	⑥南南西 約500m*2	⑦南南西 約750m*2	⑧南南西 約1,000m*2
	3/21	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/28	3/25	3/22	3/22	3/22	3/22	3/22
分析機関	JAEA	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	日本分析 センター*3	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA	JAEA
測定日	3/24	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/30	3/28	3/28	3/25	3/25	3/24	3/25
I-131(約8日)	5.8E+06	5.7E+06	3.8E+06	3.0E+06	3.9E+04	1.2E+07	2.6E+06	4.6E+05	3.1E+06	7.9E+05	2.2E+06	5.4E+06	
I-132(約2時間)	*4	*4	2.3E+05	*4	1.3E+02	*4	1.5E+05	*4	*4	*4	*4	*4	
Cs-134(約2年)	3.4E+05	4.9E+05	5.3E+05	7.7E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.7E+05	6.8E+04	9.5E+05	8.7E+03	1.7E+04	1.6E+05	
Cs-136(約13日)	7.2E+04	6.1E+04	3.3E+04	1.0E+04	2.8E+01	4.6E+05	6.9E+04	8.6E+03	1.1E+05	1.9E+03	2.2E+03	2.5E+04	
Cs-137(約30年)	3.4E+05	4.8E+05	5.1E+05	7.6E+04	3.2E+02	3.5E+06	9.3E+05	6.7E+04	1.0E+06	2.0E+04	1.6E+04	1.6E+05	
Te-129m(約34日)	2.5E+05	2.9E+05	8.5E+05	5.3E+04	ND	2.7E+06	6.0E+05	2.8E+04	8.9E+05	9.5E+03	1.9E+04	1.7E+05	
Te-132(約3日)	6.1E+05	3.4E+05	3.0E+05	6.5E+04	1.4E+02	3.1E+06	2.0E+05	3.2E+04	1.9E+06	2.1E+04	3.9E+04	3.8E+05	
Ba-140(約13日)	1.3E+04	1.5E+04	ND	2.5E+03	ND	ND	ND	ND	8.0E+04	ND	ND	ND	
Nb-95(約35日)	1.7E+03	2.4E+03	ND	ND	ND	5.3E+03	ND	ND	8.1E+03	ND	ND	7.9E+02	
Ru-106(約370日)	5.3E+04	ND	ND	6.4E+03	ND	2.7E+05	ND	ND	6.8E+04	1.9E+03	ND	3.2E+04	
Mo-99(約68時間)	2.1E+04	ND	ND	ND	ND	6.6E+04	ND	ND	ND	ND	ND	ND	
Tc-99m(約6時間)	2.3E+04	2.0E+04	ND	ND	ND	4.5E+04	ND	1.8E+03	2.3E+04	ND	ND	8.3E+03	
La-140(約2日)	3.3E+04	3.7E+04	ND	2.3E+03	ND	9.7E+04	ND	2.5E+03	2.1E+05	4.2E+02	6.2E+02	7.8E+03	
Be-7(約53日)	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	ND	3.2E+04	ND	ND	ND	
Ag-110m(約250日)	1.1E+03	2.8E+03	ND	ND	ND	ND	ND	1.7E+02	1.8E+04	ND	ND	ND	

出典: 東京電力 HP (<http://www.tepco.co.jp/cc/press/11040609-j.html>)

表7 NUREG-1465 の知見を用いた補正後の放出割合 (格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量を評価する際に使用)

核種グループ	格納容器フィルタベント系への放出割合[-] (事故発生から168時間後時点)
希ガス	約 9.0×10^{-1}
CsI	約 4.4×10^{-6}
TeO ₂	約 1.4×10^{-6}
SrO	約 5.4×10^{-7}
MoO ₂	約 6.8×10^{-8}
CsOH	約 7.0×10^{-6}
BaO	約 5.4×10^{-7}
La ₂ O ₃	約 5.4×10^{-9}
CeO ₂	約 1.4×10^{-8}
Sb	約 1.4×10^{-6}
Te ₂	約 1.3×10^{-8}
UO ₂	約 1.3×10^{-8}
Cs ^{※1}	約 6.8×10^{-6}

※1 CsI グループと CsOH グループの放出割合から評価 (評価式は別紙 50 参照)

表8 NUREG-1465 での原子炉格納容器内への放出割合

核種グループ	原子炉格納容器への放出割合※1
Cs	0.25
TeO ₂ , Sb, Te ₂	0.05
SrO, BaO	0.02
MoO ₂	0.0025
CeO ₂ , UO ₂	0.0005
La ₂ O ₃	0.0002

※1 NUREG-1465 の Table3.12 「Gap Release」 の値と 「Early In-Vessel」 の値の和を参照 (NUREG-1465 では, 「Gap Release」, 「Early In-Vessel」, 「Ex-Vessel」 及び 「Late In-Vessel」 の各事象進展フェーズに対して原子炉格納容器内への放出割合を与えている。格納容器フィルタベント系に流入するエアロゾル量評価における想定事故シナリオでは, 原子炉圧力容器が健全な状態で事故収束するため, 原子炉圧力容器損傷前までの炉心からの放出を想定する 「Gap Release」 及び 「Early In-Vessel」 の値の和を用いる。)

表9 NUREG-1465 (抜粋)

Table 3.8 Revised Radionuclide Groups

Group	Title	Elements in Group
1	Noble gases	Xe, Kr
2	Halogens	I, Br
3	Alkali Metals	Cs, Rb
4	Tellurium group	Te, Sb, Se
5	Barium, strontium	Ba, Sr
6	Noble Metals	Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	Lanthanides	La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	Cerium group	Ce, Pu, Np

Table 3.12 BWR Releases Into Containment*

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.5	3.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.25	0.30	0.01
Alkali Metals	0.05	0.20	0.35	0.01
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.

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 46</p> <p style="text-align: center;">JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について</p> <p>AREVA 社製のフィルタ装置は、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験で使用したフィルタ装置は、ベンチュリノズル、金属フィルタ、よう素除去部及び装置内のガスの経路が実機を模擬した装置となっており、また、試験条件は様々なプラントの運転範囲に対応できる広範囲の試験を行っていることから、各試験で得られた結果は、実機の性能検証に適用できるものとする。</p> <p>一方、米国 EPRI (電力研究所) が中心となって行った ACE 試験については、AREVA 社製のフィルタ装置についても性能試験を実施しているが、試験条件等の詳細が開示されていないことから、東海第二発電所のフィルタ装置の性能検証には用いていない。</p> <p>(1) JAVA 試験の概要</p> <p>JAVA 試験で使用したフィルタ装置は、高さ [] m、直径 [] m の容器の中に、実機と同形状のベンチュリノズル [] と、実機と同一仕様の金属フィルタ [] を内蔵している。</p> <p>また、これら試験のフィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気相部、金属フィルタ、流量制限オリフィスの順に通過し、装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。</p> <p>(2) JAVA PLUS 試験の概要</p> <p>JAVA PLUS 試験設備は、実規模を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、JAVA 試験で使用したフィルタ装置に、実機と同一仕様 (同一材質、同一充填率) の銀ゼオライト (ベッド厚さ [] mm) を追加設置している。</p> <p>フィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気層部、金属フィルタ、流量制限オリフィス、よう素除去部 (銀ゼオライト) の順に通過し、装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 34</p> <p style="text-align: center;">JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の適用性について</p> <p>Framatome 社 (旧 AREVA 社) 製のフィルタ装置は、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験により、実機使用条件を考慮した性能検証試験を行っており、その結果に基づき装置設計を行っている。実機フィルタ装置については、使用条件において所定の性能が発揮されるように、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験条件に包絡されるように設計されている。</p> <p>ACE 試験は、米国 EPRI (電力中央研究所) が中心となって行った ACE シビアアクシデント国際研究計画の中で実施している。</p> <p>これらの試験について、実機フィルタ装置とのスケール適用性について以下に示す。</p> <p>性能検証試験の概要</p> <p>(1) JAVA 試験</p> <p>JAVA 試験は、Framatome 社 (旧 AREVA 社) により、ドイツのカールシュタインにある大規模試験施設 (以下、「JAVA 試験施設」という。) にて実施された。</p> <p>JAVA 試験では、実機の想定事象における種々のパラメータ (圧力・温度・ガス流量等の熱水力条件、エアロゾル粒径等のエアロゾル条件) について試験を行うことにより、フィルタ装置の使用条件において所定の性能が発揮されることを確認している。</p> <p>図 1 に実機フィルタ装置と試験フィルタ装置の比較を示す。試験フィルタ装置は、高さ約 [] m、直径約 [] m の容器の中に、実機と同形状のベンチュリノズル ([])、及び実機と同構造の金属フィルタを内蔵している。</p> <p>また、これら試験のフィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気相部、金属フィルタ、流量制限オリフィスの順に通過し、装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。</p> <p>(2) JAVA PLUS 試験</p> <p>JAVA PLUS 試験は、実規模を想定した有機よう素の除去性能を確認するため、Framatome 社 (旧 AREVA 社) により、JAVA 試験施設を改造した施設にて実施された。</p> <p>JAVA PLUS 試験では、実機と同仕様の銀ゼオライトを充填したフィルタを設置し、有機よう素の除去性能試験を実施している。</p> <p>フィルタ装置に流入したベントガスは、ベンチュリスクラバ、気相部、金属フィルタ、流量制限オリフィス、<u>銀ゼオライトフィルタ</u> の順に通過し、装置外部へ放出される経路となっており、実機と同じ順に各部を通過する。</p>	<p>・記載方針の相違</p>

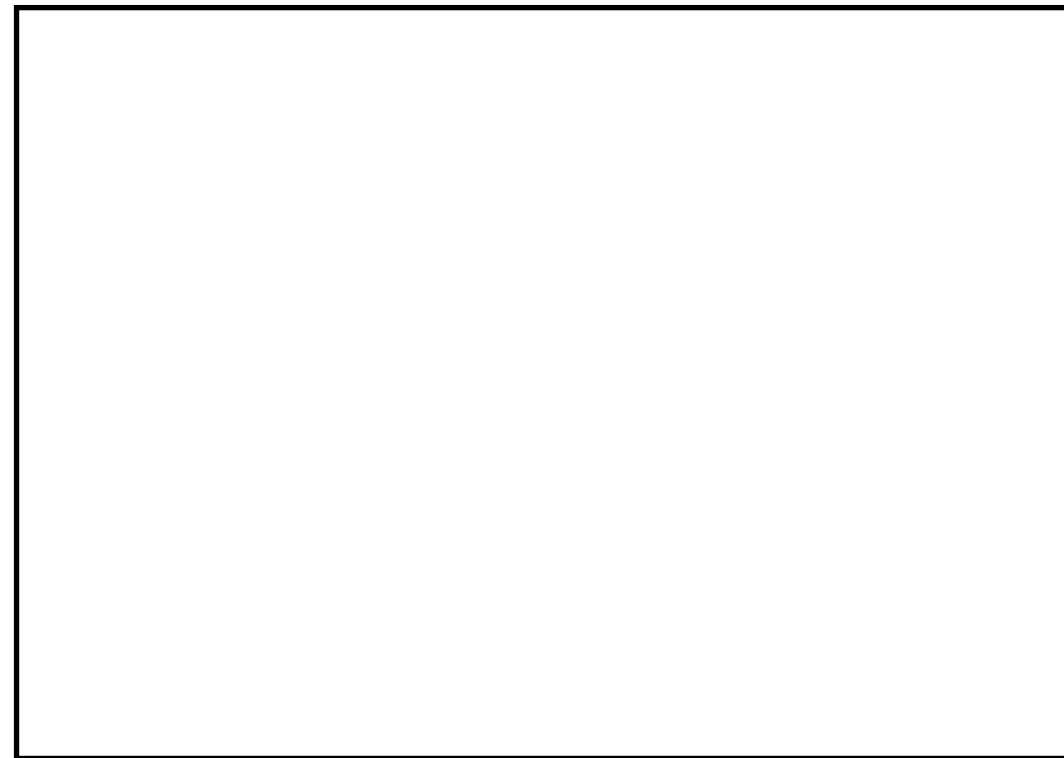
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) ACE試験の概要</p> <p>AREVA社製のフィルタ装置は、各国のフィルタメーカ等が参加したACE試験においても試験が行われ、エアロゾル及び無機よう素の除去性能について確認されている。</p> <p>第1図に試験設備の概要を、第1表に試験条件及び結果を示す。</p> <p>ACE試験で使用したフィルタ装置は、高さ [] m、直径 [] mの容器の中に、実機と同じベンチュリノズル ([]) 及び実機と同構造 (同一金属メッシュ構造、同一充填率) の金属フィルタを設置しており、ベントガスは実機と同じ経路を流れるが、試験装置、試験条件の詳細が開示されないため、東海第二発電所のフィルタ装置の性能検証には用いていない。</p> <p>(4) スケール性の確認</p> <p>JAVA 試験、JAVA PLUS 試験のスケール性を確認することで、実機への適用性を確認する。第2図に実機と JAVA 試験装置 (JAVA PLUS 試験でも同一の容器を使用) 及び参考に ACE 試験装置の主要寸法の比較を示す。</p> <p>東海第二発電所のフィルタ装置は高さ約 10m、直径約 5m であり、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験のフィルタ装置よりも大きい。フィルタ装置の構成要素及びベントガス経路の同一性から JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験にて使用したフィルタ装置は実機を模擬したものとなっていると言える。</p> <p>JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の条件と実機運転範囲の比較を第2表に示す。実機はベンチュリノズル (個数: [] 個) と金属フィルタ (表面積: [] m²) を内蔵しており、重大事故等時にベントを実施した際のベンチュリノズルスロート部流速及び金属フィルタ部流速が JAVA 試験で除去性能を確認している範囲に包絡されるよう設計している。JAVA 試験において得られたベンチュリノズルスロート部における速度に対する除去係数を第3図、金属フィルタ部における速度に対する除去係数を第4図に示す。ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた試験において、ベンチュリノズルスロート部流速及び金属フィルタ部流速が変化した場合においても除去係数は低下していない。</p> <p>また、JAVA PLUS 試験で用いた銀ゼオライトのベッド厚さは [] mm であり、実機 ([] mm) に対して薄いが、これは JAVA PLUS 試験結果に基づき滞留時間を確保するために実機のベッド厚さを厚くしていることから、JAVA PLUS 試験結果を適切に実機に適用していると言える。</p> <p>JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の実機への適用性についてまとめたものを第3表に示す。</p>	<p>(3) ACE 試験</p> <p>ACE 試験は、EPRI が中心となって行った ACE シビアアクシデント国際研究計画の中でエアロゾル及び無機よう素の除去性能検証試験が実施された。</p> <p>図2に実機フィルタ装置と試験フィルタ装置の比較を示す。</p> <p>試験フィルタ装置は、高さ [] m、直径 [] mの容器の中に、実機と同形状のベンチュリノズル ([]) と、実機と同構造 (同一金属メッシュ構造、同一充填率) の金属フィルタを内蔵している。</p> <p>なお、ACE 試験の試験装置の詳細な仕様、試験条件及び試験結果は、EPRI 及び Framatome 社 (旧 AREVA 社) の知的財産 (Intellectual Property) として開示が不可能であることから、フィルタ装置の設計及び性能検証には使用しない。</p> <p>(4) スケール性の確認</p> <p>JAVA 試験、JAVA PLUS 試験のスケール性を確認することで、実機への適用性を確認する。図2に実機と JAVA 試験装置 (JAVA PLUS 試験でも同一の容器を使用) 及び参考に ACE 試験装置の主要寸法の比較を示す。</p> <p>試験フィルタ装置へ流入したガスは、装置の下端に設置されたベンチュリノズルを經由し、上部に設置された金属フィルタ、その後段に設置された銀ゼオライトフィルタ (JAVA PLUS 試験のみ) へ流れる構成であり、実機と同様の構成となる。</p> <p>フィルタ装置の性能に影響を与える可能性のある主要なパラメータとしてガス流速が挙げられるが、ベンチュリノズルのガス流速を試験で確認された範囲内となるように実機のベンチュリノズルの個数を設定していることから、ベンチュリノズルの個数の違いによる影響はない。また、実機の金属フィルタの表面積についても、金属フィルタ内のガス流速を試験で確認された範囲内となるように設定していることから、金属フィルタの表面積の違いによる影響はない。JAVA 試験及び実機における物理パラメータと試験条件を表2、ベンチュリノズル部及び金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数を図3、4に示す。</p> <p>実機の銀ゼオライトフィルタについては、JAVA PLUS 試験で得られた試験結果に基づき、想定されるよう素量を捕集するためベントガスが適切な滞留時間となるように銀ゼオライトの充填量を設定している。</p> <p>以上より、試験の実機への適用性は確保できていると考えられる。</p> <p>表3に JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験の実機への適用性について、構成要素別にまとめる。</p>	<p>・設備の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(5) 評価</p> <p>以上より, JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験のスケール性については性能に影響する範囲について実機を模擬できていると評価できる。これらの試験は実機の使用条件についても模擬でき、試験結果を用いて実機の性能を評価することが可能であると考え。</p> <div data-bbox="213 478 1205 1356" style="border: 1px solid black; height: 418px; width: 334px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">第1図 ACE試験の設備概要</p>	<p>(5) 評価</p> <p>以上より, JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験のスケール性については性能に影響する範囲について実機を模擬できていると評価できる。これらの試験は実機の使用条件についても模擬でき、試験結果を用いて実機の性能を評価することが可能であると考え。</p> <div data-bbox="1299 464 2401 1507" style="border: 1px solid black; height: 497px; width: 371px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図1 ACE試験の設備概要</p>	

第1表 ACE試験の試験条件及び結果

PROJECT	YEARS	Materials tested	Conditions Tested			Measured retention Efficiency %
			Pressure [bar abs]	Temperature [°C]	Gas composition % steam	
ACE	1989-1990	Cs	1.4	145	42	99.9999
		Mn	1.4	145	42	99.9997
		Total iodine (particles and gaseous)	1.4	145	42	99.9997
		DOP	1.2-1.7	ambient	0	99.978 - 99.992

出典：OECD/NEA, “Status Report on Filtered Containment Venting”, (2014)



第2図 実機フィルタ装置と試験装置の主要寸法の比較

表1 ACE試験の試験条件及び結果

PROJECT	YEARS	Materials tested	Conditions Tested			Measured retention Efficiency %
			Pressure [bar abs]	Temperature [°C]	Gas composition % steam	
ACE	1989-1990	Cs	1.4	145	42	99.9999
		Mn	1.4	145	42	99.9997
		Total iodine (particles and gaseous)	1.4	145	42	99.9997
		DOP	1.2-1.7	ambient	0	99.978 - 99.992

出典：OECD/NEA, “Status Report on Filtered Containment Venting”, (2014)

実機 JAVA試験 ACE試験



図2 実機フィルタ装置と試験フィルタ装置の比較

第2表 JAVA試験及びJAVA PLUS試験の条件と実機運転範囲の比較

パラメータ	JAVA 試験	JAVA PLUS 試験	実機運転範囲
圧力(kPa [gage])			
温度(°C)			
ベンチュリノズルスロート部流速(m/s)			
金属フィルタ部流速(%)			
蒸気割合(%)			
過熱度(K)			

※1 概算評価値を示す。



第3図 ベンチュリノズルスロート部における流速に対する除去係数

表2 JAVA 試験及び実機における運転範囲

項目	JAVA 試験	実機運転範囲
ベンチュリノズル部ガス流速		
金属フィルタ部ガス流速		

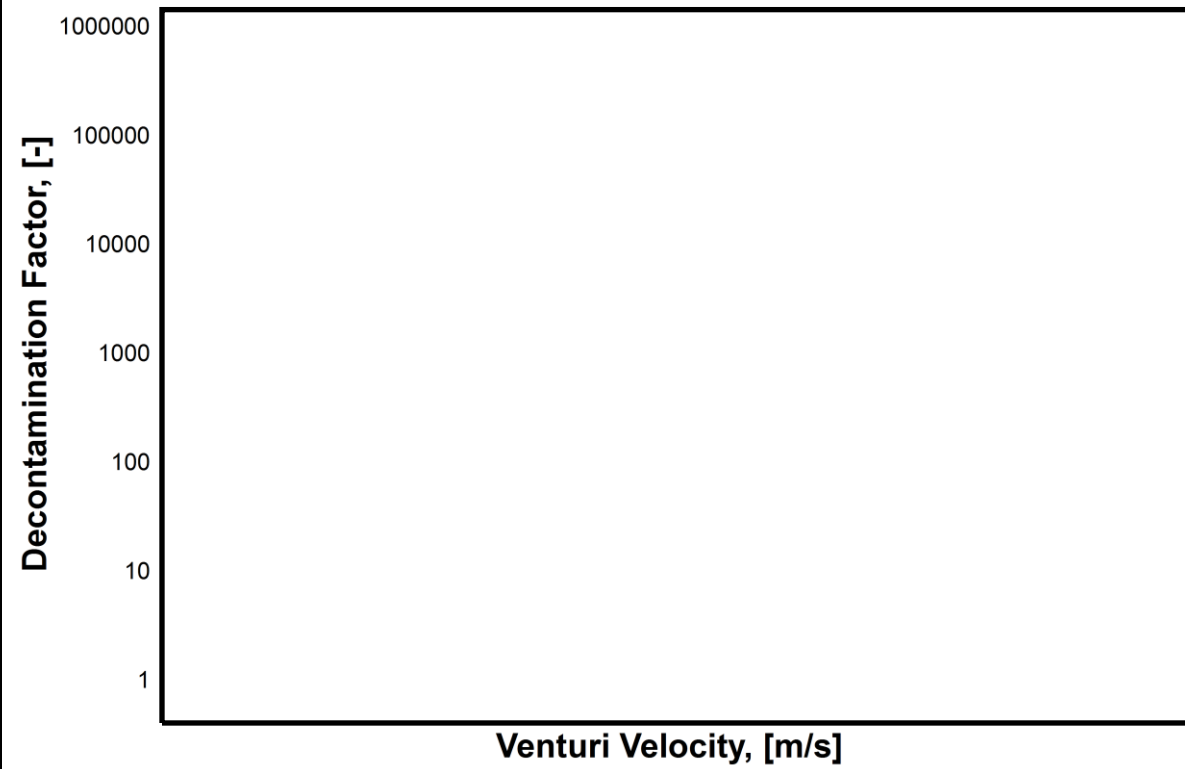
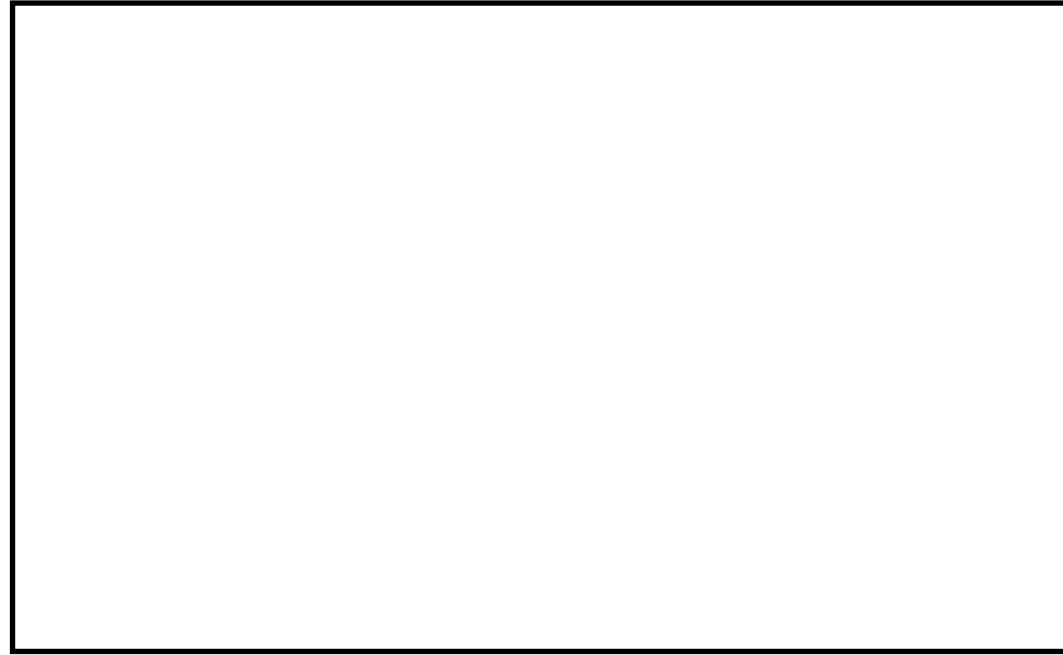


図3 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数



第4図 金属フィルタ部における流速に対する除去係数

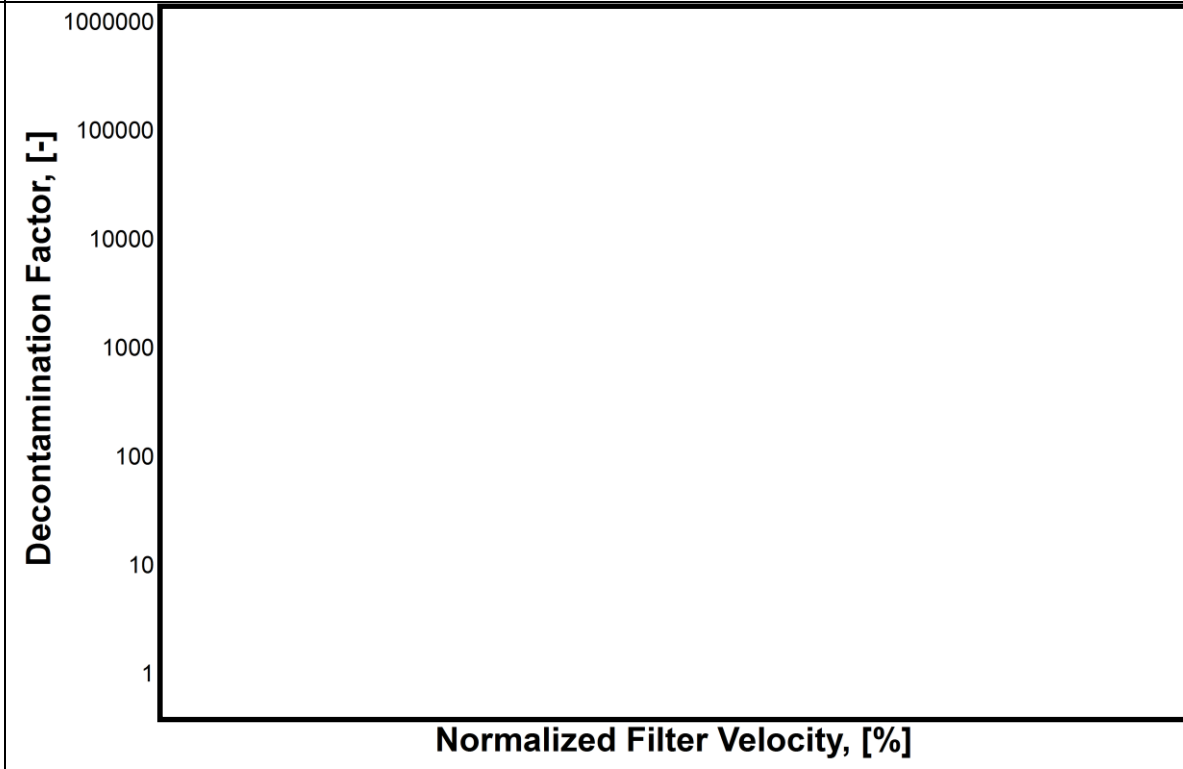


図4 金属フィルタにおけるガス流速に対する除去係数

第3表 JAVA試験, JAVA PLUS試験の実機への適用性

構成要素		相違点			適用性
		有無	JAVA (PLUS)	実機	
容器	高さ	有		約10m	試験装置と実機で高さや直径が異なることで、空間部の容積が異なるが、空間部はベンチュリスクラバや金属フィルタに比べ <input type="text"/> 、高さと直径の違いによる影響は小さい。
	直径	有		約5m	
ベンチュリノズル	構造	無	-	-	試験装置は実機と同一形状(寸法)のベンチュリノズルを使用している。
	個数	有			実機のベンチュリノズルスロート部の流速が、JAVA試験で確認されている流速の範囲内となるよう、ベンチュリノズルの個数(詳細設計により変更の可能性あり)を設定している。
金属フィルタ	構造	無	-	-	試験装置は実機と同一使用 <input type="text"/> の金属フィルタを使用している。
	表面積(個数)	有			実機の金属フィルタ部の流速が、JAVA試験で確認されている流速の範囲内となるよう、金属フィルタの表面積を設定している。
スクラビン水	薬剤	無	-	-	試験装置と実機は同じ薬剤を使用している。
	水位	有	※	※	実機の水位は試験装置の水位よりも高い。JAVA試験の水位を変化させた試験において、除去効率に変化が無いことが確認されていることから、水位の違いによる影響はない。
よう素除去部	吸着材	無	-	-	試験装置は実機と同じ吸着材(銀ゼオライト)を使用している。
	厚さ	有			JAVA PLUS試験ではベッド厚さが実機に比べて薄いですが、実機は試験結果を基に滞留時間を確保するために厚くなっていることから、試験結果を適切に実機に適用していると言える。
	配置	有	容器外側	容器内側	JAVA PLUS試験ではフィルタ装置の外によう素除去部が配置されたが、実機では容器の中に配置される。よう素除去部の放熱は、外部に配置される試験の方が厳しくなるため、JAVA PLUS試験は保守的な条件で実施されていると言える。

※適用性の欄に相違内容を記載

表3 実機に対する JAVA 及び JAVA PLUS 試験装置の適用性のまとめ

構成要素	相違			適用性	
	有無	JAVA (PLUS)	実機		
全体構成(基数を含む)	高さ	無	-	-	<ul style="list-style-type: none"> 試験フィルタ装置へ流入したガスは、ベンチュリノズルを経由し、金属フィルタ、後段に設置された銀ゼオライトフィルタ(JAVA PLUS試験のみ)へ流れる構成であり、実機と同様の構成である。 試験装置は、実機と同様に、銀ゼオライトフィルタがスクラバ容器の外に設置されている。 実機では、同一のスクラバ容器を4基並列に設置するが、ベントガスは均等に分配されるよう設計しているため、分離設置による影響はない。
	断面積	有	約 <input type="text"/> m ² 又は 約 <input type="text"/> m ²	約 <input type="text"/> m ²	
スクラバ容器	高さ	無	約 <input type="text"/> m	約 <input type="text"/> m	試験装置と実機は、同じ高さの容器を使用している。
	断面積	有	約 <input type="text"/> m ² 又は 約 <input type="text"/> m ²	約 <input type="text"/> m ²	ベンチュリノズル部においてエアロゾル及び無機よう素の大部分を捕集するため、断面積の違いによる影響は小さい。なお、ベンチュリノズル1個あたりの断面積は、実機が約 <input type="text"/> m ² 、JAVA試験が約 <input type="text"/> m ² (<input type="text"/>) 又は約 <input type="text"/> m ² (<input type="text"/>) である。
ベンチュリノズル	構造	無	-	-	試験装置と実機は同一形状(寸法)のベンチュリノズルを使用している。
	個数	有			<ul style="list-style-type: none"> 実機のベンチュリノズルの個数は、ベンチュリノズルのガス流速を試験で確認された範囲内となるように設定していることから、ベンチュリノズルの個数の違いによる影響はない。 実機のガス流速は約 <input type="text"/> m/s であり、JAVA試験のガス流速は <input type="text"/> m/s である。
金属フィルタ	構造	無	-	-	試験装置と実機は同一仕様(<input type="text"/>)の金属フィルタを使用している。
	表面積	有	約 <input type="text"/> m ² (<input type="text"/>)	約 <input type="text"/> m ² (<input type="text"/>)	実機の金属フィルタの表面積は、金属フィルタ内のガス流速を試験で確認された範囲内となるように設定していることから、金属フィルタの表面積の違いによる影響はない。
スクラビン水	薬剤	無	-	-	試験装置と実機は同じ薬剤を使用している。なお、実機の pH は、試験で確認された性能を十分発揮できるように、高アルカリに設定している。
	水位	有	※	※	試験では、ベンチュリノズル頂部近傍の水位において所定の性能が発揮できることを確認しているため、水位の違いによる影響はない。
銀ゼオライト容器	吸着剤	無	-	-	試験装置と実機は、同仕様の吸着材(銀ゼオライト)を使用している。
	厚さ	有	約 <input type="text"/> mm	約 <input type="text"/> mm	ベントガスが適切な滞留時間となるように銀ゼオライトの充てん量を設定している。

※適用性の欄に相違点を記載

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(6) ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおける除去係数</p> <p>AREVA社製のフィルタ装置は、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタを組み合わせることにより、所定の除去性能 (DF) を満足するよう設計されている。エアロゾルに対する除去効率は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた体系で評価を行っており、JAVA試験結果では、試験を実施した全域にわたってDF1,000以上を満足していることを確認している。</p> <p>JAVA試験ではベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を確認している試験ケースもあり、実機運転範囲のガス流速において、ベンチュリスクラバ単独でもDF <input type="text"/> 以上と評価される。ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を第4表に示す。</p> <p>ベンチュリスクラバによるエアロゾル除去の主な原理は慣性衝突効果であり、一般的にガス流速が大きい方が除去効率は高く、ガス流速が小さい方が除去効率は低くなることから、実機運転範囲以下のガス流速におけるベンチュリスクラバ単独での除去性能は、実機運転範囲と比較して低下することが見込まれるが、後段の金属フィルタによる除去により、スクラバ容器全体としては試験を実施した全域にわたって要求されるDF1,000以上の除去性能を満足していると考えられる。</p> <p style="text-align: center;">第4表 ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能</p> <div data-bbox="154 1020 1276 1444" style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div>	<p>(6) ベンチュリスクラバ及び金属フィルタにおける除去係数</p> <p>Framatome社(旧AREVA社)製のフィルタ装置(スクラバ容器)は、ベンチュリスクラバ及び金属フィルタを組み合わせることにより、所定の除去性能 (DF) を満足するよう設計されている。</p> <p>スクラバ容器におけるエアロゾルに対する除去効率は、ベンチュリスクラバと金属フィルタを組み合わせた体系で評価を行っており、JAVA試験結果では、試験を実施した全域にわたってDF1,000以上を満足していることを確認している。</p> <p>JAVA試験ではベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を確認している試験ケースもあり、実機運転範囲のガス流速において、ベンチュリスクラバ単独でもDF <input type="text"/> 以上と評価される。ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能を表4に示す。</p> <p>ベンチュリスクラバによるエアロゾル除去の主な原理は慣性衝突効果であり、一般的にガス流速が大きい方が除去効率は高く、ガス流速が小さい方が除去効率は低くなることから、実機運転範囲以下のガス流速におけるベンチュリスクラバ単独での除去性能は、実機運転範囲と比較して低下することが見込まれるが、後段の金属フィルタによる除去により、スクラバ容器全体としては試験を実施した全域にわたって要求されるDF1,000以上の除去性能を満足していると考えられる。</p> <p style="text-align: center;">表4 ベンチュリスクラバ単独でのエアロゾル除去性能</p> <div data-bbox="1311 1020 2404 1213" style="border: 1px solid black; height: 90px; width: 100%;"></div>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(参考) 性能検証試験に係る品質保証について</p> <p>フィルタ装置の放射性物質除去性能は、JAVA試験及びJAVA PLUS試験で用いたベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造のものを、ISO9001等に適合した品質保証体制を有するAREVA社において設計・製作することにより、JAVA試験及びJAVA PLUS試験と同じ性能を保証する。</p> <p>(1) 性能保証</p> <p>フィルタ装置に設置するベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトは、AREVA社試験 (JAVA試験、JAVA PLUS試験) で用いた金属フィルタ、ベンチュリノズル及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造とする。また、ベンチュリノズル及び金属フィルタは、単体性能試験により性能を確認している。</p> <p>これに加えて、ベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライト (よう素除去部) の運転範囲は、AREVA社試験で確認している範囲内で運転されるよう格納容器圧力逃がし装置を設計する。</p> <p>(2) AREVA社品質保証体制</p> <p>ベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトフィルタを製作するAREVA社は、フィルタベントシステム納入実績を多数有しており、原子力プラントメーカーとして下記の品質保証体制を有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタベントシステムの性能保証するAREVA社は、品質管理システムとしてISO9001を2008年にSGS社から取得している。また、世界中の顧客要求品質要求に対応できるよう、ASME NPT, N.S Stamp, KTA1401, 1408, RCCM, RCC-E, EN ISO9001などの認証も取得している。 ・AREVA社は、システム設計・製作に際し、品質保証含めてプロジェクトを横断的に管理する部門を設置しており、技術要求仕様、品質要求仕様を指示し製作仕様に盛り込む体制が整えられている。 ・AREVA社は、原子力製品のエンジニアリング及びプロジェクト管理を世界レベルで展開している。また、各種品質管理手順に従い外注先の品質管理を実施している。 	<p>(参考1) 性能検証試験に係る品質保証について</p> <p>フィルタ装置の放射性物質除去性能は、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験で用いたベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトと同じ仕様・構造のものを、ISO9001 等に適合した品質保証体制を有する Framatome 社 (旧 AREVA 社) において設計・製作することにより、JAVA 試験及び JAVA PLUS 試験と同じ性能を保証する。</p> <p>(1) ベンチュリノズル</p> <p>ベンチュリノズルの性能試験は、発注単位毎に□%の抜取にて行われる。試験ノズル1個に対して同じ試験を□回実施した上で、大きな差異がないことを確認している。</p> <p>(2) 金属フィルタ</p> <p>金属フィルタは製品毎に性能試験を実施している。</p> <p>(3) 銀ゼオライト</p> <p>銀ゼオライトの性能試験は、納入品と同一のロット番号のものによる性能試験を実施している。</p> <p>以上(1)~(3)より、個別の単体性能試験を評価しており、実機についても JAVA 試験、JAVA PLUS 試験結果と同じ性能が出ることを確認している。</p> <p>➤ Framatome社 (旧AREVA社) 品質保証体制</p> <p>ベンチュリノズル、金属フィルタ及び銀ゼオライトフィルタを製作するFramatome社 (旧AREVA社) は、フィルタベントシステム納入実績を多数有しており、原子力プラントメーカーとして下記の品質保証体制を有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタベントシステムの性能保証するFramatome社 (旧AREVA社) は、品質管理システムとしてISO9001を2008年にSGS社から取得している。また、世界中の顧客要求品質要求に対応できるよう、ASME NPT, N.S Stamp, KTA1401, 1408, RCCM, RCC-E, EN ISO9001などの認証も取得している。 ・Framatome社 (旧AREVA社) は、システム設計・製作に際し、品質保証含めてプロジェクトを横断的に管理する部門を設置しており、技術要求仕様、品質要求仕様を指示し製作仕様に盛り込む体制が整えられている。 ・Framatome社 (旧AREVA社) は、原子力製品のエンジニアリング及びプロジェクト管理を世界レベルで展開している。また、各種品質管理手順に従い外注先の品質管理を実施している。 <p>また、Framatome社 (旧AREVA社) は海外での先行FCVS実績を多数有している。納入実績を表1に示す。</p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違</p>

表1 Framatome 社 (旧 AREVA 社) のフィルタベント納入実績

Country	Name	Type	Status	Since
Germany				
Finland				
Switzerland				
Netherlands				
Korea, RO				
Canada				
Bulgaria				
P. R. China				

・資料構成の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1308 212 2220 243"><u>(参考2) 隣接するベンチュリノズルから噴出されるガスの相互影響について</u></p> <p data-bbox="1299 302 2415 464">ベンチュリノズルは、分配管に対して直行する向きに設置されており、ノズル上部に設けた1本あたり2ヶ所の噴出口から、ベントガスを水平下向きに噴き出す。その噴出口を隣接するベンチュリノズルに向けないことで、隣接するベンチュリノズルに影響を与えない設計としている。ベンチュリノズルの配置図を図1に示す。</p> <p data-bbox="1299 480 2415 642">なお、JAVA試験において、2本の隣接するベンチュリノズルを設置した試験を実施した結果、1本の場合と比較して有意な性能差は見られず、試験を実施した全域にわたって、DF1,000以上の除去効率が得られている。ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数を図2に示す。</p> <div data-bbox="1421 680 2362 1539" style="border: 1px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1656 1556 2053 1587">図1 ベンチュリノズルの配置図</p>	<p data-bbox="2448 212 2656 243">・記載方針の相違</p>

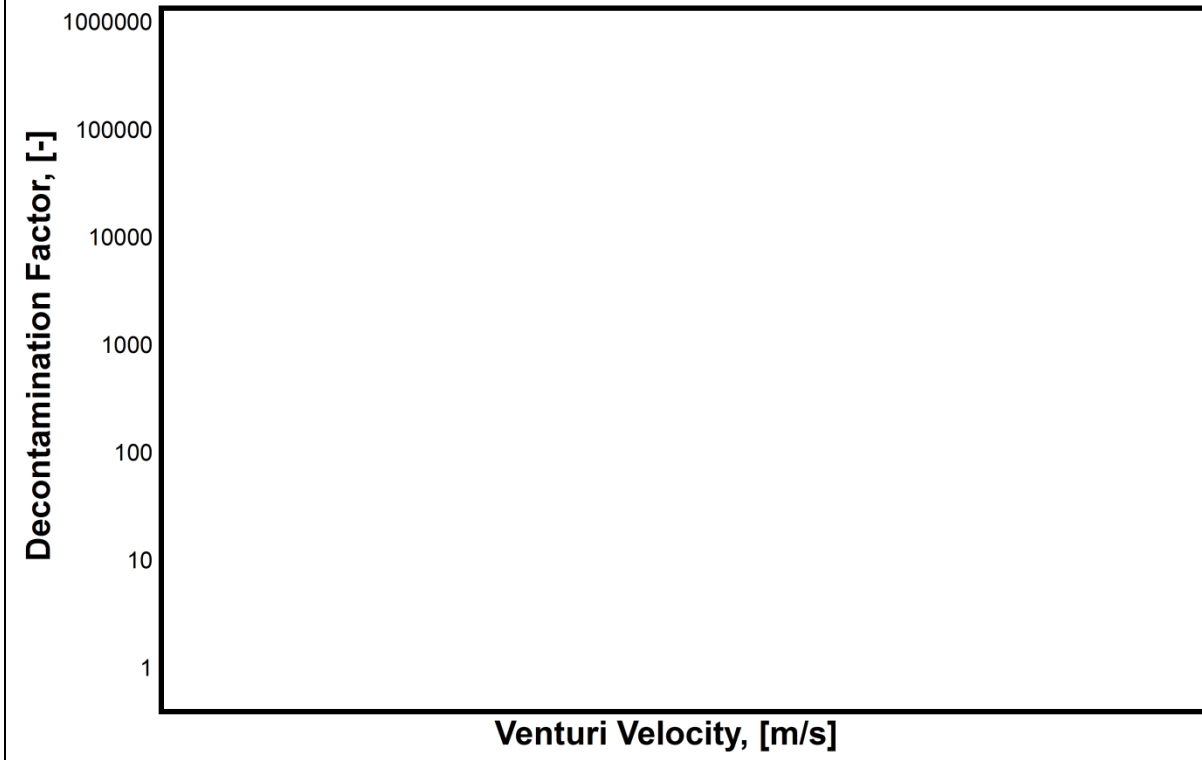


図2 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

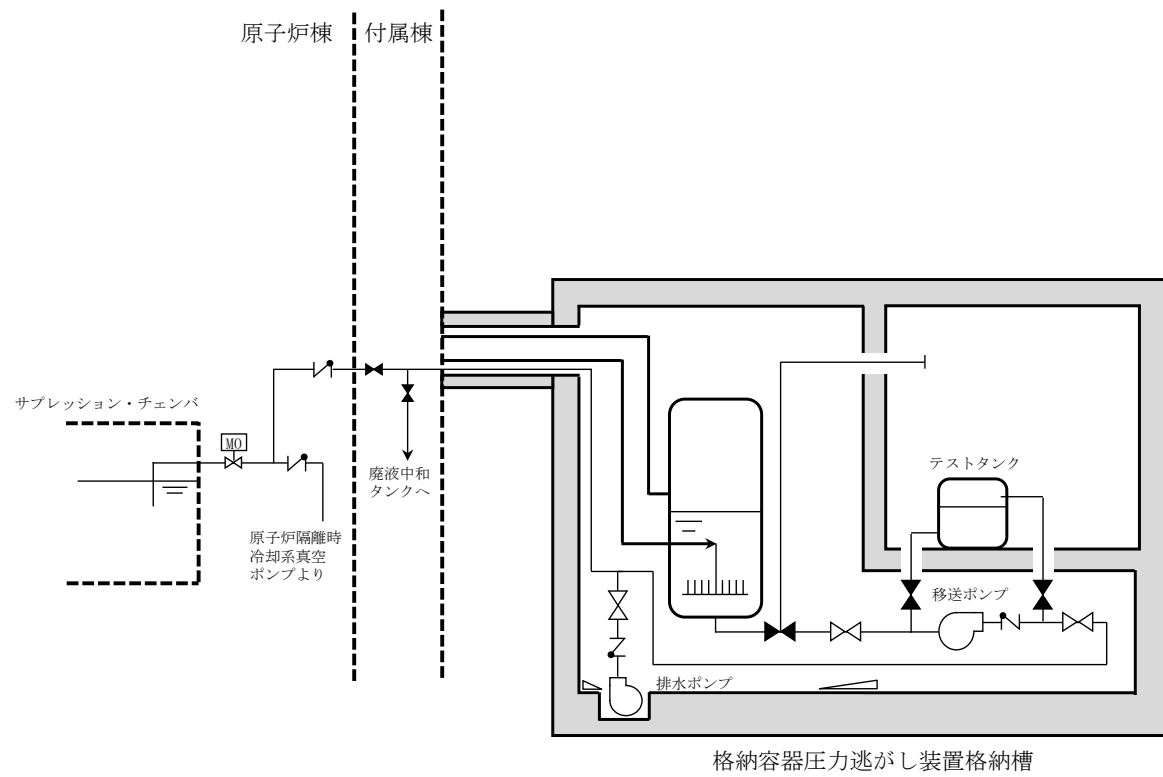
《参考図書》

1. 理化学辞典第4版

格納容器圧力逃がし装置格納槽内における漏えい対策について

格納容器圧力逃がし装置の各設備については、スクラビング水の性状（高アルカリ性）と重大事故等時に放出される放射性物質の捕集・保持（汚染水の貯蔵）を達成するよう、構造材には耐食性に優れた材料を選定し、重大事故等時の使用環境条件及び基準地震動 S_s に対して機能維持するような、構造設計としている。また、フィルタ装置内のスクラビング水は移送ポンプによりサプレッション・チェンバ等に移送することとなるが、これらの設備についても漏えいし難い構造としている。

