

表 3.1.1.1 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（4 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	<p>格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。</p> <p>代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水タンク（ピット）水位計の指示が16%以下となれば、復水タンク（ピット）との連絡を行い、復水タンク（ピット）に補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプル水位（広域）指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である392kPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。</p>	<p>常設電動注入ポンプ</p> <p>【B充てんポンプ（自己冷却）】</p> <p>燃料取替用水タンク（ピット）</p> <p>復水タンク（ピット）</p> <p>燃料油貯蔵タンク</p>	<p>取水用水中ポンプ</p> <p>水中ポンプ用発電機</p> <p>復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ</p> <p>中間受槽</p> <p>タンクローリ</p>	<p>AM用消火水積算流量</p> <p>格納容器内温度</p> <p>格納容器内温度（SA）</p> <p>格納容器圧力</p> <p>AM用格納容器圧力</p> <p>格納容器再循環サンプル水位（広域）</p> <p>格納容器再循環サンプル水位（狭域）</p> <p>原子炉格納容器水位</p> <p>原子炉下部キャビティ水位</p> <p>燃料取替用水タンク（ピット）水位</p> <p>復水タンク（ピット）水位</p>
水素濃度監視	<p>ジルコニウム-水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。</p> <p>アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。</p>	<p>【燃料油貯蔵タンク】</p>	<p>【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】</p> <p>【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】</p> <p>【移動式大容量ポンプ車】</p> <p>【タンクローリ】</p>	<p>【可搬型格納容器水素濃度計測装置】</p> <p>【アニュラス水素濃度計測装置】</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

表 3.1.1.1 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（5 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	<p>A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。</p> <p>全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりA、B格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。</p> <p>炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。</p>	<p>A、B格納容器再循環ユニット</p> <p>【A、B原子炉補機冷却水ポンプ】</p> <p>【原子炉補機冷却水サージタンク】</p> <p>【A原子炉補機冷却水冷却器】</p> <p>【A、B海水ポンプ】</p> <p>燃料油貯蔵タンク</p>	<p>【窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）】</p> <p>移動式大容量ポンプ車</p> <p>タンクローリ</p>	<p>格納容器内温度</p> <p>格納容器内温度（SA）</p> <p>格納容器圧力</p> <p>AM用格納容器圧力</p> <p>【原子炉補機冷却水サージタンク水位】</p> <p>可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

表 3.1.1.2 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（1 / 3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100% (3,411MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギー並びに原子炉格納容器圧力及び温度の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 （初期）	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 （初期）	307.1 + 2.2°C	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと、高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。
	原子炉格納容器自由体積	72,900m ³	評価結果を厳しくするように、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	評価結果を厳しくするように、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。

表 3.1.1.2 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（2 / 3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象 (破断位置、破断口径)	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：配管口径約 0.74m (29inch) の完全両端破断
	安全機能の喪失に対する 仮定	低圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失
		<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内 交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失
	外部電源	外部電源なし
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を 考慮

表 3.1.1.2 主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（3 / 3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間1.5秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生60秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		200m ³ /h / 4SG	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により4基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m ³ /基 (4基) (最小保有水量)	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	常設電動注入ポンプ	130m ³ /h	標準値として設定。 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。
	格納容器再循環ユニット	2基	A、B格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
1基当たりの除熱特性 (100℃～約168℃、約4.1MW～約11.2MW)			
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。	
重大事故等対策に関連する操作条件	常設電動注入ポンプ起動	炉心溶融開始から30分後	運転員等操作時間として、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」のd.に従い、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプ停止	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	A、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	事象発生から24時間後	運転員等操作時間として、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」のe.に従い、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。

Cs-137 の大気への放出量評価

格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイ注入に失敗するシーケンスを対象として、Cs-137 の放出量を評価した。

本事故シーケンスは炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる。事象発生の日後までの Cs-137 の総放出量を評価した結果は約 5.5TBq であり、100TBq を下回っている。

表 主要な評価条件表

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	評価炉心（別紙参照）	ウラン燃料装荷炉心
	炉心熱出力	100% (3,411MWt) × 1.02
	原子炉運転時間	最高40,000時間
	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物割合	NUREG-1465に基づいて設定 ^{*1}
原子炉格納容器内での低減効果	常設電動注入ポンプによるスプレイ除去効果	SRP6.5.2の評価式 ^{*2} に基づき算出した除去速度により低減
	原子炉格納容器等への沈着効果	重力沈降の評価式に基づき算出した沈着速度により減少
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい割合（アニュラス部/アニュラス部以外）	アニュラス部97%、アニュラス部以外3%
	原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day(事故期間中一定) 原子炉格納容器圧力(MAAPコードによる解析結果)に応じた漏えい率に余裕を見込んで設定
	アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率及び起動遅れ時間	フィルタ除去効率：99% 起動遅れ時間：60分 (全交流動力電源喪失を想定)

*1：NUREG-1465は、当該シーケンスを含む、早期から1次系圧力が低く推移するシーケンスを代表するよう設定されたものであるため、原子炉格納容器への放出割合については、NUREG-1465に基づき設定。(次頁表のGap ReleaseからLate In-Vesselまでのフェーズを考慮)

*2：スプレイによるCs-137の除去速度を以下の式により算出

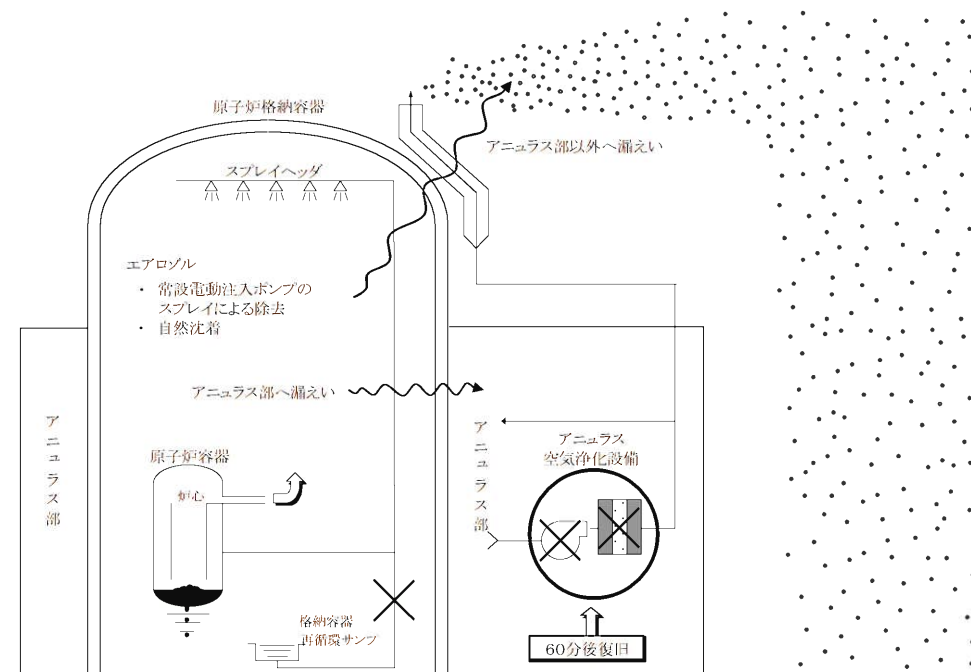
$$\lambda_s = \frac{3hFE}{2V_s D}$$

λ_s ：スプレイ除去速度 h ：スプレイ液滴落下高さ

V_s ：スプレイ領域の体積 F ：スプレイ流量

E ：捕集効率 D ：スプレイ液滴直径

PWRを模擬したNUPEC実験によりスプレイ効率(E/D)を7と設定



評価イメージ図

表 原子炉格納容器への放出割合 (NUREG-1465 Table3.13)

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

* Values shown are fractions of core inventory.
 ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
 *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

- Gap-Release/Early In-Vessel：燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。
- Ex-Vessel/Late In-Vessel：原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び1次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。

表 事故発生直後の炉心内蓄積量*1

	希ガス類	ヨウ素類	Cs 類	Te 類	Ba 類	Ru 類	Ce 類	La 類
炉心内蓄積量 (Bq)	約 4.0×10^{19}	約 4.0×10^{19}	約 1.7×10^{19} (約 4.3×10^{17})*2	約 2.5×10^{19}	約 2.5×10^{19}	約 4.5×10^{19}	約 8.6×10^{19}	約 8.8×10^{19}

*1 作業環境線量評価、居住性評価に係る被ばく評価にも使用

*2 Cs-137 の炉心内蓄積量

表 主要な評価条件の設定の考え方

大項目	中項目	主要条件	ガイド*の適合状況	設定の考え方
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	100%(3, 411MWt) × 1.02	審査ガイド 3.2.1(1)「保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない」	定常誤差を考慮した上限値として設定
	原子炉運転時間	最高 40,000 時間	同上	平衡炉心の最高運転時間を下回らない値として設定
	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物割合	NUREG-1465 に基づいて設定	—	早期から 1 次系圧力が低く推移するシーケンスを代表するよう設定された NUREG-1465 の原子炉格納容器への放出割合を設定
原子炉格納容器内での低減効果	常設電動注入ポンプによるスプレイ除去効果	SRP6.5.2 の評価式に基づき算出した除去速度により低減	—	SRP6.5.2 の評価式に基づき算出した除去速度に設定
	原子炉格納容器等への沈着効果	重力沈降の評価式に基づき算出した沈着速度により減少	—	重力沈降の評価式に基づき算出した沈着速度に設定
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day	審査ガイド 3.2.1(1)「保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない」	原子炉格納容器内の圧力解析結果(最高値約 0.44MPa [gage]) に対応した漏えい率(約 0.143%/day) に余裕を見込んで設定
	原子炉格納容器からの漏えい割合(アニュラス部/アニュラス部以外)	アニュラス部 97%、アニュラス部以外 3%	同上	SA 時も原子炉格納容器は健全であることから、漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその 97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り 3%はアニュラス部以外で生じるものと設定
	アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率及び負圧達成時間	フィルタ除去効率: 99% 負圧達成時間: 62 分(起動遅れ時間: 60 分、起動後負圧達成までの時間 2 分) (全交流動力電源喪失を想定)	—	<ul style="list-style-type: none"> 設計上期待できる値を設定 選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHS を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 起動後負圧達成までの時間は、目標負圧、アニュラス部自由体積及びファン容量等のパラメータより求めた時間(約 57 秒) に余裕を考慮して設定

※ 「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」

ウラン炉心^{*1}及び1/4MOX燃料装荷炉心^{*2}での炉心内蓄積量の比較

玄海原子力発電所4号炉のCs-137の環境への放出放射エネルギー評価については、55GWd/tウラン炉心を対象炉心とした。これは55GWd/tウラン炉心と48GWd/t+1/4MOX燃料装荷炉心を比較した結果、Cs-137の炉心内蓄積量が55GWd/tウラン炉心のほうが多いためである。環境へ放出されるまでの過程及び低減効果については、ウラン炉心でも1/4MOX燃料装荷炉心でも同じであるため、Cs-137の炉心内蓄積量が多い炉心が、結果として、環境への放出放射エネルギーも多くなる。

以下、55GWd/tウラン炉心及び48GWd/t+1/4MOX燃料装荷炉心でのCs-137の炉心内蓄積量の比較を示す。主要解析条件を表1に示す。

表1 主要解析条件

	主要条件	
	55GWd/tウラン炉心	48GWd/t+1/4MOX燃料装荷炉心
炉心熱出力	100% (3,411MWt) × 1.02	
原子炉運転時間	最高 40,000時間	最高 30,000時間 (ウラン燃料) 最高 30,000時間 (MOX燃料)
炉心内蓄積量	ORIGEN2を用いて算出	

Cs-137の核分裂収率^{*3}は、プルトニウムは約 6.7×10^{-2} 、ウランは約 6.3×10^{-2} であり、プルトニウムのほうがウランに比べて若干大きい。原子炉運転時間は55GWd/tウラン炉心のほうが長い。55GWd/tウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心のCs-137の炉心内蓄積量を比較した結果、表2に示すとおり、原子炉運転時間がより長い55GWd/tウラン炉心の炉心内蓄積量が1/4MOX燃料装荷炉心の値を上回っている。よって、55GWd/tウラン炉心のほうがCs-137の環境への放出放射エネルギーは多くなる。

表 2 55GWd/t ウラン炉心及び 48GWd/t+1/4MOX 燃料装荷炉心での
炉心内蓄積量及び環境への放出放射エネルギーの比較

	55GWd/t ウラン炉心	48GWd/t+1/4MOX 燃料 装荷炉心
Cs-137 の炉心内蓄積量	約 4.3×10^{17} Bq	約 3.5×10^{17} Bq
Cs-137 の環境への放出放射エネルギー	約 5.5×10^{12} Bq	約 4.5×10^{12} Bq

※1: 燃料集合体最高燃焼度 55,000MWd/t までのウラン燃料を 100%装荷した炉心

※2: 炉心の約 3/4 に燃料集合体最高燃焼度 48,000MWd/t までのウラン燃料、約 1/4 に燃料集合体最高燃焼度 45,000MWd/t までの MOX 燃料を装荷した炉心

※3: 出典: IAEA, Nuclear Data Services, Fission product yields(2013 年 8 月時点)

原子炉格納容器への放射性物質の放出割合の設定について

原子炉容器からの放射性物質の放出割合については、第1表に示すNUREG-1465の炉心内蓄積量に対する原子炉格納容器への放出割合を基に設定している。

第1表 原子炉格納容器への放出割合 (NUREG-1465 Table3.13)

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

* Values shown are fractions of core inventory.
 ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
 *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

- Gap-Release/Early In-Vessel

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

- Ex-Vessel/Late In-Vessel

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

(1) 事象進展について

NUREG-1465のソースターム (以下「更新ソースターム」という。) は、燃料被覆管破損時点より、原子炉容器が破損し溶融炉心が炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、第2表のとおり、本評価で想定している事故シーケンス (大LOCA+ECCS注入失敗) と同様のシーケンスについても対象に含まれている。

事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAPコードを用いた玄海3/4号炉の解析結果とNUREG-1465の想定を比較すると、第3表のとおりとなる。

炉心溶融開始及び原子炉容器破損のタイミングは、ほぼ同じタイミングであり、放射性物質が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はない。なお、評価では不確定性等を考慮し、原子炉格納容器からの漏えい率については、圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。

第2表 NUREG-1465で対象としているシーケンス

Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences

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

第3表 MAAP コードを用いた解析結果と NUREG-1465 の想定と比較

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間
MAAP	～約22分	約22分～約1.4時間
NUREG-1465	～30分	30分～1.8時間

(2) 高燃焼度燃料及びMOX燃料への適用

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

その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果がERI/NRC02-202(2002年11月)にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。

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

(ERI/NRC 02-202 第4章)

専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合について、第4表及び第5表に示す(ERI/NRC02-202 Table 3.1及びTable 3.2)。表の括弧内の数値は、NUREG-1465の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。各フェーズの継続時間及び被ばくへの寄与が相対的に大きい希ガス、ハロゲン、アルカリ金属のグループの放出割合については、NUREG-1465の数値と概ね同程度とされている。また、その他の核種グループについては、NUREG-1465の数値より大きな放出割合が提示されているケースもあるものの、これらの違いは燃焼度とは無関係の不確定性によるものであることから、低燃焼度燃料と同じ値が適用できるとされている。

なお、米国の規制基準であるRegulatory Guideの1.183においては、NUREG-1465での放出割合の値を集合体平均で55GWd/tまでの燃焼度の燃料まで適用できるものと定められている。

第4表 ERI/NRC 02-202における原子炉格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)³

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5) ¹	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE ³ (0.05)	0.63; 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.95)	0.3 (0)	0 (0)
Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.35 (0.35)	0.1 (0.1)
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; ¹⁰⁰ Sr ⁴ (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ²	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05; TR
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (one group ⁵)	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)
La, Eu, Pr, Nb	0; 0	0.0002; 0.02TR	0.005; TR	0; TR
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Pm, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR

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

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

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

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

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

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

第5表 ERI/NRC 02-202における原子炉格納容器への放出（MOX燃料）

Table 3.12 MOX Releases Into Containment⁴

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

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

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

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

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

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

希ガスやハロゲンといった被ばく評価に大きく寄与する核種グループについて、高燃焼度燃料及びMOX燃料の放出割合は、第6表及び第7表に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。

このことから、現段階においては、NUREG-1465の高燃焼度燃料やMOX燃料の適用について否定されるものではないと考える。第8表にそれらのデータを整理した。

第6表 SAND2011-0128における原子炉格納容器への放出（高燃焼度燃料）

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

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	0.22 (0.5)	4.5 (1.5)	4.8 (2.0)	143 (1.0)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.94 (0.95)	0.011 (0)	0.003 (0)
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.35)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.003 (0.05)	0.23 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0006 (0)	0.004 (0.02)	0.003 (0.10)	- (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.05)	0.003 (0.25)	0.10 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	-	-
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (2x10 ⁻⁷)	1.3x10⁻⁵ (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.5x10⁻⁷ (5x10 ⁻⁴)	2.4x10⁻⁴ (0.005)	-

第7表 SAND2011-0128における原子炉格納容器への放出（MOX燃料）

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

	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
Duration (hours)	0.36 (0.50)	4.4 (1.3)	6.5 (2.0)	16 (1.0)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.050)	0.86 (0.95)	0.05 (0)	0.026 (0)
Halogens (Br, I)	0.028 (0.050)	0.48 (0.35)	0.06 (0.25)	0.055 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.050)	0.44 (0.25)	0.07 (0.35)	0.025 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.020)	0.008 (0.1)	9x10⁻⁶ (0)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.014 (0)	0.48 (0.05)	0.04 (0.25)	0.055 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.27 (0.0025)	[0.0025]	0.024 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.005 (0.0025)	[0.0025]	3 x10⁻⁶ (0)
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1 x10⁻⁷ (0.002)	3 x10⁻⁵ (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	1.0 x10⁻⁶ (0.0005)	5 x10⁻⁶ (0.005)	-

第8表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼燃料)※	ERI/NRC 02-202 (MOX燃料)※	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (MOX燃料)
希ガス	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96
よう素	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62
セシウム	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

※ 複数の値が提示されているため、平均値を記載した。

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

したがって、玄海3/4号炉（燃料集合体の最高燃焼度55GWd/t（ウラン炉心）及び燃料集合体の最高燃焼度48GWd/t（MOX炉心））の今回の評価において、NUREG-1465の数値を用いることは適切である。

一方、国内においても、UO₂燃料とMOX燃料の放射性物質の放出挙動の違いについて研究が実施されており、旧原研のVEGA実験にてCsの挙動について調査がなされている。この実験において、炉心溶融に至るような高温（約3100K）では、燃料ペレットからほぼ全量のCsが放出されるものとしており、また、UO₂燃料とMOX燃料の放出割合は差がないとしている⁽³⁾⁽⁴⁾。VEGA実験にて得られた、PWR燃料、BWR燃料、MOX燃料（ふげん）に対する燃料ペレットの温度とCs放出割合の関係を第1図に、各ペレットの試験条件を第9表に示す⁽⁴⁾

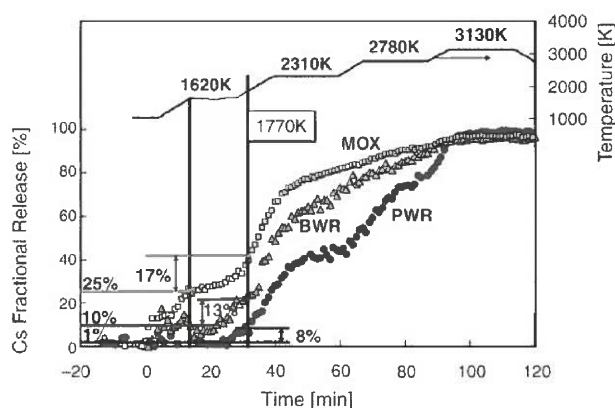


Fig. 3 Fuel temperature and fractional releases of Cs

第1図 各燃料におけるCsの放出挙動

第9表 各燃料ペレットの試験条件

	PWR-UO ₂	BWR-UO ₂	ATR-MOX
Pellet diameter ^a [mm]	8.1	10.4	12.4
Density ^a [% Theoretical Density]	95	97	95
Burnup [GWd/t]	47	56	43
Estimated Pu content after irradiation [wt%]	1.1	1.2	2.9
Linear heat rate (Average) [kW/m]	18	26	28
Estimated pellet temperature ^b [Center/peripheral (Average)] [K]	1000/660	1500/870	1700/900
Fission gas release during reactor irradiation [%]	0.4	12	20

^aNominal values as fabricated

^bAverage temperature during irradiation

この結果を見ると、約1800Kまでの低温領域において、Csの放出割合の上昇率がPWR燃料に比べ、BWR燃焼及びMOX燃料は大きいことが分かる。これは、燃料ペレット中心部の結晶粒界気泡中のCsが、比較的低温の燃料ペレット周辺部の開気孔に移動し、Cs放出が始まったためであるとされており、この温度領域のCs放出は、照射中の線出力密度に依存するとしている。試験で用いた各ペレットの平均線出力密度（Linear heat rate(Average) [kW/m]）については表9のとおりであり、PWR燃料に比べ、MOX燃料及びBWR燃料は高い。このため、低温領域においては、MOX燃料の放出割合がPWR燃料よりも大きくなっている。約1800Kから約2800Kまでの温度領域については、燃料ペレットが泡状化または溶融するため、どの燃料についてもCsの放出割合に大きな差はなく、ほぼ全量のCsが放出される結果となっている。

従って、UO₂燃料とMOX燃料を比較した場合、低温状態においては、線出力密度の違いによるCs放出割合に差が見られるものの、高温状態においては、Csの放出割合に違いは見られないという結果が示されている。

ここで、PWRにおけるMOX炉心の場合、平均線出力密度はUO₂燃料もMOX燃料も変わらないため、MOXペレットの温度についてもほぼUO₂燃料ペレットと同等と考えられることから、条件の近いVEGA実験におけるPWR-UO₂燃料と近い挙動を示すものと考えられる。従って、VEGA実験の考察からも、MOX燃料とUO₂燃料を区別して取り扱うことは不要であると判断できる。

一方、NUREG-1465において、燃料が高温となり溶融に至る過程はEarly in-vesselフェーズで表されている。本フェーズにおける燃料からの放出割合については、NUREG/CR-5747⁽⁵⁾にて検討がなされている。STCP（Source Term Code Package）による評価値では、このフェーズにおける燃料から原子炉容器へのCsの放出割合については、ほぼ全量が放出されるとしており、VEGA実験とNUREG/CR-5747は整合したものとなっている。なお、NUREG-1465のEarly in-vesselフェーズにおける原子炉格納容器への放出割合は、このNUREG/CR-5747に示される燃料から原子炉容器への放出割合を基に、1次系での沈着等が考慮された値となっている。第10表、第11表にNUREG/CR-5747における燃料から原子炉容器への放出割合を示す。

以上のことから、NUREG-1465に基づいて設定したMOX燃料からの放出割合とVEGA実験におけるMOX燃料から放出割合は同等と考えられる。

第10表 燃料から原子炉容器への放出割合
(PWR、高圧シーケンス)

Table 5.1 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, High RCS Pressure Sequences

	Surry		Zion		Sequoyah			OCONEE
	TMLB'	S3B	TMLU	S2DCR/S2DCF	S3HF/S3B	S3B1	TMLB'	TMLB'
NG	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99
I	0.98	0.98	1.0	0.99	0.57	0.99	0.97	0.99
Cs	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99
Te	0.46	0.3	0.54	0.43	0.84	0.85	0.36	0.3
Sr	7×10^{-4}	5×10^{-4}	2×10^{-3}	4×10^{-4}	6×10^{-4}	8×10^{-4}	5×10^{-4}	7×10^{-4}
Ba	0.013	0.01	0.02	8×10^{-3}	0.01	0.014	0.01	0.013
Ru	10^{-6}	10^{-6}	2×10^{-6}	5×10^{-7}	10^{-6}	2×10^{-5}	10^{-6}	10^{-6}
Ce	0	0	0	0	0	0	0	0
La	10^{-7}	10^{-7}	2×10^{-7}	5×10^{-8}	10^{-7}	10^{-7}	10^{-7}	10^{-7}

第11表 燃料から原子炉容器への放出割合
(PWR、低圧シーケンス)

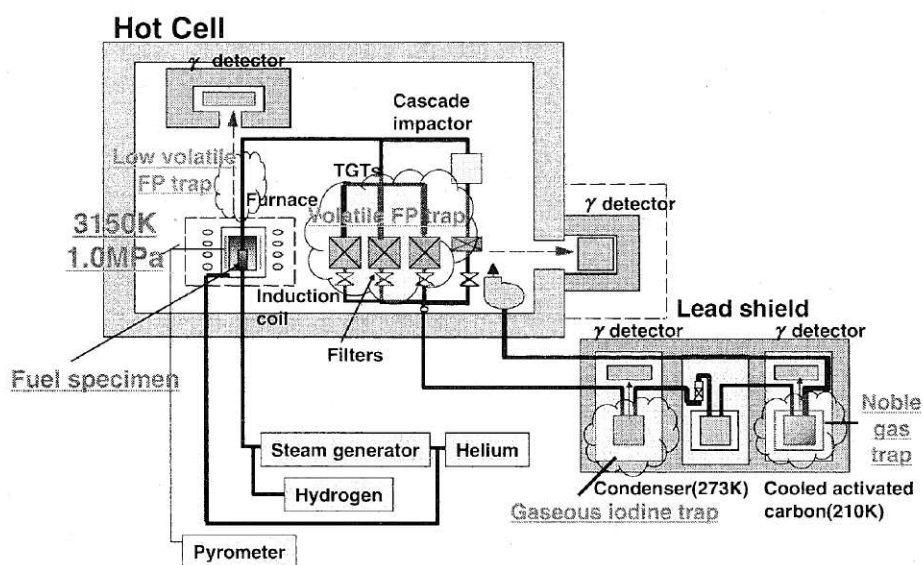
Table 5.2 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, Low RCS Pressure Sequences

	Surry		Sequoyah		OCONEE
	Y	AG	TBA	ACD	S1DCF
NG	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
I	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0
Cs	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0
Te	0.63	0.86	0.80	0.51	0.35
Sr	1.5×10^{-3}	10^{-3}	2×10^{-3}	10^{-3}	7×10^{-4}
Ba	0.03	0.02	0.04	0.01	0.014
Ru	3×10^{-6}	2×10^{-6}	3×10^{-6}	10^{-6}	10^{-6}
Ce	0	0	0	0	0
La	2×10^{-7}	2×10^{-7}	3×10^{-7}	10^{-7}	10^{-7}

- (1) ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS, ERI/NRC 02-202, Energy Research Inc, 2002
- (2) D. A. Powers, M. T. Leonard, R. O. Gauntt, R. Y. Lee, M. Salay, Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel, SAND2011-0128, 2011
- (3) Akihide HIDAKA, Tamotsu KUDO, Jun ISHIKAWA and Toyoshi FUKETA, Radionuclide Release from Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Term, J. Nucl. Sci. and Technol. 42[5] 451-461 (2005)
- (4) Tamotsu KUDO, Mitsuko KIDA, Takehiko NAKAMURA, Fumihisa NAGASE and Toyoshi FUKETA, "Release of Cesium and Poorly Volatile Elements from UO₂ and MOX Fuels under Severe Accident Conditions" J. Nucl. Sci. and Technol. 44[11], 1421-1427(2007)
- (5) H.P. Nourbakhsh, Estimate of Radionuclide Release Characteristics Into Containment Under Severe Accident Conditions, NUREG/CR-5747, USNRC, 1993

VEGA実験の概要について

実験体系



燃料の緒元

	MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2	UO ₂ (PWR) VEGA-3
Pellet diameter (mm)	12.4	8.05
Pellet height (mm)	13	9.7
Theoretical density (%)	95	95
Density (g/cm ³)	10.96	10.96
Cladding inside diameter (mm)	12.7	8.22
Cladding external diameter (mm)	14.6	9.5
Burn up (GWd/t)	43	47
Fissile Pu enrichment (wt%)	4.83	0
Initial Pu enrichment (wt%)	5.66	0
Pu after irradiation (wt%)	1.7	0.9
Initial ²³⁵ U enrichment (wt%)	0.7	4.1
²³⁵ U after irradiation (wt%)	0.2	0.6

実験方法

供試体（ペレット）を2773Kから3123Kまで加熱し、放出されたFPを水蒸気/Heで下流側に送ってγ線計測を実施し、FP放出割合を算定。

各核種グループの内訳について

NUREG-1465の高燃焼度燃料やMOX燃料の適用については、前述のとおり、現在の知見では、否定されるものではないものの、ERI/NRC02-202及びSAND2011-0128では、高燃焼度燃料及びMOX燃料において、Te類やRu類のように、NUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの放出割合を確認する。

環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465に示される各核種グループの内訳としてI-131等価量換算及び γ 線エネルギー0.5MeV換算の値を第12表に示す。I-131等価量はハロゲン（よう素類）が約66%、Cs類が約14%、その他が約20%となっており、 γ 線エネルギー0.5MeV換算は希ガス類が約91%、ハロゲン（よう素類）が約7%、Cs類が約2%、その他が1%未満となっている。

第12表(1/2) 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳（I-131等価量換算）

核種グループ	放出放射エネルギー (注1、2、3) (Bq)	内訳 (%)
希ガス類	約0.0E+00	0
よう素類	約9.6E+13	66
Cs類	約2.0E+13	14
Te類	約4.5E+12	3
Ba類	約8.3E+12	6
Ru類	約5.2E+11	<1
Ce類	約1.0E+13	7
La類	約6.1E+12	4
合計	約1.5E+14	100

(注1) 7日間積算放出量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

(注3) 玄海4号炉の放出放射エネルギー

第12表(2/2) 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (γ 線エネルギー0.5MeV換算)

核種グループ	放出放射エネルギー (注1、2、3) (Bq)	内訳 (%)
希ガス類	約1.0E+16	91
よう素類	約7.2E+14	7
Cs類	約1.7E+14	2
Te類	約3.0E+13	<1
Ba類	約2.1E+13	<1
Ru類	約9.0E+11	<1
Ce類	約1.4E+12	<1
La類	約3.9E+12	<1
合計	約1.1E+16	100

(注1) 7日間積算放出量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

(注3) 玄海4号炉の放出放射エネルギー

フィルタ除去効率の設定について

1. 微粒子フィルタについて

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

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

a. 温度及び湿度条件について

本評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は150℃程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアニュラス内の温度が上昇する。アニュラス内の温度は最高で70℃程度までの上昇であるため、玄海4号炉のアニュラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタの最高使用温度を上回ることなく、性能が低下することはない。また、湿度についても、原子炉格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。したがって、微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。

b. 保持容量について

玄海4号炉のアニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約3kgである。評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約1.5kgである。(第1表参照)

これは、安定核種も踏まえて、原子炉格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。(第2表及び第1図参照)

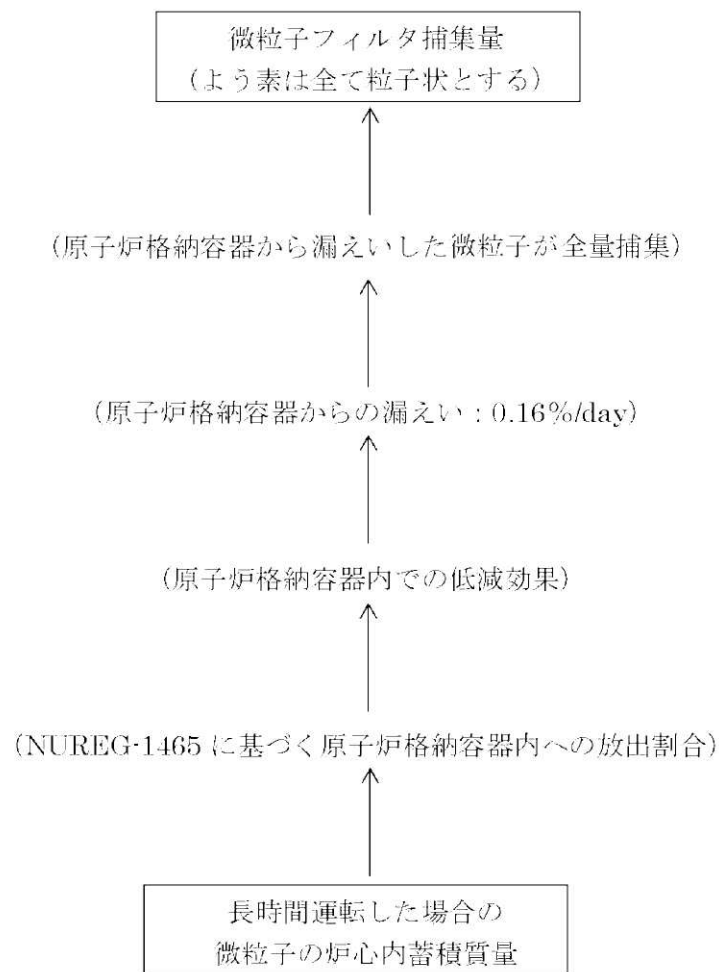
したがって、アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。

第1表 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量

微粒子フィルタ	アニュラス空気浄化設備
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約1.5kg
保持容量	約3kg

第2表 炉心内蓄積質量 (安定核種を含む)

核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)
よう素類 (よう素)	約2.7E+01 (約2.5E+01)
Cs類	約4.0E+02
Te類	約7.3E+01
Ba類	約3.0E+02
Ru類	約1.1E+03
Ce類	約1.5E+03
La類	約1.5E+03
合計	約4.9E+03



第1図 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程

Cs-137 放出量評価の評価期間について

事故後 7 日間の Cs-137 放出量の推移を図 1 に示す。事故後 62 分でアニュラス空気浄化設備による除去効果が期待できるようになり、Cs-137 の放出率は大きく低下する。

玄海 4 号の Cs-137 の放出量評価について、事故後 7 日以降の影響を確認するために、事故後 30 日間及び 100 日間の放出量を評価した結果は表 1 のとおりである。評価期間 30 日の Cs-137 の放出量は評価期間 7 日の結果に比べ約 9% の増加であり、評価期間 100 日としても評価期間 7 日の放出量に比べ約 9% の増加であった。なお、原子炉格納容器からの漏えい率は、図 2 に示すとおり、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見た値として 7 日まで 0.16%/day、7 日以降を 0.125%/day 一定として評価した。

また、本評価において、原子炉格納容器からの漏えい率の設定は、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見込み 0.16%/day で一定としていることから、これを図 3 に示すように、解析結果に基づいてステップ状に設定することにより、より現実的な漏えい率条件での放出量評価を実施した。表 2 に示すとおり、原子炉格納容器からの漏えい率をより現実的に見直すことで、事故後 7 日間の Cs-137 放出量は約 12% 低減する結果となった。

以上のとおり、Cs-137 放出量は、事故発生から 7 日経過すると増加が小さくなり、更により現実的な評価条件を使用した場合、放出量の評価結果は低減されるため、Cs-137 放出量を評価する期間を 7 日とすることは妥当であると考えられる。

表1 7日以降のCs-137積算放出放射エネルギーについて

評価期間	Cs-137 放出量
	〔 ~ 7日 : 0.16%/day 一定 7日以降 : 0.125%/day 一定 〕
7日 (申請評価)	約 5.5 TBq
30日	約 6.0 TBq (約 1.09倍) *1
100日	約 6.0 TBq (約 1.09倍) *1

*1 : 括弧内は評価期間7日との比較結果を示す。

表2 Cs-137の放出放射エネルギー (7日間積算)

漏えい率	① ステップ状 (影響確認)	② 0.16%/day 一定 (申請評価)	比 (①/②)
Cs 放出量	約 4.9 TBq	約 5.5 TBq	0.88

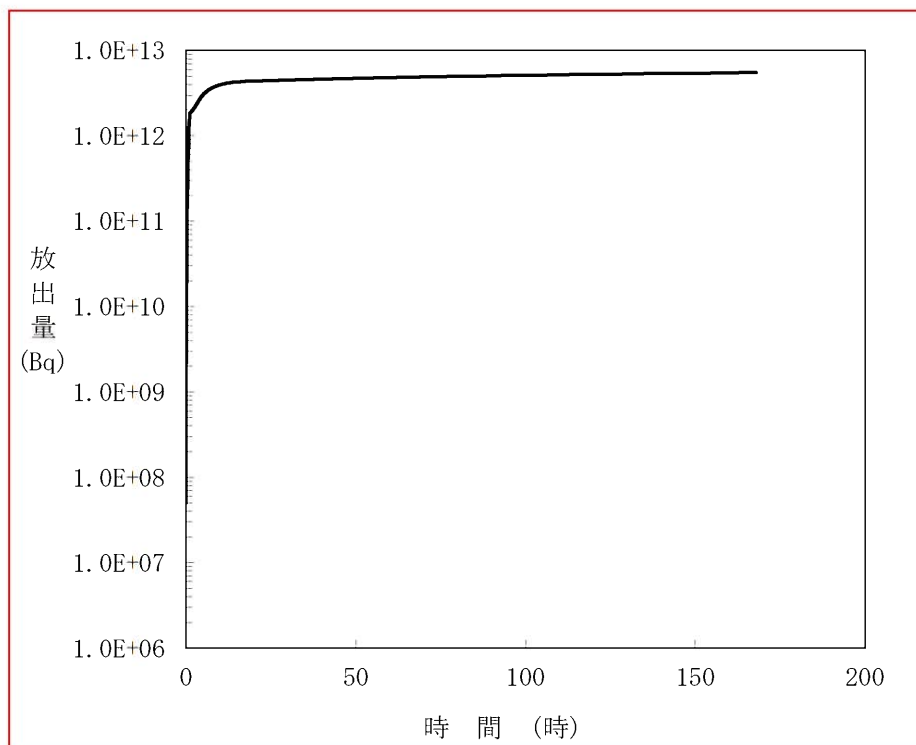


図1 Cs-137積算放出放射エネルギー(GROSS値)の推移 (7日間(168時間))

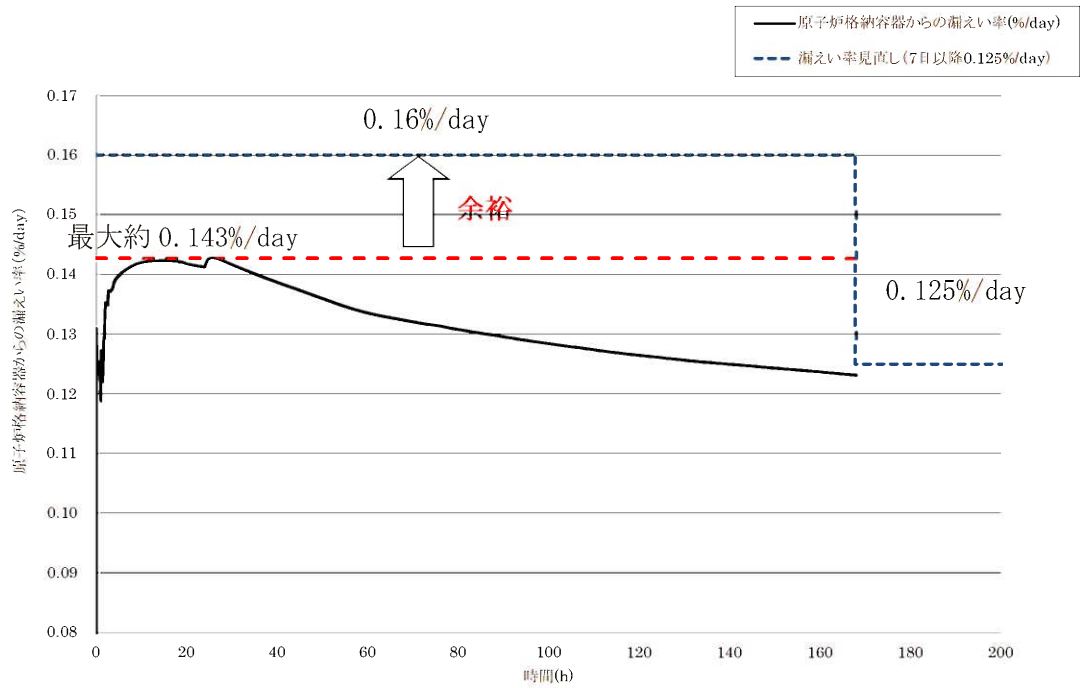


図2 原子炉格納容器からの漏えい率(100日間評価)

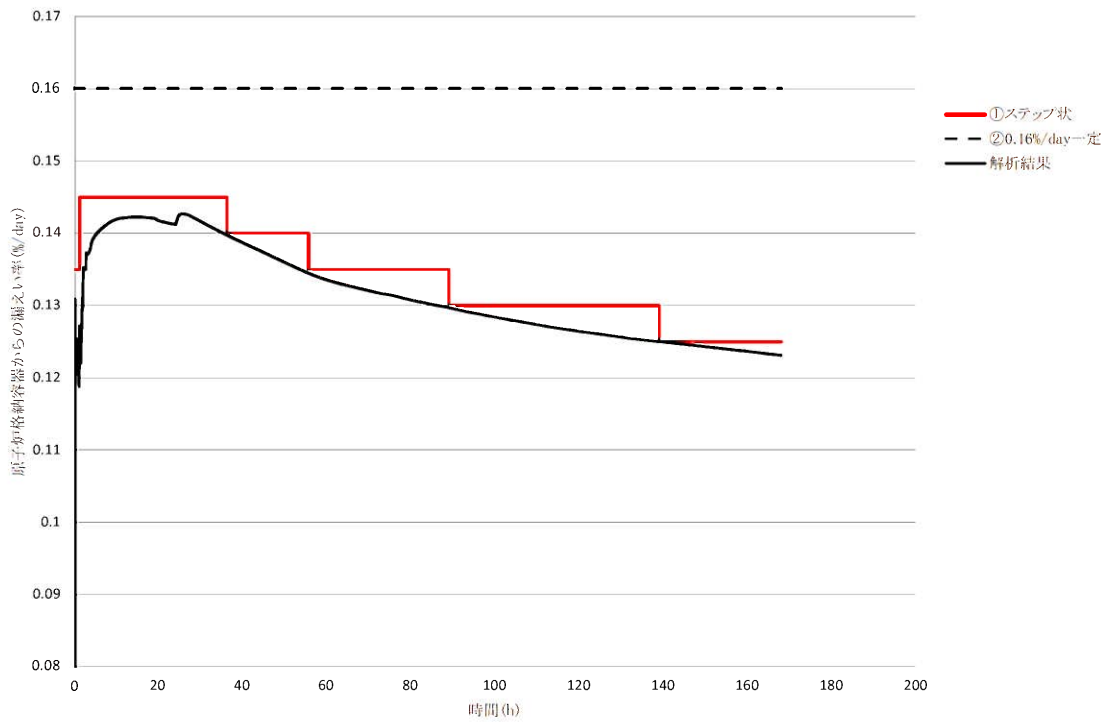


図3 原子炉格納容器からの漏えい率(ステップ状評価)

