

本資料のうち、枠囲みの内容は、
営業秘密あるいは防護上の観点
から公開できません。

資料番号

TK-1-472 改2

平成 30 年 6 月 7 日
日本原子力発電株式会社

主蒸気管破断事故起因の重大事故等時を考慮した場合の影響について

1. 主蒸気管破断事故（以下「MSLBA」という。）の PRA 及び有効性評価における取扱いについて

(1) PRA（内部事象運転時 PRA）上の扱い

- ・ PRA における起因事象は、実際に発生した事象や安全評価における想定事象（LOCA, MSLBA）を参考に、発生する可能性のある事象の想定として定めたものである。
- ・ MSLBA については、設計基準事故に分類されており、その発生頻度は事故事象相当のレベルであり、これは給水喪失などの過度事象と比較して十分に小さい。
- ・ また、MSLBA が発生し主蒸気隔離弁（以下「MSIV」という。）が閉止して原子炉隔離に成功する事象は、過渡事象のうち隔離事象と分類される原子炉が隔離される事象と成功基準が同じであるため、個別の起因事象として扱う必要はないものと整理している。
- ・ なお、MSLBA が発生し、MSIV による隔離に失敗する事象は、発生頻度の観点から、PRA において考慮する必要がない事象として整理している。

(2) 有効性評価上の扱い

- ・ 有効性評価においては、MSLBA が発生し MSIV 閉止による原子炉隔離に成功した場合については、炉心損傷防止の観点からより厳しい、原子炉スクラム前に原子炉冷却材インベントリが減少する給水喪失を起因とする事象を選定している。
- ・ なお、MSLBA が発生し、MSIV による隔離に失敗する事象は、PRA 上の扱いと同様に考慮する必要がない事象として整理している。

上記のように、PRA（内部事象運転時 PRA）及び有効性評価の起因事象においては、MSLBA は発生頻度、事故進展の観点から個別の起因事象として扱う必要のないものとして整理している。

2. MSLBA に伴う環境条件への影響について

設計基準事故に伴う環境条件への影響については従来より、MSLBA 等を考慮して環境条件として設定されており、設計基準事故時に必要な設計基準対象施設については、当該事故時の環境条件を考慮した設計としている。

また、重大事故等対処施設に適用する環境条件についても、考慮する事象に応じて適切に環境条件を設定し、当該事象に必要な重大事故等対処施設はその環境条件を満足する設計とする。

なお、原子炉建屋原子炉棟内の圧力条件（ブローアウトパネル開放設定値を考慮して大気圧相当）については変更とはならない。

3. MSLBA 起因の重大事故等時の事象進展及び期待する主な設備について

設計基準の MSLBA 及び MSLBA 起因の重大事故等時の事象進展を第 1 表に示す。MSLBA 起因の重大事故等時は、設計基準の MSLBA から原子炉注水機能が喪失することにより、重大事故に進展することが考えられる。

また、MSLBA 起因の重大事故等時に期待する設備は第 2 表のとおりであり、MSLBA 時に環境条件が厳しくなる原子炉建屋原子炉棟内に設置する機器（例：格納容器圧力逃がし装置に向かう配管）が存在する。