第1図に排水設備の構成を、第1表に各部位の設計上の考慮事項を示す。



格納容器圧力逃がし装置格納槽

注) 系統構成は現在の計画

第1図 排水設備の構成

第1ベントフィルタ格納槽内における漏えい対策について

格納容器フィルタベント系の各設備については、スクラビング水の性状（高アルカリ性）と重大事故等時に放出される放射性物質の捕集・保持（汚染水の貯蔵）を達成するよう、構造材には耐食性に優れた材料を選定し、重大事故等時の使用環境条件及び基準地震動 S_s に対して機能維持するような、構造設計としている。また、フィルタ装置内のスクラビング水は移送ポンプによりサプレッション・チェンバ等に移送することとなるが、これらの設備についても漏えいし難い構造としている。

図1に排水設備の構成を、表1に各部位の設計上の考慮事項を示す。

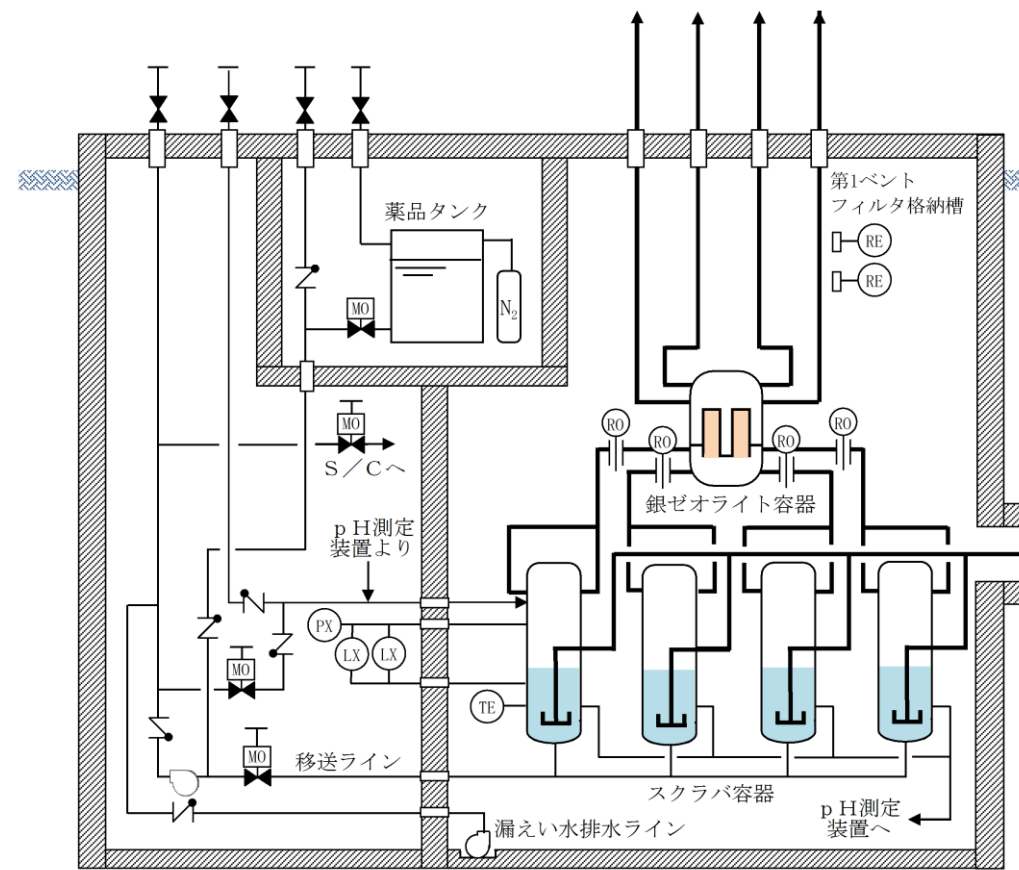


図1 排水設備の構成

・設備の相違

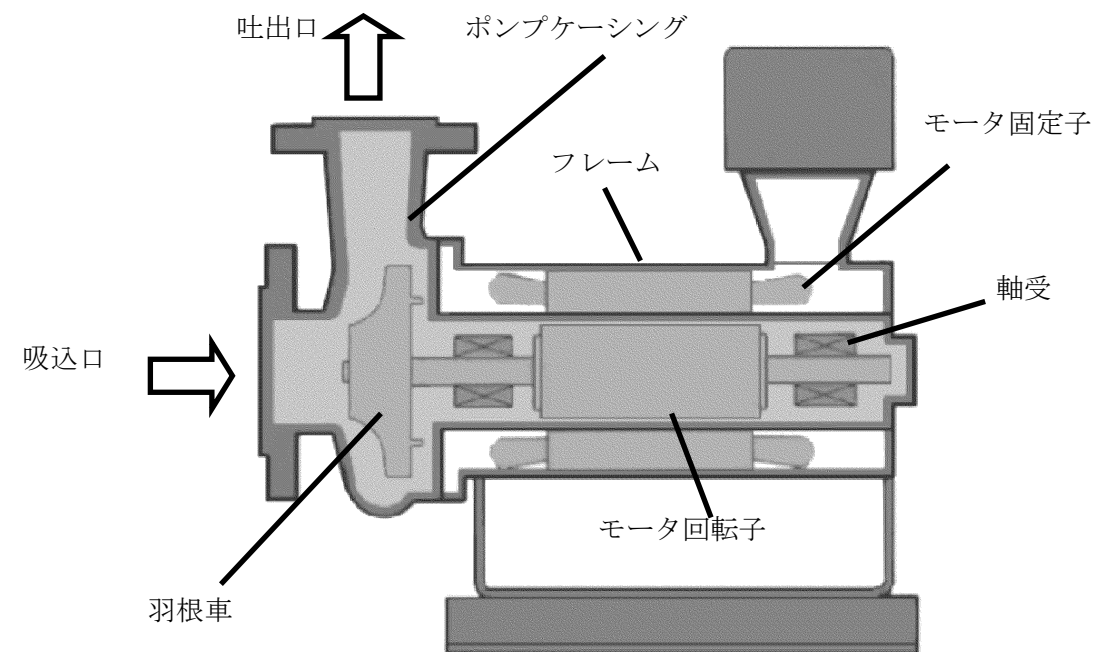
第1表 各部位の設計上の考慮事項

部位	設計考慮内容
移送ポンプ (キャンドポンプ)	<ul style="list-style-type: none"> ・高温、高アルカリ性 [] , 放射線を考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。 ・シール部に使用するパッキンについては、温度・圧力・放射線の影響を考慮して、黒鉛を採用する。 ・軸封部は密閉され、漏えいしない構造とする(第2図参照)。
配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> ・高温、高アルカリ性 [] , 放射線を考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。 ・配管、弁の接続部は原則溶接構造とし、漏えいのリスクを低減した設計とする。また、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」の規定を適用して設計するとともに、基準地震動 S_s に対して機能を維持するよう設計する。 ・フランジ接続部や弁のグランド部には、温度・圧力・放射線の影響を考慮して、黒鉛を採用する。

表1 各部位の設計上の考慮事項

部位	設計考慮内容
移送ポンプ (キャンドポンプ)	<ul style="list-style-type: none"> ・高温、高アルカリ性 [] , 放射線を考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。 ・シール部に使用するパッキンについては、温度・圧力・放射線の影響を考慮して、黒鉛を採用する。 ・軸封部は密閉され、漏えいしない構造とする(図2参照)。
配管・弁	<ul style="list-style-type: none"> ・高温、高アルカリ性 [] , 放射線を考慮し、耐食性に優れたステンレス鋼を採用することで、健全性を確保する。 ・配管、弁の接続部は原則溶接構造とし、漏えいのリスクを低減した設計とする。また、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」の規定を適用して設計するとともに、基準地震動 S_s に対して機能を維持するよう設計する。 ・フランジ接続部や弁のグランド部には、温度・圧力・放射線の影響を考慮して、黒鉛を採用する。

・設備の相違



第2図 一般的なキャンドポンプの構造

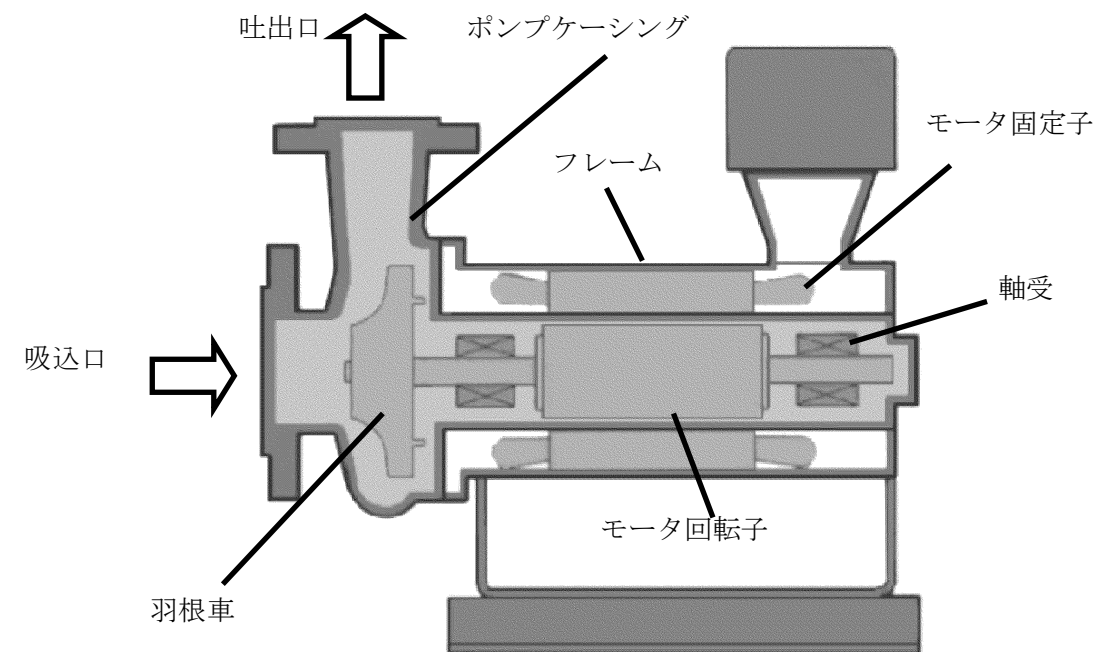
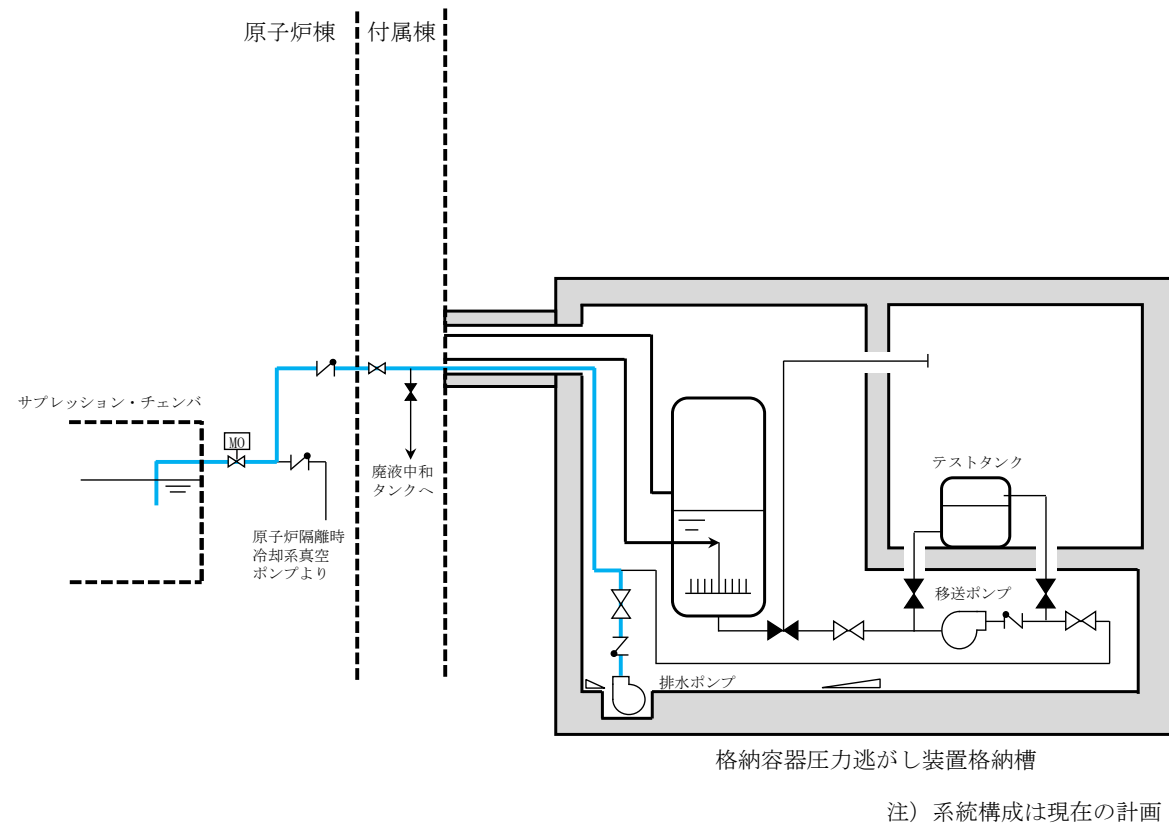


図2 一般的なキャンドポンプの構造

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(1) <u>格納容器圧力逃がし装置格納槽</u>の設計上の考慮</p> <p>フィルタ装置を設置する地下構造の格納容器圧力逃がし装置格納槽は、鉄筋コンクリート造の地中構造物で岩盤上に設置し、基準地震動S_sに対し機能維持するよう構造設計をしている。</p> <p>万一、<u>フィルタ装置外にスクラビング水が漏えいした場合を想定し、早期に検出できるように格納容器圧力逃がし装置格納槽内に検知器を設置する。</u>また、樹脂系塗装等により格納容器圧力逃がし装置格納槽内部の想定水没部を防水処理することにより、構造的に漏えいの拡大が防止できる設計とする。なお、<u>格納容器圧力逃がし装置格納槽の貫通部は、想定水没部以上の位置にあり、貫通部からの外部への漏えいのおそれのない設計となっている。</u></p> <p>(2) 漏えい時等の対応</p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置の各設備については、スクラビング水の漏えいを防止する設計とするが、万一、フィルタ装置外にスクラビング水が漏えいした場合を想定し、早期に検出できるように格納容器圧力逃がし装置格納槽内に検知器を設置する。</u></p> <p><u>格納容器圧力逃がし装置格納槽内における漏えい水は、格納容器圧力逃がし装置格納槽内の排水枡へ収集され、排水ポンプにより格納容器圧力逃がし装置格納槽から移送できる設計とする。移送先は廃棄物処理設備である廃液中和タンク及びサプレッション・チェンバのいずれにも送れる設計とし、排水の種別に応じ送水先を選択する。</u></p> <p>具体的には、放射性物質を含まない場合は<u>廃液中和タンク</u>、放射性物質を含む場合はサプレッション・チェンバにそれぞれ移送する。</p> <p>第2表に排水ポンプの仕様を、第3図に排水設備系統概略図を、第4図に<u>格納容器圧力逃がし装置格納槽断面図</u>を示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>第2表 排水ポンプ仕様</u></p> <p>型式：水中ポンプ 容量：約 10m³/h 揚程：約 40m 台数：1 駆動源：電動駆動（交流）</p>	<p>(1) <u>第1ベントフィルタ格納槽</u>の設計上の考慮</p> <p><u>格納容器フィルタベント系を設置する地下構造の第1ベントフィルタ格納槽は、鉄筋コンクリート造の地中構造物で岩盤上に設置し、基準地震動S_sに対し機能維持するよう構造設計し、設計・製作・検査により、スクラビング水の漏えい防止を図ることとしているが、万</u> <u>一スクラバ容器外にスクラビング水が漏えいした場合でも、漏えいの早期検出や構造的に漏えいの拡大が防止できる設計とする。具体的には、スクラバ容器を設置している第1ベント</u> <u>フィルタ格納槽（鉄筋コンクリート造）内への漏えい水滞留箇所（溜めマス）及び漏えい検知器の設置、格納槽のコンパートメント化（樹脂系塗装等による想定水没部の防水処理）を</u> <u>行う。第1ベントフィルタ格納槽の貫通部は、図4に示すとおり想定水没部以上の位置に</u> <u>あり、貫通部から外部への漏えいの恐れのない設計となっている。</u></p> <p>(2) 漏えい時等の対応</p> <p><u>漏えいしたスクラビング水は、第1ベントフィルタ格納槽から排水が可能な構成とする。第1ベントフィルタ格納槽は、図5に示すとおりベントフィルタ室（排水ポンプエリア）、</u> <u>移送ポンプエリア、計器室で構成され、計器エリア及び移送ポンプエリア内で万一、漏えい</u> <u>が発生した場合には、側溝を介してベントフィルタ室の溜めマスへ排水できる構成となっ</u> <u>ており、常設の排水ポンプによりサプレッション・チェンバもしくは外部へ排出できる構成と</u> <u>している。</u></p> <p><u>排水ポンプが使用できない場合は、ベントフィルタ室上部のハッチより可搬のポンプを搬入</u> <u>して外部へ排出する。また、漏えいを早期に検知できるようにベントフィルタ室に漏えい検知</u> <u>器を設置し、その警報を中央制御室に発報するとともに、状況に応じた排水が可能な構成と</u> <u>している。</u></p> <p>具体的には、放射性物質を含まない場合は<u>外部</u>、放射性物質を含む場合はサプレッション・チェンバにそれぞれ移送する。</p> <p>表2に排水ポンプの仕様を、図3に排水設備系統概略図を、図4に<u>第1ベントフィルタ格納槽断面図</u>を示す。</p> <p style="text-align: center;"><u>表2 排水ポンプ仕様</u></p> <p>型式：水中ポンプ 容量：約 2m³/min 揚程：約 50m 台数：1 駆動源：電動駆動（交流）</p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設計の相違 排出先が異なる ・記載方針の相違 ・設計の相違 排出先が異なる ・設備の相違



第3図 排水設備系統概略図

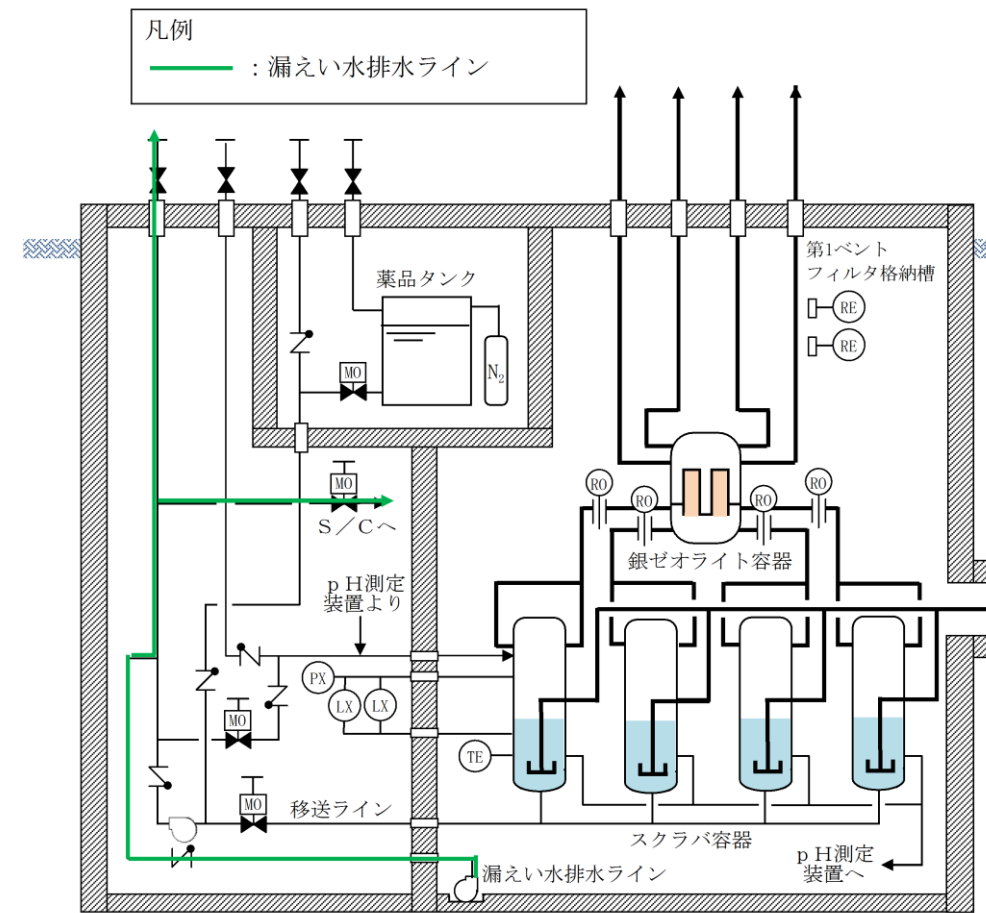
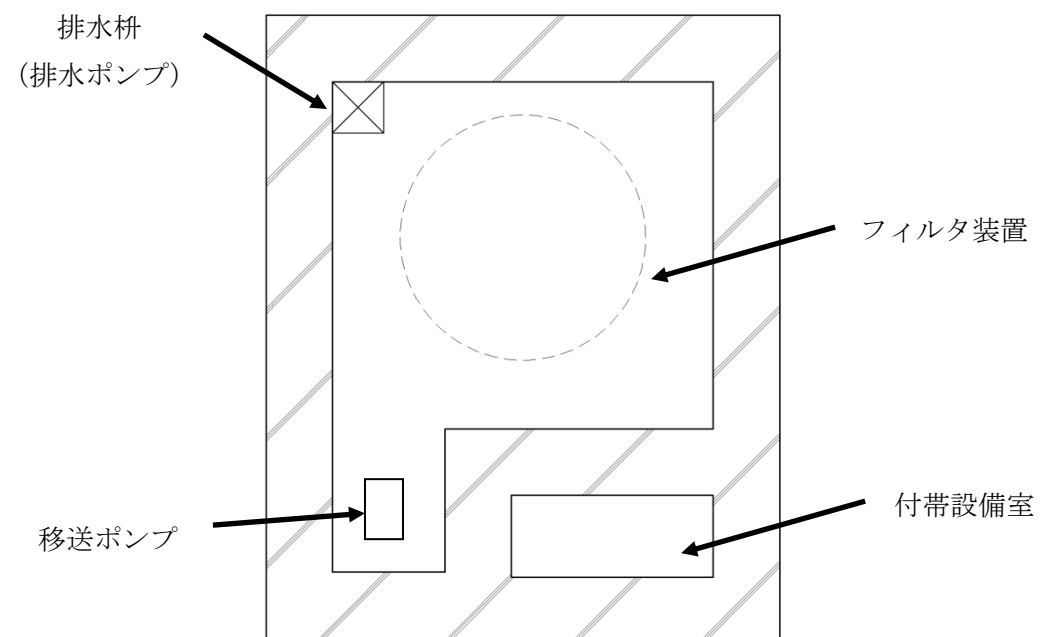


図3 排水設備系統概略図

・設備の相違



第4図 格納容器圧力逃がし装置格納槽断面図

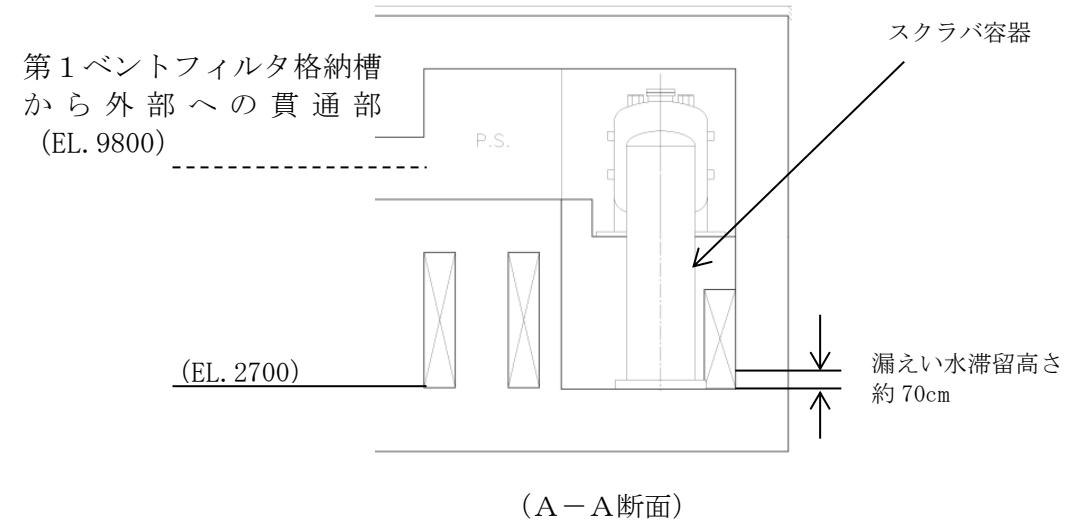
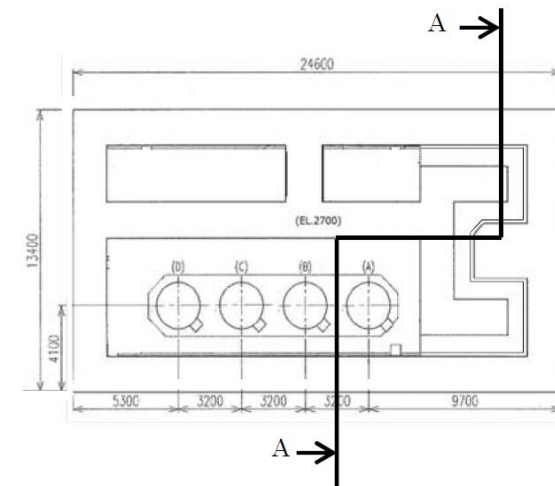


図4 第1ベントフィルタ格納槽から外部への貫通部と漏えい水の高さの関係

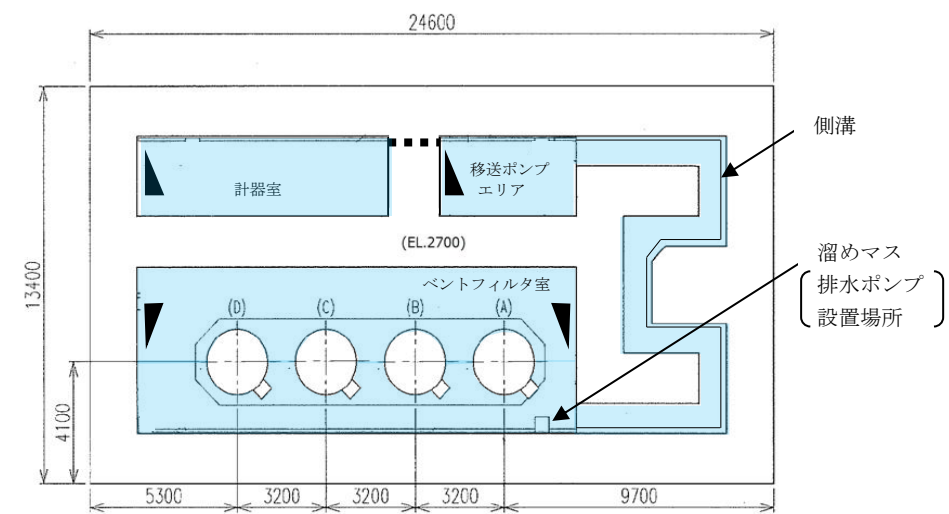


図5 第1ベントフィルタ格納槽での想定漏えい範囲図

・設備の相違

・設備の相違

(3) 排水ポンプを使用した場合の移送

第1ベントフィルタ格納槽内で漏えいが発生した場合には、側溝を介してベントフィルタ室の溜めマスに排水できる構造としているため、排水ポンプを用いて漏えい水を原子炉格納容器内(サブプレッション・チェンバ)等に移送する。原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ)への移送においては、常設配管を経て移送するが、排出先が原子炉格納容器(サブプレッション・チェンバ)以外の場合には、外部接続口から移送先の間は可搬ホースを使用する。

ベントフィルタ室から排水ポンプを用いた移送経路の概要図を図6に示す。

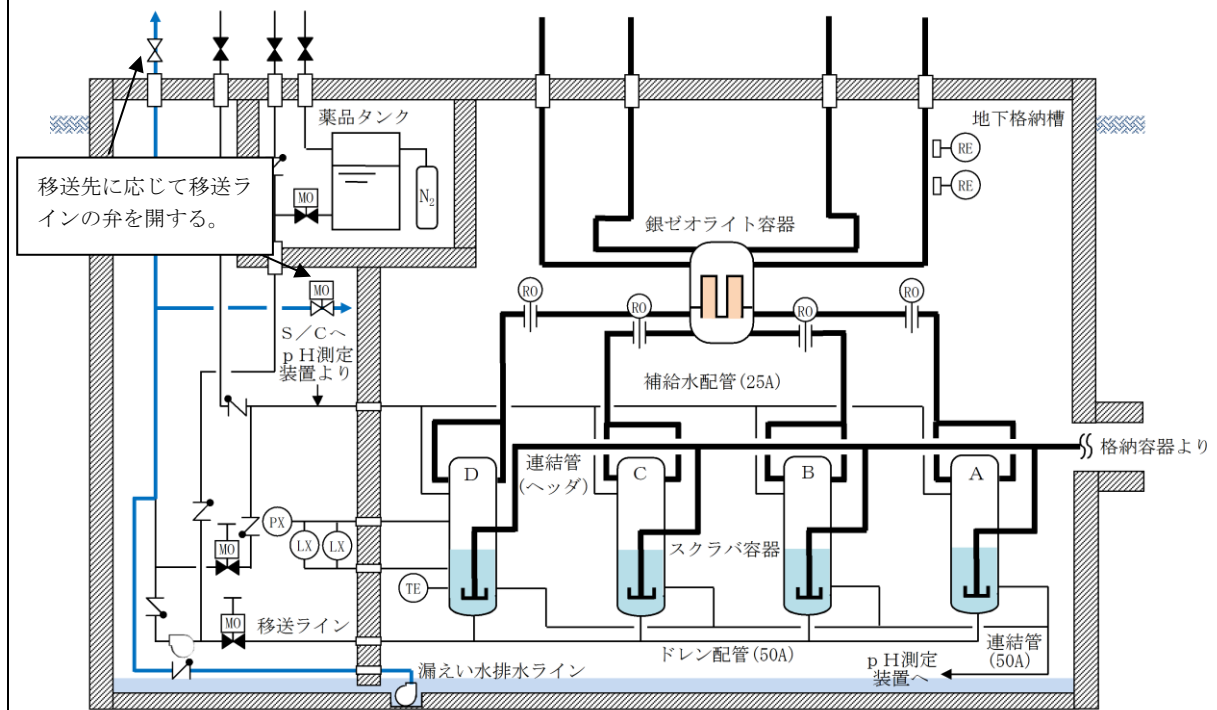


図6 ベントフィルタ室から排水ポンプを用いた移送経路の概要図

・記載方針の相違

(4) 可搬型ポンプを使用した場合の移送

排水ポンプを使用した漏えい水の移送ができない場合は、可搬型ポンプ（水中ポンプ）をベントフィルタ室上部のハッチより投入し、外部へ移送する。

発電所内に配備しているクレーン車によりハッチを開けて、可搬型のポンプを搬入する。

ベントフィルタ室から可搬型ポンプを用いた移送経路の概要図を図7に示す。ベントフィルタ室上部のハッチから可搬型ポンプを投入するルート図を図8に示す。

・記載方針の相違

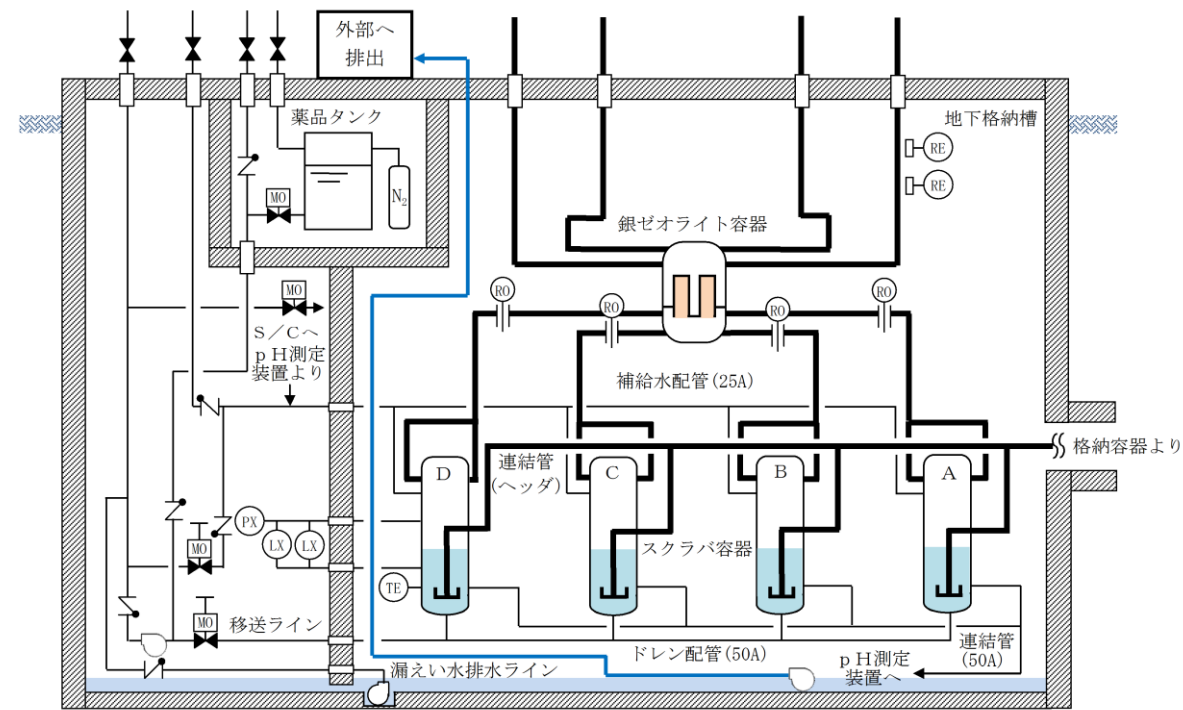


図7 ベントフィルタ室から可搬型ポンプを用いた移送経路の概要図

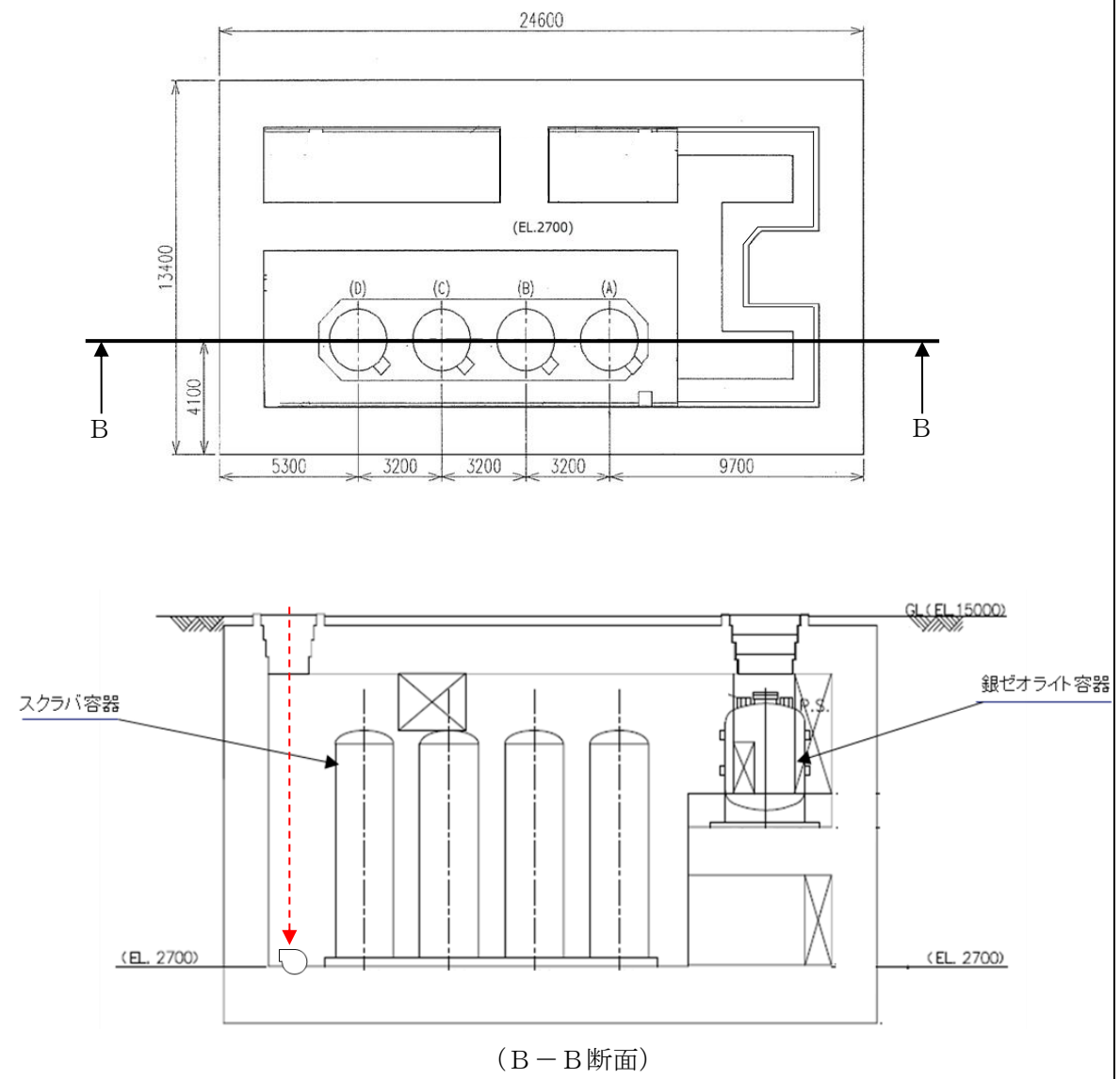
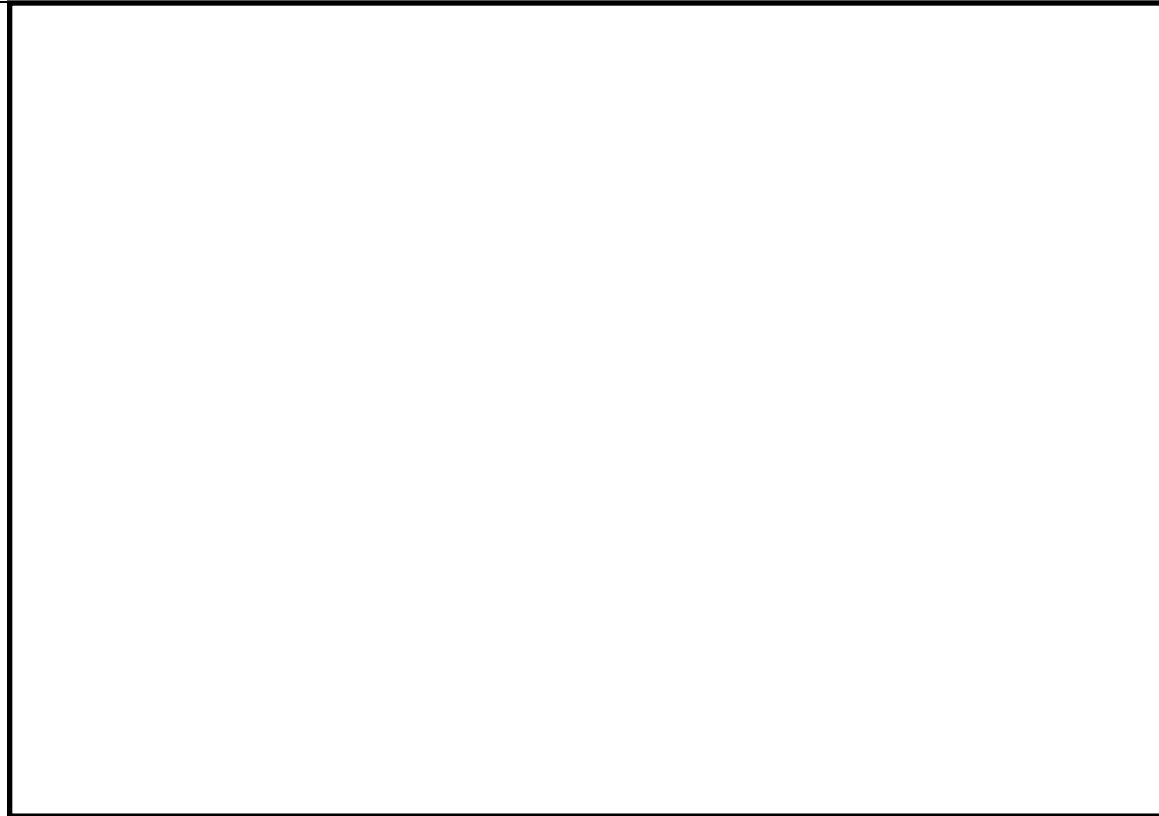