Cs-137 の環境への放出放射エネルギー評価におけるアニュラス空気浄化設備起動操作の時間余裕について

1. はじめに

Cs-137 の環境への放出放射エネルギー評価においては、全交流動力電源喪失の重量を考慮しており、運転員操作が、現場にてアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行ない、アニュラス空気浄化ファンを起動させることで、フィルタにより Cs-137 を除去しながら、格納容器排気筒より環境へ放出する。

仮に、アニュラス空気浄化設備による大気放出が遅れた場合には、フィルタによる除去効果に期待することができないため、環境への放出放射エネルギーが増加し、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に示されている 100TBq に対する余裕が小さくなる。本資料は、運転員操作を要するアニュラス空気浄化設備起動までの時間余裕を確認した。

2. 影響確認

起動時間が想定時間より遅れた場合の Cs-137 の環境への放出放射エネルギーを表 1 に示す。

一例として、起動時間がベースケースより 10 分もしくは 20 分遅れた場合には、Cs-137 の環境への放出放射エネルギーはそれぞれ約 6.3TBq、約 7.2TBq に増加するが、起動時間が想定より 20 分遅れた場合でも Cs-137 の環境への放出放射エネルギーの増加量は約 2TBq 以下であり、審査ガイド記載の 100TBq に対して十分余裕がある。

表 1 起動時間が遅れた場合の Cs-137 の環境への放出放射エネルギー評価

起動時間※1	Cs-137 放出放射エネルギー※2 (TBq)	アニュラス起動遅れによる増加量※3 (TBq)
事象発生 60 分後 (ベースケース)	約 5.5	—
事象発生 70 分後 (ベースケースから 10 分遅れ)	約 6.3	約 0.8 (約 14%)
事象発生 80 分後 (ベースケースから 20 分遅れ)	約 7.2	約 1.7 (約 30%)

※1：アニュラス負圧達成後にフィルタによる除去効果を期待でき、負圧達成までに 2 分を要する。アニュラス起動から負圧達成までの時間は、アニュラス起動時間によらず現行評価と同様に 2 分とした。

※2：有効数字 2 桁に切り上げ

※3：増加量は切り上げ、括弧内は増加割合

4. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

4.1 想定事故1

4.1.1 想定事故1の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」において、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の1つは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故1として「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」である。

(2) 想定事故1の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故1では、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が緩慢に低下する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料体等は露出し、損傷に至る。

したがって、想定事故1では、使用済燃料ピットへの注水の確保を行うことによって、燃料有効長頂部が冠水していること、放射線の遮へいが維持される水位を確保すること及び未臨界が維持されていることが必要となる。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故1における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等を整備する。これらの対策の概略系統図を図4.1.1に、対応手順の概要を図4.1.2に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を表4.1.1に示す。

想定事故1における3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計40名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は保修対応要員10名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名である。重大

事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保
修対応要員14名である。この必要な要員と作業項目について図4.1.3に示
す。

a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応

使用済燃料ピットポンプ又は使用済燃料ピット冷却器の機能が喪失
し、使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合又は使用済燃料ピッ
ト温度が 65℃を超える場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断
し、回復操作を行うとともに、燃料取替用水タンク（ピット）等から
使用済燃料ピットへの注水準備並びに使用済燃料ピット補給用水中ポ
ンプによる注水準備を開始する。また、使用済燃料ピット周辺線量率
計の設置及び使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監
視装置用空気供給システム含む〕の設置を行う。

使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済
燃料ピット温度（SA）等である。

b. 使用済燃料ピット水位の確認

使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上
昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。

使用済燃料ピット水位の確認に必要な計装設備は、使用済燃料ピッ
ト水位（SA）等である。

c. 使用済燃料ピット注水機能喪失の判断

燃料取替用水タンク（ピット）等から使用済燃料ピットへの注水機
能の確認を行う。使用済燃料ピット水位の上昇等により注水が確認で
きなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断し、使用済燃料
ピット注水機能の回復操作を行う。

使用済燃料ピット注水機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済
燃料ピット水位（SA）等である。

d. 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの
注水

淡水タンク（2次系純水タンク、原水タンク）からの注水手段のう
ち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水機能の確認を
行う。

上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水（八田
浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプに
より使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当
たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使
用済燃料ピット水位は、注水停止水位 EL. +10.96m、注水開始水位 EL.
+10.78m の範囲で維持する。

以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（SA）等である。

4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

想定する事故は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示しており、想定事故1として、「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」である。

想定事故1では、使用済燃料ピット冷却機能又は注水機能の喪失に伴い使用済燃料ピット水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料ピット水位は低下するが、使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができる。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

想定事故1に対する初期条件も含めた主要な評価条件を表4.1.2に示す。また、主要な評価条件について、想定事故1特有の評価条件を以下に示す。

(添付資料 1.5.9)

a. 初期条件

(a) 事象発生前使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット水位の実運用に基づき、使用済燃料ピット水位低警報レベル（NWL-0.09m）とする。

b. 事故条件

(a) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(b) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ

使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ1台を使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として、 $25\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」のe. に従い、事象発生後、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して、事象発生から7時間50分後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

想定事故1の事象進展を図4.1.2に示す。

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失に伴い、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、使用済燃料ピットへの注水が行われなければ約13時間で 100°C に到達する。その後、使用済燃料ピット水の蒸発に伴い、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。さらに、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下するのは、図4.1.4に示すとおりの事象発生から約2.1日後である。

事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から7時間50分(約0.3日)後であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間である約2.1日に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水により使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

(添付資料 4.1.1)

b. 評価項目等

使用済燃料ピットの水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始できること、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、燃料有効長頂部が冠水し、かつ、放射線の遮へいが維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で0.939であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持できる。

事象発生7時間50分後から使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を行うことで、事象発生約8時間55分後には使用済燃料ピットの水位を回復させ維持できることから、水位及び水温は安定し、安定状態に到達する。その後も、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行うことで安定状態を維持できる。

(添付資料 4.1.2、4.1.3、4.1.4)

4.1.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

想定事故1は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピットの水位低下を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異がある使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表4.1.2に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることか

ら、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる使用済燃料ピット崩壊熱、事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）及び水位（初期水位）並びに使用済燃料ピットに隣接するピットの状態に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水温及び水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期水温の変動を考慮し、最確条件の初期水温を用いた場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水温を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

初期水位の変動を考慮し、最確条件の初期水位を用いた場合、評価条件として設定している初期水位より高くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、隣接するピットの状態を最確条件とした場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水温及び水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料4.1.5)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

初期水温の変動を考慮し、最確条件の初期水温を用いた場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。初期水温が低くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、「(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価」において、使

用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでの時間を確認しており、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

初期水位の変動を考慮し、最確条件の初期水位を用いた場合、評価条件として設定している初期水位より高くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、隣接するピットの状態を最確条件とした場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

(添付資料4.1.5)

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

図4.1.3に示すとおり、現場における使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、中央制御室で監視を行う運転員とは別の要員であり、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(添付資料4.1.5)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水については、評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始時間が早くなる場合、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでの時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(添付資料4.1.5)

(2) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水

操作の実施時間に対する時間余裕については、「4.1.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は事象発生から約2.1日であり、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間である事象発生から7時間50分（約0.3日）に対して十分な操作時間余裕を確保できる。

（添付資料4.1.5）

(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

評価条件の不確かさにより、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下が早くなり、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、初期水温の変動による評価項目となるパラメータに与える影響評価を実施した。

初期水温の変動を考慮し、初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水温の上限である65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.2日短い約1.9日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生後の7時間50分（約0.3日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って注水を開始することができ、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、使用済燃料ピット水はわずかではあるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット水温の上昇の過程においても、沸騰に至らなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、初期水温を100℃として評価した場合においても、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.6日短い約1.5日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生後の7時間50分（約0.3日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注水を開始することができ、使用済燃料ピット水の蒸発開始の想定の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料4.1.5）

(4) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員

等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、重大事故等対策要員による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

4.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故1において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「4.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり40名である。このため、「6.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対応可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故1において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水源

淡水（八田浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ間欠的に注水を行う。

b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

取水用水中ポンプ及び使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水並びに使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。

また代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

（添付資料4.1.6）

c. 電源

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、電源を必要としない。

なお、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している計測制御用電源設備等の負荷に含まれることから、ディーゼル発電機により電源供給が可能である。

4.1.5 結 論

想定事故1「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」では、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が緩慢に低下し、やがて燃料体等は露出し、損傷に至ることが特徴である。想定事故1に対する燃料損傷防止対策としては、短期及び長期対策として、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水を考慮する。

想定事故1について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、運転員等操作による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮へいが維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故1「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」に対して有効である。

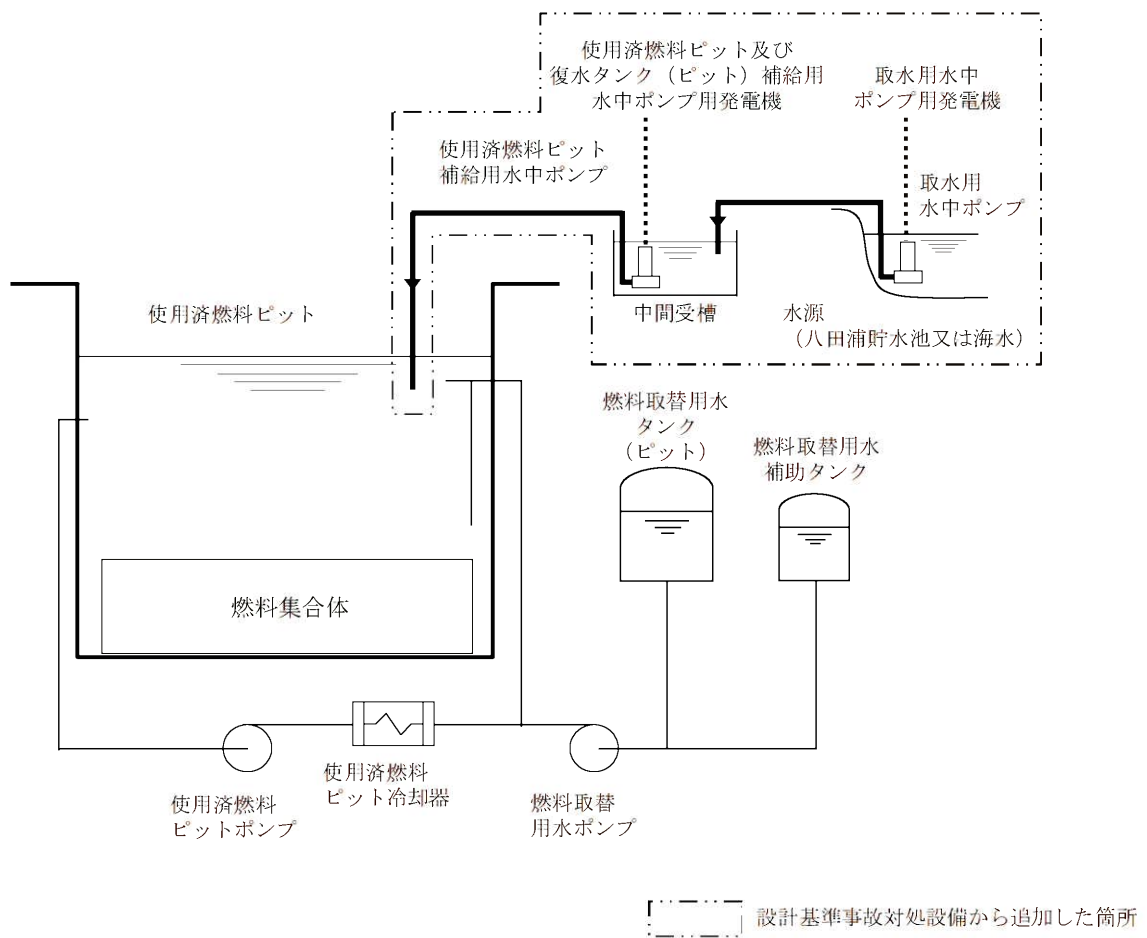


図4.1.1 「想定事故1」の重大事故等対策の概略系統図

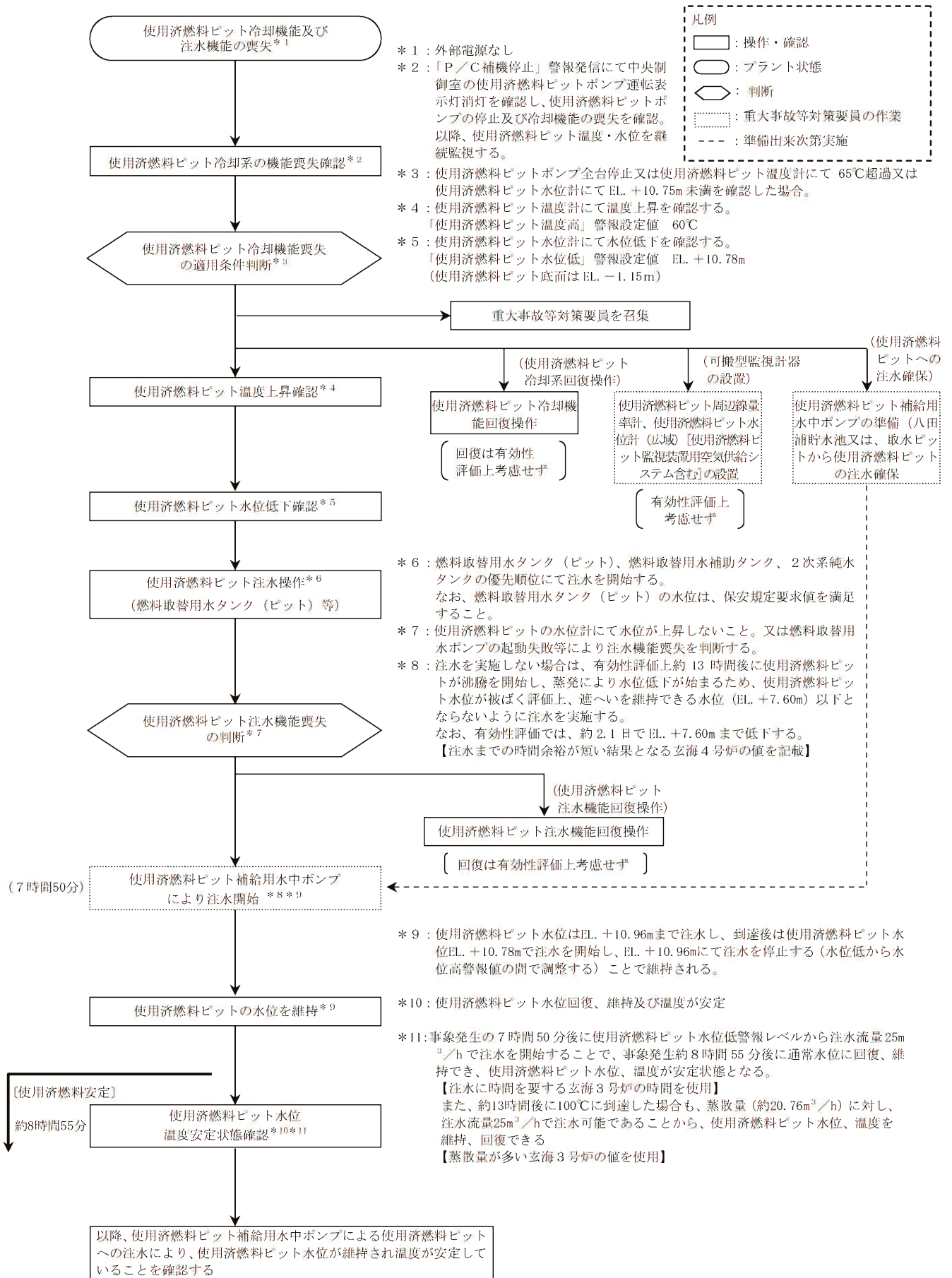


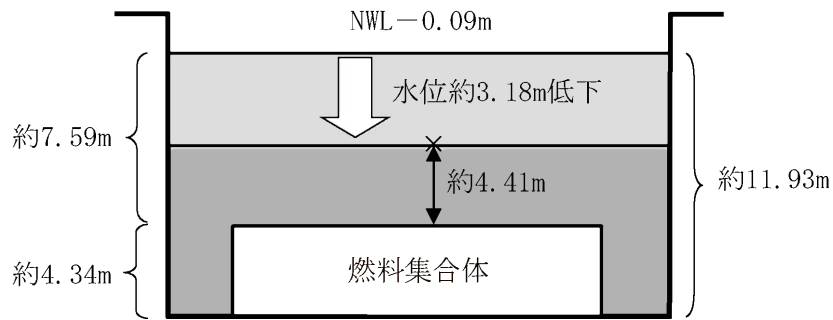
図 4.1.2 「想定事故 1」の対応手順の概要
 (「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」の事象進展)

必要な要員と作業項目			経過時間 (分)										経過時間 (時間)					経過時間 (日)		備考							
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容	10	20	30	40	50	60	70	75	80	85	90	100	110	120	130	140	150		2.0	3.0					
						<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> ▽ フラント状況判断 使用済燃料ピット冷却機能喪失 使用済燃料ピット注水機能喪失 7時間30分 使用済燃料ピット補給用水中 ポンプによる注水開始 約13時間 補給開始 (注水なしの場合) 約2.1日 艦へい設計基準水位 (注水なしの場合) </div>																					
	当直課長 当直副長 当直主任 運転員	1 1 1 1	1 1 1 1	号毎 運転操作指揮者 号毎間連絡・運転操作助勢																							
状況判断	運転員	—	—	●使用済燃料ピット冷却機能喪失確認 (中央制御室確認)																		10分					
使用済燃料ピット冷却機能回復操作	運転員 A	1	1	●使用済燃料ピット冷却機能回復操作・喪失原因調査 ・温度水位の監視 (中央制御室操作)																		適宜実施					有効性評価上考慮せず
	運転員 B、C	2	2	●現地移動／使用済燃料ピット冷却機能回復操作・喪失原因調査 (現場操作)																		適宜実施					
使用済燃料ピット注水操作	運転員 D	1	1	●現地移動／燃料取替用水タンク (ピット) による注水操作																		20分					
				●現地移動／燃料取替用水補助タンクによる注水操作																		20分					
				●現地移動／2次系純水タンクによる注水操作 (現場操作)																		20分					
使用済燃料ピット周辺線量率計等準備	重大事故等対策要員 (初動) 係修対応要員	1	1	●現地移動／使用済燃料ピット周辺線量率計等設置 (現場操作)																		90分					有効性評価上考慮せず
使用済燃料ピット注水機能回復操作	運転員 A	【1】	【1】	●使用済燃料ピット注水機能回復操作・喪失原因調査 (中央制御室操作)																		適宜実施					有効性評価上考慮せず
	運転員 D	【1】	【1】	●現地移動／燃料取替用水タンク (ピット) による注水機能回復操作・喪失原因調査																		適宜実施					
				●現地移動／燃料取替用水補助タンクによる注水機能回復操作・喪失原因調査																		適宜実施					
				●現地移動／2次系純水タンクによる注水機能回復操作・喪失原因調査 (現場操作)																		適宜実施					

・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。(一簿、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対応要員 (指揮者等) は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

図 4.1.3 「想定事故1」の作業と所要時間 (1/2)

(使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故)



使用済燃料ピット水位概略図

	評価結果
① 3.1m分の評価水量 (m ³)	約682m ³
② 使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率	約17.98m ³ /h
③ 沸騰開始から蒸発により3.1m水位が低下する時間 (①/②)	約1.5日間
④ 事象発生から使用済燃料ピットが沸騰するまでの時間	約13時間
合計 (③+④)	約2.1日間

図4.1.4 「想定事故1」における使用済燃料ピット水位低下時間評価結果

表 4.1.1 「想定事故1」の重大事故等対策について（1 / 3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断	使用済燃料ピットポンプが全台停止した場合又は使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断する。	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	使用済燃料ピット温度 (SA) 使用済燃料ピット水位 (SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット冷却機能喪失時の回復操作	使用済燃料ピット冷却機能の回復操作を行う。	—	—	—
燃料取替用水タンク（ピット）等からの注水準備	燃料取替用水タンク（ピット）等から使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	—	—	—
使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	—
可搬型監視計器の設置	使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置を行う。	—	—	【使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）】 【使用済燃料ピット水位（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備
※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

表 4.1.1 「想定事故1」の重大事故等対策について（2／3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット水位の確認	使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。	—	—	使用済燃料ピット温度 (SA) 使用済燃料ピット水位 (SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率 (低レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率 (中間レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率 (高レンジ)】 【使用済燃料ピット水位 (広域) [使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]】
使用済燃料ピット注水機能喪失の判断	燃料取替用水タンク (ピット) 等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断する。	—	—	使用済燃料ピット温度 (SA) 使用済燃料ピット水位 (SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率 (低レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率 (中間レンジ)】 【使用済燃料ピット周辺線量率 (高レンジ)】 【使用済燃料ピット水位 (広域) [使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]】
使用済燃料ピット注水機能喪失の回復操作	使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。	—	—	—
淡水タンクからの注水操作	淡水タンク (2次系純水タンク、原水タンク) のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。	—	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

表4.1.1 「想定事故1」の重大事故等対策について（3／3）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水	上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位 EL. +10.96m、注水開始水位 EL. +10.78m の範囲で維持する。以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）】 【使用済燃料ピット水位（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

表4.1.2 主要評価条件（想定事故1）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	10.794MW	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定し設定。 使用済燃料ピット崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物については日本原子力学会推奨値、アクチニドについては ORIGEN2 を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピット水温の標準的な温度として設定。
	事象発生前使用済燃料ピット水位（初期水位）	使用済燃料ピット水位低警報レベル（NWL-0.09m）	使用済燃料ピット水位の実運用に基づき設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	ピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピット接続	原子炉から使用済燃料ピットに燃料体を取り出した直後の状態を想定することから、燃料取出中の使用済燃料ピットの状態に基づき設定。なお、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点から厳しくなるピットのみを考慮して設定。また、水量は使用済燃料ピットの体積から使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定。
関連する機器対策に	放射線の遮へいが維持できる最低水位	燃料頂部から約 4.41m（NWL-約 3.27m）	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮へい設計基準値（0.15mSv/h）となる水位を設定。
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ	25m ³ /h	使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
関連する操作対策に	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から7時間50分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮へいが維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達する前までに注水操作を実施するとして、「添付書類十 6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、事象発生後、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して設定。

使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価について

1. 玄海3, 4号機における評価結果

(1) 想定事故1

①玄海3号炉での評価結果

○使用済燃料ピット保有水高さと遮へい機能について

燃料頂部より約4.27m水位を有していれば、使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取扱時の燃料取扱棟内の遮へい設計基準値(0.15mSv/h)以下となるため、許容水位低下量は約3.32mとなり、評価においては3.3mと考えると、その水位差に相当する水量は約838m³となる。

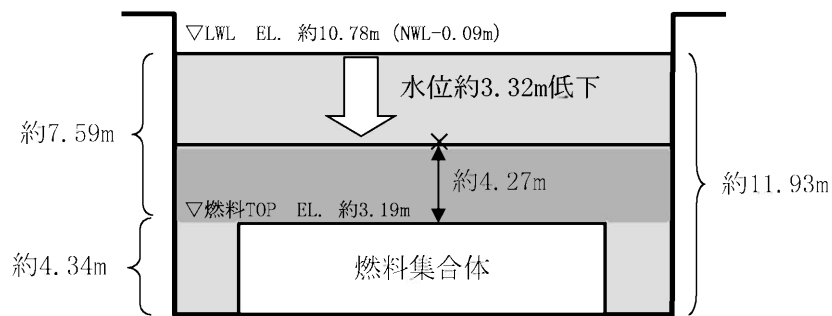


図 4.1.1 使用済燃料ピット水位概要図

時間余裕評価結果

	評価結果
①3.3m分の評価水量* ¹	
Aピット	約412.2m ³
Bピット	約425.3m ³
計	約838m ³
②崩壊熱による蒸散量	約20.76m ³ /h
③3.3m水位低下時間* ² , * ³ (①/②)	約1.6日間
④水温100℃までの時間* ² , * ⁴	約13時間
合計 (③+④)	約2.2日間

* 1 : 燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットの保有水は加算していない

* 2 : 冷却材温度が100℃の時の密度を用いて評価

* 3 : 水の潜熱変化のみを考慮

* 4 : 水の顕熱変化のみを考慮

(評価結果)

給水が行われない場合、使用済燃料ピット水は徐々に温度上昇し、約 13 時間後に沸騰する。沸騰によるピット水の蒸散量は約 $20.76\text{m}^3/\text{h}$ であることから、事象発生から、必要遮へい水位までの 3.3m 低下分の水量約 838m^3 が蒸発するまで約 2.2 日の時間を要する。重大事故等対策として用いる使用済燃料ピット補給用水中ポンプの容量は $25\text{m}^3/\text{h}$ であり、蒸散量を上回っていることから、使用済燃料ピット水位が 3.3m 低下するまでに給水を行うことで、放射線の遮へいが維持できる水位は確保できる。

使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、未臨界性評価では、中性子吸収効果のある使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、より反応度が高い新燃料を最も貯蔵容量の大きいピットに貯蔵容量分収容した場合を想定しても、実効増倍率はウラン燃料を貯蔵した場合は 0.930、ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を貯蔵した場合は 0.933 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、水密度が高い冠水時に比べて実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。なお、使用済燃料ピット水中のほう素を考慮する場合、沸騰状態では水密度の低下に伴いほう素の密度も低下することから、ほう素による中性子吸収効果が減少して実効増倍率が増加する効果がある。ほう素濃度が高くなると、ほう素の密度低下により実効増倍率が増加する効果が、水密度の低下で中性子の減速が不足することにより実効増倍率が低下する効果を上回る場合があるが、その場合でも、実効増倍率は、純水条件に比べて低くなる。

玄海 3 号炉においては、上記のとおり使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、より反応度が高い新燃料を最も貯蔵容量の大きいピットに貯蔵容量分収容した場合を想定した実効増倍率は、ウラン燃料を貯蔵した場合は 0.930、ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を貯蔵した場合は 0.933 (ともに水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$) であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。

使用済燃料ピット (使用済燃料ラック : B-SUS 製ラック) 内の水が沸騰状態となり水密度が低下した場合について、使用済燃料ピット内が純水の条件で未臨界性評価を実施した。その結果、純水冠水状態 (水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$) から水密度が低下し $0.5\text{g}/\text{cm}^3$ となった場合、実効増倍率は、ウラン燃料を貯蔵した場合約 $13\% \Delta k$ 、ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を貯蔵した場合約 $11\% \Delta k$ 低下することから、十分に未臨界は維持される。

②玄海4号炉での評価結果

○使用済燃料ピット保有水高さと遮へい機能について

燃料頂部より約4.41m水位を有していれば、使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟内の遮へい設計基準値(0.15mSv/h)以下となるため、許容水位低下量は約3.18mとなり、評価においては3.1mと考えるとその水位差に相当する水量は約682m³となる。

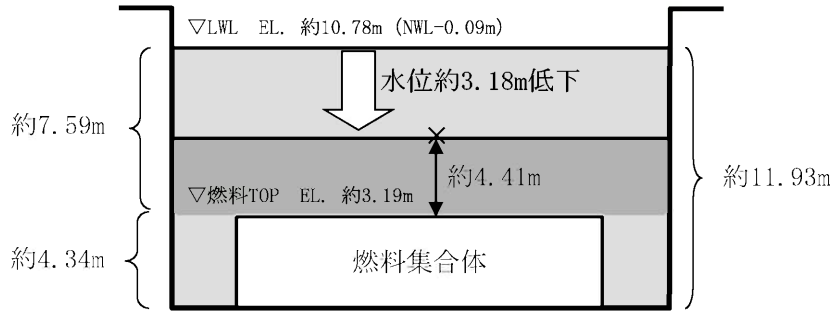


図 4.1.2 使用済燃料ピット水位概要図

時間余裕評価結果

	評価結果
①3.1m分の評価水量* ¹	約682m ³
②崩壊熱による蒸散量	約17.98m ³ /h
③3.1m水位低下時間* ² 、* ³ (①/②)	約1.5日間
④水温100℃までの時間* ² 、* ⁴	約13時間
合計 (③+④)	約2.1日間

* 1 : 燃料取替チャネル及び燃料検査ピットの保有水は加算していない

* 2 : 冷却材温度が100℃の時の密度を用いて評価

* 3 : 水の潜熱変化のみを考慮

* 4 : 水の顕熱変化のみを考慮

(評価結果)

給水が行われない場合、使用済燃料ピット水は徐々に温度上昇し、約13時間後に沸騰する。沸騰によるピット水の蒸散量は約17.98m³/hであることから、事象発生から、必要遮へい水位までの3.1m低下分の水量約682m³が蒸発するまで約2.1日の時間を要する。重大事故等対策として用いる使用済燃料ピット補給用水中ポンプの容量は25m³/hであり、蒸散量を上回っていることから、使用済燃料ピット水位が3.1m低下するまでに給水を行うことで、放射線の遮へいを維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、未臨界性評価では、中性子吸収効果のある使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は 0.939 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、水密度が高い冠水時に比べて実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。なお、使用済燃料ピット水中のほう素を考慮する場合、沸騰状態では水密度の低下に伴いほう素の密度も低下することから、ほう素による中性子吸収効果が減少して実効増倍率が増加する効果がある。ほう素濃度が高くなると、ほう素の密度低下により実効増倍率が増加する効果が、水密度の低下で中性子の減速が不足することにより実効増倍率が低下する効果を上回る場合があるが、その場合でも、実効増倍率は、純水条件に比べて低くなる。

玄海 4 号炉においては、上記のとおり使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定した実効増倍率は 0.939 (水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$) であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。

使用済燃料ピット (使用済燃料ラック : B-SUS 製ラック) 内の水が沸騰状態となり水密度が低下した場合について、使用済燃料ピット内が純水の条件で未臨界性評価を実施した。その結果、純水冠水状態 (水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$) から水密度が低下し $0.5\text{g}/\text{cm}^3$ となった場合、実効増倍率は約 14% Δk 低下することから、十分に未臨界は維持される。

(2) 想定事故2

① 玄海3号炉での評価結果

○ 使用済燃料ピット保有水高さと遮へい機能について

使用済燃料ピット入口配管には、耐震性も含めて機器、弁類等の故障及び人的過誤の余地のないサイフォンブレーカ（合計2本）が設置されているため、その効果を考慮でき、使用済燃料ピット水位がこの配管高さまで低下すれば入口配管に生じるサイフォン効果は解除される。

そのため、最も水位が低下する事象として、使用済燃料ピット出口配管の破断を想定すると、出口配管高さ（EL. 約 9.46m）に水位が到達すれば冷却材の流出は停止する。漏えい停止後の水位と使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取扱時の遮へい基準値（0.15mSv/h）に相当する水位までの差は約 2.00m となり、評価においては 2.0m と考え、その水位差に相当する水量は約 508m³となる。

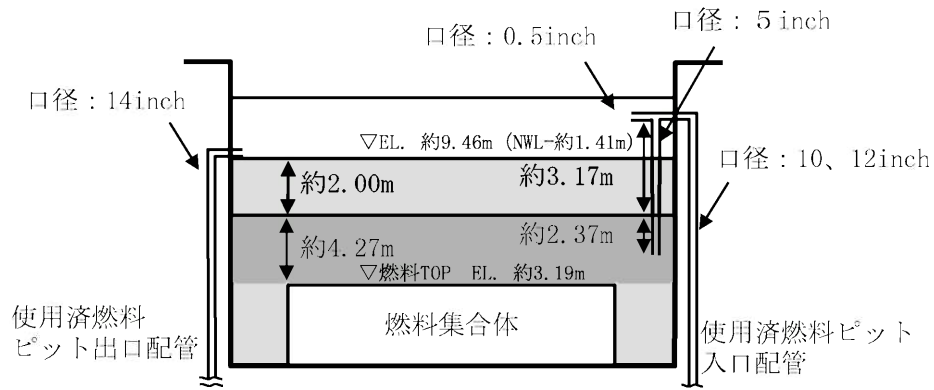


図 4.2.1 使用済燃料ピット水位概要図

時間余裕評価結果

	評価結果
① 2.0m分の評価水量*1	
Aピット	約249.8m ³
Bピット	約257.8m ³
計	約508m ³
② 崩壊熱による蒸散量	約20.76m ³ /h
③ 2.0m水位低下時間*2、*3 (①/②)	約1.0日間
④ 水温100℃までの時間*2、*4	約11時間
合計 (③+④)	約1.5日間

* 1 : 燃料取替チャネル及び燃料検査ピットの保有水は加算していない

* 2 : 冷却材温度が 100℃の時の密度を用いて評価

* 3 : 水の潜熱変化のみを考慮

* 4 : 水の顕熱変化のみを考慮

(評価結果)

給水が行われない場合、使用済燃料ピット水は徐々に温度上昇し、約 11 時間後に沸騰する。沸騰によるピット水の蒸散量は約 $20.76\text{m}^3/\text{h}$ であることから、事象発生から、必要遮へい水位までの 2.0m 低下分の水量約 508m^3 が蒸発するまで約 1.5 日の時間を要する。重大事故等対策として用いる使用済燃料ピット補給用水中ポンプの容量は $25\text{m}^3/\text{h}$ であり、蒸散量を上回っていることから、使用済燃料ピット水位が 2.0m 低下する水位に達するまでに給水を行なうことで、放射線の遮へいを維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、未臨界性評価では、中性子吸収効果のある使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、より反応度が高い新燃料を最も貯蔵容量の大きいピットに貯蔵容量分収容した場合を想定しても、実効増倍率はウラン燃料を貯蔵した場合は 0.930、ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を貯蔵した場合は 0.933 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、水密度が高い冠水時に比べて実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。なお、使用済燃料ピット水中のほう素を考慮する場合、沸騰状態では水密度の低下に伴いほう素の密度も低下することから、ほう素による中性子吸収効果が減少して実効増倍率が増加する効果がある。ほう素濃度が高くなると、ほう素の密度低下により実効増倍率が増加する効果が、水密度の低下で中性子の減速が不足することにより実効増倍率が低下する効果を上回る場合があるが、その場合でも、実効増倍率は、純水条件に比べて低くなる。

玄海 3 号炉においては、上記のとおり使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、より反応度が高い新燃料を最も貯蔵容量の大きいピットに貯蔵容量分収容した場合を想定した実効増倍率は、ウラン燃料を貯蔵した場合は 0.930、ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を貯蔵した場合は 0.933 (ともに水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$) であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。

使用済燃料ピット (使用済燃料ラック : B-SUS 製ラック) 内の水が沸騰状態となり水密度が低下した場合について、使用済燃料ピット内が純水の条件で未臨界性評価を実施した。その結果、純水冠水状態 (水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$) から水密度が低下し $0.5\text{g}/\text{cm}^3$ となった場合、実効増倍率は、ウラン燃料を貯蔵した場合約 $13\% \Delta k$ 、ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料を貯蔵した場合約 $11\% \Delta k$ 低下することから、十分に未臨界は維持される。

②玄海4号炉での評価結果

○使用済燃料ピット保有水高さと遮へい機能について

使用済燃料ピット入口配管には、耐震性も含めて機器、弁類等の故障及び人的過誤の余地のないサイフンブレーカ（合計1本）が設置されているため、その効果を考慮でき、使用済燃料ピット水位がこの配管高さまで低下すれば入口配管に生じるサイフォン効果は解除される。

そのため、最も水位が低下する事象として、使用済燃料ピット出口配管の破断を想定すると、出口配管高さ（EL. 約 9.46m）に水位が到達すれば冷却材の流出は停止する。漏えい停止後の水位と使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮へい基準値（0.15mSv/h）に相当する水位までの差は約 1.86m となり、評価においては 1.8m と考えると、その水位差に相当する水量は約 396m³ となる。

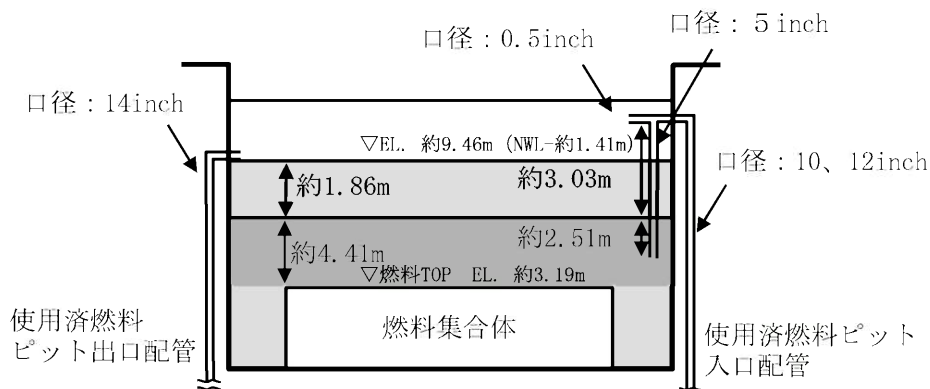


図 4.2.2 使用済燃料ピット水位概要図

時間余裕評価結果

	評価結果
①1.8m分の評価水量*1	約396m ³
②崩壊熱による蒸散量	約17.98m ³ /h
③1.8m水位低下時間*2、*3 (①/②)	約22時間
④水温100℃までの時間*2、*4	約11時間
合計 (③+④)	約1.3日間

* 1 : 燃料取替チャナル及び燃料検査ピットの保有水は加算していない

* 2 : 冷却材温度が 100℃の時の密度を用いて評価

* 3 : 水の潜熱変化のみを考慮

* 4 : 水の顕熱変化のみを考慮

(評価結果)

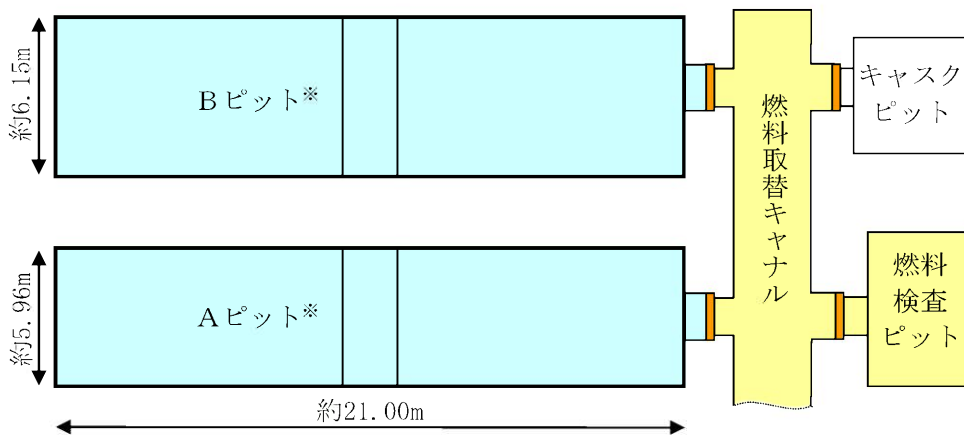
給水が行われない場合、使用済燃料ピット水は徐々に温度上昇し、約 11 時間後に沸騰する。沸騰によるピット水の蒸散量は約 $17.98\text{m}^3/\text{h}$ であることから、事象発生から、必要遮へい水位までの 1.8m 低下分の水量約 396m^3 が蒸発するまで約 1.3 日の時間を要する。重大事故等対策として用いる使用済燃料ピット補給用水中ポンプの容量は $25\text{m}^3/\text{h}$ であり、蒸散量を上回っていることから、使用済燃料ピット水位が 1.8m 低下する水位に達するまでに給水を行なうことで、放射線の遮へいを維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、未臨界性評価では、中性子吸収効果のある使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は 0.939 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、水密度が高い冠水時に比べて実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。なお、使用済燃料ピット水中のほう素を考慮する場合、沸騰状態では水密度の低下に伴いほう素の密度も低下することから、ほう素による中性子吸収効果が減少して実効増倍率が増加する効果がある。ほう素濃度が高くなると、ほう素の密度低下により実効増倍率が増加する効果が、水密度の低下で中性子の減速が不足することにより実効増倍率が低下する効果を上回る場合があるが、その場合でも、実効増倍率は、純水条件に比べて低くなる。