第1表 MSLBA の事象進展

事象	事象進展	機能喪失する 主な設備
設計基準の MSLBA	MSLBA 発生⇒ブローアウトパネル開放 ⇒主蒸気隔離弁閉止開始 ⇒原子炉スクラム ⇒高圧注水系による原子炉注水成功	—
MSLBA 起因の重大事故に至るおそれがある事故	MSLBA 発生⇒ブローアウトパネル開放 ⇒主蒸気隔離弁閉止開始 ⇒原子炉スクラム ⇒高圧注水系・低圧注水系による原子炉注水失敗 ⇒逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉減圧 ⇒低圧代替注水系(常設)による原子炉注水 ⇒代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器(以下「PCV」という。)冷却 ⇒格納容器圧力逃がし装置(又は耐圧強化ベント系)による PCV 除熱	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系 ・原子炉隔離時冷却系 ・残留熱除去系(低圧注水機能含む) ・低圧炉心スプレイ系
MSLBA 起因の重大事故	MSLBA 発生⇒ブローアウトパネル開放 ⇒主蒸気隔離弁閉止開始 ⇒原子炉スクラム ⇒高圧注水系・低圧注水系による原子炉注水失敗 ⇒逃がし安全弁(自動減圧機能)による原子炉減圧(DCH 防止) ⇒代替循環冷却系による PCV 除熱 ⇒代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による PCV 冷却 ⇒格納容器下部注水系(常設)によるペDESTAL(ドライウエル部)注水 ⇒可搬型窒素供給装置による PCV 内への窒素注入 ⇒格納容器圧力逃がし装置による可燃性ガス排出 その他、被ばく低減のための原子炉建屋ガス処理系の起動、静的触媒式水素再結合装置による原子炉建屋原子炉棟内の水素処理を実施	<ul style="list-style-type: none"> ・高圧炉心スプレイ系 ・原子炉隔離時冷却系 ・残留熱除去系(低圧注水機能含む) ・低圧炉心スプレイ系 ・低圧代替注水系(常設)(原子炉注水機能)

第2表 MSLBA 起因の重大事故等時に期待する主な設備

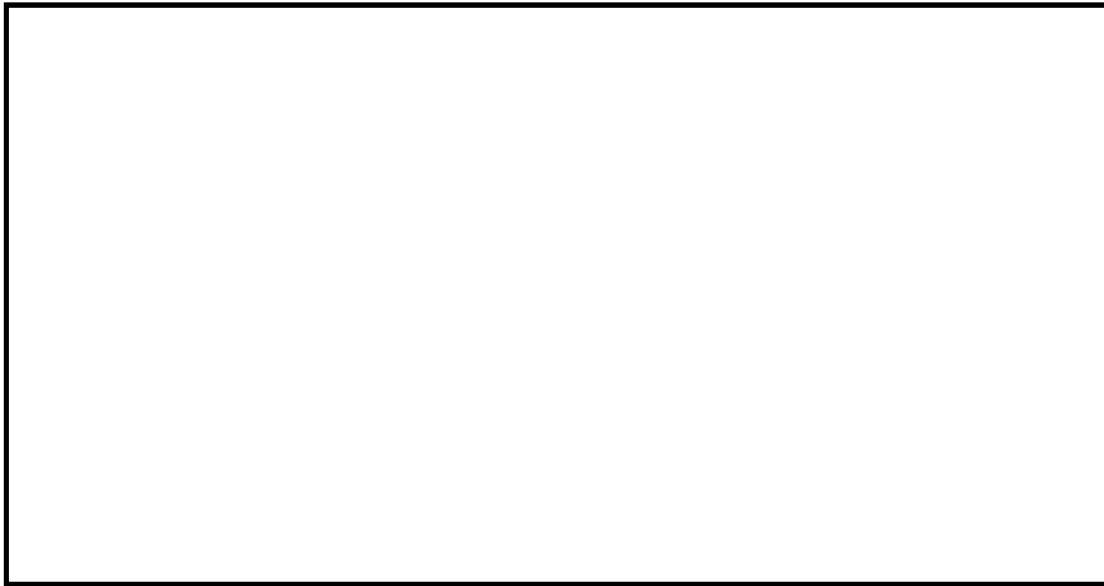
事象	期待する設備
MSLBA 起因の重大事故に至るおそれがある事故	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気隔離弁 ・逃がし安全弁(逃がし弁機能) ← 圧力制御 ・逃がし安全弁(自動減圧機能) ← 急速減圧(手動) ・低圧代替注水系(常設) ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ・格納容器圧力逃がし装置(又は耐圧強化ベント系) ・必要な電源, 計装設備
MSLBA 起因の重大事故	<ul style="list-style-type: none"> ・主蒸気隔離弁 ・逃がし安全弁(逃がし弁機能) ← 圧力制御 ・逃がし安全弁(自動減圧機能) ← 急速減圧(手動) ・代替循環冷却系 ・代替格納容器スプレイ冷却系(常設) ・格納容器下部注水系(常設) ・可搬型窒素供給装置 ・格納容器圧力逃がし装置 ・原子炉建屋ガス処理系 ・静的触媒式水素再結合装置 ・必要な電源, 計装設備