図8 ベントフィルタ室上部のハッチから可搬型ポンプを投入するルート図

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙48</p> <p style="text-align: center;"><u>格納容器フィルタベント設備隔離弁の人力操作について</u></p> <p>格納容器フィルタベント設備の隔離弁は、中央制御室からの操作ができない場合には、現場の隔離弁操作場所から遠隔人力操作機構を介して弁操作を実施する。ベントに必要な弁の位置と操作場所について、第1図に示す。</p> <p><u>ベントは、第一弁より開操作を実施し、第一弁が全開となったのちに第二弁の操作を実施し、ベントガスの大気への放出が開始されるため、第二弁操作室を設ける。第二弁操作室は、弁の人力操作に必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、空気ポンプユニットにより正圧化し、外気の流入を一定時間完全に遮断することで、ベントの際のプルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。</u></p>	<p style="text-align: right;">別紙4</p> <p style="text-align: center;"><u>格納容器フィルタベント系隔離弁の人力操作について</u></p> <p>格納容器フィルタベント系の隔離弁は、中央制御室からの操作ができない場合には、現場の隔離弁操作場所から遠隔手動弁操作機構を介して弁操作を実施する。ベントに必要な弁の位置と操作場所について、図1に示す。</p>	<p>・設備の相違 被ばく評価結果の相違により、第二弁操作室が不要なため記載不要</p>



第1図 隔離弁の操作場所 (1/3)

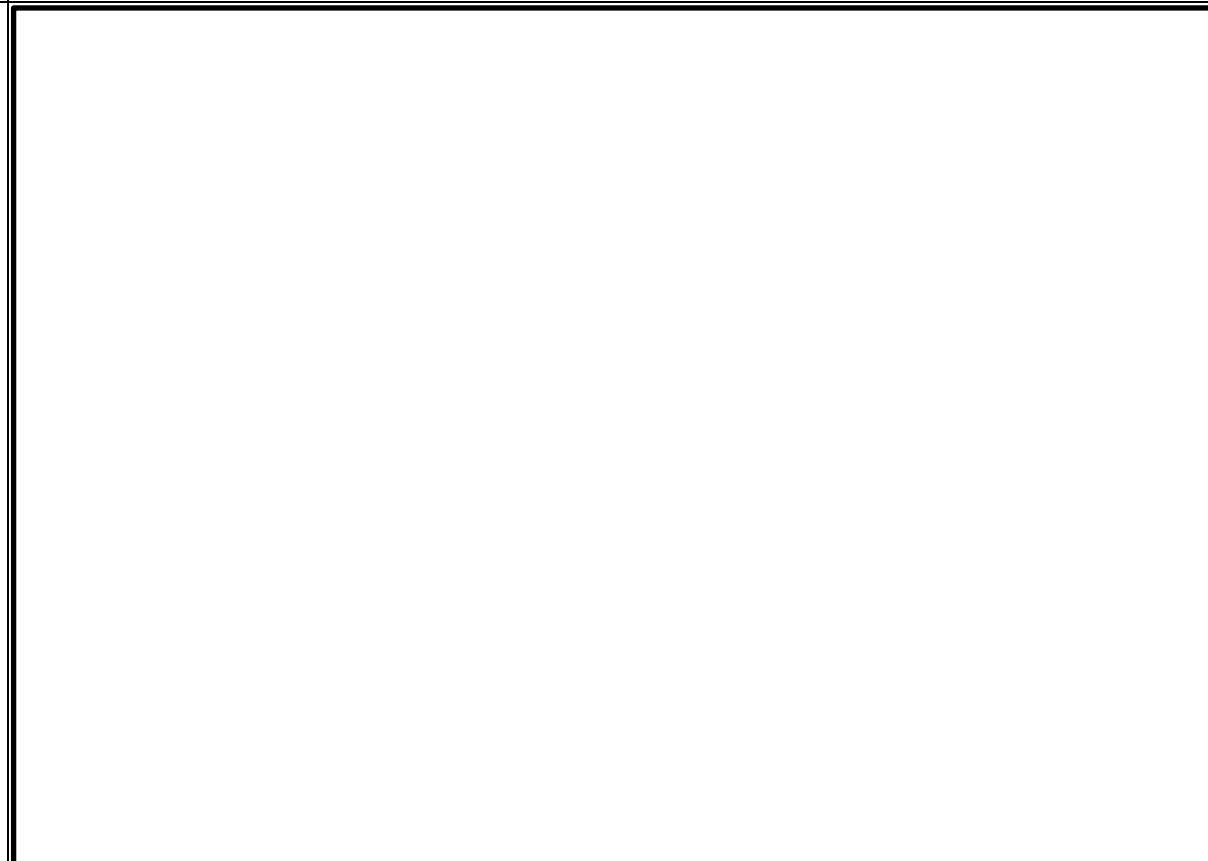
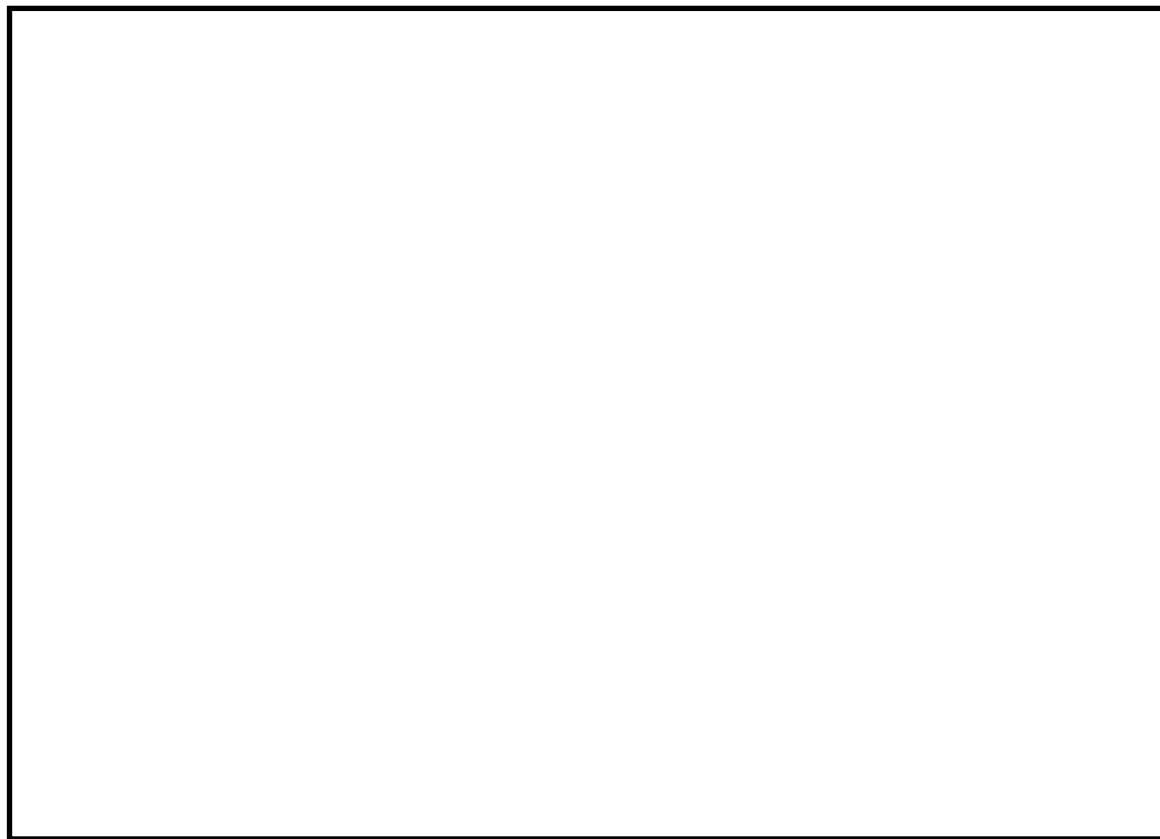


図1 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その1)



第1図 隔離弁の操作場所 (2/3)

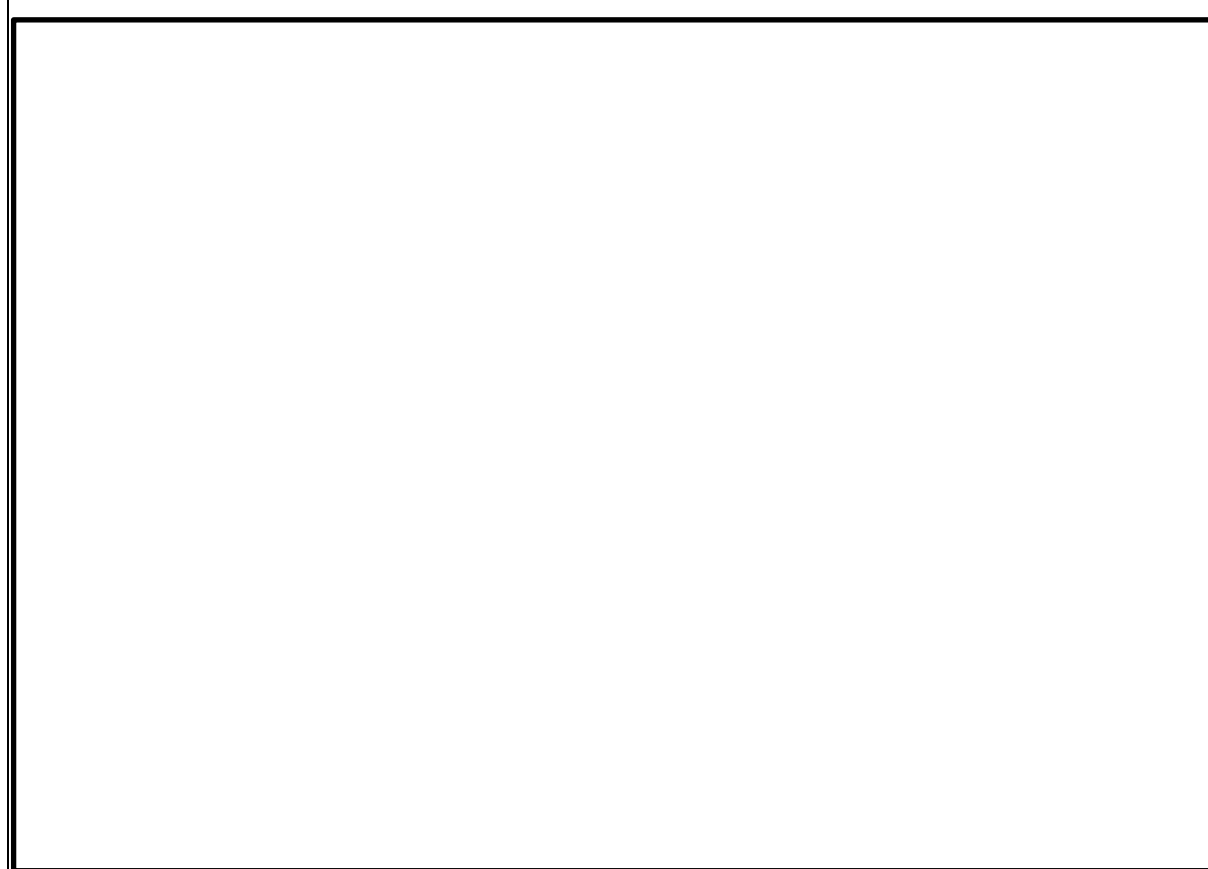
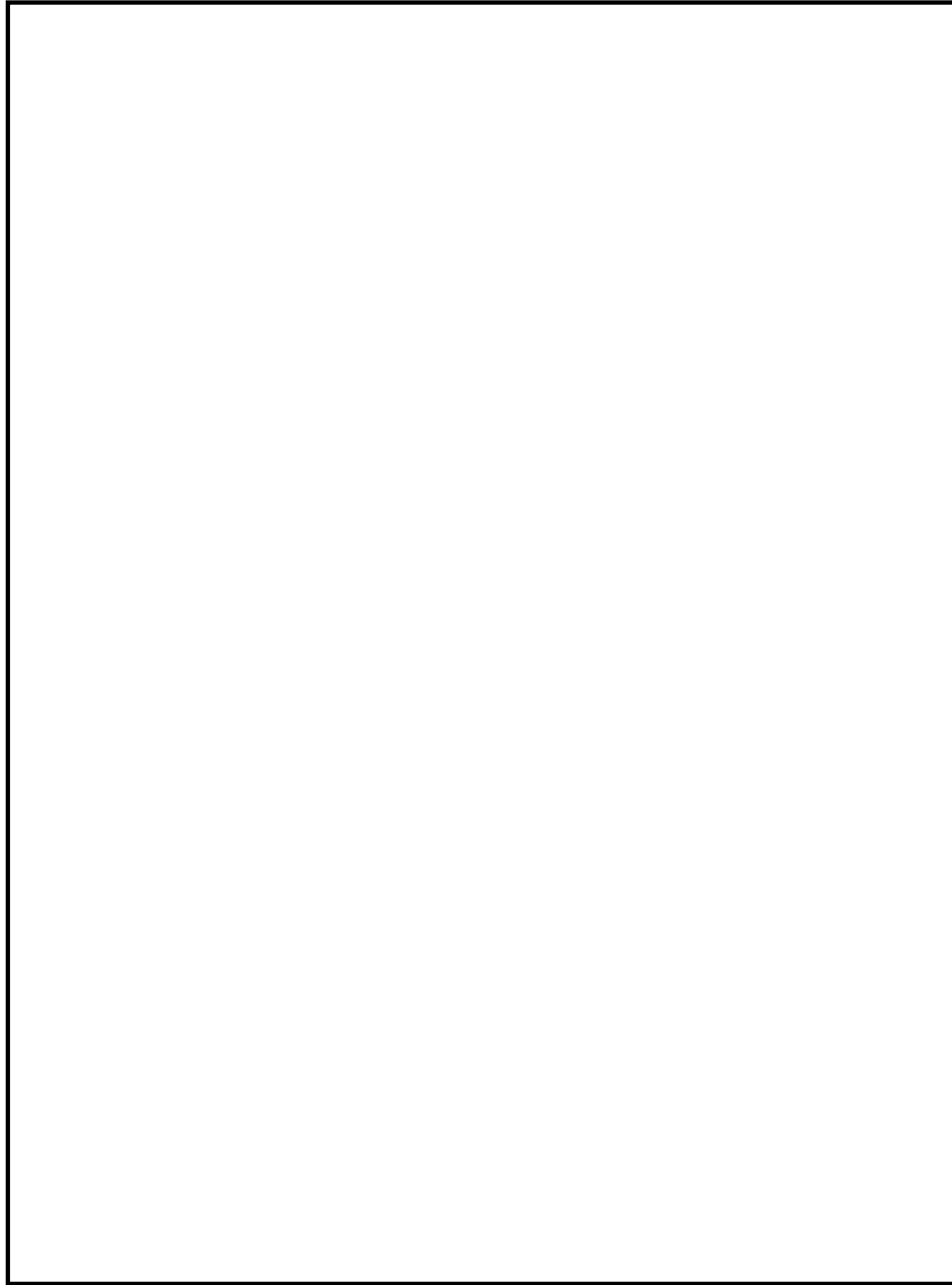


図2 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その2)



第1図 隔離弁の操作場所 (3/3)

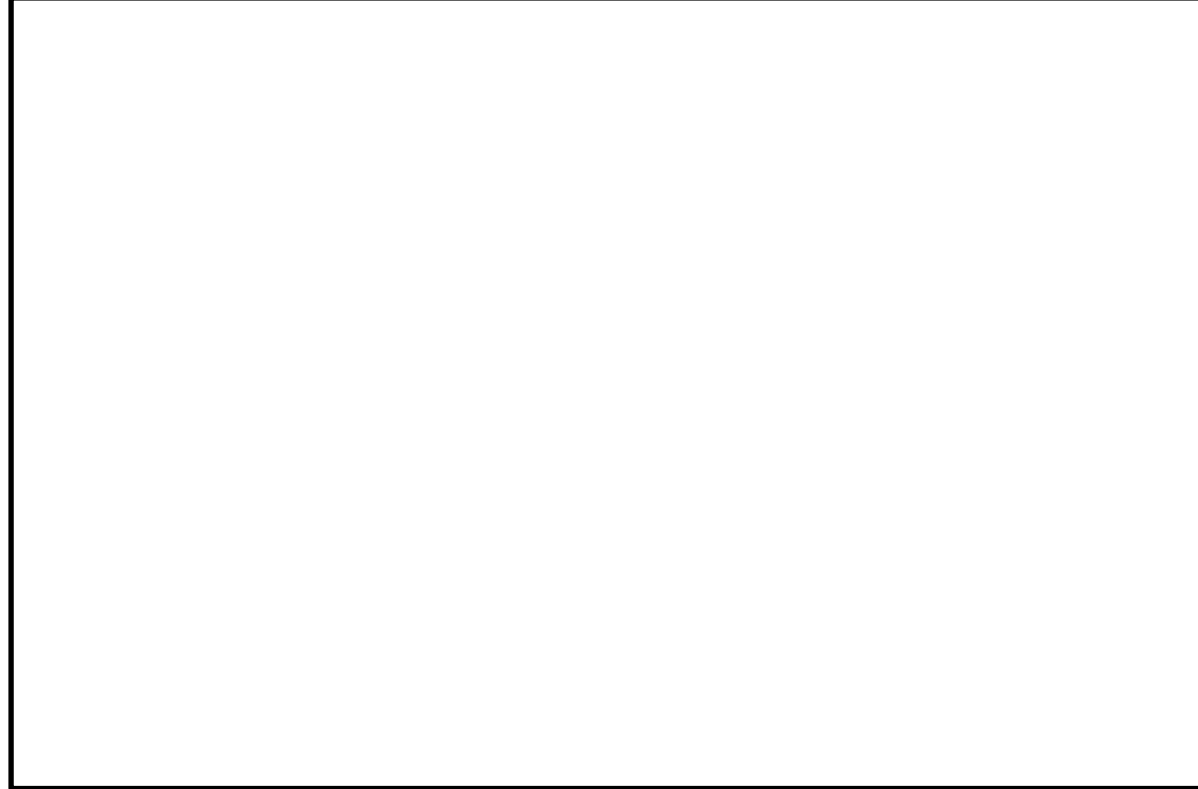


図3 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その3)

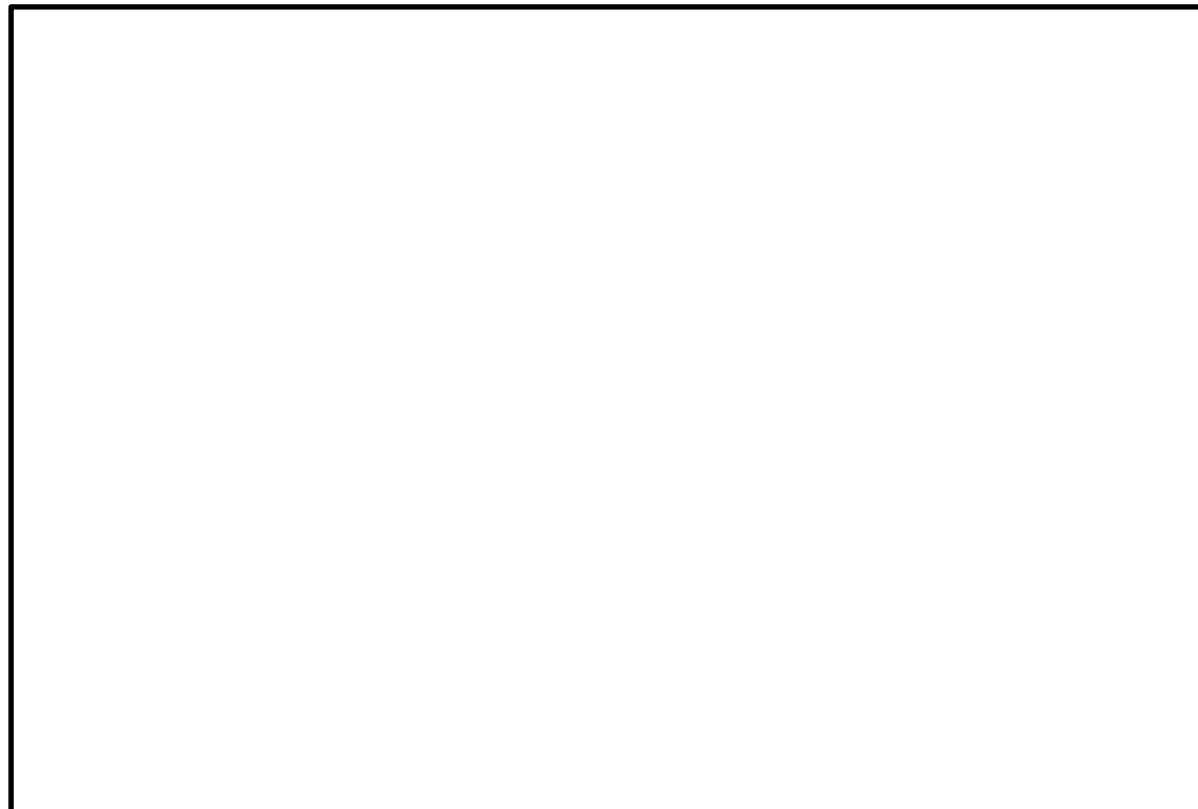


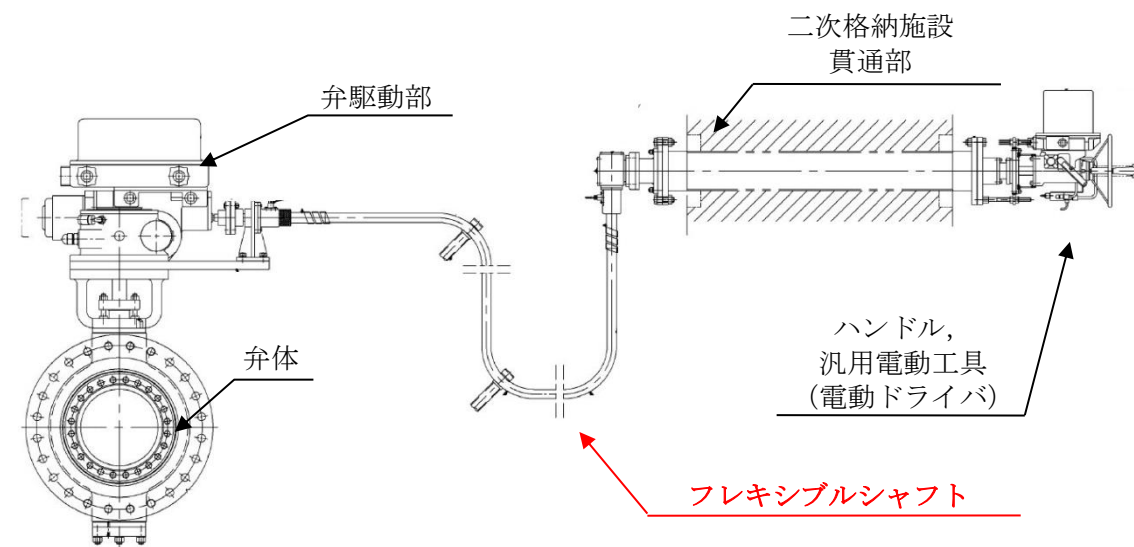
図4 格納容器フィルタベント系 弁の設置位置 (その4)

(1) 電動駆動弁の遠隔人力操作機構の概要

隔離弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し、二次格納施設外まで延長し、端部にハンドル又は遠隔操作器を取り付けて人力で操作できる構成とする。フレキシブルシャフトは直線に限らずトルクが伝達可能な構造とし、容易に操作できるよう設計する。フレキシブルシャフトの一部は、隔離弁の付近に設置されることから、設備の使用時には高温、高放射線環境が想定されるが、機械装置であり機能が損なわれるおそれはない。

なお、フレキシブルシャフトを取り外し、ハンドルを取り付けることにより、弁設置場所での操作も可能である。

遠隔人力操作機構の模式図を第2図に、ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様について第1表に示す。



第2図 遠隔人力操作機構の模式図

第1表 ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様

弁名称 (口径)	第一弁 (S/C側) (600A)	第一弁 (D/W側) (600A)	第二弁及び 第二弁バイパス弁 (450A)
フレキシブル シャフト長さ	約 12m	約 25m	約 15m
ハンドル 回転数	約 2,940 回	約 2,940 回	約 1,989 回

(1) 遠隔手動弁操作機構

a. 概要

ベント弁の操作軸にフレキシブルシャフトを接続し、原子炉建物付属棟(二次格納施設外)まで延長し、端部にハンドルを取り付けて人力で操作できる構成としている。フレキシブルシャフトは直線に限らずトルクを伝達可能な構造とし、操作に必要なトルクは、容易に回転できるよう設計している。また、原子炉建物付属棟(二次格納施設外)の操作場所において、電動モータにバッテリーを接続することによる操作も可能としている。

なお、カップリングユニット部のフレキシブルシャフトを取外し、ハンドルを取付けることにより、弁設置場所での操作も可能である。遠隔手動弁操作機構の模式図を図5に示す。ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様について表1に示す。



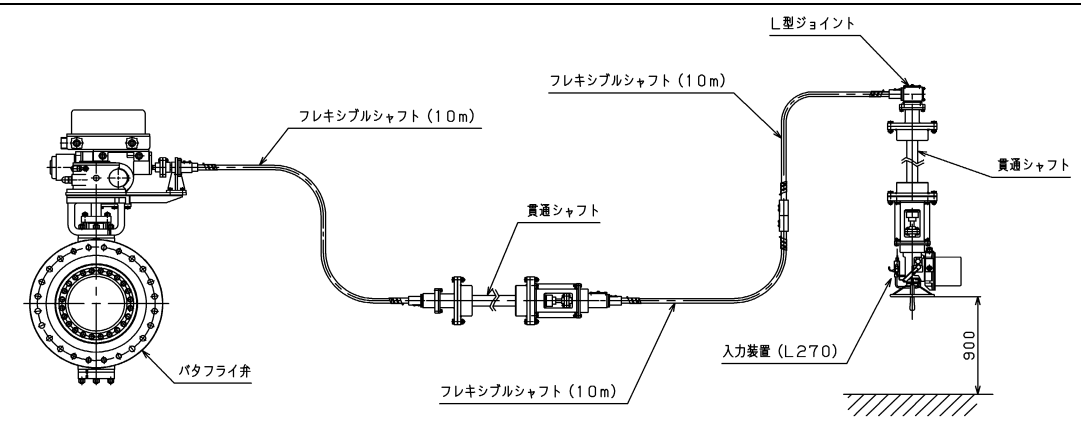
図5 遠隔手動弁操作機構の模式図

表1 ベントに必要な隔離弁の遠隔人力操作機構の仕様

弁名称 (呼び径)	第一弁 (W/W側) (600A)	第一弁 (D/W側) (600A)	第二弁及び 第二弁バイパス弁 (400A)
フレキシブル シャフト長さ	約 23m	約 27m	約 22, 23m
ハンドル 回転数	約 4,000 回	約 4,000 回	約 700 回

・設備の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(2) <u>遠隔人力操作機構のモックアップ試験</u></p> <p><u>フレキシブルシャフトを介した遠隔人力操作機構の成立性及び操作時間を500Aのバタフライ弁を用いたモックアップ試験により確認した。モックアップ試験の概要を第3図に示す。</u></p> <p><u>モックアップ試験の結果、弁上流側に格納容器圧力2Pdに相当する圧力(620kPa [gage])がかかった状態であっても、フレキシブルシャフトを介した遠隔手動操作が可能なことを確認した。また、弁の操作要員は3名で約82回/分の速度にてハンドル操作が可能なことを確認した。モックアップ試験の結果を第2表に示す。</u></p> <p><u>試験の結果を反映したベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間を第3表に示す。</u></p> <p>なお、東海第二ではフィルタベントを使用する際の系統構成(他系統との隔離及びベント操作)において、A0弁の遠隔手動操作をすることはしない。</p>	<p>b. <u>モックアップ試験</u></p> <p><u>遠隔手動弁操作機構の成立性及び操作時間をモックアップ試験により確認した。モックアップ試験装置にはベント弁と同構造の500Aのバタフライ弁を用いており、フレキシブルシャフトの長さは約33m、曲げ箇所は11箇所としてベント弁の遠隔手動弁操作機構の条件を可能な限り模擬した。</u></p> <p><u>モックアップ試験は、格納容器圧力2Pd(853kPa[gage])の差圧をかけて実施した。また、燃料破損後のベント操作を想定し、セルフエアセット、タングステンベスト及びタイベック等を着用し、操作員2名が交替しながら弁操作を実施した。</u></p> <p><u>モックアップ試験概略を図6、モックアップ試験結果を表2に示す。</u></p> <p><u>モックアップ弁より呼び径が大きい第1弁(MV217-4,5:600A)は操作トルクを同等とするため、開又は閉操作に約4000回転必要となるが、モックアップ試験結果に余裕を見て操作速度を80回/分以上とした場合でも、1時間半以内で開又は閉操作可能であると評価できる。</u></p> <p>なお、島根2号炉ではフィルタベントを使用する際の系統構成(他系統との隔離及びベント操作)において、A0弁の遠隔手動操作をすることはしない。</p>	<p>備考</p> <p>・資料構成の相違</p>



弁型式：500A バタフライ弁（電動駆動）
 シャフト長さ：約 30m
 上流側圧力：620kPa [gage] 以上

第3図 モックアップ試験の概要 (1/2)

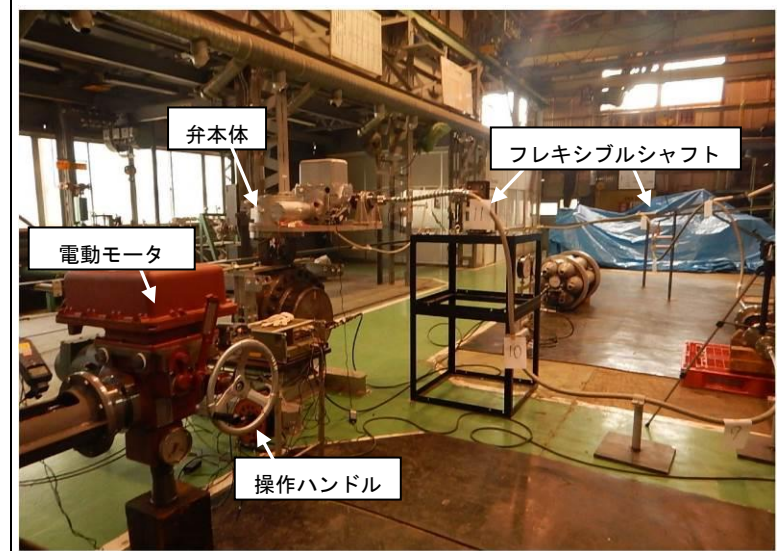
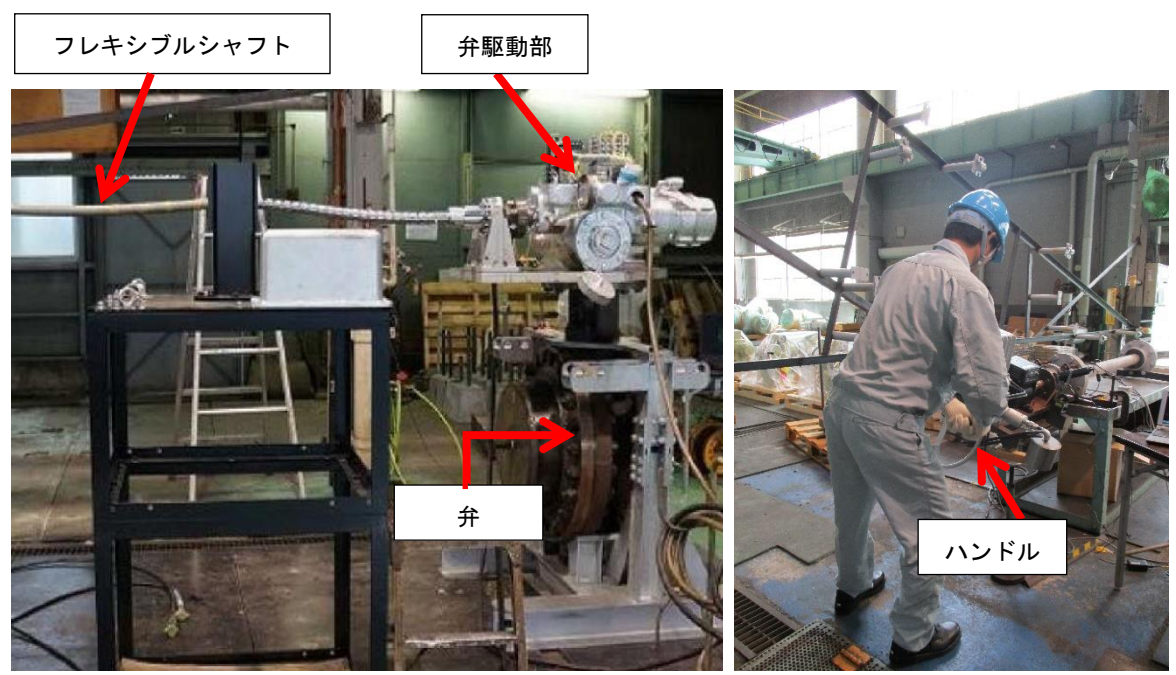


図6 モックアップ試験概略



第3図 モックアップ試験の概要 (2/2)

第2表 モックアップ試験結果

弁開度指示	ハンドル操作時間	ハンドル回転数	弁上流側圧力 (kPa [gage])	備考
5%	2分03秒	144	650	弁開度指示9%で 弁上流側圧力0kPa
10%	3分09秒	238	0	
50%	11分55秒	985	0	
100%	22分59秒	1,893	0	

第3表 ベントに必要な隔離弁のハンドル操作時間

弁名称	第一弁 (S/C側)	第一弁 (D/W側)	第二弁
ハンドル 操作時間	約 36 分	約 36 分	約 25 分

モックアップ試験結果のハンドル操作速度約 82 回転/分より算出。

表2 モックアップ試験結果

操作時間	操作速度 (平均)	備考
約 29 分	約 100 回/分	<ul style="list-style-type: none"> ・弁呼び径 500A ・弁前後の差圧 2 P d で実施 ・2名が交替で実施 ・操作トルクは約 10 N・m (差圧 2 P d 時は約 20 N・m)

- ・資料構成の相違
島根2号炉は、「b. モックアップ試験」に記載

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(3) 汎用電動工具による操作性向上</p> <p><u>遠隔人力操作機構のハンドル操作時間には数十分を要することから、操作性を向上するために、汎用電動工具（電動ドライバ）を第二弁操作室付近に準備する。汎用電動工具を用いたハンドル操作時間は、10分程度に短縮可能である。</u></p> <p>なお、過回転による遠隔人力操作機構の損傷防止のため、ハンドル付近には回転数カウンタを設け、弁開度が全閉及び全開付近では必要により人力で操作することとする。</p> <p><u>(4) 第二弁操作室の正圧化バウンダリの設計差圧</u></p> <p>第二弁操作室の正圧化バウンダリは、配置上、動圧の影響を直接受けない屋内に設置されているため、室内へのインリークは隣接区画との温度差によるものと考えられる。</p> <p>第二弁操作室の正圧化に必要な差圧を保守的に評価するため、重大事故等時の室内の温度を高めめの 50℃、隣接区画を外気的设计最低温度 -12.7℃と仮定すると、第二弁操作室の天井高さは最大約 4m であり、以下のとおり約 10.4Pa の圧力差があれば、温度の影響を無視できると考えられる。</p> $\Delta P = \{ (-12.7^\circ\text{C} \text{の乾き空気の密度 } [\text{kg}/\text{m}^3]) - (+50^\circ\text{C} \text{の乾き空気の密度 } [\text{kg}/\text{m}^3]) \} \times \text{天井高さ } [\text{m}]$ $= (1.3555 [\text{kg}/\text{m}^3] - 1.0925 [\text{kg}/\text{m}^3]) \times 4 [\text{m}]$ $= 1.052 [\text{kg}/\text{m}^2]$ $\approx 10.4 [\text{Pa}]$ <p>したがって、正圧化の必要差圧は裕度を考慮して隣接区画 +20Pa とする。</p> <p><u>(5) 第二弁操作室</u></p> <p>第二弁操作室は、弁の人力操作に必要な要員を収容可能な遮蔽に囲まれた空間とし、空気ボンベユニットにより正圧化し、外気の流れを一定時間完全に遮断することで、ベントの際のブルームの影響による操作員の被ばくを低減する設計とする。室温については、ベント開始後は、格納容器圧力逃がし装置の配管の一部が遮蔽を挟んで隣接したエリアに設置されるため、長期的には徐々に上昇することが想定されるが、遮蔽が十分厚く操作員が第二弁操作室に滞在する数時間での室温の上昇はほとんどなく、居住性に与える影響は小さいと考えられる。</p> <p>また、現場の第二弁操作室には、酸素濃度計、二酸化炭素濃度計及び電離箱サーベイメータを設けることで居住性が確保できていることを確認できる。</p> <p>中央制御室との通信については、携行型有線通話装置を第二弁操作室に</p> <p>①収容人数</p> <p>第二弁の操作に必要な要員は、既述のモックアップ試験結果より 3 名であることから、第二弁操作室には 3 名を収容できる設計とする。</p>	<p><u>また、原子炉建物付属棟（二次格納施設外）の操作場所において、電動モータにバッテリーを接続することによる操作も可能としている。</u></p> <p>なお、過回転による遠隔人力操作機構の損傷防止のため、ハンドル付近には回転数カウンタを設け、弁開度が全閉及び全開付近では必要により人力で操作することとする。</p> <p>・設備の相違</p> <p>2号炉は、被ばく評価上人力操作場所の正圧化が不要</p> <p>・設備の相違</p> <p>島根2号炉は、被ばく評価上人力操作場所の正圧化が不要</p>	

②設置場所

第二弁操作室は、アクセス性と被ばく低減を考慮して原子炉建屋原子炉棟外でかつ遮蔽のある部屋とする必要があることから、原子炉建屋付属棟内に設置する。

また、第二弁は遠隔人力操作機構を用いて操作することから、弁の操作性のため、可能な限り第二弁に近い場所に第二弁操作室を設置する。第二弁操作室の設置位置を第1図に示す。

③遮蔽設備

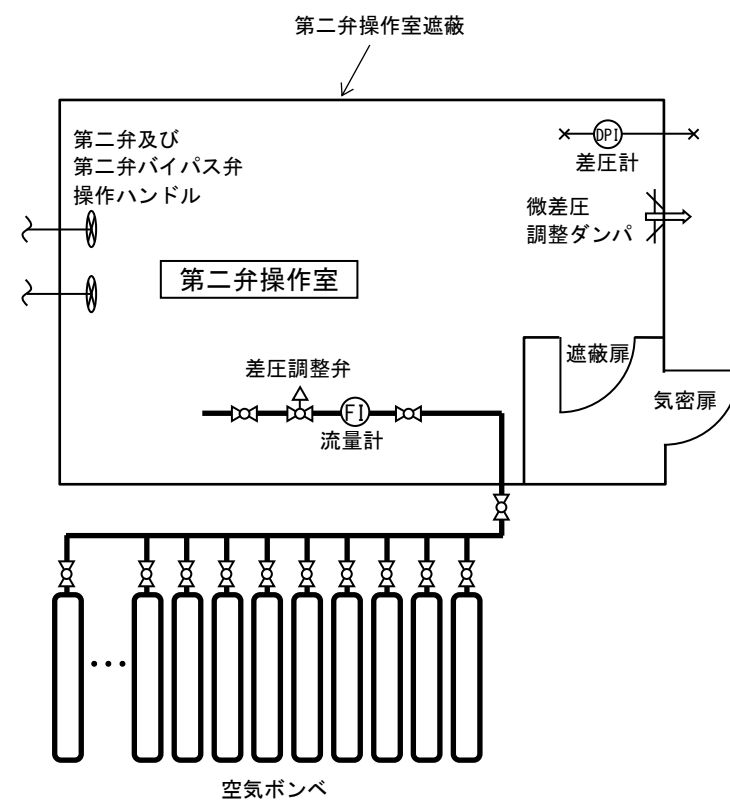
第二弁操作室の壁及び床は、弁操作要員がベント中に滞在可能なように鉄筋コンクリート40cm以上の厚さを有し、さらに、第二弁操作室に隣接するエリアに格納容器圧力逃がし装置入口配管が設置される方向の壁及び床の厚さは、鉄筋コンクリート120cmとし、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減する設計とする。(別紙17)

なお、第二弁操作室の入口は、遮蔽扉及び気密扉を設置し、放射性物質のガンマ線による外部被ばくを低減し、また、放射性物質の第二弁操作室への流入を防止する設計とする。

④第二弁操作室空気ポンベユニット

a. 系統構成

第二弁操作室空気ポンベユニットの概要図を第4図に示す。空気ポンベユニットから減圧ユニットを介し、流量計ユニットにより一定流量の空気を第二弁操作室へ供給する。第二弁操作室内は微差圧調整ダンパにより正圧を維持する。また、第二弁操作室内が微正圧であることを確認するため差圧計を設置する。



第4図 第二弁操作室空気ポンベユニット概要図

b. 必要空気量

(a) 二酸化炭素濃度基準に基づく必要空気量

- ・ 収容人数 : n=3 (名)
- ・ 許容二酸化炭素濃度 : C=0.5% (J E A C 4622-2009)
- ・ 空気ポンベ中の二酸化炭素濃度 : C₀=0.0336%
- ・ 呼吸により排出する二酸化炭素量 : M

作業 (時間)	呼吸により排出する二酸化炭素量 : M (m ³ /h/人)	空気調和・衛生工学便覧の作業程度区分
弁操作 (1時間) ※1	0.074	重作業
待機 (4時間)	0.022	極軽作業

※1 弁操作時間は第3表のとおり1時間未満であるが、保守的に1時間を見込む。

- ・ 必要換気量 : $Q = M \times n / (C - C_0)$
 弁操作時 $Q_1 = 0.074 \times 3 / (0.005 - 0.000336)$
 $= 47.6 \text{ m}^3 / \text{h}$
 待機時 $Q_2 = 0.022 \times 3 / (0.005 - 0.000336)$
 $= 14.2 \text{ m}^3 / \text{h}$
- ・ 必要空気量 : $V = Q_1 \times 1 + Q_2 \times 4$
 $= 47.6 \times 1 + 14.2 \times 4$
 $= 104.4 \text{ m}^3$

(b) 酸素濃度基準に基づく必要空気量

- ・ 収容人数 : n=3 (名)
- ・ 吸気酸素濃度 : a=20.95% (標準大気酸素濃度)
- ・ 許容酸素濃度 : b=19.0% (鉱山保安法施工規則)
- ・ 乾燥空気換算酸素濃度 : d=16.4% (空気調和・衛生工学便覧)
- ・ 成人の酸素消費量 : c = (呼吸量) × (a-d) / 100