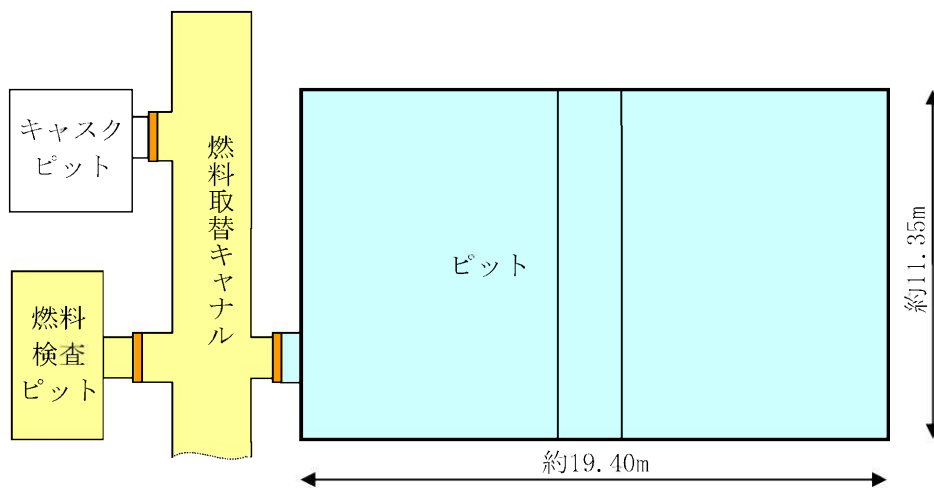
玄海 4 号炉においては、上記のとおり使用済燃料ピット水中のほう素を無視し、純水で満たされた状態で、最も反応度が高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定した実効増倍率は 0.939 (水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$) であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。

使用済燃料ピット (使用済燃料ラック : B-SUS 製ラック) 内の水が沸騰状態となり水密度が低下した場合について、使用済燃料ピット内が純水の条件で未臨界性評価を実施した。その結果、純水冠水状態 (水密度 $1.0\text{g}/\text{cm}^3$) から水密度が低下し $0.5\text{g}/\text{cm}^3$ となった場合、実効増倍率は約 14% Δk 低下することから、十分に未臨界は維持される。

2. 使用済燃料ピット概要図



玄海3号炉 使用済燃料ピット概略図



玄海4号炉 使用済燃料ピット概略図

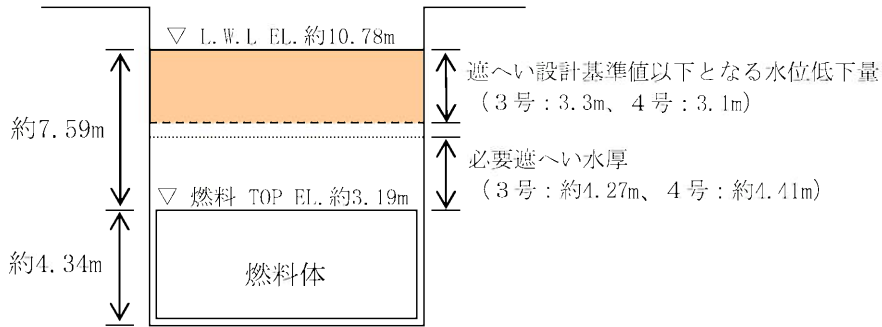
※：通常運転時は、使用済燃料ピットのAピット及びBピット（上図の 箇所）は、それぞれ分離されている。
 定検中は、上図の 箇所に水張りを行うため、使用済燃料ピットが燃料取替キヤナルを介して接続される。

3. 使用済燃料ピットの水位低下時間評価

(1) 想定事故1 (使用済燃料ピット冷却系及び補給系の故障)

1) 概要

使用済燃料ピット水浄化冷却系及び補給系の故障を仮定した場合に、燃料体等の損傷防止及び被ばく防止の観点から代替注水設備による使用済燃料ピットへの注水が必要となることから、代替注水開始までの時間余裕について以下のとおり確認した。



評価条件

	玄海3号炉	玄海4号炉
燃料条件	ウラン燃料 最高燃焼度: 48Gwd/t UO ₂ ウラン濃縮度: 4.1wt% MOX燃料 最高燃焼度: 45Gwd/t MOX MOX燃料定Pu組成: Pu含有率 10.9wt% 共用燃料(4号) ウラン燃料 最高燃焼度: 48Gwd/t UO ₂ ウラン濃縮度: 4.1wt%	ウラン燃料 最高燃焼度: 55Gwd/t UO ₂ ウラン濃縮度: 4.8wt% 共用燃料(1号及び2号炉) ウラン燃料 最高燃焼度: 55Gwd/t UO ₂ ウラン濃縮度: 4.8wt%
貯蔵方式	MOX 支配貯蔵	標準取出し方式
貯蔵体数	1,713 体 [※]	1,505 体 [※]

※: 1/3炉心ずつ取出すことを仮定しているため、実際のラック数より多い体数を評価条件としている。

2) 算定方法、算定条件

使用済燃料ピットの遮へい設計基準値(ピット水面線量率 0.15mSv/h)以下となる水位低下量は、3号炉が約3.32m、4号炉が約3.18mであるため、それぞれ3.3m、3.1mの水位低下量にて時間余裕を算定する。

冷却機能停止から沸騰するまでの時間、及び沸騰開始から遮へい設計基準値水位となる時間については以下の計算式にて算定する。

①冷却機能停止から沸騰までの時間

沸騰までの時間[h]

$$= \frac{\text{ピット水量}[\text{m}^3] \times \text{水密度}^*[\text{kg}/\text{m}^3] \times (100^\circ\text{Cの飽和水エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}] - \text{SFP 飽和水エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}])}{\text{使用済燃料ピット熱負荷}[\text{MW}] \times 10^3 \times 3600}$$

※：水密度については、温度が 100°Cの時の密度を用いて評価

②沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間

水位低下時間[日]

$$= \frac{\text{ピット水低下量}[\text{m}^3] \times \text{水密度}^*[\text{kg}/\text{m}^3] \times (100^\circ\text{Cの飽和蒸気エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}] - 100^\circ\text{Cの飽和水エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}])}{\text{使用済燃料ピット熱負荷}[\text{MW}] \times 10^3 \times 3600 \times 24}$$

※：水密度については、温度が 100°Cの時の密度を用いて評価

上記計算式を用いて以下の条件にて算定した。

		ピット水量 [m ³]	ピット水低下量 [m ³]	使用済燃料ピット熱負荷 [MW]
玄海 3号炉	定検中	2530.8	約 838	12.464
	通常運転中	1242.2(Aピット) (1288.6(Bピット))	約 412(Aピット) (約 425(Bピット))	4.928(Aピット:4.144MW) ((Bピット:4.144MW))
玄海 4号炉	定検中	2154.6	約 682	10.794
	通常運転中	2154.6	約 682	3.805

※：SFP 初期温度は定検中を 40°C、通常運転中を 30°Cとする。

3) 算定結果

		定検中	通常運転時
玄海 3号炉	① 冷却機能停止から沸騰までの時間 [h]	約 13 時間	約 23 時間(Aピット) (約 24 時間(Bピット))
	② 沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間 [日]	約 1.6 日	約 2.4 日(Aピット) (約 2.5 日(Bピット))
	代替注水開始までの時間的余裕 ① + ② [日]	約 2.2 日	約 3.4 日(Aピット) (約 3.5 日(Bピット))
玄海 4号炉	① 冷却機能停止から沸騰までの時間 [h]	約 13 時間	約 44 時間
	② 沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間 [日]	約 1.5 日	約 4.4 日
	代替注水開始までの時間的余裕 ① + ② [日]	約 2.1 日	約 6.3 日

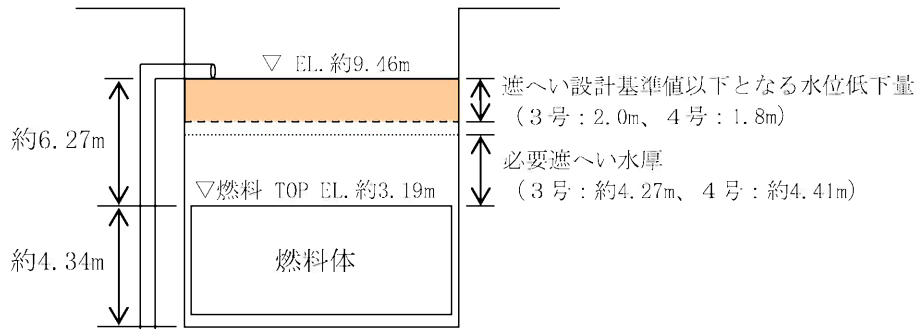
4) まとめ

使用済燃料ピットの冷却機能停止から、遮へい設計基準水位以下までピット水が蒸発するのに、最短で約 2.1 日を要する。

(2) 想定事故2 (使用済燃料系配管の破断)

1) 概要

使用済燃料ピット水浄化冷却系配管が破断し、同時に使用済燃料ピット補給系の故障を仮定した場合に、燃料体等の損傷防止及び被ばく防止の観点から代替注水設備による使用済燃料ピットへの注水が必要となることから、代替注水開始までの時間余裕について以下のとおり確認した。



評価条件

	玄海3号炉	玄海4号炉
燃料条件	ウラン燃料 最高燃焼度：48GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度：4.1wt% MOX燃料 最高燃焼度：45GWd/t MOX MOX燃料定Pu組成： Pu含有率10.9wt% 共用燃料(4号) ウラン燃料 最高燃焼度：48GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度：4.1wt%	ウラン燃料 最高燃焼度：55GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度：4.8wt% 共用燃料(1号及び2号炉) ウラン燃料 最高燃焼度：55GWd/t UO ₂ ウラン濃縮度：4.8wt%
貯蔵方式	MOX支配貯蔵	標準取出し方式
貯蔵体数	1,713体*	1,505体*

※：1/3炉心ずつ取出すことを仮定しているため、実際のラック数より多い体数を評価条件としている。

2) 算定方法、算定条件

使用済燃料ピットの遮へい設計基準値(ピット水面線量率 0.15mSv/h)以下となる水位低下量は、3号炉が約2.00m、4号炉が約1.86mであるため、それぞれ2.0m、1.8mの水位低下量にて時間余裕を算定する。

冷却機能停止から沸騰するまでの時間、及び沸騰開始から遮へい設計基準値水位となる時間については以下の計算式にて算定する。

①冷却機能停止から沸騰までの時間

沸騰までの時間[h]

$$= \frac{\text{ピット水量}[\text{m}^3] \times \text{水密度}^*[\text{kg}/\text{m}^3] \times (100^\circ\text{Cの飽和水エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}] - \text{SFP 飽和水エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}])}{\text{使用済燃料ピット熱負荷}[\text{MW}] \times 10^3 \times 3600}$$

※：水密度については、温度が 100℃の時の密度を用いて評価

②沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間

水位低下時間[日]

$$= \frac{\text{ピット水低下量}[\text{m}^3] \times \text{水密度}^*[\text{kg}/\text{m}^3] \times (100^\circ\text{Cの飽和蒸気エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}] - 100^\circ\text{Cの飽和水エンタルピ}[\text{kJ}/\text{kg}])}{\text{使用済燃料ピット熱負荷}[\text{MW}] \times 10^3 \times 3600 \times 24}$$

※：水密度については、温度が 100℃の時の密度を用いて評価

上記計算式を用いて以下の条件にて算定した。

		ピット水量 [m ³]	ピット水低下量 [m ³]	使用済燃料ピット熱負荷 [MW]
玄海 3号炉	定検中	2195.8	約 508	12.464
	通常運転中	1077.3(Aピット) (1118.5(Bピット))	約 250(Aピット) (約 258(Bピット))	4.928(Aピット:4.144MW) (Bピット:4.144MW)
玄海 4号炉	定検中	1864.3	約 396	10.794
	通常運転中	1864.3	約 396	3.805

※：SFP 初期温度は定検中を 40℃、通常運転中を 30℃とする。

3) 算定結果

		定検中	通常運転時
玄海 3号炉	① 冷却機能停止から沸騰までの時間 [h]	約 11 時間	約 20 時間(Aピット) (約 21 時間(Bピット))
	② 沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間 [日]	約 1.0 日	約 1.5 日(Aピット) (約 1.5 日(Bピット))
	代替注水開始までの時間的余裕 ①+② [日]	約 1.5 日	約 2.3 日(Aピット) (約 2.4 日(Bピット))
玄海 4号炉	① 冷却機能停止から沸騰までの時間 [h]	約 11 時間	約 38 時間
	② 沸騰開始から遮へい設計基準値以下の水位となる時間 [日]	約 22 時間	約 2.6 日
	代替注水開始までの時間的余裕 ①+② [日]	約 1.3 日	約 4.1 日

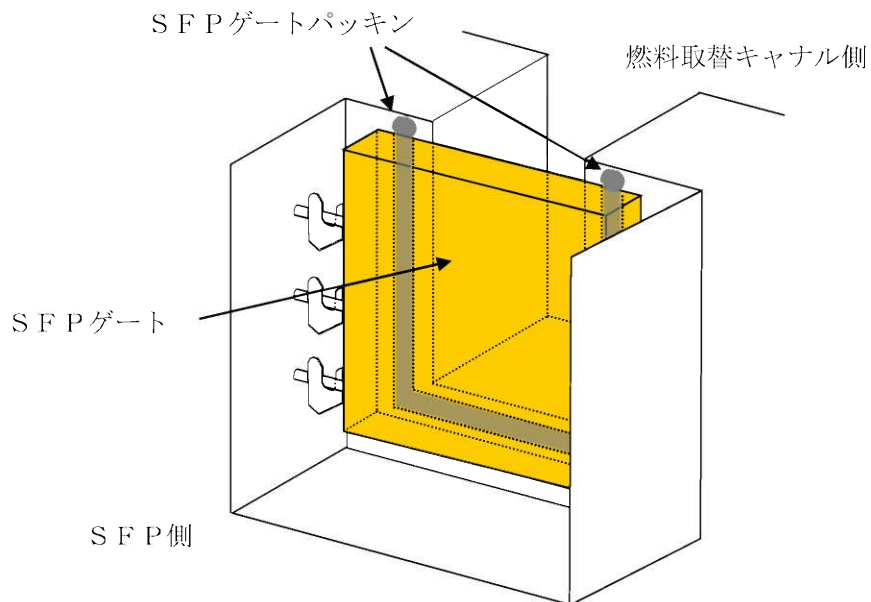
4) まとめ

使用済燃料ピット水冷却系配管破断事象から、遮へい設計基準水位以下までピット水が蒸発するのに、最短で約 1.3 日を要する。

4. 使用済燃料ピット（SFP）ゲートについて

使用済燃料ピットゲートについては、以下の理由により十分信頼性があるため、大規模な流出はない。

- ・ SFPゲートは、吊り掛ける方式で取り付け、SFP側からの水圧が掛かっているため、地震発生時でも外れることはない。
- ・ SFPゲートについて基準地震動 S_s による地震荷重、静水圧及び動水圧（スロッシング荷重）を考慮して評価を行い強度上問題ないことを確認している。
- ・ SFPが沸騰しても、SFPゲートパッキンの耐熱温度は 150°C であり、耐性は十分確保される。



SFPゲート部概略図

(参考) SFPゲートが外れた場合の評価

万一、SFPゲートが外れることによりSFP水が燃料取替チャンネル側へ流出した場合の水位及び線量等に関して以下に評価した。

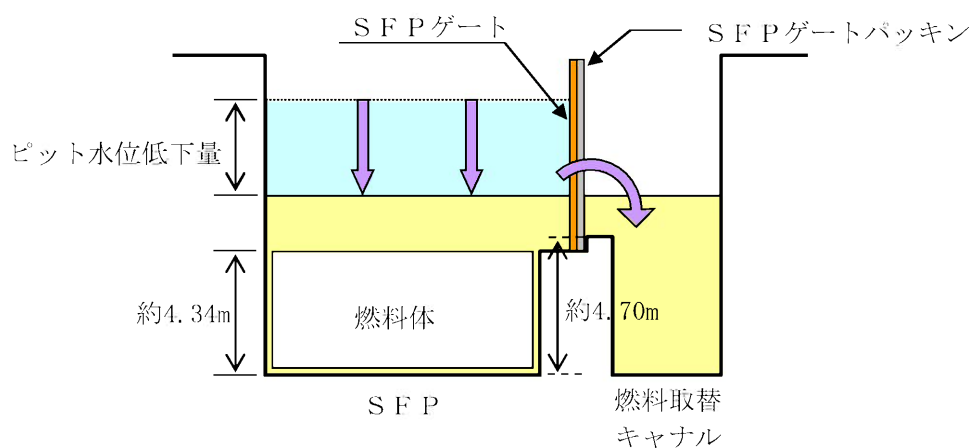
○ 評価条件

- ・ SFPゲートは、地震等により外れることはないものの、通常運転時SFP水位がL.W.Lの状態において、保守的にSFPゲートが外れた場合を想定する。
- ・ 3号炉は、A、Bピットの熱負荷が同じため、保有水量の少ないAピットで評価する。

	SFP保有水量 (流出前)	燃料取替チャンネルへの流出量	SFP保有水量 (流出後)	SFP水位 低下量	SFP熱負荷
3号炉	1242.2m ³	387.3m ³	854.9m ³	3.1m	4.144MW
4号炉	2154.6m ³	373.8m ³	1780.8m ³	1.7m	3.805MW

○ 算定結果

	3号炉	4号炉
冷却機能停止及びゲートからの流出後、沸騰までの時間	16.1時間	36.5時間



○ ピット水位低下後の水面線量率

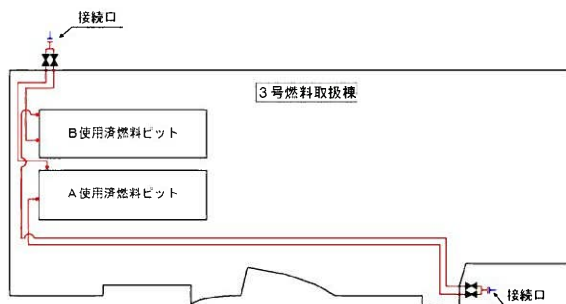
	水面線量率 (mSv/h)
3号炉	3.77 E -2
4号炉	2.81 E -4

○ 作業場所の線量率及び被ばく線量

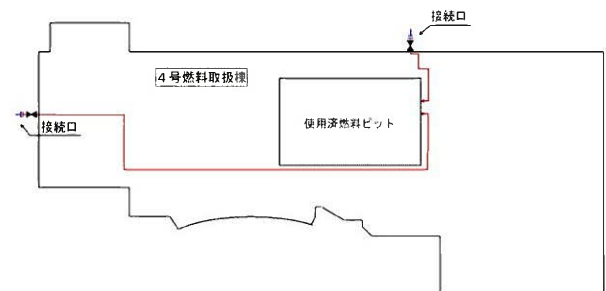
作業員の被ばく線量については、保守的にピット水面での線量を作業エリア線量と想定し「ホース接続+漏えいピット補給弁開操作=約5分×2人」として算出した。

(作業場所の概略を下図に示す)

	被ばく線量 (mSv)
3号炉	0.00314
4号炉	0.0000234



玄海3号炉 SFP給水ライン概略図



玄海4号炉 SFP給水ライン概略図

○ まとめ

ゲートシールからリークがあった場合、SFP水位が3号で3.1m、4号で1.7m低下するものの、遮へい設計基準水位を満足できる。

また、SFP水位が低下し沸騰が開始するまでの時間は、3号で16.1時間及び4号で36.5時間であり、沸騰前の約8.0時間後までに給水作業が可能である。

使用済燃料ピットにおける重大事故発生時の補給頻度について

1. 使用済燃料ピット冷却系及び補給水系故障

(1) 3号炉

<前提条件>

- ・ 事故直後から沸騰による蒸散量（約 20.76 m³/h）を用いる。
- ・ 事故発生 8 時間後の使用済燃料ピット水位は蒸発による水位低下により EL+10.12m とする。
- ・ 補給は事故発生 8 時間後、使用済燃料ピット水位 EL+10.12m から開始し、HWL.EL+10.96m まで行う。
なお、2 回目以降の補給は LWL.EL+10.78m から HWL.EL+10.96m とする。
- ・ 補給中の蒸発を考慮し、補給速度は使用済燃料ピット補給用水中ポンプ仕様（25 m³/h）から崩壊熱による蒸発（20.76 m³/h）を引いた 4.24 m³/h とする。

① 事故発生から 8 時間後の水位（EL+10.78m ≧ EL+10.12m）

$$EL+10.78m - 0.66m \text{ (蒸発による水位低下量)} \div EL+10.12m$$

② 補給 1 回目（EL+10.12m ↗ EL+10.96m）

$$213.3 \text{ m}^3 \text{ (補給水量)} \div 4.24 \text{ m}^3/\text{h} \div 50.31 \Rightarrow \text{約 50 時間 18 分 24 秒}$$

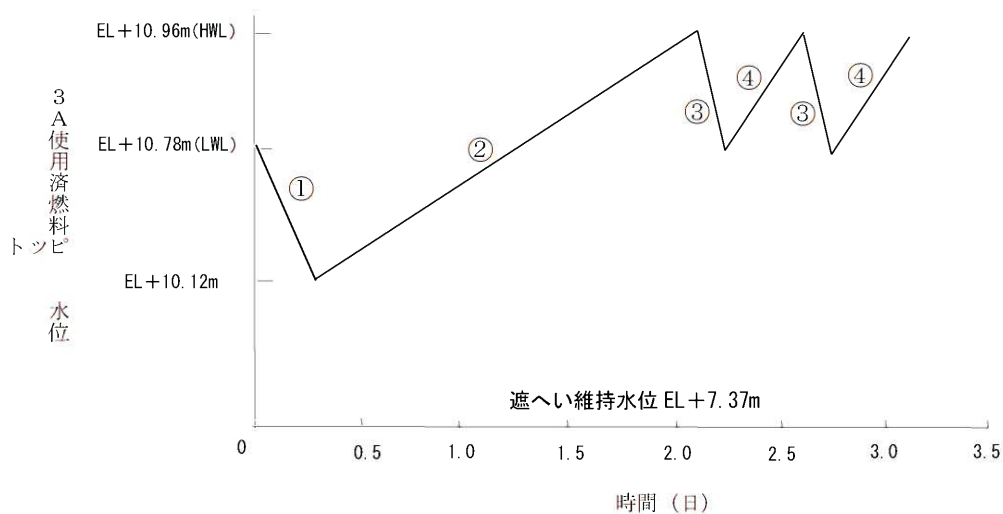
③ 崩壊熱による蒸発に伴う水位低下（EL+10.96m ≧ EL+10.78m）

$$45.7 \text{ m}^3 \text{ (蒸発水量)} \div 20.76 \text{ m}^3/\text{h} \div 2.20 \Rightarrow \text{約 2 時間 12 分 5 秒}$$

④ 補給 2 回目（EL+10.78m ↗ EL+10.96m）

$$45.7 \text{ m}^3 \text{ (補給水量)} \div 4.24 \text{ m}^3/\text{h} \div 10.78 \Rightarrow \text{約 10 時間 46 分 42 秒}$$

以降の補給は③、④を繰り返し行う。

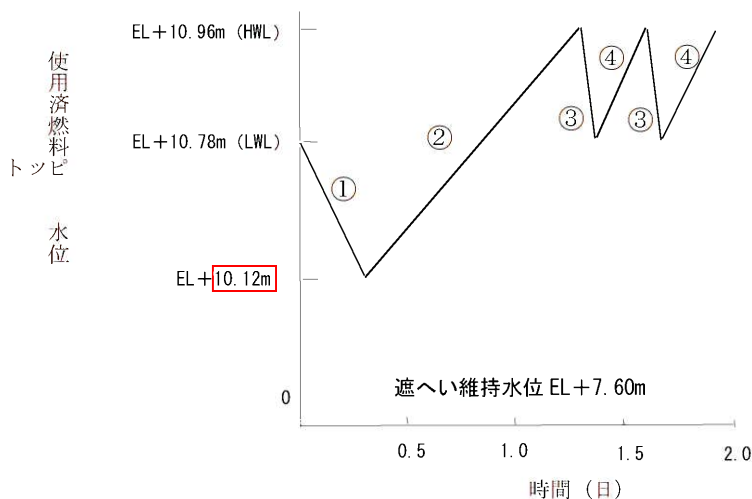


(2) 4号炉

<前提条件>

- ・ 事故直後から沸騰による蒸散量 (約 $17.98 \text{ m}^3/\text{h}$) を用いる。
- ・ 事故発生8時間後の使用済燃料ピット水位は蒸発による水位低下により $\text{EL}+10.12\text{m}$ とする。
- ・ 補給は事故発生8時間後、使用済燃料ピット水位は $\text{EL}+10.12\text{m}$ から開始し、 $\text{HWL.EL}+10.96\text{m}$ まで行う。
なお、2回目以降の補給は $\text{LWL.EL}+10.78\text{m}$ から $\text{HWL.EL}+10.96\text{m}$ とする。
- ・ 補給中の蒸発を考慮し、補給速度は使用済燃料ピット補給用水中ポンプ仕様 ($25 \text{ m}^3/\text{h}$) から崩壊熱による蒸発 ($17.98 \text{ m}^3/\text{h}$) を引いた $7.02 \text{ m}^3/\text{h}$ とする。

- ① 事故発生から8時間後の水位 ($\text{EL}+10.78\text{m} \searrow \text{EL}+10.12\text{m}$)
 $\text{EL}+10.78\text{m} - 0.66\text{m}$ (蒸発による水位低下量) $\div \text{EL}+10.12\text{m}$
 - ② 補給1回目 ($\text{EL}+10.12\text{m} \nearrow \text{EL}+10.96\text{m}$)
 184.8 m^3 (補給水量) $\div 7.02 \text{ m}^3/\text{h} = 26.32 \rightarrow$ 約 26 時間 19 分 29 秒
 - ③ 崩壊熱による蒸発に伴う水位低下 ($\text{EL}+10.96\text{m} \searrow \text{EL}+10.78\text{m}$)
 39.6 m^3 (蒸発水量) $\div 17.98 \text{ m}^3/\text{h} = 2.20 \rightarrow$ 約 2 時間 12 分 9 秒
 - ④ 補給2回目 ($\text{EL}+10.78\text{m} \nearrow \text{EL}+10.96\text{m}$)
 39.6 m^3 (補給水量) $\div 7.02 \text{ m}^3/\text{h} = 5.64 \rightarrow$ 約 5 時間 38 分 28 秒
- 以降の補給は③、④を繰り返し行う。



2. 使用済燃料ピット冷却系配管の破断

(1) 3号炉

<前提条件>

- ・ 事故直後から沸騰による蒸散量 (約 20.76 m³/h) を用いる。
- ・ 事故発生 8 時間後の使用済燃料ピット水位は蒸発による水位低下により EL+8.80m とする。
- ・ 補給は事故発生 8 時間後、使用済燃料ピット水位 EL+8.80m から開始し、使用済燃料ピット冷却系出口配管の接続位置 (内面下端水位) EL+9.46m まで行う。
なお、2 回目以降の補給は通常の警報範囲 (0.18m) とし、EL+9.28m から EL+9.46m とする。
- ・ 補給中の蒸発を考慮し、補給速度は使用済燃料ピット補給用水中ポンプ仕様 (25 m³/h) から崩壊熱による蒸発 (20.76 m³/h) を引いた 4.24 m³/h とする。

① 事故発生から 8 時間後の水位 (EL+9.46m ≧ EL+8.80m)

$$EL+9.46m - 0.66m \text{ (蒸発による水位低下量)} \div EL+8.80m$$

② 補給 1 回目 (EL+8.80m ↗ EL+9.46m)

$$167.6 \text{ m}^3 \text{ (補給水量)} \div 4.24 \text{ m}^3/\text{h} \div 39.53 \Rightarrow \text{約 39 時間 31 分 42 秒}$$

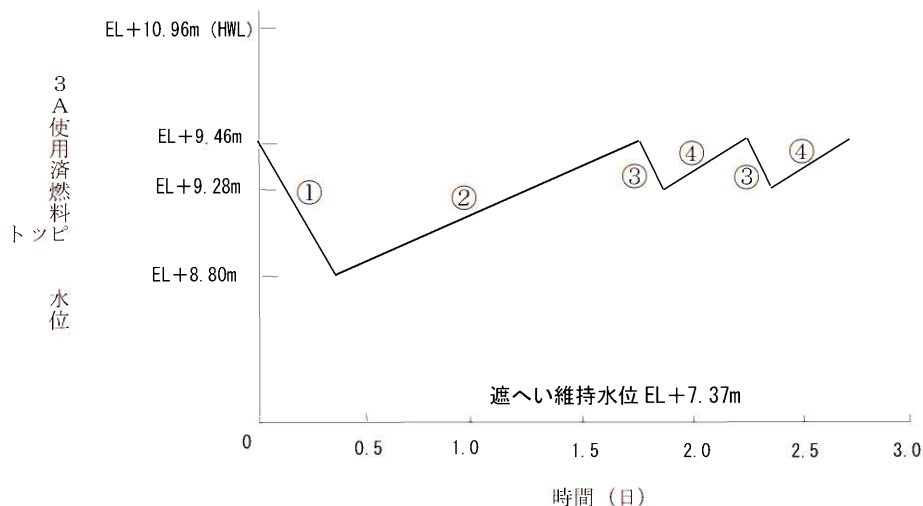
③ 崩壊熱による蒸発に伴う水位低下 (EL+9.46m ≧ EL+9.28m)

$$45.7 \text{ m}^3 \text{ (蒸発水量)} \div 20.76 \text{ m}^3/\text{h} \div 2.20 \Rightarrow \text{約 2 時間 12 分 5 秒}$$

④ 補給 2 回目 (EL+9.28m ↗ EL+9.46m)

$$45.7 \text{ m}^3 \text{ (補給水量)} \div 4.24 \text{ m}^3/\text{h} \div 10.78 \Rightarrow \text{約 10 時間 46 分 42 秒}$$

以降の補給は③、④を繰り返し行う。



(2) 4号炉

<前提条件>

- ・ 事故直後から沸騰による蒸散量 (約 $17.98 \text{ m}^3/\text{h}$) を用いる。
- ・ 事故発生8時間後の使用済燃料ピット水位は蒸発による水位低下により $\text{EL}+8.80\text{m}$ とする。
- ・ 補給は事故発生8時間後、使用済燃料ピット水位 $\text{EL}+8.80\text{m}$ から開始し、使用済燃料ピット冷却系出口配管の接続位置 (内面下端水位) $\text{EL}+9.46\text{m}$ まで行う。
なお、2回目以降の補給は通常の警報範囲 (0.18m) とし、 $\text{EL}+9.28\text{m}$ から $\text{EL}+9.46\text{m}$ とする。
- ・ 補給中の蒸発を考慮し、補給速度は使用済燃料ピット補給用水中ポンプ仕様 ($25 \text{ m}^3/\text{h}$) から崩壊熱による蒸発 ($17.98 \text{ m}^3/\text{h}$) を引いた $7.02 \text{ m}^3/\text{h}$ とする。

- ① 事故発生から8時間後の水位 ($\text{EL}+9.46\text{m} \searrow \text{EL}+8.80\text{m}$)
 $\text{EL}+9.46\text{m} - 0.66\text{m}$ (蒸発による水位低下量) $\div \text{EL}+8.80\text{m}$
 - ② 補給1回目 ($\text{EL}+8.80\text{m} \nearrow \text{EL}+9.46\text{m}$)
 145.2 m^3 (補給水量) $\div 7.02 \text{ m}^3/\text{h} \div 20.68 \rightarrow$ 約 20 時間 41 分 2 秒
 - ③ 崩壊熱による蒸発に伴う水位低下 ($\text{EL}+9.46\text{m} \searrow \text{EL}+9.28\text{m}$)
 39.6 m^3 (蒸発水量) $\div 17.98 \text{ m}^3/\text{h} \div 2.20 \rightarrow$ 約 2 時間 12 分 9 秒
 - ④ 補給2回目 ($\text{EL}+9.28\text{m} \nearrow \text{EL}+9.46\text{m}$)
 39.6 m^3 (補給水量) $\div 7.02 \text{ m}^3/\text{h} \div 5.64 \rightarrow$ 約 5 時間 38 分 28 秒
- 以降の補給は③、④を繰り返し行う。

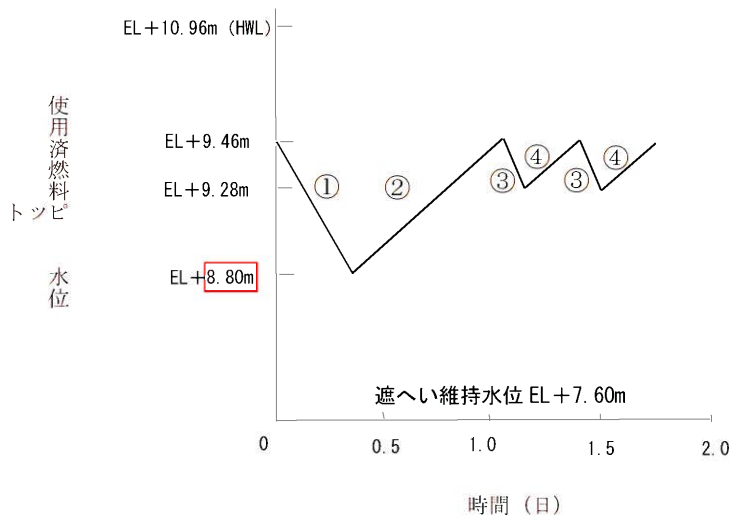


表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (1/2)

項目	評価条件 (初期条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
	評価条件	最確条件				
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	10.794MW	使用済燃料ピット貯蔵体数、原子炉停止からの冷却期間等による	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定し設定。 使用済燃料ピット崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物については日本原子力学会推奨値、アクチニドについては ORIGEN2 を用いて算出。	評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水温及び水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。
	事象発生前使用済燃料ピット水温 (初期水温)	40℃	使用済燃料ピット貯蔵体数、原子炉停止からの冷却期間等による	使用済燃料ピット水温の標準的な温度として設定。	評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。初期水温が低くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなるのが考えられる。初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水温の上限である65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.2日短い約1.9日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生後の7時間50分 (約0.3日) 後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って注水を開始することができ、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 なお、使用済燃料ピット水はわずかではあるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット水温の上昇の過程においても、沸騰に至らなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、初期水温を100℃として評価した場合においても、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.6日短い約1.5日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生後の7時間50分 (約0.3日) 後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注水を開始することができ、使用済燃料ピット水の蒸発開始の想定との差異が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	
	事象発生前使用済燃料ピット水位 (初期水位)	使用済燃料ピット水位低警報レベル (NWL-0.09m)	使用済燃料ピット水位低警報レベル (NWL-0.09m) 以上	使用済燃料ピット水位の実運用に基づき設定。	評価条件として設定している初期水位より高くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件として設定している初期水位より高くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	ピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピット接続 (評価においては、ピットのみを考慮)	ピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピット接続	原子炉から使用済燃料ピットに燃料体を取り出した直後の状態を想定することから、燃料取出中の使用済燃料ピットの状態に基づき設定。なお、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点から厳しくなるピットのみを考慮して設定。また、水量は使用済燃料ピットの体積から使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。	評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなる。しかしながら、使用済燃料ピット水温及び水位を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（2／2）

項目		評価条件（事故条件、機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		評価条件	最確条件			
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	外部電源	外部電源なし	外部電源あり	外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定。	外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
機器条件	放射線の遮へいが維持できる最低水位	燃料頂部から約4.41m (NWL一約3.27m)	燃料頂部から約4.41m (NWL一約3.27m)	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮へい設計基準値 (0.15mSv/h) となる水位を設定。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ	25m ³ /h	25m ³ /h以上	使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。	評価条件として設定している注水流量より大きくなるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作開始以降のパラメータの変動であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件として設定している注水流量より大きくなるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作開始以降のパラメータの変動であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表2 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕

項目	評価条件（操作条件）の不確かさ				条件設定の考え方	要員の配置による他の操作に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等		解析コードの不確かさによる影響	評価条件（操作条件を除く）の不確かさによる影響				
	評価上の操作開始時間	実際に見込まれる操作開始時間						
操作条件 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から7時間50分後	事象発生から7時間50分以内	解析コードは使用していないため対象外。	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生を起点に開始する操作であるため、運転員等操作時間に与える影響はない。	使用済燃料ピット水位を放射線の遮へいが維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達する前までに注水操作を実施するとして、事象発生後、要員の移動及び注水準備等に必要時間を考慮して設定。	現場における使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、中央制御室で監視を行う運転員とは別の要員であり、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。	評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始時間が早くなる場合、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでの時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。	使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は事象発生から約2.1日であり、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間である事象発生から7時間50分（約0.3日）に対して十分な操作時間余裕を確保できる。

4.2 想定事故2

4.2.1 想定事故2の特徴、燃料損傷防止対策

(1) 想定する事故

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」において、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の1つは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故2として「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」である。

(2) 想定事故2の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

想定事故2では、使用済燃料ピット冷却系の配管破断によるサイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、使用済燃料ピット注水機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料体等は露出し、損傷に至る。

したがって、想定事故2では、使用済燃料ピットへの注水の確保を行うことによって、燃料有効長頂部が冠水していること、放射線の遮へいが維持される水位を確保すること及び未臨界が維持されていることが必要となる。

(3) 燃料損傷防止対策

想定事故2における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料体等が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等を整備する。これらの対策の概略系統図を図4.2.1に、対応手順の概要を図4.2.2に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を表4.2.1に示す。

想定事故2における3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計40名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、保修対応要員10名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名である。重大事故発生後30分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保修対応要員14名である。この必要な要員と作業項目について図4.2.3に示

す。

a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応

使用済燃料ピット水位低警報発信により使用済燃料ピット水位の低下を確認した場合は、原因調査を行うとともに、燃料取替用水タンク（ピット）等から使用済燃料ピットへの注水準備を開始する。使用済燃料ピット冷却系配管等からの漏えいの場合は、漏えい箇所特定及び隔離操作を実施するとともに、使用済燃料ピット水位計指示が EL. +10.75m 未満に低下している場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備を開始する。また、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置を行う。

使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（SA）等である。

b. 使用済燃料ピット水温の確認

使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上昇していることを確認する。

使用済燃料ピット水温の確認に必要な計装設備は、使用済燃料ピット温度（SA）等である。

c. 使用済燃料ピット注水機能喪失の判断

燃料取替用水タンク（ピット）等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。使用済燃料ピット水位の上昇等により注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断し、使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。

使用済燃料ピット注水機能喪失の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（SA）等である。

d. 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水

淡水タンク（2次系純水タンク、原水タンク）からの注水手段のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。

上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位EL. +9.46m、注水開始水位EL. +9.28mの範囲で維持する。

以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（SA）等である。

4.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

想定する事故は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故2として、「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」である。

想定事故2では、使用済燃料ピット冷却系配管破断により、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が上昇し、沸騰・蒸発により使用済燃料ピット水位は低下するが、使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持される水位を確保できることを評価する。なお、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水し、未臨界を維持することができる。

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故2における運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

想定事故2に対する初期条件も含めた主要な評価条件を表4.2.2に示す。また、主要な評価条件について、想定事故2特有の評価条件を以下に示す。

(添付資料 1.5.9)

a. 初期条件

想定事故2に特有の初期条件はない。

b. 事故条件

- (a) **使用済燃料ピット**冷却系配管の破断によって想定される初期水位
使用済燃料ピット冷却系配管の破断により、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下すると想定し、初期水位として使用済燃料ピット冷却系入口配管に設置されている

サイフォンブレイカの効果を考慮し、NWLー約1.41mとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ

使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ1台を使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として、 $25\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」のe. に従い、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するものとし、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して、事象発生から7時間50分後に開始するものとする。なお、本評価では、事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達するまでの時間は考慮しない。

(3) 有効性評価の結果

想定事故2の事象進展を図4.2.2に示す。

a. 事象進展

事象発生後、使用済燃料ピット冷却系配管の破断により使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下した後、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、使用済燃料ピットへの注水が行われなければ約11時間で 100°C に到達する。その後、使用済燃料ピット水の蒸発に伴い、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。さらに、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下するのは、図4.2.4に示すとおり事象発生から約1.3日後である。

事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃

料ピットへの注水を開始する時間は、事象発生から7時間50分（約0.3日）後であることから、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間である約1.3日に対して十分な時間余裕がある。

使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水により使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

（添付資料4.2.1）

b. 評価項目等

使用済燃料ピットの水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでに使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を開始できること、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率を上回る容量の使用済燃料ピット補給用水中ポンプを整備していることから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により、燃料有効長頂部が冠水し、かつ、放射線の遮へいが維持できる水位を確保できる。

使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で0.939であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持できる。

事象発生7時間50分後から使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を行うことで、事象発生7時間50分後には使用済燃料ピット冷却系出口配管下端で水位を維持できることから、水位及び水温は安定し、安定状態に到達する。その後も、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水を行うことで安定状態を維持できる。

（添付資料4.1.2、4.2.2）

4.2.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

想定事故2は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピ

ットへの注水により、使用済燃料ピットの水位低下を抑制することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、使用済燃料ピット水位を起点に注水準備を開始する使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表4.2.2に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる使用済燃料ピット崩壊熱、事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）及び使用済燃料ピットに隣接するピットの状態に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱、初期水温及び使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、崩壊熱、初期水温及び隣接するピットの状態を最確条件とした場合、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下時間は変動する。使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備は、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から開始するが、事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に到達するまでの時間は考慮しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料4.2.3)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット崩壊熱の変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

初期水温の変動を考慮し、最確条件の初期水温を用いた場合、評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。初期水温が低くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が遅くなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられるが、「(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評

価」において、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでの時間を確認しており、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮し、隣接するピットの状態を最確条件とした場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が多くなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

(添付資料4.2.3)

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

図4.2.3に示すとおり、現場における使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、中央制御室で監視を行なう運転員とは別の要員であり、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(添付資料4.2.3)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水については、評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始時間が早くなる場合、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでの時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(添付資料4.2.3)

(2) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作の実施時間に対する時間余裕については、「4.2.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は事象発生から約1.3日であり、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間である事象発生か

ら7時間50分（約0.3日）に対して十分な操作時間余裕を確保できる。

（添付資料4.2.3）

(3) 評価条件の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響評価

評価条件の不確かさにより、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下が早くなり、評価項目となるパラメータに影響を与えることから、初期水温の変動による評価項目となるパラメータに与える影響評価を実施した。