4. MSLBA 起因の重大事故等時の環境条件について

1. に記載のとおり，MSLBA 発生時は原子炉建屋原子炉棟内全域に原子炉圧力容器（以下「RPV」という。）内の大量の蒸気が流出するため，原子炉建屋原子炉棟内全域の環境条件（温度及び湿度）が最も厳しくなる事象である。したがって，MSLBA 起因の重大事故等時を考慮することにより，原子炉建屋原子炉棟内の温度及び湿度の条件が変更となる。具体的な条件としては第3表のとおりである。

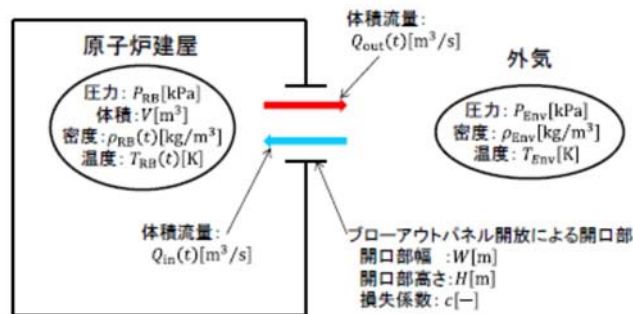
第3表 原子炉建屋原子炉棟内の温度及び湿度の条件

項目	変更前	変更後	備考
温度	原則として 65.6℃	<p>主蒸気管トンネル室 (第1図) 事象発生～1時間：171℃ 1時間～2時間：100℃ 2時間～7日間：65.6℃</p> <p>主蒸気管トンネル室外 事象発生～2時間：100℃ 2時間～7日間：65.6℃</p>	<p>➤ 171℃ RPV 内の蒸気が大気圧条件下に流出した場合の最高温度 蒸気が大気圧条件下に流出することにより，瞬時に飽和温度（100℃）以下となると考えられるが，保守的に事象発生後 1 時間まで，171℃の温度状態が継続するものとして設定。</p> <p>➤ 100℃ 大気圧条件下での飽和温度 ブローアウトパネル開放による外気への蒸気の放出に伴い，建屋内温度は下記室温（65.6℃）までに低下するものと考えられるが，保守的に事象発生後 2 時間まで 100℃の温度状態が継続するものとして設定。</p> <p>➤ 65.6℃ MSLBA を考慮しない場合の最高室温に余裕を考慮した値（設計基準の条件と同じ）</p>
湿度	原則として 湿度 100%	<p>主蒸気管トンネル室 (第1図) 約 171℃～100℃の場合 (事象発生～2時間)： 100% (蒸気) 65.6℃の場合 (2時間～7日間)： 100%</p> <p>主蒸気管トンネル室外 100℃の場合 (事象発生～2時間)： 100% (蒸気) 65.6℃の場合 (2時間～7日間)： 100%</p>	<p>➤ 蒸気条件 100℃以上の場合，過熱又は飽和状態のため蒸気条件として設定</p> <p>➤ 湿度条件 変更前と同じ</p>