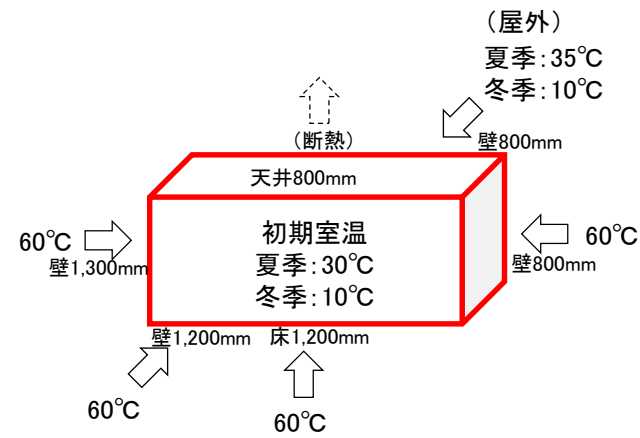
作業 (時間)	酸素消費量 : c (m ³ /h/人)	呼吸量 (L/min)	空気調和・衛生工学便覧の作業区分
弁操作 (1時間) ※2	0.273	100	歩行(300m/min)
待機 (4時間)	0.02184	8	静座

※2 弁操作時間は第3表のとおり1時間未満であるが、保守的に1時間を見込む。

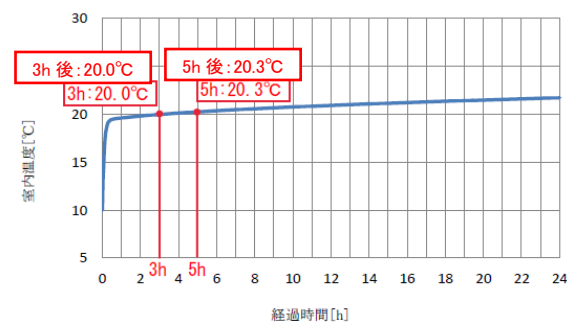
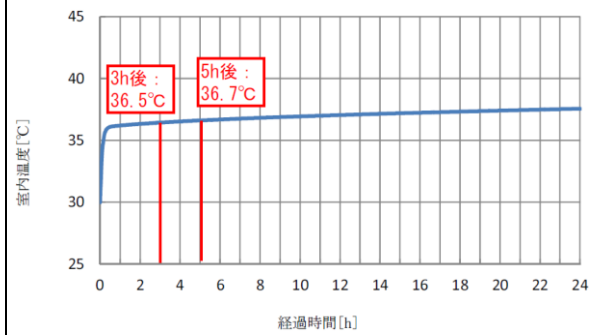
- ・ 必要換気量 : $Q = c \times n / (a - b)$
 弁操作時 $Q_1 = 0.273 \times 3 / (0.2095 - 0.190)$
 $= 42.0 \text{ m}^3 / \text{h}$
 待機時 $Q_2 = 0.02184 \times 3 / (0.2095 - 0.190)$
 $= 3.36 \text{ m}^3 / \text{h}$

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>・必要空気量：$V=Q_1 \times 1 + Q_2 \times 4$ $=42.0 \times 1 + 3.36 \times 4$ $=55.44\text{m}^3$</p> <p>(c)必要ポンペ本数 (a), (b)の結果より, 第二弁操作室内に滞在する操作員(3名)が弁操作時間を含めて5時間滞在するために必要な空気ポンペによる必要空気量は二酸化炭素濃度基準の104.4m^3とする。 空気ポンペの仕様は以下のとおり。 ・容量: 46.7L/本 ・初期充填圧力: 14.7MPa [gage] したがって, 1気圧でのポンペの空気量は約6.8m^3/本であるが, 残圧及び使用温度補正を考慮し, 空気供給量は5.5m^3/本とすると, 空気ポンペの必要本数は下記の計算により19本となる。 $104.4 / 5.5 = 18.98 \dots \rightarrow 19$本</p> <p>⑤通信設備 第二弁操作室には, 中央制御室と通信するための携行型有線通話装置(図5)を設ける。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div data-bbox="359 1098 724 1371" style="text-align: center;">  <p>通話装置</p> </div> <div data-bbox="839 1104 1044 1381" style="text-align: center;">  <p>通話装置差込口</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">第5図 携行型有線通話装置</p>		

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>(参考) 第二隔離弁の遠隔人力操作作業室の環境について</u></p> <p>重大事故等時に想定される放射線量及び室温が、第二弁の操作に影響はないことを以下のとおり確認した。</p> <p>第二弁操作室内は、空気ボンベにより正圧化して、放射性物質の流入を防ぐ設計としており、第二弁操作室の壁及び床は、弁操作要員の滞在中の被ばく防護のため、40cm以上の鉄筋コンクリート壁厚を確保している。</p> <p>さらに、第二弁操作室に隣接するエリアに格納容器圧力逃がし装置入口配管が設置されるため、配管が設置される方向に対し、120cm以上の鉄筋コンクリート壁厚を確保し、ベント時の放射性物質からのガンマ線による外部被ばくを低減する設計としている。</p> <p>この対策により、第二弁操作室にベント開始から3時間滞在した場合の被ばく量は、ウェットウェルベントの場合で約28mSv、ドライウェルベントの場合で42mSvと評価している。(別紙17)</p> <p>また、ベント開始後の格納容器圧力逃がし装置配管の影響による室温の上昇は、ベント開始3時間～5時間後で夏季：約37℃(外気温+2℃)、冬季：約20℃(外気温+10℃)と評価した。(第6図)</p>		<p>・設備の相違</p> <p>島根2号炉は原子炉建物付属棟で操作するため、該当資料なし</p>



- 初期室温は夏季：30℃，冬季：10℃とし，外気温は夏季：35℃，冬季：10℃とする。
- 評価開始時点で格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設される部屋の壁の表面温度を60℃とする。
(保温材の効果により60℃となる)
- 隣接する部屋に格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設されていない部屋の壁は，保守的に断熱とする。



室温は，格納容器圧力逃がし装置の入口配管が敷設される部屋の壁の表面温度を評価開始時点で60℃と保守的に設定しても3時間～5時間後で夏季：約37℃（外気温+2℃），冬季：約20℃（外気温+10℃）と評価。

第6図 第二弁操作室の室温上昇評価モデルと評価結果

別紙 49

格納容器圧力制御のための代替格納容器スプレイの運用について

(1) 代替格納容器スプレイの運用について

東海第二発電所の非常時運転手順書では、格納容器圧力制御のための外部水源を用いた代替格納容器スプレイを実施する場合、炉心損傷前は 279kPa [gage] (0.9Pd) - 217kPa [gage] (0.7Pd)、炉心損傷後は 465kPa [gage] (1.5Pd) - 400kPa [gage] (1.3Pd) の範囲において、可能な限り高い圧力で維持するよう格納容器スプレイ流量を 130m³/h - 102m³/h (補足 1) の範囲で調整することとしている。これは、間欠スプレイを実施する場合に対して、運転員の負担の軽減及びスプレイ弁故障のリスク軽減し、さらに、格納容器圧力を高い領域で維持することでスプレイ効果を高め、サブプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベントの遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減する観点から設定している。

一方で、有効性評価においては、上記圧力制御範囲において、スプレイ流量 130m³/h を一定として、スプレイ弁の開閉による間欠スプレイを実施することとしている。これは、被ばく評価に与える影響を厳しく評価する観点から、実手順のスプレイ流量範囲のうち最大流量である 130m³/h を設定している。

(2) 影響評価

可能な限り連続スプレイを実施することとしている非常時運転手順書と有効性評価解析には、第 1 表に整理する相違点があり、非常時運転手順書に基づいて連続スプレイとした場合に、有効性評価解析に与える影響を確認する。

第 1 表 有効性評価との相違点と影響評価について

相違点	項目	評価
スプレイ流量の低下	格納容器圧力低下効果の不足	影響評価①
	格納容器温度低下効果の不足	
	エアロゾル除去効果の低下	影響評価②
スプレイ停止期間の減少	ベント開始時間が早くなることによる被ばく影響の増大	影響評価①
格納容器圧力が高い領域で推移	格納容器からの放射性物質の漏えい量の増加	影響評価③

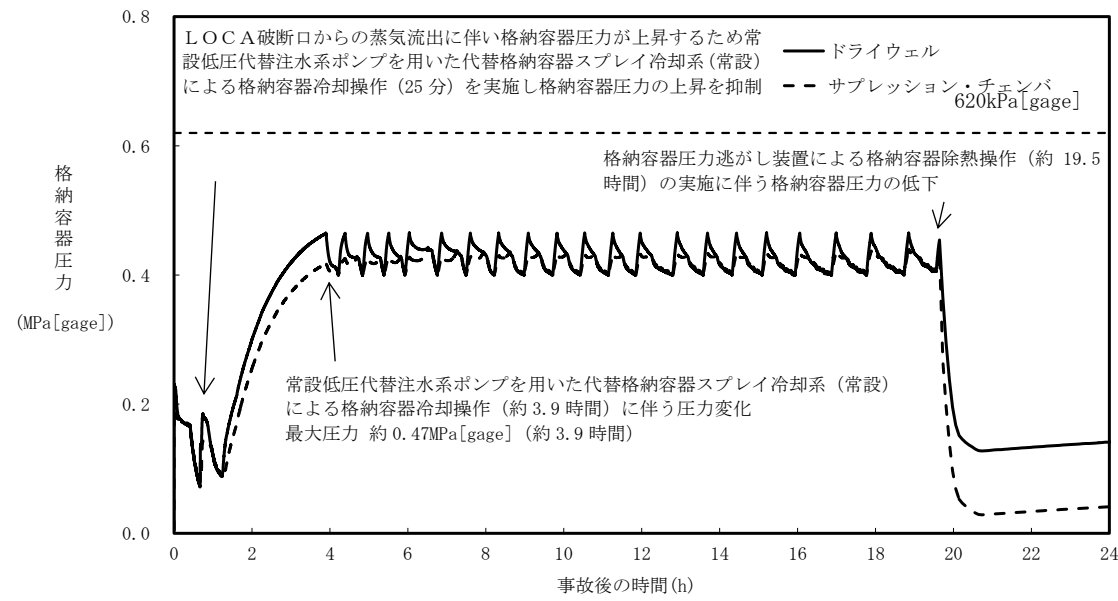
a. 影響評価①

格納容器圧力制御のための代替格納容器スプレイを連続スプレイとした場合、有効性評価において実施している 130m³/h から流量を低下させることとなるため、格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する。また、有効性評価ではサブプレッション・プール水位上昇を抑制するために間欠での代替格納容器スプレイを実施しているが、連続スプレイとした場合には、サブプレッション・プール水位上昇が早くなるおそれがあるため、ベント開始時間に与える影響を確認する。

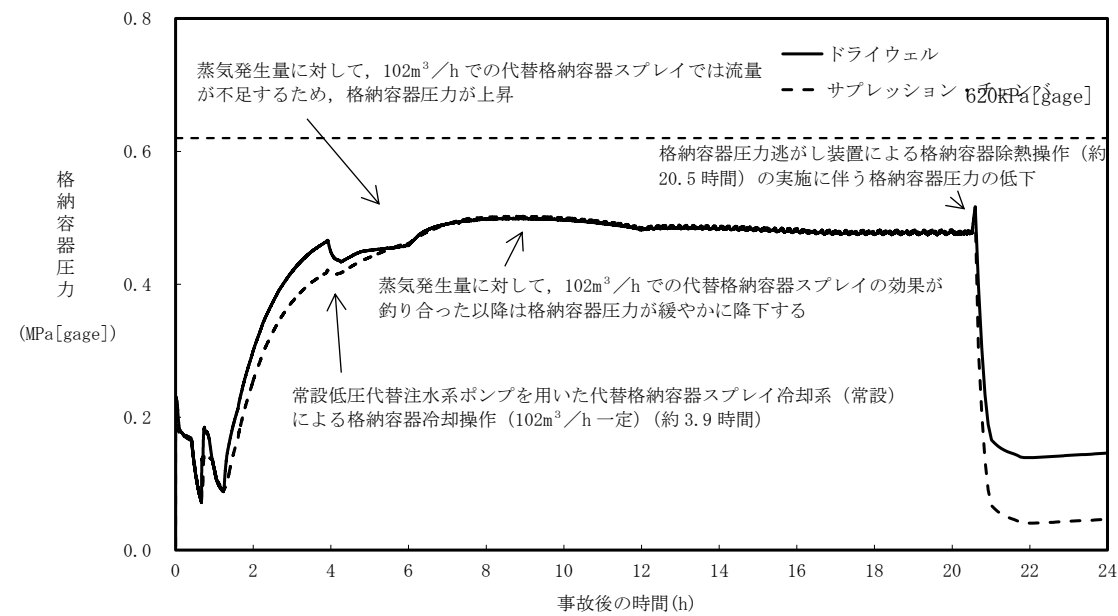
(a) 評価条件

・運用の相違
格納容器スプレイについては、実手順と同様の条件で解析を実施していることから、該当資料なし

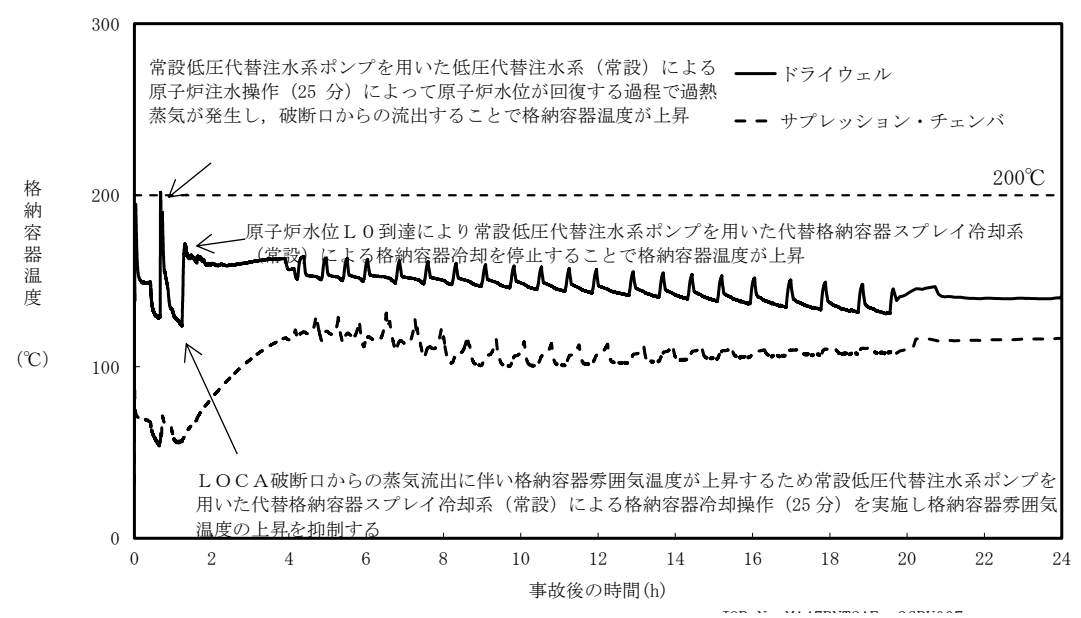
東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>代替格納容器スプレイ流量範囲の下限である102m³/hで一定とした条件での感度解析「102m³/h一定ケース」を実施した。また、その他の条件は有効性評価シナリオ「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」（以下「ベースケース」という。）と同じとした。</p> <p>ベースケースと102m³/h一定ケースを対比し、連続スプレイとした場合の影響について確認する。</p> <p>(b) 評価結果</p> <p>ベースケースにおける格納容器圧力の推移を第1図に、格納容器温度の推移を第3図に示す。また、102m³/h一定ケースにおける格納容器圧力の推移を第2図に、格納容器温度の推移を第4図に示す。</p> <p>102m³/h一定ケースでは、約4時間後から約9時間後まで、蒸気発生量に対してスプレイ流量が不足し、格納容器圧力が上昇する結果となった。ただし、実運用では、スプレイ流量を調整することで圧力を465kPa [gage] (1.5Pd) 以下に抑制することが可能である。また、102m³/h一定ケースにおけるベント開始時間は約20.5時間であり、ベースケースの約19.5時間よりも遅くなる結果となった。</p> <p>以上のことから、連続スプレイを実施することによる格納容器圧力及び格納容器温度に与える影響はなく、ベント開始時間が早まることによる被ばく評価への影響もない。</p>		



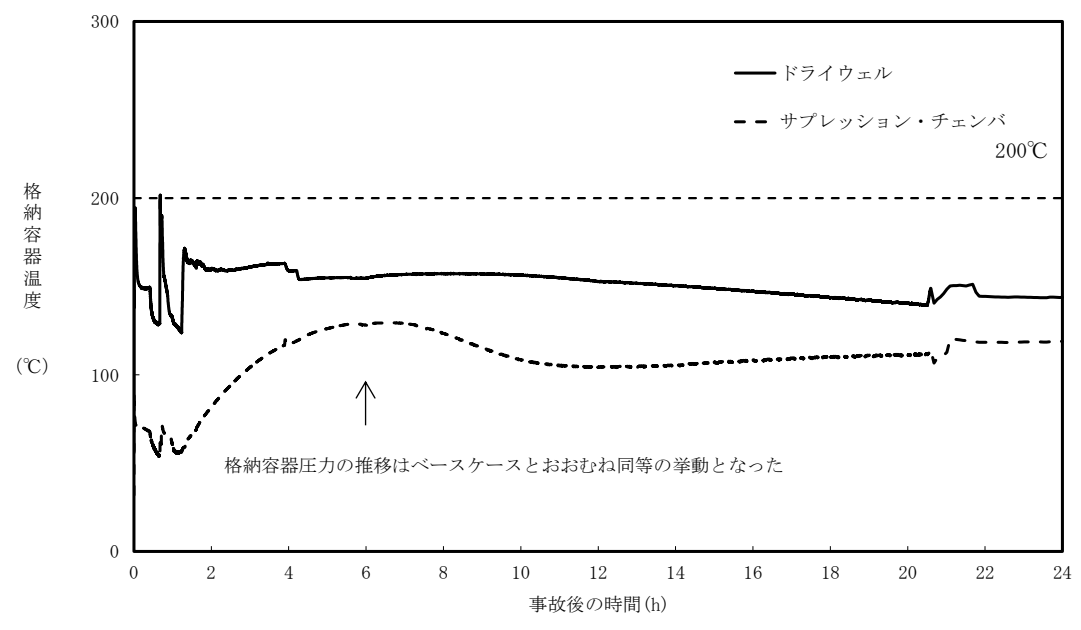
第 1 図 ベースケースにおける格納容器圧力の推移 (24 時間)



第 2 図 102m³/h 一定ケースにおける格納容器圧力の推移 (24 時間)



第3図 ベースケースにおける格納容器温度の推移(24時間)



第4図 102m³/h一定ケースにおける格納容器温度の推移(24時間)

b. 影響評価②

格納容器スプレイに期待しているエアロゾル除去効果について、スプレイ流量が低下した場合には、液滴数が減少することで除去効率が下がり、ベースケースよりも格納容器内に浮遊するエアロゾル濃度が上昇することで、格納容器から原子炉建屋へ漏えいするエアロゾル量及びフィルタ装置へ移行するエアロゾル量が多くなるおそれがある。

(a) 評価条件

ベースケースにおいて、ベント直前の19.5時間後時点でのベースケース及び102m³/h一定ケースの格納容器気相部のエアロゾルの濃度を対比する。

(b) 評価結果

19.5時間後におけるベースケースと102m³/h一定ケースにおける格納容器気相部のエアロゾルを第2表に示す。

第2表 格納容器気相部のエアロゾル濃度の比較

核種グループ	エアロゾルの濃度 (kg/m ³)		ベースケースとの比較
	ベースケース	102m ³ /h一定ケース	
1 Cs I類	1.62E-07	1.26E-07	7.78E-01
2 Cs OH類	4.39E-07	3.16E-07	7.20E-01
3 Sb類	1.13E-07	7.22E-08	6.39E-01
4 Te O ₂ 類	8.38E-08	4.43E-08	5.29E-01
5 Sr O類	6.63E-05	4.35E-05	6.56E-01
6 Ba O類	8.53E-05	5.55E-05	6.51E-01
7 Mo O ₂ 類	1.09E-04	7.00E-05	6.42E-01
8 Ce O ₂ 類	5.74E-05	3.77E-05	6.57E-01
9 La ₂ O ₃ 類	6.64E-05	4.36E-05	6.57E-01
合計	3.85E-04	2.51E-04	6.51E-01

(c) 評価結果

評価の結果、102m³/h一定ケースではベースケースと比較して、格納容器気相部のエアロゾル濃度が減少する結果となった。これは、間欠スプレイを実施する場合には、スプレイ停止期間中に格納容器内の温度が上昇し、沈着したエアロゾルが再浮遊することで濃度が上昇することに対して、連続スプレイを実施する場合は格納容器温度が相対的に低く抑えられたためと考えられる。

以上のことから、エアロゾル除去効果については、ベースケースの方がより保守的な結果であり、被ばく評価に与える影響はない。

c. 影響評価③

被ばく評価において、MAAP解析結果に基づき、格納容器から原子炉建屋への漏えいを評価する希ガス、エアロゾル及び有機よう素については、格納容器の圧力が高く維持される連続スプレイの方が多くなるおそれがある。

(a) 評価条件

代替格納容器スプレイによる圧力制御範囲において、可能な限り格納容器圧力を高い領域で維持した場合を模擬させるため、格納容器圧力を 465kPa [gage] (1.5Pd) でほぼ一定とした感度解析「1.5Pd 制御ケース」を実施した。465kPa [gage] (1.5Pd) でほぼ一定の格納容器圧力となるよう、465kPa [gage] (1.5Pd) から 462kPa [gage] (1.49Pd) の圧力範囲で間欠スプレイを実施する条件とした。また、その他の条件はベースケースと同じとした。

ベースケースと 1.5Pd 制御ケースを対比し、連続スプレイとした場合の希ガス、エアロゾル及び有機よう素の漏えいによる放出割合の影響について確認する。

(b) 評価結果

放出割合の評価結果を第3表に示す。

第3表 原子炉建屋への放出割合の比較

核種グループ	放射能量 (0.5MeV 換算値)		ベースケースとの比較
	ベースケース	1.5Pd 制御ケース	
1 希ガス類	2.423E+15	2.249E+15	9.285E-01
2' 有機よう素	2.890E+15	2.680E+15	9.274E-01
2 Cs I類	1.121E+15	1.139E+15	1.016E+00
3 Cs OH類	9.065E+13	9.190E+13	1.014E+00
4 Sb類	1.693E+12	1.717E+12	1.014E+00
5 Te O ₂ 類	1.445E+13	1.465E+13	1.014E+00
6 Sr O類	5.607E+11	5.700E+11	1.017E+00
7 Ba O類	5.468E+12	5.544E+12	1.014E+00
8 Mo O ₂ 類	2.267E+12	2.298E+12	1.014E+00
9 Ce O ₂ 類	9.046E+11	9.175E+11	1.014E+00
10 La ₂ O ₃ 類	7.939E+11	8.051E+11	1.014E+00
合計	6.550E+15	6.187E+15	9.446E-01

第3表に示すとおり、エアロゾルは2%程度増加する結果となったが、希ガス及び有機よう素は減少する結果となった。これは、ベースケースにおいて、間欠スプレイを実

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考																						
<p>施することで急激にドライウェル圧力が低下し、サブプレッション・チェンバから希ガス及び有機よう素を含む非凝縮性ガスがドライウェルに移行し、漏えい面積のより大きいドライウェル内の非凝縮性ガスの割合が増加するのに対し、1.5Pd制御ケースの場合、ドライウェルとサブプレッション・チェンバ間の急激な差圧が生じず、ドライウェルに移行する非凝縮性ガスの割合が相対的に低くなったためである。</p> <p>また、ベースケースにおける格納容器から原子炉建屋への漏えいする希ガス、有機よう素及びその他の核種の被ばくへの寄与率は、第4表に示すとおり、希ガス及び有機よう素による寄与が大半を占めている。1.5Pd制御ケースにて増加するエアロゾルの影響は軽微であることに加え、寄与率の高い希ガス及び有機よう素が減少していることから、間欠スプレイを実施するベースケースの方がより保守的な評価となる。</p> <p>第4表 核種グループごとの被ばく寄与率 (ベースケース)</p> <table border="1" data-bbox="201 741 1279 1020"> <thead> <tr> <th></th> <th>外部被ばく寄与率</th> <th>内部被ばく寄与率</th> <th>グランドシャイン</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス</td> <td>約56%</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>有機よう素</td> <td>約26%</td> <td>約55%</td> <td rowspan="3">約96%</td> </tr> <tr> <td>無機よう素</td> <td>約17%</td> <td>約35%</td> </tr> <tr> <td>粒子状よう素</td> <td>約1%</td> <td>約2%</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル</td> <td>約1%</td> <td>約9%</td> <td>約4%</td> </tr> </tbody> </table> <p>さらに、a.にて示したように、102m³/h一定ケースでは、ベースケースと比較し、ベント開始時間が遅くなることで被ばく評価において大半の寄与を占める希ガスの減衰時間が増えるため、より被ばく線量は低くなる。</p> <p>なお、無機よう素については、有効性評価における格納容器圧力の制御範囲を包含するよう漏えい率を与えているため、影響はない。</p> <p>以上のことから、被ばく評価において、ベースケースの方がより保守的な結果となるため、被ばく評価に対する影響はない。</p>		外部被ばく寄与率	内部被ばく寄与率	グランドシャイン	希ガス	約56%	—	—	有機よう素	約26%	約55%	約96%	無機よう素	約17%	約35%	粒子状よう素	約1%	約2%	エアロゾル	約1%	約9%	約4%		
	外部被ばく寄与率	内部被ばく寄与率	グランドシャイン																					
希ガス	約56%	—	—																					
有機よう素	約26%	約55%	約96%																					
無機よう素	約17%	約35%																						
粒子状よう素	約1%	約2%																						
エアロゾル	約1%	約9%	約4%																					

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>補足1 スpray流量制御の下限値の設定について</p> <p>格納容器スプレイによるエアロゾル除去効果については,MAAPコードにおいて取扱っており,スプレイ液滴径と相関があるため,スプレイ流量を低下させた場合,液滴径が大きくなることで十分なエアロゾル除去効果が確保されないおそれがある。そのため,連続スプレイ流量制御の下限値は,MAAP解析にて有効性を確認している粒径である2mmが確保される流量を設定する。流量制御の下限値の設定に当たっては,実験^{※1}による知見に基づき,代替格納容器スプレイ流量の下限値を設定する。</p> <p>1. 実験の知見及び考察</p> <p>実験の結果を第1図に示す。実験における記録ではスプレイ液滴径にばらつきがあるが,第1図に示すノズル当たりの流量が□L/min以上の場合,最大の液滴径は2mm以下となる。そのため,ノズル当たりの流量が□L/min以上確保される流量を代替格納容器スプレイ流量制御の下限値として設定する。</p> <div data-bbox="409 751 991 1304" style="border: 1px solid black; height: 263px; width: 196px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">第1図 Spray液滴径の実験結果 (ノズル当たりの流量 □L/min)</p> <p>2. 流量制御の下限値の設定</p> <p>東海第二発電所におけるスプレイヘッダのノズル数は□個であることから,下式に示すとおり,スプレイ流量 102m³/h以上を確保することで,スプレイノズル当たりの流量は□L/min以上確保される。</p> <p>○系統流量 = □(L/min/ノズル) × □(ノズル) = □(L/min) = 102 (m³/h)</p> <p>※1 共同研究報告書,放射能放出低減装置に関する開発研究 (PHASE2) (平成5年3月)</p>		

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 50</p> <p style="text-align: center;">フィルタ装置における化学反応熱について</p> <p>重大事故等時に格納容器で発生したエアロゾル及び無機よう素がフィルタ装置に到達し、ベンチュリスクラバにおいて無機よう素が化学反応した際の生成物は中性物質(よう化ナトリウム(NaI)、硫酸ナトリウム(Na₂SO₄))であり、スクラビング水のpHに与える影響はほとんどない。また、ベンチュリスクラバにて無機よう素がスクラビング水と化学反応することによって発熱するが、この発熱量と、設計条件であるベントフィルタ内の放射性物質の崩壊による発熱量(500kW(別紙2))とを比較した結果、ベンチュリスクラバにおける化学反応の発熱量は約1/30であり、化学反応の発熱量の影響が十分小さいことを確認した。</p> <p>重大事故等時に格納容器で発生した有機よう素及びベンチュリスクラバを通過した無機よう素について、よう素除去部において有機よう素及び無機よう素が化学反応した際の生成物のうち、硝酸メチルは爆発性のおそれがある物質とされているが、生成量は約0.003vol%と微量であることから、爆発することはないと考えられる。なお、生成物のうち、よう化銀については、光によって分解する性質があるが、よう素除去部は容器内の遮光された環境にあるため、光分解によるよう素の放出は発生しない。また、よう素除去部にて有機よう素及び無機よう素が吸着剤と化学反応することによって発熱・吸熱するが、化学反応の発熱・吸熱による温度変化量を評価した結果、よう素除去部の温度変化が十分小さいことを確認した。</p> <p>1. ベンチュリスクラバにおける化学反応による発熱量</p> <p>(1) ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの化学反応による発熱量</p> <p>ベンチュリスクラバで捕集されるエアロゾルは核分裂生成物エアロゾルと構造材エアロゾルがある。核分裂生成物エアロゾルは別紙2に記載のとおりであり、構造材エアロゾルは炉内構造物等の金属及びコンクリート含有元素(Si, Ca, Mg, Al, K等)で構成されている。それらがスクラビング水と反応したときの反応熱の中で1mol当たりの発熱量が最も大きいのは□であることから、ここでは□で代表し、設計条件である400kg全量が□としてスクラビング水で反応したときの発熱量にて影響を評価する。</p> <p>ベンチュリスクラバにおける□の化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。</p> <div style="border: 1px solid black; width: 300px; height: 20px; margin-left: 50px;"></div>	<p style="text-align: right;">別紙 11</p> <p style="text-align: center;">フィルタ装置における化学反応熱について</p> <p>フィルタ装置に移行してくるエアロゾル及びガス状放射性よう素との化学反応による発熱及び化学反応生成物の影響について評価した結果を以下に示す。</p> <p>(1) ベンチュリスクラバにおける化学反応熱の影響</p> <p>ベンチュリスクラバで捕集されるエアロゾルと無機よう素について、スクラビング水との化学反応に伴い発生する反応熱量と、ベンチュリスクラバにおいて捕集された放射性物質から発生する崩壊熱量を比較する。</p> <p>a. ベンチュリスクラバにおけるエアロゾルの化学反応熱量</p> <p>ベンチュリスクラバで捕集されるエアロゾルは、核分裂生成物エアロゾルとコンクリートから生成するエアロゾルがある。エアロゾルのうち、非水溶性及び難水溶性のものは化学反応しないと考えられるが、ここでは、フィルタ装置に流入するエアロゾル全量(300kg)について化学反応するものとした。さらに、最も反応熱が大きくなる□(コンクリートから生成するエアロゾルの一種)で代表した場合の化学反応による発熱量を計算した。</p> <p>ベンチュリスクラバに捕集された□の化学反応熱は以下のとおり表せる。</p> <div style="border: 1px solid black; width: 300px; height: 20px; margin-left: 50px;"></div>	<p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる (参考図書 1)。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div> <p>熱化学方程式と標準生成エンタルピーより, <input type="text"/> となる。 以上より, 1mol の <input type="text"/> の反応には <input type="text"/> の発熱量を伴うこととなる。 <input type="text"/> 400kg は <input type="text"/> に当たることから, 発熱量は <input type="text"/> となる。 <input type="text"/></p> <p>(2) ベンチュリスクラバにおける無機よう素の<u>化学反応による発熱量</u> ベンチュリスクラバにおける無機よう素の捕集は, スクラビング水に添加する薬剤により 行われ, その化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。 アルカリ性条件下 (発熱反応)</p> <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <p>それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる (参考図書 1)。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 120px; width: 100%;"></div> <p>熱化学方程式と標準生成エンタルピーより, <input type="text"/> となる。 以上より, 1mol の無機よう素の反応には <input type="text"/> の発熱量を伴うこととなる。 フィルタ装置に貯留するスクラビング水 <input type="text"/> には <input type="text"/> <input type="text"/> wt%含有していることから, $S_2O_3^{2-}$の量は <input type="text"/> と なる。</p>	<p>ここで, それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値である。(参考図書 1)</p> <div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div> <p>これらの値より, <input type="text"/> となる。よって, 1 mol の <input type="text"/> が反応すると 約 <input type="text"/> の発熱量となる。 ベンチュリスクラバにおいて捕集されるエアロゾル <input type="text"/> の量は以下の値を用いる。 ・ <input type="text"/> の量 = 300 (kg) ・ <input type="text"/> 分子量 = <input type="text"/> (g/mol) よって, ベンチュリスクラバにおいて捕集されるエアロゾル <input type="text"/> の量は約 <input type="text"/> で あるので, 反応熱量は約 <input type="text"/> の発熱となる。</p> <p>b. ベンチュリスクラバにおける無機よう素の<u>化学反応熱量</u> ベンチュリスクラバにおける化学反応の熱化学方程式は以下のとおりである。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <p>ここで, それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる。(参考図書 1)</p> <div style="border: 1px solid black; height: 120px; width: 100%;"></div> <p>これらの値より, <input type="text"/> となる。よって, 1 mol の無機よう素 (I_2) が反応すると 約 <input type="text"/> の発熱量となる。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>一方、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素の量について、以下のとおり設定する。</p> <p>a. <u>よう素炉内内蔵量 (約 24.4kg)</u> BWRプラントにおける代表炉心 (ABWR) の平衡炉心末期を対象としたOR I GEN 2コードの計算結果に対して、東海第二発電所の熱出力 (3,293MW) を考慮して算出した結果、約 24.4kg とする。</p> <p>b. <u>格納容器へのよう素放出割合 (61%)</u> NUREG-1465 に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61% とする。</p> <p>c. <u>格納容器に放出されるよう素のうち無機よう素生成割合 (91%)</u> Regulatory Guide 1.195 に基づき、よう化セシウム 5%、無機よう素 91%、有機よう素 4% とする。</p> <p>以上より、ベンチュリスクラバに流入する無機よう素 (分子量 253.8) 約 13.6kg (=24.4kg × 61% × 91%) の量は約 53.6mol (=13,600g/253.8g/mol) となる。無機よう素と [] の反応による発熱量はモル数の少ない無機よう素の量により決定される。この場合無機よう素と [] の反応により生じる全発熱量は [] となる。</p> <p>[]</p> <p>(3) <u>ベンチュリスクラバにおける化学反応の発熱量の評価</u></p> <p>[]</p> <p>以上より、ベンチュリスクラバにおける化学反応による発熱量が与える影響はないと言える。</p> <p>2. <u>よう素除去部における化学反応による発熱</u></p>	<p>事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約 [] である。NUREG-1465 (参考図書2) に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61%、Regulatory Guide 1.195 (参考図書3) に基づき、無機よう素生成割合を 91% とすると、ベンチュリスクラバにおける無機よう素の量は以下のとおりである。</p> <p>・無機よう素 (I₂) の量 = [] (g) ・無機よう素 (I₂) 分子量 = 253.8 (g/mol)</p> <p>よって、ベンチュリスクラバにおいて捕集される無機よう素 (I₂) の量は約 [] であるので、反応熱量は約 [] の発熱となる。</p> <p>c. <u>影響評価</u> a, b で算出したエアロゾル及び無機よう素の化学反応熱量の合計は [] の発熱となり、設計上考慮しているスクラバ容器内発熱量 (370kW) の [] の積算値 [] に対して約 [] % であり、スクラビング水の水位挙動等への影響は十分小さい。</p> <p>(2) <u>銀ゼオライトフィルタにおける化学反応熱の影響</u> 銀ゼオライトフィルタにおいてガス状放射性よう素の化学吸着により発生する反応熱量と銀ゼオライトフィルタにおいて捕集されたガス状放射性よう素から発生する崩壊熱量を比較する。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>(1) <u>よう素除去部における有機よう素の化学反応による発熱量</u> <u>よう素除去部における有機よう素の捕集は、銀ゼオライトへの吸着反応として行われ、その化学反応は以下の熱化学方程式のとおりである。</u> アルカリ性条件下 (発熱反応)</p> <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <p>それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる (参考図書 1)。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div> <p>熱化学方程式と標準生成エンタルピーより、となる。</p> <p>以上より、1mol の有機よう素 CH_3I の反応には の発熱量を伴うこととなる。</p> <p>ここで、よう素除去部に流入する有機よう素の量は、別紙 11 に記載のとおり となる。したがって、よう素除去部における有機よう素の反応による発熱量は となる。</p> <p>有機よう素の全量が 10 分間 (600 秒) でよう素除去部へ捕集されたと考えると、発熱量は となる。</p>	<p>a. <u>銀ゼオライトフィルタにおける有機よう素の化学反応熱量</u> <u>銀ゼオライトフィルタにおける有機よう素の吸着反応の熱化学方程式は以下のとおりである。</u></p> <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <p>ここで、それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる。(参考図書 1)</p> <div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div> <p>これらの値より、 となる。よって、1mol の有機よう素 (CH_3I) が反応すると約 の発熱量となる。</p> <p>事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約 である。NUREG-1465 (参考図書 2) に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61%, Regulatory Guide 1.195 (参考図書 3) に基づき、有機よう素生成割合を 4%とする。また、よう素重量から有機重量への補正 (よう化メチルの分子量/よう素の原子量\div1.12) を設定値とすると、銀ゼオライトフィルタにおける有機よう素の量は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有機よう素 (CH_3I) の量 = (g) ・有機よう素 (CH_3I) 分子量 = 141.9 (g/mol) <p>よって銀ゼオライトフィルタに流入する有機よう素は であるので、反応熱量は の発熱となる。</p>	
<p>(2) <u>よう素除去部における無機よう素の化学反応による吸熱量</u> <u>よう素除去部における無機よう素 I_2 の銀ゼオライトへの吸着反応は、以下の熱化学方程式で示される。</u></p> <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <p>それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる (参考図書 1)。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div>	<p>b. <u>銀ゼオライトフィルタにおける無機よう素の化学反応熱量</u> <u>銀ゼオライトフィルタにおける無機よう素の吸着反応の熱化学方程式は以下のとおりである。</u></p> <div style="border: 1px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <p>ここで、それぞれの化学種の標準生成エンタルピーは以下の値となる。(参考図書 1)</p> <div style="border: 1px solid black; height: 80px; width: 100%;"></div>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>熱化学方程式と標準生成エンタルピーより、<input type="text"/>となる。 <u>以上より、1molの無機よう素(I₂)の反応には<input type="text"/>の吸熱量を伴うこととなる。</u> <u>ここで、無機よう素の反応は吸熱反応であることから、保守的に評価に含めないこととする。</u></p> <p>(3) <u>よう素除去部における化学反応の発熱量の評価</u></p> <div data-bbox="184 758 1267 1171" style="border: 1px solid black; height: 197px; width: 365px;"></div> <p><u>以上より、よう素除去部における化学反応による発熱量が与える温度変化は十分小さいため、影響はないと言える。</u></p>	<p>熱化学方程式及び標準生成エンタルピーより、<input type="text"/>となる。よって、1molの無機よう素(I₂)が反応すると約<input type="text"/>の吸熱量となる。 <u>事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約<input type="text"/>である。NUREG-1465(参考図書2)に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を61%、Regulatory Guide 1.195(参考図書3)に基づき、無機よう素生成割合を91%、ベンチュリスクラバにおけるDFを100とすると、銀ゼオライトフィルタにおける無機よう素の量は以下のとおりである。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・無機よう素(I₂)の量 = <input type="text"/> (g) ・無機よう素(I₂)分子量 = 253.8 (g/mol) <p><u>よって、銀ゼオライトフィルタに流入する無機よう素は約<input type="text"/>であるので、反応熱量は<input type="text"/>の吸熱となる。</u></p> <p>c. 影響評価</p> <p>a. b. で算出したガス状放射性よう素の化学反応熱量の合計は<input type="text"/> <input type="text"/>の発熱となり、ガス状放射性よう素が<input type="text"/>で銀ゼオライトフィルタに捕集され と考えると、約<input type="text"/>となり、以下の評価式にて銀ゼオライトフィルタの上昇温度を評価した。</p> $\text{上昇温度(}^\circ\text{C)} = \frac{\text{銀ゼオライトフィルタ内の発熱量(W)}}{(\text{比熱(J/kg}^\circ\text{C)} \cdot \text{窒素ガス流量(m}^3\text{/s)} \cdot \text{窒素ガス密度(kg/m}^3\text{)})}$ <p>ここで、銀ゼオライトフィルタに流入する窒素ガスの条件は以下のとおり設定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・窒素ガス流量 = 100 (Nm³/h) ・窒素ガス比熱 = 1040 (J/kg・°C) ・窒素ガス密度 = 1.25 (kg/Nm³) <p><u>以上より、銀ゼオライトフィルタの上昇温度は約<input type="text"/>°Cと評価でき、よう素の再揮発等への影響は十分小さい。</u></p>	<p>備考</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価方針の相違 <p>島根2号炉は、吸熱反応を考慮して評価</p>

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(3) <u>ベンチュリスクラバにおける化学反応生成物の影響</u></p> <p>ベンチュリスクラバにおける無機よう素の化学反応は以下のとおりである。</p> <p style="text-align: center;">[Redacted]</p> <p>スクラビング水には化学薬剤として [Redacted] 及び [Redacted] を添加しており、無機よう素 (I₂) が流入することによって、溶解状態の [Redacted] と [Redacted] が生成する。</p> <p>スクラビング水に含まれる [Redacted] の量は約 [Redacted]、[Redacted] の量は約 [Redacted] である。一方、事故時に炉内に内蔵されるよう素元素量は約 [Redacted] である。NUREG-1465 (参考図書2) に基づき、格納容器内へのよう素の放出割合を 61%、Regulatory Guide 1.195 (参考図書3) に示される無機よう素生成割合を 91%とすると、ベンチュリスクラバにおいて捕集される I₂ の量は約 [Redacted] となるため、生成する [Redacted] の量は約 [Redacted]、[Redacted] の量は約 [Redacted] となる。</p> <p>ここで、それぞれの化学種の分子量は以下の値である。</p> <ul style="list-style-type: none"> • [Redacted] の分子量 = [Redacted] (g/mol) • [Redacted] の分子量 = [Redacted] (g/mol) <p>よって、[Redacted] は約 [Redacted]、[Redacted] は約 [Redacted] となる。スクラバ容器4基のスクラビング水の保有水量約 [Redacted] であり、[Redacted] の濃度は約 [Redacted]、[Redacted] の濃度は約 [Redacted] と微量であることから、構造材への腐食の影響はないと考えられ、これらの物質は中性であるため、スクラビング水のpHにも影響しない。</p> <p>(4) <u>銀ゼオライトフィルタにおける化学反応生成物の影響</u></p> <p>銀ゼオライトフィルタにおける有機よう素と無機よう素の化学反応はそれぞれ以下のとおりである。</p> <p style="text-align: center;">[Redacted]</p> <p style="text-align: center;">[Redacted]</p> <p>この化学反応による化学反応生成物である [Redacted] には爆発の恐れがあることが知られている。[Redacted] については、[Redacted] と [Redacted] が発生するため、格納容器内で発生する有機よう素の濃度を以下のとおり算出する。</p> <p>格納容器内で発生する有機よう素は [Redacted] であり、仮に温度を 200℃ (473K) で圧力を保守的に 1atm とすると [Redacted] となり、D/W 自由空間容積は約 [Redacted] m³ であるため、格納容器内の有機よう素の濃度は約 [Redacted] となる。</p> <p>よって、有機よう素が銀ゼオライトフィルタで反応し生成する [Redacted] の濃度は約 [Redacted] であると評価でき、一般に有機化合物の可燃性限界の下限濃度は数%オーダーであることからこのような極低濃度において爆発の恐れはない (参考図書4)。</p> <p>[Redacted] については、熱や光で分解する性質がある。[Redacted] は 400℃以上の高温状態において、数時間程度 [Redacted] を通気した場合に起こることが知られているが、銀ゼオライトフィルタの温度は 400℃に対して十分低く抑えることができる。</p>	<p>・記載方針の相違</p> <p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><参考図書></p> <p>1. 化学便覧基礎編改訂 5 版</p>	<p>また、 銀ゼオライトフィルタは容器内の遮光された環境にあるため、光分解によるよう素の放出は発生しない。</p> <p></p> <p>銀ゼオライトフィルタにおける無機よう素との化学反応においては、 の他の化学反応生成物は、安定な固体である 及び極低濃度の であり、銀ゼオライトフィルタの性能に与える影響はない。</p> <p><<参考図書>></p> <p>1. 化学便覧基礎編改訂 3, 5 版</p> <p>2. NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” <u>Feb. 1995</u></p> <p>3. <u>Regulatory Guide 1.195, “Methods and assumptions for evaluating radiological consequences of design basis accidents at light-water nuclear power reactors”</u></p> <p>4. M.G.Zabetakis, “Flammability Characteristics of Combustible Gases and Vapor.” <u>U.S. Bureau of Mines Bulletin 627. 1965</u></p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違</p>