初期水温の変動を考慮し、初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水温の上限である65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.2日短い約1.1日となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生後の7時間50分（約0.3日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って注水を開始することができ、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、使用済燃料ピット水はわずかではあるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット水温の上昇の過程においても、沸騰に至らなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、初期水温を100℃として評価した場合においても、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.4日短い約22時間となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生後の7時間50分（約0.3日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注水を開始することができ、使用済燃料ピット水の蒸発開始の想定の違いが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

（添付資料4.2.3）

(4) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、重大事故等対策要員による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

4.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

想定事故2において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「4.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり40名である。このため、「6.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対応可能である。

(2) 必要な資源の評価

想定事故2において、必要な水源、燃料及び電源は「4.1 想定事故1」と同様である。

4.2.5 結論

想定事故2「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」では、使用済燃料ピット冷却系配管の破断によるサイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、注水機能の喪失が重畳するため、やがて燃料体等は露出し、損傷に至ることが特徴である。想定事故2に対する燃料損傷防止対策としては、短期及び長期対策として、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水を考慮する。

想定事故2について有効性評価を実施した。

上記の場合においても、運転員等操作による使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等により、使用済燃料ピットの水位を回復させ維持することができる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮へいが維持される水位の確保及び未臨界を維持できることから評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水

源、燃料及び電源については、「4.1 想定事故1」と同様であり供給可能である。

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水等の燃料損傷防止対策は、想定事故2「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」に対して有効である。

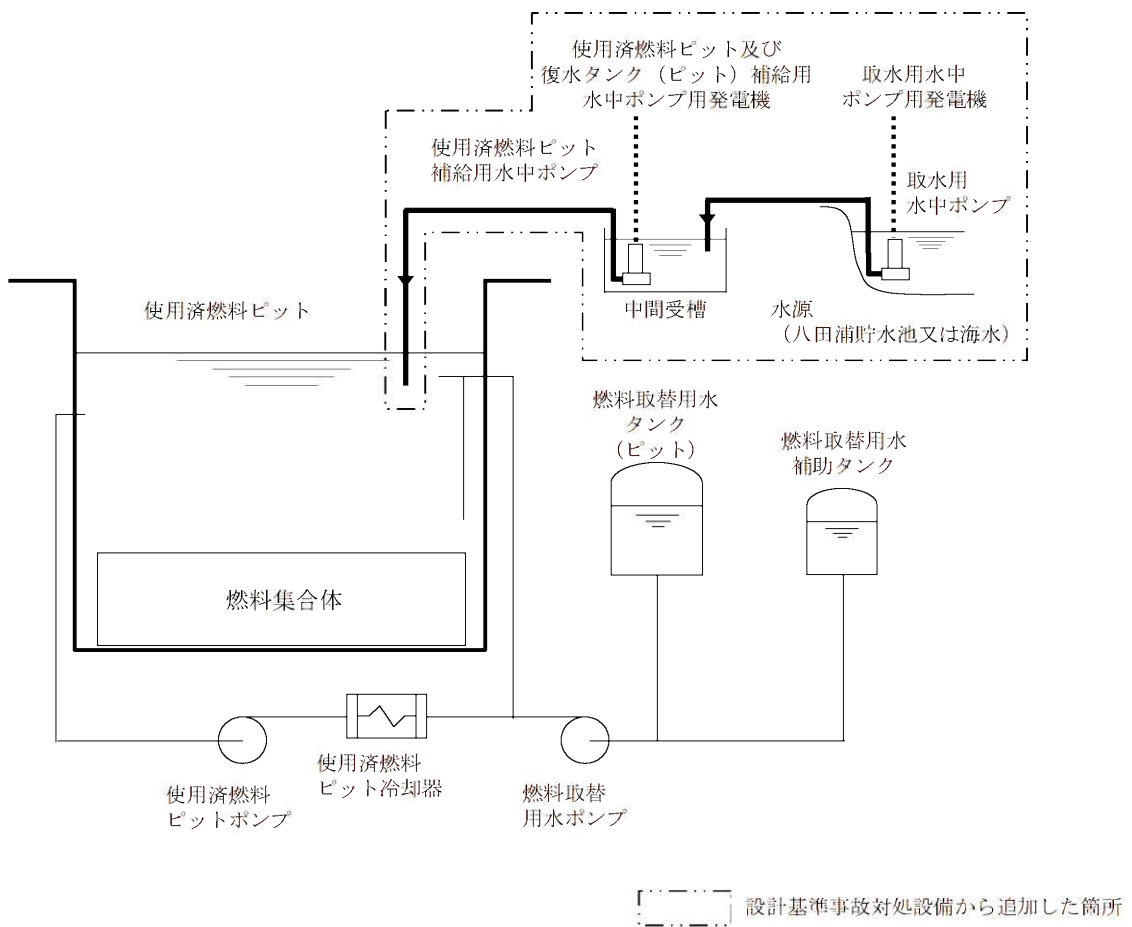


図4.2.1 「想定事故2」の重大事故等対策の概略系統図

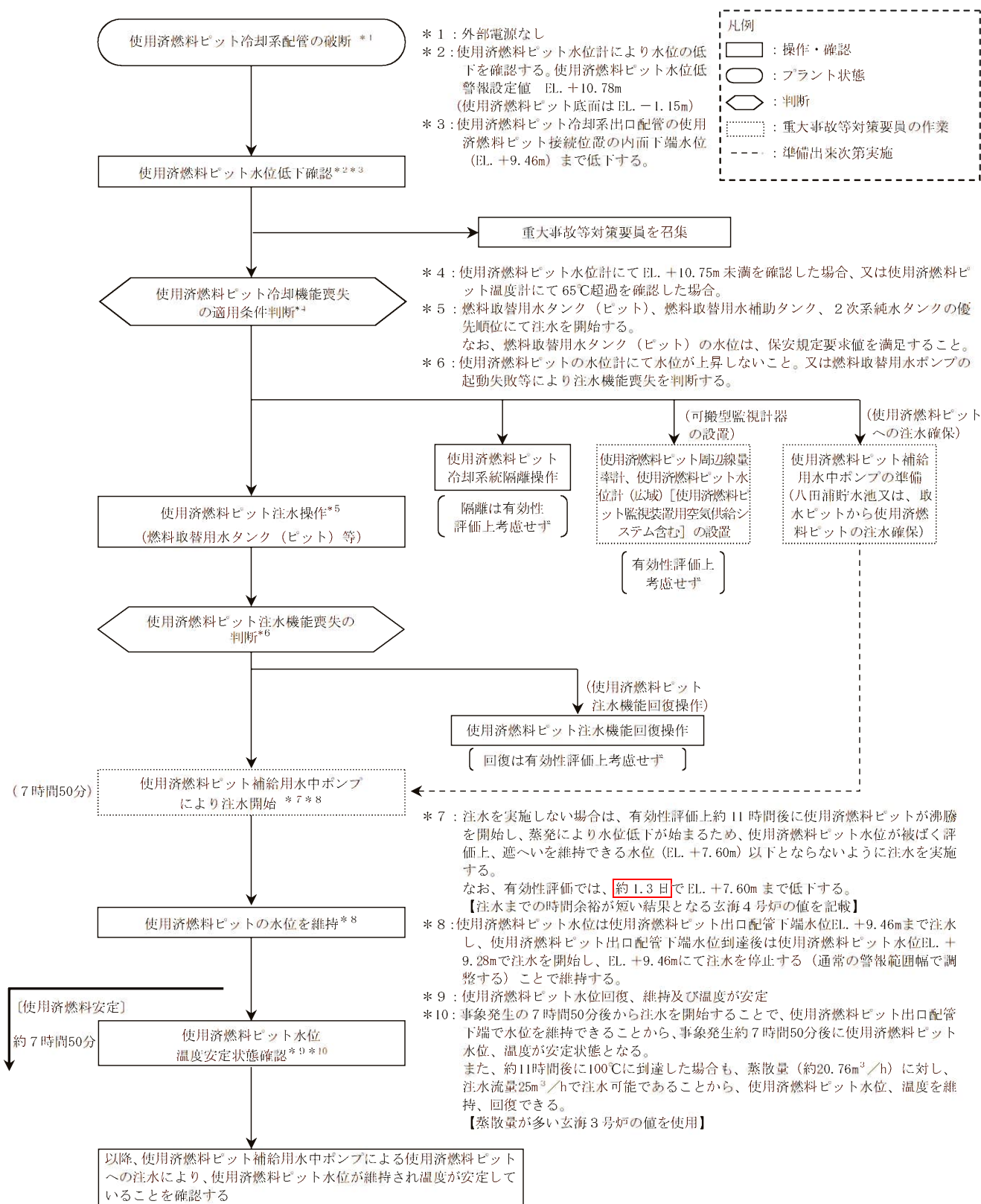


図 4.2.2 「想定事故 2」の対応手順の概要
(「サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故」の事象進展)

必要な要員と作業項目		経過時間 (分)										経過時間 (時間)		経過時間 (日)		備考							
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	3号	4号	手順の内容	経過時間 (分)										経過時間 (時間)		経過時間 (日)						
					状況判断	運転員	—	—	●使用済燃料ピット水位低下確認 (中央制御室確認)	10分													
使用済燃料ピット冷却系統隔離操作	運転員 A	1	1	●使用済燃料ピット水位低下原因調査、及び温度水位の監視 (中央制御室操作)																			
	運転員 B、C	2	2	●現地移動/使用済燃料ピット冷却系統隔離操作、 水位低下原因調査、及び漏えい箇所の隔離操作 (現場操作)																			
使用済燃料ピット注水操作	運転員 D	1	1	●現地移動/燃料取替用水タンク (ピット) による注水操作							20分												
				●現地移動/燃料取替用水補助タンクによる注水操作										20分									
				●現地移動/2次系統水タンクによる注水操作 (現場操作)																			
使用済燃料ピット周辺線量率計等準備	重大事故等対策要員 (初動) 係修対応要員	1	1	●現地移動/使用済燃料ピット周辺線量率計等設置 (現場操作)																			
使用済燃料ピット注水機能回復操作	運転員 A	【1】	【1】	●使用済燃料ピット注水機能回復操作・喪失原因調査 (中央制御室操作)																			
				●現地移動/燃料取替用水タンク (ピット) による注水機能回復操作、喪失原因調査																			
	運転員 D	【1】	【1】	●現地移動/燃料取替用水補助タンクによる注水機能回復操作、喪失原因調査																			
				●現地移動/2次系統水タンクによる注水機能回復操作、喪失原因調査 (現場操作)																			

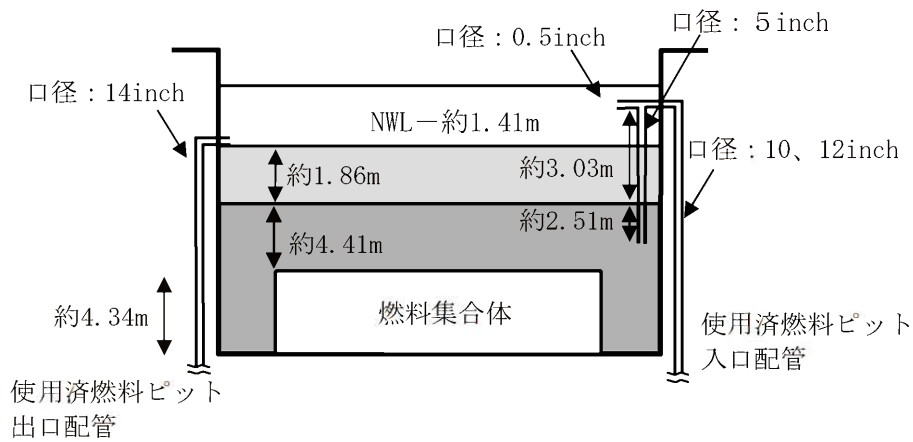
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。(一部、未配備の機器については想定時間により算出)
 ・緊急時対策本部要員 (指揮者等) は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

図 4.2.3 「想定事故2」の作業と所要時間 (1 / 2)
 (サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故)

必要な要員と作業項目			経過時間 (時間)																								備考	
手順の項目	要員 (名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員																											
		3号	4号																									
使用済燃料ピットへの注水確保	重大事故等 対策要員 (初動) 係修対応要員 10名 + 重大事故等 対策要員 (初動後) 係修対応要員 14名	[1] +1	[1] +1	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の運搬 1時間																								※使用済燃料ピットへの注水は、冷却機能停止から遡る時間【約1.3日】までに対応が可能であり、水位を監視しながら注水を実施する 注水操作なしの場合、約1.3日で使用済燃料ピットが約1.8m低下 約1.3日 遡る設計基準水位
		[6]	[6]	●取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置 30分 (水中ポンプ用発電機設置) 4時間 (ポンプ、ホース等設置)																								
		[1]	[1]	●給水、取水用水中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給 20分 (中間受槽へ水張り) 起動、監視、燃料補給 → 約8時間40分に1回																								
		[6]	[6]	●水中ポンプ用発電機、中間受槽の設置 1時間 (中間受槽設置) 30分 (水中ポンプ用発電機設置)																								
		[9]	[9]	●使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、可搬型ホース等の設置 20分 (ポンプ、ホース等設置)																								
		[2]	[2]	●給水、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給 ⇒SFPへの注水可能 (7時間50分) 起動、監視、燃料補給 → 約8時間40分に1回																								
使用済燃料ピットの監視		[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (発電機) 等の運搬 1時間																								
	[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (発電機) 等の設置 1時間																									
	[2]	[2]	●使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの監視、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (発電機) への燃料補給 起動、監視、燃料補給 → 約8時間20分に1回																									

燃料補給間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載

図 4.2.3 「想定事故2」の作業と所要時間 (2 / 2)
 (サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故)



使用済燃料ピット水位概略図

	評価結果
① 1.8m分の評価水量 (m ³)	約396m ³
② 使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率	約17.98m ³ /h
③ 沸騰開始から蒸発により1.8m水位が低下する時間 (①/②)	約22時間
④ 事象発生から使用済燃料ピットが沸騰するまでの時間	約11時間
合計 (③+④)	約1.3日間

図4.2.4 「想定事故2」における使用済燃料ピット水位低下時間評価結果

表 4.2.1 「想定事故2」の重大事故等対策について（1／2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット水位低下の確認	使用済燃料ピット水位低警報の発信を確認する。	ディーゼル発電機※ 燃料油貯油そう※ 燃料油貯蔵タンク※	タンクローリ※	使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ
漏えい箇所の特定、隔離操作	使用済燃料ピット水位低下の原因調査を行い、使用済燃料ピット冷却系配管等からの漏えいの場合は、漏えい箇所の特定及び隔離操作を実施する。	—	—	—
燃料取替用水タンク（ピット）等からの注水準備	燃料取替用水タンク（ピット）等から使用済燃料ピットへの注水準備を行う。	—	—	—
使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備	使用済燃料ピット水位計指示がEL. +10.75m未満に低下している場合は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備を行う。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	—
可搬型監視計器の設置	使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置を行う。	—	—	【使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）】 【使用済燃料ピット水位（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕】
使用済燃料ピット水温の確認	使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット水温が上昇していることを確認する。	—	—	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備
※：外部電源がない場合は、以降の負荷に対して必要

表 4.2.1 「想定事故2」の重大事故等対策について（2/2）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
使用済燃料ピット注水機能喪失の判断	燃料取替用水タンク（ピット）等から使用済燃料ピットへの注水機能の確認を行う。注水が確認できなければ、使用済燃料ピット注水機能の喪失と判断する。	—	—	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）】 【使用済燃料ピット水位（広域）[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]】
使用済燃料ピット注水機能の回復操作	使用済燃料ピット注水機能の回復操作を行う。	—	—	—
淡水タンクからの注水操作	淡水タンク（2次系純水タンク、原水タンク）のうち使用可能なものから、順次使用済燃料ピットへの注水確認を行う。	—	—	—
使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等による使用済燃料ピットへの注水	上記手段にて使用済燃料ピットへ注水できない場合は、淡水（八田浦貯水池）又は海を水源として使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水を行う。 使用済燃料ピットへの注水に当たっては、使用済燃料ピット補給用水中ポンプの間欠運転により、使用済燃料ピット水位は、注水停止水位 EL. +9.46m、注水開始水位 EL. +9.28m の範囲で維持する。 以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、水温が安定していることを確認する。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	使用済燃料ピット温度（SA） 使用済燃料ピット水位（SA） 使用済燃料ピット状態監視カメラ 【使用済燃料ピット周辺線量率（低レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（中間レンジ）】 【使用済燃料ピット周辺線量率（高レンジ）】 【使用済燃料ピット水位（広域）[使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む]】

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

表4.2.2 主要評価条件（想定事故2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	10.794MW	原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定し設定。 使用済燃料ピット崩壊熱の計算に当たっては、核分裂生成物については日本原子力学会推奨値、アクチニドについては ORIGEN2 を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピット水温の標準的な温度として設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	ピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピット接続	原子炉から使用済燃料ピットに燃料体を取り出した直後の状態を想定することから、燃料取出中の使用済燃料ピットの状態に基づき設定。なお、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点から厳しくなるピットのみを考慮して設定。また、水量は使用済燃料ピットの体積から使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	冷却系配管の破断によって想定される初期水位	NWL—約 1.41m	使用済燃料ピットの水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象等として、使用済燃料ピット冷却系出口配管の破断による漏えいを想定し、当該配管と使用済燃料ピット接続部下端位置に相当する水位を設定。設定においては、使用済燃料ピット冷却系入口配管に設置されているサイフォンブレーカの効果を期待。
	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。
関連する重大事故等対策に 関する機器条件	放射線の遮へいが維持できる最低水位	燃料頂部から約 4.41m (NWL—約 3.27m)	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮へい設計基準値（0.15mSv/h）となる水位を設定。
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ	25m ³ /h	使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
関連する重大事故等対策に 関する操作条件	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から 7時間 50分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮へいが維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達する前までに注水操作を実施するとして、「添付書類十 6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」の（5）に従い、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するものとし、要員の移動及び注水準備等に必要な時間を考慮して設定。

安定停止状態について

想定事故2（使用済燃料ピット冷却配管の破断）時の安定状態については以下のとおり。

使用済燃料ピット水位、温度安定状態：使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使った注水により使用済燃料ピット水位が維持され、温度が安定した時点

使用済燃料ピット水位、温度安定状態の確立について

事象発生約7時間50分後から補給を開始することで、使用済燃料ピット出口配管下端で水位を維持でき、使用済燃料ピット水位、温度は安定する。この、使用済燃料ピット水位、温度が安定した時点の事象発生約7時間50分後を安定状態とした。

また、約11時間後に100℃に到達した場合も、蒸散量（約20.76 m³/h）に対し、補給流量25m³/h（使用済燃料ピット補給用水中ポンプ容量）で補給可能であることから、使用済燃料ピット水位、温度を維持、回復できる。なお、蒸散量の多い3号炉の値を記載する。

<参考>

最も厳しい状況を仮定した場合の安定状態までに必要な時間

【事故の仮定】

事故発生後、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる補給準備が完了した時点（事象発生約7時間50分後）のピット水位が、放射線の遮へいが維持できる水位（3号炉：EL+7.46m、4号炉：EL+7.60m）まで低下したと仮定する。

【3号炉】

補給開始後約141時間30分で補給完了となる。

- ・使用済燃料ピットポンプ出口配管下端までの補給量：約600m³※
- ・蒸散量：約20.76 m³/h
- ・補給流量：使用済燃料ピット補給用水中ポンプ容量の25 m³/h

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる補給準備完了時間約7時間50分に補給時間約141時間30分を足した時間の事象発生約149時間20分後に安定状態となる。

【4号炉】

補給開始後約62時間40分で補給完了となる。

- ・使用済燃料ピット出口配管下端までの補給量：約440m³※
- ・蒸散量：約17.98 m³/h
- ・補給流量：補給用水中ポンプ容量の25 m³/h

以上のことから、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる補給準備完了時間約7時間50分に補給時間約62時間40分を足した時間の事象発生約70時間30分後に安定状態となる。

※補給に寄与する水量は、A、B-SFP、FH/Bチャンネル及び検査ピット接続を考慮

<その他>

【中間受槽について】

補給用水中ポンプサクションである中間受槽には、ポンプ容量（50m³/h）の取水用水中ポンプにより、供給することができることから、長期にわたり補給が可能である。

なお、恒設系統からの補給も使用可能であれば、要員を削減することが可能となり、更に余裕を持った補給対応が可能である。

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（1/2）

項目	評価条件（初期条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	評価条件	最確条件			
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	10.794MW	使用済燃料ピット貯蔵体数、原子炉停止からの冷却期間等による		評価条件として設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなり、使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下は遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。
	事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピット貯蔵体数、原子炉停止からの冷却期間等による	使用済燃料ピットの水温上昇及び水位低下時間は変動する。使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備は、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から開始するが、事象発生から使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に到達するまでの時間は考慮しないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件として設定している初期水温より、高く又は低くなる。初期水温が低くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が遅くなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。一方、初期水温が高くなる場合には、使用済燃料ピットの水位低下が早くなることから、評価項目に対する余裕は小さくなることが考えられる。初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水温の上限である65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.2日短い[約1.1日]となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の7時間50分（約0.3日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って注水を開始することができ、初期水温の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 なお、使用済燃料ピット水はわずかではあるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット水温の上昇の過程においても、沸騰に至らなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。この影響を考慮し、初期水温を100℃として評価した場合においても、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は、初期水温40℃の場合と比較して[約0.4日]短い約22時間となるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の7時間50分（約0.3日）後から可能である。したがって、十分な時間余裕を持って使用済燃料ピットへの注水を開始することができ、使用済燃料ピット水の蒸発開始の想定の違いが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	ピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピット接続（評価においては、ピットのみを考慮）	ピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピット接続	原子炉から使用済燃料ピットに燃料体を取り出した直後の状態を想定することから、燃料取出中の使用済燃料ピットの状態に基づき設定。なお、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点から厳しくなるピットのみを考慮して設定。また、水量は使用済燃料ピットの体積から使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。	

評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故2）

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（2/2）

項目		評価条件（事故条件、機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		評価条件	最確条件			
事故条件	冷却系配管の破断 によって 想定される初期水位	NWL-約 1.41m	NWL-約 1.41m	使用済燃料ピットの水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象等として、使用済燃料ピット冷却系出口配管の破断による漏えいを想定し、当該配管と使用済燃料ピット接続部下端位置に相当する水位を設定。設定においては、使用済燃料ピット冷却系入口配管に設置されているサイフォンブレーカの効果を期待。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	安全機能の喪失 に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能 及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能 及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	外部電源	外部電源なし	外部電源あり	外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。	外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	外部電源がない場合においても、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同じであることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
機器条件	放射線の遮へいが 維持できる最低水位	燃料頂部から約 4.41m (NWL-約 3.27m)	燃料頂部から約 4.41m (NWL-約 3.27m)	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮へい設計基準値 (0.15mSv/h) となる水位を設定。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	使用済燃料ピット 補給用水中ポンプ	25m ³ /h	25m ³ /h 以上	使用済燃料ピットへの注水は、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを使用するものとする。使用済燃料ピットへの注水流量は、崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸散率に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。	評価条件として設定している注水流量より大きくなるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作開始以降のパラメータの変動であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件として設定している注水流量より大きくなるが、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水操作開始以降のパラメータの変動であることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表2 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕

項目	評価条件（操作条件）の不確かさ				条件設定の考え方	要員の配置による他の操作に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
	評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等		解析コードの不確かさによる影響	評価条件（操作条件を除く）の不確かさによる影響				
	評価上の操作開始時間	実際に見込まれる操作開始時間						
操作条件 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から7時間50分後	事象発生から7時間50分以内	解析コードは使用していないため対象外。	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、事象発生を起点から、運転員等操作時間に与える影響はない。	使用済燃料ピット水位を放射線の遮へいが維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達する前までに注水操作を実施するとして、事象発生後、使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット冷却系出口配管下端に達した時点から準備を開始するものとし、要員の移動及び注水準備等に必要時間を考慮して設定。	現場における使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水は、中央制御室で監視を行う運転員とは別の要員であり、他の操作との重複もないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。	評価上の操作開始時間に対し、運用として実際に見込まれる操作開始時間は早くなる。このように操作開始時間が早くなる場合、使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位に到達するまでの時間に対する余裕は大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。	使用済燃料ピット水位が放射線の遮へいが維持できる最低水位まで低下する時間は事象発生から約1.3日であり、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水を開始する時間である事象発生から7時間50分（約0.3日）に対して十分な操作時間余裕を確保できる。

5. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

5.4 反応度の誤投入

5.4.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「反応度の誤投入事故」のみである。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の運転停止中に化学体積制御系の故障、運転員の誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却材中のほう素濃度が低下し、反応度が添加されることにより、臨界に達し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、純水注水を停止し、反応度の添加を防止するとともに、1次冷却材中にほう酸水を注入することにより未臨界を確保し、燃料損傷を防止する。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」における機能喪失に対して、燃料体が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、純水注水の停止、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮等を整備する。これらの対策の概略系統図を図5.4.1に、対応手順の概要を図5.4.2に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を表5.4.1に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「5.4.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計18名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の2名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の2名、運転操作対応を行う運転員8名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員2名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は4名である。この必要な要員と作業項目について図5.4.3に示す。

a. 反応度の誤投入の判断

1次冷却材の希釈事象の発生に伴い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示上昇、原子炉補給水補給流量積算制御器のバッチカウンタの作動音、可聴計数率計の可聴音間隔が短くなること及び「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信により、反応度の誤投入を判断する。

反応度の誤投入の判断に必要な計装設備は、中性子源領域中性子束

等である。

b. 原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止

反応度の誤投入時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキューションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。

c. 希釈ラインの隔離

反応度の誤投入時の対応操作として、1次系純水補給ライン流量制御弁の「閉」並びに1次系補給水ポンプの停止により原子炉補給水補給流量積算制御器のバッチカウンタの作動停止を確認する。

d. ほう酸濃縮操作

反応度の誤投入時の対応操作として、ほう酸ポンプを起動し、ほう酸水の注入による濃縮を行うことで、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。また、事象発生前のほう素濃度まで濃縮が完了すれば濃縮を停止する。

ほう酸濃縮操作によるほう酸注入状態の確認に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位等である。

e. 未臨界状態の確認

中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、可聴計数率計の可聴音間隔が事象発生前の状態に復帰していることを確認する。また、ほう素濃度についてもサンプリングにより事象発生前の停止ほう素濃度以上であることを確認する。以降、未臨界状態が維持されていることを継続的に確認する。

未臨界状態の確認に必要な計装設備は、中性子源領域中性子束等である。

なお、反応度の誤投入については次のような場合がある。

原子炉起動前のほう素希釈中に外部電源が喪失した場合、1次冷却材ポンプ、充てんポンプ及び1次系補給水ポンプの電源喪失により希釈が停止するが、ディーゼル発電機の自動起動に伴い1次系補給水ポンプ及び充てんポンプが再起動し、希釈が再開されると、1次冷却材ポンプが停止していることから十分なミキシングが行われずに、1次系配管内にほう素濃度の低い水塊が形成される。この状態でさらに外部電源復旧後、1次冷却材ポンプを再起動すると、水塊が炉心に送り込まれることとなり、反応度投入事象となる可能性がある。しかしながら、外部電源喪失時には希釈信号は解除されるため、1次系補給水ポンプが自動起動することはない。また、充てんポンプの水源が体積制御タンクから燃料取替用水タンク（ピット）に自動で切り替わることから、外部電源喪失時のブラックアウト信号発信によって充てんポンプが自動起動しても希釈が再開されることはない。

(添付資料5.4.1)

5.4.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、原子炉停止中は、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、臨界到達までの余裕時間の観点で厳しくなる「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」である。

原子炉停止中に講じる措置として、1次冷却材温度が93℃以下となつてから原子炉起動直前までの間は、原子炉補給水モードを切り替えるスイッチを希釈操作禁止として厳格に管理することとしており、この期間において希釈による反応度誤投入事象は発生しない。

本重要事故シーケンスでは、事象発生から臨界に至るまでの時間が重要となる。このため、希釈が開始されてから「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求め、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止を行うための余裕時間を評価する。

(添付資料5.4.2)

また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な評価条件を表5.4.2に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。

(添付資料5.4.3)

a. 初期条件

(a) 制御棒位置

低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態を用いるものとする。

(b) 1次冷却材の有効体積

1次冷却材の体積は、小さいほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなるため、評価結果が厳しくなるような値として、加圧器、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等の体積を除いた261m³を用いるものとする。

(c) 初期ほう素濃度

原子炉停止中の1次系は、3号炉は燃料取替用水タンク、4号炉は燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同タンク、ピットのほう素濃度要求値の下限値である3,100ppmを用いるものとする。

(d) 臨界ほう素濃度

サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における、炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、取替炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として3号炉1,850ppm、4号炉2,000ppmを用いるものとする。

(添付資料5.4.4)

b. 事故条件

(a) 起回事象

起回事象として、原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により、1次冷却材中に純水が注水されるものとする。

1次系への純水注水の最大流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の供給可能容量(約60m³/h)に余裕を持たせた値である81.8m³/hとする。

(b) 外部電源

外部電源はあるものとする。

1次系補給水ポンプにより1次冷却材中に純水が注水され、反応度が添加される事象を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」信号

警報発信から臨界までの余裕時間を保守的に評価するため、設定値に計装誤差等を考慮した値として、停止時中性子束レベルの0.8デカード上を用いるものとする。

(添付資料5.4.5)

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 希釈停止は、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」のc.

に従い、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後に開始し、操作完了に1分を要するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を図5.4.2に示す。

a. 事象進展

原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下し、事象発生の約68分後に「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信から10分後の事象発生の約78分後に、弁の閉止及び1次系補給水ポンプの停止による希釈停止操作を開始し、操作開始から1分後の事象発生の約79分後に、1次冷却材のほう素の希釈を停止する。希釈停止までの間、炉心は臨界に至ることなく未臨界は確保される。希釈停止後、ほう酸水注入による1次冷却材のほう素の濃縮により、事象発生前の初期ほう素濃度まで濃縮し、未臨界を確保

する。

(添付資料5.4.6)

b. 評価項目等

本事故シーケンスにおいては、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界ほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、図5.4.4に示すとおり、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信されるまでに約68分を要し、臨界に至るまでにはさらに約16分を要する。したがって、運転員が異常状態を検知し、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから未臨界を確保できる。

また、当該期間においては純水が注水され、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮へいを維持できる。

その後は、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮及びサンプリングによるほう素濃度確認を行い、事象発生の約6.0時間後に事象発生前のほう素濃度まで濃縮することにより安定状態に到達する。その後も、長期にわたる未臨界の確保が可能である。

なお、臨界ほう素濃度である2,000ppmまで希釈された際に、初期ほう素濃度3,100ppmまで濃縮するのに要する時間は約3.8時間である。

(添付資料5.4.2、5.4.7)

5.4.3 評価条件の不確かさの影響評価

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である希釈停止により、反応度添加を防止することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信を起点に操作を開始する希釈停止とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表5.4.2に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を確認する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられとされる臨界ほう素濃度、1次系への純水注水流量及び「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

臨界ほう素濃度の変動を考慮し、最確条件の臨界ほう素濃度を用いた場合、評価条件として設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、初期ほう素濃度と「中性子源領域炉停止時中性子束高」警

報発信時のほう素濃度の差が大きくなり、警報発信時間が遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなる。

1次系への純水注水流量の変動を考慮し、最確条件の純水注水流量を用いた場合、評価条件として設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることにより、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信が遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなる。

「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値の変動を考慮し、最確条件の警報設定値を用いた場合、評価条件として設定している警報設定値より低くなるため、警報発信が早くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が早くなる。

(添付資料5.4.8)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

臨界ほう素濃度の変動を考慮し、最確条件の臨界ほう素濃度を用いた場合、評価条件として設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度と臨界ほう素濃度の差が大きくなり、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

1次系への純水注水流量の変動を考慮し、最確条件の純水注水流量を用いた場合、評価条件として設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることにより、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値の変動を考慮し、最確条件の警報設定値を用いた場合、評価条件として設定している警報設定値より低くなるため、警報発信が早くなることにより、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕が大きくなる。

(添付資料5.4.8)

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

図5.4.3に示すとおり、希釈停止は中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作への影響はない。

(添付資料5.4.8)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

希釈停止については、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設

定値等の不確かさにより警報設定値が低くなると、警報発信時間が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、純水注水量の減少により反応度の添加が抑制されるため、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。1次系への純水注水流量等の不確かさにより希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなること等から、警報発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、同時に警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなるため、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(添付資料5.4.8)

(2) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

希釈停止の操作時間余裕としては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約16分かかるのに対し、警報の発信による事象発生の検知及び判断に10分、その後の希釈停止操作に1分の合計11分を要することとしているが、実際に見込まれる希釈停止操作時間は約20秒であることから、臨界に至るまでに5分程度は確保できる。

なお、評価では反応度誤投入の判断後、希釈停止を行うこととしているが、運転員は、原子炉補給水補給流量積算計の動作音や可聴計数率計の可聴音間隔変化により1次冷却材のほう素の希釈を早期に検知することができ、臨界に至るまでの希釈停止の時間余裕は十分ある。

(添付資料5.4.8)

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による希釈停止を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

5.4.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、3号炉及び4

号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、「5.4.1(3)燃料損傷防止対策」に示すとおり18名である。このため、「6.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a. 水源

本事故シーケンスグループにおいて、重大事故等対策に必要な水源はない。

b. 燃料

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機による電源供給が可能であり、事象発生後7日間ディーゼル発電機2台が全負荷で運転した場合、約593kℓの重油が必要となる。

また、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8kℓの重油が必要となる。

さらに、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7kℓの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約612.5kℓとなるが、「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクの重油量約620kℓにて供給可能である。

(添付資料2.1.13)

c. 電源

外部電源喪失を想定していない。

なお、外部電源が喪失した場合においても、ディーゼル発電機の電源負荷については、設計基準事故時に想定している工学的安全施設作動信号により作動する負荷を上回る設計としており、重大事故等対策に必要な負荷は工学的安全施設作動信号により作動する負荷に対して包絡されることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

5.4.5 結論

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の運転停止中に化学体積制御系の故障、運転員の誤操作等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下し、反応度が添加されることにより、炉心が臨界に達し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対する燃料損傷防止対策として

は、純水注水の停止、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮等を考慮する。

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の重要事故シーケンス「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」について有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、原子炉が臨界になる前に、運転員が警報により異常な状態を検知し、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから未臨界を確保できる。また、当該期間においては純水が注水され、炉心は満水が維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮へいを維持できる。その後は、ほう酸水の注入による1次冷却材のほう素の濃縮により長期にわたる未臨界を確保できる。

その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮へいの維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足するとともに、長期的には安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、希釈停止等の燃料損傷防止対策は、重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して有効である。

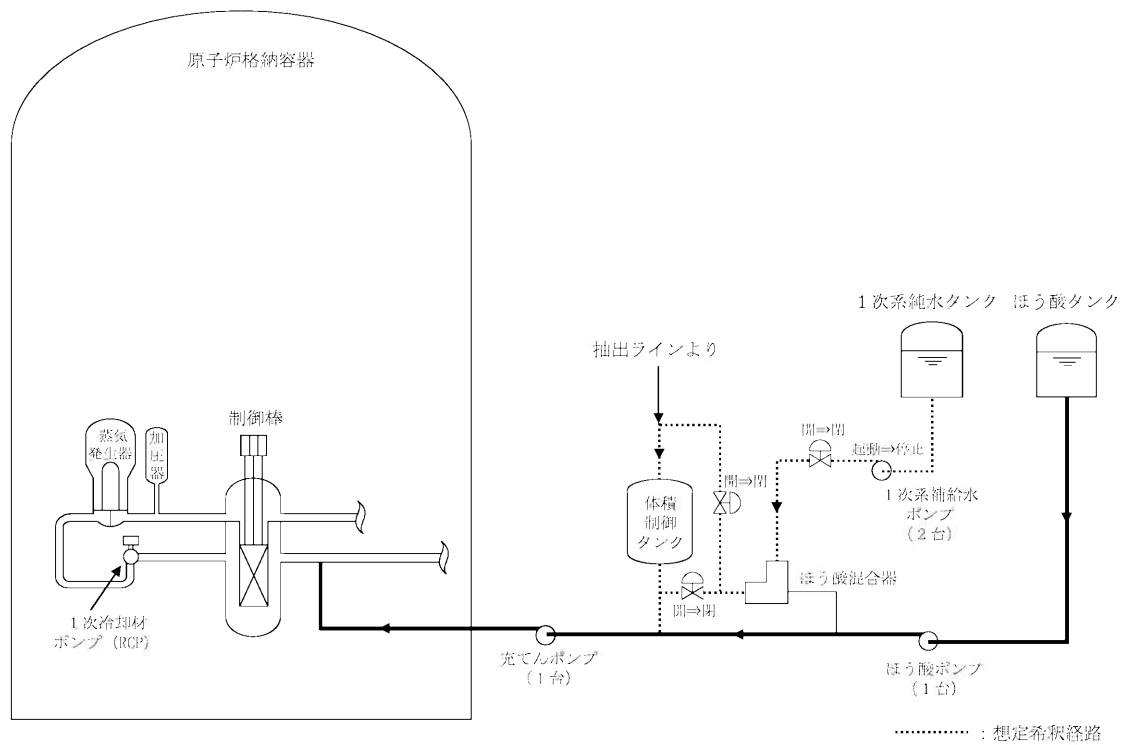


図5.4.1 「反応度の誤投入」の重大事故等対策の概略系統図

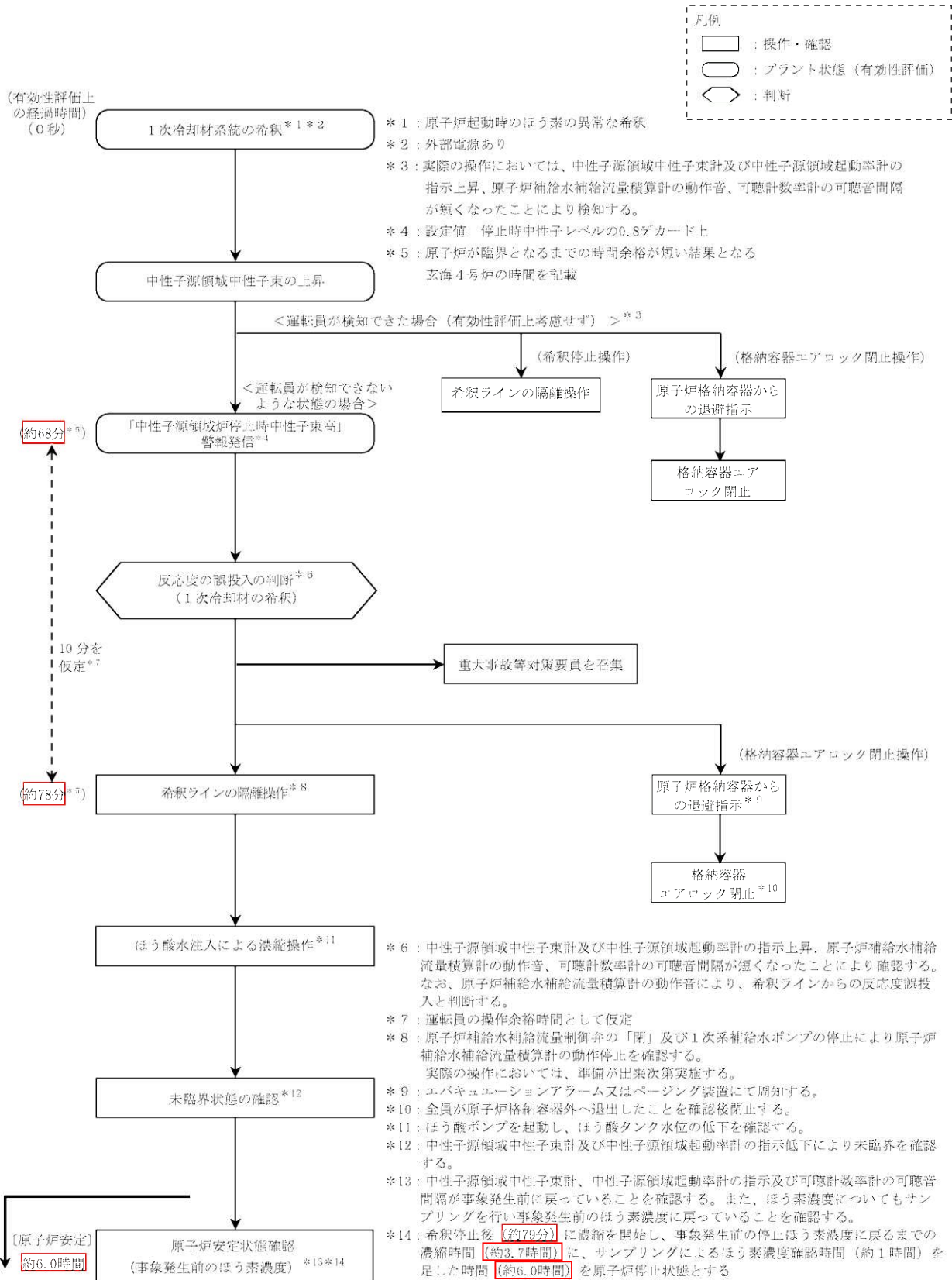


図 5.4.2 「反応度の誤投入」の対応手順の概要
(「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展)