第1図 主蒸気管トンネル室の位置

また、第3表の温度条件を設定するに当たり、参考として簡易モデルによる主蒸気管破断事故時における原子炉建屋内の温度評価を行い、第3表で設定した温度条件との比較を行った。温度評価モデル（エネルギー保存式より原子炉建屋内温度を評価）のイメージを第2図、評価条件を第4表、評価結果を第3図に示す。



$$\rho_{RB}(t)VC_{P_{RB}} \frac{dT_{RB}(t)}{dt} = \rho_{ENV}nQ_{in}(t)C_{P_{ENV}}T_{ENV} - \rho_{RB}nQ_{out}(t)C_{P_{RB}}T_{RB}(t)$$

$$Q_{in}(t) = Q_{out}(t) = \frac{c}{3}WH^2/3 \left(g \frac{\Delta\rho(t)}{\bar{\rho}(t)} \right)^{1/2}$$

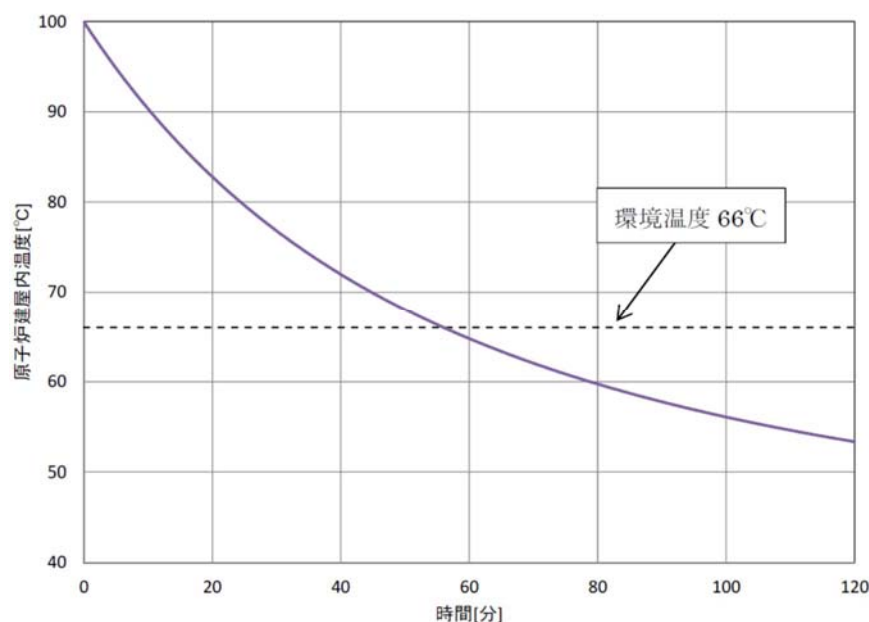
$$\rho_{RB}(t) = \frac{P_{RB}M_{RB}}{RT_{RB}(t)}, \quad \rho_{ENV} = \frac{P_{ENV}M_{ENV}}{RT_{ENV}}$$

第2図 温度評価モデルのイメージ

第4表 評価条件

パラメータ	記号	値	単位	備考
原子炉建屋内圧力	P_{RB}	101.325	kPa	大気圧
外気圧力	P_{Env}			
原子炉建屋内の気体分子量	M_{RB}	28.97	g/mol	原子炉建屋内は保守的に空気と想定する
外気の気体分子量	M_{Env}			
気体定数	R	8.31	J/molK	
外気温度	T_{Env}	40	°C	
流出係数	c	0.6	-	Brown ^[1] の試験より得られたオリフィス形状の場合の流出係数の値(0.6から0.98の範囲)の下限値を設定
ブローアウトパネルの幅	W	3.965	m	
ブローアウトパネルの高さ	H	3.966	m	
重力加速度	g	9.8	m/s ²	
原子炉建屋内の体積	V	81000	m ³	原子炉建屋の容積に余裕をみた値
ブローアウトパネル枚数	n	3	枚	
原子炉建屋内の気体の定圧比熱	$C_{p,RB}$	原子炉建屋内と外気の物性値は保守的に同じと仮定するため、評価に使用しない		
外気の定圧比熱	$C_{p,Env}$			
原子炉建屋内の初期温度	$T_{RB}(0)$	100	°C	大気圧条件下での飽和温度