別紙 51

別紙 12

スクラビング水の粘性の変化が除去性能に与える影響について

スクラビング水の粘性の変化が除去性能に与える影響について

ベントにより格納容器からフィルタ装置にエアロゾルが移行する。スクラビング水の粘性は、エアロゾルが可溶性の場合はそのエアロゾルの水和性と溶解する量によって、不溶性の場合はスクラビング水に分散する固体粒子の量によって変化する。可溶性エアロゾル又は不溶性エアロゾルの影響によるスクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価した結果、その変化は十分小さく、DFへの影響がないことを確認した。

ベント時に格納容器からスクラバ容器に可溶性及び不溶性エアロゾルが流入し、スクラビング水中のエアロゾル濃度の増加に伴い、スクラビング水の粘性が増加することが考えられる。

可溶性及び不溶性エアロゾルによる粘性変化に関する評価を以下に示す。

(1) フィルタ装置内に移行するエアロゾル等の影響

重大事故等時に格納容器内へ放出されるエアロゾルがベントによりフィルタ装置に移行することから、NUREG-1465に記載されている格納容器への放出割合を参照し、フィルタ装置内へ移行するエアロゾル量を基にスクラビング水への影響を評価する。なお、NUREG-1465では格納容器への放出過程(Early In-Vessel, Late In-Vessel等)ごとに格納容器への移行割合を与えており、本評価では事故後長期にわたってスクラビング水への影響を評価するため、放出過程ごとの放出割合の合計値をエアロゾル移行量の算出に使用している。(別紙2)

ベント後のスクラビング水には、可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルがそれぞれ存在することとなる。エアロゾルの種類と溶解の可否を第1表に示す。

第1表 エアロゾル(設計条件)の種類と溶解の可否

核種グループ	代表化学形態	FP エアロゾル移行量 (kg)	溶解の可否
Halogens	CsI		可溶性
Alkali metal	CsOH		可溶性
Te	TeO ₂ , Sb		不溶性
Ba, Sr	BaO, SrO		可溶性
Noble metals	MoO ₂		不溶性
Ce	CeO ₂		不溶性
La	La ₂ O ₃		不溶性
構造材	SiO ₂ 等		大半は不溶性
	合計		400

可溶性エアロゾルと不溶性エアロゾルでは、スクラビング水の粘性に与える影響はそれぞれ異なることから、可溶性エアロゾル、不溶性エアロゾルに分けて粘性に与える影響を確認する。

なお、流体が流動する際の抵抗を示す粘性の大きさは、粘性率 η [mPa・s]で表され、水の粘性率は水温10℃の場合は約1.3[mPa・s]、80℃の場合は約0.3[mPa・s]である(参考図書1)。

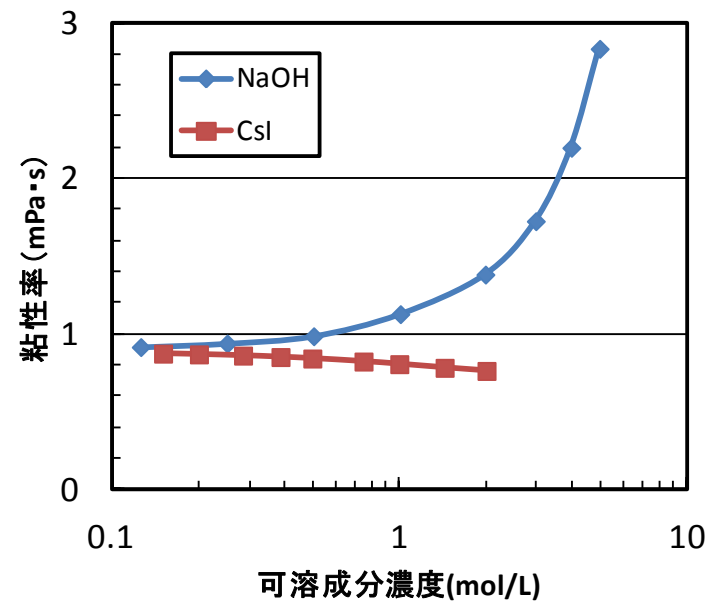
a. 可溶性エアロゾルの影響

エアロゾルがスクラビング水に溶解すると、分解してイオンとして存在し、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しやすい場合には、イオンと水分子が集団として振る舞うため移動しにくくなり、粘性率が大きくなる。一方、溶解したイオンの周囲に水分子が水和しにくい場合には、イオンや水分子が移動しやすくなり、粘性率が小さくなる(参考図書2)。

ベント実施後にフィルタ装置に含まれる主な陽イオンには、 Na^+ 、 K^+ 、 Cs^+ があり、陰イオンには OH^- 、 Cl^- 、 Br^- 、 I^- 、 CO_3^{2-} 、 HCO_3^- 、 SO_4^{2-} がある。これらイオンのうち、水和しやすく粘性率の増加に最も寄与する陽イオンは Na^+ 、陰イオンは OH^- であり、水和しにくく粘性率の減少に寄与する陽イオンは Cs^+ 、陰イオンは I^- であると考えられる(参考図書1,3)。

このため、フィルタ装置にエアロゾルが移行した場合の粘性率は、エアロゾルの全量を水酸化ナトリウム(NaOH)として評価したとき最も大きく、よう化セシウム(CsI)として評価したときには小さくなる。

スクラビング水として低温(粘性率が高い)の 25°C における水酸化ナトリウムとよう化セシウムが水に溶解した場合の粘性率の変化を第1図に示す。



第1図 NaOHとCsIが水に溶解した場合の粘性率の変化 (25°C)
(NaOH: 参考図書4, CsI: 参考図書5)

(1) 可溶性エアロゾルによるスクラビング水の粘性変化による影響

エアロゾルが可溶性の場合、スクラバ溶液中では捕集したエアロゾルが溶解し、溶液中の可溶成分濃度が上昇する。可溶性のアルカリ成分及び中性塩成分が共存した場合の粘性率の変化(25°C)を図1,2に示す。

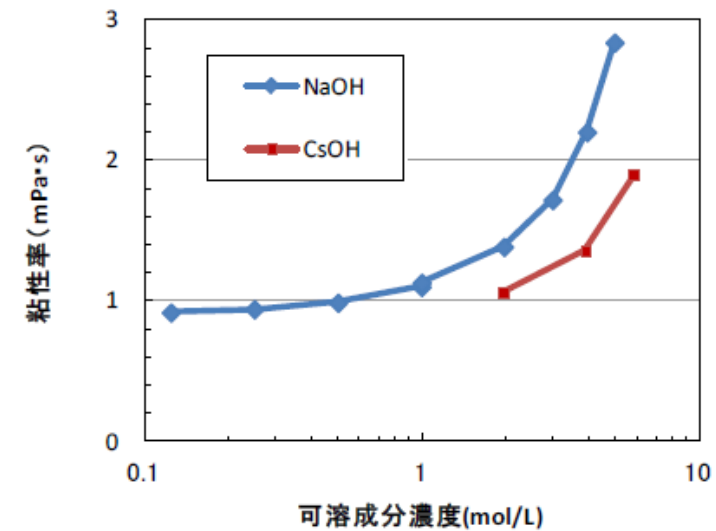


図1 可溶性のアルカリ成分が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)
(NaOH: 参考図書1,3, CsOH: 参考図書3)

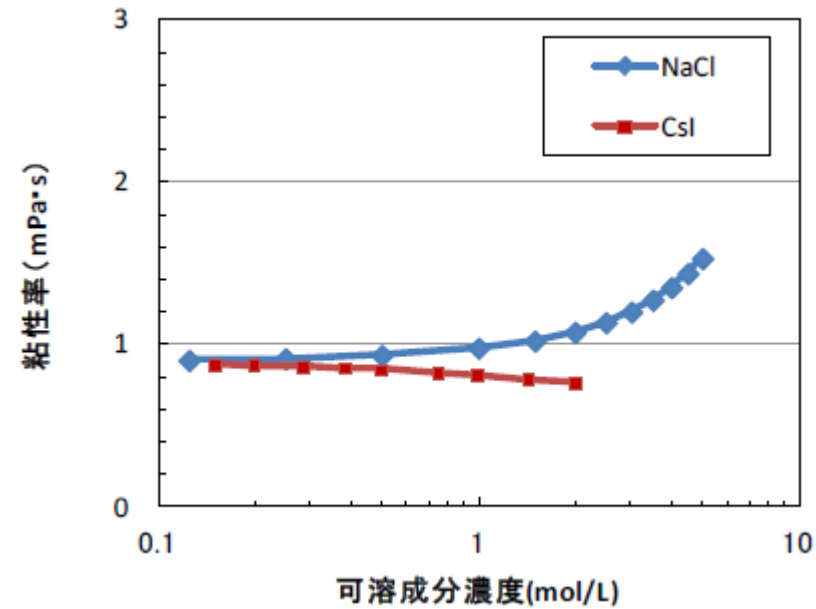


図2 可溶性の中性塩成分が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)
(NaCl : 参考図書 4, CsI : 参考図書 5)

スクラビング水に添加している化学薬剤の [] であり、このスクラビング水の粘性率は、化学薬剤を全て水酸化ナトリウムとして評価すると、第1図より [] mPa·s となる。

また、スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルが全て水酸化ナトリウム (400kg=10,000mol) と想定とすると、その溶液のモル濃度は [] mol/l 上昇し、[] となり、可溶性エアロゾルが溶解したスクラビング水の粘性率は、第1図より [] mPa·s となる。

以上より、可溶性エアロゾルが溶解した場合のスクラビング水の粘性率の変化は、フィルタ装置待機時のスクラビング水の粘性率に比べて、わずか ([] mPa·s 大きくなる) と評価できる。

なお、JAVA 試験における初期のスクラビング水に含まれる化学薬剤の質量パーセント濃度は [] であり、これらのモル濃度はそれぞれ [] となることから、このスクラビング水の粘性率は、化学薬剤が全て水酸化ナトリウムとして評価すると、第1図より [] mPa·s となる。

スクラバ容器のスクラビング水に含まれる化学薬剤の濃度は、通常水位 (約 []) で [] であり、下限水位 (約 []) ではそれぞれ [] に相当する。ベント時に格納容器からスクラバ容器に移行するエアロゾル重量を保守的に 300kg とし、仮に全量がセシウム元素とした場合、可溶性エアロゾルのスクラビング水の濃度は約 [] となる。これらのモル濃度を合計し、水酸化ナトリウムとして 25°C の水に溶解した際の粘性率を評価すると、約 [] となる。

ここで、JAVA 試験でのスクラビング水に含まれる化学薬剤の濃度は、[] であり、このモル濃度を合計し、水酸化ナトリウムとして 25°C の水に溶解した際の粘性率を評価すると、約 [] となる。JAVA 試験におけるスクラビング水の粘性率と比較すると、スクラバ容器のスクラビング水の粘性率は 25°C において約 [] 高いと評価できる。

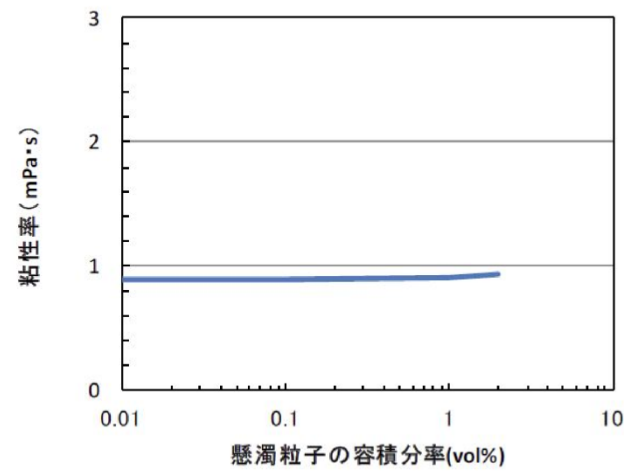
b. 不溶性エアロゾルの影響

エアロゾルが不溶性の場合、スクラビング水中ではコロイド等の懸濁粒子濃度が上昇すると考えられる。このような懸濁粒子が分散した溶液の粘性率はアインシュタインの粘度式等によって評価することができる(参考図書1)。

$$\eta / \eta_0 - 1 = 2.5 \phi$$

ここで、 η : 懸濁粒子溶液の粘性、 η_0 : 分散溶媒の粘性、 ϕ : 懸濁粒子の容積分率を示す。

上式を用いて、懸濁粒子濃度が粘性率に及ぼす影響を評価した結果を第2図に示す(アインシュタインの粘度式の成立限界である容積分率2%までを記載)。



第2図 不溶性分が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)

スクラビング水の粘性率の変化を保守的に評価するため、仮にフィルタ装置に移行するエアロゾルを全て不溶性のエアロゾル(密度 \square g/cm³)とし、最低水量の \square tに加わったとして懸濁粒子の容積分率を算出すると、 \square vol% (= $400 \times 10^3 / 2.4 / (15.5 \times 10^6)$) となる。第2図によると懸濁粒子の容積分率 2vol%程度まで粘性率がほとんど上昇していないため、不溶性エアロゾルによるスクラビング水の粘性率の変化はほとんどないと評価できる。

なお、上記の密度 \square g/cm³は、コア・コンクリート反応で発生するコンクリート由来のエアロゾルを想定したものであり、TeO₂(密度約 5.7g/cm³)等の密度の大きいエアロゾルを想定するよりも懸濁粒子の容積分率を大きく算定するため、保守的な評価となっている。

(2) 不溶性エアロゾルによるスクラビング水の粘性変化による影響

エアロゾルが不溶性の場合、スクラバ溶液中ではコロイド等の懸濁粒子濃度が上昇すると考えられる。このような懸濁粒子が分散した溶液の粘性率はアインシュタインの粘度式によって評価することができる(参考図書1)。

$$\eta / \eta_0 = 1 + 2.5 \phi$$

η : 懸濁液の粘性率

η_0 : 分散溶媒の粘性率 (25°Cにおける水の粘性率 0.8902 mPa·s)

ϕ : 懸濁粒子の容積分率

上式を用いて、懸濁粒子濃度が粘性率に及ぼす影響を評価した結果を図3に示す(アインシュタインの粘度式の成立限界である容積分率2%までを記載)。

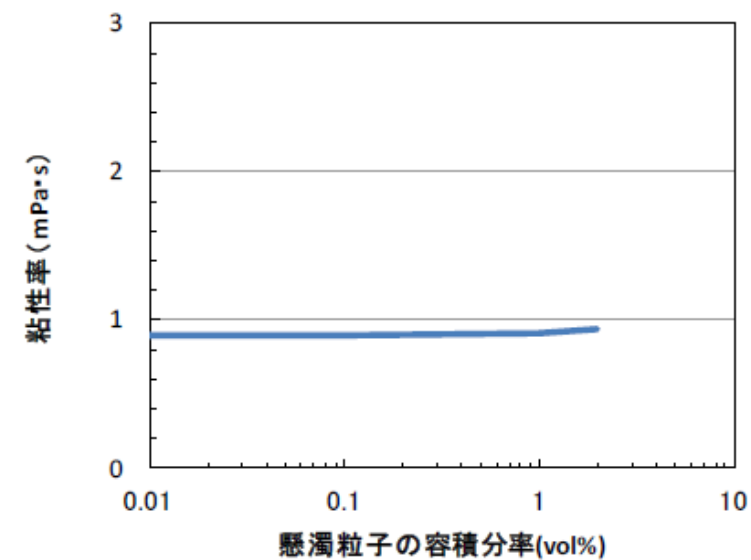


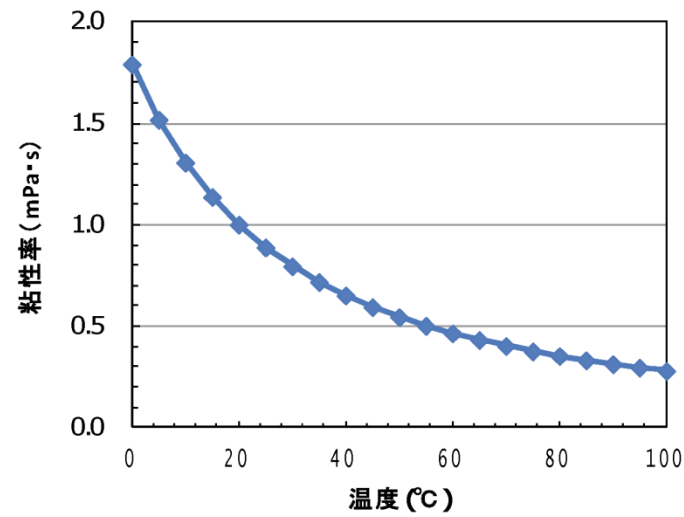
図3 懸濁粒子が共存した場合の粘性率の変化 (25°C)

バント時に格納容器からスクラバ容器に移行するエアロゾル重量を保守的に 300kgとし、仮にエアロゾルの比重を 2.2g/cm³ (MCCIで発生する可能性のある SiO₂の比重:参考図書2)とした場合、下限水位(約 \square)での不溶性エアロゾルの容積分率は約 \square であり、粘性率はほとんど変化しないため、不溶性エアロゾルによる粘性率への影響はほとんどないと考えられる。

(2) 評価結果

粘性率の増加量は、粘性率の変化が大きい可溶性エアロゾルの場合においても下記のとおりであり、第3図に示す純水の温度変化に伴う粘性率の変化量と同等であるため、この粘性率の変化は十分小さい。よって、フィルタ装置を長期に使用する場合においても、スクラビング水の粘性のDFへの影響はないと考えられる。

- ・可溶性エアロゾル（水酸化ナトリウム 400kg）が溶解した場合のスクラビング水の粘性率の変化は、待機時のスクラビング水と比べた場合に mPa・s 大きくなる。



第3図 水の粘性率に及ぼす温度の影響

なお、エアロゾルには有機物が含まれていないため、温度が上昇した場合にも粘性率を著しく大きくさせることはない。

<参考図書>

1. 化学便覧改訂3版基礎編II
2. 上平恒, 「水の分子工学」
3. 横山晴彦, 田端正明「錯体の溶液化学」
4. Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions (M+) Na+, K+, Li+, Cs+, (CH₃)₄N+ at 25.0 ° C, J. Chem. Eng. Data, 45, 613-617 (2000)
5. Grinnell Jones and Holmes J. Fornwalt, The Viscosity of Aqueous Solutions of Electrolytes as a Function of the Concentration. III. Cesium Iodide and Potassium Permanganate, J.

(3) 温度が粘性に及ぼす影響

液体の粘性率は温度が上昇するにつれて低下する。純水の粘性率の温度依存性を図4に示す。

JAVA 試験におけるスクラビング水の粘性率と比較すると、スクラバ容器のスクラビング水の粘性率は25°Cにおいて約 高いと評価できるが、ベントガスの流入によりスクラビング水の温度は上昇し、粘性率は低下するため、スクラビング水の粘性がスクラバ容器における除去性能に及ぼす影響はないと考えられる。

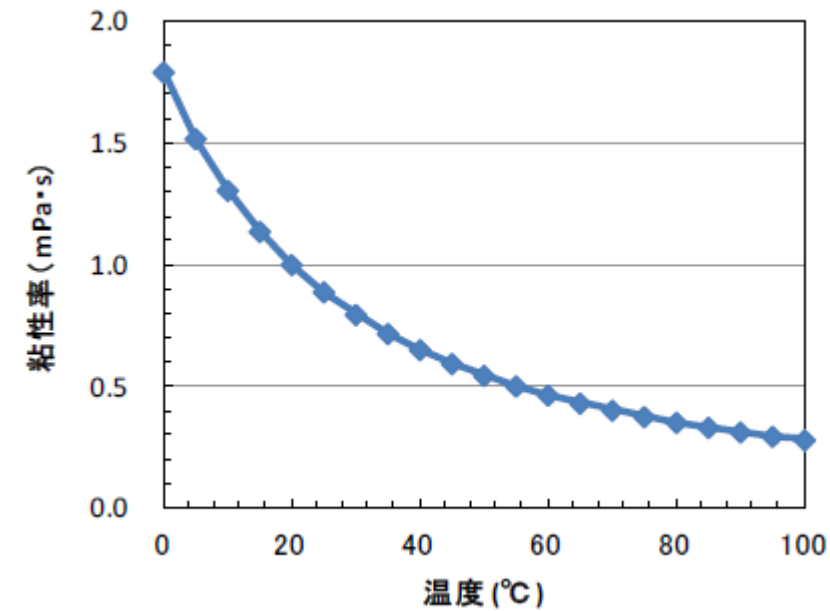


図4 純水の粘性率の温度依存性 (参考図書1)

なお、エアロゾルには有機物が含まれていないため、温度が上昇した場合にも粘性率を著しく大きくさせることはない。

<<参考図書>>

1. 化学便覧改訂3版基礎編II
2. 岩波理化学辞典第3版
3. Pal M. Sipos, Glenn Hefter, and Peter M. May, Viscosities and Densities of Highly Concentrated Aqueous MOH Solutions (M+) Na+, K+, Li+, Cs+, (CH₃)₄N+ at 25.0°C, J. Chem. Eng. Data, 45, 613-617 (2000)
4. Joseph Kestin, H. Ezzat Khalifa and Robert J. Correia, Tables of the Dynamic and Kinematic Viscosity of Aqueous NaCl Solution in the Temperature Range 20-150°C and the

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>Am. Chem. Soc., 58 (4), 619-625 (1936)</p> <p>6. Joseph Kestin, H. Ezzat Khalifa and Robert J. Correia, Tables of the Dynamic and Kinematic Viscosity of Aqueous NaCl Solution in the Temperature Range 20-150°C and the Pressure Range 0.1-35MPa, J. Phys. Chem. Ref. Data, Vol.10, No.1 (1981)</p> <p>7. <u>日本機械学会 蒸気表 <1999></u></p>	<p>Pressure Range 0.1-35MPa, J. Phys. Chem. Ref. Data, Vol.10, No.1 (1981)</p> <p>5. Grinnell Jones and Holmes J. Fornwalt, The Viscosity of Aqueous Solutions of Electrolytes as a Function of the Concentration. III. Cesium Iodide and Potassium Permanganate, J. Am. Chem. Soc., 58 (4), 619-625 (1936)</p>	

窒素供給装置の容量について

可搬型窒素供給装置の窒素容量は、下記①②を考慮して設定している。

- ① ベント後、中長期的に格納容器除熱系が復旧した後に窒素供給を開始し、除熱中の格納容器内の水素濃度を4%（水素の可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持
- ② ベント停止後の格納容器圧力逃がし装置における水素滞留防止のため、窒素の供給を行い、格納容器圧力逃がし装置の系統内の水素濃度を4%（水素の可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持

可搬型窒素供給装置の主要な仕様を第1表に示す。

第1表 可搬型窒素供給装置の主要仕様

窒素容量	約200Nm ³ /h
窒素純度	99.0vol%以上
窒素供給圧力	0.5MPa（可搬型窒素供給装置出口にて）

以下に、可搬型窒素供給装置の窒素供給量の設定について示す。

(1) 格納容器における可搬型窒素供給装置の容量

ベント開始後に格納容器内で発生する水素及び酸素は、サブプレッション・プール水に移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。ベントシーケンスである「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）」におけるMAAP解析に基づき評価した水素及び酸素の発生量を第2表に示す。なお、水素及び酸素の発生量算出については、以下の式により算出した。ベント後の格納容器除熱によって格納容器内は非沸騰状態にあることを想定し、水素発生量のG値は0.25、酸素発生量のG値は0.125とする。

① 発生水素（酸素）分子数 [分子数/J]

$$= G \text{ 値 [分子/100eV] } / 100 / (1.602 \times 10^{-19} \text{ [J]})$$

② 水素（酸素）発生量 [分子数/s]

$$= \text{崩壊熱 [MW]} \times 10^6 \times \text{発生水素（酸素）分子数 [分子数/J]} \times \text{放射線吸収割合}$$

③ 水素（酸素）発生量 [m³/h]

$$= \text{水素（酸素）発生量 [分子数/s]} / (6.022 \times 10^{23}) \times 22.4 \times 10^{-3} \times 3600$$

窒素供給装置の容量について

可搬式窒素供給装置の窒素容量は、下記①②を考慮して設定している。

- ① 残留熱代替除去系による原子炉注水及び原子炉格納容器除熱を実施した場合、可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器内へ窒素を注入し、酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持
- ② ベント停止後の格納容器フィルタベント系における水素滞留防止のため、窒素の供給を行い、格納容器フィルタベント系の系統内の水素濃度を4%（水素の可燃限界温度）未満あるいは酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に維持

可搬式窒素供給装置の主要な仕様を表1に示す。

表1 可搬式窒素供給装置の主要仕様

窒素容量	約100m ³ /h[normal]
窒素純度	約99.9vol%
窒素供給圧力	約600～900kPa[gage]

以下に、可搬式窒素供給装置の窒素供給量の設定について示す。

(1) 格納容器における可搬式窒素供給装置の容量

可搬式窒素供給装置は、原子炉格納容器内の水の放射線分解によって発生する酸素の濃度上昇を抑制可能な設計とし、有効性評価シナリオである大LOCA+SB0+ECCS故障（残留熱代替除去系を使用する場合）において、事故後7日間（168時間）は原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が可燃限界である5.0vol%に到達しない容量である約100Nm³/h/台を有する設計とする。（図1、図2）

・設備の相違
設備仕様の相違

・評価方針の相違

第2表 想定事象における格納容器内の水素及び酸素の発生量

対象	放射線 吸収割合	放射性物質移行量		発生量[m ³ /h] ^{※1}	
		割合[%]	崩壊熱[MW]	水素	酸素
炉心部 (コリウム)	0.1	62.0	6.100	1.27	0.64
炉心部 (コリウム以外)	1.0	9.0	0.889	1.85	0.93
D/W 及びペDESTAL部	1.0	0.3	0.030	0.06	0.04
S/P	1.0	26.0	2.550	5.33	2.67
合計	—	97.3	9.569	8.51	4.28

※1 ベント停止は事象発生7日後とし、7日後の崩壊熱として10MWを想定する。
 酸素濃度を厳しく評価するため、水素発生量は小数点第3位を切り下げ、酸素発生量は
 小数点第3位を切り上げる。
 炉心部ではβ線が燃料被覆管で吸収されることを考慮し、放射線吸収割合を0.1として
 いる。

この結果より、酸素濃度を5% (水素を燃焼させる下限濃度) 未満に抑えるために必要な
 窒素供給量 x を求める。

$$\frac{\text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置からの酸素供給量}}{\text{水素発生量} + \text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置の供給量} (x)} < 0.05$$

$$\frac{4.28 + x \times 0.01}{8.51 + 4.28 + x} < 0.05$$

$$x > 91.1 \text{ (小数点第2位切上げ)}$$

上記結果より、必要窒素供給量は91.1Nm³/hである。窒素供給装置の1台当たりの容量は
 200Nm³/hであることから、格納容器用の窒素供給装置の必要台数は1台となる。

なお、この時の水素は可燃限界濃度の4%を超えるが、上述のとおり酸素の濃度が5% (水素
 を燃焼させる下限濃度) を超えないことから水素が燃焼することはない。

(2) 格納容器圧力逃がし装置における可搬型窒素供給装置の容量

ベント開始後に格納容器圧力逃がし装置のフィルタ装置で発生する水素及び酸素は、フィル
 タ装置に移行した放射性物質による水の放射線分解によるものが支配的となる。このため、フ
 イルタ装置で発生する水素及び酸素の量は、(1)に示した①～③の式により算出できる。スク
 ラビング水は沸騰しているものと想定し、水素発生量のG値は0.4、酸素発生量のG値は0.2
 とする。その他の情報については、以下のとおりとする。

崩壊熱量：0.5MW (フィルタ装置の設計条件)

放射線吸収割合：1.0

以上より、水素の発生量は1.67m³/h、酸素の発生量は0.836 m³/hとなる。

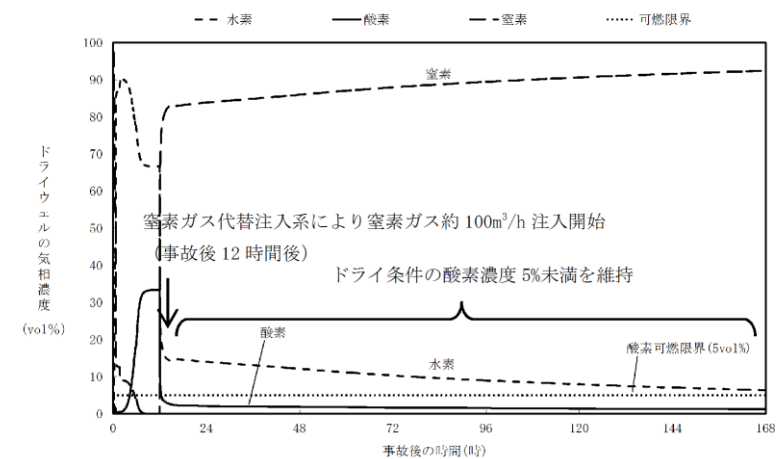


図1 ドライウェル気相濃度推移
 (大LOCA+SBO+ECCS故障 (残留熱代替除去系を使用する場合))

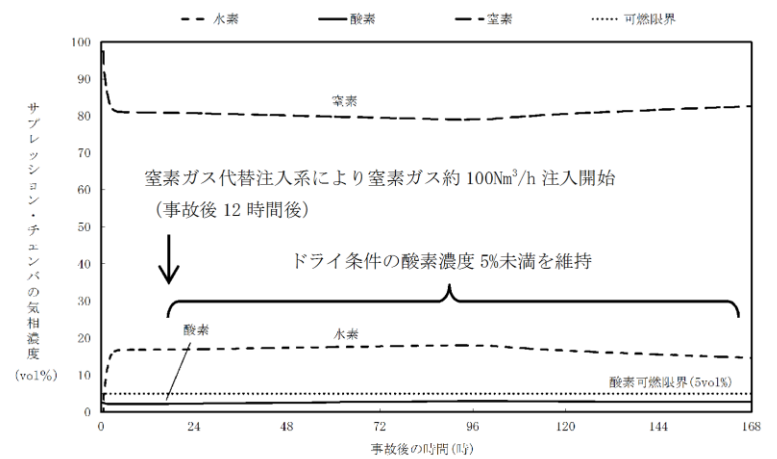


図2 サプレッション・チェンバ気相濃度推移
 (大LOCA+SBO+ECCS故障 (残留熱代替除去系を使用する場合))

(2) 可搬型窒素供給装置の容量設定根拠

可搬型窒素供給装置の容量は、格納容器過圧・過温破損シーケンス (大LOCA+SBO+ECCS機
 能喪失) における格納容器内の水素発生量に対して、系統内の水素濃度を可燃限界である4%未
 満に希釈できる十分な窒素供給量とするよう設定している。

計算条件を以下に示す。

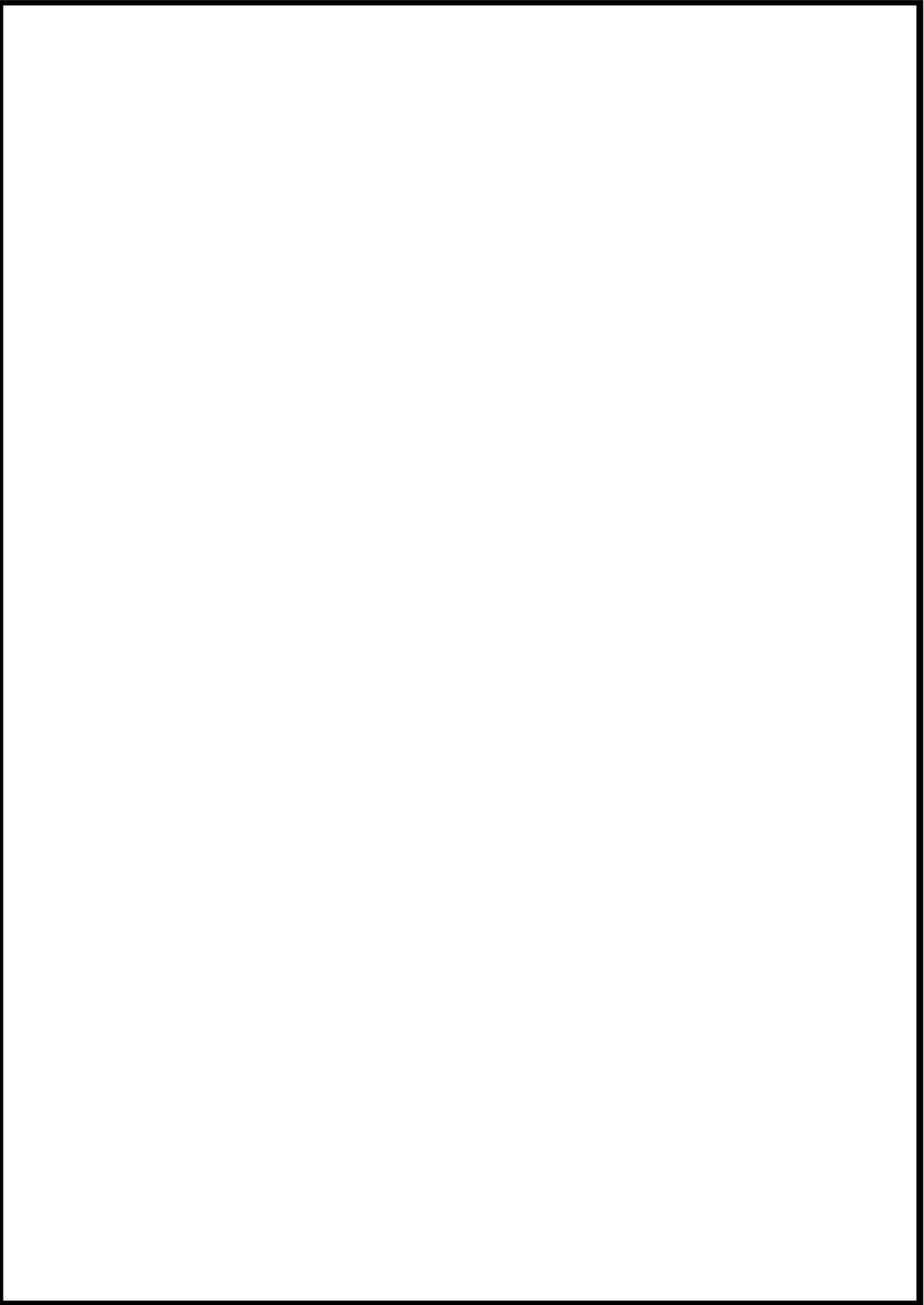
- ・水素発生量は事象発生7日後を想定し、約1.3 m³/h[normal]とする。
- ・酸素発生量は事象発生7日後を想定し、約0.65 m³/h[normal]とする。

・評価方針の相違

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p><u>水素及び酸素の発生量より、酸素濃度を5%（水素を燃焼させる下限濃度）未満に抑えるために必要な窒素供給量yを求める。</u></p> $\frac{\text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置からの酸素供給量}}{\text{水素発生量} + \text{酸素発生量} + \text{窒素供給装置の供給量 (y)}} < 0.05$ $\frac{0.836 + y \times 0.01}{1.67 + 0.836 + y} < 0.05$ <p>y > 17.8 (小数点第2位切上げ)</p> <p><u>上記より、必要窒素供給量は17.8Nm³/hとなる。窒素供給装置の1台当たりの容量は200Nm³/hであることから、格納容器圧力逃がし装置用の窒素供給装置の必要台数は1台となる。</u></p>	$\begin{aligned} \text{必要窒素供給量} &= (\text{水素発生量} - \text{水素発生量} \times 0.04 - \text{酸素発生量} \times 0.04) / 0.04 \\ &= (1.3 - 1.3 \times 0.04 - 0.65 \times 0.04) / 0.04 \\ &= 30.6 \text{ (m}^3/\text{h[normal])} \end{aligned}$ <p><u>可搬式窒素供給装置の容量は、上記の必要窒素供給量に余裕を見込み、100 m³/h[normal]と設定している。容量設定においてはベントガスの蒸気発生量を考慮していないため、十分保守的な設定である。</u></p> <p><u>なお、系統内の全空間容積は約202 m³であり、窒素供給量100 m³/h[normal]で約7時間通気することで、系統内の酸素濃度を5%から1%まで低下させることが可能である。</u></p>	<p>備考</p> <p>・記載方針の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p style="text-align: right;">別紙 53</p> <p style="text-align: center;"><u>フィルタ装置入口配管の位置について</u></p> <p>東海第二発電所のフィルタ装置入口配管は、フィルタ装置の通常水位より低い位置でフィルタ装置に接続される。以下に機器設計上の考え方と、この設計による悪影響の有無について検討する。</p> <p>(1) 機器設計上の考え方</p> <p>東海第二発電所のフィルタ装置には、容器内部に有機よう素を除去するための銀ゼオライトフィルタを設置している。この銀ゼオライト充填や容器内部の入槽点検には、上部マンホールから容器内部に作業が入り作業を行う必要がある。以下に示すように入口配管の接続位置はフィルタ性能に影響を及ぼすことはないことから、作業性を考慮して容器内部の作業エリアに大きな配管が極力配置されないように、銀ゼオライトフィルタ室より低い位置で入口配管を接続した設計としている。</p> <p>(2) 悪影響の有無について</p> <p>入口配管がフィルタ装置の通常水位より低い位置でフィルタ装置に接続することから、第1図のとおりスクラビング水を内包した入口配管が容器の外に配置されることとなる。これによるフィルタ性能への影響、バウンダリへの影響及び放射性防護の観点から悪影響の有無を検討する。</p> <p>なお、強度や耐震性への影響は構造(入口配管の位置)を適切に反映して評価することから、問題はない。</p> <p>a. フィルタ性能への影響</p> <p>フィルタ装置使用時には入口配管のスクラビング水を押し出す必要がある。入口配管の位置が通常水位の上下に関わらず、格納容器からのガスは待機時水位とベンチュリノズル分配管との差分の水位を押し込む必要がある。この押し込み水位は入口配管の位置による差はほとんどない。</p> <p>したがって、入口配管が通常水位より下でフィルタ装置に接続されても、格納容器からのガスはベンチュリノズルに導かれ、エアロゾルや無機よう素を捕集することから、入口配管の位置が放射性物質の捕集性能に影響を及ぼすことはない。</p> <p>なお、JAVA 試験設備においては、 エアロゾルや無機よう素に対して、十分な除去性能を有することが確認されている。</p> <p>b. バウンダリへの影響</p> <p>系統待機時にスクラビング水はフィルタ装置外部の入口配管内にも貯留されるが、配管の材質は耐アルカリ性を考慮して、フィルタ装置同様ステンレス鋼を採用することで、バウンダリへの影響はない。</p> <p>c. 放射線防護への影響</p> <p>フィルタ装置使用後は、入口配管にも放射性物質を含んだスクラビング水が貯留される。</p>		<p>・設備の相違</p> <p>島根2号炉は、スクラバ容器入口配管は通常水位より高い位置で接続されるため、該当資料なし</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
<p>フィルタ装置内部に入口配管が位置する場合と比べると、入口配管表面の放射線量率は高くなるが、格納容器圧力逃がし装置格納槽の遮蔽壁内に位置することから、作業員への影響はない。</p> <p>以上より、入口配管のフィルタ装置への接続位置が、フィルタ性能等へ悪影響を及ぼすことはない。</p>		

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
 <p data-bbox="1172 667 1210 1356">第1図 フィルタ装置入口配管の接続位置による比較</p>		

フィルタ装置 (スクラバ容器) の基数の違いによる影響について

フィルタ装置のうちスクラバ容器を4基構成にすることに対して、フィルタ性能へ影響しないよう設計上考慮している事項は以下のとおりである。図1にフィルタ装置廻りの系統概要を示す。

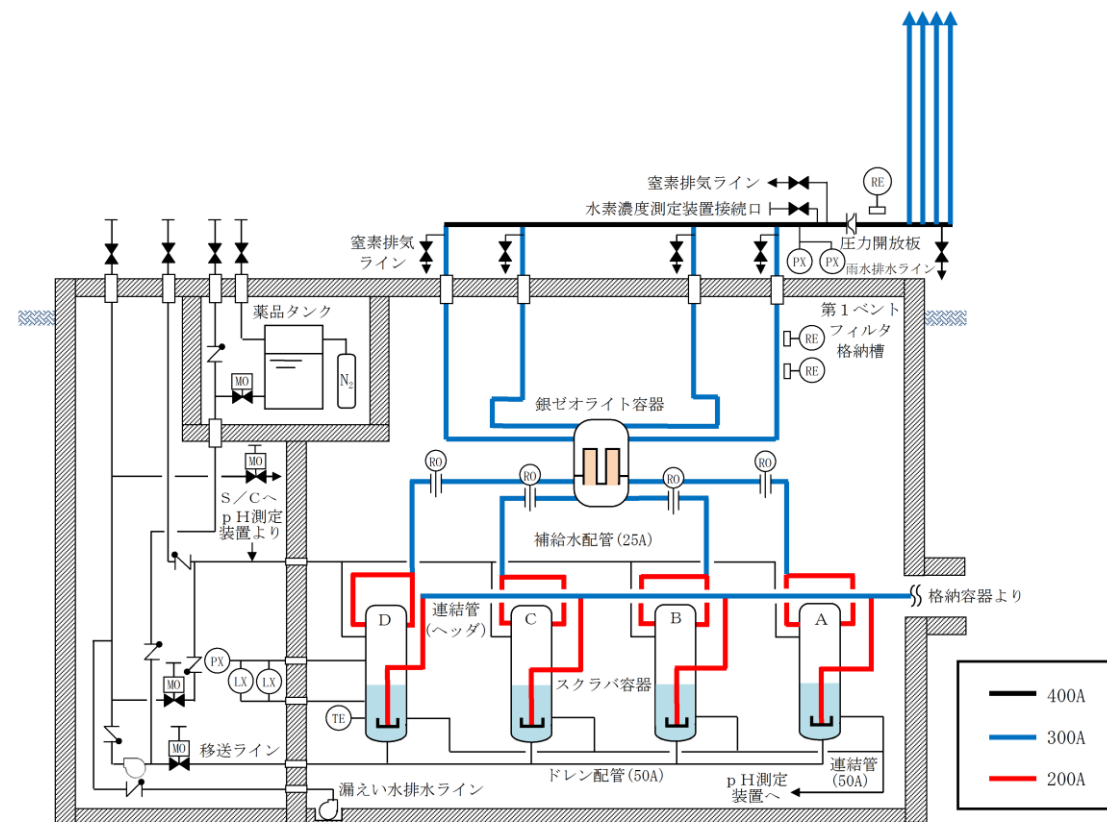


図1 フィルタ装置廻り系統概要図

(1) 配管圧損

各スクラバ容器廻りの配管圧損の差が十分小さくなるよう、配管のルート計画を考慮しており、スクラバ容器入口側に連結管 (ヘッダ)、スクラバ容器出口側に流量制限オリフィスを設置している。これにより、各スクラバにおけるガス流速 (体積流量) を出来るだけ均一になるよう設計しており、各フィルタ装置と接続している分岐部～オリフィスまでの配管の圧損差は、最大でも約 [] と小さく、この圧損差による蒸気流量のばらつきは [] 程度である。したがって、スクラバ容器が4基構成であっても各スクラバ容器のベンチュリスクラバにおけるエアロゾル除去性能に有意な影響はない。また、4つのスクラバ容器は第1ベントフィルタ格納槽内に区画された一つのエリアに設置し、第1ベントフィルタ格納槽の躯体により遮蔽しているため、線量の偏りによる外部への影響はない。ルート別の配管長さ (曲げ数) を表1、ルート別の