手順の項目	必要な要員と作業項目		経過時間(分)		備考
	要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後 移動してきた要員	作業内容	3号	4号	
	当直課長	号炉毎 運転操作指揮者	1		30分 事故発生 35分 原子炉格納容器停止 中子束の蓄積状態 35分 監視 アラーム発生に伴い 反応度の低下
	当直主任 運転員		1		
状態判断	運転員	● 中子束領域指示値確認 ● 原因調査 (中央制御室確認)		10分	
希釈停止操作	運転員A	● 希釈停止操作(1次系補給ポンプ停止、弁閉止) (中央制御室操作)	1	1分	
原子炉格納容器内 からの送電指示	運転員B	● 原子炉格納容器内からの送電指示 (中央制御室操作)	1	10分	エアロック・エアロック チーム又はペーシング 構置にて待機する
格納容器エアロック 閉止操作	運転員D + 重入事故対応要員(初動) 運転対応要員E	● 現地移動/原子炉格納容器内からの送電確認 ● 現地移動/格納容器エアロック(常用・非常用)閉止 (見張り操作)	2	30分	送電が格納容器外へ漏 れ出すことを抑制を図 る
ほう電格納操作	運転員A	● ほう電格納操作 ● ほう電確認 (中央制御室操作)	【1】	5分	ほう電格納操作は、重 入事故発生の直前に格納 するまで優先実施 かつブリングにより重 電
未臨界状態の確認	運転員C	● 未臨界状態の確認 (中央制御室操作)	1	5分	

① 事故発生直後のほう電操作は、事故の進展の抑制を図るため、必要に応じて、3号炉から4号炉までの電機を「ほう電」実施する。

図 5.4.3 「反応度の誤投入」の作業と所要時間
(原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故)

初期ほう素濃度 C_{B0} からほう素濃度 C に至るまでの時間

$$t = \frac{V}{Q} \ln \frac{C_{B0}}{C}$$

$$\left(\begin{array}{l} t : \text{希釈に係る時間 (h)} \\ V : \text{1次系有効体積 (m}^3\text{)} \\ Q : \text{希釈流量 (m}^3\text{/h)} \end{array} \right)$$

原子炉の状態	時 間
「中性子源領域炉停止時中性子束高」 警報発信	事象発生後、 約68分
臨 界	警報発信後、 約16分



図5.4.4 反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果

表5.4.1 「反応度の誤投入」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
反応度の誤投入の判断	1次冷却材の希釈事象の発生に伴い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示上昇、原子炉補給水補給流量積算制御器のバッチカウンタの作動音、可聴計数率計の可聴音間隔が短くなること及び「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信により、反応度の誤投入を判断する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	反応度の誤投入時の対応操作として、原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキューションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	—	—	—
希釈ラインの隔離	反応度の誤投入時の対応操作として、1次系純水補給ライン流量制御弁の「閉」並びに1次系補給水ポンプの停止により原子炉補給水補給流量積算制御器のバッチカウンタの作動停止を確認する。	—	—	—
ほう酸濃縮操作	反応度の誤投入時の対応操作として、ほう酸ポンプを起動し、ほう酸水の注入による濃縮を行うことで、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。また、事象発生前のほう素濃度まで濃縮が完了すれば濃縮を停止する。	ほう酸ポンプ 充てんポンプ ほう酸タンク 緊急ほう酸注入弁	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束 ほう酸タンク水位
未臨界状態の確認	中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、可聴計数率計の可聴音間隔が事象発生前の状態に復帰していることを確認する。 ほう素濃度についてもサンプリングにより事象発生前の停止ほう素濃度以上であることを確認する。 以降、未臨界状態が維持されていることを継続的に確認する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束

表5.4.2 主要評価条件一覧（反応度の誤投入）（1／2）

	項目	主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	制御棒	全挿入状態	低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態を設定。全挿入の場合、制御棒の挿入による反応度の低下に期待できず、臨界に至るまでの時間余裕が小さくなることから厳しい設定。
	1次系有効体積	261m ³	1次冷却材の体積が小さくなるように、加圧器、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等の体積を除いた値を設定。1次冷却材の体積は、小さいほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなることから厳しい設定。
	初期ほう素濃度	3,100ppm (燃料取替え時のほう素濃度)	原子炉停止中の1次系は、4号炉燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同ピットのほう素濃度要求値の下限値を設定。実際の原子炉停止中の1次系は、設定値以上のほう素濃度のほう酸水で満たされていることから厳しい設定。
	臨界ほう素濃度	2,000ppm	サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態におけるウラン炉心の装荷を考慮した炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、取替炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として設定。臨界ほう素濃度は、高いほど初期ほう素濃度との差が小さくなり、臨界に至るまでの時間余裕が小さくなることから厳しい設定。
事故条件	起回事象	1次系への純水注水	原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により1次冷却材中に純水が注水されるものとして設定。
		81.8m ³ /h	1次系純水流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の供給可能容量（約60m ³ /h）に余裕をもたせた値として設定。1次系純水注水流量は、多いほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなることから厳しい設定。
	外部電源	外部電源あり	1次系補給水ポンプにより1次冷却材中に純水が注水され、反応度が添加される事象を想定するため、外部電源がある場合を設定。

表5.4.2 主要評価条件一覧（反応度の誤投入）（2 / 2）

項目	主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関する機器条件に関連	「中性子源領域炉停止時中性子束高」信号	停止時中性子束レベルの0.8デカード上
重大事故等対策に関する操作条件に関連	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後に開始し、希釈停止操作時間（1分）で完了	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、原子炉停止時に中性子束レベルが上昇した場合の運転員への注意喚起のため、信号の揺れ等を考慮して、停止時中性子束レベルから0.5デカード（ $10^{0.5}$ =約3.2倍）上で発信するよう設定されている。有効性評価では、警報発信から臨界までの時間余裕を保守的に評価するため、計装誤差を考慮した0.8デカード（ $10^{0.8}$ =約6.3倍）上として設定。
	希釈停止操作	運転員等操作時間として、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」のc. に従い、事象発生の検知及び判断に10分、希釈停止操作に1分を想定して設定。

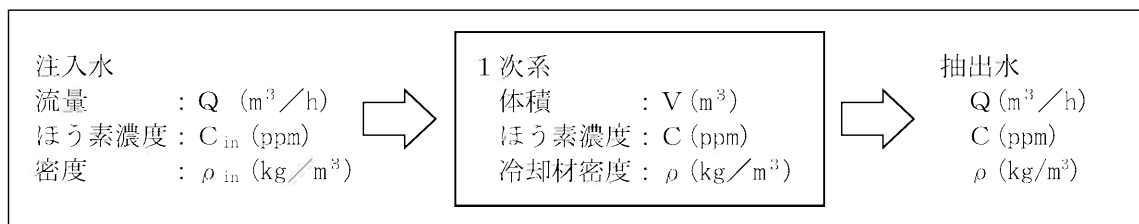
反応度の誤投入における時間評価方法及び評価結果について

○評価方法

原子炉起動時において、化学体積制御系の故障、弁の誤操作等により希釈が生じた場合、停止余裕の減少により臨界に至る可能性がある。

このため希釈が開始されてから「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至る時間を求め、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止操作を実施するための時間余裕を評価する。

〔1次系への充てん・抽出の状態〕



ほう素及び質量の時間変化より、初期ほう素濃度 C_{B0} からほう素濃度 C に至るまでの時間は、以下の式となる。

$$t = \frac{V}{Q} \ln \frac{C_{B0}}{C}$$

$\left(\begin{array}{l} t : \text{希釈に係る時間 (h)} \\ V : \text{1次系有効体積 (m}^3\text{)} \\ Q : \text{希釈流量 (m}^3\text{/h)} \\ C_{B0} : \text{初期ほう素濃度 (ppm)} \end{array} \right)$

なお、1次冷却材へ注入される純水は、1次冷却材ポンプによって純水注入流量の約240倍以上*の流量で1次冷却系が攪拌されることから、純水注入に伴う1次冷却材中のほう素濃度は均一として評価している。

$$* \frac{\text{1次冷却材ポンプ流量}}{\text{純水注入流量}} = \frac{20,100\text{m}^3/\text{h}}{81.8\text{m}^3/\text{h}} \div 246$$

○評価結果（3号炉）

化学体積制御系の故障、弁の誤操作等により原子炉に純水が注入された場合、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界に達するほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、希釈が始まってから「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信するまで約79分を要し、臨界に至るまでには更に約19分を要する。

したがって、原子炉が臨界になる前に、運転員が警報により異常な状態を検知し、純水注入停止操作を実施するのに十分な時間余裕があるため、原子炉の未臨界を維持することができる。

また、原子炉容器上蓋が閉止され、炉心は満水状態であることから、燃料は常に冠水しており、放射線の遮へいも維持される。

原子炉の状態	時 間
「中性子源領域炉停止時中性子束高」 警報発信	事象発生後、約79分
臨 界	警報発信後、約19分



※：数値処理の関係で合計値が合わない場合がある。

なお、運転員は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信以前にも、純水流量積算カウンタ音や中性子源領域可聴音増加などの情報により、希釈状況および核計装装置指示値の増加を検知することができる。

○評価結果（4号炉）

化学体積制御系の故障、弁の誤操作等により原子炉に純水が注入された場合、1次冷却材の初期ほう素濃度と臨界に達するほう素濃度の差が大きく、希釈率も比較的小さいため、希釈が始まってから「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信するまで約68分を要し、臨界に至るまでには更に約16分を要する。

したがって、原子炉が臨界になる前に、運転員が警報により異常な状態を検知し、純水注入停止操作を実施するのに十分な時間余裕があるため、原子炉の未臨界を維持することができる。

また、原子炉容器上蓋が閉止され、炉心は満水状態であることから、燃料は常に冠水しており、放射線の遮へいも維持される。

原子炉の状態	時間
「中性子源領域炉停止時中性子束高」 警報発信	事象発生後、約68分
臨 界	警報発信後、約16分

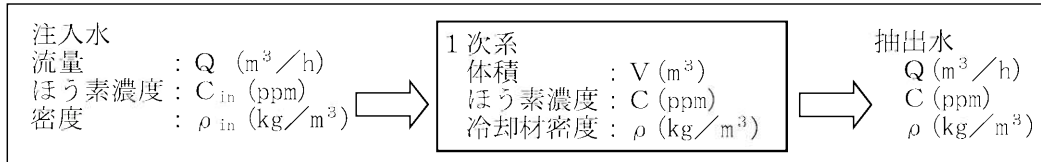


なお、運転員は「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信以前にも、純水流量積算カウンタ音や中性子源領域可聴音増加などの情報により、希釈状況および核計装装置指示値の増加を検知することができる。

(参考) 反応度の誤投入における時間評価方法

1. ほう素の希釈率

[1次系への充てん・抽出の状態]



① ほう素の平衡式

$$\frac{d}{dt} (\rho V C) = \rho_{\text{in}} Q C_{\text{in}} - \rho Q C \quad \dots (1)$$

② 質量の平衡式

$$\frac{d}{dt} (\rho V) = \rho_{\text{in}} Q - \rho Q \quad \dots (2)$$

(1)、(2)式よりほう素濃度の時間変化は

$$\frac{dC}{dt} = \frac{Q}{V} \cdot \frac{\rho_{\text{in}}}{\rho} (C_{\text{in}} - C) \quad \dots (3)$$

(3)式より初期ほう素濃度 C_{B0} からほう素濃度 C に至るまでの時間は以下となる。

$$t = \frac{V}{Q} \cdot \frac{\rho}{\rho_{\text{in}}} \ln \frac{C_{\text{B0}}}{C}$$

原子炉起動時での希釈を想定しており、注入水と1次冷却材は常温であり、 $\rho_{\text{in}} = \rho$ であるため、

$$t = \frac{V}{Q} \ln \frac{C_{\text{B0}}}{C}$$

2. 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度

警報点が炉停止時中性子束レベルの 0.8 デカード ($10^{0.8}$) 上としていることから、

$$\frac{N_A}{N_0} = 10^{0.8} = \frac{k_{\text{eff}}^0 - 1}{k_{\text{eff}}^A - 1} \quad \dots (4)$$

$\left[\begin{array}{l} N_0 : \text{事象発生時の中性子束} \\ N_A : \text{警報発信時の中性子束} \end{array} \right.$	$\left[\begin{array}{l} k_{\text{eff}}^0 : \text{事象発生時の実効増倍率} \\ k_{\text{eff}}^A : \text{警報発信時の実効増倍率} \end{array} \right]$
--	--

希釈による実効増倍率の変化は、ほう素濃度の変化量に近似的に比例するため、ほう素濃度と実効増倍率の関係は、以下のとおりとなる。

$$C = a \cdot k_{\text{eff}} + b \quad \dots (5)$$

臨界状態においては、 $k_{\text{eff}} = 1$ となることから、

$$C_{\text{B1}} = a + b \quad \dots (6)$$

(4)～(6)式より、警報発信時のほう素濃度 C_{BA} は以下のとおりとなる。

$$C_{\text{BA}} = C_{\text{B1}} + \frac{C_{\text{B0}} - C_{\text{B1}}}{10^{0.8}} \quad \left[\begin{array}{l} C_{\text{B0}} : \text{事象発生時のほう素濃度} \\ C_{\text{BA}} : \text{警報発信時のほう素濃度} \\ C_{\text{B1}} : \text{臨界ほう素濃度} \end{array} \right]$$

(3号炉) $C_{\text{BA}} = C_{\text{B1}} + \frac{C_{\text{B0}} - C_{\text{B1}}}{10^{0.8}} = 1850 + \frac{3100 - 1850}{10^{0.8}} = \text{約}2,048\text{ppm}$

(4号炉) $C_{\text{BA}} = C_{\text{B1}} + \frac{C_{\text{B0}} - C_{\text{B1}}}{10^{0.8}} = \boxed{2000} + \frac{\boxed{3100} - \boxed{2000}}{10^{0.8}} = \boxed{\text{約}2,174\text{ppm}}$

3. 時間評価

① 事象発生から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信までの時間

$$(3号炉) \quad t = \frac{261}{81.8} \ln \left(\frac{3100}{2048} \right) = \text{約}1.32\text{時間} = \text{約}79\text{分}$$

$$(4号炉) \quad t = \frac{261}{81.8} \ln \left(\frac{\boxed{3100}}{\boxed{2174}} \right) = \boxed{\text{約}1.13\text{時間}} = \boxed{\text{約}68\text{分}}$$

② 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界到達までの時間

$$(3号炉) \quad t = \frac{261}{81.8} \ln \left(\frac{2048}{1850} \right) = \text{約}0.32\text{時間} = \text{約}19\text{分}$$

$$(4号炉) \quad t = \frac{261}{81.8} \ln \left(\frac{\boxed{2174}}{\boxed{2000}} \right) = \boxed{\text{約}0.27\text{時間}} = \boxed{\text{約}16\text{分}}$$

③ 事象発生から臨界到達までの時間

$$(3号炉) \quad t = \frac{261}{81.8} \ln \left(\frac{3100}{1850} \right) = \text{約}1.65\text{時間} = \text{約}99\text{分}$$

$$(4号炉) \quad t = \frac{261}{81.8} \ln \left(\frac{\boxed{3100}}{\boxed{2000}} \right) = \boxed{\text{約}1.40\text{時間}} = \boxed{\text{約}84\text{分}}$$

重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件
(反応度の誤投入)

第1表 システム熱水力解析用データ
(反応度の誤投入)

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(1) 警報 1) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」 i 設定点	停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上	最大値 (設定値に余裕を考慮した値)
(2) 初期条件 1) 1次系有効体積 2) 初期ほう素濃度 3) 臨界ほう素濃度	261m ³ 3,100ppm 【玄海3号炉】1,850ppm 【玄海4号炉】2,000ppm	設計値 (加圧器等を除いた1次系の有効体積) 最小値 (燃料取替用水タンク (ピット) のほう素濃度要求値の下限値) 最大値 (燃料取替後の炉心評価値に余裕を考慮した値)
(3) 事故条件 1) 1次系純水注水流量	81.8m ³ /h	最大値 (設計値に余裕を考慮した値) *1

*1 低温停止状態を想定するため、1次系と補給水の密度は同等。

臨界ほう素濃度の設定について

○玄海 3 号炉

プラント起動時の異常な希釈は、燃料取替後の炉心において低温停止状態で異常希釈が生じることを仮定する。よって、事象発生前の炉心として、冷却材温度、制御棒位置及びほう素濃度は、それぞれ低温状態、全制御棒挿入状態及び燃料取替停止時のほう素濃度 3, 100ppm とする。

本事象が発生しても、冷却材温度、制御棒位置には影響を及ぼさないため、臨界ほう素濃度は低温状態、全制御棒挿入状態の臨界ほう素濃度となる。また、臨界になるまでの時間を評価することから、臨界ほう素濃度が最も高くなるサイクル初期を想定する。

この条件での臨界ほう素濃度の設定にあたっては、玄海 3 号炉において想定される炉心を包絡するよう、代表 Pu 組成燃料装荷平衡炉心の臨界ほう素濃度計算値（約 1, 420ppm）に核設計コードの精度(100ppm)及び MOX 燃料、ウラン燃料（Step 1 燃料）を装荷する炉心で予想される変動量(300ppm)を考慮し、解析で使用する臨界ほう素濃度を 1, 850ppm とした。

表 1 MOX 燃料装荷平衡炉心
及びウラン燃料（Step1 燃料）装荷平衡炉心の臨界ほう素濃度

	解析条件 設定値	代表 Pu 組成 燃料装荷 平衡炉心	低 Pu 組成 燃料装荷 平衡炉心	高 Pu 組成 燃料装荷 平衡炉心	ウラン燃料 装荷 平衡炉心
臨界ほう素濃度 (ppm) 〔サイクル初期〕 〔低温状態〕 〔全制御棒挿入〕	1, 850	約 1, 420	約 1, 400	約 1, 420	約 1, 380

○玄海 4 号炉

プラント起動時の異常な希釈は、燃料取替後の炉心において低温停止状態で異常希釈が生じることを仮定する。よって、事象発生前の炉心として、冷却材温度、制御棒位置及びほう素濃度は、それぞれ低温状態、全制御棒挿入状態及び燃料取替停止時のほう素濃度 3, 100ppm とする。

本事象が発生しても、冷却材温度、制御棒位置には影響を及ぼさないため、臨界ほう素濃度は低温状態、全制御棒挿入状態の臨界ほう素濃度となる。また、臨界になるまでの時間を評価することから、臨界ほう素濃度が最も高く

なるサイクル初期を想定する。

この条件での臨界ほう素濃度の設定にあたっては、玄海4号炉において想定される炉心を包絡するよう、ウラン燃料（Step2燃料）装荷平衡炉心の臨界ほう素濃度計算値（約 1,570ppm）に核設計コードの精度（100ppm）及びウラン燃料（Step2燃料）を装荷する炉心で予想される変動量（300ppm）を考慮し、解析で使用する臨界ほう素濃度を 2,000ppm とした。

表2 ウラン燃料（Step2燃料）装荷平衡炉心の臨界ほう素濃度

	解析条件 設定値	ウラン燃料 装荷 平衡炉心
臨界ほう素濃度 (ppm) 〔サイクル初期 低温状態 全制御棒挿入〕	2,000	約 1,570

反応度の誤投入における警報設定値の影響について

○玄海 3 号炉

(1) 警報設定値について

「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、原子炉停止時に何らかの理由により炉心の中性子束レベルが上昇するような事象が発生した場合に、運転員への注意を喚起するため設置している。この警報は、原子炉停止時の定常状態における炉外核計測装置中性子源領域の計数率（定常値）に対して、信号の揺れ等を考慮して 0.5 デカード上に設定している。

「反応度の誤投入」の有効性評価においては、警報発信から臨界までの時間的余裕を保守的に評価するため、警報設定値である定常値の 0.5 デカード上に、玄海 3 号炉の炉外核計測装置中性子源領域の計装誤差である 0.3 デカード（フルスケール（6 デカード） $\pm 5\%$ ）を考慮して、警報発信を定常値の 0.8 デカード上に設定した。

(2) 警報設定値による影響評価

希釈開始から警報発信及び臨界ほう素濃度まで希釈するのに必要な時間について、警報設定値に計装誤差（0.3 デカード）を考慮したことによる影響評価結果を下表に示す。

定常値の 0.8 デカード上は、0.5 デカード上に比べて警報発信までに必要な時間が約 18 分遅くなるが、希釈開始から臨界までに必要な時間は同じであるため、結果的に警報発信から臨界までの時間的余裕が約 18 分短くなる。よって、定常値の 0.8 デカード上での警報発信とする解析条件は保守的な設定となっている。

表 1 警報発信及び臨界ほう素濃度まで希釈するのに必要な時間

警報設定値	「中性子源領域炉停止時 中性子束高」警報発信	臨界
0.5 デカード	約 62 分	警報発信後、約 37 分
0.8 デカード	約 79 分	警報発信後、約 19 分

*：数値処理の関係で合計値が合わない場合がある。

○玄海 4 号炉

(1) 警報設定値について

「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、原子炉停止時に何らかの

理由により炉心の中性子束レベルが上昇するような事象が発生した場合に、運転員への注意を喚起するため設置している。この警報は、原子炉停止時の定常状態における炉外核計測装置中性子源領域の計数率（定常値）に対して、信号の揺れ等を考慮して 0.5 デカード上に設定している。

「反応度の誤投入」の有効性評価においては、警報発信から臨界までの時間的余裕を保守的に評価するため、警報設定値である定常値の 0.5 デカード上に、玄海 4 号炉の炉外核計測装置中性子源領域の計装誤差である 0.3 デカード（フルスケール（6 デカード） $\pm 5\%$ ）を考慮して、警報発信を定常値の 0.8 デカード上に設定した。

(2) 警報設定値による影響評価

希釈開始から警報発信及び臨界ほう素濃度まで希釈するのに必要な時間について、警報設定値に計装誤差（0.3 デカード）を考慮したことによる影響評価結果を下表に示す。

定常値の 0.8 デカード上は、0.5 デカード上に比べて警報発信までに必要な時間が約 15 分遅くなるが、希釈開始から臨界までに必要な時間は同じであるため、結果的に警報発信から臨界までの時間的余裕が約 15 分短くなる。よって、定常値の 0.8 デカード上での警報発信とする解析条件は保守的な設定となっている。

表 2 警報発信及び臨界ほう素濃度まで希釈するのに必要な時間

警報設定値	「中性子源領域炉停止時 中性子束高」警報発信	臨界
0.5 デカード	約 53 分	警報発信後、約 31 分
0.8 デカード	約 68 分	警報発信後、約 16 分

*：数値処理の関係で合計値が合わない場合がある。

安定停止状態について

反応度の誤投入時の安定状態については以下のとおり。

<p>原子炉安定状態：希釈前のほう素濃度までほう酸濃縮を行い、サンプリング結果から元のほう素濃度まで濃縮され、原子炉の停止余裕が確保されていることが確認された時点</p>
<p><u>原子炉安定状態の確立について</u> 希釈の停止は中央制御室から操作可能であり、希釈事象判別後、約1分で実施可能である。この時のほう素濃度は2052ppmであり、臨界ほう素濃度2000ppmを上回っていることから原子炉は未臨界状態を維持している。 ほう酸濃縮は約3.7時間*で完了し、ほう酸濃縮後のほう素濃度確認は約1時間で実施可能である。これらは事象発生後、約79分から実施することから、約6.0時間で原子炉安定状態となる。なお、臨界に至るまで時間的余裕が短い4号炉の値を記載する。</p>

*ほう酸濃縮時間の根拠

希釈停止時のほう素濃度 C_B は、以下の式 (1) から算出される。

$$C_B = \frac{C_{B0}}{\exp\left(\frac{Q \cdot t}{V}\right)} \quad \dots (1)$$

$\left(\begin{array}{l} t : \text{希釈にかかる時間 (h)} \\ V : \text{1次系有効体積 (m}^3\text{)} \\ Q : \text{希釈流量 (m}^3\text{/h)} \\ C_{B0} : \text{初期ほう素濃度 (ppm)} \end{array} \right)$

表 希釈停止時における各パラメータ

$C_{B0} (= C_{BE})$	3100
Q	81.8
t	1.32 (79/60)
V	261

希釈停止時における1次冷却材のほう素濃度は、式 (1) より2052ppmとなる。

ここで、希釈停止時のほう素濃度 C_B から希釈前のほう素濃度 C_{BE} に至るまでの時間は、以下の式 (2) となる。

$$t = \frac{V}{Q} \ln \left(\frac{7,000 - C_B}{7,000 - C_{BE}} \right) \quad \dots (2)$$

ほう酸濃縮流量17m³/hで濃縮した場合に2052ppmから元の3100ppmとするのにかかる時間は、式 (2) より約3.7時間となる。

<参考>

3号炉の反応度の誤投入時の安定状態については以下のとおり。

原子炉安定状態の確立について

希釈の停止は中央制御室から操作可能であり、希釈事象判別後、約1分で実施可能である。この時のほう素濃度は1937ppmであり、臨界ほう素濃度1850ppmを上回っていることから原子炉は未臨界状態を維持している。

ほう酸濃縮は約4時間*で完了し、ほう酸濃縮後のほう素濃度確認は約1時間で実施可能である。これらは事象発生後、約90分から実施することから、約6.5時間で原子炉安定状態となる。

*ほう酸濃縮時間の根拠

希釈停止時のほう素濃度 C_B は、以下の式(1)から算出される。

$$C_B = \frac{C_{B0}}{\exp\left(\frac{Q \cdot t}{V}\right)} \quad \dots(1)$$

$\left[\begin{array}{l} t : \text{希釈にかかる時間 (h)} \\ V : \text{1次系有効体積 (m}^3\text{)} \\ Q : \text{希釈流量 (m}^3\text{/h)} \\ C_{B0} : \text{初期ほう素濃度 (ppm)} \end{array} \right]$

表 希釈停止時における各パラメータ

$C_{B0} (= C_{BE})$	3100
Q	81.8
t	1.50 (90/60)
V	261

希釈停止時における1次冷却材のほう素濃度は、式(1)より1937ppmとなる。

ここで、希釈停止時のほう素濃度 C_B から希釈前のほう素濃度 C_{BE} に至るまでの時間は、以下の式(2)となる。

$$t = \frac{V}{Q} \ln \left[\frac{7,000 - C_B}{7,000 - C_{BE}} \right] \quad \dots(2)$$

ほう酸濃縮流量 $17\text{m}^3/\text{h}$ で濃縮した場合に1937ppmから元の3100ppmとするのにかかる時間は、式(2)より約4時間となる。

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作及び評価項目となるパラメータに与える影響（1/2）

項目		評価条件の不確かさ（初期条件、事故条件）		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	
		評価条件	最確条件				
初期条件	制御棒	全挿入状態		低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態を設定。全挿入の場合、制御棒の挿入による反応度の低下に期待できず、臨界に至るまでの時間余裕が小さくなることから厳しい設定。	評価条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	
	1次冷却材の有効体積	261m ³		1次冷却材の体積が小さくなるように、加圧器、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等の体積を除いた値を設定。1次冷却材の体積は、小さいほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなることから厳しい設定。	評価条件として設定している1次冷却材の有効体積より大きくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることで、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時間が遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなる。	評価条件として設定している1次冷却材の有効体積より大きくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなる。このため、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。	
	初期ほう素濃度	3,100ppm (燃料取替時のほう素濃度)	3,100ppm以上 (燃料取替時のほう素濃度)	原子炉停止中の1次系は、4号炉燃料取替用水ピットのほう酸水で満たされており、同ピットのほう素濃度要求値の下限値を設定。実際の原子炉停止中の1次系は、設定値以上のほう素濃度のほう酸水で満たされていることから厳しい設定。	評価条件として設定している初期ほう素濃度より高くなるため、初期ほう素濃度と「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度差が大きくなり、警報発信時間は遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなる。	評価条件として設定している初期ほう素濃度より高くなるため、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度と臨界ほう素濃度の差が大きくなり、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。	
	臨界ほう素濃度	2,000ppm	装荷炉心毎	サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態におけるウラン炉心の装荷を考慮した炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、取替炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として設定。臨界ほう素濃度は、高いほど初期ほう素濃度との差が小さくなり、臨界に至るまでの時間余裕が小さくなることから厳しい設定。	評価条件として設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、初期ほう素濃度と「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度差が大きくなり、警報発信時間は遅くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が遅くなる。	評価条件として設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信時のほう素濃度と臨界ほう素濃度の差が大きくなり、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。	
事故条件	起回事象	1次系への純水注水	81.8m ³ /h	約60m ³ /h	原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により1次冷却材中に純水が注水されるものとして設定。 1次系純水流量は、1次系補給水ポンプ2台運転時の供給可能容量（約60m ³ /h）に余裕をもたせた値として設定。 1次系純水注水流量は、多いほど希釈率が大きくなり、反応度添加率が大きくなることから厳しい設定。	評価条件として設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることにより警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。	評価条件として設定している純水注水流量より少なくなるため、希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなることにより警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。
	外部電源	外部電源あり		外部電源あり	1次系補給水ポンプにより1次冷却材中に純水が注水され、反応度が添加される事象を想定するため、外部電源がある場合を設定。	評価条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	評価条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

□□□□：商業機密に係る事項のため公開できません

表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員等操作及び評価項目となるパラメータに与える影響（2/2）

項目		評価条件（機器条件）の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
		評価条件	最確条件			
機器条件	「中性子源領域炉停止時中性子束高」信号	停止時中性子束レベルの0.8デカード上	停止時中性子束レベルの0.5デカード上	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報は、原子炉停止時に中性子束レベルが上昇した場合の運転員への注意喚起のため、信号の揺れ等を考慮して、停止時中性子束レベルから0.5デカード（ $10^{0.5}$ =約3.2倍）上で発信するよう設定されている。有効性評価では、警報発信から臨界までの時間余裕を保守的に評価するため、計装誤差を考慮した0.8デカード（ $10^{0.8}$ =約6.3倍）上として設定。	評価条件として設定している「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値より低くなるため、警報発信が早くなる。このため、警報発信を起点としている希釈停止の開始が早くなる。	評価条件に対して低い警報値となることで、警報発信から臨界までの時間的余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

表2 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕

項目		評価条件（操作条件）の不確かさ			操作条件の考え方	要員の配置による他の操作に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕
		評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等		評価条件（操作条件を除く）の不確かさによる影響				
		評価上の操作開始時間	実際に見込まれる操作開始時間					
操作条件	希釈停止操作	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後＋希釈停止操作時間（1分）	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後＋希釈停止操作時間（約20秒）	1次系純水注水流量等の不確かさにより、操作開始時間が遅くなる。	運転員等操作時間として、事象発生を検知及び判断に10分、希釈停止操作に1分を想定して設定。	希釈停止は中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もなく、その他現場で行う操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報設定値等の不確かさにより警報設定値が低くなると、警報発信時間早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、純水注水流量の減少により反応度の添加が抑制されるため、警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなることから、評価項目に対する余裕は大きくなる。 1次系への純水注水流量等の不確かさにより希釈率が小さくなり、反応度添加率が小さくなること等から、警報発信が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、同時に警報発信から臨界に至るまでの時間余裕が大きくなるため、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕があることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。	操作時間余裕としては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約16分かかるのに対し、警報の発信による事象発生を検知及び判断に10分、その後の希釈停止操作に1分の計11分を要することとしているが、実際に見込まれる希釈停止操作時間は約20秒であることから、臨界に至るまでに5分程度は確保できる。

6. 必要な要員及び資源の評価

6.3 重大事故等対策に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

各事故シーケンスグループ等において、外部からの支援を考慮しない場合でも、重大事故等対策を7日間継続して実施するために必要な水源、燃料及び電源について評価を実施した。

(1) 水源の評価結果

a. 炉心注水

炉心注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「5.2 全交流動力電源喪失」(停止時)である。

常設電動注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク(ピット)を水源とし、燃料取替用水タンク(ピット)の有効水量である、定常水位以下の水量約1,960m³が使用可能であり、事象発生から約53.8時間の注水継続が可能である。以降は、格納容器再循環サンプを水源とした高圧再循環の継続により、7日間の炉心注水の継続が可能である。

b. 蒸気発生器注水

蒸気発生器注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「2.2 全交流動力電源喪失」及び「2.3 原子炉補機冷却機能喪失」である。

補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水については復水タンク(ピット)を水源とし、復水タンク(ピット)枯渇までに炉心崩壊熱の除去等が可能な水量約970m³[1,020m³]が使用可能であり、事象発生から約14.8時間[16.5時間]の注水継続が可能である。以降は、淡水(八田浦貯水池)又は海を水源とした復水タンク(ピット)補給用水中ポンプによる復水タンク(ピット)への補給を行うことにより、7日間の蒸気発生器への注水継続が可能である。

[]は4号炉を示す。

c. 格納容器注水

格納容器注水について、評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は「3.1.1 格納容器過圧破損」、「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」である。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイについては、燃料取替用水タンク(ピット)を水源とし、燃料取替用水タンク(ピット)の有効水量である、定常水位以下の水量約1,960m³が使用可能であり、事象発生から約13時間の注水が可能である。

また、燃料取替用水タンク(ピット)枯渇までに、淡水(八田浦貯水池)又は海を水源とする復水タンク(ピット)補給用水中ポンプによる復水タンク(ピット)への淡水又は海水の補給準備及び燃料取替用水タンク(ピット)と復水タンク(ピット)の連絡操作を行うことにより、格納容器内自然

対流冷却開始まで代替格納容器スプレイの継続が可能である。以降は、格納容器内自然対流冷却の継続により7日間の原子炉格納容器の冷却継続が可能である。

(添付資料 6.3.1)

(2) 燃料の評価結果

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失」、「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「2.5 原子炉停止機能喪失」、「2.6 ECCS 注水機能喪失」、「2.7 ECCS 再循環機能喪失」、「2.8 格納容器バイパス」、「3.4 水素燃焼」、「4.1 想定事故1」、「4.2 想定事故2」、「5.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」、「5.3 原子炉冷却材の流出」及び「5.4 反応度の誤投入」である。ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を2台で7日間継続した場合、約593klの重油が必要となる。

また、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約11.7klの重油が必要となる。復水タンク（ピット）補給用水中ポンプによる復水タンク（ピット）への補給を想定しても、使用済燃料ピットへの注水に必要な重油に包絡される。

さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8klの重油が必要となる。

7日間継続した場合、約612.5klの重油が必要となるが、燃料油貯油そう及び燃料油貯蔵タンクにて備蓄している重油量約620klにて供給可能である。

なお、現実的には不要となる補機を順次停止することにより定格負荷未滿となることから、実際の燃料消費量は少なくなる。

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.2 全交流動力電源喪失」、「2.3 原子炉補機冷却機能喪失」、「3.1.1 格納容器過圧破損」、「3.1.2 格納容器過温破損」、「3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「3.3 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」及び「5.2 全交流動力電源喪失」（停止時）である。大容量空冷式発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を1台で7日間継続した場合、約230.2klの重油が必要となる。

また、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約46.5klの重油が必要となる。

さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直

後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.8klの重油が必要となる。

7日間継続した場合、約284.5klの重油が必要となるが、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクにて備蓄している重油量約376klにて供給可能である。

(添付資料 6.3.1、6.3.2)

(3) 電源の評価結果

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮しない場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失」、「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「2.5 原子炉停止機能喪失」、「2.6 ECCS 注水機能喪失」、「2.7 ECCS 再循環機能喪失」、「2.8 格納容器バイパス」、「3.4 水素燃焼」、「4.1 想定事故1」、「4.2 想定事故2」、「5.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）」、「5.3 原子炉冷却材の流出」及び「5.4 反応度の誤投入」である。ディーゼル発電機の電源負荷について、工学的安全施設作動信号発信時に自動起動される負荷約6,900kWは、重大事故等対策に必要な負荷を上回っていることから、ディーゼル発電機の給電容量約7,100kWにて供給可能である。

全交流動力電源喪失の発生又は重畳を考慮する場合に評価上最も厳しくなる事故シーケンスグループ等は、「2.2 全交流動力電源喪失」、「2.3 原子炉補機冷却機能喪失」及び「5.2 全交流動力電源喪失」（停止時）である。大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約2,550kW〔2,560kW〕の負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約3,200kWにて供給可能である。

なお、直流電源についてはディーゼル発電機又は大容量空冷式発電機にて供給可能であるが、事故シーケンスグループ「2.2 全交流動力電源喪失」では、交流電源が24時間復旧しない場合を想定しており、この場合でも、不要直流負荷の切離し等により24時間の直流電源供給が可能である。

〔 〕は4号炉を示す。

(添付資料 6.3.1)

燃料、水源、電源負荷評価結果について

1. はじめに

重大事故等対策の有効性評価において、重大事故等対策を外部支援に期待することなく7日間継続するために必要な燃料、水源について評価を実施するとともに、電源負荷の積み上げが給電容量内にあることを確認する。

2. 事故シーケンス別の必要量について

重大事故等対策の有効性評価において、駆動源の喪失により通常系統からの補給及び給電が不可能となる事象についての燃料、水源に関する評価結果を表1に整理した。

また、同様に大容量空冷式発電機からの電源供給が必要な事象について、必要負荷が大容量空冷式発電機の給電容量内であることを表1に整理した。

3. まとめ

重大事故等対策の有効性評価において、燃料、水源、電源負荷のそれぞれに対して最も厳しい事故シーケンスにおいても、発電所内に備蓄している燃料及び淡水（八田浦貯水池）又は海水供給を考慮した水源により、必要な対策を7日間継続することが十分に可能であるとともに、大容量空冷式発電機の電源負荷についても給電容量内であることを確認した。

表1 燃料、水源及び電源の評価結果

事故シーケンスグループ等	水源			燃料（重油） 7日必要燃料/備蓄量・供給する設備	電源負荷 最大負荷/給電容量
	炉心注水（補給可能水量/枯渇時間）	SG注水（補給可能水量/枯渇時間）	CV注水（必要注水量/注水可能量）		
2.6 ECCS 注入機能喪失 2.8 格納容器バイパス 4.1 SFP 想定事故1 4.2 SFP 想定事故2 5.1 崩壊熱除去機能喪失（停止時） 5.3 原子炉冷却材の流出（停止時）	—	—	—	約 612.5kℓ/約 620.0kℓ ・ディーゼル発電機 ・水中ポンプ用発電機（使用済燃料ピット及び復水タンク（ピット）補給用） ・水中ポンプ用発電機（取水用） ・代替緊急時対策用発電機 ・使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム	—
2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失 2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失 2.7 ECCS 再循環機能喪失 3.4 水素燃焼 5.4 反応度の誤投入	—	—	—	約 612.5kℓ/約 620.0kℓ ・ディーゼル発電機 ・水中ポンプ用発電機（使用済燃料ピット及び復水タンク（ピット）補給用） ・水中ポンプ用発電機（取水用） ・代替緊急時対策用発電機 ・使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム	—
2.2 全交流動力電源喪失 2.3 原子炉補機冷却機能喪失	約 1,960 m ³ /約 67.5 時間 ・燃料取替用水タンク（ピット） （常設電動注入ポンプ）	約 970m ³ /約 14.8 時間 〔約 1,020m ³ /約 16.5 時間〕 ・復水タンク（ピット） （補助給水ポンプ）	—	約 284.5kℓ/約 376.0kℓ ・大容量空冷式発電機 ・移動式大容量ポンプ車 ・水中ポンプ用発電機（使用済燃料ピット及び復水タンク（ピット）補給用） ・水中ポンプ用発電機（取水用） ・代替緊急時対策用発電機 ・使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム	約 2,550kW/約 3,200kW 〔約 2,560kW/約 3,200kW〕
2.5 原子炉停止機能喪失	—	約 970m ³ /約 14.8 時間*1 〔約 1,020m ³ /約 16.5 時間*1〕 ・復水タンク（ピット） （補助給水ポンプ） *1：18 時間まで補給	—	約 612.5kℓ/約 620.0kℓ ・ディーゼル発電機 ・水中ポンプ用発電機（使用済燃料ピット及び復水タンク（ピット）補給用） ・水中ポンプ用発電機（取水用） ・代替緊急時対策用発電機 ・使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム	—
3.1.1 格納容器過圧破損 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	—	—	約 3,480 m ³ /約 3,730*1 m ³ 〔約 3,480 m ³ /約 3,780*1 m ³ 〕 *1 燃料取替用水タンク（ピット）：約 1,960m ³ 復水タンク（ピット）：約 870m ³ 〔約 920m ³ 〕 復水タンク（ピット）補給量：約 900 m ³	約 284.5kℓ/約 376.0kℓ ・大容量空冷式発電機 ・移動式大容量ポンプ車 ・水中ポンプ用発電機（使用済燃料ピット及び復水タンク（ピット）補給用） ・水中ポンプ用発電機（取水用） ・代替緊急時対策用発電機 ・使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム	約 440kW/約 3,200kW 〔約 440kW/約 3,200kW〕
3.1.2 格納容器過温破損 3.2 高圧溶融物放出/格納容器素因気直接加熱	—	—	約 2,910 m ³ /約 3,290*1 m ³ 〔約 2,910 m ³ /約 3,340*1 m ³ 〕 *1 燃料取替用水タンク（ピット）：約 1,960m ³ 復水タンク（ピット）：約 970m ³ 〔約 1,020m ³ 〕 復水タンク（ピット）補給量：約 360 m ³	約 284.5kℓ/約 376.0kℓ ・大容量空冷式発電機 ・移動式大容量ポンプ車 ・水中ポンプ用発電機（使用済燃料ピット及び復水タンク（ピット）補給用） ・水中ポンプ用発電機（取水用） ・代替緊急時対策用発電機 ・使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム	約 490kW/約 3,200kW 〔約 490kW/約 3,200kW〕
5.2 全交流動力電源喪失（停止時）	約 1,960 m ³ /約 53.8 時間 ・燃料取替用水タンク（ピット） （常設電動注入ポンプ）	—	—	約 284.5kℓ/約 376.0kℓ ・大容量空冷式発電機 ・移動式大容量ポンプ車 ・水中ポンプ用発電機（使用済燃料ピット及び復水タンク（ピット）補給用） ・水中ポンプ用発電機（取水用） ・代替緊急時対策用発電機 ・使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム	約 2,550kW/約 3,200kW 〔約 2,560kW/約 3,200kW〕
備考	<p>・〔 〕内は4号炉</p> <p>・表中の は、各資源の必要量（負荷）が最も大きくなるものを示す。なお、水源評価において外部電源喪失を仮に想定した評価及び、燃料評価においてディーゼル発電機による給電を仮に想定した場合の最大を に示す。</p> <p>・全交流動力電源喪失において、運転中より停止時の資源の評価結果が厳しくなるのは、停止時の方が早期にポンプや発電機等の起動準備が整うためである。</p>				