[1] Brown, W.G., and K.R. Solvason, Natural Convection Through Rectangular Openings in Partitions -1:Vertical Partitions, Int. J. Heat mass Transfer, Vol.5, p859-868, 1962



第3図 簡易モデルによる主蒸気管破断事故時の原子炉建屋温度評価

第3図に示すとおり、簡易モデルによる評価では主蒸気管破断事故発生時点から1時間経過した時点で、原子炉建屋の温度は65.6°Cを下回っており、第3表の環境条件については保守的に設定されていることを確認した。

なお、原子炉建屋原子炉棟内の圧力条件（ブローアウトパネル開放設定値を考慮して大気圧相当）については、変更とはならない。

また、原子炉建屋原子炉棟内の放射線条件（原則として1.7kGy）については、炉心が損傷し放射性物質がPCV気相部に充満しているPCV内の状態において、0.62 MPa[gage]以上

の圧力での PCV の漏えい率を保守的に想定し、事故後 7 日間での原子炉建屋原子炉棟内の積算線量(約 1.5kGy)を評価した上で、この結果を包絡する条件として設定している。MSLBA 発生から主蒸気隔離弁閉止まで流出する蒸気に含まれる放射性物質による放射線影響は軽微であり、MSLBA 起因の重大事故等を考慮しても原子炉建屋原子炉棟内の放射線条件は変更とはならない。

5. 環境条件の変更に伴う対応について

第2表に示した MSLBA 起因の重大事故等時に期待する設備のうち、環境条件が変更となる原子炉建屋原子炉棟内の設備に対して、MSLBA 起因の重大事故等時の環境条件における健全性評価を行い、対策が必要な設備の抽出を行った。各設備の健全性評価の結果を添付資料-1 に示す。

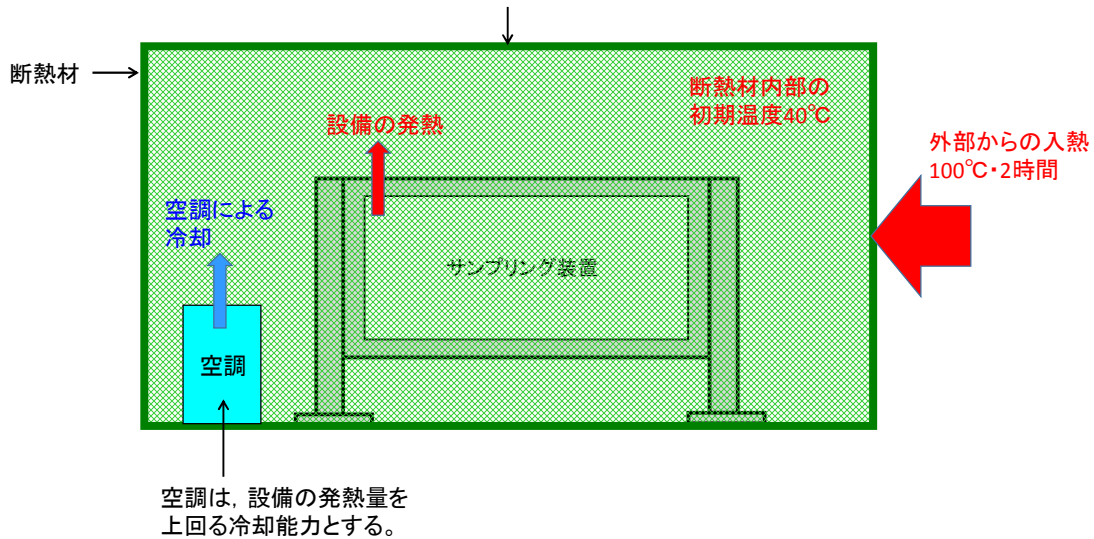
抽出の結果、第5表に示す設備に対して環境条件の変更に伴う対策を実施する。なお、対策については、当該設備の主要な仕様、性能、強度及び耐震性に係る変更を伴うものではない。