流速を表2、各フィルタ装置の配管圧損、流量の差を表3に示す。なお、流量制限オリフィス下流はオリフィス穴径に応じた流量となるため、銀ゼオライト容器入口における各スクラバ容器からのガス流速（体積流量）はほぼ一定となる。

表1 ルート別の配管長さ（曲げ数） (単位：m)

配管 ルート	分岐～スクラバ容器		スクラバ容器～オリフィス		合 計	
	300A (曲げ)	200A (曲げ)	300A (曲げ)	200A (曲げ)	300A (曲げ)	200A (曲げ)
A						
B						
C						
D						

注) オリフィス～銀ゼオライト容器の配管長さは同一のため省略

表2 ルート別の流速 (単位：m/s)

配管 ルート	分岐～スクラバ容器	スクラバ容器～オリフィス	
	200A	300A	200A
A			
B			
C			
D			

表3 各フィルタ装置の配管圧損、流量の差

	フィルタ装置A	フィルタ装置B	フィルタ装置C	フィルタ装置D
配管圧損の差 (kPa[dif])※				
質量流量 (kg/s)				
体積流量 @ベンチュリ ノズル部 (m ³ /s)				

※分岐～オリフィスの区間

(2) スクラビング水位

各スクラバ容器の液相部は連結管により相互に接続しており、各スクラバ容器の水位は同一となるような設計としている。なお、この連結管の配管径は 50A であり、スクラバ容器に流入するエアロゾル粒径に対して十分に大きな設計としており、スクラバ容器へのエアロゾル移行量を考慮してもスクラビング水の粘性率への影響は小さいため、当該ライン

が閉塞する恐れはない。

(3) 気相部圧力

各スクラバ容器の気相部は、補給水用配管を通じて連結させることにより、1つの金属フィルタに過大な圧力がかからない設計としている。なお、気相部に含まれるエアロゾルは、スクラビング後の粒径の小さなエアロゾルのみとなるため、当該ラインが閉塞する恐れはない。

(4) 薬剤濃度

フィルタ装置（スクラバ容器）への薬剤の補給については、図2に記載のとおり、常設設備により補給が可能な設計としている。

各スクラバ容器への補給ラインは容器毎にそれぞれ設置している。各ラインの配管圧損は小さく、各スクラバ容器の液相部は、連結管により相互に接続しているため、ほぼ均等に補給でき、スクラビング水位および薬剤の濃度は均一になると考えられるが、薬剤の補給後は図3に記載のとおり循環運転を実施し、スクラビング水の均一性を確保する設計としている。

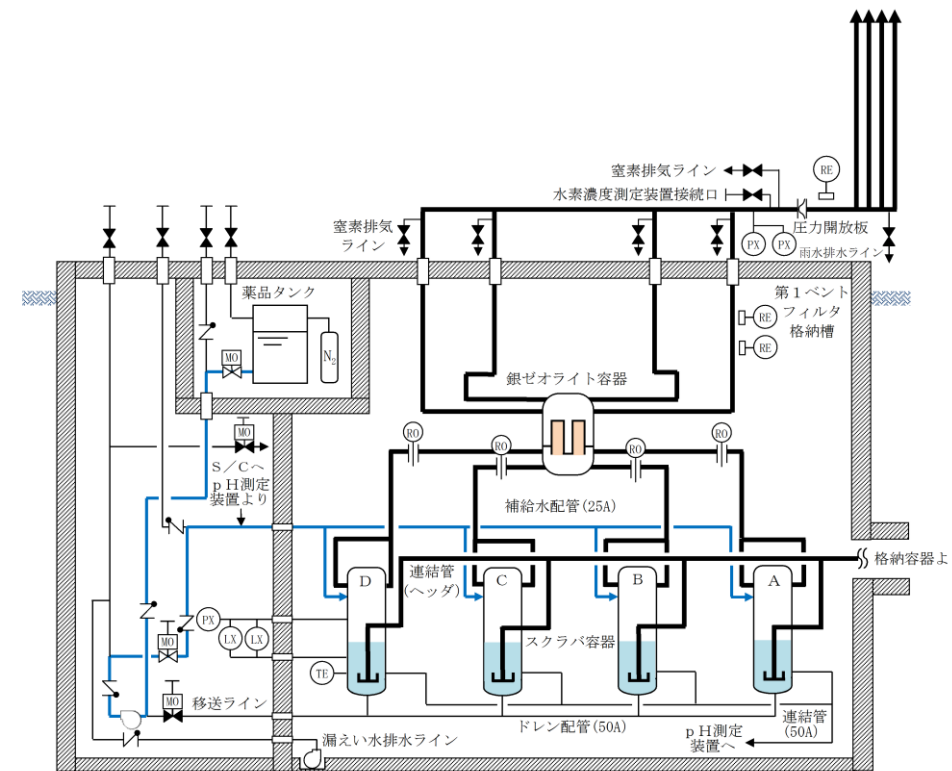


図2 フィルタ装置廻り系統概要図（補給時）

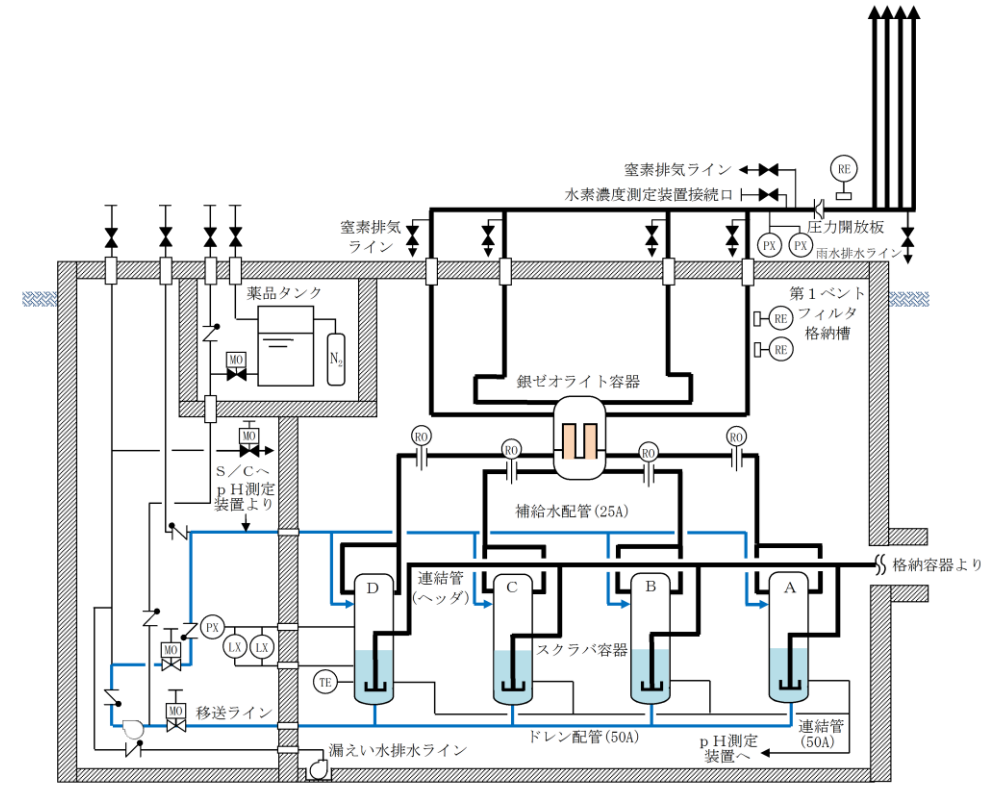


図3 フィルタ装置廻り系統概要図 (循環運転時)

(参考1) スクラバ容器基数による影響及び影響評価結果について

格納容器フィルタベント系は、スクラバ容器4基の構成としていることに対してフィルタ性能へ影響しないよう設計上考慮しているが、基数による影響を網羅的に確認するため、格納容器フィルタベント系の設計で考慮した事項からスクラバ容器基数による影響が考えられる項目を抽出した。スクラバ容器基数による影響及び影響評価結果を表1に示す。

表1 スクラバ容器基数による影響及び影響評価結果(1/2)

格納容器フィルタベント系の設計方針に対するスクラバ容器基数による影響		スクラバ容器4基構成における設計考慮事項	影響評価結果
排気容量 (ベントガス流量)	スクラバ容器1基当たりのベントガス流量がばらつく可能性がある。	・各スクラバ容器廻りの配管圧損の差を小さくする。	・ベントガス流量が出来るだけ均一になるよう設計しており、ベントガス流量のばらつきは小さい。
放射性物質の除去	スクラバ容器1基当たりのベントガス流量にばらつきがでること各フィルタ部において除去性能検証試験範囲から逸脱する可能性がある。	・各スクラバ容器廻りの配管圧損の差を小さくする。	・ベントガス流量のばらつきは小さいため、各スクラバ容器においてベントガス流量が除去性能検証試験範囲から逸脱することはない。放射性物質の除去性能への影響はない。
金属フィルタの閉塞	エアロゾルはベントガス流量が大きいスクラバ容器へ多く流入することになり、一部の金属フィルタが閉塞する可能性がある。	・各スクラバ容器廻りの配管圧損の差を小さくする。 ・スクラバ容器の液相部及び気相部をそれぞれ連結管で接続する。	・ベントガス流量のばらつきは小さいため、各スクラバ容器へエアロゾルがほぼ均等に流入すること及び金属フィルタへ移行するエアロゾル量は金属フィルタの許容負荷量に対して小さいことを確認していることから、金属フィルタが閉塞する可能性はない。
薬剤濃度	格納容器内で発生した酸性物質はベントガス流量が大きいスクラバ容器へ多く流入することになり、一部のスクラバ容器のスクラビング水のpHが下がる可能性がある。	・各スクラバ容器廻りの配管圧損の差を小さくする。 ・スクラバ容器の液相部及び気相部をそれぞれ連結管で接続する。 ・薬剤補給後は、スクラバ容器の循環運転を行う。	・ベントガス流量のばらつきは小さいため、各スクラバ容器へ酸性物質がほぼ均等に流入すること及びスクラビング水は十分な量の薬剤を保有していることから、薬剤濃度への影響はない。 ・各スクラバ容器には薬剤を補給できる設計としており、薬剤補給後はスクラビング水を循環させることで均一性を確保することから薬剤濃度への影響はない。
スクラビング水位	放射性物質はベントガス流量が大きいスクラバ容器へ多く流入することになり、捕集した放射性物質の崩壊熱により一部のスクラバ容器のスクラビング水位が下がる可能性がある。	・各スクラバ容器廻りの配管圧損の差を小さくする。 ・スクラバ容器の液相部及び気相部をそれぞれ連結管で接続する。	・ベントガス流量のばらつきは小さいため、各スクラバ容器へ放射性物質がほぼ均等に流入すること及び各スクラバ容器の液相部及び気相部をそれぞれ連結管で接続し、スクラバ容器のスクラビング水位が等しくなるよう設計していることから、スクラビング水位への影響はない。

表1 スクラバ容器基数による影響及び影響評価結果 (2/2)

格納容器フィルタベント系の設計方針に対するスクラバ容器基数による影響		スクラバ容器4基構成における設計考慮事項	影響評価結果
システムの冗長性	システムに冗長性を持たせている格納容器の接続位置とベント弁は、フィルタ装置入口配管の分岐部より上流側にあるため、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
位置的分散	全てのスクラバ容器を第1ベントフィルタ格納槽内に区画された一つのエリアに設置しているため、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
水素対策	可搬式窒素供給装置により窒素置換が可能のため基数による影響なし。	—	—
悪影響防止	他システムとは弁により隔離しているため、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
現場操作	ベント弁は、フィルタ装置入口配管の分岐部より上流側にあるため、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
補給・排水操作	各スクラバ容器に補給水配管及びドレン配管を設置することから、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
排気処理	放出口の高さは、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
外部事象、地震、津波、溢水、火災、環境条件に対する考慮	全てのスクラバ容器を第1ベントフィルタ格納槽内に区画された一つのエリアに設置しているため、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
作業員被ばく低減	全てのスクラバ容器を第1ベントフィルタ格納槽内に区画された一つのエリアに設置しているため、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
圧力開放板	スクラバ容器出口配管の合流部に圧力開放板を設置することから、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
水素及び放射性物質濃度の監視	スクラバ容器出口配管の合流部より下流側に水素濃度計及び放射線モニタを設置することから、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
スクラバ容器周りの計装	各スクラバ容器に水位、圧力及び温度を監視する計器を設置することから、スクラバ容器の基数による影響なし。スクラビング水pH計は、液相部の連結管に設置することから、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—
試験又は検査	各スクラバ容器に点検用のマンホールを設置していることから、スクラバ容器の基数による影響なし。	—	—

(参考2) ベントガス流量のばらつきに対する影響評価の詳細について

格納容器フィルタベント系は、スクラバ容器4基構成としており、スクラバ容器1基当たりのベントガス流量にばらつきが発生することで、スクラバ容器の性能に影響がでる可能性がある。このため、スクラバ容器1基当たりのベントガス流量のばらつきが発生した場合の影響を評価した。

1. ベントガス流量のばらつきの評価

フィルタ装置入口配管の分岐部から各スクラバ容器入口までの圧力損失とベントガス流量を評価した結果、フィルタ装置の入口流量比の差は格納容器内圧力1Pd 時において , 格納容器内圧力2Pd 時において であった。フィルタ装置入口側の圧力損失及びガス流量を表1 及び表2 に示す。

表1 PCV 圧力1Pd におけるフィルタ装置入口側の圧力損失及びガス流量

	圧力損失 (kPa)	スクラバ容器 入口ガス流量 (m ³ /s)	スクラバ容器 入口ガス流速 (m/s)	流量比 (%)
スクラバ容器A				
スクラバ容器B				
スクラバ容器C				
スクラバ容器D				

表2 PCV 圧力2Pd におけるフィルタ装置入口側の圧力損失及びガス流量

	圧力損失 (kPa)	スクラバ容器 入口ガス流量 (m ³ /s)	スクラバ容器 入口ガス流速 (m/s)	流量比 (%)
スクラバ容器A				
スクラバ容器B				
スクラバ容器C				
スクラバ容器D				

2. 流量のばらつきによる影響

スクラバ容器1基当たりの流量のばらつきが発生した場合には、以下の影響により、所定の性能を発揮することができない可能性がある。

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(1) 性能検証試験範囲からの逸脱 格納容器フィルタベント系は、想定する運転範囲としてベントガス流量を <input type="text"/> としており、このベントガス流量が各スクラバ容器に均等に分配されるように設計している。このため、スクラバ容器1基当たりのベントガス流量にばらつきが発生し、各スクラバ容器で想定している流量が増減することで、想定している運転範囲から逸脱する可能性がある。この結果、除去性能検証試験で確認された試験範囲から逸脱し、所定の除去性能が発揮できない可能性がある。</p> <p>(2) エアロゾルによる金属フィルタの閉塞 スクラバ容器1基当たりのベントガス流量にばらつきが発生することにより、一部のスクラバ容器のベントガス流量が大きくなる。この結果、流量が大きくなったスクラバ容器に流入するエアロゾル量が増加し、金属フィルタの閉塞が発生する可能性がある。</p> <p>(3) 格納容器内で発生した酸性物質によるスクラビング水のpHの異常低下 スクラバ容器1基当たりのベントガス流量にばらつきが発生することにより、一部のスクラバ容器のベントガス流量が大きくなる。この結果、流量が大きくなったスクラバ容器に流入する酸性物質の量が増加し、スクラビング水のpHが異常に低下する可能性がある。</p> <p>(4) 捕集した放射性物質の崩壊熱によるスクラビング水位の異常低下 スクラバ容器1基当たりのベントガス流量にばらつきが発生することにより、一部のスクラバ容器のベントガス流量が大きくなる。この結果、流量が大きくなったスクラバ容器に流入する放射性物質が多くなり、放射性物質の崩壊熱が大きくなることでスクラビング水が異常に低下する可能性がある。</p> <p>3. ベントガス流量のばらつきによる影響評価 スクラバ容器1基当たりのベントガス流量のばらつきが発生した場合の影響について評価を行い、所定の性能に影響がないことを確認している。確認結果の詳細は以下のとおり。</p> <p>(1) 性能検証試験範囲からの逸脱 格納容器圧力2Pd時におけるベントガス流量のばらつき <input type="text"/> に対する影響評価結果は以下のとおり。</p> <p>a. ベンチュリスクラバ 図1にベンチュリノズルにおけるガス流速に対して整理した除去性能検証試験結果を示す。図1より、流量にばらつきが発生した場合においても、除去性能検証試験で除去係数DF1,000以上を満足していることから、ベンチュリスクラバにおける運転範囲への影響はない。</p>	

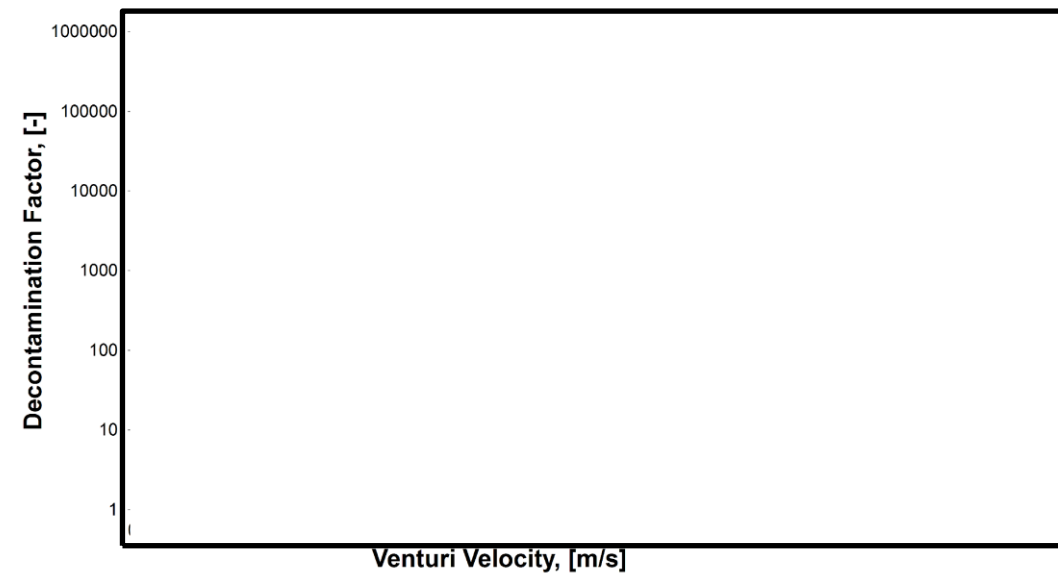


図1 ベンチュリノズル部におけるガス流速に対する除去係数

なお、ベンチュリスクラバでは、無機よう素も捕集・保持するが、除去性能に影響を与える因子はスクラバ溶液のpHであり、流速に依存しないためベンチュリスクラバにおける無機よう素の捕集・保持に影響はない。

b. 金属繊維フィルタ

図2に金属繊維フィルタにおけるガス流速に対して整理した除去性能検証試験結果を示す。図2より、流量にばらつきが発生した場合においても、除去性能検証試験で除去係数DF1,000以上を満足していることから、金属繊維フィルタにおける運転範囲への影響はない。

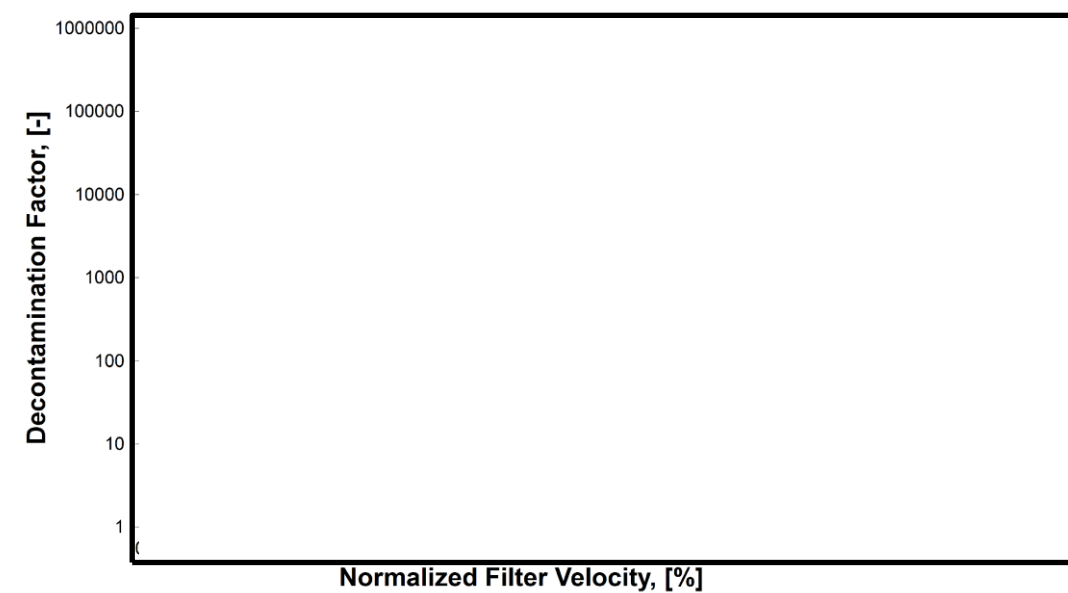


図2 金属フィルタ部におけるガス流速に対する除去係数

(2) エアロゾルによる金属フィルタの閉塞

想定するエアロゾル量(300kg)がスクラバ容器に均等に流入した場合の金属繊維フィルタへの移行量は [] であり、ベントガス流量が [] 増加した場合においてもその移行量は [] ([] × []) のため、金属繊維フィルタの閉塞のリスクが極めて低い運用が可能な負荷量 [] に対して小さいため、金属繊維フィルタの閉塞が生じる可能性はない。なお、有効性評価(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)(残留熱代替除去系を使用できない場合))におけるエアロゾルの金属フィルタへの移行量は [] であり、金属繊維フィルタの閉塞のリスクが極めて低い運用が可能な負荷量に対して十分小さい。

なお、金属フィルタのドレン配管の口径は [] であり、これに対してスクラバ容器に流入するエアロゾルの粒子径は [] で極めて小さく、また、ドレンが排出できる十分な配管口径であることから、ドレン配管において閉塞が発生するおそれはないと評価できる。(別紙 24)

(3) 格納容器内で発生した酸性物質によるスクラビング水の pH の異常低下

保守的に格納容器内で発生した酸性物質(約 [] mol) が全てスクラバ容器へ移行した場合、スクラビング水をアルカリ性に維持するためには [] mol 以上の [] が必要となり、その濃度は [] である。これに余裕をみて待機時には、スクラビング水の濃度を [] 以上とすることで、 [] としている。

ベントガス流量が [] 増加した場合のスクラバ容器 1 基当たりの酸性物質の移行量は、 [] であり、待機時のスクラバ容器 1 基当たりの [] より小さいためスクラビング水の pH への影響はない。

(4) 捕集した放射性物質の崩壊熱によるスクラビング水位の異常低下

ベントガス流量が [] 増加した場合に、一部のスクラバ容器に流入する放射性物質が多くなるため、その崩壊熱により一部のスクラバ容器のスクラビング水の蒸発量は増加する。一方、他のスクラバ容器では流入する放射性物質が少なくなるためスクラビング水の蒸発量は減少することになり、4基のスクラバ容器全体とした場合における蒸発量はベントガス流量が同等の場合と同様であり、スクラビング水位の低下への影響はない。また、一部のスクラバ容器のスクラビング水が減少した場合は、連結管によりスクラビング水の水位は均一となる設計としているため、スクラビング水位の低下への影響はない。

(参考3) 気相部及び液相部の連結管について

格納容器フィルタベント系は、スクラバ容器4基の構成としており、スクラバ容器の気相部及び液相部をそれぞれ連結管により接続している。連結管の設置目的及び連結管の口径の根拠を以下に示す。

1. 連結管の設置目的

スクラバ容器に気相部及び液相部に設置する連結管の設置目的(役割)を以下に示す。

(1) 気相部の連結管

- a. 各スクラバ容器気相部の圧力を同等にすることで1つの金属フィルタに過大な圧力がかからないようにする。また、スクラバ容器の水位を同等とする。
- b. 補給設備へ接続する。

(2) 液相部の連結管

- a. 各スクラバ容器の水位を同等とする。
- b. pH測定装置へ接続する。

2. 連結管配管径の適切性

配管口径については、むやみに圧力損失が増え、動力、最高使用圧力を増加させることがないように、また、浸食、配管振動を生じさせないように、配管内流速を表1に示す目安以下に抑えることを考慮して選定している。

表1 配管内流速の目安

液体の種類	波動の状態	基準流速
淡水		
蒸気・ガス		

スクラビング水はベントに伴い、蒸気凝縮、捕集された放射性物質の発熱による蒸発等により増減するが、液相部の連結管によりスクラビング水が移動し、移動したスクラバ溶液と同等量のベントガス等が気相部の連結管を流れることで、スクラビング水位は同等となる。この際、スクラバ容器の気相部の圧力は同等となる。

よって、スクラビング水の水位差が生じた場合において、表1より液相部の配管内流速を 以下、気相部の配管内流速を 以下に抑えることを考慮し、液相部の連結管を 50A、気相部の連結管を 25A と設定している。

(1) スクラビング水が均一になる場合の配管内流速

スクラビング水の水位が等しくなる場合の液相部及び気相部の配管内流速について確認するため、何らかの要因で2基のスクラバ容器のスクラビング水の水位差が ※1 から均一になった場合について評価する。評価は、2基のスクラバ容器とそれらを接続する連結管をモデルとした。評価モデルを図1に示す。

※1：スクラバ容器の機能を喪失しない範囲（スクラビング水の上限水位～下限水位）における水位差として設定

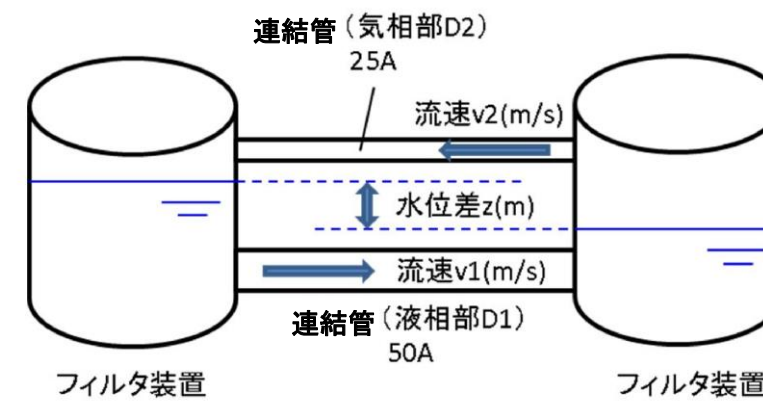


図1 評価モデル図

2基のスクラバ容器に水位差が生じた場合の液相部の連結管の流速は以下の式に基づき計算する。

$$\Delta h = \lambda \frac{L v^2}{D 2g}$$

Δh : 圧力損失 (初期水位差 z :)

λ : 管摩擦係数 ()

L : 連結管の長さ

D : 連結管内径

v : 流速

g : 重力加速度 (9.80665m/s²)

流体抵抗である L/D の算出にあたり、配管内流速が大きくなるよう、最も距離が短いスクラバ容器C～Dの連結管の長さを選択した。

表2 連結管の流体抵抗

連結管	L/D
スクラバ容器A～B	
スクラバ容器A～C	
スクラバ容器A～D	
スクラバ容器B～C	
スクラバ容器B～D	
スクラバ容器C～D	

評価の結果、液相部の配管内流速は [] となる。また、気相部の連結管は、液相部の連結管を流れる流量と同等のベントガス等が流れるため、気相部の連結管の配管内流速は [] となる。

以上より、液相部の目安 [] 以下かつ気相部の目安 [] 以下であり、液相部の配管口径 50A 及び気相部の配管口径 25A で問題ないことを確認した。

(2) スクラビング水をサブプレッション・チェンバへ移送する場合の配管内流速

ベント終了後のスクラビング水のサブプレッション・チェンバへの移送については、移送ポンプの定格流量である約 10 m³/h が 50A の配管内を流れることを考えた場合、流速は約 1.3 m/s となる。

以上より、液相部の目安 [] 以下であるため、液相部の配管口径 50A で問題ないことを確認した。

(参考4) スクラバ容器に水位差が発生した場合の液面振動

格納容器フィルタベント系は、ベントガス流量を同等とする設計及び4基のスクラバ容器を連結管で接続する設計としており、スクラビング水の水位差が生じることは考えにくい。

仮に、何らかの要因によりスクラバ容器に水位が発生した場合の液面振動について評価を行った。評価は、2台のスクラバ容器とそれらを接続する連結管をモデルとした。評価モデルを図1に示す。

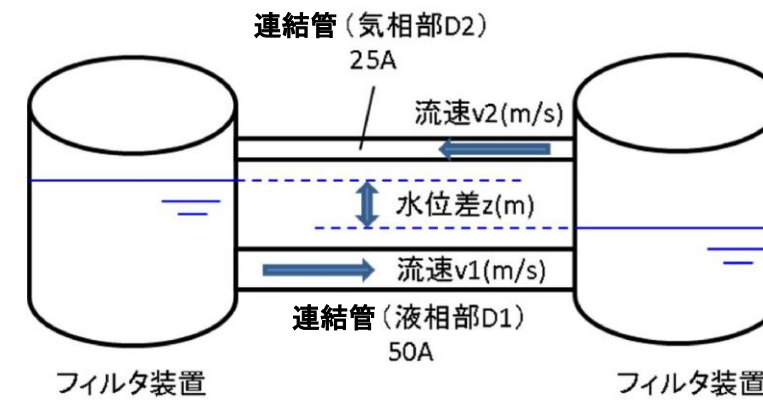


図1 評価モデル図

2台のスクラバ容器に水位差が生じた場合の液面振動の水位差 z と固有振動数 f_u は以下の式に基づき計算する。

$$\frac{dz}{dt} = \frac{\sqrt{2}n}{m} \sqrt{mz + 1 - (mz_0 + 1)\exp\{m(z - z_0)\}} \quad (\text{式1})$$

$$m = \frac{2gcF_1F_2}{lf(F_1+F_2)} \quad (\text{式2})$$

$$n = \sqrt{\frac{gf(F_1+F_2)}{l(F_1+F_2)}} \quad (\text{式3})$$

$$f_u = \frac{n}{2\pi} \quad (\text{式4})$$

- F1, F2 : スクラバ容器1基の断面積 ()
- c : 連結管の摩擦抵抗係数 ()
- f : 連結管の断面積 ()
- l : 連結管の長さ ()
- g : 重力加速度 (9.80665m/s²)
- z : 水位差 (m)
- z₀ : 初期水位差 ()
- f_u : 固有振動数 (Hz)

振幅が最大になるとき、液面の時間変化(dz/dt)は0になると考えられることから、(式1)は以下の式へ変形できる。

$$mz + 1 - (mz_0 + 1)\exp\{m(z - z_0)\} = 0 \quad (\text{式5})$$

ここで、(式2)より $m = \square$ となる。また、振幅が最大となる場合の水位差は、図2に示すとおり $z < 0$ となることから(式5)内の $\exp\{m(z - z_0)\} \rightarrow 0$ となるため、振幅の最大値は以下の式で計算できる。

$$mz + 1 = 0$$

よって、

$$Z = -\frac{1}{m} = -1.41(mm)$$

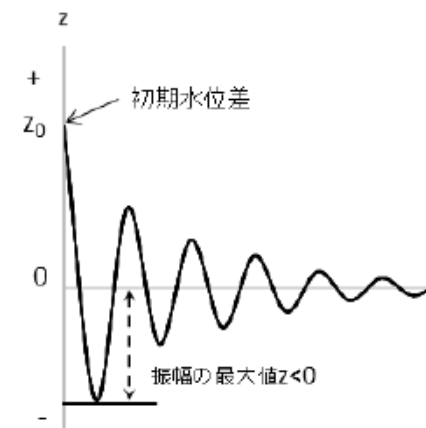


図2 振幅のイメージ

以上より、何らかの要因により水位差が \square となった場合の液面振動の振幅は最大でも \square \square であり、液面振動を考慮しても上限水位である \square に対し余裕があるため液面振動による影響はない。 \square その時のスクラバ溶液の最高水位は約 \square であり、有効性評価における7日後の水位は下限水位に対し余裕がある。

また、(式3)及び(式4)より液面振動の固有振動数 f_u は \square 未満であり、剛構造であるスクラバ容器の \square に対し十分小さいことから、液面振動がスクラバ容器と共振することはない。

なお、スクラバ容器4基間での液面振動を評価するため、前述の評価において、スクラバ容器断面積 F_2 を2基分の断面積として評価を実施した結果、液面振動の振幅は最大でも \square 未満であり、固有振動数は \square 未満であることから液面振動の影響はないと考えられる。

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(参考5) 格納容器フィルタベント系の設計経緯について</p> <p>格納容器フィルタベント系の当初設計, 設計変更内容及びフィルタ性能への影響評価については以下のとおり。</p> <p>(1) 当初設計</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ フィルタベント設備のシステム設計としては, 海外でスクラバ容器を2基構成とした実績があり, 島根2号機においても地下格納槽内の配置スペースの観点で容器をコンパクトに設計するため, スクラバ容器を複数基とする設計が可能であることをベンダーに確認したことから, スクラバ容器を複数基で構成するシステムを採用した。 ・ スクラバ容器の容量として, スクラバ容器の設計崩壊熱量 370kW に対応できるスクラビング水量を確保するため, 性能検証試験 (JAVA 試験) で使用された容器と同等の高さのスクラバ容器を4基設置することとした。 ・ スクラバ容器を4基構成としたことから, フィルタ装置出口配管についても4本構成とした。 <p>(2) 設計変更</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ フィルタベント設備の設計を進める段階で, スクラバ容器では捕集できない有機よう素を捕集するために銀ゼオライト容器を追加することを決定し, スクラバ容器下流に追設した。銀ゼオライト容器については, 必要な容量と設置スペースを考慮し, 1基構成とした。 ・ 銀ゼオライト容器を追設したことにより, フィルタ装置出口配管4本にそれぞれ設置することとしていた圧力開放板にかかる圧力が低下し, 圧力開放板が全ては作動しない可能性があったため, フィルタ装置出口配管について途中で1本の配管 (400A) に合流させ, 圧力開放板を1個設置する設計に変更した。 <p>(3) フィルタ性能への影響評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ スクラバ容器を4基構成とした場合でも, 各スクラバ容器の配管圧損の差が十分小さくなるよう配管のルート計画を考慮しており, ベント流量のバラつきを評価した結果, 性能に影響は無いことを確認している。 ・ フィルタ装置出口配管を4本構成とした場合でも, フィルタ装置出口配管の圧力損失が小さくなるよう配管口径を300Aとし, 流量制限オリフィスにおける圧力差を確保することで, ベントガス流速の運転範囲が性能検証試験範囲内であることを確認している。 	

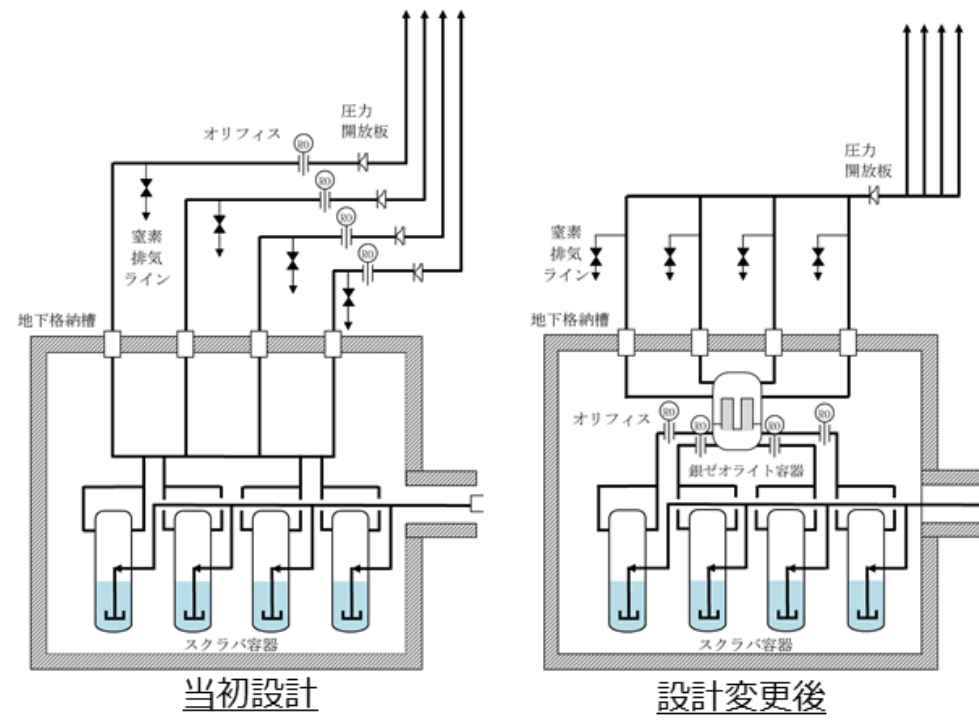


図1 格納容器フィルタベント系の設計変更の経緯

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">別紙 35</p> <p style="text-align: center;"><u>JAVA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計</u></p> <p>ベントガスに含まれるガス状放射性よう素（無機よう素及び有機よう素）は、流量制限オリフィス下流に設置する銀ゼオライトフィルタを通過する際の化学反応にて捕集する。実機の銀ゼオライトフィルタの設計において、除去係数と滞留時間の関係式、JAVA PLUS試験により得られた除去係数及び滞留時間を用いることから、JAVA PLUS試験結果の実機への適用性について、以下にまとめた。</p> <p>a. 銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の捕集</p> <p>ベントガスに含まれるガス状放射性よう素は、流量制限オリフィス下流に設置する銀ゼオライトフィルタを通過する際の化学反応にて捕集する。銀ゼオライトフィルタにおけるガス状放射性よう素の吸着速度は、総括物質移動係数Kを用いて以下のように表せる（参考図書1，2）。</p> $r \frac{\partial q}{\partial t} = K(C - C^*) \quad \dots \dots \text{(式1)}$ <p>r : 吸着剤充填密度 q : よう素吸着量 K : 総括物質移動係数 C : よう素濃度 C^* : よう素平均濃度</p> <p>ここで、化学反応による吸着（不可逆反応）であることから、$C^* = 0$とみなし、式1は以下のように表せる。</p> $r \frac{\partial q}{\partial t} = KC \quad \dots \dots \text{(式2)}$ <p>b. 除去係数と滞留時間</p> <p>ガス状放射性よう素が銀ゼオライトフィルタを通過する際の物質収支は、吸着剤の微小ベッド厚さ Δz に対して、単位時間あたりのよう素濃度の低下率と吸収量が等しいとする式3で表すことができる（参考図書3）。</p> <p>銀ゼオライトフィルタ通過前後における物質収支のイメージを図1に示す。</p> $-uA \Delta t \Delta C = r A \Delta z \Delta q \quad \dots \dots \text{(式3)}$ <p>u : ガス流速 A : ガス通過断面積 Δt : 単位時間 ΔC : よう素濃度変化 r : 吸着剤充填密度 Δz : ベッド厚さ Δq : 単位質量あたりのよう素吸着量</p>	<p>・資料構成の相違</p>

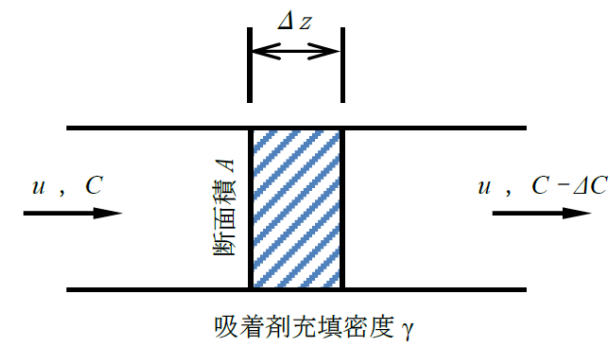


図1 銀ゼオライトフィルタ通過前後における物質収支のイメージ

ここで、左辺はガスに含まれる放射性よう素の変化量、右辺は銀ゼオライトフィルタで捕集した放射性よう素量を表す。 $\Delta z = u \Delta t$ より、両辺を $A \Delta t \Delta z$ で除し、微小変化を $\Delta \rightarrow \partial$ とすると、式3は以下のように表せる。

$$-\frac{\partial C}{\partial t} = r \frac{\partial q}{\partial t} \quad \dots \dots \text{(式4)}$$

式4に式2を代入すると、以下のように表せる。

$$\frac{\partial C}{\partial t} = -KC \quad \dots \dots \text{(式5)}$$

式5を積分し、 C_0 を初期よう素濃度とすると、以下のように表せる。

$$\frac{\log(\frac{C}{C_0})}{t} = \frac{\log(DF)}{t} = K \quad \dots \dots \text{(式6)}$$

式6は銀ゼオライトフィルタをベントガスが通過する時間（滞留時間）に除去係数が依存することを示している。また、銀ゼオライトフィルタの厚さが一定であることを考慮すると、除去係数が銀ゼオライトフィルタを通過するベントガスの流速に依存することを示している。

c. 除去係数と滞留時間

銀ゼオライトフィルタの除去性能に影響を与え得るベントガス条件として、ベントガスの流速以外に、過熱度、蒸気割合、銀ゼオライトフィルタ温度、銀ゼオライトフィルタ圧力が考えられることから、これらの条件が式6の総括物質移動係数へ与える影響についてJAVA PLUS試験結果により評価する。

① 蒸気割合、銀ゼオライトフィルタ温度及び過熱度の影響



表1 蒸気割合, 銀ゼオライトフィルタ温度及び過熱度が
総括移動係数に与える影響

--

② 銀ゼオライトフィルタ圧力及び過熱度の影響

--

表2 銀ゼオライトフィルタ圧力及び過熱度が総括移動係数に与える影響(1)

--

--

表3 銀ゼオライトフィルタ圧力及び過熱度が総括移動係数に与える影響(2)

--

--

③ まとめ

ベントガス条件(過熱度, 蒸気割合, 銀ゼオライトフィルタ温度及び銀ゼオライト

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>フィルタ圧力) が、総括物質移動係数へ与える影響についてJAVA PLUS試験結果に基づき評価した結果、総括物質移動係数が過熱度に依存することを確認した。なお、蒸気割合、銀ゼオライトフィルタ温度及び銀ゼオライトフィルタ圧力は、銀ゼオライトフィルタを通過するベントガスの過熱度を決定する因子となり得るものであり、これらのベントガス条件が総括物質移動係数に与える影響は、過熱度による影響に帰着するものと考えられる。</p> <p>以上から、銀ゼオライトフィルタの除去性能の評価や設計においては、式6に示される滞留時間、ベントガスの過熱度への考慮が重要である。</p> <p>d. JAVA PLUS試験結果の実機への適用</p> <p>銀ゼオライトフィルタの設計 (必要ベッド厚の設計) においては、式6とJAVA PLUS試験で得られた除去係数及び滞留時間を用い、実機の過熱度の運転範囲について、式7の関係から実機に要求する除去係数を得るために必要となる滞留時間を算出し、銀ゼオライトの必要ベッド厚を設定する。上記のとおり設計した島根2号炉の銀ゼオライトフィルタの有機よう素除去係数を図2に示す。過熱度の運転範囲全域において、要求する除去係数 (DF50以上) を満足している。</p> <div data-bbox="1448 978 2320 1331" style="border: 1px solid black; height: 168px; width: 294px; margin: 20px auto;"></div>	