37条別添添 6.3.1-2

玄海 3、4号炉「4号炉 高燃焼度燃料の使用」の申請に伴う条文の整理表

申請対象条文	○
申請対象でない条文	×

条文	条文との関連性		備考
	3号	4号	
第1条 適用範囲	×	×	設置許可基準規則適用範囲の説明であり、要求事項ではないため対象外。
第2条 定義	×	×	設置許可基準規則で使用する言葉の定義であり、要求事項ではないため対象外。
第3条 設計基準対象施設の地盤	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第4条 地震による損傷の防止	×	○	4号炉で高燃焼度燃料を使用した場合でも、炉心内の燃料被覆材は、地震力に十分に耐えるとともに、基準地震動による地震力に対して放射性物質の閉じ込め機能が損なわれるおそれがない設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第5条 津波による損傷の防止	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第6条 外部からの衝撃による損傷の防止	×	○	4号炉で高燃焼度燃料を使用した場合でも、燃料集合体は、外部からの衝撃により安全機能を損なわない設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第7条 発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第8条 火災による損傷の防止	×	×	同上
第9条 溢水による損傷の防止等	×	×	同上
第10条 誤操作の防止	×	×	同上
第11条 安全避難通路等	×	×	同上
第12条 安全施設	○	○	4号炉で高燃焼度燃料を使用した場合でも、燃料集合体は、安全機能に応じて重要度を分類し、十分高い信頼性を確保し、かつ維持し得る設計とする。また、3、4号炉において設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求される静的機器のうち、単一設計とするスプレイリングを有する原子炉格納容器スプレイ設備については、安全機能に最も影響を与える単一故障を仮定しても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第13条 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止	○	○	4号炉で高燃焼度燃料を使用した場合でも、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、設計基準対象施設は要件を満足する設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第14条 全交流動力電源喪失対策設備	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第15条 炉心等	×	○	4号炉で高燃焼度燃料を使用した場合でも、炉心及び燃料集合体は基準を満足する設計とする。
第16条 燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	×	○	4号炉で高燃焼度燃料を使用した場合でも、燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設は、基準を満足する設計とする。
第17条 原子炉冷却材圧力バウンダリ	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第18条 蒸気タービン	×	×	同上
第19条 非常用炉心冷却設備	×	×	同上
第20条 一次冷却材の減少分を補給する設備	×	×	同上
第21条 残留熱を除去することができる設備	×	×	同上
第22条 最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備	×	×	同上
第23条 計測制御系統施設	×	×	同上
第24条 安全保護回路	×	×	同上
第25条 反応度制御系統及び原子炉停止系統	×	○	4号炉で高燃焼度燃料を使用した場合でも、反応度制御系統及び原子炉停止系統は基準を満足する設計とする。
第26条 原子炉制御室等	×	×	4号炉の高燃焼度燃料の使用により放射性物質の炉心内蓄積量が変化したが、居住性評価への影響は軽微であり、既存設備及びそれらの運用の変更は伴わず、既設置許可の基準適合性確認結果を満足することから申請対象外。
第27条 放射性廃棄物の処理施設	○	○	4号炉で高燃焼度燃料を使用した場合でも、放射性廃棄物の処理施設は基準を満足する設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第28条 放射性廃棄物の貯蔵施設	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第29条 工場等周辺における直接線等からの防護	×	×	同上
第30条 放射線からの放射線業務従事者の防護	×	×	同上
第31条 監視設備	×	×	同上
第32条 原子炉格納施設	×	×	同上
第33条 保安電源設備	×	×	同上

	条文	条文との関連性		備考
		3号	4号	
第34条	緊急時対策所	×	×	同上
第35条	通信連絡設備	×	×	同上
第36条	補助ボイラー	×	×	同上
第37条	重大事故等の拡大の防止等	○	○	4号炉で高燃焼度燃料を使用した場合でも、発電用原子炉施設は重大事故等が発生した場合の拡大の防止等について必要な措置を講じる設計とする。なお、既設置許可の設計方針から変更はない。
第38条	重大事故等対処施設の地盤	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第39条	地震による損傷の防止	×	×	同上
第40条	津波による損傷の防止	×	×	同上
第41条	火災による損傷の防止	×	×	同上
第42条	特定重大事故等対処施設	×	×	4号炉の高燃焼度燃料の使用により放射性物質の炉心内蓄積量に変化するが、居住性評価への影響は軽微であり、既存設備及びそれらの運用の変更は伴わず、既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第43条	重大事故等対処設備	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第44条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備	×	×	同上
第45条	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	×	×	同上
第46条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備	×	×	同上
第47条	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備	×	×	同上
第48条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備	×	×	同上
第49条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備	×	×	同上
第50条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備	×	×	同上
第51条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備	×	×	同上
第52条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備	×	×	同上
第53条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備	×	×	同上
第54条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備	×	×	4号炉の高燃焼度燃料の使用により、貯蔵される使用済燃料が変更となるが、既存設備及びそれらの運用の変更は伴わず、既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第55条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第56条	重大事故等の取束に必要な水の供給設備	×	×	同上
第57条	電源設備	×	×	同上
第58条	計装設備	×	×	同上
第59条	運転員が原子炉制御室にとどまるための設備	×	×	4号炉の高燃焼度燃料の使用により放射性物質の炉心内蓄積量に変化するが、居住性評価への影響は軽微であり、既存設備及びそれらの運用の変更は伴わず、既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第60条	監視測定設備	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第61条	緊急時対策所	×	×	4号炉の高燃焼度燃料の使用により放射性物質の炉心内蓄積量に変化するが、居住性評価への影響は軽微であり、既存設備及びそれらの運用の変更は伴わず、既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。
第62条	通信連絡を行うために必要な設備	×	×	本申請は4号炉の高燃焼度燃料の使用に関する申請であり、本条文に係る既設置許可の基準適合性確認結果に影響を与えるものではないため申請対象外。

高燃焼度燃料の使用に伴うその他設備の 影響確認について

説明資料 目次

1. はじめに

- 別添資料 1 中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る被ばく評価について（26条関連）
- 別添資料 2 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価について（59条関連）
- 別添資料 3 代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る被ばく評価について（61条関連）
- 別添資料 4 使用済燃料貯蔵設備の大規模漏えい時の未臨界性評価について（54条関連）

1. はじめに

本資料では本申請にあたり、既存設備や運用に変更が無い設備についての影響確認結果を説明する。

玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉

中央制御室の居住性（設計基準事故時）に
係る被ばく評価について
(26条関連)

<目 次>

1. 中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る 被ばく評価について	添付 2-別添 1-1
1.1 概要	添付 2-別添 1-1
1.2 主な変更内容	添付 2-別添 1-1
1.3 評価結果	添付 2-別添 1-2

(別紙 1) 中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る被ばく評価について

1. 中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る被ばく評価について

1.1 概要

玄海原子力発電所3、4号炉の設計基準事故時における中央制御室の運転員の被ばく評価に当たっては、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成21・07・27原院第1号 平成21年8月12日）」（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づき、評価を行っている。

今回、玄海原子力発電所4号炉にて燃料集合体最高燃焼度を55,000MWd/tとする高燃焼度燃料（以下「ステップ2燃料」という。）を使用する計画としており、設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響があるものの、既存の施設で要求事項を満足することから、既存の施設からの設計変更は伴わない。

本別添資料では、ステップ2燃料の使用に伴う、設計基準事故時における中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響を確認した。

1.2 主な変更内容

今回の変更申請における居住性に係る被ばく評価上の主な変更内容は以下のとおりである。

(1) ステップ2燃料の使用に伴う変更

被ばく評価用ソースタームについて、玄海原子力発電所4号炉にステップ2燃料を考慮した炉心内蓄積量を設定している。

(2) 気象条件の変更

被ばく評価で使用する気象資料を2011年から2016年に変更し「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算した相対濃度及び相対線量を用いて被ばく評価を実施している。

1.3 評価結果

玄海原子力発電所3、4号炉の設計基準事故時における中央制御室の運転員の被ばく評価結果は、実効線量で原子炉冷却材喪失においてそれぞれ約39mSv、約28mSv、蒸気発生器伝熱管破損においてそれぞれ約14mSv、約11mSvであり、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示第7条」の緊急時作業に係る線量限度100mSvを下回っている。

(別紙1) 中央制御室の居住性(設計基準事故時)に係る被ばく評価について

玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉

中央制御室の居住性（設計基準事故時）に
係る被ばく評価について

1. 中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る被ばく評価について

設計基準事故時における中央制御室の運転員の被ばく評価に当たっては、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について」（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づき、評価を行った。

1.1 大気中への放出量の評価

評価事象は、原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象とした。

想定事故時における放射性物質の建屋内の存在量、大気中への放出量は、仮想事故相当のソースタームを基にする数値、評価手法及び評価条件を使用して評価した。

1.2 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いた。評価においては、2016年1月～2016年12月の1年間における気象データを使用した。

1.3 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

建屋内の放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による運転員の実効線量は、施設的位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接線及びスカイシャイン線はSPANコード及びSCATTERINGコードを用いて評価した。

1.4 中央制御室の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路（①～⑤）を第1図に示す。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。

中央制御室等の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後30日間とした。運転員の勤務形態は5直2.5交替とし、事故時は運転員の被ばく低減及び被ばく平準化を図ることから、30日間の積算線量を滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分し、実効線量を評価した。

1.4.1 中央制御室内での被ばく

1.4.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、前述1.3の方法で実効線量を評価した。

1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性希ガス（以下「希ガス」という。）の放出量を基に大気拡

散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を踏まえて運転員の実効線量を評価した。

1.4.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた希ガスのガンマ線による外部被ばく及び放射性よう素（以下「よう素」という。）の吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算に当たっては、(1)、(2)に示す中央制御室換気設備の効果を考慮した。

(1) 事故時運転モード

中央制御室換気設備の事故時運転モードは、通常開いている外気取り込みダンパを閉止し、再循環させて放射性物質をフィルタにより低減する運転モードである。なお、玄海原子力発電所3号炉と4号炉の中央制御室は共有している。

(2) フィルタを通らない空気流入量

玄海原子力発電所3、4号炉中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は、空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で0.5回/hを仮定して評価した。

1.4.2 入退域時の被ばく

1.4.2.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路④）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による入退域時の運転員的外部被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を期待しないこと以外は、「1.4.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点は、入退域の経路に沿って、事務所出入口及び中央制御室出入口として評価した。

1.4.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を期待しないこと以外は「1.4.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）」と同様な手法で、希ガスのガンマ線による外部被ばく及びよう素の吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、上記1.4.2.1の仮定に同じである。

1.5 評価結果のまとめ

玄海原子力発電所3、4号炉の設計基準事故時における中央制御室等の運転員の被ばく評価結果は、第1表及び第2表に示すとおり実効線量で原子炉冷却材喪失においてそれぞれ約39mSv、約28mSv、蒸気発生器伝熱管破損においてそれぞれ約14mSv、約11mSvであり、「核原料物質又は核燃料物質の精錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示 第7条」の緊急時作業に係る線量限度100mSvを下回っている。

第1表 中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る被ばく評価結果（3号炉）

（単位：mSv）

被ばく経路		3号炉			
		原子炉冷却材喪失 （実効線量）		蒸気発生器伝熱管破損 （実効線量）	
		現行	今回	現行	今回
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.9×10^{-1}	約 1.9×10^{-1}	—	—
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 8.4×10^{-2}	約 9.4×10^{-2}	約 5.8×10^{-1}	約 6.4×10^{-1}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.5×10^1	約 1.6×10^1	約 1.2×10^1	約 1.3×10^1
	小計（①+②+③）	約 1.5×10^1	約 1.6×10^1	約 1.3×10^1	約 1.4×10^1
入退域時	④建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 2.1×10^1	約 2.1×10^1	—	—
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 1.4×10^0	約 1.5×10^0	約 9.5×10^{-3}	約 9.8×10^{-3}
	小計（④+⑤）	約 2.2×10^1	約 2.2×10^1	約 9.5×10^{-3}	約 9.8×10^{-3}
合計（①+②+③+④+⑤）		約 38^{*1}	約 39^{*1}	約 13^{*1}	約 14^{*1}

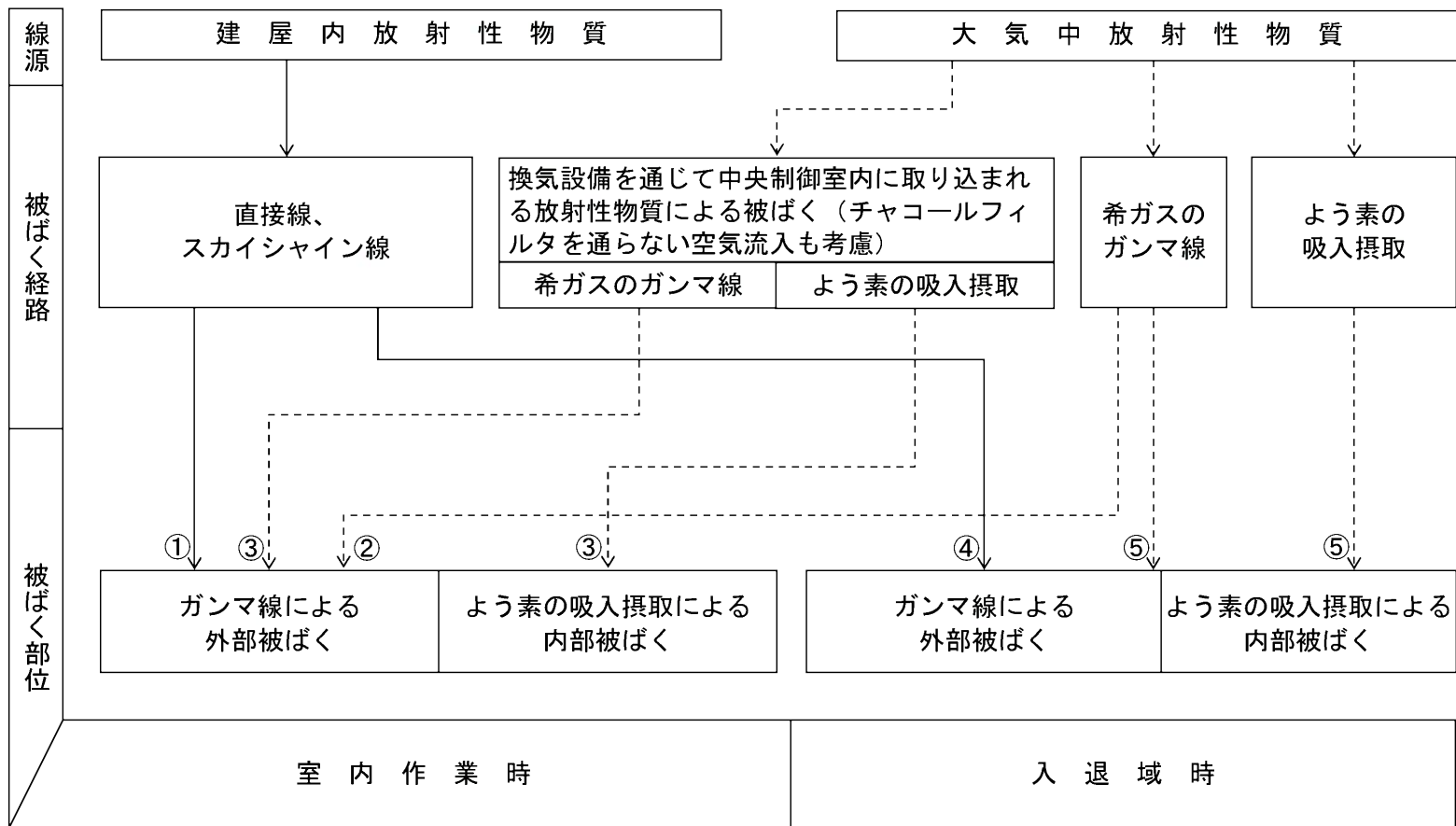
*1：有効数字2桁で切り上げた値

第2表 中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る被ばく評価結果（4号炉）

（単位：mSv）

被ばく経路		4号炉			
		原子炉冷却材喪失 （実効線量）		蒸気発生器伝熱管破損 （実効線量）	
		現行	今回	現行	今回
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.9×10^{-1}	約 1.9×10^{-1}	—	—
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.0×10^{-1}	約 8.5×10^{-2}	約 6.7×10^{-1}	約 5.7×10^{-1}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 1.5×10^1	約 1.2×10^1	約 1.3×10^1	約 1.0×10^1
	小計（①+②+③）	約 1.6×10^1	約 1.3×10^1	約 1.4×10^1	約 1.1×10^1
入退域時	④建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 1.3×10^1	約 1.4×10^1	—	—
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 1.3×10^0	約 1.2×10^0	約 7.3×10^{-3}	約 6.8×10^{-3}
	小計（④+⑤）	約 1.5×10^1	約 1.5×10^1	約 7.3×10^{-3}	約 6.8×10^{-3}
合計（①+②+③+④+⑤）		約 31^{*1}	約 28^{*1}	約 14^{*1}	約 11^{*1}

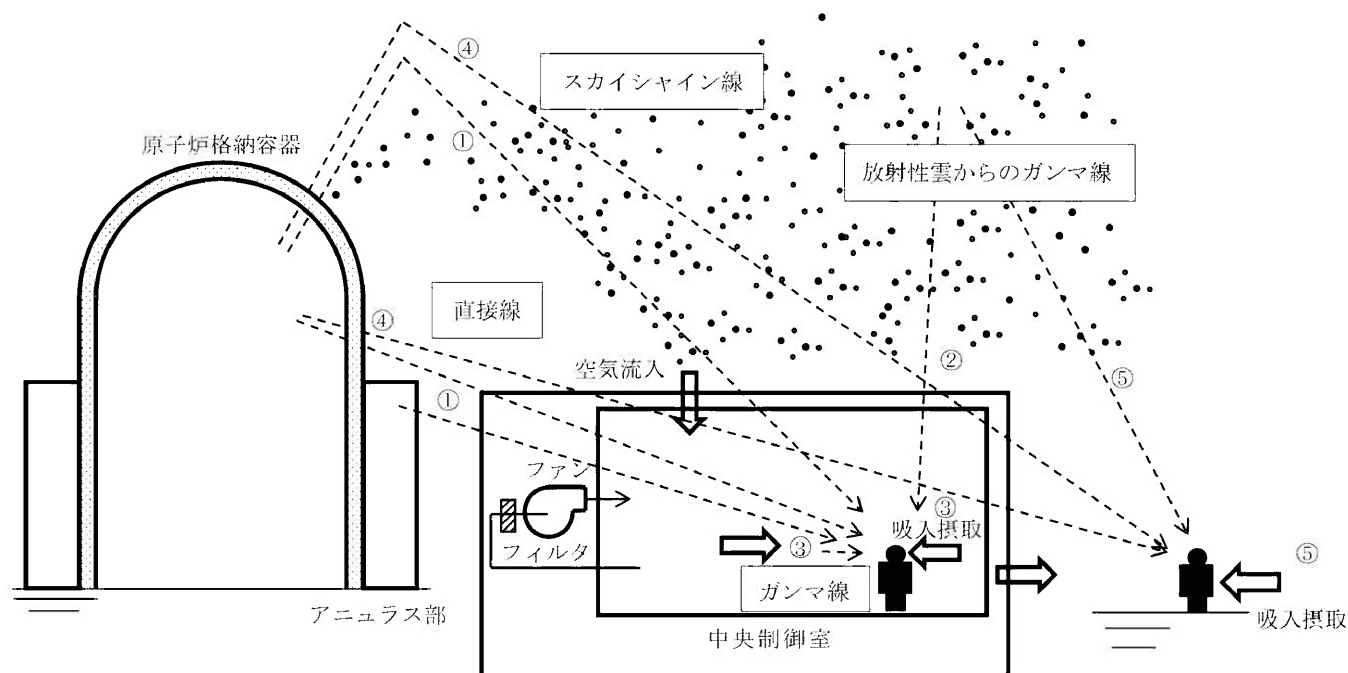
*1：有効数字2桁で切り上げた値



第 1 図 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路

(参考1) 中央制御室の居住性 (設計基準事故時：原子炉冷却材喪失) に係る被ばく経路イメージ

中央制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく (直接線及びスカイシャイン線による外部被ばく)
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく (クラウドシャインによる外部被ばく)
	③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく (吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく)
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく (直接線及びスカイシャイン線による外部被ばく)
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく (クラウドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)

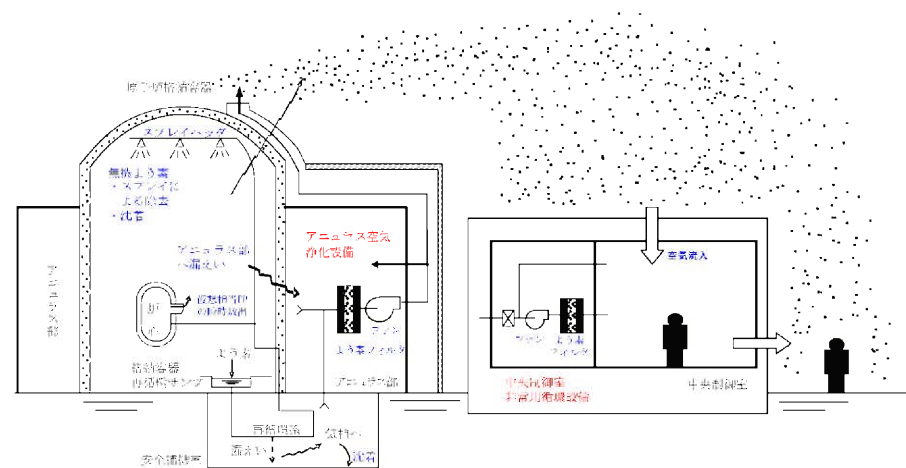


注) 直接線・スカイシャイン線評価においては、放射性物質の大気への放出による線源の減少は考慮していない。

(参考2) 中央制御室の居住性 (設計基準事故時: 原子炉冷却材喪失) に係る被ばく評価の主要条件

主要な評価条件表

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	定格出力(3411MWt)の102%
	原子炉運転時間	3号炉: 最高30,000時間 4号炉: 最高40,000時間
	格納容器に放出される核分裂生成物割合	希ガス100% よう素 50%
原子炉格納容器内での低減効果	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着割合	50%
	原子炉格納容器スプレイによる無機よう素に対する除去効果	等価半減期: 100秒
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	0~1d: 0.15%/day 1~30d: 0.075%/day
	アニュラス空気浄化設備よう素除去効率	90%
大気拡散	気象資料	2016年1~12月
	実効放出継続時間	希ガス: 36時間、 よう素: 21時間
	累積出現頻度	小さいほうから97%
	着目方位 (滞在時)	3号炉は5方位、 4号炉は4方位
運転員の被ばく評価	中央制御室非常用循環設備よう素除去効率	90%
	中央制御室の空気流入率	0.5回/h
	交替要員体制の考慮	運転員の勤務形態を考慮して滞在時間及び入退域回数を設定
	直接線、スカイシャイン線評価コード	SPAN、SCATTERING
	評価期間	30日間



評価イメージ図(原子炉冷却材喪失)

被ばく評価結果(原子炉冷却材喪失)

号炉	30日間の実効線量
3号炉	約39mSv
4号炉	約28mSv

2. 中央制御室の居住性（設計基準事故時）に係る被ばく評価条件表

第1表 大気中への放出量評価条件（原子炉冷却材喪失）

項目	評価条件		選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
評価事象	原子炉冷却材喪失 （仮想事故相当）		設計基準事故の中から放射性物質の放出拡大の可能性がある原子炉格納容器内放出に係る事故として、「原子炉冷却材喪失」を選定する。また、より多くの放射性物質の放出量を想定し、仮想事故相当のソースタームとする。	4.2 原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象とする。原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損は、一方の事故で包含できる場合は、いずれかで代表してもよい。
炉心熱出力	100% (3,411MWt) ×1.02		定格値に定常誤差（+2%）を考慮した値を設定	4.2.1(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	現行	最高30,000時間	燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	同上
	今回	3号炉：最高30,000時間 4号炉：最高40,000時間	3号炉は燃料を1/3ずつ、4号炉は燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	同上
サイクル数（バッチ数）	現行	3	燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	同上
	今回	3号炉：3 4号炉：4	3号炉は燃料を1/3ずつ、4号炉は燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	同上
原子炉格納容器に放出される放射性物質質量	炉心内蓄積量に対して 希ガス：100% よう素：50%		被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.2.1(2)b) 事象発生後、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量は、炉心内蓄積量に対して希ガス100%、よう素50%の割合とする。

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
よう素の形態	無機よう素：90% 有機よう素：10%	同上	4.2.1(2)c) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、有機よう素は10%とし、残りの90%は無機よう素とする。
原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	50%が瞬時に沈着 なお、有機よう素及び希ガスは、沈着効果を無視する。	同上	4.2.1(2)d) 原子炉格納容器内に放出されたよう素のうち、無機よう素は、50%が原子炉格納容器内及び同容器内の機器等に沈着し、原子炉格納容器からの漏えいに寄与しないとする。有機よう素及び希ガスは、この効果を無視する。
格納容器スプレイによる無機よう素に対する除去効果	等価半減期：100秒	実験 ^(注) に基づき評価した等価半減期は50秒以下であるため、50秒に更に余裕を見込んで設定	4.2.1(2)e) 原子炉格納容器スプレイ水による無機よう素の除去効率は、実験に基づいて評価された値に余裕を見込んだ値とする。例えば、設計によって評価された等価半減期が50秒以下の場合において等価半減期を100秒とすることは妥当と認められるということは、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」（以下、「安全評価審査指針」という。）に示されており、その考え方を準用する。
原子炉格納容器からの漏えい率	0～1日：0.15%/day 1～30日：0.075%/day	原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んで設定	4.2.1(2)f) 原子炉格納容器からの漏えいは、原子炉格納容器の設計漏えい率及び原子炉格納容器内の圧力に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値とする。

(注) 「スプレイによるよう素除去効果」 MAPI-1008 改7（三菱原子力工業）昭和61年

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 : 97% アニュラス部外 : 3%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	解説4.3 原子炉格納容器からの漏えいは、97%がアニュラス部で生じ、残り3%はアニュラス部外で生ずるものと仮定することは妥当であるということは、「安全評価審査指針」に示されており、その考え方を準用する。
アニュラス部体積	15,300m ³	アニュラス部体積から配管等の体積を除いて保守的に設定	—
アニュラス空気浄化設備ファン流量	100m ³ /min	設計上期待できる値を設定（単一故障として、非常用ディーゼル発電機1台の不作動を考慮し、ファン1台の起動を想定して設定）	—
アニュラス負圧達成時間	2分	「非常用炉心冷却設備作動」信号によりアニュラス空気浄化設備が起動 アニュラス空気浄化設備定格流量達成時間(40秒)を考慮した設計上の負圧達成時間1.5分に余裕をみた値として設定	4.2.1(2)g) アニュラス空気再循環設備（フィルタを含む）は、起動信号を明らかにし、かつ、十分な時間的余裕を見込んで、その機能を期待することができる。
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0～2分 : 0% 2分～30日 : 90%	設計値（95%以上）に余裕を見込んだ値として設定	4.2.1(2)g) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
ECCS再循環開始時間	事故後20分	再循環切替えまでの燃料取替用水タンク水量に対してECCS及びCVスプレイポンプが最大注入流量で運転された場合の時間	—
安全補機室のよう素フィルタによる除去効率	90%	設計値（95%以上）に余裕を見込んだ値として設定	4.2.1(2)g) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
再循環系から安全補機室への漏えい率	0～20分：0 m ³ /h 20分～30日：8 × 10 ⁻³ m ³ /h	ECCS再循環の開始後は、設計漏えい率（約2 × 10 ⁻³ m ³ /h）を下回らない値に対し2倍の余裕を見込んで設定	4.2.1(2)h) ECCSが再循環モードで運転され、原子炉格納容器内の水が原子炉格納容器外に導かれる場合には、原子炉格納容器外において設計漏えい率に余裕を見込んだ漏えい率での再循環水の漏えいがあると仮定する。例えば、設計漏えい率を下回らない値に対し2倍の余裕を見込んだ設定を仮定する。
再循環水体積	1,600m ³	設計値に余裕を見込んで小さめに設定	—
再循環水中の放射エネルギー	炉心内よう素蓄積量の50%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.2.1(2)h) 再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、ECCSの再循環系から補助建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、補助建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。
再循環系から安全補機室に漏えいした再循環水中のよう素の移行率	5%	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.2.1(2)h) 再循環水中には、事象発生直後、よう素の炉心内蓄積量の50%が溶解するとし、ECCSの再循環系から補助建屋に漏えいしたよう素の気相への移行率は5%、補助建屋内でのよう素の沈着率は50%と仮定する。
安全補機室でのよう素の沈着率	50%	同上	同上
事故の評価期間	30日	同上	解説3.2 評価期間は、事故発生後30日間とする。

第2表 大気中への放出量評価条件（蒸気発生器伝熱管破損）

項目	評価条件		選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
評価事象	蒸気発生器伝熱管破損 （仮想事故相当）		設計基準事故の中から放射性物質の放出拡大の可能性のある原子炉格納容器外放出に係る事故として、「蒸気発生器伝熱管破損」を選定する。また、より多くの放射性物質の放出量を想定し、仮想事故相当のソースタームとする。	4.2 原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を対象とする。原子炉冷却材喪失及び蒸気発生器伝熱管破損は、一方の事故で包含できる場合は、いずれかで代表してもよい。
外部電源	喪失する		大気への核分裂生成物の放出量の観点から、外部電源がない場合のほうがより厳しい評価となる	4.2.2(3) 外部電源は、喪失する場合と喪失しない場合のいずれか厳しい場合を仮定する。
炉心熱出力	100% (3,411MWt) ×1.02		定格値に定常誤差 (+2%) を考慮した値を設定	4.2.2(1) 原子炉は、定格出力に余裕を見た出力で十分長時間運転していたとする。
原子炉運転時間	現行	最高30,000時間	燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	同上
	今回	3号炉：最高30,000時間 4号炉：最高40,000時間	3号炉は燃料を1/3ずつ、4号炉は燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	同上
サイクル数（バッチ数）	現行	3	燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	同上
	今回	3号炉：3 4号炉：4	3号炉は燃料を1/3ずつ、4号炉は燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	同上
通常運転中に 1次冷却材中に存在する 希ガス・よう素の量	燃料被覆管欠陥率1%とした場合の1次冷却材中の希ガス・よう素の濃度		設計上想定した燃料被覆管欠陥率を設定	4.2.2(4)b) 事象発生前の一次冷却材中の放射性物質の濃度は、設計上想定した燃料被覆管欠陥率を用いて計算された値とする。

項 目	評 価 条 件		選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
追加放出に寄与する 核分裂生成量	炉心内蓄積量に対して 希ガス：0.02% よう素：0.01% 追加放出は事故後すぐに1次冷却系に放出されるとする。		設計上想定した欠陥を有する燃料棒のギャップから追加放出される量に2倍の余裕を見込んだ値として設定	4.2.2(4)c) 設計上想定した欠陥を有する燃料棒のギャップから、希ガス及びよう素が、事故発生直後一次冷却系に追加放出される。
1次冷却系から2次冷却系へ流出する放射エネルギーの割合	現 行	90/243 1次冷却材の全保有水量：243t 流出する1次冷却材量：90t	流出する1次冷却材量の全保有水に対する割合と同じとして設定	4.2.2(4)d) この一次冷却材内放射性物質のうち、蒸気発生器を隔離するまでの間に一次冷却系から二次冷却系へ流出する放射エネルギーの割合は、その時流出する一次冷却材量の全保有水量に対する割合と同じとする。
	今 回	3号炉：90/243 4号炉：85/243 1次冷却材の全保有水量：243t 流出する1次冷却材量：90t（3号炉） 85t（4号炉）	同上	同上
2次冷却系に流出するよう素の形態	有機よう素：1% 無機よう素：99%		被ばく評価手法（内規）に基づき設定	4.2.2(4)e) 二次冷却系に流出してきたよう素のうち、有機よう素は1%とし、残りの99%は無機よう素とする。

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
大気中へ放出される希ガス量	2次冷却系に流出してきた希ガス全量	同上	4.2.2(4)e) 二次冷却系に流出した希ガスは、全量が大気中に放出される。
無機よう素の気液分配係数	100	同上	4.2.2(4)e) 無機よう素は、気液分配係数100で蒸気とともに大気中に放出される。
弁の漏えい率	10m ³ /d	弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値として大きめに設定	4.2.2(4)g) 破損した蒸気発生器の隔離後は、二次側弁からの蒸気の漏えいによって、無機よう素が大気中へ放出される。弁からの蒸気漏えい率は、設計値に余裕を見込んだ値で30日間続くものとする。
事故の評価期間	30日	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	同上

第3表 炉心内蓄積量

核種グループ	炉心内蓄積量 (Bq)		
	現行	今回	
	3号、4号炉共通	3号炉	4号炉
希ガス類	約 3.2×10^{19}	約 3.2×10^{19}	約 3.2×10^{19}
よう素類	約 3.1×10^{19}	約 3.1×10^{19}	約 3.1×10^{19}

第4表 大気中への放出放射エネルギー評価結果 (30日積算)

評価項目		評価結果 (Bq)		
		現行	今回	
		3号、4号炉共通	3号炉	4号炉
原子炉冷却材喪失	希ガス (ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算)	約 6.3×10^{15}	約 6.3×10^{15}	約 6.3×10^{15}
	よう素 (I-131等価量 (成人実効 線量係数換算))	約 8.0×10^{13}	約 8.0×10^{13}	約 8.0×10^{13}
蒸気発生器 伝熱管破損	希ガス (ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算)	約 3.3×10^{15}	約 3.3×10^{15}	約 3.1×10^{15}
	よう素 (I-131等価量 (成人実効 線量係数換算))	約 4.2×10^{12}	約 4.2×10^{12}	約 3.7×10^{12}

第5表 大気拡散条件

項目	評価条件		選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル		気象指針を参考として、放射性雲は風下方向に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用	5.1.1(1)a)1) 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ、風向、風速、大気安定度に応じて、空間濃度分布が水平方向、鉛直方向ともに正規分布になると仮定した次のガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象資料	現 行	玄海原子力発電所における1年間の気象資料(2011.1～2011.12) (地上風を代表する観測点(地上約10m)の気象データ)	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風(地上約10m)の気象データを使用 風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用	5.1.1(1)c) 風向、風速、大気安定度等の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を拡散式に用いる。 5.1.1(2)d) 建屋影響は、放出源高さから地上高さに渡る気象条件の影響を受けるため、地上高さに相当する比較的 低風速の気象データ(地上10m高さで測定)を採用するのは保守的かつ適切である。
	今 回	玄海原子力発電所における1年間の気象資料(2016.1～2016.12) (地上風を代表する観測点(地上約10m)の気象データ)	同上	同上
実効放出継続時間	【原子炉冷却材喪失】 希ガス：36時間 よう素：21時間 【蒸気発生器伝熱管破損】 希ガス：1時間 よう素：1時間		事故期間中の放射性物質の全放出量を、1時間当たりの最大放出量で除した値として設定	解説5.13(3) 実効放出継続時間(T)は、想定事故の種類によって放出率に変化があるので、放出モードを考慮して適切に定めなければならないが、事故期間中の放射性物質の全放出量を1時間当たりの最大放出量で除した値を用いることも一つの方法である。

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
放出源 及び 放出源高さ	【原子炉冷却材喪失】 排気筒 66m 【蒸気発生器伝熱管破損】 地上放出	原子炉冷却材喪失は、排気筒（設計値）から放出、蒸気発生器伝熱管破損は、保守的に地上放出として設定	【原子炉冷却材喪失】 4.2.1(2)j) すべての放射性物質は、排気筒から放出されるとする。 【蒸気発生器伝熱管破損】 —
累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針を参考として、年間の相対濃度又は相対線量を降順に並び替え、累積出現頻度が97%に当たる値を設定	5.2.1(2) 評価点の相対濃度は、毎時刻の相対濃度を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる相対濃度とする。
建屋の影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	5.1.2(1)a) 中央制御室のように、事故時の放射性物質の放出点から比較的近距離の場所では、建屋の風下側における風の巻き込みによる影響が顕著となると考えられる。そのため、放出点と巻き込みを生じる建屋及び評価点との位置関係によっては、建屋の影響を考慮して大気拡散の計算をする必要がある。

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載													
<p style="text-align: center;">巻き込みを生じる 代表建屋</p>	<p style="text-align: center;">原子炉格納容器</p>	<p>放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる1つの建屋として選定 また、建屋投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため、単独建屋として設定</p>	<p>5.1.2(3)a)3) 巻き込みを生じる代表的な建屋として、表5.1に示す建屋を選定することは適切である。</p> <p>表5.1 放射性物質の巻き込みの対象とする代表建屋の選定例</p> <table border="1" data-bbox="1547 523 2051 742"> <thead> <tr> <th>原子炉施設</th> <th>想定事故</th> <th>建屋の種類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">BWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉建屋（建屋影響がある場合）</td> </tr> <tr> <td>主蒸気管破断</td> <td>原子炉建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で代表）</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">PWR 型原子炉施設</td> <td>原子炉冷却材喪失</td> <td>原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破断</td> <td>原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉施設	想定事故	建屋の種類	BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋（建屋影響がある場合）	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で代表）	PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋	蒸気発生器伝熱管破断	原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋
原子炉施設	想定事故	建屋の種類														
BWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉建屋（建屋影響がある場合）														
	主蒸気管破断	原子炉建屋又はタービン建屋（結果が厳しい方で代表）														
PWR 型原子炉施設	原子炉冷却材喪失	原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋														
	蒸気発生器伝熱管破断	原子炉格納容器（原子炉格納施設）、原子炉格納容器（原子炉格納施設）及び原子炉建屋														
<p style="text-align: center;">放射性物質濃度の 評価点</p>	<p style="text-align: center;">【中央制御室内】 中央制御室中心 【入退域時】 事務所出入口 中央制御室出入口</p>	<p>【中央制御室内】 外気取入れを遮断するため、室内へ直接流入すると設定 評価期間中は外気を遮断することを前提とするため、中央制御室が属する建屋の屋上面を代表として選定し、建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、中央制御室中心を代表点として設定 【入退域時】 入退域時の移動経路に従った適切な評価点を設定</p>	<p>【中央制御室内】 5.1.2(3)b)3) i) 建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ同様と考えられるので、評価点は厳密に定める必要はない。屋上面を代表とする場合、例えば中央制御室の中心点を評価点とするのは妥当である。</p> <p>【入退域時】 7.5.1(5)b) 入退域時の移動経路及び入退域に要する時間をプラントごとに計算し、移動経路に従った適切な評価点及び滞在時間を設定する。この場合、移動に伴って、複数の評価点を設定してもよい。</p>													

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
着目方位	<p>【中央制御室内】 3号炉：5方位 4号炉：4方位</p> <p>【入退域時】 3号炉：事務所出入口は3方位 中央制御室出入口は5方位 4号炉：事務所出入口は2方位 中央制御室出入口は5方位</p>	<p>建屋風下側の巻込みによる拡がりを考慮し、以下の i)～iii)の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定</p> <p>i)放出点が評価点の風上にあること ii)放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻込まれるような範囲に評価点が存在すること iii)建屋の風下側で巻込まれた大気が評価点に到達すること</p>	<p>5.1.2(3)c)1) 中央制御室の被ばく評価の計算では、代表建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5.4に示すように、代表建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p>
建屋投影面積	2,000m ²	<p>保守的に巻込みによる影響が最も大きいと考えられる1つの建屋を代表として原子炉格納容器の垂直な投影面積を設定</p>	<p>5.1.2(3)d)1) 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする</p>
形状係数	1/2	<p>気象指針を参考として設定</p>	<p>5.1.1(2)b) 形状係数の値は、特に根拠が示されるもののほかは原則として1/2を用いる。</p>

第6表 相対濃度及び相対線量（原子炉冷却材喪失）

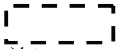
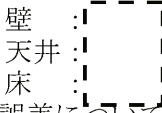
号炉	評価対象	評価点	相対濃度 χ/Q (s/m ³)		相対線量D/Q (Gy/Bq)	
			現行	今回	現行	今回
3号炉	室内作業時	中央制御室中心	(希ガス) 2.7×10^{-1}	(希ガス) 2.7×10^{-1}	9.6×10^{-18}	1.1×10^{-17}
			(よう素) 2.9×10^{-1}	(よう素) 3.1×10^{-1}		
	入退域時	事務所出入口	1.6×10^{-1}	1.6×10^{-1}	3.3×10^{-18}	2.9×10^{-18}
中央制御室出入口			2.5×10^{-1}	2.7×10^{-1}	1.1×10^{-17}	1.1×10^{-17}
4号炉	室内作業時	中央制御室中心	(希ガス) 2.9×10^{-1}	(希ガス) 2.3×10^{-1}	1.2×10^{-17}	9.7×10^{-18}
			(よう素) 3.0×10^{-1}	(よう素) 2.4×10^{-1}		
	入退域時	事務所出入口	9.6×10^{-5}	1.1×10^{-1}	1.6×10^{-18}	1.6×10^{-18}
中央制御室出入口			3.1×10^{-1}	2.6×10^{-1}	1.3×10^{-17}	1.0×10^{-17}