また、設置許可基準規則第43条(SA全般)における環境条件の設定等、設置許可へMSLBA環境条件を反映する。

第5表 環境条件変更に伴い対策が必要な設備及び対応方針

設備名	評価結果	対応方針
非常用窒素供給系高压窒素ポンベ	100℃での内部ガスの膨張を考慮した結果、ポンベ本体は耐圧試験圧力以下であることから健全であると考えられるが、ポンベ付属の安全弁の作動圧力を超過するため、安全弁が動作しポンベ内のガスが流出してしまう可能性がある。	ポンベを厚さ 90mm 以上の断熱材(けい酸カルシウム)で覆うことにより、MSLBA 発生後の温度環境(100℃(事象発生～2時間))においても、断熱材内側が 65.6℃以下に抑えられ、機能維持が可能な設計とする。
非常用逃がし安全弁駆動系高压窒素ポンベ		
代替循環冷却系ポンプ	モータ軸受の許容温度を超過するため、軸受の焼き付けが起こる可能性がある。	耐環境性に優れたモータ型式(軸受型式)に変更することにより、MSLBA 発生後の温度環境(100℃(事象発生～2時間))においても、機能維持が可能な設計とする。
格納容器内水素濃度(SA)	サンプリング装置は、100℃環境下で機能を担保することが難しく、環境試験を実施したとしても所定の機能を満足できない可能性がある。	サンプリング装置全体を厚さ 90mm 以上の断熱材(けい酸カルシウム)で覆うことにより、MSLBA 発生後の温度環境(100℃(事象発生～2時間))においても、断熱材内側が 65.6℃以下に抑えられ、機能維持が可能な設計とする。また、サンプリング装置は発熱をするため、断熱材で覆うと内部に熱が溜まることから、断熱材内部に空調を設置する。対策の概念図を第4図に示す。
格納容器内酸素濃度(SA)		