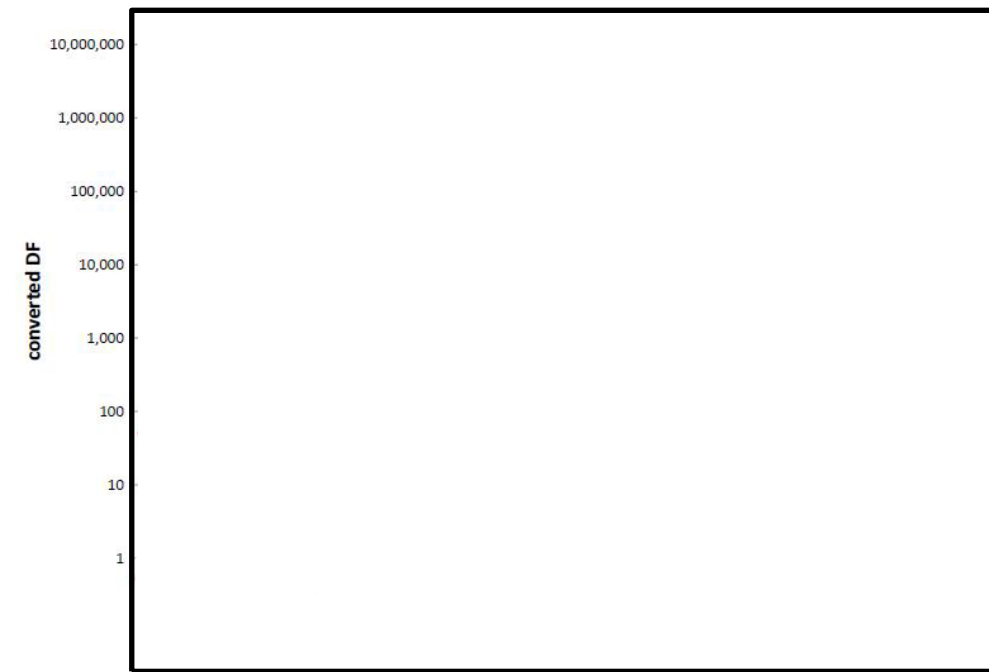


図2 JAVA PLUS試験結果 (実機条件補正)

《参考図書》

1. 佐藤 忠正等 (北海道大学) 充填層における吸着速度について, 1958-12-18
2. 古谷英二等 単成分吸着における固定層吸着破過曲線と粒内有効拡散係数について, 1978 年9月 (明治大学工学部研究報告)
3. 竹内 「吸着分離-入門から操作設計まで」 (2000 年)

別紙 44

・記載方針の相違

設備の維持管理についての補足事項

1. 機能確認における外観点検の確認内容について
機能確認における外観点検の確認内容を表1に示す。

表1 開放点検における点検の確認内容

対象機器	機能	点検の確認内容
ベンチュリノズル	フィルタ性能	■表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂, 変形, 腐食及び摩耗がないこと。 ■性能に影響を及ぼす恐れのあるノズル穴の異物による閉塞, ノズル穴の変形がないこと。
金属フィルタ		■表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂, 変形, 腐食及び摩耗がないこと。 ■性能に影響を及ぼす恐れのある金属フィルタの異物による閉塞, 溶接部の割れ, 腐食がないこと。
多孔板	整流機能	■表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂, 変形, 腐食及び摩耗がないこと。 ■性能に影響を及ぼす恐れのある整流板穴の異物による閉塞, 穴の変形がないこと。
オリフィス	流量調整機能	■表面に強度に影響を及ぼす恐れのあるき裂, 変形, 腐食及び摩耗がないこと。 ■性能に影響を及ぼす恐れのあるオリフィス穴の異物による閉塞, 穴の変形がないこと。

2. フィルタ性能の確認方法

待機中, 定期的に, 以下の(1)～(3)の項目を確認することでのフィルタ性能が維持されていることを確認する。

(1) 窒素封入圧力確認

窒素封入圧力を [] [gage]程度に維持することで, 容器内部の不活性状態が維持され, ベンチュリノズル及び金属フィルタの腐食の発生を防止していることを確認する。

(2) スクラビング水水位確認

スクラビング水水位を通常水位 ([]) で維持していることを確認する。

(3) スクラビング水性状確認

スクラビング水をサンプリング測定することで, [] が規定のpHを維持している事を確認する。

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>3. 点検周期の考え方</p> <p>4.5 格納容器フィルタベント系の維持管理の表 4.5-1 に示す点検周期は、表 2 に示すように機能や設置環境の類似した既設類似機器を踏襲して決定する。なお、この点検周期は、今後の保全活動を実施する中で適切な周期の見直しを行うこととする。</p> <p>容器及び容器内部構造物に対する、アルカリ性の薬液を注入することによる腐食の影響対策としては、本装置が通常待機状態であること、及び、耐腐食にすぐれたステンレス材等の材料を使用していることから、窒素封入による不活性状態を維持することにより容器内部構造物の腐食の発生を防止していることの確認を定期的に行うことで適切に維持できると考えられる。</p>	

表2 点検周期の決定根拠

対象機器	機能/設置環境			類似機器	点検周期
	型式/機能	材料	内部流体		
スクラバ容器	フィルタ等	ステンレス鋼	スクラビング水/窒素ガス	原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器	65M
内部構造物 ・ベンチュリノズル ・金属フィルタ ・多孔板	フィルタ等	ステンレス鋼	スクラビング水/窒素ガス	原子炉冷却材浄化系ろ過脱塩器 内部構造物	65M
銀ゼオライト容器	フィルタ等	銀ゼオライト	窒素ガス	非常用ガス処理系活性炭フィルタ	1C (機能確認)
伸縮継手	変位吸収機構	ステンレス鋼	窒素ガス/外気	—	10C
流量制限オリフィス	配管類	ステンレス鋼	窒素ガス	—	10C
圧力開放板	弁類	ステンレス鋼	窒素ガス/外気	窒素ガス制御系圧力開放板	5C
配管	配管類	炭素鋼	窒素ガス/外気	窒素ガス制御系配管	10C
		ステンレス鋼	スクラビング水/窒素ガス	気体廃棄物処理系配管	10C
弁	弁類	炭素鋼	窒素ガス/外気	窒素ガス制御系弁類	1C (機能確認) 78M (分解点検)
		ステンレス鋼	スクラビング水/窒素ガス	気体廃棄物処理系弁類	1C (機能確認) 78M (分解点検)

※点検周期のMは「月」、Cは「サイクル」を示す。

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">別紙 49</p> <p style="text-align: center;"><u>適合性審査において確認を行う事項 (第50条等, FCVS)</u> <u>に対する記載事項について</u></p> <p>適合性審査において確認を行う事項に対する各資料の回答記載箇所について次項に示す。</p>	<p>・資料構成の相違</p>

目次(概要)

基準規則 (本文)	基準規則 (解釈)	確認ポイント
50条	第1項 a) 設置	a-1. 設置目的
		a-2. 位置、構造、設備
		a-3. 設計条件
		a-3-1. 条件
		a-3-2. 材料
		a-3-3. 必要となる資機材
		a-4. 隔離弁等の信頼性 ・隔離弁としての信頼性 ・ベント弁としての信頼性
		a-5. ベント手順
		a-5-1. 手順着手の判断基準
		a-5-2. ベント実施の判断基準
		a-5-3. 操作手順
a-6. 操作性		
a-7. 使用後の考慮事項		
a-8. 監視・計測		
a-9. 保守管理		
a-10. 海外の先進事例との比較		
a-11. 引用文献、品質保証の妥当性		
a-12. その他 ・ヨウ素対策の許認可上の位置付け ・CV減圧速度の確認 ・基数の速いによる考察 ・凝縮水の排水 ・間欠運転実施時の考慮事項		
b-1-1. 除去対象及び除去原理		
b-1-2. 性能試験方法 ・試験条件 ・試験粒子 ・計測器		
b-1-3. 性能試験結果 ・条件毎の除去効率 ・部位毎の除去効率 ・粒径分布による影響 ・運転範囲との関係の確認。		

基準規則 (本文)	基準規則 (解釈)	確認ポイント
第1項 b) ii) 防漏	第1項 b) ii) 防漏	b-1-4. 試験のスケール性
		b-1-5. 待機中の除去性能維持 ・水位、pH
		b-1-6. 使用時の除去性能維持 ・水位、pH ・目詰まり、圧損
		b-1-7. 長時間使用時の性能維持 ・長期使用時の検討事項 ・崩壊熱の影響
		b-1-8. 使用後の保持性能の維持 ・再挿入、再浮遊
		b-1-9. その他
		b-2-1. 防漏に対する基本方針
		b-2-2. 系統内の可燃性ガスの滞留防止 ・配管の設計 ・容器の設計 ・監視設備 ・窒素供給設備
		b-2-3. ベント使用前 ・窒素バージ ・計測
		b-2-4. ベント使用初期 ・系統内の水蒸気凝縮 ・装置下流側の対向流
		b-2-5. ベント使用長期及び使用後
第1項 b) iii) 悪影響	b-3-1. 他への悪影響の確認 (SGTS、耐圧強化ベント)	
第1項 b) iv) 負圧破損	b-4-1. 負圧破損防止の確認	

Dサブチーム

基準規則 (本文)	基準規則 (解釈)	確認ポイント
48条 43条 1項1号 1項2号 1項3号 1項4号 1項5号 1項6号 2項1号 2項2号 2項3号	第1項 b) v) 人力 放射線防 護 第1項 b) vi) 人力 開放板 第1項 b) vii) CVと の接続 第1項 b) ix) 使用 後の放射 線防護 審査会合 主な論点 d) 43条 1項1号 1項2号 1項3号 1項4号 1項5号 1項6号 2項1号 2項2号 2項3号	b-5-1. 対象弁
		b-5-2. アクセシビリティ及び作業環境
		b-5-3. 人力操作の妥当性
		b-6-1. 放射線防護対策
		b-6-2. 線量評価
		b-7-1. ラブチャーターディスクの設定圧の確認
		b-8-1. ベントラインの取り出し位置及び 水没評価
		b-9-1. フィルタ装置の放射線防護対策 ・線量低減目標 ・線量低減対策
		b-9-2. 線量評価
		一般公眾被ばく低減対策 事故後の周辺作業の成立性 外的事象に対する耐性
		48-1. 敷地境界での線量評価
43-1-1. 環境条件		
43-1-2. 操作性		
43-1-3. 試験又は検査		
43-1-4. 切り替え性		
43-1-5. 悪影響防止		
43-1-6-1. 使用時の操作性		
43-1-6-2. 使用後の放射線防護対策		
43-2-1. 容量の妥当性		
43-2-2. 共用の禁止		
43-2-3. DB設備との同時の機能喪失		

NIP設置許可基準規則 (本文)	設置許可基準規則(解釈)	確認ポイント	具体的な確認内容	審査資料記載箇所
<p>(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)</p> <p>第五十条 発電用原子炉施設には、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設備を設けなければならない。</p>	<p>第五十条(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)</p> <p>1 第五十条に規定する「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設備」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設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	<p>a-1. 設置目的</p> <p>a-2. 位置、構造、設備</p> <p>a-3. 設計条件</p> <p>a-3-1. 条件</p> <p>・設計条件がリスト化され、設定根拠の妥当が妥当か。特に、フィルタベントの最高使用温度及び圧力、設計流量、静的・動的負荷を確認。</p>	<p>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格納容器圧力逃がし装置を設置する方針を確認。</p> <p>→具体的な低下は、有効性評価で確認。</p> <p>① 設備範囲が特定された上で設備構成が妥当なものか。</p> <p>② 設置場所、排気位置、原子炉建屋との接合関係を確認。</p> <p>③ 基本仕様(主配管、主要弁、フィルタ装置、圧力開放板、オリフィス、伸縮継手のスペースック)の確認。</p> <p>① 設計条件として、以下の項目が示されているか。</p> <p>☆フィルタベント装置のスペースック</p> <ul style="list-style-type: none"> ・フィルタベントの最高使用温度 ・静的・動的負荷を踏まえたフィルタベントの最高使用圧力及び耐圧設計方針 ・設計流量 ・除去性能 ・フィルタ装置のエアロゾル最大保持量 ・フィルタ装置の有機、無機ヨウ素最大保持量 ・熱負荷条件(設置区画のコンクリートの耐久性、局所的な温度上昇含む) ・機器クラス ・耐震クラス <p>☆格納容器側の条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内の雰囲気制御 ・格納容器内で発生する最大熱量及び水蒸気量 ・発生最大エアロゾル量及びガス状物質の量 ・発生可燃性ガスの種類と最大量 ・発生化学種の種類 	<p>①本文 概要</p> <p>①本文 3.1 系統設計</p> <p>②本文 3.1 系統設計</p> <p>本文 3.2.2 配管及び弁類</p> <p>③本文 3.2 機器設計</p> <p>①</p> <p>☆フィルタベント装置のスペースック</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本文 3.1 系統設計 【最高使用温度・圧力、耐圧設計方針、設計流量、熱負荷条件】 ・本文 3.2.1 フィルタ装置【除去性能】 ・別紙 24 フィルタ装置連続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について【エアロゾル保持量】 ・別紙 25 フィルタ装置連続使用時のガス状放射性物質除去に与える影響について【よう素保持量】 ・別紙 7 フィルタベント設備の漏えいに対する考慮について【機器・耐震クラス】 <p>☆格納容器側の条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・別紙 1 フィルタベント設備の系統設計条件の考え方について【雰囲気制御・熱量・水蒸気量】 ・別紙 24 フィルタ装置連続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について【発生エアロゾル量】 ・別紙 25 フィルタ装置連続使用時のガス状放射性物質除去に与える影響について【発生化学種の種類と最大量】 <p>・別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について【発生可燃性ガスの種類と最大量】</p> <p>・別紙 1 フィルタベント設備の系統設計条件の考え方について【発生化学種の種類】</p>

<p>a-3-2. 材料</p> <ul style="list-style-type: none"> ・強度 ・耐食性 	<p>②各設計条件の設定根拠を確認し、妥当なものとなっているか。 特に、以下を確認。 ②-1 フィルタベントの最高使用温度の設定の考え方の妥当性の確認。 ②-2 耐圧設計方針において、対象部位がリスト化され(配管、容器、内部構造物)、動的・静的負荷が適切に考慮する方針(部品の固定を含む)としているか。(特に、低温のスクラビング水、低温の入口及び出口配管、ウォータハンマーなどの蒸気凝縮の効果の考慮が妥当か。)また、フィルタベントを長期使用した場合の振動を考慮したスクラビングノズルの構造健全性を確認。 ②-3 格納容器圧力逃がし装置の排出可能な蒸気量が重大事故等の発生時に格納容器内で発生する蒸気量よりも大きいことを確認。 ②-4 ベント系の圧損 格納容器圧力が最高使用圧力において要求流量以上確保できることを確認。 ②-5 格納容器側の条件の不確かさを踏まえた最高使用温度及び圧力となっているか。 ②-6 熱が設置区画に移行する場合には、区画の温度制限、他の機器への悪影響を考慮しているか。</p>	<p>②-1 別紙 1 フィルタベント設備の系統設計条件の考え方について ②-2 本文 3.2 機器設計【耐圧対象部位】 別紙 1 フィルタベント設備の系統設計条件の考え方について 【荷重の考慮】 別紙 24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射物質除去に与える影響について 【スクラビングノズルの健全性】 ②-3 別紙 1 フィルタベント設備の系統設計条件の考え方について ②-4 別紙 14 流量制限オリフィスの設定方法について ②-5 本文 3.1 系統設計 別紙 1 フィルタベント設備の系統設計条件の考え方について ②-6 本文 3.1 系統設計 ①本文 3.2 機器設計 別紙 7 フィルタベント設備の漏えいに対する考慮について 別紙 10 材料選定の技術的根拠について</p>
<p>a-3-3. 必要となる資機材</p>	<p>①フィルタベントシステムが使用又は待機中の圧力、温度、荷重、放射線、腐食の条件に対して耐性のある材料を用いる設計とされているか。(特に、ヨウ素化学種による金属フィルタの腐食について検討しているか。) ②既設のとおりあい部等に炭素鋼配管を使用する場合は、腐食等の影響の検討がなされ、適切に対応しているか。</p>	<p>②別紙 7 フィルタベント設備の漏えいに対する考慮について 別紙 33 設備の維持管理についての補足事項 ①本文 3.3.4 補給設備 別紙 9 スクラビング水の設定について 別紙 21 フィルタベント設備の電源構成の考え方について</p>
<p>a-4. 隔離弁等の信頼性</p> <ul style="list-style-type: none"> ・隔離弁としての信頼性 ・ベント弁としての信頼性 	<p>①隔離弁として信頼性の高い構造であるか、多重化されていることを確認。 ②ベント弁として信頼性の高い構造、並列化。 ・開放手段をリスト化し、各々について信頼性を確認。 ・並列化(例：ウェットウエルラインとドライウエルライン、</p>	<p>①本文 3.1 系統設計 別紙 4 他系統との隔離について ②別紙 17 フィルタベント設備の弁選定の考え方</p>

各井でバイパスラインを設ける)		各井でバイパスラインを設ける)	①本文5.1 フィルタベント設備の運用方法 5.1.1 ベント準備について 5.1.2 ベント実施について
a-5. ベント手順 a-5-1. 手順着手の判断基準	各井でバイパスラインを設ける) ①ベント手順着手の判断基準が適切に設定されているか。 以下の観点から確認を行う。 ・利用可能なパラメータを使用しているか。 ・余裕時間を考慮して作業可能な時間に手順着手の判断が可能か。	①ベント手順着手の判断基準が適切に設定されているか。 ・利用可能なパラメータを使用しているか。 ・余裕時間を考慮して作業可能な時間に手順着手の判断が可能か。	①本文5.1 フィルタベント設備の運用方法 5.1.1 ベント準備について 5.1.2 ベント実施について
a-5-2. ベント実施の判断基準	②炉心損傷の判断根拠が妥当であるか。 ①ベント実施の判断の考え方が適切に設定されているか。 特に、事象発生からの時間的な観点と、炉心損傷前か後かの観点。 ☆炉心損傷前の判断の妥当性。→ (その後に炉心損傷にいたってしまった場合、再度隔離弁を閉められるか。) ☆炉心損傷後の判断の妥当性。	②炉心損傷の判断根拠が妥当であるか。 ①ベント実施の判断の考え方が適切に設定されているか。 特に、事象発生からの時間的な観点と、炉心損傷前か後かの観点。 ☆炉心損傷前の判断の妥当性。→ (その後に炉心損傷にいたってしまった場合、再度隔離弁を閉められるか。) ☆炉心損傷後の判断の妥当性。	②別紙28 炉心損傷判断について ①本文5.1.2 ベント実施について ☆炉心損傷前ベント中に炉心損傷に至った場合のベント停止について 本文5.1.3 ベント停止について ☆炉心損傷の判断の妥当性 別紙28 炉心損傷判断について
a-5-3. 操作手順 ・事前準備 ・ベント実施 ・ベント実施後	③ベント準備手順が妥当か。 ・ベント実施後の状況を考慮した空業供給設備の準備 ・スクラバ水供給準備 ・pHの確認 ・ベント使用時に他系統と隔離する弁が確実に閉とする手順と なっているか。 ④耐圧強化ベント、フィルタベント、代替フィルタベントの運用方法、優先順位が妥当か確認。また、耐圧強化ベントの位置付けが明確にされているか。 ⑤隔離弁操作の順番が示され、その順番が妥当か。 ⑥隔離弁の操作内容の確認。(調整開運用又は全開。限界圧力までに実施される手順となっているか)。 ⑦ベント停止までの流れが示され、それが妥当か。 ⑧手順上必要な作業の妥当性が掲げられているか確認。主な作業は次のとおり。 ・可搬設備の移動 (寄りつき) ・可搬設備の接続作業 ・現場で計器を確認する作業 ⑨隔離弁の人力操作以外の作業(可搬設備の寄りつき、接続作業)のアクセス性、作業環境(温度、湿度、線量)が示されているか。	③ベント準備手順が妥当か。 ・ベント実施後の状況を考慮した空業供給設備の準備 ・スクラバ水供給準備 ・pHの確認 ・ベント使用時に他系統と隔離する弁が確実に閉とする手順と なっているか。 ④耐圧強化ベント、フィルタベント、代替フィルタベントの運用方法、優先順位が妥当か確認。また、耐圧強化ベントの位置付けが明確にされているか。 ⑤隔離弁操作の順番が示され、その順番が妥当か。 ⑥隔離弁の操作内容の確認。(調整開運用又は全開。限界圧力までに実施される手順となっているか)。 ⑦ベント停止までの流れが示され、それが妥当か。 ⑧手順上必要な作業の妥当性が掲げられているか確認。主な作業は次のとおり。 ・可搬設備の移動 (寄りつき) ・可搬設備の接続作業 ・現場で計器を確認する作業 ⑨隔離弁の人力操作以外の作業(可搬設備の寄りつき、接続作業)のアクセス性、作業環境(温度、湿度、線量)が示されているか。	①本文5.1.1 ベント準備について 5.1.2 ベント実施について ②本文5.1.2 ベント実施について 別紙4 他系統との隔離について ③本文5.1.2 ベント実施について ④本文5.1.2 ベント実施について ⑤本文5.1.3 ベント停止について ①本文5.1.1 ベント準備について 5.1.4 付帯設備の運用
a-6. 操作性	①手順上必要な作業の妥当性が掲げられているか確認。主な作業は次のとおり。 ・可搬設備の移動 (寄りつき) ・可搬設備の接続作業 ・現場で計器を確認する作業 ②隔離弁の人力操作以外の作業(可搬設備の寄りつき、接続作業)のアクセス性、作業環境(温度、湿度、線量)が示されているか。	①本文5.1.1 ベント準備について 5.1.4 付帯設備の運用	①本文5.1.1 ベント準備について 5.1.4 付帯設備の運用 ②本文5.1.1 ベント準備について 5.1.4 付帯設備の運用

<p>a-7. 使用後の考慮事項</p>	<p>③②の作業環境を踏まえて給水操作、pH管理の作業性を確認。及び予想される注水、補充等の作業に要する時間とベント操作への影響評価の確認。 ④中央制御室からの操作の妥当性を確認。</p>	<p>③本文5.1.4 付帯設備の運用 ④本文5.1.1 ベント準備について 5.1.2 ベント実施について ①本文5.1.4 付帯設備の運用 別紙 32 フィルタベント設備使用後の保管方法について ②別紙 7 フィルタベント設備の漏えいに対する考慮について</p>
<p>a-8. 監視・計測 ・測定項目 ・測定位置 ・多重性、多様性 ・中操以外での監視 ・計装電源</p>	<p>①使用後のスクラバ水のS/Cへの移送方針を確認。 ②フィルタベントからの漏えい対策(排水を含めて)が適切に検討されているか確認。また、フィルタベント装置の漏えい対策として配管接続部や弁などに用いられるガスケットについて材質などの選定の考え方を確認。 ③格納容器内に水が溜まっている状態において、耐震上の考慮から格納容器内の水を抜く場合の排水口が設けられているかを確認。 ④窒素供給設備の使用のタイミング、使用期間の確認。</p>	<p>③サプレッション・プール水を廃棄物処理建物に送るための手順を整備している。なお、事象収束後においては、耐震上の要求はないものと考えている。 ④別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について ① ☆フィルタ装置の性能を確認するための監視 ☆放出量の監視 ☆防爆のための監視 ・別紙 19 フィルタベント設備の計装設備の考え方について 別紙 20 ベント実施時の放射線監視測定の考え方について</p>
<p>a-9. 保守管理</p>	<p>②測定位置、計測範囲が妥当か。 ③監視計器について、多重性・多様性の観点から適切に検討されているか。 ④中央制御室以外での状態監視の考え方を確認。 ⑤計装設備の電源について、容量を踏まえ必要な期間にわたり測定が可能であることを確認。 ①点検及び試験方法(弁開閉試験、ドレンポンプ作動試験、漏えい試験)が妥当であることを確認。</p>	<p>②別紙 19 フィルタベント設備の計装設備の考え方について 別紙 20 ベント実施時の放射線監視測定の見方について ③別紙 19 フィルタベント設備の計装設備の考え方について ④本文 3.3.1 計装設備 ⑤別紙 21 フィルタベント設備の電源構成の考え方について ①本文 5.3 フィルタベント設備の維持管理 別紙 33 設備の維持管理についての補足事項</p>

<p>b) 上記a)の格納容器圧力逃がし装置とは、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設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p>	<p>b-1-1. 除去対象及び除去原理</p> <p>b-1-2. 性能試験方法</p> <ul style="list-style-type: none"> ・試験条件 ・試験粒子 ・計測器 	<p>①除去性能試験の条件が妥当なものか。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気条件 ・スクラバ水温 ・金属フィルタ、ヨウ素フィルタについては、当該部位の温度。 <p>②エアロゾル除去プロセスを複数のステージに分解し、それぞれについて物理メカニズムを考慮した除去原理となっているか。</p> <p>③②と同様にヨウ素の除去についても物理メカニズムを考慮した除去原理となっているか。</p>	<p>①別紙 15 フィルタ装置の各構成要素における機能について</p> <p>②別紙 15 フィルタ装置の各構成要素における機能について</p> <p>③別紙 15 フィルタ装置の各構成要素における機能について</p> <p>別紙 23 JAVA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計</p> <p>①本文 4.2 運転範囲</p> <p>本文 4.3.1 性能検証試験の概要</p> <p>別紙 22 性能検証試験の適用性について</p>
<p>a-10. 海外の先進事例との比較</p> <p>a-11. 引用文献、品質保証の妥当性</p> <p>a-12. その他</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ヨウ素対策の許認可上の位置付け ・CV減圧速度 ・基数の違いによる考察 ・凝縮水の排水 ・間欠運転実施時の考慮事項 	<p>②点検周期の考え方を確認。特にラプチャードディスクの交換頻度が妥当か。</p> <p>③どの程度の寿命を想定しているか。(凝肉発生時の対処方針等)</p> <p>①海外のFCVSと比べて、選色ない設備となっているか確認。(NEAレポート(例:フィルタメント装置上流側の逆止弁、パイパスラインのラプチャードディスク)、諸外国の規制基準との比較)</p> <p>①引用している文献が適切なものか。</p> <p>②性能検証等にかかる品質保証は確立されているか。</p> <p>①検討していくとしたヨウ素放出低減対策は、今回の審査範囲に含まれているか。</p> <p>②フィルタへの熱吸収(スクラバパイプの水への熱吸収など)やフィルタ容器、配管での熱損失などを考慮(ベント時の水蒸気/非凝縮性ガス生成、出力、圧カレレベルなどに依存)して、CV減圧速度の評価が妥当か。</p> <p>→有効性評価、解析コードでの確認予定。</p> <p>③系統内にフィルタ容器が複数ある場合の考慮事項の確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・スクラバ水のpHの均一性 ・水位(連結管) ・容器毎の非均一なエアロゾルの流入による影響(線量の偏り。) <p>④管内の凝縮水の排水対策を確認。</p> <p>⑤間欠運転を実施する場合には、一般公衆被ばくの可能な限りの低減や再浮遊の観点などが考慮されているか。</p> <p>①除去対象核種と形態を明確にしているか。</p>	<p>②本文 5.3 フィルタメント設備の維持管理</p> <p>別紙 33 設備の維持管理についての補足事項</p> <p>③本文 5.3 フィルタメント設備の維持管理</p> <p>別紙 33 設備の維持管理についての補足事項</p> <p>①別紙 17 フィルタメント設備の弁選定の考え方</p> <p>①引用文献は適切なものを使用し、適宜記載している</p> <p>②別紙 22 性能検証試験の適用性について</p> <p>①本文 1 概要</p> <p>②有効性評価、解析コードで回答予定</p> <p>別紙 14 流量制限オリフィスの設定方法について</p> <p>③別紙 6 フィルタ装置(スクラバ容器)の基数の違いによる影響について</p> <p>④本文 3.3.5 排水設備</p> <p>別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p> <p>⑤対象外(間欠運転は想定していない)</p>	

<p>b-1-3. 性能試験結果</p> <ul style="list-style-type: none"> ・条件毎の除去効率 ・部位毎の除去効率 ・粒径分布による影響 ・運転範囲との関係の確認。 	<p>・ pH</p> <p>②試験用エアロゾルの妥当性の確認。特に、実験に用いたエアロゾル粒径について、不確かさを踏まえてエアロゾルの粒径分布の妥当性を確認。また、ドライウェルメントを想定した粒径分布も確認。(エアロゾル負荷量も同様に確認。)</p> <p>③粒径同じでも質量が違くと慣性衝突効果がD Fに及ぼす影響についての考え方を確認。</p> <p>④試験における微粒子の粒径測定等について確認。</p>	<p>②別紙 22 性能検証試験の適用性について</p> <p>③別紙 22 性能検証試験の適用性について</p> <p>④別紙 22 性能検証試験の適用性について</p>
<p>b-1-4. 試験のスケール性</p>	<p>①流量、蒸気割合、水位、水温、エアロゾル粒子特性の関数としてのエアロゾル除去効率を示しているか。</p> <p>②フィルタベント装置の性能に関し、各部位毎の除去効率を確認。</p> <p>③エアロゾル除去性能について、D Fの粒径依存性(低粒径でD Fが下がる)や粒径分布の影響も踏まえて、確実に目標D F値を確保できることを確認。</p> <p>④試験範囲と運転範囲が整合しているか確認。工学的な判断で運転範囲の妥当性を判断している場合、その根拠が示されているか確認。</p> <p>⑤間欠運転を行う場合には、浮遊/溶融エアロゾルが除去効率に与える影響を検討し、妥当な対応をしているか。配管への付着または配管内の凝縮水の影響について検討し、妥当な対応をしているか。</p> <p>⑥ベント開始時に流入する酸性物質(硫酸、窒素酸化物、二酸化炭素)に対するpHへの影響。</p> <p>⑦海外における実験結果との比較を行っている場合、適切な比較となっているか確認。</p>	<p>①本文 4.3.2 粒子状放射性物質の除去性能検証試験結果及び評価 別紙 15 フィルタ装置の各構成要素における機能について ②別紙 15 フィルタ装置の各構成要素における機能について</p> <p>③別紙 22 性能検証試験の適用性について</p> <p>④別紙 22 性能検証試験の適用性について</p> <p>⑤対象外(間欠運転は想定していない)</p> <p>⑥別紙 9 スクラビング水の設定について</p> <p>⑦対象外(海外における実験結果との比較を行っていない。)</p> <p>別紙 22 性能検証試験の適用性について</p>
<p>b-1-4. 試験のスケール性</p>	<p>①実際の運用方法を考慮しても当該試験の結果が成立するかを確認。また、試験規模から実規模へスケールアップした際に想定される問題点及びその対策が整理されているか確認。</p> <p>②スクラビング水の吹き出しが隣接ノズルに影響を与えないか確認。</p>	<p>別紙 22 性能検証試験の適用性について</p>

<p>b-1-5. 待機中の除去性能維持 ・水位、pH</p>	<p>①スクラバ水のpH、水位の管理を確認。(薬液補給によるpH管理値を設け、適切に管理可能か確認。) ②13ヶ月の待機状態を考えたスクラバ水質の経時変化を考慮したフィルタバント装置の性能の維持の妥当性を確認。 ①不介入時間(例:24時間)についての考え方を確認。</p>	<p>①別紙9 スクラビング水の設定について ②本文5.3 フィルタバント 設備の維持管理</p>
<p>b-1-6. 使用時の除去性能維持 ・水位、pH ・目詰まり、圧損</p>	<p>②使用時の凝縮、蒸発による水位変動を考慮したpH管理に対する考え方を確認。 ③スクラビング水の水位上昇に与える悪影響を適切に検討し、液滴セパレータ及び金属フィルタが水没しない設計となっているか。 ④フィルタの目詰まりの発生の可能性を検討し、適切な容量等を設定していることを確認。(スクラバノズルや金属フィルタ表面積の妥当性も確認。)また、空中に漂った断熱材も考慮し、フィルタバント装置の入口及び出口の閉塞がないことが示されているか。さらに、保持されたエアロゾルに埋まったスパージャユニットの除去可能性について検討しているか。 ⑤液滴セパレータを用いる場合、いかなる流動条件においても、液滴セパレータの能力を超える液滴を発生しないことを確認。さらに、液滴セパレータの液滴除去性能を全運転条件範囲で示しているか確認。 ⑥金属フィルタでの湿分による圧損への影響を検討し、問題がないことを確認。 ⑦銀ゼオライトを使用する場合、通常運転条件よりも、面速度がかなり速い熱流動条件を含めて、蒸気の凝縮/湿分による吸特性への影響を検討しているか。(銀ゼオライトを使用する場合、高温やウェット運転での不調がないことを確認。)</p>	<p>①本文2.2 機器設計 別紙9 スクラビング水の設定について ②別紙9 スクラビング水の設定について ③別紙9 スクラビング水の設定について</p>
	<p>④別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について ⑤別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について ⑥別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について ⑦別紙23 JAVA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計</p>	<p>④別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について ⑤別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について ⑥別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について ⑦別紙23 JAVA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計</p>
<p>b-1-7. 長時間使用時の除去性能の維持 ・長期使用時の検討事項 ・崩壊熱の影響</p>	<p>①長時間使用し続けた場合のDFへの影響、耐久時間等のスペックについて確認。 ②フィルタバントを長期に使用する場合に検討すべき項目(例えば、スクラバ水の粘性のDFへの影響、水位変動によるpHへの影響等)について考慮されているか。</p>	<p>①別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について 別紙25 フィルタ装置継続使用時のガス状放射性物質除去に与える影響について ②別紙24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について【粘性のDFへの影響】 別紙9 スクラビング水の設定について【水位変動に</p>

<p>③ベント継続最長時間を検討されているか。(フィルタベントの使用時間の想定も確認。)</p> <p>④銀ゼオライトを使用する場合、長期連続運転においても蒸気の凝縮/湿分による吸収特性への影響を検討しているか。(銀ゼオライトを使用する場合、高温やウエット運転での不調がないことを確認。)</p> <p>⑤FP保持部での崩壊熱の温度上昇、局所的な温度上昇による影響が設備、除去性能に悪影響を及ぼさないことを検討しているか。本影響を検討する際に、格納容器圧力が急上昇、ベント流量が大幅に増加すること、水スクラバを想定し、感度解析を実施しているか。</p>	<p>③本文 5.1.4 付帯設備の運用 別紙 9 スクラビング水の設定について 別紙 24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について ④別紙 23 JANA PLUS 試験結果を踏まえた銀ゼオライトフィルタの設計</p> <p>⑤別紙 24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について</p>
<p>b-1-8. 使用後の保持性能の維持 ・再揮発、再浮遊</p>	<p>①別紙 24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について 別紙 25 フィルタ装置継続使用時のガス状放射性物質除去に与える影響について</p>
<p>b-1-9. その他</p>	<p>①別紙 24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について ②別紙 26 フィルタ装置における化学反応熱及び化学反応生成物の影響について ③別紙 24 フィルタ装置継続使用時の粒子状放射性物質除去に与える影響について ④別紙 22 性能検証試験の適用性について ⑤別紙 22 性能検証試験の適用性について</p>
<p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p>	<p>別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について ①別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について ②別紙 3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p>

<p>iii)格納容器圧力速がし装置の配管等は、他の系統・機器(例えばSGTS)や他号機の格納容器圧力速がし装置等と共用しないこと。ただし、他</p>	<p>b-3-1. 他への悪影響の確認(SGTS、耐圧強化ベント)</p>	<p>①SGTS、耐圧強化ベントラインを含めた全体系統図を示し、フィラメントの系統と他の系統が分離され、意図しないところに放射性物質が回り込まないことを確認。特に、FCVSからの隔離弁が2弁用意されていることを確認。</p>	<p>①本文3.1系統設計 別紙4 他系統との隔離について</p>
<p>b-2-5. ベント使用長期及び使用後</p>	<p>b-2-5. ベント使用長期及び使用後</p>	<p>①放射線分解で発生する水素濃度を定量的に示しているか。 ②①の発生量が燃焼領域に至らないことを確認。 ③窒素ガスによる水素バージの方法とタイミングの妥当性を確認。また、ベント装置停止時の隔離弁の操作が水素滞留を引き起こさないような順番での操作となっていることを確認。 ④窒素ガスによるバージ操作完了の判断基準を確認。</p>	<p>別紙3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p>
<p>b-2-4. ベント使用初期</p>	<p>b-2-4. ベント使用初期 ・系統内の水蒸気減縮 ・装置下流側の対向</p>	<p>①配管内での水蒸気凝縮による水素濃度の上昇及び燃焼の可能性を適切に検討しているか。 ②放出口における水素対策を検討し、適切に対応しているか。(もろじゅいにおける1F事故後の水素対策及び一般化学プラントを参考。)(圧力開放板が開放されたときの過渡的な状態でも問題ないか。ベント初期の濃度の高い水素を排出する際に排気側の対向流に対する考え方が妥当か。)</p>	<p>別紙3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p>
<p>b-2-3. ベント使用前</p>	<p>b-2-3. ベント使用前 ・窒素バージ ・計測</p>	<p>①窒素ガスによる系統内の置換を行う手順となっているか。 ②バージ完了の判断基準の妥当性を確認。また、N2置換が維持されるかどうかの妥当性を確認。 ③計測の時間遅れを考慮しているか。 ④配管内の水蒸気減縮 ⑤装置下流側の対向</p>	<p>①別紙3 水素の滞留に対する設計上の考慮について ②別紙19 フィルタベント設備の計装設備の考え方について</p>
<p>・監視設備 ・窒素供給設備</p>	<p>・監視設備 ・窒素供給設備</p>	<p>③ベントシステム内に発火源(動的機器、静電気)のないこと、及び自己点火温度に到達するのを避けるなどシステム上の点火源をできる限り減らす対策を検討し、対応しているか。 ④水素濃度計設置の目的を確認。 ⑤水素濃度計の原理及び誤差を確認し、水素濃度計設置の目的にあっていないか。 ⑥水素濃度測定位置は妥当か。 ⑦フィルタベント装置の交流電源を必要とする設備(水素濃度のサンプリングに用いる交流電源駆動のポンプ等)について交流電源喪失時の考え方を確認。 ⑧可燃性ガス制御のため、モニタリング装置は測定機能を果たし、信頼でき継続的に測定できるか。 ⑨計測の時間遅れを考慮しているか。 ⑩窒素ガス供給装置の供給原理、供給流量の妥当性を確認。</p>	<p>③別紙3 水素の滞留に対する設計上の考慮について ④本文3.3.1 計装設備 ⑤別紙19 フィルタベント設備の計装設備の考え方について ⑥別紙3 水素の滞留に対する設計上の考慮について ⑦本文3.3.2 電源設備 ⑧別紙21 フィルタベント設備の電源構成の考え方について ⑨別紙19 フィルタベント設備の計装設備の考え方について ⑩別紙19 フィルタベント設備の計装設備の考え方について ⑪本文3.3.3 可搬式窒素供給装置 別紙3 水素の滞留に対する設計上の考慮について</p>

<p>への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、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設備を整備すること。</p> <p>v) 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閉操作ができること。</p>	<p>b-4-1. 負圧破損防止の確認</p> <p>b-5-1. 対象弁</p> <p>b-5-2. アクセス性及び作業環境</p> <p>b-5-3. 人力操作の妥当性</p>	<p>②耐圧強化ベントラライン等への水素のリークの検知性やAO弁、MO弁の開閉の考え方を確認。</p> <p>①使用に際して原子炉格納容器が負圧に至ることはないか確認。 →有効性評価、格納容器破損防止で確認</p> <p>②炉心損傷後のベントでは、ベント後大量の冷たい水が格納容器内の圧力容器貫通後の溶融物へ注入されると格納容器内が負圧になる可能性がある。そのような負圧破損防止のための、スプレイの禁止が手順に明確化されているか。</p> <p>①人力操作が必要な対象弁として、フィルタベントシステムの全ての弁が対象となっているか確認。</p> <p>①人力でベントする場合のアクセス性、作業環境(温度、湿度、線量)を確認し、人力での操作が成立するか確認。(間欠運転を行うことを考えている場合、そのときの成立性も同様に確認。)</p> <p>①人力操作による訓練結果を確認。</p> <p>②トルクは弁前後の差圧を考慮する等、実際の現場操作に即した条件での評価を行っているか確認。</p> <p>③余裕時間を考慮した作業開始時間と作業時間になっているか確認。</p>	<p>②別紙4 他系統との隔離について</p> <p>①有効性評価 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)</p> <p>②本文 5.2 フィルタベント設備の運用に係る考慮事項</p> <p>①本文3.2.2 配管及び弁類 本文3.3.4 補給設備 本文3.3.5 排水設備 別紙16 ベント弁の操作性について</p> <p>①本文5.1.2 ベント実施について 本文5.2 フィルタベント設備の運用に係る考慮事項</p> <p>①別紙16 ベント弁の操作性について ②別紙16 ベント弁の操作性について ③本文5.1.2 ベント実施について</p>
<p>vi) 炉心の著しい損傷時において、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、遮蔽又は隔離等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) ラブチャャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャャーディスク(原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの)を使用する場合はラブチャャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p>	<p>b-6-1. 放射線防護対策</p> <p>b-6-2. 線量評価</p> <p>b-7-1. ラブチャャーディスクの設定圧の確認</p>	<p>①隔離弁操作に対する遮蔽又は隔離等の放射線防護対策の詳細を確認。</p> <p>①隔離弁人力操作場所の線量評価方法の妥当性を確認。 ② 力操作が可能な線量範囲となっているか確認。</p> <p>①格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラブチャャーディスク(原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの)を使用しているか確認。</p> <p>②ラブチャャーディスクの信頼性を確認。 ③ベント配管内の結露水等の凍結によるラブチャャーディスクへの影響を確認。</p>	<p>① 本文3.2.2 配管及び弁類 別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>① 本文3.2.2 配管及び弁類 別紙 18 圧力開放板の信頼性について</p> <p>② 別紙 18 圧力開放板の信頼性について ③ 別紙 18 圧力開放板の信頼性について</p>