第7表 相対濃度及び相対線量（蒸気発生器伝熱管破損）

号炉	評価対象	評価点	相対濃度 χ/Q (s/m ³)		相対線量D/Q (Gy/Bq)	
			現行	今回	現行	今回
3号炉	室内作業時	中央制御室中心	(希ガス) 1.1×10^{-3}	(希ガス) 1.2×10^{-3}	2.6×10^{-17}	2.9×10^{-17}
			(よう素) 1.1×10^{-3}	(よう素) 1.2×10^{-3}		
	入退域時	事務所出入口	6.1×10^{-1}	6.4×10^{-1}	—	—
中央制御室出入口			1.1×10^{-3}	1.1×10^{-3}	—	—
4号炉	室内作業時	中央制御室中心	(希ガス) 1.2×10^{-3}	(希ガス) 1.1×10^{-3}	3.0×10^{-17}	2.7×10^{-17}
			(よう素) 1.2×10^{-3}	(よう素) 1.1×10^{-3}		
	入退域時	事務所出入口	2.5×10^{-1}	2.9×10^{-1}	—	—
中央制御室出入口			1.3×10^{-3}	1.2×10^{-3}	—	—

第8表 直接線及びスカイシャイン線の評価条件（原子炉冷却材喪失）（3号、4号炉共通）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載	
線 源 強 度	以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様			
	原子炉格納容器に放出される放射性物質	炉心内蓄積量に対して 希ガス（Xe類）：100% ハロゲン（I類）：50% その他：1%	被ばく評価手法（内規）に示されたとおり設定	6.1.(3)c) 原子炉格納容器内に放出される放射性物質の量の炉心内蓄積量に対する割合は、希ガス100%、ハロゲン50%、その他1%とする。
	原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された放射性物質が均一に分布 （原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果は無視）	事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質はすべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定して設定	6.1.(3)b) 事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質は、すべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定し、原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果及び格納容器スプレイ水による除去効果は無視する。
アニュラス内線源強度分布	アニュラス内に放出された核分裂生成物が均一に分布	アニュラス部が外部遮蔽壁の外側に存在するため、アニュラス部内に漏えいした放射性物質によるガンマ線を考慮 原子炉格納容器からアニュラス部内に漏えいしてきた放射性物質は、アニュラス部内に均一に分布するものと仮定して設定	6.1.(3)f) PWR型原子炉施設のプレストレストコンクリート型原子炉格納容器のように、アニュラス部が外部遮へい壁の外側に存在する場合は、アニュラス部内に漏えいした希ガス及びヨウ素によるガンマ線も含めて計算する。原子炉格納容器からアニュラス部内に漏えいしてきた放射性物質は、アニュラス部内に均一に分布するものと仮定する。	

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載	
計 算	外部遮蔽厚さ	 施工誤差については、 -100mmを考慮する	原子炉格納容器（外部遮蔽）のドーム部と円筒部の厚さは、厚さが小さいドーム部の厚さで代表させて計算 設計値に施工誤差（-100mm）を考慮	6.2.(3) PWR 型原子炉施設のプレストレストコンクリート型原子炉格納容器のように、外部遮へいのドーム部と円筒部の遮へい厚とがほぼ同等であり、どちらか小さい厚さで代表させて計算する場合は、6.2(4)項の方法によってスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の双方を計算できる。 さらに、アニュラスの構造壁の遮へい効果を計算しない場合も、6.2(4)項の方法によってスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の双方を計算できる。
モ	アニュラス壁厚さ	考慮しない	アニュラスの構造壁の遮へい効果を期待しない	同上
デ	中央制御室遮蔽厚さ	 施工誤差については、 -5 mmを考慮する	設計値に施工誤差（-5 mm）を考慮	7.1.1(2) 線源から中央制御室に至るまでの遮へい効果を、構造物の配置、形状及び組成から計算する。建屋等の構造壁又は天井に対して、配置、形状及び組成を明らかにして、遮へい効果を見込んでよい。
ル	空気カーマから全身に対しての線量への換算係数	1 Sv/Gy	被ばく評価手法（内規）に基づき設定	6.2(2)/6.3(2) 空気カーマから全身に対しての線量換算係数は、ガンマ線エネルギーに依存した実効線量への換算係数又は1 Sv/Gyとする。
	直接線・スカイシャイン線 評価コード	原子炉格納容器： SCATTERINGコード (SCATTERING Ver. 90m) アニュラス内線源： SPANコード (SPAN Ver. 90m)	—	—

 : 防護上の観点から公開できません。

第9表 直接線及びスカイシャイン線の評価条件（蒸気発生器伝熱管破損）（3号、4号炉共通）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
建屋からのスカイシャイン線及び直接線評価	評価せず	建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出される事象であるため、建屋からのスカイシャイン線及び直接線は評価せず	6. (2) PWR型原子炉施設の蒸気発生器伝熱管破損のように、建屋内に放射性物質が滞留することなく系統から直接環境へ放出されるような事象については、建屋からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線の評価は不要である。

第10表 直接線及びスカイシャイン線の評価に用いる建屋内の積算線源強度（原子炉冷却材喪失）（30日積算）

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	現行		今回			
		3, 4号炉共通		3号炉		4号炉	
		原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)	アニュラス内 積算線源強度 (MeV)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)	アニュラス内 積算線源強度 (MeV)	原子炉格納容器内 積算線源強度 (MeV)	アニュラス内 積算線源強度 (MeV)
0.4	$E \leq 0.4$	8.7×10^{23}	1.6×10^{20}	8.7×10^{23}	1.6×10^{20}	8.7×10^{23}	1.6×10^{20}
0.8	$0.4 < E \leq 1.0$	9.1×10^{23}	1.0×10^{19}	9.1×10^{23}	1.0×10^{19}	9.1×10^{23}	1.0×10^{19}
1.3	$1.0 < E \leq 1.5$	1.8×10^{23}	3.1×10^{18}	1.8×10^{23}	3.1×10^{18}	1.8×10^{23}	3.1×10^{18}
1.7	$1.5 < E \leq 1.8$	2.3×10^{23}	3.4×10^{18}	2.3×10^{23}	3.4×10^{18}	2.3×10^{23}	3.4×10^{18}
2.5	$1.8 < E$	1.6×10^{23}	1.7×10^{19}	1.6×10^{23}	1.7×10^{19}	1.6×10^{23}	1.7×10^{19}

第11表 中央制御室換気設備条件（3号、4号炉共通）

項目	評価条件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
事故時におけるフィルタを通した外気取り込み	評価において考慮せず	評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、中央制御室内には放射性物質が外気から直接流入することのみを考慮	7.3.2(1) 建屋の表面空気中から、次のa)及びb)の経路で放射性物質が外気から取り込まれることを想定する。
中央制御室非常用循環設備 処理空間容積	9,000m ³	中央制御室空調装置の処理対象となる区画の体積を合計して保守的に大きめに設定	7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。
外部γ線による全身に対する線量評価時の自由体積	8,800m ³	同上	7.3.4(3)b) ガンマ線による被ばくの計算では、中央制御室と異なる階層部分のエンベロープについて、階層間の天井等による遮へいがあるので、中央制御室の容積から除外してもよい。
中央制御室非常用循環設備 フィルタ流量	110m ³ /min	設計上期待できる値を設定	7.3.2(7)a) 中央制御室内への取り込み空気放射能濃度に基づき、空調システムの設計に従って中央制御室内の放射能濃度を求める。
中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	90%	設計値（95%以上）に余裕を見込んだ値として設定	4.2.1(2) フィルタのよう素除去効率は設計値に余裕を見込んだ値とする。
事故時運転モードへの切替時間	【原子炉冷却材喪失】 1分 【蒸気発生器伝熱管破損】 13分	SI信号発信後の隔離時間を保守的に設定。	7.3.2(6) 中央制御室の自動隔離を期待する場合には、その起動信号を明確にするとともに隔離に要する時間を見込む。
空気流入率	0.5回/h	設計上期待できる値を設定	7.3(1) なお、中央制御室の空気流入率については、「原子力発電所の中央制御室の空気流入率測定試験手法」に従うこと。

第12表 運転員交替考慮条件（3号、4号炉共通）

項目	評価条件	選定理由	被ばく評価手法（内規）での記載
中央制御室滞在期間	149時間	運転員の勤務形態として5直2.5交替とし、事故時には放射線管理上の措置として被ばく線量の平準化が図られることを仮定した滞在時間として設定	7.1.1(1) 中央制御室内の滞在期間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を滞在期間の割合で配分する。
入退域	回数：30回 滞在時間：入退域1回あたり、入退域の経路に沿って、事務所出入口に10分、中央制御室出入口に5分とどまるものとする。	運転員の勤務形態として5直2.5交替とし、事故時には放射線管理上の措置として被ばく線量の平準化が図られることを仮定した入退域回数として設定	7.4.1(2)d) 入退域での所要時間を、運転員の勤務状態に即して計算し、30日間の積算線量を所要時間の割合で配分する。

第13表 線量換算係数及び呼吸率の条件

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	被ばく評価手法（内規）での記載
線量換算係数	よう素の吸入摂取に対して、 成人実効線量換算係数を使用 I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq	ICRP Publication 71に基づく	—
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 安全評価審査指針に基づく	7.3.3(4) 吸入摂取による運転員の内部 被ばく線量は、次のとおり計算する。 $H_i = \int_0^T R H_{\infty} C_1(t) dt$ R : 呼吸率（成人活動時） H _∞ : よう素(I-131)吸入摂取時の 成人の実効線量への換算係数 (Sv/Bq) C ₁ (t) : 時刻tにおける中央制御室内 の放射能濃度 (I-131 等 価 量) (Bq/m ³) T : 計算期間(30日間)

玄海原子力発電所3号炉及び4号炉

中央制御室の居住性（重大事故等時）に
係る被ばく評価について

（59条関連）

<目 次>

1. 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る 被ばく評価について	添付 2-別添 2-1
1.1 概要	添付 2-別添 2-1
1.2 主な変更内容	添付 2-別添 2-1
1.3 評価結果	添付 2-別添 2-2

(別紙 1) 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価について

1. 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価について

1.1 概要

玄海原子力発電所3、4号炉の炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の運転員の被ばく評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき、評価を行っている。

今回、玄海原子力発電所4号炉にて燃料集合体最高燃焼度を55,000MWd/tとする高燃焼度燃料（以下「ステップ2燃料」という。）を使用する計画としており、炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響があるものの、既存の施設で要求事項を満足することから、既存の施設からの設計変更は伴わない。

本別添資料では、ステップ2燃料の使用に伴う、炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の居住性に係る被ばく評価への影響を確認した。

1.2 主な変更内容

今回の変更申請における居住性に係る被ばく評価上の主な変更内容は以下のとおりである。

(1) ステップ2燃料の使用に伴う変更

被ばく評価用ソースタームについて、玄海原子力発電所4号炉にステップ2燃料を考慮した炉心内蓄積量を設定している。

(2) 気象条件の変更

被ばく評価で使用する気象資料を2011年から2016年に変更し「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算した相対濃度及び相対線量を用いて被ばく評価を実施している。

1.3 評価結果

玄海原子力発電所3、4号炉の炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の運転員の被ばく評価結果は、実効線量が7日間でそれぞれ約11mSv、約9.1mSvである。また、玄海原子力発電所3、4号炉の合算値は約21mSvである。

したがって、評価結果は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈 第59条」の「判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足している。

(別紙1) 中央制御室の居住性(重大事故等時)に係る被ばく評価について

玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉

原子炉制御室の居住性（重大事故等時）に
係る被ばく評価について

1. 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価について

炉心の著しい損傷が発生した場合の中央制御室の居住性に係る被ばく評価にあたっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき、評価を行った。

（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 第74条より抜粋）

炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。

- ① 設置許可基準解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。
- ② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
- ③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
- ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

1.1 評価事象

評価事象については、「想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断LOCA時にECCS注入及びCVスプレイ注入に失敗するシーケンスとする。

1.2 大気中への放出量の評価

放射性物質の大気中への放出量は、従来の原子炉設置変更許可申請書添付書類十の原子炉冷却材喪失時被ばく評価と同様のプロセスにて評価する。また、上記評価事象が炉心損傷後の事象であることを踏まえ、原子炉格納容器内に放出された放射性物質はNUREG-1465の原子炉格納容器内への放出割合を基に設定して評価する。

大気中への放射性物質の放出低減機能を有するアニュラス空気浄化設備の起動時間については、全交流電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とした。

1.3 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いた。評価においては、2016年1月～2016年12月の1年間における気象データを使用した。

1.4 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

建屋内の放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接線はQADコード、スカイシャイン線はSCATTERINGコードを用いて評価した。

1.5 中央制御室の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路（①～⑤）は、第1図に示すとおりである。それぞれの経路における評価方法及び評価条件は以下に示すとおりである。

中央制御室の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後7日間とした。運転員の勤務形態としては5直2.5交替とし、7日間の評価期間において最も中央制御室の滞在期間が長く入退域回数が多い運転員を対象として、7日間の積算線量を滞在期間及び入退域に要する時間の割合で配分することで、実効線量を評価した。

1.5.1 中央制御室内での被ばく

1.5.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、上記1.4の方法で実効線量を評価した。

1.5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を踏まえて運転員の実効線量を評価した。地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価した。

1.5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算にあたっては、運転員はマスクを着用しているとして評価した。また、(1)、(2)に示す中央制御室換気設備の効果を考慮した。なお、中央制御室換気設備の起動時間については、全交流電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とした。

(1) 事故時運転モード

中央制御室換気設備の事故時運転モードは、通常開いている外気取り込みダンパを閉止し、

再循環させて放射性物質をフィルタにより低減する運転モードである。なお、玄海原子力発電所3号炉と4号炉の中央制御室は共有している。

(2) フィルタを通らない空気流入量

玄海原子力発電所3、4号炉中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は、空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で0.5回/hを仮定して評価した。

1.5.2 入退域時の被ばく

1.5.2.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路④）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による入退域時の運転員の外部被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を期待しないこと以外は、「1.5.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室出入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点は、入退域の経路に沿って、事務所出入口及び中央制御室出入口として評価した。

1.5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を期待しないこと以外は「1.5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）」と同様な手法で、放射性物質からのガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、上記1.5.2.1の仮定に同じである。

1.6 評価結果のまとめ

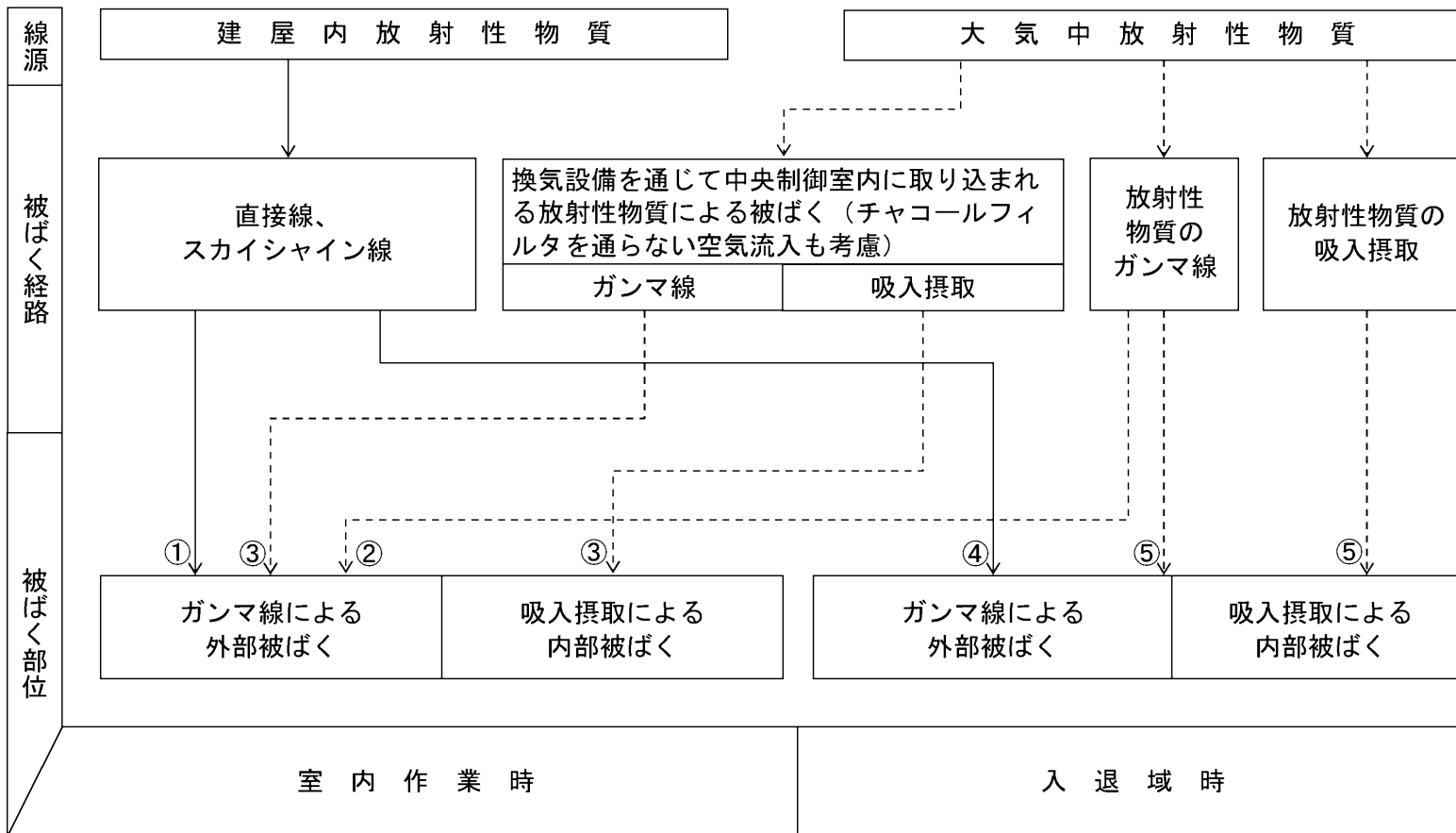
玄海原子力発電所3、4号炉の、炉心の著しい損傷が発生した場合における中央制御室の運転員の被ばく評価結果は、第1表に示すとおり、実効線量が7日間でそれぞれ約11mSv、約9.1mSvである。また、3号炉事故発生時及び4号炉事故発生時の合算値は約21mSvである。

したがって、評価結果は、「判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足している。

第1表 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価結果

被ばく経路		7日間の実効線量 (mSv)			
		3号炉		4号炉	
		現行	今回	現行	今回
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.4×10^{-2}	約 1.4×10^{-2}	約 1.4×10^{-2}	約 1.4×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.9×10^{-2}	約 2.9×10^{-2}	約 2.9×10^{-2}	約 2.6×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 7.0×10^0	約 7.2×10^0	約 7.0×10^0	約 6.1×10^0
	小計 (①+②+③)	約 7.0×10^0	約 7.3×10^0	約 7.0×10^0	約 6.2×10^0
入退域時	④建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 7.0×10^{-1}	約 7.0×10^{-1}	約 5.0×10^{-1}	約 5.2×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく	約 2.8×10^0	約 2.9×10^0	約 2.4×10^0	約 2.3×10^0
	小計 (④+⑤)	約 3.5×10^0	約 3.6×10^0	約 2.9×10^0	約 2.8×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤)		約 11^{*1}	約 11^{*1}	約 10^{*1}	約 9.1^{*1}

*1：有効数字2桁で切り上げた値



第1図 事故時における中央制御室の運転員の被ばく経路

(参考1) マスク着用期間を限定した線量評価について

中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価においては、評価期間中マスクの着用を考慮している。一方、事故発生時には、事象の進展及び中央制御室内の放射性物質濃度に応じ、放射線管理を踏まえてマスク着用の運用を行う。

今回の選定した事故シーケンス及び居住性に係る被ばく評価手法を用い、マスク着用期間を事故発生直後に限定した場合の被ばく評価を以下に示す。

ここで、選定した事故シーケンスでは、全交流動力電源喪失を想定し、評価上、中央制御室非常用循環設備の起動遅れ時間を300分（5時間）としている。

中央制御室非常用循環設備の起動後は、よう素フィルタ及び微粒子フィルタにより室内に取り込まれた放射性物質は低減される。

このため、ここでは中央制御室非常用循環設備起動後の室内の放射性物質低減を考慮して、第2表のとおり事故発生後7時間までマスクを着用とした。

なお、評価上、屋外においては、室内より放射性物質濃度が高いため、入退域時にマスクを着用するとして評価した。

マスク着用期間を限定した線量評価における中央制御室の運転員の被ばく評価結果を第3表及び第4表に示す。

第2表 中央制御室非常用循環設備の作動状態及びマスク着用時間

時間	0～5h	5～7h	7～168h
中央制御室非常用循環設備	—	作動（フィルタによる放射性物質の低減）	
マスク	着用		—※

※ 入退域時のみ着用

第3表 炉心の著しい損傷時の中央制御室における運転員の被ばく評価結果（3号炉）

（7時間までマスク考慮、7時間以降マスクなし）

被ばく経路		7日間の実効線量 (mSv)		
		外部被ばく	内部被ばく	合計
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.4×10^{-2}	—	約 1.4×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.9×10^{-2}	—	約 2.9×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.9×10^0	約 8.1×10^1	約 8.5×10^1
	小計 (①+②+③)	約 3.9×10^0	約 8.1×10^1	約 8.5×10^1
入退域時	④建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 7.0×10^{-1}	—	約 7.0×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく*1	約 2.7×10^0	約 2.0×10^{-1}	約 2.9×10^0
	小計 (④+⑤)	約 3.4×10^0	約 2.0×10^{-1}	約 3.6×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤)		約7.3	約81	約89*2

*1：入退域時については常にマスクを着用とした。

*2：詳細値を有効数字2桁で切り上げた値。

第4表 炉心の著しい損傷時の中央制御室における運転員の被ばく評価結果（4号炉）

（7時間までマスク考慮、7時間以降マスクなし）

被ばく経路		7日間の実効線量 (mSv)		
		外部被ばく	内部被ばく	合計
室内作業時	①建屋からのガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 1.4×10^{-2}	—	約 1.4×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく	約 2.6×10^{-2}	—	約 2.6×10^{-2}
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく	約 3.5×10^0	約 6.3×10^1	約 6.6×10^1
	小計 (①+②+③)	約 3.6×10^0	約 6.3×10^1	約 6.6×10^1
入退域時	④建屋からのガンマ線による入退域時の被ばく	約 5.2×10^{-1}	—	約 5.2×10^{-1}
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく*1	約 2.2×10^0	約 1.2×10^{-1}	約 2.3×10^0
	小計 (④+⑤)	約 2.7×10^0	約 1.2×10^{-1}	約 2.8×10^0
合計 (①+②+③+④+⑤)		約6.3	約63	約70*2

*1：入退域時については常にマスクを着用とした。

*2：詳細値を有効数字2桁で切り上げた値。

以上のとおり、事象の進展及び状況に応じたマスク着用の運用により、中央制御室の居住性を確保することが可能である。

(参考2) 中央制御室滞在時に飲食等のためマスクを外した場合の影響について

運転員は直交替により順次入れ替わるため、事故発生時に中央制御室内の放射性物質濃度が高い場合は、中央制御室内で飲食せず、直交替によって退域した際又は代替緊急時対策所に移動して飲食することが可能であるが、仮に、運転員が中央制御室滞在時に飲食等のためマスクを外した場合の影響について概略評価を行なった。

評価では、中央制御室内の放射性物質濃度が高い事故発生後7時間まではマスクは外さないものとする。

また、事故後7時間～168時間の間にマスクを外したと仮定し、(参考1)にて評価した「7時間までマスク考慮、7時間以降マスクなし」にて評価した結果等(第5表参照)から、吸入による内部被ばく線量の平均線量率を評価すると3号炉：約0.5mSv/h、4号炉：約0.4mSv/hとなる。

したがって、飲食等のためマスクを外す時間を1時間と仮定すると、吸入による内部被ばくは3号炉：約0.5mSv、4号炉：約0.4mSvとなる。

第5表 吸入による内部被ばく線量

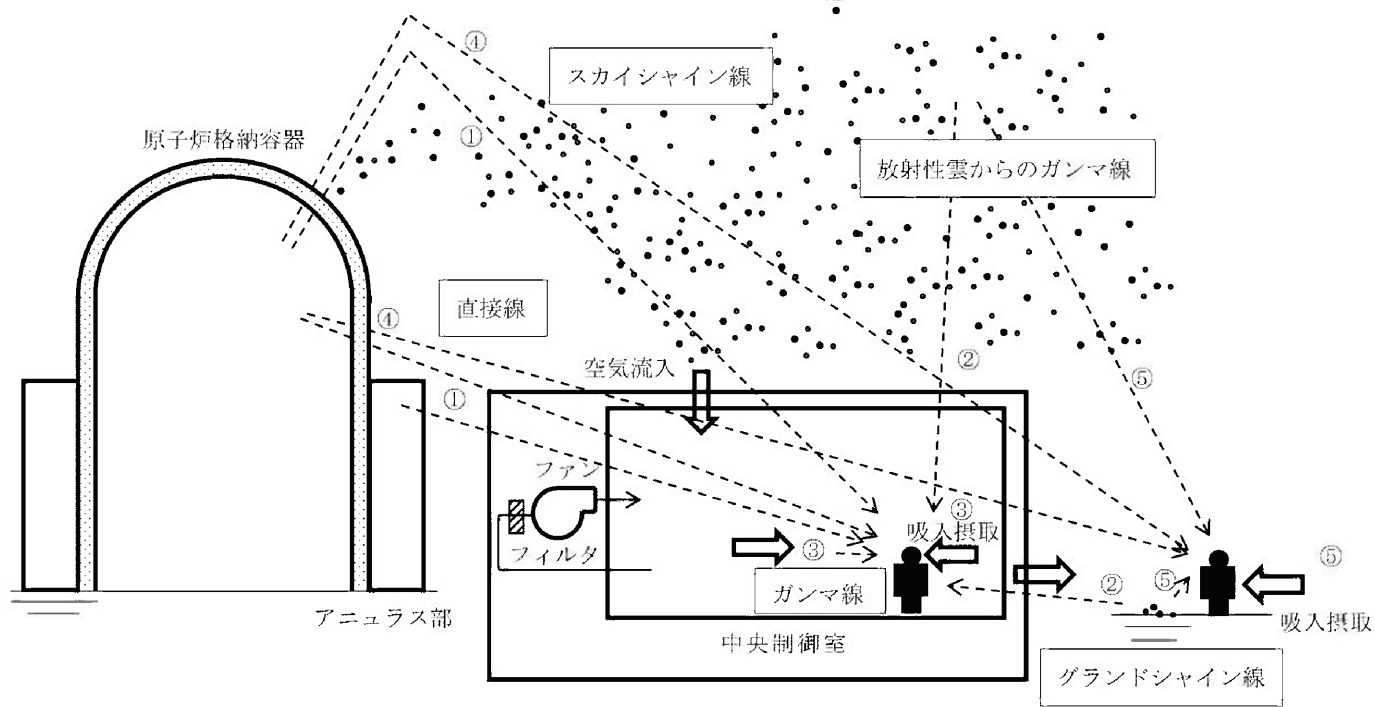
吸入による内部被ばく線量	3号炉	4号炉
① 7時間以降マスクなしの場合	約 8.1×10^1 mSv	約 6.3×10^1 mSv
② 168時間(7日間)マスクありの場合	約 3.4×10^0 mSv	約 2.6×10^0 mSv
①-② 7時間～168時間中のマスクを外した場合の影響	約 7.8×10^1 mSv	約 6.0×10^1 mSv

以上のとおり、仮に運転員が飲食等のためにマスクを外したとしたとしても、その影響は小さいと考える。

(参考3) 中央制御室の居住性(重大事故等時)に係る被ばく評価条件について

中央制御室の居住性(重大事故等時)に係る被ばく経路イメージ

中央制御室内での被ばく	①原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での被ばく(直接線及びスカイシャイン線による外部被ばく)
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による中央制御室内での被ばく(クラウドシャイン及びグラウンドシャインによる外部被ばく)
	③外気から中央制御室内へ取り込まれた放射性物質による中央制御室内での被ばく(吸入摂取による内部被ばく、室内に浮遊している放射性物質による外部被ばく)
入退域での被ばく	④原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばく(直接線及びスカイシャイン線による外部被ばく)
	⑤大気中へ放出された放射性物質による入退域時の被ばく(クラウドシャイン及びグラウンドシャインによる外部被ばく、吸入摂取による内部被ばく)



注) 直接線・スカイシャイン線評価においては、放射性物質の大気への放出による線源の減少は考慮していない。

(参考4) 中央制御室の居住性(重大事故等時)に係る被ばく評価の主要条件(1/2)

主要な評価条件表(環境への放出まで)

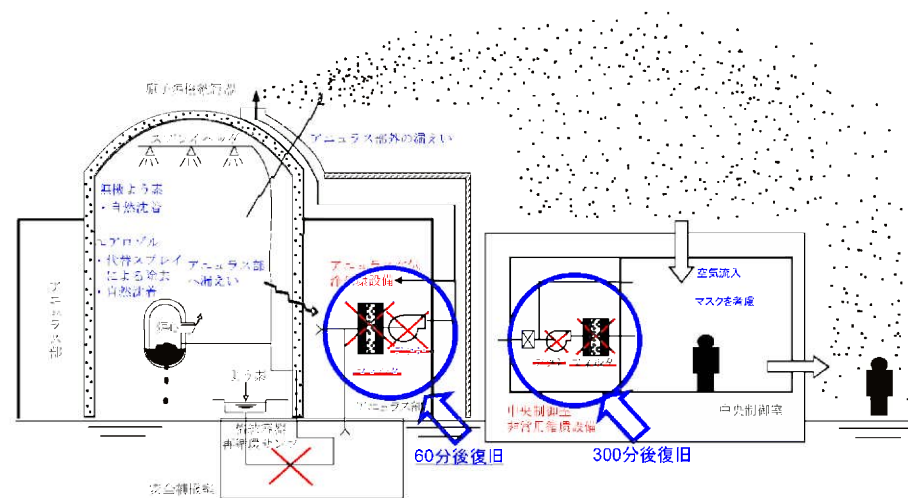
大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量*1	炉心熱出力	定格出力(3,411MWt)の102%
	原子炉運転時間	3号炉：最高30,000時間 4号炉：最高40,000時間
	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物割合	NUREG-1465*2に基づいて設定
原子炉格納容器内での低減効果	常設電動注入ポンプによるエアロゾルのスプレイ除去効果	SRP6.5.2の評価式*3に基づき算出した除去速度により低減
	原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	重力沈降の評価式に基づき算出した沈着率により低減
	原子炉格納容器等への無機よう素の沈着効果	CSE実験に基づく沈着率により低減
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day(事故期間中一定) 原子炉格納容器圧力(MAAP解析結果)に応じた漏えい率に余裕を見込んで設定
	原子炉格納容器からの漏えい割合(アニュラス部/アニュラス部以外)	アニュラス部97%、 アニュラス部以外3%
	アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率及び起動遅れ時間	フィルタ除去効率 エアロゾル：99% よう素：95% 起動遅れ時間：60分(SBOを想定)

*1：炉心内蓄積量はORIGEN2を用いて算出。

*2：NUREG-1465は、当該シーケンスを含む、早期からRCS圧力が低く推移するシーケンスを代表するよう設定されたものであるため、原子炉格納容器への放出割合については、NUREG-1465に基づき設定。

(Gap ReleaseからLate In-Vesselまでのフェーズを考慮)

炉心溶融が早く、事象進展中、原子炉格納容器圧力が高く推移し、被ばく評価の観点で厳しくなる「大破断LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を選定。



評価イメージ図

*3：スプレイによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出

$$\lambda_s = \frac{3hFE}{2V_s D}$$

λ_s ：スプレイ除去速度 h ：スプレイ液滴落下高さ

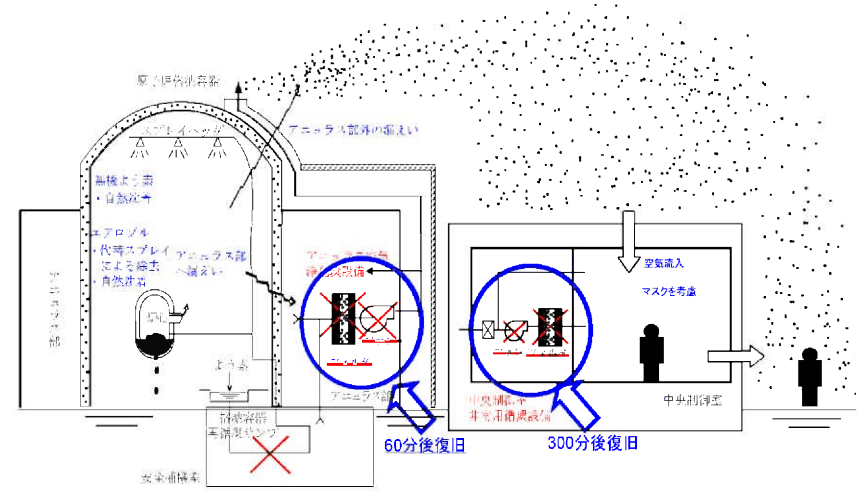
V_s ：スプレイ領域の体積 F ：スプレイ流量

E ：捕集効率 D ：スプレイ液滴直径

PWRを模擬したNUPEC実験(「重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)によりスプレイ効率(E/D)を7と設定

(参考4) 主要な評価条件表(大気拡散、運転員の被ばく評価) (2/2)

大項目	中項目	主要条件
大気拡散	気象資料	2016年1～12月
	実効放出継続時間	全核種：1時間
	累積出現頻度	小さいほうから97%
	着目方位（滞在時）	3号炉は5方位、 4号炉は4方位
運転員の被ばく評価	中央制御室非常用循環系統のフィルタ除去効果及び起動遅れ時間	フィルタ除去効率 エアロゾル：99% よう素：95% 起動遅れ時間：300分(SBOを想定)
	中央制御室の空気流入率	0.5回/h
	マスクによる除染係数	50（事故期間中一定）
	交替要員体制の考慮	運転員の勤務形態を考慮して最大となる滞在時間及び入退域回数を設定
	直接線、スカイシャイン線評価コード	QAD、SCATTERING
	評価期間	7日間



評価イメージ図(再掲)

被ばく評価結果

号炉	7日間の実効線量
3号炉	約11mSv
4号炉	約9.1mSv
3号炉+4号炉	約21mSv

2. 中央制御室の居住性（重大事故等時）に係る被ばく評価条件表

第1表 大気中への放出量評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイド等での記載
評価事象	大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗 全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能の喪失を考慮する	炉心損傷が早く、また、原子炉格納容器内の圧力が高く維持される事象であることから、中央制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故シーケンスとして選定	解釈 ^(注1) 1 b) ① 設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを想定すること。
炉心熱出力	100% (3,411MWt) × 1.02	定格値に定常誤差（+2%）を考慮した値を設定	
原子炉運転時間	現行 最高30,000時間	【現行】 燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定 評価対象炉心は、被ばく評価において厳しいMOX燃料装荷炉心を設定 （玄海4号炉は玄海3号炉の炉心で代表）	
	今回 3号炉 最高30,000時間		
	4号炉 最高40,000時間		
サイクル数 (バッチ数)	現行 3	【今回】 3号炉：燃料を1/3ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定 4号炉：燃料を1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考慮し、最高時間を設定	審査ガイド 4.3(1)a. 原子炉格納容器内への放射性物質の放出割合は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
	今回 3号炉 3		
	4号炉 4		
原子炉格納容器に放出される放射性物質質量	炉心内蓄積量に対して 希ガス類：100% よう素類：75% Cs類：75% Te類：30.5% Ba類：12% Ru類：0.5% Ce類：0.55% La類：0.52%	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、放射性物質放出量が大きくなる低圧シーケンス（大LOCA+ECCS失敗+CVスプレイ失敗シーケンスを含む）を代表するNUREG-1465 ^(注2) 記載の放出割合（被覆管破損放出～晩期圧力容器内放出までを考慮）を設定	

(注1) 実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈

(注2) 米国NUREG-1465 “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
よう素の形態	粒子状よう素：5% 無機よう素：91% 有機よう素：4%	既設格納容器スプレイ失敗を想定するためにpH>7となると限らないため、pHによらず有機よう素割合を保守的に設定するために、R.G. 1. 195 ^(注3) のよう素割合に基づき設定	審査ガイド 4.3(1)a. 原子炉格納容器への放出割合の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
放出開始時間	0秒	選定した事故シーケンスのソースターム解析結果のNUREG-1465を参照し、事故発生直後から放出開始として設定	4.3(4)a. 放射性物質の大気中への放出開始時刻及び放出継続時間は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に設定する。
原子炉格納容器等への無機(元素状)よう素の沈着率	9.0×10^{-4} (1/s)	CSE実験に基づき無機(元素状)よう素の自然沈着率を設定	4.3(3)d. 原子炉格納容器内の自然沈着率については、実験等から得られた適切なモデルを基に設定する。
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	6.93×10^{-3} (1/時)	重力沈降によるエアロゾルの自然沈着の評価式に基づき設定	同上
常設電動注入ポンプによるスプレイ効果開始時間	60分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間(約52分)に余裕を見込んだ値 起動遅れ時間約52分は、大容量空冷式発電機による電源回復操作及び常設電動注入ポンプ起動準備を想定	4.3(3)c. 原子炉格納容器スプレイの作動については、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
常設電動注入ポンプによるエアロゾルの除去効果	除染係数 (DF) < 50 0.33 (1/時) 除染係数 (DF) ≥ 50 0.039 (1/時)	SRP6.5.2 ^(注4) に示された評価式等に基づき設定	—
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16%/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、最もCV内圧が高く推移する、対象事故シーケンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値を設定	4.3(3)e. 原子炉格納容器漏えい率は、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスの事故進展解析結果を基に設定する。

(注3) 米国Regulatory Guide 1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”

(注4) 米国Standard Review Plan 6.5.2 “Containment Spray as a Fission Product Cleanup System”

項目	評価条件	選定理由	審査ガイド等での記載
原子炉格納容器からの漏えい割合	アニュラス部 97% アニュラス部外 3%	原子炉格納容器は健全であるため、設計基準事故時と同じ設定	—
アニュラス部体積	15,300m ³	アニュラス部体積から配管等の体積を除いて保守的に設定	—
アニュラス空気浄化設備ファン流量	100m ³ /min (ただし、60分後起動)	設計上期待できる値を設定 (ファン1台の起動を想定して設定(選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込む))	4.3(3)a. 非常用ガス処理系(BWR)又はアニュラス空気浄化設備(PWR)の作動については、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
アニュラス負圧達成時間	62分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値(起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間2分)起動遅れ時間60分は、大容量空冷式発電機による電源回復操作及びポンベによるアニュラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定	4.3(3)a. アニュラス空気浄化設備の作動については、4.1(2)a.で選定した事故シーケンスの事故進展解析条件を基に設定する。
アニュラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0～62分：0% 62分～：95%	設計上期待できる値を設定(試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定)	4.3(3)b. よう素類及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
アニュラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0～62分：0% 62分～：99%	設計上期待できる値を設定(試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定)	同上
事故の評価期間	7日	解釈に基づき評価期間を設定	解釈 1 b) ④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

第2表 炉心内蓄積量

核種グループ	炉心内蓄積量 (Bq)		
	現行	今回	
	3号、4号炉共通	3号炉	4号炉
希ガス類	約 3.9×10^{19}	約 3.9×10^{19}	約 4.0×10^{19}
よう素類	約 4.0×10^{19}	約 4.0×10^{19}	約 4.0×10^{19}
Cs類	約 1.5×10^{19}	約 1.5×10^{19}	約 1.7×10^{19}
Te類	約 2.5×10^{19}	約 2.5×10^{19}	約 2.5×10^{19}
Ba類	約 2.3×10^{19}	約 2.3×10^{19}	約 2.5×10^{19}
Ru類	約 4.7×10^{19}	約 4.7×10^{19}	約 4.5×10^{19}
Ce類	約 8.5×10^{19}	約 8.5×10^{19}	約 8.6×10^{19}
La類	約 8.5×10^{19}	約 8.5×10^{19}	約 8.8×10^{19}

第3表 大気中への放出放射エネルギー評価結果 (7日積算)

評価項目		放出放射エネルギー (Bq)		
		現行	今回	
		3号、4号炉共通	3号炉	4号炉
希ガス	Gross値	約 6.7×10^{16}	約 6.7×10^{16}	約 6.7×10^{16}
	ガンマ線エネルギー 0.5MeV換算値	約 1.0×10^{16}	約 1.0×10^{16}	約 1.0×10^{16}
よう素	Gross値	約 2.7×10^{14}	約 2.7×10^{14}	約 2.7×10^{14}
	I-131等価量 (成人実効線量 係数換算)	約 9.7×10^{13}	約 9.7×10^{13}	約 9.6×10^{13}
セシウム	Gross値	約 3.1×10^{13}	約 3.1×10^{13}	約 3.5×10^{13}
上記以外の 核種	Gross値	約 7.6×10^{13}	約 7.6×10^{13}	約 7.9×10^{13}