設備の最高使用温度 $66^{\circ}\text{C} \geq 2$ 時間後の断熱材の内部温度とするために必要な断熱材の厚さを設定する。



第4図 断熱材の対策概念図

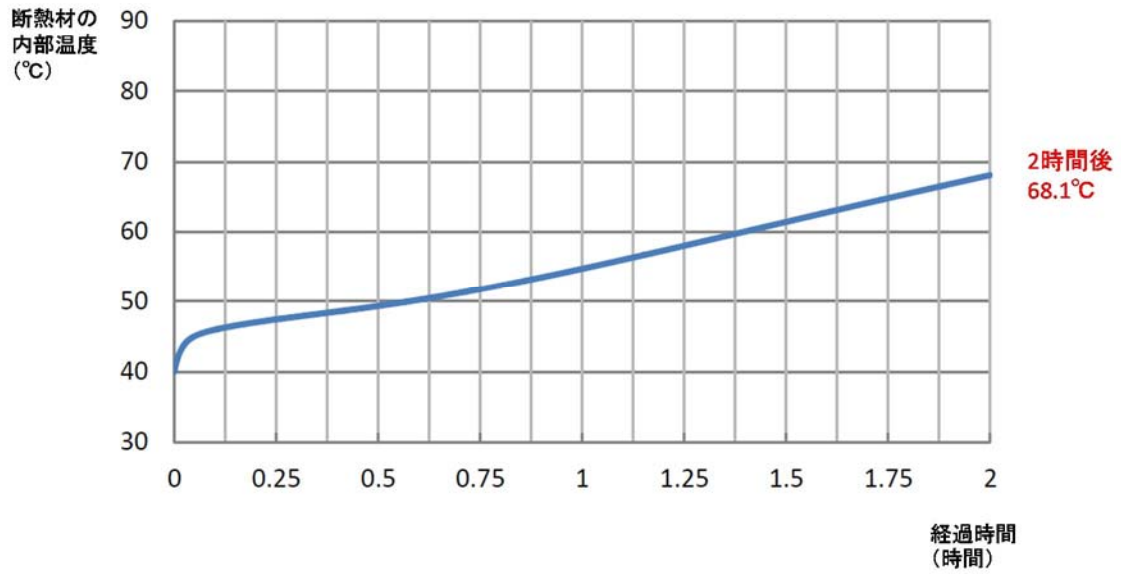
<断熱材の厚さの考え方>

断熱材の厚さの考え方は、断熱材内部の初期温度 40°C に対して断熱材外部からの入熱 $100^{\circ}\text{C} \cdot 2$ 時間が与えられた時に、断熱材の内部温度が設備の最高使用温度 66°C 以下となるために必要な厚さとする。なお、断熱材の厚さは、保守的に空調による冷却を期待せずに設定する。

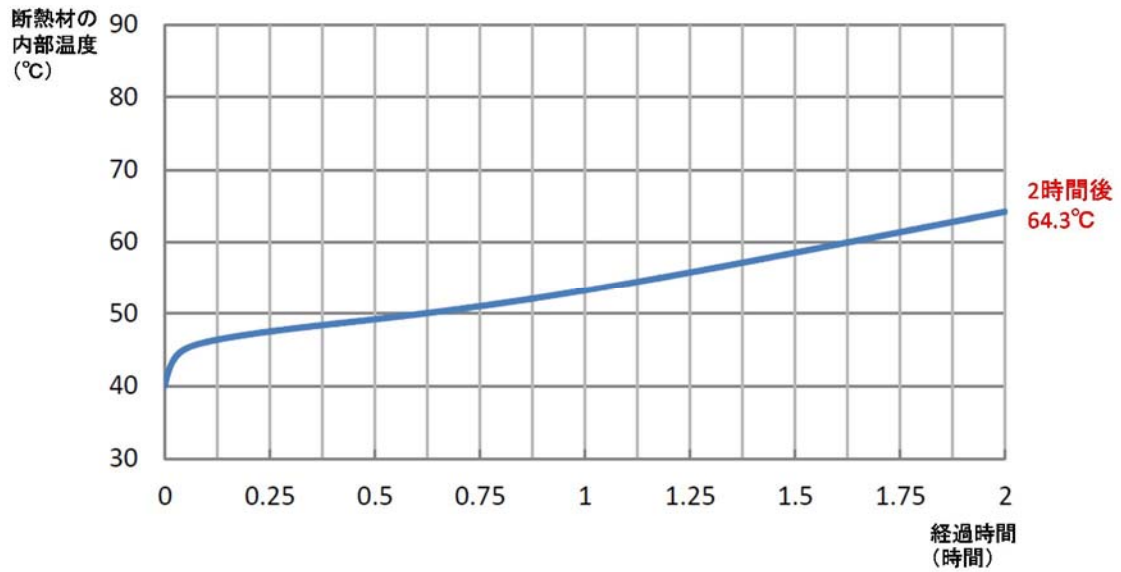
項目	値	備考
断熱材内部の初期温度	40°C	—
断熱材外部の環境温度	100°C	MSLBA 時の原子炉建屋原子炉棟の温度
設備耐性が確認された温度	65.6°C	—

<評価結果>

上記の温度条件をもとに、2通りの断熱材の厚さ（80mm, 90mm）で評価した結果を、第5図及び第6図に示す。評価の結果、断熱材の厚さ90mm以上あれば、断熱材の内部温度を 66°C 以下にすることが出来る。



第 5 図 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) の断熱材厚さの評価結果 (断熱材外側 : 100°C・2 時間, 断熱材厚さ 80mm の場合)