<p>vii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルター一等からの被ばくを低減するため遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>	<p>b-8-1. ベントラインの取り出し位置及び水没評価</p> <p>b-9-1. フィルタ装置の放射線防護対策 ・線量低減目標 ・線量低減対策</p>	<p>①ドライウェルベントラインの取り出し位置が炉心を水没させる位置よりも上に設置されているか。 ②ウェットウェルベントラインの水没評価について、減圧時のプール水の体積膨張を考慮しているか。</p> <p>① 被ばくを低減すべき目標値が妥当か。 ②使用後のフィルター及び配管の遮蔽等の放射線防護対策の詳細を確認。 ③フィルタ装置内のF.P.量、配管のF.P.量の妥当性を確認。 ④スクラパ水の漏えいによる放射線防護対策が講じられていることを確認。 ⑤フィルターベントの格納槽の貫通口も妥当な設計となっているか確認。</p> <p>① フィルタ装置遮蔽壁周辺の線量評価方法の妥当性を確認。 ②低減すべき目標値に照らして被ばく結果が妥当であるか。</p>	<p>①別紙2 格納容器からの取り出し位置について ②別紙 30 ベントタイミングに係る外部水源からの総注水量について</p> <p>①別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について ②別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について ③別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について ④対象外(フィルター装置は地下格納槽に設置しているため) ⑤本文3.2.2 配管及び弁類</p> <p>①別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について ②別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>①本文5.2 フィルタベント設備の運用に係る考慮事項 別紙5 放出位置、放出時間の違いによる被ばくへの影響について</p> <p>①別紙 8 フィルタベント設備の外部事象に対する考慮について</p> <p>①別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>①別紙 5 放出位置、放出時間の違いによる被ばくへの影響について ②別紙 5 放出位置、放出時間の違いによる被ばくへの影響について</p>
<p>(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備) 第四十八条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合</p>	<p>審査会における主要な論点</p>	<p>①一般公衆の被ばくをできる限り低減する方策がとられていることを確認。特に、水で除去が困難なガス状放射性物質の低減対策について検討の上、説明されているか。(放出高さ及び水で除去が困難なガス状放射性物質の低減対策について検討がなされているか。)(排気筒ではなく原子炉建屋屋上から放出を行う場合、その理由について、定量的に確認。)</p> <p>①取納建屋等の外部事象に対する耐性を確認。(原子炉建屋外に施設するフィルターベントについて、自然現象・航空機衝突といった外部事象に対し、原子炉建屋内に施設することと同等以上の耐性を有するか。)特に、ドライウェル側からベントする場合に、フィルター装置と同等と言えるか。</p> <p>①事故後の周辺作業環境等復旧作業を制約する要因がないことを確認。</p> <p>①有効性評価における敷地境界での線量評価方法及び結果が妥当なものが確認。(ソースターム、評価日数等)特に、フィルターベント時の被ばく評価について、放出条件を総合的に検討しているか。</p> <p>②炉心損傷前にフィルターベント、または耐圧強化ベントを使用した場合の線量評価も確認。</p>	<p>①別紙 8 フィルタベント設備の外部事象に対する考慮について</p> <p>①別紙 31 弁の現場操作地点等における被ばく評価について</p> <p>①別紙 5 放出位置、放出時間の違いによる被ばくへの影響について</p> <p>②別紙 5 放出位置、放出時間の違いによる被ばくへの影響について</p>

<p>において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>をいう。 a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。 b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。 c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サブプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の緊急込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。 d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第50条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>	<p>43-1-1. 環境条件</p>	<p>①想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の条件が整理されているか。</p>	<p>①本文6.1.5 第43条 重大事故等対処設備 別紙 38 地震による損傷の防止に関する耐震設計方針の説明</p>
<p>(重大事故等対処設備) 第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。 一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有し、想定される重大事故等に発揮するものであること。</p>	<p>第43条 (重大事故等対処設備) 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」とは、本規程第37条において想定する事故シナケクスグループ(炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるもの)にあっては、計画された対策が想定するもの。)、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シナケクスグループをいう。</p>			

<p>二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できるものであること。</p> <p>三 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるものであること。</p> <p>四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えるものであること。</p> <p>五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないものであること。</p> <p>六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれがない設置場所の選定、設置場所への適切な措置を講じたものであること。</p> <p>七 重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型</p>	<p>43-1-2. 操作性</p> <p>43-1-3. 試験又は検査</p> <p>43-1-4. 切り替え性</p> <p>43-1-5. 悪影響防止</p> <p>43-1-6-1. 使用時の操作性</p> <p>43-1-6-2. 使用後の放射線防護対策</p> <p>43-2-1. 容量の妥当性</p>	<p>2 第1項第3号の適用に当たっては、第12条第4項の解釈に準ずるものとする。</p> <p>3 第1項第5号に規定する「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。</p>	<p>①a-6の操作性及びび人力操作の妥当性の項目で確認。</p> <p>①a-9の項目で確認。</p> <p>①系統内の取り合い箇所がベント使用時のラインナップ可能な設計となっていることを確認。(例えば、常時閉及び電源喪失時にはフェイルクローズとなるなど。)</p> <p>①b-3-1の項目で確認。</p> <p>①a-6の操作性及びび人力操作の妥当性の項目で確認。</p> <p>①b-9-1及びb-9-2の項目で確認。</p> <p>①a-3の設計条件の妥当性で確認。</p>	<p>—</p> <p>—</p> <p>①本文6.1.5 第43条 重大事故等対処設備 別紙4 他系統との隔離について</p> <p>—</p> <p>—</p> <p>—</p>
---	--	--	--	---

<p>重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。)は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならぬ。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有するものであること。 		<p>43-2-2. 共用の禁止</p>	<p>①号機毎に設置されることを確認。</p>	<p>①本文6.1.5 第43条 重大事故等対処設備</p>
<p>二 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であつて、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p>	<p>4 第2項第3号及び第3項第7号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、可能な限り多様性を考慮したものをいう。</p>	<p>43-2-3. D B設備との同時の機能喪失</p>	<p>①D B設備との同時の機能喪失にいたる可能性のある共通要因が網羅的に挙げられ、それらに対して妥当な設計となっているか。</p>	<p>①本文6.1.5 第43条 重大事故等対処設備 別紙8 フィルタメント設備の外部事象に対する考慮について</p>
<p>三 常設重大事故防止設備は、共通要因によって設計基準事故等対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものであること。</p>				

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">別紙 50</p> <p style="text-align: center;"><u>セシウムの放出割合の評価方法</u></p> <p>1. セシウムの放出割合</p> <p>(1) CsI の形態で存在しているセシウム 全よう素が CsI の形態で存在するものとして整理する。CsI の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。</p> <p>CsI の初期重量[kg] =よう素元素初期重量[kg]+CsI 初期重量中のセシウム重量[kg] =MI+MI/WI×WCs CsI 初期重量中のセシウム重量[kg]=MI/WI×WCs ここで, MI : よう素元素初期重量[kg] WI : よう素原子量[-] WCs : セシウム原子量[-]</p> <p>(2) CsOH の形態で存在しているセシウム 全セシウムが CsI と CsOH の形態で存在するものとして整理する。CsOH の形態で存在しているセシウムの重量は以下のとおりとなる。</p> <p>CsOH 初期重量中のセシウム重量[kg] =MCs-CsI 初期重量中のセシウム重量[kg] =MCs-MI/WI×WCs ここで, MCs : セシウム元素初期重量[kg]</p> <p>(3)セシウムの放出量 MAAP 解析により CsI と CsOH の原子炉格納容器外への放出割合を評価</p> <p>セシウムの放出重量[kg]=MI/WI×WCs×X+ (MCs-MI/WI×WCs) ×Y</p> <p>X : CsI 放出割合 (MAAP 解析により得られる) Y : CsOH 放出割合 (MAAP 解析により得られる)</p>	<p>・資料構成の相違</p>

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(4)セシウムの放出割合</p> <p>1. (3)で得られたセシウムの放出量から, セシウムの放出割合を評価</p> <p>セシウムの放出割合=セシウムの放出量/セシウム元素初期重量</p> $=MI/WI \times WC_s/MC_s \times X + (1 - MI/WI \times WC_s/MC_s) \times Y$ $=Y + MI/MC_s \times WC_s/WI (X - Y)$	

高温使用時におけるフランジ漏えい評価について

格納容器フィルタベント系の使用状態において、最高使用圧力に対するフランジ部の強度評価については、「発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005年度版）」の「PPD-3414 フランジ」において既に評価済みである。

本資料においては、高温・高圧環境下（200℃，0.853MPa）にて配管と配管をつなぐフランジ間からの漏えい評価について示す。

「高圧ガス設備等耐震設計指針（2012）」を用いて配管内圧及びフランジに接続する配管から受ける反力を考慮してフランジボルト締付圧力が十分に必要な面圧を満足していることを評価する。なお、フランジに接続する配管からの反力については、自重、地震荷重、配管の熱膨張が同時に負荷されたものとし、フランジの片当たりの原因となるモーメント及び両側からの引張力について考慮するものとする。（図1）

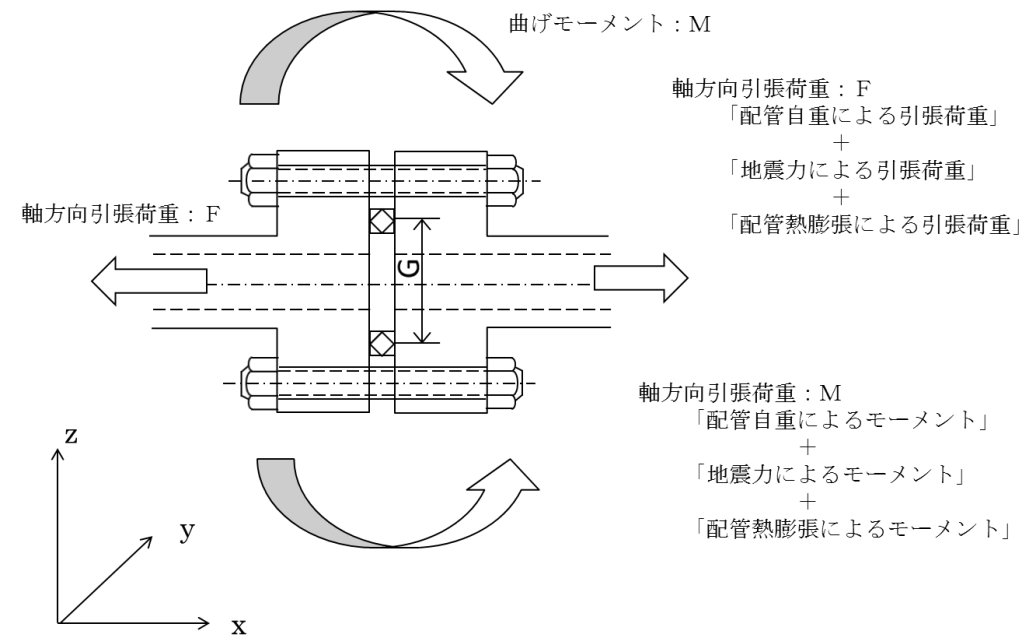


図1 フランジにかかる配管荷重

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>「高圧ガス設備等耐震設計指針 (2012) レベル2 耐震性能評価 解説編」に基づき、フランジ漏えい評価を実施した。以下に評価式を示す。</p> $\sigma = mp + \alpha P_e \leq \sigma_a \quad \dots (1)$ <p> σ : ガスケット開口圧力 [MPa] m : ガスケット係数 [-] p : 内圧 [MPa] α : 等価内圧に対する漏えい影響度補正係数で, 0.75m[-] σ_a : ボルトの初期締付け力によるガスケット面圧 [MPa] P_e : 地震力等に係る軸方向引張力 F 及び曲げモーメント M に対する等価内圧であり, 以下の式で算出する。 </p> $P_e = \frac{4F}{\pi G^2} + \frac{16M}{\pi G^3} \quad \dots (2)$ <p> G : ガスケット接触面の平均直径 [mm] F : 軸引張力 [N] M : 曲げモーメント [N・mm] </p> <p>ここで, 軸引張力 F は配管応力解析における配管軸方向の引張荷重 F_x であり, 曲げモーメント M は同様に配管応力解析における配管軸直角 2 方向のモーメント M_y 及び M_z の二乗和平方根で算出する。</p> <p>なお, フランジの熱膨張係数がボルトよりも大きいため, フランジボルト間の熱膨張差によりガスケットの面圧が増加するが, 安全側に働くため本評価においては考慮しない。</p> <p>今回, 格納容器フィルタベント系の配管応力解析モデルにて, 自重, 地震荷重, 最高使用温度 (200℃) における配管熱膨張が作用した場合の各節点における xyz 各成分の反力とモーメントを算出し, 各節点の反力とモーメントの中から, 成分毎の最大値をそれぞれ抽出した。</p> <p>この抽出された成分毎の反力とモーメントの最大値がフランジに作用し, さらに内圧として最高使用圧力 (0.853MPa) が印加されているという非常に保守的な条件にて, 上記 (1) 式に基づきフランジ漏えい評価を実施した。</p> <p>評価の結果, (1) 式の判定条件を満足することを確認した (表 1 参照)。よって, 格納容器フィルタベント系使用時の高温状態においても, 配管フランジからの漏えいは発生しない。</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1673 254 2041 285">表1 フランジ漏えい評価結果</p> <div data-bbox="1335 300 2395 1341" style="border: 1px solid black; height: 496px; width: 357px; margin: 0 auto;"></div>	

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">別紙 43</p> <p style="text-align: center;"><u>格納容器 pH制御について</u></p> <p>格納容器フィルタベント系を使用する際、原子炉格納容器内が酸性化することを防止し、サブプレッション・プール水中に捕集されたよう素の再揮発を抑制するために、サブプレッション・プール水 pH制御系等により原子炉格納容器内に薬液を注入する手段を整備している。</p> <p>サブプレッション・プール水 pH制御系は、図1に示すように、圧送用窒素ポンベにより薬液タンクから水酸化ナトリウムを圧送し、サブプレッション・チェンバにスプレーする構成とする。</p> <p>サブプレッション・プール水 pH制御系使用後に、残留熱代替除去ポンプを使用することにより、サブプレッション・プール水を薬液として、ドライウェルスプレー配管からドライウェルにスプレーすることが可能である。また、通常運転中より予めペDESTAL内にアルカリ薬剤を設置することにより、原子炉冷却材喪失事故発生直後においても原子炉格納容器内の酸性化を防止することが可能である。</p> <p>更に、次項に示す通り、原子炉格納容器内に水酸化ナトリウムを注入することにより、原子炉格納容器へ及ぼす悪影響はないことを確認している。</p> <p>薬液タンクに貯蔵する薬液は、原子炉格納容器内に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、原子炉格納容器内のサブプレッション・プール水が酸性化することを防止するために必要な容量を想定し、水酸化ナトリウム（<input type="checkbox"/> [wt%] 水溶液）<input type="checkbox"/> [m³] とする。また、ペDESTAL内に設置するアルカリ薬剤は、ペDESTAL内に敷設された全てのケーブルが溶融し、ケーブルに含まれる酸性物質（塩素）が溶出した際でも、ペDESTAL内の蓄水が酸性化することを防止するために必要な容量とする。</p>	<p>・資料構成の相違</p>

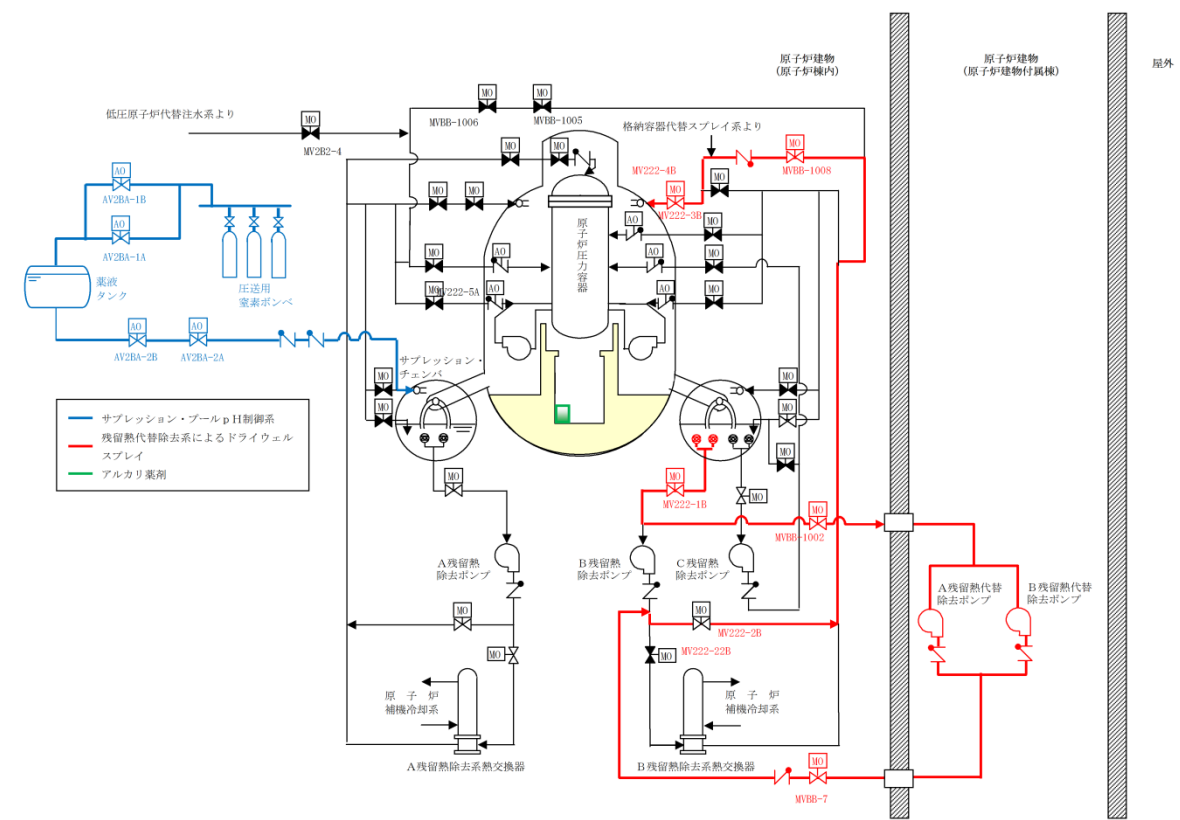


図1 格納容器 pH制御 概略系統図

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>(1) 格納容器バウンダリに対する影響</p> <p>薬液をサブプレッション・チェンバに注入した場合、サブプレッション・プール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で <input type="text"/> wt%, pHは約 <input type="text"/> となる。</p> <p>またサブプレッション・チェンバへ所定量の薬液を注入した後は、薬液を含まない低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽（西1）及び輪谷貯水槽（西2）の水を低圧原子炉代替注水ポンプ又は大量送水車により注水することで、薬液注入配管のうち材質が炭素鋼である残留熱除去系配管について、薬液が局所的に滞留・濃縮することはない。</p> <p>原子炉格納容器の鋼材として使用している炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図2、3に示す。pH制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生せず、また、塩化物による孔食、すきま腐食、SCCの発生を抑制することができる。</p> <p>また、原子炉格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は、耐熱性能に優れた改良EPDM材に変更しているが、この改良EPDM材について事故環境下でのシール性能を確認するため、表1の条件で蒸気暴露後の気密試験を実施し、耐アルカリ性能を確認した。</p> <p>なお、サブプレッション・チェンバにある電気配線貫通部は低圧用のみであり、モジュール部がサブプレッション・チェンバ外にあること及びサブプレッション・チェンバ内外とも接続箱に覆われていることから、pH制御による影響はない。</p> <p>一方、ドライウエルに設置されている高圧用電気配線貫通部については、低圧用電気配線貫通部と同様に、原子炉格納容器内外とも接続箱に覆われていることから、pH制御による影響はない。</p> <p style="text-align: center;">表1 改良EPDM材耐アルカリ性確認試験</p> <div style="border: 1px solid black; height: 40px; width: 100%;"></div> <p>これらから、pH制御薬液による原子炉格納容器バウンダリへの悪影響は無いことを確認した。</p> <p>なお、水酸化ナトリウムの相平衡を図4に示すが、本システム使用後の濃度である <input type="text"/> wt%では、水温が0℃以上であれば相変化は起こらず、析出することはない。</p>	

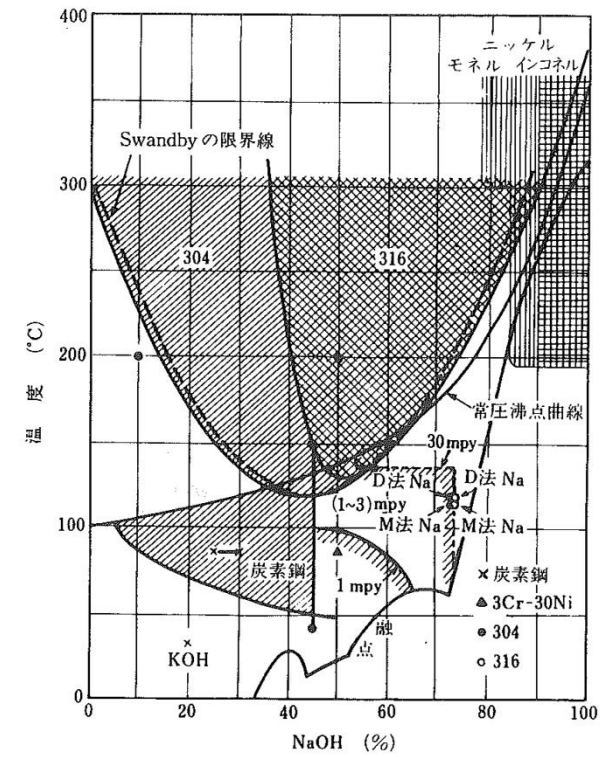


図2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響^[1]

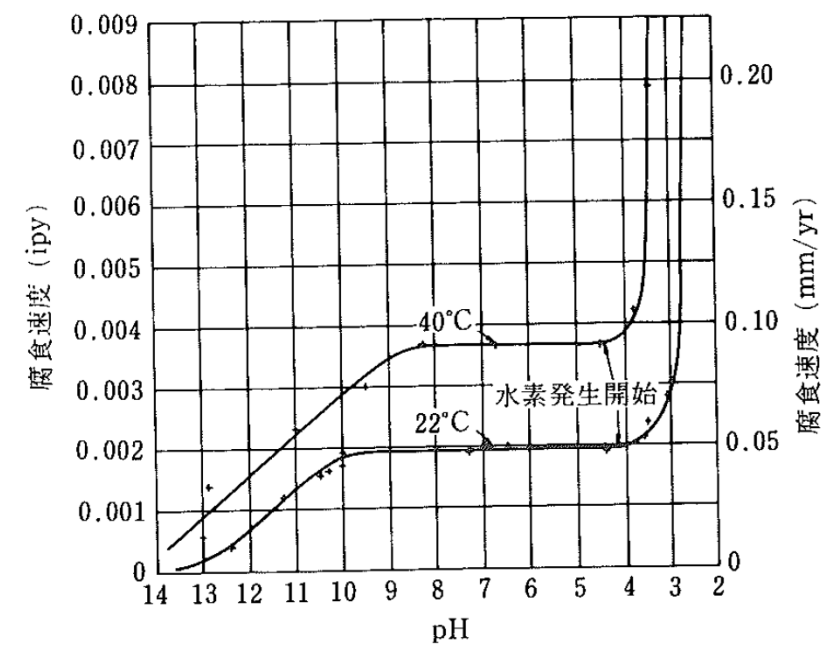


図3 炭素鋼の腐食に及ぼす pH の影響^[1]

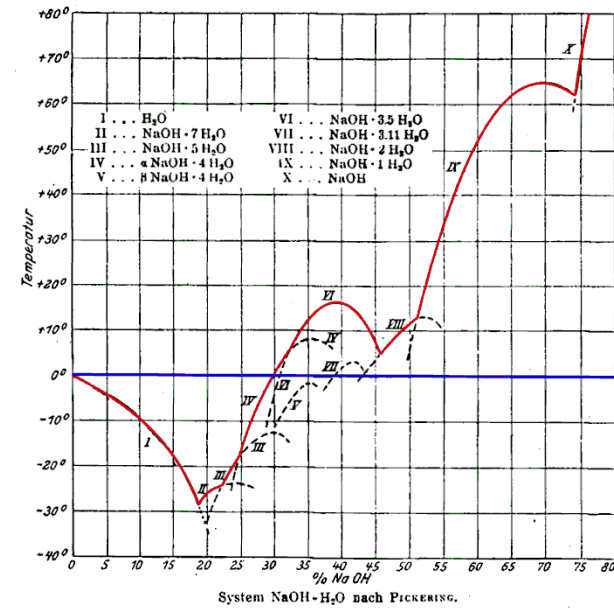


図4 水酸化ナトリウムの水系相平衡図^[2]

(2) 水素の発生について

原子炉格納容器内では、配管の保温材等にアルミニウムを使用している。アルミニウムは両性金属であり、水酸化ナトリウムに被水すると式①に示す反応により水素が発生する。

また、原子炉格納容器内のグレーチングには、亜鉛によるめっきが施されている。亜鉛も両性金属であり、式②に示すとおり、水酸化ナトリウムと反応することで水素が発生する。

これらを踏まえ、事故時に想定されるサブプレッション・チェンバ内の水素の発生量を評価する。なお、実際に薬液と反応する金属はスプレイの飛散範囲内と考えられるが、保守的に格納容器内の全ての亜鉛とアルミニウムが反応し水素が発生するとして評価を行う。



a. 亜鉛による水素発生量

格納容器内の亜鉛の使用用途はグレーチングの亜鉛メッキである。そのためグレーチングの亜鉛メッキ量を調査し、これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。

【算出条件】

- ・ドライウェル グレーチング表面積：約 3,135m²

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>・ サプレッション・チェンバ グレーチング表面積：約 930m²</p> <p>・ 亜鉛メッキ膜厚：80 μm</p> <p>(JIS H8641-2007 溶解亜鉛メッキ厚判定基準値(最大値)76 μm より)</p> <p>・ 亜鉛密度：7.2g/cm³</p> <p>・ 亜鉛原子量：65.38</p> <p>【計算結果】</p> <p>上記条件より、亜鉛量はドライウエルで約 1,806 kg、サプレッション・チェンバで約 536 kg となり、合計約 2,350 kg となる。そして、式②よりこの亜鉛が全量反応すると、水素の発生量は約 73 kg となる。</p> <p>b. アルミニウムによる水素発生量</p> <p>格納容器内のアルミニウムの使用用途は保温材の外装材やドライウエルクーラー (DWC) のアルミフィンである。そのため、これらの全てが薬液と反応した場合の水素発生量を評価した。</p> <p>【算出条件】</p> <p>・ 保温材に含まれるアルミニウムの体積:約 0.5843m³</p> <p>・ アルミニウム密度:2.7g/m³</p> <p>・ DWCに含まれるアルミニウムの質量:約 1,761kg</p> <p>【計算結果】</p> <p>上記条件より、原子力格納容器内に存在するアルミニウム量は、約 3,339 kg となる。そして、式②よりこの亜鉛が全量反応すると、水素の発生量は約 374 kg となる。</p> <p>c. 水素発生による影響について</p> <p>水-ジルコニウム反応等により格納容器内で発生する水素量は、有効性評価上の大LOCAシナリオで約 210 kg であり、薬液注入により亜鉛とアルミニウムが全量反応したとしても、事故時の格納容器内の気相は水蒸気が多くを占めていることから、格納容器の圧力制御には影響がない。</p> <p>また、格納容器内は窒素ガスにより不活性化されており、本反応では酸素の発生がないことから、水素の燃焼は発生しない。</p> <p>これらのことから、pH制御に伴って格納容器内に水素が発生することを考慮しても、影響はないものとする。</p>	

東海第二発電所 (2018. 9. 18 版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p>《参考文献》</p> <p>[1] 小若正倫「金属の腐食損傷と防食技術」アグネ承風社, 2000 年</p> <p>[2] Gmelins Handbuch der anorganischer Chemie, Natrium, 8 Auflage, Verlag Chemie, Berlin 1928</p>	

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p style="text-align: right;">別紙 53</p> <p style="text-align: center;"><u>ベント実施時の影響を踏まえた接続口の優先順位について</u></p> <p>ベント実施後は、ベントガスに含まれる放射性物質が格納容器フィルタベント系出口配管に付着するため、出口配管立ち上がり部周辺での作業及び移動に影響が出る可能性がある。</p> <p>このため、格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺の線量評価を実施するとともに、評価結果を踏まえた優先順位の考え方を以下に示す。</p> <p>1. 格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺での作業について</p> <p>R/B 南側に設置してある格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺で、ベント実施後に想定される作業を考慮した可搬型設備の配置図を図1に示す。</p> <div data-bbox="1299 779 2410 1234" style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図1 ベント実施後に想定される可搬型設備の配置について</p> <p>2. 格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺の被ばく評価について</p> <p>R/B 南側の格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺で、ベント実施直後に実施する作業は無いが、出口配管立ち上がり部から10m地点（R/B 南側接続口付近）において事故後約43時間（ベント後10時間）及び事故後7日時点、出口配管立ち上がり部から1m地点において事故後7日、30日、60日後の線量率を評価した。なお、作業エリアの比較のため、R/B 西側接続口付近についても評価した。線源には有効性評価（格納容器過圧・過温破損）の「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」シナリオにおけるW/Wベント使用時の放出量を用いている。</p> <p>表1に示す評価結果のとおり、短時間のアクセス等は可能な線量率であると考えられる。</p>	<p>・資料構成の相違</p>

表1 格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺の線量評価結果

評価場所	事故後時間	線量率 (mSv/h) ^{※1} (うち、配管寄与分)
評価点 A (格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部 (雨水排水ライン)) から 10m 地点 (R/B 南側接続口付近)	約 43 時間 (ベント後 10 時間)	約 13 (約 2.5)
	7 日 (168 時間)	約 5.0 (約 0.8)
評価点 A (格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部 (雨水排水ライン)) から 1m 地点	7 日 (168 時間)	約 85 (約 81)
	30 日	約 9.2 (約 5.1)
	60 日	約 6.2 (約 2.1)
評価点 B (R/B 西側接続口付近)	約 43 時間 (ベント後 10 時間)	約 9.0 (約-) ^{※2}
	7 日 (168 時間)	約 3.7 (約-) ^{※2}

※1 R/B からの直接線・スカイシャイン線、クラウドシャイン、グランドシャイン、吸入摂取 (PF50 全面マスク着用) に加えて、W/W ベントに伴い格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部に浮遊する放射性物質及び雨水排水ライン配管に蓄積する放射性物質 (格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部に付着する放射性物質が全て地上近くの雨水排水ライン配管に移動するものと想定) を考慮して評価している。
格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部に付着する放射性物質量は、配管を流れる放射性物質 (希ガスを除く) が、配管長 100m あたり 10% の割合で付着するものとした。

※2 格納容器フィルタベント系出口配管を直視できない場所のため、配管による線量はない。

3. 可搬型設備を使用した接続口の優先順位について

表 1 の線量評価結果から、R/B 南側接続口付近の線量率に対して格納容器フィルタベント系出口配管の影響はあるが、R/B 南側のアクセスルートの通行及び南側接続口エリアでの作業は可能である。また、R/B 西側接続口エリアでの作業も可能であることから、接続口の優先順位については作業員被ばくを考慮せず、以下に示す考えをもとに設定している。なお、可搬型設備の設置については、ベント実施前に完了している。

① 大量送水車 : 原子炉注水流量が多い配管を優先して使用する。

- (1) 南側接続口 (残留熱除去系 (A) 注入配管)
- (2) 西側接続口 (残留熱除去系 (B) 注入配管)

② 原子炉補機代替冷却系 (移動式代替熱交換設備)

: 運転員の系統構成 (屋内) における操作対象弁が少ないものを優先して使用する。

- (1) 南側接続口 (原子炉補機冷却系 (B 系 : 2 弁))
- (2) 西側接続口 (原子炉補機冷却系 (A 系 : 4 弁))

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1329 212 2412 327">その他、R/B 南側においては、長期的な対応として可搬式窒素供給装置による FCVS ラインへの窒素パージのための可搬型設備の起動操作等の作業が考えられるが、R/B 南側接続口エリアでの作業と同様、可搬型設備の設置エリアでの作業は可能である。</p> <p data-bbox="1329 432 1792 464">(参考1) 蒸気凝縮によるドレンについて</p> <p data-bbox="1329 527 2412 737">格納容器フィルタベント系を使用した際には、ベント開始直後から系統内で蒸気凝縮によるドレンが発生するが、ベントガス流量が約 以上であればベントガスがドレンを随伴し排出するため、ベント後はフィルタ装置下流で発生するドレンについては出口配管の放出端より排出されるが、ベントガス流量が少なくなるとドレンは排出できなくなり、出口配管立ち上がり部の雨水排水ラインにドレンが溜まることとなる。</p> <p data-bbox="1329 747 2412 999">雨水排水ラインが満水となった場合、溢れたドレンは格納容器フィルタベント系配管を通過して銀ゼオライト容器まで戻る構成としており (図1参照)、その後、銀ゼオライトフィルタ出口側のドレンラインからスクラバ容器連結管(液相部)に流入する(図2, 3参照)。また、銀ゼオライトフィルタのドレンラインには逆止弁を設置していることから、スクラバ容器連結管からスクラバ容器の金属フィルタ及び銀ゼオライトフィルタを通らずにベントガスが流出することがない構成としている(図3参照)。</p> <p data-bbox="1329 1020 2412 1094">なお、格納容器フィルタベント系配管は、フィルタ装置下流は放出端に向かって連続上り勾配としていることからドレンが配管の途中で溜まることはない。</p> <p data-bbox="1329 1104 2412 1314">また、「2. 格納容器フィルタベント系出口配管立ち上がり部周辺の被ばく評価について」表1の線量評価結果から、線量率のうち出口配管寄与分は短半減期核種が支配的であり、60日後には線量率が減衰するため、基本的に雨水排水ラインのドレンについては処理する必要はないが、事故収束後に雨水排水ラインのフランジに可搬ホースを接続し、ドレンをスクラバ容器等に移送することで処理可能である。</p> <div data-bbox="1311 1335 2412 1818" style="border: 1px solid black; height: 230px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1463 1829 2234 1860">図1 格納容器フィルタベント系立ち上がり部(雨水排水ライン)</p>	

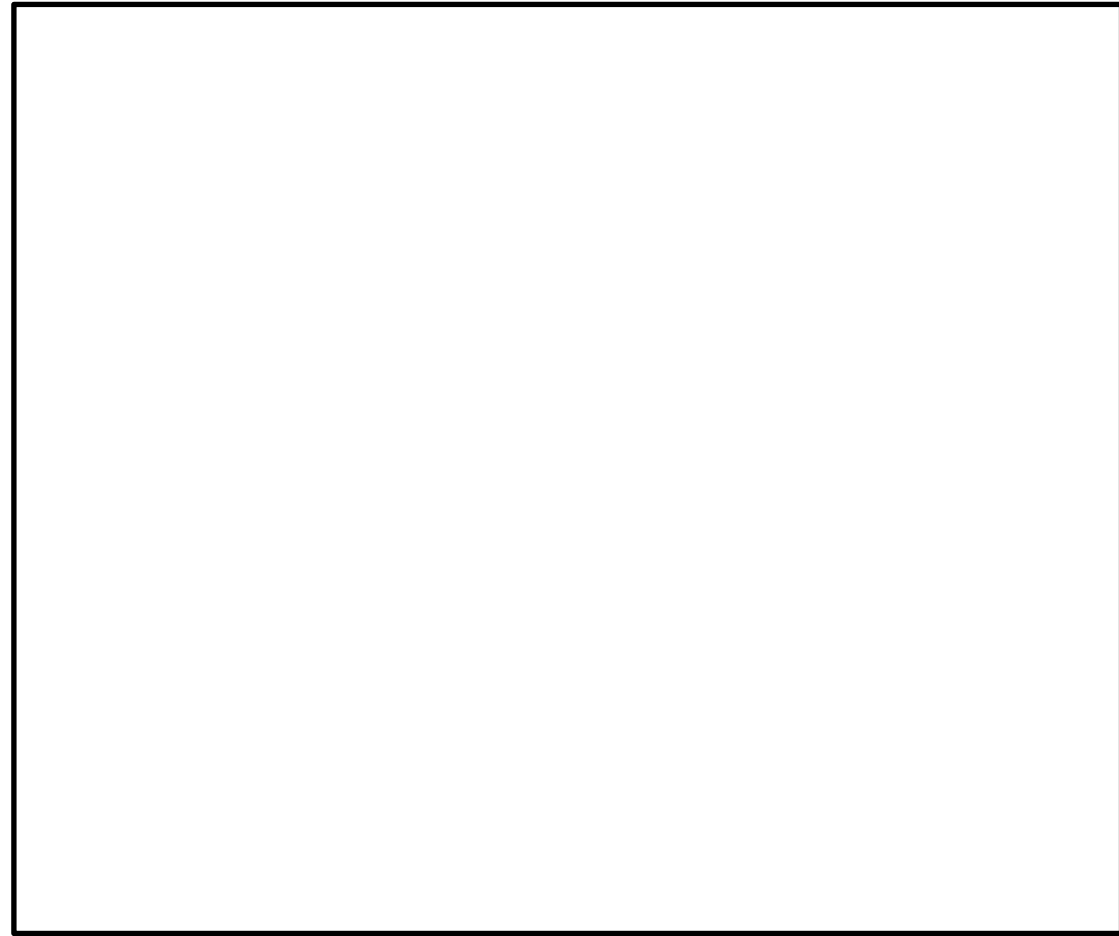


図2 銀ゼオライト容器内のドレンの流れ

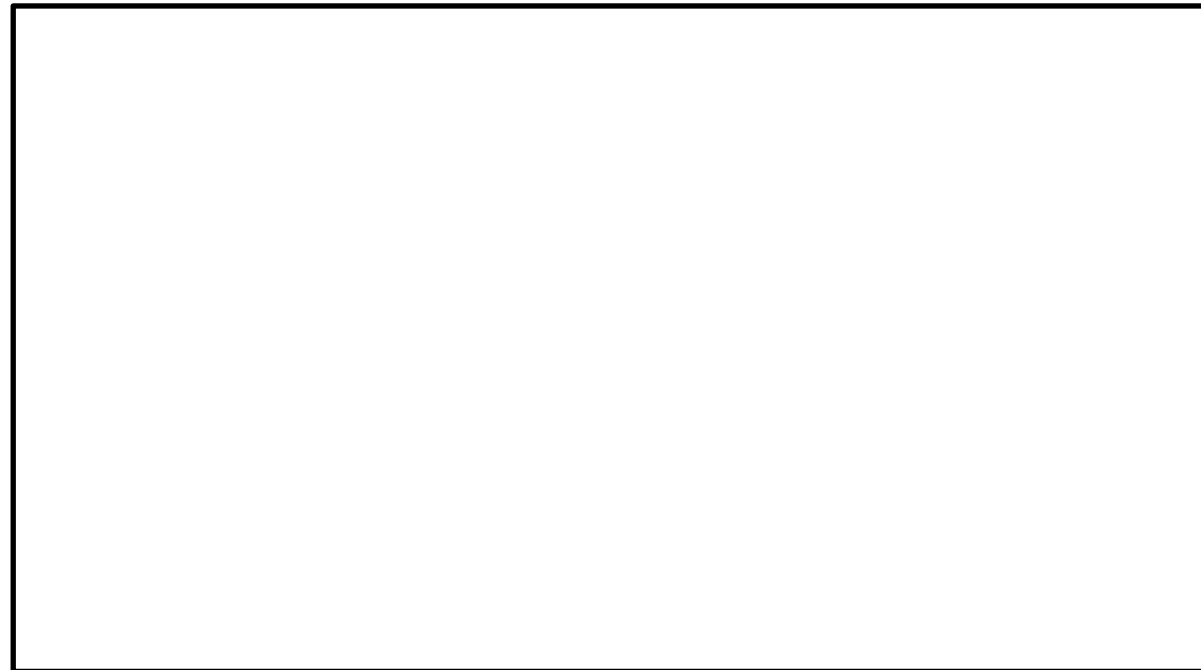


図3 銀ゼオライト容器からスクラバ容器間のドレンライン

東海第二発電所 (2018.9.18版)	島根原子力発電所 2号炉	備考
	<p data-bbox="1299 212 2080 239"><銀ゼオライト容器からスクラバ容器へのドレンの排出について></p> <p data-bbox="1332 254 2410 331">ベント後にはスクラバ容器と銀ゼオライト容器には圧力差が生じるため、銀ゼオライトフィルタ出口側ドレンラインにおいて、以下の水位が形成される。</p> <p data-bbox="1359 390 1780 422">$H = h_1 + h_2 + h_3 \dots$ (式1)</p> <p data-bbox="1391 434 2160 466">H: 銀ゼオライトフィルタ出口側ドレンラインに形成される水位</p> <p data-bbox="1391 478 1852 510">h_1: スクラバ容器のスクラビング水位</p> <p data-bbox="1391 522 2139 554">h_2: スクラバ容器と銀ゼオライト容器の圧力差に相当する水位</p> <p data-bbox="1391 567 2036 598">h_3: ドレンラインで発生する圧力損失に相当する水位</p> <p data-bbox="1332 657 2410 869">格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」において、ベントガスによりドレンを出口配管の放出端から排出できなくなる時点の圧力差で水位を評価した結果、図4に示すとおり、ドレンラインに形成される水位は、最大でも銀ゼオライトフィルタ下端以下となる。</p> <p data-bbox="1332 884 2410 1003">ドレン発生量は少ないため、ドレンラインで発生する圧力損失はほぼゼロであり、式1に示すh_3に相当する水位は無視できるため、h_1及びh_2に相当する水位までドレンが溜まれば、ドレンはスクラバ容器に排出される。</p> <div data-bbox="1299 1014 2410 1854" style="border: 1px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1433 1871 2279 1902">図4 銀ゼオライトフィルタドレンラインに形成される水位の評価結果</p>	

(参考2) ドレン排出可能なベントガス流速について

島根2号機の格納容器フィルタベント系出口配管で発生するドレンをベントガスによって排出できるかどうかは、以下の考え方に基づいて判断することができる。

1. 出口配管からドレン排出可能なベントガス流速について

垂直管内で上向きにガスが流れる場合に、ガスに随伴してドレンが排出される現象については、配管口径が小さい場合には気相流速 (j_g) に依存するが、配管口径が約 以上の領域では Ku 値 (Kutateladze 数[-]) に依存し、 となる (参考図書1)。

ここで、Ku 値は以下の式で表される。



島根2号炉の格納容器フィルタベント系出口配管 (立ち上がり部) は 300A の配管であるため、ベントガス流速が を満足する より大きい場合に、出口配管内のドレンがベントガスに随伴されて排出されることとなる。

2. ベントガスによって凝縮水を排出できなくなるタイミングについて

ベントガス流速は以下の式で表される。



島根2号炉の格納容器フィルタベント系出口配管におけるベントガス流速とベントガス流量の関係を図1に示す。図1より、ベントガス流速 に対応するベントガス流量は約 となる。

格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」のベントガス流量の水位を図2に示す。図2より、島根2号炉のベントガス流量が となる時点は事故後約97時間となるため、ベントガスによってドレンを排出できなくなるのは事故後約97時間後と評価できる。



図1 出口配管におけるベントガス流速および質量流量の関係

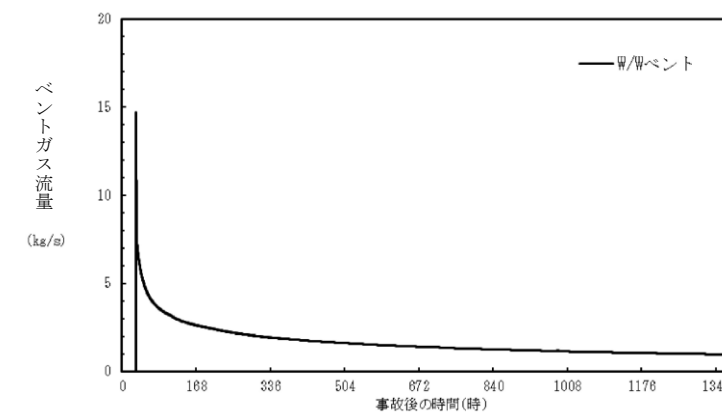


図2 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（残留熱代替除去系を使用しない場合）」におけるベントガス流量の推移

《参考図書》

1. Richter H. J, Flooding in tubes and annuli, Int. J. Multiphase flow, 7, 647-658(1981)