第4表 大気拡散条件（3号、4号炉共通）

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	気象指針を参考として、放射性雲は風下方向に直線的に流され、放射性雲の軸のまわりに正規分布に拡がっていくと仮定するガウスプルームモデルを適用	4.2(2)a. 放射性物質の空气中濃度は、放出源高さ及び気象条件に応じて、空間濃度分布が水平方向及び鉛直方向ともに正規分布になると仮定したガウスプルームモデルを適用して計算する。
気象資料	現 行 玄海原子力発電所における1年間の気象資料 (2011.1~2011.12) (地上風を代表する観測点(地上約10m)の気象データ)	建屋影響を受ける大気拡散評価を行うため保守的に地上風(地上約10m)の気象データを使用 風向風速データが不良標本の棄却検定により、10年間の気象状態と比較して特に異常ではないことが確認された発電所において観測された1年間の気象資料を使用	4.2.(2)a. 風向、風速、大気安定度及び降雨の観測項目を、現地において少なくとも1年間観測して得られた気象資料を大気拡散式に用いる。
	今 回 玄海原子力発電所における1年間の気象資料 (2016.1~2016.12) (地上風を代表する観測点(地上約10m)の気象データ)		
実効放出継続時間	全核種：1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定	4.2.(2)c. 相対濃度は、短時間放出又は長時間放出に応じて、毎時刻の気象項目と実効的な放出継続時間を基に評価点ごとに計算する。
放出源及び放出源高さ	地上放出、 排気筒 66m	排気筒放出時は排気筒高さ(設計値)、地上放出時は地上高さを使用	4.3.(4)b. 放出源高さは、4.1(2)a. で選定した事故シーケンスに応じた放出口からの放出を仮定する。4.1(2)a. で選定した事故シーケンスのソースターム解析結果を基に、放出エネルギーを考慮してもよい。
累積出現頻度	小さい方から97%	気象指針を参考として、年間の相対濃度又は相対線量を降順に並び替え、累積出現頻度が97%に当たる値を設定	4.2.(2)c. 評価点の相対濃度又は相対線量は、毎時刻の相対濃度又は相対線量を年間について小さい方から累積した場合、その累積出現頻度が97%に当たる値とする。


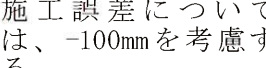
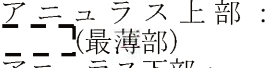
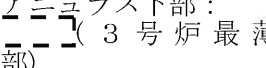
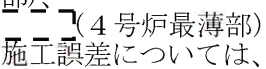
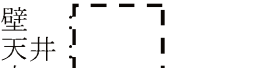
項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
建屋の影響	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮	4. 2. (2)a. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の居住性評価で特徴的な放出点から近距離の建屋の影響を受ける場合には、建屋による巻き込み現象を考慮した大気拡散による拡散パラメータを用いる。
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる1つの建屋として選定 また、建屋投影面積が小さい方が保守的な結果を与えるため、単独建屋として設定	4. 2. (2)b. 巻き込みを生じる建屋として、原子炉格納容器、原子炉建屋、原子炉補助建屋、タービン建屋、コントロール建屋及び燃料取り扱い建屋等、原則として放出源の近隣に存在するすべての建屋が対象となるが、巻き込みの影響が最も大きいと考えられる一つの建屋を代表建屋とすることは、保守的な結果を与える。
放射性物質濃度の評価点	【中央制御室内】 中央制御室中心 【入退域時】 事務所出入口 中央制御室出入口	【中央制御室内】 外気取入れを遮断するため、室内へ直接流入すると設定 評価期間中は外気を遮断することを前提とするため、中央制御室が属する建屋の屋上面を代用として選定し、建屋の巻き込みの影響を受ける場合には、中央制御室の属する建屋表面での濃度は風下距離の依存性は小さくほぼ一様と考えられるので、中央制御室中心を代表点として設定 【入退域時】 入退域時の移動経路移動経路に従った適切な評価点を設定	【中央制御室内】 4. 2. (2)b. 屋上面を代表とする場合、例えば原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の中心点を評価点とするのは妥当である。 【入退域時】 —

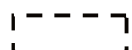
項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
着目方位	<p>【中央制御室内】 3号炉：5方位 4号炉：4方位</p> <p>【入退域時】 3号炉：事務所出入口は3方位 中央制御室出入口は5方位 4号炉：事務所出入口は2方位 中央制御室出入口は5方位</p>	<p>建屋風下側の巻き込みによる拡がりを考慮し、以下の i) ~ iii) の条件に該当する方位を選定し、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を選定</p> <p>i) 放出点が評価点の風上にあること</p> <p>ii) 放出点から放出された放射性物質が、建屋の風下側に巻き込まれるような範囲に評価点が存在すること</p> <p>iii) 建屋の風下側で巻き込まれた大気が評価点に到達すること</p>	<p>4.2.(2)a. 原子炉制御室の居住性に係る被ばく評価では、建屋の風下後流側での広範囲に及ぶ乱流混合域が顕著であることから、放射性物質濃度を計算する当該着目方位としては、放出源と評価点とを結ぶラインが含まれる1方位のみを対象とするのではなく、図5に示すように、建屋の後流側の拡がりの影響が評価点に及ぶ可能性のある複数の方位を対象とする。</p>
建屋投影面積	2,000m ²	<p>保守的に巻き込みによる影響が最も大きいと考えられる1つの建屋を代表として原子炉格納容器の垂直な投影面積を設定</p>	<p>4.2.(2)b. 風向に垂直な代表建屋の投影面積を求め、放射性物質の濃度を求めるために大気拡散式の入力とする。</p>
形状係数	1/2	<p>気象指針を参考として設定</p>	—

第5表 相对濃度及び相对線量

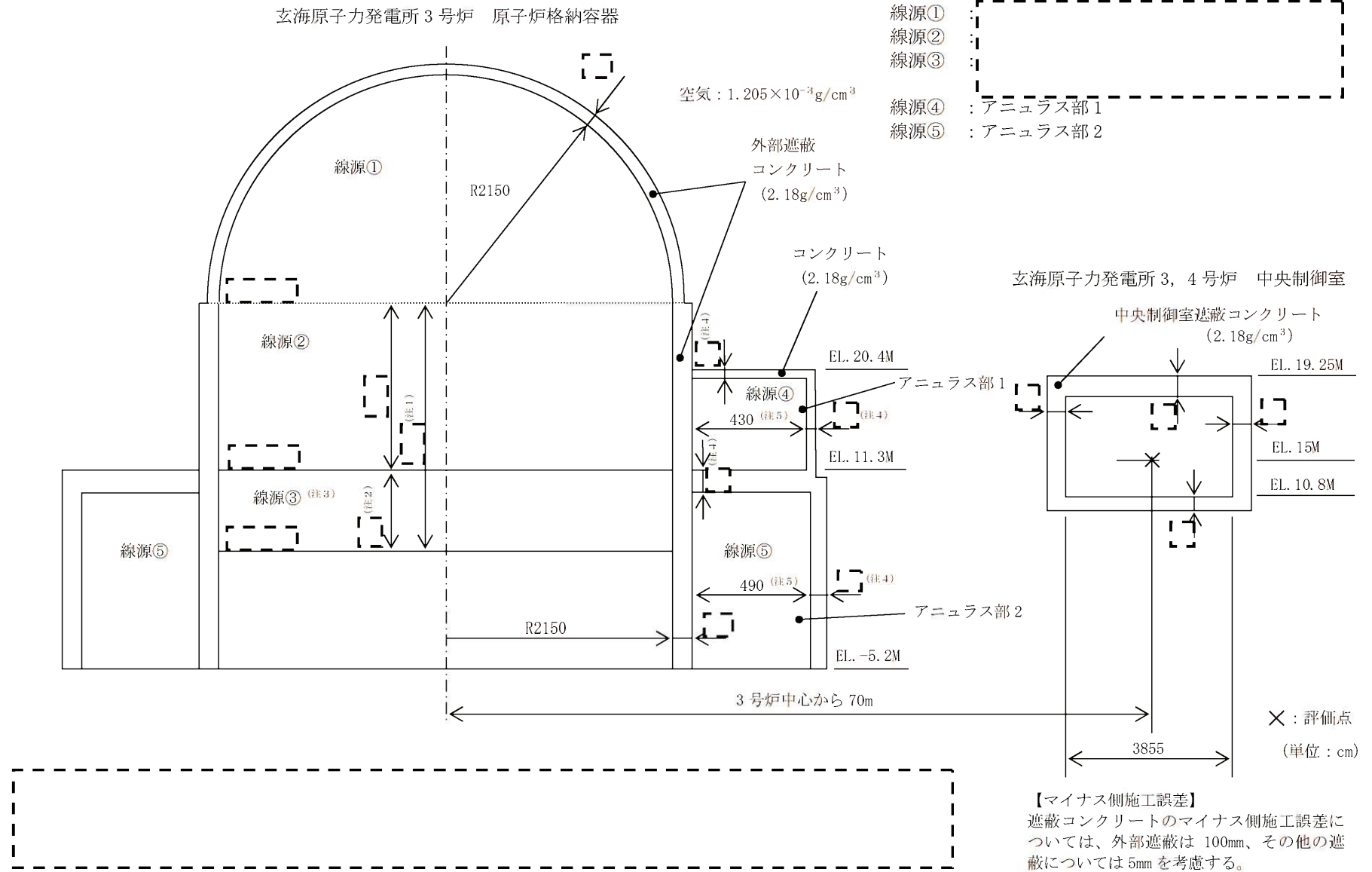
号炉	評価対象	評価点	相对濃度 χ/Q (s/m ³)		相对線量D/Q (Gy/Bq)	
			現行	今回	現行	今回
3号炉	室内作業時	中央制御室中心	地上放出： 約 1.1×10^{-3}	地上放出： 約 1.1×10^{-3}	地上放出： 約 4.3×10^{-18}	地上放出： 約 4.4×10^{-18}
			排気筒放出： 約 5.5×10^{-1}	排気筒放出： 約 5.7×10^{-1}	排気筒放出： 約 9.9×10^{-19}	排気筒放出： 約 9.9×10^{-19}
	入退域時	事務所出入口	地上放出： 約 5.5×10^{-1}	地上放出： 約 5.4×10^{-1}	地上放出： 約 2.5×10^{-18}	地上放出： 約 2.5×10^{-18}
中央制御室出入口		地上放出： 約 9.9×10^{-1}	地上放出： 約 1.1×10^{-3}	地上放出： 約 3.9×10^{-18}	地上放出： 約 4.0×10^{-18}	
4号炉	室内作業時	中央制御室中心	地上放出： 約 1.1×10^{-3}	地上放出： 約 1.0×10^{-3}	地上放出： 約 4.5×10^{-18}	地上放出： 約 4.0×10^{-18}
			排気筒放出： 約 5.5×10^{-1}	排気筒放出： 約 5.2×10^{-1}	排気筒放出： 約 9.9×10^{-19}	排気筒放出： 約 8.8×10^{-19}
	入退域時	事務所出入口	地上放出： 約 2.3×10^{-1}	地上放出： 約 2.5×10^{-1}	地上放出： 約 1.3×10^{-18}	地上放出： 約 1.4×10^{-18}
中央制御室出入口		地上放出： 約 1.3×10^{-3}	地上放出： 約 1.1×10^{-3}	地上放出： 約 4.6×10^{-18}	地上放出： 約 4.4×10^{-18}	
			排気筒放出： 約 6.2×10^{-1}	排気筒放出： 約 5.5×10^{-1}	排気筒放出： 約 1.0×10^{-18}	排気筒放出： 約 9.9×10^{-19}

第6表 直接線及びスカイシャイン線の評価条件

項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載	
以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様				
線源強度	原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された放射性物質が均一に分布 (原子炉格納容器からの漏えいによる減少効果は無視)	事故時に炉心から原子炉格納容器内に放出された放射性物質はすべて原子炉格納容器内に均一に分布するものと仮定して設定	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質は、自由空間容積に均一に分布するものとして、事故後7日間の積算線源強度を計算する。
	アニュラス内線源強度分布	アニュラス内に放出された核分裂生成物が均一に分布	アニュラス部が外部遮蔽壁の外側に存在するため、アニュラス部に漏えいした放射性物質によるガンマ線を考慮 原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた放射性物質は、アニュラス部に均一に分布するものと仮定して設定	同上
計算モデル	外部遮蔽厚さ	ドーム部：  円筒部：  施工誤差については、-100mmを考慮する	原子炉格納容器（外部遮蔽）の厚さはドーム部、円筒部であるが、線量計算では施工誤差（-100mm）を考慮	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。
	アニュラス壁厚さ	アニュラス上部：  (最薄部) アニュラス下部：  (3号炉最薄部)  (4号炉最薄部) 施工誤差については、-5mmを考慮する	設計値に施工誤差（-5mm）を考慮	同上
	中央制御室遮蔽厚さ	壁天井床  施工誤差については、-5mmを考慮する	設計値に施工誤差（-5mm）を考慮	4.3(5)a. 原子炉建屋内の放射性物質からのスカイシャインガンマ線及び直接ガンマ線による外部被ばく線量は、積算線源強度、施設の位置、遮へい構造及び地形条件から計算する。

: 防護上の観点から、公開できません。

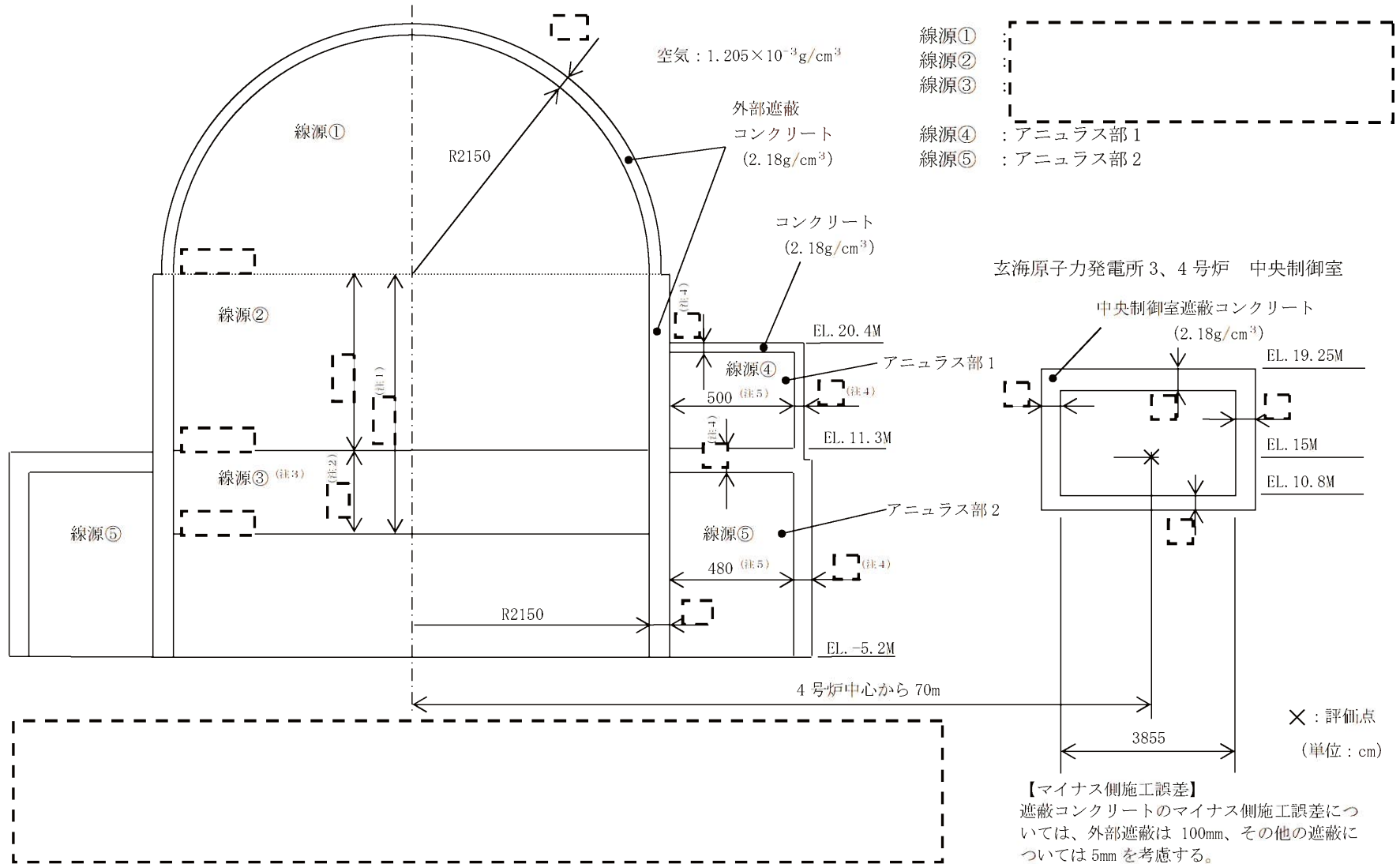
項目	評価条件	選定理由	審査ガイドでの記載	
計算モデル	直接線・スカイシャイン線評価コード	<p>直接線量評価： QADコード (QAD-CGGP2R Ver. 1.04)</p> <p>スカイシャイン線量評価： SCATTERINGコード (SCATTERING Ver. 90m)</p>	<p>QAD及びSCATTERINGは共に3次元形状の遮へい解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。</p> <p>計算に必要な主な条件は、線源条件、遮へい体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。</p> <p>QAD及びSCATTERINGはそれぞれ許認可での使用実績がある。</p>	4.1②実験等を基に検証され、適用範囲が適切なモデルを用いる。



第 1 図(1/2) 直接線量のモデル

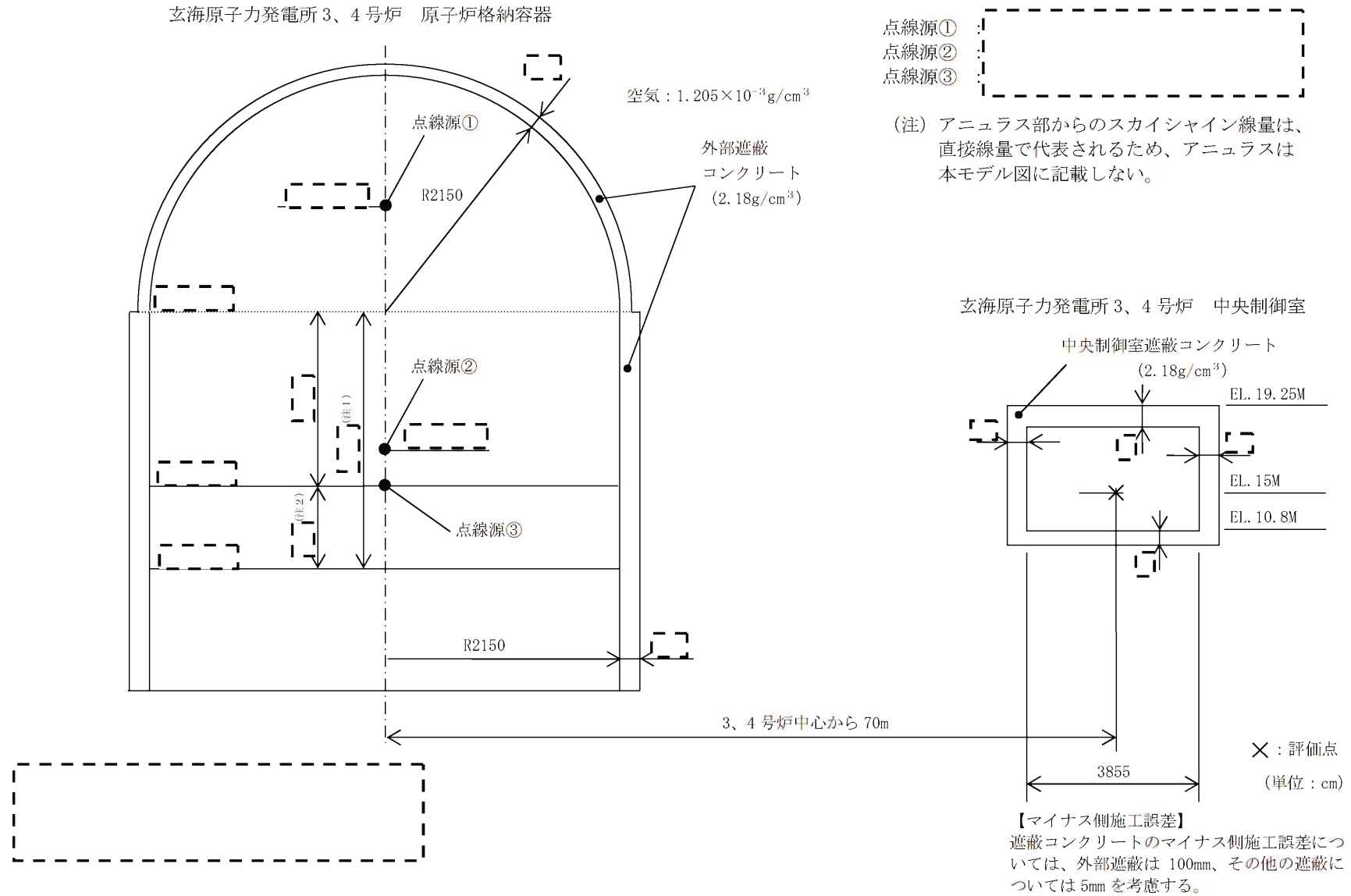
┌───┐ : 防護上の観点又は商業機密に係る事項のため、公開できません。

玄海原子力発電所 4 号炉 原子炉格納容器



第 1 図(2/2) 直接線量のモデル

┌───┐ : 防護上の観点又は商業機密に係る事項のため、公開できません。



第 2 図 スカイシャイン線量のモデル [] : 防護上の観点又は商業機密に係る事項のため、公開できません。

第7表 (1/2) 直接線及びスカイシャイン線の評価に用いる建屋内の積算線源強度
(7日積算)

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	原子炉格納容器内積算線源強度 (MeV)		
		現行	今回	
		3号、4号炉共通	3号炉	4号炉
0.1	$E \leq 0.1$	2.2×10^{23}	2.2×10^{23}	2.2×10^{23}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	2.1×10^{22}	2.1×10^{22}	2.1×10^{22}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	2.4×10^{23}	2.4×10^{23}	2.4×10^{23}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	4.2×10^{23}	4.2×10^{23}	4.1×10^{23}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.8×10^{24}	1.8×10^{24}	1.9×10^{24}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	1.7×10^{24}	1.7×10^{24}	1.8×10^{24}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	6.3×10^{23}	6.3×10^{23}	6.4×10^{23}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	1.5×10^{23}	1.5×10^{23}	1.5×10^{23}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	9.3×10^{22}	9.3×10^{22}	9.7×10^{22}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	7.4×10^{21}	7.4×10^{21}	7.9×10^{21}
3.5	$3 < E \leq 4$	7.4×10^{20}	7.4×10^{20}	8.1×10^{20}
5	$4 < E \leq 6$	1.3×10^{20}	1.3×10^{20}	1.5×10^{20}
7	$6 < E \leq 8$	3.1×10^{13}	3.1×10^{13}	1.0×10^{13}
9.5	$8 < E$	4.8×10^{12}	4.8×10^{12}	1.6×10^{12}

第7表 (2/2) 直接線及びスカイシャイン線の評価に用いる建屋内の積算線源強度
(7日積算)

代表エネルギー (MeV/dis)	エネルギー範囲 (MeV/dis)	アニュラス内積算線源強度(MeV)		
		現行	今回	
		3号、4号炉共通	3号炉	4号炉
0.1	$E \leq 0.1$	2.5×10^{19}	2.5×10^{19}	2.5×10^{19}
0.125	$0.1 < E \leq 0.15$	3.0×10^{17}	3.0×10^{17}	3.0×10^{17}
0.225	$0.15 < E \leq 0.3$	1.4×10^{19}	1.4×10^{19}	1.3×10^{19}
0.375	$0.3 < E \leq 0.45$	3.3×10^{18}	3.3×10^{18}	3.3×10^{18}
0.575	$0.45 < E \leq 0.7$	1.5×10^{19}	1.5×10^{19}	1.5×10^{19}
0.85	$0.7 < E \leq 1$	1.2×10^{19}	1.2×10^{19}	1.2×10^{19}
1.25	$1 < E \leq 1.5$	5.4×10^{18}	5.4×10^{18}	5.5×10^{18}
1.75	$1.5 < E \leq 2$	2.0×10^{18}	2.0×10^{18}	2.1×10^{18}
2.25	$2 < E \leq 2.5$	3.9×10^{18}	3.9×10^{18}	4.3×10^{18}
2.75	$2.5 < E \leq 3$	2.6×10^{17}	2.6×10^{17}	2.9×10^{17}
3.5	$3 < E \leq 4$	2.8×10^{16}	2.8×10^{16}	3.1×10^{16}
5	$4 < E \leq 6$	5.2×10^{15}	5.2×10^{15}	5.9×10^{15}
7	$6 < E \leq 8$	1.3×10^8	1.3×10^8	4.3×10^7
9.5	$8 < E$	2.0×10^7	2.0×10^7	6.6×10^6

第8表 中央制御室換気設備条件（3号、4号炉共通）

項 目	評 価 条 件	設 定 理 由	審査ガイドとの関係性
事故時におけるフィルタを通した外気取り込み	評価において考慮せず	評価期間中は外気を遮断することを前提としているため、中央制御室内には放射性物質が外気から直接流入することのみを考慮	4.2(2)e. 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所の建屋の表面空気中から、次の二つの経路で放射性物質が外気から取り込まれることを仮定する。 二 原子炉制御室／緊急時制御室／緊急時対策所内に直接流入すること（空気流入）
中央制御室非常用循環設備処理空間容積	9,000m ³	中央制御室空調装置の処理対象となる区画の体積を合計して保守的に大きめに設定	4.2(2)e. 原子炉制御室内に取り込まれる放射性物質の空気流入量は、空気流入率及び原子炉制御室バウンダリ体積(容積)を用いて計算する。
外部γ線による全身に対する線量評価時の自由体積	8,800m ³	同上	同上
中央制御室非常用循環設備よう素フィルタによる除去効率	95%	設計上期待できる値を設定（試験による確認値であり、事故期間中担保できる除去効率であるため、設計値を評価条件として設定）	4.2(1)a. よう素及びエアロゾルのフィルタ効率は、使用条件での設計値を基に設定する。なお、フィルタ効率の設定に際し、よう素類の性状を適切に考慮する。
中央制御室非常用循環設備微粒子フィルタによる除去効率	99%	同上	同上

項 目	評 価 条 件	設 定 理 由	審査ガイドとの関係性
中央制御室非常用循環設備フィルタによる除去効果開始時間	300分	選定した事故シーケンスに基づき、SBO+LUHSを想定した起動遅れ時間を見込んだ値 起動遅れ時間300分は、大容量空冷式発電機による電源回復操作及び現場での手動による中央制御室非常用循環設備ダンパ開操作を想定	4.3(3)f. 原子炉制御室の非常用換気空調設備の作動については、非常用電源の作動状態を基に設定する。
中央制御室非常用循環設備フィルタ流量	110m ³ /min	設計上期待できる値を設定	4.2(2)e. 原子炉制御室内への外気取入による放射性物質の取り込みについては、非常用換気空調設備の設計及び運転条件に従って計算する。
空気流入率	0.5回/h	設計上期待できる値を設定	4.2(1)b. 既設の場合では、空気流入率は、空気流入率測定試験結果を基に設定する。
マスクによる除染係数	50 (評価期間中マスク着用)	性能上期待できる値	—

第9表 運転員交替考慮条件（3号、4号炉共通）

項 目	評 価 条 件	選 定 理 由	審査ガイドでの記載
中央制御室 滞在期間	50時間	運転員の勤務形態として 5直2.5交替とし、評価期 間中、最大となる班の滞 在時間として設定	—
入退域	回数：10回 滞在時間：入退域1回あ たり、入退域 の経路に沿っ て、事務所出 入口に10分、 中央制御室出 入口に5分と どまるものと する。	運転員の勤務形態として 5直2.5交替とし、評価期 間中、最大となる班の入 退域回数として設定 入退域の評価にあたって は、周辺監視区域境界か ら中央制御室出入口まで を評価対象としている。 事務所出入口に10分と は、周辺監視区域境界か ら事務所までの車での移 動を考慮して、原子炉格 納容器に近い事務所出入 口に10分間滞在すること として評価する。 中央制御室出入口に5分 とは、事務所出入口から 中央制御室出入口までの 徒歩での移動を考慮し て、原子炉格納容器に近 い中央制御室入口に5分 間滞在することとして評 価する。	—

第10表 線量換算係数、呼吸率及び地表への沈着速度の条件（3号、4号炉共通）

項 目	評 価 条 件	設 定 理 由	審査ガイドとの関係性
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用（主な核種を以下に示す） I-131 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq I-132 : 3.1×10^{-10} Sv/Bq I-133 : 4.0×10^{-9} Sv/Bq I-134 : 1.5×10^{-10} Sv/Bq I-135 : 9.2×10^{-10} Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10^{-8} Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10^{-9} Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10^{-8} Sv/Bq 上記以外の核種はICRP Pub. 71, 72に基づく	ICRP Publication 71, 72に基づく	—
呼吸率	1.2m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定 安全評価審査指針に基づく	—
地表への沈着速度	1.2cm/s	線量目標値評価指針を参考に、湿性沈着を考慮して乾性沈着速度(0.3cm/s)の4倍を設定 乾性沈着速度はNUREG/CR-4551Vol.2 ^(注) より設定	4.2.(2)d.放射性物質の地表面への沈着評価では、地表面への乾性沈着及び降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を計算する。

(注) 米国 NUREG/CR-4551 Vol.2 “Evaluation of Severe Accident Risks: Quantification of Major Input Parameters”

3 居住性評価に用いる炉心の相違について

重大事故時の居住性評価においては、3号炉及び4号炉で同時に事故が起きたと想定している。そのため、居住性評価における被ばくについては、3号炉MOX燃料装荷炉心^(注1)、4号炉ウラン燃料炉心^(注2)として、それぞれの炉心を想定した評価とした。

MOX燃料装荷炉心^(注1)及びウラン燃料炉心^(注2)における炉心内蓄積量及び放出放射エネルギーを第1表及び第2表に示す。MOX燃料装荷炉心では、ウラン燃料炉心に比べ、内部被ばく評価に用いられるI-131等価換算値が大きい。

なお、第2表に示すとおり、大気中へ放出された放射性物質による外部被ばくについては、外部被ばく評価に用いられるγ線エネルギー0.5MeV換算値がほぼ変わらない結果となっている。

また、第3表に示すとおり、建屋からのガンマ線による外部被ばくについては、外部被ばく評価に用いられる原子炉格納容器内の7日間積算線源強度が、MOX燃料装荷炉心よりウラン燃料炉心の評価結果が大きい。

(注1) 炉心の3/4に燃料集合体最高燃焼度48,000MWd/tまでのウラン燃料、1/4に燃料集合体最高燃焼度45,000MWd/tまでのMOX燃料を装荷した炉心。

(注2) 燃料集合体最高燃焼度55,000MWd/tまでのウラン燃料を100%装荷した炉心。

第1表 ウラン燃料炉心とMOX燃料装荷炉心の炉心内蓄積量

3号炉 48Gwd/t+1/4MOX燃料 装荷炉心	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq)	5.4E+20
	I-131等価換算 (Bq)	7.7E+20
4号炉 55Gwd/tウラン燃料炉心	γ線エネルギー0.5MeV換算 (Bq)	5.6E+20
	I-131等価換算 (Bq)	2.8E+20
3号炉/4号炉比	γ線エネルギー0.5MeV換算(-)	97%
	I-131等価換算(-)	276%

第2表 ウラン燃料炉心とMOX燃料装荷炉心の放出放射線量

		アニュラス部外	アニュラス経由	合計
3号炉 48Gwd/t +1/4MOX燃料 装荷炉心	γ線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq)	6.1E+14	1.0E+16	1.1E+16
	I-131等価換算 (Bq)	8.3E+13	8.8E+13	1.7E+14
4号炉 55Gwd/t ウラン燃料 炉心	γ線エネルギー 0.5MeV換算 (Bq)	6.2E+14	1.0E+16	1.1E+16
	I-131等価換算 (Bq)	6.4E+13	8.1E+13	1.5E+14
3号炉 /4号炉比	γ線エネルギー 0.5MeV換算(-)	99%	100.2%	100.1%
	I-131等価換算(-)	130%	108%	118%

第3表 ウラン燃料炉心とMOX燃料装荷炉心の原子炉格納容器内の
7日間積算線源強度

3号炉 48Gwd/t+1/4MOX 燃料装荷炉心 (MeV)	4号炉 55Gwd/tウラン 燃料炉心 (MeV)	3号炉/4号炉比
5.3E+24	5.4E+24	97%

玄海原子力発電所3号炉及び4号炉

代替緊急時対策所及び
緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性
に係る被ばく評価について
(61条関連)

<目 次>

1. 代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の
居住性に係る被ばく評価について……………添付 2-別添 3-1
 - 1.1 概要……………添付 2-別添 3-1
 - 1.2 主な変更内容……………添付 2-別添 3-1
 - 1.3 評価結果……………添付 2-別添 3-1

(別紙 1) 代替緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

(別紙 2) 緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る被ばく評価について

1. 代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る被ばく評価について

1.1 概要

設計基準事故を超える事故時の代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき、評価を行っている。

今回、玄海原子力発電所4号炉にて燃料集合体最高燃焼度を55,000MWd/tとする高燃焼度燃料（以下「ステップ2燃料」という。）を使用する計画としており、設計基準事故を超える事故時の代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る被ばく評価への影響があるものの、現設備設計において要求事項を満足することを確認した。

本別添資料では、ステップ2燃料の使用に伴う、設計基準事故を超える事故時の代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る被ばく評価への影響を確認した。

1.2 主な変更内容

今回の変更申請における設計基準事故を超える事故時の代替緊急時対策所及び緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る被ばく評価上の主な変更内容は以下のとおりである。

(1) ステップ2燃料の使用に伴う変更

被ばく評価用ソースタームについて、玄海原子力発電所4号炉にステップ2燃料を考慮した炉心内蓄積量を設定している。

(2) 気象条件の変更

被ばく評価で使用する気象資料を2011年から2016年に変更し「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」に基づいて計算した相対濃度及び相対線量を用いて被ばく評価を実施している。

1.3 評価結果

(1) 代替緊急時対策所

代替緊急時対策所の対策要員の被ばく評価結果は、実効線量で約75mSvであり、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。

(2) 緊急時対策所（緊急時対策棟内）

緊急時対策所（緊急時対策棟内）の対策要員の被ばく評価結果は、実効線量で15mSvであり、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。

（別紙1）代替緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

（別紙2）緊急時対策所（緊急時対策棟内）の居住性に係る被ばく評価について

玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉

代替緊急時対策所の居住性に係る

被ばく評価について

1. 代替緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価について

設計基準事故を超える事故時の代替緊急時対策所の居住性評価に当たっては、「実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）に基づき、評価を行った。

（実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈 第76条より抜粋）

緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。

- ①想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
- ②プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。
- ③交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。
- ④判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。

代替緊急時対策所の対策要員の被ばく評価の結果、実効線量で約75mSvであり、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認した。

（1）想定する事象

想定する事象については、『東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等』とした。なお、想定する放射性物質等に関しては、審査ガイドに基づき評価を行った。

（2）大気中への放出量

大気中へ放出される放射性物質の量は、玄海原子力発電所3号炉と4号炉が同時に被災するものとし、放出時期及び放射性物質の放出割合は審査ガイドに従った。

（3）大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いた。評価においては、2016年1月～2016年12月の1年間における気象データを使用した。

（4）建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

建屋内の放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による対策要員の実効線量は、施設の

位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接線はQADコード、スカイシャイン線はSCATTERINGコードを用いて評価した。

(5) 代替緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって、放射性物質の放出は事故発生後24時間から34時間まで継続し、事故初期の放射性物質の影響が支配的となることから7日間代替緊急時対策所に滞在するものとして実効線量を評価した。考慮している被ばく経路は、第1図に示す①～④のとおりである。

a. 代替緊急時対策所内での被ばく

(a) 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接線及びスカイシャイン線による代替緊急時対策所内での対策要員の外部被ばくは、上記(4)の方法で実効線量を評価した。

(b) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による代替緊急時対策所内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と代替緊急時対策所の建屋の壁によるガンマ線の遮へい効果を踏まえて対策要員の実効線量を評価した。

(c) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は、外気から代替緊急時対策所内に取り込まれる。代替緊急時対策所内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばく及び吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

代替緊急時対策所内の放射性物質濃度の計算に当たっては、以下のa)～c)に示す換気設備及び緊急時対策の効果を検討した。なお、マスクの着用はなしとして評価した。

a) 事故時運転モード

換気設備の運転モードは、放射性物質をフィルタにより低減しながら建屋内に外気を取り入れる運転モードである。

b) 空気ポンベによる代替緊急時対策所内の加圧

空気ポンベによる代替緊急時対策所内の加圧により、代替緊急時対策所への外気の浸入を防止する効果を考慮した。

c) フィルタを通らない空気流入量及び濃度

空気ポンベによる代替緊急時対策所内の加圧又は換気設備により外気を取り入れて代替緊急時対策所内は加圧されるため、フィルタを通らない空気流入はないものとする。

(d) 地表面に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく（経路④）

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による代替緊急時対策所内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果、地表沈着効果及び代替緊急時対策所の建屋の壁によるガンマ線の遮へい効果を踏まえて対策要員の実効線量を評価した。

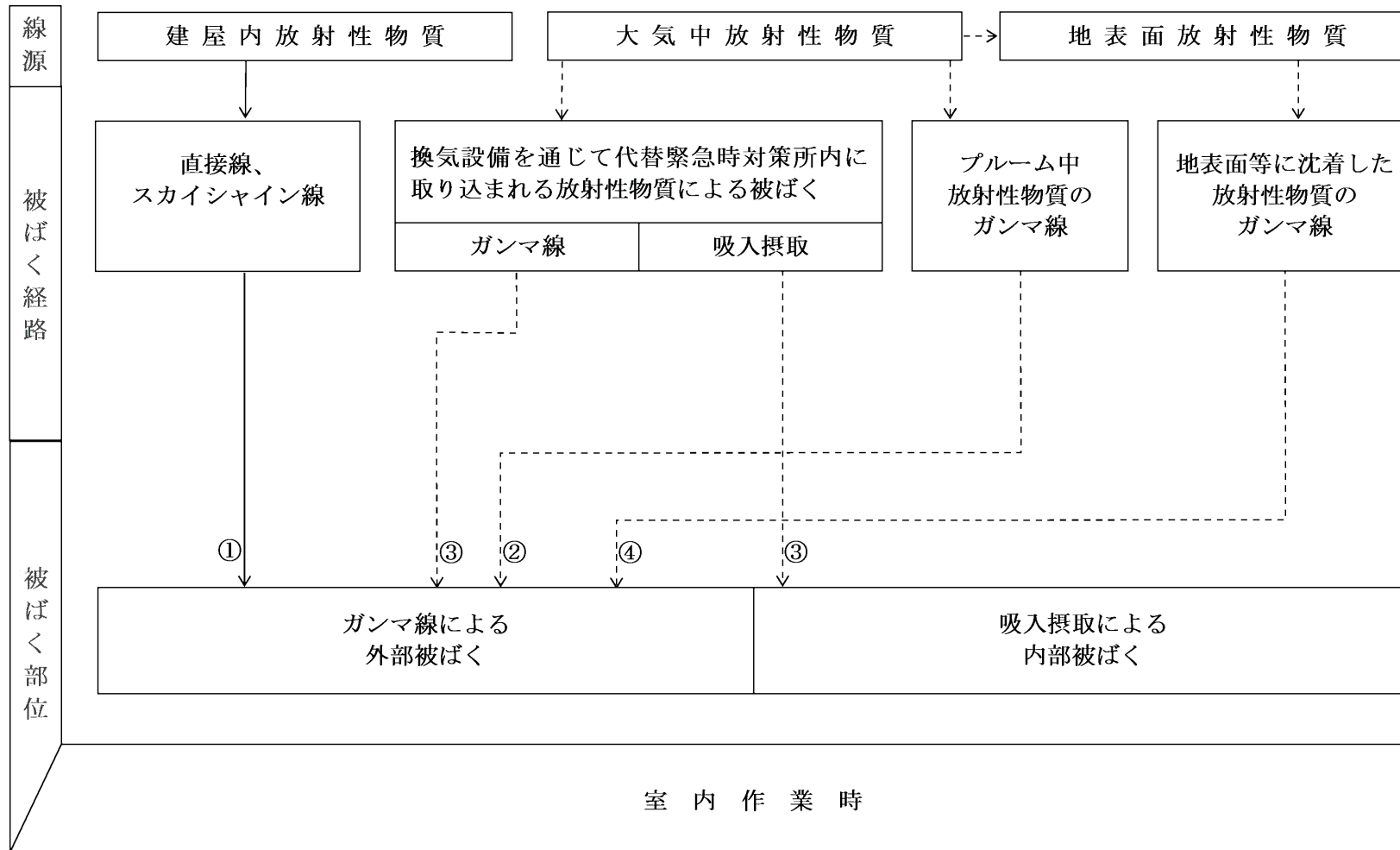
(6) 評価結果のまとめ

代替緊急時対策所の対策要員の被ばく評価結果は、第1表に示すとおり実効線量で約75mSvであり、評価結果は、「判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足している。

第1表 代替緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価結果

被ばく経路		実効線量 (mSv)	
		現行	今回
室内作業時	①原子炉格納容器及びアニュラス部内の放射性物質からのガンマ線による代替緊急時対策所内での被ばく	約 4.0×10^{-2}	約 2.9×10^{-2}
	②大気中へ放出された放射性雲中の放射性物質からのガンマ線による代替緊急時対策所内での被ばく	約 4.5×10^{-1}	約 4.9×10^{-1}
	③外気から取り込まれた放射性物質による代替緊急時対策所内での被ばく	約 2.3×10^1	約 2.8×10^1
		内部被ばく：約 2.3×10^1 外部被ばく：約 1.7×10^{-2}	内部被ばく：約 2.8×10^1 外部被ばく：約 2.1×10^{-2}
④大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による代替緊急時対策所内での被ばく	約 3.9×10^1	約 4.7×10^1	
合計 (①+②+③+④)		約 64^{*1}	約 75^{*1}

* 1 : 有効数字 2 桁で切り上げた値



第1図 代替緊急時対策所の対策要員の被ばく経路