第 6 図 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) の断熱材厚さの評価結果 (断熱材外側 : 100°C・2 時間, 断熱材厚さ 90mm の場合)

以 上

MSLBA 起因の重大事故等時に期待する設備の健全性評価結果

第 2 表に示した MSLBA 起因の重大事故等時に期待する設備のうち、環境条件が変更となる原子炉建屋原子炉棟内の設備に対して、MSLBA 起因の重大事故等時の環境条件における健全性評価を行った結果を第 6 表に示す。

健全性を確認するにあたっては、以下の確認を行った。

- ・ 設備仕様及び環境試験の実施内容より、当該環境条件における健全性を確認したもの
- ・ 温度・蒸気に対して耐性の低いパッキンやポンプの軸受など部位の仕様を確認した結果、当該環境条件における健全性を確認したもの

なお、重大事故等対処設備として使用する設計基準事故対処設備については、従前から事象初期で 100 °C、蒸気環境下での健全性を担保する設計となっていることから、第 6 表には新設の重大事故等対処設備のみを記載している。

第6表 MSLBA 起因の重大事故等時の環境条件における健全性評価結果(1/2)

期待する設備	主な原子炉建屋原子炉棟内の設備*1	確認結果
逃がし安全弁 (逃がし弁機能)	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ポンベ	対応要
逃がし安全弁(自動減圧機能)	非常用窒素供給系高圧窒素ポンベ	対応要
代替格納容器スプレイ冷却系 (常設)	なし	—
格納容器圧力逃がし装置	第一弁 (S/C側)	○
	第一弁 (D/W側)	○
	第二弁	○
	第二弁バイパス弁	○
	遠隔人力操作機構 (フレキシブルシャフト部)	○
耐圧強化ベント系	第一弁 (S/C側)	○
	第一弁 (D/W側)	○
	耐圧強化ベント系一次隔離弁	○
	耐圧強化ベント系二次隔離弁	○
	遠隔人力操作機構 (フレキシブルシャフト部)	○
代替循環冷却系	代替循環冷却系ポンプ	ポンプ：○ モータ： 対応要
格納容器下部注水系 (常設)	なし	—
静的触媒式水素再結合装置	静的触媒式水素再結合器	○

注記*1：設置許可第43条審査資料のうち、『共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について』に記載された設備のうち、重大事故等対処設備として使用する設計基準事故対処設備，流路，電路等を除いた設備を示している。

第6表 MSLBA 起因の重大事故等時の環境条件における健全性評価結果(2/2)

期待する設備	主な原子炉建屋原子炉棟内の設備*1	確認内容
可搬型窒素供給装置	なし	—
必要な電源, 計装設備	原子炉圧力 (S A)	○
	原子炉水位 (S A広帯域)	○
	低圧代替注水系原子炉注水流量	○
	代替循環冷却系原子炉注水流量	○
	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量	○
	低圧代替注水系格納容器下部注水流量	○
	ドライウエル圧力	○
	サプレッション・チェンバ圧力	○
	サプレッション・プール水位	○
	代替循環冷却系ポンプ入口温度	○
	代替循環冷却系格納容器スプレイ流量	○
	非常用窒素供給系供給圧力	○
	非常用窒素供給系高圧窒素ボンベ圧力	○
	非常用逃がし安全弁駆動系供給圧力	○
	非常用逃がし安全弁駆動系高圧窒素ボンベ圧力	○
	静的触媒式水素再結合器動作監視装置	○
	原子炉建屋水素濃度	○
	格納容器内水素濃度 (S A)	対応要
	格納容器内酸素濃度 (S A)	対応要

注記*1: 設置許可第43条審査資料のうち、『共-1 重大事故等対処設備の設備分類及び選定について』に記載された設備のうち, 重大事故等対処設備として使用する設計基準事故対処設備, 流路, 電路等を除いた設備を示している。